

**IRSN**

INSTITUT  
DE RADIOPROTECTION  
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

Faire avancer la sûreté nucléaire

# AKTIS

L'actualité de la recherche à l'IRSN

N° **30**  
automne 2018

## FOCUS

*Le BÉTON à l'épreuve DU TEMPS  
dans un STOCKAGE géologique  
de DÉCHETS radioactifs*

### APPLICATIONS

Analyse de l'accident  
de Fukushima-Daiichi:  
des enseignements  
pour les outils  
de simulation  
de l'IRSN

### FORMATION

Évaluer  
précisément la dose  
d'une alphathérapie

# UNE RECHERCHE FINALISÉE ET FONDAMENTALE POUR ÉVALUER LE PROJET CIGÉO



Nicolas Leclercq / IRSN

À la veille du débat public sur le Plan national de gestion des matières et déchets radioactifs, l'IRSN fait un point sur des résultats de recherche récents relatifs à la maîtrise des risques liés au stockage en couche géologique profonde de déchets radioactifs. Ces recherches visent à nourrir l'expertise menée par l'Institut sur le projet « Cigéo », confié à l'Andra et qui est destiné à concevoir un centre industriel de stockage géologique des déchets de haute activité et moyenne activité à vie longue. La demande d'autorisation de création de ce centre est actuellement prévue en 2019.

L'IRSN met en place des programmes de recherche finalisée sur plusieurs points clés pour la sûreté du futur stockage, notamment dédiés à l'évaluation de la performance de confinement des différentes barrières ouvragées, telles que les colis de déchets, les surconteneurs, les ouvrages de scellement, ainsi que de la barrière géologique elle-même. Dans ce numéro, l'impact de l'introduction de matériaux exogènes constitutifs de certaines barrières (le béton) dans une roche naturelle (l'argilite) est présenté. Ces travaux, très complexes du fait de la multitude des mécanismes physiques et chimiques impliqués, nécessitent de comprendre et de prévoir sur des millénaires les comportements d'objets pour lesquels il n'existe pas ou peu de connaissances antérieures.

Les résultats de ces recherches finalisées sont cruciaux pour que l'IRSN puisse porter un avis d'expert éclairé sur le projet et sur la qualité de la démonstration de sûreté que soumettra l'exploitant de cette installation d'importance majeure pour la gestion des risques liés aux déchets les plus radioactifs que l'industrie nucléaire produit en France.

**Jean-Christophe Niel,**  
Directeur général de l'IRSN

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 nucléaire. Gratuite, elle est aussi diffusée sous forme de mail. Éditeur IRSN - standard : +33 (0) 1 58 35 88 88 - [www.irsn.fr](http://www.irsn.fr) - Directeur de la publication : Jean-Christophe Niel - Directeur de la rédaction : Patrice Bueso - Rédactrice en chef : Sandrine Marano - Comité de lecture : Jean-Michel Bonnet, Nathalie Lemaitre - Comité éditorial : Gauzelin Barbier, Jean-Michel Bonnet, Aleth Delattre, Audrey de Santis/UMAPS, Céline Dinocourt, Richard Gonzalez, Christine Goueddranche, Nathalie Lemaitre, Sandrine Marano, Pascale Monti - Rédaction : Sandrine Marano - Réalisation : [www.grouperougeville.fr](http://www.grouperougeville.fr) - 25 717 - Impression : Idéale Prod., certifiée Imprim'Vert - ISSN : 2 110-588 - Droits de reproduction sous réserve d'accord de notre part et de mention de la source. Conformément au règlement (UE) général de protection des données (RGPD) n° 2016/679 du Parlement européen et du Conseil du 27 avril 2016, entré en vigueur le 25 mai 2018 et conformément à la loi n° 2018-493 relative à la protection des données personnelles. Toutes les données personnelles collectées directement ou indirectement dans le cadre de la lettre AKTIS sont traitées aux fins de mise à disposition de la lettre AKTIS. Les utilisateurs sont informés qu'ils disposent d'un droit d'accès, de modification, de suppression et d'effacement des informations personnelles les concernant. Ces droits peuvent être exercés sur simple demande écrite auprès de IRSN/DSOP/BCZS BP17 92262 Fontenay-aux-Roses  ou par mail : [contact.aktis@irsn.fr](mailto:contact.aktis@irsn.fr)

## SOMMAIRE

### ÉDITO

Jean-Christophe Niel

### APPLICATIONS DE LA RECHERCHE

PAGE 3

- Analyse de l'accident de Fukushima-Daiichi : des enseignements pour les outils de simulation de l'IRSN

### FOCUS

PAGE 5

**Le béton à l'épreuve du temps dans un stockage géologique de déchets radioactifs**

### FORMATION PAR LA RECHERCHE

PAGE 9

- Évaluer précisément la dose d'une alphathérapie
- Des données nouvelles pour les modèles de feux sous-oxygénés

### VIE DE LA RECHERCHE

PAGE 11

- Moisson de prix pour les chercheurs de l'IRSN
  - Deux prix pour Alexia Lapière
  - Prix de la meilleure présentation orale pour Jacques Jabbour
  - Conférence HEIR: un prix pour Manon Jacquemin
  - Deux nouveaux prix pour Nadia Benabdallah
- Thèses
  - Campagne de recrutement des doctorants 2019
  - Les dernières soutenances de thèse

### Glossaire <sup>GLO</sup>

PAGE 12

Photo de couverture - Volume élémentaire représentatif numérique 3D d'une pâte de ciment © IRSN/ Nicolas Seigneur

# Analyse de l'accident de FUKUSHIMA-DAIICHI : des enseignements pour LES OUTILS DE SIMULATION de l'IRSN

**L'IRSN mène, dans le domaine des accidents de fusion du cœur, des recherches théoriques et expérimentales qui permettent de développer les modèles implémentés dans des logiciels à même de simuler ces accidents. C'est le cas du logiciel ASTEC, qui a été utilisé dans le cadre du projet BSAF, pour analyser la progression de l'accident de Fukushima-Daiichi et les rejets radioactifs associés. Deux enseignements principaux ont été tirés de l'exercice : la nécessité d'harmoniser les modèles décrivant la progression de l'accident dans la cuve et l'intérêt de combiner des méthodes directe et inverse (à partir des mesures dans l'environnement) pour caractériser le déroulement de l'accident et les rejets associés.**

