

軽水炉炉内構造物用ステンレス鋼の中性子照射データの整備

Database on irradiation effects of stainless steels in light water reactors

福谷 耕司 (Koji Fukuya)*¹

藤井 克彦 (Katsuhiko Fujii)*¹

要約 軽水炉の炉内構造物に使用されているステンレス鋼は運転中に多量の中性子照射を受け、材料の性質が大きく変化する。変化する特性には、引張特性や破壊靱性のような機械的特性の変化、腐食や応力腐食割れへの感受性の変化、クリープ・応力緩和やスエリングのような形状や応力状態の変化があり、いずれも炉内構造物の構造健全性に強い影響をもつ。中性子照射の影響は累積的に増大するものが多いので長期運転における健全性を正確に評価するためには精度の高い特性予測が必要となる。中性子照射材の材料データは、軽水炉の取替部材や研究炉による照射試験により得られるが、強く放射化しているためホットセル内試験が必須であり長期の試験期間と多額の費用が必要となる。このため、国内外で実施されてきた試験研究の貴重なデータを収集し活用することが重要と考えられる。ここでは最近報告された照射ステンレス鋼の特性に関するデータベースを紹介するとともに、そのデータを用いて一部の材料特性の傾向式を検討した試みを紹介する。

キーワード 炉内構造物, ステンレス鋼, 中性子照射, 機械的特性, 応力腐食割れ, データベース

Abstract The material properties of stainless steels used in core structures of light water reactors are significantly changed due to intense neutron irradiation during reactor operation. The changes in material properties include mechanical properties such as tensile strength and fracture ductility, susceptibility to corrosion and stress corrosion cracking, and stability of dimension and stress state due to creep, stress relaxation and swelling. All these changes have strong influence to the integrity of reactor core structure. Thus the precise estimation of long-term integrity needs reliable prediction of these material property changes since the effect of neutron irradiation is accumulated with increasing neutron fluence. Property data on neutron-irradiated materials have been obtained from retrieved components in power reactors and test reactor irradiation while hot-cell experiments for such highly activated materials require long time and high cost. Therefore, it is important to collect and use such valuable experimental data. This report introduces recent database of material properties in irradiated stainless steels, and development of trend curves for some of material properties.

Keywords reactor core internal, stainless steel, neutron irradiation, material properties, database, trend curve

1. はじめに

軽水炉の炉内構造物に使用されているステンレス鋼は運転中に多量の中性子照射を受け、材料原子のはじき出しによる点欠陥の形成、点欠陥の拡散と集合体形成によるミクロ組織・組成の変化の過程を経て、材料の巨視的な性質が大きく変化する。その変化として、強度増加・延性低下や破壊靱性の低下のような機械的特性の変化、腐食や応力腐食割れの感受性の増大、クリープ・応力緩和やスエリングのような形状や応力状態の変化の進行がある⁽¹⁾⁽²⁾。こうした変化は割れ発生の可能性の増加や破壊抵抗性の低下などにより炉内構造物の構造健全性に影響をもち、軽水炉高経年化対

策上の重要となっている。軽水炉の中性子照射量は運転年数に比例して、40年を超えるとのはじき出し損傷量 dpa 単位で PWR では最大 100dpa 程度、BWR では最大 10dpa 程度に達する。中性子照射の影響は累積的に増大するので、長期運転における健全性を正確に評価するためには高照射量まで精度良い予測が必要となる。特性予測は中性子照射量に対する変化の傾向を表すモデル式を照射材のデータに当てはめる方法が一般的であるので、データの量と質が予測の信頼性に強く関係する。

