

平成27年10月7日 原規技発第1510073号 原子力規制委員会決定

日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）[2013年追補版]」に関する技術評価書について次のように定める。

平成27年10月7日

原子力規制委員会

日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）[2013年追補版]」に関する技術評価書の策定について

原子力規制委員会は、日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）[2013年追補版]」に関する技術評価書を別添のように定める。

日本電気協会

「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）

[2013年追補版]」

に関する技術評価書

平成27年10月

原子力規制委員会

目 次

1. はじめに	1
2. 検討に当たっての基本的考え方.....	2
2.1 民間規格の技術評価に当たっての基本的考え方.....	2
2.2 民間規格の技術評価における確認事項.....	2
3. 規制における関連温度の適用と本技術評価の考え方.....	3
3.1 技術基準規則その他の法令等における関連温度の適用.....	3
3.2 関連温度予測の基本的考え方.....	4
3.3 技術評価の確認範囲.....	5
3.4 技術評価の手続き.....	6
4. 2013年追補版の技術的妥当性	7
4.1 2013年追補版における2007年版/2010年追補版からの変更点.....	7
4.2 変更点に関する技術評価.....	10
4.2.1 予測式の係数の算出に使用された追加データ.....	10
(1) PWR標準材及び試験炉照射材と監視試験片との同等性	10
1) 化学組成等の比較.....	11
2) 元素含有量依存性.....	14
(2) 試験炉照射材の照射履歴.....	15
1) 試験炉照射材データの ΔRT_{NDT} 実測値と ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc補正なし)	15
2) 中性子束と残差 (Mc補正なし)	16
(3) 監視試験片、PWR標準材及び試験炉照射材の微細組織観察結果	16
4.2.2 予測式の係数の最適化.....	19
(1) 最適化の手順に関する日本電気協会の考え方.....	19
1) 目的関数の設定.....	19
2) データの重み付け.....	20
3) 最適係数計算法.....	21
4) 日本電気協会による最適化の技術的妥当性に関する説明.....	22
5) 試験炉照射材データの取扱い.....	23
(2) 技術評価	24

1) 目的関数.....	24
2) 重み付け.....	24
3) 解析に使用されたアプリケーションソフト.....	25
4) 基本モデル式とソースコードの比較.....	26
5) 係数最適化の技術的妥当性.....	26
6) 係数の最適化に使用した試験炉照射材データの取扱い.....	27
7) 予測式に基づく計算結果の値.....	29
4. 2. 3 関連温度移行量の予測.....	31
(1) 予測値	31
1) 海外データでの比較.....	31
2) 海外予測式との比較.....	34
3) 予測値と実測値の差異.....	36
(2) ΔRT_{NDT} 計算値と実測値の差異のばらつき	45
1) シャルピー衝撃試験結果から関連温度を求めることによるばらつき.....	45
2) Mc 補正	47
3) マージン M_R の変更.....	52
(3) 基本モデル式に係る新知見.....	54
(4) 2010 年追補版の技術評価書	56
1) 2010 年追補版の技術評価で付した条件（銅含有量が 0.16%を超える材料の関連温度の予測性）	56
2) 2010 年追補版の取扱い	58
4. 3 技術評価のまとめ.....	59
(1) 変更点（改定内容）の技術評価.....	59
1) 本文規定（附属書 B）の改定	59
2) 解説の改定.....	60
(2) 過去の技術評価において適用に当たった条件とされた事項.....	60
5. 2013 年追補版の適用に当たった条件	61
5. 1 技術基準における位置付け.....	61
5. 2 適用に当たった条件.....	61
6. 技術評価を受けた今後の対応.....	62

1. はじめに

原子力発電設備の技術基準については、「発電用原子力設備に関する技術基準」（昭和40年通商産業省令第62号）が制定され、その後、数次にわたって改正が行われた。

当該基準は、2005年に要求事項の詳細を規定する「仕様規定」から要求性能水準を規定する「性能規定」に変更された。これを踏まえ、技術基準を満たす詳細仕様を定める規格については、日本原子力学会、日本機械学会及び日本電気協会（以下「学協会」という。）等が策定した民間規格を活用することとなった。

原子力規制委員会は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（平成25年原子力規制委員会規則第6号。以下「技術基準規則」という。）の制定に際して、民間規格をエンドースし活用していく方針を維持し、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（平成25年6月19日付け原規技発第1306194号。以下「技術基準規則の解釈」という。）において民間規格を引用した。また、「今後の原子力規制委員会における民間規格の活用について」（平成25年6月19日原子力規制委員会）により、民間規格に対する技術評価はその策定プロセスによらず、規定内容が技術的に妥当であるかという観点から行うこととした。

日本電気協会は、米国材料試験協会（American Society for Testing and Materials。現在はASTM International。以下「ASTM」という。）のE185-66「Standard Practice for Design of Surveillance Programs for Light-Water Moderated Nuclear Power Reactor Vessels」を参考として、1970年に「原子炉構造材の監視試験方法」の初版「JEAC4201-1970」を発行し、その後関連する米国連邦規則10CFR50 Appendix G及びAppendix H並びにASTMによるE185の改定等を参考に改定を重ね、最近では、2007年に改定版である「JEAC4201-2007」（以下「2007年版」という。）を、2010年に2007年版の追補版である「JEAC4201-2007[2010年追補版]」（以下「2010年追補版」という。）を発行した。2007年版及び2010年追補版は、原子力安全・保安院によって技術評価が実施され、さらに、原子力規制委員会において技術基準規則の解釈への引用の可否について検討が行われており、現行の技術基準規則の解釈において引用している。

一方、九州電力株式会社玄海原子力発電所第1号機（以下「玄海1号機」という。）において、2009年4月に取り出された第4回目監視試験片の関連温度（ RT_{NDT} ：Reference Temperature for Nil Ductility Transition）が、2007年版に基づく関連温度の予測値を超える結果となったことを受け、原子力安全・保安院は、予測値を超える上昇が生じた要因や原子炉圧力容器の健全性を検討するとともに、現行規制を直ちに見直す必要があるか否かの検討を行った。その検討結果は、「原子炉圧力容器の中性子照射脆化について」（平成24年8月原子力安全・保安院）にまとめられた。その際の課題として、関連温度の予測法に関しては、実機データの蓄積及び最新技術による脆化メカニズムの研究の進展があることから、学協会に対して、最新知見に基づき現行脆化予測法の信頼性改善の検討や同予測法の見直し等の継続的取組を求めた。また、照射脆化予測及び健

全性評価に関する規格が改定された場合には速やかに技術評価を行うこととした。

その後、日本電気協会は、2013年に2007年版の追補版である「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）[2013年追補版]」（以下「2013年追補版」という。）を発行した。

本評価書は、原子力規制委員会として2013年追補版の技術評価を行い、取りまとめたものである。

2. 検討に当たっての基本的考え方

2.1 民間規格の技術評価に当たっての基本的考え方¹

学協会規格の策定に当たって、学協会はその策定プロセスの公平性、公正性及び公開性を確保しているとしている。一方、原子力規制委員会は、学協会に対して、学協会規格の策定プロセスの独立性、透明性をより高めることになる、学協会の規格策定委員会の委員構成の見直しや原子力事業者から独立した専門家によるレビュー、また、技術的透明性（トレーサビリティ）の向上について検討を求めた。

これに対し、学協会は、規格及び基準の最大の眼目は、より高い安全性をより合理的に達成するための規格及び基準を作り上げることであり、更なる透明性確保のためにも、公平性・公正性・公開性の原則に沿った規格策定の在り方について継続的に検討していきたいとしているが、規格及び基準は民間の自主的取組として、その当事者が策定するとしており、原子力事業者を中心とする規格策定委員の構成を変更しないとしている。

このため、原子力規制委員会は、「今後の原子力規制委員会における民間規格の活用について」（平成25年6月19日原子力規制委員会）に基づき、学協会規格を含む民間規格については、その策定プロセス等によらず、専ら、規定内容が技術的に妥当であるかという観点から、学協会に対して学協会規格の技術的根拠等に係る説明を要請し、技術評価を行っている。

なお、原子力規制委員会としては、民間の自主的な規格策定についての方向性は維持されるべきものであり、技術的内容については技術的根拠が学会等の場で検討され、確立される等トレーサビリティが高いものであるべきと考える。

2.2 民間規格の技術評価における確認事項

- ① 技術基準規則その他の法令等で要求される性能との項目及び範囲において対応していること。
- ② 技術基準規則で要求される性能を達成するための必要な技術的事項について、具体的な手法や仕様が示されていること。それ以外の法令等で要求される事項について

¹ 「今後の原子力規制委員会における民間規格の活用について」（平成25年6月19日原子力規制委員会）

ては、その要求内容に応じて、技術的事項に関する具体的な手法、仕様、方法及び活動が示されていること。

- ③ 民間規格に示される具体的な手法、仕様、方法及び活動について、その技術的妥当性が証明されること、あるいはその根拠が記載されていること。なお、海外規格が我が国の民間規格に取り込まれたものについては、上記の条件に加え、海外規格からの変更点及び我が国の規制基準で要求する性能との関係も検討及び評価されていること。

3. 規制における関連温度の適用と本技術評価の考え方

3.1 技術基準規則その他の法令等における関連温度の適用

技術基準規則及び技術基準規則の解釈に基づき、発電用原子炉設置者に対し、原子炉压力容器について、亀裂その他の欠陥の有無の定期的な検査の実施及び監視試験片の設置を求めるとともに、中性子照射脆化に対する破壊じん性の要求を満足することを求めている。

中性子照射脆化による原子炉压力容器の非延性破壊を防止するため、通常運転時の管理として、関連温度を基にした温度圧力制限曲線を作成し、耐圧・漏えい試験時、起動停止時及び運転時の原子炉（一次）冷却材の温度・圧力管理を要求している。また、高温における材料の粘り強さの指標である上部棚吸収エネルギー（USE：Upper Shelf Energy）を把握し、高温における原子炉压力容器の健全性の確保を要求している。さらに、加圧熱衝撃（PTS：Pressurized Thermal Shock）評価を行い、事故時における原子炉压力容器の健全性の確保について要求している。

これらの評価手法として、原子力規制委員会は、2007年版／2010年追補版及び日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC4206-2007）」（以下「破壊靱性確認試験方法規程」という。）の規定を、技術基準規則の解釈において引用している。

関連温度は、原子炉の耐圧・漏えい試験時や起動停止時の温度・圧力制限を定めるための重要な指標である。技術基準規則第21条第1項（耐圧試験等）の耐圧試験については、技術基準規則の解釈において日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下「設計・建設規格」という。）2005年版/2007年追補版又は設計・建設規格2012年版の規定に、また同条第2項の漏えい試験については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」2008年版の規定に基づくことをそれぞれ要求しており、具体的には、関連温度を評価して温度・圧力制限の範囲内で試験を行うよう要求している。また、原子炉の起動・停止に関する運転管理については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（昭和53年通商産業省令第77号）に基づき、原子炉施設の運転に関することを保安規定において定めることとしており、事業者は当該保安規定に基づき、関連温度を考慮して原子炉（一次）

冷却材の適切な温度・圧力管理を行うこととなっている。

上部棚吸収エネルギーは、通常運転時、事故時を問わず高温状態における原子炉圧力容器の粘り強さを評価する重要な尺度である。技術基準規則の解釈第 14 条（安全設備）では、破壊靱性確認試験方法規程に掲げる破壊じん性の要求を満足することを求めており、その中で上部棚吸収エネルギーの評価が実施されている。

加圧熱衝撃とは、加圧水型原子炉（以下「PWR」という。）における加圧された運転状態において事故時に、非常用炉心冷却系の作動に伴う冷却水の炉内注入により原子炉圧力容器が急激に冷却され、原子炉圧力容器内外間の温度差により高い引張応力が容器内面に発生する事象をいう。中性子照射を受け、関連温度が上昇した原子炉圧力容器において、内面に亀裂があった場合には、事故時に亀裂が進展し原子炉圧力容器が損傷するおそれがある。技術基準規則及び技術基準規則の解釈第 14 条（安全設備）では、破壊靱性確認試験方法規程の掲げる破壊じん性の要求として、原子炉圧力容器内面に欠陥を想定し、原子炉圧力容器を壊そうとする力（応力拡大係数）が原子炉圧力容器の耐え得る力（破壊じん性値）を上回らないことを要求している。

技術基準規則第 14 条第 2 項は、安全設備のうち供用期間中において中性子照射脆化の影響を受ける原子炉圧力容器の機能要求に係る規定でもあり、その具体的仕様の例示基準は、技術基準規則の解釈第 14 条第 4 項及び別記-1 で規定されている。また、技術基準規則第 22 条第 2 号は、監視試験及び監視試験片の個数に係る規定であり、その具体的仕様の例示基準は、技術基準規則の解釈第 22 条第 3 号及び別記-6 で規定されている。

2007 年版／2010 年追補版は既に技術評価が行われており、その対応関係は技術基準規則の解釈別記-6 で明確にされ、2013 年追補版においても構成に変更がないことから、規制の要求範囲との整合性は維持されている。

3.2 関連温度予測の基本的考え方

原子炉圧力容器内面や内部における関連温度の予測に当たっては、技術基準規則に基づき原子炉圧力容器の内側に監視試験片の設置を求め、破壊靱性確認試験方法規程の掲げる破壊じん性の要求として、2007 年版／2010 年追補版により、炉心に近く中性子照射量が原子炉圧力容器に比べ高い監視試験片の関連温度を実測し、同実測値を用いて、原子力発電所の供用期間中の原子炉圧力容器における関連温度の予測の妥当性を確認している。すなわち、監視試験は加速試験の一種であり、監視試験片の中性子照射量は、PWR では、原子炉圧力容器内面の位置に換算すると最新実績で約 1.3～4.4 倍程度である²。

² 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム（脚注 3 参照） 第 2 回会合資料 2-4, P

したがって、監視試験片の関連温度の実測値が予測値を上回った場合においても、実際の運転年数の約 1.3～4.4 倍程度の運転年数に相当する中性子照射量を受けた際の関連温度である。原子炉圧力容器の関連温度は、実測された監視試験片の関連温度を予測式に反映し、予測されるものである（注）。なお、沸騰水型原子炉（以下「BWR」という。）については、原子炉圧力容器の中性子照射量が PWR に比べて一桁から二桁低く、該当する中性子照射量領域は、PWR の監視試験片を含めた多数の関連温度の実測値が得られている。

最新の監視試験片の関連温度の実測値の予測式への反映は、日本電気協会による「原子炉構造材の監視試験方法」の定期的な見直し（最近では、2007 年に予測式を、2013 年に予測式の係数を改定した。）により、全プラントの監視試験データを基本モデル式の考え方や係数の変更に用いている。また、個別プラントの監視試験片の関連温度の実測値を、予測式における Mc 補正に用いている。

（注） 玄海 1 号機の第 4 回目監視試験片の関連温度の実測値が、2007 年版の計算値にこれまでの監視試験の実測補正 (Mc) 及びマージン (MR) を加えた値を超過した。しかしながら、監視試験は加速試験の一種であり、監視試験片の脆化の度合いを評価することにより、原子炉圧力容器の将来の脆化の度合いをあらかじめ把握しているものであり、当該試験片の中性子照射量は、原子炉圧力容器の内面から $1/4t$ (t は原子炉圧力容器の板厚) の位置に換算すると、運転開始後約 85 年の照射量に相当し、原子炉圧力容器内面の位置に換算すると、運転開始後約 58 年の照射量に相当する。（「原子炉圧力容器の中性子照射脆化について」（平成 24 年 8 月原子力安全・保安院））

また、同実測値は、2013 年追補版の改定に反映されるとともに、玄海 1 号機の関連温度の予測において、MR の再設定に利用されている。

3.3 技術評価の確認範囲

2013 年追補版における 2007 年版／2010 年追補版からの変更点について技術的妥当性を評価する。

2013 年追補版の照射脆化予測法は 2007 年版から予測式の基となるモデル式（以下「基本モデル式」という。）を変更したものでなく、監視試験データ等の充実を基に予測式の係数を最適化したものである。基本モデル式がデータに基づく多項近似式と捉えても差し支えないとの認識の上で、予測式の係数の算出に用いたデータの信頼性、予測式の係数最適化の方法、関連温度移行量の予測値の信頼性（海外予測式との比較等）、 ΔRT_{NDT} 計算値と実測値の

ばらつき、基本モデル式に係る新知見等について検討する。

3.4 技術評価の手続き

- ① 技術評価は、既に技術基準規則の解釈に引用されている 2007 年版／2010 年追補版から 2013 年追補版への変更点を対象とする。
- ② 2013 年追補版で変更された解説は、原則として技術評価の対象外であるが、記載内容を精査し、規格本文における規定内容の技術基準規則への充足性に関係する場合には、技術評価の対象とする。
- ③ 検討に当たっては、原子力規制委員会委員、外部専門家、原子力規制庁職員及び技術支援機関である日本原子力研究開発機構安全研究センター職員から構成される「原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム³」を設置し、2013 年追補版の変更点について検討を行い、技術評価書を策定する。技術評価の結果、規制の適用に当たって必要な条件を付す。
- ④ 技術評価書を基に、技術基準規則の解釈の改正を行う。

³ 2013 年追補版の技術評価を行うため、原子力規制委員会に設置され（2015 年 1 月 7 日）、検討チームの構成は以下のとおりである（2015 年 7 月 22 日時点）。なお、検討チームの会合においては、日本電気協会より当該規格に関する説明を受けた。

原子力規制委員会：田中知委員

原子力規制庁：平野雅司技術総括審議官、青木昌浩技術基盤課長、増原康博企画官、林田均専門職、北條智博調査官、藤澤博美技術参与、船田立夫技術参与

日本原子力研究開発機構安全研究センター：西山祐孝ディビジョン長

外部専門家：京都大学 笠田竜太准教授、茨城大学 関東康祐教授、京都大学 森下和功准教授

4. 2013年追補版の技術的妥当性

4.1 2013年追補版における2007年版/2010年追補版からの変更点

2013年追補版の2007年版/2010年追補版からの変更点は、以下の4件である。

- 1) 「附属書 B 中性子照射による関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギー減少率の予測」の改定
- 2) 「解説-SA-2120-1 RT_{NDT}調整値」の改定
- 3) 「解説-附属書 B-2100-2 ΔRT_{NDT}計算値⁴の計算表」の改定
- 4) 「解説-附属書 B-2100-3 マージン Mr」の新設

本文規定である1)の変更点概要を、表1に示す。

表1 本文規定の変更点概要

	2007年版/2010年追補版	2013年追補版
1. 記載の適正化	加圧水型原子炉 沸騰水型原子炉 照射量	加圧水型原子炉压力容器 沸騰水型原子炉压力容器 中性子照射量
2. マージン Mr の改定	<ul style="list-style-type: none"> ・ ΔRT_{NDT} 計算値に関する標準偏差 ・ 監視試験による ΔRT_{NDT} 実測値が2個未満の場合 [Mc 補正なし] : 2σ (20°C) ・ 監視試験による ΔRT_{NDT} 実測値が2個以上の場合 [Mc 補正あり] : σ (10°C) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ PWR 標準材を除く監視試験片のデータを対象に求めた残差の標準偏差の2倍。ただし、平均残差(μ)が負の場合その絶対値を加算 ・ 監視試験による ΔRT_{NDT} 実測値が2個未満の場合 [Mc 補正なし] : 22°C ・ 監視試験による ΔRT_{NDT} 実測値が2個以上の場合 [Mc 補正あり] : 18°C
3. RT _{NDT} 実測値が RT _{NDT} 予測値を上回った場合の Mr の再設定	実測値を包絡するように Mr を定め直す	実測値を包含するように Mr を定め直す (Mr に MRMAX を加える (注))
4. 附属書表 B-2100-1 及び附属表 B-2100-2 の改定	電力中央研究所の報告書 ⁵ (以下「電中研報告 Q06019」という。)の付録表1の係数を用いて算出	電力中央研究所の報告書 ⁶ (以下「電中研報告 Q12007」という。)の表7の係数を用いて算出
5. 附属書表 B-2100-3 国内脆化予測法の適用範囲における中性子照射量の範囲の変更	1.0×10 ¹⁷ ~1.0×10 ²⁰ (n/cm ² , E>1MeV)	1.0×10 ¹⁷ ~1.3×10 ²⁰ (n/cm ² , E>1MeV)

(注) 詳細については、表23を参照のこと。

本文規定である1)の変更は、脆化予測法についての改定である。2013年追補版の脆

⁴ Mc 補正なし

⁵ 曾根田他「軽水炉压力容器鋼材の照射脆化予測法の式化に関する研究。-照射脆化予測法の開発-」, 電力中央研究所報告, Q06019 (2007)

⁶ 曾根田他「原子炉压力容器鋼の照射脆化予測法の改良。-高照射監視試験データの予測の改善-」, 電力中央研究所報告, Q12007 (2013)

日本電気協会によると、本報告書は第三者による査読を受けたものではないが、論文として公開されるまでに査読を行う学会等で複数回発表され、照射脆化の国際的専門家グループである International group on radiation damage mechanisms in pressure vessel steels での議論を経ているとしている。

