

Annexe 11

La recherche à l'IRSN et au CEA dans le domaine de la sûreté nucléaire pour les réacteurs à eau

J-C Micaelli (IRSN), M. Schwarz (IRSN), Ph. Billot (CEA), M. Durin (CEA)

20 Juin 2011

L'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) est l'expert public en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection. Il a notamment pour mission de définir les programmes de recherche, menés en son sein ou confiés à d'autres organismes de recherche français ou étrangers, lui permettant de maintenir et de développer les compétences nécessaires à l'évaluation des risques nucléaires et radiologiques. La stratégie de R&D de l'Institut est débattue au sein du Comité d'orientation des recherches (COR), comité pluraliste rassemblant les parties prenantes concernées (industrie, recherche dont le CEA, Haut Commissaire à l'énergie atomique, tutelles, associations, ASN) et rapportant au Conseil d'administration de l'IRSN.

Le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) a pour mission :

- D'apporter son expertise à la puissance publique sur les technologies d'avenir pour notre pays, notamment dans le domaine du nucléaire et des autres énergies « bas carbone » ;
- de mettre ses compétences à la disposition de ses partenaires pour répondre aux besoins de R&D sur les procédés nucléaires de 2^e et 3^e générations actuellement déployés par les industriels et les partenaires français de recherche, ainsi que par des acteurs étrangers, dont les demandes sont croissantes.

Le CEA contribue également à conforter le niveau de sûreté des réacteurs en conduisant des programmes sur les accidents pris en compte dans le dimensionnement des réacteurs et sur les accidents hors dimensionnement, pour le compte des exploitants ainsi que dans des programmes internationaux qui associent généralement l'IRSN.

Les réacteurs électronucléaires se caractérisent par deux éléments clés qui justifient un traitement spécifique en matière de sûreté et de prévention des accidents :

- lors d'un incident conduisant à l'arrêt d'urgence d'un réacteur, s'il n'est pas possible de reprendre rapidement les opérations normales, il est indispensable de pouvoir continuer à refroidir le combustible pendant une très longue période, pour évacuer la chaleur résiduelle dégagée par les produits de fission ;
- si ce refroidissement n'est plus assuré convenablement, il existe une probabilité élevée que l'accident conduise à endommager les enveloppes confinant les produits radioactifs, à savoir la gaine des éléments combustible, le circuit primaire de refroidissement du cœur et l'enceinte de confinement du réacteur, entraînant ainsi des rejets radioactifs dans l'environnement.

La sûreté des réacteurs a reposé dès l'origine sur le concept d'une « défense en profondeur » visant à empêcher la fusion du cœur et les rejets radioactifs dans l'environnement. Elle se résume de la façon suivante : au-delà de toutes les dispositions prises pour prévenir les accidents, on postule par principe leur occurrence. On évalue leurs conséquences et on met en place les dispositions destinées à les circonscrire.

L'accident de Fukushima ne remet pas en cause les concepts et principes retenus jusqu'alors pour ce qui concerne la sûreté des installations nucléaires au plan français et la protection de l'homme et de l'environnement mais il s'avère d'ores et déjà riche d'enseignements à prendre en compte dans la logique d'amélioration permanente de la sûreté nucléaire.

Les études sur les accidents de réacteur sont menées dans les laboratoires de l'IRSN, du CEA et de leurs partenaires. Les principaux enjeux de cette recherche sont **la prévention des accidents** et, dans la logique de défense en profondeur, la **limitation de leurs conséquences**.

La R&D dans ce domaine se doit de prendre en compte l'extrême complexité des phénomènes mis en jeu. Les objectifs scientifiques sont de parvenir à comprendre au mieux les phénomènes physiques afin de développer des modèles applicables aux réacteurs. Ces modèles doivent notamment permettre de prévoir le déroulement d'un accident dans sa globalité et d'évaluer la pertinence des moyens mis en œuvre pour en limiter les conséquences.

Pour cela, les programmes de recherche sont réalisés pour l'essentiel selon un triptyque associant **expérimentation, modélisation et études**, s'appuyant en tant que de besoin sur des travaux de recherche amont réalisés avec des partenaires de recherche « académique ». Ces programmes sont le plus souvent effectués dans le cadre de larges collaborations nationales et internationales. Les trois principaux produits de cette recherche sont : des connaissances nouvelles, des chaînes de calcul validées et maîtrisées et des compétences. Il s'agit de recherches finalisées, conduites cependant en veillant à leur excellence scientifique notamment au moyen d'évaluations indépendantes (AERES, Conseil Scientifique des organismes).

Les connaissances ainsi acquises et les modèles développés au cours des vingt dernières années ont permis à l'IRSN et au CEA de remplir leurs missions respectives¹ lors de l'accident qui a affecté la centrale de Fukushima.

Ce document résume les recherches menées en sûreté nucléaire au plan national à l'IRSN et au CEA en mettant en perspective des besoins nouveaux.

On distingue y les recherches et développement sur la prévention des accidents (1) et les recherches et développement sur les accidents et la limitation de leurs conséquences (2).

1. Recherches et développement sur la prévention des accidents

L'objet est ici la prévention d'anomalies de fonctionnement et de défaillances de systèmes afin d'assurer le maintien de l'installation dans le domaine autorisé. Dans ce domaine, l'essentiel des recherches de l'IRSN est regroupé au sein de trois thématiques :

¹ Conformément à sa mission d'intervention en cas de crise nucléaire, l'IRSN a activé son centre technique de crise 24h/24 et 7j/7 dès le 11 mars.

- **Le vieillissement des composants importants pour la sûreté**

Cet axe de recherche a récemment été renforcé, dans la perspective d'une extension de la durée d'exploitation des réacteurs du parc actuel de 40 à 60 ans. Il concerne en particulier les composants difficilement remplaçables dans le cadre d'opérations de maintenance ou de jouvence tels que l'enceinte de confinement, la cuve et les câbles électriques. Les objectifs des recherches entreprises visent à améliorer la connaissance et la compréhension de la phénoménologie des dégradations de matériels pour d'une part anticiper leur apparition et d'autre part appréhender leur détection.

- **Les nouvelles technologies de matériels importants pour la sûreté**

L'automatisation des systèmes de conduite et l'évolution des technologies conduisent à l'introduction massive de composants électriques ou électroniques et de systèmes et composants programmés dont la fiabilité est essentielle. Les programmes de R&D engagés portent sur la fiabilité des systèmes et composants électroniques programmés, avec le développement d'outils permettant d'évaluer la qualité et la robustesse de la programmation.

- **Les facteurs humains et organisationnels**

L'expérience montre que les accidents affectant des systèmes complexes régulés ont souvent pour origine des incidents ou de faibles dérives accumulées au cours du temps auxquels s'ajoute une réaction humaine qui peut paraître a posteriori inappropriée. Aussi, dans un contexte où les systèmes techniques sont de plus en plus complexes, il est indispensable de disposer à l'IRSN et au CEA des connaissances nécessaires à la réalisation des expertises dans le domaine des facteurs humains et organisationnels. Deux types d'actions sont menés à cette fin : l'analyse des incidents déclarés (afin de définir les facteurs de risques pouvant influencer les systèmes humains et organisationnels), des travaux de recherche ciblés sur des problématiques d'importance telles que l'impact de la sous-traitance.

