資料２

原子炉構造材の監視試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価書並びに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の改正

令和７年９月17日
原 子 力 規 制 庁

１．趣旨

本議題は、原子炉構造材の監視試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価書（以下「技術評価書」という。）案並びに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（原規技発第1306194号。以下「実用炉技術基準規則解釈」という。）の改正案に関する意見公募において提出された意見（以下「提出意見」という。）に対する考え方についての了承を諮るとともに、技術評価書及び実用炉技術基準規則解釈の改正の決定について付議するものである。

２．経緯

令和７年度第17回原子力規制委員会（令和７年７月２日）において、技術評価書案及び実用炉技術基準規則解釈の改正案に対する意見公募の実施が了承され、意見公募を実施した。その結果は以下のとおり。

３．意見公募の実施結果等

（１）行政手続法（平成５年法律第88号）第39条第１項の規定に基づく意見公募

① 対象：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の一部を改正する規程（案）
② 実施期間：令和７年７月３日から同年８月１日まで（30日間）
③ 実施方法：電子政府の総合窓口（e-Gov）及び郵送
④ 提出意見数：２件[1]

（２）任意の意見公募

① 対象：日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC 4201-2007)[2024年追補版]」に関する技術評価書案
② 実施期間：令和７年７月３日から同年８月１日まで（30日間）
③ 実施方法：電子政府の総合窓口（e-Gov）及び郵送
④ 提出意見数：１件[1]

４．提出意見に対する考え方（委員会了承事項）

提出意見のうち、技術評価書案についての意見に対する考え方を別紙１のと

[1] 提出意見数は、総務省が実施する行政手続法の施行状況調査において指定された提出意見数の算出方法に基づく。なお、今回の意見公募において、提出意見に該当しないと判断されるものは、任意の意見公募において１件であった。

おり、実用炉技術基準規則解釈の改正案についての意見に対する考え方を別紙２のとおり了承いただきたい。

５．実用炉技術基準規則解釈の改正等（委員会決定事項）

（１）技術評価書

技術評価書について、別紙３のとおり決定いただきたい。

（２）実用炉技術基準規則解釈の改正

実用炉技術基準規則解釈の改正について、別紙４のとおり決定いただきたい。

また、この改正については、原子力規制委員会で決定された日から施行することとしたい。

＝別紙及び参考資料＝

別紙１　日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC 4201-2007)[2024年追補版]」に関する技術評価書案に対する意見及び考え方（案）

別紙２　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の一部を改正する規程（案）に対する意見及び考え方（案）

別紙３　日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC 4201-2007)[2024年追補版]」に関する技術評価書案

別紙４　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の一部を改正する規程（案）

参考１　原子炉構造材の監視試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価書案及び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の改正案並びにこれらに対する意見公募の実施等(令和７年度第17回原子力規制委員会　資料１（抜粋))

（案）

別紙１

日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）［2024年追補版］」に関する技術評価書案に対する意見及び考え方

令和７年　月　日

整理番号	日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC 4201-2007) [2024年追補版]」に関する技術評価書	
	意見	考え方
1	「表-SA-2362-1 最少カプセル数及び取り出し時期」の（注）7.「原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E ＞ 1 MeV）が 2.4×10^{19} n/cm2 を上回る場合は，原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E ＞ 1 MeV）が，これまでに取り出された試験用カプセルの中性子照射量を超えない時期に，新たな試験用カプセルを取り出すこと。」は（注）に記載されているが、（注）は補足説明であるので本文規定とすることを要望する。[1] 表-SA-2362-1 は、（注）も含めてすべて要求事項として明確に規定しています。そのため、表の注記であったとしても、本文規定と同等であり、必ずしも本文規定とする必要はないと考えています。	➢ 「日本電気協会原子力規格委員会規格作成手引き」(2020年12月３日 一般社団法人日本電気協会 原子力規格委員会）の「３．６ 各構成要素の記載事項」（８）f. において、「分かり易さの向上のため，例示，備考，注，参考等を使用してもよい。」とあるように、（注）は分かりやすさの向上のために使用されるものであると理解しています。 ➢ 「表-SA-2362-1 最少カプセル数及び取り出し時期」の（注）７．の記載は、原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E＞1MeV）が2.4×10^{19} n/cm^{2}を上回る場合における試験用カプセルの取り出し時期に係る明確な要求事項であることから、当該表の（注）ではなく本文に明確に規定することを要望しているものです。 ➢ したがって、原案のとおりとします。

[1] 日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC 4201-2007) [2024 年追補版]」に関する技術評価書案の「4.技術評価の内容」の「4.1 標準監視試験計画」（３）に記載されている。

（案）

別紙２

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の一部を改正する規程（案）に対する意見及び考え方

令和７年　月　日

整理番号	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	
	意見	考え方
1	日本電気協会原子炉構造材の監視試験方法JEAC4201の適用に当たって別記６はなぜ故にJEAC4201として年版を書いて無いのか。際限無く総ての年版を使うことを阻止する為他と合わせて年版特定すべきでは無いか。	➢ 御意見は、技術基準規則解釈[1]別記－６のタイトルのことと推察します。これは、タイトルであり煩雑になることを避けるために「JEAC4201」と簡略化しているものですが、別記－６の本文では適用する年版を特定しています。 ➢ したがって、原案のとおりとします。 ➢ なお、適用する年版については、技術基準規則解釈第14条４及び第22条３においても、監視試験の実施等について、日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）」、日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2013年追補版]」及び日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2024年追補版]」を用いるよう特定しています。
2	技術基準規則の解釈の改正に伴う長期施設管理計画の変更手続きについて、確認したい。 令和７年７月２日第１７回原子力規制員会　資料１に、「既に認可を受けている長期施設管理計画に定める監視試験片の取り出し時期を変更する場合には、所定の手続きが必要となる。」とある。	➢ 御意見のとおり、本改正を踏まえても、既に認可を受けている長期施設管理計画に記載されている具体的な監視試験片の取り出し時期が変更とならない場合には、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）に基づく手続は不要です。 ➢ なお、同法に基づく手続を経た上で、長期施設管理計画に記載の適用規格の年版を変更することを妨げるものではありま

[1] 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（原規技発第 1306194 号）

整理番号	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	
	意見	考え方
	技術基準規則の解釈が改正となれば、「JEAC4201-2007/2024および別記-6」による監視試験片の取り出しを実施していくことになる。 長期施設管理計画に具体的な取り出し時期を明記していない場合、長期施設管理計画に記載している「JEAC4201-2007/2010および別記-6」と「JEAC4201-2007/2024および別記-6」で監視試験片の取り出し時期の考え方は異なるものの、具体的な取出し時期が変更とならない場合は所定の手続き（変更認可申請や届出）は不要という理解であっているか。	せん。

