

国内軽水炉プラントにおける原子炉圧力容器の照射脆化への取り組み

Industry Practice for the Neutron Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steels in Japan

東京電力株式会社 山下 理道 Norimichi YAMASHITA Member
関西電力株式会社 岩崎 正伸 Masanobu IWASAKI
日本原子力発電株式会社 堂崎 浩二 Koji DOZAKI Member

Neutron irradiation embrittlement of reactor pressure vessel (RPV) steels is one of the important material ageing issues. The Japan Electric Association Code, JEAC 4201-2007 “Method of Surveillance Tests for Structural Materials of Nuclear Reactors,” was revised in December 2007. A new mechanism-guided embrittlement correlation method was adopted. The surveillance program was modified for the long term operation of nuclear plants by introducing the “long-term surveillance program”, which is to be applied for the operation beyond 40 years. The use of the re-loading, re-irradiation and reconstitution of the tested Charpy/fracture toughness specimens is also specified in the new revision. This paper reports the application and practice of the JEAC4201-2007 in terms of the prediction of embrittlement and the use of tested surveillance specimens in Japan.

Keywords: neutron irradiation embrittlement, reactor pressure vessel, embrittlement correlation method

1. 緒言

原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化は重要な経年変化事象の1つである。日本では初期プラントが近く運転開始40年を迎え、今後長期運転のプラント数が増えることが想定される中、照射脆化を精度よく予測し、適切なプラント運転を行うことで十分な構造健全性を確保することが重要である。

原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化は「脆化予測」と「監視試験」により相補的に評価されているが、近年、特に脆化予測について見直しが必要であることが認識されてきていた。脆化予測については、不純物の多い初期BWRプラント鋼材に対するこれまでの(社)日本電気協会原子力技術規程「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC 4201-2004)」の脆化予測式の予測精度が必ずしも十分でなく、また、PWRプラント鋼材においても照射量の増大に伴い、これまでの脆化予測式と監視試験データの脆化傾向に違いが認識されるようになってきており、脆化予測式の高精度化が必要とされてきていた。

一方、監視試験については、プラントの長期運転を見据えた場合、いくつかのBWRプラントにおいて炉内に装荷されている試験カプセルが残り1セット(再装荷した試験済み材の再生可能分を除く)という状況にあり、

連絡先：山下理道，〒100-8560 東京都千代田区内幸町1-1-3，東京電力(株)原子力設備管理部，電話：03-6373-4957，e-mail：yamashita.norimichi@tepcoco.jp

試験片の再装荷・再生の方策とともに、長期運転に適した監視試験プログラムの策定が必要とされてきていた。

これらの課題については、2007年12月に改定されたJEAC 4201-2007で、機構論に基づく脆化予測法の導入、長期監視試験計画策定および監視試験片再生方法の確立による監視試験プログラムの適正化が図られ、当面の課題については解決が図られつつある。

本稿は、日本のプラント長期運転に対する原子炉圧力容器の経年劣化対策について、JEAC 4201-2007に導入された機構論に基づく脆化予測の活用等の状況を報告するものである。

2. 国内原子炉圧力容器鋼材監視試験の現状

原子炉では圧力容器鋼の照射脆化をモニターするために、監視試験片を納めた照射カプセルが圧力容器内壁近傍に装荷されており、これを計画に基づき取り出し、試験を行い、脆化の程度の把握を行っている。初期のプラントでは、Niを添加したSA-302B Mod.鋼(ASME Code Case1339-2)やその後JIS G 3120 SQV2A鋼(ASME SA-533 B Cl.1相当)などの圧延材が使用された。その後、容器の大型化、厚肉化、また炉心部の溶接線低減のために鍛鋼品が使われるようになり、SA-508 Cl.2鋼(Ni-Cr-Mo鋼)やJIS G 3204 SFVQ1A鋼(ASME SA-508 Cl.3相当)が用いられるようになった。

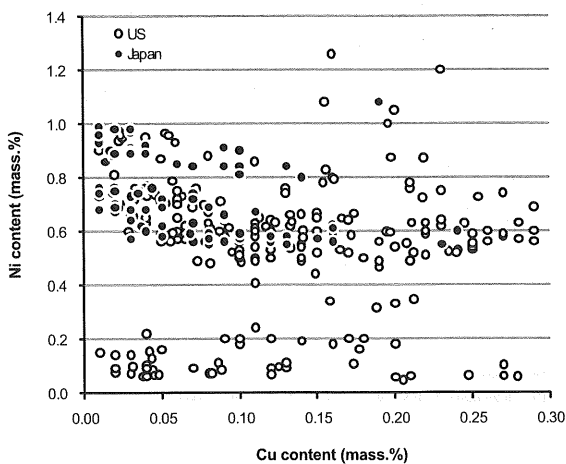


Fig. 1 Relationship between Cu and Ni contents in the Japanese Reactor Pressure Vessel steels