中性子照射材の材料特性データは、軽水炉そのものの取替部材や廃棄材の試験、研究炉による照射試験により得られているが、これらは強く放射化しているた

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

めホットセル内試験が必須であり長期の試験期間と多額の費用が必要となる。長期運転で懸念される劣化現象のひとつである照射誘起応力腐食割れ (IASCC, Irradiation assisted stress corrosion cracking) への対応のため、原子力安全基盤機構の IASCC プロジェクトのような大規模な試験研究が国や民間により行われてきており多くの報告がなされている^{(3)~(6)}。最近ではスペインの PWR 廃炉の炉内構造物を対象とした国際的なプロジェクト研究も行われており、データが報告されつつある⁽⁷⁾。報告されたデータを収集整理して、中性子照射に伴う材料特性の変化についての傾向式や予測式も作成されている。米国では産業界の EPRI (Electric Power Research Institute) や原子力規制委員会 NRC が委託する ANL (Argonne National Laboratory) が、引張特性、破壊靱性、IASCC の発生と進展などの傾向式を報告している^{(8)~(9)}。日本国内では日本機械学会の維持規格や原子力安全推進協会の炉内構造物等点検ガイドラインに材料特性の変化式やデータが示され健全性評価に使われている^{(10)~(11)}。新しい知見やデータを取り入れて適宜データベースの更新や傾向式を見直ししていくことが重要となっている。

世界的に研究炉の廃止が進んでいることなども影響して新規のデータをを得るための大規模な照射試験は最近では減少しており、知識基盤を維持継承するためには貴重なデータを散逸させることなく収集しておくこと、最新の知見に基づいてそれらのデータから新たな知識を得ることが必要と考えられる。

この解説では、最近整備された照射ステンレス鋼の材料特性に関するデータベース^{(12)~(14)}を紹介するとともに、そのデータに基づいた傾向式の検討の結果^{(15)~(18)}を紹介する。この検討は日本原子力研究開発機構 JAEA に原子力安全システム研究所が協力して行ったものである。

2. データベース

2.1 対象材料と特性

対象とされたステンレス鋼の鋼種は炉内構造物に使用されているオーステナイト系ステンレス鋼 304, 304L, 316, 316L, 原子力用 316 で、母材と溶接熱影響部 HAZ, 溶金も含んでいる。Nb や Ti を添加した安定化ステンレス鋼である 347 と 321 は国内では炉内にほとんど使用されていないので対象外となっている。

対象とされた特性は炉内構造物の健全性評価に必

要となる特性で、機械的特性 (引張特性, 硬さ, 破壊靱性), IASCC 特性 (IASCC 感受性, IASCC 発生, IASCC 進展), 応力緩和・クリープ・スエリングである。また、これらの材料特性の変化を引き起こす原因となるマイクロ特性 (マイクロ組織, 粒界偏析) についても対象となっている。

2.2 データの収集

収集されたデータは、軽水炉実機からの取出材のデータ、熱中性子型研究炉による照射材のデータである。後者では、軽水炉温度である約 300°C 付近で照射された材料に対して、室温から軽水炉温度の範囲で実施された照射後試験により得られたデータが対象である。高速炉の照射データは軽水炉対象の研究で照射温度と試験温度がいずれも 400°C 以下のもののみが対象となっている。

上記の材料と条件範囲に基づいて、公開されている文献等から数値データが明示されているデータに限定して収集されている。特に国内で実施された国のプロジェクトや民間の共同研究等についてはほとんどのデータが集められている。

収集されたデータは利用対象を考慮して PWR と BWR に分けて特性ごとにデータシートに整理されている。この PWR と BWR の区分は、文献の研究対象と目的、試験材を取り出した炉型、照射温度と試験温度 (BWR は主として 288°C, PWR は 300°C 以上も含む) などの情報に基づいて行なわれている。データシートに格納された項目は、共通項目としての材料情報 (鋼種, 組成, 熱処理, 機械加工, 形状等) と照射情報 (照射炉, 照射量, 照射速度, 照射温度等), 各特性に応じた試験条件 (試験片形状, 試験方法, 試験温度等) と特性データとなっている。

2.3 データベース

データベースに格納されたデータは、収集の基準に合っているものの中から、さらに照射条件や試験方法・条件の記載、データ処理方法等に基づいて選別されている。例えば、照射温度等の重要な情報がないデータや、試験時間が十分ではない亀裂進展速度データなどは除外されている。軽水炉炉内から取り出した試験材のデータは貴重であるのですべてデータベースに取り入れられている。重要なデータを漏れなく収集することやデータ選択の判断基準を議論するために、国内で照射ステンレス鋼にかかわる 20 人程度の技術

者と研究者が集まる場を設けて議論されている。

こうして収集され整理されたデータベースは、2018年の時点のものが JAEA-Review として PWR と BWR で別々に公開されている⁽¹³⁾⁽¹⁴⁾。データベースは利用のしやすさを考慮して EXCEL で作成されており、JAEA-Review ではその項目の一部が抽出されている。

