

# Projets communs et autres projets en coopération

## RECHERCHES EN SÛRETÉ NUCLÉAIRE

### Projet du réacteur de Halden

Le Projet du réacteur de Halden, qui est géré par l'Institut norvégien de technologie énergétique (IFE), est le plus important des projets communs de l'AEN. Lancé en 1958, il rassemble un vaste réseau international de spécialistes de la fiabilité du combustible nucléaire, de l'intégrité des composants internes du réacteur, du contrôle-commande des centrales, ainsi que des facteurs humains. Reposant principalement sur l'exécution d'expériences, la mise au point de prototypes et la conduite d'analyses, le programme est mené au centre de Halden, en Norvège, grâce au concours d'une centaine d'organisations de 18 pays. Doté d'une organisation stable et éprouvée, le projet bénéficie d'une infrastructure technique qui s'est considérablement améliorée au fil des années. Les objectifs du projet ont, eux aussi, été régulièrement adaptés aux besoins des utilisateurs.

Au chapitre du combustible, les essais d'accidents de perte de réfrigérant primaire (APRP) réalisés sur des combustibles à haut taux de combustion se sont poursuivis en 2008. Ce sont les seuls essais d'APRP qui soient actuellement effectués en pile dans le monde. Ils viennent compléter les travaux menés en laboratoire dans d'autres établissements, en particulier aux États-Unis et au Japon. Les essais ont permis de recueillir des informations très utiles et ont servi de base à des exercices de comparaison menés par le Groupe de travail sur les propriétés des combustibles à base d' $UO_2$ , de gadolinium et de MOX dans diverses conditions prévues dans les autorisations ou présentes en exploitation. Des irradiations à long terme ont été réalisées sur des combustibles nucléaires standards et avancés à des puissances linéiques initiales élevées. Divers alliages ont été testés afin de déterminer leur résistance à la corrosion et leur comportement au fluage. Le programme expérimental consacré aux effets de variations de la chimie de l'eau sur le combustible et les matériaux des composants internes du réacteur a été élargi. Les essais destinés à étudier le comportement des matériaux des composants internes fissurés des REB et des REP se sont poursuivis, afin de caractériser l'effet de la chimie de l'eau et du vieillissement des matériaux. Les travaux sur le vieillissement des câbles ont permis de mettre au point une technique qui est employée désormais pour vérifier si leur gaine isolante est endommagée et, le cas échéant, mesurer l'étendue et l'emplacement du dommage.

S'agissant des facteurs humains, le programme a essentiellement porté sur des expériences réalisées dans le Laboratoire d'étude de l'interface homme-machine de Halden, le dépouillement des données correspondantes, l'étude de nouvelles conceptions de postes de commande, l'évaluation des interfaces homme-machine, l'optimisation des procédés et des instruments, de même que l'étude des instruments et des contrôles-commandes numériques, en

comptant notamment sur les ressources du Laboratoire de réalité virtuelle de Halden. Des progrès ont été accomplis pour l'évaluation de la fiabilité humaine, dont l'objectif est d'obtenir des données adaptées aux études probabilistes de sûreté et d'améliorer la validité des méthodes d'étude dans ce domaine.

À l'occasion du 50<sup>e</sup> anniversaire du Projet du réacteur de Halden, les réunions d'été du CANR et du CSIN se sont tenues à Oslo en même temps que le Conseil de gestion du projet. Une réunion élargie du Groupe de programme de Halden (qui regroupe les représentants du programme et des spécialistes des pays participants) a eu lieu en mai 2008 afin de rendre compte des principaux résultats du programme. Une seconde réunion du Groupe de programme s'est tenue en octobre en Suède. Le Conseil de gestion du Projet de Halden s'est également réuni deux fois en 2008. Au cours de la seconde réunion, qui a été accueillie par Électricité de France à Lyon en décembre, la décision a été prise de reconduire le projet sur la période 2009-2011 avec la participation confirmée de l'ensemble des membres.

### Projet BIP

Le Projet sur le comportement de l'iode (*Behaviour of Iodine Project* – BIP) auquel participent 13 pays membres de l'AEN a démarré en 2007. Les travaux consistent à réaliser des études analytiques et des modélisations qui viendront enrichir et compléter des programmes expérimentaux nationaux et internationaux de plus grande envergure. En outre, il devrait permettre d'exploiter et d'interpréter les données de trois expériences effectuées à l'Installation d'essais des radio-iodes (*Radioiodine Test Facility* – RTF). Les expériences prévues se dérouleront dans les installations d'Énergie atomique du Canada limitée (EACL) et mobiliseront des ressources internationales afin d'arriver à une même compréhension du comportement de l'iode et d'autres produits de fission dans l'enceinte de confinement d'un réacteur nucléaire après un accident. À cet effet, les activités suivantes sont prévues :

- étudier les problèmes techniques et les lacunes scientifiques ;
- optimiser l'exploitation des données et des résultats d'essais afin de mettre au point des outils communs permettant de prévoir le comportement des produits de fission.

Le programme s'est fixé les objectifs techniques spécifiques suivants :

- quantifier les contributions relatives des processus dans la masse de la phase aqueuse homogène, des processus en phase aqueuse homogène dans les pores de la peinture et des processus hétérogènes sur les surfaces par rapport à la formation d'iode organique ;
- mesurer les constantes d'adsorption et de désorption sur les surfaces de l'enceinte en fonction de la température, de l'humidité relative et de la composition du gaz vecteur ;

- fournir aux participants des données issues de l'installation RTF afin de leur permettre de mettre au point et de valider des modèles en coopération.

Les instances de pilotage du projet se sont réunies deux fois en 2008 afin de présenter les premiers résultats des essais et d'étudier les paramètres et conditions aux limites à retenir pour les essais restants.

