

PENGARUH SUHU *HYDRIDING* TERHADAP LAJU KOROSI MATERIAL STRUKTUR REAKTOR NUKLIR BERBASIS PADUAN *ZIRCONIUM* DAN BAJA TAHAN KARAT

Fajar Al Afghani, Yanlinastuti, Anditania Sari Dwi Putri,
Yatno Dwi Agus Susanto, Rohmad Sigit

Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir – BATAN
Kawasan PUSPIPTEK Serpong Gd.20, Tangerang Selatan, Banten 15314
fajaralafghani@batan.go.id

ABSTRAK . Pengaruh Suhu *Hydriding* Terhadap Laju Korosi Material Struktur Reaktor Nuklir Berbasis Paduan *Zirconium* dan Baja Tahan Karat. Material struktur reaktor nuklir akan berada dalam lingkungan yang dipengaruhi oleh paparan radiasi dan temperatur tinggi sehingga harus dipastikan integritas mekaniknya. Tujuan dari penelitian ini adalah untuk mempelajari pengaruh *hydriding* terhadap laju korosi material kelongsong bahan bakar dan material struktur lainnya berbasis paduan *zirconium* dan baja tahan karat dalam larutan air demin. Uji korosi elektrokimia dilakukan pada suhu kamar untuk menghilangkan pengaruh suhu tinggi dan tekanan pada proses elektrokimia. Pada penelitian ini dilakukan pengamatan laju korosi material *zircaloy-2* yang telah di hidriding pada suhu 150 °C dan 500 °C. Hasil pengamatan didapatkan bahwa *zircaloy-2* lebih mudah bereaksi korosi dibandingkan dengan SS 304 dan 316. Suhu *hydriding* 500 °C dapat menurunkan energi potensial korosi pada material SS 304 dan SS 316, hal yang sama juga terjadi pada *zircaloy-2*. Dapat disimpulkan bahwa Perlakuan *hydriding* berpengaruh terhadap karakteristik korosi material cladding *zircaloy-2*, SS 304 dan SS 316 dalam air demin yaitu laju korosi yang terjadi pada *zircaloy-2*, SS 304 dan SS 316 akan semakin meningkat seiring dengan kenaikan suhu *hydriding*.

Kata kunci: *hydriding*, laju korosi, *zircaloy*, baja tahan karat

ABSTRACT – *The Effect of Hydriding Temperature on the Corrosion Rate of Nuclear Reactor Structure Material Based on Zirconium Alloy and Stainless Steel. The material structure of a nuclear reactor will depend on the environment raised by radiation and high temperatures must be ensured its mechanical integrity. The purpose of this study was to study the effect of hydriding on the corrosion rate of fuel cladding and other structural materials based on zirconium alloys and stainless steels in demineral water solutions. Electrochemical corrosion tests are carried out at room temperature to eliminate high temperatures and stresses in the electrochemical process. In this research, the corrosion rate of zircaloy-2 which was hydriding at 150 °C and 500 °C was tested. The results showed that zircaloy-2 was easier to see corrosion compared to SS 304 and 316. Hydriding temperature of 500 °C can reduce energy corrosion potential in materials SS 304 and SS 316, the same thing also happened with zircaloy-2. It is undeniable that hydriding treatment plays a role in the corrosion characteristics of zircaloy-2, SS 304 and SS 316 cladding in demineral water, i.e the corrosion rate that occurs in zircaloy-2, SS 304 and SS 316 will increase with increasing hydriding temperature.*

Keywords: *hydriding, corrosion rate, zircaloy, stainless steel*

PENDAHULUAN

Pressurized Heavy Water Reactor (PHWR) adalah salah satu jenis reaktor air berat yang menggunakan bahan bakar uranium alam. Kelongsong bahan bakar dan pipa pendingin pendingin PHWR menggunakan material *zircaloy-2* [1]. Kelongsong adalah penghalang penahan pertama untuk produk fisi, dengan demikian maka integritas mekaniknya sangat penting untuk keselamatan nuklir. Korosi dan hidriding kelongsong *zircaloy-2* adalah faktor pembatas masa pakai perakitan bahan bakar. Dalam PHWR, paduan *zirconium* terpapar pada lingkungan berair yang agresif yang dapat menyebabkan degradasi material karena korosi air pendingin. Selain itu serapan hidrogen pada suhu tinggi oleh *zircaloy* karena terjadi kehilangan aliran pendingin primer atau *Loss of Cooling Accident* (LOCA) juga dapat menyebabkan degradasi sifat mekanik material [2]. Oleh sebab itu pengaruh *hydriding* terhadap degradasi material kelongsong *zircaloy-2*, yaitu laju korosinya menjadi perhatian khusus dalam pengembangan material struktur bahan bakar pasca iradiasi.