Le CEA mène également des actions sur les deux premières thématiques citées : le vieillissement des composants et la fiabilité des systèmes et composants électroniques programmés. Il s'agit d'actions menées en soutien aux industriels pour contribuer à l'élaboration de leurs dossiers de justification, que ce soit pour l'extension de la durée de fonctionnement des centrales nucléaires ou pour l'introduction de systèmes nouveaux dans la conduite des réacteurs.

2. Recherche et développement sur les accidents et la limitation de leurs conséquences

Il s'agit là de vérifier l'aptitude des systèmes de sécurité à maîtriser les conséquences d'accidents postulés et, dans une logique de défense en profondeur, de définir les mesures qu'il conviendrait de mettre en œuvre pour en limiter les conséquences, voire protéger les populations en cas de défaillance de ces systèmes.

Le combustible en situation accidentelle

Ces recherches sont ici principalement justifiées par les évolutions de la gestion du combustible proposées par les exploitants dans le but de réduire les coûts de production de l'électricité. Ces évolutions se traduisent par des conditions d'exploitation plus contraignantes qu'autrefois et ont trois conséquences majeures : le développement de nouveaux types de combustible, l'utilisation d'outils de simulation de plus en plus complexes visant à

s'affranchir des conservatismes pris en compte antérieurement dans les démonstrations de sûreté et enfin la mise en œuvre de conditions d'exploitation nécessitant de compléter la base expérimentale de validation des dits outils.

Les recherches visent notamment à comprendre le comportement thermomécanique du combustible lors de deux types d'accidents pouvant conduire à une perte d'intégrité du combustible et à une évolution vers un accident de fusion de cœur : l'accident de perte de réfrigérant primaire et les accidents d'insertion non contrôlée de réactivité. Elles s'intéressent également au cycle du combustible, plus particulièrement à la perte de refroidissement des assemblages de combustible lors de tout le cycle aval.

- **L'Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP)**

Le problème posé par cet accident est celui de la capacité à refroidir le cœur après une rupture d'une tuyauterie du circuit primaire du réacteur. Il sert de base au dimensionnement des principaux systèmes de sauvegarde de ce type de réacteur et limite le domaine de fonctionnement du réacteur. De façon générale, le caractère acceptable de l'APRP repose sur la démonstration de la « refroidissabilité » du cœur durant toute la phase de l'accident, y compris à long terme (phase de renoyage et au delà). L'enjeu est principalement la tenue des gaines des crayons combustible.

L'IRSN a mené le programme **Phébus APRP** (comportant 26 essais) dans le réacteur PHEBUS du CEA, entre 1979 et 1984. Ce programme avait pour but l'étude du comportement d'un combustible non irradié UO₂ d'un REP, un complément lui a été apporté dans les années 1990 avec des programmes de R&D menés dans le cadre d'une collaboration avec EDF (expérimentation menées soit au CEA ou soit à EDF) et relatifs à l'impact de l'oxydation et de l'hydruration des gainages sur leur tenue mécanique à la trempe. À l'issue de ces programmes, l'IRSN a effectué un bilan complet sur les programmes de R&D réalisés pendant ces trente dernières années, en particulier sur le gonflement et la rupture des gainages, sur l'impact de ce gonflement sur le refroidissement des assemblages de combustible, sur l'oxydation et la résistance mécanique des gainages durant la trempe et en sollicitation post-trempe. Cette synthèse, qui fait aujourd'hui référence au niveau international (elle est considérée comme un document de référence par l'USNRC et constitue la base du SOAR LOCA de l'OCDE/CSNI) a contribué à montrer la nécessité de faire évoluer le référentiel de sûreté et a permis d'identifier trois ensembles de questions importantes qu'il faudra résoudre :

- Comment évaluer la température maximale de gaine avec un code de calcul validé, prenant en compte les configurations de bouchage des assemblages ?
- Lors de la rupture d'une gaine, le combustible fragmenté se relocalise-t-il dans les parties ballonnées des crayons ? Quel est l'impact de cette relocalisation sur la température et le taux d'oxydation maximaux ? Quelles pourraient être les quantités de combustible dispersées dans le réfrigérant et quel est leur devenir ?
- Pendant et après le renoyage du cœur, quelle est la tenue sur le long terme des gaines compte tenu en particulier de leur taux d'oxydation et de l'hydruration développée en fonctionnement normal et au cours de l'accident ? Quelles contraintes axiales ou radiales faut-il appliquer à un crayon combustible lors de la phase de trempe pour évaluer sa tenue mécanique ?

Un programme de recherche (CYCLADES) a été lancé par l'IRSN pour apporter des réponses à ces trois questions.

Dans le cadre d'une collaboration avec EdF, l'IRSN fournit un effort important de modélisation avec notamment le développement du logiciel DRACCAR (figure 1), logiciel de thermomécanique 3D multi-crayons. L'objectif est la simulation réaliste et détaillée du comportement thermomécanique des crayons combustibles REP au cours d'accidents de perte de refroidissement ; cela sous-entend notamment la prise en compte des interactions mécaniques et thermiques entre crayons ou crayons/tubes guides. La simulation du refroidissement par renoyage des crayons déformés est aussi un objectif du logiciel.

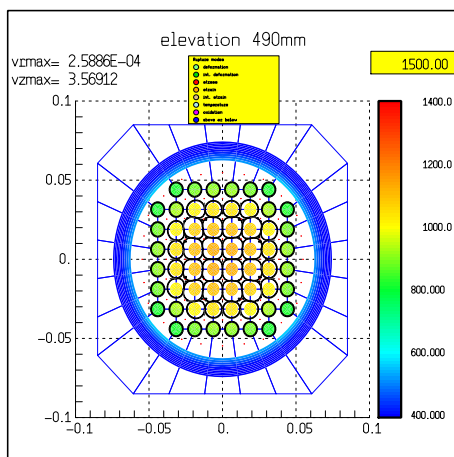


Figure 1 – Logiciel DRACCAR : simulation numérique des déformations, rupture et interaction mécanique d'un faisceau de crayon combustible lors d'un accident de type APRP.

Des expérimentations analytiques portant sur la thermomécanique des gainages sont en cours à l'IRSN (essais sur des matériaux non irradiés) et font l'objet de collaboration avec EDF et Areva.

Au CEA, un effort conséquent mené sur ce sujet depuis plus de 20 ans en partenariat avec EdF, AREVA et l'IRSN, combine la démarche expérimentale analytique et la modélisation des processus physiques permettant ainsi :

- de fournir les lois de comportement en ballonnement-rupture des gaines grâce à la mise en œuvre d'essais dynamiques en pression interne. Ces essais ont aussi été étendus au gainage irradié ;
- d'étudier le comportement en oxydation à haute température et ses conséquences sur la « tenue mécanique à la trempe » et « post-trempe » des gaines combustible. Le CEA a par exemple contribué à clarifier et à quantifier le rôle fragilisant de l'hydrogène et mis en évidence un effet significatif du scénario de refroidissement final sur la ductilité résiduelle de la gaine ;
- de modéliser le comportement de la gaine en conditions APRP. Le CEA a notamment développé des modèles physiques en couplant les évolutions métallurgiques de la gaine à son comportement thermomécanique. L'expertise « matériaux » des équipes du CEA a été mobilisée pour répondre à cette thématique complexe.

