

Partie 5

**Études, recherches et développements
pour la sûreté des réacteurs à eau
sous pression, logiciels de simulation**

Chapitre 39

Études, recherches et développements pour la sûreté des réacteurs à eau sous pression

Le présent chapitre ne saurait avoir vocation à présenter l'ensemble des études, recherches et développements qui, notamment avec le développement du programme électronucléaire français, ont été menés par le concepteur¹⁰⁰⁵ (d'abord dans le cadre de la licence du constructeur Westinghouse), Électricité de France et le Commissariat à l'énergie atomique – en support à la conception des réacteurs, au cours de leur exploitation, pour leurs réexamens¹⁰⁰⁶ périodiques ou encore dans le cadre du retour d'expérience d'accidents survenus à l'étranger tels que ceux des centrales nucléaires de Three Mile Island en 1979, Tchernobyl en 1986 et Fukushima Daiichi en 2011. De la même manière, les études, recherches et développements menés par l'IPSN (créé en 1976 au sein du CEA) puis l'IRSN pour l'exercice de ses missions d'expertise de sûreté, pour beaucoup en collaboration avec les organismes précités, ne sauraient être présentés ici de façon exhaustive.

Ce chapitre vise à dresser un panorama succinct des sujets d'études, de recherches et de développements en matière de sûreté des réacteurs à eau sous pression, ainsi que les cadres nationaux et internationaux dédiés à des travaux de recherche et

1005. Framatome avant 2006, puis Areva (-NP), puis Framatome à partir de 2018.

1006. Il s'agit des études relevant du volet « réévaluation » de ces réexamens périodiques, selon les définitions données au paragraphe 30.3.

développement, les principaux organismes impliqués, enfin quelques-unes des installations de recherche françaises. Les travaux de recherche et développement ont permis d'identifier certains risques ou d'améliorer les connaissances, notamment sur les phénomènes pouvant survenir dans des situations accidentelles. Pour un certain nombre de sujets de sûreté, des études, recherches et développements se sont traduits de façon concrète par des modifications d'équipements ou la mise en place de nouveaux équipements dans les centrales en exploitation, par de nouvelles procédures de conduite pour mieux maîtriser certaines situations accidentelles ou pour faire face à des situations accidentelles qui n'avaient pas été envisagées lors de la conception des réacteurs, par l'utilisation de nouvelles technologies performantes...

Les études réalisées par le concepteur et Électricité de France au stade de la conception des réacteurs ne sont pas traitées dans le présent chapitre; pour le cas du réacteur EPR, quelques exemples sont donnés dans le chapitre 14 relatif aux études probabilistes de sûreté ainsi que dans le chapitre 17 pour ce qui concerne la prise en compte des situations avec fusion du cœur pour la conception de ce réacteur. Les études à la conception comprennent également celles des conditions de fonctionnement et des agressions, dont les démarches ont été précisées aux chapitres 8, 11 et 12. La façon de mener ces études de conception («référentiels d'études»), comme les états initiaux considérés pour le réacteur concerné, l'état du cœur (début de cycle, fin de cycle, etc.), les jeux de données, les hypothèses aggravantes considérées, les critères techniques d'acceptation sont discutés avec les organismes de sûreté suffisamment tôt dans l'avancement d'un projet de réacteur; ultérieurement, ces méthodes d'études peuvent évoluer dans le cadre des réexamens périodiques du réacteur pour prendre en compte de nouvelles connaissances issues des travaux de recherche et développement (comme cela est illustré dans les chapitres 9 et 35 relatifs respectivement à l'accident de perte de réfrigérant primaire et aux insertions de réactivité dans les réacteurs à eau sous pression).

Le chapitre suivant est consacré aux logiciels de simulation.

39.1. Apport des études pour l'amélioration de la sûreté des réacteurs à eau sous pression

Une fois les réacteurs mis en service, les événements survenant en exploitation sont notamment l'occasion d'entreprendre des études pour bien identifier leurs causes, évaluer les risques potentiels si des défaillances aggravantes étaient survenues, cela dans le but d'en tirer le maximum d'enseignements utiles – et au moins d'en mieux apprécier la gravité au plan de la sûreté. Les études menées à la suite de l'erreur survenue en 2001 lors du rechargement du cœur du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Dampierre-en-Burly, évoquées au paragraphe 35.3, en sont un exemple. Les analyses de type «précurseur» et «Recuperare», dont les démarches ont été présentées au chapitre 21, entrent également dans cette catégorie d'études; il est rappelé que les premières font appel à des modèles d'études probabilistes de sûreté.

Les études probabilistes de sûreté, réalisées ou mises à jour à l'occasion des réexamens décennaux des réacteurs du parc électronucléaire français, constituent un cadre global privilégié d'analyse approfondie de ces réacteurs, à caractère systématique, qui s'est révélé pertinent pour renforcer le niveau de sûreté des réacteurs.

Parmi les modifications matérielles ou organisationnelles des réacteurs issues directement ou retenues à la lumière d'évaluations de nature probabiliste puis des études probabilistes de sûreté (de niveaux 1 et 2) ou d'études physiques et fonctionnelles réalisées en support, dont certains sont présentés dans le chapitre 14, peuvent ici être rappelés à titre d'exemples :

- la prise en compte de situations complémentaires, avec la mise en place de matériels supplémentaires et l'établissement des procédures de conduite H ;
- la mise en place de dispositions pour réduire le risque de fusion du cœur dans les états d'arrêt des réacteurs lorsque le circuit primaire est partiellement vidangé jusqu'au niveau des tuyauteries des boucles (« plage de travail basse du RRA », ou PTB-RRA)¹⁰⁰⁷ ;
- la modification des filtres des puisards de l'enceinte de confinement ; cette modification a été réalisée eu égard au risque de colmatage de ces filtres dans le mode de refroidissement du cœur par recirculation d'eau dans cette enceinte, dans le but de fiabiliser ce mode de refroidissement ;
- le renforcement du système de fermeture du tampon d'accès des matériels (TAM) au niveau de ses brides de liaison avec le bâtiment du réacteur, afin d'assurer l'étanchéité de l'enceinte de confinement à la surpression qui résulterait d'une fusion du cœur ;
- l'épaississement des radiers des réacteurs de la centrale nucléaire de Fessenheim, pour augmenter le délai avant percement d'un radier en cas d'arrivée d'un corium qui s'écoulerait d'un cœur fondu ;
- pour la gestion de situations d'urgence, la mise en place d'une instrumentation permettant de détecter le percement de cuve en cas de fusion du cœur...

Par ailleurs, il est rappelé que les études (associées à des travaux de recherche et développement) déjà amorcées avant l'accident survenu à la centrale nucléaire de Three Mile Island et renforcées à la suite de cet accident ont conduit à la mise en place de dispositions telles que le dispositif d'événage-filtration de l'enceinte de confinement (U5) ou encore l'installation de recombinés autocatalytiques d'hydrogène (voir le chapitre 17).

C'est après l'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl que des études ont conduit à définir et à mettre en place des dispositions pour éviter des accidents de réactivité par transfert d'eau non borée ou froide dans le cœur (voir le chapitre 35).

1007. RRA : système de refroidissement du réacteur à l'arrêt ; PTB : plage de travail basse du circuit RRA.

L'accident survenu en 2011 à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi a, de façon générale, conforté le bien-fondé de sujets d'études, ainsi que de recherche et développement, dans des domaines tels que, principalement, celui des accidents de fusion du cœur et celui des agressions externes (séisme, inondation). De façon concrète, les études ont conduit à la mise en place des « noyaux durs » d'équipements et de la Force d'action rapide nucléaire (FARN) d'Électricité de France, sujets largement développés au chapitre 36. Mais cet accident a également donné lieu à des études concernant la gestion de crise en situation extrême, sous l'angle des facteurs organisationnels et humains. L'IRSN a rendu publics deux rapports¹⁰⁰⁸, mettant en avant des pistes d'études à explorer.

Les études sont menées en prenant en compte le meilleur état des connaissances (sur la fiabilité des matériels, sur les phénomènes physiques complexes...) et en utilisant les outils de simulation les plus évolués, à l'« état de l'art » ; à cet égard, elles tirent profit de l'ensemble des travaux de recherche et développement menés non seulement en France mais aussi à l'étranger. Électricité de France et l'IRSN étant amenés à valoriser leurs propres études, le premier en tant qu'exploitant responsable de la sûreté de ses installations, le second dans le cadre de ses missions d'expertise, le caractère valide des méthodes, des hypothèses et des logiciels de simulation utilisés par chacun d'eux nécessite d'être clairement explicité, pour que cette confrontation permette *in fine* de conclure et à l'Autorité de sûreté nucléaire de prendre des décisions opérationnelles.

Un panorama général des recherches et développements en matière de sûreté nucléaire des réacteurs à eau sous pression est présenté ci-après, illustré par quelques-uns des travaux les plus marquants ou en cours.

39.2. Objectifs et panorama des travaux de recherche et développement, cadres dédiés et organismes impliqués, installations de recherche françaises

39.2.1. Objectifs et panorama des travaux de recherche et développement

Comme dans toute autre industrie, des travaux de recherche et développement relatifs aux installations nucléaires sont nécessaires pour améliorer la conception et l'exploitation des installations en termes de performances. En complément, ils visent aussi à faire progresser la sûreté de ces installations, sur des questions soulevées aussi bien dans le cadre des analyses de sûreté ou de la préparation à la gestion de situations d'urgence qu'à la suite d'accidents marquants.