別紙３

（案）

令和　年　月　日　原規技発第　　号　原子力規制委員会決定

令和　年　月　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(JEAC　4201-2007)［2024 年追補版］」に関する技術評価書について

日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC　4201-2007)［2024 年追補版］」に関する技術評価書を別添のとおり定める。

（別添）

日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）［2024年追補版］」に関する技術評価書（案）

令和　年　月

原子力規制委員会

目次

１．はじめに 4

２．監視試験方法(JEAC 4201-2007/2024)の技術評価に当たって..... 4
２．１　技術評価における視点..... 4
２．２　技術評価の範囲と手順..... 5
２．３　技術基準規則との対応..... 5

３．技術的妥当性の確認方法..... 6

３．１　規格の変更点..... 6
３．２　技術評価の対象となる規定の選定..... 6

４．技術評価の内容 7

４．１　標準監視試験計画..... 7
４．２　長期監視試験計画..... 18
４．３　以前の技術評価についての反映状況..... 25
４．４　適用に当たっての条件..... 26
４．５　過去の技術評価における要望事項..... 26
４．６　監視試験方法の策定に関し望まれる事項..... 26

添付資料－１　実機 PWR プラントの取り出し時期の例 28

添付資料－２　PWR プラント脆化予測曲線まとめ（廃炉プラント除く）..... 30

添付資料－３　BWR プラント脆化予測曲線まとめ（廃炉プラント除く）..... 34

参考　原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム構成員名簿..... 39

１．はじめに

「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。）は、実用発電用原子炉及びその附属施設が満たすべき技術基準を機能要求又は性能水準要求として規定しており、これを満たす具体的仕様として「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 原規技発第 1306194 号。以下「技術基準規則解釈」という。）において、技術評価した民間規格を引用している。

原子力規制委員会は、平成３０年に民間規格の活用について見直しを行い「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３０年６月６日 原子力規制委員会）として取りまとめている。この中で、技術評価は、３学協会[1]の意見を参考に規則解釈等の改訂が必要となるものの存否を原子力規制庁において検討し、被規制者から意見（技術評価を希望する３学協会規格）を聴取することとされた。

これを踏まえ、令和５年に公開の会合[2]において、被規制者から技術評価を希望する３学協会規格を、３学協会から技術評価を行うに際しての参考意見を聴取するとともに、規制執行部局の意向を確認した結果、令和６、７年度以降の技術評価の対象として、日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC 4201-2007)［2024 年追補版］」（以下「監視試験方法(JEAC 4201-2007/2024)」という。）を選定し、これらの技術評価を行うことについて原子力規制委員会の了承を得た[3]。

本書は、原子力規制委員会が上記規格の技術評価について取りまとめたものである。

２．監視試験方法(JEAC 4201-2007/2024)の技術評価に当たって

２．１　技術評価における視点

「原子力規制委員会における民間規格の活用について」及び「民間規格の技術評価の実施に係る計画」（令和６年７月１０日原子力規制委員会）を踏まえ、監視試験方法(JEAC4201-2007/2024)の技術評価を、以下の点を確認すること等により実施する。

①技術基準規則やその他の法令又はそれに基づく文書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。その他の法令又は法令に基づく文書で要求される事項を達成するための必要な技術的事項については、具体的な手法、仕様、方法及び活動が示されていること。

③監視試験方法(JEAC 4201-2007/2024)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、海外規格が監視試験方法(JEAC 4201-2007/2024)に取り込まれたものについては、上記の条件に加え、海外規格との相違点（変更点）及び我が国の規制基準で要求する性能との関係が説明されていること。

④規制当局が過去に追加要件を課している事項については、技術の進歩、運転等におけ

[1] 日本原子力学会、日本電気協会及び日本機械学会
[2] 第２２回新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合（令和５年８月２２日）
[3] 令和６年度第１９回原子力規制委員会（令和６年７月１０日）

る経験などの知見を考慮し、監視試験方法（JEAC 4201-2007/2024）への反映が行われていること。

２．２　技術評価の範囲と手順

監視試験方法(JEAC 4201-2007/2024)の技術評価は以下に示す範囲と手順で行う。

①技術評価は、既に技術基準規則解釈に引用されている「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC 4201-2007)」、「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC 4201-2007)［2010 年追補版］」及び「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC 4201-2007)［2013 年追補版］」（以下「監視試験方法(JEAC 4201-2007/2010/2013)」という。）から監視試験方法(JEAC 4201-2007/2024)への変更点を対象とする。

なお、過去に技術評価されたものであっても最新知見の蓄積や技術の進歩等により再度確認が必要と判断した場合には、再評価を行う。

②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等には、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、原子力規制庁職員、日本原子力研究開発機構安全研究センター職員及び外部専門家から構成される「原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム」（参考参照）を設置して検討を行い、技術評価を行う。

２．３　技術基準規則との対応

技術基準規則第 14 条及び第 22 条は、安全設備に対する機能要求及び監視試験片を備えることを規定したものであり、その具体的仕様は、技術基準規則解釈第 14 条及び第 22 条並びに「別記-１　日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」の適用に当たって」及び「別記-６　日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201）」の適用に当たって」（以下「別記-６」という。）に規定されている。

技術基準規則と監視試験方法(JEAC 4201-2007/2010/2013)との対応関係については、別記-６に示すように、技術基準規則への適合性を判断するに当たって適用可能な項目を示している。

なお、技術評価は「性能規定化された規制要求に対する容認可能な実施方法」について行うものであることから、これに該当しない場合は「技術評価の対象外」とし、技術評価の結果、適用すべきでないと判断したものは「適用除外」としている。ただし、これは実施を妨げるものではなく、技術的根拠があれば個別に説明を行うことにより用いることができる。この考え方は、技術基準規則解釈の前文に次のように規定されている。

○ 技術基準規則に定める技術的要件を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、技術基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、技術基準規則に適合するものと判断する。

３．技術的妥当性の確認方法

３．１　規格の変更点

監視試験方法(JEAC 4201-2007/2024)の監視試験方法(JEAC 4201-2007/2010/2013)からの変更点は６件あり、各々の変更点について、下表の分類に基づいて整理した。