JAEA-Reviewに収集整理されたデータ数を表1に示す⁽¹²⁾。最もデータが充実しているのはPWR, BWRともに機械的特性の基本となる引張特性である。他の特性はPWRとBWRの炉内構造物の形状と経年劣化評価の対象となる部位と必要データの違いを反映して充実度が異なっている。PWRではバップルフォーマボルト(316冷間加工材)のIASCC破損が重要な経年劣化現象であり、IASCC発生および応力源評価のためのスエリングとクリープのデータが多く報告されている。BWRではシュラウド等(304と316溶体化材)のIASCCき裂の大きさが重要であり、IASCC感受性・進展、破壊靱性、応力緩和のデータが多く報告されている。また、PWRとBWRを問わずIASCCのメカニズムに関連するマイクロ組織(転位ループやキャビティの平均サイズと数密度)や粒界偏析(Cr, Ni, Si等の粒界濃度と粒内との差)のデータが多く報告されている。

表1 収集したデータのデータ数⁽¹²⁾

| 特性 | PWR | | BWR | |
|-----------|-----|------|-----|------|
| | 記号 | データ数 | 記号 | データ数 |
| 引張 | PT | 325 | BT | 338 |
| 硬さ | PH | 45 | BH | 132 |
| 破壊靱性 | PF | 58 | BF | 133 |
| IASCC感受性 | PIS | 97 | BIS | 153 |
| IASCC発生 | PII | 282 | BII | 63 |
| IASCC進展 | PIG | 177 | BIG | 290 |
| 応力緩和・クリープ | PSC | 133 | BSC | 161 |
| スエリング | PSW | 189 | - | - |
| マイクロ組織 | PM | 59 | BM | 96 |
| 粒界偏析 | PG | 92 | BG | 96 |

3. データの傾向分析

作成されたデータベースのデータを用いて、材料特性の照射量依存性について材料組成や照射条件・試験条件の違いを検討した。また、データ量が十分な特性については傾向式を検討した^{(15)~(18)}。

3.1 引張特性

引張特性は機械的性質の基本となる特性であり多くのデータが報告されている。ここでは、耐力、引張強さ、一様伸び、破断伸びに関して、照射温度と試験温度が300℃付近(280~350℃)で引張試験のひずみ

速度が10⁻⁶/s以上のデータについて、溶体化処理材と冷間加工材、304系と316系、通常炭素と低炭素で材料を分類して照射量に対してプロットして比較した。傾向式の検討には飽和形の照射量依存性を表す関数形として次式を用いて、最小二乗法でフィッティングを行った⁽¹⁵⁾⁽¹⁷⁾。

$$Y = A + B \cdot [1 - \exp(-\text{dpa}/C)]$$

ここで、Y は耐力、引張強さ、一様伸びまたは全伸び、A, B, C は定数であり、A は初期値、A+B は飽和レベルとなる。照射量ははじき出し損傷量 dpa を用いた。表2はPWRとBWRのデータベースから得られた傾向式の係数を示す。結果の例を図1と図2に示す⁽¹⁵⁾。

図1はPWRのデータベースによる冷間加工316(CW316)の耐力のデータと傾向線を示す。ばらつきは大きい、約20dpaで950MPaに飽和する傾向となっている。図2はBWRのデータベースによる通常炭素量の溶体化304/316のデータと傾向線(実線)を示す。点線は低炭素の304L/316Lもあわせた傾向線であり、通常炭素材は飽和する照射量がやや小さい傾向があることがわかる。このような耐力に見られる違いは、引張強さ、一様伸び、全伸びでも同様にみられている。

また、構造物の評価には応力歪関係を表す構成式が必要であるが、Swift式をベースに耐力と引張強さから応力歪関係を決定する手法を提案し、図3のようにデータベース内の応力歪関係のデータを良好に再現できることも確認している⁽¹⁵⁾。図3は溶体化316Lの例であり、図中の黒線は公称の応力歪関係、赤線は黒線から計算した真応力真歪関係、緑線は提案した手法による真応力真歪の関係である。