1008. « L'accident de Fukushima à la lumière des facteurs organisationnels et humains », rapport IRSN/PSN-SRDS/SFOHREX n° 2015-01 du 7 avril 2015, et « Six questions pour tirer les leçons de la catastrophe de Fukushima sur le plan des facteurs organisationnels et humains », IRSN/PSN-RSDS/SFOHREX n° 2015-02 du 7 avril 2015.

Les travaux de recherche et développement dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression permettent :

- d'améliorer les connaissances sur les phénomènes, certains complexes, survenant en situations accidentelles,
- de mettre au point et de valider des modèles physiques et des logiciels de simulation,
- d'explorer de nouvelles technologies d'un intérêt particulier en matière de sûreté,
- de mieux cerner les facteurs organisationnels et humains pouvant constituer des « leviers » d'améliorations de la sûreté en exploitation ou de la gestion de situations d'urgence,

et, comme cela a été dit au chapitre précédent, d'apporter un support aux diverses études de sûreté – notamment celles qui sont réalisées dans le cadre des réexamens périodiques –, en mettant à disposition par exemple les logiciels de simulation les plus aboutis, qualifiés et pertinents, tenant compte des connaissances acquises.

Les résultats des travaux de recherche et développement permettent, notamment, d'apprécier ou de réévaluer, sur des bases physiques solides – dont certaines sont capitalisées dans des logiciels de simulation –, le conservatisme d'options prises pour la conception et pour les études de sûreté associées. Comme cela a été indiqué plus haut, en France, les réévaluations de sûreté associées aux visites décennales des réacteurs du parc électronucléaire peuvent être l'occasion, si nécessaire, de décliner de façon opérationnelle les nouvelles connaissances issues de ces travaux de recherche.

Les sujets de recherche et développement dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression s'inscrivent dans la démarche générale de prévention et de limitation des conséquences des situations accidentelles postulées (y compris les agressions), dont il est question dans un certain nombre des chapitres du présent ouvrage : un certain nombre des travaux de recherche et développement plus spécifiquement poursuivis en matière de sûreté sont présentés succinctement¹⁰⁰⁹ ci-après, avec quelques-unes de leurs étapes marquantes.

– Perte de réfrigérant primaire

Il s'agit du premier sujet de sûreté d'intérêt en matière de recherche et développement, cela même avant les années 1970. L'étude des accidents de perte de réfrigérant primaire (APRP) pouvant résulter d'une brèche du circuit primaire est présentée au chapitre 9. Il est rappelé ici que la baisse de la pression dans ce circuit et la perte d'eau conduiraient à l'échauffement des crayons combustibles, malgré l'arrêt des réactions nucléaires à la suite de la chute automatique des grappes absorbantes, du fait de la chaleur résiduelle qui continue à se dégager

1009. Pour plus de détails, le lecteur pourra consulter l'ouvrage « État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression », J. Couturier & M. Schwarz, Collection sciences et technique, IRSN/EDP Sciences, 2017.

dans le combustible. Cet échauffement doit rester limité pour que l'endommagement du combustible ne mette pas en cause le refroidissement du cœur du réacteur et ne conduise pas à sa fusion. Il est rappelé que les accidents de perte de réfrigérant primaire « dimensionnent » notamment le système d'injection (d'eau) de sécurité RIS (débit...), certains composants mécaniques du circuit primaire et l'enceinte de confinement du réacteur.

Dans les années 1970, des critères de sûreté pour les gaines des crayons combustibles (première barrière de confinement) ont été définis sur la base de l'état des connaissances de l'époque; ils sont précisés dans la réglementation américaine, et en particulier dans le 10 CFR (*Code of Federal Regulations*) 50.46 et son appendice K, diffusé en 1974, et ont été retenus en France pour la construction des premiers réacteurs électronucléaires sous licence Westinghouse. La publication de ce texte constituait l'aboutissement d'années de discussions entre l'AEC (Atomic Energy Commission, ancêtre de l'U.S.NRC) et les exploitants nucléaires américains. Cependant, depuis 1974, les conditions d'exploitation des réacteurs et les combustibles ont évolué (augmentation des taux de combustion, nouveaux matériaux pour les gaines des crayons combustibles...), ce qui a mené à la réalisation de différents programmes de recherche et développement précisés ci-après.

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

- l'étude des phénomènes thermohydrauliques diphasiques intervenant lors des phases de vidange du circuit primaire, de renoyage du cœur et de remouillage des crayons combustibles,
- l'étude du comportement des gaines et des combustibles dans de telles conditions accidentelles.

Des progrès considérables dans la connaissance de ces phénomènes ont été réalisés au cours des 40 dernières années. Ils se sont traduits par le développement de logiciels sophistiqués de simulation de thermohydraulique, comme CATHARE (voir le chapitre 40), qui permettent d'étudier le déroulement de ces accidents à l'échelle d'un réacteur et de vérifier si les critères de sûreté sont satisfaits avec des marges suffisantes compte tenu des incertitudes qui subsistent.

Le développement du logiciel CATHARE s'est ainsi accompagné de la réalisation de nombreux essais à caractère analytique. La majorité d'entre eux s'est déroulée dans les années 1980 et 1990 dans des installations spécifiques très instrumentées construites par le CEA sur le site de Grenoble. Mais, afin de vérifier les capacités du logiciel CATHARE à prédire de manière satisfaisante le comportement d'une chaudière en situation accidentelle, le CEA, avec le support d'Électricité de France, de Framatome et de l'IPSN, a conçu dans les années 1980 l'installation BETHSY, réalisée au centre d'études de Grenoble et décrite dans le focus plus loin. Au total, plus de 80 essais y ont été réalisés entre 1987 et 1998. Ils n'ont pas été limités à l'étude de la rupture complète d'une tuyauterie principale (« grosse brèche »). D'autres situations ou phases

accidentelles ont été étudiées, telles que celles qui peuvent résulter de petites brèches ou de brèches dites intermédiaires, ou de l'injection d'azote dans le circuit primaire après la vidange totale des accumulateurs ou encore de la perte de refroidissement à l'arrêt lorsque le circuit primaire est partiellement vidangé. L'installation a permis également de vérifier les procédures de conduite développées dans le cadre de la nouvelle approche, dite approche par états (APE).

Les recherches concernant le comportement des crayons combustibles au cours d'un accident de perte de réfrigérant primaire ont principalement porté sur les phénomènes suivants :

- l'oxydation par la vapeur d'eau des gaines en alliage de zirconium, qui modifie les propriétés mécaniques du matériau et produit de l'hydrogène ainsi que de la chaleur,
- le gonflement et la rupture des gaines,
- la tenue mécanique des gaines oxydées au choc thermique induit par leur renoyage et aux autres sollicitations pouvant survenir lors du refroidissement du cœur à plus long terme,
- le comportement des pastilles de combustible à l'intérieur des gaines « ballonnées »¹⁰¹⁰, sachant que ces pastilles se fragmentent sous l'effet des contraintes engendrées par le fonctionnement normal du réacteur.

Parmi les nombreux travaux de recherche et développement, peuvent être mentionnés les essais réalisés dans les années 1980 dans l'installation EDGAR du CEA au centre de Saclay, pour étudier la mécanique des crayons combustibles dans les conditions d'un APRP. Environ 500 essais ont été effectués sur des tubes de différents alliages de zirconium, chauffés directement par effet Joule. Ce mode de chauffage assurait une répartition de température uniforme dans le tube. Ces essais ont permis d'établir des lois de fluage et d'allongement à rupture en fonction de la température du tube et des rampes de montée en température et en pression. Ces lois ont été introduites dans le logiciel de simulation CATHARE.

Par ailleurs, des essais plus récents entre 2003 et 2012, réalisés sur des crayons uniques dans le réacteur du centre d'Halden en Norvège (dans le cadre du programme HRP¹⁰¹¹ LOCA conduit sous l'égide de l'OCDE/AEN) ont montré qu'au moment de la rupture de la gaine, des fragments de combustible (du fait de sa fissuration sous irradiation) se déplaçaient à l'intérieur des crayons, entraînés par leur dépressurisation, et qu'une partie du combustible pouvait être éjectée à l'extérieur des crayons.

Jusqu'à présent, aucune expérience intégrale n'a été réalisée dans un réacteur avec un assemblage de crayons irradiés. Afin de progresser dans la connaissance et notamment sur le risque d'éjection de combustible hors d'un crayon, l'IRSN,

1010. Gonflées sous l'effet de l'échauffement et de la baisse de la pression dans le circuit primaire.

1011. *Halden Reactor Project*.

avec l'appui d'Électricité de France et la participation du CNRS, a engagé en 2013 le programme de recherche PERFROI¹⁰¹². Ce programme d'une durée de six ans est cofinancé par l'Agence nationale de la recherche (ANR), dans le cadre des investissements d'avenir et plus particulièrement de l'appel à projets de recherche en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection (RSNR), lancé en 2012 à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. Les recherches portent sur l'étude des bouchages redoutés entre crayons (dus au gonflement des gaines...) et de leur refroidissabilité dans les conditions de renoyage d'un cœur de réacteur. Elles comportent des travaux d'expérimentation et de modélisation qui permettront de valider le logiciel de simulation DRACCAR (voir le chapitre 40) à l'horizon 2020. Le programme se déroule autour de deux axes principaux, l'étude des propriétés mécaniques des gaines et celle des écoulements diphasiques.

