

Annexe 9

L'apport des recherches de l'IRSN sur les accidents avec fusion du cœur à la compréhension de l'accident de Fukushima et de ses conséquences

Michel Schwarz

Malgré toutes les dispositions de sûreté mises en œuvre, un accident conduisant à la fusion plus ou moins étendue du cœur d'un réacteur à eau d'une centrale nucléaire, ne peut pas être totalement exclu. Cet accident peut s'accompagner de rejets radioactifs plus ou moins importants dans l'environnement. Les accidents ayant affecté le réacteur n°2 de la centrale de Three Mile Island aux Etats-Unis le 28 mars 1979 et, plus récemment, les réacteurs n° 1, 2 et 3 de la centrale de Fukushima Daiichi au Japon le 11 mars 2011, le rappellent.

Ces accidents ont pour cause principale la défaillance des systèmes de refroidissement du cœur du réacteur. En effet, même après l'arrêt du réacteur, il est nécessaire de maintenir le refroidissement du cœur pendant plusieurs semaines pour évacuer la chaleur dite résiduelle dégagée par les produits de fission (typiquement 16 MW, 1 jour après l'arrêt d'un réacteur de 900 MWe ayant fonctionné à pleine puissance). Faute de quoi, si le refroidissement ne peut être rétabli rapidement, grâce notamment à l'action des systèmes de sécurité, les éléments de combustible peuvent subir un échauffement incontrôlé et être endommagés. Un enchaînement de phénomènes physiques complexes peut alors conduire dans un délai de quelques heures à quelques jours à endommager les 2 enveloppes étanches successives confinant les produits radioactifs, la gaine métallique enveloppant les éléments de combustible et le circuit primaire de refroidissement du cœur. Dans certaines conditions, l'étanchéité de la 3^{ème} enveloppe protégeant l'environnement, l'enceinte de confinement du réacteur, peut aussi être affectée, entraînant des rejets radioactifs dans l'environnement.

Pour plus de détails sur les scénarios de ces accidents, le lecteur pourra consulter le chapitre 2 du rapport IRSN sur la « R&D relative aux accidents graves dans les réacteurs à eau pressurisée – Bilan et perspective » sur :

http://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_expertise/Documents/surete/IRSN_CEA_Rapport_RD-accident-grave_2006.pdf

Il convient de noter que les phénomènes décrits dans ce rapport pour les réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire français, sont très proches de ceux qui peuvent se produire dans les réacteurs à eau bouillante, comme ceux de la centrale de Fukushima Daiichi.

Par ailleurs, l'accident de Fukushima Daiichi a également concerné les piscines des réacteurs où sont entreposés les éléments de combustible une fois déchargés du cœur. La chaleur dégagée par ces éléments de combustible est beaucoup plus faible que celle qu'ils dégagent quelques jours après l'arrêt du réacteur (de l'ordre de quelques dizaines de W/kg de combustible à comparer à plusieurs centaines). Pour autant, il est nécessaire de refroidir ces piscines. En effet, si le refroidissement de la piscine est perdu ou si elle fuit et si des apports d'eau ne sont pas possibles ou insuffisants pour compenser les fuites, les éléments de combustible peuvent se retrouver partiellement ou entièrement hors de l'eau, s'échauffer et perdre leur intégrité dans un délai de plusieurs jours. Ces piscines ne bénéficient pas de confinement étanche et les produits radioactifs relâchés par les éléments de combustible peuvent alors être directement émis dans l'environnement.

Dans les scénarii les plus graves, l'accident avec fusion du cœur peut donc conduire à des rejets de radionucléides dans l'environnement, dont l'intensité dépend de l'ampleur de la perte de contrôle de l'installation. Des rejets plus ou moins contrôlés peuvent également être réalisés volontairement par les opérateurs pour faire décroître la pression à l'intérieur de l'enceinte de confinement et éviter la perte de son intégrité. Relâchés dans l'atmosphère, les contaminants radioactifs sont alors soumis aux aléas météorologiques, notamment au mouvement des masses d'air qui les transportent à distance et aux pluies qui les rabattent vers le sol. C'est ainsi qu'ils sont susceptibles de contaminer des surfaces importantes, sauvages, agricoles ou habitées au gré des transferts qui s'effectuent dans la biosphère, où toute être vivant, qu'il s'agisse des populations humaines, de la faune ou de la flore, sera alors potentiellement soumis à l'impact des rayonnements ionisants.

Les phénomènes physiques et chimiques mis en jeu lors de ces accidents sont complexes et sortent généralement du cadre des connaissances acquises en dehors du domaine du nucléaire du fait des matériaux impliqués et des températures élevées atteintes. Pour autant, il est important d'en avoir une bonne connaissance pour les modéliser dans des logiciels de calculs scientifiques permettant de prévoir leur déroulement et de quantifier leurs effets. Pour sa part, l'IRSN se fonde en effet sur un corpus de connaissances scientifiques et utilise des logiciels de calcul pour évaluer la pertinence et l'efficacité des dispositions prévues par les exploitants pour prévenir ces accidents et pour en limiter les conséquences s'ils venaient à se produire. En cas de crise nucléaire, l'IRSN s'appuie également sur ces connaissances pour conseiller les pouvoirs publics quant aux dispositions à prendre pour protéger les populations et l'environnement.

