

# Avant-propos



Dans les différents domaines d'activité de l'IPSN et de l'OPRI (sûreté nucléaire, protection des travailleurs et de l'environnement, contrôle des matières nucléaires et sensibles), beaucoup d'événements scientifiques marquants ont eu lieu ces dernières années. Ces deux établissements ont été récemment réunis au sein de l'IRSN, à l'issue d'un processus engagé il y a plusieurs années.

Les événements scientifiques les plus significatifs sont rassemblés dans ce rapport, dont la vocation est, sans prétendre à l'exhaustivité, d'afficher l'image scientifique et technique de l'IRSN. Il s'inscrit dans la continuité des précédents rapports scientifiques et techniques de l'IPSN, et j'ai plaisir à constater que, conformément à la volonté exprimée à l'époque, il ne s'est pas écoulé plus de deux ans depuis la publication du précédent rapport, ce qui permet d'assurer une certaine continuité.

Le plan du document reste assez voisin de celui de ses prédécesseurs, depuis la sûreté des installations (réacteur, cycle du combustible) jusqu'à la protection de l'homme et de l'environnement avec, sur ces derniers sujets, une contribution notable de l'OPRI, sans oublier la sécurité des matières radioactives et des transports et la sûreté de la gestion des déchets.

Une nouveauté, toutefois : dans un chapitre à part, sont présentées un certain nombre d'activités "mixtes" qui concernent à la fois la protection de l'homme et celle de l'environnement et qui montrent la synergie importante qui commence à se développer entre ces deux domaines.

Chaque chapitre se compose, comme dans les rapports précédents :

- d'une présentation générale de l'activité de l'IRSN dans le domaine considéré ;
- de quelques "zooms" sur des points particulièrement significatifs.

Et les chapitres comprennent, pour la plupart d'entre eux, une fiche "partenariats internationaux" qui témoigne de l'importance que prend le volet international dans les activités de l'IRSN, ce qui justifie la diffusion d'une version anglaise de ce rapport.

Plus encore que dans les précédents rapports apparaît l'importance que l'ouverture vers l'extérieur revêt pour l'IRSN. Une composante essentielle de celle-ci est bien évidemment la relation avec les universités : dans ce cadre, pour la première fois, figurent dans le rapport quelques éléments sur les thèses réalisées au sein de l'Institut.

Je remercie ici tous ceux, animateurs, auteurs, relecteurs, responsables de l'édition, qui ont contribué à la réalisation de ce document. J'espère qu'il permettra d'apprécier la qualité des recherches et des études réalisées à l'IRSN ; ce point est sans conteste capital pour l'avenir de l'Institut.

**Daniel Quéniart**, Administrateur de l'IRSN  
Décembre 2002

# Modèle d'analyse des incidents RECUPERARE, intégrant les facteurs techniques, humains et organisationnels

• N. MATAHRI (IRSN)

• G. BAUMONT (IRSN)

• C. HOLBE (IRSN)

**D**ans le cadre de sa mission d'expertise pour le compte de l'Autorité de sûreté, l'IRSN examine les événements d'exploitation qui pourraient avoir un impact sur la sûreté des réacteurs à eau sous pression. À cette fin, l'Autorité de sûreté a notamment demandé à EDF de lui déclarer systématiquement les faits les plus importants, appelés "incidents significatifs pour la sûreté". L'IRSN dispose ainsi de rapports d'incident, dont il doit réaliser l'analyse<sup>1</sup> en continu.

L'IRSN a élaboré différentes méthodes d'analyse du retour d'expérience pour tirer les leçons les plus pertinentes des incidents significatifs et a créé plusieurs bases de données servant de support à la mémoire de l'analyse des incidents. Jusqu'à présent, ces bases de données s'intéressent préférentiellement soit aux facteurs techniques soit aux facteurs humains, et à la description des causes et des conséquences sur la sûreté des installations. L'analyse du retour d'expérience vise généralement en effet à identifier des moyens de réduire la fréquence d'apparition de ces causes ou la gravité des conséquences.

Par ailleurs, l'IRSN étudie des scénarios hypothétiques d'accidents pouvant conduire à des conséquences inacceptables. C'est ainsi qu'il réalise des "études probabilistes de sûreté" (EPS) qui s'intéressent non seulement à la fréquence d'apparition d'événements initiateurs d'accident, à la fréquence des indisponibilités des systèmes importants pour la sûreté, mais aussi à la probabilité d'erreurs humaines en relation avec celle de les "récupérer". Ces EPS sont liées à un "modèle d'accident" dont elles étudient les variantes selon les événements initiateurs.

<sup>1</sup> - Rappelons qu'EDF exploite 58 réacteurs nucléaires à eau sous pression et déclare en moyenne 400 "incidents significatifs pour la sûreté" par an.

## Un nouveau modèle de description d'incident

L'idée à l'origine du modèle RECUPERARE présenté ici est de mettre au point un "modèle d'incident" s'inspirant du "modèle d'accident" proposé par les EPS, structurant les données habituellement étudiées dans le retour d'expérience.

Le modèle décrit :

- le début de l'incident, c'est-à-dire l'émergence des causes de l'incident (erreurs humaines, défaillances techniques ou défauts organisationnels) ;
- les caractéristiques de l'écart vis-à-vis des exigences prescrites dans les règles d'exploitation générales et du déroulement de l'incident ;
- la récupération de la situation (qui repose sur le système humain et/ou les automatismes de sauvegarde).

**L'IRSN a élaboré différentes méthodes d'analyse du retour d'expérience pour tirer les leçons les plus pertinentes des incidents significatifs.**

Le schéma ci-dessous synthétise le modèle (figure 1).

### Des mécanismes de récupération jusqu'alors peu étudiés

Ce modèle permet donc d'intégrer dans l'analyse des incidents les facteurs techniques, humains et organisationnels, en s'attachant à la compréhension des actions de récupération jusqu'alors peu étudiées.

Les principales données étudiées grâce à RECUPERARE sont :

- la fréquence annuelle des erreurs humaines et des défaillances techniques et leur contexte d'apparition ;
- la nature du couple défaut-récupération, en tenant compte de la notion de défaut latent ainsi que du délai de latence et en introduisant une référence temporelle : la mise en service du système concerné ;
- les effets de dépendance entre les facteurs liés aux erreurs et ceux liés aux récupérations ;

Figure 1

Le modèle RECUPERARE.

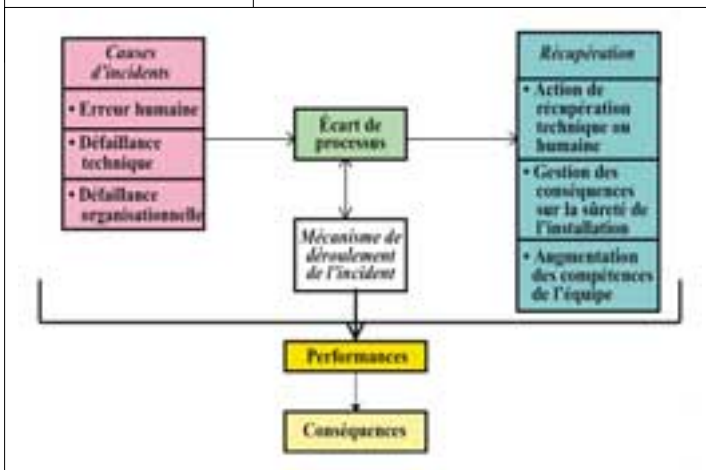
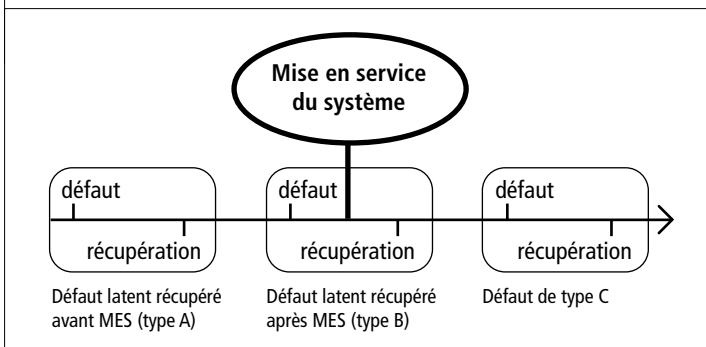


Figure 2

Principe de classification des couples défaut-récupération de type A, B et C.



- les "temps de réponse" des opérateurs relatifs à la détection des problèmes et à leur récupération. Ce point est particulièrement important car les conséquences d'un incident peuvent être plus ou moins sévères, selon les performances de la récupération des situations incidentelles.

La notion de couple défaut-récupération a conduit à proposer une classification des incidents en six familles.

1. Type A : défaut latent découvert et récupéré avant la mise en service (MES) du système concerné.
2. Type B : défaut latent découvert et récupéré après la mise en service du système concerné.
3. Type C : défaut apparu alors que le système est déjà en service.
4. Type D : cumul de défauts (par exemple, répétition de la même erreur, défaut pendant la récupération d'un premier défaut, défaut de stratégie engendrant différentes actions inappropriées).
5. Type O : défaut organisationnel sans impact direct ni sur l'installation ni sur le process.
6. Type R : défaut dans le domaine de la radioprotection.

La figure 2 illustre le principe de la classification pour les trois premiers couples défaut-récupération.

- Par exemple, une vanne n'est pas "lignée" correctement et, lors d'une ronde, on s'aperçoit que la position de cette vanne rend le système indisponible. On rétablit le lignage (donc la disponibilité du système) avant toute utilisation de celui-ci. Cet incident sera classé en incident de type A (incident comprenant un couple défaut-récupération de type A).
- Une vanne n'est pas lignée correctement sur un système donné. On ne récupère la situation (par rétablissement du lignage) qu'après la mise en service du système. Cet incident sera classé en incident de type B.
- Lors de l'utilisation d'une procédure de conduite, un opérateur ferme la mauvaise vanne et rend indisponible un circuit en cours d'utilisation. Cet incident sera classé en incident de type C.

Ces six familles permettent de caractériser les différents scénarios relatés dans les comptes rendus d'incidents significatifs d'une année et de suivre l'évolution de la nature des incidents. Cette analyse est réalisée au moyen d'une base de données collectant les informations disponibles.

## Des résultats multiples

Du fait de la richesse de la base, les résultats sont multiples et permettent de répondre à différents types de questions que peuvent se poser les analystes de l'IRSN. En effet, la base permet d'obtenir des répartitions d'incidents suivant plusieurs critères, des courbes de délais de détection ou de récupération ou des caractérisations globales des familles d'incidents selon des méthodes statistiques avancées.

Quelques exemples de résultats sont illustrés ci-contre à partir de l'analyse des années 1997 à 1999. Les courbes sont établies à partir d'un échantillon contenant au moins vingt éléments.

## Répartition générale

D'une année à l'autre (figure 3), la répartition des incidents dans les différentes familles varie peu (par exemple, il y a environ 25 % de défauts latents). Elle semble être le résultat de la conception des réacteurs, du mode d'exploitation, de l'organisation des activités de l'exploitant, éléments variant peu d'une année à l'autre. Cette stabilité dans la répartition valide le choix initial des différentes familles. Par exemple, on notera que chaque année, les incidents de cumuls représentent environ 10 % du total. Cette stabilité devrait permettre de mesurer l'effet de modifications importantes dans l'organisation ou dans les installations en comparant les résultats.

## Influence de l'heure d'émergence des incidents

L'histogramme ci-contre (figure 4) montre que le nombre d'incidents est moins lié au rythme circadien qu'à la densité des activités menées sur l'installation suivant les heures de la journée. En effet, c'est pendant les heures "ouvrables", celles où la densité d'activité est maximale, que se produit la majorité des incidents.

Pour compléter cette observation, le graphique de la figure 5 regroupe les courbes de probabilité d'échec de la détection en fonction du temps<sup>1</sup> pour les incidents de type C. On observe que c'est pendant les quarts de nuit que la détection est la plus performante. On peut lire, par exemple, que 50% des incidents sont détectés en moins de 20 minutes la nuit et en 1 heure environ le jour.

Figure 3

Répartition des incidents dans les six familles.

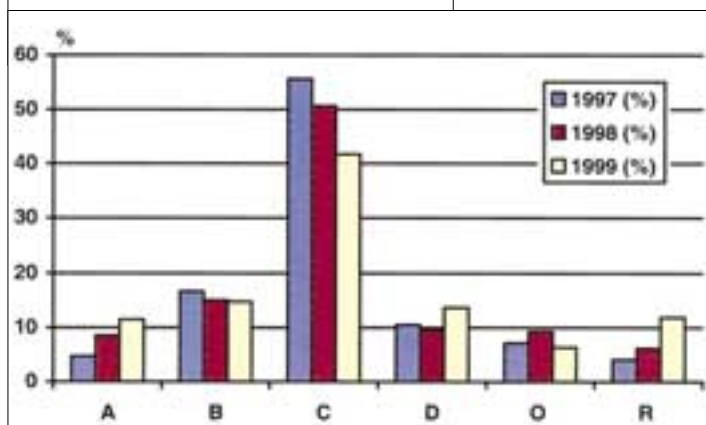


Figure 4

Répartition des incidents suivant leur heure d'émergence.

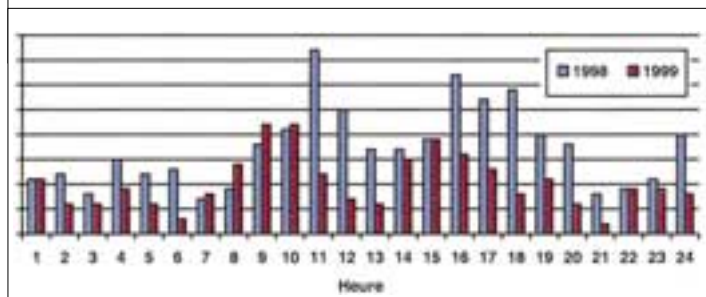
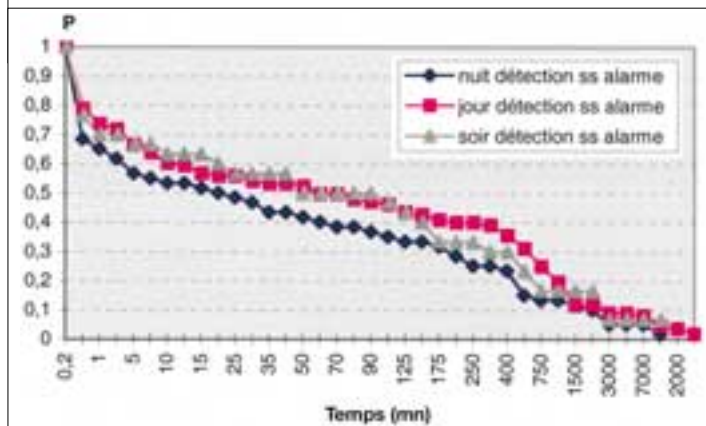


Figure 5

Courbes de probabilité d'échec à la détection des incidents pour lesquels le moyen de détection n'est pas une alarme.



1 - Les courbes de probabilité d'échec de la détection en fonction du temps sont obtenues en effectuant le calcul suivant :  $P = 1 - (\text{Nb incidents détectés avant } t / \text{Nb incidents dans l'échantillon étudié})$ .

## Nature de l'activité en cours lors de l'émergence de l'incident

L'histogramme de la **figure 6** montre que les situations d'essais périodiques et de requalification des systèmes après intervention (regroupées sous la légende "essais divers") ainsi que les transitoires d'exploitation (par exemple la montée en puissance du réacteur), sont les activités au cours desquelles apparaissent près de 50 % des incidents. Ces constats nécessitent une analyse pour comprendre le mécanisme de ces situations particulières. Il faut savoir que ces situations, de faible durée, ne sont pas prises en compte dans les scénarios hypothétiques des EPS, que les procédures de conduite incidentelle et accidentelle sont conçues pour des états standards et que les opérateurs peuvent ne réaliser

certaines de ces opérations qu'une fois tous les sept ans (la conduite du réacteur est assurée par un roulement de sept équipes intégrées).

Grâce à la méthode RECUPERARE, les contextes d'émergence des erreurs ou des défaillances peuvent être mieux analysés : on retiendra que les contextes temporels sont cités dans plus d'un quart des rapports d'incidents (sans que cette information soit explicitement demandée). En particulier, les erreurs surviennent principalement lors de tâches conduites sur plusieurs quarts d'affilée ou lorsque plusieurs tâches sont accomplies de manière simultanée. La planification des tâches et leur coordination sont des aspects organisationnels importants, dont l'influence peut être ainsi quantifiée.

## Délais de latence des défauts

On rappelle qu'un défaut est considéré comme "latent" s'il est présent sur un système avant sa mise en service, sans être détecté (**figure 7**). Ce type de défaut est particulièrement important puisque la sûreté de l'installation ne peut être assurée que si tous les systèmes importants pour la sûreté (notamment les systèmes de sauvegarde) sont réellement disponibles, c'est-à-dire notamment qu'ils ne présentent pas de défauts latents. Le schéma ci-contre montre que les distributions du délai de latence pour les incidents de ce type survenus en 1997 et en 1998 sont superposables, bien que, sans doute, les défauts en cause soient de natures très différentes. Cela plaiderait en faveur de la thèse selon laquelle ce sont des facteurs non techniques et non propres au défaut qui permettent leur détection, mais plutôt des facteurs contingents du fait de l'organisation des activités et des modes d'exploitation et de contrôle.

## Facteurs influençant les délais de détection et de récupération des incidents de type C

Pour 1997 et 1998, les courbes de probabilité d'échec de la détection des défauts "en cours d'action" (défauts de type C) présentent une grande similarité de forme. Les facteurs qui influencent les délais de détection ont pu être identifiés et leurs effets, quantifiés (les moyens de détection, le mode de dépendance...). Concernant les défaillances techniques, on note une influence de la nature de la défaillance sur la rapidité de la détection.

Figure 6

Pour chaque type d'activité d'exploitation, nature des incidents rencontrés en 1998.

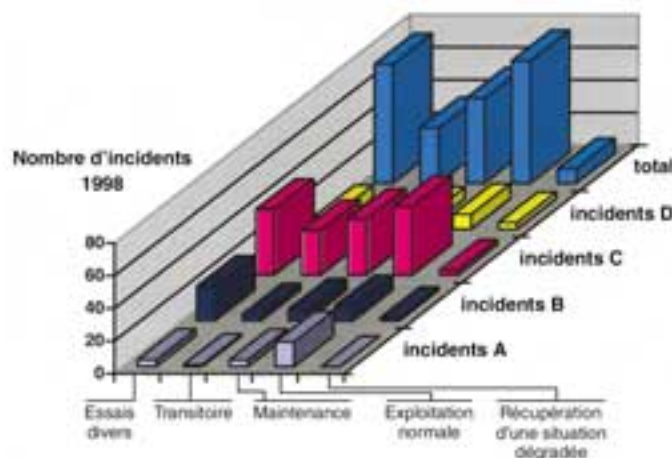
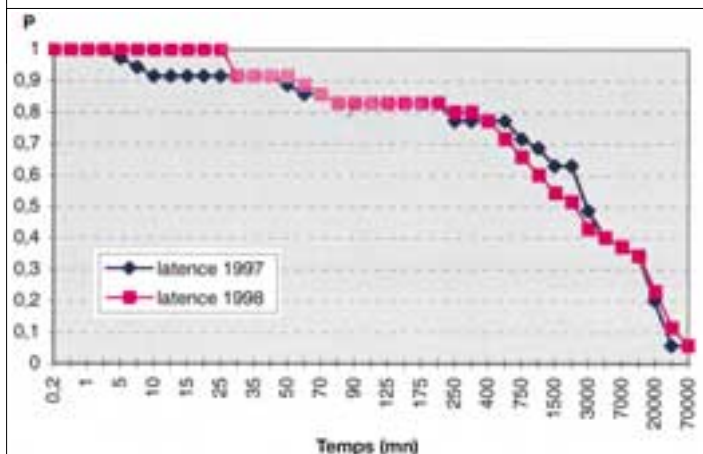


Figure 7

Délai de latence des incidents de type A et B (1997 et 1998).



Par exemple, d'après la **figure 8**, les incidents ayant pour cause un problème électrique sont les incidents détectés le plus vite.

Les principaux résultats mis en évidence par la méthode RECUPERARE sont les suivants :

- dans 17 % des incidents où l'information a été précisée dans le compte rendu, l'acteur de l'erreur a récupéré sa propre erreur, et ce dans 80 % des cas dans un délai de moins de 20 minutes. Lorsque c'est un autre membre de l'équipe ou un acteur indépendant qui récupère l'erreur, la récupération est moins rapide (**figure 9**);
- les acteurs de la récupération sont principalement l'équipe de conduite et surtout l'opérateur, qui récupère plus d'erreurs qu'il n'en provoque. On note en outre que les automatisiciens sont des acteurs qui interviennent dans la récupération de 20 % des incidents;
- dans un cinquième des incidents, la procédure utilisée pour la récupération présentait un défaut et l'impact sur le délai de restauration de la situation a pu être mesuré (**figure 10**).

### Lien entre l'impact sur la sûreté et les délais de détection et de récupération

L'analyse a pu mettre en évidence que les incidents jugés les plus marquants pour la sûreté par les analystes de l'IRSN, du fait de leur contexte humain et de leurs conséquences potentielles sur la sûreté, sont des incidents où la détection et la récupération ont été particulièrement lentes.

### Conclusion

Cette méthode d'analyse ouvre de nouvelles pistes pour l'analyse du retour d'expérience.

Bien que les sites nucléaires ne donnent pas tous le même type d'information et que certaines données soient manquantes, le fait d'avoir un nombre de données important permet de distinguer des tendances et des profils sur la nature des incidents d'une année.

La méthode permet d'établir une vue générale de la nature des incidents chaque année et de caractériser les performances des équipes pendant la récupération des situations incidentelles.

De plus, les résultats peuvent être utilisés comme tableau de bord d'une année sur l'autre en choisissant certains paramètres pertinents qui permettraient de se forger une opinion globale sur

Figure 8

Courbes de probabilité d'échec à la détection et à la récupération selon la défaillance technique, incidents de 1997 et de 1998.

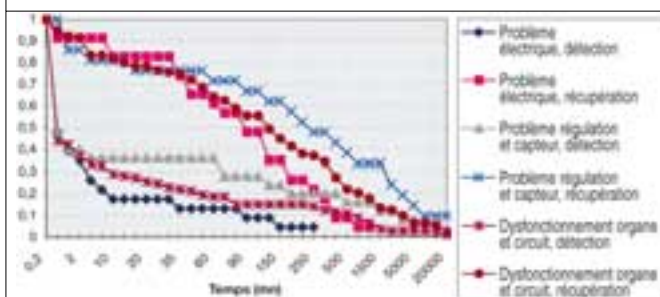


Figure 9

Probabilité d'avoir un certain délai entre la détection et la récupération d'un incident selon le mode de dépendance.

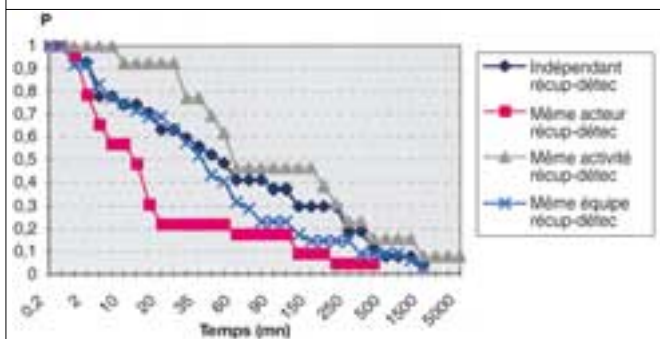
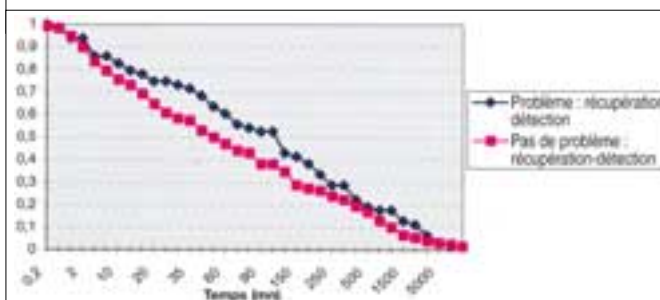


Figure 10

Probabilité d'avoir un certain délai entre la détection et la récupération d'un incident selon qu'un problème existe ou non dans la procédure de récupération.



la sûreté des installations au fil des années, à partir de données objectives.

Pour conclure, il est clair que les opérateurs et les équipes de conduite corrigent en permanence des petits dysfonctionnements ou des dysfonctionnements n'ayant pas de conséquence réelle sur la sûreté, mais dont la correction évite une éventuelle dégradation de l'installation. Ces faits ont été observés à de multiples reprises par les spécialistes du facteur humain en salle de commande. Les opérateurs ont sans doute mis au point des stratégies implicites de récupération vis-à-vis de ces dysfonctionnements. L'outil RECUPERARE devrait permettre de mieux comprendre cet aspect important de la conduite des installations.

## 2 Les études d'évaluation des termes sources sur les REP

• J. FLEUROT (IRSN)

• J.-M. EVRARD (IRSN)

• B. CHAUMONT (IRSN)

Les termes source désignent des rejets types de produits radioactifs dans l'environnement, enveloppes de situations accidentelles postulées sur les installations nucléaires. Ils sont utilisés pour la définition de procédures de protection des populations. Pour ce qui concerne l'évaluation des termes sources pour les réacteurs à eau sous pression (REP), deux études complémentaires ont été réalisées ces dernières années à l'IRSN.

La première est l'étude probabiliste de sûreté de niveau 2, menée pour les REP de 900 MWe. Cette étude constitue une analyse à caractère systématique des différents scénarios d'accidents graves (avec fusion du cœur) susceptibles de se produire (figure 1), ces scénarios étant quantifiés à la fois en termes de probabilité d'occurrence et de rejet induit. Elle traite de l'ensemble des modes de perte d'intégrité du confinement des réacteurs.

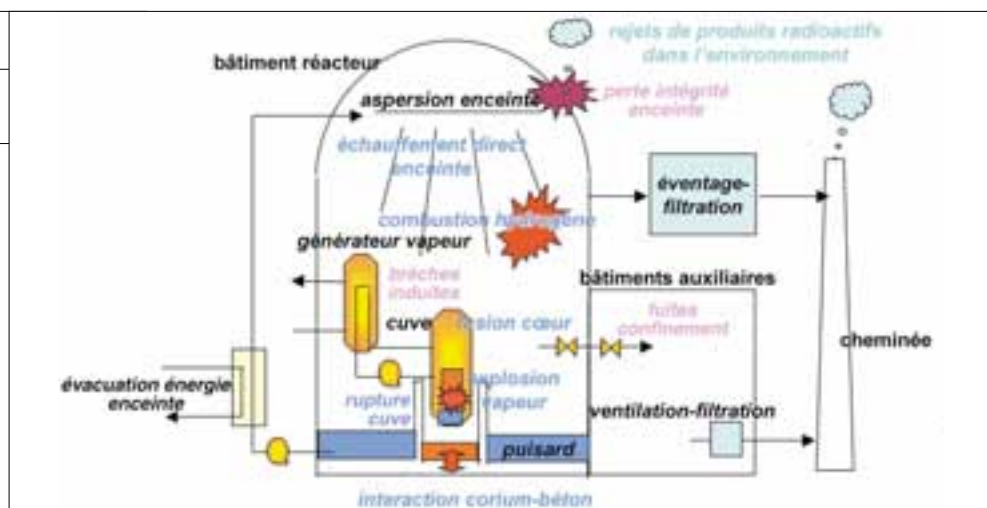
Une première version de cette étude, fondée sur la version de l'étude probabiliste de sûreté de niveau 1 publiée en 1990, dont le but était d'évaluer la fréquence des accidents conduisant à la fusion du cœur et qui était limitée aux états initialement en puissance du réacteur, a été réalisée. Cette version a permis de mettre au point les méthodes et d'identifier les sujets pour lesquels les connaissances ou les moyens de calcul devaient être améliorés.

La seconde étude est la réévaluation des termes sources de référence des REP. Ces termes sources de référence contribuent en particulier à la définition des plans de protection des populations autour des sites nucléaires. Cette étude est fondée sur l'analyse de quelques scénarios accidentels jugés enveloppes (les transitoires les plus improbables étant exclus de l'étude) entraînant la perte d'intégrité du confinement à long terme.

Ces deux études font actuellement l'objet de discussions techniques avec l'exploitant, qui mène des travaux comparables.

Figure 1

Les accidents graves de REP.



## L'étude probabiliste de sûreté de niveau 2

### APPROCHE GÉNÉRALE

L'étude probabiliste de sûreté de niveau 2 (EPS2) des réacteurs à eau sous pression de 900 MWe constitue un prolongement de l'EPS de niveau 1. Alors que celle-ci vise à évaluer la fréquence des accidents qui conduisent à la fusion du cœur, l'EPS2 a pour objectif d'évaluer la fréquence et le niveau des rejets dans l'environnement résultant de ces accidents.

L'étude est fondée sur quatre étapes principales, schématisées sur la **figure 2**.

- **Regroupement des séquences de l'EPS1 en états dégradés de l'installation**

Pour développer l'interface entre les projets EPS1 et EPS2, une liste de variables d'interface a été établie, destinée à assurer le transfert vers l'EPS2 de toutes les informations permettant de caractériser la progression de l'accident au-delà du dénoyage du cœur. À toute séquence de l'EPS1 est ainsi associé un jeu de valeurs des variables d'interface. Les séquences ayant un même jeu de valeurs de ces variables sont ensuite regroupées en "états dégradés de l'installation" (EDI), constituant les données d'entrée de l'EPS2.

- **Élaboration d'un arbre de déroulement des accidents graves**

L'EPS2 est fondée sur l'élaboration d'un arbre d'événements, appelé "arbre de déroulement des accidents graves" (ADAG). Cet arbre est constitué d'une succession ordonnée d'événements qui sont relatifs au fonctionnement des systèmes, aux actions humaines ou aux phénomènes physiques ayant une influence sur le déroulement de l'accident. À chaque événement de l'ADAG sont associés des branches et un modèle de quantification dont le rôle est de fournir la probabilité conditionnelle des différentes branches, ainsi que la valeur de certaines variables, qui peut évoluer au cours de la progression dans l'arbre. La quantification probabiliste de l'ADAG est effectuée pour chaque EDI. Chacune des successions des branches empruntées lors du parcours de l'arbre constitue une séquence accidentelle de niveau 2.

## L'EPS2 a pour objectif d'évaluer la fréquence et le niveau des rejets dans l'environnement résultant de ces accidents.

- **Regroupement des séquences EPS2 en familles de progression des accidents**

À l'issue de la quantification probabiliste de l'ADAG, un regroupement des séquences accidentelles de niveau 2 en familles de progression des accidents (FPA) est effectué en fonction de variables dont la valeur a une influence significative sur les rejets radioactifs dans l'environnement.

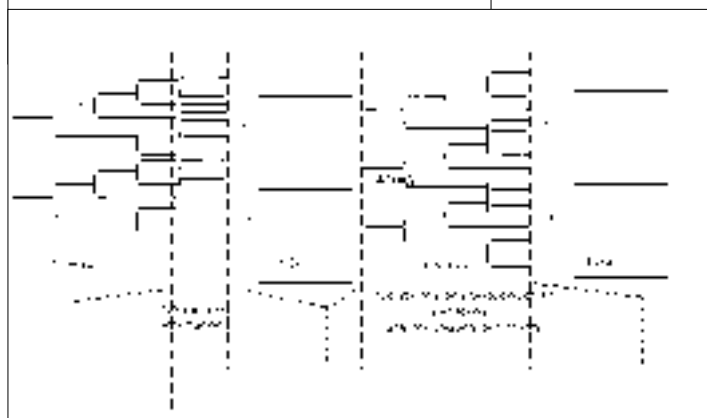
- **Évaluation des rejets**

La dernière étape de l'étude consiste en l'évaluation des rejets radioactifs atmosphériques dans l'environnement, correspondant à chaque FPA.

Un logiciel de quantification probabiliste, le logiciel KANT, a été développé spécifiquement dans le cadre du projet EPS2. Ce logiciel permet notamment de représenter et de quantifier l'arbre de déroulement des accidents graves, de représenter et de regrouper les familles de progression des accidents, d'évaluer le niveau des rejets correspondant à chaque FPA, d'évaluer les incertitudes sur les résultats, ainsi que d'exploiter ces résultats.

Figure 2

Schématisation des principales étapes de l'EPS2.





## L'ensemble des phénomènes physiques intervenant au cours d'un accident grave est explicitement représenté dans l'ADAG.

### ÉVALUATION DU COMPORTEMENT DES SYSTÈMES ET DES ACTIONS HUMAINES

Un programme a été initié afin d'étudier la tenue de certains équipements tels que les chaînes électromécaniques des soupapes du pressuriseur et les joints des circuits de recirculation des systèmes ISBP et EAS, aux conditions d'environnement des accidents graves. Ce programme, fondé sur des analyses fonctionnelles, des essais ainsi que des jugements d'experts, est en cours de réalisation. Les résultats seront utilisés pour la version finale de l'EPS2.

Une étude détaillée des fuites du confinement dues aux fuites préexistantes ou aux défaillances aléatoires des organes ou composants qui participent au confinement au cours d'un accident grave a été réalisée. Le logiciel BETAPROB a été développé afin, d'une part, d'identifier l'ensemble des chemins de fuite possibles, d'autre part, de quantifier la probabilité de fuite par ces chemins.

Afin d'évaluer la probabilité d'échec des actions humaines susceptibles d'intervenir lors des accidents graves, un modèle spécifique d'évaluation probabiliste de la fiabilité humaine (EPFH) a été développé. Ce modèle tient compte de l'organisation nationale de crise mise en situa-

tion accidentelle et des guides d'intervention élaborés pour les accidents graves affectant les REP. Le modèle est fondé sur l'identification et la pondération des facteurs d'influence (qualité des informations disponibles, complexité de la prise de décision, difficulté à réaliser l'action...). La quantification de la probabilité d'échec des actions humaines est fondée sur l'avis d'ingénieurs ayant l'expérience des exercices de crise.

### ÉVALUATION DES PHÉNOMÈNES PHYSIQUES

- L'ensemble des phénomènes physiques intervenant au cours d'un accident grave est explicitement représenté dans l'ADAG.

Pour chaque phénomène physique, différentes situations sont distinguées, pour chacune desquelles un calcul jugé représentatif a été réalisé. Les résultats de ces calculs sont compilés sous forme de tableaux qui sont exploités lors de la quantification probabiliste de l'ADAG. Les différents phénomènes physiques pris en compte, ainsi que les moyens de calcul qui ont été utilisés, sont précisés dans la **figure 3**.

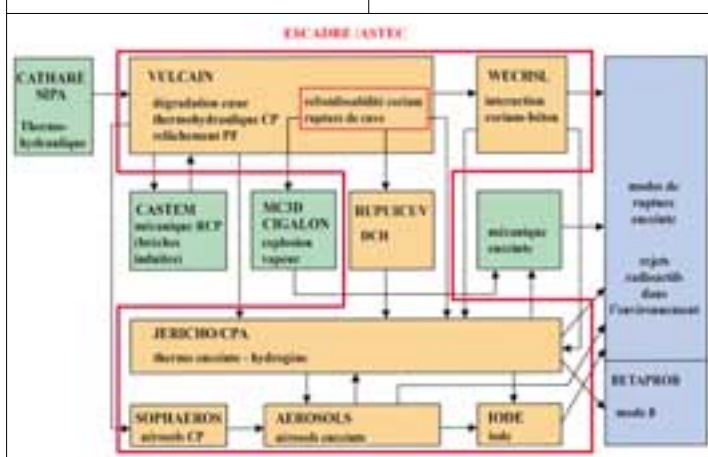
Les différentes séquences accidentelles conduisant à la fusion du cœur ont été étudiées au moyen du code de thermohydraulique CATHARE (IRSN-EDF-FRAMATOME) et du simulateur SIPA (IRSN).

La dégradation du cœur (échauffement, oxydation des gaines et production d'hydrogène, interactions U-Zr-O...) est modélisée par le code VULCAIN du système de codes ESCADRE (IRSN), complété par des modèles spécifiques pour traiter des coulées de corium vers le fond de la cuve et de la rupture de la cuve.

Lors de certaines situations accidentelles, des brèches induites des parois du circuit primaire et des tubes de générateurs de vapeur sont susceptibles de se produire à la suite de la conjonction de fortes pressions et de températures élevées. Ces situations ont été étudiées à l'aide du code MELCOR (NRC) et de modèles mécaniques simples. Des études plus approfondies sont en cours au moyen des codes ICARE-CATHARE (IRSN), TRIO-U (CEA) et CASTEM (CEA).

Figure 3

Codes de calcul utilisés pour l'EPS2.



Le phénomène d'explosion de vapeur, résultant d'un contact du corium (mélange de cœur fondu et d'acier) avec l'eau dans le fond de la cuve, est modélisé par le code CIGALON (IRSN), complété par des modèles spécifiques représentant la propagation du "missile" de corium et la rupture éventuelle du couvercle de la cuve ; ces modèles utilisent les résultats des expériences BERDA (Fzk). Des études sont également en cours au moyen du code mécaniste MC3D (CEA).

Lors de la rupture de la cuve sous haute pression, une dispersion importante de fragments de corium dans l'enceinte de confinement peut se produire, menant au phénomène d'échauffement direct de l'enceinte. Ce phénomène a été modélisé au moyen du code RUPUICUV (ESCADRE), ajusté sur des résultats expérimentaux caractéristiques de la géométrie des puits de cuve français (expériences de KAERI, expériences SURTSEY de Sandia).

L'ablation thermique du radier en béton par le corium a été étudiée au moyen du code WECHSL (ESCADRE), ainsi que du code MELCOR. Il est apparu que les deux codes prédisaient des cinétiques d'ablation assez différentes dans la phase à long terme. Un effort de modélisation et de validation sur ce sujet a été entrepris.

L'évolution thermohydraulique dans l'enceinte de confinement et la combustion lente de l'hydrogène ont été modélisées au moyen du code JERICHO (ESCADRE). Des études complémentaires sur les possibilités de combustion rapide d'hydrogène ont été menées à l'aide des codes RALOC (GRS) et de modèles spécifiques, fondés sur les expériences RUT (Russie). Ces études se poursuivent à l'aide du code CPA du système de codes ASTEC (IRSN-GRS).

Des études détaillées du comportement mécanique de l'enceinte de confinement ont été engagées au moyen du code CASTEM ; il s'agit de calculs non linéaires de modèles en trois dimensions de l'ensemble de l'enceinte de confinement et de la zone du tampon d'accès des matériels. Seuls des résultats partiels ont pu être exploités dans la version préliminaire de l'EPS2. Une révision de cette version sera réalisée sur la base des résultats de l'ensemble de ces calculs.

### ÉVALUATION DES REJETS

Un modèle simplifié d'évaluation des rejets a été développé à partir notamment du jeu d'hypothèses établi pour la réévaluation des termes sources de référence, présentée ci-dessous. Ce

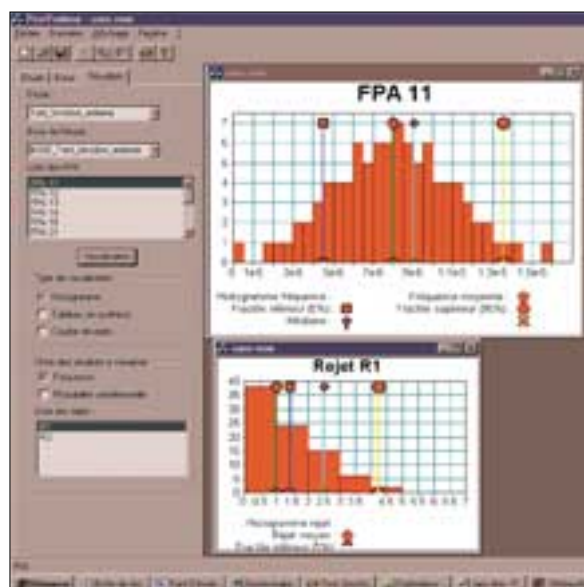


Figure 4

Le logiciel de quantification probabiliste.

modèle prend en compte tous les phénomènes qui ont une influence sur les rejets dans l'environnement. De plus, un nombre important de calculs paramétriques a été réalisé à l'aide du système de code ESCADRE afin d'établir un ensemble de lois simples et de corrélations. Ce modèle simplifié d'évaluation des rejets repose principalement sur :

- une loi linéaire d'émission des aérosols pendant la durée de la phase de fusion en cuve ;
- des lois exponentielles de dépôt naturel des aérosols, de rabattement par l'aspersion des aérosols et de l'iode, d'adsorption de l'iode sur les peintures aériennes ;
- des coefficients traduisant la conversion de l'iode moléculaire en iode organique, la fraction d'aérosols déposés dans les circuits primaire, secondaire et auxiliaire, l'efficacité des filtres à très haute efficacité, des pièges des systèmes de ventilation des bâtiments auxiliaires ou du dispositif de décompression et de filtration de l'enceinte de confinement (U5) ;
- des débits de fuite qui dépendent des sections de fuite de l'enceinte de confinement, de la phase de l'accident et du fonctionnement du système d'aspersion.

Les résultats produits par le logiciel d'évaluation des rejets sont principalement les activités rejetées par phase de l'accident et par famille d'espèces rejetées considérées (gaz rares, aérosols, iode volatil sous forme d'iode moléculaire et sous forme d'iode organique). Le logiciel fournit également les instants de début de rejets et la durée de ceux-ci (figure 4).

## ÉVALUATION DES INCERTITUDES

Une évaluation des incertitudes liées aux phénomènes physiques a été partiellement réalisée dans la version préliminaire de l'EPS2. Elle repose sur une évaluation des incertitudes affectant les paramètres des modèles physiques au moyen de jugements d'experts et sur la propagation de ces incertitudes au travers des calculs physiques et de l'ADAG par des techniques de Monte-Carlo. Une évaluation plus large de ces incertitudes est prévue dans la suite du projet.

## La réévaluation des termes sources de référence

Cette étude vise à réévaluer le niveau S3 du terme source qui a servi, dans les années 1970, à l'établissement des bases techniques des plans particuliers d'intervention (PPI), mis en œuvre lors d'un risque de rejets dans l'environnement. Ce niveau de terme source S3 repose sur des bases anciennes puisqu'il est issu d'une séquence du rapport WASH 1400<sup>1</sup> adaptée au cas des réacteurs français et actualisée partiellement à la fin des années 1980 après la mise en œuvre des procédures d'urgence, en particulier la procédure U5 avec installation d'un filtre à sable puis ultérieurement d'un préfiltre dans l'enceinte de confinement.

Ce terme source S3 correspond à des rejets différés par des voies permettant une certaine rétention des radionucléides. En raison de leurs faibles probabilités, les situations conduisant à un contournement de l'enceinte de confinement ou à une perte précoce de l'étanchéité de l'enceinte de confinement ne sont pas considérées dans cette étude.

Les objectifs principaux de la réévaluation du terme source S3 sont :

- d'intégrer au mieux les connaissances disponibles actuellement, en notant de plus les points qui pourraient bénéficier, dans les prochaines années, de nouveaux résultats expérimentaux et de l'évolution des modèles ;
- de prendre en compte l'évolution des installations, l'expérience d'exploitation et les améliorations apportées sur les installations.

Le programme de travail a comporté trois phases principales :

- le choix de séquences accidentelles représentatives et l'établissement d'un jeu d'hypothèses à retenir pour les calculs de l'émission, de l'évo-

lution dans l'installation et du rejet dans l'environnement des produits radioactifs ;

- la réalisation de ces calculs, l'analyse des résultats obtenus, des études de sensibilité ;
- les calculs de conséquences radiologiques à court terme (passage du panache).

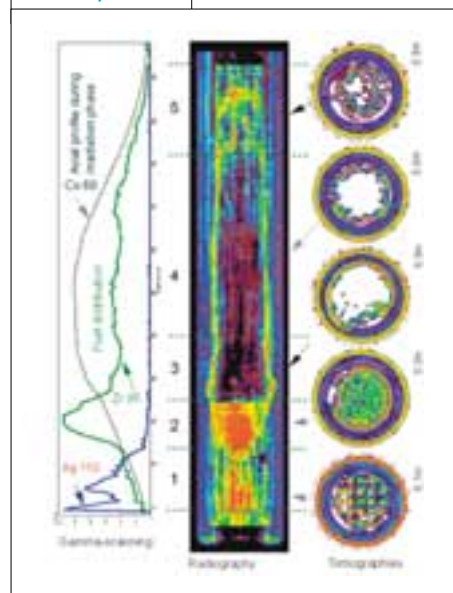
Les séquences accidentelles retenues et l'ensemble des hypothèses des calculs ont été choisis pour être globalement "raisonnablement pénalisantes" en termes de rejets dans l'environnement et de conséquences hors du site. Trois séquences avec de grosses brèches initiales ont été considérées pour les REP de 900 MWe (réacteurs avec enceinte simple) et de 1300-1450 MWe (réacteurs avec double enceinte).

Un jeu d'hypothèses a été établi de façon à pouvoir calculer, avec les codes de calcul disponibles, l'évolution, le transfert et les rejets dans l'environnement des produits radioactifs. Ces hypothèses concernent notamment :

- les taux de relâchement des principaux éléments, en cas de fusion totale, hors du combustible et les dépôts en amont de la brèche ; ces valeurs ont été déduites de l'analyse des résultats des essais VERCORS (programme IRSN réalisé par le CEA-Grenoble) et des deux premiers essais Phébus (IRSN-Cadarache) ;
- le taux d'émission d'iode volatil à la brèche (d'après les essais Phébus PF de l'IRSN), l'émission d'iode moléculaire à partir du puisard (en distinguant les cas où la quantité d'argent est

Figure 5

Phébus, PF.



1 - N. Rasmusen, "Nuclear safety study: an assessment of accidents in US commercial nuclear power plants", 1975.

suffisante ou non pour piéger l'iode) et la conversion en iode organique de l'iode adsorbé sur les peintures de l'enceinte (surtout à partir d'expériences de l'IRSN) ;

- la rétention des aérosols et des iodures non organiques, d'une part dans le préfiltre et le filtre à sable (procédure U5 pour décompresser l'enceinte en cas de montée importante en pression), d'autre part à travers le sol après la percée du radier due à l'interaction entre le cœur fondu et le béton du radier ;
- le taux d'étanchéité de l'enceinte et le fonctionnement du système d'aspersion.

En termes de fractions du cœur rejetées dans l'environnement pour les séquences ayant servi de base à cette réévaluation, les conclusions suivantes peuvent être tirées :

- les gaz rares sont toujours rejetés en quasi-totalité ;
- les rejets d'aérosols (en particulier de césium) sont largement inférieurs aux rejets de S3 ;
- les rejets d'iodures non organiques (sous formes moléculaire et d'aérosols) sont également nettement inférieurs à ceux de S3 ;
- le rejet d'iode sous forme organique est du même ordre de grandeur que dans S3.

Les conséquences radiologiques à court terme ont été calculées sous forme de dose efficace totale (somme des doses externes et de la dose efficace engagée par inhalation) et de dose totale à la thyroïde (somme des doses externes et de la dose engagée à la thyroïde par inhalation) pour un enfant de 1 an, ce qui correspond à la catégorie de population la plus sensible en cas de rejet important d'iode. Ces calculs ont été réali-

sés en utilisant les valeurs de coefficients de dose les plus récentes (publications de l'Union européenne et de la Commission internationale de protection radiologique).

On peut constater que les conséquences radiologiques à court terme sont du même ordre de grandeur que celles correspondant au terme source S3, mais que les dépôts sur le sol et donc les contaminations des chaînes alimentaires sont nettement inférieurs à ceux dus à S3, surtout pour le césium et les autres éléments rejetés sous forme d'aérosols.

### Utilisation de la R&D et identification de besoins

Les deux études présentées ont largement exploité les connaissances expérimentales disponibles à l'IRSN, que ce soit au moyen de ses propres programmes expérimentaux ou de ceux du CEA, ou au travers de collaborations internationales.

Ainsi, pour la réévaluation des termes sources de référence, ont été utilisés les résultats les plus récents de différents programmes expérimentaux :

- Phébus PF (IRSN) (**figure 5**), VERCORS (programme IRSN réalisé par le CEA) (**figure 6**) et HI/VI (ORNL) ont fourni de nombreuses données pour l'évaluation des taux de relâchement des produits de fission hors du combustible ;
- les deux premiers essais du programme Phébus PF ont permis une première estimation de la fraction d'iode gazeux relâchée à la brèche du circuit primaire ;

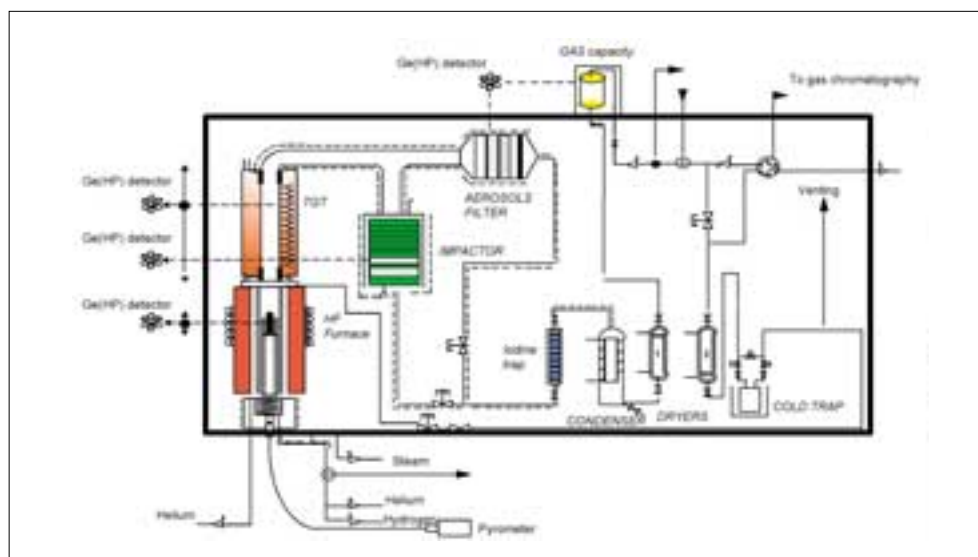


Figure 6

La boucle Vercors.

## Un programme de travail portant sur la connaissance des propriétés des matériaux et des études thermohydrauliques et mécaniques a été engagé.

- ces mêmes essais ont mis en évidence le rôle de l'argent provenant de la dégradation des barres de contrôle dans le piégeage de l'iode dans le puisard de l'enceinte de confinement;
- l'ensemble des essais analytiques menés notamment à l'IRSN a permis d'évaluer la formation d'iode organique au cours de l'accident.

Les deux études ont également permis de mettre en œuvre sur un grand nombre de séquences accidentelles les codes de calcul développés à l'IRSN, mais aussi au CEA ou par des organismes étrangers dans le domaine des accidents graves, comme cela a été mentionné plus haut. Certains modèles spécifiques ont également été développés dans le cadre des deux études.

La réalisation de ces deux études a permis de mettre en évidence un certain nombre de points sur lesquels les efforts doivent être poursuivis en termes d'amélioration des connaissances ou de modélisation. Il s'agit notamment des sujets suivants :

- la création de brèches induites sur le circuit primaire au cours des accidents graves; la version préliminaire de l'EPS2 a montré qu'on ne pouvait exclure des ruptures des tubes de générateurs de vapeur dans les accidents sous haute pression; cependant, certaines hypothèses conservatoires doivent être revues; un programme de travail comportant des caractérisations des propriétés des matériaux, et des études thermohydrauliques et mécaniques, a été engagé;
- le renoyage d'un cœur dégradé; la version préliminaire de l'EPS2 a mis en évidence la grande proportion de situations où une injection d'eau pouvait se produire sur un cœur déjà dégradé; une approche simplifiée est en cours d'élaboration; un programme de travail à plus long terme a été proposé, dans lequel pourraient notamment être réalisées des expériences dans le réacteur Phébus;

- l'interaction entre le cœur fondu et le béton du radier de l'enceinte de confinement; les études ont montré une grande dispersion dans les résultats de calculs menés avec différents codes; un effort a été engagé, reposant sur une amélioration de la modélisation et une validation au moyen des expériences MACE (OCDE), ARTEMIS et VULCANO (CEA avec participation IRSN);
- le comportement mécanique et thermique de l'enceinte de confinement; les résultats de la version préliminaire de l'EPS2 se sont révélés très sensibles au niveau de pression pour lequel apparaîtrait une perte significative de l'étanchéité de l'enceinte de confinement, dans son domaine actuel d'incertitudes; des études détaillées fondées sur des modèles non linéaires en trois dimensions de l'enceinte globale et de la zone du tampon d'accès des matériels sont en cours et devraient permettre de réduire ces incertitudes;
- le comportement physico-chimique de l'iode au cours des accidents graves; un programme expérimental important comprenant des expériences analytiques et globales (Phébus PF) a permis d'améliorer la connaissance du comportement de l'iode, responsable en premier lieu des conséquences radiologiques à court terme des accidents graves; toutefois, la quantification plus précise d'un certain nombre de processus mis en évidence requiert de poursuivre l'effort en termes d'expériences et de modélisation.

### Perspectives

Deux étapes ont été définies pour la poursuite du projet EPS2. Tout d'abord, une révision de la version préliminaire sera réalisée en 2002 sur la base des résultats des calculs détaillés du comportement mécanique de l'enceinte de confinement. Est également en cours d'élaboration une nouvelle version de l'EPS2 qui, d'une part, sera fondée sur la version actualisée de l'EPS de niveau 1 et couvrira également les états initialement à l'arrêt et, d'autre part, tiendra compte de l'ensemble des études complémentaires engagées. À plus long terme, l'EPS2 tiendra compte des résultats de l'EPS de niveau 1 avec l'approche par états, ainsi que de ceux de l'EPS Incendie.

L'étude de réévaluation des termes sources de référence constitue d'ores et déjà une base technique pour des discussions avec l'Autorité de sûreté et l'exploitant dans le cadre de la gestion de crise.

## Le vieillissement des centrales électronucléaires

• F. VOUILLOUX (IRSN)  
• P. RÉGNIER (BASP)

• O. MORLENT (SAMS)

• G. CATTIAUX (BAMM)

• S. BOUSQUET (BASME)

**L**es matériels des centrales électronucléaires sont conçus, réalisés et exploités de telle sorte que leur vieillissement prévisible, c'est-à-dire leur endommagement progressif au cours du temps sous l'effet des sollicitations d'exploitation (pression, transitoires thermiques, vibrations...) et de l'environnement (température, irradiation, composition chimique du milieu), n'affecte pas le respect des critères de sûreté, y compris en cas de sollicitations accidentelles.

L'expérience d'exploitation, notamment les résultats des contrôles et des visites périodiques, met cependant en évidence des phénomènes d'endommagement inattendus : on peut citer à ce sujet la fissuration des adaptateurs des couvercles de cuves et celle des faisceaux tubulaires des générateurs de vapeur, la fragilisation des aciers austénoferritiques moulés des boucles primaires ou encore l'évolution des propriétés mécaniques des élastomères. Dans d'autres cas, la cinétique de l'endommagement a été plus rapide qu'il n'avait été prévu (fragilisation sous irradiation des cuves, fatigue thermique des tuyauteries, perte de précontrainte des enceintes en béton).

Par ailleurs – à l'exception de quelques cas comme la surveillance de la fragilisation des cuves à l'aide d'éprouvettes –, les contrôles en service ne permettent pas d'accéder à la connaissance du niveau d'endommagement réel des matériaux. Des prévisions doivent donc être établies et validées afin d'évaluer l'état des matériels et leur comportement sous des sollicitations accidentelles envisageables, en tenant compte de leur vieillissement.

Il appartient d'abord à l'exploitant de mener les programmes nécessaires pour anticiper les problèmes de vieillissement pouvant mettre en cause la sûreté des installations ou conduire à des problèmes génériques de réparation difficilement gérables compte tenu de la standardisation des tranches du parc français.

De son côté, l'IRSN mène également des travaux, dont certains sont présentés ci-après, pour conforter ses activités d'expertise et vérifier et approfondir les résultats obtenus par l'exploitant. Dans certains cas (moyens de mesure directe *in situ* du vieillissement, par exemple), des études de nouveaux procédés ou méthodes sont menées à titre exploratoire afin d'apprécier leurs possibilités.

Pour définir ses actions de R&D, l'IRSN s'appuie en premier lieu sur un examen des effets possibles du vieillissement sur les composants ou les systèmes. Cet examen permet de définir les développements nécessaires tant sous l'aspect de la connaissance des phénomènes de vieillissement que sous celui des moyens nécessaires à leur détection et à d'éventuelles réparations.

En second lieu, sont considérés les effets du vieillissement qui ressortent des anomalies constatées dans le parc mondial des centrales électronucléaires. L'exploitation "transverse" du retour d'expérience – un vieillissement prématuré constaté sur un composant est-il à craindre sur un autre composant réalisé dans un matériau voisin ? – permet d'améliorer la pertinence des prévisions et de cibler des recherches exploratoires.

**Il appartient  
à l'exploitant de mener  
les programmes  
nécessaires pour  
anticiper les problèmes  
de vieillissement.**

## Dans le domaine des ultrasons, l'IRSN a initié le développement de nouvelles techniques de capteurs.

Enfin, deux points sont particulièrement considérés par l'IRSN pour la définition de ses programmes de R&D.

- Les particularités du parc français par rapport au parc mondial en termes de :
  - matériaux (vieillesse thermique des composants en acier austénoferritique avec ajout de molybdène, par exemple);
  - solutions technologiques (étanchéité des enceintes de confinement à double paroi en béton, par exemple);
  - sollicitations (phénomènes d'usure et de fatigue résultant de modes d'exploitation spécifiques tels que le suivi de charge).
- L'apparition de nouvelles technologies qui peuvent ou pourraient être mises en œuvre lors d'opérations de réparation ou de rénovation et qui nécessitent des connaissances et des outils nouveaux pour l'analyse de sûreté (comme le remplacement du contrôle-commande électromécanique par des systèmes numériques).

Après une description des travaux menés par l'IRSN pour améliorer les moyens de contrôle indispensables à la détection et au suivi en service du vieillissement, sont présentées les actions de recherche visant à une meilleure maîtrise des phénomènes de dégradation des matériaux et des composants (aciers, bétons, câbles électriques), ainsi que celles relatives à l'analyse de sûreté de nouvelles technologies (systèmes de contrôle-commande numérique). Enfin, les collaborations internationales et les orientations futures en matière de vieillissement sont abordées en conclusion.

### Contrôles non destructifs

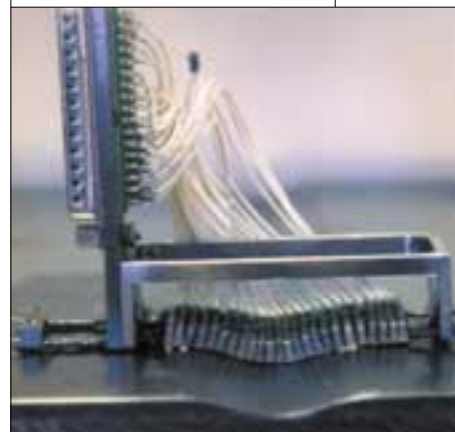
L'IRSN considère qu'il est essentiel de progresser dans le domaine des contrôles en service avec deux objectifs : d'une part mieux apprécier les performances des méthodes actuellement utilisées pour caractériser les effets du vieillissement tels que les fissures, la corrosion ou plus généralement l'état interne de la structure, d'autre part disposer de méthodes nouvelles permettant le contrôle de certaines formes inaccessibles avec

les méthodes actuelles. En effet, dans bon nombre de cas, les méthodes de contrôle actuelles sont imprécises ou inopérantes du fait de la forme particulière du composant (coudée, conique, accident de surface, bourrelet de soudure) ou du fait du défaut lui-même, qui n'a pas une orientation permettant une détection et une identification correctes.

- Dans le domaine des ultrasons, l'IRSN a initié le développement de nouvelles techniques de capteurs pour démontrer que des progrès peuvent être réalisés. Les principales actions réalisées ou en cours dans ce cadre, en collaboration avec le CEA/STA à Saclay, portent sur le développement et la simulation de systèmes utilisant des capteurs à ultrasons "multiéléments" :
  - le développement d'un Transducteur contact intelligent (TCI), dont l'objectif essentiel est le contrôle au contact de composants de forme complexe, avec auto-adaptation du champ ultrasonore à la forme du composant afin d'améliorer les performances dans le cas de pièces de forme complexe (**figure 1**);
  - le développement de moyens de simulation du champ ultrasonore qui permettent d'optimiser la commande des émetteurs et de prévoir les performances des contrôles en évitant le recours systématique à des maquettes dont la mise en œuvre est longue et coûteuse (**figure 2**);

Figure 1

Prototype de capteur adaptatif.



- la mise au point du système FAUST (focalisation adaptative ultrasonore tomographique), comprenant un prototype de chaîne ultrasonore, assurant la focalisation automatique du champ ultrasonore d'un transducteur multiélément en immersion.

Pour ce qui concerne les capteurs basés sur les courants de Foucault, l'IRSN a particulièrement étudié l'efficacité et les possibilités d'amélioration des contrôles des faisceaux tubulaires des générateurs de vapeur.

En effet, le recours de plus en plus systématique aux moyens de contrôle non destructifs par courants de Foucault a permis de détecter un nombre croissant de fissures circonférentielles initiées sur la face externe des tubes.

L'importance de ces dégradations en terme de sûreté (risque de rupture guillotine) nécessite que soit réalisée une évaluation particulièrement fine des performances des moyens de contrôle non destructif utilisés.

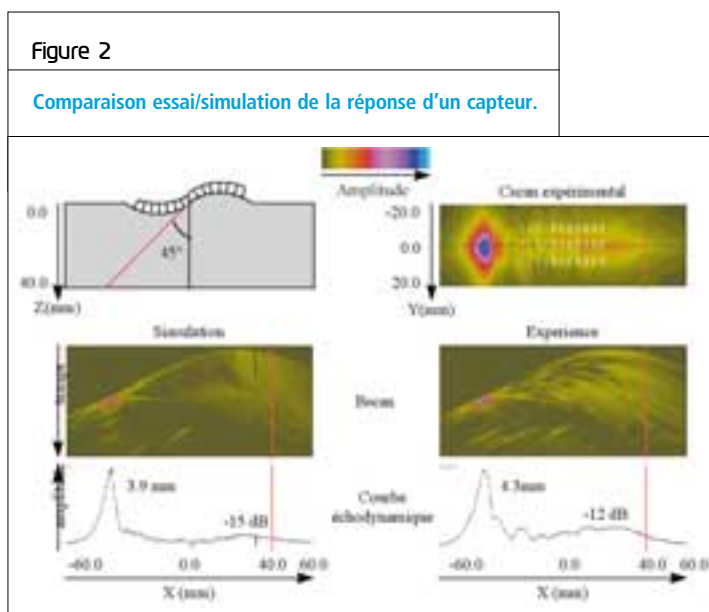
Dans ce but, l'IRSN, en collaboration avec différents services du CEA et des prestataires de services, a entrepris la réalisation et le contrôle de fissures représentatives afin d'évaluer les performances des sondes actuellement utilisées sur le parc français ainsi que de certaines sondes utilisées sur le parc international et de la sonde SET, développée pour l'IRSN par le CEA (figure 3).

### Fragilisation des tuyauteries primaires

Certaines parties du circuit primaire des réacteurs à eau sous pression du parc français sont en acier inoxydable austénoferritique moulé. Au début des années 1980, il a été constaté que ces produits moulés présentaient un vieillissement thermique après un maintien de longue durée à la température de service du circuit primaire.

La dégradation des propriétés mécaniques du matériau qui en résulte (durcissement et fragilisation progressive) a été attribuée à une démixtion du chrome par précipitation ou par décomposition spinodale ainsi qu'à une précipitation dans la ferrite d'une phase intermétallique riche en nickel et en silicium.

La conséquence de ce phénomène est un risque d'évolution du mode de rupture des composants concernés, d'un mode ductile vers un mode fragile dit par clivage, nécessitant peu d'énergie, dont le caractère brutal est particulièrement redouté pour les récipients sous pression.



L'IRSN a réalisé des études et des essais sur des matériaux modèles afin de comprendre les modifications structurales qui se produisent lors de maintiens en température de longue durée de ces matériaux et d'apprécier les conséquences de ces modifications.

Ces travaux ont permis de mieux comprendre les mécanismes de rupture de tels matériaux vieillissés. La ferrite durcie par la démixtion du chrome rompt par clivage dès le début de la déformation plastique, ce qui entraîne la formation de cavités dans le matériau. La sensibilité d'apparition du clivage est fonction de l'orientation de la ferrite et de l'austénite par rapport à la sollicitation. La rupture de l'austénite intervient par déchirure ou cisaillement entre les cavités. L'IRSN a ainsi pu vérifier que le mécanisme de la rupture, qui apparaît macroscopiquement comme une rupture fragile, est en fait un mécanisme de rupture ductile moins dangereux car nécessitant un apport d'énergie.



Les études ont par ailleurs montré que l'endommagement n'est pas homogène et que la réponse du matériau dépend du volume de la zone sollicitée. Il y a donc un effet d'échelle qu'il convient d'analyser plus en détail car les essais sont généralement menés sur de petites éprouvettes, leur taille étant limitée par les possibilités de prélèvement *in situ* dans les zones de surépaisseur des tuyauteries. L'IRSN a donc fait réaliser des essais relatifs au comportement de grandes éprouvettes, dites CT20, et de diverses autres formes d'éprouvettes entaillées ; ces essais ont permis de conforter les résultats obtenus sur les petites éprouvettes.

Par ailleurs, pour apprécier le comportement de produits vieillissés en présence de défauts de fabrication existants (défauts de fonderie) ou envisagés dans les études de sûreté (fissures), l'IRSN a développé et utilisé des modèles numériques.

Les mécanismes d'endommagement ont été caractérisés en fonction de la teneur en ferrite et de la durée du vieillissement. Pour ce faire, des observations ont été réalisées sur des éprouvettes de traction en cours de déformation, peu avant et après la rupture. Un modèle de mécanique de la rupture dit "par approche locale" a ensuite été développé et mis en œuvre pour réaliser des calculs de prédiction de l'amorçage et de la propagation de fissures dans des éprouvettes. Ces simulations numériques rendent compte de manière satisfaisante de la dispersion de la ténacité du matériau et de sa résistance à la propagation de fissures.

Enfin, pour pallier les incertitudes qui résultent de l'insuffisance des données de laboratoire utilisées pour effectuer les prévisions concernant les maintiens en service de très longue durée correspondant à la durée de vie prévue des tranches (200 000 à 300 000 heures), l'IRSN a recherché les moyens qui permettront une mesure non destructive du vieillissement *in situ*. Différentes techniques, fondées sur la mesure des modifications des propriétés électriques ou magnétiques du matériau qui résultent de son vieillissement, ont été évaluées. Un dispositif de contrôle par mesure du pouvoir thermoélectrique du matériau a finalement été industrialisé et mis en œuvre par l'exploitant.

## Fissuration par corrosion sous contrainte assistée par l'irradiation des structures internes de cuves

Les processus complexes de fissuration des structures internes des cuves des réacteurs à eau sous pression ou à eau bouillante par le phénomène dit d'*Irradiation Stress Corrosion Cracking* (IASCC) sont encore mal élucidés et font l'objet de nombreuses études dans différents pays afin de comprendre les effets de l'irradiation sur :

- les propriétés des matériaux et leurs variations locales aux joints de grains ;
- la chimie et le pouvoir corrosif local des fluides ;
- la composition des films d'oxyde, plus ou moins protecteurs, notamment aux joints de grains ;
- les contraintes d'origine thermique et les contraintes liées au gonflement des structures.

La dégradation des composants par IASCC constitue un cas exemplaire de processus de vieillissement qu'il convient d'étudier avec suffisamment d'anticipation car elle constitue une source d'aléas pour la fin de vie des réacteurs à eau sous pression.

Afin d'optimiser l'utilisation de sa capacité d'expertise en ce domaine où la complexité des actions à mener et les coûts qui en résultent sont très élevés, l'IRSN, qui avait engagé quelques actions d'expertise sur des composants provenant de la centrale de Chooz A, a choisi de participer activement au programme international CIR piloté par un groupe d'experts internationaux au sein duquel certains organismes de sûreté, comme la NRC (Nuclear Regulatory Commission, États-Unis) et le SKI (Autorité de sûreté suédoise), sont représentés. Les grandes orientations des actions en cours sont :

- la réalisation d'expertises fines de fronts de fissures (ségrégations aux joints de grains, caractérisation des compositions des oxydes et de l'état d'oxydation des joints) de vis et de composants extraits des centrales (Tihange 1, Oyster Creek...);

**Les mécanismes d'endommagement ont été caractérisés en fonction de la teneur en ferrite et de la durée du vieillissement.**

- la réalisation d'essais et d'évaluations paramétriques sur des matériaux témoins irradiés par des faisceaux de protons;
- la validation de la représentativité des irradiations par faisceaux de protons par rapport aux endommagements relevés sous flux neutronique, notamment pour des fluences élevées;
- l'évaluation approfondie des processus de passivation sous l'effet de l'irradiation et des caractéristiques des produits d'oxydation ou de corrosion des matériaux et de leurs joints de grains.

### Perte d'étanchéité des enceintes de confinement

Les enceintes de confinement des tranches de 1 300 et de 1 450 MWe comprennent deux enveloppes de béton avec un radier commun ainsi qu'un système de collecte et de filtration des fuites recueillies dans l'espace entre les deux enceintes. Cette conception, qui fait reposer la fonction d'étanchéité de la "troisième barrière" sur la double enceinte en béton sans utilisation d'une peau d'étanchéité métallique, n'est utilisée qu'en France.

L'enveloppe interne de l'enceinte de confinement, réalisée en béton précontraint, est dimensionnée en supposant la rupture complète et instantanée d'une grosse tuyauterie du circuit primaire. Une telle rupture engendrerait une montée en pression et en température à l'intérieur de cette enveloppe; le dimensionnement de celle-ci prévoit qu'il n'y ait pas mise en traction du béton, à la pression maximale de l'accident, compte tenu de la précontrainte appliquée lors de la construction.

Or les effets cumulés du retrait du béton et de son fluage (déformation lente et progressive de la structure soumise à l'effort permanent de précontrainte) diminuent le niveau de compression du béton plus rapidement qu'il n'avait été prévu lors de la conception, ce qui remet en cause l'étanchéité en situation accidentelle qui est recherchée pour les enceintes de confinement.

Dans le cadre des études menées sur ce sujet, l'IRSN a développé des modèles de prévision des débits de fuite au travers de parois fissurées. Ces modèles ont été ajustés sur les résultats d'essais sur maquettes (**figure 4**) et sur l'expérience des mesures de fuite réalisées lors des épreuves périodiques des enceintes de confinement des tranches de 1 300 et de 1 450 MWe. L'objectif visé est de disposer à terme d'une méthode com-

Figure 4

Essais Simibe de validation de la modélisation des fuites à travers une fissure.

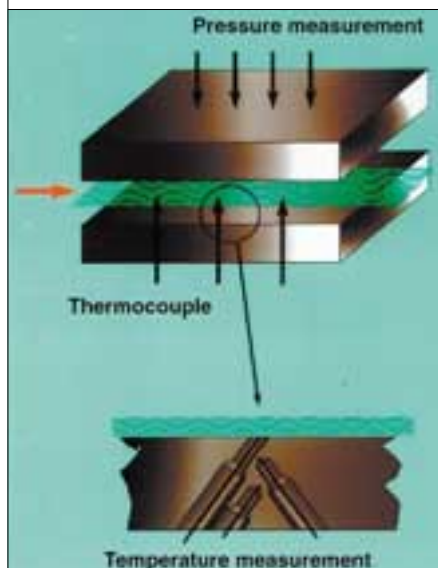


Figure 5

Maquette MAEVA.



plète permettant la prévision de l'évolution des fuites des enceintes de confinement, en tenant compte des déformations différées et de la fissuration qui en résulte.

L'IRSN participe également aux essais réalisés sur une maquette d'enceinte construite par EDF sur le site de Civaux (maquette MAEVA, **figure 5**). Cette maquette permet de simuler à grande échelle le comportement d'une telle enceinte en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire. De surcroît, l'IRSN met à profit sa participation aux essais MAEVA pour développer et expérimenter une méthode améliorée, par utilisation d'un gaz traceur, de mesure de la répartition des fuites d'une enceinte de confinement.

## Vieillesse des câbles électriques

Les câbles électriques, implantés à l'intérieur du bâtiment du réacteur et qui assurent une fonction de sûreté, sont considérés par l'exploitant comme des matériels difficilement remplaçables; ils doivent donc assurer leur fonction pendant toute la durée de vie de la centrale, y compris lors d'un accident qui surviendrait en fin de vie de l'installation.

Les isolants et les gaines des câbles sont constitués de polymères. La température et l'irradiation peuvent entraîner, selon leur intensité et les effets de synergie, des coupures de chaînes du polymère, une réticulation (création de liens entre les chaînes), une oxydation ou encore une perte des plastifiants par migration de l'acide chlorhydrique. La connaissance de ces mécanismes est nécessaire pour apprécier la pertinence des conditions de vieillissement accéléré retenues en qualification ou lors d'essais accélérés de simulation du vieillissement car les propriétés électriques reliées directement à la fonctionnalité des câbles présentent, en général, peu de variations avant dégradation importante des polymères. Les indicateurs de vieillissement sont donc à rechercher parmi les propriétés mécaniques et physico-chimiques des polymères. La prédiction de la durée de vie des câbles peut ensuite être effectuée à partir des données expérimentales recueillies et de modèles mathématiques d'extrapolation.

Une première étude initiée par l'IRSN a eu pour objet d'apprécier la tenue au vieillissement des

câbles en polymère EVA utilisés dans les tranches du palier N4.

Des tronçons de câbles ont été vieillis thermiquement puis sous irradiation à des débits de dose compris entre 3 et 1000 Gy/h; ils ont ensuite été soumis aux conditions accidentelles qui résulteraient de la rupture d'une tuyauterie du circuit primaire (figures 6 et 7).

Les premiers résultats obtenus font apparaître que l'EVA est un matériau bien stabilisé, peu sensible à la température et au débit de dose tant que les antioxydants présents dans le matériau ne sont pas complètement consommés.

Par ailleurs, afin de déterminer la représentativité des conditions d'accélération du vieillissement, des câbles neufs en PVC d'une part, en EPR/Hypalon (isolant en éthylène/propylène réticulé et gaine en Hypalon) d'autre part, ont été vieillis de façon accélérée en laboratoire. Pour définir ces essais, l'IRSN a évalué l'accélération du vieillissement afin de ne pas modifier le mécanisme de vieillissement prévisible dans les conditions réelles; cette évaluation a été faite à partir d'une similitude sur les énergies d'activation des mécanismes de dégradation des matériaux déterminées expérimentalement.

Les propriétés mécaniques de ces câbles ainsi vieillis ont été comparées à celles de câbles identiques prélevés sur le site de Cruas après sept ans de fonctionnement. Il ressort de cette comparai-

Figure 6

Vieillesse de câbles sous irradiation en caisson thermostaté.

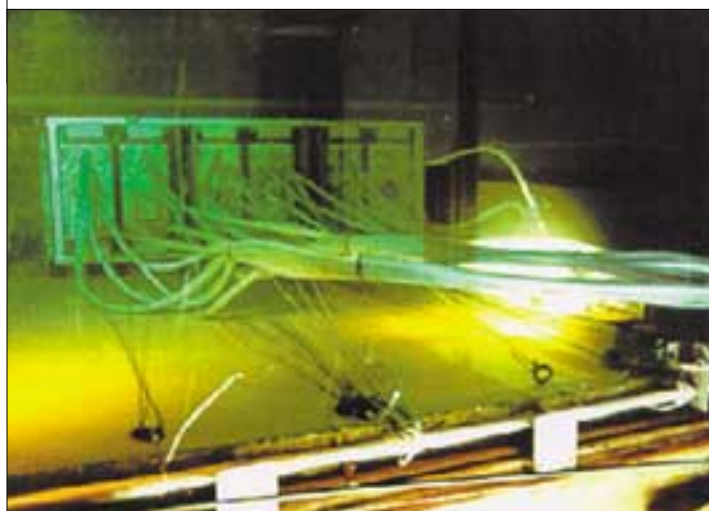


Figure 7

Dispositif de simulation des conditions accidentelles sur les câbles.



son que les propriétés des câbles prélevés sur site et des câbles vieillis en laboratoire sont proches. L'IRSN a ainsi démontré qu'il est possible, après une étude préalable des phénomènes de dégradation des matériaux, d'établir des conditions de vieillissement accéléré représentatives du vieillissement réel.

Enfin, l'IRSN a mené des études de corrélation entre les propriétés mécaniques et l'oxydation des polymères de type EPR/Hypalon et sans halogène (type EVA). Cependant, l'exploitation de ces résultats en vue de la mise au point d'une méthode de contrôle du vieillissement des câbles se heurte encore à divers problèmes tels que la sensibilité des résultats à la nature des matériaux et la difficulté de la réalisation des mesures d'oxydation.

### Développements pour l'analyse de sûreté des logiciels de contrôle-commande

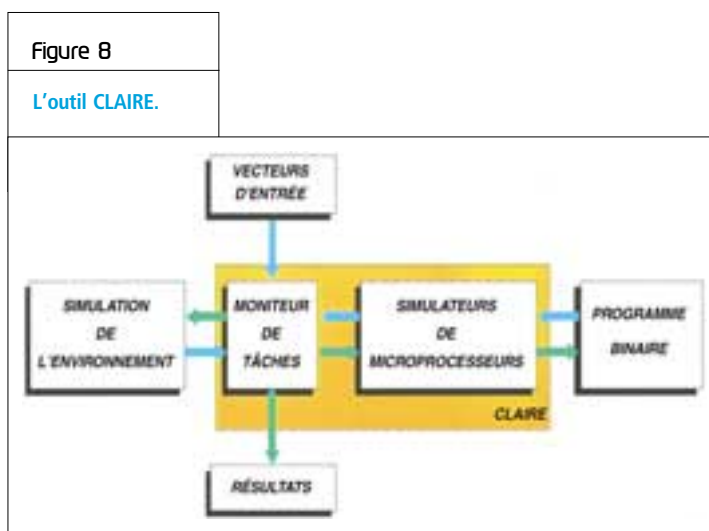
Le remplacement de matériels électriques ou électromécaniques devenus obsolètes du fait de l'évolution des technologies est aussi une conséquence, bien qu'indirecte, du vieillissement. Le cas du remplacement du contrôle-commande électromécanique des premières centrales nucléaires par des systèmes programmés en est un exemple.

Afin d'être à même d'évaluer la sûreté des logiciels utilisés dans cette nouvelle technologie de systèmes de contrôle-commande, l'IRSN développe depuis plusieurs années des méthodes et des outils logiciels d'aide à l'analyse de la qualité et de la fiabilité des logiciels utilisés dans les systèmes importants pour la sûreté.

L'IRSN a ainsi développé un "atelier" d'analyse et de test des logiciels d'automates de sûreté (ATLAS), qui comprend divers outils informatiques permettant :

- d'évaluer les méthodes de développement et de maintenance utilisées par le fabricant du logiciel, à l'égard des normes industrielles et de l'état de l'art;
- de vérifier que le logiciel réalise bien les fonctions qui lui ont été attribuées, qu'il ne fait pas autre chose et qu'il continue d'assurer son service même en présence de pannes matérielles ou d'erreurs de développement.

L'atelier ATLAS comprend, d'une part, des outils "d'analyse statique" d'examen de la documentation depuis les spécifications jusqu'au programme "source", d'autre part, des outils



"d'analyse dynamique" du comportement du programme exécutable dans des situations normales ou anormales qui ont permis de réaliser l'évaluation de la sûreté des logiciels du contrôle-commande des tranches du palier N4.

Pour faire face à une technologie en évolution rapide, ces premiers développements ont été prolongés par la mise au point d'un outil permettant d'établir les chemins fonctionnels d'un composant à partir de l'analyse du programme source de celui-ci (relations mathématiques entre les sorties d'un composant et le jeu d'entrées dont elles dépendent) afin de vérifier que les scénarios de tests retenus parcourent bien tous les chemins fonctionnels possibles du logiciel.

Par ailleurs, l'IRSN a développé l'outil CLAIRE (figure 8), qui permet de réaliser la simulation du fonctionnement d'un logiciel sans avoir besoin du matériel (carte de l'unité centrale, cartes périphériques...) qui est utilisé sur le site. Cet outil

**Afin d'évaluer la sûreté des nouvelles technologies de contrôle-commande, l'IRSN développe des logiciels d'aide à l'analyse.**

Figure 9

"Mini GV" développé pour l'IRSN par le CEA.



Figure 10

Essais réalisés en autoclave.



utilise une modélisation qui remplace les circuits réels et leur environnement (horloge, circuit de communication, mémoires...).

Enfin, l'outil Chronoscope, dédié à l'analyse statique des logiciels "temps réel multitâche", est en cours de développement car, bien qu'il existe de nombreux outils d'analyse et de test des logiciels séquentiels conventionnels, aucun outil d'analyse spécifiquement adapté à la programmation "temps réel multitâche" n'est disponible sur le marché.

## Corrosion des générateurs de vapeur

Les dégradations prépondérantes des tubes des générateurs de vapeur (GV) dans les centrales à eau pressurisée (REP) ont pour origine des processus de corrosion fissurante. Leur connaissance est essentielle pour assurer le respect de deux fonctions principales de sûreté :

- l'évacuation de la puissance du cœur;
- le confinement du fluide primaire et des radionucléides qu'il transporte, dans un appareil qui cumule les rôles de deuxième et troisième barrières.

Dans les zones confinées d'un générateur de vapeur (zone de dudgeonage, traversée des plaques entretoises...), des produits de corrosion et des particules solides s'accumulent sous forme de dépôts; ceci conduit à terme à des formes de fissuration, traversantes pour certaines d'entre elles, et surtout à un affaiblissement notable de la tenue mécanique des tubes pouvant conduire à leur rupture. C'est un souci majeur en terme de sûreté.

L'IRSN a engagé depuis quelques années une démarche de R&D pour contribuer à améliorer la détection et la compréhension des processus de fissuration par corrosion sous contrainte des tubes de générateurs de vapeur, développés localement en paroi externe de ces tubes au contact du fluide secondaire. Cette démarche vise en particulier à estimer les vitesses de propagation de la fissuration externe ainsi qu'à développer et à évaluer des méthodes de détection et de dimensionnement des fissures externes, principalement au moyen de contrôles non destructifs.

Les phénomènes de corrosion ont été étudiés au Laboratoire d'essais technologiques de La Hague, où ont été développés et construits des "mini GV" (figure 9) qui permettent de simuler les conditions de flux thermique existant dans les générateurs de vapeur des réacteurs à eau pressurisée.

Les milieux qui apparaissent de nature à initier et à faire propager des fissures externes ont été expérimentés dans des micro-autoclaves sur des éprouvettes "U-bend". Les premiers résultats obtenus ont montré que de la fissuration se produit dans les milieux sulfates acides, les milieux de résines dégradées et les milieux contenant du plomb.

Dans une deuxième étape, des essais relatifs à la vitesse de propagation des fissures par corrosion sous contrainte ont été réalisés en autoclave, au

## Les résultats relatifs à la cinétique de la fissuration devraient permettre d'aborder la modélisation physique du phénomène.

moyen d'éprouvettes de mécanique de la rupture (figure 10).

En parallèle, ces essais sont utilisés pour développer et valider une méthode fine de détection par émission acoustique permettant le suivi des phases de propagation des fissures de corrosion. Les résultats relatifs à la cinétique de la fissuration devraient permettre d'aborder la modélisation physique du phénomène.

### Coopérations internationales et perspectives

En parallèle à ses actions propres en matière de vieillissement des composants des centrales électronucléaires, l'IRSN participe activement aux travaux de groupes de travail internationaux (en particulier ceux de l'OCDE/AEN/CSNI) et à cer-

tains programmes étrangers tels que les essais à grande échelle de tenue d'une enceinte en béton précontraint à Sandia, le programme CIR relatif à la corrosion sous irradiation ou encore l'évaluation des moyens de contrôle non destructif. Dans le domaine du développement d'outils et de méthodes pour l'analyse de sûreté des logiciels de contrôle-commande, l'IRSN a engagé une coopération avec la NRC en détachant un spécialiste de ces questions aux États-Unis.

Par ailleurs, l'IRSN a engagé de nouveaux programmes de recherche dans le domaine du vieillissement des matériaux élastomères et composites qui participent à l'étanchéité des deuxième et troisième barrières de confinement des centrales.

Enfin, l'IRSN travaille au développement de méthodes non destructives, utilisables *in situ*, permettant la mesure directe des paramètres affectés par le vieillissement, qui apporteraient un complément utile aux justifications expérimentales et théoriques. Une telle méthode est déjà en cours de développement pour l'évaluation de la fragilisation des composants moulés des tuyauteries primaires. Une nouvelle application de ce type, destinée à la mesure de l'état de vieillissement des enceintes de confinement en béton précontraint par utilisation des ultrasons, est en cours d'évaluation avec pour objectif la mesure directe de certains paramètres caractéristiques du vieillissement tels que l'état de contrainte des câbles et du béton, l'état de la fissuration ou encore la porosité du béton.

# Avant-propos



Dans les différents domaines d'activité de l'IPSN et de l'OPRI (sûreté nucléaire, protection des travailleurs et de l'environnement, contrôle des matières nucléaires et sensibles), beaucoup d'événements scientifiques marquants ont eu lieu ces dernières années. Ces deux établissements ont été récemment réunis au sein de l'IRSN, à l'issue d'un processus engagé il y a plusieurs années.

Les événements scientifiques les plus significatifs sont rassemblés dans ce rapport, dont la vocation est, sans prétendre à l'exhaustivité, d'afficher l'image scientifique et technique de l'IRSN. Il s'inscrit dans la continuité des précédents rapports scientifiques et techniques de l'IPSN, et j'ai plaisir à constater que, conformément à la volonté exprimée à l'époque, il ne s'est pas écoulé plus de deux ans depuis la publication du précédent rapport, ce qui permet d'assurer une certaine continuité.

Le plan du document reste assez voisin de celui de ses prédécesseurs, depuis la sûreté des installations (réacteur, cycle du combustible) jusqu'à la protection de l'homme et de l'environnement avec, sur ces derniers sujets, une contribution notable de l'OPRI, sans oublier la sécurité des matières radioactives et des transports et la sûreté de la gestion des déchets.

Une nouveauté, toutefois : dans un chapitre à part, sont présentées un certain nombre d'activités "mixtes" qui concernent à la fois la protection de l'homme et celle de l'environnement et qui montrent la synergie importante qui commence à se développer entre ces deux domaines.

Chaque chapitre se compose, comme dans les rapports précédents :

- d'une présentation générale de l'activité de l'IRSN dans le domaine considéré ;
- de quelques "zooms" sur des points particulièrement significatifs.

Et les chapitres comprennent, pour la plupart d'entre eux, une fiche "partenariats internationaux" qui témoigne de l'importance que prend le volet international dans les activités de l'IRSN, ce qui justifie la diffusion d'une version anglaise de ce rapport.

Plus encore que dans les précédents rapports apparaît l'importance que l'ouverture vers l'extérieur revêt pour l'IRSN. Une composante essentielle de celle-ci est bien évidemment la relation avec les universités : dans ce cadre, pour la première fois, figurent dans le rapport quelques éléments sur les thèses réalisées au sein de l'Institut.

Je remercie ici tous ceux, animateurs, auteurs, relecteurs, responsables de l'édition, qui ont contribué à la réalisation de ce document. J'espère qu'il permettra d'apprécier la qualité des recherches et des études réalisées à l'IRSN ; ce point est sans conteste capital pour l'avenir de l'Institut.

**Daniel Quéniart**, Administrateur de l'IRSN  
Décembre 2002

## La recherche et développement à l'IRSN sur le risque hydrogène lors d'un accident grave de réacteur à eau pressurisée

• M. DURIN (IRSN)  
• C. MANUEL (IRSN)

• B. CHAUMONT (IRSN)  
• J. VENDEL (IRSN)

• A. BENTAIB (IRSN)  
• P. PAILHORIES (IRSN)

• J.-C. SABROUX (IRSN)  
• D.LETEINTURIER (IRSN)

**D**ans le contexte de l'étude des accidents graves de REP, le risque hydrogène se définit comme la possibilité d'une perte de l'intégrité du confinement du réacteur ou de ses systèmes de sûreté à la suite d'une combustion de l'hydrogène émis pendant la dégradation du cœur.

Plusieurs phénomènes concourent à cette émission d'hydrogène au cours de l'accident. Lors de la phase de dégradation du cœur en cuve, la production d'hydrogène est due principalement à l'oxydation du zirconium des gaines et des structures des éléments combustibles et, dans une moindre mesure, à l'oxydation des métaux présents dans la cuve. Si l'accident n'est pas maîtrisé en cuve, le cœur fondu du réacteur, ou corium, peut être fragmenté au contact de l'eau ou dispersé dans l'enceinte de confinement lors de la phase de percement de la cuve et il subit alors une seconde phase d'oxydation. L'interaction entre le corium et le béton du radier de l'enceinte de confinement est à nouveau susceptible de conduire à la production d'hydrogène. Enfin, la radiolyse de l'eau est une autre source potentielle d'hydrogène mais elle est peu importante et intervient à long terme.

Dans le cas d'une brèche dans le circuit primaire, l'hydrogène une fois émis se retrouve dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement, composée d'air et de vapeur d'eau. La position du mélange des trois gaz sur le diagramme de Shapiro (**figure 1**) permet de déterminer si tout ou partie de ce mélange est inflammable.

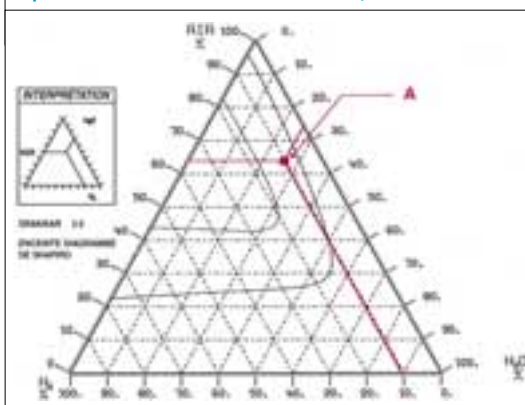
Plusieurs modes de combustion sont alors possibles. Le mode de combustion le plus dangereux pour l'intégrité du bâtiment réacteur est la flamme se développant dans un mélange gazeux inflammable (flamme dite de prémélange), qui, contrairement à la flamme de diffusion, peut se propager depuis son point d'allumage aux différents locaux et casemates. Sous l'effet des instabilités hydrodynamiques et de la turbulence, la déflagration initialement laminaire (vitesse de l'ordre du mètre par seconde) est, à certaines conditions, susceptible de s'accélérer. Des régimes de combustion rapide peuvent ainsi être atteints : déflagration rapide (quelques centaines de mètres par seconde), transition déflagration détonation (TDD) et détonation (plus de mille mètres par seconde). Ces phénomènes explosifs sont les plus menaçants pour la tenue mécanique des murs de l'enceinte, car ils peuvent occasionner des chargements dynamiques locaux très importants.

Le risque hydrogène a été identifié depuis longtemps. Il est en particulier pris en compte dans le rapport WASH 1400 (Rasmussen, 1975). Sa réalité a été également vérifiée lors de l'accident sur le réacteur de Three Mile Island (TMI-2) en 1979, où, dix heures après le début de l'accident, un pic de pression d'environ 0,2 MPa a été observé dans l'enceinte de confinement. Ce pic a été attribué à une déflagration provenant d'une combustion d'hydrogène amorcée par une étincelle électrique ; il n'a pas occasionné de conséquences notables.

Depuis cette période, les autorités de sûreté, notamment françaises, se sont préoccupées de la prise en compte de ce risque à la fois pour les réacteurs existants et les réacteurs futurs.

Figure 1

Diagramme de Shapiro (les zones d'inflammation et de détonation sont délimitées respectivement par les courbes extérieure et intérieure).





L'évaluation des conséquences de ce risque nécessite une bonne connaissance des phénomènes physico-chimiques associés et de l'efficacité des moyens mis en œuvre pour s'en prémunir. Pour acquérir cette connaissance, l'IRSN a engagé un programme de R&D en rapport avec les besoins de l'expertise.

Ce programme est présenté ci-après. Après un rappel des besoins en R&D liés aux stratégies pour réduire ou éliminer ce risque dans les réacteurs en exploitation et futurs, les réponses apportées ou attendues par le programme mis en œuvre seront développées sous ses différents aspects : la production de l'hydrogène pendant l'accident grave, la répartition de ce gaz dans les différents locaux de l'enceinte de confinement, les modes de combustion de l'hydrogène et les moyens de mitigation. Les études concernant la tenue de l'enceinte sous les chargements mécaniques induits ne seront pas abordées dans le cadre de cet article.

### Besoins en R&D pour l'expertise du risque hydrogène

Concernant les réacteurs en exploitation, l'évaluation du risque a été effectuée de façon pragmatique. En effet, elle a essentiellement consisté à estimer les conséquences sur le confinement du chargement (quasi statique) résultant d'une déflagration (lente), ce phénomène étant considéré comme inéluctable en cas d'accident grave alors que l'occurrence d'une déflagration rapide ou d'une détonation dans une enceinte de REP reste incertaine. Il a ainsi été montré que, en considérant une quantité d'hydrogène dans l'enceinte équivalente à celle qui proviendrait de l'oxydation de la partie des gaines entourant le combustible, le pic de pression résultant de la combustion d'une telle quantité d'hydrogène atteint des valeurs proches de la limite d'étanchéité estimée des enceintes et qu'en conséquence le maintien d'une étanchéité suffisante ne peut, dans une telle situation, être garanti, qu'il s'agisse des enceintes des paliers 1 450, 1 300 ou encore 900 MWe. Ceci a conduit l'Autorité de sûreté à demander à EDF d'implanter avant fin 2007 des recombineurs catalytiques d'hydrogène sur l'ensemble des tranches en exploitation. Le dimensionnement de ces recombineurs (nombre et emplacement) devra permettre d'éliminer le risque de perte d'intégrité du confinement suite à une déflagration et de réduire les risques liés

## L'évaluation du risque et des conséquences d'un pic de pression nécessite une bonne connaissance des phénomènes physico-chimiques associés et de l'efficacité des moyens mis en œuvre pour s'en prémunir.

aux concentrations locales (accélération de flamme). La démonstration devra en être apportée par EDF sur la base de calculs de scénarios accidentels représentatifs.

Concernant les réacteurs du futur, notamment le projet EPR, la stratégie générale vise à exclure par conception les détonations globales susceptibles de menacer l'intégrité du confinement et à prendre des dispositions vis-à-vis des phénomènes dynamiques tels que la déflagration rapide ou la TDD. De fait, les concentrations locales élevées d'hydrogène devront être exclues, autant que possible par la conception des structures internes et par la mise en place de moyens de mitigation tels que, par exemple, des recombineurs catalytiques. Lorsqu'il ne sera pas possible de démontrer que la concentration locale d'hydrogène dans l'enceinte reste en deçà de 10 %, des critères spécifiques permettant d'exclure une accélération de flamme et une transition déflagration-détonation (voir paragraphe V) pourront être utilisés, pour autant qu'ils soient complètement justifiés et validés. Par ailleurs, l'enceinte de confinement devra être dimensionnée pour résister à la déflagration de la quantité d'hydrogène maximale pouvant être contenue dans le bâtiment réacteur, compte tenu des dispositions mises en place. Une approche systématique et déterministe tenant compte des incertitudes devra être appliquée par le concepteur pour la sélection des scénarios pertinents en termes de cinétique de relâchement et de répartition de l'hydrogène dans l'enceinte, en prenant en compte les moyens de réduction du risque.

La validité des démonstrations précédentes demandées à l'exploitant, à la fois pour les réacteurs en exploitation et ceux du futur, sera à apprécier par l'Autorité de sûreté et son appui technique, l'IRSN. À cet égard, compte tenu de l'état actuel des connaissances, l'Institut considère qu'un certain nombre de questions restent à approfondir pour étayer les démonstrations précitées. Ces questions, qui sont rappelées ci-dessous, font ainsi l'objet d'un programme d'études et de recherches qui doit permettre à l'Institut de mieux asseoir son propre jugement face aux évaluations futures présentées par l'exploitant.

La production et surtout la cinétique de production d'hydrogène font partie des principaux facteurs influençant le risque et, de fait, le dimensionnement des moyens de mitigation. Elles sont généralement bien estimées durant la première phase du scénario accidentel, mais des incertitudes importantes subsistent pour ce qui concerne la phase de dégradation avancée du cœur (fusion et relocalisation des matériaux, formation de débris, écroulement du cœur dans le fond de la cuve) ainsi qu'en cas de renoyage du cœur. Par ailleurs, l'impact réel sur le risque de l'hydrogène produit au cours de la phase d'interaction corium béton reste à approfondir dans la mesure où cet hydrogène, s'il n'est pas brûlé au fur et à mesure de sa production, pourrait se cumuler avec celui produit en cuve (si ce dernier n'a pas été brûlé au préalable).

Une bonne prédiction de la répartition d'hydrogène dans l'enceinte est également essentielle pour pouvoir statuer sur le risque d'occurrence de phénomènes dynamiques. À cet égard, les codes

"points" apparaissent insuffisants en cas de fortes stratifications, et les codes multidimensionnels, aux temps de calcul encore prohibitifs, manquent de validation. En outre, les critères caractérisant les risques d'occurrence d'une déflagration rapide et d'une TDD restent à valider pour l'ensemble des conditions susceptibles d'être rencontrées en réacteur (fortes stratifications, géométries complexes, etc.). De plus, ces critères étant susceptibles d'être dépassés localement et temporairement au cours du scénario accidentel, le développement de codes de combustion, validés sur toute la plage des vitesses de flamme, est aussi une nécessité.

## Production de l'hydrogène

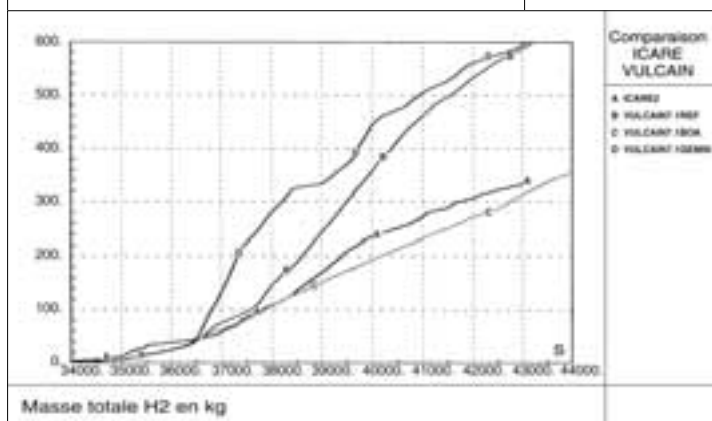
Ainsi qu'il a été rappelé au paragraphe précédent, la production d'hydrogène en cuve est bien connue et bien modélisée pendant la première phase de la dégradation du cœur, où la géométrie est quasiment intacte. Les modèles physiques des codes de calcul de dégradation du cœur VULCAIN (modélisation simplifiée) et ICARE (modélisation détaillée) développés par l'IRSN ont été validés en particulier en s'appuyant sur les résultats des essais Phébus PF.

Les actions du programme visent à réduire les incertitudes sur la production d'hydrogène et sa cinétique dans les autres phases de dégradation du cœur (dégradation avancée du cœur, renoyage du cœur dégradé, percement de la cuve et interaction corium béton après ce percement). Concernant la phase de dégradation avancée du cœur, des comparaisons entre codes et des études de sensibilité permettent d'apprécier les incertitudes et de hiérarchiser les paramètres les plus influents sur la production d'hydrogène. Le **figure 2** montre ainsi différents résultats obtenus (et les écarts observés) pour un scénario accidentel de brèche primaire de diamètre deux pouces. Des efforts importants pour améliorer la modélisation physique de cette phase (efforts qui ne sont pas développés dans le cadre de cet article) ont été entrepris par l'IRSN pour réduire ces écarts.

Des études systématiques de la production d'hydrogène ont par ailleurs été réalisées dans le cadre de l'étude probabiliste de sûreté de niveau 2. Ces études ont permis de mettre en évidence les principaux facteurs pénalisants vis-à-vis de la production d'hydrogène et d'en quantifier les effets : une puissance résiduelle initialement

Figure 2

Comparaison sur la production d'hydrogène.



## La répartition d'hydrogène dans l'enceinte de confinement peut être modifiée par l'utilisation des systèmes d'aspersion.

faible, une basse pression primaire, l'apport d'eau en cours de dégradation, la condensation d'eau par suite d'un refroidissement à l'aide des générateurs de vapeur.

Concernant le renoyage d'un cœur dégradé, une synthèse de l'état des connaissances a été rédigée et pourrait déboucher sur un nouveau programme expérimental.

Les calculs de production d'hydrogène lors de la phase de percement de la cuve sous l'effet du phénomène dit d'échauffement direct de l'enceinte montrent que la quantité produite est liée au niveau d'oxydation initial du corium et à la quantité de corium dispersée, celle-ci étant elle-même dépendante de plusieurs paramètres et principalement de la pression primaire à l'instant de la rupture de la cuve.

L'interaction entre le corium et le béton se compose de deux phases distinctes. La phase "court terme", qui suit immédiatement l'arrivée du corium sur le radier, est caractérisée par une vitesse d'érosion du radier très rapide, associée à un dégagement intense d'hydrogène, dû essentiellement à l'oxydation du zirconium et du chrome présents dans le corium, et de monoxyde de carbone. Cette première phase est prédite correctement par les codes de calcul. Lors de la phase "long terme", de cinétique beaucoup plus lente, le dégagement des mêmes gaz combustibles résulte principalement de l'oxydation du fer présent dans le corium. Une incertitude importante subsiste sur ce dégagement, mais son effet est moindre à l'égard de la combustion car il s'accompagne d'un relâchement important de gaz inertants.

### Études de la répartition d'hydrogène dans une enceinte

Lors d'un accident grave initié par une brèche primaire, la vapeur d'eau émise à la brèche se condense sur les parois froides et induit des boucles de convection dans le volume de l'en-

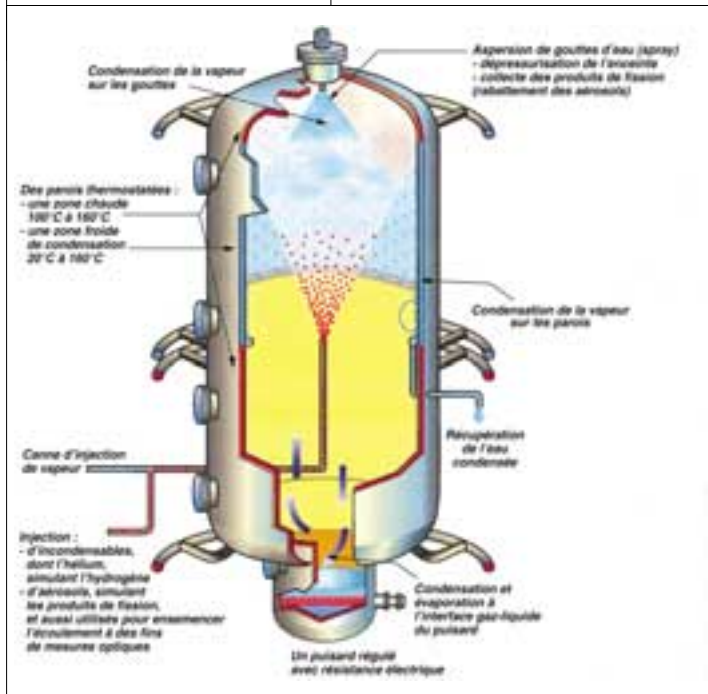
ceinte. Ces boucles transportent l'hydrogène produit et le répartissent dans l'enceinte. Suivant le brassage de l'atmosphère de l'enceinte, l'hydrogène se répartit de manière homogène ou hétérogène. Dans ce dernier cas, l'hydrogène peut atteindre des concentrations locales supérieures au seuil d'inflammabilité du mélange gazeux. Par ailleurs, la répartition d'hydrogène dans l'enceinte de confinement peut être modifiée par l'utilisation des systèmes d'aspersion, qui permet d'homogénéiser la répartition dans l'enceinte, de condenser la vapeur d'eau sur les gouttes et risque de conduire, par conséquent, à un désinertage du mélange.

Plus tard dans le déroulement de l'accident, après percement de la cuve, lors de la phase d'émission rapide d'hydrogène au début de l'interaction corium béton, des concentrations élevées d'hydrogène peuvent être atteintes au voisinage des gaz chauds sortant du puits de cuve.

Afin de prédire la répartition d'hydrogène dans l'enceinte de confinement, l'IRSN dispose de codes de calcul basés sur des approches multi-compartiments ou multidimensionnelles. La première famille de codes, dont fait notamment partie le module 0D du code TONUS, résout les équations des bilans massiques et énergétiques sur des volumes de contrôle (compartiments). L'équation de conservation de la quantité de mouvement est résolue de façon simplifiée par l'intermédiaire de pertes de charge entre les compartiments. Ces codes ont montré leur capacité à calculer la répartition d'hydrogène dans des expériences à petite et à grande échelle avec et sans aspersion. En revanche, ils ne permettent pas de prédire tous les écoulements, notamment en présence de gradients de concentration (stratification, jets, etc.). Les codes multidimensionnels, comme le module 3D du code TONUS, remédient à cet handicap en résolvant localement les équations de conservation (masse, quantité de mouvement, énergie) et de transport des espèces. Ces équations sont couplées à des

Figure 3

Schéma de l'installation TOSQAN.



modèles de turbulence et d'échanges thermiques et massiques pour prendre en compte la condensation. L'utilisation de ces codes est limitée par la complexité géométrique de l'enceinte de confinement et par le coût et la durée des calculs qui peuvent se révéler excessifs.

L'objectif du code TONUS, dont le développement a débuté en 1995, est d'intégrer dans un outil unique l'ensemble des phénomènes liés au risque hydrogène dans l'enceinte de confinement d'un réacteur à eau pressurisée, y compris la combustion et la détonation, en proposant une approche hybride multicompartiment et multidimension-

nelle. Le couplage des modules 0D et 3D du code TONUS permettra de traiter les zones où une concentration homogène est attendue en utilisant une approche multicompartiment et d'utiliser l'approche multidimensionnelle dans les zones où des gradients de concentrations sont attendus.

La qualification des codes multidimensionnels requiert l'acquisition des valeurs locales pour l'ensemble des variables comme la température, les concentrations en espèces gazeuses, les vitesses moyennes des écoulements et leurs fluctuations. Cela nécessite la réalisation d'expérimentations pourvues d'une instrumentation la plus détaillée et la plus complète possible.

Ces impératifs ont été pris en compte dans l'installation TOSQAN, dont l'objectif principal est la qualification des modèles implantés dans TONUS notamment pour la condensation en paroi et pour les échanges thermiques et massiques à l'interface puisard-atmosphère et sur les gouttes d'aspersion. L'enceinte TOSQAN (figure 3) est une cuve cylindrique en acier de 4,8 m de hauteur et de 1,5 m en diamètre (volume 7 m<sup>3</sup>). Elle est équipée de parois latérales thermostatées séparées horizontalement en trois zones, la zone intermédiaire, de hauteur de 2 m, constituant la zone de condensation.

Le but des expériences développées dans l'installation TOSQAN est, lorsqu'on injecte dans l'axe de la maquette un débit de vapeur compris entre 0,3 g/s et 30 g/s, d'une part de déterminer l'évolution des grandeurs globales (débit de condensation, pression), d'autre part de caractériser les écoulements par des mesures de champs de températures, de vitesses et de concentrations en espèces gazeuses.

● Pour atteindre ces objectifs, l'expérience TOSQAN est dotée d'une instrumentation détaillée, principalement orientée vers des mesures locales. Celles-ci sont réparties en deux catégories : les mesures "intrusives" de température dans le gaz et en paroi et de concentration des espèces gazeuses par spectrométrie de masse, les mesures optiques de vitesse (vélocimétrie doppler laser et vélocimétrie par images de particules) et de concentration gazeuse (spectrométrie Raman).

Dans le cadre de la qualification du code TONUS, une grille d'essai, balayant un ensemble de conditions thermodynamiques spécifiques pour l'étude de la condensation sur la paroi latérale de l'installation, a été définie ; elle permet de traiter des écoulements turbulents en régime de convection

**L'expérience TOSQAN est dotée d'une instrumentation détaillée, principalement orientée vers des mesures locales.**

naturelle, forcée ou mixte représentatifs de ceux rencontrés en cas d'accident grave. La réalisation de cette grille est en cours; la **figure 4** montre, pour un régime permanent de condensation correspondant à une injection de 10 g/s de vapeur d'eau, des profils radiaux de vitesses (LDV) obtenus.

À l'issue de ces expériences, les comparaisons entre les données expérimentales et les résultats des calculs permettront de déterminer les modèles de condensation en paroi les mieux adaptés à introduire dans TONUS et la capacité du code à représenter les écoulements, les températures et les concentrations mesurées.

Au-delà, les essais dans TOSQAN seront poursuivis en étudiant pour des mélanges air-vapeur d'eau-hélium l'impact sur la répartition des espèces gazeuses de l'aspersion et des transferts entre le puisard et l'atmosphère de l'enceinte. Il sera tenu compte des essais de confirmation à plus grande échelle et dans des géométries plus complexes à plusieurs compartiments prévus ou envisagés par le CEA/DEN dans l'installation MISTRA.

### Études sur la combustion d'hydrogène

Ainsi qu'il a été rappelé en introduction, lorsque le mélange ternaire air-vapeur-hydrogène devient inflammable au sens du diagramme de Shapiro (**figure 1**, page 28), plusieurs modes de combustion sont possibles, principalement en fonction de la concentration maximale d'hydrogène atteinte dans l'enceinte et de la répartition de ce gaz entre les locaux: la déflagration laminaire, la déflagration rapide, la transition déflagration détonation (TDD) et la détonation.

La compréhension des mécanismes mis en jeu a conduit à élaborer, pour des mélanges homogènes, des critères sous forme de conditions nécessaires à l'établissement de ces différents modes de combustion.

En premier lieu, le critère dit " $\sigma$ " porte sur l'accélération de flamme. La grandeur  $\sigma$  est le facteur d'expansion du mélange, rapport des densités des gaz frais et des gaz brûlés à pression constante; il s'agit d'une propriété intrinsèque du mélange considéré. On estime qu'un mélange ayant un  $\sigma$  inférieur à une valeur limite  $\sigma$  critique ne pourra pas donner lieu à une accélération notable de la flamme (au-delà de 400 m/s).

Cette valeur critique, qui dépend de la température initiale du gaz et de la stabilité de la flamme,

Figure 4

Profils radiaux de vitesses moyennes.

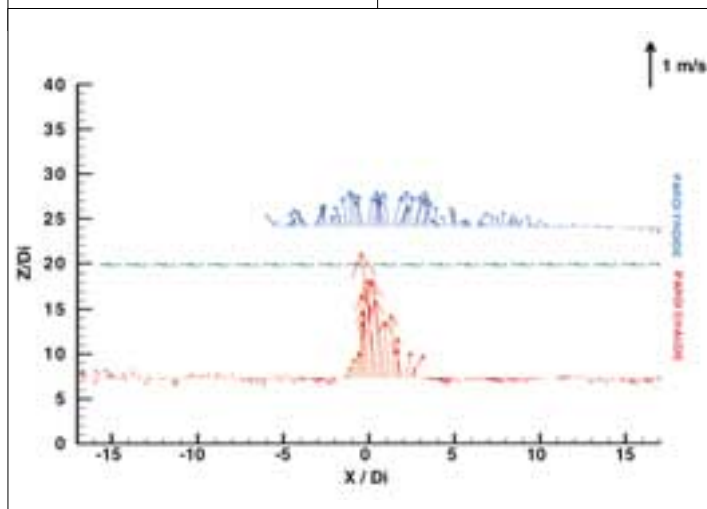
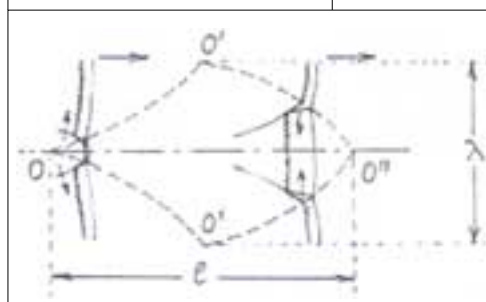


Figure 5

Taille des cellules de détonation.

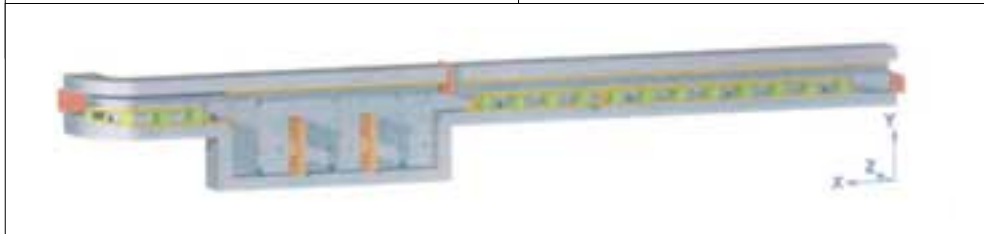


a été déterminée à l'aide des résultats de nombreuses expériences à différentes échelles et dans différentes géométries. Il faut noter qu'une flamme se propageant dans un mélange ayant un  $\sigma$  supérieur à  $\sigma$  critique est susceptible de s'accélérer, mais qu'elle ne pourra le faire que dans une configuration géométrique favorable.

Par ailleurs, des conditions nécessaires à la TDD ont été établies de manière similaire. Elles reposent sur la comparaison entre une longueur caractéristique de la géométrie et la taille des cellules de détonation, notée  $\lambda$ . Le réseau de cellules dû à l'interaction des différentes ondes témoigne de la structure multidimensionnelle de la détonation: la taille des cellules  $\lambda$  indiquée sur la **figure 5** caractérise la sensibilité du mélange.

Figure 6

Vue schématique de l'installation grande échelle RUT.



Les critères sont formulés de la façon suivante :

- dans un tube dont le diamètre est inférieur à  $\lambda$ , le déclenchement d'une TDD est impossible ;
- dans un local ou ensemble de locaux dont la longueur maximale non obstruée est inférieure à  $7\lambda$ , le déclenchement d'une TDD est impossible.

Les critères mentionnés ci-dessus permettent d'exclure *a priori* et sans calcul les risques d'accélération de flamme et de TDD pour un certain nombre de mélanges, mais pas pour la totalité des séquences accidentelles envisageables. Il est donc nécessaire de disposer de modèles spécifiques pour évaluer les chargements mécaniques occasionnés sur les parois de l'enceinte.

Dans le code TONUS, la combustion est traitée différemment suivant la discrétisation spatiale adoptée :

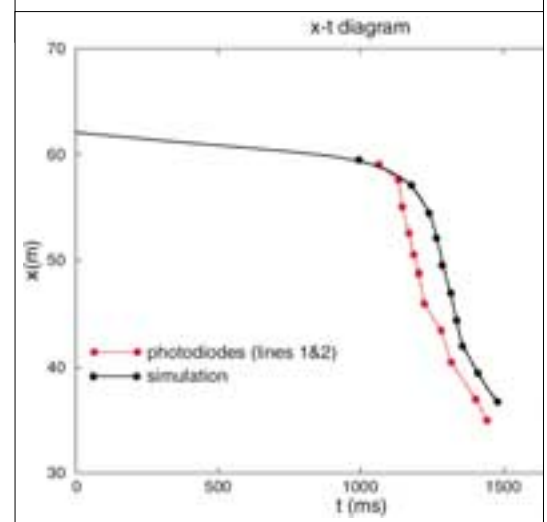
- dans le module "0D", la flamme se développe sphériquement dans chaque compartiment avant de se propager aux compartiments adjacents *via* les jonctions atmosphériques. La corrélation de Peters permet de tenir compte de l'influence du niveau de turbulence sur la vitesse spatiale de flamme : ce modèle, associé à un algorithme bas-Mach, est particulièrement adapté à la description des déflagrations de faible vitesse ;
- dans le module "3D éléments finis", des approches classiques sont implantées ; les équations de Navier Stokes moyennées au sens de Favre sont résolues dans un schéma semi-implicite. Le terme source chimique est de type "Eddy-Break Up" ou "Arrhénius". Ces modèles s'appliquent à l'ensemble de la gamme des déflagrations turbulentes, la turbulence étant évaluée au moyen d'un modèle  $k-\epsilon$  ;
- dans le module "3D volumes finis", les solveurs compressibles "Van Leer-Hanel" et "Shock-Shock" des équations d'Euler réactives permettent de traiter les flammes rapides (modèle CREBCOM) et les détonations.

Si les flammes lentes ou les détonations sont relativement bien calculées par les modèles existants, des progrès restent à faire dans le domaine des déflagrations turbulentes rapides. Les expériences récentes sont donc centrées sur l'étude de ce régime. De plus, la vérification de la validité des critères et l'étude de leur mode d'application à des mélanges hétérogènes sont poursuivies dans les deux programmes expérimentaux évoqués ci-dessous.

Le programme européen HYCOM et les essais RUT, effectués par l'Institut Kurchatov (Russie) et pilotés par l'IRSN, le centre de Karlsruhe (FzK) et la Communauté européenne (CCE), ont pour objectif de constituer une importante base de données de résultats d'essais de combustion de mélanges hydrogène-air à petite échelle (tubes) et à grande échelle (installation RUT schématisée **figure 6**) en vue de qualifier les codes de calcul.

Figure 7

Comparaison expérience-calcul d'un essai d'accélération de flammes dans l'installation RUT.



À titre d'exemple, une comparaison expérience-calcul d'un essai d'accélération de flamme dans l'installation RUT est présentée en **figure 7**. Le front de flamme est suivi lors de l'essai à l'aide de photodiodes entre les points 62 m (allumage) et 35 m de la canalisation. Le calcul est effectué à l'aide du modèle de combustion du code TONUS multicompartiments.

Par ailleurs, la collaboration avec le CNRS Orléans vise à étudier la propagation de la flamme dans un tube vertical obstrué par un similigénérateur de vapeur et débouchant dans un dôme. En effet, cette configuration a été identifiée comme la plus à même d'accélérer la flamme dans les enceintes de confinement des réacteurs à eau pressurisée.

### Moyens de mitigation du risque hydrogène

Ces moyens visent, lors d'une séquence accidentelle, soit à agir sur l'un au moins des deux composants réactifs du mélange air-hydrogène-

vapeur d'eau, soit à augmenter la teneur en composants "inertants" dans l'enceinte de confinement. Le point représentatif du mélange dans le diagramme de Shapiro (**figure 1**, page 28) doit ainsi être situé en dehors de la zone de détonation et, si nécessaire, d'une partie de la zone d'inflammation.

Ainsi qu'il a été rappelé dans le paragraphe sur les besoins en R&D pour l'expertise du risque hydrogène, les recombineurs catalytiques ont été choisis par l'Autorité de sûreté nucléaire comme moyen de mitigation pour l'ensemble du parc français de centrales nucléaires. Ils ont pour fonction de réduire la teneur en hydrogène dans l'enceinte au cours de l'accident. Ces dispositifs (une quarantaine d'unités par tranche) cumulent en effet un certain nombre d'avantages dont, en particulier, des contraintes d'exploitation très réduites, un fonctionnement totalement autonome et un brassage vigoureux des gaz de l'enceinte lorsqu'ils sont opérants.

Un recombineur se compose typiquement d'un matériau catalytique très "classique" (platine et palladium sur alumine), disposé dans un bâti métallique dont la fonction est d'optimiser la circulation des gaz au contact du catalyseur (lit de billes ou rangée de plaques verticales). Cette circulation est assurée par convection naturelle des gaz chauffés par la réaction exothermique  $2H_2 + O_2 \rightarrow 2H_2O$  établie au contact du catalyseur ; elle est auto-entretenu (d'où le nom de recombineur "passif"), mais limitée par la diffusion des réactifs ( $H_2$  et  $O_2$ ) et des produits ( $H_2O$ ) dans le recombineur. Le taux de recombinaison ( $dm_{H_2}/dt = K v_{H_2}$ ) est de l'ordre de 0,3 gramme d'hydrogène par seconde pour un recombineur de taille moyenne plongé dans une atmosphère à 4% d'hydrogène (en excès d'oxygène).

L'IRSN a lancé dès 1996, avec le soutien financier d'EDF, un programme expérimental visant à étudier les performances du recombineur d'hydrogène dans une atmosphère accidentelle représentative et en particulier leur résistance à l'empoisonnement par les produits de fission relâchés d'un cœur de réacteur endommagé. Ce programme, qui est maintenant achevé, s'appuie sur l'installation H2PAR (**figure 8**) implantée à Cadarache. Il s'agit d'une maquette d'enceinte de confinement au 1/22<sup>e</sup> (1/10 000<sup>e</sup> en volume) permettant de reproduire, avec des composés inactifs radiologiquement, l'essentiel des paramètres physico-chimiques d'une atmosphère

Figure 8

Schéma de l'installation H2PAR.

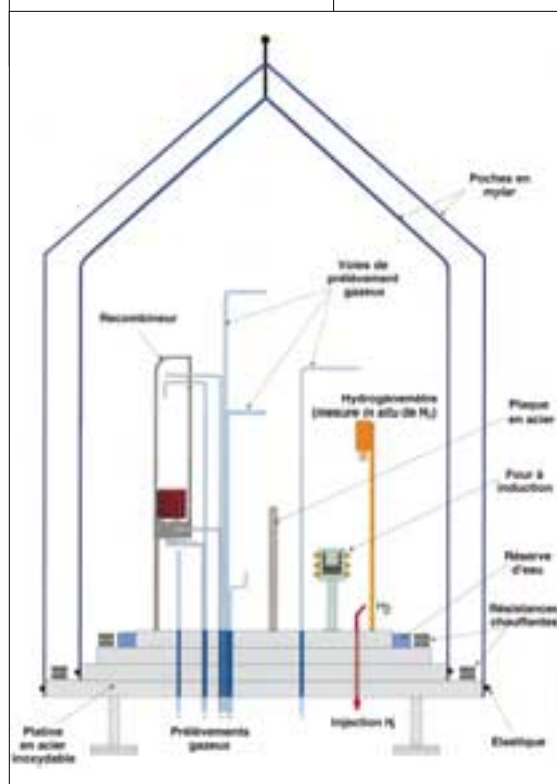


Figure 9

Évolution de la fraction molaire d'hydrogène sans et avec aérosols d'AgI dans la poche H2PAR.

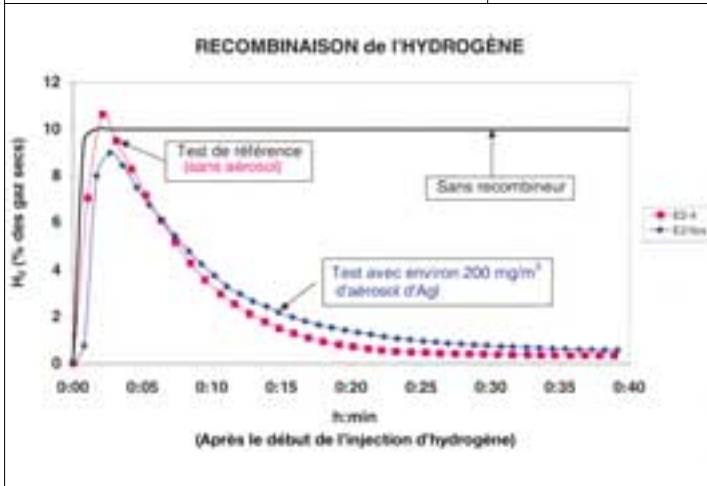
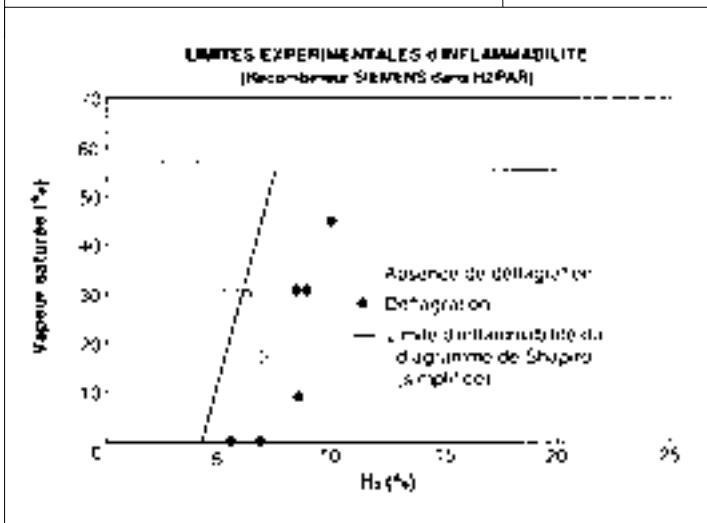


Figure 10

Seuils d'inflammabilité observés lors des essais H2PAR en fonction de la fraction molaire de vapeur d'eau présente dans la poche.



accidentelle. Sa réalisation originale en matériaux souples (une "tente" de Mylar de 7,6 m<sup>3</sup>, avec armature métallique) autorise la manipulation, en toute sécurité, de mélanges air-hydrogène potentiellement explosifs, à des températures pouvant atteindre 90 °C.

Trois types de recombineurs industriels, provenant de trois fournisseurs différents (SIEMENS, NIS, AECL), ont été testés dans H2PAR.

Les séquences expérimentales – plus d'une trentaine ont été menées à bien de 1996 à 2000 – incluaient des tests de référence (dans divers mélanges H<sub>2</sub>O-air-H<sub>2</sub>) et des tests dans ces mêmes mélanges, mais additionnés de poisons potentiels produits par la vaporisation, dans un four à induction, d'une charge chimique représentative des matériaux relâchés par un cœur de REP en cas d'accident.

Dans aucun des essais représentatifs il n'a été possible de mettre en évidence une baisse de performances due à un empoisonnement. Ce n'est qu'avec des poisons spécifiques (par exemple AgI), et à des teneurs très supérieures aux teneurs attendues lors d'une fusion de cœur, qu'une dégradation des performances a pu être reliée à un empoisonnement (figure 9). Ces conclusions ont été consolidées par des expériences analytiques effectuées en collaboration avec l'Institut de recherches sur la catalyse (CNRS Villeurbanne).

Une quinzaine d'essais supplémentaires ont été consacrés à l'étude des conditions dans lesquelles le mélange H<sub>2</sub>O-air-H<sub>2</sub> peut s'enflammer au contact d'un recombineur en fonctionnement. Les résultats (figure 10) montrent que la combustion peut en effet être amorcée dans le recombineur et se propager vers le bas dès que la teneur en hydrogène dépasse 6% (en atmosphère sèche). Cet inconvénient du dispositif a été accepté par l'Autorité de sûreté, "compte tenu du faible niveau d'énergie nécessaire à l'ignition et de la multiplicité des autres causes possibles de déflagration dans une enceinte REP". Il conviendra cependant de vérifier qu'en cas de propagation d'une inflammation provenant d'un des lieux d'implantation des recombineurs prévus par l'exploitant, les chargements induits sur les structures ou équipements resteront acceptables.

## Conclusion

La recherche et développement entreprise par l'IRSN sur le risque hydrogène a permis dès à présent d'obtenir un certain nombre de résultats. Les études menées ont ainsi conduit à conforter la décision d'implanter des recombineurs catalytiques d'hydrogène sur l'ensemble des tranches du parc électronucléaire français.

L'utilisation de recombineurs nécessite en effet une bonne compréhension de leur comportement dans des conditions représentatives des accidents



## Les essais réalisés dans l'installation H2PAR ont notamment montré que leurs performances n'étaient pas significativement affectées par la présence des aérosols relâchés durant l'accident de fusion du cœur.

graves. Les essais réalisés dans l'installation H2PAR ont notamment montré que leurs performances n'étaient pas significativement affectées par la présence des aérosols relâchés durant l'accident de fusion du cœur. Ces essais ont par ailleurs permis de déterminer les seuils, en termes de fraction molaire d'hydrogène, à partir desquels un allumage du mélange hydrogène-air-vapeur au voisinage du recombineur pouvait se produire.

Les études réalisées pour des séquences accidentelles représentatives indiquent cependant qu'il est difficile, en tous points et à tout instant, d'empêcher, malgré l'implantation de recombineurs, la création d'un mélange combustible. Des critères permettant, s'ils sont respectés, d'exclure les risques d'accélération de flamme et de TDD ont ainsi été élaborés à la suite d'un important travail international dans lequel l'installation RUT et le programme expérimental mené par l'Institut Kurchatov ont joué un rôle essentiel.

Les travaux de R&D dans les années à venir seront concentrés sur l'obtention de meilleures estimations des sources d'hydrogène, des concentrations locales des différents composants gazeux et des risques de propagation d'une combustion.

Pour ce qui concerne le premier point, les incertitudes restantes les plus importantes sont liées d'une part à l'écroulement du cœur en fond de cuve et d'autre part à la cinétique de production d'hydrogène dans le cas d'un hypothétique renouveau d'un cœur dégradé. Un programme de R&D est en cours de définition à l'Institut

afin d'améliorer la connaissance dans ce domaine.

Pour ce qui concerne les distributions locales, les programmes en cours TOSQAN et MISTRA visent en particulier à la validation de la partie distribution du code TONUS. Les résultats de ces études permettront, en complément aux approches multicompartiments, d'étudier avec plus de précision des zones potentiellement critiques d'un réacteur. Enfin, concernant le troisième point, afin de mieux quantifier les conséquences possibles d'une combustion, l'IRSN a engagé des actions de R&D complémentaires dans deux domaines : l'évaluation des marges de sécurité associées aux critères d'accélération de flamme dans des conditions représentatives de celles rencontrées en réacteur (géométrie incluant des compartiments et concentrations non homogènes) et le développement et la validation de modèles de combustion pour ce type de conditions. Ces actions font l'objet du programme européen HYCOM (avec l'utilisation de l'installation RUT modifiée), d'un programme expérimental mené en collaboration avec le CNRS d'Orléans ainsi que du développement, dans le code TONUS, de modèles de combustion soit simplifiés, permettant une utilisation en géométrie multicompartiments, soit multidimensionnels.

En conclusion, les actions de R&D décrites ci-dessus permettront d'affiner les analyses réalisées sur les réacteurs du parc actuel et de disposer d'outils qualifiés permettant l'évaluation des dispositions envisagées pour les réacteurs futurs.

# 5 ASTEC, un code intégré de simulation d'accident grave dans les réacteurs à eau légère

• J.-P. VAN DORSSELAERE (IRSN)

• F. JACQ (IRSN)

• H.-J. ALLELEIN (GRS)

**D**epuis plus de dix ans, l'IRSN développe un système de codes de calcul, dit de code intégré (ESCADRE<sup>1</sup>, remplacé aujourd'hui par ASTEC<sup>2</sup>), pour simuler le scénario d'un hypothétique accident grave dans un réacteur à eau légère, à partir de l'événement initiateur jusqu'au possible rejet radiologique de produits de fission hors de l'enclume de confinement. ASTEC, développé conjointement par l'IRSN et la GRS, est en voie de devenir le code européen de référence dans ce domaine. Ce code intègre l'ensemble des connaissances disponibles provenant de la recherche et développement au niveau international.

## Introduction

Un accident grave conduisant à la fusion du cœur d'un réacteur reste d'une infime probabilité parce qu'il suppose une combinaison de plusieurs défaillances des systèmes de sûreté; mais il aurait des conséquences graves telles que le rejet possible de produits radioactifs à l'extérieur de l'enclume de confinement. La prévention des accidents est assurée en premier lieu par la conception du réacteur (principe de défense en profondeur) et par les systèmes de sûreté. Parallèlement, des mesures de gestion des accidents doivent être mises en place afin de contribuer à la prévention aussi bien qu'à la mitigation des conséquences. Un exemple est l'installation de "recombineurs" à l'intérieur de l'enclume de confinement pour réduire le risque de déflagration dû à l'hydrogène. Enfin, la chronologie, la composition et le niveau du rejet doivent être évalués de manière à définir les plans d'urgence.

Les codes "intégrés" couplent les phénomènes physiques dominants qui surviennent dans les différentes zones du réacteur et ils simulent le déclenchement des systèmes de sûreté par les procédures et par les opérateurs. De manière à permettre l'étude d'un grand nombre de scénarios, un compromis doit être trouvé entre la précision des résultats et le temps de calcul : un jour

d'accident est simulé en quelques heures sur un ordinateur de type PC. Cette recherche du compromis est un réel défi pour de tels codes.

Le code intégré ASTEC a été développé depuis 1996 conjointement par l'IRSN et la GRS. Son domaine d'application est multiple :

- l'évaluation d'un possible rejet radiologique hors de l'enclume de confinement ;
- les études EPS2<sup>3</sup>, incluant la détermination des incertitudes ;
- les études de gestion d'accident, concernant les mesures de prévention et de mitigation des conséquences des accidents graves ;
- les analyses physiques de scénarios pour améliorer la compréhension de la phénoménologie, incluant le support aux programmes expérimentaux.

Un tel code intègre la modélisation la plus à jour d'un accident grave dans une structure informatique suffisamment flexible pour évoluer en fonction des connaissances apportées par la R&D. Il est complémentaire de codes appelés "mécanistes" qui décrivent certaines parties de l'accident d'une manière beaucoup plus détaillée (comme le code ICARE/CATHARE de l'IRSN pour la dégradation du cœur). Il doit être applicable à différents types existants de réacteurs à eau légère, présents ou futurs : REP<sup>4</sup>, REB<sup>5</sup> et VVER<sup>6</sup>. Les applications à ces derniers devraient permettre d'apporter un support aux analyses de sûreté des réacteurs d'Europe de l'Est (Russie, Ukraine...).

1 - Ensemble de systèmes de codes d'analyse des accidents dans les réacteurs à eau.

2 - Accident Source Term Evaluation Code.

3 - Évaluations probabilistes de sûreté de niveau 2, c'est-à-dire incluant la fusion du cœur.

4 - Réacteurs à eau pressurisée.

5 - Réacteurs à eau bouillante.

6 - Réacteur à eau (modèle ex-soviétique).

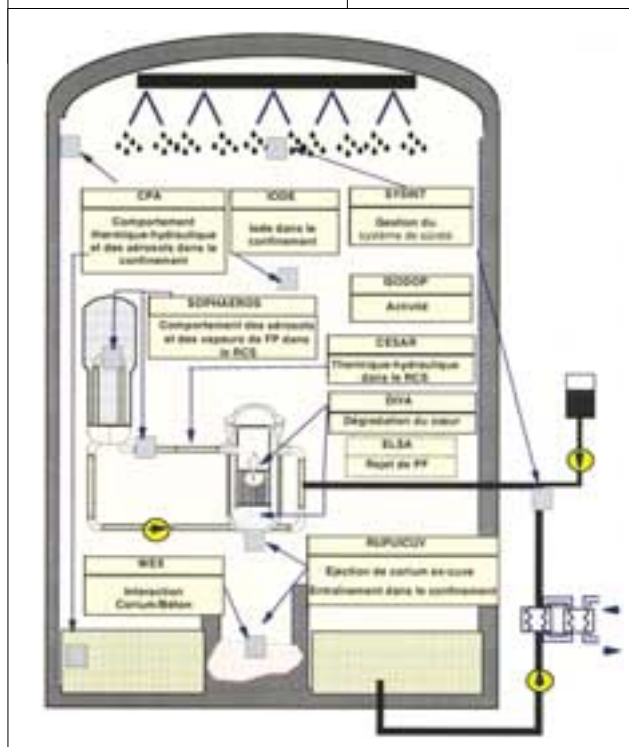
## Description d'ASTEC

Le code a une structure modulaire (**figure 1**). Chaque module simule une zone du réacteur ou un sous-ensemble de phénomènes physiques. Une séquence d'événements typique survenant lors d'un accident grave est décrite ci-dessous, avec une brève description des principaux phénomènes physiques correspondants (le module correspondant d'ASTEC est indiqué entre parenthèses) :

- la phase de "tête de séquence" (*module CESAR*) débute à partir de l'événement initiateur, par exemple une brèche dans le circuit primaire. Des écoulements diphasiques du réfrigérant se développent dans les boucles du circuit de refroidissement du réacteur. On observe une perte de l'inventaire du réfrigérant dans le circuit primaire ;
- le cœur s'échauffe à cause de la difficulté d'évacuer la puissance résiduelle, et le niveau d'eau dans la cuve diminue. Le cœur se dégrade (*module DIVA*) : oxydation exothermique de la gaine en zircaloy des crayons par la vapeur et production associée d'hydrogène ; formation de mélanges de matières en fusion (appelés corium) à haute température (jusqu'à 3 000 °C), lesquels s'écoulent à travers le cœur et peuvent se relocaliser dans le plénum inférieur de la cuve ; accumulation de corium qui chauffe le fond de cuve jusqu'à sa fusion ou jusqu'à sa rupture mécanique ;
- des produits de fission (PF) sont relâchés par les crayons combustibles dégradés (*module ELSA*) ; d'abord, les gaz de fission et les produits volatils, ensuite les actinides et les produits de fission faiblement volatils après une dégradation plus sévère des crayons. Les matériaux des structures telles que les barres de contrôle ou les grilles sont aussi relâchés sous forme de vapeurs ;
- les aérosols formés et les vapeurs de PF sont transportés par l'écoulement de vapeur à travers le circuit primaire (*module SOPHAEROS*) et atteignent l'enceinte de confinement. Ils peuvent se déposer et être remis en suspension par la suite. Les espèces peuvent varier selon les interactions chimiques, en particulier dans la phase gazeuse ;
- après la rupture du fond de la cuve, le corium est éjecté dans le puits de cuve sous l'effet de la pression primaire. Une certaine fraction du corium à haute température peut être entraînée dans l'enceinte de confinement et contribuer à son échauffement (phase d'EDE<sup>1</sup>) (*module RUPUICUV*) ;

Figure 1

Schéma des modules d'ASTEC V1.



- le corium restant dans le puits de cuve interagit avec le béton du radier (phase d'ICB<sup>2</sup>) (*module WEX*), ce qui conduit à une ablation de la couche de béton et à la libération de gaz incondensables (H<sub>2</sub>, CO, CO<sub>2</sub>...) dans l'enceinte de confinement ;
- l'atmosphère de l'enceinte de confinement se réchauffe sous l'effet des sources de vapeur d'eau, de produits de fission et d'aérosols (*module CPA*), et la pression augmente. Une partie des aérosols se dépose sur les surfaces horizontales. Une combustion de l'hydrogène accumulé peut survenir et induire un chargement dynamique de l'enceinte ;
- le comportement de l'iode dans l'enceinte de confinement est un problème important (*module IODE*) ; cet élément s'adsorbe ou se désorbe sur les murs et son état tant chimique que physique évolue dans les phases aqueuses et gazeuses.

D'autres modules décrivent l'évolution et le transport de la chaleur résiduelle, ainsi que l'activité liée aux produits de fission dans le réacteur (*module ISODOP*), la gestion des systèmes de sûreté tels que l'aspersion dans l'enceinte ou les accumulateurs (*module SYSINT*).

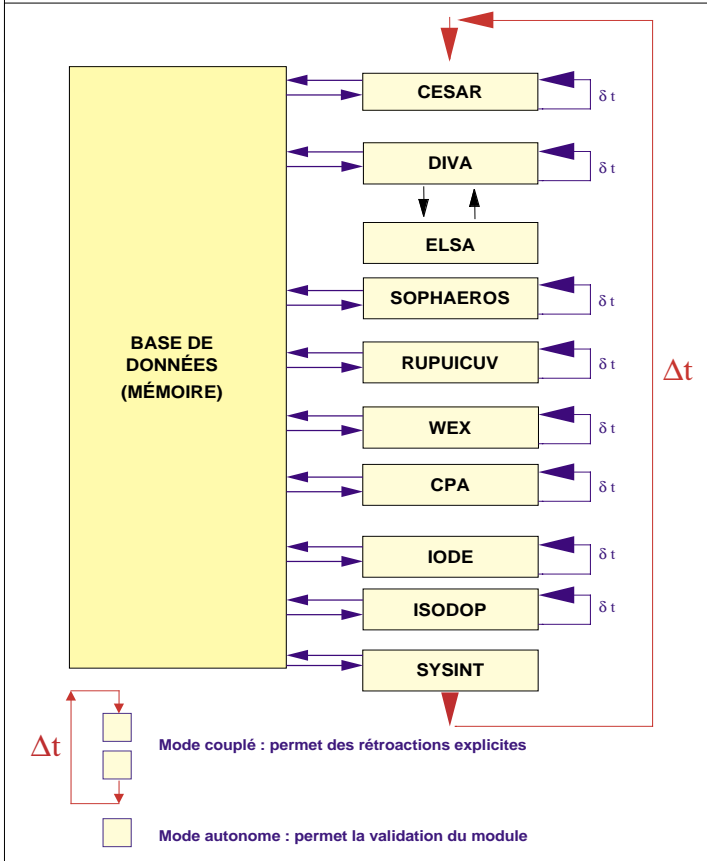
Une base de données "dynamique", c'est-à-dire évoluant au cours du calcul, permet l'échange d'informations entre ces modules (**figure 2**). Le code

1 - Échauffement direct de l'enceinte.  
2 - Interaction corium-béton.

Figure 2

**Modes d'utilisation d'ASTEC.**

Le mode couplé permet de coupler tout ou partie des modules, avec des rétroactions explicites entre eux : chaque module opère avec son propre pas de temps, mais à l'intérieur d'un macro-pas de temps déterminé par le code. Le mode autonome permet la qualification de modules séparés sur des expériences.



ASTEC représente environ 300 000 instructions, et le langage de programmation est le Fortran 90. Il peut être utilisé sur des ordinateurs de type PC autant que sur des stations de travail (SUN, HP, DEC...).

Le développement du code ASTEC a été fondé dans une première étape sur les codes disponibles à l'IRSN et à la GRS, respectivement le code intégré ESCADRE et les codes de l'enceinte de confinement RALOC et FIPLOC. La version la plus récente, avec sa documentation complète, est la V0.4, disponible pour les utilisateurs de l'IRSN et de la GRS, ainsi que pour les dix-huit organismes européens (autorités de sûreté, industriels, organismes de R&D), partenaires du projet EVITA<sup>1</sup> (2000-2003) du 5<sup>e</sup> PCRD<sup>2</sup> de la Commission européenne. L'enceinte de confinement peut être discrétisée en plusieurs cellules ou zones (comme habituellement dans les codes dits "à zones"), chacune représentant un compartiment réel entouré de murs (dôme, casemates...). Mais, avec cette version, le calcul ne peut débuter qu'au début du dénoyage du cœur : un autre code doit être utilisé pour simuler le comportement thermo-hydraulique des circuits primaire et secondaire pendant la "tête de séquence" de l'accident. Une nouvelle version V1 d'ASTEC a été achevée à la mi-2002. Ses principaux avantages seront la capacité de simuler des scénarios complets, c'est-à-dire incluant la phase de "tête de séquence", et l'amélioration de la modélisation de la dégradation du cœur.

Tableau 1

**Extrait de la matrice de validation de base d'ASTEC V0 pour SOPHAEROS.**

	TUBA TT28	TUBA TD7	DEVAP 08	AERODEVAP 02	TRANSAT TR2	FALCON 18	PHEBUS FPTO <sup>1</sup>
Types d'expériences	SET	SET	CET	CET	CET	CET	IT
Échelle des expériences	grande	grande	petite	petite	grande	petite	grande
<b>Phénomène (ci-dessous)</b>							
Sédimentation des aérosols					oui		oui
Diffusion laminaire	oui						oui
Diffusion turbulente					oui		oui
Impaction turbulente					oui		oui
Impaction dans les coudes					oui		oui
Thermophorèse	oui		oui				oui
Diffusiophorèse		oui					
Condensation-évaporation de vapeurs de PF sur les murs			oui	oui		oui	oui
Condensation-évaporation de vapeurs de PF sur les aérosols				oui			oui
Chimie des vapeurs						oui	oui
Absorption			oui	oui		oui	oui

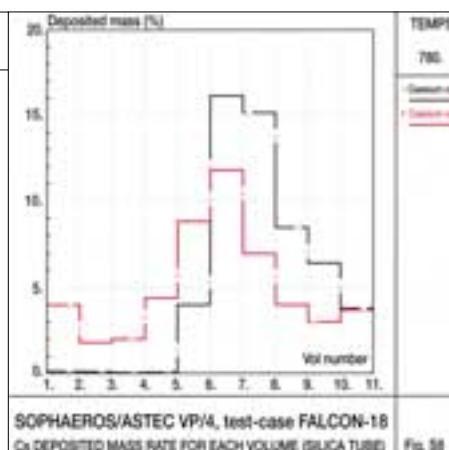
1 - European Validation of the Integral code ASTEC.

2 - Programme cadre de recherche et développement.

Figure 3

**Qualification de SOPHAEROS sur FALCON-18.**

Les courbes représentent, en fin d'essai, les profils calculés et mesurés du dépôt de césium le long d'un tube à gradient thermique (maillé en 10 cellules cylindriques avec le code). En considérant les incertitudes expérimentales, particulièrement sur la cinétique de la source des produits de fission, le dépôt total calculé et les profils de dépôt peuvent être considérés comme acceptables. La zone de dépôt maximal est correctement reproduite par le code, mais avec une sous-estimation des valeurs de dépôt. Dans la première portion du tube, à haute température, les dépôts mesurés ne sont pas reproduits par le code, mais ils demeurent faibles.

**Validation**

Le développement du code suit le processus habituel conforme aux normes d'assurance qualité des logiciels :

- spécifications générales de modélisation ;
- codage informatique du modèle ;
- validation par comparaison avec les résultats de programmes expérimentaux réalisés dans des installations en pile ou hors pile, à des échelles variées, et par comparaison (appelée "benchmark") sur des calculs de "scénarios-réacteurs" avec d'autres codes internationaux de référence.

Afin d'entreprendre des études de scénarios-réacteurs avec un niveau acceptable de confiance, une réflexion détaillée a porté sur la définition d'une douzaine de séquences couvrant différents types de réacteurs (les REP 900 et 1 300 français, le REP Konvoi 1 300 allemand, les VVER-440 et -1000) ainsi que la plupart des phénomènes et systèmes de sûreté dans des conditions aussi représentatives que possible des réacteurs. Cette batterie de calculs est régulièrement utilisée pour vérifier chaque version du code à sa livraison.

La matrice de validation de base vise à couvrir les phénomènes prédominants des accidents graves et à préciser les incertitudes des modèles. Le travail intensif réalisé depuis plus de dix ans grâce aux versions successives des codes précédents (ESCADRE, RALOC et FIPLC) a déjà fourni une base solide. La validation porte sur un large ensemble d'expériences françaises, allemandes et internationales (le **tableau 1** illustre l'utilisation de différents types et échelles d'expériences pour la validation de SOPHAEROS) :

- d'une part, les expériences analytiques (VERCORS<sup>1</sup>, BETA<sup>2</sup>...) qui s'attachent à un phénomène unique (expérience dite à effet séparé ou SET) ou à quelques phénomènes (expérience dite à effets couplés ou CET) ;

- d'autre part, les expériences intégrales dites IT (Phébus PF, CORA<sup>3</sup>...). Ces applications permettent de vérifier que le couplage des phénomènes est correctement reproduit et qu'aucun phénomène n'a été oublié. Ce type d'expérience est souvent mené sur une large échelle et permet une meilleure extrapolation à l'échelle d'un réacteur. D'une façon similaire, l'application à l'accident grave survenu sur le réacteur américain TMI-2 en 1979 est une tâche essentielle.

En complément, la validation est actuellement étendue dans le cadre du projet EVITA à des expériences de référence, la plupart figurant parmi la liste des exercices de comparaison entre codes retenus par l'OCDE (ISP<sup>4</sup>).

Les résultats de la validation de la version V0 sur vingt-cinq expériences sont globalement satisfaisants : les écarts obtenus avec les mesures expérimentales demeurent acceptables dans la plupart des cas. Deux illustrations sont présentées ci-dessous pour la qualification du module SOPHAEROS :

- une application sur l'essai n°18 du programme FALCON, réalisé en Grande-Bretagne dans les années 1980, qui étudiait les mécanismes d'interaction entre les vapeurs de produits de fission et les aérosols. Cette expérience simulait le transport et le dépôt de certains produits de fission (césium, iode...) dans un tube en présence d'éléments relâchés lors de la dégradation de la barre de contrôle (argent, indium, cadmium). La fraction totale de césium déposée dans le tube à la fin de l'essai représentait 75 % de la masse injectée alors que le code prédit une fraction de 54 %. En considérant les incertitudes expérimentales, particulièrement sur la cinétique de la source des produits de fission, ce résultat peut être jugé acceptable. Le **figure 3** montre également que

1 - Installation expérimentale du CEA/DEN/DTP pour l'émission de produits de fission au cours d'un accident grave.

2 - Installation expérimentale de FzK/Karlsruhe pour l'ICB.

3 - Installation expérimentale de FzK/Karlsruhe pour la dégradation d'une grappe de crayons.

4 - International Standard Problem.

Figure 4

**Qualification de SOPHAEROS sur Phébus PF FPT1.**

Les courbes présentent les profils calculés des dépôts des produits de fission iode, césium et tellure le long du circuit primaire (plénum supérieur et ligne verticale, branche chaude, tube GV, branche froide) en fin d'essai. Les mesures aux points particuliers du circuit sont indiquées avec leurs incertitudes expérimentales.

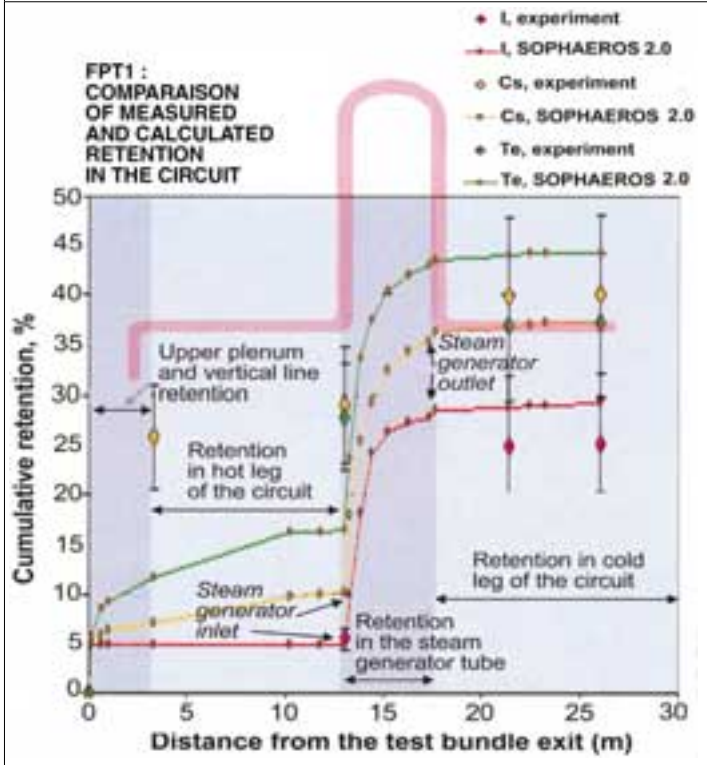
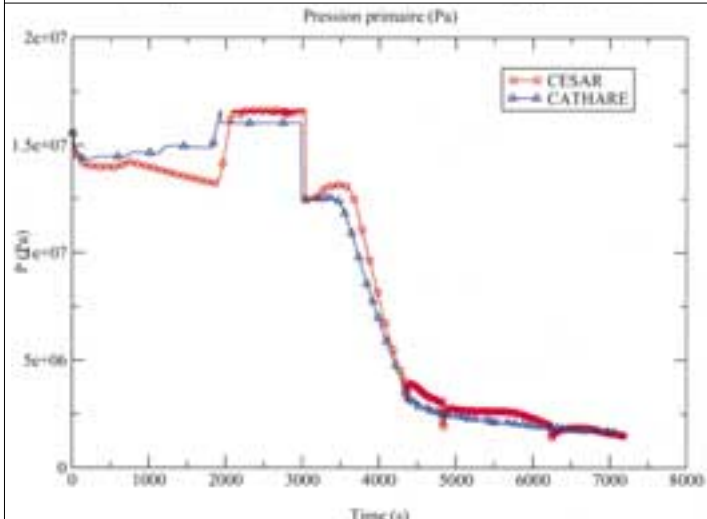


Figure 5

**Comparaison CESAR/CATHARE.**

Les courbes représentent l'évolution de la pression primaire durant les deux premières heures du scénario TMLB (avec entrée dans la procédure H2). CESAR reproduit toutes les tendances : accroissement rapide à la vidange des GV autour de 1900 s, plateau après début des oscillations des soupapes SEBIM, soudaine baisse au moment du blocage des SEBIM en position ouverte et enfin une baisse lente et régulière jusqu'à stabilisation autour de 20 bar. Les écarts par rapport aux résultats de référence du code CATHARE restent inférieurs à 10 % en valeur relative.



1 - TMLB dans la terminologie du rapport WASH-1400 de Rasmussen.

les profils de dépôt sont qualitativement reproduits, notamment la zone du dépôt maximal ;

- une application sur l'essai FPT1 du programme Phébus PF (IRSN, Cadarache). Ici, des produits de fission relâchés par la grappe, avec une cinétique variant au cours du temps, ont été injectés dans le circuit primaire. La **figure 4** montre la comparaison entre les rétentions mesurées et calculées de ces produits de fission dans le circuit primaire. Un bon accord est obtenu sur la rétention totale, mais avec une sous-estimation de la rétention de césium et de tellure dans la branche chaude et une surestimation de leur rétention dans le générateur de vapeur. Le code reproduit correctement le comportement différent de l'iode, principalement sous forme gazeuse dans la branche chaude, en regard des autres produits de fission.

Néanmoins, certains phénomènes qui influent de façon significative sur la sûreté du réacteur n'ont pas encore été reproduits avec suffisamment de précision ou complètement compris. Ces défis scientifiques encore à relever sont principalement :

- le rognage d'un cœur dégradé, et ses conséquences sur la production d'hydrogène et le relâchement des produits de fission ;
- la phase avancée de dégradation du cœur, et la possibilité de refroidir le corium à l'intérieur de la cuve ;
- l'effet d'un haut burn-up du combustible et l'effet du combustible MOX sur la dégradation du cœur et sur le relâchement des produits de fission ;
- la phase d'ICB, en particulier pour la capacité de refroidissement à long terme du corium.

Des programmes de R&D sont en cours à l'IRSN sur ces sujets, et la prochaine version d'ASTEC inclura des améliorations de certains des modèles correspondants.

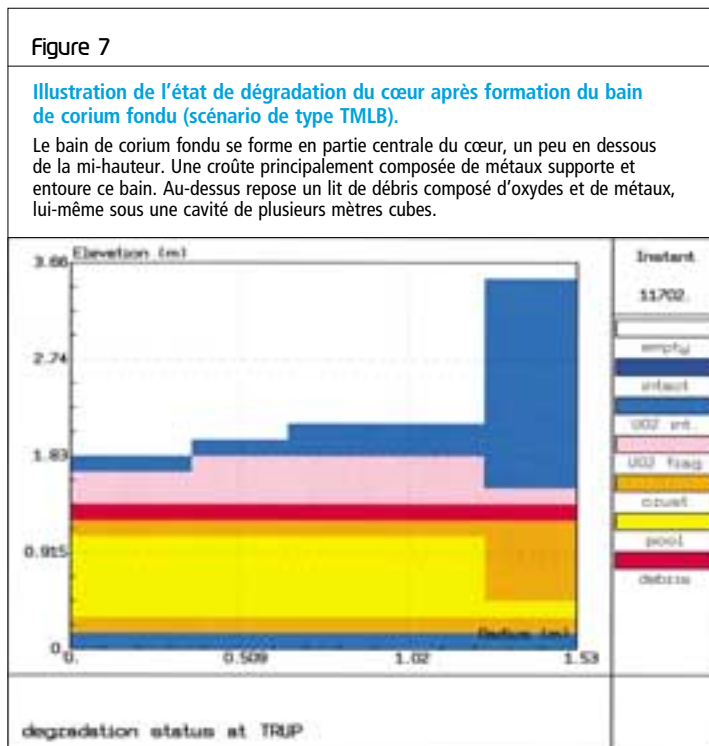
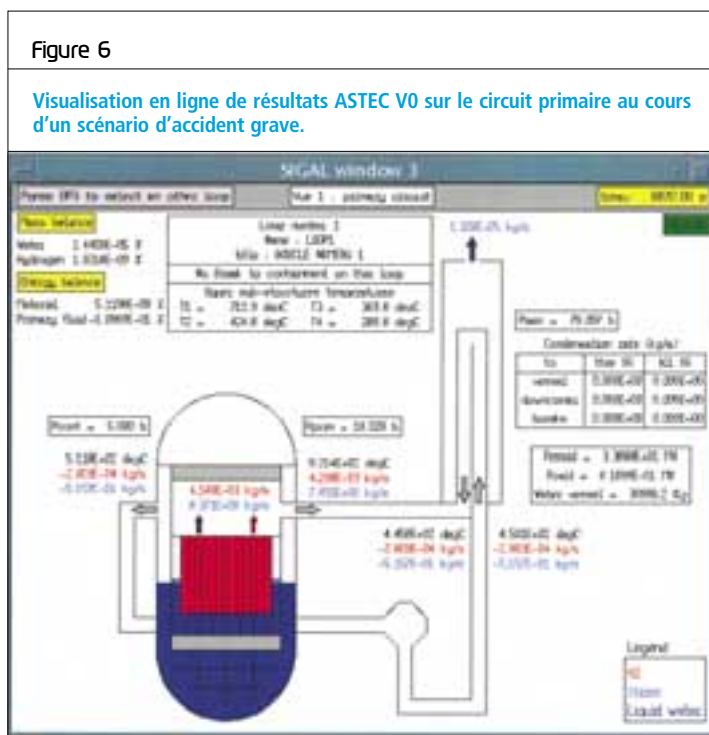
Parallèlement, les nouveaux modules d'ASTEC V1 sont déjà en cours de validation. À titre d'exemple, la simulation par CESAR d'un scénario haute pression (appelé TMLB<sup>1</sup> : perte d'eau d'approvisionnement du générateur de vapeur avec défaillance des systèmes de refroidissement d'urgence du cœur) dans un REP 900 MWe a été comparée aux résultats du code de référence thermohydraulique CATHARE qui modélise d'une manière détaillée les écoulements diphasiques eau-vapeur. Les écarts avec les résultats CATHARE sont inférieurs aux exigences de précision qui ont été définies pour ASTEC, soit 10 % par exemple sur la pression primaire ou sur l'instant de dénoyage du cœur (**figure 5**).

## Applications aux réacteurs

Le code ASTEC est actuellement utilisé intensivement dans le cadre des études EPS2 réalisées par l'IRSN sur un REP 900 MWe français. Un nombre considérable de scénarios, qui diffèrent quant à l'événement initiateur et au déclenchement des systèmes de sûreté, sont analysés (exemple d'un outil d'analyse, **figure 6**). La capacité du code à décrire la plupart des phénomènes et systèmes de sûreté est illustrée ci-dessous à travers les principaux résultats du calcul ASTEC V0 d'un scénario TMLB dans un REP 900 MWe. Lorsque les générateurs de vapeur s'assèchent, le cœur s'échauffe et la pression primaire augmente. Les soupapes de sûreté SEBIM s'ouvrent pour éviter une trop grande pressurisation du circuit primaire. À cet instant, un important débit de vapeur est relâché dans l'enceinte de confinement. Les accumulateurs ne peuvent intervenir parce que la pression du circuit primaire demeure élevée (entre 160 et 165 bar avec une régulation des SEBIM). La perte d'eau du cœur débute 5700 secondes après l'arrêt d'urgence et est complète 2 000 secondes plus tard (**figure 6**). Le cœur entre dans un processus intensif de dégradation (**figure 7**) et produit 220 kg d'hydrogène par oxydation des gaines en zircaloy par la vapeur. Au cours de cette phase, l'hydrogène, les matériaux de structure et les produits de fission, sous forme gazeuse ou aérosol, sont relâchés dans l'enceinte de confinement à travers les SEBIM. 66 tonnes de corium se relocalisent dans le plénum inférieur de la cuve et échauffent celle-ci.

La phase d'EDE survient lors de la rupture de la cuve sous l'effet de la pression primaire élevée; le corium éjecté est dispersé dans la cavité et une partie (de l'ordre de 70 tonnes) est ensuite entraînée dans le confinement. Vient la phase d'ICB, avec les restes non entraînés de corium dans la cavité (**figure 8**, page 44).

Lors de la défaillance de la cuve, le système d'aspersion est activé dans l'enceinte (pression dans l'enceinte supérieure à 2,4 bar), causant une rapide diminution de la pression dans l'enceinte (**figure 9**, page 44) et rabattant les aérosols dans le puisard. La stratification de l'hydrogène est obtenue dans certains compartiments de l'enceinte, avec une valeur maximale en partie supérieure du dôme. À long terme, la pression de l'enceinte s'accroît en raison de l'émission des gaz incondensables produits pendant la phase



d'ICB. La quantité totale d'hydrogène produit atteint presque 1 000 kg (il faut noter que les recombineurs ne sont pas pris en compte dans ce calcul). L'éventage du confinement est prévu si la pression atteint 5 bar.

En plus de ces applications de l'IRSN, une douzaine d'organisations européennes évaluent dans le cadre du projet EVITA la capacité du code

à simuler correctement de nombreux scénarios d'accidents graves sur plusieurs types de réacteurs (REP 900 et 1300, EPR, VVER-440 et -1000), en prenant en compte la plupart des systèmes de sûreté et des procédures. Les comparaisons sont ensuite réalisées avec des codes de référence tels que MELCOR (US/NRC) et MAAP4 (EPRI).

Le code a également été distribué à plusieurs organismes des pays de l'Est (Russie, Ukraine...),

particulièrement dans le cadre du projet TACIS<sup>1</sup> de la Commission européenne, afin qu'il soit utilisé comme support aux analyses de la sûreté des réacteurs VVER présents et futurs.

Le bilan préliminaire de cet ensemble d'applications d'ASTEC V0 souligne deux principaux besoins d'amélioration : simuler la phase initiale de l'accident avant le dénoyage du cœur et augmenter la convivialité pour l'utilisateur (grâce à des outils d'IHM<sup>2</sup>). Le premier de ces besoins constitue l'objectif majeur de la prochaine version V1 d'ASTEC. Les applications ASTEC sur les réacteurs VVER-1000 actuels ont montré qu'une majorité des systèmes de sûreté peuvent être convenablement représentés. Mais plusieurs besoins spécifiques d'améliorations ont été identifiés pour les VVER-440 : la représentation des boîtiers métalliques entourant chaque grappe dans le cœur et la représentation des parties inférieures des barres de contrôle qui contiennent du combustible.

Figure 8

**Illustration de l'érosion du radier du puits de cuve par ICB (scénario de type TMLB).**

La faible érosion s'explique par la faible proportion de corium restant dans le puits de cuve (corium non entraîné pendant la phase d'EDE).

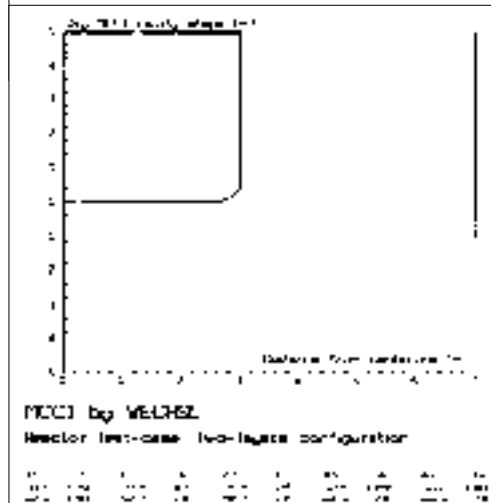
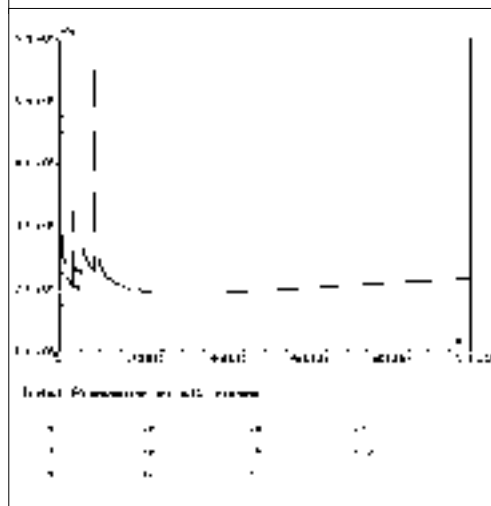


Figure 9

**Illustration de l'évolution de la pression dans l'enceinte de confinement (scénario de type TMLB).**



**Travaux futurs sur ASTEC**

Les principaux efforts portent actuellement sur la version V1, qui a été livrée vers la mi-2002. Les applications essentielles de cette version en 2002 concerneront l'accident de TMI-2 et l'essai Phébus PF FPT1 (choisi comme exercice international n°46 de l'OCDE).

En 2003, l'étape suivante consistera à "consolider" cette première version et à prendre en compte le retour d'expérience des applications EPS2 et des travaux dans EVITA. La réflexion entreprise pour consolider la position d'ASTEC en tant que code de référence pour la Communauté européenne devra se concrétiser, notamment dans le cadre du 6<sup>e</sup> PCRD. Un premier club d'utilisateurs sera organisé en 2003 et rassemblera une vingtaine d'organismes.

Au-delà, certains axes d'amélioration de la modélisation ont déjà été identifiés pour la version V2 : nettoyage d'un cœur dégradé, ICB, extension aux REB, traitement des incertitudes (propriétés des matériaux, modélisation, etc.). La validation du code va également se poursuivre en continu, en particulier sur les futurs programmes expérimentaux de l'IRSN (ARTEMIS pour l'ICB, EPICUR et CHIP pour le comportement des produits de fission, MADRAGUE pour la dégradation des crayons combustibles).

1 - Technical Assistance to the Community of Independent States.  
2 - Interface homme-machine.



## 6 Résultats des deux premiers essais Phébus PF, FTP-0 et FTP-1

• S. BOURDON (IRSN)

• D. JACQUEMAIN (IRSN)

• R. ZEYEN  
(JRC/PETTEN)

Le programme international Phébus PF (produits de fission) est constitué d'une série d'essais en pile visant à étudier les principaux phénomènes physiques pouvant se produire dans un réacteur à eau sous pression (REP) durant un accident grave : en particulier, la dégradation des crayons combustibles, le relâchement, le transport et la physico-chimie des matériaux radioactifs dans le circuit primaire et l'enceinte de confinement. Trois essais simulant les phénomènes physiques typiques d'un accident de perte de réfrigérant primaire à basse pression ont été réalisés avec succès : deux essais sous une atmosphère riche en vapeur d'eau (FPT-0 et FPT-1) et un essai avec une phase réductrice significative (FPT-2). FPT-0 a été réalisé en décembre 1993 avec du combustible faiblement irradié, FPT-1, en juillet 1996 et, finalement, FPT-2, en octobre 2000, avec du combustible irradié. Les objectifs des deux premiers essais étaient d'obtenir une dégradation significative de la grappe jusqu'à une liquéfaction d'environ 20 % en masse du combustible et le relâchement de 70 à 80 % de PF volatils.

Ces essais ont fourni des données expérimentales d'intérêt capital dans le domaine de la dégradation du combustible et du comportement des PF. L'analyse des données des essais FPT-0 et FPT-1 est maintenant terminée et celle de FPT-2 est actuellement en cours. Les principales observations obtenues dans les deux premiers essais sont décrites dans les sections suivantes.

### Conceptions des grappes d'essai et des circuits expérimentaux

Les grappes expérimentales utilisées dans les essais FPT-0 et FPT-1 sont de conception très semblable. Les grappes d'essai contenaient vingt crayons combustibles REP et un crayon de commande constitué d'un matériau absorbant en alliage argent, indium, cadmium (AIC), contenu dans une gaine en acier inoxydable et un tube guide en zircaloy (figure 1, page 46). La grappe de l'essai FPT-1 comprenait dix-huit

Programme Phébus.



crayons combustibles REP préalablement irradiés à un taux de combustion moyen de 23,4 GWj/tU alors que les vingt crayons FPT-0 étaient constitués de combustible vierge. Les crayons combustibles mesuraient environ 1 m de longueur et contenaient une masse de combustible de 11 kg environ placée dans des gaines en zircaloy. Les grappes étaient ensuite logées dans un boîtier isolant et introduites dans un tube refroidi par un circuit d'eau pressurisée. La section d'essai était alors disposée dans une cellule au centre du réacteur Phébus. Les grappes combustibles étaient ensuite légèrement réirradiées pendant quelques jours dans le réacteur Phébus. Les différents éléments, en aval de la grappe, simulaient les principaux constituants d'un REP standard : une section de la branche chaude du circuit primaire (700 °C), une épingle du générateur de vapeur, une section de la branche froide du circuit primaire (150 °C) et l'enceinte de confinement (figure 2, page 46).

Figure 1

Structure des grappes expérimentales.

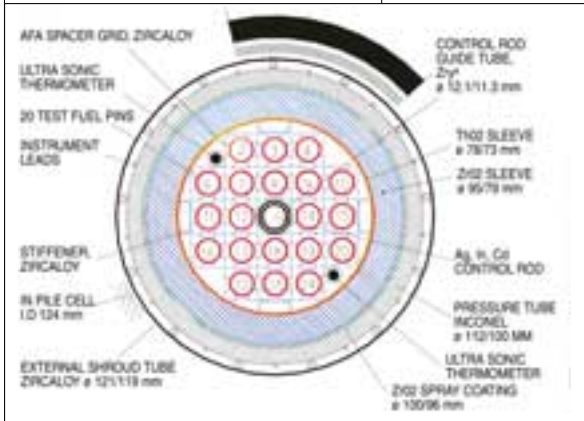


Figure 2

Schéma de l'installation expérimentale.

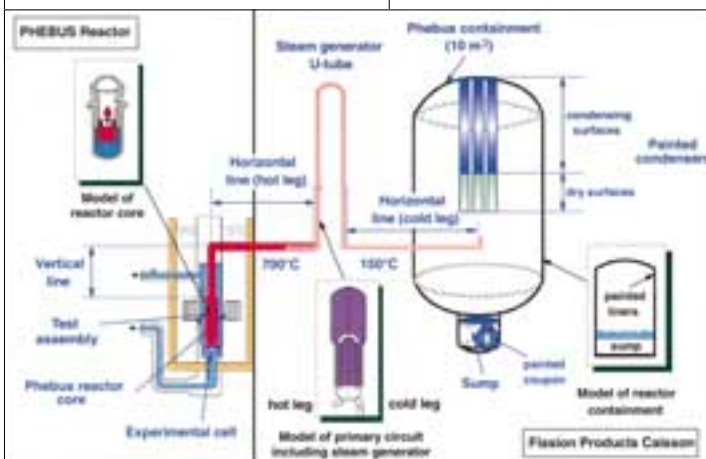
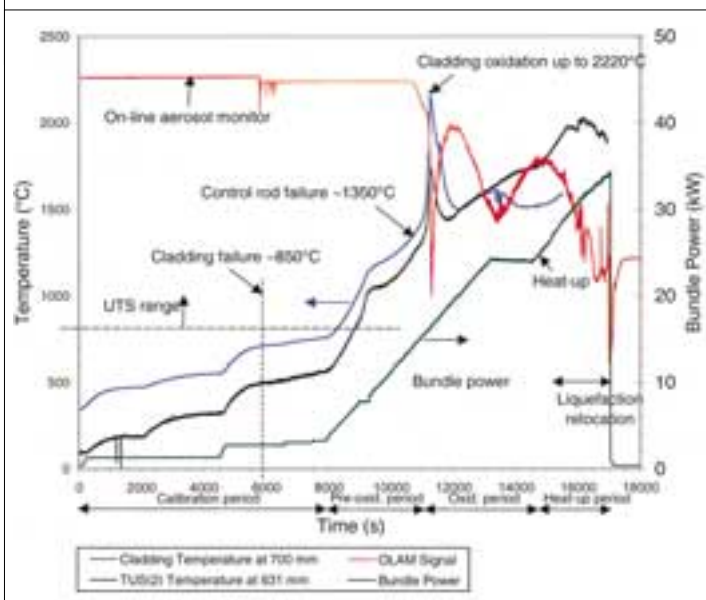


Figure 3

Principaux événements identifiés durant l'essai FPT-1.



## Déroulement de l'expérience

La phase de dégradation de la grappe a duré entre cinq et six heures. Durant cette phase, la puissance de la grappe et le débit de vapeur ont été augmentés par paliers successifs (figure 3) afin d'élever progressivement la température des crayons combustibles jusqu'à l'éclatement des gaines, la dégradation du crayon de commande et la relocalisation des matériaux absorbants, l'oxydation des gaines en zircaloy et la production d'hydrogène, la liquéfaction et la délocalisation du combustible, l'accumulation des mélanges liquéfiés et la formation d'un bain fondu et, finalement, le relâchement des produits de fission et des matériaux de la grappe, de structure et du crayon de commande. Pendant la phase de dégradation, de la vapeur à une pression d'environ 2 bar a été injectée dans la grappe avec un débit variant entre 0,5 et 2,2 g/s, créant ainsi des conditions oxydantes ou "riches en vapeur" pour la chimie des produits de fission. Suite à la phase de dégradation, les phases expérimentales dans l'enceinte (phase aérosol et de chimie) ont duré environ cinq jours afin d'étudier les processus de déposition des aérosols et de radiochimie de l'iode dans l'eau du puisard et dans l'atmosphère.

## Résultats de la dégradation de la grappe

Au début des phases de dégradation des essais FPT-0 et FPT-1, les ruptures des gaines en zircaloy dues à une augmentation de la pression à l'intérieur des crayons se sont produites vers environ 800 °C (température maximale mesurée à mi-hauteur de la grappe). Les ruptures des gaines ont été clairement identifiées par la détection de produits de fission à l'intérieur de l'enceinte en conjonction avec la présence d'aérosols dans le circuit. On a observé la rupture du crayon de commande dans les essais FPT-0 et FPT-1 juste avant l'emballage de la réaction d'oxydation du zircaloy grâce à la détection d' $In^{116m}$  dans le circuit pour une température maximale dans la grappe se situant entre 1160 et 1330 °C. Ces résultats indiquent que la rupture du crayon de commande s'est produite à une température inférieure au point de fusion de l'acier inoxydable. La dégradation précoce du crayon de commande est probablement due aux interactions chimiques entre le revêtement en acier inoxydable (Inox) et le tube guide

en zircaloy. Le mélange liquéfié (AlC, Inox, Zry) est probablement descendu vers la grille inférieure pendant la période d'oxydation et s'est solidifié dans la partie basse de la grappe pour former une masse métallique solide (riche en Ag-Zry).

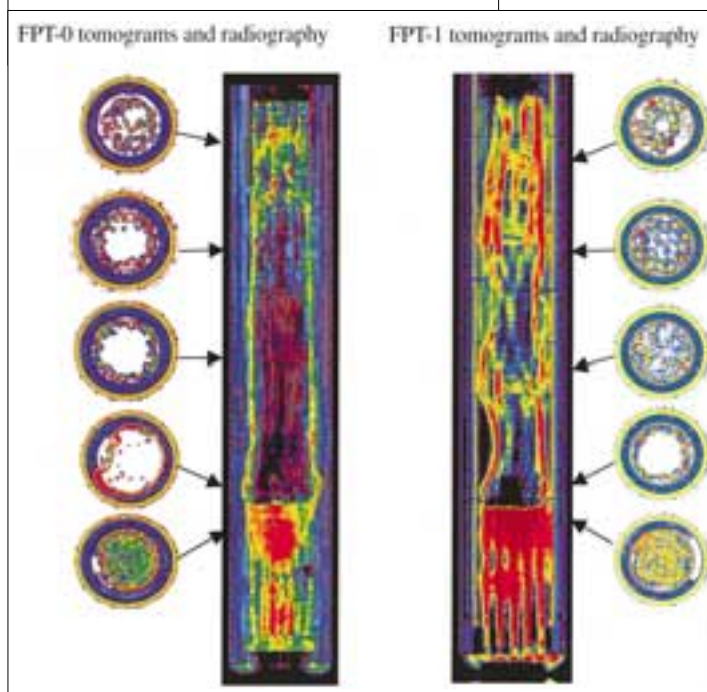
La présence d'hydrogène dans le circuit PF, indiquant l'oxydation du zircaloy, a été détectée pour des températures du combustible supérieures à 1100 °C dans la partie haute de la grappe. Une augmentation des taux d'échauffement des crayons combustibles a été mesurée lors des deux essais pour une température maximale de la grappe de 1550-1650 °C. Des pics de température de 2500 °C et de 2200 °C ont été observés dans les essais FPT-0 et FPT-1, avec des taux d'échauffement atteignant 10 à 15 °C/s. La majorité de l'hydrogène produit lors des essais l'a été pendant la période d'emballement. Dans ces deux essais, cependant, on n'a pas mesuré de conditions totalement réductrices en sortie de la grappe. On a observé un deuxième pic de génération d'hydrogène dans l'essai FPT-1 durant les vingt dernières minutes du transitoire. Cette période d'oxydation tardive est probablement due au déplacement du bain fondu vers une zone plus froide où les gaines n'avaient pas encore été complètement oxydées. La masse totale d'hydrogène libérée est aux environs de 115 g dans FPT-0 et de 96 g dans FPT-1 ; ceci correspond à une oxydation de 77 % et de 64 % de la masse initiale de zircaloy dans la grappe.

L'analyse de ces essais indique qu'un déplacement significatif de matériaux s'est produit dans les deux essais au début de la période d'échauffement alors que la température maximale du combustible se situait entre 2 000 et 2 300 °C. Une

**Un déplacement significatif de matériaux s'est produit dans les deux essais au début de la période d'échauffement alors que la température maximale du combustible se situait entre 2 000 et 2 300 °C.**

Figure 4

Tomographies et radiographies des grappes d'essai.



délocalisation du combustible à basse température (environ 500 °C en dessous de la température de fusion de l'UO<sub>2</sub> pur) pourrait s'expliquer par la formation de mélanges eutectiques dans la moitié supérieure de la grappe entre les matériaux du crayon absorbant, la gaine (Inox) contenant des oxydes de fer, nickel, chrome, et le tube guide en zircaloy partiellement oxydé. Lors de la période d'échauffement, les mélanges résultants ont progressé vers le bas, à travers la grille supérieure. Dans la partie centrale de la grappe, dans des zones plus chaudes, des interactions chimiques entre ces mélanges, les matériaux absorbants et les crayons combustibles peuvent s'être produites. Ce processus a probablement conduit à la dégradation des crayons combustibles dans la moitié supérieure de la grappe avec l'accumulation partielle des matériaux interagissants près de la grille inférieure. L'analyse des mesures de température de la grappe et du boîtier a montré que la dégradation et la relocalisation des crayons combustibles étaient des processus progressifs tout au long de la période d'échauffement qui conduisaient à la formation d'un bain fondu homogène au niveau de la grille inférieure. Les essais se sont terminés par l'arrêt du réacteur lorsque des augmentations rapides et importantes des températures ont été détectées dans la partie inférieure du boîtier.

## Examens post-expérimentaux et état final de la grappe

Les *gamma scanings*, les radiographies, les tomographies et les examens destructifs ont confirmé la dégradation avancée des grappes d'essai FPT-0 et FPT-1 (figure 4, page 47). L'analyse des examens post-irradiation (PIE) des grappes d'essai a montré une accumulation d'un corium de la forme (U-Zr)O<sub>2</sub> dans la partie inférieure de la grappe, contenant 1 à 2 % en poids d'oxydes de fer et de chrome. Les PIE ont également indiqué la formation d'une masse métallique riche en Ag juste au-dessous de l'accumulation riche en UO<sub>2</sub>. Les analyses des tomographies ont permis l'évaluation de la masse totale d'UO<sub>2</sub> dans le bain fondu : environ 2,6 kg dans FPT-0 et 2 kg dans FPT-1. En outre, la température de fusion du corium dans la partie inférieure de la grappe telle que mesurée dans les PIE se situe autour de 2500 °C. D'après les

résultats des PIE réalisés sur la grappe FPT-1, il est également possible d'observer que les crayons combustibles vierges sont significativement moins dégradés que les crayons préalablement irradiés.

## Résultats dans les circuits expérimentaux

### RELÂCHEMENT ET TRANSPORT DES PRODUITS DE FISSION, DES MATÉRIAUX COMBUSTIBLES, DES STRUCTURES ET DE LA BARRE DE COMMANDE

Les fractions relâchées de la grappe sont comparables dans FPT-0 et FPT-1, avec des valeurs légèrement plus faibles pour les produits de fission (PF) volatils dans le cas de FPT-1. Ces valeurs plus faibles peuvent être expliquées par l'état de dégradation moins avancé dans le deuxième essai. Dans FPT-1, la fraction de matière combustible (U) relâchée est proche de celle mesurée dans FPT-0. La différence de nature du combustible entre les deux essais (combustible faiblement irradié pour FPT-0 et combustible irradié pour FPT-1) ne semble pas avoir un impact significatif sur le relâchement d'U. Les éléments peuvent être classifiés en fonction de leur fraction relâchée :

- éléments ayant une fraction de relâchement élevée (environ 90 % de l'inventaire) : gaz rares Kr et Xe et PF volatils I, Cs et Te ;
- éléments ayant une fraction de relâchement intermédiaire (20-60 % de l'inventaire) : Mo, Tc et Sb, et Sn provenant des structures ;
- éléments ayant une faible fraction de relâchement (5-15 %) : Ag et In de la barre de commande et Re des thermocouples ;
- éléments ayant une très faible fraction de relâchement (inférieure à 1 % de l'inventaire) : PF faiblement volatils Ba(La), Ru, Sr, Zr-Nb, Nd et Sm (dans FPT-1), matière combustible U et Zr provenant des structures.

En somme, les résultats des essais FPT-0 et FPT-1 ont confirmé le relâchement obtenu lors d'expériences analytiques, à l'exception du Ba (rejet inférieur dans les essais Phébus).

Le relâchement et le transport de matière dans le circuit primaire durant FPT-0 et FPT-1 ont été fortement corrélés aux événements de dégradation de la grappe (figures 5a et 5b). Le relâchement de PF volatils est généralement maximal pendant les phases précoce et tardive d'oxydation du Zr. Leur taux de relâchement est réduit pendant la phase de propagation du bain fondu. Le relâchement du combustible, des matériaux de structure

Figure 5a

Transport de l'iode 131 (PF volatil) dans la branche froide (150 °C) durant un transitoire de l'essai FPT-1.

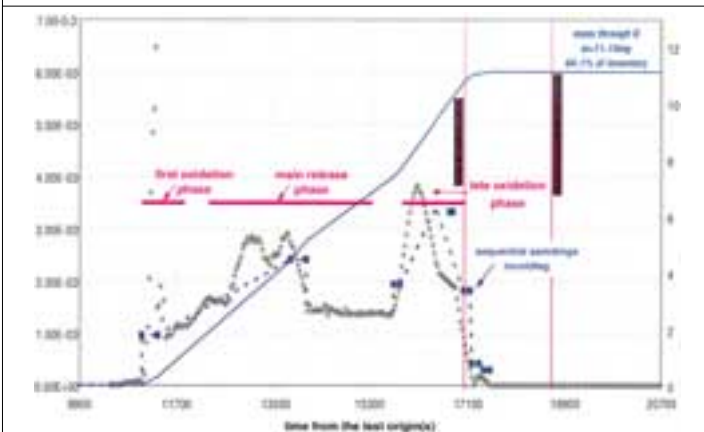
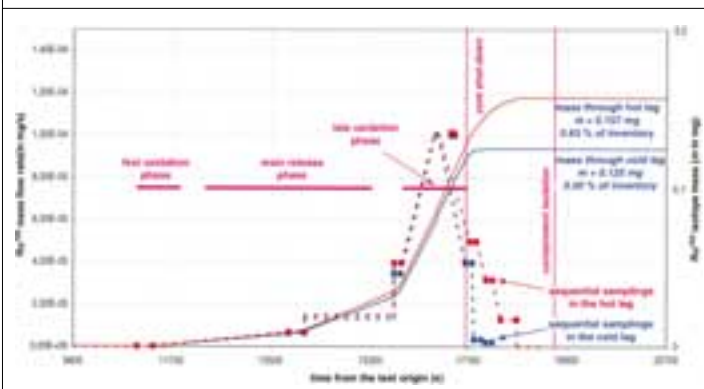


Figure 5b

Transport du ruthénium 103 (PF peu volatil) dans les branches chaude (700 °C) et froide (150 °C) durant un transitoire de l'essai FPT-1.



## Pour FPT-1, la masse d'aérosol qui a transité dans le circuit était de 150 g dans la branche chaude et de 130 g dans la branche froide (pour initialement 11 kg de combustible).

et de l'argent (de la barre AIC) est maximal pendant la phase tardive d'oxydation.

La plupart des éléments, excepté l'iode et le cadmium, étaient déjà sous une forme condensée dans la branche chaude du circuit (700 °C). Le comportement du Cs est plus complexe que prévu, car une fraction significative du Cs est probablement transportée sous forme de vapeur et une autre, sous une forme condensée. La matière qui a été transportée sous forme de vapeur dans la branche chaude du circuit a condensé dans le tube du générateur de vapeur, de sorte que toute la matière, sauf une petite fraction d'iode, était sous une forme condensée dans la branche froide du circuit.

La matière condensée a été transportée dans la branche chaude et dans la branche froide du circuit sous forme d'aérosols multicomposants. La masse d'aérosol est dominée par les matériaux des barres de commande, des structures et du combustible. Pour FPT-1, la masse d'aérosol qui a transité dans le circuit était de 150 g dans la branche chaude et de 130 g dans la branche froide (pour initialement 11 kg de combustible). Les concentrations en masse d'aérosol étaient à leurs niveaux les plus élevés pendant la phase tardive d'oxydation. La composition en masse d'aérosol dépend des événements de dégradation de la grappe avec d'importantes contributions de l'Ag, de l'In, de Cd et de Sn pendant la première phase d'oxydation; des contributions importantes d'Ag et de Re et des contributions significatives de Cs et de Mo au début de la fusion; et des contributions dominantes d'Ag, de Re et d'U pendant la dernière phase d'oxydation.

### LA RÉTENTION DES PRODUITS DE FISSION, DES MATÉRIAUX DE LA GRAPPE, DES STRUCTURES ET DE LA BARRE DE COMMANDE DANS LE CIRCUIT

La quantité de matière qui s'est déposée à la sortie de la grappe d'essai semble être corrélée avec le degré de volatilité des différents éléments étudiés. Les vapeurs des éléments peu volatils se

sont probablement condensées en premier lieu. C'est ce qui a été observé pour le Ru et le Zr; pour ces deux éléments, environ 45 % de la fraction libérée s'est déposée dans l'espace supérieur (juste à la sortie de la grappe dégradée), tandis que les dépôts dans la ligne verticale étaient faibles. Un comportement similaire a été observé dans le cas de l'Ag. Les éléments volatils se sont déposés plus faiblement dans l'espace supérieur et plus fortement dans la ligne verticale.

Dans le tube du générateur de vapeur, le dépôt d'iode et de cadmium, principalement par condensation de vapeur, est plus important que le dépôt d'aérosols, et représente environ 25 % de la masse injectée dans le tube. Le dépôt d'aérosols, essentiellement par thermophorèse, est plus faible et ne représente que 14 % de la masse qui est entrée dans le tube. La majeure partie du dépôt (85 %) s'est produite dans la branche chaude du générateur de vapeur.

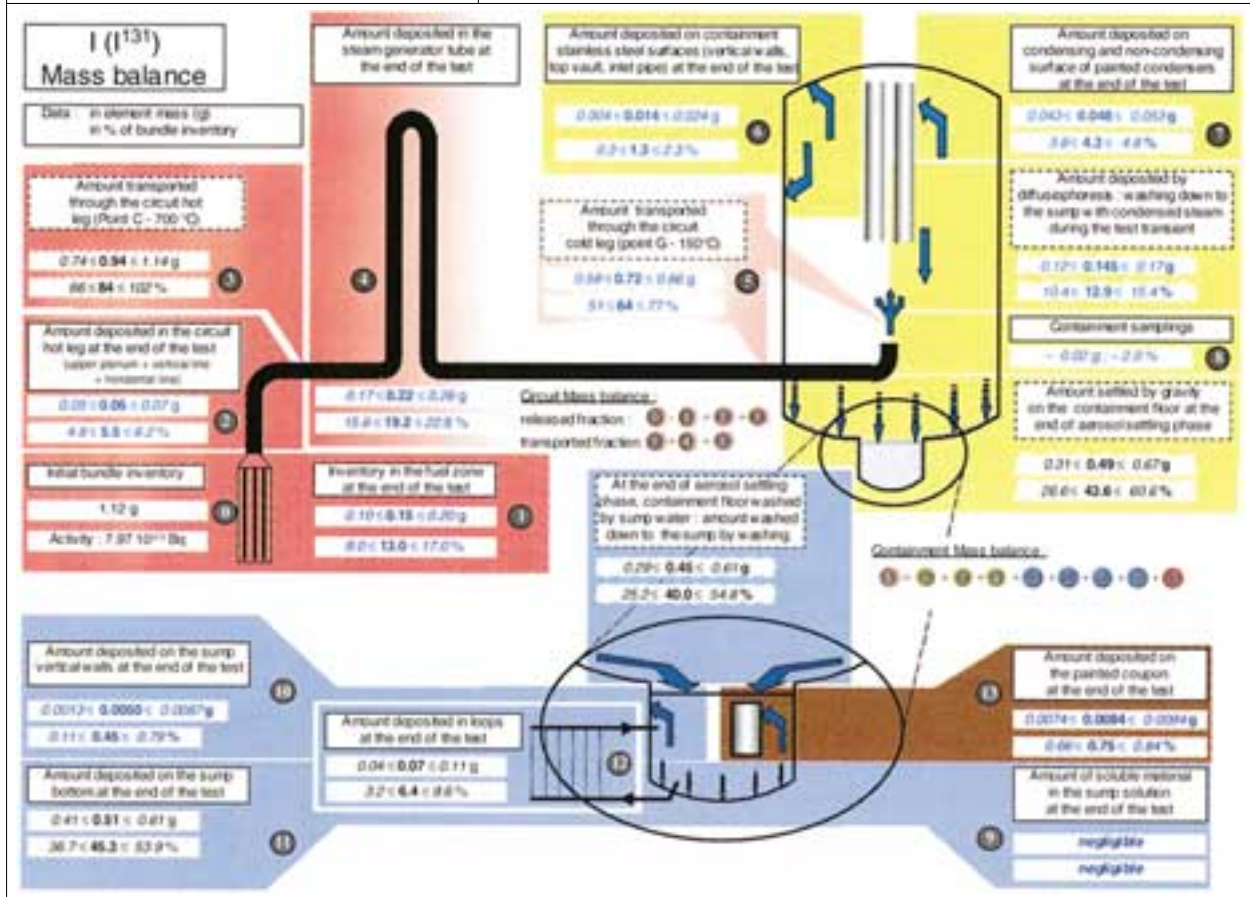
### PHYSIQUE DES AÉROSOLS DANS L'ENCEINTE

Le dépôt par sédimentation est le mécanisme principal de dépôt d'aérosols dans l'enceinte: environ 65 à 70 % de l'inventaire s'est déposé par gravité sur le sol de l'enceinte. Le dépôt par diffusiophorèse (entraînement d'aérosol par condensation de la vapeur) est le deuxième mécanisme significatif de dépôt d'aérosols. Ce processus a eu pour conséquence le dépôt de 25 à 28 % de l'inventaire de l'enceinte entraîné par condensation de la vapeur sur les surfaces peintes du condenseur. Le dépôt sur les parois de l'enceinte est un mécanisme mineur de dépôt d'aérosols. En effet, seulement 2 % de l'inventaire de l'enceinte a été retrouvé sur les parois à la fin de la phase de dépôt des aérosols.

Après lavage du sol de l'enceinte, la majeure partie de l'inventaire de l'enceinte se retrouve dans le puisard, soit comme matière soluble dans le volume, soit déposée sur les surfaces principalement par gravité sur le fond du puisard. L'analyse des données indique que le Cs est présent sous forme soluble dans le puisard et que le Mo, le Tc, le Ba, le Cd et le Re y sont présents sous des

Figure 6

Bilan en iode 131 dans les circuits expérimentaux.



formes partiellement solubles. Les PF volatils I, Te et Sb, les PF peu volatils Ru, La, Sm et Nd, les éléments Ag et In de la barre de commande et, finalement, les éléments combustibles, de structure et les actinides sont essentiellement insolubles et se retrouvent sous une forme particulière dans le puisard.

L'analyse des données a permis d'établir un bilan complet pour l'ensemble des éléments d'intérêt dans le circuit et dans l'enceinte à la fin de l'essai, comme illustré pour l'iode en **figure 6**.

### COMPORTEMENT SPÉCIFIQUE DE L'IODE

Dans les deux essais, l'iode a été presque totalement relâché (environ 87 % de l'inventaire initial) – sous forme gazeuse – de la grappe combustible. Directement au-dessus de la grappe, l'iode gazeux a probablement réagi partiellement avec l'Ag, l'In, le Cs ou le Rb pour former une vapeur d'iode métallique. Dans la branche chaude du circuit, de 20 à 30 % du débit d'iode peut être attribué à de l'iode gazeux. L'iode est ensuite transporté vers le

tube du générateur de vapeur, où il se dépose plus que n'importe quel autre élément (23,5 % de l'inventaire de la grappe dans FPT-0, 19,2 %, dans FPT-1). Le dépôt est dû soit à la condensation d'une vapeur d'iode de métal dans le fluide et sur la paroi du tube, soit à la chimisorption d'iode gazeux sur des dépôts de Cd, soit à la condensation d'iode sur des aérosols qui se déposent ensuite par thermophorèse. Dans la branche froide du circuit, la majeure partie de l'iode est apparemment transportée par des aérosols.

Plus de 60 % de l'inventaire d'iode de la grappe a été injecté dans l'enceinte (63 % dans FPT-0 et 64 % dans FPT-1). La majeure partie de cet iode a été transportée par les aérosols qui se sont déposés sur le fond ou sur les surfaces de l'enceinte (essentiellement avec la condensation de vapeur par diffusiphorèse sur les surfaces peintes du condenseur).

Dans les deux essais, les fractions gazeuses d'iode mesurées dans l'enceinte étaient à leur niveau le plus élevé pendant les phases – ou à la suite des

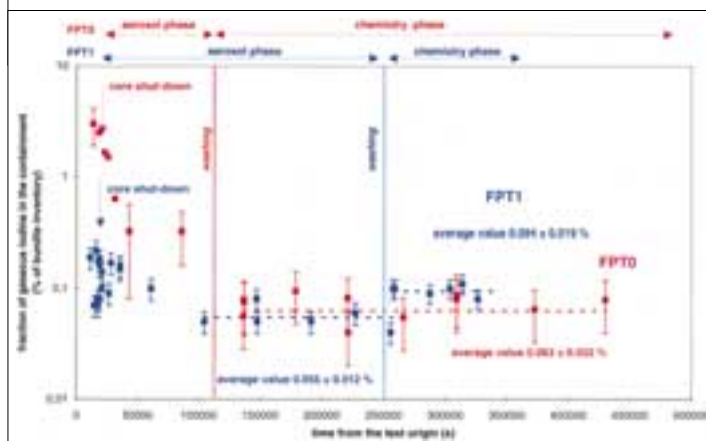
phases – d'oxydation du Zr (environ 0,2 % de l'inventaire de la grappe, représentant 4 % de l'inventaire de l'enceinte à ce moment-là, pendant la première phase d'oxydation dans FPT-1, et environ 3 % de l'inventaire de la grappe, représentant 33 % de l'inventaire de l'enceinte à ce moment-là, dans FPT-0). Après les deux phases d'oxydation dans FPT-1, la fraction gazeuse d'iode a diminué d'un facteur 2 en moins d'une heure. Ceci est lié à l'entraînement d'iode gazeux avec la condensation de la vapeur (diffusiophorèse) sur les surfaces peintes et/ou à une transformation chimique rapide de l'espèce d'iode considérée. La fraction volatile de l'iode provenant du circuit primaire a également disparu en quelques heures dans FPT-0, probablement par dépôt sur les surfaces de l'enceinte (condenseurs peints).

L'évolution de la fraction gazeuse d'iode pendant la phase aérosol est différente dans les deux essais (figure 7). Dans FPT-1, la fraction gazeuse d'iode a augmenté bien après l'isolement de l'enceinte, passant de 0,07 % à une fraction moyenne de 0,14 % de l'inventaire de la grappe. Elle est restée presque constante à 0,14 % durant environ cinq heures. L'augmentation (de 0,07 % à 0,14 %) peut être attribuée à la désorption, mesurée expérimentalement, d'iode gazeux des surfaces peintes condensantes. Les mesures sont cohérentes avec un relâchement d'iodures organiques. Dans FPT-0, la fraction gazeuse d'iode a diminué exponentiellement pendant la phase aérosol, passant de 2,5 % à 0,32 % de l'inventaire de la grappe. À la différence des observations faites dans FPT-1, aucune diminution significative de l'activité de l'iode sur les surfaces peintes du condenseur n'a été observée dans FPT-0. Dans les deux essais, avant la phase de lavage, la fraction gazeuse de l'iode est partagée entre  $I_2$  et les iodures organiques avec, dans le cas de FPT-1, une augmentation des fractions d'iodures organiques durant la phase aérosol qui suit l'isolement de l'enceinte.

Pendant la phase de lavage, l'iode se comporte essentiellement dans le puisard comme de la

Figure 7

Évolution générale de la fraction d'iode gazeux dans le confinement pour les deux essais Phébus FPT-0 et FPT-1.



matière particulaire et se dépose rapidement par gravité sur le fond du puisard, c'est-à-dire que cet iode est transporté dans le puisard et forme une espèce non soluble (par exemple l'AgI particulaire). Après le lavage, la fraction gazeuse d'iode est faible dans les deux essais, représentant 0,063 % de l'inventaire de la grappe dans FPT-0 et 0,094 % de celui-ci dans FPT-1 (figure 7). La spéciation d'iode gazeux est différente dans les deux essais. Dans FPT-1, les mesures sont homogènes et montrent qu' $I_2$  est l'espèce principale d'iode gazeux au moment du lavage. Après le lavage, la contribution d' $I_2$  à la fraction gazeuse d'iode diminue et celle des iodures organiques augmente. Dans FPT-0, les données n'étaient pas suffisamment précises pour observer un quelconque effet du lavage sur la fraction gazeuse d'iode; cependant, les iodures organiques dominent la fraction d'iode gazeux.

Dans les deux essais, les mesures montrent que les iodures organiques sont les espèces gazeuses d'iode majoritaires sur le long terme. Les résultats indiquent un faible transfert d'iode gazeux depuis le puisard vers l'atmosphère suite au piégeage de l'iode par l'Ag et à l'inhibition de la formation d'iode volatil par radiolyse.

**Les mesures montrent que les iodures organiques sont les espèces gazeuses d'iode majoritaires sur le long terme.**

Caisson de télémanipulation. Installation Phébus.



## Conclusion

Plusieurs des phénomènes importants qui peuvent se produire dans un REP pendant un accident grave ont été reproduits dans les essais FPT-0 et FPT-1 : l'éclatement des gaines, l'oxydation du zircaloy et la production d'hydrogène, la rupture du crayon de commande et la relocalisation des matériaux absorbants, la délocalisation des crayons combustibles, l'accumulation d' $\text{UO}_2$  et la formation d'un bain fondu, le relâchement des produits de fission et des aérosols, le transport et les dépôts dans le circuit primaire et dans l'enceinte de confinement. Les informations obtenues à partir des résultats de ces essais peuvent être utilisées pour aborder plusieurs questions importantes relatives au terme source en cas d'accident grave.

Le processus de rupture du crayon de commande et la formation précoce d'une accumulation de matériaux métalliques dans la partie inférieure de la grappe (au-dessous du bain d' $\text{UO}_2$ ) ont été clairement identifiés. La mesure de la masse totale d'hydrogène produite dans les essais FPT-0 et FPT-1 fournit des informations intéressantes sur la cinétique de l'oxydation du zircaloy. La température relativement basse à laquelle s'est produite la délocalisation des crayons combustibles est un point important qui doit être considéré dans l'analyse des accidents graves d'un REP. Les deux expériences ont démontré que la relocalisation des matériaux et leur accumulation entraînent la formation et la propagation progressive d'un bain fondu riche en  $\text{UO}_2$  dans la partie inférieure de la grappe. Les examens PIE ont clairement démontré que, dans les mêmes conditions, le combustible irradié était plus dégradé que le combustible non irradié.

En ce qui concerne les produits de fission, les points qui devraient être considérés dans les analyses d'accidents graves d'un REP sont :

- les phases principales de transport de matière dans le circuit, qui sont corrélées avec des événements de dégradation de la grappe (phases d'oxydation du Zr, délocalisation des matériaux) ;
- le dépôt dans le circuit, qui s'est produit essentiellement dans la branche chaude du circuit (dans les sections au-dessus du combustible dégradé et à l'entrée du générateur de vapeur) ;
- une quantité significative d'iode gazeux injectée dans l'enceinte pendant les phases d'oxydation du Zr ;
- les aérosols ayant transporté dans le circuit les PF, qui étaient des aérosols multicomposants dont la masse est dominée par des matériaux provenant de la barre de commande et des structures de la grappe ;
- à long terme, la fraction gazeuse d'iode dans le modèle d'enceinte de confinement, dominée par des iodures organiques ;
- la chimie du puisard de l'enceinte, qui a été marquée par le piégeage de l'iode par l'argent (provenant de la dégradation de la barre de commande AIC), empêchant la formation d'iode volatil par radiolyse.

L'essai FPT-2 vise à étudier le même type de phénomène que l'essai FPT-1 pour des conditions appauvries en vapeur dans le circuit et des conditions différentes à l'intérieur de l'enceinte impactant sur la volatilité de l'iode. Le dernier essai du programme, FPT-3, étudiera l'effet du matériau absorbant ( $\text{B}_4\text{C}$ ) du crayon de commande sur la dégradation de la grappe, ainsi que l'effet de ses produits d'oxydation sur le comportement des produits de fission.

**La relocalisation des matériaux et leur accumulation entraînent la formation et la propagation progressive d'un bain fondu riche en  $\text{UO}_2$  dans la partie inférieure de la grappe.**



# Le programme de recherche Cabri pour l'étude des accidents de réactivité

• J. PAPIN (IRSN)

## Le contexte

Depuis le début des années 1990, l'optimisation des gestions des cœurs de réacteurs à eau pressurisée (REP) a conduit les industriels à l'augmentation des taux de combustion<sup>1</sup> des assemblages et à l'introduction du combustible MOX (mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium).

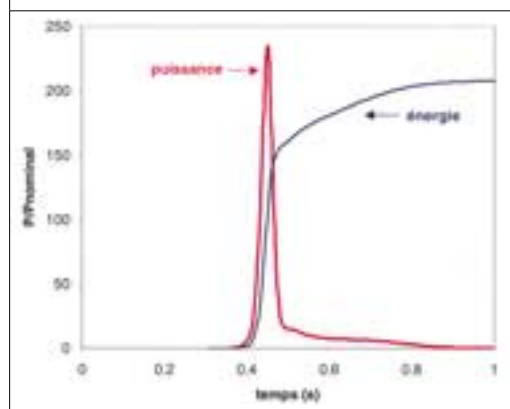
Dans ce contexte, EDF a reçu en 1998 l'autorisation de porter le taux de combustion des assemblages de combustible UO<sub>2</sub> de 47 à 52 GWj/tU (moyenne assemblage) et envisage dans un avenir proche une augmentation à 62 GWj/tU. Par ailleurs, l'utilisation du combustible MOX dans les REP français s'est développée dans des gestions annuelles tiers de cœur conduisant à des taux de combustion voisins de 47 GWj/tU (moyenne assemblage), à comparer à la valeur de 52 GWj/tU actuellement autorisée pour le combustible UO<sub>2</sub>. Un objectif EDF à court terme est donc de gérer les combustibles MOX et UO<sub>2</sub> de façon similaire (gestion "parité MOX"), ce qui conduira à une augmentation du taux de combustion des crayons MOX.

Ces évolutions prévues avaient déjà révélé le besoin d'étude du comportement du combustible irradié soumis à un accident de réactivité de dimensionnement (RIA, *Reactivity Initiated Accident*) dans le but de vérifier la validité ou de modifier les critères de sûreté actuels, établis précédemment pour du combustible vierge ou faiblement irradié (environ 30 GWj/tU), et d'évaluer les marges de sûreté.

Dans ce cadre, l'IRSN a initié, dès 1992, le programme de recherche Cabri, dédié à l'étude des RIA en coopération avec EDF et avec le support de la NRC (Nuclear Regulatory Commission amé-

Figure 1

Évolution de la puissance et de l'énergie injectée lors d'un accident de réactivité en fonction du temps.



ricaine). Ce programme de recherche se poursuivra jusqu'en 2010 environ, dans un cadre international élargi.

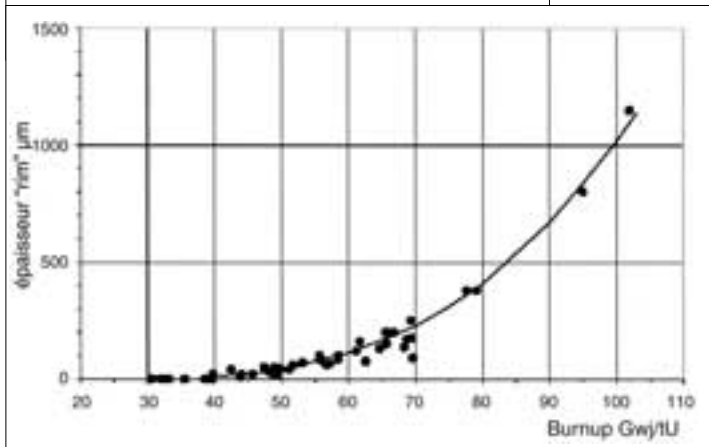
L'accident de dimensionnement considéré suppose la rupture du mécanisme de maintien d'une grappe de barres de contrôle conduisant à son éjection avec insertion de réactivité. Cet accident génère un transitoire de puissance rapide (quelques ms, **figure 1**) avec apport significatif d'énergie pouvant affecter l'intégrité des éléments de combustible au voisinage des barres éjectées. L'éjection éventuelle de particules de

**L'utilisation du combustible MOX dans les REP français s'est développée dans des gestions annuelles tiers de cœur.**

1 - Le taux de combustion mesure la durée de vie d'un combustible et s'exprime par l'énergie totale libérée au cours de la vie du combustible par unité de masse de celui-ci en considérant la masse de métal lourd U. L'unité est le GWj/tU.

Figure 2

Évolution de l'épaisseur de la zone de "rim" en fonction du taux de combustion pour le combustible  $UO_2$ .



combustible et la vaporisation brutale de l'eau en résultant (avec génération d'un pic de pression) créent un risque potentiel d'endommagement de la cuve du réacteur.

Les critères de sûreté actuels relatifs à cet accident se traduisent principalement par une valeur limite d'enthalpie moyenne du combustible à ne pas dépasser au cours du transitoire calculé (200 cal/g pour le combustible irradié et 230 cal/g pour le combustible vierge) de façon à garantir l'absence de dégagement significatif d'énergie mécanique et préserver le refroidissement du cœur.

### Le combustible irradié

L'irradiation des crayons en réacteur entraîne une évolution graduelle du matériau de gainage et des pastilles fissiles.

Concernant le gainage, les principaux effets affectant le comportement des crayons en RIA sont la corrosion croissante avec le temps de séjour et la fermeture du jeu pastille-gaine<sup>1</sup> qui intervient après environ deux cycles d'irradiation sous l'action de la pression du système (par fluage), créant ainsi les conditions d'une forte interaction mécanique pastille-gaine lors de variations de géométrie des pastilles.

La corrosion génère la formation d'une couche d'oxyde de zirconium sur la surface externe de gaine ( $ZrO_2$ ) et l'absorption d'hydrogène dans la partie métallique, pouvant conduire à la fragilisation du matériau (concentration d'hydrures en périphérie ou aux interpastilles due à la migration de l'hydrogène vers les points froids).

1 - Le jeu pastille-gaine est l'espace séparant le bord externe de la pastille combustible du bord interne de la gaine; à l'état initial, il est de l'ordre de 80 microns.

Un aspect aggravant est la desquamation de la couche d'oxyde avec formation d'hydrures locaux "blisters", comme cela a pu être observé sur des crayons  $UO_2$  de taux de combustion local 60 GWj/tU avec gainage en zircaloy 4 standard et forte épaisseur de corrosion (80 µm).

Avec les gainages avancés (M5, ZIRLO, DUPLEX...) spécialement conçus pour leur résistance accrue à la corrosion, le phénomène de desquamation devrait être éliminé ou repoussé à des taux de combustion au-delà de 75 GWj/tU.

La structure des pastilles de combustible est modifiée au cours de l'irradiation par la fissuration, l'accumulation des produits de fission et le gonflement. En particulier, une importante quantité de gaz de fission est retenue sous forme de bulles nanométriques dans les grains de combustible, aux joints de grains et dans les porosités, créant un fort potentiel pour la fragmentation et la pressurisation du combustible en cas d'échauffement rapide.

Par ailleurs, au-delà de 70-80 GWj/tU (valeur locale, soit 40 GWj/tU en moyenne pastille), une micro-structure spécifique du fort taux de combustion se développe en périphérie de pastille avec concentration accrue de plutonium et taux de combustion local très élevé. Cette zone nommée "rim" est caractérisée par des grains de taille inférieure au micron, une forte porosité (15% pour 75 GWj/tU moyen pastille) et une forte rétention en gaz; son extension est croissante avec l'irradiation (figure 2). Durant un accident de RIA, cette zone est soumise à un dépôt d'énergie accru lié à la distribution radiale de plutonium et joue un rôle important dans le chargement mécanique de la gaine.

Le combustible MOX présente une structure non homogène en raison du procédé de fabrication (MIMAS, *Micronization Master Blend*), qui conduit à la présence de particules riches en Pu dans une matrice  $UO_2$  (mélange de poudres d' $UO_2$  et de  $PuO_2$ , taille moyenne des particules de quelques microns à quelques dizaines de microns).

La spécificité du combustible MOX après irradiation est liée aux zones riches en Pu, qui concentrent initialement la matière fissile et atteignent des taux de combustion locaux supérieurs à la valeur moyenne de la pastille. Il en résulte le développement d'une structure de type "rim" dans toute la pastille à partir d'un taux de combustion moyen d'environ 30 GWj/tU.

## Le programme de recherche Cabri

À titre de première étape, le **programme expérimental Cabri-REP Na** a été lancé en 1992 dans la boucle à sodium du réacteur Cabri (**figure 3**), qui permet de soumettre un crayon combustible irradié à un transitoire rapide de puissance.

L'utilisation du sodium comme réfrigérant permet l'investigation du comportement des crayons pendant la première phase de l'accident, au cours de laquelle une forte interaction mécanique pastille-gaine se produit sans échauffement significatif de la gaine. La phase ultérieure avec élévation de la température de gaine (en particulier si l'assèchement du crayon suite à une crise d'ébullition intervient dans les conditions du réacteur) n'est pas reproduite, de même que les conséquences de l'éjection éventuelle de combustible dans le fluide.

De 1993 à 2000, huit essais avec combustible  $UO_2$  et quatre essais avec combustible MOX ont été réalisés à partir de crayons industriels reconditionnés et remplis d'hélium sous 0,3 MPa, simulant les conditions d'équilibre de pression avec le fluide réfrigérant atteintes en fin d'irradiation en réacteur.

Les conditions de vitesse du fluide (4 m/s) et de température (280 °C) simulent les conditions d'arrêt à chaud du réacteur.

L'influence de différents paramètres a pu être étudiée : le taux de combustion, l'épaisseur de corrosion, l'état de la couche corrodée (avec ou sans desquamation), le matériau de gainage (zircaloy 4 et M5) et le transitoire de puissance (énergie injectée et vitesse d'injection d'énergie). Un autre aspect important du programme est le développement du code SCANAIR pour la description mécaniste du comportement thermomécanique de crayons irradiés ( $UO_2$  et MOX) au cours des transitoires de puissance. La validation du code sur les essais globaux et les essais analytiques support doit permettre l'extrapolation aux conditions réacteur.

La caractéristique principale du code SCANAIR est de traiter les phénomènes intimement couplés comme la thermique et la thermohydraulique du crayon, la mécanique du combustible et de la gaine et le comportement transitoire des gaz de fission à partir d'un état initial du crayon issu d'un calcul d'irradiation (**figure 4**, page 56).

En support au développement du code SCANAIR et à la compréhension détaillée des phénomènes

Figure 3

Vue du réacteur Cabri.



physiques, des programmes d'essais analytiques sont également entrepris.

Le **programme PROMETRA** vise à déterminer les lois de comportement mécanique du gainage dans des conditions de sollicitation représentatives d'un accident de réactivité (loi contrainte-déformation et critères de rupture). Une importante base de données a été élaborée pour le zircaloy 4 en fonction de la température, du niveau d'oxydation et de la vitesse de sollicitation. Les lois relatives au gainage M5 ont également été établies. Les lois mécaniques pour ces deux gainages sont à présent introduites dans le code SCANAIR.

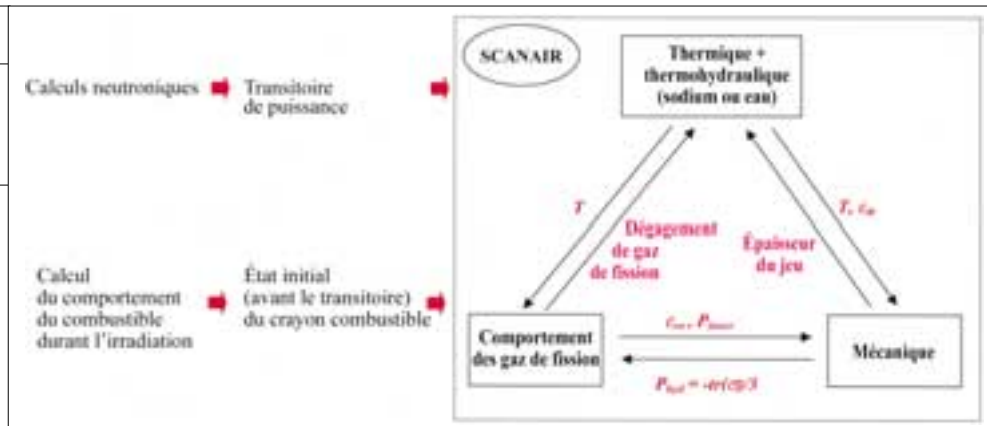
Des améliorations des techniques expérimentales sont en cours pour l'obtention de données précises concernant les conditions de rupture des matériaux.

Le **programme PATRICIA** est dédié à l'étude des transferts thermiques gaine-eau lors de transitoires rapides d'échauffement de la gaine. Il a été réalisé dans la boucle à eau pressurisée PATRICIA (CEA Grenoble) avec des crayons chauffés électriquement et a permis de déduire des lois adaptées pour la prédiction de l'apparition de la crise d'ébullition et des régimes post-assèchement.

Enfin, le **programme SILENE-RIA** est en cours de préparation. Ses objectifs sont de quantifier l'effet dynamique des gaz de fission et la cinétique de relâchement de gaz associée pour du combustible  $UO_2$  et MOX à fort taux de combustion. Les essais seront réalisés dans le réacteur SILENE, capable de générer des transitoires rapides de puissance (largeur à mi-hauteur de 6 ms), avec des capsules contenant des pastilles combustibles. Les premiers essais avec combustible irradié sont prévus en 2003.

Figure 4

La description des phénomènes physiques du code SCANAIR.



### Essais Cabri-REP Na UO<sub>2</sub>

Essai	Crayon	Pulse (ms)	Énergie (cal/g)	Gainage	Corrosion (µ)	Résultats et observations
Na 1 (11/93)	GRA 5 4,5 % U 64 GWj/tU	9,5	110 (à 0,4 s)	Zr 4 standard	80 desquamation	Rupture fragile Hr = 30 cal/g Accumulation d'hydrures Dispersion 6 g de combustible Pics de pression 9-10 bar
Na 2 (6/94)	BR3 6,85 % U 33 GWj/tU	9,1	211 (à 0,4 s)	Zr 4	4	Pas de rupture Hmax = 210 cal/g Max. déf. : 3,5 % moy., 3,1 % mi-pastille Relâch. gaz : 5,5 %
Na 3 (10/94)	GRA 5 4,5 % U 53 GWj/tU	9,5	120 (à 0,4 s)	Zr 4 bas étain	40	Pas de rupture Hmax = 125 cal/g Max. déformation : 2 % Relâch. gaz : 13,7 %
Na 4 (7/95)	GRA 5 4,5 % U 62 GWj/tU	75	95 (à 1,2 s)	Zr 4 standard	80	Pas de rupture Hmax = 99 cal/g Desquamation transitoire Max. déformation : 0,4 % Relâch. gaz : 8,3 %
Na 5 (5/95)	GRA 5 4,5 % U 64 GWj/tU	9,5	105 (à 0,4 s)	Zr 4 standard	20	Pas de rupture Hmax = 115 cal/g Max. déformation : 1 % Relâch. gaz : 15,1 %
Na 8 (07/97)	GRA 5 4,5 % U 60 GWj/tU	75	103 (à 1,2 s)	Zr 4 standard	130 desquamation	Rupture Hr ≤ 82 cal/g, Hmax = 110 cal/g Pas de dispersion de combustible
Na 10 (07/98)	GRA 5 4,5 % U 62 GWj/tU	31	107 (à 1,2 s)	Zr 4 standard	80 desquamation	Rupture Hr = 79 cal/g, Hmax = 110 cal/g Pas de dispersion de combustible
Na 11 (06/00)	GRA 5 4,5 % U 63,4 GWj/tU	31	104 (à 1,2 s)	M5	15	Pas de rupture Hmax = 110 cal/g Examens post-essai en cours

### Essais Cabri-REP Na MOX

Essai	Crayon	Pulse (ms)	Énergie (cal/g)	Gainage	Corrosion (µ)	Résultats et observations
Na 9 (04/97)	MOX 2 cycles 28 GWj/tU	34	197 à 0,5 s 241 à 1,2 s	Zr 4 bas étain	< 20	Pas de rupture Hmax = 200 cal/g déformation gaine : 7,3 % relâchement gaz : 34 %
Na 6 (03/96)	MOX 3 cycles 47 GWj/tU	35	126 à 0,66 s 165 à 1,2 s	Zr 4 standard	35	Pas de rupture Hmax = 148 cal/g Déformation gaine max. : 3,2 % (2,5 % moy.) Relâchement gaz : 21,6 %
Na 7 (01/97)	MOX 4 cycles 55 GWj/tU	40	125 à 0,48 s 168 à 1,2 s	Zr 4 standard	50	Rupture, Hr = 120 cal/g Violente éjection gaz et combustible (17,5g), pics de pression de 200-110 b
Na 12 (12/00)	MOX 5 cycles 65 GWj/tU	62,5	105 à 1,2 s	Zr 4 standard	80	Pas de rupture, Hmax = 109 cal/g Examens postessai en cours Combustible de fabrication MIMAS/AUC

## Les principaux enseignements du programme

Les résultats les plus marquants sont les ruptures des crayons UO<sub>2</sub> 5 cycles REP Na 1, Na 8 et Na 10, et celle du crayon REP Na 7 avec combustible MOX-4 cycles, qui se sont produites à des niveaux d'enthalpie moyenne radiale du combustible compris entre 30 et 120 cal/g. Ceci, associé à l'éjection de combustible lors des essais REP Na 1 et REP Na 7, a clairement montré que les critères de sûreté actuels ne sont pas adaptés au cas du combustible fortement irradié. Une conclusion similaire a pu être dégagée des essais japonais NSRR, qui ont également conduit à des ruptures de crayons avec combustible UO<sub>2</sub> (50 GWj/tU) à faible enthalpie (60 cal/g), mais dans des conditions thermo-hydrauliques différentes (eau en conditions ambiantes).

Par ailleurs, l'interprétation détaillée de l'ensemble des essais a permis d'accéder à la compréhension des mécanismes physiques utiles à la modélisation. Cette interprétation s'appuie sur les examens pré et post-essai du combustible et de la gaine, les mesures transitoires en pile et les études réalisées avec le code SCANAIR.

### LES MÉCANISMES ET MODES DE RUPTURE

La conséquence immédiate du transitoire rapide de puissance est l'échauffement suivi de la dilatation thermique du combustible, qui, associée au gonflement dû aux gaz de fission, conduit à une forte interaction mécanique pastille-gaine, principalement durant la phase d'injection rapide d'énergie (phase initiale du transitoire).

Les ruptures des crayons REP Na 1, Na 8 et Na 10 avec gainage en Zr 4 fortement corrodé et desquamé ainsi que les résultats du programme PROMETRA associé mettent en évidence une réduction de la ductilité du matériau liée à la concentration d'hydrures résultant de la desquamation initiale.

En effet, les "blisters" d'hydrures constituent des sites d'amorce de rupture fragile qui peut se poursuivre de manière ductile dans la zone interne saine mais hydrurée et d'épaisseur réduite, dès que la contrainte locale atteint la charge à la rupture. Les faibles déformations circumférentielles mesurées après essai (de l'ordre de 1 % dans REP Na 8 et Na 10) illustrent la faible ductilité du gainage (figure 5).

La rupture précoce du crayon REP Na 1 à un niveau d'enthalpie moyenne radiale maximale voisin de 30 cal/g montre un faciès de rupture multiple et totalement fragile (figure 6). L'interprétation actuelle conclut à l'effet prépondérant du transitoire très rapide (9,5 ms de largeur à mi-hauteur), qui implique un échauffement quasi adiabatique de la périphérie du combustible avec expansion des gaz de fission, appliqué à une gaine très fragilisée et à faible température (280 °C).

Figure 5

Coupe métallographique du crayon REP Na 8 après essai Cabri, illustrant la présence d'un "blister" d'hydrure en périphérie de la gaine avec amorce de rupture fragile et faciès ductile à l'intérieur.

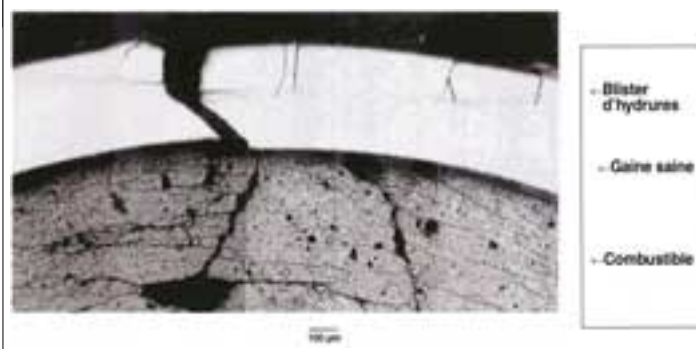
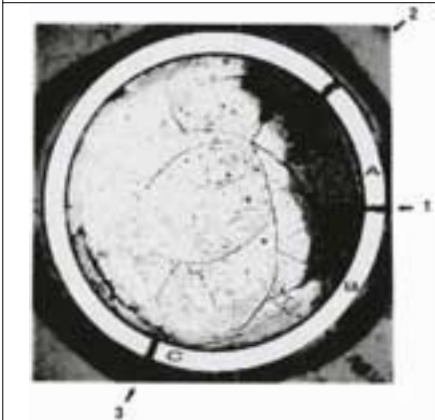


Figure 6

Coupe du crayon REP Na 1 après essai Cabri illustrant la rupture fragile du gainage.



**Les ruptures des crayons avec gainages en zircaloy 4 fortement corrodé illustrent l'effet nocif de la desquamation de l'oxyde survenant en réacteur.**

## Les gaz retenus dans le combustible, aux joints de grains, en quantité croissante avec le taux de combustion, jouent un rôle important dans le comportement transitoire des crayons irradiés.

La rupture du crayon REP Na 7 (MOX, 55 GMj/tU) avec gaine saine et peu corrodée, contrairement aux essais précédents, est de caractère ductile avec une déformation plastique circonférentielle inférieure à 2 % à l'instant de rupture. Cette rupture peut être expliquée par la forte contribution des gaz de fission au chargement mécanique de la gaine par pression gazeuse et suggère un effet du taux de combustion par comparaison à l'essai REP Na 6 sans rupture (il convient cependant de noter que la rupture du crayon s'est produite à un niveau d'enthalpie de 120 cal/g, supérieur à celui attendu lors d'un transitoire de puissance en réacteur).

La rupture du crayon REP Na 7 confirme également un effet accru du chargement mécanique de la gaine avec le combustible MOX par comparaison au combustible  $UO_2$  à même taux de combustion (essai REP Na 3 sans rupture, avec vitesse d'injection d'énergie supérieure et enthalpie maximale de 125 cal/g).

Les essais Cabri-REP Na avec combustible MOX mettent donc en évidence un comportement lié à la structure non homogène du combustible avec effet probable des gaz liés aux amas et effet du taux de combustion. La pré-

sente interprétation reste à confirmer et à quantifier plus précisément.

Sur la base de la compréhension actuelle et de l'analyse détaillée des résultats du programme PROMETRA, une approche pour la détermination de la rupture de gaine est en cours d'élaboration.

### LA DÉFORMATION PLASTIQUE DE GAINÉ

Les essais REP Na n'ayant pas conduit à la rupture du crayon montrent que la ductilité du gainage (Zr 4, M5-5 cycles) est suffisante pour accommoder des déformations significatives (7,3 % dans REP Na 9), si la corrosion est modérée ou forte (jusqu'à 80  $\mu m$ ) sans desquamation initiale.

La déformation qui résulte de la dilatation thermique du combustible et du gonflement transitoire des gaz de fission est croissante avec l'enthalpie et est très bien décrite par le code SCANAIR (figures 7 et 8).

### LE RÔLE DES GAZ DE FISSION

Les gaz retenus dans le combustible, aux joints de grains, dans les zones du "rim" et au voisinage des amas, en quantité croissante avec le taux de combustion, jouent un rôle important dans le comportement transitoire des crayons irradiés.

Figure 7

Profil axial de la déformation de la gaine dans l'essai REP Na 5 illustrant le bon accord entre le calcul SCANAIR et l'expérience.

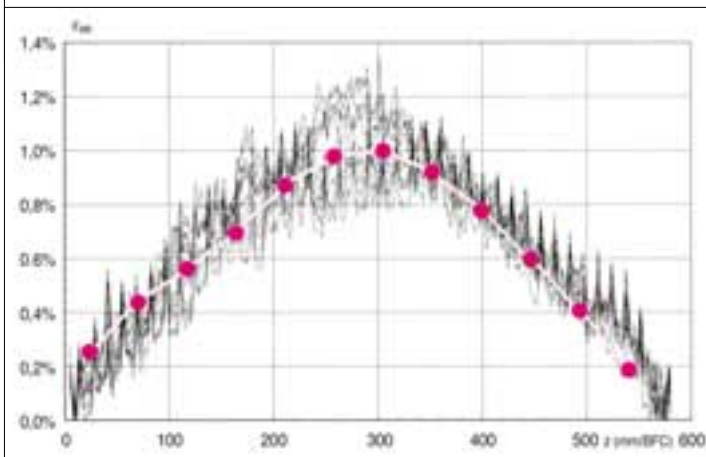
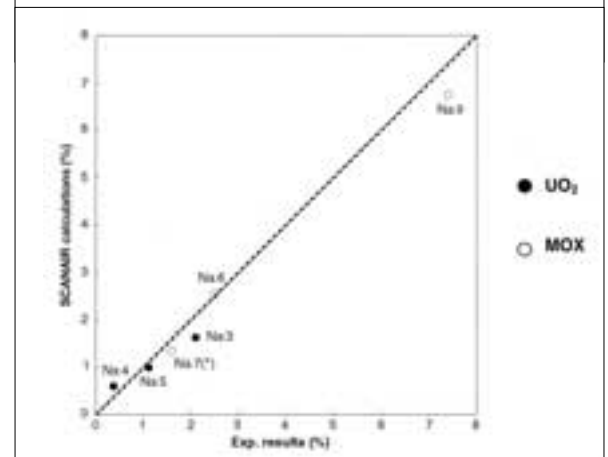


Figure 8

Déformation maximale de la gaine dans les essais Cabri-REP Na et calculée par le code SCANAIR.



En effet, les examens post-essai révèlent une fragmentation du combustible avec rupture des joints de grains (**figure 9**) ; cette modification de la microstructure, croissante avec le niveau d'énergie, se produit dans les zones externes (cas de l' $UO_2$ ) et dans la matrice (cas du MOX) et peut être expliquée par la forte surpression des bulles de gaz aux joints de grains résultant de l'injection rapide d'énergie. Ceci conduit à la pressurisation et au gonflement du combustible, qui contribuent au chargement mécanique de la gaine avec risque de rupture et d'éjection du combustible fragmenté (cas de REP Na 7).

Les conséquences de ce mécanisme sont potentiellement accrues dans le cas du combustible MOX en raison de la plus forte concentration de gaz retenus aux joints de grains associée à la structure non homogène avec amas riches en plutonium comme le montre l'estimation déduite des examens faits avec la microsonde (**figure 10**, page 60).

Il est à noter que des effets analogues peuvent être attendus dans le cas du combustible  $UO_2$  à très fort taux de combustion ( $\geq 75$  GWj/tU, valeur maximale locale crayon) en raison de la structure similaire du combustible dans la zone du "rim" et dans les amas et si l'injection rapide d'énergie est suffisante.

En corrélation avec l'évolution de la microstructure du combustible et la déformation de gaine, un fort relâchement de gaz, croissant avec le taux de combustion et l'enthalpie atteinte, est obtenu après essai.

#### LA DESQUAMATION TRANSITOIRE

La desquamation transitoire de la couche d'oxyde observée dans plusieurs essais est due aux effets conjugués d'une épaisseur initiale d'oxyde élevée et de la déformation de la gaine. Elle peut être activée par l'hétérogénéité azimutale de la couche d'oxyde conduisant à une déformation avec ovalisation du crayon.

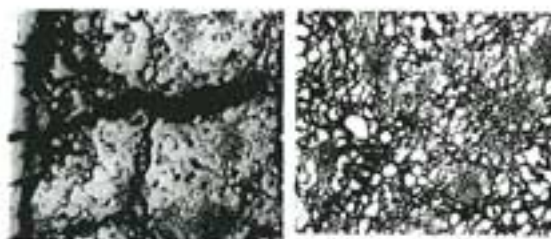
En réacteur, le phénomène de desquamation transitoire peut modifier les conditions d'apparition de la crise d'ébullition en raison de la disparition de

Figure 9

Fragmentation du combustible avec rupture et décohesion des joints de grains consécutive à la forte pressurisation due aux gaz de fission lors du transitoire.



REP Na5 ( $UO_2$ ) : gauche: rim – droite:  $\sim 0.95R$



REP Na6 (MOX) : gauche:  $\sim 0.98R$  – droite:  $\sim 0.95R$

la couche isolante d'oxyde. Par ailleurs, la présence de débris dans le fluide pourrait constituer un obstacle au refroidissement des crayons.

#### L'ÉJECTION DU COMBUSTIBLE SOLIDE APRÈS RUPTURE

La fragmentation fine du combustible solide consécutive au transitoire (avec des grains de taille submicronique) et le fort effet dynamique des gaz accru par la rapidité de l'injection d'énergie sont des facteurs de dispersion du combustible dans le fluide réfrigérant, créant un risque d'interaction thermodynamique<sup>1</sup> (phénomène non étudié dans les essais refroidis au sodium).

#### LES ÉCHANGES THERMIQUES GAINÉ-EAU EN TRANSITOIRE RAPIDE

L'interprétation détaillée des essais du programme PATRICIA a permis de montrer que, lors

1 - L'interaction thermodynamique combustible-réfrigérant résulte de la mise en contact de particules de combustible à température élevée avec le fluide, entraînant une vaporisation brutale de celui-ci et une forte augmentation de pression.

**Le phénomène de desquamation transitoire peut modifier les conditions d'apparition de la crise d'ébullition.**

## L'implantation de la boucle à eau, associée à des travaux de rénovation et de mise à niveau sismique, conduira à une amélioration significative de l'installation Cabri.

de transitoires représentatifs des conditions en réacteur, l'apparition de la crise d'ébullition intervient en l'absence de régime d'ébullition nucléée et peut s'expliquer par la vaporisation soudaine et rapide du liquide surchauffé au contact de la gaine. Des corrélations adaptées aux différents régimes ont été déduites et introduites dans le code SCANAIR.

### Le programme futur de recherche

Malgré les enseignements majeurs déjà acquis, certains aspects du comportement du combustible à fort taux de combustion en conditions d'accident de réactivité nécessitent des investigations supplémentaires comme la quantification plus précise du comportement des gaz de fission (effet moteur, cinétique de relâchement, forte pression interne), l'analyse de la phase avancée du transitoire en conditions représentatives du réacteur (échauffement de la gaine, forte pression interne) et l'étude des phénomènes post-rupture.

Par ailleurs, le couplage intime des phénomènes physiques et leur complexité rendent difficile

toute extrapolation des connaissances actuelles aux conditions du réacteur sans vérification par des essais intégraux.

C'est pourquoi l'IRSN a initié le programme expérimental Cabri-boucle à eau pressurisée (BEP), dans le cadre d'une large coopération internationale sous les auspices de l'OCDE et en coopération avec EDF. L'implantation de la boucle à eau, associée à des travaux de rénovation et de mise à niveau sismique, conduira à une amélioration significative de l'installation Cabri.

Les principaux objectifs de ce programme sont de fournir, en conditions représentatives des réacteurs à eau sous pression (nature, vitesse, température et pression du fluide réfrigérant, transitoire de puissance), des éléments pour la compréhension des phénomènes physiques, l'élaboration et la validation des nouveaux critères de sûreté et l'évaluation des marges associées, dans le cadre des extensions prévues de taux de combustion et de l'utilisation du combustible MOX. Le programme Cabri international (CIP, *Cabri International Programme*) comprend douze essais répartis en six séries avec les caractéristiques suivantes :

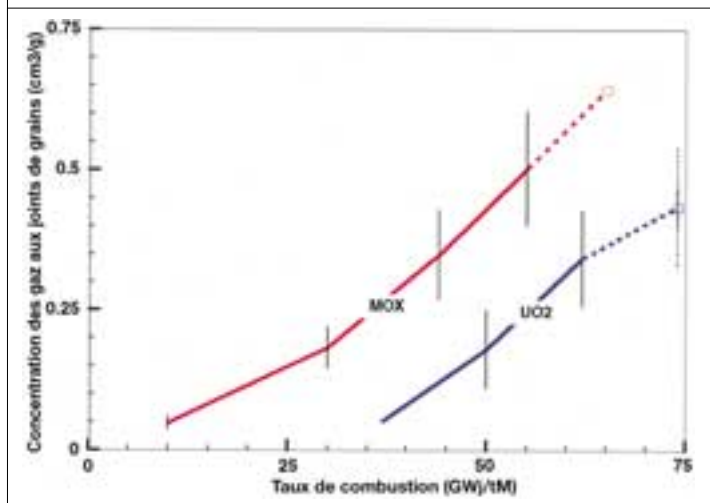
- CIP 0, deux essais de référence dans la boucle à sodium avec combustible  $UO_2$  et gainage avancé (75 GMj/tU, gainage ZIRLO et gainage M5);
- CIP 1, essais en boucle à eau pour comparaison à la série CIP 0 avec crayons jumeaux;
- CIP 2, combustible à très fort taux de combustion (80-100 GMj/tU);
- CIP 3, série particulièrement dédiée à la compréhension physique;
- CIP 4, combustible MOX à très fort taux de combustion;
- CIP 5, essais complémentaires (à définir).

Les deux essais de la série CIP 0 sont prévus en 2002. La suite du programme se déroulera de 2005 à 2007, après rénovation de l'installation et implantation de la boucle à eau dans le réacteur Cabri.

En parallèle aux essais Cabri, le programme international comprend la caractérisation mécanique des gainages avancés (à différents taux de

Figure 10

La concentration des gaz de fission aux joints de grains est croissante avec le taux de combustion et plus élevée dans le combustible MOX que dans le combustible  $UO_2$ .





combustion si nécessaire), pour détermination des lois constitutives et des conditions de rupture des crayons.

Enfin, le programme SILENE-RIA, préparé en coopération avec EDF et en cours de mise au point, devrait permettre une modélisation plus fine du comportement transitoire des gaz de fission à intégrer dans le code SCANAIR.

## Conclusion

Le programme Cabri-REP Na et les études associées ont constitué un apport majeur pour la connaissance du comportement du combustible irradié soumis à un accident de réactivité et ont montré que les critères de sûreté actuels ne sont pas adaptés au cas du combustible à fort taux de combustion, envisagé par de nombreux exploitants dans le monde pour les gestions futures.

Le programme international Cabri-BEP, qui réunit l'industrie et des organismes de sûreté de la plupart des pays occidentaux, doit permettre d'étudier dans un avenir proche le comportement des combustibles avancés en conditions représentatives d'un accident de réactivité et de contribuer au développement des critères et à la détermination des marges de sûreté adaptés à ces combustibles et à leurs différents modes de gestion.

## Coopération nationale et internationale

Depuis son initiation, le programme de recherche Cabri est mené par l'Institut dans le cadre d'une très large coopération (la NRC américaine est partenaire du programme Cabri-REP Na depuis 1995).

Le nouveau programme international Cabri-BEP fédère actuellement quatorze organismes différents appartenant aux pays suivants : Allemagne, Corée, Espagne, États-Unis, Finlande, France, Hongrie, République tchèque, Royaume-Uni, Slovaquie, Suède, Suisse.

L'expertise et la compétence de nombreux organismes sont sollicitées : EDF, FRAMATOME, CEA (domaines du combustible, métallurgie, mécanique, neutronique, thermohydraulique...), l'Institut Kurchatov en Russie (thermohydraulique, neutronique, matériaux), Studsvik en Suède...

L'IRSN participe à de nombreuses réunions de spécialistes du combustible hautement irradié initiées par l'OCDE ou la NRC (PIRT, *Phenomena Identification and Ranking Tables*).

**Le programme Cabri-REP Na et les études associées ont constitué un apport majeur pour la connaissance du comportement du combustible irradié soumis à un accident de réactivité.**

## Activités internationales dans le domaine de la préparation à la gestion de crise

Développement d'un outil informatique pour l'évaluation du terme source en cas d'accident affectant un réacteur à eau légère

• K. HERVIOU (IRSN)

• T. KARJUNEN (STUK)

• J. MIETTINEN  
(VTT ENERGY)

• P. SCHMUCK (FzK)

**E**n cas d'accident se produisant dans une centrale nucléaire, la quantité potentielle de matières radioactives qui peut être libérée est importante. Selon sa gravité, il pourrait être nécessaire de protéger rapidement et efficacement la population et le milieu environnants vis-à-vis des conséquences d'un tel accident. Cependant, ces mesures peuvent être complexes et nécessitent plusieurs heures pour être mises en place. Par ailleurs, la cinétique de tels accidents sur les réacteurs à eau légère serait relativement lente et n'entraînerait pas de rejets significatifs dans les premières heures suivant l'occurrence de l'événement initiateur de l'accident. Il faut donc mettre à profit le temps disponible avant qu'un rejet quelconque ne se produise afin de fournir aux décideurs les éléments techniques nécessaires à la définition des contre-mesures les plus appropriées. À cette fin, il est nécessaire de surveiller la progression de l'accident dès sa détection par l'exploitant de la centrale, pour prévoir le comportement futur du réacteur et, ainsi, recommander aux autorités compétentes la mise en œuvre éventuelle de mesures de protection dans un délai compatible avec celui requis pour leur mise en œuvre.

L'une des données initiales les plus importantes pour l'évaluation des conséquences d'un accident grave affectant un réacteur nucléaire est le terme source. Ce dernier est défini comme étant la quantité, le débit de rejet et les caractéristiques de la matière radioactive libérée dans l'environnement à la suite d'un accident.

L'évaluation du terme source par les centres de crise peut être effectuée à l'aide d'outils informatiques. Cette approche a surtout été développée par les pays les plus nucléarisés. Le développement a peut-être été plus systématique en France, où le programme d'énergie nucléaire est davantage intégré. Le système SESAME (Schéma d'évaluation des situations accidentelles et méthodes d'évaluation) a été développé pour gérer les situations de crise sur les REP français. En utilisant la connaissance acquise lors du développement du système SESAME, le système STEPS (*Source Term Based on Plant Status*) a été développé pour les réacteurs à eau légère installés en Europe.

### Contexte et partenaires

Le système STEPS a été développé en trente mois, entre 1997 et 1999, dans le cadre du quatrième programme cadre financé par la Commission européenne. Il a été coordonné par l'IRSN avec des participations des instituts suivants :

- Forschungszentrum Karlsruhe, Institute for Nuclear and Energy Technology, FzK, Germany;
- Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety, Nuclear Safety Department, STUK, Finland;
- Technical Research Centre of Finland, VTT Energy, Nuclear Energy, VTT, Finland;
- Swiss Federal Institute of Technology, Centre of Excellence, Risk and Safety Sciences, ETHZ, Switzerland.

Centrale de Bohunice (Slovaquie).



## Le système STEPS aide l'utilisateur à diagnostiquer de façon relativement précise l'état de l'installation et à réaliser plusieurs calculs de pronostic.

### Le système STEPS

Dès le début d'un accident, le système STEPS peut être utilisé pour fournir des évaluations sur son déroulement probable, sur l'importance et les caractéristiques des rejets réels et/ou potentiels dans l'environnement. Ce système est fondé sur les données mesurées dans l'installation selon un processus dynamique et interactif visant à raffiner constamment l'évaluation tout au long de l'accident. Il tient compte de l'évolution de la situation et des nouvelles informations disponibles.

Rapide d'exécution, cet outil permet aux experts d'étudier de nombreuses hypothèses sur la façon dont la situation évoluera et sur son aggravation possible. Par conséquent, le système STEPS aide l'utilisateur à diagnostiquer de façon relativement précise l'état de l'installation et à réaliser plusieurs calculs de pronostic. Il permet à l'équipe d'experts de prévoir des défaillances supplémentaires et d'évaluer les conséquences radiologiques potentielles pour l'environnement afin de proposer, si nécessaire, la mise en œuvre de mesures de protection de la population.

Il est à noter que le système STEPS constitue un outil d'aide pour l'expert. En aucun cas il ne remplace l'expert, qui reste entièrement responsable de son évaluation. Par conséquent, outre ses compétences dans le domaine des accidents, l'expert doit avoir une pleine connaissance de la validité de cet outil et conserver un œil critique sur les résultats.

#### DOMAINE D'APPLICATION :

##### TYPES DE RÉACTEURS CONSIDÉRÉS

Un objectif important et difficile du projet était que le système STEPS soit applicable aux différents types de réacteurs à eau légère installés en Europe. La structure flexible retenue lui permet de traiter un grand nombre de réacteurs à eau légère européens tout en tenant compte de leurs particularités propres. Les types de réacteurs explicitement couverts par le système sont les REP à enceinte sèche, les REP à enceinte à condenseur à glace, les BWR/Mark 1, 2 et 3 et les

VVER/440-213 et 230. Les réacteurs VVER 1 000 sont considérés comme relevant de la première catégorie. Des modèles physiques ont été établis sur la base de scénarios génériques.

Compte tenu du fait que les différences existantes en termes de géométrie et de caractéristiques des différents composants entre les réacteurs peuvent affecter de manière significative l'exactitude des résultats et que les données associées aux différents réacteurs couverts pourraient être indisponibles, il a été décidé de définir une structure qui permettrait l'introduction de données décrivant l'installation nucléaire. Par conséquent, deux modes d'utilisations du système STEPS ont été introduits :

- un mode dit "administrateur". Ce mode correspond à l'introduction dans le système STEPS des données constantes caractérisant une centrale nucléaire qui sont nécessaires pour modéliser son comportement en cas d'accident ; il devrait être employé pour la définition de nouveaux réacteurs dans le système, indépendamment d'une situation d'urgence comme lorsque le système est mis en place dans un nouveau centre de crise ;
- un mode "utilisateur". Ce mode est employé pendant les situations d'urgence ; les données saisies correspondent au transitoire en cours et aux hypothèses faites par les utilisateurs afin d'évaluer la situation. Les calculs avec STEPS ne peuvent être exécutés sur les réacteurs nucléaires que si ces derniers ont été préalablement définis en utilisant le mode "administrateur".

Le mode "administrateur" permet d'étendre le domaine d'applicabilité du système à un grand nombre de réacteurs : pour chaque réacteur de type BWR, VVER ou REP, indépendamment des sept catégories considérées initialement pour le développement du système, le système STEPS devrait être bien adapté si le réacteur n'a pas de spécificité particulière.

#### OBJECTIFS ET FONCTIONNALITÉS

L'identification de l'accident et le diagnostic de l'état de l'installation sont réalisés sur la base des données mesurées sur l'installation. Ces données

## Le système STEPS estime les masses de produits radioactifs et les activités relâchées dans l'environnement en fonction du temps.

peuvent être entrées manuellement dans le système. Ensuite, elles sont présentées par l'outil de telle manière que l'utilisateur peut facilement identifier l'accident (choix des paramètres les plus significatifs).

Tous les accidents pouvant entraîner une émission possible de radioactivité dans l'environnement à partir du circuit primaire du réacteur sont considérés par STEPS :

- APRP (accident de perte de réfrigérant primaire);
- RTGV (rupture de tube(s) de générateur de vapeur, pour le REP et le VVER seulement);
- RTV (rupture de tuyauterie vapeur);
- perte totale des sources électriques.

Ces accidents ou certains d'entre eux peuvent être cumulés lors d'un même transitoire. La perte de systèmes de sûreté est également couverte par l'outil, l'utilisateur devant renseigner leur fonctionnement pour pronostiquer l'évolution de l'accident en fonction du temps.

Après avoir identifié le type d'accident, l'expert devra évaluer différents paramètres sur le comportement thermohydraulique de l'installation avant de procéder à l'évaluation des rejets :

- la taille de la brèche dans le cas d'accidents de type APRP, RTGV et RTV;
- le délai disponible avant le début de la dégradation du cœur et de la fusion, si un risque de dénoyage du cœur est identifié.

La taille de la brèche peut être évaluée à partir des informations mesurées sur l'installation en réalisant un bilan de masse sur le circuit primaire.

Le délai disponible avant la fusion du cœur et la cinétique des variations du niveau d'eau dans le cœur sont calculés en effectuant des bilans d'énergie et de masse en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire (incluant la rupture de tube(s) de générateur de vapeur dans le cas des REP et des VVER, la brèche sur la ligne principale de vapeur ainsi que la perte totale des sources électriques dans le cas d'un BWR).

L'émission de produits de fission du cœur dans le circuit primaire du réacteur au cours de la dégradation du cœur est évaluée selon les variations du niveau d'eau par un module spécifique prenant en compte le profil de puissance du cœur et la production de vapeur.

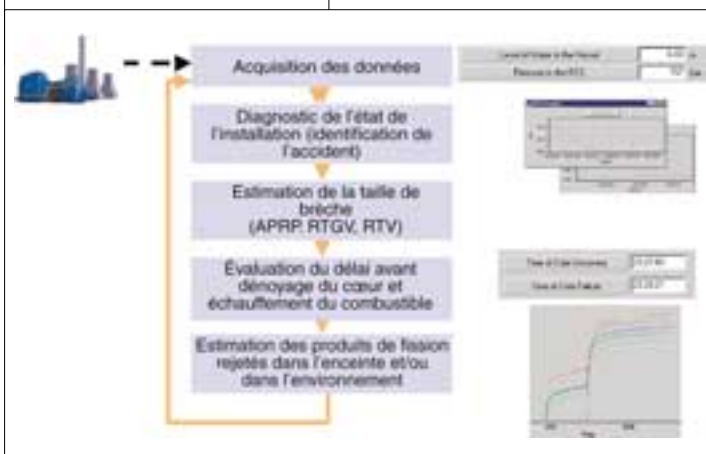
Le calcul peut être exécuté jusqu'à la dégradation complète du cœur pour ces différents accidents. Toutefois, il est stoppé lorsque la température du combustible atteint 2000 °C. Cela signifie que l'émission de produits de fission du cœur n'est plus simulée après ce seuil. Le cas de la perte de la géométrie du cœur n'est pas couvert par le système STEPS dans sa version actuelle.

L'évaluation du rejet dans l'environnement est alors effectuée en fonction de la conception de l'enceinte de confinement et des moyens spécifiques associés, qui sont décrits en utilisant le mode "administrateur" de STEPS. Les systèmes d'aspersion, de ventilation et de filtration dans l'enceinte et dans les bâtiments périphériques sont pris en compte dans l'évaluation des transferts de produits radioactifs à l'intérieur de l'installation. Les transferts au travers d'une piscine ou d'un condenseur à glace sont également pris en considération.

- Le système STEPS estime, pour huit groupes de produits radioactifs (Iode aérosols, CsOH, Te, gaz rares, iode moléculaire, iode organique, actinides, autres), les activités et les masses relâchées dans l'environnement en fonction du temps (figure 1).

Figure 1

### Les fonctionnalités de STEPS.



## MODÈLES

La modélisation générale du système est fondée sur trois modules.

### Un module représentant le combustible qui traite des phénomènes suivants :

- inventaire de l'activité du cœur;
- inventaire de l'activité du fluide primaire;
- inventaire de l'espace combustible-gaine;
- production de chaleur résiduelle;
- variations du niveau d'eau dans le cœur;
- surchauffe du combustible et fusion;
- rejet de produits de fission du cœur.

### Un module thermohydraulique.

Il a pour objet l'intégration des équations de conservation. Afin de limiter le temps de calcul, le nombre maximal des volumes représentant la partie thermohydraulique de l'installation est de quatre, et plusieurs postulats simplifiés ont été posés pour l'élaboration des corrélations physiques et des modèles.

La schématisation en quatre sections a été développée pour les installations de type REP. Les quatre sections sont alors les tuyauteries primaires et la cuve du réacteur (section 1), le pressuriseur (section 2), les générateurs de vapeur intacts (section 3) et un générateur de vapeur rupté (section 4). Le même schéma est utilisé pour les réacteurs VVER.

Les réacteurs de type BWR sont décrits en employant une section unique constituée des tuyauteries vapeur et de la cuve.

### Un module enceinte de confinement.

Un modèle modulaire basé sur différents "volumes" a été développé pour représenter l'enceinte de confinement de l'installation. Chaque volume correspond à une partie de l'installation participant au transfert des produits radioactifs depuis le bâtiment du réacteur vers l'environnement. Un ensemble d'équations comprenant différentes situations de transfert de masse entre les volumes (fuite directe, fuite filtrée, au travers d'une piscine ou d'un condenseur à glace) a été établi et résolu.

Les premières réflexions ont conduit à définir *à minima* un modèle à deux volumes pour un REP de conception classique (bâtiment réacteur et bâtiments auxiliaires), un modèle à un seul volume pour le VVER 230 et un modèle à quatre volumes pour le BWR (enceinte sèche, enceinte humide, bâtiment réacteur et bâtiments auxiliaires).

La modélisation du système est illustrée sur la figure 2.

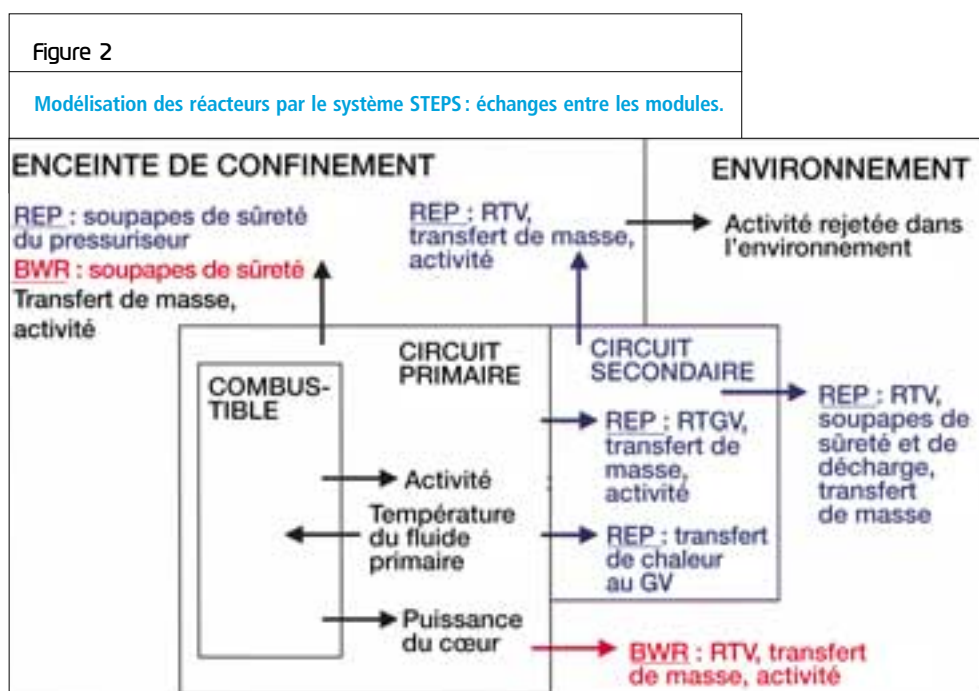


Tableau 1

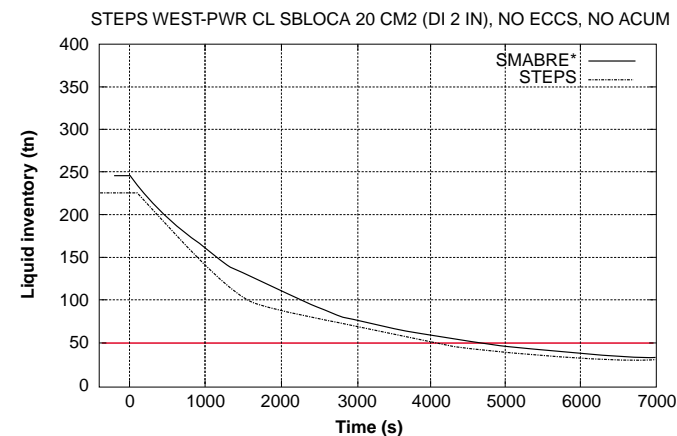
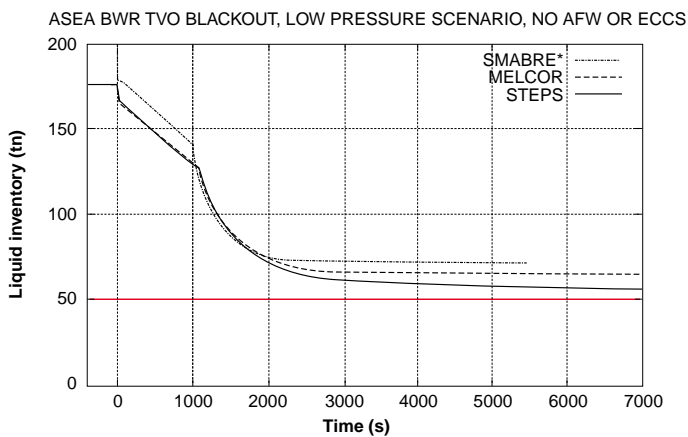
Évaluation de la taille de brèche dans le cas d'accidents de type APRP sur un réacteur VVER-440/213 en utilisant les différentes méthodes proposées par STEPS (référence : calculs RELAP).

APRP – taille de brèche (réelle)	STEPS / niveau d'eau dans le pressuriseur	STEPS / pression du circuit primaire	STEPS / niveau d'eau dans le circuit primaire
1"	1,22"	1,5"	0,7"
3,15"	6,18"	2,88"	3,76"
5,9"	*	6,07"	5,59"

\* La méthode d'évaluation de brèche basée sur la baisse du niveau d'eau dans le pressuriseur ne pouvait être employée étant donné la perte trop rapide de la mesure (APRP brèche intermédiaire).

Figure 3

Évolution de l'inventaire en eau du circuit primaire par STEPS et par des codes de calcul utilisés pour les études d'accident dans le cas d'un APRP avec défaillance du système d'injection de sécurité sur un réacteur de type Westinghouse, et dans le cas d'un accident de perte totale des sources électriques sur un réacteur de la centrale d'Olkiluoto.



\* Le code SMABRE est équivalent à RELAP 5.

## VALIDATION DU SYSTÈME

L'objectif de la phase de validation était de vérifier que les résultats obtenus à l'aide du système STEPS étaient cohérents avec les résultats obtenus avec des codes de calcul tels que MELCOR ou RELAP, pour des transitoires similaires, ainsi que de définir un domaine où STEPS peut être utilisé avec une confiance relative élevée.

Des réacteurs européens existants ont été choisis pour couvrir les principaux types de réacteurs pris en compte dans STEPS :

- pour le REP, réacteurs français (900 MWe), Konvoi allemand, EPR (European Pressurized Reactor) ;
- pour le BWR, réacteur Olkiluoto 1 finlandais (type ASEA) ;
- pour le VVER 440, centrales de Loviisa et de Dukovany (VVER 440-213).

La validation du système a été effectuée en se fondant sur les calculs transitoires disponibles sur ces installations. Dans la mesure du possible, plusieurs accidents ont été envisagés pour chaque type de réacteur (APRP, RTGV, RTV, perte totale des sources électriques).

Par exemple, les résultats obtenus avec STEPS concernant l'évaluation de la taille d'une brèche pour un réacteur VVER 440-213 (Dukovany) en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire sont présentés dans le **tableau 1**.

Les résultats suivants montrent la capacité du système à évaluer le délai disponible avant le début du dénoyage du cœur et de l'échauffement du combustible (**figure 3**).

Les résultats obtenus ont démontré une bonne concordance entre STEPS et les codes de calcul utilisés pour l'étude des accidents.

## Perspectives

Le système STEPS est maintenant disponible dans une version stabilisée, les principales fonctionnalités de l'outil étant intégrées dans la version 1. Il est disponible sur PC équipé du système d'exploitation Windows NT et du système ORACLE (base de données). Mais, plus que l'outil informatique lui-même, c'est la méthodologie d'expertise qui lui est associée qui est importante.

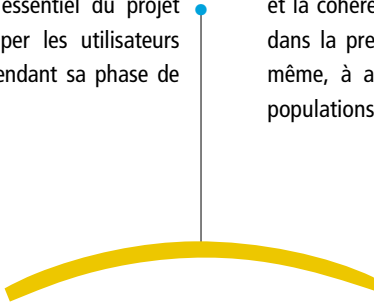
Un nouveau projet dénommé "ASTRID" (*Assessment of Source Term for Emergency Response based on Installation Data*) a été accepté par la Commission européenne dans le cadre du cinquième programme cadre.

La première partie du projet vise à développer, à partir des méthodes existantes en Europe ou dans les autres pays possédant des réacteurs nucléaires, une méthodologie d'évaluation du terme source en cas d'accident affectant un réacteur à eau légère qui pourra être utilisée par les pays européens. Un aspect essentiel du projet proposé est de faire participer les utilisateurs potentiels du produit final pendant sa phase de développement.

La deuxième partie concerne l'élaboration d'un outil informatique support à l'application de cette méthodologie et qui puisse être utilisé par les divers pays européens, que ce soit au sein de la Communauté européenne ou en Europe de l'Est. Cet outil informatique sera fondé sur le système STEPS. Son domaine d'application sera étendu en tenant compte autant que possible des accidents graves (combustion d'hydrogène, interaction corium/béton...).

Enfin, la troisième partie traite de l'implantation de la méthodologie et de l'outil, c'est-à-dire du système ASTRID, dans les centres de crise. Elle consistera en l'établissement du matériel support facilitant l'introduction du système au sein de dispositions existantes dans les centres de crise (possibilités d'utiliser le système, dossiers pédagogiques et de formation, exercices préparés pour vérifier l'implantation correcte...).

En développant une méthodologie et un outil communs pour l'évaluation du terme source, ce projet devrait contribuer à améliorer l'efficacité et la cohérence de la gestion de crise en Europe dans la première phase de l'accident et, par là même, à assurer une meilleure protection des populations environnantes.



**Un aspect essentiel du projet proposé est de faire participer les utilisateurs potentiels du produit final pendant sa phase de développement.**



# 1 La sûreté des réacteurs

1	Modèle d'analyse des incidents RECUPERARE, intégrant les facteurs techniques, humains et organisationnels	> 7
2	Les études d'évaluation des termes sources sur les REP	> 12
3	Le vieillissement des centrales électronucléaires	> 19
4	La recherche et développement à l'IRSN sur le risque hydrogène lors d'un accident grave de réacteur à eau pressurisée	> 28
5	ASTEC, un code intégré de simulation d'accident grave dans les réacteurs à eau légère	> 38
6	Résultats des deux premiers essais Phébus PF, FTP-0 et FTP-1	> 45
7	Le programme de recherche Cabri pour l'étude des accidents de réactivité	> 53
8	Activités internationales dans le domaine de la préparation à la gestion de crise	> 62

La sûreté d'un réacteur repose sur une bonne protection vis-à-vis des sources de rayonnement et sur leur confinement. Elle recouvre la prévention des incidents et des accidents et la limitation de leurs conséquences. La sûreté est du ressort de l'exploitant, qui doit cependant en justifier devant les pouvoirs publics, en l'occurrence la Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DGSNR). Pour l'évaluation technique des justifications apportées par l'exploitant, la DGSNR s'appuie sur un organisme d'expertise, d'étude et de recherche : l'IRSN. Un dialogue technique et scientifique détaillé et continu doit donc s'établir entre ces trois parties ; il nécessite, de la part de chacun, une parfaite maîtrise des principes et des pratiques de sûreté, une connaissance approfondie des installations, de leurs conditions d'exploitation et des phénomènes physiques mis en jeu.

Pour donner un avis pertinent, l'expert en sûreté doit disposer à tout moment, dans un domaine en constante évolution, d'une bonne compétence fondée sur les connaissances les plus complètes et les plus récentes. Ces conditions sont notamment assurées par la réalisation d'études qui s'appuient sur un programme propre de recherche et développement mené, en partie, en collaboration avec les organismes français et étrangers concernés.

En regard des besoins d'expertise en sûreté, l'IRSN poursuit trois objectifs :

- approfondir les connaissances et améliorer les moyens d'évaluation de sûreté des réacteurs à eau pressurisée à tous les stades de leur cycle de vie, conception, réalisation, exploitation et déclassé ;
- identifier les possibilités d'améliorer leur sûreté ;
- mettre au point des outils permettant, en cas de crise nucléaire, d'assurer son rôle de support technique aux pouvoirs publics.



## Les travaux en sûreté des réacteurs à eau pressurisée (REP)

### L'expertise en sûreté des REP

L'IRSN procède à l'analyse technique des justifications de sûreté présentées par le concepteur et l'exploitant pour le compte des pouvoirs publics. Dans ce cadre, il doit apprécier le bien-fondé des dispositions prévues et recommander, si besoin, les mesures qui lui apparaissent nécessaires. En complément, une mission importante de l'IRSN consiste à informer les pouvoirs publics de toute évolution des connaissances qui amènerait à revoir les démonstrations de sûreté admises ou à proposer de nouveaux moyens d'amélioration de la sûreté. Les activités d'expertise en sûreté sont donc liées au fonctionnement, à l'extension et, d'ores et déjà, au renouvellement du parc des REP. Les experts en sûreté de l'IRSN travaillent en particulier :

- au réexamen de la sûreté des tranches de 1300 MWe ;
- à l'examen de la mise en place des procédures de conduite basées sur l'approche par état ;
- à l'examen des nouvelles gestions du combustible dans les centrales et des propositions d'augmentation des taux de combustion ;
- à l'examen de la sûreté du projet European Pressurised Reactor (EPR), en collaboration avec la GRS<sup>1</sup>, l'homologue allemand de l'IRSN.

Ils assurent en permanence le suivi du fonctionnement des tranches de 900, de 1300 et de 1450 MWe.

### L'intégrité des matériels et la fiabilité des fonctions importantes pour la sûreté

L'IRSN réalise des évaluations de sûreté dans les domaines du facteur humain et de la tenue des matériels (mécaniques, électriques...). La prise en compte, dans les évaluations de sûreté, des facteurs humains et organisationnels constitue une préoccupation croissante de la part des exploitants ainsi que de la part de l'Autorité de sûreté. Les études réalisées par l'IRSN portent principalement sur l'automatisation et l'informatisation des postes de travail, mais aussi sur les consignes et le poids de l'organisation dans la genèse des incidents.

Concernant la tenue mécanique des matériels, les experts en sûreté étudient, entre autres, la tenue de l'enceinte de confinement en situation accidentelle. Un important programme expérimental a été initié par l'Institut, qui participe par ailleurs à la réalisation d'expériences à grande échelle avec EDF dans une maquette en béton de l'enceinte de confinement, afin d'évaluer le taux de fuite en situation accidentelle.

Le possible prolongement de la durée de vie des réacteurs conduit aussi l'IRSN à se pencher sur les aspects relatifs au vieillissement des matériels, qui font l'objet d'un article du présent rapport.

### Thermohydraulique

Un objectif majeur du programme de thermohydraulique tripartite incluant EDF et FRAMATOME et comprenant notamment le développement du code CATHARE est la mise au point et la validation complète de la version industrielle de ce code, dont les modèles physiques incluront toutes les connaissances acquises. Un effort complémentaire important sera réalisé dans le domaine de l'évaluation des incertitudes.

Un programme d'évolution du simulateur SIPA, appelé SCAR<sup>2</sup>, a été engagé en collaboration avec EDF à l'occasion de l'introduction dans SIPA de la dernière version du code CATHARE 2. Il s'agit d'introduire des modélisations complémentaires, d'améliorer les performances de calcul et d'élargir le domaine de simulation. Une première configuration SCAR CP1 parallélisée est opérationnelle.

### Combustibles

La mise au point de critères de sûreté adaptés aux combustibles à très haut taux de combustion représente actuellement une des priorités essentielles de la sûreté des REP.

Les douze essais effectués de 1993 à 2000 dans la boucle en sodium du réacteur Cabri sur des combustibles UO<sub>2</sub> et MOX ont apporté de précieux enseignements sur le début de l'accident d'éjection d'une grappe de contrôle et ont permis le développement du code SCANAIR (voir l'article consacré au programme Cabri-REP Na). Deux essais complémentaires seront réalisés dans cette boucle en 2002. Plusieurs programmes analytiques en support sont en cours.

Les conditions de fonctionnement de la boucle en sodium n'étant pas représentatives de la fin de l'accident d'éjection de grappe et d'une dispersion éventuelle de combustible, l'installation Cabri sera modifiée d'ici trois ans en remplaçant

1 - Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit.  
2 - Simulator CATHARE Release.

la boucle en sodium par une boucle en eau. Un programme international d'essais, dédié à l'étude des combustibles  $UO_2$  et MOX à hauts taux de combustion, y sera réalisé sous l'égide de l'OCDE/AEN. Les expériences se dérouleront de 2005 à 2007 (dix essais au total).

### Accidents graves

Les experts en sûreté étudient les accidents graves afin d'évaluer les moyens de prévention et de mitigation qui pourraient être mis en œuvre dans une telle situation. Pour cela, ils inventorient les scénarios accidentels envisageables en analysant les conséquences des défaillances des systèmes en regard des objectifs de sûreté et évaluent qualitativement et quantitativement le déroulement et les conséquences des accidents.

Les recherches menées par l'IRSN, ou à sa demande, ont vocation à étudier l'ensemble des phases de l'accident grave, de la dégradation du cœur à la tenue de l'enceinte et aux rejets. À quelques exceptions près, les programmes expérimentaux servent au développement et à la validation des codes de calcul utilisés pour les applications réacteurs, tel ASTEC pour l'ensemble de l'accident (voir l'article "ASTEC, un code intégral de simulation d'accident grave dans un REP").

Parmi tous les programmes expérimentaux effectués par l'Institut, citons Phébus PF, qui vise à évaluer les rejets radioactifs lors d'un accident grave et à valider le code ASTEC. Ce programme, qui fait l'objet d'un article du présent rapport, consiste en des expériences globales aussi représentatives que possible d'une situation accidentelle (voir l'article sur ce programme). Quatre expériences ont été réalisées depuis 1993 et la prochaine aura lieu en 2003.

### Études probabilistes de sûreté (EPS)

Les études probabilistes jouent un rôle important dans l'appréciation de la sûreté des réacteurs. Elles doivent fournir une représentation hiérarchisée de la sûreté des réacteurs et par là permettre de dégager des priorités d'études ou de recherches et de faire porter l'effort sur les points faibles relatifs.

Deux grandes EPS sont en cours à l'IRSN : l'EPS de niveau 1, qui vise à estimer la probabilité de fusion du cœur, et l'EPS de niveau 2, dont l'objectif est d'estimer la probabilité de relâchement de produits radioactifs hors de l'enceinte de confinement.

Une réactualisation de l'EPS de niveau 1, publiée en 1990, a été lancée afin de prendre en compte toutes les modifications apportées ou programmées sur les tranches, la nouvelle organisation de conduite, l'évolution des connaissances et les études en cours, etc. En parallèle, une "EPS1 conviviale" a été élaborée dans le but de disposer d'un outil informatique rendant la modélisation de l'EPS1 "plus lisible" et facilitant le travail de l'analyste.

Une version préliminaire à l'EPS de niveau 2 relative aux réacteurs 900 MWe a été publiée et la réalisation des études physiques en support à l'élaboration des arbres d'événements est en cours.

Afin de conforter les analyses de sûreté relatives aux dispositions de protection contre l'incendie des REP, une EPS incendie est également en cours de réalisation. Les premiers résultats montrent que les locaux "critiques" sont ceux qui contiennent des armoires électriques.

### La gestion de la crise

En cas d'accident sur une installation nucléaire, une organisation nationale de crise serait mise en place. Le centre technique de crise de l'IRSN, partie intégrante de ce dispositif, sert d'appui technique aux autorités de sûreté. Il a pour mission de faire une évaluation technique de la situation et une estimation de son évolution prévisible. Diagnostic et pronostic permettraient à l'autorité de conseiller le préfet sur les contre-mesures qui pourraient se révéler nécessaires pour protéger les populations.

Afin de mener à bien cette mission, les équipes de crise de l'IRSN disposent d'outils informatiques spécifiques qui permettent de suivre l'état de la tranche accidentée, de pronostiquer son évolution et d'évaluer les conséquences radiologiques d'un éventuel rejet.

L'excellence des équipes de l'Institut a conduit l'IRSN à prendre en charge la coordination du projet ASTRID, initié dans le cadre du 5<sup>e</sup> programme cadre de R&D de la Commission européenne. Ce projet prévoit de développer une méthode européenne commune d'estimation des rejets lors d'un accident et un outil informatique associé (voir l'article intitulé "Développement d'un outil informatique pour l'évaluation du terme source en cas d'accident affectant un réacteur à eau légère").

# partenariats



## Phébus PF

L'IRSN anime le programme international Phébus PF avec trente-cinq organismes provenant de la Communauté européenne, des États-Unis, du Canada, du Japon, de la Corée du Sud et de la Suisse. Quatre essais ont été réalisés avec succès depuis 1996, et le prochain aura lieu en 2004. L'IRSN étudie la faisabilité d'un nouveau programme en pile appelé Phébus 2K.



## Le programme Cabri-RAFT

Suite à l'arrêt définitif du réacteur Superphénix, l'IRSN, EDF, Novatome et le Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC) ont renégocié la matrice d'essais du programme d'étude des accidents de dimensionnement ou hors dimensionnement des réacteurs à neutrons rapides, Cabri-RAFT. En 2001 ont été effectués les deux derniers essais du programme RAFT clôturant les actions de recherche sur les RNR à l'IRSN.



## Les relations franco-allemandes

Elles sont au cœur de la plupart des relations internationales de l'IRSN dans le cadre de la collaboration avec la Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS). Le code ASTEC est un bon exemple de cette collaboration pour les études d'accidents graves et les études probabilistes de sûreté de niveau 2. Un effort commun a été réalisé dans le cadre du 5<sup>e</sup> PCRD pour la promotion du code ASTEC (projet EVITA). Les deux organismes participent par ailleurs aux actions européennes de sûreté, au travers de leur filiale commune RISKAUDIT, et à la définition des règles de sûreté du futur réacteur européen EPR.



## Le programme Cabri - boucle à eau

Les études des marges de sûreté des réacteurs à eau sous pression pour le combustible à fort taux de combustion (52 000 MWj par tonne et plus) ont fait l'objet d'un programme dans la boucle en sodium du réacteur Cabri, en coopération avec EDF, la Nuclear Regulatory Commission américaine (NRC) et le Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI). Douze expériences ont été ainsi réalisées dans une installation refroidie par du sodium liquide. Pour étudier des combustibles à taux de combustion accru comprenant un gainage amélioré, un nouveau programme international, appelé Cabri-boucle à eau, a été lancé sous l'égide de l'OCDE. En 2002, deux essais de ce programme international seront réalisés dans la boucle à sodium pour servir de référence aux essais

ultérieurs en eau sous pression, réalisés à partir de 2005. Ce programme associe d'autres partenaires internationaux, comme l'Allemagne, l'Espagne, la Finlande, le Royaume-Uni, la Suède et la Suisse.



## Évaluation de sûreté avec l'AIEA

L'IRSN participe activement aux travaux de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), que ce soit par la collaboration de ses agents aux travaux des comités techniques ou en prenant part aux services fournis par l'agence aux États membres. L'IRSN est intervenu, par exemple, lors de l'évaluation de sûreté de la centrale

tchèque de Temelin et du programme de modernisation de la centrale slovaque de Bohunice V1.



#### Une présence à l'OCDE

L'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE, et notamment le Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSNI), où l'IRSN occupe des postes clés, organise de nombreux groupes de travail sur le retour d'expérience, la comparaison des codes de calcul ou l'approfondissement des sujets essentiels liés à la sûreté.



#### Exercice INEX

Quant à la gestion de crise, l'IRSN joue un rôle majeur dans la préparation des exercices internationaux, exercices INEX, organisés par l'Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE. L'IRSN participe tout autant au montage des scénarios qu'à leur déroulement. Ces exercices concernent une installation nucléaire d'un pays avec la participation de tous les pays intéressés par les conséquences envisageables au-delà des frontières et la protection de leurs populations. Ainsi, en 2000, l'IRSN a préparé l'exercice international de crise INEX 2000 concernant l'une des tranches du CNPE de Gravelines et y a participé. Cet exercice d'une vingtaine d'heures s'est déroulé en mai; il a réuni cinquante-cinq pays et cinq organisations internationales. Il s'est poursuivi en novembre 2000 par une réflexion internationale sur la problématique de l'indemnisation des dommages en cas d'accident nucléaire.



#### Le projet ASTRID

L'IRSN coordonne le projet ASTRID, mené dans le cadre du 5<sup>e</sup> PCRD de la Commission européenne. Ce projet a pour objectif de définir une méthode d'expertise et un outil informatique qui sera mis à disposition des centres de crise européens pour évaluer le rejet accidentel d'un réacteur de puissance à partir des informations disponibles sur l'installation. Des autorités de sûreté (SKI, STUK, HAEA) ainsi que des instituts techniques (FzK, GRS, VUJE) participent à ce projet, qui se déroulera sur trois ans.



#### La diffusion du système SESAME

Dans le cadre d'un contrat passé avec GNPJVC (Chine), l'IRSN a adapté le système SESAME aux réacteurs de Daya Bay et Ling Ao. Après formation des experts chinois à l'IRSN, le système sera implanté dans le centre de crise de l'exploitant à Daya Bay.



#### Un club des utilisateurs SESAME-VVER

Suite à l'adaptation du système SESAME aux réacteurs VVER et à leur implantation dans les centres de crise hongrois, slovaque et tchèque, un club utilisateur a été créé. Ce club, qui se réunit une fois par an, a pour objectifs d'encourager le partage du retour d'expérience de l'utilisation des outils, de définir les améliorations à leur apporter et de promouvoir le système auprès d'autres utilisateurs potentiels.





## 2 La sûreté des installations

1	Les résultats récents de la recherche expérimentale en matière d'incendie	> 72
2	Études sur la mise en suspension de contamination particulaire radioactive par écoulement d'air	> 83
3	CRISTAL – un formulaire de sûreté – criticité de nouvelle génération	> 92

La sûreté des installations autres que les REP a une grande importance en France du fait du nombre de laboratoires et d'usines liés à l'enrichissement, à la fabrication du combustible et à son retraitement.

Les risques et les scénarios accidentels relatifs à ces installations sont différents de ceux des réacteurs et nécessitent donc, en appui à l'évaluation de sûreté, des recherches spécifiques dont les thèmes prioritaires, du fait de leur importance dans les scénarios accidentels les plus plausibles, sont l'incendie, la dispersion de matières radioactives et la criticité.

En ce qui concerne les laboratoires et les usines, les programmes de recherche :

- sont définis à partir de l'estimation des risques et des conséquences, en terme de rejets, résultant des études d'accidents. C'est par une coopération soutenue entre les équipes chargées de l'évaluation des dossiers de sûreté, de la gestion de situations de crise et de la recherche que ces programmes sont définis et que des priorités leur sont associées ;
- sont réalisés en suivant la démarche appliquée aux recherches sur les réacteurs, qui consiste à développer des outils de calcul dont la validation s'appuie sur des programmes expérimentaux analytiques et globaux. Les outils de type global servent pour l'évaluation de la sûreté. Les outils de type local sont, quant à eux, utilisés pour l'interprétation d'essais, la validation des modèles à introduire dans le premier type d'outils, mais aussi pour la vérification de points particuliers ;
- évoluent de plus en plus vers l'analyse de phénomènes couplés. On peut citer par exemple le couplage incendie-ventilation, ventilation-contamination (telle la remise en suspension de particules radioactives), le risque de criticité pour des situations avec combustibles irradiés. De même, le développement d'un incendie est étudié en liaison avec le risque d'explosion.

## Activités

L'ensemble des activités relatives à la sûreté des laboratoires et usines est regroupé autour de cinq programmes correspondant aux évaluations de sûreté, aux recherches sur l'incendie, l'aérocontamination, la criticité et sur les autres accidents.

### Évaluation de sûreté des laboratoires et usines

Ce programme comprend des actions permanentes liées à l'évaluation des dossiers présentés à l'appui des demandes d'autorisation de création et de mise en service de nouvelles installations et au réexamen de la sûreté des installations. Pratiquement, cela implique des tâches telles que l'examen de dossiers de sûreté, de dossiers de gestion de situation de crise (plans d'intervention...) ainsi que la participation à la rédaction de textes réglementaires (RFS...).

### Incendie

Dans le domaine des actions expérimentales sur l'incendie, l'Institut dispose de plusieurs installations permettant respectivement :

- l'étude du développement d'un incendie dans un local et de sa propagation à d'autres locaux (DIVA) ;
- l'étude du comportement des équipements de sectorisation sous les chargements dus à un incendie (STARMANIA) ;
- l'étude de feux de solvant (enceinte PLUTON) et celle d'armoires électriques (GALAXIE).

Divers autres moyens expérimentaux permettent de réaliser des essais plus analytiques ; par exemple, la remise en suspension de radionucléides en cas d'incendie est étudiée au moyen d'un cône calorimètre.

En parallèle, l'IRSN développe des codes de calcul : FLAMME\_S et sa version couplée avec SIMEVENT pour l'étude couplée incendie-ventilation, ISIS pour l'étude des phénomènes locaux (champs de pression, de température...).

Certains programmes de recherche sont menés en collaboration avec COGEMA.

### Aérocontamination

Les thèmes étudiés en dehors de l'incendie portent sur le transfert et les mesures de contamination. On peut citer par exemple l'étude de la chute de poudres (faite dans l'installation DISCO), les études de mise en suspension de poudres sous l'effet de la ventilation, celles sur le colmatage des filtres et, enfin, les activités liées à la métrologie des aérosols.

### Criticité

Les études de criticité visent tout d'abord à une meilleure estimation du risque de criticité. Pour cela, des études expérimentales sont réalisées dans l'Appareillage B de Valduc sur des configurations non encore étudiées telles que les combustibles à fort taux de combustion ou les configurations de dissolution.

En parallèle, le développement et la qualification du formulaire de criticité CRISTAL sont poursuivis, l'objectif des années à venir étant l'estimation de l'effet du taux de combustion sur les résultats des études de criticité.

Pour les études d'accident de criticité, les actions visent, d'une part, à la synthèse des connaissances sur la base des données internationales d'accidents, d'autre part, au développement et à la validation des outils disponibles à l'IRSN.

Les travaux sur la criticité sont réalisés en partie avec COGEMA mais aussi dans le cadre d'un groupe de l'OCDE qui centralise un grand nombre de données expérimentales.

### Accidents

En dehors des accidents précédemment mentionnés, les études de l'IRSN portent entre autres sur les thèmes suivants : le risque d'explosion, la tenue des gaines de combustible en cas de dénoyage de piscine, le comportement de l'UF6 en cas de rejet accidentel, les plans d'intervention en situation de crise.

Les résultats de ces actions expérimentales ou de développement de modèles, pour la sûreté des installations, conduisent soit à des bases de données directement utilisables dans le cadre de l'évaluation (par exemple la base BADIMIS, qui rassemble des coefficients de mise en suspension) soit à des outils validés qui sont utilisés pour réaliser des contre-études ou pour valider la méthode usuelle, en général simplifiée, utilisée en évaluation.

# Les résultats récents de la recherche expérimentale en matière d'incendie

• J.-M. SUCH (IRSN)  
• C. CASSELMAN (IRSN)

• L. RIGOLLET (IRSN)

• H. PRETREL (IRSN)

• L. AUDOUIN (IRSN)

Les programmes expérimentaux en cours à l'IRSN sur les feux de composés organiques visent à améliorer les connaissances sur deux thèmes qui constituent des préoccupations majeures de l'évaluation de sûreté des installations nucléaires en regard du risque incendie : les feux de solvants, en particulier lorsqu'ils sont localisés près d'une paroi dans un local fermé et ventilé, et les feux d'armoires électriques.

Ces programmes sont menés dans les installations d'essais de l'IRSN, regroupées sous le nom de "GALAXIE", sur le centre de Cadarache. Cet ensemble d'installations est unique en Europe de par la diversité et la capacité de ses dispositifs de base (caissons, cuves et réseaux de ventilation associés). L'ensemble des résultats expérimentaux sert à la compréhension des phénomènes physiques et au développement et à la qualification des codes de calcul incendie/ventilation de l'IRSN.

## Le programme expérimental FLIP

Le programme d'essais FLIP (feux de liquide en interaction avec une paroi), mené par l'IRSN depuis 1997, s'inscrit dans le cadre d'un PIC (programme d'intérêt commun) regroupant l'IRSN et COGEMA. Il vise à améliorer la connaissance du comportement d'un feu de solvant en nappe dans des configurations représentatives de celles des cellules de stockage de solvant TPH/TBP de l'usine de retraitement de combustible de La Hague. Les résultats expérimentaux sont par ailleurs utilisés pour qualifier le code FLAMME\_S - SIMEVENT de l'IRSN dans des configurations où le foyer est situé près d'une paroi (feux d'angle). Les nappes mises en œuvre dans les essais sont carrées, de surface libre variant de 0,4 à 5 m<sup>2</sup> et d'une épaisseur de 5 cm ; un feu sur une nappe en forme de rigole d'une largeur de 36 cm a également été réalisé pour une surface de 3,2 m<sup>2</sup> afin d'étudier l'effet de la géométrie de la nappe. La **figure 1** représente la configuration étudiée : les bacs contenant le combustible sont situés près d'une des parois du caisson expérimental (enceinte PLUTON de 400 m<sup>3</sup>), ventilé mécaniquement avec un régime de trois renouvellements par heure (1 200 m<sup>3</sup>/h).

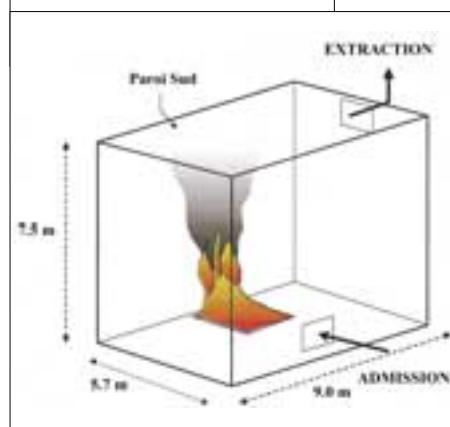
## DÉROULEMENT DES ESSAIS ET INSTRUMENTATION

Une fois le caisson fermé et le régime de ventilation établi, la nappe est enflammée à l'aide d'un brûleur à gaz. Après une phase de propagation de la flamme sur la nappe de combustible, la flamme se développe pleinement. Elle peut même atteindre le plafond pour des puissances de feu suffisamment importantes (la puissance de feu est proportionnelle à la surface de la nappe). Le feu se comporte alors comme un élément perturbateur du système enceinte-réseau de ventilation, en termes de producteur de matière et de chaleur.

L'instrumentation permet de suivre en ligne l'évolution temporelle de grandeurs comme la perte de masse de la nappe combustible, la tempéra-

Figure 1

Vue générale du dispositif des essais FLIP (caisson PLUTON).



## Le programme FLIP a fourni des éléments permettant de quantifier les principaux phénomènes qui caractérisent un incendie dans un local fermé et ventilé.

ture des gaz et des parois, la pression et la concentration des gaz ( $O_2$ ,  $CO_2$  et  $CO$ ), la vitesse des gaz dans le panache, les flux de chaleur aux parois et les débits de gaz dans les gaines de ventilation. Des prélèvements séquentiels d'aérosols sont également réalisés afin de déterminer leur concentration et leur granulométrie.

Les nombreuses mesures de température réalisées dans le local où se déroule le feu, en particulier dans les zones de la flamme et du panache, permettent de visualiser *a posteriori* les champs de température au cours du temps. Les vidéos de ces champs thermiques fournissent des indications précieuses sur le comportement des gaz dans le local au cours du feu et sur celui de la flamme. Cette approche par imagerie aide à comprendre qualitativement la phénoménologie complexe des feux en milieu confiné et ventilé.

### OBSERVATIONS SUR L'INCENDIE EN MILIEU CONFINÉ ET VENTILÉ

Le programme FLIP a fourni des éléments permettant de quantifier les principaux phénomènes qui caractérisent un incendie dans un local fermé et ventilé :

- une couche de gaz chauds et de fumées se forme sous le plafond du local. Elle peut envahir tout le local si, pour la puissance de foyer

considérée, la ventilation n'est pas capable d'extraire les fumées produites ;

- l'échauffement des gaz du local où se déroule le feu induit une augmentation rapide de la pression (**figure 2**). L'extinction du foyer, par consommation du combustible ou par manque d'oxygène, s'accompagne d'une brusque dépression consécutive au refroidissement des gaz du local. Ces variations brutales de pression conduisent à étudier le risque d'endommagement éventuel d'équipements comme les clapets ou les filtres du réseau de ventilation ;
- la puissance du foyer, proportionnelle à la surface de combustible en feu, conditionne fortement l'évolution et les conséquences du feu. Plus un feu est puissant, plus les contraintes thermiques et mécaniques qu'il génère sont importantes, mais plus sa durée est courte, car il consomme rapidement l'oxygène disponible. L'ordre de grandeur de la puissance moyenne d'un feu dans les configurations étudiées est d'environ 1 MW pour une nappe de 1 m<sup>2</sup> ;
- le feu s'éteint lorsque la concentration en oxygène du local atteint une valeur seuil de l'ordre de 12 %. Après cette extinction, alors que le combustible est encore chaud et s'évapore, un apport d'air frais dans le local peut conduire à une réinflammation soudaine.

Figure 2

Évolution de la pression lors d'un feu dans un local confiné et ventilé.

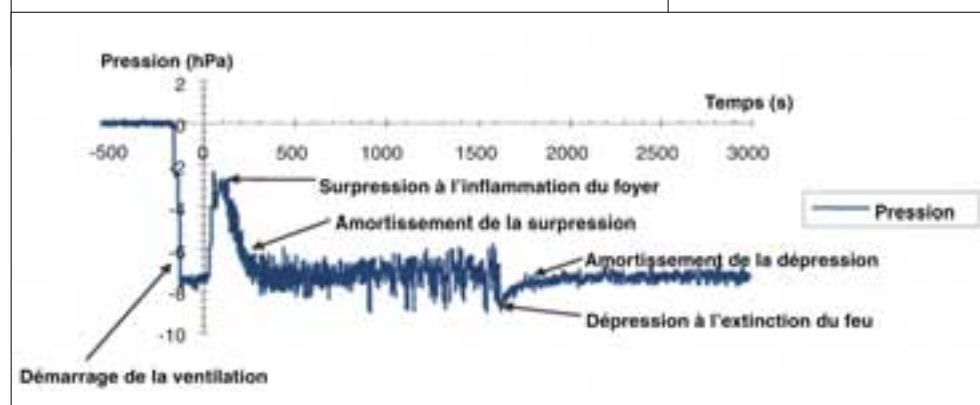




Figure 3

Phases d'inflammation du combustible (a) et de propagation de la flamme (b) sur la nappe lors de l'essai FLIP 6.

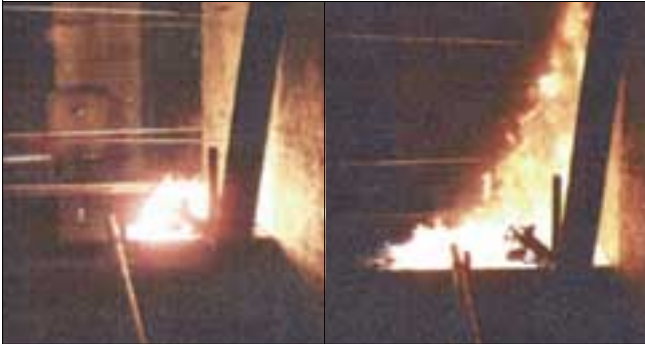


Figure 4

Phase de combustion, durant laquelle la nappe est totalement enflammée, essai FLIP 6.



Figure 5

Obscurcissement de l'atmosphère du caisson au cours de l'essai FLIP 6.



Les phases de propagation de la flamme sur la nappe de combustible et d'obscurcissement progressif de l'atmosphère du caisson par les produits de la combustion, phénomène caractéristique des feux en milieu confiné, sont illustrées de la **figure 3** à la **figure 5** pour l'essai FLIP 6, qui met en jeu une nappe de 3,2 m<sup>2</sup>.

#### QUELQUES ÉLÉMENTS ISSUS DE L'INTERPRÉTATION DES RÉSULTATS

L'interprétation des résultats de cette recherche expérimentale a porté sur le foyer, le panache, les variations de la pression et les transferts de chaleur.

##### • La pression des gaz, une grandeur physique perturbatrice

Parmi les résultats marquants des essais FLIP, on peut citer le phénomène des oscillations de forte amplitude de la pression, qui apparaît pour de grandes nappes (2 m<sup>2</sup> et plus). Il est interprété comme une succession d'extinctions et de ré-inflammations précédant l'extinction définitive du feu par manque d'oxygène. La température élevée des gaz, l'évaporation significative du combustible et une concentration en oxygène voisine du seuil d'extinction du feu, semblent constituer des conditions nécessaires à l'obtention de ces oscillations de la pression.

La **figure 6** illustre l'évolution de la pression lors d'un essai mettant en jeu une nappe combustible de 3,2 m<sup>2</sup> et les conséquences sur les débits d'admission et d'extraction du caisson expérimental. Le pic de pression consécutif à l'inflammation de la nappe induit une inversion du sens de l'écoulement à l'admission et une augmentation significative du débit des gaz dans la gaine d'extraction. Durant la phase d'oscillation de la pression, les écoulements dans le réseau de ventilation sont également fortement perturbés, s'inversant plusieurs fois avec des amplitudes parfois supérieures à celles observées lors de l'inflammation.

L'amplitude maximale des oscillations de pression a été quantifiée en fonction de la puissance du feu (nappes de 2 à 5 m<sup>2</sup>).

**L'amplitude maximale des oscillations de pression a été quantifiée en fonction de la puissance du feu (nappes de 2 à 5 m<sup>2</sup>).**

## L'étude du panache dans les essais réalisés par l'IRSN vise à évaluer dans quelle mesure les corrélations de la littérature sont applicables aux feux dans un local confiné et ventilé.

### • Le panache des fumées, moteur des mouvements de convection dans le local

Le débit de gaz dans le panache des fumées augmente avec la puissance du foyer et peut atteindre des valeurs très supérieures au débit nominal de ventilation du local, comme le montre la **figure 7**, qui correspond à l'essai mettant en jeu une nappe de 3,2 m<sup>2</sup>. Les valeurs de débit de gaz obtenues indiquent que l'écoulement du panache joue un rôle prédominant sur les mouvements convectifs à l'intérieur de l'enceinte.

L'étude du panache dans les essais réalisés par l'IRSN vise à évaluer dans quelle mesure les corrélations de la littérature, qui décrivent le panache de feux en atmosphère libre à petite ou à moyenne échelle, sont applicables aux feux dans un local confiné et ventilé. En effet, les feux sont caractérisés dans ce cas par des conditions environnantes de la flamme et du panache variables dans le temps, alors qu'elles sont constantes en atmosphère libre<sup>1,2,3,4</sup>.

L'interprétation des résultats des essais FLIP montre<sup>5,6</sup> que le modèle de McCaffrey<sup>4</sup> peut être généralisé au feu en angle en utilisant la température réelle (et variable au cours du temps) des gaz environnant la flamme et le panache plutôt qu'une température de référence constante. La décroissance, suivant la hauteur, de la température maximale des gaz du panache est ainsi

Figure 7

Nappe de 3,2 m<sup>2</sup> – débits massiques dans le caisson à mi-durée du feu.

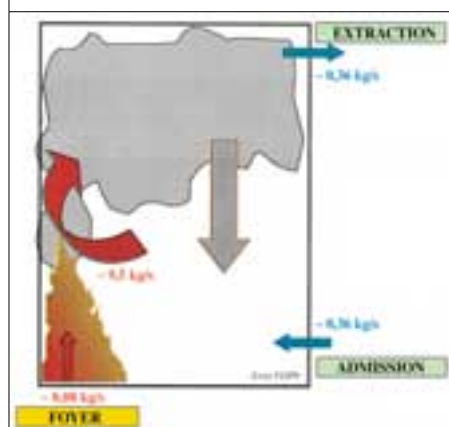
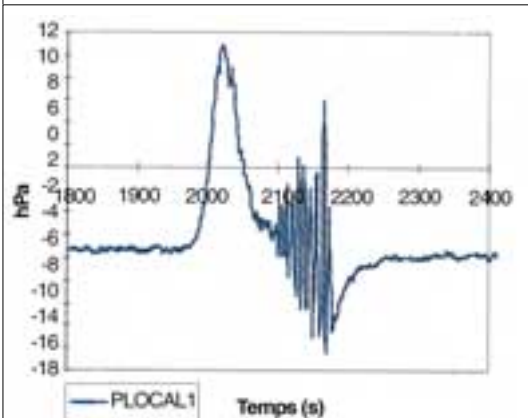
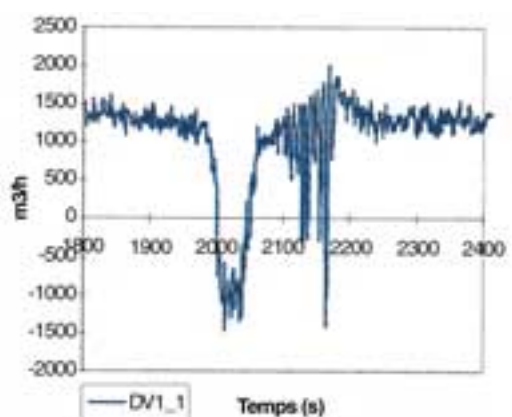


Figure 6

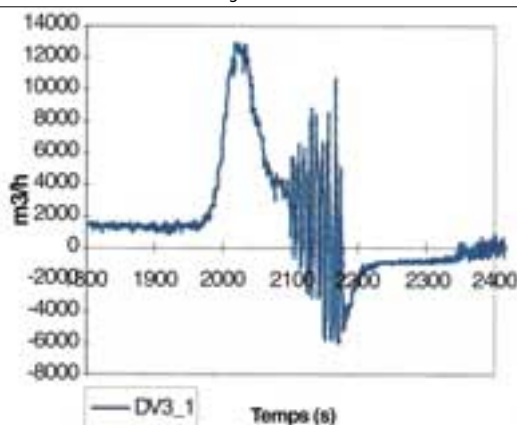
Pression des gaz dans le caisson PLUTON lors d'un feu de nappe de 3,2 m<sup>2</sup> et conséquences sur les débits de ventilation à l'admission et à l'extraction.



Pression des gaz du local



Débit des gaz à l'admission



Débit des gaz à l'extraction

### Références

- 1 - G. Heskestad, "Fire Plume", SFPE Handbook of Fire Protection Engineering, NFPA Publication, 1995.
- 2 - E.E. Zukoski, "Properties of Fire Plumes", Combustion Fundamentals of Fire, Academic Press Ltd, 1995.
- 3 - M.A. Delichatsios, "Air Entrainment into Buoyant Jet Flames and pool fires", SFPE Handbook of Fire Protection Engineering, NFPA Publication, 1995.
- 4 - B. McCaffrey, "Purely Buoyant Diffusion Flames : Some Experimental Results", Report NBSIR 79-1910, National Bureau of Standards, 1979.
- 5 - "Thermal Plume of Large Pool Fires in Confined and Forced Ventilation Enclosures", Proceeding of the Third International Seminar on Fire and Explosion Hazards (10-14 avril 2000, Lancashire, UK).
- 6 - "Fire Plume from Large Pool Fires in Forced-Ventilated Enclosures", Proceeding of the International Conference on Engineered Fire Protection Design (11-15 juin 2001, San Francisco, USA).

relativement bien prédite par ce modèle généralisé pour les foyers de puissance modérée, c'est-à-dire pour des nappes dont la surface est inférieure à 2 m<sup>2</sup> dans les conditions expérimentales des essais FLIP (figure 8). L'analyse montre cependant la limite du modèle généralisé pour les feux de forte puissance (surface de la nappe supérieure à 2 m<sup>2</sup>), pour lesquels l'interaction du panache avec le plafond influe significativement sur le comportement du panache (figure 9). D'autres corrélations de la littérature sont à analyser, et une réflexion doit être menée pour adapter à l'approche simplifiée des codes de calcul à zones, une corrélation généralisée de ce type, voire pour développer une corrélation spécifique au panache en milieu confiné et ventilé.

#### • Champs de température dans le local

Le champ thermique instantané des gaz dans le local, illustré par la figure 10, permet de localiser l'enveloppe de la flamme à un instant où l'atmosphère du local est complètement obscurcie par les suies. La figure 11 (page 77) permet de visualiser une succession d'extinctions et de réinflammations de la nappe.

#### LA QUALIFICATION DU CODE FLAMME\_S - SIMEVENT

Le code de calcul simplifié, dit à zones, FLAMME\_S permet de simuler un feu dans une installation industrielle pour en déterminer les conséquences thermodynamiques (températures et pression) et chimiques (concentration des espèces). Il peut fonctionner en mode couplé au code de calcul SIMEVENT, qui simule le comportement aérodynamique d'un réseau de ventilation (transport des gaz et des suies, colmatage des filtres THE, etc.). Les essais FLIP permettent d'étendre le domaine de qualification de FLAMME\_S aux feux situés près d'une paroi.

Le code a été appliqué aux conditions des essais FLIP, en mode non couplé (FLAMME\_S seul avec une représentation simple du réseau de ventilation par pertes de charge et conditions aux limites fixes) et en mode couplé (modélisation complète et détaillée du réseau de ventilation expérimental par SIMEVENT). L'accord entre les résultats du calcul et l'expérience est nettement amélioré, pour les foyers de très faible puissance, lorsque le réseau de ventilation est modélisé en détail

Figure 8

Température dans le panache thermique pour les essais FLIP 1, 2, 7 et 5.

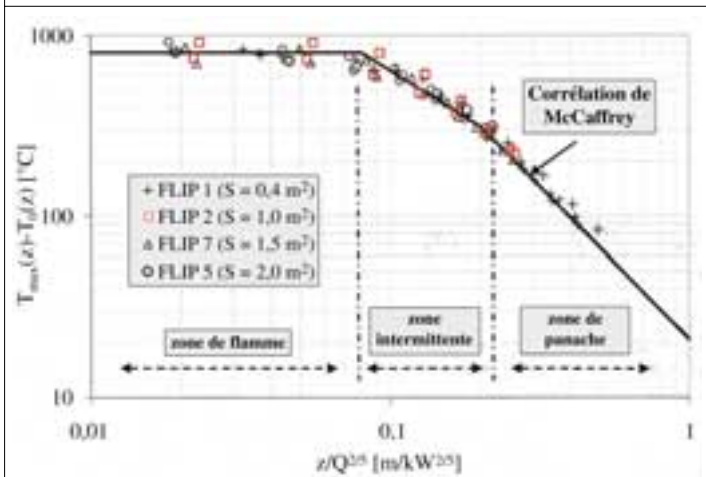


Figure 9

Température dans le panache thermique pour les essais FLIP 6 et 8.

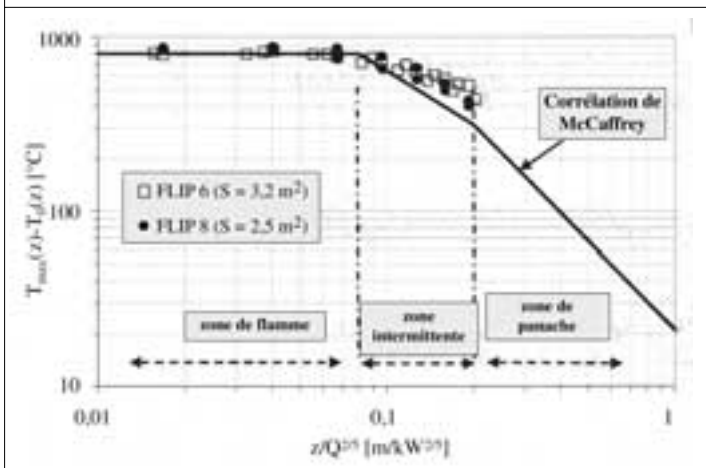
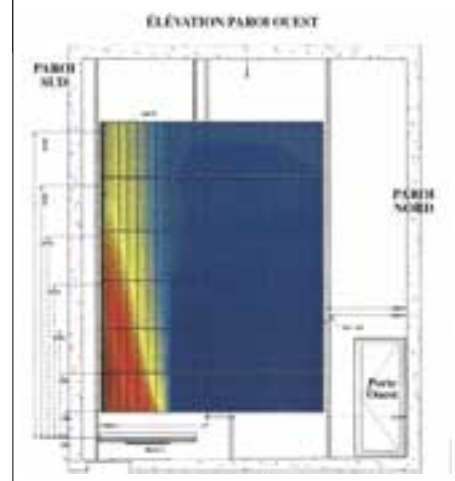


Figure 10

Champ thermique dans le caisson PLUTON lors de l'essai FLIP 6 (nappe de 3,2 m<sup>2</sup>).



## Un incendie non maîtrisé dans une installation nucléaire pourrait conduire à une dégradation du niveau de sûreté et menacer le confinement des matières radioactives.

(calcul en mode couplé). En revanche, que le calcul soit effectué en mode couplé ou non, la pression et la température des gaz du local sont surestimées pour les grands foyers (puissance supérieure à 500 kW), ce qui s'explique par une mauvaise estimation des échanges de chaleur entre les gaz et les parois du local (figure 12 et figure 13, page 78). En effet, la stratification thermique des gaz, particulièrement marquée dans le cas des foyers de forte puissance, ne peut pas être décrite par un modèle simplifié à deux zones (zone supérieure des gaz chauds et des fumées, zone inférieure des gaz frais), qui suppose que chaque zone est à une température homogène. Ainsi, la non-prise en compte de grandeurs locales (coefficient de transfert convectif variable, distribution de température sous le plafond) peut conduire à une mauvaise estimation des grandeurs globales (température moyenne des gaz du local et de leur pression).

Ce constat met en évidence les limites des codes à zones tels que FLAMME\_S pour la simulation d'un incendie et montre l'intérêt de codes multidimensionnels (codes à champs) qui calculent les grandeurs locales.

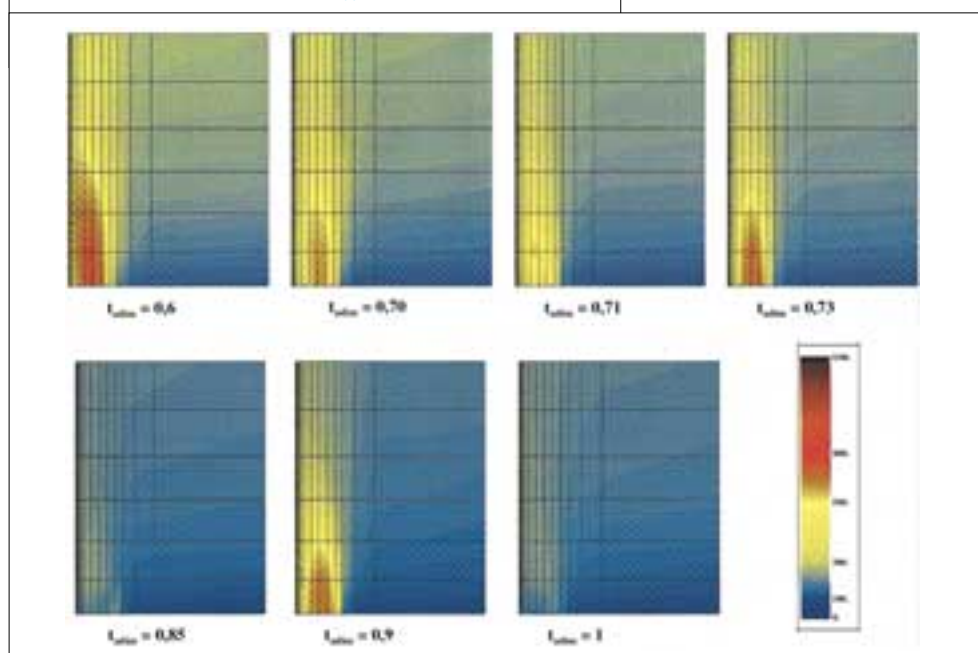
### Le programme de recherche sur les feux dans une armoire électrique

#### LE CONTEXTE DES RECHERCHES

Une installation nucléaire peut comprendre un grand nombre d'armoires et de coffrets électriques (environ deux mille dans un réacteur à eau sous pression). Ce type d'équipement est à l'origine d'un quart des départs de feux dus à des défaillances de matériels. Un incendie non maîtrisé dans une installation nucléaire pourrait conduire à une dégradation du niveau de sûreté et menacer le confinement des matières

Figure 11

Visualisation du phénomène d'extinction et réinflammation lors d'un feu de nappe de 1,5 m<sup>2</sup> ( $t_{\text{adim}}$  = instant / durée du feu).



radioactives. À titre d'illustration, les études préliminaires menées dans le cadre de l'étude probabiliste de sûreté relative aux REP 900 MWe, liée à l'incendie, en particulier l'étude d'un incendie se produisant dans la salle de commande, ont mis en évidence que la dégradation par combustion d'armoires électriques ou de pupitres pourrait apporter une contribution relativement élevée à la probabilité d'endommagement du cœur du réacteur.

Les informations nécessaires pour l'étude des conséquences des scénarios d'incendie induits concernent :

- la puissance dégagée par une armoire électrique en feu en fonction du temps ;
- le comportement d'une armoire électrique en présence d'un incendie dans le local (température et flux de chaleur conduisant à son dysfonctionnement, risque éventuel de dysfon-

tionnement du fait de l'agression par les produits de combustion) ;

- les modes de dégradation des armoires électriques adjacentes à l'armoire incendiée ;
- l'évolution de la température à l'intérieur de l'armoire électrique en fonction de la température externe ;
- l'identification des types d'ordres intempestifs pouvant être générés par une armoire électrique ou un châssis du contrôle commande lors de son endommagement résultant de l'incendie.

Compte tenu de l'insuffisance des données disponibles sur la combustion des armoires électriques et de la complexité des phénomènes, il s'est révélé nécessaire de compléter les connaissances sur ce type de foyer par un programme de recherches en vue de développer puis de qualifier un modèle empirique dans le code de calcul FLAMME\_S.

Figure 12

Pression des gaz du local calculée par le logiciel FLAMME\_S - SIMEVENT (calcul couplé et calcul non couplé), comparée aux valeurs expérimentales à gauche pour un feu de forte puissance et à droite pour un feu de faible puissance.

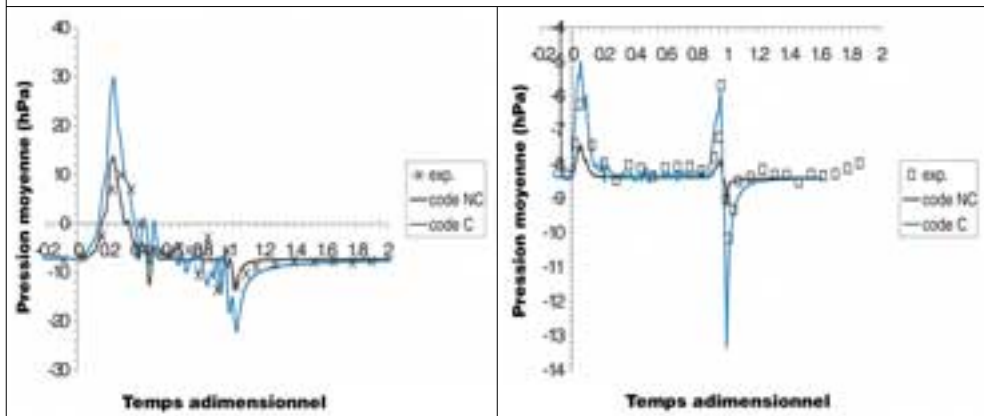
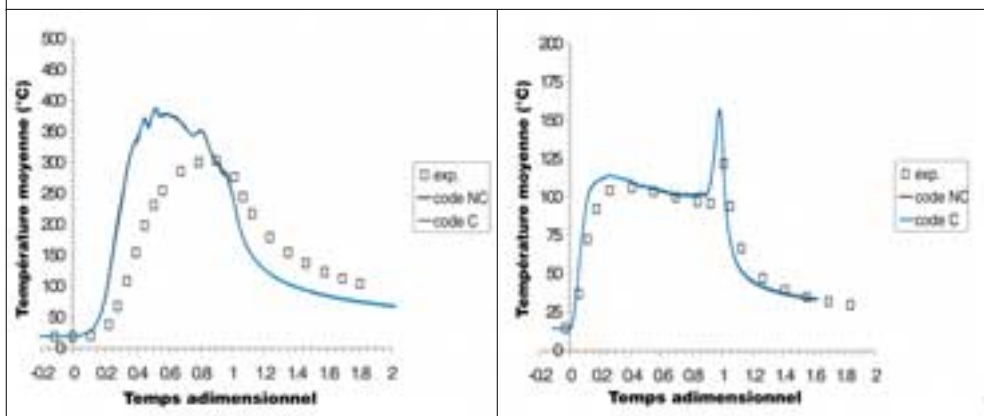


Figure 13

Températures moyennes du local calculées par le logiciel FLAMME\_S - SIMEVENT (calcul couplé et calcul non couplé), comparées aux températures expérimentales à gauche pour un feu de forte puissance et à droite pour un feu de faible puissance.



## Dans ce programme de recherche, une attention particulière est portée à la détermination de la puissance du foyer.

### L'ÉLABORATION DU PROGRAMME DE RECHERCHE

Ce programme a démarré, en 1998, par une étude bibliographique dans laquelle les essais réalisés par le VTT (Finlande) ont fait l'objet d'une attention particulière car ils mettent en œuvre des armoires électriques réelles.

Les simulations réalisées avec le logiciel FLAMME\_S pour recalculer les essais VTT ont mis en évidence la difficulté de définir le foyer dans l'armoire électrique (la puissance dégagée au cours du temps, les caractéristiques du panache...). En effet, lors d'un feu dans une armoire électrique, les phénomènes sont nombreux et complexes ; on notera en particulier :

- le confinement important de la flamme ;
- la raréfaction de l'oxygène nécessaire à la combustion ;
- la pyrolyse de composants sous l'effet des flux de chaleur intense à l'intérieur de l'armoire électrique ;
- les écoulements des gaz (entrée d'air et sortie des gaz) *via* les ouvertures de ventilation de l'armoire électrique et dans l'armoire électrique elle-même.

L'étude bibliographique a permis d'identifier les cinq paramètres essentiels suivants :

- la surface des ouvertures de ventilation de l'armoire électrique, tant à l'admission, située en partie basse, qu'à l'extraction, en partie haute ;
- le remplissage de l'armoire électrique ;
- la perte de charge interne de l'armoire électrique ;
- la position du point d'allumage ;
- la quantité de matière combustible mise en jeu.

La complexité et la diversité des types d'armoires électriques recensés sur une installation réelle ont conduit à adopter une démarche de recherche comprenant un important volet préliminaire d'essais analytiques.

Ces essais analytiques, baptisés CARMELA<sup>1</sup>, ont pour objectif de quantifier l'influence des para-

mètres jugés prédominants sur l'évolution de la puissance du foyer et de la combustion dans les armoires électriques.

Dans cette approche analytique, il s'agit essentiellement de quantifier expérimentalement comment, pour une densité de charge calorifique donnée, les caractéristiques de l'armoire électrique (son remplissage, les surfaces des ouvertures de ventilation, etc.) modifient l'évolution de la puissance dégagée par le feu. Les trois premiers paramètres, à savoir la surface des ouvertures de ventilation, le remplissage de l'armoire et la disposition des éléments, modifient l'écoulement de l'air dans l'armoire et donc l'apport d'oxygène pour la combustion. La position du point d'allumage influe sur la propagation de la flamme.

- Dans ce programme de recherche, une attention particulière est portée à la détermination de la puissance du foyer, grandeur physique fondamentale pour caractériser le feu et évaluer ses conséquences sur son environnement dans une installation réelle (autres armoires électriques, chemins de câbles, locaux voisins, réseau de ventilation associé...).

Le panache de gaz chauds issu de l'armoire électrique est également un point important de l'étude car, sur une installation réelle, cet écoulement peut induire des contraintes thermiques sur des équipements (comme des chemins de câbles) et conduire à leur endommagement, voire à leur dysfonctionnement.

Ce n'est que dans un deuxième temps que des essais dits globaux (baptisés CARMELO) mettant en jeu des armoires électriques réelles seront réalisés, à l'horizon 2003.

La caractérisation des matériaux constitutifs d'une armoire électrique réelle (composants électriques, cartes électroniques, goulotte, câble et filerie...) est prévue en parallèle à petite échelle, sur la base de tests normalisés (cône calorimètre, appareil de TEWARSON).

1 - CARMELA : acronyme pour Combustion d'une armoire électrique analytique.

## La première phase du programme CARMELA comprend 15 essais réalisés en 2000 et 2001.

Figure 14

Vue du dispositif CARMELA au cours d'un essai.



### LES ESSAIS CARMELA

#### Le dispositif expérimental

L'armoire électrique est "simulée" par une boîte en acier de dimensions comparables à celles d'une armoire électrique réelle, à l'intérieur de laquelle est placé un combustible. Ce dernier, une plaque de Plexiglas en position verticale, représente une charge calorifique plutôt que des composants électriques et électroniques équipant une armoire électrique réelle. L'armoire est dotée d'ouvertures de ventilation, situées en partie basse de la porte et sur le dessus de l'armoire. Le remplissage de l'armoire est simulé par des blocs d'acier inertes et des plaques métalliques situées à diverses hauteurs à l'intérieur de l'armoire. Ces structures permettent de faire varier la perte de charge interne de l'armoire électrique. Le point d'allumage est situé en bas ou à mi-hauteur de la plaque combustible. Le dispositif est placé sous une grande hotte de captation des produits de combustion dont les analyses en ligne avant filtration permettent de déterminer la puissance du feu. Des mesures de perte de masse du combustible, de température, de pression et de concentration des gaz sont effectuées dans l'armoire, ainsi que des mesures de température et de vitesse du panache au-dessus d'elle.

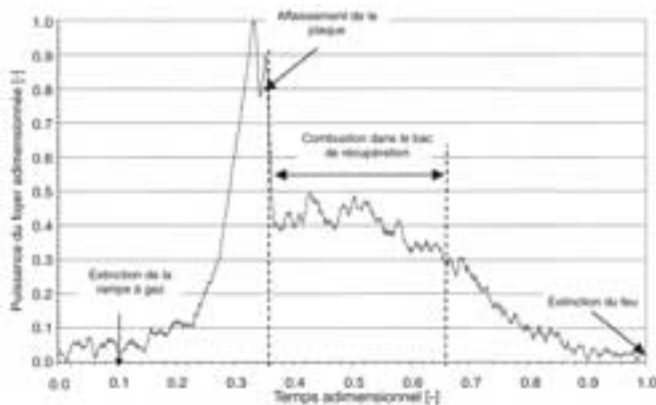
La première phase du programme CARMELA comprend quinze essais réalisés en 2000 et 2001. La **figure 14** donne une vue d'ensemble du dispositif au cours d'un essai. On aperçoit la flamme qui sort par l'orifice supérieur de la ventilation, situé sur le dessus du modèle d'armoire électrique, et le panache des fumées qui s'écoule dans la hotte de captation.

#### Interprétation

L'interprétation des résultats est en cours. À titre d'illustration, la **figure 15** montre l'évolution typique de la puissance du feu en fonction du temps, en grandeurs adimensionnées: la puissance augmente lors de la phase de propagation de la flamme sur la plaque combustible, atteint un maximum puis chute brutalement lorsque la plaque s'affaisse dans le fond de l'armoire sous l'effet de son ramollissement avec la température.

Figure 15

Évolution typique de la puissance du feu en fonction du temps.



Le modèle empirique, en cours d'élaboration, a pour objectif d'estimer l'évolution de la puissance du foyer en fonction des caractéristiques de l'armoire électrique. Il doit donc décrire la phase de montée en puissance du feu, caractéristique de la propagation de la flamme dans l'armoire électrique. Un modèle simple habituellement utilisé pour des feux de matériaux complexes (chaises, voitures...) a été appliqué aux résultats expérimentaux des essais CARMELA. Ce modèle exprime la puissance du foyer  $\dot{Q}$  (en kW) en fonction du temps au carré :

$$\dot{Q} = \alpha \cdot t^2$$

où  $\alpha$  est le facteur d'accroissement (en  $\text{kW}\cdot\text{s}^{-2}$ ) et  $t$ , le temps (en s).

L'examen de la puissance obtenue expérimentalement entre le démarrage du feu (allumage de la rampe à gaz) et l'instant correspondant à la valeur maximale de la puissance ( $t = t_2$ ) met en évidence deux phases : une phase de propagation très lente du feu sur la plaque de combustible ( $t \leq t_1$ ) suivie d'une phase de propagation du feu plus rapide ( $t_1 \leq t \leq t_2$ ). L'instant  $t_1$  de transition entre les deux phases correspond à un changement brusque de la vitesse d'accroissement de la puissance du feu. La puissance évaluée par le modèle est ajustée au mieux avec le résultat expérimental pour chacune de ces deux phases en jouant sur le paramètre d'accroissement  $\alpha$  :

$$\dot{Q} = \alpha_1 \cdot t^2 \quad \text{pour } t \leq t_1$$

$$\dot{Q} = \alpha_2 \cdot (t - t_1)^2 + \alpha_1 \cdot t_1^2 \quad \text{pour } t_1 \leq t \leq t_2$$

L'application de ce modèle est illustrée par la **figure 16**.

L'analyse en cours des essais CARMELA vise à corréler les facteurs d'accroissement  $\alpha$  aux caractéristiques de l'armoire électrique. À titre d'exemple, la variation du facteur d'accroissement  $\alpha_2$  (deuxième phase de la propagation du feu sur la plaque) en fonction de la surface des ouvertures de la ventilation dans la porte est présentée sur la **figure 17**. Ce facteur évolue linéairement en fonction de cette surface.

La **figure 18** illustre l'influence de la section des ouvertures dans la porte sur le pic de puissance du feu pour une section d'ouverture donnée dans le plafond de l'armoire électrique.

Les champs de température des gaz à l'intérieur de l'armoire (**figure 19**, page 82) ont notamment montré que la température devient apparemment homogène et égale à 600 °C dès le début de la phase de propagation (**figure 16**).

Figure 16

Représentation d'une montée en puissance d'un feu dans une armoire électrique.

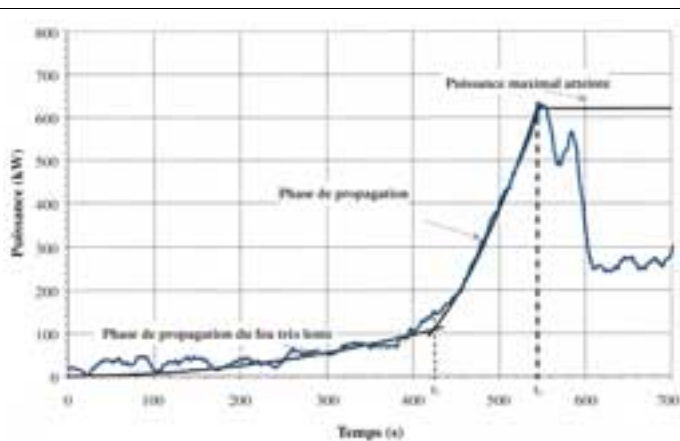


Figure 17

Évolution du facteur d'accroissement  $\alpha_2$  en fonction de la section des ouvertures de ventilation dans la porte.

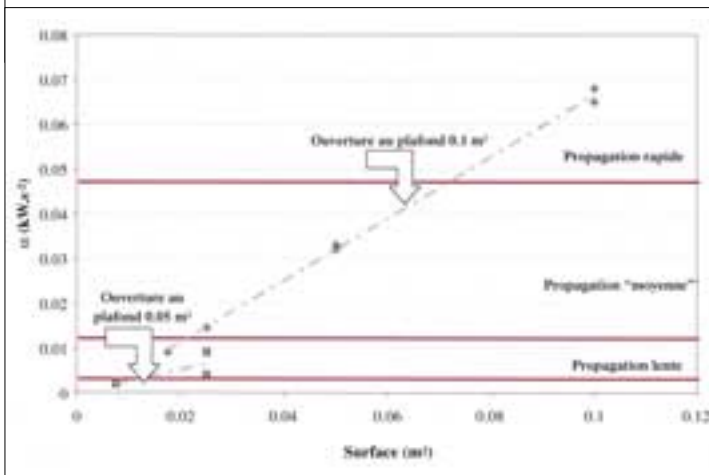


Figure 18

Influence des sections des ouvertures de ventilation dans la porte de l'armoire électrique sur la puissance maximale du feu (en valeur adimensionnée) pour deux valeurs de la section d'ouverture au plafond.

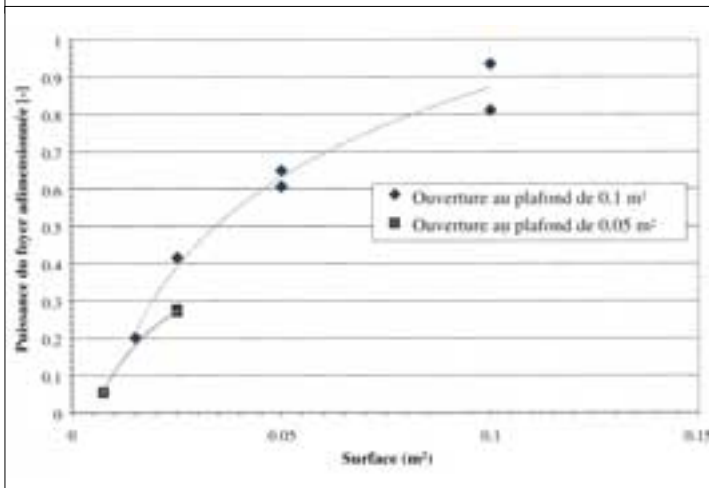
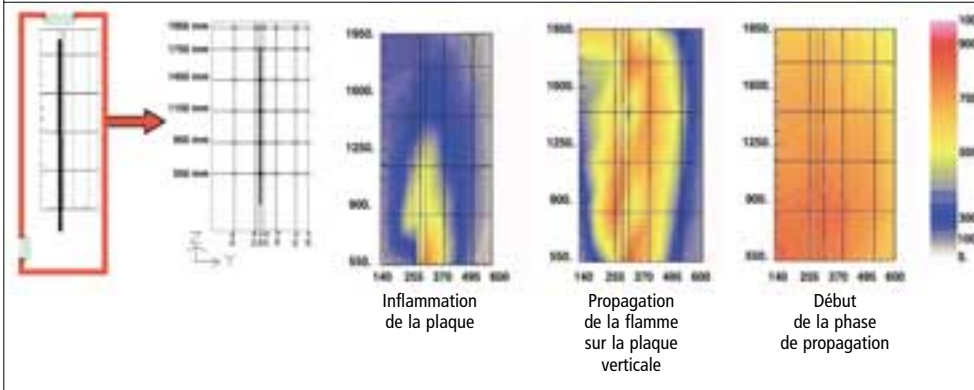




Figure 19

Évolution de la température des gaz dans l'armoire électrique.



Une deuxième campagne d'essais analytiques CARMELA sera réalisée en 2002. Son contenu est défini sur la base de l'interprétation de cette première série d'essais et du modèle empirique de feu d'armoire en cours de développement. À terme, ce modèle sera qualifié et si nécessaire ajusté à partir des essais CARMELO, qui mettent en jeu des armoires électriques réelles.

### Conclusion

Les travaux de recherche menés à l'IRSN dans le domaine des feux se sont d'ores et déjà traduits par des améliorations substantielles de la compréhension du développement d'un feu et de ses conséquences sur le maintien du confinement des substances radioactives présentes dans les installations nucléaires. Les acquis sont nombreux tant

sur le plan de l'expérimentation que sur celui du développement et de la qualification des codes de calcul utilisés pour les évaluations de sûreté.

Des études expérimentales et théoriques restent néanmoins nécessaires pour améliorer la connaissance de certains phénomènes et leur modélisation, ainsi que pour élargir le domaine d'application des codes de calcul. Ainsi, le programme sur les feux d'armoires électriques se poursuivra en 2002 et 2003 afin d'apporter des réponses aux préoccupations de sûreté sur ce thème à l'horizon 2003. Le programme FLIP se terminera en 2002, année au cours de laquelle l'IRSN démarrera un programme de recherche expérimentale sur les feux en configuration à plusieurs locaux dans un dispositif expérimental spécifique à échelle réelle baptisé DIVA (Dispositif incendie, ventilation et aérocontamination).

## Études sur la mise en suspension de contamination particulaire radioactive par écoulement d'air

• O. WITSCHGER (IRSN)  
• L. ALLOUL (IRSN)

• H. LECOQ (IRSN)

• A. RENOUX (UNIVERSITÉ  
PARIS XII)

• J. MONNATTE  
(COGEMA)

La mise en suspension de particules par écoulement d'air est un sujet qui intervient dans de nombreux domaines liés à des procédés industriels ou bien encore ayant des applications environnementales. Dans le domaine nucléaire, pour l'analyse de la sûreté et de la radioprotection, la connaissance des coefficients de mise en suspension d'une contamination particulaire radioactive est essentielle. En effet, les scénarios d'accidents envisagés pour les laboratoires et usines du cycle du combustible (séisme, feu, explosion, chute d'objets...) peuvent conduire à des situations de mise en suspension de contamination. Ainsi, les coefficients de mise en suspension permettent, pour un scénario d'accident hypothétique et à partir d'une quantité de matière radioactive potentiellement dispersable (par exemple un tas de poudre), de calculer la quantité qui serait réellement dispersée dans l'atmosphère des enceintes et/ou des locaux concernés et éventuellement transférée jusqu'aux voies de rejet à l'environnement, voire jusqu'à atteindre l'homme. Ces coefficients présentent un intérêt primordial lorsqu'il s'agit, d'une part, d'estimer les conséquences radiologiques de situations d'exploitation normales ou accidentelles, d'autre part, d'optimiser les moyens de protection à mettre en œuvre dans la conception des installations.

Une analyse des données disponibles à ce jour montre clairement que la connaissance sur les coefficients de mise en suspension est toujours partielle, voire pratiquement inexistante pour certains scénarios (Witschger, 1999), en particulier à cause de la multiplicité des paramètres qui peuvent être mis en jeu. Aussi, lorsque des données sont disponibles, il est souvent difficile d'extrapoler avec un bon niveau de confiance les résultats obtenus pour une configuration expérimentale vers des situations représentatives de celles rencontrées dans les installations.

L'insuffisance des données dans le domaine d'intérêt des laboratoires et usines a conduit l'IRSN à lancer en 1998, avec COGEMA, le programme d'intérêt commun (PIC) Aérocontamination. L'objectif de ce programme est la constitution d'une bibliothèque de données sur les coefficients de mise en suspension, qui sont ensuite utilisés pour une estimation réaliste (et non enveloppe) des rejets potentiels. L'élaboration de cette bibliothèque de données s'effectue, d'une part, par le recensement et l'analyse critique des données disponibles à ce jour dans la littérature, d'autre part, et c'est un point important du programme, par des études expérimentales définies à partir des scénarios jugés les plus importants. Parmi celles-ci, l'étude de la mise en suspension par écoulement d'air d'une contamination particulaire radioactive et, plus particulièrement, de poudre est apparue prioritaire. Elle est l'objet de cet article.

**L'étude de la mise en suspension par écoulement d'air d'une contamination particulaire radioactive et, plus particulièrement, de poudre est apparue prioritaire.**

La mise en suspension de particules par écoulement d'air reste encore à ce jour un sujet complexe et dont les résultats, dans le domaine de la sûreté nucléaire, ont intéressé principalement la sûreté des réacteurs, notamment dans les évaluations des phénomènes de rétention d'aérosols dans les conduits primaires.

Cette étude s'articule autour de deux axes qui sont :

- une étude expérimentale utilisant des matériaux inactifs ;
- une étude expérimentale en actif sur des poudres radioactives réelles  $UO_2$ ,  $PuO_2$  et MOX, et des pastilles MOX.

L'étude en inactif a deux objectifs : d'une part, l'amélioration de la connaissance de la phénoménologie de la mise en suspension de particules issues d'un dépôt de poudre, d'autre part, le développement d'une base de données de valeurs de coefficients de mise en suspension pour une gamme de paramètres relatifs à l'écoulement, à la poudre déposée et à l'environnement en général. Par ailleurs, l'étude en inactif présente l'avantage de pouvoir étudier plus aisément de nombreuses configurations expérimentales en absence de risque radiologique. Toutefois, il est nécessaire pour les analyses de disposer de données relatives à des matières radioactives afin de vérifier que les principaux phénomènes physiques ont bien été pris en compte dans les expériences en inactif. L'étude expérimentale en actif, en utilisant des poudres radioactives réelles, fournira donc des données qui serviront à valider les résultats obtenus en inactif et permettra d'extrapoler l'inactif à l'actif avec un niveau de confiance connu. De plus, l'étude en actif élargira le domaine d'application des résultats pour les configurations expérimentales conduisant à des coefficients de mise en suspension très faibles. En effet, les techniques d'analyse des produits radioactifs sont nettement plus sensibles que celles mises en œuvre pour les poudres inactives. Enfin, quelques expériences vont être conduites sur des pastilles MOX, pour lesquelles il n'existe aucune donnée disponible.

## Coefficients et mise en suspension

### COEFFICIENTS

La mise en suspension (que nous dénommons dans la suite également par le terme de "réentraînement") se caractérise à l'aide de différents coefficients ayant des dimensions distinctes. Dans notre situation, le coefficient principalement utilisé est la fraction mise en suspension KR, le taux de mise en suspension TR ou bien encore le flux de mise en suspension FLUXR.

Lorsque le phénomène étudié évolue peu dans le temps ou tout au moins sur la période d'intérêt, ce qui est notre situation comme nous le verrons au chapitre décrivant les résultats, le coefficient utilisé est exclusivement la fraction KR, qui est le rapport de la quantité mise en suspension sur la quantité initiale de matière particulaire caractérisant le dépôt ; c'est un nombre sans dimension. Le taux TR est la fraction de matière déposée entraînée par unité de temps [ $T^{-1}$ ]. Expérimentalement, il se détermine pour une durée d'exposition qui peut être plus ou moins longue suivant la méthodologie utilisée et, généralement, en fonction du nombre ou de la masse des particules.

Le flux FLUXR est défini par la fraction de matière entraînée par unité de surface et unité de temps [ $L^{-2}T^{-1}$ ]. Il s'applique plus particulièrement pour décrire le cas d'un dépôt homogène sur une surface. Pour une même situation étudiée, on peut trouver dans la littérature l'un ou l'autre de ces coefficients.

### ÉTAT DE L'ART

Des études expérimentales et théoriques sur la mise en suspension ont été menées, notamment durant ces quinze dernières années ; la plupart d'entre elles s'appliquent au domaine particulier de la contamination dans l'industrie électronique. Ainsi, la grande majorité des situations étudiées est principalement caractérisée par des dépôts de particules en monocouche plus ou moins épars. Cependant, très peu de ces études présentent des résultats en terme de coefficients de mise en suspension.

**La mise en suspension se caractérise à l'aide de différents coefficients ayant des dimensions distinctes.**

## L'étude conduite porte sur une configuration de dépôt encore non étudiée à ce jour.

Si le concept physique de base est identique que l'on s'intéresse à une particule isolée ou bien à un ensemble de particules (la mise en suspension a lieu si une quantité suffisante d'énergie transmise par l'écoulement d'air à la particule permet de vaincre son adhérence aux surfaces avec lesquelles cette particule est en contact), de nombreux effets viennent compliquer à souhait cette physique, à tel point que la description théorique telle qu'elle est faite à ce jour montre encore des zones d'ombre.

D'un point de vue global, il est admis que la mise en suspension peut être décrite d'un point de vue statistique. Cette description est associée au caractère turbulent de l'écoulement mais également à l'adhérence des particules à la surface et entre elles (Ziskind et al., 1995). La prise en compte des différentes distributions statistiques des forces aérodynamiques (normales) et des forces d'adhérence (log-normales) permet ainsi de décrire l'évolution dans le temps de la mise en suspension. On a ainsi un taux TR à court terme, c'est-à-dire sur les toutes premières secondes, très important, puis un taux TR à long terme beaucoup plus faible (de plusieurs ordres de grandeur) et qui décroît de façon inversement proportionnelle au temps sur des durées de plusieurs heures. Les niveaux des taux de mise en suspension étant fonction de l'influence relative moyenne de l'adhérence par rapport aux forces aérodynamiques, cela signifie que les particules entraînées à "court terme" sont les particules caractérisées par une adhérence plutôt faible. Ainsi, la fraction mise en suspension KR évolue rapidement pour se stabiliser au-delà d'une certaine durée d'exposition.

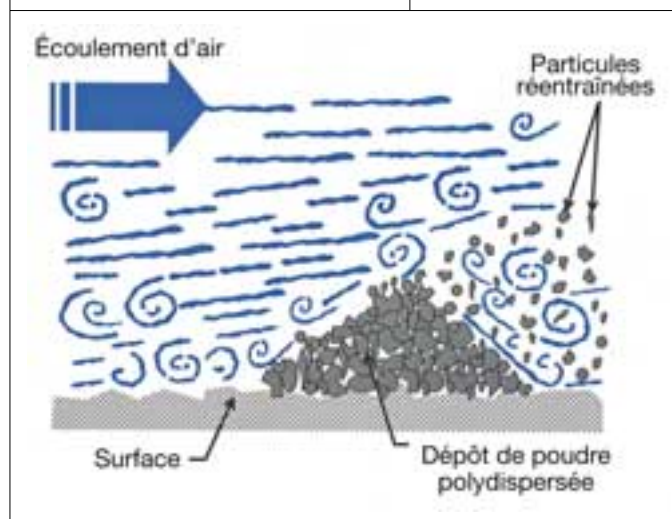
Du point de vue de la description fine du réentraînement, l'analyse la plus récente utilise un modèle dit de basculement-roulement (rock'n roll) autour d'une aspérité pour décrire le détachement d'une particule d'une surface rugueuse. Ce modèle est basé sur une action des moments des forces aérodynamiques et d'adhérence. Récemment appliqué pour l'interprétation de quelques séries de données expérimentales de la littérature, il montre des résultats encourageants (Biais et al., 2001). Toutefois, là encore, les expériences choisies concernent plutôt des dépôts monocouches.

### CONFIGURATION ÉTUDIÉE

- L'étude conduite dans le cadre du programme porte sur une configuration de dépôt encore non étudiée à ce jour. Cette configuration, illustrée sur la **figure 1**, est décrite par un dépôt ayant la forme d'un tas de poudre constitué de particules de différentes tailles, déposé sur une surface rugueuse et exposé à un écoulement d'air horizontal turbulent. Cette configuration correspond, par exemple, au scénario d'un tas de poudre qui se retrouverait accidentellement au fond d'une boîte à gants. Le tas est exposé à un écoulement d'air plus ou moins important selon les scénarios accidentels étudiés; la gamme des vitesses d'air peut varier de quelques centimètres par seconde jusqu'à 1 000 cm/s. Enfin, les particules mises en jeu dans cette étude ont des tailles comprises entre quelques micromètres jusqu'à environ 100  $\mu\text{m}$ . Cette gamme de taille couvre la gamme des diamètres des particules des poudres polydispersées radioactives visées, à savoir l' $\text{UO}_2$ , le  $\text{PuO}_2$  et le MOX.

Figure 1

Illustration de la configuration étudiée.



## Installation expérimentale BISE Inactive

L'installation expérimentale BISE Inactive (figure 2) a été réalisée dans le but d'étudier les différents paramètres importants qui gouvernent le réentraînement par écoulement d'air de particules issues d'un tas de poudre et de quantifier ce réentraînement en termes de coefficients de mise en suspension (Alloul et al., 2000). De plus, son dimensionnement a été fait en vue de la réalisation d'une installation similaire pour la conduite d'expériences en actif. Enfin, les études expérimentales réalisées montrent qu'il convient d'étudier la mise en suspension dans des conditions expérimentales très contrôlées si l'on souhaite pouvoir apprécier les paramètres les plus importants. L'installation, de dimensions réduites, a permis d'aboutir à de tels résultats avec suffisamment de précision.

BISE Inactive est un circuit ouvert d'environ 5 m de longueur totale, au sein duquel l'air est véhiculé par aspiration à l'aide d'une pompe à vide. La zone principale de BISE Inactive est constituée d'un conduit parallélépipédique rectangulaire horizontal (longueur 40 cm, largeur 12 cm et hauteur 7 cm). Ces dimensions ont été déterminées compte tenu de la gamme de vitesse de l'air visée (entre environ 0,1 m/s et jusqu'à 10 m/s), qui impose de pouvoir disposer d'un débit maximal, de l'ordre de 350 m<sup>3</sup>/h, sous une perte de charge importante liée à la présence en aval d'un filtre collecteur de particules. Immédiatement en amont du plan de sortie du conduit se trouve localisée la surface d'essai, circulaire et amovible, sur laquelle est déposé le tas de poudre à étudier.

**Les études expérimentales réalisées montrent qu'il convient d'étudier la mise en suspension dans des conditions expérimentales très contrôlées.**

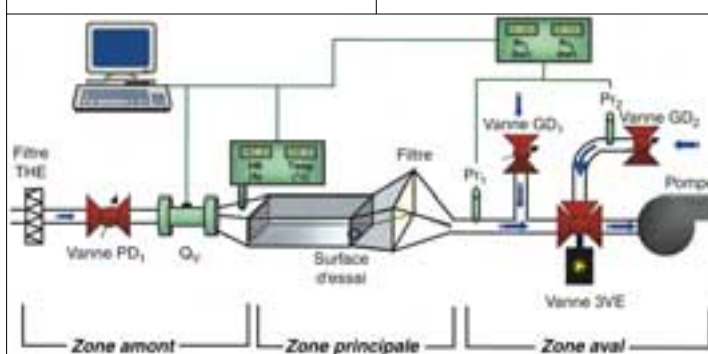
La zone amont, constituée d'un caisson de filtration à très haute efficacité (THE), permet de travailler en air propre, sans pollution parasite dans le reste de l'installation. La zone aval est constituée d'un système d'ajustement destiné à régler et à maintenir constante la vitesse de l'air au voisinage de la surface d'essai, ainsi que d'une vanne électropneumatique à vitesse d'ouverture réglable pour le contrôle des rampes d'accélération et de freinage de l'air dans le circuit. Le positionnement de la pompe à vide en sortie du circuit permet, d'une part, un fonctionnement en légère dépression par rapport à l'extérieur, d'autre part, de ne pas induire de turbulence additionnelle dans l'écoulement. Les trois paramètres environnementaux que sont la pression, la température et le taux d'humidité relative de l'air véhiculé sont mesurés à l'aide d'éléments spécifiques.

Les conditions d'écoulement d'air au sein de la veine principale sont évaluées par anémométrie à fil chaud haute fréquence. Outre la caractérisation de la veine d'air au voisinage immédiat de la surface d'essai, ces mesures ont notamment permis de déterminer la relation liant la vitesse de l'air dans l'écoulement  $V$  et la vitesse de frottement de l'air à la surface  $V_f$ , décrivant ainsi avec précision l'écoulement à proximité de la surface.

Pour une configuration expérimentale, la quantité de matière particulaire réentraînée est obtenue en mesurant la masse de particules qui s'est échappée du tas. Une mesure gravimétrique précise sur microbalance (sensibilité 10  $\mu$ g) a été retenue en raison de sa précision et de la rapidité d'analyse qu'elle permet, à la différence de méthodes physico-chimiques plus lourdes. Une attention particulière a été apportée à la détermination de la limite de détection de cette méthode, incluant les effets des paramètres environnementaux et les différentes manipulations des échantillons de poudres. Nous avons abouti à une limite LD, exprimée en fraction mise en suspension KR égale à  $2 \cdot 10^{-5}$ ; cette valeur peut être considérée comme satisfaisante comparativement aux quelques études expérimentales disponibles.

Figure 2

Schéma de l'installation BISE Inactive.



## Résultats expérimentaux obtenus sur BISE Inactive

Les paramètres expérimentaux retenus sont relatifs au dépôt de la poudre, à l'écoulement de l'air, à la surface et à la durée d'exposition. L'approche qui a été proposée pour mettre en évidence les effets des paramètres est de conduire des expériences de type "global" sur des poudres polydispersées.

Les poudres retenues pour les expériences en inactif sont des alumines pures dont certaines caractéristiques (distribution granulométrique, morphologie, masse volumique apparente...) sont proches de celles des poudres radioactives qui intéressent l'étude.

### CINÉTIQUE DE LA MISE EN SUSPENSION

Cette première série d'expériences a été conduite dans le but de caractériser l'évolution du réentraînement (exprimé par la fraction KR) en fonction de la durée d'exposition à l'écoulement. Les résultats sont également comparés à des calculs effectués à l'aide du modèle de Fromentin (1989), seule modélisation, à ce jour, se rapprochant de notre situation. Cette modélisation de type semi-empirique s'appuie sur des expériences conduites sur des dépôts multicouches de poudres exposés à des vitesses d'air  $V$  dans la gamme de 5 à 25 m/s et ayant des diamètres  $DP$  compris entre environ 0,5  $\mu\text{m}$  et 5  $\mu\text{m}$ .

La **figure 3** compare les résultats expérimentaux (avec leur intervalle de confiance à 95 %) obtenus dans BISE Inactive avec les prévisions du modèle de Fromentin. On constate que les données obtenues dans BISE Inactive pour une granulométrie  $DP = 5 \mu\text{m}$  sont les plus proches du modèle mais restent cependant significativement différentes. Par ailleurs, on observe un biais très important (écart dans un rapport 50 à 250) entre les résultats expérimentaux et le modèle pour une granulométrie  $DP = 27 \mu\text{m}$ . Ce biais s'explique principalement par le fait que le modèle n'intègre pas l'effet de la taille des particules. Les résultats montrent également que la fraction mise en suspension évolue relativement peu dès lors que la durée d'exposition dépasse 900 s pour tendre vers la valeur de  $3,5 \cdot 10^{-1}$ , caractéristique de la configuration expérimentale. Cette tendance rejoint les commentaires de Biasi et al. (2001) : au-delà d'une certaine durée, le taux de mise en suspension TR décroît fortement (de façon inversement proportionnelle au temps),

Figure 3

Évolution du KR et comparaison au modèle de Fromentin, 1989. (vitesse de l'air  $V = 10 \text{ m/s}$  ( $V_f = 0,52 \text{ m/s}$ ), diamètre des particules  $DP = 27 \mu\text{m}$  et  $5 \mu\text{m}$ ).

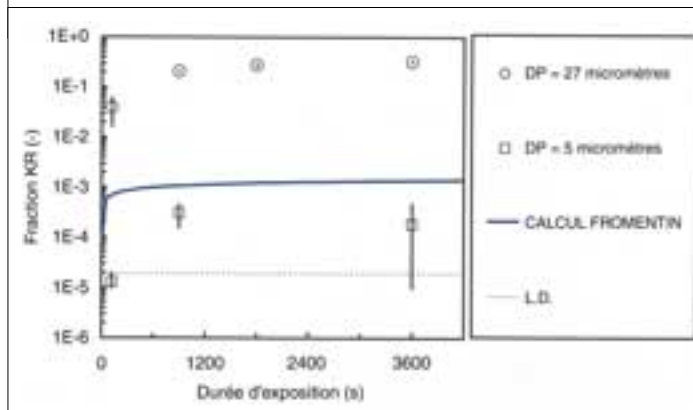
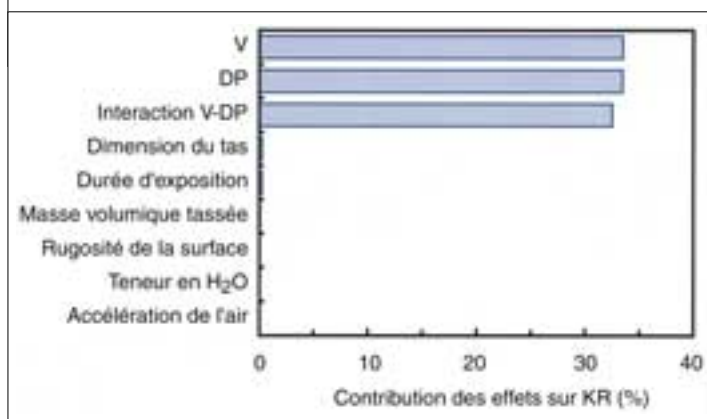


Figure 4

Contribution des effets sur la fraction réentraînée KR.



puisque, à vitesse de l'air constante et au cours du temps, les particules susceptibles d'être réentraînées (donc correspondant à une adhérence faible) sont de moins en moins nombreuses. En conséquence, la fraction réentraînée KR tend vers une limite qui est fonction de l'importance relative de l'adhérence par rapport aux forces responsables du réentraînement.

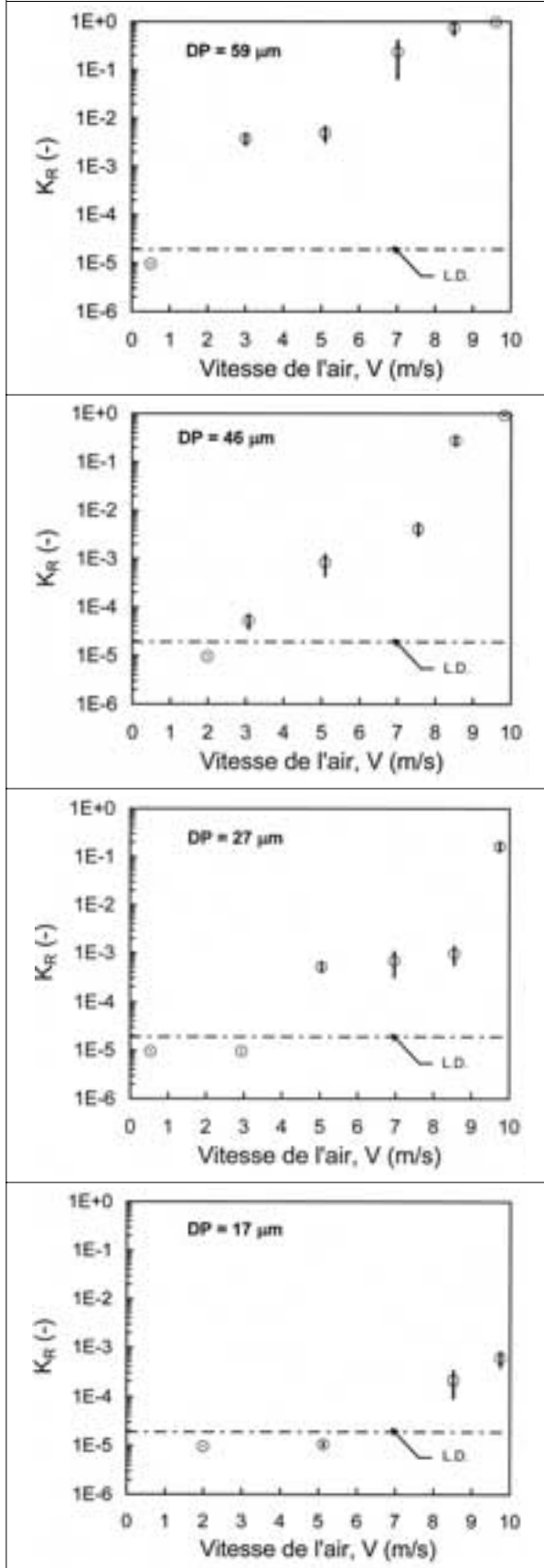
### EFFETS PRINCIPAUX DES PARAMÈTRES

Une seconde série d'expériences a été conduite avec pour objectif de déterminer les effets principaux des paramètres retenus. Les gammes de variation de chacun des paramètres ont été déterminées compte tenu des caractéristiques de nos applications mais également des contraintes méthodologiques.

Compte tenu du nombre important (huit) de paramètres retenus susceptibles d'influencer le

Figure 5

Évolution de la fraction réentraînée en fonction de la vitesse de l'air V et de la taille des particules DP.



réentraînement, la définition de la matrice expérimentale a été faite en appliquant la méthode des plans d'expériences. L'utilisation de cette méthodologie permet d'optimiser le nombre d'expériences afin d'obtenir des conclusions fiables de manière efficace. Les paramètres qui ont été retenus sont les suivants : la vitesse  $V$  de l'air, le diamètre  $DP$  des particules (granulométrie), la durée d'exposition, la masse volumique tassée de la poudre, la dimension du tas de poudre, la teneur en eau de la poudre, l'accélération de l'air au démarrage et la rugosité de la surface. La **figure 4** (page 87) présente le résultat de l'analyse statistique des expériences réalisées suivant un plan factoriel fractionné de "screening" à deux niveaux. Cette analyse permet de mettre en évidence que :

- $V$  et  $DP$  ont une contribution très significative ; leurs effets contribuent chacun à plus de 30 % de l'effet global ; ces deux paramètres jouent donc un rôle prépondérant sur le réentraînement ;
- les six autres paramètres sont non significatifs dans les conditions du plan d'expériences ;
- une forte interaction positive entre les deux paramètres  $V$  et  $DP$  est mise en évidence ; elle contribue également à environ 30 % de l'effet global sur le  $K_R$ .

#### FRACTION $K_R$ MISE EN SUSPENSION EN FONCTION DE $V$ ET DE $DP$

Une seconde série d'expériences a été conduite avec pour objectif d'étudier spécifiquement l'influence des paramètres de vitesse de l'air et de granulométrie sur la fraction réentraînée  $K_R$ . Ces expériences ont été motivées par le fait que l'on s'attend à ce que la mise en suspension se manifeste véritablement au-dessus d'un pseudo-seuil de vitesse de l'air, celui-ci devant être dépendant de la granulométrie de la poudre. Par ailleurs, dans le but d'établir un modèle semi-empirique de calcul de la fraction mise en suspension, il était nécessaire d'accumuler suffisamment de résultats pour pouvoir en faire une analyse plus fine. Les valeurs des paramètres secondaires ont été fixées aux conditions moyennes représentatives des gammes de variation établies précédemment. La **figure 5** montre les résultats expérimentaux de la fraction réentraînée  $K_R$  en fonction de la vitesse de l'air  $V$ , comprise entre 0,5 et 10 m/s, pour différentes granulométries de poudres d'alumine caractérisées par des diamètres volumiques médians en masse de 17, 27, 46 et 59  $\mu\text{m}$ . Chacun des résultats est présenté avec son intervalle de confiance, l'ensemble des résultats de la

figure représentant une centaine d'expériences. Les résultats mettent en évidence qu'à granulométrie constante la vitesse de l'air a un effet positif très important ; sur la gamme de variation de la vitesse étudiée, la variation de KR atteint cinq ordres de grandeur. Pour une vitesse d'air définie, la fraction KR augmente également avec la taille des particules de poudre de façon importante. Par ailleurs, ces résultats permettent de définir un pseudo-seuil de vitesse de l'air en dessous duquel KR reste inférieur à une certaine limite, cette vitesse seuil étant, dans nos expériences, d'autant plus forte que la granulométrie est petite.

À partir de la connaissance théorique sur la mise en suspension, nous avons développé un modèle semi-empirique basé sur une analyse simplifiée de type bilan de forces d'adhérence et aérodynamique. Cette approche prévoit que la relation liant KR à la vitesse de frottement de l'air à la surface Vf et à la granulométrie DP est de la forme :

$$KR = \alpha(DP^+)^{\beta}$$

DP<sup>+</sup> désigne un diamètre sans dimension intégrant la vitesse de frottement de l'air et la granulométrie et vaut :

$$DP^+ = \frac{DP \times Vf}{\nu}$$

où  $\nu$  désigne la viscosité cinématique de l'air ( $1,515 \cdot 10^{-5} \text{ m}^2/\text{s}$  à  $20^\circ\text{C}$  et  $1 \text{ atm.}$ ).  $\alpha$  et  $\beta$  sont des facteurs déterminés par ajustement. On note également que ce nombre sans dimension traduit l'interaction que nous avons observée entre les deux paramètres que sont Vf et DP.

La **figure 6** compare les fractions KR calculées à l'aide de notre modèle semi-empirique avec les fractions KR obtenues expérimentalement. Les limites indiquées à plus ou moins un ordre de grandeur près ont été définies à partir d'une analyse sur les écarts-types expérimentaux de chaque fraction expérimentale KR. Dans ces conditions, 90 % des données sont inscrites dans cet intervalle.

Compte tenu de la variabilité du phénomène étudié et du grand domaine de variation de KR (dans nos expériences de  $10^{-6}$  à  $10^0$ ), on peut considérer que le modèle, bien que simple dans sa description, est tout à fait satisfaisant et représente correctement les résultats.

### UN PHÉNOMÈNE COMPLEXE

La séquence photographique de la **figure 7** met en évidence la complexité du phénomène de réentraînement. Elle montre l'évolution de la déformation d'un dépôt de poudre en fonction du

temps pour une granulométrie de la poudre d'alumine DP = 59  $\mu\text{m}$  et une vitesse de l'air V = 10 m/s. La séquence a été prise vue de dessus, l'écoulement de l'air venant de la gauche sur la figure. On voit nettement deux phénomènes de mise en suspension : d'une part un phénomène localisé sur la surface faisant face à l'écoulement d'air incident où la mise en suspension est liée à la vitesse de l'air directement incidente à cette surface, d'autre part un phénomène localisé en aval du tas dû à la présence d'une zone de recirculation de l'air (phénomène analogue au sillage). Cette observation, si elle n'est pas quantitative, est toutefois très informative. En effet, associée à une analyse plus fine des résultats

Figure 6

Comparaison des fractions KR expérimentales à celles calculées à l'aide du modèle semi-empirique.

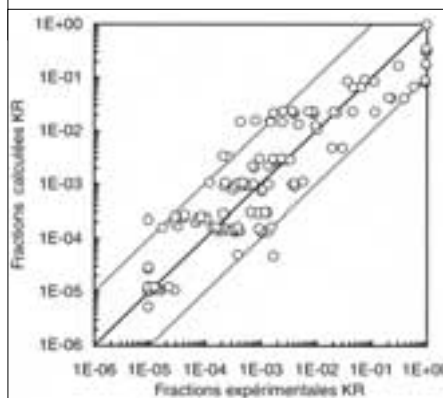
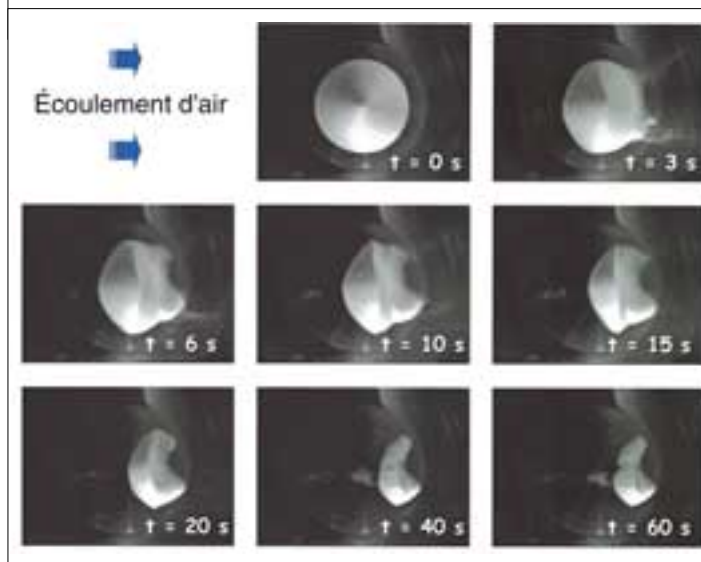


Figure 7

Séquence photographique montrant l'évolution d'un dépôt de poudre en fonction du temps (vitesse de l'air V = 10 m/s, diamètre des particules DP = 59  $\mu\text{m}$ ).





présentés plus haut, elle permet d'avancer l'hypothèse selon laquelle le réentraînement s'effectue en deux phases concomitantes dont l'une est régie par une mise en suspension dite de "surface" de façon analogue à un dépôt multicouche, et l'autre ne débute qu'au-delà d'un seuil de vitesse responsable de la déformation du tas de poudre. Cette hypothèse est renforcée par des expériences complémentaires qui ont été faites sur différentes formes de tas : en deçà d'un seuil de vitesse, qui est une fonction de la granulométrie de la poudre, la fraction réentraînée KR ne dépend pas de la forme du tas.

### Installation expérimentale BISE Active

L'objectif des expériences en actif est double : d'une part obtenir des données pour valider les résultats de l'étude en inactif, d'autre part élargir les configurations étudiées notamment à celles qui conduisent à des fractions de mise en suspension faibles.

L'extrapolation de l'étude faite sur des poudres non radioactives à des poudres radioactives est un point qui a été jugé important dans notre étude. En effet, cela permettrait d'utiliser pour l'analyse de sûreté et de radioprotection des données issues d'expériences en inactif avec un niveau de confiance connu. Il sera également important de pouvoir comparer les résultats obtenus en actif au modèle semi-empirique que nous avons développé.

L'élargissement des configurations étudiées par rapport aux configurations de l'étude en inactif, notamment en terme de vitesse de l'air, a également été jugé important. Il s'agit de couvrir un domaine de vitesse de l'air plus faible que celui étudié en inactif (inférieur au mètre par seconde) et qui est représentatif d'une situation environnementale normale. Pour ces vitesses faibles, les fractions KR attendues peuvent être largement inférieures à la limite de détection de  $2.10^{-5}$  obtenue pour l'inactif. La technique d'analyse mise en œuvre pour les expériences en actif (spectrométrie  $\alpha, \gamma$ ), qui a une très grande sensibilité de mesure, devrait abaisser au minimum d'un facteur 1000 la limite de détection.

Par ailleurs, des expériences en actif répondant à des besoins particuliers sont également planifiées. Les pastilles MOX entrent dans ce cadre car, les coefficients attendus étant extrêmement faibles, la simulation en inactif de telles expériences n'est pas envisageable. Les résultats issus de ces expériences serviront également à caractériser la limite de détection de l'installation BISE Inactive (incluant l'analyse).

La **figure 8** montre un schéma général de l'installation expérimentale BISE Active qui est implantée depuis novembre 2001 sur le site de Valduc. Cette installation est constituée d'un circuit fermé, dont l'air est véhiculé par une pompe à vide et régulé par différents ensembles intégrant des débitmètres massiques. Le circuit est implanté au sein de deux boîtes à gants indépendantes, l'une accueillant les systèmes liés à l'aéroulque de

Figure 8

Schéma général de l'installation BISE Active.

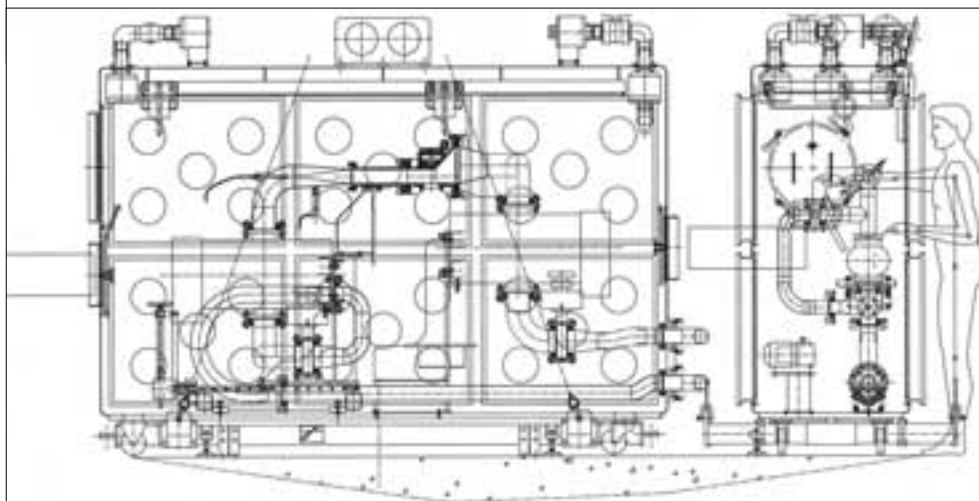


Figure 9

Vue sur la zone principale de BISE Active.



l'installation, la deuxième intégrant la version nucléarisée de la zone principale de BISE, qui a été présentée sur la **figure 2** (page 86). Une photographie de la zone principale de l'installation BISE Active est présentée sur la **figure 9**. Un échangeur air/eau a par ailleurs été implanté sur le circuit de l'installation en dehors des deux boîtes à gants afin de maintenir à température constante l'air à l'intérieur du circuit durant la totalité des expériences.

Des essais de caractérisation de la veine d'air dans la zone principale ont été réalisés. Les résultats montrent que, d'un point de vue aérodynamique, les deux installations que sont BISE Inactive et BISE Active sont similaires. Par ailleurs, une première expérience de réentraînement en inactif, avec de la poudre d'alumine, a été effectuée dans BISE Active. La fraction KR obtenue est tout à fait comparable à celles obtenues dans les mêmes conditions dans BISE Inactive.

La matrice des essais en actif qui se dérouleront sur l'année 2002 a été définie compte tenu de dif-

férentes contraintes jugées importantes comme la séquence de déroulement des essais (liée à la pollution résiduelle dans l'enceinte) ou bien encore le nombre d'essais réalisables (chaque essai mobilisant plusieurs personnes). Les résultats de ces essais réalisés avec des pastilles MOX et des poudres MOX,  $\text{PuO}_2$  et  $\text{UO}_2$  devraient être analysés et publiés au cours du premier semestre 2003.

## Conclusion et perspectives

L'action menée depuis le début de l'année 1999 sur l'aérocontamination vise à améliorer les connaissances sur le phénomène complexe de mise en suspension de particules issues d'un dépôt de poudre exposé à un écoulement d'air. Les résultats issus des expériences conduites dans l'installation BISE Inactive montrent clairement que deux paramètres sont essentiels dans le phénomène de mise en suspension : la vitesse de l'air et la granulométrie de la poudre. Les effets d'autres paramètres comme la durée de l'exposition à l'écoulement restent secondaires. Ces résultats expérimentaux donnent des réponses concrètes aux questions posées par l'évaluation de sûreté des installations. L'inadéquation des modèles existants à interpréter les résultats obtenus nous a conduits à développer un modèle semi-empirique satisfaisant. Afin d'élargir la gamme d'application des résultats acquis à ce jour, des expériences sur matières radioactives réelles (pastilles MOX, poudres  $\text{UO}_2$ ,  $\text{PuO}_2$  et MOX) vont être conduites tout au long de l'année 2002 dans une autre installation expérimentale dénommée BISE Active, sur le site de Valduc.

L'ensemble de la connaissance et des résultats acquis dans le cadre de cette étude sur la mise en suspension sera intégré à terme dans la base de données des coefficients de mise en suspension (BADIMIS). Cette base, qui est déjà utilisée dans le cadre de l'évaluation de sûreté, sera l'aboutissement du programme coopératif IRSN/COGEMA sur l'aérocontamination.

### Références

- L. Alloul, O. Witschger, D. Le Dur, A. Renoux et J. Monnatte, "An Experimental Facility for Powder Reentrainment Studies", *J. Aerosol Sci.*, 31, S835-S836, 2000.
- L. Biasi, A. de los Reyes, M.W. Reeks et G.F. de Santi, "Use of a Simple Model for the Interpretation of Experimental Data on Particle Resuspension in Turbulent Flows", *J. Aerosol Sci.*, 32, 1175-1200, 2001.
- A. Fromentin, "Particle Resuspension from a Multi-layer Depo Deposit by Turbulent Flow", thèse de doctorat. Paul Scherrer Institut. PSI-Bericht Nr.38, septembre 1989.
- G. Ziskind, M. Fichman et C. Gutfinger, "Resuspension of Particulates from Surfaces to Turbulent Flows", Review and analysis. *J. Aerosol Sci.*, 26, 613-644, 1995.
- O. Witschger, "Mise en suspension de contamination particulaire radioactive. Synthèse bibliographique", rapport IPSN/DPEA/SERAC/99-13, 1999.

**L'ensemble de la connaissance et des résultats acquis sera intégré dans la base de données des coefficients de mise en suspension (BADIMIS).**

# CRISTAL, un formulaire de sûreté—criticité de nouvelle génération

• J.-M. GOMIT (IRSN)  
• J.-P. GROUILLER (CEA)

• E. LETANG (IRSN)  
• H. TOUBON (COGEMA)

• C. MAGNAUD (CEA)

• C. DIOP (CEA)

**L**e risque de criticité existe dans les installations nucléaires et les emballages de transport dès lors que des quantités significatives de matières fissiles sont mises en œuvre au cours des opérations de fabrication, d'entreposage, de transport ou de traitement. Pour évaluer ce risque, un ensemble intégré de logiciels de calcul de sûreté-criticité de nouvelle génération, baptisé CRISTAL, a été mis au point.

## Les conditions de criticité

L'évaluation des conditions de criticité d'un système passe avant tout par l'étude du comportement de la population neutronique et par le traitement des équations de la neutronique, en particulier de celle du transport des neutrons dans la matière. Le physicien "criticien" s'intéresse à montrer que toutes les dispositions sont prises pour éviter la criticité, c'est-à-dire que le facteur de multiplication effectif  $k_{\text{eff}}^1$  reste strictement inférieur à 1. La résolution d'un problème ou d'une classe de problèmes de criticité et donc l'évaluation de  $k_{\text{eff}}$  nécessitent de mettre en œuvre des données nucléaires de base, connues avec une plus ou moins bonne précision, et une suite hiérarchisée de modèles de représentation des phénomènes neutroniques.

## Un formulaire de sûreté-criticité de nouvelle génération : CRISTAL

### INTRODUCTION

Au milieu des années 1990, dans le domaine de la criticité, les outils de calcul employaient des données et des logiciels de calcul développés au

cours des années 1980-1990, comme la bibliothèque de données CEA86 et le logiciel de calcul APOLLO-1. Ces outils ne pouvaient satisfaire les besoins futurs, dans la mesure où, notamment, leurs domaines d'application étaient trop restreints pour traiter les besoins nouveaux envisageables tels que les combustibles MOX, les combustibles à haut taux de combustion, ainsi que ceux générés par les recherches sur l'aval du cycle. Cette situation a conduit à la décision en 1995 de mettre au point un formulaire de sûreté-criticité de nouvelle génération appelé CRISTAL.

Le formulaire CRISTAL est élaboré et qualifié dans le cadre d'une collaboration entre l'IRSN, COGEMA et le CEA, en tenant compte des besoins relatifs à l'ensemble des applications envisageables. Après quatre ans de développement, de validation et de qualification, la première version du formulaire (CRISTAL V0.1) est livrée aux utilisateurs depuis novembre 1999.

Cette fructueuse collaboration entre l'IRSN, COGEMA et le CEA/DEN se poursuivra jusqu'en 2003 avec le développement et la qualification de CRISTAL Version V1, dont l'objectif essentiel est de modéliser, en vue de l'évaluation du risque de criticité, l'usure du combustible (destruction des noyaux d'uranium et de plutonium) et donc l'apparition de nouveaux actinides et de produits de fission. En effet, dans le cadre de leurs activités respectives de conception ou d'exploitation d'installations nucléaires, EDF, FRAMATOME et COGEMA ont intérêt à prendre en compte le *Credit Burn Up*, qui est la marge de réactivité due à la formation de corps (actinides et produits de fission) au cours de l'irradiation

1 - Facteur de multiplication : valeur moyenne du nombre de nouvelles fissions induites par des neutrons issus d'une fission initiale. Pour évaluer le facteur de multiplication, si les fuites des neutrons hors du système ne sont pas prises en compte, celui-ci est qualifié d'infini et noté  $k_{\infty}$  ; dans le cas contraire, il est qualifié d'effectif et noté  $k_{\text{eff}}$ .

**Le formulaire CRISTAL est élaboré et qualifié dans le cadre d'une collaboration entre l'IRSN, COGEMA et le CEA.**

de combustibles nucléaires, et l'IRSN doit pour sa part disposer d'outils pour évaluer le caractère sûr des hypothèses retenues par les exploitants. Il a été décidé de développer et de qualifier une chaîne de calcul "évolution des bilans matière et criticité" fondée sur un couplage entre les formulaires dédiés aux calculs des bilans matières des nucléides (DARWIN et CESAR) et CRISTAL.

### PRINCIPE D'UN CALCUL DE CRITICITÉ

L'objet de ce paragraphe est de présenter brièvement le principe d'un calcul de criticité. En effet, l'étude des conditions de sûreté consiste notamment à vérifier par le calcul que les limitations imposées aux paramètres de contrôle de la criticité rendent le système sous-critique avec des marges de sécurité suffisantes. L'évaluation par le calcul des conditions de criticité d'un système nécessite la mise en œuvre d'un processus de calcul qui fait appel à des données nucléaires de base et à des modèles physiques de représentation des phénomènes neutroniques : la migration des neutrons dans la matière, les fuites neutroniques hors du système, le ralentissement des neutrons...

Les modèles utilisent, d'une part, des données nucléaires de base à "énergie continue" (appelées données ponctuelles) ou à "énergie discrète" (appelées données multigroupes), d'autre part, des données sur la géométrie du système étudié et la composition physico-chimique des matériaux utilisés. Les équations associées à un modèle sont résolues par une ou plusieurs méthodes numériques (méthode des probabilités de collision, méthode des différences finies ou des éléments finis, méthode Sn...).

Généralement, un calcul de criticité se déroule en deux étapes distinctes correspondant à deux niveaux d'hétérogénéité différents :

- dans une première étape, le système global à traiter est décomposé en un ensemble de zones homogènes constituées de milieux "équivalents" caractérisés par un nombre réduit de paramètres. Les propriétés macroscopiques de ces zones homogènes, nécessaires pour la seconde étape, sont issues d'un calcul fin en théorie du transport ;
- dans une seconde étape, le système est traité de façon détaillée dans son ensemble à trois dimensions. Les caractéristiques neutroniques des différents milieux "équivalents" de l'étape précédente sont utilisées dans un calcul fondé sur la méthode de Monte-Carlo pour détermi-

ner le facteur de multiplication effectif  $k_{\text{eff}}$  qui donne une estimation du risque de criticité.

### DESCRIPTION DES ÉLÉMENTS CONSTITUTIFS DU FORMULAIRE CRISTAL

Le formulaire de sûreté-criticité CRISTAL est constitué de l'ensemble d'"objets" suivant :

- des bibliothèques contenant des informations de base communes à tous les calculs ;
- des procédures basées sur des schémas de calcul recommandés ;
- des codes de calcul spécifiques ;
- des logiciels d'interface.

Les principales caractéristiques et fonctionnalités de ces "objets" sont décrites ci-dessous et leur utilisation pour un calcul de criticité sera notamment présentée dans le paragraphe "Architecture fonctionnelle".

#### • Les données nucléaires de base

Une donnée nucléaire de base est une grandeur physique caractérisant une interaction entre un neutron et un noyau atomique. Cette grandeur peut prendre plusieurs formes : sections efficaces microscopiques pour traduire les probabilités de réactions "neutrons-matière", paramètres de résonance, rendements de fission, constantes de décroissance radioactive... Les données nucléaires de base sont issues de mesures expérimentales complétées par des modèles nucléaires. Ces données sont élaborées, évaluées et gérées au niveau international en dehors du projet CRISTAL selon des programmes de mesures et

**Une donnée nucléaire de base est une grandeur physique caractérisant une interaction entre un neutron et un noyau atomique.**

d'interprétations spécifiques. Sauf exception, les données nucléaires de base actuellement utilisées par le formulaire CRISTAL sont issues de l'évaluation JEF-2.2 du projet JEF (*Joint Evaluated File*) mené dans le cadre de l'Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE (Organisation pour la coopération et le développement économique).

#### • La bibliothèque neutronique CEA93

Pour les applications industrielles du code de transport multigroupe APOLLO-2, il est nécessaire de fabriquer une bibliothèque de données nucléaires à un nombre limité de groupes d'énergie. Cette bibliothèque d'application, appelée CEA93, est obtenue directement à partir des informations contenues dans l'évaluation JEF-2.2 à l'aide du logiciel de traitement Themis/NJOY. Ce logiciel est un code modulaire, basé sur le système américain NJOY et complété par des modules créés au CEA, dont le but est le calcul des paramètres neutroniques multigroupes (sections efficaces, spectres...). Pour les besoins du projet CRISTAL, la bibliothèque d'application CEA93 avec un découpage à 172 groupes d'énergie a été étendue pour intégrer l'ensemble des nucléides indispensables aux calculs de criticité (par exemple le chlore, le calcium, le zinc, l'étain...), sachant que ces nucléides sont peu ou pas utilisés en physique des réacteurs nucléaires.

#### • Les bibliothèques de procédures

Dans le domaine de la criticité, le champ d'application très étendu, la variété des configurations géométriques et des milieux chimiques traités nécessitent l'emploi de schémas de calcul préalablement validés et de procédures préalablement optimisées dans le but de guider l'utilisateur dans le choix des options des différents codes. La définition d'un schéma de calcul recommandé consiste à choisir, pour chaque situation et en fonction de critères de coût de calcul et de précision donnés, l'enchaînement optimal des options de calcul. Les recommandations sont mises sous forme de procédures intégrées dans les bibliothèques de procédures APROC (générique) et APROC\_CRISTAL (spécifique aux calculs de criticité).

#### • Le code APOLLO-2

Le code APOLLO-2, développé par le CEA/DEN en coopération avec EDF et FRAMATOME, résout l'équation de Boltzmann (équation mathématique

qui régit notamment le transport des particules neutres dans la matière) soit sous sa forme intégrale par la méthode des probabilités de collision ( $P_{ij}$ ) soit sous sa forme intégral-différentielle par la méthode Sn. Ce code, très largement utilisé pour des applications du domaine de la physique des réacteurs nucléaires, traite un grand nombre de géométries (de la cellule élémentaire en milieu infini aux assemblages complexes) et permet de calculer les grandeurs neutroniques caractéristiques telles que les sections efficaces macroscopiques et les laplaciens "matière"<sup>1</sup>. APOLLO-2 fait partie du formulaire de sûreté-criticité CRISTAL dans le cadre des applications au domaine de la criticité et fournit au code MORET 4 des sections efficaces macroscopiques homogénéisées et autoproductées représentatives des milieux "équivalents" utilisés pour décrire le système étudié.

#### • Le code MORET 4

Le code MORET, développé depuis 1970 au service d'études de criticité de l'IRSN, est un code de simulation neutronique à trois dimensions qui utilise le formalisme multigroupe pour la représentation des sections efficaces et la méthode de Monte-Carlo pour la résolution de l'équation de Boltzmann. Il permet de calculer le facteur de multiplication effectif ( $k_{eff}$ ) de configurations quelconques et plus ou moins complexes à trois dimensions ainsi que les taux de réaction dans les différents volumes de la géométrie et les fuites hors du système.

#### • Le code TRIPOLI-4

Le code TRIPOLI-4, développé par le CEA/DEN, est un code de calcul du transport des particules (neutrons, photons gamma), tridimensionnel et à énergie continue, fondé sur la méthode de Monte-Carlo. Il permet de déterminer le  $k_{eff}$  ainsi que le flux neutronique, les taux de réaction et les taux de fission, par exemple. Doté de deux types de descriptions géométriques à trois dimensions, description combinatoire sur la base de formes prédéfinies (boîte, cylindre...) ou description surfacique sur la base de surfaces enveloppes (plans, sphères...), le code TRIPOLI-4 offre également les moyens de décrire des réseaux et des réseaux de réseaux. Il a la possibilité de fonctionner en mode parallèle sur ordinateur massivement parallèle ou sur réseau de stations de travail.

1 - Le laplacien "matière" est un paramètre synthétisant la capacité de la matière à régénérer les neutrons.

### • L'interface homme-machine

L'Interface homme-machine (IHM) du formulaire CRISTAL, développée au Service d'études de criticité, permet une mise en œuvre aisée du formulaire, afin de minimiser le travail de l'utilisateur. L'IHM comprend deux outils principaux : le code CIGALES et le logiciel graphique EGM.

Le code CIGALES est une interface pour la détermination des compositions atomiques des milieux fissiles de la criticité (en faisant appel aux lois de dilution) et pour la préparation automatique des fichiers de données pour les calculs avec le code APOLLO-2. Le code CIGALES utilise les procédures de calcul de la bibliothèque APROC\_CRISTAL (figure 1).

Le logiciel EGM (Éditeur graphique pour Moret) est une interface de construction et de génération des géométries des systèmes à trois dimensions pour le code MORET 4. Cette interface utilise la plate-forme de développement CASCADE (modélisation géométrique à trois dimensions, visualisation graphique et module d'entrées-sorties) de Matra Datavision et l'éditeur d'interfaces graphiques Ilog Views.

### ARCHITECTURE FONCTIONNELLE

Le formulaire CRISTAL est un outil ayant pour vocation le calcul des grandeurs physiques d'intérêt dans le cadre de la prévention du risque de criticité. L'architecture fonctionnelle du formu-

laire CRISTAL (version V0.1), présentée sur la figure 2, est organisée en deux voies de calcul. La première voie de calcul, dite "voie standard", met en œuvre une formulation à plusieurs groupes d'énergie des sections efficaces (sections efficaces multigroupes) et permet :

- des calculs probabilistes avec un enchaînement "APOLLO-2 - MORET 4" pour la détermination de  $k_{\text{eff}}$  ;
- des calculs déterministes avec les modules Sn du code APOLLO-2 pour la détermination de  $k_{\text{eff}}$  ou de dimensions géométriques pour un  $k_{\text{eff}}$  donné.

Pour la "voie standard", l'enchaînement des différents codes se fait suivant des procédures adaptées à chaque configuration de calcul. Les procédures intègrent les recommandations relatives aux schémas de calcul et l'enchaînement des codes est piloté par le code CIGALES de l'interface homme-machine.

La seconde voie de calcul, dite "voie étalon" (ou "de référence"), s'appuie sur le code de calcul TRIPOLI-4. Le principe de la "voie étalon" est d'utiliser le minimum d'approximations physiques et de modélisations pour calculer le  $k_{\text{eff}}$ .

### CALCUL DE CRITICITÉ AVEC LA "VOIE STANDARD"

Un calcul de criticité avec la "voie standard" du formulaire CRISTAL met en œuvre les deux étapes décrites ci-dessus (voir le paragraphe "Principe d'un calcul de criticité").

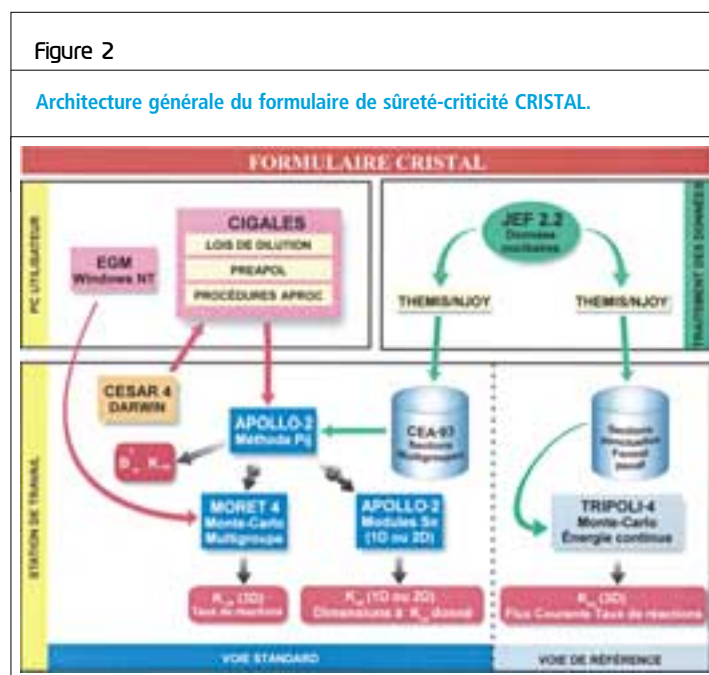
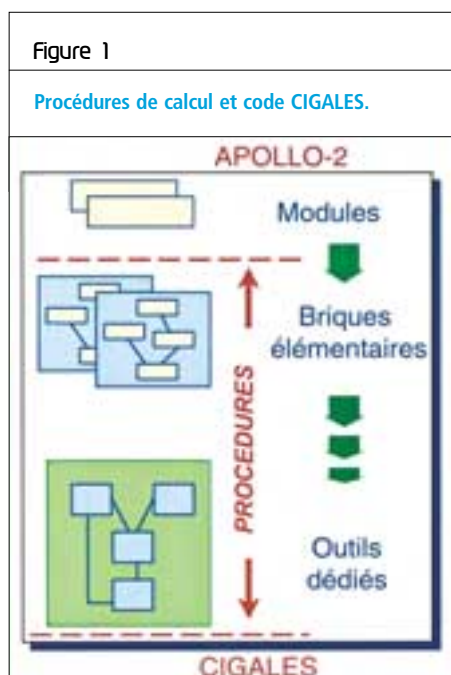
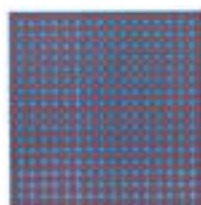


Figure 3

Modélisation d'un emballage de transport TN 17 avec la "voie standard" du formulaire.



↓  
Étape 1



↓  
Étape 2



Figure 4

Vue de la machine de rapprochement Maracas à Valduc.



Dans une première étape, on procède à la recherche de paramètres macroscopiques définissant les milieux "équivalents" associés aux milieux réels étudiés. Des calculs fins, effectués avec le code APOLLO-2 (calcul de flux neutronique par la méthode des probabilités de collision (méthode  $P_{ij}$ )), conduisent à la détermination des caractéristiques neutroniques multigroupes d'un milieu "équivalent".

Dans une deuxième étape, la configuration étudiée est ensuite décrite dans le code MORET 4 comme un ensemble de zones homogènes caractérisées par un nombre réduit de paramètres tels que les sections efficaces macroscopiques multigroupes ( $\bar{\Sigma}_g$ ) pour tous types de milieu, le facteur de multiplication infini  $k_{\infty}$  et le laplacien "matière"  $B^2m$  pour les milieux fissiles. En utilisant les caractéristiques neutroniques des différents milieux "équivalents", on traite de façon détaillée la configuration dans son ensemble dans une géométrie à trois dimensions avec le code de simulation neutronique MORET 4 pour déterminer le facteur de multiplication effectif  $k_{eff}$  de la configuration étudiée.

Un exemple de mise en œuvre de la "voie standard" du formulaire CRISTAL est montré sur la figure 3. Un assemblage réel d'un emballage de transport TN 17 est représenté par un assemblage homogène "équivalent" (étape 1). L'emballage de transport est ensuite décrit de façon complète du point de vue géométrique avec le code MORET 4 à trois dimensions (étape 2).

#### LA QUALIFICATION DU FORMULAIRE CRISTAL VERSION V0.1

La qualification est le processus mis en œuvre pour comparer les résultats du formulaire CRISTAL à des résultats d'expériences représentatives des configurations industrielles réelles. Un très important effort de qualification pour la version V0.1 de CRISTAL a été réalisé en exploitant systématiquement les résultats d'expériences critiques issus de différentes sources (programmes expérimentaux menés par l'IRSN, le CEA, aux États-Unis, au Japon...), expériences évaluées par l'ICSBEP (International Criticality Safety Benchmark Experiments Project), qui émane de l'OCDE. La base de qualification comprend environ 520 configurations expérimentales représentatives des divers milieux et géométries rencontrés dans les opérations du cycle du combustible (usines, installations, laboratoires et transports). La figure 4 montre une vue de Maracas (machine de rapprochement

pour la criticité d'assemblages solides), à Valduc, où des expériences de criticité ont été menées par l'IRSN. Ces expériences contribuent pour partie à la qualification du formulaire CRISTAL Version V0.1.

### Une chaîne de calcul "évolution des bilans matière et criticité" pour la prise en compte du *Credit Burn Up*

#### LE CONTEXTE ET LES ENJEUX

Un grand nombre d'équipements industriels en service dans l'aval du cycle du combustible ont été dimensionnés initialement, pour ce qui concerne la prévention des risques de criticité, pour des combustibles dont l'enrichissement en  $^{235}\text{U}$  était compris entre 3,5 % et 4 %. C'est le cas notamment des installations d'entreposage et de retraitement des combustibles irradiés (3,75 % pour l'usine la plus récente UP2/800) ainsi que des emballages de transport des combustibles irradiés provenant des réacteurs à eau ordinaire. Dans la plupart des cas, l'hypothèse retenue par l'exploitant dans les études de criticité a consisté à supposer ces combustibles neufs, ce qui constitue une hypothèse pessimiste conduisant à l'existence probable de marges importantes. L'augmentation de l'enrichissement initial en  $^{235}\text{U}$  des combustibles en  $\text{UO}_2$  et l'arrivée de combustibles mixtes à base d'oxyde d'uranium et de plutonium rendent nécessaire la réévaluation des conditions de prévention des risques de criticité des équipements afin de permettre leur exploitation pour ces nouvelles conditions. Le *Credit Burn Up* est la marge de réactivité due à la formation de nucléides au cours de l'irradiation de combustibles, formation notamment d'actinides majeurs, d'actinides mineurs et de produits de fission. La prise en compte du *Credit Burn Up* dans les études de sûreté-criticité, tout en gardant des marges de sécurité suffisantes, est recherchée par les exploitants pour optimiser les installations et obtenir de ce fait un gain économique.

#### LES COUPLAGES DARWIN-CRISTAL ET CESAR-CRISTAL

La prise en compte du *Credit Burn Up* dans les études de sûreté-criticité nécessite de disposer d'une chaîne de calcul qualifiée pour la détermination des abondances des noyaux (actinides et produits de fission) dans les combustibles irradiés et de l'antiréactivité apportée par ces nucléides dans différentes configurations. Cette chaîne de calcul est basée sur les couplages DARWIN-CRISTAL et CESAR-CRISTAL. La version V1 du formulaire CRISTAL permettra de tels couplages et apportera par rapport à la version V0.1 des précisions accrues, un dossier de qualification plus large et des modélisations pour la prise en compte du *Credit Burn Up*. Les formulaires DARWIN et CESAR en amont de l'application du formulaire CRISTAL permettent de calculer l'évolution des grandeurs physiques d'intérêt en prenant en compte l'historique détaillé de l'assemblage (en réacteur et au cours du refroidissement), notamment l'abondance de chaque nucléide, pour le cycle des combustibles quelle que soit la filière (REP, REB, RNR...).

#### LA QUALIFICATION EXPÉRIMENTALE DU FORMULAIRE CRISTAL VERSION V1

Des programmes expérimentaux spécifiques, liés aux combustibles usés, contribueront à la qualification expérimentale du formulaire CRISTAL pour le calcul de l'antiréactivité des actinides et des produits de fission. Cette qualification est faite à partir de mesures sur les nucléides "isolés" ou de mesures globales "produits de fission + actinides".

Des programmes expérimentaux relatifs au *Credit Burn Up* sont développés dans le cadre d'un programme d'intérêt commun (PIC) entre l'IRSN et COGEMA. Ces programmes sont réalisés au laboratoire de criticité de l'IRSN à Valduc, avec une excellente précision qui justifie leur emploi pour la qualification de la "voie standard" (APOLLO-2/MORET 4 et APOLLO-2-Sn) et de la "voie étalon" (TRIPOLI-4).

**Le *Credit Burn Up* est la marge de réactivité due à la formation de nucléides au cours de l'irradiation de combustibles.**



Figure 5

Mise en place du réseau HTC dans la piscine de l'Appareillage B à Valduc.



Ces programmes, conçus pour la qualification des six principaux produits de fission du *Credit Burn Up* possédant une capture neutronique significative ( $^{149}\text{Sm}$ ,  $^{152}\text{Sm}$ ,  $^{103}\text{Rh}$ ,  $^{133}\text{Cs}$ ,  $^{143}\text{Nd}$ ,  $^{155}\text{Gd}$  engendré par  $^{155}\text{Eu}$ ), comprennent trois étapes principales :

- des expériences de type "physique" pour la qualification individuelle de l'absorption neutronique de chacun des produits de fission ;
- des expériences de type "dissolution" pour l'absorption neutronique des produits de fission (absorption d'un produit de fission ou d'un mélange de produits de fission) en interaction étroite avec des isotopes lourds ;
- des expériences de type "global" pour l'absorption des produits de fission mélangés avec des isotopes d'uranium en interaction étroite avec un réseau de crayons ( $\text{UO}_2$  (REP) ou HTC') (figure 5).

Il est également prévu de qualifier le molybdène et le gadolinium naturel et de réaliser des expériences de type "dissolution élémentaire" mettant en œuvre du nitrate d'uranyle avec ou sans produits de fission.

Les programmes expérimentaux menés à Cadarache par le CEA sur le *Credit Burn Up* contribueront également à la qualification de la version V1 du formulaire CRISTAL. Ces programmes concernent :

- les mesures de l'effet en réactivité<sup>2</sup> d'échantillons dans le réacteur MINERVE (échantillons de produits de fission séparés et de combustibles irradiés) dans différents types de spectres –REP(UOX), "Dissolveur", REP(MOX) et REB(UOX) – pour la qualification des sections efficaces de capture des produits de fission du *Credit Burn Up* ;

- le programme CERES (collaboration entre le CEA et l'AEA britannique) pour la qualification de l'effet de perte de réactivité avec le taux de combustion due aux actinides majeurs et aux quinze produits de fission du *Credit Burn Up* ;
- le programme OSMOSE, débutant à partir de 2002, pour la qualification de l'effet en réactivité intégral des principaux actinides dans divers spectres.

#### PROGRAMME EXPÉRIMENTAL REBUS

Par ailleurs, le programme REBUS, réalisé dans le réacteur VENUS à Mol, en Belgique, et auquel participe EDF, sera utilisé en vue de la qualification de CRISTAL V1 et de DARWIN. L'objectif est la mesure de l'antiréactivité due à l'usure des combustibles de crayons UOX et MOX par comparaison entre crayons non irradiés et crayons irradiés. Ce programme permettra de qualifier les calculs de configurations "réseau" prenant en compte le taux d'irradiation.

#### De CRISTAL version V0 à CRISTAL version V1

Le formulaire CRISTAL est élaboré pour répondre aux besoins des industriels et des analystes, en soutien des autorités de sûreté pour les applications aux installations du cycle du combustible nucléaire et au transport des matières fissiles. Il s'applique à des études de criticité dans le cadre de la conception et de l'exploitation d'un large éventail d'installations nucléaires. Le formulaire CRISTAL est également utilisé pour la définition, la mise au point et l'interprétation de programmes expérimentaux ainsi que pour mener des études dans le cadre de groupes de travail internationaux.

En termes de développement et de qualification, la première version du formulaire, CRISTAL V0, a bénéficié de l'expérience de tous les intervenants du domaine de la criticité en France. Cette version offre convivialité et souplesse, via l'Interface homme-machine, et, de plus, bénéficie d'un niveau de qualification physique étendu. La future version du formulaire, CRISTAL V1, avec des possibilités accrues et un domaine de qualification plus large, est destinée à intégrer le nouvel enjeu représenté par la prise en compte du *Credit Burn Up* dans les études de sûreté-criticité.

1 - HTC : Haut taux de combustion (4,5 % d'uranium 235, 37 500 MWj/t, sans produit de fission).

2 - La réactivité est une quantité sans dimension permettant d'évaluer les petites variations du facteur de multiplication ( $k_{\text{eff}}$  ou  $k_{\infty}$ ) autour de la valeur critique.

# partenariats



## Le risque incendie

Sur le plan international, l'IRSN participe à l'élaboration d'une base de données OCDE qui recense les événements liés aux incendies dans les centrales nucléaires. À noter aussi la participation de l'IRSN à un exercice de comparaison de codes d'étude de l'incendie et des discussions préparatoires à des coopérations sur l'installation DIVA.



## Réflexions autour du sarcophage de Tchernobyl

Dans le cadre de l'initiative franco-allemande pour Tchernobyl, l'IRSN et son partenaire allemand, la Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS), collaborent avec le centre de Tchernobyl, l'exploitant de la centrale et plusieurs instituts russes et ukrainiens pour rassembler l'ensemble des connaissances concernant l'état et la sûreté du sarcophage qui entoure le réacteur accidenté. À cet égard, les données concernant principalement les matières radioactives, les équipements et les systèmes présents à l'intérieur du sarcophage, ainsi que la situation radiologique du site, sont rassemblées dans une base de données dont la réalisation a été achevée en 2002.



## La sûreté des installations d'entreposage

Dans le cadre du programme international d'aide à la fermeture de la centrale de Tchernobyl, l'IRSN, en relation avec ses partenaires européens, a la responsabilité technique de l'évaluation de sûreté du projet de l'installation d'entreposage à sec des combustibles.



## La criticité

La Nuclear Regulatory Commission (NRC) américaine a marqué son intérêt pour les résultats d'essais anciens et pour la participation à de nouveaux programmes sur l'évolution du risque de criticité en fonction du taux de combustion *Credit Burn Up*.





## 3 La sécurité des matières radioactives et des transports

- |   |  |
|---|--|
| 1 | Simulations du comportement mécanique de colis de transport de matières radioactives en cas de chutes sur cibles réelles > 102 |
| 2 | Simulation numérique de dispositifs de mesures neutroniques et gamma > 109   |

Le contrôle des matières nucléaires ainsi que la sûreté et la sécurité des transports de matières radioactives représentent un volume d'activité important, eu égard aux risques de détournement ou de vol ainsi qu'aux risques radiologiques en cours de manipulation ou en cas d'accident de transport. L'IRSN dispose d'une expérience de près de vingt ans dans la connaissance des réglementations et de leur application ainsi que des mécanismes d'inspection et de contrôle, tant dans le domaine national que pour les aspects internationaux. Il assure, au profit des pouvoirs publics, une mission de recherche et d'expertise pour faire face à ces besoins en sécurité et en sûreté.

Pour ce qui est du contrôle des matières, la demande porte tout d'abord sur le contrôle des matières nucléaires, ainsi que sur les questions relatives au désarmement chimique, voire biologique. D'une façon générale, il s'agit, d'une part, d'aider le gouvernement à assurer à la communauté internationale que la France honore ses engagements en matière de non-prolifération et d'interdiction des armes chimiques ou biologiques, d'autre part, de mettre à la disposition des autorités compétentes nationales les moyens nécessaires au contrôle national des matières nucléaires.

En ce qui concerne la sûreté des transports de matières radioactives, outre sa mission d'expertise assurée au profit des pouvoirs publics, l'IRSN a acquis d'importants résultats expérimentaux sur le comportement des emballages dans des conditions accidentelles sévères et a lancé un nouveau programme pour étudier l'impact d'actes de malveillance sur ces mêmes emballages.

## Les principaux thèmes d'activité

### Contrôle des matières nucléaires

Les actions relatives aux contrôles internationaux sont permanentes, orientées vers les activités d'inspection en France par les organismes internationaux, ainsi que vers des activités d'étude et d'expertise en soutien aux programmes de garantie de ces mêmes organismes.

Beaucoup plus importantes en volume sont les activités relatives aux contrôles nationaux des matières nucléaires, qui sont centrées sur l'inspection et l'évaluation des mesures prises par les exploitants pour assurer la protection physique et le contrôle des matières nucléaires (suivi, comptabilité, confinement et surveillance) ; ceci impose une part d'études, de recherche et de développement, pour mettre à la disposition des analystes et des inspecteurs un certain nombre d'outils de mesure et d'évaluation.

Les moyens de mesure mobiles mis au point par l'IRSN permettent d'effectuer, par exemple chez l'exploitant, les contrôles nécessaires.

La nécessité d'assurer, en permanence, le suivi et la centralisation de la comptabilité des matières nucléaires impose la tenue à jour des dossiers relatifs à ce suivi et à la protection des installations qui contiennent ces matières, notamment par des visites techniques.

Des études et des essais de matériels de détection, d'intrusion et de surveillance sont réalisés afin de tester les matériels en conditions réelles de fonctionnement.

### Sûreté et sécurité des transports de matières radioactives

La sûreté des transports fait l'objet d'une attention particulière ; ainsi, la notion de "système de transport" prenant en compte la sûreté de l'emballage et celle du moyen de transport doit, pour certaines situations, pouvoir remplacer la simple prise en compte de l'emballage. Ainsi, indépendamment des études engagées sur le comportement mécanique et thermique des emballages, sont menés un programme d'évaluation des marges de sécurité des emballages existants face à des accidents hors dimensionnement et une analyse du comportement du "système de transport" (par exemple le système emballage-navire dans le cas du transport maritime).

L'effort en matière d'analyse est continu, notamment en raison du renouvellement du parc des emballages, de la nécessité, conformément à la demande des pouvoirs publics, d'analyser certains transports entre installations d'un même site et de prendre en compte des nouvelles recommandations de l'AIEA.

Les études théoriques et expérimentales relatives aux transports concernent :

- la tenue des emballages à des critères particulièrement sévères (feu de température supérieure à 800 °C ou de durée supérieure à 30 minutes, chute de plus de 9 m, immersion très profonde, etc.) ;
- la quantification des rejets et de leurs conséquences radiologiques pour l'environnement pour divers scénarios d'accidents ;
- l'impact sur la sûreté des mesures prises pour prévenir les actions de malveillance et minimiser leurs conséquences (aspects sécurité) ;
- l'élaboration de fiches d'intervention en situation accidentelle adaptées aux matières transportées et aux systèmes de transport ;
- l'impact de plusieurs types d'agression (camion rempli d'explosifs, armes antichar, armes à feu) sur différents emballages.

### Contrôle de l'interdiction des armes chimiques et biologiques

Ces actions ont débuté respectivement en 1993, pour ce qui concerne les armes chimiques, et en 1999, pour les armes biologiques.

Les structures opérationnelles correspondantes de l'IRSN se sont mises en place progressivement et ont réalisé des enquêtes préliminaires permettant de recenser les industriels concernés par l'application de ces conventions.

# 1 Simulations du comportement mécanique de colis de transport de matières radioactives en cas de chutes sur cibles réelles<sup>1</sup>

• R. VALLÉE (IRSN)

• L. PIOT (IRSN)

L'IRSN contribue au contrôle de la sûreté des transports de matières radioactives en réalisant les expertises techniques des dossiers de sûreté des modèles de colis, en support à la délivrance des agréments par les autorités compétentes. Par ailleurs, l'IRSN participe par ses travaux de recherche à la gestion des risques liés aux transports.

La présente étude consistait à simuler le comportement mécanique de colis de type B (colis renfermant des matières radioactives de haute activité) lors d'une grande variété d'accidents de manutention choisis parmi les accidents les plus sévères susceptibles de se produire lors d'un transport. L'objectif final était de s'assurer du conservatisme des épreuves de chute libre imposées par la réglementation (l'une de 9 m de haut sur une cible plane indéformable et l'autre de 1 m de haut sur un poinçon cylindrique de 15 cm de diamètre), auxquelles ce type de colis doit résister pour être qualifié.

Deux modèles courants de colis de type B (TN 12 et FS 47) ont été retenus pour cette étude : l'emballage TN 12 (masse en charge de 103 tonnes) est utilisé pour le transport d'assemblages combustibles usés depuis les réacteurs de puissance jusqu'à l'usine de retraitement. L'emballage FS 47 (masse en charge de 1 500 kg) est utilisé pour le transport de poudre de dioxyde de plutonium depuis l'usine de retraitement vers les usines de fabrication de combustible MOX.

Château de transport TN12.



1 - La majeure partie de cette étude a été réalisée dans le cadre d'un programme d'intérêt commun regroupant l'IRSN et COGEMA.

**Quatre familles de cibles ont été envisagées : sols (argile, sable et roche), différentes structures métalliques, une structure en béton armé et un emballage de même type.**

- Quatre familles de cibles ont été envisagées : des sols (argile, sable et roche), différentes structures métalliques représentatives de l'environnement industriel des colis, une structure en béton armé et un emballage de même type. Compte tenu du nombre important de configurations à étudier, l'approche par simulation numérique a été privilégiée. Chaque cible a été modélisée à l'aide de lois de comportements spécifiques. Chaque modèle numérique d'emballage a été recalé sur les résultats des essais de chutes de 9 m sur cible indéformable de maquettes d'emballages ; le châssis du TN 12 (qui apparaît en **figure 5**, page 107) et le râtelier du FS 47 (qui apparaît en **figure 6**, page 107) ont également été modélisés afin de prendre en compte l'environnement réel des emballages. Après simulation des différentes configurations d'impact, une analyse des résultats est effectuée et, si nécessaire, les modèles numériques sont affinés et les calculs poursuivis.

## Maillages et lois de comportement mécanique

Dans une première phase, un modèle numérique simplifié d'un emballage type de transport de combustibles usés est réalisé afin de simuler (avec le code ABAQUS) des chutes verticales et des chutes en coin sur différents types de sol. Ce modèle simplifié comprend le corps de l'emballage

lage et les capots amortisseurs en bois confiné dans des caissons métalliques. Le corps et les caissons sont modélisés à l'aide d'éléments coques 3D, tandis que le bois est modélisé à l'aide d'éléments volumiques 3D. Une loi de comportement isotrope élastique (module de Young  $E = 210$  GPa, coefficient de Poisson  $\nu = 0,3$ ) est associée au corps. Le comportement du bois est considéré comme étant élasto-plastique, avec des caractéristiques mécaniques ajustées en fonction de l'orientation de l'emballage lors de la chute.

Dans une seconde phase, les modèles numériques complets des emballages TN 12 et FS 47 sont réalisés. Comme les calculs sont réalisés avec deux codes de mécanique dynamique dissemblables (DYNA3D et PAM-CRASH), du fait des natures de cibles différentes, deux modèles distincts ont dû être développés et recalés pour chacun des emballages. Les modèles des emballages TN 12 et FS 47 sont réalisés avec sensiblement le même niveau de détail ; à titre d'exemple, ceux de l'emballage TN 12 sont décrits ci-après.

Le modèle numérique complet de l'emballage TN 12 comprend le maillage de la virole, du fond, du bouchon, de la bride, du couvercle, du blindage neutronique, des tourillons et des capots amortisseurs. Les ailettes en cuivre ne sont pas modélisées, mais leur masse est prise en compte. La virole, les tourillons, le blindage neutronique et le bois des capots amortisseurs sont modélisés à l'aide d'éléments volumiques 3D. Des "éléments coque" sont utilisés pour les caissons des capots.

Pour le modèle numérique de l'emballage TN 12, développé avec DYNA3D, le contenu (panier et assemblages combustibles) est modélisé par un cylindre rigide à l'intérieur de la cavité ou par des masses nodales liées au corps de l'emballage. Pour le modèle développé avec PAM-CRASH, la masse du contenu est prise en compte par une modification de la densité du corps.

Les lois de comportement mécanique associées aux composants en acier et en aluminium sont de type élasto-plastique. La loi de comportement du blindage neutronique est élasto-linéaire pour le modèle PAM-CRASH et élasto-plastique pour le modèle DYNA3D. Le comportement mécanique du bois des capots amortisseurs est modélisé par une loi orthotrope non linéaire. Les vis de fixation du système de fermeture sont modélisées par des éléments rigides.

Pour les deux modèles de l'emballage FS 47 développés avec DYNA3D et PAM-CRASH, le corps et le système de fermeture ont été modélisés à l'aide d'éléments volumiques. Ces modèles sont constitués respectivement de 48 000 et de 16 000 éléments.

### Impacts sur sols naturels

Neuf types de cible ont été étudiés afin de couvrir une gamme de sols naturels aussi étendue que possible, argile, sable et roche, chacun possédant trois niveaux de dureté : tendre, mi-dur et dur. Une loi bilinéaire élasto-plastique est utilisée pour modéliser ces matériaux, avec une limite élastique définie par un critère de Mohr-Coulomb ( $\tau = c + \sigma_n \cdot \tan \phi$ ), excepté dans le cas de la roche, pour laquelle le critère de Von Mises est utilisé (**tableau 1**).

Trois orientations de chutes ont été considérées : verticale, en coin et horizontale. Les hauteurs de chutes envisagées étaient de 9 m, de 20 m et de 40 m. Seul l'emballage type destiné au transport d'assemblages combustibles usés a été étudié, et les principaux résultats sont présentés ci-après.

#### • Chutes verticales

Pour les trois types de sable, les trois types d'argile et la roche tendre, le comportement de l'emballage est pratiquement le même et ne varie que très progressivement avec l'augmentation de la hauteur de chute : à 9 m, le capot amortisseur s'écrase d'environ 10 mm tandis que la

Tableau 1

Valeurs numériques des lois de comportement.				
Sol naturel	E (MPa)	$\phi$ (°) ou $\sigma_e$ (MPa)	c (MPa)	$\nu$
Argiles	50 - 150 - 300	0	0.1 - 0.3 - 0.8	0.3
Sables	50 - 250 - 500	15 - 25 - 35	0	0.3
Roches et béton	2500 - 34000 - 30000	10 - 26 - 70	X	0.3

## Lors des impacts sur les cibles non perforantes plus de 96 % de l'énergie d'impact est dissipée dans la cible et le châssis.

pénétration de l'emballage dans le sol varie entre 80 et 510 mm. Les cinématiques d'impacts sont essentiellement gouvernées par la rigidité des cibles. Dans le cas des roches mi-dures et dures, le comportement de l'emballage est caractérisé par un écrasement de 45 mm du capot amortisseur pour une hauteur de chute de 9 m ; cet écrasement augmente rapidement avec la hauteur de chute, et les cinématiques d'impact sont gouvernées par la capacité d'amortissement du bois. La hauteur de chute pour laquelle l'écrasement du capot est identique à celui résultant d'une chute de 9 m sur cible indéformable, soit un écrasement de 60 mm, est de 13,5 m.

### • Chute en coin

Les impacts sur sable et argile conduisent à un écrasement faible du capot amortisseur et à un enfoncement de l'emballage dans le sol plus important que lors des chutes verticales (effet de coin). Pour une hauteur de chute de 9 m, les impacts sur roche engendrent un écrasement du capot amortisseur de 380 mm, semblable à celui résultant d'une chute sur cible indéformable. La relation entre la hauteur de chute et l'écrasement du capot n'est cependant plus pertinente dès lors que le talonnement du bois survient<sup>1</sup>.

### Impacts sur cibles métalliques

Six cibles représentatives de l'environnement des emballages durant le transport ont été étudiées (**tableau 2**) : palée de grue, flanc de navire, fond de navire, longeron de wagon, essieu de wagon (**figure 1**) et supports de tourillons (**figure 2**). Les quatre premières sont considérées comme non perforantes : ce sont des structures mécanosoudées en tôle d'acier ordinaire dont l'épaisseur typique est de 25 mm. En revanche, l'essieu de wagon, qui est un composant massif, et les supports de tourillons, réalisés en tôle épaisse (40 à 70 mm), sont considérés comme étant des cibles perforantes. Dans tous les cas, une loi de comportement bilinéaire élasto-plastique est utilisée pour modéliser l'acier de ces cibles.

- Lors des impacts sur les cibles non perforantes, et quelle que soit l'orientation testée, les paramètres caractéristiques des impacts sont similaires. Plus de 96 % de l'énergie d'impact est dissipée dans la cible et le châssis, la durée de l'impact est supérieure à 100 ms et l'accélération maximale subie par l'emballage est inférieure à 70 g : les contraintes dans l'emballage et dans les vis du couvercle sont très inférieures aux valeurs acceptables. Les effets secondaires pouvant

Tableau 2

#### Configurations d'impacts considérées pour l'emballage TN12.

	Cibles	Haut.	Châssis	Orientation de l'emballage
	Palée de grue	3 m	oui	horizontale et $\perp$ à la cible
	Fond de navire (plein)	19 m	oui	horizontale
	Fond de navire (vide)	19 m	oui	horizontale
		19 m	oui	+10° de l'horizontale
	Flanc de navire	6 m	oui	horizontale et $\perp$ à la cible
		6 m	oui	-10° de l'horizontale et $\perp$ à la cible
		6 m	oui	+10° de l'horizontale et $\perp$ à la cible
	Longeron de wagon	5 m	non	horizontale et // à la cible
	Essieu de wagon	5 m	non	verticale, impact côté fond
		5 m	non	CdG à la verticale du point d'impact
	Supports de tourillons	5 m	non	horizontale

1 - Pour les sols particulièrement mous, une chute ne produisant aucun dégât mécanique sur l'emballage peut néanmoins, du fait de l'enfoncement dans le sol, de la chaleur dégagée par le contenu et des entraves à la dissipation thermique, causer des augmentations de température inacceptables.

Tableau 3				
Configurations d'impacts étudiées pour l'emballage FS 47.				
	Cibles	Haut.	Râtelier	Orientation de l'emballage
Non perforante	Palée de grue	3 m	oui	verticale, impact côté fond
	Fond de navire (plein)	19 m	oui	verticale, impact côté fond
	Flanc de navire	6 m	oui	verticale, impact presque centré côté fond
		6 m	oui	verticale, impact centré côté fond

résulter de la destruction des cibles n'ont pas été étudiés.

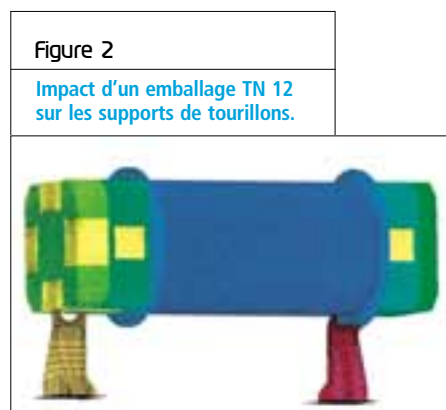
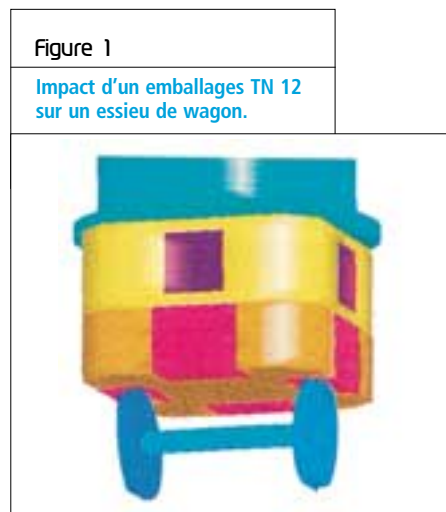
Lors des impacts sur cibles perforantes, le modèle numérique de l'emballage TN 12 a été amélioré afin d'intégrer les liaisons entre les différents composants du système de fermeture : les jeux et les vis ont été modélisés et les contacts, gérés (par une méthode dite de pénalité). Au niveau du couvercle, le maillage a été raffiné.

Les deux orientations testées pour la chute sur l'essieu de wagon conduisent à des résultats identiques : 10 à 30 % de l'énergie d'impact est absorbée par la cible, le restant étant absorbé par l'emballage. La durée de l'impact est d'approximativement 55 ms et l'accélération maximale subie par l'emballage est de 30 g. L'essieu de wagon perce le capot amortisseur et engendre des déformations plastiques locales sur le système de fermeture (5-6 %). Les contraintes dans les vis sont maximales dans le cas de la chute avec orientation verticale, mais restent cependant inférieures à la limite de la rupture.

L'étude de l'impact de l'emballage TN 12 sur les supports de tourillons a, en fait, conduit à réaliser trois simulations dans le but d'obtenir une meilleure estimation de l'influence de la modélisation des vis sur les résultats des calculs. Les impacts ont les caractéristiques suivantes : 55 % de l'énergie d'impact est absorbée par la cible, la durée de l'impact est de 60 ms et l'accélération subie, de 45 g. Le support de tourillon perce le capot amortisseur et engendre des déformations plastiques. Cependant, contrairement au cas précédent, les contraintes dans les vis du couvercle (seconde barrière de confinement) incluent une forte proportion de cisaillement, de sorte que l'une des douze vis de fixation du couvercle devrait rompre ; les vis de fixation de la bride du bouchon (première barrière de confinement) ne présentent pas de signe de rupture, mais un nouveau modèle prenant en

compte la rupture des vis du couvercle serait nécessaire pour confirmer ce point.

Les configurations considérées pour l'emballage FS 47 ne provoquent pas de dégât inacceptable sur celui-ci (tableau 3). En revanche, son râtelier, qui se comporte comme un amortisseur, est fortement endommagé, en particulier lors de l'impact sur le fond de navire. La configuration la plus dommageable pour l'emballage FS 47 lui-même est la chute sur le flanc de navire lorsque l'impact est parfaitement centré.





## Impacts sur une structure en béton armé

Les modèles de cible utilisés pour simuler les impacts sur des sols naturels sont trop simples pour s'appliquer au cas des structures en béton armé, qui ont chacune leur comportement propre. Il était donc nécessaire de traiter le cas des impacts sur cible béton au travers d'une structure spécifique.

Du haut vers le bas, la structure en béton choisie est constituée (figure 3) d'une dalle de revêtement, d'un remblai en tout-venant, d'une dalle épaisse, d'un réseau de poutres, de chapiteaux et enfin de pieux ancrés dans la roche ; la hauteur totale est de 20,8 m. Dans la zone d'impact, le maillage a été raffiné, et les armatures sont modélisées par des éléments poutre élastoplastiques, sans prise en compte de la rupture ni de la décohesion acier-béton. Dans les autres zones de la structure, une loi spécifique à l'étude des fondations en béton armé soumises à des chargements dynamiques est utilisée. Au total, la structure en béton est composée de 160 000 éléments et de 115 matériaux différents, du fait essentiellement des taux de ferrailage, très variables suivant les zones.

Dans le cas de l'emballage TN 12, cinq configurations de chute d'une hauteur de 8 m (correspondant à la hauteur maximale de manutention) ont d'abord été testées, afin de déterminer le point d'impact et l'orientation les plus pénalisants. En fait, les résultats ont montré que, dans tous les cas, l'endommagement du béton est très important (figure 4) : de nombreuses armatures plastifient, la flèche maximale atteint environ 1 m, et le risque de perforation de la dalle est important. Les dégâts sur le colis sont faibles en comparaison de ceux provoqués par une chute réglementaire de 9 m, et il n'y a pas de risque de relâchement de matière radioactive. Trois simulations supplémentaires ont ensuite été effectuées avec un colis en position horizontale, centré sur une travée, et ce, pour trois hauteurs de chutes : 6 m, 4 m et 2 m. Il apparaît que les risques de perforation totale et d'ébranlement

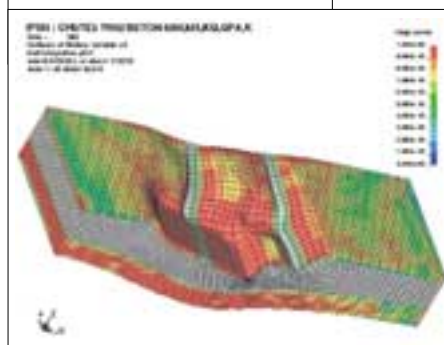
Figure 3

Impact d'un emballage TN 12 sur une structure en béton armé.



Figure 4

Dégâts sur la structure béton après une chute de 8 m.



généralisé de la structure en béton sont élevés pour des hauteurs supérieures ou égales à 6 m. Dans le cas de l'emballage FS 47, quatre simulations de chute d'une hauteur de 8 m, dans différentes configurations, ont montré que la chute en coin au centre d'une travée est la plus pénalisante, à la fois pour le colis et pour la dalle en béton : la pénétration du colis dans la dalle est de 200 mm, et les déformations plastiques en fond de colis atteignent 15 %. De nouvelles simulations ont alors été effectuées avec cette orientation, mais en augmentant la hauteur de chute afin de connaître la marge de sûreté du colis. Pour une hauteur de 50 m, soit  $v = 113$  km/h, la pénétration du colis dans le béton est de 400 mm, tandis que l'endommagement du colis est comparable à celui qui résulte de la chute réglementaire de 9 m sur cible indéformable.

La structure en béton est composée de 160 000 éléments et de 115 matériaux différents.

### Impacts de colis sur colis (TN 12 sur TN 12, FS 47 sur FS 47)

Les simulations d'impact de colis sur colis ont été réalisées à l'aide du logiciel DYNA3D. Dans la première simulation pour les colis TN 12, on considère des colis TN 12 avec leurs châssis, en position horizontale, leurs axes longitudinaux parallèles entre eux. Les châssis absorbent 50 % de l'énergie totale de chute. Le corps et le système de fermeture des emballages TN 12 ne sont pas endommagés. Dans la deuxième simulation, on considère un colis TN 12 sans son châssis qui chute sur un colis TN 12 avec châssis. Les deux colis sont horizontaux, mais leurs axes longitudinaux sont, cette fois, perpendiculaires (figure 5). Une ovalisation de plusieurs millimètres des viroles des emballages TN 12 est alors observée. Cette ovalisation ne dépend pas de la modélisation utilisée pour le contenu (cylindre rigide ou masses nodales), mais une modification de la loi de comportement du blindage neutronique (par augmentation de la limite d'élasticité de ce matériau) conduit à une ovalisation dix fois plus importante. Une amélioration de la connaissance et de la modélisation du comportement mécanique du blindage neutronique est donc nécessaire pour évaluer les déformations potentielles du contenu (panier et assemblages combustibles).

Dans la troisième simulation, on considère un colis TN 12 sans châssis qui chute en position oblique sur le système de fermeture d'un second colis TN 12 avec châssis et en position horizontale. Le châssis absorbe 53 % de l'énergie totale de chute. L'emballage TN 12 qui chute est peu endommagé, mais le système de fermeture du second emballage TN 12 présente des déformations plastiques (environ 4 %) qui n'affectent toutefois pas l'étanchéité du colis.

Par ailleurs, en ce qui concerne la chute de l'emballage TN 12, la hauteur qui conduit à des dégâts équivalents à ceux résultant de la chute réglementaire a été recherchée. La première configuration a été retenue. Les critères de comparaison des dégâts sont : l'accélération, la déformation des tourillons et l'aire des surfaces impactées ainsi que la quantité d'énergie absorbée par l'emballage. Une hauteur d'environ 50 m est nécessaire pour produire des dommages équivalents à ceux résultant de la chute réglementaire de 9 m de haut.

Dans la première simulation pour les colis FS 47, on considère un colis FS 47 qui chute de 16 m en

position verticale, sans râtelier, sur un autre colis FS 47 qui repose en position verticale dans son râtelier. Le capot amortisseur et le râtelier du colis cible sont fortement endommagés et absorbent 99 % de l'énergie de chute. Néanmoins, le système de fermeture reste intègre.

Dans la seconde simulation, un colis FS 47 chute de 16 m en position oblique sur le capot amortisseur d'un second colis FS 47 reposant dans son râtelier. Le point d'impact est centré sur le système de fermeture (figure 6). Le colis FS 47 cible absorbe 70 % de l'énergie de chute, principalement au niveau de son capot amortisseur. La partie supérieure de son système de fermeture est impactée, mais la modélisation utilisée n'est pas assez précise pour permettre de déterminer l'endommagement causé et diagnostiquer une éventuelle perte d'étanchéité.

Figure 5

Impact de deux colis TN 12 l'un sur l'autre (axes 1).

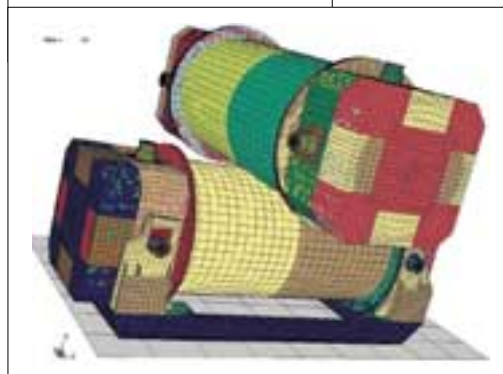


Figure 6

Impact de deux colis FS 47 l'un sur l'autre.



## Les deux colis étudiés conserveraient leur capacité de confinement en cas d'accident réel, et leurs équipements additionnels (châssis et râtelier), ainsi que les cibles, absorberaient une part importante de l'énergie d'impact.

De même que pour le colis TN 12, on a recherché une hauteur de chute équivalente, les critères de comparaison des dégâts étant identiques. Des hauteurs de 35 m et de 40 m ont été déterminées respectivement pour la première et la seconde configuration.

Globalement, pour les différentes configurations considérées (figure 7), la répartition de l'énergie

de chute entre le colis cible et le colis projectile est la suivante : les colis cibles absorbent environ les deux tiers de l'énergie totale de chute, l'autre tiers étant absorbé par les colis projectiles.

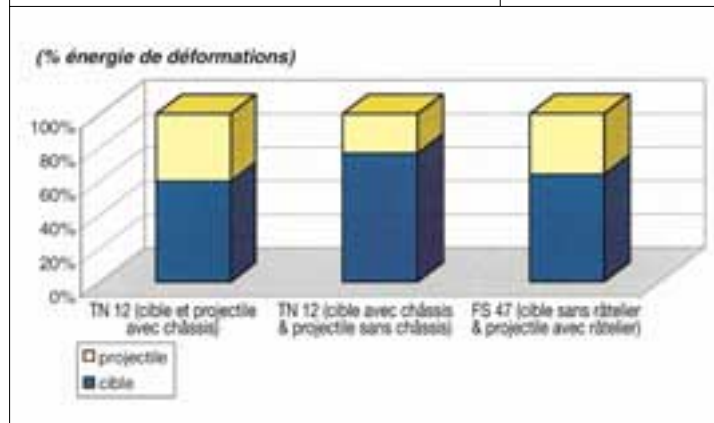
### Conclusion

L'étude de nombreuses configurations d'impact a permis d'identifier les cas les plus dommageables et a montré que les deux colis étudiés conserveraient leur capacité de confinement en cas d'accident réel et que leurs équipements additionnels (châssis et râtelier) ainsi que les cibles absorberaient une part importante de l'énergie d'impact et augmenteraient ainsi les marges de sûreté.

Pour les deux modèles de colis étudiés, les épreuves réglementaires de chutes apparaissent donc plus sévères que les accidents de manutention qui ont été simulés ; il convient toutefois de mentionner que certaines configurations de chute mériteraient des compléments d'étude pour mieux évaluer la gravité des dommages causés aux systèmes de fermeture des emballages TN 12 et FS 47 et au contenu de l'emballage TN 12 (panier et assemblages combustibles).

Figure 7

Comportement relatif colis cibles / colis projectiles.



## Simulation numérique de dispositifs de mesures neutroniques et gamma

• A.-L. WEBER (IRSN)

### Contexte

Dans le cadre de la loi du 25 juillet 1980 instituant le contrôle national des matières nucléaires en France, l'IRSN mène des inspections qui portent sur la protection physique des matières nucléaires, leur suivi physique et leur comptabilité au sein des installations françaises. Certaines inspections donnent lieu à des vérifications physiques des matières nucléaires détenues chez les exploitants, par l'intermédiaire de mesures non destructives. Les inspecteurs de l'Institut se déplacent dans les installations du cycle du combustible nucléaire avec leurs propres dispositifs, transportables, pour y réaliser des mesures de comptage neutronique et de spectrométrie gamma en vue de caractériser les matières nucléaires.

### Problématique

Le développement de la modélisation des dispositifs de mesure utilisés par les inspecteurs a pour objectifs principaux l'optimisation de leurs performances et la mise en place d'un moyen d'étalonnage et d'expertise supplémentaire à la disposition des inspecteurs en cas de désaccord avec les valeurs déclarées dans la comptabilité locale par les exploitants.

En spectrométrie gamma, la modélisation permet le calcul de spectres simulés qui peuvent ensuite être comparés aux spectres expérimentaux. Le dispositif de spectrométrie gamma haute résolution PLUM (PLUtonium Masse), utilisé pour quantifier le plutonium présent dans des fûts de déchets, fait ainsi l'objet d'une modélisation. Cette étude de simulation a pour but d'établir une base de données contenant les limites de détection<sup>1</sup> calculées dans des configurations de mesure types. Elle permet notamment d'évaluer les temps de mesure nécessaires.

1 - Activité maximale que peut présenter un radioélément sans être détecté.

Dispositif de spectrométrie gamma PLUM.



En mesure neutronique, la simulation numérique permet le calcul de comptages neutroniques qui peuvent être comparés aux comptages expérimentaux. Le dispositif de comptage neutronique passif CHACAL, dont l'objet est la quantification du plutonium présent dans des conteneurs allongés, a été modélisé dans le but d'analyser les écarts observés en inspection.

La complexité des géométries rencontrées dans les dispositifs de mesures non destructives conduit à utiliser un code de calcul basé sur la méthode de Monte-Carlo. Il s'agit du code MCNP (Monte-Carlo N-Particles), développé pour les calculs de transport des neutrons, photons et électrons dans des géométries en trois dimensions. Un grand nombre d'histoires individuelles sont simulées depuis leur émission, jusqu'à leur disparition par absorption ou fuite du milieu traversé. La trajectoire d'une particule est ainsi décomposée en séquences comprenant un vol libre et, à un instant donné, une collision dont la nature est sélectionnée de façon aléatoire parmi un ensemble de réactions possibles dans le matériau traversé avec des probabilités liées aux sections efficaces du matériau considéré. Il est ainsi possible de modéliser un dispositif de mesure et de calculer la réponse attendue du système de détection (détecteur germanium haute pureté dans le cas de la spectrométrie

Figure 1

Dispositif PLUM.



Figure 2

Radiographie du cristal.

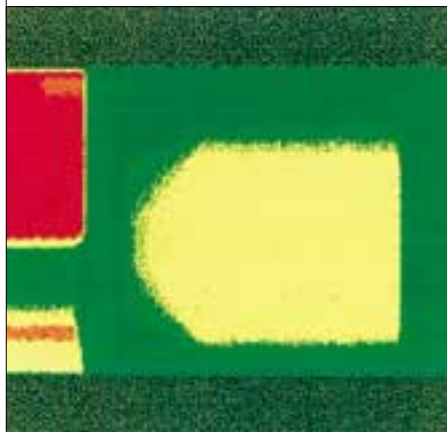
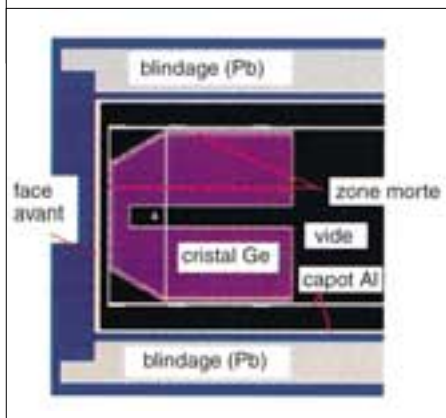


Figure 3

Coupe axiale.



#### Référence

1 - J. Morel et al, "Adaptation of the Gamma Spectrometry Method Based on the Infinite Energy Extrapolation to the Measurement of small Amounts of Plutonium in Wastes", ESARDA, Rome, Italie, 1993.

gamma, compteurs à  $^3\text{He}$  dans le cas des dispositifs de comptage neutronique) pour une source radioactive, un conteneur de matières nucléaires ou un fût de déchets émetteurs neutrons et gamma.

### Simulation numérique appliquée au dispositif de spectrométrie gamma PLUM

La simulation numérique du transport des photons dans le détecteur germanium équipant le dispositif PLUM, avec le code de calcul MCNP, permet d'estimer le spectre des dépôts d'énergie dans le détecteur pour une source gamma quelconque placée face à celui-ci.

#### LE DISPOSITIF PLUM (PLUTONIUM MASSE)

Le dispositif de spectrométrie gamma PLUM (figure 1) est utilisé pour quantifier des masses de plutonium allant de quelques milligrammes à plusieurs dizaines de grammes, présentes dans des fûts de déchets technologiques. Il est constitué d'un banc de mesure et d'une instrumentation comprenant un détecteur coaxial germanium haute pureté de haute efficacité, un analyseur multicanal pour l'acquisition des spectres sur 4 096 canaux et un logiciel de traitement. Le principe de la mesure repose sur la méthode de "l'extrapolation à l'énergie infinie", développée au CEA<sup>1</sup>.

#### LES SIMULATIONS NUMÉRIQUES

Le code MCNP détermine le spectre énergétique des photons détectés dans le cristal de germanium (figure 2) du détecteur équipant PLUM. Ce dépôt d'énergie des électrons mis en mouvement par les photons dans le détecteur est calculé, pour un photon émis, à partir :

- d'une description en 3D de l'ensemble de détection formé par le détecteur, son support et son collimateur, dans son environnement de mesure (figure 3). Cette modélisation intègre les données physico-chimiques (densité et stoechiométrie) et nucléaires (sections efficaces) propres à chaque matériau ;
- d'une description géométrique de la source photonique, de sa localisation par rapport au détecteur et de la définition de son émission.

## L'estimation du spectre s'effectue en une ou deux étapes de calcul.

Suivant la complexité de la source photonique (source d'étalonnage ou matière nucléaire), l'estimation du spectre s'effectue en une ou deux étapes de calcul. Dans le cas de matière nucléaire, l'effet d'auto-absorption<sup>1</sup> conduit à réaliser, pour des raisons de statistique et de temps de calcul, un schéma de calcul en deux étapes. Ce processus comprend le calcul du flux photonique issu de l'objet radioactif au niveau de la face d'entrée du détecteur, puis le calcul de la réponse du détecteur à ce flux en incidence normale.

### APPORT DES SIMULATIONS NUMÉRIQUES

La première phase de validation de la modélisation consiste à déterminer la courbe d'étalonnage en efficacité<sup>2</sup> de la chaîne de spectrométrie. Cet étalonnage a été réalisé expérimentalement à l'aide d'une source certifiée de <sup>152</sup>Eu, intéressante de par son spectre d'émission  $\gamma$  réparti sur un intervalle d'énergie allant de 121 à 1 408 keV (figure 4). Le modèle est affiné en décrivant de façon très précise la forme du détecteur (tronc de cône, figure 2, et non cylindre comme indiqué sur les plans) et en ajustant l'épaisseur de la zone morte périphérique<sup>3</sup> dans la plage annoncée par le constructeur pour obtenir un écart constant sur l'ensemble des raies du <sup>152</sup>Eu. Il conduit à la courbe d'étalonnage présentée sur la figure 5. Les écarts relatifs entre les efficacités expérimentales et les efficacités déterminées par MCNP, pour les principales raies du <sup>152</sup>Eu, sont compris entre -2 % et +4 %, ce qui permet de valider le modèle du détecteur. La représentation des spectres (figure 4) indique un bon accord pour les pics d'absorption totale ; en revanche, le niveau du continuum Compton, dû aux rayonnements diffusés, est sous-estimé à cause d'une prise en compte insuffisante du bruit de fond expérimental (potassium présent naturellement dans les murs, par exemple). Dans une seconde phase de préparation à la modélisation de fûts de déchets, la réponse spectrale du détecteur de PLUM est simulée pour une source étalon de plutonium métal de 1 g placée à 1 m de la face avant du détecteur. Compte tenu

d'une auto-absorption importante du plutonium, une connaissance très précise de sa géométrie aurait été nécessaire à la bonne modélisation de ce phénomène et à la validation du modèle. Cependant, la recherche d'une géométrie équivalente (conforme à l'expérience) du plutonium permet d'étudier l'ampleur du phénomène.

1 - Le phénomène d'auto-absorption correspond à l'absorption photonique par la matière de ses propres rayonnements, d'autant plus importante que les numéros atomiques des éléments constitutifs sont élevés.

2 - L'efficacité du détecteur, à une énergie et à une distance source-détecteur données, est le rapport du nombre d'impulsions enregistrées sous le pic d'absorption totale au nombre de photons émis par la source à cette énergie.

3 - La zone morte périphérique du cristal, constituée de germanium et de lithium diffusé, correspond à l'une des électrodes du détecteur.

Figure 4

Spectre <sup>152</sup>Eu.

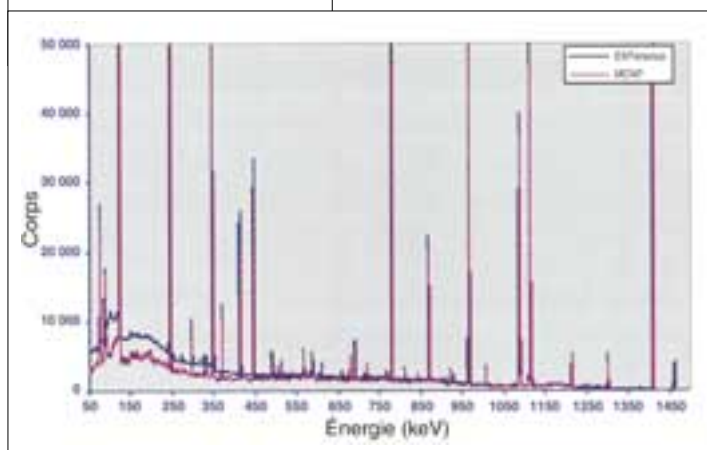
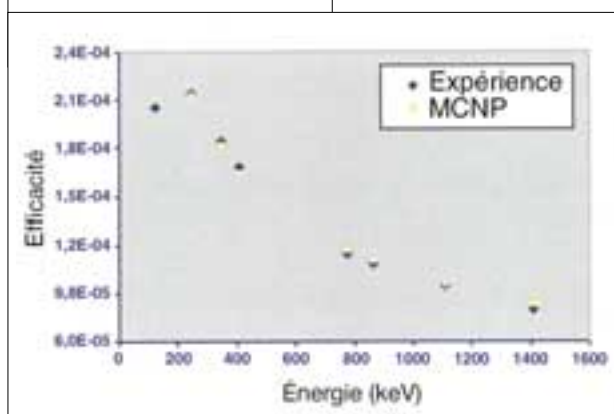


Figure 5

Courbe d'efficacité.



Une troisième étude concerne un pot de poudre de  $\text{PuO}_2$  de masse 500 g et de géométrie bien caractérisée, placé à 1,5 m du détecteur. Les résultats obtenus sur les surfaces nettes des pics d'absorption totale du plutonium présentent des écarts relatifs simulation/expérience variant entre +6 % et +19 % pour des énergies comprises entre 129 keV et 450 keV. L'accord simulation/expérience est bon, d'autant plus que le calcul en incidence normale des photons dans le cristal surestime de 7 % les résultats avec la géométrie réelle du cristal à 1,5 m. La sous-estimation de la raie à 59,6 keV du  $^{241}\text{Am}$  peut provenir d'un écart résiduel entre modèle et réalité sur la géométrie du pot (informations contradictoires sur le plan), du détecteur ou des caractéristiques de l'écran de cadmium (des mesures avec une source d'étalonnage émettant des photons en dessous de 100 keV sont nécessaires).

Les résultats de simulation numérique montrent que les spectres calculés sont en accord avec les spectres expérimentaux, dans le cas d'une source d'étalonnage de  $^{152}\text{Eu}$  et d'un conteneur de  $\text{PuO}_2$ . Par la suite, la modélisation du dispositif PLUM sera appliquée au calcul de spectres associés à des colis de déchets radioactifs réels. La phase de validation mettra en œuvre la modélisation de mesures de complexité croissante pour tenir compte du conteneur, de la matrice constituant le fût (composition physico-chimique, densité, homogénéité), de la matière radioactive (activité, position) et de la présence d'autres émetteurs gamma plus intenses (produits de fission et d'activation).

**Les neutrons émis suivant une réaction de fission et détectés dans le dispositif sont calculés par simulation numérique à l'aide du code MCNP-PTA (Pulse Train Analysis).**

Figure 6

Dispositif CHACAL.



### Simulation numérique appliquée au dispositif de comptage neutronique CHACAL

La simulation numérique du transport des neutrons dans le dispositif CHACAL avec le code MCNP permet d'estimer les neutrons émis par une source neutronique quelconque placée à l'intérieur de la cavité de mesure et détectés dans le dispositif. Les neutrons émis suivant une réaction de fission et détectés dans le dispositif sont calculés par simulation numérique à l'aide du code MCNP-PTA (*Pulse Train Analysis*), développé sur la base du code MCNP au Centre commun de recherche de la Commission européenne, situé à Ispra (CCR/Ispra).

#### LE DISPOSITIF CHACAL (CHAMBRE POUR CONTENEURS ALLONGÉS)

Le dispositif de comptage neutronique passif CHACAL (figure 6) est utilisé pour la mesure de plutonium détenu dans des conteneurs de grandes dimensions (HxD type = 75x16 cm), avec une gamme de masse allant de 50 g jusqu'à 10 kg. Il est constitué d'une chambre de mesure et d'un analyseur permettant le traitement des comptages en coïncidence. La chambre se présente sous forme d'une enceinte modératrice en polyéthylène haute densité (HDPE) renfermant douze compteurs à  $^3\text{He}$ . Elle est entourée, sur sa face interne, d'une

feuille de cadmium destinée à empêcher le retour des neutrons vers la cavité de mesure.

La méthode de mesure passive est fondée sur la détection des neutrons accompagnant les fissions spontanées et les fissions induites des isotopes du plutonium. Il est nécessaire de séparer ces neutrons, représentatifs de la masse de plutonium, de ceux qui proviennent d'une autre origine, principalement des réactions ( $\alpha, n$ ) issues des désintégrations  $\alpha$  des isotopes du plutonium et produites sur des éléments légers comme l'oxygène du  $\text{PuO}_2$ . Un dispositif électronique spécifique permet, par une méthode analysant les coïncidences temporelles, de quantifier séparément l'ensemble des neutrons émis et détectés (dits singulets) et ceux qui sont représentatifs des fissions, émis par paquets et corrélés dans le temps, détectés par groupe de deux (dits doublets). La quantité de plutonium présente dans un conteneur est déduite des comptages neutroniques expérimentaux (singulets et doublets) à partir d'une méthode analytique développée par Hage et Cifarelli<sup>1</sup>.

## Un dispositif électronique spécifique permet de quantifier séparément l'ensemble des neutrons émis et détectés et ceux qui sont représentatifs des fissions.

### LES SIMULATIONS NUMÉRIQUES

Le code de calcul MCNP a été utilisé pour déterminer l'efficacité de détection des neutrons dans les douze compteurs à  $^3\text{He}$  du dispositif CHACAL. Il calcule le nombre de captures neutroniques ( $n, p$ ) se produisant dans les parties actives des douze compteurs, pour un neutron émis par la source neutronique à partir :

- d'une description en 3D de la chambre de mesure (figures 7 et 8), incluant les caractéristiques physico-chimiques (densité et stœchiométrie) et nucléaires (sections efficaces) des matériaux ;
- d'une description géométrique de la source neutronique, de sa localisation dans le puits de mesure et de la définition de son émission.

Connaissant l'intensité et la distribution énergétique de l'émission neutronique de la source ou matière nucléaire considérée, il est aisé d'estimer le taux (en coups/s) de singulets obtenu par simulation pour cette source ou matière nucléaire positionnée dans le dispositif CHACAL.

#### Référence

1 - D. M. Cifarelli et W. Hage, "Models for a three Parameters Analysis of Neutron Signal Correlation measurements for Fissile Material Assay", Nuc. Instr. and Methods A251, 1986.

Figure 7

Coupe axiale.

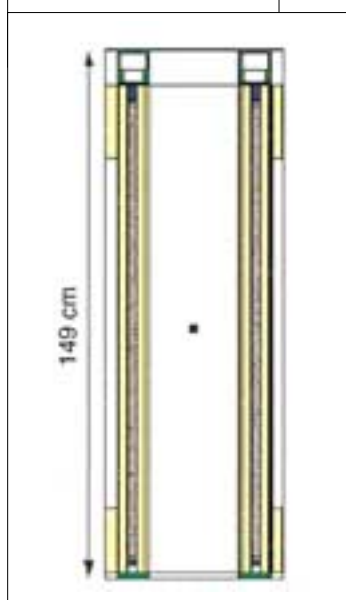


Figure 8

Coupe radiale.

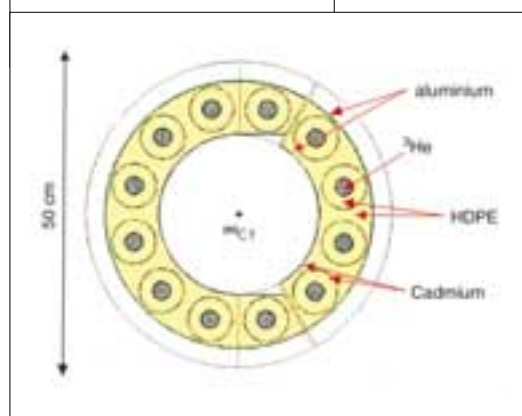




Figure 9

Temps de vie des neutrons.

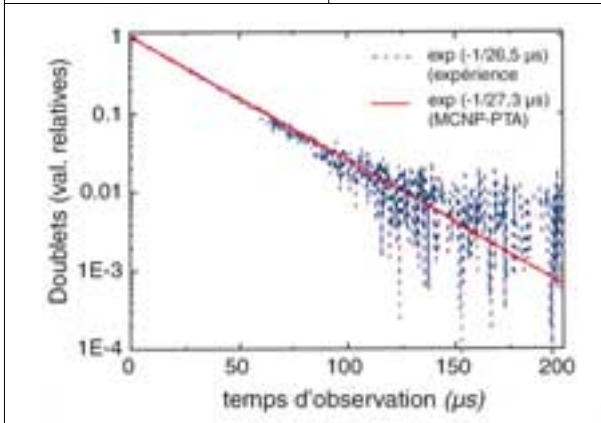


Figure 10

Profil axial des singulets.

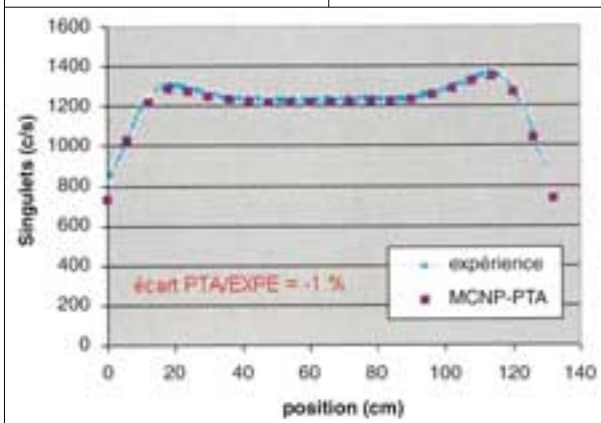
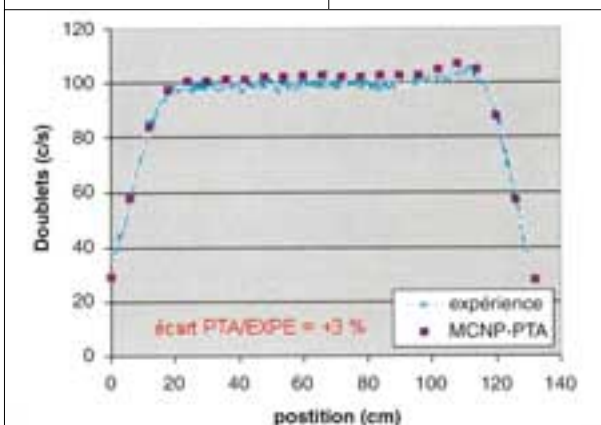


Figure 11

Profil axial des doublets.



Le code MCNP-PTA fonctionne sur la base d'un calcul MCNP classique, dans lequel la modélisation des réactions de fission est améliorée pour tenir compte de la distribution complète des multiplicités neutroniques. De plus, l'électronique de détection associée à la chambre de comptage est simulée. Il permet de calculer, connaissant l'intensité et la distribution énergétique de la source neutronique, le taux de singulets et de doublets fournis par l'ensemble de détection "chambre de comptage et analyseur".

#### APPORT DES SIMULATIONS NUMÉRIQUES

Le processus de simulation numérique passe par une première phase d'évaluation de la qualité du modèle qui consiste à comparer les paramètres caractéristiques du dispositif CHACAL mesurés avec ceux qui sont simulés : efficacité de détection et temps de vie des neutrons dans le système. Les mesures expérimentales de caractérisation du dispositif ont consisté à déterminer ces paramètres instrumentaux à l'aide d'une source d'étalonnage de  $^{252}\text{Cf}$ , dont le spectre énergétique d'émission est proche de celui des isotopes du plutonium. Une cartographie des comptages neutroniques (singulets et doublets) dans le puits de mesure a été réalisée dans le but de délimiter une zone d'application de la méthode de quantification. La **figure 9** présente l'évolution des doublets dans le temps, obtenue expérimentalement et par simulation avec MCNP-PTA, pour une source de  $^{252}\text{Cf}$  centrée dans le puits de mesure. À un instant  $t$ , le nombre de neutrons disparaissant par unité de temps est proportionnel au nombre de neutrons présents dans le dispositif. Le nombre de neutrons présents dans le dispositif diminue donc exponentiellement au cours du temps avec un temps de vie moyen  $\lambda$ . Les **figures 10 et 11** indiquent la cartographie axiale des comptages neutroniques (singulets et doublets), obtenue expérimentalement et par simulation MCNP-PTA.

En terme de valeur absolue, les simulations sont en accord avec l'expérience. Les cartographies des taux de singulets et de doublets montrent une zone d'efficacité constante sur une hauteur de 75 cm, permettant ainsi de quantifier le plutonium présent dans des conteneurs allongés. Aux extrémités du dispositif, le profil des comptages s'explique par la présence de réflecteurs en polyéthylène, avec un effet moins sensible sur les doublets à cause d'un temps de vie des neutrons supérieur à celui existant au centre. En zone cen-

## L'incertitude associée aux simulations numériques est évaluée par des études paramétriques de sensibilité sur les données nucléaires (spectres, sections efficaces) géométriques et environnementales.

trale, la présence d'une feuille de cadmium (absorbeur de neutrons thermiques) autour des groupes modérateurs-compteurs permet d'uniformiser les comptages.

L'incertitude associée aux simulations numériques est évaluée par des études paramétriques de sensibilité sur les données nucléaires (spectres, sections efficaces), géométriques et environnementales (pièce de stockage). Pour ce faire, une campagne de mesures a été réalisée au CCR/Ispra, dans le laboratoire de référence PERLA (PERformance LABoratory), avec des sources d'émission neutronique certifiée. Les écarts simulation MCNP/expérience obtenus sur l'efficacité de détection pour des sources de  $^{252}\text{Cf}$ , de PuGa et de  $\text{PuO}_2$  (émission par fission spontanée) et d'AmLi, d'AmB, d'AmF et d'AmBe (émission  $(\alpha, n)$ ) varient entre -2 % et +2 %, sauf dans le cas de la source AmBe, pour lequel l'écart observé est de +9 %. Dans ce dernier cas, il conviendra de préciser les données géométriques et physico-chimiques pour affiner le modèle de la source, siège de réactions  $(\alpha, n)$  et  $(n, 2n)$ .

Dans une seconde phase d'étude, le calcul par simulation des taux de comptage neutronique peut être réalisé sur des pots de matière nucléaire. Des comptages neutroniques (singulets et doublets) ont été acquis dans l'installation PERLA avec des échantillons de poudre de  $\text{PuO}_2$  dans une gamme de masse comprise entre 8 g et

2 500 g, deux échantillons de poudre MOX et un assemblage BWR de référence. Les simulations numériques, réalisées avec le code MCNP, permettent d'estimer le taux de singulets, ainsi que le facteur de multiplication neutronique de l'échantillon. De façon générale, les simulations numériques sont en accord avec l'expérience puisque les écarts relatifs simulation MCNP/expérience sont inférieurs à 2 % sur les taux de singulets et de 5 % sur les facteurs de multiplication neutronique.

Les premiers résultats obtenus avec le code MCNP-PTA (doublets) concernent des sources d'étalonnage de  $^{252}\text{Cf}$ . Il convient maintenant de poursuivre la démarche de simulation avec des échantillons de matière plutonifère. Pour ce faire, il est nécessaire d'intégrer dans le code MCNP-PTA les données nucléaires relatives aux isotopes du plutonium (émissions neutroniques spécifiques, spectres d'émission neutronique spontanée et induite, distributions des multiplicités neutroniques). Ces modèles constitueront une aide à l'analyse des écarts entre les déclarations des exploitants et les mesures effectuées par le Contrôle national, en permettant des études paramétriques de sensibilité sur les singulets et les doublets vis-à-vis des caractéristiques de la matière nucléaire mesurée (masse totale, densité, forme physico-chimique) et, dans le cas des fûts de déchets, vis-à-vis des caractéristiques de la matrice.

## Conclusions

Les résultats obtenus avec les codes MCNP et MCNP-PTA montrent l'efficacité de la simulation numérique pour estimer et pour confirmer les résultats des mesures effectuées avec les dispositifs de mesure neutroniques et gamma. Certaines anomalies expérimentales ont été mises en évidence (étalonnage des sources, paramètres instrumentaux de type géométrie, matériaux). Réciproquement, les mesures expérimentales ont permis de révéler des erreurs de modélisation concernant des données nucléaires et géométriques. De façon générale, les écarts entre valeurs calculées et

résultats expérimentaux sont inférieurs à 10 %. Les modèles sont en cours d'amélioration, à l'aide de mesures expérimentales et d'études paramétriques destinées à cerner avec plus de précision les incertitudes de calcul liées aux paramètres d'entrée, dans la perspective d'une utilisation sur les colis rencontrés en inspection.

## Remerciements

Nous tenons à remercier Bertrand Pérot (CEA), Paolo Peerani et Marc Looman (CCR/Ispra), Hervé Vidal (stagiaire ULP-Strasbourg), pour leur participation active à ces études.



**Les mesures expérimentales ont permis de révéler des erreurs de modélisation concernant des données nucléaires et géométriques.**

# partenariats



## Malveillance transport

L'IRSN participe avec les États-Unis (NRC, DOE), le Royaume-Uni et l'Allemagne (BMU et GRS) à des travaux de recherche et développement dans le domaine du comportement des emballages de transports en cas d'agression.



## Sûreté des transports

L'IRSN a effectué avec plusieurs partenaires européens des études pour la Commission européenne (DGTREN) :

- guide pour l'élaboration des programmes de radioprotection ;
- recommandations pour la déclaration et la notification des incidents concernant les transports.

L'IRSN participe, au sein des comités techniques de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), à des travaux portant sur l'évolution de la réglementation de sûreté des transports.



## Sécurité des matières nucléaires...

L'IRSN joue un rôle important dans les actions menées par l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) en matière de sécurité des matières nucléaires. Il participe régulièrement aux travaux du Standing Advisory Group and Safeguards Implementation (SAGSI), groupe qui conseille l'Agence sur les mesures de contrôle des matières nucléaires. L'Institut participe également à la révision des recommandations de l'Agence dans ce domaine ainsi qu'à celle de la convention sur la protection physique. L'AIEA sollicite également des membres de l'IRSN pour participer à des missions de l'International Physical Protection Advisory Service (IPPAS).



## ... et leur surveillance

L'IRSN et l'Institut Kurchatov continuent leur collaboration relative à la détection et à la surveillance des matières nucléaires, dans le cadre d'un accord reconduit en 2001 pour cinq ans.





## 4 La protection de l'homme

1	La dosimétrie du rayonnement cosmique à bord d'un avion : le système SIEVERT	> 121
2	Les aberrations chromosomiques stables en dosimétrie biologique	> 125
3	L'épidémiologie des travailleurs du groupe CEA	> 133
4	Conséquences sanitaires de l'accident de Tchernobyl en France : état des connaissances et évaluation des risques de cancer thyroïdien	> 137
5	Optimisation des doses délivrées aux patients en radiologie médicale	> 143
6	Le Système d'information de la surveillance de l'exposition aux rayonnements ionisants	> 152
7	Évaluation du risque radiologique pour les travailleurs exposés au thorium	> 159

L'homme est soumis, au cours de sa vie, à diverses sources de rayonnements ionisants :

- les sources naturelles d'irradiation, en particulier le radon et les rayonnements cosmiques, mais aussi les expositions au rayonnement tellurique et l'ingestion de radionucléides ;
- les sources médicales, avec la multiplication des examens médicaux de radiologie ou de médecine nucléaire ainsi que l'utilisation courante de la radiothérapie pour le traitement des cancers ;
- les sources industrielles, avec le développement de l'utilisation des sources radioactives pour les contrôles non destructifs et les déchets générés par l'industrie électronucléaire, voire d'autres industries, dont les procédés concentrent les radionucléides naturels.

Le public est toujours exposé aux sources naturelles d'irradiation. Il peut recevoir en plus, comme patient, des irradiations d'origine médicale. Enfin, le travailleur peut être exposé du fait d'une activité professionnelle, exposition qui s'ajoute aux précédentes.

L'enjeu des recherches en radioprotection est d'apporter des réponses argumentées s'appuyant sur des données scientifiques validées aux questions posées par les expositions aux rayonnements ionisants du fait des effets biologiques de ces derniers, afin de les maîtriser. Ces effets sont groupés en deux classes :

- les effets déterministes, qui apparaissent de façon certaine dès lors que la dose absorbée par le tissu cible est atteinte. C'est surtout lors d'accidents avec des sources radioactives que les effets déterministes sont observés sur les tissus. Mais on voit aussi apparaître des effets déterministes, par exemple cutanés, en radiothérapie ou lors de traitements sous radiologie interventionnelle ;
- les effets stochastiques, qui sont des effets de survenue tardive, avec une faible probabilité. C'est dans ce cadre que les effets cancérogènes des rayonnements ionisants, connus à forte dose et à fort débit de dose, motivent d'abondantes recherches à faible dose et à faible débit de dose.

Des avancées significatives ont été obtenues par les équipes de l'IRSN (constitué en 2002 par le regroupement de l'IPSN et de l'OPRI) dans différents domaines de la radioprotection. Sept thématiques ont été sélectionnées pour illustrer les activités de recherche en radioprotection de l'homme au moment de la création de l'IRSN (trois thématiques OPRI, quatre thématiques IPSN).

## Le système SIEVERT

En dosimétrie aéronautique et spatiale, l'IRSN contribue, avec la Direction générale de l'aviation civile, et l'Observatoire de Paris, au développement d'un outil informatique opérationnel appelé SIEVERT (Système d'information et d'évaluation par vol de l'exposition au rayonnement cosmique dans le transport aérien) qui permet d'évaluer la dose due au rayonnement cosmique à bord d'un avion. Cet outil permettra aux exploitants des compagnies aériennes de calculer l'exposition annuelle du personnel navigant.

## Les aberrations chromosomiques stables en dosimétrie biologique

L'IRSN a une activité opérationnelle d'expertise en cas de suspicion d'irradiation. Les principaux objectifs visant à améliorer en permanence cette expertise sont la montée en puissance au niveau opérationnel de la technique FISH<sup>1</sup>, qui permet de répondre au cas des irradiations anciennes, l'amélioration de l'automatisation pour la recherche des anomalies chromosomiques afin de diminuer encore le délai de réponse pour les expertises et un engagement fort dans une politique d'assurance qualité visant à accréditer le laboratoire à moyen terme.

Parallèlement, l'IRSN joue un rôle moteur au niveau international dans la normalisation de la technique cytogénétique de référence (dénombrement des anomalies chromosomiques instables sur les lymphocytes circulants).

## L'enquête sur les travailleurs de l'industrie nucléaire au CEA et à COGEMA

L'épidémiologie vise à l'évaluation directe des effets des rayonnements dans des groupes d'individus exposés. Elle évalue le risque en milieu professionnel et pour la santé publique. Pour améliorer la puissance statistique de ses résultats, l'épidémiologie vise actuellement à agréger les données venant de plusieurs pays, avec l'aval des instances internationales (Union européenne, OMS, AIEA) qui soutiennent ces programmes.

Les expositions professionnelles forment le plus important sujet d'études pluriannuelles en épidémiologie. L'étude sur le suivi épidémiologique des travailleurs du groupe CEA est menée en collaboration avec le Centre international de recherche sur le cancer (CIRC), à Lyon, en vue de l'analyse du lien entre mortalité par cancer et exposition externe aux rayonnements ionisants des travailleurs de l'industrie nucléaire, portant au total sur

1 - FISH : *Fluorescence In Situ Hybridization* ou *Hybridation in situ* fluorescente : technique permettant de "peindre" des chromosomes ou des fragments de chromosomes de couleurs différentes à l'aide de molécules fluorescentes (fluorochromes).

500 000 travailleurs de 17 pays. La cohorte du groupe CEA devrait inclure, *in fine*, 50 000 individus ayant eu un suivi dosimétrique entre 1950 et 1995. L'essentiel du travail d'acquisition et de validation des données pour cette cohorte est accompli. Une analyse préliminaire de la mortalité de cette cohorte a été réalisée par le laboratoire d'épidémiologie de l'IRSN. L'analyse de la relation entre l'exposition aux rayonnements ionisants et la mortalité par cancer ainsi que l'analyse conjointe avec le CIRC seront initiées en 2002.

## Évaluation des conséquences sanitaires de l'accident de Tchernobyl

Par ailleurs, l'IRSN est responsable de la conduite du volet "conséquences sanitaires" de l'Initiative franco-allemande sur Tchernobyl. Des études sur l'impact des retombées de l'accident de Tchernobyl en France, notamment la contamination de la chaîne alimentaire et les cancers de la thyroïde, ont été mises en place. Un premier bilan de l'état des connaissances et une évaluation du risque de cancers de la thyroïde ont été réalisés.

## Optimisation des doses délivrées aux patients en radiologie médicale

La contribution de la radiologie médicale représente une partie importante de l'exposition globale des populations aux rayonnements ionisants, en particulier dans les pays développés, et est en constante augmentation.

La directive 97/43/EURATOM, relative à l'exposition des patients aux rayonnements ionisants à des fins médicales, vise à maîtriser les doses délivrées aux patients en proposant des recommandations qui permettent d'élever la qualité globale des pratiques radiologiques, tout en éliminant les irradiations inutiles. La Direction générale de la santé a confié à l'IRSN la mission d'accompagner la transcription en droit français de la directive européenne.

## Le système SISERI

Le système SISERI (Système d'information de la surveillance de l'exposition aux rayonnements ionisants) est l'outil de gestion de la surveillance des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants mis en place par l'IRSN depuis quelques années.

## Évaluation du risque radiologique pour les travailleurs exposés au thorium

Dans le cadre de l'évaluation du risque radiologique pour les travailleurs d'une usine traitant d'importantes quantités de monazite – minerai riche en radioéléments naturels et, en particulier, en  $^{232}\text{Th}$  –, l'IRSN a été amené à conduire différentes enquêtes : une étude géographique de mortalité, une étude "cas-témoins" ainsi que des analyses radiotoxicologiques.

# La dosimétrie du rayonnement cosmique à bord d'un avion : le système SIEVERT

• J.-F. BOTTOLIER-DEPOIS (IRSN)

• A. BIAU (IRSN)  
• P. BLANCHARD (AIR FRANCE)

• P. DESSARPS (DGAC)  
• P. LANTOS (OBS. PARIS)

• D. SAINT-LÔ (IRSN)  
• M. VALERO (IRSN)

**À** bord d'un avion, la dose reçue due au rayonnement cosmique est plus importante qu'au niveau du sol. En raison de son activité professionnelle, le personnel navigant peut recevoir en un an une dose efficace de quelques millisieverts. La réglementation européenne adoptée en 1996 impose ainsi aux entreprises exploitant des avions de surveiller l'exposition de leur personnel navigant. En France, un outil a été développé pour répondre à ce besoin : le système SIEVERT.

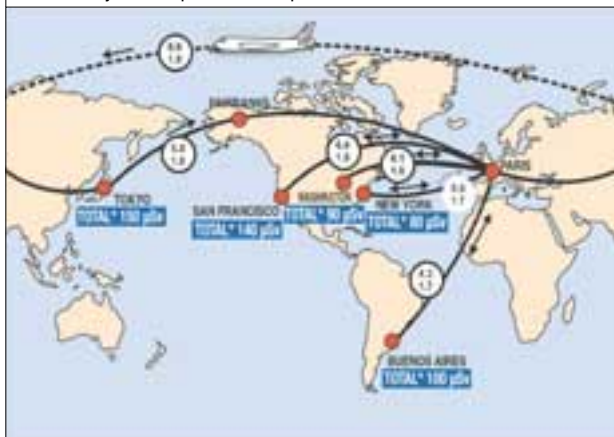
Avion en croisière à une altitude d'environ 10 000 m.



Figure 1

Doses reçues lors de différents vols obtenues à partir de mesures réalisées entre 1996 et 1998 avec l'appareil NAUSICAA.

Dans les cercles sont mentionnés le débit d'équivalent de dose moyen sur le vol ( $\mu\text{Sv/h}$ ) et le facteur de qualité moyen du rayonnement (rapport de l'équivalent de dose sur la dose absorbée). L'équivalent de dose total (débit moyen  $\times$  temps) est donné pour un vol aller-retour.



## L'exposition au rayonnement cosmique en avion

### L'EXPOSITION AUGMENTE AVEC L'ALTITUDE

Au fur et à mesure que l'altitude augmente, la couche d'atmosphère protectrice se faisant plus mince, l'exposition au rayonnement cosmique est de plus en plus importante.

À l'altitude de croisière des avions de ligne, soit de 10 000 à 12 000 m, le rayonnement cosmique est environ 100 à 300 fois plus intense qu'au niveau de la mer. À bord du Concorde, qui vole à 18 000 m, le débit de dose est quasiment deux fois plus élevé qu'à bord des avions subsoniques.

### L'EXPOSITION VARIE AVEC LA LATITUDE

En raison de la barrière constituée par le champ magnétique terrestre, les particules du rayonnement cosmique pénètrent plus facilement aux latitudes élevées, proches des pôles, qu'à proximité de l'équateur. L'exposition au rayonnement sera fonction des latitudes de la route empruntée par l'avion.

Des mesures effectuées à bord d'avions sur des vols long-courrier durant les années 1990 (**figure 1**) ont montré que le personnel navigant reçoit une dose efficace comprise dans une fourchette de 2 à 5 mSv par an en fonction des routes empruntées et de l'activité solaire.

## Le projet SIEVERT

La réglementation européenne adoptée en 1996 impose aux entreprises exploitant des avions de surveiller l'exposition de leur personnel navigant (**encadré**, page 124). En France, les pouvoirs publics ont mis en place le Système d'information et d'évaluation par vol de l'exposition au rayonnement cosmique dans le transport aérien (SIEVERT). Cet outil d'évaluation des doses a été mis au point par la Direction générale de l'aviation civile (DGAC) et ses partenaires, l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), l'Observatoire de Paris et l'Institut français de recherche et de techniques polaires (IFRTP).



En sa qualité d'expert en dosimétrie, l'IRSN fournit chaque mois les données dosimétriques du rayonnement cosmique et les vérifie périodiquement. L'Institut héberge le système SIEVERT et en assure l'exploitation.

### L'ÉVALUATION DES DOSES DE RAYONNEMENT REÇUES LORS DES VOLS

Le système SIEVERT est mis à la disposition des compagnies aériennes pour les aider à prendre en compte les recommandations de la publication 60 de la CIPR et à appliquer l'article 42 de la direc-

tive européenne 96/29/EURATOM. Ce service, à caractère professionnel, est disponible sur un serveur Internet accessible aux entreprises qui en ont fait la demande auprès de la DGAC. Un accès pour le public permet également à un passager d'estimer la dose reçue lors d'un voyage.

Le système fournit des doses qui tiennent compte des routes empruntées par les avions. Ces valeurs sont calculées à partir de modèles dosimétriques vérifiés sur plusieurs dizaines de vols. En outre, en cas d'éruption solaire, le système SIEVERT permet d'en évaluer l'impact sur la dose reçue.

SIEVERT est un outil adapté à la dosimétrie du personnel navigant. Son utilisation ne nécessite pas de compétences particulières en matière de radioprotection au sein de la compagnie aérienne. Il ne génère pas de contraintes d'utilisation pour le personnel, contrairement aux dosimètres individuels.

SIEVERT permettra une bonne application de la réglementation pour au moins deux raisons. Tout d'abord, les résultats obtenus sont fiables et validés. Ensuite, le mode d'évaluation des doses est le même pour toutes les compagnies aériennes.

### PRINCIPE D'UTILISATION DE SIEVERT

L'entreprise prépare un fichier des vols effectués ou envisagés et le dépose à l'adresse Internet de SIEVERT. Le système complète ensuite le fichier en ajoutant la dose efficace correspondant à chaque vol (figure 2). La dose est calculée, en fonction des caractéristiques du vol, à partir de données dosimétriques d'entrée validées par l'IRSN. Plus l'information sur la route empruntée est détaillée, plus la valeur de la dose est précise. Si l'information est minimale, la valeur de la dose est évaluée à partir d'un profil de vol standard. À ce stade, les données ne sont pas nominatives. Il appartient ensuite aux employeurs de cumuler les doses reçues au cours des trajets effectués par chaque membre du personnel navigant. Ces informations sont mises à la disposition de la personne concernée et communiquées au médecin du travail.

### LE CALCUL DES DOSES PAR SIEVERT

Au cœur de SIEVERT, l'espace aérien est découpé en mailles faisant chacune 1 000 pieds en altitude, 10° en longitude et 2° en latitude. L'ensemble forme une cartographie de 265 000 mailles ; à chacune d'elles est affectée une valeur de débit

Figure 2

#### Principe d'échange des données entre SIEVERT et les compagnies aériennes.

Le public a la possibilité d'évaluer la dose reçue lors d'un ou de plusieurs vols en se connectant sur le site de SIEVERT (<http://www.sievert-system.org>). Cette évaluation est faite à partir des informations disponibles sur le billet (figure 3).



Figure 3

#### Fenêtre de saisie des données pour le public.



de dose efficace. Le temps passé par l'avion dans chaque maille et la dose correspondante sont calculés (figure 4) ; leur cumul donne la dose reçue lors du vol.

### LA MISE À JOUR DES DONNÉES DOSIMÉTRIQUES

Tous les mois, la cartographie des débits de dose est mise à jour par l'IRSN en tenant compte de l'activité solaire (figure 5). Cette cartographie est obtenue à partir d'un code de calcul (aujourd'hui CARI 6, développé par la Federal Aviation Administration) qui permet d'obtenir la dose en tout point de l'espace jusqu'à une altitude de 80 000 pieds. Des mesures périodiques du rayonnement, à l'aide de dosimètres installés au sol et dans des avions, permettent ensuite de confirmer et, éventuellement, de corriger les valeurs obtenues. En cas d'éruption solaire notable, une cartographie spécifique est créée puis validée. Les astrophysiciens de l'Observatoire de Paris sont alors appelés en renfort pour estimer l'impact de l'éruption. Le délai pour réaliser cette étude complexe est assez long. Il faut donc attendre quelques semaines avant de pouvoir calculer les doses reçues lors des vols effectués pendant l'éruption.

### Les premiers résultats

Durant la phase de vérification de service régulier (VSR), qui précède la mise en exploitation, des calculs en grandeur réelle ont été réalisés par l'IRSN, en particulier avec Air France. Plusieurs dizaines de milliers de vols réels ont été traités.

### PREMIÈRES STATISTIQUES

Une étude statistique de ces premiers résultats a permis de valider un certain nombre de paramètres, en particulier ceux servant à définir un profil de vol standard utilisé pour le public lorsque le profil réel n'est pas connu. Ces premiers résultats montrent, entre autres, que la dispersion sur la dose pour une destination donnée est importante (jusqu'à un facteur 1,7), car un vol peut être plus ou moins long en fonction des paramètres environnementaux comme les conditions météorologiques. Les valeurs obtenues avec le profil standard sont généralement dans la partie supérieure de la fourchette de dose pour une route donnée, ceci dans le souci d'une approche conservatrice (figure 6).

Figure 4

Principe de calcul de la dose pour un vol dans SIEVERT.



Figure 5

Les différentes données d'entrée nécessaires au fonctionnement de SIEVERT.

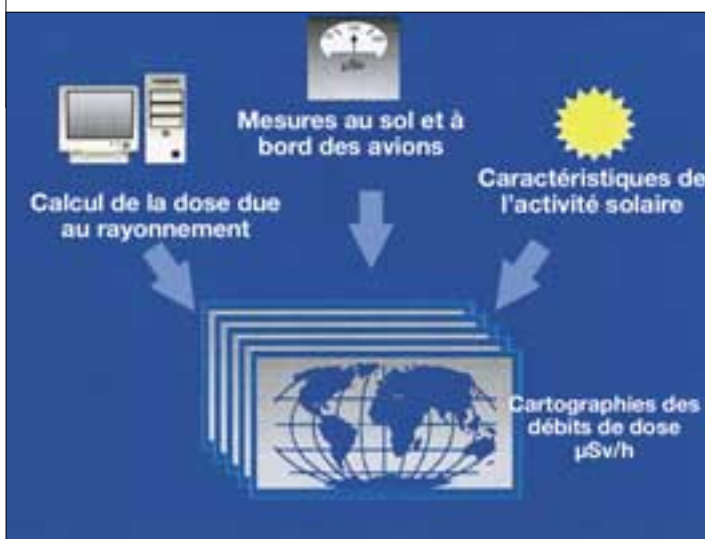
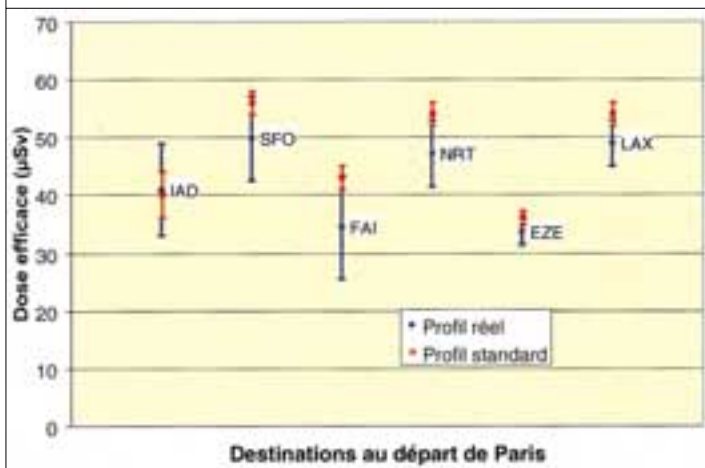


Figure 6

Comparaison des doses obtenues avec un ensemble de vols réels et standard pour différentes routes au départ de Paris sur une période de un mois (IAD : Washington, SFO : San Francisco, FAI : Fairbanks, NRT : Tokyo, EZE : Buenos Aires, LAX : Los Angeles).



### VALIDATION DU MODÈLE EN CAS D'ÉRUPTION

Des mesures de la dose tout au long d'un vol pendant lequel s'est produite une éruption solaire perceptible au niveau du sol ont été réalisées pour la première fois le 15 avril 2001 sur un vol Prague-New York (figure 7). Ces mesures ont été obtenues par F. Spurny (Académie des sciences tchèque) dans le cadre d'un contrat européen

regroupant sept instituts, dont l'IRSN. De tels événements, appelés *Ground Level Events* (GLE), se produisent quelques fois par an tout au plus. Le modèle dosimétrique mis en place dans SIEVERT en cas d'éruption a ainsi pu être validé. Ce modèle est basé sur l'atténuation dans l'atmosphère de particules avec une énergie comparable à celle des éruptions solaires et sur les données de moniteurs neutrons situés au sol qui fournissent l'intensité du GLE.

Figure 7

Profil du débit de dose mesuré à l'aide du détecteur "LIULIN" (détecteur à semi-conducteur) et calculé par SIEVERT pour un vol Prague-New York le 15 avril 2001 lors du GLE 60 qui a débuté à 14 h 09 TU.



### BILAN

Cet outil, à caractère opérationnel, répond à une demande des compagnies aériennes pour la radioprotection des personnels navigants. En outre, il offre la possibilité d'évaluer la dose reçue lors d'un vol à toute personne qui le souhaite.

Un aspect novateur de SIEVERT réside dans le fait qu'une dosimétrie réglementaire est réalisée uniquement à partir d'un calcul basé sur des modèles qui, bien entendu, ont été validés par l'expérience.

Parmi les systèmes existants de par le monde, SIEVERT est le premier à avoir le souci de répondre à l'ensemble des contraintes opérationnelles, tant celles des exploitants de l'aéronautique que celles liées à la dosimétrie réglementaire. Des compagnies étrangères ont d'ores et déjà mentionné leur intérêt pour l'utilisation d'un tel système.

## > LA RÉGLEMENTATION

La directive européenne 96/29/EURATOM du 13 mai 1996 a modifié les normes de protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultant des rayonnements ionisants. Sa transposition en droit français a été mise en œuvre par la publication de l'ordonnance n° 2001-270 du 28 mars 2001, qui doit être complétée par la parution de cinq décrets.

La prise en compte de l'exposition aux rayonnements naturels est l'une des innovations de cette directive européenne. Concernant la protection du personnel navigant, l'article 42 prévoit les dispositions suivantes :

*"Chaque État membre prend les dispositions nécessaires pour que les entreprises exploitant des avions prennent en compte l'exposition au rayonnement cosmique du personnel navigant susceptible de subir une exposition supérieure à 1 mSv par an. Les entreprises prennent les mesures appropriées, afin notamment :*

- d'évaluer l'exposition du personnel concerné ;
- de tenir compte de l'exposition évaluée pour l'organisation des programmes de travail, en vue de réduire les doses du personnel navigant fortement exposé ;
- d'informer les travailleurs concernés des risques pour la santé que leur travail comporte ;
- d'appliquer l'article 10 au personnel navigant féminin."

L'article 10 de la directive concerne la protection particulière pendant la grossesse. Lorsqu'elle a informé l'employeur de son état, une femme enceinte ne doit plus être affectée à une activité en vol dès lors que la dose équivalente reçue par l'enfant à naître jusqu'à la fin de la grossesse est susceptible de dépasser 1 mSv.

## Les aberrations chromosomiques stables en dosimétrie biologique

• I. SOROKINE-DURM (IPSN)

• P. VOISIN (IRSN)

Depuis 1992, l'IRSN est en charge de la dosimétrie biologique effectuée pour les cas d'exposition accidentelle aux rayonnements ionisants, supposée ou avérée. Différentes méthodes complémentaires de dosimétrie biologique sont développées afin de répondre au mieux à un maximum de configurations possibles d'accident d'irradiation, que celle-ci soit chronique ou aiguë, globale ou localisée, récente ou ancienne. Le présent rapport décrit plus spécifiquement les méthodes mises au point pour répondre aux cas d'irradiation pour lesquels l'exposition a pu avoir lieu des mois, voire des années, avant l'expertise.

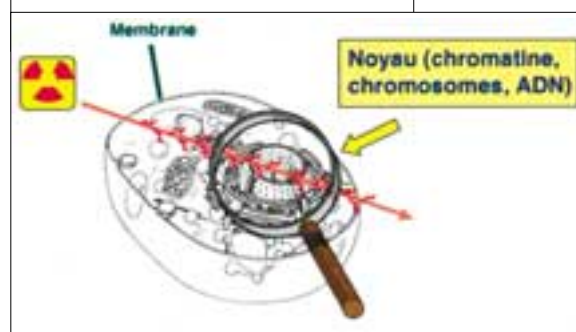
### Les rayonnements ionisants provoquent des aberrations chromosomiques

L'effet biologique des radiations ionisantes à l'échelle de la cellule résulte de l'absorption d'énergie par les structures cellulaires constituant la matière vivante. L'effet peut être direct (absorption d'un photon et mise en mouvement d'un électron) ou indirect *via* les produits de la radiolyse de l'eau (radicaux libres).

Les conséquences biologiques de ces dommages moléculaires peuvent être considérables et dépendent en partie du type de molécule, ou macromolécule, abîmé (protéines, lipides ou ADN). Il est classiquement admis que les effets au niveau de l'ADN (acide désoxyribonucléique) sont prépondérants. En effet, l'ADN est le support de l'information génétique : c'est un polymère de nucléotides organisés en deux chaînes de séquences nucléotidiques complémentaires qui s'enroulent en double hélice. L'ADN est le constituant majeur de la chromatine du noyau cellulaire des organismes vivants supérieurs, et la survie des cellules implique le maintien de l'intégrité de son information génétique (figure 1). Les chromosomes normaux sont constitués de deux chromatides reliés par une zone de constriction,

Figure 1

Au sein de la cellule (coupe schématique tridimensionnelle), le noyau avec sa chromatine, formée essentiellement d'ADN et de protéines.



nommée centromère. Selon le point d'impact des particules ionisantes sur l'ADN, on distingue classiquement les lésions suivantes : ruptures de chaînes simples ou cassures simples brins ; ruptures de chaînes doubles ou cassures doubles brins ; altérations des bases des phosphonucléotides ; destruction des sucres ; pontages entre bases ou entre ADN et protéines. Les ruptures de chaînes sont les lésions majoritairement observées. Toutes ces altérations de l'ADN vont induire la mise en œuvre des systèmes de réparation de l'ADN.

En effet, constamment soumise à des agressions extérieures par des agents physiques ou chimiques, souvent génotoxiques, toute cellule saine possède un réseau complexe de mécanismes de réparation des lésions cellulaires. On sait aujourd'hui que les réparations des dommages de l'ADN dépendent en partie du fait que les cellules sont entrées ou pas dans le cycle de division cellulaire et du stade du cycle cellulaire dans lequel elles se trouvent au moment de la création des dommages. D'un point de vue cinétique, la réparation des cassures "simples brins" de l'ADN est rapide (moins d'une heure dans les cellules humaines normales), alors que la réparation des cassures "doubles brins" fait intervenir plusieurs enzymes et protéines complexes.

Près de 99 % des lésions de l'ADN se trouvent ainsi réparées.

Néanmoins, les réparations de l'ADN peuvent être imparfaites ; il se peut que les chromosomes subissent des modifications morphologiques intrachromosomiques ou bien que des chromosomes différents échangent du matériel génétique (échange interchromosomique). La conséquence de ces réparations imparfaites est l'obtention de chromosomes de morphologie anormale. On parle alors d'anomalies chromosomiques de structure, qu'on peut observer au stade de la métaphase, phase où les chromosomes sont bien individualisés et par la suite facilement visibles au microscope. La **figure 2** résume les principales aberrations de structure radio-induites.

Si la réparation fautive des dommages à l'ADN n'inclut qu'un seul chromosome, on obtient soit la production d'une paire de fragments, soit la formation d'un anneau centrique accompagné de sa paire de fragments (**figure 2**, partie gauche). Si la réparation fautive inclut deux chromosomes différents, on peut avoir création d'une aberration chromosomique instable de type dicentrique ou d'aberrations chromosomiques stables telles que des translocations et des insertions (**figure 2**, partie droite). Selon la forme du chromosome anormal obtenu, l'observation de l'anomalie au stade de la métaphase sera plus ou moins facile.

#### Référence

1 - K. E. Buckton, W. M. Court Brown et P.G. Smith, "Lymphocyte Survival in Men Treated With X-rays for Ankylosing Spondylitis.", *Nature* 214, 470-473 (1967).

## Les aberrations chromosomiques instables en tant que dosimètre biologique

En cas d'accident d'irradiation, différentes approches complémentaires sont essentielles pour quantifier l'exposition dans les meilleurs délais et, ainsi, aider la prise en charge thérapeutique : dosimétrie physique par dosifilm ou, éventuellement, par reconstitution numérique 3D ; dosimétrie clinique basée sur la symptomatologie des individus irradiés ; dosimétrie biologique qui permet d'évaluer la dose reçue par un individu à partir de marqueurs biologiques (appelée plus loin "dose biologique").

Il est connu depuis le début du xx<sup>e</sup> siècle que les aberrations chromosomiques radio-induites augmentent quantitativement avec la dose d'irradiation, ce qui en fait un outil de choix dans le cadre de la dosimétrie biologique.

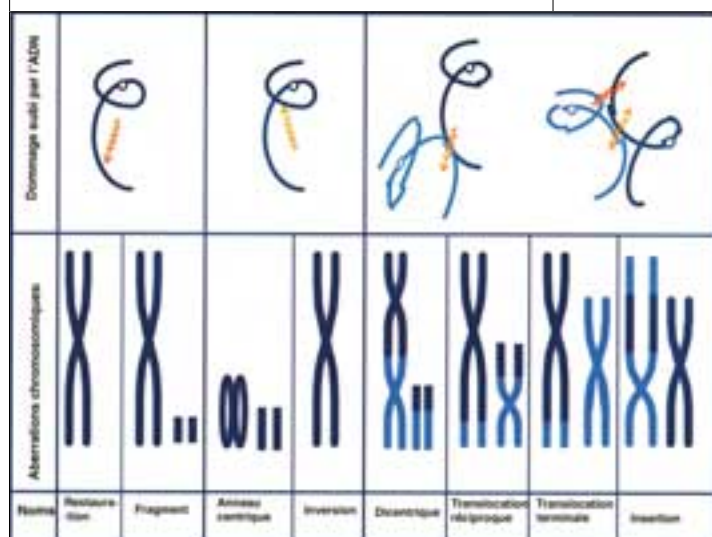
La méthode de référence depuis les années 1960 repose sur le dénombrement des anomalies chromosomiques *instables* (dicentriques et anneaux centriques) observées dans les lymphocytes sanguins bloqués en métaphase. Pour réaliser cette estimation de dose, la fréquence de dicentriques observée est comparée à des courbes dose-effet préalablement déterminées *in vitro* pour différents débits de dose et qualités de rayonnement. Actuellement, la dosimétrie biologique par détection de dicentriques est utilisée en routine et reconnue au plan médico-légal.

Malheureusement, du fait même de leur structure morphologique, les dicentriques posent des problèmes mécaniques de transmission lors des divisions cellulaires (50 % de perte à chaque division). La fréquence des dicentriques décroît donc au cours du temps, ce qui limite l'intérêt de cette technique aux accidents relativement récents.

En revanche, les aberrations chromosomiques *stables* de type translocation sembleraient persister plusieurs années après l'exposition. La persistance temporelle des translocations était suggérée dès 1967, lors d'études portant sur l'analyse des aberrations des lymphocytes des patients traités, des dizaines d'années auparavant, par radiothérapie pour spondylarthrite ankylosante (Buckton, 1967<sup>1</sup>).

Figure 2

Les principales aberrations chromosomiques de structure.



## Dénombrement des translocations à l'aide de l'hybridation *in situ* fluorescente (FISH)

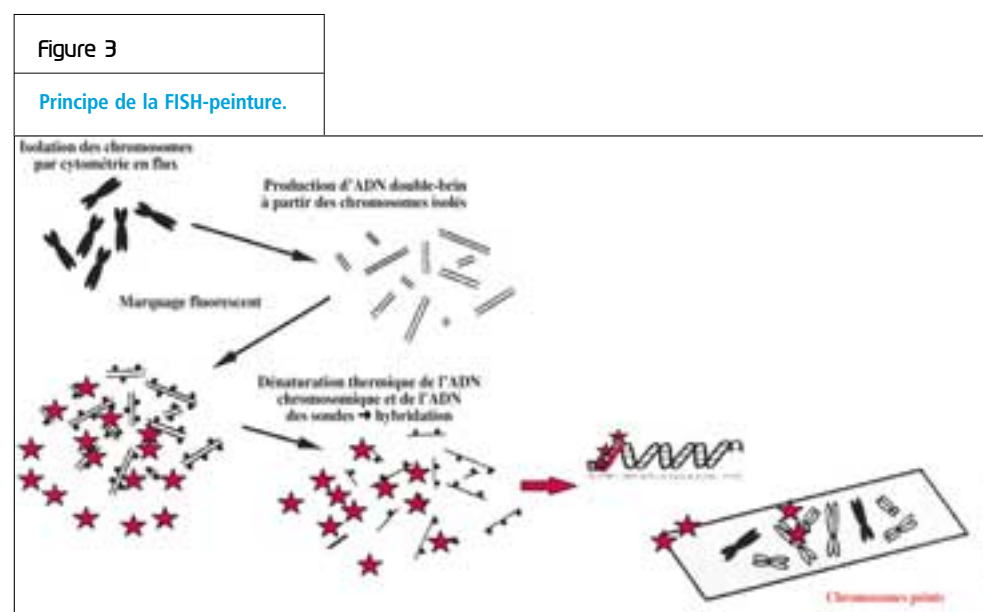
Pendant longtemps, l'analyse des translocations était difficile, nécessitant un classement des chromosomes par paires après une coloration spécifique "en bandes". L'introduction de la technique d'hybridation *in situ* fluorescente (FISH) révolutionne l'analyse en permettant de "peindre" les chromosomes de couleurs différentes. Cette FISH-peinture est réalisée grâce à des sondes d'ADN monobrins marquées par des molécules fluorescentes, facilitant ainsi la détection des translocations (Pinkel, 1986<sup>1</sup>, Lichte, 1992<sup>2</sup>, Lucas, 1989<sup>3</sup>). Toutes les variantes de la méthode FISH sont basées sur le même principe : il s'agit toujours d'utiliser une sonde ADN simple brin (marquée), c'est-à-dire qui correspond à la séquence d'un seul brin de la double hélice d'ADN, pour l'hybrider sur sa séquence complémentaire chromosomique, au sein même de la préparation biologique analysée. Cette séquence complémentaire appartient à un chromosome d'un lymphocyte dont l'ADN a été dénaturé par la chaleur, c'est-à-dire dont les deux brins ne sont plus associés par les liaisons hydrogènes et sont donc libres de reformer une hélice double, *in situ*, au sein même du chromosome considéré (figure 3). La FISH-peinture sera monocolore si on utilise des molécules fluorescentes émettant dans une seule longueur d'onde, ou multicolore si on utilise pour les paires de chromosomes à peindre des sondes

## L'introduction de la technique d'hybridation *in situ* fluorescente (FISH) révolutionne l'analyse des translocations.

ADN marquées par des molécules fluorescentes émettant dans des longueurs d'onde différentes, – rouge, verte et orange, par exemple. Pour distinguer les chromosomes "non peints", on utilise une contre-coloration de tout l'ADN génomique avec une molécule émettant une fluorescence dans une longueur d'onde différente de celles des sondes. Pour cela, on utilise classiquement du DAPI (4'-6-diamidino-2-phénylindole), émettant dans le bleu.

## Les aberrations chromosomiques stables en tant que dosimètre biologique : des résultats mais encore beaucoup de questions

L'utilisation de la fréquence des translocations détectées par FISH-peinture en tant qu'indicateur biologique d'exposition aux rayonnements ionisants a fait une avancée significative ces dernières années. Néanmoins, un certain nombre de questions doivent encore être résolues avant



### Références

- 1 - D. Pinkel, T. Straume et J.W. Gray, "Cytogenetics Analysis Using Quantitative High-sensitivity Fluorescence Hybridization", Proc. Natl. Acad. Sci., États-Unis, 83, 2934-2938 (1986).
- 2 - P. Lichte, A.C. Boyle, T. Cremer et D.C. Ward, "Analysis of Genes and Chromosomes by Non-isotopic *in situ* Hybridization", Genet. Anal. Tech. Appl., 8, 24-35 (1992).
- 3 - J.N. Lucas, T. Tenjin, T. Straume, D. Pinkel, D. II Moore, M. Litt et J.Gray, "Rapid Human Chromosome Aberrations Analysis Using Fluorescence *in situ* Hybridization", Int. J. Radiat. Biol., 56, 35-44 (1989).

d'établir cette technique comme bioindicateur d'irradiation accidentelle :

- Quels sont les chromosomes "à peindre" et les translocations à dénombrer afin d'établir les références *in vitro* correctes pour l'estimation de dose ?
- Quelle est leur fréquence dans la population normale, non irradiée ?
- Les translocations persistent-elles vraiment au cours du temps ?
- Quel est l'usage pratique pour l'exposition accidentelle ?

### LES CHROMOSOMES À PEINDRE PAR FISH ET LES TRANSLOCATIONS À DÉNOMBRER

La FISH-peinture adaptée à la dosimétrie biologique utilise un cocktail de sondes spécifiques de plusieurs chromosomes entiers – en général trois –, choisis parmi les plus longs de façon à couvrir près de 20 % du génome. Cependant, seules les translocations interchromosomiques touchant les chromosomes peints peuvent être répertoriées, ce qui peut, à terme, introduire un biais dans l'estimation du nombre des aberrations stables touchant tout le génome. En fait, une extrapolation mathématique proposée par Lucas (1989 et 1992<sup>1</sup>) permet d'estimer le nombre de translocations touchant tout le génome à partir des réarrangements entre les chromosomes peints et les autres chromosomes (non peints). Ce modèle est basé sur un certain nombre d'hypothèses biologiques, dont celle que la probabilité d'un chromosome d'être impliqué dans une translocation

serait proportionnelle à son contenu en ADN. Des travaux récents (Knehr, 1996<sup>2</sup>) ont cependant montré pour certains chromosomes une fréquence de translocations détectées par FISH-peinture jusqu'à 25 % plus élevée que ce que la longueur du chromosome laissait prévoir.

Les translocations présentent des formes morphologiques variées. Les translocations de formes simples se classent généralement en translocations complètes, ou translocations réciproques complètes (TRc), comme représentées dans le carré jaune de la **figure 4**, et, translocations incomplètes, telles que les translocations terminales (TT) ou les réciproques incomplètes (TRi) (cf. le reste de la **figure 4**). Quant aux translocations de formes plus complexes, elles ne sont pas souvent prises en compte dans les estimations de dose, car elles sont rares aux faibles doses d'irradiation et leur interprétation reste difficile.

Concernant les types de translocations à détecter pour les besoins de la dosimétrie biologique, l'ensemble des laboratoires utilisant la FISH-peinture pour les estimations de doses s'accordent sur le fait que le dénombrement de toutes les translocations simples est le plus informatif, même s'il semble que la persistance temporelle des translocations incomplètes soit moins bonne que celle des translocations complètes. Quels que soient le nombre et la nature des chromosomes peints et les types de translocations dénombrés, il est évident que chaque laboratoire doit utiliser la même méthodologie pour établir ses expertises et ses courbes dose-effet de référence.

#### Références

- 1 - J. N. Lucas, A. Awa, T. Straume, M. Poggensee, Y. Kodama, M. Nakano, K. Ohtaki, H.U. Weier, D. Pinkel, J. Gray et G. Littlefield, "Rapid Translocation Frequency Analysis in Humans Decades after Exposure to Ionizing Radiation", *Int. J. Radiat. Biol.*, 62 (1), 53-63 (1992).
- 2 - S. Knehr, H. Zitzelsberger, H. Braselmann, U. Nahrstedt et M. Bauchinger, "Chromosome Analysis by Fluorescence in situ Hybridization : Further Indications for a Non-DNA-proportional Involvement of Single Chromosomes in Radiation-induced Structural Aberrations", *Int. J. Radiat. Biol.* 70 (4), 385-392 (1996).

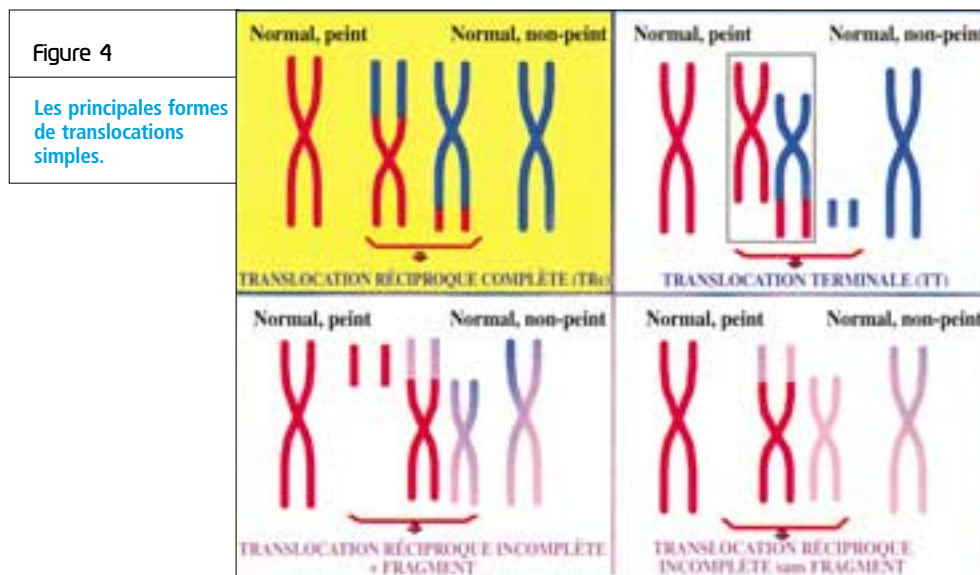


Figure 5

Courbes de référence établies après irradiation *in vitro* d'échantillons de sang humain par une source de cobalt-60 (à 37 °C) et par dénombrement des translocations réciproques complètes (TRc) ou des translocations complètes et incomplètes (Ttot) dans les paires de chromosomes 2, 4 et 12 à l'aide de la technique FISH-peinture.

Les barres verticales correspondent soit à la moitié supérieure, soit à la moitié inférieure de l'intervalle de confiance à 95 % de la distribution de Poisson.

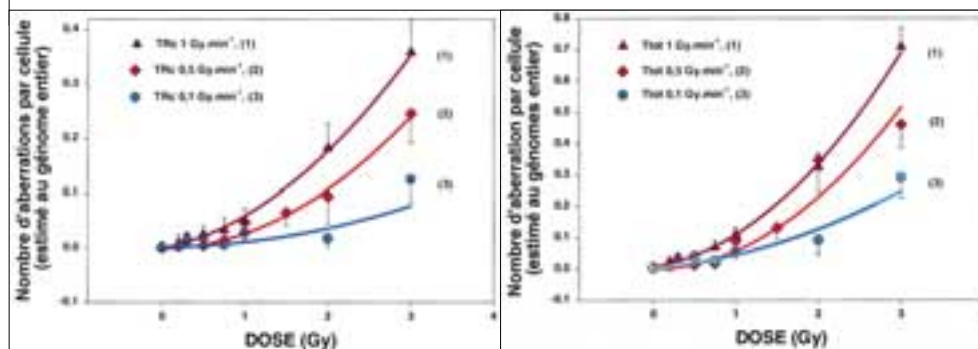
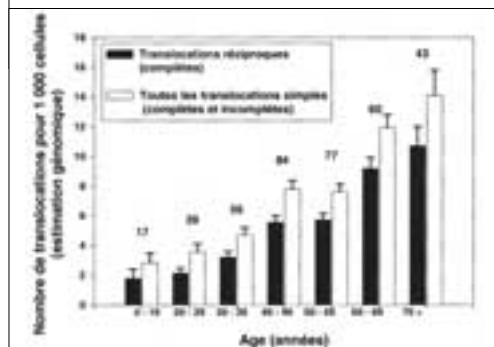


Figure 6

Effet de l'âge sur l'accumulation des translocations dans la population normale.

Résultats cumulés de plusieurs laboratoires européens faisant de la FISH-peinture. Les chiffres au-dessus des colonnes montrent le nombre de personnes analysées. Les barres correspondent à la moitié de l'intervalle de confiance à 95 % de la loi de Poisson.



Afin de préciser l'analyse, il est recommandé de faire plusieurs courbes de référence selon que l'on s'intéresse seulement aux translocations réciproques complètes ou à l'ensemble des translocations (figure 5). Chaque courbe est modélisée par une équation linéaire-quadratique dont les coefficients sont obtenus par itération pondérée successive.

#### FRÉQUENCE DES TRANSLOCATIONS SPONTANÉES DANS LA POPULATION NON IRRADIÉE

La fréquence en dicentriques spontanés est faible dans la population normale non irradiée : elle est d'environ  $0,7 \times 10^{-3}$  dicentrique par cellule. En revanche, la fréquence des translocations simples dans la population normale est plus élevée – entre  $2,4$  et  $14 \times 10^{-3}$  par cellule (Sorokine-

Durm, 2000) – et augmente régulièrement avec l'âge quel que soit le type de translocation observé (cf. figure 6 et les travaux de Ramsey, 1995).

Cette variation du taux basal de translocations selon l'historique de vie des accidentés est en défaveur d'une utilisation systématique de ce bioindicateur pour les estimations de doses aux faibles doses d'irradiation ( $< 0,3$  Gy).

#### APPLICATION DE LA FISH-PEINTURE AUX CAS D'IRRADIATIONS ACCIDENTELLES

À partir de 1994, les aberrations chromosomiques stables et instables ont été recherchées dans pratiquement tous les cas d'irradiation accidentelle expertisés, simples suspicions ou irradiations réelles (Sorokine-Durm, 1997). La fréquence de dicentriques trouvée a été comparée à la fréquence correspondante de translocations rapportée au génome total et le résultat, exprimé en fonction du délai séparant l'irradiation de l'analyse (tableau 1, page 130). On remarque qu'au bout de quelques mois la quantité de dicentriques dénombrés est généralement inférieure à celle des translocations. Cette observation concerne aussi bien les translocations complètes que les translocations incomplètes. Cependant, la plupart des analyses cytogénétiques ont été faites sur des cas d'irradiation à très faibles doses, voire parfois sur de simples suspicions d'irradiation, et les fréquences de translocations trouvées se situaient souvent au niveau du bruit de fond.

Il n'existe heureusement que de rares cas d'irradiation accidentelle à forte dose, et un seul cas

#### Références

- 1 - I. Sorokine-Durm, C. Whitehouse et A. Edwards, "The Variability of Translocation Yields amongst Control Populations", Rad. Prot. Dos., 88 (1), 35-44 (2000).
- 2 - M. J. Ramsey, D.H. Moore II, J.F. Briner, "The Effects of Age and Lifestyle Factors on the Accumulation of Cytogenetic Damage as Measured by Chromosome Painting", Mut. Res, 338, 95-106 (1995).
- 3 - I. Sorokine-Durm, V. Durand, A. Le Roy, N. Paillole, L. Roy et P. Voisin, "Is FISH Painting an Appropriate Biological Marker for Dose Estimates of Suspected Accidental Radiation Overexposure? A Review of Cases Investigated in France from 1995 to 1996", Env. Health Persp., 105 (6), 1427-1432 (1997).



## La présence de dicentriques provoque la mort de la cellule correspondante, entraînant du même coup la disparition des translocations existant dans cette même cellule.

est présenté dans le **tableau 1** (voir l'astérisque). Il s'agit d'un homme de 33 ans, de nationalité iranienne, irradié accidentellement par une source de radiographie industrielle d'<sup>192</sup>Ir. Ayant ramassé la source sur son lieu de travail, cet ouvrier l'aurait gardée dans ses vêtements pendant près de 90 minutes avant de s'en débarrasser. Les doses ont été estimées en se référant aux courbes dose-effet du laboratoire établies *in vitro* par FISH-peinture (cobalt-60, 0,5 Gy. min<sup>-1</sup>). L'estimation de dose basée sur le dénombrement des translocations réciproques et réalisée un et deux mois après l'irradiation est très proche de l'estimation de dose faite d'après le dénombrement des dicentriques juste après l'accident (Voisin, 2000<sup>1</sup>). Quant aux dicentriques, leur fréquence a décliné très rapidement.

### PERSISTANCE TEMPORELLE DES TRANSLOCATIONS

La persistance temporelle des translocations est influencée par la demi-vie (trois ans en moyenne) des lymphocytes T, par la dose reçue et la lymphopénie qui peut en résulter et, enfin, par la présence éventuelle de dicentriques dans la même cellule. En effet, la présence de dicentriques

entraînant du même coup la disparition des translocations existant dans cette même cellule. Plusieurs travaux publiés traitent du problème de la persistance des translocations. Les cas d'irradiation présentés dans ces publications sont très divers et incluent toutes les catégories de population (public, travailleurs). Pour les études concernant les populations humaines, on dispose en général de peu de données dosimétriques. Il existe parfois une estimation physique de dose, généralement approximative, voire fautive. Quelques cas disposent d'une dosimétrie biologique post-accidentelle par dénombrement des dicentriques, ce qui les rend plus informatifs. Une bonne compilation a été faite par Darroudi (2000)<sup>2</sup> (**tableau 2**).

Il en ressort que :

- le dénombrement des translocations est bien meilleur que celui des dicentriques pour les cas d'irradiations anciennes ;
- les translocations complètes persistent mieux au cours du temps que les incomplètes ;
- on observe une meilleure stabilité des translocations pour des doses inférieures à 1 Gy, voire 2 Gy d'après certains auteurs.

Des études effectuées chez des primates non humains irradiés *in toto* montrent une baisse du

#### Références

- 1 - P. Voisin, R. G. Assaei, A. Heidary, R. Varzegar, F. Zakeri, V. Durand et I. Sorokine-Durm, "Mathematical Methods in Biological Dosimetry : the 1996 Iranian Accident", Int. J. Radiat. Biol. 2000, vol. 76, n° 11, 1545-1554 (2000).
- 2 - F. Darroudi, A.T. Natarajan, "Application of FISH Chromosome Painting Assay for Dose Reconstruction : State of the Art and Current Views. Radiation Protection Dosimetry", vol 88, n° 1, pp. 51-58 (2000).

**Tableau 1**

**Comparaison entre les fréquences (Fq) des dicentriques (Dic) dénombrés par cytogénétique conventionnelle et celles des translocations (Tr) vues par FISH-peinture et rapportées au génome entier.**

Délai entre l'irradiation et l'analyse	Cas de suspicion d'irradiation à très faible dose	Cas de suspicion d'irradiation à forte dose
De quelques heures à 1 semaine	Fq dicentrique ≈ Fq translocation	Pas de cas expertisé
De 1 semaine à 4 mois	Souvent Fq dicentrique ≈ Fq translocation Parfois Fq Dic ≤ Fq Tr	Un seul cas analysé deux fois* à 1 mois d'intervalle : 1) Fq Dic ≈ Fq Tr 2) Fq Tr ≈ 2 x Fq Dic
De plus de 4 mois à quelques années	Fq dicentrique < Fq translocation	Pas de cas expertisé

\* Cas d'irradiation accidentelle par une source de <sup>192</sup>Ir (voir texte pour détails).

Temps (années) [accidents analyses]	Type d'exposition	Numéro de cas	Base de la comparaison	Stabilité temporelle des translocations	Référence
0-2	Accident d'Estonie	4	Film dosimétrique	Oui	Lindholm, 1998
1	Accidents de Goiania	2	Dicentriques à $t_0$	Non	Straume, 1991
5 et 8	Accidents de Goiania	24	Dicentriques à $t_0$	Non (>1Gy), oui (<0,8 Gy)	Natarajan, 1998
Entre 5 et 8	Accidents de Goiania	15	Translocations	Oui	Natarajan, 1998
Entre 5 et 8	Accidents de Tchernobyl	12	Translocations	Oui	Salassidis, 1994 Salassidis, 1995
8	Liquidateurs de Tchernobyl	60	Film dosimétrique	Non	Lloyd, 1996
10	Accidents d'Estonie, les "nettoyeurs"	118	Film dosimétrique	Non	Littlefield, 1998
11	Accident au trinium	1	Dicentriques à $t_0$ , urine	Oui	Lloyd, 1998
11	Travailleurs	3	Dicentriques à $t_0$	Oui	Stephen, 1997
20	Travailleurs (dose cumulée)	55	Film dosimétrique	Oui en dosimétrie de groupe	Tucker, 1997
30	Accident Y-12	4	Courbe <i>in vitro</i>	Non	Lucas, 1992
35	Travailleurs de Mayak	75	Film dosimétrique	Non	Salssidis, 1998
45	Survivants à la bombe A	20	Courbe <i>in vitro</i> , DS 86 doses	Oui	Lucas, 1992
50	Survivants à la bombe A	61	DS 86	Oui	Nakamura, 1998

nombre de translocations cinq ans après une exposition à une dose de 5 Gy, alors que d'autres études montrent une bonne persistance de la fréquence des translocations vingt-huit ans après une exposition à des doses plus faibles (0,56 et 2,25 Gy). L'expérience du laboratoire confirme les résultats publiés. En cas d'irradiation accidentelle chez l'homme, il n'y a pas d'intérêt particulier à dénombrer les translocations pour les expositions récentes résultant d'une irradiation aiguë. En revanche, l'avantage de dénombrer les translocations plutôt que les dicentriques apparaît dès que le délai entre l'irradiation et l'analyse dépasse trois à quatre mois (**tableau 1**) ; il en est de même si une consommation lymphocytaire anormale suite à une exposition grave ou à une infection entraîne une disparition trop rapide des dicentriques. Par exemple, l'Institut a participé au suivi dosimétrique des personnes exposées en Turquie durant plusieurs jours à une source de  $^{60}\text{Co}$  en décembre 1998. Les cinq personnes les plus atteintes auraient reçu des doses de 1 à 2,5 Gy d'après les estimations faites initialement par le dénombrement des dicentriques et des micro-noyaux. Cependant, un mois après l'accident, l'estimation de dose faite par le dénombrement des translocations était de 20 % supérieure à celle réalisée par les dicentriques. Six mois après, même si les doses estimées par la fréquence des

translocations ont légèrement baissé, elles sont toujours semblables à l'estimation initiale due aux dicentriques. Il a été procédé au suivi d'un homme irradié accidentellement en 1965 de façon hétérogène (de 2 à 50 Gy) par un rayonnement mixte gamma/neutrons de fission (90 % - 10 %). Durant la période allant de deux à quinze ans après l'irradiation, le nombre de translocations a décliné de près de 27 % alors que la décroissance en dicentriques correspondante était de 85 % (Sorokine-Durm, 1999').

#### Référence

1 - I. Sorokine-Durm, V. Durand, M. Delbos, M. Durm et P. Voisin, "FISH and Biological Dosimetry after Radiation Exposure : a Brief State of Art", In : Adv. Radiation Biol. & Peac, "UPZS (Suppl. 2), ISSN 0256" pp. 61-68 (1999).

**En cas d'irradiation accidentelle chez l'homme, il n'y a pas d'intérêt particulier à dénombrer les translocations pour les expositions récentes.**

## Même s'il s'agit d'une technique encore évolutive, il est probable que l'interprétation des résultats continuera de poser des difficultés.

Des études de persistance de translocations ont également été menées chez des primates non humains *M. mulatta*, irradiés *in toto* il y a quatre à six années. Une courbe de référence adéquate a été établie (RX) et la technique FISH-peinture multicolore a été appliquée en utilisant un cocktail de trois sondes humaines. Les résultats obtenus sont en faveur d'une bonne persistance de l'ensemble des translocations chez les deux singes irradiés respectivement à 4 et à 5 Gy (TNO-4 et TNO-5), quatre ans et demi et six ans après l'irradiation (figure 7).

En revanche, la reconstitution de dose rétrospective à partir de la fréquence des dicentriques n'a pas été possible, car aucun dicentrique n'a été observé dans les échantillons lymphocytaires des deux singes.

### Conclusions

Le développement des techniques d'hybridation *in situ* fluorescente a considérablement aidé à rendre plus facile le dénombrement des translocations radio-induites et, donc, à diffuser largement son application. En cas d'exposition récente et aiguë, cette technique ne présente pas d'intérêt particulier, puisque le dénombrement des dicentriques est, au moins, aussi précis. En revanche, cette approche devient indispensable (complémentaire ou supplétive aux dicentriques) dès que les circonstances accidentelles font que la disparition des dicentriques est trop rapide ou trop importante. Même s'il s'agit d'une technique encore évolutive, il est probable que l'interprétation des résultats continuera de poser des difficultés. En particulier, la conversion d'une fréquence de translocation en dose d'exposition restera toujours délicate en raison de l'accumulation des translocations au cours de la vie de l'individu.

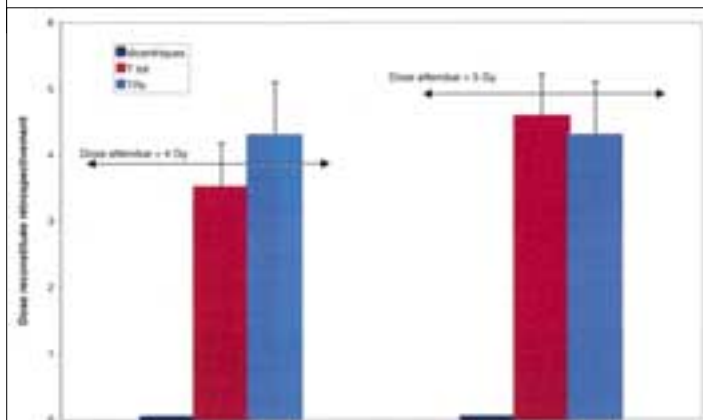
On a pu envisager l'utilisation des translocations pour des études épidémiologiques. Pour une irradiation prolongée ou chronique telle que peut l'être celle d'une population vivant sur des territoires contaminés, il a été possible de distinguer les populations exposées des populations témoins grâce à la détection des translocations peintes par FISH. Néanmoins, le taux de translocations spontanées est suffisamment élevé pour qu'une telle évaluation reste difficile au niveau individuel. De plus, la compréhension de la cinétique de disparition des translocations reste le challenge des prochaines années pour aider à une dosimétrie biologique réellement reconstructive des irradiations anciennes.

### Remerciements

Les travaux réalisés dans le domaine de la FISH-peinture ont été menés à bien avec l'aide de Laurence Roy, de Valérie Durand, de Martine Delbos, de Laetitia Le Baron, d'Honorine Kouto, de Nelly Jacquet et avec la participation de Gérald Wagemaker.

Figure 7

Reconstitution de dose chez deux primates non humains irradiés *in toto*, cinq ans avant analyse par la fréquence des translocations totales (Ttot) et réciproques (TRC) et par la fréquence des dicentriques.



Les bornes supérieures de l'intervalle de confiance à 95 % de Poisson sont représentées par les barres verticales.

Une étude épidémiologique est en cours sur les salariés du CEA (Commissariat à l'énergie atomique) et de COGEMA (Compagnie générale des matières nucléaires). Il s'agit de suivre une cohorte de travailleurs au cours du temps afin d'y étudier la relation entre l'exposition chronique aux faibles doses de rayonnements ionisants et le risque de cancer. Cette recherche se justifie par le fait qu'à l'heure actuelle les évaluations du risque de cancer associé aux faibles doses sont en majorité obtenues en appliquant des modèles d'extrapolation aux données de mortalité des survivants de Hiroshima et de Nagasaki qui ont été exposés à de hauts débits de doses en un laps de temps court.

La cohorte étudiée comprendra à terme 50 000 travailleurs. Cette cohorte est également incluse dans une analyse conjointe coordonnée par le Centre international de recherche sur le cancer (CIRC) et portant sur 500 000 travailleurs de 17 pays.

Par nature, une étude de cohorte dure jusqu'à l'extinction de celle-ci ; nous présentons ci-dessous l'état d'avancement de l'étude à ce jour ainsi que les résultats d'une analyse préliminaire de la mortalité des travailleurs du CEA.

### Recueil des données

Les entreprises retenues dans l'étude sont le CEA (secteur civil et Direction des applications militaires), COGEMA ainsi que sept filiales ou anciennes filiales du groupe CEA : CISBIO, Comurhex, Eurodif, Intercontrôle, SICN, STMI et Technicatome. Sont inclus dans la cohorte les individus ayant fait partie de l'une de ces neuf entreprises pendant au moins un an et ayant porté un dosimètre individuel. Les mineurs d'uranium sont exclus, compte tenu de la spécificité de leur exposition. La période couverte commence à l'origine des données dosimétriques (1950) et se termine en 1994.

Les informations à rechercher concernent :

- l'identification des individus ;
- leur histoire professionnelle ;
- les expositions aux rayonnements ionisants ;
- le statut vital (vivant ou décédé) et la cause de décès le cas échéant ;
- les autres nuisances potentiellement cancérigènes pouvant constituer des facteurs de confusion dans l'analyse.

Les sources d'information sont les services administratifs des entreprises pour les données d'identification et d'historique professionnel, les

L'étude porte sur les travailleurs ayant porté un dosimètre individuel.



services de dosimétrie pour les données d'exposition externe, les mairies des lieux de naissance pour le statut vital et le service commun n° 8 de l'Institut national de la santé et de la recherche médicale (INSERM) pour les causes de décès. Les autres nuisances potentiellement cancérigènes sont déduites de l'étude des installations industrielles où ont travaillé les individus durant leur carrière.

L'épuration des fichiers administratifs du CEA et de COGEMA ainsi que le recueil des statuts vitaux et des causes de décès des travailleurs décédés sont achevés. À cet effet, des courriers portant sur plus de 30 000 travailleurs partis du CEA ou de COGEMA ont été envoyés aux mairies de naissance des individus par les coordinateurs médicaux des deux entreprises.

Les doses annuelles des travailleurs du CEA civil et de COGEMA ont été reconstituées pour la période 1957-1994. Ce travail a été très lourd pour plusieurs raisons. Les données de base historiques sont extrêmement hétérogènes, exprimées par type de film dosimétrique, par type de rayonnement (bêta, gamma, neutrons) ou sous la forme "organisme entier". Les techniques dosimétriques, et notamment les seuils de détection, ont évolué dans le temps. Un groupe de travail constitué d'experts a établi des règles de conversion

appropriées. Des analyses sur les doses neutrons ont également été réalisées de manière à repérer les individus exposés entre 1957 et 1994.

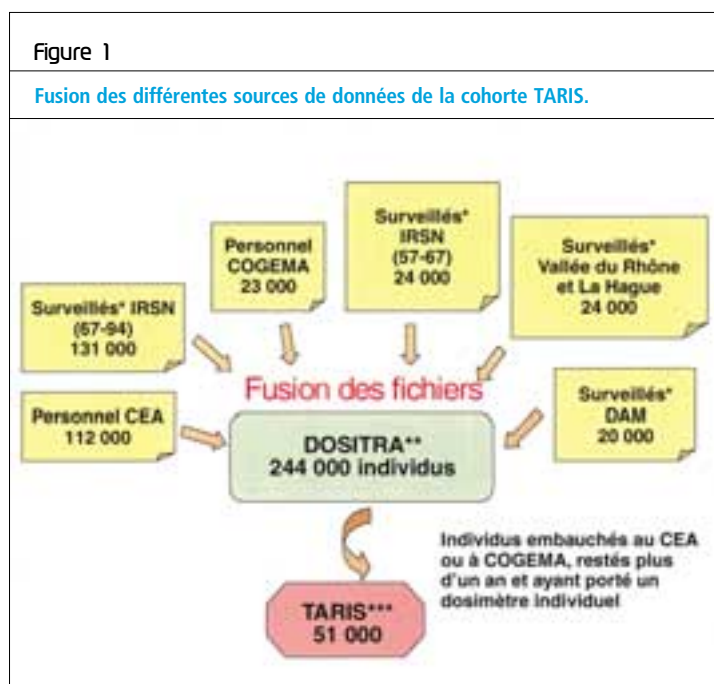
Le repérage des autres nuisances par l'étude des installations et des lieux de travail est en cours. À l'aide du groupe de travail constitué à cet effet, une liste historique de 329 installations a été établie et 51 d'entre elles ont donné lieu à une expertise détaillée de la présence de produits chimiques et/ou de radionucléides. L'ampleur de la tâche a motivé l'élaboration d'une méthode d'expertise simplifiée : expositions chimiques déduites des résultats obtenus sur les 51 premières installations et expertise systématique de chaque installation pour les neutrons, le tritium et la contamination interne.

### Réalisation du fichier d'analyse

Les quatre opérations nécessaires à la réalisation d'un fichier destiné à l'analyse statistique sont les suivantes : inventaire et recueil des données de base, informatisation, fusion (association d'un individu avec toutes les données le concernant), validation et vérification de cohérence.

Pour les seules entreprises CEA et COGEMA, les données à recueillir remontent jusqu'au début des années 1950 et constituent plus de 20 fichiers sur supports différents (archives papier avec plusieurs types de classements, bandes informatiques grand format, station de travail informatique). En effet, le repérage administratif des individus (via les services du personnel) est complètement dissocié du suivi dosimétrique (via les services de radioprotection), lequel peut être réparti sur plusieurs lieux différents au cours de la carrière d'un individu. L'hétérogénéité des informations dosimétriques a nécessité des choix dans la stratégie de saisie (information brute ou transformation des données avant saisie). Quatre personnes ont été nécessaires pendant un an pour la saisie des données les plus anciennes. Un contrôle qualité par échantillonnage a été effectué.

La fusion des données se fonde sur des identifiants souvent incomplets ou mal renseignés, et un individu doit pouvoir être retrouvé dans l'ensemble des fichiers dosimétriques annuels ou mensuels le concernant. En l'absence d'une clé d'identification unique, il est nécessaire de définir des règles de rapprochement sur plusieurs identifiants. Un historique des corrections apportées sur les identifiants doit être conservé pour permettre les fusions ultérieures. À cet effet,



- \* Surveillés en dosimétrie externe (port d'un dosimètre individuel).
- \*\* DOSimétrie des TRAvailleurs (base historique de l'ensemble des individus ayant porté un dosimètre individuel).
- \*\*\* Travail, activité sous rayonnements ionisants et santé (cohorte réalisée pour l'analyse de la relation entre dose externe et cancer).

un logiciel de tri et de fusion de fichiers épidémiologiques appelé "TRIFU" a été développé. Il a permis de fusionner 6 sources de données (figure 1). Parmi les 244 000 individus issus de ces fichiers, 51 000 sont éligibles pour l'analyse de la relation dose-effet. Il s'agit des individus restés au CEA ou à COGEMA plus d'un an et ayant porté un dosimètre individuel.

### Analyse préliminaire de la mortalité des travailleurs du CEA

Une analyse descriptive de la mortalité de l'ensemble des individus a été réalisée. Initiée avant l'obtention de l'ensemble des données dosimétriques, elle inclut tous les individus restés au CEA plus d'un an entre 1946 et 1994, qu'ils aient été ou non suivis pour l'exposition aux rayonnements ionisants. Les individus sont au nombre de 58 000 environ.

Le statut vital a été obtenu par les mairies de naissance et les causes de mortalité par l'INSERM pour la période 1968-1994, le fichier national des causes individuelles de décès n'existant pas auparavant. La mortalité a été comparée à celle de la population générale par la méthode de standardisation indirecte (SMR<sup>1</sup>, *Standardised Mortality Ratios*). Une analyse de la mortalité "toutes causes" a été réalisée pour la période 1947-1994. Il existe une sous-mortalité chez les hommes (SMR<sub>1947-94</sub> = 0,57 ; IC<sub>90%</sub><sup>2</sup> = [0,56 ; 0,59]) et, dans une moindre mesure, chez les femmes (SMR<sub>1947-94</sub> = 0,72 ; IC<sub>90%</sub> = [0,67 ; 0,77]) de la cohorte. Ces résultats correspondent à un effet communément observé dans les cohortes de travailleurs (*Healthy Worker Effect*). Une analyse par cause spécifique a été réalisée pour une trentaine de cancers sur la période 1968-1994 (figures 2 et 3). Les causes de décès ont été obtenues pour plus de 95 % des individus décédés durant la période 1968-1994. Neuf types de cancers sont en déficit chez les hommes (figures 4 et 5), aucun chez les femmes. Un excès de cancer de la plèvre est observé chez les hommes (SMR<sub>1968-94</sub> = 1,79 ; IC<sub>90%</sub> = [1,27 ; 2,45]). Il apparaît essentiellement sur la période 1990-1994 (SMR<sub>1990-1994</sub> = 2,28, IC<sub>90%</sub> = [1,41 ; 3,50]) et concerne les individus âgés de plus de 50 ans (SMR<sub>>55 ans</sub> = 2,09, IC<sub>90%</sub> = [1,43 ; 2,95]). Un excès de mélanomes malins est également observé chez les hommes (SMR<sub>1968-94</sub> = 1,50 ; IC<sub>90%</sub> = [1,04 ; 2,11]), plus fort sur la période 1990-1994 et concernant essentiellement les

Figure 2

Cancers de la plèvre observés chez les hommes du CEA entre 1968 et 1994 par période calendaire.

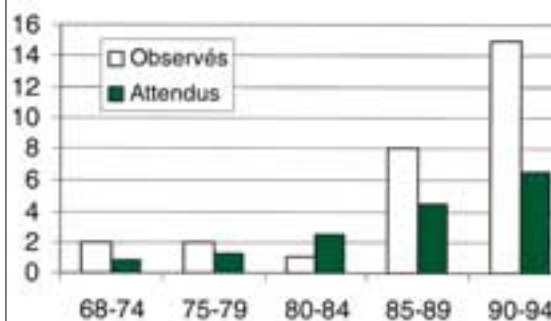


Figure 3

Cancers de la plèvre observés chez les hommes du CEA entre 1968 et 1994 par âge.

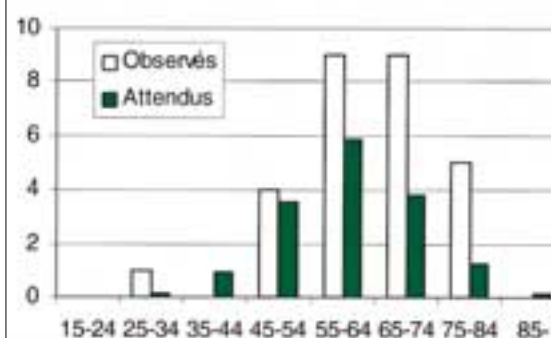


Figure 4

Mélanomes malins observés chez les hommes du CEA entre 1968 et 1994 par période calendaire.

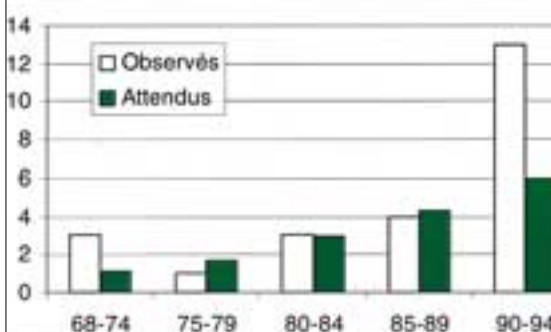
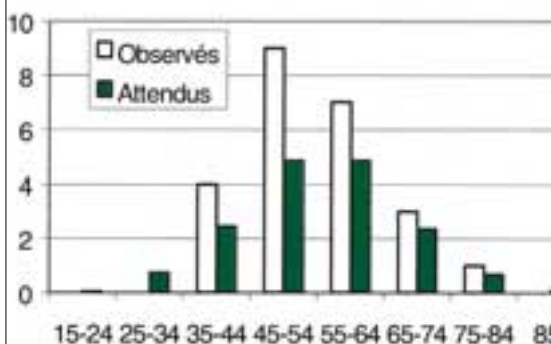


Figure 5

Mélanomes malins observés chez les hommes du CEA entre 1968 et 1994 par âge.



1 - Un SMR de 1 correspond à une mortalité égale à celle de la population de référence (ici, la population française), un SMR inférieur à 1, à une sous-mortalité et un SMR supérieur à 1, à une surmortalité.  
2 - Intervalle de confiance à 90 %.

## Références

- 1 - L. Carpenter et al., "Combined analysis of Mortality in three United Kingdom Nuclear Industry Workforces", 1946-1988. *Radiat Res*, 138 (2), pp. 224-238, 1994.
- 2 - C.R. Muirhead et al., "Occupational Radiation Exposure and Mortality : Second Analysis of the National Registry for Radiation Workers [see comments]", *J Radiol Prot*, 19 (1), pp. 3-26, 1999.
- 3 - R.Z. Omar et al., "Cancer Mortality and Morbidity among Plutonium Workers at the Sellafield Plant of British Nuclear Fuels", *Br J Cancer*, 79 (7-8) : pp. 1288-1301, 1999.
- 4 - M. Tirmarche et al., "Cancer Mortality of Nuclear Workers of CEA and COGEMA from 1969 to 1986", in 8<sup>th</sup> International Congress on Radiation Protection, 17-22 may 1992, Montréal, 1992.

hommes âgés de 45 à 54 ans ( $SMR_{1990-1994} = 2,18$ ,  $IC_{90\%} = [1,29; 3,46]$  et  $SMR_{45-54\text{ ans}} = 1,83$ ,  $IC_{90\%} = [0,96; 3,19]$ ). Un excès de cancer du sein est observé chez la femme, à la limite de la significativité statistique ( $SMR_{1968-94} = 1,14$ ;  $IC_{90\%} = [0,94; 1,37]$ ).

L'interprétation de résultats de ce type, purement descriptifs, exige de la prudence. L'excès de cancers de la plèvre observé suggère une exposition à l'amiante. Ce résultat est également observé dans les autres études de cohortes de travailleurs du nucléaire dans lesquelles le cancer de la plèvre a été analysé (Carpenter, Higgins et al., 1994<sup>1</sup>; Muirhead, Goodill et al., 1999<sup>2</sup>; Omar, Barber et al., 1999<sup>3</sup>). Une analyse détaillée des cas est en cours au Conseil médical du CEA. Elle permettra de faire la part des choses entre d'éventuelles expositions antérieures et des expositions dans l'entreprise, et elle aidera à la localisation plus précise des circonstances d'exposition dans l'entreprise.

L'excès de mélanomes malins est beaucoup plus difficile à relier à une éventuelle exposition professionnelle. Les principaux facteurs de risque environnementaux sont l'exposition aux rayons ultraviolets et aux rayonnements ionisants à fortes doses. L'analyse détaillée des cas est également en cours. En complément, une analyse de la composition de la cohorte en termes de catégories socioprofessionnelles permettrait de voir si la population étudiée est, à cet égard, différente de la population nationale.

Enfin, s'agissant du cancer du sein, un excès avait déjà été noté chez le personnel actif du CEA et de COGEMA (Tirmarche, Raphalen et al., 1992<sup>4</sup>). L'interprétation de ce résultat ne peut se faire sans données complémentaires sur l'ensemble des facteurs de risque, expositions environnementales mais également vie reproductive : âge tardif au premier enfant, vie génitale longue, faible nombre d'enfants, absence d'allaitement. Ces derniers ne sont pas connus, le fichier du personnel ne disposant pas de ces informations.

Lors de l'analyse de la relation entre rayonnements ionisants et cancers, une attention particulière devra être portée aux types de cancer en excès.

## Conclusion

À ce jour, l'essentiel du travail d'acquisition et de validation des données est réalisé pour la cohorte CEA-COGEMA. Le travail d'analyse statistique concernera la description des doses reçues par les travailleurs des différentes sous-cohortes (CEA civil, DAM et COGEMA), l'analyse de la relation entre doses et mortalité par cancer et, enfin, l'analyse conjointe avec le Centre international de recherche sur le cancer.

"L'ancienneté" de cette cohorte laisse présager l'obtention de résultats intéressants sur les effets des faibles doses. Elle donnera également une estimation de risque directement applicable au contexte professionnel français.

**Lors de l'analyse de la relation entre rayonnements ionisants et cancers, une attention particulière devra être portée aux types de cancer en excès.**

# Conséquences sanitaires de l'accident de Tchernobyl en France :

## état des connaissances et évaluation des risques de cancer thyroïdien

• D. CHAMPION (IRSN)  
• P. VERGER (IPSN)

• M. VIDAL (IRSN)  
• P. RENAUD (IRSN)

• P. HUBERT (IRSN)

• M. TIRMARCHE (IRSN)

L'accident de Tchernobyl, survenu le 26 avril 1986, a donné lieu à d'importants rejets radioactifs dispersés dans l'atmosphère. Ce "nuage" radioactif s'est propagé sur différents pays d'Europe, en laissant sur son passage des dépôts radioactifs plus ou moins importants selon la distance du lieu de l'accident et selon l'intensité des pluies. La France n'a pas été épargnée par cet événement.

Depuis plusieurs années, il existe une interrogation récurrente de la part des médecins et du public sur l'impact en France des retombées de cet accident sur le cancer de la thyroïde. Dans ce contexte, en janvier 2000, la Direction générale de la santé (DGS) a demandé à l'IRSN et à l'Institut national de veille sanitaire (InVS) de lui fournir un état des connaissances sur les conséquences sanitaires de l'accident de Tchernobyl ainsi qu'une analyse sur les investigations qu'il conviendrait de mener en France pour mettre en évidence d'éventuels effets de cet accident sur la santé, notamment sur les cancers de la thyroïde. Ce travail a abouti à la publication, le 15 décembre 2000, d'un rapport commun intitulé "Évaluation des conséquences sanitaires de l'accident de Tchernobyl en France : dispositif de surveillance épidémiologique, état des connaissances, évaluation des risques et perspectives"<sup>1</sup>.

Le présent texte reprend, sous une forme synthétique, les éléments de ce rapport issus plus spécifiquement des travaux de l'IRSN.

1 - "Évaluation des conséquences sanitaires de l'accident de Tchernobyl en France : dispositif de surveillance épidémiologique, état des connaissances, évaluation des risques et perspectives", rapport IPSN-InVS, réf. IRSN/00-15a et IPSN/00-15b, décembre 2000.

2 - "Conséquences radioécologiques et dosimétriques de l'accident de Tchernobyl en France", rapport IPSN 97-03, novembre 1997.

### État des connaissances

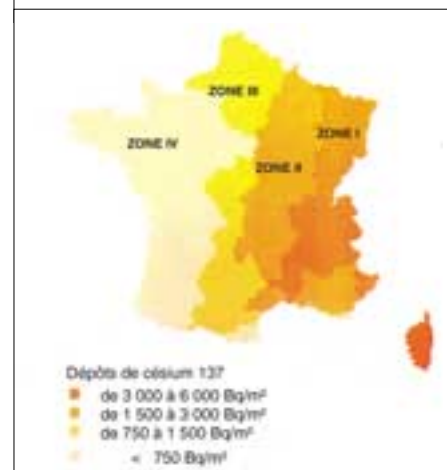
#### ESTIMATION DES DÉPÔTS RADIOACTIFS CONSÉCUTIFS À L'ACCIDENT DE TCHERNOBYL

L'étude menée par l'IRSN en 1997 sur les conséquences radioécologiques et dosimétriques de l'accident de Tchernobyl en France<sup>2</sup> fournit une estimation des dépôts moyens de césium 137 et d'iode 131 sur les surfaces agricoles en France en 1986 tenant compte de l'ensemble des mesures de contamination effectuées en France après l'accident. Quatre zones ont été distinguées selon l'importance des dépôts moyens en césium 137 (figure 1); l'est de la France (zone 1) a été plus particulièrement exposé aux retombées atmosphériques de radionucléides.

Les dépôts d'iode 131 étaient environ dix fois plus importants que ceux de césium 137; dans la zone 1, leur niveau moyen par département n'excédait pas 60 000 Bq/m<sup>2</sup> sur les surfaces agricoles. À titre de comparaison, les dépôts d'iode 131 dans les zones les plus contaminées de Russie, d'Ukraine et de Biélorussie étaient compris entre 400 000 et 18 500 000 Bq/m<sup>2</sup>.

Figure 1

Carte des dépôts moyens par département de césium 137 sur les surfaces agricoles (rapport IPSN 97-03 de 1997). Les dépôts en iode 131 en 1986 étaient environ dix fois plus élevés.







#### Référence

1 - "Le cancer en France : incidence et mortalité. Situation en 1995, évolution entre 1975 et 1995", rapport FRANCIM-DGS, La Documentation française, 1999.

#### RISQUE DES CANCERS DE LA THYROÏDE

L'exposition aux rayonnements ionisants est le facteur de risque du cancer de la thyroïde le mieux étudié. Plus précisément :

- un excès de risque significatif de cancer de la thyroïde a été observé après irradiation externe de la tête et du cou à des fins médicales à partir de doses à la thyroïde de l'ordre de 100 mGy. Le risque est d'autant plus élevé que l'exposition a eu lieu à un plus jeune âge ; un excès de risque significatif n'a pas été observé lors d'une irradiation externe à l'âge adulte, notamment chez les survivants de Hiroshima et de Nagasaki ;
- aucune augmentation significative du risque de cancer de la thyroïde n'a été observée après irradiation médicale par injection d'iode 131 (irradiation interne) chez l'adulte comme chez l'enfant ;
- un excès de risque a été observé à la suite d'un essai nucléaire atmosphérique américain en 1954 (îles Marshall), au cours duquel la population a été simultanément exposée à une irradiation externe et à une irradiation interne par des iodes radioactifs, avec une dose moyenne à la thyroïde de 12 400 mGy.

Au sein des zones les plus exposés aux retombées de l'accident de Tchernobyl (le sud de la Biélorussie, le nord de l'Ukraine et les régions de Briansk et de Kalouga, en Russie), le principal effet détecté jusqu'à présent est une épidémie de cancers de la thyroïde observée chez les enfants qui avaient moins de 15 ans au moment de l'accident. Suivant les régions, l'excès correspond à une multiplication par 10 à 100 de la fréquence habituelle des cancers de la thyroïde de l'enfant, chez lequel cette maladie est normalement très rare. Le rôle de l'exposition à l'iode 131 dans cette épidémie est reconnu. Les doses moyennes à la thyroïde chez les enfants ont été estimées à 400-700 mSv dans les zones les plus contaminées de Biélorussie.

Il faut souligner que les conditions d'exposition (nature de l'irradiation, type de radionucléides, débit de doses, etc.) sont différentes d'une situation à l'autre. Ainsi, avant l'accident de Tchernobyl, aucun excès de cancers thyroïdiens imputable à une contamination interne résultant majoritairement de l'exposition à l'iode 131 n'avait été mis en évidence.

D'autres facteurs de risque du cancer de la thyroïde sont établis ou suspectés, notamment l'âge (la fréquence du cancer de la thyroïde augmente avec l'âge), les antécédents de goitre ou de nodules bénins de la thyroïde, les facteurs nutritionnels (carence ou excès d'apport en iode dans les aliments), les facteurs hormonaux (par exemple, la fréquence est deux à trois fois plus élevée chez la femme que chez l'homme).

D'autres facteurs de risque du cancer de la thyroïde sont établis ou suspectés, notamment l'âge (la fréquence du cancer de la thyroïde augmente avec l'âge), les antécédents de goitre ou de nodules bénins de la thyroïde, les facteurs nutritionnels (carence ou excès d'apport en iode dans les aliments), les facteurs hormonaux (par exemple, la fréquence est deux à trois fois plus élevée chez la femme que chez l'homme).

#### INCIDENCE DES CANCERS DE LA THYROÏDE EN FRANCE

Le réseau FRANCIM des registres du cancer a réalisé des estimations de l'incidence annuelle des cancers pour la France entière sur la période 1975-1995<sup>1</sup>. Ces estimations nationales sont produites par modélisation à partir des données nationales de mortalité et des données d'incidence observées dans huit départements métropolitains couverts par un registre.

Ainsi, dans la population générale, l'incidence estimée du cancer de la thyroïde est passée, entre 1975 et 1995, de 0,6 à 3,1 pour 100 000 habitants chez les hommes et de 2,1 à 5,7 pour 100 000 habitants chez les femmes (**figure 2**). Un examen des données des registres des cancers dans la plupart des autres pays d'Europe ne montre pas une tendance aussi nette, notamment chez l'homme. En France, l'augmentation des cancers thyroïdiens est observée avant l'accident de Tchernobyl et se poursuit après ; durant la

**En France, l'augmentation des cancers thyroïdiens est observée avant l'accident de Tchernobyl et se poursuit après.**

même période, la mortalité par cancer de la thyroïde n'a pas augmenté chez l'homme et a légèrement diminué chez la femme. On constate également une grande variabilité de l'incidence entre départements français ; les taux les plus bas sont observés dans la Somme et le Doubs et les plus élevés, dans le Tarn et le Calvados. Les causes de cette augmentation ainsi que des différences observées d'un département à l'autre ou d'un pays à l'autre ne sont pas établies à ce jour. Chez l'enfant, le cancer de la thyroïde est très rare, avec une incidence annuelle de un à deux cas par million d'enfants de moins de 15 ans ; les données disponibles ne révèlent pas d'augmentation au cours des 20 dernières années, mais sont difficilement interprétables compte tenu du faible nombre de cas.

### Évaluation du risque de cancer thyroïdien dû à l'accident de Tchernobyl

Pour évaluer la faisabilité et la pertinence d'une étude épidémiologique visant à mettre en évidence l'impact éventuel des retombées de l'accident de Tchernobyl en France, une évaluation des risques sanitaires a été effectuée à partir des données sur l'exposition moyenne de la population française consécutive à cet accident. Le risque plus particulièrement considéré ici est le cancer thyroïdien. La démarche appliquée pour mener une telle évaluation repose sur trois étapes successives :

- le choix de la population concernée par le calcul de risque ;
- l'estimation des doses reçues à la thyroïde, en moyenne, par les individus appartenant à cette population à la suite des retombées de l'accident de Tchernobyl en France ;
- le choix d'hypothèses et de modèles de risque pour évaluer l'ordre de grandeur du nombre de cancers de la thyroïde "en excès" susceptibles d'apparaître au sein de cette population au fil des années.

#### POPULATION CONCERNÉE PAR LE CALCUL DE RISQUE

Compte tenu des connaissances sur les retombées radioactives de l'accident de Tchernobyl en France et des effets des rayonnements ionisants sur la survenue de cancers thyroïdiens (voir ci-dessus), la population retenue pour le calcul de risque est constituée des enfants de moins de 15 ans qui résidaient dans l'est de la France (zone 1 de la carte

Figure 2

Incidence et mortalité du cancer de la thyroïde dans la population générale française sur la période 1975-1995 séparément chez les femmes et les hommes (rapport DGS-FRANCIM, 1999).



en **figure 1**, page 137) en 1986. Cette population est constituée de 2,27 millions d'individus. Les enfants nés dans la même zone après juin 1986 n'ont pas été inclus dans cette étude car ils n'ont pas été exposés à l'iode 131 (principal contributeur à la dose à la thyroïde) en raison de la courte période radioactive (huit jours) de ce radionucléide.

Le nombre attendu de cancers de la thyroïde spontanés (c'est-à-dire en dehors de toute influence des retombées de l'accident de Tchernobyl) dans cette cohorte a été calculé par classe d'âge (0-4, 5-9 et 10-14 ans) au moment de l'exposition. Ce nombre a été estimé à l'aide des données d'incidence par tranche d'âge disponibles pour la période 1982-1992 dans les registres généraux des cancers existant en France. L'incidence "moyennée" sur la période et sur les deux sexes a été utilisée dans ce calcul et supposée constante sur l'ensemble de la période. L'incertitude sur le nombre attendu de cancers de la thyroïde a été estimée en calculant des intervalles de confiance à 95 % par une loi de Poisson, les occurrences des cancers de la thyroïde pouvant être considérées comme des événements rares indépendants les uns des autres.

1 - Il s'agit du nombre de cas supplémentaires par rapport au nombre de cancers qui auraient dû apparaître dans la population considérée en l'absence d'exposition aux retombées de l'accident de Tchernobyl.

2 - Coefficients permettant de calculer un excès de cancers en fonction de la dose reçue par une population exposée.

#### Références

3 - E. Ron, J. H. Lubin, R. E. Shore, K. Mabuchi, B. Modan, L. M. Pottern, A. B. Schneider, M. A. Tucker et J. D. Jr Boice, "Thyroid Cancer after Exposure to External Radiation : a Pooled Analysis of Seven Studies", *Radiat Res*, 141 : 259-77, 1995.

4 - R. E. Shore, "Issues and Epidemiological Evidence Regarding Radiation-induced Thyroid Cancer", *Radiat Res*, 131 : 98-111, 1992.

5 - P. Jacob, Y. Kenigsberg, I. Zvonova, G. Goulko, E. Buglova, W. F. Heidenreich, A. Golovneva, A. A. Bratilova, V. Drozdovitch, J. Kruk, G. T. Pochtennaja, M. Balonov, E. P. Demidchik et H. G. Paretzke, "Childhood Exposure due to the Chernobyl Accident and Thyroid Cancer Risk in Contaminated Areas of Belarus and Russia", *Br J Cancer*, 80 : 1461-9, 1999.

## ESTIMATION DES DOSES À LA THYROÏDE

Pour les besoins du calcul de risque, une estimation des doses à la thyroïde reçues par les enfants constituant la cohorte étudiée a été réalisée pour quatre âges différents (3 mois, 1 an, 5 ans et 10 ans).

La démarche suivante a été appliquée :

- seul l'iode 131 incorporé a été pris en compte dans le calcul de la dose à la thyroïde, après avoir vérifié que les autres radionucléides (césium 134 et césium 137) contribuaient pour une part très faible à cette dose ;
- la contamination des produits agricoles consommés par les enfants a été calculée à l'aide du logiciel ASTRAL, à partir des valeurs moyennes départementales de contamination surfacique des sols agricoles par l'iode 131, estimées par l'IRSN pour l'ensemble de la France (rapport IPSN 97-03) ;
- une revue des données disponibles en France a été réalisée, elle porte sur les régimes alimentaires selon l'âge, les proportions de produits frais consommés (notamment le lait), la provenance des divers types d'aliments, les délais de consommation des aliments comprenant ou non des durées de stockage, les répercussions des transformations des produits sur les niveaux de contamination, les coefficients de transfert de l'iode 131 dans le lait maternel, la quantité de terre susceptible d'être ingérée selon l'âge.

Les résultats de cette estimation sont présentés dans le **tableau 1**.

Ces doses constituent des moyennes pour l'ensemble de la cohorte considérée. De ce fait, certaines personnes d'une même tranche d'âge ont pu avoir des doses plus faibles et d'autres, des doses plus fortes, selon leur mode de vie. L'analyse montre que ces résultats sont influencés principalement par le type de lait et son délai de consommation, ainsi que par la zone de provenance des aliments. Ainsi, un enfant de 1 an qui aurait consommé uniquement du lait de chèvre provenant de la zone 1 en 1986 aurait eu une dose à la thyroïde estimée à 214 mSv ; toutefois, les données disponibles montrent que les consommateurs de lait de chèvre sont peu nombreux (0,2 % de la population) et qu'ils sont vraisemblablement des consommateurs occasionnels.

## CHOIX DES HYPOTHÈSES ET DES MODÈLES DE RISQUE

Les doses moyennes à la thyroïde estimées chez l'enfant en France sont faibles, de l'ordre de 100 fois inférieures à celles reçues par les enfants de Biélorussie, parmi lesquels une épidémie de cancers thyroïdiens a été décelée. Pour ces niveaux de dose, l'existence d'un risque réel est incertaine, car on ne dispose pas d'observation épidémiologique mettant en évidence un excès de cancers de la thyroïde aux faibles doses et dans des conditions d'exposition équivalentes.

Dans ces conditions, des choix d'hypothèses et de modèles de risque sont nécessaires pour calculer le nombre de cancers de la thyroïde en excès parmi les enfants constituant la cohorte étudiée :

- le calcul repose sur l'hypothèse de l'existence, aux doses à la thyroïde inférieures à 100 mSv, d'une relation dose-effet linéaire sans seuil entre la dose à la thyroïde et l'excès de risque de cancer de la thyroïde. Cette hypothèse constitue, en l'état actuel des connaissances, une hypothèse prudente, couramment admise dans une optique de gestion du risque, mais dont la validité n'est pas scientifiquement prouvée ni infirmée aux faibles doses et débits de dose considérés dans cette étude ;
- la plupart des coefficients de risque<sup>2</sup> disponibles pour le cancer de la thyroïde ont été établis à partir d'études épidémiologiques sur des populations qui ont été exposées à une irradiation externe seule (analyse conjointe de Ron et al.<sup>3</sup>) ou à une irradiation mixte (externe et iodes radioactifs : cas de l'étude des îles Marshall<sup>4</sup>). Une étude récente (Jacob et al.<sup>5</sup>) menée sur les enfants de Biélorussie exposés à l'accident de

Tableau 1

Estimations des doses à la thyroïde dues aux retombées d'iode 131 de l'accident de Tchernobyl pour les résidents de la zone 1 âgés de moins de 15 ans en 1986.

Voie d'atteinte	Doses moyennes à la thyroïde (mSv) en fonction de l'âge en 1986*			
	3 mois	1 an	5 ans	10 ans
Ingestion**	1,7 ± 0,6	9,5 ± 3,2	5,7 ± 1,9	2,7 ± 0,9
Inhalation	0,2	0,3	0,3	0,2
Total	1,9 ± 0,6	9,8 ± 3,2	5,9 ± 1,9	3,0 ± 0,9

\* Doses calculées pour la valeur centrale (45 000 Bq/m<sup>2</sup>) des dépôts moyens d'iode par département dans la zone 1 ; les variations indiquées ne sont pas des écarts-types mais correspondent aux valeurs haute (60 000 Bq/m<sup>2</sup>) et basse (30 000 Bq/m<sup>2</sup>) des dépôts moyens par département d'iode 131 dans la zone 1 ; les catégories d'aliments prises en compte sont le lait, les produits laitiers, les légumes-feuilles, les légumes-fruits et les légumes-racines, la viande de bœuf ; l'ingestion de terre a également été prise en compte.

\*\* 30 % des nourrissons sont allaités et 70 % consomment du lait en poudre ou concentré ; à partir de 1 an, 76 % de consommateurs de lait UHT, 17 % de consommateurs de lait pasteurisé, 4,6 % de consommateurs de lait en poudre, 2,2 % de consommateurs de lait cru, 0,2 % de consommateurs de lait de chèvre.

Tchernobyl fournit des coefficients propres à une exposition à l'iode 131 ; toutefois, il s'agit d'une étude de corrélation géographique effectuée sur une période d'observation courte ; ses coefficients de risque sont donc moins solides, surtout pour les calculs effectués jusqu'à 2015. L'analyse de Ron fournit un modèle d'excès de risque relatif (ERR) : le calcul a été fait, d'une part, en considérant un ERR constant en fonction de l'âge, d'autre part, en considérant un ERR différent selon les classes d'âge ; dans ce dernier cas, trois valeurs différentes de "coefficient d'efficacité relative"<sup>1</sup> (0,33 - 0,66 - 1) ont été utilisées. Ainsi, six modèles de risque, y compris le modèle de Jacob, ont été utilisés pour faire le calcul de risque afin de connaître l'influence des modèles sur les valeurs d'excès de risque calculées ;

- en raison du délai de latence entre l'exposition de la thyroïde aux rayonnements ionisants et l'apparition d'un cancer de cet organe (au moins cinq ans), les retombées de l'accident de Tchernobyl en France ne peuvent pas être à l'origine d'un excès de cancers de la thyroïde sur la période antérieure à 1991. Le calcul de risque est donc fait à partir de 1991, selon deux périodes : 1991-2000 (période rétrospective par rapport à 2000, année de réalisation de l'étude) et 1991-2015 (période totale au cours de laquelle les cancers de la thyroïde induits par l'exposition aux retombées de l'accident de Tchernobyl seraient majoritairement susceptibles d'être observés).

**Les retombées de l'accident de Tchernobyl en France ne peuvent pas être à l'origine d'un excès de cancers de la thyroïde sur la période antérieure à 1991.**

Tableau 2

Estimation des cancers de la thyroïde spontanés et des excès de cancers chez les personnes âgées de moins de 15 ans en 1986 qui résidaient dans la zone 1, selon les modèles retenus.

Période	Nombre de cancers de la thyroïde spontanés	Nombre de cancers de la thyroïde en excès	Pourcentage en excès par rapport au nombre de cancers spontanés
1991-2000	97 ± 20	Entre 0,5 et 22,0	0,5 à 22,7 %
1991-2015	899 ± 60	Entre 6,8 et 54,9	0,8 à 6,1 %

### RÉSULTATS DES CALCULS DE RISQUE

Les résultats des calculs de risque sont rassemblés dans le **tableau 2**. Ces résultats montrent que, selon le modèle choisi, les excès de cas estimés sont inférieurs ou comparables aux incertitudes sur l'estimation du nombre de cancers spontanés : ces excès devraient dès lors être difficilement détectables du point de vue épidémiologique. Compte tenu des limites méthodologiques indiquées ci-dessus et des incertitudes sur l'existence d'un risque aux faibles doses, il est aussi possible que l'excès réel de risque de cancers thyroïdiens, aux niveaux de dose considérés ici, soit nul.

### Discussion des résultats et perspectives

Sur la base des hypothèses indiquées ci-dessus, cette étude fournit une évaluation théorique du nombre potentiel de cancers de la thyroïde en excès pour les enfants qui résidaient dans l'est de la France en 1986. Selon le modèle choisi, les résultats peuvent être résumés ainsi : sur la période 1991-2000, entre 0,5 et 22 cancers en excès pour 97 cas spontanés attendus, c'est-à-dire entre 0,002 et 0,1 cas pour 100 000 habitants et par an ; sur la période 1991-2015, entre 6,8 et 54,9 cancers en excès pour 899 cas spontanés attendus pour ces 25 années. Ces résultats comportent des incertitudes ; néanmoins, ils fournissent un ordre de grandeur de l'excès de cancers de la thyroïde qui pourrait être observé dans la population étudiée.

L'évaluation des risques de cancer thyroïdien présentée dans cette étude est fortement dépendante des hypothèses retenues. Il convient notamment de souligner la difficulté de déterminer des coefficients de risque appropriés, comme indiqué plus haut ; il s'agit là d'une limite méthodologique générique pour ce type d'évaluation.

1 - Coefficient permettant de comparer le pouvoir carcinogène de l'iode 131 à celui des irradiations externes par des rayonnements X ou gamma, établi comme le rapport entre le risque de cancer de la thyroïde lié à l'iode 131 et le risque de cancer de la thyroïde lié à l'irradiation externe à fort débit de dose.

Par ailleurs, cette évaluation pourrait être précisée sur plusieurs points spécifiques :

- le calcul du nombre de cancers de la thyroïde spontanés sur la période 1991-2015 a été fait à l'aide d'une valeur d'incidence constante sur cette période, pour une classe d'âge donnée, déterminée à partir des données d'incidence disponibles sur la période 1982-1992. Or, une augmentation de l'incidence des cancers de la thyroïde est constatée en France depuis le début des années 1980 ; il conviendrait de tenir compte de cette tendance dans la prédiction du nombre des cancers spontanés sur la période 1991-2015. L'IRSN a engagé un complément d'étude dans ce sens ;
- une analyse des incertitudes sur l'évaluation des doses à la thyroïde dans la zone 1 permettrait de mieux appréhender la distribution des doses et d'améliorer le calcul d'incertitude sur les risques ; en particulier, la déficience relative en iode dans l'est de la France est un paramètre susceptible d'influer sur les estimations des doses à la thyroïde. On a également vu, ci-dessus, la sensibilité des doses à la thyroïde vis-à-vis du type de lait consommé et de son délai de consommation ainsi que vis-à-vis de la zone de provenance des aliments ;
- enfin, il existe quelques zones de l'est de la France qui présentent des dépôts de radioactivité nettement plus élevés que la moyenne des départements de la zone 1, en raison de fortes précipitations entre le 1<sup>er</sup> mai et le 5 mai 1986. Les enfants qui ont consommé des produits agricoles issus de ces zones ont pu recevoir des doses

à la thyroïde plus élevées que celles estimées en moyenne pour la zone 1. Il conviendrait de mener une évaluation plus précise de ces doses et du risque de cancer thyroïdien associé. Toutefois, une telle évaluation se heurte à deux difficultés méthodologiques : l'évaluation quantitative des dépôts en iode 131 sur ces zones et le choix des hypothèses à retenir concernant la provenance des aliments consommés, les zones considérées étant beaucoup plus restreintes que celles traitées précédemment.

La possibilité d'améliorer l'évaluation des risques selon ces différentes voies est en cours d'étude au sein de l'IRSN.

Sur un plan épidémiologique, les valeurs d'excès de risque estimées dans cette étude sont faibles, de sorte que leur mise en évidence directe par des études épidémiologiques paraît incertaine pour des raisons de puissance statistique et de données insuffisantes sur l'exposition individuelle des personnes aux retombées d'iode radioactif de l'accident de Tchernobyl. Par ailleurs, ces estimations d'excès de risque ne permettent pas d'expliquer l'augmentation de la fréquence des cancers de la thyroïde dans la population générale constatée en France depuis 20 ans. Des études en cours, coordonnées par l'InVS, vont permettre de juger de l'impact éventuel de l'évolution des pratiques de prise en charge et de l'amélioration des techniques de diagnostic. En fonction de leurs résultats, il pourra être opportun de recommander une étude portant sur les facteurs de risque de ce cancer en France.

## Optimisation des doses délivrées aux patients en radiologie médicale

• H. BEAUVAIS-MARCH (IRSN)

• A. BIAU (IRSN)  
• M. BOURGUIGNON (OPRI)

• C. CHALLETON DE VATHAIRE (IRSN)

• J.-F. LACRONIQUE (OPRI)  
• M. VALÉRO (IRSN)

**L**a radiologie médicale contribue pour une part importante (souvent la plus importante) et en augmentation aux expositions humaines aux rayonnements artificiels – en moyenne 1 mSv par an et par habitant. Il est donc essentiel de connaître et d'optimiser les doses délivrées en radiologie.

En Europe occidentale, la radiologie classique représente la grande majorité des examens et constitue ainsi la source principale d'exposition d'origine médicale de la population<sup>1</sup> (1 mSv par an et par habitant). La proportion d'examens scannographiques est d'environ 4 %, mais ces examens contribuent pour 30 à 40 % de la dose collective délivrée par la radiologie médicale. Les procédures interventionnelles (diagnostique et thérapeutique) ne constituent que 1 % environ de l'ensemble des procédures radiologiques mais progressent de 10 à 20 % par an. Ces procédures sont souvent très irradiantes en raison de leur complexité et de leur durée, avec une dosimétrie cutanée dépassant fréquemment la valeur de 200 mGy.

En France, il n'y a pas encore d'étude globale concernant la dosimétrie en radiologie, mais la situation n'est pas fondamentalement différente de celle de l'Europe.

### Références

1 - UNSCEAR 2000, "Sources and effects of Ionizing Radiations. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation", United Nations Publication, 2000.

2 - Directive 97/43/EURATOM du Conseil de l'Union européenne, "Protection sanitaire des personnes contre les rayonnements ionisants lors d'expositions à des fins médicales", Journal officiel des Communautés européennes, n° L 180/22, 9 juillet 1997.



Appareil mobile de radiologie.

- Fin 2001, l'IRSN recensait 52 258 installations radiologiques agréées : 16 782 installations de radiodiagnostic médical conventionnel (60 % en secteur privé et 40 % en secteur public et assimilé), 34 901 appareils en radiologie dentaire et un parc de scanners de 575 appareils (35 % en secteur privé et 65 % en secteur public et assimilé).
- Les études dosimétriques ponctuelles montrent une grande diversité des pratiques radiologiques, les doses délivrées pouvant varier d'un facteur de 1 à 50 pour le même examen classique et de 1 à 4 en scanographie. La numérisation et le traitement informatique des images peuvent masquer un défaut d'ajustement des paramètres d'exposition. La facilité d'utilisation et la rapidité d'acquisition des images numériques favorisent la multiplication des expositions et peuvent conduire à une augmentation des doses.

La directive 97/43/EURATOM du Conseil de l'Union européenne<sup>2</sup>, relative à l'exposition des patients aux rayonnements ionisants à des fins médicales, a été élaborée pour prendre en compte de façon spécifique les niveaux d'irradiation importants dans le domaine des expositions médicales aux rayonnements ionisants. Cette directive vise à maîtriser les doses délivrées aux patients en proposant des recommandations permettant d'élever la qualité globale des pratiques radiologiques, c'est-à-dire de maintenir ou d'améliorer la qualité des images tout en éliminant les irradiations inutiles.

Appareil de radiologie multifonctionnel.



La réduction des doses passe par la justification des pratiques et l'optimisation de la réalisation des examens<sup>1, 2, 3</sup> :

- rédaction de protocoles pour chaque type de pratique irradiante courante en y associant des recommandations concernant les critères de prescription et l'optimisation des doses d'irradiation ;
- détermination de niveaux de référence diagnostiques pour chacune des pratiques radiologiques, étape indispensable pour mettre en œuvre une stratégie de suivi et d'évaluation des pratiques permettant d'améliorer leur qualité et de piloter leur optimisation au cours du temps ;
- assurance de qualité des matériels, dont la stabilité au cours du temps est vérifiée par des contrôles appropriés et réguliers.

### La mission IRSN

Dans le cadre d'une mission confiée à l'IRSN par le directeur général de la santé et visant à accompagner la transposition en droit français de la directive 97/43/EURATOM, l'Institut a mis en place depuis 1999, conjointement avec la Société française de radiologie (SFR), un comité de pilotage ainsi que des groupes de travail réunissant plus de 200 spécialistes du domaine, radiologues et physiciens médicaux.

### LA MÉTHODE DE TRAVAIL

La méthode de travail, adoptée après consultation de l'Agence nationale d'accréditation et

d'évaluation en santé (ANAES), est celle du consensus d'experts. Elle a consisté en l'écriture de procédures radiologiques standardisées par des groupes de travail spécialisés de la SFR, avec les objectifs suivants :

- standardiser les protocoles radiologiques dans le but de préparer une plate-forme nationale de bonnes pratiques en vue de l'accréditation des services de radiologie ;
- standardiser les paramètres techniques des examens radiologiques, étape indispensable pour minimiser la variabilité des doses de rayonnements délivrées et les abaisser au niveau minimal raisonnablement possible ;
- porter une attention particulière aux personnes les plus sensibles (en particulier les enfants) et aux examens les plus fréquents et les plus irradiants (scanner, radiologie interventionnelle).

Les procédures écrites ont été revues et validées par des experts. Le choix de ces derniers s'est fait avec un souci d'équilibre entre les Sociétés de radiologie d'organes et la Fédération nationale des médecins radiologues, entre le secteur libéral et le secteur hospitalier (universitaire et non universitaire), entre les villes de moins de 50 000 habitants et les grosses agglomérations, entre la région parisienne et la province. La contribution des techniciens d'électroradiologie a été sollicitée à travers des représentants de l'Association française du personnel paramédical d'électroradiologie (AFPPE). Les procédures ont fait l'objet, de la part de l'IRSN, d'une évaluation dosimétrique, l'objectif

#### Références

1 - Directive 97/43/EURATOM du Conseil de l'Union européenne, "Protection sanitaire des personnes contre les rayonnements ionisants lors d'expositions à des fins médicales", Journal officiel des Communautés européennes, n° L 180/22, 9 juillet 1997.

2 - CIPR 60, "Recommandations 1991 de la Commission internationale de protection radiologique", Pergamon Press, Oxford, 1990.

3 - CIPR 73, "Protection et sûreté radiologiques en médecine. Recommandations de la Commission internationale de protection radiologique", Pergamon Press, Oxford, 1996.

étant d'associer des niveaux de référence diagnostiques aux examens les plus fréquents et/ou les plus irradiants et de proposer dans tous les cas une démarche d'optimisation des doses en tenant compte des paramètres techniques propres à chaque procédure. Sur ces questions, les procédures ont été soumises pour avis à des experts de la Société française de physique médicale (SFPM).

### RECENSEMENT DES PROCÉDURES

La première étape a consisté à recenser les différentes procédures radiologiques possibles correspondant aux différentes indications cliniques. Ces procédures représentent la palette des examens radiologiques dont les cliniciens et les radiologues disposent pour explorer les différents organes. Cent vingt-six protocoles ont été identifiés dont 24 en radiopédiatrie, 58 en radiologie classique, 41 en scanographie, et 27 en radiologie interventionnelle (**tableau 1**).

### RÉDACTION DES FICHES DE PROCÉDURES

Dans le travail sur les procédures, on a supposé que l'indication de l'examen radiologique est justifiée ; l'optimisation consiste alors à adapter la procédure à l'objectif médical en faisant en sorte que l'irradiation soit limitée au minimum nécessaire pour la décision médicale.

La rédaction des fiches a été confiée à 17 groupes de travail couvrant les différents domaines de la radiologie, chaque groupe étant sous la responsabilité d'un leader et de deux coleaders.

Chaque procédure a été rédigée selon le canevas type suivant :

- rappel des indications principales ;
- étapes préparatoires à la réalisation de l'examen radiologique ;
- requis diagnostiques, définition pour chaque type d'examen des critères de qualité d'image nécessaires à l'obtention de l'information diagnostique désirée, qui fassent l'objet d'un consensus au niveau national ;
- description de la procédure et paramètres techniques : rédaction des procédures d'examen conciliant les qualités attendues de l'image avec des paramètres techniques conduisant au niveau d'irradiation le plus faible possible. Les paramètres techniques sont exprimés avec un souci de rigueur terminologique : la charge (mAs), l'intensité (mA) et la tension (kV). Les valeurs numériques recommandées le sont généralement sous forme de "fourchettes" étant

Spécialité (groupes de travail)	Total	Radiologie classique	Scanographie	Vasculaire et interventionnel
Appareil urinaire	14	10	4	
Appareil génital féminin	3	2	1	
Appareil digestif	10	3	7	
Bloc opératoire	4	4		
Neuroradiologie diagnostique	1		1	
Neuroradio. interventionnelle	4			4
ORL	9	3	6	
Ostéoarticulaire	17	14	3	
Radio au lit	1	1		
Sein	1	1		
Thorax	9	2	5	2
Cardiologie adulte	4			4
Vasculaire diagnostique	14		8	6
Vasculaire interventionnel	3			3
Pédiatrie	24	18	6	
Cardiologie pédiatrique	8			8
<b>Total</b>	<b>126</b>	<b>58</b>	<b>41</b>	<b>27</b>

donné les variantes dans les équipements et les adaptations nécessaires à la morphologie de chaque patient ;

- optimisation de la dose délivrée au patient indiquant comment réduire l'irradiation au cours de l'examen. Sauf cas particulier explicite, l'influence de chaque paramètre sur la dose délivrée est analysée en supposant les autres paramètres constants. La modification simultanée de plusieurs paramètres (tension, filtration et charge, par exemple) doit donc faire l'objet d'une réflexion particulière : mal maîtrisée, elle peut conduire à des résultats dosimétriques contradictoires avec ceux attendus ;
- conditions particulières pouvant conduire à des variantes de la procédure.

Les procédures ont été rassemblées dans un rapport final qui contient également un glossaire des termes pouvant prêter à confusion et donne leur signification précise dans le contexte des procédures. Ce rapport peut être consulté sur les sites Internet de l'IRSN ([www.irsn.fr](http://www.irsn.fr)) et de la SFR (<http://www.sfr-radiologie.asso.fr>).

### VALIDATION PAR DES EXPERTS

Chacune des fiches a été soumise pour relecture à une dizaine d'experts. Après validation par les experts, ces protocoles ont été revus et adoptés par le comité de pilotage (IRSN + SFR) : ils peuvent être considérés comme consensuels pour la radiologie française.

#### Référence

1 - "Les procédures radiologiques : critères de qualité et optimisation des doses", rapport OPRI et SFR, mars 2001.



## ÉVALUATION DOSIMÉTRIQUE

Pour chaque procédure, l'évaluation dosimétrique de l'examen est effectuée en y associant des niveaux de référence diagnostiques et en proposant des mesures pratiques pour réduire les doses dans les limites compatibles avec la qualité des images requises et les paramètres techniques correspondants. Les procédures correspondant aux examens les plus fréquents (y compris de dépistage) et/ou les plus irradiants (scanographie, radiologie interventionnelle) ont été sélectionnées en priorité selon les critères proposés par la Commission européenne, car ce sont les domaines où l'on peut parvenir à réduire considérablement les doses individuelles ou collectives. L'évaluation dosimétrique de l'ensemble des procédures nécessitera plusieurs années.

### Les niveaux de référence

Les niveaux de référence diagnostiques sont définis dans la directive 97/43/EURATOM comme *"des niveaux de dose dans les pratiques radio-diagnostiques(...) pour des examens types sur des groupes de patients types ou sur des fantômes types, pour des catégories larges de types d'installations. Ces niveaux ne devraient pas être dépassés pour les procédures courantes si des pratiques bonnes et normales en matière de diagnostic et de performances techniques sont appliquées"*.

Il ne s'agit en aucun cas de "limites de doses" au sens réglementaire du terme. Les niveaux de référence sont des indicateurs dosimétriques permettant d'évaluer la qualité des équipements et des procédures du point de vue des doses délivrées. Ils sont l'un des éléments à prendre en compte pour apprécier globalement les pratiques radiologiques, sans toutefois constituer une ligne de démarcation entre bonne et mauvaise pratiques.

**Les niveaux de référence sont des indicateurs dosimétriques permettant d'évaluer la qualité des équipements et des procédures du point de vue des doses délivrées.**

En effet, d'une part il peut être justifié, dans certains cas, que les doses délivrées lors d'un examen dépassent les niveaux de référence, d'autre part le respect des niveaux de référence n'a de sens que si la qualité informative des images est satisfaisante.

Les niveaux de référence diagnostiques ne s'appliquent donc pas aux expositions individuelles de patients particuliers. Ils sont établis pour une procédure courante, pour des groupes de patients types ( $70 \pm 3$  kg de masse corporelle,  $20 \pm 2$  cm d'épaisseur de torse) ou pour un fantôme anthropomorphe standard (mannequin de densité équivalente aux tissus humains).

### DÉTERMINATION DES NIVEAUX DE RÉFÉRENCE

Pour remplir pleinement leur rôle d'outil d'optimisation, les niveaux de référence diagnostiques doivent concerner des grandeurs dosimétriques ayant les caractéristiques suivantes :

- être clairement définies et faciles à déterminer par la mesure et/ou le calcul ;
- donner aux opérateurs une indication de l'importance de l'irradiation délivrée aux patients ;
- permettre des corrélations simples avec les paramètres techniques de la procédure et les autres grandeurs dosimétriques d'intérêt ;
- être adaptées à tout type de matériel radiologique courant.

#### En radiologie classique

Les grandeurs dosimétriques qui répondent à ces critères sont, d'une part, la dose à l'entrée du patient, d'autre part le produit (dose  $\times$  surface).

- **Dose à l'entrée du patient (DE)** : dose absorbée (mGy) dans l'air au point d'intersection de l'axe du faisceau et de la surface d'entrée d'un patient standard (70 kg de masse corporelle, 20 cm d'épaisseur de torse), rayonnement diffusé inclus.

- **Produit (dose  $\times$  surface) (PDS) en Gy.cm<sup>2</sup>** : produit de la dose moyenne absorbée (Gy) dans l'air dans la section droite du faisceau utile (en l'absence de milieu diffusant) par la surface de cette section (cm<sup>2</sup>). Le PDS (Gy.cm<sup>2</sup>) peut être considéré comme indépendant de la distance entre le point de mesure et le foyer du tube radiogène (avec une précision de 20 %).

#### En mammographie

On retient la dose à l'entrée et la dose moyenne à la glande mammaire.

### En scanographie

Les grandeurs dosimétriques qui répondent aux critères sont d'une part l'indice de dose pondéré de scanographie, d'autre part le produit (dose  $\times$  longueur).

- **Indice de dose de scanographie pondéré (IDSP) en mGy**: il s'agit du  $CTDI_w$  (*Weighted Computed Tomography Dose Index*), défini dans l'air ou dans un milieu homogène (en général, un fantôme cylindrique de plexiglas de dimensions standardisées) et normalisé pour une charge de 1 mAs.

L'IDSP est égal à l'intégrale du profil de dose  $D(z)$ , pour une rotation du tube à rayons X calculée le long de l'axe  $(z)$ , représentant l'axe de rotation du scanner divisé par la largeur de la fenêtre d'irradiation et pondéré par la prise en compte de la différence entre les doses au centre et en périphérie du fantôme. L'IDSP correspond à la dose "moyenne pondérée" en chaque point du volume irradié pour des coupes jointives de largeur supérieure ou égale à 5 mm. Dans le cas de coupes fines (< 5 mm) ou d'un pitch différent de 1, la dose moyenne délivrée au volume peut différer considérablement de l'IDSP.

- **Produit (dose  $\times$  longueur) : PDL**

Le PDL est le produit de l'IDSP par la longueur irradiée (en cm) par le faisceau primaire, et non la longueur explorée (ces deux grandeurs sont égales dans le cas de coupes jointives ou d'un pitch égal à 1). L'intérêt du PDL est de prendre en compte non seulement la dose moyenne délivrée en tout point du volume, mais également la longueur du volume irradié par le faisceau primaire, ce qui va caractériser de façon plus globale l'importance de l'irradiation. Pour un examen donné, le PDL total est la somme des PDL relatifs à chaque acquisition.

### Détermination des niveaux de référence

La valeur du 75<sup>e</sup> percentile des doses mesurées, pour une procédure donnée, sur un grand nombre de patients répartis dans un grand nombre de centres représentatifs de la pratique radiologique a été retenue par la Commission européenne comme niveau de référence. Il s'agit non pas d'une valeur moyenne de dose, mais, pour chaque pratique, d'une limite en dessous de laquelle se situent 75 % des mesures.

Les mesures disponibles en France ne sont pas suffisantes pour avoir un traitement statistique fiable au niveau national. Il faut donc opérer en deux étapes complémentaires.

### - Valider et adopter les niveaux de référence européens

Pour ce faire, les données françaises existantes ont été collectées et jointes aux 600 mesures exploitables de l'IRSN obtenues en 1999 (3 hôpitaux, 10 examens et 20 patients par examen et par service). Les doses mesurées ont aussi été comparées aux doses calculées. Les résultats de ces investigations confirment trois points importants :

- la grande dispersion des doses délivrées, pour un même type d'examen, entre différents services de radiologie (**tableau 2**) ;
- la possibilité d'obtenir une réduction des doses par la standardisation des procédures et l'optimisation des paramètres techniques ;
- le fait que les valeurs des niveaux de référence proposés par la Commission européenne constituent un point de départ réaliste et efficace pour la définition de niveaux de référence proprement français.

### - Engager une campagne nationale de mesures pour définir des niveaux de référence proprement français

Une campagne de mesures dosimétriques associant l'IRSN, la SFR, la SFPM et l'AFPPE est en cours. Après une étape de faisabilité, la campagne actuelle implique 30 centres.

La généralisation des mesures effectuées sur les installations radiologiques, leur centralisation par un "Observatoire de dosimétrie clinique" devraient fournir une base de données permettant de connaître le niveau réel de l'irradiation médicale en France et de faire évoluer les niveaux de référence en fonction de l'amélioration des pratiques et de l'évolution des techniques et des équipements. Cet objectif nécessitera des moyens humains et matériels nouveaux.

Tableau 2

Doses (mGy) mesurées par dosimètres thermoluminescents à la surface d'entrée, sur l'axe du faisceau, sur un fantôme anthropomorphe (type RANDO), pour dix examens différents réalisés dans trois services de radiologie de la région parisienne (mesures IRSN 1999).

Examen	Hôpital A	Hôpital B	Hôpital C	Niveau de référence européen
Bassin	6,9	10,2	5,9	10
ASP	4,9	10,9	2,4	10
Poumon	0,24	0,25	0,47	0,3
Cervical (face)	1,5	4,2	0,5	-
Cervical (profil)	3,2	5,8	0,5	-
Cervical (3/4)	-	3,0	0,6	-
Rein	10,7	8,5	3,9	-
L5-S1	6,1	12,6	6,6	-
Lombaire (face)	5,7	8,4	3,7	10
Lombaire (profil)	7,7	22,4	10,0	30

## Les niveaux de référence diagnostiques sont un outil pour l'amélioration des pratiques et l'optimisation des doses.

### UTILISATION ET ÉVOLUTION DES NIVEAUX DE RÉFÉRENCE DIAGNOSTIQUES

Les niveaux de référence diagnostiques sont un outil pour l'amélioration des pratiques et l'optimisation des doses.

Dans tous les centres de radiologie, sur chaque installation, une évaluation périodique des grandeurs dosimétriques de référence, pour des procédures courantes (sur des fantômes standard ou des groupes de patients types) devrait être réalisée et les résultats comparés aux valeurs des niveaux de référence.

Si ces niveaux sont régulièrement dépassés, une révision des procédures et un contrôle des installations s'imposent. Une action correctrice doit être envisagée si rien ne justifie le dépassement. Par ailleurs, rappelons que le respect des niveaux de référence n'est pas automatiquement un cri-

tère de bonne pratique. Il ne dispense aucunement de poursuivre la démarche d'optimisation des doses, en gardant comme objectif permanent, indissociable de la dosimétrie, la qualité diagnostique des images.

### L'optimisation des doses en radiologie

Des recommandations pratiques pour réduire les doses en radiologie ont été élaborées pour guider les professionnels. Elles reposent sur une standardisation des procédures et une optimisation des paramètres influant sur la dose délivrée aux patients.

#### RECOMMANDATIONS GÉNÉRALES

- Utiliser un matériel approprié, conforme aux normes, performant, faisant l'objet d'une maintenance préventive ainsi que de contrôles de qualité réguliers et mis en œuvre par des opérateurs qualifiés, formés à l'évolution des techniques.
- S'assurer avec le plus grand soin du positionnement correct du patient et du maintien confortable de la position pour éviter l'acquisition inutile d'images inexploitable.
- Limiter le nombre d'expositions par examen aux seules acquisitions absolument nécessaires pour répondre aux requis diagnostiques.
- S'assurer que le système automatique de développement fonctionne de façon optimale et que les films sont examinés sur négatoscope dans de bonnes conditions.

#### RECOMMANDATIONS SPÉCIFIQUES EN RADIOLOGIE CLASSIQUE

- Une augmentation de la filtration additionnelle entraîne une diminution de la DE et du PDS en éliminant les composantes de basse énergie.
- Une augmentation de la tension appliquée aux bornes du tube entraîne une diminution de la DE et du PDS pour une dose constante au niveau du détecteur.
- Une diminution de la charge entraîne une diminution de la dose et du PDS. Utiliser pour cela les systèmes de contrôle automatique de l'exposition.
- Ajuster l'ouverture du diaphragme aux limites anatomiques de la région à explorer pour diminuer le volume irradié, et utiliser des caches plombés pour protéger les organes sensibles

### PARAMÈTRES TECHNIQUES DE RÉALISATION D'UNE RADIOGRAPHIE PULMONAIRE DE FACE

- Générateur triphasé ou haute fréquence de tension maximale de 150 kV.
- Taille du foyer  $\square$  1,3 mm.
- Filtration totale  $\square$  3 mm équivalent aluminium.
- Filtre progressif additionnel avec fenêtre médiastinale.
- Distance foyer-films : 180 cm (140 à 200).
- Grille antidiiffusante : mobile ou fixe.  $r = 10$  ; 40 à 44/cm.
- Couple film-écran : vitesse nominale classe 400.
- Champ de vue (FOV en cm) : 36 x 43 (35 x 35 ou 30 x 40 en fonction de la taille).
- Tension (en kV) : 125 (115-140).
- Contrôle automatique d'exposition : 2 cellules latérales.
- Charge (en mAs) : de 1,5 à 3.

Les niveaux de référence diagnostiques proposés, pour une exposition, sont respectivement de 0,3 mGy pour la DE et de 0,25 Gy.cm<sup>2</sup> pour le PDS.

La valeur de 0,3 mGy pour la DE est celle établie au niveau européen (EUR 16260 EN). Les mesures effectuées dans les centres français montrent qu'il est justifié de l'adopter comme valeur initiale au niveau national.

La valeur de 0,25 Gy.cm<sup>2</sup> pour le PDS est déduite de celle de la DE en considérant les valeurs moyennes des paramètres techniques de l'examen.

(gonades, thyroïde). Pour une ouverture donnée du diaphragme, le PDS est proportionnel à la DE. Pour une DE donnée, le PDS est proportionnel à l'ouverture du diaphragme : quand on passe de  $36 \times 43 \text{ cm}^2$  à  $30 \times 40 \text{ cm}^2$ , le PDS diminue de 30 %.

- Comprimer, si cela est possible, la région à irradier : pour une dose constante au niveau du détecteur, la dose au patient augmente avec l'épaisseur traversée par le faisceau.
- Limiter l'usage des grilles antidiffusantes aux cas où la qualité de l'image le nécessite. En effet, la présence de la grille, pour une même dose au détecteur, entraîne une augmentation de la dose au patient.
- Augmenter la distance foyer-détecteur : cela entraîne une augmentation de la charge pour obtenir une dose suffisante au niveau du détecteur, mais la dose au patient est néanmoins réduite en raison de la diminution du rapport dose entrée/dose détecteur avec la distance à la source de RX. Pour que cette diminution se traduise au niveau du PDS, il faut simultanément réduire l'ouverture du diaphragme et garder la même surface de champ au niveau du patient.
- Utiliser les détecteurs les plus sensibles, qui permettent, avec une révision des paramètres d'acquisition, une baisse des doses délivrées.

### RECOMMANDATIONS SPÉCIFIQUES EN SCANOGRAPHIE

Le contrôle des doses en scanographie est plus difficile qu'en radiologie classique : il n'y a pas de corrélation directement visible entre la qualité de l'image et l'importance de la dose. Le traitement informatique des données permet une même qualité d'image pour des doses très différentes. Les calculs de dose n'ont pas la "simplicité" de ceux de la radiologie classique (rotation du faisceau autour du patient au lieu d'un champ fixe). Les mesures sont également plus complexes (difficultés des mesures en profondeur et problèmes des multicoupes).

À l'heure actuelle, il n'existe pas sur les scanners de dispositif limitant l'exposition des patients analogue aux contrôleurs automatiques d'exposition (cellules) qui équipent les appareils conventionnels. En outre, très rares sont les scanners qui affichent au pupitre des données dosimétriques relatives à un examen donné, comme c'est le cas pour le produit (dose  $\times$  surface) en radiologie

classique. Sur ces deux aspects, une innovation rapide des constructeurs serait nécessaire.

Les recommandations pour réduire les doses en scanographie sont les suivantes :

- la dose au patient augmente avec la tension appliquée au tube. Selon le type d'appareil, l'IDSP augmente de 20 à 40 % quand la tension varie de 110 à 130 kV. Choisir la tension la moins élevée compatible avec la qualité requise de l'image ;
- l'IDSP et le PDL sont directement proportionnels à l'intensité (mA), au temps d'acquisition (s) pour une coupe et donc à la charge (mAs). D'où l'importance, compte tenu de la morphologie du patient, de limiter au minimum nécessaire l'intensité du courant (mA) ;
- l'influence de l'épaisseur de coupe sur la dose est négligeable pour des épaisseurs supérieures à 5 mm. En revanche, pour des coupes de 1 à 5 mm, l'IDSP augmente quand l'épaisseur de coupe diminue. Cette augmentation peut atteindre 200 % pour des coupes de 1 mm, sur certains appareils. Il convient donc d'être prudent et d'effectuer des mesures dosimétriques propres à chaque scanner et à chaque protocole pour optimiser les doses délivrées aux patients, en particulier pour des coupes inférieures à 5 mm ;
- pour des coupes jointives ou un pitch égal à 1, on peut admettre en première approximation que la dose moyenne délivrée au patient est égale à l'IDSP. Cette dose diminue si on



augmente l'intervalle entre les coupes ou la valeur du pitch. Augmenter l'intervalle entre les coupes (ou la valeur du pitch en mode hélicoïdal) permet de diminuer la dose moyenne délivrée au volume exploré ;

- limiter le volume exploré (champ de vue, nombre de coupes) à ce qui est nécessaire pour répondre aux questions cliniques justifiant l'examen, car le PDL est directement proportionnel à la longueur irradiée.

Rappelons que ces différentes "règles de radioprotection" considèrent l'influence de chaque paramètre sur la dose en supposant les autres paramètres constants. Il va de soi que la modification simultanée de plusieurs paramètres doit faire l'objet d'une étude attentive : mal maîtrisée, elle peut conduire à augmenter les doses au lieu de les réduire.



### PARAMÈTRES TECHNIQUES DE LA RADIOGRAPHIE DE THORAX DE FACE CHEZ LE NOUVEAU-NÉ

- Appareillage : mobile, table (direct)
- DFF : 80-100 (150) cm
- Foyer : 0,6 (= 1,3)
- Filtration additionnelle : 1 mm Al + 0,1 ou 0,2 mm Cu (ou équivalent)
- Cône localisateur : oui
- Grille : non
- Couple film/écran : 200-400 ou ERLM
- Tension : 50-65 kV
- Charge : 2,2-3,2 mAs
- Cellule : non
- Temps de pose : < 0,4 ms

Le niveau de référence proposé par la Commission européenne est de 80  $\mu$ Gy pour la dose à l'entrée, pour un nouveau-né.

**La nécessité de réussir une acquisition dès le premier passage est encore plus impérieuse au scanner qu'en radiologie classique.**

### RECOMMANDATIONS SPÉCIFIQUES

#### EN RADIOPÉDIATRIE

Les recommandations générales énoncées ci-dessus pour les adultes s'appliquent, bien évidemment, aux enfants, mais s'y ajoutent des recommandations spécifiques du fait de la plus grande sensibilité de ces derniers.

#### En radiopédiatrie classique

- Utiliser un matériel spécialement adapté à la radiopédiatrie.
- Éviter, lorsque cela est possible, les basses tensions.
- Ajouter une filtration additionnelle.
- Diminuer la charge (le nombre de mAs).
- Limiter le volume irradié à l'aide de diaphragmes.
- Protéger les organes génitaux chez le garçon par un cache plombé adapté à l'âge, chaque fois que ceux-ci sont dans le champ d'irradiation primaire ou à proximité de celui-ci. Chez la fille, la protection des organes génitaux est facultative. Les ovaires sont situés en profondeur et leur irradiation est atténuée. Ils sont plus difficiles à localiser et, surtout, la mise en place d'un cache fait courir le risque d'une perte d'informations et peut parfois contraindre à refaire le cliché.
- Par ailleurs, il est recommandé d'éviter les incidences antéro-postérieures lorsque des organes sensibles superficiels sont dans le champ (œil, thyroïde, gonades).
- Utiliser les détecteurs les plus sensibles.

#### En scanographie pédiatrique

Étant donné son caractère particulièrement irradiant, un examen scanographique ne doit être réalisé chez l'enfant qu'en dernier recours. Quand l'examen se révèle justifié, il faut en discuter le déroulement : opportunité d'une acquisition sans injection, d'un temps angiographique, d'un temps tardif, évaluation précise du volume indispensable à explorer. La nécessité de réussir une acquisition dès le premier passage est encore plus impérieuse au scanner qu'en radiologie classique. Les problèmes de contention et d'assistance au maintien de l'enfant demandent des solutions appropriées. Enfin, les paramètres techniques de l'examen doivent être optimisés, adaptés à l'âge de l'enfant, à l'organe exploré, à son volume, à son contraste, à la taille de la lésion si elle est connue (surveillance).

Les recommandations énoncées pour les adultes (réduction de la charge et de la tension, augmentation du pitch) doivent être appliquées avec la plus grande vigilance.

### RECOMMANDATIONS SPÉCIFIQUES EN RADIOLOGIE INTERVENTIONNELLE

En radiologie interventionnelle, les effets possibles de l'irradiation ne sont plus seulement de nature stochastique, et on peut observer également des effets déterministes tels que des érythèmes, voire une nécrose cutanée, chez les patients et des radiodermes chez les opérateurs. Les recommandations additionnelles spécifiques à la radiologie interventionnelle sont les suivantes :

- utiliser un matériel dédié ;
- disposer de l'affichage au pupitre de tous les paramètres caractérisant l'examen et d'un système de mesure (ou de calcul) du produit dose  $\times$  surface (PDS) en sortie du tube ;
- choisir les récepteurs d'image les plus sensibles associés à des amplificateurs performants, équipés de dispositifs automatiques de contrôle de l'exposition et du débit de dose ;
- utiliser des matériaux radiotransparents (fibre de carbone) pour la fabrication de tous les éléments interposés entre le patient et le récepteur d'images ;
- limiter l'émission du faisceau de rayons X au temps minimal nécessaire à l'intervention, en choisissant le mode pulsé de préférence au mode continu ;
- diminuer le volume irradié par une collimation optimale du faisceau ;

- augmenter l'énergie du rayonnement en utilisant des hautes tensions et des filtrations additionnelles. Pour une même dose au récepteur, plus le faisceau est pénétrant moins la dose au patient est élevée ;
- maintenir l'intensité du courant dans le tube (mA) aussi basse que possible ;
- éviter, lorsque c'est possible, les hauts débits de dose ;
- diminuer la cadence d'acquisition des images ;
- augmenter la distance foyer-patient ;
- diminuer la distance patient-récepteur. Travailler le plus souvent possible avec le tube sous la table et le détecteur au-dessus. Cette disposition ne modifie pas l'irradiation du patient, mais diminue la part du rayonnement diffusé du côté de l'opérateur ;
- modifier l'incidence du faisceau en cours d'intervention prolongée, pour éviter le cumul des doses à la peau en un même point.

### CONCLUSION

Les travaux menés par l'IRSN sur les procédures en radiologie, en collaboration avec différentes sociétés savantes, et en particulier la SFR, constituent une étape importante d'optimisation des doses délivrées lors des examens radiologiques. La démarche est poursuivie pour prendre en compte les améliorations technologiques. Elle est complétée par une campagne nationale de mesures visant à l'établissement de niveaux de référence et par l'élaboration de recommandations concernant la justification des actes radiologiques. L'ensemble de ces travaux constitue la partie scientifique essentielle du processus de transposition de la directive 97/43/EURATOM relative aux expositions médicales.

# Le Système d'information de la surveillance de l'exposition aux rayonnements ionisants

• D. CRESCINI (IRSN)  
• G. BARBIER (IRSN)

• A. BIAU (IRSN)

• M. VALERO (IRSN)

• M. BOURGUIGNON (OPRI)

**L**e Système d'information de la surveillance de l'exposition aux rayonnements ionisants (SISERI) est l'outil fondamental de gestion de la surveillance des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants. Il a été créé voici plusieurs années par l'IRSN, qui en poursuit l'optimisation depuis la publication des décrets du 24 décembre 1998 relatifs à la mise en place de la dosimétrie opérationnelle.

## Historique

Le développement de SISERI et son état actuel de fonctionnement sont liés à l'histoire de la réglementation de la dosimétrie des travailleurs. L'article 25 du décret n° 67-223 du 15 mars 1967, relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants, prévoyait que le contrôle des équivalents de doses reçus par les travailleurs directement affectés à des travaux sous rayonnements et exposés au risque d'irradiation externe soit effectué à l'aide de dosimètres individuels dans des conditions fixées par l'arrêté du 19 avril 1968. Cet arrêté stipulait que "les

*résultats mensuels nominatifs doivent (...) être adressés au service médical du service central de protection contre les rayonnements ionisants".* C'est ainsi que les données dosimétriques nationales des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants ont été archivées depuis 1967 au SCPRI. Les responsabilités du SCPRI dans le suivi des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants ont été étendues à l'exploitation des données dosimétriques par le décret du 28 avril 1975 en ce qui concerne les travailleurs des installations nucléaires de base : "Le service central de protection contre les rayonnements ionisants enregistre les résultats de la surveillance de l'exposition à ces rayonnements, en liaison avec les médecins du travail, et il assure l'exploitation et la conservation de ces résultats." Et le décret du 2 octobre 1986 l'étend à tous les travailleurs. Lors de sa création par le décret du 19 juillet 1994 (article 20), l'OPRI (regroupé en 2002 avec l'IPSN pour former l'IRSN) a hérité des prérogatives du SCPRI : "L'office exerce les droits et assume les obligations de l'État et de l'Institut national de la santé et de la recherche médicale liés aux activités du service central de protection contre les rayonnements ionisants." La responsabilité réglementaire d'archivage et d'exploitation des données de la surveillance dosimétrique des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants lui incombe ainsi. Cette responsabilité réglementaire a été amplifiée par les décrets du 24 décembre 1998, qui imposent la mise en œuvre d'une dosimétrie opérationnelle pour les travailleurs en zone contrôlée. Les arrêtés d'application du 23 mars 1999 précisent les modalités de la gestion centralisée des données de la dosimétrie opérationnelle des travailleurs. Il s'agit d'une responsabilité d'archivage des données, de validation et de contrôle de l'ensemble des données dosimétriques individuelles des travailleurs, mais aussi de leur confrontation, de leur interprétation et de leur restitution confidentielle à des personnes autorisées.

SISERI  
IRSN – Site du Vésinet  
(février 2002).



On voit l'évolution progressive et la montée en puissance de la réglementation. D'un simple archivage effectué à titre conservatoire, on passe à la notion de conservation des données dosimétriques afin d'en assurer l'exploitation. Cette exploitation prend tout son sens quand les données sont validées, contrôlées, expertisées, interprétées et, enfin, exploitées par l'organisme en charge de la radioprotection. Les données dosimétriques sont, enfin, restituées de façon exhaustive à ceux qui assurent la radioprotection dans les entreprises, les services médicaux et aux travailleurs eux-mêmes.

**D'un simple archivage effectué à titre conservatoire, on passe à la notion de conservation des données dosimétriques afin d'en assurer l'exploitation.**

### HISTORIQUE DE L'ARCHIVAGE

Depuis 1967, les données de la surveillance dosimétrique des travailleurs ont été conservées.

Le premier mode d'archivage utilisé par le SCPRI a été le microfilm de documents papier. Puis, en fonction des possibilités informatiques et des évolutions réglementaires, les données ont été conservées en partie sous forme de documents imprimés et sous forme informatique depuis 1990. En fin de compte, l'archivage des données dosimétriques est assuré, mais les formats en sont très variés.

Étant donné le caractère essentiel de ces données dosimétriques, tant sur le plan réglementaire que sur le plan scientifique, l'IRSN a développé une politique de conservation des données permettant de remplir toutes les missions d'archivage et d'exploitation voulues par la réglementation :

- recensement de tous les documents sur tous les supports disponibles ;
- duplication de ces documents ;
- conservation des données originales et des duplicatas en deux lieux différents ;
- sécurisation définitive des données par photographie sur cédérom ;
- numérisation des données par reconnaissance de caractères et contrôle par saisie ;
- procédure de sauvegarde informatique de toutes les données ;
- rassemblement des données sous le même format dans une base de données unique.

Ces différentes étapes de sauvegarde et de numérisation ont demandé de gros efforts de réalisation depuis plusieurs années. Elles ne prendront fin que lorsque toutes les données de tous les travailleurs auront été récupérées, numérisées et incluses dans la base de données.

Il faut noter la difficulté particulière à récupérer les doses reçues par les travailleurs français à

l'étranger non rattachés à une entreprise française dans le cadre d'une exposition professionnelle aux rayonnements ionisants.

### EXPLOITATION

Dans les formats d'origine très variés, les données dosimétriques étaient peu facilement exploitables.

- Le premier objectif a été, pendant des années, de s'assurer que les doses maximales admissibles n'étaient pas atteintes.
- Est apparue ensuite la nécessité de faire des études statistiques pour mieux percevoir les différences de niveau d'exposition selon les types d'activités.
- Puis est apparu le besoin, en raison notamment d'une mobilité de plus en plus grande des travailleurs, de mieux maîtriser les cumuls de dose, soit pour statuer sur une affectation éventuelle, soit pour reconstituer l'exposition antérieure dans le contexte d'une expertise de reconnaissance de maladie professionnelle. Cette reconstitution des "carrières dosimétriques", c'est-à-dire de l'ensemble des données dosimétriques d'un même travailleur sur toute sa période de vie professionnelle, constitue un travail considérable de notariat à partir des archives.
- Enfin, depuis les années 1990, une nouvelle demande s'est manifestée pour réaliser des études épidémiologiques concernant les effets des doses de rayonnements ionisants reçues à titre professionnel, notamment celle du Centre international de recherche sur le cancer (CIRC). Cette évolution de la demande a conduit l'IRSN à étudier les conditions d'archivage des données dosimétriques enregistrées dans de multiples fichiers et à constituer une base de données la plus complète et la plus disponible possible, réunissant les données anciennes et capable d'accepter les données futures. De plus, il apparaissait clairement que la notion initiale d'archi-



## Le numéro complet du Registre national d'identification des personnes physiques étant l'outil indispensable à une identification rigoureuse et fiable d'un individu, son utilisation devenait indispensable.

vage des données dosimétriques n'était pas suffisante et devait être complétée par des fonctionnalités de gestion afin de faire face aux responsabilités nouvelles d'exploitation des données.

Par ailleurs, l'IRSN assurant un rôle d'expert arbitre vis-à-vis des données dosimétriques, celles-ci doivent être vérifiées et consolidées avant archivage, afin d'éliminer toute erreur. L'identification des travailleurs est ainsi l'un des points clés de ces données. Le numéro complet du Registre national d'identification des personnes physiques (RNIPP) étant l'outil indispensable à une identification rigoureuse et fiable d'un individu, son utilisation devenait indispensable.

L'autorisation de l'utilisation du numéro RNIPP a été officiellement donnée à l'IRSN par un décret en Conseil d'État en date du 17 décembre 1996, après avis favorable de la Commission nationale de l'informatique et des libertés (CNIL). Cette autorisation concerne l'utilisation du RNIPP au sein du Système d'information de la surveillance de l'exposition aux rayonnements ionisants (SISERI) qui permet de gérer la centralisation, selon les termes de la réglementation en vigueur, de la totalité des données de la surveillance dosimétrique des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants.

Il faut cependant souligner que le RNIPP ne permet pas de résoudre le problème de l'identification des travailleurs étrangers et des anciens enregistrements concernant les travailleurs ayant cessé toute activité et dont l'identification est incomplète. Seules les données complémentaires (période de travail, identification de l'entreprise, dossier médical spécial, cartes de suivi médical...) confrontées entre elles peuvent concourir à permettre cette identification. Ces données sont donc aussi indispensables que les données dosimétriques.

### La base actuelle de données dosimétriques

Les données dosimétriques nationales sont actuellement en cours de rassemblement dans une base de données IRSN au sein d'un service dédié dénommé SISERI. Il s'agit d'une base expérimentale qui permet déjà d'assurer la centralisation des données anciennes, des données nouvelles reçues, de les valider et de répondre aux demandes formulées par les acteurs de la radioprotection.

Les données sont organisées au sein de la base autour de l'identification de chaque travailleur par son numéro RNIPP. La rigueur de gestion a été facilitée pour les travailleurs de catégorie A par la carte individuelle de suivi médical, délivrée par le médecin du travail, qui fournit des informations complémentaires sur l'identité du travailleur.

Le volume des données dosimétriques à collecter et à archiver chaque année pour l'ensemble des travailleurs en France (258 920 personnes en l'an 2000) a considérablement évolué. Un récapitulatif de ces données, de leurs origines diverses et de leur volume est présenté dans les paragraphes suivants.

### LES DONNÉES DE LA SURVEILLANCE DE L'EXPOSITION EXTERNE

Ces données sont celles de la surveillance de l'exposition externe passive avec film photographique mensuel ou trimestriel porté au niveau du thorax et avec dosimètres portés au niveau des poignets. Depuis 1999 sont venues s'ajouter les données de dosimétrie électronique et de dosimétrie active. Il faut également comptabiliser les données de la dosimétrie des neutrons. Ces différentes données sont complémentaires.

Ces données dosimétriques de la surveillance de l'exposition externe proviennent des exploitants nucléaires (EDF, COGEMA et CEA) autorisés à

assurer eux-mêmes la surveillance dosimétrique réglementaire de leurs propres personnels. Pour les agents des autres entreprises du secteur nucléaire, les données proviennent du LCIE (agréé depuis janvier 1993), de l'IPN et de l'IRSN (agréés depuis mars 1996) ainsi que du CERN pour les agents français d'entreprises extérieures intervenant sur son site. Ces données sont celles des 82 000 travailleurs du secteur nucléaire.

Dans le secteur hors nucléaire – secteur de la recherche (CNRS, INSERM, INRA, universités, écoles vétérinaires), secteur médical (radiodiagnostic, radiothérapie, médecine nucléaire, dentisterie), secteur vétérinaire (radiodiagnostic), secteur industriel (radiographie et gammagraphie, jauges d'épaisseur ou de niveau, humidimètres et gammadensimètres...) –, les données dosimétriques des 177 000 travailleurs exposés proviennent de l'IRSN, du LCIE et de Philips.

La dosimétrie neutronique est réglementairement assimilée à une dosimétrie complémentaire. Jusqu'en 2001, cette composante n'était pas spécifiée dans l'expression de la dose individuelle. Actuellement, la dosimétrie neutronique, lorsqu'elle est disponible, doit être précisée lors de la transmission des données à l'IRSN. Cette disposition concerne environ 20 000 travailleurs en France.

En dosimétrie opérationnelle, l'ordre de grandeur du nombre de valeurs de doses attendues sera de quelques dizaines de millions par an, car les arrêtés de mars 1999 imposent la transmission, au minimum hebdomadaire, des données dosimétriques quotidiennes pour tous les travailleurs opérant en zone contrôlée. En effet, les informations de la dosimétrie opérationnelle, produites par des dosimètres électroniques à lecture instantanée, permettent d'évaluer "en temps réel" la dose reçue au cours d'une opération en milieu exposé. Ces valeurs viennent compléter, sans les remplacer, celles obtenues par la dosimétrie externe passive et celles de la dosimétrie interne (anthropogammamétrie et radiotoxicologie urinaire). La transmission de données de la dosimétrie opérationnelle, fonctionnalité obligatoire suite aux décrets de 1998, n'est pas encore effectuée par voie télématique. Dans l'attente du nouveau système, un terminal du système DOSINAT d'EDF a été mis en place à l'IRSN, qui peut ainsi accéder aux données de la dosimétrie opérationnelle des agents d'EDF.

#### LES DONNÉES DE LA SURVEILLANCE DE L'EXPOSITION INTERNE

Les données de la surveillance de l'exposition interne sont composées des données de radiotoxicologie et d'anthropogammamétrie.

EDF, le CEA et COGEMA, qui assurent directement la surveillance de l'exposition interne individuelle (anthropogammamétrie et suivi radiotoxicologique des urines et des selles) des travailleurs sur leurs sites au sein de leurs laboratoires, transmettent leurs résultats au service SISERI.

Les résultats des examens anthropogammamétriques dans le cadre du suivi professionnel du personnel manipulant des sources non scellées essentiellement en milieu médical, lors d'incidents et à titre de surveillance de personnes ayant séjourné pour des raisons professionnelles ou privées dans des pays de l'Est (333 examens anthropogammamétriques en 1999), sont transférés dans SISERI.

Les résultats des analyses radiotoxicologiques (urines et selles) chez les travailleurs manipulant des radioéléments en sources non scellées ou y étant exposés : personnels des services de médecine nucléaire, des laboratoires pharmaceutiques et de recherche et d'entreprises diverses (optique, sécurité incendie, cristallerie...) qui utilisent des radionucléides divers. 24 183 analyses radiotoxicologiques (urines et selles) chez 4 800 travailleurs en 1999 sont également transférés dans SISERI.

Les données de la surveillance de l'exposition interne archivées à l'IRSN ont fait l'objet d'un recensement exhaustif et d'un classement, mais ne sont pas encore centralisées complètement dans la base de données; seules les données incorporables, car sous forme numérique sur support informatique, sont disponibles dans la base de données. En revanche, les procédures de prise en compte de toutes les données ont été établies après contrôle.

**Les informations de la dosimétrie opérationnelle, produites par des dosimètres électroniques à lecture instantanée, permettent d'évaluer "en temps réel" la dose reçue au cours d'une opération en milieu exposé.**

## Le système d'information en cours de création

Il convient de noter que les données de la base expérimentale des données dosimétriques ne sont actuellement accessibles qu'aux personnels habilités et ne sont donc pas consultables de l'extérieur. Or, la consultation à distance est l'un des points essentiels des dispositions de la dosimétrie opérationnelle.

Pour répondre à la fois aux exigences réglementaires et aux besoins des acteurs de la radioprotection, l'IRSN a mis en place ces dernières années le projet du Système d'information de la surveillance de l'exposition aux rayonnements ionisants. Les fonctionnalités et les contours du système d'information ayant été définis avec précision, les différents appels d'offres sont en cours. Le calendrier prévisionnel actuel projette le démarrage effectif de ce système d'information à la fin de l'année 2003.

Les diverses fonctionnalités du système en cours de construction ont fait l'objet de consultations avec les différents partenaires concernés : ministère du Travail, exploitants, industriels fabricants de dosimètres électroniques et de systèmes de gestion de la dosimétrie opérationnelle, médecins du travail, personnes compétentes en radioprotection.

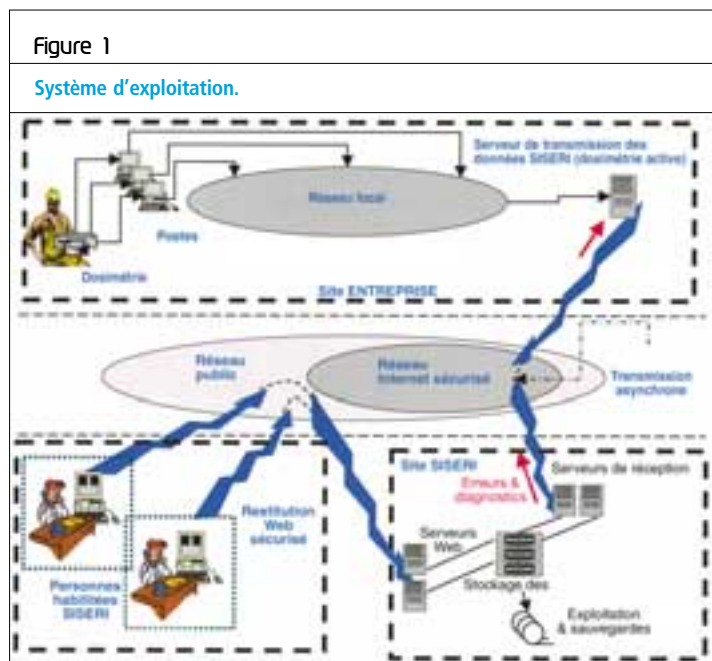
Le système d'information présente trois grandes composantes illustrées dans la **figure 1**, à savoir la réception, le traitement et la restitution des données dosimétriques :

- le système d'information pourra recevoir les données dosimétriques directement par voie télématique en provenance des centres fournisseurs de données, avec une technologie de type Internet sécurisé. Les données anciennes seront déversées dans le système d'information, permettant ainsi de rassembler dans une même base toutes les données des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants. Les données de la surveillance des personnels navigants des compagnies aériennes (système SIEVERT) seront également archivées dans le système SISERI ;
- l'IRSN disposera de postes de traitement de données permettant leur gestion (détection des anomalies, génération d'alarme sur les valeurs de doses...) et leur consolidation (élimination des doublons, correction des erreurs d'identification...). Le système d'information permettra l'étude comparative des résultats de dosimétrie individuelle opérationnelle et passive ;
- le système SISERI permettra aussi aux personnes habilitées et aux médecins du travail de consulter les doses à distance, sous une forme respectant des règles précises de confidentialité, à des fins d'optimisation de la radioprotection.

### L'HABILITATION À LA CONSULTATION DE SISERI

La procédure d'habilitation à la consultation des données de la dosimétrie opérationnelle par les personnes compétentes ou qualifiées est en place. À la fin de l'année 2001, 6 466 personnes ont déjà été habilitées, dont 2 226 ont reçu un code d'accès permettant leur identification à l'IRSN et leur connexion à la base de données. La procédure spécifique pour les médecins du travail est encore à l'étude. La restitution des données est actuellement effectuée par téléphone, fax, e-mail ou courrier dans l'attente du système d'information. La procédure d'identification des personnes habilitées permettra l'ouverture à la consultation des travailleurs dont elles ont la charge. En ce qui concerne les médecins du travail, l'accès aux données d'un travailleur particulier sera possible.

Les statistiques bimestrielles des demandes d'habilitation sont présentées dans la **figure 2**. La répartition du nombre d'habilités dans chaque catégorie professionnelle est présentée dans la **figure 3**, et la répartition des habilités selon les différents secteurs est présentée dans la **figure 4**. La variation du nombre de demandes



de résultats de dosimétrie active est présentée dans la **figure 5**. La variation du nombre de demandes de renseignements au sujet de SISERI est présentée dans la **figure 6**.

### LES RECONSTITUTIONS DE CARRIÈRES DOSIMÉTRIQUES

Les reconstitutions de carrières dosimétriques, actuellement en forte croissance (654 reconstitutions en 2000 à la demande de médecins du travail et 7 reconstitutions effectuées dans le cadre de demandes personnelles), seront grandement facilitées. Une fonctionnalité du système d'information organisé autour de l'identification de chaque travailleur sera justement de pouvoir effectuer très rapidement ces reconstitutions en interrogeant le fichier des données d'un seul travailleur.

### SITE INTERNET SISERI

Un site Internet SISERI dédié au projet (<http://www.siseri.com>) est en cours de réalisation. Ce site Internet rassemble les informations pertinentes au sujet du système d'information et de la dosimétrie opérationnelle. Un serveur de documentation, accessible à partir du site Internet, permet aux participants au projet d'accéder à toute information utile concernant SISERI.

### SISERI : une base pour la recherche

La base des données dosimétriques des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants constitue une source d'information unique pour la recherche. Ces données ont été utilisées ces dernières années pour les travaux suivants.

Figure 2

Variation du nombre de personnes habilitées.

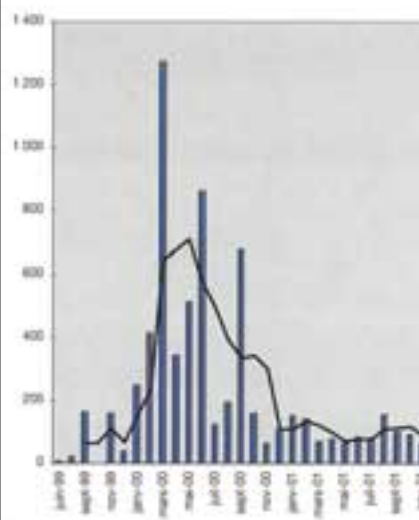


Figure 3

Répartition du nombre d'habilités.

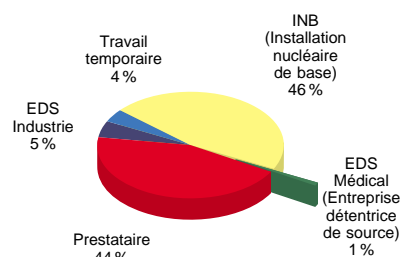


Figure 4

Répartition des différents secteurs.

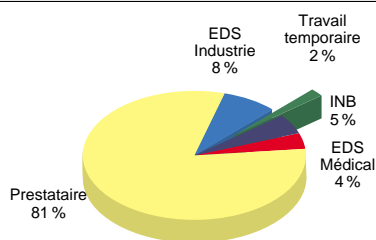


Figure 5

Variation du nombre de demandes de résultats de dosimétrie active.

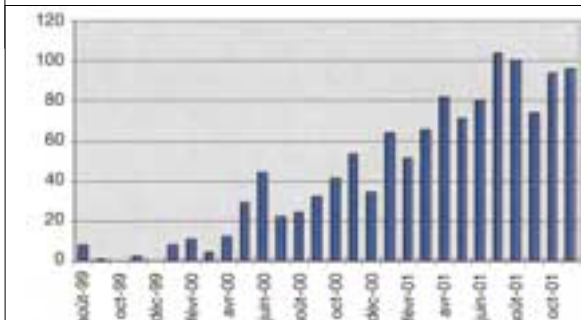
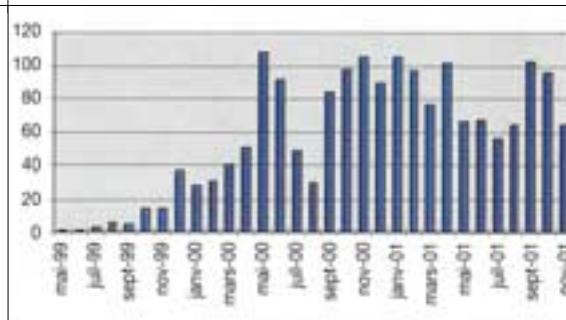


Figure 6

Variation du nombre de demandes de renseignement concernant SISERI.



**La dose moyenne relevée en dosimétrie passive est de 17,8 mSv pour une dose active moyenne de 18,5 mSv, soit un écart inférieur à 4 %.**

**Étude comparative des résultats de dosimétrie individuelle active et passive.** La dosimétrie électronique venant compléter, avec son évaluation en temps réel des doses reçues au cours des opérations, celles de la dosimétrie passive, les résultats des deux méthodologies doivent être comparés afin que les écarts observés puissent être analysés et compris.

Une étude préliminaire a concerné une cinquantaine de travailleurs d'entreprises extérieures sur les sites EDF selon la méthodologie suivante :

- les résultats de dosimétrie active ont été fournis par EDF et ont été choisis dans la zone des 20 mSv en équivalent de dose sur 12 mois consécutifs ;
- les résultats de dosimétrie passive (dosimétrie photographique) sont les résultats enregistrés dans les cumuls réglementaires de chacun des travailleurs concernés. Cette surveillance a été effectuée soit par l'IRSN soit par le LCIE.

#### Références

"Protection contre les rayonnements ionisants", textes législatifs et réglementaires, Journal officiel de la République française, n° 1420, 1999. Directive 90/641/EURATOM du Conseil du 4 décembre 1990, Journal officiel des Communautés européennes, volume 33, 1990.

La dose moyenne relevée en dosimétrie passive est de 17,8 mSv pour une dose active moyenne de 18,5 mSv, soit un écart inférieur à 4 %. Les résultats montrent une relative sous-estimation des valeurs de dose par la dosimétrie active pour les doses plus élevées.

La **figure 7** représente les écarts observés entre dosimétrie passive et dosimétrie active. Les résultats des intercomparaisons sont interprétés en utilisant la courbe dite "en trompette" établie par Böhm, qui indique les incertitudes maximales pouvant être admises et repose sur les recommandations de la CIPR 35.

Il n'y a pas actuellement de doctrine formellement établie pour gérer les écarts observés, en particulier lorsqu'ils sont de part et d'autre de la nouvelle limite de dose efficace.

Ces études comparatives sont actuellement poursuivies sur un plus grand nombre de travailleurs, en particulier pour comprendre la différence de réponse entre les deux méthodologies et pour proposer des adaptations.

**Les données françaises de l'étude intitulée "International Study of Cancer risk among Radiation Workers in the Nuclear Industry", réalisée par le Centre international de la recherche sur le cancer (CIRC) de Lyon,** proviennent de la base de données de l'IRSN. Cette étude encore en cours rassemble les données dosimétriques de plusieurs centaines de milliers de travailleurs des grands pays nucléarisés.

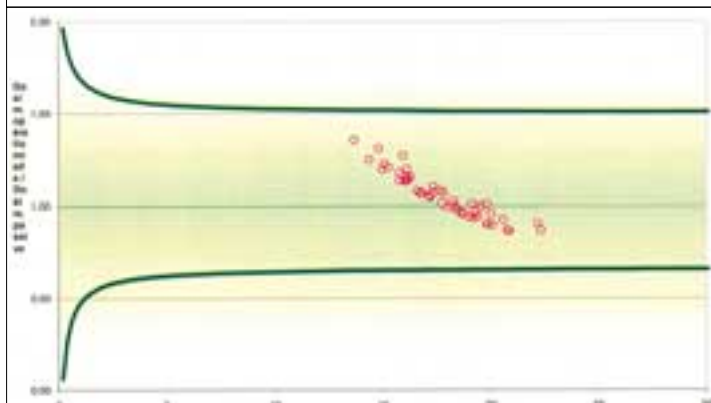
**L'étude épidémiologique de fertilité d'une cohorte de travailleurs exposés aux rayonnements ionisants de la région Nord-Cotentin,** actuellement réalisée par l'Institut de veille sanitaire, inclut les données dosimétriques extraites de SISERI.

**Une étude sur la dosimétrie neutronique est en préparation.**

Le SISERI constitue donc une base d'information unique pour tous les travaux de type statistique et épidémiologique concernant les données dosimétriques des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants. Nul doute que la mise en place d'un véritable système d'information contribuera à amplifier les potentialités d'exploitation de ces données et, donc, à favoriser des travaux de recherche.

Figure 7

Dosimétrie active – dosimétrie passive  
Dosimétrie individuelle 12 mois consécutifs/ Entreprises extérieures EDF  
Suivi dosimétrique IRSN et LCIE.



Abscisse : doses (mSv).

Ordonnée : rapport dosimétrie opérationnelle/dosimétrie active.

# Évaluation du risque radiologique pour les travailleurs exposés au thorium

• C. CHALLETON  
DE VATHAIRE (IRSN)  
• M. BOURGUIGNON (OPRI)

• A. BIAU (IRSN)  
• P. BOISSON (IRSN)

• S. FOUCHARD (IRSN)  
• C. COSSONNET (IRSN)

• J.-R. JOURDAIN (IRSN)  
• A. RANNOU (IRSN)

**F**ace à des situations d'exposition ou de suspicion d'exposition aux rayonnements ionisants, les demandes d'évaluation des risques sanitaires étaient effectuées auprès de l'OPRI et/ou de l'IRSN, experts publics en la matière, regroupés en 2002 pour former l'IRSN. C'est pour répondre à la demande du préfet de la région Champagne-Ardenne que des travaux d'expertise ont été réalisés conjointement par l'OPRI et l'IRSN à Pargny-sur-Saulx. La découverte en 1997 de fûts de déchets radioactifs sur le site de l'entreprise Orflam-Plast, en liquidation judiciaire, témoignait d'une exposition ancienne et ignorée des ex-travailleurs dont le risque était à évaluer.

L'historique du site industriel de l'entreprise Orflam-Plast, à Pargny-sur-Saulx, révélait la manipulation, entre 1934 et le début des années 1970, de quantités importantes de minerai de monazite importé, riche en éléments radioactifs naturels et en particulier en thorium 232, de période 14 milliards d'années. À cette époque, l'entreprise Orflam-Plast extrayait du minerai, par voie chimique, le cérium, métal dur entrant dans la composition des pierres à briquet. Les déchets résiduels de ce processus industriel étaient des déchets solides constitués de sables minéraux fortement thoriés. Les quelques milliers de tonnes de monazite manipulées sur le site industriel conduisent donc en première approximation à une masse sensiblement équivalente de déchets. Ces résidus de minerai, dont le contenu en radioéléments était ignoré ou méconnu, étaient apparemment répandus dans l'environnement sans précautions. On les retrouve dispersés sur l'emplacement même de l'entreprise et, en particulier, dans les locaux où le minerai était manipulé en grande quantité<sup>1</sup>. Environ 7 500 tonnes de ces résidus ont servi à édifier un talus de plusieurs centaines de mètres le long de la rivière Saulx, en amont et en aval de sa traversée du site industriel ; ils étaient ainsi "valorisés" en protégeant les prés avoisinants des crues hivernales.

Dans la dernière période de vie de l'entreprise, la manipulation de monazite a cessé, les briquets étant assemblés à partir de composants achetés. Il est ainsi possible de distinguer *a priori* deux périodes différentes vis-à-vis du risque lié au thorium, pour les travailleurs du site et les populations des environs :

- dans une période ancienne (années 1934 à 1970), le risque potentiel d'exposition et de contamination était important du fait de la manipulation du minerai thorié ;
- depuis les années 1970, le risque d'exposition externe est devenu plus important que celui de contamination interne sur le site de l'entreprise Orflam-Plast, avec toutefois l'inconnue du risque présenté par la présence de thorium dans les eaux de lixiviation de la digue.

Il était donc indispensable qu'une évaluation du risque radiologique soit effectuée. Pour ce faire, l'IRSN a mené des enquêtes successives depuis 1997 jusqu'en 2001 :

- étude géographique de mortalité<sup>2</sup> ;
- enquête cas-témoins<sup>3</sup> ;
- analyses radiotoxicologiques.

Les études épidémiologiques ont été réalisées en collaboration avec l'unité U521 de l'INSERM (étude géographique de mortalité) et avec l'Institut de veille sanitaire (enquête cas-témoins). Pour la réalisation des analyses radiotoxicologiques, les compétences de l'IRSN en matière de mesures de thorium dans les urines par spectrométrie de masse ont été utilisées.

## Étude géographique de mortalité

En 1997, une expertise réalisée par l'IRSN montrait que les anciens travailleurs et la population avoisinante étaient susceptibles d'avoir été exposés aux rayonnements ionisants, à des niveaux notablement supérieurs à celui de la radioactivité naturelle, le débit de dose atteignant ponctuellement 10  $\mu\text{Sv/h}$ , soit plus de 100 fois le niveau ambiant naturel<sup>1</sup>. Ces estimations, basées sur les

### Références

1 - "Société Orflam-Plast à Pargny-sur-Saulx : expertise des conséquences sanitaires par l'OPRI", rapport interne de l'OPRI, 1997.

2 - F. de Vathaire, C. Challeton de Vathaire, J. Ropers, A. Mollié, "Cancer Mortality in the Commune of Pargny-sur-Saulx in France", *J. Radiol. Prot.*, 18, 23-27, 1998.

3 - C. Challeton de Vathaire, P. Quenel, A. Zeghnoun, J.-H. Leblanc, "Étude cas-témoins de mortalité par cancer du poumon et de la vessie, Pargny-sur-Saulx, Marne, 1986-1996", rapport interne de l'OPRI, juin 2000.

## Une exposition professionnelle aux rayonnements ionisants était envisagée comme potentiellement responsable de l'excès de cancers observés.

mesures effectuées dans l'environnement du site industriel orphelin, ne permettaient pas de tirer de conclusion en ce qui concerne des expositions potentielles antérieures. Par ailleurs, il apparaissait que la majorité des employés d'Orflam-Plast, susceptibles d'avoir reçu les expositions les plus importantes, étaient recrutés et domiciliés dans les communes avoisinant Pargny.

Ceci a conduit à la réalisation, en partenariat avec l'unité U521 de l'INSERM, d'une enquête de mortalité par cancer à partir des données de la base nationale des données de mortalité, gérée par le service commun 8 (SC8) de l'INSERM au Vésinet. Cette étude a été menée sur l'ensemble des communes situées dans un rayon de 16 km autour de Pargny, pour la période 1968-1994. Elle a montré un excès de mortalité de 40 % par cancer du poumon et cancer de la vessie chez les hommes de plus de 40 ans résidant dans la région d'étude au moment de leur décès. De plus, cet excès de mortalité augmentait de façon significative avec la proximité de la commune de Pargny-sur-Saulx (excès de 11 cas de cancer du poumon et de 6 cas de cancer de la vessie).

Une analyse précise de la mortalité n'a pas mis en évidence d'excès de décès par cancer dans les communes riveraines de la Saulx en aval de Pargny. Cette observation permettait d'écarter le risque d'effet sanitaire important qui aurait pu résulter d'une contamination par le thorium emporté par les eaux de lixiviation.

En conséquence, la surmortalité importante par cancer du poumon et de la vessie observée chez les hommes résidant à Pargny par rapport à la mortalité observée au niveau national invitait à la recherche d'une origine ponctuelle, peut-être liée à une occupation professionnelle.

C'est ainsi qu'une exposition professionnelle aux rayonnements ionisants était envisagée comme potentiellement responsable de l'excès de cancers

observés et, en particulier, de cancers du poumon, du fait de la présence de thorium dans les poussières générées par la manipulation du minerais.

### Étude cas-témoins

Pour progresser, il était nécessaire de tester l'hypothèse selon laquelle le fait de décéder par cancer du poumon ou de la vessie dans un rayon de 10 km autour de Pargny-sur-Saulx était associé au fait d'avoir travaillé sur le site de l'entreprise Orflam-Plast.

Cette étude épidémiologique cas-témoins de mortalité par cancer à Pargny-sur-Saulx a été réalisée en collaboration avec le Département santé environnement de l'Institut de veille sanitaire (InVS) et après accord de la CNIL.

Les données individuelles de décès consolidées sur la période 1968-1996 ont été fournies par le SC8 de l'INSERM, pour les personnes résidant dans un rayon de 10 km autour de la commune de Pargny-sur-Saulx au moment de leur décès. Pour cette étude cas-témoins de mortalité réalisée sur la population générale, les causes immédiates, principales et associées de chaque décès ont été obtenues.

Les cas ont été définis comme étant les sujets décédés d'un cancer du poumon ou de la vessie sur la zone d'étude et pendant la période étudiée.

Mesures des rayonnements ionisants sur le site de l'entreprise Orflam-Plast.





Site de l'entreprise Orflam-Plast (mars 1999).

Les témoins ont été définis comme étant des sujets décédés d'une autre cause sur la zone d'étude et pendant la période étudiée. Ils ont été sélectionnés à partir du fichier des causes de décès en excluant les causes de décès par affections respiratoires et par affections de la sphère génito-urinaire. Dans un deuxième temps, ces témoins ont été appariés aux cas en fonction du sexe, de l'âge (par classe de 5 ans) et de la période de survenue du décès. Trois périodes de survenue du décès ont été définies, *a priori*, sur la base des résultats de l'enquête de mortalité réalisée en population générale : période 1, de 1968 à 1977 ; période 2, de 1978 à 1987 ; période 3, de 1988 à 1994. Une quatrième période (1995-1996) a été ajoutée afin de pouvoir disposer du maximum de cas possibles. Par tirage au sort aléatoire, trois témoins appariés ont été associés à chacun des cas.

La caractérisation de l'exposition au thorium a été effectuée de la façon suivante. Pour l'ensemble des cas et des témoins sélectionnés, il a été recherché si ceux-ci avaient eu ou non un emploi sur le site de l'entreprise Orflam-Plast, quelle que soit la durée de cet emploi. Cette recherche a été effectuée à partir du fichier des anciens travailleurs de l'entreprise Orflam-Plast, constitué par la Direction régionale du travail, de l'emploi et de la formation professionnelle (DRTEFP) de Champagne-Ardenne au sein du service de l'Inspection médicale du travail et de la main-d'œuvre. Ce fichier a été réalisé à partir des registres de la médecine du travail (pour les travailleurs présents sur le site à partir de 1980), du registre de l'inspection du travail (registre entrées/sorties) et du registre des salariés concernés par les plans sociaux.

Pour chaque cas et chaque témoin, une recherche a été effectuée sur l'identifiant "date de naissance" en croisant le fichier des causes médicales de décès et le fichier des anciens travailleurs. Cet

identifiant commun pouvant être insuffisant pour affirmer qu'il s'agissait bien du même individu, il a été nécessaire de vérifier la correspondance des noms et des dates de décès auprès des registres d'état civil. Parmi les 692 sujets répertoriés dans le fichier des anciens travailleurs de l'entreprise Orflam-Plast, 46 n'avaient pas de date de naissance connue. Demande a été faite auprès de l'unité 472 de l'INSERM de connaître le statut vital de ces personnes et de retrouver leur date de naissance, dans le respect du décret 98-37 "autorisant l'accès aux données relatives au décès des personnes inscrites au RNIPP dans le cadre des recherches dans le domaine de la santé". Parmi les 46 sujets, 11 ont été identifiés.

L'analyse statistique des données a consisté en une comparaison de la fréquence d'appartenance à la catégorie d'ancien travailleur de l'entreprise Orflam-Plast chez les cas et les témoins en réalisant une analyse appariée (logiciel Epi-info version 6.04).

### LES RÉSULTATS

Les données de mortalité sur la zone d'étude entre 1968 et 1996 sont les suivantes : 3 501 décès dont 879 cancers, parmi lesquels 154 cancers du poumon (142 hommes et 12 femmes) et 39 cancers de la vessie (27 hommes et 12 femmes). Le fichier des anciens travailleurs du site industriel comprenait 692 sujets. La proportion de sujets féminins était de 74 %. Sur les 641 travailleurs pour lesquels l'information était disponible, 380 (59 %) ont été embauchés avant 1970. Sur les 599 travailleurs pour lesquels les données étaient disponibles, 434 (72 %) avaient moins de 20 ans lors de leur embauche sur le site.

- En ce qui concerne les cancers du poumon, seuls 3 des 150 cas auxquels 3 témoins ont pu être rattachés avaient travaillé dans l'entreprise Orflam-Plast, tandis que 7 des 450 témoins



## L'élimination du thorium de l'organisme humain est très lente du fait de la rétention à long terme de cet élément dans certains organes, notamment le poumon et le foie.

correspondants étaient d'anciens travailleurs du site. L'odds ratio (OR) apparié (paramètre statistique mesurant l'excès de risque) était de 1,29 (intervalle de confiance à 95 % calculé selon la méthode exacte de Fischer : 0,27 - 4,89). L'intervalle de confiance étant de part et d'autre de la valeur 1 pour laquelle le risque est nul, il n'existe donc pas d'association statistiquement significative entre le fait d'être décédé d'un cancer du poumon et le fait d'avoir exercé une activité professionnelle au sein de l'entreprise Orflam-Plast.

- Pour les cancers de la vessie, il n'y avait aucun cas parmi les anciens travailleurs et un seul dans le groupe des 117 témoins. Seul 1 des 39 groupes étant discordant, l'OR n'a pas pu être estimé.

L'étude de cas-témoins ne permet donc pas d'expliquer l'excès de mortalité par cancer du poumon ou de la vessie observé chez les hommes dans l'étude géographique de mortalité.

Par ailleurs, étant donné que le nombre attendu de cancers du poumon au sein de la cohorte des travailleurs, essentiellement féminine, est faible – de l'ordre de 3 –, il n'est pas réaliste de proposer une étude de cohorte sur les seuls travailleurs de l'usine : celle-ci manquerait en effet considérablement de puissance et ne pourrait déceler que des excès de mortalité très élevés, d'un facteur 3 ou 4, qui, sur la base des connaissances scientifiques actuelles, sont très improbables.

### Études radiotoxicologiques urinaires chez les anciens travailleurs

L'excès de cancers du poumon et de la vessie mis en évidence lors de l'enquête géographique de mortalité invitait immédiatement à mettre en

œuvre des études de contamination par le thorium, sans attendre les résultats de l'enquête cas-témoins.

En effet, l'élimination du thorium de l'organisme humain est très lente du fait de la rétention à long terme de cet élément dans certains organes, notamment le poumon – dans le cas d'une inhalation –, l'os et le foie. Les modèles biocinétiques établis par la Commission internationale de protection radiologique<sup>1,2</sup> indiquent que, tandis que la majeure partie de l'activité du thorium incorporé est éliminée dans les dix premiers jours qui suivent une inhalation aiguë, l'excrétion urinaire et fécale se poursuit à de faibles niveaux pendant de nombreuses années.

Seules des analyses radiotoxicologiques fécales ou urinaires à la recherche de thorium sont susceptibles de témoigner après plusieurs années d'une contamination par ce radioélément. Compte tenu que l'excrétion fécale est plus importante que l'excrétion urinaire dans le cas du thorium, le premier type d'analyse serait plus indiqué. Cette analyse reste malheureusement plus difficile à faire accepter ; c'est pourquoi il a été décidé de réaliser des analyses urinaires. Il reste que les examens radiotoxicologiques classiques (purification chimique et spectrométrie alpha) sont très lourds et longs à réaliser. Seule une méthode de spectrométrie de masse (ICP-MS, *Inductively Coupled Plasma-mass Spectrometry*) pouvait permettre de réaliser des examens radiotoxicologiques urinaires en grand nombre en un temps limité.

Une cohorte des anciens travailleurs de l'entreprise Orflam-Plast a été reconstituée par le service de l'Inspection médicale du travail et de la main-d'œuvre de la DRTEFP de Champagne-Ardenne.

Une analyse du site de l'entreprise Orflam-Plast a permis de préparer un questionnaire destiné aux anciens travailleurs de l'usine, afin de préciser le contour et l'activité des différents postes de travail, en particulier à la première époque du traitement des minerais. De plus, chaque ancien travailleur pouvait préciser ses différents postes de travail successifs au sein de l'entreprise.

La cohorte, reconstituée de façon aussi complète que possible par la DRTEFP, ne permet pourtant pas de mener des études radiotoxicologiques exhaustives, pour deux raisons. Premièrement, un certain nombre de personnes n'ont pas été retrouvées car elles ont quitté la région. Par ailleurs, le suivi sanitaire a été proposé aux autres

#### Références

1 - International Commission on Radiological Protection, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 2 Ingestion Dose Coefficients", ICRP Publication 67, *Annals of the ICRP*, 23 (3/4), 1993.

2 - International Commission on Radiological Protection, "Individual monitoring for internal exposure of workers", ICRP Publication 78, *Annals of the ICRP*, 27 (3/4), 1997.

personnes, qui étaient libres d'entrer dans l'étude sur la base du volontariat. Les réponses au questionnaire ont effectivement permis de montrer l'existence d'un poste de travail plus particulièrement exposé à la poussière de minerai de monazite. Dix anciens travailleurs parmi ceux qui ont répondu à l'enquête avaient exercé une activité prolongée à ce poste de travail.

Une analyse radiotoxicologique urinaire a été menée en priorité chez ces 10 personnes par l'IRSN selon la stratégie suivante. Si les résultats observés chez ces 10 anciens travailleurs étaient négatifs, alors la probabilité d'observer un résultat positif chez un autre travailleur, *a priori* moins exposé au vu de l'enquête, serait considérée comme nulle. Dans le cas inverse, il conviendrait de poursuivre l'étude.

Les urines de 24 heures de ces 10 travailleurs ont été recueillies dans des flacons de 2 l avec de l'acide sulfamique comme conservateur. L'analyse de radiotoxicologie urinaire a comporté les étapes suivantes de radiochimie et de comptage :

- coprécipitation des actinides – et donc du thorium – en milieu ammoniacal par les phosphates de calcium et de magnésium ;
- après traitement par de l'acide nitrique concentré, le thorium  $^{4+}\text{Th}$  est retenu sur une résine anionique, puis élué par de l'acide chlorhydrique concentré ;
- la fraction de thorium non retenue sur la résine anionique est fixée spécifiquement sur résine TEVA en milieu nitrique, puis éluee par de l'acide chlorhydrique concentré ;
- les deux éluats sont réunis et le thorium est coprécipité par le fluorure de lanthane ;
- l'activité et l'identification isotopique du thorium sont déterminées par comptage spectrométrique alpha du précipité.

Les analyses quantitatives de  $^{232}\text{Th}$  et de  $^{228}\text{Th}$  sont rendues possibles par l'ajout d'un traceur, 20 mBq de  $^{229}\text{Th}$ , dans les urines initiales avant la réalisation des étapes de préparation radiochimique.

Cette méthodologie est extrêmement longue, en l'occurrence deux semaines complètes de travail pour la réalisation de trois analyses. L'interprétation des résultats est délicate car elle doit prendre en compte la présence dans les urines de  $^{228}\text{Th}$  et de  $^{232}\text{Th}$  naturels en quantités variables (environ 300  $\mu\text{Bq. L}^{-1}$  en moyenne). Les résultats montrent que 2 des 10 anciens travailleurs présentaient des résultats supérieurs à la valeur normale de l'élimination du thorium naturel.

Ces résultats préliminaires imposaient donc la réalisation d'une étude de plus grande ampleur à l'aide d'un ICP-MS, technique de spectrométrie de masse seule susceptible aujourd'hui d'améliorer les protocoles d'analyse radiotoxicologique en termes de sensibilité et de rapidité de réponse.

Comparée à la spectrométrie alpha, l'utilisation de l'ICP-MS diminue considérablement le temps de mesure pour les radioéléments de période longue (quelques minutes au lieu de plusieurs jours pour des niveaux de concentration de l'ordre de 1 mBq.  $\text{L}^{-1}$ ). Les premiers travaux réalisés ont concerné l'étude d'un mode opératoire simple pour la mesure de l'uranium dans l'urine. Les résultats ont conduit à la proposition et à la validation d'un protocole d'analyse de l'uranium par ICP-MS après une simple dilution d'un facteur 20 de l'urine<sup>1,2</sup>. Avec ce protocole, la limite de détection, en uranium naturel par exemple, est de 5,5 ng.  $\text{L}^{-1}$  ou 0,14 mBq.  $\text{L}^{-1}$ , pour une sensibilité donnée de l'appareil.

Dans le contexte du suivi sanitaire des anciens salariés de l'entreprise Orflam-Plast, le LEMDI a transposé le protocole validé pour la mesure de l'uranium à la mesure du thorium urinaire<sup>3</sup>. Seul l'isotope 232 du thorium est mesurable par ICP-MS, les autres isotopes du thorium ayant une période trop courte. La mise au point du protocole a été réalisée sur des urines d'adultes non exposés au thorium, surchargées en  $^{232}\text{Th}$ .

Une campagne de prélèvements des urines de 24 heures a alors été réalisée par l'IRSN fin

#### Références

- 1 - N. Baglan, C. Cossonnet, F. Trompier, J. Ritt et Ph. Berard, "Implementation of ICP-MS Protocols for Uranium Urinary Measurements in Worker Monitoring", *Health Phys.*, 77 (4), 455-461, 1999.
- 2 - J. Ritt et C. Cossonnet, "Protocole de mesure directe de l'uranium dans les urines par ICP-MS", *Radioprotection*, 36 (2), 167-181, 2001.
- 3 - N. Baglan, C. Cossonnet et J. Ritt, "Determination of  $^{232}\text{Th}$  in Urine by ICP-MS for Individual Monitoring Purposes", *Health Phys.*, 81 (1), 76-81, 2001.

**Les analyses quantitatives de  $^{232}\text{Th}$  et de  $^{228}\text{Th}$  sont rendues possibles par l'ajout d'un traceur, 20 mBq de  $^{229}\text{Th}$ .**

## L'excrétion urinaire en thorium naturel varie de façon importante d'un individu à un autre, en fonction des caractéristiques physiologiques des individus et des niveaux de contamination des aliments consommés.

juin 2001 chez d'anciens travailleurs de l'entreprise Orflam-Plast résidant dans les trois départements les plus proches de Pargny-sur-Saulx – la Marne, la Haute-Marne et la Meuse. Seuls 79 travailleurs sur les 110 contactés ont répondu positivement et ont recueilli leurs urines de 24 heures dans les flacons de 2 l mis à leur disposition. La conservation a été assurée par de l'acide sulfamique, puis par le froid.

Les mesures de  $^{232}\text{Th}$  ont été faites après dilution d'un facteur 20 d'aliquotes de 20 ml d'urine dans l'acide nitrique ultrapur à 2 %, milieu favorable à la mesure par ICP-MS. Les étalons ont été préparés à partir de blancs urinaires afin de s'affranchir des effets de matrice. Les résultats ont été exprimés en masse ( $\mu\text{g}/24\text{ h}$ ) et en activité ( $\text{mBq}/24\text{ h}$ ) en  $^{232}\text{Th}$ . En ICP-MS, la sensibilité dépend des réglages de l'appareil à chaque campagne de mesures. Ainsi, les limites de détection obtenues sur les 79 échantillons varient de 0,48 à 2,7 ng/24 h, soit de 2 à 11,1  $\mu\text{Bq}/24\text{ h}$ .

Les résultats des anciens travailleurs d'Orflam-Plast montrent que des valeurs significatives, c'est-à-dire situées au-dessus du bruit de fond, ne sont observées que dans 53 % des cas. Il faut noter que les 2 anciens travailleurs qui présentaient des résultats supérieurs à la normale lors des premières mesures par radiotoxicologie classique n'ont pas participé à cette campagne basée sur le volontariat.

Les résultats des anciens travailleurs d'Orflam-Plast ont été comparés à ceux de 539 travailleurs non exposés au thorium de l'étude de Hurtgen<sup>1</sup>. La valeur maximale de la série de mesures effectuées sur le site de l'entreprise Orflam-Plast (0,10 mBq/24 h) est du même ordre de grandeur que la valeur minimale observée en Belgique par Hurtgen chez une population non exposée

(0,15 mBq/24 h). Notons que l'excrétion urinaire en thorium naturel varie de façon importante d'un individu à un autre, en fonction des caractéristiques physiologiques des individus et des niveaux de contamination des aliments consommés.

En conséquence, les variations observées sur les résultats peuvent être dues à une différence d'apport alimentaire du thorium, dont on sait qu'elle peut être grande au sein de la population, en particulier par les eaux minérales.

On peut en conclure que l'élimination urinaire de thorium par les 79 anciens travailleurs d'Orflam-Plast examinés semble normale. Pour confirmer ce résultat, sur une quinzaine d'urines correspondant à celles ayant les valeurs les plus élevées en  $^{232}\text{Th}$ , la mesure de  $^{228}\text{Th}$  a été réalisée par spectrométrie – après purification chimique. Ces résultats permettent d'éliminer définitivement l'existence d'une contamination significative de ces travailleurs par le thorium et, par conséquent, d'éliminer un lien de causalité entre l'existence d'un excès de cancers du poumon et de la vessie et une contamination radioactive par le thorium.

### Conclusion

En résumé, les différents travaux menés par l'IRSN n'ont pas permis :

- de mettre en évidence l'existence d'une association statistiquement significative entre le fait d'avoir exercé une activité professionnelle au sein de l'entreprise Orflam-Plast et le fait d'être décédé d'un cancer du poumon ou de la vessie dans un rayon de 10 km autour de Pargny-sur-Saulx ;
- de démontrer l'élimination urinaire significative de  $^{232}\text{Th}$  chez les anciens travailleurs de l'entreprise Orflam-Plast.

#### Référence

1 - C. Hurtgen, "Natural Radioactivity in Bioassay by Alpha Spectrometry Measurements", *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, 248, 477-482, 2001.

Les résultats de ces travaux ne permettent donc pas d'expliquer l'excès de mortalité par cancer du poumon ou de la vessie observé chez les hommes dans l'étude géographique de mortalité. De plus, ils permettent d'exclure la responsabilité des contaminations par le thorium comme cause de l'excès de cancers observés.

En ce qui concerne la poursuite éventuelle de ces études et, plus particulièrement, la recherche d'une explication à la surmortalité mise en évidence par l'étude géographique, deux pistes pourraient être suivies :

- la première serait certainement d'étudier si l'excès de mortalité est explicable par les caractéristiques socioprofessionnelles de la population locale ;

- il conviendrait également d'étudier la relation entre le fait de décéder par cancer du poumon et de la vessie dans un rayon de 10 km autour de Pargny-sur-Saulx et celui d'avoir travaillé dans une autre industrie de cette commune (par exemple, la tuilerie). Mais il s'agit là d'un tout autre débat.

Ces études pourraient être envisagées en fonction de la demande des autorités locales.

### Remerciements

L'IRSN remercie le docteur J.-H. Leblanc (DRTEFP) et L. Caffé (DDASS) pour leur aide lors de la réalisation de cette étude.

**Les résultats de ces travaux ne permettent pas d'expliquer l'excès de mortalité par cancer du poumon ou de la vessie observé chez les hommes dans l'étude géographique de mortalité.**

# partenariats



## Dosimétrie neutronique

Avec le Physikalisch Technische Bundesanstalt (PTB) allemand, l'IRSN constitue la référence pour l'étalonnage des dosimètres neutrons. En France, l'IRSN l'assure pour le compte du Bureau national de métrologie (BNM) et, en Allemagne, le PTB le fait pour l'homologue allemand du BNM.



## Le diagnostic d'une irradiation grave

L'IRSN collabore avec l'université de Calgary (Canada), l'université Erasmus de Rotterdam (Pays-Bas) et le St Bartholomew's & Royal London School of Medicine and Dentistry (Royaume-Uni) afin d'améliorer les connaissances nécessaires pour établir un diagnostic et un pronostic après une irradiation accidentelle grave, notamment sur les atteintes radio-induites des systèmes digestif et hématopoïétique ainsi que sur le système nerveux central.



## Réseaux européens

L'IRSN entretient des relations étroites avec de nombreux partenaires européens, en particulier au travers des projets de recherche coordonnés et d'actions concertées menés au sein du cinquième programme-cadre de recherche et développement de la Commission européenne. Les thématiques clés de la radioprotection sont couvertes par les projets en cours : la dosimétrie des neutrons et des rayonnements cosmiques, la dosimétrie interne, l'épidémiologie, la dosimétrie biologique et la radiopathologie ainsi que les traitements associés. Ces partenariats sont renforcés par une implication forte dans le réseau EURADOS (European Radiation Dosimetry Group), qui représente aujourd'hui plus de 30 organismes de recherche, d'expertise et de service européens dans le domaine de la dosimétrie.



## L'initiative franco-allemande

L'un des volets de l'initiative franco-allemande pour Tchernobyl, gérée par l'IRSN avec son partenaire allemand, la Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS), concerne la santé des populations touchées par l'accident de Tchernobyl. Des recherches sont nécessaires pour fournir des réponses fiables et crédibles aux questions que ces populations se posent, notamment sur la dose de rayonnement reçue lors de l'accident, l'évolution du nombre de cas de cancers, les malformations congénitales, la morbidité et la mortalité infantiles, la santé mentale et somatique et les conséquences sur leur état nutritionnel. Selon les thèmes, l'IRSN collabore avec l'Institut de radiobiologie de l'université de Munich, des centres de recherche rattachés à l'Académie russe des sciences (RAMS)



et plusieurs instituts biélorusses et ukrainiens, dont l'Institut of Hereditary Diseases de Minsk et l'Institut for Nutrition Research de Kiev.



### La santé des travailleurs du nucléaire

L'IRSN participe à une étude épidémiologique internationale sur la santé des travailleurs du nucléaire coordonnée par le Centre international de recherche sur le cancer (CIRC), de l'Organisation mondiale de la santé (OMS).



### Études épidémiologiques avec le NCI

L'IRSN participe avec le National Cancer Institute (NCI) américain à une étude épidémiologique chez les liquidateurs de Tchernobyl. Par ailleurs, un chercheur de l'Institut est en mission au NCI pour étudier des relations âge-dose à la thyroïde pour les enfants biélorusses.



### Conséquence des pertes de sources radioactives

L'Agence internationale pour l'énergie atomique de Vienne sollicite l'IRSN lorsque arrive un accident d'irradiation, le plus souvent lié à la perte de sources radioactives. Ainsi, l'IRSN est intervenu récemment sur des cas en Géorgie, en Turquie et au Pérou.

Son action s'intègre dans une collaboration plus globale avec l'Institut Curie et l'hôpital Percy. L'IRSN prend aussi une part active aux travaux lancés par l'AIEA de mise en place d'un réseau d'aide et d'urgence dans le domaine médical ainsi que dans le domaine de contrôle de l'environnement.





# 5 Synergie protection - environnement

1	Le Nord-Cotentin : analyse de sensibilité et d'incertitude	> 170
2	La gestion des sites industriels potentiellement contaminés par des substances radioactives	> 175
3	Le programme ENVIRHOM : premières expériences sur l'uranium	> 180

Au cours des dernières années, la perception du risque sanitaire par le public et les exigences de la société vis-à-vis de la gestion de ce risque ont été bouleversées. Parallèlement, la sensibilité du public au maintien ou à la restauration de l'environnement s'est profondément modifiée. La préservation des ressources, des habitats et de la diversité génétique et biologique est devenue un enjeu majeur. Les exigences du public vis-à-vis des risques de faible niveau, qu'ils soient avérés ou simplement supposés, sont de plus en plus grandes. La protection de l'homme ne peut être dissociée de celle de son environnement.

La protection de l'homme et de l'environnement implique d'évaluer le risque d'exposition des populations au sens large (homme, faune, flore) à la contamination par des radionucléides d'origine naturelle ou artificielle. Elle suppose de quantifier la dose ainsi que les effets qui en résultent et de s'efforcer de réduire ces effets.

Trois thématiques ont été choisies pour illustrer les synergies qui existent entre les programmes de recherche de protection de l'homme et de protection de l'environnement conduits à l'IRSN.

# Le Nord-Cotentin : analyse de sensibilité et d'incertitude

• A. MERLE-SZÉRÉMÉTA (IRSN)

• J. BRENOT (IRSN)  
• P. GERMAIN (IRSN)

• C. ROMMENS (IRSN)  
• E. CHOJNACKI (IRSN)

• A. SUGIER (IRSN)

**D**ans le cadre d'une première mission qui lui avait été confiée le 24 août 1997 par le ministre délégué à la Santé et la ministre de l'Aménagement du Territoire et de l'Environnement, le Groupe Radioécologie Nord-Cotentin (GRNC) a évalué le risque de leucémie radio-induite dans le Nord-Cotentin. Il a rendu ses conclusions en juillet 1999. Le nombre attendu de leucémies en excès pour les jeunes de 0 à 24 ans du canton de Beaumont-Hague exposés aux rejets radioactifs des installations nucléaires du Nord-Cotentin a été estimé à environ 0,002 cas pour la période 1978-1996. Ce résultat correspond à la meilleure estimation possible en l'état des connaissances. Cependant, l'incertitude associée au risque estimé n'avait pas été quantifiée dans le cadre de cette première mission. De ce fait, certains membres du groupe avaient considéré ne pas pouvoir conclure à ce stade alors que d'autres estimaient que, compte tenu du niveau très faible du risque, les incertitudes n'étaient pas susceptibles de remettre en cause son ordre de grandeur. Ce point faisant l'objet d'un débat, l'une des principales recommandations du groupe a été qu'il fallait quantifier, dans une étape ultérieure, l'incertitude associée au risque estimé.

Usine de La Hague.



1 - L'impact des rejets des autres installations nucléaires du Nord-Cotentin est négligeable.

Un groupe de travail de l'IRSN sur les incertitudes a été mis en place dès janvier 2000. Le National Radiological Protection Board (NRPB), qui a déjà conduit des études analogues, a été associé aux travaux de ce groupe. Le 24 juillet 2000, le ministre délégué à la Santé et la ministre de l'Aménagement du Territoire et de l'Environnement ont adressé une lettre de mission au GRNC lui demandant de réaliser une analyse de sensibilité et d'incertitude portant sur les paramètres principaux de l'estimation du risque de leucémie attribuable aux installations nucléaires du Nord-Cotentin. En octobre 2000, le groupe de travail a donc été placé sous l'autorité du GRNC et élargi à des experts extérieurs à l'IRSN (associatifs, exploitants, institutionnels).

L'étude réalisée comprend plusieurs phases : la définition du champ de l'étude, la détermination des intervalles de variation et des distributions des paramètres prépondérants, l'analyse de sensibilité et enfin l'analyse d'incertitude, pour laquelle deux approches ont été utilisées.

D'une façon générale, l'incertitude sur le risque a plusieurs origines. Elle provient de l'incertitude sur :

- les paramètres spécifiques de l'installation et de la zone étudiée, à savoir le canton de Beaumont-Hague. Il s'agit essentiellement des rejets des installations de COGEMA La Hague<sup>1</sup>, des coefficients de transfert atmosphérique (CTA), des modes de vie des habitants du canton et notamment de leurs consommations alimentaires et de leurs "budgets-temps"... Les valeurs de ces paramètres proviennent soit de mesures ou d'enquêtes, soit d'une extrapolation ;
- les paramètres qui font partie intégrante des modèles comme les coefficients de transfert dans les milieux marin et terrestre. Les valeurs de ces paramètres sont souvent génériques, bien que certaines puissent être adaptées à la zone étudiée ;
- les modèles eux-mêmes, qui sont une représentation plus ou moins précise de phénomènes de transfert complexes ; les modèles peuvent aussi ne pas être totalement adaptés au site étudié.

Dans cette étude, conformément à la lettre de mission du GRNC, les sources d'incertitude considérées sont celles relatives aux paramètres. En



conséquence, les modèles ne sont pas remis en cause.

Une fois ces incertitudes quantifiées, il faut examiner comment elles se combinent pour produire l'incertitude sur le risque. La méthode retenue d'abord par le groupe de travail a été la méthode probabiliste. Cette méthode est classique, elle consiste à modéliser les paramètres incertains par des variables aléatoires. La distribution de probabilité du risque est alors obtenue en utilisant les modèles de transfert, d'impact et de risque liant le risque aux paramètres incertains. Dans la phase de discussion des résultats obtenus, une autre approche moins exigeante en terme d'information disponible a été mise en œuvre.

## Champ de l'étude et sélection des paramètres

Une étape préliminaire a consisté à limiter le champ de l'étude :

- le calcul d'incertitude est réalisé sur le risque collectif de leucémie *ex utero* associé aux rejets de routine des installations nucléaires du Nord-Cotentin, qui est estimé à 0,0009 cas ;
- aucune incertitude n'est associée aux coefficients de dose et de risque car ces données font l'objet d'un consensus international ;
- les paramètres du modèle embruns TORIMA, utilisé par le NRPB et développé par AEA Technology, sont fixés en l'absence d'informations relatives à l'incertitude qui pourrait leur être associée.

Le calcul de risque fait intervenir plusieurs milliers de paramètres permettant de modéliser la dispersion atmosphérique, la dispersion en mer, les transferts des rejets radioactifs dans les environnements marin et terrestre et d'en déduire la dose à la population considérée puis le risque de leucémie associé (figure 1).

Le groupe de travail a réalisé une sélection des paramètres auxquels attribuer une incertitude, les paramètres restants conservant les valeurs qui leur avaient été attribuées par le GRNC lors de sa première mission. Cette sélection a été effectuée en identifiant les voies d'atteinte, les radionucléides et les produits alimentaires "prépondérants" (figure 2).

En outre, les types d'aliments étant nombreux, une sélection complémentaire qui porte sur ceux-ci a été effectuée au sein des voies d'atteinte "ingestion". Un produit alimentaire terrestre contaminé par un radionucléide a été sélectionné

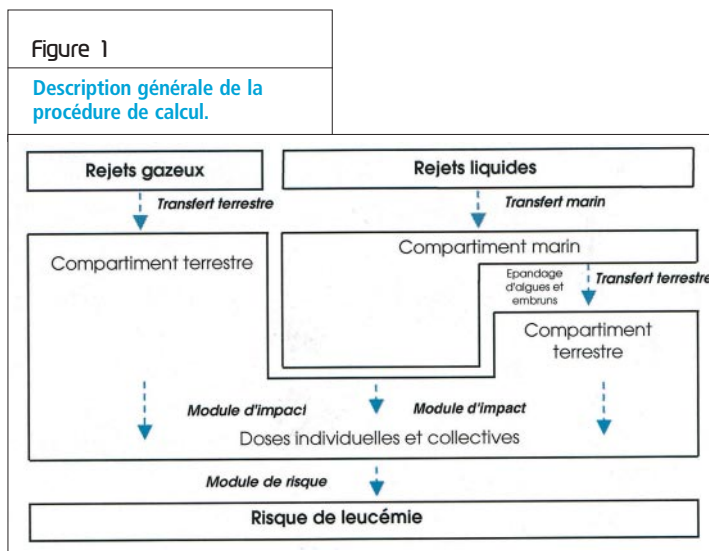
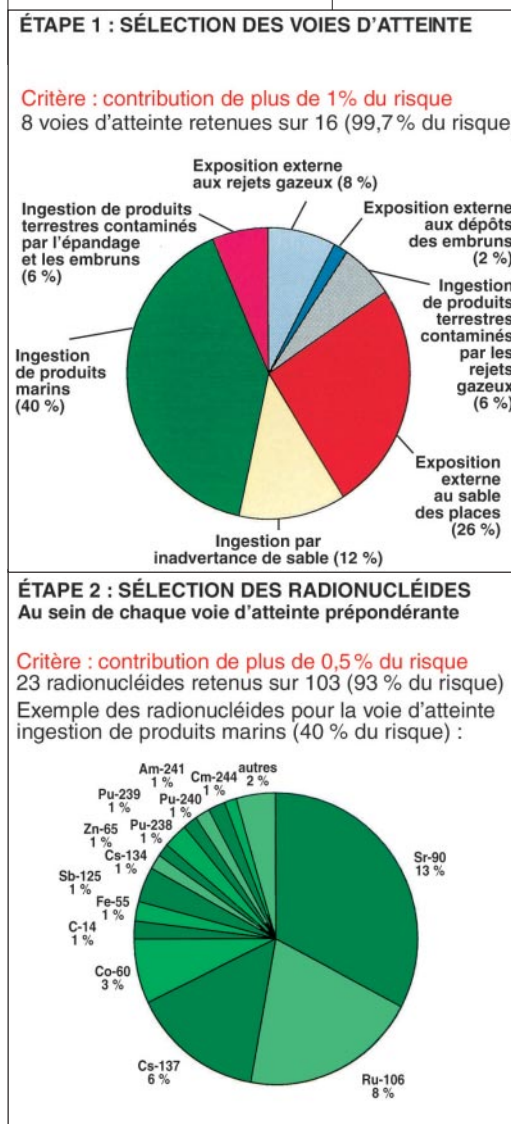


Figure 2

Mode de sélection des paramètres prépondérants.



dès lors que sa contribution au risque est supérieure à 0,15 %. Tous les produits marins (poissons, mollusques, crustacés) ont été conservés compte tenu de leur petit nombre.

Ce mode de sélection a permis de limiter à 214 le nombre de paramètres à considérer pour l'analyse d'incertitude. Ceux-ci sont appelés par la suite "paramètres prépondérants". Les voies d'atteinte, radionucléides, aliments retenus à l'issue de cette sélection, contribuent à environ 93,5 % du risque.

### Intervalles de variation et distributions individuelles des paramètres

Pour la construction des distributions de probabilité des valeurs qui peuvent être attribuées aux paramètres, trois cas se présentent pour chaque paramètre :

- des données spécifiques du site ou de la zone sont disponibles à partir des résultats d'études réalisées sur le site. Les distributions des valeurs possibles des paramètres sont donc spécifiques du site considéré ;
- aucune donnée n'est disponible à partir des études réalisées sur le site, mais des références bibliographiques fournissent des indications sur des valeurs "génériques" ou proches des conditions du site étudié ;
- aucune donnée n'est disponible, que ce soit à partir des études réalisées sur le site ou à partir d'une étude bibliographique générale. Les distributions des valeurs sont construites à partir d'hypothèses basées sur des analogies ou bien par jugement d'expert.

Le choix est de privilégier les données locales par rapport aux données nationales ou internationales, de privilégier les valeurs d'activités moyennes dans l'environnement plutôt que les valeurs extrêmes, les modes de vie moyens plu-

tôt que les comportements particuliers pour tenir compte du fait que le calcul concerne une "cohorte" nombreuse d'individus de divers âges ayant résidé dans le canton de Beaumont-Hague et non pas en un lieu précis et qui ont pu être exposés aux rejets de l'usine de La Hague dès 1966, donc sur une longue période.

Il existe deux approches pour déterminer les distributions des activités des radionucléides dans les compartiments du domaine marin et terrestre. L'approche analytique implique de connaître les distributions des valeurs des différents paramètres intervenant à chacune des étapes du calcul (activités rejetées, facteurs de transfert). L'approche agrégée consiste à déterminer les incertitudes sur les activités à partir de mesures d'activités dans l'environnement ; en effet, la mesure d'activité dans un compartiment de l'environnement intègre la variabilité des phénomènes intervenant en amont.

S'agissant du domaine marin, comme il existe de nombreuses mesures d'activité dans les compartiments du milieu marin du Nord-Cotentin, le groupe de travail a opté pour l'approche agrégée.

S'agissant du domaine terrestre :

- pour la dispersion atmosphérique, l'approche agrégée a été utilisée. La distribution du coefficient de transfert atmosphérique (CTA) s'appuie sur des mesures de CTA menées autour du site COGEMA La Hague ;
- pour le transfert dans les végétaux et les produits d'origine animale, l'approche analytique a été retenue car il existe un nombre limité de mesures dans l'environnement du Nord-Cotentin. Les distributions des paramètres de transfert sont principalement de nature générique, basées sur des études bibliographiques et des données acquises par l'IRSN sur l'ensemble de la France.

En ce qui concerne les paramètres de mode de vie, les distributions ont été construites par jugement d'expert sur la base de résultats d'enquêtes locales couvrant l'ensemble de la période d'étude pour les comportements spécifiques à la région du Nord-Cotentin (par exemple, temps passé sur la plage, consommation de crustacés et de mollusques...) et d'enquêtes nationales pour les autres paramètres.

Pour déterminer la distribution conjointe de l'ensemble des paramètres, les dépendances entre les paramètres ont aussi été étudiées de façon qualitative. Ces dépendances, qui s'expriment à l'aide de coefficients de corrélation, sont souvent

Prélèvements de sédiments côtiers.



difficiles à quantifier, même quand la dépendance est facile à repérer. Cette tâche est importante, car le fait que certains paramètres soient corrélés, c'est-à-dire ne varient pas indépendamment les uns des autres, influe fortement sur la distribution de probabilité du risque calculé et, en particulier, sur la probabilité des valeurs extrêmes. Le choix du groupe de travail a été de retenir l'hypothèse d'indépendance soit parce qu'elle semblait logique, soit par défaut et de modéliser uniquement les dépendances évidentes par un coefficient de corrélation proche de 1 ou de -1 entre les paramètres concernés.

### Analyse de sensibilité monoparamétrique

Une analyse de sensibilité monoparamétrique a ensuite été menée. Elle a consisté à calculer, pour chaque paramètre dont on connaît l'intervalle de variation, la variation correspondante du risque, les autres valeurs des paramètres étant fixées aux valeurs qui avaient été proposées par le GRNC au cours de sa première mission.

L'objectif de l'analyse de sensibilité était de mettre en évidence, parmi les paramètres jugés prépondérants, ceux dont la variation conduisait à de fortes variations du risque. Ces paramètres considérés comme les plus sensibles devaient ensuite être utilisés pour l'analyse d'incertitude. Dans cette approche monoparamétrique, deux calculs ont été réalisés pour chaque paramètre prépondérant, l'un pour son minimum, l'autre pour son maximum. L'indicateur de sensibilité choisi pour interpréter les calculs de sensibilité est la variation du risque divisée par le risque calculé par le GRNC au cours de sa première mission<sup>1</sup>. Les calculs ont montré que l'indicateur, exprimé en pourcentage, était quasi nul pour un tiers des paramètres, égal à 1 % pour un paramètre sur cinq et supérieur à 1 % pour la moitié des paramètres. Pour un certain nombre de paramètres, la valeur de l'indicateur de sensibilité est très élevée, c'est le cas notamment du CTA (75 %), de l'activité en <sup>137</sup>Cs dans les poissons (79 %), de

l'activité en <sup>60</sup>Co et en <sup>244</sup>Cm dans les sédiments (respectivement 156 % et 173 %).

Une utilisation sans interprétation de ces résultats aurait conduit à éliminer un grand nombre de paramètres pour réaliser l'analyse d'incertitude (au minimum la moitié des paramètres, pour lesquels l'indicateur est égal à 0 % ou 1 %). Cependant, compte tenu de la méthode même de l'analyse de sensibilité monoparamétrique et de la structure du modèle de calcul de risque du GRNC, il n'est pas apparu prudent de réduire de façon drastique le nombre de paramètres à considérer pour la suite du travail. Ainsi, un paramètre peut apparaître comme peu ou non sensible dans une analyse de sensibilité monoparamétrique alors qu'il apparaît sensible dans une étude multiparamétrique s'il interagit avec d'autres paramètres incertains. C'est le cas par exemple des quantités consommées avec les activités dans l'environnement.

Du fait de ces difficultés, le groupe de travail a décidé de ne pas réduire, sur la base de l'analyse de sensibilité monoparamétrique, le nombre de paramètres à prendre en compte pour l'analyse d'incertitude.

### Analyse d'incertitude, méthode probabiliste

La méthode probabiliste met en jeu une simulation Monte-Carlo qui consiste à réaliser le tirage aléatoire de  $n$  valeurs pour chacun des  $p$  paramètres afin de calculer  $n$  valeurs pour le risque et d'en déduire sa distribution de probabilité. Ceci implique d'exécuter le calcul un grand nombre de fois. La distribution peut être décrite à l'aide des fractiles, c'est-à-dire les valeurs du risque associées à un niveau de probabilité donné. La qualité des fractiles se mesure par des intervalles de confiance dont la largeur dépend du nombre de calculs effectués et ne fait pas intervenir le nombre de paramètres incertains. Un échantillon de taille 1 000 permet une estimation précise des fractiles 5 % et 95 %.

Dans la **figure 3** (page 174), le risque est exprimé en pourcentage du risque de référence (celui estimé par le GRNC à 0,0009 cas). La distribution du risque est très étroite (facteur 2 à 3 entre le frac-

1 - Cette valeur du risque est appelée dans la suite du texte "valeur de référence" ou "risque de référence".

**L'objectif de l'analyse de sensibilité était de mettre en évidence les paramètres dont la variation conduisait à de fortes variations du risque.**

tile 95 % et le fractile 5 %). De plus, le risque de référence est situé dans les valeurs basses de cette distribution (fractile 2 %). Ces résultats s'expliquent par la méthode utilisée (méthode Monte-Carlo) et par les hypothèses retenues (nombre important de paramètres, hypothèse d'indépendance pour la plupart des paramètres, distributions des paramètres généralement dissymétriques avec une moyenne supérieure au mode).

### Discussion et approche système-expert

La méthode de Monte-Carlo est la plus utilisée dans les analyses d'incertitude. Cependant, sa bonne mise en œuvre nécessite de connaître non seulement les distributions de chaque paramètre, les dépendances entre les paramètres mais également la loi conjointe de l'ensemble des paramètres. Ces informations sont rarement accessibles. En pratique, de nombreuses hypothèses doivent donc être faites, et elles conditionnent fortement les résultats. Pour ces raisons, il a semblé intéressant au groupe de travail de développer une méthode moins

exigeante en termes d'information. Une approche système expert est apparue appropriée. Elle consiste à séparer explicitement la base de connaissance (l'ensemble des distributions associées aux paramètres incertains et aux résultats intermédiaires) du moteur d'inférence (l'ensemble des règles permettant d'utiliser cette connaissance).

Une approche mixte système expert/Monte-Carlo a été développée. Le principe de cette approche est de décomposer le risque en composants élémentaires de risque. Les composants élémentaires de risque sont définis comme étant la contribution au risque d'un produit par classe d'âge pour les voies d'atteinte "ingestion" et d'une classe d'âge pour les autres voies d'atteinte. L'incertitude sur chacun des 115 composants élémentaires de risque est évaluée par la méthode probabiliste Monte-Carlo. On définit pour chaque composant, à partir de sa distribution de probabilité, une distribution de possibilité. La valeur du risque associée à la possibilité  $a$  est la somme des valeurs des composants correspondant à la possibilité  $a$ . La distribution de possibilité du risque obtenue par l'approche mixte est présentée sur la **figure 4**. Sur cette figure, le risque est rapporté au risque de référence estimé par le GRNC à 0,0009 cas. Les calculs d'incertitude par l'approche mixte aboutissent à une distribution du risque moins étroite que par la méthode Monte-Carlo : les valeurs de risque supérieures à une possibilité de 5 % sont comprises entre 0,4 et 5 fois la valeur de référence. Cet élargissement de la distribution vient du fait que la mise en œuvre de l'approche système expert ne nécessite pas de faire d'hypothèse de dépendance ou d'indépendance. La valeur du risque de référence correspond à une possibilité de 60 %, elle est donc légèrement décentrée vers les valeurs inférieures. Cela est dû au fait que l'approche mixte utilise des composants de risque qui sont la résultante, par une simulation de Monte-Carlo, à la fois d'activités environnementales et de modes de vie dont les distributions sont décentrées (mode < moyenne).

En tout état de cause, un calcul maximaliste consistant à attribuer aux paramètres incertains les valeurs des bornes inférieures puis des bornes supérieures de leurs intervalles de variation conduit à un risque collectif compris entre 0,1 et 30 fois la valeur de référence. Ce calcul n'est pas réaliste. Il donne une fourchette enveloppe des valeurs possibles du risque collectif, compte tenu des hypothèses retenues sur les paramètres incertains. Afin de fournir une fourchette réaliste, la méthode mixte devrait être approfondie.

Figure 3

Distribution du risque obtenue par la méthode Monte-Carlo.

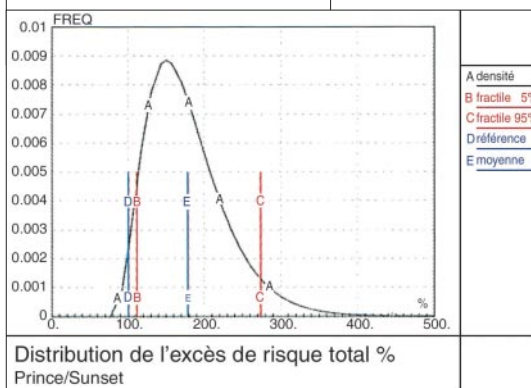
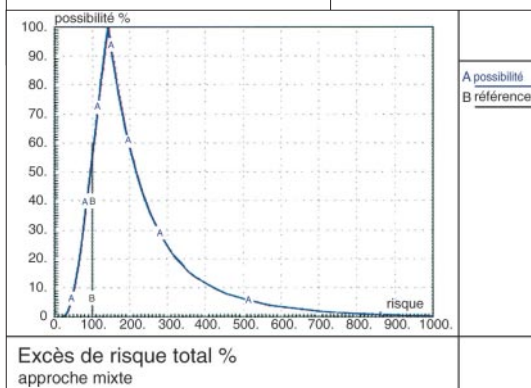


Figure 4

Distribution du risque obtenue par la méthode mixte.





## Nord-Cotentin : analyses de sensibilité et d'incertitudes

Le Groupe Radioécologie Nord-Cotentin (GRNC), présidé par Annie Sugier (directrice déléguée à la protection à l'IRSN), a été mis en place en 1997 par la ministre de l'Aménagement du Territoire et de l'Environnement et le secrétaire d'État à la Santé. Outre les experts de l'IRSN, il associait des experts d'origines différentes (industriels, associations, organismes publics, personnalités étrangères). Ses missions étaient, entre autres, d'évaluer les doses délivrées aux populations et d'estimer le risque de leucémie associé aux doses reçues.

Les conclusions du GRNC, publiées en juillet 1999, indiquaient que le risque de leucémie radio-induite attribuable aux installations nucléaires du Nord-Cotentin était très faible. Pour la période 1978-1996, la probabilité de survenue d'un cas de leucémie radio-induite était évaluée à environ un pour mille. Ce résultat correspondait à la meilleure estimation possible en l'état des connaissances, mais l'incertitude n'avait pas été quantifiée. En juillet 2000, les deux ministres concernés demandaient au GRNC de réaliser une analyse de sensibilité et d'incertitudes sur les paramètres principaux de l'estimation du risque de leucémie attribuable aux installations nucléaires du Nord-Cotentin.

## Sites pollués

Un autre exemple d'étude transverse impliquant des synergies protection-environnement concerne la gestion des sites industriels potentiellement contaminés par des substances radioactives. Les pouvoirs publics ont confié à l'IRSN la réalisation d'un guide méthodologique présentant une démarche pour définir et choisir les stratégies de réhabilitation des sites industriels contaminés par des substances radioactives. Dans un souci de cohérence, la démarche proposée est proche de celle adoptée par ailleurs pour les sites pollués par des substances chimiques.

Ce guide s'adresse à l'ensemble des partenaires intervenant sur des sites potentiellement contaminés par des substances radioactives.

## Le projet ENVIRHOM

L'exposition du public est liée potentiellement aux rejets des installations du cycle du combustible en situation de fonctionnement normal et à ceux des sites de stockage des déchets, c'est-à-dire à des ingestions chroniques à faible niveau. Les modèles dosimétriques applicables pour les membres du public doivent donc être distincts de ceux des travailleurs et prendre en compte plusieurs paramètres spécifiques liés à ce type d'exposition, tels que les niveaux de contamination, le plus souvent très faibles, à l'état de traces ou d'ultratraces, les voies d'atteinte et la durée d'exposition (chronicité), les formes physico-chimiques du radionucléide, le contexte de multipollution, les états physiologiques de l'individu.

C'est dans ce cadre qu'a été lancé par l'IRSN le nouveau projet de recherche ENVIRHOM, dont l'objectif est d'étudier les effets des expositions chroniques à très faible niveau. Ce projet associe des spécialistes de l'environnement et de l'homme. Il s'agit d'étudier le comportement dans l'environnement et dans l'organisme humain de radionucléides bien identifiés, rencontrés dans des conditions d'exposition chronique du public afin de vérifier par un programme expérimental s'il y a dispersion homogène ou bioaccumulation. Ce projet représente une nouvelle approche intégrée environnement-biologie-santé.

Deux radionucléides seront traités en priorité, le césium ( $^{135}\text{Cs}$  et  $^{137}\text{Cs}$ ) et l'uranium. Les domaines concernés sont, pour le  $^{137}\text{Cs}$ , les situations post-accidentelles (effets des expositions chroniques dues à l'accident de Tchernobyl) et, pour l'uranium, les déchets, les résidus miniers, les eaux de boisson et les situations résultant de pratiques industrielles diverses.

# La gestion des sites industriels potentiellement contaminés par des substances radioactives

• A. OUDIZ (IRSN)  
• B. CESSAC (IRSN)

• J. BRENOT (IRSN)

• J.-P. MAIGNE (IRSN)

• P. SANTUCCI (IRSN)

Les pouvoirs publics ont souhaité disposer d'un guide méthodologique concernant les sites potentiellement contaminés par des substances radioactives<sup>1</sup> et ont confié ce travail à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN). Afin de disposer d'un cadre méthodologique cohérent applicable à l'ensemble des sites pollués, ils ont demandé que le nouveau guide reprenne dans la mesure du possible la démarche élaborée pour les sites pollués par des substances chimiques<sup>2</sup>.

L'objectif est de disposer d'un référentiel commun à toutes les parties prenantes destiné à permettre le dialogue sur une base admise par tous. Le guide s'adresse ainsi à l'ensemble des partenaires intervenant sur les sites potentiellement contaminés (administrations, collectivités locales et territoriales, bureaux d'études, assurances, industriels, associations diverses, etc.) concernés par l'élaboration, la mise en œuvre ou le contrôle des études de gestion des sites. Il est disponible sur le site Internet de l'IRSN<sup>3</sup>.

1 - Ce sont les sites sur lesquels s'est exercée dans le passé une activité industrielle ou de recherche impliquant des substances radioactives. Les sites des installations nucléaires en activité ou en cours de démantèlement sont exclus du champ du guide.

#### Références

2 - DPPR, BRGM, "Gestion des sites (potentiellement) pollués. Les outils de cette gestion: le prédiagnostic, le diagnostic initial (étude des sols), l'évaluation simplifiée des risques", version 1, 1997.

3 - Oudiz A., Cessac B., Brenot J., Maigne J.-P., Santucci P., "Gestion des sites industriels potentiellement contaminés par des substances radioactives", *Guide méthodologique*, [http://www.ipsn.fr/activites/environnement/guide\\_methodo/index.html](http://www.ipsn.fr/activites/environnement/guide_methodo/index.html), mai 2001.

## Méthodologie

### UNE DÉMARCHE GRADUÉE

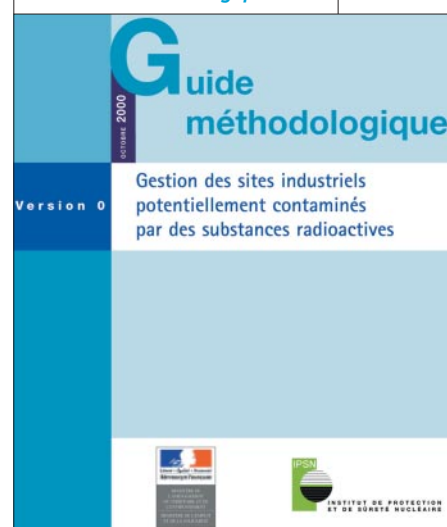
Le guide présente une démarche comprenant six étapes.

**1. La levée de doute.** Elle repose sur une investigation rapide fondée sur des mesures de radioactivité dans les bâtiments et les terrains susceptibles d'être contaminés: rayonnement  $\gamma$  et débits de dose associés, utilisation de sondes spécifiques  $\alpha$ ,  $\beta$  et X le cas échéant.

**2. Le prédiagnostic.** Son objectif est d'identifier et d'évaluer les dangers réels ou potentiels d'exposition radiologique des personnes sur le site et autour du site, afin d'orienter les premières actions de protection éventuellement nécessaires à court terme. Dans ce but, il convient de procéder, sur le site (bâtiments compris) et dans son environnement immédiat, à une enquête et à une visite de terrain préliminaires.

**3. Le diagnostic initial.** Il vise à établir un constat de l'état du site et de ses bâtiments en termes d'activités humaines passées (analyse historique), de vulnérabilité de l'environnement (sols, eaux souterraines et superficielles, air) et de caractéris-

Couverture  
du *Guide méthodologique*.



## Même lorsque l'ensemble des étapes se révèle indispensable, l'effort consacré à chacune d'elles devra être proportionné aux enjeux.

sation radiologique (cartographie de surface et premières investigations en profondeur, mesures de la radioactivité des eaux, des produits végétaux et animaux consommables par l'homme). Toutes ces données seront indispensables pour mettre en œuvre la phase d'évaluation simplifiée des risques, qui sera en général nécessaire.

**4 et 5. L'évaluation simplifiée des risques (ESR) et l'évaluation détaillée des risques (EDR),** qui seront détaillées dans la section suivante.

**6. L'aide au choix de la stratégie de réhabilitation pour un usage donné.** Elle s'effectue en référence au principe d'optimisation de la protection radiologique. L'optimisation consiste à comparer diverses stratégies, en regard d'un certain nombre de critères (dosimétriques, économiques, etc.), afin de mettre en évidence la solution la plus adaptée, eu égard à ces critères. La stratégie de réhabilitation dépend de l'usage considéré du site. Un changement d'usage peut parfois faciliter un assainissement, voire en supprimer le besoin. Dans la plupart des cas, cependant, le recours à des techniques d'assainissement doit être envisagé. Il faut donc recenser les techniques disponibles (enlèvement des terres, confinement *in situ*, pose d'écrans, etc.). Il convient ensuite de combiner ces techniques et les filières d'entreposage ou de stockage des déchets éventuels, en vue de définir les stratégies de réhabilitation envisageables. Ces dernières doivent alors être décrites selon divers points de vue : la réduction de l'impact radiologique (doses évitées, contaminations évitées, doses au personnel d'intervention), les coûts, les nuisances associées, la durée de vie des techniques de réhabilitation, la réversibilité des techniques, les besoins de surveillance institutionnelle et d'entretien du site. La comparaison des stratégies nécessite une présentation synthétique des caractéristiques précédentes dans laquelle les incertitudes de l'évaluation sont clairement identifiées.

### LE SCHEMA DÉCISIONNEL RETENU

L'effort d'évaluation peut parfois être très coûteux et de longue durée, aussi la démarche est-

elle conçue de façon à ne réaliser que les étapes strictement nécessaires dans le processus de décision. Par exemple, la levée de doute peut parfois permettre de conclure que le site n'est pas contaminé et l'évaluation s'arrête à ce stade. Dans d'autres cas, il sera préférable de passer du diagnostic initial à l'évaluation détaillée des risques sans passer par l'évaluation simplifiée des risques, qui n'apporterait aucune aide à la décision de réhabiliter le site. Même lorsque l'ensemble des étapes se révèle indispensable, l'effort consacré à chacune d'elles devra être proportionné aux enjeux d'ordre radiologique et tenir compte du contexte économique, social et culturel propre au site considéré.

## La procédure d'évaluation des risques

### ÉVALUATION SIMPLIFIÉE DES RISQUES

L'évaluation simplifiée des risques (ESR) repose sur le calcul de l'impact dosimétrique associé à divers scénarios d'usage du site et de ses bâtiments, à partir des résultats de mesure de la radioactivité dans les sols et les bâtiments du site. Afin de faciliter le calcul, des scénarios génériques (résidence, école primaire, bureaux, activité de maraîcher, parking) ont été élaborés puis évalués à l'aide d'un modèle de calcul fournissant la dose efficace individuelle (en mSv/an) associée à une contamination du sol exprimée en activité massique unitaire (1 Bq/g de sol)<sup>1</sup>, pour les radionucléides susceptibles d'être rencontrés dans les sites contaminés. Les scénarios génériques sont caractérisés par des hypothèses simples majorant par prudence l'impact dosimétrique.

#### • Scénarios génériques considérés

##### Les bâtiments

Deux scénarios sont considérés :

- cas des bâtiments à usage professionnel. Le groupe de référence est constitué par les personnes travaillant dans le bâtiment ;
- cas des bâtiments à usage privé. Les individus du groupe de référence considérés ici sont un parent au foyer et son enfant de 5 ans.

##### Les sols

Plusieurs scénarios sont considérés :

- **résidence et jeux d'enfants.** Une famille demeure une grande partie de son temps dans une maison individuelle avec jardin d'agrément et jardin potager situés sur le site

1 - B. Cessac, "CERISE, Code d'évaluations radiologiques individuelles pour des scénarios en entreprise et dans l'environnement", annexes techniques, mise à jour 1996, rapport IRSN/DPRE/SERGD n° 96/10, 1996.

contaminé. Les individus du groupe de référence présentant le comportement le plus extrême, du point de vue de l'exposition radiologique, sont un parent au foyer et surtout son enfant de 5 ans. Sur une année, celui-ci est supposé séjourner 800 heures dans le jardin et 6 300 heures à l'intérieur de la maison. On suppose par ailleurs que la moitié des légumes qu'il consomme provient du jardin potager ;

- **activité dans des locaux de type bureaux.** Un travail régulier est mené par du personnel du secteur tertiaire dans des bureaux aménagés au-dessus d'un sol contaminé. Sur une année, les individus du groupe de référence sont supposés séjourner 20 heures dans les espaces verts ou le parking et 2 000 heures à l'intérieur des bureaux ;

- **marâcher.** On considère qu'une partie ou la totalité du site est mise en culture par un marâcher pour la production de légumes (salades, choux, carottes et tomates principalement). Sur une année, le marâcher est exposé, pendant 2 000 heures, par inhalation de poussières contaminées mises en suspension lors des travaux agricoles et par irradiation externe due au sol cultivé. Il est également exposé par ingestion de légumes contaminés produits sur le site. On suppose ainsi que la totalité des légumes qu'il consomme provient de son exploitation. On considère par ailleurs qu'il n'habite pas sur le site ;

- **école primaire.** Une école primaire accueillant des enfants de 5 à 10 ans est aménagée sur le site. Elle se compose de différents bâtiments (salles de classe, réfectoire, etc.) et d'une cour de récréation avec un sol en terre battue. Les enfants constituent le groupe le plus sensible. Sur une année, ils sont supposés séjourner 350 heures dans la cour de récréation et 1 230 heures à l'intérieur des bâtiments ;

- **parking public libre d'accès.** Le site contaminé, dont l'extension est limitée, est reconverti en un parking public non couvert et non gardé. Les individus représentatifs du groupe de référence sont des automobilistes qui y garent leur véhicule. Sur une année, ils sont supposés être exposés durant 200 heures par irradiation externe due au sol, atténuée du fait du revêtement de la chaussée du parking (constituée d'une couche de 10 cm de gravillons et d'une couche de 5 cm assimilée à du béton), et par inhalation de poussières contaminées provenant d'espaces verts à vocation décorative.

Ancien site d'exploitation de radium.



Deux scénarios complémentaires ont également été considérés pour évaluer l'impact radiologique associé à deux autres situations :

- **incursions sur friches.** Le site est laissé sous surveillance, empêchant les aménagements comme la construction d'habitations, mais des enfants peuvent, par exemple, y faire des incursions à des fins ludiques. Le groupe de référence est alors composé d'enfants de 10 ans ;

- **chantier.** Un chantier est établi sur le site à des fins de réaménagement. Deux cas sont envisagés suivant que les travaux entrepris visent la construction d'un parking ou d'un bâtiment. Dans les deux cas, le groupe de référence est constitué des ouvriers travaillant sur ces chantiers.

#### • Calcul des doses

Le calcul des doses s'effectue sur la base des résultats de mesure de la radioactivité dans les sols et les bâtiments du site obtenus dans les étapes précédentes. Compte tenu des actions mises en œuvre antérieurement, il ne subsiste éventuellement dans les bâtiments qu'une contamination surfacique fixée des parois et des matériels. Les mesures associées portent sur le débit de dose et l'activité massique des parois contaminées.

En ce qui concerne les sols, les concentrations retenues sont les activités massiques les plus élevées, sachant que les maxima peuvent se trouver en profondeur (migration) plutôt qu'en surface.

Les résultats sont présentés pour chaque scénario d'usage, en dose annuelle (en mSv/an) par unité d'activité dans le sol accompagnée du débit de dose associé ( $\mu\text{Sv/h}$ ). Inversement, les activités massiques correspondant pour chaque usage à une dose unitaire de 1 mSv/an sont également fournies.



Figure 1

Décisions possibles à l'issue de l'évaluation simplifiée des risques pour les sols.

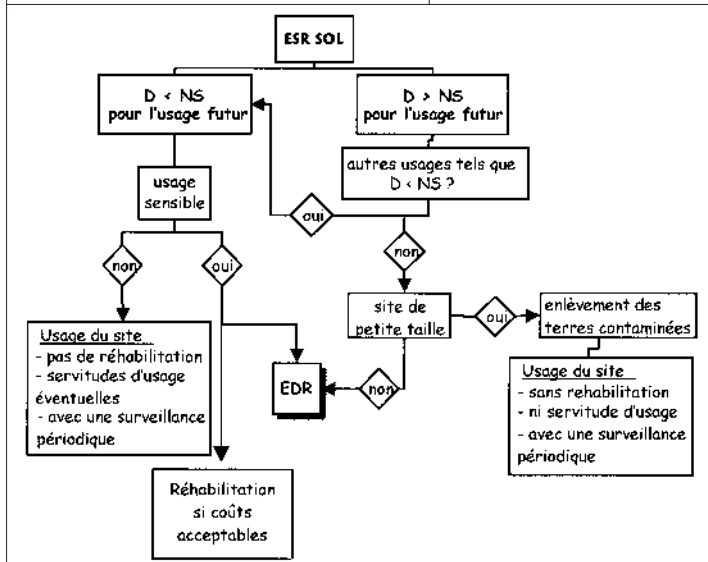
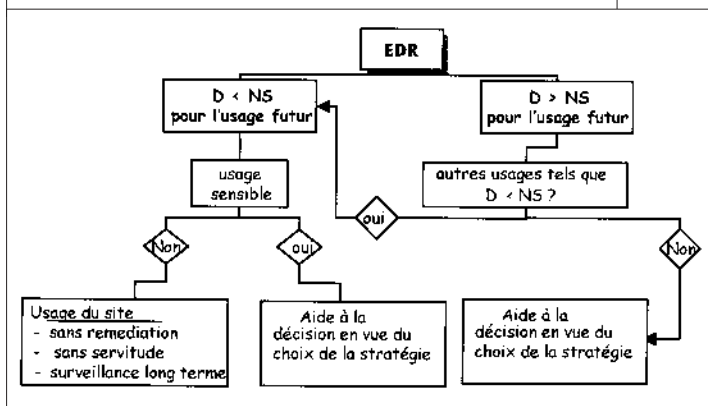


Figure 2

Décisions possibles à l'issue de l'évaluation détaillée des risques.



La dernière étape de l'évaluation simplifiée des risques consiste à comparer les doses calculées à une dose efficace individuelle dite "niveau de sélection" (NS).

• **Fixation du niveau de sélection par les pouvoirs publics**

Ce niveau de sélection est exprimé en mSv/an ; sa valeur sera fixée par les pouvoirs publics à la lumière du retour d'expérience (pour fixer les idées, cette valeur pourrait être de l'ordre d'une fraction de mSv/an). Le recours à un niveau de sélection permet, dans certains cas, d'éviter de mettre en œuvre les étapes ultérieures (évaluation détaillée des risques et étude des techniques d'assainissement, de leur coût et de leur efficacité) dès lors que les infor-

mations qui en résulteraient ne permettraient pas d'améliorer substantiellement les connaissances sur lesquelles s'appuie le choix fait au stade de l'ESR.

• **L'aide au choix de la stratégie de réhabilitation**

L'ESR est destinée à permettre une première appréciation de l'impact radiologique du site contaminé, en fonction des divers usages que les parties prenantes envisagent pour le site (maintien de l'usage actuel ou choix d'un usage futur). L'ESR permet aux parties prenantes de distinguer deux types de sites (figure 1) :

- les sites qui peuvent être réutilisés pour un usage peu "sensible" (parking, par exemple) sans qu'il soit indispensable de recourir à des techniques d'assainissement. C'est notamment le cas lorsque les doses associées à la contamination mesurée sur le site et ses bâtiments sont inférieures au "niveau de sélection".

Une servitude sur le changement d'usage ultérieur devra alors être mise en place. Le cas échéant, une surveillance périodique de l'évolution de la contamination du site et de ses environs devra être assurée.

Les parties prenantes pourront le cas échéant décider de réduire les doses si les moyens de réhabilitation disponibles permettent de le faire pour un coût économiquement acceptable ;

- les sites pour lesquels la dose D dans le groupe de référence dépasse le niveau de sélection NS pour l'usage envisagé ou encore les sites dont la dose D ne dépasse pas forcément le niveau de sélection, mais pour lesquels l'usage envisagé est jugé plus "sensible". Dans de telles situations, les parties prenantes seront conduites à procéder à une évaluation détaillée des risques avant de prendre toute décision.

Pour les "petits" sites, les parties prenantes pourront le cas échéant faire procéder à l'enlèvement des terres, si cela permet de réduire les doses nettement en dessous du niveau de sélection, lorsque cela est possible sans difficultés particulières au plan administratif et financier. Après assainissement, le site pourra être utilisé sans servitude.

**L'ÉVALUATION DÉTAILLÉE DES RISQUES (EDR)**

Elle concerne exclusivement les sols, car l'assainissement éventuel des bâtiments a été effectué lors des étapes antérieures (figure 2). Elle consiste tout d'abord en un échantillonnage approfondi du site, en mettant l'accent sur

la cartographie en profondeur, qui était volontairement succincte lors de l'étape de diagnostic initial. L'EDR repose aussi sur la mise en évidence des caractéristiques hydrogéologiques du site et de son environnement. Le scénario d'usage considéré doit être précisé, en complétant si nécessaire l'enquête de terrain, de façon à fournir le modèle le plus réaliste possible de l'utilisation ultérieure du site.

L'impact radiologique est appréhendé à l'aide de plusieurs indicateurs, selon la situation spécifique étudiée :

- la dose individuelle au groupe dit "de référence" (le plus exposé) et l'effectif concerné ;
- la dose moyenne sur le site et l'effectif concerné ;
- la dose moyenne dans les zones contaminées aux alentours du site et l'effectif concerné ;
- l'activité massive dans les sols, les produits agricoles et forestiers consommables, la viande d'animaux d'élevage, le lait, etc.

#### • Aide à la décision

L'évaluation détaillée des risques (EDR) permet d'affiner les hypothèses et de choisir des données réalistes pour l'usage souhaité. Elle contribue donc à réduire les marges adoptées dans le cadre de l'ESR et conduit parfois les parties prenantes à conclure, en cas d'usage peu "sensible", que le site est utilisable sans réhabilitation, avec une servitude éventuelle sur le changement d'usage ultérieur et une surveillance périodique de l'évolution de la contamination du site et de ses environs. Si tel n'est pas le cas, il faut passer à l'étape d'aide au choix de la stratégie de réhabilitation.

### Gestion des sites et implication des parties prenantes

Dans les cas "simples", sites de petite taille dont l'assainissement ne soulève pas de difficultés, tant sur les plans technique qu'administratif et financier, la gestion s'appuie essentiellement sur les ressources de l'expertise technique. Il s'agit d'évaluer les doses et les contaminations des sols et des bâtiments, puis de choisir les moyens d'assainissement qui permettent de réduire l'impact radiologique à un coût économique acceptable.

Mais il arrive aussi que la gestion des sites contaminés présente une tout autre complexité, notamment parce que les sites sont de grande taille et que l'assainissement apparaît difficile et coûteux. La gestion de ces sites "complexes" est gouvernée par de nombreuses considérations, parmi lesquelles le risque radiologique joue un rôle certes important, mais pas obligatoirement central. La solution de réhabilitation préférée par les parties prenantes résulte alors d'un compromis où interviennent divers facteurs selon le contexte spécifique considéré. Mais la prise en compte de ces facteurs ne peut se faire de façon crédible sans l'implication des parties prenantes dans un processus de concertation adapté.

Que la recherche de la stratégie de réhabilitation appropriée s'accompagne ou non d'une discussion sur le choix de l'usage du site, il convient de la mener dans le cadre d'une concertation approfondie impliquant l'ensemble des parties prenantes. L'ampleur de la concertation dépendra bien entendu du contexte. La concertation a pour objet de passer en revue et de discuter plusieurs stratégies afin de parvenir à un compromis présentant un caractère "raisonnable" aux yeux des partenaires. Le processus de concertation vise à sélectionner la stratégie présentant dans la mesure du possible les caractéristiques suivantes :

- la stratégie assure une protection sanitaire jugée acceptable aussi bien par les populations directement concernées que par les pouvoirs publics ;
- la stratégie et l'usage du site retenu tiennent compte des préférences des populations locales en termes de développement économique et social et intègrent les spécificités culturelles de la communauté concernée ;
- la stratégie doit être compatible avec une allocation efficace des ressources financières de la collectivité nationale, lorsque celles-ci sont mobilisées (cas des sites dont les responsables sont défaillants, par exemple) ;
- les contraintes et servitudes éventuelles attachées à la stratégie et à l'usage convenus sont acceptées par les populations locales au regard des perspectives ouvertes ;
- les nuisances causées par la phase de mise en œuvre de la stratégie sont jugées acceptables par les populations concernées.

## Le programme ENVIRHOM : premières expériences sur l'uranium

• J. GARNIER-LAPLACE (IRSN)  
• C. FORTIN (IRSN)

• O. SIMON (IRSN)  
• F. DENISON (IRSN)  
• C. ADAM (IRSN)

• P. HENNER (IRSN)  
• F. PAQUET (IRSN)  
• V. CHAZEL (IRSN)

• M. CLARAZ (IRSN)  
• P. HOUPERT (IRSN)  
• M. TAULAN (IRSN)

### Présentation générale du programme

#### PROBLÉMATIQUE ET FONDEMENTS DU PROGRAMME ENVIRHOM

Jusqu'à présent, les efforts de recherche en radioprotection ont été principalement orientés vers les travailleurs de l'industrie nucléaire, dont les modalités d'exposition aux radionucléides (contaminations aiguës par inhalation ou blessure) sont éloignées de celles des personnes du public (contaminations chroniques par ingestion de radionucléides). Par ailleurs, dans le domaine de l'environnement, alors que les connaissances et les outils d'aujourd'hui permettent de quantifier les concentrations des radionucléides dans les différents compartiments des écosystèmes, leurs évolutions dans le temps et l'espace demeurent difficilement prévisibles. De plus, les connaissances des effets des rayonnements ionisants sur les écosystèmes demeurent trop parcellaires pour permettre une évaluation de l'impact écologique (par exemple modifications de la biodiversité, des populations...). Ainsi, l'acquisition de nouvelles connaissances qui permettent l'élaboration de relations de type "dose-effet biologique" en vue de disposer de critères objectifs pour la protection de l'environnement contre les rayonnements ionisants est nécessaire afin de mettre en place une

méthode d'évaluation des risques radioécologiques. Cette méthode doit s'intégrer à la démarche écotoxicologique mise en œuvre à l'heure actuelle pour les polluants chimiques et protégeant l'homme, la faune et la flore.

Dans ce cadre général, les conséquences des expositions chroniques à des radionucléides présents dans l'environnement, même à faible niveau, doivent être évaluées à la fois pour les composantes biologiques des écosystèmes et pour l'homme. Ces situations sont susceptibles de provoquer des "réponses toxiques" distinctes de celles observées après expositions aiguës à forte dose, en raison des phénomènes possibles de bioaccumulation. Aussi bien pour les écosystèmes que pour l'homme, ces réponses ne sont aujourd'hui pas connues avec précision car la grande majorité des données disponibles correspond à des études menées sur des expositions de courte durée à des radionucléides en forte quantité et en dehors du contexte de multipollution (c'est-à-dire sans prendre en compte la présence simultanée d'autres catégories de polluants : métaux, micro-polluants organiques...). Pour l'homme, ces processus de bioaccumulation peuvent remettre en cause la validité du système conceptuel de dosimétrie utilisé en radioprotection, qui est basé sur une distribution homogène des radionucléides. Pour l'environnement, la prise en compte de ces processus et des effets biologiques qui en découlent améliorera et complètera les modèles d'évaluation d'impact.

Le programme ENVIRHOM a pour finalité de fournir les connaissances permettant une meilleure évaluation des risques liés à l'accumulation chronique de radionucléides pour les écosystèmes et les personnes du public. À terme, il mettra en œuvre quatre axes de recherche :

- l'analyse des phénomènes d'accumulation chronique des radionucléides chez l'homme et pour les composantes biologiques des écosystèmes ;
- l'analyse des effets biologiques induits par les phénomènes d'accumulation chronique de

**Le programme ENVIRHOM a pour finalité de fournir les connaissances permettant une meilleure évaluation des risques liés à l'accumulation chronique de radionucléides pour les écosystèmes et les personnes du public.**

radionucléides. Ces études sont principalement ciblées sur le comportement, la croissance et l'aptitude à la reproduction de la flore et de la faune des écosystèmes concernés. Pour l'homme, les effets sur le système immunitaire, le système nerveux central et le système reproducteur sont explorés de manière systématique ;

- la mise en place de nouveaux modèles et de codes de calcul applicables après exposition chronique. Pour les écosystèmes, les conséquences des phénomènes de bioaccumulation à l'échelle des individus seront analysées en termes de retombées à l'échelle de la dynamique des populations. Pour l'homme, une nouvelle formulation des modèles dosimétriques applicables aux cas d'exposition chronique sera sans doute nécessaire pour réduire les larges incertitudes associées au calcul de dose délivrée. Ces modèles prendront en compte la répartition des radionucléides à l'échelle cellulaire et permettront de quantifier précisément l'énergie délivrée aux molécules cibles ;
- une analyse des mécanismes biologiques conduisant aux phénomènes observés.

Le schéma général des études expérimentales menées au sein de deux départements de l'IRSN est décrit par la **figure 1**, page 182. Ces recherches ont porté en premier sur l'uranium. Les premiers résultats présentés ci-après concernent les écosystèmes. Les études initiées concernant l'homme sont brièvement décrites ensuite.

### Pourquoi l'uranium ?

Une sélection des radionucléides à étudier a été effectuée en se fondant sur des critères tels que la présence significative dans les termes-sources en conditions normales et accidentelles, le type de rayonnement émis, une période radioactive significative vis-à-vis de la durée de vie des organismes, le comportement géochimique de l'élément ainsi que sa propension à la bioaccumulation. Ceci a conduit à retenir certains isotopes radioactifs des éléments suivants : U, Am, Np, Pu, I, Po, Th, Tc et Cs. L'uranium a été retenu pour les premières études en raison de sa double toxicité – chimique et radiologique –, de sa présence naturelle dans les écosystèmes et de l'abondance de la littérature décrivant ses biocinétiques et effets après exposition aiguë.

Les concentrations en uranium dans les milieux terrestres et aquatiques peuvent être augmentées en liaison avec des apports anthropiques

divers, depuis les utilisations au cours des différentes étapes du cycle du combustible nucléaire (en particulier pour les sites miniers et les sites de stockage de déchets) jusqu'à l'usage en agriculture (engrais phosphatés), en milieu médical, en laboratoires de recherche et l'usage militaire d'uranium appauvri. Divers phénomènes liés au comportement biogéochimique de l'uranium, en connexion avec la mise en œuvre de processus physiques de transports solides (érosion hydrique, sédimentation...) et de transport par l'eau (formes dissoutes et colloïdales), peuvent conduire à l'existence de zones d'accumulation dans les compartiments physiques de la biosphère que sont les sols et les sédiments : horizons riches en matières organiques et/ou oxyhydroxydes de fer en conditions oxydantes, sols inondés ou sédiments en conditions réductrices. L'existence de ces zones d'accumulation peut exacerber les réactions susceptibles de se produire au niveau des interfaces biologiques et, par conséquent, les mécanismes qui conduisent à la mise en œuvre de processus de bioaccumulation sur diverses cibles biologiques intracellulaires chez les végétaux et les animaux.

Le choix de l'uranium pour les premières études expérimentales vise à acquérir à l'échelle de deux à quatre ans des résultats permettant :

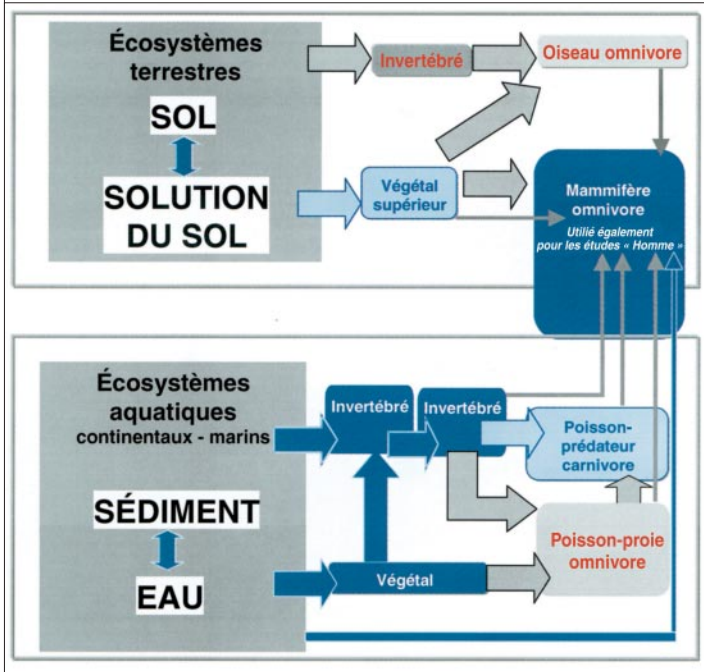
- d'obtenir des connaissances spécifiques au contexte d'exposition chronique à de faibles quantités de radionucléides ;
- d'obtenir des données nécessaires à une modélisation dynamique prenant en compte les processus d'accumulation dans les biotopes et de bioaccumulation dans les organismes vivants.

**L'uranium a été retenu pour les premières études en raison de sa double toxicité – chimique et radiologique.**

Figure 1

Articulation des développements expérimentaux initiés à mi-2001 (bleu foncé) ou à fin 2001 (bleu clair) sur l'uranium.

Chacun des transferts étudiés, symbolisé par une flèche depuis la composante source d'exposition vers l'organisme cible, sera exploré pour les quatre axes de recherche définissant le programme ENVIRHOM : caractérisation des processus de bioaccumulation (1), effets biologiques induits (2), conséquences dosimétriques (3) et compréhension des mécanismes mis en œuvre (4).



## Premiers résultats pour les écosystèmes

### LES PREMIÈRES ÉTUDES EXPÉRIMENTALES CONCERNANT LES ÉCOSYSTÈMES

#### • Modèles biologiques sélectionnés et transferts étudiés

Pour ce qui concerne les écosystèmes, les premiers développements expérimentaux (figure 1) ont pour objectif d'évaluer les cinétiques d'accumulation et d'élimination de l'uranium et de mettre en évidence les mécanismes de bioaccumulation susceptibles d'être mis en œuvre par les organismes représentatifs des écosystèmes continentaux.

En premier lieu, il s'agit d'établir le lien entre la forme physico-chimique (ou spéciation) de l'uranium dans les différentes sources d'exposition pour les organismes vivants (uranium sous des formes thermodynamiquement plausibles dans la colonne d'eau, dans les sédiments et dans les sols dans le cas des voies directes d'exposition) et la biodisponibilité chez divers modèles biologiques (algue unicellulaire, végétal supérieur, invertébré). Ces modèles biologiques sont sélectionnés

comme premiers niveaux trophiques permettant l'intégration du radioélément dans les réseaux trophiques : étude des transferts à partir de l'eau vers une algue verte unicellulaire, par filtration d'eau et ingestion de particules minérales pour deux mollusques lamellibranches d'eau douce et par transfert racinaire à partir de la solution du sol pour un végétal supérieur.

Deux relations trophiques seront étudiées pour compléter de manière simplifiée le panel de régime alimentaire pouvant exister dans le monde animal :

- transfert d'un modèle végétal vers un modèle animal filtreur (phytoplancton → bivalves) ;
- transfert d'un modèle d'invertébré jouant le rôle de proie vers un modèle d'invertébré jouant le rôle de prédateur, puis vers un modèle animal de fin de chaîne (poisson).

En second lieu, les liens entre les phénomènes de bioaccumulation et les effets biologiques seront explorés en se plaçant dans des situations d'exposition chronique des organismes.

#### • Bases conceptuelles :

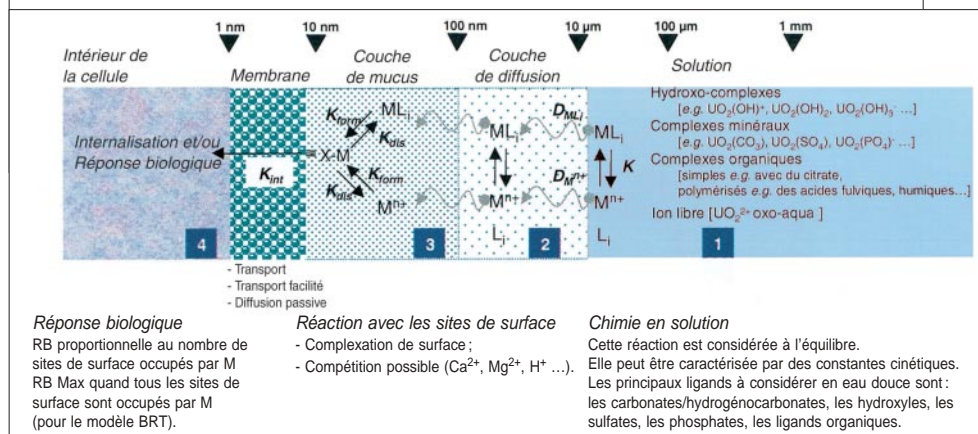
#### formalisation du lien entre spéciation dans la source d'exposition, bioaccumulation et effets toxiques

Les recherches proposées reviennent à comprendre les phénomènes liant la spéciation chimique du polluant dans la source d'exposition, le passage des barrières biologiques, la bioaccumulation et les effets biologiques induits. Ces différents volets représentent les principes de toute étude visant à comprendre les interactions entre un métal et un organisme vivant. En écotoxicologie aquatique, elle a été mise en application de manière plus ou moins approfondie, pour un certain nombre de métaux de transition cationiques (en particulier, Ag, Cd, Cu, Ni, Pb et Zn). Divers modèles ont été développés avec l'objectif de formaliser les observations d'accumulation ou de toxicité de métaux sous forme cationique chez des organismes aquatiques.

Le modèle de l'ion libre (ou FIAM, *Free Ion Activity Model*) traduit l'interaction d'un métal  $M^{n+}$  chez un organisme en trois étapes successives : advection/diffusion du métal à l'équilibre dans la solution "baignant" l'interface entre la membrane biologique et le milieu d'exposition (1), réaction de complexation avec un site de surface (2), transport à travers la membrane (3) (figure 2). Ces trois étapes sont préalables à

Figure 2

Les principales étapes de l'interaction métal-cellule et les hypothèses des modèles les formalisant (*Free Ion Model*, *Biological Ligand Model* et *Biological Receptor Theory*).



toute réponse biologique (taux d'entrée dans la cellule et/ou effets biologiques cibles dits *end-point*). La prise en compte d'hypothèses supplémentaires (modèles dérivés du modèle de l'ion libre comme le modèle du ligand biologique – BLM – ou la théorie du récepteur biologique – BRT) permet, de plus, de prendre en compte le fait que la biodisponibilité du métal décroît selon deux processus : par diminution de l'activité de l'ion libre en solution induisant une diminution de la fixation du métal sur les sites biologiques récepteurs ; par augmentation de la concentration en ions compétiteurs et donc en diminuant la quantité de métal lié aux sites récepteurs. Il est ainsi possible de tenir compte de la qualité physico-chimique de l'eau (pH, dureté, matières organiques dissoutes) dans l'évaluation de la toxicité d'un métal en mettant en œuvre deux sous-modèles : un sous-modèle "classique" de spéciation chimique du métal dans le milieu (MINEQL<sup>+</sup> ou JCHESS) enrichi par la prise en compte d'une réaction de complexation sur le site récepteur (branchie du poisson, par exemple), dont la constante d'équilibre aura été caractérisée expérimentalement, et un sous-modèle de toxicité liant la charge de métal ainsi accumulée sur les sites d'action et l'effet toxique. Pour le moment, les exemples d'application de ce type de modèle concernent uniquement la fixation du métal sur les sites récepteurs au niveau des branchies, la voie d'exposition directe à partir de l'eau et les phénomènes de toxicité à court terme. Dans le cadre de la problématique d'ENVIRHOM, il sera également nécessaire de prendre en compte dans l'évaluation des effets biologiques :

- la chronicité de l'exposition, puisque quelques exemples dans la littérature montrent qu'elle modifie les biocinétiques par rapport à une exposition à court terme ;
- la voie d'exposition directe à partir d'un milieu physique mais aussi la voie trophique puisque cette dernière conduit à une accumulation et à une distribution tissulaire/cellulaire de caractéristiques propres.

#### • Démarche expérimentale

##### Lien spéciation/bioaccumulation : expositions à court terme

La bioaccumulation d'un polluant métallique est fonction de la spéciation de ce dernier dans la source d'exposition (compartiments physiques, nourriture).

Dans le cas de l'uranium, l'approche expérimentale peut être supportée de manière relativement fiable par une modélisation géochimique dans la mesure où il existe suffisamment de données thermodynamiques et où leur cohérence a été vérifiée, du moins en ce qui concerne les réactions avec les ligands minéraux. Les milieux d'exposition sont, en première étape, de composition physico-chimique simplifiée (eau artificielle de composition minérale complexifiée au fil de l'avancée des connaissances, jusqu'à la prise en compte de la présence de matières organiques dissoutes) de façon à prédire les formes de l'U présentes et susceptibles de traverser les barrières biologiques. Le modèle géochimique utilisé est JCHESS, associé à une base de données dont les constantes thermodynamiques ont été extraites et vérifiées à partir de la base de

## Les études de microlocalisation auront pour objectif principal de déterminer si l'uranium est réparti de façon homogène dans les tissus et cellules.

données de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE. Les étapes de complexification de la composition chimique de la colonne d'eau sont les suivantes :

- analyse et modélisation de l'entrée de l'uranium présent en solution dans la colonne d'eau en équilibre avec le CO<sub>2</sub> atmosphérique, à pH acide (pH 5 à 6,5 en fonction de la physiologie du modèle biologique) : cinétique d'accumulation et d'élimination pour des durées d'exposition courtes (de l'ordre de l'heure pour l'algue, du jour pour les modèles animaux) ; caractérisation du ou des mécanismes d'entrée dans la cellule ; caractérisation de l'effet de la présence de phosphates, de carbonates (modification de la pCO<sub>2</sub>), de cations compétiteurs (Ca, Mg), de matière organique dissoute ;
- travail identique à d'autres pH (pH 7 à 8).

La gamme de concentration utilisée en uranium total dans le milieu d'exposition s'étend au maximum jusqu'à 1 mg.l<sup>-1</sup>, valeur susceptible d'être rencontrée dans un écosystème aquatique influencé par des rejets d'exploitation minière.

En ce qui concerne les bivalves, le transfert d'uranium associé à des particules minérales modèles sera évalué, tout comme le transfert trophique à partir de l'ingestion de phytoplancton.

Pour quantifier les processus de bioaccumulation susceptibles d'être mis en œuvre lors de transferts par ingestion lors de relations proie-prédateur, le travail expérimental sur l'écrevisse ou sur le poisson sera initié par l'étude et la modélisation pharmacocinétique du devenir d'un bol alimentaire dont les principales formes chimiques de l'uranium dans la proie seront appréhendées.

### Lien bioaccumulation/effets biologiques : exposition chronique (long terme)

Sur la base des connaissances acquises par les expériences précédemment décrites, le scénario d'exposition définissant la biodisponibilité la plus importante sera sélectionné pour être transposé à des expérimentations permettant de simuler en milieu contrôlé l'exposition chronique. Lors de ces expériences, les processus de bioaccumulation

seront explorés simultanément aux effets biologiques susceptibles d'être induits. Les études de microlocalisation auront pour objectif principal de déterminer, pour quelques organes cibles, si l'uranium est réparti de façon homogène dans les tissus et cellules ou si, au contraire, il est très localisé dans des structures particulières. La technique privilégiée pour l'observation sera la microscopie électronique en transmission associée à une analyse du spectre de dispersion des énergies X.

Les travaux proposés sur le phytoplancton correspondent à l'évaluation de la bioaccumulation et de la microlocalisation de l'uranium (extracellulaire, intracellulaire dont la fraction cytosolique) et des effets induits en particulier sur l'activité photosynthétique et/ou le taux de croissance. Les expérimentations seront conduites en système ouvert contrôlé, qui permet de cultiver les algues en continu à une densité cellulaire constante (turbidostat), en limitant les modifications de spéciation de l'uranium dans le milieu.

Pour les invertébrés (bivalves, écrevisse), des expériences en canal expérimental sont prévues de manière à contrôler, sur une durée de plusieurs mois, l'exposition des organismes à partir de différentes sources (colonne d'eau, matières en suspension, sédiments...).

Deux niveaux d'observation des effets seront explorés :

- les réponses précoces au niveau cellulaire. Elles seront explorées par la mesure de biomarqueurs de stress (quantification du stress oxydant et de l'induction de protéines jouant un rôle clé dans la réparation et/ou l'élimination de protéines cellulaires endommagées) et des mesures des dépenses énergétiques liées à la mise en place des mécanismes de compensation physiologique ;
- à l'échelle de l'individu, les perturbations du comportement et de la croissance ayant des répercussions sur la dynamique des populations seront explorées au travers de mesures physiologiques (métabolisme respiratoire, croissance, tests sur l'aptitude d'adaptation à un stress).

Chez les bivalves, les effets sur le mouvement des valves (collaboration avec le laboratoire d'écotoxicologie et d'écophysiologie des systèmes aquatiques de l'université de Bordeaux I) et sur le taux de filtration sur des suspensions "standard" seront recherchés.

• Premiers résultats obtenus pour le modèle d'algue unicellulaire

Le phytoplancton est à la base des réseaux trophiques en eau douce et joue donc un grand rôle sur le cycle des éléments en milieu naturel, en particulier sur leur intégration dans les chaînes trophiques à partir de la colonne d'eau. Le modèle biologique choisi est une algue verte, *chlamydomonas reinhardtii* (figure 3), dont la croissance demeure identique à l'intérieur de la gamme de pH d'intérêt. Le milieu de culture et d'exposition est exclusivement inorganique et permet de faire varier certaines conditions expérimentales (pH, cations majeurs, anions majeurs, etc.). En utilisant des milieux d'exposition simples et des temps d'exposition courts (inférieurs à 1 heure), il est possible de bien contrôler la chimie de l'uranium en solution et d'aboutir à l'identification d'une ou de plusieurs espèces chimiques qui gouvernent les interactions uranium/algues.

Deux phénomènes distincts peuvent être identifiés chez les algues : l'adsorption (fixation du métal à la surface de l'algue sans pénétrer la membrane cellulaire) et l'absorption (internalisation du métal). Une attention particulière est accordée à la distinction entre ces deux phénomènes. Le premier est de nature chimique alors que le deuxième est de nature biologique. Les premiers résultats (figure 4) indiquent que l'adsorption de l'uranium à la surface se fait très rapidement et atteint un état stationnaire (équilibre) en seulement quelques minutes. En revanche, l'absorption augmente avec la durée d'exposition. De plus, des phénomènes de saturation sont observés lorsque la concentration de l'uranium atteint un certain niveau (de l'ordre du  $\mu\text{M}$ , c'est-à-dire autour de 0,1 mg/l). Les taux d'internalisation observés sont relativement élevés mais se situent à un niveau comparable à ceux d'autres éléments (en terme de vitesse d'accumulation pour cette espèce d'algue à une concentration donnée, l'ordre est le suivant :  $\text{Ag} > \text{U} > \text{Cd} = \text{Mn} > \text{Cl}$ ).

Les phosphates (qui se retrouvent dans l'environnement par le biais d'activités humaines et qui sont responsables de l'eutrophisation des cours d'eau), en formant des complexes chimiques avec

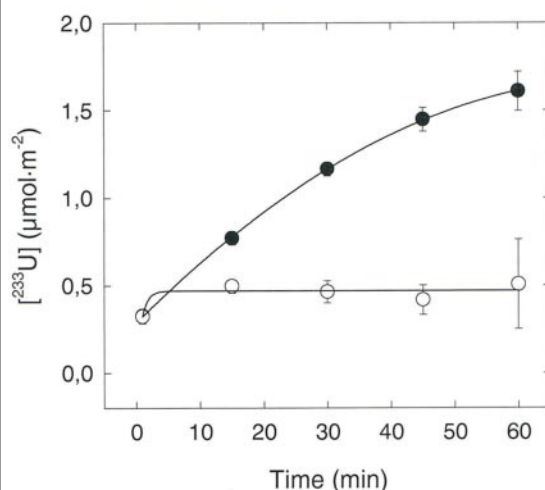
Figure 3

Microalgue unicellulaire (*chlamydomonas reinhardtii*, diamètre de 4  $\mu\text{m}$ ) utilisée comme modèle biologique végétal pour l'étude de la bioaccumulation des radionucléides et des effets biologiques susceptibles d'en découler.



Figure 4

Accumulation de l'uranium chez l'algue unicellulaire *chlamydomonas reinhardtii* en fonction de la durée d'exposition pour une concentration totale de 200 nM dans le milieu à pH 5.



• = absorption ou U intracellulaire ;  
 ○ = adsorption ou U extracellulaire ; moyenne de trois réplicats et écart-type associé.

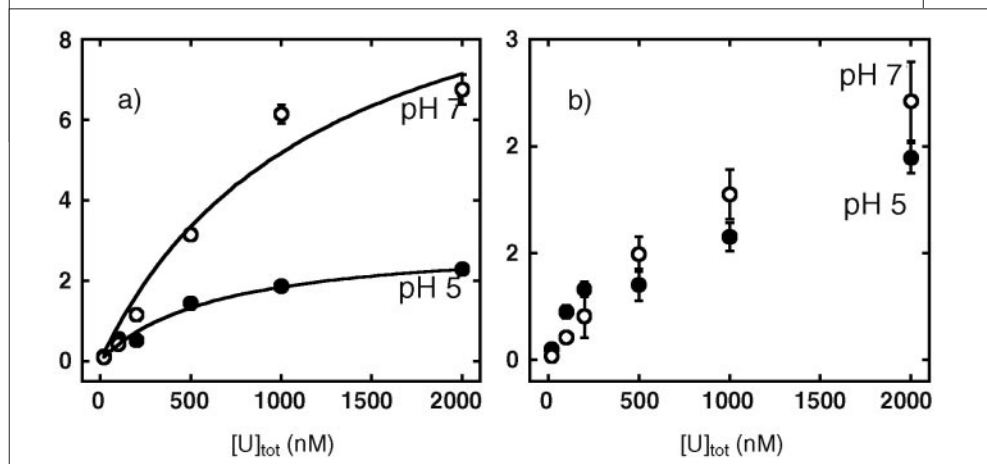
L'adsorption de l'uranium à la surface se fait très rapidement et atteint un état stationnaire en seulement quelques minutes.



Figure 5

Accumulation de l'uranium par l'algue unicellulaire *chlamydomonas reinhardtii* après 30 minutes d'exposition dans des milieux de différentes concentrations en U total à deux pH :

a) absorption, b) adsorption.



l'uranium, atténuent l'absorption de ce métal par les algues. En effet, en augmentant conjointement les concentrations de phosphate et d'uranium, la concentration en ion uranyle a pu être maintenue constante à 100 nM. L'absorption mesurée après 30 minutes d'exposition s'est révélée constante, telle que l'aurait prédite le modèle de l'ion libre (voir section précédente), et ce malgré une augmentation importante (190 → 530 nM) de la concentration totale d'uranium.

Un paramètre clé est actuellement en évaluation : le pH. L'accumulation d'uranium est significativement plus faible en milieu acide (pH 5) qu'en milieu neutre (pH 7). Cette observation (figure 5) ouvre la voie à des questions importantes car la chimie de l'uranium est grandement modifiée à l'intérieur de cette gamme. En effet, les simulations par équilibres thermodynamiques indiquent une diminution de plus d'un facteur 1 000 en concentration d'ion uranyle en passant d'un pH 5 à un pH 7. Pourtant, l'accumulation y est supérieure d'un facteur 3 après 60 minutes. Bien que

cette augmentation puisse être en partie attribuable à une diminution de la compétition entre les ions  $H^+$  et  $UO_2^{2+}$  pour les sites de transport transmembranaire, elle ne saurait compenser un écart aussi important. Force est de constater que l'accumulation de l'uranium n'est pas uniquement fonction de la concentration en ion uranyle.

### Études initiées concernant l'homme

#### ÉTUDE DES CONSÉQUENCES DE L'EXPOSITION CHRONIQUE CHEZ L'HOMME

Comme illustré par la figure 1, certaines données, en particulier celles obtenues pour des mammifères omnivores, pourront être utilisées pour aborder les conséquences des expositions chroniques chez l'homme. Cependant, des études plus spécifiques ont été engagées avec pour but de définir avec précision les biocinétiques de l'uranium après incorporation chronique par ingestion, la microlocalisation de l'élément dans les tissus et organes cibles, les effets biologiques induits au niveau de quelques organes cibles et du système nerveux central ainsi que les mécanismes de transfert de l'uranium au niveau intestinal. D'autres études menées en parallèle doivent permettre de préciser si la toxicité de l'uranium, observée dans nos conditions expérimentales, est d'origine chimique ou radiologique. Pour ce qui concerne les études qui intéressent la santé de l'homme, les études de biocinétique, de microlocalisation et d'effets sur le système nerveux central sont menées sur le rat. Pour ce

L'accumulation de l'uranium n'est pas uniquement fonction de la concentration en ion uranyle.

modèle, bien maîtrisé au laboratoire de radiotoxicologie de l'IRSN et dont la biologie est parfaitement connue, les données bibliographiques en terme d'effets biologiques et de contamination aiguë sont abondantes. En outre, pour le présent programme, il présente l'avantage d'une durée de vie compatible avec une contamination sur une vie entière. Les études portant sur la recherche des effets au niveau des organes cibles sont, elles, menées sur la souris. Ces expérimentations sont réalisées en accord avec la législation française relative à l'expérimentation animale.

Dans tous les cas, les animaux sont contaminés par exposition *ad libitum* à de l'eau d'Évian supplémentée en uranium. Les concentrations finales en U dans l'eau ont été déterminées afin de délivrer à l'animal, étalée sur la durée de sa vie, une dose qui correspondrait à environ un dixième de la dose toxique. Ce calcul conduit à des eaux contaminées avec 40 mg d'uranium par litre, ce qui correspond quasiment aux concentrations naturelles les plus fortes répertoriées dans le sud de la Finlande.

Sur ces modèles :

- des études de biocinétique sont menées avec comme objectifs principaux, d'une part, de bâtir des modèles biocinétiques applicables aux situations d'exposition chronique – ces modèles seront comparés aux modèles existants qui préconisent l'utilisation itérative des modèles d'exposition aiguë – et d'autre part, de définir le taux de transfert intestinal de l'uranium pour des animaux sains et de le comparer à celui mesuré chez des animaux ayant déjà subi une exposition à l'uranium ;
- des études de microlocalisation seront conduites pour analyser la distribution de l'uranium chez les animaux étudiés en terme de reconcentration tissulaire et cellulaire. L'objectif de cette étude est de rechercher systématiquement dans les organes et tissus cibles les sites de dépôt préférentiels de l'uranium.

En parallèle, d'autres méthodes sont mises en œuvre pour aborder plusieurs voies d'effets biologiques susceptibles de révéler des conséquences spécifiques de l'exposition chronique :

- étude des effets de l'uranium sur le système nerveux central ;
- étude des effets de l'uranium sur le transcriptome (transcription de l'ADN en ARN, suivie de la traduction des ARN messagers en protéines), comme mécanismes fondamentaux qui gouvernent le fonctionnement des êtres vivants ;

- étude de génotoxicité par le test de micronoyaux dans les lymphocytes du sang ;
- étude des formes physico-chimiques (spéciation) de l'uranium dans le tractus gastro-intestinal.

**Les animaux sont contaminés par exposition *ad libitum* à de l'eau d'Évian supplémentée en uranium.**

## Conclusion et perspectives

Les premiers travaux menés sur l'uranium permettront de bâtir des modèles dédiés au calcul des doses délivrées aux organismes vivants après contamination interne et à l'évaluation des effets biologiques induits. L'originalité de la démarche du point de vue de "l'environnement" repose sur l'intégration de la spéciation géochimique de l'élément définissant sa mobilité et sa biodisponibilité au sein des écosystèmes afin d'aboutir à une meilleure compréhension des mécanismes de bioaccumulation et des effets qui en découlent. Concernant "l'homme", la recherche d'effets déterministes subtils induits après exposition chronique à faible niveau sera complémentaire des travaux déjà menés en cancérologie radio-induite et en épidémiologie.

L'une des originalités du programme s'exprime dans la similarité de la stratégie d'approche mise en œuvre dans les études menées en parallèle sur les écosystèmes et sur l'homme. Ceci assure à terme l'intégration de l'ensemble des résultats en un système complet opérationnel de radioprotection des écosystèmes et des personnes du public pour les situations d'exposition chronique.

### Collaborations

Professeur A. Boudou, UMR CNRS 5805, Laboratoire d'écotoxicologie et d'écophysiologie des systèmes aquatiques, université de Bordeaux 1.

Docteur J.-M. Porcher, Unité d'évaluation des risques écotoxicologiques, INERIS, Verneuil-en-Halatte.

Docteurs C. Martin et D. Clarençon, Département de radiobiologie, CRSSA, La Tronche.

Professeur J. Demaille, Institut de génétique humaine, université de Montpellier.



# 6 Protection de l'environnement

1	Estimation des conséquences d'un rejet radioactif atmosphérique au sein d'un écosystème forestier	> 190
2	Modélisation de la dispersion de radionucléides dans l'environnement marin : le modèle TRANSMER Manche-mer du Nord	> 194
3	Le projet CAROL (Camargue-Rhône-Languedoc)	> 201
4	Étude des retombées en France des essais atmosphériques d'armes nucléaires	> 207

La protection de l'homme requiert la protection de son environnement. En effet, en dehors des expositions professionnelles, le risque radiologique pour le public est lié principalement à des expositions environnementales. Le rôle de l'IRSN dans ce domaine est de garantir la maîtrise des risques liés à l'énergie nucléaire.

Le but des travaux conduits au sein de l'Institut est de contribuer à la connaissance et à la compréhension de l'origine et du devenir des radionucléides, rejetés ou préexistants dans l'environnement (faune, flore, sol, air, eau), en vue de l'évaluation de leur impact radiologique, soit dans les conditions normales, soit en cas d'incident de fonctionnement des installations, soit en cas d'accident nucléaire, et de se préparer à la gestion d'une crise éventuelle grâce à la mise au point d'outils d'aide à la décision.

Quatre thématiques ont été sélectionnées pour illustrer les recherches en radioprotection de l'environnement conduites à l'IRSN.

## Prévision des conséquences d'un rejet radioactif atmosphérique au sein d'un écosystème forestier

La modélisation joue un rôle important dans le programme de radioécologie. Le travail de modélisation est destiné à prédire le comportement des radionucléides dans l'environnement ; il se traduit par la mise au point de modèles mathématiques, soit destinés à l'élaboration de codes opérationnels pour les acteurs de la crise nucléaire et de codes d'impact radiologique pour les tâches réglementaires de l'IRSN, soit plutôt dédiés à la compréhension des transferts.

Le code ASTRAL (Assistance technique en radioprotection accidentelle) est un code post-accidentel visant à estimer les conséquences d'un rejet radioactif atmosphérique. Dans sa version V2, le modèle sur lequel repose ASTRAL a été complété en matière de calcul de dose, de nombre de radionucléides traités, de durée des prévisions, et un modèle "forêt" a été intégré. Il permet de calculer les doses totales dues à l'ingestion de produits agricoles et forestiers et à l'exposition externe consécutive à un séjour en forêt, en milieu agricole ou urbain. ASTRAL tient également compte des possibilités d'inhalation de particules remises en suspension par le vent.

### Le modèle TRANSMER Manche-mer du Nord

Le modèle TRANSMER, actuellement en cours de développement, est destiné à évaluer le devenir de substances stables ou radioactives introduites dans le milieu marin de la Manche et de la mer du Nord. Ce code permet la modélisation des transferts de contamination en Manche et a été testé lors de l'exercice international INEX 2000 (CNPE de Gravelines), organisé le 22 mai 2001 en collaboration avec plusieurs organismes internationaux (AIEA, AEN, OCDE, OMS) et qui simulait un accident du type de celui de la centrale de Three Mile Island. Cet exercice a constitué une nouvelle étape dans l'utilisation de ce modèle. En effet, TRANSMER avait été jusque-là utilisé principalement pour les besoins de la recherche en radioécologie marine et, de manière ponctuelle, pour répondre à des sollicitations extérieures (calculs de dispersion du styrène lors du naufrage du *lévoli Sun*, simulation du déplacement de larves d'huîtres dans le golfe normand-breton pour l'université de Caen).

### Le projet CAROL

Le projet CAROL (Camargue-Rhône-Languedoc) est une application sur un terrain d'ampleur régionale, ciblée sur la répartition actuelle et future des radionucléides dans le bassin versant du Rhône en aval de Marcoule. Ce projet porte sur l'identification et le paramétrage des phénomènes qui ont conduit à la répartition actuelle des radionucléides dans l'environnement de la zone étudiée et à l'utilisation de cette connaissance pour prévoir les évolutions futures en situation normale et en cas de rejet accidentel.

### Les retombées des essais atmosphériques d'armes nucléaires

Les principales sources de radionucléides d'origine artificielle dans l'environnement sont constituées par les retombées des essais atmosphériques d'armes nucléaires effectués avant 1980 et par les retombées atmosphériques de rejets aériens consécutives à l'accident de Tchernobyl, en 1986. À partir des mesures réalisées par l'IRSN, les dépôts liés aux retombées des tirs atmosphériques ont été reconstitués.

# Estimation des conséquences d'un rejet radioactif atmosphérique au sein d'un écosystème forestier

• P. CALMON (IRSN)

Les forêts représentent des pièges très efficaces pour les aérosols atmosphériques. Les radionucléides qui sont fixés sur ces aérosols tombent sur les parties aériennes des arbres et des plantes du sous-bois (feuilles, branches et troncs) et sur le sol (litière, mousses et premiers horizons du sol). Du fait du contenu élevé en matières organiques des sols forestiers et de l'existence d'un cycle nutritionnel par le processus de l'humification, les radionucléides présentent là une plus grande biodisponibilité que dans les sols agricoles. L'IRSN a développé, en collaboration avec une équipe finlandaise du STUK (Autorité de sûreté nucléaire finlandaise), un modèle visant à estimer les conséquences d'un rejet radioactif atmosphérique dans un écosystème forestier. Ce modèle dynamique à compartiments, implémenté dans le code ASTRAL, a été développé selon un objectif double de simplicité et d'opérationnalité en gestion de crise. Ce modèle nécessite des données relatives aux dépôts secs et humides, qui sont répartis au sein de l'écosystème entre les arbres, les plantes du sous-bois et le sol. La modélisation des transferts entre les différents compartiments de l'écosystème est utilisée pour calculer les concentrations dans les produits forestiers et les doses par ingestion et exposition externe.

## Introduction

L'objectif du logiciel ASTRAL (Assistance technique en radioprotection accidentelle)<sup>1</sup> est d'évaluer l'impact d'un accident nucléaire sur l'environnement et sur l'homme. Après la phase accidentelle proprement dite, pendant laquelle des radionucléides sont supposés rejetés dans l'environnement, il convient d'analyser et d'estimer ce qui se produira dans la phase suivante, dite postaccidentelle. Les radionucléides émis se sont déposés sur différentes surfaces de l'environnement. En ce qui concerne le sol et sa couverture végétale, c'est le dépôt de ces radionucléides sur l'ensemble du sol et des végétaux qui constitue la donnée d'entrée principale nécessaire au calcul du devenir de ces radionucléides. Le logiciel permet d'effectuer des calculs prévisionnels à moyen terme, pendant les trois premières années suivant le dépôt, avec la possibilité de prendre en compte l'effet d'un certain nombre de contre-mesures.

Le modèle "forêt" d'ASTRAL permet de prédire l'évolution de la contamination d'un écosystème forestier.



### Référence

1 - P. Calmon et C. Murlon, "Équations et paramètres du logiciel ASTRAL V2", IPSN/DPRE/SERLAB, report n° 01-19, 2001.

Le module de calcul permet d'évaluer des concentrations dans les productions agricoles et alimentaires dérivées, des indices de concentration permettant de mesurer l'impact sur les productions et des doses reçues par l'homme.

Dans ce logiciel, un modèle a été spécifiquement développé pour les forêts du fait de la structure de cet écosystème et du comportement particulier des radionucléides dans cet environnement. Les longs temps de séjour des radionucléides dans les forêts entraînent une augmentation des doses internes et externes potentielles sur des dizaines d'années.

### Présentation du modèle

Dans ASTRAL, il est possible de choisir un type de forêt (feuillus, conifères ou mixtes), un groupe de champignons (classés selon le degré d'affinité pour le césium), un type de baie (myrtilles ou framboises) et une espèce de gibier (lièvre commun, lièvre des montagnes, chevreuil, cerf, sanglier, oiseaux terrestres ou gibier d'eau).

Le logiciel permet de calculer les concentrations dans ces produits forestiers et les doses par ingestion et exposition externe pour seize radionucléides ( $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{103}\text{Ru}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242}\text{Cm}$  et  $^{244}\text{Cm}$ ). Les doses sont calculées pour la population, répartie en six classes d'âge (bébés, très jeunes enfants, jeunes enfants, enfants, adolescents et adultes) et pour quelques groupes particuliers (ramasseurs de champignons et de baies, chasseurs et forestiers).

L'un des objectifs d'ASTRAL est de calculer les doses totales à l'homme, dues à la fois à l'ingestion de produits agricoles et forestiers et à l'exposition externe due au séjour en forêt, en milieu agricole ou urbain, que ce soit pour le travail ou les loisirs. Il est également tenu compte des possibilités d'inhalation de particules du dépôt pouvant être remises en suspension par le vent.

Dans le modèle, les valeurs de nombreux paramètres proviennent de données européennes qui, dans une première étape, ont été appliquées à la France.

Plus techniquement, le modèle "forêt" d'ASTRAL est construit sur la base de plusieurs compartiments de l'écosystème forestier : canopées, troncs, plantes de sous-bois et sol. À l'intérieur de chacun de ces compartiments, plusieurs phénomènes sont pris en compte : ceux qui conduisent à une perte de radionucléides, ceux qui

## Astral permet de calculer les concentrations dans les produits forestiers et les doses par ingestion et exposition externe pour seize radionucléides.

induisent uniquement un transfert de radionucléides à l'intérieur du compartiment et, enfin, ceux qui augmentent la charge en radionucléides dans le compartiment.

### PHÉNOMÈNES CONDUISANT À UNE PERTE DE RADIONUCLÉIDES

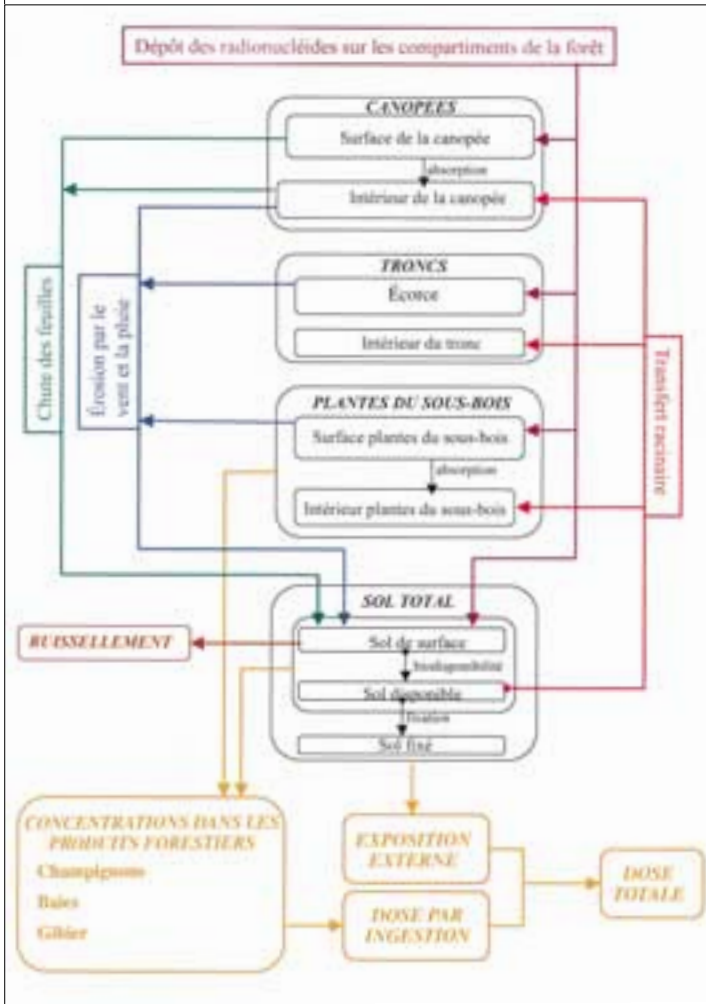
Dès le dépôt, l'érosion par le vent et la pluie enlève des radionucléides depuis la surface des feuilles des arbres (canopées), des troncs et des plantes du sous-bois pour, finalement, les déposer sur le sol. De même, la chute des aiguilles et des feuilles, principalement à l'automne, transfère la contamination des feuilles des arbres, aussi bien interne qu'externe, vers le sol. Le ruissellement en surface du sol peut être significatif durant la fonte des neiges ou lors de pluies fortes, particulièrement dans les Alpes. Une partie des radionucléides contenus dans le sol migre peu à peu en profondeur et/ou peut être fixée. Cependant, cette migration s'effectue plus lentement que dans les sols agricoles. La décroissance radioactive, parallèlement à tous les autres phénomènes, entraîne une diminution plus ou moins rapide du stock des radionucléides dans tous les compartiments.

### PHÉNOMÈNES DE TRANSFERT À L'INTÉRIEUR D'UN MÊME COMPARTIMENT

L'absorption foliaire transfère depuis la surface vers l'intérieur des feuilles des radionucléides qui peuvent ensuite être transportés dans toutes les parties de l'arbre, dans le cas de radionucléides mobiles. La biodisponibilité des radionucléides dans le sol n'est pas immédiate, du fait des temps de migration jusqu'à l'horizon racinaire des arbres et des plantes de sous-bois et de la dissolution plus ou moins rapide des radionucléides fixés sur des particules.

Figure 1

Diagramme schématique montrant les différents compartiments et les flux du modèle "forêt".



## PHÉNOMÈNES CONDUISANT À UN GAIN DE RADIONUCLÉIDES

Le principal phénomène est le transfert racinaire, qui puise des radionucléides dans le sol et les transporte jusque dans les canopées, les troncs et les plantes du sous-bois.

Le diagramme de la **figure 1** présente schématiquement la plupart des phénomènes décrits ci-dessus.

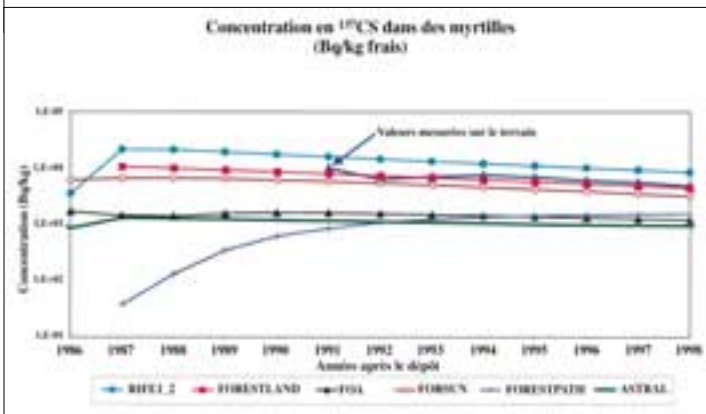
## Résultats

Le programme de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) sur les méthodes de modélisation de la biosphère (BIOMASS) a permis de comparer plusieurs modèles de transfert des radionucléides en forêt. L'évolution dans le temps des concentrations en césium dans différents produits forestiers, estimée par ASTRAL, a été confrontée à d'autres modèles internationaux et à des mesures réalisées dans la zone de Tchernobyl, au sein du groupe "forêt" de BIOMASS.

Le scénario de la comparaison concernait la période suivant l'accident de Tchernobyl dans une forêt ukrainienne mixte à dominante de pins. L'activité déposée estimée à partir de mesures sur le terrain en  $^{137}\text{Cs}$ , le 1<sup>er</sup> mai 1986, était de 555 000 Bq/m. Des valeurs mesurées sont disponibles à partir des années 1990, et les calculs ont été effectués pour les douze années postérieures à 1986. Les modèles suivants ont participé à ce test : FORESTLAND du SSI en Suède, FOA du NDRE en Suède, FORESTLIFE de BFI en Biélorussie, FORESTPATH de la Harvard University aux États-Unis, ECORAD du MSU en Russie, RIFE du Imperial College au Royaume-Uni et le modèle forêt de l'IRSN en France et de STUK en Finlande. Les résultats pour les concentrations en  $^{137}\text{Cs}$  dans les myrtilles et la viande de chevreuil sont présentés dans les **figures 2 et 3**. Les estimations du modèle "forêt" IRSN-STUK sont un peu en dessous des valeurs mesurées, mais dans la plage des autres modèles. L'origine géographique des données utilisées pour la détermination des valeurs des paramètres peut expliquer en partie cette différence. En effet, les valeurs des paramètres du modèle IRSN-STUK sont principalement issues de mesures en Europe de l'Ouest et du Nord et sont, par conséquent, peu influencées par les données d'Europe de l'Est, comme peuvent l'être certains des autres modèles participant à cette comparaison.

Figure 2

Comparaison des résultats des modèles aux données mesurées des concentrations en  $^{137}\text{Cs}$  dans les myrtilles (Bq/kg frais).



ASTRAL fournit également des résultats sur l'évolution et la répartition de doses à l'homme. La **figure 4** présente la répartition de la dose par ingestion parmi les différents produits alimentaires, dont les produits forestiers. Les résultats sont donnés pour un groupe particulier, par exemple pour les chasseurs, trois ans après le dépôt.

La viande de sanglier représente presque la moitié de la dose par ingestion. Ceci est à rapprocher de la plus grande consommation de viande de sanglier par les chasseurs que par le reste de la population. Cependant, ce taux de consommation est modéré, puisqu'il a été fixé dans ASTRAL à 15 kg par an et par personne pour les chasseurs. Concernant les chasseurs, la **figure 5** présente la répartition des doses. Cette dernière montre que la dose par ingestion est largement prédominante, mais que l'exposition externe pourrait être importante en cas d'interdiction de consommation des produits forestiers ou d'application de contre-mesures.

## Conclusion

La présente version du modèle "forêt" intégrée dans ASTRAL V2 peut être utilisée pour estimer les concentrations dans des produits forestiers et les doses (par ingestion, inhalation et exposition externe) à l'homme après un dépôt radioactif dans des forêts. Un nombre significatif de radionucléides est inclus dans la base de données du logiciel. Les doses par ingestion sont calculées en utilisant des données issues de plusieurs pays après l'accident de Tchernobyl. De nombreux paramètres du modèle sont régionaux et certains d'entre eux ont reçu des valeurs par défaut, car des données spécifiques n'étaient pas disponibles. Ils mériteraient donc d'être adaptés afin d'améliorer sensiblement les estimations.

**Les doses par ingestion sont calculées en utilisant des données issues de plusieurs pays après l'accident de Tchernobyl.**

Figure 3

Comparaison des résultats des modèles aux données mesurées des concentrations en  $^{137}\text{Cs}$  dans la viande de chevreuil (Bq/kg frais).

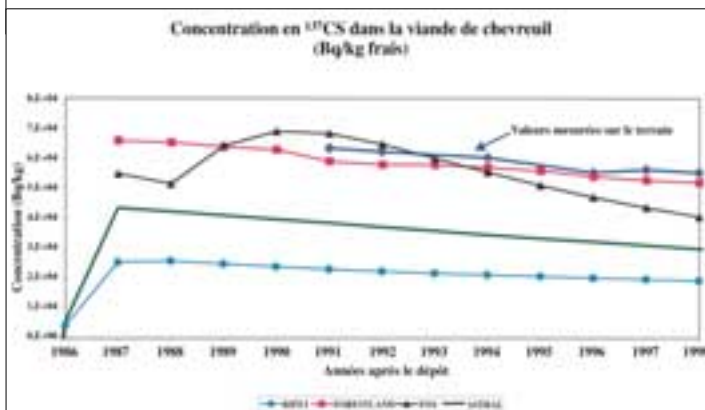


Figure 4

Répartition pour un groupe de chasseurs de la dose par ingestion par catégorie d'aliments (dose, ingestion totale =  $2,9 \cdot 10^{-2}$  Sv).

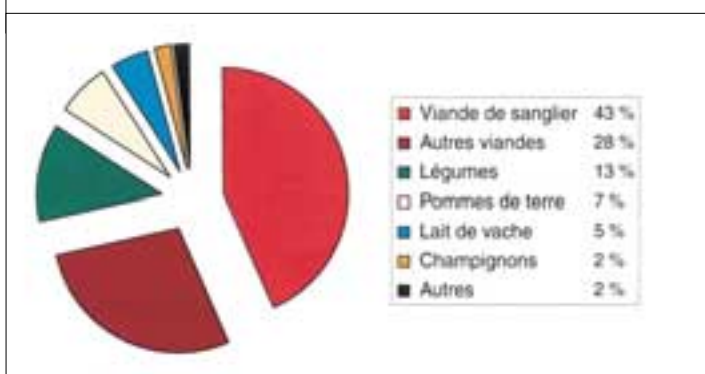
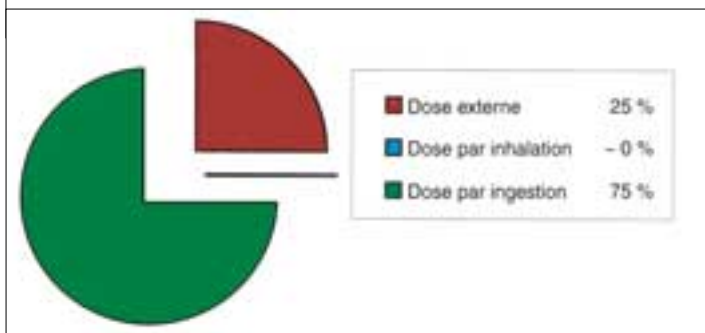


Figure 5

Répartition pour un groupe de chasseurs des doses (dose totale =  $3,9 \cdot 10^{-2}$  Sv).





# Modélisation de la dispersion de radionucléides dans l'environnement marin : le modèle TRANSMER Manche-mer du Nord

• P. BAILLY DU BOIS  
(IRSN)

**L**es mers des côtes nord-ouest de la France (Atlantique, Manche, mer du Nord) constituent un milieu naturel particulièrement exposé aux pollutions chroniques ou accidentelles : le trafic maritime y est très intense et la navigation, difficile ; de nombreux sites industriels sont situés sur le rivage ; les fleuves drainent les effluents de la plupart des sites industriels et urbains des pays riverains. Par ailleurs, le milieu marin constitue une ressource pour le transport, la pêche et le tourisme et des populations importantes habitent ou fréquentent la zone littorale. Devant l'ampleur des risques potentiels, l'évaluation des conséquences de rejets en mer de polluants stables et/ou radioactifs est essentielle.

En mer, les courants sont responsables du déplacement et de l'homogénéisation des nombreux constituants du milieu qui se trouvent présents en solution, en suspension ou sur les fonds. La modélisation mathématique de l'hydrodynamique permet de reproduire les courants depuis les échelles de temps les plus courtes (heure, jour) jusqu'aux plus longues (mois, années). Elle s'est révélée être une méthode très performante, sous réserve de disposer de données de terrain permettant d'étalonner et de valider les modèles. Les mesures de marqueurs radioactifs artificiels acquises sur des prélèvements effectués *in situ* constituent cette contrepartie indispensable. Elles permettent aux modèles de transport et de dispersion d'atteindre une bonne précision sur des distances de l'ordre du millier de kilomètres et sur des durées de plusieurs années.

1 - IFREMER : Institut français de recherche pour l'exploitation de la mer.

2 - Advection : déplacement d'un fluide à macro-échelle. Pour le modèle TRANSMER, l'advection est représentée par les courants appliqués entre chaque maille de calcul (1 km de côté). La dispersion représente les phénomènes de mélange à plus petite échelle (inframaille).

## LE MODÈLE TRANSMER

Le modèle TRANSMER a été réalisé par l'IRSN, en collaboration avec l'IFREMER pour ce qui concerne le développement du modèle hydrodynamique.

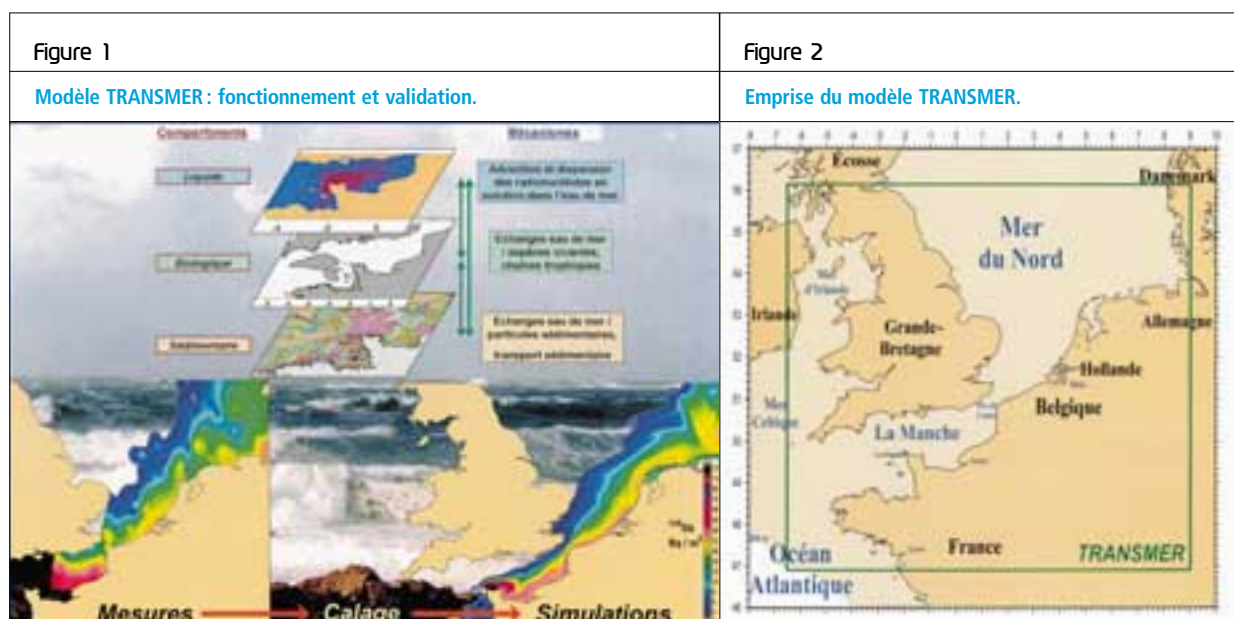
## Objectifs

Le modèle TRANSMER est destiné à l'évaluation du devenir de substances, stables ou radioactives, introduites dans le milieu marin de la Manche et de la mer du Nord à partir de rejets, de vents et de marées réels. Il permet de calculer les concentrations de ces substances dans l'eau de mer, les espèces vivantes et les sédiments, avec une précision spatiale et temporelle rendant possible la comparaison avec des mesures acquises *in situ*. La principale application envisagée concerne la reconstitution ou la prévision réaliste de la dispersion de rejets chroniques ou accidentels de polluants solubles à partir de rejets de sources multiples, ponctuelles ou diffuses.

Le développement du modèle TRANSMER a débuté avec la fourniture à l'IRSN par l'IFREMER<sup>1</sup>, en juin 1998, d'un modèle d'advection et de dispersion<sup>2</sup> en Manche et en mer du Nord. Ce modèle a, depuis, été validé et adapté aux besoins spécifiques de l'Institut.

## Sources de radioactivité artificielle en milieu marin

Dans l'environnement marin, les principales sources de radionucléides d'origine artificielle sont les retombées des essais atmosphériques d'armes nucléaires effectués avant 1980, les rejets contrôlés des usines de retraitement de combustibles nucléaires (Sellafield en mer d'Irlande et La Hague en Manche) et, dans une moindre mesure, les rejets des centrales nucléaires côtières ou fluviales. Les sources accidentelles sont principalement les retombées atmosphériques de rejets aériens (accident de Tchernobyl en 1986, par exemple) ou les conséquences d'accidents de transport de matières radioactives par voie maritime (comme le naufrage aux Açores en 1997 du navire *Carla*, qui contenait deux sources médicales de césium 137). Jusqu'à maintenant, les déchets immergés au milieu de la Manche n'ont pas représenté une source significative.



## Principes de fonctionnement de TRANSMER

### COMPARTIMENTS OU CONSTITUANTS DE L'ÉCOSYSTÈME MARIN

L'écosystème marin peut être schématiquement divisé en trois compartiments principaux, au sein desquels les radionucléides introduits auront des comportements spécifiques en termes de transport et d'échange (figure 1).

#### • Le milieu liquide

C'est le vecteur qui disperse les radionucléides à court et à long terme. À titre indicatif, les vitesses instantanées des courants de marée peuvent atteindre 5 m/s à proximité du cap de La Hague. Les masses d'eau mettent de six à douze mois pour traverser une mer à fortes marées comme la Manche (500 km) ;

#### • Les sédiments et particules en suspension

Si les particules les plus fines sont facilement mobilisées par les mouvements d'eau, les temps de transit des sédiments sont généralement de l'ordre de la dizaine d'années à l'échelle de la Manche. Ces sédiments peuvent concentrer les radionucléides de façon variable selon leur nature physico-chimique : en règle générale, leur radioactivité est de  $10^2$  à  $10^7$  fois plus élevée que celle de l'eau de mer. En raison des cinétiques d'échange lentes, les sédiments peuvent constituer une source différée de radionucléides pour l'eau de mer et les espèces

vivantes lorsque les concentrations dans l'eau de mer diminuent.

#### • Les espèces vivantes

Elles constituent la principale voie de transfert des radionucléides depuis l'environnement marin jusqu'à l'homme. Leurs capacités de fixation varient en fonction du métabolisme et du mode de vie de chaque espèce, de la physico-chimie des éléments radioactifs ainsi que des conditions du milieu. Elles peuvent concentrer les radionucléides d'un facteur 5 à  $10^5$  par rapport à l'eau de mer.

Ces différents compartiments interagissent entre eux en permanence et ne peuvent être considérés individuellement dans une approche radioécologique. L'architecture du modèle TRANSMER s'appuie sur ce découpage de l'écosystème.

### MODÈLE HYDRODYNAMIQUE DE DISPERSION DE L'EAU DE MER

Une méthode originale permettant de calculer la composante à long terme qui résulte des mouvements alternatifs de marée à court terme a été mise au point à l'IFREMER (courants résiduels<sup>1</sup> la-grangiens en coordonnées barycentriques, Salomon et al, 1988). Cette technique autorise le calcul précis du déplacement et de la dilution de substances en solution dans l'eau de mer sur de longues échelles de temps (plusieurs années) et sur de grandes distances (plusieurs milliers de kilomètres).

<sup>1</sup> - Courant résiduel : les courants induits par la marée ne sont pas parfaitement cycliques. Après chaque mouvement des masses d'eau au cours d'un cycle de marée, il subsiste un courant résiduel. C'est ce courant qui détermine le déplacement de l'eau de mer à long terme.

Figure 3

Trajectoires des courants résiduels lagrangiens (situation sans vent).

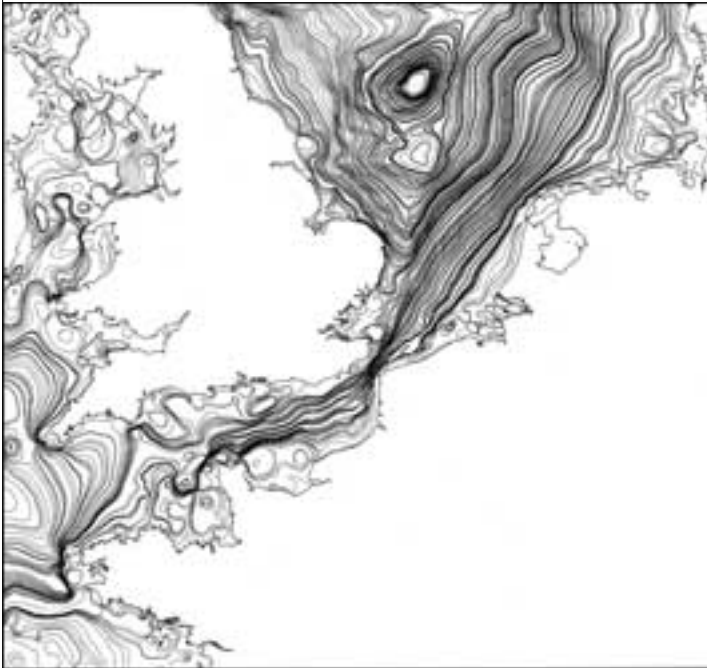
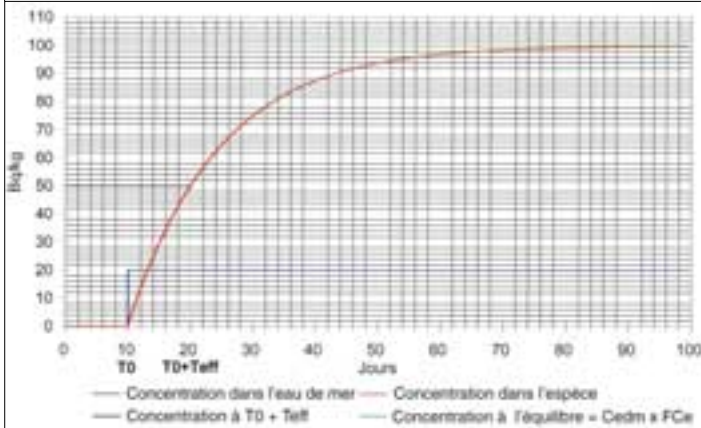


Figure 4

Cinétique de transfert entre l'eau de mer et une espèce vivante.



(Exemple avec  $F_{Ce} = 5$  et  $T_{eff} = 10$  jours).

1 - GRNC : Groupe radioécologie Nord-Cotentin. Ce groupe de travail a réalisé entre 1997 et 1999 une analyse approfondie de l'impact radioécologique engendré par le fonctionnement des installations nucléaires du Nord-Cotentin sur les populations de cette région.

Un modèle de courants résiduels a été développé par l'IFREMER à la demande de l'IRSN. Il concerne le nord-est de l'Atlantique depuis l'estuaire de la Loire, la Manche et le sud de la mer du Nord jusqu'au Danemark (figure 2, page 195). Il s'agit d'un modèle bidimensionnel en coordonnées sphériques (non constant en longitude et en latitude) basé sur l'hypothèse de la prépondérance de la marée et du vent sur les autres mécanismes de la circulation des masses d'eau. La résolution du maillage est de 1 km sur toute l'emprise du modèle, soit au total un million de mailles de cal-

cul. Le modèle exploite une base de données de courants résiduels de marée précalculés pour des conditions représentatives de vent et de marée. Il interpole ces données en fonction des conditions réelles de marée et de vent au moment de la simulation. Il ne prend pas en compte les courants de marée instantanés et n'est donc utilisable qu'à partir de quelques jours et au-delà de 30 km d'un point de rejet. Ce mode de calcul permet de réaliser des simulations réalistes de la dispersion de radionucléides durant plusieurs années; il est alors possible de confronter les résultats du calcul avec des mesures de terrain.

Les courants "résiduels lagrangiens" ont mis en évidence des modes de circulation des eaux jusque-là insoupçonnés (figure 3) et rendu accessibles à la modélisation des échelles de temps et d'espace étendues.

#### MODÈLES DE TRANSFERT

Les modèles de transfert définissent la manière dont chaque compartiment du milieu (eau de mer, espèces vivantes, sédiments) interagit avec tous les autres. Dans l'état actuel, TRANSMER simule les échanges vers les compartiments biologiques et sédimentaires à l'aide d'une fonction de transfert dynamique (figure 4) faisant intervenir un facteur de concentration à l'équilibre ( $F_{Ce}$ ) et une cinétique de transfert caractérisée par sa période ( $T_{eff}$ ).

Des facteurs de transfert à l'équilibre ( $F_C$  pour les compartiments biologiques,  $K_d$  pour les sédiments) sont disponibles dans les publications du GRNC<sup>1</sup> qui constituent une base de données de référence pour la Manche.

La détermination des cinétiques d'échange entre l'eau de mer et une espèce à partir de mesures *in situ* suppose de connaître simultanément, avec une grande fréquence et sur de longues séries temporelles de prélèvements, les concentrations de radionucléides dans cette espèce et dans l'eau de mer ayant induit ces marquages. De telles conditions sont rarement réunies lors des études de terrain. Les concentrations dans l'eau de mer simulées par le modèle hydrodynamique de TRANSMER sont alors utilisables pour exploiter les mesures disponibles dans les espèces. Néanmoins, la mise en évidence des cinétiques d'échange constitue un travail de longue haleine; seules quelques valeurs ont été obtenues pour les espèces ayant fait l'objet d'un suivi régulier. Les valeurs issues d'études *in vitro* ou les plus plausibles sont retenues par défaut en l'absence de données de terrain.

## Validation

### MODÈLE HYDRODYNAMIQUE

La reproduction correcte des phénomènes de marée à court terme ayant été validée à partir des annales hydrographiques, le seul paramètre d'ajustement du modèle hydrodynamique pour la simulation de la dispersion à long terme est le mode de calcul de la tension de frottement induite par le vent à la surface de la mer.

Afin de disposer de données météorologiques homogènes, une base de données des vents a été constituée à partir des données issues du Centre européen de prévision météorologique, pour la période 1980-1995 et pour l'ensemble du plateau continental européen. Ces données, issues de calculs de modèles météorologiques validés, ont été mises à la disposition de l'IRSN par Météo France.

Les modèles (français, allemand, néerlandais...) permettant de simuler la dispersion des eaux à long terme en Manche et en mer du Nord ont montré qu'il fallait augmenter sensiblement la force de frottement du vent sur la mer pour reproduire les flux d'eau observés *in situ*. Ce problème a généralement été corrigé par une augmentation de la tension de frottement due au vent sur la mer. La question de savoir si c'est effectivement cette force de frottement qui est mal évaluée ou si le modèle représente mal certains phénomènes naturels reste posée. Afin d'apprécier au mieux les causes de l'ajustement nécessaire, la détermination du mode de calcul de la force de frottement due au vent a fait l'objet d'une attention toute particulière pour la validation de TRANSMER. Plus de 1 000 simulations ont été réalisées qui couvrent chacune la période 1986-1994, durant laquelle l'essentiel des mesures *in situ* a été acquis. Les critères de simulation ont porté principalement sur la formule de calcul de la tension due au vent.

La vérification de la représentativité de la dispersion à long terme n'est possible qu'à l'aide de mesures de traceurs conservatifs, c'est-à-dire qui restent en solution dans l'eau de mer durant des mois ou des années sans se fixer sur les espèces vivantes et les sédiments. Pour réaliser une telle validation, les mesures de radionucléides solubles acquises par l'IRSN sont exceptionnelles en qualité et en quantité. Il est, en effet, très rare dans les études d'environnement de disposer simultanément de la connaissance précise du ou des termes sources des traceurs étudiés et de

mesures fiables de ces traceurs qui couvrent de manière répétitive l'ensemble du domaine d'étude. Le principal radionucléide utilisé pour cette validation est l'antimoine 125 ( $^{125}\text{Sb}$ ) : il est soluble dans l'eau de mer, il a été rejeté principalement par l'usine de retraitement de La Hague et il est possible de l'identifier à plus de 1 000 km de son lieu d'émission. Entre 1987 et 1994, l'IRSN a organisé ou participé à trente-trois campagnes océanographiques qui ont permis de rassembler plus de 1 400 mesures de  $^{125}\text{Sb}$  exploitables pour la validation. De plus, la couverture globale de la Manche et de la mer du Nord réalisée à certaines périodes autorise des comparaisons quantitatives des flux et des quantités de radionucléides présents (Bailly du Bois et al, 1995-2002).

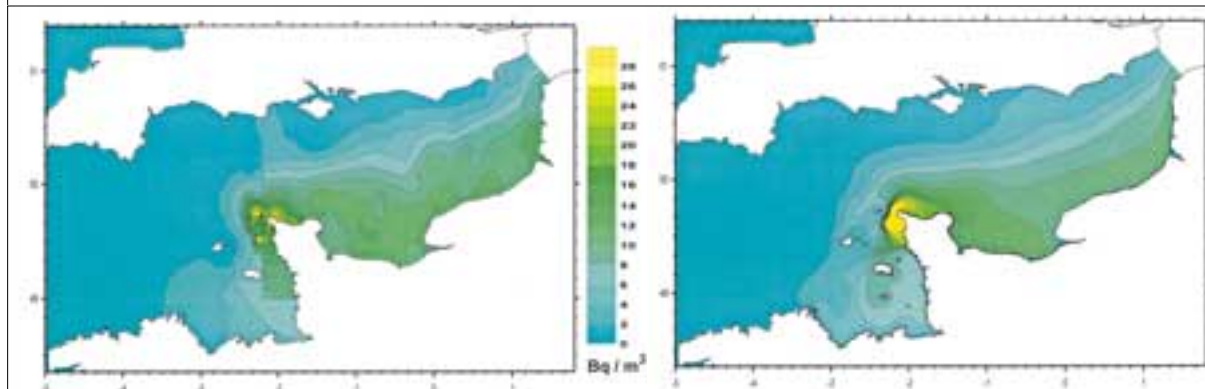
**Trente-trois campagnes océanographiques ont permis de rassembler plus de 1 400 mesures de  $^{125}\text{Sb}$  exploitables pour la validation.**

#### • Les critères de validation retenus

- Lorsque les mesures acquises permettent d'établir des bilans à une date donnée (sept campagnes de mesures sont exploitables), l'écart entre les quantités observées et les quantités simulées sur la Manche, la mer du Nord et l'ensemble du domaine de simulation doit être minimal.
- Il faut rechercher le meilleur coefficient de corrélation entre les concentrations mesurées localement et les valeurs calculées aux mêmes dates et lieux (1 400 mesures individuelles utilisables).
- Les paramètres de la corrélation doivent s'approcher de valeurs cibles théoriques ou observées (pente de la droite de régression = 1, ordonnée à l'origine = 0, flux dans le Pas-de-Calais).

Figure 5

Impact moyen de l'usine de retraitement de La Hague en Manche pour un rejet supposé constant de 106 Bq/s.



Impact moyen déduit des campagnes de mesure d'antimoine 125 réalisées en 1983, 1986, 1988 et 1994.

Simulation numérique du modèle TRANSMER : moyenne des concentrations entre 1986 et 1992 avec le vent et la marée réels.

### RÉSULTATS DE LA VALIDATION

Un exemple de comparaison entre les concentrations mesurées et calculées à une même date est présenté sur la **figure 1** (page 192). La **figure 5** montre la dispersion moyenne en Manche déduite des campagnes de mesure pour un rejet constant comparée à celle calculée par TRANSMER. L'écart moyen entre les quantités mesurées et calculées pour la Manche, la mer du Nord et l'ensemble du domaine de simulation est inférieur à 7 %. Le coefficient de corrélation sur les 1 400 mesures individuelles est de 0,89, avec un écart moyen entre les valeurs mesurées et calculées de 54 %. Ces valeurs concernent l'ensemble de la zone de dispersion du panache des rejets de l'usine de La Hague, depuis l'ouest de la Manche jusqu'au Danemark. Pour apprécier cet écart, il faut tenir compte de l'incertitude sur la mesure des concentrations de radionucléides dans l'eau de mer, qui est en moyenne de 20 %.

L'ajustement obtenu permet de dégager les conclusions suivantes pour le calcul de la force de frottement induite par le vent.

- Il est préférable d'appliquer un vent observé dans la zone proche de l'émissaire, plutôt qu'un vent moyen représentatif du champ de vent sur l'ensemble de la zone de dispersion du panache. Il apparaît que la dilution à proximité de l'émissaire est déterminante pour la dispersion à long terme des substances dissoutes.
- L'écart minimal entre les mesures et les simulations est obtenu en augmentant la tension induite par le vent de manière proportionnelle à la vitesse du vent, sans ajouter de composante fixe comme cela avait été réalisé lors des travaux antérieurs.

- La tension induite par le vent est augmentée de manière importante pour tenir compte en particulier de la sous-estimation du vent par le modèle météorologique : le terme de puissance appliqué au module du vent pour le calcul de la tension passe de 2 à 2,48.
- L'importance de la correction appliquée suggère que des phénomènes corrélés aux vents ne sont pas ou sont mal représentés par ce type de modèle. Les prochaines études tenteront de caractériser ces phénomènes (prise en compte, par exemple, des ondes de pression barométriques et de données de vent plus représentatives).
- Le flux d'eau moyen de la Manche vers la mer du Nord résulte pour environ un tiers de la composante résiduelle de la marée et pour les deux tiers restants de la force de frottement due au vent. Ainsi, un vent soutenu de secteur est peut inverser temporairement le flux d'eau de la Manche vers la mer du Nord.

### MODÈLE DE TRANSFERT

En ce qui concerne la validation des paramètres de transfert, une calibration réalisée avec les données disponibles dans le Pas-de-Calais pour le césium 137 dans l'algue *fucus serratus* montre un écart relatif moyen entre les concentrations calculées et mesurées de 22 % et une différence relative inférieure à 56 % dans 95 % des cas. Ces premiers résultats apparaissent comme très satisfaisants pour une modélisation de concentrations dans une espèce située à plusieurs centaines de kilomètres d'un émissaire.

## Utilisation

Le modèle TRANSMER est utilisé quotidiennement par les ingénieurs de l'IRSN pour l'étude de la dispersion des radionucléides en milieu marin et fait l'objet d'améliorations régulières. Les principales caractéristiques acquises en 2001 sont présentées dans le **tableau 1**. Le modèle TRANSMER a été mis en œuvre à la demande du ministère de l'Environnement lors du naufrage du *lévoli Sun* (Bailly du Bois et al, 2001) et peut être utilisé à la demande du Centre technique de crise de l'IRSN lors d'accidents entraînant des rejets de radionucléides en mer. Il a été utilisé par des universitaires pour la simulation de la dispersion de larves d'huîtres.

## Évolution et perspectives

Un certain nombre d'actions sont déjà engagées ou prévues afin d'améliorer la représentativité et le domaine d'application du modèle.

### TRANSFERTS QUANTITATIFS

Le modèle TRANSMER calcule les concentrations dans les espèces vivantes et sédimentaires sur toute l'emprise du modèle de manière théorique ; il ne tient pas compte de la présence ou de l'absence réelle de ces espèces dans chaque maille de calcul. Les quantités de radionucléides transférées aux espèces ne sont donc pas connues et elles ne peuvent être déduites des quantités présentes dans l'eau de mer.

Afin d'améliorer ce mode de calcul, des bases de données descriptives de la répartition des espèces vivantes et sédimentaires de la Manche ont été constituées. Ces bases de données, couplées au modèle TRANSMER, vont permettre de prendre en compte les phénomènes de désorption et d'évaluer de façon réaliste les flux de substances transitant entre les différents com-

UTILISATEURS	Ingénieurs IRSN
PAS DE TEMPS DE CALCUL	Trente minutes au maximum
PAS D'ESPACE	1 km
MATÉRIEL	PC sous Windows ou station de travail sous Unix
DURÉE DE SIMULATION	D'une semaine à plusieurs années
TEMPS DE CALCUL (PC)	1 mois : 30 s, 10 ans : 24 h
DOMAINE DE VALIDITÉ	Manche, sud de la mer du Nord, mer d'Irlande (figure 2, page 195)
SUBSTANCES SIMULÉES	Tous les radionucléides et espèces chimiques pour lesquels les facteurs de transfert sont connus (36 pris en compte par le GRNC)
CALCUL DE CONCENTRATIONS	Eau de mer, espèces vivantes, sédiments
REJETS	Jusqu'à 100 rejets distincts, ponctuels ou diffus, dépôt avec un gradient de concentration et une cinétique de rejet quelconque, prise en compte d'un bruit de fond éventuel
DONNÉES NÉCESSAIRES	Rejet(s), vent durant la période de simulation
RÉSULTATS FOURNIS	Graphes d'évolutions des concentrations ponctuelles, cartes d'isovaleurs

partiments. La connaissance de la répartition réelle des espèces marquées est également utile pour l'évaluation des transferts vers l'homme et le calcul des doses.

### CHAMP PROCHE

Le calcul de la dispersion à partir des courants résiduels de marée n'autorise pas la simulation réaliste du panache de rejet à moins d'une semaine et de 30 km d'un lieu d'émission ponctuel. Cette lacune doit être comblée par le développement d'un modèle conciliant des temps de calcul raisonnables avec la prise en compte des courants de marée instantanés. Un modèle de ce type doit, lui aussi, être validé avec des données de terrain ayant une résolution temporelle et spatiale adaptée. Une action est programmée en 2002 avec un navire du CNRS (campagnes DISPRO), pour débiter la validation d'un modèle de dispersion en milieu marin dans le champ proche d'un émissaire. Le modèle sera développé par le Service des applications opérationnelles de l'IFREMER dans la continuité des collaborations engagées depuis 1987. Ici encore, les rejets de l'usine de La Hague constituent une opportunité unique pour la validation *in situ* : le tritium rejeté régulièrement constitue un marqueur parfaitement soluble, échantillonnable facilement avec des moyens légers, dans une zone où l'hydrodynamique est particulièrement active et variable.

### TRANSPORT SÉDIMENTAIRE

Si, à l'heure actuelle, les lois physiques concernant le déplacement des masses d'eau sont bien

**Une action est programmée en 2002 avec un navire du CNRS, pour débiter la validation d'un modèle de dispersion en milieu marin dans le champ proche d'un émissaire.**

connues et validées, ce n'est pas le cas du déplacement des sédiments. La modélisation de la dynamique du transport sédimentaire en milieu marin a été initiée à l'IRSN en 2000 dans le cadre d'un post-doctorat. La poursuite de ce travail fera l'objet d'un programme spécifique pour les années à venir.


#### CALCUL DE DOSES

Le modèle TRANSMER peut faciliter le calcul précis des doses reçues par les populations. Un modèle spécifique exploitant les bases de données de transfert de doses devra être développé en collaboration avec les spécialistes de l'IRSN en radioprotection.

#### COLLECTE DE DONNÉES DE REJET ET DE VENTS, ÉVALUATION DU BRUIT DE FOND

Il est envisagé de fournir à la demande une représentation actualisée de l'état radiologique des eaux et des espèces vivantes sur l'ensemble de l'emprise du modèle. Une action est en cours afin de disposer régulièrement de données récentes concernant les rejets contrôlés et les vents.

Une bonne connaissance des concentrations en radionucléides des eaux en provenance de l'Atlantique est également nécessaire. Les travaux de l'IRSN ont mis en évidence des variations significatives de ce "bruit de fond", en relation avec les rejets industriels effectués à l'ouest de l'Angleterre. En l'absence de modèle validé et de connaissance précise des sources de radionucléides pour la zone concernée, des ordres de grandeur des flux de radionucléides ont pu être déterminés à l'aide des mesures acquises *in situ* (Bailly du Bois et al, 2002). Néanmoins, un suivi régulier des concentrations en radionucléides à l'entrée de la Manche doit être réalisé.



**Il est envisagé de fournir à la demande une représentation actualisée de l'état radiologique des eaux et des espèces vivantes sur l'ensemble de l'emprise du modèle.**

#### Références

- P. Bailly du Bois, J.-C. Salomon, R. Gandon et P. Guéguéniat, "A Quantitative Estimate of English Channel water Fluxes into the North Sea from 1987 to 1992 Based on Radiotracer Distribution", *Journal of Marine Systems*, vol. 6 n° 5-6 pp 457-481, 1995.  
- P. Bailly du Bois, et F. Rancillac, "Dispersion en milieu marin", rapport du Comité scientifique de l'IPSN, document "C", 16 juin 1998, 35 p, 1998.

- P. Bailly du Bois et P. Guéguéniat, "Quantitative Assessment of Dissolved Radiotracers in the English Channel: Sources, Average Impact of La Hague Reprocessing Plant and Conservative Behaviour (1983, 1986, 1988 and 1994)", *Continental Shelf Research, FluxManche II Dedicated vol. 19*, pp 1977-2002, 1999.

- P. Bailly du Bois, B. Crabol, P. Germain et D. Calmet, "Dispersion des produits chimiques susceptibles d'être émis dans l'environnement suite au naufrage du *levolí Sun*", rapport IPSN/DPRE/SERNAT/2001-14, 23 p, 2001.

- P. Bailly du Bois, 2002. "Water Masses Circulation and Residence Time in the Celtic Sea and English Channel Approaches, Characterisation Based on Radionuclides Labelling from Industrial Releases. Radioactivity in the Environment, Radionuclides as Environmental Tracers", Monaco, 2-5 septembre 2002.

- P. Bailly du Bois, et F. Dumas, 2002. "Dissolved Radionuclide Measurements used for Qualitative and Quantitative Calibration of Hydrodynamic Models in the English Channel and the North Sea; Validation of TRANSMER Model". 34th International Liege Colloquium on Ocean Hydradynamics, Tracer Methods in Geophysical Fluid Dynamics, Liege, 6-10 May 2002.

- J.-C. Salomon, P. Guéguéniat, A. Orbi, Y. Baron, "A Lagrangian Model for Long Term Tidally Induced Transport and Mixing. Verification by Artificial Radionuclide Concentrations", In "Radionucléides : A tool for Oceanography", Cherbourg, 1-5 juin 1987, Ed.  
- J.-C. Guary, P. Guéguéniat et R.J. Pentreath, Elsevier Applied Science Publishers, pp. 384-394, 1988.

## Le projet CAROL (Camargue-Rhône-Languedoc)

• P. RENAUD (IRSN)  
• S. CHARMASSON (IRSN)

• F. EYROLLES (IRSN)

• L. POURCELOT (IRSN)

• C. DUFFA (IRSN)

Le projet CAROL, lancé en 1998, avait pour objectif initial d'étudier et de quantifier la répartition des radionucléides artificiels dans l'un des environnements les plus nucléarisés au monde: la basse vallée du Rhône (**figure 1**). Les résultats obtenus, l'évolution des préoccupations des chercheurs et l'actualité ont conduit à élargir la zone étudiée et à considérer notamment le Mercantour et la Corse.

Parmi la dizaine de radionucléides artificiels régulièrement présents en quantité mesurable dans toutes les composantes de l'environnement, les isotopes 238, 239 et 240 du plutonium, l'américium 241 ainsi que le césium 137 ont été plus particulièrement étudiés durant les quatre premières années de ce projet.

Figure 1

Localisation de la zone d'étude.



1 - Mesurées le plus souvent par spectromètre alpha, les activités de  $^{239}\text{Pu}$  et  $^{240}\text{Pu}$  ne peuvent être distinguées en raison des énergies très voisines des particules alpha.

### Les actinides (plutonium 238, 239, 240 et américium 241)

#### DANS LES SOLS

L'étude menée sur le plutonium et l'américium a montré que, dans l'environnement de la basse vallée du Rhône, ces actinides ont deux origines (Renaud et al 2000, Duffa 2001) :

- les retombées anciennes liées aux essais atmosphériques d'armes nucléaires effectués de 1945 à 1980 et l'explosion en 1964 d'un satellite américain qui contenait du  $^{238}\text{Pu}$ ;
- les rejets du centre nucléaire de Marcoule.

Avec des activités surfaciques de l'ordre de  $50 \text{ Bq/m}^2$  en  $^{239} + ^{240}\text{Pu}$ <sup>1</sup> et de  $1,5 \text{ Bq/m}^2$  en  $^{238}\text{Pu}$  et en  $^{241}\text{Am}$ , la répartition de ces actinides dans les sols est assez homogène et liée aux retombées anciennes, excepté sur une zone d'une trentaine de kilomètres carrés autour du site de Marcoule, pour laquelle des concentrations en plutonium supérieures ont été mises en évidence. L'activité totale répartie sur cette zone a été évaluée à :

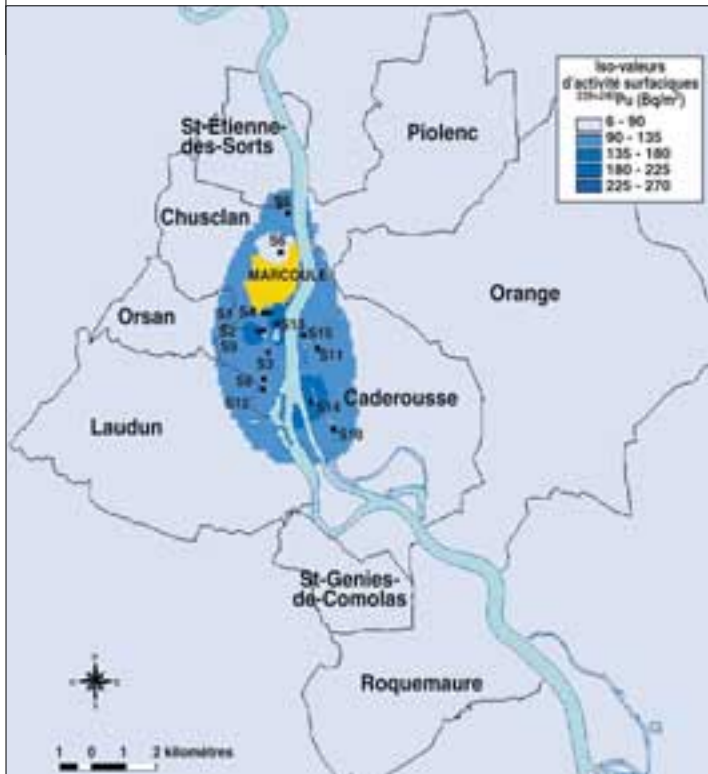
- 3 gigabecquerels ( $1 \text{ GBq} = 10^9 \text{ Bq}$ ) de plutonium, soit une activité surfacique moyenne d'environ  $120 \text{ Bq/m}^2$  au lieu de  $50 \text{ Bq/m}^2$  ;
- $0,6 \text{ GBq}$  d' $^{241}\text{Am}$ , soit  $24 \text{ Bq/m}^2$ . En France, l'activité surfacique moyenne de l' $^{241}\text{Am}$  est de l'ordre de  $20 \text{ Bq/m}^2$ .

**La répartition des actinides dans les sols est assez homogène et liée aux retombées anciennes, excepté sur une zone située immédiatement autour du site de Marcoule.**



Figure 2

Répartition du plutonium 239 et 240 dans les sols autour de Marcoule.



Cette activité supplémentaire en plutonium résulte principalement des rejets atmosphériques antérieurs à 1975, lorsque le centre de Marcoule effectuait l'extraction de plutonium de qualité militaire.

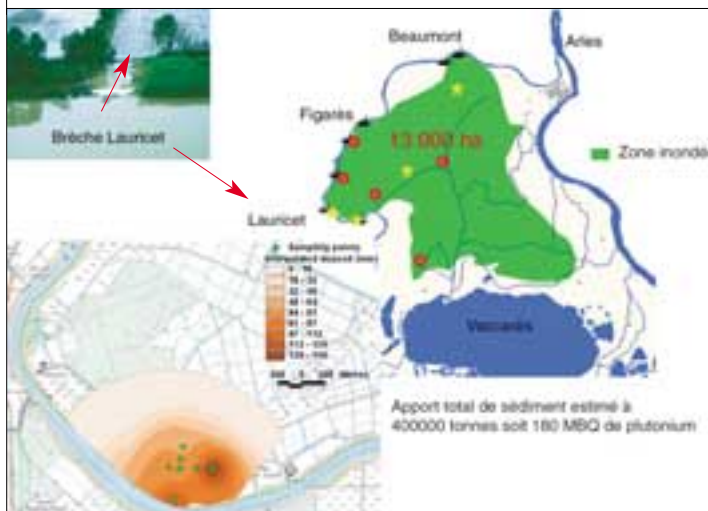
La carte de la **figure 2**, réalisée à partir des différentes mesures dans l'environnement, précise la répartition du plutonium 239+240. Des cartes similaires ont été dressées pour le plutonium 238 et l'américium 241.

C'est le rapport des activités isotopiques du plutonium 238 et du plutonium 239+240 qui permet de déterminer les contributions relatives des deux origines possibles des actinides présents dans les sols. Les retombées anciennes sont caractérisées par un rapport des activités  $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu}$  proche de 0,03. Les rejets liés à l'extraction du plutonium militaire à Marcoule portent ce rapport à une valeur de 0,05, en accord avec les mesures faites dans les sols autour de Marcoule. En outre, des rejets plus récents, liés au retraitement du combustible nucléaire et caractérisés par un rapport des activités beaucoup plus élevé (plutonium 0,3) ont marqué jusqu'en 1998, et sur la même zone, certains végétaux comme les mousses terrestres, le thym et le raisin, sans que cela se traduise par une augmentation notable de leurs activités.

Aujourd'hui, les opérations de retraitement ont cessé à Marcoule, et les très faibles quantités de plutonium constatées dans les sols ne peuvent pas conduire à une exposition significative des habitants des communes concernées (les doses calculées sont inférieures à 0,001 mSv par an). Les activités en plutonium et américium mesurées en 1999 et 2000 dans les productions agricoles locales sont à des niveaux d'activité extrêmement bas, à la limite de détection des meilleures techniques de mesure disponibles. Des traces de rejets plus récents provenant des installations de Marcoule sont également décelables dans les sols irrigués par l'eau du Rhône ou inondés lors de crues. Les rapports des activités calculés à partir des mesures faites à proximité des points de rupture des digues du Rhône lors des inondations de 1993 et de 1994 ont permis de reconstituer les épaisseurs de sédiments déposés et d'en déduire une estimation du volume total de sédiments déposés (**figure 3**).

Figure 3

Localisation des surfaces inondées en 1993 et en 1994 et des points de rupture des digues, estimations des dépôts sédimentaires et de l'activité de plutonium déposée.



## DANS LE RHÔNE

Contrairement au milieu terrestre, dans lequel les rejets de Marcoule ne sont décelables que ponc-

tuellement, le Rhône et ses canaux ont été très régulièrement marqués par les rejets liquides de ce centre. Ainsi, jusqu'à très récemment, 90 % du plutonium véhiculé dans le Rhône provenait du fonctionnement de l'usine elle-même. Aujourd'hui, avec l'arrêt du retraitement et la diminution des rejets, le principal stock, et donc la principale source de plutonium, est le réservoir de sédiments du Rhône, de ses canaux et de son delta en mer. Lorsque le Rhône est en crue, ses sédiments constituent la deuxième source de plutonium dans les eaux, après le drainage des sols du bassin versant et devant les rejets des installations nucléaires rhodaniennes (figure 4) (Eyrolle, 2001).

La figure 5 présente un bilan des stocks et des flux de plutonium dans la basse vallée du Rhône au cours des quarante dernières années. La majeure partie du plutonium présent dans les sols de la basse vallée du Rhône provient des retombées anciennes des essais d'armes nucléaires, soit 770 GBq. Les rejets atmosphériques de Marcoule n'en représentent qu'une faible part (28 GBq), visible seulement au voisinage immédiat du site. En revanche, 90 % du plutonium qui a transité dans le Rhône ces quarante dernières années provient de cette installation (920 GBq). Les apports supplémentaires sur les sols résultant de l'irrigation ou des crues du fleuve sont très faibles et visibles uniquement près des points de rupture des digues lors des crues.

## Le césium

### RECONSTITUTION DES DÉPÔTS DE CÉSIUM 137 DE 1986

Comme dans tout l'est de la France, le césium 137 présent dans l'environnement de la basse vallée du Rhône provient principalement des retombées de l'accident de Tchernobyl. Ces retombées ont été très hétérogènes car elles sont liées aux pluies. Les dépôts ont augmenté avec les précipitations durant la première semaine de mai 1986 (figure 6) (Renaud et al, 2001). Cette relation a été notamment étudiée en certains sites du Vaucluse qui ont pour particularité, d'une part, d'avoir été très arrosés en mai 1986, d'autre part, d'avoir des sols riches en argiles qui ont retenu la majeure partie du césium. À partir de cette relation pluie/dépôt et des hauteurs de précipitations enregistrées par Météo France en mai 1986, une carte des dépôts de césium 137 sur tout l'est de la France a été établie (figure 7, page 204).

Figure 4

Origine du plutonium présent dans les eaux du Rhône en fonction de son débit.

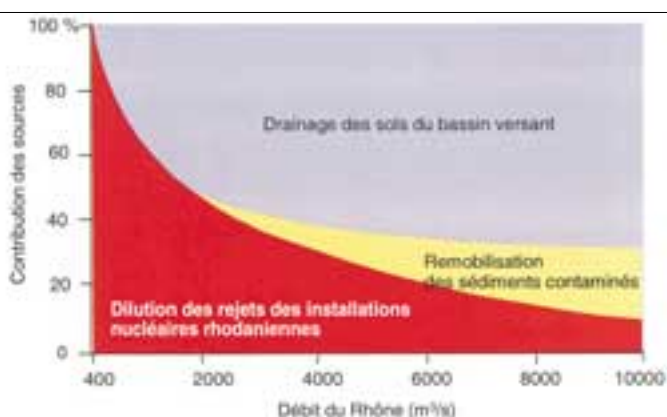


Figure 5

Stocks et flux de plutonium en GBq dans la basse vallée du Rhône dans les quarante dernières années.

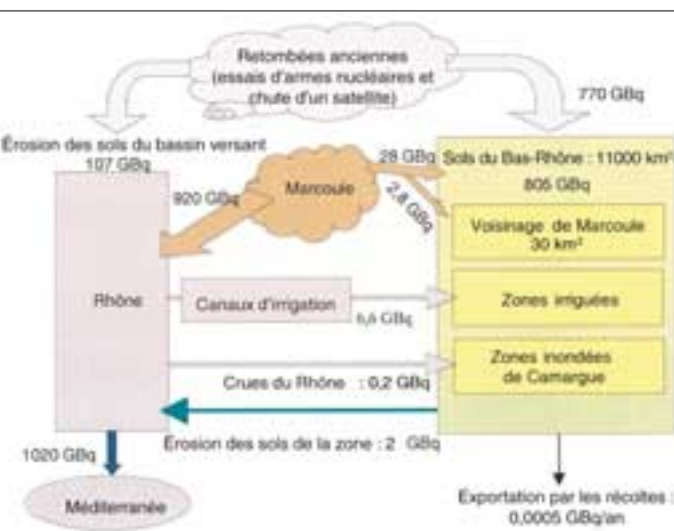


Figure 6

Relation entre les dépôts de césium 137 et les pluies durant la première semaine de mai 1986.

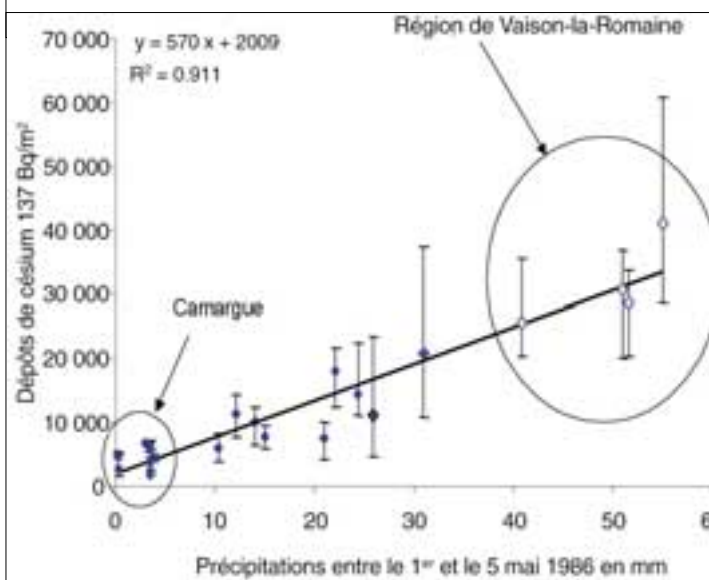
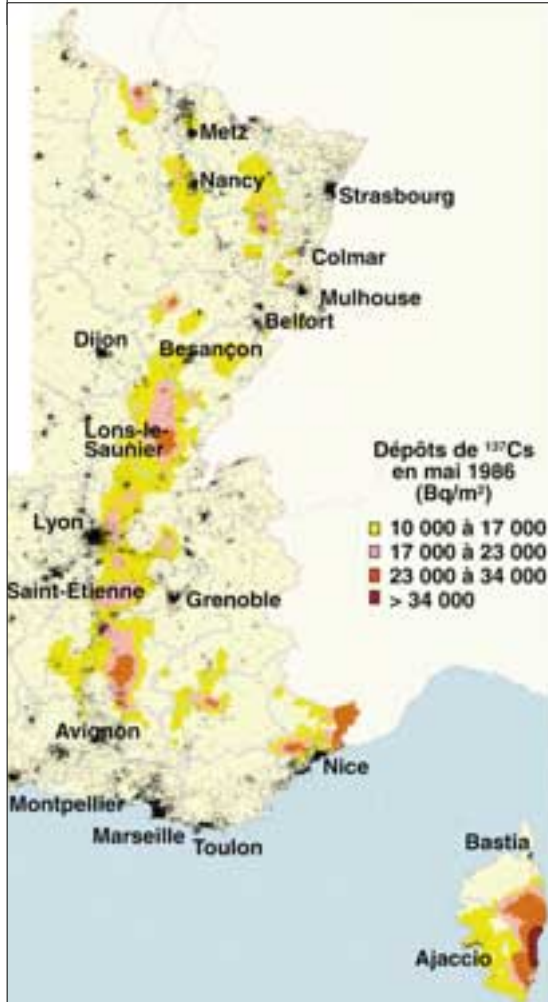


Figure 7

Carte de répartition des dépôts de césium 137 en mai 1986.



Cette carte met en évidence l'hétérogénéité des dépôts radioactifs et montre que ce sont les régions qui ont connu des hauteurs de précipitations supérieures à 20 mm qui ont reçu les dépôts les plus importants.

2 300 communes ont été concernées par des dépôts supérieurs aux moyennes départementales, estimées en 1997 entre 3 000 et 6 000 Bq/m<sup>2</sup> pour les plaines agricoles de l'est de la France, parmi lesquelles 180 communes ont eu des dépôts compris entre 25 000 Bq/m<sup>2</sup> et 35 000 Bq/m<sup>2</sup>.

Les dépôts en iode 131 étaient cinq à dix fois supérieurs à ceux de césium 137 (Renaud & Métivier, 2000).

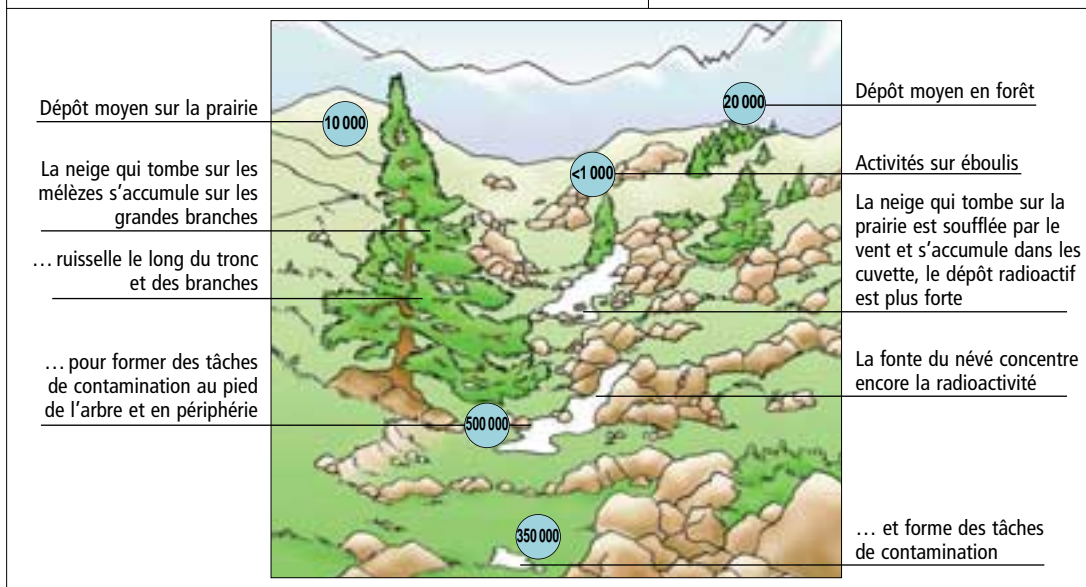
### LES DÉPÔTS DE CÉSIMUM 137 AUJOURD'HUI

#### • Le cas du Mercantour

Une étude spécifique a été menée pour expliquer l'existence de "points chauds", c'est-à-dire de taches de césium 137 d'activité supérieure à 100 000 Bq/m<sup>2</sup> sur quelques décimètres carrés à quelques mètres carrés en montagne (Pourcelot et al, 2001). Elle a montré qu'il s'agissait de points d'accumulation de dépôts neigeux en mai 1986 et de reconcentration à la fin du printemps, lors de la fonte des névés. Sur ces points se sont également concentrés les autres polluants atmosphériques: le plomb provenant des carburants, l'antimoine issu des systèmes de freinage des véhicules, le cuivre, le nickel, le cadmium... (figure 8).

Figure 8

Localisation et origine des "taches" de contamination en montagne.



#### • Le cas du Comtat Venaissin (partie du Vaucluse)

Aujourd'hui, certains sols riches en argiles comme ceux du Comtat Venaissin ou de Haute Provence ont fortement retenu le césium 137 déposé en mai 1986 ; d'autres, comme ceux de Corse, n'en ont retenu qu'une partie. Une étude a montré que, dans le Comtat Venaissin, plus de 80 % du césium 137 est piégé dans les argiles des dix premiers centimètres de sol et que les vitesses de migration sont extrêmement faibles. Il en résulte que, dans cette région pourtant très touchée par les retombées de l'accident de Tchernobyl, l'activité en césium 137 du vin est revenue aujourd'hui à son niveau d'avant l'accident. En effet, la **figure 9** montre que la cuvée de 1986 a répercuté faiblement les dépôts radioactifs en raison du stade de développement précoce des vignes début mai. L'activité du vin a ensuite diminué rapidement par élimination du césium 137 fixé dans les ceps. L'activité mesurée en 2000 est proche de celle de 1983. Ceci s'explique par le fait que la majeure partie du césium déposé à la suite de l'accident de Tchernobyl, restée à la surface du sol, n'est toujours pas disponible pour les racines de la vigne et ne le sera pas avant plus de cinquante ans. D'ici là, 80 % de l'activité initialement déposée aura disparu par décroissance radioactive (Renaud et al, 2001).

#### • Le cas de la Corse

Les premiers résultats des trois campagnes de prélèvements de sols effectuées en Corse en 2001 par l'IRSN montrent que la côte orientale et les massifs montagneux de l'île figurent bien parmi les endroits de France où les retombées de l'accident de Tchernobyl ont été les plus importantes. L'hétérogénéité des activités de césium 137 rémanentes y est cependant extrêmement forte, liée aux précipitations de mai 1986 et, surtout, aux caractéristiques pédologiques des sols, qui ont plus ou moins retenu ces dépôts. Dans certains cas, plus de la moitié du césium 137 a disparu par drainage des sols et a rejoint la mer *via* les nappes phréatiques et les cours d'eau (Pourcelot et al, 2002).

#### • Le delta immergé du Rhône

Dans le delta immergé du Rhône (**figure 10**), ce drainage des sols a conduit à une accumulation de 6 TBq de césium 137 piégé dans les sédiments sur une surface relativement petite de 160 km<sup>2</sup>. À cette activité viennent s'ajouter notamment 10

Figure 9

Activité volumique du vin des côtes du Rhône.

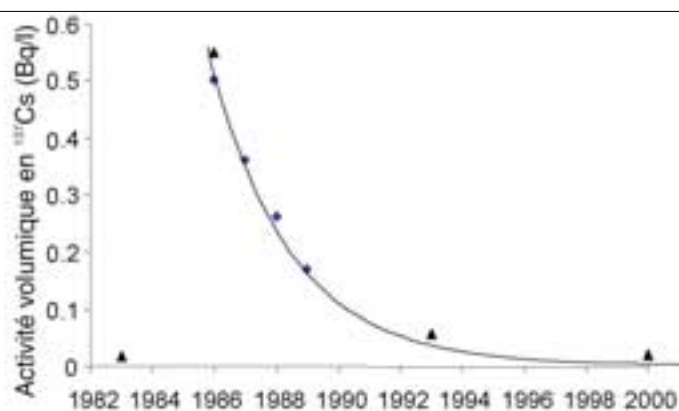
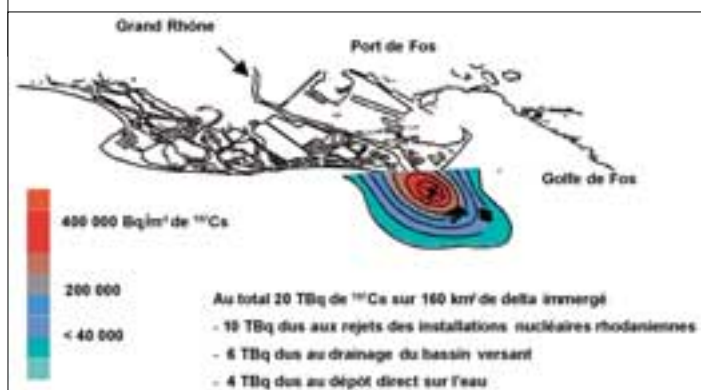


Figure 10

Répartition, stock et origine du césium 137 dans le delta immergé du Rhône.



**La côte orientale et les massifs montagneux de la Corse figurent parmi les endroits de France où les retombées de l'accident de Tchernobyl ont été les plus importantes.**

TBq qui résultent des rejets des installations nucléaires rhodaniennes, ce qui représente 20 % des activités rejetées dans le Rhône depuis 1961 (Charmasson, 1998).

Au total, les 20 TBq de césium 137 stockés dans le delta immergé du Rhône constituent la plus importante accumulation de ce radionucléide dans la basse vallée du Rhône. Avec des valeurs dépassant par endroits les 400 000 Bq/m<sup>2</sup>, les activités surfaciques en présence s'apparentent plus aux taches de contamination du Mercantour qu'aux activités rencontrées dans les sols de la vallée, qui ne dépassent pas le dixième de cette valeur. Ceci s'explique par le fait que, dans le milieu aquatique, le césium est à plus de 80 % fixé aux particules en suspension (moins de 20 % sous forme dissoute) ; particules qui viennent se déposer dans le delta immergé. Après le césium, l'accumulation des actinides (plutonium et américium) et le devenir de ces radionucléides ainsi piégés sont actuellement étudiés.

## PERSPECTIVES

Au terme de sa quatrième année, le projet CAROL a répondu aux principales questions concernant l'origine des radionucléides présents dans l'environnement de la basse vallée du Rhône et a fourni un état des stocks actuels et une modélisation des flux d'apport et d'échange entre ses différentes composantes pour les cinq radionucléides étudiés : <sup>137</sup>Cs, <sup>238</sup>Pu, <sup>239</sup>Pu, <sup>240</sup>Pu et <sup>241</sup>Am. Outre l'achèvement des travaux en cours, comme l'évaluation du stock d'actinides dans le prodelta, la continuité de ce programme pourrait concerner d'autres radionucléides, notamment <sup>129</sup>I et <sup>90</sup>Sr, l'étude des flux anthropiques, qui n'a été qu'abordée jusque-là, et, surtout, une étude plus précise de certains mécanismes dont la première partie de CAROL a permis de quantifier globalement les effets résultants : fractionnement chimique lors de la migration des radionucléides dans les sols, compétitions entre éléments stables et radioactifs, spéciation des radionucléides en eau douce, importance de la remise en suspension de particules de sol dans les transferts aux végétaux.

## Au terme de sa quatrième année, le projet CAROL a répondu aux principales questions concernant l'origine des radionucléides présents dans l'environnement de la basse vallée du Rhône.

### Références

- S. Charmasson, "Cycle du combustible nucléaire et milieu marin. Devenir des effluents rhodaniens en Méditerranée et des déchets immergés en Atlantique nord", thèse de doctorat d'État, rapport CEA-R-5826, 1998.
- C. Duffa, "Répartition du plutonium et de l'américium dans l'environnement terrestre de la basse vallée du Rhône", thèse de doctorat, rapport CEA-R-5977, 2001.
- F. Eyrolle, "Projet CAROL : exportation des radionucléides par voie fluviale dynamique et bilan sur le bassin rhodanien", rapport IPSN/DPRE/SERNAT/2001-26.
- L. Pourcelot, et J.-M. Métivier, "Modélisation spatiale des activités surfaciques des sols du Mercantour", rapport IPSN/DPRE/SERNAT/2001-25, 2001.
- L. Pourcelot, J. Marquet et F. Leprieux, "Rapport scientifique annuel 2000. Contamination des bassins versants d'altitude suite à l'accident de Tchernobyl : exemple du massif du Mercantour", rapport IPSN/DPRE/SERNAT/2001-12, 2001.
- L. Pourcelot, Ph. Renaud, J.-M. Métivier et D. Louvat, "Étude des retombées de l'accident de Tchernobyl en Corse : estimation des dépôts de 1986 et état actuel de la contamination des sols", rapport IPSN/DPRE/SERNAT, 2002, à paraître.
- Ph. Renaud, C. Duffa, B. Descamps et D. Louvat, "Répartition du plutonium et de l'américium dans l'environnement du centre de Marcoule", rapport IPSN/DPRE/SERNAT/2000-02.
- Ph. Renaud, J.-M. Métivier et M. Morello, "Modélisation de la répartition spatiale des dépôts de <sup>137</sup>Cs dans la basse vallée du Rhône", rapport IPSN/DPRE/SERNAT/2001-17.
- Ph. Renaud et J.-M. Métivier, "Caractérisation des zones de France métropolitaine ayant reçu les dépôts de <sup>131</sup>I les plus importants à la suite de l'accident de Tchernobyl", rapport IPSN/DPRE/SERNAT/2000-33.
- Ph. Renaud, C. Colle, R. Guriarran et J. Marquet, "Projet CAROL. Influence des retombées de l'accident de Tchernobyl sur l'activité en <sup>137</sup>Cs du vin des côtes-du-Rhône", rapport IPSN/DPRE/SERNAT/2001-24, 2001.

# Étude des retombées en France des essais atmosphériques d'armes nucléaires

• PH. RENAUD (IRSN)

## Les essais atmosphériques d'armes nucléaires

Depuis 1945, cinq nations ont effectué plus de cinq cents essais aériens d'armes nucléaires : les États-Unis, l'URSS, le Royaume-Uni, la France et la Chine. Le **tableau 1** présente la répartition des essais dans le temps ainsi que la contribution de chaque État (UNSCEAR, 2000).

L'essentiel de la puissance a été libéré au début des années 1960 et plus particulièrement durant les années 1961 et 1962 par les tirs américains et soviétiques jusqu'au traité de non-prolifération des armes nucléaires signé en août 1963. Les tirs atmosphériques français et chinois, qui ont continué respectivement jusqu'en 1974 et 1980, ne représentent que quelques pour cent du total.

L'essentiel de ces tirs a eu lieu dans l'hémisphère Nord et, bien que l'énergie libérée ait été suffisante pour créer un souffle ascensionnel qui a entraîné la majeure partie des substances radioactives dans la stratosphère, les retombées ont eu lieu à près de 90 % dans cet hémisphère. En raison de cette dispersion stratosphérique, les retombées ont été assez homogènes à l'échelle de l'hémisphère, même si les valeurs maximales ont été atteintes entre 40° et 50° de latitude

Période	État	Nombre d'essais	Rendement estimés en Mt
1945-1962	États-Unis	197	154
1949-1962	URSS	219	247
1952-1953	Royaume-Uni	21	8,05
1960-1974	France	45	10,2
1964-1980	Chine	22	20,7
<b>Total</b>		503	440

nord. Elles étaient constituées de produits de fission (en rouge dans le **tableau 2**) et de produits d'activation (en bleu).

Les retombées de ces produits radioactifs ont entraîné une contamination globale de notre environnement et de toutes les chaînes alimentaires qui perdure encore de nos jours.

## L'intérêt des mesures effectuées depuis 1961

Les mesures effectuées depuis 1961 par le Service central de protection contre les rayonnements ionisants (SCPRI), puis par l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI)<sup>1</sup>, témoignent des retombées de ces tirs et de leur puissance<sup>2</sup>.

Radionucléide	Activité émise (Bq)	Période rad. (an)	Radionucléide	Activité émise (Bq)	Période rad. (an)
<sup>3</sup> H	2 10 <sup>20</sup>	12	<sup>131</sup> I	7 10 <sup>20</sup>	0,02
<sup>14</sup> C	2 10 <sup>20</sup>	5,7 10 <sup>3</sup>	<sup>137</sup> Cs	1 10 <sup>18</sup>	30
<sup>54</sup> Mn	5 10 <sup>15</sup>	0,86	<sup>136</sup> Cs	7 10 <sup>18</sup>	0,036
<sup>55</sup> Fe	2 10 <sup>18</sup>	2,7	<sup>140</sup> Ba	7 10 <sup>19</sup>	0,035
<sup>89</sup> Sr	9 10 <sup>19</sup>	0,15	<sup>141</sup> Ce	2 10 <sup>6</sup>	0,090
<sup>90</sup> Sr	7 10 <sup>17</sup>	28	<sup>144</sup> Ce	3 10 <sup>19</sup>	0,78
<sup>95</sup> Zr	1 10 <sup>20</sup>	0,14	<sup>238</sup> Pu	3 10 <sup>14</sup>	88
<sup>85</sup> Kr	2 10 <sup>17</sup>	10,7	<sup>239,240</sup> Pu	8 10 <sup>15</sup>	2,4 10 <sup>4</sup> - 6,6 10 <sup>3</sup>
<sup>103</sup> Ru	2 10 <sup>20</sup>	0,11	<sup>241</sup> Pu	2 10 <sup>17</sup>	14
<sup>106</sup> Ru	1 10 <sup>19</sup>	1,0	<sup>241</sup> Am*	6 10 <sup>15</sup> *	4,3 10 <sup>2</sup>

1 - L'OPRI a été regroupé avec l'IPSN en 2002 pour former l'IRSN.

2 - République française, ministère de la Santé, Service central de protection contre les rayonnements ionisants. Bulletins mensuels des résultats de mesures 1961-1980.

\* L'<sup>241</sup>Am n'a pas été produit directement lors des explosions, mais se crée régulièrement par désintégration du <sup>241</sup>Pu. L'activité mentionnée ici correspond à l'activité ainsi produite en 1988.

Neuf produits de fission ont été régulièrement mesurés, notamment dans des échantillons d'air, d'eau de pluie, de végétaux et de lait prélevés sur plusieurs stations réparties sur le territoire français : le strontium 90 ( $^{90}\text{Sr}$ ), le zirconium 95 ( $^{95}\text{Zr}$ ), les ruthénium 103 et 106 ( $^{103}\text{Ru}$  et  $^{106}\text{Ru}$ ), l'iode 131 ( $^{131}\text{I}$ ), le césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ ), le barium 140 ( $^{140}\text{Ba}$ ), ainsi que les cérium 141 et 144 ( $^{141}\text{Ce}$ ,  $^{144}\text{Ce}$ ).

À partir de ces mesures et de modèles radio-écologiques, les dépôts de ces produits de fission de 1961 à 1983 ainsi que l'évolution des activités dans les herbages, le lait de vache et la viande de bœuf produits en France durant cette période ont été reconstitués.

Cette connaissance est indispensable si l'on souhaite interpréter les activités mesurées aujourd'hui et juger de l'impact d'événements comme

l'accident de Tchernobyl ou d'Algésiras ou encore des rejets des installations nucléaires.

De plus, le fait de disposer de longues séries de mesures de plusieurs produits de fission permet, d'une part, de tester les modèles radio-écologiques, d'autre part, d'étudier en milieu naturel certains mécanismes de transfert des radionucléides qui n'avaient jusque-là été abordés que par l'expérimentation ou la modélisation.

## Reconstitution des dépôts radioactifs

Les dépôts par temps sec et lors des pluies ont été reconstitués à partir de mesures d'activité de l'air et/ou de l'eau de pluie. Lorsque les deux mesures étaient disponibles, les rapports entre les activités de l'air et de l'eau de pluie ont été calculés. Ces rapports traduisent le "chargement" des gouttes d'eau en aérosols radioactifs. Ce chargement se fait de deux manières : par inclusion lors de la formation de la goutte et par interception des aérosols lors de la chute de la goutte d'eau au sol (lessivage de l'air).

Les mesures montrent que le rapport d'activité eau/air varie au plus d'un ordre de grandeur, mais que sa valeur moyenne est assez constante pour les quatre radionucléides pour lesquels il a été étudié ( $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{95}\text{Zr}$ ,  $^{106}\text{Ru}$  et  $^{137}\text{Cs}$ ) : 500 Bq/l d'eau par Bq/m<sup>3</sup> d'air. Ceci confirme l'hypothèse habituellement faite dans les modèles, à savoir que ces mécanismes de transfert des aérosols vers l'eau de pluie sont essentiellement physiques et ne dépendent pas de la nature du radionucléide fixé aux aérosols. Par ailleurs, le rapport entre les dépôts sec et pluvieux reconstitués montre que plus des deux tiers des activités déposées l'ont été lors des pluies, et ceci quel que soit le radionucléide (figure 1).

S'il est impossible de différencier les nombreux essais américains et soviétiques du début des années 1960, les pics d'activité dix à cent fois plus faibles mesurés dans les années 1970 coïncident parfaitement, avec un décalage de quelques mois, aux essais isolés de moindre puissance pratiqués par la France et la Chine.

Les dépôts mensuels de  $^{137}\text{Cs}$  déduits de ces mesures sont toujours restés en deçà de 200 Bq/m<sup>2</sup>, même lors des retombées les plus intenses de 1962 et de 1963 (figure 2), ce qui est peu, comparé aux dépôts consécutifs à l'accident de Tchernobyl (quelques milliers à plusieurs milliers de Bq/m<sup>2</sup> en moins d'une semaine). En

Figure 1

Rapport des dépôts secs et pluvieux de 1961 à 1985.

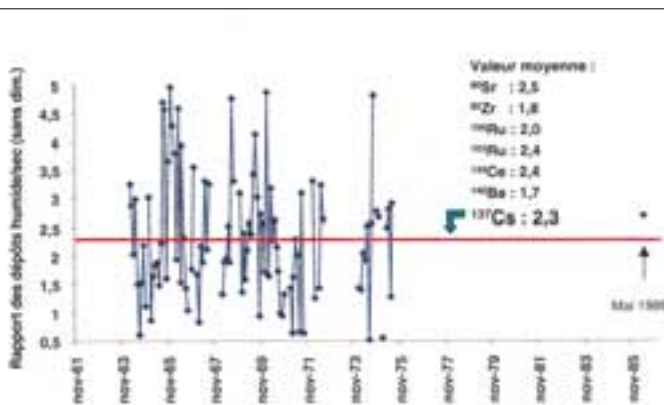
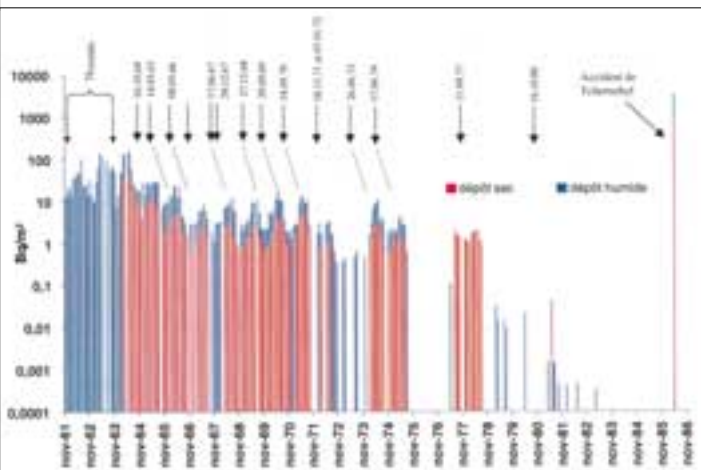


Figure 2

Dépôts mensuels de césium 137 au Vésinet de 1961 à 1986.