Enfin, comme cela est indiqué au paragraphe 9.1.4, en cas de rupture du circuit primaire d'un réacteur à eau sous pression non compensée par le système de contrôle chimique et volumétrique (RCV), le refroidissement du cœur serait assuré par le système d'injection de sécurité (RIS) et celui de l'enceinte par le système d'aspersion d'eau (EAS). Ces deux systèmes sont d'abord alimentés de manière directe par la bêche du système PTR; lorsqu'elle est vide, ils sont connectés aux puisards de l'enceinte de confinement dans lesquels l'eau de la brèche s'est déversée, et fonctionnent ainsi en « recirculation ». Ce mode de refroidissement « en recirculation » d'eau peut être nécessaire pendant une très longue durée pour assurer le refroidissement des assemblages combustibles. La fiabilité de ce mode de refroidissement est fondamentale pour éviter l'endommagement des assemblages combustibles et la fusion du cœur.

Si, comme cela est indiqué au paragraphe 9.1.4, des études et des travaux de recherche et développement ont conduit à des modifications sur l'ensemble du parc électronucléaire, les études se poursuivent, notamment sur les effets « aval ». Électricité de France a un programme de travail et l'IRSN mène depuis 1999, avec la société VUEZ et l'université de Trenčín (Slovaquie), des études et recherches dans des installations expérimentales, notamment la boucle VIKTORIA inaugurée en 2011 (voir le focus plus loin); les sujets abordés sont :

- la délitescence des débris de matériaux calorifuges sous l'effet d'un débit d'eau;
- le transport vertical des débris et leur broyage dû aux obstacles;
- les vitesses de transport horizontal des débris et leur sédimentation dans l'enceinte de confinement;
- les mécanismes d'obturation des filtres;
- les réactions chimiques susceptibles de se produire au sein des lits fibreux déposés sur les filtres, du fait de la présence de soude, d'acide borique et

1012. Étude de la perte de refroidissement.

d'autres éléments; il s'agit notamment des oxydes de zinc provenant du lessivage des caillebotis galvanisés par les eaux de ruissèlement, qui sont de nature à favoriser la formation de précipités (gels, cristaux);

- les effets physiques et chimiques en aval des filtres, avec la caractérisation des débris traversant les filtres (quantités, types, tailles) et leur effet sur les assemblages combustibles et les autres composants (échangeurs, diaphragmes, etc.).

– Injection de réactivité dans le cœur

Les travaux de recherche et développement menés sur les accidents d'injection de réactivité (RIA) visent en particulier, comme dans le cas de l'APRP, à mieux apprécier la capacité de résistance des crayons combustibles et, en cas de rupture de crayons, la refroidissabilité du cœur. De façon opérationnelle, ce sont les seuils d'intervention du système d'arrêt automatique du réacteur qui sont concernés et qui doivent être déterminés en tenant compte du meilleur état des connaissances et des incertitudes subsistantes.

Des expériences ont été réalisées aux États-Unis dès la fin des années 1960 sur des combustibles vierges ou modérément irradiés dans des réacteurs tels que SPERT (*Special Power Excursion Reactor Tests* [1969-1970]) et PBF à l'INL¹⁰¹³ (*Power Burst Facility* [1978-1980]). Mais l'accident de Tchernobyl, survenu à la suite d'un emballement de la réaction neutronique, et surtout l'accroissement progressif des taux de combustion des assemblages combustibles envisagé par les exploitants ont conduit, au début des années 1990, à s'interroger sur la validité du critère concernant le « dépôt » d'énergie (variation d'enthalpie) dans le combustible lors d'un transitoire de réactivité à la valeur de 280 calories par gramme d' UO_2 , qui avait été établi sur la base des expériences précitées. Le critère fut revu à la baisse: en Europe, des valeurs de 220 cal/g pour du combustible vierge et 200 cal/g pour du combustible irradié ont été adoptées.

Des programmes de recherche ont ensuite été menés au Japon et en France, en vue notamment d'améliorer la compréhension des phénomènes physiques pouvant conduire à une défaillance de l'étanchéité des gaines des crayons combustibles et à l'éjection de fragments de combustible dans le circuit primaire, une telle éjection étant susceptible de mettre en cause la refroidissabilité du cœur. En particulier, l'IPSN a conduit dans le réacteur CABRI (voir le focus plus loin) un programme de 14 essais (Cabri REP-Na [1993-2002]), réalisés avec des crayons combustibles provenant de centrales nucléaires et dont le taux de combustion était compris entre 33 et 76 GWj/tU. Les crayons combustibles testés étaient placés dans un dispositif d'essai au sein d'une boucle alors refroidie par du sodium liquide. Le fait que ces essais aient été réalisés avec du sodium circulant autour des crayons testés a été jugé acceptable pour étudier les phénomènes essentiellement mécaniques qui se déroulent au cours

1013. Idaho National Laboratory.

des premières dizaines de millisecondes d'un accident d'injection de réactivité, pendant lesquelles la température de la gaine est peu affectée.

Des critères plus contraignants que ceux qui ont été indiqués plus haut en termes de variation d'enthalpie admissible dans le combustible en cas d'accident de réactivité sont dorénavant retenus au vu des résultats des programmes d'essais (voir le paragraphe 35.2).

Pour étudier les phénomènes survenant après les premières centaines de millisecondes (assèchement et éclatement des gaines), ainsi que les conséquences sur les structures du réacteur en termes d'onde de pression d'une éventuelle dispersion de combustible dans le réfrigérant primaire, l'IPSN a lancé un nouveau programme expérimental qui a nécessité une refonte de l'installation CABRI. Sous l'égide de l'OCDE/AEN, ce programme, intitulé *CABRI International Program* (CIP), est mené en partenariat avec Électricité de France et de nombreux organismes de sûreté et industriels étrangers. Le programme comprend 10 essais dans la nouvelle boucle à eau qui a été implantée dans CABRI. Le premier essai a été réalisé au mois d'avril 2018 avec un crayon de combustible MOX fortement irradié.

– Comportement de structures métalliques et d'ouvrages en béton

Par le passé, les connaissances acquises par les travaux de recherche et de développement (y compris en matière de contrôles non destructifs), souvent motivés par des anomalies observées sur les composants des réacteurs, ont conduit à des évolutions de différentes natures pour les réacteurs du parc électronucléaire français; elles ont concerné aussi bien des modifications de matériaux utilisés (par exemple l'abandon de l'Inconel 600), des modifications de conception de circuits (par exemple pour réduire les risques de fatigue thermique occasionnés par un mélange de jets fluides à différentes températures), des améliorations des contrôles en service... Elles ont aussi, bien évidemment, permis d'approfondir les démonstrations de sûreté (par exemple la tenue des cuves soumises à l'irradiation neutronique).

L'ampleur des travaux de recherche et développement s'est toutefois accrue après qu'Électricité de France a affiché son intention de poursuivre l'exploitation des réacteurs au-delà de 40 ans (projet « durée de fonctionnement » ou DDF). Trois initiatives d'Électricité de France en matière de recherche et développement sur le vieillissement des structures métalliques et des ouvrages en béton sont notamment à citer :

- la création de l'Institut de recherche et de développement sur le vieillissement des matériaux (Materials Ageing Institute, ou MAI) ;
- le Projet national CEOS.fr (Comportement et évaluation des ouvrages spéciaux, pour ce qui concerne la fissuration et le retrait, 2008-2014),
- le projet VERCORS (Vérification réaliste du confinement des réacteurs) qui a commencé en 2013 et qui devrait s'achever en 2021: c'est un

projet de grande ampleur d'études, de recherches et de développements concernant les enceintes de confinement des réacteurs. Le projet vise à acquérir un certain nombre de connaissances permettant de nourrir la démonstration de l'acceptabilité, en termes de sûreté, d'une durée d'exploitation de 60 ans pour les enceintes de confinement.

Compte tenu de l'importance du rôle de pathologies avérées ou potentielles sur la « durabilité » (durée de vie) des ouvrages en béton armé et compte tenu de la prolongation de la durée de fonctionnement des réacteurs du parc électronucléaire français, l'IRSN a jugé pertinent de constituer un « observatoire » sur la durabilité des ouvrages de génie civil nucléaire en relation avec des partenaires scientifiques et donnera des éléments de connaissance sur le vieillissement de ces ouvrages et les désordres éventuels qui pourraient s'y produire. Ce projet, démarré en 2014, est dénommé ODOBA (Observatoire de la durabilité des ouvrages en béton armé). Il a pour objet l'étude des pathologies affectant les ouvrages de génie civil (présentées au paragraphe 27.6.1), telles que la corrosion des armatures, le gonflement du béton (sous l'effet de réactions comme la réaction sulfatique interne [RSI] ou la réaction alcali-granulats [RAG]), ainsi que leurs répercussions sur la sûreté.

Le calendrier d'acquisition des connaissances s'inscrit dans celui de l'évaluation du projet d'extension de la durée d'exploitation des réacteurs du parc électronucléaire français au-delà de 40 ans.