Compte tenu de leur gravité potentielle, l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN)¹ a conduit depuis plus de 30 ans et continue de conduire de très importants programmes de recherche sur ces accidents avec fusion de cœur, le plus souvent dans un cadre coopératif international. Il pilote un réseau d'excellence européen, SARnet², qui s'étend au-delà de l'Europe et coordonne les efforts de R&D relatifs à ces accidents. Une synthèse des principaux programmes de recherche de l'Institut et des enseignements tirés est brièvement présentée, accompagnée d'une liste (non exhaustive) de publications scientifiques à l'usage des lecteurs souhaitant approfondir certains volets de ces recherches.

Les résultats de ces recherches ont permis à l'Institut de remplir sa mission d'information et de conseil aux pouvoirs publics dès les premiers instants de l'accident de Fukushima (voir aussi l'annexe 1 : « l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daïchi » qui s'appuie entre autres sur les connaissances acquises grâce à ces recherches).

L'endommagement du cœur et la progression de l'accident à l'intérieur de la cuve

Lorsque l'alimentation en eau du cœur d'un réacteur à eau sous pression est insuffisante à la suite de défaillances diverses, l'eau entourant les éléments de combustible s'échauffe et s'évapore progressivement, entraînant le dénoyage de ces éléments dont la température s'élève. En l'absence d'injection d'eau, le cœur subit alors des endommagements de plus en plus sévères et irrémédiables : perte d'intégrité des gaines des éléments de combustible, relâchement de produits radioactifs dans les circuits de refroidissement, production d'hydrogène à la suite de la réaction d'oxydation des gaines en alliage de zirconium (le *Zircaloy*) par la vapeur d'eau à partir de 1 300K, fonte des gaines, des structures du cœur et

¹ Avant 2002, l'Institut de protection et de sûreté nucléaire du Commissariat à l'énergie atomique (IPSN),

² Severe Accident Research Network ; SARNET est un réseau d'excellence mis en place en 2004 sous l'égide de la Commission européenne. Aujourd'hui, il regroupe des chercheurs de 42 organismes provenant de 19 pays européens, des Etats-Unis, du Canada et de la Corée autour de programmes de recherche partagés; voir <http://www.sar-net.eu/>

du combustible, formant un magma, appelé corium, liquide à des températures comprises dans la plage 2600 – 2900 K selon sa composition et son degré d'oxydation. Ce magma peut ensuite s'écouler en partie dans le fond de la cuve du réacteur qui s'échauffe alors.

De très nombreux essais analytiques ont été réalisés de par le monde par différents laboratoires de recherche, dont l'IRSN, afin d'étudier les différents phénomènes séparément et déterminer les lois qui les gouvernent, comme la cinétique de la réaction d'oxydation des gaines et de production d'hydrogène, les lois mécaniques de rupture des gaines, les mécanismes de dissolution du combustible par les gaines fondues et les matériaux composant les barres de commande etc.

Il convenait aussi de vérifier que dans la situation réelle d'un accident avec fusion du cœur, l'interaction entre les différents phénomènes n'induisait pas d'effets non prévus par les modèles dérivés de ces essais analytiques. C'est pourquoi l'IRSN a conduit 2 programmes de recherche de grande ampleur, les **programmes Phébus CSD** (pour cœur sévèrement dégradé) et **Phébus PF** (pour produits de fission).

Pour réaliser ces programmes, l'IRSN a utilisé le réacteur expérimental Phébus, exploité par le CEA à Cadarache. C'est un réacteur de type piscine pouvant développer une puissance de 40 MW, traversé en son centre par un circuit expérimental dans lequel peuvent être reproduites des conditions thermo-hydrauliques typiques d'un réacteur à eau légère en fonctionnement normal ou en situation d'accident de refroidissement ; les éléments de combustible étudiés sont chauffés directement par les fissions qui se produisent au sein du combustible, induites par le flux de neutrons émis par le cœur du réacteur. Ce réacteur est actuellement en cours de démantèlement.

Le programme Phébus CSD a été initié à la suite de l'accident de Three Mile Island. Six essais ont été réalisés de 1986 à 1989 avec des éléments de combustible neufs jusqu'à des températures de 2 500 K. Ont été étudiés l'oxydation du *Zircaloy* des gaines par la vapeur d'eau (et la production d'hydrogène), les échanges thermiques par rayonnement et convection, l'interaction chimique *UO₂-Zircaloy*, l'endommagement des éléments de combustible par refroidissement rapide et l'influence de l'alliage d'argent, d'indium et de cadmium des barres de commande sur la cinétique de cet endommagement.

Le programme Phébus PF qui lui a succédé avait pour objectif général de contribuer à réduire l'incertitude relative à l'évaluation des rejets radioactifs en cas d'accident avec fusion du cœur affectant un réacteur à eau légère et d'accroître les capacités d'expertise et de gestion de crise de l'IRSN dans ce domaine. Pour cela, 5 essais dits « intégraux » ont été réalisés de 1993 à 2004, au cours desquels ont été étudiés les phénomènes physiques majeurs qui gouvernent la fusion du cœur, le transfert des produits de fission depuis le combustible jusqu'à l'enceinte de confinement et leur devenir dans celle-ci. Les essais ont mis en œuvre un dispositif expérimental spécifique, représentatif à l'échelle 1/5000^e d'un réacteur à eau sous pression de 900 MWe, implanté dans le réacteur Phébus. Ce programme a nécessité des modifications importantes de l'installation (figure 1). Il a été mené en collaboration avec de multiples partenaires français et étrangers (EDF, Commission Européenne, États-Unis, Canada, Japon, Corée du Sud, Suisse). Les travaux de définition des essais, d'ingénierie, d'expérimentation, ainsi que d'analyse et d'interprétation des résultats expérimentaux ont mobilisé environ 80 personnes par an sur une quinzaine d'années. Le coût total de ce programme est estimé à 300 M€