## Projet Cabri-Boucle à eau

Le Projet Cabri-Boucle à eau, qui a été lancé en 2000 pour une durée de huit ans, étudie la capacité du combustible à fort taux de combustion de résister aux pics de puissance qui peuvent survenir dans les réacteurs par suite d'une insertion rapide de réactivité dans le cœur (accidents de réactivité). Les participants, qui viennent de 13 pays membres, se sont fixés comme objectif de déterminer les limites de rupture du combustible et les conséquences éventuelles d'une éjection de barre dans le réfrigérant. Différents matériaux de gainage et types de combustible sont à l'étude. Le projet suppose d'importantes modifications et mises à niveau de l'installation afin de réaliser 12 expériences sur du combustible provenant de réacteurs de puissance et reconditionné à la longueur voulue. Les expériences se déroulent à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) de France, à Cadarache, où se trouve le réacteur Cabri. Cependant, d'autres laboratoires des organisations participantes pourraient apporter leur contribution, notamment pour la fabrication et la caractérisation du combustible, ainsi que pour l'instrumentation.

Deux essais (toujours en boucle sodium) ont été effectués sur du combustible à fort taux de combustion placé dans une gaine en alliage de zirconium et de niobium. Du combustible ayant été soumis à des taux de combustion supérieurs à 70 MWj/kg dans des réacteurs espagnols et français possédant respectivement des gaines en ZIRLO et M5, ont été soumis à un choc d'environ 100 cal/g au cours des transitoires. Aucune défaillance n'a été enregistrée. La conception de l'installation d'essai en boucle à eau a bien avancé, ainsi que la production des composants nécessaires. La mise en place de cette boucle à eau devrait durer environ trois ans. Les essais réalisés dans le réacteur Cabri sont complétés par des essais d'accidents de réactivité effectués au Japon. Ces essais représentent la contribution en nature de la JAEA en échange de sa participation au Projet Cabri et seront réalisés successivement avec du réfrigérant froid et chaud sur des combustibles pour REB et REP.

Le Groupe consultatif technique du Projet Cabri s'est réuni en mars, tandis que la réunion du Groupe de pilotage du projet a eu lieu en décembre à Paris.

## Projet MCCI-2

Le Projet sur le refroidissement et les interactions du corium avec le béton (*Melt Coolability and Concrete Interaction – MCCI*) a pour but de fournir des données expérimentales sur les phénomènes qui se produisent lors d'accidents graves et de résoudre ainsi deux importants problèmes de gestion des accidents. Il s'agit tout d'abord de vérifier que les débris fondus qui se sont répandus à la base de l'enceinte de confinement peuvent être stabilisés et refroidis avec de l'eau déversée par le haut. Ensuite, le projet doit permettre

d'étudier les interactions bidimensionnelles à long terme de la masse fondue avec la structure en béton de l'enceinte, car la cinétique de ces interactions est essentielle pour évaluer les conséquences d'un accident grave. Le programme repose sur les compétences et l'infrastructure exceptionnelles de l'Argonne National Laboratory (ANL) pour la réalisation à grande échelle d'expériences à haute température sur des matériaux de réacteur. L'autorité de sûreté nucléaire des États-Unis (USNRC) assure la gestion des programmes.

La première phase du programme (MCCI-1) a pris fin en 2005. Les expériences sur les mécanismes de pénétration de l'eau ont révélé un refroidissement moindre de la masse fondue à mesure que la teneur en béton du corium augmente, ce qui revient à dire que le noyage du cœur avec de l'eau est plus efficace dans la phase initiale d'interaction entre la masse fondue et le béton. L'effet du type de béton, à savoir béton siliceux et béton calcaire (utilisés respectivement en Europe et aux États-Unis), a également été étudié au cours de la première phase du programme et a permis de déterminer notamment la porosité et la perméabilité de ces matériaux. Les essais ont révélé aussi des différences notables dans les vitesses d'ablation du béton siliceux et du béton calcaire, constat intéressant qu'il reste néanmoins à confirmer. Un atelier consacré aux résultats de la phase 1 du projet a été organisé en France au mois d'octobre 2007.

Un deuxième programme triennal (MCCI-2) a débuté en 2006. L'accent est mis sur des expériences d'interactions bidimensionnelles entre le cœur et le béton afin d'observer l'effet intégré de nombreux mécanismes. Le Projet MCCI-2 réunit des organisations de 12 pays membres. Deux réunions des groupes de pilotage ont eu lieu en 2008 pour évoquer les résultats des essais sur l'interaction cœur-béton et les conditions dans lesquelles seront réalisés les essais de refroidissement du cœur fondu. La prochaine réunion est prévue en avril 2009 afin d'examiner les nouveaux résultats et de définir les spécifications des essais globaux qui marqueront la fin du programme.

## Projet PKL-2

Un premier projet PKL, exécuté de 2004 à 2007, a porté sur des expériences réalisées dans l'installation thermo-hydraulique Primär Kreislauf (PKL), exploitée par AREVA NP sur le site d'Erlangen, en Allemagne. Des organisations de 14 pays y ont participé. Ces expériences étaient centrées sur les problèmes propres aux REP auxquels la communauté internationale des spécialistes de sûreté des réacteurs s'intéressaient particulièrement, à savoir : les accidents de dilution du bore consécutifs à un APRP dû à une petite brèche ; la perte du refroidissement du réacteur dans la plage de travail basse du circuit de réfrigération à l'arrêt (RRA), circuit primaire fermé, dans le cas d'une dilution du bore ; et la perte du refroidissement du réacteur à l'arrêt dans la plage de travail basse du RRA, circuit primaire ouvert.