Dans la perspective de devoir démanteler et assainir le site de Fukushima-Daiichi, le gouvernement japonais a sollicité l'OCDE/AEN dès 2011 pour mieux caractériser, par la simulation, l'état des trois réacteurs accidentés et en particulier la localisation des débris de combustible <sup>(1)</sup>. Le projet BSAF <sup>(2)</sup> est ainsi né en 2011 pour analyser la progression de l'accident sur les six premiers jours, en utilisant une base de données élaborée par les Japonais <sup>(3)</sup>. Cette première phase du programme (voir *Aktis* n°21), qui s'est déroulée jusqu'en 2015, a permis d'améliorer la compréhension du déroulement de l'accident en comparant les données mesurées au cours de l'accident aux simulations réalisées avec les principaux logiciels de calcul d'accident de fusion du cœur (ASTEC pour l'IRSN, MAAP, MELCOR et SAMPSON pour les autres participants à BSAF). Elle a aussi contribué à mieux évaluer l'état des réacteurs accidentés et la répartition des débris de combustible dans et hors de la cuve, informations utiles pour préparer les opérations de récupération de ces débris. Le projet a été poursuivi jusqu'en 2018 pour, d'une part affiner les résultats de la phase 1, afin de permettre aux organismes participants d'aboutir à une vision plus consensuelle de la progression de l'accident dans la cuve et, d'autre part, étendre l'analyse sur trois semaines après le début de l'accident. De plus, cette phase du projet visait à mieux comprendre le comportement des produits de fission (PF) et à caractériser les rejets radioactifs.

Outre les informations sur le déroulement de l'accident, le projet a été fertile en enseignements sur les logiciels de simulation eux-mêmes. Dès la phase 1, des écarts importants ont été constatés entre les outils de simulation pour plusieurs résultats de calculs : la progression des débris et des mélanges fondus dans la cuve, la production d'hydrogène associée et l'étendue de la phase d'interaction entre le corium et le béton (ICB) sous la cuve. Certains logiciels, comme le logiciel MELCOR, prédisent que les matériaux dégradés sont transférés progressivement et essentiellement sous forme de débris de combustible vers le bas de la cuve. Cette configuration calculée se traduit par une importante surface d'échange des débris avec la vapeur d'eau permettant d'extraire efficacement la chaleur, ce qui limite leur température et évite leur fusion avec formation d'un bain de corium, mais favorise leur oxydation par la vapeur d'eau qui génère une grande quantité d'hydrogène. D'autres logiciels, comme MAAP, décrivent la formation d'un bain de corium fondu dans le cœur qui s'étend radialement, bloque l'écoulement de vapeur et empêche le refroidissement du bain. Ce type de description conduit, à l'opposé de celle de MELCOR, à des niveaux de température élevés dans le cœur, à la formation et au transfert de grandes quantités de matériaux fondus et à une production beaucoup plus limitée d'hydrogène. La simulation avec ASTEC du scénario de dégradation aboutit à une configuration du cœur « intermédiaire » entre celle de MELCOR et de MAAP.



Partenaires  
du projet BSAF

## CONTACT

Didier Jacquemain  
didier.jacquemain  
@irsn.fr

Service des accidents  
graves – SAG

<sup>(1)</sup> Le terme « débris » recouvre toutes les formes de combustible après l'accident : combustible intègre mais fragilisé, combustible fragmenté mécaniquement, combustible fondu et re-solidifié sous différentes formes (bains fondus re-solidifiés en masse, fragments re-solidifiés).

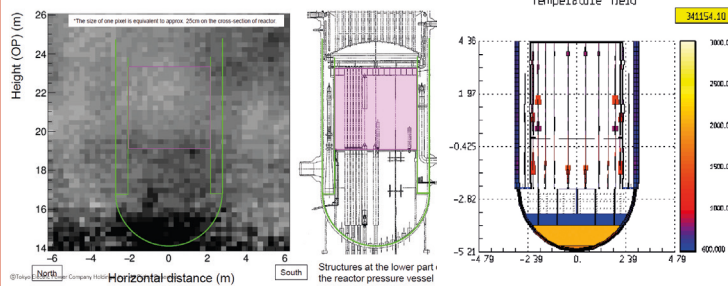
<sup>(2)</sup> Benchmark Study of the Accident at the Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station.

<sup>(3)</sup> Organismes en charge du démantèlement : TEPCO, IAE, IRID.

## PUBLICATIONS

• Andrews N. et al.  
« MELCOR-ASTEC Crosswalk of the Accident at the Fukushima Daiichi Unit 1, Phase 1 Analysis »  
NUREG Report  
NUREG/IA-0510 en 2019

■ Shadows of high density substances which are believed to be fuel debris were captured.



Muographie (à gauche) effectuée sur le réacteur 2 permettant d'évaluer le volume du corium restant dans la cuve du réacteur et sa localisation, comparée à un calcul ASTEC (à droite) montrant l'état final calculé du cœur où l'essentiel du corium est relocalisé au fond de la cuve.

© IRSN

## PUBLICATIONS

• Andrews N. et al. « Differing system response behavior resultant from diverging core degradation models found within the Melcor-Astec crosswalk », 17th, NURETH 2017 (2017).



• Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (BSAF Project) – Phase 1, Summary Report, March 2015, OECD/NEA/CSNI/R(2015)18, 2015.



(a) surfaces des circuits, des enceintes de confinement ou des bâtiments réacteurs au-dessus des planchers de service liés aux fuites et aux évènements des confinements.

Des exercices d'inter-comparaison détaillés entre logiciels, appelés « cross-walks », ont ensuite été lancés d'abord entre MAAP et MELCOR puis entre ASTEC et MELCOR, pour analyser les conséquences des écarts de modélisation sur les résultats de calcul. Ces exercices se poursuivent dans l'objectif de tendre vers une modélisation harmonisée et plus proche de configurations de réacteurs dégradés réelles, applicable à la fois aux réacteurs à eau bouillante (comme ceux de Fukushima-Daiichi) et aux réacteurs à eau sous pression (tels que les réacteurs du parc électronucléaire français).

Dans la continuité de la phase 1, la phase 2 a permis de progresser dans la connaissance de l'état des réacteurs accidentés dans la cuve et hors de la cuve sur la base de nouveaux éléments d'information obtenus par TEPCO. Ainsi pour le réacteur 2 notamment, les investigations par muographie (voir figure) ont montré que les débris combustibles sont majoritairement restés dans la cuve et que l'ICB a été très limitée, contrairement à ce qui s'est produit sur les réacteurs 1 et 3, ce qui a conduit à reprendre tous les calculs pour ce réacteur.

