

## 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 constitue un vaste réseau international de spécialistes de la fiabilité du combustible nucléaire, de l'intégrité des composants internes du réacteur, des contrôles-commandes 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, d'importants essais d'accidents de perte de réfrigérant primaire (APRP) ont été réalisés en 2006-2007 sur des combustibles à haut taux de combustion. 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, en France et au Japon. Les essais ont permis de recueillir des informations très utiles qui ont été confirmés par des examens post-irradiation en cellule chaude. Les études ont porté également 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 standard 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 comprenait essentiellement 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.

Une réunion élargie du Groupe de programme de Halden (qui regroupe les représentants du programme et des spécialistes des pays participants) s'est tenue, en mars, afin de rendre compte des principaux résultats du programme. Quelques ateliers internationaux ont été organisés en 2007 surtout afin de débattre des résultats des activités figurant au programme en cours, notamment en ce qui concerne les conceptions avancées de systèmes de contrôle-commande, la fissuration sous contrainte en milieu irradié et les tests d'APRP. Une seconde réunion s'est tenue en septembre, en République tchèque. Le Conseil de gestion du Projet Halden, quant à lui, s'est réuni également deux fois au cours de l'année.

### 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'en 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 une fois en 2007 afin d'étudier surtout les paramètres et conditions aux limites à retenir pour la matrice d'essais.

## 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. L'adhésion récente de l'Agence de l'énergie atomique du Japon (JAEA) a permis d'enrichir le projet de nouvelles expériences pratiquées à haut taux de combustion dans son réacteur pulsé de recherche en sûreté nucléaire.



JAEA, Japon

Le réacteur de recherche en sûreté nucléaire de la JAEA (NSRR).

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 janvier, tandis que la réunion du Groupe de pilotage du projet a eu lieu en octobre aux États-Unis.

## Projet MASCA-2

La première phase du Projet sur la dégradation des matériaux (*Material Scaling – MASCA-2*) a permis d'étudier les conséquences d'un accident grave avec fusion du cœur. Elle a commencé au milieu de l'année 2000 et s'est achevée en juillet 2003. La seconde phase a été lancée, en réponse à la demande des pays membres et à une recommandation du CSIN. Le nouveau programme, d'une durée de trois ans, a réuni des organisations de 17 pays en vue de réaliser des expériences principalement dans diverses installations de l'Institut Kourchatov de Russie permettant de tester des compositions de corium représentatives de celles qui pourraient se trouver dans des réacteurs de puissance.

Les essais réalisés au cours de la première phase du programme portaient surtout sur les effets d'échelle et le couplage entre les comportements thermohydraulique et chimique de la masse fondue, tandis que les essais effectués pendant la seconde visaient à recueillir des données expérimentales sur l'équilibre de phases pour les différentes compositions du mélange de corium susceptibles de se former dans les réacteurs à eau. Cet équilibre détermine, en effet, la configuration des différents matériaux en cas de stratification du bain fondu et, par conséquent, les charges thermiques supportées par la cuve. Pour améliorer l'applicabilité des résultats du Projet MASCA à des réacteurs spécifiques, l'influence d'une atmosphère oxydante et l'impact de températures non uniformes (présence de croûtes ou de débris solides) ont été étudiés, en plus des effets d'échelle. Le programme avait également pour but de recueillir des données indispensables sur certaines propriétés physiques des mélanges et des alliages afin d'élaborer des modèles mécanistes certifiés.

Les groupes de pilotage du projet se sont réunis une dernière fois en 2006 afin d'examiner l'ensemble des résultats obtenus et les dispositions à prendre pour la rédaction du rapport final. Les discussions ont également porté sur la nécessité de lancer un nouveau programme dans les installations de l'Institut Kourchatov, mais n'ont pas abouti à une proposition concrète. Le rapport final a été publié en juin, tandis que l'atelier de clôture où les différents partenaires ont présenté et analysé les principaux résultats du projet a eu lieu en France, en octobre. Ainsi s'achève le projet MASCA-2.