Une deuxième phase du projet, exécutée sur la même boucle PKL ainsi que sur la boucle PMK en Hongrie et sur l'installation d'essais ROCOM du Centre de recherche de Dresde-Rosendorf (FZD), a été lancée en 2008 avec 14 pays participants. Les essais du Projet PKL-2 serviront à étudier les problèmes de sûreté se rapportant aux REP actuellement en service ainsi qu'aux nouveaux concepts de réacteurs à eau sous pression. Ils porteront surtout sur les mécanismes

complexes de transfert de chaleur dans les générateurs de vapeur et les processus de précipitation du bore dans des conditions accidentelles.

Les groupes de pilotage se sont réunis deux fois en 2008 et ont examiné les conditions d'essais de la première série d'essais.

## Projet PRISME

L'incendie est un événement dont la contribution à la fréquence totale d'endommagement du cœur est importante tant dans les anciennes filières de centrales que dans les nouvelles. Les questions qui restent en suspens dans les évaluations probabilistes de la sûreté (EPS) sur les incendies concernent :

- la propagation de la chaleur et des fumées du local en feu aux autres locaux ;
- l'impact de la chaleur et des fumées sur les systèmes essentiels pour la sûreté ;
- l'utilisation du réseau de ventilation pour limiter la propagation des fumées et de la chaleur.

Le Projet sur la propagation d'un incendie pour des scénarios multi-locaux élémentaires (PRISME), lancé en 2006 avec la participation de dix pays membres, a pour finalité d'élucider certaines inconnues concernant la propagation des fumées et de la chaleur à l'intérieur d'une centrale en réalisant des expériences spécialement conçues pour valider les codes. Il s'agit, en particulier, de trouver des réponses aux questions concernant le temps nécessaire à la défaillance des matériels situés dans les locaux avoisinants, ainsi que les effets de conditions telles que les communications entre les locaux et la configuration du réseau de ventilation. Les résultats obtenus pour les scénarios étudiés au cours des expériences serviront à qualifier les codes de calcul d'incendie (soit des codes numériques simplifiés de calcul de modèles par zone ou des codes de mécanique des fluides) qui pourront ensuite être appliqués, avec un bon niveau de confiance, à la simulation de scénarios de propagation d'incendie pour diverses configurations de locaux.

En 2008, les essais ont été réalisés et ont fait l'objet de rapports, selon les délais prévus. Les groupes de pilotage du projet se sont réunis deux fois, en avril et en octobre. Les discussions ont porté sur les conditions dans lesquelles doit être réalisée toute la série d'essais globaux, y compris sur les moyens nécessaires pour parachever ces expériences par des analyses et des évaluations de codes. À la

demande des participants, l'IRSN de France a également établi et présenté le plan et les conditions de réalisation des quatre essais à effectuer en 2008. Ces documents ont ensuite été distribués aux participants et révisés en fonction de leurs observations. Les installations devront être modifiées pour ces essais afin de répondre aux exigences particulières des membres.

## Projet PSB-VVER

Ce projet réalisé dans l'installation PSB-VVER a pour but de recueillir les données expérimentales voulues pour valider les codes de sûreté utilisés dans l'analyse thermohydraulique des réacteurs VVER-1000. Ce projet, auquel participent sept pays, a démarré en 2003 pour une période initialement fixée à quatre ans. Il recouvre cinq expériences sur la boucle PSB-VVER concernant :

- les effets d'échelle ;
- la circulation naturelle ;
- les APRP dus à une petite brèche en branche froide ;
- les fuites du circuit primaire vers le circuit secondaire ;
- une rupture guillotine totale en branche froide.

Le programme expérimental s'accompagne d'un ensemble complet d'analyses avant et après les essais.

À ce jour, quatre essais ont été menés à bien et ont fait l'objet de rapports. Les membres ont défini et revu les caractéristiques du cinquième essai qui devait simuler les conditions thermohydrauliques résultant d'un APRP consécutif à une grosse brèche dans un réacteur VVER-1000. Il s'agissait du premier essai réalisé dans des conditions très sévères. Toutefois, par suite des problèmes rencontrés par l'organisme chargé du pilotage du projet, le dernier essai a été retardé. L'essai programmé a été réalisé à puissance réduite (10 %) en janvier 2008 et a fait l'objet d'un exercice de comparaison. Plus tard dans l'année, les essais tentés à pleine puissance n'ont pas abouti et on a conclu qu'il faudrait beaucoup plus de temps pour réussir à les mener à bien. Les participants ont donc décidé de mettre fin au projet et l'organisme chargé de piloter le projet s'est engagé à tenter de réaliser l'essai à pleine puissance et, le cas échéant, d'en faire parvenir les résultats aux participants.

## Projet ROSA

Le Projet de banc d'essai pour les évaluations de sûreté (*Rig-of-safety assessment* – ROSA) a été entrepris afin de résoudre certains aspects de l'analyse thermohydraulique de la sûreté des REO et utilise, à cet effet, l'installation d'essais ROSA à grande échelle de la JAEA. Il s'agit plus spécialement de valider les modèles et méthodes de simulation des phénomènes complexes qui sont susceptibles de survenir pendant des transitoires importants pour la sûreté. Des autorités de sûreté, des laboratoires de recherche et l'industrie de 14 pays participent au projet qui doit durer d'avril 2005 à décembre 2009. La finalité générale du projet est de constituer une base de données d'expériences globales et analytiques afin de valider la capacité prédictive des codes de calcul et la précision des modèles. Seront étudiés en particulier les phénomènes couplés à des mélanges multidimensionnels,



IRSN, France

Essai d'incendie de câbles : avant et après essai.

les phénomènes de stratification, des écoulements parallèles ou oscillatoires et des écoulements de gaz incondensables.