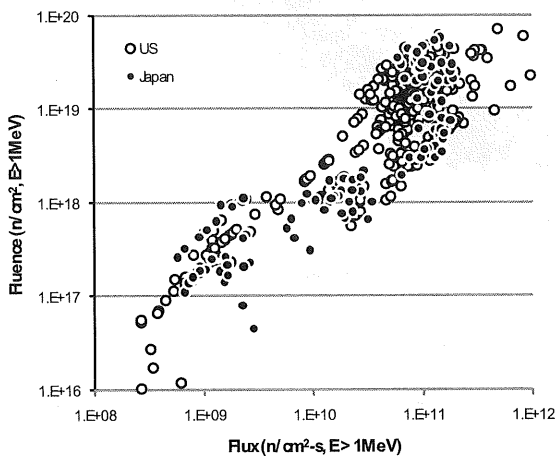


Fig. 2 Relationship between neutron fluence and flux in the Japanese surveillance program

Fig. 1 には国内の商用軽水炉で使用されている压力容器鋼の化学組成の内、照射脆化にとって重要な不純物の銅と添加元素のニッケルの含有量の分布を示す。比較のために、米国の压力容器鋼の組成も併せて示す。ニッケル含有量は米国材と較べて狭い範囲に分布しており、照射脆化に影響の大きい銅の含有量は、3 鋼材を除いて 0.16 mass.%以下と低い値になっていることが特徴である。銅の含有量は 1970 年代後半から少なくなってきたり、1980 年代後半以降のプラントでは Cu 量 0.05%以下と極めて低いレベルとなっている。

Fig. 2 には、これまでに試験された監視試験片の照射量と照射速度（中性子束）を示す。国内カプセルの照射速度は大きく 3 つのグループに分かれ、最も低い ($\sim 10^9$ n/cm²-s) 照射速度がBWRの炉壁カプセル、中程

度 ($\sim 10^{10}$ n/cm²-s) の照射速度がBWR加速カプセル、比較的高い ($\sim 10^{11}$ n/cm²-s) 照射速度がPWRのカプセルの照射速度となっている。BWRの照射量はPWRの照射量よりも概して低い。また国内PWRプラントの照射量は米国監視試験データと比較しても大きな値となっており、データ点数は米国の方が多量のもの、照射量は米国データベースと同等かそれ以上の範囲をカバーしている。

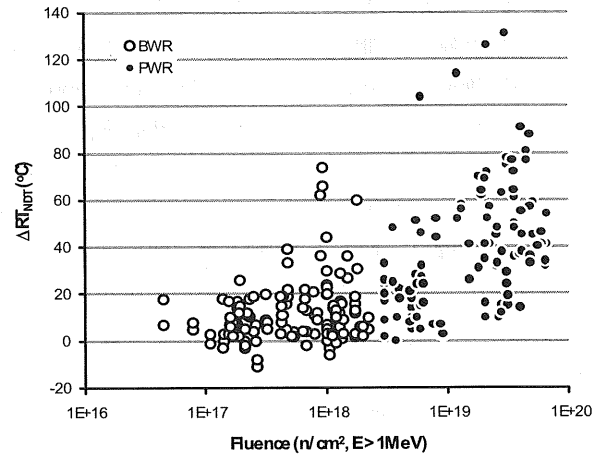


Fig. 3 Transition temperature shifts of the Japanese BWR and PWR plants with neutron fluence

Fig. 3 には、国内全プラントの監視試験データを照射量に対してプロットした結果を示す。BWR プラントの方が全般に照射量が低く脆化量も小さいが、一部のプラントで、BWR といえども比較的大きめの脆化量が得られている。

