

IRSN

INSTITUT
DE RADIOPROTECTION
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

Faire avancer la sûreté nucléaire

AKTIS

L'actualité de la recherche à l'IRSN

L'effet du bore sur l'**ENDOMMAGEMENT**
du cœur et le comportement des **PRODUITS DE FISSION**

Refroidissement de **DÉBRIS DE CŒUR**
par injection d'eau

La cinétique d'ablation
du béton par un **CORIUM**

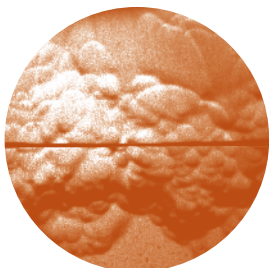


Image 140

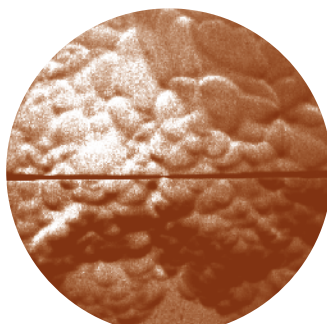


Image 160

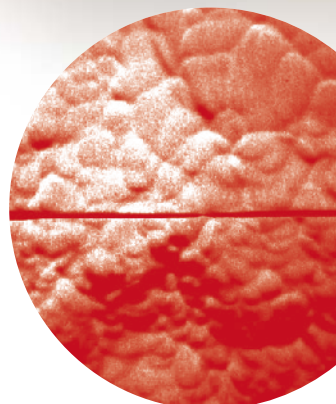


Image 180

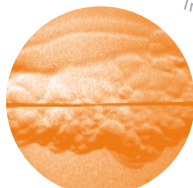


Image 80

[**LE RISQUE HYDROGÈNE**
DANS LES RÉACTEURS
NUCLÉAIRES]

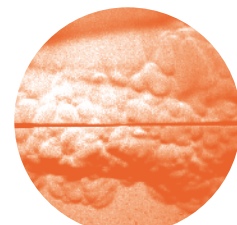


Image 120



Image 40



Image 60

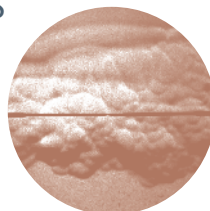


Image 100

L'impact de l'air sur
le **COMBUSTIBLE**
NUCLÉAIRE utilisé
entreposé en piscine

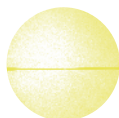


Image 1



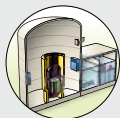
Image 20

Comment optimiser les performances
d'un réseau territorial de
MESURE DE LA RADIOACTIVITÉ

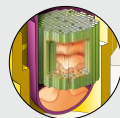
Pourquoi trouve-t-on encore du
CÉSIVIUM 137 dans l'**ATMOSPHÈRE** ?

SOMMAIRE

ÉDITORIAL
PAR MICHEL SCHWARZ



LES RECHERCHES ACTUELLES
SUR LES ACCIDENTS DE PERTE
DE REFROIDISSEMENT
p. 4



L'EFFET DU BORE SUR
L'ENDOMMAGEMENT DU CŒUR
ET LE COMPORTEMENT
DES PRODUITS DE FISSION p. 6



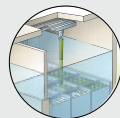
REFROIDISSEMENT
DE DÉBRIS DE CŒUR
PAR INJECTION D'EAU
p. 7



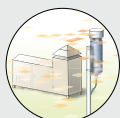
[LE RISQUE HYDROGÈNE DANS
LES RÉACTEURS NUCLÉAIRES]
pp. 8 à 10



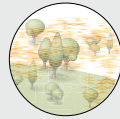
LA CINÉTIQUE
D'ABLATION DU BÉTON
PAR UN CORIUM
p. 11



L'IMPACT DE L'AIR SUR
LE COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE
USÉ ENTREPOSÉ
EN PISCINE p. 12



COMMENT OPTIMISER LES PERFORMANCES
D'UN RÉSEAU TERRITORIAL
DE MESURE DE LA RADIOACTIVITÉ p. 13



POURQUOI TROUVE-T-ON
ENCORE DU CÉSIMUM 137
DANS L'ATMOSPHÈRE ?
p. 14

LA VIE DE LA RECHERCHE
GLOSSAIRE^{clo} p. 15

Aktis est la lettre d'information scientifique de l'IRSN. Elle présente les principaux résultats de recherches menées par l'Institut dans les domaines de la radioprotection, de la sûreté et de la sécurité nucléaires. Trimestrielle et gratuite, elle existe aussi en version électronique sur abonnement.

Aktis est une publication trimestrielle de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire. Éditeur IRSN – standard : +33 (0)1 58 35 88 88 – www.irsn.fr - Directeur de la publication : Jacques Repussard – Directeur de la rédaction : Matthieu Schuler - Rédactrice en chef : Sandrine Marano – Comité de lecture : Michel Schwarz, Sylvie Supervil – Comité éditorial : Jean-Luc Chambon, Aleth Delattre, Alain Dubouchet, Dominique Franquard, Jean-Michel Frison, Christine Gouedranche, Pascale Monti, Emmanuelle Mur, Michel Schwarz, Sylvie Supervil – Conception et réalisation : Alfredo Fiale/Aphania – Infographie : H. Bouilly – ISSN : 2110-588X – Droits de reproduction sous réserve d'accord de notre part et de mention de la source. Conformément à la loi N° 2004-801 du 6 août 2004 relative à la protection des personnes physiques à l'égard des traitements de données à caractère personnel et modifiant la loi N° 78-17 du 6 janvier 1978 relative à l'informatique, aux fichiers et aux libertés, tout utilisateur ayant déposé des informations directement ou indirectement nominatives, peut demander la communication de ces informations et les faire rectifier le cas échéant.

Couverture : Propagation de flamme laminaire dans un mélange pauvre en hydrogène : apparition de structures cellulaires et transition vers le régime de flammes turbulentes. Crédit : © IRSN, Institut Icare.



ÉDITORIAL

De l'intérêt de la recherche sur la sûreté des réacteurs nucléaires

Alors que l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Dai-Ichi se déroulait devant nos yeux, l'IRSN a pu très vite fournir des éléments de compréhension au public et d'aide à la décision au gouvernement français. Cette réactivité et cette capacité d'analyse en temps réel – pour autant qu'il était possible de le faire – des événements japonais est le résultat de la masse de connaissances acquises par l'Institut et ses partenaires, dans le domaine des accidents nucléaires, de la sûreté et de la radioprotection. En effet, à la suite des accidents américain de Three Mile Island et ukrainien de Tchernobyl, de vastes programmes de recherche en sûreté nucléaire ont été lancés dans le monde entier. L'IRSN mène ainsi des recherches depuis plus de 30 ans sur les accidents possibles sur un réacteur nucléaire à eau sous pression comme il en existe en France. Les nombreux résultats scientifiques obtenus ont grandement amélioré la compréhension du déroulement d'un accident et de ses conséquences pour l'homme et l'environnement. Ils ont ainsi permis à l'Institut de développer des logiciels de calcul scientifique capables d'évaluer les dispositions prises pour prévenir ces accidents ou en limiter les conséquences.

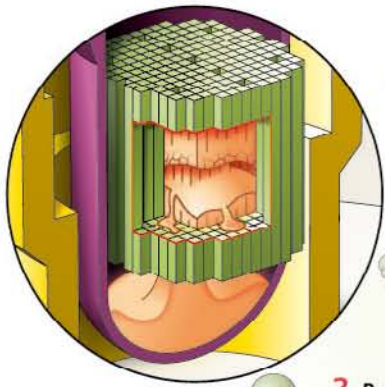
Si les réacteurs japonais accidentés sont différents des réacteurs français dans leur structure physique comme dans certains choix de fonctionnement (les premiers sont des réacteurs à eau bouillante, quand les seconds utilisent de l'eau sous pression), les phénomènes accidentels susceptibles de s'y produire sont très proches.

