

BWRプラント再循環系配管溶接部の硬化パラメータの測定と SCC 進展評価への反映

Hardening Parameter Measurement on Actual PLR Pipe Weld Joints in BWR
for Future Advancement of Japanese Fitness-For-Service Evaluation Code

東京電力株式会社 技術開発研究所 鈴木 俊一 Shunichi SUZUKI Member
東京電力株式会社 技術開発研究所 熊谷 克彦 Katsuhiko KUMAGAI
東京電力株式会社 技術開発研究所 浅野 恭一 Kyoichi ASANO

It becomes to be recognized that material hardening can enhance the SCC growth rate considerably. In SCC growth evaluation in PLR weld joints of BWR, it is confirmed that the material hardening due to thermal shrinkage during welding affects SCC growth rate. In order to evaluate the degree of hardening of PLR weld joints, Vickers hardness distributions have been measured on some actual pipe joints. In latest researches, however, another parameters such as yield strength and plastic strain are considered to be suitable to evaluate the material hardening effect on SCC growth rate.

In this study, detailed measurements of three hardening parameters are conducted on actual PLR pipe joints with various sizes and weld types. From the obtained database, it is clearly shown that (1) yield strength shows good correlation with Vickers hardness but plastic strain measured by EBSD doesn't (2) the degree of hardening depends greatly upon the pipe diameter, which suggests the unreasonableness of present fitness-for-service evaluation that assumes same degree of hardening irrespective to pipe sizes.

Keywords: Stress Corrosion Cracking, PLR pipe, Material Hardening, EBSD, Yield Strength

1. 背景および概要

平成15年10月から健全性評価制度（いわゆる維持基準）が法制化され、SCC等の欠陥が生じた原子力プラント機器についても、日本機械学会維持規格に基づく欠陥評価により健全性が確認されれば、継続運転が可能となった。しかしながら、沸騰水型原子力発電プラント（BWR）の再循環系配管（以下、PLR配管）に生じる応力腐食割れ（以下、SCC）については、(a)超音波探傷法によるき裂寸法測定精度が不十分であること、(b)き裂進展に及ぼす材料硬化の影響が必ずしも明らかになっていないこと、等の課題が残されていることから、暫定措置として欠陥評価段階において大幅な保守性を考慮することが要求されている。その結果、現状では高い頻度での検査実施が必要となっており、評価の合理化が喫緊の課題となっている。

上記の課題(b)に関する検討の前提として、客観的・合理的なデータ・知見の拡充を図るため、当社実プラントでSCCを生じて取替えたPLR配管溶接部の詳細調査を実施してきた。本報告では、その概略を示す。

連絡先: 鈴木 俊一、〒230-8510 横浜市鶴見区江ヶ崎町4-1、
東京電力(株)技術開発研究所 材料技術グループ、
e-mail: shunichi.suzuki@tepcoco.jp

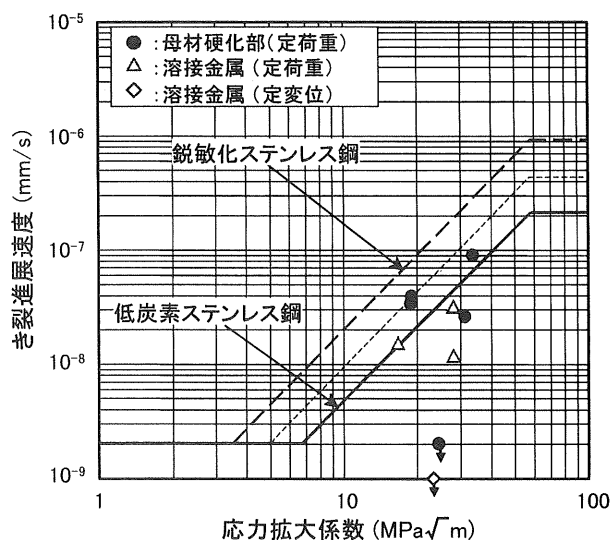


図1. PLR配管モックアップを用いたSCC進展試験結果

2. SCC進展速度に及ぼす材料硬化の影響

PLR配管やシュラウドで用いられている低炭素ステンレス鋼は機械加工や塑性変形により硬化すると、硬化していない状態と比較してSCC進展速度の上昇を伴うことが報告されている[1][2]。PLR配管の溶接継手ルート部近傍には、

