

# Chapitre 10

## Recherches sur le comportement de composants importants des centrales nucléaires, leur vieillissement en particulier

---

Le présent chapitre dresse un état des travaux de recherche et de développement les plus significatifs consacrés aux composants métalliques, aux ouvrages de génie civil et à d'autres composants jouant un rôle pour la sûreté des réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire, notamment un rôle de « barrière » de confinement.

Les travaux de recherche et de développement dans lesquels l'IRSN s'implique tout particulièrement concernent deux aspects :

- le comportement de composants sous sollicitations accidentelles (séisme, accident de fusion du cœur, etc.) ;
- le vieillissement au sens large, à savoir les effets de divers mécanismes d'endommagement – ou pathologies – susceptibles d'affecter des composants (structures métalliques, ouvrages de génie civil, etc.) au cours du temps et consécutifs à leur utilisation (en fonctionnement normal).

L'endommagement progressif des composants se produit sous l'effet des sollicitations d'exploitation et de leur environnement (pression, température et transitoires thermiques, vibrations, irradiation, composition chimique du milieu environnant, etc.). L'expérience d'exploitation, notamment les résultats des contrôles et des visites

périodiques, met en effet en évidence qu'en dépit de la prise en compte des mécanismes d'endommagement (pour ceux qui sont connus) lors de la conception, du dimensionnement, de la fabrication et de l'exploitation des composants, des dégradations rédhibitoires peuvent apparaître : on peut citer à ce sujet la fissuration des adaptateurs des couvercles de cuves et celle des faisceaux tubulaires des générateurs de vapeur. Dans d'autres cas, la cinétique de l'endommagement a été plus rapide qu'il n'avait été prévu (fatigue thermique des tuyauteries).

Il est bien entendu nécessaire que, pour les composants étudiés à l'égard de sollicitations accidentelles, le respect des exigences de sûreté soit vérifié sur les composants « en fin de vie » en tenant compte des effets du vieillissement en fonctionnement normal – ou de leur remplacement éventuel.

Concernant le comportement de composants à des sollicitations accidentelles, les travaux portent, pour les composants métalliques, sur la compréhension du comportement de structures complexes telles que les ponts roulants, pour les ouvrages de génie civil sur le développement de lois et modèles de comportement thermomécanique des différents constituants (béton, armatures, etc.). Ces lois et modèles sont ensuite introduits dans des logiciels de simulation tels que Cast3M, développé par le CEA et utilisé notamment par l'IRSN pour ses études en appui à l'expertise ou en anticipation d'échéances importantes – particulièrement les réexamens de sûreté décennaux des réacteurs du parc électronucléaire et d'éventuelle poursuite de l'exploitation de ces réacteurs au-delà de 40 ans (projet « durée de fonctionnement » ou DDF).

La maîtrise du vieillissement repose sur deux grands principes : **l'anticipation et la surveillance**. Elle concerne tout particulièrement les composants participant aux deuxième et troisième barrières de confinement : enveloppe du circuit primaire, enceinte de confinement. Il est en effet indispensable que ces composants conservent tout au long de leur vie, jusques et y compris leur déconstruction lors du démantèlement des installations, les caractéristiques prévues lors de leur conception (conformité). À cet égard, il convient de rappeler que, pour les composants métalliques ayant un rôle de barrière de confinement, un objectif fondamental est le maintien d'une ductilité suffisante tout au long de leur vie : cette exigence concerne tout particulièrement la cuve des réacteurs à eau sous pression, dont l'irradiation provoque une fragilisation progressive (augmentation de la température de transition ductile-fragile).

Les travaux de recherche et de développement effectués dans le domaine du vieillissement ont pour but d'améliorer les connaissances sur les mécanismes d'endommagement ou les pathologies pouvant affecter les composants (figure 10.1). En France, ces travaux ont pris une nouvelle ampleur depuis qu'EDF a affiché son intention de poursuivre l'exploitation des réacteurs du parc électronucléaire significativement au-delà de 40 ans, sachant que certains composants ne peuvent pas être remplacés, ou difficilement (cuve, enceinte de confinement).

Les travaux de recherche et de développement exposés ci-après – plus particulièrement ceux menés par l'IRSN –, concernent ainsi :

- les composants métalliques du circuit primaire,
- les enceintes de confinement en béton,

### 1 L'enceinte de confinement

Double paroi en béton, ou simple paroi revêtue d'acier.

- **Risques :** **dégradation du béton, perte de précontrainte.**
- **Moyens de maîtrise :** surveillance des déformations par capteurs, sondages, colmatage des microfissures, éprouve décennale sous pression, R&D.

### 2 La cuve

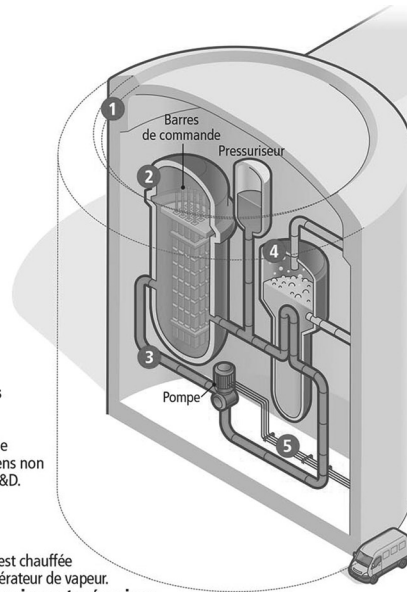
En acier très épais, elle renferme le cœur du réacteur.

- **Risques :** **corrosion, contraintes thermiques et mécaniques, fragilisation par irradiation.**
- **Moyens de maîtrise :** programme de surveillance de l'irradiation, examens non destructifs, éprouve hydraulique, R&D.

### 3 Le circuit primaire

L'eau y circule depuis la cuve, où elle est chauffée par le cœur du réacteur, jusqu'au générateur de vapeur.

- **Risques :** **corrosion, fatigue thermique et mécanique.**
- **Moyens de maîtrise :** contrôles, éprouve hydraulique, remplacement des composants usés.



### 4 Le générateur de vapeur (GV)

Échangeur thermique entre les circuits primaire et secondaire du réacteur.

- **Risques :** **usure et corrosion, fatigue thermique et mécanique, colmatage.**
- **Moyens de maîtrise :** examens non destructifs, bouchages des tubes défectueux, remplacement des GV usés.

### 5 Les câbles électriques

Tous ne sont pas remplaçables.

- **Risques :** **vieillessement des isolants.**
- **Moyens de maîtrise :** R&D.

Antoine Dugan/IRSN - Source: IRSN

**Figure 10.1.** Les zones du vieillissement des réacteurs à eau sous pression – celles notées 1 et 2 sont plus particulièrement critiques, car elles concernent des matériaux non remplaçables.

- les polymères utilisés comme isolants dans les câbles électriques, comme revêtement interne de certaines enceintes de confinement, ou encore pour des joints d'étanchéité.

De façon générale, les recherches menées à l'IRSN visent à mettre en évidence certains phénomènes non pris en compte par les exploitants ou à améliorer sa compréhension de phénomènes peu documentés mais importants pour la sûreté. À ce titre, ils contribuent, avec les recherches et développements menés par d'autres organismes seuls ou en collaboration, à l'évolution des règles de l'art en matière de conception, de fabrication et de suivi en service pour les structures métalliques ou de génie civil, telles que par exemple celles du RCC-M<sup>166</sup> utilisé pour les structures métalliques des réacteurs du parc électronucléaire.

## 10.1. Recherches et développements relatifs aux composants métalliques

Les travaux de recherche et de développement concernant les composants métalliques et dans lesquels sont impliqués les principaux acteurs français du nucléaire portent principalement sur les phénomènes suivants :

166. Règles de conception et de construction des matériels métalliques (règles issues et adaptées, dans les années 1970, de celles du code américain ASME [American Society of Mechanical Engineers]).

- la fragilisation de l'acier des cuves du fait de leur irradiation, qui entraîne, comme cela a été indiqué plus haut, une modification de ses propriétés mécaniques, notamment une augmentation de la température de transition ductile-fragile, préjudiciable à leur comportement en cas de choc thermique. Cette fragilisation peut être évaluée à l'aide de formules de prévision empiriques, ajustées sur des données issues de l'analyse d'éprouvettes du programme de surveillance d'irradiation<sup>167</sup>, complétées par des programmes d'irradiation dans les réacteurs d'expérimentation. Le projet européen PERFORM60<sup>168</sup> (2009–2013), piloté par EDF et associant AREVA et le CEA, a permis de développer de premiers outils de simulation numérique des effets microstructuraux de l'irradiation des aciers. Les recherches se poursuivent dans ce domaine ;
- la fragilisation thermique des aciers austéno-ferritiques moulés utilisés pour la fabrication d'un certain nombre de composants (comme les coudes du circuit primaire de certains réacteurs du parc électronucléaire en exploitation). 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 – baisse de leur ténacité) a été attribuée à une démixtion du chrome ainsi qu'à une précipitation dans la ferrite d'une phase intermétallique riche en nickel et en silicium. Le risque potentiel envisagé était celui d'une évolution du mode de rupture des composants concernés, d'un mode ductile vers un mode fragile nécessitant peu d'énergie, dont le caractère brutal est particulièrement à redouter pour les récipients sous pression. L'IPSN a réalisé, avec le CEA, 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 telles modifications, d'étudier les effets d'échelle (essais sur des éprouvettes de petites et de grandes dimensions), d'identifier l'influence de la teneur en ferrite, de la durée de vieillissement, etc. Ces études et essais ont notamment permis d'identifier que si la rupture de produits moulés vieillis est macroscopiquement de type fragile, elle résulte en fait d'un mécanisme de rupture ductile moins dangereux car nécessitant un apport d'énergie. Des outils de simulation numérique ont été développés, dans le but de prévoir le vieillissement des coudes moulés équipant les circuits primaires pour leur durée totale de fonctionnement, évaluer leur comportement en présence de défauts de fabrication (défauts de fonderie de type retassures) ou pris en compte dans les études de

---

167. Le programme de surveillance d'irradiation consiste à tester, pour chacune des cuves des réacteurs français, des échantillons représentatifs de l'acier de la cuve disposés à l'intérieur de capsules à la périphérie du cœur du réacteur ; ces capsules contiennent aussi des dosimètres pour mesurer la fluence neutronique reçue par les échantillons. Du fait de leurs emplacements, les capsules sont exposées à un flux neutronique plus élevé que celui reçu par les parois de la cuve, ce qui permet d'anticiper le comportement des matériaux après une exploitation équivalente à 10 ans, 20 ans, 30 ans, 40 ans, voire plus.

168. *Prediction of the Effects of Radiation FOR Pressure Vessel and in-core Materials using multi-scale Modelling – 60 years foreseen plant lifetime.*

sûreté (fissures). EDF mène également des travaux de recherche et développement sur ce sujet, afin de justifier le maintien en place ou le remplacement des coudes moulés jugés sensibles ;

- la corrosion sous contrainte des aciers inoxydables. Des conditions aggravantes pour ce mode d'endommagement (chimie de l'eau, choix du matériau et des conditions de fabrication) ont été identifiées. Des études expérimentales ont été réalisées sur ce phénomène dans le cadre de projets internationaux : projet OCDE/AEN HALDEN (1995–2008) et projet de l'EPRI CIR<sup>169</sup> (1995–2009) qui ont permis d'obtenir des résultats importants sur l'amorçage et la propagation des fissures ;
- la « corrosion sous contrainte assistée par l'irradiation » des aciers inoxydables (touchant les composants internes à la cuve) qui se traduit par une diminution notable de leur ductilité et l'amorçage de fissures. Ce phénomène a été étudié dans le cadre de projets internationaux, notamment le projet européen PERFECT (2004–2008) en utilisant une méthode multi-échelles de prévision des dommages ;
- le gonflement des aciers inoxydables sous l'effet de l'irradiation, qui peut nuire à leur manœuvrabilité. Ce phénomène est étudié dans le cadre du programme GONDOLÉ (2006–2016) conduit par le CEA dans le réacteur OSIRIS du centre de Saclay, dans le cadre d'un partenariat international (EDF, AREVA, SUEZ-GDF, EPRI) ;
- la corrosion sous contrainte des alliages à base de nickel utilisés pour la fabrication de certains composants, notamment les tubes des générateurs de vapeur et les liaisons bimétalliques (LBM) comme dans les adaptateurs de couvercle ou les pénétrations de fond de cuve. Les effets associés aux conditions chimiques de l'eau des circuits primaire et secondaire sont notamment étudiés dans le cadre des programmes CIRCE et CIRCE-2 mis en œuvre par EDF et par l'EPRI. L'IRSN a également engagé des travaux de recherche dans ce domaine (thèse) ;
- la fatigue thermique, notamment à la suite de l'incident de Civaux (1998), sujet sur lequel nous reviendrons plus loin ;
- l'usure des tubes de générateurs de vapeur par leur supportage. Ce phénomène est le principal mode de dégradation du faisceau tubulaire sur les nouveaux générateurs de vapeur du parc électronucléaire. L'IRSN a mis en place, en collaboration avec le CEA, un programme expérimental pour étudier l'usure et déterminer la variation du coefficient de frottement des tubes avec les conditions environnantes (chimie, vapeur d'eau, etc.).

Dans la perspective d'une poursuite de l'exploitation des réacteurs du parc électronucléaire français au-delà de 40 ans, la mise en œuvre d'approches probabilistes visant à mieux prendre en compte les incertitudes et les variabilités des paramètres, notamment dans l'évaluation du comportement de la cuve, est également envisagée et fait l'objet de travaux de développement, notamment par EDF, en partenariat avec le CEA. La possibilité et la pertinence d'une valorisation de telles approches dans la démonstration de sûreté font toutefois l'objet de réserves de la part de l'IRSN.

---

169. *The Cooperative Irradiation-assisted stress corrosion cracking Research.*

L'IRSN mène également, en collaboration avec le CEA, des travaux de recherche sur le comportement sismique de composants métalliques tels que les ponts roulants ou encore les planchers préfabriqués.

Des recherches sont également effectuées dans le domaine des examens non destructifs des composants métalliques.

Nous reviendrons également sur ces deux sujets plus loin.

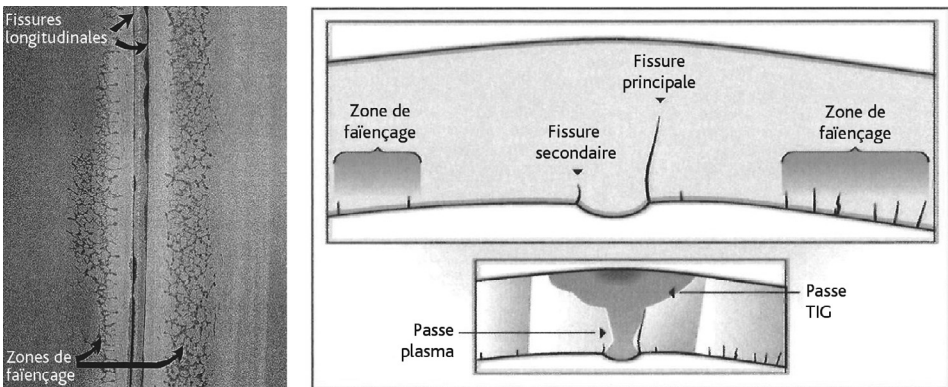
Il convient de mentionner la création en 2008, par EDF, de l'Institut de recherche et de développement sur le vieillissement des matériaux (Materials Ageing Institute ou MAI). Cet institut – piloté par EDF – est cofinancé par les exploitants de centrales nucléaires dont l'EPRI, qui regroupe l'ensemble des exploitants de réacteurs nucléaires aux États-Unis) et KEPCO (Kansai Electric Power Company, Japon). Il concentre les compétences des industriels pour anticiper le vieillissement des centrales de production d'électricité et permettre d'augmenter la durabilité des matériaux, des composants et des structures de ces installations. Des éléments de connaissances seront partagés avec l'IRSN.

Quelques-uns des sujets de recherche indiqués plus haut sont développés ci-après.

### 10.1.1. *Recherches sur la fatigue thermique*

La fatigue thermique est un mécanisme d'endommagement auquel EDF, notamment, a été confronté lors de la découverte, au mois de mai 1998, d'une fuite (évaluée à 30 m<sup>3</sup>/h) d'eau d'une tuyauterie du système de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) du réacteur n° 1 de la centrale de Civaux (palier N4), alors que le réacteur était en arrêt pour maintenance. Cette fuite a été occasionnée par des fissures multiples – offrant un aspect de « faïençage » – débouchant à l'extrados d'un coude de la tuyauterie (figure 10.2).

Le mécanisme de fatigue thermique peut être résumé de la façon suivante : face à des variations de température, les matériaux se dilatent ou se contractent. Mais s'ils ne



**Figure 10.2.** L'intérieur du coude de la tuyauterie à l'origine de la fuite survenue en 1998 à la centrale de Civaux. Des fissures de « faïençage » sont visibles de part et d'autre du relief formé par le cordon de soudure. © Cliché EDF (à gauche) et IRSN - Source EDF (à droite).

peuvent pas le faire librement, cela génère des contraintes. Si celles-ci sont répétées un très grand nombre de fois<sup>170</sup>, un endommagement par fatigue thermique peut apparaître.