Ce numéro spécial présente quelques résultats récents des recherches en cours ou tout juste achevées à l'IRSN sur certains phénomènes impliqués dans l'accident de la centrale de Fukushima : relâchement des radioéléments dans l'enceinte, injection d'eau pour limiter la fusion, interaction du cœur fondu avec le béton, relâchement d'hydrogène et explosion, mise à découvert du combustible nucléaire usé dans la piscine d'entreposage. Ce numéro évoque aussi une méthode d'optimisation en vue de déployer, sur le territoire national, les balises de surveillance permettant de reconstituer au mieux n'importe quel panache radioactif provenant d'une installation nucléaire. Il s'achève sur la rémanence que les accidents nucléaires laissent dans l'air longtemps après leur survenue.

L'accident de Fukushima montre à quel point le champ de recherche en sûreté nucléaire est vaste, qu'il doit rester une priorité, mais aussi qu'il faut veiller à ce que les connaissances une fois acquises soient mises en pratique pour faire avancer la sûreté nucléaire en France et dans le monde.

Michel Schwarz,
Directeur scientifique

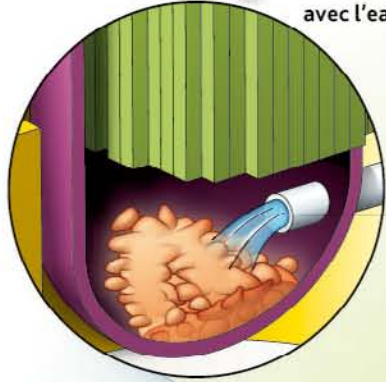
LES RECHERCHES ACTUELLES SUR LES ACCIDENTS DE PERTE DE REFROIDISSEMENT



1. Endommagement du cœur et comportement des produits de fission

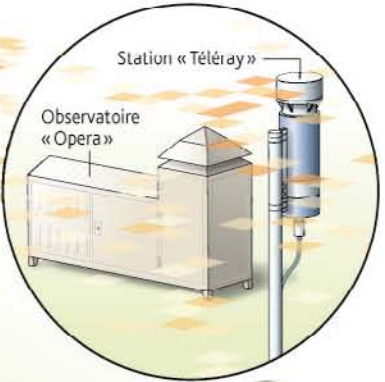
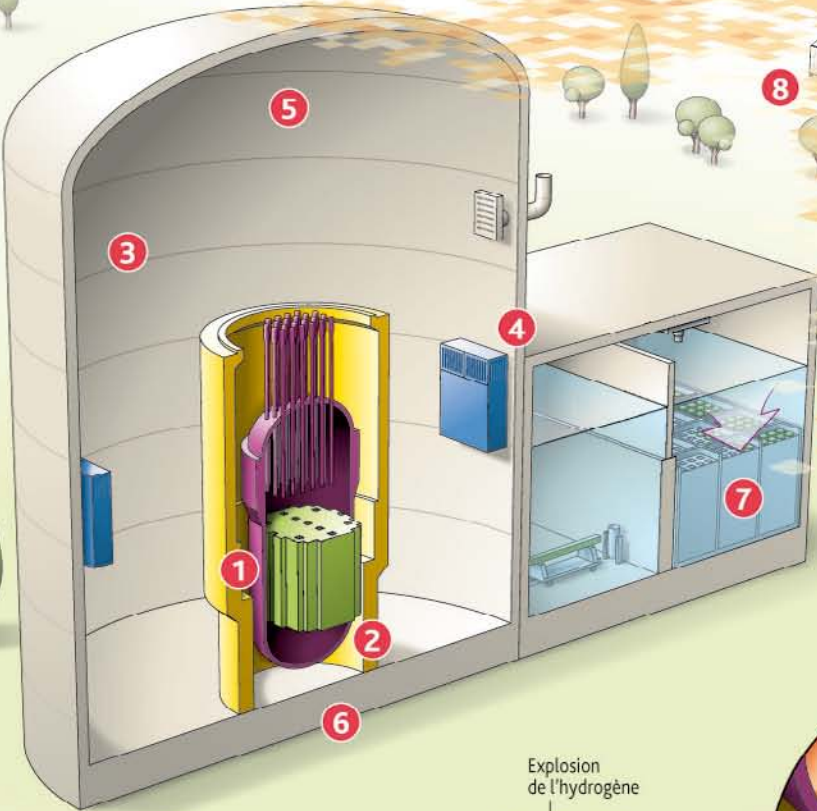


2. Refroidissement de débris de corium avec l'eau

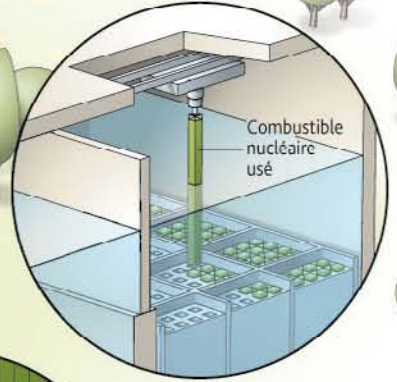


Injection d'eau

4



8. Dispersion atmosphérique des radioéléments

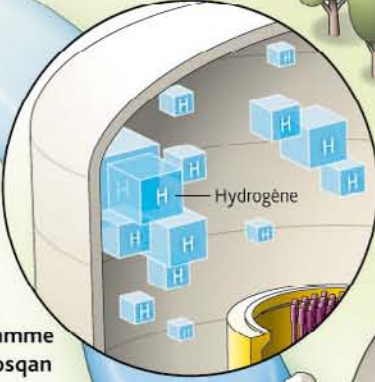


Combustible nucléaire utilisé

7. L'impact de l'air sur le combustible nucléaire utilisé entreposé en piscine

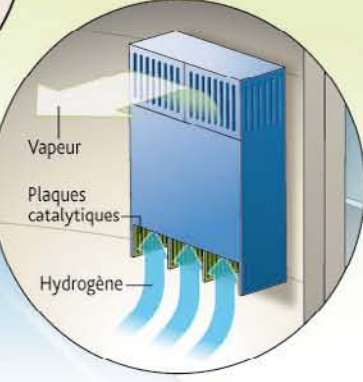


3. Modéliser et qualifier la distribution d'hydrogène à l'aide du programme de recherche Tosqan

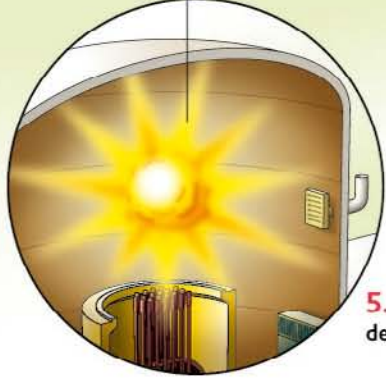


Hydrogène

4. La modélisation des recombineurs d'hydrogène

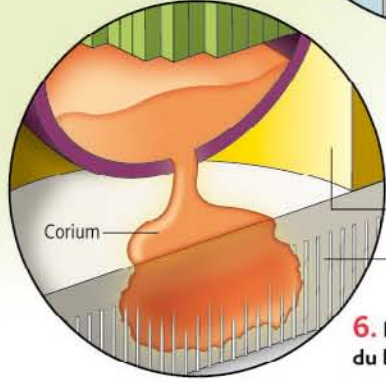


Vapeur
Plaques catalytiques
Hydrogène



Explosion de l'hydrogène

5. La caractérisation des régimes de flammes



Corium

Puits de cuve
Radier

6. La cinétique d'ablation du béton par un corium

Accidents de fusion du cœur, Réacteurs à eau sous pression

L'EFFET DU BORE SUR L'ENDOMMAGEMENT DU CŒUR ET LE COMPORTEMENT DES PRODUITS DE FISSION

L'essai FPT3, dernier essai du programme Phébus PF qui simulait un accident nucléaire avec des matériaux réels, a permis de mieux comprendre l'effet du bore sur la dégradation du cœur d'un réacteur nucléaire et le comportement des produits de fission.