溶接時の繰返し熱変形に伴って硬化領域が形成され、SCCは主にこの硬化領域内を進展することから、SCC進展速度の上昇を適切に考慮する必要がある。図1は、実機配管と同一の材料および施工条件で600AのPLR配管溶接継手モックアップを作成し、硬化部から採取した試験片でのSCC進展試験結果を、維持規格のSCC進展速度線図上にプロットしたものである[3]。材料は母材、溶接金属ともに低炭素ステンレス鋼SUS316NGであるが、母材硬化部データ(黒丸印)のうちいくつかは、低炭素ステンレス鋼の線図と鋭敏化ステンレス鋼の線図の中間付近に位置することが確認されている。維持規格の線図は当該材料の現有データ群の上限を包絡する形で設定されているが、現状で硬化部のデータ数は十分とは言えないことから、保守性を確保するため便宜的に硬化部データを十分に包絡する鋭敏化ステンレス鋼の線図を使用することが要求されている。しかしなが

ら、材料の硬化度合いは配管径や溶接方法、き裂発生位置・進展経路等によって様々に異なると考えられ、現状のようにすべてのき裂に対し一律に高い進展速度を想定することは必ずしも合理的な評価結果を与えない可能性がある。

3. 実機 PLR 配管溶接部の硬化度測定

SCC進展に及ぼす硬化の影響を適切に考慮するためには、①評価対象継手に想定される材料の硬化度合い、②材料の硬化度合いとSCC進展速度上昇の定量的な関係、のそれぞれを明らかにする必要がある。そこで、第一段階として課題①を明らかにするために、当社プラントにおいて超音波探傷試験によりインディケーションが確認され、取替えが実施された38のPLR配管溶接継手について詳細な調査を実施し、配管口径や溶接条件毎に材料硬化度合いの系統的整理を行った。