La zone de « faïençage » de la tuyauterie du RRA (figure 10.3) du réacteur n° 1 de Civaux, en acier inoxydable austénitique, était soumise à des fluctuations importantes de température à l'aval d'un mélange de jets (l'un à 180 °C, l'autre à 20 °C), sous une pression de 27 bars. La fuite est apparue après seulement 1 500 heures de fonctionnement.

Le phénomène de fatigue thermique dans les zones de mélange n'avait pas été prévu lors de la conception des réacteurs à eau sous pression. L'incident de 1998 n'était ni prévisible ni explicable par les méthodes et critères traditionnels d'analyse de la fatigue mécanique, tels que codifiés par exemple dans le RCC-M et fondés sur l'évaluation d'un « facteur d'usage<sup>171</sup> » en fatigue. Il est à noter qu'avant l'incident de Civaux, des fuites d'eau du circuit primaire par fatigue thermique étaient apparues, bien que dues à un phénomène sensiblement différent (phénomène de « bras mort ») : à Farley 2 en 1987, à Tihange 1 en 1988, à Dampierre 2 en 1992 et à Dampierre 1 en 1996.

Les contrôles par ultrasons menés à partir de 1999 sur l'ensemble du parc des réacteurs électronucléaires ont montré qu'il s'agissait d'un problème générique : toutes les tuyauteries examinées présentaient des fissurations. Cela a conduit EDF à remplacer les zones de mélange des circuits RRA sur la totalité du parc, en apportant des améliorations visant à réduire la sensibilité à la fatigue thermique (notamment un arasage des soudures).

Ce constat a été le point de départ de plus de dix années d'études et de recherches pour comprendre l'origine du phénomène et apporter les réponses appropriées : elles ont été menées d'une part par EDF et le constructeur AREVA, d'autre part par l'IRSN en lien notamment avec le CEA. Des laboratoires universitaires ont été associés.

Côté EDF, les travaux ont porté sur l'identification et l'évaluation des risques de fatigue. L'expertise systématique des tuyauteries déposées, complétée par des essais sur maquettes (BVS, DUPLEX, FATHER, etc.) et par des modélisations, a mis en évidence les facteurs clés d'apparition des fissures. Sont principalement en cause un écart de température entre fluides chaud et froid supérieur à 50 °C et de longues durées de sollicitations répétées des tuyauteries avec ce fort écart de température.

En collaboration avec le CEA et des laboratoires universitaires, l'IRSN a mis en œuvre un programme d'études et de recherches comportant deux volets :

- des simulations thermohydrauliques d'écoulement et de mélange de jets d'eau à des températures différentes dans des tuyauteries, visant à mieux comprendre les mécanismes en jeu et les paramètres clés ayant une influence sur les chargements

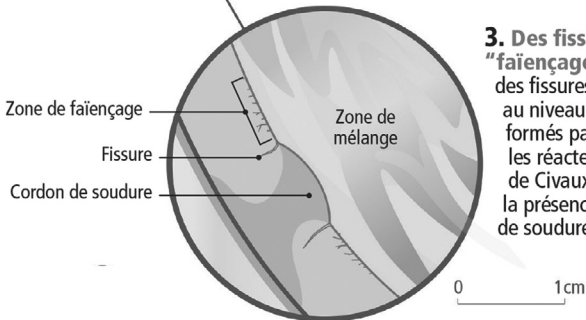
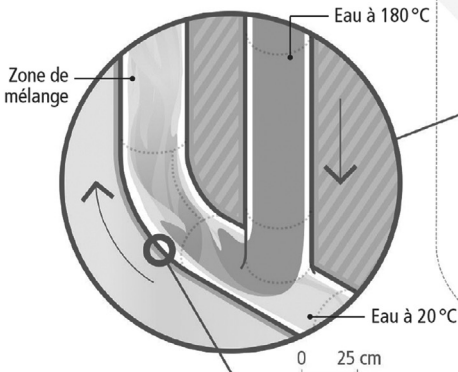
---

170. Fatigue dite à grand nombre de cycles, à opposer à la fatigue dite oligocyclique.

171. Ce facteur d'usage correspond au rapport entre le nombre de sollicitations appliquées à un composant donné et le nombre de sollicitations maximal indiqué par la courbe de fatigue mécanique du matériau de ce composant.

**1. Le principe du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) est de prélever, dans les états d'arrêt du réacteur, de l'eau chaude inférieure à 180 °C dans le circuit primaire pour la réinjecter à une température plus basse afin de refroidir le cœur.**

**2. La zone de mélange se situe là où se rencontrent des fluides à fort écart de température.**



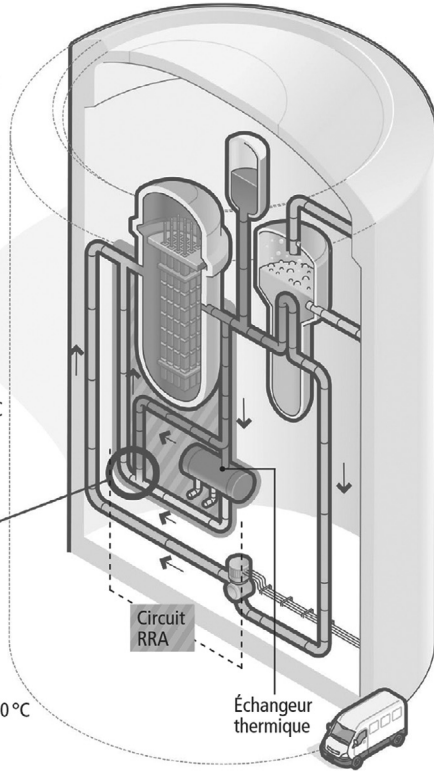
**3. Des fissures superficielles, dites en « faïençage », peuvent apparaître, mais aussi des fissures isolées plus profondes, localisées au niveau des singularités, comme les reliefs formés par les cordons de soudure. Dans les réacteurs de 1 450 MW, comme celui de Civaux, le problème était aggravé par la présence d'un coude de tuyauterie et de soudures dans cette zone.**



#### **4. Comment limiter le phénomène ?**

L'IRSN recommande, entre autres, de contrôler les tuyauteries des zones de mélange des RRA toutes les 450 heures de fonctionnement à fort écart de température. Il demande aussi d'adapter cette démarche à d'autres zones de mélange.

Pour l'EPR, le tracé des tuyauteries a été revu afin qu'il n'y ait ni coude ni soudure à l'aval immédiat des T de mélange.



**Figure 10.3.** Le « faïençage » observé dans un coude de tuyauterie du RRA à Civaux en 1998). © Antoine Dagan/Spécifique/IRSN - Source IRSN (ci-dessus) et IRSN - Source EDF (en face).



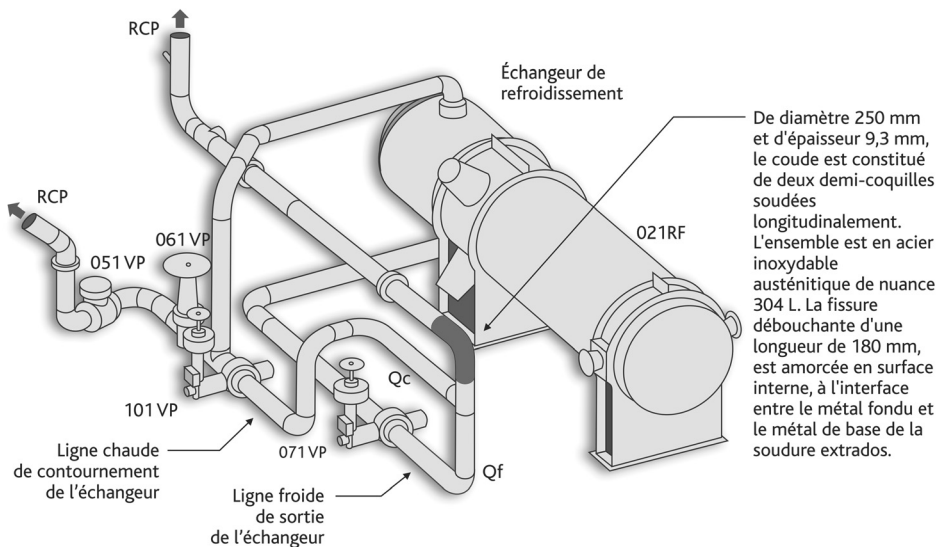


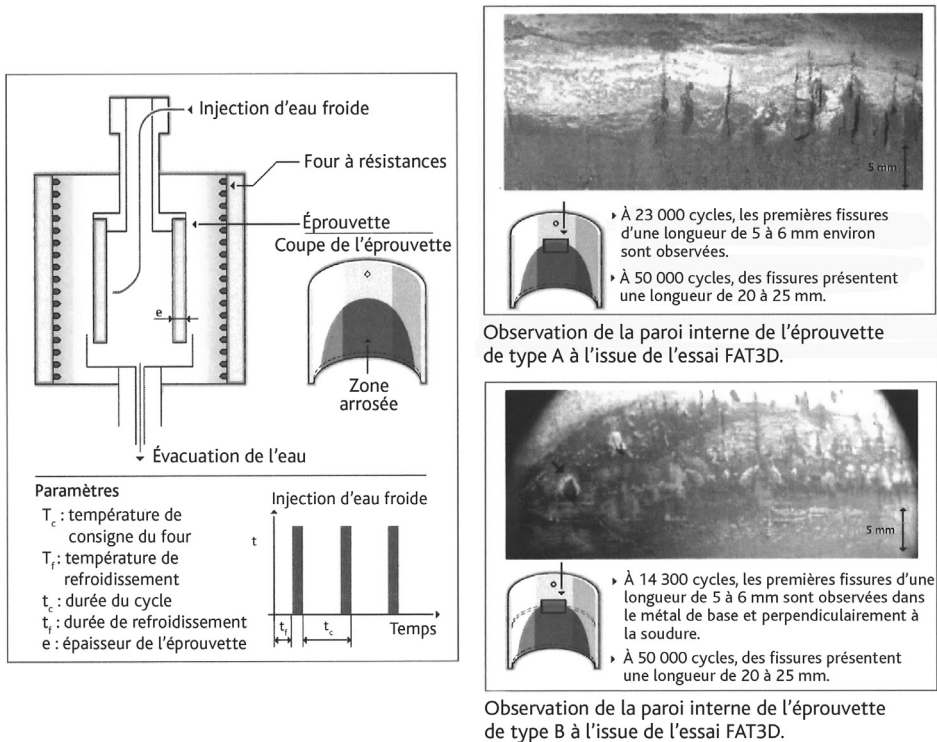
Figure 10.3. (Suite)

mécaniques subis par les tuyauteries ; ces simulations ont été effectuées notamment avec le logiciel Cast3M ;

- des essais réalisés sur des maquettes pour appréhender les conditions d'amorçage et de propagation de fissures de fatigue thermique : il s'agit des essais FABIME, SPLASH et FAT3D. Le dispositif des essais FAT3D est montré sur la figure 10.4 ci-après : de l'eau froide est projetée périodiquement sur la peau interne du tube (éprouvette) ; l'eau injectée décrit une parabole sur la peau interne du tube de façon à obtenir un gradient thermique selon trois directions.

Quelques enseignements majeurs ont été tirés de ces études et essais :

- ce sont les fluctuations de température à basse fréquence (environ 1 Hz) qui sont responsables de la propagation rapide de fissures à travers l'épaisseur d'un composant ;
- elles trouvent leur origine dans la turbulence et la géométrie particulière de l'écoulement, qui sont influencées par la configuration du circuit en amont de la zone de mélange de jets (coudes, tronçons rectilignes, etc.) ;
- si la présence d'un joint soudé accélère l'endommagement par fatigue thermique, celle-ci peut aussi apparaître en zone courante du matériau (test FAT3D n° 6) ; il s'agit d'un enseignement important invalidant la position jusqu'alors défendue par EDF, ce qui l'a donc amené à étendre les contrôles de ses installations à des zones ne comportant pas de soudures ;
- le caractère bi-axial des chargements thermomécaniques et les effets « d'environnement » peuvent expliquer l'insuffisance des méthodes et critères usuels de



**Figure 10.4.** Dispositif des essais FAT3D (à gauche) et résultats obtenus pour deux d'entre eux, dont l'un avec une éprouvette (A) sans cordon de soudure (à droite), l'autre (B) avec cordon. © IRSN.

conception et de dimensionnement des matériels à la fatigue ; ces aspects font toujours l'objet de travaux de recherche (voir plus loin) ;

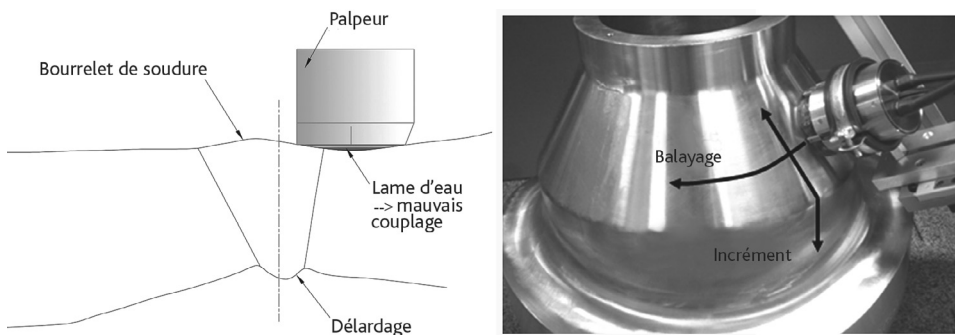
- les études faites pour le cas de la zone du piquage du circuit de contrôle chimique et volumétrique (RCV) sur le circuit primaire, zone soumise à des écarts de température bien supérieurs à ceux concernant les coudes du circuit RRA (et pouvant aller jusqu'à 280 °C), ont conduit à considérer que la nature de l'écoulement joue *a priori* un rôle plus important que l'écart de température. En effet, les investigations ont montré que les piquages RCV du parc étaient très peu endommagés par fatigue thermique. Ce constat n'a pas été invalidé lors des contrôles en service réalisés depuis.

À partir des résultats des études et recherches menées sur la fatigue thermique, EDF a défini une politique d'exploitation, de suivi en service et de remplacement des zones de mélange, applicable à tous les réacteurs. Dès l'année 2000, un contrôle par ultrasons des zones des circuits RRA à fort écart de température a été mis en œuvre toutes les 450 heures de fonctionnement (suivant en cela une recommandation de l'IRSN), et des durées maximales de fonctionnement à fort écart de température ont été définis pour toutes les zones sensibles.

Cependant, la recherche sur la fatigue se poursuit, car il convient de progresser encore dans la compréhension des mécanismes qui interviennent et des conditions d'apparition de dommages. Aussi, l'IRSN a lancé en 2013 un projet, dénommé EVA (Étude du vieillissement des aciers) en partenariat avec l'INSA à Lyon. Ce projet vise à explorer plus précisément les effets de l'environnement – évoqués plus haut – dans les conditions des réacteurs à eau sous pression (pression, température et chimie de l'eau) sur la durée de vie en fatigue des aciers austénitiques (voire austéno-ferritiques), effets pouvant expliquer le manque de conservatisme des courbes de fatigue en air du code ASME et reprises dans le RCC-M. Le « banc d'essai » associera une machine de fatigue et un autoclave. Depuis 2014, l'IRSN est aussi partenaire du projet européen INCEFA<sup>172</sup> portant sur le même sujet.

### 10.1.2. *Recherches et développements en matière de contrôles non destructifs*

Les contrôles effectués lors de la fabrication de composants destinés à la construction des installations nucléaires, puis lors de leur exploitation (contrôles en service), constituent un élément essentiel de la défense en profondeur. Pour les réacteurs du parc électronucléaire, les pratiques en la matière sont codifiées dans un recueil de règles (le RSE-M : règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques). Cependant, un certain nombre de questions et de difficultés sont généralement rencontrées, telles que l'adéquation du type et des performances des moyens de contrôle utilisés par les constructeurs et les exploitants (ou leurs prestataires) à des zones nécessitant d'être contrôlées, mais présentant des géométries complexes (exemples sur les figures 10.5 et 10.6), ou des matériaux de structure métallurgique particulière. Cela a motivé, au début des années 1990, l'engagement par l'IPSN de travaux de recherche et de développement visant à mettre au point des prototypes de capteurs pouvant s'adapter à ces formes complexes. Ces recherches dans le domaine des contrôles non destructifs (ou examens



**Figure 10.5.** Exemples de particularités géométriques : contrôle manuel par ultrasons d'une soudure avec bourrelet – contrôle par ultrasons d'un piquage de forme complexe. © IRSN.