Sur le plan de la modélisation, l'IRSN et le CEA s'accordent sur la nécessité d'aller vers des modélisations en 3 dimensions, détaillées, afin de considérer un assemblage complet et de mieux prendre en compte les effets de l'interaction entre les crayons combustible.

- **Les accidents d'insertion non contrôlée de réactivité (RIA)**

L'objectif de la recherche est ici d'étudier les conséquences d'un dépôt massif et rapide de puissance dans un crayon combustible suite à un accident de réactivité : rupture de la gaine, éjection de combustible, interaction combustible/réfrigérant. L'accident de référence choisi est l'éjection d'une grappe de commande. La problématique consiste pour l'essentiel à définir les critères de tenue du combustible lors d'un transitoire très rapide de puissance et de température. Ce transitoire se caractérise par une durée très courte (de quelques millisecondes à quelques dizaines de millisecondes). L'énergie déposée dans la pastille combustible peut être importante (de l'ordre d'une centaine de cal/g), de même que l'accroissement de température associé (jusqu'à environ 2 300°C à cœur du combustible, avec une cinétique de montée en température de l'ordre de 10 000°C/s).

Les travaux de recherche nécessitent l'utilisation de moyens lourds d'essai, en particulier le réacteur **CABRI** (figure 2) exploité par le CEA pour le compte de l'IRSN.

Le programme **CABRI-REP-Na**, mené par l'IRSN dans le réacteur CABRI dans les années 1990, a permis d'étudier le comportement des crayons combustibles à fort taux de combustion en cas d'accident de réactivité de type éjection de grappe de commande.

L'interprétation des résultats d'essais menée par l'IRSN a mis en évidence trois phénomènes qui n'avaient pas été identifiés auparavant :

- le rôle des hydrures dans le risque de rupture des gaines ;
- la contribution des gaz de fission aux joints de grain ;
- l'importance de la desquamation de la couche d'oxyde dans la tenue mécanique des gainages.

La représentativité de ces essais était néanmoins limitée à une phase très courte du transitoire, durant laquelle la nature du fluide de refroidissement a peu d'importance. C'est pour disposer d'informations au-delà de cette phase que l'IRSN a engagé des efforts financiers importants pour rénover le réacteur CABRI, un outil unique au monde, et pour lui permettre de réaliser des essais plus proches des conditions réelles.

Il a ainsi été décidé d'implanter dans le réacteur une boucle à eau sous pression et réaliser le programme **CABRI-CIP**. Ce programme est conduit par l'IRSN sous l'égide de l'OCDE (12 pays impliquant chacun plusieurs organismes y participent). Il étudiera en particulier le comportement de différents types de pastilles combustibles (UO₂, MOX, pastilles gadoliniées, chromées, ...) et de différents types de matériaux de gaine actuels et avancés sur la base des expérimentations dans le réacteur CABRI et des caractérisations après essais des crayons combustibles dans le laboratoire d'études des combustibles irradiés du CEA-Cadarache.

Dans une démarche de défense en profondeur, les programmes de recherche développés par l'IRSN visent également à investiguer les conséquences d'une rupture de crayon lors d'un RIA en cas d'éjection de combustible dans le réfrigérant, en termes de refroidissabilité du cœur et de tenue mécanique de la cuve (deuxième barrière) ainsi qu'en terme d'intégrité globale des assemblages combustibles. Ces problématiques pour partie étudiées dans le programme CIP seront plus largement étudiées dans le futur programme CABRI-CIP + dont le démarrage est envisagé par l'IRSN à l'horizon 2018.

En parallèle, l'IRSN développe le logiciel SCANAIR qui simule les différents phénomènes physiques qui surviennent lors d'un RIA. Ce logiciel est aujourd'hui considéré comme une référence au niveau international.

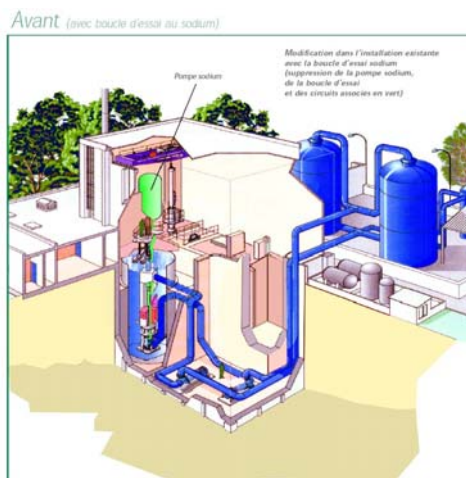


Figure 2 – La boucle en eau et son circuit dans CABRI.

En complément de ces accidents qui peuvent survenir dans les réacteurs, les recherches s'intéressent également au cycle du combustible :

- **La perte de refroidissement des assemblages de combustible lors de tout le cycle aval**

Il s'agit ici d'accidents pouvant survenir notamment lors d'un transport ou d'une manutention ou encore dans une piscine de désactivation ou d'entreposage des assemblages de combustible usagés.

L'IRSN mène des recherches sur le comportement thermomécanique des gaines de combustible et sur le refroidissement des assemblages combustible usagés (ACU) ainsi que sur les relâchements en cas de détérioration des ACU. L'IRSN fournit également un effort de modélisation afin de développer un outil de diagnostic rapide en cas d'accidents survenant sur l'ensemble du cycle aval.

Les recherches sur les accidents de criticité peuvent être rattachées à ce domaine. Elles visent prioritairement à fournir les outils de calcul, nécessaires à l'évaluation des marges de sûreté, qualifiés sur des expériences représentatives de situations rencontrées lors du chargement et déchargement de cœur, lors de vidange accidentelle de piscine de stockage ou du transport de combustible neuf ou irradié. Elles consistent en parallèle à valider en amont le niveau d'incertitude sur les données nucléaires de base nécessaires à ces calculs. Ces travaux de recherche nécessitent également des moyens lourds, plus particulièrement ceux du laboratoire de criticité du CEA situé sur le centre nucléaire de Valduc qu'il est prévu de rénover dans le cadre du projet MIDAS piloté par l'IRSN. Dans une certaine mesure, on peut aussi associer à ce laboratoire les maquettes critiques EOLE, MINERVE, MASURCA du CEA permettant de progresser dans la connaissance des données nucléaires et des coefficients de réactivité.

Les accidents graves (dits accidents avec fusion du cœur)

Pour ces accidents résultant d'un cumul de défaillance des installations, l'enjeu des recherches est d'en évaluer et d'en maîtriser les conséquences. Il s'agit d'évaluer le risque de perte de confinement consécutif à la fusion totale ou partielle du cœur du réacteur, ainsi que de qualifier les dispositifs de prévention et de mitigation.

Cette catégorie d'accident n'a pas été prise en compte à la conception pour la 2^e génération de réacteurs. Cependant, pour certaines situations accidentelles, des améliorations sont apportées à l'occasion de chaque réexamen de sûreté. Les programmes d'études actuels s'inscrivent dans une démarche d'amélioration continue de réduction des risques et de limitation des conséquences. Conformément à la demande de l'Autorité de Sûreté Nucléaire française (ASN) en 1993, les accidents graves doivent maintenant être pris en compte à la conception pour tout nouveau projet de réacteur et, notamment, pour les réacteurs de 3^e génération.

