

Evaluation of the potential effect of nitrogen content in stainless steels on Stress Corrosion Cracking in the primary environment of Pressurized Water Reactors

Maximilien NOIREZ^{1,2}, Catherine GUERRE¹, Josiane NGUEJIO¹, Cécilie DUHAMEL²

1) Université Paris-Saclay, CEA, Service de recherche en Corrosion et

Comportement des Matériaux, 91191 Gif-Sur-Yvette, France

2) Mines Paris, Université PSL, Centre des Matériaux (MAT), UMR CNRS 7633,

78000 Versailles, France

Austenitic stainless steels, such as 316L are used in the primary environment of pressurized water reactors (PWR) due to their good resistance to corrosion and their mechanical properties. However, Stress Corrosion Cracking (SCC) can occur under certain conditions like high cold work or presence of pollutants.

The chemical composition of stainless steels has an influence on SCC. While the effect of the chromium content is well known [1], the impact of other elements such as nitrogen is less studied in PWR primary environment. The 316L stainless steel, known as Z2 CND 18-12 with controlled nitrogen content up to 0.08 wt%, is used in French PWR. In boiling water reactors, it has been demonstrated that adding nitrogen to steels could decrease the resistance to SCC propagation in oxygenated water [2], To date, there is no study on the effect of nitrogen on oxidation, and SCC crack initiation in nominal PWR primary water.

The objective of this study is to address how the nitrogen content could modify the oxidation and SCC of 316L in PWR primary water. Tests (corrosion and SCC test such as Slow Strain Rate Tensile Test [SSRT] or propagation test) are performed on a 316L stainless steel containing 0.15 wt%. of nitrogen. Surface oxide layer, intergranular oxidation and SCC cracking networks are characterized and compared to results obtained on a 316L tested in the same conditions and containing 0.03 wt% of nitrogen.

[1] T. Terachi, T. Yamada, T. Miyamoto, K. Arioka and K. Fukuya, “Corrosion Behavior of Stainless

Steels in Simulated PWR Primary Water—Effect of Chromium Content in Alloys and Dissolved

Hydrogen” , J. Nucl. Sci. Technol., 45 (2008) 975-984,

[2] S. Roychowdhury, V. Kain and R. C. Prasad “IGSCC crack growth in simulated BWR environment

– Effect of nitrogen content in non-sensitised and warm rolled austenitic stainless steel”, Corros. Sci., 53 (2011), 1120-1129

Revue du retour d'expérience concernant la corrosion sous contrainte des aciers inoxydables austénitiques en milieu primaire de REP

Daniel Brimbal ^a

^a *Framatome*

La corrosion sous contrainte des aciers inoxydables austénitiques en milieu primaire de réacteur à eau sous pression a historiquement été associée soit à une chimie non-nominale, soit à des niveaux d'écrouissages très élevés. Au début des années 2000, ce phénomène était considéré comme exceptionnel et peu probable. Pourtant, les résultats de certains essais de laboratoire indiquèrent, à partir des années 2000, que la CSC des aciers inoxydables austénitiques pourrait avoir lieu dans le milieu primaire nominal, ce qui alimenta de nombreux débats. Enfin, à partir de 2021, de nombreuses fissures de CSC intergranulaire ont été découvertes sur des lignes d'injection de sécurité (RIS) ou de refroidissement à l'arrêt (RRA) exposées au milieu primaire de réacteurs EDF. Les aciers inoxydables austénitiques restent néanmoins des matériaux avec un retour d'expérience global excellent depuis le début de leur utilisation en environnement de type milieu primaire de réacteur à eau sous pression depuis plus de 60 ans.

Corrosion sous contrainte (CSC) d'un acier inoxydable 316L obtenu par métallurgie des poudres (MP) et compaction isostatique à chaud (CIC) en milieu primaire de réacteur à eau pressurisée (REP)

***Jane Molière^{1,2}, Quentin Auzoux¹, Catherine Guerre¹, Sylvain Dépinoy², Josiane Nguejio¹,
Cécilie Duhamel²***

*1) Université Paris-Saclay, CEA, Service de recherche en Corrosion et Comportement des Matériaux,
91191 Gif Sur Yvette, France*

2) MINES Paris, Université PSL, Centre des Matériaux, CNRS UMR 7633, 78000 Versailles, France

Les aciers inoxydables austénitiques, en particulier l'acier 316L, sont largement utilisés dans les circuits primaires des REP en raison de leur bonne résistance à la corrosion et de leurs propriétés mécaniques. Cependant, dans certaines conditions, ils peuvent être sensibles à la CSC. La résistance à la CSC du 316L MP-CIC est peu connue. L'objectif de cette étude est d'établir des liens entre la microstructure de matériaux 316L MP-CIC et leur résistance à la CSC en milieu primaire de REP.

Des échantillons CIC ont été élaborés à partir de lots de poudre présentant différentes distributions granulométriques, puis hypotremptés. À titre de comparaison, des échantillons ont été prélevés dans ces lopins ainsi que dans une tôle en acier 316L obtenue par fabrication conventionnelle (laminée à froid puis hypotremptée). La microstructure a été caractérisée par microscopie optique et électronique à balayage (MEB), ainsi que par diffraction des électrons rétrodiffusés (EBSD). Des coupons de ces cinq matériaux ont ensuite été exposés au milieu primaire nominal hydrogéné à 320 °C et 150 bar pour des durées allant de 1000 h à 5000 h, afin de caractériser la phase d'incubation. Les pénétrations d'oxyde intergranulaires sont en effet susceptibles de constituer des précurseurs de l'amorçage de fissures de CSC. La sensibilité à l'amorçage est évaluée à l'aide d'essais de traction lente sur des éprouvettes pré-déformées. Enfin, la phase de propagation est étudiée à l'aide d'éprouvettes CT pré-fissurées par fatigue à l'air.

