

Jean Couturier,  
Hassan Abou Yéhia  
& Emmanuel Grolleau

# Éléments de sûreté nucléaire Les réacteurs de recherche



Série *Éléments de sûreté nucléaire, de radioprotection et de sécurité*



# Éléments de sûreté nucléaire – Les réacteurs de recherche

Jean Couturier  
Hassan Abou Yéhia  
avec le concours d'Emmanuel Grolleau  
et de contributeurs du Pôle sûreté nucléaire de l'IRSN

**Illustrations de couverture** : mosaïques de photographies relatives aux sujets traités dans les différents tomes de la série Éléments de sûreté nucléaire, de radioprotection et de sécurité. Mise en avant, détourées en violet, de celles illustrant les thèmes développés dans ce deuxième tome de la série.

Imprimé en France  
ISBN (papier) : 978-2-7598-2301-7 – ISBN (ebook) : 978-2-7598-2344-4  
DOI : 10.1051/978-2-7598-2301-7

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 1er 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.

# Préface

---

Dans le cadre de la collection « Sciences et techniques » de l'IRSN, la nouvelle série « Éléments de sûreté nucléaire, de radioprotection et de sécurité » a pour objectif, comme l'ouvrage de 1996 intitulé « Éléments de sûreté nucléaire » de Jacques Libmann, de contribuer à apporter à celles et ceux qui mènent des activités en rapport avec les rayonnements ionisants, notamment dans l'industrie nucléaire, des éléments de culture technique au sujet de la prévention et de la maîtrise des risques associés. Cette nouvelle série est née de la volonté non seulement d'actualiser l'ouvrage de 1996, mais aussi d'étendre son champ à des domaines qui n'y étaient pas ou étaient peu traités.

L'IRSN capitalise dans sa collection d'ouvrages scientifiques les meilleures connaissances acquises, en son sein ou dans le cadre de collaborations nationales ou internationales, en portant une attention toute particulière à la qualité pédagogique de leur présentation. À cet égard, l'éclairage par l'histoire de l'évolution des techniques, des idées, des démarches, des organisations et des réglementations, ou encore par les questionnements et les enseignements tirés d'accidents et du retour d'expérience en général, fait partie du « cahier des charges » de la nouvelle série.

Cette série vise aussi à rendre accessible à tous ceux qui s'intéressent aux sujets qu'elle aborde des informations et des connaissances techniques bien établies et vérifiables dans les domaines correspondants, mettant ainsi en application les trois valeurs de l'Institut que sont la connaissance, l'indépendance et la proximité, inscrites dans sa charte d'éthique et de déontologie.

Puisse la série « Éléments de sûreté nucléaire, de radioprotection et de sécurité », coordonnée par Jean Couturier, contribuer à la diffusion des connaissances, à l'heure du renouvellement des générations dans de nombreux domaines scientifiques et techniques du secteur nucléaire.

\*

\* \*

Le présent ouvrage dresse, dans une première partie, un panorama au plan international de la diversité et de la complémentarité des réacteurs de recherche. Il met en évidence les multiples utilisations de ces réacteurs, dont leur apport en tant qu'outils de recherche pour les réacteurs de puissance n'est pas le moindre – que ce soit pour le développement de combustibles performants ou pour l'étude d'accidents pouvant affecter de tels réacteurs –, ainsi que certaines spécificités en matière de sûreté. En effet, si les objectifs, les principes et les démarches de sûreté (et de radioprotection) adoptés pour la conception et l'exploitation des réacteurs de recherche sont similaires à ceux retenus et développés au fil du temps pour les réacteurs de puissance, les réacteurs de recherche sont de conceptions très diverses et mobilisent des quantités très variées de produits radioactifs. De plus, ce sont, pour un certain nombre d'entre eux, des installations offrant une souplesse d'exploitation permettant d'y mener une grande diversité d'expériences avec des dispositifs expérimentaux présentant des risques plus ou moins importants (de l'irradiation en capsule de matériaux inertes jusqu'à des essais de fusion de combustible nucléaire dans une boucle, en sodium liquide, en eau sous pression, etc.).

Par ailleurs, de par le monde, de nombreux réacteurs de recherche sont âgés et connaissent des phases d'inutilisation, aspects qui nécessitent des dispositions appropriées pour maîtriser le vieillissement ou l'obsolescence de certains de leurs composants, ainsi que, aux plans organisationnel et humain, pour en maintenir une exploitation sûre. En outre, dans les réacteurs de recherche, différents types d'opérateurs interviennent soit dans le cadre de l'exploitation de ces réacteurs, soit dans le cadre de leur utilisation ; cet aspect est à prendre en considération en tant que facteur pouvant avoir un impact en termes de sûreté et de radioprotection.

Deux chapitres spécifiques sont dédiés aux normes de sûreté établies sous l'égide de l'AIEA pour les réacteurs de recherche et aux accidents de criticité ou de réactivité survenus dans des réacteurs de recherche.

Ces aspects de sûreté et de radioprotection sont, dans une deuxième partie de l'ouvrage, développés et illustrés pour le cas des réacteurs de recherche français. Des chapitres spécifiques sont notamment dédiés au dispositif réglementaire français et aux textes officiels applicables pour ces réacteurs, au retour d'expérience d'événements significatifs et d'accidents survenus – y compris celui, en 2011, de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi –, à la prise en compte d'accidents de réactivité pour la conception des réacteurs de recherche français, ainsi qu'aux réexamens de sûreté décennaux pratiqués en France.

Je tiens tout particulièrement à remercier Jean Couturier (coordinateur et rédacteur) et Hassan Abou Yéhia pour ce travail de synthèse important – sans équivalent sur le sujet –, ainsi qu'Emmanuel Grolleau et tous ceux qui y ont apporté leur concours.

Jean-Christophe NIEL  
Directeur général de l'IRSN

# Les principaux contributeurs

---

**Jean COUTURIER** est, depuis 2012, 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 en matière de doctrines de sûreté et d'analyses de risques. Il a commencé sa carrière dans la conception des réacteurs à neutrons rapides, au sein de la société Novatome, à la fois dans les domaines du combustible et de l'analyse de sûreté. Il a intégré l'IPSN en 1986, pour s'impliquer dans l'évaluation de sûreté des réacteurs à neutrons rapides PHENIX et SUPERPHENIX. Ses activités se sont ensuite élargies à la sûreté nucléaire des réacteurs de recherche et de réacteurs à eau sous pression. De 2003 à 2005, il a été Directeur de programme stratégique pour les systèmes dits de génération IV. Il est membre du [Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires](#).

**Hassan ABOU YEHIA** est, depuis 2017, retraité de l'[IRSN](#). Il a, à partir de 1980, après un doctorat en sciences physiques, occupé divers postes techniques et de management au [CEA](#) puis à l'IPSN et à l'IRSN, incluant des évaluations de sûreté pour différents types d'installations nucléaires en France – ainsi que dans le monde dans le cadre de missions confiées par l'[AIEA](#). De 2006 à 2012, il a été, au sein de cette agence, le responsable de la Section de sûreté des réacteurs de recherche (incluant les installations du cycle de combustible nucléaire). Il a ensuite, au sein de l'IRSN et jusqu'à fin 2016, coordonné notamment les activités de l'IRSN pour les formations en sûreté nucléaire et a participé dans ces formations organisées par l'[European Nuclear Safety Training & Tutoring Institute \(ENSTTI\)](#).

**Emmanuel GROLEAU** est, depuis mi-2018, adjoint du chef de Service du confinement et de l'aérodispersion de polluants de l'[IRSN](#). Après plusieurs années passées au sein du service de calculs et d'études en criticité de la société SGN du groupe [AREVA](#), il a intégré l'IRSN en 2004 dans le Service d'évaluation en charge notamment de la sûreté des réacteurs de recherche. Il a notamment assuré le pilotage de plusieurs évaluations ayant

donné lieu à des présentations devant le Groupe permanent d'experts en charge des réacteurs. De 2007 à 2011, il a été attaché à la Direction de la stratégie et des partenariats de l'IRSN. De 2012 à mi-2018, il a été adjoint au chef du Service chargé de l'évaluation de la sûreté des installations liées à la recherche et des réacteurs en démantèlement au sein de la Direction de l'expertise de sûreté de l'IRSN.

# Liste des sigles

---

## Glossaire des institutions

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

**AFCEN** : Association française pour les règles de conception, de construction et de surveillance en exploitation des matériels des chaudières électronucléaires

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

**AISI** : American Iron and steel Institute (Institut américain du fer et de l'acier)

**ANCCLI** : Association nationale des comités et commissions locales d'information

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

**AREVA** : Concepteur et exploitant nucléaire français (transformé en Orano et Framatome)

**ARILL** : Association des retraités de l'Institut Laue-Langevin, 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 de réacteurs nucléaires [Westinghouse, etc.]

**ASN** : Autorité de sûreté nucléaire, France

**AVN** : Association Vinçotte-Nucléaire, Belgique

**CCR** : Centre commun de recherche, Commission européenne

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

**CERCA** : Compagnie pour l'étude et la réalisation de combustibles atomiques, filiale d'AREVA, France

**CI** : Commission d'information

**CIPR** : Commission internationale de protection radiologique

**CIS** : Commission interne de sécurité

**CLI** : Commission locale d'informations

**CNRS** : Centre national de la recherche scientifique, France  
**CSIA** : Commission de sûreté des installations atomiques  
**DAE** : Département atomique indien  
**DEP** : Direction des équipements sous pression, **ASN**  
**DOE** : Department of Energy (Ministère de l'Énergie américain)  
**DSN** : Département de sûreté nucléaire du **CEA**  
**DSND** : délégué à la sûreté nucléaire et à la radioprotection pour les activités et installations intéressant la défense nationale française  
**EDF** : Électricité de France  
**ENSREG** : European Nuclear Safety Regulators Group (groupe consultatif d'experts indépendants, de la Commission européenne)  
**FzK** : Forschungszentrum Karlsruhe (Institut de technologie de Karlsruhe, Allemagne)  
**GAAA** : Groupement atomique alsacienne atlantique, France  
**GRS** : Gesellschaft für Anlagen - und Reaktorsicherheit (société pour la sûreté des installations et des réacteurs nucléaires, Allemagne)  
**HCTISN** : Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire, France  
**KIT** (ex-FzK, ex-KfK) : Karlsruhe Institut für Technology (Institut de technologie de Karlsruhe, Allemagne)  
**ILL** : Institut Laue-Langevin, France  
**INL** : Idaho National Laboratory (Laboratoire national de l'Idaho, États-Unis)  
**IPSN** : Institut de protection et de sûreté nucléaire, France  
**IRSN** : Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, France  
**LLB** : Laboratoire Léon Brillouin (unité mixte de recherche [UMR] CEA/CNRS), France  
**LSTC** : Livermore Software Technology Corporation, États-Unis  
**OCDE** : Organisation de coopération et de développement économique (OECD : Organisation for Economic Co-operation and Development)  
**PNC** (ex-JAEA) : Power reactor and Nuclear fuel development Corporation, Japon  
**SCK CEN** : Studiecentrum voor Kernenergie - Centre d'étude de l'énergie nucléaire, Belgique  
**SCSIN** : Service central de sûreté des installations nucléaires, France  
**SODERA** : Société pour le développement de la recherche appliquée, France  
**WENRA** : Western European Nuclear Regulators Association (Association des chefs des autorités de sûreté des pays de l'Europe de l'ouest)

### Glossaire technique

**ADS** : Accelerator Driven System (réacteurs hybrides sous-critiques)  
**AGM** : accidents graves maîtrisés  
**ALARA** : As Low As Reasonably Achievable (aussi bas que raisonnablement possible) - principe de radioprotection  
**ALIZÉ** : nom donné à un réacteur nucléaire de recherche du **CEA** (arrêté définitivement)

APOLLO : nom donné à un logiciel de simulation neutronique en 2D, qui établit des bibliothèques multi paramétrées de sections efficaces

AQUILON : nom donné à un réacteur nucléaire de recherche du CEA (arrêté définitivement)

ARS : arrêt d'urgence sismique (réacteur à haut flux à Grenoble)

ASTEC : Accident Source Term Evaluation Code (logiciel 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)

ASTER : Analyses des structures et thermomécanique pour des études et des recherches (logiciel de simulation)

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

ATPu : Atelier de technologie du plutonium (installation fermée ayant eu pour activité principale la production de combustible « MOX » [mélange d'oxydes d'uranium appauvri et de plutonium] pour les réacteurs nucléaires)

ATWS : Anticipated Transients Without Scram (transitoires avec échec de l'arrêt automatique)

AZALÉE : nom donné à une table vibrante du CEA à Saclay

AZUR : Alliage Zirconium Uranium (réacteur nucléaire de recherche relevant de la défense nationale)

BCS : barres de commande et de sécurité

BDBA : Beyond Design Basis Accident (domaine des accidents dits hors dimensionnement)

BEP : boucle à eau sous pression (réacteur CABRI)

BNCT : Boron Neutrons Capture Therapy (thérapie de capture de neutrons par le bore utilisée pour traiter des tumeurs)

BORAX : BOiling water ReActor eXperiment (réacteur d'expérimentations à eau bouillante, États-Unis)

BR2 : Belgium Reactor 2 (réacteur au Centre de recherche de Mol en Belgique)

BSM : bâtiment de stockage et manutention (installation MASURCA)

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

CASHIMA : nom donné à un projet de recherche relatif aux « effets de site » en matière sismique

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 l'étude des accidents de réacteurs à eau (logiciel de simulation dédié aux analyses de sûreté)

CDS : circuit de dégonflage sismique (réacteur à haut flux à Grenoble)

CDU : critère de défaillance unique

CEN : circuit de pompage d'eau dans la nappe phréatique (réacteur à haut flux à Grenoble)

CERES : nom donné à un logiciel de simulation dédié au calcul d'impact radiologique d'un rejet en situation accidentelle

CES : circuit de refroidissement d'eau de secours (réacteur à haut flux à Grenoble)

CESAR : nom donné à un réacteur de recherche du CEA (arrêté définitivement) ou nom donné à un module de thermohydraulique du logiciel ASTEC

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

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)

CPA : nom donné à un module du logiciel ASTEC

CRAB : circuit de refroidissement à l'arrêt de la barre de pilotage (réacteur à haut flux à Grenoble)

CRISTAL : nom donné à un formulaire co-développé par l'IRSN, le CEA et AREVA ayant pour objectif l'évaluation du risque de criticité dans toutes les installations nucléaires et les emballages de transport mettant en œuvre des matières fissiles

CRONOS : nom donné à un logiciel de simulation qui détermine le comportement neutronique d'un cœur de réacteur en 3D

CRP : Coordinated Research Project (projet de recherche coordonné)

CRU : circuit de refroidissement d'ultime secours (réacteur à haut flux à Grenoble)

CSS : commission des normes de sûreté (AIEA)

DBA : Design Basis Accident (domaine des accidents dits de dimensionnement)

DEC : Design Extension Conditions (domaine de conception étendu)

DIRAS : dossier d'information relatif à l'assainissement des structures

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

DOR : dossier d'orientation du réexamen (réexamens périodiques de sûreté)

DULCINEE : nom donné à un logiciel de simulation permettant de simuler la thermohydraulique dans un cœur de réacteur et la thermique du combustible

ECS : évaluations complémentaires de sûreté (menées à la suite de l'accident de Fukushima Daiichi)

EIP : équipement important pour la protection (des « intérêts », notion de la réglementation française)

EL2 : Eau Lourde 2 (réacteur de recherche du CEA dorénavant démantelé)

EL3 : Eau Lourde 3 (réacteur de recherche du CEA en cours de démantèlement)

EL4 : Eau Lourde 4 (centrale nucléaire de Brennilis, France)

EOLE : nom donné à un réacteur nucléaire de recherche du CEA

EPIC : établissement public à caractère industriel et commercial

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

EPS : études probabilistes de sûreté

ESPN : équipements sous pression nucléaires

ETRR-2 : Egypt Test and Research Reactor Number two (réacteur nucléaire de recherche égyptien n° 2)

EUROPLEXUS : nom donné à un logiciel de simulation par éléments finis

**FINAS** : Fuel Incident Notification and Analysis System (système de notification et d'analyse des incidents de combustible géré par l'AIEA)

**FLICA** : nom donné à un logiciel de simulation qui calcule la thermohydraulique d'un cœur de réacteur lors de transitoires

FRM-II : Forschungsreaktor München II (réacteur de recherche implanté à Garching en Allemagne)

GAZAXI : nom donné à un logiciel dédié au calcul d'impact radiologique d'un rejet en situation accidentelle

**GPD** : Groupe permanent d'experts en charge de déchets

**GPE** : Groupes permanents d'experts

**GPESPN** : Groupe permanent d'experts en charge des équipements sous pression nucléaires

**GPMED** : Groupe permanent d'experts en charge de la radioprotection dans les applications médicales

**GPR** : Groupe permanent d'experts en charge des réacteurs nucléaires

**GPRAD** : Groupe permanent d'experts en charge de la radioprotection dans les applications industrielles et de recherche des rayonnements ionisants

**GPT** : Groupe permanent d'experts en charge des transports

**GPU** : Groupe permanent d'experts en charge des laboratoires et usines

GUS : groupe d'ultime secours (réacteur Jules Horowitz)

HARMONIE : nom donné à un réacteur nucléaire de recherche du CEA (dorénavant démantelé)

**HEMERA** : Highly Evolutionary Methods for Extensive Reactor Analyses (Méthodes hautement évolutives pour une analyse approfondie des réacteurs – chaîne de calcul qui permet la simulation thermohydraulique et neutronique de transitoires dans un réacteur nucléaire)

HFR : High Flux Reactor (réacteur à haut flux du Centre commun de recherche [CCR] de Petten, Pays-Bas)

HIFAR : High Flux Australian Reactor (réacteur à haut flux australien)

HTR : High Temperature Reactor (réacteurs à haute température)

IEA-R1 : Instituto de Energia Atômica-Reactor 1 (réacteur de recherche brésilien)

**IGORR** : International Group on Research Reactors (groupe d'experts internationaux sur les réacteurs de recherche)

INB : installation nucléaire de base

INES : International Nuclear Event Scale (échelle internationale des événements nucléaires développée par l'AIEA)

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

**INSARR** : Integrated Safety Assessment of Research Reactors (Évaluation intégrée de la sûreté des réacteurs de recherche)

IODE : nom donné à un module du logiciel **ASTEC**

IRR1 : Israël Research Reactor-1 (réacteur de recherche n° 1 israélien)

**IRS** : International Reporting System for Operating Experience (système pour la déclaration d'incidents pour les réacteurs de puissance géré par l'AIEA)

**IRSRR** : Incident Reporting System for Research Reactor (système de déclaration des incidents pour les réacteurs de recherche géré par l'AIEA)

**ISIS** : nom donné à la maquette critique du réacteur nucléaire de recherche OSIRIS à Saclay

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

**ITER** : International Thermonuclear Experimental Reactor (réacteur thermonucléaire expérimental international, en construction à Cadarache)

JEPP : jours équivalents à pleine puissance

LS-DYNA : nom donné à un logiciel de simulation par éléments finis de calcul dynamique de structures

LVR-15 : Light Water Reactor-15 (réacteur à eau légère de la République tchèque)

MARIUS : nom donné à un réacteur nucléaire de recherche du CEA (arrêté définitivement)

MASURCA : maquette critique du CEA à Cadarache

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

MCNP : Monte Carlo N-Particle transport code (logiciel de simulation en 3D du transport de particules fondé sur la méthode de Monte-Carlo)

MDT ou MDTE : manque de tension externe

MDTG : manque de tension généralisé

MELUSINE : nom donné à un réacteur nucléaire de recherche du CEA (dorénavant démantelé)

MINERVE : nom donné à un réacteur nucléaire de recherche du CEA à Cadarache

MNSR : Miniature Neutron Source Reactor (réacteur miniature source de neutrons)

MORET : logiciel de simulation qui résout l'équation du transport des neutrons à partir des méthodes Monte Carlo, principalement dédié aux études de criticité

MOX : Mixed Oxide Fuel (combustible mixte  $UO_2 + PuO_2$ )

MTR : Materials Testing Reactors (réacteurs d'irradiation technologique destinés principalement à des études et des tests de divers matériaux et combustibles nucléaires)

NRU : National Research Universal (réacteur de recherche des Chalk River Laboratories, Canada)

NRX : National Research eXperimental (réacteur de recherche des Chalk River Laboratories, Canada)

NSRR : Nuclear Safety Research Reactor (réacteur de recherche japonais utilisé pour des essais de sûreté)

**NUSSC** : NUclear Safety Standards Committee (comité de l'AIEA sur les normes de sûreté des réacteurs nucléaires)

OLC : Operationnal Limits and Conditions (limites et conditions d'exploitation)

ONG : organisations non gouvernementales

OPAL : Open Pool Australian Lightwater (réacteur de recherche de type piscine ouverte à eau légère australien)

ORPHÉE : nom donné à un réacteur nucléaire de recherche du CEA à Saclay

OSIRIS : nom donné à un réacteur nucléaire de recherche du CEA à Saclay (arrêté définitivement).

OTHELLO : nom donné à une boucle expérimentale du réacteur OSIRIS

PAI : pièges à iode

pcm : pour cent mille

PCR : personne compétente en radioprotection

PCS : poste de contrôle et secours (réacteur à haut flux à Grenoble)

PEGASE : nom donné à un réacteur de recherche du CEA (arrêté définitivement)

PEGGY : nom donné à la maquette critique du réacteur de recherche PEGASE

PF : produits de fission

PGA : Peak Ground Acceleration (accélération à fréquence infinie)

PHEBUS : nom donné à un réacteur d'expérimentation du CEA à Cadarache

**Phébus-PF** : programme international de recherche consacré à l'étude du comportement des produits de fission en situations de fusion du cœur dans un réacteur à eau sous pression

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

PIE : Postulated Initiating Events (événements initiateurs postulés)

PPI : plans particuliers d'intervention

PROSERPINE : nom donné à un réacteur de recherche du CEA (arrêté définitivement)

PUI : plan d'urgence interne

RA-2 : nom donné à un réacteur de recherche argentin

RADIOSS : nom donné à un logiciel de simulation par éléments finis

RAPSODIE : nom donné à un réacteur expérimental à neutrons rapides et refroidi au sodium du CEA à Cadarache (arrêté définitivement)

**RASSC** : Radiation Safety Standards Committee (comité de l'AIEA sur les normes de sûreté radiologique)

RCC-CW : règles de conception et de construction du génie-civil des îlots nucléaires des réacteurs à eau sous pression (CW comme *civil work*)

RCC-E : règles de conception et de construction des équipements électriques et de contrôle-commande des îlots nucléaires des réacteurs à eau sous pression

RCC-M : règles de conception et de construction pour des matériels mécaniques

RCC-MRx : règles de conception et de construction pour les matériels mécaniques des structures à hautes températures et des réacteurs expérimentaux et à fusion

REP : réacteur à eau sous pression

**RERTR** : Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (programme américain visant à réduire l'enrichissement pour les réacteurs de tests et de recherche)

RFS : règles fondamentales de sûreté

RGE : règles générales d'exploitation

RGEP : rupture guillotine d'un élément particulier (notion utilisée dans l'analyse de sûreté du réacteur Jules Horowitz)

RGSE : règles générales de surveillance et d'entretien

RHF : réacteur à haut flux (réacteur nucléaire de recherche de l'Institut Laue-Langevin, à Grenoble)

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

RIB : retrait intempestif d'une barre de commande

**RJH** : réacteur Jules Horowitz (réacteur nucléaire de recherche du CEA actuellement en cours de construction)

RNR : réacteurs à neutrons rapides (refroidis au sodium)

**RRDB** : Research Reactor DataBase (base de données de l'AIEA relative aux réacteurs de recherche)

RSE-M : règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques (réacteurs à eau sous pression)

RSG-GAS : Reaktor Serba Guna – Gerrit Augustinus Siwabessy (réacteur de recherche indonésien)

RUS : réacteur universitaire de Strasbourg ou circuit de réfrigération de sauvegarde secondaire du RJH

SAFARI-1 : South African Fundamental Atomic Research Installation 1 (réacteur nucléaire de recherche sud-africain)

**SCANAIR** : logiciel de simulation du comportement thermomécanique des crayons de combustible des réacteurs à eau sous pression au cours de transitoires de puissance

SCARABEE : nom donné à un réacteur de recherche du CEA à Cadarache (dorénavant démantelé)

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

SILOE : nom donné à un réacteur nucléaire de recherche du CEA à Grenoble (actuellement en cours de démantèlement)

SILOETTE : nom donné à un réacteur nucléaire de recherche à Grenoble (maquette critique du réacteur nucléaire SILOE) du CEA (dorénavant démantelé)

SIMMER : nom donné à un logiciel couplant neutronique et mécanique des fluides qui permet de simuler un accident de fusion de combustible dans un réacteur à neutrons rapides

SIREX : Système d'instrumentation pour réacteurs expérimentaux

SL-1 : Stationary Low Power Reactor Number One (réacteur stationnaire de faible puissance n° 1 américain, Idaho National Laboratories, Idaho)

SLR : situations de limitation du risque (notion utilisée dans l'analyse de sûreté du réacteur Jules Horowitz)

SMHV : séisme maximal historiquement vraisemblable

SMS : séisme majoré de sécurité

SND : séisme « noyau dur »

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

SPERT : Special Power Excursion Reactor Tests (réacteur d'essais américain dit d'excursion de puissance)

SSC : Structures, Systems and Components (structures, systèmes et composants)

TECDOC : TEChnical DOcuments (documents techniques, AIEA)

**TECV** : loi française relative à la transition énergétique et à la croissance verte n° 2015-992 du 17 août 2015

THE : très haute efficacité

**TRANSSC** : TRANSport Safety Standards Committee (comité de l'AIEA sur les normes de sûreté des transports de matières radioactives)

TREAT : Transient Reactor Test Facility (réacteur de recherche développé par Idaho National Laboratories, Idaho Falls, États-Unis)

TRIDENT : nom donné à un logiciel de simulation

TRIGA : TRaining, Isotope, General Atomics (réacteur de recherche de type piscine développé par General Atomics, États-Unis)

TRIPOLI : TRIdimensionnel POLYcinétique (logiciel de simulation en 3D qui résout par la méthode de Monte-Carlo l'équation du transport couplé des neutrons et des photons)

**TSN** : transparence et sécurité en matière nucléaire (loi française n° 2006-686 du 13 juin 2006)

ULYSSE : nom donné à un réacteur nucléaire de recherche du CEA (dorénavant démantelé). Ce réacteur était de type argonaute, un modèle de réacteur universitaire développé par l'**ANL**, États-Unis (en anglais ARGONAUT signifie *ARGONne Nuclear Assembly for University Training*)

UNGG : uranium naturel-graphite-gaz, filière de réacteurs français

VARMA : valeur résiduelle modélisée acceptable

VENUS : Vulcan Experimental Nuclear System (système nucléaire expérimental Vulcain, **CCR** de Mol en Belgique)

**WASSC** : WAste Safety Standards Committee (comité de l'AIEA sur les normes pour la sûreté de la gestion des déchets radioactifs)

ZEPHYR : Zero power Experimental PHYsics Reactor (réacteur de physique expérimental de puissance zéro en projet au CEA)

ZOÉ : Z comme zéro, O comme oxyde d'uranium et E comme eau lourde ou encore ZérO Énergie (est aussi appelé EL1 [EL comme eau lourde]). Premier réacteur de recherche français, installé au centre du CEA à Fontenay-aux-Roses



# Avant-propos

---

Le présent ouvrage consacré aux réacteurs nucléaires de recherche et tout particulièrement à leurs caractéristiques et spécificités en termes de sûreté nucléaire et de radioprotection a été rédigé par des auteurs de l'IRSN.

Il suppose la connaissance préalable d'éléments de base en matière de physique des réacteurs nucléaires et de leur fonctionnement ; quelques rappels sont néanmoins fournis au fil du texte sur ces sujets, sous la forme de *nota* ou de *focus*.

Jean Couturier en est le principal auteur – et le coordinateur du projet –, avec une contribution de Hassan Abou Yéhia pour les aspects internationaux, ainsi qu'un concours d'Emmanuel Grolleau et de l'unité en charge de l'expertise des réacteurs de recherche pour des aspects de sûreté et de radioprotection des réacteurs de recherche français. Des contributions ont été apportées par Maud Corbel, Stanislas Massieux, Ludovic Maas, Vincenzo Tiberi, Patrice François, Sandrine Soares, Elodie Cahen, Florence Gupta, Stéphanie Kanamori, Mathieu Derotte, Céline Gelis, Eric Dumonteil, Bertrand Cochet, Tonino Sargeni et Jacques Ducau.

Concernant les informations utilisées, il a été veillé à ce que les sources externes soient citées, y compris pour l'iconographie. Il en est ainsi des « monographies » de la Direction de l'énergie nucléaire du [Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives](#) – du plus grand intérêt –, de publications faites dans le cadre de congrès, des textes officiels, de présentations disponibles sur des sites internet...

Daniel Quéniart a effectué une relecture attentive du projet d'ouvrage. Sa contribution a été importante dans sa mise au point finale.

Thierry Bourgois, Martial Jorel, Gianni Bruna et Michel Bourguignon ont également procédé à une relecture du projet d'ouvrage ou de parties de cet ouvrage. Leurs commentaires ont été pris en compte pour sa finalisation.

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

Enfin, l'une des préoccupations pour la réalisation de cet ouvrage a été d'aller au-delà d'une description de réacteurs de recherche et d'un rappel d'objectifs et de principes généraux en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, que l'on peut trouver dans de multiples publications françaises ou internationales ; cela aurait grandement réduit l'intérêt d'un tel ouvrage, notamment au plan pédagogique. De la substance technique était nécessaire pour illustrer ces objectifs et principes. À cet égard, les auteurs remercient la Division d'exploitation du réacteur à haut flux (RHF) de Grenoble ([Institut Laue-Langevin \[ILL\]](#)) pour la mise à disposition d'informations et d'une iconographie, et son accord pour leur publication. Ils permettent d'illustrer concrètement, pour le cas de ce réacteur, un certain nombre de principes et de pratiques (françaises) en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection (réexamens de sûreté décennaux, retour d'expérience de l'[accident de Fukushima Daiichi](#) notamment).

# Sommaire

---

|                                   |      |
|-----------------------------------|------|
| Préface .....                     | III  |
| Les principaux contributeurs..... | V    |
| Liste des sigles.....             | VII  |
| Avant-propos .....                | XVII |

*Chapitre 1*  
Introduction générale

*Partie 1*  
Panorama général international des réacteurs  
de recherche

*Chapitre 2*  
Les différents types de réacteurs de recherche,  
situation globale dans le monde, utilisations  
et risques associés

|       |   |    |
|-------|---|----|
| 2.1   | Types de réacteurs de recherche.....  | 7  |
| 2.2   | Situation globale dans le monde.....  | 14 |
| 2.2.1 | Données statistiques.....   | 14 |
| 2.2.2 | Aspects génériques en matière de sûreté nucléaire<br>et de non-prolifération..... | 15 |
| 2.3   | Utilisations des réacteurs de recherche et principaux risques associés.....       | 19 |

|       |                                  |    |
|-------|----------------------------------|----|
| 2.3.1 | Formation.....                   | 19 |
| 2.3.2 | Recherche fondamentale.....      | 20 |
| 2.3.3 | Irradiations expérimentales..... | 21 |
| 2.3.4 | Applications médicales.....      | 24 |
| 2.3.5 | Analyse par activation.....      | 25 |
| 2.3.6 | Applications industrielles.....  | 26 |

### *Chapitre 3*

#### **Aspects liés à la conception et à la démonstration de la sûreté des réacteurs de recherche au plan international**

|       |  |    |
|-------|--|----|
| 3.1   | Convergence des pratiques vers quelques grands objectifs,<br>principes et démarches de sûreté.....   | 27 |
| 3.2   | Les normes de sûreté établies par l'AIEA.....  | 29 |
| 3.2.1 | Processus d'élaboration des normes de sûreté de l'AIEA.....  | 30 |
| 3.2.2 | Structure des normes de sûreté de l'AIEA.....  | 31 |
| 3.2.3 | Présentation succincte des normes de sûreté pour les<br>réacteurs de recherche.....  | 32 |
| 3.2.4 | Application des normes de sûreté de l'AIEA.....  | 34 |
| 3.2.5 | Documents en support à l'application des normes de<br>sûreté de l'AIEA.....  | 35 |
| 3.3   | Dispositifs d'échanges ou d'évaluations de l'AIEA.....   | 36 |
| 3.4   | Quelques grands principes, démarches et approches de sûreté.....   | 37 |
| 3.4.1 | Organisation du contrôle de la sûreté, culture de sûreté.....  | 37 |
| 3.4.2 | Les « barrières » de confinement, les fonctions fondamentales<br>de sûreté, la défense en profondeur.....  | 40 |
| 3.4.3 | La démarche déterministe, socle de la conception et de la<br>démonstration de sûreté - Situation en matière d'études<br>probabilistes pour les réacteurs de recherche..... | 45 |
| 3.4.4 | L'approche graduée.....  | 47 |
| 3.5   | Les réexamens périodiques de sûreté.....   | 48 |
| 3.6   | Aspects de sûreté relatifs aux dispositifs expérimentaux.....  | 50 |
| 3.7   | Accidents « enveloppes » pris en compte pour l'analyse de sûreté<br>des réacteurs de recherche.....  | 52 |
| 3.7.1 | Définition et caractéristiques des accidents « enveloppes ».....   | 52 |
| 3.7.2 | Évaluation des rejets radioactifs des accidents « enveloppes ».....  | 55 |
| 3.8   | Améliorations possibles en termes d'études, de recherches et de<br>développements pour la sûreté des réacteurs de recherche.....   | 56 |

### *Chapitre 4*

#### **Le retour d'expérience international pour les réacteurs de recherche**

|     |   |    |
|-----|---|----|
| 4.1 | Le système AIEA de déclaration d'incidents (IRSRR) .....  | 66 |
| 4.2 | Incidents et accidents sérieux survenus dans des réacteurs<br>de recherche.....   | 67 |
| 4.3 | Analyses complémentaires menées au plan international à la<br>suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ..... | 70 |

### *Partie 2*

#### **Les réacteurs de recherche en France**

### *Chapitre 5*

#### **Évolution du parc des réacteurs de recherche en France**

|     |   |    |
|-----|---|----|
| 5.1 | Diversité et complémentarité des réacteurs de recherche français..... | 77 |
| 5.2 | Situation actuelle.....   | 82 |

### *Chapitre 6*

#### **Les acteurs et l'organisation de la sûreté des réacteurs de recherche en France**

|     |  |     |
|-----|--|-----|
| 6.1 | Les exploitants .....  | 104 |
| 6.2 | Le contrôle des risques nucléaires en France .....           | 105 |
| 6.3 | Les étapes-clés dans la vie d'un réacteur de recherche ..... | 114 |
| 6.4 | Le dispositif d'autorisations internes .....                 | 115 |

### *Chapitre 7*

#### **La sûreté pour les réacteurs de recherche français**

|       |  |     |
|-------|--|-----|
| 7.1   | Principes, concepts, démarches et objectifs généraux de sûreté .....                                       | 117 |
| 7.1.1 | Le principe de défense en profondeur appliqué aux réacteurs<br>de recherche .....                          | 121 |
| 7.1.2 | Événements retenus pour la conception et la démonstration<br>de la sûreté des réacteurs de recherche ..... | 124 |
| 7.1.3 | Accidents de référence.....  | 130 |
| 7.1.4 | Déclinaison des objectifs généraux de sûreté.....  | 131 |
| 7.1.5 | L'approche graduée en France.....  | 132 |

|       |   |     |
|-------|---|-----|
| 7.2   | Quelques spécificités de sûreté des réacteurs de recherche.....   | 135 |
| 7.2.1 | Puissances volumiques, combustibles utilisés et caractéristiques neutroniques des cœurs .....                   | 135 |
| 7.2.2 | Cadences d'utilisation.....   | 138 |
| 7.2.3 | Facteurs organisationnels et humains.....   | 139 |
| 7.3   | Spécificités des réacteurs de recherche déclinées par fonction fondamentale de sûreté.....                      | 140 |
| 7.3.1 | Maîtrise de la réactivité du cœur.....  | 141 |
| 7.3.2 | Maîtrise du refroidissement du réacteur .....   | 144 |
| 7.3.3 | Maîtrise du confinement .....   | 148 |
| 7.3.4 | Risques de criticité.....   | 151 |
| 7.4   | Prise en compte des agressions .....  | 153 |
| 7.4.1 | Agressions internes .....   | 154 |
| 7.4.2 | Agressions externes .....   | 157 |
| 7.5   | Dispositifs expérimentaux et équipements spécifiques aux réacteurs de recherche.....                            | 164 |
| 7.6   | Radioprotection et effluents.....   | 166 |
| 7.6.1 | Radioprotection .....   | 166 |
| 7.6.2 | Effluents.....  | 169 |
| 7.7   | Dispositions de préparation aux situations d'urgence et de gestion de telles situations (gestion de crise)..... | 170 |
| 7.8   | Aspects de sûreté concernant le démantèlement des réacteurs de recherche.....                                   | 173 |

## *Chapitre 8*

### **Les accidents de référence retenus pour les réacteurs de recherche français**

|       |  |     |
|-------|--|-----|
| 8.1   | Définition et exemples.....  | 175 |
| 8.2   | L'accident de type BORAX - principaux aspects.....                 | 178 |
| 8.2.1 | L'accident du réacteur SL-1.....                                   | 179 |
| 8.2.2 | Principaux enseignements tirés de l'accident du réacteur SL-1..... | 181 |
| 8.2.3 | Prise en compte de l'accident de type BORAX en France.....         | 183 |
| 8.3   | Essais à caractère démonstratif réalisés en France.....            | 188 |

*Chapitre 9***Maintien de la conformité aux exigences applicables – Réexamens de sûreté**

|       |  |     |
|-------|--|-----|
| 9.1   | Maintien de la conformité aux exigences applicables, maîtrise de l'obsolescence et du vieillissement ..... | 191 |
| 9.2   | Réexamens de sûreté .....  | 192 |
| 9.2.1 | Historique et démarche .....   | 192 |
| 9.2.2 | Quelques réexamens de sûreté marquants .....   | 194 |

*Chapitre 10***Le retour d'expérience des réacteurs de recherche français**

|        |   |     |
|--------|---|-----|
| 10.1   | Tendances, quelques événements marquants et leur traitement .....   | 203 |
| 10.1.1 | Tendances .....   | 203 |
| 10.1.2 | Quelques événements marquants et leur traitement .....  | 206 |
| 10.2   | Les dispositions de renforcement de la sûreté des réacteurs de recherche français après l'accident de Fukushima Daiichi ..... | 223 |

*Chapitre 11***Aperçus sur quelques logiciels de simulation utilisés pour des études en support à la conception et aux analyses de sûreté des réacteurs de recherche français**



# Chapitre 1

## Introduction générale

---

Depuis la découverte de la fission nucléaire<sup>1</sup> en 1938, les scientifiques se sont fortement intéressés à cette propriété de la matière qui, bien maîtrisée, permet de produire une grande quantité d'énergie pouvant être convertie en électricité. Le développement de l'utilisation de cette forme d'énergie au cours du temps a nécessité de nombreuses études et expériences, très largement menées à l'aide de réacteurs de recherche, outils d'expérimentation indispensables pour l'acquisition des connaissances et le développement des techniques nécessaires à la conception et à l'exploitation, dans des conditions de sûreté satisfaisantes, des réacteurs nucléaires de production d'électricité. Mais, parallèlement, les réacteurs de recherche ont vu leur utilisation étendue à bien d'autres domaines.

Pour le présent ouvrage, l'appellation « réacteur de recherche » a été retenue, correspondant à son équivalent anglo-saxon *research reactor* largement adopté dans le monde, sachant que, en France, l'appellation « réacteur d'expérimentation » est parfois utilisée. Il ne faut pas confondre ces réacteurs avec les réacteurs électrogènes à caractère expérimental ou prototype, comme le réacteur à eau lourde EL4 en France (centrale nucléaire de Brennilis), ou en Suisse le réacteur de la centrale nucléaire de Lucens. Certains des réacteurs électrogènes seront cependant évoqués lorsque des expérimentations y sont ou y ont été menées, comme par exemple le réacteur électrogène à neutrons rapides PHENIX, refroidi au sodium, bien qu'ils ne relèvent pas strictement de la catégorie des réacteurs de recherche.

---

1. Phénomène par lequel le noyau d'un atome lourd se scinde en deux noyaux plus petits sous l'impact d'un neutron.

Les réacteurs de recherche sont des installations nucléaires permettant de fournir des flux<sup>2</sup> intenses de neutrons. Ces réacteurs, qui fonctionnent à de faibles températures et pressions, sont plus simples que les réacteurs électrogènes de puissance. Ils ne nécessitent que peu de combustible et leur inventaire<sup>3</sup> en produits de fission reste beaucoup plus faible. Par contre, ils nécessitent l'utilisation d'un combustible beaucoup plus enrichi en isotope 235 de l'uranium que celui utilisé pour les réacteurs électrogènes de puissance ; l'enrichissement en isotope 235 de l'uranium peut ainsi atteindre 20 %, voire 93 % dans certains cas.

Depuis la divergence<sup>4</sup> du premier réacteur nucléaire (Chicago Pile-1), qui a été réalisée le 2 décembre 1942 par l'équipe dirigée par Enrico Fermi à l'université de Chicago – la première divergence d'un réacteur de recherche en France, la « pile atomique » ZOÉ<sup>5</sup>, fut réalisée au mois de décembre 1948 –, près de 800 réacteurs de recherche ont été construits ou sont en cours de construction dans le monde. Environ 220 réacteurs de recherche sont en service dans près de 55 pays. Leur puissance thermique peut varier de 0 à 250 MW (à comparer à la puissance thermique d'environ 3 000 MW d'un réacteur à eau sous pression délivrant une puissance électrique de 900 MWe), mais, pour 90 % d'entre eux environ, elle est inférieure à 10 MW. Leurs conceptions, leurs modes de fonctionnement et leurs utilisations sont très divers.

Parmi les nombreuses utilisations des réacteurs de recherche, il convient de citer la recherche fondamentale et la recherche dite appliquée (c'est-à-dire visant des objectifs pratiques déterminés), l'éducation et la formation des ingénieurs et des personnels de l'industrie électronucléaire, ainsi que la production de radioisotopes à usage médical. Dans le domaine de la recherche appliquée, les réacteurs de recherche ont joué un rôle déterminant dans le développement des technologies des réacteurs nucléaires électrogènes, y compris celles de dispositifs ou systèmes jouant un rôle en matière de sûreté. En effet, l'utilisation de réacteurs de recherche a permis de réaliser en particulier des études de neutronique des cœurs des réacteurs électrogènes et des études du comportement des combustibles et des matériaux de ces réacteurs sous l'effet de l'irradiation. Elle a aussi permis des études de situations accidentelles jusques et y compris la fusion de combustible et le transfert de produits de fission vers l'environnement résultant de ces situations.

Pour ce qui concerne la sûreté, les réacteurs de recherche sont, comme tous réacteurs nucléaires, des installations dans lesquelles se déroule une réaction en chaîne qu'il convient de maîtriser, avec l'ensemble des risques associés à de telles installations (endommagement du combustible, dissémination de produits radioactifs, irradiation de personnels...). Mais ces risques sont, selon les réacteurs de recherche et leurs utilisations, de nature et d'ampleur variées. Cela implique des analyses de sûreté au cas par cas et de

---

2. Nombre de neutrons traversant une unité de surface fermée pendant une unité de temps.

3. Expression couramment utilisée pour désigner les quantités et la nature (isotopes) de ces produits de fission.

4. La divergence nucléaire est le démarrage du processus de réaction nucléaire en chaîne dans un réacteur nucléaire.

5. ZOÉ (Z comme zéro, O comme oxyde d'uranium et E comme eau lourde, ou encore ZérO Énergie) est aussi appelé EL1 (EL comme eau lourde).

s'assurer que les conditions de réalisation des différentes expériences qui y sont menées, pour les besoins de la recherche, sont compatibles avec les impératifs de sûreté.

Il existe néanmoins quelques sujets génériques en matière de sûreté des réacteurs de recherche. Pour beaucoup des réacteurs existants (en exploitation), la durée de vie fixée au moment de leur conception est dépassée et 60 % d'entre eux ont plus de 40 ans d'âge. De ce fait, se posent avec une acuité particulière des questions liées à l'obsolescence et au vieillissement<sup>6</sup> de certains de leurs composants ainsi qu'à la nécessité de remises à niveau pour tenir compte notamment de l'évolution des connaissances relatives à certains risques ou encore de l'évolution de critères de sûreté.

Par ailleurs, selon leur nature et leur utilisation, les réacteurs de recherche peuvent soulever certaines questions spécifiques dans le domaine des facteurs organisationnels et humains. À titre d'exemple, la réalisation d'expériences dans les réacteurs de recherche peut se traduire par de nombreuses manipulations sur les cœurs de ces réacteurs, y compris lorsqu'ils sont en fonctionnement.

Le présent ouvrage est structuré en deux parties :

- une première partie dresse un panorama général des réacteurs de recherche au plan international et aborde en particulier certains aspects génériques de la sûreté de ces réacteurs. Les actions et les travaux menés par l'[AIEA](#) sont présentés ainsi que les incidents et accidents sérieux survenus et les évaluations conduites au plan international à la suite de [l'accident survenu en 2011 à la centrale de Fukushima Daiichi](#) ;
- une deuxième partie, plus développée, est consacrée aux réacteurs de recherche français et à différents aspects de leur sûreté : acteurs et organisation du contrôle de la sûreté en France, objectifs généraux, principes et démarches de sûreté, accidents pris en compte pour leur conception, retour d'expérience (y compris ceux des accidents de la centrale nucléaire de [Tchernobyl](#) et de [Fukushima Daiichi](#)), améliorations les plus marquantes effectuées à l'occasion de certains réexamens de sûreté...

---

6. *Ageing management* en anglais. Cette notion sera précisée au paragraphe 2.2.2.



# **Partie 1**

## **Panorama général international des réacteurs de recherche**

---



# Chapitre 2

## Les différents types de réacteurs de recherche, situation globale dans le monde, utilisations et risques associés

---

### 2.1. Types de réacteurs de recherche

#### ► Différents types adaptés aux applications visées

Les réacteurs de recherche peuvent être classés selon leurs finalités ou applications, les différences de conception de ces réacteurs en résultant. En pratique, on peut distinguer :

- les réacteurs d'irradiation ou dits MTR (*Material Testing Reactor*), qui sont destinés principalement à des études et des tests de divers matériaux et combustibles nucléaires, notamment ceux utilisés pour les réacteurs de puissance, ou encore à la production de radioisotopes à usage médical ;
- les réacteurs équipés de « canaux neutroniques<sup>7</sup> », souvent appelés « à faisceaux sortis de neutrons », qui sont dédiés essentiellement à la recherche fondamentale, par exemple pour des expériences de diffraction neutronique ;

---

7. Dans le cadre du présent document, les expressions suivantes seront utilisées : un canal neutronique désignera l'ensemble constitué : pour la partie en piscine du réacteur, d'un « doigt de gant », dont l'extrémité (dans la cuve d'eau lourde et au plus près du cœur) sera appelée « nez » et, pour la partie hors piscine (dans le hall des expérimentateurs), d'un « guide de neutrons ».

- les maquettes (ou assemblages) critiques, de très faible puissance thermique, qui sont utilisées notamment pour la détermination de données nucléaires servant à la validation de logiciels de simulation de neutronique des cœurs (de réacteurs de puissance ou de recherche) ;
- les réacteurs d'études de sûreté, qui sont spécifiquement utilisés pour étudier des situations accidentelles représentatives de celles susceptibles de se produire dans des réacteurs de puissance, telles qu'une perte de refroidissement du combustible ou une insertion de réactivité<sup>8</sup> qui pourraient entraîner sa fusion et le relâchement de produits de fission dans l'environnement ;
- les réacteurs d'enseignement, qui sont généralement de faible puissance thermique et sont utilisés pour la formation du personnel de l'industrie nucléaire ainsi que pour l'enseignement universitaire.

### ► Diversité des conceptions

Il existe une large gamme de types de conception pour les réacteurs de recherche, contrairement aux réacteurs de puissance pour lesquels un nombre restreint de types de conception s'est progressivement imposé. Parmi la grande diversité des réacteurs de recherche, on peut y distinguer deux groupes principaux que sont :

- les réacteurs à eau lourde<sup>9</sup> (utilisée comme fluide réfrigérant, modérateur ou réflecteur neutronique),
- les réacteurs refroidis et modérés à l'eau légère.

Parmi les autres types de réacteurs de recherche, on peut citer ceux qui sont modérés neutroniquement par du graphite, les réacteurs homogènes utilisant une solution de nitrate ou de sulfate d'uranium ainsi que les réacteurs à neutrons rapides qui ne

- 
8. Pour caractériser le risque d'emballement d'un cœur, on utilise la notion de réactivité : c'est une grandeur (désignée par  $\rho$ ) permettant de mesurer l'écart d'un cœur par rapport à son état juste critique ( $\rho = 0$ ). Typiquement, le retrait ou l'éjection intempestive d'une barre de contrôle ou de sécurité d'un réacteur nucléaire, hors de la zone du cœur, va, par la réduction de la proportion des matériaux absorbants neutroniques dans le cœur, se traduire par un surcroît de « réactivité » du cœur et donc une augmentation de sa puissance, au moins localement. Si cet événement n'est pas maîtrisé par les systèmes de surveillance et de protection du réacteur, il peut conduire à un endommagement significatif voire à la fusion d'éléments combustibles du cœur. Les expressions « insertion », « injection », « introduction » ou « apport » sont indifféremment utilisées. L'expression « excursion de puissance » désigne le transitoire de puissance provoqué par une insertion de réactivité.
9. Pour les réacteurs utilisant du combustible à base d'uranium 235, ce sont les neutrons lents de faible énergie (optimum pour  $E = 0,025$  eV) qui ont la plus forte probabilité de produire des fissions. Avec un modérateur efficace, les neutrons issus de la fission de l'uranium 235 sont ralentis jusqu'à ce que leur énergie cinétique soit à peu près égale à l'énergie d'agitation thermique du milieu diffusant (0,025 eV à la température de 300 K), sans être absorbés. La plupart des fissions se produisent alors à cette énergie et le réacteur est dit à neutrons thermiques. Des fluides modérateurs sont ainsi utilisés ; l'eau lourde ( $D_2O$ ) est le meilleur modérateur devant, par ordre décroissant, le graphite, le béryllium et l'eau légère ( $H_2O$ ).

nécessitent pas de modérateur, mais qui peuvent utiliser comme combustible un mélange d'oxyde d'uranium et d'oxyde de plutonium.

- Les réacteurs à eau lourde :

Les réacteurs à eau lourde sont de type « cuve dans une piscine » (*tank in pool reactor type*). Ils permettent de produire des flux intenses de neutrons thermiques, qui sont extraits du cœur grâce à des canaux neutroniques, généralement pour des recherches de physique fondamentale. Les qualités modératrices de l'eau lourde permettent d'obtenir des faisceaux de neutrons exempts de neutrons rapides (considérés comme parasites), bien adaptés aux expériences de physique de la matière. À l'inverse, ces réacteurs sont peu adaptés aux tests de matériaux car la présence d'une cuve fermée destinée à contenir l'eau lourde rend difficile l'accès d'équipements au voisinage proche du cœur du réacteur.

- Les réacteurs à eau légère :

Les réacteurs à eau légère, dits de type piscine, comportent les réacteurs à cœur ouvert et les réacteurs où le cœur est enfermé dans un caisson, placés dans les deux cas dans une piscine (*tank in pool reactor type*). Ces réacteurs, sont des installations polyvalentes généralement utilisées pour l'irradiation de divers matériaux. Il convient de noter que, parmi les réacteurs de recherche exploités actuellement dans le monde, ce sont les plus nombreux. La [figure 2.1](#) ci-après montre le réacteur HFR<sup>10</sup> situé à Petten aux Pays-Bas, à caisson fermé.

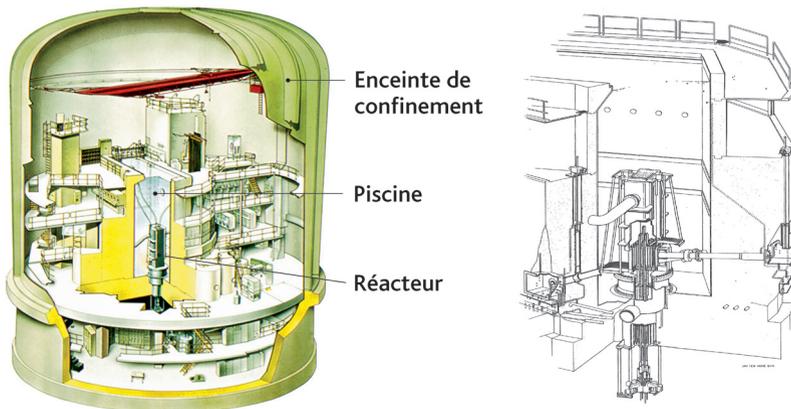


Figure 2.1. Le réacteur HFR de Petten, de type piscine à caisson fermé. © NRG.

Les réacteurs de type piscine à cœur ouvert permettent en général un accès facile aux emplacements d'irradiation, mais la faible pression d'utilisation (proche de la pression hydrostatique) se traduit par des puissances évacuables moins élevées et donc par des flux neutroniques envisageables plus limités.

Les réacteurs de type piscine comportant un caisson fermé permettent d'atteindre des niveaux de puissance plus élevés que les précédents (avec des pressions plus importantes

10. *High Flux Reactor.*

que dans les réacteurs à cœur ouvert), mais leur utilisation pour des irradiations expérimentales est moins facile du fait de la nécessité de dispositifs de traversée du caisson pour accéder au plus près du cœur, les flux neutroniques hors du caisson étant moins importants à cause de l'absorption des neutrons dans le matériau du caisson.

Les réacteurs à eau légère de type piscine à cœur ouvert fonctionnent à de faibles pressions (quelques bars), déterminées par la pression hydrostatique de la hauteur d'eau située au-dessus du cœur (une dizaine de mètres) à laquelle s'ajoute la pression de refoulement des pompes de circulation de l'eau dans le cœur. Pour les réacteurs à eau légère dont le cœur est situé dans un caisson fermé ou les réacteurs à eau lourde, les pressions de fonctionnement peuvent être significativement plus importantes (environ 10 à 20 bars).

Parmi les réacteurs à caisson fermé, la conception adoptée pour le réacteur BR2<sup>11</sup>, développé par SCK CEN au centre de recherche de Mol en Belgique<sup>12</sup>, en vue de faciliter les expérimentations mérite d'être mentionnée. Ce réacteur, d'une puissance de 100 MW, est modéré et refroidi à l'eau légère sous une pression de 22 bars ; le cœur est constitué dans un massif en béryllium. Pour faciliter l'accès aux emplacements d'irradiation, le caisson se présente sous la forme d'un hyperboloïde de révolution (diabolo – figure 2.2) dont le cœur occupe la partie rétrécie. Son couvercle supérieur d'un diamètre environ deux fois plus grand laisse ainsi plus d'espace pour implanter les manchettes de pénétration des dispositifs d'irradiation qui sont légèrement inclinés par rapport à la verticale<sup>13</sup>.

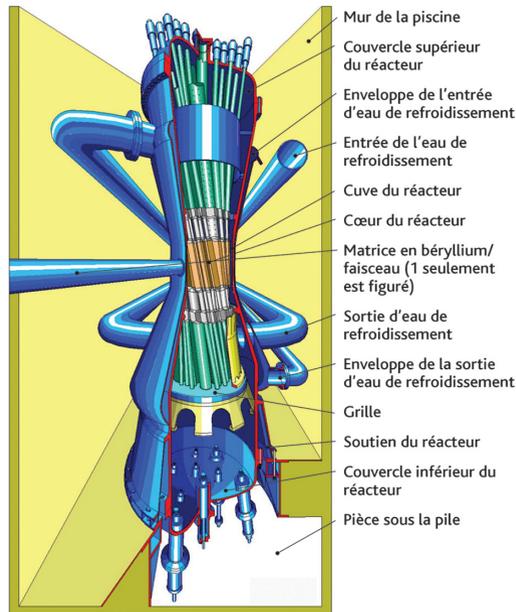


Figure 2.2. Schéma du réacteur BR2. © SCK CEN.

11. *Belgian Reactor 2.*

12. L'un des plus importants producteurs de radioisotopes à usage médical.

13. « Les réacteurs de recherche », Francis Merchie, Encyclopédie de l'énergie, 2015.

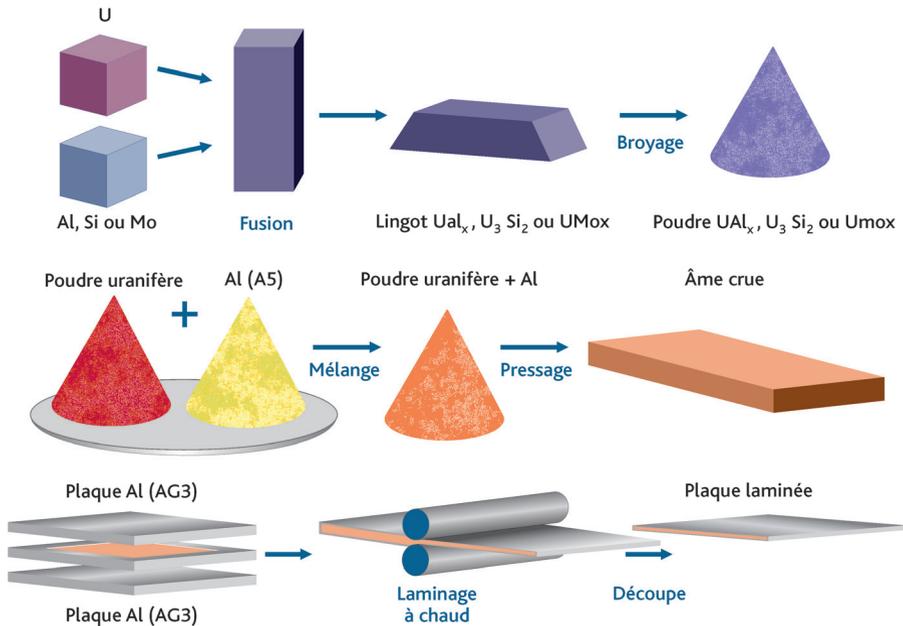
## ► Combustible et cœur des réacteurs de recherche

De façon générale, les cœurs des réacteurs de recherche sont constitués d'éléments combustibles, d'éléments de contrôle et de sécurité contenant des matériaux absorbant les neutrons, d'éléments réflecteurs permettant de réduire les fuites de neutrons produits dans le cœur du réacteur, et d'emplacements libres pour des irradiations de matériaux.

La description qui suit fait préférentiellement référence aux réacteurs de type piscine.

Pour ces réacteurs, les constituants du cœur sont positionnés sur une grille supportée par une structure métallique placée au fond de la piscine remplie d'eau déminéralisée.

Les éléments combustibles<sup>14</sup> peuvent se présenter sous la forme d'un assemblage de crayons à base d'oxyde d'uranium, mais plus généralement de plaques dont le combustible est à base d'alliage d'uranium ( $UAl_x$ <sup>15</sup> ou  $U_3Si_2$ ) et gainé en alliage d'aluminium (par « colaminage ») (figure 2.3), positionnés (les plaques étant serties) dans une boîte verticale (figure 2.4) canalisant l'eau de refroidissement qui joue également le rôle de



**Figure 2.3.** Étapes du procédé de fabrication de plaques combustibles par « colaminage ». L'âme combustible est un mélange de poudre combustible ( $UAl_x$ ,  $U_3Si_2$ ,  $UMo_x$ ) et d'aluminium issue d'une fusion U et Al, Si ou Mo. © Georges Goué/IRSN.

14. Pour plus de précisions, le lecteur pourra se reporter à l'ouvrage du CEA « Les combustibles nucléaires », monographie de la Direction de l'énergie nucléaire, 2008, notamment au chapitre « Combustibles pour réacteurs de recherche ».
15. La désignation plus couramment utilisée est UAL. Il en est de même pour l'alliage  $UMo_x$  qui sera évoqué plus loin, dont la désignation courante est UMo.

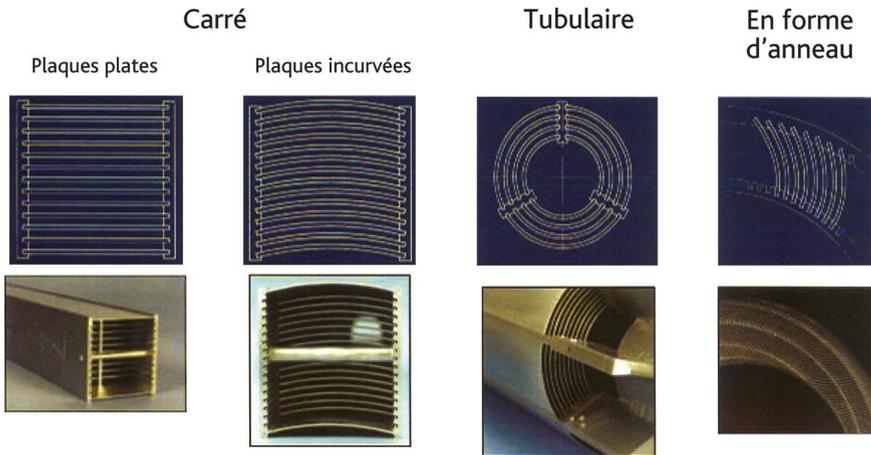


Figure 2.4. Différents types d'éléments ou d'assemblages combustibles de réacteurs de recherche.  
© Orano-CERCA.

modérateur. Le réflecteur du cœur est généralement constitué de béryllium ou de graphite. Il peut aussi être constitué par une cuve à eau lourde entourant le cœur du réacteur. Pour les réacteurs dits « à faisceaux sortis de neutrons », des ouvertures sont aménagées dans les parois latérales de la piscine pour le passage des canaux neutroniques.

Si certains des premiers réacteurs de recherche ont pu fonctionner avec de l'uranium naturel (comportant 0,7 % de son isotope fissile 235), profitant des excellentes propriétés neutroniques de l'eau lourde ou du graphite comme modérateur et réflecteur<sup>16</sup>, la plupart utilisent de l'uranium dont l'enrichissement en isotope 235 varie environ de 20 % jusqu'à 93 %.

Parmi les réacteurs de type piscine largement utilisés dans le monde, on peut mentionner ici les réacteurs TRIGA (abréviation de *T*Training, *I*sotope, *G*eneral *A*tomics) conçus et construits par la société américaine [General Atomics](#)<sup>17</sup> (voir la [figure 2.5](#) montrant deux de ces réacteurs), dont certaines de leurs caractéristiques, concernant tout particulièrement le combustible et le cœur, méritent d'être mentionnées.

Près d'une quarantaine de réacteurs TRIGA sont actuellement en service. Le plus puissant de ces réacteurs est le réacteur TRIGA du centre nucléaire de Pitesti en Roumanie, dont la puissance thermique est de 14 MW. Les autres réacteurs TRIGA ont des puissances thermiques allant d'une centaine de kW jusqu'à 3 MW.

Le cœur d'un réacteur TRIGA est positionné au fond d'une piscine contenant de l'eau déminéralisée. Il comporte un réflecteur en graphite ou en béryllium et comprend

- 
16. Réacteurs NRX (*National Research eXperimental*) et NRU (*National Research Universal*) au Canada, par exemple.
  17. En 1996, General Atomics s'est associé à la société française CERCA (Compagnie pour l'étude et la réalisation de combustibles atomiques, filiale d'Orano) pour créer TRIGA International. CERCA fabrique depuis cette date les assemblages des réacteurs TRIGA.

généralement une centaine de crayons de combustible contenant des pastilles à base d'un mélange d'uranium et d'hydru de zirconium (UZrH) gainées d'acier inoxydable ou d'alliage 800<sup>18</sup>. Le mélange homogène d'uranium (enrichi à 19,75 % en uranium 235) et d'hydru de zirconium (utilisé comme modérateur) permet d'obtenir un effet important et surtout immédiat de contre-réaction neutronique en cas d'augmentation de la température de ce mélange (coefficient de réactivité d'environ  $-10 \text{ pcm}^{19}/^{\circ}\text{C}$ )<sup>20</sup>. Du fait de la bonne stabilité métallurgique de ce combustible et de sa capacité à fonctionner à des températures élevées (habituellement à 750 °C avec une limite de stabilité du mélange combustible de 1 150 °C), ainsi que de l'important coefficient de réactivité négatif, le réacteur TRIGA peut être « pulsé » par des injections de réactivité à des niveaux de puissance très élevés (pouvant atteindre, pour les réacteurs TRIGA actuellement en exploitation, 22 000 MW) pendant des fractions de seconde, car l'augmentation rapide de la puissance est rapidement arrêtée par l'effet de réactivité négatif du modérateur. Il est également à noter que le combustible UZrH a un fort potentiel de rétention des produits de fission comparativement aux plaques combustibles à base d'aluminium.



**Figure 2.5.** À gauche, le réacteur TRIGA de Mainz, Allemagne. © Thomas Hartmann, Johannes Gutenberg University Mainz ; à droite, le réacteur TRIGA de l'université de l'Oregon, États-Unis. © Oregon State Radiation Center and School of Nuclear Science and Engineering.

18. Il s'agit d'alliages de fer, de nickel et de chrome, qui combinent une bonne résistance à la rupture et une excellente résistance à l'oxydation et à la carburation aux températures élevées et dans de nombreux environnements aqueux.
19. pcm : pour cent mille.
20. Il s'agit du coefficient  $\Delta k / k / ^{\circ}\text{C}$ , représentant la variation relative du coefficient de multiplication des neutrons par élévation de la température d'un degré Celsius.

## 2.2. Situation globale dans le monde

### 2.2.1. Données statistiques

D'après la base de données RRDB<sup>21</sup> – données de mai 2018 – de l'Agence internationale à l'énergie atomique (AIEA), 807 réacteurs de recherche ont été construits dans le monde et 23 sont en projet ou en cours de construction. Parmi les réacteurs construits, 430 réacteurs ont été déclassés (plus de la moitié de ces réacteurs sont aux États-Unis), 223 réacteurs sont en service, les 154 autres étant en arrêt de longue durée sans utilisation (ou non encore déclassés). Environ :

- 27 % des réacteurs de recherche ont une puissance (thermique) inférieure à 1 kW ;
- 35 % une puissance (thermique) comprise entre 1 kW et 1 MW ;
- 38 % une puissance (thermique) supérieure à 1 MW.

Parmi les réacteurs en service dans le monde :

- plus de 50 % d'entre eux correspondent à des réacteurs d'irradiation technologique (MTR) et polyvalents (produisant, en outre, des radioisotopes, disposant de « faisceaux sortis de neutrons »...) ;
- environ 20 % d'entre eux sont du type maquette critique de très faible puissance ;
- un peu plus de 10 % d'entre eux sont des petits réacteurs essentiellement dévolus à la formation et à l'entraînement.

La Fédération de Russie possède le plus grand nombre de réacteurs (en service ou en arrêt temporaire) de recherche (54), suivie par les États-Unis (50), la Chine (16), le Japon (9), l'Allemagne (7) et la France (5)<sup>22</sup>. Beaucoup de pays en voie de développement possèdent également des réacteurs de recherche ou en envisagent l'acquisition. Neuf réacteurs de recherche sont en construction dans le monde et quatorze sont en projet.

Malgré l'intérêt croissant porté aux réacteurs de recherche par les pays en voie de développement, le nombre total de ces réacteurs sur le plan mondial diminue d'une façon régulière (cette baisse depuis 2005 correspond en moyenne à l'arrêt d'un réacteur de recherche par an). Ce fait peut être attribué à l'ancienneté de certaines installations qui nécessiteraient souvent d'importants travaux de rénovation ou de modification pour porter leur sûreté à un niveau approprié au vu des pratiques actuelles. Cela peut aussi être dû à l'insuffisance des moyens budgétaires pour en assurer le fonctionnement et la maintenance voire à l'absence de programme d'utilisation. À cet égard, il convient de noter que près de 40 % des réacteurs de recherche sont sous-utilisés (154 réacteurs sont en arrêt de longue durée ou en arrêt permanent).

21. *Research Reactors Data Base*. Le recensement donné dans cette base tient compte des réacteurs de recherche ne relevant pas que des installations nucléaires civiles.

22. Sont ici comptés dans la base RRDB les réacteurs ISIS, RHF, CABRI, ORPHÉE et MASURCA.

## 2.2.2. Aspects génériques en matière de sûreté nucléaire et de non-prolifération

Malgré leur diversité de conception et de qualité d'exploitation, des questions importantes de sûreté revêtant un caractère générique ont été soulevées pour de nombreux réacteurs de recherche exploités dans le monde ; ces questions visent essentiellement :

- le maintien du niveau de sûreté du fait du vieillissement des installations (au sens large, y compris l'obsolescence de matériels),
- le management de leur sûreté par les exploitants,
- l'efficacité du contrôle réglementaire de leur sûreté.

Ces éléments ont en particulier été mis en évidence par les différents bilans de sûreté dressés par l'AIEA à l'occasion de diverses réunions et ateliers techniques, sur la base du retour d'expérience de ses activités concernant la sûreté des réacteurs de recherche, incluant les résultats de nombreuses missions de « revue de sûreté<sup>23</sup> ».

Un autre sujet marquant à caractère générique est la « conversion » des réacteurs de recherche utilisant initialement du combustible très enrichi en uranium 235 afin de lui substituer du combustible moins enrichi (n'excédant pas 20 % d'uranium 235), dans un souci de non-prolifération nucléaire.

La maîtrise du vieillissement et la « conversion » des réacteurs de recherche utilisant du combustible très enrichi en isotope 235 de l'uranium font l'objet de développements ci-après.

En outre, il a été indiqué précédemment que près de 20 % des réacteurs de recherche sont dans une situation d'arrêt prolongé, sans utilisation et sans une claire définition de leur avenir. Cela constitue un sujet de préoccupation de l'AIEA, qui entreprend différentes actions visant, notamment, à optimiser l'utilisation des réacteurs de recherche.

### 2.2.2.1 Maîtrise du vieillissement des réacteurs de recherche

Il convient de distinguer deux aspects :

- le vieillissement proprement dit qui résulte de divers mécanismes d'endommagement – ou pathologies – susceptibles d'affecter des composants (structures métalliques, ouvrages de génie civil, câbles et autres équipements électriques, etc.) au cours du temps, qui, en dépit des précautions<sup>24</sup> prises en termes de conception, de construction et d'exploitation, peuvent mener à des dégradations rédhibitoires (fissuration, fragilisation...);

---

23. Il s'agit des *Integrated Safety Assessment of Research Reactors* (INSARR) (évaluation intégrée de la sûreté des réacteurs de recherche).

24. Notamment sous la forme de marges, correspondant à des « provisions », pour les mécanismes d'endommagement qui peuvent être anticipés et quantifiés.

- l’obsolescence de matériels au regard de l’état le plus récent des technologies, des normes et des exigences de sûreté.

Les bilans de l’AIEA sur le retour d’expérience font ressortir que le vieillissement et l’obsolescence figurent parmi les causes premières d’incidents survenant dans les réacteurs de recherche dans le monde.

Le vieillissement et l’obsolescence concernent tout particulièrement les réacteurs d’irradiation, dont certains sont utilisés également pour la production de radioisotopes à usage médical.

La décision prise dans un pays de rénover un réacteur de recherche ou de l’arrêter, avec ou sans remplacement par un nouveau réacteur, va dépendre de plusieurs facteurs, en particulier :

- le taux d’utilisation de l’installation ;
- les besoins du pays (ou de la région) en radioisotopes pour des applications médicales ;
- les études expérimentales à réaliser en accompagnement d’un programme électronucléaire national en cours ou envisagé ;
- l’évolution de l’environnement du réacteur (urbain, industriel...) ;
- l’ampleur et le degré de faisabilité des travaux de rénovation nécessaires ainsi que leur coût, y compris ceux pour atteindre un niveau de sûreté satisfaisant.

Il convient de noter que, dans le cas des réacteurs de recherche, il est généralement possible de remplacer l’ensemble de leurs composants, à l’exception des ouvrages de génie civil. Cela a été confirmé par les importantes rénovations effectuées pour différents réacteurs de recherche.

Comme pour les autres types d’installations nucléaires, le vieillissement et l’obsolescence pour les réacteurs de recherche peuvent conduire à une réduction des marges de sûreté (par rapport à des phénomènes redoutés) si de telles évolutions ne sont pas détectées et corrigées à temps.

L’obsolescence peut notamment se traduire par des difficultés à approvisionner des pièces de rechange pour le remplacement de composants importants pour la sûreté.

Le vieillissement peut affecter des équipements importants au point de vue de la sûreté : par exemple la corrosion du cuvelage de la piscine du réacteur, ou encore des tuyauteries de circuits de refroidissement. Il peut aussi accroître le risque de défaillances dites de mode commun<sup>25</sup> de composants redondants.

Si, pour de nombreux réacteurs de recherche, la plupart des structures, systèmes et composants (SSC<sup>26</sup>) sont remplaçables, une approche systématique de maîtrise du

25. Défaillances de plusieurs composants du fait d’une même cause.

26. *Structures, Systems and Components*, expression anglaise utilisée notamment dans les normes de l’AIEA.

vieillessement, associée à un programme effectif permettant d'assurer cette maîtrise, est nécessaire. Cela implique par exemple l'utilisation de matériaux ayant une grande résistance à la corrosion ou de matériaux compatibles entre eux (pour effectuer des soudures, pour des protections radiologiques en piscines<sup>27</sup>, etc.) ou encore l'établissement de programmes de contrôle et de maintenance des équipements, incluant la surveillance d'échantillons représentatifs dédiés au suivi ou à l'anticipation du vieillissement d'équipements importants pour la sûreté. D'une façon générale, tous les paramètres pouvant influencer le vieillissement des installations et entraîner la dégradation de structures, systèmes et composants importants pour la sûreté doivent faire l'objet d'un suivi approprié durant la vie du réacteur.

Il convient que la maîtrise du vieillissement soit mise en place et réalisée de façon proactive et anticipative durant les différentes phases de la vie d'un réacteur de recherche. Par exemple, les modifications apportées à un réacteur de recherche ou à ses dispositifs expérimentaux ne doivent pas venir entraver les inspections et les tests destinés à détecter les signes de vieillissement de structures, systèmes et composants importants pour la sûreté – si possible plutôt à les faciliter. Cet objectif peut être satisfait en rendant (lors de la conception initiale de l'installation) et en conservant (en exploitation) ces matériels accessibles, sans préjudice de l'exposition aux rayonnements ionisants des personnes effectuant les inspections, notamment.

Enfin, le retour d'expérience existant sur le vieillissement, qu'il soit spécifique du réacteur concerné ou générique, incluant aussi le retour d'expérience d'installations industrielles, doit être pris en compte pour la maîtrise de son vieillissement. Il existe sur ce sujet une base de données de l'AIEA, dont l'objectif est d'assurer à l'échelle mondiale un partage des connaissances.

### **2.2.2.2 « Conversion » des réacteurs de recherche utilisant du combustible très enrichi en uranium 235**

L'utilisation dans les réacteurs de recherche de combustibles à base d'uranium très enrichi en isotope 235 présente un risque de détournement de cette matière fissile pour un usage non pacifique. Ce risque est d'autant plus important que la faible radioactivité de ces combustibles facilite leur manipulation.

L'uranium très enrichi en isotope 235 diffère de l'uranium naturel ou à faible enrichissement utilisé dans les réacteurs de puissance par sa teneur élevée en cet isotope (elle peut atteindre 93 %). Il est à cet égard considéré que la teneur maximale « non proliférante » est de 20 %, compte tenu des risques associés de détournement ou de vol de combustibles non irradiés et des risques liés à la production de plutonium au cours de l'irradiation, en réacteur, de combustibles faiblement enrichis en isotope 235.

Dans les années 1950 et 1960, les États-Unis et l'Union soviétique ont commencé à exporter de l'uranium très enrichi en isotope 235 dans le cadre de leurs programmes de

---

27. Par exemple, le plomb peut provoquer une corrosion de structures en aluminium selon la qualité physico-chimique de l'eau.

coopération nucléaire dans le domaine civil (en particulier le programme américain *Atoms for Peace*<sup>28</sup> lancé en 1954).

En 1978, le [Department of Energy](#)<sup>29</sup> (DOE) des États-Unis a lancé le programme intitulé *Reduced Enrichment for Research and Test Reactors*<sup>30</sup> (RERTR) dont le but était de « convertir » les réacteurs de recherche utilisant du combustible très enrichi en uranium 235, et d'origine américaine, à l'utilisation de combustible à faible enrichissement (inférieur à 20 %). Au milieu des années 1980, ce programme a été étendu pour y inclure les installations de production de radioisotopes, avec en particulier le développement de technologies de production de molybdène 99 pour la médecine nucléaire à l'aide de cibles d'uranium à faible enrichissement en isotope 235.

Au début des années 1990, le programme a également été étendu, en collaboration avec des instituts russes, aux réacteurs utilisant du combustible très enrichi d'origine russe. Cela a concerné du combustible très enrichi, neuf ou usé, de réacteurs de recherche en Pologne, Serbie, Ukraine et Ouzbékistan, dans le cadre de leur « conversion » à du combustible de faible enrichissement en uranium 235.

Après les attaques terroristes du 11 septembre 2001 sur les tours du *World Trade Center* à New York, les efforts et les ressources dédiés à la réduction de l'enrichissement en uranium 235 des combustibles utilisés dans les réacteurs de recherche ont été fortement augmentés, notamment avec le lancement par l'administration américaine, en 2004, du programme *Global Threat Reduction Initiative*<sup>31</sup> qui a regroupé le programme RERTR avec d'autres initiatives américaines. Cela vise notamment à renforcer les conditions d'autorisation des exportations d'uranium très enrichi en isotope 235 pour les réacteurs de recherche et à récupérer les combustibles nucléaires très enrichis exportés, après leur utilisation, en assurant leur sécurité.

Du lancement du programme RERTR à la fin de l'année 2011, environ 75 réacteurs de recherche (parmi 129 réacteurs de recherche sélectionnés dans le cadre de ce programme pour la conversion, incluant les réacteurs universitaires américains) ont été « convertis » à l'utilisation de combustible à faible enrichissement en uranium 235 ou ont été définitivement arrêtés. L'objectif du programme est de terminer vers 2020 la « conversion » des réacteurs restants, sachant que, pour 28 d'entre eux, la « conversion » suppose la « qualification » d'un nouveau combustible UMo<sup>32</sup> de haute densité (environ 7 grammes d'uranium par cm<sup>3</sup>).

Il convient de noter que la majorité des « conversions » dans les pays en voie de développement ont été réalisées en coopération avec l'[AIEA](#) et que cette « conversion » a été l'occasion, pour certains d'entre eux, d'une rénovation d'équipements importants pour la sûreté.

---

28. Des atomes pour la paix.

29. Ministère de l'énergie américain.

30. Réduire l'enrichissement pour les réacteurs d'essais et de recherche.

31. Initiative mondiale de réduction des menaces.

32. Combustible à base d'un alliage d'uranium et de molybdène, dans une matrice environnante d'aluminium (voir la figure 2.3).

## 2.3. Utilisations des réacteurs de recherche et principaux risques associés

Plusieurs réacteurs de recherche, implantés dans des universités ou dans des organismes de recherche, sont utilisés pour la formation d'étudiants, d'ingénieurs et de personnels de l'industrie nucléaire, incluant les personnels d'exploitation de réacteurs de recherche et de réacteurs de puissance, ou encore d'autorités de sûreté nucléaire.

Les réacteurs de recherche constituent également des outils pour la recherche fondamentale et des recherches appliquées, notamment dans les domaines de la physique nucléaire et des sciences de la matière, ainsi que de l'analyse par activation, de la radiochimie et de la médecine nucléaire. Ils permettent de produire une grande variété de radioisotopes pour des applications médicales ou industrielles, ainsi que pour l'agriculture et la recherche, et de créer des matériaux modifiés par transmutation neutronique<sup>33</sup> pour l'industrie électronique. Ils permettent aussi de tester divers types de combustibles nucléaires et d'étudier le comportement de différents matériaux sous irradiation ou dans des conditions accidentelles simulées.

Ces diverses utilisations des réacteurs de recherche sont développées dans les paragraphes qui suivent. Le lecteur pourra aussi consulter à ce sujet le rapport établi par l'AIEA en 2007 dressant un panorama détaillé de diverses utilisations des réacteurs de recherche dans le monde<sup>34</sup>.

### 2.3.1. Formation

En principe, tous les réacteurs de recherche peuvent être utilisés pour l'éducation et la formation professionnelle dans le domaine nucléaire. Mais pour des raisons de sûreté et d'accessibilité, les réacteurs de recherche de faible puissance (jusqu'à quelques centaines de kilowatts) sont mieux adaptés aux activités de formation, qui peuvent inclure notamment la réalisation de mesures neutroniques et de mesures de radioprotection, ainsi que la caractérisation d'un cœur de réacteur en établissant la courbe d'efficacité des éléments absorbants et en mesurant le coefficient de température et la distribution de puissance. Ce type de réacteur permet également aux personnes en formation d'acquérir des connaissances et une expérience pratique du pilotage d'un réacteur nucléaire (approche sous-critique, divergence...). Il est évidemment important d'utiliser des configurations de cœur spécifiques présentant une faible réactivité potentielle, permettant de prévenir les accidents de réactivité en cas de fausse manœuvre. Il est à noter également que le réglage des seuils de sécurité, opération répétée fréquemment pour un réacteur dédié à l'enseignement, constitue une opération dont la maîtrise nécessite une attention particulière au point de vue des facteurs humains et organisationnels, notamment de la part des formateurs ou du personnel d'exploitation.

---

33. Dopage du silicium pour la fabrication de composants électroniques.

34. Technical Reports Series No. 455 : *Utilization related design features of research reactors : a compendium*, 2007. Le lecteur pourra également consulter l'ouvrage du CEA « Les réacteurs nucléaires expérimentaux », monographie de la Direction de l'énergie nucléaire, 2012.

### 2.3.2. Recherche fondamentale

Les « faisceaux sortis de neutrons » de réacteurs de recherche permettent d'effectuer des recherches en physique nucléaire ou en physique de la matière condensée et d'étudier des structures cristallines par diffraction des neutrons thermiques. En effet, les neutrons, dont la masse unitaire est voisine de celle d'un atome d'hydrogène et dont la charge électrique est neutre, pénètrent aisément dans la plupart des matériaux et constituent ainsi un outil privilégié d'exploration de la matière. Avec une vitesse de l'ordre de 2 200 m/s, les neutrons thermiques ont une longueur d'onde associée de 0,18 nm (nanomètre), parfaitement adaptée à l'étude des structures cristallines par diffraction puisqu'elle est du même ordre de grandeur que les distances réticulaires dans les cristaux<sup>35</sup>.

Les réacteurs les plus adaptés pour les expériences de diffusion et de diffraction neutroniques et les études de physique des solides ont généralement des puissances thermiques supérieures à une dizaine de mégawatts et des flux neutroniques supérieurs à  $10^{14}$  neutrons/cm<sup>2</sup>.s.

L'utilisation d'une « source froide » contenant de l'hydrogène ou du deutérium liquide (à une température d'environ 20 K) ou d'une « source chaude » contenant du graphite (à une température d'environ 1500 K) permet de déplacer le spectre d'énergies des neutrons et d'obtenir pour certaines recherches des longueurs d'ondes plus élevées ou plus faibles. Par ailleurs, l'utilisation de canaux neutroniques, dont la longueur peut atteindre une centaine de mètres, permet d'augmenter le nombre d'expériences installées autour du réacteur.

Les principaux risques associés aux expériences menées auprès des canaux neutroniques sont des risques industriels classiques et des risques d'irradiation pour les expérimentateurs. Des irradiations élevées d'expérimentateurs se sont produites dans différentes installations, soit à la suite de dysfonctionnements d'organes de sûreté (tels que des obturateurs de faisceaux neutroniques, des balises ou des dispositifs de signalisation et de mesures de rayonnements), soit du fait d'un non-respect de consignes de sécurité par les expérimentateurs. Beaucoup des expérimentateurs concernés provenaient d'organismes extérieurs et ne connaissaient pas nécessairement les différents risques associés aux zones expérimentales dans lesquelles ils travaillaient. À la suite de ces incidents d'irradiation, les exploitants ont pris des dispositions pour mieux sensibiliser les expérimentateurs aux risques associés à leurs zones de travail (par exemple, mise en place à l'entrée de chaque zone expérimentale d'une affiche signalant les risques classiques et radiologiques associés). Des modifications matérielles ont été également réalisées, par exemple pour déclencher une alarme sonore et visuelle en cas d'accès non autorisé dans une zone expérimentale où le débit de dose dépasse une valeur prédéfinie.

Enfin, les risques associés aux « sources froides » et aux « sources chaudes », notamment ceux d'explosion d'hydrogène ou de deutérium ou d'explosion de vapeur (par interaction entre du graphite et de l'eau), qui sont susceptibles d'affecter le cœur d'un

---

35. « Les réacteurs de recherche », Francis Merchie, Encyclopédie de l'énergie, 2015.

réacteur ou ses « barrières » de confinement, sont à traiter dans le cadre de la démonstration de sûreté<sup>36</sup> de ce réacteur.

### 2.3.3. Irradiations expérimentales

Les réacteurs de recherche ayant une puissance thermique supérieure à une dizaine de mégawatts constituent un outil de choix pour l'étude et la qualification de combustibles nucléaires, de matériaux de structures et de composants des réacteurs de puissance (cuves, équipements internes, absorbants neutroniques, etc.). Les irradiations peuvent être réalisées dans des conditions neutroniques et thermohydrauliques représentatives du fonctionnement normal des réacteurs de puissance ou, pour certains réacteurs d'irradiation le permettant, dans des conditions représentatives de situations accidentelles de réacteurs de puissance correspondant à des insertions de réactivité ou à des réductions du débit de refroidissement du cœur du réacteur, sans aller jusqu'à des conditions sévères (fusion de combustible) qui sont spécifiquement étudiées avec les réacteurs d'essais de sûreté.

L'utilisation de réacteurs de recherche pour la réalisation de telles irradiations présente des avantages importants par rapport aux réacteurs de puissance :

- leur flux neutronique plus élevé permet d'obtenir les doses d'irradiation prévues dans des délais plus courts (par exemple pour l'étude du vieillissement de matériaux sous irradiation) ;
- la possibilité de mieux instrumenter les échantillons à étudier permet de mesurer par exemple, de façon plus précise, des températures, des pressions et les flux neutroniques ;
- la possibilité de rapprocher des échantillons de combustibles à étudier du cœur du réacteur en utilisant un « dispositif à déplacement » (téléscopique) permet de simuler des rampes<sup>37</sup> lentes de puissance (figure 2.6) ;
- les risques sont plus faibles en cas d'accident lors du déroulement d'une irradiation expérimentale.

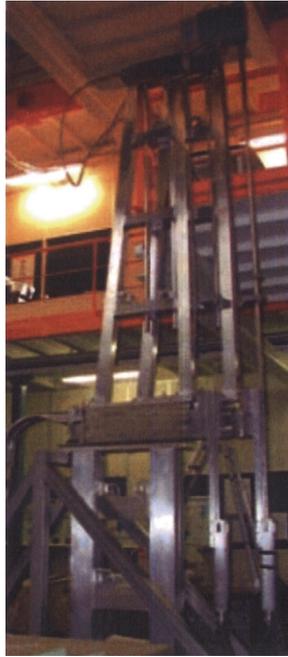
Les irradiations sont généralement réalisées dans des dispositifs expérimentaux contenant les échantillons de combustible ou les matériaux à irradier dans des conditions bien définies en termes de température, de pression, de flux neutronique, de fluide environnant (gaz neutre, eau liquide ou sous forme de vapeur, sodium liquide, etc.).

Chaque dispositif d'irradiation doit faire l'objet d'un examen spécifique en termes de sûreté, traitant en particulier des risques associés aux interactions possibles entre le dispositif et le réacteur, à savoir l'impact possible du dispositif sur la sûreté du réacteur et des autres « expériences », ainsi que l'impact, sur la sûreté du dispositif, des

---

36. Les dispositions qu'un exploitant a retenues en vue d'assurer un niveau de sûreté approprié de son installation doivent être décrites dans des documents qui visent à présenter les justifications du bien-fondé de ces dispositions et de leur caractère suffisant, ce qui est convenu d'appeler « démonstration de sûreté ».

37. Évolutions lentes de puissance au regard de transitoires rapides (« pulses »).



**Figure 2.6.** Dispositif télescopique du réacteur OSIRIS servant à réaliser des rampes lentes de puissance, d'après le rapport AIEA 455. © DR.

événements (liés au réacteur lui-même ou aux événements de type « agressions » internes ou externes) retenus pour la conception du réacteur et la démonstration de sûreté associée.

Parmi les dispositifs expérimentaux utilisés, on peut mentionner ici les capsules d'irradiation – qui ne sont pas instrumentées – et les boucles d'irradiation, à eau, à gaz ou à métal fondu (par exemple du sodium pour la filière des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium).

Les capsules d'irradiation comportent en général deux « barrières » (enveloppes métalliques) externes entre la matière radioactive et l'extérieur, dont l'étanchéité est surveillée par un suivi de la pression de la lame de gaz (azote ou hélium) présente entre les deux « barrières ». La sûreté des capsules repose sur des choix de conception justifiés par des calculs d'échauffement thermique et de montée en pression de ses différents constituants lors des irradiations ainsi que sur la compatibilité chimique<sup>38</sup> des matériaux mis en jeu. Des incidents mettant en jeu des capsules d'irradiation se sont produits, par éclatement ou perte d'étanchéité de « barrières », qui ont conduit à une contamination de la piscine ou des structures du réacteur, voire à l'irradiation d'expérimentateurs.