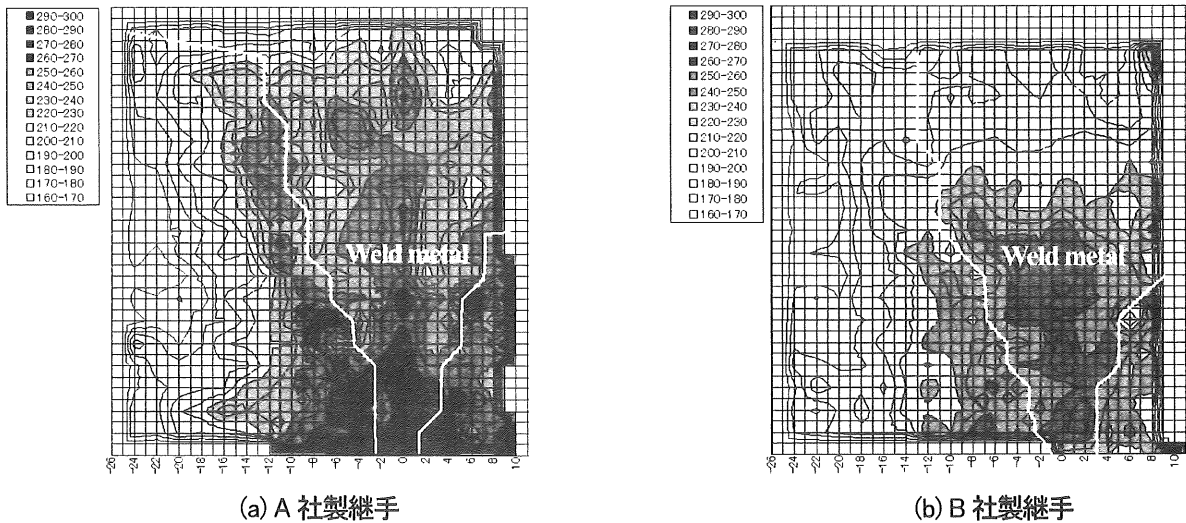


図2 継手断面の二次元ビッカース硬さ分布

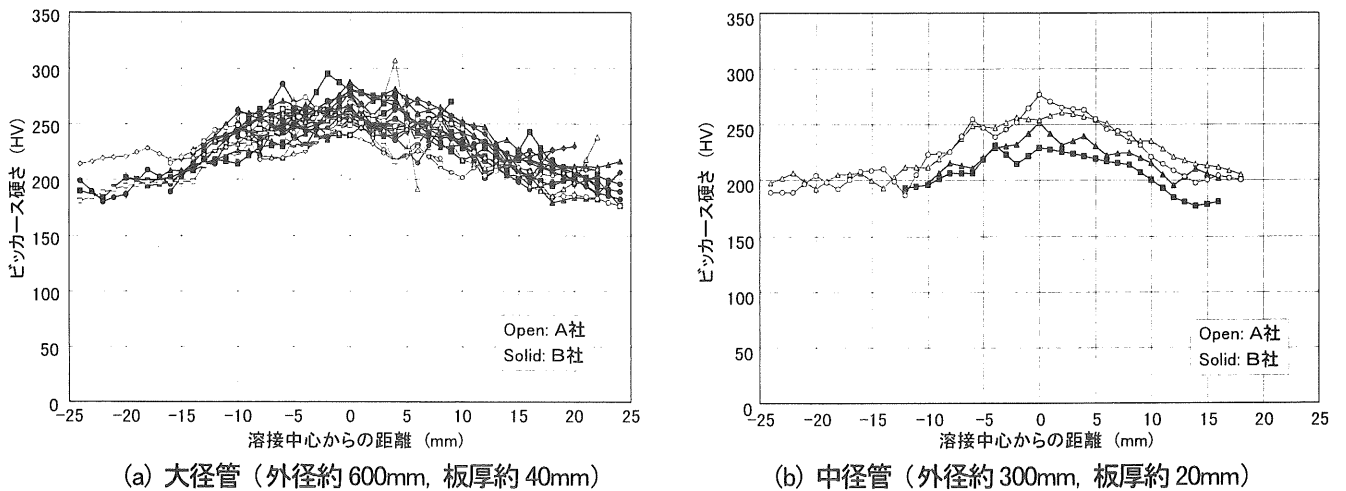


図3 内表面近傍のビッカース硬さ分布

3.1 ビッカース硬さHVの測定

実機 38 継手の溶接線に垂直な断面内でビッカース硬さ (HV) の 2 次元分布測定を実施した。図 2 に結果の一例を示す。継手毎に若干のバラツキがあるが、SCC が多数確認された外径 600mm (以下、600A) の大径管で比較すると、A 社製継手の方が B 社製と比較しての硬化度合いが高い傾向が認められた。その傾向を確認するため、600A 配管の内表面から深さ 3mm の線上の硬さ分布をまとめた結果を図 3(a) に示す。白抜きシンボルで示す B 社製継手の硬さは、塗りつぶしのシンボルで示す A 社製継手のばらつきの下限程度に位置することが確認された。一方、300A の中径管で比較すると、図 3(b) に示す通り、逆に B 社製継手の方が硬くなっていることが確認された。

3.2 硬化パラメータの定量的関係の評価

これまで一連の SCC 欠陥評価においては、材料の硬化度

合いを表す指標として主に HV が用いられた。HV は測定が容易であることから、図 2 に示すような硬化度合いの分布を詳細に評価する場合に適している。一方、材料硬化が SCC 進展速度に及ぼす影響を定量的評価するという観点では、材料の降伏応力 (σ_y) や電子線後方散乱 (EBSD) を用いた塑性ひずみ (ϵ_p) 測定値をパラメータとした整理[4]が試みられているものの、HV との直接的関係を調べた報告はほとんどない。したがって、今後の維持基準評価合理化の一環として、SCC 進展速度に及ぼす材料硬化の影響を適切に考慮するためには、それぞれの硬化パラメータの関係を定量的に把握しておくことが有用である。そこで実機廃材について複数の硬化パラメータ HV, σ_y , ϵ_p を測定し、それぞれの定量的関係を評価した。

(a) σ_y と HV の関係

図 4 に示すように、実機 PLR 配管継手の硬化度合いの異なる位置から合計 64 本の小型引張試験片 (平行部: 9x2x1 mm) を採取し、室温大気中で引張試験を実施した。結果の