172. *INcreasing Safety in NPPs by Covering gaps in Environmental Fatigue Assessment.*

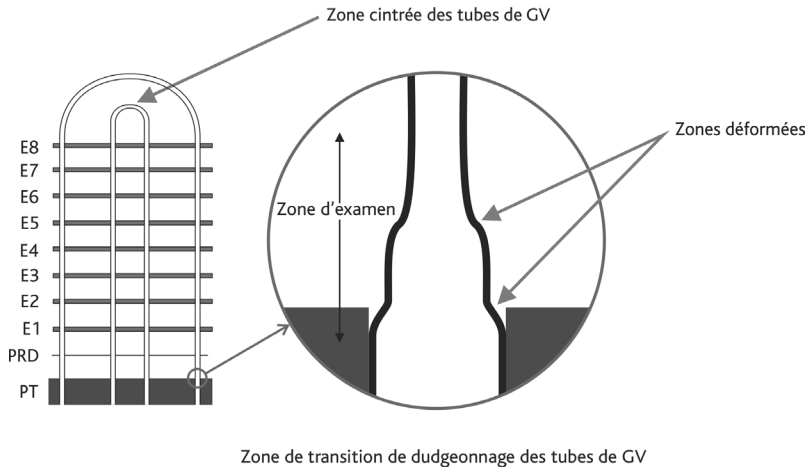


Figure 10.6. Un autre exemple de particularité géométrique : la zone de transition de dudgeonnage<sup>173</sup> des tubes des générateurs de vapeur (GV) et les zones cintrées des tubes. © IRSN.

non destructifs ou END) ont concerné les ultrasons et les courants de Foucault – ainsi que la radiographie en matière de simulation. Elles sont menées dans une optique d'incitation des exploitants nucléaires à rechercher et à utiliser les meilleures techniques possibles pour le contrôle des composants de leurs installations.

Dans ce domaine, les travaux, menés principalement par l'IRSN avec le CEA, concernent l'ensemble des installations nucléaires susceptibles d'être concernées par le vieillissement. Ils portent, comme évoqué ci-dessus, sur le développement de traducteurs ou de sondes prototypes innovants, ainsi que sur le développement de modèles de simulation des contrôles. Les traducteurs ou les sondes mis au point sont destinés à vérifier l'absence de dégradations susceptibles d'altérer la sûreté, comme par exemple des fissures. Ces moyens innovants, qui font généralement l'objet de brevets, concernent surtout des composants importants pour la sûreté des réacteurs à eau sous pression, dont certains considérés comme « non ruptibles »<sup>174</sup> dans l'analyse de sûreté, mais pour lesquels des mécanismes de dégradation sont néanmoins postulés. En l'état actuel, des difficultés importantes de contrôle subsistent sur certains composants, tels que des tuyauteries primaires constituées de matériaux hétérogènes à gros grains dans lesquels les ondes ultrasonores se propagent difficilement, ou des parties de composants à surface complexe, voire des parties cintrées de tubes de générateurs de vapeur

173. Le principe de dudgeonnage d'un tube dans une plaque à tubes est de créer une expansion radiale du tube par mandrinage, ou par pression hydraulique entraînant une déformation plastique du tube. Les contraintes résiduelles se traduisent par une pression de contact tube-plaque ayant pour conséquence la réalisation d'une liaison mécanique résistante entre le tube et la plaque. Les outils utilisés ne doivent pas provoquer d'empreintes à pentes brusques sur le métal, ni arrachement, ni bien sûr d'amorces de fissures.

174. Composants pour lesquels les dispositions de conception, de fabrication et de surveillance en service permettent de considérer que leur rupture est hautement improbable ; leur rupture ne fait pas l'objet de dispositions spécifiques de limitation des conséquences.

(figure 10.6). Les difficultés rencontrées sur ces composants devraient être surmontées grâce aux meilleures performances obtenues à l'aide de ces capteurs adaptatifs, qui permettent de mieux propager les ondes ou les signaux. Pour les matériaux à gros grains, des techniques de traitement de signal sont également envisagées.

En ce qui concerne l'autre thématique, à savoir la simulation, des modèles sont développés pour les techniques de contrôle les plus couramment utilisées, telles que les ultrasons, la radiographie et les courants de Foucault. Ces modèles sont intégrés dans la « plateforme de simulation » CIVA développée par le CEA, et sont dorénavant accessibles à tous les utilisateurs concernés. Ils sont utilisés couramment par l'IRSN et sont devenus incontournables pour évaluer les performances des contrôles réalisés par les constructeurs, les exploitants ou leurs prestataires de service, dans le but d'étayer les avis techniques aux autorités de sûreté. Tous ces développements sont principalement réalisés en partenariat avec le CEA, mais aussi avec l'U.S.NRC associée aux laboratoires de PNNL pour des études plus spécifiques portant sur les contrôles des matériaux à gros grains, et de l'ANL pour des études portant sur les contrôles des tubes de générateurs de vapeur.

## A) Développement de traducteurs et de sondes

### ► Développement d'un traducteur ultrasons « conformable » pour des pièces de géométrie complexe

Le développement d'un traducteur ultrasons « conformable », qui s'adapte à la forme des pièces, a été réalisé par l'IRSN en partenariat avec le CEA ; il a fait l'objet d'un brevet déposé en 2003.

L'objectif essentiel de ce traducteur (figure 10.7) est de permettre ou d'améliorer la détection et la caractérisation géométrique des défauts dans des composants qui présentent des géométries de formes complexes (petits coudes, petits piquages, présence d'irrégularités en surface, etc.), sur lesquels le couplage acoustique du capteur conventionnel rigide ne peut plus être assuré convenablement. Dans de telles conditions, les contrôles devaient être améliorés, en particulier pour les composants les plus importants pour la sûreté pour lesquels des dégradations par fissuration sont possibles. Le traducteur multi-éléments flexible développé comme indiqué ci-dessus s'adapte à la forme de la pièce.



Figure 10.7. Un prototype du traducteur « conformable » – brevet IRSN/CEA. © IRSN/CEA.



Figure 10.8. Contrôle d'un piquage à l'aide d'un traducteur conforme (conférence Cofrend 2014 – stratégie pour l'inspection robotisée de composants nucléaires : de la conception du contrôle aux résultats expérimentaux). © CEA.

Ce type de traducteur peut maintenant être utilisé pour des cas d'applications industrielles, comme cela est montré sur la figure 10.8 qui illustre une étude pour le contrôle d'une soudure d'un gros piquage, réalisée par Laborelec avec le CEA.

### ► Développement de sondes à courants de Foucault pour le contrôle des tubes de générateurs de vapeur

Le contrôle des tubes des générateurs de vapeur constitue un sujet important pour la sûreté en raison du risque de rupture de tube et de relâchement de produits radioactifs dans l'environnement (bipasse de l'enceinte de confinement). Il y a entre 3 000 et 5 000 tubes par générateur de vapeur.

Le contrôle des tubes de générateurs de vapeur est réalisé à l'aide de sondes à courants de Foucault généralement rigides et bien adaptées à la détection des défauts sous des surfaces régulières comme les parties droites des tubes. Toutefois, en présence de formes complexes rencontrées dans les zones de transition de dudgeonnage<sup>175</sup> ou

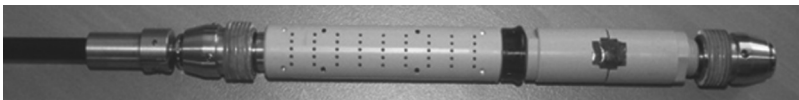


Figure 10.9. Sonde souple à courants de Foucault pour inspection de tubes de GV. © DR.

175. Voir nota 173, figure 10.6.

dans les petits cintres des tubes qui peuvent comporter des déformations (ovalisation, écrasement, etc.), les sondes rigides conventionnelles peuvent vite montrer leurs limites. Pour traiter ces cas difficiles et rendre efficaces les contrôles dans ces zones sujettes à des dégradations potentielles, une technologie de capteurs souples a été développée conjointement par l'IRSN et le CEA.

La technologie de la sonde souple (figures 10.9 et 10.10) est fondée sur l'utilisation de bobinages gravés sur un substrat en Kapton<sup>176</sup> et de récepteurs très sensibles au champ magnétique de type GMR (*Giant Magnetoresistance*). Cette technologie permet d'améliorer la détection des défauts d'orientation circonférentielle dans des zones difficiles à contrôler en raison des variations géométriques associées à la présence de fissures d'orientation longitudinale. Un brevet a été déposé par le CEA et l'IRSN en 2009 pour la sonde développée.



**Figure 10.10.** Prototype de sonde souple à courants de Foucault pour inspection de cintres de tubes de GV. © DR.

### ► Développement de sondes pour les pièces moulées et les structures hétérogènes

Des traducteurs par ultrasons prototypes et une sonde par courants de Foucault prototype à basse fréquence sont également mis au point dans le but de détecter et de dimensionner des défauts plans dans des pièces moulées, dont la structure métallurgique est caractérisée par la présence de très gros grains.

En ultrasons, la détection des défauts débouchants en paroi interne des composants (tuyauteries, etc.), à l'aide d'un contrôle par l'extérieur, est généralement bien assurée car les échos produits résultent d'une concentration d'énergie ultrasonore obtenue par « effet de coin<sup>177</sup> ». Par contre, le dimensionnement des défauts plans est obtenu par la mesure d'échos de diffraction obtenus sur le sommet des défauts. Ces échos ont, de fait, des amplitudes très faibles et sont accompagnés d'un bruit plus ou moins important dû à la structure métallurgique à gros grains qui conduit à un faible rapport signal sur bruit. Les progrès sont importants puisque des défauts d'extension en profondeur de dix à 15 mm sont dimensionnés (caractérisés) dans des structures réputées difficiles, mais des progrès

176. Le Kapton est un film isolant de polyamide dont les propriétés mécanique (souplesse, finesse, tenue en température, gravure sur film, etc.) permettent un large usage dans l'industrie électrique et électronique.

177. L'effet de coin correspond à un phénomène de surintensité de l'écho ultrasonore due aux réflexions multiples sur le coin formé à l'intersection de la surface interne du matériau avec un défaut plan de type fissure, débouchant ou quasi débouchant, dont l'orientation est globalement perpendiculaire à la surface.

doivent encore être faits pour améliorer les performances et les confirmer en réalisant des essais sur une plus large variété de matériaux, en améliorant à la fois le traitement de signal et la technologie du traducteur.

En courants de Foucault, une technologie de capteurs à basse fréquence pour la détection de défauts situés sous la surface de composants épais est aussi développée conjointement par l'IRSN et le CEA. De bons résultats ont été obtenus avec la sonde à basse fréquence qui comprend également un récepteur de type GMR. Le prototype permet de détecter des défauts plans dont l'extension en profondeur va de cinq à 15 mm, tout en produisant des signaux dont l'amplitude est liée à l'extension en profondeur du défaut. Cette technologie par courants de Foucault devrait être en mesure de compléter voire dans certains cas de remplacer des contrôles par ultrasons pour lesquels il ne serait pas possible de réaliser des mesures d'extension en profondeur de défaut plans, en particulier sur des composants dont la nature du matériau perturbe fortement la propagation des ultrasons, comme cela est le cas pour les aciers inoxydables à gros grains. La technologie par courants de Foucault présente néanmoins l'inconvénient de nécessiter un accès à la surface interne de la tuyauterie ou du composant à contrôler.

Les travaux doivent se poursuivre pour améliorer la détectabilité des défauts pour les deux méthodes par ultrasons et par courants de Foucault. Ces travaux sont réalisés dans le cadre d'une collaboration entre l'IRSN et l'U.S.NRC.

## B) Développement de modèles de simulation

### ► Simulation des contrôles par ultrasons des matériaux à structure homogène

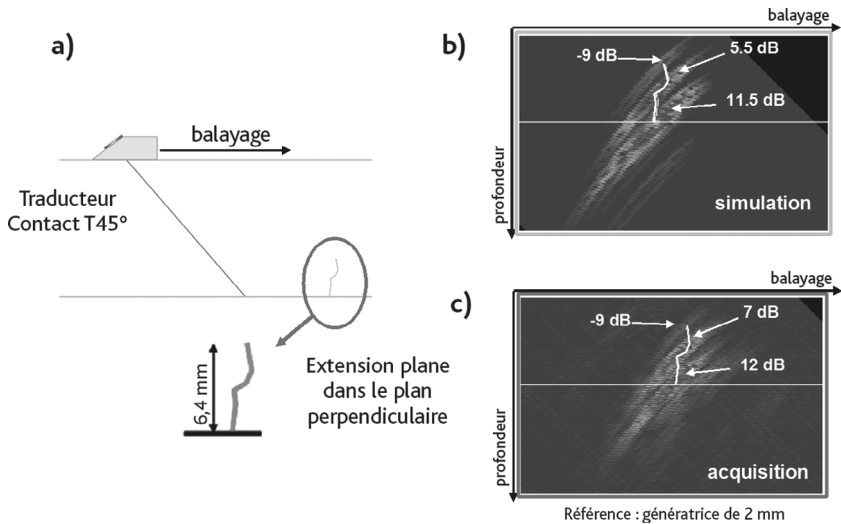
L'IPSN a engagé à la fin des années 1990, en partenariat avec le CEA, des développements de modèles de simulation dédiés à la technique de contrôle par ultrasons, dans le but de fournir des outils d'aide aux expertises. Ces modèles ont été implantés dans la « plateforme » CIVA. Les études ont permis de traiter le cas des matériaux homogènes dans lesquels les ultrasons se propagent sans difficultés particulières, pour des pièces de formes simples et de formes complexes. Ces modèles peuvent s'appliquer aux capteurs à ultrasons mis directement en contact avec les pièces et aux capteurs utilisés en immersion et sans contact<sup>178</sup>, équipant les machines d'inspection en service utilisées pour les examens des soudures des cuves des réacteurs du parc électronucléaire ou de propulsion navale. Les travaux ont ensuite été poursuivis pour pouvoir prendre en compte des défauts de formes plus complexes et susceptibles d'être désorientés, afin d'être en mesure de bien simuler des défauts plus proches de ceux réellement rencontrés dans les composants. Un exemple d'étude est montré sur la figure 10.11.

Ces modèles développés pour les matériaux homogènes sont fonctionnels et sont très souvent utilisés dans le cadre des expertises menées pour le compte des autorités de sûreté nucléaire.

---

178. D'autres modèles permettant de simuler les contrôles par la méthode TOFD (*Time Of Flight Diffraction*) ont été développés par le CEA en partenariat avec EDF et sont disponibles dans CIVA.





**Figure 10.11.** Réponse ultrasonore d'un défaut multi-facettes lors d'un contrôle au contact en ondes transversales à 45° a) configuration de contrôle b) imagerie défaut « simulé » c) imagerie défaut « expérimental ». © DR.

### ► Simulation des contrôles par courants de Foucault

Les fonctionnalités de CIVA pour le contrôle par courants de Foucault permettent de simuler les contrôles des tubes de générateur de vapeur avec la sonde axiale (figure 10.12), avec les sondes tournantes (STL<sup>179</sup>, STT<sup>180</sup>, + Point) et avec les sondes multiéléments. La première phase du développement des modèles s'adressait à une configuration simple avec un tube et un défaut isolé. Les développements des modèles permettent maintenant de tenir compte d'une géométrie plus réaliste du tube et de son environnement (zone de transition géométrique entre la partie dudgeonnée du tube dans la plaque à tubes et sa partie courante, zones situées sous les plaques entretoises, zone cintrée). Il est également possible de modéliser un défaut complexe ou un réseau de défauts. La validation de CIVA est réalisée par des comparaisons à des données expérimentales et par la réalisation de cas tests (benchmarks). La confiance ainsi obtenue dans l'utilisation des outils de simulation permet de les utiliser pour évaluer les techniques de contrôle.

Par ailleurs, le CEA a développé des fonctionnalités de CIVA qui permettent de simuler la sonde à courants de Foucault multiéléments X-Probe, plus couramment utilisée à l'international et en particulier aux États-Unis. Cela va permettre à l'IRSN de mieux connaître les performances et les limites de cette sonde qui a été ajoutée aux moyens de contrôle utilisables par EDF.

179. Sonde tournante longue.

180. Sonde tournante transversale.

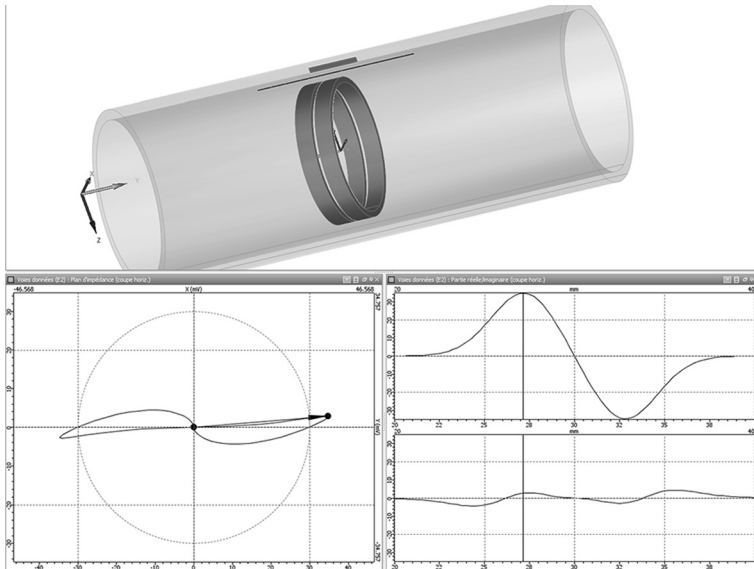


Figure 10.12. Simulation de la réponse de la sonde à courants de Foucault dénommée « Sonde axiale » pour une entaille externe. © IRSN.