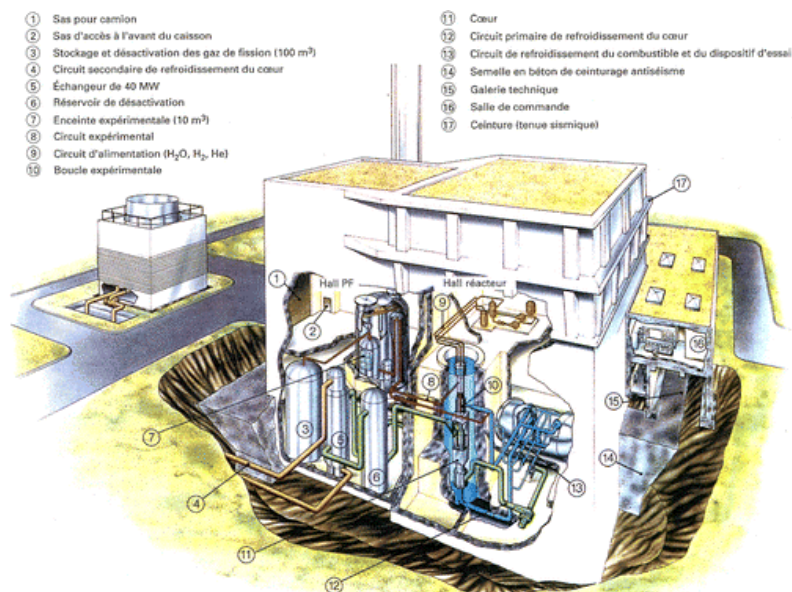


Figure 1 - Phébus PF : vue générale de l'installation.

Un premier groupe de 3 essais (FPT-0, FPT-1 et FPT-2) a permis d'étudier l'effet du taux de combustion³ et de l'environnement (riche en vapeur d'eau ou au contraire riche en hydrogène) sur l'endommagement du combustible, le relâchement et le transport des produits de fission ainsi que leur comportement dans l'enceinte de confinement. Ces trois essais ont été réalisés avec une barre de commande en alliage d'argent, d'indium et de cadmium représentative des réacteurs de type Westinghouse et dont il a été notamment montré l'influence significative sur le comportement des produits de fission.

Un autre essai (FPT-4) a concerné la phase ultime de l'accident, avec l'étude du relâchement des produits de fission peu volatils et des transuraniens lorsque les éléments de combustible sont significativement endommagés et fondent.

Le cinquième essai (FPT-3), a permis d'étudier l'influence de la présence de barres de commande en carbure de bore sur la dégradation du cœur et le comportement des produits de fission. Ce type de barre est utilisé dans les réacteurs à eau sous pression plus récents que ceux de 900 MWe et aussi dans les réacteurs à eau bouillante, et certains réacteurs de type russe en service dans l'Europe de l'Est.

³ Le combustible utilisé dans les essais FPT-1, 2 et 3 provenait du réacteur belge BR3 et avait un taux de combustion compris entre 23 et 32 GWj/tU ; celui de l'essai FPT-4 provenait d'un réacteur EDF et avait un taux de combustion de 38 GWj/tU.

Ces essais ont permis de produire des états d'endommagement des éléments de combustible jusqu'alors jamais atteints expérimentalement, avec formation d'un bain de corium dans la partie inférieure des éléments, comme illustré sur la figure 2. Les nombreuses mesures de température et de concentration d'hydrogène, ainsi que les résultats des analyses spectrométriques et métallurgiques réalisées après essai ont contribué grandement à l'amélioration des connaissances sur les mécanismes d'endommagement des cœur, notamment l'oxydation des gaines et la production d'hydrogène associée, et a mis en évidence des interactions physicochimiques significatives entre le combustible et les matériaux de structure (dont ceux des barres de commande), conduisant à une fusion à plus basse température et plus importante qu'attendu.

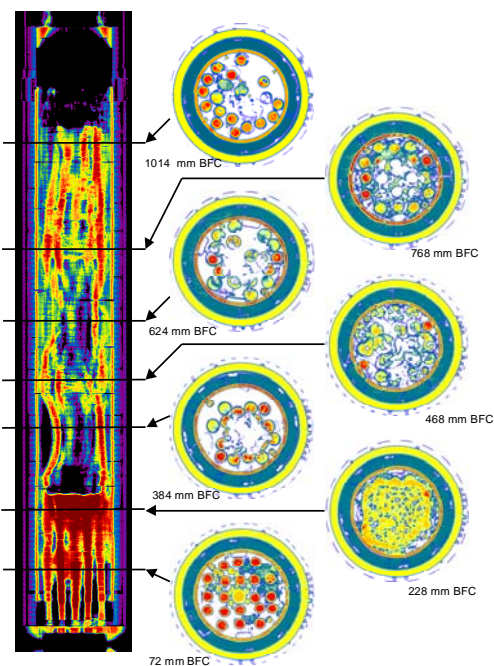


Figure 2 – Eléments de combustible FPT-2 après essai⁵ ; résultat des radiographies et tomographies.

Toutes ces connaissances sont modélisées dans le **logiciel de calcul des accidents avec fusion de cœur ASTEC**, co-développé par l'IRSN et son homologue allemand, la GRS⁴.