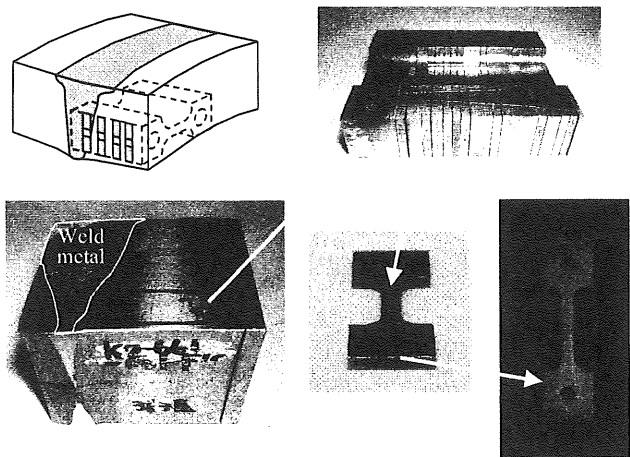


図 4. 配管継手部からの小型引張試験片採取要領

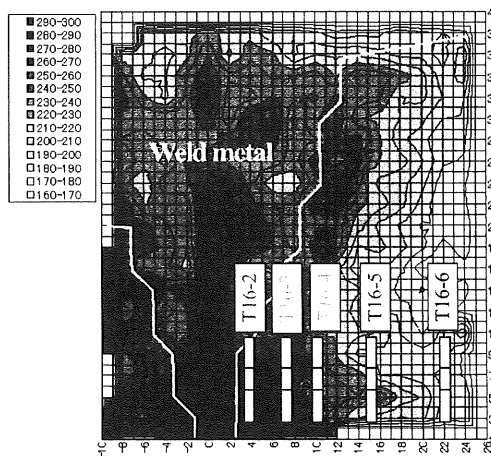


図 5 (a) 小型引張試験片採取位置

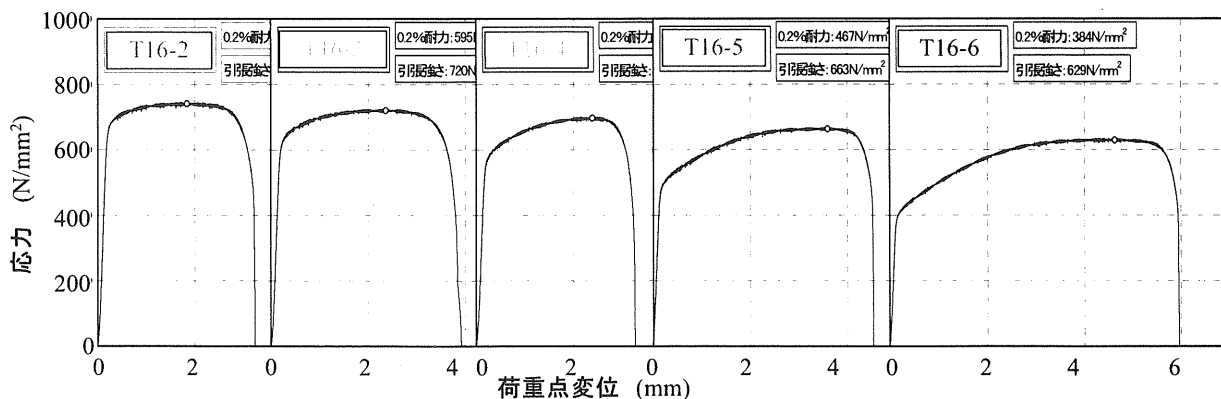


図 5 (b) 引張試験結果

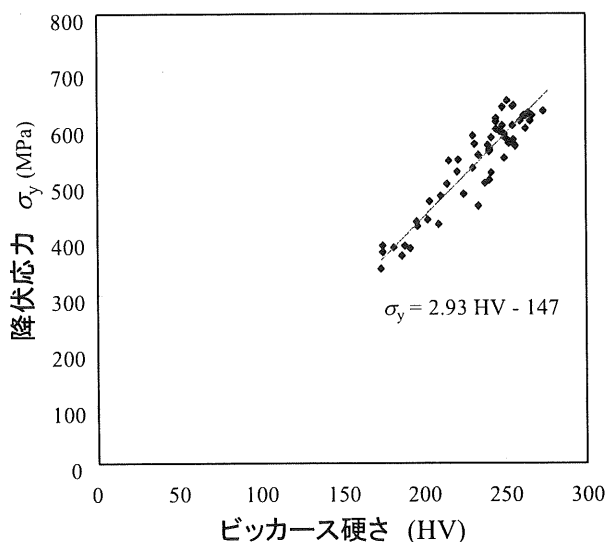
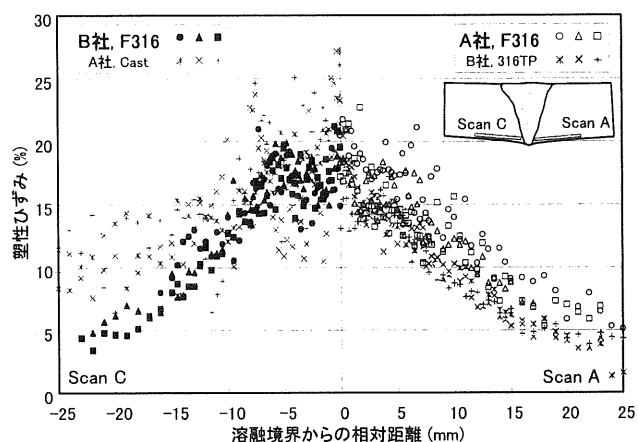


