FONTEVRAUD 7

LES MATÉRIAUX DANS LE NUCLÉAIRE

Les matériaux dans le nucléaire : quelques exemples d'expertises réalisées permettant d'améliorer la sûreté et la performance des réacteurs à eau légère

Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs

Présentation

Les articles de ce dossier ont été choisis pour illustrer les apports des expertises des matériaux dans la compréhension des phénomènes afin d'améliorer la performance des réacteurs à eau légère et d'accroître encore leur sûreté. Ils ont été présentés lors du colloque international Fontevraud 7 "Contribution of materials investigations to improve the safety and performance of LWRs" qui s'est tenu en Avignon du 26 au 30 septembre 2010. Les actes de la conférence, qui regroupent les 140 papiers et une copie des transparents présentés, peuvent être commandés à la SFEN. Au cours de ce colloque, tous les aspects rencontrés dans un REL (Réacteur à Eau Légère) sont abordés. Dix thèmes ont été identifiés : la cuve, les structures internes, la corrosion des aciers inoxydables, la corrosion des alliages de nickel, les tuyauteries et pompes, les générateurs de vapeur, les vannes et systèmes eau/vapeur, les turbines et alternateurs, les assemblages combustibles et grappes de commande, et le génie civil. Chaque thème a été piloté par un leader de thème, ce qui a permis de sélectionner et solliciter les meilleures interventions. Ce colloque, créé en 1985 par EDF et se tenant tous les 4 ans, constitue un lieu d'échange unique entre toutes les parties prenantes de l'industrie nucléaire, organismes de recherche, concepteurs exploitants et autorités de sûreté. Ce colloque, qui est dans la continuité des 6 précédents symposia, a été l'occasion de mettre en évidence la compétence des industriels du nucléaire, notamment du nucléaire français, dans la maîtrise et la gestion des processus de vieillissement des matériaux. Il a confirmé l'importance des expertises menées et des études associées pour améliorer le fonctionnement et les performances des réacteurs. Chaque leader de thème a sélectionné l'article le plus pertinent afin de constituer ce dossier.

Dans une logique de prolongation des durées de fonctionnement des réacteurs, beaucoup d'efforts de R&D composés d'expérimentations et de modélisations ont porté sur le comportement de l'acier de cuve des REP (Réacteurs à Eau Pressurisée). Ainsi, la formule utilisée pour la prévision de la fragilisation de l'acier de cuve a été revue par EDF en se basant sur les résultats obtenus dans le programme de surveillance des 58 tranches françaises et aussi sur des études fines réalisées sur l'acier 16MND5 forgé et également à partir de résultats provenant des expériences en réacteurs expérimentaux. La formule précédente sur-évaluait la "fragilisation" aux faibles doses et la sous-évaluait aux fortes doses.

De même, l'article suivant présente la stratégie de maintenance des structures internes des REP français basée sur des analyses de sûreté, sur un large programme de R&D mis en place par EDF avec le soutien du CEA, d'Areva, des expertises et des inspections sur site. Cet article met en évidence toute la complémentarité des expertises et inspections sur site avec les études de R&D.

La fissuration par corrosion sous contrainte des aciers austénitiques et des alliages de nickel demeure une préoccupation de premier plan ayant des conséquences sur la durée de fonctionnement des réacteurs et leur disponibilité. Parmi les nombreuses études réalisées, on peut citer l'analyse par de

nombreuses techniques complémentaires, MET, Raman, réalisée par l'Université de Tohoku (Japon) d'une fissure dans un acier de type 316L à l'entrée d'un GV du réacteur Mihama 2 (Japon). Les résultats obtenus, adossés aux essais de laboratoires, ont permis d'identifier les causes de la fissuration observée en service. Il en est de même pour le cas de la fissuration de plaques de partition de GV analysée par EDF.

En ce qui concerne les tuyauteries, la réalisation d'un bouchon de glace est utilisée depuis de nombreuses années par EDF pour isoler des tronçons importants de tuyauteries. L'article "Ice plugging of piping – from the theory to the practice. 25 years feedback from EDF PWRs" fait le point sur cette technique et les éventuelles conséquences sur les matériaux dues aux très basses températures, la transformation martensitique des aciers austénitiques par exemple.

Dans les zones confinées des Générateurs de Vapeur (GV), la concentration d'impuretés et de boues peut conduire à la formation de milieux agressifs pour le faisceau tubulaire. Associés à des contraintes mécaniques suffisantes, ces milieux peuvent générer des fissures de corrosion sous contrainte longitudinales ou circonférentielles. L'article sélectionné dans cette revue résume toutes les analyses qui ont été faites par Areva NP GmbH et RWE pour comprendre les cas de fissuration observés sur les tubes en Alliage 800 constitutifs des faisceaux tubulaires des quatre GV de la tranche A de Biblis.

Présentes en quantités significatives, les boues peuvent conduire à un encrassement des GV et au colmatage des plaques entretoises supérieures. En complément des nettoyages chimiques, des actions sont entreprises de manière à limiter la formation de boues et à faciliter leurs élimination. Dans son article intitulé "Impact of preventive and curative remedies for steam generators fouling and tube support plate blockage on secondary circuit materials", EDF résume les premiers résultats des nettoyages chimiques et présente la stratégie mise en œuvre pour limiter l'apparition de ces phénomènes.

Egalement, le fonctionnement et les inspections des turbines des centrales N4 depuis 10 ans ont révélé un bon comportement avec toutefois quelques zones d'érosion non-uniforme au niveau des diaphragmes où la vapeur est saturée. L'article "Arabelle 1550 MWe units – 10 years of feedback experience in the EDF N4 nuclear power plants" présente les solutions de réparation et les modifications de design qui ont conduit aux turbines de Flamanville 3. Ces études ont conduit également à remplacer les pièces en cuivre par de l'acier inoxydable afin d'éviter la corrosion par le cuivre des stators.

Un autre point important est la validité des mesures effectuées lors des contrôles. Ainsi, sur des crayons en alliage de zirconium, la connaissance de l'épaisseur de zircone créée lors du séjour en réacteur des assemblages combustibles est très importante. Ces mesures réalisées par courant de Foucault peuvent être affectées par la présence des hydrides, la température résiduelle des aiguilles,... Le papier "Zirconia thickness measurements for irradiated fuel rods – an approach to better understanding measurement error" présente la comparaison des mesures par courant de Foucault et des examens métallographiques et propose des solutions afin de réduire les erreurs et d'améliorer la mesure de l'épaisseur de zircone.

Comme la cuve, l'enceinte en béton du bâtiment réacteur fait partie des composants non remplaçables. Sa durée de vie ainsi que ses performances impactent donc directement la durée de fonctionnement du réacteur. Un modèle prenant en compte le vieillissement du béton pour l'estimation des performances des ouvrages de génie civil est présenté dans l'article sélectionné. La tenue aux déformations dynamiques y est également abordée.

Tous ces travaux ont trouvé leur aboutissement dans l'article de A. Lefrançois présenté par P. Joly qui s'est attaché à montrer toutes les évolutions apportées au réacteur EPR, matériaux, leur fabrication, le dessin de certains composants, ... basées notamment sur les résultats des expertises engrangées depuis plus de 30 ans dans le fonctionnement des Réacteurs à Eau Pressurisée d'EDF qui ont été en partie présentées depuis 1985 aux différents colloques "Fontevraud".

Philippe DUBUISSON (Président)
Olivier RAQUET (Secrétaire)

Section ST2 "Science et Technologie des Matériaux, CND, Chimie"