Afin de mieux évaluer les rejets radioactifs en cas d'accident avec fusion du cœur dans un réacteur nucléaire, l'IRSN a réalisé de 1993 à 2004 le programme Phébus PF qui simulait un accident de fusion à l'échelle 1/5000^e avec des matériaux réels. Les cinq essais ont permis d'observer de manière couplée les phénomènes physico-chimiques gouvernant la fusion du cœur, le relâchement des produits de fission (PF) par le combustible puis leur transfert et leur devenir dans l'enceinte de confinement. Le dernier essai en date (FPT3), dont l'analyse s'est achevée fin 2010, a plus spécifiquement étudié l'effet des barres de commande en carbure de bore⁽¹⁾ (B₄C) sur la dégradation du cœur et sur le transport et la distribution des produits de fission.

[La dégradation commence par le B₄C]

Premier résultat de cet essai : la dégradation du cœur a commencé par une dissolution partielle du B₄C, formant des mélanges liquides à bas point de fusion (eutectiques) qui ont entraîné une liquéfaction partielle du combustible voisin. Quant au B₄C non fondu, il a été oxydé par la vapeur (l'eau de refroidissement se vaporise durant l'accident) formant de l'hydrogène, des oxydes de carbone et de l'acide borique.

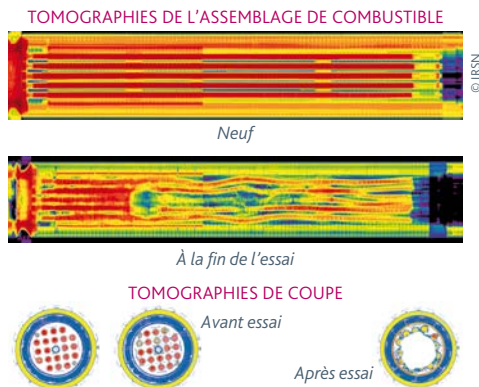
Simultanément, la vapeur d'eau oxyde le gainage métallique à base de zirconium qui contient le combustible. La réaction induit une élévation de température rapide qui favorise le relâchement des produits de fission par le combustible.

[Les PF sont piégés ou se déposent]

Deuxième enseignement majeur, l'essai a montré que l'acide borique dégagé par l'oxydation du B₄C se dépose largement sous forme d'aérosols dans le circuit primaire⁽²⁾ et piège une grande partie des produits de fission. Quant aux PF non piégés, ils sont transportés sous forme d'aérosols jusqu'à l'enceinte de confinement du réacteur et s'y déposent.

Enfin, le résultat le plus important de l'essai FPT3 concerne l'iode, dont la forme majoritaire dans le circuit primaire s'est avérée être la forme gazeuse. Il est apparu qu'une fois dans l'enceinte, l'iode interagit avec les surfaces peintes soit pour y être piégé,

soit pour former des iodures organiques, composés très volatils.



Ces résultats ont permis d'améliorer la modélisation des phénomènes de dégradation impliquant le B₄C implémentée dans le logiciel de simulation des accidents graves Astec^{GLO}. Quant à la chimie de l'iode, les modèles utilisés actuellement rendent compte des tendances observées. La description des transformations physico-chimiques de l'iode est en cours d'amélioration, nourrie des résultats du programme ISTP (International Source Term Programme) qui étudie les phénomènes de façon séparée pour mieux les quantifier. Les futurs modèles alimenteront à leur tour le logiciel Astec pour obtenir une meilleure prédiction des rejets.

Contact : Bernard Clément
(Service d'étude et de modélisation de l'incendie, du corium et du confinement - Semic)
bernard.clement@irsn.fr

⁽¹⁾ Le carbure de bore B₄C est un absorbant neutronique utilisé pour contrôler la puissance notamment des réacteurs de types REP 1300 et REP 1450 du parc français, du futur EPR ainsi que des réacteurs à eau bouillante tels que ceux de la centrale de Fukushima.

⁽²⁾ Le circuit primaire est le circuit où transite l'eau de refroidissement du réacteur. Durant un accident de fusion, l'eau y est vaporisée.

Commission européenne, AECL (Canada), KAERI/KINS (Corée), US-NRC (États-Unis), JNES/JAEA (Japon), PSI/HSK (Suisse), CEA, CNRS/Université de Lille 1, EDF.

+++ Publication : Bosland L. et al., « Main outcomes of fission product behaviour in the PHEBUS FPT3 test », ERMSAR 2010, Bologne, Italie, 11-12 mai 2010.

Accidents de fusion du cœur – Réacteurs à eau sous pression

REFROIDISSEMENT DE DÉBRIS DE CŒUR PAR INJECTION D'EAU

Les premiers résultats du programme Pearl conduit par l'IRSN montrent comment l'eau progresse au sein d'une couche de billes chauffées. Première étape pour étudier expérimentalement le refroidissement d'un cœur fragmenté de réacteur.

Une rupture ou une fuite importante sur le circuit de refroidissement d'un réacteur nucléaire peut, en cas de dysfonctionnement des systèmes de secours, conduire à un assèchement des crayons de combustible. L'évolution vers la fusion du cœur du réacteur ne peut alors être stoppée qu'en réinjectant rapidement de l'eau. Bien qu'indispensable pour refroidir le combustible, cette action – dite « renoyage » – peut cependant mettre en danger l'intégrité de l'enceinte⁽¹⁾. Il est donc nécessaire de définir dans quelles configurations et sous quelles conditions cette opération présente un réel intérêt et quels sont les risques associés.

[Refroidissement d'un « lit de débris »]

Depuis 2009, l'IRSN réalise le programme expérimental de recherche Pearl⁽²⁾ sur le refroidissement, par injection d'eau, d'un amas de particules métalliques, représentant un « lit de débris », chauffées par induction. L'accident de Three Mile Island a en effet montré que la dégradation d'un cœur privé de refroidissement peut mener à la dégradation des crayons de combustible et à la formation d'un lit de débris. Cette configuration est particulièrement difficile à refroidir, l'eau injectée ayant du mal à progresser en son sein. Les premiers résultats obtenus à l'aide du dispositif Prelude ont permis d'observer que la vitesse de progression du « front de trempe »⁽³⁾ est proportionnelle au débit d'eau injecté. Ils ont aussi montré que cette vitesse n'est pas toujours uniforme à l'intérieur du lit. Ainsi, lorsque l'eau est injectée sous l'amas de billes, l'observation montre que, du fait d'instabilités, le front de trempe progresse plus rapidement en périphérie et au centre de l'amas. Ces écarts sont d'autant plus marqués que la température initiale des débris est élevée et que leur taille est petite. L'eau peut ainsi finir par recouvrir le lit de particules alors que celui-ci comporte encore des zones asséchées.

[Modèles de thermohydraulique diphasique]

En parallèle à ces expériences, des modèles mathématiques représentant ces phénomènes de thermohydraulique diphasique ont été intégrés dans le logiciel de simulation des accidents graves Astec^{GLO}. La confrontation entre les résultats expérimentaux et les simulations numériques ont déjà

permis de vérifier la pertinence des modèles de frottements prédisant que l'écoulement de vapeur accélère très peu l'eau, contrairement à ce qui se produit dans une géométrie de cœur intact. Un



Dispositif Prelude : un cylindre de quartz contenant des billes d'acier chauffées par induction (solénoïde externe).

dispositif d'essai de plus grande taille est actuellement en préparation pour étudier notamment l'aspect multidimensionnel des écoulements à une échelle plus proche de celle des amas qui peuvent se former dans un réacteur.

