

Les matériaux métalliques de structure pour le nucléaire

Claude Sainte Catherine et Bernard Marini

Summary

Structural metallic materials for the nuclear

Nuclear energy goes through discovering stage to energy production within fifty years. It is yet a recent technology and adopted concepts can again evolve towards new ones. After a synthetic view of constraint acting on structural material, the different components used in pressure water reactors (PWR) are presented. Apart the developments mentioned in order to improve the service life of existing components, the decommissioning stage is more and more included in material research. As an example, « low activation » steels are under validation in experimental reactors.

Mots-clefs

Nucléaire, matériaux, métallique, structure.

Key-words

Nuclear, materials, metallic, structure.

L'énergie nucléaire est passée du stade de découverte à celui d'exploitation industrielle en une cinquantaine d'années. L'industrie nucléaire est donc un secteur jeune. Les concepts adoptés sont encore susceptibles d'évoluer de façon sensible. C'est aussi un secteur qui comporte de nombreuses spécificités dues en particulier à l'irradiation. Pour les matériaux de structure, il s'agit de résister à ce type d'agression très particulière qui, tel un vieillissement, s'intègre dans le temps.

Après avoir dressé un tableau schématique des contraintes subies par les matériaux de structure, nous organiserons notre propos autour des différents composants des Réacteurs à Eau sous Pression (REP). Dans le domaine nucléaire, on distingue différentes barrières de confinement. Ces barrières ont pour rôle de séparer deux milieux de façon à assurer la sécurité de fonctionnement et l'innocuité vis-à-vis de l'environnement. Dans les REP actuels, ils sont au nombre de trois : la gaine du combustible, la cuve et l'enceinte en béton.

Contraintes sur les matériaux

L'irradiation

L'irradiation peut avoir plusieurs effets sur les matériaux métalliques. Le premier et le plus connu est un durcissement et une fragilisation fonction de la dose reçue. Le second est celui de gonflement sous irradiation qui a, en général, pour origine la formation d'éléments gazeux suite aux réactions nucléaires, mais peut aussi provenir d'une orientation particulière des boucles de dislocation comme dans le cas du zircaloy (alliage de zirconium), on parle alors de grandissement. Enfin, un troisième cas peut être distingué. Il s'agit d'effets se produisant en synergie avec un autre phénomène. C'est le cas par exemple du fluage sous irradiation. Dans ce cas, l'irradiation apporte une activation

au niveau des défauts cristallins, ce qui a pour effet d'accélérer le fluage thermique.

Conditions physico-chimiques

Dans les REP, l'eau du circuit primaire est à 300 °C et 160 bars. Dans ces conditions, elle est liquide et son PH est contrôlé pour être voisin de 7.

Dans le cas du gainage en zircaloy, nous avons d'un côté l'eau primaire et à l'intérieur la pastille de combustible (UO₂) beaucoup plus chaude et qui se dilate de façon particulière dite « en diabolo ». De plus, les réactions nucléaires dans le combustible conduisent à un relâchement d'iode qui peut se révéler extrêmement agressif vis-à-vis du zircaloy si celui-ci n'est pas bien protégé par une couche de zircone.

Les chargements thermomécaniques

Les cycles de démarrage, fonctionnement et arrêt, conduisent à des chargements thermomécaniques assez complexes des matériaux de structures.

A titre d'exemple, on peut mentionner le cas de la fissuration des circuits de refroidissement à l'arrêt (RRA) constaté sur les centrales du palier N4 (Civaux, mai 1998). Il s'agissait de la combinaison d'une fatigue thermique associée à un mélange d'eau froide et chaude se produisant au niveau d'un coude. Le problème a été compris, intégré dans la conception et corrigé.

Les différents composants de REP

Le gainage de combustible

L'assemblage combustible est constitué de « crayons » d'environ 4 m de haut et 9,5 mm de diamètre. Les colonnes de pastilles de combustibles sont empilées dans un tube

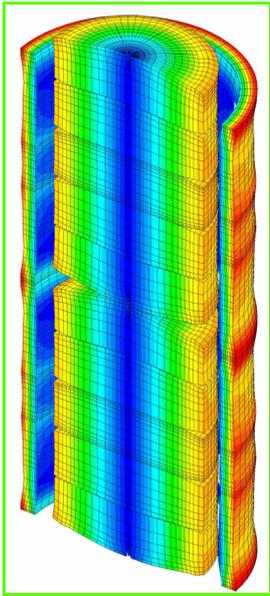


Figure 1 - Modélisation par éléments finis de l'interaction pastille-gaine à l'aide du code Toutatis 3D.

appelé « gaine ». Le matériau utilisé pour ce gainage est exclusivement du zircaloy retenu pour sa transparence aux neutrons thermiques.

Cette gaine en zircaloy constitue la première barrière de confinement des matières radioactives. En isolant complètement le combustible du fluide caloporteur, elle subit de très fortes sollicitations thermiques (320 à 380 °C), neutroniques et mécaniques. Avec le temps, elle doit supporter le gonflement progressif du combustible et son expansion volumique lors des variations de puissance du réacteur. La forme particulière en « diabolo » conduit à une sollicitation en déformation de la gaine plus importante au niveau inter-pastille qu'il convient de bien appréhender pour éviter la rupture (voir *figure 1*).