Pour limiter l'endommagement du cœur et revenir à un état sûr, il est essentiel de pouvoir rétablir l'évacuation de la chaleur dégagée dans le combustible. **Le programme PEARL** (2010 – 2015) a pour objectif d'étudier s'il est possible de refroidir le cœur lorsque les éléments de combustible ont été sévèrement endommagés. Il est réalisé en utilisant des matériaux simulants (des billes en acier) chauffés électriquement par induction. Les résultats permettront de valider les modèles de renoyage utilisés dans **le logiciel ASTEC** et d'évaluer l'efficacité d'un apport d'eau dans le cœur lorsque celui-ci est endommagé.

L'accumulation du corium au fond de la cuve et son percement :

En l'absence d'un refroidissement efficace, le corium formé dans le cœur s'écoule au le fond de la cuve du réacteur où peut se trouver de l'eau. Il peut alors provoquer une vaporisation plus ou moins violente de cette eau (explosion de vapeur), susceptible d'entraîner une défaillance de la cuve. Il est à noter toutefois que lors de l'accident de Three Mile Island, la coulée de corium au fond de la cuve n'a pas entraîné de phénomène explosif.

L'IRSN ne réalise pas directement de programme de recherche sur ce sujet. En revanche, il a fait réaliser par le CEA un ensemble d'essais analytiques et à participer à de nombreux programmes internationaux, comme les programmes FARO et KROTOS du Centre Commun de Recherche d'ISPR, le programme coréen TROY et les programmes de l'OCDE SERENA I (2001 – 2005) et SERENA II (2008 – 2012). Les phénomènes complexes conduisant à une

⁴ Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit mbh - <http://www.grs.de/>

⁵ Les éléments de combustible sont initialement assemblés sous la forme d'un faisceau de 18 cylindres verticaux répartis dans un réseau à pas carré et maintenus par 2 grilles.

éventuelle explosion (fragmentation du corium, vaporisation de l'eau) sont modélisés dans le **logiciel MC3D** copropriété de l'IRSN et du CEA.

Le comportement du bain de corium dans le fond de la cuve a également été étudié en vue d'évaluer les flux de chaleur transmis à la paroi. L'IRSN n'a pas réalisé de programme expérimental en propre mais a activement participé à différents programmes internationaux utilisant des matériaux représentatifs, comme les programmes OCDE RASPLAV et MASCA réalisés en Russie. Les phénomènes étudiés sont également complexes (oxydation, stratification entre phase métallique et phase oxyde, convection, érosion de la paroi) et sont modélisés dans le **logiciel ASTEC**. La transposition à l'échelle d'un réacteur présente encore des incertitudes. Il est à noter que la cuve du réacteur de Three Mile Island n'a pas perdu son intégrité lors de l'accident. Les actions engagées par les opérateurs (remise en route d'une pompe du circuit de refroidissement principal) se sont avérées suffisamment efficaces pour rétablir des conditions de refroidissement permettant d'arrêter la progression de l'accident.

Le refroidissement externe de la cuve par de l'eau n'a pas fait non plus l'objet de programme de recherche à l'IRSN. Toutefois, les études entreprises sur la base des connaissances actuelles montrent que l'efficacité d'un tel refroidissement ne peut être assurée pour les réacteurs de forte puissance (typiquement de plus de 900 MWe) et en cas de défaillance de la cuve, la présence d'eau pourrait accroître le risque d'explosion de vapeur à l'intérieur de l'enceinte de confinement du réacteur au contact du corium liquide.

Le relâchement et le comportement des produits de fission à l'intérieur de l'enceinte de confinement

De nombreux programmes de recherche ont été menés par l'IRSN, ou par le CEA pour le compte de l'IRSN, pour mieux appréhender les différents mécanismes physicochimiques régissant le relâchement des produits radioactifs à l'intérieur de l'enceinte de confinement du réacteur et ainsi estimer la source possible de rejets radioactifs dans l'environnement (quantités et formes physicochimiques des différents radionucléides en fonction du temps). L'ensemble de ces phénomènes est modélisé dans le **logiciel ASTEC**. Il convient de noter qu'en cas de montée en pression de l'enceinte de confinement d'un réacteur du parc d'EDF, il est prévu d'éventer l'enceinte à travers des filtres de manière à préserver l'intégrité de l'enceinte. Il est donc important de pouvoir quantifier cette source de rejets.

L'émission des produits de fission à partir des éléments combustible lors de leur endommagement a été étudiée analytiquement dans le **programme VERCORS** réalisé par le CEA pour le compte de l'IRSN en coopération avec EDF. Le transport des produits de fission sous forme de vapeurs et d'aérosols à travers les circuits a été étudié dans les **programmes TUBA et TRANSAT** réalisés l'IRSN. A l'intérieur de l'enceinte de confinement, les aérosols radioactifs se déposent progressivement sur les parois et les différents planchers, notamment par thermophorèse, diffusiophorèse et sédimentation. L'iode qui présente un risque radiotoxique aigu dans les premières semaines de l'accident a un comportement spécifique que l'IRSN s'est attaché à étudier. Des réactions de radiolyse peuvent entraîner des émanations gazeuses à partir de l'iode dissous dans l'eau des puisards, phénomène étudié dans le **programme IODE** réalisé par l'IRSN et le **programme CAIMAN** réalisé par le CEA pour le compte de l'IRSN en coopération avec EDF.

Dans les réacteurs à eau sous pression, il est prévu de mettre en œuvre une aspersion de l'enceinte de confinement permettant de condenser la vapeur qui s'échappe du circuit primaire et de rabattre les aérosols radioactifs, limitant ainsi le risque de les disperser à l'extérieur de l'enceinte de confinement. Les **programmes CARIDAS et TOSQAN**

réalisés par l'IRSN ont permis d'acquérir les connaissances nécessaires pour modéliser également ce phénomène.