Contacts : Florian Fichot,
(Laboratoire d'étude et de simulation des accidents majeurs - Lesam)
florian.fichot@irsn.fr

Georges Repetto,
(Service d'étude et de recherche expérimentale sur les matériaux - Serem)
georges.repetto@irsn.fr

⁽¹⁾ Le renoyage d'un cœur à très haute température induit une production importante et rapide de vapeur qui accroît la pression à l'intérieur de l'enceinte. L'oxydation des métaux par cette vapeur génère de l'hydrogène. Une fois dans l'enceinte, l'hydrogène peut provoquer des explosions, comme cela s'est produit à Fukushima.

⁽²⁾ Pearl : Programme expérimental analytique étudiant le renoyage de lits de débris.

⁽³⁾ Le front de trempe est ici la surface de discontinuité thermique entre la zone où les débris sont restés asséchés et surchauffés et la zone où, remouillés, ils sont à plus basse température.

Le réseau d'excellence européen Sarnet-2, KIT, IKE, KTH, EDF.

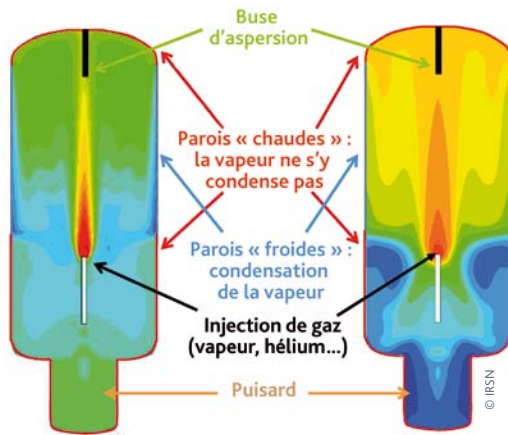
+++ Publication : Bachrata A., Fichot F., Repetto G., Quintard M. and Fleuret J. Reflooding of a severely damaged reactor core: Experimental analysis and modelling, Proceedings of ICONE-19 Conference, 2011.

LE RISQUE HYDROGÈNE DANS LES RÉACTEURS NUCLÉAIRES

En cas d'accident avec fusion du cœur d'un réacteur nucléaire, de l'hydrogène peut être produit en grandes quantités à l'intérieur de l'enceinte de confinement du réacteur. Il peut s'enflammer, exploser – comme cela s'est produit lors de l'accident de la centrale de Fukushima – et, dans le cas des Rep, endommager cette enceinte. Depuis des années, l'IRSN mène un programme de R&D sur le risque d'explosion d'hydrogène, les moyens de s'en prévenir et de limiter ses conséquences.

En cas d'accident avec fusion du cœur d'un réacteur nucléaire, de grandes quantités d'hydrogène peuvent être produites par l'oxydation par la vapeur d'eau des gaines qui contiennent le combustible et par la décomposition du béton du radier de l'enceinte de confinement au contact du corium^{GLO}. Une fois dans l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur, les concentrations locales de l'hydrogène peuvent

[Distribution de l'hydrogène]
Le volet expérimental a consisté à réaliser dans l'installation Tosqan des essais permettant d'identifier l'impact des phénomènes régissant la distribution de l'hydrogène. Tosqan est une enceinte cylindrique de taille moyenne (7 m³) avec une instrumentation sophistiquée permettant de produire des données utiles à la validation des logiciels qu'ils soient OD^{GLO} ou CFD^{GLO}.



Exemples de champs de fraction volumique de vapeur d'eau dans l'enceinte Tosqan obtenus par les simulations numériques, pour deux types d'essais représentatifs d'une injection de vapeur avec condensation en paroi.

Des techniques optiques non intrusives (vélocimétrie par image de particules, vélocimétrie laser doppler, diffusion Raman spontanée) y mesurent des champs de vitesse, des concentrations ou les caractéristiques des gouttelettes et des aérosols. Cette installation permet une bonne reproductibilité des essais.

atteindre des niveaux tels, qu'une source d'énergie très faible suffit à déclencher sa combustion dont la flamme peut s'accélérer et produire des surpressions capables d'endommager l'enceinte. Pour évaluer ce risque, l'IRSN mène, depuis des années, des programmes de recherche alliant expérience et modélisation et couvrant les domaines de la distribution de l'hydrogène, de sa combustion et des moyens de mitigation destinés à la prévenir ou à en limiter les conséquences. La capitalisation des connaissances issues de ces programmes a été notamment effectuée par le développement en collaboration avec le CEA du code Tonus.

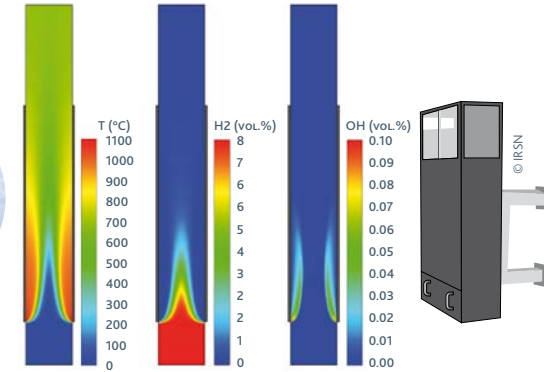
[Exercices internationaux]
Aussi, certains essais réalisés dans Tosqan ont été utilisés dans le cadre d'exercices de comparaison internationaux. C'est le cas de l'International Standard Problem 47 (ISP47), organisé sous l'égide de l'OCDE pour évaluer les capacités des logiciels OD et multidimensionnels CFD à simuler la thermohydraulique des enceintes de réacteurs nucléaires, mais également des projets européens Sarnet, Sarnet-2 et Ecosam⁽¹⁾. Dans le cas de l'ISP47, les comparaisons ont été effectuées à la fois pour des régimes permanents et pour les régimes transitoires d'injection d'hydrogène. Ont été observés le comportement

thermohydraulique global durant un état stable, le comportement local près de la zone d'injection ou près des parois (où la vapeur se condense), la représentation des stratifications des densités de gaz ou des températures, etc. Les champs de vitesse du gaz et de concentration du gaz ont pu être obtenus pour la première fois lors d'un tel exercice en régime stationnaire. Les conclusions de ces exercices montrent que les codes de calcul prédisent de manière satisfaisante les régimes permanents. En revanche, la distribution des espèces gazeuses en régime transitoire appelle des efforts supplémentaires sur le plan expérimental et pour la modélisation afin d'améliorer la prédictibilité des codes. À cet égard, Tosqan offre la possibilité de réaliser des mesures précises de la turbulence, un paramètre clé pour la thermohydraulique.

[Recombineurs auto-catalytiques]
Pour limiter la concentration d'hydrogène dans l'enceinte de confinement, la stratégie adoptée pour les réacteurs nucléaires français est de combiner le grand espace libre de cette enceinte, une paroi très résistante à la pression et des moyens de réduction des concentrations d'hydrogène tels que les recombineurs auto-catalytiques passifs. Ces recombineurs oxydent l'hydrogène en vapeur d'eau, sans flamme, par contact avec des plaques catalytiques. Cette réaction exothermique auto-entretient un mouvement convectif ascendant des masses de gaz environnantes. Elle donne aux recombineurs leur caractère passif, mais peut aussi, sous certaines conditions, initier une combustion qui peut s'avérer bénéfique car elle se produit à de faibles concentrations d'hydrogène et génère des surpressions faibles. Pour simuler leur comportement, l'IRSN a développé le logiciel CFD Spark⁽²⁾ qui intègre l'ensemble des phénomènes physico-chimiques régissant la recombinaison de l'hydrogène, et son éventuelle combustion.