## Calcul raisonnable du rejet global

La phase 2 a surtout fourni des enseignements importants sur l'évaluation des rejets radioactifs. Malgré les incertitudes sur les calculs de la progression de l'accident dans les trois réacteurs, les logiciels (dont ASTEC) effectuent un calcul raisonnable du rejet global des produits de fission volatils qui induisent le plus de conséquences radiologiques à court terme (isotopes de l'iode) et à long terme (isotopes du césium). En revanche, ils reproduisent imparfaitement les différentes phases de rejet et leur importance relative : les rejets « chroniques » en iode et césium ainsi que certaines bouffées de rejets qui se sont produits durant les jours, voire les semaines, qui ont suivi la dégradation

des cœurs, ne sont pas calculés. Ceci s'explique par une modélisation absente ou sommaire des phénomènes de remise en suspension de produits radioactifs, après que ceux-ci se sont déposés sur les surfaces<sup>(4)</sup> ou se sont dissous dans l'eau utilisée pour le refroidissement des cœurs et des enceintes de confinement. Ces phénomènes sont bien connus. Pour le césium, il s'agit de la remise en suspension d'aérosols déposés sur les surfaces métalliques en sortie de cœur ou le relargage d'espèces chimiques résultant de la réaction avec ces surfaces métalliques. Pour l'iode, ces phénomènes correspondent à la décomposition des aérosols déposés sous l'effet d'une très forte irradiation et des températures élevées. D'autres phénomènes moins bien caractérisés, notamment liés aux arrivées d'eau sur les débris combustibles et le corium chaud et aux explosions d'hydrogène dans les bâtiments des réacteurs 1 et 3, pourraient avoir conduit à des bouffées de rejets radioactifs non modélisées.

Au-delà de ces résultats de modélisation, il a clairement été mis en évidence l'intérêt de combiner le calcul des rejets par une méthode directe (calculs ASTEC résultant de la modélisation de l'accident) et par une méthode inverse qui reconstruit les rejets (amplitude et cinétique) à partir des mesures faites dans l'environnement et des calculs de dispersion atmosphérique (voir Aktsin<sup>16</sup>). Les deux méthodes fournissent aujourd'hui des résultats comparables pour les rejets globaux. À partir de 2019, leur complémentarité sera utilisée dans le cadre d'un nouveau projet OCDE en vue de recalculer dans le détail les différentes phases de rejet, leur importance relative et les phénomènes associés. De telles approches devraient permettre à l'avenir d'associer plus sûrement des phases de rejet à des phénomènes se produisant lors d'un accident grave et de consolider les outils et méthodes développés à l'IRSN pour l'évaluation des rejets lors d'un accident et la gestion de crise.

# Le BÉTON à l'épreuve DU TEMPS dans un STOCKAGE géologique de DÉCHETS radioactifs

L'IRSN mène depuis plus de 20 ans ses propres recherches sur le stockage en profondeur de déchets radioactifs de haute activité et moyenne activité à vie longue dans un sous-sol de roche argileuse. Il s'agit pour l'Institut de disposer des connaissances pour réaliser en toute indépendance et avec la meilleure fiabilité l'expertise de sûreté de l'installation Cigéo, dont la demande d'autorisation de création (DAC) en Meuse /Haute-Marne doit être déposée par l'Agence nationale de gestion des déchets radioactifs (Andra) en 2019. Ce projet de stockage prévoit de déposer certains colis de déchets dans des galeries souterraines en béton creusées dans l'argilite, roche très peu perméable et présentant des caractéristiques favorables pour le confinement des radionucléides contenus dans les déchets sur une durée suffisamment longue au regard de leur décroissance radioactive. Ces caractéristiques peuvent cependant être modifiées localement par la création même de l'ouvrage et la nature des matériaux qui sont prévus d'y être utilisés. L'IRSN étudie l'influence de ces modifications sur les propriétés de confinement de la barrière géologique. Plusieurs résultats ont été obtenus récemment sur l'interaction des matériaux cimentaires avec l'argilite, et leur influence réciproque sur leurs propriétés physico-chimiques.

La sûreté sur le long terme d'une installation de stockage géologique repose sur un dispositif passif constitué de plusieurs barrières : le colis de déchets (c'est-à-dire un conteneur contenant la matrice dans laquelle les déchets sont enrobés), les « barrières ouvragées » (qui désignent le matériau interposé entre le colis de déchets et la roche hôte, ainsi que les dispositifs de scellements) et, enfin, la barrière géologique (la roche hôte, en pratique en France, l'argilite). Les barrières ouvragées sont conçues en ciment ou béton de deux types, classique (Portland) ou « bas pH »<sup>(1)</sup> (c'est-à-dire moins basique et moins alcalin que les ciments et bétons classiques) pour retenir les radionucléides. Néanmoins, sur les périodes de temps très longues pendant lesquelles les déchets restent radioactifs (plusieurs centaines de milliers d'années), les substances radioactives seront relâchées, sur le long terme, par les colis et traverseront les barrières ouvragées. Le rôle de la barrière géologique consiste à confiner ces substances : ses caractéristiques en termes de stabilité géologique, d'hydrogéologie, de géochimie et du point de vue mécanique et thermique rendent la migration des radionucléides très lente et favorisent leur rétention. Mis en présence dans le stockage, les interactions chimiques entre ces

matériaux anthropiques et naturels entraîneront nécessairement des perturbations de leurs propriétés respectives.

## Zéolithes, tobermorite et argilite

Dès le début des années 2000, la diffusion du panache alcalin, émis par les matériaux cimentaires dans l'argilite a été étudiée. Différents types d'essais, menés en particulier par l'IRSN dans son laboratoire de recherche souterrain (LRS) de Tournemire<sup>(2)</sup>, ont montré que l'argilite est altérée sur une épaisseur centimétrique après plusieurs années. Par ailleurs, la roche est plus perturbée au contact de ciments classiques, plus alcalins, qu'au contact des ciments « bas pH » développés pour le projet de stockage de déchets radioactifs. Ces travaux réalisés en milieu réel<sup>(3)</sup> ne prenaient cependant pas en compte la chaleur dégagée par les colis de déchets dans le stockage. Un programme a donc été lancé dans le LRS en 2012, CEMTEX (Cement Temperature Experiment), pour investiguer l'évolution d'interfaces de pâtes de ciment et d'argilite à 70 °C en conditions thermohydrauliques représentatives de la chaleur des colis. Neuf essais ont été menés par Philippines Lalan durant sa thèse, sur trois formulations<sup>(4)</sup>

 Mines ParisTech (France), CNRS UMR 7566 (France), Laboratory of radiochemistry HYRL (Finland), University of Nimes (France), Bel V (Belgique), Empa (Suisse), Université de Bourgogne-Franche-Comté, Université Libre de Bruxelles, Université de Lorraine