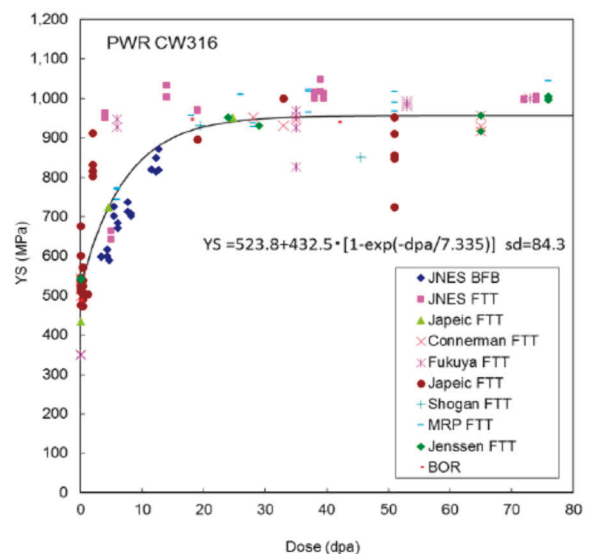


図1 PWR データの冷間加工 316 のデータと傾向線⁽¹⁵⁾

表 2 引張特性の傾向式の係数⁽¹⁷⁾

YS:耐力, UTS:引張強さ, UE:一様伸び, TE:全伸び, sd:標準偏差, n:データ数

| | Material | | A | B | C | A+B | sd | n |
|-----------|-----------|-------|--------|--------|-------|------|------|-----|
| PWR | CW316 | YS | 523.8 | 432.5 | 7.335 | 956 | 84.3 | 126 |
| | | UTS | 642.6 | 344.3 | 7.335 | 987 | 73.1 | 126 |
| | | UE | 11.19 | -10.41 | 5.765 | 0.8 | 3.9 | 126 |
| | | TE | 18.15 | -10.63 | 8.678 | 7.5 | 5.4 | 126 |
| | SA304/316 | YS | 238.0 | 614.2 | 4.164 | 852 | 87.3 | 33 |
| | | UTS | 495.2 | 376.1 | 4.164 | 871 | 62.3 | 33 |
| | | UE | 18.85 | -18.25 | 6.103 | 0.6 | 7.9 | 31 |
| | | TE | 32.69 | -26.01 | 4.322 | 6.7 | 6.4 | 33 |
| BWR | All data | YS | 198.6 | 647.9 | 2.653 | 846 | 81.8 | 203 |
| | | UTS | 411.8 | 447.9 | 2.653 | 860 | 76.3 | 203 |
| | | UE | 34.27 | -33.95 | 1.832 | 0.3 | 6.2 | 163 |
| | | TE | 40.09 | -32.56 | 1.821 | 7.5 | 6.8 | 197 |
| | 304/304L | YS | 215.4 | 631.1 | 2.383 | 847 | 78.8 | 106 |
| | | UTS | 421.1 | 438.7 | 2.383 | 860 | 70.9 | 106 |
| | | UE | 34.50 | -34.18 | 1.283 | 0.3 | 5.8 | 84 |
| | | TE | 39.53 | -31.99 | 1.330 | 7.5 | 6.5 | 100 |
| | 316/316L | YS | 170.6 | 675.9 | 2.918 | 846 | 70.3 | 97 |
| | | UTS | 397.9 | 461.8 | 2.918 | 860 | 79.0 | 97 |
| | | UE | 35.16 | -34.84 | 2.207 | 0.3 | 5.9 | 79 |
| | | TE | 40.51 | -32.97 | 2.042 | 7.5 | 6.3 | 97 |
| | 304/316 | YS | 218.0 | 628.5 | 1.789 | 847 | 64.4 | 94 |
| | | UTS | 436.2 | 423.6 | 1.789 | 860 | 55.9 | 94 |
| | | UE | 33.89 | -33.57 | 1.281 | 0.3 | 5.3 | 84 |
| | | TE | 39.23 | -31.70 | 1.536 | 7.5 | 6.9 | 94 |
| 304L/316L | YS | 157.7 | 688.8 | 3.196 | 846 | 55.5 | 107 | |
| | UTS | 375.2 | 484.5 | 3.196 | 860 | 65.3 | 107 | |
| | UE | 36.34 | -36.02 | 2.260 | 0.3 | 5.9 | 79 | |
| | TE | 41.35 | -33.82 | 2.028 | 7.5 | 6.7 | 103 | |