Les programmes de R&D portent sur les thèmes suivants :

- le comportement du corium (matériaux de gaine, de combustible et de structure fondus du cœur du réacteur) dans le scénario des accidents graves : corium en cuve, tenue de la cuve, corium hors cuve, interaction corium-eau ;
- la sauvegarde de l'enceinte de confinement en conditions accidentelles : thermohydraulique à l'intérieur de l'enceinte, étude du risque hydrogène, comportement des structures ;
- le terme source de produits de fission (PF) : relâchement des PF en phase de dégradation, transport des PF dans le circuit primaire, comportement des PF dans l'enceinte et rejet dans l'atmosphère ;
- le développement d'outils de simulation numériques et la réalisation d'études (notamment dans le cadre d'évaluations probabilistes de sûreté).

Ces programmes regroupent les différents acteurs du nucléaire autour de collaborations nationales et internationales qui se concrétisent via des accords coopératifs ou des programmes de recherche réalisés dans le cadre de l'OCDE ou des PCRD (Programme Cadre de Recherche et Développement européen). Au niveau européen, le réseau d'excellence SARNET, coordonné par l'IRSN et où participe activement le CEA, contribue à mutualiser les ressources scientifiques disponibles dans le domaine des accidents graves pour progresser sur des questions encore non résolues en partie du fait de leur complexité.

L'IRSN et le CEA utilisent les résultats de ces programmes expérimentaux pour le développement et la validation de modèles physiques.

La stratégie de capitalisation des connaissances acquises se traduit notamment par le développement d'outils de simulation dont le logiciel **ASTEC** développé dans le cadre d'une collaboration avec l'équivalent allemand de l'IRSN, la GRS ; il s'agit d'un logiciel dit « intégral », simulant l'ensemble des phénomènes pouvant être mis en jeu à l'exception des phénomènes de dynamique rapide (explosion vapeur, explosion d'hydrogène), modélisés par ailleurs dans des logiciels de calcul spécifiques. Il est utilisé intensivement au sein de l'IRSN, notamment dans le cadre d'études probabilistes, et fait l'objet d'une très large diffusion internationale (plus de 40 organismes l'utilisent). **ASTEC** est par ailleurs devenu le logiciel de référence européen au sein du réseau d'**excellence SARNET** et sa validation est aujourd'hui largement réalisée dans le cadre d'un projet piloté par le réseau. Il n'existe qu'un code concurrent de même niveau, le code **MELCOR** développé aux USA. Des inter-comparaisons

sont régulièrement réalisées pour comparer les performances, très proches, de ces deux outils les plus utilisés dans le monde.

Parmi les études les plus marquantes réalisées par l'IRSN et qui intègrent les résultats de ces travaux de R&D figurent :

- les études d'évaluation des « termes sources² » de référence dont les résultats sont à examiner en regard des dispositions de protection des populations (plans particuliers d'intervention) ;
- les études probabilistes de sûreté dites de niveau 2. Partant d'événements initiateurs d'accidents et d'une combinaison de défaillances matérielles et/ou d'erreurs, ces études déterminent la fréquence des différents scénarios accidentels et les rejets radioactifs associés en prenant en compte l'ensemble des phénomènes physiques spécifiques aux accidents graves. L'IRSN a développé de telles études pour les réacteurs de 900 et 1 300 MWe, pour l'ensemble des états initiaux des installations et des initiateurs d'origine interne de même que pour certains initiateurs d'origine externe (perte des alimentations électriques, perte des sources de refroidissement).

2.2.1 *La fusion du cœur et la progression de l'accident*

Les différentes étapes de la progression de l'accident de fusion du cœur sont les suivantes :

- le dénoyage du cœur ;
- la fusion partielle ou totale des éléments constitutifs du cœur, conduisant à une perte de géométrie par effondrement local, puis général (lits de débris) ;
- la formation d'un corium (amas de combustible et de matériaux de structure fondus et mélangés, maintenus en fusion par la puissance résiduelle des produits de fission). Selon la quantité d'eau disponible dans la cuve ce corium progresse plus ou moins rapidement par gravité vers le fond cuve ;
- l'ablation thermique du fond de cuve et son éventuel percement.

Les programmes de recherche sur le corium portent aujourd'hui principalement sur la refroidissabilité d'un cœur dégradé (sous forme de débris ou de corium, en cuve et hors cuve) et sur l'interaction du corium le béton et avec l'eau.

Les moyens expérimentaux disponibles sont :

- la plateforme PLINIUS du CEA ;
- la plateforme matériaux et thermohydraulique de l'IRSN.

Située sur le site du **CEA-Cadarache**, la **plateforme PLINIUS** (Platform for Improvements in Nuclear Industry and Utility Safety) permet la mise en œuvre à des fins d'expérimentation de quantités significatives de corium prototypique. L'uranium utilisé est de l'uranium appauvri (plus faiblement radioactif que l'uranium naturel) dont les propriétés physico-chimiques sont identiques à celles de l'uranium du combustible nucléaire. Selon les besoins, les corium produits ont des compositions assez variées, obtenues à partir d'un mélange de base constitué en majorité d'oxyde d'uranium, de zircone et d'oxydes de fer (UO₂ – ZrO₂- Fe_xO_y). Cette plateforme regroupe plusieurs installations d'essais :

- Versatile UO₂ Laboratory for Corium ANalysis and Observation : **VULCANO** permet de fondre de 50 à 100 kg de corium par chauffage chimique (par oxydo-réduction exothermique). Le bain est versé dans une section d'essai, composée de

² Par terme source, il faut comprendre, les rejets de produits radioactifs à l'extérieur de l'installation en cas d'accident grave caractérisés par la nature des rejets (radionucléides concernés et formes physicochimiques associées), les quantités rejetées et la cinétique des rejets.

divers types de substrats (céramique, métal, béton...). La phénoménologie de l'étalement et le transitoire d'interaction avec le substrat durant l'étalement sont ainsi étudiés. La puissance résiduelle est simulée par un chauffage inductif. Ce type de dispositif permet l'étude de la solidification du corium, la thermohydraulique de bains de corium, la progression du corium dans des lits de débris, les interactions à long terme du corium avec le béton ou des céramiques (figure 3).

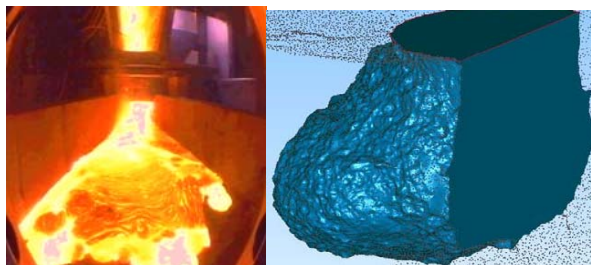


Figure 3 – Ablation du béton par un corium à 2500°K dans l'installation VULCANO du CEA.