## CONTACT

Alexandre Dauzères  
alexandre.dauzeres  
@irsn.fr

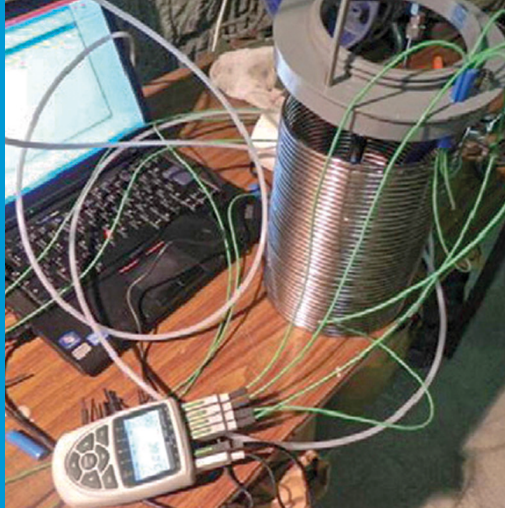
Laboratoire d'étude et de recherche sur les transferts et les interactions dans les sous-sols – Letis

<sup>(1)</sup> Dans les ciments classiques (Portland), l'eau contenue dans les pores du matériau est extrêmement basique et contient des ions alcalins (potassium et sodium). Les ciments « bas pH » sont constitués de ciment Portland auquel ont été ajoutés des matériaux pouzzolaniques telles que la fumée de silice ou des cendres, pour former davantage de C-S-H (calcium silicate hydrate) et réduire la valeur du pH.

<sup>(2)</sup> Le LRS de Tournemire est un ancien tunnel ferroviaire du XIX<sup>e</sup> siècle creusé dans l'argilite qui a été acheté par l'IRSN en 1992 pour étudier les propriétés de l'argilite dans le cadre de la problématique du stockage des déchets radioactifs.

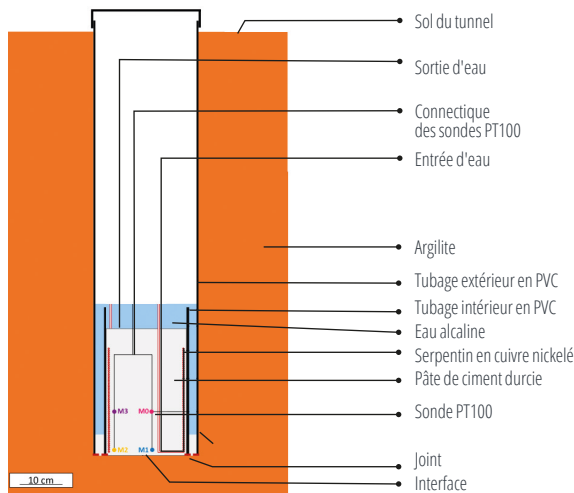
<sup>(3)</sup> de nombreux travaux prenant en compte la température ont en revanche été réalisés en laboratoire.





Système de chauffage du programme CEMTEX.

© IRSN



<sup>(4)</sup> un ciment classique (CEM I) et deux ciments bas pH.

<sup>(5)</sup> l'EMPA est le Laboratoire fédéral suisse d'essai des matériaux et de recherche.

En savoir plus sur le laboratoire de recherche souterrain de Tournemire



de ciment qui ont été coulées, saturées d'eau alcaline et chauffées à 70 °C de 1 à 5 ans, dans des forages réalisés dans l'argilite. Les résultats sur les ciments Portland montrent une altération de l'argilite, à savoir une réduction partielle des propriétés de rétention. Inversement, les ciments « vieillissent » au contact de l'argilite, et il est apparu des modifications du ciment, partiellement décalcifié et carbonaté sur une couche fine inférieure au millimètre. De chaque côté de l'interface, la porosité a ainsi diminué, allant dans le sens d'une réduction des vitesses d'échanges de matière. De plus, une couche constituée notamment de zéolithes, connues pour retarder la migration des cations et donc de certains radionucléides, et de tobermorite, s'était formée dans l'argilite, ce qui n'avait pas été observé à température ambiante. Tous ces mécanismes observés à l'interface, sont de nature à réduire la vitesse de migration des éléments au passage de celle-ci. Toutefois, l'évolution du composant cimentaire lui-même en température (altération par réaction sulfatique interne) ainsi que le comportement mécanique aux interfaces doivent être pris en compte en vue d'une évaluation globale du confinement du système multicomposants.

### Apparition de gels silico-magnésiens

Si les modifications induites dans l'argilite par le stockage commencent à être bien connues, les évolutions physico-chimiques et

la tenue mécanique des matériaux cimentaires dans le stockage le sont moins. C'est tout particulièrement vrai pour le béton bas pH, pour lequel il y a peu de données puisqu'il a été développé récemment, il y a une dizaine d'années. Plusieurs programmes de recherche ont été lancés, dont le programme CEMTEX. L'IRSN a participé notamment depuis 2008, dans le laboratoire suisse du Mont Terri, à l'expérience Cement Clay Interaction (CI) qui étudie les caractéristiques de ciments classiques (CEM I) et bas pH au contact de l'argile. Les résultats ont notamment clairement montré l'apparition systématique de gels silico-magnésiens (M-S-H) à l'interface avec l'argile, remplaçant totalement ou partiellement les composés cimentaires. Ce mécanisme mis en évidence par l'IRSN et l'EMPA<sup>(5)</sup> n'avait jusque-là pas été pris en compte dans les modélisations de Cigéo par l'Andra. Or les M-S-H sont connus pour être moins compacts (propriétés liantes inférieures) que les matériaux cimentaires. Ils dégradent donc les propriétés des ciments utilisés pour un stockage de déchets radioactifs et ils doivent donc être pris en compte dans les modélisations sur le vieillissement mécanique de ces ouvrages.

Pour mieux comprendre le comportement de ces gels silico-magnésiens, l'IRSN a co-dirigé la thèse d'Ellina Bernard avec l'EMPA, notamment pour obtenir des données thermodynamiques sur ces gels dans différentes conditions environnementales (température, alcalinité, influence de l'aluminium...). Des matériaux

modèles représentant des ciments bas pH simplifiés (C-S-H) ont été synthétisés dans des boîtes à gants et mis en présence de chlorure ou d'oxyde de magnésium à différentes températures et différents pH afin d'identifier les conditions dans lesquelles ces gels silico-magnésiens se forment. Les données thermodynamiques ont été calculées et intégrées dans les modèles de vieillissement du béton bas pH en environnement argileux. Des modélisations en transport réactif plus réalistes peuvent ainsi être réalisées pour analyser les résultats expérimentaux. Ces données, qui montrent que les mécanismes à l'œuvre sont pour certains dommageables (formation M-S-H) et pour d'autres protecteurs (formation zéolithes), ont également été utilisées par l'IRSN en 2016 dans l'évaluation du dossier d'option de sûreté de Cigéo.