Le volet expérimental comprend la construction, au centre d'études de Cadarache, d'éléments en béton représentatif du béton des enceintes de confinement de réacteurs du parc électronucléaire. Ces éléments (une soixantaine de blocs) de un mètre d'épaisseur – et de quelques mètres de hauteur et de largeur –, subiront soit un processus de vieillissement accéléré, soit le processus de vieillissement naturel, cela dans le but de déterminer les durées équivalentes des vieillissements accélérés.

En 2015, l'U.S.NRC s'est associée au projet.

– Fusion du cœur

Les nombreux sujets de questionnement et d'études concernant les situations avec fusion du cœur sont abordés au chapitre 17. Les risques liés à la production d'hydrogène et au percement du radier par interaction entre des matériaux fondus (corium) et le radier y sont évoqués. Leur étude a notamment conduit, pour les réacteurs du parc électronucléaire français, à l'installation de recombineurs autocatalytiques d'hydrogène, à l'épaississement des radiers des réacteurs de la centrale nucléaire de Fessenheim (les épaississements de radiers se poursuivent pour d'autres réacteurs), à la mise en place de dispositifs de mesures spécifiques pour la gestion des situations avec fusion du cœur, à un guide d'intervention dans une telle situation (GIAG).

Plus récemment, une disposition envisagée par certains concepteurs ou exploitants pour éviter le percement de la cuve d'un réacteur dont le cœur aurait

fondus est de noyer le puits de cuve afin de refroidir la cuve en organisant un écoulement diphasique d'eau autour de celle-ci et ainsi de retenir le corium en fond de cuve (*In-Vessel Retention* – IVR). Cette possibilité, si elle pouvait être prouvée, permettrait de réduire les risques de défaillance du confinement (moins d'hydrogène produit, pas d'interaction corium-béton). L'efficacité de cette action dépend toutefois de nombreux facteurs dont la taille et la puissance du réacteur, l'instant de relocalisation des matériaux dans le fond de la cuve, la fraction et la composition du corium en fond de cuve qui conditionnent la distribution du flux de chaleur appliqué sur la paroi interne du fond de cuve¹⁰¹⁴, ainsi que de la géométrie du puits de cuve et des caractéristiques de l'isolation thermique de la cuve. Il ne faut pas non plus oublier la présence éventuelle de singularités géométriques (décrochement à la jonction entre la virole et le fond de la cuve, traversées dans le fond de la cuve pour l'instrumentation) qui conditionnent le flux de chaleur pouvant être évacué par la face externe dans l'eau.

Une stratégie de maintien du corium en cuve a été adoptée pour certains réacteurs (le réacteur russe VVER 440 type 213, les réacteurs américains AP600 et AP1000, le réacteur sud-coréen APR-1400 et les réacteurs chinois CPR-1000 et CAP1400).

Le projet européen IVMR (*In-Vessel Melt Retention*), commencé en 2015, associe l'IRSN (pilote du projet), Électricité de France, Areva (Framatome depuis 2018), Tractebel Engineering, le Joint Research Centre (JRC), ÚJV Řez (République Tchèque) et 17 autres partenaires européens. Le but du projet est d'analyser la faisabilité technique de la « stratégie IVR » à des réacteurs de forte puissance, aussi bien des réacteurs existants (par exemple VVER 1000 type 320) que des réacteurs futurs de différents types (réacteurs à eau sous pression ou réacteurs à eau bouillante).

Le programme international de recherche Phébus-PF (produits de fission [PF]), qui s'est déroulé de 1988 à 2010, a apporté une contribution majeure aux connaissances sur les phénomènes impliqués dans un accident de fusion de cœur et plus particulièrement sur les rejets radioactifs potentiels dans l'environnement. Ces essais ont été réalisés dans le réacteur PHEBUS, équipé d'une installation représentant un réacteur de 900 MWe à l'échelle 1/5000^e. Au centre du réacteur PHEBUS (voir le focus plus loin) se trouvait une cavité cylindrique étanche dans laquelle était introduit le dispositif d'essai contenant dans la plupart des cas une grappe d'essai. Cette dernière était constituée de 18 crayons de combustible irradié et de deux crayons vierges instrumentés. Au centre se trouvait un crayon simulant les éléments d'une grappe absorbante de réacteur. Le circuit primaire contenait un générateur de vapeur simulé par un tube en U inversé. L'enceinte de confinement était simulée par un réservoir de 10 m³ comprenant un volume rempli d'eau (représentant le puisard du réacteur), un volume gazeux et des surfaces peintes.

1014. Avec la possibilité d'un effet de focalisation du flux thermique latéral au niveau de la partie supérieure du bain fondu (*focusing effect*).

Un essai se déroulait en deux phases successives :

- une phase « dégradation », d'une durée de quelques heures, au cours de laquelle, par augmentation progressive de la puissance du cœur du réacteur PHEBUS, la température du combustible d'essai augmentait jusqu'à la liquéfaction et la délocalisation des matériaux (entre 2 300 et 2 500 °C), entraînant le relâchement des produits de fission et leur transport dans le circuit et dans le réservoir ; à la fin de cette phase, le réacteur PHEBUS était arrêté ;
- une phase « enceinte », d'une durée de quelques jours, au cours de laquelle étaient mesurées les grandeurs d'intérêt pour la compréhension des phénomènes de transport et de dépôt, ainsi que de la chimie de l'iode dans le circuit et dans le réservoir.

Les différents essais du programme Phébus-PF ont fourni des informations scientifiques concernant la fusion du cœur, la composition des aérosols, leur rétention plus faible que prévu dans les circuits, la revaporisation de certains produits de fission et la production d'hydrogène. Les observations ont montré que pour un réacteur équipé d'éléments absorbants en alliage d'argent (AIC), le circuit primaire du réacteur constituait la source principale d'iode volatil dans l'enceinte de confinement. Pour des éléments absorbants en carbure de bore, le relâchement d'iode gazeux est plus important. Le programme d'essais a clairement mis en évidence un lien entre les phénomènes de dégradation du combustible et la cinétique de relâchement des produits de fission. Par ailleurs, le programme a montré que la concentration d'iode volatil dans le réservoir simulait l'enceinte de confinement au-delà de 24 heures dépend principalement des processus physico-chimiques dans la phase gazeuse. Elle dépend donc de la concentration d'iode volatil provenant du circuit primaire ou formé dans l'enceinte de confinement qui dépend elle-même de l'affinité de l'iode pour les surfaces de l'enceinte (peinture, matériau...).

Toujours dans le domaine des accidents de fusion du cœur, le déroulement de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi a appelé l'attention sur l'intérêt qu'il y aurait à équiper les circuits de dépressurisation des enceintes de confinement (en France, dispositif U5 équipé d'un préfiltre métallique et d'un filtre à sable) de dispositifs de filtration innovants, retenant notamment toutes les formes volatiles de l'iode. Le projet PASSAM (*Passive and Active Systems on Severe Accident source term Mitigation, 2013-2016*), soutenu par la Commission européenne, a réuni neuf partenaires, dont l'IRSN (pilote du projet), Électricité de France, Areva, le Paul Scherrer Institut (PSI) en Suisse, dans le but d'explorer les améliorations possibles des systèmes de filtration équipant les réacteurs en service et d'étudier des dispositifs innovants d'une plus grande efficacité. Ce projet, qui a démarré en 2013, s'est terminé en 2017. Plusieurs dispositifs existants ont été passés en revue (filtres à barbotage, filtres à sable et préfiltres métalliques) ainsi que plusieurs systèmes innovants (pulvérisateurs à haute pression, précipitateurs

électrostatiques, zéolithes¹⁰¹⁵ « avancées », système d'agglomération acoustique, systèmes combinés de filtration par voie humide et par voie sèche). Les observations issues des expérimentations menées lors du projet PASSAM ont permis d'établir de nouveaux modèles de calcul ainsi que d'améliorer les modèles existants. Ces modèles sont notamment utilisés dans les logiciels de calcul d'accidents graves, notamment le logiciel ASTEC (voir chapitre 40) et les logiciels de calcul spécifiques aux dispositifs de filtration par barbotage.

– **Phénomènes pouvant survenir en cas de dénoyage des assemblages combustibles dans une piscine d'entreposage du combustible**

Les questions de sûreté relatives à l'entreposage des combustibles usés dans les piscines de désactivation sont abordées dans le chapitre 15. Il a été vu que la perte du refroidissement de tels assemblages, éventuellement du fait d'une vidange de l'eau, constitue un sujet majeur du point de vue de la sûreté ; l'effet « falaise » redouté en cas d'impossibilité d'assurer un refroidissement suffisant des assemblages est l'emballement des réactions exothermiques d'oxydation des gaines des crayons combustibles par l'air et la vapeur d'eau, conduisant à leur dégradation, à l'inflammation du zirconium et à un rejet significatif de produits radioactifs. Si le rejet devrait contenir très peu d'iode radioactif 131, vu le temps d'entreposage des combustibles après leur déchargement du cœur du réacteur, il devrait comporter une quantité très importante de ruthénium, un élément particulièrement radiotoxique – bien que de période radioactive significativement plus faible que celle du césium.

Si des dispositions sont retenues en vue d'« éliminer pratiquement » la possibilité d'une perte de refroidissement rédhibitoire (suffisante pour conduire à un découvrement d'assemblages), des recherches sont néanmoins menées dans l'optique d'une limitation des conséquences – vu les conséquences importantes que pourrait avoir une telle perte de refroidissement.