図6 ビッカース硬さと降伏応力の関係

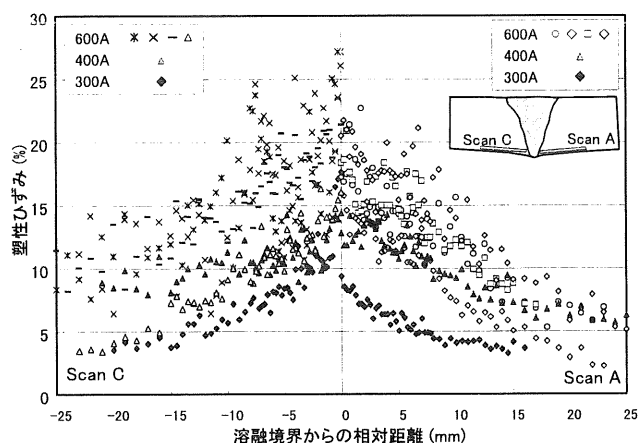
一例として、図5(a)に示す位置から採取した試験片の応力-変位の関係を図5(b)に示す。両図より、溶接ルートに近く、硬化度合いの高い位置ほど降伏応力(0.2%耐力)・引張強さの上昇や伸びの低下が顕著であり、材料硬化の傾向が明確に読み取れる。図6は試験片平行部のビッカース硬さHVと降伏応力 σ_y の関係を示す。両者は良好な直線関係を示すことが確認された。

(b) 塑性ひずみ ϵ_p とHVの関係

図7にEBSDを用いたPLR配管内表面近傍の塑性ひずみ分布測定結果を示す。図7(a)は、A社製の「鍛造材(F316)―ステンレス鋼弁体(Cast)の継手部」の測定結果と、B社製「鍛造材(F316)―配管材(316TP)の継手部」の測定結果を示す。鍛造材では ϵ_p が著しいバラツキを示すことがわかる。また、両社に共通するF316のデータの比較から、 ϵ_p に着目する限り施工メーカーによる差異はさほど明確でないと判断される。図7(b)は同一施工メーカー継手の配管径による差異を示す。この図から、配管径が大きくなるほど高い塑性ひずみが生じており、硬化の度合いには明確な差異が認められる。この結果は、配管径によらず一律なSCC進展速度上昇を考慮する現状評価の過度な保守性の存在を示唆するものと考えられる。図8はビッカース硬さとほぼ等価なヌープ硬さ(HK)との関係を示す。HKが200の箇所に着目しても、 ϵ_p は3~13%程度の広い範囲の値を示しており、図6のような高い相関は認められなかった。



(a) 施工メーカーによる差異



(b) 配管口径による差異 (A社製継手)