3. JEAC 4201 脆化予測法の改定

3.1 JEAC 4201 改定の概要

JEAC 4201は、供用期間中に中性子照射を受ける軽水型原子炉压力容器に対して、その照射による機械的性質の変化を定期的に調査し、評価するための監視試験方法について規定したものであり、2007 年版で3つの大きな改定を実施している。一つ目は、前回の脆化予測式の改定（1991年）以降に得られた監視試験結果ならびに国内最新の研究成果に基づき、関連温度移行量に関して予測精度の向上を図った脆化予測法の改定である。改定では、前節で紹介した通り国内鋼材に対する監視試験データが拡充されたことから、国内監視試験データだけを用いた予測法の開発が実施された。二つ目は、監視試験片再生に関する（独）原子力安全基

盤機構（以下、JNES）の研究成果に基づき、監視試験片の再生に関する新たな規定である附属書の追加である。そして三つ目が、プラントの高経年化に対して計画的、継続的な取り出しに資するべく、監視試験片取り出し計画について、現行計画に対応する標準監視試験計画に加え、長期監視試験計画を新たに導入することを定めた改定である。

3.2 予測精度

Fig. 4 に JEAC 4201-2007 の脆化予測法による予測値と、監視試験の実測値の比較を示す。予測値と実測値の差の標準偏差は 9.4°C であり、JEAC 4201-2004（最新の監視試験データベースに対する標準偏差は 11.9°C）よりも予測精度が改善している。新しい脆化予測法では、全体的な予測精度に加え、BWR で照射された銅含有量の多い鋼材の脆化の予測精度（照射速度の影響）、及び PWR の銅含有量が少ない鋼材の脆化傾向および予測精度（高照射量の影響）において、現行の脆化予測法に対して改善がなされている。なお、JEAC 4201-2007 では予測値は化学組成と照射条件に関する表の形式で与えられ、利用者の便宜が図られている。

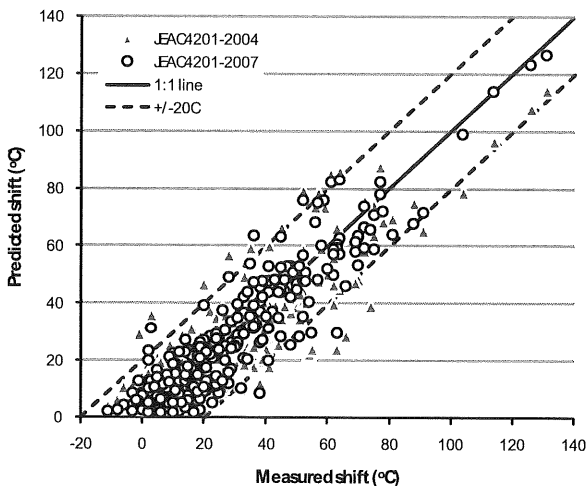


Fig. 4 Comparison of the measured transition temperature shifts in the Japanese surveillance program with the old and new Japanese embrittlement correlation

3.3 米国監視試験データとの比較

JEAC 4201-2007 で規定した中性子照射脆化予測法は、国内監視試験データをベースに設定していることから、その汎用性について最新の米国監視試験データ[1,2]を用いた評価を行った。Fig. 5 には米国監視試験データの内、鋼材の化学組成が JEAC 4201-2007 の適用範囲に相当する鋼材 ($Cu \leq 0.25 \text{ mass.}\%$, $0.5 \leq Ni \leq 1.1 \text{ mass.}\%$, $P \leq 0.025 \text{ mass.}\%$) について、米国監視試験における測定

値と JEAC 4201-2007 による予測値の比較を示す。 ΔRT_{NDT} の大きい側で、JEAC 4201-2007 の中性子照射脆化予測法による予測値は監視試験よりも低い値となる傾向があるが、これらのデータは主に、Combustion Engineering 社製の原子炉圧力容器で使用された圧延材（以下 CE 製母材）と Linde80 フラックスを用いた溶接金属（以下、Linde80 溶接金属）によるものであることがわかった。