[Inflammation par les recombineurs]
Les plus récents travaux ont été consacrés à l'inflammation de l'hydrogène par les recombineurs et aux effets séparés des principaux paramètres thermo-hydrauliques – la vapeur, la pression et la température – sur la limite d'inflammation. Ces études ont montré que de fortes concentrations de vapeur d'eau, de même qu'une pression élevée, tendent à retarder l'inflammation de l'hydrogène par le recombineur. La vapeur d'eau agit comme un diluant et absorbe, davantage

que l'air, l'énergie dégagée par la recombinaison. L'augmentation de la pression entraîne une meilleure recombinaison de l'hydrogène et de l'oxygène sur les plaques catalytiques, diminuant ainsi la quantité d'hydrogène susceptible de s'enflammer. À l'inverse, un accroissement de température rapproche le mélange gazeux de son point d'auto-allumage et accroît donc la propension du mélange à s'enflammer. Ces



Recombineur Siemens (à droite). Calcul avec le logiciel Spark de l'écoulement à l'intérieur d'un recombineur avec un fonctionnement à 8 vol. % d'hydrogène : champ de température (à gauche), champ d'hydrogène (au centre), et champ de radical OH (à droite) caractérisant l'inflammation d'hydrogène.

résultats numériques ont été confortés par les résultats issus des programmes expérimentaux et ont servi à la définition d'une limite d'inflammation par les recombineurs utilisable dans le cadre des travaux d'expertise de l'IRSN.

[Combustion : accélération de la flamme]
Malgré l'utilisation de ces dispositifs de mitigation, un risque de combustion de l'hydrogène subsiste. Il est donc nécessaire de l'étudier pour en prévenir les conséquences sur la tenue de l'enceinte de confinement.
Le programme mené par l'IRSN en étroite collaboration avec l'Institut Icare du CNRS vise à améliorer la connaissance des mécanismes d'ignition et d'accélération de flamme⁽³⁾. Ainsi, de récents travaux ont permis de définir de nouvelles limites d'inflammabilité des mélanges hydrogène/air, c'est-à-dire les concentrations minimum et maximum de combustible pour lesquelles une flamme auto-entretenu peut se créer. Ces expériences ont été réalisées en « bombe » sphérique, dispositif composé d'une sphère d'acier de 48 cm de diamètre, équipée

de hublots couplés à une caméra haute vitesse pour filmer l'évolution de la flamme, et où les conditions de pression et de température sont contrôlées.

Les résultats de ces études ont identifié de manière précise les seuils permettant la propagation ascendante, descendante et complète de la flamme d'hydrogène pour différentes valeurs initiales de pression (1 et 2,5 bars) et de température (25° C à 150° C). Ceci a permis de constituer une base de données regroupant les données fondamentales des flammes laminaires⁽⁴⁾ d'hydrogène. Ces données sont nécessaires pour caractériser la propension des mélanges à produire des flammes susceptibles de s'accélérer.

C'est cette autre problématique que l'IRSN étudie dans l'installation Enaccef de l'Institut Icare. Les derniers résultats ont ainsi permis d'identifier les conditions qui favorisent l'accélération de flamme et de caractériser le seuil de concentration d'hydrogène à partir duquel cela est possible.

Les données expérimentales issues d'Enaccef permettent aussi de valider les modèles de

combustion implantés dans les logiciels de calcul utilisés par l'IRSN. Certains de ces essais ont servi pour l'organisation de « benchmarks » internationaux récents (l'un, ISP 49, sous l'égide de l'OCDE ; l'autre, dans le cadre du réseau d'excellence européen Sarnet). Les conclusions de ces exercices ont mis en exergue la nécessité d'améliorer les modèles de combustion pour prédire les phases d'accélération, de décélération et d'extinction des flammes et le besoin de données expérimentales de propagation de flammes dans des installations de grande échelle.

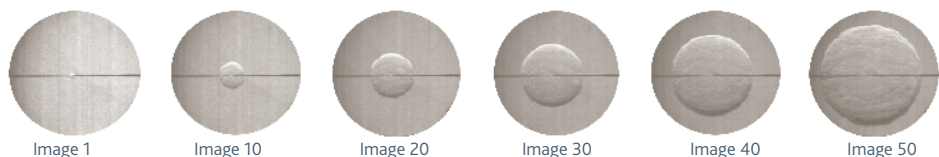
Contacts : Jeanne Malet
(Laboratoire d'études et de modélisation en aérodispersion et confinement - Lemac)
jeanne.malet@irsn.fr

Emmanuel Porcheron
(Laboratoire d'expérimentations en confinement, épuration et ventilation - Lecev)
emmanuel.porcheron@irsn.fr

Ahmed Bentaïb
(Bureau de physique des accidents graves - BPHAG)
ahmed.bentaib@irsn.fr

Nicolas Meynet
(Bureau de physique des accidents graves - BPHAG)
nicolas.meynet@irsn.fr

10




Images de la propagation de la flamme dans le dispositif de bombe sphérique, dans le cas d'un mélange de 25,1 % mol d'hydrogène + 74,9 % mol d'air initialement à 30° C et 100 kPa. Clichés pris à 15 000 images par seconde.

⁽¹⁾ Sarnet : Severe Accident Research Network of excellence. Programme Ercofam : Containment thermal-hydraulics of current and future LWRs for severe accident management.

⁽²⁾ le logiciel de calcul scientifique Spark intègre une modélisation avec chimie complexe, transport multi-espèce et rayonnement surfacique, pour les écoulements gazeux réactifs avec catalyse hétérogène se développant entre les plaques catalytiques des recombineurs.

⁽³⁾ L'inflammation locale du mélange de gaz contenant l'hydrogène génère d'abord une flamme lente dite laminaire (vitesse de l'ordre du mètre par seconde). Cette flamme peut ensuite s'accélérer très fortement en raison des instabilités hydrodynamiques et de la turbulence créées notamment par la configuration des lieux (taille, obstacles, etc.). La flamme accélérée peut se muer en détonation (vitesse de l'ordre du kilomètre par seconde) ou s'éteindre au bout d'une certaine distance.

⁽⁴⁾ Les autres paramètres nécessaires à l'évaluation du risque d'explosion sont par exemple le point d'ignition (localisation et énergie associée), les critères d'accélération de flamme, les critères de transition vers la détonation.

 Institut Icare du CNRS, Institut FZJ (Jülich), OCDE (programmes Thal, Seth2 et CCVM pour Tosqan et Enaccef), Europe (Sarnet-2, Ercofam).

+++ En savoir plus sur ces programmes et codes.
www.irsn.fr/FR/larecherche

+++ Publication : Malet J., Porcheron E. and Vendel J., 2010. « OECD International Standard Problem ISP-47 on containment thermal-hydraulics. Conclusions of the Tosqan part. » *Nucl. Eng. Design*, 240/10: 3209-3220.

+++ Publication : Bentaïb A., Meynet N. : « Numerical study of hydrogen ignition by passive auto-catalytic recombiners », ANS Conference, San Diego, juillet 2010.

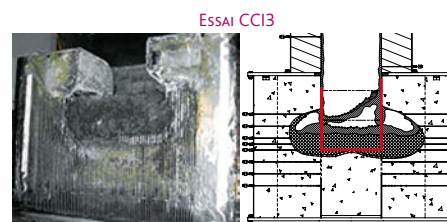
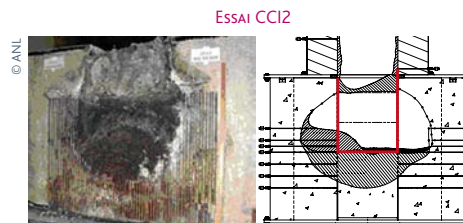
+++ Publication : Bentaïb A., Engelhardt S., Meynet N. : « Investigation on the influence of pressure and temperature on the ignition limits of hydrogen inside recombiners », Nureth Conference, Toronto, septembre 2011.

Accidents de fusion du cœur – Réacteurs à eau sous pression

LA CINÉTIQUE D'ABLATION DU BÉTON PAR UN CORIUM

De récentes recherches permettent d'améliorer la prédiction de la cinétique d'ablation du béton du radier du réacteur par le corium, magma métallique résultant de la fusion du cœur. La percée du radier peut conduire au relâchement de produits de fission radiotoxiques.