Les boucles d'irradiation permettent d'étudier le comportement de combustibles nucléaires utilisés dans les différentes filières de réacteurs nucléaires, dans des conditions

38. Risques de formation d'eutectiques, de corrosion galvanique (acier au contact de l'aluminium), etc.

représentatives des conditions de fonctionnement normales, incidentelles ou accidentelles des réacteurs de puissance. Ces boucles qui, comme les capsules d'irradiation, sont dotées d'enveloppes jouant un rôle de « barrière », s'en distinguent par l'existence d'un circuit de refroidissement des échantillons étudiés. Comme cela a été indiqué plus haut, le fluide de refroidissement peut être de l'eau (sous pression), un gaz ou un métal fondu.

Les différents paramètres d'un dispositif expérimental d'irradiation (pressions, températures, débits de refroidissement dans le cas des boucles, etc.) sont suivis en continu au cours des irradiations. Des actions de sécurité déclenchent l'arrêt automatique du réacteur ou la mise en sécurité du dispositif lui-même (par exemple, en cas de dépressurisation d'une boucle en pression), dès lors que des seuils prédéfinis sont dépassés.

Les principaux risques associés aux boucles d'irradiation incluent :

- le risque de contamination et d'irradiation de personnels en cas de perte d'étanchéité des « barrières » de la boucle ;
- le risque d'endommagement des structures de la boucle et d'émission de projectiles pouvant affecter la sûreté du réacteur en cas de fusion de l'échantillon de combustible testé suivie éventuellement d'une explosion de vapeur (la fusion de l'échantillon peut faire partie des objectifs recherchés pour certaines expériences).

Des dispositions sont prises pour prévenir ces risques et en limiter leurs conséquences.

## #FOCUS

### Quelques réacteurs plus particulièrement dédiés à des essais de sûreté

- **CABRI (centre d'études de Cadarache, France)**  
Essais relatifs au comportement de combustibles nucléaires en cas d'insertions rapides de réactivité (réacteurs à eau sous pression [REP], réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium [RNR]).
- **SCARABEE (centre d'études de Cadarache, France)** – ce réacteur a été arrêté et démantelé  
Essais en support à l'étude d'accidents de fusion par bouchage d'assemblage dans les RNR.
- **PHEBUS (centre d'études de Cadarache, France)**  
Essais relatifs aux accidents de refroidissement des REP et aux transferts de produits de fission associés.

- **NSRR (Nuclear Safety Research Reactor<sup>39</sup>, Tokai Mura, Japon)**  
Essais en support à l'étude d'insertions rapides de réactivité pour les combustibles de RNR et de réacteurs refroidis à l'eau légère.
- **TREAT (Transient Reactor Test Facility<sup>40</sup> - Idaho National Laboratories, Idaho Falls, États-Unis)**  
Essais en support à l'étude d'insertions rapides de réactivité pour divers combustibles (RNR, réacteurs refroidis à l'eau légère...).

### 2.3.4. Applications médicales

#### 2.3.4.1 Production de radioisotopes

Les radioisotopes que les réacteurs de recherche permettent de produire sont utilisés dans de nombreux domaines incluant notamment la médecine nucléaire, l'industrie, l'agriculture et la recherche.

L'utilisation de radioisotopes à des fins médicales est globalement en forte croissance. On compte chaque année plus de 30 millions d'examens et de traitements de cancers dans le monde. Le molybdène 99 (<sup>99</sup>Mo) est un exemple de radioisotope très fréquemment utilisé. Il sert à la préparation de générateurs de technétium 99m, qui est produit par désintégration  $\beta$  du molybdène 99 (période de 2,75 jours). Le molybdène 99 est un produit de fission obtenu par l'irradiation de petites plaques de combustible UAl, l'uranium pouvant avoir différents enrichissements en isotope 235. Dans certains réacteurs de recherche, le <sup>99</sup>Mo est produit par capture neutronique dans des cibles enrichies en <sup>98</sup>Mo.

Les principaux réacteurs producteurs de <sup>99</sup>Mo dans le monde sont des réacteurs anciens (BR2 en Belgique, HFR aux Pays-Bas, NRU au Canada, SAFARI<sup>41</sup> en Afrique du Sud – OSIRIS en France a été arrêté à la fin de 2015) qui nécessitent souvent des arrêts fréquents pour des opérations de maintenance, ce qui peut engendrer des risques de pénurie mondiale de <sup>99</sup>Mo.

Les risques associés à la production de radioisotopes dans les réacteurs de recherche incluent naturellement les risques de contamination et d'irradiation du personnel d'exploitation ainsi que le risque de rejets radioactifs dans l'environnement.

#### 2.3.4.2 Thérapie de tumeurs cancéreuses par capture neutronique

Plusieurs réacteurs de recherche sont utilisés pour traiter des tumeurs (mélanomes, tumeurs du cerveau). La méthode utilisée, connue sous l'acronyme BNCT (*Boron*

39. Réacteur de recherche en sûreté nucléaire.

40. Installation d'essai pour l'étude de transitoires en réacteurs.

41. *South African Fundamental Atomic Research Installation 1.*

*Neutrons Capture Therapy*<sup>42)</sup>, est fondée sur l'absorption de neutrons par le bore 10. Elle consiste à injecter une solution de bore 10 dans la tumeur à traiter et à l'irradier par un faisceau de neutrons provenant du réacteur. L'absorption de neutrons par le bore 10 conduit à l'émission de particules alpha qui sont très ionisantes. Les cellules cancéreuses sont détruites par ces particules dont le parcours est du même ordre de grandeur que le diamètre des cellules.

Des efforts de recherche restent nécessaires pour réduire les durées d'irradiation des patients et diminuer les doses reçues par les cellules saines.

## #FOCUS

### Radionucléides artificiels produits dans des réacteurs de recherche et utilisés dans le secteur médical

#### – Techniques de diagnostic :

Technétium 99m (issu de molybdène 99), xénon 133, tritium (<sup>3</sup>H), carbone 14, ruthénium 97, iode 125 ;

#### – Traitements thérapeutiques :

- **émetteurs  $\beta$**  (pour des synovites, resténoses (pathologies artérielles), soins palliatifs (cancers osseux) : yttrium 90, strontium 90, rhénium 186, erbium 169, cuivre 64, samarium 153,
- **émetteurs  $\gamma$**  (pour les cancers) : cobalt 60, iridium 192,
- **émetteur  $\beta$  et  $\gamma$**  (pour les cancers de la thyroïde, des hyperthyroïdies) : iode 131.

### 2.3.5. Analyse par activation

L'analyse par activation est une méthode permettant de déterminer avec précision des traces d'impuretés dans des échantillons de matériaux pour lesquels une haute pureté chimique est recherchée. Elle est fondée sur la transformation de noyaux atomiques stables en noyaux radioactifs par irradiation neutronique de l'échantillon testé et sur la mesure des rayonnements émis par les radionucléides formés dans le matériau irradié.

L'analyse par activation constitue le domaine d'utilisation le plus fréquent des réacteurs de recherche. Pratiquement n'importe quel réacteur ayant une puissance excédant une vingtaine de kilowatts est capable de fournir des flux de neutrons suffisants pour effectuer de telles analyses. L'utilisation de tubes hydrauliques ou pneumatiques

42. Thérapie de capture de neutrons par le bore.

reliant le réacteur aux laboratoires d'analyses permet de mesurer des éléments ayant une courte période radioactive.

Du point de vue de la sûreté, les risques associés à cette utilisation des réacteurs de recherche sont généralement faibles. Il s'agit des risques de contamination de locaux ou de personnes dans les laboratoires d'analyses, de risques d'irradiation à la suite du coïncement d'une navette contenant une capsule d'irradiation envoyée dans un tube hydraulique ou pneumatique, ainsi que de risques de contamination de structures internes du réacteur en cas d'échauffement excessif d'échantillons irradiés entraînant la perte de leur intégrité et la destruction de capsules d'irradiation. Les dispositions à prendre pour éviter les situations précitées et pour en limiter les conséquences, ainsi que la liste des matériaux dont l'irradiation est interdite dans le réacteur (comme par exemple le mercure à cause de ses propriétés corrosives), doivent être indiquées dans les règles d'exploitation de l'installation.

### **2.3.6. Applications industrielles**

Les applications industrielles des réacteurs de recherche sont très nombreuses. Seules trois d'entre elles, très courantes, seront mentionnées ci-après.

Les « faisceaux sortis » de neutrons thermiques permettent d'effectuer des neutronographies de divers objets. La technique de contrôle non destructif par neutronographie, qui est fondée sur la propriété des neutrons d'être arrêtés par des noyaux légers, est complémentaire de celle par radiographie, car elle permet d'examiner de faibles épaisseurs d'éléments légers et de fortes épaisseurs d'éléments lourds. La neutronographie est utilisée pour des contrôles non destructifs dans les domaines de l'aéronautique et de l'espace (par exemple pour le contrôle des dispositifs pyrotechniques équipant les lanceurs de fusée), ainsi que dans le domaine nucléaire. On peut citer à titre d'exemple l'installation de neutronographie des combustibles irradiés qui était associée au réacteur PHENIX à Marcoule, composée principalement d'un petit réacteur constitué d'une cuve contenant une solution fissile (nitrate d'uranyle), équipée d'un circuit de refroidissement, d'un réflecteur fixe et d'un réflecteur mobile permettant, par rapprochement avec la cuve, d'initier la réaction en chaîne.

L'irradiation neutronique de lingots de silicium modifie ce matériau en y générant d'une façon uniforme du phosphore 31, ce qui le rend semi-conducteur. Cette méthode permet d'obtenir une très bonne distribution de la résistivité dans les lingots de silicium utilisés pour la fabrication de composants pour l'industrie électronique tels que les diodes et thyristors.

L'irradiation par des neutrons rapides permet d'obtenir une coloration du topaze utilisé en bijouterie. Cette activité est interdite dans beaucoup de pays, mais est encore effectuée dans certains réacteurs de recherche dans le monde.

# Chapitre 3

## Aspects liés à la conception et à la démonstration de la sûreté des réacteurs de recherche au plan international

---

### ***3.1. Convergence des pratiques vers quelques grands objectifs, principes et démarches de sûreté***

La construction de réacteurs nucléaires (de recherche ou électrogènes) a démarré au milieu du XX<sup>e</sup> siècle, par quelques pays (États-Unis, ex-Union soviétique, France, Grande-Bretagne, etc.) engagés dans la recherche et la mise au point de technologies permettant de valoriser l'énergie issue de la fission nucléaire à des fins de production d'électricité.

Compte tenu des questions de sûreté et de radioprotection qui se posaient pour ces installations, mobilisant notamment des matières nucléaires et des produits de fission radioactifs, et dans l'objectif fondamental d'éviter l'exposition des travailleurs et des personnes du public ainsi que le rejet de substances radioactives dans l'environnement, les industriels impliqués adoptèrent, en relation avec les organismes et les instances de sûreté qui se mettaient progressivement en place, quelques objectifs, principes, démarches ou critères de sûreté fondamentaux : il s'agit, à titre d'exemples :

- du respect de « fonctions fondamentales de sûreté », que sont<sup>43</sup>, pour tous réacteurs, la maîtrise de la réactivité du cœur, l'évacuation de la chaleur dégagée par la matière radioactive, le confinement de celles-ci ;
- de l'interposition de plusieurs « barrières » physiques de confinement entre les matières radioactives et l'environnement ;
- de la hiérarchisation des équipements en fonction de leur importance pour la sûreté (« classement de sûreté ») ;
- ou encore de l'adoption d'un principe de redondance<sup>44</sup> pour les systèmes les plus importants pour la sûreté, etc.

Ils adoptèrent aussi des méthodes ou démarches en matière d'analyse et de démonstration de sûreté comme par exemple la détermination et l'analyse d'événements liés aux installations elles-mêmes, à caractère normal, incidentel ou accidentel, ainsi que d'événements pouvant aggraver ces installations, internes ou externes (incendie, inondation, séisme, etc.).

Les industriels développèrent parallèlement des règles pour la conception (incluant le dimensionnement<sup>45</sup>) et la construction d'équipements, traduisant les meilleures pratiques éprouvées et proposant différents niveaux d'exigences – dont le choix pour chaque équipement est à faire en fonction, notamment, de son classement de sûreté.

Par ailleurs, un partage d'expérience se mit progressivement en place, au niveau national puis au niveau international, et dans certains pays, notamment en France, la pratique de réexamens périodiques de sûreté – précisée plus loin aux paragraphes 3.5 et 9.2 – se développa, y compris, dès les années 1990, pour les réacteurs de recherche français.

Les organismes – industriels, organismes techniques de sûreté, autorités de sûreté... – représentants de ces pays ont apporté leur expérience et leurs savoir-faire dans l'établissement de « standards<sup>46</sup> » de sûreté de l'AIEA à usage international – la traduction française, que nous utiliserons dans la suite de cet ouvrage, est « normes ». Ces normes de sûreté de l'AIEA, qui ont intégré cette « connaissance », ont fait l'objet d'une concertation avec l'ensemble des États membres<sup>47</sup> en vue d'obtenir un large consensus.

43. La formulation retenue par l'AIEA (telle que dans le document SSR-3 qui sera évoqué au paragraphe 3.2.3) est celle-ci : « *La conception d'une installation de réacteur de recherche doit assurer l'accomplissement des principales fonctions de sûreté suivantes (...) pour tous les états de l'installation : (i) le contrôle de la réactivité ; (ii) l'évacuation de la chaleur du réacteur et de l'entreposage du combustible ; et (iii) le confinement de la matière radioactive, la protection contre les radiations et le contrôle des rejets radioactifs prévus, ainsi que la limitation des rejets radioactifs accidentels.* »

44. Doublement, voire plus, de certains systèmes, matériels ou composants pour assurer une même fonction, dans le but d'en accroître sa fiabilité.

45. Détermination des caractéristiques techniques (géométrie d'un équipement, débit d'une pompe...) d'une installation lors de sa conception pour satisfaire à des critères préétablis et à la pratique réglementaire.

46. Le terme anglais correspondant est *Safety Standards*.

47. Le 23 octobre 1956, 81 États ont approuvé le Statut de l'Agence, qui a ainsi été créée le 29 juillet 1957. L'AIEA comptait, au 30 avril 2018, 170 États membres.

Les normes de l'AIEA sont des documents qui juridiquement n'ont pas de caractère obligatoire, sachant toutefois, d'une part qu'ils constituent le « référentiel » documentaire sur lequel l'AIEA mène ses missions de « revue de sûreté » lorsqu'il est sollicité par un État membre, d'autre part que, tout particulièrement dans le cas des réacteurs de recherche, de nombreux États membres ont inscrits ces normes de sûreté dans leur réglementation nationale.

Aussi, le choix a été fait dans le présent chapitre, consacré à quelques-uns des aspects liés à la conception et à l'analyse de la sûreté des réacteurs de recherche au plan international, de s'appuyer sur le référentiel documentaire de l'AIEA.

### 3.2. Les normes de sûreté établies par l'AIEA

Le statut de l'AIEA lui permet d'établir des normes de sûreté, de promouvoir leur application par ses États membres, et d'apporter une assistance dans ce domaine aux États membres qui en font la demande.

Un code de (bonne) conduite (*Code of Conduct*) sur la sûreté des réacteurs de recherche a été établi et adopté par le Conseil des gouverneurs de l'AIEA en mars 2004. Ce code, dont le texte est similaire à celui de la Convention sur la sûreté nucléaire qui s'applique exclusivement aux réacteurs de puissance, est un document de haut niveau dont les orientations ne constituent pas une obligation juridique. Il fournit des lignes directrices pour l'élaboration et l'harmonisation des pratiques nationales en matière réglementaire et définit les conditions souhaitables pour la maîtrise de la sûreté des réacteurs de recherche.

Ce code de conduite est un élément-clé du programme d'activités de l'AIEA relatif aux réacteurs de recherche. Ce programme, approuvé par le Conseil des gouverneurs, comprend notamment l'élaboration de normes de sûreté qui concourent à l'application des orientations du code de conduite, à l'organisation et à la réalisation de « revues de sûreté » (INSARR), l'organisation de réunions thématiques régionales ou internationales, ainsi qu'à des activités de formation aux niveaux national ou régional pour promouvoir la mise en œuvre des orientations du code de conduite. Dans le cadre de ce programme, l'AIEA vise à faciliter le partage au niveau mondial du retour d'expérience d'exploitation et des leçons tirées des événements survenus dans des réacteurs de recherche, grâce notamment au système (base de données) IRSRR (*Incident Reporting System for Research Reactors*<sup>48</sup>) et aux réunions périodiques associées (voir le chapitre 4 pour plus de détails). Ce système est géré par l'AIEA, de la même manière que le système IRS<sup>49</sup> de déclaration d'incidents pour les réacteurs de puissance et le système FINAS<sup>50</sup> relatif aux installations du cycle du combustible. Il est toutefois à noter que seuls quelques incidents importants ou riches d'enseignements sont versés dans ces bases de données.

---

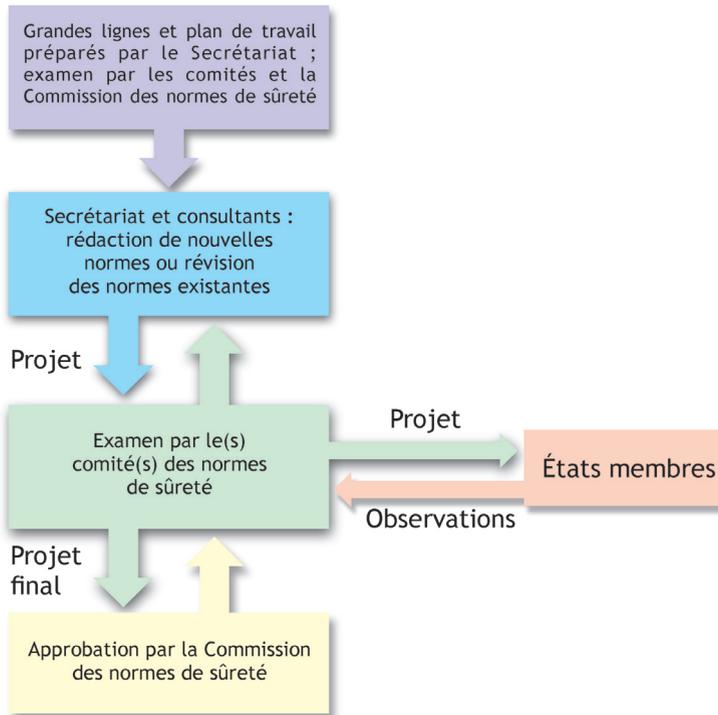
48. Système de déclaration des incidents pour les réacteurs de recherche.

49. *International Reporting System for operating experience* (système international de déclaration d'incidents).

50. *Fuel Incident Notification and Analysis System* (système de notification et d'analyse des incidents relatifs au combustible).

### 3.2.1. Processus d'élaboration des normes de sûreté de l'AIEA

L'élaboration des **normes de sûreté** de l'AIEA est organisée par le Secrétariat de l'Agence avec le support de quatre comités spécialisés (compétents dans les domaines<sup>51</sup> respectivement de la sûreté nucléaire, de la sûreté radiologique, de la sûreté des déchets radioactifs et de la sûreté du transport des matières radioactives), chapeautés par la **Commission des normes de sûreté** (CSS) dont les travaux sont soumis à l'approbation des États membres au sein du **Conseil des gouverneurs**. Le processus d'élaboration de nouvelles normes ou de révision de normes existantes est représenté schématiquement sur la **figure 3.1**. L'IRSN et l'ASN sont largement impliqués dans le développement de ces normes de sûreté de l'AIEA.



**Figure 3.1.** Processus d'élaboration ou de révision des normes de sûreté de l'AIEA (il est à noter que pour les documents de type *Safety requirements* (prescriptions de sûreté) ou *Safety fundamental* (fondements de sûreté), l'approbation finale est donnée par le Conseil des gouverneurs). © Georges Goué/IRSN.

51. Il s'agit plus précisément du comité des normes de sûreté nucléaire (NUSSC), du comité des normes de sûreté radiologique (RASSC), du comité des normes de sûreté des déchets (WASSC), du comité des normes de sûreté du transport (TRANSSC).

Il convient de signaler que d'autres organisations internationales spécialisées peuvent être amenées à participer à l'élaboration de ces **normes** soit en contribuant directement à leur rédaction, soit en faisant part de leurs observations sur des projets de textes.

Grâce à la mise en œuvre du processus décrit ci-dessus, les **normes de sûreté** de l'**AIEA** traduisent un large consensus de ses États membres. De ce fait, la mise en œuvre des normes de haut niveau (« fondements » et « prescriptions » de sûreté – voir le paragraphe 3.2.2) peut être considérée comme nécessaire pour obtenir un niveau de sûreté adéquat pour les installations nucléaires, sachant que la responsabilité de veiller à leur sûreté demeure une responsabilité nationale. Toutes les **normes** (y compris les « guides ») de sûreté sont généralement réexaminées cinq ans après leur publication pour déterminer si une révision s'impose.

### **3.2.2. Structure des normes de sûreté de l'AIEA**

Les **normes de sûreté** de l'**AIEA** sont constituées de trois types de documents : du plus général au plus spécifique, on distingue les fondements de sûreté, les prescriptions de sûreté et les guides de sûreté.

Les fondements de sûreté présentent les objectifs et principes généraux sur lesquels sont fondées les différentes normes de l'**AIEA** dans le domaine de la sûreté nucléaire.

Les prescriptions de sûreté visent à préciser les exigences à respecter pour assurer la protection des personnes et de l'environnement.

Les guides de sûreté apportent des éléments et éclairages de nature à faciliter l'application des fondements et des prescriptions ; ils sont assortis le cas échéant d'exemples de bonnes pratiques.

Les **normes de sûreté** de l'**AIEA** peuvent être divisées en deux grandes familles : les normes thématiques et les normes spécifiques à un type d'installations ou d'activités nucléaires. Des prescriptions de sûreté distinctes peuvent donc être établies d'une part pour des domaines transverses (thématiques) et d'autre part pour des installations ou activités spécifiques (centrales nucléaires, réacteurs de recherche, installations du cycle du combustible, manutentions et transports de matières radioactives...). Les guides de sûreté élaborés pour les domaines thématiques sont peu nombreux, au contraire de ceux établis pour les différents types d'installations.

En 2006, l'**AIEA** a adopté une nouvelle structure des **normes de sûreté** (figure 3.2), qui vise à assurer un lien logique clair entre les fondements, les prescriptions et les guides de sûreté.

Selon cette structure, les prescriptions de sûreté générales font l'objet d'un document unique, tandis que des prescriptions de sûreté particulières sont consacrées à différents types d'installations ou d'activités spécifiques. Par ailleurs, la nouvelle structure retient la même approche d'intégration des différents domaines (sûreté nucléaire, sûreté radiologique, sûreté des déchets et du transport des matières radioactives) que celle retenue pour les fondements de sûreté.

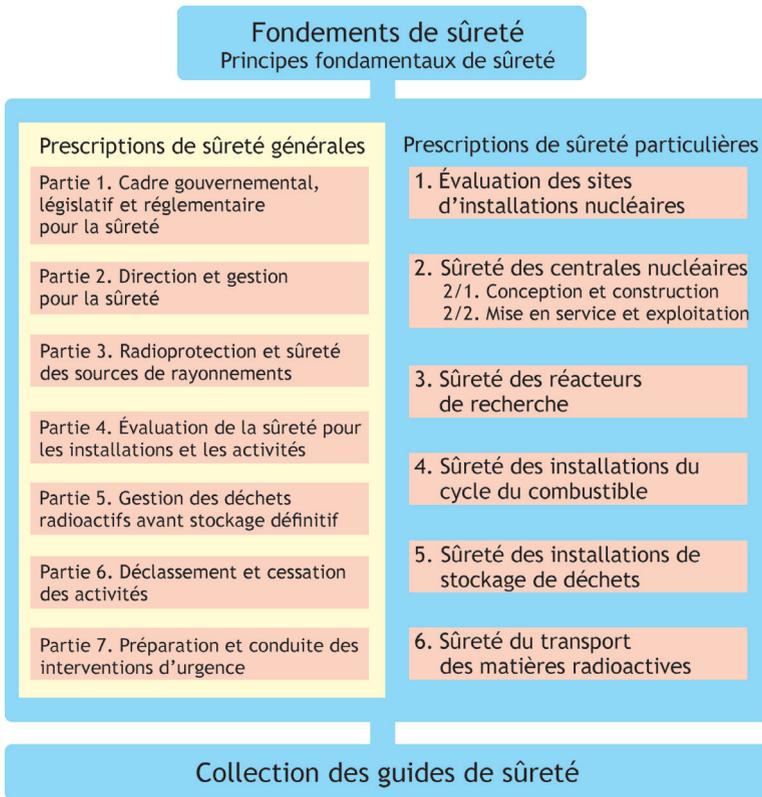


Figure 3.2. Structure de la collection des normes de sûreté de l'AIEA. © Georges Goué/IRSN.

### 3.2.3. *Présentation succincte des normes de sûreté pour les réacteurs de recherche*<sup>52</sup>

Un ensemble de **normes de sûreté** a été établi par l'AIEA dans le cadre de ses activités concernant la sûreté des réacteurs de recherche. Alors que la majorité de ces normes sont aujourd'hui classées dans la catégorie des normes spécifiques à un type d'installations, d'autres domaines de sûreté importants pour les réacteurs de recherche, tels que la préparation aux situations d'urgence et la gestion de telles situations<sup>53</sup>, relèvent maintenant des normes thématiques.

Ces **normes de sûreté** peuvent être utiles à tous les organismes impliqués dans la sûreté de réacteurs de recherche, qu'il s'agisse de concepteurs et d'exploitants ou

52. État en juin 2018.

53. Voir sur ce sujet les documents de l'AIEA : General Safety Requirements No. GSR Part 7: *Preparedness in Response for a Nuclear or Radiological Emergency*, et General Safety Guide No. GS-G.2.1: *Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency*.

d'utilisateurs, ou encore d'organismes de contrôle. Elles sont en particulier rédigées de manière à pouvoir être utilisées dans l'élaboration de réglementations nationales.

La norme **SSR-3** (*Safety of Research Reactors – Specific Safety Requirements*<sup>54</sup>), diffusée en 2016 et remplaçant la norme NS-R-4, rassemble des prescriptions de sûreté applicables à différents types de réacteurs de recherche refroidis par de l'eau (légère ou lourde) et d'une puissance thermique ne dépassant pas quelques dizaines de mégawatts. Pour les autres réacteurs de recherche d'autres types ou de puissance supérieure, des prescriptions de sûreté issues des **normes de sûreté** relatives aux réacteurs de puissance peuvent être à retenir.

Par rapport à la norme NS-R-4, la norme **SSR-3** apporte des prescriptions complémentaires sur des sujets tels que, notamment :

- la prise en compte d'un « domaine de conception étendu » (*Design Extension Conditions*)<sup>55</sup> ; ce sujet, qui concerne la prise en compte d'événements postulés pour la conception et la démonstration de sûreté d'un réacteur nucléaire, est développé plus loin ;
- l'utilisation d'une « approche graduée » ; cette approche est précisée plus loin ;
- le retour d'expérience d'exploitation ;
- l'interface entre sûreté et sécurité<sup>56</sup> – les dispositions en matière de sûreté et les dispositions en matière de sécurité ne devant pas se compromettre mutuellement ;
- la gestion des déchets issus de l'exploitation des réacteurs de recherche.

Les prescriptions de la norme **SSR-3** traitent d'aspects essentiels de la sûreté, incluant la gouvernance de la sûreté, le contrôle réglementaire, la démonstration de sûreté, l'assurance de la qualité, mais aussi toutes les grandes étapes de la vie de ces installations du choix du site jusqu'au déclassement final, en passant par la conception (« barrières » de confinement, fonctions fondamentales de sûreté, défense en profondeur, etc.), la construction, la mise en service, l'exploitation, l'utilisation et les modifications des réacteurs de recherche.

La norme **SSR-3** prescrit par ailleurs que les exploitants de réacteurs de recherche s'appuient sur des comités (ou groupes consultatifs) de sûreté indépendants<sup>57</sup>, ayant pour

---

54. Sûreté des réacteurs de recherche – exigences de sûreté spécifiques.

55. Accidents plus sévères que les *Design Basis Accidents* (accidents retenus pour la conception de base), d'origine interne ou externe (du fait de la définition donnée par l'AIEA aux *Postulated Initiating Events* [événements initiateurs postulés]).

56. Ce sujet n'est pas traité dans le présent ouvrage ; le lecteur pourra se reporter au document « Approche comparative entre sûreté et sécurité nucléaires », Collection documents de référence, IRSN 2009/117, disponible sur [www.irsn.fr](http://www.irsn.fr).

57. Il s'agit de l'indépendance par rapport au directeur de l'organisme exploitant ou du chef d'installation (membre de l'équipe de direction du réacteur à qui l'exploitant assigne la responsabilité directe de l'exploitation du réacteur de recherche et l'autorité en la matière, et dont les fonctions consistent principalement à s'acquitter de cette responsabilité).

missions de les conseiller sur les aspects pertinents de la sûreté de leur réacteur (conception, mise en service, exploitation) et de ses utilisations (expériences, formation...).

Ces comités comportent des spécialistes des divers domaines dont dépend la sûreté du réacteur de recherche concerné, sachant qu'il peut s'agir d'experts extérieurs indépendant de l'organisme exploitant concerné. Les questions ou sujets de sûreté à examiner par de tels comités concernent notamment :

- la conception, y compris la composition chimique, des éléments combustibles nucléaires et des éléments de contrôle de la réactivité du cœur du réacteur,
- les modifications de limites et conditions d'exploitation,
- les propositions d'essais et d'expériences, ainsi que de nouveaux systèmes, équipements ou procédures importants pour la sûreté,
- les propositions de modifications d'éléments de l'installation importants pour la sûreté,
- les incidents qui doivent faire ou ont fait l'objet d'une déclaration à l'organisme de réglementation,
- les réexamens périodiques de sûreté de l'installation,
- les bilans des rejets radioactifs dans l'environnement (en fonctionnement normal, incidentel ou accidentel) et des doses de rayonnements au personnel de l'installation et aux personnes du public.

Un certain nombre de guides de sûreté aident à l'application des prescriptions présentées dans la norme NS-R-4 (et de fait celles reprises dans la norme [SSR-3](#)) pour les réacteurs de recherche. La liste commentée en est donnée dans le [tableau 3.1](#) à la fin du présent chapitre (guides existant à la date de juillet 2018).

### **3.2.4. Application des normes de sûreté de l'AIEA**

Comme cela a été indiqué précédemment, les [normes de sûreté](#) de l'AIEA sont l'expression d'un consensus international qui vise la protection des personnes et de l'environnement. Toutefois, les États membres ne sont pas obligés en droit de les appliquer. En revanche, l'AIEA les applique à ses propres activités concernées dans le cadre d'accords d'assistance ou de fourniture d'équipements conclus avec les États membres. De tels accords prévoient également que le pays bénéficiant d'une assistance pour acquérir ou exploiter un réacteur de recherche doit respecter les normes de sûreté de l'AIEA.

Plus généralement, l'AIEA encourage ses États membres à introduire dans leurs réglementations nationales et à appliquer à leurs installations les [normes de sûreté](#) relatives aux réacteurs de recherche ainsi que celles relatives à l'infrastructure législative et gouvernementale pour la sûreté nucléaire, la sûreté radiologique, la sûreté des déchets radioactifs et la sûreté du transport des matières radioactives.

Enfin, il faut souligner, comme cela a déjà été indiqué au paragraphe [3.1](#), que l'ensemble de ces normes servent de référence pour les « revues de sûreté » de l'AIEA.

### 3.2.5. Documents en support à l'application des normes de sûreté de l'AIEA

Des documents autres que les **normes de sûreté** sont publiés par l'AIEA sous la dénomination de *Safety reports* (rapports de sûreté) et de *Technical documents* (documents techniques) (TECDOC). Ils n'établissent aucune préconisation ou recommandation nouvelle et ne sont destinés qu'à faciliter l'application des guides de sûreté en fournissant des informations techniques, des exemples pratiques et des méthodes détaillées. Il existe de nombreux documents de ce type qui concernent spécifiquement les réacteurs de recherche. Ils couvrent des domaines comme les infrastructures techniques et réglementaires à mettre en place par les pays souhaitant démarrer un programme électronucléaire par la construction d'un premier réacteur de recherche, la « conversion » de réacteurs de recherche (pour l'utilisation de combustibles à faible enrichissement en uranium 235), l'évaluation du site, l'évaluation des rejets radioactifs<sup>58</sup> et des conséquences radiologiques d'accidents, la mise en œuvre d'un système de management intégré, le vieillissement, les arrêts prolongés et le déclassement des installations, ainsi que les analyses de sûreté correspondantes.

L'élaboration de ces documents est plus simple que pour les **normes de sûreté**, car ils ne suivent pas le processus complet d'examen et de contrôle effectué pour les normes de sûreté de l'AIEA.

Il a été vu précédemment qu'une proportion significative de réacteurs de recherche est dans une situation prolongée d'inutilisation. L'AIEA a ainsi établi en 2004 un document technique sur ce sujet, le **TECDOC-1387** intitulé *Safety considerations for research reactors in extended shutdown*<sup>59</sup>. Ce document fournit quelques préconisations en la matière et des pratiques considérées comme satisfaisantes à l'égard de différentes questions de sûreté qu'une telle situation soulève, comme par exemple :

- le maintien des compétences et de la « mémoire » de l'histoire de l'installation au plan technique,
- la qualification du personnel utilisé,
- les moyens humains, la disponibilité d'un nombre suffisant de personnels en cas de survenue d'une situation d'urgence,
- les équipements (instrumentation comprise) pouvant être mis hors service,
- les conditions de préservation des équipements (ce qui peut conduire à leur retrait pour les entreposer dans un environnement moins sollicitant [*mothballing*, ou « mise sous cocon »], comme le déchargement du combustible du cœur pour un entreposage),
- la surveillance, les essais périodiques et la maintenance des structures, systèmes et composants,

---

58. Le terme anglais utilisé est *Source Term* (« terme source »). Il s'agit des rejets hors de l'installation en situation accidentelle, exprimés en Becquerels (Bq) de chaque radionucléide.

59. Considérations de sûreté pour les réacteurs de recherche en arrêt prolongé.

- la prévention des risques de criticité, le devenir des modérateurs neutroniques utilisés pour le fonctionnement du réacteur (par exemple, pour les réacteurs à eau lourde, le retrait de cette eau pour un entreposage sûr),
- la protection radiologique,
- l'adaptation éventuelle des règles d'exploitation, la documentation associée, ses mises à jour,
- les modalités à adopter pour un redémarrage du réacteur après un arrêt prolongé (notamment la réalisation d'un programme d'essais préopératoires des équipements)...

### 3.3. *Dispositifs d'échanges ou d'évaluations de l'AIEA*

Pour la réalisation de ses activités visant à l'amélioration globale de la sûreté des réacteurs de recherche dans le monde, l'AIEA dispose des différents moyens suivants :

- des réunions internationales ou régionales sont organisées, dédiées à l'application du [code de conduite](#) pour la sûreté des réacteurs de recherche. De telles réunions constituent des forums d'échanges où les participants peuvent faire part de leur retour d'expérience et dégager des bonnes pratiques en matière de sûreté. Des auto-évaluations effectuées dans le cadre de ces réunions permettent également à l'AIEA de mieux identifier les besoins des États membres et des axes d'améliorations concernant le management de la sûreté des réacteurs de recherche. Ces éléments sont ensuite pris en compte dans la définition et la réalisation des programmes d'activités de l'AIEA ;
- des ateliers (*workshops*) de formation (nationaux ou régionaux) sont également organisés sur des sujets spécifiques identifiés par l'AIEA comme importants pour le pays demandeur ou pour la région ;
- les missions dénommées [INSARR](#), qui peuvent être diligentées à la demande des États membres pour effectuer des « revues de sûreté » de réacteurs de recherche ou aider à résoudre des questions de sûreté ou de radioprotection aussi bien de nature technique que de nature organisationnelle, y compris pour ce qui concerne les aspects contrôle et réglementation. Ces revues couvrent une vingtaine de thèmes. Elles sont conduites par l'AIEA avec la participation d'experts provenant d'organismes exploitants ou d'organismes de sûreté de différents pays ;
- des missions plus pointues d'experts peuvent également être organisées pour fournir aux organismes demandeurs des conseils et une assistance pour la résolution de problèmes de sûreté spécifiques ;
- des réunions périodiques organisées en moyenne tous les 18 mois dans le cadre du système [IRSRR](#), consacrées à des échanges d'informations sur les incidents significatifs survenus dans des réacteurs de recherche et qui peuvent présenter des enseignements pour l'ensemble des réacteurs de recherche.

Enfin, les programmes de coopération technique de l'AIEA apportent un soutien financier pour promouvoir la participation de spécialistes provenant d'États membres en voie de développement (nucléaire) aux réunions et ateliers précités. Des ressources de l'AIEA sont également utilisées pour la réalisation des missions INSARR et des missions d'experts prévues dans les projets de coopération technique établis avec les pays concernés.

## **3.4. Quelques grands principes, démarches et approches de sûreté**

### **3.4.1. Organisation du contrôle de la sûreté, culture de sûreté**

Les principes et objectifs fondamentaux de la sûreté ont fait l'objet du document SF-1 intitulé « **Principes fondamentaux de sûreté** », publié en 2006 par l'AIEA. Ce document constitue la base sous-jacente des prescriptions de sûreté. Les dix principes de sûreté qui y sont développés couvrent la sûreté « nucléaire » et la sûreté « radiologique », sachant que ce document rappelle que l'objectif premier de la sûreté est de protéger l'homme et l'environnement des effets nocifs des radiations ionisantes. Les principaux éléments présentés concernant l'organisation du contrôle de la sûreté sont les suivants :

- la responsabilité première en matière de sûreté incombe à la personne ou à l'organisation responsable des installations ou activités entraînant des risques radiologiques. Le titulaire d'une autorisation d'exploiter une installation ou de conduire une activité conserve cette responsabilité pendant toute la durée de « vie<sup>60</sup> » de l'installation ou de l'activité et ne peut pas la déléguer ;
- un cadre juridique et gouvernemental efficace pour la sûreté doit être établi et maintenu. Le gouvernement est responsable de l'établissement et de la mise en œuvre des processus d'adoption de lois et de règlements nécessaires. Il est également responsable de la désignation d'un organisme réglementaire, indépendant des organismes exploitants, possédant l'autorité juridique, les compétences techniques et de gestion, ainsi que les ressources adéquates pour s'acquitter de ses responsabilités ;
- un système de management intégré (qualité, sûreté...) efficace doit être mis en place, favorisant notamment la promotion d'une « culture de sûreté » (notion précisée plus loin). Concernant les accidents, le principal moyen de les prévenir et d'atténuer les conséquences de ceux qui se produiraient néanmoins est la défense en profondeur (voir le paragraphe 3.4.2) ;
- la sûreté des installations et des activités entraînant des risques radiologiques doit être appréciée selon une « approche graduée » tenant compte d'une manière proportionnée des risques potentiels qui leur sont associés (paragraphe 3.4.4).

---

60. Celle-ci incluant, à la fin, les aspects liés au démantèlement et à la gestion des déchets.

Dans l'application effective de ces objectifs et principes de sûreté, il existe, pour les réacteurs de recherche, de grandes disparités dans le monde concernant :

- l'efficacité et l'indépendance des organismes de réglementation et de contrôle, compte tenu des compétences et des ressources dont ils disposent ;
- la mise à jour de la documentation de sûreté pour refléter l'état réel des installations ;
- la validité et le caractère « enveloppe » des analyses de sûreté de ces installations.

Il convient de noter toutefois que, dans les pays où la construction d'un nouveau réacteur de recherche est considérée comme une étape importante dans la préparation d'un programme électronucléaire, les infrastructures de sûreté et de réglementation se réfèrent généralement aujourd'hui aux [normes de sûreté](#) de l'AIEA et aux bonnes pratiques internationales.

La notion de culture de sûreté est née des réflexions qui ont été engagées après l'[accident survenu à la centrale nucléaire de Tchernobyl](#) le 26 avril 1986. En effet, si les actions menées à la suite de l'[accident de Three Mile Island](#) en 1979 s'étaient concentrées notamment sur les aspects ergonomiques et cognitifs des postes de travail dans les réacteurs et les autres installations nucléaires, 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 organismes menant des activités dans le domaine nucléaire a en général été considéré comme la réponse adéquate. Les réflexions post-Tchernobyl militèrent pour une vision plus internationale de la sûreté nucléaire. Elles se concrétisèrent notamment par la diffusion de différents rapports émanant de l'INSAG<sup>61</sup>, groupe d'experts internationaux en sûreté nucléaire créé alors auprès de l'AIEA. Parmi ces rapports on peut citer le *Summary Report on the Post-accident Review Meeting on the Chernobyl Accident*<sup>62</sup> (*Safety Series No.75-INSAG-1*<sup>63</sup>) diffusé en septembre 1986, dans lequel apparaît la notion de culture de sûreté, qui sera approfondie en 1991 dans le rapport intitulé *Safety Culture*<sup>64</sup> (*Safety Series No.75-INSAG-4*). La culture de sûreté est définie comme « *l'ensemble de caractéristiques et des attitudes des organisations et des personnes qui font que (...) les aspects de sûreté bénéficient de l'attention en rapport avec leur importance* ». La culture de sûreté suppose notamment que, dans une organisation, soient favorisés les attitudes interrogatives, prudentes et rigoureuses et la communication entre les personnes.

Deux autres rapports de l'INSAG sont à citer :

- le rapport intitulé *Management of operational Safety in Nuclear Power Plants*<sup>65</sup> (*Safety Series No.75-INSAG-13*), diffusé en 1999. Ce rapport aborde les aspects du management de la sûreté qui ont une importance dans la promotion de la culture

61. *International Nuclear Safety Group*.

62. Rapport résumé d'examen post-accidentel de l'accident de Tchernobyl.

63. Mis à jour en 1992 par le rapport *Safety Series No.75-INSAG-7*.

64. Culture de sûreté.

65. Gestion de la sûreté opérationnelle dans les centrales nucléaires.

de sûreté, accompagnés de préconisations et de bonnes pratiques. Des préconisations sont en particulier données pour ce qui concerne le maintien d'un management de la sûreté lors de changements d'organisation, sur la façon de surveiller les performances en matière de sûreté et comment une baisse de performances peut être détectée suffisamment tôt, avant qu'elle n'ait un impact significatif sur la sûreté ;

- le rapport intitulé *Key Practical Issues in Strengthening Safety Culture*<sup>66</sup> (*Safety Series No.75-INSAG-15*), diffusé en 2002. Ce rapport, qui inclut un certain nombre de questions qui peuvent être posées dans le cadre d'un autodiagnostic de culture de sûreté au sein d'une organisation, aborde des sujets-clés tels que : l'importance de la façon de communiquer et de se faire comprendre en matière de sûreté et notamment la compréhension du pourquoi des procédures par les utilisateurs eux-mêmes, la culture du « reporting<sup>67</sup> » et l'attention qui doit être portée aux incidents évités de justesse et aux dérives possibles (« le risque toléré devient validé<sup>68</sup> »), l'aptitude d'une organisation à se remettre en question à tous les niveaux (« organisation apprenante<sup>69</sup> »).

Les éclairages et préconisations contenus dans ces différents rapports de l'INSAG sont pertinents quelle que soit l'installation considérée, dont les réacteurs de recherche – et qu'il s'agisse des exploitants, des concepteurs ou d'autres organismes pouvant contribuer de façon notable à leur exploitation. Il convient de souligner que pour ce qui concerne les réacteurs de recherche, si des enjeux de « production » existent comme dans le cas des réacteurs de puissance (production d'expériences, de radioisotopes... pour les réacteurs de recherche, production d'électricité pour les réacteurs de puissance), la culture de sûreté vise deux populations : d'une part le personnel d'exploitation, d'autre part, dans une certaine mesure, les expérimentateurs. Il sera montré au paragraphe 10.1.1, au regard du retour d'expérience d'incidents, l'importance d'une sensibilisation suffisante, en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, des opérateurs impliqués dans les activités expérimentales.

---

66. Questions clés pratiques en matière de renforcement de la culture de sûreté.

67. Déclaration ou information.

68. En rapport avec ce dernier sujet, il ne paraît pas inutile d'évoquer ici un travail mené par une sociologue américaine, Diane Vaughan, concernant l'accident de la navette Challenger, publié en 1996 dans le livre *The Challenger Launch Decision, Risky Technology, Culture and Deviance at NASA* (Décision de lancement de la navette Challenger). Il y est montré comment ce qui peut apparaître rétrospectivement comme une série d'erreurs clairement identifiables a été en réalité une succession de décisions et d'interprétations parfaitement compréhensibles dans le contexte dans lequel elles ont été élaborées, mais qui constituaient des micro-écarts aux limites habituelles et conduisaient insensiblement à une « normalisation de la déviance ».

69. L'INSAG-15 souligne également que, bien que la culture de sûreté ne puisse être directement réglementée, il est important que les organismes de sûreté comprennent comment leurs actions peuvent avoir une influence, dans les organismes menant des activités dans le domaine nucléaire, sur le développement de la culture de sûreté et l'amélioration des aspects humains les plus informels en matière de sûreté.

### 3.4.2. Les « barrières » de confinement, les fonctions fondamentales de sûreté, la défense en profondeur

Historiquement, au plan de la sûreté, la conception des réacteurs s'est assez naturellement fondée sur un principe d'interposition de « barrières » physiques multiples de confinement entre les matières radioactives et l'environnement et des fonctions fondamentales de sûreté ont été adoptées ; ces dernières ont été précisées au paragraphe 3.1.

L'adoption de multiples « barrières » de confinement constituait déjà en soi une défense en profondeur. Mais cette notion a pris un sens beaucoup plus large au fil du temps pour aboutir à la description qui suit.

Le principe de défense en profondeur peut se résumer en la mise en place d'une succession de plusieurs « niveaux de défense » de telle sorte que, en cas de défaillance d'un niveau, ses conséquences soient atténuées par les niveaux de rang plus élevé. L'indépendance des différents niveaux de défense apparaît dès lors comme un « élément-clé<sup>70</sup> » pour l'atteinte de cet objectif ; elle doit être recherchée, autant que raisonnablement possible<sup>71</sup>.

Les objectifs généraux du principe de défense en profondeur sont :

- de pallier les défaillances humaines ou d'équipements ;
- de maintenir efficaces les « barrières » de confinement en prévenant l'endommagement de l'installation et des « barrières » elles-mêmes ;
- de protéger les personnes du public et l'environnement en cas de défaillance de ces « barrières ».

Un concept associé au principe ci-dessus a été développé au fil du temps jusqu'à être formalisé, dans le rapport *INSAG-10 (Defence in Depth in Nuclear Safety<sup>72</sup>)* publié en 1996, en cinq niveaux. Ces cinq niveaux sont schématisés sur la [figure 3.3](#).

Dans le concept de défense en profondeur, la notion de niveau correspond à un ensemble de dispositions telles que des caractéristiques intrinsèques liées à l'installation considérée (réacteur, piscine d'entreposage de combustible...), des dispositions matérielles (structures, systèmes et composants) et des procédures.

La manière d'articuler ces niveaux peut varier d'un pays à l'autre ou être influencée par la conception de l'installation mais les principes les plus importants sont communs.

Le niveau 1 étant le premier niveau, il a une fonction prédominante de prévention. Les niveaux 4 et 5 étant les derniers, ils ont principalement pour fonction la limitation de conséquences d'accidents sérieux.

Par ailleurs, les différents niveaux de la défense en profondeur doivent être équilibrés. Le rapport *INSAG-10* souligne à cet égard que le fait de disposer de moyens de gestion d'accidents au niveau 4 de la défense en profondeur ne saurait compenser des déficiences dans les niveaux de rang inférieur.

70. Expression utilisée dans l'INSAG-10.

71. L'amélioration de l'indépendance des niveaux de défense en profondeur « *as far as reasonably achievable* » apparaît notamment dans les objectifs de sûreté retenus par l'association WENRA pour les réacteurs du futur.

72. Défense en profondeur en sûreté nucléaire.



**Figure 3.3.** Le concept de défense en profondeur tel que développé dans le rapport INSAG-10 : objectifs et moyens. © Georges Goué/IRSN.

Des conservatismes et des marges (par rapport aux phénomènes redoutés) sont globalement à adopter pour les trois premiers niveaux de la défense en profondeur (choix du site, conception et démonstration de sûreté [par exemple pour la fixation des seuils de déclenchement des systèmes de protection et de sauvegarde], construction, exploitation et modifications...). Des « provisions » sont à adopter pour l'anticipation du vieillissement (pour les mécanismes connus). Pour les niveaux 4 et 5 de la défense en profondeur, des considérations dites « *best-estimate*<sup>73</sup> », ou raisonnablement conservatives, sont adoptées.

Le rapport **INSAG-10** souligne aussi que, dans la mise en œuvre du principe de défense en profondeur, les agressions internes ou externes (incendie, inondation, séisme...) nécessitent une attention particulière, car elles sont de nature à pouvoir mettre en cause simultanément plusieurs niveaux de cette défense en profondeur.

Le rapport **INSAG-10** prévoit également que si la mise en œuvre d'une défense en profondeur n'est pas possible à l'égard de certains événements (tels qu'une rupture brutale d'un composant sous pression), plusieurs « niveaux de précautions » sont alors à introduire à la conception et en exploitation. De telles précautions peuvent par exemple être prises dans le choix des matériaux, en retenant des marges additionnelles de sûreté lors du dimensionnement, en minimisant les longueurs de soudures, en adoptant des modalités apprivoisées de suivi en service, etc.

Les différents niveaux de la défense en profondeur sont précisés ci-après.

73. Mot à mot : meilleures estimations. Cette expression signifie que tous les conservatismes adoptés pour les niveaux précédents ne le sont pas pour de telles considérations.

## ► Premier niveau : prévention des anomalies de fonctionnement et des défaillances

Une installation nucléaire telle qu'un réacteur (électronucléaire ou de recherche) doit être dotée d'une robustesse intrinsèque afin de réduire les risques de défaillance. Cela implique qu'après une première définition de l'installation (et de choix d'options de conception), l'identification claire (aussi exhaustive que possible) des conditions normales et anormales d'exploitation soit effectuée dans le but d'assurer une bonne robustesse ou résistance des systèmes et des composants, y compris à des conditions accidentelles. Dans le concept de défense en profondeur, le niveau 1 doit procurer une « base initiale de protection » contre les agressions internes et externes (séisme, chute d'avion, incendie, explosion, inondation...), même si des dispositions additionnelles peuvent être requises aux niveaux plus élevés. L'étude des agressions conduit à choisir par exemple un niveau sismique de référence, des conditions météorologiques maximales (exprimées en vitesse du vent, un poids de neige, une gamme de températures), une onde de surpression maximale à l'égard d'éventuels explosions externes d'origine industrielle par exemple et les durées de sollicitation à ces phénomènes. Le choix du site a bien évidemment un rôle déterminant pour limiter ces contraintes.

Les différents SSC de l'installation peuvent alors être calculés, construits, contrôlés, installés, essayés, exploités et faire l'objet d'une maintenance préventive appropriée, en suivant des règles bien établies et qualifiées, procurant des marges suffisantes par rapport à des limites définies pour assurer le bon comportement de l'installation, plus précisément pour assurer que les SSC rempliront leurs missions attendues dans les différentes circonstances prévues. Ces marges doivent permettre d'éviter de solliciter couramment les systèmes conçus pour faire face aux situations anormales, en particulier le recours aux dispositions prévues aux niveaux 2 et 3 de la défense en profondeur.

Des ensembles de règles codifiées (dans des « codes » de conception et de construction<sup>74</sup>) définissent de manière précise et contraignante les conditions de calcul, d'approvisionnement, de fabrication, de montage, de contrôle, d'essais, de maintenance préventive des matériels ayant une importance pour la sûreté de l'installation, afin d'assurer leur qualité au sens le plus large de ce terme.

Tout cela permet de préciser le domaine d'exploitation normal de l'installation et les modalités d'exploitation associées.

Par ailleurs, une technologie de réacteur<sup>75</sup> aux évolutions suffisamment lentes et aux contrôles automatisés permet de diminuer le risque de stress pour le personnel de

---

74. Qui doivent traduire les meilleures pratiques industrielles éprouvées. On peut citer le code américain ASME (American Society of Mechanical Engineers), le RCC-M (règles de conception et de construction pour des matériels mécaniques) pour les réacteurs français à eau sous pression, le RCC-MRx (règles de conception et de construction pour les matériels mécaniques des structures à hautes températures et des réacteurs expérimentaux et à fusion) applicable notamment aux réacteurs de recherche.

75. Les concepteurs utilisent couramment l'expression « procédé » pour désigner dans son ensemble la technologie liée à un réacteur.

conduite. Les dispositions de l'interface homme-machine et les délais disponibles avant une intervention manuelle peuvent avoir une contribution positive importante.

Le choix des personnels intervenant à chacune des phases de la « vie » d'une installation (conception, fabrication, contrôles et essais, exploitation, démantèlement), leurs formations adaptées, l'organisation générale des différents organismes intervenant – notamment en matière d'assurance de la qualité et de culture de sûreté –, le partage des responsabilités ou les procédures d'exploitation contribuent à la prévention des défaillances tout au long de la vie de l'installation.

La prise en compte méthodique du retour d'expérience est également un élément important contribuant à améliorer la prévention de défaillances de l'installation.

### ► Deuxième niveau : maîtrise des situations anormales et des défaillances

Il convient d'empêcher l'installation de sortir du domaine d'exploitation normal qui vient d'être défini et de concevoir des systèmes suffisamment fiables, capables d'arrêter une évolution anormale avant que des matériels ne soient sollicités au-delà des conditions prévues, choisies en deçà des risques de défaillance.

Une conception de réacteur conduisant à un cœur stable et à une grande inertie thermique concourt à un retour aisé de ce réacteur dans son domaine d'exploitation normal.

La surveillance de la conformité de l'installation aux hypothèses de conception par une inspection en service et des essais périodiques appropriés d'équipements est nécessaire pour détecter leurs éventuelles dégradations avant qu'elles ne soient de nature à affecter la sûreté de l'installation<sup>76</sup>, et entreprendre les corrections indispensables (maintenance curative, remplacement, etc.).

Des systèmes de mesure de la radioactivité des différents fluides et de l'atmosphère des différents locaux permettent de vérifier l'efficacité des différentes « barrières » et des systèmes d'épuration.

L'indication claire, en salle de commande, non seulement des défauts susceptibles d'apparaître mais aussi de l'état ou de la configuration dans lesquels sont alors les structures, systèmes et composants de l'installation facilite le traitement de tels défauts par le personnel de conduite, dans des délais appropriés.

Les systèmes permettant de limiter les dérives et capables d'interrompre très rapidement un phénomène indésirable, insuffisamment contrôlé par la régulation, sont mis en œuvre quitte à arrêter le fonctionnement du réacteur.

---

76. Pour les réacteurs français à eau sous pression, les dispositions de surveillances en service des matériels font l'objet d'un document appelé RSE-M (règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques), publié par l'AFCEN (Association française pour les règles de conception, de construction et de surveillance en exploitation des matériels des chaudières électronucléaires). Il n'y a pas d'équivalent générique pour les réacteurs de recherche, compte tenu de la grande diversité de leur conception.

### ► Troisième niveau : maîtrise des accidents à l'intérieur des hypothèses de conception

Les deux premiers niveaux de la défense en profondeur sont destinés à éviter la survenue d'accidents.

Pourtant, malgré le soin apporté à ces deux niveaux et dans un but évident de sûreté, il est postulé un certain nombre d'accidents en affirmant des défaillances pouvant aller jusque, par exemple, la rupture d'une tuyauterie d'alimentation d'un cœur en fluide réfrigérant – indépendamment des précautions qui ont été prises pour les rendre peu, voire très peu probables : cela constitue une démarche communément qualifiée de déterministe et il s'agit là de l'un des éléments importants pour la conception de l'installation, et essentiel pour la démonstration de sûreté. Le choix de ces accidents doit être fait dès le début de l'étude d'un projet, pour définir les systèmes permettant d'éviter un endommagement sévère du cœur (par exemple sa fusion) et faire en sorte qu'ils s'intègrent parfaitement à l'ensemble de l'installation. Ce choix doit être fait avec le plus grand soin car il est très difficile d'introduire, ultérieurement, des systèmes importants dans un ensemble déjà construit.

Les systèmes ainsi définis sont dénommés systèmes de sauvegarde ; ils n'ont aucun rôle dans le fonctionnement normal de l'installation. Lorsque cela apparaît nécessaire, la mise en service de ces systèmes est automatique et ne demande d'intervention humaine qu'après un temps suffisamment long pour que le diagnostic puisse être réalisé dans des conditions sereines. Le fonctionnement correct de ces systèmes permet d'assurer que, pour les situations postulées, l'intégrité de la structure du cœur ne serait pas affectée, cela permettant son refroidissement ultérieur. Les rejets dans l'environnement seraient alors très limités.

Pour assurer une fiabilité adéquate de ces systèmes de sauvegarde, une attention doit notamment être apportée aux risques de défaillances par mode commun, d'où l'adoption de principes tels que la redondance, la séparation géographique, la diversification... Par ailleurs, les systèmes de sauvegarde doivent eux aussi faire l'objet d'une surveillance en service et d'une maintenance appropriée. Les modalités adoptées pour leur qualification aux conditions accidentelles, qui ne peut évidemment pas être obtenue en déclenchant des accidents sur l'installation elle-même, nécessite une attention toute particulière.

### ► Quatrième niveau : prévention de la dégradation des conditions accidentelles et limitation des conséquences d'accidents sévères

L'accident qui s'est produit à la centrale de Three Mile Island en 1979 a conduit à envisager les moyens de faire face à des situations de l'installation non traitées par les trois premiers niveaux de la défense en profondeur, correspondant à des endommagements sévères du cœur. Il s'agit de chercher à limiter les rejets qui seraient provoqués par une situation dans laquelle le cœur serait très endommagé, par exemple en cas de fusion, et de gagner du temps pour envisager, si nécessaire, des mesures de protection des populations à l'extérieur du site. Le maintien de la fonction de confinement dans les meilleures conditions possibles est alors essentiel.

Des dispositions spécifiques sont mises en œuvre par l'exploitant de l'installation accidentée (*on-site emergency response*<sup>77</sup>) dans le cadre du plan d'urgence interne (PUI) dont : l'alerte des pouvoirs publics, des populations, le suivi de l'état de l'installation accidentée, le déroulement des procédures de conduite appropriées, la mise en œuvre de moyens de communication, d'intervention... Des exercices périodiques sont réalisés, avec les différents « acteurs » qui seraient mobilisés en situation d'urgence, en vue d'assurer l'efficacité de ces dispositions si un accident survenait.

### ► Cinquième niveau : limitation des conséquences radiologiques pour les populations en cas de rejets importants

Le recours à des mesures de protection des populations (*off-site emergency response*<sup>78</sup>) en cas de rejets importants (surveillance [renforcée] des niveaux d'activité et d'exposition radiologiques, confinement dans les maisons fermées, évacuation, contrôle de denrées alimentaires...) suppose l'échec ou un manque d'efficacité des dispositions précédentes. Les conditions de cette évacuation ou de ce confinement sont étudiées par les pouvoirs publics. Elles sont complétées par la préparation de mesures de contrôle de consommation ou de commercialisation à court, moyen ou long termes de produits alimentaires éventuellement contaminés. La décision d'appliquer de telles mesures repose sur des analyses de la situation par l'exploitant et les organismes de sûreté puis sur des mesures de radioactivité dans l'environnement.

Des exercices périodiques s'imposent également dans ce domaine, avec bien évidemment les services concernés des pouvoirs publics, pour s'assurer de l'efficacité des moyens logistiques dédiés.

Certaines spécificités de la déclinaison du principe de défense en profondeur pour les réacteurs de recherche français seront mentionnées au chapitre 7, avec quelques exemples.

### **3.4.3. La démarche déterministe, socle de la conception et de la démonstration de sûreté — Situation en matière d'études probabilistes pour les réacteurs de recherche**

La prise en compte des objectifs et exigences de sûreté dans la conception des réacteurs de recherche et pour leur démonstration de sûreté repose, notamment, sur la mise en œuvre d'une démarche déterministe (voir plus haut) utilisant des données majorantes, et qui considère les configurations du cœur et des dispositifs expérimentaux ou des « expériences » les plus défavorables pour le réacteur (conservatismes). Une telle démarche, conforme aux préconisations des **normes de sûreté** de l'AIEA pour les réacteurs de recherche, conduit notamment à considérer, pour l'analyse de sûreté, une sélection d'événements initiateurs postulés<sup>79</sup>, pouvant résulter d'une défaillance

77. Réponse d'urgence sur le site.

78. Réponse d'urgence hors du site.

79. *Postulated Initiating Events* (PIE) en anglais.

matérielle, d'un mauvais fonctionnement d'un système, d'une erreur humaine ou d'une agression interne ou externe. Une liste d'événements initiateurs généralement postulés pour les réacteurs de recherche est présentée dans la norme de sûreté SSR-3 de l'AIEA. Le [tableau 3.2](#) compile, à la fin du présent chapitre, une sélection de ces événements dans lequel ils sont regroupés en différentes familles.

La déclinaison de la démarche déterministe par l'étude d'un certain nombre d'« états de l'installation<sup>80</sup> » déterminés sur la base des événements initiateurs, dont un certain nombre peuvent être classés en catégories selon les fréquences estimées des événements initiateurs associés, s'est affinée au fil de temps. La plupart des réacteurs de recherche en exploitation ont été conçus sur des bases plus sommaires – bien que souvent robustes – en comparaison des réacteurs de recherche les plus récents. Les réévaluations de sûreté dont il sera question aux paragraphes 3.5, 4.3, 9.2.2 et 10.2 ou d'autres étapes administratives importantes (voir par exemple ci-après le cas du HFR de Petten) permettent d'approfondir les analyses de sûreté en se référant aux pratiques les plus récentes.

Des études probabilistes peuvent être utilisées en complément de la démarche déterministe. Il convient néanmoins de souligner que les réacteurs de recherche sont en grande majorité des installations moins complexes que les réacteurs de puissance (comme ceux à eau sous pression), et qu'en conséquence l'intérêt d'études probabilistes de sûreté est moins manifeste. Mais, même pour les réacteurs de recherche, des études probabilistes peuvent être utiles pour identifier des points relativement faibles de leur conception ou pour approcher de façon quantitative l'apport d'améliorations ou de modifications qui leur sont apportées ou envisagées<sup>81</sup>. Par ailleurs, l'utilisation des méthodes probabilistes peut permettre une meilleure appréciation de l'importance relative des systèmes pour la sûreté d'un réacteur de recherche et de mieux préciser leurs interactions possibles.

Il convient de signaler à cet égard que certaines autorités de sûreté ont demandé aux exploitants de réacteurs de recherche de mener des études probabilistes de sûreté, dans le cadre des processus réglementaires d'autorisation. À titre d'exemple, en 2003, des études probabilistes de sûreté (EPS) de niveau 1 (évaluation des séquences menant à un endommagement du cœur et de la probabilité globale d'un tel endommagement) et de niveau 2 (évaluation des différentes catégories de rejets radioactifs dans l'environnement et de leurs probabilités) ont été réalisées pour le réacteur HFR de Petten, dans le cadre du renouvellement de l'autorisation d'exploitation de ce réacteur avec du combustible

80. Selon la terminologie de l'AIEA, notamment de la norme SSR-3, il s'agit des *Facility states* (états de l'installation), regroupant les *Normal operations* (opérations normales), les *Anticipated operational occurrences* (événements opérationnels prévisibles), les *Design basis accidents*, les *Design Extension Conditions* (incluant les *Severe accidents* [accidents graves]). L'ensemble des *Normal operations* et des *Anticipated operational occurrences* constituent les *Operational states* (états opérationnels). Les *Facility states* sont en nombre « limité », chacun d'eux étant choisi comme constituant une enveloppe de la famille d'événements correspondants (événements affectant la réactivité du cœur, le refroidissement du cœur, etc.).

81. De telles utilisations sont moins tributaires d'un manque de données de fiabilité d'équipements valables pour les différents réacteurs de recherche, du fait notamment de la grande diversité de leurs conceptions, de leurs utilisations et de leurs modes de fonctionnement.

faiblement enrichi en uranium 235. Ces études probabilistes ont notamment permis de déterminer les séquences dominantes d'endommagement du cœur (perte des sources électriques externes, grosse brèche du circuit primaire en dehors de la piscine) ou d'éléments combustibles (blocage de la circulation d'eau dans le cœur...)<sup>82</sup>.

### 3.4.4. L'approche graduée<sup>83</sup>

Le guide de sûreté No. SSG-22 de l'AIEA intitulé *Use of a Graded Approach in the Application of the Safety Requirements for Research Reactors*<sup>84</sup>, établi en 2012, présente des préconisations pour l'application « graduée » de la norme NS-R-4, et de fait de la nouvelle norme SSR-3 qui la remplace, applicables aux réacteurs de recherche et évoquées précédemment (paragraphe 3.2.3).

La diversité des réacteurs de recherche en termes de conception, de caractéristiques techniques (puissance, quantités et natures des substances radioactives...), de mode de fonctionnement et d'utilisation, de maturité technologique et de retour d'expérience se traduit par une diversité des risques associés. Cette diversité des risques a conduit naturellement à la notion d'approche graduée.

L'approche graduée concerne de nombreux sujets et elle s'applique à toutes les étapes de la « vie » d'un réacteur de recherche : pour chaque réacteur de recherche, les dispositions de conception, la mise en œuvre du principe de défense en profondeur, le niveau d'approfondissement des analyses de sûreté, les vérifications de toutes natures, la documentation, les activités et les procédures mises en œuvre pour l'application des prescriptions de sûreté, ainsi que plus globalement les ressources dédiées à la sûreté et à son contrôle sont à proportionner aux risques potentiels présentés par ce réacteur. La notion de risques potentiels est très importante pour la compréhension et le bon usage de l'approche graduée : la gradation est à faire en fonction du potentiel de danger de l'installation dans son environnement que représentent notamment l'inventaire de substances radioactives, l'énergie capable de les disséminer, les caractéristiques du site, la proximité ou non de populations... Par exemple, les moyens dédiés aux plans d'urgence externes sont à proportionner à la robustesse et à la capacité de confinement du bâtiment du réacteur et aux rejets radioactifs envisageables en situations accidentelles, à leurs impacts radiologiques sur les diverses populations susceptibles d'être touchées...

La finalité de l'approche graduée est que les efforts des exploitants et des organismes de sûreté soient déployés en fonction de l'importance des questions de sûreté à traiter. Selon le guide de l'AIEA, l'application de l'approche graduée peut porter sur les éléments suivants :

- le niveau de détail des procédures et consignes d'exploitation,
- les circuits d'approbation des documents ou d'autorisation des modifications de l'installation et des expériences,

---

82. Les probabilités de cet endommagement apparaissent globalement du même ordre de grandeur que celles de fusion du cœur pour les réacteurs de puissance (quelques  $10^{-5}$ /an).

83. Les expressions « approche modulée » et « approche proportionnée » sont aussi utilisées.

84. Approche graduée dans les exigences de sûreté pour les réacteurs de recherche.

- les programmes de formation,
- les programmes d’inspections réglementaires ou non (par exemple : fréquences et durées des inspections),
- le système de management intégré (sûreté, qualité),
- la préparation aux situations d’urgence et la gestion de telles situations,
- les fréquences des opérations de maintenance, de calibration d’appareils...

Dans certains pays, comme en France, l’application de l’approche graduée est inscrite dans les réglementations nationales.

### 3.5. *Les réexamens périodiques de sûreté*<sup>85</sup>

Sur le plan international, les réexamens périodiques de sûreté ne sont pas une pratique généralisée pour les réacteurs de recherche. Les réexamens de sûreté effectués le sont souvent en vue du renouvellement d’autorisations d’exploitation délivrées par les autorités de sûreté pour une durée limitée. Mais pour beaucoup de réacteurs de recherche dans le monde, il n’y pas de durée limite maximale fixée par leurs autorisations d’exploitation ; il en résulte que des réexamens périodiques de sûreté peuvent ne pas être effectués systématiquement alors qu’ils sont utiles pour :

- apprécier notamment l’acceptabilité, du point de vue de la sûreté, de la poursuite de leur fonctionnement compte tenu, le cas échéant, des modifications intervenues dans les installations et dans leurs modalités d’exploitation, ainsi que des évolutions de leurs environnements ;
- déterminer les améliorations de sûreté à apporter à ces installations sur la base du retour d’expérience d’exploitation (de l’installation concernée et d’installations similaires dans le monde), de l’évolution des connaissances relatives à certains risques ainsi que de l’évolution des exigences ou critères de sûreté.

Le guide de sûreté No. *SSG-25* de l’AIEA intitulé *Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants*, diffusé en 2013, présente des préconisations pour la réalisation des réexamens périodiques de sûreté pour les réacteurs de puissance. Le délai maximal recommandé entre deux réexamens est de 10 ans. Ces préconisations sont, moyennant quelques adaptations liées aux spécificités de ces installations et à l’application de l’approche graduée, utilisables pour les réacteurs de recherche.

De façon générale, les réexamens périodiques de sûreté consistent, pour une installation nucléaire, à en réexaminer systématiquement la sûreté, à des intervalles réguliers, en tenant compte notamment des effets du vieillissement, des modifications apportées à l’installation, du retour d’expérience d’exploitation, des évolutions du site, des connaissances nouvelles acquises (en matière de risque sismique par exemple), des meilleures pratiques disponibles ; l’évolution des exigences de sûreté est aussi considérée.

---

85. L’expression utilisée dans les normes de sûreté de l’AIEA est « revue périodique de sûreté » (*Periodic safety review*).

L'objectif d'un tel réexamen est de déterminer si les dispositions qui assurent la sûreté de l'installation, éventuellement modifiées à la lumière des réexamens de sûreté précédents, restent adéquates. La pratique française en la matière – fondée sur une périodicité décennale – est développée au paragraphe 9.2 et illustrée par quelques-uns des réexamens de sûreté les plus marquants menés en France.

Les réexamens périodiques de sûreté réalisés pour des réacteurs de recherche couvrent généralement :

- le système de management de la sûreté incluant les dispositions en matière d'assurance de la qualité ;
- l'état physique après vieillissement des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté, qui pourraient par exemple être fragilisés sous l'effet des rayonnements ou subir des phénomènes d'érosion ou de corrosion (cas par exemple de composants exposés à l'humidité en cas d'absence de conditionnement d'air ou de non-fonctionnement de systèmes de ventilation) ;
- l'évolution des exigences de sûreté et des critères applicables ;
- les évolutions du site de l'installation telles que l'augmentation de la densité de population, l'implantation d'industries impliquant des matières dangereuses, la construction de routes pour le transport de telles matières, ou l'évolution du trafic (routier, aérien...) ;
- les dispositifs expérimentaux et les expériences ;
- les programmes de maintenance, d'essais et d'inspections périodiques ;
- le retour d'expérience y compris international ;
- les aspects organisationnels concernant le personnel d'exploitation (recrutement, mobilité, qualification, formation, maintien des compétences et des connaissances) ;
- les doses reçues par le personnel d'exploitation ;
- la gestion des effluents et des déchets radioactifs, les bilans associés ;
- la documentation de sûreté et d'exploitation de l'installation (rapport de sûreté, règles générales d'exploitation, plan d'urgence interne, procédures d'exploitation).

Les points faibles et les non-conformités constatés lors des réexamens périodiques de sûreté ont conduit, dans la plupart des cas, à des programmes d'améliorations de la sûreté des installations concernées, avec des échéanciers précis, soumis à l'approbation des autorités de sûreté concernées.

Si, dans le cadre de tels programmes d'amélioration, des composants importants pour la sûreté des réacteurs de recherche peuvent être remplacés (du fait de leur obsolescence ou de leur vieillissement), la configuration des structures de génie civil peut, dans certains cas, rendre difficile voire empêcher de réaliser, lors d'une rénovation, une séparation

physique adéquate des différentes « voies » de systèmes de sûreté redondants – l'analyse de sûreté devant alors en tenir compte.

Les réexamens périodiques de sûreté constituent une étape importante pour le maintien d'un niveau de sûreté satisfaisant. Sur la base de tels réexamens, l'autorité de sûreté peut se prononcer sur la poursuite du fonctionnement des installations.

L'AIEA poursuit ses efforts pour promouvoir et étendre la pratique des réexamens périodiques de sûreté pour les réacteurs de recherche, avec la publication prochaine d'un *Safety report* spécifique et l'organisation de formations sur ce sujet.

### 3.6. Aspects de sûreté relatifs aux dispositifs expérimentaux

Un dispositif expérimental<sup>86</sup> contient un ou plusieurs échantillons destinés à être irradiés dans un flux neutronique produit par un réacteur de recherche. Le dispositif contient les supports des échantillons et les équipements permettant de produire et de maîtriser les conditions d'irradiation souhaitées.

Les dispositifs expérimentaux sont généralement installés dans le cœur d'un réacteur de recherche, dans son réflecteur ou à sa périphérie. Les expériences ou irradiations réalisées avec ces dispositifs sont très diverses. Elles peuvent en particulier consister à irradier :

- des échantillons de combustibles, soumis à des conditions de pression et de température ainsi qu'à des fluides caloporteurs qui peuvent être très différents de ceux du réacteur de recherche dans lequel ils sont irradiés ; le dispositif d'irradiation est dans ce cas une boucle expérimentale. Les conditions thermohydrauliques dans la boucle expérimentale peuvent correspondre à des situations incidentelles ou accidentelles auxquelles les échantillons pourraient être soumis dans un réacteur de puissance. Dans ces expériences, les échantillons de combustible étudiés peuvent être sollicités jusqu'à atteindre la rupture de leur gainage et/ou la fusion du combustible ;
- divers matériaux pour des applications industrielles ;
- des cibles pour la production de radioisotopes destinés à des utilisations médicales ou autres.

Un dispositif expérimental est principalement constitué d'une partie « en pile » et d'une partie « hors pile<sup>87</sup> ».

La partie « en pile » contient le ou les échantillons à irradier et permet d'obtenir et de maîtriser les caractéristiques souhaitées quant à l'environnement de ces échantillons. En

86. Il s'agit en fait de dispositifs qui ne sont pas expérimentaux par eux-mêmes, mais qui sont destinés à des expérimentations. L'appellation dispositif d'expérimentation serait donc plus appropriée ; l'appellation usuelle a cependant été conservée dans le présent document.

87. L'expression « à terre » est aussi parfois utilisée.

termes de sûreté, elle comporte une ou plusieurs « barrières » séparant l'échantillon du fluide de refroidissement du cœur du réacteur. Les exigences appliquées à ces « barrières » dépendent des conditions d'irradiation et des risques présentés par le dispositif expérimental dans son ensemble.

La partie « hors pile » comprend notamment les alimentations électriques, les baies de contrôle-commande du dispositif, les circuits de fluides et, pour certaines boucles d'irradiations particulières, les cellules d'analyse des produits de fission relâchés par un combustible testé. La partie « hors pile » d'une boucle expérimentale contribue à obtenir les conditions expérimentales désirées, notamment en termes de pression et de température auxquelles doit être soumis un échantillon.

Il est important de souligner qu'il convient de bien examiner les interactions possibles, du point de vue de la sûreté, entre le (ou les) dispositif(s) expérimental(aux) et le réacteur dans lequel les irradiations sont effectuées.

Du fait que les projets d'expériences dans les réacteurs de recherche et les projets de modifications de ces installations ont des aspects communs tels que l'organisation, l'analyse de sûreté, la gestion des autorisations et des essais de mise en service, l'AIEA a publié en 2012 le guide No. SSG-24 intitulé *Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors*, qui traite à la fois de l'utilisation et des modifications des réacteurs de recherche en matière de sûreté. Ce guide préconise que l'exploitant d'un réacteur de recherche ait la responsabilité de tous les aspects de sûreté du réacteur liés à la préparation et à la réalisation des expériences – même si la conception et la programmation de ces expériences peuvent relever d'autres instances (organismes de recherche, universités, hôpitaux, industriels...) et même si l'exécution de certaines tâches peut être sous-traitée à d'autres organisations. Les comités de sûreté évoqués précédemment au paragraphe 3.2.3 (norme SSR-3) peuvent être amenés à examiner l'adéquation et la sûreté d'expériences et à formuler des recommandations au chef d'installation. Le guide préconise que l'autorité de sûreté du pays d'implantation d'un réacteur de recherche définisse et mette en application un processus d'autorisation (incluant la possibilité d'autorisations internes sous certaines conditions) pour les expériences dans les réacteurs de recherche et s'assure que les exploitants mettent en œuvre des dispositions appropriées pour la maîtrise et le contrôle de la sûreté de ces expériences.

Le guide préconise aussi que :

- les projets d'expériences soient hiérarchisés en fonction de leur importance pour la sûreté (dans le cadre d'une approche graduée) ;
- des procédures soient établies pour l'analyse de la sûreté et l'approbation des expériences ;
- les expériences ayant un impact majeur ou important pour la sûreté du réacteur soient conçues selon les mêmes principes que le réacteur lui-même (défense en profondeur, critère de défaillance unique...) et fassent l'objet d'une autorisation formelle de l'autorité de sûreté du pays concerné ; les expériences n'ayant qu'un impact mineur ou n'ayant pas d'impact sur la sûreté du réacteur peuvent faire l'objet d'autorisations internes de l'exploitant.

Le guide énumère différents aspects de sûreté spécifiques aux expériences qu'il convient d'examiner pour chacune d'entre elles :

- le « poids<sup>88</sup> » en réactivité du dispositif expérimental, qui doit rester en conformité avec les limites et conditions d'exploitation (sous-criticité du cœur lorsque le réacteur est à l'arrêt...) ;
- le système de protection associé aux expériences, qui peut également être conçu pour protéger le réacteur ;
- la chaleur produite dans le dispositif expérimental et l'adéquation du circuit de refroidissement de ce dispositif pour l'évacuation de cette chaleur, qui ne doit pas altérer les capacités de refroidissement du réacteur ;
- les risques éventuellement associés à la pression dans le dispositif expérimental, notamment à l'égard des équipements importants pour la sûreté du réacteur ;
- la compatibilité des matériaux constituant le dispositif expérimental, entre eux et avec ceux du réacteur (risque de corrosion, de formation d'eutectiques...) ;
- les interactions possibles du dispositif expérimental avec le réacteur (perturbations du flux neutronique, interactions mécaniques...) ;
- la mise à jour de la documentation de sûreté de l'installation (rapport de sûreté, règles générales d'exploitation, procédures d'urgence...).

Par ailleurs, le guide préconise que le principe ALARA<sup>89</sup> soit appliqué à l'exposition des opérateurs lors de la réalisation des expériences et que, à l'entrée de chaque zone expérimentale, les principaux risques qui lui sont associés fassent l'objet d'un affichage.

Enfin, le guide préconise que des dispositions appropriées soient prises pour que chaque équipement du dispositif expérimental puisse être entreposé et évacué dans des conditions de sûreté satisfaisantes lors des opérations de dépose du dispositif ou de démantèlement du réacteur.

### **3.7. Accidents « enveloppes » pris en compte pour l'analyse de sûreté des réacteurs de recherche**

#### **3.7.1. Définition et caractéristiques des accidents « enveloppes »**

Certains aspects des réacteurs de recherche et de leurs utilisations, ainsi que le retour d'expérience de leur exploitation, ont très tôt conduit les concepteurs et les organismes

88. Le « poids » en réactivité de n'importe quel constituant d'un cœur de réacteur est exprimé en pcm (pour cent mille). Un élément combustible a un « poids » positif, car il apporte de la réactivité au cœur, alors qu'un élément absorbant a un « poids » négatif. Un dispositif expérimental peut avoir un « poids » positif (par exemple s'il contient de la matière fissile), ou négatif (par exemple s'il s'agit d'une capsule d'irradiation d'échantillons d'acier).

89. *As Low As Reasonably Achievable* en anglais (aussi bas que raisonnablement possible). Ce principe, issu de la cyndinique (science du risque), sera formulé pour la première fois en 1977 par la CIPR dans sa publication n° 26.

de sûreté à retenir la possibilité d'accidents d'endommagement de combustible dans le cœur du réacteur ou de ce cœur dans son ensemble, jusqu'à la fusion. Parmi ces aspects, on peut évoquer :

- le fait que de nombreuses manipulations peuvent être réalisées dans le cœur du réacteur ou à proximité de celui-ci ;
- l'implantation de certains réacteurs à proximité de populations ;
- la survenue de plusieurs accidents de réactivité au plan international, comme cela sera exposé au paragraphe 4.2.

Des accidents « enveloppes », directement postulés ou déterminés à partir d'événements initiateurs (défaillances simples ou multiples) d'origine interne, sont définis pour la vérification du caractère acceptable de la conception<sup>90</sup> et des modalités d'exploitation. Ils contribuent aussi à la définition des dispositions organisationnelles et matérielles des plans d'urgence. De tels accidents font l'objet d'études visant, notamment, à apprécier les rejets radioactifs et leurs conséquences radiologiques pour l'homme et l'environnement sur la base du comportement des « barrières » de confinement aux sollicitations subies.

Plusieurs appellations sont utilisées dans le monde pour désigner les accidents en question pour les réacteurs de recherche, ce qui ne facilite pas la compréhension : accident enveloppe, accident de référence (terme utilisé particulièrement pour les réacteurs de recherche français), accident maximal crédible ou hypothétique, accident grave maîtrisé, etc. Les termes anglais *Design Basis Accident* (DBA) et *Beyond Design Basis Accident*<sup>91</sup> (BDBA) sont aussi utilisés – pour les moins anciens des réacteurs de recherche ou dans le cadre de récentes réévaluations de sûreté –, par référence aux notions de la démarche déterministe telle qu'elle a été précisée au fil du temps.

Au plan terminologique, il peut être utile de rappeler ici les définitions qui figurent dans le glossaire de l'AIEA (édition de 2007), concernant les différents domaines d'événements (*Facility states*) à considérer :

- le domaine des *Design Basis Accidents* (DBA) – domaine des accidents du dimensionnement « de base » –, est défini comme regroupant les « conditions accidentelles auxquelles une installation est conçue pour résister conformément à des critères de conception spécifiés » ;
- le domaine des *Beyond Design Basis Accidents* (BDBA) concerne les « conditions accidentelles plus graves qu'un accident de dimensionnement » ;
- les *Severe Accidents*, qui sont les « conditions accidentelles plus graves qu'un accident de dimensionnement qui donnent lieu à une dégradation importante du cœur » (constituant ainsi un sous ensemble des BDBA).

---

90. Architecture des systèmes, exigences fonctionnelles des équipements, caractéristiques techniques de ces équipements (épaisseur d'une paroi en béton, taux de ferrailage, débit d'une pompe, épaisseur d'une cuve, matériaux utilisés, types de soudures retenus...).

91. Domaine des accidents hors dimensionnement.

Il apparaît donc que les accidents « enveloppes » retenus pour les réacteurs de recherche correspondent pour la plupart, du fait de leur nature, à des accidents hors dimensionnement, voire spécifiquement à des accidents sévères.

Il est à noter que l'expression *Design Extension Conditions* (DEC)<sup>92</sup> a été aussi introduite par la communauté internationale – et notamment par l'AIEA dans le document SSR-3 – pour des accidents qui relevaient auparavant du domaine hors dimensionnement (défaillances multiples, événements complexes, accidents de fusion de combustible), signifiant par là que l'étude de ces accidents doit viser à déterminer si la conception de l'installation (dont la « barrière » ultime de confinement) permet d'en limiter suffisamment les conséquences, ou si des renforcements (visant par exemple la « barrière » ultime) ou la mise en place d'équipements complémentaires (sources électriques supplémentaires, appoints d'eau « ultimes », etc.) doivent être envisagés.

Il existe une grande diversité d'accidents « enveloppes » étudiés pour les différents réacteurs de recherche dans le monde, illustrée notamment dans le [tableau 3.3](#) – qui n'en présente qu'une sélection. Ces accidents couvrent une gamme étendue d'états de dégradation du cœur, allant d'un endommagement minime d'un élément combustible jusqu'à la fusion partielle ou à la fusion totale du cœur. Si des éléments peuvent expliquer partiellement cette diversité (conceptions et caractéristiques intrinsèques [contre-réactions neutroniques, etc.] différentes, robustesse variable des systèmes de sûreté [architecture, redondance, diversification...]), force est de constater qu'il existe aussi des disparités concernant les accidents « enveloppes » retenus pour des réacteurs similaires sur le plan technique. L'Agence de l'énergie nucléaire (AEN) et l'IRSN ont souligné<sup>93</sup> l'intérêt qu'il y aurait à identifier et à établir des bonnes pratiques dans la façon de définir les accidents « enveloppes » pour les réacteurs de recherche.

Pour ce qui concerne plus particulièrement le cas des réacteurs de recherche de type piscine utilisant des éléments combustibles à base d'uranium et d'aluminium, très répandus dans le monde, des accidents « enveloppes » initiés par une injection rapide et importante de réactivité entraînant une fusion de combustible du cœur – accidents dits de type BORAX<sup>94</sup> – sont généralement retenus. Toutefois, les effets mécaniques de l'interaction entre le combustible fondu et l'eau de refroidissement sous la forme d'une explosion de vapeur n'ont pas été pris en compte de façon homogène pour tous les réacteurs concernés, en particulier pour le dimensionnement mécanique de la piscine du réacteur et de l'enceinte de confinement ; de plus, les conséquences que pourrait avoir l'impact de projectiles sur l'enceinte de confinement résultant de l'explosion de vapeur n'ont pas toujours été examinées.

92. L'appellation française est domaine complémentaire, devenue domaine de conception étendu dans les textes les plus récents (voir par exemple le guide ASN n° 22 « Exigences de sûreté et recommandations pour la conception des réacteurs à eau sous pression »).

93. Voir notamment la communication : *Safety of research reactors: views of the NEA committee on the safety of nuclear installation* – IAEA International conference on research reactors, Rabat, Morocco, 14–18 November, 2011.

94. *Boiling water ReActor eXperiment* (réacteur d'expérimentations à eau bouillante).

D'autres différences concernent les données utilisées pour la détermination des rejets radioactifs pouvant résulter des accidents « enveloppes » ; ce sujet est évoqué au paragraphe suivant.

Le chapitre 8 de cet ouvrage, relatif aux accidents de type BORAX, précise les questions évoquées précédemment, ainsi que la façon dont ces accidents sont pris en compte pour les réacteurs de recherche français de type piscine.

### **3.7.2. Évaluation des rejets radioactifs des accidents « enveloppes »**

L'évaluation des rejets radioactifs pour l'étude des conséquences radiologiques d'un accident entraînant un endommagement du combustible du cœur du réacteur (ruptures de gaines, fusion) suppose de déterminer la nature et l'étendue de cet endommagement, les cheminements et les quantités de produits de fission relâchés par le combustible dans le bâtiment du réacteur, puis de là, les rejets de produits de fission dans l'environnement, enfin les doses et les contaminations (à long terme) qui pourraient en résulter à différentes distances de l'installation. Pour certains réacteurs, le risque de cancers induits par les radiations a été déterminé<sup>95</sup>.

Ces éléments sont à évaluer au cas par cas en tenant compte des caractéristiques spécifiques du bâtiment du réacteur (étanchéité, bipses possibles...) et de la ventilation associée (débit d'extraction, efficacité des systèmes de filtration), ainsi que des caractéristiques spécifiques du site, en considérant que l'accident peut survenir dans une situation de perte des sources électriques externes, etc.

Dans le cas d'une fusion de combustible sous eau, les produits de fission sont libérés dans l'eau de la piscine, à partir de laquelle une fraction est supposée relâchée instantanément dans l'atmosphère du bâtiment du réacteur (gaz rares notamment en totalité). Le relâchement des produits de fission se poursuit ensuite de manière différée (avec notamment une contribution liée à l'évaporation de l'eau de la piscine – dépendant de la différence de température entre l'eau et l'ambiance du bâtiment du réacteur ainsi que de la surface d'évaporation). Dans le cas d'une fusion de combustible à l'air, les produits de fission sont supposés libérés directement dans l'atmosphère du bâtiment du réacteur.

Des différences existent dans les hypothèses utilisées dans le monde pour déterminer les transferts de produits de fission du combustible vers l'eau, de l'eau vers l'air du hall du bâtiment du réacteur, enfin de ce hall vers l'environnement. Pour le relâchement de radionucléides hors du combustible, les gaz rares (xénon, krypton) sont généralement supposés relâchés en totalité. Les différences observées dans des analyses de sûreté concernent les autres espèces (iode, césium, ruthénium, strontium, actinides). Elles résultent souvent de l'absence de données expérimentales transposables, sachant que les taux de transfert dépendent en particulier du taux de combustion du combustible, de la température maximale atteinte par celui-ci, ainsi que du milieu ambiant (eau, air,

---

95. Par exemple, en 2003, dans le cas du réacteur HFR de Petten, à l'occasion du renouvellement de l'autorisation d'exploitation de ce réacteur avec du combustible faiblement enrichi en uranium 235 (voir le paragraphe 3.4.3).

vapeur-air, etc.). Des écarts importants ont été constatés : par exemple, pour l' **iode 131** et le **césium 137**, des taux de relâchement du combustible fondu vers l'eau variant de 0,1 pour certains réacteurs à 0,8 pour d'autres (réacteur OSIRIS...). Il est à noter que la valeur de 0,8 résultait d'une analyse effectuée par l'exploitant du réacteur OSIRIS à la suite de la fusion de six plaques de combustible survenue dans le réacteur SILOE en 1967 – attribuée à une perte du débit de refroidissement à l'entrée de l'élément combustible affecté (cet événement est décrit au paragraphe 10.1.2).

Pour le transfert du hall du bâtiment du réacteur vers l'environnement, les différences concernent principalement la prise en compte ou non des phénomènes de dépôt des produits de fission sur les surfaces et de l'efficacité des systèmes de filtration.