- **COrium LIquide et MAteriaux : COLIMA** permet de fondre quelques kilogrammes de corium par induction. Le creuset est installé dans une enceinte de 1,5 m³ qui autorise la simulation de l'environnement attendu dans l'enceinte en cas d'accident grave survenant sur un REP (5 bars, vapeur, 150°C), en ambiance oxydante ou réductrice. Les essais visent l'analyse physicochimique des interactions entre le combustible et d'autres matériaux, l'analyse des aérosols du corium et la détermination de propriétés physiques.
- **VIscosite - Temperature Installation : VITI** est une installation haute température destinée à étudier les propriétés des matériaux, principalement leur viscosité et leur tension superficielle. Elle permet l'utilisation d'uranium appauvri contenu dans du corium simulant. Le chauffage par induction autorise un chauffage sans contact et la caractérisation de l'échantillon.
- **KROTOS (Figure 4)** est une installation dédiée à l'étude de l'interaction combustible-réfrigérant. Le transfert entre le corium fondu et l'eau peut être si intense que l'échelle de temps des transferts thermiques est plus courte que celle de la propagation des ondes de pression, ce qui entraîne l'apparition d'une onde de choc. Cette onde de choc s'amplifie car, en se déplaçant à travers le mélange corium-eau, les gouttes de corium se fractionnent et les échanges s'intensifient. Dans l'installation, 4,5 kg de corium prototypique (ou 1 kg d'alumine) peuvent être fondus et versés dans une section d'essai remplie d'eau. Les phases de prémélange et d'explosions, tant spontanées que déclenchées, peuvent être étudiées.

Les études probabilistes de niveau 2 (évaluation du terme source pour les scénarios accidentels conduisant à une fusion du cœur) en cours à l'IRSN mettent en effet en évidence un nombre non négligeable de séquences conduisant à retrouver en cours d'accident un apport d'eau dans la cuve du réacteur. La question se pose alors de l'efficacité de l'injection d'eau pour stopper la progression de l'accident en renoyant un cœur plus ou moins endommagé. La configuration à refroidir se compose d'un amas de particules solides (débris générés lors de l'effondrement ou la pulvérisation par choc thermique des structures du cœur) entourant le cas échéant des zones de corium liquide. Pour réduire les incertitudes concernant le renoyage d'un tel lit de débris de grande taille par de l'eau, l'IRSN vient d'engager un programme de recherche, soutenu par la commission Européenne et par EdF, constitué d'essais à petite échelle (dispositif **PRELUDE**, figure 6) et à grande échelle (dispositif **PEARL**, figure 7) pour valider un modèle thermohydraulique double phase multidimensionnel dans un milieu poreux qui a vocation à être implémenté dans le logiciel ASTEC de l'IRSN. La première phase du programme s'intéresse au renoyage de débris représentés par des billes en acier de diverses tailles (1 à 4 mm de diamètre) chauffées par induction (pour simuler la puissance résiduelle dans les débris). Elle sera suivie d'une phase mettant en jeu la production d'hydrogène par oxydation du métal constituant les débris afin de quantifier cette dernière et de mesurer son impact sur le renoyage des débris.

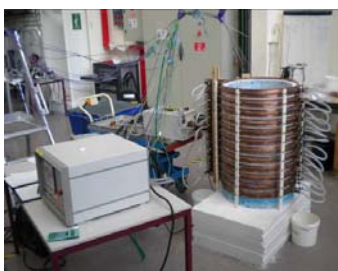


Figure 6 – Installation PRELUDE de l'IRSN.

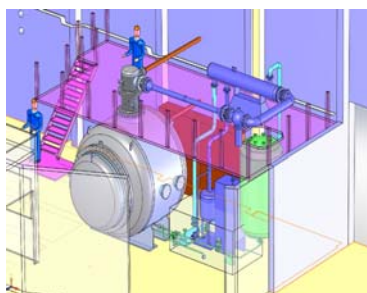


Figure 7 – Vue d'ensemble de l'installation PEARL en cours de construction.

Le CEA travaille essentiellement sur le **refroidissement externe de la cuve des réacteurs**, dans un cadre de coopération bilatérale avec EdF.

La connaissance du flux critique évacuable à la paroi de la cuve est une donnée fondamentale pour apprécier la capacité à maintenir tout ou partie du cœur fondu dans la cuve. La présence d'un calorifuge autour de la cuve est une situation pénalisante au regard de cet objectif.

Les actions en cours au CEA concernent :

- le développement du **code de calcul LEONAR**, qui permet d'évaluer la probabilité de percement du radier, et de réaliser des études de sensibilité notamment sur les séquences avec injection d'eau dans le puits de cuve, à différentes étapes de la séquence accidentelle ;
- la définition de l'expérience **CALO**, qui permet de réaliser des essais hydrodynamiques visant à montrer que la présence d'un calorifuge n'est pas un obstacle rédhibitoire à la circulation de l'écoulement diphasique autour de la cuve d'un REP.

Les principaux enjeux de sûreté associés à ces actions concernent :

- la levée des restrictions à injecter de l'eau dans la cuve ou le puits de cuve en situation d'accidents graves en démontrant en particulier l'absence de conséquence d'une explosion de vapeur hors-cuve sur l'enceinte de confinement ;
- l'évaluation de l'impact du refroidissement du corium en cuve sur les Études Probabilistes de Sûreté de niveau 2.

- **Progression du corium hors cuve**

Le percement de la cuve aurait pour conséquence le transfert de tout ou partie du corium dans le puits de cuve. L'arrivée du corium déclenche une érosion « thermique » du béton du radier, communément appelée Interaction Corium-Béton (ICB). Le percement du radier conduirait à transférer une partie significative de la radioactivité initiale du cœur dans le sol, puis, à terme, à polluer éventuellement les nappes d'eau souterraines.

Les thèmes de R&D potentiellement d'intérêt sont l'ICB à sec et l'ICB sous eau. Concernant l'ICB à sec, les résultats expérimentaux obtenus à ce jour dans le cadre d'un programme de recherche impliquant CEA, IRSN, EdF, GDFSuez et dans le cadre du programme OCDE MCCI mené par les Etats-Unis ne permettent pas encore de prédire de façon précise le délai de percement du radier même si cette précision a déjà pu être améliorée de manière significative. Une réflexion est engagée entre les trois principaux partenaires nationaux pour définir comment progresser au mieux sur cette problématique en combinant notamment expérimentation et modélisation. L'IRSN a développé le logiciel **MEDICIS** dans le cadre d'une collaboration avec GRS, intégré dans le logiciel ASTEC il se situe au niveau de l'état de l'art. Le CEA développe également depuis plusieurs années dans un cadre de coopération bilatérale avec EdF le code de calcul **TOLBIAC** pour l'analyse des phénomènes mis en jeu dans l'interaction corium-béton. La validation de ces outils se poursuit notamment par l'intégration des résultats issus d'essais en cours au CEA :

- dans l'installation VULCANO, utilisant des bétons artificiels afin de séparer les effets ainsi que des bains d'oxyde et de métal dans le but de déterminer l'influence de la couche d'acier sur l'ablation du béton ;
- dans l'installation CLARA du CEA-Grenoble dédiée à la mesure en matériaux simulants des transferts de chaleur des bains avec bulle de gaz.

Enfin, le contact d'un corium suffisamment dispersé avec l'eau de la cuve ou du puits de cuve (Interaction Corium-Eau ou ICE) peut produire une explosion de vapeur, dont l'énergie est susceptible d'affecter l'intégrité de l'enceinte de confinement. Les actions en cours au CEA sur ce thème, avec le support de l'IRSN et d'EdF, concernent la réalisation d'un programme expérimental et de modélisation des phénomènes utilisant l'installation KROTOS

dans un cadre international (projet OCDE SERENA) et le co-développement IRSN-CEA du logiciel MC3D.