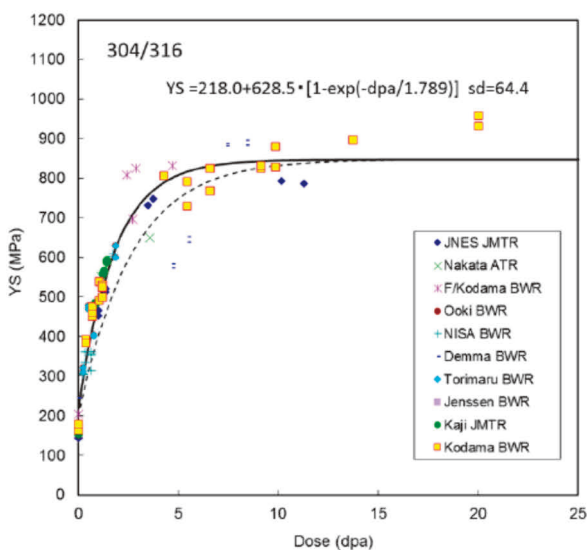


図 2 BWR データの溶体化 304/316 のデータと傾向線⁽¹⁷⁾

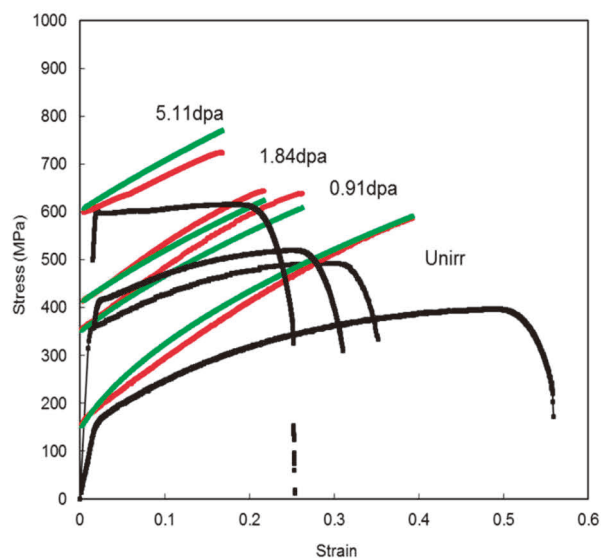


図 3 溶体化 316L の応力歪関係データと予測線⁽¹⁷⁾

3.2 破壊靱性

破壊靱性値は亀裂のある構造物の健全性評価に必要であることから、シュラウド等の厚板構造物をもつ BWR 条件の溶体化 304/316 系のデータが比較的多い。ここでは、破壊試験として高い信頼性が期待できる 1/4T 以上の CT 試験片と 3 点曲げ試験片を用いた溶体化ステンレス鋼(304/304L, 316/316L)のデータで傾向式を検討した⁽¹⁶⁾。JIC または JQ の照射データを対象とし、288℃付近で試験された破壊靱性値 69 点を抽出した。破壊靱性値 J は引張特性に似た飽和型の照射量依存性を示すことから、傾向式は同様な関数形とした。

図 4 はデータベースの全データと傾向線を示す⁽¹⁶⁾。10dpa 程度ではほぼ飽和する傾向式が得られている。データのばらつきは大きい、その原因とひとつと考えられる材料の圧延方向と亀裂進展方向の関係(図中凡例の TL と LT)を考慮した検討結果も行い、影響が見られることを確認した。構造健全性の評価では破壊靱性の傾向線はデータをすべて包絡するように安全側に設定されることがあるが⁽¹⁰⁾、材料の清浄度や試験条件によるばらつきが大きい特性であり、データの質を考慮した検討が今後重要と考えられる。

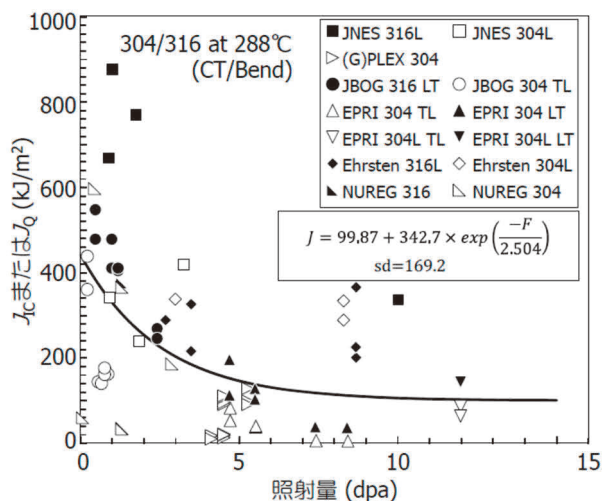


図 4 溶体化 304/316 の破壊靱性データと傾向線⁽¹⁶⁾

3.3 IASCC発生

PWR においてはバップルフォーマボルトの IASCC 破壊評価のために必要な IASCC 発生データの多くが報告されており、IASCC が発生するしきい応力の照射量依存性が重要とされる。IASCC 発生はリング型や引張型の試験片に一定の応力や歪を負荷して保持する SCC