## ► Simulation des contrôles par radiographie

Le développement par l'IRSN, en collaboration avec le CEA, d'outils de simulation des contrôles radiographiques a débuté plus tardivement que ceux engagés pour les ultrasons et les courants de Foucault. Dans un premier temps, les configurations des tirs radiographiques les plus courantes mises en œuvre sur les composants des installations nucléaires, qui peuvent présenter des dimensions, des épaisseurs, des formes ou des conditions d'accès différentes, ont été recensées. Ceci a permis de développer des modèles permettant de reproduire les conditions opératoires les plus courantes, en prenant en compte les sources de rayonnement utilisant de l'iridium ou du cobalt et les films argentiques en usage sur les installations. Ensuite, le cas des soudures de matériaux différents (par exemple le revêtement en acier inoxydable déposé sur de l'acier ferritique, ou les soudures bimétalliques qui permettent de raccorder des tuyauteries en acier inoxydable à des composants en acier ferritique) a été traité. Cela est par exemple réalisé en décrivant à l'aide d'un logiciel de conception assistée par ordinateur (CAO), d'une part la pièce à radiographier, d'autre part les différentes zones de matériaux de la pièce, pour lesquelles on affecte les propriétés du matériau considéré. Il en a été de même pour les défauts dont on souhaite simuler la détection, qui sont passés d'une forme très simple au début des études à des formes beaucoup plus complexes, qui peuvent être décrites par des moyens de conception assistée par ordinateur à trois dimensions (CAO 3D).

À partir de 2010, l'accent a surtout été mis sur les validations expérimentales des modèles de simulation, réalisées à l'aide de maquettes représentatives des composants et présentant des défauts calibrés. Ces validations ont été réalisées sur quelques-unes des configurations de tirs radiographiques précédemment étudiées ; elles ont permis de

comparer les résultats obtenus en simulation avec ceux obtenus lors des tirs expérimentaux. Ces validations de modèles se poursuivent actuellement pour traiter les conditions opératoires les plus courantes<sup>181</sup> de la radiographie et font l'objet de publications ou de benchmarks.

Depuis 2013, les recherches se poursuivent pour prendre en compte, entre autres, d'autres sources de rayonnement comme le sélénium (moins dosant pour les opérateurs, mais moins pénétrant dans les structures), des tirs sous rayonnements X dédiés aux très fortes épaisseurs, et des films numériques.

Ici aussi, les modèles développés et implantés dans CIVA sont désormais utilisés régulièrement à l'IRSN dans le cadre d'expertises ou d'études paramétriques.

### ► Simulation des contrôles par ultrasons de matériaux à structure hétérogène à gros grains et amélioration des contrôles

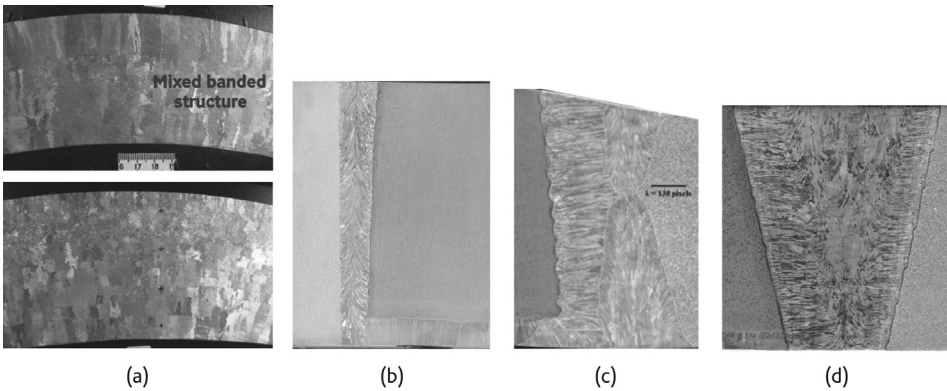
Après avoir mis au point des modèles de simulation adaptés aux contrôles par ultrasons des composants fabriqués à partir de matériaux homogènes ou de soudures homogènes – qui ne font généralement pas obstacles à une bonne propagation des ultrasons et qui permettent de prévoir avec une bonne confiance les performances de nombreux contrôles par ultrasons – l'IRSN a considéré qu'il était nécessaire de poursuivre les études pour mettre au point des modèles de simulation plus spécialement adaptés aux contrôles par ultrasons de matériaux hétérogènes.

Les matériaux hétérogènes des circuits primaires des réacteurs à eau sous pression, que l'on trouve par exemple dans les parties moulées ou dans les soudures qui relient des tuyauteries en acier inoxydable à des gros composants primaires en acier ferritique (liaisons bimétalliques), peuvent perturber fortement la propagation des ultrasons. Cela est dû à la structure métallurgique particulière de ces matériaux, qui comportent des gros grains (que ce soit les pièces moulées ou les liaisons bimétalliques), dont l'orientation et la taille peuvent varier en fonction de la profondeur. Cela conduit à des changements de vitesse des ondes, ainsi qu'à des phénomènes divers de dispersion ou d'atténuation aux interfaces des grains, qui réduisent l'efficacité de la détection et du dimensionnement des défauts. Dans les deux cas évoqués, la simulation des contrôles et le contrôle effectif de ces zones de matériaux particuliers constituent toujours un sujet de recherche et de développement important, avec de nombreuses difficultés à surmonter. Il est ainsi nécessaire, pour simuler ce type de contrôle, de pouvoir décrire la structure complexe du matériau (métal de base et soudure) dans le modèle, en 2D voire 3D, puis de calculer le champ acoustique transmis dans les matériaux traversés, en tenant compte de cette structure complexe qui va produire plus de bruit en comparaison d'une structure homogène. Il faut enfin être en mesure de calculer les diverses interactions du champ perturbé lors de la traversée des diverses structures avec les défauts rencontrés.

À partir de maquettes existantes et représentatives de ce type de composants, mais toutefois limitées en nombre (figure 10.13), il a été possible d'engager la mise au point de

---

181. Tir panoramique avec source centrée à l'intérieur de la tuyauterie et films à l'extérieur, tirs avec source positionnée à l'extérieur au contact, etc.



**Figure 10.13.** Structures métallurgiques à gros grains observées sur des maquettes de l'IRSN représentatives de composants (a) moulé, fabricant « Manoir », (b) soudure à chanfrein étroit, (c) LBM Inox, fabricant « Cockerill », (d) LBM de cuve de type « N4 ». © IRSN.

modèles de prévision de la propagation des ondes ultrasonores, grâce à des examens macrographiques réalisés directement sur ces maquettes, qui ont permis de décrire des structures simplifiées donnant les contours des grains et leur orientation. La mise au point des modèles a conduit à des résultats très encourageants, mais compte tenu du nombre limité de cas étudiés, il est nécessaire de poursuivre des essais sur d'autres maquettes pour confirmer et améliorer les prévisions.

Une autre difficulté majeure rencontrée pour simuler les contrôles par ultrasons de ces structures complexes est liée au besoin d'avoir connaissance de la description de la structure des matériaux afin de réaliser une description simplifiée de celle-ci et de ses grains. Ceci peut être obtenu par reconnaissance de forme (figure 10.14) à partir des examens macrographiques tels que ceux présentés sur la figure 10.13 pour des maquettes utilisées pour la mise au point des modèles.

Malheureusement, il n'existe pas d'échantillons représentatifs des composants pour la grande diversité de structures et/ou de soudures hétérogènes rencontrées sur le parc électronucléaire en exploitation en France ou sur d'autres installations étrangères. Il faut donc envisager d'autres moyens de description que ceux faisant appel à des examens macrographiques.

Les études se poursuivent donc, d'une part pour explorer des moyens non destructifs permettant d'accéder à une description suffisante de la structure du matériau et de ses grains et prévoir correctement les performances du contrôle, d'autre part pour évaluer voire mettre au point des logiciels de simulation de la solidification à partir de paramètres d'élaboration pour les produits moulés et de soudage pour les soudures des liaisons bimétalliques. Il serait ensuite nécessaire, par exemple, pour être en mesure de simuler des contrôles sur les composants concernés du parc, d'avoir accès à des données d'élaboration ou de soudage qui pourraient être décrites par famille. Cet accès à ces données d'élaboration pourrait être envisagé par une consultation des fabricants ou des constructeurs.

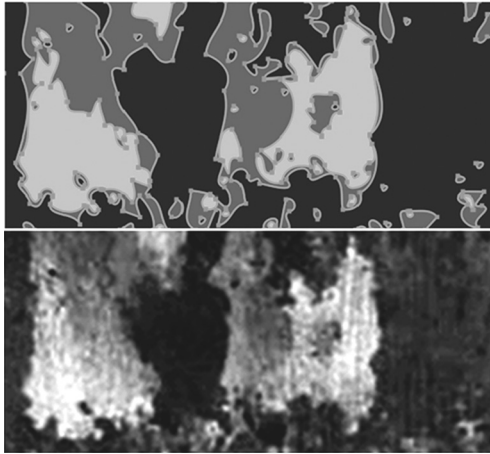


Figure 10.14. Exemple de reconnaissance de la forme des grains pour de l'acier moulé, fabriquant « Manoir ». © IRSN.

Pour les liaisons bimétalliques et les matériaux moulés à gros grains, les modèles mis au point nécessitent encore des améliorations, car les écarts entre la simulation et les résultats expérimentaux restent trop importants et dépendent également de la fiabilité des méthodes de détermination des caractéristiques des matériaux. De ce fait, l'IRSN considère que la simulation pour ces composants n'est pas suffisamment opérationnelle. Les travaux se poursuivent dans le cadre d'une action de coopération entre l'IRSN et l'U.S.NRC associés aux laboratoires du CEA et de PNNL, qui va permettre des échanges de données ou de maquettes représentatives de composants entre les divers organismes. Cette collaboration doit se poursuivre jusqu'en 2017, et va concerner également des recherches pour la mise au point de prototypes de traducteurs et de sondes à courants de Foucault plus adaptés à détecter et à dimensionner des défauts dans ces matériaux très difficiles à contrôler.

### 10.1.3. *Études et recherches sur le comportement sismique des ponts roulants*

Des études et des recherches ont été engagées à l'initiative de l'IRSN, en collaboration avec le CEA, sur le comportement dynamique, sous sollicitations sismiques, de ponts roulants – constitués d'éléments mécano-soudés<sup>182</sup>. Le comportement de telles structures sous sollicitations sismiques est en effet très complexe, car des phénomènes tels que des chocs multiples (en cas de blocage de roues) ou un glissement de chariot peuvent intervenir.

L'IRSN a été amené à examiner ce sujet à l'occasion d'expertises de dossiers relatifs à des réévaluations sismiques de diverses installations nucléaires ; les démonstrations

---

182. C'est-à-dire assemblés par soudage sans jeux, par opposition à un assemblage boulonné qui introduit des jeux.

présentées par les exploitants sur la tenue sismique des ponts roulants et l'absence de chute de charge utilisaient des méthodes dont la robustesse méritait d'être confortée (méthode d'analyse modale associée à l'utilisation de « spectres réduits » ou des « masses réduites »).

Il est apparu dans un premier temps essentiel d'améliorer la compréhension du comportement sismique des ponts roulants en tirant le meilleur profit des moyens disponibles, tant expérimentaux (tables vibrantes) que de simulation (logiciels de calcul par éléments finis).

Les travaux (2005–2013 [1]) ont comporté un volet théorique, un volet de simulations numériques et un volet expérimental avec la réalisation d'essais sur la table vibrante AZALEE du centre d'études du CEA de Saclay<sup>183</sup> (figure 10.15). Les essais ont été réalisés sur une maquette à échelle réduite (1/5). Les chargements sismiques ont été simulés par des vérins asservis, sollicitant la structure dans les deux directions horizontales de la table. Dans un premier temps, les recherches bibliographiques ont permis d'identifier les paramètres influant sur le comportement des ponts roulants. La géométrie et l'échelle de la maquette ont été définies à l'aide de calculs par éléments finis avec comme objectif de retrouver dans la maquette les principaux modes propres de la structure réelle du pont<sup>184</sup>. Une centaine de configurations ont été réalisées en faisant varier plusieurs paramètres influents, notamment la position du chariot, la nature du contact au niveau des galets (galets bloqués ou galets libres en rotation), ainsi que la « masse ajoutée » (charge accrochée au chariot) et sa position. Un modèle numérique simplifié a été mis en œuvre, capable de reproduire le comportement

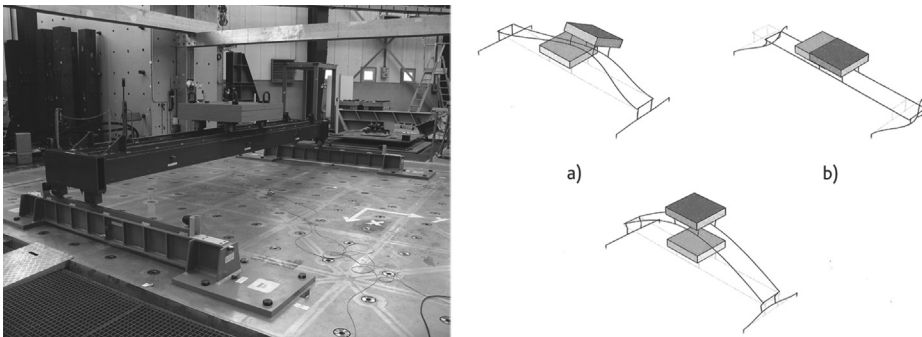


Figure 10.15. Le pont testé sur la table AZALEE (à gauche) et les trois modes principaux de déformation restitués par simulation numérique. © CEA (à gauche).

183. Depuis plus de 40 ans, le laboratoire d'Études de mécanique sismique (EMSI) du CEA à Saclay mène des études en génie parasismique dont le but est de toujours mieux comprendre le comportement des structures, des équipements et des composants sous excitation sismique en s'appuyant sur les outils numériques et expérimentaux du laboratoire. La plateforme expérimentale TAMARIS (Tables et moyens d'analyses des risques sismiques) rassemble l'ensemble des moyens expérimentaux du laboratoire. La table AZALEE est à ce jour le moyen d'essai triaxial le plus important en Europe.
184. Le pont pris comme référence est un pont générique de bâtiments nucléaires.

dynamique de cette structure avec des temps de calculs réduits. Ce modèle a été validé sur plusieurs configurations représentatives des conditions de fonctionnement des ponts. Il pourra être utilisé par l'IRSN dans des études de risque sismique, notamment pour apprécier le comportement de ponts de manutention à des séismes plus sévères que ceux retenus pour leur dimensionnement.

Ultérieurement, les enseignements tirés de ces études et recherches pourront permettre à l'IRSN de proposer des pistes pour élaborer, à terme, des règles pour l'analyse de l'interaction dynamique entre ponts roulants et structures de génie civil.

## **10.2. Recherches et développements relatifs aux ouvrages de génie civil**

Pour les réacteurs à eau sous pression, les recherches et développements relatifs aux ouvrages de génie civil concernent pour l'essentiel l'enceinte de confinement. Cette structure est essentielle en tant que barrière ultime entre le réacteur et l'environnement.

Nous rappellerons tout d'abord que les réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire français sont dotés d'enceintes de confinement relevant de trois types de conception :

- le premier type (réacteurs de 900 MWe) correspond aux enceintes à simple paroi en béton armé précontraint avec une peau d'étanchéité métallique en face interne ; il s'agit d'un confinement statique ;
- le deuxième type (réacteurs de 1 300 et 1 450 MWe) correspond aux enceintes à double paroi comprenant une paroi interne en béton précontraint et une paroi externe en béton armé ; un système de ventilation et de filtration de l'espace annulaire situé entre les deux parois assure un confinement dynamique, complétant l'étanchéité statique assurée par la paroi interne. Des revêtements en matériaux composites (résines) ont été installés à l'intrados des parois internes pour améliorer l'étanchéité de ces parois internes ;
- le troisième type (EPR) associe les deux types précédents : l'étanchéité est assurée par une peau métallique à l'intrados de la paroi interne, complétée par le confinement dynamique associé aux enceintes à double paroi.

Le comportement des enceintes dans les situations de dimensionnement et lors d'un accident de fusion du cœur est développé dans l'ouvrage de l'IRSN présentant l'état des connaissances sur les accidents de fusion du cœur dans les réacteurs de puissance<sup>185</sup>.

Par ailleurs, un aspect important est que, pour les réacteurs du parc électronucléaire avant le réacteur EPR, les chargements thermomécaniques d'un accident de fusion du cœur sur les enceintes sont plus sévères que ceux retenus pour leur dimensionnement

---

185. « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance – État des connaissances » – Collection sciences et techniques – IRSN/EDP Sciences – 2013 : voir les paragraphes 6.2 et 6.3.