D'une façon générale, la recherche expérimentale menée sur la plateforme PLINIUS du CEA a permis de nombreuses avancées dans la compréhension et la modélisation de phénomènes liés aux accidents graves de réacteurs nucléaires : relâchement et transport d'aérosols au-dessus d'un bain de corium, étalement et solidification de coulées de corium, ablation du béton par un corium, ainsi que la validation expérimentale en matériaux prototypique du concept COMET de récupération du corium en réacteur.

Elle a aussi fourni une base de données expérimentale pour la validation des codes de calcul et des modèles, en particulier pour le relâchement des aérosols, la thermodynamique du corium, l'interaction du corium et du béton, ainsi que la capacité à refroidir des bains de corium.

Une des particularités de ces thématiques est la variété des disciplines scientifiques et techniques mises en œuvre ainsi que leur couplage : thermique, mécanique des fluides, physico-chimie, thermodynamique, science des matériaux, rhéologie, science des aérosols, puis, pour les aspects technologiques : électromagnétisme, instrumentation...

La R&D qui reste à mener doit permettre d'approfondir les scénarios de propagation du corium dans le cœur, la question de la « refroidissabilité » des lits de débris et du corium, la rétention du corium en cuve par le refroidissement externe de la cuve, les études de systèmes de mitigation vis-à-vis du risque de percement du radier et la modélisation des conséquences d'une explosion vapeur sur la tenue mécanique des structures.

2.2.2 *Le risque hydrogène*

En situation de perte prolongée du réfrigérant primaire conduisant à la fusion du cœur, lorsque le combustible atteint des températures supérieures à 1 200°C, l'oxydation des gaines du combustible en zirconium par la vapeur d'eau libère de l'énergie et de l'hydrogène dans le circuit primaire (500 kg à 1 500 kg d'hydrogène pour un EPR selon les scénarios accidentels). La cinétique d'oxydation de la gaine en Zircaloy s'exacerbe au-delà de 1 200°C. Lorsque l'hydrogène ainsi relâché dans l'enceinte de confinement (*via* une éventuelle brèche du circuit primaire) se mélange à l'air et à la vapeur d'eau dans une proportion comprise entre 4 % et 75 % en volume, une amorce de combustion déclenche une explosion soit de type déflagration, soit de type détonation. La détonation génère une onde de pression susceptible de conduire à la défaillance de l'enceinte de confinement. La maîtrise du risque hydrogène est donc un élément important dans la sûreté de la filière nucléaire car associée à un risque d'endommagement de la barrière ultime avec perte du confinement de la radioactivité.

Pour faire face à ce risque, les études menées ont montré l'efficacité des recombineurs catalytiques d'hydrogène qui sont actuellement disposés dans les enceintes de confinement du parc de réacteurs français, ceux-ci ne pouvant néanmoins exclure tout risque d'explosion.

Les recherches dans le domaine du risque hydrogène ont maintenant pour objectif de compléter la connaissance des phénomènes de déflagration et de détonation et ses conséquences mécaniques sur les structures. Elles portent aussi sur les techniques de recombinaison, voire d'autres méthodes de prévention du risque d'explosion. Il s'agit également de renforcer la recherche sur les mesures de concentration de l'hydrogène (capteurs,...).

Les verrous scientifiques concernent la distribution des concentrations de l'hydrogène et la propagation des flammes d'hydrogène dans des grandes géométries. En effet, l'inflammabilité et le mode de propagation des flammes de l'hydrogène dépendent de sa répartition dans l'enceinte du réacteur, de sa stratification et de la présence ou non de gaz inertants (vapeur d'eau, azote...). Les axes prioritaires de R&D sont donc les modèles prédictifs de la stratification et de la mobilisation de l'hydrogène par les recombineurs disposés dans les enceintes, le calcul de la propagation des flammes à grande échelle et l'effet des explosions sur les structures en acier et en béton. Cela devrait conduire à l'amélioration des outils de simulation d'accident (calculs très détaillés de distribution et de combustion d'hydrogène).

Le CEA et l'IRSN ont développé en collaboration des outils numériques pour simuler les différentes composantes du risque hydrogène. La validation de ces outils repose notamment sur des installations expérimentales telles que TOSQAN (IRSN) et MISTRA (CEA) en ce qui concerne la distribution de l'hydrogène, l'installation ENACCEF (IRSN-CNRS) pour la combustion d'hydrogène et les installations KALIH2 (CEA) et H2PAR (IRSN) pour les recombineurs.

L'installation **MISTRA** du CEA-Saclay (figure 8) est une enceinte conçue pour aider au développement et à la validation des modèles de mécanique des fluides en milieu confiné, dans le cas d'un relâchement d'hydrogène dans différentes situations. Actuellement, les expériences se focalisent sur les moyens de prévention. L'installation MISTRA, fonctionnant avec de l'hélium simulant l'hydrogène, permet ainsi :

- la prise en compte des différents phénomènes physiques et de leur couplage ;
- les études des moyens de mitigation spécifiques au risque hydrogène.

Ses caractéristiques correspondent à une homothétie d'un facteur 10 de l'enceinte de confinement d'un REP de 900 MWe. Avec ses condenseurs, MISTRA est la seule enceinte expérimentale dans le monde permettant d'accéder à la distribution spatiale de la condensation autorisant ainsi une analyse pertinente des modes de combustion de l'hydrogène.

Deux projets internationaux sont actuellement en cours sur MISTRA. À cela s'ajoutent les collaborations nationales qui ont permis de mutualiser la compréhension des phénomènes, les modélisations possibles et les résultats expérimentaux nécessaires à la validation des outils numériques. Ces outils ont servi et servent encore pour l'élaboration des dossiers de sûreté afférents aux installations nucléaires de base (réacteurs, labos chauds...), mais aussi aux dispositifs de stockage et de transport de matières radioactives.



Figure 8 – Installation MISTRA du CEA pour les études sur le risque hydrogène.

Tout comme MISTRA, l'installation **TOSQAN** (figure 9) a été conçue pour fournir des données expérimentales nécessaires à la validation des outils utilisés par l'IRSN pour l'évaluation du risque hydrogène. Les thématiques abordées dans TOSQAN concernent la distribution de l'hydrogène et l'impact de moyens de prévention tels que le système d'aspersion dans l'enceinte. Des projets internationaux sont actuellement en cours sur TOSQAN ; ils portent notamment sur l'impact de l'effet d'échelle sur la distribution d'hydrogène et l'extrapolation à l'échelle du bâtiment réacteur.

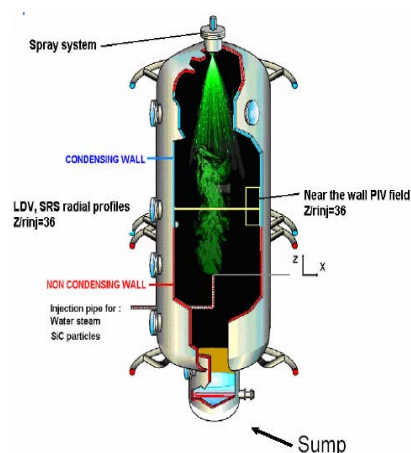


Figure 9 – Installation TOSQAN de l'IRSN pour les études sur la distribution d'hydrogène.