Paduan logam zirconium khususnya *zircaloy* digunakan sebagai bahan kelongsong dan tutup ujung pada elemen bakar reaktor nuklir. Paduan *zircaloy-2* mempunyai ketahanan korosi yang cukup baik [3].

Zircaloy-2 adalah paduan logam yang terdiri dari metal *zirconium* sebagai komponen utama dengan beberapa unsur metal lainnya yang ditentukan untuk bahan kelongsong elemen bakar nuklir [4, 7]. *Zircaloy-2* yang digunakan sebagai kelongsong elemen bakar nuklir harus memenuhi standar *chemical grade* dan *nuclear grade* jika akan digunakan sebagai kelongsong bahan bakar nuklir [8].

Tabel 1. Komposisi major dari *zircaloy-2* [9]

Element	Weight (%)
Zr	95.5
Sn	1.2-1.7
Fe	0.07-0.20
Cr	0.05-0.15
Ni	0.03-0.08

Baja tahan karat paling banyak digunakan untuk membuat pipa-pipa pada reaktor nuklir [10]. Selain itu, baja tahan karat penting untuk penerapan korosi yang rendah atau tinggi. SS 304 biasanya digunakan untuk aplikasi terkait proses dan SS 316 untuk penyimpanan fisi. Jika suatu proses melibatkan bahan yang sangat korosif, pabrik menggunakan campuran paduan super lainnya pada ketebalan yang lebih tinggi.

Dalam perhitungan laju korosi, satuan yang biasa digunakan adalah mill/year (mpy), umumnya nilai laju korosi yang baik antara 1 – 50 mpy [11]. Dewasa ini untuk mengukur laju korosi digunakan metode elektrokimia karena dapat mengetahui laju korosi pada saat diukur, hingga waktu yang cepat. Persamaan untuk menentukan laju korosi dengan elektrokimia adalah sebagai berikut[12]:

$$CR = K \frac{a.i}{n.D}$$

dengan : CR = Laju Korosi
K = Konstanta (0,129 mpy)
A = Berat atom logam terkorosi (gram)
i = Kerapatan arus ($\mu\text{A}/\text{cm}^2$)
n = Jumlah elektron valensi logam terkoros
D = Densitas logam terkorosi (gram/cm³)

Metode elektrokimia terdapat beberapa cara untuk menentukan laju korosi material didalam suatu lingkungan. Dalam penelitian ini akan digunakan Metode Tafel untuk mempelajari karakteristik laju korosi *Zircaloy-2* di dalam air demin.

METODOLOGI

Sebelum dilakukan pengujian laju korosi hal yang pertama dilakukan adalah menyiapkan spesimen uji dengan perlakuan yang telah ditentukan. Dalam penelitian ini bahan yang digunakan adalah *Zircaloy-2*, SS 304 dan SS 316 dengan ukuran luas permukaan sampel sebesar 1 cm². Total terdapat 12 spesimen dengan rincian perlakuan sebagai berikut seperti pada Tabel 2.

Tabel 2. Spesimen yang digunakan dan perlakuannya

Kode Spesimen	Temperature <i>Hydriding</i> (°C)	Waktu Penahanan (menit)	Keterangan
A0	-	-	<i>Zircaloy-2</i> tanpa <i>hydriding</i>
B0	-	-	SS 304 tanpa <i>hydriding</i>
C0	-	-	SS 316 tanpa <i>hydriding</i>
A1	150	60	<i>Zircaloy-2</i> dengan <i>hydriding</i>
B1	150	60	SS 304 dengan <i>hydriding</i>

C1	150	60	SS 316 dengan <i>hydriding</i>
A2	500	60	<i>Zircaloy-2</i> dengan <i>hydriding</i>
B2	500	60	SS 304 dengan <i>hydriding</i>
C2	500	60	SS 316 dengan <i>hydriding</i>