Le projet englobe six types d'expérience à grande échelle :

- la stratification thermique et le mélange du réfrigérant pendant l'injection de sécurité ;
- les phénomènes instables et discontinus, comme les coups de bélier ;
- la circulation naturelle en présence d'une puissance élevée dans le cœur ;
- la circulation naturelle en présence de vapeur surchauffée ;
- le refroidissement du circuit primaire par dépressurisation du circuit secondaire ;
- des essais libres sur des APRP consécutifs à la rupture du couvercle de la cuve ou du fond de la cuve.

Les douze essais prévus au total ont tous été effectués sauf un à la fin de 2008. Deux réunions ont eu lieu en 2008. Les membres du projet ont étudié les questions qu'il conviendrait d'examiner dans le cadre d'un projet qui ferait suite à celui-ci, et ont défini le fondement technique du nouveau projet qui se déroulerait de 2009 à 2012. Un nouvel accord de projet a été préparé sur ces bases.

## Projet SCAP

Le Projet sur la fissuration par corrosion sous contrainte et le vieillissement des câbles (*Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project – SCAP*), auquel participent 15 pays membres de l'AEN, a vu le jour en 2006. L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et la Commission européenne y sont également associées à titre d'observateurs. Ses objectifs principaux sont de :

- constituer deux bases de données détaillées sur les principaux phénomènes de vieillissement que sont respectivement la fissuration par corrosion sous contrainte et la dégradation de la gaine isolante des câbles ;
- constituer une base de connaissances grâce à la compilation et à l'évaluation méthodiques des données et informations recueillies ;
- évaluer les données et en dégager les caractéristiques fondamentales de pratiques exemplaires qui permettraient aux autorités de sûreté et aux exploitants d'améliorer leur gestion du vieillissement.

Dans le cadre de ce projet d'une durée programmée de quatre ans, les domaines couverts et les structures des bases de données ont été définis. Actuellement l'accent est mis sur le recueil et l'évaluation de données. Le rapport d'évaluation, qui sera publié à la fin du projet, décrira les caractéristiques techniques fondamentales des pratiques recommandables pour les activités réglementaires à mener dans le domaine de fissuration par corrosion sous contrainte et de l'isolation des câbles.

Le Conseil de gestion du projet s'est réuni pour la troisième fois en juin afin d'approuver le programme de travail de 2008 et 2009 et a décidé d'organiser un atelier à la fin du projet.

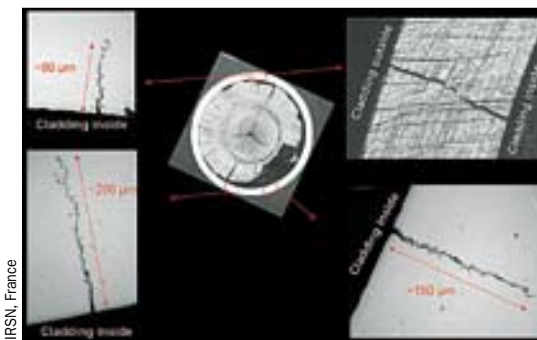
## Projet SCIP

Le Projet Studsvik sur l'intégrité des gaines de combustible (*Studsvik Cladding Integrity Project – SCIP*) a démarré en juillet 2004. L'objectif est d'exploiter les cellules chaudes et les compétences disponibles au Centre de recherche nucléaire suédois de Studsvik afin d'évaluer les propriétés des matériaux et déterminer les conditions capables d'engendrer des ruptures de gaine de combustible. Le projet, auquel participent 11 pays, devrait d'abord et avant tout permettre d'acquérir une meilleure connaissance générale de la fiabilité du gainage à des taux de combustion élevés grâce à des études avancées sur les phénomènes et les mécanismes susceptibles d'entraîner une dégradation de l'intégrité du combustible, non seulement pendant son utilisation dans les centrales nucléaires, mais aussi pendant les opérations de manipulation et d'entreposage. Il s'agit ainsi d'obtenir des résultats d'application générale (c'est-à-dire indépendants de la conception, des spécifications de fabrication et des conditions de fonctionnement particulières du combustible). Ces résultats pourront ainsi être utilisés pour résoudre un large éventail de problèmes et appliqués à une diversité de cas. Le projet traduit aussi une recherche de l'efficacité expérimentale par une combinaison judicieuse de techniques et d'approches expérimentales et théoriques.

Le Projet SCIP a surtout consisté jusqu'à présent à exécuter plusieurs rampes de puissance et à définir le programme d'expérimentation en cellule chaude pour divers mécanismes de rupture qui seront étudiés, à savoir :

- l'interaction pastille-gaine (IPG) : la fissuration par corrosion sous contrainte amorcée en peau interne de la gaine sous l'effet combiné du chargement mécanique et de l'environnement chimique résultant d'une hausse de la température des pastilles due à l'augmentation de la puissance ;
- la fragilisation des hydrures : la rupture des hydrures existants indépendamment du temps ;
- la fissuration différée des hydrures : l'étude de l'amorçage et de la propagation de la fissure en fonction du temps par rupture des hydrures qui peuvent se former en fond de fissure.

Le programme a bien progressé depuis ses débuts et a produit des données intéressantes qui aident à comprendre les facteurs entraînant la fragilisation du gainage. Il a permis également de mettre au point des méthodes pour reproduire, lors d'essais en cellule chaude, les conditions de contrainte et de déformation décelées lors des rampes de



Coupe de gaine de combustible REB après rampe de puissance montrant des dépôts de fissures sur les faces internes et externes.

puissance. Les groupes de pilotage du projet se sont réunis à deux reprises en 2008. Lors de la réunion de décembre 2008, tous les membres ont clairement indiqué qu'ils souhaitaient reconduire le projet pour cinq ans. En outre, un nouveau programme d'APRP lancé par la USNRC pour la réalisation d'essais globaux dans ce domaine est venu enrichir le projet.