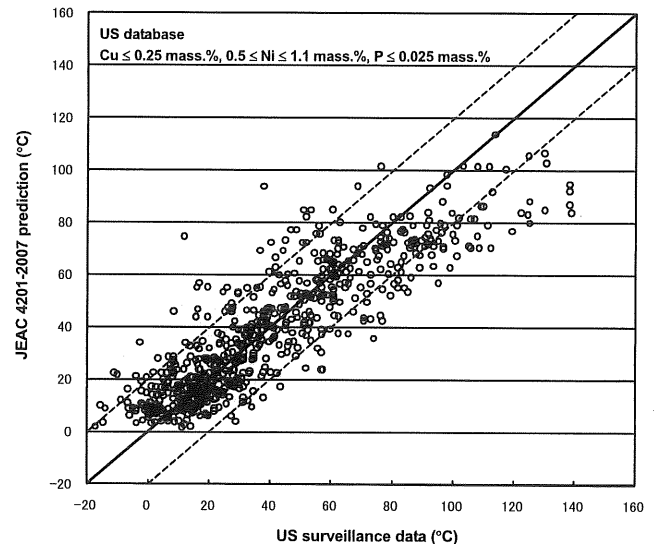


Fig. 5 Comparison of the US surveillance data and the JEAC 4201-2007 predictions

このうち CE 製母材については、近年米国で開発されている脆化予測式[1,3]において、不純物の銅の脆化への寄与を表す項の係数が、非 CE 製母材よりも 30% ほど大きく、同じ照射条件・化学組成の非 CE 製母材よりも脆化が大きくなる鋼材として扱われている。国内プラントで CE 製母材を使用しているのは美浜 1 号機の 1 プラントであるため、JEAC 4201-2007 の脆化予測法は銅含有量が高い CE 製母材に対しては十分に最適化されていないといえる。ただし、Fig. 6 に示すように、美浜 1 号機の母材と銅含有量が同程度の CE 製母材（図中の○）に対して、JEAC 4201-2007 は精度良く予測を行うことができることがわかっている。

一方、Linde80 溶接金属は、上部棚靱性が低く照射による脆化の感受性が大きい鋼材として米国で知られており、その原因について多くの検討がなされてきた。上部棚靱性が低く吸収エネルギーが 41 J に近くなることにより、41 J での遷移温度の上昇量として定義される ΔRT_{NDT} が大きめに評価されることなどが指摘されている[4]。また最近の米国予測式[1,3]では予測に使用され

る銅含有量の上限值に関してLinde80 溶接金属は他の鋼材と異なる扱いがなされており, Linde80 溶接金属は米国内でも他の材料と較べて脆化の挙動が異なる鋼材と考えられている。国内では, Linde80 金属は使われていないため, Linde80 溶接金属に対しても, JEAC 4201-2007 の脆化予測法は十分に最適化されていないといえる。

そこで Fig. 7 に, CE 製母材, Linde80 溶接金属, および監視試験データの信頼性が十分に確認できない Kewaunee プラントの溶接金属の監視試験データを除いた米国監視試験データと JEAC 4201-2007 の予測値との比較を示す。これらの鋼材については, 係数の最適化に使用しなかったにも係わらず, 精度良く脆化量を予測できていることがわかる。

4. 国内圧力容器鋼の脆化予測

4.1 個別プラントの脆化予測

JEAC 4201-2007 による照射脆化予測の改善度を確認するために, 代表的な国内プラントに対して, 監視試験データと予測値を比較した。以下では予測値と監視試験データを直接比較するため, データによっては予測値が監視試験データを下回るものがあることには注意されたい。実運用では予測値にマージンを加算した予測値の調整値を使用することで, 監視試験データが常にRT_{NDT}調整値を下回るようになっている。

Fig. 8 に銅含有量の多い BWR 圧力容器母材圧延材(敦賀 1 号機)の監視試験結果および予測結果を示す。

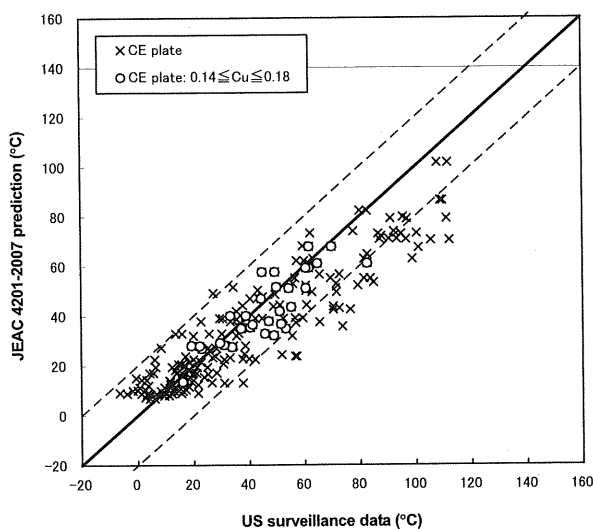


Fig. 6 Comparison of the US CE plate surveillance data and the JEAC 4201-2007 predictions