(environ cinq bars absolus<sup>186</sup>), sachant que le dispositif « U5 » a été installé par la suite pour permettre la décompression de ces enceintes en cas de besoin, avec des rejets filtrés vers l'environnement (filtre à sable).

Les recherches concernant les ouvrages de génie civil en béton ont notamment pour objectif d'étudier le comportement des enceintes de confinement en conditions accidentelles, avec prise en compte de l'effet du vieillissement. L'objectif visé par ces travaux est de permettre une évaluation du comportement mécanique et de l'étanchéité des parois de ces enceintes, qui peuvent évoluer sous l'effet de mécanismes combinés de retrait, de fluage voire de « pathologies » ; ces « pathologies » résultent pour certaines des réactions chimiques lentes (quelques dizaines d'années) après la construction telles que les réactions de gonflement « alcali-granulats » (RAG) ou « sulfatiques internes » (RSI). L'analyse de ces phénomènes complexes en vue de leur maîtrise est un sujet actuel de recherche, pour assurer le respect des exigences de sûreté attribuées à ces ouvrages de génie civil.

Avant d'aborder les travaux de recherche et de développement menés plus particulièrement par l'IRSN sur les ouvrages de génie civil nucléaires, il convient de mentionner trois grands projets de recherche portés par EDF concernant ces ouvrages :

- le MAI (évoqué au paragraphe 10.1) ;
- le Projet national CEOS.fr (Comportement et évaluation des ouvrages spéciaux, pour ce qui concerne la fissuration et le retrait, 2008–2014), pour lequel l'Institut pour la recherche appliquée et l'expérimentation en génie civil (IREX) a apporté le support administratif et logistique. Les objectifs de ce projet, dont l'IRSN était l'un des 41 partenaires, ont été l'étude de la fissuration de voiles et de pièces massives en béton armé sous l'effet de différents chargements (chargement statique monotone ou cyclique), du comportement « au jeune âge » sur une durée de dix jours après la mise en œuvre du béton, jusqu'à la maturité du béton sous les différents chargements précités, avec une attention particulière à la fissuration créée dans ces ouvrages. Un document rassemblant des recommandations pour la maîtrise des phénomènes de fissuration a été diffusé en 2015 [2] ;
- le projet VERCORS (2013–2021) sur lequel nous reviendrons plus loin.

### **10.2.1. Développement de lois de comportement des ouvrages de génie civil**

L'IRSN mène des études sur le comportement des enceintes de confinement sous sollicitations sismiques et en situation d'accident de fusion du cœur. Il utilise pour cela le logiciel de simulation numérique Cast3M, développé par le CEA avec la contribution de l'IRSN (notamment la mise à la disposition du CEA de certains modèles rhéologiques issus de travaux de thèses financés par l'IRSN). Un point important à souligner est que ces

---

186. Cette valeur correspond à la pression de calcul, couvrant l'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) ; c'est à cette valeur de dimensionnement que sont réalisées les épreuves des enceintes.



simulations sont vérifiées et validées par comparaison aux résultats des mesures d'auscultation des enceintes de confinement réalisées en continu par EDF et pendant les épreuves.

Depuis les années 1980, l'IPSN travaille avec les laboratoires spécialisés du CEA qui réalisent les développements nécessaires pour établir les lois de comportement des constituants des enceintes (béton, acier), allant du comportement linéaire de la structure jusqu'au domaine non linéaire en tenant compte de la fissuration du béton et jusqu'à la dégradation de la structure ; ces lois sont utilisées dans l'étude du comportement des enceintes sous chargements complexes. L'objectif est de pouvoir simuler le comportement des enceintes de leur construction jusqu'à un éventuel accident.

Le développement de ces lois s'est appuyé sur des essais réalisés avec des éprouvettes et elles ont été vérifiées sur des structures (dalles, poutres, portiques) et validées avec les résultats d'essais sur maquettes à grande échelle (on citera notamment les essais réalisés sur les maquettes RCCV<sup>187</sup> et PCCV<sup>188</sup> aux laboratoires de Sandia aux États-Unis)<sup>189</sup>.

Ces recherches et développements permettent notamment à l'IRSN d'évaluer, avec le logiciel Cast3M, dans le cadre des études de physique en support au développement des études probabilistes de sûreté (EPS) de niveau 2, le comportement des enceintes de confinement en cas d'accident de fusion du cœur. Ces études ont démarré dans les années pour les enceintes des réacteurs de 900 MWe en utilisant une démarche multi-échelles développée par l'IPSN qui a permis, avec les moyens informatiques alors disponibles, de déterminer avec un niveau de précision suffisant les zones sensibles de ces enceintes (figure 10.16). Ces études ont ainsi montré que la zone du tampon d'accès des matériels (TAM) constituait un point faible en cas d'accident de fusion du

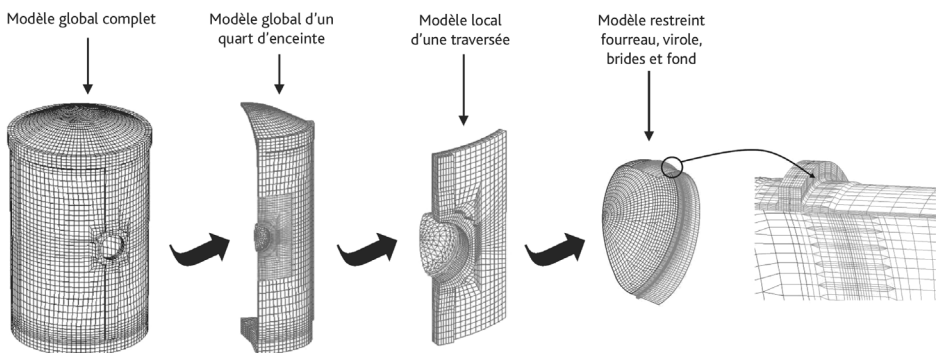


Figure 10.16. Modélisation des enceintes et zone du TAM. © Georges Nahas/IRSN.

187. *Reinforced Concrete Containment Vessel.*

188. *Prestressed Concrete Containment Vessel.*

189. Essais réalisés dans le cadre de collaborations entre les laboratoires de Sandia (SNL), l'U.S.NRC et NUPEC (Nuclear Power Engineering Center of Japan).

cœur – en particulier les brides de fermeture –, ce qui a conduit EDF à programmer le changement du système de fermeture (système utilisant dorénavant des boulons de nuance d'acier différente et de plus gros diamètre) dans le cadre des troisièmes visites décennales de ces réacteurs<sup>190</sup>.

Ces outils de simulation offrent aussi la possibilité d'explorer le comportement des enceintes soumises à d'autres chargements accidentels (choc, séisme, etc.) ou même à des combinaisons de chargements accidentels au-delà de ceux qui ont été retenus pour leur dimensionnement.

### **10.2.2. Recherches et développements sur le comportement d'ouvrages de génie civil sous sollicitations sismiques**

Comme cela a été indiqué plus haut, le développement de lois de comportement pour les différents composants des ouvrages de génie civil et de modèles rhéologiques permet, avec le logiciel de simulation Cast3M, de mener des études de comportement dynamique non linéaire d'ouvrages sous sollicitations sismiques, jusques et au-delà du séisme de dimensionnement.

Les programmes expérimentaux ont été réalisés à la demande de l'IPSN (puis de l'IRSN) avec les tables vibrantes du CEA à Saclay (chargements dynamiques) sur des structures simples ou complexes telles que des portiques et des voiles. Parallèlement, d'autres essais sur des structures identiques et sous chargements statiques alternés croissants, allant jusqu'à la rupture, ont été réalisés au CEBTP<sup>191</sup>. L'ensemble de ces essais a contribué à acquérir des éléments de connaissance sur le comportement dynamique des ouvrages en béton armé en cas de séisme.

D'autres sujets font l'objet de travaux de recherche et de développement, notamment :

- l'interaction sol-structures,
- l'évaluation des mouvements transférés du sol aux équipements installés sur les différents planchers,
- le comportement dynamique des structures en béton armé.

De plus, un autre sujet de recherches menées en collaboration avec le CEA concerne les dispositifs d'isolation sismique des ouvrages, notamment dans le contexte de leur application à de nouvelles installations (RJH<sup>192</sup>, ITER<sup>193</sup>).

Ces sujets sont développés ci-après.

190. Voir paragraphe 4.4.2.2 de l'ouvrage « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance – État des connaissances » – Collection sciences et techniques – IRSN/EDP Sciences – 2013.

191. Groupe, expert dans l'ingénierie des sols, des matériaux et des ouvrages et des bâtiments.

192. Réacteur Jules Horowitz.

193. *International Thermonuclear Experimental Reactor*.

## A) Interaction sol-structures

La connaissance de l'effet de l'interaction sol-structures (ISS) est déterminante pour l'évaluation de la réponse dynamique, sous sollicitations sismiques, d'un bâtiment tel qu'un réacteur à eau sous pression, qui pèse environ 50 000 tonnes. Cette interaction peut être traitée par différentes méthodes, dont deux ont été explorées par l'IRSN : l'une développée à l'École centrale de Paris (méthode dite des équations intégrales), l'autre par les chercheurs du centre d'études du CEA à Saclay (méthode des frontières absorbantes<sup>194</sup> pour limiter la taille du domaine représentant le sol). L'IRSN a initié une collaboration avec l'École centrale de Paris dans le but d'utiliser sa méthode avec le logiciel MISS3D<sup>195</sup>. L'utilisation de la méthode des équations intégrales dans les calculs des structures par éléments finis a été réalisée par un chaînage séquentiel des deux logiciels MISS3D et Cast3M. La validation des deux méthodes précitées a été réalisée lors de la participation de l'IRSN, en collaboration avec le CEA, au benchmark international KARISMA<sup>196</sup> mis en place par l'AIEA à la suite du séisme (magnitude de 6,8 sur l'échelle de Richter) qui a affecté, le 16 juillet 2007, le site de la centrale nucléaire de Kashiwasaki Kariwa, équipée de sept réacteurs à eau bouillante. La réalisation des simulations numériques pour l'un des réacteurs de cette centrale a conduit à privilégier la méthode développée par le CEA. Toutefois, si la comparaison des résultats des calculs obtenus avec les mesures sur site a confirmé la capacité du modèle réalisé avec cette méthode à reproduire les mouvements horizontaux, des différences ont été observées pour la composante verticale, due à l'influence du décollement des radiers pendant le séisme. Des actions de recherche complémentaires sont poursuivies pour prendre en compte l'influence, dans le modèle, de la non-linéarité introduite par le décollement.

## B) Évaluation des mouvements transférés aux équipements

Les développements en matière de simulation visent également à améliorer la qualité de la prévision des mouvements transférés par les bâtiments aux équipements en prenant en compte le comportement non linéaire des ouvrages (effet de la fissuration du béton), dans le cadre par exemple d'évaluations de marges existantes au-delà des chargements retenus pour le dimensionnement des ouvrages et des équipements.

L'évaluation des marges sismiques est une préoccupation qui a émergé tout particulièrement aux États-Unis, au milieu des années 1980 : il s'agissait d'apprécier la contribution possible au risque global d'accident de fusion du cœur de séismes plus importants que ceux retenus pour la conception et le dimensionnement des centrales nucléaires de puissance situées dans la partie Est<sup>197</sup> des États-Unis. Ceci a conduit

---

194. Cette méthode permet d'effectuer des calculs sismiques d'interaction sol-structure par la méthode des éléments finis, en limitant la taille du domaine représentant le sol. La résolution s'effectue dans le domaine temporel sur l'ensemble du maillage sol-structure, avec possibilité de modéliser le décollement et le glissement du radier (notice du logiciel Cast3M).

195. Modélisation de l'interaction sol-structure en trois dimensions.

196. *KAshiwazaki-Kariwa Research Initiative for Seismic Margin Assessment*.

197. La zone de forte sismicité de la côte Californienne avait en effet été écartée du domaine de l'étude.

à différentes approches<sup>198</sup> sous l'appellation commune SMA (*Seismic Margins Assessment*).

Par ailleurs, suite au séisme survenu le 16 juillet 2007 qui a affecté le site de la centrale nucléaire de Kashiwasaki Kariwa, des observations *in situ* ont montré que certains équipements avaient résisté à un niveau de chargement supérieur à celui retenu pour leur dimensionnement. Plus récemment, au mois d'août 2011, un séisme a affecté la centrale nucléaire de North Anna située aux États-Unis (État de Virginie). Les accélérations du sol au niveau des deux réacteurs ont été évaluées à 0,2–0,3 g, valeurs supérieures à celles du DBE (*Design Basis Earthquake*), à savoir 0,12 g et 0,18 g<sup>199</sup>. L'arrêt d'urgence des réacteurs est intervenu (par dépassement du seuil fixé en termes de CAV [*Cumulative Absolute Velocity*] calé à 0,16 g.s) ; les groupes électrogènes ont démarré suite à la perte réseau électrique. Les réacteurs ont redémarré en décembre 2011, après que les investigations menées (y compris des inspections de la part de l'U.S.NRC) ont montré que le séisme n'avait pas occasionné de dommages significatifs aux équipements importants pour la sûreté.

La question des marges sismiques s'est reposée naturellement à la suite de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi, dans le cadre par exemple des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) menées en France, où la notion importante de « robustesse » est apparue : cette notion consiste à privilégier les solutions de conception et construction les plus stables sous chargements multiples avec des marges qui couvrent les domaines non explorés.

Il convient de préciser que, pour les réacteurs de génération III, les « Directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs à eau sous pression » établies en France (2004) stipulent que « *le concepteur doit aussi préciser comment il a l'intention de prouver l'existence de marges de dimensionnement suffisantes en cohérence avec les objectifs généraux de sûreté [...]. L'évaluation des marges doit être réalisée dans le but de démontrer qu'il n'y aurait pas d'effet falaise en matière de conséquences radiologiques en supposant des valeurs d'accélération supérieures aux valeurs d'accélération spécifiques au site ; la méthode correspondante doit tenir compte du comportement réel d'équipements représentatifs et des possibilités de défaillances simultanées d'équipements* ».

L'objectif visé dans les travaux actuels de recherche et de développement dans lesquels s'implique l'IRSN est la mise au point de modèles numériques simplifiés capables de simuler le comportement non linéaire des ouvrages et de déterminer les mouvements sismiques imposés aux équipements (« spectres transférés »). Un certain nombre des essais réalisés avec la table vibrante AZALEE sont ainsi mis à profit pour valider la capacité de ces modèles à reproduire les résultats des mesures et des observations.

---

198. Sont à citer : l'approche SMA déclinée dans les documents de l'U.S.NRC NUREG/CR-4334 (1985), puis 4482 et 5076, l'approche probabiliste *PRA-based SMA method* qui a aussi fait l'objet d'un document de l'U.S.NRC, enfin l'approche SMA de l'EPRI, faisant l'objet du document NP-6041-SL, Revision 1 (1991).

199. Durant les années 1990, ces réacteurs avaient fait l'objet d'une réévaluation sismique pour un séisme calé à 0,3 g.

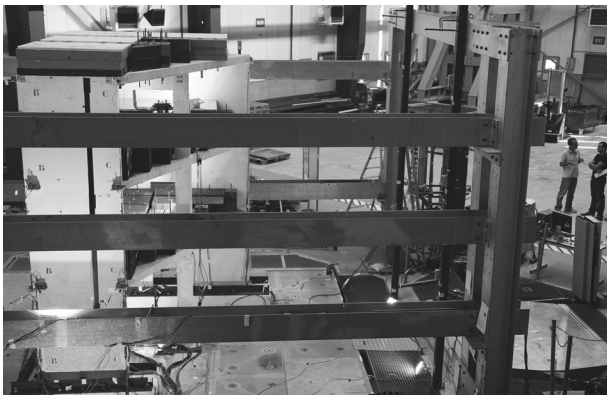
Parmi ces essais mis à profit, citons notamment ceux réalisés récemment dans le cadre du programme ENISTAT<sup>200</sup> ([3]), qui visait à apprécier la robustesse d'ouvrages conçus selon la réglementation « standard » de l'Eurocode 8<sup>201</sup> et équipés de dispositifs d'isolation thermique entre les parois verticales et les planchers (« rupteurs thermiques », créant une discontinuité entre les parois verticales et les planchers).

La maquette en béton armé, asymétrique et à l'échelle 1/2 – d'une masse totale d'environ 40 tonnes – a été dimensionnée pour une accélération à fréquence nulle de 0,3 g.

La maquette a été sollicitée par un chargement sismique horizontal allant de 0,1 g jusqu'à 0,8 g. La rupture d'un voile est survenue à 0,8 g, avec néanmoins des fissurations qui sont apparues à faible niveau de sollicitation. Les résultats des essais ont permis d'améliorer les modèles simplifiés pour mieux rendre compte des déplacements observés aux centres des planchers.