表 3.1.1 変更点に関する分類

根拠の分類		具体的内容
①	記載の適正化のための変更	・用語の統一 ・表現の明確化 ・題目の修正 ・条項番号の変更 ・単位換算の見直し ・記号の変更
②	関連規格の引用年版等の変更	・関連規格の年版改正の反映 ・新たな関連規格の反映
③	国内外の知見の反映等	・国内外における試験研究成果の反映等
④	技術評価の対象外	・技術評価の対象機器以外の機器に係る変更

３．２　技術評価の対象となる規定の選定

監視試験方法(JEAC 4201-2007/2024)の監視試験方法(JEAC 4201-2007/2010/2013)からの変更点のうち、表 3.1.1 の①に分類される項目については、技術的要求事項の変更がないことを確認した。また、同表の②及び③に分類される項目の検討結果については「４．技術評価の内容」に示す。なお、過去に技術評価されたものであっても、最新知見の蓄積や技術の進歩等により再度評価の確認が必要と判断した場合には、当該部分を技術評価の対象とした。

監視試験方法(JEAC 4201-2007/2024)の変更点について、国内外の知見の反映等によると判断した事項及び変更点以外で再確認を行った事項は下表に示すとおりであり、事項毎に技術的妥当性を検討した。

表 3.2.1　国内外の知見の反映等に該当する変更事項

No.	件名	主な変更内容又は変更点以外の確認内容	記載箇所
1	標準監視試験計画	① 相当運転期間[4]における原子炉圧力容器内面の ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下の場合、最終回時のカプセルを長期監視試験計画の試験用カプセルとしてもよい旨の規定を追加。 ② 原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量が 2.4×10^{19} n/cm^2 を上回る場合は、原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量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、新たな試験用カプセルを取り出す旨の規定を追加。	SA-2362　標準監視試験計画
2	長期監視	①　長期監視試験計画の起点を相当運転期間を超	SA-2363　長期監

[4] 監視試験方法(JEAC 4201-2007/2010/2013)において、原子炉圧力容器の中性子照射の影響を評価するために想定したプラントの定格負荷相当年数（EFPY）での運転期間をいい、特に断りのない限り、この期間は 32EFPY とされている。

	試験計画	える（経過）時点に変更。 ② 監視試験カプセルの取り出し間隔（ΔRT_{NDT} が 56℃より大きい場合 8 EFPY、ΔRT_{NDT} が 56℃以下の場合 16 EFPY）を追加。 ③ 原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量が 2.4×10^{19} n/cm^2 を上回る場合には、取り出し間隔を 8 EFPY とする旨の規定を追加。 ④ 原子炉圧力容器内面の中性子照射量が、これまでに取り出された試験用カプセルの中性子照射量を超えない時期に、新たな試験用カプセルを取り出す旨の規定を追加。	視試験計画

４．技術評価の内容

４．１　標準監視試験計画

本規格は標準監視試験計画について、「SA-2362 標準監視試験計画」に規定している。

（１）変更の内容

①相当運転期間における原子炉圧力容器内面の ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下の場合、最終回時のカプセルを長期監視試験計画の試験用カプセルとしてもよい旨の規定を追加。

②原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量が 2.4×10^{19} n/cm^2 を上回る場合は、原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量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、新たな試験用カプセルを取り出す旨の規定を追加。

表 4.1.1　標準監視試験計画の変更点

監視試験方法（JEAC 4201-2007/2024）	監視試験方法（JEAC 4201-2007/2010/2013）
SA-2362 標準監視試験計画 標準監視試験計画における試験用カプセルの取り出し時期は次による。 (1) （略） (2) (1)により求めたリードファクタ，相当運転期間における中性子照射量（E > 1 MeV）及び ΔRT_{NDT} 計算値を考慮し，表-SA-2362-1 に基づいて試験用カプセルの取り出し時期を定める。試験用カプセルの取り出しは，これらの値に近いプラント停止時期に合わせて行う。 なお，相当運転期間を超えて運転しようとするときは，SA-2363 に従い長期監視試験計画を策定する。また，相当運転期間における原子炉圧力容器内面の ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下であり，長期監視試験計画に移行する場合には，表-SA-2362-1 における最終回時のカプセルの取り出し時期は，SA-2363 に従い定め直し，最終回時のカプセル（ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下の第 3 カプセル）を長期監	**SA-2362 標準監視試験計画** 標準監視試験計画における試験用カプセルの取り出し時期は次による。 (1) （略） (2) (1)により求めたリードファクタ，附属書 B の B-2000 による相当運転期間における ΔRT_{NDT} の予測値を考慮し，表-SA-2362-1 に基づいて試験用カプセルの取り出し時期を定める。 なお，相当運転期間を超えて運転を行う場合には，表-SA-2362-1 に定める最終回時の取り出し時期から SA-2363 の長期監視試験計画に移行する。

視試験計画の試験用カプセルとして扱ってもよい。

表-SA-2362-1 最少カプセル数及び取り出し時期

		相当運転期間における原子炉圧力容器内面の関連温度移行量 Δ の範囲（$\Delta=\Delta RT_{NDT}$ 計算値）（℃）			
		$\Delta \leqq 28$	$28 < \Delta \leqq 56$	$56 < \Delta \leqq 111$	$111 < \Delta$
最少カプセル数（個）		3	3	4	5
取り出し時期(EFPY)（注）7.	第1カプセル	12（注）1.	6（注）2.	3（注）2.	1.5（注）2.
	第2カプセル	24（注）3.	15（注）3.	6（注）4.	3（注）5.
	第3カプセル	相当運転期間（注）6.	相当運転期間（注）6.	15（注）3.	6（注）4.
	第4カプセル	－	－	相当運転期間（注）6.	15（注）3.
	第5カプセル	－	－	－	相当運転期間（注）6.

（注）1. 略

2. 本表の時期，又は監視試験片の中性子照射量（$E > 1$ MeV）が 5×10^{18} n/cm^2（$E > 1$ MeV）を超える時期あるいは最大のリードファクタを示す監視試験片の ΔRT_{NDT} 計算値が28℃と計算される時期のうち，いずれか早い方。

3.～6. （略）

7. 原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（$E > 1$ MeV）が 2.4×10^{19} n/cm^2 を

表-SA-2362-1 最少カプセル数及び取り出し時期

		相当運転期間における原子炉圧力容器内面の関連温度移行量の予測値（ΔRT_{NDT} 予測値）（℃）			
		$\Delta RT_{NDT} \leqq 28$	$28 < \Delta RT_{NDT} \leqq 56$	$56 < \Delta RT_{NDT} \leqq 111$	$111 < \Delta RT_{NDT}$
最少カプセル数（個）		3	3	4	5
取り出し時期(EFPY)（注）7.	第1カプセル	12（注）1.	6（注）2.	3（注）2.	1.5（注）2.
	第2カプセル	24（注）3.	15（注）3.	6（注）4.	3（注）5.
	第3カプセル	相当運転期間（注）6.	相当運転期間（注）6.	15（注）3.	6（注）4.
	第4カプセル	－	－	相当運転期間（注）6.	15（注）3.
	第5カプセル	－	－	－	相当運転期間（注）6.