## 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 liés à la 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. La Commission de la réglementation nucléaire des États-Unis (*Nuclear Regulatory Commission – 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 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.

Les participants ont adopté un nouveau programme triennal (MCCI-2) qui 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 2007 pour évoquer les premiers résultats d'essai et les conditions dans lesquelles seront réalisés les derniers essais du programme. La prochaine réunion est prévue en avril 2008 afin de dresser le bilan des nouveaux résultats et de définir les spécifications des derniers essais de la matrice.

## Projet PKL

Lancé en 2004, ce projet porte sur des expériences réalisées dans l'installation thermohydraulique *Primär Kreislauf* (PKL) exploitée par AREVA NP sur le site d'Erlangen, en Allemagne. Des organisations venues de 14 pays y participent.

Les expériences PKL sont centrées sur des problèmes propres aux REP auxquels la communauté internationale des spécialistes de sûreté s'intéresse tout 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 ;
- la perte du refroidissement du réacteur à l'arrêt dans la plage de travail basse du RRA, circuit primaire ouvert.

Les derniers essais ont eu lieu en 2006. Les résultats ont été analysés en détail lors des deux dernières réunions des groupes de pilotage du projet qui ont eu lieu en mai 2007. Bien que le projet ait officiellement pris fin en novembre 2007 par la publication du rapport final, une proposition a été formulée à la fin de l'année visant à le prolonger afin d'étudier la question des transferts de chaleur dans

les générateurs de vapeur et les questions qui restent en suspens concernant la précipitation du bore.

## 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 10 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 2007, 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, 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. Ces essais exigeront de modifier les installations 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 et prendra fin en 2008. 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 primaires et secondaires ;
- 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 dernier essai qui doit simuler les conditions thermohydrauliques résultant d'un APRP consécutif à une grosse brèche dans un réacteur VVER-1000. Il s'agira du premier essai réalisé dans des conditions très difficiles. Toutefois, par suite des problèmes éprouvés par l'organisme chargé du pilotage du projet, le dernier essai a été reprogrammé au début de 2008.

## Projet ROSA

Le Projet de banc d'essai pour les évaluations de sûreté (*Rig-of-safety assessment* – ROSA) a été entrepris en 2005 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 durant 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 s'étendre d'avril 2005 jusqu'en décembre 2009. La finalité générale du projet consiste à 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, des stratifications, 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.

Douze essais sont prévus au total, dont huit ont déjà été effectués. Quatre ont été menés à bien en 2007, un sur la stratification thermique, un autre sur les coups de bélier et deux sur le refroidissement du circuit primaire par dépressurisation du circuit secondaire. Les groupes de pilotage du projet ont préparé les quatre derniers essais et défini notamment les conditions initiales et les conditions aux limites. Ces essais auront lieu en 2008 et au début de 2009. Les membres du projet ont également évoqué les sujets à aborder dans le cadre d'un projet futur. Deux

réunions ont eu lieu en 2007, au mois de mai, en France, et au mois de novembre, au Japon.

## 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 14 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.



Projet du réacteur de Halden

Vieillissement des câbles (échantillon).

Le projet a été conçu pour une durée de quatre ans et est financé par une contribution volontaire du Japon. On prévoit qu'il faudra à peu près deux ans pour définir la base de données et recueillir une quantité représentative de données avant de pouvoir les évaluer. La phase d'évaluation et la rédaction du rapport sur les pratiques exemplaires devraient prendre chacune un an.

Le Conseil de gestion du projet s'est réuni une deuxième fois en mai afin d'approuver le programme de travail de 2007 et de 2008 proposé par les deux groupes travaillant respectivement sur la fissuration par corrosion sous contrainte et le vieillissement des câbles. Le domaine d'application et la structure des bases de données ont été définis et leur format a été finalisé.