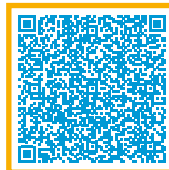
### Simulation dans le temps

Deux autres contraintes pèsent sur l'évaluation de ce projet : la nécessité de réversibilité durant a minima 100 ans, et la durée de vie extrêmement longue des déchets concernés. L'évolution du comportement des matériaux de l'ouvrage doit donc pouvoir être simulée dans le temps. Une telle simulation repose sur la modélisation du transport

des éléments chimiques au sein des matériaux, en tenant compte des modifications que l'évolution chimique de ces derniers implique. La complexité de la réactivité entre l'environnement et les matériaux cimentaires interdit ici d'utiliser les lois classiques. Un modèle multi-échelle *ad hoc* de la dégradation de la pâte de ciment a été développé dans le cadre d'un programme lancé en 2012 (thèse de Nicolas Seigneur en collaboration avec BELV et l'ULB). Dans un premier temps, une approche simplifiée a permis de mettre au point des matériaux cimentaires modèles (mono et bi-minéraux) qui ont été caractérisés finement (microstructure, chimie et caractéristiques minérales) dans différentes situations chimiques correspondant à celles d'un stockage. Un volume élémentaire représentatif de pâte de ciment a été conçu avec les caractéristiques de squelette (structure minéralogique), de transport et de chimie basées sur des données expérimentales. Puis des simulations 2D et 3D ont été réalisées à l'échelle du pore<sup>GL0</sup> du matériau pour prédire la dégradation en profondeur et ainsi décrire l'évolution des propriétés de transport avec cette dégradation. Une loi de changement d'échelle a enfin permis d'obtenir une simulation en 1D du transport chimique dans le matériau.

### PUBLICATIONS

• Bernard E. et al.  
« Magnesium and calcium silicate hydrates, Part I: Investigation of the possible magnesium incorporation in calcium silicate hydrate (C-S-H) and of the calcium in magnesium silicate hydrate (M-S-H) » *Applied Geochemistry* (2018) 89 : 229-242.



• Seigneur N. et al.  
« Numerical Representative Elementary Volume generation of a simplified cement paste and estimation of its diffusivity and comparison with dedicated experiments » *Journal of Porous Media* (2017) 20, 1, pp 29 - 46.

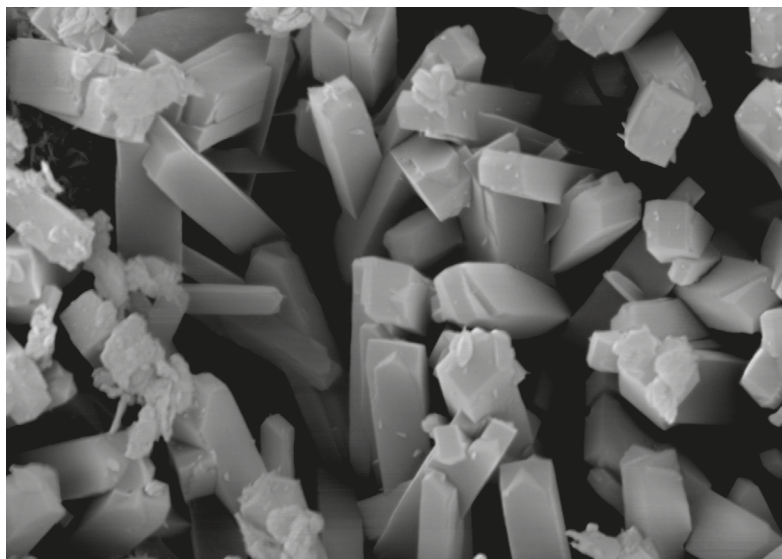


Image au microscope à balayage de cristaux de zéolithes formés à l'interface béton/argile.

© IRSN/Philippines Lalan

## PUBLICATIONS

• Seigneur N. et al.  
« Transport properties evolution of cement model system under degradation - Incorporation of a pore-scale approach into reactive transport modelling » *Physics and Chemistry of the Earth* (2017) 99:95-109.

• Lalan P. et al.  
« Impact of a 70°C temperature on an ordinary Portland cement paste/claystone interface: An in situ experiment » *Cement and Concrete Research* (2016) 83, pp 164-178.



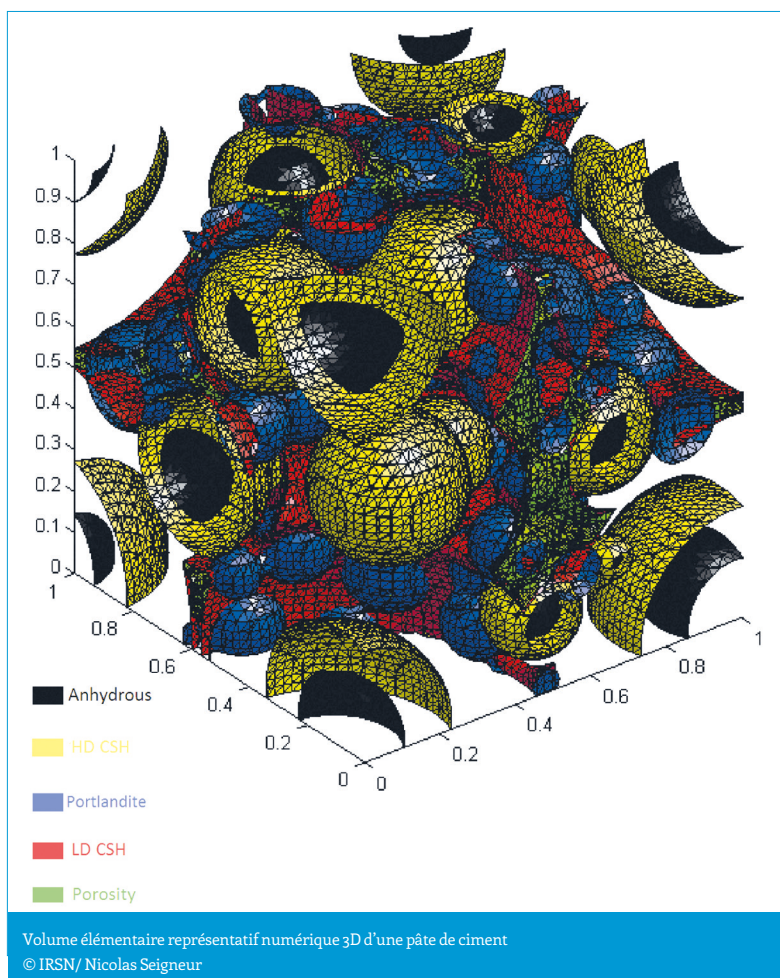
• Dauzères A. et al.  
« Magnesium perturbation in low-pH concretes placed in clayey environment - solid characterizations and modelling » *Cement and Concrete Research* (2016) 79, pp 137-150.