L'installation **ENACCEF** (Enceinte d'Accélération de Flamme, figure 10) réalisée par le CNRS pour le compte de l'IRSN a été conçue de manière à représenter à l'échelle 1/20 une casemate de générateur de vapeur et le dôme d'un bâtiment réacteur à 900 MWe. L'enceinte ENACCEF est hautement instrumentée et son instrumentation est particulièrement adaptée pour étudier les différents régimes de propagation de flammes allant de la déflagration lente à la détonation et constitue à ce titre un outil précieux pour valider les codes de calcul nécessaires à l'évaluation du risque hydrogène.

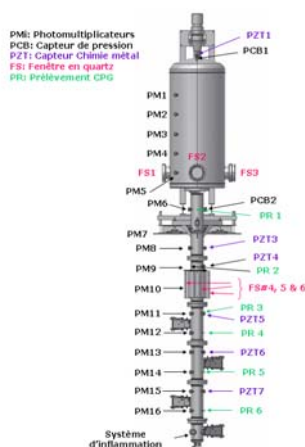


Figure 10 – Installation ENACCEF pour les études sur la combustion hydrogène.

2.2.3 *Le Terme Source ou la physicochimie des produits de fission (PF)*

En cas de rupture ou de fusion partielle ou totale des gaines combustibles du cœur du réacteur, une partie de la radioactivité contenue dans le cœur du réacteur est susceptible d'être transférée dans l'enceinte de confinement, voire dans l'environnement, en cas de défaillance du confinement.

La source principale de cette radioactivité est constituée par les produits de fission, que l'on classe en 4 familles selon leur degré de volatilité (**gaz de fission et PF volatils** tels que l'iode, le césium, l'antimoine, le tellure, le cadmium, le rubidium et l'argent, **PF semi-volatils** composés du molybdène, rhodium, baryum, palladium et technétium, **PF peu volatils** : ruthénium, cérium, strontium, yttrium, europium, niobium et lanthane et **PF non volatils** composés de zirconium et le néodyme).

Les programmes majeurs réalisés dans le monde sur le comportement des produits de fission en cas d'accident grave sont :

- le **programme Phébus PF**, mené par l'IRSN dans le cadre d'une très large collaboration internationale ;
- ce programme a consisté en essais intégraux mettant notamment en jeu, avec des matériaux réels, l'intégralité des phénomènes de dégradation du cœur et d'évolution physico-chimique des PF du combustible à l'enceinte de confinement (5 essais ont été menés dans le réacteur Phébus du CEA-Cadarache entre 1993 et 2004) ;
- le **programme international ISTP** (International Source Term), piloté par l'IRSN dans le cadre d'une collaboration nationale avec le CEA et EdF et internationale avec notamment la communauté européenne, la Suisse, les États-Unis, le Canada et la Corée.

Le programme ISTP, qui vise à traiter les questions laissées en suspens à l'issue du programme Phébus PF, comprend les trois éléments suivants.

- **Le relâchement des PF à partir du combustible et leur transport dans les circuits primaires**

Les connaissances sur la répartition des PF et leurs associations entre eux sont encore insuffisantes pour la validation des modèles. Sur la période 2011-201, le programme qui sera réalisé par le CEA dans l'installation **VERDON** du CEA-Cadarache (figure 11) vise à lever les incertitudes qui demeurent sur le relâchement des PF pour certains types de combustibles (UO₂ à forts taux de combustion, MOX) et pour les scénarios avec entrée d'air dans le circuit primaire. Ces résultats complèteront la base expérimentale issue notamment du programme **VERCORS**, réalisé par le CEA et piloté par l'IRSN en collaboration avec EdF, et des programmes réalisés par ORNL (HI/VI) et JAEA (VEGA), pour les plus récents. Cette base disponible est suffisamment étendue pour les combustibles UO₂ faiblement irradiés (13 essais). Pour les taux de combustion plus élevés, les fractions relâchées et la cinétique de relâchement sont relativement bien connues grâce en particulier à trois essais **VERCORS** réalisés au début des années 2000. En revanche, le combustible MOX n'a fait l'objet que de deux essais **VERCORS**.

L'installation **VERDON** est en phase finale de qualification. Elle permettra de réceptionner et de caractériser des échantillons de combustible fraîchement ré-irradié dans le réacteur **OSIRIS** du CEA-Saclay, de chauffer les échantillons dans un four inductif sous une atmosphère contrôlée pour reproduire les configurations d'accidents graves et d'étudier le relâchement des produits de fission et leur transport dans le circuit primaire. Les produits de

fission sont relâchés du combustible surchauffé sous forme gazeuse. Ils sont ensuite transportés dans le circuit primaire sous une atmosphère composée essentiellement de vapeur d'eau et d'hydrogène. Certains d'entre eux se condensent sur les parois du circuit primaire, d'autres atteignent l'enceinte sous forme d'aérosols ou sous forme gazeuse. Il a été montré, par une étude de scénario accidentel, qu'une entrée d'air dans la cuve était possible après la relocalisation du corium en fond de cuve et la rupture de celle-ci, ce qui modifie profondément l'environnement du combustible dégradé et peut induire un relâchement accéléré du ruthénium et une revolatilisation des PF volatils déjà déposés sur les parois du circuit primaire. Le ruthénium fait l'objet d'une attention particulière en raison de la radiotoxicité élevée de ses formes volatiles.

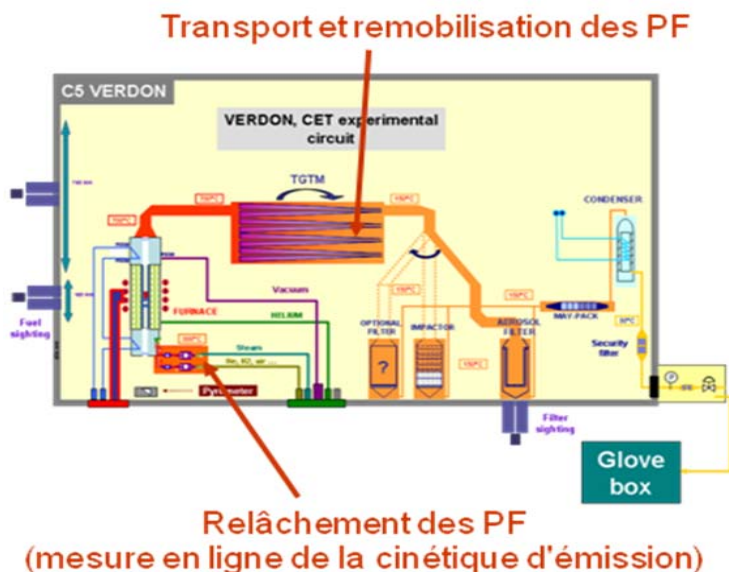


Figure 11 – Installation VERDON du CEA pour les études sur le comportement des produits de fission.