Le programme Phébus PF, programme international de grande ampleur décrit plus haut a permis de vérifier que les interactions entre l'ensemble de ces phénomènes étaient suffisamment bien modélisées à l'exception de celles régissant la production d'iode sous forme de gaz. En effet, les essais ont mis en évidence une fraction non négligeable d'iode volatil (espèce difficile à piéger par les filtres du système d'éventage) dans l'enceinte de confinement dès le début de la fusion du cœur (en particulier lorsque la barre de commande est en carbure de bore), le rôle clé de l'argent (principalement issu des barres de commande dans les réacteurs de type Westinghouse) qui empêche les émanations d'iode à partir de l'eau des puisards, l'importance des surfaces peintes non immergées à la fois dans la production d'iode organique volatil mais également dans le piégeage de l'iode gazeux, ainsi que l'importance des réactions de radiolyse en phase gazeuse entre l'iode et les produits de radiolyse de l'air, l'ensemble de ces phénomènes de formation et de destruction conduisant à un équilibre de la concentration en iode gazeux à l'intérieur de l'enceinte de confinement.

En revanche, les programmes intégraux, comme le programme Phébus PF, ne permettent pas d'acquérir les données suffisamment précises nécessaires à la compréhension fine des phénomènes et au développement des modèles permettant de les simuler. **Le programme ISTP** (International Source Term Program, 2007 - 2012), piloté et réalisé en majorité par l'IRSN⁶, a permis d'acquérir entre autres de nouvelles données sur la production d'iode sous forme de gaz. Il a également permis d'étudier le comportement d'un autre radionucléide radiotoxique, le ruthénium, dont la volatilité peut être accrue dans certains types de scénarios lorsque les éléments de combustible endommagés se trouvent au contact de l'air. Ce programme sera complété par **le programme STEM** (Source Terme Evaluation and Mitigation) que l'IRSN propose à ses partenaires dans le cadre de l'OCDE à partir de mi-2011. Ce programme vise aussi l'étude des dispositions propres à limiter les rejets radioactifs dans l'environnement en situation accidentelle, ainsi que l'impact du vieillissement des peintures sur leur interaction avec l'iode.

Les endommagements possibles de l'enceinte de confinement :

Il est essentiel de pouvoir maintenir l'étanchéité et l'intégrité de l'enceinte de confinement du réacteur afin d'éviter ou pour le moins de limiter les rejets radioactifs dans l'environnement. Son intégrité peut être menacée de manière précoce par des phénomènes de type explosif : il s'agit du risque d'explosion d'hydrogène, celui-ci étant produit par la réaction d'oxydation des gaines tout au début de l'accident, du risque d'explosion de vapeur si le corium liquide s'échappant de la cuve entre en contact avec de l'eau dans le puits de cuve ou bien encore du risque de montée rapide en pression de l'enceinte à la suite d'une éjection sous pression de corium finement fragmenté à l'extérieur de la cuve.

Le risque d'explosion d'hydrogène est étudié dans de nombreux programmes visant à connaître soit la répartition des concentrations d'hydrogène dans les différents compartiments de l'enceinte (**programme TOSCAN** de l'IRSN et de nombreux autres programmes réalisés à l'étranger et au CEA auxquels l'IRSN a eu accès), soit les conditions de détonation (**programme ENACCEF** réalisé par le CNRS pour le compte de l'IRSN). Une modélisation simplifiée a été intégrée dans **le logiciel ASTEC** alors que des calculs plus précis sont réalisés avec **le logiciel TONUS**, co-développé avec le CEA. Pour limiter le risque d'explosion d'hydrogène, des recombineurs passifs ont été développés (réaction de recombinaison

⁶ Le CEA contribue à ce programme en réalisant des essais d'émission de produits de fission à partir de tronçons d'éléments de combustible irradiés

maîtrisée de l'hydrogène avec l'oxygène présent dans l'enceinte par catalyse) et installés dans les réacteurs du parc français. Le **programme H2PAR**, réalisé par l'IRSN en partenariat avec EDF, a permis d'évaluer l'efficacité de ces recombineurs en présence de matériaux simulant les produits émis lors de l'endommagement d'un cœur de réacteur sous forme de vapeurs et d'aérosols. Des coupons de recombineurs de différents types, dont ceux utilisés sur le parc français, ont également été exposés pendant quelques instants lors de l'essai **Phébus FPT-3**, donc dans des conditions encore plus réalistes. Il n'a pas été observé d'empoisonnement par les produits de fission des catalyseurs testés, confirmant les résultats obtenus lors des essais **H2PAR**.

Le phénomène d'explosion de vapeur a été décrit plus haut. Les programmes de recherche afférents et le **logiciel MC3D** utilisé pour son calcul à l'intérieur de la cuve sont bien entendu applicables aussi à l'extérieur de la cuve.

Le risque de montée rapide en pression de l'enceinte à la suite de la dispersion de corium éjecté de la cuve sous pression a été expérimentalement étudié dans des programmes réalisés à l'étranger auxquels l'IRSN a eu accès. Il convient de noter que la géométrie du puits de cuve est un paramètre important. Le calcul de ce phénomène est effectué à l'aide **des logiciels ASTEC et MC3D**.