## Projet SERENA

Le Projet sur les explosions de vapeur dans les applications nucléaires (*Steam Explosion Resolution for Nuclear Application* – SERENA) a été lancé en 2007 par neuf pays membres. Le programme précédent avait pour objectifs, d'une part, d'évaluer la capacité de la génération actuelle des codes de calcul des interactions combustible-réfrigérant de prévoir les chargements produits par des explosions de vapeur dans les réacteurs et, d'autre part, d'identifier les recherches à entreprendre en vue de valider un niveau de prédiction suffisant des caractéristiques énergétiques de ces interactions afin de mieux gérer les risques. Ce programme avait conclu que les interactions entre le combustible et le réfrigérant ne menaceraient pas l'intégrité de l'enceinte, bien que cette éventualité ne puisse être exclue en cas d'interactions hors cuve. Toutefois, la grande diversité des prévisions obtenues témoignait de lacunes dans certains domaines, ce qui compliquait la quantification des marges de sûreté de l'enceinte en cas d'explosion de vapeur hors cuve. Les résultats ont montré sans ambiguïté qu'il fallait surtout lever les incertitudes concernant les effets du taux de vide (teneur et répartition du gaz) et des propriétés du corium fondu sur les conditions initiales (pré-mélange) et la propagation de l'explosion pour pouvoir ramener la diversité des prévisions à un niveau acceptable. Les données expérimentales antérieures ne sont donc pas suffisamment détaillées pour apporter une réponse à cette question.

Le programme actuel a été conçu pour lever les incertitudes à ce sujet en effectuant quelques essais ciblés avec une instrumentation de pointe simulant un large spectre de compositions de la masse fondue et de conditions hors cuve, accompagné de travaux analytiques suffisamment poussés pour que les codes puissent être appliqués à des analyses sur des réacteurs spécifiques. Le programme expérimental a un triple objectif :

- recueillir des données expérimentales permettant de clarifier le comportement des coriums fondus proches de la réalité en cas d'explosion ;
- recueillir des données expérimentales pour valider les modèles d'explosion sur des matériaux proches de la réalité, y compris la distribution spatiale du combustible et des vides en phase de pré-mélange et au moment de l'explosion, ainsi que la dynamique de l'explosion ;
- recueillir des données expérimentales sur les explosions de vapeur dans des situations plus proches de celles d'un réacteur, afin de vérifier les capacités d'extrapolation géométrique des codes.

Pour atteindre ces objectifs, on exploitera les complémentarités des installations d'étude des interactions corium-eau TROI de l'Institut coréen de recherches sur l'énergie atomique (KAERI) et KROTOS du Commissariat à l'énergie atomique (CEA) de France. L'installation KROTOS est mieux adaptée à l'étude des caractéristiques intrinsèques des interactions combustible-réfrigérant en configuration unidimensionnelle.

L'installation TROI, au contraire, se prête mieux à des essais du comportement de ces matériaux dans des conditions représentatives de celles des réacteurs en raison de la masse de matériau plus importante et de la configuration multidimensionnelle des interactions corium-eau. La validation des modèles par confrontation avec les données de KROTOS et la vérification de la capacité des codes de calculer des situations plus proches de la réalité des réacteurs, simulées sur TROI, permettront d'accorder davantage de crédit à l'utilisation de ces codes pour calculer des scénarios d'interaction combustible-réfrigérant. Les groupes de pilotage de ce projet se sont réunis deux fois en 2008 afin de présenter les résultats des deux premiers essais. Parallèlement des travaux analytiques ont été entrepris pour préparer, puis évaluer ces essais.

## Projet SETH-2

Le Projet thermohydraulique SESAR (*SESAR Thermal-hydraulics* – SETH), qui réunit 14 pays membres de l'AEN, s'est poursuivi de 2001 à 2007. Il consistait à réaliser, pour les besoins en matière de gestion des accidents, des expériences de thermohydraulique dans des installations qui, selon le CSIN, ne pourraient pas rester en service sans par-rainage international. Les expériences réalisées à l'installation PANDA de l'Institut Paul Scherrer (IPS), en Suisse, ont permis de recueillir des données indispensables sur les écoulements tridimensionnels et la répartition de gaz dans l'enceinte pour améliorer les capacités prédictives des codes, la gestion des accidents et la conception des mesures d'atténuation.

Un prolongement du projet, du nom de SETH-2, a été lancé en 2007 et sera mené à l'installation PANDA de l'IPS et à l'installation MISTRA du Commissariat à l'énergie atomique (CEA) de France. Neuf pays y participent. Le projet vise à résoudre des problèmes de calcul essentiels pour la simulation des conditions thermohydrauliques dans les enceintes de réacteurs et bénéficiera de la complémentarité des deux installations. Les groupes de pilotage du projet se sont réunis à deux reprises en 2008 pour présenter les premiers résultats des essais et évoquer les paramètres et les conditions aux limites à retenir pour le dernier essai à réaliser.

## Projet THAI

Le Projet sur la thermohydraulique, l'hydrogène, les aérosols et l'iode (*Thermal-hydraulics, Hydrogen, Aerosols, Iodine* – THAI), qui réunit huit pays membres, a débuté en 2007. Il consiste à effectuer des expériences thermohydrauliques afin de lever les incertitudes concernant l'hydrogène combustible et le comportement des produits de fission, notamment l'iode et les aérosols. Les expériences proposées devraient permettre de combler des lacunes en fournissant des données adaptées à l'évaluation et à la simulation des interactions de l'hydrogène avec les produits de fission mentionnés ci-dessus et, donc, à la validation des codes et modèles de simulation d'accidents. Les expériences sont menées à l'installation THAI exploitée par la société Becker Technologies GmbH, en Allemagne. La Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) et AREVA NP GmbH participent également au projet.