En savoir plus  
sur le Sur le  
programme ODOBA



Les résultats sont en bon accord avec les données expérimentales. Ce nouveau modèle a été intégré au logiciel HYTEC, développé par un consortium mené par Mines Paris-Tech, permettant de mieux comprendre l'évolution de la géochimie des matériaux du stockage (principalement les matériaux argileux et le béton) dans différentes configurations, ainsi que l'impact de cette évolution sur le transport des radionucléides dont le calcul pourra désormais être extrapolé à plus long terme. Cet outil, qui devrait permettre dans un futur proche d'affiner l'expertise de la sûreté de Cigéo, continue à être développé sur d'autres aspects de l'évolution des bétons, notamment la carbonatation atmosphérique. Les recherches sur le vieillissement du béton dans

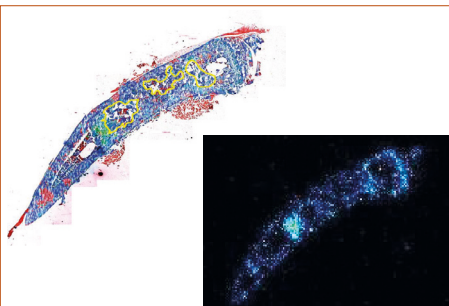
le stockage profond s'orientent désormais vers la problématique du comportement mécanique, résultant des perturbations physico-chimiques. L'enjeu pour les années à venir est de construire un modèle chimie/mécanique prenant en compte l'ensemble des perturbations chimiques identifiées pour nourrir l'évaluation de sûreté. Une nouvelle approche ambitieuse qui passe notamment par le démarrage de nouvelles thèses avec le Laboratoire matériaux et durabilité des constructions (LMDC) de Toulouse ou l'École normale supérieure (ENS) de Cachan, et par le projet international ODOBA (Observatoire de la durabilité des ouvrages en béton armé) qui a pour objectif d'étudier les pathologies du béton et leurs conséquences à l'échelle des ouvrages nucléaires.





# Évaluer PRÉCISÉMENT la DOSE d'une ALPHATHÉRAPIE

Pour contribuer à optimiser les doses de rayonnements ionisants délivrées pendant une radiothérapie, l'IRSN développe des outils d'évaluation personnalisée de la dose. Une thèse propose de nouvelles méthodes pour la radiothérapie interne vectorisée, en plein essor, qui permet de traiter certaines tumeurs par l'administration de produits radiopharmaceutiques.



Pour identifier l'hétérogénéité éventuelle de la répartition du  $^{223}\text{Ra}$ , la doctorante a initié un travail visant à exploiter des images autoradiographiques (à droite) qui mesurent la radioactivité sur un prélèvement, ici un tibia de souris. Superposée à une vue au microscope, elles permettent d'identifier la répartition du  $^{223}\text{Ra}$  par rapport à la tumeur (en jaune).

© IRSN

La radiothérapie interne vectorisée repose sur l'administration d'un produit radiopharmaceutique dont les propriétés biophysiques vont permettre une localisation préférentielle au niveau d'un tissu pathologique, notamment cancéreux<sup>(1)</sup>. De nouveaux radiopharmaceutiques, émetteurs alpha, sont particulièrement prometteurs : déposant beaucoup d'énergie sur un faible parcours, ils peuvent être plus toxiques pour les cellules tumorales que les émetteurs  $\beta$  tout en limitant l'irradiation des tissus sains. L'enjeu est de définir précisément, pour chaque patient, la quantité de radiopharmaceutique à administrer pour délivrer une dose maximale à la tumeur tout en ne dépassant pas les limites de dose aux organes à risques. Durant sa thèse, Nadia Benabdallah a travaillé sur le traitement des métastases osseuses par le  $^{223}\text{Ra}$  (Xofigo®)<sup>(2)</sup> et a développé des méthodes pour optimiser la dosimétrie de ce radiopharmaceutique alpha à différentes échelles.

Pour les émetteurs alpha, l'évaluation dosimétrique est un véritable défi car ces particules parcourent une si courte distance (50  $\mu\text{m}$ ) avant d'être arrêtées qu'elles ne peuvent être détectées à travers l'épaisseur du corps. Afin de connaître la répartition du  $^{223}\text{Ra}$  et de ses descendants dans le corps, la doctorante a exploité le fait qu'ils émettent également plusieurs raies gamma. Un protocole a été développé pour reconstruire des images et quantifier l'activité du  $^{223}\text{Ra}$  à l'aide d'une gammacamera, en collaboration avec l'Hôpital Européen Georges Pompidou. L'imagerie fournit ainsi la distribution spatiale du radiopharmaceutique au moment de l'injection. Or, son évolution dans le corps (biocinétique) doit aussi être prise en compte. Différentes images sont alors acquises au cours du temps, ce qui permet de calculer l'activité cumulée dans les zones concernées à l'aide du logiciel de dosimétrie interne CEDIPE<sup>(3)</sup>, qui a été amélioré par la doctorante pour gérer plusieurs images.

## Énergie absorbée

Dans l'optique de la protection du patient, l'étape suivante était de déterminer l'énergie absorbée par les parties les plus radiosensibles de l'os. La doctorante a pour cela utilisé les modèles de l'os les plus réalistes et déterminé les dépôts d'énergie, par simulation Monte Carlo<sup>(4,5)</sup>, en tenant compte de l'énergie alpha et de la proportion de moelle rouge dans les différentes zones du squelette. Ce travail multiprimé (voir « Vie de la recherche ») fondé sur l'imagerie gamma fournit la dosimétrie du  $^{223}\text{Ra}$  à l'échelle du centimètre. Il faut à présent l'obtenir à l'échelle du parcours moyen du rayonnement alpha, où une répartition hétérogène du radium peut entraîner des effets qui le sont aussi sur les zones à traiter (ce que l'imagerie gamma ne peut pas expliquer). Le défi du passage de l'échelle macroscopique à microscopique reste à réaliser.

 Centre de Recherche en Cancérologie et Immunologie Nantes-Angers (CRCINA), Hôpital Européen Georges Pompidou

### CONTACT

**Aurélié Desbrière**  
aurelie.desbriere  
@irsn.fr

Laboratoire d'évaluation de la dose interne – Ledi

**Jean-Marc Bertho**  
jean-marc.bertho  
@irsn.fr

Laboratoire de radiotoxicologie et radiobiologie expérimentale – LRTox

<sup>(1)</sup> Les traitements en médecine nucléaire utilisent principalement l'isotope de l'iode  $^{131}\text{I}$  pour les pathologies thyroïdiennes.