Lors d'un accident avec fusion du cœur d'un réacteur nucléaire, le corium^{GLO} pourrait percer la cuve du réacteur et tomber sur le radier en béton de l'enceinte de confinement. L'interaction du corium avec le béton (ou ICB) peut percer le fond du radier et donc induire un relâchement de radioéléments dans l'environnement par perte du confinement.



Cavités finales obtenues lors des expériences MCCI-OCDE CCI2 et CCI3 montrant l'orientation globalement homogène de l'ablation avec le béton silico-calcaire de l'essai CCI2 et essentiellement axiale avec le béton siliceux de l'essai CCI3. La cavité initiale dans la veine béton est tracée en rouge.

Pour évaluer le temps nécessaire pour percer le radier, l'IRSN développe un outil de simulation numérique intégré dans le logiciel de simulation des accidents graves Astec^{GLO}. Il modélise les phénomènes mis en jeu dans l'ICB, notamment ceux traduisant l'influence de la composition du béton sur l'orientation privilégiée de son ablation par le corium.

[Bétons siliceux et bétons calcaires]

Les programmes Vulcano et MCCI⁽¹⁾ ont mis en interaction, à échelle réduite, des matériaux représentatifs d'un corium (chauffés pour simuler la chaleur résiduelle du combustible) avec une veine de béton instrumentée. Ces essais ont mis en évidence les différences de comportement des deux types de béton⁽²⁾ utilisés dans les centrales françaises vis-à-vis de l'ICB.

Pour les bétons calcaires, les résistances thermiques aux interfaces du corium et des parois de la cavité résultant de l'ablation du béton sont uniformes. En effet, l'ensemble des composants du béton sont décomposés par la chaleur du corium produisant une quantité de gaz incondensables importante qui contribue à homogénéiser la température du bain. L'ablation se fait donc de manière uniforme dans toutes les directions. À l'inverse pour les bétons siliceux, la résistance thermique est plus élevée au fond de la cavité. En effet, un bouclier thermique se forme par accumulation de matériaux réfractaires issus de la solidification du corium et des granulats granitiques du béton qui ne fondent pas. La cinétique de percement du fond du radier est donc beaucoup plus rapide pour les bétons calcaires que pour les bétons siliceux. De plus, la génération plus élevée de gaz incondensables issus de la décomposition des bétons calcaires augmente la pression dans l'enceinte de confinement. Il peut alors être nécessaire de dépressuriser l'enceinte, ce qui conduit également à des rejets de radioéléments dans l'environnement.

[Quelques jours pour percer le radier]

Ces phénomènes, mis en évidence à l'aide d'expériences à échelle réduite et de simulations numériques directes^{GLO}, ont été modélisés et les modèles intégrés dans le logiciel Astec, ce qui permet d'extrapoler ces observations à l'échelle du réacteur. Les simulations de scénarios accidentels avec Astec tenant compte de l'influence du type de béton ont ainsi permis de réévaluer les délais de percement du radier en l'absence de refroidissement du corium : de l'ordre de quelques jours pour une épaisseur de radier entre 3 et 4 mètres.

Contact : Didier Vola,
(Laboratoire d'étude du corium et du transfert des radioéléments - LETR)
didier.vola@irsn.fr

⁽¹⁾ Programme Vulcano réalisé au CEA à Cadarache et programme MCCI réalisé au laboratoire national d'Argonne aux USA.

⁽²⁾ Les bétons des centrales nucléaires françaises ont une composition soit à dominante siliceuse soit mixte siliceuse et calcaire.

 ANL, CEA, CNRS/Promes, OCDE (programme MCCI).

+++ Publication : Cranga M. et al., « Simulation of Corium Concrete Interaction in 2D Geometry », *Progress in Nuclear Energy*, 2010.

11

Combustible

L'IMPACT DE L'AIR SUR LE COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE USÉ ENTREPOSÉ EN PISCINE

Un programme achevé récemment a permis de mieux comprendre le mécanisme d'oxydation des gaines de combustible nucléaire au contact de l'air, une réaction qui pourrait se produire en cas d'accident affectant une piscine d'entreposage de combustible usé.

Après avoir été utilisé en réacteur, le combustible nucléaire usé est entreposé dans une piscine en attendant que sa puissance résiduelle décroisse. Son refroidissement est assuré par la circulation

de l'eau de la piscine. Si la piscine se vide accidentellement, le combustible n'est plus suffisamment refroidi et s'échauffe d'autant plus que les gaines en alliage de zirconium qui maintiennent le combustible s'oxydent à l'air et que cette réaction est fortement exothermique. En s'oxydant, les gaines perdent leur tenue mécanique et risquent même de fondre. Or, dans le cas des piscines d'entreposage, la gaine est la principale barrière de confinement⁽¹⁾ des radioéléments. Si la gaine n'est plus étanche, l'air interagit avec le combustible, ce qui peut générer d'importants relâchements de produits de fission, dont le ruthénium, fortement radiotoxique. L'IRSN a réalisé de 2006 à 2010 le programme Mozart pour étudier l'impact de l'air sur les gaines et, *in fine*, évaluer les conditions du maintien de leur intégrité.

[Accélération et taux d'oxydation]

Ce programme a consisté à mesurer par analyse thermogravimétrique la cinétique d'oxydation sous air de différents alliages de zirconium entre 600 et 1100° C. Les essais ont montré que la cinétique de la réaction d'oxydation, initialement parabolique, s'accélère à partir d'un certain taux d'oxydation. Il se forme d'abord une couche d'oxyde de zirconium dense qui limite le transfert de l'oxygène du gaz vers le métal et dont l'épaisseur croît comme la racine carrée du temps. La transition cinétique survient à la fissuration de cette couche d'oxyde dense. L'air accède alors à de nouvelles zones de métal non oxydées, et l'oxydation s'accélère d'autant plus que la pression partielle en azote dans l'air est forte. L'une des hypothèses avancées pour expliquer le rôle spécifique de l'azote est la formation de composés

niturés (Zr-O-N ou ZrN), dont l'oxydation entraînerait la fissuration de la couche d'oxyde de zirconium. Le programme Mozart a d'ores et déjà permis d'élaborer des modèles d'oxydation des gaines, qui ont été intégrés dans le logiciel de simulation des accidents graves Astec^{GLO} permettant de modéliser le comportement, en conditions accidentelles, du combustible en réacteur ou entreposé en piscine.

[Feu de zirconium]

Deux thèses sont actuellement en cours pour mieux comprendre le mécanisme d'oxydation des gaines. De plus, l'IRSN participe au programme OCDE Spent Fuel Pool⁽²⁾ dont les essais réalisés à plus grande échelle permettront de préciser la dégradation des gaines lorsque la réaction d'oxydation s'emballe et conduit à ce que l'on qualifie de « feu de zirconium ».

Contacts : Franck Arreghini,
(Service d'étude et de modélisation du combustible en situations accidentelles - Semca)
franck.arreghini@irsn.fr

Olivia Coindreau,
(Laboratoire d'étude et de simulation des accidents majeurs - Lesam)
olivia.coindreau@irsn.fr

Tronçon de gaine en Zircaloy-4 oxydé sous un mélange 20 % oxygène, 80 % azote avec un débit de 500 mL/min à 950° C.



⁽¹⁾ Les bâtiments des piscines d'entreposage n'offrent pas, par construction, le même niveau de confinement que les bâtiments réacteur vis-à-vis de relâchements de produits de fission.

⁽²⁾ Le programme expérimental Spent Fuel Pool (SFP) mené par l'US-NRC sous l'égide de l'OCDE est dédié à l'étude du comportement à haute température et sous air de maquettes d'assemblages de combustible simulés pour réacteurs nucléaires à eau bouillante et à eau sous pression, placées dans des configurations géométriques représentatives d'un entreposage en piscine.