Pada proses *hydriding*, sampel uji dipanaskan pada temperatur 150° C dan 500° C dalam kondisi vakum 56 mbar selama 1 jam untuk optimalisasi homogenitas dari temperatur sampel. Gas hidrogen dimasukkan secara bertahap hingga mencapai tekanan 1485 mbar dan dibiarkan selama 3 jam. Setelah proses serapan hidrogen dilakukan, sistem didinginkan secara perlahan hingga mencapai temperatur ruang. Jumlah hidrogen yang diserap sampel dikendalikan berdasarkan nilai beda tekanan dan dihitung dengan menggunakan persamaan gas ideal $\Delta PV = \Delta nRT$, dengan Δn adalah jumlah hidrogen yang diserap dan ΔP adalah beda nilai tekanan selama proses pengisian gas hidrogen.

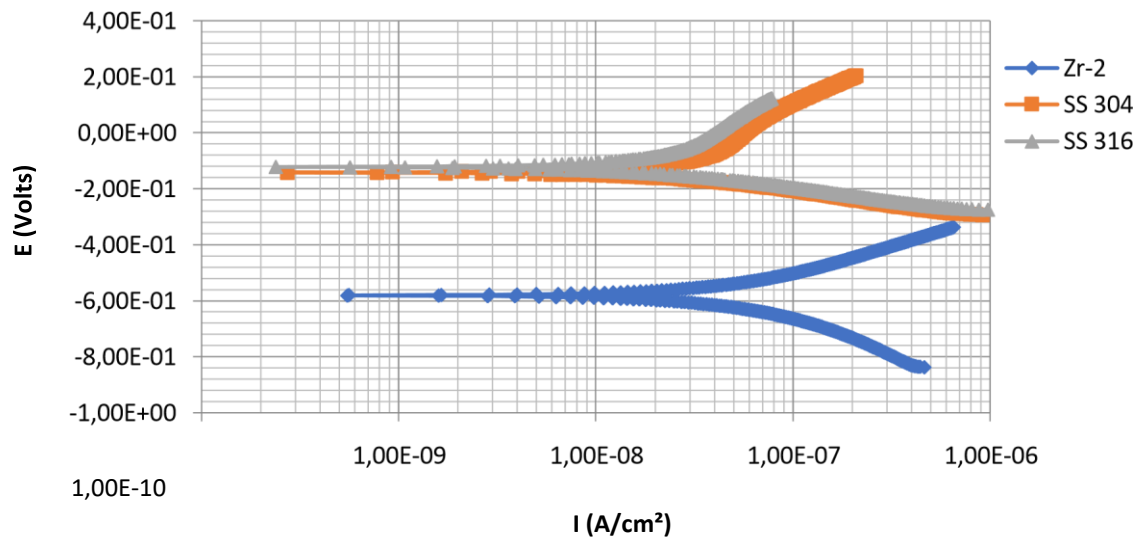
Setelah proses *hydriding* dilakukan maka langkah selanjutnya adalah melakukan pengujian laju korosi pada larutan air demin. Peralatan yang digunakan dalam pengujian ini adalah wadah berisi air demin dengan 3 sel elektroda di dalamnya dan terhubung dengan peralatan *potensiostat Gamry Instruments Reference 600*. Arus yang dihasilkan pada setiap tegangan yang diberikan oleh *potensiostat* dapat direkam oleh komputer yang dilengkapi aplikasi *Gamry Echem Analyst*.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil yang didapatkan dari pengujian ini berupa potensial (V) dan densitas arus (A/cm²). Gambar 1 adalah hasil pengujian polarisasi potensiodinamik *Zircaloy-2* pada larutan air demin tanpa perlakuan *hydriding* dan Gambar 2 adalah *Zircaloy-2*, SS 304 dan SS 316 dengan perlakuan *hydriding* pada suhu 150 °C.