## 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 avance très bien depuis ses débuts et 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 puissance. Les groupes de pilotage du projet se sont réunis à deux reprises en 2007 avec le concours de l'AEN.

## 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 offrir 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 des réacteurs, telles que simulées à TROI, permettront d'accorder davantage de crédit à l'utilisation de ces codes pour calculer des scénarios d'interaction combustible-réfrigérant. La première réunion opérationnelle du projet aura lieu en janvier 2008.

## Projet SETH

Le Projet thermohydraulique SESAR (*SESAR Thermal-hydraulics* – SETH), qui réunit 14 pays membres de l'AEN, a démarré en 2001. Il consiste 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 parrainage international. Les essais sur la boucle PKL d'AREVA, en Allemagne, ont pris fin en 2003 et ont permis d'étudier les accidents de dilution du bore qui risquent de se produire dans des réacteurs à eau sous pression à la suite d'un APRP dû à une petite brèche et dans la plage de travail basse du circuit de réfrigération à l'arrêt (RRA). Le rapport final sur les essais PKL a été établi en 2004.

Les expériences réalisées à l'installation PANDA de l'Institut Paul Scherrer (IPS), en Suisse, doivent fournir des données indispensables sur les écoulements tridimen-

sionnels 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. À l'issue d'une longue phase de préparation, la série d'expériences a débuté en 2004 et s'est poursuivie en 2005. Étant donné le retard qu'accusent les expériences PANDA de par leur complexité, le Conseil de gestion du projet a décidé de le prolonger jusqu'à la fin de 2006, afin de pouvoir terminer les trois derniers essais. Le rapport final a été achevé en mai 2007. Un atelier a été organisé en juin 2007 pour évoquer l'utilisation des résultats lorsqu'il s'agit de comparer les codes à appliquer aux réacteurs.

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 2007 pour évoquer les paramètres et les conditions aux limites à retenir pour la matrice d'essais. L'organisme chargé de piloter le projet a entrepris les préparatifs nécessaires à la réalisation des essais en 2008.

## Projet THAI



Vue schématique de l'installation THAI.

Le Projet sur la thermo-hydraulique, 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 thermo-hydrauliques afin de lever les incertitudes concernant l'hydrogène combustible et le comportement des produits de fission, notamment l'iode et les aérosols. Les expériences viendront combler des lacunes parce qu'elles fourniront 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 conditions 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 2007 afin de définir les paramètres des essais à effectuer en 2008. Les essais réalisés en 2007 sont utilisés pour un exercice de comparaison en aveugle que des participants au projet ont décidé de mener à titre complémentaire.

## 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 10 pays membres pour une durée initiale de trois ans. Sachant que des systèmes de contrôle-commande informatisés remplacent aujourd'hui les anciens systèmes analogiques partout à travers le monde 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 2007 avec le concours de l'AEN. Une nouvelle phase triennale débutera en janvier 2008.

### 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 maintenant 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 300 entrées, est remise aux participants chaque année. Le Groupe de pilotage du projet s'est réuni deux fois en 2007.

## 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. Le projet existe depuis 1998, et un nouvel accord l'a prolongé d'avril 2005 jusqu'en mars 2008.

Le Projet ICDE englobe à la fois les défaillances complètes ou partielles de cause commune, ainsi que les amorces de défaillance. Il concerne actuellement les composants-clés 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, et un séminaire interne sur le sujet a été organisé en 2007. 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 échanges de données sur les commutateurs et les disjoncteurs, les instruments de mesure du niveau du réacteur et les mécanismes de commande des barres de commande se poursuivent. Le prochain rapport portera sur les instruments pour mesurer le niveau d'eau dans les réacteurs.

Les membres du projet se sont réunis deux fois en 2007. La prochaine réunion du Groupe de pilotage de l'ICDE aura lieu en Allemagne, en 2008. Une nouvelle phase de trois ans est prévue.