試験で調べられ、水質条件や応力・歪のレベルをパラメータとして破断の有無や破断時間のデータが報告されている。ここでは、PWR 一次系模擬水中(温度 290~340℃)における冷間加工 316 ステンレス鋼の定荷重 SCC 試験のデータから発生しきい応力を検討した⁽¹⁵⁾。

従来の IASCC 発生しきい応力の検討では、応力と照射量のマップにプロットしたデータにおいて IASCC が発生したデータを包絡するように下限線を設定するが、ここではより明確にしきい応力を定義する方法を用いた。その方法は、多数の定荷重 SCC 試験データの中から、照射量と試験条件がほぼ同じで応力レベルが異なり破断ありと破断なしがセットとなる 28 組 56 点のデータを抽出し、それらのデータに応力レベルの照射量依存性を表す関数をフィッティングすることで発生しきい応力の傾向式を決める方法である。関数形として引張特性と同様の飽和形の関数をもちいた。図 5 はそれにより得られたしきい応力 (SIA) の傾向線とデータベース内のすべての定荷重 SCC 試験データを示す。データは破断あり(中実)と破断なし(中空)で区別されており、傾向線(実線)と傾向線から標準偏差(sd)を差し引いた下限線(破線)を示す。標準偏差を差し引いた下限線(破線)が全ての破断ありのデータを包絡しており、既存のデータベースに対して適切な傾向線が設定できることが示された。

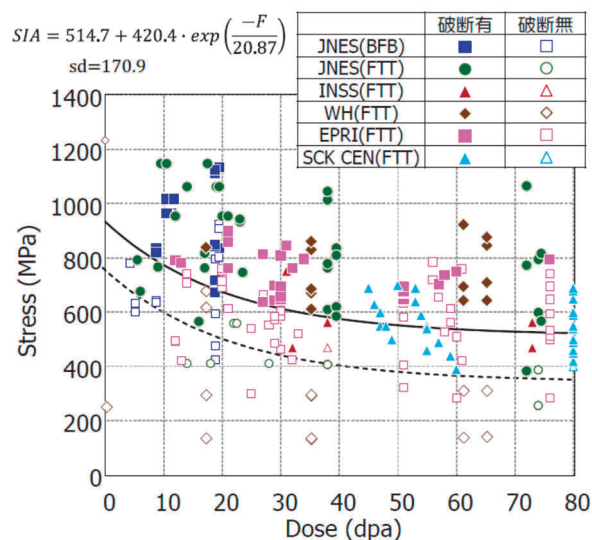


図 5 PWR 条件の冷間加工 316 の IASCC 発生応力データと発生しきい応力の傾向線⁽¹⁵⁾

3.4 IASCC進展

IASCC の進展についてはBWRのシュラウド等の健全性評価のために必要な亀裂進展速度の試験データが多く報告されている。IASCC進展データはBWR炉心を模擬した高温高压水中でCT型試験片などに対して亀裂長さをポテンシャルドロップ法でオンラインで測定する手法で行われる。また、JMTRやHalden炉などの研究炉の炉心内で試験したデータも多く報告されている。進展速度データの質に関しては、高温水中での予亀裂の導入方法、平面歪の状態、荷重負荷モードや試験時間などの試験手法の妥当性のみならず、進展速度の計算には亀裂の進展方向、分岐状態、進展面内の均一性などの評価が必要である。照射材の亀裂進展速度の傾向式では、腐食電位等の水質、応力拡大係数、照射量がパラメータとなり、上記の様々な条件を十分考慮したデータの選択が必要となる。