S'agissant de l'hydrogène, les incertitudes surgissent principalement lorsque l'on cherche à déterminer les condi-

tions qui peuvent provoquer une déflagration ou que l'on étudie le fonctionnement de dispositifs, tels des recombineurs catalytiques passifs, qui sont conçus pour atténuer la concentration d'hydrogène à l'état gazeux qui est produit pendant un accident hypothétique. Il subsiste également des doutes quant à la possibilité d'utiliser plusieurs expériences antérieures dans lesquelles de l'hélium avait été utilisé pour simuler l'hydrogène. L'importance de ce projet pour la sûreté des réacteurs est liée au potentiel destructif des déflagrations rapides.

Dans le cas des produits de fission, plusieurs mécanismes de transport n'ont pas encore été étudiés de manière suffisamment détaillée pour que l'on puisse établir des modèles de transport fiables. Sont en cause les mécanismes d'échange d'iode entre les atmosphères turbulentes et les parois, la relocalisation des produits de fission par écoulement d'eau condensée sur les parois, la réaction chimique dans l'atmosphère de l'iode avec l'ozone produit par radiolyse, ainsi que la remise en suspension d'aérosols d'un puisard en ébullition. La maîtrise des espèces radioactives volatiles détermine le terme-source potentiel de l'accident et la gestion de la radioactivité.

Les groupes de pilotage du projet se sont réunis à deux occasions en 2008 afin d'examiner les résultats des essais de combustion de l'hydrogène réalisés et les paramètres des essais à effectuer en 2009. Les essais de répartition de l'hydrogène effectués en 2007 ont été utilisés pour un exercice de comparaison en aveugle réalisés en 2008, suivi par un essai libre qui a permis de mieux comprendre la modélisation du phénomène de mélange de l'hydrogène dans des environnements de vapeur. En 2009, un exercice de comparaison sera réalisé sur un essai de combustion d'hydrogène en collaboration avec le Groupe de travail sur l'analyse et la gestion des accidents (WGAMA) du CSIN.

## BASES DE DONNÉES EN SÛRETÉ NUCLÉAIRE

### Projet COMPSIS

Le Projet sur les systèmes informatisés importants pour la sûreté (*Computer-based Systems Important to Safety – COMPSIS*) a été entrepris en 2005 par dix pays membres pour une durée initiale de trois ans. Une nouvelle phase triennale a débuté en janvier 2008. Sachant que des systèmes de contrôle-commande informatisés remplacent aujourd'hui les anciens systèmes analogiques dans les centrales nucléaires du monde entier et que les défaillances du matériel et du logiciel de ces nouveaux systèmes sont peu fréquentes, il est extrêmement utile de mettre en commun les expériences de plusieurs pays. Ce faisant, on espère contribuer à améliorer la gestion de la sûreté et la qualité de l'analyse de risque des équipements informatisés.

Pendant la première partie du projet, les travaux ont porté sur l'élaboration de procédures de collecte des données COMPSIS, l'assurance de la qualité et les interfaces d'échange de données. Les pays ont commencé depuis peu à présenter des données. Le groupe de pilotage du Projet COMPSIS s'est réuni deux fois en 2008, et un rapport sur les réalisations de la première phase triennale a été publié.

### Projet FIRE

Le Projet d'échange de données sur les incendies (*Fire Incidents Records Exchange – FIRE*), qui réunit 12 pays, a été lancé en 2002 et son mandat expire à la fin de 2009. Son principal objectif est de recueillir et d'analyser, à l'échelle internationale, des données sur les incendies dans des environnements nucléaires. Plus particulièrement, le projet doit permettre de :

- fixer le cadre de collecte et recueillir (grâce à des échanges internationaux) des données d'expérience sur les incendies dans une base de données cohérente sous assurance-qualité ;
- recueillir et analyser à long terme les données sur les incendies de façon à mieux comprendre leur nature, leurs causes et les moyens de les éviter ;
- dégager des enseignements qualitatifs sur les causes premières des incendies, qui pourront être utilisés pour concevoir des méthodes ou des mécanismes destinés à les prévenir ou à en limiter les conséquences ;
- établir un mécanisme efficace de retour d'expérience sur les incendies, notamment en mettant au point des parades, telles que des indicateurs destinés aux inspections fondées sur le risque ;
- enregistrer les caractéristiques de ces incendies afin d'en déterminer la fréquence et d'effectuer des analyses de risque.

La structure de la base de données est à présent bien définie, et des dispositions ont été prises dans tous les pays participants pour recueillir et valider ces données. De même que pour le projet OPDE, le groupe a entrepris de passer en revue et d'intégrer dans la base des événements passés, en plus des événements survenus au cours de l'année. Le processus d'assurance-qualité est en place et s'est révélé efficace sur le premier jeu de données. Une version actualisée de la base de données, riche aujourd'hui de plus de 340 entrées, est remise aux participants chaque année. Le Groupe de pilotage du projet s'est réuni deux fois en 2008.

### Projet ICDE

Le Projet international d'échange de données sur les défaillances de cause commune (*International Common-cause Data Exchange – ICDE*), qui regroupe 11 pays, a pour objet de recueillir et d'analyser les données d'exploitation sur les défaillances de cause commune (DCC) qui peuvent toucher plusieurs systèmes, dont des systèmes de sûreté. Ce projet existe depuis 1998, et un nouvel accord l'a prolongé d'avril 2008 jusqu'en mars 2011.

Le Projet ICDE englobe les défaillances de cause commune complètes et partielles ainsi que les amorces de défaillance. Il concerne actuellement les composants-clefs des principaux systèmes de sûreté, tels que les pompes centrifuges, les groupes diesel, les vannes motorisées, les vannes de décharge motorisées, les soupapes de sûreté, les clapets anti-retour, les mécanismes de commande des barres de commande, les disjoncteurs du système de protection réacteur, de même que les batteries et les capteurs. Ces composants ont été choisis parce qu'ils représentent, d'après les études probabilistes de sûreté, d'importants facteurs de risque en cas de défaillance de cause commune.