Un point important est apparu lors des essais : en appliquant des chargements sismiques tridimensionnels (horizontal et vertical simultanément), les mouvements de la maquette ont été tels que sa stabilité a été affectée, même à un faible niveau d'accélération de 0,07 g ; de ce fait, les essais ont été poursuivis, au-delà de 0,07 g, sans sollicitation verticale. Ce constat conduit l'IRSN à prévoir des actions de recherche sur la nocivité de la composante verticale des séismes.

La validation des modèles simplifiés se fera notamment en mettant à profit les résultats des nouveaux essais menés dans le cadre du programme SMART (figure 10.17) ;



**Figure 10.17.** La maquette instrumentée SMART2011 (en support à un programme de recherche commun CEA/EDF) est représentative d'un bâtiment de « type nucléaire » à l'échelle 1/4. D'une masse d'environ 47 tonnes (incluant 36 tonnes de masses additionnelles), elle est instrumentée avec plus de 200 voies de mesure (accélération, déplacements, déformations) et subit une séquence de sept séismes de niveau croissant. © P. Stroppa/CEA.

- 
200. *Experimental and Numerical Investigation of Shear wall reinforced concrete buildings under Torsional effects using Advanced Techniques*, réalisé dans le cadre du programme européen SERIES (2009–2013), dirigé par l'université Turque de METU.
201. Intitulé « Conception et dimensionnement des structures pour leur résistance aux séismes ».

ces nouveaux essais ont été réalisés sur une maquette à l'échelle 1/3 dont la conception a été établie en appliquant le guide ASN 2/01 pour les ouvrages des installations nucléaires.

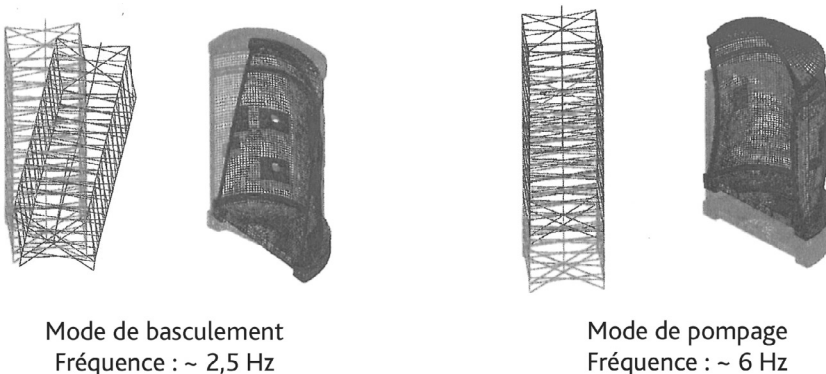
## A) Comportement dynamique des structures en béton armé

L'accident de Fukushima Daiichi a remis en exergue la question des combinaisons de chargements, notamment la survenue d'un accident de fusion du cœur suite à un séisme, ou l'arrivée d'une réplique sismique après la survenue d'un accident de fusion du cœur causé par un séisme principal. La détermination des effets du cumul de ces deux sollicitations transitoires de natures et de durées différentes est un problème complexe, en particulier si la structure en béton armé entre dans le domaine non linéaire voire s'endommage. Pour répondre à ce besoin, l'IRSN développe et utilise différentes méthodes ; il s'agit en particulier de l'utilisation de modèles simplifiés tels que le « multi-brochettes » (figure 10.18), capables de reproduire le comportement global des structures, le comportement local étant ensuite déterminé avec un modèle plus fin des structures, pour les instants critiques, en leur appliquant les torseurs d'efforts issus des analyses simplifiées. D'autres techniques innovantes font l'objet d'un développement avec le CEA et l'ENS Cachan.

## B) Autres sujets de recherche et développement concernant les sollicitations sismiques

D'autres sujets sont explorés par l'IRSN ; ils concernent :

- les dispositifs d'isolation sismique. Plusieurs questions de sûreté ont été soulevées à l'occasion des études relatives aux dispositifs d'isolation sismique retenus pour les installations RJH et ITER (patins disposés sous les bâtiments). D'autres dispositifs mixtes combinant l'isolation passive avec un contrôle actif (ou semi-actif), ou l'isolation tridimensionnelle sur laquelle les Japonais travaillent, pourraient aussi présenter un intérêt pour les installations en France. Une action de recherche et de développement a



**Figure 10.18.** Modélisation simplifiée en « multi-brochettes » d'une enceinte de confinement pour une simulation de son comportement sous sollicitations sismiques : restitution des deux modes fondamentaux.

été engagée en 2013, en collaboration avec le CEA, dans le but d'apporter des éléments de connaissance avec un volet applicatif intéressant pour l'expertise<sup>202</sup> ;

- le comportement sismique des ouvrages nucléaires ne comportant pas de dispositions parasismiques, en particulier les planchers constitués de prédalles. De tels planchers sont notamment présents dans les installations du cycle du combustible (laboratoires et usines) construites entre 1960 et 1990. Un programme expérimental a été engagé par l'IRSN en collaboration avec le CEA sur ce sujet dans le but d'étudier le comportement ultime de ces planchers et d'identifier leurs modes de ruine en fonction des sollicitations. Cela permet d'évaluer la pertinence des vérifications proposées par la réglementation technique à partir des efforts obtenus par une analyse effectuée en supposant le comportement linéaire. À cet effet, des maquettes à l'échelle 1 ont été élaborées en prenant les soins nécessaires pour s'approcher des conditions de réalisation adoptées au moment de la construction des installations (1960–1990) tant en termes de caractéristiques du béton que des modes opératoires de mise en œuvre. Ces maquettes ont subi des essais statiques confiés au CEBTP et des essais dynamiques confiés au CEA sur la table vibrante AZALEE. Le programme expérimental a pris fin en 2013 et les résultats ont été analysés [4, 5]. Un modèle numérique par élément finis pour simuler le comportement mécanique de cet ensemble a été utilisé pour analyser le comportement de ces structures complexes. La comparaison des résultats des essais à ceux obtenus par simulation sur des modèles aux éléments finis, qui présupposent le monolithisme et la continuité mécanique des structures, ont confirmé le caractère monolithique du comportement de ce complexe, pour les sollicitations sismiques explorées, malgré l'absence de dispositifs parasismiques.

### **10.2.3. Recherches et développements sur le comportement d'ouvrages de génie civil en cas de choc**

L'amélioration des méthodes d'évaluation de la vulnérabilité des ouvrages de génie civil nucléaire aux chocs (en cas de chute de charge ou du fait d'un projectile) a été un sujet de recherches et de développements depuis les débuts du programme nucléaire français. Le risque pris en compte était l'impact accidentel d'un petit avion de tourisme (Cessna *Lear Jet*). Dans ce cadre, l'avion peut être assimilé à un projectile rigide impactant la paroi d'un bâtiment nucléaire tel qu'une enceinte de confinement. Les travaux de recherche et de développement ont ensuite, à la fin des années 1980, été étendus au cas des avions militaires. Depuis les attentats de 2001, les travaux ont à nouveau évolué pour évaluer les risques liés à la chute d'un avion commercial gros porteur.

Ces travaux peuvent être répartis actuellement en trois axes de recherche et de développement :

- un axe expérimental, avec des essais d'impact à moyenne vitesse (avions commerciaux) sur des dalles en béton armé, dans le cadre du programme expérimental IMPACT réalisé au centre VTT en Finlande. Ce programme, démarré en 2005 et qui

---

202. Une thèse de doctorat a débuté en 2014.

se poursuit, est mené en partenariat avec des acteurs tels que l'U.S.NRC, HSE, STUK<sup>203</sup>, ENSI<sup>204</sup> et GRS ;

- un axe de simulations numériques réalisées à l'aide de logiciels de dynamique rapide (LS-DYNA et RADIOSS). Dans ce cadre, le benchmark international IRIS 2010<sup>205</sup> a été mis en place et animé par l'IRSN, sous l'égide de l'OCDE, dont l'objectif était d'évaluer la capacité de différents logiciels et des différentes équipes à prédire le comportement de structures sous impacts avec des projectiles durs et mous. Ce benchmark a rassemblé 28 équipes de 11 pays. À la suite des conclusions et des recommandations issus de ce premier exercice, deux nouveaux benchmarks ont été programmés avec les partenaires de l'OCDE :
  - l'un en 2012 pour recalibrer les premières simulations et pour présenter des modèles simplifiés – en fournissant aux partenaires les résultats des essais et les conditions de réalisation de ces essais (conditions aux limites réelles), ainsi que les caractéristiques des matériaux utilisés,
  - l'autre à partir de 2014 pour étudier la propagation des vibrations dans une structure. Une maquette est en cours de réalisation pour constituer la base expérimentale de ce benchmark.

Les acquis de cet axe de recherche et de développement ont d'ores et déjà permis à l'IRSN de constituer un premier projet de recommandations pour les analyses en dynamique rapide réalisées à l'aide de simulations numériques, consignées dans un rapport de l'OCDE ;

- un axe de caractérisation du matériau impacté, de modélisation et de validation, dont l'objectif est d'identifier les paramètres influents et d'améliorer le modèle rhéologique du comportement du béton soumis à des chocs ; cet aspect a fait l'objet d'un travail<sup>206</sup> de recherche avec l'Université Joseph Fourier et le CNRS, qui a abouti en 2013 en confirmant l'influence du taux d'humidité du béton et de la vitesse de déformation sur le comportement dynamique des ouvrages en cas d'impact.

#### **10.2.4. Recherches et développements sur le comportement des enceintes de confinement en situation d'accident de fusion du cœur**

##### **A) Évaluation des fuites d'air et de vapeur d'eau à travers une fissure idéalisée**

Dans le but de quantifier les fuites au travers d'une paroi d'enceinte de confinement en situation accidentelle (air et vapeur d'eau) par rapport aux fuites en air sec quantifiées lors des épreuves, l'IPSN a, en 1989, confié au Département de mécanique et thermique

203. Radiation and Nuclear Safety Authority, Finlande.

204. Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat).

205. *Improving Robustness assessment of structures Impacted by missileS.*

206. Thèse de doctorat.



(DMT) du centre d'études du CEA de Saclay la réalisation d'un programme de recherche et développement sur les fissurations localisées. Ce programme, dénommé SIMIBE, a comporté des essais réalisés sur deux plaques en verre simulant une fissure localisée. Cela a permis de mettre au point un modèle numérique, intégré dans le logiciel Cast3M, capable de simuler le comportement diphasique du mélange air et vapeur d'eau dans une telle fissure. SIMIBE a été utilisé pour interpréter les essais MAEVA décrits plus loin et a permis ainsi à l'IPSN, en 2000, de conforter sa position relative au coefficient de transposition air et air-vapeur, à savoir d'utiliser un coefficient de transposition conservatif égal à 1. La transposition du verre au béton a nécessité des actions de recherche complémentaires pour tenir compte de la perméabilité du béton fissuré et de la communication entre les fissures localisées. Ces compléments de recherche se sont fondés sur la théorie de la double porosité, selon laquelle les deux milieux, fissures localisées et milieu poreux échangent entre eux, et ils ont été mis en œuvre dans le cadre du projet ECOBA<sup>207</sup> décrit plus loin.

## **B) Évaluation des fuites d'air et de vapeur d'eau à travers une fissure dans des conditions représentatives d'une enceinte de confinement**

L'évaluation des fuites d'air et de vapeur d'eau à travers une fissure dans des conditions représentatives d'une enceinte de confinement en situation accidentelle nécessite de faire appel à des essais représentatifs de ces conditions et à grande échelle. Cela fait l'objet de programmes expérimentaux depuis le début des années 1980 ; on peut citer ici :

- les essais RCCV réalisés en 1984 aux laboratoires de Sandia aux États-Unis (essais sur une enceinte complète – en béton armé non précontraint – d'un réacteur de 900 MWe de Westinghouse, à l'échelle 1/6, avec une peau métallique) ;
- les essais MAEVA réalisés en France de 1994 à 2002 ;
- les essais PCCV réalisés en 2000 aux laboratoires de Sandia sur une maquette d'enceinte de réacteur à eau sous pression japonais, à l'échelle 1/4 (béton précontraint, avec peau métallique) ;
- les essais VK2/2 réalisés en 2001 à l'Université de Karlsruhe en Allemagne (essais réalisés sur une dalle pré-fissurée de 1,2 m d'épaisseur, soumise à des extensions par des vérins) ;
- les essais du programme ECOBA (projet ANR) ;
- le Projet national CEOS.fr évoqué plus haut ;
- le projet VERCORS également mis en place par EDF.

Ces programmes expérimentaux ont été accompagnés de benchmarks et d'ateliers d'échange thématiques (workshops).

---

207. Étude du confinement des ouvrages en béton armé.

Il convient de rappeler que dans les enceintes à simple paroi, le confinement est assuré par la peau métallique (cas des maquettes RCCV et PCCV), tandis que pour les enceintes à double paroi les programmes de recherche visent à évaluer l'étanchéité à travers la paroi interne en béton armé précontrainte (cas des maquettes MAEVA, VK2/2 et ECOBA).

La différence importante entre les deux types de maquettes est le mode d'endommagement : un mode de rupture pour le premier type et un mode de fuite pour le second.

Quelques-uns des essais énumérés plus haut sont présentés ci-après.

### ► Les essais réalisés avec la maquette MAEVA

En 1994, EDF a décidé de réaliser une maquette d'enceinte de confinement dans le but d'étudier la résistance mécanique et de mieux évaluer l'étanchéité des enceintes de confinement à double paroi des réacteurs de 1 300 MWe. L'objectif visé par EDF était d'effectuer une étude expérimentale du comportement thermomécanique de la paroi interne en béton précontraint pour des situations de dimensionnement et des situations au-delà du dimensionnement (situation d'accident de fusion du cœur), en soumettant la maquette à des séquences d'augmentation de la pression et de la température. Ces objectifs avaient été précisés comme suit :

- l'évaluation des taux de fuite d'air et de vapeur dans les conditions d'un accident par comparaison à ceux mesurés avec de l'air sec lors des épreuves ;
- l'étude du comportement de revêtements en matériaux composites, placés à l'intrados de la paroi interne, pour les épreuves et les différents scénarios accidentels ainsi que la validation de leurs conditions de mise en œuvre à l'échelle industrielle.

L'IPSN a participé aux essais MAEVA en contribuant notamment à la définition de deux séquences, l'une d'augmentation de pression en air et vapeur d'eau – simulant un accident de fusion du cœur – jusqu'à la pression de dimensionnement des enceintes prévue initialement pour l'enceinte d'EPR sans peau métallique (6,5 bars absolus), l'autre en air jusqu'à une pression plus importante. L'IPSN a également procédé à certaines mesures (mesure par traçage d'hélium des débits de fuite, quantification des titres de vapeur dans le mélange eau-vapeur dans la séquence simulant l'accident de fusion du cœur).

La maquette (figure 10.19), dénommée MAEVA<sup>208</sup>, représentait une zone courante de l'enceinte interne à l'échelle 1/3 pour le diamètre et à l'échelle 1/1 pour l'épaisseur du mur. L'espace situé entre les deux parois était également représenté, mais la paroi externe en béton avait été remplacée sur la maquette par une paroi métallique. Le diamètre de la paroi en béton était ainsi de 16 m et son épaisseur de 1,2 m ; la hauteur était de 5 m. La maquette a été réalisée sur le site de la centrale de Civaux, avec du béton de mêmes caractéristiques que celles du béton utilisé pour l'enceinte de confinement du réacteur n° 2 de cette centrale (béton dit à hautes performances). La dalle supérieure était soutenue par quatre poteaux en béton précontraint disposés dans chacun des quarts de la surface. La paroi interne était divisée en quadrants dont deux étaient revêtus d'une

208. Maquette échange vapeur air.

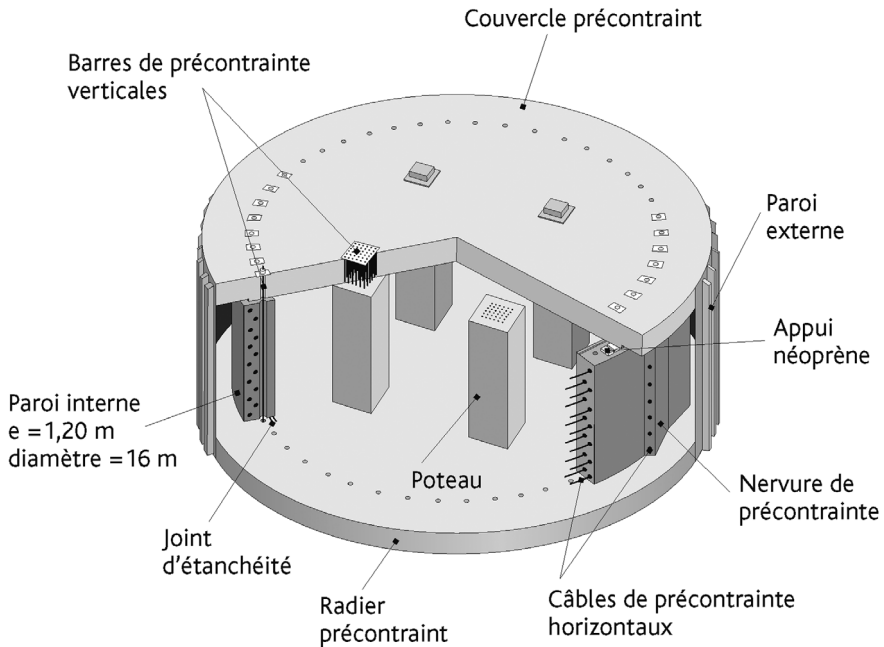


Figure 10.19. Schéma de la maquette MAEVA. © Georges Nahas/IRSN.

peau d'étanchéité en matériau composite similaire à celui utilisé pour les réparations des réacteurs en exploitation.