## Projet OPDE

Le Projet d'échange de données sur les ruptures de tuyauteries (*Piping Failure Data Exchange* – OPDE), qui compte actuellement 12 membres, a démarré en 2002. Une première phase très fructueuse a pris fin au printemps 2005. Le mandat a alors été renouvelé pour une période de trois ans jusqu'au printemps 2008. 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 2007 grâce au concours de l'AEN afin d'évoquer notamment les modalités d'organisation de la troisième phase du projet (juin 2008-mai 2011).

## 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

### Système ISOE

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 est entré en vigueur le 1<sup>er</sup> janvier 2004 pour une période de cinq ans. Le Projet CPD a pour but d'acquiescer et d'échanger des informations tirées du retour d'expérience du démantèlement des installations nucléaires, dans la mesure où elles pourraient être utiles à de futurs projets. Deux nouvelles organisations suédoises ont rejoint le programme en 2007 : *Barsebäck Kraft AB* et *Studsvik Nuclear AB*.

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 44 projets de démantèlement (28 réacteurs, huit usines de retraitement et huit autres installations du cycle du combustible).

Bien qu'une partie des informations échangées dans ce cadre soit confidentielle, et donc réservée aux participants, toute expérience présentant un intérêt général acquise dans le cadre du programme est diffusée plus largement. Dans ce contexte, le Projet CPD a entrepris, en 2007, deux études, l'une sur les moyens de démantèlement à distance, l'autre sur la décontamination et le démantèlement des structures en béton. Les rapports des groupes de travail concernés seront publiés en 2009.

### Projet TDB

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 d'évacuation 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. L'actuelle phase III du Projet TDB expire à la fin de janvier 2008. Les 17 établissements scientifiques et autorités techniques des 13 pays membres de l'AEN qui y participent ont décidé de prolonger le projet jusqu'en 2012 (phase IV).

En 2007 a été publié un rapport de pointe sur la thermodynamique chimique des solutions solides. Les examens du thorium, de l'étain et du fer ont continué. Le rapport sur le thorium sera publié au début de 2008. Les expertises des rapports sur l'étain et le fer devraient faire l'objet d'un examen par les pairs en 2008. La phase IV du Projet TDB débutera en février 2008 et comprendra une étude des données auxiliaires, une mise à jour de la base de données contenant les valeurs sélectionnées et accumulées au cours des phases antérieures du projet, un examen des données sur le molybdène et un examen des données supplémentaires sur le fer.

Depuis sa création en 1992, le Système international d'information sur la radioexposition professionnelle (*Information System on Occupational Exposure – ISOE*) facilite les échanges de données, d'analyses, d'enseignements et d'expériences sur les radioexpositions professionnelles dans les centrales nucléaires du monde entier. Le programme ISOE est coparrainé par l'AIEA. Il réunit 71 compagnies d'électricité de 297 pays et les autorités réglementaires de 25 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 481 tranches nucléaires (401 en exploitation et 80 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 de la base de données, 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 2007, l'échange de données, l'analyse, les bonnes pratiques et l'expérience de la réduction des radioexpositions professionnelles dans les centrales nucléaires sont restés au centre des activités d'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. Deux symposiums très fructueux ont porté sur le principe ALARA, en 2007, et ont permis aux participants de poursuivre leurs échanges d'informations et d'expérience : d'envergure internationale, le premier s'est déroulé aux États-Unis, tandis que le second, de portée régionale, a eu lieu en République de Corée.

Le portail d'information sur Internet du réseau ISOE a été officiellement lancé en 2006 et s'est considérablement amélioré en 2007. Il constitue un guichet centralisé où les membres peuvent trouver des informations et échanger leur expérience. En 2008, ils auront également la possibilité de saisir directement leurs données sur les expositions professionnelles dans la base ISOE.

En 2007, le Groupe de pilotage d'ISOE a approuvé le nouveau mandat du programme pour la période 2008-2011.