Les enseignements qualitatifs tirés des données permettront de réduire le nombre de défaillances de cause commune qui constituent des facteurs de risque. Les pays membres utilisent ces données dans leurs études de risque nationales. De nouvelles activités de quantification sont actuellement à l'étude. Des rapports ont été rédigés sur les pompes, les générateurs diesel, les vannes motorisées, les vannes de décharge, les soupapes de sûreté, les clapets anti-retour et les batteries, les commutateurs et les disjoncteurs, et les instruments de mesure du niveau du réacteur. Les échanges de données sur les échangeurs de chaleur et les mécanismes de commande des barres de commande se poursuivent.

Les membres du projet se sont réunis deux fois en 2008. La prochaine réunion du Groupe de pilotage de l'ICDE aura lieu en mars 2009.

## Projet OPDE

Le Projet d'échange de données sur les ruptures de tuyauteries (*Piping Failure Data Exchange* – OPDE), qui compte actuellement 11 membres, a démarré en 2002. Les objectifs du projet sont les suivants :

- recueillir et analyser des données sur les ruptures de tuyauteries, afin d'en mieux comprendre les causes, l'impact sur la sûreté et l'exploitation, tout en déterminant les moyens de les éviter ;
- en tirer des enseignements qualitatifs sur les causes premières de ces ruptures ;
- établir un mécanisme efficace de retour d'expérience sur les ruptures de tuyauteries, y compris concevoir des parades ;
- recueillir des informations sur les propriétés et les facteurs de fiabilité des tuyauteries afin de pouvoir calculer plus facilement leur fréquence de rupture.

Le Projet OPDE recouvre tous les incidents susceptibles d'avoir un rapport avec des ruptures de tuyauterie des principaux systèmes de sûreté. Il regroupe également des systèmes n'appartenant pas à la catégorie dite « de sûreté », mais dont les fuites sont susceptibles de conduire à des événements initiateurs de cause commune, comme l'inondation interne des zones-clés de la centrale. Les tubes de générateurs de vapeur sont exclus du champ de l'étude. Le Groupe d'examen du projet peut décider d'ajouter ou d'abandonner des composants particuliers. Une version actualisée de la base de données est transmise aux participants tous les six mois. Le Groupe d'examen du projet s'est réuni deux fois en 2008. Un atelier commun sur la gestion de l'intégrité des tuyauteries intégrant le risque a été organisé par le Projet OPDE et le Groupe de travail sur l'intégrité des composants et des structures (IAGE) du CSIN afin de discuter des applications et des utilisations de la base de données OPDE.

## GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS

### Programme CPD

Le Programme de coopération pour l'échange d'informations scientifiques et techniques sur les projets de démantèlement

d'installations nucléaires (CPD) de l'AEN est une entreprise conjointe régie par un accord conclu entre 22 organisations qui démantèlent ou envisagent de démanteler des installations nucléaires. Le programme fonctionne depuis 1985 conformément aux dispositions de l'article 5 des Statuts de l'AEN, et un nouvel accord entre les participants entrera en vigueur le 1<sup>er</sup> janvier 2009 pour une période de cinq ans. Le Projet CPD a pour but d'acquérir et d'échanger des informations tirées du retour d'expérience du démantèlement d'installations nucléaires, qui pourraient être utiles à de futurs projets.

Ces échanges d'informations sont aussi un moyen de diffuser largement les meilleures pratiques internationales et d'encourager le recours à des méthodes sûres, respectueuses de l'environnement et rentables pour tous les projets de démantèlement. Ils gravitent autour des deux réunions que tient le Groupe consultatif technique (TAG) chaque année pour permettre à ses membres de se rendre sur le site de l'un des projets participants et de débattre, en toute franchise et pour le bénéfice de tous, de leur expérience en matière de démantèlement, qu'elle soit ou non positive. À l'heure actuelle, les échanges portent sur 39 projets de démantèlement (23 réacteurs et 16 installations du cycle du combustible).

Bien qu'une partie des informations ainsi échangées soit confidentielle, et donc réservée aux participants, des expériences présentant un intérêt général acquise dans le cadre du programme sont diffusées plus largement. Dans ce contexte, le Projet CPD rassemble et analyse actuellement des informations sur les techniques de démantèlement à distance ainsi que sur la décontamination et le démantèlement des structures en béton. Les informations qui en seront tirées seront transmises aux comités et groupes de travail concernés de l'AEN pour qu'ils les examinent en vue de leur publication sous forme de rapports de l'AEN. Le CPD prévoit d'achever les deux projets de rapport en 2009.

### Projet Sorption-3

La sorption des radionucléides est l'un des processus les plus importants pour prévenir et retarder la migration des radionucléides vers la biosphère. L'objectif premier du Projet Sorption de l'AEN est de démontrer que les modèles thermodynamiques de la sorption peuvent améliorer la confiance dans la représentation de la sorption des radionucléides dans le contexte du stockage des déchets radioactifs. Cet objectif sera réalisé si l'on parvient à démontrer, d'une part, que l'on comprend les principaux mécanismes physico-chimiques mis en jeu dans la sorption d'un radioélément dans différents types de solides et, d'autre part, qu'il est possible de représenter les paramètres de définition du processus avec une exactitude raisonnable en fonction des variations des paramètres du système concerné.