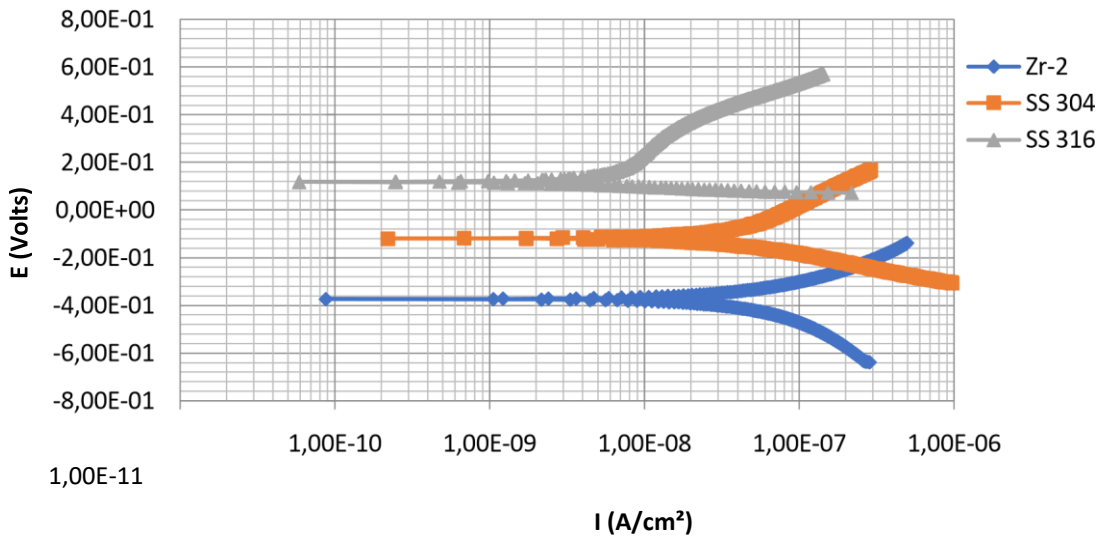
Pada Gambar 1 menunjukkan bahwa selama proses pengujian korosi SS 304 dan 316 grafik potensiodinamiknya lebih positif dibandingkan dengan grafik potensiodinamik yang dimiliki *Zircaloy-2* seperti tampak pada Gambar 1. Hal ini mengindikasikan bahwa SS 304 dan SS 316 lebih sulit untuk bereaksi dengan air demin untuk membentuk reaksi korosi. Baja tahan karat adalah baja paduan dengan kandungan besi dengan kadar 10,5% - 18% krom yang membentuk lapisan pasif sebagai pelindung dari peristiwa oksidasi sehingga menyebabkan material ini mempunyai sifat tahan korosi. SS 304 memiliki komposisi (dalam %): < 0,015 C, 18.5 Cr, 12 Ni sedangkan untuk SS 316L memiliki komposisi: < 0,030 C, 17.5 Cr, 13,5 Ni, 2,6 Mo[13]. Penambahan unsur tertentu dalam paduan baja tahan karat bertujuan

untuk mendapatkan sifat yang diinginkan. Chromium (Cr) adalah elemen yang paling penting dalam baja tahan karat. Keberadaan elemen ini yang menyebabkan baja tahan karat menjadi tahan terhadap korosi. Walaupun demikian, kondisi lingkungan tetap menjadi penyebab kerusakan lapisan pelindung tersebut. Tetapi jika lapisan pelindung sudah tidak lagi terbentuk, maka korosi akan terjadi.



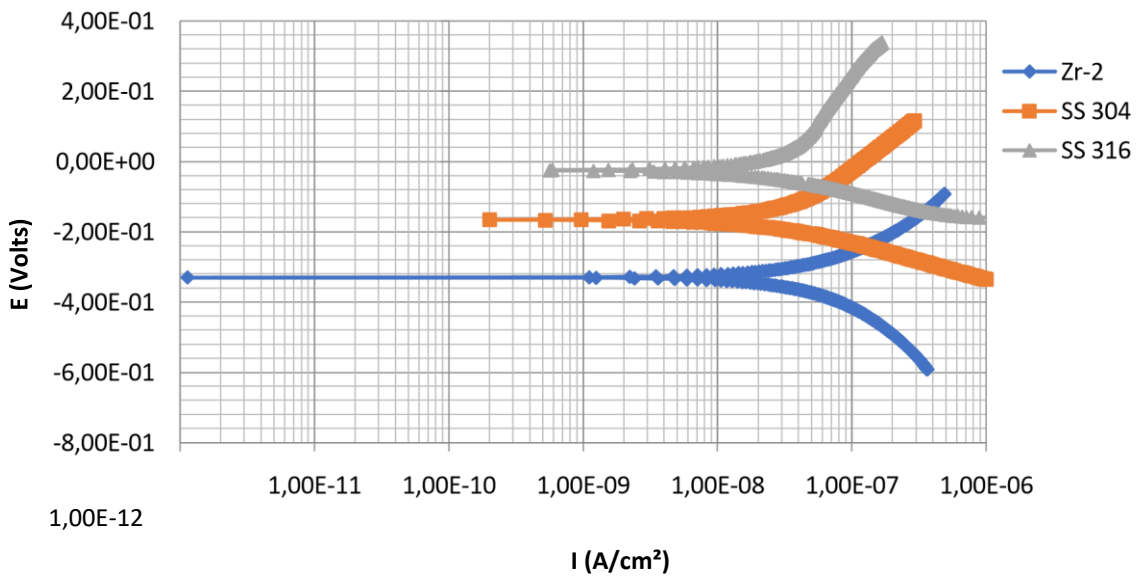
Gambar 1. Kurva polarisasi potensiodinamik *Zircaloy-2*, SS 304 dan SS 316 dalam air demin.