Si la cuve est percée, il est à craindre à plus long terme (de l'ordre de plusieurs jours) que le corium puisse éroder le béton du radier de l'enceinte de confinement et conduire à une défaillance de celle-ci. Le CEA a réalisé pour le compte de l'IRSN des essais analytiques avec des matériaux simulants (**programmes ARTEMIS et CLARA**). L'IRSN a également participé à des programmes expérimentaux réalisés avec des matériaux plus représentatifs dans un cadre international tels les programmes OCDE MCC11 et MCC12 ou encore le programme national VULCANO réalisé par le CEA. Les données acquises ont permis de développer et de valider les modèles décrivant ces phénomènes implantés dans le **logiciel ASTEC**. Il subsiste encore malgré tout des incertitudes sur l'évaluation de la durée de percement du radier en fonction du type de béton employé. Par ailleurs, les données expérimentales sont actuellement insuffisantes pour statuer sur la possibilité de refroidir et de solidifier le corium en le recouvrant d'eau, permettant ainsi d'éviter le percement du radier. Les recherches doivent donc se poursuivre dans ce domaine.

Toutes ces connaissances ont été mises à profit pour évaluer la robustesse du dispositif d'étalement et de refroidissement du corium placé sous la cuve du réacteur de 3^e génération, EPR. La possibilité d'un accident avec fusion du cœur a en effet été prise en compte dans la conception de ce réacteur et ce dispositif, appelé récupérateur, a pour objectif d'éviter que dans de telles circonstances le corium vienne agresser le radier de l'enceinte de confinement.

Les accidents de dénoyage de piscine d'entreposage

La vidange éventuelle d'une piscine d'entreposage aurait pour conséquence un échauffement sous air des éléments de combustible. Si ces éléments atteignent une température de l'ordre de 1 100 K, peut alors s'enclencher une réaction très exothermique d'oxydation des gaines qui va conduire à la perte de leur intégrité et à un emballement des températures. L'IRSN participe au programme SFP, réalisé dans le cadre de l'OCDE aux États-Unis. Les résultats permettront de valider les modèles introduits dans le **logiciel ASTEC** pour calculer de tels scénarios. Par ailleurs, dans l'air, un milieu plus oxydant que la vapeur d'eau, un produit radioactif particulièrement radiotoxique, le ruthénium, peut alors se libérer en grande quantité. Son comportement fait l'objet de recherches importantes de la part de l'IRSN, dans **les programme ISTP et STEM** déjà évoqués.

Les transferts de radioactivité dans l'environnement

En situation accidentelle, l'atmosphère est le plus souvent la principale voie de transfert des rejets radioactifs d'une installation nucléaire dans l'environnement et, donc, vers l'homme, notamment du fait des dépôts qu'ils soient liés aux précipitations ou à la nature des écoulements au voisinage des éléments de captage (sol nu, herbe, arbres, bâtiments...). Il est, donc, nécessaire de disposer de connaissances pertinentes sur cette voie de transfert pour évaluer précisément les conséquences radiologiques sur l'homme et son environnement. A cette fin, les travaux de recherches de l'IRSN se font selon deux approches complémentaires : la modélisation et l'expérimentation sur le terrain.

Pour évaluer la dispersion atmosphérique de l'échelle locale à l'échelle continentale, l'IRSN a développé deux modèles de dispersion atmosphérique (**modèle pX** à bouffées gaussiennes pour l'échelle locale et **modèle eulérien IdX** pour la dispersion de l'échelle régionale à l'échelle continentale), en collaboration avec le laboratoire de l'école Centrale de Lyon (LMFA) et le laboratoire commun EDF/Ponts et Chaussées (CEREA). Par ailleurs, pour la modélisation à l'échelle du globe, l'IRSN s'appuie sur l'outil de METEO France MOCAGE-ACCIDENT. Les performances de ces modèles ont été évaluées par comparaisons avec des campagnes de mesures et des accidents passés (Tchernobyl).

Sur le plan expérimental, les actions sont focalisées sur deux grands domaines qui viennent en réponse aux besoins exprimés par les développements des modèles :

- la dispersion atmosphérique en milieu de topographie complexe (zone côtière, bocage, milieu urbain) ; dans ce cadre, on étudie expérimentalement la dispersion en champ proche (< 5km) et en champ lointain (> 50 km) ;
- le transfert des gaz et des aérosols sur différents substrats dans divers environnements, notamment le milieu urbain ; dans ce cadre, on étudie les dépôts sec et humide pour des cinétiques courtes (heures, jours) représentatives de celles des relâchements atmosphériques lors des accidents de réacteurs.

Les conséquences d'éventuels rejets accidentels sur l'environnement agricole et leur impact sur la santé humaine via la contamination des productions végétales ont été étudiées expérimentalement à travers les **programmes RESSAC, PEACE, BORIS**, menés par l'IRSN en coopération avec la Commission européenne ainsi qu'EDF. Une installation unique, RESSAC (figure 3), a été conçue et développée à l'IRSN à cet effet. Elle permet de réaliser des simulations réelles, mais à échelle réduite, de contaminations radioactives des sols et de leurs cultures. Des échantillons de sols réels étaient installés dans des cases lysimétriques spéciales avec simulation de conditions climatiques réalistes et d'une nappe phréatique en profondeur. Un dispositif de production contrôlée d'aérosols radioactifs (notamment du césium) a permis, en une quinzaine d'années d'expérimentation, de contaminer une dizaine d'échantillons de sol européen, et de suivre l'évolution de la contamination à long terme dans les sols et dans les cultures qui s'y sont succédées. Ont été particulièrement étudiés les transferts foliaires (par dépôts secs ou humides sur les feuillages et les sols, ainsi que la translocation dans les plantes) dans la phase précoce suivant la contamination, la migration dans les sols et les paramètres qui l'influencent, les transferts racinaires à long terme et, d'une façon générale, l'évolution des niveaux de contamination des productions agricoles au fil des années.