ここでは、1/4T以上のCT試験片を用いた溶体化ステンレス鋼(304/304L, 316/316L)の亀裂進展速度データのうち、生データ(亀裂長さの時間変化データ、破面観察データ等)に遡って精査可能な文献値を対象として傾向式を検討した⁽¹⁶⁾⁽¹⁸⁾。国内のJMTR照射材とBWR照射材を用いた照射後試験(炉外試験)によるデータ84点が抽出された。その内訳は、通常水質(NWC)模擬条件54点、水素注入水質(HWC)模擬条件30点であった。亀裂進展速度 da/dt の傾向式は、進展速度が $10^{-12} \sim 10^{-8}$ m/sの範囲で変化することから、進展速度の対数値の飽和傾向と応力拡大係数 K 値の指数の照射量依存性を考慮して次の式を用いた。

$$da/dt = M(F) \cdot K^n(F)$$

$$M(F) = 10^{A+B \cdot \exp(-F/C)}$$

$$n(F) = \alpha + \beta \cdot \exp(-F/\gamma)$$

F は照射量(dpa)、 $A, B, C, \alpha, \beta, \gamma$ は定数である。

各定数の決定は次のように行った。まず、データベースから照射量と水質条件が同じで K 値のみを変化させたデータセットを選び、それらのデータセット毎に指数 n を算出して、得られた指数 n の照射量依存性を上記の $n(F)$ でフィッティングとして α, β, γ を決定した。未照射における K 値は日本機械学会維持規格の亀裂進展式で使用されている $K=2.25$ を用いた。得られた K 値依存性指数 $n(F)$ は、照射量とともに $K=2.25$ から減少し $K=0.6$ 付近に飽和する傾向となっている。次に決定した $n(F)$ を用いて、進展速度式の定数 A, B, C を最小二乗法で決定した。その際は進展速度が広範囲

に変化することから対数に変換してフィッティングを行った。

図6は通常水質(NWC)条件下での亀裂進展速度について得られた傾向線と傾向線を得るのに使用したデータを示す。亀裂進展速度は照射量約4dpaで飽和し、 K 値の増加とともに飽和レベルが大きくなる傾向となっている。使用したデータの照射量と K 値への依存性をほぼ再現できる傾向式が得られている。

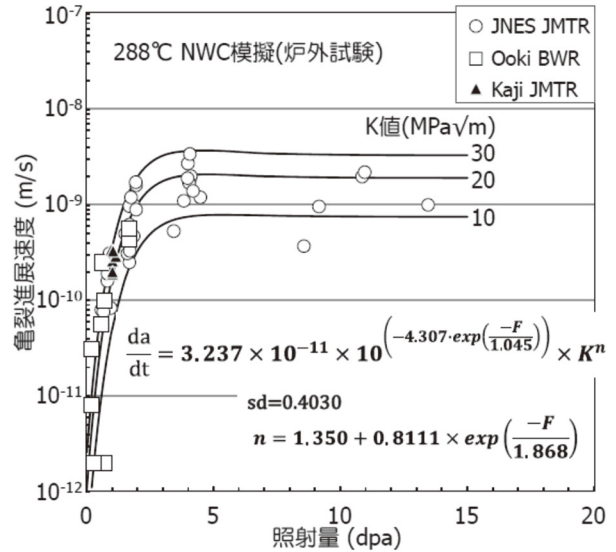


図6 BWR通常水質条件下での溶体化304/316のIASCC進展速度データと傾向線⁽¹⁶⁾

4. まとめ

本解説では最近報告された炉内構造物用ステンレス鋼の中性子照射特性に関するデータベースを紹介するとともに、そのデータを用いて特性の傾向式を検討した例を紹介した。このような活動は、その時点までに得られているデータのみならず材料特性に対する知識を集約したものであり、貴重なナレッジベースを整備して今後に見える形で残すとともに、さらに次に必要な試験研究を構想する上でも重要になると考えられる。特に、中性子照射材のデータを得るためには多大な予算と期間を必要とするためその重要性は高いものと認識している。最近廃炉となった軽水炉から材料データを得る試験研究が各国で行われており、それらの貴重なデータと知識を活用するためにもこのような活動が今後も適宜継続されていくことが期待される。

謝辞

傾向式の検討では日本原子力研究開発機構の知見康弘博士，笠原茂樹博士（現東大），埴悟史博士，三菱重工業の藤本浩二博士，日本核燃料開発の越石正人博士に協力いただいた。また，研究会に参加いただいた方々からも貴重な意見をいただいた。ここに謝意を表す。