Pada Gambar 2, spesimen uji yang telah diberikan perlakuan *hydriding* pada suhu 150 °C menunjukkan curva potensiodinamik yang berbeda dibanding dengan spesimen uji yang belum diberikan perlakuan *hydriding* (Gambar 1). Untuk semua material baik *Zircaloy-2*, SS 304 maupun SS 316, energi potensial yang dibutuhkan untuk terjadi reaksi korosi pada perlakuan *hydriding* nilainya lebih negatif dibanding dengan spesimen uji yang belum di *hydriding*. Fenomena kenaikan laju korosi setelah di *hydriding* disebabkan reaksi gas hidrogen dengan material logam menyebabkan degradasi material yaitu ketahanan korosi menurun sehingga reaksi oksidasi yang disebabkan pengaruh lingkungan air demin lebih mudah terjadi.



Gambar 2. Kurva polarisasi potensiodinamik *Zircaloy-2*, SS 304 dan SS 316 dalam air demin pasca *hydriding* suhu 150 °C

Pada gambar 3 menunjukkan bahwa suhu *hydriding* 500 °C dapat menurunkan energi potensial korosi pada material SS 304 dan SS 316. Sedangkan untuk *Zircaloy-2* kenaikan suhu *hydriding* juga dapat menurunkan potensial korosi.



Gambar 3. Kurva polarisasi potensiodinamik *Zircaloy-2*, SS 304 dan SS 316 dalam air demin pasca *hydriding* suhu 500 °C

Setelah grafik tafel terbentuk maka selanjutnya adalah menentukan laju korosi dengan pengeplotan terhadap grafik menggunakan aplikasi *Gamry Echem Analyst*. Dari hasil tabulasi data laju korosi (tabel 3) menunjukkan bahwa perlakuan *hydriding* dapat

meningkatkan laju korosi material *Zircaloy-2*, SS 304 dan SS 316 dan kenaikan suhu *hydriding* juga dapat meningkatkan laju korosi untuk setiap material pada pengujian. Pada material *Zircaloy-2*, perlakuan *hydriding* dapat meningkatkan laju korosi sangat signifikan disbanding dengan *Zircaloy-2* yang tidak di *hydriding* yakni sampai 1145% untuk *hydriding* suhu 150 °C dan 1328% untuk *hydriding* suhu 500 °C. Tupin menjelaskan mekanisme *hydriding* pada paduan *Zircaloy* dapat memudahkan reaksi oksidasi *Zircaloy-2* terhadap lingkungan sehingga material *Zircaloy-2* yang terpapar hidrogen akan lebih rentan untuk terkorosi[14].

Tabel 3. Data laju korosi *Zircaloy-2*, SS 304 dan SS 316 sebelum dan setelah *hydriding*

No.	Spesimen Uji	Laju Korosi (10^{-3} mpy)	Persentase kenaikan Laju Korosi dibanding kontrol (%)
1	<i>Zircaloy-2</i> tanpa <i>hydriding</i>	17,48	-
2	<i>Zircaloy-2 hydriding</i> 150 °C	237,7	1145
3	<i>Zircaloy-2 hydriding</i> 500 °C	249,6	1328
4	SS 304 tanpa <i>hydriding</i>	16,23	-
5	SS 304 <i>hydriding</i> 150 °C	18,93	17
6	SS 304 <i>hydriding</i> 500 °C	32,67	101
7	SS 316 tanpa <i>hydriding</i>	3,99	-
8	SS 316 <i>hydriding</i> 150 °C	10,72	169
9	SS 316 <i>hydriding</i> 500 °C	13,55	240