C'est pourquoi, en collaboration avec le CNRS, l'IRSN a engagé en 2013 le programme de recherche dénommé DENOPI (Dénoyage accidentel de piscine d'entreposage de combustible nucléaire). Ce programme, d'une durée de six ans, est cofinancé par l'ANR dans le cadre des investissements d'avenir, et plus particulièrement de l'appel à projets RSNR lancé en 2012 à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. Il comprend la réalisation d'expérimentations – ainsi que des travaux de modélisation et de validation de logiciels de simulation (tels que par exemple DRACCAR) – pour approfondir les connaissances relatives aux différentes phases d'un accident de perte de refroidissement ou de dénoyage accidentel d'assemblages combustibles entreposés dans une piscine de désactivation. Il est bâti sur une approche analytique qui vise à développer les connaissances sur les trois sujets suivants :

1015. Cristaux formés d'un squelette microporeux d'aluminosilicates. Ces porosités peuvent autoriser ou non le passage de molécules, avec un pouvoir discriminant inférieur à 100 picomètres (10^{-10} m). C'est pourquoi l'on qualifie les zéolithes de tamis moléculaires.

- le refroidissement par convection naturelle à l'échelle de la piscine; ce sujet est étudié avec une maquette de piscine à l'échelle 1/5^e;
- le comportement thermohydraulique à l'échelle d'un assemblage combustible en cas de dénoyage et l'efficacité d'une aspersion d'eau; ce sujet est étudié avec une maquette à l'échelle 1 d'un assemblage combustible et de son alvéole d'entreposage dans des conditions représentatives des différentes phases de l'accident, à savoir la perte de refroidissement, l'ébullition de l'eau de la piscine, le dénoyage et la reprise du refroidissement;
- les mécanismes d'accélération de l'oxydation des gaines du combustible en présence d'un mélange d'air et de vapeur d'eau; les phénomènes d'oxydation des gaines et leur emballement, ainsi que le rôle présumé des nitrures sont étudiés grâce à des techniques de laboratoire performantes.

– Séismes

Les recherches et développements menés sur les agressions profitent de façon générale à tous les types d'installations nucléaires.

Le séisme de Tohoku survenu au Japon le 11 mars 2011 et le tsunami qui en a résulté, qui ont affecté la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, celui qui est survenu en juillet 2007 à Chūetsu-oki non loin de la centrale nucléaire de Kashiwasaki-Kariwa¹⁰¹⁶, ainsi que, dans une moindre mesure, celui qui est survenu en août 2011 en Virginie (États-Unis) à environ 18 km de la centrale nucléaire de North Anna¹⁰¹⁷, soulignent les limites des connaissances et des méthodes sur lesquelles repose le dimensionnement des installations nucléaires. Le besoin d'approfondir ces connaissances et l'évaluation des aléas naturels pouvant affecter gravement les sites nucléaires font aujourd'hui l'objet d'un large consensus international. C'est en particulier vrai en France, où l'amélioration de la prise en compte du risque sismique (et du risque d'inondation) figure au rang des priorités fixées dans le cadre du retour d'expérience de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi – répercutées dans l'appel à projets RSNR de l'Agence nationale de la recherche (ANR) avec financement par le plan d'investissements d'avenir (PIA).

Dans ce nouveau contexte, la définition d'aléas « extrêmes » conduit à deux types d'études, l'un relevant de la connaissance des phénomènes (y compris d'indices historiques), l'autre du développement de méthodes pour leur prise en compte avec les incertitudes associées.

Dans ce cadre, le projet de recherche¹⁰¹⁸ SINAPS@ (Séisme et installation nucléaire: améliorer et pérenniser la sûreté, [2013-2018]) a été défini pour

1016. Cette centrale n'a pas subi d'endommagements.

1017. Séisme de magnitude modérée (5,8) et de faible profondeur (6 km), peu attendu eu égard à la sismicité historique de la zone de Virginie concernée.

1018. Le CEA en est le coordinateur; sont notamment associés EDF, l'IRSN, l'IFSTTAR (Institut français des sciences et technologies des transports, de l'aménagement et des réseaux), l'École centrale de Paris et l'École nationale supérieure de Cachan.

évaluer le risque sismique dans sa globalité, des failles terrestres aux ouvrages de génie civil et aux équipements. Il vise à explorer les incertitudes inhérentes à l'évaluation de l'aléa sismique et de la vulnérabilité des ouvrages et des équipements. L'objectif majeur est *in fine* d'identifier, voire de quantifier, les marges sismiques qui résultent des choix de conception et des études de dimensionnement (matériaux, dispositions de construction de natures parasismiques, hypothèses et critères d'études...).

C'est depuis le début des années 1980 que des études et recherches sont aussi menées dans le domaine des facteurs organisationnels et humains. Les questions concernant l'ergonomie des salles de commande des réacteurs nucléaires ou encore le développement de procédures de conduite informatisées ont constitué dans un premier temps des sujets d'études et de recherches. Le recours croissant à la sous-traitance constitue aujourd'hui un autre sujet. En outre, depuis l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi et des constats qui en ont été tirés, les travaux de recherche se déploient vers la gestion de crise en situation extrême (projet EDGE¹⁰¹⁹) et sur des sujets relevant des sciences humaines et sociales en matière de « gouvernance » des risques (projet AGORAS¹⁰²⁰).

La recherche concerne également le développement de nouvelles technologies permettant d'améliorer la sûreté nucléaire. Pour n'en donner qu'un aperçu, peuvent être cités :

- les travaux menés dans le cadre du projet PASSAM déjà mentionné plus haut sur la recherche de filtres plus efficaces que les dispositifs actuels d'éventage-filtration des enceintes de confinement,
- les travaux menés conjointement par le CEA et l'IRSN sur de nouveaux traducteurs ultrasonores « conformables » permettant de réaliser des contrôles en service de pièces métalliques de formes complexes...

Les sujets traités couvrent donc un large éventail de domaines: des matériels au comportement humain, du comportement du combustible à celui de l'enceinte de confinement, du réacteur à la piscine d'entreposage du combustible, de l'installation au milieu naturel dans lequel elle se trouve, de la conception aux conditions d'intervention en exploitation et à la conduite de l'installation...

1019. Le projet EDGE (interfaces entre expertise et décision en situation de gestion de crise dans les industries à hauts risques – 2016 à 2019), piloté par l'IRSN et mené en partenariat avec l'INERIS, a visé à comprendre la manière dont les organisations de crise favorisent la coopération entre parties prenantes pour faire face à un événement imprévu potentiellement à risque pour la population. Plus particulièrement, le projet a cherché à comprendre comment elles favorisent l'expertise technique par les organismes publics locaux et nationaux lors d'accidents industriels.

1020. AGORAS: Amélioration de la gouvernance des organisations et des réseaux d'acteurs pour la sûreté nucléaire. Ce projet (2014 à 2019) a été retenu à la fin 2013 dans le cadre de l'appel à projets de recherche en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection (RSNR) lancé par l'ANR. L'IRSN a participé à ce projet, qui est porté par les Écoles des mines de Paris et de Nantes ainsi que par le Centre de sociologie des organisations de Science-Po sur la gouvernance des risques et la gestion de crises.

39.2.2. Cadres dédiés et organismes impliqués

En France, les principaux acteurs de la recherche en sûreté nucléaire sont le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), Électricité de France, l'IPSN puis l'IRSN, ainsi que le concepteur Areva (Framatome avant 2006, puis à partir de 2018), sachant que bien des recherches sont des partenariats entre ces acteurs¹⁰²¹ ainsi qu'au niveau international. L'approfondissement de la compréhension des phénomènes élémentaires implique également de plus en plus le monde de la recherche académique : universités, écoles d'ingénieurs, Centre national de la recherche scientifique (CNRS).

Les sujets de recherche en matière de sûreté nucléaire dans lesquels s'implique l'IRSN¹⁰²², seul ou en partenariat, s'inscrivent dans le cadre d'orientations et de programmes scientifiques visant à asseoir ses capacités d'expertise et d'intervention, par exemple en situation d'urgence, sur les meilleures connaissances scientifiques. Ces orientations et programmes scientifiques sont naturellement éclairés par les analyses de sûreté, par les évolutions dans la conception des réacteurs, par les enseignements tirés de l'expérience de leur exploitation (notamment des incidents), par les accidents survenus (Three Mile Island, Tchernobyl, Fukushima Daiichi), et aussi par les résultats de travaux de recherche antérieurs. Ils concernent les domaines jugés les plus sensibles et les plus porteurs de progrès en matière de sûreté ; ils revêtent pour certains un caractère anticipatif, voire incitatif à l'égard des exploitants et des concepteurs, en mettant en lumière et en caractérisant certains risques pour la sûreté des installations, en apportant des éléments expérimentalement étayés sur les bénéfices possibles pour la sûreté de dispositifs innovants...

La complexité des dispositifs d'expérimentation à concevoir et à mettre en œuvre – notamment ceux qui doivent être installés dans des réacteurs nucléaires de recherche tels que par exemple CABRI ou PHEBUS – et les délais des examens ou post essais dans des laboratoires spécialisés, tout particulièrement lorsque de la matière radioactive a été mise en œuvre au cours des essais, peuvent conduire à d'importants délais d'obtention de résultats utilisables pour l'analyse de sûreté (dans certains cas plus d'une dizaine d'années). Il importe donc de déterminer suffisamment tôt les connaissances à rechercher et les logiciels de simulation à développer pour être prêt aux « rendez-vous » de la sûreté des installations tels que les réexamens périodiques.