OCDE, Laboratoire d'électrochimie et de physico-chimie des matériaux et des interfaces de Grenoble, École supérieure des mines de St-Étienne.

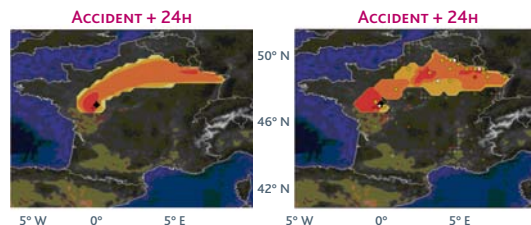
+++ Publication : Coindreau O., Duriez C., Ederli S., « Air oxidation of Zircaloy-4 in the 600-1000°C temperature range: Modeling for Astec code application », *Journal of Nuclear Materials* 405 (2010) 207-215.

Rejets - Modélisation

COMMENT OPTIMISER LES PERFORMANCES D'UN RÉSEAU TERRITORIAL DE MESURE DE LA RADIOACTIVITÉ

Afin de reconstituer au mieux l'évolution du panache d'un rejet atmosphérique accidentel radioactif sans pour autant multiplier les points de mesure, une méthode a été mise au point pour optimiser la localisation des stations d'un réseau de prélèvement d'air.

Après un rejet accidentel de radioéléments, le suivi du panache radioactif dans l'atmosphère repose entre autres sur les mesures prises à l'aide d'un réseau de stations de prélèvement d'air. Deux réseaux – Teleray⁽¹⁾ et Opera-Air^{GLO} – permettent à l'IRSN d'alerter en cas d'accident et de suivre ensuite l'évolution du panache. L'implantation de leurs stations a été déterminée selon des considérations essentiellement pragmatiques et politiques. Aujourd'hui, grâce aux moyens informatiques, il est possible d'étudier si la configuration d'un réseau de mesures peut être optimisée.



À gauche, simulation d'un accident issu de la base de données ; à droite, reconstruction du panache sur la base des mesures du réseau optimal.

Une méthode d'optimisation mathématique a ainsi été développée en collaboration entre l'IRSN et le Cerea. Son objectif est de positionner les stations de telle façon que les mesures qu'elles fourniraient, permettraient de reconstituer au plus près de la réalité le panache radioactif issu de n'importe quel site nucléaire français accidenté. Dans ce cas pratique, le nombre de stations est faible au regard de la dimension du territoire.

[Base d'accidents simulés]

Sur le principe, la méthode consiste à confronter la réponse de chaque configuration possible du réseau à une base de données de situations accidentelles. Cette base contient les caractéristiques spatiales et temporelles de multiples panaches radioactifs issus de rejets atmosphériques accidentels. Elle a été construite à l'aide du modèle de dispersion atmosphérique longue distance Idx⁽²⁾ en simulant des rejets accidentels supposés des 20 sites nucléaires français et à l'aide des conditions météorologiques

réelles suivies pendant un an : 8 360 panaches d'iode 131 ou de césium 137 simulés sur 7 jours.

Sur toute la durée de chaque accident, les mesures du réseau testé sont simulées et extraites de la base. Elles sont ensuite interpolées spatialement pour reconstituer le panache. Le panache reconstitué est alors comparé au panache stocké dans la base.

[Minimisation de la fonction de coût]

L'optimisation repose sur la minimisation d'une fonction mathématique (la fonction de coût) qui représente, en un point donné, l'écart entre la concentration estimée du panache après sa reconstitution, et la valeur « réelle » fournie par la base de données. Compte tenu du nombre d'emplacements possibles pour les stations, le nombre de réseaux potentiels est trop grand pour tous les tester. La position des stations est alors optimisée selon l'algorithme itératif du « recuit simulé »^{GLO}. La fonction de coût est calculée pour chaque configuration de réseau, cette configuration étant conservée ou pas selon qu'elle diminue ou non la fonction de coût. La fonction de coût évolue ainsi de proche en proche vers un minimum global.

Une partie des stations existantes du réseau Opera-Air doit être changée et leur implantation sera choisie à la lumière de ce travail d'optimisation.

Contact : Damien Didier
(Bureau de modélisation des transferts atmosphériques - BMTA)
damien.didier@irsn.fr

⁽¹⁾ Réseau Teleray : 164 stations d'alerte, qui font des mesures atmosphériques en temps réel.

⁽²⁾ Le modèle eulérien Idx est fondé sur le noyau de dispersion du modèle Polair3D – Polyphémus développé au Cerea. La pertinence de ce modèle pour étudier les conséquences d'un rejet accidentel dans l'atmosphère a été évaluée à partir des situations accidentelles survenues à Tchernobyl et Algeiras et sur la campagne expérimentale Etex (Quélo et al, 2007).

Centre d'enseignement et de recherche en environnement atmosphérique (Cerea), Laboratoire commun de l'école de Ponts ParisTech et EDF R&D.

+++ Publication : Bocquet M., Isnard O., Mathieu A., Saunier O., « Model reduction via principal component truncation for the optimal design of atmospheric monitoring networks », *Atmospheric Environment* 43 (2009) 4940-4950.

Radioécologie

POURQUOI TROUVE-T-ON ENCORE DU CÉSIIUM 137 DANS L'ATMOSPHÈRE ?

Juste avant l'accident de Fukushima, le césium 137 subsistait en France à l'état de traces dans l'atmosphère. Une thèse a été consacrée à la compréhension de cette rémanence.

Issu des essais nucléaires atmosphériques et d'accidents, dont celui de Tchernobyl, le césium-137 (¹³⁷Cs) est un radionucléide artificiel dont la demi-vie^{GL0} est de 30 ans. Entre les années 2000 et 2010, bien qu'il n'existât plus de rejet significatif, ce radionucléide était encore mesuré en France à l'état de traces infimes – sans effet sanitaire – dans les basses couches de l'atmosphère. Cette rémanence s'explique par la remise en suspension du césium, terme générique pour désigner les mécanismes qui émettent dans l'atmosphère des particules contenant des traces de radionucléides artificiels, issus d'anciens dépôts au sol ou partiellement intégrés dans la biomasse. Le phénomène est contrebalancé par le dépôt des particules, menant à une concentration d'activité moyenne annuelle de 0,25 µBq/m³ en France.

Pour identifier les processus de remise en suspension, un travail de thèse a exploité les mesures de ¹³⁷Cs effectuées sur les prélèvements d'aérosols atmosphériques réalisés par les stations de collecte à très grand débit du réseau Opera-Air^{GL0} de l'IRSN. Il a reconstitué les trajectoires journalières des masses d'air qui ont survolé ces stations pendant 10 ans, de 2000 à 2009, à l'aide du modèle Hysplit⁽¹⁾ et des données météo-climatiques. En combinant ces simulations avec les résultats de mesure du ¹³⁷Cs et grâce à différentes méthodes d'analyse statistique, il a identifié les principales zones géographiques d'émission et les mécanismes qui remettent en suspension le ¹³⁷Cs.

[Incendies, poussières désertiques...]

Deux principaux mécanismes expliquent chacun environ un tiers des pics de l'activité en ¹³⁷Cs (augmentations généralement inférieures à 2 µBq/m³) observés chaque année. Il s'agit d'une part des incendies de forêt⁽²⁾, en particulier dans les territoires fortement contaminés par les retombées de l'accident de Tchernobyl ; et d'autre part, du transport de poussières sahariennes, certes très



Trajectoires des panaches d'incendies à partir des foyers sur les zones contaminées par les retombées de Tchernobyl, au cours de l'été 2002.

faiblement marquées par les retombées des essais nucléaires aériens, mais qui se déplacent par centaines de millions de tonnes chaque année.