### **3.8. Améliorations possibles en termes d'études, de recherches et de développements pour la sûreté des réacteurs de recherche**

Si les réacteurs de recherche peuvent servir à l'acquisition de connaissances utiles pour l'appréciation de la sûreté des réacteurs de puissance, leur propre sûreté doit naturellement être justifiée par des éléments suffisamment étayés. À cet égard, adopter des valeurs très enveloppes pour l'étude des événements initiateurs postulés peut se révéler excessif et conduire à des difficultés de conception, de réalisation ou d'exploitation. Plus de réalisme dans les conservatismes peut être une piste, sous réserve toutefois de disposer des connaissances suffisantes et validées.

L'acquisition de nouvelles connaissances serait particulièrement opportune pour ce qui concerne les taux de relâchement des produits de fission hors des éléments combustibles en conditions incidentelles ou accidentelles – cela a été vu précédemment pour l'évaluation des rejets radioactifs liés aux accidents de fusion de combustible. En effet, si les concepteurs et exploitants de réacteurs de recherche et plus particulièrement de combustibles destinés à ces réacteurs déploient des programmes expérimentaux de qualification de ces combustibles, ces programmes explorent surtout les conditions de température, pression, etc. correspondant au fonctionnement normal ou transitoire des réacteurs de recherche. L'AEN (et l'IRSN) a appelé l'attention des concepteurs et exploitants des réacteurs de recherche sur l'intérêt qu'il y aurait à améliorer, par des essais, les connaissances sur le comportement du combustible des réacteurs de recherche en conditions incidentelles ou accidentelles<sup>96</sup>.

Par ailleurs, différents logiciels de simulation thermohydraulique développés initialement pour les réacteurs de puissance ont été adaptés pour les études relatives aux réacteurs de recherche en fonctionnement normal ou en conditions transitoires, incidentelles ou accidentelles. Il est apparu que les modèles mathématiques et les corrélations utilisés dans ces logiciels, ainsi que leur degré de validation dans les conditions spécifiques des réacteurs de recherche, présentaient des disparités – trouvant une origine dans un manque ou un partage insuffisant de données ou des connaissances –, et qu'il y

---

96. Voir le nota 93.

avait un besoin d'amélioration des couplages entre neutronique et thermohydraulique. Un programme de recherche coordonné<sup>97</sup> (*Coordinated Research Project [CRP]*) de l'**AIEA** a été mené de 2003 à 2006 et a consisté en une comparaison de simulations, réalisées avec différents logiciels, de transitoires de fonctionnement d'un réacteur choisi comme référence (réacteur brésilien IEA-R1). Ce CRP a principalement fait émerger la nécessité de confronter les logiciels de simulation à des données expérimentales (selon une démarche de validation), ce qui a conduit à un second CRP<sup>98</sup>, mené de 2008 à 2013 et auquel l'**IRSN** a participé (voir le chapitre 11). Ce second CRP a eu pour objectif d'apprécier l'aptitude de logiciels de simulation à reproduire un certain nombre de mesures faites directement sur différents cœurs de réacteurs de recherche<sup>99</sup>, de nature neutronique et thermohydraulique. Dans la plupart des cas, les données neutroniques incluaient les paramètres du cœur tels que le coefficient multiplicatif effectif, la distribution de flux neutronique dans le cœur, le taux de fission dans le combustible, quelques paramètres cinétiques, le « poids » des éléments absorbants. Les données thermohydrauliques incluaient notamment la température de l'eau mesurée à l'entrée et à la sortie d'éléments combustibles. Ces données concernaient des états stables de fonctionnement ainsi que des transitoires de réactivité et de débit – dont, pour les réacteurs ETRR-2, IEA-1 et RSG-GAS, des réductions de débit allant jusqu'à l'établissement d'une convection naturelle, avec éventuellement inversion du sens d'écoulement de l'eau dans le cœur. La publication finale de ce second CRP est en préparation.

D'autres opportunités d'améliorations ont été exprimées par l'**AEN** et l'**IRSN**<sup>100</sup> ; elles concernent :

- l'acquisition et le partage de données sur les caractéristiques mécaniques, et leur évolution dans le temps et/ou sous irradiation, de certains matériaux spécifiques utilisés dans les réacteurs de recherche (par exemple alliages d'aluminium ou de zirconium utilisés pour les caissons de réacteurs) ;
- le management des connaissances, sujet particulièrement important compte tenu de la longue durée d'utilisation de nombreux réacteurs de recherche, parfois de périodes d'inutilisation, et des renouvellements corrélatifs des personnels d'exploitation.

Parmi d'autres initiatives de l'**AIEA**, il convient de citer le CRP T12029 *Benchmarks of Computational Tools against Experimental Data on Fuel Burnup and Material Activation for*

- 
97. IAEA CRP J7.10.10: *Safety Significance of Postulated Initiating Events for Different Research Reactor Types and Assessment of Analytical Tools* (Importance pour la sûreté des événements initiateurs postulés pour différents types de réacteurs de recherche et évaluation des outils analytiques).
  98. IAEA CRP 1496: *Innovative Methods in Research Reactor Analysis: Benchmark against Experimental Data on Neutronics and Thermalhydraulic Computational Methods and Tools for Operation and Safety Analysis of Research Reactors* (Méthodes innovantes pour l'analyse des réacteurs de recherche : comparaison avec les données expérimentales des méthodes de neutronique et de thermohydraulique et des outils de calcul pour l'exploitation et l'analyse de la sûreté des réacteurs de recherche).
  99. Il s'agissait de mesures faites sur les réacteurs ETRR-2 en Égypte, IEA-R1 au Brésil, McMaster Nuclear Reactor au Canada, MINERVE en France, MNSR en Syrie, OPAL en Australie, RSG-GAS en Indonésie, SPERT III et IV aux États-Unis.
  100. Voir le nota 92.

*Utilization, Operation and Safety Analysis of Research Reactors*<sup>101</sup>. Commencé en 2015, ce CRP devrait s'achever en 2019. Son objectif est de contribuer à la validation des méthodes et des logiciels de calcul du taux d'usure de combustibles et d'activation de matériaux, par confrontation à des données expérimentales collectées auprès de divers exploitants. Les résultats du CRP consisteront en une base de données et de résultats expérimentaux, les mesures et les spécifications des installations associées, ainsi qu'une publication comparant les résultats expérimentaux et ceux des différents logiciels de simulation et méthodes utilisés.

Tableau 3.1. Guides de l'AIEA pour les réacteurs de recherche.

| Référence | Objet  | Commentaires   |
|-----------|--|--|
| SSG-10    | Gestion du vieillissement des réacteurs de recherche   | Ce guide présente des préconisations concernant l'établissement d'un programme de gestion du vieillissement en fonction de l'état réel des installations. Ce sujet est particulièrement important pour les réacteurs de recherche, environ deux tiers d'entre eux ayant plus de 40 ans d'âge.  |
| SSG-20    | Évaluation de la sûreté des réacteurs de recherche et établissement du rapport de sûreté                               | Ce guide présente des préconisations pour la préparation, l'examen et l'évaluation des documents de sûreté d'un réacteur de recherche (rapport de sûreté, règles générales d'exploitation, plan d'urgence interne...). Ce guide de sûreté est plus particulièrement tourné vers les étapes de conception et de construction des réacteurs de recherche. Il peut être utilisé non seulement dans le cadre des procédures d'autorisation de nouveaux réacteurs mais aussi lors des réexamens périodiques de sûreté de réacteurs existants. |
| SSG-22    | Utilisation d'une approche graduée dans l'application des prescriptions de sûreté relatives aux réacteurs de recherche | D'une manière générale, l'application des prescriptions de sûreté doit être proportionnée aux risques présentés par les installations. Ce guide vise à préciser cette approche graduée et fait des préconisations pratiques pour les différentes phases de la vie d'un réacteur de recherche.  |
| SSG-24    | La sûreté dans le cadre de l'utilisation et des modifications des réacteurs de recherche                               | Ce guide de sûreté présente des préconisations concernant l'utilisation et les modifications des réacteurs de recherche. Utilisable au premier chef pour les réacteurs existants, il peut également être utile aux organismes qui envisagent de réaliser de nouvelles expériences dans un réacteur de recherche.   |

101. Comparaison des outils de calculs aux données expérimentales sur le taux de combustion de combustibles et le taux d'activation de matériaux pour l'utilisation, l'exploitation et l'analyse de sûreté des réacteurs de recherche.

| Référence | Objet   | Commentaires   |
|-----------|---|--|
| SSG-37    | <b>Systèmes de contrôle-commande et logiciels important pour la sûreté des réacteurs de recherche</b> | Ce guide présente des préconisations concernant la conception, la réalisation et la qualification des systèmes de contrôle-commande et des composants et logiciels associés, incluant l'architecture de ces systèmes, la hiérarchisation de leur importance pour la sûreté (« classement de sûreté ») leur interface avec les opérateurs, ainsi qu'en matière de sécurité à l'égard d'actes de malveillance. Ces préconisations sont applicables aussi bien aux systèmes de contrôle-commande des nouveaux réacteurs qu'à la modernisation des systèmes de contrôle-commande de réacteurs de recherche en exploitation.  |
| SSG-40    | <b>Gestion des déchets radioactifs des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche</b>         | Ce guide de sûreté fournit des préconisations sur la façon de satisfaire aux exigences de gestion des déchets radioactifs générés dans les centrales nucléaires et les réacteurs de recherche (y compris les maquettes sous-critiques ou critiques). Il couvre toutes les étapes de la gestion de tels déchets, depuis leur génération jusqu'à leur élimination (mais pas leur élimination), y compris leur traitement (prétraitement, traitement et conditionnement). Les déchets radioactifs générés en fonctionnement normal et en cas d'accident sont pris en compte. Ce guide couvre toutes les phases de la vie des installations de gestion des déchets, y compris le choix de leur site d'emplacement, leur conception, leur construction, leur mise en service, leur exploitation, leur fermeture et leur désaffectation. |
| NS-G-4.1  | <b>Mise en service des réacteurs de recherche</b>   | La mise en service est l'une des étapes les plus importantes de la vie d'un réacteur. Bien que ce guide de sûreté soit plus directement utilisable pour la mise en service d'un réacteur de recherche nouvellement conçu et construit, il peut également être utile lors de la remise en service d'un réacteur après un arrêt prolongé ou des modifications importantes, et lors de la mise en service de nouveaux dispositifs expérimentaux dans un réacteur de recherche.  |
| NS-G-4.2  | <b>Maintenance, essais périodiques et inspections des réacteurs de recherche</b>                      | Ce guide de sûreté présente diverses pratiques internationales jugées satisfaisantes, notamment pour ce qui concerne la maintenance préventive et corrective des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté, ainsi que les essais périodiques destinés à assurer le respect des limites et conditions d'exploitation définies pour l'installation.   |

| Référence | Objet  | Commentaires  |
|-----------|--|---|
| NS-G-4.3  | <b>Gestion des cœurs et manutention du combustible pour les réacteurs de recherche</b>   | Ce guide présente des préconisations en matière de gestion des cœurs et de manutention des combustibles des réacteurs de recherche dans le respect des exigences de sûreté applicables et des limites de service associées aux combustibles. Il concerne la conception et l'exploitation des cœurs, les paramètres de contrôle des cœurs, les étapes et les procédés de réception des combustibles, de rechargement des cœurs, de manutention et de transport des combustibles neufs ou irradiés.   |
| NS-G-4.4  | <b>Limites et conditions d'exploitation<sup>102</sup>, procédures d'exploitation des réacteurs de recherche</b>  | Ce guide de sûreté présente des préconisations concernant l'établissement non seulement des limites et conditions d'exploitation, mais aussi des procédures d'exploitation. Des préconisations détaillées concernent notamment leur élaboration, leur contenu et leur mise en œuvre, aussi bien pour l'exploitation des réacteurs que pour les expériences réalisées dans ces réacteurs.  |
| NS-G-4.5  | <b>Organisation de l'exploitation et recrutement, formation et qualification du personnel des réacteurs de recherche</b>   | Ce guide est fondé sur l'idée que, pour que l'exploitation d'un réacteur de recherche se fasse dans des conditions de sûreté satisfaisantes, il est nécessaire que soit mise en place une structure organisationnelle appropriée, clairement définie et dotée de personnels qualifiés, et que soit développée une culture de sûreté. Ce guide de sûreté fournit à cet égard des préconisations concernant l'exploitant d'un réacteur de recherche, le recrutement, la formation et la qualification du personnel d'exploitation (y compris le personnel impliqué dans les opérations de maintenance), sur la base des meilleures pratiques internationales. |
| NS-G-4.6  | <b>Prise en compte de la radioprotection et de la gestion des déchets radioactifs dans le cadre de la conception et de l'exploitation des réacteurs de recherche</b> | Ce guide présente des préconisations relatives à la radioprotection et à la gestion des déchets radioactifs provenant des réacteurs de recherche. Il met en évidence des éléments importants qu'il convient de prendre en compte au stade de la conception pour assurer la radioprotection et la gestion des déchets radioactifs, ainsi que de bonnes pratiques pour l'établissement et la mise en œuvre des « programmes de radioprotection » au cours de l'exploitation des installations.  |

102. *Operational Limits and Conditions (OLC).*

| Référence | Objet  | Commentaires   |
|-----------|--|--|
| WS-G-2.1  | <b>Déclassement des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche</b> | Ce guide fournit des préconisations visant à garantir que le processus de démantèlement des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche est exécuté de manière sûre et acceptable pour l'environnement. Il s'applique aux centrales nucléaires et aux réacteurs de recherche et à leurs sites associés. Il aborde principalement les risques radiologiques résultant des activités associées au démantèlement des réacteurs nucléaires, et en particulier le démantèlement après l'arrêt définitif planifié. Un grand nombre de dispositions s'applique également au démantèlement à la suite d'un événement anormal ayant entraîné une contamination ou des dégâts graves pour le réacteur. Dans ce cas, le guide peut servir de base pour le développement de dispositions de démantèlement spéciales. Le guide de sûreté n'aborde pas explicitement les risques non radiologiques, tels que ceux dus aux sources potentielles d'incendie ou ceux résultant d'une libération d'amiante, qui peuvent être générés par les opérations de démantèlement et qui doivent cependant être également maîtrisés. |

**Tableau 3.2.** Illustration de la diversité des accidents de fusion de combustible étudiés pour les réacteurs de recherche<sup>103</sup>

| Réacteur<br>année de mise<br>en service -<br>année d'arrêt<br>définitif | Pays                            | Puissance<br>(MW) | Combustible  | Accidents de fusion de<br>combustible pris en compte<br>(fusion sous eau, sauf mention<br>contraire)   |
|---|---------------------------------|-------------------|--|--|
| HIFAR<br>1958-2007  | Australie<br>(Lucas<br>Heights) | 10                | UAl enrichi à environ<br>60 % en <sup>235</sup> U  | Fusion complète du cœur (perte<br>du refroidissement)  |
| HFR<br>1961   | Pays-Bas<br>(Petten)            | 50                | Initialement UAl enrichi à<br>91 % en <sup>235</sup> U, puis U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub><br>enrichi à environ 20 % en<br><sup>235</sup> U | (Accident de réactivité exclu du<br>fait du sens de circulation de<br>l'eau s'opposant à l'éjection d'ab-<br>sorbants<br>Bouchage d'un canal de refroidis-<br>sement dans un élément combus-<br>tible : ne mène pas à la fusion) |

103. Ce tableau a été établi sur la base des informations que l'IRSN a pu collecter.

| Réacteur<br>année de mise<br>en service -<br>année d'arrêt<br>définitif | Pays                               | Puissance<br>(MW) | Combustible   | Accidents de fusion de<br>combustible pris en compte<br>(fusion sous eau, sauf mention<br>contraire)   |
|---|------------------------------------|-------------------|---|--|
| BR2<br>1963   | Belgique<br>(Mol)                  | 100               | UAl enrichi à environ<br>93 % en $^{235}\text{U}$   | Fusion du cœur ( <i>excursion de<br/>puissance – avec interaction alu-<br/>minium-eau</i> )  |
| SAFARI-1<br>1965  | Afrique du<br>Sud (Pelin-<br>daba) | 20                | Initialement UAl enrichi à<br>87 % – 93 % en $^{235}\text{U}$ , puis<br>$\text{U}_3\text{Si}_2$ enrichi à environ<br>20 % en $^{235}\text{U}$ | Fusion du cœur   |
| OSIRIS<br>1966-2015   | France<br>(Saclay)                 | 70                | $\text{U}_3\text{Si}_2$ enrichi à environ<br>20 % en $^{235}\text{U}$   | Fusion du cœur ( <i>excursion de<br/>puissance – avec interaction alu-<br/>minium-eau</i> )  |
| RHF<br>1971   | France<br>(Grenoble)               | 57                | UAl enrichi à 93 % en<br>$^{235}\text{U}$   | Fusion de l'élément combustible<br>du cœur sous eau ( <i>excursion de<br/>puissance – avec interaction alu-<br/>minium-eau</i> )<br>Divers autres accidents menant<br>à la fusion d'un ou plusieurs<br>éléments combustibles en cœur,<br>en cours de manutention ou en<br>canal d'entreposage, sous eau<br>ou à l'air, à court terme<br>( $< 24$ h) ou à plus long terme |
| ORPHEE<br>1980  | France<br>(Saclay)                 | 60                | UAl enrichi à 93 %<br>en $^{235}\text{U}$   | Fusion du cœur ( <i>excursion de<br/>puissance – avec interaction alu-<br/>minium-eau</i> )  |
| RSG-GAS<br>1987   | Indonésie<br>(Serpong)             | 30                | $\text{U}_3\text{Si}_2$ enrichi à environ<br>20 % en $^{235}\text{U}$   | Fusion d'un élément combus-<br>tible ( <i>bouchage</i> )<br>Fusion de cinq éléments<br>combustibles ( <i>transitoire avec<br/>défaillance postulée du système<br/>de protection [ATWS]</i> )   |
| FRM-II<br>2004  | Allemagne<br>(Garching)            | 20                | $\text{U}_3\text{Si}_2$ enrichi à environ<br>90 % en $^{235}\text{U}$   | Fusion complète du cœur ( <i>perte<br/>du refroidissement ou excursion<br/>de puissance, pas d'interaction<br/>aluminium-eau</i> )   |
| OPAL<br>2007  | Australie<br>(Lucas<br>Heights)    | 20                | $\text{U}_3\text{Si}_2$ enrichi à environ<br>20 % en $^{235}\text{U}$   | Fusion de trois plaques combus-<br>tibles ( <i>bouchage partiel de<br/>canaux dans un élément combus-<br/>tible</i> )<br>Fusion de 36 cibles d'UMo<br>( <i>perte de refroidissement</i> )  |

Tableau 3.3. Sélection d'événements initiateurs postulés pour les réacteurs de recherche d'après la norme SSR-3 de l'AIEA.

#### Perte d'alimentations électriques :

- Perte de l'alimentation électrique normale.

**Introduction d'un excédent de réactivité :**

- criticité durant la manutention du combustible (due à une erreur lors du chargement du combustible),
- défaillances liées aux éléments absorbants et (ou) à leurs mécanismes,
- éjection intempestive d'éléments de contrôle,
- défaillance d'autres dispositifs contribuant à la réactivité (modérateur, réflecteur),
- positions non uniformes d'éléments de contrôle,
- rupture ou affaissement de structures,
- apport d'eau froide,
- modifications de la modération neutronique (apport de  $D_2O$  dans des circuits de  $H_2O$ , etc.),
- impact d'expériences et de dispositifs expérimentaux (par exemple noyage en eau ou vidange d'un fluide absorbant, effets de la température, insertion de matières fissiles ou retrait d'absorbants),
- ...

**Perte ou mauvaise répartition des débits du fluide de refroidissement dans le cœur :**

- défaillance de pompes primaires,
- réduction du débit du fluide primaire de refroidissement (provoquée par exemple par une défaillance de vannes ou l'obstruction de tuyauteries ou d'un échangeur de chaleur),
- rupture de l'enveloppe du fluide primaire de refroidissement entraînant une perte de débit,
- obstruction de canaux d'éléments combustibles,
- mauvaise répartition des débits dans le cœur due par exemple à des positions non conformes d'éléments de contrôle,
- réduction du débit du fluide de refroidissement due à un contournement du cœur,
- écart de pression dans les circuits par rapport aux limites spécifiées,
- perte de la source froide externe de refroidissement du réacteur (due par exemple à la défaillance d'une vanne ou d'une pompe, ou à la rupture d'un circuit),
- ...

**Perte de fluide de refroidissement :**

- rupture de l'enveloppe du circuit primaire de refroidissement,
- abaissement du niveau (d'eau) de la piscine par pompage ou en cas d'endommagement de la piscine,
- défaillance de canaux neutroniques ou d'autres traversées de la piscine.

**Erreurs de manutention ou dysfonctionnements d'équipements ou de composants :**

- défaillance de la gaine d'un élément combustible,
- endommagement mécanique du cœur ou de combustible (par exemple en cas de chute d'un emballage de transfert sur le combustible),
- défaillance d'un circuit de refroidissement de secours,
- dysfonctionnement de la commande de la puissance du réacteur,
- criticité du combustible entreposé,
- défaillance de moyens de confinement, y compris d'un système de ventilation,

- perte du fluide de refroidissement du combustible en cours de transfert ou d'entreposage,
- perte ou réduction d'un blindage de protection radiologique,
- défaillance d'appareils ou de dispositifs expérimentaux (par exemple rupture d'une boucle),
- ...

**Événements internes particuliers :**

- incendie ou explosion interne,
- inondation interne,
- perte de systèmes auxiliaires,
- incidents liés à la sécurité,
- dysfonctionnements d'expériences menées en réacteur,
- accès aux zones contrôlées par des personnes non habilitées,
- jets de fluides et fouettement de tuyauteries,
- réactions chimiques exothermiques.

**Événements (agressions) externes :**

- séismes (y compris la formation de failles et les glissements de terrain d'origine sismique),
  - inondations (y compris celles qui peuvent être provoquées par la rupture d'un barrage en amont ou l'obstruction d'un cours d'eau),
  - cyclones et projectiles entraînés par les cyclones,
  - tempêtes de sable,
  - ouragans, orages et foudre,
  - cyclones tropicaux,
  - explosions,
  - chutes d'aéronefs,
  - incendies,
  - déversements de produits toxiques,
  - impacts d'installations du voisinage (par exemple installations nucléaires, usines chimiques et installations de gestion de déchets),
  - dangers biologiques tels que corrosion microbienne, endommagement de structures ou d'équipements par des rongeurs ou des insectes,
  - phénomènes météorologiques extrêmes,
  - foudroiements,
  - sautes de puissance ou surtensions sur l'alimentation électrique externe,
  - ...
-

# Chapitre 4

## Le retour d'expérience international pour les réacteurs de recherche

---

La collecte des informations pertinentes relatives aux événements survenant dans des réacteurs de recherche au cours de leur exploitation et l'analyse de ces informations, constituant ce qui est convenu d'appeler le retour d'expérience, sont essentiels pour améliorer la sûreté de ces réacteurs. Malgré la grande diversité des conceptions et des conditions d'exploitation de ces réacteurs, les enseignements tirés d'un incident survenu dans un réacteur de recherche peuvent permettre d'éviter le renouvellement du même type d'incident dans ce réacteur ou dans un autre réacteur. À titre d'exemples, les incidents d'exposition excessive du personnel d'exploitation ou d'expérimentateurs aux rayonnements ionisants, les pertes d'étanchéité de capacités d'eau ou de réservoirs d'entreposage d'effluents radioactifs, les incidents dus à des défaillances de nature organisationnelle ou humaine, les incidents dus à l'obsolescence ou au vieillissement d'équipements, ou encore à une qualité inadéquate de procédures d'exploitation peuvent être porteurs de leçons génériques pour différentes installations. Au-delà et à la suite des initiatives prises par un certain nombre de pays en matière de retour d'expérience – dont la France, ce qui sera développé au chapitre 10 dans la deuxième partie du présent ouvrage – l'AIEA a développé et mis en place un système de déclaration d'incidents pour les réacteurs de recherche (*Incident Reporting System for Research Reactors — IRSRR*) qui, dans son principe et son fonctionnement, est très similaire à celui qui existe pour les réacteurs de puissance (*Incident Reporting System — IRS*).

Toutefois, si ce système IRSRR permet un très large partage d'expérience sur les réacteurs de recherche sur le plan international, tous les incidents n'y sont pas versés.

Des relations bilatérales ou multilatérales se sont développées entre exploitants de réacteurs de recherche, qui permettent généralement des échanges techniques plus ciblés. Par exemple, l'*International Group on Research Reactors*<sup>104</sup> (IGORR) organise, tous les 18 mois, des conférences dans lesquelles des sujets de sûreté relatifs aux réacteurs de recherche sont exposés et débattus.

Enfin, le retour d'expérience doit s'entendre de façon plus globale, en incluant l'analyse d'événements qui ont affecté d'autres types d'installations comme les réacteurs de puissance et qui peuvent être porteurs d'enseignements génériques, y compris pour les réacteurs de recherche ; l'exemple de l'[accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi](#) illustrera plus loin cet aspect.

## 4.1. Le système AIEA de déclaration d'incidents (IRSRR)

Le système IRSRR a été mis en place par l'AIEA en janvier 2000 et constitue, au plan mondial, l'unique plateforme de partage d'expériences de l'exploitation des réacteurs de recherche. Ce système permet de collecter, puis de diffuser des informations techniques sur des événements liés à la sûreté (ou à la radioprotection) survenus dans des réacteurs de recherche, incluant ceux survenus avant la mise en place du système. Les informations contenues dans la base IRSRR sont de nature technique, contrairement à celles contenues dans la base INES<sup>105</sup>. Cette dernière est destinée à fournir rapidement aux médias et au public des informations générales sur des événements survenus dans des installations nucléaires, avec une appréciation de leur « gravité » réelle ou supposée (classement INES).

Le guide d'utilisation du système IRSRR définit des catégories d'incidents, le format et le contenu des rapports à transmettre, ainsi qu'une liste de codes d'identification et de repérage thématique. Ces éléments sont destinés à faciliter la recherche d'un événement particulier dans la base de données dont l'accès est réservé aux pays qui l'alimentent.

Un rapport d'incident doit notamment présenter le déroulement de l'événement, une analyse des causes et les leçons tirées ainsi que les mesures correctives prises pour en éviter le renouvellement.

Chacun des 54 pays qui alimentent le système IRSRR nomme de manière officielle une personne coordinatrice nationale qui devient le contact du responsable de ce système à l'AIEA. Les coordinateurs ainsi désignés sont notamment responsables de la transmission des rapports d'incidents survenus dans leur pays à l'AIEA, ainsi que de la diffusion des informations reçues du système IRSRR dans celui-ci. L'IRSN a été désigné comme le coordinateur national pour la France. Les rapports d'incidents qu'il transmet à l'AIEA sont établis en concertation avec les exploitants concernés.

Le bon fonctionnement du système IRSRR suppose que chaque pays contributeur envoie à l'AIEA, dans les meilleurs délais, des rapports sur les incidents marquants

---

104. Groupe d'experts internationaux sur les réacteurs de recherche.

105. *International Nuclear Event Scale* (échelle internationale des événements nucléaires).

survenus dans ses réacteurs de recherche et qui correspondent aux critères de déclaration d'incidents définis dans le guide de l'IRSRR. Selon ces critères, les incidents intéressants sont les incidents jugés importants du point de vue de la sûreté, ceux dont il est possible de tirer des leçons utiles pour d'autres installations et ceux ayant entraîné des rejets radioactifs significatifs ou une exposition significative de personnes aux rayonnements ionisants.

Des rapports de synthèse sont préparés régulièrement par l'AIEA (avec des contributeurs issus des États membres), qui organise également des réunions périodiques (environ tous les deux ans) des coordinateurs nationaux durant lesquelles sont présentés et discutés les rapports d'incidents transmis par les pays participants. Un document<sup>106</sup> de l'AIEA paru en 2015 récapitule notamment de façon synthétique des incidents compilés dans la base IRSRR jusqu'en 2015 ; il y apparaît que la majorité des incidents survenus dans les réacteurs de recherche comportent des causes liées à des facteurs organisationnels ou humains ou des causes liés au vieillissement des installations. La répartition des causes recensées apparaît sur la figure 4.1 ci-après.

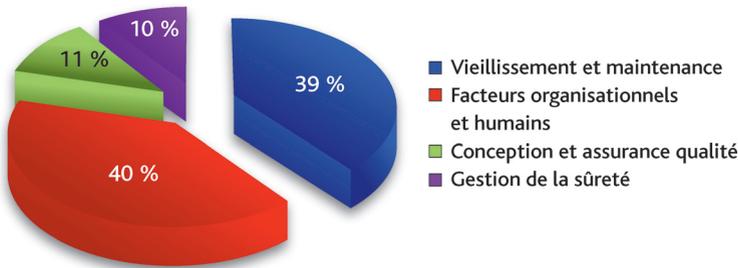


Figure 4.1. Répartition des causes recensées des incidents inscrits dans la base IRSRR, d'après IAEA-TECDOC-1762. © Georges Goué/IRSN.

## 4.2. Incidents et accidents sérieux survenus dans des réacteurs de recherche

Les modifications – qui peuvent être fréquentes – de la configuration d'un cœur de réacteur de recherche pour y mener les expérimentations prévues, les diverses manipulations associées, ainsi que le « poids » important en réactivité de certains composants du cœur, font que les risques d'accident de réactivité ou de chute d'objet sur le cœur ou sur des éléments combustibles entreposés dans son voisinage sont plus élevés que pour les autres types d'installations nucléaires. À cet égard, il convient de souligner que, par le passé, plusieurs accidents de réactivité – ou de criticité – sont survenus dans des installations nucléaires (réacteurs de recherche et autres installations) dans le monde, dont certains ont entraîné des irradiations graves de personnes (agents d'exploitation ou

106. IAEA-TECDOC-1762, *Operating Experience from Events Reported to the IAEA Incident Reporting System for Research Reactors* (expérience d'exploitation de rapports d'événements soumis au système de notification des incidents de l'AIEA pour les réacteurs de recherche), 2015.

expérimentateurs), voire leur décès ; leur fréquence constatée s'est néanmoins fortement réduite depuis le début des années 1970<sup>107</sup>.

Une sélection de quelques incidents et accidents sérieux survenus dans divers réacteurs de recherche<sup>108</sup> est présentée ci-après, de façon synthétique.

► **12 décembre 1952 - réacteur NRX (42 MW) - Chalk River Laboratories (Ontario, Canada)**

Une excursion de puissance du réacteur NRX, refroidi par de l'eau légère et modéré par de l'eau lourde, s'est produite à la suite de défaillances et d'erreurs humaines, notamment après la réduction volontaire du débit de refroidissement de l'eau légère dans les éléments combustibles. L'eau légère ayant un rôle de poison neutronique, cette diminution de débit a fait augmenter la réactivité et la puissance du réacteur jusqu'à environ deux fois la puissance maximale autorisée. Cette excursion de puissance a été arrêtée par la vidange de l'eau lourde. Le cœur a été détruit et  $3,7 \cdot 10^{14}$  Bq ont été rejetés dans les sous-sols du bâtiment dans environ 4 000 m<sup>3</sup> d'eau de refroidissement du réacteur. 31 personnes ont été irradiées à des doses efficaces allant de 0,04 Sv à 0,17 Sv. L'accident a conduit à un transfert significatif de radioactivité dans l'environnement (par la cheminée de l'installation).

► **24 mai 1958 - réacteur NRU (135 MW) - Chalk River Laboratories (Ontario, Canada)**

Un élément combustible du réacteur à eau lourde NRU a pris feu lors de son déchargement. Cet élément avait été abîmé la veille avec d'autres éléments combustibles lors d'une montée en puissance du réacteur. Cet accident a entraîné une contamination importante du bâtiment du réacteur et une irradiation de travailleurs.

► **15 octobre 1958 - réacteur de recherche (à puissance nulle) du Boris Kidrich Institute de Vinca (ex-Yougoslavie)**

Une excursion de puissance s'est produite dans le réacteur en raison d'une montée de l'eau lourde au-delà de la cote critique après un mauvais réglage (les chambres de mesure de la puissance ont été saturées). Cet accident, qui a été stoppé par un opérateur ayant commandé la chute des barres de sécurité en cadmium, n'a pas entraîné de dommages sur le cœur du réacteur, mais une irradiation importante de six personnes : l'une de ces personnes a reçu environ 4,3 Sv et est décédée ; les cinq autres personnes ont été traitées en France par greffe de moelle osseuse.

107. Le lecteur pourra se reporter à ce sujet au document très complet diffusé par le Los Alamos National Laboratory (exploité par l'université de Californie pour le compte du DOE américain) – intitulé *A review of Criticality Accidents* (un examen des accidents de criticité) (référence LA 13638, révision 2000). De 1945 au début des années 1960, plusieurs accidents survenaient chaque année dans les installations de recherche au sens large (réacteurs et autres installations) ; quatre sont encore survenus en 1968, puis deux en 1971, un en 1983 et un en 1997.

108. Les doses estimées ne sont pas systématiquement indiquées dans les sources disponibles ; pour certains de ces accidents, les valeurs indiquées dans diverses sources ne sont pas non plus cohérentes entre elles.

► **3 janvier 1961 - réacteur SL-1<sup>109</sup> (3 MW) - Centre national d'essais de réacteurs (National Reactor Testing Area, Idaho, États-Unis)**

Une excursion de puissance s'est produite lors d'une opération de maintenance pour préparer le redémarrage du réacteur SL-1. La procédure de maintenance prévoyait le retrait des barres de contrôle sur quelques centimètres pour les reconnecter à leurs moteurs d'entraînement. L'accident s'est produit lorsque l'une des barres de contrôle a été retirée trop violemment et trop loin de la position prévue. La puissance du réacteur a atteint près de 20 GW en 4 ms et le dégagement énergétique qui s'est produit a entraîné une onde de pression qui a propulsé des barres de contrôle vers le haut. Cet accident a entraîné le décès de trois personnes (deux opérateurs ont été tués sur le coup par l'explosion qui a suivi l'excursion de puissance et une troisième personne est décédée deux heures après).

Cet accident et les enseignements qui en ont été tirés sont développés au chapitre 8.

► **30 décembre 1965 - réacteur VENUS<sup>110</sup> (0,5 kW) - Mol (Belgique)**

Une excursion limitée de puissance s'est produite à la suite d'une erreur de manipulation. Le programme expérimental qui était en cours de réalisation le jour de l'accident consistait à déterminer l'efficacité des barres de contrôle en utilisant la corrélation entre le déplacement de ces barres et le déplacement du niveau du modérateur (constitué d'un mélange d'eau lourde et d'eau légère), le réacteur étant à l'état critique. L'opérateur a commis une erreur de manipulation en retirant une barre de contrôle avant d'en insérer une autre comme il aurait dû le faire selon la consigne écrite. Il n'y a pas eu de dégâts dans l'installation mais l'opérateur a été gravement irradié (doses reçues : 5 Sv à la poitrine et 40 Sv à un pied). Il a pu être sauvé mais a dû subir une amputation du pied irradié.

► **7 novembre 1967 - réacteur SILOE (15 MW) - Grenoble (France)**

La fusion partielle de six plaques de combustible d'un « élément de contrôle<sup>111</sup> » s'est produite lors d'une montée en puissance du réacteur. Cet accident, attribué à un défaut de refroidissement des plaques, a conduit au rejet d'une activité d'environ  $2 \cdot 10^{15}$  Bq dans l'eau de la piscine et de  $7,4 \cdot 10^{13}$  Bq par la cheminée (essentiellement des gaz rares). Cet événement est décrit plus complètement au chapitre 10.

► **23 septembre 1983 - maquette critique RA-2 - Constituyentes (Argentine)**

Une excursion de puissance (représentant une énergie thermique apportée au combustible de 10 à 15 MJ en quelques millisecondes) a été causée par le non-respect des consignes de sûreté lors d'une modification de la configuration du cœur du réacteur

109. *Stationary Low Power Reactor Number One* (réacteur stationnaire de faible puissance n° 1).

110. *Vulcan Experimental Nuclear System* (système nucléaire expérimental Vulcain).

111. Élément combustible contenant un absorbant.

RA-2<sup>112</sup> (la cuve du réacteur n'avait pas été vidangée au préalable). Les doses reçues par l'opérateur ont été de l'ordre de 23 Gy dus aux rayonnements gamma et de 1,7 Gy dus aux neutrons. L'opérateur est décédé 48 heures après l'accident. Deux personnes présentes en salle de conduite du réacteur (doses de l'ordre de 0,2 Gy dus aux rayonnements gamma et 0,15 Gy dus aux neutrons) ont été irradiées ainsi que cinq autres qui ont reçu des doses totales comprises entre 40 et 200 mGy et deux autres qui ont reçu des doses totales de l'ordre de 10 mGy.

### **4.3. Analyses complémentaires menées au plan international à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi**

À la suite de l'accident survenu le 11 mars 2011 à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi exploitée par TEPCO, plusieurs initiatives ont été prises rapidement, visant à mener, au titre du retour d'expérience, des analyses complémentaires de sûreté à la lumière des événements qui avaient affecté cette centrale.

Le Conseil européen réuni les 24 et 25 mars 2011 a demandé que les différents pays de l'Union européenne réalisent des « tests de résistance » (*stress tests*) de leurs réacteurs électronucléaires. Un cahier des charges a été défini à cette fin, sur la base des propositions de l'association WENRA<sup>113</sup> des chefs des autorités de sûreté des pays d'Europe de l'Ouest.

Des *stress tests* ont ainsi été simultanément menés dans les différents pays de l'Union européenne, sur la base de cahiers des charges similaires, parfois élargis – comme ce fut le cas par exemple en France et en Belgique – à d'autres installations nucléaires, voire à d'autres sujets<sup>114</sup>. Ces *stress tests* ont donc pu concerner non seulement les réacteurs électronucléaires, mais aussi les réacteurs de recherche, les installations du cycle du combustible, etc.

En effet, certaines des premières leçons tirées de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi présentaient un caractère générique concernant notamment la robustesse des installations à l'égard d'aléas extrêmes pouvant affecter les sites des installations nucléaires, la gestion des situations d'urgence, ainsi que les organisations ou encore le rôle des autorités de sûreté. Les questions correspondantes étant également pertinentes pour les réacteurs de recherche et les installations du cycle de combustible, de nombreux pays ont intégré ces installations dans la liste de celles devant faire l'objet d'évaluations complémentaires de sûreté, avec toutefois des priorités en fonction des risques qu'elles présentaient (inventaires de matières radioactives, ancienneté, proximité de zones d'habitation, etc.), cela selon une approche graduée.

---

112. Maquette critique similaire à EOLE (voir le paragraphe 5.2).

113. *Western European Nuclear REGULATORS Association*.

114. Ainsi, des questions concernant les prestataires des exploitants ont été abordées en France.

Les *stress tests* effectués dans les pays de l'Union européenne ont généralement considéré :

- la possibilité de survenue d'aléas extrêmes excédant ceux retenus lors du dimensionnement des installations, avec, de façon consécutive, la perte totale des alimentations électriques ou des circuits de refroidissement, dans le but notamment de déterminer, le cas échéant, des dispositions complémentaires permettant de limiter les conséquences de telles situations accidentelles ;
- les conditions physiques réelles des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté de chaque installation et les effets possibles de défaillances d'éléments non classés de sûreté sur des éléments importants pour la sûreté en cas d'événements extrêmes (cela conduisant à la nécessité d'effectuer des visites détaillées de l'installation) ;
- l'aptitude de l'instrumentation de contrôle-commande et de surveillance de l'installation à fournir les informations appropriées dans les situations accidentelles prises en compte dans le cadre des *stress tests* (aléas extrêmes, perte des alimentations électriques ou de refroidissement).

Les aspects marquants des *stress tests* menés en France pour les réacteurs de recherche seront présentés au paragraphe 10.2.

En dehors des pays de l'Union européenne, des analyses complémentaires de sûreté ont aussi été engagées ou planifiées, selon des priorités définies en rapport avec les risques que présentaient les installations.

Pour sa part, l'AIEA a organisé, en juin 2011, une conférence internationale au niveau ministériel. Un plan d'actions a été mis en place par cette agence, visant à améliorer la sûreté nucléaire au niveau mondial.

Dans ce cadre, l'AIEA a lancé, dès 2011, l'élaboration d'une démarche pouvant être suivie pour la réalisation de réévaluations de sûreté<sup>115</sup> pour les réacteurs de recherche à la lumière des enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. L'objectif de cette démarche, qui a fait l'objet d'un rapport final<sup>116</sup> en mars 2014, était d'assurer une cohérence des différentes approches envisagées par les différents pays, pour servir de base aux réévaluations de sûreté encore à venir. Quelques-uns des principes formulés dans ce rapport de l'AIEA sont précisés ci-après.

Dans ce rapport, l'AIEA souligne expressément, en premier lieu, que si les inventaires de matières radioactives et en conséquence les risques potentiels associés aux réacteurs de recherche dans le monde sont bien plus faibles que pour les réacteurs de puissance, certains aspects militent – de façon générale – pour que soient menées des réévaluations de sûreté à la lumière des enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi : « *La majorité des réacteurs de recherche dans le monde ont été conçus il y a plusieurs décades, et leurs exigences de conception ne sont pas*

---

115. *Safety reassessments* en anglais.

116. Rapport de l'AIEA intitulé *Safety Reassessment for Research Reactors in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant* – Safety Reports Series No. 80 – 2014.

*totalemment en accord avec la norme de sûreté No. NS-R-4. De plus, de nombreux réacteurs de recherche sont implantés près de zones habitées, et pour certains d'entre eux le confinement n'est pas adéquat. Ces aspects compliquent la gestion d'accidents qui conduiraient à des rejets radioactifs. Dans d'autres cas, les caractéristiques du site et de son voisinage peuvent avoir changé depuis la construction des réacteurs. Tous ces aspects ne sont pas nécessairement reflétés dans les analyses de sûreté pour beaucoup d'installations ».* L'opportunité d'une réévaluation est à décider en fonction des risques potentiels de chaque réacteur de recherche.

En tant qu'enseignement tiré de [l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi](#), l'AIEA attire tout particulièrement l'attention, dans le rapport précité, sur le rôle et les responsabilités des autorités de sûreté, que ce soit dans les conditions normales d'exploitation des installations ou en cas d'accident, qui doivent être clairement définis. Dans le cadre de réévaluations post-Fukushima, à mener par les exploitants, il convient que les autorités de sûreté disposent des compétences nécessaires pour les superviser et en faire l'évaluation.

L'objectif principal visé pour les réévaluations est « *d'évaluer la robustesse des dispositions de protection des réacteurs, en termes de dispositions de conception et procédures de conduite, à l'égard d'événements extrêmes, avec une attention particulière au maintien des fonctions fondamentales de sûreté* ». Il convient qu'une réévaluation comporte :

- un réexamen des bases de conception de l'installation (en tenant compte des dispositifs expérimentaux et des équipements associés), telle que décrites dans son rapport de sûreté ;
- l'étude d'événements au-delà des accidents retenus dans les bases de conception de l'installation<sup>117</sup>, pouvant être initiés par des événements initiateurs extrêmes, afin d'en apprécier l'impact possible sur les fonctions fondamentales de sûreté et sur l'adéquation des mesures existantes de limitations des conséquences d'accidents, dans le but d'identifier les besoins d'améliorations de sûreté à la fois aux plans technique et organisationnel.

Pour ces réévaluations, il convient de considérer l'état réel des installations telles qu'elles ont été construites et exploitées (maintenance réalisée, modifications apportées...), les conditions d'exploitation les plus défavorables autorisées, y compris en termes de configurations du cœur des réacteurs, ainsi que les dispositifs expérimentaux existants et ceux dont la mise en place est prévue.

Il convient que dans les réévaluations en question soit considérée la possibilité de survenue simultanée de plus d'un aléa externe, aussi bien que d'événements qui peuvent en découler.

Sur la base de ces réévaluations, des dispositions complémentaires de prévention ou de limitation des conséquences d'accidents sont, si nécessaire, définies et réalisées.

---

117. Accidents « hors dimensionnement » (*Beyond Design Basis Accidents*).

Pour les sites, la réévaluation porte notamment sur les évolutions de leurs caractéristiques depuis la construction des installations. Cela inclut les changements des populations de travailleurs sur le site et des populations avoisinantes, les modifications apportées aux installations implantées sur le site et à leurs utilisations, les modifications des voies de transport et les changements éventuels d'utilisation des terrains au voisinage des sites ainsi que les changements de l'hydrologie et de la topographie. Des accidents susceptibles de se produire simultanément dans différentes installations sont à considérer.

Par ailleurs, une réévaluation des effets possibles d'aléas extrêmes sur les conditions d'accès au site des personnels d'exploitation ou d'intervention, sur la disponibilité des organismes de secours externes et du personnel d'intervention sur le site est réalisée. En d'autres termes, il convient de s'assurer du caractère opérationnel et suffisant des dispositions prévues pour la gestion des situations d'urgence, y compris en cas d'aléa extrême affectant simultanément plusieurs installations.

Les réévaluations sont aussi l'occasion de vérifier :

- l'existence d'une chaîne de décision adéquate pour les situations d'urgence envisagées et l'existence de procédures et de moyens permettant d'assurer une communication efficace dans une telle situation ;
- la préparation des équipes d'intervention du site et d'organismes hors site à gérer efficacement une situation d'urgence affectant simultanément plusieurs installations sur un site ;
- la disponibilité d'équipements d'urgence et la réalisation de vérifications périodiques de tels équipements ;
- la disponibilité du support logistique nécessaire.

Lors d'une conférence tenue à l'AIEA au mois de novembre 2015, divers exploitants de réacteurs de recherche (on peut citer par exemple ceux du réacteur IRR1<sup>118</sup> en Israël, du réacteur SAFARI-1 en Afrique du Sud) ont présenté le plan d'actions qu'ils ont proposé à leur autorité de sûreté respective suite aux réévaluations menées dans l'esprit du rapport de l'AIEA évoqué ci-dessus ou des recommandations de l'ENSREG (*European Nuclear Safety Regulators Group*<sup>119</sup>) pour les *stress tests*.

De façon générale et à titre d'illustration, les réévaluations ont conduit, par la mise en place de nouveaux matériels et équipements résistant aux séismes associés aux sites avec des marges de sûreté ou par la modification d'équipements existants en vue d'améliorer cette résistance, à des propositions d'amélioration de la sûreté des réacteurs telles que :

- détection sismique reliée au système de protection du réacteur, entraînant l'arrêt automatique de celui-ci en cas de séisme ;

---

118. *Israël Research Reactor-1*.

119. Groupe consultatif d'experts indépendants, de la Commission européenne.

- système supplémentaire d'arrêt de la réaction en chaîne (injection de poison neutronique soluble...);
- alimentation électrique d'ultime secours en plus des alimentations électriques existantes (groupe électrogène mobile ou batteries de secours), ajout de prises externes facilement accessibles ;
- moyens supplémentaires pour le refroidissement de secours, raccords pompiers, systèmes d'aspersion du cœur en eau ;
- renforcement de l'enceinte de confinement pour améliorer sa tenue aux aléas naturels externes ;
- améliorations des systèmes de ventilation de secours et de leurs dispositifs de filtration ;
- renforcement des moyens prévus pour une gestion efficace des situations d'urgence, création de salles de repli externes avec report d'informations nécessaires au suivi des installations...

Il est à noter que la plupart de ces dispositions étaient déjà mises en place en France dans des réacteurs de recherche, à l'occasion notamment de réexamens de sûreté, ou ont été renforcées ou complétées dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté menées à la suite de l'[accident de la centrale de Fukushima Daiichi](#) (ce sujet fait l'objet du paragraphe 10.2).

D'autres propositions d'améliorations résultant des réévaluations concernent notamment la culture de sûreté, les aspects organisationnels, les programmes de formation et de qualification du personnel d'exploitation.

Ces propositions d'améliorations font l'objet de calendriers de mise en œuvre.

En conclusion, les *stress tests* ou réévaluations de sûreté effectués pour les réacteurs de recherche à la lumière des leçons tirées de l'[accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi](#) vont contribuer à l'amélioration de la défense en profondeur, y compris pour la gestion des situations d'urgence. Des revues par les pairs des résultats de ces travaux ont été conduites sous l'égide de l'[AIEA](#), à l'occasion de diverses réunions techniques.

## **Partie 2**

# **Les réacteurs de recherche en France**

---



# Chapitre 5

## Évolution du parc des réacteurs de recherche en France

---

### 5.1. *Diversité et complémentarité des réacteurs de recherche français*

Dans la base de données de l'AIEA relative aux réacteurs de recherche (*Research Reactor Database – RRDB*), 42 réacteurs sont recensés pour la France sous l'appellation de réacteur de recherche<sup>120</sup> (y compris ceux qui ne sont plus en exploitation, le [réacteur Jules Horowitz \(RJH\)](#) en cours de construction, ainsi que ceux relevant des installations intéressant la défense nationale<sup>121</sup>).

C'est en 1945 que le Général de Gaulle a créé, par ordonnance, le Commissariat à l'énergie atomique (CEA<sup>122</sup>) en le chargeant de diriger et de coordonner le développement des applications de la fission du noyau de l'atome d'uranium. Dans ce contexte, l'équipe dirigée par Lew Kowarski assura le démarrage, en 1948, du premier réacteur de recherche français, la « pile atomique » ZOÉ construite sur le centre du CEA à Fontenay-aux-Roses ([figure 5.1](#)). Le cœur de ce réacteur, constitué d'éléments combustibles à base d'oxyde d'uranium (1 950 kg) plongés dans de l'eau lourde (5 tonnes) contenue dans une

---

120. Le lecteur pourra trouver la liste complète de ces réacteurs dans cette base de données. Il pourra par ailleurs consulter l'ouvrage du CEA « Les réacteurs nucléaires expérimentaux », monographie de la Direction de l'énergie nucléaire – 2012, ou encore la publication « Les réacteurs de recherche » de Francis Merchie, Encyclopédie de l'énergie, 2015.

121. Réacteurs qui ne sont pas traités dans le cadre du présent ouvrage.

122. Qui deviendra ultérieurement le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives.

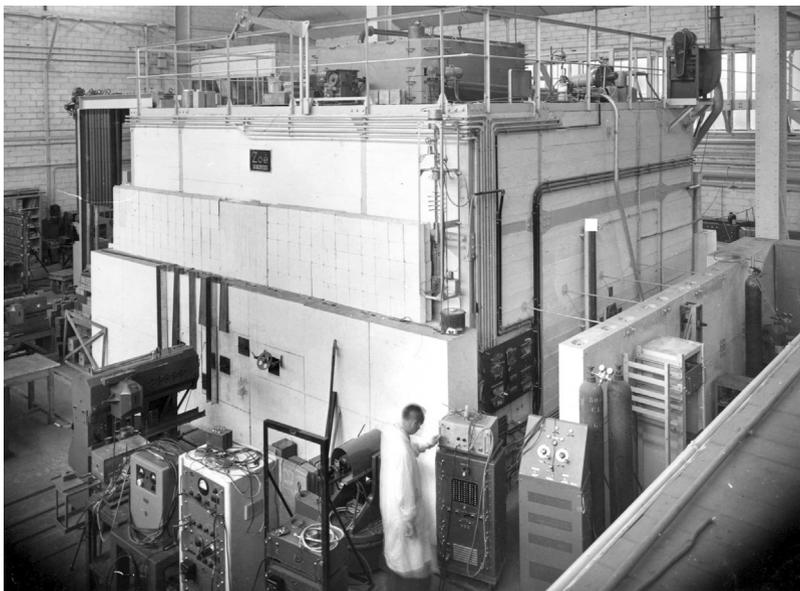


Figure 5.1. Vue de ZOÉ, première « pile atomique » française. Archives historiques CEA. © CEA/Service de documentation.

cuve en aluminium entourée d'un mur de graphite de 90 cm d'épaisseur, était entouré d'une enceinte en béton de 1,5 mètre d'épaisseur destinée à absorber les différents types de rayonnements ionisants émis par les réactions nucléaires dans le cœur. Le réacteur ZOÉ fut utilisé jusqu'à une puissance de 150 kW pour étudier le comportement de matériaux sous irradiation et à faible puissance, pour caractériser les propriétés neutroniques des matériaux constitutifs des piles atomiques de l'époque (sur le plan mondial).

Dans les années 1950, une dizaine de réacteurs de recherche furent mis en service en France. Ne disposant pas à l'époque d'une capacité d'enrichissement industrielle propre, la France s'est alors engagée dans l'amélioration de la connaissance des données nucléaires pour les réacteurs utilisant de l'uranium naturel. Le réacteur AQUILON, implanté à Saclay, fut conçu dans cet objectif. Ce réacteur, ainsi que le réacteur ALIZÉ (également implanté à Saclay), ont ensuite été utilisés en support à la conception des réacteurs embarqués des premiers sous-marins français à propulsion nucléaire. Le réacteur PROSERPINE, également implanté à Saclay, fut dédié à l'étude de réacteurs dits « homogène<sup>123</sup> » utilisant du plutonium en solution comme matière fissile ; il était modéré à l'eau légère. Ce réacteur a permis de comparer les caractéristiques neutroniques de deux éléments fissiles fondamentaux : le plutonium 239 et l'uranium 235.

En parallèle, toujours durant les années 1950, des réacteurs d'irradiation et de recherche technologique furent construits. C'est ainsi que furent mis en service à Saclay le réacteur EL2 puis le réacteur EL3, avec pour objectif, d'une part la production de

123. Le combustible d'un réacteur homogène est sous forme liquide (nitrate ou sulfate).

radioisotopes artificiels, d'autre part l'étude du comportement sous irradiation de matériaux de structure des réacteurs.

Vers la fin des années 1950, il apparut nécessaire d'affiner les connaissances relatives aux paramètres neutroniques fondamentaux intervenant dans la physique des cœurs de réacteurs nucléaires. C'est pour répondre notamment à ce besoin que le réacteur MINERVE fut conçu et mis en service en 1959 au centre du CEA de Fontenay-aux-Roses.

Les années 1960 ont ensuite vu la mise en service d'une vingtaine de réacteurs de recherche. À cette époque, le développement de filières industrielles de l'énergie nucléaire était pleinement engagé mais les moyens de calcul disponibles étaient limités. L'usage des maquettes ou assemblages critiques<sup>124</sup> et des réacteurs d'irradiation est alors apparu nécessaire pour poursuivre et compléter l'acquisition de connaissances et de données en support au développement industriel de l'énergie nucléaire. La France cherchait alors à développer la filière électronucléaire dite UNGG (uranium naturel-graphite-gaz) utilisant l'uranium naturel comme combustible. Les réacteurs de recherche MARIUS (mis en service en 1960 sur le site de Marcoule puis transféré au milieu des années 1960 sur le site CEA de Cadarache) et CESAR (mis en service en 1964 à Cadarache) ont servi, au début des années 1960, à des études pour cette filière.

L'utilisation de réacteurs à neutrons rapides (RNR) a également été explorée dès cette époque, notamment dans l'objectif de valoriser les ressources en plutonium résultant du fonctionnement des réacteurs UNGG. Le développement des RNR a en particulier conduit à la construction :

- du réacteur HARMONIE, implanté à Cadarache et dont la première divergence est intervenue en 1965, qui a été utilisé essentiellement pour la détermination des caractéristiques neutroniques de matériaux de protection radiologique (protections neutroniques latérales situées autour du cœur dans les RNR) ;
- de la maquette critique MASURCA<sup>125</sup>, également implantée à Cadarache et mise en service en 1966, qui a permis de réaliser des études de neutronique ainsi que, bien plus tard, des recherches dans le domaine de la transmutation des actinides présents dans les déchets nucléaires fortement radioactifs.

Le réacteur RAPSODIE est le premier réacteur à neutrons rapides ayant servi à des recherches et ayant fonctionné à la fois avec du plutonium<sup>126</sup> comme combustible et du sodium liquide comme fluide caloporteur. De nombreuses expériences d'irradiation y ont été menées, de 1967 (année de sa première divergence) à 1982 (arrêt définitif en 1983), dans le cadre du développement d'aciers de gainage pour les RNR. Des expérimentations dites « essais de fin de vie », allant jusqu'à la fusion de combustible au cœur de certaines aiguilles de combustible, ont été réalisées en 1982 (essais DISCO et FONDU).

---

124. Réacteurs mettant en œuvre des arrangements d'éléments combustibles représentatifs des cœurs à étudier (« maquette ») et fonctionnant à une puissance quasi nulle (état « juste critique »).

125. Maquette de surgénération du centre d'études de Cadarache.

126. Le réacteur RAPSODIE a utilisé, comme les RNR français suivants, de l'oxyde mixte  $UO_2$ - $PuO_2$  ; étaient aussi implantées, autour de la zone fissile, des « couvertures » axiales et radiales en uranium 238 (appauvri en isotope 235), matériau fertile sous flux de neutrons rapides.

Le réacteur **CABRI**, premier réacteur français dédié à la réalisation d'essais pour l'étude des situations accidentelles des RNR (dans une boucle en sodium), a été construit à Cadarache au début des années 1960 ; la première divergence de ce réacteur sera réalisée au mois de décembre 1963. Vont également y être menés, dans la boucle en sodium, des essais pour l'étude de situations accidentelles dans les réacteurs à eau sous pression (essais dits REP-Na). Le réacteur **SCARABEE**, utilisé dans les années 1980 pour des essais relatifs aux réacteurs à neutrons rapides refroidis par du sodium (arrêté depuis et démonté), partageait les principaux équipements du réacteur CABRI. Il était équipé d'une boucle en sodium de plus grand diamètre que celle utilisée dans le réacteur CABRI.

La mise à disposition par les États-Unis d'uranium fortement enrichi en isotope 235 a permis de concevoir, dans les années 1960, des cœurs de réacteurs délivrant des puissances et des flux neutroniques accrus, qui en feront des réacteurs d'irradiations technologiques. En France, trois réacteurs d'irradiation ont été conçus à cette époque : le réacteur **PEGASE**, d'une puissance de 30 MW, implanté à Cadarache, le réacteur **SILOE**, d'une puissance de 35 MW, implanté à Grenoble (circulation forcée de l'eau en sens descendant ; ce réacteur a fonctionné de 1963 à 1997), et le réacteur **OSIRIS** (figure 5.2), d'une puissance de 70 MW, implanté à Saclay (circulation en sens ascendant ; a fonctionné de 1966 à 2015). Ces réacteurs ont été accompagnés de maquettes critiques : **PEGGY** pour PEGASE, **SILOETTE** (figure 5.2) pour SILOE et **ISIS** pour OSIRIS.

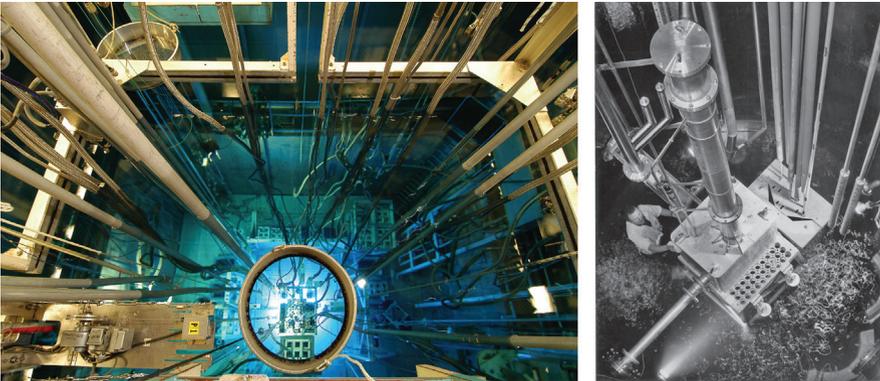


Figure 5.2. À gauche, cœur du réacteur Osiris. Vue de l'installation immergée d'examen de neutronographie (2004). © L. Godart/CEA ; à droite vue de la maquette SILOETTE. © CEA.

Contrairement au réacteur à haut flux (RHF) à Grenoble et au réacteur ORPHEE, SILOE était un réacteur de type piscine à eau légère construit pour l'irradiation des matériaux et des dispositifs. Le cœur (figure 5.3) était constitué d'éléments dont le combustible était enrichi à 90 % en uranium 235.

Le réacteur SILOE s'est néanmoins vu doté de canaux neutroniques ne visant pas directement le cœur, ainsi que d'un mur de béryllium<sup>127</sup> qui jouxtait l'un des quatre côtés

127. Ce matériau est une source de neutrons lorsqu'il est frappé notamment par des rayons gamma de forte énergie.



Figure 5.3. Vue du cœur du réacteur SILOE. © CEA.

du cœur<sup>128</sup>. Au début, il y avait seulement deux canaux radiaux. Après la fermeture du réacteur MELUSINE en 1988, un canal tangentiel a été ajouté dans SILOE qui visait le mur de béryllium par la tranche. Le parc d'instruments est alors monté à six avec deux appareils par canal (spectromètres, diffractomètres). Malgré des conditions difficiles de travail pour les scientifiques (température élevée, espaces restreints...), ces équipements ont pu rendre d'appréciables services au plan scientifique et ont permis de former des scientifiques, notamment en diffraction de poudres et de monocristaux, ainsi qu'en diffraction des neutrons polarisés.

En 1969, la France prend la décision d'abandonner la réalisation de réacteurs UNGG au profit des réacteurs à eau sous pression de conception américaine. Dans la décennie qui suit, les besoins expérimentaux étant largement satisfaits, peu de nouveaux réacteurs de recherche seront construits en comparaison de la période 1950-1970.

Cependant, deux réacteurs à flux élevé de neutrons, équipés de canaux neutroniques pour des expériences de physique fondamentale, ont ensuite été mis en service : il s'agit du réacteur à haut flux (RHF, de 58 MW) implanté à Grenoble, de l'[Institut Laue-Langevin \(ILL\)](#), qui divergea en 1971, ainsi que du réacteur ORPHEE (14 MW) implanté à Saclay, qui divergea à la fin de l'année 1980.

Il est à noter qu'en 1972 le [CEA](#) créa, en association avec [EDF](#), le Département de construction des piles, au sein de la Direction des piles atomiques du CEA, qui sera ensuite

---

128. Source : Association des retraités de l'Institut Laue-Langevin (ARILL) : « Le réacteur de recherche SILOE ».

externalisé et rattaché à la société [Technicatome](#)<sup>129</sup> puis constituera la branche TA de la société [AREVA](#). Ces entités et sociétés contribueront de façon importante à la conception et à la construction de réacteurs de recherche, jusques et y compris le [réacteur Jules Horowitz](#).

Pour ce qui concerne le développement des RNR, un nombre important d'irradiations expérimentales ont été menées dans le réacteur à vocation électrogène PHENIX, mis en service en 1974, jusqu'à son arrêt définitif au mois de février 2010. Comme dans le cas du réacteur RAPSODIE, des essais ultimes dits aussi « de fin de vie<sup>130</sup> » ont été réalisés en rapport avec certaines questions de sûreté (par exemple, la possibilité d'amorçage d'une convection naturelle du sodium dans différents circuits du réacteur, le risque de rupture de gaine en cas de fusion partielle à cœur dans une aiguille de pastilles de combustible...).

De même, le réacteur d'essais PHEBUS a été mis en service en 1978 à Cadarache pour l'étude des accidents de refroidissement des réacteurs à eau sous pression.

Enfin, le [CEA](#) lance le projet d'un nouveau réacteur d'irradiations technologiques, le réacteur Jules Horowitz. En cours de construction à Cadarache, il prendra la suite du réacteur OSIRIS dont l'arrêt définitif est intervenu à la fin de l'année 2015. Nous reviendrons plus en détail sur ce nouveau réacteur par la suite.

Le [tableau 5.1](#) ci-après présente les réacteurs français utilisés en tout ou partie pour des expérimentations, avec leur date de mise en service (hors installations de même nature intéressant la défense nationale).

## 5.2. *Situation actuelle*

Depuis la pile ZOÉ, une quarantaine de réacteurs de recherche ont donc été construits et exploités en France. Mi 2018, avec l'arrêt du réacteur OSIRIS, sept réacteurs de recherche restent « en fonctionnement<sup>131</sup> », les autres étant promis à l'arrêt définitif sans utilisation (PHEBUS), en phase de cessation définitive d'activité, en cours de démantèlement ou déjà démantelés.

Parmi les réacteurs en fonctionnement, trois sont des **maquettes critiques** : EOLE, MINERVE et MASURCA, toutes implantées aujourd'hui à Cadarache. Le réacteur MINERVE ([figure 5.4](#)), mis en service en 1959 sur le centre de Fontenay-aux-Roses a été transféré à Cadarache en 1977. Il est dédié à la caractérisation neutronique de matériaux (matériaux fissiles, fertiles, absorbants ou matériaux de structures) et à l'étude de la physique des cœurs de réacteurs de différentes filières. Il s'agit d'un réacteur de type

129. La société GAAA (Groupement atomique alsacienne atlantique) devenue ensuite Novatome s'impliquant en association avec le CEA et EDF dans la conception des réacteurs à neutrons rapides.

130. Voir l'ouvrage de Joël Guidez « PHENIX – Le retour d'expérience », chapitre XV, Collection : Hors collection, EDP sciences, 2013.

131. ORPHEE, ISIS, MASURCA, CABRI, EOLE, MINERVE et le RHF. La situation concernant EOLE et MINERVE est néanmoins évoquée plus loin.

**Tableau 5.1.** Liste des réacteurs français utilisés en tout ou partie pour des expérimentations, avec leur date de mise en service.

| Type de réacteur →<br>Utilisations<br>↓   | Réacteurs utilisant de l'eau (légère ou lourde) ou de l'air comme fluide caloporteur dans le cœur   | Réacteurs utilisant du sodium comme fluide caloporteur dans le cœur     | Maquettes critiques   | Réacteurs à faisceaux sortis de neutrons (eau lourde/eau légère) |
|---|---|---|---|--|
| Études de physique des réacteurs (y compris de détermination de données nucléaires), de protections radiologiques d'irradiation, pour tous usages | ZOE (1948)<br>EL2 (1952)<br>EL3 (1957)<br>MELUSINE (1959)<br>TRITON (1959)<br>NEREIDE (1960)<br>PEGASE (1963)<br>SILOE (1963)<br>OSIRIS (1966)<br>RJH (en construction) | RAPSODIE (1966)<br>PHÉNIX (1974)  | AQUILON (1956)<br>PROSERPINE (1958)<br>ALIZE (1959)<br>RUBEOLE (1959)<br>MINERVE (1959)<br>MARIUS (1960)<br>PEGGY (1961)<br>RACHEL (1961)<br>SILOETTE (1964)<br>CESAR (1964)<br>EOLE (1965)<br>ISIS (1966)<br>HARMONIE (1965)<br>MASURCA (1966) |  |
| Essais de sûreté  | CABRI (boucle en sodium 1972)<br>PHEBUS (1978)<br>CABRI (boucle en eau)   | RAPSODIE (1966)<br>PHÉNIX (1973)<br>(pour les essais « de fin de vie ») |   |  |
| Études de la physique de la matière   |   |   |   | RHF (1971)<br>ORPHEE (1980)                                      |
| Enseignement  | MINERVE (1959)<br>ULYSSE (1961) type Argonaute<br>SILOETTE (1964)<br>RUS « Cronenbourg » (1966) type Argonaute<br>ISIS (1966)   |   |   |  |

piscine, dont la puissance maximale de fonctionnement est de 100 W. Le cœur du réacteur, constitué d'éléments combustibles sous la forme de plaques à base d'alliage UAl, enrichi à environ 93 % en uranium 235, est entouré d'éléments réflecteurs en graphite et immergé dans un grand volume d'eau déminéralisée (140 m<sup>3</sup>), qui permet d'assurer, d'une part la protection des opérateurs contre les rayonnements ionisants, d'autre part l'évacuation de la (faible) puissance thermique du cœur.



Figure 5.4. La piscine de MINERVE. Chargement d'un échantillon dans la cavité centrale pour la mesure d'effet en réactivité par la méthode dite d'oscillation. © G. Lesénéchal/CEA.

Le réacteur EOLE (figure 5.5), mis en service en 1965, est implanté dans le même bâtiment que le réacteur MINERVE. Il fonctionne également à une très faible puissance (100 W au maximum), mais sa conception est très différente de celle du réacteur MINERVE. Le réacteur EOLE, auquel sont associés différents moyens de mesure (spectrométrie  $\gamma$ , chambres à fission, détecteurs thermoluminescents), permet de caractériser entièrement des configurations de cœur d'un point de vue physique et neutronique. Lors de chaque programme expérimental réalisé dans le réacteur EOLE, un nouveau cœur est mis en place à partir des éléments de combustible disponibles de l'installation. Ce cœur est placé dans une cuve métallique de taille réduite (environ 1 mètre de hauteur et 1 mètre de diamètre) à l'intérieur de laquelle de l'eau, maintenue en température et éventuellement borée, est introduite progressivement jusqu'à l'atteinte de la criticité. Des mesures sont alors effectuées sur les éléments combustibles non seulement en puissance mais également après l'arrêt du réacteur. En répétant ces mesures pour différentes configurations du cœur expérimental (changement d'un matériau, remplacement d'un élément combustible par de l'eau, insertion d'un dispositif expérimental, etc.), il est possible non seulement de caractériser les effets des matériaux et des dispositifs testés sur la réactivité du cœur, mais également d'évaluer des paramètres neutroniques caractéristiques tels que l'effet Doppler ou l'effet du modérateur (contre-réactions neutroniques). Le réacteur EOLE a par exemple contribué à la qualification d'outils de modélisation neutronique utilisés pour la conception du **réacteur de recherche Jules Horowitz (RJH)**.

La maquette critique MASURCA (figure 5.6), également implantée à Cadarache, a la particularité de ne pas être refroidie par de l'eau mais par de l'air. Les cœurs expérimentaux qui y sont chargés sont bien plus imposants (jusqu'à 6 m<sup>3</sup> de volume) que ceux



Figure 5.5. Vue de la cuve du réacteur EOLE configurée pour l'expérience PERLE (2008). © P. Dumas/CEA.

qui peuvent être chargés dans les réacteurs EOLE ou MINERVE. La maquette MASURCA, dont la puissance maximale est de 5 kW, a été spécifiquement conçue pour l'étude des caractéristiques des cœurs des réacteurs à neutrons rapides. Chaque cœur expérimental est constitué de tubes de section carrée, remplis à la main de petits

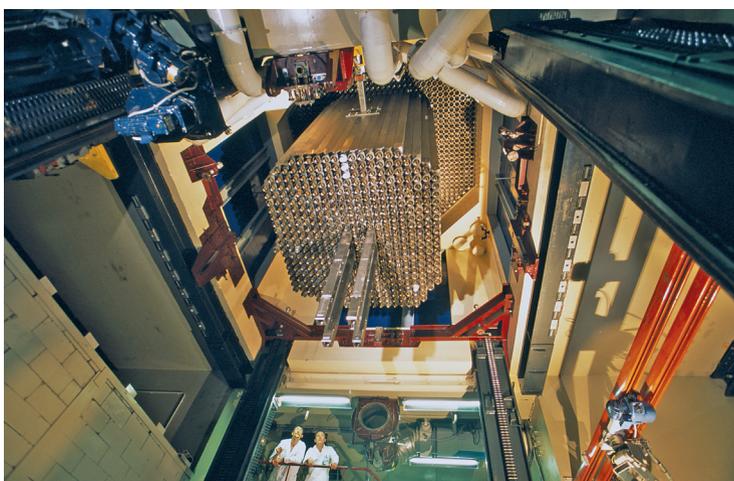


Figure 5.6. Réacteur MASURCA : vue de dessous du cœur, descente d'éléments de combustible. © P. Stroppa/CEA.

éléments combustibles (sous forme de réglottes ou de plaquettes), d'éléments absorbants ou d'éléments de caloporteur (sodium sous forme solide) afin de représenter le réseau à étudier au plan neutronique. Cette possibilité de constitution de cœurs « à la carte » permet d'étudier des concepts de cœurs de réacteurs très variés et novateurs, tels que les réacteurs hybrides sous-critiques (ADS en anglais, pour *Accelerator Driven System*) ou les réacteurs à haute température (HTR en anglais, pour *High Temperature Reactor*). La maquette MASURCA est à l'arrêt depuis 2007 le CEA ayant l'intention d'y mener d'importants travaux de rénovation pour répondre à des questions de neutronique relatives à d'éventuels réacteurs à neutrons rapides dits de quatrième génération, en particulier pour le projet ASTRID (*Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration*).

Si le réacteur MASURCA est maintenu en exploitation les expériences dans les réacteurs EOLE et MINERVE ont été arrêtées fin 2017 ; une installation, dénommée ZEPHYR, est en projet pour leur succéder.

Aux réacteurs de recherche de faible puissance peuvent être rattachés les **réacteurs utilisés pour l'enseignement**. Ils servent à la réalisation des programmes pédagogiques des établissements d'enseignement spécialisés dans le domaine nucléaire, ainsi que des programmes de formation des exploitants et d'organismes de sûreté. Dans le cadre de ces programmes, les réacteurs utilisés sont, soit des réacteurs dédiés de manière quasi exclusive à la formation (réacteur ISIS à Saclay), soit des réacteurs dont le fonctionnement intègre des périodes de formation (réacteur MINERVE à Cadarache).

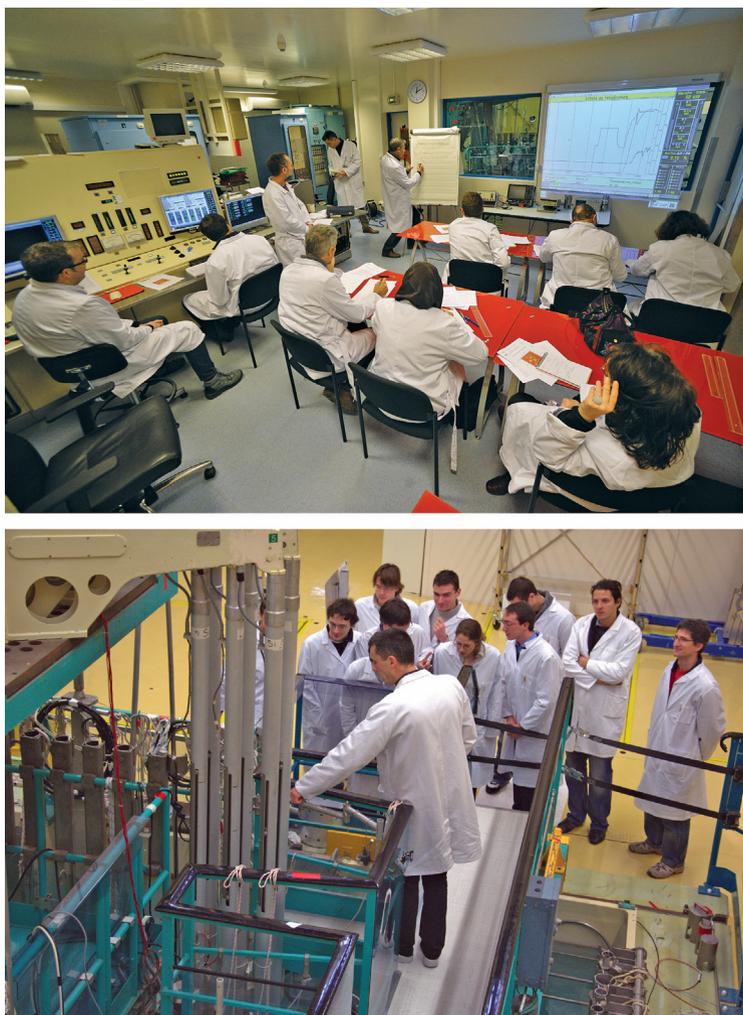
Le réacteur ISIS (figure 5.7) a été conçu comme une maquette neutronique à l'échelle 1/10<sup>e</sup> du réacteur OSIRIS. D'une puissance maximale de 700 kW, ce réacteur a été utilisé pour effectuer des essais relatifs à de nouvelles configurations du cœur d'OSIRIS, ainsi qu'à de nouveaux combustibles ou de nouvelles expériences d'irradiation dans ce réacteur. Une importante rénovation du réacteur ISIS a été réalisée entre 2004 et 2006 afin d'adapter pleinement ce réacteur à la formation. En particulier, la salle de conduite a été aménagée pour pouvoir accueillir les participants à des sessions de formation. Un logiciel de supervision a été développé, qui permet de suivre l'évolution des paramètres pertinents lors de chaque manipulation dans le réacteur. Cette installation, désormais affectée de façon exclusive à la formation, réalise en moyenne une centaine de séances de travaux pratiques d'une demi-journée par an ; son arrêt est prévu en 2019.

En matière d'**irradiations technologiques**<sup>132</sup>, la France a notamment utilisé (jusqu'en 2015) le réacteur OSIRIS implanté à Saclay. Les activités correspondantes seront reprises par le **réacteur Jules Horowitz**, en construction à Cadarache, mais dont la mise en service n'est pas envisagée avant 2020<sup>133</sup>.

Il est rappelé que les réacteurs d'irradiations technologiques ont été conçus pour produire des flux relativement élevés de neutrons et accueillir des dispositifs, insérés dans le cœur du réacteur ou placés à sa périphérie, dans lesquels les éléments à irradier sont placés.

132. *Materials Testing Reactors* en anglais.

133. « Le chantier du réacteur Jules Horowitz », Libération {Sciences<sup>2</sup>}, 25 janvier 2016.



**Figure 5.7.** En haut, Master français, travaux pratiques en salle de conduite du réacteur ISIS (2013). © PF. Grosjean/CEA. En bas, travaux pratiques dans le réacteur ISIS ; élèves de l'École des Ponts et chaussées, cursus « Principes et opérations sur les réacteurs nucléaires » (2010). © S. Renard/CEA.

Le réacteur OSIRIS (figure 5.8), mis en service en 1966, était de type piscine à cœur ouvert. L'eau y servait à la fois de modérateur<sup>134</sup>, de caloporteur<sup>135</sup> et de protection radiologique. Son cœur, de dimensions réduites (57 cm × 57 cm × 60 cm), comportait 44 éléments combustibles et pouvait dégager une puissance maximale de 70 MW. L'eau circulait de bas en haut dans le cœur. Les flux importants de neutrons, que ce soit à

134. Un modérateur est un matériau qui ralentit les neutrons par chocs successifs de ceux-ci sur des atomes (généralement d'hydrogène) présents dans ce matériau.

135. Un caloporteur absorbe et évacue la chaleur produite dans le combustible par les réactions de fission.



Figure 5.8. Piscine du réacteur OSIRIS. © Laurent Zylberman/Graphix-Images/IRSN.

l'intérieur du cœur ou à sa périphérie, étaient supérieurs à ceux qui existent dans un réacteur de puissance à eau sous pression, permettant l'étude du vieillissement accéléré de matériaux sous irradiation de ces réacteurs. Ils permettaient aussi la production de radioisotopes artificiels utilisés en médecine pour le diagnostic par scintigraphie ou pour le traitement de certains cancers (curiethérapie) ou d'autres pathologies. Enfin, l'irradiation de lingots monocristallins de silicium permettait une modification de la structure atomique de ce matériau, qui lui confère des propriétés de semi-conducteur (le silicium ainsi « dopé » est utilisé par l'industrie électronique).

### ► Un réacteur d'irradiations de nouvelle génération : le réacteur Jules Horowitz

Le **réacteur Jules Horowitz**<sup>136</sup>, ou **RJH**, dont les études de conception ont commencé en 1998 au **CEA**, devrait répondre aux besoins exprimés par la **Commission européenne de**

136. Sources utilisées : « Les réacteurs nucléaires expérimentaux », monographie de la Direction de l'énergie nucléaire – 2012, pages 95 à 106, « Le RJH » site internet CEA Cadarache (<http://www.cea.fr/Pages/domaines-recherche/energies/energie-nucleaire/reacteur-de-recherche-jules-horowitz-RJH.aspx>), qui met notamment en lien le dossier rendu public sur le site de l'ASN « Réacteur Jules Horowitz – Évaluation complémentaire de la sûreté au regard de l'accident survenu à la centrale de Fukushima I » (CEA/DEN/CAD/DIR/CSN DO 575 13/09/11), l'article Wikipédia et ses références...

disposer d'un outil de recherche moderne et flexible – les autres réacteurs européens pouvant assurer les mêmes fonctionnalités datant des années 1960 (voir le [tableau 5.2](#) ci-après) – pour y réaliser des expériences (une vingtaine simultanément) contribuant à :

- l'amélioration de la compétitivité et la durée de vie des réacteurs nucléaires de puissance en fonctionnement,
- le développement des performances des combustibles nucléaires des réacteurs dits de « troisième génération » comme l'EPR (*European Pressurized Reactor*<sup>137</sup>),
- le développement de nouveaux matériaux et combustibles pour les réacteurs dits de « quatrième génération » comme celui du projet [ASTRID](#),
- la fiabilisation de la fourniture en Europe de radioisotopes pour le secteur médical.

**Tableau 5.2.** Réacteurs d'irradiation en Europe (source CEA).

| Pays     | Réacteur de recherche | Âge (en 2018)   | Puissance (MWth) |
|----------|-----------------------|---|------------------|
| Belgique | BR2 à Mol             | 55  | 60               |
| Pays-Bas | HFR à Petten          | 57  | 45               |
| Norvège  | HRP à Halden          | 58  | 19               |
| France   | OSIRIS                | Mis à l'arrêt en 2015, après 49 années d'exploitation | 70               |
| Suède    | R2 à Studsvik         | Mis à l'arrêt en 2005, après 45 années d'exploitation | 50               |

Le projet [RJH](#) rassemble, autour du [CEA](#), des instituts de recherche belge, tchèque, espagnol, finlandais et japonais, ainsi que les industriels [EDF](#) et [AREVA](#) (Framatome) en France et [Vattenfall](#) en Suède. En 2008, le Département atomique indien (DAE) a rejoint les sept partenaires initiaux du projet. Les accords signés entre ces différents partenaires leur donneront un accès à l'installation pour y mener leurs propres expérimentations.

L'objectif des promoteurs du projet [RJH](#) est de constituer une grande infrastructure européenne ouverte à la collaboration internationale pour contribuer à couvrir les besoins en matière de recherche et de développement pendant plusieurs décennies.

Le [RJH](#) est de type piscine à cœur fermé. Le cœur sera composé d'éléments combustibles de section circulaire, à plaques cintrées, refroidis par une circulation ascendante d'eau (circuit primaire). Cet ensemble sera entouré d'éléments réflecteurs (eau et béryllium) et placé dans une piscine. En termes de performances, la puissance maximale prévue est de 100 MW et il est visé l'obtention d'un flux de neutrons de l'ordre de  $10^{15}$  neutrons/cm<sup>2</sup>/s

137. Réacteur européen à eau sous pression.

(énergie supérieure à 0,1 MeV) avec un flux de neutrons rapides d'énergie supérieure à 1 MeV de l'ordre de  $5.10^{14}$  neutrons/cm<sup>2</sup>/s. Le spectre de neutrons aura la particularité d'avoir deux bosses en termes d'énergie, permettant à la fois de mener des irradiations dans le domaine des neutrons thermiques (applications pour les réacteurs classiques actuels) et partiellement dans le domaine des neutrons rapides (applications pour les réacteurs à neutrons rapides de « quatrième génération<sup>138</sup> »).

Les dispositifs d'irradiation pourront être disposés au centre d'éléments combustibles (voir le schéma du bas de la figure 5.10), à la place d'éléments combustibles ou encore dans le réflecteur (figure 5.9). Des systèmes de déplacement situés en périphérie du réacteur permettront également de simuler des régimes transitoires représentatifs de situations transitoires, incidentelles ou accidentelles, susceptibles de survenir dans des réacteurs de puissance notamment (rampes lentes de puissance).

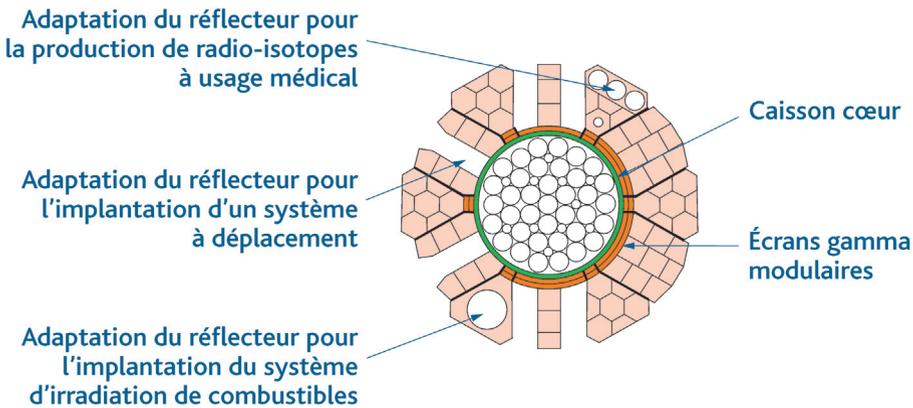


Figure 5.9. Implantations prévues dans la zone du réflecteur du réacteur Jules Horowitz. © Georges Goué/IRSN.

La plupart des échantillons qui seront placés dans le cœur du RJH seront préparés et analysés dans les laboratoires d'étude des combustibles du centre CEA de Cadarache, situés à proximité du RJH, ce qui réduira les transports de substances radioactives (et ainsi les risques associés).

Il est prévu que le RJH contribue pour 25 % à la production européenne de radio-isotopes à usage médical, voire, si besoin, jusqu'à 50 %. Après l'arrêt du réacteur OSIRIS, le technétium  $99^m$  est produit notamment dans les réacteurs de recherche HFR à Petten (Pays-Bas) et BR2 à Mol (Belgique) – le réacteur canadien NRU datant de 1957, qui produit plus de 40 % de la production mondiale, a été remis en fonctionnement, après divers arrêts, notamment après la découverte en 2009 d'une fuite d'eau lourde située à la base de la cuve du réacteur. Ce réacteur a été arrêté définitivement au mois de mars 2018.

138. Le lecteur pourra consulter notamment l'ouvrage « Panorama des filières de réacteurs de quatrième génération (GEN IV) // Appréciations en matière de sûreté et de radioprotection », Collection documents de référence, IRSN 2012/158, disponibles sur [www.irsn.fr](http://www.irsn.fr).

En termes d'architecture générale, le RJH est constitué de deux bâtiments (voir la figure 5.10) :

- le bâtiment du réacteur, qui abrite le réacteur lui-même, les équipements nécessaires à son exploitation et ceux utilisés pour suivre les expérimentations (postes de travail pour les expérimentateurs, équipements électriques, de contrôle-commande, etc.) ;
- le bâtiment des annexes nucléaires, qui comporte des cellules pour la préparation, le conditionnement et l'examen des échantillons expérimentaux et trois piscines d'entreposage.

Ces deux bâtiments sont posés sur un seul et même radier ; ils constituent « l'unité nucléaire ». Une isolation parasismique est réalisée par des plots. Elle sera précisée au paragraphe 7.4.2.

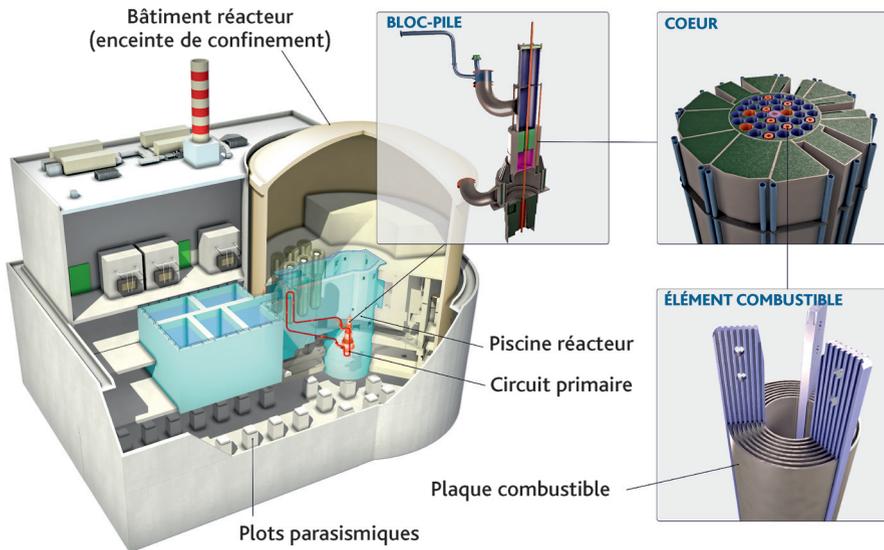


Figure 5.10. Réacteur Jules Horowitz : schémas de l'unité nucléaire, du bloc-pile, du cœur et d'un élément combustible. © ASN.