Du fait de leurs coûts, un grand nombre de ces recherches, notamment expérimentales, sont conduites dans des cadres coopératifs, chaque partenaire (en France ou à l'étranger) exploitant librement les résultats de ces recherches – tout en se tenant

1021. Les partenariats entre Électricité de France, Framatome, le CEA et l'IRSN sont définis dans le cadre de comités de pilotage et peuvent prendre diverses formes, y compris des travaux communs limités à quelques partenaires sur des sujets d'intérêt commun.

1022. Le lecteur pourra consulter le document de la stratégie scientifique de l'IRSN, diffusé en octobre 2015 : http://www.irsn.fr/FR/IRSN/presentation/Documents/IRSN_Strategie-scientifique_2015.pdf. Concernant le CEA, le dossier de presse « Les recherches du CEA sur la sûreté nucléaire », de février 2012, présente quelques-uns de ses sujets privilégiés de recherches à la lumière de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.

informés mutuellement, ce qui constitue un apport supplémentaire. Les autres principaux pays qui ont conçu et construit des réacteurs nucléaires électrogènes (États-Unis, Canada, Japon, Allemagne, Royaume-Uni, Suisse, Russie, etc.) ont conduit et conduisent toujours des programmes de recherche en sûreté nucléaire, auxquels s'associent des partenaires français.

En France, des projets de recherche sont financés par l'Agence nationale de la recherche (ANR), comme par exemple dans le cadre de l'appel à projets « Recherche en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection » (RSNR) à la suite de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi – quelques-uns ont été cités plus haut.

La Commission européenne contribue également, pour une part non négligeable, au financement de projets de recherche et développement internationaux en sûreté nucléaire. Des appels à projets sont lancés par la Commission dans le cadre du volet Euratom des Programmes cadres pour la recherche et le développement (PCRD) pluriannuels, en place depuis 1984¹⁰²³. Les projets retenus sont conduits dans des cadres coopératifs variables, rassemblant le plus souvent des industriels, des exploitants de centrales nucléaires, des organismes d'expertise et des laboratoires de recherche.

L'Agence pour l'énergie nucléaire de l'Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE/AEN) joue un rôle important en matière de recherche, en établissant et en diffusant des consensus d'experts sur l'état des connaissances (rapports *State-Of-the-Art Report* ou SOAR), en déterminant des lacunes à combler et des priorités concernant les recherches à mener. Elle organise au plan international des exercices d'intercomparaison (*Benchmarks*), permettant de confronter différents logiciels de simulation avec des résultats d'expérience (*International Standard Problems* ou ISP); ces exercices sont toujours très riches d'enseignements. Elle facilite également le montage de projets de recherche internationaux¹⁰²⁴.

Deux ouvrages développent amplement ces sujets :

- l'ouvrage général intitulé « État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression » (Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, mars 2017), qui présente de façon détaillée l'histoire et l'état de ces recherches (et développements) sur plusieurs sujets d'importance, avec les questions et difficultés qui nécessitent encore l'acquisition de nouvelles connaissances,
- l'ouvrage intitulé « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance » (Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, novembre 2013).

1023. En 2007, une instance européenne, composée notamment d'experts des différentes filières de réacteurs nucléaires (y compris de fusion) et d'installations associées du cycle du combustible, a été créée dans le but d'aider la Commission européenne dans la sélection et la priorisation des sujets de recherche et développement importants: il s'agit de la « plateforme technologique » SNETP (*Sustainable Nuclear Energy Technology Platform*). En 2012, la SNETP a été élargie pour constituer l'association de droit belge NUGENIA (NUclear GENeration II & III Association). Ces instances ont diffusé plusieurs documents de nature stratégique.

1024. Le lecteur pourra par exemple consulter la publication intitulée « Main Benefits from 30 Years of Joint Projects in Nuclear Safety », OECD/Nuclear Safety, 2012.

39.2.3. Installations françaises utilisées pour des travaux de recherche et développement

Quelques-unes des installations de recherche françaises sont présentées dans le focus ci-après.

#FOCUS.....

Quelques-unes des installations de recherche françaises

Il ne saurait être question de présenter, même de façon succincte, toutes les installations et dispositifs mobilisés dans les travaux de recherche et développement menés depuis plus de quarante ans sur des sujets de sûreté concernant les réacteurs électronucléaires à eau sous pression ; la liste qui suit est donc nécessairement partielle.

En France, le développement et le déploiement de la filière industrielle des réacteurs à eau sous pression ont bénéficié des résultats de nombreux travaux de recherche et développement appuyés sur la réalisation d'expériences dans des réacteurs de recherche¹⁰²⁵ de différentes natures (allant de maquettes critiques de très faible puissance – refroidies pour certaines à l'air – à des réacteurs de type piscine de quelques dizaines de mégawatts), visant l'acquisition de connaissances en matière de physique des réacteurs et de comportement de matériaux sous irradiation. Parmi ces installations, peuvent notamment, parmi celles du CEA, être cités :

- les maquettes critiques **MINERVE** (démarrée en 1959) et **EOLE** (démarrée en 1965), d'une puissance maximale de 100 W. Les expériences dans les réacteurs EOLE et MINERVE ont été arrêtées à la fin de 2017 ; une installation, dénommée ZEPHYR, est en projet pour leur succéder ;
- le réacteur **SILOE** au centre d'études de Grenoble : ce réacteur, de type piscine, a fonctionné de 1963 à 1997 ; sa puissance était de 35 MW ;
- le réacteur d'irradiation technologique **OSIRIS**, implanté au centre d'étude de Saclay. Ce réacteur a fonctionné de 1966 à 2015. Il s'agissait d'un réacteur de type piscine, refroidi et modéré neutroniquement par de l'eau légère ; les flux de neutrons à l'intérieur du cœur ou à sa périphérie étaient supérieurs à ceux qui existent dans un réacteur de puissance à eau sous pression, ce qui a permis l'étude accélérée du vieillissement de matériaux sous irradiation dans ces réacteurs

1025. Pour plus de détails sur ce type de réacteurs, le lecteur pourra consulter l'ouvrage « Les réacteurs nucléaires expérimentaux » – Monographie de la Direction de l'énergie nucléaire – CEA – Édition Le Moniteur, 2012, ou encore l'ouvrage « Éléments de sûreté nucléaire – Les réacteurs de recherche », Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, 2018. Voir aussi au lien internet <http://www.cea.fr/Pages/domaines-recherche/energies/energie-nucleaire/reacteurs-nucleaires-experimentaux.aspx>.

(ainsi que la production de radioisotopes artificiels utilisés en médecine pour le diagnostic par scintigraphie ou pour le traitement de certaines pathologies);

- le réacteur Jules Horowitz (**RJH**). Ce réacteur, de type piscine, est en cours de construction au centre d'études de Cadarache. Sa puissance sera de 100 MW. Il remplacera le réacteur OSIRIS. Un système télescopique «à déplacement» permettra en particulier d'étudier l'effet de transitoires de puissance sur des crayons combustibles (voir la figure 39.1).

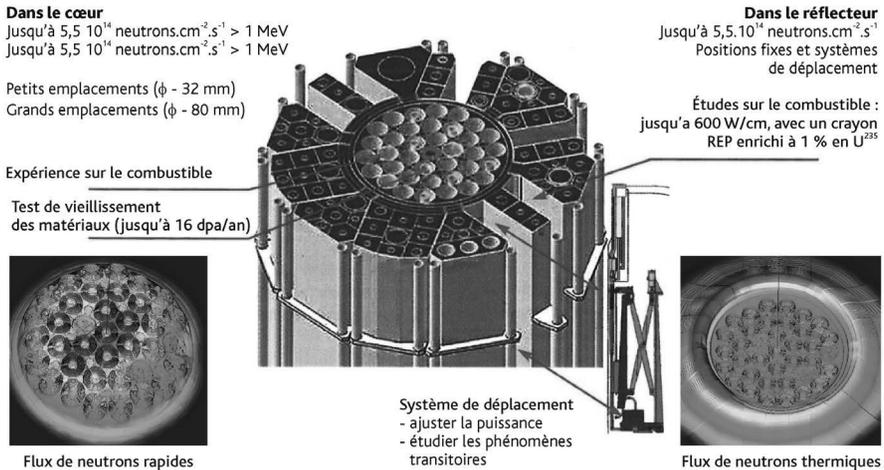


Figure 39.1. Réacteur Jules Horowitz : schéma montrant le cœur et la zone «réflecteur» pour différents usages expérimentaux; y sont indiqués les flux neutroniques dans les différentes zones. CEA.

Plus spécifiquement en matière de sûreté, la boucle **BETHSY** (Boucle d'études de thermohydraulique système), qui était implantée au centre d'études de Grenoble, a joué un rôle important pour l'étude des accidents de perte de réfrigérant primaire dans un réacteur à eau sous pression. Plus de 80 essais y ont été réalisés entre 1987 et 1998, avec le support d'Électricité de France, de Framatome et de l'IPSN. Il s'agissait d'une maquette du circuit primaire d'un réacteur de 900 MWe, à l'échelle 1 pour ce qui concerne les hauteurs des différents composants, les volumes étant eux représentés à l'échelle 1/100°.