Toutes ces connaissances ont été capitalisées dans la **plateforme de modélisation SYMBIOSE** (figure 4), développée en partenariat avec EDF. Cet outil modélise l'évolution dans le temps et dans l'espace des radionucléides au sein des principaux systèmes constitutifs d'un environnement continental, rejetés par voie fluviale ou atmosphérique, et permet

d'évaluer les doses et débits de dose induits sur les populations humaines. Il intègre également une banque de données, dont le but est de capitaliser la connaissance des paramètres environnementaux développée dans le cadre de programmes nationaux et internationaux (communautaires, AIEA).

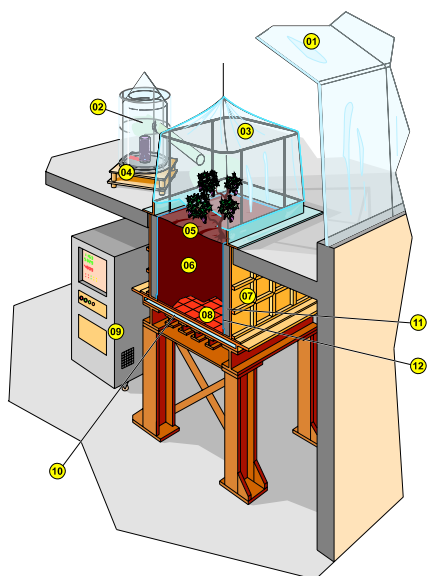


Figure 3 – Installation RESSAC.

Par ailleurs, l'IRSN a développé de longue date, en collaboration avec les Instituts Ukrainiens de Radioécologie et de Géosciences, une plateforme d'expérimentation in situ située dans la zone d'exclusion fortement contaminée en ^{137}Cs et en ^{90}Sr autour de Tchernobyl. De nombreuses recherches y ont été conduites et se poursuivent encore sur la question générale du transfert des radioéléments dans les sols, les sous-sols, les nappes phréatiques et les végétaux qui y sont associés. Les observations acquises dans ce contexte sont précieuses pour éclairer un autre volet d'études plus analytique, conduit au travers d'un Groupement National de Recherche (GNR TRASSE) avec le CNRS, sur l'influence de la géochimie de ces milieux sur les transferts, et l'impact à long terme de ces contaminations sur les écosystèmes.

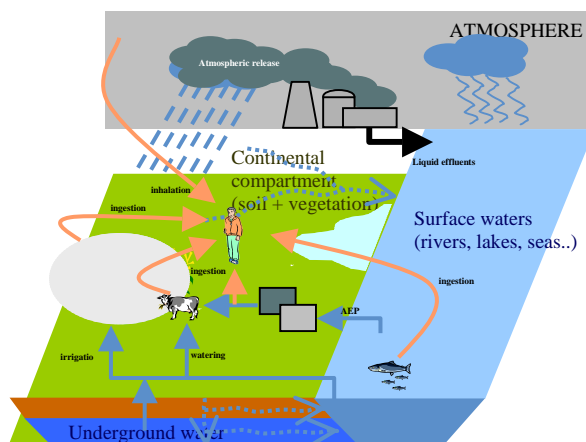


Figure 4 – Plateforme SYMBIOSE

Publications (liste non exhaustive)

Albiol T. *et al.*, "SARNET: Severe accident research network of excellence", Progress in Nuclear Energy, vol. 52, pp. 2-10, 2010.

Barrachin, M., Chevalier, P.Y., Cheynet, B., Fischer, E., "New modeling of the U-O-Zr phase diagram in the hyper-stoichiometric region and consequences for the fuel rod liquefaction in oxidizing conditions", Journal of Nuclear Materials, 375, 397-409, 2008.

Bosland L., Funke F., Girault N., Langrock G., "PARIS project: Radiolytic oxidation of molecular iodine in containment during a nuclear reactor severe accident - Part1. Formation and destruction of air radiolysis products - Experimental results and modelling", Nuclear Engineering and design, vol. 238, pp. 3542-3550, 2008.

Bosland L., Cantrel L., Girault N., Clément B., "Modeling of iodine radiochemistry in the ASTEC severe accident code: description and application to FPT2 PHEBUS test", Nuclear Technology, vol. 171 issue 1, pp. 88-107, 2010.

Brechignac F., Madoz-Escandre C., Gonze M.-A., Schulte E.-H., 2001, "Controlled simulation on lysimeters of accidents yielding a radioactive pollution of the agricultural environment: overview on research carried out at IPSN". Radioprotection, 36(3):277-302.

Breitung W. & al, "OECD State-of-the-Art Report on Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition In Nuclear Safety", rapport OECD/CSNI, 1999.

Cantrel L., Krausmann E., "Reaction kinetics of a fission product mixture in a steam-hydrogen carrier gas in the PHEBUS primary circuit", Nuclear Technology, vol. 144 issue 1, pp.1-15, 2003.

Cantrel L., "Radiochemistry of iodine : Outcomes of the CAIMAN programme", Nuclear Technology, vol. 156 (1), pp. 11-28, 2006.

Clément B., Hanniet-Girault N., Repetto G., Jacquemain D., Jones A. V., Kissane M. et Von der Hardt P.: "LWR severe accident simulation: synthesis of the results and interpretation of the first Phebus FP experiment FPT0", Nuclear Engineering and Design, Vol. 226, 2003.