（注）1. 略

2. 本表の時期，又は監視試験片の中性子照射量（$E > 1$ MeV）が 5×10^{18} n/cm^2（$E > 1$ MeV）を超える時期あるいは最大のリードファクタを示す監視試験片の ΔRT_{NDT} が 28℃と予測される時期のうち，いずれか早い方。

3.～6. （略）

7. 本表の取り出し時期の数値は，定格負荷相当年数（EFPY）であり、試験用カプ

上回る場合は，原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E ＞ 1 MeV）が，これまでに取り出された試験用カプセルの中性子照射量を超えない時期に，新たな試験用カプセルを取り出すこと。	セル取り出しは，これらの値に近いプラント停止時期に合わせて行う。

（２）日本電気協会による変更の理由[5]

①、②2013 年追補版の技術評価の指摘事項のうち、監視試験計画については、EFPY（照射量）を指標とした一元的、かつ、適切な間隔での監視試験の計画・運用を可能とするために、標準監視試験計画及び長期監視試験計画の見直しを行った[6]。

（３）検討の結果

①、②日本電気協会によれば、標準監視試験計画は、次の考え方で設定したとしている[7]。

供用期間中における原子炉圧力容器の脆化傾向を的確に把握できるように配慮する。

- *ΔRT_{NDT} の大きいプラントは、監視試験用カプセルを増やし、初期段階での取り出し間隔を短く設定する。*
- *ΔRT_{NDT} の小さいプラント（$\Delta RT_{NDT} \leqq 28$）の場合、取り出し時期を等間隔（1/3, 2/3）とする。*
- *カプセルのリードファクタが大きい場合（先行照射）、照射量も考慮して取り出し時期を設定する。*

表-SA-2362-1 最小カプセル及び取り出し時期

		$\Delta RT_{NDT} \leqq 28$	$28 < \Delta RT_{NDT} \leqq 56$	$56 < \Delta RT_{NDT} \leqq 111$	$111 < \Delta RT_{NDT}$
最小カプセル数（個）		3	3	4	5
取り出し時期	第1カプセル	12EFPY	6EFPY	3EFPY	1.5EFPY
	第2カプセル	24EFPY	15EFPY	6EFPY	3EFPY
	第3カプセル	相当運転期間	相当運転期間	15EFPY	6EFPY
	第4カプセル	—	—	相当運転期間	15EFPY
	第5カプセル	—	—	—	相当運転期間

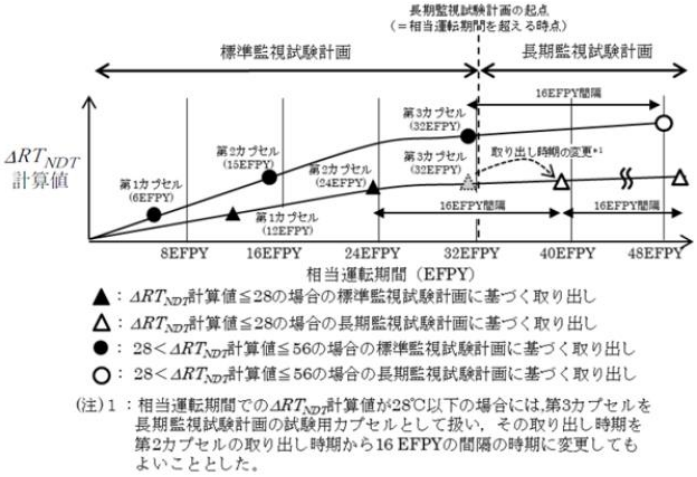
「SA-2362 標準監視試験計画」では、「相当運転期間における原子炉圧力容器内面の ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下であり、長期監視試験計画に移行する場合には、表 SA-2362-1 における最終回時のカプセルの取り出し時期は、SA-2363 に従い定め直し、最終回時のカプセル（ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下の第 3 カプセル）を長期監視試験計画の試験用カプセルとして扱ってもよい。」とされている。「解説図-SA-2363-1 長期監視試験計画における試験用カプセルの取り出し時期（ΔRT_{NDT} 計算値が 56℃以下の場合）」には、ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下の場合、相当運転期間に当たる 32 EFPY

[5] 変更の理由に出典がないものは、審議資料等から推定した。

[6] 第 1 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-2-1

[7] 第 1 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-2-1 3 ページ

では取り出さずに、第 3 カプセルを 40 EFPY で取り出すことが図示されている。



解説図-SA-2363-1　長期監視試験計画における試験用カプセルの取り出し時期

（ΔRT_{NDT} 計算値が 56℃以下の場合）

この場合、取り出し間隔は 16 EFPY になるが、32 EFPY で取り出さなくてよいとした技術的根拠について、日本電気協会は次のように説明している[8]。

以下の 2 つの理由により、相当運転期間における原子炉圧力容器内面の ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下の長期監視試験計画における取り出し間隔である 16 EFPY としています。

- *SA-2362 における第 2 カプセルの取り出し時期が 24 EFPY であり、最終回時のカプセルの取り出し時期は相当運転期間（32 EFPY）となり、比較的短い取り出し間隔（8 EFPY）となることから、標準監視試験計画から長期監視試験計画へ移行する場合に適切な間隔を確保するため（「(解説-SA-2363-4) 相当運転期間での ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下の長期監視試験計画」参照）。*
- *関連温度移行量は中性子照射量の増加に伴って、変化量が少なくなり、漸増していく傾向にあることから、比較的短い取り出し間隔（8 EFPY）に取り出すよりも、1 回及び 2 回[9]の取り出し間隔（12 EFPY）より、伸ばした間隔にて取り出すことで、適切に脆化の傾向が確認できるため。*