Le réacteur est équipé de trois circuits :

- le circuit primaire qui refroidit le cœur du réacteur par circulation ascendante d'eau sous pression (une dizaine de bars à l'entrée du cœur). Ce circuit fermé est situé à l'intérieur du bâtiment du réacteur. Le cœur du réacteur et une partie du circuit primaire sont immergés dans la piscine du réacteur (figure 5.11) ;
- le circuit secondaire, isolé du circuit primaire, qui refroidit le circuit primaire grâce à des échangeurs de chaleur placés entre les deux circuits dans le bâtiment du réacteur. La pression du circuit secondaire sera plus élevée que celle du circuit primaire, pour que notamment, en cas de fuite entre le circuit primaire et le circuit secondaire, une contamination ne puisse affecter l'eau du circuit secondaire ;

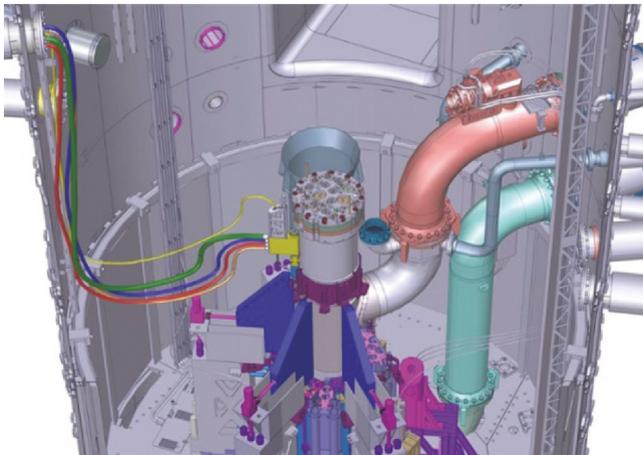
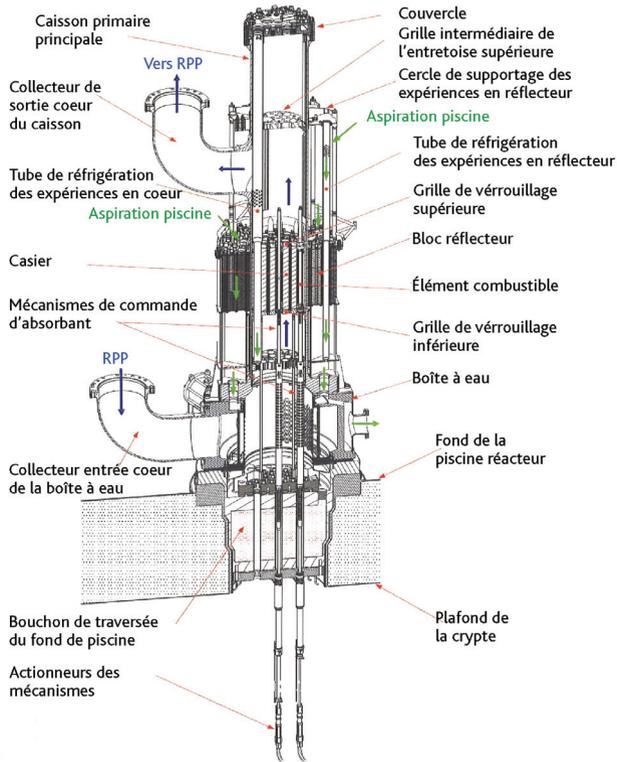


Figure 5.11. Le bloc-pile<sup>139</sup> du réacteur Jules Horowitz. © DR.

139. Il s'agit d'une expression utilisée pour les réacteurs de recherche, l'expression bloc-réacteur étant plutôt utilisée pour les réacteurs de puissance.

- le circuit externe qui refroidit l'eau du circuit secondaire à travers d'autres échangeurs de chaleur placés dans un autre bâtiment de l'installation (bâtiment des réfrigérants). Ce circuit sera connecté par une canalisation au canal de Provence. L'eau sera restituée au canal EDF, de telle sorte que l'eau de ce canal reste inférieure à 25 °C conformément à la réglementation.

Ces trois circuits en série vont permettre de réduire le risque de transfert de contamination du cœur vers l'environnement (l'eau du canal EDF).

L'installation RJH dispose de trois piscines d'entreposage :

- la piscine d'entreposage des combustibles usés, qui servira à l'entreposage des combustibles usés du réacteur avant leur traitement à l'usine Cogema de La Hague ;
- la piscine d'entreposage des dispositifs irradiés, qui permettra d'entreposer des dispositifs expérimentaux (une trentaine) et d'effectuer des examens sous eau ;
- la piscine d'entreposage des composants irradiés et de démantèlement, qui permettra d'entreposer des composants des structures internes du réacteur, des structures du cœur (réflecteur) et les outillages utilisés pour la manutention et le démontage.

Les éléments combustibles et les dispositifs expérimentaux seront transférés sous eau entre le réacteur et les piscines ou les cellules.

Les objectifs généraux de sûreté retenus pour la conception du RJH, en termes de conséquences radiologiques d'incidents et d'accidents, sont similaires à ceux adoptés pour les réacteurs électronucléaires de nouvelle génération tels qu'EPR ; ce point sera précisé au chapitre 7.

Les rejets gazeux liés à l'installation RJH seront générés principalement lors de l'ouverture des dispositifs expérimentaux en cellule et lors des opérations de dégazage du circuit primaire. Les systèmes de ventilation seront équipés de filtres à très haute efficacité (THE) et de pièges à iode (PAI) permettant de limiter la quantité des rejets gazeux. Il est visé que l'activité de ces rejets – composés principalement de gaz rares (xénon, krypton...), d'halogènes (iode...) et de tritium – soit similaire à celle mesurée sur les réacteurs de recherche existants, en tenant compte des expériences qui y seront menées.

Concernant les rejets liquides, ils devraient être générés principalement lors des expérimentations, des opérations de décontamination des cellules et de la régénération des résines utilisées pour l'épuration de l'eau de la piscine du réacteur et des piscines d'entreposage. Ces effluents radioactifs seront pris en charge par l'unité de traitement du centre de Cadarache.

Les estimations faites par le CEA font apparaître que du fait de l'exploitation du RJH, les rejets gazeux et liquides du centre de Cadarache devraient rester de l'ordre de quelques pourcent des valeurs stipulées dans les autorisations annuelles fixées pour ce centre.

L'autorisation de création de l'installation RJH a été prononcée par décret<sup>140</sup> en 2009 (sa mise en service n'est pas envisagée avant 2020).

---

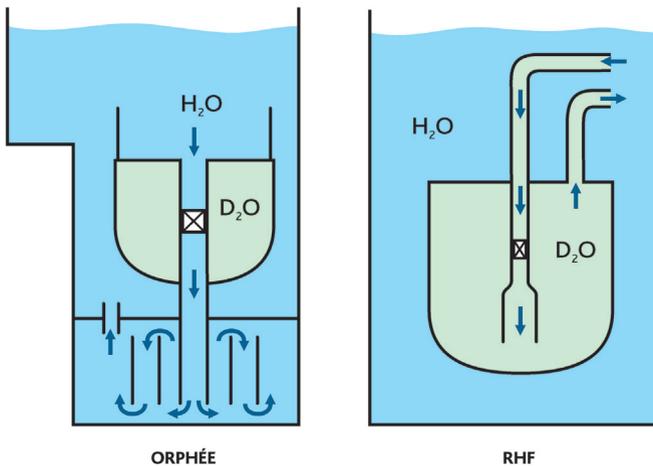
140. Décret n° 2009-1219 du 12 octobre 2009.

Parmi ses réacteurs en fonctionnement, la France compte aussi **deux réacteurs délivrant des faisceaux de neutrons** utilisés à des fins de recherche scientifique. Il s'agit respectivement du réacteur ORPHEE, exploité par le **CEA** à Saclay<sup>141</sup>, et du réacteur à haut flux (RHF) exploité par l'**Institut Laue-Langevin** à Grenoble.

Ces réacteurs fonctionnent par cycles de plusieurs semaines, séparés par des périodes d'arrêt pour le chargement de combustible et pour les travaux de maintenance. Dans ces réacteurs, de l'eau lourde est utilisée pour ralentir les neutrons produits par les fissions (modération neutronique) et les rendre utilisables pour l'étude de la matière :

- dans le réacteur RHF, de l'eau lourde sert de fluide caloporteur du cœur (constitué par un élément combustible), lui-même placé dans une cuve d'eau lourde, le tout disposé dans une piscine d'eau légère ;
- dans le réacteur ORPHEE, le rôle de fluide caloporteur du cœur est assuré par de l'eau légère, l'eau lourde servant de réflecteur, le tout disposé dans une piscine d'eau légère (voir la **figure 5.12**).

L'énergie des neutrons devant être modulée selon les besoins des expériences, des dispositifs spécifiques sont utilisés pour modifier localement cette énergie. Ainsi, un récipient rempli d'hydrogène ou de deutérium liquide (à une température de l'ordre de  $-250\text{ °C}$ ) permet d'obtenir des neutrons lents (« source froide<sup>142</sup> »), et un bloc de graphite chauffé à plus de  $1\ 000\text{ °C}$  permet d'obtenir des neutrons de forte énergie (« source chaude »).



**Figure 5.12.** Utilisations respectives de l'eau légère et de l'eau lourde dans les réacteurs ORPHEE et RHF. Dans les deux cas, l'eau circule de façon descendante dans le cœur. © Georges Goué/IRSN.

141. Il est à noter que l'installation nucléaire de base correspondante (INB n° 101) comprend le réacteur ORPHEE et le Laboratoire Léon Brillouin (LBB) qui rassemble des chercheurs du CNRS et du CEA dans le domaine de la spectrométrie neutronique.

142. À ne pas confondre avec la source externe de refroidissement d'un réacteur (eau d'une rivière, air...).



Figure 5.13. À gauche, un hall de guides de neutrons (RHF). © Artechnique/ILL ; à droite, diffractomètre D10. © ILL.

La « collecte » des neutrons (thermiques, lents ou rapides) pour leurs utilisations expérimentales s'effectue *via* le « nez » de canaux (extrémités des « doigts de gant ») orientés vers le cœur du réacteur. Les neutrons ainsi collectés sont ensuite « guidés » jusqu'à l'extérieur de la piscine où un filtre permet de prélever les neutrons dont la longueur d'onde est adaptée à l'irradiation recherchée de l'échantillon de matière étudiée (dans « l'aire expérimentale » ou « hall des guides de neutrons » situé autour du réacteur – figure 5.13). Les autres neutrons du faisceau terminent leur course dans un mur de béton servant de protection.

Ces réacteurs disposent également de canaux verticaux à proximité de la cuve d'eau lourde, utilisés principalement à des fins d'irradiation.

Ainsi, le réacteur ORPHEE est équipé de neuf doigts de gant horizontaux (multi-faisceaux), tangentiels au cœur, permettant l'utilisation de 20 faisceaux de neutrons (figure 5.14). Le nez des doigts de gant est situé dans le modérateur (eau lourde) à proximité du cœur, là où le flux des neutrons thermalisés est maximal ; trois nez visent deux « sources froides », deux autres une « source chaude ». Les physiciens qui effectuent des recherches autour d'ORPHEE appartiennent à un laboratoire commun au CEA et au CNRS, le Laboratoire Léon Brillouin (LLB), et travaillent dans des domaines aussi variés que la chimie, la biologie, la métallurgie et la physique. Le réacteur ORPHEE permet par ailleurs d'effectuer des analyses par activation en partenariat avec le Laboratoire Pierre Süe, d'irradier des échantillons et de produire des radioisotopes à usage industriel et médical (Cis-bio international), et enfin de doper des monocristaux de silicium par transmutation nucléaire.

D'une puissance maximale de 14 MW, le réacteur ORPHEE (figure 5.15) délivre un flux de neutrons pouvant atteindre  $3.10^{14}$  neutrons/cm<sup>2</sup>/s dans la cuve d'eau lourde. Son cœur, composé de huit éléments combustibles de section carrée et à plaques planes, dont l'uranium métallique est fortement enrichi en isotope 235 (93 %), est refroidi par de l'eau légère circulant à 7,5 m/s. L'ensemble du cœur du réacteur et de la cuve d'eau lourde (en acier inoxydable) est plongé dans une piscine d'eau légère.

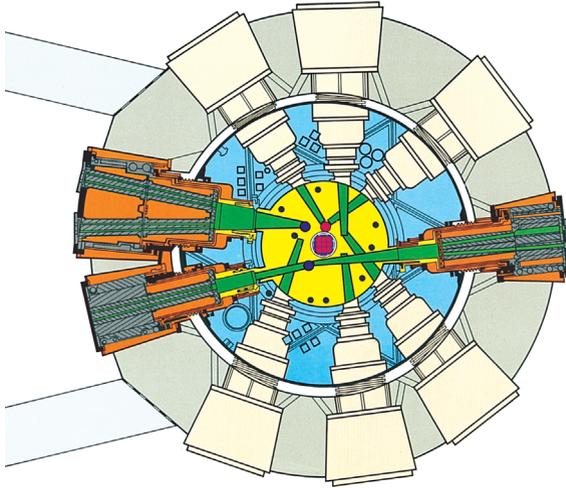


Figure 5.14. Coupe horizontale du réacteur ORPHEE montrant les neuf doigts de gant des canaux neutroniques. Au centre le cœur, les points rouges désignent les « sources froides » et la « source chaude » ; l'eau lourde est représentée en jaune, l'eau légère en bleu. © CEA.

Le réacteur à haut flux (RHF, figure 5.16), lieu de recherche international, est équipé de 13 doigts de gant horizontaux, quatre doigts de gant inclinés et deux doigts de gant verticaux (l'un des deux étant utilisé pour la source neutronique de démarrage du réacteur). Il peut délivrer simultanément des neutrons dans une quarantaine de dispositifs de recherche différents. Neuf doigts de gant visent deux « sources froides », quatre doigts de gant visent la « source chaude ». Le cœur du RHF est constitué d'un

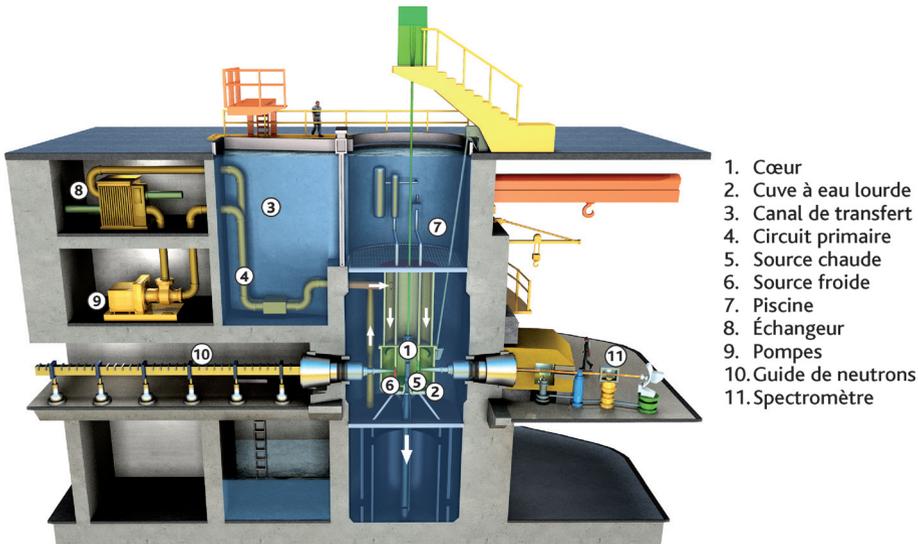


Figure 5.15. Réacteur ORPHEE : schéma du bloc-pile, coupe verticale. © CEA.

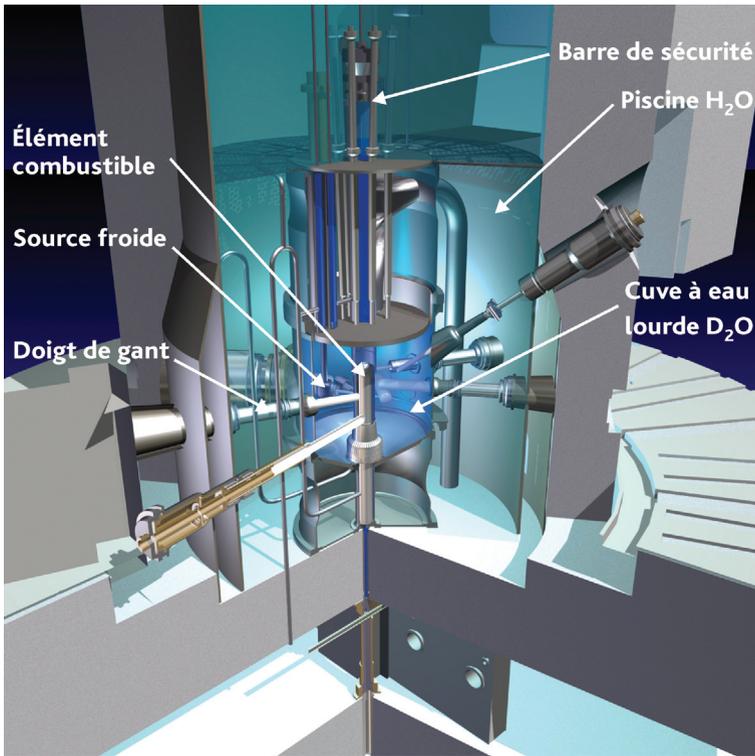


Figure 5.16. Schéma du RHF. © ILL.

unique élément combustible de forme annulaire à plaques cintrées, dont l'uranium métallique est fortement enrichi en isotope 235 (93 %). Il est refroidi à l'eau lourde, circulant à la vitesse de 5,5 m/s. Il permet de produire le flux de neutrons le plus intense d'Europe, à ce jour, soit  $1,5 \cdot 10^{15}$  neutrons/cm<sup>2</sup>/s (flux de neutrons thermique dans la cuve d'eau lourde). Comme dans le cas d'ORPHEE, l'ensemble du cœur du réacteur et de la cuve d'eau lourde (en alliage d'aluminium dit AG3NET dans le cas du RHF) est plongé dans une piscine d'eau légère.

Il est à noter que l'installation de détritiation de l'eau lourde, qui était située à proximité de l'ILL, a été définitivement arrêtée, l'exploitant ayant décidé de confier la détritiation de l'eau lourde à une entreprise canadienne.

En 2016, la France exploite encore **un réacteur de recherche entièrement dédié à des essais dans le domaine de la sûreté**, plus précisément à l'étude du comportement d'éléments combustibles de réacteurs électronucléaires à eau dans certaines situations accidentelles. Il s'agit du réacteur **CABRI** (figure 5.17), implanté au centre **CEA** de Cadarache, qui permet de soumettre un échantillon de combustible nucléaire, neuf ou irradié, aux conditions qui résulteraient d'un accident de réactivité. Pour ce faire, le réacteur est constitué d'un cœur nourricier et d'une boucle expérimentale, dont la partie située au centre du cœur nourricier reçoit le dispositif d'essai qui contient le combustible

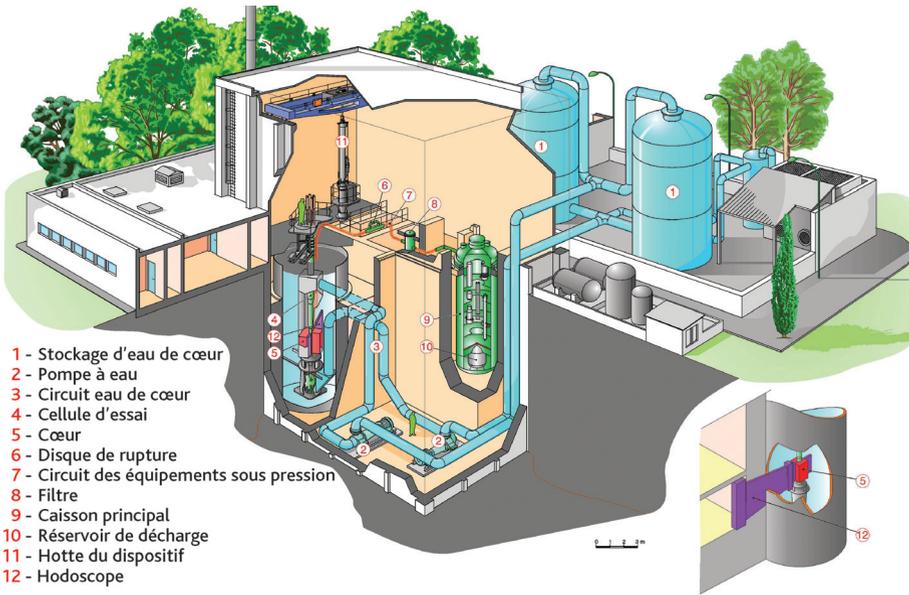


Figure 5.17. Schéma du réacteur CABRI et de sa boucle expérimentale à eau sous pression. © DPAM/IRSN.

à tester. Le cœur nourricier fournit le flux neutronique nécessaire pour obtenir la puissance désirée dans le combustible soumis à un essai tandis que la boucle expérimentale permet de le soumettre à des conditions thermohydrauliques représentatives de celles d'un réacteur de puissance. La particularité de ce réacteur réside dans le système d'injection contrôlée de réactivité. À cet effet, quatre assemblages du cœur nourricier sont équipés, en lieu et place de la dernière couronne de crayons de combustible, de tubes périphériques cylindriques<sup>143</sup> qui sont remplis d'hélium 3 sous pression avant le démarrage du réacteur (ce gaz absorbe fortement les neutrons). Une fois la puissance nominale atteinte dans le réacteur et les conditions thermohydrauliques requises obtenues dans la boucle expérimentale, ces tubes sont dépressurisés grâce à l'ouverture de vannes selon une séquence déterminée, ce qui modifie de façon plus ou moins rapide la réactivité<sup>144</sup> et donc la puissance délivrée par le cœur nourricier. Pour l'étude d'injections de réactivité très rapides, il est possible d'accroître la puissance du réacteur CABRI de 100 kW à 20 GW en quelques millisecondes ; la puissance retombe ensuite tout aussi rapidement du fait des effets de contre-réaction neutronique (effet Doppler en particulier).

Dans le passé, le réacteur CABRI a été équipé d'une boucle en sodium qui a servi à divers programmes jusque dans les années 2000 — non seulement pour les réacteurs à neutrons rapides refroidis par du sodium mais aussi pour les réacteurs à eau sous pression (essais dits REP-Na). Cette boucle a été remplacée par la boucle à eau sous pression.

143. L'expression « barres transitoires » est utilisée.

144. Le gaz disparaissant du cœur, le nombre de neutrons dans le cœur augmente, provoquant davantage de fissions.

## #FOCUS.....

### **Quelques aspects de sûreté de réacteurs électronucléaires explorés dans le cadre de programmes expérimentaux menés dans les réacteurs de recherche français**

Les réacteurs de recherche constituent des outils indispensables à la recherche scientifique et technologique et à l'accompagnement du développement des réacteurs de puissance (réacteurs électronucléaires). Les expériences qui y ont été menées ont permis notamment d'accroître la sûreté des réacteurs de puissance dans le domaine des accidents, par une meilleure connaissance des phénomènes mis en jeu.

Le réacteur OSIRIS a été utilisé pour l'étude du comportement de gaines de combustibles de réacteurs à eau sous pression soumis à une augmentation lente de puissance (rampes lentes, de quelques dizaines de secondes à quelques minutes) : de tels essais ont été réalisés sur des tronçons de crayons de combustible irradiés et ont permis d'établir des limites d'utilisation pour différents matériaux de gainage.

Des programmes d'essais réalisés dans le réacteur CABRI ont permis d'étudier le comportement d'éléments combustibles des réacteurs de puissance en cas de retrait ou d'éjection d'éléments absorbants des cœurs de ces réacteurs<sup>145</sup>.

Ainsi, de 1978 à 2001, le réacteur CABRI a été utilisé pour l'étude de l'accident de retrait intempestif d'une barre de commande (RIB) dans les réacteurs à neutrons rapides (RNR) refroidis par du sodium, par des essais (de type rampe lente) réalisés avec des aiguilles<sup>146</sup> de combustible uniques positionnées dans une boucle remplie de sodium. Le risque d'éjection de combustible fondu hors d'une aiguille en cas de défaut préexistant de gainage a notamment été étudié.

Il est à noter que le réacteur SCARABEE a également été utilisé, de 1983 à 1989, pour l'étude, grâce à une boucle en sodium de plus grand diamètre que celle utilisée dans CABRI, des accidents hypothétiques de bouchage et de fusion d'assemblages dans les RNR. Les essais ont été menés sur de petits assemblages comportant jusqu'à 37 aiguilles.

La boucle de sodium de réacteur CABRI a aussi été utilisée pour l'étude du comportement de crayons de combustible des réacteurs à eau sous pression (REP) en cas d'éjection d'une grappe absorbante. Cet accident suppose la rupture du mécanisme de la grappe. L'éjection résulte de la différence de pressions qui existe entre le circuit primaire et l'enveloppe de confinement. Cette éjection violente entraîne un emballement local de la réaction nucléaire pendant quelques dizaines de millisecondes (« pulse » de puissance) provoquant une augmentation rapide de

145. Voir l'ouvrage « État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression », Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, 2017.

146. Expression utilisée pour les RNR, l'expression crayon étant celle utilisée pour les REP.

la température du combustible. Les contre-réactions neutroniques limitent le transitoire de puissance avant l'arrêt d'urgence du réacteur qui intervient dans un second temps. L'échauffement brutal des pastilles de combustible lors du « pulse » de puissance entraîne leur dilatation rapide et, dans certains cas, un relâchement de gaz de fission présents dans le combustible. Soumise à ces contraintes, la gaine du crayon combustible peut se rompre, libérant des fragments de combustible extrêmement chauds. Pour les réacteurs à eau sous pression, des critères ont été établis dans les années 1970 sur la base des résultats des essais SPERT<sup>147</sup> menés aux États-Unis avec du combustible frais ou peu irradié. Les essais menés dans les années 1990 dans le réacteur CABRI (ainsi que dans le réacteur NSRR au Japon) sur des tronçons de crayons industriels préirradiés dans les réacteurs à eau sous pression ont permis d'étudier les phénomènes mécaniques qui se produisent dans les premières dizaines de millisecondes de l'excursion de puissance, pendant lesquelles la température de la gaine est peu affectée : il s'agit des essais dits REP-Na, incluant notamment un essai sur du combustible MOX<sup>148</sup> ayant atteint un taux de combustion de 55 GWj/tU, et un essai avec un crayon gainé avec un nouvel alliage, dit M5<sup>®</sup>.

Pour étudier les phénomènes qui se produiraient après les premières centaines de millisecondes (assèchement et gonflement des gaines), ainsi que les conséquences en termes d'onde de pression d'une éventuelle dispersion du combustible dans le réfrigérant, l'IRSN a prévu de nouveaux essais dans la boucle à eau sous pression du réacteur CABRI – il s'agit du projet de l'OCDE<sup>149</sup>/AEN dénommé *Cabri International Programme* (CIP), mené en partenariat avec EDF et de nombreux organismes de sûreté et industriels étrangers.

Le réacteur PHEBUS a grandement contribué à l'acquisition de connaissances sur les accidents de fusion du cœur d'un REP<sup>150</sup>. Le programme international Phébus-PF (PF pour produits de fission), piloté par l'IRSN, a permis de simuler à une échelle réduite la fusion du cœur. L'objectif principal de ce programme était de contribuer à l'amélioration des connaissances sur les rejets radioactifs qui pourraient se produire dans l'environnement lors d'un tel accident. À cet effet, cinq essais ont été réalisés de 1993 à 2004 dans un dispositif d'essai implanté dans le réacteur PHEBUS. Ces essais visaient à reproduire les phénomènes physiques majeurs qui gouvernent la fusion d'un cœur de réacteur à eau sous pression ainsi que les transferts des substances radioactives depuis le combustible nucléaire jusqu'à l'enceinte de confinement. Le dispositif (figure 5.18), qui permettait de simuler le cœur, le circuit primaire de refroidissement et l'enceinte

147. SPERT (*Special Power Excursion Reactor Test*) est le nom donné à des réacteurs d'expérimentation dit d'excursion de puissance du centre d'essais d'Idaho Falls aux États-Unis.

148. *Mixed Oxide Fuel* (combustible mixte UO<sub>2</sub> + PuO<sub>2</sub>).

149. Organisation de coopération et de développement économique.

150. Voir ici aussi l'ouvrage « État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression », Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, 2017, ainsi que l'ouvrage « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance – État des connaissances », Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, 2013.

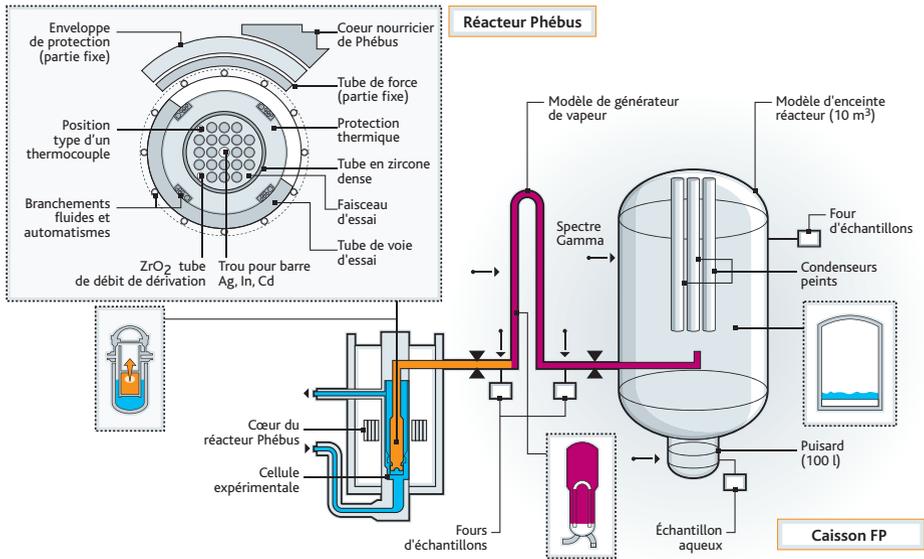


Figure 5.18. Schéma de l'installation Phébus-PF. © Stéphane Jungers/IRSN - Source IRSN.

de confinement, était constitué d'une partie « en pile » passant dans le cœur du réacteur PHEBUS et d'une partie « hors pile » appelée « caisson PF ». Le combustible d'expérimentation, préalablement irradié dans un réacteur de recherche ou dans un réacteur électronucléaire, était introduit dans la partie « en pile » du dispositif. Plus de 200 capteurs de mesure et environ 100 dispositifs de prélèvement constituaient l'instrumentation de l'essai. Après un fonctionnement en puissance du réacteur PHEBUS, destiné à recréer dans l'assemblage d'essai des produits de fission à vie courte, tels que l'iode 131, la puissance était abaissée et le refroidissement de l'assemblage d'essai était arrêté. Le combustible d'essai s'échauffait alors rapidement jusqu'à la fusion. Les produits de fission qui s'échappaient des gaines du combustible étaient dirigés vers le caisson expérimental. Les expériences réalisées ont permis d'obtenir des données majeures pour la compréhension des mécanismes de dégradation du cœur d'un REP ainsi que du comportement des produits de fission relâchés dans les circuits. Ces essais ont également confirmé des connaissances déjà acquises par des expériences à l'échelle du laboratoire et ont permis d'améliorer et de valider plusieurs logiciels de simulation d'accidents de fusion du cœur développés et utilisés dans le monde, dont certains utilisés par l'IRSN pour ses expertises de sûreté ou pour ses études probabilistes de sûreté de niveau 2 (logiciel ASTEC<sup>151</sup>).

151. *Accident Source Term Evaluation Code* (logiciel 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).



# Chapitre 6

## Les acteurs et l'organisation de la sûreté des réacteurs de recherche en France

---

L'organisation de la sûreté en France a évolué au cours du temps. Si l'ambition du présent chapitre n'est pas de faire l'histoire de cette organisation<sup>152</sup>, quelques-uns des aspects les plus pertinents – dans le cadre de cet ouvrage consacré à la sûreté des réacteurs de recherche – méritent néanmoins d'être rappelés.

L'organisation de la sûreté reposait, à l'origine, sur le Commissariat à l'énergie atomique (CEA) qui avait été chargé, lors de sa création en 1945, de développer tous les aspects nécessaires à l'utilisation de ce type d'énergie – en construisant et en exploitant, notamment, des réacteurs de recherche. Toutefois, en 1973, un décret créa un organisme de sûreté spécifique au sein des pouvoirs publics, le Service central de sûreté des installations nucléaires (SCSIN), placé au sein du ministère chargé de l'Industrie. Cet organisme fit l'objet de plusieurs évolutions et dénominations au fil du temps, pour aboutir à la création en 2006 d'une autorité indépendante, l'[Autorité de sûreté nucléaire \(ASN\)](#).

Par ailleurs, la partie du CEA particulièrement affectée à l'étude et à l'évaluation de la sûreté et de la protection radiologique a été regroupée en 1976 dans un institut, l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN). L'IPSN est l'ancêtre de l'[IRSN](#), organisme créé en 2002, dorénavant indépendant du CEA et intégrant l'Office de Protection contre les Rayonnements Ionisants (OPRI) qui dépendait du ministère de la Santé.

---

152. Le lecteur pourra pour cela consulter l'ouvrage de Philippe Saint Raymond intitulé « Une longue marche vers l'indépendance et la transparence – Histoire de l'Autorité de sûreté nucléaire française », Édition La documentation française, 2012.

## 6.1. Les exploitants

L'organisation de la sûreté, en France, est conforme dans ses principes aux recommandations émises par les organismes internationaux comme l'AIEA, mais elle tient compte des spécificités nationales. Les installations nucléaires françaises les plus importantes sont, en effet, exploitées par des organismes de taille particulièrement importante : [Électricité de France](#) pour les réacteurs électrogènes, la Cogéma, intégrée à [AREVA](#) (Orano) ensuite, pour la plupart des installations du cycle du combustible, le [CEA](#) pour la plupart des réacteurs de recherche, l'exception étant l'[Institut Laue-Langevin \(ILL\)](#), organisme international, exploitant le RHF à Grenoble.

Les exploitants sont donc beaucoup moins morcelés que dans la plupart des autres pays et participent, en général, à la définition de la conception de leurs installations. Ils disposent de ce fait d'un niveau de compétence particulièrement élevé. De plus, le [CEA](#) dispose d'une compétence scientifique et technique toute particulière dans des domaines touchant la sûreté, du fait notamment de sa forte implication dans des programmes de recherche et développement en la matière.

Un principe fondamental, mis en avant dans les documents de l'AIEA, est bien sur adopté à savoir que ce sont les exploitants qui sont responsables de la sûreté de leurs installations, car eux seuls sont à même de faire les gestes concrets qui influencent directement la sûreté. Dans la réglementation française, ce principe est énoncé dans le code de l'environnement ([article L.593-6](#)) : « *L'exploitant d'une installation nucléaire est responsable de la maîtrise des risques et des inconvénients que son installation peut présenter* ».

Les exploitants doivent cependant le justifier devant les pouvoirs publics qui ont la responsabilité de veiller à la protection des personnes et des biens sur l'ensemble du territoire national. Ces justifications doivent être apportées sous la forme de documents écrits transmis à l'[Autorité de sûreté nucléaire](#), qui contiennent leurs propres analyses et qui les engagent. En outre, les exploitants peuvent être amenés à devoir apporter, sous une forme appropriée, les éclairages et informations jugées nécessaires dans le cadre des inspections diligentées par l'Autorité de sûreté nucléaire, des expertises menées par l'[IRSN](#) ou des réunions des groupes permanents d'experts sur lesquels s'appuie l'[ASN](#), ou encore dans le cadre de réunions des Commissions locales d'information (CLI) ou de l'[Association nationale des comités et commissions locales d'information \(ANCCLI\)](#).

Par ailleurs, conformément à la loi relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire promulguée en 2006 (dite loi [TSN](#) – voir le paragraphe [6.2](#)), tout exploitant d'une installation nucléaire de base doit établir chaque année un rapport qui expose :

- *« les dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection ;*
- *les incidents et accidents en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, soumis à obligation de déclaration (...) survenus dans le périmètre de l'installation, ainsi que les mesures prises pour en limiter le développement et les conséquences sur la santé des personnes et l'environnement ;*
- *la nature et les résultats des mesures des rejets radioactifs et non radioactifs de l'installation dans l'environnement ;*

- *la nature et la quantité de déchets radioactifs entreposés sur le site de l'installation, ainsi que les mesures prises pour en limiter le volume et les effets sur la santé et sur l'environnement, en particulier sur les sols et les eaux* ».

Ce rapport est rendu public et il est transmis à la Commission locale d'information et au [Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire \(HCTISN\)](#).

Les rôles de l'[ASN](#), de l'[IRSN](#) et des groupes permanents d'experts sont décrits très succinctement dans le paragraphe qui suit.

## 6.2. *Le contrôle des risques nucléaires en France*

Comme cela a été vu dans les chapitres précédents, les réacteurs de recherche sont très différents les uns des autres en termes d'utilisation, de caractéristiques techniques et de modalités d'exploitation. Cependant tous ces réacteurs de recherche appartiennent à la catégorie des installations nucléaires de base (INB) et sont donc soumis aux obligations réglementaires applicables à l'ensemble des INB.

La promulgation de la loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (dite loi [TSN](#)<sup>153</sup>) a constitué, dans les années récentes, une évolution importante de l'encadrement institutionnel et juridique applicable aux installations nucléaires de base. En particulier, la loi TSN a institué, pour les installations et activités du domaine civil, une autorité administrative indépendante, dénommée [Autorité de sûreté nucléaire \(ASN\)](#). Cette loi s'articule autour des grands principes dans lesquels s'inscrit l'exercice des activités nucléaires (outre le principe de responsabilité première de l'exploitant, peuvent être cités le principe de précaution, le principe d'action préventive, le principe pollueur-payeur, etc. – ces principes sont succinctement précisés dans le focus ci-après). Plus récemment, la loi relative à la transition énergétique et à la croissance verte ([TECV](#)), n° 2015-992 du 17 août 2015, a renforcé la loi TSN sur certains aspects, notamment en matière de transparence et d'information du public, de maîtrise de la sous-traitance dans les INB, de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement des INB.

### #FOCUS.....

#### **Les principes de la sûreté nucléaire, de la radioprotection et de la protection de l'environnement en France<sup>154</sup>**

Les activités nucléaires doivent s'exercer dans le respect de principes fondamentaux inscrits dans des textes juridiques ou des normes internationales. Il s'agit notamment :

- en France, des principes inscrits dans la charte de l'environnement, adossée à la Constitution, et dans différents codes (codes de l'environnement, de la santé publique... ) ;

153. Désormais codifiée dans le code de l'environnement.

154. D'après les publications de l'ASN « Les principes et les acteurs du contrôle de la sûreté nucléaire, de la radioprotection et de la protection de l'environnement ».

- au plan européen, des règles définies par les directives établissant un cadre communautaire pour la sûreté des installations nucléaires et pour la gestion responsable et sûre du combustible usé et des déchets radioactifs ;
- au niveau international, des principes fondamentaux de sûreté établis par l’AIEA mis en application par la Convention sur la sûreté nucléaire, qui établit le cadre international du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection.

Ces diverses dispositions d’origines différentes se recoupent largement. Elles peuvent être regroupées sous la forme de huit principes présentés ci-après :

- **Le principe de responsabilité première de l’exploitant**

Ce principe a été présenté au paragraphe 6.1.

- **Le principe du « pollueur-payeur »**

Le principe du « pollueur-payeur » décline le principe de responsabilité première de l’exploitant dans les conditions définies par le code de l’environnement, en ce qu’il fait supporter le coût des mesures de prévention et de réduction de la pollution par le pollueur responsable des atteintes à l’environnement.

- **Le principe de prévention (ou d’action préventive et de correction par priorité à la source)**

Le principe de prévention prévoit la mise en œuvre de règles et d’actions pour anticiper toute atteinte à l’environnement qui doivent tenir compte des meilleures techniques disponibles à un coût économiquement acceptable.

- **Le principe de participation**

Le principe de participation prévoit la participation des populations à l’élaboration des décisions des pouvoirs publics ; il s’inscrit dans la ligne de la Convention d’Aarhus. Dans le domaine nucléaire, ce principe se traduit notamment par l’organisation de débats publics nationaux, obligatoires avant la construction d’une centrale nucléaire par exemple, ainsi que d’enquêtes publiques, notamment au cours de l’instruction de dossiers relatifs à la création ou au démantèlement d’installations nucléaires.

- **Le principe de précaution**

En vertu du principe de précaution, l’absence de certitudes, compte tenu des connaissances scientifiques et techniques du moment, ne doit pas retarder l’adoption de dispositions de protection de l’environnement. Il est défini dans la charte de l’environnement en ces termes : « *Lorsque la réalisation d’un dommage, bien qu’incertaine en l’état des connaissances scientifiques, pourrait affecter de manière grave et irréversible l’environnement, les autorités publiques veillent, par application du principe de précaution et dans leurs domaines d’attribution, à la mise en œuvre de procédures d’évaluation des risques et à l’adoption de mesures provisoires et proportionnées afin de parer à la réalisation du dommage* ». En ce qui concerne les effets biologiques des rayonnements ionisants à faible dose et faible débit de dose, le principe de précaution est mis en pratique en adoptant une relation linéaire et sans seuil entre la dose et l’effet.

– **Le principe de justification**

Le code de la santé publique dispose qu'« une activité nucléaire ou une intervention ne peut être entreprise ou exercée que si elle est justifiée par les avantages qu'elle procure, notamment en matière sanitaire, sociale, économique ou scientifique, rapportés aux risques inhérents à l'exposition aux rayonnements ionisants auxquels elle est susceptible de soumettre les personnes ».

– **Le principe d'optimisation**

Le code de la santé publique dispose que « *l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants résultant d'une activité nucléaire ou d'une intervention doit être maintenue au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu de l'état des techniques, des facteurs économiques et sociaux et, le cas échéant, de l'objectif médical recherché* ». Ce principe, connu sous le nom de principe ALARA, conduit par exemple à réduire, dans les autorisations de rejets, les quantités de radionucléides présents dans les effluents radioactifs issus des installations nucléaires, à imposer une surveillance des expositions au niveau des postes de travail dans le but de réduire ces expositions au strict nécessaire ou encore à veiller à ce que les expositions médicales résultant d'actes diagnostiques restent proches de niveaux de référence préalablement établis.

– **Le principe de limitation des doses**

Le code de la santé publique dispose que « *l'exposition d'une personne aux rayonnements ionisants résultant d'une activité nucléaire ne peut porter la somme des doses reçues au-delà des limites fixées par voie réglementaire, sauf lorsque cette personne est l'objet d'une exposition à des fins médicales ou de recherche biomédicale* ». Les expositions induites par les activités nucléaires pour la population générale ou les travailleurs font l'objet de limites strictes. Celles-ci comportent des marges de sécurité importantes pour prévenir l'apparition des effets déterministes. Elles sont aussi très inférieures aux doses pour lesquelles des effets probabilistes (cancers) ont commencé à être observés. Le dépassement de ces limites traduit une situation jugée inacceptable. En France, il peut donner lieu à des sanctions administratives ou pénales. Dans le cas des expositions médicales, aucune limite stricte de dose n'est fixée dans la mesure où cette exposition à caractère volontaire est justifiée par le bénéfice attendu en termes de santé par la personne exposée.

---

Selon l'article 1<sup>er</sup> de la loi TSN, la sécurité nucléaire comprend la sûreté nucléaire, la radioprotection, la prévention et la lutte contre les actes de malveillance, ainsi que les actions de sécurité civile en cas d'accident. Le régime des installations nucléaires de base, depuis leur création jusqu'à leur mise à l'arrêt définitif et à leur démantèlement, a été précisé par le décret dit « procédures INB<sup>155</sup> » de 2007 (et le décret modificatif<sup>156</sup>

---

155. Décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives.

156. Décret n° 2016-846 du 28 juin 2016 relatif à la modification, à l'arrêt définitif et au démantèlement des installations nucléaires de base ainsi qu'à la sous-traitance.

de 2016), ainsi que par l'[arrêté du 7 février 2012](#) fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, dit arrêté « INB ». Cet arrêté – qui est entré en vigueur au 1<sup>er</sup> juillet 2013 – est progressivement complété par des décisions réglementaires de l'[ASN](#) portant sur des sujets génériques particuliers. L'ensemble ainsi constitué constitue la base réglementaire applicable à toutes les INB.

Par ailleurs, en France, entre 1980 et 1992, quarante « règles fondamentales de sûreté » (RFS) ont été établies sur différents sujets et différents types d'INB. Ces RFS ont été destinées à expliciter les conditions dont le respect est, pour le type considéré d'installations et pour l'objet dont elles traitent, jugé comme valant conformité avec la pratique réglementaire technique française, tout en laissant la possibilité à l'exploitant (et au concepteur) de ne pas s'y conformer s'il apporte la preuve que les objectifs de sûreté visés sont atteints par d'autres moyens. De nouveaux textes de même nature sont établis, mais sous la dénomination de « guide [ASN](#)<sup>157</sup> ».

Ainsi, deux règles fondamentales de sûreté<sup>158</sup> spécifiques aux réacteurs de recherche ont été établies dans les années 1980 et 1990. Il s'agit de :

- la [règle SIN N° C-12308/86 \(RR1\) du 4 août 1986](#), relative aux dispositifs d'épuration équipant les systèmes de ventilation de réacteurs de recherche. Les réacteurs de recherche étant des installations dans lesquelles une ou plusieurs enceintes mises en dépression par des circuits de ventilation assurent un confinement « dynamique », la règle énonce un certain nombre de recommandations sur les dispositifs à mettre en place pour filtrer et épurer l'air : filtres à très haute efficacité (THE) pour piéger les aérosols, pièges à iode (PAI) constitués d'adsorbants solides<sup>159</sup>. Ces recommandations concernent la conception, la réalisation, l'installation et le montage, l'efficacité ainsi que l'exploitation de ces dispositifs, notamment en matière de contrôle en service. La règle indique notamment que les PAI sont précédés, le cas échéant, de dispositifs permettant d'abaisser rapidement le taux d'humidité relative du gaz à épurer afin que l'efficacité de ces pièges soit acceptable dès le début de leur mise en service ;
- la [règle SIN N° C-12670/91 \(RR2\) du 1<sup>er</sup> juillet 1991](#), relative à la protection contre les risques d'incendie dans les réacteurs de recherche. La [décision n° 2014-DC-0417 de l'ASN, du 28 janvier 2014](#), énonce dorénavant – en complément de l'arrêté « INB » – les exigences pour la maîtrise des risques d'incendie dans les installations nucléaires de base ; l'approche de sûreté retenue dans cette décision est précisée au [paragraphe 7.4.1](#) ;

157. Près d'une quarantaine de guides de l'ASN existent fin 2018.

158. Législation et réglementation, Sûreté nucléaire en France, Les Journaux officiels, mai 1999.

159. Comme le charbon actif.

## #FOCUS.....

## La pyramide des textes officiels applicables en France aux installations nucléaires de base

La pyramide des textes officiels applicables en France aux INB est représentée sur la figure 6.1 ci-après.

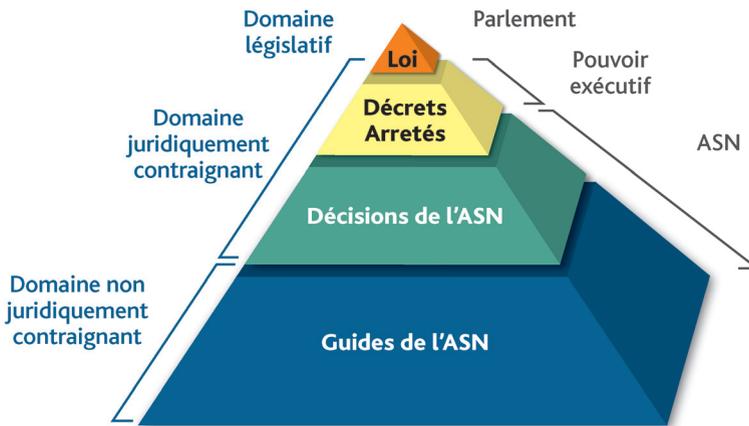


Figure 6.1. Schéma de la pyramide des textes officiels applicables aux INB. © Georges Goué/IRSN.

### – Lois

Une loi est une règle écrite et généralement votée selon la procédure législative par le parlement (Assemblée nationale et Sénat). La loi peut être adoptée à l'initiative du parlement (on parle alors de proposition de loi) ou du gouvernement (projet de loi). Elle s'impose à tous dès lors qu'elle a été promulguée par un décret présidentiel. Avant sa promulgation, elle est susceptible d'être soumise à un contrôle de constitutionnalité exercé par le Conseil constitutionnel.

### – Décrets

Un décret est un acte réglementaire signé soit du président de la République, soit du Premier ministre. Les décrets dits « décrets en Conseil d'État » ne peuvent être pris qu'après consultation du Conseil d'État. Les décrets sont souvent pris en application d'une loi qu'ils précisent. Ils peuvent être complétés par des arrêtés ministériels.

### – Arrêtés

Un arrêté est une décision administrative à portée générale ou individuelle (spécifique à une exploitation ou une zone géographique). Les arrêtés peuvent être pris par les ministres (arrêtés ministériels ou interministériels), les préfets (arrêtés préfectoraux) ou les maires (arrêtés municipaux).

### – Décisions de l'ASN

La loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 (loi TSN) énumère les différentes catégories de décisions à caractère réglementaire ou individuel que prend l'ASN, par exemple :

- les décisions réglementaires à caractère technique pour l'application des décrets ou arrêtés pris en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection,
- les autorisations de mise en service d'une INB,
- les autorisations ou agréments relatifs au transport de substances radioactives ou à des installations et équipements médicaux utilisant des rayonnements ionisants.

### – Guides de l'ASN

Remplaçant les règles fondamentales de sûreté (RFS), les guides de l'ASN sont des documents à destination des professionnels intéressés par la réglementation en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection (concepteurs, exploitants, utilisateurs ou transporteurs de sources de rayonnements ionisants, professionnels de santé). Ils ont pour objet :

- d'explicitier une réglementation et les droits et obligations des personnes intéressées par la réglementation,
- d'explicitier des objectifs réglementaires et de décrire, le cas échéant, les pratiques que l'ASN jugeées satisfaisantes,
- de donner des éléments d'ordre pratique et des renseignements utiles sur la sûreté nucléaire et la radioprotection.

Par ailleurs, des équipements de réacteurs de recherche peuvent être soumis à la réglementation française concernant les appareils à pression, notamment à celles de [l'arrêté du 30 décembre 2015](#) relatif aux équipements sous pression nucléaires (dit arrêté « ESPN ») et dans [l'arrêté modificatif du 3 septembre 2018](#)). Ces arrêtés stipulent un certain nombre d'exigences, en classant les équipements :

- en niveaux (trois niveaux, N1, N2 et N3, en fonction notamment de l'importance décroissante des émissions radioactives pouvant résulter de leur défaillance) ;
- et en catégories (cinq catégories, 0, I, II, III et IV, en fonction des autres risques croissants, notamment ceux liés au volume et à la pression des fluides qu'ils contiennent).

Des équipements fixes des réacteurs de recherche et des dispositifs expérimentaux (boucles sous pression par exemple) peuvent ainsi être soumis aux dispositions de cet arrêté. Cet aspect ne sera pas développé dans le présent ouvrage<sup>160</sup>.

160. Le lecteur pourra cependant se reporter à l'article très complet de la revue Contrôle n° 186 de 2010 intitulé « Les équipements sous pression nucléaires dans les réacteurs de recherche » de F. Koskas, P. Trémoudeux, D. Bourguignon, J. Reuchet et D. Acker, CEA. La plupart des équipements des réacteurs de recherche soumis à l'arrêté ESPN sont classés N2 ou N3. Une partie du circuit primaire du RJH a été classé N1.

Comme cela a été rappelé précédemment, l'exploitant de toute INB, premier responsable de la sûreté de son installation, doit justifier le caractère approprié des dispositions qu'il met en œuvre pour assurer la sûreté de son installation (« démonstration de sûreté »). Ces justifications sont présentées dans un ensemble de documents sur la base desquelles les pouvoirs publics peuvent statuer sur les autorisations nécessaires au fonctionnement des installations. Ces documents sont :

- le rapport de sûreté qui décrit l'installation et précise le dimensionnement de ses systèmes, structures et composants et les dispositions prises ou prévues d'une part pour prévenir les incidents et accidents, d'autre part pour limiter les conséquences de ceux qui pourraient néanmoins se produire ;
- les règles générales d'exploitation (RGE), document à caractère opérationnel qui encadre les modalités d'exploitation en cohérence avec la justification présentée dans le rapport de sûreté ;
- l'« étude d'impact » qui justifie les dispositions prises ou prévues pour limiter les effets sur le public et l'environnement associés au fonctionnement normal de l'installation ;
- le plan d'urgence interne (PUI) qui décrit l'organisation spécifique, les moyens et les actions que l'exploitant mettrait en œuvre en cas d'accident affectant l'installation – et susceptible de conduire à des rejets dans l'environnement de substances radioactives (ou chimiques) ;
- le plan de démantèlement qui précise les dispositions générales retenues par l'exploitant dans la perspective de la mise à l'arrêt définitif et du démantèlement de son installation.

De surcroît, l'**Autorité de sûreté nucléaire** peut, dans des conditions bien définies par des décisions à caractère réglementaire, imposer à l'exploitant des exigences spécifiques relatives à la sûreté de son installation, voire, en cas de risques jugés graves et éventuellement imminents, suspendre<sup>161</sup>, à titre provisoire et conservatoire, l'exploitation ou le fonctionnement d'une installation (à titre d'exemple, peut être citée la décision<sup>162</sup>, prise en octobre 2009, de suspendre partiellement le fonctionnement de l'Atelier de technologie du plutonium (ATPu) à Cadarache).

Les documents de sûreté des INB produits par les exploitants font l'objet d'un examen par l'**ASN** qui sollicite régulièrement dans ce cadre, par saisie, l'avis technique de l'**IRSN** ainsi que, pour les sujets les plus importants, celui de groupes permanents d'experts.

## ► L'IRSN

Au sein du système français, l'**IRSN** possède un statut d'établissement public à caractère industriel et commercial (EPIC) dont les missions ont été précisées dans le décret n° 2002-254 du 22 février 2002, puis dans le **décret n° 2016-283 du 10 mars 2016**. La loi **TECV** promulguée le 17 août 2015, évoquée précédemment, a posé les bases du

161. Prévu dans le décret « procédures » n° 2007-1557 du 2 novembre 2007.

162. Décision n° 2009-DC-160 du 14 octobre 2009.

« système dual » des deux organismes indépendants que sont l'ASN et l'IRSN, et elle a inscrit dans le code de l'environnement les missions de l'IRSN.

L'IRSN relève des cinq ministères de tutelle chargés de l'environnement, de l'industrie, de la recherche, de la défense et de la santé. Il est l'expert principal des risques nucléaires et radiologiques tant pour les installations et activités civiles que pour celles relevant de la défense nationale. Il évalue les expositions de l'homme et de l'environnement aux rayonnements ionisants et propose des mesures pour protéger la population en cas de survenue d'un accident. Il concourt aussi aux politiques publiques en matière de sûreté nucléaire et de protection de la santé et de l'environnement au regard des rayonnements ionisants, comme à l'occasion de la préparation de la loi [TECV](#).

L'expertise en matière de sûreté nucléaire est fondée sur les connaissances scientifiques et techniques ; pour cela, l'IRSN consacre des moyens significatifs :

- à la veille et à l'analyse du retour d'expérience des événements qui surviennent non seulement en France mais aussi dans le monde ;
- à des études et à des travaux de recherche et développement<sup>163</sup>, y compris le développement de logiciels de simulation.

Les recherches nécessitant des moyens importants sont menées en collaboration avec d'autres partenaires, dans des cadres variés (national, européen, international), en associant éventuellement des universités ou encore le [CNRS](#).

L'IRSN emploie environ 1 700 agents dont 1 200 chercheurs et experts, généralistes et spécialistes (mécanique, criticité et neutronique, mécanique, thermohydraulique, statistiques et probabilités, incendie, sciences de la terre, médecine, biologie, agronomie, métrologie...), répartis sur neuf sites.

L'IRSN s'implique également dans des débats et séminaires publics organisés par les CLI et l'ANCCLI – ainsi que par les Commission d'information (CI) pour les installations nucléaires intéressant la défense nationale.

À la demande de l'autorité concernée (ASN, DSND pour les installations intéressant la défense), l'IRSN examine les dossiers transmis par les exploitants et lui adresse ses avis et recommandations. L'expertise de l'IRSN est une aide à la décision, par la recherche d'éléments correspondant au meilleur état des connaissances techniques ou scientifiques, dans des situations où le décideur est confronté à des questions pour lesquelles il ne dispose pas directement des réponses.

Dans le cadre du « système dual » ASN/IRSN, la loi [TECV](#) a introduit l'obligation pour l'IRSN de publier désormais ses avis d'expertise en direct, avant la position de l'ASN.

Le rôle de l'IRSN s'inscrit dans un contexte réglementaire mais ne se résume pas à une simple vérification de conformité à la réglementation. Il consiste à donner un éclairage

---

163. L'ouvrage « État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression », Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, 2017, présente un certain nombre de travaux de recherche et développements dans lesquels l'IRSN s'est impliqué – depuis plus de 40 ans pour certains d'entre eux.

technique après un dialogue de même nature avec les exploitants. Cet éclairage est fondé sur ses connaissances techniques ou scientifiques multiples et approfondies – issues du retour d'expérience, des études et des recherches –, sur une analyse approfondie des données, et une capacité à faire la synthèse de différentes contributions spécialisées. Un avis nécessite de prendre en compte différentes composantes, parfois *a priori* difficilement conciliables, d'un problème global. L'IRSN, dans ses avis, du fait de la diversité de ses compétences, joue un rôle intégrateur de ces différentes composantes.

Le dialogue technique avec les exploitants est indispensable, d'une part pour valider la compréhension que peuvent avoir les experts de l'IRSN des questions de sûreté ou de radioprotection telles que présentées dans les dossiers des exploitants, d'autre part pour éviter une dérive irréaliste vers des demandes sans consistance technique ou opérationnelle. En outre, le dialogue technique est un moyen de partager avec les exploitants les préoccupations de sûreté.

### ► Les groupes permanents d'experts

Pour certaines questions de sûreté ou de radioprotection le nécessitant, l'ASN s'appuie sur des groupes permanents d'experts, créés en 1972 puis plusieurs fois renouvelés. Il existe huit groupes permanents d'experts (GPE), chacun ayant son domaine de compétences (réacteurs [GPR], transports [GPT], usines [GPU], radioprotection des travailleurs et du public [GPRAD], radioprotection des professionnels de santé, des patients et du public pour les applications médicales des rayonnements ionisants – y compris pour les applications industrielles et de recherche [GPMED] –, déchets [GPD], équipements sous pression nucléaires [GPESPN] et, un nouveau, en 2018, concernant le démantèlement [GPDEM]).

Les groupes permanents d'experts sont composés de membres nommés en raison de leurs compétences propres. Ils sont issus des milieux universitaires, ainsi que des organismes d'expertise, en particulier l'IRSN, de conception (AREVA-NP devenu Framatome...), d'exploitation (EDF, CEA, AREVA-NC devenu Orano...) ou de recherche (CEA...) concernés par les sujets traités. Depuis juin 2014, le pluralisme de ces instances a été renforcé par la présence de représentants de la société civile (membres de CLI, représentants d'organisations non gouvernementales [ONG], etc.). Chaque groupe permanent peut également faire appel à toute personne (en France comme à l'international) reconnue pour ses compétences particulières.

Pour chacun des sujets traités, les groupes permanents d'experts débattent généralement sur la base des évaluations menées au préalable par l'IRSN, ou par la Direction des équipements sous pression (DEP) dans le cas du GPESPN, et que ceux-ci leur présentent. Ils formalisent les conclusions de leurs examens par des avis et des recommandations à l'adresse de l'ASN qui les a saisis. Les avis des groupes d'experts à l'ASN sont rendus publics.

Pour les réacteurs de de recherche, les groupes permanents d'experts pouvant être sollicités sont :

- le plus couramment, le groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR),
- le groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires (GPESPN),

- le groupe permanent d'experts pour les laboratoires et usines (GPU) lorsqu'il s'agit du management global de la sûreté et de la radioprotection au sein du CEA ou de la mise à l'arrêt définitif et au démantèlement de réacteurs (en association avec le GPR).

### 6.3. Les étapes-clés dans la vie d'un réacteur de recherche

Sur le plan administratif, les étapes-clés de la « vie » d'un réacteur de recherche sont similaires à celles relatives aux réacteurs de puissance du parc électronucléaire. De façon schématique, ces étapes-clés correspondent aux types d'autorisation ou de prescription suivants (décret dit « procédures ») :

- l'autorisation de création initiale par décret, délivrée sur la base d'un dossier comprenant, notamment, une « étude d'impact », une version préliminaire du rapport de sûreté, ainsi qu'une « étude de maîtrise des risques » présentée sous une forme appropriée pour les consultations locales et l'enquête publique ;
- l'autorisation de mise en service, délivrée par l'ASN sur la base, notamment, d'une mise à jour du rapport de sûreté, d'un rapport de synthèse des essais de démarrage de l'installation... ;
- la « prescription » de démantèlement délivrée par décret, après enquête publique, sur la base d'un dossier spécifique comprenant notamment le plan de démantèlement actualisé, l'« étude d'impact » et le rapport de sûreté mis à jour.

Un réacteur de recherche pouvant faire l'objet, au cours de son exploitation, de modifications substantielles ou notables de sa conception ou de son utilisation (nouveaux programmes expérimentaux par exemple), des autorisations spécifiques peuvent être nécessaires jusques et y compris des modifications, par décret, du décret d'autorisation de création initial.

Ces modifications substantielles ou notables peuvent entraîner des périodes de « mise en veille » d'un réacteur de recherche. À cet égard, la réglementation française prescrit qu'une nouvelle autorisation par décret est nécessaire en cas d'interruption de fonctionnement d'une INB supérieure à deux ans<sup>164</sup>. Les périodes de « mise en veille » peuvent faire l'objet de prescriptions spécifiques, de façon par exemple à assurer la présence d'un minimum de personnel pour mener les actions de surveillance appropriées ainsi que des contrôles et essais périodiques avec des fréquences adaptées.

164. Il est toutefois à noter que, suite à la loi TECV n° 2015-992 du 17 août 2015, l'article L 593-24 du code de l'environnement prévoit que « si une installation nucléaire de base cesse de fonctionner pendant une durée continue supérieure à deux ans, son arrêt est réputé définitif. Le ministre chargé de la sûreté nucléaire peut, à la demande de l'exploitant et par arrêté motivé pris après avis de l'Autorité de sûreté nucléaire, proroger de trois ans au plus cette durée de deux ans. Au terme de la période prévue au premier alinéa du présent article, l'exploitant de l'installation n'est plus autorisé à la faire fonctionner... ».

Pour les nouvelles INB, la soumission d'un « dossier d'options de sûreté » est devenue une pratique courante. Pour les réacteurs de recherche, elle peut s'appliquer non seulement aux projets de nouveaux réacteurs (cas du projet de réacteur Jules Horowitz) mais aussi aux modifications de grande ampleur de réacteurs en service (cas de la jouvence du réacteur CABRI décidée avec l'installation de la boucle à eau sous pression).

Enfin, il faut souligner que l'obligation de procéder périodiquement à un réexamen de la sûreté de leurs installations (en pratique tous les dix ans), inscrite dans la loi TSN, s'applique aux exploitants de réacteurs de recherche. Sur le plan documentaire, un réexamen périodique de sûreté est ponctué, notamment, de deux grands jalons mobilisant, outre l'exploitant au premier chef, l'ASN et les experts (IRSN, groupes permanents d'experts) :

- la transmission par l'exploitant d'un « dossier d'orientation du réexamen » précisant le contour et l'ampleur de l'examen de conformité et de la réévaluation de sûreté proprement dite qu'il compte mener (voir le paragraphe 9.2) ;
- à l'issue des contrôles et des études de réévaluation de sûreté, la transmission par l'exploitant d'un dossier présentant ses conclusions comprenant, le cas échéant, les améliorations qu'il envisage pour améliorer la sûreté de son installation.

#### **6.4. Le dispositif d'autorisations internes**

Le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 (décret dit « procédures ») a prévu la possibilité, pour un exploitant d'INB, de mettre en place un dispositif d'autorisations internes le dispensant de déclarer à l'ASN certaines modifications de moindre importance, portant sur l'installation ou sur les règles générales d'exploitation de celle-ci. L'exploitant doit pour cela en faire la demande en montrant qu'il dispose d'un système de contrôle interne, présentant des garanties de qualité, d'autonomie et de transparence suffisantes, et recueillir l'accord de l'ASN sur ce dispositif, en précisant :

- la nature des modifications ou opérations qui seront traitées de cette façon ;
- le processus mis en œuvre pour l'approbation des opérations, avec notamment un avis systématique et préalable à toute opération d'une instance indépendante des personnes directement en charge de l'exploitation ;
- l'identification des personnes habilitées à délivrer les autorisations internes ;
- les modalités d'information périodique de l'ASN sur les opérations envisagées ou réalisées.

Les exigences relatives à un tel dispositif ont ensuite été précisées par l'ASN en 2008 dans sa décision n° 2008-DC-0106 du 11 juillet 2008.

À titre d'exemple, le dispositif d'autorisations internes proposé par le CEA a été approuvé en 2010. La décision correspondante<sup>165</sup> a précisé explicitement les INB concernées, la nature des modifications qui ne peuvent pas faire l'objet d'une autorisation

---

165. Décision de l'ASN n° 2010-DC-0178 du 16 mars 2010.

interne et les critères à respecter pour qu'une modification puisse faire l'objet d'une autorisation interne. La plupart des réacteurs de recherche du CEA font partie de la liste des installations qui peuvent bénéficier du dispositif d'autorisations internes approuvé en 2010.

Dans ce cadre, le CEA adresse semestriellement à l'ASN un programme prévisionnel des opérations susceptibles de faire l'objet d'une autorisation interne dans l'année qui suit, en justifiant le traitement des opérations correspondantes par le dispositif d'autorisations internes. Ces programmes sont examinés par l'IRSN qui peut être amené à formuler à l'ASN certaines réserves quant au bien-fondé de l'utilisation du dispositif d'autorisations internes ou quant aux dispositions prévues par l'exploitant concerné.

Plus récemment, le décret n° 2016-846 du 28 juin 2016, qui modifie le décret « procédures » sur quelques points (modification, arrêt définitif et démantèlement des INB, recours à la sous-traitance), instaure dorénavant deux régimes pour tous les exploitants d'INB :

- un régime de déclaration, pour les modifications mineures (et évidemment qui ne remettent pas en cause le rapport de sûreté ou l'« étude d'impact » de l'installation), et dont la liste est fixée par décision de l'ASN en tenant compte de la nature de l'installation et de l'importance des risques et inconvénients qu'elle présente, des capacités techniques de l'exploitant et des dispositions de contrôle interne qu'il met en place pour préparer ces modifications ;
- un régime d'autorisation pour les autres modifications.

# Chapitre 7

## La sûreté pour les réacteurs de recherche français

---

### ***7.1. Principes, concepts, démarches et objectifs généraux de sûreté***

Le présent chapitre vise à exposer les principes, concepts, démarches et objectifs généraux de sûreté qui ont guidé la conception et l'exploitation des réacteurs de recherche français. Il vise aussi à souligner leurs évolutions au fil du temps qui, de façon générale, ont conduit à un rapprochement avec les pratiques adoptées pour les réacteurs électronucléaires, y compris ceux relatifs au réacteur EPR. Quelques spécificités des réacteurs de recherche seront mises en avant, parmi lesquelles la plus notable est la prise en compte, dès la conception de certains réacteurs de recherche français dans les années 1960, d'accidents impliquant une fusion de combustible.

Les dispositions retenues en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection pour la conception et l'exploitation des réacteurs nucléaires, qu'ils soient électrogènes ou de recherche, doivent tendre à minimiser le nombre d'incidents, limiter les possibilités d'apparition d'accidents et satisfaire un objectif fondamental en matière de sûreté, tel qu'énoncé notamment dans le document SF-1 de l'AIEA, à savoir « protéger les personnes et l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants ». Cet objectif est bien évidemment inscrit dans la réglementation française, plus précisément dans le code de la santé publique ([article L. 1333-1](#)) et dans le code de l'environnement ([L. 110-1](#)).

Les dispositions de conception visent de multiples aspects : les caractéristiques intrinsèques du réacteur (par exemple en matière de neutronique du cœur), l'architecture

générale des systèmes, les redondances et diversifications matérielles, les protections contre les agressions internes et externes, les protections radiologiques, le choix des fluides mis en œuvre et les dispositions de gestion et de traitement des effluents, le choix des matériaux, etc. L'adoption de pratiques éprouvées pour la conception et la fabrication des équipements permet de bénéficier d'un retour d'expérience favorable. L'adoption des meilleures techniques disponibles<sup>166</sup> est aussi souhaitable, dans la mesure où elles sont applicables à l'installation concernée.

Le document SF-1 et, en France, les textes précités ainsi que la loi TSN et l'arrêté « INB », énoncent également un certain nombre de grands principes, allant de la responsabilité première de l'exploitant à la prévention des accidents et à la limitation de leurs conséquences s'ils devaient néanmoins survenir, introduisant le principe de défense en profondeur.

L'objectif fondamental rappelé ci-dessus est généralement décliné en objectifs généraux de sûreté exprimés de façon qualitative à l'égard des différents événements étudiés pour une installation, selon leurs fréquences estimées d'occurrence. Pour le projet du réacteur Jules Horowitz, ils ont été formulés de manière globalement similaire à celle adoptée par exemple pour l'EPR. Ainsi, pour les incidents les plus fréquents envisageables, il doit être fait en sorte que leurs conséquences non seulement ne nécessitent aucune contre-mesure pour les personnes du public et pour l'environnement mais restent aussi dans l'enveloppe des autorisations de rejets gazeux et liquides. Pour les accidents les plus graves étudiés, avec fusion du cœur, il doit être fait en sorte que leurs conséquences ne nécessitent qu'un recours à des contre-mesures très limitées, pour les personnes du public et pour l'environnement, en termes d'étendue et de durée (pas de relogement permanent, pas d'évacuation d'urgence au-delà du voisinage immédiat de l'installation, mise à l'abri limitée...). En d'autres termes<sup>167</sup>, il convient d'éviter :

- les rejets radioactifs précoces qui imposeraient des mesures d'urgence hors du site mais sans qu'il y ait assez de temps pour les mettre en œuvre ;
- les rejets radioactifs de grande ampleur qui imposeraient des mesures de protection qui ne pourraient pas être (suffisamment) limitées dans l'espace ou dans le temps.

Certains aspects de ces objectifs généraux de sûreté sont développés au paragraphe 7.1.4.

Les réacteurs de recherche, comme les réacteurs électronucléaires, présentent des risques associés aux matières radioactives qu'ils mettent en œuvre. Des rayonnements ionisants sont émis lors des réactions de fission ainsi que par les produits radioactifs formés lors de ces réactions de fission, ou par activation. La première voie possible d'exposition est l'irradiation directe par la source radioactive que constitue le réacteur nucléaire ou les circuits associés. Pour s'en protéger, des dispositions sont mises en œuvre

166. Cette notion est précisée dans l'annexe I de l'arrêté du 26 avril 2011 relatif à la mise en œuvre des meilleures techniques disponibles prévue par l'article R. 512-8 du code de l'environnement.

167. Ces objectifs seront formalisés dans la Directive 2014/87/EURATOM du Conseil du 8 juillet 2014 modifiant la directive 2007/71/Euratom établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires.

(éloignement de la source, mise en place de matériaux absorbants tels que le plomb, le béton ou l'eau). Une autre voie possible d'exposition est la contamination résultant d'une dispersion de substances radioactives dans l'atmosphère. Les dispositions prises pour assurer le confinement de ces substances dans les conditions normales ou accidentelles de fonctionnement sont à cet égard fondamentales.

La sûreté d'un réacteur de recherche repose sur différents principes, concepts et démarches, qui ne sont pas en eux-mêmes spécifiques d'un tel réacteur :

- l'interposition de plusieurs « barrières » physiques de confinement entre les substances radioactives d'une part, les travailleurs, les personnes du public et l'environnement d'autre part, visant à assurer le confinement de ces substances. Ainsi, à l'égard des substances radioactives du cœur du réacteur, les « barrières » sont généralement au nombre de trois (des spécificités seront signalées plus loin pour des réacteurs de recherche) :
  - les gaines des éléments combustibles,
  - l'enveloppe du circuit de refroidissement du cœur ou de la piscine du réacteur,
  - le bâtiment abritant le cœur du réacteur,
- la mise en place de dispositions permettant d'assurer les trois fonctions fondamentales de sûreté<sup>168</sup>, que sont :
  - la maîtrise des réactions nucléaires en chaîne,
  - l'évacuation de la puissance thermique issue des substances radioactives et des réactions nucléaires,
  - le confinement des substances radioactives,
- l'adoption, pour les systèmes les plus importants pour la sûreté (visant notamment à assurer les deux premières fonctions fondamentales de sûreté), d'un principe de redondance, voire de diversification technologique, de façon à obtenir une fiabilité adéquate pour ces systèmes. Cela est notamment le cas pour les systèmes de protection et de sauvegarde d'un réacteur (qui interviennent dans la défense en profondeur) ;
- l'adoption d'une démarche de sûreté déterministe<sup>169</sup> fondée sur une analyse, intégrant des conservatismes appropriés, d'un certain nombre d'événements<sup>170</sup> postulés (liés à des défaillances propres de l'installation [erreurs humaines comprises],

---

168. Les deux premières de ces trois fonctions de sûreté contribuant à la tenue des « barrières » de confinement.

169. Démarche qui, au fil de ses évolutions, a pris en compte de façon indirecte des considérations probabilistes, notamment par le classement des conditions de fonctionnement en catégories selon la fréquence (ou probabilité) estimée des initiateurs ; les règles d'études en dépendent (cumul ou non d'une défaillance unique, façon de prendre en compte les incertitudes, critères à respecter pour les équipements...).

170. Événements initiateurs postulés dans les documents de l'AIEA, événements déclencheurs dans la réglementation française.

à des agressions internes ou externes – voir le paragraphe 7.1.2), même si des études probabilistes peuvent apporter des éclairages utiles (voir plus loin). La déclinaison aux réacteurs de recherche de la démarche déterministe nécessite toutefois des analyses au cas par cas (notamment pour ce qui concerne l'établissement de la liste des événements postulés) compte tenu des risques très variés que présentent ces réacteurs.

Il est donc recherché que l'étanchéité des gaines des éléments combustibles (plaques, crayons), très souvent réalisés en alliage d'aluminium, soit assurée au moins dans les situations correspondant aux événements postulés dont la fréquence estimée est la plus élevée. Cela suppose que les transferts de chaleur entre le combustible et le caloporteur soient maîtrisés (ou plus précisément le rapport entre la puissance dégagée par le combustible et le débit du fluide de refroidissement), faute de quoi les températures des gaines s'accroîtraient irrémédiablement jusqu'à entraîner leur déformation, leur rupture, voire leur fusion (l'aluminium fond à 660 °C).

Par ailleurs, le cœur d'un réacteur est susceptible d'être le siège d'augmentations importantes ou de pics de puissance. Si la réaction en chaîne n'est pas maîtrisée, le dégagement d'énergie peut alors conduire à la fusion du combustible.

Il est rappelé que, dans un réacteur nucléaire, la maîtrise de la réactivité repose sur deux types d'éléments :

- les caractéristiques neutroniques intrinsèques au cœur, liées notamment à la nature du combustible et à celle du fluide réfrigérant, ainsi qu'à la géométrie du cœur (qui détermine notamment les fuites neutroniques) : proportion de neutrons différés (notée  $\beta$  et exprimée en pcm), contre-réactions liées à l'effet Doppler dans le combustible et à l'effet de dilatation ou de contraction des structures et du fluide réfrigérant... À titre d'illustration, quelques valeurs de ces caractéristiques sont données, au paragraphe 7.2, pour différents types de réacteurs de recherche et de réacteurs de puissance ;
- des éléments ajoutés, (barres, plaques) à base de matériaux absorbant les neutrons qui peuvent être insérés ou retirés du cœur manuellement, ou automatiquement en cas de dépassement de seuils associés à certains paramètres de fonctionnement du réacteur.

Les choix et les études de conception doivent viser à ce que ces éléments permettent d'assurer le meilleur comportement possible du réacteur en cas de perturbations telles que, par exemple, des insertions de réactivité. L'objectif est d'éviter autant que possible une prompt-criticité<sup>171</sup>, et d'assurer dans les situations d'arrêt, avec les absorbants insérés dans le cœur (hormis quelques absorbants de sécurité que l'on maintient en position extraite<sup>172</sup>), une marge suffisante (réactivité négative, ou antiréactivité) par rapport à l'atteinte d'un état critique. De plus, il doit être fait en sorte (par le nombre

171. La prompt-criticité est atteinte si la réactivité du cœur, contre-réactions prises en compte, devient supérieure à la proportion de neutrons différés.

172. Par exemple pour pouvoir apporter de l'antiréactivité en cas d'erreur lors d'un rechargement de cœur.

d'absorbants et le « poids » en réactivité de chacune d'entre elles) que, lorsqu'un arrêt du réacteur est provoqué, cet arrêt puisse être assuré même en cas de non-chute de l'absorbant le plus efficace.

### **7.1.1. Le principe de défense en profondeur appliqué aux réacteurs de recherche**

Le principe de défense en profondeur a été présenté dans ses grandes lignes au chapitre 3.

Certaines particularités de la défense en profondeur pour les réacteurs de recherche méritent toutefois d'être développées ici :

- le premier niveau de la défense en profondeur, qui vise à prévenir les anomalies de fonctionnement et les défaillances des structures, systèmes et composants (SSC), suppose notamment la qualité de la conception, de la fabrication de ces SSC et de l'exploitation du réacteur (y compris la maintenance préventive). Le maintien de cette qualité peut nécessiter une attention particulière pour les réacteurs de recherche<sup>173</sup>, pour plusieurs raisons :
  - leur durée d'exploitation peut être importante et faire l'objet de demandes d'extension au-delà de ce qui avait été prévu lors de la conception,
  - de ce fait, les risques associés au vieillissement des matériels et à leur obsolescence peuvent être à redouter,
  - le nécessaire renouvellement du personnel d'exploitation comporte des risques de défaillances dans la transmission des connaissances, cela pouvant conduire à l'émergence d'erreurs d'exploitation, voire d'événements parfois significatifs<sup>174</sup>,
  - les réacteurs de recherche peuvent connaître des phases d'inutilisation avec éventuellement une réduction des opérations de surveillance et de maintenance,
- concernant les deuxième et troisième niveaux de la défense en profondeur, la faible pression du fluide de refroidissement du cœur (fluide primaire) dans la plupart des réacteurs de recherche permet d'éviter la mise en place de circuits d'injection de sécurité<sup>175</sup>. Seul le [réacteur Jules Horowitz](#) dispose d'un circuit de ce type compte tenu de la densité de puissance dans le cœur et de la pression du

---

173. Les éléments qui suivent peuvent concerner aussi d'autres installations nucléaires, notamment les réacteurs de puissance pour lesquels une extension de leur durée d'exploitation est envisagée. Le niveau d'attention à porter à ces sujets est bien évidemment à ajuster, selon une approche graduée, en fonction des risques présentés par l'installation étudiée.

174. Cette préoccupation a notamment concerné le réacteur PHENIX, à l'occasion de la reprise de son fonctionnement au début des années 2000, après une longue période d'arrêt pour des travaux de jouvence et d'amélioration de la sûreté. Du fait de l'unicité de certains réacteurs de recherche, un maintien des connaissances et des compétences sur site paraît aussi indispensable sur les aspects liés aux études de conception, à la construction et aux essais de démarrage.

175. Même si les réacteurs de recherche disposent de circuits d'appoint d'eau ou de mise en communication de capacités d'eau.

fluide primaire (une dizaine de bars à l'entrée du cœur). Pour beaucoup de réacteurs de recherche, leurs caractéristiques intrinsèques permettent un refroidissement par convection naturelle ;

- concernant le quatrième niveau de la défense en profondeur, pour un grand nombre de réacteurs de recherche, un accident de référence avec fusion de combustible a été retenu pour le dimensionnement – ou la vérification d'un dimensionnement approprié<sup>176</sup> – de la piscine du réacteur, des superstructures du bâtiment du réacteur, des systèmes de ventilation et de filtration. Ce sujet est développé plus loin dans ce chapitre.

Par ailleurs, certains réacteurs de recherche ont été construits dans des zones qui se sont progressivement urbanisées, ce qui accroît l'attention à porter à la réduction des conséquences de situations accidentelles et à l'adéquation des plans d'urgence. Cela peut constituer une condition à leur poursuite d'exploitation.

En France, différents codes de conception et de construction peuvent être utilisés ou servir de référence (pour ceux qui visent formellement les réacteurs à eau sous pression) pour un projet de réacteur de recherche et de ses dispositifs associés, ou pour des modifications à apporter à un réacteur de recherche existant (nouveau dispositif expérimental, modifications apportées dans le cadre d'un réexamen de sûreté...). À cet égard, le RCC-MRx, élaboré par le CEA et des industriels, est appliqué aux matériels mécaniques du réacteur Jules Horowitz (voir le focus ci-après). Les RCC-E (règles de conception et de construction des équipements électriques et de contrôle commande des îlots nucléaires des réacteurs à eau sous pression), et RCC-CW (règles de conception et de construction du génie-civil des îlots nucléaires des réacteurs à eau sous pression) peuvent servir de référence pour les réacteurs de recherche.

## #FOCUS

### **Des règles de conception et de construction codifiées pour les matériels mécaniques, applicables notamment aux réacteurs de recherche : le RCC-MRx<sup>177</sup>**

Le « code » RCC-MRx réalise, depuis 2009, la fusion de deux documents :

- le RCC-MR développé à partir de 1985 pour les réacteurs à neutrons rapides (RNR) refroidis au sodium (réacteurs fonctionnant à températures élevées, jusqu'à plus de 500 °C en fonctionnement normal) ;
- le RCC-MX développé à partir de 1998 par le CEA, AREVA-TA et AREVA-NP pour les besoins spécifiques du projet de réacteur Jules

176. Eu égard aux conséquences radiologiques possibles d'un tel accident.

177. D'après le site internet de l'AFCEN. La version du RCC-MRx visée ici est celle de 2015, la plus récente à la date de la finalisation du présent ouvrage.

Horowitz (réacteur et ses auxiliaires, dispositifs expérimentaux associés) – et également utilisable pour la conception et la construction de matériels ou dispositifs pour des réacteurs de recherche en exploitation.

Le RCC-MRx élargit le domaine d'applications possibles aux réacteurs de fusion nucléaire (projet ITER par exemple). Il fournit des règles pour les composants mécaniques sollicités dans le domaine du fluage significatif (RNR) ou de l'irradiation significative (RNR, réacteurs de recherche et leurs dispositifs expérimentaux). Il fournit les caractéristiques mécaniques d'un panel étendu de matériaux (aciers, alliages 800, alliages d'aluminium et de zirconium permettant de répondre aux besoins de transparence aux neutrons pour les réacteurs de recherche), des règles de dimensionnement des coques minces et des caissons, de nouveaux procédés de soudage (par faisceau d'électron, laser, diffusion...), etc.

La version de 2015 du RCC-MRx intègre le retour d'expérience consécutif à l'utilisation des éditions précédentes, en particulier dans le cadre des projets comme celui du réacteur Jules Horowitz ; il s'agit en particulier du retour d'expérience sur le contrôle et les procédés de soudage des alliages d'aluminium.

Lors de son élaboration et de ses mises à jour, une attention particulière est portée à la cohérence du RCC-MRx avec les autres « référentiels » qui interagissent avec lui : RCC-M, textes officiels français, normes européennes et internationales.

Quelques-uns des sujets traités dans le RCC-MRx sont indiqués ci-après.

#### 1. INTRODUCTION

- Domaine d'application du code
- Règlementation française ESP/ESPN
- ...

#### 2. MATERIAUX - NUANCE, PRODUIT, APPROVISIONNEMENT

- Choix des matériaux
- Conditions d'approvisionnement des produits
- Spécifications techniques de référence
- Approvisionnement selon les normes de référence
- ...

#### 3. CONCEPTION - ANALYSE

- Règles générales de conception
- Règles générales d'analyse
- Règles de conception des récipients, des supports, des pompes, des robinets, des tuyauteries, des soufflets, des structures caissonnées, des échangeurs

|   |
|---|
| 4. CARACTERISTIQUES DES MATERIAUX (ANNEXE A3) ET DES JOINTS SOUDES (ANNEXE A9)  |
| 5. METHODES DE CONTROLE <ul style="list-style-type: none"> <li>• Essais mécaniques, physiques, chimiques</li> <li>• Examen par ultrasons</li> <li>• Examen par radiographie</li> <li>• Examen par ressuage</li> <li>• Méthodes de détection des fuites</li> </ul>   |
| 6. SOUDAGE <ul style="list-style-type: none"> <li>• Recette des produits d'apport</li> <li>• Qualification des produits d'apport</li> <li>• Qualification du mode opératoire de soudage</li> <li>• Qualification des soudeurs</li> <li>• Qualification technique des ateliers de fabrication</li> <li>• Réalisation des soudures « de production »</li> <li>• Rechargements durs par fusion sur les aciers</li> <li>• Essais mécaniques</li> <li>• Particularités liées au soudage des alliages d'aluminium et de zirconium</li> <li>• ...</li> </ul> |
| 7. FABRICATION <ul style="list-style-type: none"> <li>• Procédés de marquage</li> <li>• Découpe et réparation sans soudage</li> <li>• Formage et tolérances dimensionnelles</li> <li>• Traitement de surface</li> <li>• Propreté</li> <li>• Assemblages mécaniques vissés ou brasés</li> <li>• Traitements thermiques</li> <li>• ...</li> </ul>   |

### **7.1.2. *Événements retenus pour la conception et la démonstration de la sûreté des réacteurs de recherche***

La conception d'un réacteur de recherche et la démonstration de la sûreté associée reposent notamment sur l'identification de tous les événements (défaillances internes, agressions internes ou externes) susceptibles d'affecter l'installation. Toutefois, en

fonction de l'événement considéré, la fréquence estimée de l'événement est plus ou moins élevée. Par exemple, la rupture complète d'une tuyauterie est considérée comme moins probable qu'une fuite modérée de cette tuyauterie.

Pour ce qui concerne les événements correspondant à des défaillances internes propres à l'installation ou à des erreurs d'opérateur, cela a conduit, pour les réacteurs de recherche les plus anciens, à en retenir un petit nombre, ayant un caractère enveloppe et hiérarchisés globalement en trois grandes catégories, à savoir les événements normaux, les incidents et les accidents.

Pour les réacteurs de recherche plus récents ou lors des réexamens de sûreté des plus anciens, par similitude avec les pratiques adoptées pour les réacteurs de puissance, il est retenu un certain nombre (jusqu'à quelques dizaines) de « conditions de fonctionnement » enveloppes pour l'installation, classées dans quatre catégories en fonction de la fréquence d'occurrence estimée de la famille<sup>178</sup> d'événements initiateurs qu'elles couvrent.

Le [tableau 7.1](#), à la fin de ce paragraphe, présente les différentes catégories de conditions de fonctionnement avec, à titre d'illustration, quelques-unes des conditions de fonctionnement d'un réacteur à canaux neutroniques.

L'étude des différentes « conditions de fonctionnement » permet notamment de déterminer différents chargements thermomécaniques sur les matériels de l'installation, appelés « situations de dimensionnement », également répartis en catégories. Le dimensionnement des matériels consiste à vérifier ou à faire en sorte que, par des choix de conception pour ces matériels, les critères de codes de conception et de construction (par exemple le RCC-MRx), choisis en fonction de la catégorie de la « situation de dimensionnement » étudiée, sont satisfaits. Les critères choisis dépendent également d'autres considérations : l'importance pour la sûreté du matériel étudié (son classement de sûreté) et son rôle (actif ou passif) dans la situation considérée.

Des « limites de service » pour le combustible du cœur d'un réacteur de recherche sont généralement associées aux différentes catégories de « conditions de fonctionnement ». Il doit être en particulier visé que les conditions de fonctionnement de 1<sup>ère</sup> et de 2<sup>e</sup> catégories (conditions normales de fonctionnement et transitoires fréquents) ne conduisent ni à la perte d'étanchéité des gaines ni à la fusion de combustible.

La démarche se référant à des catégories de « conditions de fonctionnement » n'a été véritablement mise en œuvre pour les réacteurs de recherche qu'à partir des années 2000. Le premier cas d'application concret a concerné le réacteur [CABRI](#) dans le cadre de l'installation d'une boucle à eau sous pression (BEP) et d'une réévaluation de sûreté complète du réacteur. Le [réacteur Jules Horowitz](#) a ensuite fait l'objet d'une

---

178. Événements liés à la réactivité neutronique du cœur, événements liés au refroidissement du réacteur, etc. Le [tableau 3.3](#) dans la première partie du présent ouvrage fait apparaître des événements regroupés par familles.

telle démarche, mise en œuvre au stade de la demande d'autorisation de création correspondante. Cette démarche a aussi été suivie pour la jouvence du réacteur CABRI.

Une spécificité des réacteurs de recherche concerne l'établissement des « conditions de fonctionnement » de première catégorie, dites normales, car, outre le fonctionnement stable du réacteur ainsi que les transitoires normaux de démarrage et d'arrêt du réacteur, il convient de prendre en compte tous les transitoires (normaux) associés à la réalisation des expériences d'irradiation envisagées. Or il n'est pas toujours possible pour un concepteur ou un exploitant de disposer, au moment des études de conception d'un réacteur de recherche, d'un programme suffisamment détaillé des expériences qui y seront réalisées. La démarche adoptée consiste alors à définir un domaine suffisamment enveloppe de transitoires normaux pour les expériences envisageables, en termes d'évolutions temporelles, pour le réacteur, de températures des fluides dans les différents circuits du réacteur, de pressions dans ces circuits, de débits des fluides, de flux neutronique dans le cœur, etc.

En outre, pour l'établissement de la liste des incidents et des accidents d'un réacteur de recherche, ou des « conditions de fonctionnement » de deuxième, de troisième et de quatrième catégories, les possibilités de défaillances ou d'erreurs lors du déroulement des expériences qui pourraient avoir des conséquences sur le réacteur lui-même sont à prendre en compte, ce qui peut poser quelques difficultés si les différents types de dispositifs expérimentaux envisagés pour le réacteur ne sont pas encore totalement définis.

Le sujet des interactions entre un réacteur de recherche et les dispositifs expérimentaux qui lui sont associés a fait l'objet de nombreux échanges techniques dans les années 2000 entre le CEA, l'ASN et l'IRSN à l'occasion de l'établissement, par le CEA et pour son propre usage, d'un guide de conception des dispositifs expérimentaux. L'établissement d'un tel guide était en outre, pour l'ASN, une condition à l'instauration d'un système d'autorisations internes<sup>179</sup> au sein du CEA. L'objectif de ce guide était de formaliser quelques grands principes et une démarche d'analyse à adopter pour la conception de dispositifs expérimentaux tout particulièrement, cela en fonction de différents éléments : risques potentiels présentés par le dispositif, nombre et la robustesse des « barrières » séparant la zone d'essai au sein de ce dispositif et le cœur du réacteur<sup>180</sup>, systèmes d'accrochage et d'anti-envol<sup>181</sup> du dispositif.