[... et chauffage au bois]


Un troisième processus important a été identifié : l'utilisation de bois comme moyen de chauffage, même si la concentration en ¹³⁷Cs dans le bois est faible et que son facteur d'émission par ce processus est limité. En effet, son utilisation est répandue en France et en Europe continentale, principalement entre octobre et mars quand le niveau de ventilation peu important limite la dispersion des polluants dans l'atmosphère.

Connaître ces mécanismes et leur potentiel de remise en suspension donne la possibilité de mieux quantifier l'élimination des radionucléides dans l'atmosphère dans les jours qui suivent une contamination importante et de prévoir le retour, à plus long terme, à la situation antérieure à l'événement.

Contact : Olivier Masson
(Laboratoire d'études radioécologiques en milieu continental et marin - Lercm)
olivier.masson@irsn.fr

⁽¹⁾ Le modèle Hysplit (Hybrid Single-Particle Lagrangian Integrated Trajectory) a été développé par la National Oceanic and Atmospheric Administration (NOAA) pour retracer les parcours empruntés par les masses d'air à partir d'un point du globe, et ainsi définir leur origine pour une durée de transport donnée.

⁽²⁾ Le bois stocké de l'ordre de 1 % du césium présent dans la terre.

 Laboratoire de Météorologie Physique - Observatoire de physique du globe de Clermont-Ferrand, Department of Environmental Sciences (Venise, Italie), Institute for the dynamics of environmental Processes - CNR (Venise, Italie).

+++ Publication : *Processus engagés dans la rémanence, au niveau du compartiment atmosphérique, des radionucléides artificiels antérieurement déposés*, thèse soutenue par Damien Piga le 10 décembre 2010. Université du Sud Toulon Var, École doctorale Sciences fondamentales et appliquées.

PRIX⁽¹⁾

Le prix Laurent Exmelin décerné à une jeune scientifique de l'IRSN

Le prix Laurent Exmelin est attribué cette année à Estelle Davesne pour sa thèse intitulée *Optimisation des programmes de surveillance de la contamination interne par l'étude des incertitudes liées à l'évaluation dosimétrique* (voir Aktis n° 3) et le développement d'un système expert associé. Tous les ans depuis 2006, l'association Promotion du contrôle de qualité des analyses de biologie médicale en radiotoxicologie (Procorad) récompense un jeune scientifique ayant apporté une contribution scientifique importante en radiotoxicologie.

PUBLICATION⁽¹⁾

Quel avenir pour le nucléaire après Tchernobyl et Fukushima ?

Michel Chouha, ingénieur à l'IRSN, et Paul Reuss, ancien ingénieur du CEA, ont publié en avril dernier l'ouvrage intitulé *Tchernobyl, 25 ans après... Fukushima. Quel avenir pour le nucléaire ? à l'occasion du 25^{ème} anniversaire de l'accident de Tchernobyl*.

Préfacé par le Directeur général de l'IRSN, ce livre s'adresse au grand public. Il traite tant des aspects techniques et fondamentaux de la physique des réacteurs que de la problématique de la sûreté nucléaire à nouveau questionnée par l'accident de Fukushima. Éditions Tec & Doc - Lavoisier.

FORMATION⁽¹⁾

Fantômes voxélisés et codes Monte-Carlo

L'European Radiation Dosimetry Group (Eurados) organise du 11 au 13 octobre 2011 une école sur la création de fantômes voxélisés et leur implantation dans des logiciels de calcul scientifique utilisant la méthode Monte-Carlo. Celle-ci aura lieu dans les locaux de l'IRSN à Fontenay-aux-Roses (92).

SOUTENANCE DE HDR⁽¹⁾

Philippe Lestaevel, chercheur au Laboratoire de radiotoxicologie expérimentale (LRTOX) de l'IRSN, a soutenu son habilitation à diriger des recherches intitulée « Exposition externe ou interne aux rayonnements ionisants : réponses comportementales et neurochimiques » le 31 mai 2011 à la faculté de Châtenay-Malabry.

⁽¹⁾ +++ En savoir plus : <http://www.irsn.fr/FR/larecherche>

CONFÉRENCE

L'ergonomie à la croisée des risques

Les 14-16 septembre 2011, l'IRSN organise le 46^{ème} congrès de la Société d'ergonomie de langue française (Self) autour de la thématique : « Comment l'ergonomie peut-elle contribuer à une gestion intégrée des risques ? ». Le congrès se déroulera au Palais des arts et des congrès d'Issy-les-Moulineaux.

+++ En savoir plus : <http://www.ergonomie-self.org/>

CORIUM

Néologisme qui désigne le mélange liquide à haute température composé des matériaux provenant du combustible nucléaire (UO₂, produits de fission...), des gaines de zircaloy plus ou moins oxydées qui le contenaient initialement, des aciers constituant les structures du cœur et des produits de décomposition du béton, que ce mélange peut rencontrer ensuite dans sa progression.

DEMI-VIE

La demi-vie d'une substance correspond au temps nécessaire pour que cette substance perde la moitié de sa radioactivité.

LOGICIEL OD

Un logiciel OD utilise une modélisation simplifiée de la physique en supprimant la dimension spatiale par le regroupement de certains paramètres en des entités discrètes qui approximent le comportement global.

LOGICIEL CFD

Computational Fluid Dynamics, logiciel multidimensionnel de résolution des problèmes de dynamique des fluides.

LOGICIEL DE CALCUL SCIENTIFIQUE ASTEC

Le logiciel de simulation des accidents graves Astec est conjointement développé depuis de nombreuses années par l'IRSN et GR5, son homologue allemand. Il est le logiciel de référence du réseau européen Sarnet. En outre, il est utilisé par d'autres nations en-dehors de la communauté européenne, comme la Russie, l'Inde ou la Chine.

MÉTHODE DU RECUIT SIMULÉ

La méthode du recuit simulé est inspirée d'un processus utilisé en métallurgie. Ce processus alterne des cycles de refroidissement lent et de réchauffage (recuit) qui tendent à minimiser l'énergie du matériau. Elle est aujourd'hui utilisée en optimisation pour trouver les extrema d'une fonction. Le recuit simulé s'appuie sur l'algorithme de Metropolis-Hastings, qui permet de décrire l'évolution d'un système thermodynamique. Par analogie avec le processus physique, la fonction à minimiser deviendra l'énergie E du système.

RÉSEAU OPERA-AIR

Il est constitué de 55 stations de prélèvement d'aérosols, dont 10 permettent l'observation de la radioactivité à des niveaux très faibles. Compte tenu des très bas niveaux de radioactivité concernés, ces prélèvements sont cumulés sur plusieurs jours.

+++ Pour en savoir plus : <http://environnement.irsn.fr>

SIMULATION NUMÉRIQUE DIRECTE

Simulation numérique résolvant l'ensemble des équations de la mécanique des fluides pour élucider les phénomènes physiques en jeu lors d'un écoulement donné.

L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) est un organisme public d'expertise et de recherche pour la sûreté et la sécurité nucléaires et la radioprotection. Il intervient comme expert en appui aux autorités publiques. Il exerce également des missions de service public qui lui sont confiées par la réglementation. Il contribue notamment à la surveillance radiologique du territoire national et des travailleurs, à la gestion des situations d'urgence et à l'information du public. Il met son expertise à la disposition de partenaires et de clients français ou étrangers.

Pour consulter la version numérique d'Aktis,
accéder aux publications scientifiques
et aux informations complémentaires
en ligne, et pour s'abonner,
rendez-vous sur le site Internet de l'IRSN :
www.irsn.fr, rubrique La Recherche.

Siège social

31 avenue de la Division Leclerc
92260 Fontenay-aux-Roses, France
RCS Nanterre B 440 546 018

Téléphone

+33 (0)1 58 35 88 88

Courrier

B.P.17 92262 Fontenay-aux-Roses Cedex, France

Site Internet

<http://www.irsn.fr>

IRSN
INSTITUT
DE RADIOPROTECTION
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE