



énergie atomique • énergies alternatives

DOSSIER DE PRESSE



Les recherches du CEA sur la sûreté nucléaire

Février 2012

CONTACTS PRESSE : CEA / Service Information-Média

Stéphane LAVEISSIERE Tél. : 01 64 50 27 53 - stephane.laveissiere@cea.fr

CEA Saclay / Siège
Direction de la Communication
Service Information-Média
91191 Gif-sur-Yvette Cedex
Tél. : (33) 01 64 50 20 11
Fax : (33) 01 64 50 28 92
www.cea.fr/presse

Sommaire :

Les recherches du CEA sur la sûreté nucléaire

- 3 La sûreté nucléaire à la lumière des événements de Fukushima
- 5 La R&D en sûreté nucléaire en soutien aux réacteurs actuels et en construction
- 8 La sûreté nucléaire des réacteurs de 4^{ème} génération

10 ANNEXES

- 11 Le laboratoire d'Etudes de Mécanique Sismique EMSI
- 14 L'installation MISTRA
- 16 L'installation VERDON
- 17 La plateforme PLINIUS
- 18 Présentation du CEA

Photos de couverture :

À gauche : instrumentation d'une maquette au laboratoire EMSI, au CEA de Saclay. © P.Stroppa/CEA

Au milieu : le « fantôme » d'un corium, en étude au CEA de Cadarache. © CEA

À droite : vue de l'installation MISTRA pour le risque hydrogène, au CEA de Saclay. © CEA

Introduction :

la sûreté nucléaire à la lumière des événements de Fukushima

La sûreté nucléaire est une priorité des acteurs du nucléaire en France. Elle consiste à prendre en compte tous les risques potentiels qui concernent une installation nucléaire et à mettre en place des dispositions qui permettent de faire face à chacun de ces risques. Elle couvre donc un ensemble de dispositions techniques et organisationnelles destinées à prévenir les accidents et à en limiter les conséquences dans l'hypothèse où l'accident surviendrait néanmoins.

La sûreté nucléaire repose sur trois composantes :

- La conception et l'amélioration des installations : progrès continu sur les installations existantes, amélioration entre les générations successives ;
- L'exploitation des installations : la culture de sûreté, la prise en compte du « retour d'expérience » ;
- L'existence d'un cadre réglementaire (décrets) et législatif (loi Transparence et Sûreté Nucléaire) et d'une autorité de sûreté indépendante garante du respect de ces dispositions.

Sans remettre en cause les fondamentaux, **les événements de Fukushima ont suscité une réflexion profonde sur la sûreté nucléaire des réacteurs**, qui a conduit aux conclusions suivantes :

- prendre en compte un cumul d'événements externes extrêmes affectant un site nucléaire et à prévoir des dispositions de prévention de tout enchaînement aboutissant à un accident de réacteur, en pareil cas de cumul d'événements ; c'est l'enjeu des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) lancées par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) sur toutes les installations nucléaires françaises.
- améliorer les moyens de gestion d'un site accidenté (plusieurs réacteurs, pertes d'alimentation électrique) : des dispositions sont à prendre pour garantir la capacité d'alimenter un réacteur en électricité et en fluide de réfrigération ;
- assurer une capacité à renforcer rapidement les équipes d'un site accidenté par des équipes compétentes et provenant d'autres sites, avec des moyens d'alimentation électrique et en fluide de réfrigération ;
- poursuivre dans la durée un effort de R&D en sûreté nucléaire, à la fois pour progresser dans la sûreté des réacteurs actuels et pour nourrir la conception de réacteurs futurs.

Dans ce domaine de la R&D, **les événements de Fukushima n'ont pas révélé de lacune majeure dans le champ de connaissance** des phénomènes dans un réacteur en situation d'accident grave. En revanche, ils mettent en lumière la **nécessité de maintenir un effort de R&D dans la durée**, supporté par les installations expérimentales associées, dans le domaine de la sûreté des réacteurs et dans le domaine de la protection de l'homme et de l'environnement.

Dans ce cadre, le CEA étudie les éléments techniques de sûreté dans les réacteurs nucléaires, en soutien aux autorités de sûreté et aux industriels. Dans ces activités du CEA, on peut distinguer la R&D pour la sûreté des réacteurs actuels, de 2^{ème} et 3^{ème} génération, et la recherche sur les réacteurs de 4^{ème}

génération, pour lesquels la sûreté est un critère majeur.

La R&D en sûreté nucléaire en soutien aux réacteurs actuels et en construction

Les événements de Fukushima mettent en relief des besoins pérennes de R&D en sûreté nucléaire.

Les cycles de développement de l'industrie nucléaire sont longs. Il importe donc de mettre en place dès maintenant les programmes de R&D qui alimenteront les études de conception de réacteur dans les prochaines décennies. Les résultats de ces programmes permettent aussi de faire progresser la sûreté des réacteurs actuels. Ils contribuent enfin à développer une capacité d'expertise (avec les installations expérimentales associées) et à la maintenir dans la durée ; une telle capacité est indispensable.

La R&D sur les accidents graves de réacteur, menée notamment par le CEA, a pour objectifs principaux la compréhension des phénomènes physiques et la réduction des incertitudes, la modélisation prédictive fiable pour les applications aux réacteurs à eau légère. Les perspectives à moyen terme portent sur les « agressions » externes, telles que le séisme, et les mécanismes et dispositifs pour arrêter la progression de l'accident et limiter les rejets radioactifs.

Les programmes du CEA couvrent deux grands volets : le comportement des structures soumises à un séisme et le comportement des réacteurs en cas d'accidents graves.

Comportement des structures en cas de séisme :

La compréhension et la simulation de la réponse des structures en cas de séisme relèvent du domaine de la prévention des accidents. La quantification des marges est un point essentiel de la démonstration de robustesse des installations et de l'amélioration de l'appréciation de leur sûreté.

Ce champ de R&D s'appuie sur une démarche expérimentale et sur la simulation numérique. La dimension expérimentale, indispensable pour valider les modèles et faire progresser les connaissances, utilise notamment les installations du CEA situées à Saclay : la plateforme Tamaris.

Les limitations des capacités expérimentales existantes demandent à être dépassées. Plusieurs besoins expérimentaux sont aujourd'hui identifiés, au-delà des capacités des moyens actuels : l'expérimentation sur des maquettes de grandes dimensions (avec des essais en sous-structuration), la simulation de grands déplacements et de fortes accélérations et, enfin, l'expérimentation sur maquette « multi-supportée », en couplant plusieurs tables vibrantes. C'est l'objectif du projet Extam actuellement au stade d'études préliminaires.

Comportement des réacteurs en cas d'accident grave (avec fusion du cœur) :

Les événements de Fukushima sont typiquement des « accidents graves avec fusion du cœur », un domaine technique qui va bien au-delà de la formation d'un « corium »¹, et déjà très riche de connaissances et d'enseignements. Un accident résulterait d'un cumul de défaillances d'une installation (perte de sources électriques, perte de sources froides), à l'image de ce qui s'est produit à Fukushima. L'enjeu des recherches est d'en évaluer et d'en maîtriser les conséquences. L'évaluation du risque de perte de confinement² consécutif à la fusion totale ou partielle du cœur du réacteur, ainsi que de qualifier les dispositifs de prévention et de mitigation (ou atténuation des effets).

Le scénario d'un accident grave avec fusion du cœur comporte plusieurs phases, avec des domaines de R&D spécifiques :

- la dégradation du cœur en cuve : la production d'hydrogène et la sauvegarde de l'enveloppe, la formation de débris et du bain de corium (combustible et matériaux de structure fondus) et leur progression en cuve ;
- le relâchement et le transport des produits de fission³ ;
- le percement de la cuve : il convient alors d'étudier la progression du corium hors cuve, l'interaction du corium avec le béton et avec l'eau.

La **production d'hydrogène en cas d'accident grave** est une spécificité des réacteurs à eau. En effet, le gainage du combustible (enveloppe métallique de l'oxyde d'uranium et des produits de fission) est réalisé en alliage de zirconium. L'oxydation du zirconium par la vapeur d'eau produit de l'hydrogène et s'accélère à la température de 1 500°C. L'hydrogène relâché dans l'enveloppe de confinement (via une brèche du circuit primaire⁴) et mélangé à l'air est inflammable si sa proportion est comprise entre 4% et 75% en volume. Face au risque d'explosion et de défaillance de l'enveloppe, des recombineurs catalytiques d'hydrogène sont disposés dans l'enveloppe des réacteurs à eau pressurisée, réduisant significativement le risque lié à une combustion. Ce domaine nécessite toutefois une R&D sur le long terme pour mieux connaître la distribution de l'hydrogène (répartition et stratification dans l'enveloppe de confinement). Il s'agit d'un enjeu majeur face à l'inflammabilité de l'hydrogène, afin de prévenir tout risque de combustion, de déflagration et, dans les cas extrêmes, de détonation risquant d'affecter l'enveloppe de confinement.

En cas de rupture ou de fusion des gaines combustibles, une partie de la radioactivité contenue dans le cœur du réacteur est susceptible d'être transférée dans l'enveloppe de confinement, voire dans l'environnement. L'étude

¹ Corium : cœur du réacteur en fusion/fondu. Le corium est un magma complexe hautement radioactif, composé principalement d'oxyde d'uranium, de produits de fission, de zirconium (gaines du combustible) et d'acier (éléments internes de la cuve).

² Le confinement est le dispositif de protection destiné à contenir les produits radioactifs à l'intérieur d'un périmètre déterminé fermé.

³ Produits de fission : produits issus de la fission des atomes d'uranium et de plutonium : césium, strontium, iode, xénon...

⁴ Le circuit primaire est le circuit fermé dans lequel circule un fluide caloporteur (de l'eau sous pression pour un REP) afin d'extraire la chaleur du cœur du réacteur. Cette chaleur est ensuite transmise à un autre circuit, le circuit secondaire, pour produire de la vapeur puis de l'électricité.

du **relâchement et du transport des produits de fission**, en cas d'accident, est très importante pour évaluer les risques de rejets radioactifs, ou pour caractériser la situation par une confrontation de la simulation et des mesures. Les études menées jusqu'à présent ont permis d'acquérir une bonne connaissance du comportement des différentes familles de produit de fission selon leur volatilité pour les combustibles actuels à l'oxyde d'uranium. L'un des objectifs est d'acquérir la même connaissance expérimentale pour les combustibles MOX.

Enfin, le **comportement du corium** met en jeu des phénomènes complexes. Son exploration nécessite des installations expérimentales telles que celles du CEA à Cadarache (plateforme Plinius). L'étude de l'interaction du corium avec l'eau dans la cuve et le puits de cuve est importante pour prévenir les risques d'explosion vapeur affectant l'intégrité de l'enceinte de confinement. On étudie aussi l'interaction du corium avec le béton du radier⁵, en cas de percement de la cuve. Ces phénomènes physiques demandent toujours à être explorés plus profondément. L'enjeu de ces recherches est de garantir le non-percement de la cuve ou du radier, ce qui constituerait une perte de l'intégrité de la 2^e ou de la 3^e barrière de confinement.

⁵ Radier : les fondations du réacteur, en l'occurrence une dalle de béton située sous le réacteur.

La sûreté nucléaire des réacteurs de 4^e génération

Pour mieux répondre aux contraintes de sécurité d'approvisionnement et d'indépendance énergétique, mais aussi aux contraintes environnementales (grâce aux perspectives qu'ils offrent en matière de gestion des déchets contenant des radionucléides à vie longue), le CEA travaille sur des systèmes nucléaires du futur, dits de quatrième génération, pour un possible déploiement industriel vers 2040.

Les recherches menées au CEA, dans le cadre du Forum international Generation IV, portent sur **deux filières de réacteurs à neutrons rapides**, une **filière refroidie au sodium** (RNR-Na, prototype Astrid) et une **filière refroidie au gaz** (RNR-G, réacteur expérimental Allegro), qui apparaît comme une option à plus long terme.

Les réacteurs rapides refroidis au sodium présentent des avantages de premier plan, dans le domaine de la sûreté nucléaire :

- Le circuit primaire est entièrement contenu dans la cuve principale (cœur, pompes primaires, échangeurs intermédiaires).
- Le circuit primaire n'est pas pressurisé.
- La marge à l'ébullition est très grande (de l'ordre de 300°C).
- La grande quantité de sodium primaire donne au réacteur une inertie thermique⁶ très grande qui augmente le « délai de grâce » en cas de perte de refroidissement.
- L'architecture du RNR-Na permet une très bonne mise en route de la circulation naturelle.
- On peut ainsi concevoir des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle, actifs ou passifs, déjà testés par le passé.

Les réacteurs refroidis au sodium disposent de caractéristiques intrinsèques favorables pour le refroidissement du réacteur : grande inertie thermique et source froide diversifiée (eau mais aussi atmosphère, convection naturelle).

Toutefois, si la technologie des RNR-Na a déjà été étudiée et bénéficie de plusieurs réalisations à l'échelle du prototype ou du démonstrateur (environ 400 années-réacteur d'exploitation cumulée), les recherches réalisées aujourd'hui visent à déployer un RNR-Na de quatrième génération à une échelle industrielle, représentant des innovations en rupture technologiques totale avec ce qui s'est fait jusque-là.

Au plan de la sûreté, une attention plus particulière est portée à :

- l'amélioration de la maîtrise de la réactivité :
Les cœurs de RNR-Na présentent généralement un coefficient de vidange positif, c'est-à-dire que la disparition du sodium (par ébullition par exemple) insère de la réactivité qui peut conduire, en l'absence de ligne de défense, à une excursion de puissance⁷ (fusion du cœur, dégagement d'énergie mettant le confinement à l'épreuve). Le CEA et ses partenaires étudient un cœur – conçu par le CEA – ayant un

⁶ Inertie thermique : temps nécessaire pour changer d'« équilibre » thermique.

⁷ Excursion de puissance : augmentation très rapide et momentanée de la puissance du réacteur, au-delà de sa puissance de fonctionnement.

coefficient de vidange négatif (à valider par l'expérimentation). Ceci pourrait conférer au cœur des caractéristiques de sûreté intrinsèque dans le cas de certains scénarios accidentels ;

- la maîtrise des accidents graves : récupérateur de corium et refroidissement long terme ;
- l'amélioration de l'évacuation de la puissance résiduelle⁸, au moyen de systèmes redondants, actifs et passifs ;
- l'amélioration de la maîtrise du confinement, dont les risques présentés spécifiquement par le sodium ;
- l'élimination de l'occurrence d'une réaction sodium-eau.

Parce que les cycles de développement dans l'industrie nucléaire sont particulièrement longs, il est important d'anticiper de plusieurs décennies les orientations qui pourraient être prises. Dans l'hypothèse où l'énergie nucléaire occuperait une place importante dans le mix énergétique mondial, le recours au RNR deviendrait inévitable à plus ou moins longue échéance.

La stratégie industrielle suivie jusqu'à présent par la France la place dans une position particulièrement favorable pour s'engager le moment venu dans la voie des RNR. Il s'agit là d'un avantage indéniable vis-à-vis de la concurrence qui se dessine (Russie, Inde, Chine...). La sûreté pourrait constituer l'un des atouts de cette filière.

⁸ Puissance résiduelle : puissance thermique développée par le réacteur à l'arrêt.

ANNEXES

Le laboratoire d'Etudes de Mécanique Sismique EMSI

Créé il y a plus de 35 ans au CEA, le laboratoire d'Etudes de Mécanique Sismique EMSI poursuit deux grands objectifs :

- comprendre le comportement sismique de diverses installations, équipements et composants ;
- et réduire les conséquences des séismes sur celles-ci.

Les grands thèmes actuels d'activité sont :

- la modélisation et justification des structures sous chargements dynamiques ;
- l'étude des systèmes non-linéaires, par des approches déterministes et probabilistes ;
- la compréhension et la simulation des phénomènes physiques complexes sous séisme (interactions fluide-structure, sol-structure...).

Le laboratoire EMSI permet également la réalisation d'essais de qualification sismique pour les équipements dans le domaine tant civil que nucléaire.

Le laboratoire compte une vingtaine de chercheurs qui travaillent selon deux approches :

- l'expérimentation sur la plateforme d'essais TAMARIS ;
- la simulation avec des codes de calcul numérique.

Présentation de la plateforme TAMARIS :

La plateforme Tamaris comporte différents moyens pour mener des essais dynamiques, en particulier des essais sismiques sur des structures et des équipements. L'installation est dimensionnée pour tester tous types de structures (« génie civil » en béton armé, structures métalliques ou bois, composants), avec des spécificités nucléaires ou non.

La plateforme TAMARIS est installée sur le centre CEA de Saclay, dans un hall de 800 m² et 16 mètres de hauteur.

Elle est composée de 4 tables vibrantes et d'une fosse :

- **Azalée** : table vibrante de 6m de côté, pour 2m d'épaisseur, ce qui en fait la plus grande table vibrante d'Europe. La table est actionnée dans les 3 dimensions par 8 vérins hydrauliques, qui peuvent exercer chacun une force dynamique de 100 tonnes. Azalée peut supporter des spécimens pesant jusqu'à 100 tonnes.
- **Vésuve** : première table vibrante mise en service au CEA (1969), de 3,1m de côté, pour des essais mono-axiaux horizontaux avec des structures allant jusqu'à 20 tonnes.
- **Tournesol** : table vibrante bi-axiale (horizontal – vertical) de 2m de côté, supportant jusqu'à 10 tonnes.
- **Mimosa** : table mono-axiale de 2m de côté, avec une charge utile de 10 tonnes, conçue particulièrement pour tester des maquettes de dimensions réduites, en hautes fréquences.
- **Iris** : fosse hexagonale de 15m de profondeur, qui permet de tester des équipements filiformes de grande hauteur comme des barres de commandes de réacteur. Des vérins fixés aux parois de la fosse à

différentes hauteurs permettent de solliciter radialement la structure. Pour l'excitation verticale, un vérin est placé sous la structure.

Le laboratoire, en particulier l'installation Tamaris, fait partie des grandes installations européenne dans le domaine du génie parasismique et travaille en étroite collaboration avec d'autres laboratoires européens : Université de Bristol, LNEC à Lisbonne, NTUA à Athènes, ELSA à JRC/ISPRA... Le laboratoire a réalisé de nombreux essais et participé à de nombreux projets européens dans le cadre des FP5, FP6 et FP7 (Programmes ECOEST, ECOLEADER, SERIES...).



Maquette ECOLEADER. © S.Poupin/CEA

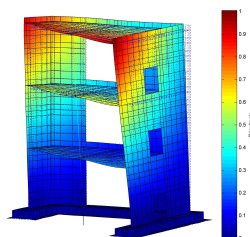
Des collaborations sont également menées avec EDF, AREVA et l'IRSN.

Exemple avec le projet SMART :

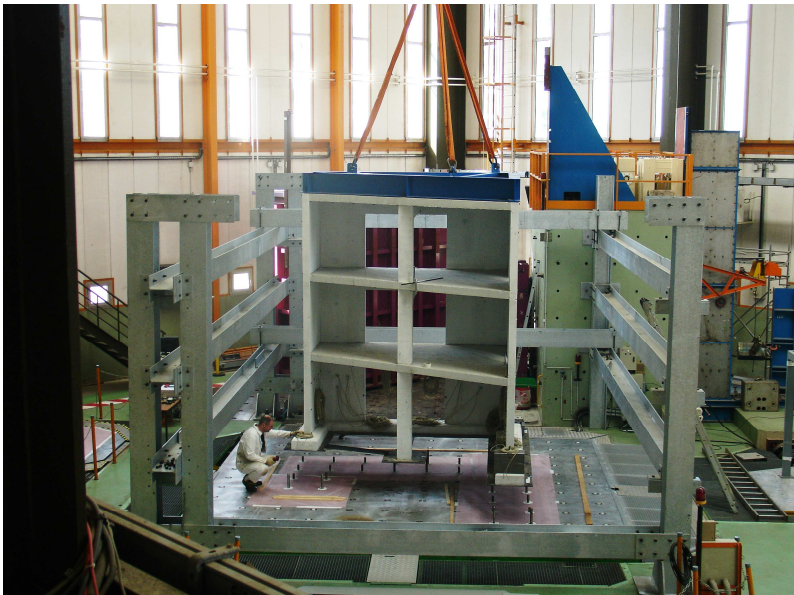
Le projet SMART (*Seismic design and best-estimate Methods Assessment for Reinforced concrete buildings subjected to Torsion and non-linear effects*) a été lancé avec EDF en 2006.

Il vise à améliorer la connaissance des marges de sécurité dans les méthodes de dimensionnement parasismique des installations nucléaires. Améliorer la codification pour tenir compte des marges constitue un enjeu majeur de sûreté et un enjeu économique. Les résultats du programme SMART sont utiles :

- pour les installations actuelles, en vue de l'allongement de leur durée de fonctionnement ;
- pour les installations futures, dans le cadre des exigences de sûreté toujours plus fortes.



Le projet SMART permet également de partager les connaissances et expériences internationales sur les questions de dimensionnement parasismique. Dans le cadre de la collaboration CEA-EDF, le laboratoire a lancé en 2009 un *benchmark* international. 33 équipes universitaires, industrielles et du domaine de l'énergie nucléaire ont été sollicitées pour réaliser des calculs prédictifs sur la réponse de la maquette soumise aux vibrations de la table vibrante Azalée, à partir d'informations comme les dimensions du bâtiment, l'intensité et le type de secousses auxquelles il serait soumis. L'analyse des réponses apportées doit permettre d'affiner les bases de données à partir desquelles sont effectués les calculs prédictifs et, *in fine*, les recommandations et réglementations pour définir les niveaux de résistance des bâtiments.



Maquette SMART : comportement sismique d'une maquette de bâtiment nucléaire de type bâtiment électrique à l'échelle 1/4 soumise à des effets 3D (i.e. torsion) et à des effets non-linéaires.
© CEA/EMSI

Le déroulement d'un essai sur la plateforme TAMARIS :

Les essais sont généralement précédés d'une phase de calculs au cours de laquelle on modélise les structures. Sur la base des objectifs de l'étude, ces calculs prédictifs permettent de déterminer les paramètres d'essais : géométrie de la maquette, caractéristiques des matériaux, séquence des essais, caractéristiques des signaux sismiques...

La maquette est ensuite fabriquée par des entreprises spécialisées du BTP, puis lestée afin de simuler, notamment, les efforts transmis aux équipements par les planchers. Enfin, elle est instrumentée : plusieurs centaines de capteurs sont posés afin de mesurer les accélérations, déplacements, déformations des aciers et du béton.

Durant le test, la maquette subit des accélérations horizontales dans les trois directions (2 horizontales, 1 verticale ?), comprises entre 0,05 et 1 g*. Une caméra capable d'enregistrer 150 à 200 images par seconde filme le comportement de la structure, et les capteurs permettent un suivi d'ensemble ou plus localisé de son comportement.

** Pour quantifier les accélérations subies lors d'un test, les chercheurs ne se réfèrent pas à l'échelle de Richter mais à l'accélération maximale au niveau du sol, exprimée en nombre de g (unité d'accélération, 1g au sol = 9,81 m/s²). Par exemple, un séisme de magnitude 5,5 sur l'échelle de Richter, sous le site étudié, avec son hypocentre à 10 km de profondeur, équivaut à une accélération de 0,2 g.*

Au cours de la campagne d'essai, la modélisation est ensuite confrontée à chaque résultat expérimental obtenu. Les écarts entre calculs et essais sont ainsi analysés et corrigés en cours de campagne d'essais. Ces corrections s'appliquent aussi bien au modèle numérique qu'au montage expérimental. Après la campagne d'essais, les simulations numériques sont alors approfondies et généralisées (en matière de modélisation numérique, on utilise en particulier un code de référence nommé CAST3M, développé notamment au CEA).

L'installation MISTRA

Le programme expérimental MISTRA est l'un des programmes du CEA sur les accidents graves concernant les réacteurs à eau pressurisée (REP) et les réacteurs pour la propulsion navale. Il se focalise sur la thermohydraulique de l'enceinte de confinement et le risque hydrogène. Ce programme est associé au développement et à la validation de codes de simulation.

Depuis son démarrage en 2001, le programme MISTRA est largement impliqué dans des programmes nationaux et internationaux (EURATOM, OCDE).

Les objectifs de l'installation MISTRA sont les suivants :

- Compréhension de la thermohydraulique des accidents graves, de la dispersion de l'hydrogène en milieu confiné ;
- Etudes de différentes stratégies de mitigation (aspersion, inertage et recombineur) ;
- Obtention de données expérimentales de qualité très instrumentées pour la validation de codes de simulation.

L'installation est dimensionnée pour réaliser les études des couplages entre différents phénomènes permettant une extrapolation à l'échelle d'un réacteur (même domaine de température et de pression) :

- Écoulement tridimensionnel d'air, de vapeur d'eau, d'azote et d'hydrogène -simulé expérimentalement par de l'hélium-,
- Convection naturelle, transfert thermique par condensation sur les structures internes ainsi que sur les parois de l'enceinte, étude du transfert de chaleur par des recombineurs dont l'effet thermique est simulé ;
- Enrichissement local de la teneur en hélium par condensation de la vapeur d'eau sur les parois ou sur les gouttelettes d'eau lors de l'utilisation de systèmes d'aspersion pour contrôler la pression de l'enceinte (qui s'accroît avec le relâchement accidentel de vapeur), stratification forcée ou naturelle d'hélium ;
- Effets d'une géométrie interne complexe avec possibilité de cloisonnement (ici compartiment) ;
- Effet de la localisation de point d'injection de gaz simulant une brèche ;
- Études des techniques de mitigation spécifiques au risque hydrogène, avec l'inertage à l'azote pour des enceintes de faible volume, les recombineurs et le système d'aspersion utilisés dans les REP ;
- Simulation expérimentale dans un même dispositif de différents scénarii et de différentes configurations de confinement en contrôlant la température des parois, ce qui permet de s'affranchir des problèmes dus à l'inertie thermique des parois et à ceux liés au ratio surface/volume.



Vue de l'instrumentation de l'installation MISTRA. © CEA

L'installation Mistra correspond à l'enceinte de confinement d'un REP français actuel à une échelle de 1/10ème. La cuve est en acier inox et est isolée thermiquement par 20 cm de laine de roche.

Avant le début des expériences, l'installation est préchauffée par injection et par condensation de vapeur ; l'inertie thermique permet une stabilisation suffisante des températures de la paroi externe.

Plusieurs systèmes d'injection de gaz et de vapeur sont disponibles. Les débits massiques d'injection de gaz sont contrôlés et mesurés grâce à des cols soniques qui garantissent une valeur constante indépendante des conditions opératoires en aval.

Les expérimentations doivent permettre de valider la modélisation ; MISTRA est donc très fortement instrumentée pour mesurer :

- La pression (2 capteurs) ;
- La température (du gaz et de la structure, plus de 310 capteurs) ;
- Les compositions gazeuses (concentration) par Spectrométrie de Masse Quadripolaire (vapeur, air, hélium, azote,...) avec 78 lignes d'échantillonnage, par catharométrie (mini-catharomètres) ;
- Les vitesses et la turbulence par Vélocimétrie Laser à effet Doppler (par un des 12 hublots de MISTRA suivant la zone d'intérêt) ;
- Le débit massique de vapeur condensée (6 points de collecte) ;
- Pour le volume gazeux, le maillage des capteurs de température et des tubes de prélèvement d'échantillons gazeux pour les concentration (QMS) comprend quatre demi-plans verticaux 105°, 165°, 225° and 345°.

Plus de 170 essais ont été réalisés depuis le début du programme MISTRA.

L'installation VERDON

L'installation VERDON est implantée dans deux « cellules chaudes » récentes du laboratoire LECA-STAR de Cadarache. Cette installation permet de réceptionner et caractériser des échantillons de combustible fraîchement ré-irradié en réacteur expérimental (reconstitution de l'inventaire en produits de fission de période courte, dont l'impact radiologique est prépondérant), de chauffer les échantillons dans un four inductif sous une atmosphère contrôlée pour reproduire les configurations d'accidents graves et d'étudier le relâchement des produits de fission (PF) et leur transport dans le circuit primaire d'un réacteur. L'objectif ultime de ces recherches est d'identifier au mieux les produits de fission relâchés en cas d'accident et d'avoir une meilleure connaissance de leur forme physico-chimique, pour améliorer les équipements de « mitigation » et éviter les rejets dans l'environnement en situation accidentelle.



Photo : vue de l'installation VERDON. © CEA

Exemple d'un essai « relâchement »

La plupart des expériences réalisées dans le monde et portant sur le comportement des produits de fission (PF) en cas d'accident grave ont concerné le relâchement des PF à partir de combustibles UO₂ dont le taux de combustion était relativement modéré (de 45 à 60 GWj/tU*). Pour les taux de combustion plus élevés, les essais sont moins nombreux. Même si les fractions relâchées et la cinétique de relâchement sont assez bien connues grâce en particulier à 3 essais menés, au début des années 2000, dans une ancienne installation du centre CEA de Grenoble dans la gamme 60-72 GWj/tU, les connaissances sur la répartition des PF et leurs associations entre eux sont insuffisantes pour la validation des modèles.

Le combustible MOX n'a fait l'objet que de deux essais à Grenoble. Aussi, la base expérimentale est peu fournie et de nombreuses questions se posent toujours, en particulier pour le MOX de nouvelle génération.

Dans la configuration du circuit « relâchement », l'échantillon combustible est porté à haute température sous un balayage ajustable d'hélium, vapeur d'eau et hydrogène dans un four à induction permettant d'atteindre 2700°C. Les PF relâchés sont piégés au plus près de leur point d'émission, dans un filtre à aérosols chauffé à 150°C et positionné juste au dessus du four. Au-delà de ce filtre, les formes gazeuses potentielles de l'iode sont piégées dans un filtre sélectif, puis seuls les gaz incondensables injectés et les gaz de fission sortent de la cellule pour être récupérés dans une « boîte à gants »**. Pendant la séquence accidentelle, trois postes de visée en ligne, par spectrométrie gamma, mesurent la cinétique d'émission des PF hors du combustible et leur cinétique de dépôt dans le filtre.

* 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.

** Enceinte étanche qui constitue une barrière entre les matières nucléaires et les opérateurs. Des gants sont reliés de façon étanche aux parois pour permettre de manipuler les objets situés dans la boîte.

La plateforme PLINIUS

(Platform for Improvements in Nuclear Industry and Utility Safety)

PLINIUS est la seule plateforme expérimentale européenne consacrée à l'étude des accidents graves utilisant de grandes masses de corium « prototypiques » (mélanges fondus à hautes températures contenant des oxydes d'uranium appauvris, caractéristiques du mélange fondu qui pourrait surgir pendant des hypothétiques accidents graves).

Cette plate-forme expérimentale implantée au CEA Cadarache est constituée de quatre installations:

- **VULCANO** est une installation constituée d'un four dans lequel 50 à 100 kilogrammes de corium peuvent être fondus. Le corium fondu est versé à l'intérieur d'une section d'essai (soit sur une section d'essai d'étalement, soit dans un creuset) instrumentée spécifiquement.
- 
- **KROTOS** est une installation dédiée à l'étude des interactions entre le combustible et le fluide réfrigérant (explosions de vapeur) afin de valider des codes de calcul. Le transfert thermique entre le combustible fondu et l'eau est si intense et rapide que le temps de transfert thermique est plus court que le temps nécessaire à la décompression, avec pour conséquence la formation d'une onde choc. Cette onde de choc s'intensifie en fonction de la quantité de mélange et de la diminution des temps de transfert d'énergie. Dans l'installation KROTOS, 4,5 kgs de corium ou 1kg d'alumine peuvent être fondus et versés dans une section d'essai remplie d'eau. Les phases de prémélange et d'explosion peuvent ainsi être étudiées. Dans les deux cas les explosions se sont produites spontanément et ont pu être observées dans KROTOS.
 - **COLIMA** est une installation dans laquelle quelques kilogrammes de corium peuvent être fondus par chauffage à induction (150 kW disponibles). Le creuset est installé dans une enceinte de 1,5 m³. Ses murs sont à température contrôlée jusqu'à 160°C. Ce dispositif permet la simulation d'un accident grave et ses conséquences sur l'atmosphère dans l'enceinte du réacteur (air + vapeur, 5 bars-150°C) ou d'atmosphères réductrices.
 - **VITI** est une installation haute température destinée à étudier les propriétés des matériaux, principalement leur viscosité et leur tension superficielle. L'installation permet l'utilisation d'uranium appauvri contenu dans du corium. Le chauffage par induction autorise un chauffage sans contact et la mesure de l'échantillon.

Présentation du CEA :

Le **Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives** (CEA) est un organisme public de recherche qui intervient dans quatre grands domaines :

- les énergies bas carbone (nucléaire et renouvelables),
- les technologies pour l'information et les technologies pour la santé,
- les Très Grandes Infrastructures de Recherche (TGIR),
- la défense et la sécurité globale.

S'appuyant sur une recherche fondamentale d'excellence et sur une capacité d'expertise reconnue, le CEA participe à la mise en place de projets de collaboration avec de nombreux partenaires académiques et industriels. Fort de ses 16 000 chercheurs et collaborateurs, il est un acteur majeur de l'espace européen de la recherche et exerce une présence croissante à l'international.

Plus d'informations sur www.cea.fr

LE CEA EN QUELQUES CHIFFRES (fin 2011) :

Effectifs fin 2011 : 15 867 salariés.

Budget : 4,3 milliards d'euros :

- 2,6 milliards d'euros pour les programmes civils.
- 1,7 milliard d'euros pour les programmes défense.

Le financement des programmes civils du CEA est assuré à 49 % par l'Etat, à 30 % par des recettes externes (entreprises partenaires, fonds incitatifs nationaux, collectivités locales et Union européenne) et enfin à 21 % grâce à deux fonds dédiés à l'assainissement des installations civiles et de défense.

Le financement des programmes de défense est principalement assuré par des subventions versées par le ministère de la Défense (88%).

Le CEA c'est également :

- 665 brevets prioritaires déposés en 2011 ;
- Près de 150 entreprises créées depuis 1984 dans le secteur des technologies innovantes ;
- 45 Unités mixtes de recherche (UMR) liant le CEA à ses partenaires de recherche ;
- 27 Laboratoires de recherche correspondants (LRC) auxquels le CEA participe.