引用文献

- (1) 福谷耕司，西岡弘雅，藤井克彦，ステンレス鋼の軽水炉照射挙動，INSS MONOGRAPHS No. 4, 2009.
- (2) K. Fukuya, “Current understanding of radiation induced degradation in light water reactor structural materials,” J. Nucl. Sci. Tech., 50(2013)213.
- (3) 独立行政法人原子力安全基盤機構 「平成20年度照射誘起応力腐食割れに関する報告書（09基材報-0012）」平成21年9月等
- (4) (財)発電設備技術検査協会「プラント長寿命化技術開発（ステンレス鋼照射SCC試験（PWR）」），平成9年3月等
- (5) 例えば，S. Ooki, Y. Tanaka, K. Takamori, S. Suzuki, S. Tanaka, Y. Saito, T. Nakamura, T. Kato, K. Chatani, M. Kodama, “Study on SCC growth behavior of BWR core shroud,” Proc. 12th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, TMS, 2005.
- (6) 例えば，K. Fujimoto, T. Yonezawa, E. Wachi, Y. Yamaguchi, M. Nakano, R.P. Shogan, J.P. Massoud, T.R. Mager “Effect of the accelerated irradiation and hydrogen/helium gas on IASCC characteristics for highly irradiated austenitic stainless steels,” Proc. 12th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, TMS, p. 299, 2005.
- (7) 例えば，A. Jessen, J. Stjarnsater, C. Topbasi, P. Chou, “Specimen size effects on the crack growth rate response of highly irradiated type 304 stainless steel,” Proc. of 19th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactor, ANS, 2019, p.1330.
- (8) Materials Reliability Program: Development of a Material Constitutive Model for Irradiated Austenitic Stainless steels (MRP-135, Revision 2), September 2019, EPRI.
- (9) O.K. Chopra, A.S. Rao, “A review of irradiation effects on LWR core internal materials - IASCC susceptibility and crack growth rates of austenitic stainless steels,” J. Nucl. Mater., 409(2011)235.
- (10) 日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格2012版」 JSME S NAI-2012, 平成25年3月
- (11) 一般社団法人原子力安全推進協会「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン[バッフルフォーマボルト](第3版)」 JANSI-VIP-23, 平成30年3月
- (12) 知見康弘，福谷耕司，笠原茂樹，藤井克彦，埴悟史，軽水炉炉内構成材料の照射特性に関するデータ調査と傾向分析（1）全体概要，日本原子力学会2018年秋の大会，2C13.
- (13) 笠原茂樹，福谷耕司，越石正人，藤井克彦，知見康弘，沸騰水型軽水炉炉内構造物用オーステナイト系ステンレス鋼の照射データに関する文献調査とデータ集の作成（受託研究），JAEA-Review 2018-012, Nov. 2018.
- (14) 笠原茂樹，福谷耕司，藤本浩二，藤井克彦，知見康弘，加圧水型軽水炉炉内構造物用オーステナイト系ステンレス鋼の照射データに関する文献調査とデータ集の作成（受託研究），JAEA-Review 2018-013, Jan. 2019.
- (15) 福谷耕司，知見康弘，笠原茂樹，藤井克彦，藤本浩二，軽水炉炉内構成材料の照射特性に関するデータ調査と傾向分析（2）引張特性とIASCC発生，日本原子力学会2018年秋の大会，2C14.
- (16) 笠原茂樹，福谷耕司，知見康弘，藤井克彦，越石正人，軽水炉炉内構成材料の照射特性に関するデータ調査と傾向分析（3）IASCC 亀裂進展と破壊靱性，日本原子力学会2018年秋の大会，2C15.
- (17) K. Fukuya, K. Fujii, Y. Chimi, K. Hata, “Empirical equations for tensile properties and stress-strain curves of

neutron irradiated stainless steels in LWR conditions,” Proc. 19th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, ANS, (2019), p. 523.

- (18) S. Kasahara, Y. Chimi, K. Hata, K. Fukuya, K. Fujii, “Empirical equations of crack growth rates based on data fitting of neutron irradiated stainless steel under high temperature water simulating boiling water reactor core conditions,” Proc. 19th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, ANS, (2019), p. 1345.