La gaine est heureusement un élément remplaçable à chaque rechargement du cœur. Néanmoins, le développement de nouveaux alliages permettra de prolonger son

utilisation et d'exploiter au mieux le combustible grâce à l'augmentation du taux de combustion.

La cuve des REP

La cuve constitue la seconde barrière de confinement des matières radioactives. Pesant plus de 100 tonnes, mesurant 12 m de haut, environ 4 m de diamètre, 20 cm d'épaisseur (voir *figure 2*), elle est constituée de plusieurs pièces assemblées par soudage. Un seul acier est utilisé en France, il s'agit du 16MND5. Pour éviter toute corrosion, un double beurrage d'inox recouvre sa surface interne.

La cuve est le seul composant non remplaçable d'un réacteur. Ainsi, sa tenue détermine en grande partie la durée de vie du réacteur. Les études la concernant visent essentiellement à déterminer si le matériau peut résister à une exploitation de quarante, voire soixante ans.

Les internes

A l'exception des assemblages combustibles, des grappes de commande, tous les matériels présents à l'intérieur de la cuve constituent les structures internes ou « internes ». Ils ont pour la plupart des fonctions de supports du cœur et baignent dans l'eau primaire. Leur température peut s'élever jusqu'à 380 °C sous l'effet du rayonnement γ . Le mode de dégradation le plus notable est la corrosion sous contrainte. Sous l'effet combiné de l'irradiation, les éléments en tension peuvent se fissurer et rompre. Ainsi, des vis ont dû être changées et des matériaux de substitution sont à l'étude.

Les moyens d'essais spécifiques

Les expériences dans les réacteurs expérimentaux

Afin d'étudier et valider la tenue des matériaux en réacteur, il est important de les soumettre, avant leur mise en service industrielle, à des conditions proches de celles qu'ils



Figure 2 - Cuve d'un réacteur à eau sous pression.

subiront en réacteurs. Pour cela, des expériences spécifiques sont développées dans des réacteurs expérimentaux de type piscine. Au CEA Saclay, ces expériences sont menées dans le réacteur Osiris (Zircimog, Reflet, ZO, Ténor, Casimir, Alexandra...).

Les essais en laboratoire chaud

Une fois irradiés, les matériaux pour être testés doivent être manipulés dans des enceintes blindées (*figure 3*). On réalise ainsi aussi bien des essais mécaniques que des observations métallurgiques à des fins d'expertise ou de recherche.



Figure 3 - Vue générale des enceintes blindées d'essais mécaniques du CEA Saclay.

Conclusions

L'industrie nucléaire reste un secteur récent dans lequel les matériaux de structures sont soumis à des conditions assez sévères. Dans ce texte assez synthétique, nous avons tenté de donner au lecteur un aperçu à la fois des contraintes de fonctionnement s'exerçant sur les matériaux métalliques de structure, mais aussi un aperçu sur les composants, leur conception et les contraintes propres à leur fonctionnement en centrale. Outre les développements mentionnés pour

améliorer la tenue en service de ces composants, on intègre de plus en plus la phase de démantèlement venant en fin de vie de la centrale. A ce titre, des nuances d'aciers dites à

« faible activation » sont en cours de validation dans les réacteurs expérimentaux et constitueront probablement la prochaine génération de matériaux métalliques.



C. Sainte Catherine

Claude Sainte Catherine

est chef du Laboratoire d'études et modélisation au sein du Service d'études des matériaux irradiés au CEA Saclay*.

Bernard Marini

est chef du Laboratoire d'études du comportement et de fatigue au sein du Service de recherches en métallurgie avancée au CEA Saclay**.

* Département des matériaux pour le nucléaire, CEA Saclay, bât. 460, DEN-DMN-SEMI-LEMO, 91191 Gif-Sur-Yvette Cedex.

Tél. : 01 69 08 88 56. Fax : 01 69 08 93 24.
E-mail : claude.sainte-catherine@cea.fr

** Département des matériaux pour le nucléaire, CEA Saclay, bât. 455, DEN-DMN-SRMA-LCF, 91191 Gif-Sur-Yvette Cedex.

Tél. : 01 69 08 85 99. Fax : 01 69 08 71 67.
E-mail : bernard.marini@cea.fr



B. Marini

Pour en savoir plus

- Berge P., Zacharie G., *Endommagement des matériaux dans les centrales nucléaires à eau pressurisée*, Collection de la Direction des Études et Recherche d'Électricité de France, n° 98, Eyrolles, Paris, **1997**.
- Boulanger O., Des matériaux à l'épreuve des neutrons, *Les Défis du CEA*, n° 89, revue éditée par le CEA, juin **2001**.
- Mazière D. et al., *Matériaux pour le nucléaire : les enjeux des prochaines décennies*, 43^e Colloque de métallurgie de l'INSTN, CEA Saclay/INSTN, 27-29 juin 2000, *Journal de physique IV*, vol. 11, EDP Sciences, avril **2001**.
- Ouvrage collectif, *Électronucléaire : une présentation par les physiciens*, publication du Cercle d'études sur l'énergie nucléaire, DSM, CEA Saclay, **1999**.
- Zaoui A. et al., *Matériaux du nucléaire, Rapport sur la science et la technologie*, RST n° 5, Académie des sciences, Tech & Doc, Paris, juillet **2000**.