Elle était constituée de trois boucles munies chacune d'une pompe et d'un générateur de vapeur, ainsi que des éléments du circuit secondaire jugés essentiels pour les études de thermohydraulique. Le cœur du réacteur était représenté à l'échelle 1/100° par un assemblage de 428 crayons, gainés en acier inoxydable et chauffés électriquement. Ils pouvaient dégager une puissance de 3 MW, ce qui représente environ 10% de la puissance nominale d'un réacteur à l'échelle considérée, ce qui permettait de simuler la puissance résiduelle du cœur juste après la chute des grappes absorbantes. Tous les systèmes de sauvegarde étaient reproduits, comme les systèmes d'injection à haute et à basse pressions, les accumulateurs, ainsi

que les soupapes du circuit secondaire. Des brèches pouvaient être simulées en différents points du circuit primaire: en branche froide, en branche chaude, au sommet du pressuriseur et dans le générateur de vapeur. Plus de 1 000 voies de mesure permettaient de suivre au cours des essais l'évolution des paramètres clés (températures, pressions, débits et directions des écoulements, taux de vide...). Les essais réalisés dans la boucle BETHSY ont contribué à la validation du logiciel de simulation CATHARE et des procédures de conduite accidentelle.

Parmi les installations expérimentales étrangères, dédiées à l'étude du comportement thermohydraulique des chaudières nucléaires en situation accidentelle, l'installation **PKL** (*Primärkreislauf*, Allemagne – site d'Erlangen), exploitée par Areva (dorénavant Framatome) doit être évoquée: elle modélise au 1/145^e le volume et la puissance d'un réacteur de type KONVOI (concepteur Kraftwerk Union [KWU]) de 1 300 MWe, à l'échelle 1 en termes de hauteurs, équipé de quatre boucles; elle comporte 314 crayons chauffés électriquement. Trois programmes successifs (PKL [2004-2007], PKL-2 [2007-2011] et PKL-3 [2012-2015]) y ont été notamment menés pour étudier entre autres les phénomènes de dilution de l'acide borique dans diverses situations (sujet traité au paragraphe 35.1.3) et de convection naturelle en cas de perte du refroidissement à l'arrêt (et plus généralement de «mélanges en cuve»¹⁰²⁶), ou encore pour simuler des situations «hors dimensionnement» correspondant à une mise en service différée de l'injection de sécurité, dans le but d'évaluer les marges de sûreté.

L'installation **VERDON**¹⁰²⁷ du CEA est implantée dans deux «cellules chaudes» du laboratoire LECA-STAR de centre d'études de Cadarache. Cette installation permet de réceptionner et de caractériser des échantillons de combustible fraîchement ré-irradié dans un réacteur de recherche (pour reconstituer l'inventaire en produits de fission de périodes courtes, dont l'impact radiologique est prépondérant), de chauffer les échantillons dans un four à induction sous une atmosphère contrôlée pour simuler les configurations d'accidents de fusion du cœur et d'étudier les relâchements de produits de fission et leur transport dans le circuit primaire d'un réacteur à eau sous pression. L'objectif de ces recherches est d'identifier au mieux les produits de fission relâchés en cas d'accident et d'avoir une meilleure connaissance de leur forme physico-chimique, pour améliorer les équipements de réduction des rejets dans l'environnement en situation accidentelle.

Le programme expérimental associé à l'installation **MISTRA** du CEA, implantée au centre d'études de Saclay, est dédié à l'étude de la thermohydraulique dans l'enceinte de confinement d'un réacteur à eau sous pression dans les situations avec fusion du cœur, tout particulièrement des risques liés aux relâchements d'hydrogène dans cette enceinte. Les objectifs sont les suivants:

1026. Mélanges de volumes d'eau de températures ou de teneurs en bore différentes.

1027. Les informations qui suivent sur les installations du CEA sont extraites du dossier de presse « Les recherches du CEA sur la sûreté nucléaire », février 2012.

- compréhension de la thermohydraulique d'un tel accident et de la dispersion de l'hydrogène en milieu confiné,
- études de différentes stratégies de limitation des conséquences (inertage, utilisation de recombineurs).

L'installation MISTRA correspond à une enceinte simple de confinement d'un réacteur à eau sous pression, à une échelle de 1/10^e (voir la figure 39.2). La cuve est en acier inoxydable et elle est isolée thermiquement par 20 cm de laine de roche. Avant le début des expériences, l'installation est préchauffée par injection et condensation de vapeur ; l'inertie thermique permet une stabilisation suffisante des températures de la paroi externe. Plusieurs systèmes d'injection de gaz et de vapeur sont disponibles. Les débits massiques d'injection de gaz sont maîtrisés et mesurés grâce à des cols soniques qui garantissent des valeurs constantes indépendantes des conditions opératoires en aval.



Figure 39.2. Vue de la cuve de l'installation MISTRA. A. Gonin/CEA.

La plateforme expérimentale **PLINIUS** du CEA, implantée au centre d'études de Cadarache, est la seule plateforme expérimentale européenne consacrée à

l'étude des accidents graves utilisant de grandes masses de corium «prototypiques» (mélanges fondus à hautes températures contenant des oxydes d'uranium [appauvri], caractéristiques des mélanges fondus qui pourraient se former en cas d'accident de fusion d'un cœur de réacteur à eau légère). Cette plateforme comprend quatre installations :

- **VULCANO**, constituée d'un four dans lequel 50 à 100 kg de corium peuvent être fondus. Le corium fondu est versé à l'intérieur d'une section d'essai (soit une section d'essai d'étalement, soit dans un creuset) spécifiquement instrumentée ;
- **KROTOS**, installation dédiée à l'étude des interactions thermodynamiques entre des matériaux fondus et un fluide réfrigérant (explosions de vapeur). Dans cette installation, 4,5 kg de corium ou 1 kg d'alumine peuvent être fondus et versés dans une section d'essai remplie d'eau. Les phases de prémélange et d'explosion (voir le paragraphe 40.4) peuvent ainsi être étudiées. Des explosions spontanées ont pu être observées ;
- **COLIMA**, installation dans laquelle quelques kilogrammes de corium peuvent être fondus par chauffage à induction. Le creuset est installé dans une enceinte de 1,5 m³. Ses murs sont à une température maîtrisée, jusqu'à 160 °C. Ce dispositif permet la simulation d'un accident de fusion du cœur dans un réacteur à eau légère et de ses conséquences sur l'atmosphère de l'enceinte de confinement (composée d'air et de vapeur d'eau, à une pression de 5 bars et une température de 150 °C) ;
- **VITI**, installation «haute température» destinée à étudier les propriétés des matériaux, principalement leur viscosité et leur tension superficielle. Cette installation permet l'utilisation d'uranium (appauvri) dans un corium. Le chauffage par induction autorise un chauffage sans contact et les mesures sur les échantillons.

Une autre installation du CEA peut être mentionnée : l'installation **TAMARIS** (Tables et moyens d'analyses des risques sismiques), équipée notamment de la table vibrante **AZALÉE**, implantée au centre d'études de Saclay (voir la figure 39.3). Depuis plus de 40 ans, le CEA mène des études de génie parasismique dont le but est de comprendre le comportement des structures, des équipements et des composants soumis à des sollicitations sismiques en s'appuyant sur des outils numériques et des outils expérimentaux avec l'installation TAMARIS. La table vibrante AZALÉE est à ce jour le moyen d'essai triaxial le plus important en Europe.

Parmi les instruments de recherche de l'IRSN, peuvent notamment être cités :

- le réacteur **CABRI** (voir la figure 39.4) – exploité par le CEA et mis à la disposition de l'IRSN –, qui est situé au centre d'études de Cadarache. Ce réacteur est utilisé pour l'étude des conséquences sur le combustible d'accidents de réactivité. Le réacteur permet, grâce à la dépressurisation de barres préalablement remplies d'un gaz neutrophage (³He), de réaliser des pics de puissance représentatifs de ceux qui pourraient survenir lors d'un accident de réactivité dans un réacteur à eau sous pression ;

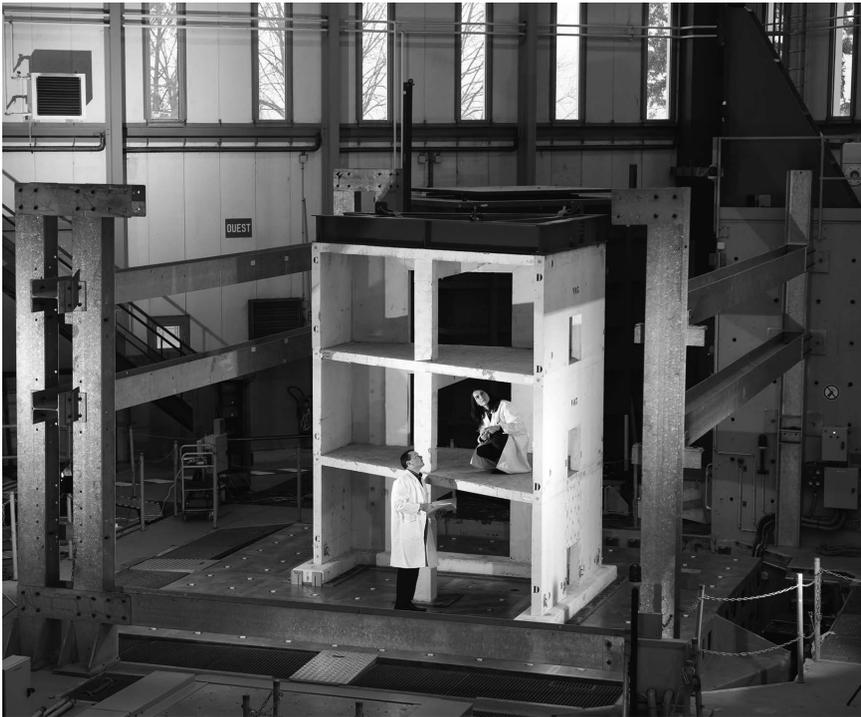


Figure 39.3. Vue d'une maquette de bâtiment nucléaire (type bâtiment d'équipements électriques) pour une simulation sismique sur la table vibrante AZALEE du CEA. P. Stroppa/CEA.