Après une première phase du Projet Sorption (1997-1998) destinée à déterminer si les modèles thermodynamiques permettaient d'améliorer la représentation de la sorption dans l'évaluation des performances des dépôts en formation géologique et une deuxième phase (2000-2004) ayant pour but de démontrer la cohérence et l'applicabilité des différents modèles thermodynamiques utilisés pour les études de sûreté de dépôts, une troisième phase du projet a été lancée, dont les travaux doivent se prolonger de novembre 2007 à

avril 2010. Des organisations travaillant au stockage en formation géologique dans 12 pays participent à ce projet dont la mission est de rédiger un document d'orientation traitant du développement de modèles thermodynamiques de la sorption et de l'utilisation de ces modèles dans le cadre de la préparation de dossiers de sûreté. Les travaux comprennent aussi l'organisation d'un atelier afin d'examiner le projet de document avec les parties concernées. Un objectif important de ce projet est de faciliter la communication avec les organismes de gestion des déchets ainsi qu'avec les autorités de sûreté.

Depuis le début du projet une équipe de spécialistes techniques a été chargée du travail de rédaction avec l'aide et la contribution sur des points particuliers d'autres experts qui auront aussi pour mission de revoir le document préparé. La rédaction des deux premiers chapitres du document avait bien avancé à la fin de 2008.

## Projet TDB-4

Le Projet de base de données thermodynamiques sur les espèces chimiques (*Thermochemical Database – TDB*) doit répondre aux besoins de modélisation spécifiques des études de sûreté des sites de stockage de déchets radioactifs. Les données thermodynamiques sur les espèces chimiques sont recueillies et expertisées par des équipes de spécialistes, et les résultats sont publiés dans une collection d'ouvrages de la Banque de données. La phase 3 du Projet TDB s'est achevée en janvier 2008.

Une quatrième phase du projet (TDB-4) a été entreprise par la suite en reprenant les tâches de la troisième phase qui n'avaient pas été achevées. Seize organisations de 14 pays participent à cette nouvelle phase.

De la phase 3, il reste à achever et publier les examens des données thermodynamiques sur les espèces chimiques relatives aux complexes et composés inorganiques du fer (Fe) et de l'étain (Sn). Le rapport sur le thorium a été envoyé à l'impression pour publication en janvier 2009. La quatrième phase du projet comportera des études complémentaires des espèces et composés inorganiques du fer, un examen des données auxiliaires, une mise à jour de la base de données contenant les valeurs sélectionnées et accumulées durant les trois premières phases du projet et un examen des espèces et composés inorganiques du molybdène (Mo).

## PROTECTION RADIOLOGIQUE

### Système ISOE

Depuis sa création en 1992, le Système international d'information sur la radioexposition professionnelle (*Information System on Occupational Exposure – ISOE*), qui est coparrainé par l'AIEA, facilite les échanges de données, d'analyses, d'enseignements et d'expériences sur les radioexpositions professionnelles dans les centrales nucléaires du monde entier. Son nouveau mandat est entré en vigueur au début de 2008. En décembre 2008, il réunissait 59 compagnies d'électricité de 26 pays et les autorités réglementaires de 22 pays.

Le programme ISOE tient à jour la plus importante base de données mondiale sur les radioexpositions professionnelles et s'appuie sur un réseau de spécialistes de radioprotection travaillant pour des compagnies d'électricité et des autorités réglementaires. Quatre Centres techniques d'ISOE (Europe, Amérique du Nord, Asie et AIEA) sont chargés de la gestion au jour le jour des opérations techniques d'analyse et d'échange d'informations et d'expérience. La base de données ISOE contient des informations sur les niveaux de radioexposition professionnelle et les tendances observées dans 470 tranches nucléaires (396 en exploitation et 74 en arrêt à froid ou à un stade quelconque de démantèlement) situées dans 29 pays, soit 91 % des réacteurs de puissance commerciaux en service dans le monde. Dès le lancement du programme, les participants ont exploité ce double système de base de données et de réseau de communication pour échanger des statistiques et des informations sur les radioexpositions professionnelles afin d'analyser l'évolution des doses, comparer les techniques, examiner les coûts-bénéfices et procéder à toute autre analyse favorisant l'application du principe ALARA (réduction des doses au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre) dans les programmes de protection radiologique nationaux.

En 2008, les activités du programme ont continué d'être centrées sur l'échange de données, l'analyse, les bonnes pratiques et l'expérience de la réduction des radioexpositions professionnelles dans les centrales nucléaires, l'amélioration de la qualité de sa base de données de radioexposition professionnelle et la migration des ressources ISOE sur le site Internet du réseau ISOE. Les quatre Centres techniques régionaux d'ISOE ont continué de venir en aide à leurs membres en leur communiquant des analyses de données spécialisées et en organisant à leur intention des visites d'études comparatives. L'organisation réussie du Symposium international sur le principe ALARA au Japon, en 2008, et de symposiums ALARA régionaux aux États-Unis et en Finlande ont permis aux participants de poursuivre leurs échanges d'informations et d'expérience.

Le portail d'information sur Internet du réseau ISOE ([www.iso-network.net](http://www.iso-network.net)) sert de guichet centralisé où les membres peuvent trouver des informations et échanger leur expérience. Des modules permettant de saisir les données sur les expositions professionnelles directement sur Internet ont été développés en 2008 et seront opérationnels en 2009.

Lors de sa réunion annuelle, le Conseil de gestion d'ISOE a approuvé la publication d'un rapport intitulé *Work Management to Optimise Occupational Radiological Protection in the Nuclear Power Industry* qui rend compte de l'expérience et des technologies nouvelles de réduction de la radioexposition professionnelle et dresse le bilan de 15 ans d'échange d'informations dans le cadre du programme ISOE. Le Conseil de gestion a également approuvé une proposition visant à améliorer la collecte des données, l'analyse et l'échange d'expérience pour les réacteurs en cours de démantèlement. Le groupe ad hoc d'experts d'ISOE a apporté, par l'intermédiaire du CRPPH, son concours à la révision des Normes fondamentales internationales de protection contre les rayonnements ionisants et de sûreté des sources de rayonnements (BSS) en ce qui concerne les bonnes pratiques en matière de radioexposition professionnelle.