<sup>(2)</sup> Le Xofigo® est autorisé depuis novembre 2013 pour le traitement du cancer de la prostate ayant métastaté aux os.

<sup>(3)</sup> CEDIPE, Outil d'évaluation de la dose interne personnalisée, est développé depuis une quinzaine d'années à l'IRSN.

### PUBLICATION

• Optimisation de la dosimétrie en alphathérapie par approche multi-échelle : application au traitement des métastases osseuses par le  $^{223}\text{Ra}$ , thèse de l'Université Paris-Saclay soutenue par Nadia Benabdallah le 21 décembre 2017, Ecole doctorale n°576.



# Des DONNÉES nouvelles pour LES MODÈLES de feux sous-OXYGÉNÉS

 Institut universitaire des systèmes thermiques industriels (IUSTI - UMR CNRS 7343) dans le cadre du laboratoire de recherche commun ETiC

## CONTACT

**Mickaël Coutin**  
mickael.coutin@irsn.fr  
Laboratoire d'expérimentation des feux - Lef

<sup>(1)</sup> CADUCEE est un calorimètre à atmosphère contrôlée (normalement oxygénée et sous-oxygénée) permettant l'étude de la combustion de différents matériaux, à petite échelle et échelle intermédiaire, pour une puissance de feu pouvant aller jusqu'à 250 kW.

<sup>(2)</sup> Une grandeur normalisée est ici une grandeur adimensionnée par sa valeur obtenue à 21 % d'oxygène.

## PUBLICATION

• *Effet de la sous-oxygénation sur les paramètres de combustion*, thèse soutenue par David Alibert le 22 novembre 2017 à Aix-Marseille Université, école doctorale 353 - Sciences pour l'ingénieur : mécanique, physique, micro et nanoélectronique.



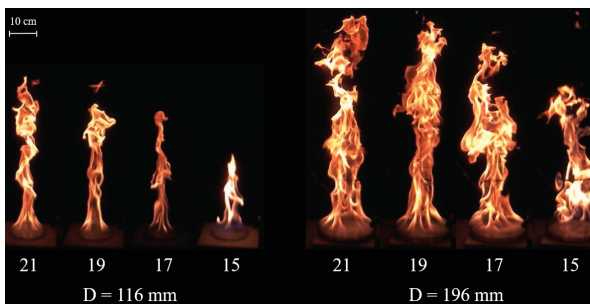
**Pour mieux évaluer les conséquences d'un incendie dans une installation nucléaire, l'IRSN mène des recherches sur le développement d'un foyer dans des conditions représentatives de ventilation et de confinement. Une thèse récente a permis d'obtenir de nouvelles données expérimentales sur la combustion en milieu sous-oxygéné, en vue de valider les modèles.**

Dans une installation nucléaire, les conséquences d'un incendie peuvent être majeures s'il endommage des équipements importants pour la sûreté nucléaire ou s'il remet en suspension des radioéléments qui peuvent ensuite être rejetés dans l'environnement. L'IRSN mène des recherches pour compléter les connaissances relatives au développement de feux dans des locaux confinés et ventilés et améliorer les logiciels capables d'en prédire les conséquences. Dans les bâtiments nucléaires, la ventilation mécanique permet de maintenir les compartiments fermés en légère dépression pour éviter toute dissémination de matériaux radioactifs dans l'environnement. Lorsque le feu est assez puissant, le taux d'oxygène baisse et peut même entraîner l'extinction du foyer. Pour prévoir le développement de feux sous-oxygénés, l'énergie dégagée et leur durée, une modélisation spécifique est nécessaire. Dans ce cadre, David Alibert a mené une thèse expérimentale pour mieux comprendre et prendre en compte l'effet de la sous-oxygénation sur les paramètres de combustion.

Le doctorant a réalisé près de 300 essais de combustion sur deux matériaux, l'un solide – le PMMA<sup>GLO</sup> – couramment utilisé dans l'industrie nucléaire, et l'autre liquide – l'heptane – usuel dans l'expérimentation incendie. Il a pour cela adapté un dispositif de l'IRSN,

CADUCEE<sup>(1)</sup>, pour mesurer les principaux paramètres de combustion (débit de pyrolyse<sup>GLO</sup>, température des gaz, concentrations en CO, CO<sub>2</sub> et suies, flux thermiques, etc.). Une campagne d'essais a porté sur des plaques carrées de PMMA horizontales de 20, 40 et 60 cm de côté. La seconde campagne d'essais a mis en œuvre la combustion de l'heptane dans des bacs en acier, en inox ou en verre, de diamètres compris entre 10 et 30 cm. Dans les conditions expérimentales retenues, l'extinction s'est produite à 17,5 % et 14,5 % d'oxygène, pour le PMMA et pour l'heptane respectivement.

L'analyse des résultats montre notamment qu'une diminution de la concentration en oxygène, de 21 à 18 % pour le PMMA et de 21 à 15 % pour l'heptane, entraîne une diminution linéaire du débit de pyrolyse normalisé<sup>(2)</sup>. Pour le PMMA, les contributions radiative et convective au flux total, ainsi que le facteur d'émission des suies, restent pratiquement constants quelles que soient la taille de l'échantillon et la concentration en oxygène. Pour l'heptane, le facteur d'émission des suies diminue avec la concentration en oxygène et présente une évolution à seuils en fonction du diamètre de la nappe de combustible. Ces résultats et le nombre considérable de données obtenues vont permettre de valider et d'améliorer les logiciels de simulation des incendies, comme le logiciel ISIS de l'IRSN.



Images instantanées des flammes générées par la combustion de nappes d'heptane de 116 et 196 mm de diamètre à différentes concentrations en oxygène du mélange oxydant (nombre indiqué sous l'image).

© IRSN

## MOISSON DE PRIX POUR LES CHERCHEURS DE L'IRSN DEUX PRIX POUR ALEXIA LAPIÈRE, POUR SES TRAVAUX SUR LA PRISE EN CHARGE DE COMPLICATIONS APRÈS UNE RADIOTHÉRAPIE

**Alexia Lapière**, doctorante au Laboratoire de radiobiologie des expositions médicales (LRMed) de l'IRSN, a remporté le prix du meilleur poster lors du 29<sup>e</sup> Congrès de la Société française de radiothérapie oncologique (SFRO) qui a eu lieu du 4 au 6 octobre derniers à La Défense pour ses travaux de thèse sur l'« *Étude de l'effet de Faecalibacterium prausnitzii pour prévenir l'apparition d'ulcération colique radio-induite – Application dans la prise en charge des complications après radiothérapie abdomino-pelvienne* ». Elle avait également reçu le prix « Jeune Chercheur » pour la qualité et l'originalité de ses travaux de recherche au congrès annuel du Groupe français de neuro-gastroentérologie (GFNG) qui s'est tenu les 14 et 15 juin derniers à Paris.