Dans ce guide, tel qu'il a été mis au point en janvier 2007, la démarche d'analyse préconisée s'appuie sur une approche utilisant le concept de « lignes de défense<sup>182</sup> ». Le

179. Notion précisée au paragraphe 6.4.

180. Sachant que l'une des contraintes est d'obtenir une séparation suffisamment transparente aux neutrons entre le cœur du réacteur et la zone d'essai.

181. Cela concerne, par exemple, les dispositifs expérimentaux qui sont de nature, en cas de déplacement vertical intempestif voire d'éjection, à apporter un surcroît de réactivité au cœur. Un tel événement peut être naturellement la conséquence de phénomènes énergétiques pouvant survenir – voire même être recherchés – au sein du dispositif, selon les objectifs d'une expérience menée avec ce dispositif.

182. Voir plus loin le nota 189 au paragraphe 7.1.2.

guide définit en outre les règles permettant au CEA d'autoriser en interne la mise en place d'un nouveau dispositif expérimental dans un de ses réacteurs de recherche.

De façon générale, le guide a permis d'améliorer et de faciliter les analyses et les expertises de sûreté des dispositifs expérimentaux. Si l'ASN ne s'est pas formellement prononcée sur ce guide – qui néanmoins avait fait l'objet d'échanges avec elle (notamment sous la forme de réunions de travail) –, elle en a fait état dans son autorisation au CEA de mettre en place son système d'autorisations internes, notamment l'organisation associée.

Ce qui vient d'être présenté concerne seule la sûreté de fonctionnement du réacteur (avec ses dispositifs expérimentaux). Il ne faut pas oublier que l'environnement du réacteur peut être une source d'« agressions » susceptibles d'affecter les installations. En fait, deux types d'agressions sont considérés : les agressions internes, qui ont leur origine à l'intérieur de celles-ci, telles qu'un incendie par exemple, et les agressions externes, telles qu'un séisme ou l'impact d'un avion. Toutes les sources possibles d'agressions doivent être identifiées et traitées pour la conception du réacteur et pour la démonstration de sûreté associée. En particulier, les agressions externes déterminent également des « situations de dimensionnement » pour les équipements, plus souvent dénommées « cas de charge », l'objectif général retenu à l'égard des agressions étant qu'elles ne compromettent pas la disponibilité des fonctions fondamentales de sûreté, en dépit des effets directs et indirects de ces agressions.

Ainsi, comme pour les réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire, l'approche « cas de charge » a été complétée (lors de réexamens de sûreté ou pour les nouveaux projets de réacteurs de recherche) par la mise en œuvre d'une approche « séisme-événement », consistant à prendre en compte le fait qu'un séisme peut être à l'origine d'autres agressions, internes, par défaillance d'équipements non dimensionnés aux séismes. Il est à noter que, dans le principe, une telle approche peut être pertinente pour d'autres agressions que le séisme. L'approche conduit à :

- identifier les équipements non dimensionnés aux séismes ;
- étudier les conséquences de leur défaillance en cas de séisme, dans le but notamment de savoir si elles peuvent mettre en cause les exigences fonctionnelles d'équipements dimensionnés aux séismes et permettant l'accomplissement des fonctions fondamentales de sûreté ;
- si cela est le cas, décider des éventuelles dispositions à prendre : renforcer des équipements non dimensionnés aux séismes, protéger des équipements importants pouvant être agressés.

Par ailleurs, il est postulé qu'un séisme entraîne la perte des sources électriques externes<sup>183</sup> (perte du réseau).

---

183. MDT ou MDTE : manque de tension externe.

Comme pour les réacteurs de puissance du parc électronucléaire, un domaine complémentaire de conditions de fonctionnement correspondant à des défaillances multiples ou à des cumuls d'événements, qui peuvent être de très faible probabilité, est dorénavant pris en compte pour la conception et la démonstration de sûreté des réacteurs de recherche. Par exemple, une perte totale des alimentations électriques<sup>184</sup>, un séisme majoré de sécurité<sup>185</sup> supposé survenir alors qu'une charge (lourde) est en cours de manutention dans le bâtiment du réacteur – avec comme exigence la non-chute de cette charge –, etc. À cet égard, le concepteur du [réacteur Jules Horowitz](#) utilise l'expression « situations de limitation du risque » (SLR), ces situations comprenant notamment des « accidents graves maîtrisés » (AGM) relevant du quatrième niveau de la défense en profondeur.

Enfin, comme pour les réacteurs du parc électronucléaire, une attention particulière doit être portée aux événements « exclus » lors de la constitution de la liste des « conditions de fonctionnement ». Ces événements ne faisant pas l'objet de dispositions spécifiques pour en limiter les conséquences (elles peuvent se révéler irréalisables), leur « exclusion » doit être justifiée en montrant que soit leur survenue est impossible physiquement, soit leur probabilité est très faible, cela avec un haut niveau de confiance. Dans ce second cas, une analyse au cas par cas est souhaitable, un seuil de coupure générique en termes de probabilité n'apparaissant pas pertinent<sup>186</sup>. La prévention des événements « exclus » suppose des dispositions renforcées, en termes de conception, de construction et d'inspection en service, par rapport à celles adoptées pour la prévention des événements dont la survenue n'est pas « exclue ».

La démarche développée ci-dessus est progressivement appliquée aux réacteurs de recherche anciens, à l'occasion de leurs réexamens de sûreté : outre le cas du réacteur [CABRI](#) évoqué plus haut, on peut citer ici le cas du réacteur ORPHEE à Saclay et celui du RHF à Grenoble.

Ainsi, parmi les événements étudiés pour les réacteurs de recherche, certains sont semblables à ceux retenus pour les réacteurs du parc électronucléaire, tels que la brèche, voire la rupture complète d'une tuyauterie du circuit primaire, le retrait intempestif d'un élément absorbant hors de la zone du cœur ou encore la perte partielle, voire complète des alimentations électriques. Certains autres événements sont spécifiques des réacteurs de recherche compte tenu des expériences qui y sont menées ou envisagées.

Les analyses de sûreté – et les expertises menées par l'IRSN – effectuées dans le cadre des travaux de mise à niveau du réacteur [CABRI](#), avec l'installation dans ce réacteur de la boucle à eau sous pression en remplacement de la boucle en sodium, ont par ailleurs amené à adopter des règles et des pratiques utilisées pour les réacteur à eau sous pression – la boucle, ses systèmes associés et son caisson de confinement constituant

---

184. Perte des alimentations électriques externes cumulée à la perte des groupes électrogènes principaux (MDTG : manque de tension généralisé).

185. Voir le paragraphe 7.4.2.

186. Voir à ce sujet les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée », établies par le GPR et les groupes d'experts allemands au mois d'octobre 2000 et utilisées pour le projet de réacteur EPR.

en eux-mêmes le circuit primaire, les systèmes associés et l'enceinte d'un REP. Quelques aspects sont donnés ci-après à titre illustratif :

- si les « conditions de fonctionnement » associées au réacteur proprement dit ont été définies en s'inspirant fortement des événements retenus pour les réacteurs de recherche de type piscine, la définition des « conditions de fonctionnement » associées à la boucle s'est naturellement inspirée des « conditions de fonctionnement » retenues pour les réacteurs à eau sous pression ;
- le caisson de la boucle à eau a été dimensionné pour résister à une « pression de calcul » correspondant à celle qui serait atteinte dans le cas d'une brèche dans les parois de la boucle – partie équivalente au circuit primaire principal d'un REP – correspondant à l'accident de perte de réfrigérant primaire étudié pour un tel réacteur<sup>187</sup> ; les prescriptions relatives aux enceintes de confinement métalliques dans le code de conception et de construction ASME, largement utilisé de par le monde pour les réacteurs à eau légère, ont été prises comme référence dans ce domaine ;
- le risque de rupture (complète) de la partie en réacteur de la boucle (« cellule en pile ») pouvant avoir des conséquences importantes sur le cœur nourricier (la dépressurisation brutale de l'eau de la boucle pouvant compacter les assemblages du cœur nourricier et empêcher la chute des barres absorbantes), il devait être rendu suffisamment improbable. Les soupapes de sécurité prévues sur le circuit primaire de la boucle participent bien évidemment à la prévention d'un tel événement ; elles devaient en tout état de cause respecter la réglementation visant les organes de sécurité (soupapes) pour les appareils à pression ;
- la boucle à eau sous pression a été soumise aux exigences de la réglementation des appareils à pression (arrêté ESPN).

Ces cas d'utilisation combinée des règles et pratiques en usage pour les réacteurs de recherche et pour les réacteurs à eau sous pression n'ont pas fait apparaître de difficultés, cela traduisant une bonne cohérence et compatibilité des démarches.

Enfin, comme cela a été indiqué plus haut, des études probabilistes de sûreté peuvent, dans certains cas, apporter des éclairages utiles en complément de la démarche déterministe, dans le cadre de nouveaux projets, de modifications importantes ou de réévaluations de sûreté de réacteurs de recherche<sup>188</sup>. Par exemple, des études probabilistes ciblées peuvent aider à orienter certains choix de conception : une étude probabiliste des défaillances possibles de l'évacuation de la puissance résiduelle peut permettre de choisir des options de conception en termes d'architecture générale des circuits de refroidissement, de redondance ou de diversification d'équipements. Les études probabilistes de sûreté peuvent aussi permettre de conforter ou d'amender le

187. Il s'agit en l'occurrence d'une rupture complète doublement débattue, à l'intérieur du caisson, de la tuyauterie primaire de la boucle (dite 2A, A désignant la section de passage du fluide dans la tuyauterie), cumulée à la rupture d'une tuyauterie d'air comprimé, cette deuxième rupture pouvant être une conséquence de la première.

188. Voir aussi le paragraphe 3.4.3. En 2010, l'IRSN a réalisé une étude de faisabilité d'une EPS de niveau 1 pour le réacteur Jules Horowitz : voir la communication faite au congrès PSAM 2010, *10th International Probabilistic Safety Assessment, Feasibility study to develop a PSA for the Jules Horowitz research reactor*, Laborde A., Georgescu G., Cochemé F., Lanore J.-M.

classement de sûreté des équipements. Par ailleurs, en l'absence de modèles d'études probabilistes de sûreté, une approche simplifiée par « lignes de défense<sup>189</sup> » peut apporter aussi des éclairages utiles, comme cela a été le cas au début des années 2000 dans le cadre d'une réévaluation de sûreté du RHF à Grenoble.

### 7.1.3. *Accidents de référence*

Comme cela a été indiqué plus haut, dès la conception des premiers réacteurs de recherche, il y a environ une cinquantaine d'années, la possibilité d'incidents et d'accidents a été considérée. Des incidents et des accidents ont dès lors été étudiés, et tout particulièrement des accidents dits (en France) de référence. Ces accidents considérés comme les plus graves envisageables permettent d'apprécier le caractère acceptable des dispositions techniques et organisationnelles retenues pour assurer la sûreté de l'installation considérée.

Ces accidents de référence ont été définis en tenant compte des spécificités des réacteurs et en considérant généralement des défaillances de plusieurs systèmes ou des erreurs humaines, conduisant ou susceptibles de conduire à un endommagement d'éléments combustibles voire du cœur du réacteur.

Pour les réacteurs de recherche refroidis par de l'eau et utilisant du combustible à base d'uranium et d'aluminium (avec gaine en aluminium), l'accident de type BORAX – du nom d'une installation américaine dans laquelle furent réalisés des essais sur ce type d'accident – a été retenue en France. Ce type d'accident est représentatif des risques qui pourraient résulter d'une insertion brutale d'une importante réactivité dans le cœur, à savoir principalement la fusion d'une partie voire de la totalité du cœur accompagnée éventuellement d'une « explosion de vapeur » dans la piscine.

Une insertion de réactivité entraîne un emballement de la réaction en chaîne, qui peut être limité par les effets qu'il produit car l'augmentation des températures du combustible et de l'eau a un effet négatif sur la réactivité (contre-réactions neutroniques). Néanmoins, si l'insertion de réactivité est trop rapide et trop importante, les contre-réactions ne sont pas suffisantes pour éviter un endommagement du combustible. Dans le cas de l'accident de type BORAX, qui concerne les réacteurs utilisant du combustible à base d'uranium et d'aluminium, les températures du combustible et des gaines augmentent jusqu'à atteindre rapidement leur température de fusion (660 °C<sup>190</sup>). Le combustible peut alors se disperser dans l'eau, qui est restée relativement froide compte tenu de la cinétique de l'accident, et provoquer une explosion de vapeur du fait du transfert brutal d'énergie des matériaux fondus à l'eau.

Compte tenu des conséquences destructrices d'un tel accident, l'accent est d'abord mis sur la prévention des défaillances pouvant y conduire. L'accident est néanmoins supposé pouvoir se produire. Sa cinétique étant trop rapide pour qu'un arrêt d'urgence puisse être suffisamment efficace, des dispositions sont prises pour en limiter les conséquences. Elles reposent principalement sur la capacité de la piscine à résister à l'éventuelle explosion de vapeur pour maintenir le cœur fondu sous eau (l'eau assurant le

189. Cette approche est notamment présentée dans la communication de M. Lavérie (chef du SCSIN de 1986 à 1993) à une conférence tenue en 1982 à Lyon sur les réacteurs à neutrons rapides refroidis par un métal liquide (cf. *Proceeding of the LMFBR Safety Topical Meeting*, Lyon (1982), p. I-335).

190. Cette valeur correspond à la fusion de l'aluminium.

refroidissement et une protection biologique), ainsi que sur la capacité du bâtiment du réacteur à résister à l'accident et à confiner les produits radioactifs relâchés dans ce bâtiment. En dehors de la France, ce type d'accident a été pris en compte de façon complète (interaction combustible-eau) pour le réacteur BR2 du centre de Mol en Belgique.

Pour les réacteurs OSIRIS et ORPHEE ainsi que pour le RHF, un accident de fusion à l'air d'un élément combustible en cours de manutention dans le bâtiment du réacteur (pouvant être occasionné par des défaillances au cours d'une telle manutention) a également été retenu. Par rapport à un accident de fusion de combustible sous eau – tel que l'accident de type BORAX –, un accident de fusion à l'air conduit à davantage de radionucléides émis dans le bâtiment du réacteur, car dans ce cas il n'y a pas d'eau pour piéger les produits de fission. La possibilité d'une fusion du cœur du réacteur à l'air a été retenue dès la conception du réacteur RHF.

Nous reviendrons au chapitre 8 sur les accidents de référence retenus pour les réacteurs de recherche français et sur l'accident de type BORAX en particulier.

#### 7.1.4. *Déclinaison des objectifs généraux de sûreté*

Les objectifs généraux de sûreté, exprimés de façon qualitative, ont été évoqués au paragraphe 7.1. Toutefois, comme pour les réacteurs électronucléaires, les concepteurs et les exploitants de réacteurs de recherche peuvent être amenés à retenir des objectifs généraux de sûreté exprimés de façon quantitative en termes de conséquences radiologiques « acceptables » sur l'homme et l'environnement, sous la forme de « valeurs repères » en termes de doses, pour les différentes catégories de « conditions de fonctionnement » et pour les conditions du domaine complémentaire. Si cela permet de structurer les études de conception et d'apprécier les choix opérés à ce stade, en cohérence avec le diagramme schématique de Farmer représenté ci-après, ces « valeurs repères » ne peuvent en aucun cas constituer des critères d'acceptabilité, les conséquences radiologiques devant être en tout état de cause rendues aussi faibles que raisonnablement possible en tenant compte des facteurs économiques et sociaux (principe d'optimisation).

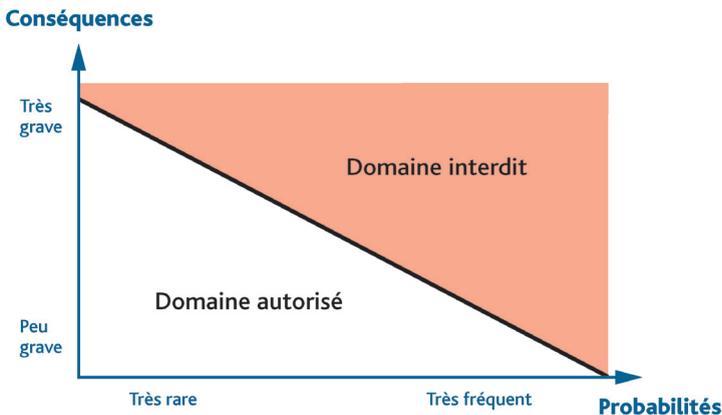


Figure 7.1. Représentation symbolique de Farmer de la relation entre probabilité et conséquences.

Il faut rappeler que l'appréciation de la sûreté repose d'abord sur la bonne déclinaison du principe de défense en profondeur et non sur la simple comparaison des conséquences radiologiques calculées à des valeurs préétablies. En particulier, le calcul des conséquences radiologiques individuelles ne saurait traduire l'importance de ces conséquences, qui dépend aussi non seulement du nombre de personnes concernées (qui peut être important pour les réacteurs de recherche situés dans des zones fortement urbanisées) mais aussi de la contamination en termes d'étendue et de durée pouvant résulter d'un accident.

Par ailleurs, les objectifs généraux de sûreté peuvent être déclinés par les concepteurs ou exploitants en critères « relais » ou critères « de découplage » utilisés pour l'étude des conditions de fonctionnement et de l'adéquation des dispositions permettant d'en limiter leurs conséquences (pourcentage de ruptures de gaines d'éléments combustibles, pourcentage de combustible fondu, etc.).

### 7.1.5. *L'approche graduée en France*

L'arrêté du 7 février 2012 qui fixe les règles générales applicables à la conception, à la construction, au fonctionnement, à la mise à l'arrêt définitif, au démantèlement, à l'entretien et à la surveillance des installations nucléaires de base souligne que « leur application repose sur une approche proportionnée à l'importance des risques ou inconvénients présentés par l'installation ». Cet arrêté évoque plus particulièrement cette « approche proportionnée » pour le nombre et l'efficacité des « barrières » de confinement – aspect qui concerne tout particulièrement la conception des réacteurs de recherche, le nombre de leurs « barrières » pouvant varier d'un réacteur à l'autre –, la qualification des éléments importants de l'installation, la fréquence des exercices de gestion de situations d'urgence ou encore la surveillance des intervenants extérieurs.

Il est aussi à souligner que l'utilisation d'une démarche déterministe fondée sur la définition et l'étude de « conditions de fonctionnement » issus d'événements initiateurs internes, d'agressions internes (liées au réacteur lui-même) et d'agressions externes (liées au site du réacteur) pour la conception, la démonstration de sûreté ou encore les réévaluations de sûreté d'un réacteur de recherche conduit de fait à des dispositions de sûreté adaptées au réacteur de recherche étudié et au site sur lequel il est implanté et proportionnées aux risques qu'ils présentent.

Il est également à noter que le classement de sûreté des équipements au sein d'une même installation nucléaire conduit à proportionner un certain nombre d'exigences les concernant à leur importance pour la sûreté (coefficients de sécurité pour leur dimensionnement, types de soudures autorisées ou non par les codes de conception et de construction, étendue et nature des contrôles de fin de fabrication, des contrôles en service...).

**Tableau 7.1.** Conditions de fonctionnement : classement en catégories et quelques exemples donnés à titre illustratif pour un réacteur de type piscine.

| Catégories de conditions de fonctionnement        | Ordre de grandeur de la fréquence annuelle par réacteur (et borne supérieure exprimée en probabilité) | Exemples de conditions de fonctionnement pour un réacteur de type piscine, avec canaux neutroniques (indiqué par *), utilisant de l'eau lourde (indiqué par **) – Hors événements à prendre en compte pour les hottes de transfert d'éléments combustibles (perte de refroidissement...)  |
|---|---|---|
| CATEGORIE 1<br>Conditions normales d'exploitation | Nombre d'occurrences défini selon le programme d'exploitation<br><br>( $P = 1$ )                      | <ul style="list-style-type: none"> <li>• États stables et transitoires normaux d'exploitation (expériences d'irradiation comprises)</li> </ul>  |
| CATEGORIE 2<br>Incidents mineurs mais fréquents   | Jusqu'à quelques occurrences par an<br><br>( $P < 1$ )  | <ul style="list-style-type: none"> <li>• Perte d'étanchéité de la gaine de crayons ou de plaques combustibles</li> <li>• Fuite ou brèche primaire de petit diamètre équivalent (par exemple <math>\phi &lt; 10</math> mm)</li> <li>• Perte partielle de débit primaire</li> <li>• Perte totale de débit secondaire</li> <li>• Fuite affectant un échangeur de chaleur entre eau légère et eau lourde (**)</li> <li>• Arrêt d'une pompe d'un circuit de refroidissement à l'arrêt</li> <li>• Perte d'étanchéité de l'enveloppe d'un doigt de gant conduisant à une entrée d'eau lourde dans le doigt de gant (*)(**)</li> <li>• Fuite ou brèche affectant les dispositifs de rejet d'effluents</li> <li>• Perte de courte durée (par exemple <math>&lt; 1</math> heure) des alimentations électriques externes</li> <li>• ...</li> </ul> |
| CATEGORIE 3<br>Accidents peu probables            | $< 10^{-2}$<br><br>( $P < 10^{-2}$ )  | <ul style="list-style-type: none"> <li>• Sortie ou retrait intempestif d'un élément absorbant (éventuellement en cat. 2)</li> <li>• Brèche primaire de diamètre équivalent « intermédiaire » (par exemple <math>10 \text{ mm} \leq \phi &lt; 100 \text{ mm}</math>)</li> <li>• Brèche d'un doigt de gant en aluminium standard (*)</li> <li>• Rupture d'une manchette d'eau lourde (**)</li> <li>• Bouchage d'un canal de refroidissement d'un élément combustible en cœur</li> <li>• Bouchage de plusieurs canaux d'un élément combustible en zone d'entreposage</li> <li>• Chute, dans l'installation, d'un emballage de transport contenant des éléments combustibles</li> <li>• ...</li> </ul>  |

|  |  |   |
|--|--|---|
| <p>CATEGORIE 4<br/>Accidents importants mais hypothétiques</p> | <p><math>&lt; 10^{-4}</math><br/><math>(P &lt; 10^{-4})</math></p> | <ul style="list-style-type: none"> <li>• Éjection d'un élément absorbant (pouvant mener à une fusion dans le cœur) – éventuellement étudiée comme condition de fonctionnement complémentaire si cela suppose de multiples défaillances</li> <li>• Rupture du bloc-pile en piscine (entraînant des transferts réciproques entre eau légère et eau lourde) (**)</li> <li>• Brèche primaire de gros diamètre équivalent (par exemple <math>\phi \geq 100</math> mm)</li> <li>• Brèche d'un doigt de gant en Zircaloy</li> <li>• Bypass du refroidissement du cœur<sup>191</sup> du réacteur (pouvant mener à une fusion dans le cœur)</li> <li>• Rupture guillotine complètement débattue, en piscine, d'un collecteur<sup>192</sup> d'entrée d'eau dans le cœur<sup>193</sup></li> <li>• En cellule chaude, découpe accidentelle dans un élément combustible</li> <li>• ...</li> </ul>  |
| <p>Domaine dit du hors dimensionnement</p>                     | <p><math>&lt; 10^{-6}, 10^{-7}</math> par famille</p>              | <p><u>Conditions de fonctionnement complémentaires</u> (certaines pouvant mener à une fusion dans le cœur ou du cœur, sous eau, ou à l'air en cas de dénoyage d'éléments combustibles)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Sortie intempestive d'un élément absorbant avec défaillance du système de protection du réacteur</li> <li>• Rupture du circuit principal d'eau lourde avec défaillance du clapet casse-siphon (*)</li> <li>• Perte de débit secondaire avec défaillance du système de protection</li> <li>• Rupture totale d'un doigt de gant avec défaillance de l'isolement (« fenêtre » et vanne de sécurité, ou vanne de sécurité amont et vanne de sécurité aval<sup>194</sup>) (*)</li> <li>• Perte totale des alimentations électriques externes et de premier secours</li> <li>• Perte des alimentations électriques externes et défaillance du système de protection du réacteur</li> <li>• Accident de type BORAX (accident de réactivité)</li> <li>• Perte de tout l'inventaire en eau (lourde et légère) du réacteur (**)</li> <li>• ...</li> </ul> |

191. Par exemple, dans le cas du RHF, une brèche de la « cheminée », structure située au-dessus du caisson du cœur.

192. Cas du RHF : voir la figure 5.12.

193. Dans le cas du RHF, cela se traduirait par une entrée d'eau légère dans l'élément combustible en cœur (à la place de l'eau lourde).

194. Voir la description de ces éléments au paragraphe 7.3.2.

|  |  |  |
|--|--|--|
|  |  | <p><u>Autres accidents étudiés, voire exclus par des dispositions de prévention</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Dénoyage des éléments combustibles entreposés</li> <li>• Rupture des deux enceintes d'une « source chaude » ou d'une « source froide » (*)</li> <li>• Explosion dans un doigt de gant de « source froide », conduisant à un endommagement interne du bloc-pile (*)</li> <li>• Fusion du cœur avec défaillance totale du confinement</li> <li>• ...</li> </ul> |
|--|--|--|

## 7.2. Quelques spécificités de sûreté des réacteurs de recherche

### 7.2.1. Puissances volumiques, combustibles utilisés et caractéristiques neutroniques des cœurs

Malgré une puissance globale largement inférieure, la puissance volumique dégagée par un réacteur de recherche est souvent, compte tenu de la taille du cœur, supérieure à celle d'un réacteur de puissance, afin d'obtenir les flux neutroniques nécessaires aux expériences ou aux irradiations<sup>195</sup>. Le [tableau 7.2](#) présente quelques valeurs de puissances volumiques dans les cœurs de différents types de réacteurs, y compris de réacteurs de puissance.

**Tableau 7.2.** Puissance volumique dans le cœur et température du fluide caloporteur pour différents types de réacteurs.

|  | Réacteur à eau sous pression | Réacteur à neutrons rapides refroidi par du sodium | OSIRIS | RHF     | RJH   |
|--|------------------------------|--|--------|---------|-------|
| Puissance volumique (kW/l)   | ~ 100                        | ~ 300  | ~ 300  | ~ 1 200 | ~ 600 |
| Température du fluide caloporteur à l'entrée et à la sortie du cœur (°C) | 286-323 <sup>(*)</sup>       | 350-550  | 38-48  | 30-48   | 25-36 |

<sup>(\*)</sup>Ces valeurs correspondent précisément aux REP de 900 MWe de type Bugey.

195. La conception d'un réacteur de recherche doit rechercher le meilleur compromis entre plusieurs impératifs contradictoires : définir un cœur compact pour atteindre des densités de fission élevées, assurer un volume expérimental suffisant pour implanter tous les dispositifs expérimentaux, extraire des densités de puissance importantes sans nuire aux performances neutroniques du cœur ni gêner son utilisation expérimentale (« Les réacteurs de recherche », Francis Merchie, L'Encyclopédie de l'énergie, 2015).

L'importance de la puissance volumique dégagée dépend du combustible utilisé. Elle peut être élevée avec de l'uranium très fortement enrichi en isotope 235. Plusieurs types de combustibles sont utilisés dans les réacteurs de recherche selon leurs utilisations. Pour les maquettes critiques dont la souplesse d'utilisation est essentielle, les exploitants disposent en général d'un large inventaire d'éléments combustibles, sous forme de réglettes ou de plaquettes, permettant de constituer des cœurs « à la carte ». Pour ce type de réacteur, les assemblages qui composent le cœur du réacteur sont constitués par des opérations manuelles, dans l'installation elle-même.

Pour les réacteurs d'irradiation ou les réacteurs à « faisceaux sortis de neutrons », dont la raison d'être principale est la production d'un flux de neutrons important, le bon refroidissement des éléments combustibles lors du fonctionnement du réacteur devient primordial. La conception des éléments combustibles est adaptée à cette fin : par exemple, l'utilisation de plaques cintrées (figure 7.2) confèrent à celles-ci une grande raideur et permet d'assurer dans de multiples conditions dégradées ou d'agressions (séisme...) un maintien de l'espacement souhaité entre les plaques.



Figure 7.2. Élément combustible constitué de plaques cintrées utilisé dans le réacteur FRM-II de Garching en Allemagne. © FRMII Technical University of Munich.

Comme cela est indiqué au chapitre 2, dans le contexte international de lutte contre le risque de prolifération des armes nucléaires, l'approvisionnement en combustible fortement enrichi en isotope 235 de l'uranium pose problème. Aussi, un certain nombre de réacteurs de recherche ont fait l'objet d'une « conversion » à l'utilisation d'un combustible « siliciure », utilisant un alliage de formule  $U_3Si_2$  et permettant de réduire l'enrichissement en uranium 235 à une valeur n'excédant pas 20 %, tout en conservant les potentialités et les capacités de ces réacteurs. Toutefois, cette « conversion » peut poser des difficultés pour certains réacteurs de recherche, compte tenu de certaines contraintes (dimensionnelles, etc.) rendant difficile des modifications, notamment de leur cœur. Pour compenser la perte sur l'enrichissement de l'uranium en isotope 235, de

nouveaux alliages de plus grande densité<sup>196</sup> en uranium sont étudiés, mais qui ne seraient pas exempt d'inconvénients (remplacement du combustible du cœur plus fréquent, diminution de l'efficacité des absorbants neutroniques...). Cette question est toujours d'actualité et elle est au cœur de la problématique du choix du combustible pour le réacteur Jules Horowitz<sup>197</sup>. Des recherches sont menées pour le développement et la qualification d'autres combustibles ; le CEA et d'autres organismes<sup>198</sup> étudient ainsi un combustible composé de grains d'uranium enrichi à 20 % en isotope 235 et de molybdène, gainé par un alliage d'aluminium (dénommé UMo).

L'aluminium (ou des alliages d'aluminium comme l'AG3NET ou de zirconium) est largement utilisé dans les réacteurs de recherche : pour le combustible, pour le gainage du combustible, pour des structures internes et des équipements (comme des canaux neutroniques) de ces réacteurs. En effet, pour obtenir un bon rendement thermodynamique, les centrales nucléaires de puissance fonctionnent à des températures les plus élevées possibles alors que les réacteurs de recherche sont, sauf exception, des réacteurs « froids ». Cela autorise l'usage de ce type de matériaux, qui ont de bien meilleures caractéristiques neutroniques que l'acier (transparence aux neutrons), bien qu'ils puissent avoir, selon leur élaboration et leur traitement, de moins bonnes propriétés mécaniques (en termes de limite d'élasticité, d'allongement à rupture...).

En termes de neutronique<sup>199</sup>, les flux de neutrons thermiques utilisables pour les programmes expérimentaux doivent atteindre des valeurs de  $1.10^{13}$  à plus de  $1.10^{15}$  neutrons/cm<sup>2</sup>.s. Le flux de neutrons qui règne dans un réacteur est composé de neutrons rapides directement issus des fissions, de neutrons thermiques après ralentissement dans le modérateur et enfin de neutrons intermédiaires en cours de ralentissement (le ralentissement s'effectue par chocs successifs des neutrons sur le noyau des atomes du modérateur). Selon que le réacteur sera bien modéré ou sous-modéré, le spectre des neutrons comportera une composante « rapide » plus ou moins importante ce qui peut être préjudiciable ou parfois souhaitable selon les objectifs des programmes expérimentaux.

Par ailleurs, la répartition spatiale des neutrons n'est pas uniforme et décroît du centre vers la périphérie du cœur en présentant des perturbations locales dues, entre autres, au mouvement d'un absorbant de contrôle et à la présence des dispositifs expérimentaux. Cela entraîne une répartition spatio-temporelle variable de la puissance calorifique générée et donc la présence de « points chauds » qui doivent être bien anticipés et traités du point de vue thermohydraulique pour éviter toute surchauffe du combustible au-delà des limites fixées pour empêcher sa dégradation. Cette préoccupation de sûreté sera illustrée au paragraphe 10.1.1, avec la fusion de quelques crayons combustibles découverte en 2004 dans le cœur nourricier du réacteur CABRI.

---

196. Le combustible « siliciure », de référence NUREG-1313, a une densité de 4,8 gU/cm<sup>3</sup>. Il est visé d'atteindre, avec de nouveaux combustibles, une densité environ deux fois plus élevée.

197. « Les combustibles nucléaires », Monographie de la Direction de l'énergie nucléaire du CEA, 2008.

198. Les États-Unis (ANL), le Canada, la Russie, la Corée et l'Argentine apportent leur contribution à la qualification de ce nouveau combustible. Des expériences ont notamment été réalisées dans le réacteur OSIRIS ; les réacteurs HFR et BR2 sont aussi utilisés.

199. « Les réacteurs de recherche », Francis Merchie, L'Encyclopédie de l'énergie, 2015.

Tableau 7.3. Quelques paramètres neutroniques relatifs au cœur de différents types de réacteurs.

|   | Réacteur à eau sous pression | Réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium : PHENIX <sup>(*)</sup> | OSIRIS               | RHF                                    | RJH                  |
|---|------------------------------|--|----------------------|--|----------------------|
| Flux maximum en neutrons/cm <sup>2</sup> .s     | 1 à 3.10 <sup>13</sup>       | 4,5.10 <sup>15</sup>   | 5,4.10 <sup>14</sup> | 1,9.10 <sup>15</sup> ( <sup>**</sup> ) | 1,1.10 <sup>15</sup> |
| Effet Doppler                                   | - 3 pcm/°C                   | - 0,6 pcm/°C   | - 3 pcm/°C           | - 17 pcm/°C (effet Doppler compris)    | - 2,5 pcm/°C         |
| Effet du modérateur                             | de - 10 à - 60 pcm/°C        | - 0,06 pcm/°C globalement, mais positif dans certaines zones du cœur   | - 14 pcm/°C          |  | - 20 pcm/°C          |
| Bêta effectif (proportion de neutrons différés) | 500 à 700 pcm                | 325 pcm  | 731 pcm              | 713 pcm                                | 730 pcm              |

(\*) Les valeurs indiquées sont relatives au réacteur PHENIX fonctionnant à la puissance maximale de 350 MWth (puissance retenue pour son fonctionnement de 2003 à 2010).

(\*\*) Cela correspond à la somme de 1,5.10<sup>15</sup> neutrons/cm<sup>2</sup>.s de neutrons thermiques, disponibles notamment au niveau du nez des doigts de gant et de 3,5.10<sup>14</sup> neutrons/cm<sup>2</sup>.s de neutrons rapides au niveau de l'élément combustible constituant le cœur.

### 7.2.2. Cadences d'utilisation

Une autre particularité des réacteurs de recherche concerne leurs modalités d'utilisation. Les réacteurs d'irradiation ou à « faisceaux sortis de neutrons » fonctionnent par cycles. Durant un cycle, ils fonctionnent généralement à une puissance stable 24h/24h. À la fin du cycle, ils sont arrêtés pour recharger le cœur. Cela permet à ces réacteurs de fournir des neutrons de manière stable (faisceaux pour les expériences) et sur une durée importante (irradiation).

Dans le cas des maquettes critiques, les modalités de fonctionnement sont très différentes et très liées aux programmes expérimentaux à réaliser, qui peuvent durer de quelques mois à plusieurs années. Un tel programme débute par une période de construction du cœur expérimental, qui peut durer plusieurs mois. Elle est suivie de la phase expérimentale proprement dite durant laquelle le réacteur peut fonctionner quelques heures seulement par jour ou toute la journée ; il est généralement mis à l'arrêt chaque soir. Des changements de configuration du cœur peuvent aussi être réalisés au cours de cette phase pour répondre aux besoins expérimentaux.

Dans le cas des réacteurs dans lesquels sont réalisés des essais concernant directement la sûreté, le temps de préparation d'un ou d'une série d'essais peut être

relativement long, comme par exemple lors du changement de la boucle d'essais du réacteur CABRI qui a nécessité des travaux qui ont duré plusieurs années. Le délai entre deux essais peut également être long par exemple parce que la manipulation d'un combustible d'essai dégradé nécessite des dispositions particulières. En revanche, la durée proprement dite d'un essai peut être très courte en comparaison des périodes de préparation et des périodes entre essais.

### 7.2.3. Facteurs organisationnels et humains

L'un des aspects des réacteurs de recherche est l'implication plus particulière, par rapport à d'autres installations nucléaires telles que les réacteurs électronucléaires, des hommes à la fois dans l'exploitation proprement dite et dans leur utilisation à des fins de recherche. Si, comme dans la plupart des installations nucléaires, les hommes réalisent de nombreuses opérations (pilotage d'un « procédé », rechargement du cœur, maintenance, contrôles...), dans le cas des réacteurs de recherche, ils peuvent être, fréquemment, impliqués dans la manipulation, à l'aide de perches de manutention, d'éléments combustibles, voire dans la constitution de ces éléments (comme cela est le cas pour certaines maquettes ou assemblages critiques).

Il convient de souligner aussi l'importance des opérations de manutention de dispositifs expérimentaux placés dans le cœur du réacteur ou à proximité de celui-ci.

De plus, dans de nombreux réacteurs de recherche, il existe deux populations différentes de travailleurs amenés à réaliser des actions pouvant affecter la sûreté : d'une part les équipes d'exploitation du réacteur chargées d'exploiter celui-ci dans le respect des limites de sûreté, d'autre part les expérimentateurs qui mettent en œuvre les dispositifs expérimentaux en vue d'obtenir des résultats de recherche. Ces derniers ne sont pas *a priori* aussi imprégnés des limites de sûreté (et de leurs motivations). Aussi, l'autorité du chef d'installation sur ces deux populations de travailleurs revêt un caractère primordial.

Par ailleurs, après une campagne d'essais, de nombreuses interventions humaines peuvent être nécessaires : démontage ou remontage de circuits préalablement aux essais suivants, nettoyage de composants... Les conséquences possibles en termes de sûreté et de radioprotection de ces interventions doivent être clairement appréhendées.

Enfin, les activités menées avec les réacteurs de recherche ont bien souvent un caractère évolutif et discontinu. Ces activités évoluent en effet en fonction des programmes de recherche à réaliser. Les conséquences de ces évolutions, même minimales, doivent être appréciées en termes de sûreté et de radioprotection. De plus, lorsque des évolutions importantes peuvent entraîner l'interruption de certaines activités pendant de longues périodes pour la réalisation des modifications matérielles correspondantes, l'effet de ces interruptions sur les compétences des agents doit être évalué.

L'appréciation de la maîtrise des risques associés aux activités humaines dans les réacteurs de recherche peut s'appuyer sur une démarche<sup>200</sup> consistant notamment à :

- déterminer les activités « sensibles » pour la sûreté ; il s'agit des activités dont la mauvaise réalisation pourraient avoir des conséquences notables en termes de sûreté ;

200. Revue Contrôle n° 176 de juillet 2007 : « Les facteurs organisationnels et humains et la sûreté des réacteurs d'expérimentation », F. Jeffroy et M.-L. Delaporte-Normier, IRSN, p. 47.

- recenser les dispositions prévues pour fiabiliser la réalisation de ces activités ;
- évaluer l'efficacité de ces dispositions.

Le caractère sensible d'une activité s'apprécie selon divers facteurs : les conséquences possibles d'une mauvaise réalisation, la complexité des tâches correspondantes, le caractère répétitif de sa réalisation, le nombre de travailleurs impliqués, les besoins de coordination...

À titre d'illustration, deux activités jugées particulièrement sensibles peuvent être citées pour les réacteurs de recherche français :

- pour la maquette MASURCA, la constitution d'éléments combustibles « à la carte » à partir de réglottes ou de plaquettes dans le magasin d'entreposage (risque de criticité en cas d'erreur) ;
- pour le réacteur ISIS utilisé pour des sessions successives de formation, le réglage fréquent des seuils de sécurité (risque de mauvaise protection du réacteur en cas de transitoire fortuit).

D'une manière générale, les expérimentations peuvent nécessiter la reprise de réglages du système de protection dont la fiabilité et la traçabilité doivent être assurées.

Si la grande majorité des activités dont la mauvaise réalisation peut avoir des conséquences notables en termes de sûreté ont été bien identifiées par les exploitants, d'autres activités pouvant avoir un effet sur la sûreté moins directement évident ou dont la sensibilité est liée à la complexité des opérations à réaliser peuvent encore nécessiter des approfondissements de la part des exploitants.

Il a été indiqué précédemment que les besoins de coordination entre différentes équipes fait généralement partie des aspects à prendre en compte pour apprécier le caractère sensible d'une activité. Il en est notamment ainsi pour la réalisation de certaines expérimentations nécessitant une préparation et une coordination particulièrement étroite entre le personnel d'exploitation et les expérimentateurs. Les essais du programme Phébus-PF (voir le focus à la fin du chapitre 5) ont à cet égard fait l'objet d'une préparation approfondie pour réduire les risques de conflits d'intérêts dans leur déroulement : une instrumentation comprenant des dispositifs de mesure redondants et diversifiés et des procédures d'essais spécifiant des seuils d'arrêt prédéterminés ont été mises en œuvre. Le but était d'éviter d'arrêter trop tôt les essais, compte tenu des objectifs poursuivis, tout en assurant l'arrêt du réacteur et le maintien du confinement en cas de risque de dégradation excessive des « barrières » interposées entre le combustible d'essai et le cœur nourricier. Des procédures de conduite des essais ont été mises au point pour les opérateurs, spécifiant notamment la poursuite ou non des essais en fonction de l'état de l'instrumentation (dispositifs de mesure de température en service, défailants ou saturés, etc.) et de limites prédéfinies. Ces dispositions ont été soumises à l'[Autorité de sûreté nucléaire](#).

### ***7.3. Spécificités des réacteurs de recherche déclinées par fonction fondamentale de sûreté***

Dans ce paragraphe, sont présentées les principales spécificités techniques des réacteurs de recherche ayant une importance en termes de sûreté.

### 7.3.1. *Maîtrise de la réactivité du cœur*

La réactivité du cœur est un paramètre (désigné par la lettre  $\rho$  et exprimé en pcm – *pour cent mille*) utilisé pour représenter la population (nombre) de neutrons dans un cœur et son évolution dans le temps. Lorsque cette population est stable, le réacteur est dit juste critique et sa réactivité est nulle ( $\rho = 0$ ). Cette population est une résultante des neutrons générés par les fissions, de ceux émis de façon différée par certains produits de fission (neutrons dits retardés) et des neutrons qui fuient ou qui sont capturés (par exemple dans les matériaux absorbants). Dans le cœur d'un réacteur, la maîtrise de la réactivité par les opérateurs repose, notamment, sur l'utilisation de matériaux qui absorbent les neutrons (matériaux neutrophages) : bore, cadmium, hafnium. Ces matériaux constituent les éléments de contrôle ou de sécurité des réacteurs de recherche, éléments mobiles positionnés dans le cœur du réacteur, permettant d'ajuster et de maîtriser la réactivité de celui-ci. Leurs mouvements verticaux sont commandés par des mécanismes généralement situés au-dessus du cœur. Dans certains cas toutefois, pour faciliter l'accès aux dispositifs expérimentaux ou d'irradiation, ils peuvent être commandés par des mécanismes situés dans la partie basse du bloc-pile – cela est le cas des réacteurs d'irradiation que sont OSIRIS ou le [réacteur Jules Horowitz](#), dans lesquels un local situé sous la piscine du réacteur abrite les mécanismes correspondants. Il en résulte qu'il convient de traiter les risques potentiels de fuite d'eau – éventuellement contaminée dans le cas d'accident qui affecterait le réacteur – vers les sous-sols des réacteurs par la mise en place de revêtements d'étanchéités dans les salles des mécanismes des absorbants.

Parmi les éléments absorbants, certains sont dédiés à la conduite du réacteur (éléments de contrôle ou pilotage), d'autres à la réalisation de l'arrêt d'urgence (éléments de sécurité). Lorsque le réacteur est arrêté, tous les absorbants sont entièrement insérés dans le réacteur qui devient alors sous-critique ( $\rho < 0$ ), avec une marge d'antiréactivité suffisante. En état d'arrêt établi, il peut être requis, pour des raisons de sûreté, que quelques éléments de sécurité (un ou deux) soient retirés de la zone du cœur, de façon à disposer d'une antiréactivité par exemple lors d'opérations sur le cœur telles que son rechargement, en cas d'erreur de manipulation<sup>201</sup>. Lors du démarrage du réacteur, les opérateurs extraient d'abord les éléments de sécurité du cœur, tout en le maintenant sous-critique ; puis l' (ou les) élément(s) de pilotage est (sont) progressivement extrait(s) du cœur jusqu'à ce qu'il devienne critique ( $\rho = 0$ ). Cet (ou ces) absorbant(s) est (sont) ensuite utilisé(s) pour augmenter ou diminuer la puissance du réacteur, ainsi que pour compenser l'usure du combustible au cours du fonctionnement du réacteur. Les éléments de sécurité restent quant à eux maintenus axialement hors de la zone correspondant au cœur (généralement par des électro-aimants) ; leur rôle est d'assurer, en situation incidentelle ou accidentelle, un arrêt automatique du réacteur par leur chute gravitaire ou leur insertion accélérée (par un dispositif à gaz sous pression) dans le cœur ou au droit de la zone du cœur, après la désactivation des électro-aimants ([figure 7.3](#)).

---

201. Cela constitue une exigence de conception du cœur et des éléments absorbants.

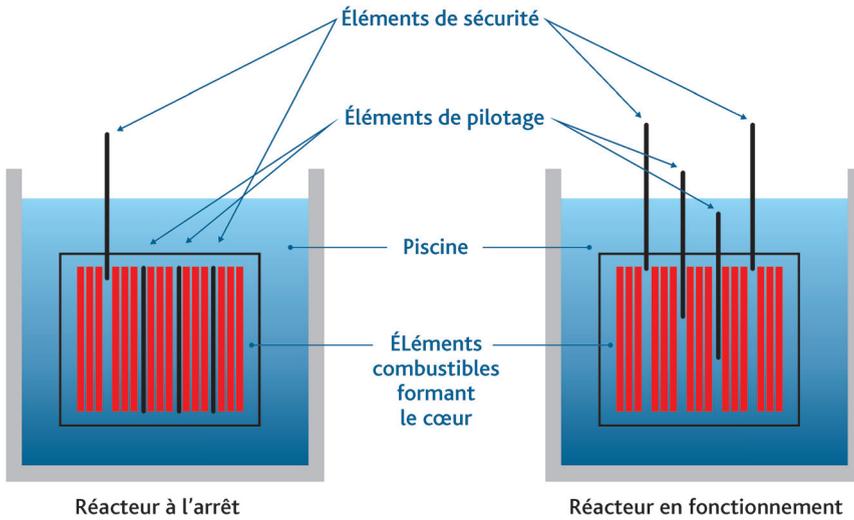


Figure 7.3. Positions des éléments de sécurité et des éléments de pilotage dans un réacteur de type piscine dans une situation d'arrêt (à gauche) et en fonctionnement (à droite). © Georges Goué/IRSN.

Chaque réacteur est doté à cette fin d'un système de protection relié à des capteurs (température, pression, flux de neutrons...) redondants, dont les signaux émis sont traités selon une logique de « vote » appropriée et sûre et à des actionneurs. Les paramètres suivis et les valeurs des seuils dont le franchissement déclenche des actions de sécurité (principalement l'insertion des éléments de sécurité) sont propres à chaque réacteur ; les valeurs retenues pour ces seuils sont notamment issues des études des « conditions de fonctionnement<sup>202</sup> ». L'insertion des éléments de sécurité peut également être déclenchée par des signaux externes au réacteur proprement dit (séisme, choc sur le bâtiment du réacteur, perte d'une dépression requise dans un local...), ainsi que par des signaux émis par des capteurs de surveillance de certains paramètres de fonctionnement de dispositifs expérimentaux, lorsque cela est jugé nécessaire pour la sûreté du réacteur.

Le système de protection d'un réacteur de recherche est un élément-clé de sa sûreté. Sa conception s'appuie généralement, autant que nécessaire, sur un certain nombre d'options visant à obtenir une fiabilité élevée : redondance, diversification technologique, séparation physique des voies de mesures, etc. L'application du critère de défaillance unique (CDU) vise à ce qu'une seule défaillance ne puisse rendre un système inapte à accomplir la fonction de sûreté qui lui est attribuée. Cela peut être réalisé par la redondance, en doublant (ou plus) les éléments d'un système et en les répartissant en « voies » différentes de telle sorte que chacune d'elles puisse assurer la fonction du système. Cette redondance peut être complétée par des dispositions de séparation géographique des voies, de façon à éviter qu'une agression, par exemple un incendie, ne

202. En y ajoutant des marges de conservatisme pour tenir compte par exemple des incertitudes sur les valeurs mesurées des paramètres du réacteur, des délais d'activation des dispositifs de protection...

puisse affecter toutes les voies en même temps (mode commun). La diversification conduit à utiliser, autant que nécessaire, des composants de conceptions ou de technologies différentes sur les voies redondantes d'un même système, pour obtenir une fiabilité appropriée de ce système. Par ailleurs, pour les composants « actifs » importants, la conception doit privilégier les « pannes sûres », c'est-à-dire qu'un composant qui tombe en panne se met dans un état favorable à la sûreté de l'installation. Par exemple, la position « sûre » des absorbants correspondant à leur insertion complète dans le cœur du réacteur, le système qui assure le déplacement de ces absorbants est conçu pour que ceux-ci chutent (pour ceux dont les mécanismes sont situés au-dessus de la zone du combustible) dans le cœur en cas de perte de leur alimentation électrique, ce qui peut être obtenu avec des électro-aimants.

Le chargement du cœur (mise en place des éléments combustibles qui constituent ce cœur) est une opération importante réalisée selon des procédures qui prévoient de multiples vérifications et contrôles. Des dispositions matérielles peuvent être mises en place pour empêcher physiquement certaines erreurs de positionnement qui pourraient dégrader la sûreté du réacteur.

Il est à noter que, dans le cadre des réexamens de sûreté périodiques, certains réacteurs de recherche ont été dotés, en complément du système de protection tel que décrit ci-avant, d'un moyen ultime permettant d'assurer l'arrêt de la réaction en chaîne à l'égard de situations accidentelles au cours desquelles une déformation du cœur pourrait empêcher ou retarder de façon rédhibitoire la chute des absorbants (par exemple en cas de fort séisme). Il peut s'agir d'un système simple d'injection d'un absorbant neutronique en solution dans l'eau du circuit primaire. À titre d'exemple, ce type de système a été mis en place pour le réacteur CABRI (injection d'eau borée) et il est retenu pour le [réacteur Jules Horowitz](#) au titre des dispositions de gestion des accidents avec fusion du cœur.

Mais, au-delà des moyens classiques de maîtrise de la réactivité décrits ci-dessus, il convient également de prévenir les défaillances susceptibles de conduire à des insertions de réactivité dans un cœur.

Ainsi, un dysfonctionnement des mécanismes des absorbants qui entraînerait un retrait voire l'éjection de ceux-ci hors de la zone du cœur – donc une insertion de réactivité –, alors que leur position requise est d'être insérée dans le cœur ou au droit de la zone du cœur afin d'en maîtriser sa réactivité, doit être étudiée, notamment dès les phases de conception d'un réacteur de recherche. Des dispositions de conception peuvent être mises en œuvre pour limiter l'amplitude ou la vitesse de retrait des absorbants, comme cela a notamment été retenu dans le cas du [réacteur Jules Horowitz](#) au cours des études de conception.

De même, des scénarios particuliers de fuites ou des ruptures de structures de blocs-piles (cuves, doigts de gant...) pouvant conduire à des insertions de réactivité dans un cœur (par exemple, dans le cas du RHF, une entrée d'eau légère dans l'eau lourde qui circule dans le cœur) sont à examiner et nécessitent évidemment que des dispositions adéquates de surveillance en service de ces structures soient mises en œuvre pour les rendre suffisamment improbables.

### 7.3.2. *Maîtrise du refroidissement du réacteur*

Cette fonction de sûreté ne pose pas véritablement de problème pour les réacteurs de très faible puissance, jusqu'à environ 100 kW en ordre de grandeur, pour lesquels la puissance thermique est dissipée naturellement dans les structures. Pour les réacteurs de puissance supérieure, le refroidissement du cœur peut être assuré – outre le caractère indispensable d'un inventaire suffisant en fluide réfrigérant – par le débit ascendant de ce fluide qui s'établit naturellement dans le cœur du réacteur (convection naturelle) mais peut également nécessiter un débit de fluide réfrigérant plus important, assuré en convection forcée. Dans ce dernier cas, le cœur du réacteur est alors refroidi par un circuit, dit circuit primaire, dont le débit est assuré par des pompes de circulation, ce circuit étant lui-même généralement refroidi par un circuit secondaire (de façon à éviter les rejets radioactifs, le fluide primaire étant susceptible d'être contaminé).

Le circuit primaire peut être complètement fermé ou être partiellement ouvert sur la piscine du réacteur. Les défaillances de ce circuit (perte de débit, baisse de pression, perte de l'inventaire en eau) sont détectées par le système de protection qui déclenche des alarmes voire la mise à l'arrêt automatique du réacteur. Il reste toutefois une puissance résiduelle à évacuer dont l'importance dépend du fonctionnement antérieur du réacteur, et notamment de la puissance de fonctionnement. Pour des réacteurs d'une puissance (en fonctionnement) de l'ordre de quelques mégawatts, le débit de convection naturelle peut être suffisant pour assurer le refroidissement du combustible du réacteur arrêté. Néanmoins, pour que ce débit s'instaure, de l'eau de la piscine dans laquelle le cœur est immergé doit pouvoir pénétrer à l'intérieur des éléments combustibles. Cette mise en communication entre le circuit primaire et l'eau de la piscine est assurée par des clapets généralement installés sur les tuyauteries d'eau de refroidissement du cœur, à l'entrée de celui-ci. Lors du fonctionnement en puissance du réacteur, ces clapets sont maintenus en position fermée par la différence de pression entre l'eau de la piscine et le circuit primaire ; ils s'ouvrent (naturellement) lorsque cette différence de pression diminue (cas d'une perte de débit primaire). Ces clapets sont en général doublés pour éviter de perdre la fonction de mise en communication de la piscine avec le circuit primaire en cas de défaillance d'un clapet (application du critère de défaillance unique). Selon la puissance résiduelle dégagée par le cœur du réacteur, il peut également être nécessaire de maintenir, dans les premières minutes qui suivent l'arrêt du réacteur, un débit de refroidissement supérieur à celui résultant de la convection naturelle. À cette fin, les pompes du circuit primaire sont équipées de volants d'inertie qui permettent d'assurer leur ralentissement progressif, maintenant ainsi une circulation de fluide primaire suffisante dans le cœur du réacteur pendant une certaine durée après l'arrêt de celui-ci. Les clapets et les volants d'inertie sont des équipements dont le fonctionnement ne nécessite pas d'alimentation en fluide (électricité, air comprimé...).

Pour certains réacteurs de recherche, la convection naturelle de l'eau dans le cœur peut même permettre d'évacuer une faible puissance de fonctionnement ; cette possibilité est prévue dans les règles générales d'exploitation de ces réacteurs. Il est à noter qu'elle permet ainsi de vérifier, en conditions normales de fonctionnement du réacteur, le bon fonctionnement des clapets et le bon établissement de la convection naturelle d'eau dans le cœur. Il

convient toutefois de souligner que dans les réacteurs dont le cœur est refroidi en conditions normales par un débit descendant d'eau (RHF, ORPHEE), la convection naturelle ne s'instaure pas progressivement de façon immédiate, car elle nécessite une inversion du sens de l'écoulement dans le cœur ; pour de tels réacteurs, cela nécessite bien évidemment d'être vérifié lors des essais de démarrage, puis en exploitation.

Pour des réacteurs de recherche de forte puissance, comme le [réacteur Jules Horowitz](#) en cours de construction à Cadarache (d'une puissance de 100 MW), un débit forcé de refroidissement du cœur doit être assuré pendant plusieurs heures après l'arrêt de celui-ci, compte tenu de la puissance résiduelle dégagée. L'évacuation de cette puissance résiduelle nécessite un recours à des systèmes « actifs », comprenant des systèmes normaux et des systèmes de sauvegarde pour les situations accidentelles ; ces derniers systèmes comportent des pompes et des échangeurs de chaleur avec un ou plusieurs autres circuits de refroidissement. Compte tenu de l'importance de ces circuits pour la sûreté, ils font l'objet d'exigences fortes en termes de conception, réalisation et d'exploitation (surveillance en service, maintenance...). En particulier, ces circuits sont doublés, chaque circuit étant capable à lui seul d'évacuer toute la puissance résiduelle, géographiquement séparés, leurs alimentations électriques sont secourues (batteries, groupes électrogènes) et les longueurs des tuyauteries et les nombres de brides et de raccords sont réduits pour limiter les risques de fuite ou de brèche.

Pour les réacteurs de recherche dont le cœur est placé dans une piscine, il est essentiel de maintenir l'inventaire en eau de celle-ci dans toutes les situations envisageables. En effet, le maintien de cet inventaire participe à la maîtrise de la fonction de refroidissement, et également à la protection contre les rayonnements ionisants. Une baisse du niveau d'eau dans la piscine peut résulter d'une fuite de celle-ci ou d'une fuite ou brèche d'un circuit en communication avec ladite piscine. Afin de prévenir une baisse du niveau d'eau, une disposition de conception consiste à faire en sorte que toutes les tuyauteries traversant le génie civil de la piscine débouchent au-dessus du niveau du cœur. Cela concerne notamment des circuits auxiliaires – tels que le circuit « de couche chaude » précisé plus loin au paragraphe 7.3.3, dont le rôle est de débarrasser l'eau de la piscine des impuretés déposées à sa surface, ou le circuit d'appoint d'eau qui permet de compenser l'évaporation d'eau de la piscine.

Dans le cas des réacteurs à « faisceaux sortis de neutrons », les canaux neutroniques ([figure 7.4](#)) qui traversent les parois de la piscine ne peuvent pas respecter la même disposition puisqu'ils sont situés, par définition, au niveau du cœur du réacteur ; aussi, le canal d'un faisceau de neutrons est équipé :

- généralement d'une « fenêtre<sup>203</sup> », membrane réalisée avec un matériau suffisamment transparent aux neutrons (généralement de l'aluminium ou un alliage

---

203. Par exemple, les doigts de gant H6 et H9 du RHF, qui permettent l'introduction d'échantillons sur un chariot pour les soumettre au flux de neutrons le plus élevé auprès du cœur, ne disposent pas de « fenêtres ». Dans ce cas, la redondance d'étanchéité est reportée sur d'autres vannes situées en aval de la vanne de sécurité.

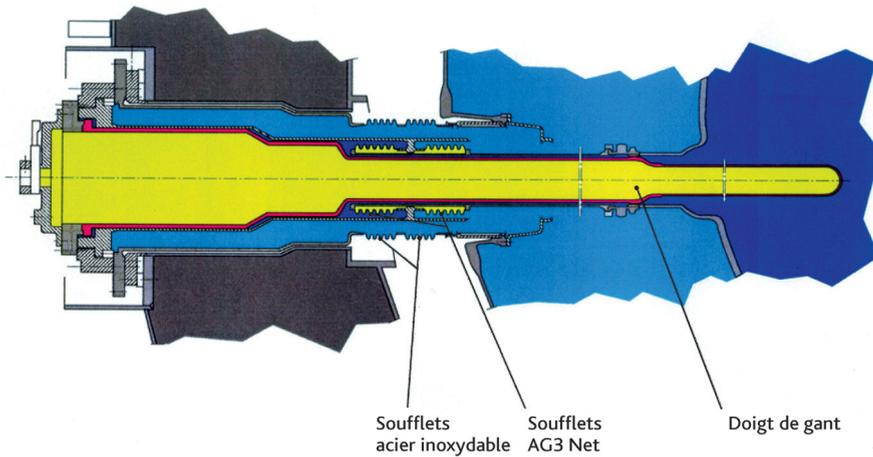


Figure 7.4. Schéma en coupe d'un doigt de gant équipant le RHF. © ILL.

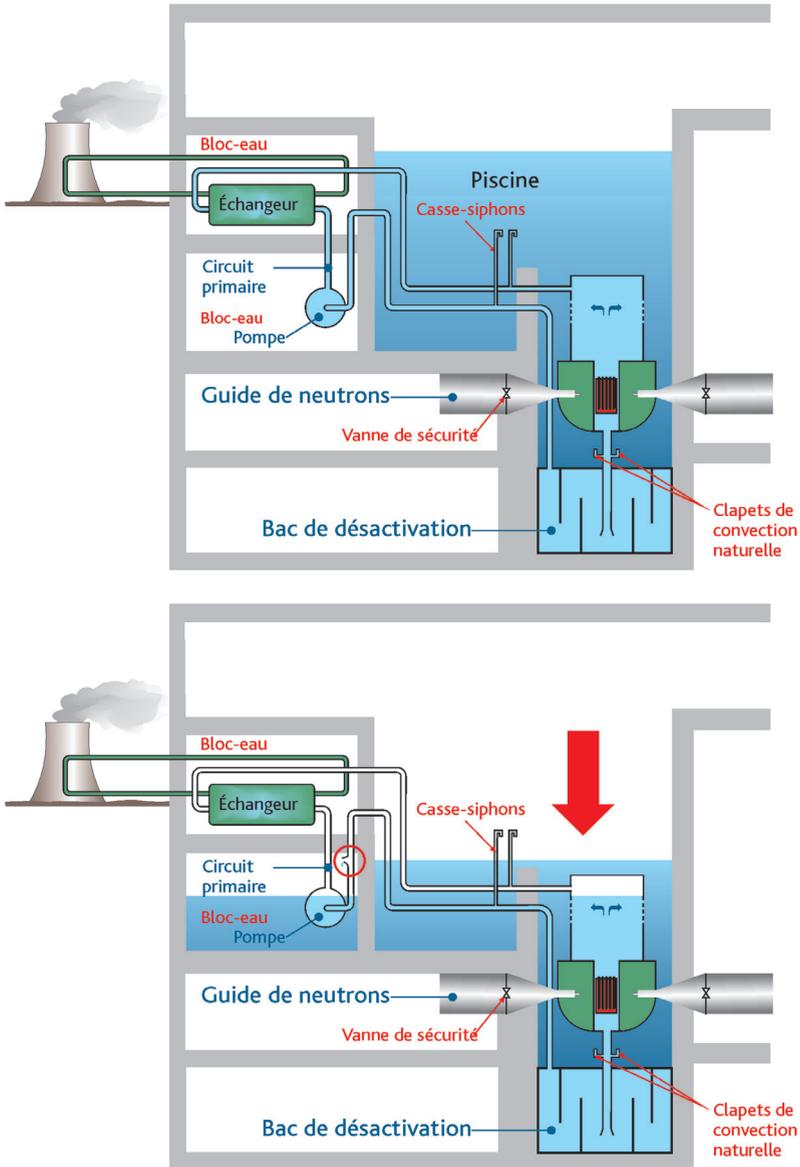
d'aluminium), qui assure la séparation de la partie en réacteur du canal et l'air extérieur des zones dédiées aux expérimentateurs ; cette fenêtre est dimensionnée pour résister à des chargements accidentels (à une arrivée d'eau dans le canal en cas de rupture du doigt de gant, éventuellement à un accident de type BORAX dans le cœur) ;

- d'une vanne d'isolement au niveau de la paroi de la piscine, ou « vanne de sécurité », ouverte en permanence lorsque le réacteur fonctionne, permettant d'assurer une double étanchéité. En cas d'arrivée d'eau dans le doigt de gant, un automatisme peut déclencher la fermeture de cette vanne.

Par ailleurs, les canaux disposent d'obturateurs de leurs faisceaux neutroniques, organes distincts des « fenêtres » et des vannes de sécurité décrites ci-dessus.

Compte tenu de la vitesse de circulation de l'eau dans le circuit primaire, une fuite d'une portion de ce circuit en dehors de la piscine pourrait entraîner une vidange de celle-ci par siphonage. Pour éviter ce dénoyage, les tuyauteries du circuit primaire sont équipées de dispositifs casse-siphon (figure 7.5), dont le rôle est d'arrêter le siphonage de la piscine en injectant de l'air dans le circuit affecté par la fuite (l'envoi d'air peut être réalisé de manière passive ou par un équipement actif tel qu'une vanne).

L'un des concepts utilisés dans des réacteurs de recherche français (réacteurs de type piscine comme OSIRIS, ORPHEE et le RJH) pour réduire le risque de dénoyage du cœur du réacteur à la suite d'une brèche du circuit primaire est le concept dit « bloc-eau » (figure 7.6). Ce concept consiste à assurer une étanchéité suffisante et un volume adéquat de tous les locaux où se trouvent des portions de circuits dont une brèche pourrait conduire à une vidange de la piscine. Ainsi, en cas de rupture d'un tel circuit, l'eau s'écoule dans un local étanche jusqu'à le remplir totalement. La quantité d'eau perdue par la brèche est limitée par le volume du local, ce qui arrête la vidange de la piscine à un niveau suffisamment élevé, écartant le risque de dénoyage des éléments combustibles.



**Figure 7.5.** Schéma de principe de dispositifs casse-siphons « passifs » sur un circuit de refroidissement.  
 © Georges Goué/IRSN.

Cela suppose toutefois que des dispositions rigoureuses d'exploitation assurent le maintien de l'étanchéité des locaux en question (maintien des portes en position fermée...), ou de conception (indication reportée en salle de commande de la position des portes...).

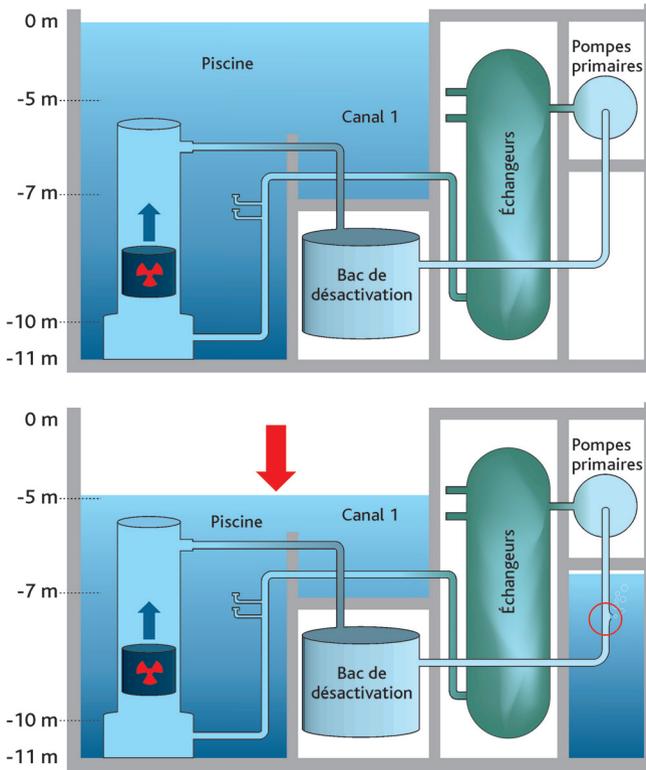


Figure 7.6. Le concept de « bloc-eau » : limitation de la baisse du niveau d'eau de la piscine en cas de brèche d'un circuit de refroidissement. © Georges Goué/IRSN.

Enfin, il convient de rappeler que les piscines des réacteurs de recherche français utilisant du combustible à base d'alliage uranium-aluminium sont conçues pour résister à un accident de type BORAX.

### 7.3.3. Maîtrise du confinement

Le principe de la maîtrise du confinement des substances radioactives est, pour les réacteurs de recherche comme pour les autres installations nucléaires de base françaises, l'interposition de plusieurs « barrières » entre ces substances et l'environnement. En l'occurrence, à l'égard du combustible :

- la première « barrière » de confinement est constituée par les gaines métalliques des éléments combustibles ;
- une deuxième « barrière » de confinement est généralement constituée par l'enveloppe du circuit de refroidissement ; toutefois, comme cela a été indiqué précédemment, pour certains réacteurs de recherche, ce circuit communique avec la piscine et ne constitue donc pas pleinement une « barrière » de confinement ;

- au-delà, une dernière « barrière » de confinement est constituée par le bâtiment où le cœur du réacteur est implanté (et dont la partie inférieure est constituée, selon les configurations, du radier, du plancher de la ou des piscines ou encore de locaux).

Il convient de souligner ici que cette dernière « barrière » de confinement comporte en général le bâtiment proprement dit – qui assure un confinement « passif » – et un système de ventilation et de filtration – qui assure un confinement « dynamique ».

Par ailleurs, dans les réacteurs à canaux neutroniques, les circuits d'eau lourde contiennent de l'eau tritiée formée par l'activation neutronique des atomes de deutérium de l'eau lourde. Cela impose une étanchéité appropriée de ces circuits compte tenu des risques radiologiques associés au [tritium](#).

Le bâtiment du réacteur doit être conçu de manière à limiter les fuites vers l'environnement. À cette fin, les traversées par lesquelles passent des tuyauteries ou des câbles sont en nombre aussi limité que possible et étanchées par des matériaux appropriés. L'étanchéité d'un bâtiment n'étant jamais parfaite, le confinement passif qu'il assure est en général complété par un confinement dynamique qui maintient une légère dépression dans le bâtiment par rapport à l'extérieur (le cas particulier du RHF est abordé plus loin). Ainsi, l'air passant par les fuites du bâtiment ira préférentiellement de l'extérieur vers l'intérieur du bâtiment. Ce confinement « actif » nécessite des équipements tels que des ventilateurs d'extraction et de soufflage, complétés par des dispositifs de filtration (filtres à très haute efficacité [THE], pièges à iode [PAI]) visant à retenir les substances dangereuses avant leur rejet par l'air dans l'environnement.

En cas d'incident ou d'accident conduisant à une dispersion de substances radioactives au sein du bâtiment du réacteur, la ventilation est généralement arrêtée automatiquement lors de l'arrêt du réacteur afin d'assurer dans un premier temps un confinement statique des substances radioactives, diminuant ainsi leur dangerosité par la décroissance radioactive des produits de fission à vie courte. Dans un second temps, la ventilation peut être remise en service pour filtrer les rejets. Néanmoins, pendant la phase de confinement statique, la pression dans le bâtiment augmente (échauffement de l'air par les produits de fission en suspension) et une partie de son atmosphère peut alors être transférée sans filtration dans l'environnement par les fuites « naturelles » du bâtiment. C'est pourquoi certains réacteurs de recherche (ORPHEE, [RJH](#)) sont dotés d'une « zone de reprise des fuites » : il s'agit d'un local attenant au bâtiment du réacteur, équipé d'un système de ventilation muni de filtres, dans lequel débouchent toutes les traversées de ce bâtiment ([figure 7.7](#)) ; ce local collecte ainsi la majorité des fuites du bâtiment et les filtres avant leur rejet dans l'environnement.

Une autre disposition consiste à mettre en place autour du bâtiment une zone annulaire dans laquelle la pression est toujours maintenue à une valeur supérieure à celle qui existe à l'intérieur du bâtiment. Cette disposition a été retenue pour le RHF.

Le choix des dispositions de la dernière « barrière » de confinement est fonction de la composition et des quantités de substances radioactives susceptibles d'être relâchées en

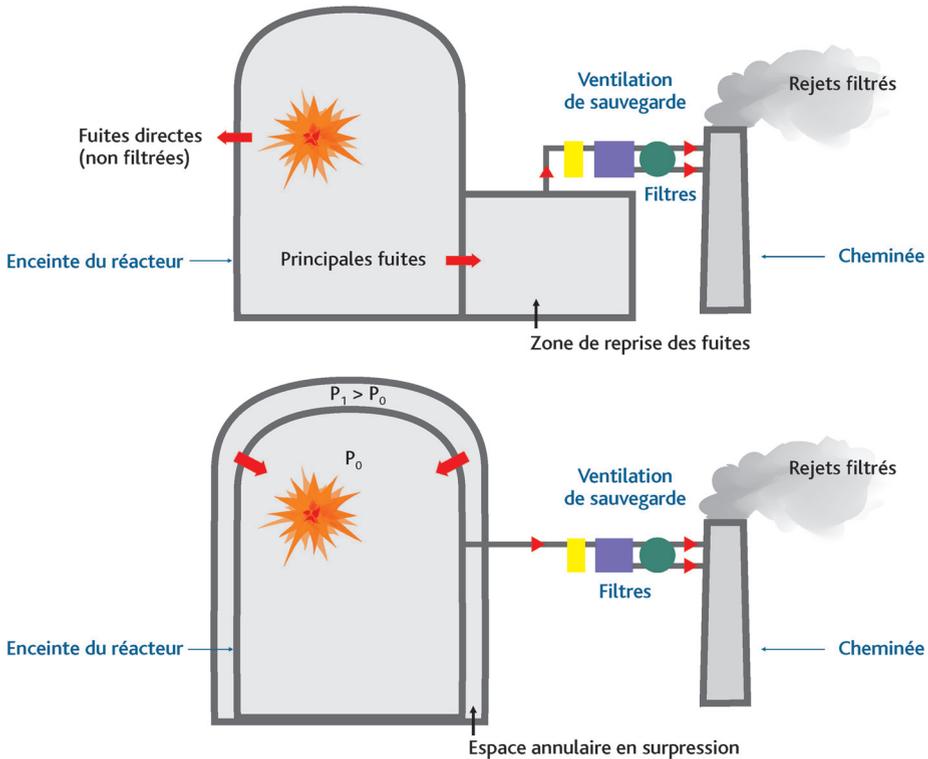


Figure 7.7. Schémas de principe de dispositions mises en place en vue d'éviter les fuites directes de l'atmosphère du bâtiment d'un réacteur vers l'environnement. © Georges Goué/IRSN.

conditions accidentelles et de la cinétique de ces relâchements, d'autres considérations telles que la proximité de populations pouvant également intervenir dans le choix. Pour les projets de nouveau réacteur, il s'agit d'un choix important qui doit apparaître dès le dossier d'options de sûreté, transmis à l'autorité de sûreté, et qui doit être examiné dans ce cadre.

Il convient encore de noter que la plupart des réacteurs de recherche sont équipés d'une ventilation de secours assurant une extraction d'air à un débit réduit permettant de maintenir une légère dépression dans le bâtiment du réacteur après un arrêt de la ventilation normale. Cette ventilation de secours, qui est équipée de filtres à très haute efficacité et de pièges à iode, permet d'étaler dans le temps les rejets radioactifs éventuels, de les filtrer et de mesurer la radioactivité rejetée. Le passage de la ventilation normale à la ventilation de secours est automatique en cas de dépassement d'un seuil prédéterminé d'activité dans le bâtiment du réacteur.

Deux spécificités de certains réacteurs de recherche peuvent encore être soulignées :

- comme cela a été indiqué plus haut, dans certains réacteurs de recherche, le circuit primaire communique avec la piscine. Pour protéger les opérateurs ou expérimentateurs amenés à travailler sur la margelle de la piscine, ces réacteurs disposent d'un

système de « couche chaude » qui envoie de l'eau chaude (à 40 °C) à la partie supérieure de la piscine et l'aspire toujours à la partie supérieure, à l'opposé. La hauteur de la « couche chaude » est comprise entre 2 m et 4 m. L'eau récupérée est épurée de façon continue sur des résines échangeuses d'ions. Grâce à la différence de température créée par la « couche chaude », les substances radioactives restent bloquées dans l'eau plus froide de la partie basse de la piscine ;

- le circuit primaire peut sortir du bâtiment du réacteur : cela est le cas du réacteur CABRI (voir la figure 5.11), pour lequel les deux réservoirs du circuit primaire situés hors du bâtiment du réacteur sont équipés d'un double fond, complété d'un bac de rétention<sup>204</sup>.

### 7.3.4. Risques de criticité

Un accident de criticité peut entraîner une irradiation grave des personnes situées à proximité de la zone concernée, pouvant entraîner leur décès. Aussi, lorsque la criticité n'est pas recherchée, que ce soit dans le cœur du réacteur lorsqu'il est à l'arrêt ou dans toute autre partie de l'installation mettant en œuvre du plutonium, de l'uranium présentant un enrichissement en isotope 235 supérieur à 1 %, ou certains actinides dits mineurs (curium, américium...), des dispositions sont prises pour maintenir les matières correspondantes dans un état sous-critique.

Pour déclencher une réaction en chaîne dans un milieu, une quantité suffisante de noyaux fissiles doit être mise en jeu. Il existe ainsi une masse en deçà de laquelle une réaction de fission auto-entretenu n'est physiquement pas possible pour un milieu donné. La limitation de la masse de matières fissiles<sup>205</sup> est donc un moyen d'éviter le déclenchement d'une réaction en chaîne. Les limites associées à ce « mode de contrôle » considéré seul sont toutefois généralement faibles. Aussi, s'il est applicable à l'échelle d'un conteneur, d'une boîte à gants ou d'un laboratoire mettant en œuvre de faibles quantités de matières fissiles, il n'est pas, à lui seul, adapté à des locaux accueillant des matières fissiles en quantités importantes, comme, par exemple, les entreposages d'éléments combustibles des maquettes critiques.

Deux principes simples sont alors utilisés pour assurer la sous-criticité :

- réduire autant que possible la production de neutrons, en diminuant la probabilité des réactions de fission ;
- favoriser autant que possible les fuites de neutrons hors du milieu considéré ou leur absorption par capture stérile<sup>206</sup>.

204. Il s'agit de réservoirs qui sont sous très faible pression d'eau.

205. Il est rappelé qu'un isotope est dit fissile si son noyau peut subir une fission sous l'effet d'un bombardement par des neutrons de toutes énergies (rapides ou lents). Le seul isotope fissile naturel est l'uranium 235.

206. Les neutrons sont capturés par des noyaux des métaux de structure, du modérateur, des gaines des éléments combustibles, des éléments absorbants ou encore par des noyaux fissiles mais sans donner de fission. Les neutrons sont donc perdus pour la réaction en chaîne. Les matériaux correspondants sont activés (rendus radioactifs) par ces captures.

## #FOCUS

## Le ralentissement des neutrons, propice à l'entretien d'une réaction en chaîne

Au moment de leur naissance lors d'une fission, les neutrons ont une énergie cinétique élevée (de l'ordre de 2 MeV) et leur probabilité de provoquer une fission est relativement faible. Mais lors de leur déplacement dans la matière, les neutrons cèdent progressivement une partie de leur énergie du fait de collisions avec les noyaux du milieu, ce qui augmente leur probabilité de capture et donc de fission. Ce processus de ralentissement des neutrons, communément appelé « modération », est d'autant plus important que les noyaux rencontrés sont légers ; l'hydrogène est donc un très bon modérateur.

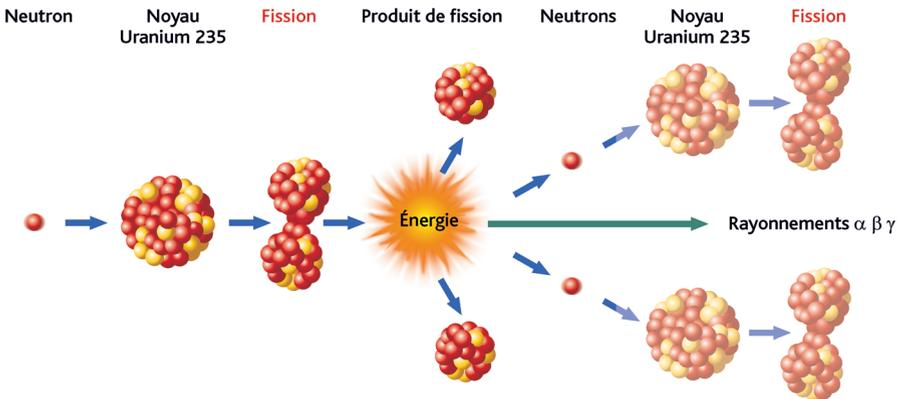


Figure 7.8. La réaction de fission de l'uranium 235. © Georges Goué/IRSN.

L'eau et les matériaux hydrogénés, éléments « modérateurs » (voir le focus), accroissent les probabilités de fission de l'uranium 235 et donc les risques de criticité. C'est pourquoi, dans certains locaux, l'utilisation d'eau peut être interdite, même en cas d'incendie (une poudre extinctrice spécifique, à faible teneur en hydrogène, est alors utilisée). Il s'agit d'un « mode de contrôle » par limitation de la modération.

La présence de matériaux hydrogénés dans les déchets ou autour des combustibles est à prendre en considération dans les études de criticité.

Les caractéristiques géométriques des équipements renfermant les matières fissiles ont une influence importante sur les fuites de neutrons. Le « mode de contrôle » par la géométrie offre l'avantage d'être peu sensible aux erreurs humaines en exploitation. Il

doit cependant être retenu dès la conception des équipements chaque fois que cela est possible en tenant compte des situations et agressions pouvant conduire à des modifications de la « géométrie » des matières fissiles (corrosion, déformations accidentelles en cas d'augmentation de températures, en cas de séisme...). Des dispositions doivent par ailleurs être prises lors des modifications ou changements de ces équipements pour assurer des caractéristiques géométriques appropriées.

Les neutrons sortant d'un milieu fissile continuent leur trajectoire et peuvent être renvoyés dans leur milieu d'origine du fait des collisions avec les noyaux de matériaux (réflexion neutronique). Une fraction des neutrons sortant d'un milieu fissile peut également entrer dans un équipement proche, contenant également des matières fissiles, et y provoquer des fissions (interaction neutronique). Ces deux phénomènes doivent être pris en compte dans les études relatives aux risques de criticité.

Enfin, la maîtrise des risques de criticité peut être obtenue en ayant recours à l'emploi de « poisons neutroniques », tels que le bore, le cadmium ou le hafnium, qui sont particulièrement efficaces pour absorber les neutrons.

Le choix d'un (ou plusieurs) « mode(s) de contrôle » pour une installation (piscine d'entreposage d'éléments combustibles, magasin d'entreposage de plaquettes ou réglettes pour la maquette MASURCA...) peut conduire à définir des limites strictes pour certains paramètres bien identifiés qui tiennent compte non seulement des conditions normales dans laquelle se trouve les matières fissiles mais aussi des situations perturbées envisageables (séisme...). Les matières susceptibles d'être présentes dans l'environnement (proche) des matières nucléaires étudiées sont évidemment à prendre en compte dans les études de criticité, car elles peuvent interagir neutroniquement avec elles et accroître les risques de criticité.

Dans un réacteur de recherche, les éléments combustibles étant fréquemment manipulés par les opérateurs, la prévention des risques de criticité peut reposer en grande partie, dans certaines phases de leur manipulation, sur des dispositions organisationnelles et humaines visant au respect des limitations définies au terme des études. Ces dispositions peuvent comporter des points d'arrêt dans les manipulations, l'utilisation de gabarits permettant de ne pas dépasser un nombre admissible de réglettes ou plaquettes de combustible comme dans le cas de MASURCA. De telles dispositions ont été adoptées à l'issue du réexamen de sûreté effectué en 2005-2006, sur la base d'une analyse des risques de criticité tenant compte des facteurs organisationnels et humains pour cette installation.

## ***7.4. Prise en compte des agressions***

Comme pour les autres installations nucléaires de base, les agressions à considérer relèvent de deux types :

- les agressions internes, dont l'origine est à l'intérieur de l'installation,
- les agressions externes, dont l'origine est à l'extérieur de l'installation.

### 7.4.1. Agressions internes

Les principales agressions internes pouvant affecter la sûreté d'un réacteur de recherche sont les inondations (à la suite d'une fuite ou de la rupture d'une tuyauterie ou d'un réservoir), les incendies et les explosions, ainsi que les chutes de charge. Les réacteurs de recherche n'étant généralement pas refroidis avec des fluides à haute pression, les risques de « fouettement<sup>207</sup> » de tuyauteries sont moindres que dans le cas des réacteurs à eau sous pression par exemple ; ils peuvent toutefois devoir être traités pour des boucles expérimentales. Pour chaque type d'agression, les conséquences sur la sûreté du réacteur doivent être évaluées et des dispositions appropriées être mises en œuvre en termes de prévention et de limitation des conséquences. Les fonctions de sûreté ne doivent pas être rendues indisponibles.

Concernant les inondations internes, les équipements électriques constituent des équipements sensibles, leur contact avec de l'eau pouvant entraîner des courts-circuits et des départs de feu.

Les locaux qui contiennent (ou peuvent contenir) des matières fissiles sont également sensibles en cas d'inondation, compte tenu du risque de criticité.

Des dispositions telles que des murets à l'entrée des locaux et la surélévation des armoires d'entreposage de matières fissiles peuvent être retenues. En outre, il convient d'éviter, autant que faire se peut, que des tuyauteries d'eau cheminent dans les locaux sensibles ou abritent des équipements sensibles en cas d'inondation.

Concernant les inondations externes, un revêtement d'étanchéité peut être mis en place dans les zones appropriées d'une installation en vue de prévenir une inondation à l'intérieur de celle-ci par de l'eau qui viendrait de l'extérieur du bâtiment de cette installation (au niveau du sol ou par remontée de nappe phréatique).

Par ailleurs, les multiples équipements (électriques) associés aux expériences peuvent compliquer la maîtrise des risques d'incendie dans un réacteur de recherche, qui doit être assurée tout au long de son exploitation. Un incendie est survenu au mois d'août 1979 dans le local abritant les armoires d'électronique de l'hodoscope<sup>208</sup> du réacteur CABRI. L'origine du feu a été attribuée à l'échauffement d'un transformateur situé en partie basse d'une armoire. Cette armoire était fermée sur toutes ses faces, de sorte que l'incendie était déjà significatif lorsque le détecteur a donné l'alarme. Une fumée opaque et corrosive s'est répandue rapidement dans plusieurs salles, ce qui gêna considérablement les investigations et la lutte contre l'incendie, le foyer le plus actif étant masqué par l'armoire et les salles ne disposant pas alors d'un système de désenfumage. Il s'ensuivit, pendant un temps assez long, une erreur d'appréciation quant à la salle où le sinistre

---

207. La rupture complète d'une tuyauterie peut conduire à des mouvements des deux tronçons opposés, ce qui est appelé fouettement, plus ou moins violents selon la pression du fluide à l'intérieur du circuit concerné.

208. Il s'agit d'un dispositif permettant d'observer le comportement d'éléments combustibles placés dans la section d'essai du réacteur CABRI lors des expérimentations simulant des conditions accidentelles menant à la fusion et à la coulée de combustible, plus précisément les mouvements de la matière fissile.

s'était déclaré. Le feu fut finalement combattu à l'eau diffusée et ne fut totalement maîtrisé qu'au bout de deux heures. Toutes les armoires d'électronique<sup>209</sup> de l'hodoscope furent détruites et ce dernier fut inutilisable pendant huit mois.

Une règle fondamentale de sûreté a été établie en 1991 spécifiquement pour les réacteurs de recherche en matière de risques d'incendie (voir le paragraphe 6.2). Plus récemment, en 2014, une décision de l'ASN<sup>210</sup> a fixé les règles applicables aux installations nucléaires de base en général pour la maîtrise de ce risque. Le principe général de défense en profondeur y est ici décliné en quatre niveaux :

- « la prévention des départs de feu ;
- la détection et l'extinction rapide des départs de feu pour, d'une part, empêcher que ceux-ci ne conduisent à un incendie et d'autre part, rétablir une situation de fonctionnement normal ou, à défaut, atteindre puis maintenir un état sûr<sup>211</sup> de l'INB ;
- la limitation de l'aggravation et de la propagation d'un incendie qui n'aurait pas pu être maîtrisé afin de minimiser son impact sur la sûreté nucléaire, et de permettre l'atteinte ou le maintien d'un état sûr de l'INB ;
- la gestion des situations d'accident résultant d'un incendie n'ayant pu être maîtrisé de façon à limiter les conséquences pour les personnes et l'environnement. »

Les trois premiers niveaux visent à ne pas compromettre les fonctions fondamentales de sûreté ; les équipements qui assurent ces fonctions doivent bien évidemment être protégés des effets d'un incendie.

Comme pour les autres installations nucléaires de base, les départs de feu sont prévenus dans les réacteurs de recherche par l'utilisation autant que possible de matériaux peu inflammables et par la limitation des matières combustibles au strict nécessaire dans les locaux ou les zones qui leur sont affectés (piscines d'entreposage, magasins...).

Par ailleurs, ils sont équipés de systèmes de détection d'incendie qui informent les opérateurs en cas de départ de feu et qui peuvent éventuellement déclencher des actions automatiques, comme l'arrêt du soufflage d'air du système de ventilation, la fermeture de clapets coupe-feu pour limiter la propagation de l'incendie.

Enfin, des moyens de lutte adaptés aux types d'incendie envisagés et aux équipements à protéger équipent les réacteurs de recherche. Certaines spécificités peuvent toutefois être soulignées : par exemple, dans les locaux d'entreposage et de manutention des éléments constitutifs des cœurs (plaquettes et réglettes de combustible, de sodium

---

209. Certains documents font en outre état d'une détérioration de relais du système de protection du réacteur par les fumées qui se sont propagées.

210. Décision ASN n° 2014-DC-0417 du 28 janvier 2014.

211. Le guide ASN n° 22 relatif à la conception des réacteurs à eau sous pression, diffusé en 2017, définit ainsi un état sûr : « état stabilisé d'une INB dans lequel la sous-criticité l'évacuation de la puissance résiduelle et le confinement des substances radioactives sont assurés durablement. »

solide...) de l'installation MASURCA, des dispositifs d'extinction utilisant des poudres à base de graphite sont installés pour les cas de feu pouvant impliquer des éléments de sodium solide, compte tenu du caractère énergétique d'une réaction sodium-eau (feu de sodium, émission d'aérosols d'oxyde et de peroxyde de sodium...). Par ailleurs, comme cela a déjà été indiqué au paragraphe 7.3.4, l'utilisation d'eau peut être interdite dans certains locaux à risque de criticité, l'eau étant un modérateur neutronique : tel est le cas pour les zones d'entreposage et de manutention des éléments fissiles dans le bâtiment de stockage et manutention (BSM) de MASURCA.