KESIMPULAN

Dari hasil pembahasan di atas maka dapat disimpulkan bahwa Perlakuan *hydriding* berpengaruh terhadap karakteristik korosi material cladding *Zircaloy-2*, SS 304 dan SS 316 dalam air demin yaitu laju korosi yang terjadi pada *Zircaloy-2*, SS 304 dan SS 316 akan semakin membesar seiring dengan kenaikan suhu *hydriding*.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] A. Hussain and D. Al-othmany, "Assessment of Aging of Zr-2 ,5Nb Pressure Tubes for Use in Heavy Water Assessment of Aging of Zr-2 . 5Nb Pressure Tubes for Use in Heavy Water Reactor," *J. Nat. Sci. Res.*, vol. 3, no. 2, pp. 98–103, 2013.

- [2] J. Desquines *et al.*, "Influence of temperature and hydrogen content on stress-induced radial hydride precipitation in Zircaloy-4 cladding," *J. Nucl. Mater.*, vol. 453, no. 1–3, pp. 131–150, 2014.
- [3] C. A. Teodoro, J. E. Rosa, L. A. A. Terremoto, A. Teixeira, G. Lucki, and M. D. A. Damy, "Comparison Of The Mechanical Properties And Corrosion Resistance Of ZIRLO And Other Zirconium Alloys," in *International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2007*, 2007, no. September 30 to October 5, 2007.
- [4] Usman Sudjadi, Nusin Samosir, Martoyo, "Uji Kekerasan dan Pemeriksaan Mikrostruktur Zr-2 dan Zr-4 Pra Iradiasi," Serpong, 2008.
- [5] K. Une, K. Nogita, S. Ishimoto, and K. Ogata, "Crystallography of zirconium hydrides in recrystallized zircaloy-2 fuel cladding by electron backscatter diffraction," *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 41, no. 7, pp. 731–740, 2004.
- [6] T. Torimaru, T. Yasuda, and M. Nakatsuka, "nuclear materials Changes in mechanical properties of irradiated Zircaloy-2 fuel," *J. Nucl. Mater.*, vol. 238, no. 96, pp. 169–174, 1996.
- [7] U. S. Nusin Samosir, Supardjo, Hadi Suwarno, Martoyo, "Uji pasca-Iradiansi Bahan Bakar Uranium Silisida U3Si2 -Al dan Bahan Struktur Zircaloi-2 & Zircaloi-4," Serpong, 2007.
- [8] A. Nugroho, D. Anggraeni, R. K., and D. Kisworo, "Penentuan Kandungan Sn, Fe, Cr, Ni dan Pengotor serta Bec Zr-2 Sebagai Bahan Kelongsong dan Tutup Ujung," *Urania*, vol. 14, no. 4, pp. 184–194, 2007.
- [9] O. A. K. Ridge, "Review of zircaloy-2 and zircaloy-4 properties.pdf," vol. 4500.
- [10] R. Baldev, *et.al*, "Development of Stainless Steels in Nuclear Industry: With Emphasis on Sodium Cooled Fast Spectrum Reactors History, Technology and Foresight," *Advance Material Research*, vol. 794, pp. 2–26, 2013.
- [11] Y. K. Afandi, I. S. Arief, and Amiadji, "Analisa Laju Korosi pada Pelat Baja Karbon dengan Variasi Ketebalan Coating," *J. Tek. Its*, vol. 4, no. 1, pp. 1–5, 2015.
- [12] A. H. Kandil, A. A. F. Waheed, and H. M. T. Tawfik, "Water Chemistry Effect on Corrosion of Nuclear Fuel Cladding Material, Zircaloy-4 (Zr-4)," *Int J Adv Res*, vol. 2, no. 4, pp. 149–162, 2014.
- [13] T. R. Allen, J. I. Cole, E. A. Kenik, and G. S. Was, "Analyzing the effect of displacement rate on radiation-induced segregation in 304 and 316 stainless

steels by examining irradiated EBR-II components and samples irradiated with protons,” vol. 376, pp. 169–173, 2008.

- [14] M. Tupin, C. Bisor, P. Bossis, J. Chêne, J. L. Bechade, and F. Jomard, “conditions in laboratory,” *Corros. Sci.*, no. January, 2009.