また、JEAC4201-2007 年版の「SA-2363 長期監視試験計画」において、ΔRT_{NDT} の推移が非常に緩やかであることから、SA-2362 における最終回時の取り出しカプセルの時期を、相当運転期間 32 EFPY の 1.5 倍である 48 EFPY を超えない時期に変更してもよいこととしており、第 2 回の取り出しから最大 24 EFPY の間に取り出す計画となっていましたが、標準監視試験計画の取り出し間隔（12 EFPY）と大きく異なっていたことから、2024 年追補版では標準監視試験計画の相当運転期間における原子炉圧力容器内面の ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃を超える場合の相当運転期間（32 EFPY）と、そのひとつ前の取り出し時期との間隔（17 EFPY）取り出し間隔と同等になるように、16 EFPY 間隔としています。

[8] 第 1 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-2-2：1.(2)

[9] 第 1 回及び第 2 回監視試験

ただし、原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E > 1 MeV）が 2.4×10^{19} n/cm^2 を超える場合は、ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下の場合においても、原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E > 1 MeV）が、これまでに取り出された試験用カプセルの中性子照射量を超えない時期に、新たな試験用カプセルを取り出すこととしています。

なお、SA-2362 に記載の最終回時の取り出し時期（相当運転期間）に対し、注記 6「監視試験片の中性子照射量が相当運転期間に原子炉圧力容器が内面で受ける中性子照射量の 1 倍以上 2 倍以下であること」に基づく取り出しを規定しています。ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下のプラントにおいても、リードファクタが十分に大きい場合は、注記 6 に基づき比較的早い時期に標準監視試験計画における最終回時のカプセルを取り出すことが想定され、その場合は、標準監視試験計画における最終回時のカプセル取り出し時期を、相当運転期間を超える時期に変更することはありません。

日本電気協会は、ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下の場合に第 3 カプセルを相当運転期間で取り出さなくてよい理由として、ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下の場合、ΔRT_{NDT} の推移が非常に緩やかで脆化傾向が小さいこと、監視試験方法（JEAC4201-2007/2010/2013）の規定は、第 2 カプセルからの間隔が 8 EFPY と短く適切に脆化の傾向が確認できないこと及び第 4 カプセルの取り出し時期まで最大 24 EFPY となることから、ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃を超える場合の取り出し間隔を参考にして、取り出し間隔を 16 EFPY としたとしている。これにより、監視試験方法（JEAC4201-2007/2024）の規定は、第 1 カプセル及び第 2 カプセルの取り出し間隔が 12 EFPY、第 3 カプセル以降が 16 EFPY となり、適切に脆化の傾向が確認できるとしている。

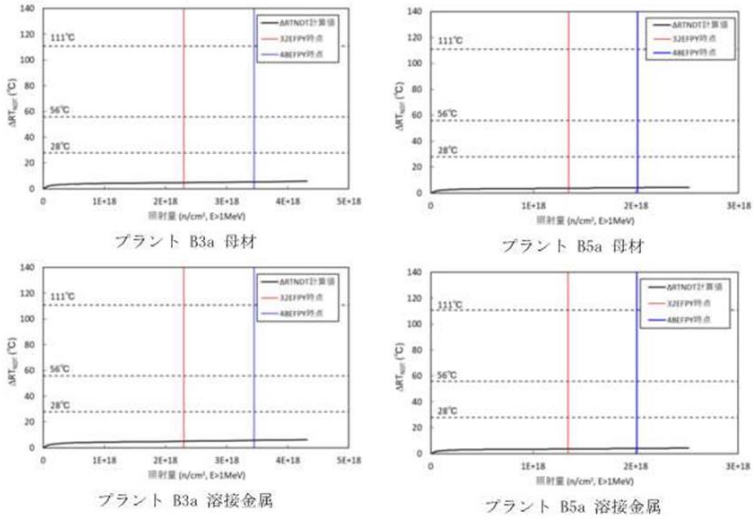


図　ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下のプラントの脆化予測曲線の例[10]

また、ΔRT_{NDT} 計算値及び EFPY にかかわらず原子炉圧力容器内面が受ける中性子照

[10] 第 2 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-1：添付資料(3)

射量（E > 1 MeV）が 2.4×10^{19} n/cm^2 を超える場合は、原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E > 1 MeV）が、これまでに取り出された試験用カプセルの中性子照射量を超えない時期に、新たな試験用カプセルを取り出すこととしている。これは、日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2013 年追補版]に関する技術評価書（以下「JEAC 4201-2007/2013 技術評価書」という。）における以下の評価を反映したものである。

> 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（抜粋）
> PWR[11]において現時点における 32 EFPY 相当の中性子照射量の最も小さい値が 2.4×10^{19} n/cm^2 であること、32 EFPY 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、2.4×10^{19} 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 2.4×10^{19} n/cm^2 を上回る領域において本条件を課すこととする。

ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下の場合、最終回時のカプセルを長期監視試験計画の試験用カプセルとしてもよい旨の規定の追加は、脆化傾向を適切に把握する観点から取り出し間隔を適正化したものといえる。原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量が 2.4×10^{19} n/cm^2 を上回る場合は､原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量が、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、新たな試験用カプセルを取り出す旨の規定の追加は、JEAC 4201-2007/2013 技術評価書における評価を反映したものである。

したがって、変更は妥当と判断する。

「表-SA-2362-1 最少カプセル数及び取り出し時期」の（注）7. 「原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E > 1 MeV）が 2.4×10^{19} n/cm^2 を上回る場合は，原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E > 1 MeV）が，これまでに取り出された試験用カプセルの中性子照射量を超えない時期に，新たな試験用カプセルを取り出すこと。」は（注）に記載されているが、（注）は補足説明であるので本文規定とすることを要望する[12]。

（４）変更点以外の評価

(a) 取り出し間隔の妥当性

「表-SA-2362-1 最少カプセル数及び取り出し時期」によれば、相当運転期間と、そのひとつ前の取り出し時期との間隔は、8 EFPY 又は 17 EFPY 以上になる[13]。取り出し間隔を 8 EFPY 又は 17 EFPY 以上とした根拠について、日本電気協会は、次のよ

[11] 加圧水型原子炉

[12] 日本電気協会原子力規格委員会規格作成手引きにも、「３．６　各構成要素の記載事項」(8)において、「f. わかりやすさの向上のため、例示、備考、注、参考等を使用してもよい。」とあり、注はわかりやすさの向上のために使用されるものである旨規定されている。

[13] 実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドには、運転開始後 30 年及び 40 年を経過する日から 10 年以内のできるだけ遅い時期に監視試験片を取り出し、監視試験を行うこととされており、仮に運転時間が 1 年の 80%とすると、8 EFPY になる。