図7 EBSDによる配管内表面近傍の塑性ひずみ分布測定結果

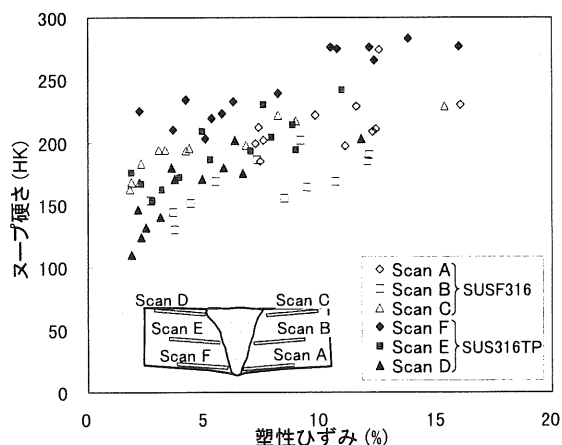


図8 塑性ひずみと硬さの関係

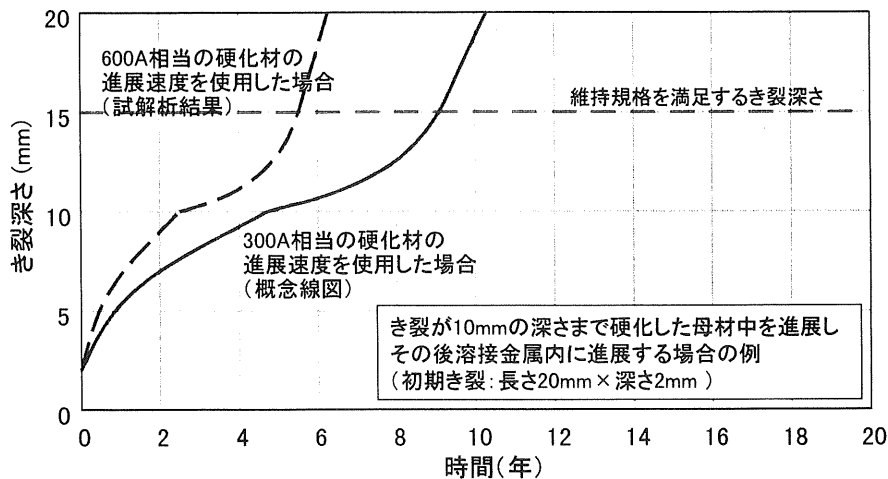


図9 SCC 進展評価への反映の概念図 (300A 配管の試験解析結果)

4. 維持基準評価への反映指針

上述のように、現状の暫定維持基準評価では、母材硬化部内を進展するき裂に対して、配管径やき裂進展経路によらず、一律に鋭敏化ステンレス鋼の進展速度を想定している。鋭敏化ステンレス鋼の進展速度線図は600A配管モックアップから採取したデータと比較して図1のように2倍近い裕度を有しており、さらに、口径の小さい400Aや300Aの中径管においては、硬化度合い自体が図7(b)に示す通り低いことが想定されることから、特に中径管に対するSCC進展評価においては過剰な裕度を含む可能性がある。

図9は300A管におけるSCC進展評価の試験解析結果(破線)と、材料硬化影響に着目した今後の評価合理化の概念図(実線)を示す。いずれの場合も、初期き裂(長さ20mm、深さ2mm)が母材硬化部内を10mmの深さまで進展し、その後溶接金属内に入る場合を想定している。破線で示す現状の暫定評価結果では、母材硬化部で600A配管と同様に鋭敏化ステンレス鋼の進展速度を想定するため、6年あまりで板厚を貫通するという極めて保守的な評価結果となる。今後、3章課題②に示したように材料硬化度合いによるSCC進展速度データを拡充により、300A管の硬化度合いに見合った進展速度を適用し、図9実線で概念的に示すように硬化部内での進展評価をより実態に近づけることで、点検保守計画等の合理化を図れる可能性がある。

5. まとめと今後の課題

実機PLR配管廃材調査により、溶接部の材料硬化がSCC進展速度に及ぼす影響を定量評価するための基礎データを取得した。得られた結果をまとめると以下の通りである。

- ・ 配管口径が大きいほど、硬化度合いは高い傾向が認められる
- ・ 上記傾向はEBSDによる塑性ひずみをパラメータとした場合に顕著に現れる
- ・ 施工メーカー間では若干の差異が認められるが、配管口径毎に傾向は異なる
- ・ SCC進展速度の上昇を定量的に評価するために適切な硬化度パラメータの特定とデータの拡充が今後の課題である

参考文献

- [1] Andresen, P. L., et al., Corrosion, Paper 02511, NACE, Houston, TX., 2002
- [2] Jenssen, A., et al., Proc. 7th international symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, pp.553-562, 1995
- [3] Kumagai, K., et al., Proc. ASME/JSME PVP2004., 2004
- [4] Andresen, P. L., 11th Int. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems, 2003