図中のシンボル・ラインに隣接して示した数字が監視試験の回数を示しており, 6 回の監視試験を実施している。3 回目と 4 回目の監視試験は, 他の監視試験よりも照射速度が約 10 倍速い条件(加速照射条件)で照射されたものである。JEAC 4201-2004 の予測も合わせて示した。JEAC 4201-2004 の予測は, 第 6 回の監視試験データに対して予測値が大きく過小評価となっているのに対し, JEAC 4201-2007 は照射速度の影響を考慮することで, すべてのデータに対して良好な脆化予測を行うことが可能になった。

Fig. 9 に銅含有量の多い PWR 圧力容器溶接金属(美浜 1 号機)の監視試験結果と予測結果を示す。わずかな照射速度の違いによって監視試験ごとに予測値が異なっているが, 予測値は監視試験データとよく一致していることがわかる。JEAC 4201-2004 の予測と較べても予測精度は改善している。

また, Fig. 10 に美浜 1 号機の母材の監視試験結果と予測結果を示す。CE 製母材である美浜 1 号機母材についても精度良く予測できていることがわかる。

Fig. 11 に銅含有量が非常に少ない PWR 圧力容器母材圧延材の監視試験データと予測値の比較を示す。銅含有量が少ないため予測値への照射速度の影響はほとんどなく, 予測値は 3 つの監視試験データに対して同一の曲線となっている。照射量が高いにもかかわらず, 銅含有量が少ないため, 鋼材の脆化量は例えば Fig. 10 の結果と較べて小さい。脆化傾向の予測は, JEAC 4201-2007 において大きく改善されている。

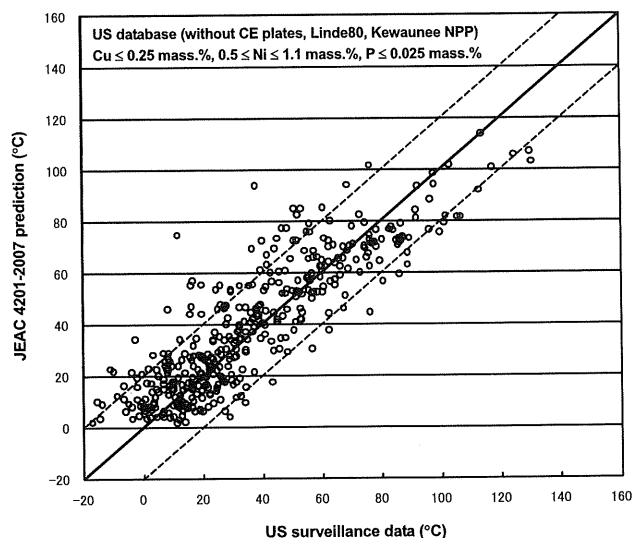


Fig. 7 Comparison of the US surveillance data and the JEAC 4201-2007 predictions (without CE plates, Linde80, Kewaunee NPP)

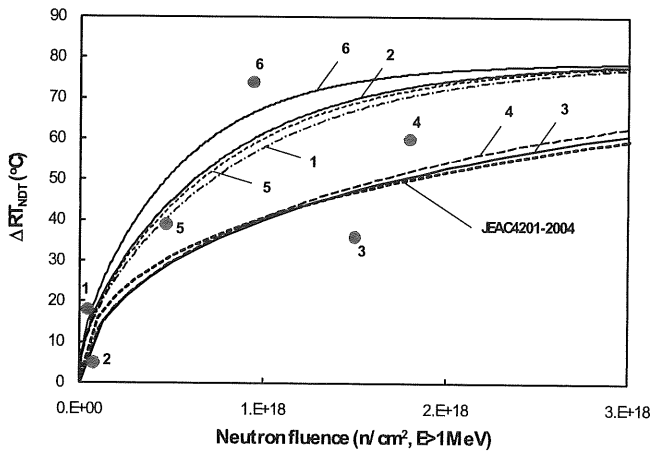


Fig. 8 Surveillance data and predicted trend curves of Tsuruga Power Station Unit 1

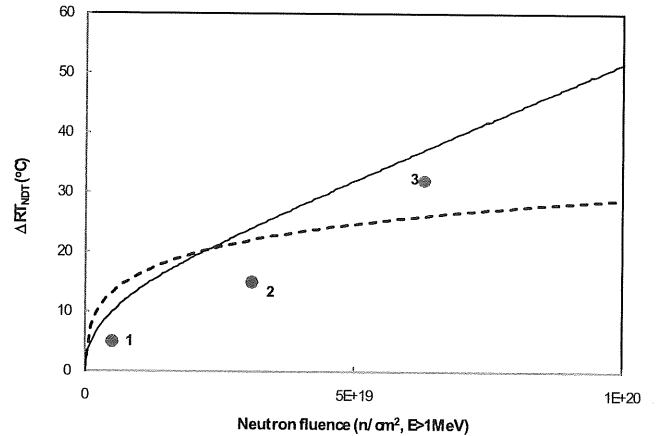


Fig. 11 Surveillance data and predicted trend curves of the Japanese PWR plant (low Cu content)