Afin de limiter la propagation d'un incendie qui n'aurait pas été éteint rapidement, les installations sont découpées en secteurs de feu. Un secteur de feu est un volume délimité par des parois telles qu'un incendie survenant à l'intérieur ne puisse pas se propager à l'extérieur ou inversement pendant une durée définie, permettant la mise en œuvre de moyens d'extinction. La mise en place de secteurs de feu permet d'éviter de considérer la perte d'une fonction de sûreté par mode commun dès lors que la fonction est assurée par deux systèmes redondants, implantés dans deux secteurs de feu distincts. C'est généralement le cas pour le système de protection d'un réacteur nucléaire (qui déclenche l'arrêt d'urgence), pour les alimentations électriques, etc.

Pour les réacteurs de recherche anciens, la mise en place de dispositions de sectorisation n'a toutefois pas été prévue dès leur conception ; ce point fait l'objet d'une attention particulière, notamment lors des réexamens de sûreté à l'occasion desquels la possibilité de réaliser des améliorations à ce sujet est tout particulièrement étudiée.

Il convient de mentionner la découverte de certains écarts de conformité relatives à des dispositions de sectorisation dans les installations nucléaires de base en général, par l'exploitant lui-même ou lors de visites de surveillance de l'**Autorité de sûreté nucléaire**. Dans le cadre de l'approfondissement de la réduction des risques associés aux incendies, des études en cours concernent les possibilités de propagation, hors d'un secteur siège d'un incendie, de gaz imbrûlés et de suies, qui peuvent mettre en cause des voies redondantes de systèmes classés de sûreté implantées dans d'autres secteurs de feu. L'**IRSN** mène des travaux de recherche et de développement sur ce sujet<sup>212</sup>.

Pour les réacteurs de recherche, la prévention des risques associés d'explosion repose, d'une manière générale, sur la réduction de leurs sources possibles et leur éloignement des équipements importants pour la sûreté. Les risques d'explosion liés aux dispositifs expérimentaux mis en place dans les réacteurs de recherche (y compris les équipements associés « à demeure » comme les « sources froides » et les « sources chaudes ») sont abordés plus loin.

Concernant les chutes de charge pouvant survenir lors des manutentions d'objets relativement lourds (assemblages ou éléments combustibles, dispositifs expérimentaux, emballages de transport...), la prévention repose sur l'adoption de dispositions robustes

---

212. Voir l'ouvrage « État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression », Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, 2017.

de conception et de surveillance en service des engins de levage. Néanmoins, il n'est généralement pas possible d'exclure toute chute de telles charges. C'est pourquoi, dans un certain nombre de piscines, ont été installées des plaques métalliques placées sur des absorbeurs de chocs (parfois appelés « plots résiliants »), en vue de protéger le fond — ou certaines zones du fond — de ces piscines à l'égard de chutes d'objets. De même, certains réacteurs de recherche sont dotés de dispositifs dits « d'accompagnement de charge » qui permettraient de ralentir la chute d'une charge en cours de manutention en cas de défaillance du moyen de levage.

#### 7.4.2. *Agressions externes*

Les agressions externes peuvent être d'origine humaine<sup>213</sup> ou naturelle. Les agressions envisageables d'origine humaine résultent de la présence d'industries et de voies de communication dans l'environnement proche de l'installation considérée. Les agressions naturelles envisageables dépendent étroitement du site où est construit le réacteur de recherche. Parmi les différentes agressions externes envisageables d'origine naturelle, on peut citer les séismes, les inondations, les incendies, la foudre, les vents violents et les tornades, ainsi que les températures extrêmes.

Pour un nouveau projet de réacteur de recherche, la prévention des agressions externes relève d'abord du choix du site, de façon à éviter que ce choix ne conduise à des difficultés rédhibitoires quant à la protection et au dimensionnement des installations. En tout état de cause, il convient de déterminer les « aléas » à retenir pour l'installation et la méthode de détermination est différente suivant le type d'agression.

Il est à noter que, de façon générale, un certain nombre de réacteurs de recherche ont été construits au voisinage ou dans le périmètre de centres d'études ou d'universités (comme ce fut le cas du réacteur universitaire de Strasbourg, arrêté depuis).

Pour les agressions envisageables dues à l'environnement industriel (usines de procédés chimiques, etc.) ou à des activités humaines (transports de toutes natures, y compris les transports aériens – civils et militaires), la détermination des aléas à retenir est en général effectuée sur la base d'une analyse de type probabiliste. Si la probabilité de l'agression est très faible, de l'ordre de  $10^{-7}$  par an, la pratique actuelle retenue dans les règles fondamentales de sûreté (voir le chapitre 6) retient que l'agression est suffisamment improbable pour qu'elle puisse ne pas être considérée pour la protection et le dimensionnement, ou la vérification du dimensionnement de l'installation considérée.

Les principaux risques associés aux voies de communication terrestre et à l'environnement industriel d'un réacteur de recherche sont l'explosion d'un nuage de gaz (explosion d'un camion transportant des matières dangereuses ou d'un entrepôt contenant de telles matières) ou la dérive d'un nuage de gaz toxique jusqu'à l'installation. Ces risques ont été particulièrement étudiés pour le RHF, implanté dans l'agglomération grenobloise et à proximité d'une zone industrielle, d'une autoroute et d'une gare de

---

213. Les actes de malveillance ne sont pas traités dans le présent ouvrage.

triage. Les dispositions prises à la conception sont complétées, en tant que de besoin lors des réexamens de sûreté, en considérant de surcroît la préparation à d'éventuelles situations d'urgence (gestion de crise).

La caractérisation des agressions d'origine naturelle à retenir est établie sur la base des données historiques disponibles, extrapolées pour définir une agression majorante, éventuellement associée à une période de retour donnée.

La détermination des aléas relatifs aux différentes causes possibles d'inondations externes et la définition des moyens de protection adaptés pour y faire face fait l'objet du [guide n° 13 de l'ASN](#), diffusé en 2013<sup>214</sup>. La prise en compte du risque d'inondation nécessite d'explorer pour chaque site d'un réacteur de recherche toutes les causes possibles : fortes pluies, crue de rivière d'origine pluviale, crue en cas de rupture de barrage(s), remontée de nappe phréatique, etc. Les réacteurs de recherche français ne sont pas implantés en bords de mer, ce qui permet d'écartier les risques de fortes marées, de tsunamis...

À l'égard des risques de fortes pluies, les systèmes d'évacuation des eaux pluviales sont dimensionnés de telle sorte qu'il n'y ait pas d'entrée d'eau dans l'installation et si besoin, des surbots sont installés au niveau de certaines portes.

La question de la sûreté du RHF en cas d'une rupture de barrage a été plusieurs fois réexaminée dans le cadre des réexamens périodiques, compte tenu de l'implantation de cette installation au confluent du Drac et de l'Isère – rivières coupées par de nombreux barrages –, ainsi que dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté menées en France après [l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi](#) ; ce sujet sera évoqué au paragraphe 10.2.

La façon de traiter les risques sismiques est davantage développée ci-après. Le risque de survenue d'un séisme d'intensité notable peut être relativement élevé pour certains réacteurs de recherche compte tenu de leur implantation respective. Il convient en outre de souligner qu'une telle agression sollicite simultanément l'ensemble d'une installation et peut conduire à des défaillances de modes communs.

À l'égard des risques sismiques, jusque dans les années 1970, les réacteurs de recherche construits en France ont été conçus selon les règles parasismiques en vigueur<sup>215</sup>, qui ne concernaient pas spécifiquement les ouvrages particuliers comme les installations nucléaires de base. En 1974, à l'occasion du développement des réacteurs de puissance en France, le Département de sûreté nucléaire (DSN) du [CEA](#)<sup>216</sup> établit alors (pour le groupe permanent en charge des réacteurs nucléaires) un rapport, dénommé rapport DSN 50 et intitulé « Protection des centrales vis-à-vis des séismes ». Ce rapport recensait les pratiques française et internationale en la matière et formulait un certain

---

214. Voir à ce sujet le document « L'aléa inondation – État de l'art préalable à l'élaboration du guide inondation pour les installations nucléaires », rapport IRSN, 2013.

215. Recommandations AS 55 (de 1955), établies à la suite du séisme d'Orléansville en Algérie en 1954, règles parasismiques PS62, 64, 67, 69...

216. L'IPSN n'a été créé au sein du CEA qu'en 1976.

nombre de propositions, concernant notamment la détermination des spectres<sup>217</sup> de sol à utiliser (dans le cadre de l'utilisation d'une méthode dynamique analytique) pour l'évaluation de la « réponse » de structures à un séisme. Ces éléments constitueront une base de travail pour les exploitants et préfigureront la règle fondamentale de sûreté RFS I.2.c, diffusée en 1981 par le Service central de sûreté des installations nucléaires, applicable aux réacteurs à eau sous pression et proposant une méthode déterministe acceptable pour la détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la conception des réacteurs précités à l'égard des risques sismiques. En 1992, la règle RFS I.1.c a élargi l'application de cette méthode à l'ensemble des installations nucléaires de base, dont les réacteurs de recherche. L'application de la méthode commence par le recensement, à partir des données géologiques et sismologiques disponibles, des séismes les plus forts connus (sur une période d'environ 1 000 ans) dans l'environnement du site de l'installation afin de déterminer l'intensité d'un séisme dit séisme maximal historiquement vraisemblable (SMHV). Une majoration (d'une unité) de l'intensité conduit au séisme dit séisme majoré de sécurité (SMS) à retenir comme référence pour la sûreté de l'installation considérée. En 2001, une nouvelle règle fondamentale de sûreté, la RFS n° 2001-01, préparée avec les experts de l'IPSN, a été diffusée par l'autorité de sûreté, après plusieurs années de discussions entre les parties concernées. Cette nouvelle RFS conserve une approche déterministe mais introduit, notamment, quelques développements complémentaires concernant la prise en compte des paléoséismes et des effets de site. De plus, pour les sites à très faible risque sismique, un spectre minimal forfaitaire est prévu, pour lequel l'accélération maximale du sol (accélération correspondant à une fréquence infinie, aussi appelée *Peak Ground Acceleration* [PGA]) est calée à 0,1 fois l'accélération terrestre (g)<sup>218</sup>.

## #FOCUS

### Paléoséismes – Effets de site

Les paléoséismes sont d'anciens forts séismes, identifiables par les traces qu'ils ont laissées dans les dépôts géologiques du quaternaire. Leur étude a pour objectifs d'apprécier la survenue de tels séismes, de les caractériser et de compléter la connaissance de la sismicité d'un site au-delà de la période instrumentale (dernier siècle) et de la période historique (approximativement le dernier millénaire en France).

Les effets de site à étudier correspondent aux amplifications possibles des mouvements sismiques, dues à la présence d'une couche de sol de faible résistance mécanique à proximité de la surface (30 mètres sous la surface).

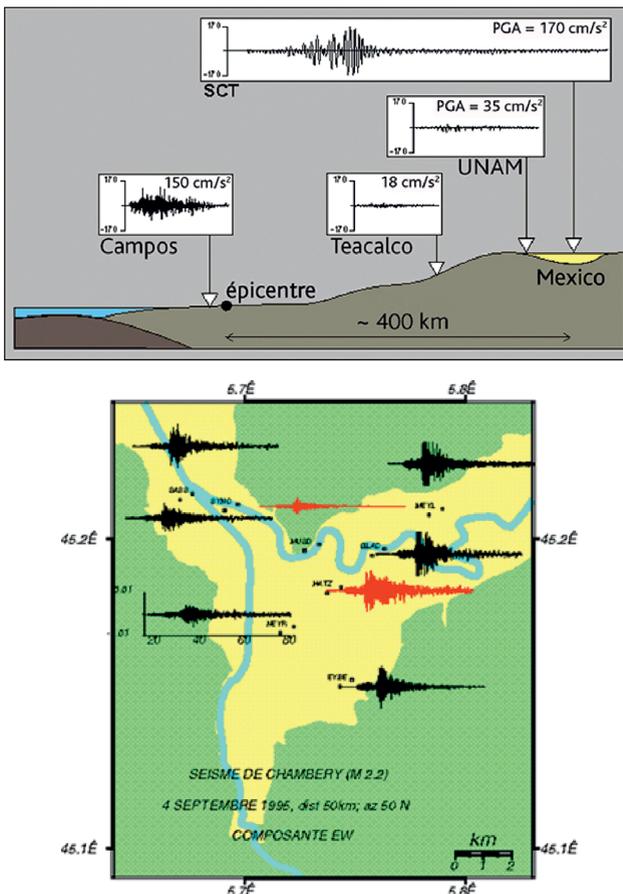
---

217. Réponse, en termes d'accéléérations, de résonateurs de différentes fréquences propres, soumis au séisme considéré.

218. Pour les zones moyennement sismiques, les accélérations peuvent atteindre environ 0,3 g. Pour les zones très sismiques (Japon, Turquie...), les accélérations peuvent atteindre des valeurs comprises entre 0,4 et 0,6 g.

En outre, dans certains cas particuliers, la géométrie complexe ou la présence d'une forte épaisseur des couches sédimentaires (par exemple, d'une cuvette sédimentaire) peut conduire à une amplification ou à une augmentation de la durée du mouvement sismique. Ces effets, dits effets de site particuliers, ne sont pas dus uniquement aux propriétés superficielles du sol dans les 30 mètres sous sa surface.

Les effets de site sont particulièrement à prendre en compte pour un réacteur de recherche tel que le RHF à Grenoble, du fait de la présence d'une cuvette alluvionnaire (schéma en bas de la figure 7.9). Les installations du centre de Saclay sont sur un sol de type alluvionnaire (mais dans une zone faiblement sismique), tandis que celles du centre de Cadarache sont sur un sol mêlant roches et sédiments.



**Figure 7.9.** En haut, exemple d'effets de site dans la zone lacustre de Mexico © J.F. Semblat, A. Pecker (IUSS Press, 2009) ; en bas, exemple d'effets de site du bassin de Grenoble lors du séisme de Chambéry en 1996. © DR.

Tous les composants d'une installation subissant (simultanément) les effets des mouvements sismiques, la sûreté de celle-ci repose sur une conception (y compris le dimensionnement) robuste<sup>219</sup> d'un ensemble d'équipements sélectionnés qui permettent d'assurer les fonctions fondamentales de sûreté et si nécessaire, dans le cas d'un réacteur nucléaire, sa mise à l'état sûr, ou, dans le cadre d'une approche « séisme-événement » (voir le paragraphe 7.1.2), pour éviter qu'ils ne puissent (en cas de chute par exemple) venir aggraver des équipements importants pour la sûreté.

La vérification du bon comportement des équipements sous sollicitations sismiques peut être réalisée par le calcul (c'est le cas pour le génie civil ou les structures métalliques). Elle peut l'être aussi par des essais en vraie grandeur sur table vibrante pour des équipements tels que les clapets de convection naturelle, des groupes électrogènes ou les armoires électriques, ou encore les absorbants de sécurité pour vérifier leur aptitude à s'insérer correctement dans la zone du cœur en cas de séisme, y compris en cas de déformation de ce dernier sous l'effet d'un séisme.

Parmi les équipements pouvant venir aggraver des équipements importants pour la sûreté<sup>220</sup>, les ponts de manutention font l'objet d'une attention particulière – et notamment pour les réacteurs de recherche dont le cœur est directement accessible par la piscine (circuit primaire ouvert). La chute d'un pont de manutention ou de son chariot pourrait en effet occasionner des dégâts importants sur la partie supérieure d'un cœur, l'instrumentation, les mécanismes de commande des absorbants, une boucle sous pression, une tuyauterie de refroidissement du réacteur, des clapets de convection naturelle, des éléments combustibles entreposés..., entraînant par exemple un accident de criticité ou de réactivité, un rejet brutal de vapeur, ou empêchant l'insertion d'absorbants de sécurité dans le cœur, le refroidissement correct de celui-ci... La présence, sur de nombreux réacteurs de recherche français, d'un dispositif déclenchant l'arrêt d'urgence lors de sollicitations sismiques dépassant un certain niveau permet de limiter les conséquences de la chute d'un pont ou de son chariot occasionnée par un séisme : la sous-criticité peut en effet être alors assurée – sans pour autant que le bon refroidissement des éléments combustibles puisse être nécessairement garanti, du fait des déformations de ces éléments. La prévention de la chute d'un tel pont ou de son chariot, toutes causes prises en compte, apparaît donc essentielle : conception, dimensionnement et réalisation suivant les meilleures pratiques éprouvées, mise en œuvre de contrôles en service (dont les contrôles de la réglementation sur les appareils et accessoires de levage), règles d'exploitation réduisant au strict nécessaire les survols, par le pont, de zones présentant des risques...

---

219. Cela fait l'objet notamment du guide de l'ASN 2/01 du 26 mai 2006, relatif à la prise en compte du risque sismique pour la conception (parasismique) des ouvrages de génie civil d'INB, à l'exception des installations de stockage à long terme des déchets radioactifs.

220. Il est à noter que certains ponts peuvent être traités comme des équipements importants pour la sûreté et faire l'objet des dispositions générales adoptées à l'égard de tels équipements en matière par exemple d'inspection en service, de maintenance, de traçabilité des modifications...

## #FOCUS

### Amélioration des connaissances sur le comportement de structures soumises à des sollicitations sismiques : le cas des ponts de manutention

L'évaluation du comportement d'un pont avec son chariot soumis à des sollicitations sismiques n'est pas aisée (glissements possibles, chocs sur des butées...). Des difficultés sont apparues à ce sujet à l'occasion de certains réexamens de sûreté, en particulier lorsque la réévaluation des mouvements sismiques a conduit à une augmentation significative des sollicitations. Dans les années 2000, l'IRSN a engagé, en collaboration avec le CEA, des études sur ce sujet, comprenant des essais réalisés sur la table vibrante AZALÉE du centre d'études CEA de Saclay (figure 7.10). Ces travaux visent à mieux comprendre la « réponse » de telles structures complexes à des mouvements sismiques – et à apprécier la robustesse des différentes méthodes simplifiées qui ont pu être utilisées par les exploitants pour l'étude de telles structures.



**Figure 7.10.** Pont de manutention testé sur la table vibrante AZALÉE du centre d'études CEA de Saclay. © CEA.

Il est par ailleurs à noter que certains dispositifs permettent de limiter les mouvements transmis à un bâtiment et à ses équipements en cas de séisme. Ainsi, dans le cas du réacteur Jules Horowitz (RJH) implanté sur le site de Cadarache, dans une région marquée par de forts séismes historiques — séisme de Lambesc en 1909 —, le radier du bâtiment du réacteur a été placé sur des plots en béton armé sur lesquels sont installées des couches de matériau élastomère et d'acier (figure 7.11). Ce dispositif (dit « d'isolation parasismique ») réduit les sollicitations sismiques horizontales dans



Figure 7.11. Vue, lors de la construction du réacteur Jules Horowitz (2009), des plots avec leurs patins antisismiques, d'après Le Blog des Énergies. © DR.

les hautes fréquences<sup>221</sup> pour les équipements installés sur les planchers dans ce bâtiment, pour les ponts de manutention... Bien entendu, la question se pose du maintien en l'état des plots et des couches de matériau élastomère tout au long de l'exploitation du réacteur, de leur vieillissement. C'est pourquoi il est nécessaire que ces plots et les couches de matériau élastomère soient remplaçables si, au cours des visites prévues, des anomalies devaient être constatées.

Il est également à noter, dans le cas du **RJH**, l'adoption d'une disposition de conception de nature à réduire les risques de chocs par mouvements différentiels entre le bâtiment du réacteur et le bâtiment des annexes : ces deux bâtiments (« unité nucléaire ») sont en effet implantés sur un seul et même radier.

Comme cela a été indiqué précédemment, plusieurs réacteurs de recherche français (MASURCA, RHF, **RJH**...) sont équipés d'accéléromètres qui émettent un signal vers le système de protection du réacteur. En cas de détection de sollicitations sismiques atteignant un certain niveau, le système de protection déclencherait alors l'arrêt d'urgence du réacteur, suffisamment tôt pour que les absorbants de sécurité soient suffisamment insérées dans la zone du cœur lorsque surviendraient les secousses les plus importantes.

Pour ce qui concerne les agressions d'origine climatique, les réacteurs de recherche sont des installations assez peu sensibles aux fortes chaleurs et aux grands froids. En

221. L'adoption de ce système d'isolation parasismique augmente l'amplitude des accélérations à la fréquence propre du système (environ 0,5 Hz). La France dispose d'une expérience en la matière, les quatre tranches de la centrale de Cruas-Meysses ayant été installées (en 1977) sur un tel système d'isolation, le spectre sismique de sol excédant pour ce site, au-dessus de 2 Hz, le spectre forfaitaire retenu par EDF pour les réacteurs du parc électronucléaire. Sur ces systèmes d'isolation sismique, voir la publication de l'AFCEN *French Experience and Practice of Seismically Isolated Nuclear Facilities*, PTAN RCC-CW 2015.

particulier, l'évacuation de la puissance résiduelle d'un réacteur de recherche ne nécessite pas, pour beaucoup d'entre eux, de source froide extérieure (autre que l'air) et les besoins en électricité peuvent être, si besoin, réduits à la surveillance des principaux paramètres importants pour la sûreté.

Les bâtiments des réacteurs de recherche sont munis de paratonnerres et des parafoudres sont disposés au niveau des installations électriques.

## **7.5. *Dispositifs expérimentaux et équipements spécifiques aux réacteurs de recherche***

Les réacteurs de recherche ont la particularité d'accueillir des équipements ou dispositifs expérimentaux, dont certains peuvent être placés directement dans le cœur du réacteur ou à sa périphérie. Parmi ces équipements et dispositifs, on peut distinguer des dispositifs d'irradiation simples, des boucles expérimentales plus complexes, des canaux neutroniques, des « sources froides » et des « sources chaudes ». Comme cela a déjà été indiqué au paragraphe 7.1.2, les interactions de ces équipements et dispositifs avec le cœur du réacteur doivent être analysés du point de vue de la sûreté, bien évidemment dans les conditions normales de fonctionnement du réacteur, mais aussi dans les conditions incidentelles ou accidentelles susceptibles d'affecter aussi bien le réacteur que les dispositifs expérimentaux.

Pour un équipement ou dispositif expérimental, une telle analyse nécessite de bien identifier les différentes « sources de dangers » potentiels associées, susceptibles, dans des conditions dégradées pouvant aller par exemple jusques et y compris la rupture complète de cet équipement ou dispositif ou encore son « effacement » de la zone du cœur, d'avoir un effet négatif sur la sûreté du réacteur ou en termes de radioprotection. Ces sources de dangers sont la matière fissile, les matériaux absorbants, les produits radioactifs ou toxiques, les produits susceptibles d'exploser au contact de l'air, les produits susceptibles d'entraîner des réactions chimiques violentes au contact de l'eau, les fluides ou gaz sous pression, des matériaux à température élevée pouvant interagir avec l'eau du cœur du réacteur par interaction thermodynamique...

Les équipements et dispositifs expérimentaux sont en particulier susceptibles de modifier la réactivité du cœur en fonction des propriétés des matériaux qui les composent, ceux-ci pouvant avoir des propriétés d'absorption (matériaux neutrophages), de réflexion ou de modération neutroniques. Dès lors, en cas de mouvement intempestif (retrait incontrôlé du cœur par exemple), l'insertion de réactivité pouvant être occasionnée dans le cœur doit être maîtrisable par le système de protection du réacteur. Pour les dispositifs d'irradiation simple, cela peut être obtenu en limitant, par conception, le « poids » en réactivité de l'équipement ou du dispositif concerné (cette limite étant alors inscrite dans les spécifications techniques d'exploitation). Pour les dispositifs plus importants, dont le « poids » en réactivité ne peut pas être suffisamment limité, des dispositions constructives permettent de prévenir ou de limiter leur retrait incontrôlé (dispositifs d'accrochage, dispositifs anti-envol).

Pour les boucles expérimentales, d'autres risques peuvent être à considérer, en raison par exemple de la mise en œuvre de fluides sous pression (dans des conditions

représentatives des réacteurs à eau sous pression par exemple – 155 bars [figure 7.12]) ou d'éléments réactifs tel que le sodium qui réagit violemment au contact de l'eau. Ces boucles peuvent aussi être amenées à devoir contenir des matériaux en fusion lorsque cette fusion fait partie des objectifs poursuivis dans une expérience réalisée sur un élément combustible.

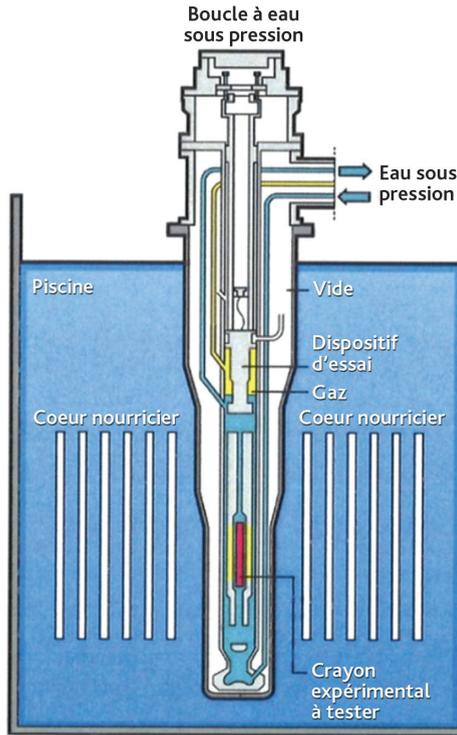


Figure 7.12. Schéma d'implantation de la boucle à eau sous pression dans le cœur du réacteur CABRI.  
© Stéphane Jungers/IRSN.

Des essais à caractère démonstratif sur maquettes peuvent apparaître nécessaires pour apprécier les effets de l'explosion d'une boucle expérimentale sur les éléments combustibles du cœur du réacteur au sein ou à proximité duquel elle est placée. On peut citer à ce sujet le cas de la boucle OTHELLO du réacteur OSIRIS, conçue pour la réalisation d'études relatives aux réacteurs à haute température (HTR), pour laquelle, dans la maquette, la boucle a été pré-entaillée pour rompre à la pression souhaitée.

Enfin, les « sources froides » et les « sources chaudes », utilisées dans les réacteurs à « faisceaux sortis de neutrons » contiennent généralement pour les premières de l'hydrogène ( $H_2$ ) ou du deutérium ( $D_2$ ) liquide et pour les secondes du graphite à plus de 1 000 °C. Une défaillance de l'enveloppe (ou des enveloppes) de ces équipements conduirait à la mise en contact de leur contenu avec l'eau du cœur du réacteur, induisant en particulier un risque d'explosion d'hydrogène ou de deutérium, ou encore d'explosion de vapeur<sup>222</sup> pouvant affecter le cœur ou des « barrières » de confinement du réacteur.

222. Par interaction thermodynamique entre le graphite à 1 000 °C et l'eau.

La prévention de ce risque repose principalement, d'une part sur l'interposition de « barrières » ou enveloppes adaptées (en nombre et en capacité de résistance) entre la source de danger et le cœur du réacteur, d'autre part sur la maîtrise des paramètres propres à ces équipements spécifiques (pression de deutérium, températures...).

Enfin, un autre point important qui doit être examiné dès la conception des équipements ou dispositifs expérimentaux est le vieillissement des matériaux. Les flux de neutrons, en particulier, auxquels les matériaux qui les composent sont soumis modifient progressivement leurs propriétés mécaniques. Cela est particulièrement le cas, pour les réacteurs à « faisceaux sortis de neutrons », des extrémités des canaux neutroniques (doigts de gant et tout particulièrement leur nez) qui sont en permanence au plus près du cœur du réacteur. Ces canaux sont généralement réalisés en aluminium ou alliage d'aluminium, ou encore composés de zirconium (comme le Zircaloy). Ces matériaux, utilisés pour leurs propriétés de « transparence » aux neutrons, se fragilisent sous irradiation neutronique. C'est pourquoi les équipements concernés (doigts de gant ou autres comme des caissons de cœurs) doivent être, le cas échéant, remplacés au cours de la vie d'un réacteur de recherche. La mise en œuvre de « plans de surveillance » d'échantillons ou d'éprouvettes réalisées dans les matériaux correspondants et irradiés dans des zones plus rapprochées du cœur (voire dans le cœur) que ne le sont les équipements peut permettre d'anticiper les effets du vieillissement et de définir les délais de remplacement de ces équipements.

## 7.6. Radioprotection et effluents

### 7.6.1. Radioprotection

Le système de radioprotection français repose sur trois grands principes, inscrits notamment dans le code de la santé publique :

- la justification des activités comportant un risque d'exposition à des rayonnements ionisants ;
- l'optimisation des expositions à ces rayonnements au niveau le plus faible raisonnablement possible en tenant compte des facteurs économiques et sociaux ;
- la limitation des doses d'expositions individuelles à ces rayonnements.

La réglementation nationale fixe en particulier des limites de doses individuelles annuelles pour les personnes du public et pour les travailleurs ([tableau 7.4](#)).

Le code du travail prévoit de plus que l'exploitant délimite, autour des sources de rayonnements ionisants, des zones surveillées et réglementées. Ces zones sont définies dans l'arrêté « zonage » du 15 mai 2006 ([tableau 7.5](#)).

Dans un réacteur de recherche (et ses installations associées), les sources de rayonnements ionisants sont multiples : éléments combustibles, faisceaux de neutrons, sources neutroniques de démarrage, sources d'étalonnage, sources utilisées pour des contrôles radiographiques... Les activités d'exploitation pouvant conduire à l'exposition de personnes sont par ailleurs variées :

- chargement ou déchargement du cœur du réacteur,

**Tableau 7.4.** Limites d'exposition pour les personnes du public et pour les travailleurs, du fait des activités nucléaires, indiquées dans le code de la santé publique (article R. 1333-8) et dans le code du travail (article R. 4451-13).

| Type de dose   | Personnes du public<br><i>par an</i> | Travailleurs exposés<br>(cas des adultes)<br><i>sur douze mois consécutifs</i> |
|--|--------------------------------------|--|
| Dose efficace annuelle   | 1 mSv                                | 20 mSv   |
| Dose équivalente à la peau, aux avant-bras, aux pieds et aux chevilles (dose moyenne pour une surface de 1 cm <sup>2</sup> ) | 50 mSv                               | 500 mSv  |
| Dose équivalente au cristallin   | 15 mSv                               | 150 mSv <sup>223</sup>   |

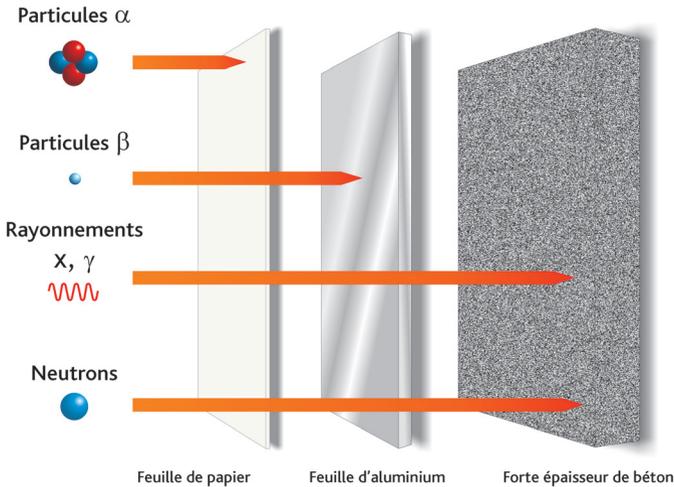
**Tableau 7.5.** Limites des zones surveillées et réglementées définies dans l'arrêté « zonage » (hors irradiation naturelle).

| Type de zone                            | Couleur   | Dose efficace    |
|---|---|------------------|
| Zone non réglementée                    |   | < 0,080 mSv/mois |
| Zone surveillée                         |    | < 0,0075 mSv/h   |
| Zone contrôlée                          |    | < 0,025 mSv/h    |
| Zone contrôlée spécialement réglementée |    | < 2 mSv/h        |
|   |   | < 100 mSv/h      |
| Zone contrôlée interdite                |  | ≥ 100 mSv/h      |

- chargement, déchargement ou modification de dispositifs d'irradiation ou de boucles expérimentales,
- préparation d'assemblages ou d'éléments combustibles, d'expériences d'irradiation ou d'activation,
- réalisation de mesures sur des matériaux ou des combustibles irradiés,
- contrôles en service...

Sur la base de l'analyse des activités et des caractéristiques des sources de rayonnements ionisants, l'exploitant classe les locaux de son installation en zones « non réglementées », « réglementées », « spécialement réglementées » ou encore « interdites » où devront être respectées les limites indiquées plus haut, grâce à la mise

223. Les valeurs indiquées ici correspondent à celles de la publication n° 60 de la CIPR parue en 1991. Les valeurs recommandées dans la publication n° 103 de la CIPR, fin 2007, sont de 15 mSv pour les personnes du public et 20 mSv pour les travailleurs. Elles ont été intégrées en 2018 dans la réglementation française (code de l'environnement, code de la santé, code du travail).



**Figure 7.13.** Efficacité de quelques protections à l'égard des différents types de rayonnements ionisants.  
© Georges Goué/IRSN.

en œuvre de dispositions techniques – quelques types de protection physique sont illustrés sur la [figure 7.13](#) – et organisationnelles. Des blocs de béton ou des parois en plomb sont souvent utilisés à cette fin (par exemple autour des guides de neutrons dans les espaces dédiés aux physiciens menant des expériences). Pour des opérations portant sur des petits objets irradiés, il s'agira de briques de béton ou de plomb placés autour des objets auxquels on veut avoir accès tout en se protégeant des rayonnements ionisants. Dans certains cas, les opérateurs peuvent être amenés à porter des tabliers de plomb.

Pour vérifier que les limites de doses qui leur sont applicables sont bien respectées, les travailleurs portent en permanence un dispositif de mesure adapté à la nature des rayonnements ionisants, qui permet d'assurer un suivi dosimétrique. Une dosimétrie opérationnelle<sup>224</sup> permet également de les alerter en cas de dépassement d'un débit de dose prédéterminé ou d'une dose pour une certaine durée.

Lorsque des travaux sont nécessaires sur l'installation, une analyse de sûreté est menée et comporte un volet radioprotection. En particulier, une étude d'optimisation en radioprotection est réalisée, visant à maintenir les doses individuelles, le nombre de personnes exposées et la probabilité d'occurrence d'expositions fortuites pendant l'intervention aussi faibles que raisonnablement possible, compte tenu des facteurs économiques et sociétaux. Les principales étapes sont les suivantes :

224. La dosimétrie opérationnelle, aussi appelée dosimétrie active, consiste en une mesure en temps réel de l'exposition externe à l'aide d'un dosimètre individuel opérationnel. Elle est mise en œuvre par la personne compétente en radioprotection (PCR) sous la responsabilité du chef d'établissement. Le système électronique d'un dosimètre opérationnel permet une lecture immédiate de la dose reçue par le travailleur. Ce dosimètre permet une mesure lors d'une tâche spécifique ou sur une période donnée (entrée - sortie en zone contrôlée). Munis d'alarmes auditives ou visuelles, il se déclenche en cas de dépassement de doses prédéfinies selon les besoins, ce qui permet au porteur de connaître en permanence le risque radioactif auquel il est soumis. Le porteur ou, grâce à la télétransmission, le service compétent peut suivre et optimiser l'exposition durant l'exposition même.

- évaluation de la situation d'exposition, y compris les expositions potentielles (celles qui pourraient survenir si l'opération ne se passait pas comme prévu) ;
- sélection d'une borne supérieure appropriée pour restreindre les doses ;
- identification des options de protection possibles ;
- sélection de la meilleure option dans les circonstances en présence ;
- mise en œuvre de l'option choisie.

Le retour d'expérience est pris en compte. Les résultats sont évalués en particulier dans la perspective de futures opérations de même type.

L'optimisation de la protection radiologique n'est pas impérativement une minimisation des doses. La protection optimisée est le résultat d'une évaluation et d'un dialogue, qui comparent soigneusement les risques liés à l'exposition envisagée et les ressources disponibles pour la protection des individus. Ainsi la meilleure option n'est pas nécessairement celle correspondant aux doses les plus faibles. De surcroît, la protection radiologique ne se limite pas aux expositions individuelles, le nombre d'individus exposés doit également être pris en compte. La dose efficace collective est un paramètre-clé de l'optimisation de la protection des travailleurs. La comparaison des options de protection dans un objectif d'optimisation doit entraîner la considération attentive des caractéristiques de la distribution des expositions individuelles au sein de la population exposée.

Les équipements ou dispositifs expérimentaux peuvent également être des sources de rayonnements ionisants. C'est le cas des boucles expérimentales dans lesquelles des combustibles sont soumis à des transitoires pouvant conduire à des ruptures de gaines voire à la fusion de combustible et contaminer la boucle d'essais concernée. Les composants de ces boucles sont équipés de protections biologiques et des équipements spécifiques de manutention permettent de limiter les rayonnements ionisants dans l'installation (hotte de transfert...).

### 7.6.2. Effluents

Globalement, la gestion des effluents résultant de l'exploitation d'un réacteur de recherche est semblable à celle des effluents de toute installation nucléaire de base. Il existe toutefois deux types d'effluents particuliers à mentionner ici :

- l'eau tritiée produite par capture de neutrons par le deutérium de l'eau lourde utilisée dans les réacteurs à « faisceaux sortis de neutrons » (RHF et ORPHÉE) ;
- les effluents provenant des boucles expérimentales dans lesquelles une fusion de combustible expérimental peut se produire, voire être recherchée.

La gestion de ces effluents particuliers fait l'objet de dispositions spécifiques de traitement (installation de détritiation par exemple pour ORPHEE, installation de dépotage de fûts d'eau lourde pour le RHF en vue d'un traitement de l'eau lourde dans une autre installation).

Des ordres de grandeur de rejets d'effluents de réacteurs de recherche français sont indiqués dans le [tableau 7.6](#), avec les limites annuelles fixées par arrêtés ou décisions.

Tableau 7.6. Rejets de deux réacteurs de recherche (RHF, OSIRIS-ISIS) et limites annuelles.

| Réacteur à haut flux de Grenoble (RHF)    |   |  |
|---|---|--|
| Type de rejets                            | Valeur maximale annuelle sur la période 2010-2015<br>Effluents gazeux (GBq)<br>Effluents liquides (GBq)     | Limites annuelles<br>(arrêté du 3/08/2007)                                 |
| Gaz rares                                 | 1 200   | 10 000   |
| Tritium                                   | 12 000<br>370   | 75 000<br>1 000  |
| Carbone 14                                | 460<br>0,3  | 2 000<br>1,5   |
| Iodes                                     | $3,4 \cdot 10^{-3}$<br>$1,3 \cdot 10^{-3}$  | 1<br>0,1   |
| Autres émetteurs $\beta\gamma$ , aérosols | $3,1 \cdot 10^{-4}$<br>0,13   | 0,1<br>1   |
| Réacteurs OSIRIS-ISIS (INB n° 40)         |   |  |
| Type de rejets                            | Valeur maximale annuelle sur la période 2010-2015<br>Effluents gazeux (GBq)<br>Effluents liquides (GBq) (*) | Limites annuelles<br>(décision n° 2009-DC-0156 de l'ASN,<br>du 15/09/2009) |
| Gaz rares                                 | 7 356<br>–  | 10 000<br>–  |
| Tritium                                   | 297<br>$3,4 \cdot 10^{-3}$  | 2 000<br>0,5   |
| Carbone 14                                | 1,14<br>$7,6 \cdot 10^{-4}$   | 20<br>$10^{-2}$  |
| Iodes                                     | $4,5 \cdot 10^{-4}$   | 0,5  |
| Autres émetteurs $\beta\gamma$            | $6,3 \cdot 10^{-4}$<br>$2,3 \cdot 10^{-3}$  | 0,01<br>$2 \cdot 10^{-2}$  |
| Émetteurs $\alpha$                        | –<br>$1,7 \cdot 10^{-4}$  | –<br>$5 \cdot 10^{-3}$   |

(\*) Effluents liquides rejetés dans le réseau des effluents chimiques. Des effluents actifs liquides sont aussi envoyés aux stations de traitement de Saclay et de Marcoule.

## 7.7. Dispositions de préparation aux situations d'urgence et de gestion de telles situations (gestion de crise)

L'hypothèse de rejets (significatifs) de substances radioactives qui conduiraient à la mise en œuvre de mesures de protection des populations (évacuation, confinement

dans les maisons fermées, distribution de tablettes d'iode stable, restrictions de consommation de produits alimentaires...) suppose l'échec ou une efficacité insuffisante des quatre premiers niveaux de la défense en profondeur. Elle conduit à la définition de dispositions spécifiques dans le cadre de l'organisation générale de crise au niveau national, qui s'applique à toutes les installations nucléaires de base, dont les réacteurs de recherche. Cette organisation ne sera pas développée dans le cadre du présent ouvrage<sup>225</sup>, seuls les aspects intéressants plus particulièrement les réacteurs de recherche seront mentionnés.

Parmi les dispositions de crise, figurent les PUI, plans d'urgence interne dont l'activation<sup>226</sup> est de la responsabilité des exploitants, et les PPI, plans particuliers d'intervention du ressort des pouvoirs publics – ces plans d'urgence ont globalement vu le jour au début des années 1980, leur nécessité ayant été confortée à la lumière des enseignements tirés de l'accident survenu en 1979 à la centrale nucléaire de Three Mile Island aux États-Unis<sup>227</sup>. Pour les réacteurs de recherche exploités par le CEA, c'est le Directeur du centre concerné ou son représentant (ou encore le cadre d'astreinte de Direction en dehors des heures ouvrables) qui déclenche le PUI. Pour le RHF, c'est le Chef de la division réacteur de l'[Institut Laue-Langevin](#) ou son adjoint (ou encore l'ingénieur de service d'astreinte) qui déclenche le PUI. Dans tous les cas, l'alerte des autorités doit être effectuée dans un délai inférieur à deux heures.

Le PUI définit, sur la base d'une étude figurant dans le rapport de sûreté (voir ci-après), les mesures d'organisation, les méthodes d'intervention et les moyens nécessaires que l'exploitant met en œuvre en cas de situation d'urgence pour protéger des rayonnements ionisants le personnel, le public et l'environnement et préserver ou rétablir la sûreté de l'installation. Il peut aussi préciser les modalités de mise en œuvre de mesures incombant à l'exploitant en application du PPI (alerte et mise à l'abri en « mode réflexe »).

Dans le cadre de la mise en œuvre d'un PUI par un exploitant, celui-ci dresse régulièrement un état de la situation de son installation accidentée, et effectue un pronostic permettant d'anticiper l'évolution possible de cette situation. Ces éléments sont partagés et discutés avec l'[Autorité de sûreté nucléaire](#) et l'[IRSN](#). L'un des « outils de crise » est l'approche diagnostic-pronostic dite 3D-3P<sup>228</sup> mise au point dans les années 1990 pour les centrales du parc électronucléaire français (par l'[IPSN](#) et [EDF](#)). Il est dans le principe applicable aux réacteurs de recherche français, avec toutefois quelques adaptations nécessaires pour tenir compte de leurs particularités (notamment sur l'agencement et le nombre de leurs « barrières » de confinement).

D'autres « outils de crise » existent (autres que des logiciels simplifiés de simulation – voir le chapitre 11), tels que des documents synthétiques relatifs à des « accidents-types ».

---

225. Voir par exemple : « La gestion d'une crise nucléaire : des responsabilités partagées » sur le site internet de l'ASN, ou encore « Face à un accident nucléaire », IRSN, Collection Livrets des professionnels – Décembre 2008.

226. Selon le concept de défense en profondeur, le PUI relève du 4<sup>e</sup> niveau, supposant l'échec des trois premiers.

227. Ouvrage cité au nota 152.

228. Le chiffre 3 se réfère aux trois « barrières » de confinement des réacteurs à eau sous pression.

En effet, l'exploitant d'un réacteur de recherche est amené à considérer, en fonction des caractéristiques de son installation et des risques associés à son environnement, un ou plusieurs accidents représentatifs – aussi appelés accidents-types – pour lesquels des dispositions de gestion de crise seraient à mettre en place. Ces accidents-types sont choisis parmi les accidents étudiés dans le cadre notamment de la démonstration de sûreté et sont présentés dans un chapitre du rapport de sûreté<sup>229</sup>. Ces accidents-types représentent les différents potentiels de dangers de l'installation et ne sont pas exclusivement de nature radiologique (des accidents ayant des conséquences chimiques peuvent par exemple être retenus). Pour de nombreux réacteurs de recherche français, l'accident de type BORAX fait partie de ces accidents-types, car il conduit à une fusion dans le cœur et à une surpression dans le bâtiment du réacteur, pouvant entraîner des rejets dans l'environnement. Mais des accidents moins sévères peuvent aussi être retenus dans les PUI<sup>230</sup>. Parmi les autres accidents-types, on peut citer :

- la rupture de gaine d'une plaque de combustible sous eau, dans le cœur du réacteur ;
- la fusion d'une plaque de combustible sous eau, dans le cœur du réacteur ;
- la fusion à l'air d'un élément combustible dans le bâtiment du réacteur, lors d'un déchargement du cœur du réacteur ;
- la chute d'un emballage de transport contenant plusieurs éléments combustibles...

Certains de ces accidents-types peuvent supposer de multiples défaillances internes ou la survenue d'une agression naturelle d'une intensité supérieure à celle considérée à la conception de l'installation.

En cas d'accident impliquant une dégradation importante de combustible, le personnel d'exploitation et les chercheurs présents dans le bâtiment du réacteur et les locaux attenants, tels que la salle de commande, peuvent devoir être évacués compte tenu des débits de dose atteints. Il est également à noter que, dans le cas d'une fusion du cœur à l'air (en cas de découverture de celui-ci) ou d'élément combustible en manutention dans le bâtiment d'un réacteur, l'irradiation directe à l'extérieur du bâtiment du réacteur pourra aussi être importante. C'est pourquoi des réacteurs de recherche français sont dotés d'un poste de repli implanté à une distance suffisante du réacteur au regard des débits de dose pouvant résulter de l'installation accidentée. Ce poste de repli comprend les informations nécessaires à la gestion de l'accident (paramètres neutroniques et thermohydrauliques du cœur du réacteur, niveaux d'eau, débits de dose, mesure en continu de l'activité rejetée par la cheminée...). De même, certains systèmes de l'installation peuvent être commandés à partir du poste de repli, tels que la ventilation de sauvegarde permettant de « piloter » les rejets dans l'atmosphère en situation accidentelle.

---

229. Prescrit dans le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007, dit décret « procédures ».

230. Ainsi, par rapport à l'INSAG-10, un exploitant (en France) peut être amené à prendre la décision de déclencher son PUI pour des accidents envisagés au titre du niveau 3 de la défense en profondeur (l'accident de type BORAX se situant au niveau 4).

Les accidents-types font l'objet (notamment à l'IRSN) de documents synthétiques tenus à jour où sont précisées les conséquences possibles de chacun d'entre eux, avec différentes variantes en termes de conditions météorologiques, de temps écoulé entre l'arrêt du réacteur et l'accident<sup>231</sup>, de configuration des systèmes de ventilation, d'aggravants possibles considérés dans le cadre du volet « pronostic » de la méthode 3D-3P (par exemple pièges à iode en service ou hors service)...

Il est à noter que des fiches synthétiques descriptives des réacteurs de recherche sont également à disposition des équipes de crise, précisant les inventaires radiologiques dans les cœurs et les piscines d'entreposage de combustible usé, les caractéristiques des « barrières » de confinement et des systèmes comme ceux de ventilation et de filtration... Ces fiches sont indispensables pour les réacteurs de recherche du fait du nombre relativement restreint de personnes ayant une connaissance approfondie de ces réacteurs.

Enfin, concernant les PPI, les conditions d'une évacuation ou d'un confinement de populations sont étudiées par les pouvoirs publics. Elles sont complétées par la préparation de mesures de contrôle de consommation ou de commercialisation à court, moyen ou long termes de produits alimentaires éventuellement contaminés. La mise en œuvre de ces mesures est du ressort du Préfet du département concerné.

## **7.8. Aspects de sûreté concernant le démantèlement des réacteurs de recherche**

Selon les termes de la réglementation applicable, l'exploitant d'un réacteur de recherche doit désormais présenter, dès la demande d'autorisation de création d'une telle installation, les principes généraux et les dispositions relatifs au démantèlement futur de l'installation (« plan de démantèlement »). Ces éléments doivent être, le cas échéant, actualisés lors de la demande d'autorisation de mise en service de l'installation, ainsi que lors des réexamens de sûreté. Enfin, comme pour toute installation nucléaire de base, l'exploitant qui envisage la mise à l'arrêt définitif et le démantèlement effectif d'un réacteur de recherche doit déposer en temps voulu un dossier spécifique.

En France, plusieurs réacteurs de recherche ont déjà été démantelés, comme le réacteur universitaire de Strasbourg (RUS) ou HARMONIE ; le réacteur SILOE à Grenoble est désormais déclassé et le réacteur d'enseignement ULYSSE à Saclay est en phase avancée de démantèlement. Un certain nombre d'autres réacteurs sont en cours de déconstruction, sachant que la stratégie retenue vise un démantèlement « immédiat<sup>232</sup> »

---

231. Cela détermine la puissance résiduelle à prendre en compte, qui décroît de façon globalement exponentielle dans le temps.

232. Le guide n° 6 de l'ASN (version révisée du 30 août 2016), relatif à l'arrêt définitif, au démantèlement et au déclassement des INB, rappelle à cet égard le code de l'environnement, qui prescrit que l'exploitant d'une installation nucléaire de base « procède à son démantèlement dans un délai aussi court que possible, dans des conditions économiquement acceptables et dans le respect des principes énoncés à l'article L. 1333-1 du code de la santé publique et au II de l'article L. 110-1 du présent code ».

après l'arrêt définitif du réacteur – de façon, notamment, à pouvoir utiliser, autant que possible, les compétences et les connaissances des opérateurs encore présents. Ainsi, le démantèlement du réacteur PHENIX a été prescrit dans la continuité de la décision de sa mise à l'arrêt par le [CEA](#).

La réglementation actuelle met l'accent sur la prise en compte du démantèlement au plus tôt de la vie d'une installation, dès la conception, en vue de faciliter les opérations de déconstruction et de minimiser les risques associés. Sur ce point, on peut noter que pour les réacteurs à « faisceaux sortis de neutrons » (ORPHEE, RHF), le démontage complet de la cuve du bloc-pile avait été prévu dès la conception de ces réacteurs.

# Chapitre 8

## Les accidents de référence retenus pour les réacteurs de recherche français

---

### 8.1. Définition et exemples

Les accidents de référence<sup>233</sup> pris en compte pour les réacteurs de recherche français sont les accidents, d'origine interne (défaillances de matériels, erreurs...), qui sont considérés comme étant susceptibles d'avoir les conséquences les plus sévères sur l'intégrité d'éléments combustibles ou du cœur du réacteur tout entier. Ils ont un caractère très improbable, car ils supposent la survenue de défaillances multiples. Ainsi, pour certains d'entre eux, la défaillance de l'arrêt d'urgence (insertion des éléments absorbants dans le cœur) est postulée<sup>234</sup>, ou bien celui-ci serait inefficace compte tenu de la rapidité de l'accident.

---

233. La signification ici donnée à l'expression « de référence » pour ces accidents dans les réacteurs de recherche (français) est à distinguer de celle des transitoires, incidents et accidents de référence définis dans les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée », établies par le GPR et les groupes d'experts allemands et utilisées pour l'EPR. Ces transitoires, incidents et accidents aussi appelés « de référence » sont répartis en quatre catégories selon les fréquences estimées des groupes d'événements qu'ils représentent ; ils correspondent aux « conditions de fonctionnement » des catégories 1 à 4.

234. Les transitoires avec défaillance de l'arrêt d'urgence sont aussi désignés ATWS (*Anticipated Transients Without Scram*) selon la terminologie anglo-saxonne utilisée pour les réacteurs de puissance. Leur étude s'est imposée après l'accident de Three Mile Island survenu en 1979.

Les accidents de référence retenus pour les réacteurs de recherche français sont en majorité des accidents d'insertion<sup>235</sup> de réactivité dans le cœur. Les autres peuvent être des pertes de refroidissement ou le dénoyage d'éléments combustibles.

Les accidents de référence participent à la conception même du confinement des réacteurs, ou tout au moins à la vérification des choix de conception adoptés pour leur confinement. En effet, d'autres sollicitations, d'origine externe, sont prises en compte pour la conception du confinement ou sa vérification : séisme, chute d'avion, explosion externe... Le terme confinement recouvre la troisième « barrière » de confinement, constituée, en partie supérieure, par les superstructures du bâtiment du réacteur et, en partie inférieure et selon les configurations, par le plancher de la (ou des) piscine(s) et de locaux en sous-sol, par le radier, ainsi que par des circuits et équipements associés au confinement dynamique et qui traversent les parois du bâtiment du réacteur, tels que les circuits de ventilation, les dispositifs de filtration des rejets... Les traversées d'autres circuits (circuits participant au refroidissement du réacteur par exemple) sont aussi à considérer. Au stade de la conception, les études définissent précisément les exigences fonctionnelles et les caractéristiques techniques des équipements participant au confinement d'un réacteur : épaisseurs de parois en béton, taux de ferrailage, valeurs de précontrainte de câbles, épaisseurs de revêtements métalliques de piscines, matériaux utilisés, types de soudures retenus, débits de ventilation, efficacité de dispositifs de filtration avant rejet dans l'environnement...

Pour les réacteurs de type piscine utilisant du combustible composé d'uranium et d'aluminium<sup>236</sup> (OSIRIS, ORPHEE, RHF, RJH), l'accident de type BORAX — dont les principaux aspects seront exposés au paragraphe suivant — constitue un accident de référence. Mais, pour ces réacteurs, d'autres accidents de référence peuvent aussi être étudiés : bouchage de canaux d'eau situés entre des plaques combustibles, fusion à l'air d'un élément combustible (en cours de manutention, en cas de dénoyage) ; il ne s'agit plus alors d'accidents de réactivité, mais d'accidents de refroidissement entraînant plus ou moins rapidement une fusion de combustible. Les accidents de fusion de combustible à l'air sont généralement ceux qui ont les conséquences radiologiques les plus importantes (rayonnement externe par l'enceinte, transfert de radionucléides dans l'environnement) ; ce sont ces accidents qui de fait mettent le plus en jeu la capacité de confinement du bâtiment du réacteur au niveau de ses superstructures, l'accident de type BORAX sollicitant généralement<sup>237</sup> davantage les parois de la piscine du réacteur.

Pour un réacteur tel que le RHF implanté à proximité immédiate de la ville de Grenoble, les résultats des études des accidents de référence (fusion de combustible sous

235. Il est rappelé à nouveau ici que les expressions « insertion », « injection », « introduction » ou « apport » sont indifféremment utilisées. L'expression « excursion de puissance » désigne le transitoire de puissance provoqué par une insertion de réactivité.

236. Il a été vu paragraphe 2.1 que tous les combustibles de formule  $UAl_x$ ,  $U_3Si_2$  et  $UMo_x$  contiennent également de l'aluminium, ajouté à la fin de l'opération de broyage avec la poudre de combustible.

237. Hormis, pour l'accident de type BORAX, en cas de possibilité d'une gerbe d'eau ou de marteau d'eau sous le dôme du bâtiment du réacteur.

eau, fusion de combustible à l'air) sont particulièrement importants pour apprécier le caractère acceptable de la conception de l'installation, et notamment du confinement.

Les accidents de référence retenus aujourd'hui<sup>238</sup> pour les réacteurs de recherche français autres que ceux de type piscine sont succinctement précisés ci-après.

### ► Réacteurs EOLE et MINERVE

Pour le réacteur EOLE, l'accident de référence qui a été retenu est la remontée intempestive d'un élément de contrôle alors que le réacteur est en fonctionnement, avec une défaillance postulée de l'arrêt d'urgence (les éléments de sécurité ne sont pas introduits dans le cœur). L'insertion de réactivité qui en résulte ne conduit pas à la fusion de combustible ( $\text{UO}_2$ ).

Pour le réacteur MINERVE, l'accident de référence retenu est une divergence du réacteur (démarrage) avec un assemblage anormalement constitué (trop puissant) chargé par erreur dans le cœur du réacteur, avec défaillance de l'arrêt d'urgence. Cela entraîne une insertion de 1 000 pcm en environ 1 seconde, sans entraîner de fusion de combustible.

### ► Réacteur MASURCA

Pour le réacteur MASURCA, l'accident de référence retenu est une divergence du réacteur avec un assemblage anormalement constitué (trop puissant) chargé par erreur dans le plus gros cœur envisagé pour le réacteur<sup>239</sup>, avec défaillance de l'arrêt d'urgence. L'insertion de réactivité est de  $4,9 \text{ \$}^{240}$  en 10 secondes. L'exploitant avait initialement considéré que ce scénario pouvait être exclu compte tenu des défaillances successives qu'il suppose, mais l'IRSN a estimé que cela était difficilement justifiable, compte tenu du fait que sa prévention repose en grande partie sur des dispositions de nature organisationnelle. Un tel accident ne mène pas à la fusion du combustible, mais, compte tenu des températures atteintes, le sodium solide contenu dans les réglettes fond<sup>241</sup>. L'IRSN a estimé que, compte tenu du nombre important de réglettes concernées dans le cœur du réacteur, il n'est pas possible d'écarter la présence de défauts latents dans le gainage de quelques-unes d'entre elles. L'éjection de sodium liquide hors de ces réglettes entraînerait dès lors un feu de sodium au contact de l'air de refroidissement du cœur. En définitive, l'évaluation des conséquences radiologiques (et chimiques) de l'accident a été faite en supposant un feu impliquant 1 % du sodium présent dans le cœur du réacteur. Le gainage des réglettes de combustible situées à proximité de réglettes de sodium en feu est supposé défaillant, ce qui conduit à un relâchement de radioactivité (représentant environ 4 TBq) dans le bâtiment du réacteur (dont des produits de fission). L'évaluation

---

238. Ils ont évolué au fil des réexamens de sûreté.

239. Il est en effet possible de charger dans MASURCA des cœurs de différentes tailles.

240. Pour les réacteurs à neutrons rapides ou la maquette MASURCA, utilisant du plutonium, il est courant de se référer au « dollar » ( $\text{\$}$ ), correspondant à la proportion de neutrons différés (voir le paragraphe 7.1 dans lequel sont indiquées quelques valeurs pour différents types de réacteurs et de combustibles). Il s'agit, en cas d'insertion de réactivité, du seuil de réactivité à partir duquel une réaction en chaîne diverge par les seuls neutrons prompts.

241. Le sodium fond à une température d'environ 98 °C.

des conséquences radiologiques d'un tel accident dans l'environnement a conduit l'[Autorité de sûreté nucléaire](#) à demander à l'exploitant d'étudier différentes dispositions de nature à les réduire (pilotage de la ventilation de l'enceinte de confinement, de la ventilation de repli, reprise de fuites...) et d'évaluer les risques toxiques dus aux aérosols de sodium notamment pour les opérateurs qui seraient amenés à faire des rondes dans l'installation avant le déclenchement du dispositif d'extinction du feu de sodium par de l'argon.

### ► Réacteur CABRI

L'accident de référence retenu pour le réacteur [CABRI](#) est un accident de surpuissance en fonctionnement, résultant de la défaillance simultanée des quatre vannes de décompression des barres d'hélium 3 (deux vannes à ouverture « rapide » et deux vannes à ouverture « lente » – voir le paragraphe 5.2), avec défaillance de l'arrêt d'urgence, ce qui conduit à une insertion de réactivité de 2 100 pcm en 20 ms. La puissance du réacteur augmente jusqu'à un pic de l'ordre de 25 GW, les contre-réactions neutroniques conduisant à une décroissance rapide de la puissance. L'étude du scénario réalisée par l'exploitant montre, d'une part que la température des crayons de combustible du cœur nourricier augmente mais n'atteint pas la température de fusion de l' $\text{UO}_2^{242}$ , d'autre part que les critères mécaniques retenus à l'égard du risque de rupture de gaine ne sont pas atteints lors du transitoire.

## 8.2. L'accident de type BORAX — principaux aspects

L'accident de type BORAX est retenu en France comme accident de référence pour les réacteurs de recherche de type piscine utilisant du combustible métallique sous forme de plaques (âmes) à base d'uranium et d'aluminium, comprises entre deux feuilles minces d'aluminium assurant le rôle de gainage. Pour un tel combustible, la fusion commence avec celle de l'aluminium, à 660 °C.

L'accident survenu en 1961 dans le réacteur américain SL-1 (*Stationary Low Power Reactor Number One*<sup>243</sup>), ainsi que des expériences réalisées aux États-Unis dans les années 1950 et 1960, ont montré que de tels réacteurs pouvaient être le siège, en cas d'apport soudain et important de réactivité, de phénomènes explosifs résultant de la dégradation, voire de la fusion rapide d'une partie du cœur du réacteur. Ce type d'accident est depuis appelé accident de type BORAX, du nom des (cinq) réacteurs du même nom de l'[ANL \(Argonne National Laboratory\)](#) dans l'état d'Idaho (*National Reactor Testing Station*<sup>244</sup>), avec lesquels furent menées des expériences sur ce type d'accident.

Les circonstances de l'accident du réacteur SL-1 sont rappelées succinctement ci-après, avec les enseignements qui ont pu en être tirés. Les phénomènes mis en jeu

242. Il sera vu au paragraphe 10.1.1 que les rampes lentes étaient en fait plus dommageables pour le combustible du cœur, ce qui n'avait pas été identifié, mais des rampes lentes ne seront plus effectuées dans CABRI.

243. Réacteur stationnaire de faible puissance n° 1.

244. Station nationale d'essais de réacteurs.

dans ce type d'accident et la façon dont ils sont pris en compte pour la conception de réacteurs de recherche de type piscine<sup>245</sup> seront ensuite précisés.

### 8.2.1. L'accident du réacteur SL-1

Le réacteur SL-1 était un réacteur expérimental de l'armée américaine construit sur le site du laboratoire national de l'Idaho<sup>246</sup>, à environ 65 km à l'ouest d'Idaho Falls, dans le cadre d'un programme visant à développer des réacteurs électrogènes permettant d'alimenter des sites isolés comme ceux de stations de radars de surveillance. Il a été mis en service le 11 août 1958. La puissance thermique maximale de ce réacteur était de 3 MW et il pouvait délivrer une puissance électrique de 200 kW. Le cœur de ce réacteur était composé d'une centaine de plaques à base d'uranium et d'aluminium, gainées d'aluminium, regroupées en assemblages ; le combustible était fabriqué au laboratoire national d'Argonne. L'uranium était enrichi à 93 % en isotope 235. Le réacteur était équipé de neuf barres absorbantes à base de cadmium. L'eau située dans la cuve (fermée) servait à la fois de réfrigérant et de modérateur.

À la fin du mois de décembre 1960, une maintenance des barres absorbantes a été décidée, à la suite de divers coincements ayant affecté ces barres. Pour cette maintenance, le réacteur a été arrêté ; les barres ont été mises en position basse et déconnectées de leurs mécanismes de commande.

Dans l'après-midi du 3 janvier 1961, une fois la maintenance terminée, une équipe a reconnecté les mécanismes à leurs barres respectives, en vue du redémarrage du réacteur.

À 21 h, trois postes d'incendie ont reçu des signaux d'alarme provenant du bâtiment du réacteur. Ces alarmes ne permettaient pas de distinguer s'il s'agissait d'un incendie ou d'un niveau anormal de rayonnement. À leur arrivée sur les lieux, les équipes d'intervention n'ont constaté ni dégât visible ni signe d'incendie. Toutefois, des débits de dose très élevés ont été détectés à l'entrée dans le bâtiment du réacteur, avec des valeurs d'environ 1 000 rad/heure (10 Gy/h) dans le hall du réacteur. Deux personnes ont été trouvées inertes auprès du réacteur, une troisième avait été projetée au plafond du bâtiment avec une barre absorbante. Deux de ces trois personnes ont été tuées sur le coup, la troisième décédera deux heures après l'accident, au cours de son transfert à l'hôpital.

Les inspections effectuées, notamment à l'aide d'un robot, ont permis d'établir que seule la barre absorbante en position centrale du cœur avait été éjectée. Les autres barres absorbantes étaient restées dans le cœur, qui a subi une forte déformation radiale. Un bouchon de protection radiologique avait été éjecté jusqu'au plafond du bâtiment. L'état du cœur est visible sur la [figure 8.1](#). La cuve a résisté à l'accident, de même que le bâtiment du réacteur.

---

245. Pour plus de détail, le lecteur pourra s'il le souhaite consulter l'ouvrage édité en 2011 par l'IRSN : « Prise en compte des accidents de type "BORAX" pour les réacteurs de recherche », Collection documents de référence, IRSN 2010/128, disponible sur [www.irsn.fr](http://www.irsn.fr).

246. Idaho National Laboratory (INL).



**Figure 8.1.** Vue du cœur du réacteur SL-1 après l'accident de réactivité survenu en 1961 ; trois des mécanismes de barres sont visibles. © INL.

L'hypothèse la plus généralement retenue pour expliquer l'accident est qu'une barre absorbante s'était coincée et qu'un opérateur a voulu la décoincer à la main, mais a mal dosé son effort. La barre ayant été montée sur une trop grande hauteur, le seuil d'emballement de la réaction en chaîne a été dépassé, conduisant à l'explosion du réacteur. Il a été estimé, notamment du fait de la présence d'un isotope à vie courte de l'yttrium sur les vêtements des opérateurs décédés, que la puissance thermique du réacteur a pu atteindre transitoirement environ 20 000 MW lors de l'accident<sup>247</sup>. D'après les dommages observés, il a pu être estimé que la pression dans la cuve avait dépassé 30 bars.

La décontamination du bâtiment du réacteur SL-1 durera plus d'un an. Les débris du réacteur ont été totalement évacués et le bâtiment a été rasé en 1962.

Les sauveteurs les plus exposés ont reçu une dose estimée de l'ordre de 30 rad (0,3 Gy). Il n'y a pas eu de conséquences radiologiques significatives en dehors du bâtiment dans lequel la quasi-totalité (99,99 %) de la radioactivité serait restée confinée (figure 8.2). Sous le vent, l'impact radiologique sur les plantes est resté faible et aucune contamination n'a été détectée dans les eaux souterraines.

Les éléments disponibles sur cet accident font ressortir que l'une des préoccupations des organisateurs des secours a été, outre d'assurer la protection radiologique des intervenants, d'éviter tout risque d'un deuxième accident nucléaire, en s'assurant qu'il restait suffisamment de barres absorbantes dans le cœur du réacteur et que le bouchon éjecté ne risquait pas de retomber sur celui-ci.

247. Avec un nombre total de fissions de  $1,5 \cdot 10^{18}$ .



Figure 8.2. Mesure de la contamination des sols au voisinage du réacteur SL-1. © INL.

### 8.2.2. Principaux enseignements tirés de l'accident du réacteur SL-1

L'accident du réacteur SL-1, ainsi que les résultats des essais réalisés aux États-Unis en 1954 dans le réacteur BORAX-1 puis en 1962 dans le réacteur SPERT-1 (voir le [tableau 8.1](#) à la fin du présent chapitre), ont montré que les réacteurs de recherche refroidis par de l'eau et utilisant un combustible à base d'uranium et d'aluminium pouvaient, en cas d'apport soudain et important de réactivité, être le siège de deux mécanismes à caractère explosif résultant de la dégradation, voire de la fusion rapide, d'une partie du cœur (les deux mécanismes peuvent éventuellement coexister) suivants :

- une vaporisation brutale d'eau (explosion de vapeur),
- une vaporisation brutale de l'aluminium.

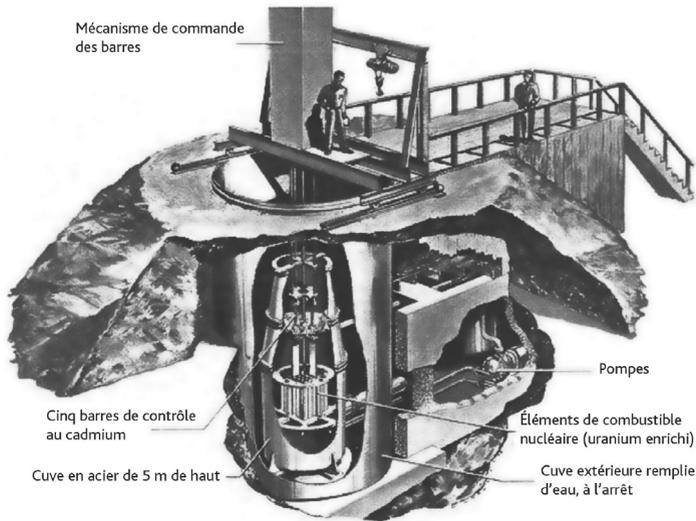
Ces phénomènes peuvent se traduire par la création d'ondes de choc et la détente de bulles dans l'eau du circuit primaire et, pour les réacteurs de type piscine, dans cette piscine. Ces bulles peuvent contenir des gaz non condensables (par exemple de l'hydrogène provenant de l'oxydation de l'aluminium ou de dispositifs expérimentaux), susceptibles d'amplifier les effets mécaniques résultant de la détente des bulles de vapeur – se traduisant par une « impulsion<sup>248</sup> » sur les structures.

Ce type d'accident peut entraîner :

- une dégradation importante du bloc-pile, du circuit primaire, des parois de la piscine du réacteur ;

---

248. Caractérisée par un profil temporel de pression, avec la valeur du pic et la durée.



**Figure 8.3.** En haut, schéma du réacteur BORAX-1. © DR. En bas, photographie prise lors de l'essai destructif final du réacteur BORAX-1. © Argonne National Laboratory (*creative commons*).

- une dégradation de la partie inférieure du confinement (fond de la piscine du réacteur), du fait des effets thermiques des matériaux fondus qui peuvent s'y accumuler ;
- un transfert d'eau dans le bâtiment du réacteur du fait d'une explosion de vapeur, susceptible d'impacter le plafond du bâtiment du réacteur (effet « marteau d'eau ») avant de retomber dans la piscine. Une partie de cette eau transférée dans le bâtiment du réacteur peut être pulvérisée en formant une gerbe d'eau ;

- une augmentation des températures et des pressions de l'atmosphère du bâtiment du réacteur, du fait notamment des échanges thermiques avec la gerbe d'eau et avec les gaz rares et les produits de fission volatils relâchés dans le bâtiment, avec éventuellement des particules ou des fragments de combustible entraînés ;
- de très forts débits de dose dans le bâtiment du réacteur, et éventuellement à l'extérieur ;
- des rejets radioactifs dans l'environnement.

### **8.2.3. *Prise en compte de l'accident de type BORAX en France***

#### **8.2.3.1 Considérations générales**

En France, la possibilité d'un accident de type BORAX a été systématiquement retenue pour la conception du confinement des réacteurs de recherche refroidis par de l'eau et utilisant du combustible à base d'uranium et d'aluminium.

La prise en compte de cet accident comprend :

- la définition des dispositions visant à le rendre très improbable, en considérant tous les initiateurs possibles d'une insertion de réactivité dans le cœur du réacteur ;
- la détermination d'un accident enveloppe, permettant d'en définir les conséquences envisageables au sein même de l'installation ;
- l'évaluation de ces conséquences afin de vérifier le respect des exigences fonctionnelles requises dans une telle situation pour les différents équipements participant au maintien du cœur sous eau (après la phase initiale au cours de laquelle il peut de produire une gerbe d'eau) et au confinement (bâtiment du réacteur, cuvelages et piscines, systèmes de ventilation et de filtration, systèmes de refroidissement post-accidentel...).

Dans le but d'assurer un confinement robuste du réacteur à un accident de type BORAX, les caractéristiques retenues pour cet accident doivent être suffisamment majorantes ou enveloppes.

Les initiateurs considérés sont, par exemple, l'éjection d'un ou de plusieurs éléments absorbants, l'insertion de réactivité associée au retrait intempestif d'un dispositif expérimental absorbant.

La prise en compte de l'accident de type BORAX pour la conception des réacteurs de recherche de type piscine et utilisant du combustible à base d'uranium et d'aluminium demeure nécessaire dès lors qu'un accident de réactivité reste envisageable. À cet égard, il convient de noter que :

- les réacteurs concernés sont, de par leurs missions, des installations offrant une certaine variété de modalités d'utilisation de façon à permettre, souvent simultanément, la réalisation de programmes expérimentaux, la production de radioisotopes... De nombreuses manipulations peuvent être réalisées dans le cœur du réacteur ou à sa proximité ;

- ces réacteurs peuvent être amenés à connaître des modifications dans le temps de leurs missions ou de leurs équipements. Les expériences souhaitées peuvent nécessiter l'installation de systèmes supports dédiés susceptibles de créer des risques qui n'ont pas été considérés explicitement lors de la conception initiale du réacteur (par exemple, utilisation de gaz sous pression). La prise en compte dès la conception initiale d'un accident enveloppe de type BORAX est de nature à faciliter de telles évolutions ultérieures ;
- ces réacteurs peuvent utiliser des équipements spécifiques pour lesquels il n'existe pas de données de fiabilité ou qui ne bénéficient pas d'un retour d'expérience important ;
- pour certains de ces réacteurs, les facteurs organisationnels et humains peuvent avoir une importance particulière pour la prévention des incidents et des accidents. Même si des enseignements ont été tirés de l'accident du réacteur SL-1 et des accidents majeurs qui ont affecté des réacteurs de puissance (notamment [Three Mile Island](#) et [Tchernobyl](#)), la possibilité d'erreurs humaines subsiste et les chances de récupération de telles erreurs ne sont pas aisément appréciables. Plus généralement, la robustesse des lignes de défense organisationnelles n'est pas aisément évaluable. Enfin, comme cela a été indiqué au paragraphe 7.2.3, la coexistence dans l'installation de deux types de personnels (exploitants et expérimentateurs), ayant chacun ses propres objectifs, peut créer une situation complexe, en particulier lors des phases expérimentales où ces deux types de personnes sont en interaction permanente.

### 8.2.3.2 Aspects et paramètres-clés

Un certain nombre d'aspects et de paramètres relatifs à l'accident de type BORAX sont de première importance pour la conception et le dimensionnement d'un réacteur de type piscine utilisant du combustible à base d'uranium et d'aluminium :

- la détermination de l'énergie thermique « déposée » dans le cœur du réacteur, censée constituer une enveloppe pour les accidents de réactivité envisageables dans ce réacteur ;
- les conditions de déclenchement d'une explosion de vapeur par transfert de chaleur entre le combustible fondu et l'eau ;
- l'évaluation des pressions qui peuvent en résulter ;
- l'évaluation des chargements thermomécaniques (ondes de choc, poussée d'eau par détente de bulles...) auxquels sont soumises les structures participant au confinement (y compris la piscine), ainsi que les éventuels dommages qui peuvent en résulter ;
- le refroidissement post-accidentel des matériaux fondus qui peuvent s'écouler au fond de la piscine, voire dans les parties inférieures du bâtiment du réacteur au travers des singularités (traversées des mécanismes d'éléments absorbants...) ;

- les risques d'un nouvel accident de réactivité (« recriticité » ou « retour en criticité »), notamment par réarrangement de combustible (fondu ou solide) ;
- les conséquences radiologiques correspondantes à la suite de transferts de radionucléides du cœur au bâtiment qui l'abrite, puis de ce bâtiment vers l'environnement.

Comme pour les accidents de fusion du cœur des réacteurs à eau sous pression, la caractérisation et la quantification des différentes conséquences d'un accident de type BORAX sont complexes, du fait du grand nombre de phénomènes – mis en jeu de façon simultanée –, de la géométrie des équipements (cuve ou caisson du cœur du réacteur, circuit primaire, réflecteur, dispositifs expérimentaux, cuvelage de la piscine, parois en béton de celle-ci...). Ainsi, pour pouvoir statuer au cours de la phase de conception d'un nouveau réacteur quant au bien-fondé des hypothèses fondamentales retenues pour la conception des éléments participant au confinement des produits radioactifs, une démarche peut consister à utiliser, pour chacun des effets de l'accident pris séparément les uns des autres (ondes de choc et détente de bulles sur les parois latérales de la piscine, « marteau d'eau » et gerbe d'eau en partie supérieure, conséquences radiologiques dans l'environnement...), des outils d'évaluation spécifiques – associés à des hypothèses suffisamment conservatives – permettant d'estimer ces effets avec des marges suffisantes.

L'absence de prise en compte de certains effets, par exemple d'une gerbe d'eau ou d'un « marteau d'eau » sous le plafond du bâtiment du réacteur, peut s'appuyer sur des expériences représentatives.

Dans le cadre du présent ouvrage, ne seront développés que deux des aspects importants de l'accident de type BORAX : le « dépôt » d'énergie thermique dans le cœur du réacteur et l'explosion de vapeur, en faisant ressortir essentiellement les principaux points d'attention à leur égard.

### ► La notion de dépôt d'énergie dans le cœur du réacteur

Le transitoire de puissance qui résulte d'une insertion de réactivité dans le cœur d'un réacteur peut être caractérisée par divers paramètres : la puissance maximale atteinte, la durée du transitoire jusqu'au retour aux conditions initiales, ou encore l'intégrale de la puissance sur cette durée, qui correspond à ce qu'il est d'usage d'appeler l'énergie (thermique) déposée dans le cœur du réacteur. Ce dernier paramètre revêt une importance toute particulière dans les études de conception et de dimensionnement d'un réacteur de recherche pour lequel la possibilité d'un accident de type BORAX est retenue, car il détermine en grande partie l'ampleur de l'explosion de vapeur qui peut en découler, et donc les conséquences pour le réacteur et notamment les éléments participant à son confinement.

Il est à noter que pour les derniers réacteurs de recherche construits en France au XX<sup>e</sup> siècle, à savoir le réacteur à haut flux (RHF) à Grenoble, puis le réacteur ORPHEE à Saclay, une approche forfaitaire a été adoptée : un dépôt d'énergie de 135 MJ a été retenu, correspondant à la fusion de la totalité du cœur du réacteur supposé porté à une

température de l'ordre de 800 °C au cours du transitoire de réactivité. Ces valeurs ont été considérées, à l'époque de la conception de ces réacteurs, comme une enveloppe raisonnable, sur la base des enseignements tirés de l'accident du réacteur SL-1 et des essais réalisés dans les réacteurs BORAX-1 et SPERT-1.

En fait, l'énergie thermique à retenir doit être évaluée en fonction des spécificités du réacteur, notamment en fonction de la quantité de combustible dans son cœur, cela d'autant plus que les données expérimentales relatives à l'accident de type BORAX, qui proviennent essentiellement du retour d'expérience de l'accident du réacteur SL-1 et des essais réalisés dans les réacteurs BORAX-1 et SPERT-1, ne font pas apparaître de phénomènes qui limiteraient le dépôt d'énergie dans le cœur du réacteur au cours de l'accident à une valeur générique indépendante des caractéristiques du réacteur. Le dépôt d'énergie dépend fortement de la réactivité introduite, de la cinétique selon laquelle elle est introduite, des contre-réactions neutroniques et de la quantité de combustible dans le cœur du réacteur. L'énergie retenue *in fine* doit avoir un caractère enveloppe pour couvrir, avec des marges suffisantes assurant la robustesse du confinement du réacteur, les divers scénarios envisageables d'insertion de réactivité, ces scénarios tenant compte, bien entendu, des dispositions retenues par ailleurs pour la maîtrise de la réactivité (et justifiés, le cas échéant, par des essais).

Il est aussi à noter que l'oxydation de l'aluminium dans le cœur du réacteur au cours de l'accident peut apporter un surcroît très important d'énergie thermique à l'eau de la piscine, ce qui peut modifier l'ampleur de l'explosion de vapeur. Il en est de même de la destruction possible, exothermique, de « sources froides » et de « sources chaudes ».

### ► L'explosion de vapeur

L'hypothèse d'une explosion de vapeur est retenue dans les rapports relatifs aux essais destructifs effectués dans les réacteurs BORAX-1 et SPERT-1, ainsi qu'à l'accident du réacteur SL-1.

Une explosion de vapeur peut survenir lors de la mise en contact de deux fluides dont l'un, le combustible fondu, est très chaud, l'autre, le réfrigérant, est froid et volatil. Il s'agit d'une interaction de nature thermodynamique, dont les conditions de déclenchement sont complexes. Elle conduit à une fragmentation et à une solidification des matériaux fondus, ainsi qu'à la vaporisation du fluide froid.

L'ampleur d'une explosion de vapeur dépend de multiples paramètres, notamment :

- la quantité d'énergie totale qui peut être mobilisée : énergie thermique déposée dont il a été question plus haut (fraction du cœur fondue et sa température), à laquelle il convient d'ajouter l'énergie apportée par l'oxydation de l'aluminium et celles susceptibles d'être libérées par la destruction de dispositifs expérimentaux, notamment les « sources froides » et « chaudes ») ;
- la durée des échanges thermiques entre les matériaux fondus et l'eau.

Même si les observations expérimentales montrent qu'une interaction thermodynamique à caractère explosif entre combustible fondu et réfrigérant ne se produit pas

systématiquement, il demeure nécessaire, dans un souci de sûreté, de considérer la possibilité d'une telle interaction dès lors que des matériaux fondus peuvent être mis au contact du fluide réfrigérant à l'état liquide.

L'explosion de vapeur peut conduire à la propagation d'ondes de choc et à la mise en mouvement de masses d'eau par la poussée de la bulle de vapeur qui se détend. Ces phénomènes peuvent provoquer :

- des déformations, voire la rupture, de structures et d'équipements : enveloppes métalliques entourant le cœur du réacteur, plaque supérieure du cœur et tuyauteries du circuit primaire, dispositifs expérimentaux situés à la périphérie du cœur, équipements présents dans la piscine, cuvelage de la piscine du réacteur, batardeau de séparation entre la piscine et un canal de transfert... ;
- l'éjection d'une masse d'eau dans le bâtiment du réacteur, avec éventuellement un effet de « marteau d'eau » sur le dôme de ce bâtiment.

Une attention toute particulière doit donc être portée, pour chaque réacteur étudié, aux effets mécaniques possibles d'interactions thermodynamiques entre matériaux fondus et eau, en fonction de facteurs tels que la pression hydrostatique de l'eau de la piscine au niveau du cœur du réacteur (hauteur de l'eau située au-dessus du cœur), les volumes et inerties des masses d'eau susceptibles d'être mises en mouvement, les raideurs et les inerties des structures métalliques internes et du cuvelage de la piscine... À cet égard, la rigidité de « l'environnement » de la zone d'interaction pouvant différer selon les directions, une mise en mouvement d'eau selon une orientation préférentielle peut intervenir, par exemple vers le haut.

Les ondes de choc produites par l'explosion de vapeur entraînent des pics de pression sur les parois de la piscine qui peuvent atteindre des valeurs très élevées, de l'ordre de plusieurs dizaines de bars, mais de très courte durée (de l'ordre de 10 ms). La détente de la bulle de vapeur d'eau se traduit par une impulsion, de durée plus longue. Ces deux types de chargements mécaniques sont à étudier au cas par cas, sans en exclure l'un ou l'autre, en fonction des caractéristiques (inertie, rigidité...) des éléments constitutifs de la piscine du réacteur étudié (parois en béton de forte épaisseur, cuvelage métallique de faible épaisseur, plaqué ou non sur les parois en béton...).

La protection des parois et du fond de la piscine peut être renforcée :

- en aménageant, axialement au niveau du cœur, un espace vide entre le cuvelage ou la cuve du réacteur et les parois de la piscine. Cette disposition permet une absorption d'énergie mécanique par déformation du cuvelage ou de la cuve, ce qui réduit les sollicitations du génie civil de la piscine (disposition adoptée pour les réacteurs SILOE, ORPHEE, RJH) ;
- en installant des dispositifs d'absorption d'énergie par déformation, par exemple des plaques métalliques sur « plots résilients » en fond de piscine (comme cela avait été adopté pour le réacteur SILOE). Dans le cas du réacteur Jules Horowitz, une plaque métallique est prévue sur le plafond de la crypte des mécanismes des barres absorbantes, et des dispositions (« réservations ») ont été prises pour, le

cas échéant, installer des absorbeurs de chocs (de type nid d'abeille) dans la piscine du réacteur pour protéger les parois latérales de celle-ci.

### 8.3. *Essais à caractère démonstratif réalisés en France*

La recherche d'une bonne robustesse de conception des réacteurs de recherche à l'égard d'accidents de référence peut conduire à compléter les évaluations, faites sur la base de simulations numériques, par des essais qui peuvent être de différentes natures. Cela est notamment le cas lorsque des limitations inhérentes à la simulation numérique et aux outils utilisés apparaissent, par exemple l'impossibilité de modéliser correctement des singularités des structures. Mais se posent généralement des questions délicates en termes de similitude<sup>249</sup> recherchée et de représentativité des essais.

De tels essais ont été réalisés pour des réacteurs de recherche français, concernant différents aspects liés aux accidents de référence (voir le [tableau 8.2](#) à la fin du présent chapitre) ; ils ont visé :

- pour le RHF, à préciser la cinétique de variation de la réactivité du cœur en cas de passage d'eau légère dans l'eau lourde du cœur : des essais ont été réalisés sur le réacteur lui-même avec de l'eau lourde mélangée avec de l'eau légère à différentes concentrations ;
- pour le [réacteur Jules Horowitz](#), à déterminer, sur une maquette, la vitesse de remontée d'une barre absorbante en cas d'éjection accidentelle due à une défaillance de son mécanisme de commande ;
- pour le réacteur ORPHEE, à s'assurer, par des essais réalisés en bassin<sup>250</sup>, de la bonne résistance de la piscine au niveau des traversées des canaux neutroniques horizontaux (cuvelage de la piscine au niveau des traversées des canaux, « fenêtres » et vannes de sécurité équipant les doigts de gant – voir le [paragraphe 7.3.2](#)), afin de s'assurer qu'en cas d'accident de type BORAX il n'y aurait pas de dénoyage du cœur du fait d'une perte d'étanchéité au niveau des canaux neutroniques. Les essais ont consisté à soumettre les équipements précités (sur des maquettes à l'échelle 1/10 pour les essais de résistance du cuvelage et à l'échelle 1/2 pour les essais concernant les dispositifs d'étanchéité des canaux) à une onde de pression d'eau (par un « canon à air » ou par une détente rapide d'un volume d'air comprimé) représentative de l'accident BORAX – détente d'une bulle de vapeur d'eau initialement à 40 bars et d'un volume de 4 m<sup>3</sup> ;
- à vérifier globalement le comportement des structures en cas d'accident de type BORAX ; à titre d'exemple, un essai a été réalisé avec un explosif (TNT) sur une maquette à l'échelle 1/3 du réacteur OSIRIS.

249. Différentes similitudes sont en effet possibles : en termes de déformation de structures, de déplacements de structures...

250. Réalisés par la Société pour le développement de la recherche appliquée (SODERA) dans ses laboratoires.

**Tableau 8.1.** Quelques caractéristiques et observations concernant l'accident du réacteur SL-1 et des essais d'excursion de puissance réalisés dans les réacteurs SPERT et BORAX.

| Réacteur | Description                       | Masse totale d'Al/U (kg) | Réactivité insérée ( $\beta$ ) | Pic de puissance (MW) | Énergie thermique déposée (MJ) | Énergie chimique dégagée (MJ) | Température max. combustible (°C) | Pic de pression (bar) | Dégâts constatés sur le cœur                   |
|----------|-----------------------------------|--------------------------|--------------------------------|-----------------------|--------------------------------|-------------------------------|-----------------------------------|-----------------------|--|
| BORAX-I  | Essai destructif                  | 100/4,2                  | 3,1                            | < 19 000              | 135                            | Non déterminée                | < 1 800                           | 400 - 700             | Fusion étendue du cœur                         |
| SL-1     | Accident                          | 189/14                   | 3,0                            | ~ 19 000              | 133 ± 10                       | 24 ± 10                       | > 2 075                           | 700                   | ~ 20 % du cœur fondu<br>~ 2 % du cœur vaporisé |
| SPERT-I  | 2 derniers essais non destructifs | 51/3,8                   | 2,6                            | 1 130                 | 11                             | -                             | 585                               | 0,5                   | > 0,5 % du cœur fondu                          |
|          |                                   |                          | 2,7                            | 1 270                 | 19                             | -                             | 680                               | 0,5                   | ~ 2 % du cœur fondu                            |
|          | Essai destructif                  |                          | 3,55                           | 2 250                 | 31                             | 3,5                           | 1 360                             | < 300                 | ~ 35 % du cœur fondu                           |

**Tableau 8.2.** Essais de simulation sur des maquettes d'un accident de type BORAX pour des réacteurs de recherche français.

| Caractéristiques des structures |                             |   |                                |                        |   |
|---------------------------------|-----------------------------|---|--------------------------------|------------------------|---|
| Réacteur                        | Puissance de fonctionnement | Piscine   | Bâtiment du réacteur           | Échelle de la maquette | Structures étudiées   |
| TRITON                          | 6 MW                        | Béton précontraint  | Bâtiment en béton avec vitres  | 1/5                    | Piscine et effet de la gerbe d'eau sur le bâtiment                                  |
| MELUSINE                        | 8 MW                        | Béton précontraint, avec cuvelage en acier dans le compartiment contenant le cœur | Bâtiment en béton avec hublots | 1/3                    | Piscine et canaux neutroniques  |
| SILOETTE                        | 100 kW                      | Cuve en acier contenue dans un massif en béton ordinaire                          | Enceinte métallique            | 1/3                    | Piscine et canaux neutroniques  |
| OSIRIS                          | 50 MW                       | Béton armé avec cuvelage en acier   | Bâtiment en béton avec hublots | 1/3                    | Piscine, structure de supportage du cœur et effet de la gerbe d'eau sur le bâtiment |

## Chapitre 9

# Maintien de la conformité aux exigences applicables – Réexamens de sûreté

---

### **9.1. *Maintien de la conformité aux exigences applicables, maîtrise de l'obsolescence et du vieillissement***

Le maintien dans le temps de la conformité d'une installation nucléaire aux exigences qui lui sont applicables doit être assuré. Un chapitre spécifique des règles générales d'exploitation (RGE) est consacré aux essais et contrôles périodiques qui participent à la vérification de ce maintien. Ces essais et contrôles périodiques (déclinés pour les éléments importants pour la sûreté<sup>251</sup>), sont complétés dans des programmes de maintenance préventive, qui peuvent prévoir le remplacement préventif de certains matériels.