うに説明している[14]。

一般的に、関連温度移行量（ΔRT_{NDT}）は、運転初期の段階での移行量が大きく中性子照射量の増加に伴って漸増する傾向となることから、15 EFPY までの間に、カプセルの取り出しを多く実施し、15 EFPY 以降は間隔を空け、相当運転期間に取り出すこととしているため、相当運転期間（32 EFPY）と、そのひとつ前の取り出し時期との間隔は、17 EFPY の間隔となります。

一方、相当運転期間でのΔRT_{NDT}計算値が 28℃以下であると推定される場合は、供用期間中のΔRT_{NDT}の推移が非常に緩やかであることから、1 回目、2 回目の試験用カプセルの取り出し時期をほぼ等間隔の 12 EFPY 間隔（相当運転期間の約 1/3、約 2/3）としているため、相当運転期間（32 EFPY）と、そのひとつ前の取り出し時期との間隔は、8 EFPY の間隔となります。

なお、2024 年追補版においては、脆化量が比較的大きくなる原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量が 2.4×10^{19} n/cm² を上回る場合は、原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量が、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、新たな試験用カプセルを取り出すことを要求しており、監視試験で脆化の傾向を確認した範囲内で運転することとしています。

表-SA-2362-1　最少カプセル数及び取り出し時期

		相当運転期間における原子炉圧力容器内面の関連温度移行量 Δ の範囲（$\Delta=\Delta RT_{NDT}$計算値）（℃）			
		$\Delta\leqq28$	$28<\Delta\leqq56$	$56<\Delta\leqq111$	$111<\Delta$
最少カプセル数（個）		3	3	4	5
取り出し時期（EFPY）(注)7.	第１カプセル	12(注)1.	6(注)2.	3(注)2.	1.5(注)2.
	第２カプセル	24(注)3.	15(注)3.	6(注)4.	3(注)5.
	第３カプセル	相当運転期間(注)6.	相当運転期間(注)6.	15(注)3.	6(注)4.
	第４カプセル	－	－	相当運転期間(注)6.	15(注)3.
	第５カプセル	－	－	－	相当運転期間(注)6.

（注）1. 本表の時期，又は監視試験片の中性子照射量（$E>1$ MeV）が 5×10^{18} n/cm²（$E>1$ MeV）を超える時期のうち，いずれか早い方。

2. 本表の時期，又は監視試験片の中性子照射量（$E>1$ MeV）が 5×10^{18} n/cm²（$E>1$ MeV）を超える時期あるいは最大のリードファクタを示す監視試験片のΔRT_{NDT}計算値が 28℃と計算される時期のうち，いずれか早い方。

3. 本表の時期，又は監視試験片の中性子照射量（$E>1$ MeV）が，相当運転期間に原子炉圧力容器が内面で受ける中性子照射量（$E>1$ MeV）に到達する時期のうち，いずれか早い方。

[14] 第 1 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-2-2：1.(1)

4. 本表の時期，又は監視試験片の中性子照射量（E＞1 MeV）が，相当運転期間に原子炉圧力容器が(1/4)t の位置で受ける中性子照射量（E＞1 MeV）に到達する時期のうち，いずれか早い方。

5. 本表の時期，又は監視試験片の中性子照射量（E＞1 MeV）が第1カプセル及び第3カプセルの中性子照射量（E ＞ 1 MeV）の中間となる時期。

6. 監視試験片の中性子照射量（E＞1 MeV）が，相当運転期間に原子炉圧力容器が内面で受ける中性子照射量（E ＞ 1 MeV）の1倍以上2倍以下であること。ただし，先行試験結果に基づき変更してもよい。

7. 原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E＞1 MeV）が 2.4×10^{19} n/cm² を上回る場合は，原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E ＞ 1 MeV）が，これまでに取り出された試験用カプセルの中性子照射量を超えない時期に，新たな試験用カプセルを取り出すこと。

日本電気協会は、「リードファクタの値は3倍程度と仮定した場合の例」として、「表-SA-2362-1 最少カプセル数及び取り出し時期」の第4カプセルの取り出しが32 EFPYから約17 EFPYに変更された事例を示している[15]。このような場合、長期監視試験計画に移行した際の監視試験カプセルの取り出し時期は40 EFPYとなるため、23 EFPYの間取り出しが行われないことになる。一方、同表の（注）7.には、「原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E ＞ 1 MeV）が 2.4×10^{19} n/cm² を上回る場合は，原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（ E＞ 1 MeV）が，これまでに取り出された試験用カプセルの中性子照射量を超えない時期に，新たな試験用カプセルを取り出すこと。」とある。（注）7.を考慮した場合、どのような取り出し間隔になるのかについて、日本電気協会は、次のように説明している[16]。

資料1-2-1 5pに示す、リードファクタが3の場合で、標準監視試験計画におけるカプセル取り出し数が 4 個であるプラントの場合、標準監視試験計画の最終回時の取り出しは、「表-SA-2362-1 最少カプセル数及び取り出し時期」の(注)6.に基づき、相当運転期間（= 32 EFPY）に原子炉圧力容器が内面で受ける中性子照射量の 1 倍以上 2 倍以下となるように取り出すことを規定しています。なお、この場合、3回目の取り出しにおいて、表-SA-2362-1 の(注)5.に基づき、監視試験片の照射量が相当運転期間に原子炉圧力容器が内面で受ける照射量に到達する時期に取り出しを実施し、それ以降、相当運転期間まで原子炉圧力容器の内面が受ける照射量が監視試験片の照射量を超えることはないと考えられることから、最終回時の取り出しを、表-SA-2362-1の（注）7.に基づいて実施することは想定されません。

また、長期監視試験計画の最初の取り出しについては、表-SA-2363-1 に基づき、相当運転期間を超える時点から 8 EFPY の間隔となるように取り出すこと、また、表-SA-2363-1の（注）1.に基づき、原子炉圧力容器内面の照射量がこれま

[15] 第1回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-2-1 5頁

[16] 第2回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-1：1.(1)

でに取り出されたカプセルの照射量を超えない時期に取り出すこと、を規定しています。

このプラントの場合、リードファクタが 3 であることから、標準監視試験計画の最終回時の取り出しは約 11～21 EFPY の期間に実施することとなり、図 1 及び図 2 に、標準監視試験計画の最終回時の取り出しの時期によって想定される取り出し間隔を示します。