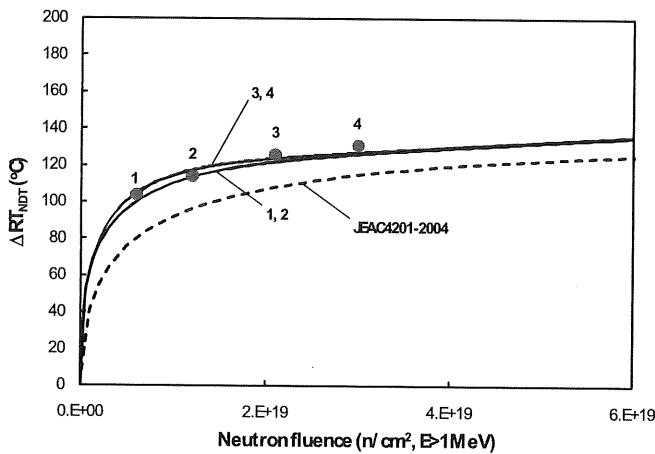


Fig. 9 Surveillance data and predicted trend curves of Mihama Unit 1 (weld metal)

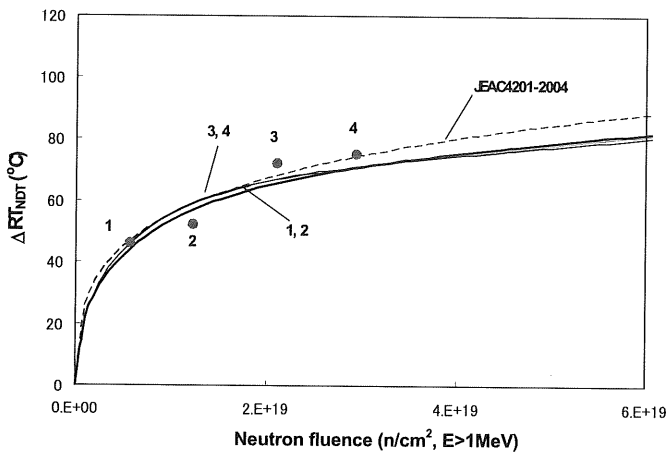


Fig. 10 Surveillance data and predicted trend curves of Mihama Unit 1 (base metal)

4.2 監視試験データに基づく脆化予測の補正

脆化予測法の運用では、複数の監視試験データが蓄積されることによって、予測をデータに合わせて補正するということが行われてきている。JEAC 4201-2004では、予測値曲線を監視試験データに合わせて定数倍することで補正を行ってきたが、JEAC 4201-2007では、予測値曲線に定数を加算することで補正を行うという新しい補正方法が規定された。この補正を行うことにより、JEAC 4201-2007の予測誤差の標準偏差は補正前の9.4°Cから補正後の5.5°Cまで大幅に改善する。このような補正が可能になったのは、JEAC 4201-2007では照射脆化の「傾向」を再現するように監視試験データへの係数最適化が行われたためである。

JEAC 4201-2004とJEAC 4201-2007の補正の違いを、Fig. 8の敦賀1号機のデータを例に見てみる。監視試験データの蓄積とともに、第6回の監視試験データの予測値がどのように変化するかを計算した。JEAC 4201-2004では照射速度の影響が考慮されていないため、JEAC 4201-2004の補正では加速照射データ(第3回と第4回の監視試験データ)を補正に用いないこととした。Fig. 12およびFig. 13にJEAC 4201-2004とJEAC 4201-2007の予測値を補正した結果をそれぞれ示す。JEAC 4201-2004では、監視試験データが増えるごとに補正された予測曲線は大きく変化している。また第6回の監視試験データが得られるまで第6回の監視試験データは精度よく予測することができない。これに対し、JEAC 4201-2007の予測では、監視試験データが蓄積しても予測値はあまり大きく変化せず、また加