Pour les réacteurs de recherche, les essais et contrôles périodiques visent tout particulièrement deux types de difficultés possibles du fait de leur durée d'exploitation qui peut être élevée, de modalités de leur exploitation qui peut ne pas être continue, de flux neutroniques élevés dans certaines structures... Il s'agit :

---

251. Ou dorénavant EIP : au sens de l'arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, un EIP est un équipement important pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement. Cet équipement contribue à la prévention des risques et des inconvénients pour la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement.

- de l'obsolescence d'équipements : à ce sujet, les systèmes de contrôle-commande des réacteurs de recherche qui dataient des années 1970-1980 ont fait l'objet d'une rénovation complète à la fin des années 1990, incluant la mise en place de systèmes à base de logiciels programmés (« baies SIREX ») ;
- du vieillissement des structures et d'autres équipements (câbles, matériaux en polymères...) ; par exemple, pour les réacteurs à « faisceaux sortis de neutrons », la cuve d'eau lourde et les canaux neutroniques ou d'irradiation font l'objet de contrôles systématiques compte tenu des niveaux de flux neutroniques auxquels ils sont soumis.

Les contrôles à tous les stades de la vie d'une installation sont de la responsabilité première de l'exploitant. Il peut néanmoins être noté que d'autres acteurs peuvent être amenés à intervenir de façon ponctuelle pour s'assurer de leur bonne mise en œuvre (inspections sur site ou en usine menées par l'[Autorité de sûreté nucléaire](#), par la Direction des équipements sous pression nucléaires<sup>252</sup>...) – pour les ouvrages de génie civil, l'[IRSN](#) peut proposer à l'Autorité de sûreté nucléaire, comme cela a été le cas pour le [réacteur Jules Horowitz](#), les jalons calendaires et les objectifs de tels contrôles.

Les non-conformités identifiées par l'exploitant lors d'essais ou de contrôles périodiques font l'objet des mêmes modalités de déclaration et de traitement que celles qui concernent les réacteurs du parc électronucléaire.

Mais les réexamens de sûreté sont l'occasion de faire, tous les dix ans, un point approfondi sur la conformité, et notamment sur l'efficacité du traitement par l'exploitant des non-conformités identifiées dans les dix années révolues. Des investigations plus approfondies peuvent alors être menées à l'occasion de ces réexamens.

## 9.2. Réexamens de sûreté

### 9.2.1. Historique et démarche

La sûreté d'une installation nucléaire de base n'est jamais, par nature, définitivement acquise. Son amélioration doit être recherchée en tirant profit, notamment, du retour d'expérience et des nouvelles connaissances.

Des « bilans de sûreté » ont été réalisés à partir de 1978 pour les réacteurs de puissance français (réacteurs de la filière UNGG, réacteur à eau sous pression Chooz A). Cette pratique a ensuite été étendue aux réacteurs à eau sous pression des différents paliers (900 MWe, 1 300 MWe, 1 450 MWe), selon une démarche qui s'est progressivement structurée en réexamens de sûreté (décennaux), précisée ci-après. Des réacteurs de recherche exploités en France ont également fait l'objet de réexamens ou de réévaluations de sûreté dès le début des années 1980, ciblés dans un premier temps sur des sujets particuliers. Néanmoins, dès la fin des années 1990, le principe de

---

252. Pour les appareils à pression, seuls les équipements classés N1 au sens de l'arrêté ESPN sont contrôlés par l'ASN (DEP). Les équipements classés N2 ou N3 sont contrôlés par des organismes agréés. Une partie du circuit primaire principal du réacteur Jules Horowitz est classée N1.

réexamens systématiques tous les dix ans a été adopté, suivant une démarche analogue à celle retenue pour les réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire.

### ► Règlementation et démarche

L'obligation pour les exploitants d'installations nucléaires de base de réexaminer périodiquement (en pratique tous les dix ans) la sûreté d'une installation nucléaire de base est inscrite depuis 2006 dans la loi TSN. Le processus de réexamen de sûreté comprend plusieurs étapes, suivant les deux volets suivants :

- un volet d'« examen de conformité » de l'installation,
- un volet de « réévaluation » proprement dite de la sûreté de cette installation.

L'examen de conformité consiste à comparer l'état réel de l'installation aux exigences qui lui sont applicables au regard de différents textes et documents en vigueur : réglementation, rapport de sûreté, règles générales d'exploitation...

L'objectif de la réévaluation de sûreté est d'apprécier la sûreté de l'installation au regard des objectifs et des pratiques de sûreté les plus récents, en France et à l'étranger, de l'évolution des connaissances et du retour d'expérience d'exploitation de l'installation ou d'autres installations nucléaires, en France et à l'étranger.

Pour les réacteurs de recherche français, un réexamen de sûreté comporte aujourd'hui trois étapes :

- l'exploitant établit et transmet à l'ASN, trois ans avant l'échéance du réexamen de sûreté, un « dossier d'orientation du réexamen » (DOR), qui précise le contour et l'ampleur de l'examen de conformité prévu et de la réévaluation de sûreté envisagée, celle-ci pouvant, sous réserve de justifications appropriées, ne traiter que certains sujets. En retour, après examen par l'IRSN, l'ASN transmet un courrier à l'exploitant, faisant part de remarques sur les orientations du réexamen ;
- l'exploitant procède ensuite à l'examen de conformité, comportant notamment des contrôles sur des structures, systèmes et composants, et aux études de réévaluation de la sûreté de son installation ;
- à l'issue de ces contrôles et études, l'exploitant transmet à l'ASN un rapport de réexamen, précisant les conclusions de son réexamen et les améliorations de sûreté qu'il a prévu de mettre en œuvre, avec le calendrier correspondant. Après examen de ce dossier par l'IRSN et, éventuellement, consultation de groupes permanents d'experts (principalement le groupe permanent d'experts pour les réacteurs [GPR]), l'ASN se prononce<sup>253</sup> sur les conditions de poursuite de l'exploitation de l'installation et peut fixer à cette occasion des prescriptions complémentaires portant notamment sur des travaux à réaliser dans certains délais.

---

253. L'ASN transmet également son avis au ministre en charge de la sûreté nucléaire. Il n'y a pas de décision « homologuée ».

Pour un réacteur de recherche, le déploiement des travaux issus d'un réexamen de sûreté peut durer de deux à trois ans, voire plus si des travaux considérables sont jugés nécessaires. Les réexamens de sûreté constituent des étapes importantes dans la vie d'un réacteur de recherche et sont en effet susceptibles de conduire à des travaux significatifs (confortements sismiques de structures de génie civil, amélioration de la protection contre les risques d'incendie [sectorisation]...) pour pérenniser son exploitation ou pour intégrer de nouvelles technologies.

Les sujets majeurs traités de façon assez usuelle à l'occasion des réexamens de sûreté des réacteurs de recherche français sont :

- la maîtrise de l'obsolescence et du vieillissement d'équipements,
- l'adéquation du confinement (structures, systèmes de ventilation et dispositifs de filtration), en cas d'accident sévère affectant le réacteur ou en cas d'agression externe (explosion, chute d'avion...),
- la résistance aux séismes, pour tenir compte des plus récentes données sismotectoniques,
- la maîtrise des risques d'incendie.

Les examens de conformité sont notamment l'occasion de vérifier, par des contrôles approfondis (éventuellement des carottages dans des structures de génie civil...), le maintien de caractéristiques suffisantes du béton et du cuvelage de la piscine du réacteur – ces caractéristiques étant, pour les réacteurs conçus pour résister à un éventuel accident de type BORAX, une donnée essentielle pour garantir la conservation d'un inventaire en eau de la piscine suffisant dans un tel cas.

De même, les plateformes qui surplombent la piscine du réacteur peuvent devoir faire l'objet de vérifications détaillées de leur stabilité en cas de séisme, afin d'éviter leur chute sur le réacteur dans un tel cas ; les mouvements sismiques à retenir font généralement partie du champ de la réévaluation de sûreté, compte tenu des connaissances nouvelles acquises dans ce domaine.

### **9.2.2. Quelques réexamens de sûreté marquants**

Comme cela a été indiqué précédemment, des réexamens<sup>254</sup> de sûreté ont été régulièrement pratiqués pour les réacteurs de recherche dès les années 1990. Souvent orientés sur une question de sûreté particulière (prise en compte du retour d'expérience d'exploitation, modification importante des caractéristiques ou de l'utilisation de l'installation, réévaluation du comportement sismique...), ces réexamens de sûreté ont été l'occasion de « questionner » la sûreté des réacteurs de recherche d'une manière approfondie et ont conduit à la mise en place de dispositions techniques ou organisationnelles permettant d'améliorer leur sûreté.

254. On utilisera dans le présent paragraphe, par souci de simplification, l'expression « réexamen », bien qu'elle ne corresponde dans certains cas qu'à une partie du contenu, en deux volets, des réexamens tel que défini au début des années 1990 et appelé plus haut.

Ce fut le cas pour le réacteur PHEBUS, après qu'il a été décidé dans les années 1980 d'y mener des expériences pouvant conduire à une fusion du combustible d'essai – programme [Phébus-PF](#), nécessitant un fonctionnement continu du réacteur sur plusieurs semaines (alors que pour les essais précédents la durée de fonctionnement du réacteur ne dépassait pas quelques jours par essai). Ces nouvelles modalités de fonctionnement ont conduit à prévoir des travaux importants de confortement sismique de façon à assurer la tenue du bâtiment du réacteur au séisme majoré de sécurité (il avait été dimensionné au séisme maximal historiquement vraisemblable) : ceinturage du bâtiment, traitement de non-conformités découvertes, lors des excavations, au niveau de l'encastrement dans le rocher (à une profondeur de – 5 m) de piliers de bâtiments auxiliaires jouxtant le bâtiment du réacteur.

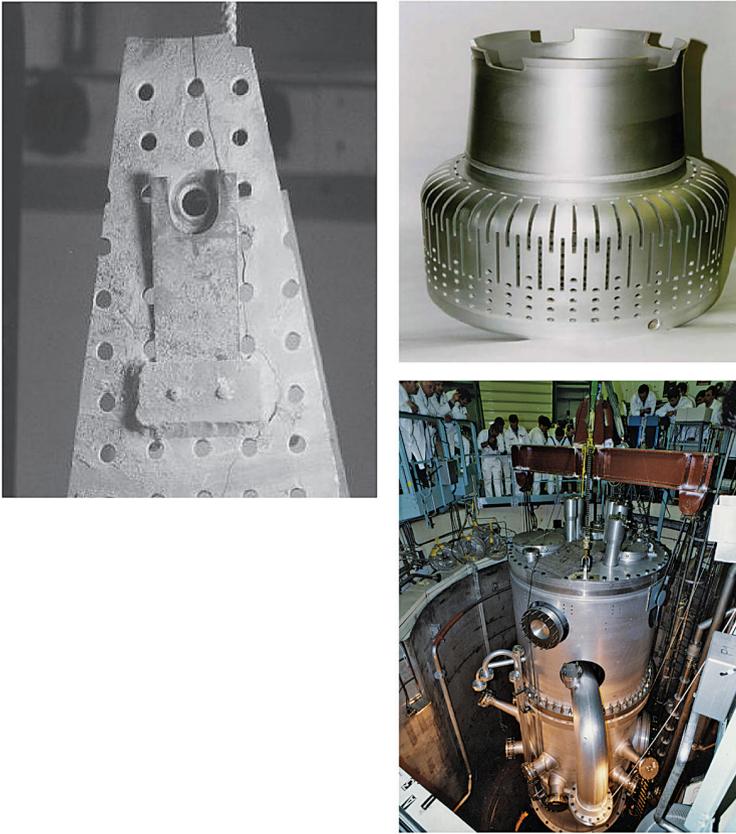
En 1986, une fuite de la piscine du réacteur SILOE ayant été détectée, d'importantes modifications ont été décidées (mise en place d'un cuvelage – voir à ce sujet le [paragraphe 10.1.2](#)), qui se sont inscrites dans le cadre d'un réexamen de sûreté de cette installation.

Au début des années 1980, un premier réexamen a été mené pour le réacteur à haut flux (RHF) à Grenoble, ciblé sur les travaux de rénovation du bloc-pile et sur la durée de vie de certains composants importants pour la sûreté du réacteur. Par ailleurs, à la suite de la découverte en 1983 de fissures dans la partie supérieure de l'enceinte (interne) en béton, au niveau du corbeau du pont de manutention, un ceinturage local externe de cette enceinte a été réalisé en 1989. Cette opération fut particulièrement compliquée compte tenu de l'espace réduit entre cette enceinte et l'enceinte métallique qui l'entoure (80 cm). Les câbles de précontrainte durent être introduits par un trou d'homme aménagé dans le dôme de l'enceinte métallique.

Au début des années 1990, à la suite de la découverte, lors d'un examen visuel, d'une marque inhabituelle sur une structure interne du RHF, à savoir la « grille de tranquillisation<sup>255</sup> » située sous le cœur, un second réexamen de sûreté de ce réacteur a été mené, davantage ciblé sur l'état des structures internes du réacteur. Un examen approfondi montra qu'il s'agissait de fissures dans une zone de cette grille, en aluminium (AG3NET), directement soumise à une irradiation importante en provenance du cœur, qui l'avait fragilisée – cette irradiation ayant été probablement accrue par un phénomène vibratoire. Compte tenu de la durée nécessaire pour déposer l'ensemble des structures internes du réacteur et réparer ou remplacer la grille, évaluée à deux ans, l'[Institut Laue-Langevin](#) a pris la décision, au bout d'un an, de remplacer l'ensemble du bloc-pile, y compris les tronçons de tuyauteries situés en piscine. L'exploitant a retenu à cette occasion une nouvelle conception pour la « grille de tranquillisation », dite « grille rabattue » ([figure 9.1](#)), permettant un remplacement plus facile ; cette nouvelle grille a été qualifiée par des essais réalisés en eau. Ces travaux importants se sont achevés en 1994. La nouvelle grille « rabattue » n'a ensuite été remplacée qu'une fois.

---

255. Cette grille, constituée en fait de deux grilles superposées, fait office d'organe déprimogène en amont du cœur, l'eau arrivant à une vitesse (importante) de 17 m/s. La fluence (flux de neutrons intégré dans le temps) subie depuis le début du fonctionnement du réacteur en 1971 avait été évaluée à  $3.10^{23}$  neutrons/cm<sup>2</sup>.



**Figure 9.1.** À gauche, la partie fissurée de la « grille de tranquillisation » initiale du RHF, en haut à droite la nouvelle « grille rabattue », en bas à droite la descente du nouveau bloc-pile dans la piscine. © ILL.

En 2002, un nouveau réexamen de sûreté du RHF a été conduit, concernant principalement :

- les mises à jour des documents de sûreté de l'installation (rapport de sûreté, règles générales d'exploitation et plan d'urgence interne),
- la prise en compte des enseignements tirés de l'exploitation de l'installation depuis la précédente réévaluation de sûreté,
- le comportement sismique de l'installation.

Concernant ce dernier point, le RHF avait été initialement dimensionné en appliquant les règles parasismiques PS 67, en retenant un séisme d'intensité 8 dans l'échelle de Mercalli<sup>256</sup>,

256. Soit entre VIII et IX de l'échelle macrosismique internationale MSK ; il s'agit d'échelles qualitatives. Selon l'échelle MSK, plus largement utilisée ensuite, le niveau VIII correspond à la « destruction de bâtiments » (conventionnels) et le niveau IX à des « dommages généralisés aux constructions ». Le niveau maximal, XII, a été défini par « changement de paysage ».

avec une accélération maximale horizontale au sol de 0,3 g au niveau du radier<sup>257</sup>. La réévaluation sismique, qui a conduit à des confortements considérables, mérite d'être développée. Cette réévaluation a été menée en appliquant la règle fondamentale de sûreté RFS 1.1.c établie en 1992, puis, pour les travaux de confortement non encore engagés en 2004, la toute récente règle fondamentale de sûreté RFS 2001-01, avec une première appréciation<sup>258</sup> des effets de site (voir le focus du paragraphe 7.4.2). L'application de la RFS 2001-01 a conduit, pour le séisme majoré de sécurité (SMS) à un accroissement (jusqu'à 20 %) des accélérations pour les fréquences inférieures à 4,5 Hz – particulièrement d'intérêt pour les structures de génie civil – et à une baisse significative des accélérations dans la plage [4,5 Hz – 30 Hz], l'accélération maximale du sol (ou accélération à fréquence infinie – PGA) restant voisine de 0,3 g.

L'exploitant a fait procéder à des calculs de simulation – en comportement linéaire – de l'ensemble des structures du RHF (le maillage retenu est représenté sur la figure 9.2), afin de quantifier les déficits de résistance de ces structures pour les nouveaux spectres sismiques. Des déficits ont été identifiés :

- de 15 % à 40 % pour les parois en béton de la piscine,
- de 60 % à l'extrémité du canal de transfert<sup>259</sup>.

Ces constatations ont amené l'exploitant à réaliser différents travaux visant à renforcer le réacteur :

- déconstruction de bâtiments périphériques situés sur le « plancher-margelle » (dont l'un constituant une charge de 1 500 tonnes) ;
- réalisation d'une paroi verticale de soutènement du canal de transfert ;
- réalisation, à la jonction entre le « plancher-margelle » et la paroi de l'enceinte en béton, de 70 « dents » (système de butées tangentielles ou « peigne »), avec un jeu de 1 mm entre les dents (figure 9.2) ;
- renforcement du bâtiment ILL4 jouxtant le réacteur (bâtiment dans lequel est située la salle de commande du réacteur) et découpe de l'extrémité de ce bâtiment située au plus proche de l'enceinte métallique du réacteur, pour dégager un espace de 20 cm entre le bâtiment ILL4 et l'enceinte métallique afin d'éviter des chocs entre ces structures en cas de séisme ;
- découpe à 45° des extrémités des halls des guides de neutrons au plus proche de l'enceinte métallique (figure 9.2).

---

257. Données issues du rapport DSN 50 de 1974. Comme cela a été indiqué au nota 218, une accélération de 0,3 g correspond à une zone moyennement sismique ; pour les zones très sismiques (Japon, Turquie...), les accélérations peuvent atteindre 0,4 à 0,6 g.

258. L'Institut Laue-Langevin s'est alors associé au projet CASHIMA piloté par le CEA pour le volet relatif aux effets de site.

259. Canal constitué de trois compartiments, canal 1, canal 2 et canal 3, pouvant être isolés par des batardeaux.

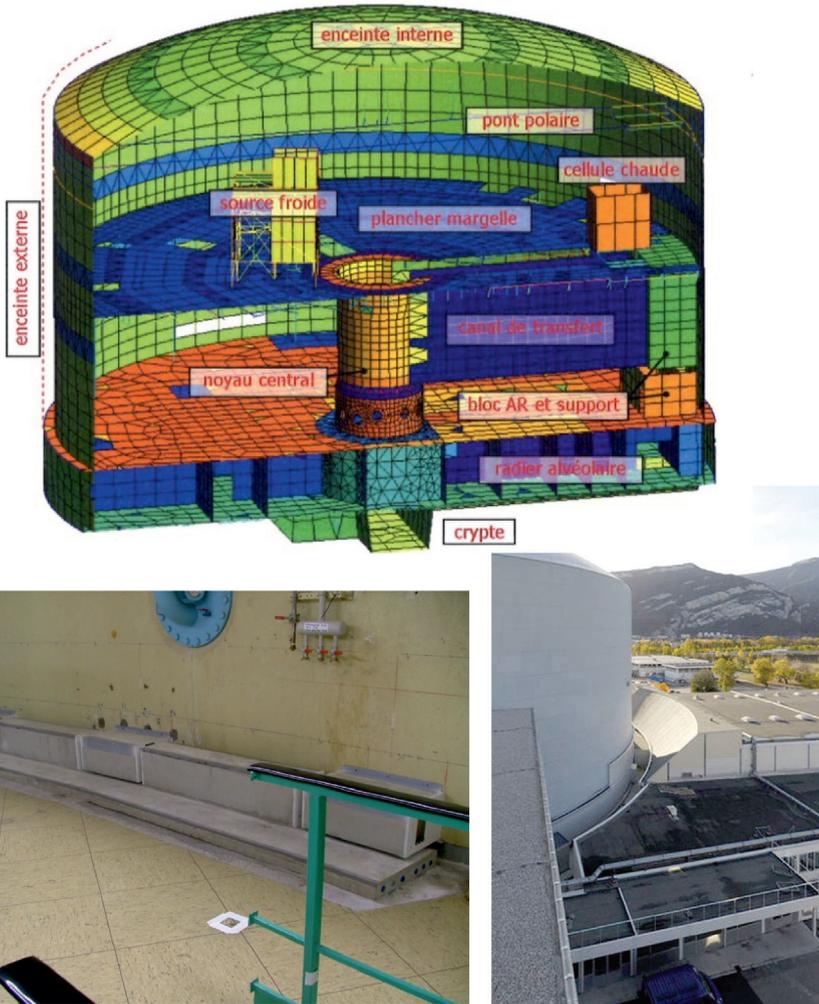


Figure 9.2. En haut, maillage des structures en béton du réacteur utilisé pour la réévaluation sismique du RHF des années 2000 ; en bas à droite, vue de la partie découpée de l'un des halls des guides de neutrons ; en bas à gauche, vue partielle des « dents » situées à la jonction entre la dalle du niveau D et l'enceinte en béton. © ILL.

Par ailleurs, cette réévaluation sismique du RHF a conduit à l'installation d'un circuit de refroidissement d'ultime secours (CRU) pour faire face à une éventuelle fuite de la piscine du réacteur en cas de séisme.

Le réacteur MASURCA a fait l'objet d'un premier réexamen de sûreté en 1988 lors duquel les enseignements tirés des premières années de fonctionnement de ce réacteur ont été analysés. De même, les réacteurs ORPHEE et OSIRIS ont fait l'objet de réexamens de sûreté, respectivement en 1997 et 1999. Ces réexamens ont principalement concerné, pour le réacteur ORPHEE, les dispositions permettant de faire face aux situations accidentelles et

aux risques d'incendie. Pour le réacteur OSIRIS, le réexamen mené en 1999 a été principalement ciblé sur les enseignements tirés de l'exploitation, la protection contre les risques incendie et le comportement de l'enceinte en cas d'accident de type BORAX.

Le réacteur CABRI a fait également l'objet d'une réévaluation sismique, dans le cadre d'un réexamen global de sa sûreté intégrant le projet d'installation d'une boucle à eau sous pression. Cette réévaluation a conduit à des renforcements, réalisés à partir de 2003 : pour l'essentiel, le renforcement des voiles, des poteaux et des poutres du bâtiment du réacteur et des bâtiments annexes, ainsi que le ceinturage des superstructures du bâtiment du réacteur par des tirants en béton armé.



# Chapitre 10

## Le retour d'expérience des réacteurs de recherche français

---

L'exploitation du retour d'expérience est essentielle pour le maintien et l'amélioration du niveau de sûreté de toutes les installations nucléaires. Pour les réacteurs de recherche, ce retour d'expérience s'appuie sur :

- les enseignements tirés d'événements<sup>260</sup> survenus dans les installations nucléaires au niveau international, qu'il s'agisse de réacteurs de recherche, de réacteurs électronucléaires ou d'autres types d'installations ;
- l'analyse détaillée (jusqu'à l'identification des causes profondes) des événements survenus sur les réacteurs de recherche français, avec la définition et la mise en œuvre de dispositions permettant d'en éviter le renouvellement ;
- le partage d'enseignements entre les exploitants des réacteurs de recherche et plus largement avec d'autres acteurs, y compris au plan international (notamment sous l'égide de l'[AIEA](#)).

---

260. L'expression adoptée dorénavant en France est « événement », l'expression « incident » faisant plutôt référence aux conditions de fonctionnement de deuxième catégorie de l'analyse de sûreté déterministe. Une guide de l'ASN diffusé le 21 octobre 2005 distingue ainsi les « événements intéressants » et les « événements significatifs ». Les « événements intéressants » (sous-entendu intéressant la sûreté, la radioprotection ou l'environnement) sont ceux qui ont une « importance immédiate qui ne justifie pas une analyse individuelle mais qui peuvent présenter un intérêt dans la mesure où leur caractère répétitif pourrait être le signe d'un problème nécessitant une analyse approfondie « la protection des intérêts » et les « événements significatifs ».

Concernant les enseignements qui ont été tirés d'événements survenus dans les installations nucléaires au niveau international, trois d'entre eux peuvent être soulignés :

- tout d'abord la nécessité de la prise en compte d'accidents de réactivité — dont l'accident de type BORAX — pour la conception des réacteurs de recherche français, compte tenu des accidents de ce type survenus dans le monde (voir les chapitres 4 et 8 du présent ouvrage) ;
- les interrogations qui ont fait suite à l'[accident de Tchernobyl](#), survenu en 1986, concernant la bonne maîtrise des inhibitions de protections et des raccordements provisoires (« shunts »). Ces interrogations, poussées par l'IPSN, ont notamment conduit à la suppression de certaines possibilités d'inhibition d'actions de sécurité et à une meilleure protection des accès aux dispositifs de réglage des seuils de sécurité de réacteurs de recherche ;
- les interrogations qui ont fait suite à l'[accident survenu en 2011 à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi](#), qui ont conduit aux « évaluations complémentaires de sûreté » (ECS) dont il sera question paragraphe 10.2.

Pour les événements de type anomalie ou écart détectés lors de l'exploitation des réacteurs de recherche français, au-delà de leur identification, déclaration à l'ASN lorsqu'ils relèvent de la catégorie des événements dits significatifs<sup>261</sup> et traitement – qui suit le processus commun aux INB –, un partage d'expérience est effectué dans des instances ad hoc entre les exploitants et leurs chefs d'installation. De son côté, l'IRSN effectue, outre l'analyse de chaque événement et des dispositions proposées par l'exploitant concerné pour en éviter le renouvellement, une analyse dite de deuxième niveau, plus globale et transverse entre les différentes INB (réacteurs de recherche, réacteurs de puissance, installations du cycle du combustible).

Contrairement au cas des réacteurs de puissance, les enseignements tirés d'un événement ayant affecté un réacteur de recherche sont moins immédiatement transposables à d'autres réacteurs de recherche étant donné la diversité des conceptions et des technologies de ces réacteurs. Toutefois, l'analyse de certains événements, concernant par exemple des équipements de levage, des dispositifs de mesure, des « baies » de contrôle-commande, des filtres ou des pièges à iode, ou encore des dispositions organisationnelles peut apporter des enseignements utiles pour plusieurs installations. Ainsi, la découverte en 2012 du mauvais positionnement d'un tube de prélèvement d'air<sup>262</sup> dans la cheminée du réacteur ORPHEE a conduit l'[Autorité de sûreté nucléaire](#) à alerter l'ensemble des exploitants d'INB à ce sujet. Quelques autres préoccupations communes aux réacteurs de recherche ont fait l'objet de règles fondamentales de sûreté spécifiques (dispositifs d'épuration équipant les systèmes de ventilation, protection contre les risques d'incendie – voir le paragraphe 6.2).

Le retour d'expérience de fonctionnement des réacteurs de recherche permet également d'apprécier les évolutions des bilans dosimétriques des travailleurs impliqués

---

261. Les critères de déclaration des événements significatifs sont été spécifiés dans un guide de l'ASN en date du 21 octobre 2005.

262. Prélèvement pour la mesure du tritium.

dans les installations sur plusieurs années et de définir si besoin des actions d'amélioration en vue de poursuivre la réduction des doses reçues par le personnel, notamment dans le cadre de l'application des principes de radioprotection.

Il est à rappeler ici (voir le paragraphe 4.1 du présent ouvrage) que, en relation avec les exploitants des réacteurs de recherche français, l'IRSN transmet chaque année à l'AIEA, en tant que coordinateur pour la France, des fiches sur les événements marquants qui ont pu survenir dans ces réacteurs et dont les enseignements méritent d'être partagés au plan international. Ces fiches sont intégrées dans la base de données du système IRSRR qu'exploite l'AIEA qui rassemble l'ensemble des fiches transmises par les différents pays. La base IRSRR constitue une source d'informations et de connaissances accessibles aux exploitants<sup>263</sup>, qui peuvent en tenir compte, notamment dans le cadre des réexamens de sûreté de leurs installations.

Enfin, il convient de rappeler, comme cela a été indiqué au paragraphe 6.1, que les exploitants rendent publics les événements significatifs survenant dans leurs installations, ainsi que l'analyse qu'ils en ont faite et les dispositions prises pour en éviter le renouvellement, cela conformément aux dispositions de la loi TSN.

## 10.1. Tendances, quelques événements marquants et leur traitement

### 10.1.1. Tendances

La base de données des événements, tenue à jour par l'IRSN depuis juin 1972, comportait (fin juin 2018) 1 515 événements ayant affecté les réacteurs de recherche français, avec leur classement dans l'échelle INES. Cela correspond à trois événements en moyenne par réacteur et par an<sup>264</sup>. Les événements sont répertoriés dans les rapports annuels (publics) de l'ASN.

Quelques grandes familles d'événements et des tendances peuvent être dégagées :

- des événements non spécifiques des réacteurs de recherche :
  - découvertes de corps étrangers dans des éléments combustibles,
  - fonctionnements défectueux ou endommagements de composants (éléments combustibles, structures internes, circuits primaires, mécanismes des absorbants, soupapes de sûreté, groupes électrogènes, engins de levage...), pouvant aller jusqu'à la fusion de combustible (SILOE, 1967),

---

263. En tout état de cause, il appartient aux coordinateurs nationaux de transmettre aux exploitants de leurs pays les fiches d'incidents des bases IRSRR, IRS...

264. La moyenne pour les réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire, installations bien plus complexes que les réacteurs de recherche, est d'environ 13 événements (significatifs) par réacteur et par an (événements touchant la sûreté et la radioprotection). Il peut être utile ici de souligner que le nombre d'événements survenus dans une installation nucléaire ne constitue pas, à lui seul, un indicateur du niveau de sûreté de cette installation. En revanche, l'analyse approfondie de chaque événement est une source fondamentale d'enseignements.

- fuites de piscines ou de capacités (cela a été tout particulièrement le cas pour le réacteur SILOE, de 1965 à 1986), infiltrations d'eau dans des locaux d'entreposage de matières fissiles,
  - défauts d'isolement électrique, pertes de sources électriques externes,
  - dysfonctionnements de systèmes de ventilation et pertes de dépression dans des locaux, efficacités insuffisantes de pièges à iode,
  - mauvais réglages de seuils de sécurité, non-respects de règles de conduite ou d'exploitation (par exemple des limites fixées pour prévenir les risques de criticité, des conditions d'accès dans les zones contrôlées, des fréquences de contrôles en service),
- des événements en rapport avec des spécificités de conception des réacteurs de recherche : chutes d'objets dans les piscines, fuites de circuits d'eau lourde, rejets de tritium (par les cheminées ou dans les sols) par les installations de détritiation, anomalies concernant des clapets de convection naturelle... ;
  - des événements liés à des équipements spécifiques, comme des anomalies relatives aux « doigts de gant » des canaux neutroniques (ORPHEE, RHF) ou aux « sources froides » (ORPHEE, RHF). Ainsi, le RHF a connu une corrosion sous irradiation, décelée à partir de 1972, de la partie interne des doigts de gant en alliage d'aluminium (AG3NET), plus précisément au niveau des « bouchons collimateurs ». Ces derniers se sont grippés par une corrosion due à la formation d'acide nitrique résultant d'un mécanisme de radiolyse de l'air<sup>265</sup> sous flux neutronique (ce qui a conduit à remplacer l'air par de l'hélium dans les doigts de gant et, lors des remplacements successifs de doigts de gant, par l'installation de nouveaux doigts de gant en Zircaloy). De même, au mois d'août 1988, une erreur a conduit à l'éclatement des disques de rupture protégeant la « source froide » verticale du RHF contre les surpressions et au relâchement, à la cheminée de l'installation (de 45 m de hauteur), d'environ 9 m<sup>3</sup> de deutérium contenant quelques dizaines de TBq de tritium ;
  - des événements liés aux dispositifs expérimentaux et à leur exploitation : déclenchements de sécurités propres à ces dispositifs, réactions chimiques avec le sodium ou l'alliage sodium-potassium, explosions de dispositifs... ;
  - des irradiations d'opérateurs, des contaminations de piscines, de bâtiments, de locaux ou de personnes. On peut mentionner à ce sujet le déversement dans la piscine du RHF, en 1974, d'antimoine 124 provenant d'une source neutronique de démarrage. *In fine* – à la suite de nombreux aléas<sup>266</sup> –, il en est résulté un rejet concerté dans l'Isère (réparti entre 1974 et 1975) de 20 TBq de cet élément radioactif ;
  - des découvertes de sources ou d'objets irradiants non répertoriés ;

---

265. Plus exactement une radiolyse des traces d'eau dans l'air.

266. La presse s'en fit l'écho, comme par exemple Sciences & Avenir n° 360 de février 1977.

- des départs de feu et des incendies, notamment un incendie dans un local d'électronique d'un dispositif de mesure associé aux expérimentations (CABRI, 1979), une déflagration dans une armoire électrique (RHF, 2000).

Concernant les opérations de manutention et les engins de levage, plusieurs événements se sont produits :

- chute d'un groupe motoréducteur de translation d'un pont (OSIRIS, 1975),
- rupture du ruban d'entraînement d'un treuil (ULYSSE, 1975),
- chute d'un emballage de transport, le crochet du pont roulant s'étant détaché du moufle (ISIS, 1976),
- chute d'assemblage (MASURCA, 1977), de réglettes (même réacteur, 1989),
- chute en piscine d'éléments d'une boucle expérimentale (SILOE, 2004),
- rupture d'un câble de palan et chute d'un crochet sur le « plancher-margelle » (RHF, 2012),
- rupture d'une élingue (RHF, 2013).

Les risques associés aux opérations de manutention nécessitent donc une attention particulière<sup>267</sup>. Il convient d'analyser de manière approfondie les différents aspects de sûreté de ces manutentions : fiabilité des engins de levage, cinématique<sup>268</sup> des manutentions, facteurs organisationnels et humains, dispositions de limitation des conséquences d'une chute...

Par ailleurs, des dysfonctionnements répétitifs des systèmes de ventilation avec perte de la dépression dans différents locaux de l'installation MASURCA se sont produits de 1991 à 2007. Ils résultaient des défaillances de ventilateurs ou de pertes d'alimentation électrique, attribuables au vieillissement de composants. Il en a été tenu compte dans les projets de rénovation de ces réacteurs.

Si, à partir des années 2000, la fréquence des événements libellés « fausse manœuvre » ou « erreur de manipulation » dans la base de données tend à se réduire, des non-respects d'exigences réglementaires ou de règles d'exploitation ont émergé, en relation avec le renforcement progressif des « référentiels de sûreté » (notamment d'exploitation) des réacteurs de recherche. La fréquence des événements concernant les expériences et les dispositifs associés diminue au fil des décennies, traduisant une meilleure maîtrise.

Il est intéressant de noter l'apparition, à partir des années 2000, d'événements correspondant à l'identification de lacunes ou d'imperfections de la démonstration de sûreté (anomalie d'étude, erreur de transcription opérationnelle d'exigences...), telles que :

- « défaut d'analyse de sûreté-criticité, dans le rapport de sûreté, relative à un coffre contenant des matières nucléaires sans emploi » (MASURCA, 2003) ;

---

267. Ce constat est également valable pour les réacteurs du parc électronucléaire.

268. On entend par cinématique de manutention les séquences de mouvement en termes de déplacements horizontaux et verticaux, de vitesse de déplacement, de survols...

- « utilisation du sas matériel accès galerie couronne non encadrée par le référentiel de sûreté » (OSIRIS, 2005) ;
- « formulation incorrecte de la limite de masse [dans un] « laboratoire chaud » lors de la refonte du rapport de sûreté en 2004 » (MASURCA, 2012).

Dans le paragraphe suivant sont développés quelques-uns des événements les plus marquants au plan de la sûreté ayant affecté des réacteurs de recherche français ainsi que les dispositions correctives qui ont été adoptées à la suite de ces événements. Un certain nombre de ces événements ont fait l'objet d'analyses dans le cadre de réexamens de sûreté. Ces événements, anciens pour la plupart, ont été retenus pour leur intérêt pédagogique, concernant plus particulièrement leur déroulement, les phénomènes physiques mis en jeu, les questions de sûreté soulevées et les réponses qui y sont apportées.

### 10.1.2. *Quelques événements marquants et leur traitement*

#### ► Fuites récurrentes d'eau de la piscine du réacteur SILOE (1965-1986)

La conception retenue pour assurer l'étanchéité de la piscine du réacteur SILOE a été remise en cause par des fuites d'eau de cette piscine vers la nappe phréatique, qui se sont produites de 1965 à 1972, puis de nouveau en 1986.

Le génie civil de la piscine du réacteur SILOE comportait deux compartiments :

- un compartiment dénommé « piscine principale », d'un volume de 213 m<sup>3</sup>, contenant le cœur du réacteur ; c'est cette piscine qui a fait l'objet de fuites ;
- un compartiment dénommé « piscine de travail », d'un volume de 322 m<sup>3</sup>, disposée en fer à cheval autour de la piscine principale et utilisée notamment pour des entreposages de dispositifs expérimentaux et des interventions sur ceux-ci.

La première fuite d'eau de la piscine principale a été décelée en 1965 grâce au bilan des appoints d'eau effectués pour compenser l'évaporation de l'eau de la piscine. Elle disparut en 1968 et réapparut en 1969. Le repérage d'un chapelet de bulles dans l'eau de la piscine, permit, en 1970, de détecter une fissure entre les carreaux de céramique du fond de cette piscine (séparés par des joints en araldite), à proximité d'un pied du « tabouret » supportant le cœur du réacteur. L'étanchéité fut alors rétablie par la pose d'une plaque en acier inoxydable sur le carrelage, avec un joint en mousse synthétique. Mais la fuite d'eau se manifesta de nouveau en 1971, du fait de la dégradation du joint due aux rayonnements. Un colmatage durable de la fuite d'eau n'a été obtenu qu'en 1972 après la mise en place d'un joint plat en caoutchouc naturel appuyé sur le fond de la piscine par du plomb.

Le volume total d'eau contaminée passé dans la nappe phréatique entre 1965 et 1972 a été estimé de l'ordre de 1 500 m<sup>3</sup>. L'activité totale rejetée par cette voie, due principalement au *tritium*, a été évaluée de l'ordre de 2,7.10<sup>11</sup> Bq. Lors des travaux de

remplacement du « tabouret<sup>269</sup> » de la grille du cœur du réacteur, effectués en 1977, l'étanchéité de la piscine a été refaite en posant sur le carrelage du fond et sur une hauteur d'environ 75 cm des parois verticales un revêtement d'une épaisseur de 4 mm de résine époxy associée à un tissu de laine de verre.

La situation durable de non-étanchéité de la piscine amena notamment le Département de sûreté nucléaire<sup>270</sup> du CEA à évaluer quels seraient les rejets radioactifs dans la nappe phréatique dans le cas hypothétique où se produirait un accident de type BORAX, en tenant compte de la contamination de l'eau de la piscine (du fait de l'accident) et des transferts de radionucléides par la nappe phréatique jusqu'à l'Isère (délai évalué à 55 jours). Il fut ainsi montré que, même sans épuration de l'eau contaminée de la piscine du réacteur, l'activité<sup>271</sup> volumique ajoutée dans l'Isère serait dans ce cas faible (de l'ordre de 140 Bq/l). L'étude a néanmoins conduit à examiner des dispositions qui permettraient de limiter les conséquences d'un tel accident avec la piscine non-étanche : épuration de l'eau de la piscine (la mise en route des systèmes de « couche chaude » [voir le paragraphe 7.3.3] et de « fond piscine » permettait de ramener l'activité volumique ajoutée dans l'Isère à 0,7 Bq/l), transfert de l'eau de la piscine dans un bassin de l'installation SILOETTE, pompage d'eau sous le radier, dans des puits...

Cependant, au mois de novembre 1986, un accroissement d'environ 1 m<sup>3</sup> des appoints d'eau effectués dans la piscine pour compenser l'évaporation fut à nouveau constaté. Après vérification de l'étanchéité de différents circuits du réacteur, celui-ci fut mis à l'arrêt au début du mois de décembre 1986 afin de procéder à une inspection détaillée de la piscine principale, suspectée d'être à l'origine de la fuite d'eau. Cette inspection nécessita de décharger les éléments combustibles, de vidanger la piscine, de démonter les diverses structures du cœur du réacteur et de déposer le carrelage. Le transfert de l'eau de la piscine dans un bassin prévu à cet effet fut réalisé de façon volontairement lente, afin de mettre à profit la baisse progressive de niveau pour effectuer une décontamination des parois de la piscine et d'éviter ainsi la mise en suspension dans l'air de particules radioactives. Une injection de gaz inerte<sup>272</sup> sous le radier a alors permis de localiser un trou d'environ 5 mm de diamètre dans un angle au fond de la piscine, ainsi que deux petites fissures. Cet événement s'est traduit par un rejet d'environ 30 m<sup>3</sup> d'eau contaminée essentiellement par du tritium dans la nappe phréatique ; l'activité totale a été estimée à  $2,3 \cdot 10^{10}$  Bq.

Cet événement mit en péril l'avenir de SILOE<sup>273</sup>, compte tenu du coût élevé des travaux nécessaires pour mettre le réacteur en état. Le CEA prit néanmoins la décision d'engager ces travaux en vue de pouvoir poursuivre l'exploitation et les expérimentations dans ce réacteur et programma l'arrêt définitif du réacteur MELUSINE qui avait été mis en service en 1958 et dont les expérimentations pouvaient être transférées dans l'installation SILOE. Les modifications correspondantes, autorisées par le Service central des installations nucléaires (SCSIN) à l'été 1987, furent importantes. Un cuvelage en acier

269. Qui fut alors remplacé par un ensemble grille-tabouret-caisson.

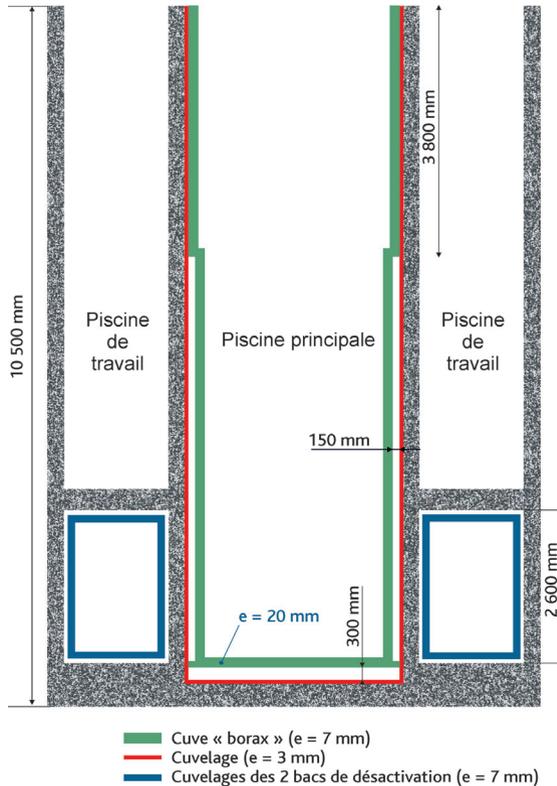
270. Ancêtre de l'IPSN, ce dernier étant créé en 1976.

271. Due à l'ensemble des produits de fission libérés par la fusion du combustible.

272. Le gaz utilisé était de l'hexafluorure de soufre SF<sub>6</sub>, non toxique, ininflammable, pratiquement insoluble dans l'eau, d'une grande stabilité chimique et thermique.

273. La presse se fit l'écho de l'avancement de la situation : Le Matin du 16 avril 1987, Le Monde du 23 octobre 1987.

inoxydable fut installé dans la piscine principale, soudé sur des lattes, également en acier inoxydable, fixées sur les murs de cette piscine. Un espace libre fut ménagé sur le pourtour de la piscine et équipé d'un système de détection et de récupération d'une fuite éventuelle du cuvelage. Concernant la résistance de la piscine à un accident de type BORAX, si l'étanchéité des traversées des canaux neutroniques apparaissait acquise, l'instruction technique mit en évidence une faiblesse de résistance de l'une des parois de la piscine. Cela amena l'exploitant à installer une cuve – dite cuve BORAX – capable d'absorber, en se déformant, une partie de l'énergie qui serait dégagée lors d'un tel accident<sup>274</sup>, afin de protéger le cuvelage et les parois de la piscine. Dans le même but, une plaque en acier inoxydable d'une épaisseur de 20 mm, placée sur des absorbeurs de choc, appelés « plots résiliants », fut installée sur le radier et sous la cuve BORAX afin d'assurer la tenue mécanique du radier de la piscine à la pression qui résulterait d'un accident de type BORAX. Des cuvelages furent également installés dans les bacs de désactivation, avec des systèmes de détection et de récupération de fuite. Ces différents cuvelages et cuves sont représentés sur la [figure 10.1](#).



**Figure 10.1.** Piscines et bacs de désactivation du réacteur SILOE : les cuves et les cuvelages installés en 1987-1988. © Georges Goué/IRSN.

274. Le reste de cette énergie est dissipé par l'expulsion vers le haut de l'eau.

De plus, en 1988, deux piézomètres supplémentaires furent installés pour améliorer la surveillance de la nappe phréatique.

Les fuites de la piscine du réacteur SILOE ont eu, ultérieurement, des conséquences pour les opérations de démantèlement de ce réacteur, qui ne sont que succinctement évoquées ci-après.

Les opérations de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement du réacteur SILOE ont été soumises à une enquête publique et elles ont fait l'objet d'un décret d'autorisation promulgué au mois de janvier 2005. L'état final, tel qu'envisagé par le CEA, correspondait à un assainissement complet des parois des locaux du réacteur. À cet égard, le CEA s'est fixé en 2008 les objectifs quantitatifs<sup>275</sup> suivants :

- une « valeur résiduelle modélisée acceptable » (VARMA) théorique d'activité, en deçà de laquelle les structures pourront être considérées comme conventionnelles, de 1 Bq/g de béton pour les émetteurs  $\beta\gamma$ , hors tritium, et de 100 Bq/g pour le tritium ;
- pour les émetteurs  $\beta\gamma$  hors tritium, un critère de décision de fin de l'assainissement, sur la base des mesures effectuées pour quelques radionucléides, de 0,4 Bq/g, inférieur à la valeur précédente et intégrant une marge supplémentaire pour tenir compte notamment des incertitudes de mesure.

À cette date, la stratégie d'assainissement du radier de la piscine du réacteur et des sols sous-jacents n'avait pas été définie, dans l'attente du retrait de la piscine pour pouvoir déterminer la contamination de ces éléments.

En 2010, le CEA proposa le retrait d'une partie du radier sur toute son épaisseur, et sur une surface couvrant la totalité de la piscine principale. En outre, compte tenu des incertitudes sur le cheminement des fuites dans l'épaisseur du radier, il se proposa de mener des investigations sur les parois verticales mises à nu dans l'épaisseur du radier, dans le but de vérifier l'absence de contamination au niveau des différentes voies possibles de fuite dans le béton, le long des fers à béton ainsi que des gaines de câbles de précontrainte et éléments en feutre bitumineux assurant l'étanchéité.

En 2011, le CEA fit part à l'ASN de la présence d'une contamination dans l'épaisseur du radier au niveau des câbles de précontrainte et dans une partie des terres situées sous le radier (localement, l'activité massique atteignait 25 Bq/g). À ce stade, l'assainissement du radier de SILOE n'avait donc pas permis d'atteindre les objectifs de propreté initialement visés. De son côté, l'ASN était défavorable à la gestion de cette situation par la mise en œuvre d'une « servitude d'utilité publique<sup>276</sup> ». Par ailleurs, l'assainissement complet nécessitait un traitement en profondeur pouvant affecter la tenue mécanique du bâtiment du réacteur. C'est pourquoi le CEA décida finalement de procéder à la destruction complète du dôme et des murs cylindriques du

275. Dans le « dossier d'information relatif à l'assainissement des structures » (DIRAS) en vue du déclassement.

276. Une servitude d'utilité publique est une servitude administrative qui est annexée au plan local d'urbanisme, conformément à l'article L 126-1 du code de l'urbanisme français. Une étude d'impact y est associée.

bâtiment du réacteur ainsi que des bâtiments annexes, avant de procéder au retrait complet du radier et des terres contaminées. Les travaux correspondants sont illustrés par la [figure 10.2](#).

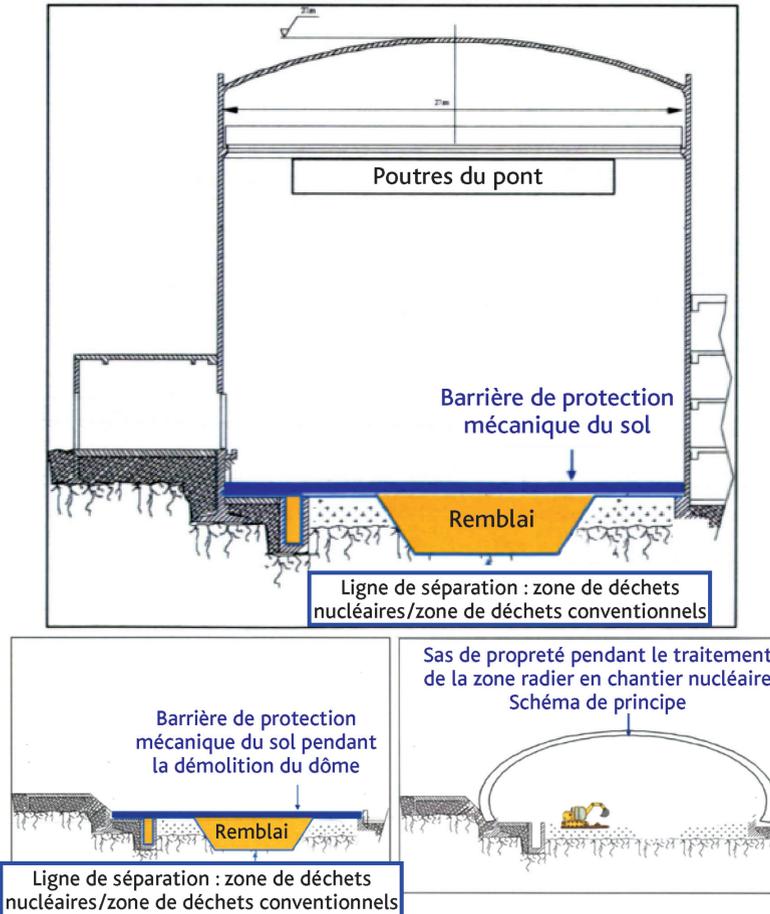


Figure 10.2. Quelques-unes des étapes de la déconstruction du réacteur SILOE (années 2010). © DR.

Une excavation des terres situées sous le radier du réacteur SILOE a été nécessaire sur une hauteur de 1,8 m.

Le décret de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement du réacteur SILOE fut modifié<sup>277</sup> afin de tenir compte des nouveaux travaux d'assainissement qui entraîneront un allongement de la durée des opérations. Le réacteur SILOE a été déclassé par une décision de l'ASN en date du 8 janvier 2015, homologuée par un arrêté du ministre en charge de la sûreté nucléaire en date du 12 février 2015<sup>278</sup>.

277. Décret n° 2013-677 du 24 juillet 2013.

278. JORF du 20 février 2015.

### ► Fusion de plaques de combustible dans le réacteur SILOE (1967)<sup>279</sup>

Une fusion partielle de six plaques de combustible appartenant à un élément de contrôle<sup>280</sup> s'est produite le 7 novembre 1967 dans le réacteur SILOE, au cours d'une montée en puissance à 42,3 MW effectuée dans le cadre d'essais préparatoires à un fonctionnement nominal du réacteur porté à 30 MW<sup>281</sup>. Ces essais, autorisés par la CSIA<sup>282</sup>, visaient à déterminer notamment les marges disponibles, en termes de puissance, par rapport au phénomène de « redistribution de débit » dans les éléments combustibles (phénomène précisé plus loin). À la puissance de 42,3 MW, une baisse brutale de la puissance d'environ 7 MW en une seconde fut observée, suivie d'une baisse plus lente jusqu'à une stabilisation, 20 secondes plus tard, à 20 MW. Le réacteur fut arrêté manuellement 26 secondes plus tard, par la chute des deux éléments de sécurité du réacteur. Une augmentation rapide des débits de dose par rayonnement fut ensuite observée (sur une chambre de mesure immergée, jusqu'à 1 000 rad/h, et sur une autre chambre de mesure, située au-dessus de l'eau de la piscine, jusqu'à une valeur de 220 rad/h), ce qui entraîna l'évacuation du bâtiment du réacteur et des bâtiments annexes, ainsi que l'utilisation des pièges à iode du système de ventilation de secours.

Cet événement s'est traduit par la fusion de 187 g d'alliage d'uranium et d'aluminium (enrichi à 93 % en uranium 235), correspondant à une masse de 36,8 g d'uranium 235 dont 18 g ont été relâchés dans le circuit primaire. Le complément a été retrouvé sous la forme d'un magma au pied de l'élément de contrôle (figure 10.3).

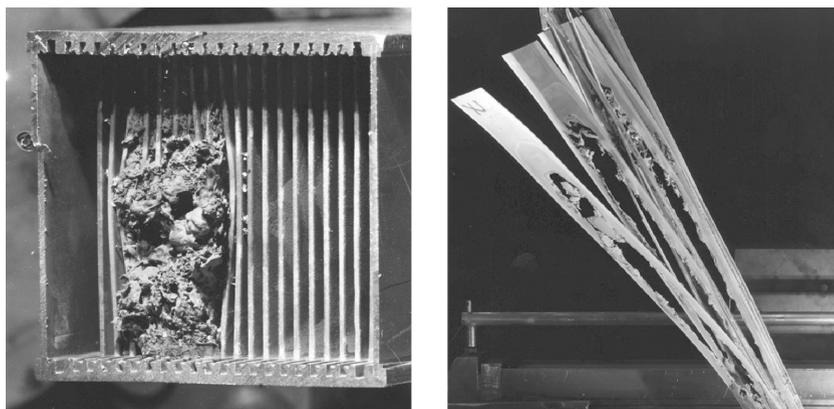


Figure 10.3. Deux vues des plaques fondues de l'élément de contrôle dans le réacteur SILOE. © ILL.

Environ 74 TBq, principalement de gaz rares, ont été rejetés par la cheminée du réacteur dans les deux journées qui ont suivi l'événement. Aussi bien la contamination du bâtiment du réacteur que celle du site ont été négligeables, du fait du faible taux de

279. Revue Contrôle n° 128, avril 1997, ASN.

280. Élément (combustible) contenant des plaques absorbantes de contrôle de la réactivité.

281. Depuis sa mise en service en 1963, le réacteur fonctionnait à la puissance nominale de 15 MW.

282. Commission de sûreté des installations atomiques.

combustion (4 %) de l'élément concerné. Le combustible dispersé dans le circuit primaire a été récupéré dans les bacs de désactivation à l'occasion des visites de ces bacs effectuées en 1970 et 1971.

La cause de la fusion n'a pas été clairement établie. À cet égard, les résultats des investigations menées par l'exploitant à la suite de cet événement, qui ont notamment consisté à mesurer les températures des gaines d'éléments de contrôle du même type, placés à l'endroit où se trouvaient les plaques combustibles fondues, pour des puissances allant de 0 à 39 MW, semblaient permettre d'écarter l'hypothèse d'une redistribution de débit<sup>283</sup> ; en effet, l'extrapolation de ces mesures à une puissance de 42,3 MW conduisait, pour les plaques fondues, à une température au point chaud des gaines inférieure à celle correspondant à l'ébullition locale (116 °C à comparer à 128 °C). En outre, la plaque la plus chaude n'a pas fondu.

Des écailles de peinture sèche, en provenance des structures situées au-dessus de la piscine, ayant été trouvées à plusieurs reprises sur des éléments du cœur, l'exploitant a finalement attribué la fusion des plaques à un bouchage partiel de plusieurs canaux de refroidissement de l'élément de contrôle concerné.

Les améliorations réalisées à la suite de cet événement ont consisté à :

- remplacer les structures en tôle peinte surplombant le cœur, utilisées pour le cheminement de câbles et de flexibles des dispositifs expérimentaux, par des structures en acier inoxydable ;
- doubler le circuit d'extraction de secours de l'installation, afin d'accroître la fiabilité d'un tel système important pour la sûreté ;
- installer des circuits permettant des prélèvements d'air au-dessus de la piscine et des prélèvements d'eau dans cette piscine, depuis l'extérieur du bâtiment du réacteur ;
- installer dans la salle de contrôle une commande du circuit d'épuration de l'eau de la piscine.

L'événement ne nécessita pas de décontamination. Le réacteur fut autorisé à redémarrer quelques jours après.

### ► Éclatement du dispositif expérimental d'irradiation AQUILON dans SILOE (1979)

L'éclatement du dispositif expérimental d'irradiation AQUILON s'est produit dans le réacteur SILOE le 10 avril 1979. Ce dispositif – apparenté aux « bouilleurs<sup>284</sup> » utilisés pour des essais relatifs aux combustibles des réacteurs à eau légère – était placé à la

---

283. Phénomène qui peut résulter d'une surchauffe et d'une ébullition locales, se traduisant par une modification des débits d'eau entre les plaques. Différents essais, réalisés dans le réacteur CABRI, avaient déjà montré que, en général, une redistribution de débit est accompagnée d'oscillations de puissance dues à l'ébullition locale et à l'effet de vide correspondant ; or de telles oscillations n'ont pas été observées lors de l'événement ici rapporté.

284. La pression avait été portée à 130 bars dans le dispositif AQUILON au lieu de 78 bars dans les « bouilleurs ».

périphérie du cœur et contenait un crayon de combustible d'oxyde d'uranium ( $UO_2$ ) irradié (uranium enrichi à 4,7 % en isotope 235) (figure 10.4). L'éclatement du dispositif a conduit au relâchement d'oxyde d'uranium et de produits de fission dans la piscine du réacteur et au relâchement de gaz rares et d'iodes dans le bâtiment du réacteur et dans l'environnement.

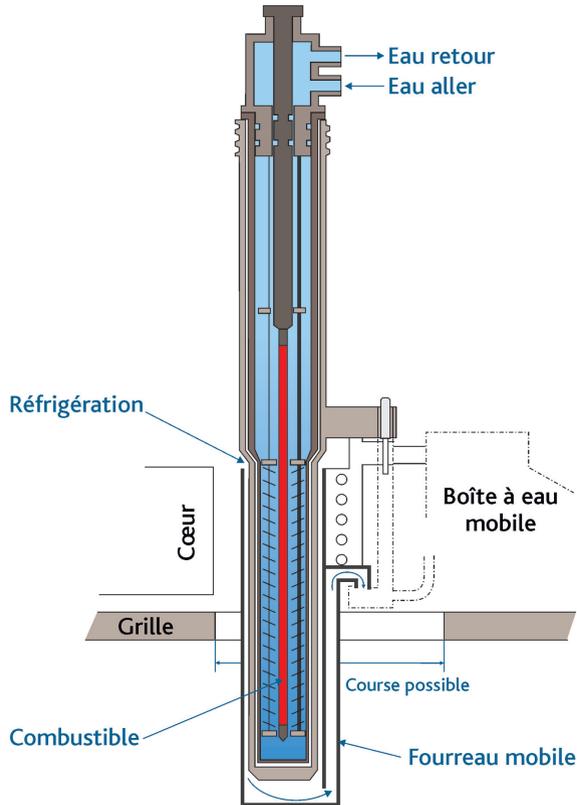


Figure 10.4. Vue en coupe du dispositif AQUILON. © Georges Goué/IRSN.

Dans le dispositif, l'eau était pratiquement statique<sup>285</sup>, sa pression était ajustée en fonction de la chaleur dégagée par le crayon, de façon à obtenir une ébullition nucléée. La vapeur surchauffée produite était dirigée par des couronnes de guidage du crayon à la paroi froide du dispositif, où elle se condensait. La paroi externe du dispositif était refroidie par une circulation d'eau de la piscine. À cette fin, un fourreau cylindrique, disposé autour de la partie basse du dispositif située au droit du cœur du réacteur SILOE, délimitait un canal de refroidissement (d'une « épaisseur » de 2 mm). Ce dernier était raccordé au circuit de refroidissement du réacteur par l'intermédiaire d'une « boîte à eau » mobile (permettant le rapprochement ou l'éloignement du dispositif par rapport au cœur).

285. Le dispositif n'était pas équipé d'une pompe de circulation d'eau, de sorte que seule une convection naturelle pouvait s'y établir.

Le fourreau, d'une masse d'environ 10 kg, prenait appui sur la « boîte à eau », mais n'était pas verrouillé mécaniquement à cette dernière.

L'arrêt du réacteur pouvait être déclenché automatiquement par un certain nombre de sécurités associées à la boucle (en cas de rupture du tube sous haute pression ou en cas de niveau bas de l'eau dans le pressuriseur, ou encore de température élevée dans la partie basse du dispositif).

Le 10 avril 1979, à 9 h 17, le dispositif était en position reculée par rapport au cœur depuis environ 17 heures (les sécurités du dispositif étaient inhibées par des « shunts ») et le réacteur était en fonctionnement. Trois agents de manutention procédaient au retrait du dispositif à l'aide d'un pont roulant.

À 9 h 20, l'ordre d'évacuation du hall du réacteur a été donné depuis la salle de contrôle, à la suite du dépassement du deuxième seuil de débit de dose, réglé à 0,25 mGy/h, sur une chambre de mesure de rayonnement  $\gamma$  située au-dessus de la piscine. Cinq minutes plus tard, une explosion a été perçue en salle de contrôle et les deux absorbants de sécurité ont chuté. Pratiquement au même moment, les seuils d'alarme et de sécurité de nombreuses voies de mesure des rayonnements ont été franchis. L'évacuation du bâtiment a été ordonnée (le débit de dose atteignant 0,4 mGy/h dans la salle de contrôle) et réalisée après que les opérateurs eurent commandé la chute des trois absorbants de contrôle, l'arrêt des pompes primaires et la mise en service de l'extraction d'air de secours (ventilation du hall du réacteur avec pièges à iode).

Les constatations suivantes ont été faites lors des investigations qui ont suivi :

- le fourreau du dispositif portait des traces d'échauffement et était percé de deux trous ;
- le crayon de combustible d'essai était partiellement fondu ;
- la partie supérieure de la plaque externe d'un élément combustible situé près de la « boîte à eau » du dispositif était déformée, sans rupture de gaines.

Environ 190 g d' $\text{UO}_2$  (7,5 g d'uranium 235) ont été expulsés du dispositif dans la piscine.

L'explosion du dispositif a conduit notamment à une libération de 18,5 TBq de produits de fission dans la piscine. Les rejets dans l'environnement ont été estimés à 2,6 TBq de gaz rares et environ  $7 \cdot 10^8$  Bq d'iode, dont  $10^8$  Bq d'iode 131. Du fait de l'évacuation rapide du hall du réacteur par les trois agents de manutention avant l'explosion, la dose reçue par l'agent le plus exposé a été limitée à 1,8 mGy. L'activité volumique maximale des rejets gazeux par la cheminée du réacteur a été de  $1,48 \cdot 10^5$  Bq/l (xénon). Les mesures effectuées dans l'environnement, sous le vent, n'ont pas mis en évidence d'activité due aux aérosols ou aux iodures supérieure au bruit de fond naturel.

La cause de l'événement a été déterminée : un entraînement du fourreau s'est produit lors du retrait du dispositif AQUILON, qui a eu pour conséquences :

- d'interrompre le refroidissement du dispositif (désaccouplement de la liaison entre le fourreau et la « boîte à eau ») ;

- de supprimer le guidage d'eau de refroidissement normalement assuré par le fourreau, jusqu'à ce que la partie inférieure du dispositif soit complètement sortie du cœur du réacteur.

Par ailleurs, il n'a pas été possible d'affirmer que la soupape du pressuriseur du dispositif avait bien fonctionné.

Tous les éléments combustibles du cœur du réacteur SILOE ont été contrôlés à l'aide d'un dispositif mobile de détection de rupture de gaine. Les six éléments qui avaient été les plus proches du dispositif AQUILON ont été remplacés. Le réacteur a été autorisé à redémarrer par le Service central de sûreté des installations nucléaires, après un arrêt de dix jours consacrés pour l'essentiel à l'épuration de l'eau de la piscine. Toutefois, l'utilisation des dispositifs de type « bouilleur » est restée suspendue pour notamment faire le point sur la situation de ces dispositifs par rapport à la réglementation des appareils à pression.

Les dispositions générales prises par le CEA après l'événement – à la suite de la réunion 11 juillet 1979 de la Commission de sûreté des piles – ont porté notamment sur :

- l'interdiction du « shunt » des sécurités associées aux dispositifs expérimentaux durant leur retrait hors d'un cœur ou leur introduction dans celui-ci ;
- le verrouillage des fourreaux sur les « boîtes à eau » ;
- une rédaction plus complète et plus précise des procédures pour l'introduction en cœur, ou le retrait, de divers dispositifs, réacteur en fonctionnement ou à l'arrêt.

### ► Sous-estimation de la puissance de fonctionnement du RHF (1971-1990)

Une anomalie de sous-estimation, permanente, de la puissance réelle de fonctionnement du RHF, de l'ordre de 10 %, a été découverte au mois de janvier 1990 à la suite de la vérification de certains paramètres de fonctionnement du réacteur. Dès ce constat, l'exploitant a réduit cette puissance de fonctionnement, afin de respecter la valeur maximale de 58,3 MWth définie dans les prescriptions techniques qui lui étaient applicables.

Cette anomalie a été déclarée au Service central de sûreté des installations nucléaires le 23 janvier 1990. Elle résultait d'une erreur de calcul du débit d'eau lourde dans le circuit principal du réacteur. La formule utilisée, définie sur la base de mesures effectuées avec de l'eau légère, n'avait pas été corrigée pour tenir compte de la différence de masse volumique entre l'eau légère et l'eau lourde. Le débit réel était en fait supérieur de 10 % au débit calculé. L'erreur avait été également faite lors de la détermination des seuils du système de protection du réacteur, de sorte qu'il n'y eut pas d'alarme ou d'arrêt d'urgence automatique du réacteur.

Le 24 janvier 1990, le Service central de sûreté des installations nucléaires demanda à l'exploitant de maintenir le réacteur à l'arrêt<sup>286</sup>, en soumettant le redémarrage à son autorisation.

---

286. L'exploitant, qui avait abaissé dans un premier temps la puissance du réacteur, avait finalement pris la décision d'arrêter le réacteur.

Il apparut que des observations faites précédemment par l'exploitant trouvaient leur explication dans cette sous-estimation de la puissance de fonctionnement. L'exploitant avait en effet observé une consommation de combustible plus rapide que prévue, qui se traduisait par un raccourcissement des cycles de fonctionnement (la position de fin d'irradiation des barres absorbantes était obtenue au bout de 42 jours au lieu des 46 prévus).

Cette anomalie a conduit l'exploitant à revoir totalement les études de physique du cœur du RHF (neutronique et thermohydraulique).

### ► Fusion de combustible dans des crayons du cœur nourricier du réacteur CABRI (2004)<sup>287 288</sup>

Dans le cadre des actions menées au titre du réexamen de sûreté associé au projet de modification de l'installation CABRI pour y permettre des essais dans une boucle à eau sous pression, des examens portant sur les crayons les plus chauds du cœur du réacteur ont été réalisés. Les premiers examens non destructifs réalisés sur trois d'entre eux ont alors mis en évidence l'existence de plis sur leurs gaines. Ces plis avaient une amplitude de plusieurs dizaines de micromètres et des pas (distances entre plis) voisins de 10 mm – correspondant approximativement à la hauteur d'une pastille de combustible – à la partie inférieure des trois crayons. Pour deux des crayons, il a été observé une zone de déformation importante de quelques pour cent au-dessus de la zone des plis.

À la suite de ces observations, une coupe radiale a été réalisée dans la région du maximum de déformation de l'un des crayons. Une macrographie de cette coupe a montré la présence d'une fusion locale au centre du combustible et des traces d'une interaction pastille-gaine. Ces observations constituaient des écarts aux prescriptions techniques du réacteur CABRI et ont fait l'objet d'une déclaration à la Direction de la sûreté des installations nucléaires le 12 janvier 2004.

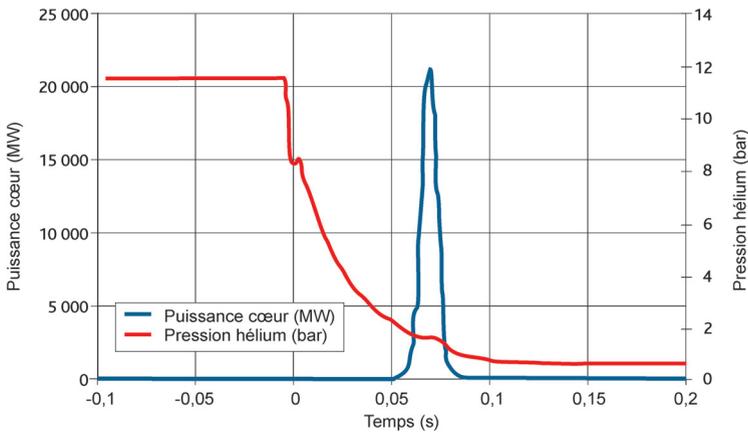
Comme cela a été indiqué dans le chapitre 5, le réacteur CABRI a été conçu pour réaliser des excursions de puissance (« pulses » – voir la figure 10.5) à partir d'un fonctionnement en régime permanent de 25 MW maximum. Dans l'objectif d'éviter la fusion du combustible et d'assurer l'étanchéité des gaines des crayons du cœur nourricier, les prescriptions techniques de l'installation imposaient que, pendant ces excursions de puissance, la température maximale du combustible n'excède pas 2 400 °C<sup>289</sup>, toutes incertitudes cumulées, et que la puissance thermique surfacique des crayons<sup>290</sup> du cœur reste inférieure à 750 W/cm<sup>2</sup> (critères à respecter pour les estimations, par le calcul, préalables aux expériences). Par ailleurs, ces prescriptions techniques autorisaient un fonctionnement du réacteur au-delà de 25 MW jusqu'à 42,5 MW pour une durée cumulée maximale de 23 minutes afin de réaliser des rampes lentes de puissance ; dans ces conditions, la température maximale du combustible ne devait pas dépasser 2 768 °C,

287. Site ASN, déclarations d'incidents.

288. Synthèse du rapport de l'IRSN sur le redémarrage du réacteur CABRI, en date du 22 janvier 2009, rendue publique.

289. La température de fusion de l'UO<sub>2</sub> est d'environ 2 840 °C.

290. Valeur issue d'essais (CAPRI) qui avaient été réalisés dans une boucle au CEA de Grenoble.



**Figure 10.5.** Exemple de profil temporel de puissance dans le cas d'un « pulse » de puissance dans le réacteur CABRI. © Georges Goué/IRSN.

toutes incertitudes cumulées (exigences indiquées dans le rapport de sûreté, justifiées par le calcul).

Depuis la divergence du réacteur CABRI en 1977, environ 500 transitoires rapides de puissance (« pulses ») et 16 rampes lentes de puissance au-delà de 25 MW pendant une durée cumulée de 19,8 minutes avaient été réalisées avec le cœur nourricier. Le taux de combustion moyen du cœur du réacteur était de 88 MWj/tU (environ 2,3 jours équivalents à pleine puissance [JEPP]).

Le combustible du cœur du réacteur est constitué d'UO<sub>2</sub> à faible enrichissement en uranium 235, sous forme de pastilles empilées dans des gaines en acier inoxydable (de nuance 304 L selon la norme américaine AISI).

Les dispositions retenues à la conception pour limiter les risques d'assèchement des crayons de combustible lors des transitoires rapides de puissance étaient les suivantes :

- l'adoption d'un jeu radial initial combustible-gaine élevé pour limiter les interactions pastille-gaine ;
- l'adoption d'une pression interne d'hélium à froid suffisante pour écarter, à chaud, le risque de fluage de la gaine sous l'effet de la pression externe ;
- le choix de pastilles d'un type particulier<sup>291</sup>, peu propice à la fracturation sous l'effet d'un gradient thermique radial (conservation de la géométrie initiale des pastilles) ;
- le choix d'un gainage en acier ayant un fort coefficient de dilatation, contribuant à limiter la fermeture du jeu pastille-gaine lors des transitoires de puissance.

291. Par un procédé de frittage différent de celui utilisé pour les pastilles de combustible destinées aux crayons des réacteurs du parc électronucléaire.

Le bon état du combustible avait été précédemment vérifié par l'examen de crayons parmi les plus chauds du cœur du réacteur, d'abord en 1988 après la réalisation d'environ 200 transitoires rapides, puis en 1991 après un fonctionnement cumulé de près de 10 minutes au-delà de 25 MW en rampes lentes (sur les 23 mn autorisées).

Les investigations ont conduit à attribuer les déformations des gaines et la fusion de combustible à cœur à des transitoires de type rampe lente qui entraînent une déformation en forme de diabolo des pastilles de combustible ; ainsi, en cas d'interaction pastille-gaine pendant de tels transitoires, des plis sur la gaine peuvent apparaître (les transitoires rapides de puissance conduisent à une déformation des pastilles en forme de tonneau). Par ailleurs, seules les rampes lentes conduisent à des températures du combustible proches de la température de fusion de celui-ci. Il en a été déduit que les déformations constatées étaient probablement apparues après la dixième minute de fonctionnement au-delà de 25 MW.

Les observations faites soulevèrent un certain nombre de questions de sûreté, concernant *in fine* l'aptitude du cœur nourricier du réacteur CABRI à pouvoir subir les essais futurs prévus (10 transitoires rapides du programme CIP<sup>292</sup>) :

- Quel était l'état du cœur du réacteur dans son ensemble ?
- Quelles dispositions de remise en conformité du cœur devaient être prises ?
- Quelles dispositions renforcées de surveillance en service des crayons de combustible du cœur devaient être prises ?
- La distribution de la puissance dégagée dans le cœur du réacteur était-elle bien connue ?
- Les outils de simulation, utilisés pour vérifier avant chaque nouvel essai que les critères relatifs au combustible et à son gainage seraient respectés, donnaient-ils des résultats fiables ?
- Fallait-il envisager des restrictions d'utilisation du réacteur pour les programmes futurs ?

Compte tenu de l'implication de l'IRSN dans les recherches menées à l'aide du réacteur CABRI, les dossiers établis par l'exploitant CEA ont fait l'objet, à la demande de l'IRSN, d'un examen par l'organisme belge de sûreté nucléaire AVN (Association Vinçotte-Nucléaire).

Au vu des observations faites sur les trois crayons mentionnés précédemment, une démarche « d'extension de contrôle<sup>293</sup> » a été appliquée. Des examens non destructifs ont ainsi été également réalisés sur six crayons supplémentaires parmi les 1 488 crayons du cœur du réacteur CABRI ; seules de faibles déformations de leurs gaines ont été observées.

---

292. *Cabri International Programme*. Voir l'ouvrage « État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression », Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, 2017.

293. Démarche usuelle qui n'est pas propre aux réacteurs de recherche.

La remise en conformité du cœur du réacteur a consisté à remplacer quatre crayons (celui qui avait fait l'objet d'une expertise destructive et les trois autres crayons du cœur qui produisaient une puissance analogue à celle produite par le crayon expertisé) par des crayons neufs. Il a été estimé qu'un endommagement des autres crayons du cœur du réacteur n'était pas à craindre du fait qu'ils ne produisaient pas une puissance suffisante.

Par ailleurs, une analyse détaillée des transitoires subis par le cœur du réacteur a permis d'attribuer la fusion de combustible et les déformations associées à un transitoire de type rampe lente réalisé en 1995. Le CEA a alors pris la décision de ne plus faire d'essais de type rampe lente dans le réacteur CABRI.

Les analyses réalisées ont montré que des paramètres importants étaient mal estimés par les différents logiciels de simulation du comportement des crayons de combustible mis en œuvre pour les études de sûreté conduites préalablement à la réalisation des transitoires programmés. Cela explique que la fusion de combustible n'avait pas été anticipée. Un nouvel outil de simulation a alors été mis au point par le CEA (ce sujet est développé au chapitre 11). En outre, s'appuyant sur le fait que nombre de transitoires subis par le cœur du réacteur avaient sollicité les crayons de combustible davantage qu'ils ne pourraient l'être à l'avenir, et ce sans qu'aucune rupture de gaine n'ait été détectée, le CEA a proposé de fonder dorénavant la démonstration de l'absence de rupture de gaine lors d'un transitoire sur la vérification du respect de deux critères associés à la déformation circonférentielle et à la température des gaines. Cela a été accepté compte tenu notamment de la bonne ductilité de l'acier austénitique utilisé pour le gainage des crayons de combustible du réacteur CABRI, peu irradié, ainsi que de la faible quantité de produits de fission accumulés dans ce combustible. À cet égard, l'IRSN a réalisé une étude, lors d'une expertise des dossiers du CEA, pour comparer l'énergie que devrait produire un crayon du cœur du réacteur au cours d'un transitoire rapide pour provoquer l'atteinte des nouveaux critères à l'énergie représentative d'une limite de rupture de gaine déterminée sur la base d'essais effectués aux États-Unis et au Japon<sup>294</sup> ; cette étude a montré la cohérence de ces critères pour les transitoires prévus dans le réacteur CABRI (programme CIP).

Finalement, les résultats des calculs réalisés avec le nouvel outil de simulation ont permis d'estimer que les déformations des gaines et les températures des gaines et du combustible ne devraient pas conduire à des ruptures de gaines lors des essais du programme CIP.

En termes de surveillance en service, le programme retenu par le CEA, pour les crayons du cœur du réacteur CABRI, comporte :

- la réalisation d'un « point zéro ». Cette première étape a été réalisée et a consisté à effectuer une profilométrie<sup>295</sup> de référence des quatre crayons se substituant à

294. Il s'agit des essais SPERT-CDC aux États-Unis et des essais NSRR au Japon, réalisés en 1969 et dans les années 1970 avec différents matériaux de gainage, dont de l'acier inoxydable comme cela est le cas des crayons du cœur nourricier du réacteur CABRI. Ces essais avaient alors conduit à retenir une valeur limite, en transitoires rapides, de 240 cal/g pour les crayons de réacteurs à eau sous pression.

295. Mesures diamétrales effectuées pour deux azimuts distants de 90°, selon un pas axial serré.

ceux qui ont subi une fusion locale (situés dans deux assemblages de barres de commande (contrôle) et de sécurité<sup>296</sup> [BCS]) ;

- la réalisation d'une profilométrie à la fin du programme CIP. Cette seconde étape consistera au déchargement de l'un des deux assemblages BCS contenant les crayons chauds et à l'extraction de l'un d'eux pour la réalisation d'une profilométrie. En cas d'évolution notable (hauteur de pli supérieure à 60 µm), une extension de l'inspection à deux autres crayons chauds de l'assemblage BCS sera engagée. Une évolution mineure du plissement est naturellement attendue car les crayons de substitution (déjà irradiés) n'étaient pas, par définition, à l'emplacement du point chaud. Le « pulse » enveloppe des futurs essais devrait donc engendrer un niveau de plissement de la gaine des nouveaux crayons chauds de l'ordre de 60 à 100 µm d'après les calculs prédictifs de thermomécanique.

### ► Irradiation de travailleurs

Dix-huit événements d'irradiation<sup>297</sup> de travailleurs se sont produits dans les réacteurs de recherche français depuis 1973 (moins d'un événement de ce type par réacteur et par décennie). Six réacteurs sont concernés dont principalement les réacteurs SILOE, ISIS et OSIRIS ainsi que le RHF. L'évolution du nombre d'événements au cours du temps est présentée sur la figure 10.6 ci-après.

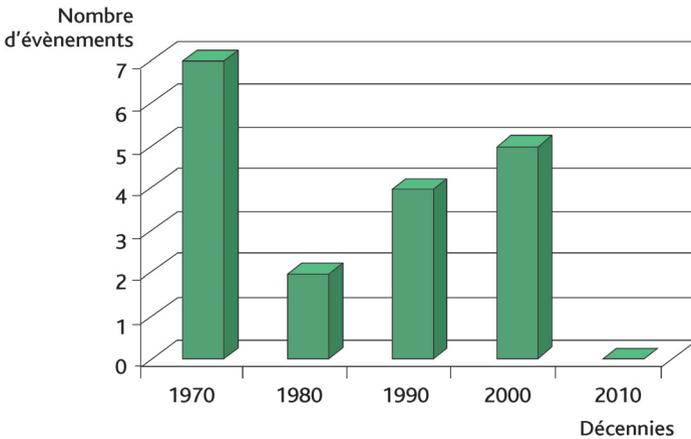


Figure 10.6. Évolution du nombre d'événements d'irradiation de travailleurs au cours des décennies 1970, 80, 90, 2000 et 2010 (2010-2014) dans les réacteurs de recherche français. © Georges Goué/IRSN.

Sur une durée de 41 années (1973-2014), environ une trentaine de personnes ont subi une irradiation, avec des doses maximales de l'ordre de 40 mSv, hormis dans le cas de l'événement survenu le 15 novembre 1979 dans le réacteur SILOE : lors de la dépose d'un

296. Le cœur nourricier du réacteur CABRI dispose de six assemblages, dits assemblages BCS ou simplement BCS, comportant 21 crayons de combustible et 25 tubes recevant les crayons absorbants.

297. Incluant quelques (rares) événements de contamination.

film photographique sur une plaque activée de dysprosium préalablement irradiée dans l'axe d'un faisceau, un opérateur a reçu une dose évaluée à 140 mSv (rayonnements X,  $\beta$  et  $\gamma$ ). Depuis 1990, il n'y a plus eu d'irradiation importante de travailleurs (figure 10.7).

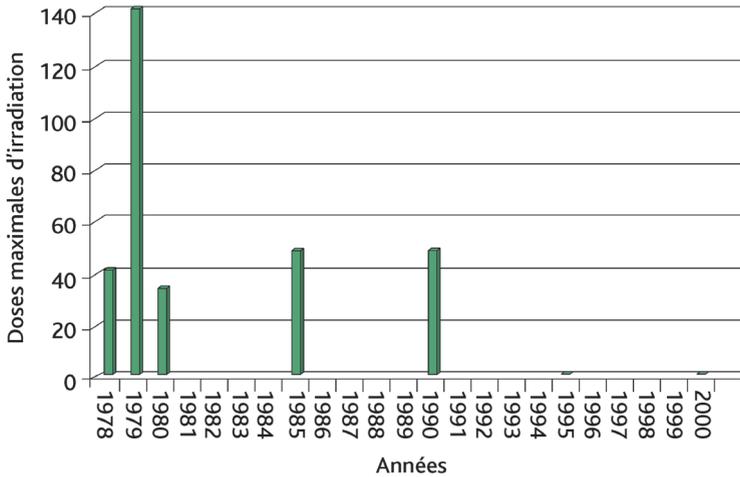


Figure 10.7. Évolution des doses maximales d'irradiation reçues par des opérateurs, en mSv (1978, 1979, 1980, 1985, 1990) dans les réacteurs de recherche français. © Georges Goué/IRSN.

Un événement survenu au mois d'octobre 1985 dans le réacteur SILOE mérite d'être décrit ici, du fait qu'il illustre les risques que peuvent générer des activités multiples menées de façon simultanée dans une installation en général. Le développement du film dosimètre d'un intervenant extérieur, qui était occupé à des travaux de réfection de l'étanchéité de l'enceinte du réacteur (structure métallique), a indiqué une dose reçue de 47 mSv. Les investigations menées ont montré que cet intervenant avait travaillé sur le dôme du réacteur (enceinte métallique), au droit d'une « cellule chaude » située dans le hall du réacteur, en même temps qu'une source de cobalt 60 de près de 100 000 Curies (destinée à la médecine) était manutentionnée dans cette cellule par un moyen de levage situé sur le toit de la cellule et dont le câble traversait l'épaisseur de béton par un trou de faible diamètre. Lors de cette opération, un faisceau très étroit de rayonnement ionisant était dirigé vers le dôme, affectant une faible surface d'environ 1 m<sup>2</sup>. Les investigations permirent également d'attribuer cette dose de 47 mSv uniquement au temps (20 mn) pendant lequel la source avait été extraite de la cellule. La procédure de retrait d'une source de la « cellule chaude » fut ensuite complétée afin de requérir, préalablement à un tel retrait, la vérification de l'absence de travaux sur le dôme du réacteur SILOE.

Plusieurs événements liés à l'utilisation de canaux neutroniques ont concerné le réacteur ORPHEE et le RHF, avec une plus forte récurrence pour le RHF, s'expliquant par le plus grand nombre d'expériences de physique qui sont menées simultanément dans ce réacteur (40 dans le RHF contre 25 dans ORPHEE), et de leurs durées, en moyenne plus courtes pour le RHF.

Deux événements de ce type, l'un survenu en juin 1989 dans le réacteur ORPHEE – qui aurait pu conduire à une irradiation accidentelle de personnes –, l'autre au mois d'août 1990 dans le RHF – qui a conduit à une (faible) irradiation de deux physiciens et de deux agents d'exploitation (dose maximale de l'ordre de 20 mSv) – méritent d'être décrits ici car ils illustrent les difficultés, évoquées au paragraphe 7.2.3, résultant de la présence de plusieurs populations opérant au sein de réacteurs de recherche, à savoir d'une part le personnel d'exploitation, d'autre part les expérimentateurs. Ces deux événements ont conduit les exploitants concernés et l'IPSN à mener une analyse approfondie concernant :

- les dispositions techniques d'obturation des « faisceaux sortis de neutrons »,
- les facteurs organisationnels et humains.

Les dispositions techniques d'obturation reposent notamment sur la présence d'obturateurs physiques (un obturateur dit « de tête », placé en amont du faisceau de neutrons, et un obturateur secondaire<sup>298</sup>, qui peuvent être tous les deux de technologies<sup>299</sup> diverses) permettant d'interrompre le faisceau de neutrons et de rétablir la continuité de la protection biologique du réacteur. Ces obturateurs qui constituent des éléments importants pour la sûreté font l'objet de vérifications périodiques. Les deux événements de 1989 et 1990 ont mis en évidence des défauts dans la conception des obturateurs (obturateur déséquilibré<sup>300</sup> par une petite fuite d'air comprimé dans le cas du réacteur ORPHEE, entraînant une ouverture inopinée du faisceau ; obturateur isolé [pour des raisons d'interventions] de son alimentation en air comprimé dans le cas du RHF d'où l'impossibilité d'interrompre le faisceau). Diverses améliorations ont été mises en œuvre, notamment sur les circuits d'air comprimé de commande des obturateurs.

En matière de facteurs organisationnels et humains, l'événement survenu dans le réacteur RHF a conduit l'IPSN à mener, en accord avec l'exploitant, sa propre analyse. Celle-ci a conduit aux constats suivants :

- il existait un contexte particulier de situation contrainte pour les physiciens-chercheurs à l'[Institut Laue-Langevin](#), qui étaient sollicités par de nombreuses demandes d'expérimentations en recherche appliquée ;
- trois personnes avaient successivement persévéré dans une représentation mentale erronée du fonctionnement des obturateurs et du rôle d'une clef associée au tiroir de commande des obturateurs secondaires, malgré des alarmes visuelles et sonores, jusqu'à ce qu'une quatrième personne, l'agent responsable de la « gestion » des obturateurs, leur fasse prendre conscience de la situation dangereuse dans laquelle ils opéraient. La formation des opérateurs sur les systèmes d'obturation,

---

298. Le faisceau de neutrons peut, après un obturateur de tête, être dirigé vers plusieurs canaux, chacun d'eux étant équipé de son propre obturateur, dit secondaire.

299. À volet, à barillet, à bouchon liquide, etc.

300. Il s'agissait d'obturateurs dits à double action, dont la membrane était maintenue en position fermée par de l'air sous pression de chaque côté de celle-ci. Ils ont été remplacés par des obturateurs à ressort et à air comprimé, de sorte qu'en cas de baisse de la pression de l'air d'un côté de la membrane, celle-ci soit maintenue en position d'obturation par le ressort agissant de l'autre côté.

leurs conditions de fonctionnement, les balises et les alarmes associées (visuelles et sonores) apparaissait donc insuffisante ;

- l'exercice des missions incombant à la Commission interne de sécurité (CIS) était alors réduit pour ce qui concerne les dispositifs expérimentaux et les expériences.

Dans le cas du réacteur ORPHEE, la concertation entre l'exploitant de ce réacteur et le [Laboratoire Léon Brillouin \(LLB<sup>301</sup>\)](#), de qui dépendaient les expérimentateurs, était apparue perfectible, ce qui ne permettait pas au chef d'installation d'exercer clairement ses responsabilités en matière de sûreté pour ce qui concernait les dispositifs expérimentaux.

Les deux événements ont conduit à étendre formellement les responsabilités en matière de sécurité des personnes et des biens des deux chefs d'installation concernés aux dispositifs expérimentaux compris, à l'intérieur de leurs installations nucléaires de base, et à renforcer la formation des opérateurs chargés des dispositifs expérimentaux.