- le réacteur **PHEBUS** implanté au centre d'études de Cadarache, exploité par le CEA et mis à la disposition de l'IRSN (arrêté depuis 2010). Il a été l'outil expérimental de plusieurs programmes expérimentaux dont notamment le programme Phébus-PF évoqué plus haut et consacré à l'étude du devenir des produits de fission provenant d'un cœur de réacteur à eau sous pression dans des situations avec fusion du cœur. Ces essais ont apporté une contribution à la mise au point et à la validation de modèles et logiciels notamment ASTEC ;
- l'installation **TOSQAN** (*Test station for simulation and qualification in airborne conditions* – voir la figure 39.5), implantée au centre d'études de Saclay et exploitée par l'IRSN. Cette installation sert à simuler les conditions thermohydrauliques régnant dans l'enceinte de confinement d'un réacteur nucléaire lors d'un accident de fusion du cœur. Elle permet d'étudier de façon analytique les phénomènes physiques influençant la distribution de l'hydrogène dans l'enceinte de confinement (condensation aux parois, échanges induits par le puisard ou par le dispositif d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement) ;

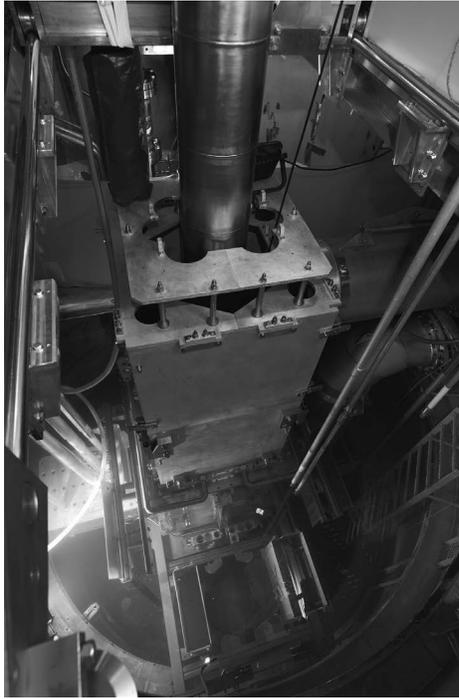


Figure 39.4. Vue de dessus du cœur du réacteur CABRI dans la piscine d'eau et de la boucle d'essais (alors en sodium) qui le traverse verticalement. G. Lesénéchal/CEA.



Figure 39.5. Vue de l'installation TOSQAN. Olivier Seignette/Mikaël Lafontan/Médiathèque IRSN.

- les dispositifs **CHIP** et **EPICUR**, installés au centre d'études de Cadarache et exploités par l'IRSN. Le premier est utilisé pour l'étude du comportement physico-chimique de l'iode dans le circuit primaire d'un réacteur à eau sous pression dans les situations avec fusion du cœur, le second pour l'étude du comportement physico-chimique de l'iode, sous rayonnement, dans l'enceinte de confinement dans des situations avec fusion du cœur ;
- l'installation **PEARL** implantée au centre d'études de Cadarache et exploitée par l'IRSN. Cette installation est dédiée à l'étude de la refroidissabilité de lits de débris (ou corium), en lien avec le projet européen IVMR évoqué plus haut. Elle comprend (voir la figure 39.6) un réservoir d'eau qui peut être chauffé, deux lignes d'injection d'eau, une section d'essai en quartz (hauteur 2,66 m, diamètre 540 mm) dans laquelle est placé le lit de débris instrumenté, une ligne d'évacuation de la vapeur d'eau et une vanne permettant la régulation de la pression. Le lit de débris est constitué de billes métalliques (masse totale



Figure 39.6. Vue de l'installation PEARL. IRSN.

d'environ 500 kg) chauffées par induction. L'installation comprend également un générateur de vapeur assurant une atmosphère de vapeur dans le lit de débris avant la phase de renoyage (injection d'eau). La section d'essai est placée dans une enceinte de 20 m³; elle est capable de monter jusqu'à une pression de 10 bars. L'installation est dotée d'une instrumentation pour mesurer les températures et les pertes de pression au sein du lit de débris, les débits d'eau injectés, les débits de vapeur produits et la pression dans le système.

- le dispositif **DIVA** (dispositif d'incendie, de ventilation et d'aérocontamination), installé au centre d'études de Cadarache et exploité par l'IRSN. Ce dispositif est dédié à la réalisation d'essais d'incendie dans des configurations mettant en jeu plusieurs locaux ventilés aussi bien de laboratoires et usines que de réacteurs nucléaires (voir la figure 39.7);

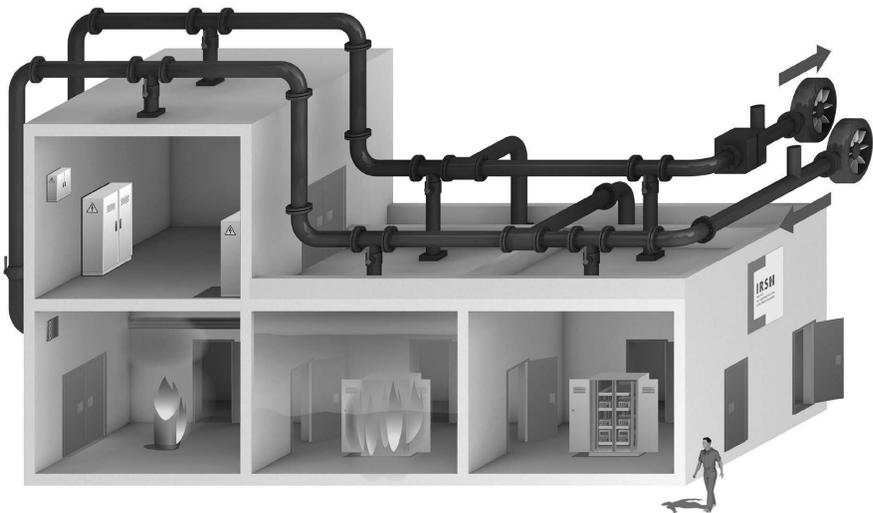


Figure 39.7. Vue schématique de l'installation DIVA. IRSN.

- la boucle **VIKTORIA**, cofinancée par l'IRSN et exploitée par la société VUEZ, implantée en Slovaquie (Levice). Cette boucle est dédiée à l'étude de l'ensemble des phénomènes physiques et chimiques importants pour l'analyse des questions relatives à la filtration dans le cas d'un refroidissement d'un réacteur par recirculation d'eau dans l'enceinte de confinement. Cette boucle (voir figure 39.8) comprend notamment :

- des réservoirs pour la préparation et le maintien en suspension de débris avant leur transfert vers le filtre de puisard étudié;
- un canal de transfert des débris vers le compartiment équipé du filtre (plan incliné à 1 %, d'une longueur de 2 m et d'une largeur de 0,99 m); la hauteur du niveau d'eau permet de régler la vitesse de transfert des débris dans ce canal (de l'ordre de 6 cm/s);



Figure 39.8. Vue de la boucle d'essais VIKTORIA. Brano Valach/IRSN.

- le compartiment équipé du filtre testé (dans les essais réalisés, il s'agit d'un filtre à cartouches CCI du fabricant Areva) ;
- une zone en aval, comprenant notamment deux modules d'assemblages combustibles.

En matière de facteurs organisationnels et humains, il convient de mentionner le Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB) en Norvège au sein duquel sont menées des expérimentations dans ce domaine (voir la figure 39.9). Ces expérimentations sont réalisées dans le cadre du *Halden Reactor Project* qui a été mis en place en 1958 sous l'égide de l'OCDE/AEN et qui regroupe 19 pays membres qui financent des travaux de recherche dans des domaines tels que le combustible nucléaire, le comportement de matériaux dans un environnement nucléaire, les facteurs organisationnels et humains, les interfaces homme-machine... Certains de ces travaux ont été menés en tirant directement profit d'un petit réacteur d'expérimentation de 20 MW (le *Halden Reactor* – réacteur de type bouillant modéré à l'eau lourde), qui accueillait régulièrement une trentaine de dispositifs expérimentaux de façon simultanée); ce réacteur a été définitivement arrêté en 2018.



Figure 39.9. L'installation HAMMLAB. Espen Solli.

Vidéos pouvant être consultées pour compléter le chapitre



Le réacteur
de recherche CABRI



L'installation
EPICUR



L'installation PEARL



La plateforme
expérimentale
GALAXIE