La précontrainte avait été calculée de façon à obtenir, comme pour les enceintes des réacteurs de 1 300 MWe en exploitation, une compression résiduelle moyenne de 1 MPa pour une pression interne de 6,5 bars absolus.

Sept séquences d'essai ont été réalisées avec cette maquette, avec de l'air et avec un mélange d'air et de vapeur. Pour la séquence simulant un accident de fusion du cœur avec air et vapeur d'eau, la pression a été augmentée en trois paliers (2,6 bars absolus, 5,3 bars absolus, enfin 6,5 bars absolus). Pour la séquence en air visant à étudier le comportement des enceintes au-delà de leur pression de dimensionnement, la pression a été portée à 9,8 bars absolus.

Lors de chaque essai, les mesures effectuées ont visé à déterminer les fuites dans l'espace annulaire, divisé en quatre quarts étanches (chaque quart étant appelé caisson) – pour de l'air sec et pour un mélange d'air et de vapeur –, différentes températures et pressions, ainsi que les déplacements de la paroi interne de la maquette. Pendant les essais en air et vapeur d'eau, la paroi de la maquette a été chauffée à 60 °C à l'extrados dans les caissons pour aider à vaporiser l'eau sortant des fissures et limiter le gradient thermique dans l'épaisseur. Un relevé des fissures, une auscultation visuelle des revêtements en matériau composite et des essais d'arrachement de ces revêtements ont été réalisés – ces derniers essais ont permis de quantifier l'adhérence des revêtements sur la paroi en béton après les séquences d'essais.

L'analyse des résultats a également permis de déterminer :

- d'une part, le coefficient de transposition à retenir entre le taux de fuite pour de l'air sec et le taux de fuite pour un mélange d'air et de vapeur (coefficient de 1) ; ce coefficient est ensuite utilisé pour déterminer les taux de fuite des enceintes réelles en situation accidentelle à partir des taux de fuite mesurés lors des épreuves ;
- d'autre part, l'évolution de la fissuration et des fuites mesurées pour plusieurs scénarios accidentels.

Ce sont notamment ces derniers résultats sur les évolutions de la fissuration et les mesures des fuites qui sont exploités pour valider la méthode de quantification des fuites (Projet national CEOS.fr et projet ECOBA).

De plus, les mesures effectuées lors des séquences en air et vapeur d'eau ont montré que les débits des fuites récoltées dans les caissons étaient assez importants et supérieurs aux prévisions d'EDF, qui considérait que la vapeur d'eau se condenserait dans les fissures et resterait dans la paroi en béton armé, hypothèse qui de fait a été invalidée.

Ce constat a pesé dans les réflexions sur la robustesse du confinement des réacteurs EPR, qui ont amené notamment EDF à prendre la décision d'installer une peau métallique à l'intrados de l'enceinte de confinement du réacteur Flamanville 3, constatant que les peaux composites ne permettraient pas d'obtenir une étanchéité durable en conditions d'accident de fusion du cœur, dans la mesure où ces conditions faisaient partie des bases de conception du réacteur EPR.

## ► **Projet ECOBA**

Le projet de recherche ECOBA (Étude du confinement des ouvrages en béton armé, 2010–2014) a été mené dans le cadre de l'ANR (programme Blanc). Il a réuni l'IRSN et trois laboratoires universitaires aux compétences complémentaires : le GeM<sup>209</sup>, l'École normale supérieure de Cachan et l'Université de Pau et des Pays de l'Adour. Il visait à étudier sur une maquette à l'échelle 1, représentative d'une paroi interne d'enceinte de confinement d'un réacteur de 1 300 MWe (de type P4), les différents mécanismes à l'origine de la fissuration des bétons afin d'établir des relations entre endommagement, fissuration et perméabilité. Il a reposé sur des essais réalisés à l'École centrale de Nantes (du laboratoire GeM) sur deux maquettes représentatives d'une partie courante dite zone utile (1,50 m de largeur, 1,20 m de hauteur et 0,90 m d'épaisseur) d'une paroi interne d'enceinte de confinement. Ces deux maquettes de 3,90 m de largeur et de 2,40 m de hauteur (dimensions totales) pour une masse de 20 tonnes chacune, ont été construites sur la plateforme expérimentale de l'École centrale de Nantes. Elles ont été instrumentées avec des capteurs à cordes vibrantes identiques à ceux utilisés dans les enceintes de confinement, complétés par des dispositifs de mesures diversifiés afin de valider les résultats obtenus et d'obtenir une robustesse dans les mesures. Les maquettes étaient sollicitées en traction directe – par quatre vérins pilotés en efforts et en déplacements –

---

209. Institut de recherche en génie civil et mécanique, unité mixte de recherche associant l'École centrale de Nantes, l'Université de Nantes et le CNRS.

pour créer des fissures représentatives de celles qui pourraient apparaître dans une enceinte en cas de chargement accidentel ; en amont des zones de fissuration était installée une boîte métallique d'injection avec la possibilité d'injecter soit de l'air, soit de l'air et de la vapeur d'eau. Les débits de fuite à travers les fissures étaient mesurés à l'aide d'une méthode de traçage gazeux par dilution mise au point à l'IRSN, permettant d'identifier les ouvertures aérauliques des fissures.

Les premiers essais ont permis d'observer le développement de fissurations dans la « zone utile », similaires à celles rencontrées sur des ouvrages réels soumis à ce type de sollicitations, ainsi que de quantifier les débits de fuite dans les séquences avec injection d'air. Les premiers résultats ont confirmé l'intérêt du projet pour progresser sur la caractérisation des différents paramètres ayant une influence sur l'étanchéité des enceintes de confinement des réacteurs électronucléaires, et conforter les expertises réalisées sur le confinement des enceintes de confinement en cas d'accident de fusion du cœur.

### ► **Projet VERCORS**

EDF a démarré en 2013 un projet de grande ampleur d'études, de recherches et de développements concernant les enceintes de confinement des réacteurs, dénommé VERCORS (Vérification réaliste du confinement des réacteurs), qui devrait durer jusqu'en 2021. Le projet vise à acquérir un certain nombre de connaissances permettant d'apporter la démonstration de l'acceptabilité, en termes de sûreté, d'une durée d'exploitation de 60 ans pour les enceintes de confinement ; les différents objectifs poursuivis sont les suivants :

- apporter une démonstration expérimentale de la tenue des enceintes en situation d'accident de fusion du cœur (sous chargements simultanés et prolongés de pression et de température) ;
- anticiper par l'expérience l'évolution de l'étanchéité des enceintes ;
- améliorer les connaissances sur les fuites et les modèles prédictifs de leur évolution ;
- trouver de nouveaux outils de détection et quantification de fuites.

Un certain nombre d'essais sont prévus sur une maquette d'enceinte à grande échelle, abondamment instrumentée. Eu égard au retour d'expérience des essais réalisés sur les maquettes à grande échelle telles que celles de MAEVA ou celles des essais réalisés aux laboratoires de Sandia, EDF a décidé de réaliser une maquette d'enceinte à double paroi (réacteurs de 1 300 MWe de type P'4) à une même échelle pour les grandes dimensions et pour l'épaisseur (1/3), avec les singularités (par exemple la corniche servant de chemin de roulement du pont) et les traversées (notamment le tampon d'accès des matériels), le câblage et le ferrailage, sur sol dur. L'échelle de 1/3 permet d'accélérer certains phénomènes physiques inhérents au béton, notamment :

- le retrait/séchage d'un facteur 9,
- le fluage d'un facteur 3,

ce qui conduit à un facteur équivalent de vieillissement d'environ 7 en moyenne.

Ainsi, à cette échelle, environ neuf années suffiront à simuler 60 années pour les enceintes réelles.

Les « épreuves décennales » seront donc réalisées tous les 14 mois sur la maquette. L'accident de fusion du cœur sera simulé au terme des neuf années.

Il est à noter que le béton qui a été retenu est classé parmi ceux pour lesquels les déformations différées (retrait et fluage) sont modérées, ce qui obligera par la suite à examiner attentivement l'extrapolation de ces résultats aux cas des enceintes sensibles, pour lesquelles les déformations différées sont plus importantes.

### **C) Évaluation des fuites diffuses dans une paroi en béton**

Les résultats des programmes expérimentaux sur des maquettes à grande échelle ainsi que les observations et les mesures des débits de fuite pendant les épreuves décennales des enceintes de confinement mettent en lumière l'existence de fuites non localisées, dites diffuses, dont la contribution à la fuite totale est significative.

La surface interne des enceintes de confinement des réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire est très importante, environ 10 000 m<sup>2</sup>. Compte tenu de cette surface, les fuites diffuses au travers de ces enceintes en fonction du chargement appliqué sont susceptibles de devenir significatives. Un travail de recherche, terminé en 2011, a été réalisé en collaboration avec l'École centrale de Nantes sur l'étude de la perméabilité du béton au gaz (azote) et à la vapeur d'eau sous un chargement mécanique de compression. Le dispositif expérimental a permis de mesurer la perméabilité au mélange (de gaz et de vapeur d'eau) d'éprouvettes creuses de béton de 11 × 22 cm. La formulation du béton était représentative de celle du béton des enceintes de confinement. Les premiers résultats obtenus montrent l'importance des fuites diffuses et leur contribution à la fuite totale. Les résultats obtenus ont mis aussi en évidence la différence d'écoulement entre la vapeur d'eau et l'azote et permis d'identifier la différence des temps d'écoulement du gaz et de la vapeur d'eau. L'azote traverse le réseau poreux accessible en quelques minutes tandis que la vapeur d'eau met beaucoup plus de temps à parcourir l'éprouvette (de l'ordre de dix à 25 heures selon la pression d'injection).

Ce constat explique en partie le décalage dans le temps entre les fuites en air et en air vapeur constaté lors des essais menés sur la maquette MAEVA.

### **D) Étude de l'effet du comportement du béton « au jeune âge »**

Le comportement du béton « au jeune âge » est un élément important car dans cette phase complexe, allant de la prise du béton jusqu'à environ un mois, les transformations physico-chimiques exothermiques suivies par les phénomènes de retrait et de fluage vont créer des zones de faiblesse dans la structure. En effet, après la contraction du béton (effet Le Chatelier), l'évolution combinée des gradients de température dans la structure et des caractéristiques mécaniques du béton (module d'Young, limite en traction et limite

en compression, etc.) va engendrer des fissurations dans le béton qui seront plus ou moins importantes en fonction des paramètres tels que la nature du coffrage, la température extérieure, la géométrie de la structure, le taux de ferrailage, etc.

Ces fissurations vont avoir un effet à la fois sur la durabilité de la structure et sur son comportement mécanique en cas de chargement accidentel avec la propagation de ces fissures. En outre, dans certaines conditions, les transformations physico-chimiques peuvent être responsables de la présence ultérieure des pathologies comme la réaction sulfatique interne (RSI – voir plus loin).

Les actions de recherche sur ce thème ont commencé à l'IRSN en 2007 avec pour objectif l'étude du comportement des ouvrages de génie civil depuis la phase de leur construction (coulage du béton). La réaction d'hydratation du béton, avec les gradients de températures créés, les échanges hydriques et l'incompatibilité des déformations des constituants ainsi que le bridage engendré par les reprises de bétonnage, qui conduisent à la fissuration du béton, ont été identifiés comme sujets de recherche à développer.

La première action de recherche a concerné l'influence de la fissuration « au jeune âge » du béton sur sa perméabilité à l'air et au gaz en tenant compte des effets de la vitesse de refroidissement, des armatures et des reprises du bétonnage ; elle a été initiée en 2007 (thèse de doctorat), en collaboration avec l'ENS Cachan. Le volet expérimental de cette thèse a comporté des essais effectués sur un anneau de section  $10 \times 10$  cm en béton représentatif de celui des enceintes de confinement, chauffé à une température représentative de celle mesurée à cœur du béton « au jeune âge ». Ce volet a apporté des éléments de connaissance importants sur l'influence des méthodes de construction sur la création des premières fissures dans l'ouvrage. Les résultats obtenus ont été mis à profit par l'IRSN dans le cadre de l'expertise de la méthode mise en œuvre par EDF pour les reprises de bétonnage de l'enceinte de confinement d'EPR à Flamanville.

Cette action a été poursuivie par une autre thèse (2011–2014) sur la modélisation des phénomènes précédemment cités complétée par ceux de retrait et de fluage qui font aussi partie de la phase du « jeune âge ». Actuellement, ces recherches sont valorisées dans le benchmark de simulation numérique de la maquette VERCORS.

De plus, la quantification des phénomènes exothermiques « au jeune âge » permet aussi d'évaluer les températures atteintes dans le béton frais pendant le coulage et d'évaluer ainsi le risque d'apparition des pathologies, notamment la RSI.

## **E) Développement de modèles de simulation à l'échelle mésoscopique**

L'analyse des résultats des observations et des mesures issues tant des programmes expérimentaux que des épreuves décennales des enceintes de confinement mettent en évidence l'importance de la caractérisation de la géométrie des fissures localisées et de la porosité (correspondant aux fuites diffuses) comme un préalable à une évaluation réaliste des débits de fuite. Cette caractérisation nécessite l'utilisation de modèles à

l'échelle de la fissuration, échelle mésoscopique, pour être capable de simuler l'ouverture des fissures dans le béton inférieur à 1 mm. La modélisation à une telle échelle nécessite l'utilisation de logiciels de simulation à hautes performances. Des travaux de recherche menés par l'IRSN en collaboration avec l'Université de Pau et des pays de l'Adour ont notamment permis d'identifier les paramètres importants, en particulier les contraintes initiales dans la structure et leur influence sur la création des fissures dans le béton en situation d'accident, la communication des micro fissures avec les fissures localisées et l'ouverture résiduelle des fissures après déchargement. Ces éléments de connaissance pourront enrichir les modèles à l'échelle macroscopique utilisés par l'IRSN pour ses études supports aux EPS de niveau 2 sur le comportement des enceintes à double paroi du parc électronucléaire, point particulièrement important pour le réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1 300 MWe.

### **10.2.5. *Recherches et développements sur le vieillissement des enceintes***

Le vieillissement est l'évolution dans le temps des ouvrages en béton armé tels que les enceintes des réacteurs nucléaires, qui relève de deux phénomènes : le premier, naturel, est piloté par les déformations différées du béton (retrait et fluage), le second correspondant à la survenue de pathologies.

#### **A) Déformations différées du béton**

Ce processus de vieillissement pour les enceintes de confinement se traduit par une diminution des déformations dans la structure qui induit une perte de tension dans les câbles de précontrainte donc une diminution de la compression dans les parois des enceintes. Cette compression permettant d'assurer le niveau de confinement requis pour ces parois, il est nécessaire d'en maîtriser l'évolution pendant toute la durée de vie de l'ouvrage.

Les actions de recherche et de développement sur ce thème ont donc pour objectif l'évaluation du comportement différé des enceintes des réacteurs et ses conséquences sur leur capacité à confiner les matières nucléaires en cas d'accident. Ces travaux comportent des volets théoriques et des volets expérimentaux, avec des simulations numériques. Les essais sont réalisés sur des éprouvettes en béton représentatif du béton des enceintes de confinement. L'objectif principal de ces actions est de disposer des compétences et des connaissances scientifiques nécessaires pour pouvoir se prononcer sur les risques induits par l'évolution des déformations différées du béton. Inhérentes aux processus de vieillissement, elles sont notamment la cause de la diminution des tensions dans les câbles de précontrainte et de l'apparition de la fissuration et de la dégradation des ouvrages. Les principales actions réalisées sont :

- **Fluage en traction du béton et son influence sur l'étanchéité** : des travaux de recherche ont été initiés en 2005 en collaboration avec l'IFSTTAR et l'ENS Cachan. Des essais sur des éprouvettes en forme de cylindre creux ont été réalisés



afin d'étudier l'influence du fluage sur l'étanchéité du béton. La durée du chargement en traction a été limitée à 36 heures (durée de l'épreuve des enceintes). Un modèle numérique a été développé pour simuler le comportement mécanique des enceintes. Les éléments de connaissances acquis dans le cadre de cette action ont permis de mieux comprendre l'évolution des fissures observée lors des épreuves décennales et l'évolution de la fissuration pendant les paliers successifs de maintien en pression.