化予測法は、2007年版の脆化予測法の基本モデル式に基づき、新たに取得した監視試験片、PWR標準材及び試験炉照射材のデータを加えたデータをもとに係数を変更している。附属書表 B-2100-1 及び附属書表 B-2100-2 は 2007 年版と同じソースコードを用い、新たに設定した係数を使用して算出されたものである。

解説である 2) ～ 4) の変更は、原則として技術評価の対象外であるが、規格本文における規定内容の技術基準規則への充足性に関係しないことを確認した。

脆化予測法の予測式の係数算出に係る技術的変更点を、表 2 に示す。本文規定の変更点については、基本モデル式を変更したものでないことから、以下の 3 点について技術評価を行った。

- ① 予測式の係数の算出に使用された追加データ
- ② 予測式の係数の最適化
- ③ 関連温度移行量の予測

表 2 予測式の係数算出に係る技術的変更点

項目	2007 年版及び 2010 年追補版	2013 年追補版
1 適用範囲	中性子照射量の上限 $1.0 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$	中性子照射量の上限 $1.3 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$
2 追加対象データ	—	○監視試験片 20 点 (中性子照射量が高い 12 点含む。) ○PWR 標準材 9 点 ○試験炉照射材 38 点
3 予測手法の検討	<p>①係数最適化方法</p> <p>PWR 標準材、代表的 PWR、代表的 BWR の順で手動最適化した係数を用いて、目的関数が小さくなるようにメトロポリス法による自動最適化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・目的関数 = $\sum (\text{計算値} - \text{実測値})^2 + \sum (\text{初期値補正後}^{*1}) \text{の予測値} - \text{実測値})^2$ <p>*1) : 初期値とは各プラントごとの中性子照射量 0 の場合の計算値</p> <p>*2) :</p> $Obj^{(1)} = \sum_{h=1}^H \left(\sum_{n=1}^{N^{(h)}} w_n^{(h)} \cdot (\Delta T_n^{(h),m} - \Delta T_n^{(h),p})^2 \right) + \sum_{h=1}^H w_0^{(h)} \cdot (\delta^{(h)})^2$ $Obj^{(2)} = 1 - R^2 \quad Obj = Obj^{(1)} + \alpha \cdot Obj^{(2)}$ <p>電中研報告 Q12007 より引用 (P12 の式(7)、P13 の式(8)及び(9))</p> <p>*3) : 予測式モデルから得られる照射量 = 0 の軸上における ΔRT_{MTR} 計算値 (Mc 補正なし)</p>	
②重み付け	銅含有量 $\geq 0.15\%$ の鋼材についてニッケル含有量の高い 1 鋼種のデータを 5 回使用して加重	監視試験データは定格負荷相当年数 (Effective Full Power Year. 以下「EFPY」という。) の二乗で加重 初期値及び試験炉照射材データは 15 の二乗で加重

4	マージン M_R の設定	<p>Mc 補正なしの場合 $M_R = 2 \sigma_{\Delta R} = 20^\circ\text{C}$</p> <p>Mc 補正ありの場合 $M_R = \sigma_{\Delta R} = 10^\circ\text{C}$</p> <p>($\Delta RT_{\text{NDT}}$ の実測値 $>$ ΔRT_{NDT} 予測値の場合は実測値を包絡するように M_R を定め直す。)</p>	<p>Mc 補正なしの場合 $M_R = 2 \sigma_{\Delta R} (10^\circ\text{C}) - \text{平均残差} (-2^\circ\text{C}) = 22^\circ\text{C}$</p> <p>Mc 補正ありの場合 $M_R = 2 \sigma_{\Delta R} = 18^\circ\text{C}$</p> <p>($\Delta RT_{\text{NDT}}$ の実測値 $>$ ΔRT_{NDT} 予測値の場合は実測値を包絡するように M_R を定め直す。監視試験回数が 3 以上では、実測値が前回試験結果による予測値を上回る場合は監視試験で求められた最大の中性子照射量を超えて予測値を定める場合に限り M_R に M_{RMAX} を加算する。ここで、第 $n-1$ 回までのすべての監視試験データを用い、2013 年追補版(9)式右辺の n を $n-1$ に置き換えて求めた M_c に基づき 2013 年追補版(8)式で求められる第 n 回監視試験の ΔRT_{NDT} 予測値を求める。第 n 回監視試験の ΔRT_{NDT} 実測値がこの ΔRT_{NDT} 予測値を上回る場合には、ΔRT_{NDT} 実測値 $- \Delta RT_{\text{NDT}}$ 予測値を M_{RMAX} と定める。)</p>
---	----------------	--	--

なお、本書で用いる用語の定義は、表 3 のとおりである。

表 3 用語の定義

用語	定義
ΔRT_{NDT} 実測値	RT_{NDT} 実測値 - 照射前の RT_{NDT} 実測値
ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし)	予測手法による計算結果 (附属書表 B-2100-1 又は B-2100-2 等)
ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正あり)	ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし) + M_c
ΔRT_{NDT} 予測値 (Mc 補正なし)	ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし) + M_R
ΔRT_{NDT} 予測値 (Mc 補正あり)	ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし) + M_c + M_R
監視試験データ	監視試験片から得られるデータ
全国内試験データ	監視試験片、PWR 標準材及び試験炉照射材から得られるデータ
残差 (Mc 補正あり)	ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正あり) と ΔRT_{NDT} 実測値との差
残差 (Mc 補正なし)	ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし) と ΔRT_{NDT} 実測値との差
平均残差 (Mc 補正あり)	ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正あり) と ΔRT_{NDT} 実測値との差の平均
平均残差 (Mc 補正なし)	ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし) と ΔRT_{NDT} 実測値との差の平均
信頼区間の上限	$2 \times$ 標準偏差 - 平均残差、ただし、平均残差 > 0 の場合は $2 \times$ 標準偏差

4.2 変更点に関する技術評価

4.2.1 予測式の係数の算出に使用された追加データ

2013年追補版では、中性子照射による関連温度移行量の予測式の係数の算出において、2012年6月末時点での国内PWR及び国内BWRの母材と溶接金属の監視試験データ（279点）、2012年6月末時点での国内PWR標準材データ（54点）、PTS⁷及びPLIM⁸プロジェクトで得られた試験炉照射材データ（38点）が用いられている。⁹

2013年追補版で追加されたデータについて、その妥当性を検討した。監視試験片及びPWR標準材の概要（2013年追補版で使用された全データ）を表4に示す

表4 監視試験片及びPWR標準材の概要

材料		データ数	概要
監視試験片		279	JIS G 3120 SQV2A(鋼板、ASME SA-533 Gr. B Cl. 1 相当材)、JIS G 3204 SFVQ1A(鍛鋼)、溶接金属
PWR標準材	国内材	54	国内PWR標準材として製造されたASME SA-533 Gr. B Cl. 1
	海外材(A302B)		ASTM A302 Gr. B
	海外材(HSST02)		米国のHeavy-Section Steel Technology(HSST)プログラムで使用されたASTM A533 Gr. B Cl. 1
試験炉照射材		38	表6参照

(1) PWR標準材及び試験炉照射材と監視試験片との同等性

日本電気協会は2013年追補版の関連温度移行量の予測式の係数の算出において、2007年版のものから追加したデータは、以下のとおりとしている。

- ・2007年以降に得られた監視試験片20点（中性子照射量が $5 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 以上の12点含む。）
- ・PWR標準材9点
- ・試験炉照射材38点¹⁰

上記のPWR標準材及び試験炉照射材と監視試験片との同等性を検討した。

⁷ (財) 発電設備技術検査協会「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉圧力容器加圧熱衝撃）事業」

⁸ (財) 発電設備技術検査協会「原子力プラント機器高度安全化対策技術（重要機器等脆化評価等）事業」

⁹ 電中研報告 Q12007, P11

¹⁰ 研究報告書に記載がなく、また、第3回までの検討チームまでに説明がなかったが、係数の最適化の技術的妥当性を原子力規制庁が確認する中で、試験炉照射材の入力データに関して研究報告書等にあらかじめ記載しておくべき事項が確認された。

これらについては、4.2.2 (1) 5) 及び4.2.2 (2) 6) 参照。

1) 化学組成等の比較

日本電気協会によると、PWR 標準材は、多くの国内 PWR プラントの監視試験カプセルに追加的に装荷されているもので、国内では表 4 の 3 種類があるが、国内材が主として装荷されているとしている。

一部のプラントで使用されている 2 種類¹¹の海外材との比較を表 5 に示す。海外材 (HSST02) は、破壊力学評価の実機への適用性について大規模な試験を行った米国プロジェクト (Heavy Section Steel Technology) の供試材 (板材) であり、このプロジェクトの破壊じん性試験結果が ASME の破壊じん性曲線のもとになっている。

試験炉照射材の化学成分を表 6 に示す。試験炉照射材は、銅、ニッケル含有量が国内材の範囲を包含する広い範囲にわたっているが、PLIM プロジェクトの照射試験材¹² (B1~B9、W1~W4) は、SQV2A 及びその溶接金属であり、PTS プロジェクトの試験炉照射材¹³ (P1B~P4B) も ASME SA-533 Gr. B Cl. 1 鋼板の規定範囲内の化学成分である。

これらから PWR 標準材の製造履歴及び化学組成と試験炉照射材の化学組成は監視試験片とほぼ同等であり、PWR 標準材及び試験炉照射材は原子炉圧力容器鋼である監視試験片とほぼ同等な材料といえる。

¹¹ Wang, J. A., "Analysis of Irradiation Data for A302B and A533B Correlation Monitor Materials," Effects of Radiation on Materials: 19th International Symposium ASTM STP 1366, (2000)

¹² "平成 15 年度 原子力プラント機器高度安全化対策技術 (重要機器等脆化評価等)", 発電設備技術検査協会, P15-P16 (2003)

¹³ S. Ishino, T. Kawakami, T. Hidaka, M. Satoh, "The effect of chemical composition on irradiation embrittlement", Nuclear Engineering and Design, 119 P139-P148 (1990)

表5 国内PWR標準材と海外製標準材の比較¹⁴

		国内PWR標準材	海外製標準材	
材質		SA-533 Gr. B Cl. 1	A302 Gr. B	A533 Gr. B Cl. 1 (HSST02)
製造履歴		915-925°Cで 8.8 時間焼ならし、空冷、655-660°Cで 11.9 時間焼戻し、空冷、890-920°Cで 7.5 時間焼入れ、水冷、660-690°Cで 7.1 時間焼戻し、空冷、608-615°Cで 13.5 時間溶接後熱処理、炉内冷却	1650° F (900°C)で 6 時間焼入れ、300° F まで水冷、1200° F (650°C)で 6 時間焼戻し、空冷 (最大 63° F/h で 1200° F まで加熱)	1650-1700° F で 4 時間焼ならし、空冷、1575-1625° F (860-890°C)で 4 時間焼入れ、300° F まで水冷、1200-1250° F (650-680°C)で 4 時間焼戻し、500° F まで炉内冷却、1125-1175° F で 40 時間応力除去、600° F まで炉内冷却
厚さ (mm)		200	152.4	304.8
化学組成 (%)	C	0.19	0.24	0.220
	Mn	1.38	1.340	1.450
	P	0.007	0.011	0.011
	S	0.008	0.023	0.019
	Si	0.26	0.230	0.220
	Cr	0.15	0.110	—
	Mo	0.48	0.510	0.530
	Ni	0.62	0.180	0.620 (0.640)* ¹
	Cu	0.09	0.200	— (0.170)* ¹
照射前常温引張試験 (MPa)	降伏点	468~500	(≥ 345) * ²	432
	引張強さ	620~623	(550~690) * ²	590

*1 () 内は RG 1.99 Rev. 2 策定において使用された値を示す。

*2 () 内は規格値を示す。

¹⁴ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第1回会合資料 1-5, P2-P5、
原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第3回会合資料 3-2, P2-P3

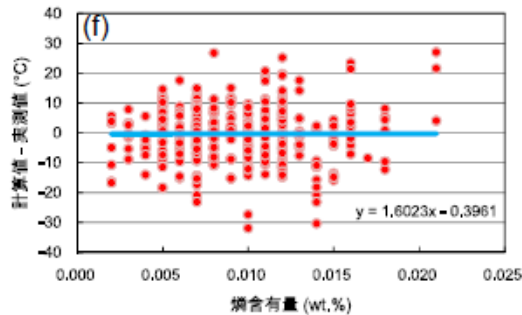
表6 試験炉照射材の化学組成¹⁵

鋼種	ID	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	Cu
母材	B1	0.24	0.17	1.55	0.009	0.018	0.63	0.14	0.52	0.21
	B4	0.23	0.15	1.51	0.009	0.022	0.62	0.15	0.52	0.17
	B5	0.24	0.14	1.52	0.009	0.020	0.59	0.13	0.51	0.10
	B6	0.22	0.13	1.47	0.008	0.022	0.92	0.13	0.52	0.10
	B7	0.24	0.14	1.53	0.017	0.024	0.63	0.13	0.51	0.10
	B8	0.22	0.32	1.53	0.009	0.020	0.63	0.14	0.51	0.10
	B9	0.19	0.22	1.50	0.003	0.006	0.62	0.11	0.51	0.04
	S1	-	0.26	-	0.007	-	0.62	-	-	0.09
	P1B	0.20	0.21	1.46	0.008	0.008	0.58	-	0.46	0.06
	P2B	0.18	0.21	1.43	0.007	0.005	0.59	-	0.47	0.25
	P3B	0.19	0.22	1.44	0.018	0.006	0.57	-	0.47	0.06
	P4B	0.20	0.24	1.44	0.009	<0.005	1.78	-	0.48	0.06
溶接金属	W1	0.046	0.30	1.19	0.016	0.021	0.88	0.02	0.52	0.20
	W2	0.053	0.30	1.21	0.016	0.016	0.86	0.03	0.52	0.13
	W3	0.064	0.27	1.19	0.016	0.006	0.88	0.02	0.49	0.10
	W4	0.061	0.28	1.23	0.008	0.004	0.84	0.03	0.45	0.02

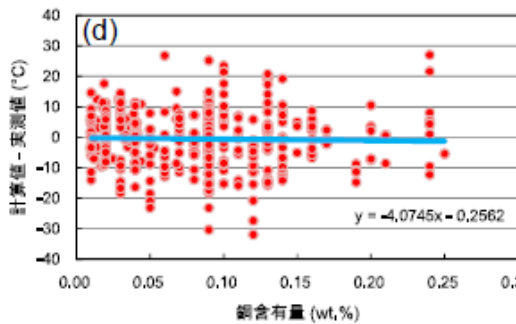
¹⁵ “平成20年度 高照射量領域の照射脆化予測に関する報告書”，原子力安全基盤機構，P50(2009)

2) 元素含有量依存性

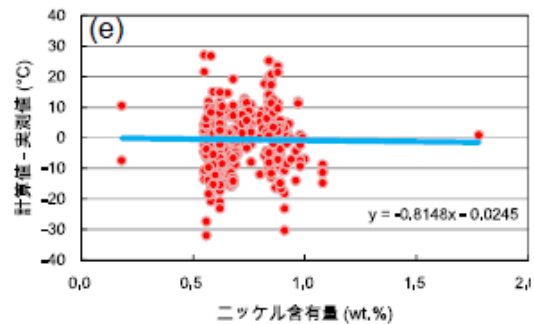
2013年追補版について、全国内試験データの残差（Mc補正なし）と元素含有量との関係を図1に示す。



(a) リン含有量の影響



(b) 銅含有量の影響



(c) ニッケル含有量の影響

図1 全国内試験データの残差（Mc補正なし）の含有量依存性¹⁶
（青線はデータに対する回帰直線）

監視試験データ、PWR標準材データ及び試験炉照射材データの元素含有量の範囲においては、当該残差のばらつきは元素含有量にほとんど依存せず、回帰直線がほぼ水平であり、追加されたデータを含むこれらの図から従来のデータによる知見と差は認められない。このため、追加されたデータのリン、銅、ニッケル含有量の依存性は、従来データの依存性と同等であると考えられる¹⁷。

¹⁶ 電中研報告 Q12007, P25

¹⁷ 試験炉照射材データの中には、銅及びニッケル含有量が高いデータが1点あり、計算値と実測値の差が極めて小さいことが確認された。

(2) 試験炉照射材の照射履歴

試験炉照射材の中性子束 ($5 \times 10^{12} \sim 10 \times 10^{12} \text{n/cm}^2/\text{s}$) は、国内 PWR の監視試験片の値に比べ 25 倍から 200 倍程度であり、中性子束は 2013 年追補版の関連温度移行量の予測式の入力値の一つである。

1) 試験炉照射材データの ΔRT_{NDT} 実測値と ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし)

図 2 に 2013 年追補版で用いた全国内試験データの ΔRT_{NDT} 実測値と ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし) の比較を、図 3 に試験炉照射材データの ΔRT_{NDT} 実測値と ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし) の比較を示す。

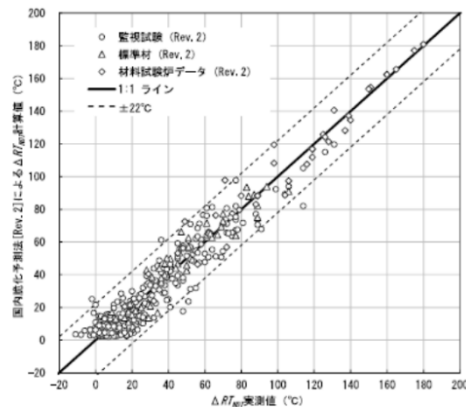


図 2 2013 年追補版で用いた全国内試験データの ΔRT_{NDT} 実測値と ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし) の比較 (標準偏差 : 9.29°C、平均残差 : -0.60°C)¹⁸

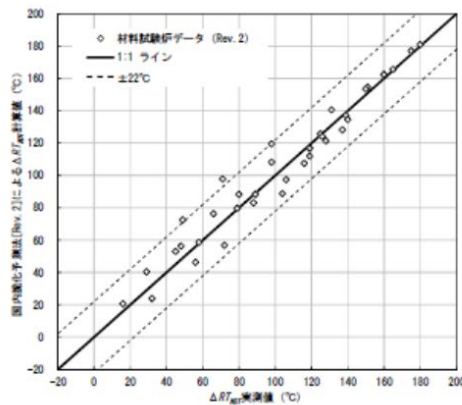


図 3 試験炉照射材データの ΔRT_{NDT} 実測値と ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし) の比較 (標準偏差 : 9.55°C、平均残差 : 1.34°C)¹⁹

これらから試験炉照射材データは +22°C の破線の近くに 3 点があり、全国内試験データに対してばらつきが少し大きいように見えるが、前記 3 点の値が影響し

¹⁸ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第 1 回会合資料 1-4, P20

¹⁹ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第 2 回会合資料 2-4, P1

て平均残差に約 2°Cの差があるものの、標準偏差の値はほぼ同じであり、試験炉照射材のデータ数が少ないことを考慮すれば、特段の違いは認められない。

2) 中性子束と残差 (Mc 補正なし)

全国内試験データについて、中性子束と残差 (Mc 補正なし) の関係を図 4 に、中性子束を 4 つに区分し、区分ごとに残差の信頼区間の上限との関係をまとめたものを表 7 に示す。

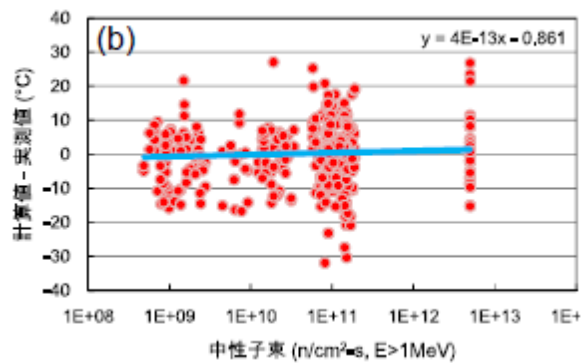


図 4 残差 (Mc 補正なし) の中性子束依存性²⁰
(青線はデータに対する回帰直線)

表 7 中性子束の区分と残差 (Mc 補正なし) の信頼区間の上限²¹

中性子束 (n/cm ² /s)	データ数	標準偏差 (°C)	平均残差 (°C)	信頼区間 上限 (°C)
<3.2×10 ⁹	72	7.6	-1.53	16.7
3.2×10 ⁹ ~4.8×10 ¹⁰	60	8.0	-1.47	17.5
4.8×10 ¹⁰ ~1.0×10 ¹²	201	10.1	-0.38	20.6
>1.0×10 ¹²	38	9.5	1.34	19.0

中性子束の各区分に対してデータ数が均一ではないものの、中性子束が 1.0×10¹²n/cm²/s を超える範囲においても信頼区間上限の値に大きな差はなく、中性子束と残差 (Mc 補正なし) の間に相関はないと考えられる。