Ainsi, dans le cas du réacteur ORPHEE, une convention, signée en septembre 1989 entre le chef d'installation et le [LLB](#), a précisé les interfaces entre les installations du réacteur et les dispositifs expérimentaux, et prévu la désignation d'un chef d'installation et d'un ingénieur de sécurité pour les activités expérimentales. Elle a fixé les responsabilités respectives de ces derniers et leurs rapports avec le chef de l'installation ORPHEE. Le chef d'installation des activités expérimentales a eu la responsabilité de la sécurité des personnes et des biens dans le cadre des règles générales d'exploitation du réacteur, et a été chargé :

- de la formation des opérateurs impliqués dans les activités expérimentales,
- de l'établissement des consignes correspondantes et de leur bonne application,
- d'un examen de toutes les modifications notables des moyens expérimentaux existants ou de la mise en œuvre de moyens nouveaux,

l'autorisation d'exploitation des dispositifs expérimentaux (ou de modifications jugées importantes de dispositifs déjà autorisés) étant conditionnée, comme pour le RHF, à un examen par une Commission interne de sécurité.

## ***10.2. Les dispositions de renforcement de la sûreté des réacteurs de recherche français après l'accident de Fukushima Daiichi***

L'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi le 11 mars 2011 a conduit le Premier ministre français à demander au président de l'[ASN](#), le 23 mars 2011, de réaliser une étude de la sûreté des installations nucléaires, en priorité les réacteurs électronucléaires, au regard de cet accident. Cette étude devait porter sur cinq points : les risques d'inondation, de séisme, de perte des alimentations électriques et de perte

---

301. Le LLB est une unité mixte de recherche (UMR) associant le CEA et le CNRS.

du refroidissement, ainsi que la gestion opérationnelle des situations accidentelles. Le Premier ministre souhaitait que soit examiné, installation par installation, si des améliorations en matière de sûreté étaient nécessaires et cela en cohérence avec les travaux menés dans le cadre européen par le groupe [ENSREG](#) et l'association [WENRA](#). Il souhaitait que les premières conclusions de ces travaux soient présentées à la fin 2011.

Dans le même temps, le Conseil européen a demandé à l'ensemble des pays de l'Union européenne, lors de sa réunion des 24 et 25 mars 2011, la réalisation de tests de résistance (*stress tests*) de leurs réacteurs électronucléaires, à l'égard d'éventuelles agressions naturelles (séisme et inondation principalement) d'une ampleur dépassant les caractéristiques retenues pour la conception des installations (agressions dites extrêmes).

Pour répondre à la demande du Premier ministre, l'[Autorité de sûreté nucléaire](#) a demandé aux exploitants d'installations nucléaires [EDF](#), [CEA](#), [AREVA](#) et l'[Institut Laue-Langevin](#), par douze décisions en date du 5 mai 2011, de présenter :

- « *les dispositions prises lors du dimensionnement de l'installation et la conformité de celle-ci aux exigences de conception qui lui sont applicables*<sup>302</sup> ;
- *la robustesse de l'installation au-delà de ce pour quoi elle est dimensionnée, en identifiant en particulier, d'une part les situations qui conduiraient à une brusque dégradation de l'accident (« effet falaise »), d'autre part les mesures permettant d'éviter ces situations ;*
- *des propositions de renforcement du niveau de sûreté de l'installation et de l'organisation en cas de crise ».*

Les études menées par les exploitants ont constitué les « évaluations complémentaires de sûreté » (ECS).

Comme cela a été expliqué au paragraphe [7.3.2](#), la conception des réacteurs de recherche français leur permet, en règle générale<sup>303</sup>, d'atteindre rapidement après leur arrêt un état ne nécessitant pas de circulation d'eau forcée et peu de moyens d'alimentation électrique (pour la surveillance de l'installation, des rejets éventuels...). De plus, leurs inventaires radiologiques sont bien entendu significativement inférieurs à ceux qui existent dans les réacteurs du parc électronucléaire. En revanche, il convient de tenir compte des risques spécifiques qu'ils présentent (construction dans des zones de sismicité notable ou en aval de barrages, à proximité de zones urbaines...).

C'est pourquoi des ECS ont été menées pour les réacteurs de recherche, selon le cahier des charges défini par l'[ASN](#), qui reprenait celui qui avait été proposé par l'association [WENRA](#) pour les *stress tests* des réacteurs électronucléaires européens, augmenté d'un volet concernant les prestataires des exploitants. Des priorités ont

---

302. Il s'agissait ici de faire un point complet sur ces sujets, intégrant les éléments et justifications contenus dans les rapports de sûreté (dernières versions en vigueur), les écarts ou anomalies détectés au fil du temps et leur traitement, les réexamens de sûreté passés.

303. Hormis dans le cas du réacteur Jules Horowitz.

toutefois été établies en fonction des risques associés à ces réacteurs (selon une approche « proportionnée »).

Concernant les prestataires, l'accident de Fukushima Daiichi a en effet montré que la capacité d'un exploitant et le cas échéant de ses prestataires à s'organiser pour travailler en condition d'accident grave était un élément essentiel de la maîtrise de telles situations. Cette capacité à s'organiser est également un élément essentiel de la prévention de tels accidents, de la maintenance des installations et de la qualité de leur exploitation. Ainsi, les conditions de recours à la sous-traitance revêtent une importance particulière et doivent permettre à l'exploitant de conserver l'entière maîtrise et l'entière responsabilité de la sûreté de son installation. Il est apparu nécessaire que cet aspect soit abordé dans les évaluations complémentaires de sûreté (les sujets qui devaient être traités par les exploitants sont indiqués dans le focus à la fin du présent chapitre).

Les ECS ont consisté à évaluer le comportement des réacteurs de recherche pour des agressions extrêmes, essentiellement séismes et inondations, ainsi qu'en cas de perte totale des alimentations électriques ou de la source froide externe<sup>304</sup>, et à la gestion d'accidents graves, cela dans un contexte où tout ou partie des installations d'un site pourrait être affecté de façon durable.

Il convient de souligner que l'ensemble des ECS menées en France, que ce soit pour les réacteurs électronucléaires ou pour les réacteurs de recherche (ou pour d'autres types d'INB), sont à placer dans le contexte général de la recherche d'améliorations de leur sûreté, qui s'appuie sur :

- la prise en compte du retour d'expérience,
- des réexamens de sûreté décennaux qui comportent une réévaluation des règles et des exigences de sûreté en fonction des avancées des connaissances.

De façon générale, bien qu'ils conclurent à un dimensionnement suffisant de leurs installations pour faire face à des agressions naturelles plausibles, les exploitants de réacteurs de recherche ont été amenés à proposer la mise en place de dispositions complémentaires, principalement pour augmenter l'autonomie des moyens prévus sur les sites correspondants pour faire face à des situations durables pouvant affecter le refroidissement à long terme du réacteur<sup>305</sup> – pouvant découler d'une perte d'alimentations électriques – ou pour renforcer les dispositions de gestion d'une crise de grande ampleur.

Plus précisément, les exploitants des réacteurs de recherche français ont évalué les marges disponibles, au-delà des sollicitations sismiques de référence<sup>306</sup>, pour des « équipements essentiels » (parfois dénommés SSC-clés) en termes de sûreté, comme les bâtiments et les piscines des réacteurs, les clapets de convection naturelle, les vannes

---

304. L'eau provenant de l'extérieur de l'installation et pouvant être utilisée pour l'évacuation de la chaleur dégagée par le réacteur.

305. Par exemple, sans moyens de refroidissement particulier, l'évaporation progressive de l'eau d'une piscine de réacteur conduirait à devoir effectuer des apports d'eau pour éviter le dénoyage du cœur.

306. Sollicitations retenues lors des plus récentes réévaluations sismiques.

de sécurité des canaux neutroniques... Le comportement d'équipements susceptibles de constituer des agresseurs potentiels de ces « équipements essentiels » a également été examiné (les ponts de manutention en particulier).

L'expertise des ECS transmises à l'Autorité de sûreté nucléaire par les exploitants des réacteurs de recherche français a été réalisée par l'IRSN ; l'ASN a également sollicité les avis du [groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires](#).

Les marges estimées par les exploitants des réacteurs de recherche ont conduit l'ASN à considérer que les installations pouvaient poursuivre leur fonctionnement, mais que des améliorations devaient être mises en œuvre afin de disposer d'un « noyau dur » (voir le focus ci-après) d'équipements particulièrement robustes pour faire face à des agressions extrêmes telles qu'un séisme (« séisme noyau dur » [SND] et ses effets induits). La mise en œuvre de ces « noyaux durs » a été formellement prescrite en 2013 aux exploitants des réacteurs de recherche par un certain nombre de décisions de l'ASN. Ces « noyaux durs » doivent viser :

- « à prévenir un accident grave ou en limiter la progression ;
- à limiter les rejets radioactifs massifs ;
- à permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise » ;

par des renforcements appropriés de la défense en profondeur.

Concernant le dernier point évoqué ci-dessus, il est en particulier apparu nécessaire, de façon générale pour les réacteurs de recherche, que les dispositions de surveillance post-accidentelle soient renforcées en matière de diagnostic de l'état de ces réacteurs en situations extrêmes, notamment pour disposer d'une information sur la position des clapets de convection naturelle ou des éléments absorbants de sécurité.

Dans ses décisions de 2013, l'[Autorité de sûreté nucléaire](#) a formulé des prescriptions concernant les situations à prendre en compte pour la conception des « noyaux durs » et particulièrement le séisme « noyau dur » (SND) :

- Les situations (dites « situations noyau dur ») à prendre en compte sont :
  - la perte totale des alimentations électriques n'appartenant pas au « noyau dur » ;
  - la perte totale de la source froide (de refroidissement du réacteur) n'appartenant pas au « noyau dur » ;
  - les agressions externes retenues pour le « noyau dur » ;
  - les situations résultant de l'état de l'installation, du site et de son environnement après une ou des agressions externes retenues pour le « noyau dur »,
- Le SND doit :
  - être enveloppe du séisme majoré de sécurité (SMS) du site, majoré de 50 % ;
  - être enveloppe des spectres définis de manière probabiliste avec une période de retour de l'ordre de 20 000 ans ;

- prendre en compte pour sa définition les effets de site particuliers et notamment la nature des sols.

## #FOCUS

### Le concept de « noyau dur »

Le renforcement de la sûreté d'installations telles que les réacteurs nucléaires, à la lumière des enseignements tirés de l'accident survenu au mois de mars 2011 à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, a eu pour objectif de limiter autant que possible les rejets radioactifs à court, moyen et long termes en cas de survenue d'une agression externe d'une ampleur extrême, avec perte durable de sources (sources électriques, source froide d'un site). Il est en effet apparu souhaitable que, dans de telles situations, une installation nucléaire n'accroisse pas les difficultés auxquelles pourraient déjà devoir faire face les équipes de secours aux populations. En cas de catastrophe naturelle du type de celle survenue au Japon en mars 2011, l'environnement du site affecté serait très fortement dégradé, rendant difficile la mise en œuvre d'actions de protection des populations présentes dans le voisinage du site ainsi que, à plus long terme, la gestion des territoires contaminés.

Ainsi, le « noyau dur » post-Fukushima comprend des dispositions permettant d'assurer l'ensemble des fonctions fondamentales de sûreté, dans les situations évoquées précédemment (« situations noyau dur »).

Par ailleurs, il est apparu nécessaire que le « noyau dur » soit défini en considérant la perte de l'ensemble des dispositions déjà mises en œuvre au titre de la défense en profondeur, dont la robustesse à des agressions naturelles d'intensités significativement supérieures à celles retenues pour le dimensionnement de l'installation ne peut généralement pas être établie de façon certaine.

Ainsi, le « noyau dur » inclut des dispositions suffisamment robustes pour prévenir, autant que possible, la fusion de combustible (en cœur ou en piscine d'entreposage)<sup>307</sup> dans les situations évoquées précédemment, ce qui comprend l'arrêt de la réaction nucléaire en chaîne et le maintien du refroidissement du combustible, ainsi que des dispositions visant à limiter les rejets, de façon à réduire les conséquences radiologiques en cas de fusion de combustible, en termes d'étendue et de durée. En complément, les missions qui incombent à l'exploitant en situation de crise doivent pouvoir être assurées. Pour cela, des dispositions du « noyau dur » doivent permettre l'accès des équipes de crise aux informations indispensables à l'appréciation de l'état des installations et à la préparation des interventions sur le site. En cas de rejets radioactifs dans l'environnement, l'exploitant doit par ailleurs être en capacité d'évaluer les conséquences de ces rejets à partir non seulement des données disponibles dans les installations, mais également de mesures réalisées dans l'environnement (mesures météorologiques, mesures de débit de dose et d'activité

---

307. Principe repris dans les différentes décisions de l'ASN formulées en 2013 aux exploitants.

radiologique). Ces informations doivent permettre à l'exploitant et aux pouvoirs publics de prendre les décisions qui leur incombent respectivement pour assurer la protection des personnes présentes sur le site et des personnes du public. À cet égard, il est dès lors indispensable que le site dispose de moyens de communication opérationnels avec l'extérieur dans les situations considérées.

Pour la définition du « noyau dur », une attention doit également être portée aux systèmes dits « systèmes supports » qui permettent le fonctionnement des systèmes assurant directement les fonctions de sûreté. Il s'agit notamment des systèmes de production et de distribution électrique (groupes électrogènes ou batteries, tableaux électriques), de contrôle-commande ou de ventilation (qui assurent le conditionnement thermique des locaux). Pour ces systèmes, une indépendance et une diversification par rapport aux moyens existants sont recherchés.

Pour les installations nucléaires existantes ou dont le projet ou la construction sont déjà bien avancés (EPR Flamanville 3, réacteur Jules Horowitz), le « noyau dur » sera en définitive constitué de structures, systèmes et composants (SSC) existants, renforcés si besoin afin qu'ils soient opérationnels en cas d'agression extrême, et de SSC nouveaux.

La définition des « niveaux » des agressions extrêmes à retenir pour dimensionner le « noyau dur » n'est pas aisée, notamment en matière d'aléa sismique. Les approches classiques utilisées pour l'évaluation de l'aléa sismique ont été complétées en utilisant des méthodes probabilistes, pour viser notamment des séismes associés à une période de retour de 20 000 ans tel que demandé par l'ASN dans ses prescriptions aux exploitants.

---

Les rapports des évaluations complémentaires de sûreté menées par les exploitants, établis selon le plan indiqué dans le focus plus loin et intégrant les dispositions complémentaires proposées (« noyaux durs » en particulier), ont été rendus publics<sup>308</sup>. Il est à noter que ces évaluations ont dans certains cas mis en évidence des non-conformités (matérielles, d'études...) relatives à des « éléments essentiels », qui devaient donc être traitées.

L'évaluation complémentaire de sûreté du RHF<sup>309</sup> est plus particulièrement développée ci-après, compte tenu des spécificités de cette installation en termes de risques sismiques ou d'inondation, ou encore de proximité urbaine. Cette évaluation complémentaire de sûreté a conduit par exemple à la mise en place (échelonnée de 2012 à 2016) dans cette installation de différents moyens conçus et dimensionnés notamment au SND (voir les figures 10.8 et 10.9) :

- un système d'arrêt d'urgence sismique (ARS) ;

---

308. Sur le site internet de l'ASN.

309. Rapport RHF n° 399 sur le site internet de l'ASN.

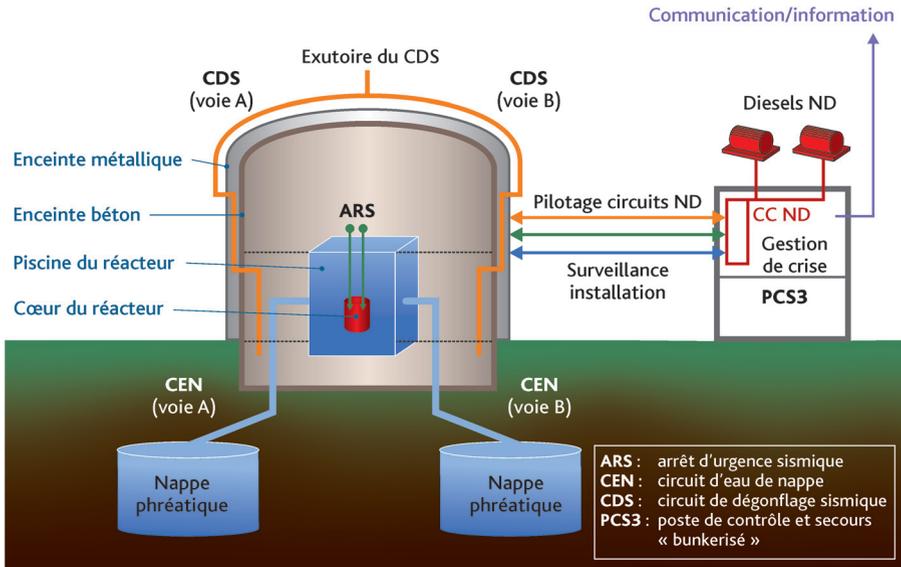


Figure 10.8. Schéma de principe des dispositions complémentaires mises en place pour le RHF après l'accident de Fukushima Daiichi. © Georges Goué/IRSN.

- un circuit de renouage ultime (CRU) permettant la mise en communication du bloc-pile, de faible volume ( $15 \text{ m}^3$ ), avec la piscine du réacteur de grand volume ( $500 \text{ m}^3$ ) ;
- un circuit de pompage d'eau dans la nappe phréatique (CEN), permettant de pallier un éventuel dénoyage du cœur du réacteur ; son débit est de  $250 \text{ m}^3/\text{h}$  (pour chacune des deux voies), alors que le circuit de refroidissement d'eau de secours (CES) installé en 2006 a une capacité de seulement  $60 \text{ m}^3/\text{h}$  ;
- une nouvelle ventilation de sauvegarde du bâtiment du réacteur (circuit de dégonflage sismique [CDS]) ;
- un nouveau poste de gestion de crise (bâtiment PCS<sup>310</sup> 3) ;
- des dispositifs spécifiques (au PCS 3) de surveillance de quelques paramètres-clefs de l'état de l'installation (flux neutronique dans le cœur – deux nouvelles chambres de mesure neutronique ont été accrochées au bloc-pile dans la piscine en eau légère –, configuration des clapets de convection naturelle, niveaux d'eau dans le bloc-pile et dans la piscine, mesure de pression dans le hall du réacteur et dans l'espace annulaire situé entre les deux enceintes) – dont les valeurs seraient également transmises automatiquement au centre de crise de l'IRSN<sup>311</sup> en cas d'accident.

310. Poste de contrôle et secours.

311. Pour conforter le diagnostic de l'installation avec l'exploitant (dans le cadre de la mise en œuvre de la démarche 3D-3P évoquée au paragraphe 7.7).



**Figure 10.9.** Trois dispositions retenues pour le RHF après l'accident de Fukushima Daiichi, toutes conçues et dimensionnées au séisme et à l'inondation extrêmes : en haut à gauche, apparaît notamment le coude d'arrivée dans la piscine du circuit CEN. © IRSN, en haut à droite, la cheminée du CDS située sur le dôme de l'enceinte métallique. © ILL, en bas, la salle de gestion de crise au PCS 3. © Jean-Marie Huron/Signatures/IRSN.

Ces systèmes, en grande majorité redondants<sup>312</sup> et automatiques, sont alimentés électriquement par des groupes électrogènes de sauvegarde, implantés dans le nouveau bâtiment PCS 3 qui a été conçu, non seulement pour résister aux agressions extrêmes considérées pour le site du RHF (SND, équivalent à deux fois le SMS dans les fréquences d'intérêt), mais aussi à la rupture de barrages situés en amont (le PCS 3 est surélevé à une hauteur de six mètres au-dessus de la plateforme du site du RHF). Ils sont pleinement opérationnels depuis 2016.

Concernant l'arrêt d'urgence sismique (ARS), il convient de mentionner que le contrôle-commande du système de protection du réacteur avait déjà été adapté pour

312. Il n'y a qu'un seul PCS 3.

que la chute des barres de sécurité<sup>313</sup> intervienne automatiquement en cas de sollicitations sismiques, en réglant le seuil de déclenchement à  $0,01 \text{ g}$ <sup>314</sup>. Il a été entièrement refait pour le rendre indépendant des autres protections du réacteur et il a été qualifié au séisme « noyau dur ». Cette disposition assure la chute des barres de sécurité même en cas de séisme sans phase de faibles mouvements (ondes de compression dites ondes P) avant la phase des mouvements forts (ondes de cisaillement dites ondes S).

Toujours pour le RHF, l'exploitant a étudié deux situations de rupture de barrage(s) situé(s) en amont sur le Drac et leur impact possible sur les « équipements essentiels » ; il s'agit :

- de la rupture du barrage de Monteynard, celle-ci pouvant entraîner la rupture du barrage de Notre-Dame-de-Commiers situé en aval ;
- de la rupture de tous les barrages situés sur le Drac, qui conduit à la cote la plus élevée physiquement possible à Grenoble.

Ces études ont conduit l'exploitant à prendre en compte une hauteur hypothétique de six mètres d'eau sur la plateforme du RHF. La conception du nouveau bâtiment de gestion de crise (PCS 3) en a tenu compte. Les grandes ouvertures du bâtiment du réacteur (portes-camions...) ont été renforcées de telle sorte qu'elles puissent résister au SND et à une hauteur d'eau de six mètres sur le site en conservant une étanchéité suffisante de façon à éviter des entrées massives d'eau dans ce bâtiment.

Pour la définition d'un séisme « noyau dur » (SND), la question des effets de site se pose particulièrement pour le RHF, ce réacteur étant implanté dans une vallée alluvionnaire (la hauteur des alluvions au-dessus du rocher est d'environ 700 m ; elles sont composées en partie d'argile). C'est pourquoi l'exploitant s'est impliqué dès les années 2000 dans des travaux d'études et recherches sur les effets de site (projet CASHIMA et, plus récemment, projet SIGMA<sup>315</sup>) et a fait réaliser des mesures (de type *cross hole*<sup>316</sup>) ainsi que des simulations numériques à deux dimensions en vue de mieux apprécier ces effets de site. Les coefficients multiplicatifs appliqués aux spectres – préalablement établis sans prendre en compte les effets de site – sont compris entre 1,3 (pour les fréquences supérieures à 3 Hz) et 2 (pour les fréquences inférieures à 0,3 Hz). L'accélération maximale du sol à fréquence infinie (PGA) du SND est de 0,6 g, à comparer à une valeur voisine de 0,3 g retenue lors de la réévaluation sismique du début des années

---

313. Il s'agit de cinq barres absorbantes situées dans la zone du réflecteur, en dehors de l'élément combustible constituant le cœur du réacteur dans lequel coulisse la barre de pilotage.

314. La valeur du seuil de déclenchement d'un arrêt d'urgence est choisie inférieure au PGA, afin de disposer d'un temps suffisant pour la mise en œuvre de cet arrêt d'urgence. Une valeur de  $0,01 \text{ g}$  est typiquement atteinte lors de l'arrivée des ondes sismiques primaires (ondes P) ; des accélérations du niveau des PGA (quelques dixièmes de g) sont détectées plusieurs secondes après, au moment de l'arrivée des ondes S, qui sont les plus dommageables pour les équipements.

315. Voir l'ouvrage « État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression », Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, 2017. De nombreux partenaires européens, industriels et organismes de recherche, y compris des universités, sont impliqués dans ces deux projets.

316. Mesures de la vitesse des ondes de cisaillement à 30 m de profondeur – voir le même ouvrage.

2000. Finalement, dans les fréquences d'intérêt pour les structures, systèmes et composants, le SND pour le RHF est deux fois supérieur au SMS issu de la réévaluation sismique effectuée au début des années 2000.

Les « équipements essentiels » ont fait l'objet d'une vérification de leur tenue sismique au SND (ponts et portiques de manutention, vannes de sécurité des canaux neutroniques...), y compris par des essais réalisés sur table vibrante. Cela a conduit l'exploitant à réaliser d'ores et déjà des renforcements :

- du portique de manutention des hottes à combustible,
- de gros équipements proches de la margelle de la piscine (« source froide » verticale...),
- du poste d'entretien des hottes (agresseur potentiel de l'enceinte de confinement),
- des grandes ouvertures dans le bâtiment du réacteur (porte à camion...).

L'exploitant du RHF a été amené à apporter quelques évolutions au « noyau dur » tel qu'initialement prévu. Ces évolutions ont concerné en particulier le tracé d'implantation du système de ventilation ultime, le cheminement des câbles pour qu'ils ne soient pas emportés en cas d'inondation extrême (ils sont enterrés à 5 mètres de profondeur), la prise en compte des risques chimiques liés à l'environnement du site ; le PCS 3 est ainsi conçu pour être habitable et opérationnel en cas d'accident impliquant un rejet de phosgène en provenance de la plateforme chimique de Pont de Chaix (système de ventilation/filtration adapté).

Comme cela a été indiqué précédemment, le principe de « bloc-eau » a été adopté pour la conception des réacteurs du CEA tels qu'OSIRIS, ORPHEE ou le [réacteur Jules Horowitz](#), ce qui constitue une option de conception favorable pour le refroidissement du réacteur, en assurant le maintien dans le réacteur d'un volume d'eau suffisant en cas de fuite, hors du bloc-pile, d'une portion de tuyauterie du circuit de refroidissement du cœur. Toutefois, il n'est pas possible d'exclure totalement, en situations extrêmes, une perte d'étanchéité de locaux ou casemates dans lesquels sont situées ces portions de tuyauteries, même si des marges existent dans le dimensionnement de ces locaux ou casemates<sup>317</sup>.

Pour les réacteurs en exploitation (ORPHEE, [CABRI...](#)), différentes dispositions complémentaires ont été proposées par le CEA : groupes électrogènes supplémentaires, dispositifs d'appoint alimentés en eau par des moyens mobiles, moyens de mesure complémentaires (niveaux d'eau...), panneaux de repli permettant une surveillance des installations après une agression extrême. Par ailleurs, des dispositions renforcées ont été programmées entre 2015 et 2018 pour permettre une gestion de crise efficace même en situation extrême (mises en place d'équipes de reconnaissance des installations après une agression extrême, renforcement ou création de locaux abritant des équipements et systèmes qui pourraient être utilisés en situation extrême).

---

317. Dimensionnés au SMS.

Pour ce qui concerne le **réacteur Jules Horowitz**, l'évaluation complémentaire de sûreté<sup>318</sup> a été menée par le **CEA** sur la base de l'état de la conception de ce réacteur en 2011. Des dispositions de diverses natures ont été retenues pour la poursuite du projet, telles que :

- l'introduction de marges de dimensionnement supplémentaires pour certains équipements (ancrages des racks d'entreposage du combustible neuf, galets et voies de roulement de la passerelle passant au-dessus de la piscine du réacteur...). En outre, des dispositifs de mesure (position des clapets de convection naturelle, niveaux d'eau dans les piscines et température de l'eau de la piscine du réacteur) ont été retenus comme équipements « noyau dur » ;
- la décision de disposer, en plus des groupes électrogènes de sauvegarde et des possibilités de réalimentation électrique par un groupe mobile du centre de Cadarache, d'un groupe d'ultime secours (GUS) à demeure, qualifié en tant que « noyau dur » (installé notamment sur une plateforme non inondable) ;
- la création de deux piquages sur les circuits de réfrigération de sauvegarde (RUS), pour permettre une alimentation en eau froide par des moyens externes (camions citernes équipés d'une pompe autonome) ;
- l'entreposage d'un volume d'eau suffisant dans les capacités de vidange des piscines pour pouvoir assurer un appoint d'eau de secours dans ces piscines, avec un dimensionnement au séisme « noyau dur » (SND) du circuit permettant cet appoint ;
- l'ajout d'un dispositif d'arrêt d'urgence du réacteur en cas de détection sismique.

## #FOCUS

### **Sujets traités dans les rapports relatifs aux évaluations complémentaires de sûreté menées par les exploitants après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi**

Les rapports relatifs aux évaluations complémentaires de sûreté (ECS) ont été rédigés selon le plan générique suivant :

- **caractéristiques de l'installation** et son état actuel,
- **identification des risques d'effet falaise et des structures et équipements essentiels :**

---

318. Dossier rendu public sur le site de l'ASN : « Réacteur Jules Horowitz – Évaluation complémentaire de la sûreté au regard de l'accident survenu à la centrale de Fukushima I » (CEA/DEN/CAD/DIR/CSN DO 575 13/09/11).

L'effet falaise est défini comme une altération brutale du comportement d'une installation, que suffit à provoquer une légère modification du scénario envisagé pour un accident dont les conséquences sont alors fortement aggravées<sup>319</sup>,

- **séismes** : aléas considérés (lors des études de conception, puis lors des réévaluations de sûreté), quantification des marges,
  - **inondations externes** : aléas considérés (lors des études de conception, puis lors des réévaluations de sûreté), quantification des marges,
  - **autres phénomènes naturels extrêmes,**
  - **perte des alimentations électriques et perte des systèmes de refroidissement,**
  - **gestion des accidents graves,**
  - **conditions de recours aux entreprises prestataires :**
    - champ des activités concernées avec les justifications associées,
    - modalités de choix des prestataires : exigences en matière de qualification, formation à la sûreté nucléaire et à la radioprotection...,
    - dispositions prises pour permettre des conditions d'intervention satisfaisantes pour les entreprises prestataires, organisation mise en œuvre pour la radioprotection des intervenants,
    - modalités de surveillance des activités sous-traitées, en particulier la manière dont l'exploitant continue d'assurer sa responsabilité en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection,
  - **synthèse,** incluant d'éventuelles propositions de dispositions complémentaires.
- 

319. JORF n° 0125 du 31 mai 2012

# Chapitre 11

## Aperçus sur quelques logiciels de simulation utilisés pour des études en support à la conception et aux analyses de sûreté des réacteurs de recherche français

---

La conception ou les modifications des réacteurs de recherche ou de leurs dispositifs expérimentaux (y compris les modifications des cœurs), de même que la démonstration de leur sûreté – y compris lors de réévaluations de sûreté –, s'appuient sur des études réalisées le plus souvent avec des logiciels de simulation<sup>320</sup> dans divers domaines : neutronique ou criticité (cœurs et zones dédiées à l'entreposage de combustibles), thermohydraulique (cœurs, circuits de refroidissement), mécanique des structures (structures métalliques, ouvrages de génie civil)... Au premier chef, ce sont les exploitants (CEA, Institut Laue-Langevin) qui réalisent de telles études, mais l'IRSN peut également être amené à en réaliser lors de son expertise des dossiers transmis par ces exploitants à l'Autorité de sûreté nucléaire.

La validation d'un logiciel de simulation est bien entendu un aspect important en amont de son utilisation pour les études. Aussi, dans le cadre d'une démonstration de sûreté – ou de l'expertise d'une telle démonstration –, la capacité de chaque logiciel de

---

320. L'expression « code de calcul » est aussi utilisée.

simulation à représenter correctement ou de manière conservatrice les phénomènes physiques mis en jeu doit être préalablement établie.

À cet égard, le paragraphe 8.3 relatif à l'accident de référence dit BORAX présente des exemples d'essais globaux à caractère démonstratif réalisés dans des réacteurs ou sur des maquettes pour conforter certaines évaluations faites par le calcul. Ce type de vérification peut en effet être souhaitable, voire indispensable, dans les cas où les évaluations faites par le calcul sont sujettes ou aboutissent à des incertitudes trop importantes (y compris du fait de simplifications de modélisation) ou lorsque les logiciels n'ont fait l'objet que d'une validation séparée de leurs différents modèles physiques.

Il convient aussi de rappeler ici l'importance toute particulière, pour un nouveau réacteur (ou pour un réacteur ayant fait l'objet de modifications substantielles), des essais de démarrage (ou de redémarrage), réalisés par l'exploitant sur différents matériels ou systèmes pour s'assurer, autant que cela est possible<sup>321</sup>, qu'ils sont aptes à remplir les missions pour lesquelles ils ont été conçus, avec les performances attendues issues des études de conception fondées en grande partie sur l'utilisation de logiciels de simulation.

Quelques-uns des logiciels utilisés<sup>322</sup>, dans des versions améliorées au fil du temps, et de leurs utilisations les plus notables<sup>323</sup> pour les réacteurs de recherche français sont décrits succinctement ci-après. Cette description se limite pour l'essentiel aux possibilités offertes par ces logiciels, au contexte et aux buts des études pour lesquelles ils sont utilisés, ainsi qu'à certains aspects concernant les modélisations et les précautions à prendre pour obtenir une confiance satisfaisante dans les résultats obtenus – recalages sur des expériences ou comparaison de différents logiciels.

Un certain nombre de ces logiciels ont été initialement développés pour les réacteurs de puissance (par exemple FLICA, CATHARE, SIMMER). Des adaptations ont été réalisées pour leur utilisation pour des réacteurs de recherche (en particulier pour les réacteurs utilisant des combustibles à base d'uranium et d'aluminium, sous formes de plaques, avec de l'eau lourde comme fluide caloporteur ou modérateur...). Par ailleurs, des couplages réalisés entre logiciels de neutronique et de thermohydraulique de cœurs et de circuits de réacteurs peuvent être utilisés<sup>324</sup>, tels que CRONOS-FLICA, CRONOS-CATHARE ou encore CRONOS-FLICA-CATHARE – ce dernier couplage constituant la chaîne HEMERA (*Highly Evolutionary Methods for Extensive Reactor Analysis*<sup>325</sup>).

Il peut enfin être souligné que la complexité des cœurs de réacteurs de recherche, associant éléments combustibles standards, éléments combustibles pouvant contenir en partie des absorbants neutroniques, éléments absorbants en cœur ou à sa proximité, dispositifs expérimentaux très divers dans différents emplacements du cœur ou de sa

321. En effet, il n'est pas envisageable de provoquer des situations accidentelles pour s'assurer du bon fonctionnement des équipements ayant pour rôle de les maîtriser.

322. Voir, notamment, l'ouvrage « La neutronique », monographie de la Direction de l'énergie nucléaire du CEA, édition Le Moniteur, 2013.

323. Les utilisations dont il est fait état dans ce chapitre ont fait l'objet de publications.

324. Bien que réalisés pour les réacteurs à eau sous pression, certains de ces couplages ont été ou peuvent être utilisés pour certains réacteurs de recherche, d'autres nécessitant des adaptations.

325. Méthodes hautement évolutives pour une analyse approfondie des réacteurs.

périphérie (par exemple des boucles pouvant être refroidies par des fluides différents de celui servant au refroidissement du cœur dans lequel elles sont installées, comme du sodium liquide) appelle naturellement l'utilisation de logiciels de simulation relativement sophistiqués en matière notamment de neutronique. La découverte en 2004 d'une fusion dans des crayons du cœur nourricier du réacteur CABRI (paragraphe 10.1.2), qui a eu pour origine une sous-estimation des températures atteintes dans les crayons concernés, confirme cette complexité.

## ► Neutronique

- **APOLLO** : ce logiciel<sup>326</sup> de simulation en deux dimensions (2D) dans le domaine de la neutronique, fondé sur la théorie du transport des neutrons (équation de Boltzmann), en état stable (stationnaire) mais pouvant simuler le « *burn-up*<sup>327</sup> » du combustible (calcul dit d'évolution), pouvant prendre en compte un grand nombre de groupes d'énergie des neutrons (300 pour des calculs usuels), est principalement utilisé pour déterminer les « bibliothèques » de sections efficaces<sup>328</sup> pouvant ensuite être utilisées avec le logiciel **CRONOS** présenté ci-après. Il s'agit de « bibliothèques » multi paramétrées de sections efficaces (les paramètres pouvant être la température, la densité d'eau...), « condensées » en quelques groupes d'énergie et homogénéisées dans les « cellules » choisies pour la représentation du système étudié (un assemblage, un crayon, ou une plaque, une pastille...). Dans le principe<sup>329</sup>, APOLLO (2) permet aussi de déterminer les bilans neutroniques d'un cœur (production de neutrons par fission, absorptions et fuites) avec les paramètres neutroniques d'intérêt (bilans neutroniques tels que le facteur de multiplication effectif des neutrons  $k_{eff}$ , paramètres cinétiques – temps de vie des neutrons, production de neutrons retardés –, contre-réactions neutroniques, efficacité des absorbants...).
- **CRONOS** : ce logiciel de simulation en trois dimensions de la neutronique d'un cœur de réacteur résout soit l'équation du transport soit l'équation de la diffusion, en utilisant la méthode des éléments finis à plusieurs groupes d'énergie des neutrons (deux groupes sont suffisants pour les calculs courants). Il permet de déterminer la distribution, en trois dimensions, de la puissance dans le cœur ainsi que les évolutions temporelles de cette puissance lors de transitoires incidentels ou accidentels, les efficacités des absorbants neutroniques... Le logiciel **CRONOS** peut également simuler le « *burn-up* » du combustible (calcul dit d'évolution). Les sections efficaces nécessaires au calcul proviennent de calculs réalisés avec le logiciel APOLLO et sont introduites comme données d'entrée. CRONOS est un code multi filière : rien dans son organisation ou sa structure ne préjuge du type de réacteur à calculer. De ce fait, des schémas de calcul utilisant CRONOS (2) ont été

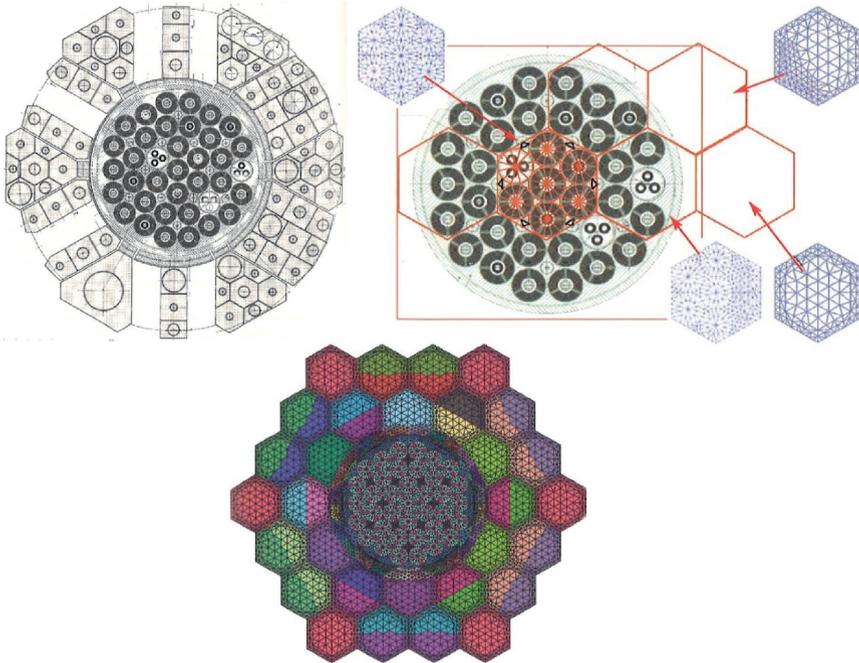
326. Dans le domaine de la neutronique, les expressions « logiciel » et « schéma de calcul » sont à distinguer : un « schéma de calcul » désigne la séquence de modèles physiques associée à une « bibliothèque » bien définie de sections efficaces.

327. Consommation de combustible du fait de l'irradiation.

328. Les sections efficaces constituent des indicateurs de la probabilité d'interaction entre les neutrons et la matière, probabilité dépendant de l'énergie des neutrons.

329. Calcul très complexe avec la version 2 d'APOLLO ; il sera plus aisé avec la version 3.

constitués (notamment en termes de maillage) pour de très nombreux réacteurs, incluant des réacteurs de recherche (figure 11.1).



**Figure 11.1.** De la géométrie réelle du cœur du réacteur Jules Horowitz (en haut à gauche) au découpage en macro éléments hexagonaux (en haut à droite) et au maillage en éléments finis isoparamétriques (en bas) réalisé par le CEA pour le calcul, avec le logiciel CRONOS (2), de la distribution de puissance dans le cœur (source : monographie du CEA). © DR.

- **MCNP** : ce logiciel de simulation en géométrie tridimensionnelle, développé par le [Los Alamos National Laboratory](#), est historiquement le premier logiciel de simulation fondé sur la théorie du transport de particules et la méthode de Monte-Carlo (*Monte Carlo N-Particle transport code*). Le logiciel MCNP permet de traiter de nombreux types de particules (neutrons, électrons, photons...). Il est utilisé dans de nombreux domaines : outre la physique des réacteurs, peuvent être citées la radioprotection, la dosimétrie, la criticité ou encore la physique médicale.

Pour un cœur de réacteur, le principe du logiciel consiste à suivre l'histoire de chaque neutron dans le système étudié, de sa naissance (source externe, neutron de fission...) à sa mort (capture par un noyau ou fuite hors du système). Avec le logiciel MCNP, le choix est généralement fait d'utiliser un spectre continu d'énergie des neutrons, mais un spectre discrétisé peut aussi être utilisé. Si le logiciel MCNP peut simuler le « *burn-up* » du combustible (calcul dit d'évolution), il n'est pas apte (comme les autres logiciels de type Monte Carlo décrits ci-après, en l'état actuel de leur développement) à simuler des transitoires sur un réacteur, les contre-réactions neutroniques n'étant pas corrélées à la température.

L'histoire de chaque neutron dépend de ses interactions avec la matière. La distance parcourue par le neutron entre deux collisions, les noyaux impliqués et les types d'interaction sont des paramètres échantillonnés aléatoirement en utilisant des résultats expérimentaux regroupés dans des « bibliothèques » de données nucléaires. Ainsi, en multipliant le suivi de nombreux neutrons, on peut simuler le comportement naturel du système et calculer des valeurs numériques approchées de certains paramètres neutroniques du cœur (bilans tels que le  $k_{eff}$ , coefficients de cinétique mais pas les contre-réactions dépendant de la température). Ce type de calcul reposant sur les probabilités, il est nécessaire de faire de nombreux tirages aléatoires pour réduire l'incertitude statistique<sup>330</sup>. Certains calculs peuvent durer plusieurs mois, d'où l'intérêt d'utiliser des calculateurs puissants. La représentation géométrique du système étudié repose sur une description géométrique précise de la surface d'objets, définis en fonction du problème à traiter et qui peuvent être de tailles très différentes (allant d'une zone d'un cœur à une pastille de combustible par exemple), représentation dite de type surfacique. Ainsi, le logiciel MCNP peut être utilisé pour des calculs précis de neutronique.

- **TRIPOLI** (TRIdimensionnel POLYcinétique) : ce logiciel de simulation en géométrie tridimensionnelle, développé par le CEA depuis les années 1960, résout par la méthode de Monte-Carlo l'équation du transport couplé des neutrons et des photons, ces derniers résultant des réactions nucléaires induites par les neutrons (fission ou capture – les photons se traduisent par le rayonnement  $\gamma$ ). De la même manière qu'avec le logiciel MCNP, le choix est généralement fait avec TRIPOLI d'utiliser un spectre continu d'énergie des neutrons, mais un spectre discrétisé peut aussi être utilisé. Le logiciel TRIPOLI peut simuler le « *burn-up* » du combustible (calcul dit d'évolution), mais, pour la même raison que dans le cas de MCNP, il ne peut simuler des transitoires sur un réacteur. Avec TRIPOLI, le système étudié peut être traité par une définition de surfaces (comme dans le cas de MCNP) ou selon un mode combinatoire de volumes (l'utilisateur spécifiant alors le type de volumes et le lien entre les volumes). Ses domaines d'application privilégiés sont la physique des cœurs de réacteurs, la criticité et la radioprotection. Le logiciel TRIPOLI est très utilisé, en France, pour des calculs précis de neutronique (calculs dits étalons).

#### Exemples d'utilisation

Le CEA utilise le logiciel TRIPOLI pour des études de neutronique de ses réacteurs de recherche (réacteur **CABRI**, réacteur **Jules Horowitz**...). Il a également utilisé TRIPOLI (4) parallèlement avec APOLLO (2)<sup>331</sup> pour examiner l'impact d'un combustible UMo sur la durée du cycle et sur les performances du réacteur à haut flux de l'**Institut Laue-Langevin**.

- **MORET** : ce logiciel de simulation, développé par l'**IRSN** depuis les années 1970, calcule le transport des neutrons par la méthode de Monte Carlo. Il est

330. L'incertitude statistique sur le résultat d'un calcul est donnée par le théorème de la limite centrale : l'écart-type sur le résultat est proportionnel à l'inverse de la racine carré du nombre de neutrons simulés.

331. Ouvrage du CEA cité au nota 322.

généralement utilisé avec un spectre discrétisé en énergie des neutrons. La représentation géométrique est moins détaillée que ce qu'il est possible de faire avec des outils de maillage associés à MCNP et TRIPOLI. Le logiciel MORET permet, pour des systèmes complexes à trois dimensions contenant des matières fissiles, de déterminer les principales grandeurs suivantes (hormis les contre-réactions corrélées à la température) : le facteur de multiplication effectif des neutrons ( $k_{eff}$ ), le flux neutronique, les taux de réaction (fission, absorption, diffusion) dans les différents volumes, les fuites de neutrons hors du système et les paramètres cinétiques du système (proportion de neutrons retardés et leurs temps de génération, durées de vie des neutrons...). La modélisation géométrique du système étudié est traitée selon le mode combinatoire de volumes. Le logiciel est plus particulièrement utilisé pour l'étude des risques de criticité dans les installations nucléaires (c'est-à-dire l'apparition d'une réaction en chaîne non maîtrisée en dehors des cœurs de réacteurs en fonctionnement), dans son « environnement » dénommé CRISTAL<sup>332</sup>, qui propose différents jeux de données (et d'autres logiciels tels que APOLLO (2) et TRIPOLI (4)).

### Exemples d'utilisation

- Le logiciel MORET est principalement utilisé par l'IRSN pour ses expertises concernant les risques de criticité dans les installations du cycle du combustible. Mais, depuis une dizaine d'années, l'IRSN l'utilise aussi pour les réacteurs, comme ce fut le cas pour une étude destinée à tirer les enseignements d'une erreur de chargement de combustible survenue en 2001 dans le réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de production d'électricité située à Dampierre (département du Loiret). Au début des années 2010, l'IRSN a également utilisé MORET (5) pour simuler des essais réalisés dans les années 1960 dans le réacteur américain SPERT, qui visaient à étudier la réponse d'un cœur de réacteur à des insertions de réactivité par échelons successifs. Cette simulation a été menée dans le cadre d'une inter-comparaison de logiciels de simulation organisée par l'AIEA (concernant les méthodes innovantes pour les réacteurs de recherche<sup>333</sup>), qui visait à apprécier l'aptitude de différents logiciels de simulation (utilisés dans le cadre de la conception de réacteurs, de leur démonstration de sûreté ou de l'expertise de cette démonstration) à reproduire un certain nombre de mesures faites directement sur différents cœurs de réacteurs de recherche, de natures neutronique et thermohydraulique. Le logiciel de simulation MORET (5) a notamment permis<sup>334</sup> de reproduire la répartition radiale de la puissance dans les

---

332. Le formulaire CRISTAL est développé et qualifié dans le cadre d'une collaboration entre l'IRSN, le CEA, AREVA-NC (Orano) et AREVA-NP (Framatome). Cet ensemble comprend des « bibliothèques » de données nucléaires, des procédures de calcul, des logiciels de simulation et des outils d'interface. Sa vocation est d'évaluer les conditions de criticité des installations nucléaires et des emballages de transport de matières fissiles.

333. IAEA Coordinated Research Project 1496 (2008-2013) : *Innovative Methods in Research Reactor Analysis*. Publication finale en préparation.

334. Voir la communication de l'IRSN à la conférence TOPSAFE 2012 *Interpretation of reactivity accident transient on research reactors on example of SPERT-IV-D 12/25 Benchmark*, Ivanov E., Maas L., Écrabet F.

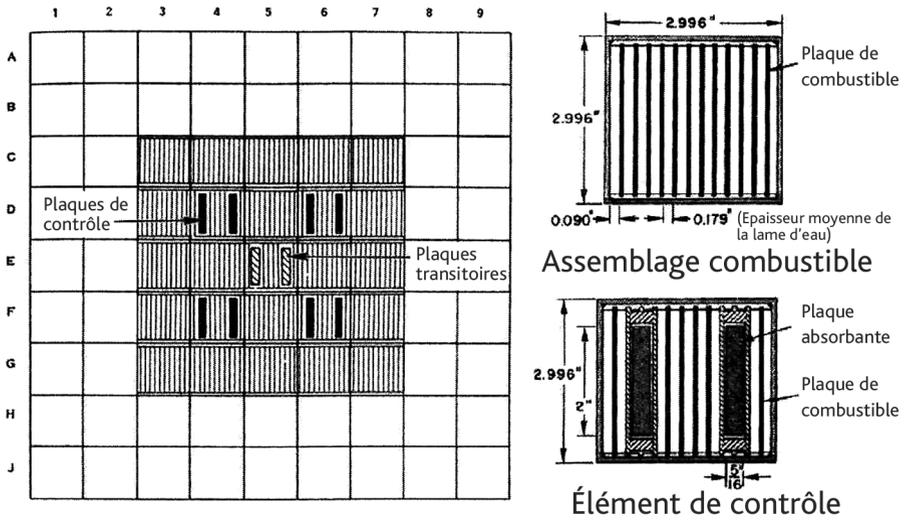


Figure 11.2. À gauche, schéma global du cœur SPERT-IV-D 12/25, à droite un élément combustible et un élément de contrôle contenant des plaques absorbantes. © Phillips Petroleum Company-Atomic Energy Division.

assemblages du cœur SPERT-IV-D 12/25 (voir la [figure 11.2](#)), qui a été utilisée ensuite pour des calculs d'échauffement de ces assemblages avec le logiciel CESAR du logiciel ASTEC (voir plus loin).

- En 2008, dans le cadre de la réévaluation de l'accident de type BORAX pour le réacteur ORPHEE, le CEA avait considéré que les insertions de réactivité enveloppes qu'il estimait envisageables pour ce réacteur n'étaient pas de nature à conduire à une interaction à caractère explosif de combustible fondu avec l'eau (explosion de vapeur). Dans le but d'apprécier le bien-fondé de cette conclusion, l'IRSN a réalisé en 2010 une étude avec le logiciel MORET (5) pour déterminer indépendamment les insertions de réactivité pour les scénarios retenus par le CEA, dont celui de rupture simultanée des deux « sources froides », de la « source chaude » et des neuf doigts de gant horizontaux ([figure 11.3](#)).

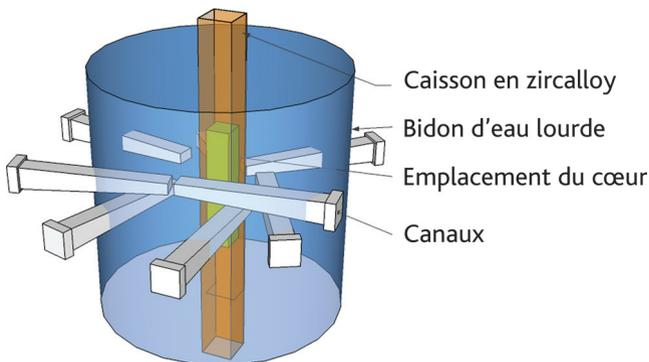


Figure 11.3. Modélisation en 3D du réacteur ORPHEE, notamment des canaux neutroniques, réalisée préalablement à la mise en œuvre du logiciel de simulation MORET. © IRSN.

Physiquement, ces équipements, dont la plupart contiennent un gaz, créent des espaces de fuite de neutrons, qui ne participent donc plus à la réaction en chaîne. Si de l'eau lourde vient envahir ces espaces, l'effet de réflexion des neutrons par l'eau lourde est accru, ce qui a pour effet d'augmenter la réactivité du cœur. La modélisation du réacteur utilisée a été affinée de façon à retrouver un certain nombre de paramètres neutroniques issus des calculs réalisés au moment de la conception du réacteur (avant 1980) – avec les logiciels TRIPOLI et TRIDENT – ou mesurés, comme le coefficient multiplicatif  $k_{eff}$ , pour différentes positions des absorbants, la cote critique des absorbants, leur efficacité en réactivité... L'étude de l'IRSN a conduit à une insertion de réactivité maximale significativement supérieure à celle issue des calculs réalisés par le CEA, ce qui a conduit ce dernier à actualiser ses propres études en utilisant une version plus récente du logiciel TRIPOLI, qui ont confirmé les résultats de l'IRSN. Il est alors apparu important pour l'IRSN de faire en sorte, notamment, que la défaillance simultanée de l'ensemble des doigts de gant horizontaux puisse être écartée, en assurant une ductilité suffisante du matériau (alliage AG3NET) des doigts de gant en fin de vie. Une sous-estimation de la fluence<sup>335</sup> reçue par ces doigts de gant conduisit l'exploitant à revoir son calendrier de remplacement des doigts de gant. L'Autorité de sûreté nucléaire demanda plus précisément (sur l'avis du GPR) que l'exploitant vérifie que le calendrier de remplacement des doigts de gant horizontaux et des chaussettes des « sources froides » permette de garantir que le « poids » en réactivité des dispositifs présentant simultanément une ductilité « très faible » reste limité (l'exploitant devant définir précisément les critères de ductilité et de « poids » en réactivité considérés).

- Une étude similaire<sup>336</sup> a été réalisée en 2011 par l'IRSN avec le logiciel MORET (5) pour évaluer le caractère enveloppe de l'insertion de réactivité retenue par le CEA dans son étude de l'accident de type BORAX pour le réacteur Jules Horowitz. L'insertion de réactivité correspond à l'éjection d'une barre de contrôle contenant du hafnium, constituant le matériau absorbant des neutrons. Une valeur enveloppe de l'insertion de réactivité avait été déterminée par le CEA sur la base de calculs réalisés avec les logiciels APOLLO (2), CRONOS (2), TRIPOLI (4). L'objectif de l'étude de l'IRSN était de vérifier ce caractère enveloppe, notamment par des calculs de sensibilité à différents paramètres. Le logiciel MORET (5) a permis de déterminer l'insertion de réactivité par la différence de deux valeurs du coefficient de multiplication effectif ( $k_{eff}$ ) calculées pour deux états du cœur : barre de contrôle insérée et barre de contrôle éjectée (laissant place à un « trou d'eau »).

---

335. Grandeur sur laquelle est établie la durée de vie maximale pour les doigts de gant (voir le nota 255).

336. Pour cette étude et la précédente, voir la publication de l'IRSN présentée dans le cadre d'une conférence organisée par l'AIEA à Rabat au Maroc en 2011, intitulée Safety approach of BORAX type accidents in French research reactors, Chegrani Y., Gupta F., Tiberi V., Heulers L.

Une vérification préalable<sup>337</sup> de la modélisation utilisée avec le logiciel MORET (5) a été effectuée sur une configuration du cœur, en comparant certains paramètres, comme le  $k_{eff}$ , à ceux issus des calculs du CEA (APOLLO (2) et TRIPOLI (4)).

Les paramètres étudiés dans les calculs de sensibilité ont été le taux de combustion du combustible du cœur, la configuration initiale des barres de contrôle, la réactivité des dispositifs expérimentaux (figure 11.4).

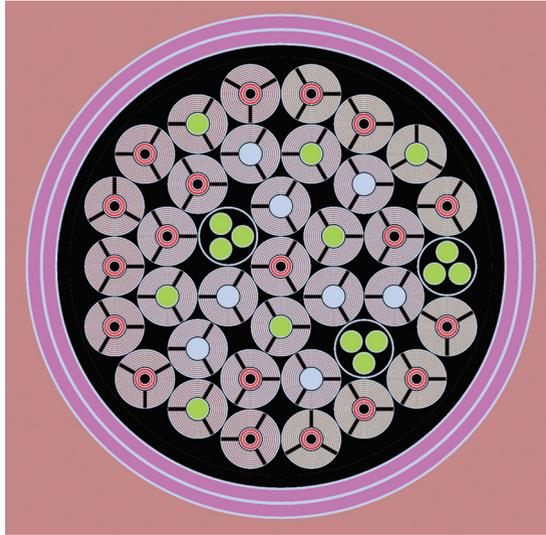


Figure 11.4. L'une des configurations du cœur du réacteur Jules Horowitz étudiée par l'IRSN avec le logiciel MORET (5) (en rouge les barres insérées, en bleu les barres extraites, en vert les dispositifs expérimentaux). © IRSN.

Les résultats obtenus avec le logiciel MORET (5) ont confirmé les résultats des études du CEA concernant l'insertion de réactivité en cas d'éjection d'une barre de contrôle, notamment : le « poids » en réactivité plus important des barres absorbantes dans les assemblages de 1<sup>ère</sup> couronne du cœur, le caractère pénalisant du cœur neuf par rapport à un cœur irradié. Ils ont aussi montré la faible influence de la réactivité des dispositifs expérimentaux sur l'insertion accidentelle de réactivité.

### ► Thermohydraulique

- **CATHARE** (Code avancé de thermohydraulique pour les accidents de réacteurs à eau) : ce « code système<sup>338</sup> » de thermohydraulique diphasique est développé et

337. L'accord a été trouvé en utilisant la même bibliothèque de sections efficaces que celle utilisée par le CEA.

338. Un « code système » permet la modélisation de l'ensemble d'un circuit et de ses composants (combustibles, échangeurs, pompes, structures...).

utilisé principalement pour des études de sûreté des réacteurs à eau sous pression (étude du comportement thermohydraulique des réacteurs lors de transitoires incidentels ou accidentels, mise au point des procédures associées) et pour des travaux de recherche et développement. Il est aussi intégré dans le simulateur **SOFIA**<sup>339</sup> de l'**IRSN**.

Le logiciel **CATHARE** est développé conjointement par le **CEA**, **EDF**, **AREVA-NP** et l'**IRSN**, depuis 1979. La modélisation du cœur et des circuits retenus pour une étude peut être monodimensionnelle (1D), avec un cœur représenté par un canal ou assemblage « moyen » ; mais le logiciel **CATHARE** possède également un module 3D permettant une représentation tridimensionnelle de la cuve et du cœur.

#### Exemple d'utilisations

Au début des années 2010, le **CEA**, pour l'établissement du rapport préliminaire de sûreté du réacteur **Jules Horowitz**, ainsi que l'**IRSN** pour l'expertise de ce rapport, ont utilisé le logiciel **CATHARE** (2) pour étudier l'accident de « rupture guillotine de l'élément particulier » (RGEP) de ce réacteur (collecteur, unique, d'alimentation en eau du cœur – voir la figure 5.11). L'objectif visé était de s'assurer que ce type de rupture ne pouvait pas constituer un initiateur d'une fusion du cœur du réacteur. Les critères retenus à cette fin étaient un taux de vide nul dans le cœur (pas d'ébullition) et une température maximale des gaines des plaques combustibles de 400 °C (afin d'éviter une rupture par fluage).

Les deux cas étudiés correspondent (figure 11.5) à une rupture guillotine doublement débattue dans la piscine et à une rupture guillotine à débatement limité dans un local (casemate, la tuyauterie disposant, dans cette casemate, d'un dispositif anti-débatement). Plusieurs conditions ont été retenues pour l'état initial du réacteur juste avant la rupture, notamment celles qui apparaissaient *a priori* les plus pénalisantes (puissance maximale du réacteur, débit minimal de refroidissement du cœur, pression minimale de l'eau à la sortie du cœur, température minimale de l'eau à l'entrée du cœur, niveau minimal de l'eau dans la piscine du réacteur). Les simulations réalisées ont notamment montré :

- un déclenchement automatique quasi immédiat de l'arrêt d'urgence par franchissement du seuil de pression basse à la sortie du cœur ;
- l'établissement d'un écoulement gravitaire, en provenance de la piscine, dans les lignes d'aspiration de sauvegarde, qui vient compenser le débit sortant par la brèche et permet de conserver un inventaire en eau satisfaisant dans le circuit primaire principal ;

---

339. **SOFIA** (Simulateur d'observation du fonctionnement incidentel et accidentel) est un système informatique utilisé par l'**IRSN** pour des études et pour la formation. Il permet le calcul et le suivi en temps réel de l'évolution des paramètres physiques d'un réacteur nucléaire de type à eau sous pression. Il permet de simuler des défaillances de matériels et les actions des opérateurs. Le calcul peut être arrêté à un instant donné pour examiner l'état de l'installation et il est possible de revenir en arrière pour modifier le scénario étudié. Les réacteurs modélisés dans **SOFIA** sont ceux du parc électronucléaire français (réacteurs de 900 MWe, 1 300 MWe, 1 450 MWe et EPR).

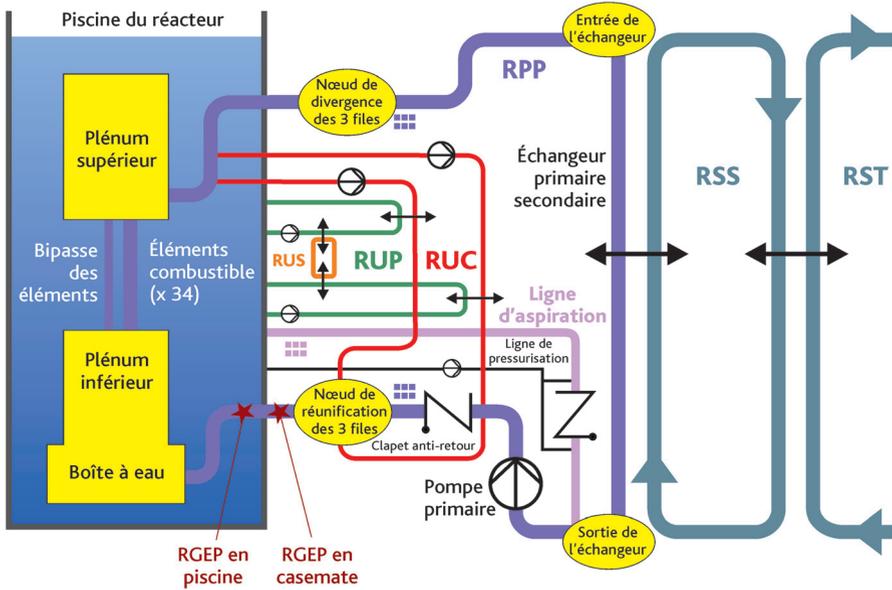


Figure 11.5. Schéma des circuits du réacteur Jules Horowitz et position des ruptures guillottes (RGE) étudiées. © Georges Goué/IRSN.

- pour la rupture dans la casemate, une diminution du débit sortant par la brèche au fur et à mesure que cette casemate se remplit d'eau et que la partie rompue de la tuyauterie est noyée.

Les marges minimales par rapport aux critères retenus sont généralement atteintes juste après l'arrêt d'urgence.

L'étude menée par l'IRSN a notamment permis d'évaluer la sensibilité des résultats obtenus par le CEA – montrant le respect des critères indiqués plus haut – à certaines hypothèses, concernant par exemple le comportement des pompes primaires (risque de cavitation) juste après la survenue d'une brèche, ou encore le temps d'ouverture de la brèche. Cette étude a permis d'identifier un risque de non-respect des critères, et dès lors qu'il était nécessaire que le CEA apporte des éléments de nature à justifier que, même si les pompes primaires fonctionnaient (de façon temporaire) en mode dégradé, un débit suffisant d'eau traverserait encore les pompes pour refroidir le cœur.

Par ailleurs, le logiciel CATHARE (2) a permis au CEA de déterminer les efforts subis notamment par le dispositif anti-débattement lors d'une rupture dans la casemate, efforts dont la connaissance était nécessaire pour le dimensionnement mécanique de ce dispositif. Les calculs du CEA ont montré toute l'importance de ce dispositif, une rupture doublement débattue en casemate pouvant conduire à une fusion du cœur.

- FLICA, DULCINEE : ces logiciels permettent de simuler la thermohydraulique dans un cœur de réacteur et la thermique du combustible. Ils sont utilisés depuis

plusieurs décennies pour les réacteurs de recherche français. Le logiciel DULCINEE dispose d'un modèle de neutronique dit de « cinétique point » (ou « 0D »), qui permet de réaliser des calculs couplant une neutronique simplifiée et la thermohydraulique.

Le logiciel FLICA (4) permet une représentation tridimensionnelle d'un cœur de réacteur et traite les deux phases du fluide de refroidissement (liquide et vapeur). Pour les transferts thermiques dans le combustible, la modélisation est mono-dimensionnelle (1D).

En association avec le logiciel CRONOS, le logiciel FLICA peut être utilisé pour une représentation plus fine (3D) du cœur pour les études de transitoires menées avec le « code système » CATHARE. La figure 11.6 représente le couplage disponible dans la chaîne HEMERA.

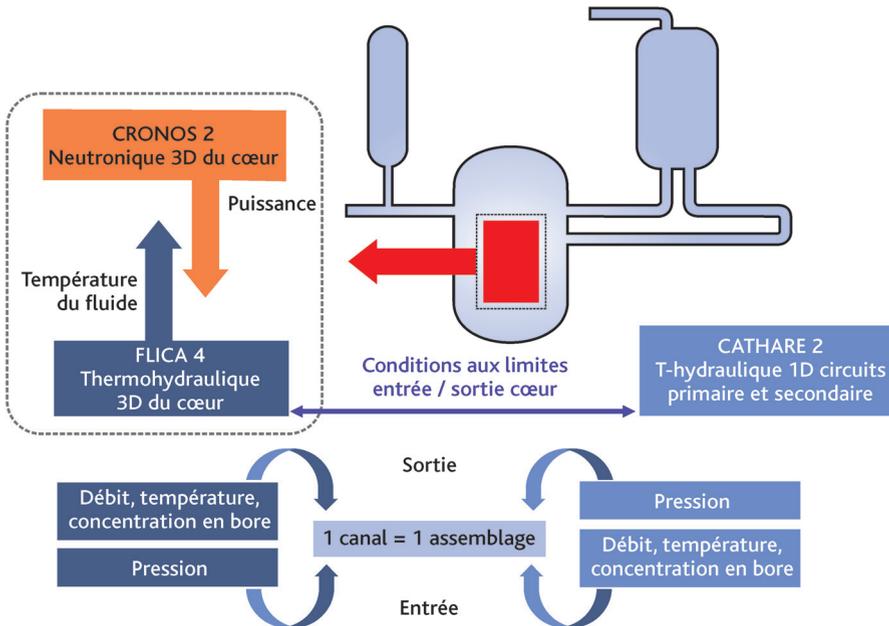


Figure 11.6. Couplage des logiciels CRONOS (2), FLICA (4) et CATHARE (2) (chaîne HEMERA) : paramètres d'interface entre ces trois logiciels. © IRSN.

### Exemple d'utilisations

Pour déterminer l'énergie thermique déposée dans le combustible du réacteur Jules Horowitz dans le cas de l'insertion accidentelle de réactivité retenue lors de l'étude de l'accident de type BORAX (éjection d'une barre de contrôle), le CEA a mis en œuvre<sup>340</sup> un couplage des logiciels CRONOS (2) et FLICA (4) (sans

340. Voir notamment la communication du CEA au congrès TOPSAFE 2008 : The BORAX accident in the JHR, Maugard B., Elie J.-P., Trémoudeux P., Iracane D., Lemoine P., Ratel G., Berthoud G. *et al.*

modélisation de la dilatation des plaques combustibles, phénomène qui réduit l'épaisseur des canaux d'eau entre les plaques et donc apporte une antiréactivité). Il a également utilisé le code de « cinétique point » DULCINEE pour des études de sensibilité, ce logiciel (« OD ») étant adapté à un petit cœur tel que celui du réacteur Jules Horowitz.

- **Codes CFD** (*Computational Fluid Dynamics*) : l'utilisation de ce type de logiciels de simulation est croissante, y compris pour les réacteurs de recherche, pour déterminer les écoulements de fluide à l'échelle locale par résolution des équations de Navier-Stokes moyennées dans le temps et dans l'espace, sur un domaine discrétisé par des mailles de dimensions allant du millimètre au centimètre.

### Exemples d'utilisations

- En 2010, l'[Institut Laue-Langevin](#) a réalisé, en collaboration avec le laboratoire national d'Argonne ([ANL](#), Illinois, États-Unis), des études<sup>341</sup> de faisabilité d'une « conversion » du RHF à du combustible à faible enrichissement en uranium 235, de type UMo. Deux logiciels de type CFD ont été utilisés : le logiciel STAR-CD (utilisé par l'ANL) et le logiciel CFX développé par ANSYS<sup>342</sup> (utilisé par l'ILL). La validité des modélisations a été vérifiée par des comparaisons à des mesures faites en réacteur et par des intercomparaisons des résultats de différents modèles. Ces études ont montré dans une première étape que le changement de combustible sans aucune modification des plaques de combustible conduirait à une dégradation notable des performances du réacteur, en termes notamment de flux neutronique. D'autres conceptions de l'élément combustible ont été étudiées. L'une d'elles, qui se traduirait par une augmentation de la quantité de combustible sans modification des dimensions externes des plaques, permettrait de conserver de bonnes performances du réacteur tout en procurant des marges de sûreté par rapport au risque d'ébullition dans les canaux d'eau situés entre les plaques. La mise en œuvre d'une « conversion » du cœur du RHF demeure toutefois soumise à la mise au point et à la qualification d'un nouveau combustible à plus forte densité que l'UAL.
- En 2010, l'[Institut Laue-Langevin](#) a également utilisé un code CFD (CFX) pour étudier le comportement des doigts de gant du RHF, pour montrer l'absence de fusion de l'élément combustible du cœur dans le cas de l'insertion de réactivité qui résulterait de la rupture d'un ou de plusieurs doigts de gant.

---

341. Voir notamment la communication ANL-ILL au congrès RERTR 2010 consacré à la réduction de l'enrichissement des combustibles pour les réacteurs de recherche et d'essais : *Thermal-hydraulic safety analyses for conversion of the Laue Langevin Institute (ILL) High Flux Reactor (RHF) from HEU to LEU fuel*, Tentner A., Thomas F., Bergeron A., Stevens J. ([http://www.rertr.anl.gov/RERTR32/pdf/S10-P4\\_Tentner.pdf](http://www.rertr.anl.gov/RERTR32/pdf/S10-P4_Tentner.pdf)).

342. ANSYS Inc. est une société américaine.

## ► Thermomécanique

- **SCANAIR** : ce logiciel, développé par l'IRSN depuis 1990, permet tout particulièrement de simuler le comportement thermomécanique des crayons de combustible des réacteurs à eau sous pression au cours de transitoires de puissance et d'évaluer les risques associés de perte d'étanchéité ou de rupture des gaines. Il est notamment utilisé pour la définition, la préparation et l'interprétation d'essais de tenue de crayons de combustible lors de tels transitoires, tels que ceux qui ont été ou seront réalisés dans le cadre du programme CIP dans le réacteur CABRI. Le logiciel SCANAIR permet de simuler des insertions rapides de réactivité (*Reactivity Injection Accidents* [RIA]) ou des rampes lentes de puissance telles que celles qui pourraient résulter d'une rupture de tuyauterie de vapeur ou encore d'un retrait incontrôlé d'une grappe d'éléments absorbants dans un cœur de réacteur à eau sous pression. Le logiciel SCANAIR modélise notamment les interactions thermomécaniques entre les pastilles de combustible ( $\text{UO}_2$ ,  $\text{UPuO}_2$ ) et les gaines des crayons, l'ébullition du fluide réfrigérant (eau) et les différents mécanismes de déformation des gaines.

### Exemple d'utilisations

Dans sa recherche de l'explication de la fusion de crayons de combustible du cœur nourricier du réacteur CABRI découverte en 2004 (paragraphe 10.1.2), le CEA, exploitant de ce réacteur, a mis en œuvre plusieurs logiciels de simulation, parmi lesquels peuvent être cités APOLLO (2), TRIPOLI (4), DULCINEE et SCANAIR. Comme cela a été indiqué au paragraphe 10.1.2, le CEA en a conclu que les effets des transitoires réalisés dans CABRI sur les crayons du cœur nourricier étaient mal estimés dans les études de sûreté conduites préalablement à la réalisation de ces transitoires. Le CEA a alors décidé de mettre au point un nouvel outil de calcul pour la réalisation des études préalables aux futurs essais du programme CIP dans la boucle à eau sous pression. Cet outil associe le logiciel SCANAIR<sup>343</sup> à des jeux de données appropriés. Dans le cadre de l'expertise du dossier transmis par le CEA visant à démontrer que le cœur nourricier pourrait subir sans dommage les essais du futur programme expérimental CIP, l'IRSN, étant le développeur du logiciel SCANAIR, a fait réaliser l'expertise du nouvel outil du CEA par la société belge AVN, qui n'a pas émis de contre-indication à l'utilisation de cet outil. De plus, l'IRSN a utilisé le logiciel SCANAIR pour une étude<sup>344</sup> visant à apprécier la validité des nouveaux critères de tenue des gaines des crayons du cœur de CABRI proposés par le CEA. L'objectif de cette étude de l'IRSN était d'évaluer la cohérence de ces nouveaux critères avec les résultats d'un certain nombre d'essais réalisés dans les

343. Le CEA avait dans un premier temps envisagé un chaînage des logiciels de simulation CATHARE et SCANAIR, mais il a décidé en définitive d'utiliser le logiciel SCANAIR seul en réalisant un important travail de calibration et de validation du module thermohydraulique pour l'adapter à la configuration du cœur nourricier de CABRI.

344. Voir la communication faite par l'IRSN à la conférence IGORR 12 en 2009 : *Analysis of CABRI driver core new safety demonstration for fuel rods integrity during fast power transients*, Écrabet F., Pelissou C., Moal A.

réacteurs SPERT aux États-Unis et NSRR au Japon. Ces essais avaient permis de déterminer un seuil de rupture exprimé en termes d'énergie déposée dans le combustible pour les gaines en acier inoxydable (environ 240 cal/g). Pour mener cette étude, il était indispensable d'utiliser strictement la même version du logiciel SCANAIR et ses jeux de données que ceux mis au point par le CEA en vue de ses propres calculs de l'impact des futurs essais CIP sur le cœur nourricier. Le CEA a mis à la disposition de l'IRSN ces éléments. L'étude de l'IRSN a alors montré que les nouveaux critères, exprimés<sup>345</sup> en termes de température maximale des gaines (1 300 °C) et de déformation équivalente maximale des gaines (3,65 %), étaient cohérents avec un seuil de rupture de 240 cal/g.

## ► Accidents de fusion de combustible

- **SIMMER** : ce logiciel, où la neutronique et la mécanique des fluides sont couplées, permet de simuler un accident de fusion de combustible dans un réacteur à neutrons rapides. Il a été développé initialement à Los Alamos, à partir de 1974. Les organismes PNC (Power reactor and Nuclear fuel development Corporation, Japon), FzK (Forschungszentrum Karlsruhe, Allemagne, devenu Karlsruher Institut für Technologie [KIT]) et le CEA poursuivent son développement pour des études sur les réacteurs à neutrons rapides de quatrième génération. En France, il a été utilisé dans les années 1980 et 1990 pour l'étude des accidents hypothétiques de fusion du cœur dans les réacteurs à neutrons rapides (principalement SUPERPHENIX).

### Exemple d'utilisations

Dans les années 2000, l'IRSN a, avec FzK, adapté le logiciel SIMMER-III au réacteur Jules Horowitz, pour des études à caractère exploratoire d'un accident de type BORAX. De nombreuses adaptations ont été nécessaires, notamment pour pouvoir simuler correctement le comportement neutronique du cœur dans le domaine des neutrons thermiques ainsi que les combustibles de ces réacteurs sous forme de plaques cintrées<sup>346</sup>... Ces études ont notamment montré que l'énergie déposée dans un cœur tel que celui du réacteur Jules Horowitz pourrait éventuellement dépasser la valeur forfaitaire de 135 MJ, et que dès lors les séquences en cause (par exemple l'éjection simultanée de plusieurs barres absorbantes) devraient être rendues très improbables (par des dispositions robustes de conception, fabrication et surveillance en service).

---

345. Outre l'absence de fusion de combustible (la température de fusion de l'UO<sub>2</sub> est d'environ 2 840 °C).

346. Communications de l'IRSN : *International Conference on the Physics of Reactors PHYSOR 2008 Upgrading of the coupled neutronics-fluid dynamics code SIMMER to simulate the research reactors core disruptive RIA*, Biaut G. et al. ; congrès TOPSAFE 2008 *Reevaluation of BDBA consequences of research reactors*, Biaut G. et al. Voir aussi la communication commune IRSN-CEA faite à la 18<sup>e</sup> *International conference on Nuclear Engineering (ICONE)* en 2010 : *Validation of SIMMER III neutronics module for the simulation of reactivity injection accident in material testing reactors*, Chehrani Y., Ivanov E., Di Salvo J., d'Aletto C.

- **MC3D** : MC3D est un logiciel de thermohydraulique multiphasique développé par le CEA puis par l'IRSN, qui permet de simuler l'explosion de vapeur qui résulterait d'une interaction thermodynamique entre du combustible (notamment lorsqu'il est à l'état liquide) et le réfrigérant d'un réacteur ; un tel phénomène pourrait survenir au cours d'un accident de fusion d'un cœur de réacteur. Ce logiciel permet notamment de déterminer les pressions dynamiques exercées sur des structures (par exemple les parois d'une piscine de réacteur). Il simule d'abord une première phase de l'interaction thermodynamique, appelée prémélange, consistant en un mélange grossier des deux liquides, accompagnée d'une vaporisation plus ou moins forte. Dans certaines conditions, le prémélange peut être déstabilisé, ce qui peut conduire à une explosion violente s'apparentant à une détonation (seconde phase).

#### Exemple d'utilisation

Le CEA a utilisé le logiciel MC3D dans l'étude des interactions entre le combustible fondu et l'eau lors d'un accident de type BORAX pour le réacteur Jules Horowitz<sup>347</sup>, notamment pour déterminer les sollicitations que pourraient subir la cuve et les raccordements des tuyauteries du bloc-pile dans un premier temps, les parois et le fond de la piscine du réacteur dans un second temps ; ces sollicitations résulteraient des ondes de choc et de leurs réflexions multiples, ainsi que de la détente de la bulle de vapeur d'eau.

- **ASTEC** : le système de logiciels de simulation ASTEC (*Accident Source Term Evaluation Code*) a pour ambition de simuler l'ensemble des phénomènes qui interviendraient au cours d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur à eau, depuis l'événement initiateur jusqu'aux éventuels rejets de produits radioactifs à l'extérieur de l'enclume de confinement, hormis l'explosion de vapeur qui peut être traitée avec le logiciel MC3D et les sollicitations subies par les structures qui peuvent être traitées avec un logiciel tel que Cast3M (voir plus loin). Le logiciel ASTEC (voir la figure 11.7) a été développé en commun depuis de nombreuses années par l'IPSN puis l'IRSN avec son homologue allemand la GRS ; depuis, l'IRSN en poursuit seul le développement. Les applications d'ASTEC concernent principalement l'analyse de sûreté des réacteurs à eau sous pression avec l'évaluation des rejets radioactifs pouvant résulter de la fusion du cœur d'un tel réacteur et l'examen des procédures à mettre en œuvre en cas de survenue d'un tel accident. Le logiciel ASTEC est également utilisé par l'IRSN pour ses études probabilistes de sûreté de niveau 2 relatives aux réacteurs du parc électronucléaire. Enfin, il a été utilisé pour la préparation et l'interprétation des programmes expérimentaux, en particulier le programme d'essais intégraux Phébus-PF et les essais du programme ISTP (*International Source Term Program*<sup>348</sup>).

347. Communication du CEA citée au nota 340.

348. Programme de recherche international sur le « terme source ».

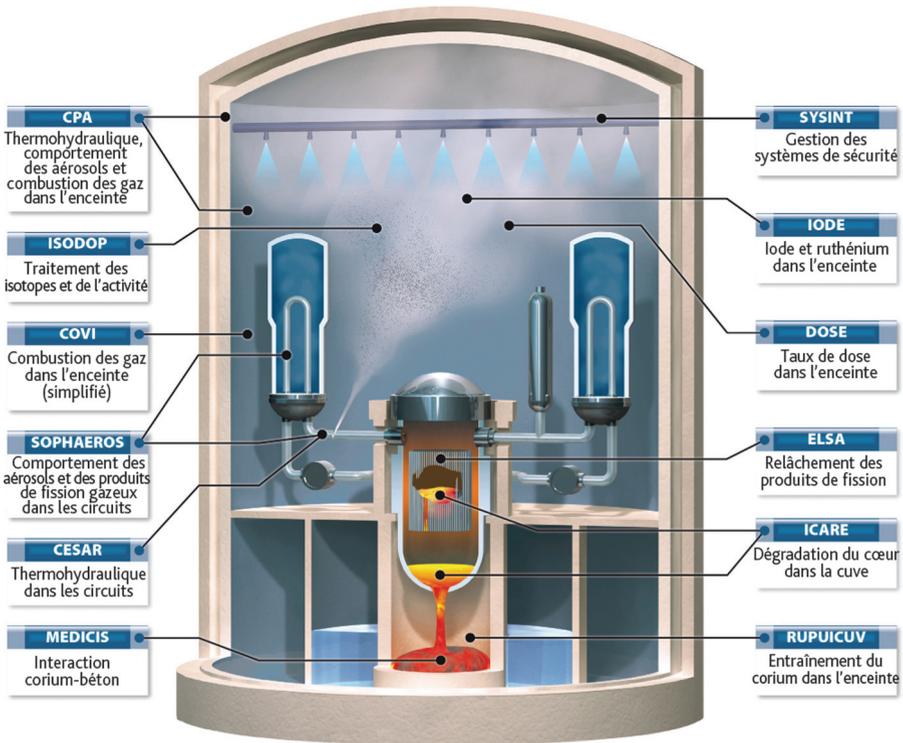


Figure 11.7. Les différents phénomènes intervenant lors d'un accident de fusion d'un cœur (réacteur à eau sous pression) et les modules les simulant dans le logiciel ASTEC. © IRSN.

### Exemples d'utilisations

- Le CEA a utilisé le logiciel IODE d'ASTEC pour étudier les transferts d'iode dans le bâtiment du réacteur du **réacteur Jules Horowitz** lors d'un accident de type BORAX – il a utilisé les logiciels CERES et GAZAXI pour l'évaluation des contributions des principaux radionucléides aux doses (effectives) au cours de leur migration dans l'environnement<sup>349</sup>.
- Dans le cadre de l'intercomparaison de logiciels de simulation organisée par l'AIEA évoqué précédemment (*Coordinated Research Project* concernant les « *Innovative Methods in Research Reactor Analysis* » – 2008–2013), l'IRSN a réalisé des calculs à l'aide du logiciel de thermohydraulique CESAR pour interpréter des essais d'insertion de réactivité réalisés dans le réacteur SPERT. Une adaptation du logiciel CESAR aux combustibles sous forme de plaques a été nécessaire. Il est apparu que ce logiciel permettait de retrouver les températures des gaines des plaques mesurées dans les

349. Communication du CEA citée au nota 340.

assemblages du cœur SPERT-IV-D 12/25 (voir précédemment pour la simulation de la neutronique avec le logiciel MORET (5)).

- L'IRSN a également utilisé le logiciel CPA dédié à la thermohydraulique dans l'enceinte de confinement pour évaluer l'efficacité d'une nouvelle gestion du confinement (de type dynamique et non plus statique) proposée par l'exploitant du réacteur à haut flux à Grenoble (RHF) pour les situations accidentelles<sup>350</sup>. L'objectif était d'apprécier les conclusions tirées des calculs de l'exploitant visant à démontrer la possibilité d'un maintien du bâtiment du réacteur en dépression relative (par rapport à l'espace annulaire situé entre les deux enceintes) dans de telles situations, compte tenu de l'échauffement de l'air (dû aux produits de fission relâchés dans le bâtiment du réacteur et à l'échauffement de l'eau de la piscine dans le cas d'une fusion du combustible), des possibilités de fuites directes d'air vers l'environnement, du « gonflage » de l'espace annulaire situé entre les deux enceintes (enceinte interne en béton, enceinte externe métallique). Trois situations accidentelles ont été étudiées : un accident de type BORAX, une fusion de combustible sous eau, une fusion de combustible à l'air.

## ► Mécanique

- **Cast3M, ASTER, logiciels d'ANSYS** : Cast3M est un logiciel de simulation par éléments finis dédié à la mécanique des structures et à la mécanique des fluides, développé par le CEA. ASTER (Analyses des structures et thermomécanique pour des études et des recherches) est un logiciel similaire, développé par EDF. ANSYS Inc. est une société américaine qui crée et diffuse différents logiciels de mécanique des structures (y compris pour des sollicitations conduisant à de grandes déformations).

### Exemples d'utilisations :

- Cast3M est largement utilisé par les concepteurs et les exploitants pour les installations nucléaires françaises, pour des applications relatives à des structures métalliques ou à des ouvrages de génie civil (piscines et bâtiments de réacteurs...), notamment des réacteurs de recherche. Il est aussi largement utilisé par l'IRSN, qui peut en outre être amené à collaborer avec le CEA pour la réalisation de développements particuliers. Par exemple, dans le domaine du génie-civil, des développements<sup>351</sup> consistent à mettre au point des lois pour simuler le comportement différé ou dynamique d'ouvrages en béton en cas de chargements accidentels (par

350. Voir la communication de l'IRSN faite à la conférence RRFM 2010 : *Development of a numerical tool for safety assessment and emergency management of experimental reactors*, Maas L., Beuter A., Seropian C.

351. Ces développements sont effectués dans le cadre de thèses, associant l'IRSN et d'autres partenaires, dont le CEA.

exemple en cas de séisme...), qui sont ensuite intégrés dans Cast3M et ainsi mis à disposition de l'ensemble des utilisateurs de Cast3M.

- L'[Institut Laue-Langevin](#) a utilisé le logiciel ASTER pour les études de conception et de dimensionnement du nouveau bâtiment PCS 3 du RHF (faisant partie du « noyau dur » des dispositions post-Fukushima).
- **EUROPLEXUS, LS-DYNA, RADIOSS** : EUROPLEXUS est un logiciel de simulation par éléments finis de phénomènes de dynamique rapide, prenant en compte les structures et les fluides, développé à l'origine par le [CEA](#) (code PLEXUS) et le Centre commun de recherche ([CCR](#)) d'Ispra en Italie (PLEXUS-3C), puis repris par un groupe d'utilisateurs tels que [EDF](#) et l'[ONERA](#). LS-DYNA est un logiciel de calcul du même type, développé aux États-Unis par la [Livermore Software Technology Corporation \(LSTC\)](#), de même que RADIOSS, développé par [Altair Engineering](#). Ces logiciels permettent par exemple d'étudier le comportement de structures soumises à des chocs.

#### Exemple d'utilisations

Pour le [réacteur Jules Horowitz](#), le [CEA](#) a utilisé<sup>352</sup> les logiciels EUROPLEXUS et RADIOSS pour étudier le comportement des structures de la piscine du réacteur en cas d'accident de type BORAX – en modélisant une bulle de vapeur de caractéristiques telles qu'elle conduise aux surpressions préalablement déterminées avec le logiciel [MC3D](#).

### ► Évaluations en situations d'urgence

En situations d'urgence<sup>353</sup> ou lors des exercices de crise, les exploitants des réacteurs de recherche français ainsi que l'[IRSN](#) appuieraient ou appuient leurs appréciations sur des évaluations effectuées avec des logiciels de simulation plus ou moins simplifiés. En particulier, l'[IRSN](#) dispose d'un logiciel de simulation utilisé pour les installations autres que les réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire, qui permet de déterminer les transferts de produits radioactifs au sein d'une installation et les rejets dans l'environnement (quantité et cinétique de rejet pour chaque radionucléide). Ce logiciel modélise, de façon simplifiée, les fuites de radionucléides entre des locaux, les transferts par les systèmes de ventilation, ainsi que les rejets hors de l'installation. Les taux de dépôt (pour les aérosols) et l'efficacité des dispositifs de filtration y sont entrés comme des données. Ce logiciel est utilisé pour l'établissement et la mise à jour des fiches d'accidents-types (voir le paragraphe 7.7). Il sert également aux experts de l'[IRSN](#) à définir les scénarios joués lors des exercices de crise. Il peut éventuellement être aussi utilisé dans le cadre des expertises menées par l'[IRSN](#). Un tel logiciel simplifié se prête bien à un pré-paramétrage avec les données pertinentes correspondant aux différents réacteurs de recherche, cela permettant de disposer de modèles utilisables rapidement en situations d'urgence ou lors des exercices.

352. Communication du CEA citée au nota 340.

353. En fait dès lors qu'un PUI est déclenché.



## Éléments de sûreté nucléaire Les réacteurs de recherche

**Jean Couturier, Hassan Abou Yéhia et Emmanuel Grolleau**

Le présent ouvrage dresse un panorama mondial de la diversité et de la complémentarité des réacteurs de recherche, dont un certain nombre ont été ou sont encore utilisés pour y mener notamment des expérimentations indispensables au développement et à l'exploitation des réacteurs électronucléaires, y compris en rapport avec des questions de sûreté. Cet ouvrage met en évidence les multiples utilisations de ces réacteurs qui, de conceptions très diverses, mobilisent des quantités très variées de substances radioactives présentant des risques plus ou moins importants pour la sûreté ou la radioprotection et dont l'ancienneté ou l'inutilisation pour nombre d'entre eux nécessitent des dispositions appropriées pour maîtriser le vieillissement ou l'obsolescence de certains de leurs équipements, ainsi que, aux plans organisationnel et humain, pour en maintenir une exploitation sûre. Pour certains réacteurs de recherche, des aspects de sûreté et de radioprotection sont à considérer en tenant compte de la présence simultanée, au sein de ces réacteurs, de deux types d'opérateurs : le personnel d'exploitation du réacteur, des opérateurs de dispositifs expérimentaux utilisant les neutrons issus du réacteur pour des besoins de recherche fondamentale ou appliquée. Deux chapitres spécifiques sont dédiés aux normes de sûreté établies sous l'égide de l'AIEA pour les réacteurs de recherche et aux accidents sérieux, notamment de criticité ou de réactivité, survenus dans des réacteurs de recherche. La deuxième partie de l'ouvrage est consacrée aux réacteurs de recherche français, notamment au dispositif réglementaire et aux textes officiels qui leurs sont applicables, au retour d'expérience tiré en France d'événements significatifs et d'accidents survenus – y compris à l'étranger celui, en 2011, de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi –, à la prise en compte d'accidents de réactivité pour la conception des réacteurs de recherche français, ainsi qu'aux réexamens de sûreté décennaux pratiqués en France.

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 : 978-2-7598-2301-7

**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 €