速照射のデータを補正に用いても第6回の監視試験データが適切に予測されている。JEAC 4201-2007の開発ではこれら6点のデータを使用しており、精度よく予測できることは当然ではあるが、開発にあたって単純に予測誤差を小さくするのではなく、脆化の「傾向」を再現することに留意し、かつ予測曲線に定数を加えるという予測法を採用したことが、安定した予測を可能にしているといえよう。

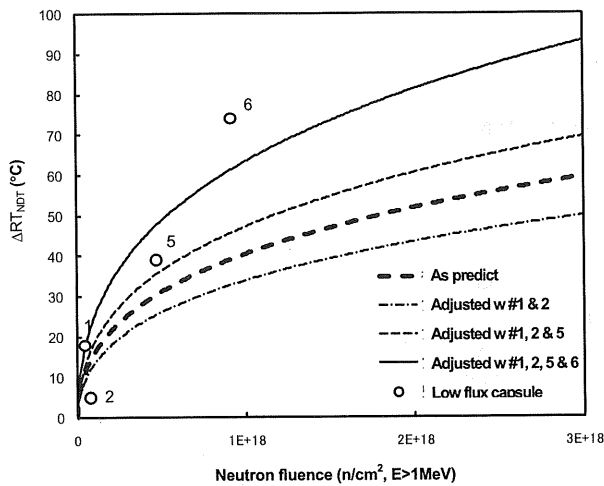


Fig. 12 Adjusted predictions by JEAC 4201-2004 with only low flux capsule data of the base metal of Tsuruga Power Station Unit 1

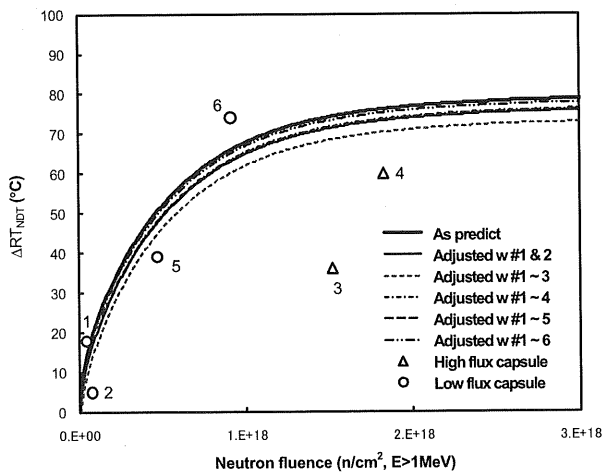


Fig. 13 Adjusted predictions by JEAC 4201-2007 with high and low flux capsule data of the base metal of Tsuruga Power Station Unit 1

4.3 高経年化プラントの脆化管理

上述したように、実プラントの運用では、補正を加えた予測値にマージンを加算した予測曲線を用いている。そこで、補正を行いマージンを加算した予測値として、Fig. 14, Fig. 15に敦賀1号機及び福島第一号

機の結果を、Fig. 16に美浜1号機の結果を示す。計算に用いた中性子束は、各プラントの第6回、第3回、第4回のものである。Fig. 14では照射量が高い領域でJEAC 4201-2004による脆化の予測値がJEAC 4201-2007による予測値を上回ることになる。BWRプラントでは監視試験片の照射量は容器の照射量とほぼ同じであるため、将来的にはJEAC 4201-2007による予測値を用いると従来よりも脆化評価を緩和したプラント運用となる。Fig. 15でもその傾向は同じである。一方、Fig. 16では、第3回および第4回の監視試験の照射量においてJEAC 4201-2004の予測値の方が大きくなっている。しかしながらPWRプラントでは監視試験片の照射量は容器が受ける照射量よりも大きくなっている。JEAC 4201-2007の予測値を用いても第4回監視試験データをはじめ裕度をもって予測されており、実運用上十分な管理が可能と考えられる。

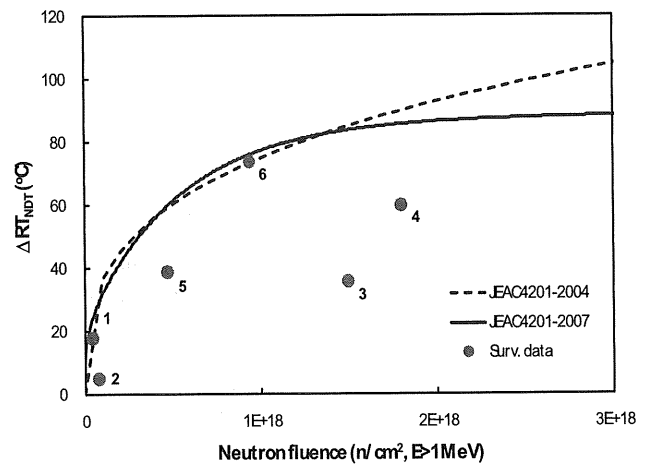


Fig. 14 Surveillance data and adjusted correlations of the base metal of Tsuruga Power Station Unit 1