(3) 監視試験片、PWR 標準材及び試験炉照射材の微細組織観察結果

関連温度の上昇量に大きな影響を与えるとされる溶質原子クラスターの形成状況 (体積率の増加) については、関連温度移行量と溶質原子クラスターの体積率の平方根と比例関係があるとして 2013 年追補版の予測式の係数最適化の目的関数にアトムプローブデータを利用していることから、2013 年追補版で追加された監視試験片、PWR 標準材及び試験炉照射材について調査した。図 5 にクラスター体積率の平

²⁰ 電中研報告 Q12007, P25

²¹ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第 3 回会合資料 3-2, P13

方根と ΔRT_{NDT} 実測値との関係を示す。

また、2013 年追補版で追加された試験炉照射材の体積率平方根と ΔRT_{NDT} 実測値の関係を、図 6 に示す。この中には PWR 標準材と同じ材料である試験炉照射材 (S1 材) が含まれている。なお、日本電気協会によれば、試験炉照射材のマイクロ組織データは関連温度移行量の予測式の係数の算出では使用していないとしている。

これらから 2013 年追補版で追加された監視試験片、PWR 標準材及び試験炉照射材については、関連温度移行量と溶質原子クラスターの体積率の平方根に概ね相関関係が認められ、既存の考え方に沿うものである。

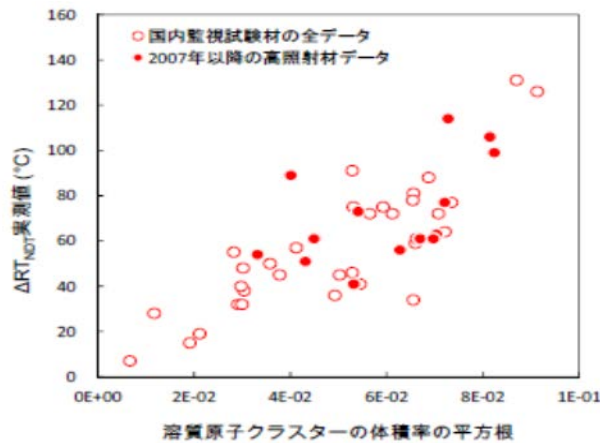


図 5 体積率平方根と ΔRT_{NDT} の関係²²

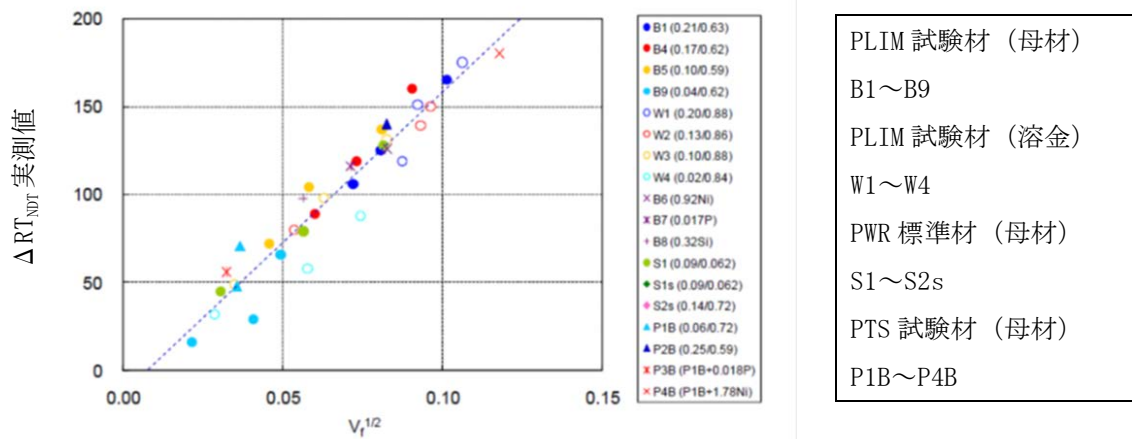


図 6 試験炉照射材におけるクラスター体積率の平方根と ΔRT_{NDT} 実測値²³

²² 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第 2 回会合資料 2-4, P2

²³ 「平成 19 年度 高照射量領域の照射脆化予測に関する報告書」独立行政法人原子力安全基盤機構 08 基材報-0005 図 2.2.11-16、P340 (2009)

次に、脆化要因の一つと考えられているマトリクス損傷を把握するために、転位ループの形成状況(密度と大きさの増加)について、透過型電子顕微鏡(以下「TEM」という。)の測定結果を検討した。図7に監視試験片、図8にPWR標準材、及び図9に試験炉照射材のTEM観察の結果を示す。

TEM観察の結果については、転位ループの形成状況に関する新しい知見があるとはいえない。

以上より、2013年追補版で追加されたデータは、従来のデータによる知見と特段の相違がないと判断される。

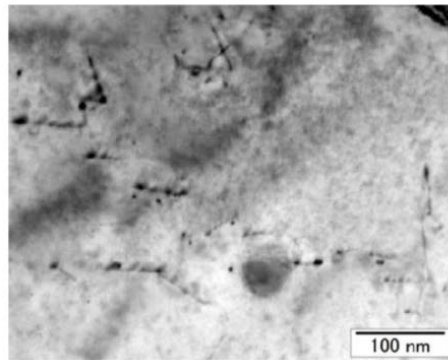


図7 プラント K 母材の第4回監視試験片のTEM観察の明視野像²⁴

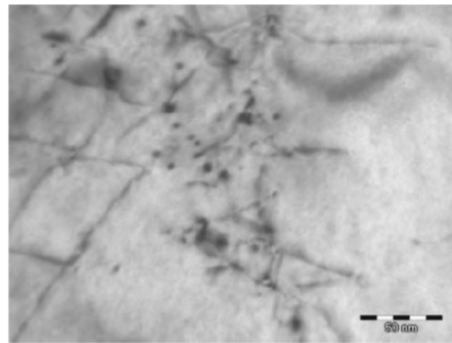


図8 PWR標準材のTEM観察の明視野像²⁵

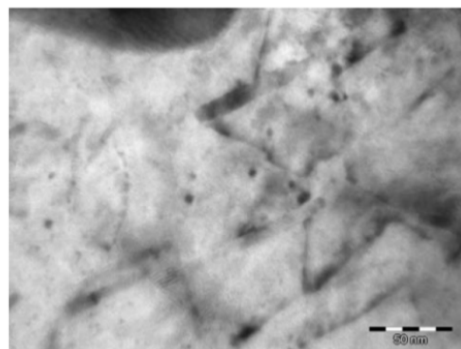


図9 試験炉照射材のTEM観察の明視野像²⁶

²⁴ 電中研報告 Q12007, P6

²⁵ “平成21年度 高照射量領域の照射脆化予測に関する報告書”, 原子力安全基盤機構, P124(2010)

4.2.2 予測式の係数の最適化

予測式の係数は、表8に示す1)～3)の手順で最適化されている。

表8 予測式の係数の最適化手順

項目	2007年版	2013年追補版
基本モデル式	照射による溶質原子クラスターの形成とマトリックスの損傷を主要因とする。	
1) 目的関数の設定	次の値の合計 ・実測値と予測値との差の二乗和 ・実測値とオフセット補正予測値の差の二乗和	次の値の合計 ・EFPYによる重み付けを行った実測値と予測値の差の二乗和 ・y切片上の補正值の二乗和 ・重み(α)×(1-体積率の実測値と予測値の相関係数の二乗)
2) データの重み付け	監視試験データ及びPWR標準材データを対象 ニッケル含有量の多い1データのみに5の重み付け(5回使用)を行った	データと重みは下記のとおり。 監視試験データ：EFPY ² 試験炉照射材データ：225 初期値：225
3) 最適係数計算法	メトロポリス法で係数を決定。	Microsoft社Excelのソルバー(GRG法)を利用して係数決定。
	係数最適化の視点 ・実測値と予測値の差を小さくする ・同一材料に対して脆化の「傾向」をなるべく忠実に再現する ・マイクロ組織観察結果と脆化予測法が予測するマイクロ組織変化が整合していること	α 及び重み付け決定に当たっての視点 ・全プラントに適用できる ・残差(Mc補正なし)の標準偏差が小さい ・N-1回Mc補正による非保守側の残差が小さい ・脆化量の大きい監視試験データも予測可能 ・マイクロ組織変化も予測可能。

(1) 最適化の手順に関する日本電気協会の考え方

2007年版が制定されてから中性子照射量の高い領域の監視試験データが蓄積されてきており、その微細組織の観察(3次元アトムプローブ法、透過型電子顕微鏡等)も行われた。その結果、新たに追加すべき脆化メカニズムは確認されなかったことから、基本モデル式(溶質原子クラスターの形成、マトリックス損傷を主要因としてモデル化)は変更せず、2007年版以降に追加された監視試験データ、PWR標準材データ及び試験炉照射材データを加えて、係数を見直すことにしたとしている。

1) 目的関数の設定

脆化予測式の係数は従来の考え方を踏襲し、 ΔRT_{NDT} 計算値(Mc補正なし)と ΔRT_{NDT} 実測値との差(残差)が小さくなるように決定している。すなわち、予測式は原点を通ることを条件としないこととし、以下を一番目の目的関数として定義

²⁶ “平成18年度 高照射量領域の照射脆化予測に関する報告書”，原子力安全基盤機構，P237(2007)

している。

$$Obj^{(1)} = \sum_{h=1}^H \left(\sum_{n=1}^{N^{(h)}} w_n^{(h)} \cdot (\Delta T_n^{(h),m} - \Delta T_n^{(h),p'})^2 \right) + \sum_{h=1}^H w_0^{(h)} \cdot (\delta^{(h)})^2$$

$$\Delta T_n^{(h),p'} = \Delta T_n^{(h),p} + \delta^{(h)} \quad \delta^{(h)} = \frac{\sum_{n=0}^{N^{(h)}} (\Delta T_n^{(h),m} - \Delta T_n^{(h),p})}{N^{(h)} + 1}$$

ここで、 $\Delta T_n^{(h),m}$ と $\Delta T_n^{(h),p}$ は、それぞれ ΔRT_{NDT} 実測値と ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし) である。また、 $w_n^{(h)}$ は重み、 $\delta^{(h)}$ は補正值、 H は鋼材の総数、 $N^{(h)}$ は既実施の監視試験の回数である。

また、今回はアトムプローブによる溶質原子クラスターの体積率に関するデータが十分に得られたことから、溶質原子クラスターの体積率の実測値と予測値に比例関係を想定した時の相関係数 R も考慮することとし、その目的関数 $Obj^{(2)}$ も定義している。

$$Obj^{(2)} = 1 - R^2$$

最終的には上記二つの目的関数を組み合わせた下式を定義している。

$$Obj = Obj^{(1)} + \alpha \cdot Obj^{(2)}$$

なお、 α は二つの目的関数の割合を調整するパラメータであり、任意に選んだ α について係数の最適化を行い最も適切な α を選択することとしている。

2) データの重み付け

2007年版ではニッケル含有量の比較的多い材料が1つあり、このデータ近傍の化学組成範囲にはデータ点数の密度が低く、このデータへのフィッティングが十分になされない可能性があり²⁷、重み係数を5とした(このデータを5回使用)。

2013年追補版の係数設定においては、中性子照射量の低い領域から高い領域までのデータからできるだけ均一の影響を得るために、係数設定の計算には全てのデータに重み付けを行い、データ数の偏りの影響を小さくするようにしている。

重みとしては、恣意性を排除するために、全てのデータに一意に機械的に決定できるものが望ましいと考え、以下を検討対象としている。

- ・ 中性子照射量
- ・ ΔRT_{NDT} 実測値
- ・ EFPY

「中性子照射量」に関しては、BWRプラントはPWRプラントに比べて中性子照射量が2桁くらい低いためにBWRの相対的割合が非常に小さくなることから適切ではないと判断している。

「 ΔRT_{NDT} 実測値」に関しては、不純物含有量(銅)が少ない鋼材に対する重みが小さくなるが、不純物含有量(銅)が少ない新規材料に対する予測精度も重要であ

²⁷ 電中研報告 Q06019, P21

ることから適切ではないと判断している。

BWRの相対的割合も小さくならないこと及び不純物含有量（銅）の少ない新規材料に対する予測精度も重要であるという観点から「EFPY」は適切であるが、電中研報告Q12007の図26～29で示されているように、単純にEFPYとするよりも、EFPYの二乗により重み付けを行う方が、中性子照射量－銅含有量空間において重み付けを行ったデータ数分布が、重み付けを行わなかったデータ数分布よりもより一様に近づくことから、EFPYの二乗を重み付けとして採用している。

3) 最適係数計算法

計算にはMicrosoft社のExcelのソルバー機能を利用し、GRG法を採用し、目的関数の値が最小となるように反復計算している。また、すべての係数が負とならない制約条件で収束計算が行われている。収束の制約条件の精度は 10^{-6} としている。

脆化予測法に求められる下記要件について順次適用性を検討し、係数の絞り込みを行っている。

- ① 全プラントの母材・溶接金属の脆化を適切に予測できる
- ② 残差（Mc補正なし）の標準偏差が小さい
- ③ N-1回Mc補正による非保守側の残差が小さい
- ④ 脆化量の大きい監視試験データを適切な精度で予測可能
- ⑤ ミクロ組織変化を適切に予測できる

最適化した係数は表9に示す改良予測法の値に変わり、全国内試験データのうち監視試験データによる標準偏差及び平均残差は表10の値になるとしている。

表9 2013年追補版において最適化した係数²⁸

係数	JEAC4201-2007	改良予測法
ξ_1	7.8389E-06	1.6983018E-05
ξ_2	2.6450E-04	3.5228183E-04
ξ_3	3.4068E-01	8.3530827E-01
ξ_4	7.1620E-01	7.1620000E-01
ξ_5	7.6028E+00	1.1937318E+01
ξ_6	7.6159E-01	4.9388038E-01
ξ_7	3.3033E+00	1.7879868E+01
ξ_8	2.7840E+02	5.7851852E+02
ξ_9	2.9500E-25	6.0761276E-25
ξ_{10}	2.4093E-02	0.0000000E+00
ξ_{11}	6.6826E-01	6.6826000E-01
ξ_{12}	6.0732E-05	5.0523112E-06
ξ_{13}	7.3670E-01	3.5092239E-01
ξ_{14}	2.4264E+00	4.3288847E+00
ξ_{15}	7.3319E-01	7.3319000E-01
ξ_{16}	2.3457E+02	3.0150182E+02
ξ_{17}	1.7241E+00	2.8235609E+00
η_1	7.0000E-06	3.6670381E-07
η_2	5.2000E-01	6.1621430E-01

²⁸ 電中研報告 Q12007, P19

表 1 0 監視試験データによる標準偏差及び平均残差

	2007 年版		2013 年追補版	
	Mc 補正なし	Mc 補正あり	Mc 補正なし	Mc 補正あり
標準偏差 °C	10.02	6.43	9.47	5.87
平均残差 °C	-0.96	-0.46	-1.11	-0.33

2013 年追補版では電中研報告 Q06019 の付録図 3 のソースコードが使用されている。ソースコードの作成では、まず温度 288°C、ニッケル含有量 0.6wt%を標準として開発を始め、その後、温度の影響、ニッケルの影響などを取り込んだために、それらで規格化するような式の表記が残っているが、本質的に基本モデル式と同じものであるとしている。ただし、電中研報告 Q06019 の(2-2)式の第二項は誤記であり、これは、電中研報告 Q06019 の本文に照射誘起項であることの記述があること、ASTM への投稿論文 (Journal of ASTM International, Vol. 7, No. 3, Paper ID JAI102127) に、この式は照射誘起項として記載されていることから誤記と判断できるとしている。また、電中研報告 Q06019 本文の記述とソースコードには、時間項が異なるという相違点があるが、時間項が異なる点は差分計算と微分方程式の違いによるものであり、実質的に同じものであるとしている。

4) 日本電気協会による最適化の技術的妥当性に関する説明

日本電気協会は、電力中央研究所が最新データに基づき脆化予測法の係数を見直した電中研報告 Q12007 について、2007 年版以降に得られた脆化予測法の課題等の知見を考慮し、以下の観点で審議した結果、2013 年追補版に取り込むことが妥当と判断したとしている。

- 最新の監視試験片への従来知見の適用性
- 脆化予測法策定プロセスの説明
- 中性子照射量の高い領域の監視試験データに対する予測性
- 日本電気協会外の専門家のレビュー結果 (表 1 1 を参照)

表 1 1 予測法に関する学会等での発表²⁹

開催年月	会議名	団体
2012 年 7 月	EPRI International BWR and PWR MRP Conference and exhibition	EPRI
2012 年 9 月	M&M2012 カンファレンス	日本機械学会
2012 年 11 月	1 st International Conference on Maintenance Science and Technology for Nuclear Power Plants	日本保全学会
2013 年 7 月	ASME2013 PVP Conference	ASME
2013 年 11 月	Technical Meeting On Degradation Of Primary System	IAEA

²⁹ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第 3 回会合資料 3-2, P7-P9

	Components Of Water Cooled Nuclear Power Plants: Current Issues And Future Challenges	
--	--	--

その後、係数最適化のプロセスの妥当性が「原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム」において論点として挙げられたことから、2013年追補版の予測式を策定した電力中央研究所とは異なる機関により、2013年追補版の基本モデル式、データ及び目的関数を用い、異なる最適化手法により、基本モデル式の係数の最適化が行なわれ、日本電気協会はその結果の報告を受けたとしている³⁰。係数の算出に関する目的関数の最適化手法には、粒子群最適化法

(Particle Swarm Optimization (PSO) 法) が利用され、2007年版の予測式の係数を初期係数セットとして入力の上、約20日間計算した結果、目的関数の値が2013年追補版の予測式と同等のレベル(-0.14%)で係数セットが求められた。

得られた係数セットを用いて監視試験片の ΔRT_{NDT} 計算値(Mc補正なし)の算出が行われ、2013年追補版の係数セットを用いた ΔRT_{NDT} 計算値(Mc補正なし)との相関が確認された。その結果、平均値は-0.35℃、標準偏差は0.73℃であり、非常によい精度で一致しているとしている。

2013年追補版の予測式の係数セットと新たに算出された係数セットは同一でないが、非線形性を持った最適化であることから一定程度の差違は生じると考えられ、2013年追補版の係数セットが適切に選定されていることが確認できたとしている。

5) 試験炉照射材データの取扱い

電中研報告 Q12007 に記述がなく、「原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム」の第3回会合までに日本電気協会より説明がなかったが、最適化の技術的妥当性を原子力規制庁が確認する中で、以下が確認された。

- (i) 試験炉照射材から得られたデータは35点であり、3点(B4-1, B4-2, B4-3)を2回(重み付け)用いて合計38点用いていること。
- (ii) PTSプロジェクト³¹(1983年度～1991年度)における中性子束の計画値は約 $1 \times 10^{13} \text{n/cm}^2/\text{s}$ とされているのに対して、 $5 \times 10^{12} \text{n/cm}^2/\text{s}$ を用いていること。
- (iii) PLIMプロジェクト³²(2005年度～2010年度)報告書において、中性子束及び温度変化について、計画値(中性子束 $5 \times 10^{12} \text{n/cm}^2/\text{s}$ 、温度 $290 \pm 10^\circ\text{C}$)とともに、試験環境から求めた計算値が与えられているにもかかわらず、一律に計画値を用いていること。

³⁰ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第4回会合資料4-1

³¹ (財)発電設備技術検査協会「溶接部等熱影響部信頼性実証試験(原子炉圧力容器加圧熱衝撃)事業」

³² (財)発電設備技術検査協会「原子力プラント機器高度安全化対策技術(重要機器等脆化評価等)事業」

これらについて、日本電気協会は、電力中央研究所から以下の説明を受け、工学的判断に基づき問題ないとしている³³。

- (i) 2013年追補版における予測式見直しのポイントの一つは銅含有量が多い母材の高照射量領域での脆化予測性の改善であり、係数の最適化のためのデータとして、PLIMプロジェクトのデータのうち国内母材で銅含有量が最大値と同等の銅含有量を持つデータは重みを2（データを2回用いた）とした。
- (ii) PTSプロジェクトにおける中性子束の計画値は約 $1 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ であるが、予測式が中性子束に対して保守的になるよう $5 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ を用いた。
- (iii) 温度は、照射環境に基づく計算値が計画値 $290 \pm 10^\circ\text{C}$ の範囲となっていたので目標値 290°C を、中性子束は、照射環境に基づく計算値がデータによりばらつくものの（最小 $4.3 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ 、最大 $5.4 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ ）、計画値である $5 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ を用いた。

(2) 技術評価

最適化方法の説明に合理的な妥当性があるかについて、評価を行った。

1) 目的関数

目的関数として、予測値の残差の二乗平均とともに、溶質原子クラスターの体積率の予測値とアトムプローブによる同体積率の実測値の相関関数を用いていることについては、二つの目的関数の和を最小化していることから、残差の二乗平均も小さくなるよう最適化されており予測式に対する影響は少ないと考える。