Clément, B. *et al.*, "Thematic network for a Phebus FPT-1 international standard problem (THENPHEBISP)", Nuclear Engineering and Design, vol. 235, pp. 347-357, 2005.

Damay P.E., Maro D., Coppalle A., Lamaud E., Connan O., Hebert D., Talbaut M., Irvine M., 2009,

"Size-resolved eddy covariance measurements of fine particle vertical fluxes", Journal of Aerosol Science, 40 (12), pp. 1050-1058.

Fichot F., Marchand O., Drai P., Chatelard P., Zabiégo M. et Fleurot J., "Multi-dimensional approaches in severe accident modelling and analyses", Nuclear Engineering and Technology, Vol. 38, 8, pp. 733-752, 2006.

Gonze M.-A., Mourlon C., Garcia-Sanchez L., Le Dizes-Maurel S., Tamponnet C., Calmon P., Chen V.T. , "SYMBIOSE, An integrated platform for environmental radiological risk

assessment", International Conference on Radioecology and Environmental Radioactivity, 15/06/2008 au 20/06/2008.

Hanniet N., Dickinson S., Funke F., Auvinen A., Herranz L., Kraussmann E., *"Iodine behaviour under LWR accident conditions: lessons learnt from analyses of the first two Phebus FP tests"*, Nuclear Engineering and Design, vol. 236 (12), pp. 1293-1308, 2006.

Krysta, M., Bocquet, M., Sportisse, B., Isnard, O., 2006, *"Data assimilation for short-range dispersion of radionuclides: An application to wind tunnel data"*, Atmospheric Environment, 40 (38), pp. 7267-7279.

Lac C., Bonnardot C., Connan O., Camail C., Maro D., Hebert D., Rozet M., 2008, *"Evaluation of mesoscale dispersion modelling tool during CAPITOUL experiment"*, Meteorology and Atmospheric Physics, 102, pp. 263-287.

Leroy C., Maro D., Hebert D., Solier L., Rozet M., Le Cavalier S., Connan O., 2010, *"A study of the atmospheric dispersion of a high release of krypton-85 above a complex coastal terrain, Comparison with the predictions of Gaussian models (Briggs, Doury, ADMS4)"*, Journal of Environmental Radioactivity, 101 (11), pp. 937-944.

Masson V., Gomes L., Pigeon G., Liousse C., Pont V., Lagouarde J-P., Voogt J., Salmond J., Oke T., Hidalgo J., Legain D., Garrouste O., Lac C., Connan O., Briottet X., Lacherade S., 2008, *"The canopy and particle interactions in Toulouse Urban Layer (CAPITOUL) experiment"*, Meteorology and Atmospheric Physics, 102, pp. 135-157.

Meignen R., Berthoud G., *"Fragmentation of molten fuel jets"*, Proceedings of the International Seminar of Vapor Explosions and Explosive Eruptions, pp. 83-89, 1997.

Michel B., Cranga M., *"Interpretation and calculations for the first series of tests for the ARTEMIS program (corium-concrete interaction with simulating materials)"*, Nuclear Engineering and Design, vol. 239, 600-610, 2009.

Mun C., Cantrel L., Madic C., *"A literature review on ruthenium behaviour in nuclear power plant severe accidents"*, Nuclear Technology, vol. 156 issue 3, pp. 332-346, 2006.

Quélo, D., Krysta, M., Bocquet, M., Isnard, O., Minier, Y., Sportisse, B., 2007, *"Validation of the Polyphemus platform on the ETEX, Chernobyl and Algeciras cases"*, Atmospheric Environment, 41 (26), pp. 5300-5315.

Saunier O., M. Bocquet, A. Mathieu, O. Isnard, 2009, *"Model reduction via principal component truncation for the optimal design of atmospheric monitoring networks"*, Atmospheric Environment, 43, doi:10.1016/.2009.07.011.

Seiler J.M. et Froment K., Multiphase Science and Technology, vol. 12, 117-257, 2000
Nuclear Engineering and Design, *"Special issue on DCH"*, vol. 164, 1996.

"SERENA – Steam Explosion Resolution for Nuclear applications, final report", Rapport NEA/CSNI/R(2007)11. <http://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2007/csni-r2007-11.pdf>, 2007.

Van Dorsselaere J.P., Seropian C., Chatelard P., Jacq F., Fleurot J., Giordano P., Reinke N., Schwinges B., Allelein H.J., Luther W., *"The ASTEC integral Code for severe accident simulation"*, Journal Nuclear Technology, Vol.165, p.293-307, 2009.

Articles du GNR TRASSE soumis à publication :

C. Le Gal La Salle, L. Aquilina, P. Jean-Baptiste, E. Fourre, J-L Michelot, D. Bugay, T. Labasque, N. Van Meir, M. Massault, S. Bassot, A. Dapoigny, D. Baumier, P. Verdoux, C. Roux, D. Stammose and J. Lancelot, *"Groundwater residence time down gradient of the T22 trench at the Chernobyl Pilot Site. Constraints on groundwater models over the last 50 years"* - Soumis à Applied Geochemistry (Special Issue).

N. Van Meir, J.P. Gaudet², V. Phommavanh, J.P. Laurent, D. Bugay and R. Biron, *"Flow in the unsaturated zone around a shallow subsurface radioactive waste trench: Interpretation of an infiltration-drainage test at the Chernobyl Pilot Site"* - Soumis à Applied Geochemistry (Special Issue).