## PRIX DE LA MEILLEURE PRÉSENTATION ORALE POUR JACQUES JABBOUR SUR LA PATHOLOGIE DES BÉTONS

**Jacques Jabbour**, Ingénieur-chercheur en mécanique des structures de l'IRSN, a remporté le prix de la meilleure présentation orale lors des journées scientifiques du Regroupement francophone pour la recherche et la formation sur le béton – (RF)<sup>2</sup>B –, les 12 et 13 juillet 2018.

## CONFÉRENCE HEIR : UN PRIX POUR MANON JACQUEMIN

**Manon Jacquemin**, doctorante au Laboratoire d'évaluation de la dose interne (LEDI) pour une thèse sur la « *dosimétrie des isotopes émetteurs  $\beta^+$  pour l'optimisation des méthodes de suivi cellulaire in vivo par imagerie TEP* », a remporté le premier prix des présentations de jeunes chercheurs lors de la conférence HEIR qui s'est tenue du 8 au 11 octobre à Fontenay-aux-Roses. Cette 12<sup>e</sup> Conférence internationale sur les effets sanitaires de l'incorporation des radionucléides (HEIR 2018) était cette année co-organisée par l'IRSN et le CEA.

## DEUX NOUVEAUX PRIX POUR NADIA BENABDALLAH, POUR SES TRAVAUX SUR LA DOSIMÉTRIE EN ALPHATHÉRAPIE

**Nadia Benabdallah** a remporté le Young Professional Award et le Young Professional public Award lors du congrès européen de l'Internatio-

nal Radiation Protection Association (IRPA) à La Haye (Pays-Bas) le 8 juin 2018, pour son travail de thèse mené au laboratoire LEDI de l'IRSN sur l'« *optimisation de la dosimétrie en alphathérapie par approche multi-échelle : application au traitement des métastases osseuses par le Ra-223* » (voir page 9), qu'elle a soutenue le 21 décembre 2017 à Fontenay-aux-Roses. N. Benabdallah avait auparavant été récompensée de quatre autres prix pour ses travaux : le prix du meilleur poster de la SFRP en 2015, le Travel Award for Young Researchers au congrès Targeted Alpha Therapy (TAT) au Japon en 2017, le premier prix Henri Jammot au congrès national de la SFRP en 2017, et le prix de l'école doctorale PHENICS le 28 mai dernier.

## THÈSES

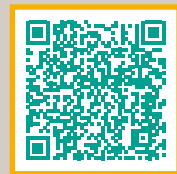
### CAMPAGNE DE RECRUTEMENT DES DOCTORANTS 2019

Les propositions de sujets pour les thèses commençant fin 2019 sont en ligne sur le site Internet de l'IRSN. Pour postuler, contactez directement le directeur de thèse, selon les modalités indiquées en ligne.

## LES DERNIÈRES SOUTENANCES DE THÈSE

- *Toxicologie de l'iode stable : étude in vivo des effets biologiques associés à une prophylaxie répétée à l'iodure de potassium*, par **Dalila Lebsir** le 16 novembre 2018 à Fontenay-aux-Roses ;
- *Étude des effets de l'eau tritiée sur les stades de développement précoces chez le poisson zèbre (Danio rerio) : caractérisation des modes d'action*, par **Caroline Arcanjo** le 30 octobre 2018 à Saint-Paul-lez-Durance ;
- *Obtention théorique et expérimentale des lois de diffusion thermique de l'eau légère*, par **Vaibhav Jaiswal**, le 15 octobre 2018 à Fontenay-aux-Roses ;
- *Modélisation micromécanique du comportement viscoplastique d'un polycristal poreux : application à un acier inoxydable austénitique irradié*, par **Louis Joessel** le 15 octobre 2018 à Marseille ;
- *Spéciation et mobilité de l'uranium dans des sols et des sédiments lacustres en aval d'anciens sites miniers*, par **Lucie Stetten** le 12 octobre 2018 à Paris ;
- *Méthodes d'essais de vieillissement accéléré des bétons à l'échelle des ouvrages*, par **Jacques Jabbour** le 28 septembre 2018 à Cachan ;
- *Apport de l'impression 3D pour la réalisation de familles de fantômes d'étalement dédiés à la personnalisation de la mesure en dosimétrie interne*, par **Tiffany Beaumont** le 21 septembre 2018 à Fontenay-aux-Roses ;
- *Développement de la spectroscopie par résonance paramagnétique électronique (RPE) pour la dosimétrie d'accident radiologique sur les ongles des victimes*, par **Nicolas Tkatchenko** le 14 septembre 2018 à Fontenay-aux-Roses ;
- *Interactions between sodium carbonate aerosols and iodine fission-products*, par **Ankita Jadon** le 20 juillet 2018 à St Paul-Lez-Durance ;
- *Conception et évolution du régime français de régulation de la sûreté nucléaire à la lumière de ses instruments (1945-2017) : une approche par le travail de régulation*, par **Michaël Mangeon** le 29 juin à Paris ;
- *Origine et devenir du tritium au sein des hydrosystèmes continentaux méditerranéens français non-nucléarisés*, par **Loïc Ducros** le 14 juin 2018 à Aix-en-Provence.

➤ En savoir plus sur les soutenances de HDR et de thèses



**IMAGES****AUTORADIOGRAPHIQUES:**

images obtenues par contact lorsque la source de rayonnement n'est pas externe (comme la radiographie classique aux rayons X par exemple), mais qu'elle est incluse dans l'échantillon.

**PMMA :**

ou polyméthacrylate de méthyle est notamment utilisé dans les boîtes à gants, équipements transparents et étanches utilisés pour manipuler les substances radioactives.

**PORE D'UN MATÉRIAU :**

le pore est un vide dans un matériau solide. Dans l'argilite ou dans le ciment, les pores peuvent être remplis d'eau.

**PYROLYSE:**

Au sens strict, décomposition chimique d'une substance sous l'action d'une source de chaleur en l'absence d'oxygène ou en atmosphère pauvre en oxygène. Dans le domaine du risque incendie, aucune hypothèse n'est émise sur la présence d'oxygène: le mot pyrolyse est utilisé au sens large pour décrire la dégradation des matériaux combustibles et la production de gaz combustibles qui alimentent la flamme.

**SIMULATION****MONTE CARLO:**

simulation utilisant un ensemble d'algorithmes visant à estimer une valeur numérique en utilisant des techniques probabilistes.

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/aktis](http://www.irsn.fr/aktis)

**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**

BP 17 - 92262 Fontenay-aux-Roses  
 Cedex - France

**SITE INTERNET**

[www.irsn.fr](http://www.irsn.fr)