- **Les transformations physico-chimiques des PF dans les circuits**

Des essais analytiques relatifs à la chimie de l'iode dans le circuit primaire (chimie hors équilibre thermodynamique qui met en jeu un très grand nombre d'espèces chimiques au sein d'un gaz porteur composé d'un mélange de vapeur d'eau et d'hydrogène à très haute température) sont réalisés par l'IRSN sur le banc d'essais **CHIP** (figure 12). Ces essais ont été définis à l'issue du programme Phébus PF qui a mis en évidence une quantité d'iode volatil beaucoup plus élevée que prévue par les modèles et qui conditionne fortement le terme source en cas de rejet à court terme.



Figure 12 – Réacteur chimique CHIP pour l'étude de la physicochimie des PF dans les circuits.

- **Le comportement physicochimique des PF dans l'enceinte de confinement**

Des essais analytiques relatifs à la chimie de l'iode dans le circuit primaire pour l'étude du comportement de l'iode et des aérosols iodés sous rayonnement dans une enceinte de confinement sur le moyen et sur le très long terme (rejets différés à mieux quantifier pour la gestion de crise sur le long terme), sont réalisés par l'IRSN dans le dispositif d'essais **EPICUR** (figure 13).



Figure 13 – Installation EPICUR (comprenant notamment un irradiateur) pour l'étude de chimie des PF sous rayonnement.

Le programme international **STEM** (Source Term Evaluation and Mitigation), mené par l'IRSN sous les auspices de l'OCDE, met en jeu les installations EPICUR et CHIP. Dans la continuité du programme ISTP, le programme STEM s'intéresse en particulier aux mécanismes contrôlant les rejets à long terme et aux transformations physico-chimiques du ruthénium.

Enfin, dans la perspective de l'allongement de la durée d'exploitation des réacteurs du parc actuel, l'IRSN engage des recherches visant à inciter l'exploitant à développer et à mettre en œuvre des dispositifs permettant de réduire le risque de rejets importants de produits de fission dans l'environnement en cas d'accident avec fusion du cœur dans un réacteur de deuxième génération. Ce programme en cours de lancement va notamment examiner quels types de dispositions ou dispositifs pourraient être raisonnablement envisagés afin de refroidir le corium avant qu'il n'érode le radier ainsi que de piéger et confiner les produits de fission, iode et ruthénium en particulier, à l'intérieur du réacteur.

- Les agressions industrielles et naturelles

2.3.1 L'incendie

L'incendie est une problématique transversale aux réacteurs de puissance, réacteurs d'expérimentation et laboratoires et usines du cycle du combustible. Les recherches menées par l'IRSN dans le cadre de partenariats internationaux (**Projets PRISME1 et PRISME 2**, menés sous l'égide de l'OCDE) et nationaux (Laboratoire de recherche commun IRSN-CNRS-Université de Marseille dénommé ETIC) permettent de prédire le développement de l'incendie, ses conséquences potentielles sur les équipements importants pour la sûreté (armoires électriques et électroniques, câbles électriques de puissance et de contrôle, dispositifs de sectorisation et de confinement, etc.) et d'évaluer la pertinence et l'efficacité des mesures prises par les exploitants pour limiter ces conséquences (stratégies de ventilation, sectorisation, dispositifs d'extinction...).

Pour conduire ces recherches, l'IRSN dispose de moyens d'essais à grande échelle relativement uniques (**GALAXIE**, figures 14 et 15, contenant plusieurs caissons de quelques m³ à 400 m³, des hottes aspirantes de capacités jusqu'à 18 000 m³/h, ...) et les connaissances obtenues dans le cadre de collaborations nationales et internationales sont capitalisées dans des logiciels de calcul SYLVIA et ISIS développés par l'Institut.



Figure 14 – La plateforme GALAXIE.



Figure 15 – Hotte SATURNE.

2.3.2 Les autres agressions

Les travaux conduits visent à développer, optimiser et valider les outils et méthodes permettant une meilleure détermination des aléas et de leurs conséquences. Des expérimentations ponctuelles et des mesures instrumentales permanentes complètent les travaux de recherche théorique et de modélisation. L'étude de l'aléa sismique est menée sur quatre axes : l'identification et la compréhension du fonctionnement des failles, la prédiction des mouvements sismiques potentiels, l'estimation de la réponse sismique des sols en fonction des sites et la compréhension de la propagation des mouvements sismiques au voisinage de l'installation cible.

Pour ce qui concerne les autres aléas, l'essentiel des efforts concerne l'inondation avec des études relatives à l'applicabilité de méthodes statistiques pour expliquer des événements de type horsain, pluies extrêmes, le traitement des hétérogénéités dans le traitement statistique de données (crues fluviales notamment), l'analyse historique d'événements exceptionnels (ex : tsunami sur la côte atlantique) ou encore l'évaluation d'outils numériques (prédiction de la percolation à travers des digues).

Conclusion

Les recherches en sûreté définies par l'IRSN et menées en son sein ou dans d'autres organismes, notamment au CEA, ont pour objectif de lui donner les moyens d'évaluer les risques nucléaires de manière indépendante des exploitants et industriels. Pour ce qui concerne le CEA, les recherches en sûreté nucléaire sont conduites pour le compte des exploitants, des industriels et pour les propres installations du CEA. Le CEA réalise aussi ces recherches pour maintenir et accroître son expertise qu'il met au service de l'État.

Les recherches en sûreté nucléaire partagent des points communs :

- une recherche finalisée, fortement adossée à une recherche amont réalisée avec les laboratoires universitaires les plus en pointe dans le domaine, dont les résultats permettent, d'une part d'effectuer une expertise pertinente et scientifiquement étayée, d'autre part de faire progresser l'état de l'art dans les domaines étudiés ;
- des partenariats internationaux forts ;
- des outils expérimentaux et outils logiciels pour la plupart uniques et fédérateurs.

Plusieurs années de travaux scientifiques et d'analyse seront nécessaires pour tirer tout le retour d'expérience de l'accident de Fukushima. Pour autant, les premiers éléments permettent de confirmer certaines pistes d'amélioration sur lesquelles l'IRSN, en support technique et scientifique de l'analyse des risques nucléaires pour le compte de l'Autorité de sûreté nucléaire, et le CEA, principalement en support technique et scientifique des industriels et des exploitants, travaillaient déjà :

- la consolidation des connaissances sur le déroulement des accidents avec fusion du cœur et de dénoyage de piscines : il s'agit là notamment de poursuivre les travaux engagés sur la quantification des rejets radioactifs notamment sur le long terme et/ou en présence d'air ;
- l'acquisition de connaissances sur les mécanismes et dispositions/dispositifs qui permettraient d'arrêter la progression de l'accident et de limiter les rejets dans l'environnement : ces travaux non indépendants des précédents auront pour objectif de réduire les écarts entre générations de réacteurs (refroidissement d'un cœur dégradé en cuve ou après percement de la cuve, piégeage des produits radioactifs en particulier l'iode et le ruthénium, ...)
- l'amélioration des connaissances sur le risque hydrogène : production (par oxydation des gaines et par radiolyse), modèles de stratification, mobilisation par les recombineurs et explosion ;
- la poursuite de l'acquisition de connaissances, dans une logique de prévention, dans le domaine du comportement du combustible en situation accidentelle afin de se prémunir au mieux d'une évolution d'un accident d'excursion de puissance ou de perte de refroidissement vers un accident avec fusion du cœur.