Les aciers élaborés par CIC possèdent une microstructure fine, isotrope et homogène. Le procédé génère aussi des inclusions d'oxydes de taille nano- à micrométrique. Ces inclusions ont été quantifiées. Les premiers résultats d'oxydation sur un matériau CIC à large granulométrie et sur le matériau laminé hypotrempté montrent une profondeur de pénétration d'oxyde similaire. Les essais de traction lente montrent un nombre de fissures et une longueur moyenne de fissure plus faible sur le matériau CIC que sur le matériau forgé.

Delayed hydride cracking of nuclear fuel rod cladding tubes: experiments, modelling and numerical simulations of microstructural effects

Thomas THIBEAU^{a,b}, Pierrick FRANCOIS^a, Jean-Michel SCHERER^b, Quentin AUZOUX^c,
Lionel GELEBART^d, Jacques BESSON^b

(thomas.thibEAU@cea.fr)

^a Université Paris-Saclay, CEA, Service d'Etude des Matériaux Irradiés, 91191, Gif-sur-Yvette, France

^b Université PSL, Centre des Matériaux, 91003 Évry, France

^c Université Paris-Saclay, CEA, Service de recherche en Corrosion et Comportement des Matériaux, 91191, Gif-sur-Yvette, France

^d Université Paris-Saclay, CEA, Service de Recherche en Matériaux et Procédés Avancés, 91191, Gif-sur-Yvette, France

In France, used nuclear fuel rods are stored in pools (wet storage) in order to cool before being reprocessed or definitely stored. To save pool capacity, another method called dry storage is investigated. This method consists in cooling spent nuclear fuel assemblies inside dry casks. Due to the thermomechanical conditions undergone by the cladding tubes during dry storage, the delayed hydride cracking (DHC) phenomenon is studied. It is a 3-step failure mode which involves the hydrogen diffusion toward locations with the highest hydrostatic stress, hydride precipitation leading to embrittlement and ultimately crack initiation and propagation.

Previous investigation involving measurements [1], [2] showed that microstructure aspects such as crystallographic or morphologic texture are likely to influence macroscopic DHC aspects (fracture toughness, crack propagation rate). This study proposes numerical approach in order to assess the microstructure-related effects on the resistance to DHC and macroscopic DHC aspects of cold-rolled M5_{Framatome} (M5).

The development of simulations using phase-field model (PFM) is in progress. The model is based on previous works such as simulations achieved by Simon [3] aiming at using PFM to simulate phase transformation involved by hydride precipitation. In addition to a single long-range order parameter used to describe the hydride orientation, a conserved parameter is used to represent the hydrogen concentration. This model aims at taking into account the differences in mechanical properties between the zirconium α -phase and hydrides and the influence of crystallographic texture and grain size on hydrides nucleation and growth. Simulations are conducted on zirconium alloys single crystal. The numerical resolution is achieved with the AMITEX code (<https://amitexfftp.github.io/AMITEX/>) developed at CEA using fast Fourier transform methods to solve the mechanical part and the chemical part of the model.

References:

- [1] Y. S. Kim, S. S. Kim, S. C. Kwon, K. S. Im, et Y. M. Cheong, « Anisotropic Threshold Stress Intensity Factor, KIH and Crack Growth Rate in Delayed Hydride Cracking of Zr-2.5Nb Pressure Tubes », *Material and Mechanical Transactions*, vol. 33A, p. 919-925, March 2002, doi: 10.1007/s11661-002-1024-2
- [2] P. Francois, T. Petit, Q. Auzoux, D. L. Boulch, I. Z. Nascimento, et J. Besson, « Assessing the Fracture Toughness of Zircaloy-4 Fuel Rod Cladding Tubes: Impact of Delayed Hydride Cracking », *International Journal of Fracture*: vol. 247 p. 51-72 ,1 December 2023. doi: 10.21203/rs.3.rs-3681084/v1.
- [3] P.-C. A. Simon *et al.*, « Investigation of δ zirconium hydride morphology in a single crystal using quantitative phase field simulations supported by experiments », *Journal of Nuclear Materials*, vol. 557, p. 153303, December 2021, doi: 10.1016/j.jnucmat.2021.153303.

Etude expérimentale par essais à effets séparés des phénomènes affectant les gaines des crayons combustibles en réacteur APRP

Jean DESQUINES^a

^a ASNR, PSN-RES-SEREX, Cadarache, Saint-Paul-Lez-Durance Cedex, France

Il est intéressant d'observer les évolutions dans la stratégie de travail de PSN-RES sur les transports de combustible comme sur les **accidents de perte de refroidissement primaire**. Pour ces derniers accidents, l'institut a produit historiquement des essais à grande échelle sur matériau irradié dans le réacteur Phébus. Ces essais étaient très coûteux et ont permis d'identifier de manière exceptionnelle les étapes importantes du scénario accidentel. Ils constituent aussi un ensemble de résultats de référence pour la validation des codes de calcul. Ces résultats ont aussi permis de réorienter la stratégie d'étude vers la réalisation d'essais à effets séparés qui se prêtent mieux à la caractérisation de modèles à implémenter dans les codes de simulation et permettent ainsi d'améliorer la pertinence des prédictions par ces codes de calcul. Ainsi, le SEREX et le SEMIA ont défini un ensemble de programmes expérimentaux visant à affiner les modèles élémentaires des codes de calculs. L'IRSN poursuit sa contribution à la production de résultats de référence sur matériaux irradiés à travers des collaborations internationales.