2) 重み付け

2007年版においては重み係数を設定し、銅含有量が0.15wt%以上の鋼材において重み付け係数を5としている。2013年追補版においては、監視試験片はEFPYの二乗で重み付けを行っている。個別プラントを考えた場合、EFPYが大きくなると中性子照射量が高くなることから、中性子照射量が高い領域のデータほど予測式の係数最適化に与える影響は大きいといえる。

そこで、2013年追補版の予測式の係数の最適化において、EFPYの二乗で重み付けを行ったデータを用いることが保守的であるかについての評価の一つの方法として、中性子照射量が高い領域の監視試験データの ΔRT_{NDT} 実測値と2007年版の予測式を用いた ΔRT_{NDT} 計算値(Mc補正なし)を比較し、 ΔRT_{NDT} 実測値の方が大きくなれば、2013年追補版の係数最適化を行う際に ΔRT_{NDT} 計算値(Mc補正なし)が高くなり保守的になるといえることから、その評価を行い、確認することとする。

中性子照射量が高い領域($5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 程度)の監視試験データの中から2007

³³ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第4回会合資料4-4

年版以降に取得されたデータ 12 点³⁴を例にとって、 ΔRT_{NDT} 実測値と 2007 年版の ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし) を計算し、その比較を行った (表 1 2)。これらの ΔRT_{NDT} 実測値は 12 点のうち 9 点が 2007 年版の ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし) より高い値となっており、また、平均でも ΔRT_{NDT} 実測値の方が高くなっている。

この例から、EFPY の二乗で重み付けを行ったデータを用いることは、おおむね保守的であると考えられる。

表 1 2 2007 年以降の高照射監視試験データ

Plant	Material	条件			ΔRT_{NDT} 実測値 (°C)	ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし) (°C) 2007 年版
		中性子照射量 (n/cm ²)	Cu (%)	Ni (%)		
K	Plate	6.5E+19	0.12	0.56	114	70.0
K	Weld	6.5E+19	0.13	0.85	77	93.0
E	Plate	5.6E+19	0.16	0.61	99	80.4
E	Weld	5.6E+19	0.14	0.80	106	89.2
G	Plate	9.0E+19	0.03	0.57	51	47.9
G	Weld	9.0E+19	0.02	0.88	61	56.8
H	Plate	1.0E+20	0.05	0.58	89	54.9
H	Weld	1.0E+20	0.01	0.86	56	60.1
M	Plate	9.2E+19	0.07	0.59	61	61.5
M	Weld	9.2E+19	0.04	0.92	63	59.4
N	Plate	9.5E+19	0.04	0.62	61	50.8
N	Weld	9.5E+19	0.02	0.88	73	58.8
平均値					75.9	65.2

3) 解析に使用されたアプリケーションソフト

日本電気協会によれば、Excel のソルバーの解探索の方法には GRG 非線形、シンプレックス LP、エボリューションナリーの 3 つがあり、この中で、GRG 非線形はなめらかな非線形関数の最大最小を探すときに、シンプレックス LP は線形問題を解くときに、エボリューションナリーは滑らかではない非線形関数に対して問題を解くときにそれぞれ使われる特徴があるとしている。

いずれの方法も、広く一般的に使われている方法であり、係数決定にこれら 3 つの方法の中から GRG 非線形解法を選定することは問題がないと考えられる。

³⁴ 電中研報告 Q12007 表 1

4) 基本モデル式とソースコードの比較

電中研報告 Q06019 におけるソースコードと Journal of ASTM STP1513 に掲載されているソースコードの比較を行ったところ、プログラムに相違はなく、同一であった。

日本電気協会から、電中研報告 Q06019 に記載されている基本モデル式に 2 箇所の誤記の報告³⁵があったが、2013 年追補版では、電中研報告 Q06019 に記載されているソースコードに新たに算出した係数を用いて予測値を求めており、規格の内容を変更するものではない。

なお、当該誤記については、電力中央研究所によって既に訂正がなされている。

5) 係数最適化の技術的妥当性

民間規格の規制への活用については、国が規制基準により性能を規定し、学協会等が策定する民間規格を評価の上、性能を満足するものと判断すれば基準の中に引用するというものである。したがって、技術評価は、民間規格が技術的に性能を満足する仕様基準になっているかを判断するものである。また、民間規格は学協会等により自主的に策定されている規格であることから、基本的には、規格の内容の説明責任は学協会等にあると考えられ、規格内で利用する科学的・技術的知見については、学会等で認められている論文や、技術的根拠のあるデータ等が用いられていれば、技術的には妥当であると判断できるものとする。

日本電気協会は、2013 年追補版で引用している電中研報告 Q12007 と別の手法である粒子群最適化手法による係数最適化を行った結果を示した。³⁶ 同結果によれば 19 の係数(変数)を有する多項近似式が与えられた目的関数に対して収束すること、新たに求められた係数を用いた予測値についてはほぼ同様の結果となることを確認した。

なお、原子力規制庁では、本計算について入力データやプロセスについて以下の確認をしている。

① 入力データの確認

最適化計算に用いられた入力データについて、PWR 監視試験データ等に基づき、入力データを確認し、電中研報告 Q12007 にある 2013 年追補版の係数の最適化に用いた入力データと齟齬がないことを確認した。

³⁵ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム第 2 回会合において、電中研報告 Q06019 におけるソースコードのデコードを行い、電中研報告 Q12007 における基本モデル式と比較を行った。電中研報告 Q06019 におけるソースコードと基本モデル式の差違については、①ソースコード開発初期の数値が式に残っているが、定数項であり基本モデル式と同じと判断される項(式(2-1))、②微分方程式と差分方程式における時間項の扱いの違いであり、基本モデル式と同じと判断される項(式(2-5))であることを確認した。なお、本検討の中で、変数の表記に関する誤記が日本電気協会より報告された。

³⁶ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第 4 回会合資料 4-1

② 計算システムの妥当性

複数の最適化問題に適用されていることが論文で提示され、同結果により、計算システムの信頼性を確認した。

③ 目的関数の設定等

計算実行の一部に立ち会い、目的関数の設定や目的関数の推移過程等を確認した。

これらから、2013年追補版における最適化が適切に行われていることが確認された。

なお、原子力規制庁においても、2013年追補版の係数セットの最適化手法について、中性子照射量が高い領域を対象として基本モデル式の係数を簡易化したモデル式（以下「簡易モデル式」という。）を作成し、基本モデル式の理解を深めるとともに目的関数が最小になるように係数が求められることについて検討した。³⁷

簡易モデル式では、基本モデル式はデータに基づく多項近似式であるとの考え方にに基づき、中性子照射量が高い領域における係数の目的関数に対する感度解析結果、式の中で寄与度の小さい項、更に係数間の従属性を考慮し、最適化の対象となる係数の数を19から8に減らした。

- ・ PWR 監視試験データ、PWR 標準材データ及び試験炉照射材データを用い、残差の二乗平均を目的関数として、逐次2分割法により最適化した結果、目的関数は収束し、簡易モデル式の係数が求められた。なお、2013年追補版と異なり、各データのEPFYによる重み付けは行っておらず、また、目的関数に溶質原子クラスターの体積率との相関関係を考慮していない。
- ・ 最適化に用いたデータに相当する計算値を2013年追補版予測式と簡易モデル式に基づいて求め、その値を比較した結果、最適化に用いたデータの関連温度移行量（実測値）と簡易モデル式による計算値との差は、平均0.13℃、標準偏差5.83℃、実測値と2013年追補版による計算値との差は、平均0.04℃、標準偏差5.69℃であり、簡易モデル式と2013年追補版予測式が同等の信頼区間で予測値を計算していることを確認した。

6) 係数の最適化に使用した試験炉照射材データの取扱い

試験炉照射材データの取扱いについて、電中研報告 Q12007 に記述されておらず、また、2013年追補版の策定に関する事項のうち、第3回検討チーム会合までに日本電気協会により説明されていないものが、原子力規制庁による入力データ確認作業の中で明らかになった。

³⁷ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第4回会合資料 4-2

(i) 試験炉照射材データの3点を2セット（2回の重み付けを行って）用いていること

3点のデータが係数の最適化に際して保守的な入力となっているか否か、すなわち、3点のデータの ΔRT_{NDT} 実測値が2007年版による ΔRT_{NDT} 計算値(Mc補正なし)を上回っているか否かを確認した(表1-3参照)。 ΔRT_{NDT} 実測値が ΔRT_{NDT} 計算値(Mc補正なし)に対し、中性子照射量 $3.2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ では 5.5°C 、 $6.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ では 15.7°C 、 $1.29 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ では 29.8°C 上回っている。2007年版の ΔRT_{NDT} 計算値(Mc補正なし)では、これらのデータは非保守的に予測されており、3点のデータに重み付けを行うことは、計算値を保守的にするものである。

表1-3 試験炉照射材B4データの ΔRT_{NDT} 実測値と ΔRT_{NDT} 計算値(Mc補正なし)

条件 ³⁸					ΔRT_{NDT} 実測値 ($^\circ\text{C}$)	ΔRT_{NDT} 実 測値- Δ RT_{NDT} 計算 値(Mc補 正なし) 2007年版 ($^\circ\text{C}$)	ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc補正なし) ($^\circ\text{C}$)	
照射温 度 ($^\circ\text{C}$)	中性子照 射量 (n/cm^2)	中性子束 ($\text{n/cm}^2/\text{s}$)	Cu (%)	Ni (%)			2007年 版	2013年 追補版
290	$3.2\text{E}+19$	$5.0\text{E}+12$	0.17	0.62	89	5.5	83.5	87.1
290	$6.4\text{E}+19$	$5.0\text{E}+12$	0.17	0.62	119	15.7	103.3	112.1
290	$1.29\text{E}+20$	$5.0\text{E}+12$	0.17	0.62	160	29.8	130.2	150.2

(ii) PTSプロジェクトにおける中性子束の計画値は約 $1 \times 10^{13} \text{n/cm}^2/\text{s}$ とされているのに対して、 $5 \times 10^{12} \text{n/cm}^2/\text{s}$ を用いていること

2013年追補版の照射脆化予測式では、中性子束が $5 \times 10^{12} \sim 1 \times 10^{13} \text{n/cm}^2/\text{s}$ の間は中性子束が大きいほど ΔRT_{NDT} 計算値(Mc補正なし)は大きくなることから、各実測値に対する中性子束を $5 \times 10^{12} \text{n/cm}^2/\text{s}$ として扱うことは係数の最適化の上では保守的な扱いとなり、安全上の観点から問題ないと考えられる。

(iii) PLIMプロジェクトでは、中性子束及び温度変化について、計画値(中性子束 $5 \times 10^{12} \text{n/cm}^2/\text{s}$ 、照射温度 $290 \pm 10^\circ\text{C}$)とともに、試験環境から求めた計算値($5 \times 10^{12} \text{n/cm}^2/\text{s}$ 以下の中性子束、 290°C 以上の照射温度)が与えられているにもかかわらず、計画値を用いていること

以下の理由により、安全上の観点からは問題ないと考えられる。

- ・照射温度について、その計算値の平均は 291.9°C 、最大値 293.6°C 、最

³⁸ 照射温度及び中性子束は2013年追補版の係数の最適化で用いられた値で計算している。

小値 287.3°Cであり、仮に、全国内試験データを用いて予測式の照射温度にかかる係数 ξ_4 を5%変化させた場合でも、予測される ΔRT_{NDT} 計算値(Mc補正なし)の増加は平均で0.6°C以下と小さい。

- 中性子束についても、その計算値の平均は $4.6 \times 10^{12} \text{n/cm}^2/\text{s}$ 、最大値 $5.3 \times 10^{12} \text{n/cm}^2/\text{s}$ 、最小値 $3.5 \times 10^{12} \text{n/cm}^2/\text{s}$ であり、照射温度と同様に予測式の中性子束にかかる係数 η_1 を5%変化させた場合でも、予測される ΔRT_{NDT} 計算値(Mc補正なし)の増加は平均で0.1°C以下と小さい。
- つまり、照射温度及び中性子束について、計画値を用いた場合でも、計算値を用いた場合でも、 ΔRT_{NDT} 計算値(Mc補正なし)の評価に大きな差はない。

5) 及び6) より、2013年追補版における係数セット及び同予測式については、追加データを用いた係数の最適化に関し、安全上の問題はないといえる。

7) 予測式に基づく計算結果の値

2013年追補版の附属書表 B-2100-1「加圧水型原子炉压力容器に対する ΔRT_{NDT} 計算値」及び附属書表 B-2100-2「沸騰水型原子炉压力容器に対する ΔRT_{NDT} 計算値」に示されている ΔRT_{NDT} の値について、682個の数値を抜き取り確認した³⁹。

電中研報告 Q12007 に記載の係数を用いて電中研報告 Q06019 に記載のプログラムに従って計算すると、2013年追補版の表に記載されている ΔRT_{NDT} 計算値(Mc補正なし)が得られることを確認した。ただし、銅含有量が少ない場合、銅含有量が0.04%の時の ΔRT_{NDT} 計算値(Mc補正なし)を下回らないよう表14に示す微小な補正がなされているが、保守的な補正であり、妥当と判断される。

³⁹ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第3回会合参考資料 3-1

表 1 4 計算結果と附属書表 B-2100-1 の値で差がある例

条件					ΔRT _{NDT} 計算値 (Mc補正なし)(°C)	
運転温度 (°C)	中性子照射量 (n/cm ²)	中性子束 (n/cm ² s)	Cu (%)	Ni (%)	計算結果	附属書表
288	1E+18	5E+11	0.04	0.5	6.1	6.1
288	1E+18	5E+11	0.05	0.5	5.9	6.1
288	1E+18	5E+11	0.06	0.5	5.7	6.1
288	1E+18	5E+11	0.07	0.5	5.5	6.1
288	1E+18	5E+11	0.08	0.5	5.6	6.1
288	1E+18	5E+11	0.09	0.5	5.7	6.1
288	1E+18	5E+11	0.10	0.5	6.2	6.2
288	1E+18	5E+11	0.11	0.5	6.9	6.9
288	1E+18	5E+11	0.12	0.5	7.8	7.8
288	1E+18	5E+11	0.13	0.5	9.0	9.0
288	1E+18	5E+11	0.14	0.5	10.4	10.4
288	1E+18	5E+11	0.15	0.5	12.1	12.1
288	1E+18	5E+11	0.16	0.5	13.9	13.9
288	1E+18	5E+11	0.17	0.5	15.9	15.9
288	1E+18	5E+11	0.18	0.5	18.1	18.1
288	1E+18	5E+11	0.19	0.5	20.4	20.4
288	1E+18	5E+11	0.20	0.5	22.9	22.9

4.2.3 関連温度移行量の予測

(1) 予測値⁴⁰

1) 海外データでの比較

日本電気協会が行った、米国監視試験データを適用した場合の残差の信頼区間の上限は、表15のとおりである。

特異材を除く米国監視試験データを適用した Mc 補正なし、Mc 補正ありの信頼区間の上限は、それぞれ、2007年版と2013年追補版で同程度の値であるといえる。

表15 米国監視試験データを用いた残差の信頼区間の上限⁴¹

		標準偏差 (°C)	平均残差 (°C)	信頼区間 上限 (°C)
米国監視試験データ (特異材を除く)	2007年版(Mc補正なし)	14.1	3.0	28.2
	2013年追補版(Mc補正なし)	14.0	1.3	28.0
	2007年版(Mc補正あり)	7.5	0.2	15.0
	2013年追補版(Mc補正あり)	9.0	0.5	18.0
米国監視試験データ (特異材)	2013年追補版(Mc補正なし)	14.9	-8.2	38.0
	2013年追補版(Mc補正あり)	9.5	-2.7	21.7
国内監視試験データ (参考)	2007年版(Mc補正なし)	10.0	-1.0	21.0
	2013年追補版(Mc補正なし)	9.5	-1.1	20.1
	2007年版(Mc補正あり)	6.4	-0.5	13.3
	2013年追補版(Mc補正あり)	5.9	-0.3	12.1

(注) 1. Mc補正なしのマージン MR は、2007年版で20°C、2013年追補版で22°Cである。

2. 特異材とは CE Plate, Linde80 Weld, KWE Weld をいう。これらは、米国においても特性が異なるものとして扱っている材料である。

3. 「Mc補正あり」の標準偏差及び平均残差の母集団には、1回目の監視試験データ (Mc補正なし) を含む。

2007年版及び2013年追補版により米国監視試験データを用い特異材を除いた場合、図11に示すようにばらつきの傾向は概ね一致している。

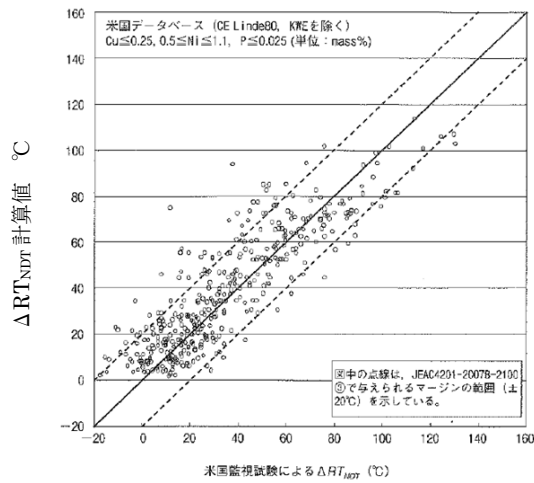
なお、2013年追補版で特異材のみのデータを使用した場合、図12(a)に示すように ΔRT_{NDT} 実測値が高くなると、 ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc補正なし) = ΔRT_{NDT} 実測値の線より ΔRT_{NDT} 実測値の方が高い傾向が見受けられ、予測が過小評価される。図

⁴⁰ 関連温度は、本技術評価において示された信頼性を考慮して PTS 評価等に用いられる。

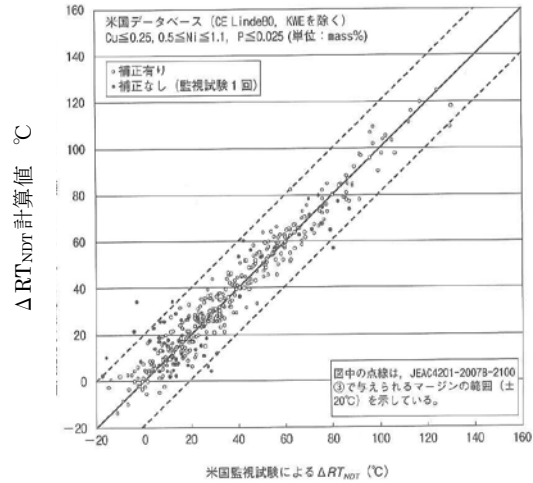
⁴¹ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第1回会合資料1-5, P15-P16、原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第3回会合資料3-2, P20、電中研報告 Q12007, P19

1 2 (b)に示すように、Mc 補正ありとすると予測が過小評価される傾向は改善されるものの、Linde80 Weldについては依然として過小評価されるものが存在する。

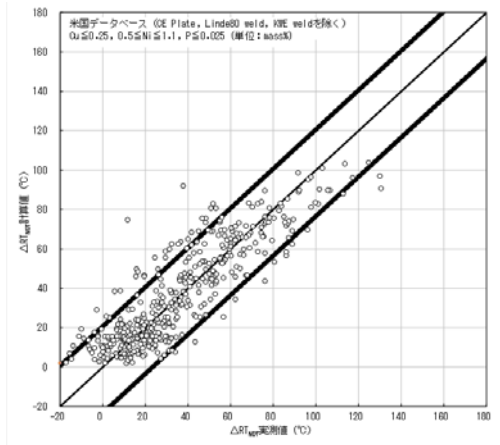
米国監視試験データを用いた場合において、2007年版と2013年追補版の予測性はほぼ同等であるといえる。



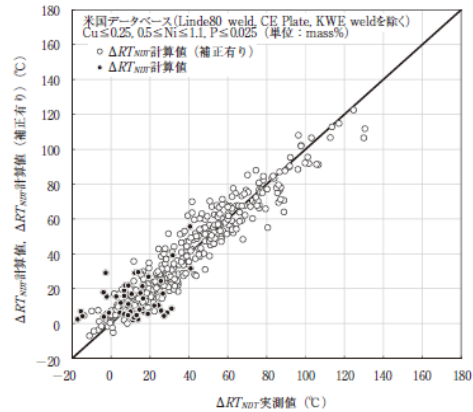
(a) 2007年版⁴² (Mc補正なし)



(b) 2007年版⁴³ (Mc補正あり)



(c) 2013年追補版⁴⁴ (Mc補正なし)



(d) 2013年追補版⁴⁵ (Mc補正あり)

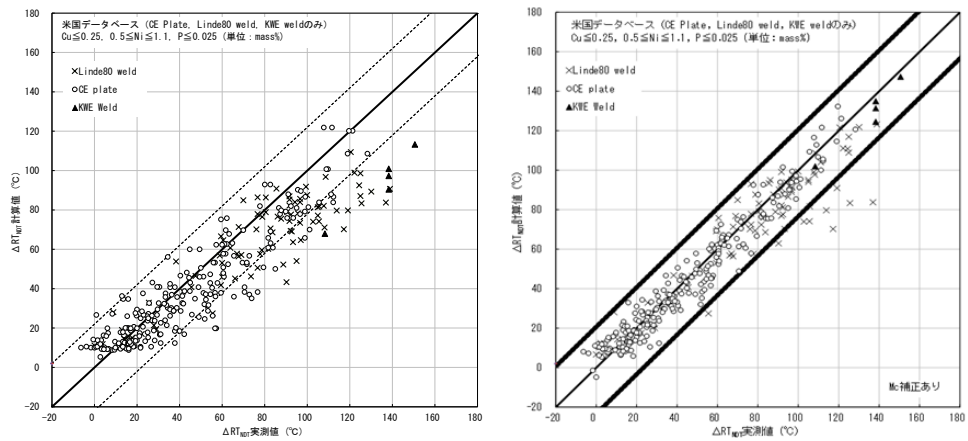
図 1 1 米国監視試験データの予測 (特異材を除く。)

⁴² 2010年追補版 解説図-SA-2120-5

⁴³ 2010年追補版 解説図-SA-2120-6

⁴⁴ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第1回会合資料1-5, P16

⁴⁵ 2013年追補版 解説図-SA-2120-7



(a) 2013年追補版⁴⁶ (Mc補正なし) (b) 2013年追補版⁴⁷ (Mc補正あり)

図1.2 米国監視試験データの予測 (特異材)

⁴⁶ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第1回会合資料1-5, P16

⁴⁷ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第3回会合資料3-2, P20

2) 海外予測式との比較

日本電気協会が行った海外の予測式（提案段階のものを含む。）に国内監視試験データを適用した場合の残差（Mc 補正なし）の信頼区間の上限を表 1 6 及び図 1 3 に、海外予測式におけるばらつきを図 1 4 に示す。

表 1 6 海外予測式による残差（Mc 補正なし）の信頼区間の上限⁴⁸

海外予測式	標準偏差 (°C)	平均残差 (°C)	信頼区間 上限 (°C)
米国 Regulatory Guide 1.99 Rev.2(1988)の方法	17.97	1.83	36.0
ASTM E900-02(2002)の方法	12.22	-2.54	27.0
米国 10CFR50.61(1995) 予測式の方法 (EONY 法)	11.10	-0.79	23.0
米国 NRC WR-C(5) (2010)の方法	11.21	1.30	22.5
仏国 FFI の方法	14.70	-6.49	35.9
Erickson(Fit 6)の方法	12.13	-0.89	25.2
(参考) 2007 年版	10.02	-0.96	21.0
(参考) 2013 年追補版	9.47	-1.11	20.1

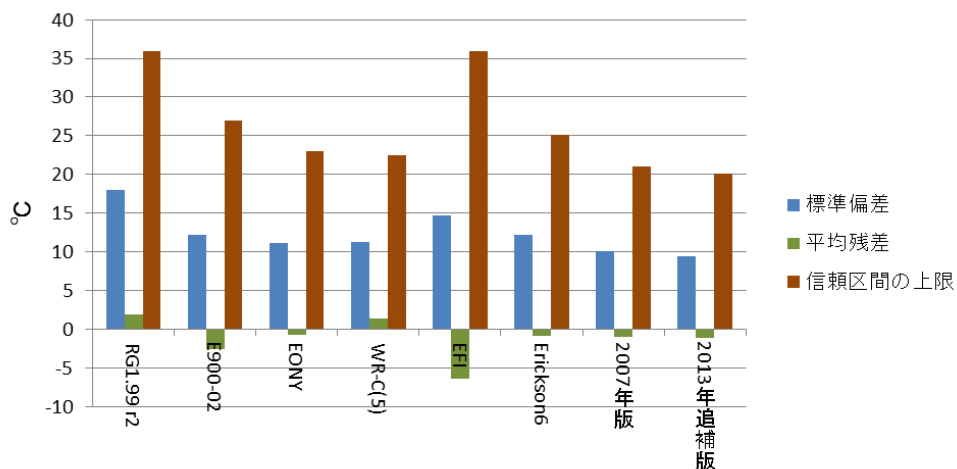
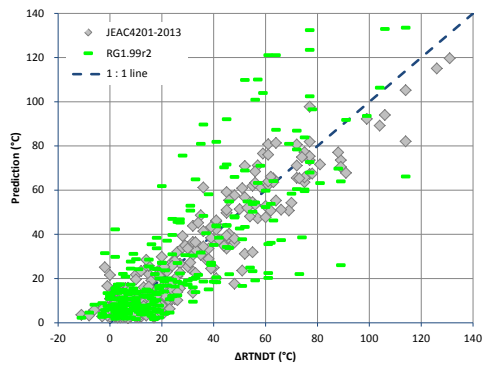
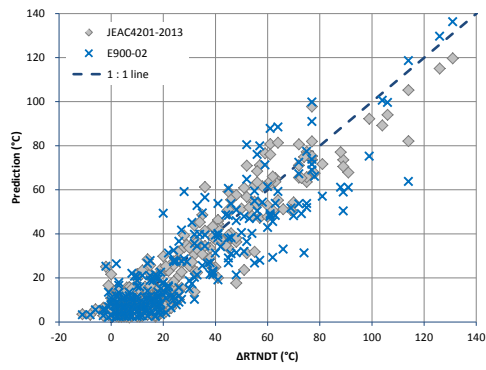


図 1 3 海外予測式による残差（Mc 補正なし）の信頼区間の上限

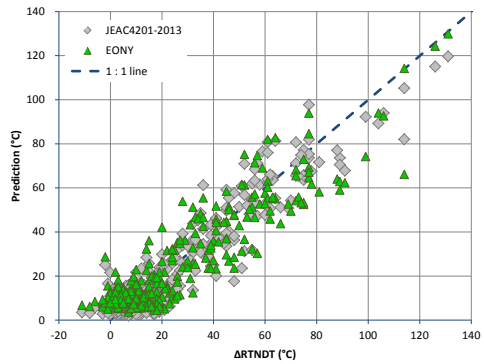
⁴⁸ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第 2 回会合資料 2-4, P19



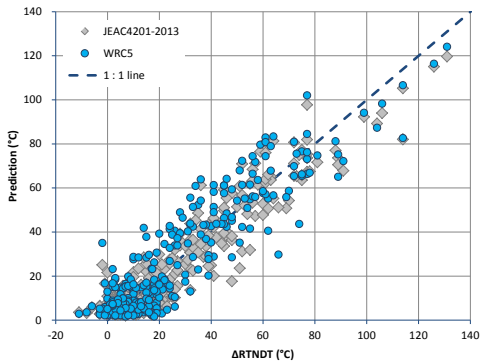
(a) RG1.99r2 との比較



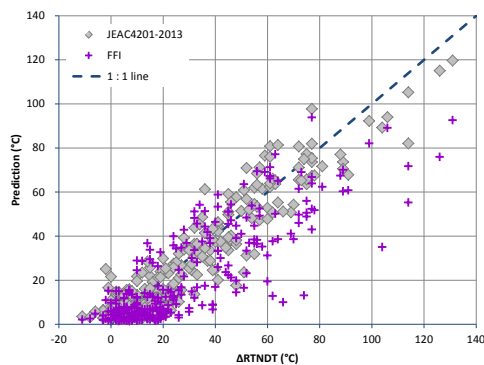
(b) E900-2 との比較



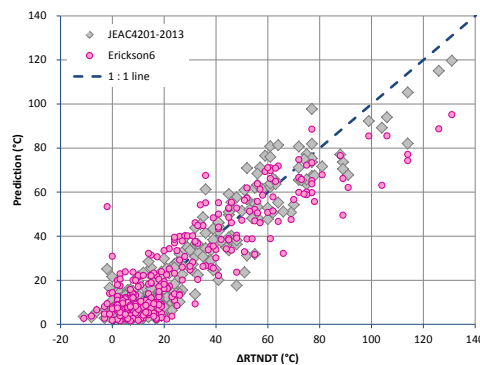
(c) EONY との比較



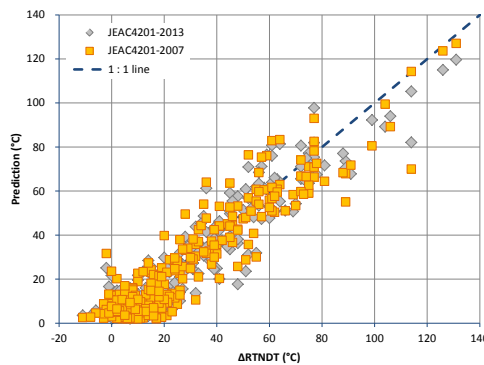
(d) WR-C(5) との比較



(e) FFI との比較



(f) Erickson6 との比較



(g) JEA4201-2007 との比較

図 1 4 海外予測式におけるばらつき⁴⁹

⁴⁹ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第2回会合資料2-4, P20

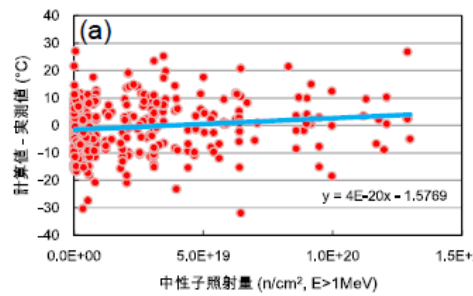
その結果、2013年追補版は、国際的に比較しても国内圧力容器鋼材に対しては同等以上の信頼区間の上限により予測していると判断される。

3) 予測値と実測値の差異

予測値と実測値の差異について、監視試験データを母集団として確認した。

a) 中性子照射量

全国内試験データによる中性子照射量と残差 (Mc 補正なし) の相関について、日本電気協会がまとめた結果を図 15 に示す。

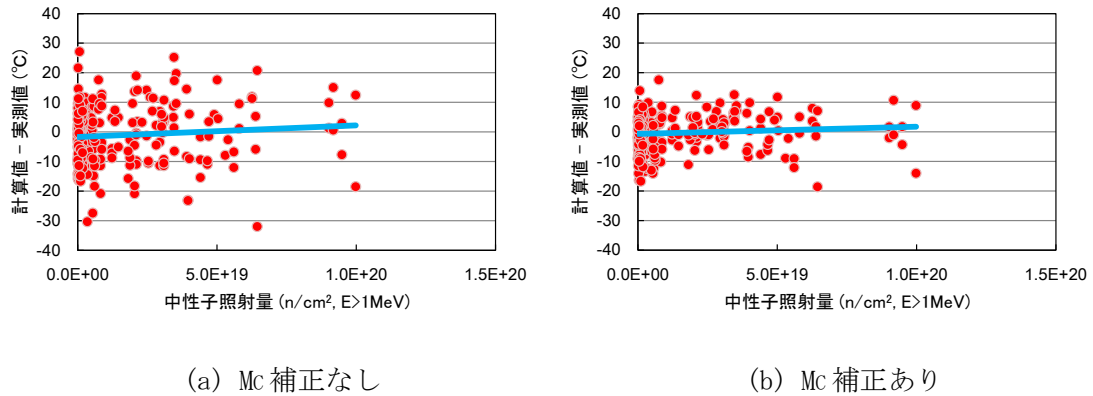


	標準偏差 (°C)	平均残差 (°C)	信頼区間 上限 (°C)
Mc 補正なし	9.29	-0.60	19.2

図 15 残差 (Mc 補正なし) の中性子照射量の依存性⁵⁰
(青線はデータに対する回帰直線)

⁵⁰ 電中研報告 Q12007, P25

また、図15から監視試験データを抽出し、中性子照射量と残差の相関について、日本電気協会がまとめた結果を図16に示す。



	標準偏差 (°C)	平均残差 (°C)	信頼区間 上限 (°C)
Mc 補正なし	9.47	-1.11	20.1
Mc 補正あり	5.87	-0.33	12.1

図16 残差の中性子照射量の依存性⁵¹ (青線はデータに対する回帰直線)

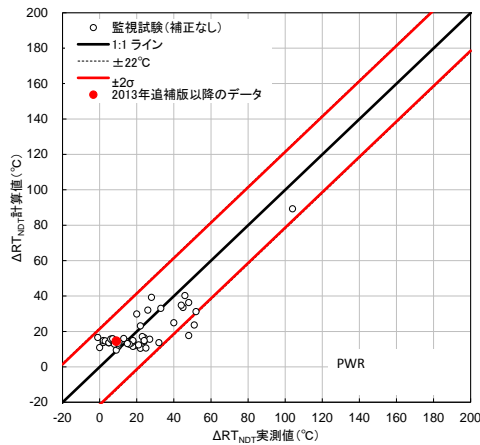
全国内試験データ及び監視試験データのMc補正なし、Mc補正あり共に、中性子照射量の増加に伴い僅かに回帰直線が右肩上がりとなっており、中性子照射量の高い領域においては残差が保守的な傾向を示すが、ほぼ水平であり残差の分布と中性子照射量に相関はないと判断される。

⁵¹ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第3回会合資料3-2, P10

b) 監視試験回数による評価

予測式に特異性がないか確認するために、監視試験データを炉型別(PWR、BWR)及び監視試験回数に細区分して評価を行った。

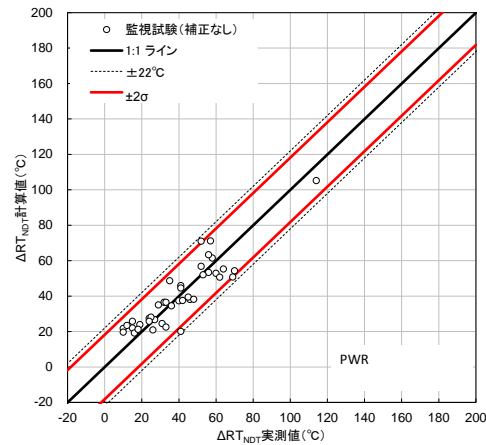
その結果を図17～19及び表17に示す。



(a) 第1回監視試験データ (PWR)

(標準偏差 : 10.7°C、平均残差 : -2.22°C)

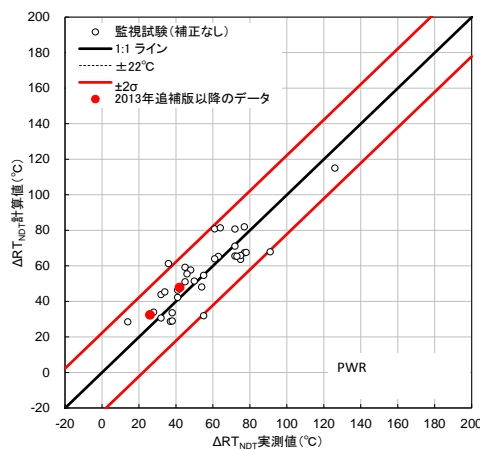
(49 データ+新規⁵² データ)



(b) 第2回監視試験データ (PWR)

(標準偏差 : 9.1°C、平均残差 : 0.13°C)

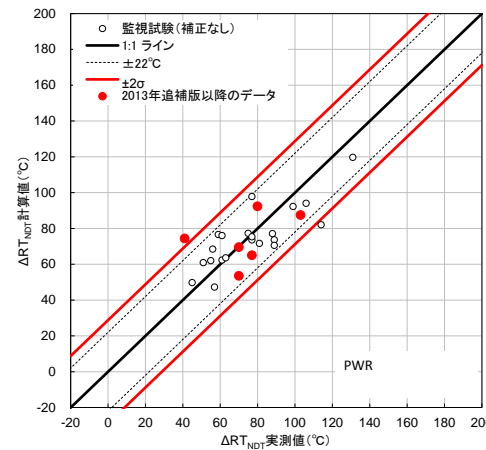
(41 データ)



(c) 第3回監視試験データ (PWR)

(標準偏差 : 11.1°C、平均残差 : 1.13°C)

(34 データ+新規² データ)



(d) 第4回監視試験データ (PWR)

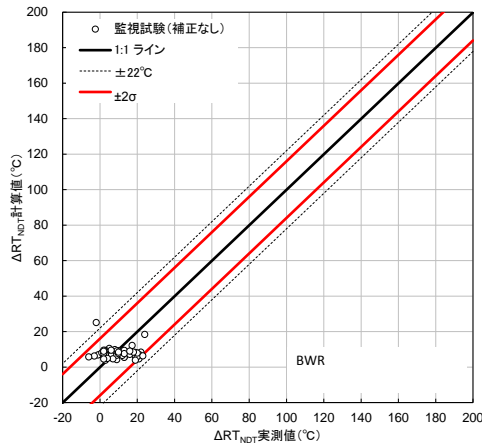
(標準偏差 : 14.4°C、平均残差 : -1.43°C)

(21 データ+新規⁶ データ)

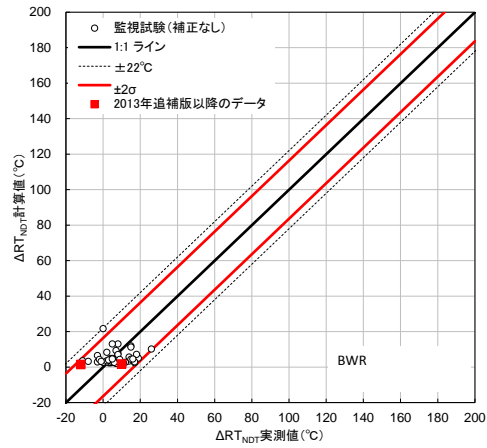
図17 PWR 監視試験データ (Mc 補正なし)⁵³

⁵² 2013年追補版以降に追加されたデータ。図中の赤丸を指す。

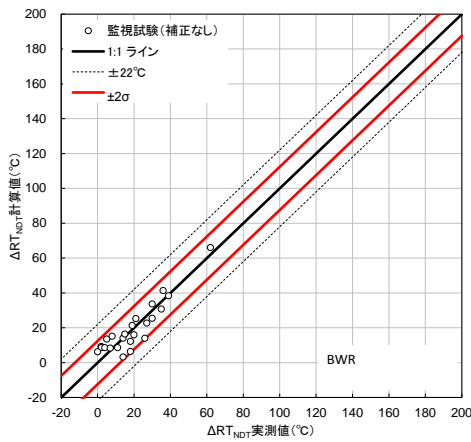
⁵³ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第3回会合資料3-2, P17



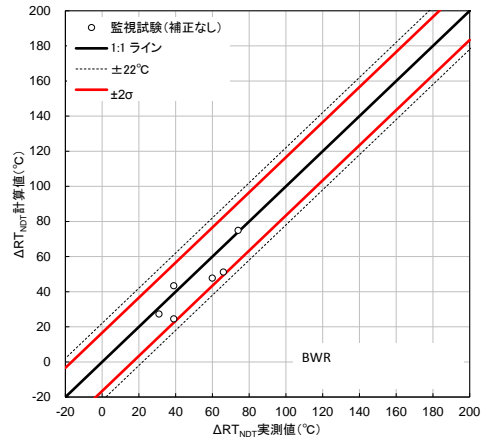
(a) 第1回監視試験データ (BWR)
(標準偏差 : 8.0°C、平均残差 : -1.24°C)
(60 データ)



(b) 第2回監視試験データ (BWR)
(標準偏差 8.2°C、平均残差 : -1.52°C)
(44 データ+新規2 データ)



(c) 第3回監視試験データ (BWR)
(標準偏差 6.2°C、平均残差 : 0.08°C)
(24 データ)



(d) 第4～6回監視試験データ (BWR)
(標準偏差 8.3°C、平均残差 : -6.70°C)
(6 データ)

図18 BWR 監視試験データ (Mc 補正なし) ⁵⁴

⁵⁴ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第3回会合資料3-2, P18

表 1 7 監視試験回数と残差 (Mc 補正なし) の信頼区間の上限

監視試験回数	PWR				BWR			
	データ数	標準偏差 (°C)	平均残差 (°C)	信頼区間上限 (°C)	データ数	標準偏差 (°C)	平均残差 (°C)	信頼区間上限 (°C)
第 1 回	49 (1)	10.8 (10.7)	-2.38 (-2.22)	24.0 (23.6)	60	8.0	-1.24	17.2
第 2 回	41	9.1	0.13	18.2	44 (2)	8.0 (8.2)	-1.71 (-1.52)	17.7 (17.9)
第 3 回	34 (2)	11.4 (11.1)	0.84 (1.13)	22.8 (22.2)	24	6.2	0.08	12.4
第 4 回以降	21 (6)	13.1 (14.4)	-1.89 (-1.43)	28.1 (30.2)	6	8.3	-6.7	23.3

注：() 内の数値は、2013 年追補版以降に追加されたデータの個数及びこれを加えて再計算した値を示す。

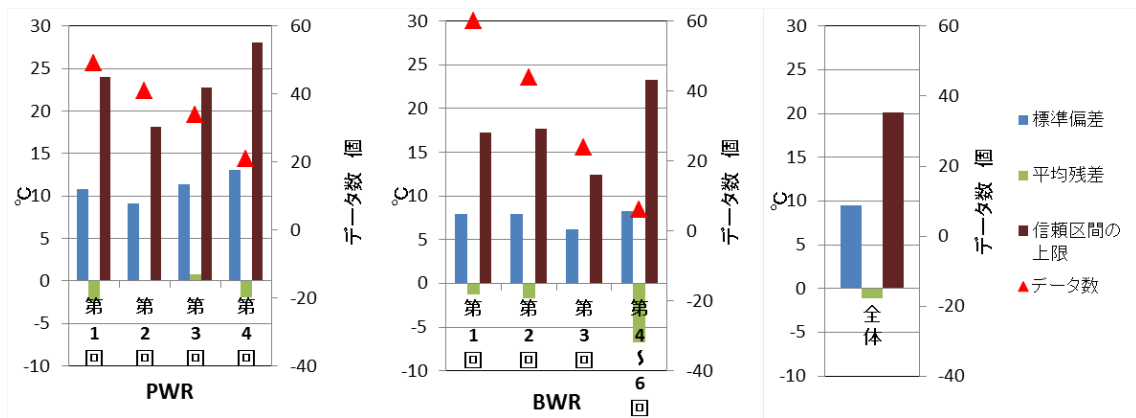
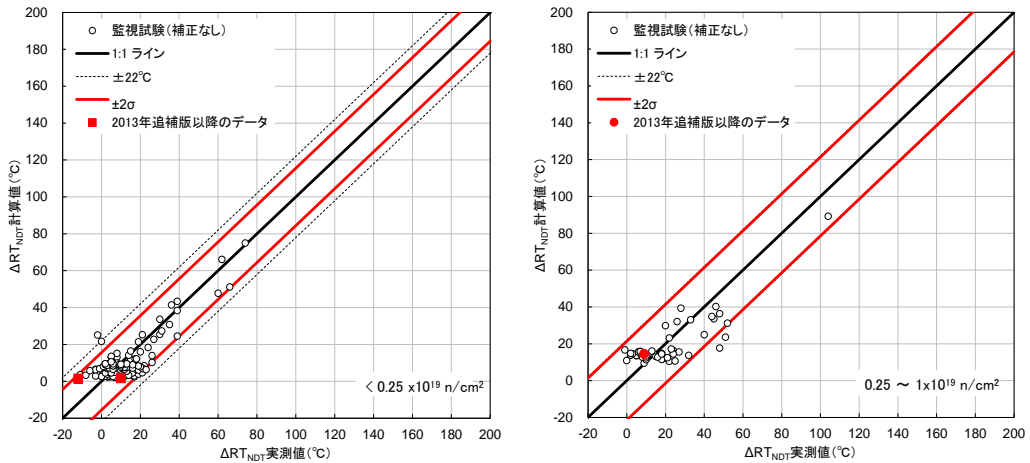


図 1 9 監視試験回数と残差 (Mc 補正なし) の信頼区間の上限
(2013 年追補版までのデータ)

監視試験回数による残差 (Mc 補正なし) の信頼区間の上限 (第 4 回以降を除く。) は PWR で 18.2°C~24.0°C、BWR で 12.4°C~17.7°C であり、PWR の方が総じてばらつきが大きいことが分かる。BWR の第 4 回以降については平均残差が大きい、データが得られているのは 1 プラントのみであるため、ばらつきが大きくなったものと考えられる。

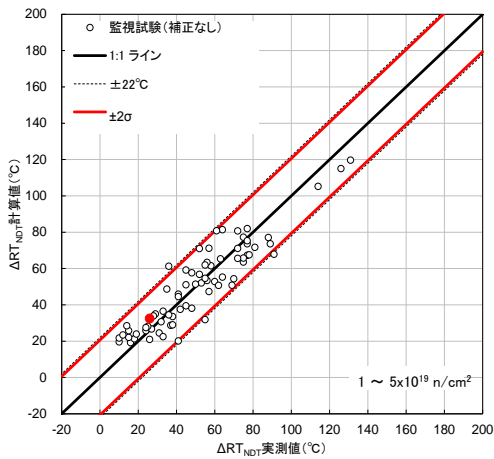
c) 中性子照射量の区分による評価

日本電気協会が作成した中性子照射量と残差(Mc補正なし)の関係をもとに、中性子照射量を4つに区分し、区分ごとに残差(Mc補正なし)の信頼区間の上限との関係をまとめたものを図20及び表18に示す。

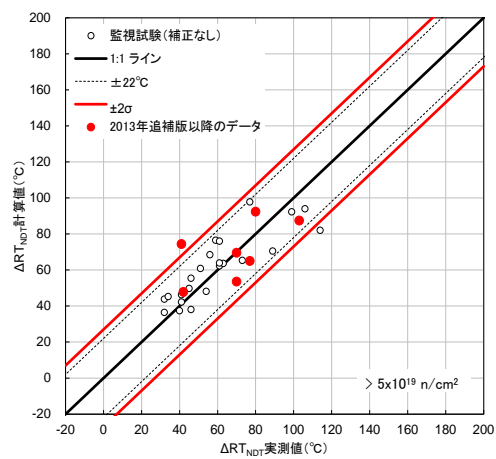


(a) 中性子照射量 $< 0.25 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$
 (標準偏差 7.8°C、平均残差: -1.3°C)
 (134 データ+新規 2 データ)

(b) 中性子照射量 $0.25 \sim 1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$
 (標準偏差 10.7°C、平均残差: -2.2°C)
 (49 データ+新規 1 データ)



(c) 中性子照射量 $1 \sim 5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$
 (標準偏差 10.3°C、平均残差: -0.5°C)
 (73 データ+新規 1 データ)



(d) 中性子照射量 $> 5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$
 (標準偏差 13.5°C、平均残差: 1.4°C)
 (23 データ+新規 7 データ)

図20 監視試験データ (Mc補正なし) ⁵⁵

⁵⁵ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第3回会合資料3-2, P19

表 1 8 区分ごとの残差 (Mc 補正なし) の信頼区間の上限

中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$)	データ数	標準偏差 ($^{\circ}\text{C}$)	平均残差 ($^{\circ}\text{C}$)	信頼区間 上限 ($^{\circ}\text{C}$)
<0.25	134(2)	7.8(7.8)	-1.40(-1.3)	17.0(16.9)
0.25~1	49(1)	10.8(10.7)	-2.38(-2.2)	24.0(23.6)
1~5	73(1)	10.4(10.3)	-0.56(-0.5)	21.4(21.1)
>5	23(7)	12.3(13.5)	1.53(1.4)	24.6(27.0)
全体	279(11)	9.5	-1.1	20.1

注：() 内の数値は、2013 年追補版以降に追加されたデータの個数及びこれを加えて再計算した値を示す。

中性子照射量区分によるデータの分布については、BWR の全データが中性子照射量 $0.25 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ 未満の場合に該当するので、当該中性子照射量の範囲の信頼区間の上限の値は BWR の値のばらつきでほぼ決定されている。中性子照射量が $0.25 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ を超える範囲は PWR の値である。

また、BWR (加速、炉壁) と PWR に区分した中性子照射量と残差 (Mc 補正なし) の相関について、日本電気協会がまとめた結果を図 2 1、図 2 2 に示す。

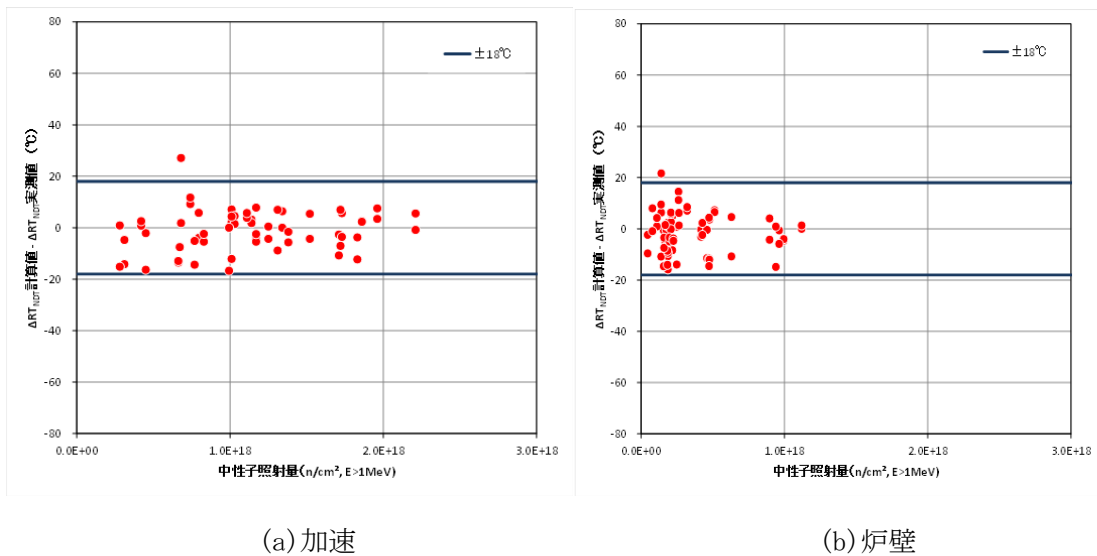


図 2 1 中性子照射量と残差 (Mc 補正なし) の相関⁵⁶ (BWR)

⁵⁶ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム会合に係る日本電気協会との面談 2015 年 6 月 19 日 資料

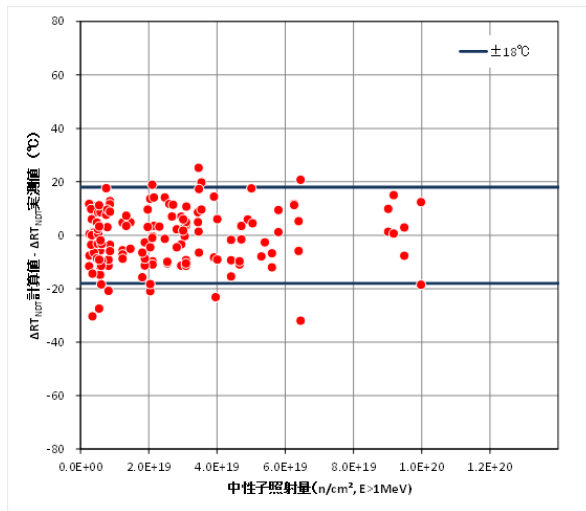


図 2 2 中性子照射量と残差 (Mc 補正なし) の相関⁵⁷ (PWR)

図 2 2 の高照射量領域における残差のばらつきは、それ以外の領域におけるばらつきと同様である。

d) 中性子束

中性子束と残差 (Mc 補正なし) の関係を図 2 3 に示す。

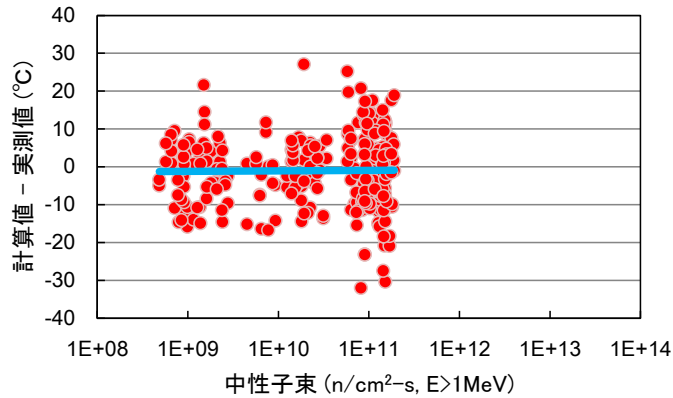


図 2 3 残差 (Mc 補正なし) の中性子束依存性⁵⁸
(青線はデータに対する回帰直線)

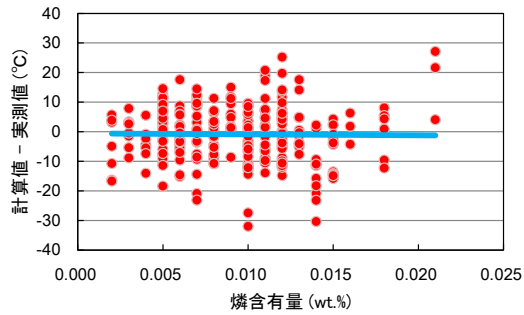
中性子束と残差 (Mc 補正なし) の関係は、監視試験データのみで評価した場合でも中性子束依存性はないといえる。

⁵⁷ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム会合に係る日本電気協会との面談 2015 年 6 月 19 日 資料

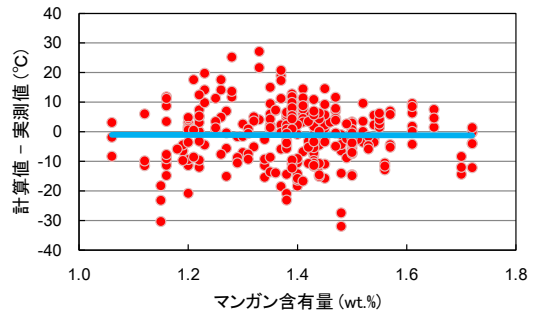
⁵⁸ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第 3 回会合資料 3-2, P11

e) 元素含有量

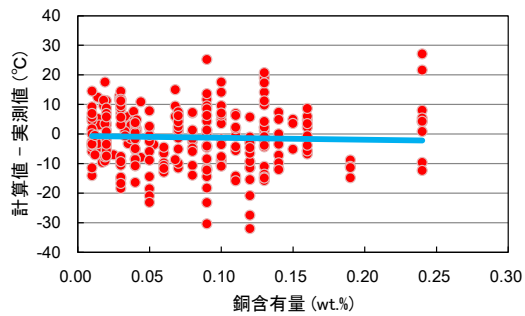
元素含有量と残差 (Mc 補正なし) の関係を図 2 4 に示す。



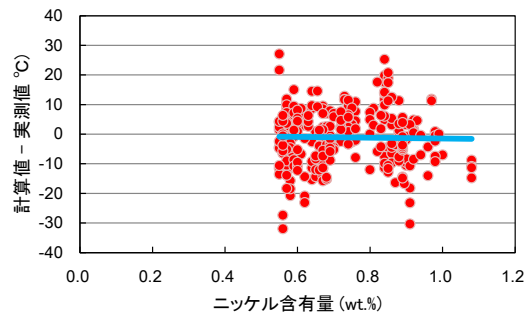
(a) リン含有量の影響



(b) マンガン含有量の影響



(c) 銅含有量の影響



(d) ニッケル含有量の影響

図 2 4 残差 (Mc 補正なし) の含有量依存性⁵⁹

(青線はデータに対する回帰直線)

それぞれの残差 (Mc 補正なし) と元素含有量に対する各回帰直線はほぼ水平であり、相関はないと判断される。

⁵⁹ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第3回会合資料3-2, P11-P12

(2) ΔRT_{NDT} 計算値と実測値の差異のばらつき

1) シャルピー衝撃試験結果から関連温度を求めることによるばらつき

日本電気協会によれば、現行規定では照射脆化予測における関連温度移行量の実測値は、監視試験片 12 個以上（照射前試験片は 15 個以上）のシャルピー衝撃試験結果から平均遷移曲線を描き吸収エネルギー 41J に対応する温度の差としている。

遷移曲線の描き方は双曲線関数を用いるのが主流であるが、双曲線関数は疑似関数として便宜的に使用しているだけであるので、当該曲線に対する関連温度のばらつきを確認することにした。

平均遷移曲線には標準誤差があることから、照射脆化予測値に用いる場合は標準誤差の影響の程度を評価しておく必要がある。

号機ごとに各回のシャルピー衝撃試験結果から平均遷移曲線に対する温度差の標準偏差の分布を調査した結果（PWR 及び BWR）を図 2 5 に示す。（遷移温度領域のデータに限るために、吸収エネルギーが上部棚吸収エネルギーの 85% を超えるもの及び 10J 未満のデータは除外。）

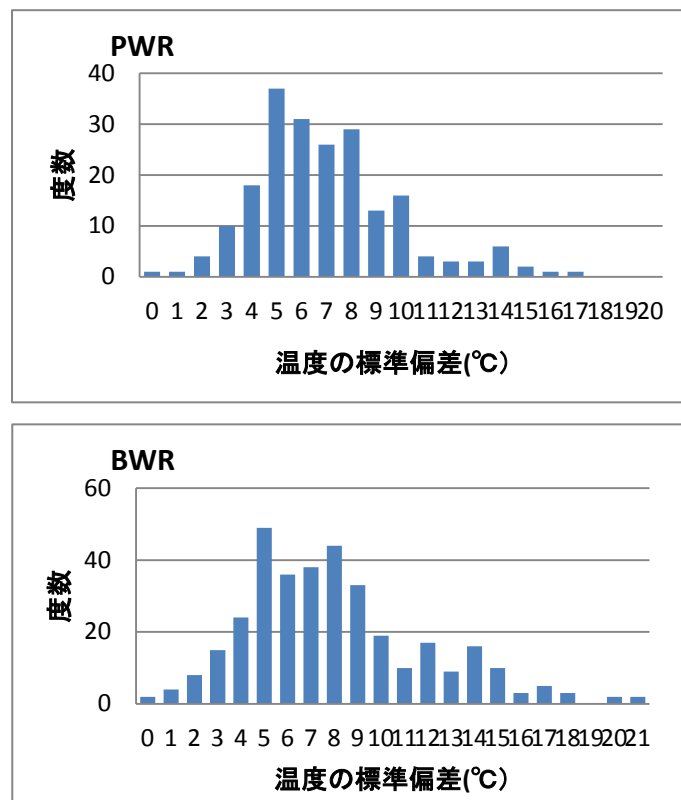


図 2 5 監視試験におけるシャルピー衝撃試験結果の平均遷移曲線に対する温度差の標準偏差の分布

標準偏差 SD と標準誤差 SE の間には、データ数を n とすると、

$$SE = SD/\sqrt{n}$$

の関係がある。

図から標準偏差は PWR の平均は約 7°C、PWR と BWR の中央値が 8°C 程度であるので、照射前及び試験回での標準偏差が共に 8°C における標準誤差を試計算した結果を、以下に示す。

- ・標準誤差に関しては、データ数 n が少ないことから t 分布を適用することが妥当であり、例えば、不偏分散算出に用いたシャルピー衝撃試験の個数を 12 個中の 9 個と仮定すると、両側 95% 信頼区間 (自由度 $n-1$ 、 $n=9$) の場合は $t=2.306$ である。
- ・したがって、上記の例の場合は平均遷移曲線に対するマージン M_t として、 $8/\sqrt{9} \times 2.306 = 6.15^\circ\text{C}$

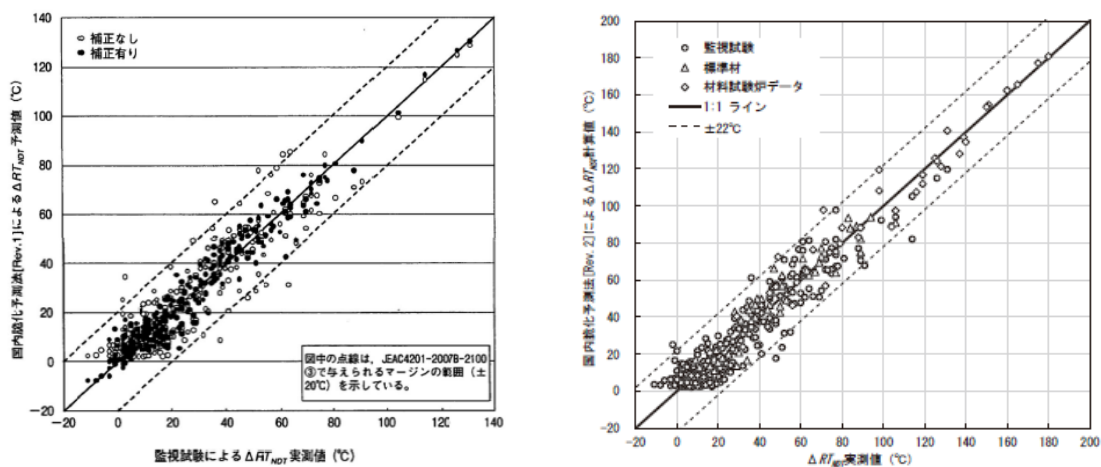
日本電気協会は、監視試験データの関連温度移行量の実測値と予測値の残差について、その発生要因には未照射及び照射後の監視試験 (シャルピー衝撃試験) による実測値のばらつき、予測に使用する評価条件の誤差・ばらつき、予測法で考慮していない因子による脆化の影響が考えられるとして、マージン M_t はマージン M_R に含まれているとしている。

また、マージン M_t はマージン M_R に含まれないとしても、マージン M_t とマージン M_R (M_c 補正ありで 18°C、 M_c 補正なしで 22°C) の二乗和平方根を計算した場合、計算結果に対するマージン M_t の寄与は小さく (例えば、上記の例では、 $\sqrt{18^2 + 6^2} = 19.0$)、直ちにマージン M_R にマージン M_t を反映する必要はないと判断される。

2) Mc 補正

a) Mc 補正による予測性の比較

国内監視試験データを母集団とした場合について、残差の信頼区間の上限の Mc 補正の有無による差を比較した結果、Mc 補正なしに比較して Mc 補正ありは残差の信頼区間の上限が小さくなっており、Mc 補正により予測性が高くなっているといえる。また、米国監視試験データを適用した場合についても、特異材を除く材料を母集団にした場合、特異材を母集団にした場合のいずれにおいても信頼区間の上限は小さくなっており、Mc 補正により予測性が高くなっているといえる（図 2 6、表 1 9 参照）。



a) Mc 補正ありとなしの比較⁶⁰

b) Mc 補正あり⁶¹（監視試験片、PWR 標準材及び試験炉照射材）

図 2 6 ΔRT_{NDT} 予測値と実測値

表 1 9 Mc 補正の有無と残差の信頼区間の上限⁶²

母集団	Mc 補正 (2013 年追補版予測式)	標準偏差 ($^{\circ}\text{C}$)	平均残差 ($^{\circ}\text{C}$)	信頼区間 上限 ($^{\circ}\text{C}$)
国内監視試験データ	なし	9.5	-1.1	20.1
	あり	5.9	-0.3	12.1
米国監視試験データ (特異材を除く)	なし	14.0	1.3	28.0
	あり	9.0	0.5	18.0
米国監視試験データ (特異材)	なし	14.9	-8.2	38.0
	あり	9.5	-2.7	21.7

⁶⁰ 2010 年追補版 解説図-SA-2120-2

⁶¹ 2013 年追補版 解説図-SA-2120-2

⁶² 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第 1 回会合資料 1-5, P15-P16、原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第 3 回会合資料 3-2, P20、電中研報告 Q12007, P19

b) 予測式上での ΔRT_{NDT} 実測値のばらつき

2013年追補版は、附属書B-2000 関連温度移行量の予測において、当該の材料に対して2個以上の監視試験による ΔRT_{NDT} の実測値がある場合、そのデータを用いて補正する M_C を規定している。

$$\Delta RT_{NDT} \text{ 予測値} = [\Delta RT_{NDT} \text{ 計算値}^{63} + M_C] + M_R$$
$$M_C = \frac{\sum_{i=1}^n \{(\Delta RT_{NDT} \text{ 実測値})_i - (\Delta RT_{NDT} \text{ 計算値})_i\}}{n}$$

ここで、

M_R は残差の標準偏差による 2σ の値－平均残差（ただし、平均残差が正の場合には、0とする）

である。

日本電気協会は M_C 補正について以下のとおり説明している。⁶⁴

- ・ M_C として、「監視試験の実測値にフィットするように補正」するものである。
- ・「 M_C が負であっても、 M_C 補正された ΔRT_{NDT} 計算値は監視試験結果の示す傾向をよく再現」しており、予測の保守性は M_C 補正ありのマージン M_R を加算することにより行う。
- ・ ΔRT_{NDT} の初期値にはばらつきがあるという知見が経験の蓄積により見いだされたことから、2013年追補版では目的関数に初期値のばらつきという概念を入れ、 M_C 補正として新たに定義し直した。

残差の標準偏差は全データを対象に算出したものであり、プラントごとや中性子照射量によって特異な傾向はなく不規則に分布していることが正規分布としてみなす前提であるので、プラントごとに特異な傾向の有無を調査した。

PWR 監視試験データについて、プラント毎の4回の試験におけるデータの分布を結果を表20に示す。 ΔRT_{NDT} 実測値が ΔRT_{NDT} 計算値(M_C 補正なし)の曲線に対して上下に不規則に分布せず、4回とも一方に偏っている母材及び溶接金属のデータ群が、18/41データ群あった。4回とも一方に偏る計算上の確率 p は $(1/2)^4 \times 2 = 1/8$ 程度である。

計算上の発生確率が0.125の事象が41回の監視試験の内、18回の監視試験で生じる確率は非常に小さいことを踏まえると、不規則に分布しているとはいえないと考えることが妥当である。

⁶³ M_C 補正なし

⁶⁴ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第2回会合資料2-4, P11、原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第3回会合議事録, P41-P42

したがって、プラント毎に残差の偏りを補正することは、正規分布としてみなす際の信頼性を高くすると評価される。

なお参考に、データ群ごとの ΔRT_{NDT} 実測値と ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし) との差について、その平均値と標準偏差 (不偏分散の平方根) から信頼区間の上限及び下限 (平均値 $\pm 2 \times$ 標準偏差) を求めたところ、信頼区間の範囲が正負のどちらか一方に偏っているもの (下限の値が > 0 又は上限の値が < 0 のもの) が 16/41 データ群あり、上記 2 項分布による分析と同様の傾向であった。

表 2 0 監視試験データの分布 (PWR)

4 回のデータ分布	実際の分布 (A)	計算上の確率 (B)	正規化 (A/B)
+側	10/41	1/16	3.9
±域	23/41	14/16	0.64
-側	8/41	1/16	3.1

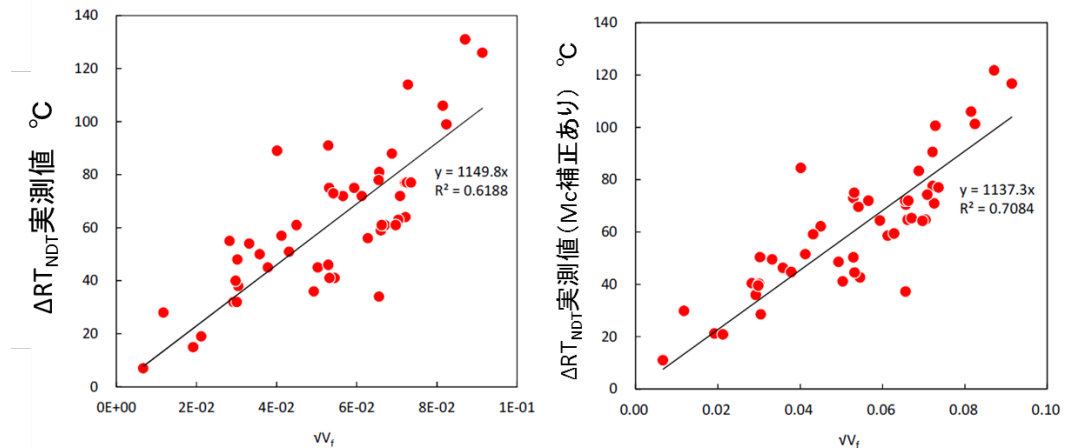
BWR では 17/24 データ群で一方に偏っていた (表 2 1 参照)。ただし、試験回数が 2 回であるので $(1/2)^2 \times 2 = 1/2$ と比較するのは十分とはいえないが、PWR と同様に不規則に分布しているとはいえないとすることが妥当である。

表 2 1 監視試験データの分布 (BWR)

2 回のデータ分布	実際の分布 (A)	計算上の確率 (A)	正規化 (A/B)
+側	9/24	1/4	1.5
±域	7/24	2/4	0.58
-側	8/24	1/4	1.3

c) 溶質原子クラスターの体積率の平方根($\sqrt{V_f}$)との関係

2013年追補版では、全国内試験データに対して得られた遷移温度上昇量(ΔRT_{NDT})と溶質原子クラスターの体積率の平方根($\sqrt{V_f}$)の間には比例の相関がある(図27(a))との知見が採用されている。



(a) ΔRT_{NDT} 実測値

(b) ΔRT_{NDT} 実測値 (Mc 補正あり)

図27 「 ΔRT_{NDT} 実測値」と $\sqrt{V_f}$ の相関⁶⁵

ΔRT_{NDT} 実測値 (Mc 補正あり) : ΔRT_{NDT} 実測値から Mc を引いた値

図の縦軸 ΔRT_{NDT} を Mc で補正した場合には、相関係数が改善している(図27(b))。

d) 個別プラントの監視試験片の予測式への反映(傾き補正)

米国の予測式では、2個以上の ΔRT_{NDT} 実測値がある場合に、 ΔRT_{NDT} 計算値⁶⁶を実測値に合わせて補正する方法が Regulatory Guide 1.99 Rev.2(1988)の方法及び 10CFR50.61(1995)予測式の方法において、傾きを補正する目的で導入されている。

同様な補正は「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC4201-2004)」(以下「2004年版」という。)の付録1(a)③において、次のように規定されている。

$$\Delta RT_{NDT} \text{ 計算値} = [CF_C] \cdot [FF_R]_{(f)}$$

$$[CF_C] = \frac{\sum_{i=1}^n \left\{ \left(\Delta RT_{NDT} \text{ 実測値} \right)_i \cdot [FF_R]_{(fi)} \right\}}{\sum_{i=1}^n \left\{ \left([FF_R]_{(fi)} \right)^2 \right\}}$$

ここで、 $[CF_C]$: 化学成分による係数 $[CF_R]$ の補正值

n : 監視試験データ数

⁶⁵ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第2回会合資料2-4, P25

⁶⁶ Mc 補正なし

$(\Delta RT_{NDT} \text{実測値})_i$: 第 i 回監視試験より得られた ΔRT_{NDT} の実測値 (°C)

f_i : 第 i 回監視試験の中性子照射量

$[FF_R]_{(f)}$: 中性子照射量 f による係数

e) Mc の値が負の場合の補正方法

2013 年追補版は、 ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正あり) の値が負となる場合は、 ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正あり) の値を 0 とすると規定している。図 2 8 に Mc が負の値となる場合の脆化予測の例を示す。

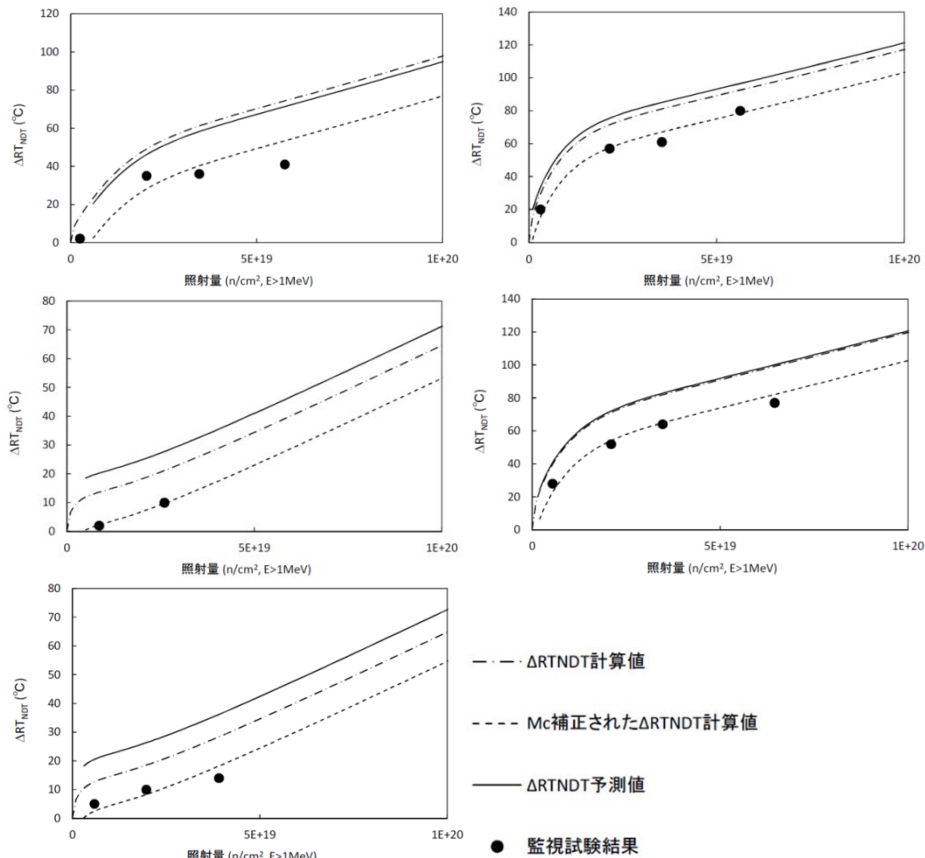


図 2 8 Mc が負の値となる場合の脆化予測の例⁶⁷

日本電気協会は、Mc が監視試験データの実測値と計算値の差を材料ごとに平均した値として計算されることから、Mc のばらつきは全監視試験データの実測値と計算値の差のばらつきより小さいと考えられているとしており、Mc の絶対値は基本的に M_R の値より小さいと考えられるとしている。また、Mc 補正は個別プラントごとの初期値を反映していると考えられるが、それだけでなく、個別プラントの脆化状態を適切に反映するものであるとの説明があった⁶⁸。

⁶⁷ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第 2 回会合資料 2-4, P12-P13

⁶⁸ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第 3 回会合議事録, P11

f) Mc 補正の考え方

2013 年追補版の予測式を適用した場合、国内監視試験データ、米国監視試験データ（特異材）、米国監視試験データ（特異材以外）のいずれを母集団としても、Mc 補正を行うことにより残差の信頼区間の上限が小さくなっているといえる。

3) マージン MR の変更

日本電気協会は、予測式による国内監視試験データの ΔRT_{NDT} 実測値と ΔRT_{NDT} 計算値の差異に対して、信頼区間の上限側として Mc 補正なしの場合でマージン MR を 20°C から 22°C に、Mc 補正ありの場合は MR を 10°C から 18°C に変更している（表 2 2 参照）。

表 2 2 マージン MR

2013 年追補版	2007 年版
ΔRT_{NDT} 予測値 = ΔRT_{NDT} 計算値 + MR……(2) MR はマージン ($^{\circ}\text{C}$) であり 22°C である。 [解説-附属書 B2100-3] 予測誤差の標準偏差 σ : 9.5°C 、平均予測誤差 μ : -1.1°C に基づき設定している (MR = $2 \times 10 + 2 = 22^{\circ}\text{C}$) ④ ΔRT_{NDT} 予測値 = [ΔRT_{NDT} 計算値 + Mc] + MR……(8) この場合、(8) 式のマージンは、MR = 18°C とすることができる。 [解説-附属書 B2100-3] この値は、第 n 回監視試験 ($n \geq 3$) の ΔRT_{NDT} 実測値に対する、第 n-1 回までの監視試験の結果から求められる ΔRT_{NDT} 計算値 + Mc の予測誤差 (= [ΔRT_{NDT} 計算値 + Mc] - ΔRT_{NDT} 実測値) の標準偏差 σ : 8.2°C 、平均予測誤差 μ : 1.4°C に基づき設定している (MR = $2 \times 9 = 18^{\circ}\text{C}$)	ΔRT_{NDT} 予測値 = ΔRT_{NDT} 計算値 + MR……(2) MR = $2 \sigma_{\Delta R}$ $\sigma_{\Delta R}$ は ΔRT_{NDT} 計算値に関する標準偏差であり、 10°C である。 ④ ΔRT_{NDT} 予測値 = [ΔRT_{NDT} 計算値 + Mc] + MR……(8) この場合、(8) 式のマージンは、MR = $\sigma_{\Delta R}$ とすることができる。

2007 年版では、Mc 補正の有無によってマージン MR を $\sigma_{\Delta R}$ または $2 \sigma_{\Delta R}$ としていたが、2013 年追補版では、Mc 補正の有無にかかわらず、マージン MR を $2 \sigma - \mu$ (ただし $\mu > 0$ の場合、 $\mu = 0$ とする) に統一させたものであり、より保守的になっていることから考え方としては妥当と判断される。

B-2100④のただし書は、 ΔRT_{NDT} 実測値が ΔRT_{NDT} 予測値を上回った場合は ΔRT_{NDT} 実測値を包含するように MR を補正することを規定しているが、2013 年追補版で表 2 3 のように改定されている。

MRMAX は保守的に予測を行うものであり、新たに MRMAX を設定したことは問題ないといえる。

表 2 3 B-2100 における Mr の補正

2013 年追補版	2007 年版
<p>ただし、監視試験による ΔRT_{NDT} の実測値が (8) 式で求まる ΔRT_{NDT} 予測値を上回った場合は実測値を包含するように Mr を定め直す。なお、n が 3 以上の場合で、かつ以下の a. に該当する場合においては、監視試験で求められた最大の中性子照射量を超えて ΔRT_{NDT} 予測値を定める場合に限り、Mr にさらに以下の MrMAX を加えた値を Mr として定め直す。</p> <p>a. 第 n-1 回までのすべての監視試験データを用い、(9) 式右辺の n を n-1 に置き換えて求めた Mc に基づき (8) 式で求められる第 n 回監視試験の ΔRT_{NDT} 予測値を求める。第 n 回監視試験の ΔRT_{NDT} 実測値がこの ΔRT_{NDT} 予測値を上回る場合には、ΔRT_{NDT} 実測値 - ΔRT_{NDT} 予測値を MrMAX と定める。</p> <p><参考></p> $\Delta RT_{NDT} \text{ 予測値} = [\Delta RT_{NDT} \text{ 計算値} + Mc] + Mr \dots\dots (8)$ $Mc = \frac{\sum_{i=1}^n \{(\Delta RT_{NDT} \text{ 実測値})_i - (\Delta RT_{NDT} \text{ 計算値})_i\}}{n} \dots\dots (9)$	<p>ただし、監視試験による ΔRT_{NDT} の実測値が (8) 式で求まる ΔRT_{NDT} 予測値を上回った場合は実測値を包含するように Mr を定めなおす。</p>

(3) 基本モデル式に係る新知見

日本電気協会によれば、照射脆化の研究動向について以下のように把握しているとしている⁶⁹。

- ① 照射脆化の要因についての国外を含めた主な議論は、熱時効、中性子照射量の影響、添加元素の影響、中性子束の影響等である。
- ② 熱時効については、ロシア製 WWER-1000 原子炉の圧力容器鋼において熱時効を考慮に入れる研究が進んでいるが、WWER-440 原子炉の圧力容器鋼では考慮されていない。日本とほぼ同等の鋼材を使用する欧米の研究でも熱時効により脆化が進むとの実験的証拠はなく、熱時効を予測法の中で取り上げる動きはなく、60 年を超える長期の運転を考える場合の検討対象と理解している。
- ③ 中性子照射量の影響については、中性子照射量の高い国内監視試験データを用いた検討が行われ、詳細なミクロ組織観察等を通じて新たな脆化要因は認められないとの結論が得られており、破壊靱性検討会でもこの結果を確認済である。
- ④ 添加元素の影響については、国外ではリンやマンガンの影響を考慮する予測式もあるが、国内データベースではリンと銅の含有量には相関があり分離が難しいこと、残差がリン及びマンガンに依存しないことから、特段の考慮は不要と考える。
- ⑤ 中性子束については、その影響を考慮する予測法と考慮しない予測法が見られるが、考慮しない予測法では低中性子束で照射された銅含有量の多い国内の監視試験片の脆化を過小評価しており、低照射領域での中性子束の違いを考慮することが必要不可欠である。
- ⑥ 最近では国内監視試験材料に対する中性子束の高い領域での中性子束の影響に関する研究成果が発表されており、必要に応じてこれらの成果を次回改定に取り込むことを検討する。現時点ではその影響の考慮がなくても、必要な精度での予測が行われている。

原子力安全・保安院は、「原子炉圧力容器の中性子照射脆化について」（平成 24 年 8 月原子力安全・保安院）の中で、監視試験片の微細組織観察等を行い、2007 年版の予測式の前提となっている脆化メカニズムについては、直ちに見直す必要はないものと考えられるとしている。

上記③、④等に関連し、従来よりいわゆる LBE (Late Blooming Effect) として、中性子照射量が高い領域 ($5 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 程度) でマンガン、ニッケルからなる溶質原子クラスターが新たに生成することが示唆されていた^{70, 71}。

⁶⁹ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第 2 回会合議事録, P31-P34

⁷⁰ G. R. Odette and G. E. Lucas, "Recent Progress in Understanding Reactor Pressure Vessel Steel Embrittlement." Rad. Effects Defects Solids, 144, P189-P231, (1998)

⁷¹ G. R. Odette and G. E. Lucas, "Embrittlement of Nuclear Reactor Pressure Vessels" JOM, 53 (7), P18-P22, (2001)

本技術評価において、その後の文献を調査を行った結果、LBE は脆化因子として言及されているが、脆化に影響するような観察例はなく^{72, 73, 74, 75, 76, 77, 78}、LBE として顕在化するための材料組成、中性子束、中性子照射量は明らかでない。例えば、フランスの監視試験片の分析によれば、上記クラスターが観察されているが、中性子照射量の違いにより数密度の増加速度、組成等に変化がないことが確認されている。したがって、現時点において $5 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 以上の高中性子照射量領域において LBE の存在を示す知見は得られていない。

⁷² H. F. Huang, B. Radlguet, P. Todeschini, et al, "Evolution of the Microstructure of A french Reactor Pressure Vessel Steel under Neutron Irradiation," Proc. Fontevraud 7, Sept. 26-30, 2010, Avignon, France, (2010)

⁷³ F. J. Philippe, R. Christelle, M. Alain, et al, "Reactor Pressure Vessel: EDF R&D Program to Support Lifetime Management," Proc. the ASME 2011 Pressure Vessels & Piping Division Conference (PVP2011), July 17-21, 2011, Baltimore, MD, (2011)

⁷⁴ E. Altstadt, F. Bergner, "Irradiation Damage and Embrittlement in RPV Steels under the Aspect of Long Term Operation - Overview of the FP7 Project Longlife," Proc. the 18th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE18), May 17-21, 2010, Xi'an, China, (2010)

⁷⁵ R. K. Nanstad, G. R. Odette, "Ensuring the Performance of Nuclear Reactor Pressure Vessels for Long-Time Service," Proc. the ASME 2010 Pressure Vessels & Piping Division / K-PVP Conference (PVP2010), July 18-22, 2010, Bellevue, WA, (2010)

⁷⁶ T. Takeuchi, A. Kuramoto, J. Kameda, et al, "Effects of Chemical Composition and Dose on Microstructure Evolution and Hardening of Neutron-Irradiated Reactor Pressure Vessel Steels," J. Nucl. Mat., Vol.402, P93-P101, (2010)

⁷⁷ Y. Nakamuta, G. Nozaki, T. Saruwatari, et al, "Reactor Pressure Vessel Integrity of Genkai Unit 1," Proc. Fontevraud 8, Sept. 15-18, 2014, Avignon, France, (2014)

⁷⁸ H. Hein, E. Keim, J. Barthelmes, et al, "Practical Implications for RPV Irradiation Surveillance under Long Term Operation Based on Latest Research Results," Proc. Fontevraud 8, Sept. 15-18, 2014, Avignon, France, (2014)

(4) 2010年追補版の技術評価書

1) 2010年追補版の技術評価で付した条件（銅含有量が0.16%を超える材料の関連温度の予測性）

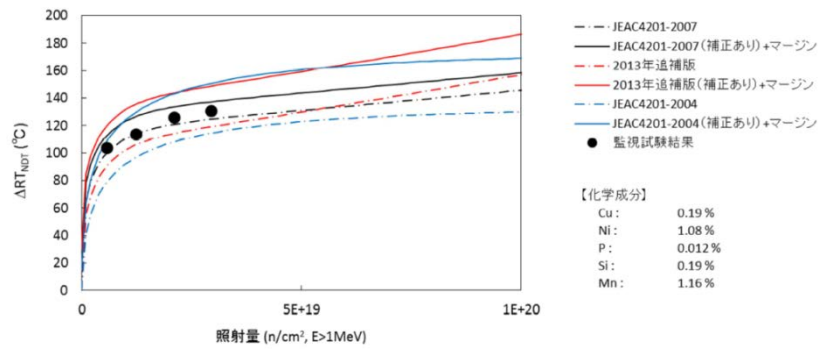
2007年版の予測式は、2007年版に関する技術評価書(平成21年8月)⁷⁹において、「規制に適用する上で重要な予測の保守性と汎用性に関し、2004年度版までの予測式との比較において妥当と判断するに至っておらず更に確認が必要である。」と評価されていた。

2010年追補版に関する技術評価書(平成23年5月)⁸⁰においては、2007年版の予測式は銅の含有量が0.16%を超える場合について、Linde80等の特異材を除く米国の監視試験実測値でニッケルが多い材料は過大評価していること、ニッケル含有量が少ないと残差(Mc補正なし)は負に、多いと正になる傾向が見られることを指摘し、残差(Mc補正なし)の分布が一様ではない可能性を否定できないとしている。2007年版の予測式によるこのような傾向は、2004年版では顕著でないことから、2007年版の関連温度移行量の予測を、銅含有量が0.16%を超える材料に適用するに当たっては、評価期間における RT_{NDT} 調整値⁸¹が2004年版の関連温度移行量の予測による RT_{NDT} 調整値を下回る場合、評価に用いる RT_{NDT} 調整値は、2004年版の関連温度移行量の予測により得られる RT_{NDT} 調整値とする条件を付している。銅含有量が0.16%を超える3プラントの監視試験片について、日本電気協会が2004年版と2013年追補版の予測式を適用した結果を、図29に示す。

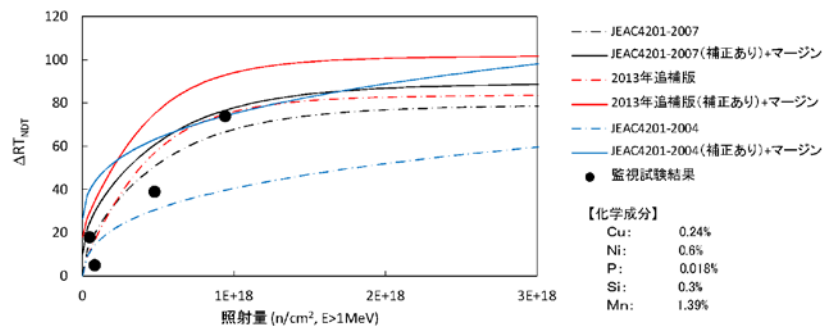
⁷⁹ 日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201-2007)及び「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」(JEAC4206-2007)に関する技術評価書(平成21年8月 原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ)

⁸⁰ 日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201-2007) [2010年追補版]に関する技術評価書(平成23年5月 原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ)

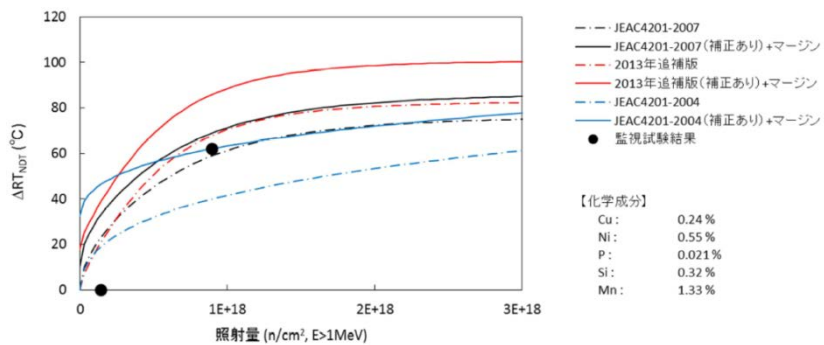
⁸¹ RT_{NDT} 調整値 = RT_{NDT} 初期値 + ΔRT_{NDT} 予測値



(a) プラント P1 溶接金属



(b) プラント B1 母材 (炉壁)



(c) プラント B15 母材 (炉壁)

図 29 銅含有量が 0.16%を超える 3 プラントの予測式⁸²

銅の含有量による予測式への影響については、2004年版の予測式よりも2013年追補版の予測式が概ねより保守的な予測値を与えていることから、2004年版を適用する必要性はないと判断される。

しかし、なお、銅含有量が0.16%を超えてニッケル含有量が多い材料の場合について、米国の監視試験データでは、 ΔRT_{NDT} 計算値 (Mc 補正なし) - 実測値の値が +60°C 前後のものがあり、2007年版の予測式と同様に過大評価される点は解消されていないものの、結果としては保守的であり問題とはならないといえる (図

⁸² 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第2回会合資料 2-4, P17

30、図11の(a)、(c)参照。

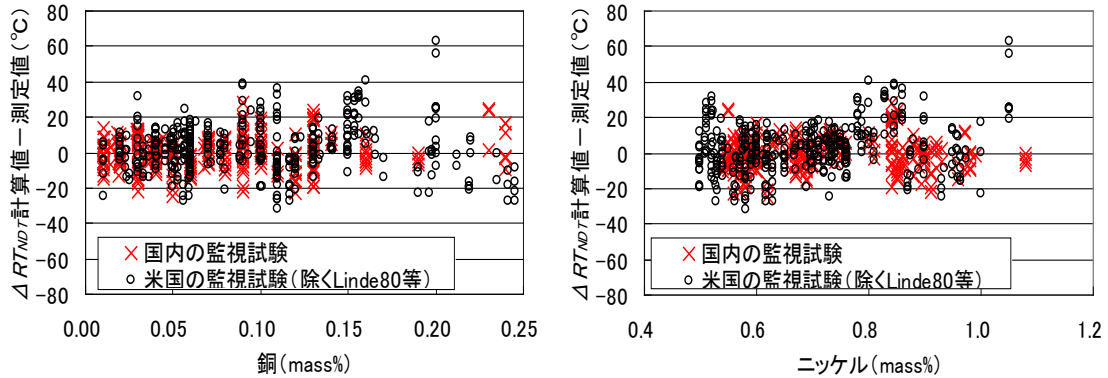


図30 2007年版の元素含有量と残差 (Mc補正なし)⁸³

2) 2010年追補版の取扱い

2013年追補版による ΔRT_{NDT} 予測値について、日本電気協会から提示された脆化予測曲線⁸⁴によると、銅含有量が小さい材料の場合には中性子照射量が小さいこともあり曲線もほとんど平坦であり脆化が進まないと予測されている。2013年追補版には2007年版よりも非保守的な予測になっているものもある(図31参照)が、その差は十分小さく、2007年版に代えて2013年追補版を適用しても問題ないと考えられる。

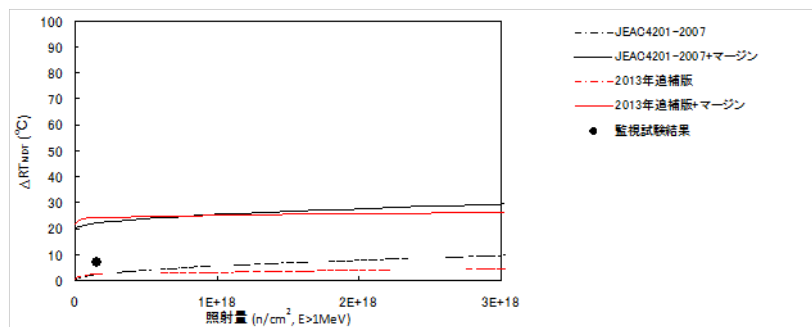


図31 ΔRT_{NDT} 予測値⁸⁵ (プラントB9母材)

⁸³ 日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007) [2010年追補版]」に関する技術評価書 (平成23年5月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ)

⁸⁴ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第2回会合資料2-4, 添付1, 添付3-1, 添付3-2

⁸⁵ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム 第2回会合資料2-4, 添付3-2, P添3-2-4

4.3 技術評価のまとめ

(1) 変更点（改定内容）の技術評価

1) 本文規定（附属書B）の改定

4.1及び4.2で検討した結果、2013年追補版の予測式は規制に当たって適用可能と考える(図3.2参照)が、他方、中性子照射量が高い領域では、関連温度が従来の予測以上に増大するような脆化メカニズムが国内外で確認されていないものの、その可能性が否定されているとまではいえないことから、個別プラントの監視試験片をより多く取り出し、個別プラントの監視試験データに基づくMc補正を行い、その予測値の信頼性を向上させることが求められる。

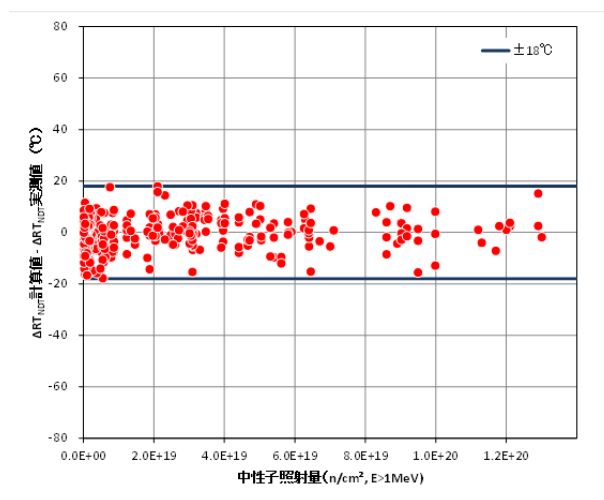


図3.2 中性子照射量と残差（Mc補正あり）の相関⁸⁶

したがって、特定時点での原子炉压力容器の健全性を評価するための関連温度を予測⁸⁷するにあたり、中性子照射量が高い領域に対する関連温度の予測であって、特定時点の中性子照射量を上回る条件⁸⁸でのデータが当該プラントに設置された監視試験片によって得られていない場合には、

○特定時点の関連温度の予測に2013年追補版は適用可能である

○ただし、原子炉压力容器内面における中性子照射量が当該プラントから取り出

⁸⁶ 原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム会合に係る日本電気協会との面談 2015年6月19日 資料, 図2(6)-1 中性子照射量と残差の相関の回帰分析

⁸⁷ 例えば、30年運転後の高経年化技術評価において10年後（運転開始後40年後）の関連温度を予測するにあたり、既に取り出されている監視試験片の中性子照射量が $4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 、運転開始後40年の原子炉压力容器内面に想定される中性子照射量が $5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ であれば、

- ・40年後の関連温度を2013年追補版により予測することは可能であるが、
- ・原子炉压力容器内面に想定される中性子照射量が $4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を上回る時点の前に次の監視試験片を取り出し、当該監視試験片のデータをMc補正に用いて運転開始後40年の関連温度を再予測する。監視試験片の中性子照射量が $5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を上回るまで、監視試験片の取り出しと関連温度の再予測を行う。

⁸⁸ 特定時点での炉表面の照射量（計算値）が、これまでに取り出された当該プラントに設置された監視試験片の中性子照射量より大きい場合

された監視試験片の中性子照射量を上回る時点の前に、新たな監視試験片を取り出し、当該監視試験片の追加データも用いて特定時点の関連温度を再予測することとする。

また、既に特定時点の原子炉压力容器内面の中性子照射量に相当する監視試験片のデータが得られている場合も含め、運転開始後 40 年を超えて運転を行う場合には、少なくとも運転開始後 40 年から 50 年の間に一度、更に運転開始後 50 年から 60 年の間に一度、監視試験片を取り出すこととし、その予測値の信頼性の向上を図ることが求められる。

本条件を課す高照射量領域の範囲（下限）については、新たな脆化メカニズムが生じる可能性が否定されているとまではいえないことから、より保守的に高照射量領域の下限を設定することが必要である。

2007 年版に規定されている標準監視試験計画では、最終の取り出し時期として相当運転期間（32EFPY。稼働率を 80%とした場合の 40 年運転に相当）と定めていることから、PWR において現時点における 32EFPY 相当の中性子照射量の最も小さい値が $2.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ であること、32EFPY 相当であれば標準監視計画により全プラントのデータが蓄積されつつあること、また、実際、 $2.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 以下のデータは事業者により蓄積されていることから、当面の間、関連温度を予測する中性子照射量が $2.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を上回る領域において本条件を課すこととする。

なお、BWR の監視試験については、中性子照射量が低く、PWR 及び BWR の多数の監視試験データが得られており、その予測性についても特段の問題はないことから、評価対象となる運転期間相当の中性子照射量を上回る条件での監視試験データ取得を行う必要はないと考える。

また、破壊靱性確認試験方法規程については、関連温度移行量の予測において、2007 年版を引用している箇所は、2013 年追補版を適用するものとする。

2) 解説の改定

技術評価の対象外であるが、本文規定を変更するものでないことを確認した。

(2) 過去の技術評価において適用に当たっての条件とされた事項

過去の技術評価において適用に当たっての条件とされた事項 1 件⁸⁹について、反映状況を確認し評価した結果、削除することとした。

⁸⁹ 4.2.3 関連温度移行量の予測 (4)2010 年追補版の技術評価書

5. 2013年追補版の適用に当たっての条件

5.1 技術基準における位置付け

原子炉構造材の監視試験方法 2013 年追補版は、技術基準規則の安全設備を規定している第 14 条及び監視試験片を規定している第 22 条を満足する仕様規定として、技術基準規則の解釈の第 14 条、第 22 条及び別記-6 中に位置付けることができる。

5.2 適用に当たっての条件

原子炉圧力容器内面の特定時点の関連温度を予測するにあたり、特定時点に想定される原子炉圧力容器内面の中性子照射量が、 $2.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を上回る場合であって、かつ、当該プラントから既に取り出された監視試験片に対する中性子照射量を上回っている場合には、原子炉圧力容器内面の中性子照射量が既に取り出された監視試験片の中性子照射量を上回る時点の前に、次の監視試験片を取り出し、新たに取り出された監視試験片から得られたデータに基づき、特定時点の関連温度の再予測を行うこととする。

また、原子炉圧力容器内面の中性子照射量が、 $2.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を上回る場合であって、運転開始後 40 年を超えて運転を行う場合には、運転開始後 40 年から 50 年の間に少なくとも一度、更に運転開始後 50 年から 60 年の間に少なくとも一度、監視試験片を取り出し、必要な関連温度の再予測を行うこととする。

したがって、2013 年追補版の適用に当たっては、附属書表 B-2100-3 国内脆化予測法の適用範囲において、(注記)に以下を加える。

- ・原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量 ($E > 1 \text{MeV}$) が $2.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を上回る場合は、以下の①及び②を満足すること。
 - ① 原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量 ($E > 1 \text{MeV}$) が、これまでに取り出された監視試験片の中性子照射量を超えない時期に、新たな監視試験片を取り出して関連温度移行量を予測すること。
 - ② 運転開始後 40 年を超えて運転を行う場合には、運転開始後 40 年から 50 年の間に少なくとも一度、更に運転開始後 50 年から 60 年の間に少なくとも一度、監視試験片を取り出して関連温度移行量を予測すること。

また、破壊靱性確認試験方法規程については、関連温度移行量の予測において、2007 年版を引用している箇所は、2013 年追補版を適用するよう以下に置き換える。

- ① C-2000 記号において、「JEAC4201-2007 附属書 B の B-2100」とあるのは、「JEAC4201-2007[2013 年追補版]附属書 B の B-2100」に読み替える。
- ② C-3230 破壊靱性 (K_{Ic}) の実測値がある場合において、(2)の「 σ_{Δ} 」とあるのは、「 $2\sigma_{\Delta}$ 」と読み替える。

6. 技術評価を受けた今後の対応

(1) 得られた監視試験データが2013年追補版に基づく予測値を上回っている場合の日本電気協会の対応

得られた監視試験データが2013年追補版に基づく予測値を上回っている場合には、当該データを予測式の修正に活用することが重要である。

したがって、日本電気協会に対し、監視試験データが2013年追補版に基づく予測値を上回っている場合には、当該データによる予測式への影響を評価し、その評価結果を原子力規制委員会に報告することを求める。

(2) 今後の改定される「原子炉構造材の監視試験方法」に対する技術評価の視点

今回の技術評価を踏まえ、改定される「原子炉構造材の監視試験方法」に対する技術評価に当たっては、以下を評価の視点に含めることとする。

① 予測式の係数最適化に関する技術的妥当性の視点

1) データの重み付け

2013年追補版の基礎となっている研究では、監視試験データをEFPYの二乗で重み付けを行い、また一部の試験炉照射材データを二度使用し、係数の最適化を行っていた。こうした重み付けは、その重み付けの考え方によって予測式に大きな影響を与えるものであり、その重み付けには合理的理由があつてしかるべきであり、入力データにより予測値がより大きくなるよう予測式の係数最適化が行われていることを確認する。

2) 試験炉照射材データの取扱い

試験炉照射材データを用いている場合には、データの取扱いが妥当であるか(試験温度等のデータ値に幅がある場合には保守的な入力値としているか等)について確認する。

② 基本モデル式を改定する場合の視点

日本電気協会は2013年追補版の次期改定の検討において、基本モデル式の見直しの可否を検討するとしているが、物理的現象を考慮したモデルとして改定するのであれば、日本金属学会や日本原子力学会等の関連する学協会と連携していたかを確認する。

また、本検討チームの議論の中で今後の予測式改善に寄与する可能性があると指摘があつた事項⁹⁰が考慮されていることを確認する。

⁹⁰ ・引張試験結果の予測式への反映

・シャルピー衝撃試験やドシメーターによる中性子照射量等の測定誤差が予測式に与える影響
・銅の含有量が0.16%を超え、ニッケルが多い材料の場合は予測値が過大になること

なお、本技術評価に際して、2013年追補版の予測式の基礎となる電中研報告 Q12007 や2013年追補版の解説等の中で、その妥当性を示す上で必要な情報が必ずしも明らかでなく、原子力規制庁の評価作業の中で確認された。例えば、使用するデータの重み付けの方法、実測値（照射条件に基づく計算値）が存在するにもかかわらず当該データを入力値として使用しなかったこととその理由等である。

今後の技術評価に当たっては、規格又はその規格の基礎となる文献等の中に、その妥当性を示す上で必要な事項が記載されているかについても確認する。

（３）一層の進展が期待される研究

本技術評価においては、Mc補正について簡単な分析を行った上で、個別プラントのデータを予測値に反映するものであり、予測値の信頼性向上に寄与することを確認し、規制に活用できるとした。

個別プラントごとに予測値に対して偏りが生じることについて、今後、更に原因分析を行うことは、予測の信頼性を向上するために有効と考えられる。

（４）日本電気協会における中立性、透明性及び公開性の一層の確保

原子力規制委員会は、日本電気協会を含む原子力関連学協会規格類協議会と意見交換を行っており、同協議会は、①更なる透明性確保のための規格策定の在り方については継続的に検討を行う、②学協会規格に関する高い品質保証は重要な課題として取り組むとしている。

日本電気協会を含む協議会の中立性、透明性及び公開性については、個別の技術評価のみではなく、同協議会と原子力規制委員会の意見交換を通じて、それらの一層の確保に向けて取組を進めていく。