Les flèches indiquent les dates des principaux essais atmosphériques d'armes nucléaires.

revanche, les autres produits de fission ont donné lieu à des dépôts beaucoup plus importants (figure 3). Ainsi, les dépôts mensuels de  $^{95}\text{Zr}$  ont dépassé 1 000 Bq/m<sup>2</sup> au cours des années 1961 à 1963, pour un dépôt total cumulé sur quinze ans de plus de 50 000 Bq/m<sup>2</sup>.

## Activités des herbages et du lait

### L'HERBE

Les activités des herbages ont suivi les évolutions mensuelles des dépôts, avec une amplitude beaucoup plus forte pour les radionucléides de courte période, notamment  $^{95}\text{Zr}$  (figure 4). En effet, pour le  $^{137}\text{Cs}$  et le  $^{90}\text{Sr}$ , l'accumulation dans le sol et l'existence d'un transfert racinaire ont diminué cette amplitude. Les activités de  $^{95}\text{Zr}$  ont été les plus élevées. Elles ont couramment dépassé 1 000 Bq/kg dans l'herbe fraîche au début des années 1960 et atteint 100 Bq/kg après chacune des plus fortes explosions des années 1968 à 1972.

La confrontation des mesures d'activité dans les herbages avec les résultats des activités calculées à partir des dépôts reconstitués a permis à la fois de valider la méthodologie utilisée pour reconstituer les dépôts pour chaque radionucléide et de valider les valeurs des paramètres radioécologiques utilisés dans des modèles comme ASTRAL<sup>1</sup> ou FOCON<sup>2</sup>, notamment par l'étude statistique du rapport "calculé/mesuré". Par ailleurs, l'adoption des mêmes valeurs de paramètres montre que, pour certains radionucléides, les phénomènes intervenant dans le transfert direct entre l'air ou de l'eau de pluie et les feuilles d'un végétal ne dépendent pas ou peu de sa nature. Enfin, il faut noter la conservation des rapports d'activité isotopiques depuis les explosions

**Pour certains radionucléides, les phénomènes intervenant dans le transfert direct entre l'air ou de l'eau de pluie et les feuilles d'un végétal ne dépendent pas ou peu de sa nature.**

Figure 3

Dépôts mensuels et cumulés des principaux produits de fission au Vésinet de 1961 à 1983.

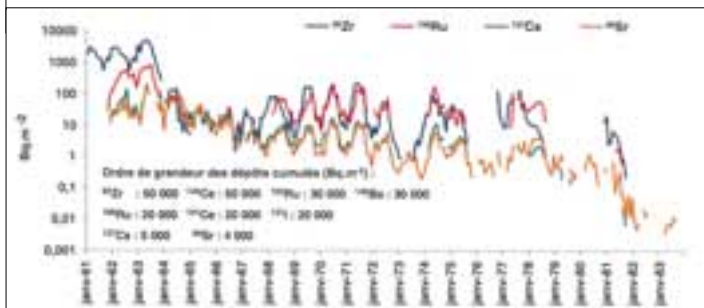
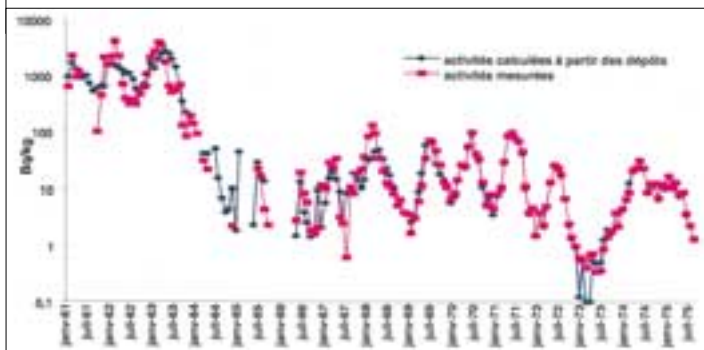


Figure 4

Activités en zirconium 95 de l'herbe au Vésinet de 1961 à 1975, mesurées et calculées à partir des dépôts reconstitués.



jusqu'aux activités mesurées dans l'herbe. Ceci montre que tous ces produits de fission ont eu des comportements voisins, que ce soit lors de leur résidence dans la stratosphère, de leurs retombées ou de leur transfert à l'herbe. Néanmoins, pour le césium et le strontium, l'existence d'un transfert racinaire non négligeable entraîne une différenciation de leur transfert à l'herbe.

### LE LAIT

Dans le lait, les activités les plus élevées sont celles du  $^{137}\text{Cs}$  et de  $^{90}\text{Sr}$ . Ceci s'explique par le fait que, pour une même activité incorporée par une vache, le zirconium, le cérium et le ruthénium sont de cent à mille fois moins transférés au lait que le césium et le strontium. En région parisienne, l'activité volumique du lait de vache en  $^{137}\text{Cs}$  oscillait entre 1 et 10 Bq/l dans les années 1960, entre 0,1 et 1 Bq/l dans les années 1970 et au début des années 1980. En mai 1986, suite à l'accident de Tchernobyl, cette activité est brutalement remontée à 5 Bq/l en région parisienne et à plus de 100 Bq/l dans l'est de la France avant de diminuer fortement dans les

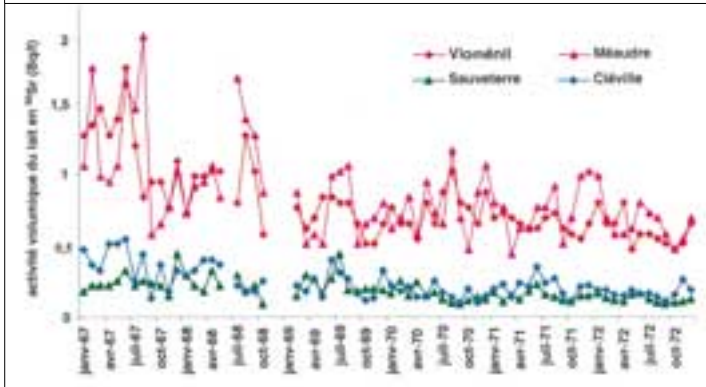
1 - ASTRAL : modèle développé par l'IRSN permettant d'établir la correspondance entre un dépôt radioactif accidentel, les activités dans la chaîne alimentaire qui en résultent et les doses associées. Modèle intégré à un logiciel d'évaluation radiologique en situation de crise post-accidentelle.

2 - FOCON : modèle développé par l'IRSN et permettant notamment de prendre en compte les transferts dans l'environnement pour la détermination des autorisations de rejet des installations nucléaires.



Figure 5

Activités de strontium 90 mesurées dans le lait sur des sites présentant des pluviométries moyennes annuelles différentes : Sauveterre (450 mm) et Cléville (800 mm), Vioménil (1 200 mm) et Méaudre (1 400 mm).



semaines suivantes. Comme pour l'herbe, la concordance entre les activités calculées sur la base des dépôts et celles mesurées est très satisfaisante, ce qui souligne la qualité et la cohérence des différents types de mesures et la validité des modèles radioécologiques.

### Influence des précipitations moyennes annuelles

Cette étude reposant pour l'essentiel sur des mesures qui proviennent du Vésinet, en région parisienne, il était intéressant d'étudier l'homogénéité des dépôts consécutifs aux essais d'armes nucléaires sur le territoire français ainsi que l'homogénéité des niveaux de contamination de la chaîne alimentaire résultants. Pour cela, les dépôts pluvieux et les activités du lait mesurées sur quatre stations de l'IRSN ont été confrontés. Les quatre sites suivants ont été choisis en raison de précipitations moyennes annuelles représentatives des variations régionales et des extrêmes rencontrés en France métropolitaine : Sauveterre, près d'Avignon (650 mm de précipitation par an),

Cléville, en Normandie (800 mm/an), Vioménil, en Bourgogne (1 200 mm/an), et Méaudre, dans le Vercors (1 400 mm/an). Entre 1967 et 1972, les dépôts mensuels à Vioménil ont été plus importants qu'à Sauveterre de 50 % à 60 % en moyenne pour le <sup>90</sup>Sr et le <sup>137</sup>Cs. Cette influence des précipitations moyennes annuelles sur l'importance des retombées des essais atmosphériques d'armes nucléaires sur ces deux sites français est conforme, notamment, à celle observée et quantifiée en Irlande (Mitchell et al, 1990). Elle s'est répercutée dans l'activité du lait. La figure 5 montre qu'entre 1967 et 1972, les activités de <sup>90</sup>Sr mesurées dans le lait à Méaudre et à Vioménil ont été en moyenne cinq fois supérieures à celles mesurées à Cléville et à Sauveterre.

### Perspectives

Outre la connaissance de l'origine et de l'évolution de la radioactivité artificielle présente dans notre environnement – indispensable pour interpréter les activités mesurées aujourd'hui et juger de l'impact d'événements comme l'accident de Tchernobyl ou le rejet d'Algésiras ou encore des rejets d'une installation nucléaire –, les mesures effectuées depuis plus de quarante ans par le SCPRI puis l'IRSN fournissent une base de données utile pour l'acquisition de connaissances scientifiques nouvelles ou la validation de modèles existants.

Les résultats présentés ici n'utilisent qu'une petite partie de cet ensemble de mesures et ne couvrent donc pas l'intégralité des nombreuses perspectives de recherche et d'expertise offertes. Un projet fédérateur pluriannuel est en préparation. Il pourrait consister en l'étude des facteurs qui déterminent la vulnérabilité d'un environnement à des retombées radioactives accidentelles ou chroniques : quels sont les facteurs environnementaux susceptibles d'augmenter ou de réduire les conséquences de ce type de pollution ?

#### Références

- P.Mitchell, J. Sanchez-Cabeza, T. Ryan et A. McGarry, A. Vidal-Quadras, "Preliminary Estimates of Cumulative Caesium and Plutonium Deposition in the Irish Terrestrial Environment", J. of Radioanalytical and nuclear chemistry, vol. 138, n° 2, 241-256, 1990.
- United Nations, "Report of the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation", New York, 1982.

# partenariats



## Radioactivité dans les océans

L'IRSN a participé aux travaux engagés au sein de groupes internationaux dans un cadre communautaire, traitant de la circulation des radionucléides dans les masses d'eaux de l'Atlantique du nord-est, de la Manche et de la mer du Nord (programme INTERREG) et des conséquences de la contamination des mers arctiques et de la pollution des estuaires européens (programme ARMARA).



## Étude du transfert des halogènes

En collaboration avec l'Ukrainian Institute for Agricultural Radioecology (UIAR) et le laboratoire de chimie-environnement de l'université de Provence, à Marseille, l'IRSN mène une étude sur le transfert des halogènes entre le sol et les plantes.



## La contamination des territoires proches de Tchernobyl

L'un des volets de l'initiative franco-allemande gérée par l'IRSN avec son partenaire allemand, la Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS), a pour objet d'étudier les conséquences pour l'environnement de l'accident de Tchernobyl, notamment dans la zone d'exclusion. Plusieurs thèmes d'étude ont été identifiés : bilan écologique des zones contaminées, évaluation de la contamination de l'environnement, stratégie de gestion des déchets, transfert des radionucléides dans les écosystèmes et contre-mesures envisagées en milieu rural et urbain. Ce programme rassemble de nombreux laboratoires russes, ukrainiens et biélorusses et le Chernobyl Centre for Nuclear Safety, Radiation Waste and Radioecology.



## La comparaison des codes de calcul

L'IRSN, dans le cadre de sa collaboration avec le Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) allemand, a réalisé un exercice de comparaison des codes français ASTRAL, allemand PARK et européen RODOS, destinés à évaluer les conséquences à long terme d'un rejet accidentel de radionucléides dans l'environnement. Les résultats ont montré la cohérence de leurs approches.



## L'IRSN, acteur européen pour l'environnement

L'IRSN coordonne le nouveau programme européen BORIS, qui concerne la biodisponibilité des radionucléides dans le sol, et participe à trois autres programmes européens :

- VANET-HYDRA, qui concerne la radioécologie aquatique ;
- DSSNET, réseau européen de réflexion sur l'amélioration des outils d'aide à la décision en cas d'accident nucléaire, qui organise en particulier des exercices de crise utilisant le code dédié RODOS ;
- FASSET, qui concerne le développement de méthodes d'évaluation de l'impact environnemental des radionucléides.





# 7 La sûreté des déchets radioactifs

<b>1</b>	Modélisations et validations sur le site pilote de Tchernobyl	> 214
<b>2</b>	Qu'est-ce qui détermine l'étendue spatiale des tremblements de terre ?	> 220
<b>3</b>	Caractérisation des discontinuités en milieu argileux (station expérimentale de Tournemire). Questions clés relatives à l'évaluation de la sûreté du stockage des déchets radioactifs	> 227

La gestion des déchets radioactifs a pour objectif d'isoler la radioactivité assez longtemps pour qu'aucun dommage ne puisse être causé à l'homme ou à son environnement.

En ce qui concerne les déchets de haute activité à vie longue, la loi de décembre 1991 a, en particulier, défini les axes de recherche liés à leur gestion :

- séparation et transmutation des éléments radioactifs à vie longue ;
- faisabilité du stockage géologique (avec, notamment, la création de laboratoires souterrains) ;
- procédés de conditionnement et entreposage de longue durée.

L'activité de recherche de l'IRSN, intégrant étroitement effort de modélisation et programmes expérimentaux, s'inscrit dans cette perspective. Elle vise à lui permettre de disposer des informations nécessaires pour réaliser l'analyse des dossiers relatifs au stockage géologique des déchets ; l'IRSN évalue par ailleurs la sûreté des stockages de déchets en surface existants : Centre de la Manche et Centre de l'Aube. À cette fin, l'IRSN acquiert des données et développe des outils pour évaluer le risque radiologique à court et très long termes pour un stockage dans l'argile (un laboratoire souterrain est en cours de construction par l'ANDRA dans la formation argileuse de Bure), voire le granite ; ces deux milieux ont été retenus par le gouvernement pour l'implantation de laboratoires souterrains.

## Les principaux thèmes d'activité

### Modélisation

Les études menées sur la migration (et la rétention) des radionucléides tout au long de leur trajet, depuis le colis de déchets jusqu'à la biosphère, en passant par la matrice de conditionnement, la barrière ouvragée et le milieu géologique, ont permis le développement du modèle MELODIE de calcul de conséquences radiologiques associées à un stockage profond. Ce code permet aussi d'étudier la sensibilité des conséquences radiologiques associées à un stockage "géologique" aux variations des principaux paramètres. Il a été utilisé par l'IRSN dans le cadre de plusieurs exercices d'intercomparaison européens, EVEREST et SPA, consacrés aux divers aspects de l'évaluation des conséquences radiologiques associées à un tel stockage. Il est également prévu de l'utiliser pour l'évaluation de sûreté du site de Bure. L'IRSN utilise aussi, pour un certain nombre d'études plus "spécifiques", des codes tels que STELE/HYTEC pour la géochimie.

La validation de ces codes est effectuée, autant que possible, à l'aide de résultats expérimentaux.

### Programmes expérimentaux

Les études menées actuellement par l'IRSN dans le milieu argileux de la station de Tournemire, en vue de la validation des modèles de transport des radionucléides en stockage profond (*cf. plus haut*), sont consacrées à l'amélioration de la connaissance des propriétés de confinement des barrières argileuses. Elles se focalisent en particulier sur le comportement hydraulique de milieux sains ou fracturés, sur la caractérisation et le comportement géophysique d'un milieu fracturé, sur l'étude de l'influence de la fracturation sur le transport des éléments radioactifs, sur la géochimie d'un milieu argileux ainsi que sur le comportement de la zone du massif directement affectée par les travaux de construction d'ouvrages.

L'IRSN participe activement, par ailleurs, à la réalisation d'un programme expérimental au voisinage du site de Tchernobyl, visant à déterminer les modalités précises de migration des principaux radionucléides rejetés lors de l'accident (césium et strontium) dans les sols contaminés.

De plus, l'IRSN a engagé, en France et à l'étranger, plusieurs programmes expérimentaux d'étude des possibilités d'occurrence de l'aléa sismique, de caractérisation du mouvement sismique ainsi que de ses éventuelles conséquences sur les différents types ("profond" ou "de surface") d'installations nucléaires. Les installations expérimentales utilisées à cette fin sont le réseau de stations sismiques de la vallée de la Durance (pour l'étude d'une faille active dans un contexte d'activité sismique modérée) et des forages dans le bassin grenoblois (pour l'étude des effets de site). L'IRSN a aussi travaillé sur le site de Garner Valley, en Californie, pour l'étude des effets en profondeur d'un séisme.

À signaler encore l'achèvement de l'étude (en collaboration avec COGEMA) concernant les mécanismes de production et de transfert du radon sur un site minier et l'évaluation de la dispersion du radon et de ses descendants autour d'un site de résidus miniers.

On notera, de manière générale, l'existence d'une ample collaboration internationale autour de la plupart de ces programmes expérimentaux.

### Études méthodologiques

Cette action est consacrée à l'élaboration d'une démarche d'évaluation du risque pour chacun des types de stockages envisagés :

- stockages géologiques ;
- résidus miniers (en particulier le risque dû aux émanations de radon) ;
- déchets post-accidentels ;
- déchets de très faible activité.

Elle comporte notamment un volet "évaluation du risque sismique", aussi bien pour un stockage de surface que pour un stockage en formation géologique profonde.

On notera aussi que l'IRSN a lancé une réflexion sur le rôle d'éventuels entreposages de longue durée.

# Modélisations et validations sur le site pilote de Tchernobyl

• L. DEWIÈRE (IRSN)

• N. AHAMDACH (IRSN)

• C. ARDOIS (IRSN)

• J.-L. ROUJOU (IRSN)

Depuis juin 1999, l'IRSN coordonne le projet du site pilote de Tchernobyl, qui rassemble les moyens de recherche de deux instituts ukrainiens, l'Institut ukrainien de radioécologie (UIAR) et l'Institut des géosciences (IGS), et, en France, de la Section d'application des traceurs (SAT) du Commissariat à l'énergie atomique. Il s'agit d'un partenariat ayant pour objectif l'étude du comportement des radionucléides dans l'environnement et, plus spécialement, du strontium 90 et du césium 137. Les études expérimentales menées au laboratoire ainsi que sur le terrain, au cœur de la zone d'exclusion du site de Tchernobyl sont complétées par des modélisations. Ce site présente un environnement unique pour accroître les capacités d'expertise des participants au programme et pour aborder la validation de modèles de transfert de radionucléides dans l'environnement. Ce programme a pour ambition de permettre, mi-2003, de préciser les domaines de validité des méthodes de caractérisation et des modèles de transfert des radionucléides. Le résultat de ces études pourra être appliqué aussi bien aux évaluations de sûreté que réalisent l'UIAR et l'IGS qu'aux études d'impact que l'IRSN réalise dans le domaine des stockages de surface.

## Un laboratoire à l'échelle 1

Situé à environ 2,5 km à l'ouest de la centrale accidentée de Tchernobyl, le site pilote (figure 1) est organisé autour d'une tranchée contenant les déchets de décontamination de la forêt Rousse qui a été soumise aux retombées de particules de combustible expulsées du réacteur lors de l'explosion. Depuis 1987, année de réalisation de la zone de stockage temporaire où se trouve la tranchée sélectionnée, référencée T-22, les matériaux sont soumis à l'action des eaux de pluie. Le mélange de déchets, principalement constitué de la couche superficielle du sol forestier originel, contient les particules de combustible à l'origine des migrations de radionucléides dans l'environnement et, en particulier, dans la nappe aquifère sous-jacente. Le contexte géologique est celui d'une série sédimentaire d'âge quaternaire d'une trentaine de mètres d'épaisseur, faite de sables éoliens surmontant des sables alluviaux qui contiennent des lentilles de sables silteux. Ces couches sableuses reposent sur les marnes, dites de Kiev, qui isolent hydrauliquement l'aquifère superficiel d'un aquifère plus profond et plus important. Cette couche de marnes de quelques mètres d'épaisseur n'est pas continue à l'échelle régionale. Comme nos caractérisations l'ont démontré, le contexte hydrogéologique conduit localement, au niveau du site pilote, à un faible flux d'eau vertical descendant, de l'aquifère superficiel vers l'aquifère plus profond.

La tranchée T-22, sans dispositif d'étanchéité, a une longueur d'environ 70 m, une largeur de 8 à 10 m et une profondeur de 2 à 2,5 m. Elle est remplie d'un mélange hétérogène de sol et de particules de combustible micrométriques.

L'activité massique totale stockée en césium 137 et en strontium 90 est de l'ordre de 890 GBq. En ce qui concerne la nappe aquifère, les concentrations en strontium 90 sont de l'ordre de quelques centaines à quelques milliers de becquerels par litre. Le panache de radionucléides se développe sur une dizaine de mètres depuis la tranchée dans le sens de l'écoulement de l'eau (figure 2).

Figure 1

Le site pilote de Tchernobyl.



Les niveaux d'activité sont facilement accessibles à la mesure dans la tranchée ( $^{137}\text{Cs}$  et  $^{90}\text{Sr}$ ) comme dans l'aquifère ( $^{90}\text{Sr}$ ), ce qui permet une caractérisation radiologique de qualité. Avec un contenu assez bien identifié et des conditions d'altération suffisantes pour que le strontium puisse migrer, ce site permet de tester, en vraie grandeur, les méthodes d'investigation de sites pollués développées tant en France qu'en Ukraine. Par ailleurs, grâce à sa configuration relativement simple, il est possible d'entreprendre une démarche de validation expérimentale des méthodes de caractérisation et des modèles de migration de ces deux radionucléides. Il a, pour cela, été équipé en vue d'une phase supplémentaire de reconnaissance et d'expériences spécifiques.

## Des particules de combustible à la migration

### DES PARTICULES DE COMBUSTIBLE SOUS MICROSCOPE

Si l'on excepte les radionucléides sublimés puis condensés sous forme d'aérosols, la source principale de contamination sur le site pilote est représentée par les particules de combustible contenues dans la tranchée. Jusqu'à présent, l'estimation de l'activité libérée vers l'environnement reposait sur l'hypothèse d'un stock de combustible sous forme de particules d'oxyde d'uranium associé à un modèle de dissolution dont les paramètres principaux, acquis expérimentalement, sont uniquement le pH et le degré d'oxydation. Ces estimations des activités dissoutes, en particulier de césium et de strontium, ont été utilisées dans les modèles d'évaluation de sûreté de l'ensemble de la zone de stockage et conduisaient, d'une part, à la prédiction du temps de transfert, et d'autre part, à celle de la quantité d'activité relâchée. Ces deux grandeurs sont déterminantes pour l'estimation de l'évolution de la dose à l'homme.

Or, en observant ces particules de combustible par microscopie électronique à balayage, il a été possible de déterminer leur morphologie, leur taille et leur nature chimique. Le résultat essentiel est que deux familles de particules coexistent. Les particules d'une première famille, qui représentent 25 % du total, sont effectivement constituées d'oxyde d'uranium (figure 3-a), tandis que

les autres sont constituées d'un mélange composé d'uranium, de zirconium et d'oxygène (figure 3-b). Par analogie avec les minéraux naturels des roches, les particules de la seconde famille devraient être très stables chimiquement. Cette hypothèse est confortée par la présence de pores de dissolution observés sur les particules d'oxyde d'uranium (figure 3-a), alors qu'ils sont absents sur les autres. En conséquence, l'activité contenue dans la seconde famille de particules n'est que peu, voire pas du tout, relâchée par dissolution. Seulement 25 % des particules peuvent donc libérer leur activité vers l'environnement, valeur qui devrait maintenant être prise en compte dans les évaluations d'impact de court terme. En corollaire, 75 % des particules resteront vraisemblablement dans les tranchées de stockage, ce qui devrait intervenir dans l'évaluation d'impact de long terme et, donc, dans la gestion des stockages temporaires.

Figure 2

Panache observé du strontium 90 dans l'aquifère.

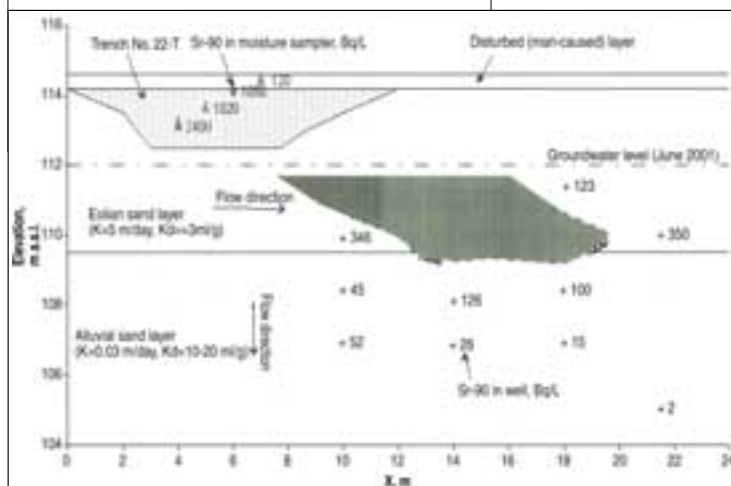


Figure 3-a

Particules d'oxyde d'uranium.

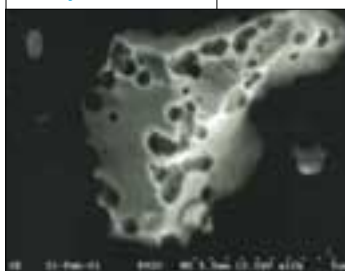


Figure 3-b

Particules d'uranium, de zirconium et d'oxygène.



### VERS UN DÉPART DU STRONTIUM

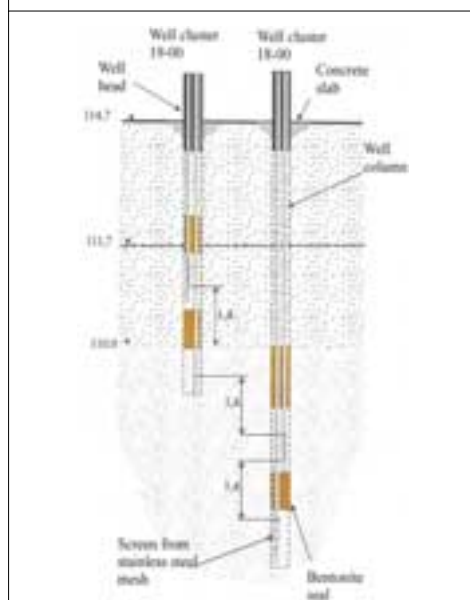
Connaître la provenance du césium et du strontium dont on observe la migration hors des particules de combustible constitue un élément important de caractérisation du terme source. Pour cela, il est nécessaire, à l'échelle du Site Pilote, de faire l'inventaire radiologique de ces éléments dans la tranchée et son environnement. Plusieurs méthodes indirectes de prospection de surface ont été mises en œuvre, aussi bien des mesures de rayonnement pour accéder à la distribution spatiale des émetteurs qu'une méthode géophysique électrique pour accéder à la géométrie de la tranchée. Ces tentatives de caractérisation ont rapidement été abandonnées. Le bruit de fond en rayonnement est, en effet, trop important pour mesurer la contribution de la tranchée, et le contraste des propriétés électriques du sol est trop faible pour être détectable. Des mesures de concentration de radionucléides ont donc été effectuées au sein même de la tranchée en réalisant des sondages. De l'ordre de deux mille points de mesure ont été utilisés pour mesurer l'activité *in situ* ou pour faire des prélèvements en vue d'analyses au laboratoire. Cette méthode a permis d'obtenir une estimation de l'activité en césium 137 de la tranchée en appliquant une loi de corrélation empirique entre le nombre de coups mesuré *in situ* et le contenu réel en césium estimé à partir de comptages sur les échantillons de la même station de mesures.

### Des mesures de concentration de radionucléides ont été effectuées au sein même de la tranchée.

Ces activités ponctuelles ont été intégrées à l'ensemble du volume de la tranchée, ce qui conduit à l'estimation du contenu total en césium 137 de  $600 \pm 240$  GBq pour l'année 2000. Pour évaluer la perte du strontium 90 depuis la création de la tranchée, on utilise comme référence l'euprotium 154, connu pour sa très faible mobilité. Connaissant alors le rapport initial théorique au sein du combustible entre strontium 90 et europium 154 ( $R_{Sr-Eu}^{FP} = 72$ , ramené à l'année 2000), et mesuré dans la tranchée ( $R_{Sr-Eu}^{TR} = 67$ ), il est possible d'en déduire que seuls quelques pour cent du strontium ( $7 \pm 5\%$ ) ont quitté la tranchée. Par ailleurs, la quantité de strontium 90 présente dans l'aquifère peut être estimée à partir de la forme du panache et des valeurs des coefficients de partage entre la roche et la solution. Ce calcul conduit à une estimation comprise entre 4 et 6,5% de l'activité initiale en strontium 90 dans la tranchée. Cette valeur, cohérente avec l'estimation précédente, montre, de plus, qu'il n'y a eu que très peu de pertes de strontium en dehors de la tranchée et du panache observable.

Figure 4

#### Coupe des nouveaux piézomètres.



### Un milieu souterrain, un modèle de migration

#### DE LA TRANCHÉE VERS L'AQUIFÈRE

Le strontium 90 migre dans le milieu géologique dès qu'il sort de la tranchée. La structure du milieu, les conditions hydrauliques, la minéralogie vont alors contrôler sa migration. Il a donc été nécessaire d'effectuer une reconnaissance géologique préalable. Celle-ci a reposé sur la réalisation de sondages de 8 à 9 m de profondeur sur le site pilote, sur l'étude fine d'un affleurement au nord, dans les mêmes formations sur le site de Pripyat Zaton, et de façon plus générale sur les connaissances déjà acquises par ailleurs depuis 1987.

Certains des forages de reconnaissance sont équipés en piézomètres (figure 4) pour permettre la réalisation de tests hydrauliques, le suivi des évolutions des niveaux d'eau et de la composition chimique ainsi que du contenu radiologique.

L'analyse de la répartition granulométrique des échantillons provenant de Pripjat Zaton permet de définir les différents faciès (figure 5) de ces sédiments sableux continentaux. À part la couche de surface, apport artificiel réalisé en couverture des zones de tranchées, la série sédimentaire est composée d'une couche d'origine éolienne située au-dessus d'une couche alluviale. Chacune de ces deux couches a environ 5 m d'épaisseur. La série éolienne, relativement homogène, contient une faible fraction argileuse, au contraire de la formation alluviale, formée de lentilles sédimentaires pluri-décamétriques et d'épaisseurs pluri-décimétriques variables, avec une plus grande teneur en matériaux argileux. Les constituants majeurs de ces couches sont du quartz (de 80 à 90 %) et des feldspaths (de 20 à 10 %). La surface libre de l'aquifère se situe 1 à 2 m au-dessus de l'interface entre la couche éolienne et la couche alluviale. Elle varie en fonction des fluctuations saisonnières de l'alimentation par les infiltrations, entre 150 et 250 mm d'eau par an en deux périodes. L'une apparaît au début du printemps, au moment de la débâcle, et l'autre, en juin-juillet, à l'occasion d'épisodes pluvieux très intenses. Le gradient hydraulique (de 0,001 à 0,002  $m.m^{-1}$ ), en moyenne orienté vers le nord, indique que l'écoulement est horizontal dans la couche éolienne. En revanche, il présente une forte composante verticale (de 0,02 à 0,04  $m.m^{-1}$ ) dans la couche alluviale. Cette différence de comportement s'explique surtout par le contraste de perméabilité entre les deux couches. Dans le sable éolien, la perméabilité est assez homogène – de l'ordre de 3 à 5  $m/j$  – quelle que soit la méthode de mesure utilisée. À l'inverse, la formation alluviale est caractérisée par une perméabilité moindre, de

Figure 5

Distribution de la granulométrie avec le Log géologique interprété, ainsi que la CEC et la porosité correspondantes.

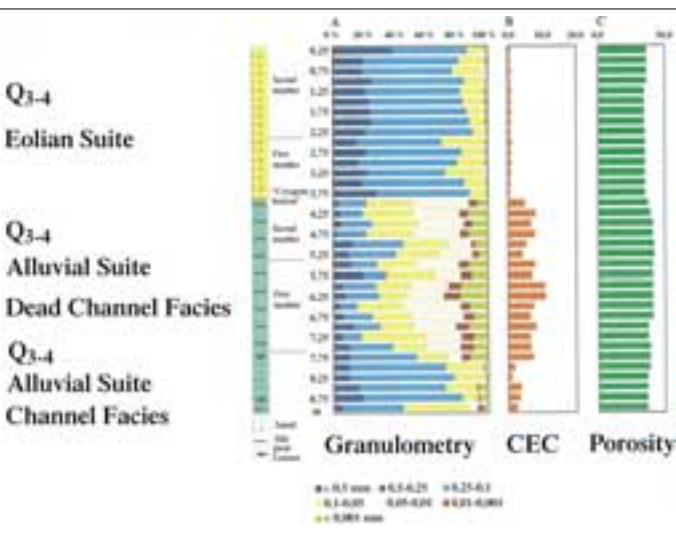
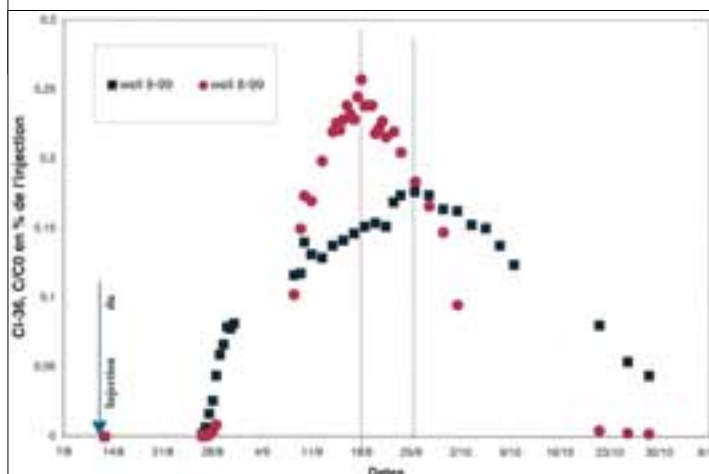


Figure 6

Courbe d'arrivée du traceur en pourcentage de la concentration d'injection pour deux piézomètres d'observation situés à environ 1 m de l'injection.



l'ordre de 1  $m/j$ , anisotrope, de composante verticale entre 0,02 et 0,05  $m/j$ , ce qui est dû à sa structure lenticulaire. Dans la couche éolienne, ces valeurs de gradient de charge et de perméabilité conduisent à une vitesse moyenne de l'eau (vitesse de Darcy) entre 0,003 et 0,01  $m/j$ . Ce résultat est conforté par les résultats d'un test de prétraçage au chlore 36 conduit en 1999 (figure 6) à l'échelle du mètre. Le traceur s'est déplacé avec une vitesse apparente de 0,03  $m/j$ , ce qui, compte tenu de la porosité du milieu ( $\pm 30\%$ ), conduit à une vitesse de Darcy en accord avec les valeurs annoncées.

**Dans la couche éolienne, ces valeurs de gradient de charge et de perméabilité conduisent à une vitesse moyenne de l'eau (vitesse de Darcy) entre 0,003 et 0,01  $m.j^{-1}$ .**



## Depuis la mise en place du stockage de déchets en 1987, le nuage de strontium n'a parcouru qu'une distance d'environ 10 m.

### MIGRATION DANS L'AQUIFÈRE

Le panache de strontium 90 (figure 2, page 215) se développe surtout dans l'aquifère des sables éoliens. Sa forme est le résultat de l'apport de masse par la tranchée dans le mouvement horizontal de l'eau, décrit ci-dessus, plus les termes de dispersion et ceux quantifiant les interactions chimiques avec la matrice. Deux modèles sont nécessaires pour accéder aux paramètres liés à la dispersion : l'un permet de prédire la dispersivité à partir de la description de l'hétérogénéité du champ de perméabilité, et l'autre, de proposer des lois d'interactions solide/solution déterminées au laboratoire.

Le premier modèle repose sur l'hypothèse que la dispersivité – paramètre décrivant le mélange dû aux fluctuations vraies de la vitesse par rapport à la vitesse moyenne du déplacement – est dépendante de la distribution spatiale de la perméabilité. Celle-ci a été caractérisée à partir d'une centaine d'échantillons de sable éolien collectée sur l'affleurement de Pripyat Zaton. L'application de ce modèle conduit à une estimation de la dispersivité longitudinale comprise entre 0,008 m et 0,06 m. Un traçage en écoulement naturel est en cours depuis le 7 août 2001 pour valider ces valeurs.

Le second modèle concerne les lois d'interaction entre le strontium 90 en solution et le sable de l'aquifère. En utilisant une solution de composition chimique représentative de celle de l'aquifère, les isothermes de sorption montrent la linéarité de l'adsorption entre les concentrations en strontium 90 mesurées respectivement dans le solide (Bq/g) et dans le liquide (Bq/m), et ce dans un large domaine de concentrations. Dans ces conditions, on peut utiliser le rapport constant entre ces concentrations, rapport appelé coefficient de partage et noté  $K_d$ , au moins lors du passage d'un front montant de concentration. La réversibilité de l'interaction est en cours d'évaluation. Sur la base de cette conclusion, des  $K_d$  locaux ont été mesurés en laboratoire, de manière classique, en batch, et à partir d'échantillons prélevés dans la nappe pour lesquels le

rapport d'activité entre l'eau interstitielle et la roche a été mesuré. Ces mesures convergent vers des valeurs de l'ordre de 2,0 à 2,8 ml/g. Celles-ci sont confortées par l'analyse du panache actuel de strontium dans la nappe en suivant l'hypothèse que le modèle supposant le  $K_d$  constant s'applique. En effet, depuis la mise en place du stockage de déchets en 1987, le nuage de strontium n'a parcouru qu'une distance d'environ 10 m, ce qui représente 7% de la vitesse de déplacement d'un traceur parfait sans rétention comme le chlore 36. Cela vient de l'adsorption du strontium par la roche, qui provoque un retard du déplacement des éléments dissous. Dans le cadre de l'hypothèse (vérifiée) de linéarité de l'adsorption dans la gamme de concentrations observées, ce coefficient de retard peut être exprimé en fonction du  $K_d$ , ce qui conduit, dans le cas présent, à une évaluation de 2,7 ml/g.

En complément, quelques mesures sur le sable alluvial montrent que le  $K_d$  est de l'ordre de 20 ml/g. Ces valeurs plus élevées proviennent du pourcentage plus important de particules argileuses dans ce sédiment. Dans la zone de la tranchée, le rôle de cette couche sera important car l'eau, avec l'activité qu'elle contient, va traverser cette couche. Deux effets sont attendus : les longueurs de parcours vers l'exutoire sont allongées et le retard dû à l'interaction solution/sol est plus grand que dans le sable éolien. Ces deux éléments contribuent à augmenter le temps d'arrivée à l'exutoire et à diminuer les niveaux d'activité du fait de la décroissance radioactive.

### Conclusions et leçons

La méconnaissance initiale des mécanismes précis de transfert des radionucléides des particules de combustible à la nappe avait conduit les experts en charge des premières évaluations globales de l'impact de l'accident de Tchernobyl à utiliser des hypothèses considérées comme majorantes. Les résultats acquis à l'échelle de l'une des tranchées de stockage des déchets de décontamination de la forêt Rousse, dans le cadre

du programme site pilote de Tchernobyl, confirment le bien-fondé de certaines de ces majorations, mais, surtout, ils apportent aux experts travaillant sur les conséquences de l'accident nombre de données qui leur faisaient défaut alors, tant sur le comportement du terme source et de l'aquifère que sur la quantité de radionucléides disponibles à la migration et sur leur cinétique de relâchement. Il apparaît notamment que, même dans ce contexte de formations relativement perméables, pour un élément mobile comme le strontium, les fuites hors du stockage, en l'absence de protection spécifique, sont très limitées et que leur contribution à la contamination des aquifères reste très localisée. Ces progrès dans la connaissance de paramètres importants pour décrire l'évolution du stockage pourraient cependant justifier une reprise des évaluations de sûreté vers plus de réalisme de cette composante de l'évaluation globale de l'impact.

Mais revenons aux enseignements d'un tel programme. La pertinence des hypothèses majorantes émises par les experts dépendait de leur capacité à utiliser des connaissances *a priori*, appliquées à la situation particulière de l'accident de Tchernobyl. Ils ont en cela, pour partie du moins, fait usage de la relative simplicité de la géologie et de la minéralogie du site et émis des hypothèses destinées à pallier leur ignorance du terme source réel.

Ainsi était-il supposé que les dépôts étaient de l'oxyde d'uranium, et le degré d'oxydation des particules de combustible était seul considéré. Sans caractérisation plus poussée de ces particules, les études ultérieures sur la dissolution ont été naturellement orientées vers l'étude de ce paramètre. Or, parmi les résultats importants, nous avons indiqué que les particules de combustible sont distribuées suivant deux familles principales, l'une composée d'oxyde d'uranium, l'autre d'un mélange d'uranium, de zirconium et d'oxygène. Cette dernière famille est vraisemblablement très stable chimiquement, ce qui a pour effet de diminuer sensiblement la quantité de radionucléides disponibles pour la migration.

De même la formation aquifère était-elle considérée comme une formation homogène et les équipements de caractérisation étaient installés en conséquence. L'étude du contexte hydrogéologique a mis en évidence des circulations d'eau horizontales dans la partie superficielle de l'aquifère et verticales dans la série immédiatement sous-jacente. Ce parcours particulier

allonge notablement les temps de retour à la biosphère, et ce d'autant plus que le  $K_d$  de la couche alluviale est significativement plus grand que celui de la couche éolienne. L'analyse de l'allure du panache de radionucléides et les études réalisées au laboratoire amènent à proposer une image cohérente des interactions eau/roche dans le cadre de l'hypothèse simplifiée du  $K_d$  constant; elles valident en ce sens le modèle et les valeurs associées. En conséquence, le domaine d'application de la simplification du  $K_d$  est mieux connu et l'expérience acquise pourra être utilisée pour une meilleure expertise.

L'étude de la migration des radionucléides sur le site pilote de Tchernobyl montre surtout l'intérêt d'une meilleure caractérisation d'un site dans les évaluations du transport. La validation expérimentale de modèles de migration des radionucléides dans les sols, objectif de ce projet, a conduit au développement d'une meilleure caractérisation de la nature des particules de combustible, du sol et de l'aquifère, et des faits nouveaux sont apparus, tant sur les particules de combustible que sur le système aquifère.

**Le domaine d'application de la simplification du  $K_d$  est mieux connu et l'expérience acquise pourra être utilisée pour une meilleure expertise.**

# Qu'est-ce qui détermine l'étendue spatiale des tremblements de terre ?

• C. BERGE-THIERRY (IRSN)

• B. HERNANDEZ (IRSN)

• F. COTTON (IRSN)

• O. SCOTTI (IRSN)

L'application pratique de la sismologie est de prévenir ou de réduire les dégâts engendrés par les séismes. Notre connaissance actuelle des séismes est telle qu'il n'est pas envisageable de prédire l'instant où un séisme se produira en un lieu donné. En revanche, il est possible d'identifier les zones où l'aléa sismique est important et d'y construire en conséquence des bâtiments capables de résister aux secousses.

Pour être en mesure de construire en zone sismique, il est tout d'abord nécessaire de définir les caractéristiques des séismes potentiels dans cette zone. Les vibrations que les bâtiments ou installations sont susceptibles de ressentir en cas de tel séisme sont alors évaluées. La localisation des failles actives et la détermination de leur géométrie nécessitent une approche pluridisciplinaire, mais l'exercice reste difficile dans certaines régions, particulièrement celles caractérisées par de faibles déformations de la croûte terrestre. Les failles sur lesquelles se produisent les séismes ont, en effet, une géométrie complexe et sont composées de plusieurs segments. Le retour d'expérience nous renseigne sur la propagation de la rupture d'un segment de faille à l'autre ainsi que sur les facteurs qui influencent l'arrêt d'un séisme.

## Le rebond élastique : une apparente simplicité

De la moindre vibration jusqu'au plus grand bouleversement, les tremblements de terre sont causés par le glissement de deux compartiments de la croûte terrestre le long d'une fracture préexistante appelée faille. En 1912, suite au séisme de San Francisco de 1906, Harry Fielding Reid proposa, le premier, le mécanisme du rebond élastique. Fielding Reid mit en évidence les propriétés élastiques des roches. Au voisinage de la faille bloquée, peu à peu, sous l'accumulation des contraintes induites par les mouvements tectoniques, les roches se déforment d'abord de façon élastique sans fluer et sans rompre, comme un ressort qui se tend. Pendant des dizaines, voire des centaines ou des milliers d'années, les forces

de frottement maintiennent les roches en place de part et d'autre de la faille, et du fait d'un mouvement lent (de l'ordre du millimètre par an) entre les deux blocs, les contraintes augmentent peu à peu. Lorsque ces contraintes dues aux frottements excèdent la résistance du matériau, le glissement entre les deux lèvres de la faille se produit brusquement, libérant l'énergie accumulée, dont une partie sous forme d'ondes sismiques. Après cet épisode sismique, l'accumulation des contraintes continue jusqu'au séisme suivant. Le modèle du rebond élastique laisse penser que des séismes de magnitudes similaires se répètent de façon régulière sur une faille donnée. L'expérience montre que ce modèle est trop simpliste car, dans les zones de forte sismicité, le retour périodique d'un séisme de magnitude constante est rarement observé.

Le fait que les séismes ne se répètent pas de façon identique sur une faille donnée rend difficile l'évaluation de la magnitude du prochain séisme sur cette faille à partir de l'observation des séismes passés. Cette information serait pourtant capitale pour prévenir et réduire les dégâts pouvant être créés dans une région par les séismes futurs. Pour répondre à ce besoin, les sismologues essaient aujourd'hui de comprendre plus en détail la physique de la rupture sur les failles générant les tremblements de terre, et notamment les différents phénomènes que sont l'initiation, la propagation et l'arrêt de la rupture, afin d'en déduire des applications pratiques en termes d'évaluation de l'aléa sismique.

## Le cas d'école du séisme de Landers : les sauts de faille

En 1992, un séisme de magnitude 7,2 (séisme de Landers) a fait trembler le désert de Mojave, en Californie. Cette région désertique, située entre Los Angeles et Las Vegas, est peu peuplée et les dommages ont donc été limités. En revanche, ce séisme a largement motivé la communauté scientifique, et ce pour plusieurs raisons. Tout d'abord,

la zone de glissement a atteint la surface du sol. Le décalage entre les deux lèvres de la faille créée par le tremblement de terre a été suivi sur plus de 70 km dans le désert. De plus, les réseaux sismologiques classiques californiens ont permis de détecter et de localiser les répliques, ces petits séismes qui suivent le choc principal. Ces répliques ont eu lieu, pour la plupart, sur le plan de faille du séisme principal. Dans le cas du séisme de Landers, elles étaient localisées selon une bande verticale dont le sommet suivait les traces du séisme en surface. Cette observation montrait que les failles où avait eu lieu le séisme étaient verticales: en surface et en profondeur, la géométrie de la rupture avait été précisée (figure 1).

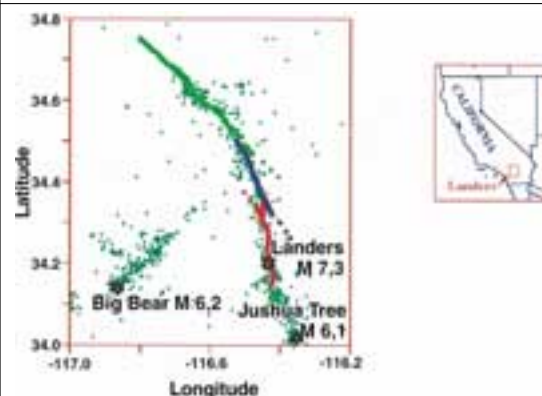
Les décalages observés sur la trace en surface étaient de tailles variables, en général supérieurs à 2 m, avec des maxima pouvant atteindre 6 m; ces décalages ont été observés sur une série de segments de faille orientés globalement S-SO/N-NE. L'épicentre du séisme ayant été localisé par les réseaux régionaux à l'extrémité sud de la zone de rupture en surface, il apparaît que le glissement s'est propagé du sud vers le nord sur plusieurs dizaines de kilomètres. Ainsi, les failles Johnson Valley, Landers, Homestead Valley, Emerson et Camp Rock ont été successivement affectées par le séisme. Le glissement ne s'est donc pas produit sur un plan unique: il s'est effectué de façon complexe en sautant d'une faille à l'autre le long d'un système de faille en échelon (figure 2).

### Des barrières géométriques inefficaces

Lorsque la croûte terrestre est soumise à l'effet du mouvement des plaques, il peut en résulter un séisme ou, au contraire, une déformation asismique, autrement dit du fluage. Plusieurs facteurs régissent cette libération d'énergie, dont la vitesse de déformation, le gradient thermique et l'état mécanique du matériau. Cette déformation

Figure 1

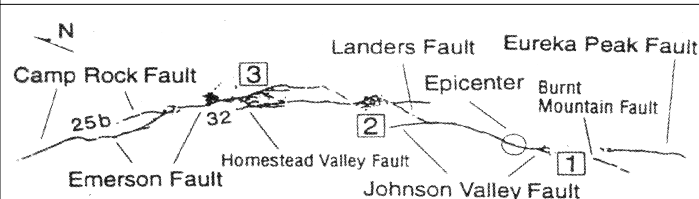
#### Séisme de Landers (1992).



Les traces verte, bleue et rouge correspondent à la trace en surface des segments de faille activés lors du séisme de Landers; l'épicentre de ce séisme est localisé sur la partie sud du segment rouge. Les deux autres étoiles sont les épicentres des deux plus importantes répliques. Les points en vert sont les épicentres des petits séismes qui se sont produits après le choc principal de Landers.

Figure 2

#### Géométrie de la rupture du séisme de Landers (1992).



Le séisme s'est propagé du sud vers le nord sur plusieurs failles. Les sauts de faille sont localisés aux points 1, 2 et 3.

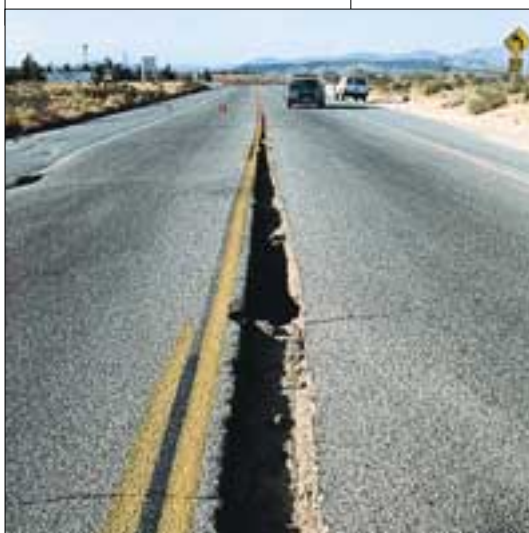
s'effectue par réactivation des failles anciennes et très peu par création de nouvelles failles.

Cette propriété des failles sismiques est due au fait que les failles ne sont pas des structures planes d'épaisseur nulle. Entre les deux lèvres de la faille se trouve une zone constituée de roches broyées lors des séismes précédents.

La faille constituant un chemin privilégié pour le mouvement des fluides, ces roches sont souvent altérées. Cette zone broyée est ainsi une zone de moindre résistance par rapport aux roches intactes situées à l'extérieur de la faille.

**Lorsque la croûte terrestre est soumise à l'effet du mouvement des plaques, il peut en résulter un séisme ou, au contraire, une déformation asismique.**

Rupture de la route provoquée par le séisme de Landers (Californie).



Les failles où se produisent les séismes fonctionnent donc depuis très longtemps. Par exemple, la faille de la moyenne Durance, où se sont produits périodiquement des séismes importants (en 1509, 1708, 1812, 1913), fonctionne depuis plus de 250 millions d'années<sup>1</sup>. Le séisme de Landers, lui aussi, s'est produit sur des failles préexistantes, d'ailleurs connues et notées sur les cartes géologiques.

Le séisme ayant lieu sur des failles préexistantes, on peut *a priori* penser que sa taille est déterminée par la dimension de la faille. Les terminaisons d'une faille joueraient alors le rôle de barrières géométriques et délimiteraient la taille du séisme. Mais ce n'est pas nécessairement le cas : nous avons remarqué plus haut que le séisme de Landers avait affecté diverses failles. Or, à maintes reprises, le séisme a rencontré des terminaisons de faille. Au sud, la fin de la faille Johnson Valley a bien constitué une barrière géométrique forte qui a stoppé la propagation du séisme vers le sud. En revanche, en se propageant vers le nord, la rupture a rencontré à plusieurs reprises des terminaisons de faille. Néanmoins, ces terminaisons n'ont pas stoppé la propagation, qui a continué son développement sur d'autres failles. À l'inverse, la propagation de la rupture peut

s'achever au milieu d'une faille. C'est, par exemple, le cas de la terminaison de la rupture au milieu de la faille Camp Rock. Ainsi, les terminaisons de faille peuvent jouer le rôle de barrières géométriques, mais ces barrières ne sont pas absolues : la rupture d'un séisme peut les franchir et se propager sur des failles proches ; elle peut aussi s'arrêter en des points situés au milieu d'une faille.

L'observation d'une telle complexité de la rupture sismique n'était pas complètement nouvelle : elle avait été déjà suggérée pour plusieurs séismes passés. Mais, pour la première fois lors du séisme de Landers, les sismologues disposaient de multiples données de stations de mouvement fort leur permettant d'analyser cette complexité de façon nouvelle.

### Des outils sismologiques aux capacités nouvelles

La qualité et la quantité des données permettant l'étude des séismes ont fortement augmenté ces dernières années. Classiquement, jusque dans les années 1960, l'étude d'un tremblement de terre commençait par la collecte de données macrosismiques. Les effets macrosismiques (effets ressentis par les témoins, dommages aux bâtiments, glissements de terrain) permettent tout d'abord de localiser approximativement la zone où a eu lieu le séisme et son importance. Ces observations étaient souvent les seules dont le sismologue disposait pour étudier les séismes anciens. Pour certains séismes, comme lors du tremblement de terre de Landers, la rupture atteint la surface du sol. Ces observations sont importantes, car elles permettent de mesurer le décalage créé en surface entre les deux lèvres de la faille : la géométrie de la faille ainsi définie en surface ne peut cependant pas être extrapolée en profondeur. Depuis quelques années, les séismes peuvent aussi être étudiés grâce aux données géodésiques. Il est désormais possible grâce au GPS (*Global Positioning System*) de mesurer, depuis l'espace, une position à la surface de la

#### Référence

1 - P. Volant, C. Berge, P. Dervin, M. Cushing, G. Mohammadioun et F. Mathieu, "The South Eastern Durance Fault Permanent Network : Preliminary Results". *Journal of Seismology*, April 2000. 4(2) : 175-189.

**Il est désormais possible grâce au GPS de mesurer, depuis l'espace, une position à la surface de la terre avec une précision inférieure au centimètre.**

## Le glissement s'initie tout d'abord en un point particulier appelé hypocentre, puis un front de rupture se développe à une vitesse de l'ordre de 3 km par seconde sur la surface de la faille.

terre avec une précision inférieure au centimètre. La déformation créée par le séisme à proximité de la faille est évaluée en comparant la position d'un point à la surface du sol avant et après le séisme. Ces mesures de plus en plus précises et nombreuses grâce aux progrès de la géodésie spatiale, et notamment de l'interférométrie radar, permettent de préciser la géométrie de la faille, sa localisation et aussi le glissement entre les deux lèvres de la faille qui a eu lieu en profondeur entre deux campagnes de mesure. L'intervalle de temps entre ces deux mesures est cependant généralement trop grand pour que l'on puisse savoir si le glissement est présismique (avant le séisme), cosismique (pendant les quelques secondes du séisme) ou postsismique (dans les jours ou les heures qui suivent le séisme).

L'étude du glissement pendant les quelques secondes du séisme est néanmoins possible grâce aux sismomètres, qui mesurent le mouvement du sol plusieurs fois par seconde lors d'un tremblement de terre. Plus la distance entre la station et la faille est courte, plus l'enregistrement du mouvement du sol est riche en informations sur le glissement. Les stations sismologiques classiques, dédiées à la détection et à la localisation des séismes lointains ou à la microsismicité locale, sont très sensibles et peuvent enregistrer des mouvements du sol très faibles. En revanche, ces stations classiques apportent peu d'informations lorsqu'elles sont situées près de séismes majeurs car, limitées par la dynamique d'acquisition numérique, elles ne permettent pas d'enregistrer la totalité du mouvement du sol. Les stations dites "de mouvement fort" sont des accéléromètres conçus pour ne pas saturer et pour enregistrer le mouvement du sol lors de séismes importants. Depuis une dizaine d'années, les réseaux de mouvement fort se sont beaucoup développés. Ces appareils sont aujourd'hui présents près de nombreuses failles dans des zones à forte sismicité

(Californie, Japon, Mexique, Inde, Iran...). Le séisme de Landers fut ainsi enregistré par plus d'une dizaine de stations de mouvement fort dans un rayon de 60 km autour du séisme. La station la plus proche, Lucerne, était située à moins de 2 km de la faille.

### Le film de la rupture : illustration du caractère complexe de celle-ci

Connaissant la géométrie du plan de glissement et les lois de la propagation des ondes dans le milieu qui entoure la faille, l'IRSN a développé une méthode<sup>1,2</sup>, qui permet de préciser le scénario de la rupture, c'est-à-dire l'histoire du glissement sur la faille. Cette méthode consiste à reconstituer le déroulement sur la faille, dans le temps et dans l'espace, de la rupture sismique, de façon à reproduire au mieux, par modélisation, les signaux enregistrés. Les traits majeurs du phénomène peuvent être résumés de la manière suivante. Lorsque les failles glissent lors d'un séisme, la rupture va faire coulisser les deux blocs de part et d'autre de la faille. Le glissement s'initie tout d'abord en un point particulier appelé hypocentre, puis un front de rupture se développe à une vitesse de l'ordre de 3 km par seconde sur la surface de la faille. Le décalage entre les deux lèvres de la faille commence en un point lorsque ce front de rupture l'atteint. En arrière de ce front de rupture, le glissement entre les deux blocs dure quelques secondes ou quelques dixièmes de seconde, selon le séisme. On peut ainsi analyser l'histoire du glissement en chaque point de la faille en précisant les trois paramètres suivants : la position du front de rupture à chaque instant, la durée de la rupture et le glissement final entre les deux lèvres de la faille en chaque point de celle-ci (figure 3, page 224).

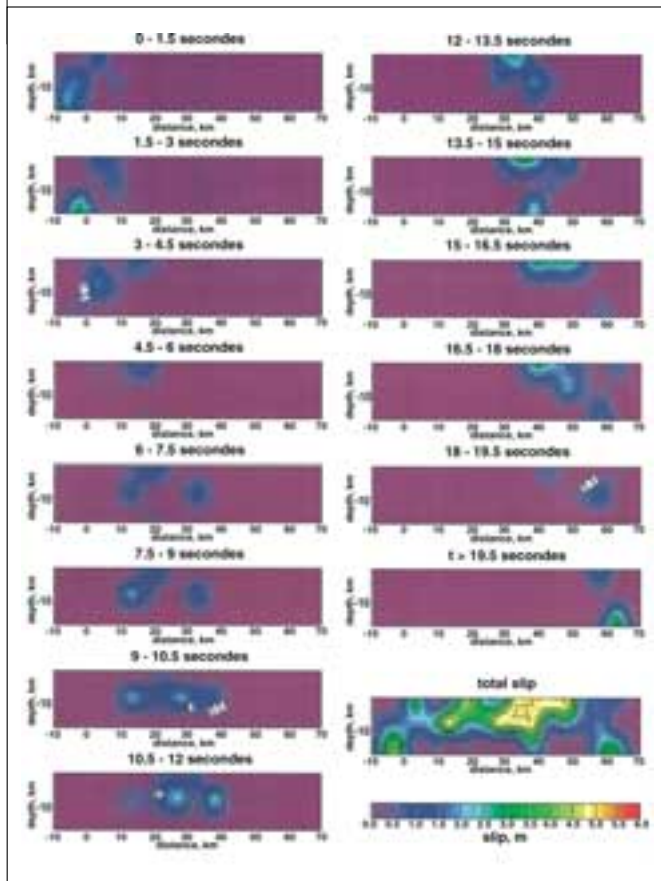
Les résultats de ces calculs permettent d'obtenir un véritable film de la rupture en montrant le

#### Références

- 1 - F. Cotton et M. Campillo, "Stability of the Rake during the 1992 Landers Earthquake. An Indication for a Small Stress Release". *Geophysical Research Letters*, 1995. 22, 1921-1924.
- 2 - B. Hernandez, F. Cotton et M. Campillo, "Contribution of Radar Interferometry to a Two Step Inversion of the Kinematic Process : Variability of the Rupture Front Velocity during the 1992 Landers Earthquake". *Journal of Geophysical Research*. 1999. 104, 13083-13099.

Figure 3

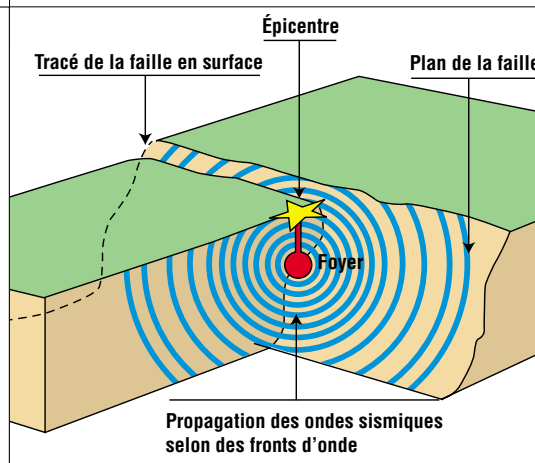
Les données des stations de mouvement fort permettent de retrouver l'histoire de la rupture par une méthode inverse. La progression de la rupture vers le nord toutes les 1,5 seconde est illustrée sur cette figure.



décalage entre les deux lèvres de la faille en profondeur, et ce à plusieurs instants après le début du séisme. Il a suffi de 20 secondes pour rompre du sud vers le nord à 60 km de la faille et provoquer des décalages de plusieurs mètres. La rupture a eu lieu jusqu'à une profondeur d'une quinzaine de kilomètres. En chaque point de la faille, ce décalage s'effectue en quelques secondes (la durée de la rupture en chaque point varie entre 2 et 3 secondes). Si le front de rupture a une vitesse de l'ordre de 3 km par seconde, cette vitesse n'est pas constante. La variabilité du décalage entre les deux lèvres de la faille observée en surface se confirme en profondeur. La distribution du glissement est hétérogène. On note la présence de trois zones où le glissement est important et largement supérieur à 1 m. Ces zones sont séparées par deux régions où le glissement est moindre. Le séisme pourrait donc être décomposé en trois séismes plus petits qui ont eu lieu successivement (on parle

Figure 4

Géométrie en surface et en profondeur d'une faille : position de la nucléation de la rupture (foyer) et de sa projection en surface (épicentre).



alors de trois sous-événements). Cette "histoire spatio-temporelle de la rupture" permet d'expliquer les mouvements enregistrés en surface à la fois par les stations sismologiques et par les stations géodésiques (GPS).

### La propagation de la rupture à travers les sauts de faille

Le glissement dans la partie cassée de la faille se traduit par une augmentation dynamique des contraintes au voisinage de la rupture (figure 4). Or cette variation de contraintes diminue avec la distance à la zone de rupture. Si une autre faille existe au voisinage de la faille où se produit la rupture et si la variation de contrainte sur cette faille est supérieure au seuil de contrainte nécessaire à sa rupture, le tremblement de terre va pouvoir continuer sur cette autre faille. On comprend alors qu'un séisme puisse se propager sur plusieurs failles sans forcément rompre la partie située entre les failles. Les discontinuités géométriques des failles ne sont donc pas des barrières efficaces si la distance entre les deux failles est trop faible. Le séisme est alors constitué de plusieurs sous-événements séparés par des zones où le glissement est faible, voire nul. L'imagerie de la rupture montre que c'est ce scénario qui s'est probablement produit dans le cas du séisme de Landers. En effet, nos résultats indiquent la présence de trois zones de fort glissement séparées par deux

zones où le glissement est moindre et qui se trouvent à deux endroits où la géométrie du système de faille devient complexe et où le séisme passe de la faille Johnson Valley à la faille Homestead et, plus au nord, de la faille Homestead à la faille Emerson.

### L'arrêt du séisme : les différentes hypothèses

Il reste maintenant à expliquer l'arrêt de la rupture en des points autres que l'extrémité des failles. Plusieurs hypothèses peuvent être formulées.

#### LES VARIATIONS SPATIALES DES LOIS DE FRICTION ET L'ARRÊT DE LA RUPTURE

L'arrêt de la rupture sismique en dessous de 15 km de profondeur est probablement dû au changement des caractéristiques de la roche avec la profondeur. Au-delà d'une quinzaine de kilomètres en Californie, les matériaux glissent de façon asismique et continue.

L'arrêt du séisme sur la partie superficielle des failles peut-il, lui aussi, s'interpréter de cette façon ? Le nord de la faille Camp Rock ou le nord de la faille Johnson Valley peuvent-ils, eux aussi, jouer de façon asismique comme le fait la partie profonde des failles ? Cette hypothèse est peu probable, car l'observation du mouvement lent des failles, permise par la géodésie et l'interférométrie radar, n'a pas montré de réponse asismique de ces failles aux variations de contraintes créées par la dynamique du séisme<sup>1</sup>. Pour ces points d'arrêt, d'autres hypothèses doivent être formulées.

#### L'INFLUENCE DES SÉISMES ANCIENS ET L'ARRÊT DE LA RUPTURE

Pour comprendre pourquoi le séisme de Landers s'est arrêté en des points où les failles sont plutôt lisses et *a priori* favorables au développement de la rupture, des sismologues américains ont rapidement effectué des tranchées au travers des failles impliquées dans le séisme de Landers.

Ils pensaient ainsi pouvoir détecter et dater des décalages anciens des deux lèvres de la faille créées par des séismes précédents. Ces travaux de paléosismicité apportent une information fondamentale pour comprendre les raisons de l'arrêt de la rupture. En effet, dans la zone où a eu lieu un séisme récent, les contraintes sur la faille ont été relâchées et sont faibles. On peut donc s'attendre à ce qu'un laps de temps important s'écoule avant que le niveau des contraintes n'atteigne de nouveau le niveau nécessaire pour qu'un nouveau glissement se produise. Les travaux de tranchées montrent qu'au niveau de la faille Camp Rock et au sud de la faille Emerson des séismes ont eu lieu dans les mille dernières années. Au niveau des autres failles ayant joué pendant le séisme de Landers, les séismes précédents sont beaucoup plus anciens. Ainsi, le nord de la faille Camp Rock et le sud de la faille Emerson peuvent être considérés comme des barrières de relaxation possibles pour le séisme de Landers. L'existence de séismes dans un passé récent par rapport à la période de retour moyenne des séismes sur ce système de faille rend difficile la propagation d'un séisme actuel sur ces zones. En ce qui concerne l'arrêt sur le nord de la faille Johnson Valley, l'hypothèse des barrières de relaxation est néanmoins insuffisante, car aucune rupture récente n'a pu être détectée sur cette faille.

L'influence des séismes anciens ne concerne pas simplement l'arrêt de la rupture. Chaque événement contribue, en effet, à redistribuer la contrainte sur le plan de faille, et la complexité du glissement observée est donc liée à l'hétérogénéité du relâchement des contraintes ayant eu lieu lors des séismes précédents<sup>2</sup>.

#### LE CHANGEMENT DE L'ORIENTATION DES FAILLES PAR RAPPORT AU CHAMP DE CONTRAINTE ET L'ARRÊT DE LA RUPTURE

Une autre hypothèse a été avancée pour expliquer l'arrêt de la rupture sur les failles Camp Rock et Johnson Valley. Lorsqu'on analyse la géométrie

#### Références

- 1 - B. Hernandez, F. Cotton et M. Campillo, "A Comparison between Short Term (Co-seismic) and Long Term (one Year) Slip for the Landers Earthquake: Measurements from Strong Motion and SAR Interferometry". *Geophysical Research Letters*, 1997, 24, 1579-1582.
- 2 - M. Bouchon, M. Campillo et F. Cotton, "Stress Field Associated with the Rupture of the 1992 Landers, California, Earthquake and its Implication Concerning the Fault Strength at the Onset of the Earthquake". *Journal of Geophysical Research*, 1998, 103, 21091-21097.

**La complexité du glissement observée est liée  
à l'hétérogénéité du relâchement des contraintes  
ayant eu lieu lors des séismes précédents.**



## L'orientation du plan de faille par rapport aux directions des forces tectoniques créées par le mouvement des plaques est importante.

des failles du séisme de Landers, on peut aussi remarquer que la direction des failles où se développe la rupture varie de nord-sud (partie sud de la Johnson Valley) à nord-ouest/sud-est pour les failles Camp Rock, Emerson et la partie nord de la Johnson Valley. Or, l'orientation du plan de faille par rapport aux directions des forces tectoniques créées par le mouvement des plaques est importante. Les forces perpendiculaires à la faille augmentent le contact entre les deux lèvres de celle-ci, augmentent la friction, et le seuil à partir duquel s'effectue la rupture est probablement plus élevé. L'analogie du bloc tiré par un ressort est, là encore, valable : si on appuie sur le bloc, celui-ci glisse plus difficilement. Dans la région de Landers, les études sismologiques de la sismicité régionale ont montré que la direction principale du champ de contrainte est nord-est/sud-ouest. Les failles orientées nord-ouest/sud-est ont ainsi une orientation peu favorable pour glisser dans ce champ de contrainte (forte contrainte normale et faible contrainte tangentielle). Les failles situées au sud, à l'orientation nord-sud, sont en revanche orientées de façon favorable pour glisser (faible contrainte normale et forte contrainte tangentielle). Lors de la propagation du glissement vers le nord, la mauvaise orientation par rapport au champ de contraintes progressivement rencontré est un autre élément qui explique l'arrêt de la rupture.

## Application au risque sismique

Les études d'imagerie que nous avons effectuées montrent que la définition de barrière géométrique permettant de limiter les séismes possibles et d'évaluer la magnitude maximale d'un séisme n'est pas aisée. Les variations de la géométrie des failles et leur segmentation influent sur le déroulement de la rupture, mais celle-ci peut se faire sur plusieurs failles et, ainsi, franchir des barrières géométriques *a priori* solides.

Malgré ces limites, les études pluridisciplinaires actuellement en cours sont en passe d'améliorer l'évaluation de l'aléa sismique. Les réseaux géodésiques<sup>1</sup> vont ainsi bientôt permettre de déterminer précisément les mouvements tectoniques et, donc, la vitesse de chargement des failles. Ils vont aussi permettre de déterminer si ces failles sont bloquées ou glissent de façon aismique. Les études sismologiques et géologiques sont donc complémentaires et permettent de déterminer si les failles bloquées relâchent l'énergie élastique accumulée par de petits séismes ou par de rares séismes destructeurs qui, du fait de périodes de récurrence longues, ne sont pas encore visibles dans nos cartes de sismicité au recul temporel limité, mais dont les traces restent visibles dans le paysage ou dans les catalogues de sismicité historique.

Enfin, les méthodes d'imagerie de la rupture ouvrent des perspectives nouvelles. Elles permettent aussi de localiser les zones qui n'ont pas glissé lors du séisme analysé et qui restent potentiellement dangereuses dans un futur proche. Couplées aux études de friction en laboratoire et à des modélisations théoriques dynamiques, elles permettront peut-être de mieux caractériser les lois constitutives de la friction en profondeur et de distinguer les barrières géométriques qui peuvent être franchies par la rupture de celles qui restent infranchissables quel que soit le séisme.

Lit de la Durance au niveau de Saint-Paul-lez-Durance (Bouches-du-Rhône). Au fond : le pli de Mirabeau.



### Référence

1 - E. Calais, R. Bayer, J. Chéry, F. Cotton, E. Doerflinger, M. Flouzat, F. Jouanne, M. Kasser, M. Laplanche, D. Maillard, J. Martinod, F. Mathieu, P. Nicolon, J.M. Nocquet, O. Scotti, L. Serrurier, M. Tardy et C. Vigny, "REGAL : réseau GPS permanent dans les Alpes occidentales. Configuration et premiers résultats". *Bulletin Soc. Géol.*, France, 2000, 172, 141-158.

## Caractérisation des discontinuités en milieu argileux (station expérimentale de Tournemire)

Questions clés relatives à l'évaluation de la sûreté du stockage des déchets radioactifs

• J. CABRERA (IRSN)

L'évaluation de la sûreté d'un stockage de déchets radioactifs dans les formations géologiques profondes implique d'étudier les possibilités de transfert et les processus associés à l'intérieur de ces formations. Cette évaluation de transfert inclut les processus dans le champ proche (zone perturbée par les travaux de creusement ou *Excavation Disturbed Zone*, EDZ) et dans le champ lointain (formation géologique non perturbée).

Le milieu argileux est une formation géologique potentielle pour le stockage profond des déchets radioactifs en raison de sa très faible perméabilité et de sa grande capacité de rétention des radionucléides. Afin d'améliorer la connaissance sur ce milieu et de soutenir le travail de ses experts sur le site ANDRA de l'Est, l'IRSN développe des programmes de recherche expérimentaux à la station expérimentale de Tournemire, dans l'Aveyron, en France (figure 1).

La formation argileuse de Tournemire est constituée d'une épaisse couche argileuse fortement indurée située entre deux aquifères calcaires. Un tunnel datant d'une centaine d'années traverse cette couche et facilite l'accès à ce milieu argileux. Les investigations sont menées à l'aide de forages et de galeries creusées depuis le tunnel. Elles concernent les domaines suivants : la géologie, la géologie structurale et la tectonique, la géophysique, l'hydrogéologie, la géochimie et la géomécanique. Pour effectuer ces investigations, le groupe de recherche de l'IRSN s'appuie sur des collaborations scientifiques et techniques extérieures.

**Des failles et des fractures affectent le massif de Tournemire. Ces discontinuités sont à mettre en relation avec différents événements tectoniques.**

### Cadre géologique

La station de Tournemire se trouve dans un bassin marin du mésozoïque, à la limite méridionale du Massif central français. Les formations sédimentaires sont caractérisées par trois couches principales d'âge jurassique. Le milieu argileux de la région de Tournemire est formé d'une couche subhorizontale d'une épaisseur de 250 m, située entre deux couches de calcaires et de dolomies (épaisses de 300 à 500 m), qui constituent deux niveaux aquifères (figure 1, page 228). Ce milieu argileux se compose de schistes argileux (argilites) et de marnes du toarcien et du domérien (d'épaisseur respective de 200 m et de 50 m).

Le massif de Tournemire, bordé par deux vallées de 350 à 400 m de profondeur, correspond à une structure monoclinale subhorizontale traversée au nord, d'est en ouest, par une faille régionale (faille du Cernon, figure 1, page 228). Des failles et des fractures affectent ce massif. Ces discontinuités sont à mettre en relation avec différents événements tectoniques. La circulation actuelle de l'eau se fait dans les couches calcaires aquifères inférieure et supérieure et le long de la faille principale du Cernon.

### Caractéristiques des formations argileuses

Le milieu argileux de Tournemire est constitué de roches compactes (argilites) et de marnes composées de couches minces de minéraux argileux donnant à la roche une texture anisotrope typique. La minéralogie est dominée par les argiles, les carbonates et le quartz (figure 2, page 228). La matrice argileuse présente une teneur en eau très faible (de 1 à 5 %), une porosité comprise entre 6 et 9 %, et un volume des



## Dans le contexte de Tournemire, une investigation sismique 3D à haute fréquence (14-140 Hz) a été réalisée afin d'essayer de détecter ce type de faille depuis la surface.

triques et contrôlent la circulation de l'eau. Ces discontinuités peuvent être détectées par des méthodes géophysiques classiques (méthode de sismique réflexion) montrant fréquemment des rejets verticaux de plusieurs dizaines de mètres. Les failles secondaires atteignent plusieurs centaines de mètres de longueur et affectent les séries à l'intérieur des blocs limités par les failles principales et locales. Ces failles secondaires ne sont pas faciles à identifier à la surface en raison de leur faible déplacement vertical, tandis qu'elles montrent généralement des rejets sub-horizontaux (failles en décrochement).

Généralement, ces failles sont associées à une zone fracturée et présentent des largeurs différentes selon la lithologie : fractures de largeur décimétrique dans une zone de séries argileuses et de largeur décimétrique à hectométrique dans les couches de calcaires ou de dolomies. C'est le cas de la faille et de la zone fracturée associée apparaissant dans la galerie d'exploration ouest (**figure 4**). Cette faille montre essentiellement un rejet horizontal et, par conséquent, n'est pas détectée par les méthodes géophysiques classiques (sismique réflexion) depuis la surface. Il est donc nécessaire d'adapter cette méthode géophysique afin de détecter une telle discontinuité. Dans le contexte de Tournemire, une investigation sismique 3D à haute fréquence (14-140 Hz) a été réalisée afin d'essayer de détecter ce type de faille

depuis la surface. Les écoulements dans les formations calcaires aquifères supérieure et inférieure sont contrôlés par ces discontinuités (faille et zone fracturée associée). Cependant, on observe dans les formations argileuses, près de la couche aquifère supérieure, un léger transfert de fluide d'échelle métrique à décimétrique. L'origine de cette eau, associée aux fractures observées pendant l'excavation des galeries d'exploration, est actuellement en cours d'étude. Si elle provient de l'aquifère calcaire, l'écoulement le long de ces fractures serait d'au moins plusieurs dizaines de mètres.

Les fractures métriques à décimétriques sont des discontinuités qui affectent fréquemment les blocs en provoquant des petits déplacements (failles) ou des déplacements nuls (joints). Généralement, ces fractures sont remplies de calcite (**figure 5**) et les zones fracturées peuvent être détectées par tomographie sismique entre forages. Elles sont organisées en systèmes de fractures, en fractures liées aux failles secondaires ou en fractures simples. La morphologie et l'organisation sont fortement liées au type d'événement tectonique. Les failles normales,

Figure 4

Croquis structural et tectonique du secteur des galeries de la station de Tournemire.

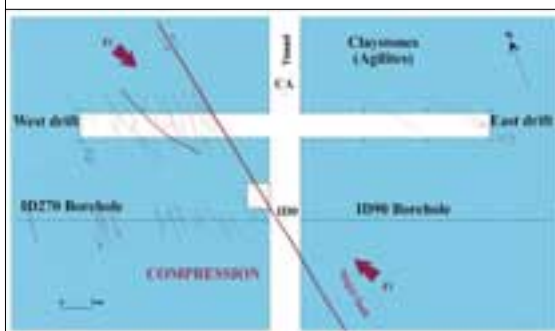
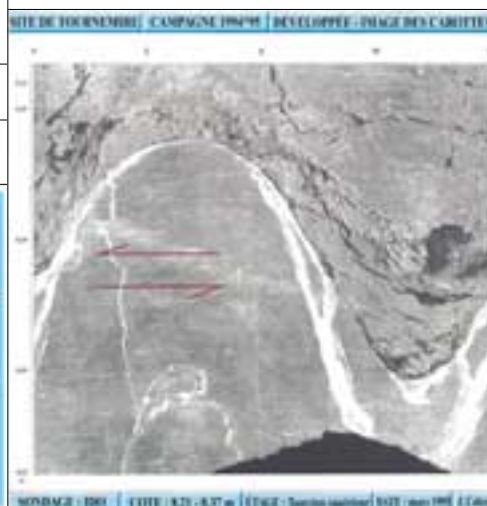
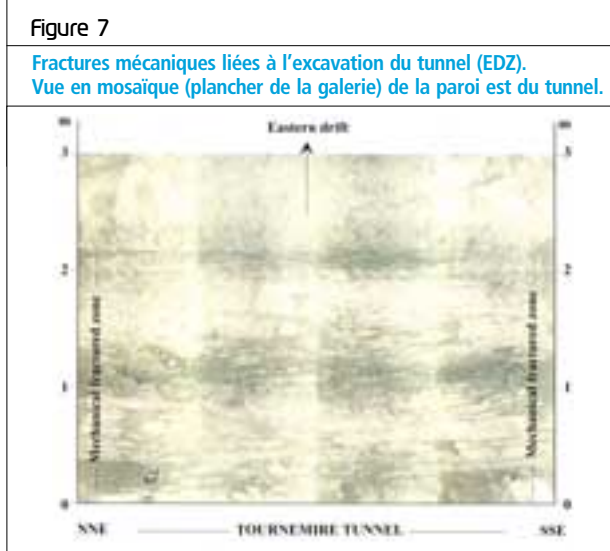


Figure 5

Fracture naturelle (origine tectonique) avec remplissage de calcite. Vue développée par scanner.





liées à la tectonique en extension, montrent une morphologie régulière avec ondulations ou dominos. La fracturation liée à la tectonique en compression montre des plans bien développés et présente généralement une géométrie subverticale. D'une manière générale, ces fractures sont plus développées dans les séries calcaires et dolomitiques ; dans le milieu argileux, elles sont localisées le long d'étroites zones fracturées ou, alors, ce sont des fractures simples. Des cavités (géodes) remplies d'eau sont associées aux fractures qui ont une géométrie en échelon (**figure 6**). L'étude de l'organisation de ces cavités et de leur connexion le long des systèmes de fractures est très importante pour analyser les possibilités de transfert de fluides le long des fractures. Les fractures uniques remplies de calcite présentent une perméabilité très faible (de  $10^{-12}$  à  $10^{-14}$  m/s), semblable à celle de la matrice. La

perméabilité des fractures incluant des cavités de géodes ainsi que celle des zones fracturées n'ont pas encore été mesurées. Les premières analyses d'eau semblent indiquer une connexion avec l'aquifère ; d'autres analyses sont cependant nécessaires afin de confirmer ce résultat préliminaire, car une contamination de l'eau lors du prélèvement n'est pas exclue.

### FRACTURES ARTIFICIELLES

Les discontinuités artificielles sont associées à l'excavation du tunnel et des galeries d'exploration dans le milieu argileux. Elles se situent sur quelques mètres autour du tunnel ou des galeries, dans la zone perturbée (EDZ). À Tournemire, on observe trois types de discontinuités artificielles : la fracturation mécanique, la fracturation causée par le processus de désaturation et une nouvelle fracturation, probablement d'origine tectonique, liée à l'état (présent ou passé) des contraintes.

La fracturation mécanique est observée de chaque côté de l'ancien tunnel, dans la zone où se sont concentrées les contraintes (**figure 7**). Cette zone fracturée est d'une épaisseur minimale de 2 m. Ces discontinuités sont parallèles à l'axe du tunnel et sont le plus souvent ouvertes, créant des zones perméables. La variation de la densité de fracturation semble liée à la proximité des fractures tectoniques préexistantes. La zone de fracturation mécanique n'est que de 0,3 à 0,4 m de largeur dans le cas des nouvelles galeries d'exploration. Les essais géophysiques (sismique réfraction et radar) réalisés dans cette zone montrent les propriétés de la roche endommagée. Les zones de fracturation mécanique apparaissent comme des zones perméables le long du tunnel et des galeries ; elles doivent donc être prises en considération dans l'évaluation de la sûreté d'un stockage profond de déchets radioactifs.

La fracturation due au processus de désaturation constitue un autre type de discontinuités locales liées à l'excavation des galeries (**figure 8**). Cette fracturation s'est développée suivant les plans de la stratification (influence de l'anisotropie). L'ouverture et la fermeture des fractures sont liées à la désaturation et à la resaturation de l'argilite dues aux variations saisonnières de température et d'humidité. Une petite activité microsismique, enregistrée à l'extrémité de la galerie est, semble causée par l'ouverture de fractures provoquées par la désaturation.

## Une discontinuité naturelle n'entraîne pas nécessairement un transfert de fluides.

La nouvelle fracturation, développée après l'excavation des galeries, semble liée à l'état des contraintes tectoniques (passé ou présent). La géométrie de ces fractures est conforme à l'orientation de l'axe de compression : il s'agit soit d'une zone de faiblesse préexistante observée après l'excavation des galeries, soit d'une nouvelle fracturation liée à l'état actuel de contraintes. L'analyse par des tests géophysiques (sismique réflexion) de la zone perturbée affectée par cette fracturation montre une vitesse d'ondes P inférieure à celle des zones non perturbées.

### Les fractures et l'évaluation de la sûreté des stockages de déchets radioactifs en formations géologiques profondes

En ce qui concerne la prise en compte du rôle des fractures dans le transport des radionucléides – et donc dans l'évaluation de sûreté d'un stockage géologique –, on peut noter les points suivants :

#### • Le relevé des fractures ou la détection de fractures dans un milieu argileux

La première phase dans l'étude des discontinuités en milieu argileux consiste à relever les fractures et les failles (identification). Ce relevé peut être fait à partir d'une cartographie de surface détaillée (organisation, analyse cinématique...), de l'observation des échantillons de forages réalisés transversalement par rapport à la fracturation régionale principale ou à partir de galeries d'exploration creusées transversalement par rapport aux structures régionales. Les techniques géophysiques offrent des méthodes non destructives. À l'échelle kilométrique, les méthodes sismiques de réflexion en 2D et 3D effectuées depuis la surface sont appropriées pour l'identification des failles principales ayant un rejet vertical supérieur à 5 m. Cependant, dans le cas

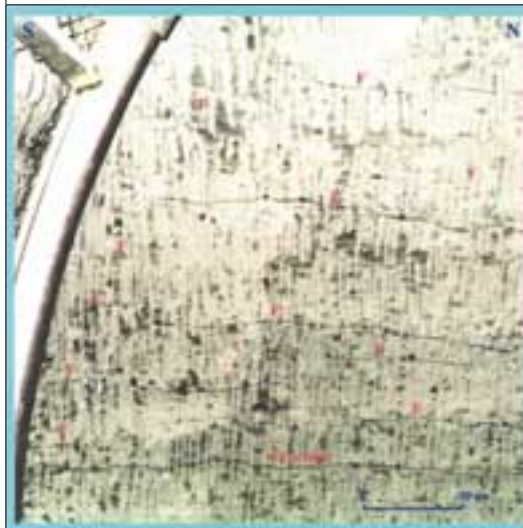
des failles secondaires ayant principalement un rejet horizontal, il est nécessaire d'employer une méthode sismique plus adaptée. Par exemple, de hautes fréquences (140-200 Hz) et des rangées de géophones plus denses sont proposées pour l'identification des failles secondaires de Tournemire. À l'échelle décamétrique, la tomographie sismique entre les forages ou les galeries peut être nécessaire pour identifier les zones fracturées. Elle a été expérimentée avec succès à Tournemire entre les forages radiaux. En conclusion, la sismique réflexion ou les enregistrements sismiques dans la zone perturbée (EDZ) sont des méthodes bien adaptées à la détection et à l'analyse des discontinuités dans les zones perturbées autour des galeries.

#### • Les possibilités de transfert de fluides le long des fractures

La deuxième phase d'une analyse de sûreté est l'identification des possibilités de transfert le long de ces failles ou de ces fractures. Une discontinuité naturelle n'entraîne pas nécessairement un transfert de fluides. En effet, le transfert dépend de la nature du plan de faille ou de fracture, du remplissage de la fracture ou de la nature de la zone où se situe la faille, de l'organisation du plan (connexion), des morphologies du plan et de l'échelle. Quelques discontinuités, principalement les fractures scellées, peuvent afficher une perméabilité comparable à celle de la matrice argileuse non fracturée, à savoir de  $10^{-12}$  à  $10^{-13}$  m/s. En

Figure 8

Fractures liées au processus de désaturation situées à l'extrémité ouest de la galerie (mur).



#### Références

- A. Barbreau et J.-Y. Boisson, "Caractérisation d'une formation argileuse : synthèse des principaux résultats obtenus à partir du tunnel de Tournemire". EUR 15756FR. 155 p. 1994.

- J.-Y. Boisson, J. Cabrera et L. De Windt, "Étude des écoulements dans un massif argileux, laboratoire souterrain de Tournemire". EUR 18338FR. 300 p. 1998.

- J. Cabrera, C. Beaucaire, G. Bruno, L. De Windt, A. Genty, N. Ramambosoa, A. Rejeb, S. Savoye et Ph. Volant, "Projet Tournemire – Synthèse des programmes de recherche 1995-1999". Rapport IPSN : DPRESERGD 01-19, 202 p. 2001.

revanche, d'autres failles ou fractures montrent un transfert de fluides, surtout lorsqu'elles présentent une géométrie ouverte, des cavités, du matériel déstructuré, des brèches de faille non scellées, etc. Les propriétés hydrauliques peuvent changer le long d'une même discontinuité en fonction des caractéristiques de la fracture (figure 9). Il est très important d'évaluer les chemins possibles de transfert. L'évaluation peut être réalisée en combinant les analyses structurales et tectoniques (nature et organisation du plan de fracture), hydrogéologiques (propriétés hydrauliques), hydrogéochimiques (nature et origine des fluides) et géomécaniques (comportement des discontinuités).

Les possibilités de transfert le long des fractures artificielles, dans la zone perturbée par les travaux (EDZ), sont associées à l'organisation du plan, à la densité de fractures, à la coalescence et à l'ouverture des fractures. Contrairement aux fractures naturelles, ces fractures artificielles ne sont pas scellées par un remplissage minéral. Sur chaque côté du tunnel, par exemple, les fractures mécaniques créent des zones perméables qui doivent être prises en considération lors de l'évaluation de la sûreté d'un stockage profond. La densité des fractures provoquées par la désa-

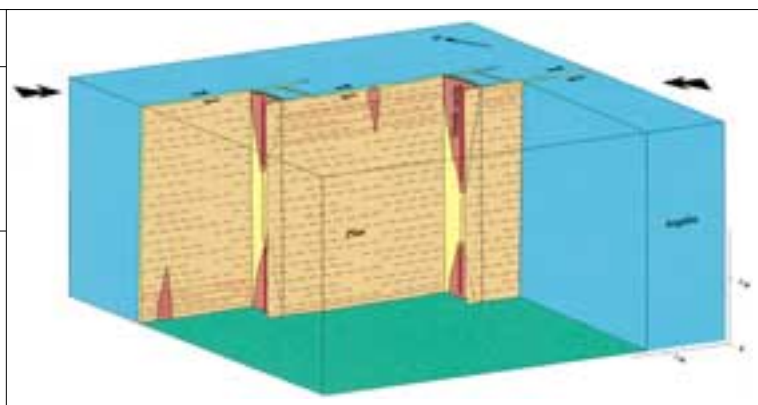
turation peut diminuer dans les galeries lorsque leurs parois sont revêtues de matériaux d'étanchéité ou scellées.

#### • L'échelle des fractures et les possibilités de transfert de fluides

L'échelle des fractures et le transfert de fluides sont les paramètres clés dans l'évaluation des possibilités de migration de fluides dans la totalité du milieu argileux. Comment les possibilités de transfert d'une échelle locale peuvent-elles être transposées à une échelle plus grande ? Un transfert possible dans le champ proche peut-il être relié ou non à un transfert dans le champ lointain ? Quels sont les processus de transfert le long des discontinuités ? Les transferts de fluides sont-ils possibles dans un milieu argileux homogène ? Ces questions sont très importantes pour l'évaluation de la sûreté d'un stockage en formation géologique profonde. En conséquence, des études de l'échelle locale à l'échelle régionale sont nécessaires afin de mieux comprendre les possibilités et les processus de transfert de fluides le long des discontinuités. L'accessibilité et la vocation expérimentale pure de la station de Tournemire en font un outil remarquable à cette fin.

Figure 9

Schéma simplifié de l'organisation 3D des cavités géodiques associées aux fractures. Exemple de la galerie est.



# partenariats



## Le stockage profond

L'IRSN participe aux travaux de groupes sur la gestion des déchets radioactifs et les stockages profonds :

Radioactive Waste Management Committee (RWMC) de l'OCDE, celui du programme RADWASS de l'Agence internationale pour l'énergie atomique (AIEA) sur la définition de recommandations relatives à la sûreté des stockages géologiques.

Par ailleurs, dans un cadre bilatéral avec GRS, l'IRSN mène une réflexion sur la sûreté des stockages profonds et conduit un exercice de modélisation destiné à hiérarchiser l'importance des composants d'un stockage. Enfin, l'IRSN intervient en appui de l'ANRA (Autorité de sûreté arménienne) pour contribuer à l'expertise de critères de choix de sites d'un éventuel stockage géologique.



## La station expérimentale de Tournemire

Une étude sur les perturbations induites par les travaux d'excavation a été réalisée avec la Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) dans la station expérimentale de Tournemire, exploitée par l'IRSN.



## La gestion des déchets de Tchernobyl

L'un des volets de l'initiative franco-allemande pour Tchernobyl gérée par l'IRSN avec son partenaire allemand, la Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) concerne les déchets produits lors de l'accident de Tchernobyl. Plus de quatre cents décharges ukrainiennes et la totalité des décharges biélorusses et russes ont été identifiées et caractérisées. L'ensemble des informations concernant le combustible irradié, les déchets radioactifs, leur impact sur l'environnement et les mesures de protection associées sera mis dans une base de données en cours de création.



## L'impact des séismes

L'Institut poursuit depuis plusieurs années ses collaborations concernant les séismes profonds et leurs conséquences sur les circulations d'eaux souterraines.

Les travaux sont réalisés, notamment, dans le cadre du programme de recherche dans le golfe de Corinthe (Grèce), avec les universités de Thessalonique et d'Athènes, l'Institut de physique du globe (Paris), l'Institut français du pétrole, l'École normale supérieure (Paris) et l'Institut national de géographie et de volcanologie de Rome. Par ailleurs, un projet traitant des microséismes a été lancé avec l'université britannique de Keele.







# La formation par la recherche à l'IRSN

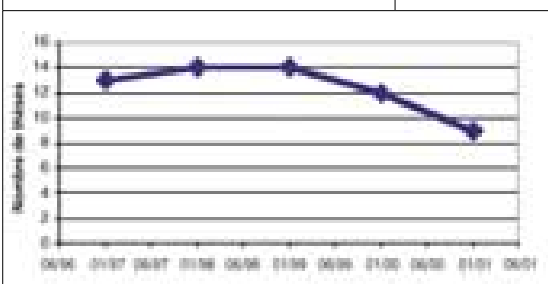
L'IRSN accueille chaque année des doctorants qui viennent faire une thèse dans un de ses laboratoires (l'article qui suit cette présentation générale donne un exemple de thèse en cours à l'IRSN). Pour ces doctorants, c'est l'occasion d'acquérir une expérience professionnelle en menant à bien une recherche dans un contexte quasi industriel. C'est aussi une manière de se préparer à une carrière dans la recherche publique ou dans l'industrie.

Pour l'IRSN, il est nécessaire de construire et de maintenir son niveau d'expertise en le nourrissant par ses recherches. Celles-ci sont très souvent menées en partenariat avec des entreprises et/ou des partenaires académiques. Accueillir des doctorants est alors une formidable opportunité d'établir une étroite coopération avec le monde universitaire. Cette coopération est particulièrement vivifiée par le dynamisme de ces jeunes chercheurs, qui constituent de plus un vivier pour les futurs recrutements de l'Institut.

L'objectif de l'IRSN est d'accueillir environ quinze thèses par an. C'est un objectif ambitieux qui n'a pas été atteint ces dernières années (figure 1). Le nombre de sujets proposés en 2002 est cependant en forte hausse et devrait permettre d'atteindre l'objectif visé. Tous les départements peuvent accueillir des doctorants, même si certains d'entre eux en accueillent davantage.

Figure 1

Évolution des thèses soutenues à l'IRSN.



Plutôt que la mention des thèses, qui n'est plus une bonne mesure (les félicitations du jury sont abandonnées dans bon nombre d'établissements), nous avons mis en place l'indicateur suivant : le nombre de publications dans les revues à comité de lecture. Cet indicateur nous semble pertinent car il est au moins utilisé pour le recrutement dans la recherche. Sur l'ensemble des thèses soutenues en 2001, la moyenne des publications s'élève à 2,6, chaque doctorant ayant au moins une publication.

Enfin, l'employabilité des anciens doctorants de l'IRSN est bonne. Sur l'ensemble des doctorants ayant soutenu en 2000 et en 2001, 60 % ont un contrat à durée indéterminée (dont le tiers à l'IRSN), 30 % ont un contrat à durée déterminée (dont 5 % en post-doctorat) et 10 % sont en recherche d'emploi.

# Mécanismes de la réabsorption et de la toxicité tubulaire proximale rénale de l'uranium

• D. MULLER (IRSN)

Cette thèse est réalisée par Dany Muller au laboratoire d'études appliquées en radiotoxicologie de l'IRSN à Pierrelatte, sous la direction du professeur Brochard (université de Bordeaux II) et en collaboration avec COGEMA.

## Introduction

Les nombreuses manipulations et transformations de l'uranium accomplies lors des différentes phases du cycle du combustible nucléaire comportent, malgré les moyens de prévention et de sécurité mis en place, un risque de contamination interne des travailleurs. Cette dernière s'effectue essentiellement par blessure ou inhalation. Une fois introduit dans l'organisme, l'uranium forme des complexes soit avec les protéines plasmatiques, soit avec les différents anions organiques et inorganiques (carbonates, phosphates, c-trates). Ces derniers types de complexes, de

faible poids moléculaire, passent la barrière glomérulaire rénale et sont partiellement excrétés par voie urinaire. Cependant, l'uranium est également déposé dans les os et dans les reins, où il peut présenter deux types de toxicité : une toxicité radiologique, liée au caractère radioactif des isotopes de l'uranium, et une toxicité chimique, liée à sa caractéristique de métal lourd. Les tissus osseux sont les cibles des effets radiotoxiques. Les reins, appareils d'épuration de l'organisme, sont le siège des effets chimiotoxiques qui s'exercent au niveau d'une partie spécialisée du néphron : le tubule contourné proximal (**figure 1**). En cas de contamination massive, ces effets sont susceptibles d'évoluer vers une insuffisance rénale aiguë. Ainsi, dans le but de limiter les dommages rénaux après contamination interne par l'uranium, l'objectif des thérapies est d'accélérer son excrétion de l'organisme. Néanmoins, malgré les nombreuses études destinées à limiter la fixation rénale de l'uranium et à en favoriser la décorporation, aucun traitement n'est actuellement réellement efficace.

Figure 1

Structure du néphron (unité fonctionnelle du rein) et image obtenue par microscopie électronique (encart) représentant la formation des microcristaux insolubles de phosphate d'uranyle au sein des lysosomes de l'épithélium tubulaire proximal.

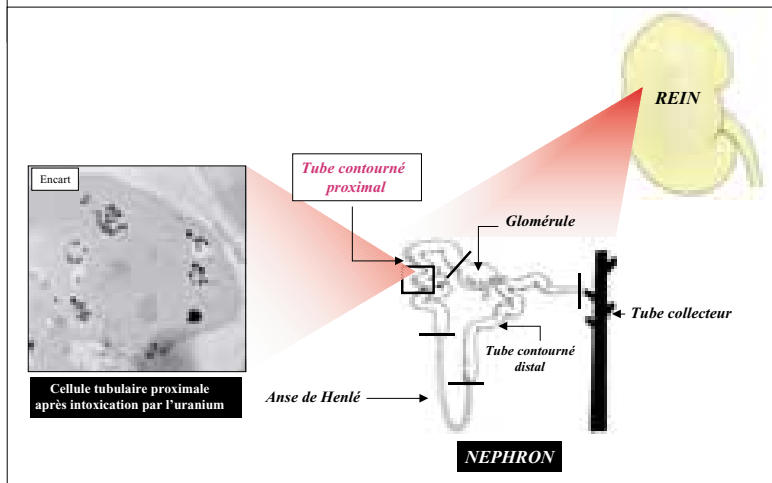


Figure 2

Représentation schématique du processus endocytaire par récepteur interposé (RME).

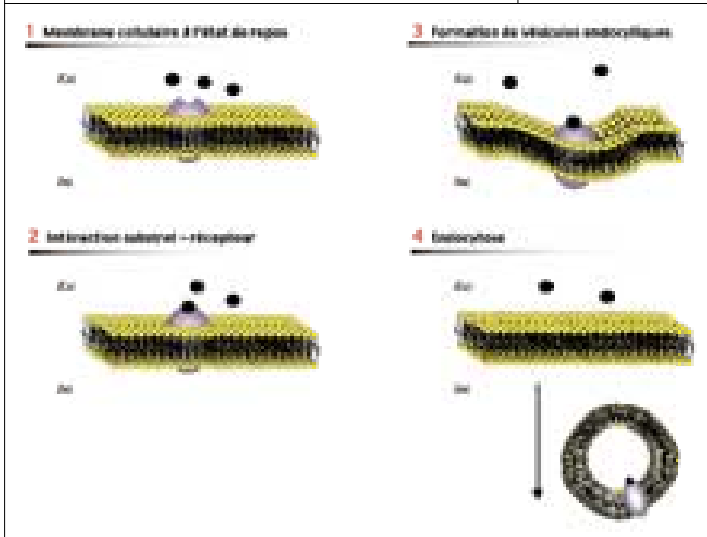
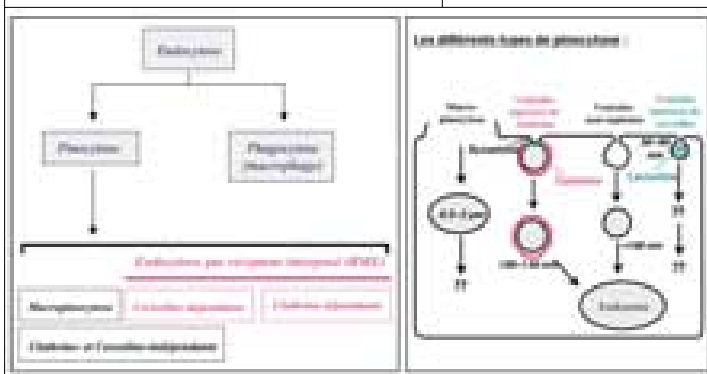


Figure 3

Multiplicité d'état du processus endocytaire.



À l'échelle du tubule contourné proximal, la RME permet la réabsorption des protéines filtrées par le glomérule rénal.

Au niveau cellulaire, les multiples observations effectuées par microscopie électronique à transmission (MET) sur microcoupes de reins de rats contaminés avec de l'uranium, ainsi que les différentes observations réalisées sur des cellules en culture (LLC-PK<sub>1</sub>), ont démontré que l'uranium était incorporé et précipité sous la forme de microcristaux insolubles au sein des lysosomes (figure 1, page 235). Ces résultats sont en faveur d'un mode de pénétration endocytaire de l'uranium dans les cellules tubulaires proximales, bien que cette hypothèse n'ait jamais été validée. Au cours de cette thèse, nous avons donc cherché à caractériser *in vitro* sur culture cellulaire le ou les mécanismes responsables du transport transmembranaire de l'uranium et de sa toxicité. Une meilleure compréhension de ces mécanismes pourrait permettre de proposer par la suite une action thérapeutique efficace visant à accélérer le processus d'élimination de l'uranium et à réduire de la sorte sa néphrotoxicité.

### L'endocytose : voie principale de pénétration de l'uranium

L'endocytose est un processus cellulaire ubiquitaire et une propriété des cellules eucaryotes au moyen desquels les composés du milieu extracellulaire sont absorbés par l'intermédiaire de vésicules membranaires (figure 2). Plusieurs types d'endocytose ont été décrits à ce jour dans la littérature, dont les différences portent principalement sur la taille des vésicules néoformées et les protéines associées mises en jeu (figure 3). Parmi ces mécanismes, les processus les plus étudiés, et certainement les plus importants, sont les voies "endocytiques clathrine et cavéoline dépendantes", que l'on regroupe sous le terme d'endocytose par récepteur interposé (RME). À l'échelle du tubule contourné proximal, la RME permet la réabsorption des protéines filtrées par le glomérule rénal. Elle s'effectue par l'intervention de récepteurs clés responsables de la réabsorption rénale d'un grand nombre de protéines dont l'albumine. Bien que physiologique, l'endocytose par récepteur interposé est également le mécanisme de réabsorption de certaines substances néphrotoxiques (gentamycine, ricine...) et peut par conséquent constituer la première étape dans le développement de la néphrotoxicité de ces éléments. L'uranium ayant été observé par MET sous une forme précipitée dans les lysosomes des cellules tubulaires rénales, l'hypothèse

la plus probable est une assimilation cellulaire par un mécanisme endocytique. Ce phénomène a été vérifié *in vitro* sur culture cellulaire. En effet, l'inhibition et l'activation de l'endocytose de l'albumine (figure 4a), marqueur d'endocytose par récepteur interposé (RME), s'accompagne respectivement d'une diminution et d'une augmentation significative du taux de pénétration de l'uranium (figure 4b). La RME est donc la voie préférentielle de réabsorption tubulaire proximale rénale de l'uranium.

### L'endocytose n'est pas la voie de la toxicité de l'uranium

Il est généralement admis qu'après pénétration et précipitation de l'uranium au sein des lysosomes celui-ci s'y accumule et conduit à terme à une hypertrophie vacuolaire, à un éclatement des lysosomes et enfin à une nécrose cellulaire. Jusqu'à présent, l'ensemble de ces phénomènes était considéré comme étant la cause unique de la toxicité de l'uranium. De manière surprenante, les études *in vitro* sur culture cellulaire mettent en évidence l'implication d'un autre mécanisme, différent de l'endocytose, comme voie principale de cette toxicité (figure 5). En effet, l'inhibition de la RME engendre non pas une diminution de la toxicité de l'uranium mais, au contraire, une augmentation significative de la mortalité cellulaire induite par l'actinide. Ainsi, puisque l'inhibition de l'endocytose provoque une augmentation de la toxicité de l'uranium, ce mécanisme n'est donc pas la voie cellulaire par laquelle l'uranium induit un effet toxique après avoir été réabsorbé. Cela suggère l'existence d'une seconde voie de pénétration, différente de la fonction endocytique mais régulée par cette dernière et qui serait responsable du transport de la forme chimique toxique de l'uranium. Cela est d'autant plus probable que l'endocytose est décrite dans la littérature comme étant un mode de régulation de nombreux systèmes de transport membranaire.

### Réabsorption des phosphates et toxicité de l'uranium

Les deux organes de dépôt en cas de contamination interne par l'uranium sont les os et les reins, dont l'une des fonctions physiologiques communes est le maintien de l'homéostasie du calcium et du phosphate sanguin. Cette régulation

Figure 4a et 4b

L'inhibition et l'activation d'endocytose (4a) s'accompagnent respectivement d'une diminution et d'une augmentation du taux de transfert cellulaire de l'uranium (4b).

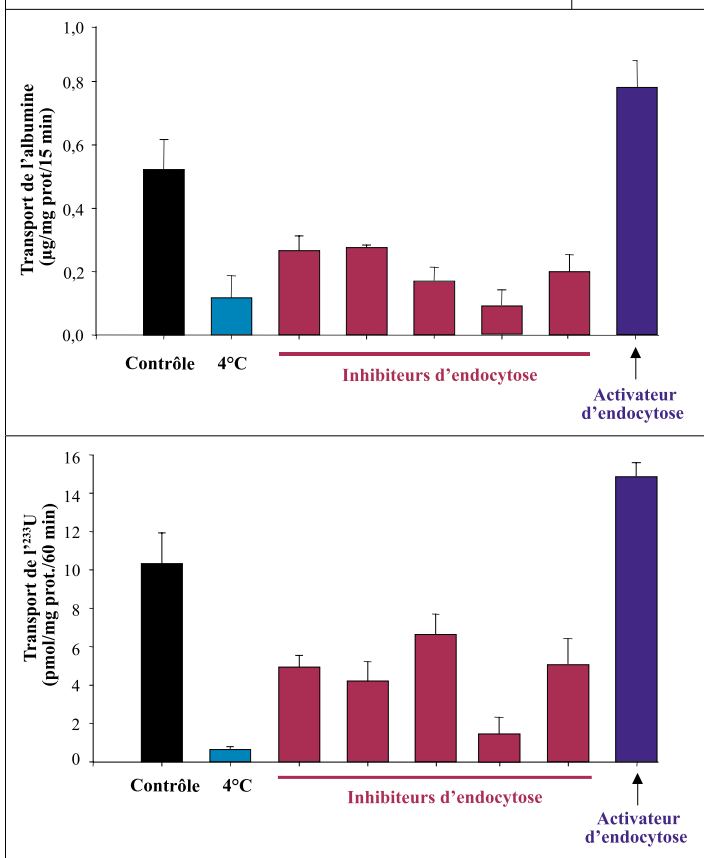
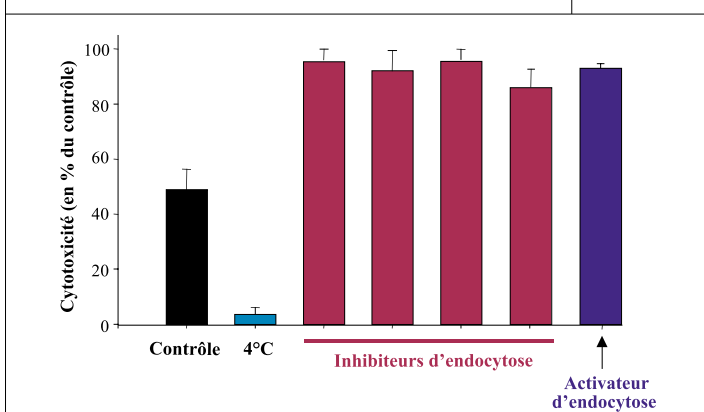


Figure 5

L'inhibition et l'activation de l'endocytose engendrent une augmentation de la toxicité de l'uranium.



Les deux organes de dépôt en cas de contamination interne par l'uranium sont les os et les reins.

## Le phosphate est un anion inorganique présent dans le compartiment extracellulaire à une concentration physiologique comprise entre 0,8 et 1,4 mmol.l<sup>-1</sup>.

Figure 6

L'inhibition du cotransporteur Na-Pi II, responsable de la réabsorption rénale du phosphate, diminue le taux de transport et la toxicité de l'uranium.

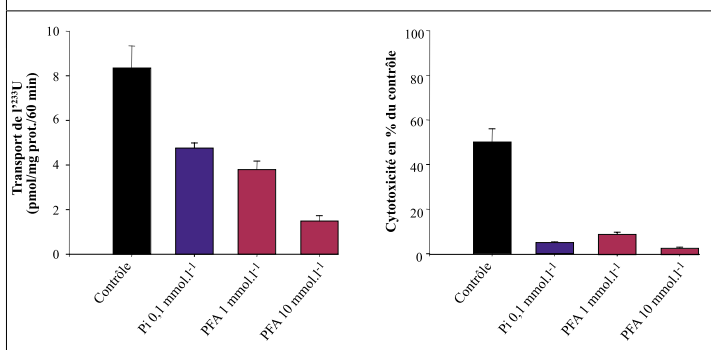


Figure 7

Expression et activité du cotransporteur Na-Pi II dans le modèle cellulaire MDCK, avant et après activation du transporteur par le dexaméthasone.

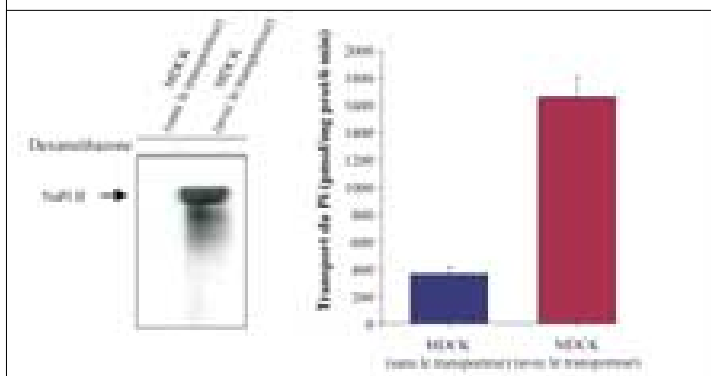
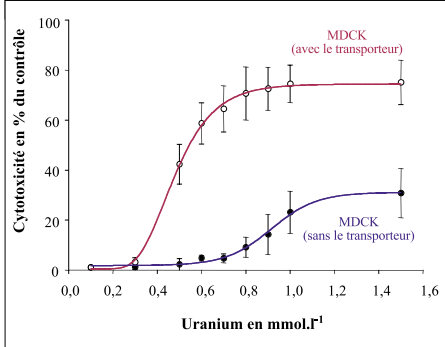


Figure 8

L'activation du cotransporteur Na-Pi II dans le modèle MDCK induit une augmentation de la cytotoxicité de l'uranium.



s'effectue par l'intermédiaire d'une modulation des phénomènes de réabsorption-excrétion au niveau rénal et de synthèse-dégradation de la matrice osseuse squelettique. Tandis que les processus de réabsorption et d'excrétion du calcium s'effectuent tout au long du néphron, le phosphate est réabsorbé à 90 % au niveau des tubes contournés proximaux. Cela nous a alors suggéré l'existence d'un lien direct entre les processus cellulaires impliqués dans la réabsorption rénale du phosphate et la toxicité de l'uranium.

Le phosphate est un anion inorganique, présent dans le compartiment extracellulaire à une concentration physiologique comprise entre 0,8 et 1,4 mmol.l<sup>-1</sup>, qui est réabsorbé par l'épithélium tubulaire proximal via un cotransporteur membranaire : le cotransporteur Na-Pi de type II. L'inhibition de la réabsorption du phosphate par l'incubation des cellules en présence d'un inhibiteur spécifique, l'acide phosphonoformique (PFA), entraîne une modification significative de dose dépendante du taux de transport de l'uranium et conduit à une suppression totale de son effet cytotoxique (figure 6). De même, lorsque la concentration extracellulaire en phosphate est ajustée à 0,1 mmol.l<sup>-1</sup>, condition physiologique d'hypophosphatémie, l'action toxique de l'uranium est totalement annihilée. L'ensemble de ces résultats est donc en accord avec l'hypothèse selon laquelle il existe au moins deux mécanismes distincts impliqués dans le transport de l'uranium : la voie endocytaire responsable de la réabsorption de la majeure fraction de l'uranium, et le cotransporteur sodium-phosphate de type II, responsable du transport d'une plus faible quantité d'uranium à l'origine de l'effet cytotoxique. Cela a été confirmé à l'aide d'un second modèle cellulaire : le système MDCK. Ces cellules, d'origine tubulaire distale, n'expriment pas le cotransporteur Na-Pi de type II en temps normal. Elles ont cependant été génétiquement modifiées afin d'exprimer le gène du cotransporteur en présence de dexaméthasone (figure 7). Après activation du promoteur du gène codant pour le transporteur Na-Pi II, le taux de transport transmembranaire du phosphate ainsi que la toxicité de l'uranium sont multipliés par un facteur 4 (figures 7 et 8).

## Conclusion

Du fait de son affinité électrochimique pour de nombreux anions organiques et inorganiques, la toxicocinétique membranaire et cellulaire de l'uranium semble plus complexe que ce qui était généralement admis. La synthèse des informations concernant la répartition histologique de l'uranium, ses caractéristiques cytotoxiques et cinétiques permettent de mieux comprendre le

comportement chimiotoxique de cet élément. Ainsi, bien que la majorité de l'uranium extracellulaire soit réabsorbée par un processus endocytaire, une fraction très faible l'est également via le cotransporteur Na-Pi de type II. Cette petite quantité d'uranium se présenterait alors sous une forme soluble cytosolique et serait à la base de la cytotoxicité de l'actinide.



### Index

*Néphrotoxicité* : effets toxiques pour le rein.

*Cytotoxicité* : effets toxiques pour la cellule.

*Cellules eucaryotes* : cellules possédant un noyau et d'autres organites, tous limités par une membrane.

*Organites* : compartiment fonctionnel des cellules.