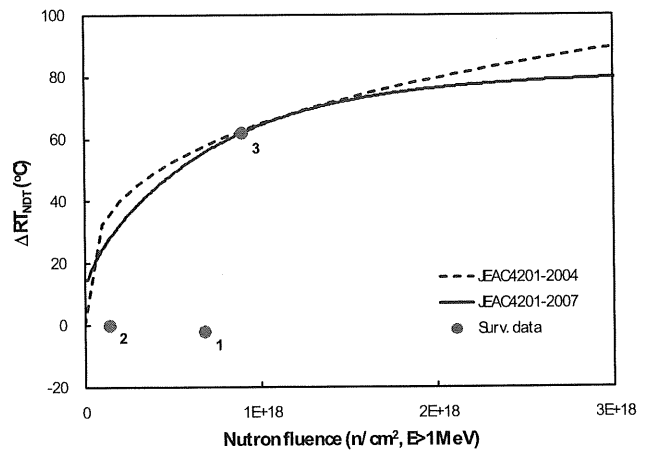


Fig. 15 Surveillance data and adjusted correlations of the base metal of Fukushima-Daiichi Unit 1

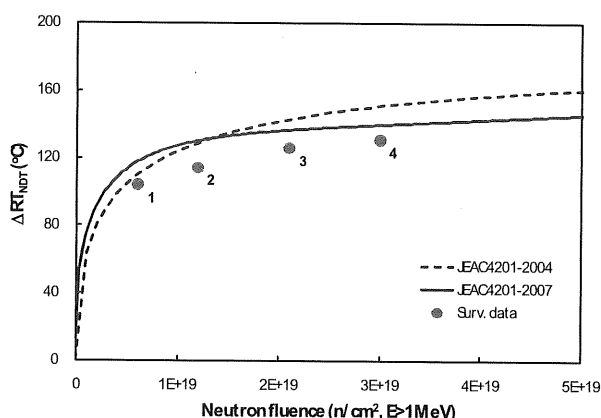


Fig. 16 Surveillance data and adjusted correlations of the weld metal of Mihama Unit 1

5. 結言

原子炉圧力容器の照射脆化に関しては、JEAC 4201-2007により適切に管理・運用できることが確認できた。事業者としては、今後、メカニズム解明及び脆化予測法の更なる精度向上を目指し、国内全プラントの監視試験データを電力中央研究所に集約する計画としている。

さらに、限りある監視試験片を有効に活用すべく、米国で実施されている Integrated Surveillance Program (ISP) のような類似プラントの監視試験結果を共有化した上で通常の管理をしていくような検討を進めることを考えている。特に敦賀1号機、福島第一1号機の

監視試験データは加速試験が難しい BWR では貴重な資源であると考えている。

一方、プラントの長期運転は社会的に関心が高くタイムリーな情報発信が求められていることから、本稿同様に機会を捉えて継続的に実機状況を発信していくことを考えている。

謝辞

本稿をまとめるにあたり、貴重なご意見、ご討論をいただいた電力中央研究所の曾根田氏には、ここに記して厚く御礼申し上げます。

参考文献

- [1] E.D. Eason, G.R. Odette, R.K. Nanstad, T. Yamamoto, "A Physically Based Correlation of Irradiation Induced Transition Temperature Shifts for RPV Steels," ORNL/TM-2006/530, November 2007.
- [2] BWRVIP-178NP: BWR Vessel and Internals Project, Nonproprietary Report of Material Test Results from the BWR Integrated Surveillance Program (ISP). EPRI, Palo Alto, CA: 2007. 1015504.
- [3] ASTM E900-02, "Standard Guide for Predicting Radiation-Induced Transition Temperature Shift for Reactor Vessel Materials, E706(IIF)," Annual Book of ASTM Standards, Vol.12.02, American Society for Testing and Materials, West Conshohocken, PA.
- [4] R.J. McElroy, A. L. Lowe, Jr., "Irradiation Embrittlement Modelling of Linde 80 Weld Metals," ASTM STP 1270 (1996) 68.