- **Fluage multi axial du béton et son influence sur l'étanchéité** : les enceintes de confinement sont des structures précontraintes bi-axialement. Le dimensionnement de ces ouvrages pour tenir compte des effets des déformations différées (fluage et retrait du béton) a été établi selon les RCC-G<sup>210</sup> utilisant des formules de codes et normes français. Or le retour d'expérience a montré que ces formules sous-estiment l'effet de ces déformations pour les sollicitations multi axiales et des simulations numériques réalisées par l'IRSN ont confirmé ce point. L'explication vient du fait que ces formules ont été établies à partir d'observations et d'essais sur des structures majoritairement chargées uni-axialement. En outre, les mesures d'auscultation, réalisées par EDF sur les enceintes du parc en exploitation sont difficilement utilisables dans les modèles de calcul car les déformations mesurées résultent de la combinaison de plusieurs phénomènes (fluage propre, fluage de dessiccation, retrait de dessiccation, retrait endogène). Une action de recherche en collaboration avec l'ENS Cachan a été initiée en octobre 2011 afin de quantifier ces phénomènes. Cette quantification permettra de mieux simuler le comportement différé des enceintes, d'évaluer des solutions proposées par EDF pour réduire la cinétique de ces déformations (comme l'humidification des parements des enceintes) et anticiper le comportement des enceintes dans le cadre de la prolongation de la durée d'exploitation des réacteurs. L'application finale, en intégrant les acquis des autres actions de recherche, sera la simulation d'une enceinte de confinement depuis sa construction levée par levée avec le pasage de la précontrainte, le comportement différé et les épreuves décennales jusqu'à la fin d'exploitation. Cette modélisation permettra de simuler l'évolution dans le temps de la capacité de confinement de l'enceinte, élément décisionnel pour statuer sur la prolongation d'exploitation des réacteurs.

## B) Pathologies des ouvrages en béton armé

Afin de tenir compte de tous les phénomènes qui pourraient altérer les fonctions de sûreté des installations, en particulier les enceintes de confinement, l'IRSN a jugé indispensable d'entreprendre des programmes de recherche spécifiques sur les pathologies du béton et du ferrailage, en particulier dans la perspective d'une prolongation de la durée d'exploitation des réacteurs du parc électronucléaire jusqu'à 60 ans envisagée par EDF.

Le développement des pathologies dans les ouvrages en béton armé peut conduire à un endommagement, susceptible d'affecter les propriétés mécaniques

---

210. Règles de conception et de construction des ouvrages de génie civil.

du béton, voire de mettre en cause la capacité de confinement exigée pour certains ouvrages. Parmi les pathologies potentiellement nocives, on peut citer les réactions de gonflement notamment la réaction alcali-granulaire (RAG) et la réaction sulfatique interne (RSI).

En ce qui concerne la réaction alcali-granulaire, réaction chimique entre certains types de granulats et la matrice cimentaire, EDF a entrepris des études et des recherches sur cette pathologie et son évolution dans le temps qui se présente sous la forme d'un gel expansif et de cônes d'éclatements (*pop-out*) autour des granulats réactifs. EDF a classé toutes les enceintes du parc en fonction des caractéristiques du béton et d'environnement de l'ouvrage en cinq catégories (0, 1, 2, 3, 4) allant d'un risque inexistant jusqu'à un risque très important.

Le phénomène de réaction sulfatique interne, lié à la nature du béton de l'ouvrage, à son environnement et à sa température à cœur lors du bétonnage, est un risque identifié pour les ouvrages nucléaires. Dans le cas où la température dépasse 65 °C lors de la construction d'un ouvrage, la réaction sulfatique interne peut apparaître et son développement s'enclenche dans certaines conditions d'humidité. L'IRSN alerta en 2009 l'exploitant EDF (avec l'ASN) sur l'importance du risque de RSI, à la lumière du retour d'expérience issu de programmes de recherche conduits par l'IRSN en collaboration avec l'IFSTTAR sur un béton reconstitué (figure 10.20).

La température du béton joue encore un rôle important dans le développement de la RSI et en particulier pour les ouvrages qui peuvent, au cours de leur exploitation, être portés à une température de l'ordre de 80 °C suivie d'un cycle de refroidissement. Des recherches récentes réalisées par la communauté scientifique et vérifiées par l'IRSN (essais réalisés à l'IFSTTAR sur des éprouvettes – financés par EDF [6]) ont confirmé qu'une RSI dite tardive peut se déclencher selon certaines conditions, bien que le béton n'ait pas subi une température supérieure à 65 °C lors de sa mise en œuvre. Une telle configuration pourrait se présenter dans les enceintes de confinement aux niveaux de la cuve du réacteur et des traversées de tuyauteries de vapeur,

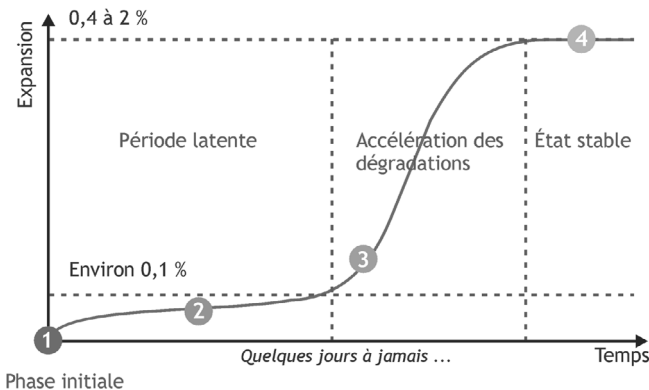


Figure 10.20. Courbe en S d'évolution de la RSI, proposée par X. Bruneteaud en 2005 [7]. © Georges Goué/IRSN - Source Xavier Bruneteaud.

ainsi que dans certains ouvrages d'entreposage d'assemblages de combustible, ou après un incendie maîtrisé. L'IRSN évalue l'opportunité d'un programme de recherche sur ce sujet.

Un autre paramètre influant sur le développement de la RSI, lié à la nature du ciment, est la présence de fillers<sup>211</sup> calcaires comme additifs. Un travail de recherche initié en 2009 (thèse de doctorat), en collaboration avec l'IFSTTAR et l'ENS Cachan, a permis d'étudier les effets de ces additifs, ainsi que les autres paramètres influent sur le développement de cette pathologie, notamment le taux d'humidité du milieu extérieur et la perméabilité du béton et leurs effets sur la cinétique de la réaction.

EDF a classé toutes les enceintes du parc en fonction des caractéristiques du béton et d'environnement de l'ouvrage en cinq catégories allant d'un risque de RSI inexistant jusqu'à un risque très important, d'une manière similaire à celle adoptée à l'égard de la RAG.

L'analyse des deux cartographies de risque potentiel de pathologies d'enceintes, issues des classements, fait apparaître des cas où ce risque est important pour les deux pathologies à la fois. Ce cas nécessite d'engager des travaux de recherche et de développement en l'absence de retour d'expérience ou de résultats expérimentaux. L'IRSN a engagé en 2014 une action (thèse de doctorat) – en collaboration avec l'IFSTTAR et l'ENS Cachan – sur le vieillissement accéléré d'un béton affecté par les deux pathologies séparées et ensemble.

Il à noter qu'en l'état actuel des connaissances, il n'existe pas de solution curative à ces pathologies de gonflement. La seule préconisation est la surveillance des ouvrages, ainsi que la limitation d'apports d'eau extérieure pour les ouvrages classés en risques importants et très importants (voir par exemple [8] et [9]).

### C) Anticipation des effets du vieillissement : le projet ODOBA

Compte tenu de l'importance du rôle des pathologies sur la durabilité des ouvrages en béton armé et en vue de la prolongation de la durée d'exploitation des réacteurs du parc électronucléaire français, l'IRSN a jugé pertinent de constituer un « observatoire » sur la durabilité des ouvrages du génie civil nucléaire qui sera partagé par la communauté scientifique et donnera des éléments de connaissance sur le vieillissement de ces ouvrages et les désordres éventuels pouvant s'y produire.

En 2014, l'IRSN a initié son projet, intitulé ODOBA, « Observatoire de durabilité des ouvrages en béton armé ». Ce projet a pour objet l'étude des pathologies recensées dans les ouvrages de génie civil nucléaires, telles que la corrosion des armatures (corrosion par les ions chlorures ou carbonatation), le gonflement du béton (RSI, RAG) et la lixiviation, et leur répercussion sur les exigences de sûreté attribuées à ces ouvrages.

Le calendrier d'acquisition des connaissances s'inscrit dans celui de l'évaluation du projet d'extension de la durée d'exploitation des réacteurs du parc électronucléaire

---

211. Poussière émanant de l'exploitation de la roche calcaire, incorporée dans les matériaux de construction comme le béton.

français au-delà de 40 ans. Le volet expérimental comprend la construction, sur le site de l'IRSN au centre d'études de Cadarache, de structures en béton représentatif du béton des enceintes de confinement du parc. Ces structures (une soixantaine de blocs) d'un mètre d'épaisseur – et de quelques mètres en hauteur et en largeur –, subiront soit un processus de vieillissement accéléré, soit le processus de vieillissement naturel, ceci dans le but de déterminer les durées équivalentes des vieillissements accélérés. Un premier travail difficile qui a été réalisé a consisté à retrouver les carrières et le ciment utilisés pour la construction de quelques enceintes, classées par EDF en risques potentiels importants ou très importants pour les réactions de gonflement. Ce travail a été réalisé avec l'aide de l'IFSTTAR par investigation des archives du Laboratoire central des ponts et chaussées (LCPC) qui a conduit à retrouver sur les 13 sites des centrales sensibles, neuf carrières équivalentes ainsi que leur ciment. Pour les autres centrales sensibles, le projet utilisera des bétons génériques équivalents.

Le volet scientifique du projet est piloté par un comité scientifique regroupant notamment, outre l'IRSN, l'ENS Cachan, l'IFSTTAR, le Laboratoire matériaux et durabilité des constructions (LMDC) à Toulouse et le Laboratoire de mécanique et d'acoustique (LMA) à Aix-en-Provence. Ce comité a pour mission de suivre l'avancement du projet au plan scientifique et de vérifier la pertinence scientifique des différents choix qui seront pris par le Projet.

Le projet ODOBA est organisé en plusieurs étapes qui permettront d'obtenir des résultats intermédiaires en fonction des besoins d'expertise de l'IRSN, comme l'analyse des réexamens de sûreté décennaux des réacteurs du parc électronucléaire français.

L'IRSN a signé en 2015 un accord avec l'U.S.NRC portant sur l'échange de résultats d'expériences relatives aux pathologies du béton constitutif des enceintes de réacteurs nucléaires. D'autres organismes se sont déclarés intéressés par le projet ODOBA et des échanges sont en cours pour définir les modalités de leur participation.

Les premiers blocs en béton ont été réalisés en 2016.

## **D) Contrôle non destructif des ouvrages**

Les méthodes non destructives de détection de désordres dans les ouvrages sont des outils utiles pour l'évaluation de l'état de santé des ouvrages sensibles tels que les enceintes de confinement des réacteurs et dans lesquels les prélèvements sont très limités et contrôlés. L'IPSN puis l'IRSN ont entrepris des actions de recherche et de développement avec le CEA (centre d'études de Saclay) sur les possibilités offertes par l'utilisation des ondes ultrasonores. Ces méthodes de contrôle ont fait leur preuve pour les structures métalliques et permettent de détecter des défauts. Une action prospective de développement réalisée en collaboration avec le CEA à Saclay a été d'adapter ces méthodes au béton, en étudiant les différents types de capteurs, la fréquence du signal à envoyer, ainsi que d'adapter les paramètres de la plateforme de simulation CIVA avec son logiciel de simulation de la prédiction des phénomènes de bruit et d'atténuation. Au stade actuel de développement de cette méthode, la capacité d'auscultation opérationnelle est limitée à une quarantaine de centimètres d'épaisseur et à un très faible taux de ferrailage. Les résultats obtenus par cette étude de faisabilité ont mis en

évidence que cette méthode ne peut pas être utilisée de façon opérationnelle sur les enceintes de confinement.

Dans le cadre du projet ODOBA, la nécessité de disposer de moyens de contrôle non destructif a conduit le Projet à chercher d'autres techniques et d'autres méthodes. Parmi ces méthodes, figurent l'utilisation de la fibre optique et des nouvelles techniques de contrôle non destructif étudiées par le LMA et le LMDC, ainsi que l'IFSTTAR. Ces nouvelles techniques sont développées pour pouvoir détecter l'apparition des désordres et des pathologies dans le béton des ouvrages ; elles seront validées par des prélèvements (carottes) dans les blocs.

### **10.2.6. Recherches sur les polymères**

Les recherches concernant le vieillissement des polymères (utilisés pour des câbles électriques, des joints d'étanchéité, des revêtements) ont pour objectif principal d'étudier les effets des rayonnements et de la température sur la dégradation de leurs propriétés.

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 prévision de la durée de vie des câbles peut ensuite être effectuée à partir des données expérimentales recueillies et de modèles 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 réacteurs du palier N4. Des tronçons de câbles ont été vieillis thermiquement puis sous irradiation à des débits de dose compris entre 3 et 1 000 Gy/h ; ils ont ensuite été soumis aux conditions accidentelles qui résulteraient de la rupture d'une tuyauterie du circuit primaire. 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<sup>212</sup> d'autre part, ont été vieillis de façon accélérée en laboratoire. Pour définir ces essais, l'IRSN a évalué

---

212. Isolant en éthylène/propylène réticulé et gaine en Hypalon.

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 est ressorti de cette comparaison que les propriétés des câbles prélevés sur site et des câbles vieillis en laboratoire étaient 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.

Un programme de recherche est engagé par l'IRSN depuis le début de 2014 sur l'impact d'un accident après vieillissement des joints silicone des tampons d'accès des matériels (TAM), utilisant notamment l'irradiateur IRMA et l'installation EPICUR. Les expériences menées à l'aide de maquettes expérimentales afin d'examiner les effets de la température (de 40 °C à 150 °C) et de l'irradiation (de 25 kGy à 75 kGy) ont montré que les propriétés du silicone sont largement affectées par ces conditions d'exposition. Six essais en condition d'accident de perte de réfrigérant primaire ont été réalisés à ce jour ; une synthèse en sera tirée en 2017.

Des essais de vieillissement accélérés de revêtements de 3 à 4 mm d'épaisseur de matériaux composites à matrice époxy ont été effectués chez CIS-bio international (CEA - Labra<sup>213</sup>) pour l'IRSN de 2003 à 2008. Deux résines époxy ont été utilisées pour ces essais (fabricants : Max Perlès et Chrysor), identiques à celles couramment employées par EDF pour revêtir l'intrados des enceintes de confinement des réacteurs de 1 300 MWe et 1 450 MWe. Diverses conditions de débit de dose (1 à 100 Gy/h), de dose (40 et 320 kGy) et de température (40 °C à 70 °C) ont été appliquées. Les résultats ont montré une sensibilité significative des résines en époxy à l'oxydation. L'adhérence de tous les matériaux de revêtement a fortement chuté, après les quatre essais de soumission aux conditions accidentelles postulées de perte de réfrigérant primaire. Une analyse critique de ce programme par rapport aux essais présentés par EDF en 2014 est en cours : un nouveau programme de recherche et développement sera proposé en 2017 pour approfondir les mécanismes de dégradation identifiés et leur impact sur l'étanchéité.

De nouvelles recherches sur le vieillissement des polymères (isolants de câbles, peintures, résines et patins antisismiques) sont en cours de programmation.

## Références

- [1] C. Feau, *et al.*, Experimental and numerical investigation of the earthquake response of crane bridges, *Engineering Structure*, 84, 89–101, 2015.
- [2] CEOS.fr : Comportement et évaluation des ouvrages spéciaux/Fissuration–Retrait/ Recommandations pour la maîtrise des phénomènes de fissuration, Presse des Ponts, 2015.

---

213. Laboratoire des rayonnements appliqués.

- 
- [3] B. Richard, N. Ile, A. Frau, A. Ma, O. Loiseau, C. Giry, F. Ragueneau, Experimental and numerical study of a half-scaled reinforced concrete building equipped with thermal break components subjected to seismic loading up to severer damage state, *Engineering Structure*, 92, 29–45, 2015.
  - [4] Seismic behavior of composite concrete floor without earthquake design provisions – Part 1: Experimental program, SMIRT 23, UK, 10/14/2015.
  - [5] Seismic behavior of composite concrete floor without earthquake design provisions – Part 2: Numerical analysis, SMIRT 23, UK, 10/14/2015.
  - [6] B. Kchakech, « Étude de l'influence de l'échauffement subi par un béton sur le risque d'expansions associés à la réaction sulfatique interne », thèse de doctorat de l'Université Paris Est, IFSTTAR, 2015.
  - [7] X. Bruneteaud, « Étude de l'influence de différents paramètres et de leurs interactions sur la cinétique et l'amplitude de la réaction sulfatique interne », thèse de doctorat de l'École centrale Paris, ECP, 2005.
  - [8] Avis public IRSN n° 2014-00314 du 6 août 2014.
  - [9] Prise de position de l'ASN CODEP-DCN-2014-014235 du 4 juin 2014.