図 1 は標準監視試験計画の最終回時の取り出しで、40 EFPY（= 相当運転期間を超える時点から 8 EFPY の間隔となる時期）を超える時期の原子炉圧力容器が内面で受ける照射量の取り出しをしている場合を示しており、この場合、長期監視試験計画の最初の取り出しは、表-SA-2363-1 に基づき、相当運転期間を超える時点から 8 EFPY の間隔となるように取り出します。

一方で図 2 は標準監視試験計画の最終回時の取り出しで、40 EFPY を超えない時期の原子炉圧力容器が内面で受ける照射量の取り出しをしている場合を示しており、この場合、長期監視試験計画の最初の取り出しは、表-SA-2363-1 の（注）1. に基づき、原子炉圧力容器内面の照射量がこれまでに取り出されたカプセルの照射量を超えない時期に取り出します。

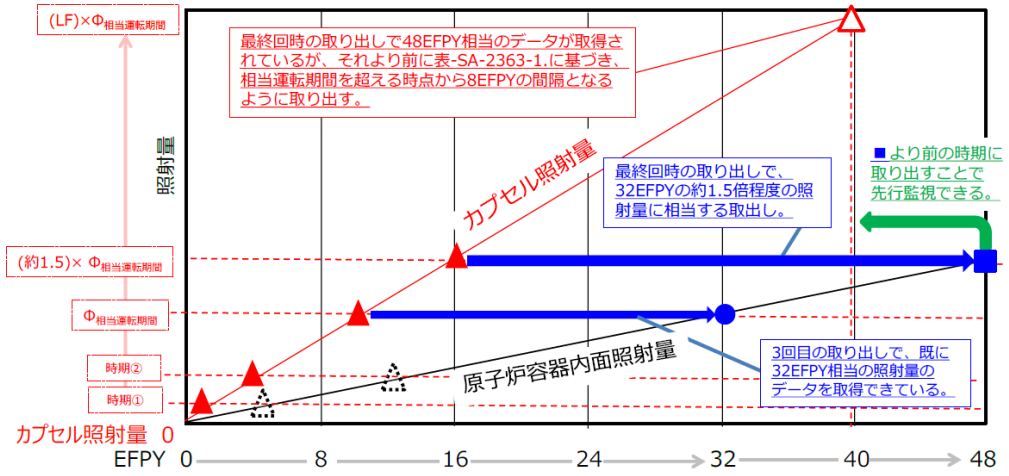


図1 最終回時の取り出しで 40EFPY を超える時期の原子炉圧力容器が内面で受ける照射量の取り出しをしている場合（リードファクタが 3 の場合）

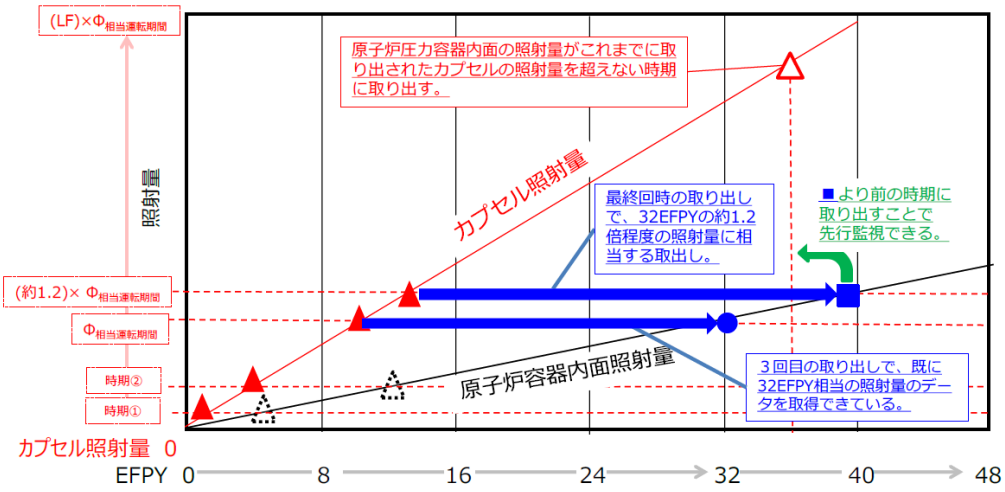


図2　最終回時の取り出しで 40EFPY を超えない時期の原子炉圧力容器が内面で受ける照射量の取り出しをしている場合（リードファクタが 3 の場合）

図 1 の場合、標準監視試験計画の最終回時の取り出しと長期監視試験計画の最初の取り出しの間隔は約 23 EFPY 程度、図 2 の場合は約 25 EFPY 程度となり、このようにカプセルのリードファクタが大きいプラントで、標準監視試験計画の最終回時の取り出しと、長期監視試験計画の最初の取り出しの間隔が大きくなることも想定されます。

しかしながら、各プラントの照射脆化の管理として、このようにリードファクタが大きく原子炉圧力容器が受ける照射量が比較的高いプラントでは、脆化傾向を適切に把握する観点から、原子炉圧力容器内面の照射量が監視試験片の照射量を上回らないようカプセルを取り出すことを規定しているため、いずれの場合でも問題なくプラントの脆化傾向を把握することが可能と考えています。

また、高照射量域のデータ拡充の観点では、実機の監視試験片の数も限りがあることを勘案したうえで、より高い照射量のデータを拡充していくこととして 32 EFPY（標準監視試験計画として定める期間）を超えた時期の取り出しを規定し、今後の継続的な規格改定（現行規格の予測法の適用上限が 1.3×10^{20} (n/cm²)であり、今後適用範囲を見直していくことも視野に検討する）に向けたデータの取得が望ましいと考えております。

このように、本追補版では国内プラントに統一して、プラント個別の照射脆化の管理及び高照射量のデータ拡充をあわせて実施できる規定としていますが、「添付資料－1　実機 PWR プラントの取り出し時期の例」に示す実機プラントで想定される取り出しの例のとおり、プラント毎に照射量や監視試験カプセルのリードファクタなどが異なり、得られるデータにも幅があるため、今後さらに合理的な規定となるように引き続き検討してまいります。

日本電気協会は、供用期間中の ΔRT_{NDT} の傾向を参考に供用期間中の ΔRT_{NDT} の推移が非常に緩やかである ΔRT_{NDT} = 28℃以下については等間隔、それ以上については 15 EFPY までの間に供用期間中の ΔRT_{NDT} に応じた取り出し間隔を設定している。

また、各プラントのリードファクタによっては、カプセル照射量と原子炉圧力容器内

面照射量にかい離が生じており、標準監視試験計画の最終回時の取り出しと、長期監視試験計画の最初の取り出しの間隔が大きくなることも想定されるが、「４．１　標準監視試験計画」（３）①、②で述べたとおり、脆化傾向を適切に把握する観点から取り出し間隔を適正化したものであり、プラントの脆化傾向を把握することが可能となっている。

なお、日本電気協会は、プラントごとに照射量や監視試験カプセルのリードファクタなどが異なり、得られるデータにも幅があるため、今後さらに合理的な規定となるように引き続き検討していくとしている。

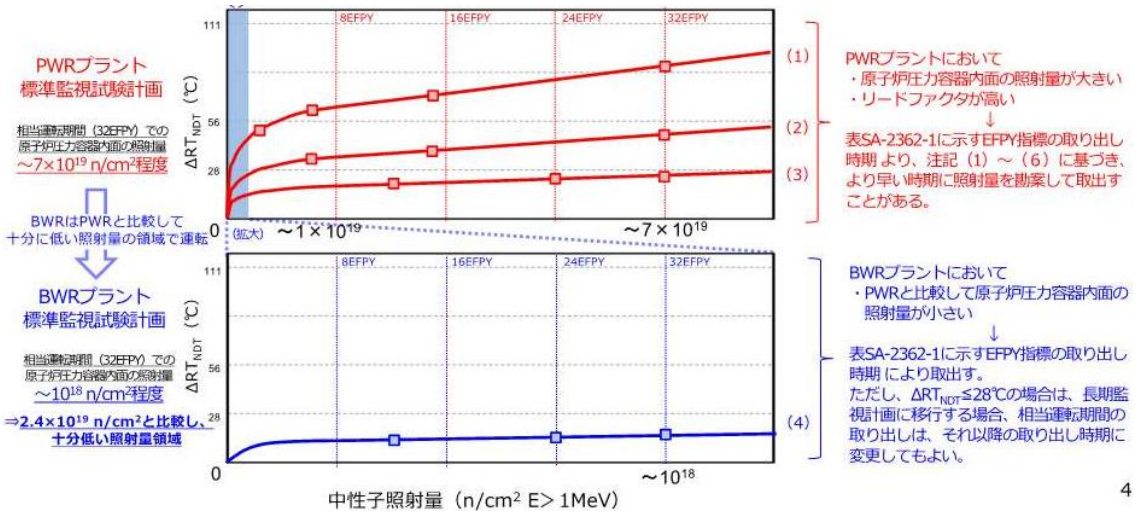
「表-SA-2362-1 最少カプセル数及び取り出し時期」は、取り出し時期が EFPY で規定されているが、（注）において照射量によってはこれよりも早く取り出すことが規定されている。PWR の場合、リードファクタが１を超えるプラントが多く、（注）が適用になる場合が多いと考えられる。以上により、リードファクタを考慮した標準監視試験計画の検討を要望する。

(b)　最少カプセル数及び取り出し時期を PWR と BWR とに分けなかった理由

日本電気協会によれば、PWR は ΔRT_{NDT} が 111℃以下、BWR は ΔRT_{NDT} が 28℃以下であることが示されている[17]。

表-SA-2362-1 最小カプセル及び取り出し時期

		$\Delta RT_{NDT} \leqq 28$	$28 < \Delta RT_{NDT} \leqq 56$	$56 < \Delta RT_{NDT} \leqq 111$	$111 < \Delta RT_{NDT}$
最小カプセル数（個）		3	3	4	5
取り出し時期	第1カプセル	12EFPY	6EFPY	3EFPY	1.5EFPY
	第2カプセル	24EFPY	15EFPY	6EFPY	3EFPY
	第3カプセル	相当運転期間	相当運転期間	15EFPY	6EFPY
	第4カプセル	—	—	相当運転期間	15EFPY
	第5カプセル	—	—	—	相当運転期間
PWR（廃炉プラント除く）		(3)	(2)	(1)	—
BWR（廃炉プラント除く）		(4)	—	—	—



[17] 第１回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-2-1 4ｐ

PWR と BWR で別々に最少カプセル数及び取り出し時期を設定しなかった理由について、日本電気協会は、次のように説明している[18]。

標準監視試験計画では、相当運転期間（= 32 EFPY）までの脆化傾向を把握することを目的としていますので、炉型によらずに、相当運転期間（= 32 EFPY）時点のΔRT_{NDT}計算値を基に、監視試験計画の最少カプセル数及び取り出し時期を決めていくこととしています。

日本電気協会は、標準監視試験計画では、相当運転期間までの脆化傾向を把握することを目的としているため、炉型によらず相当運転期間時点のΔRT_{NDT}計算値を基に、監視試験計画の最少カプセル数及び取り出し時期を決めているとしている。また、日本電気協会「原子炉構造材の確認試験方法（JEAC 4201-2007）[2013 年追補版]」（以下「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2013）」という。）の国内脆化予測法についても、炉型によらず設定されていることから、標準監視試験計画においても炉型によらず最少カプセル数及び取り出し時期を設定しなかったことは、国内脆化予測法の設定方法と整合しているといえる。

（５）適用に当たっての条件

なし

（６）要望事項

○ 「表-SA-2362-1 最少カプセル数及び取り出し時期」の（注）7.「原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E > 1 MeV）が 2.4×10^{19} n/cm^{2}を上回る場合は，原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E > 1 MeV）が，これまでに取り出された試験用カプセルの中性子照射量を超えない時期に，新たな試験用カプセルを取り出すこと。」は（注）に記載されているが、（注）は補足説明であるので本文規定とすることを要望する。

○ 「表-SA-2362-1 最少カプセル数及び取り出し時期」は、取り出し時期が EFPY で規定されているが、（注）において照射量によってはこれよりも早く取り出すことが規定されている。PWR の場合、リードファクタが１を超えるプラントが多く、（注）が適用になる場合が多いと考えられる。以上により、リードファクタを考慮した標準監視試験計画の検討を要望する。

４．２　長期監視試験計画

本規格は長期監視試験計画について、「SA-2363 長期監視試験計画」に規定している。

（１）変更の内容

① 長期監視試験計画の起点を相当運転期間を超える（経過）時点に変更。

② 監視試験カプセルの取り出し間隔（ΔRT_{NDT}が 56℃より大きい場合は 8 EFPY、ΔRT_{NDT}が 56℃以下の場合は 16 EFPY）を追加。

[18] 第 2 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-1：1.(4)

③ 原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量が 2.4×10^{19} n/cm^2 を上回る場合には、取り出し間隔を 8 EFPY とする旨の規定を追加。

④ 原子炉圧力容器内面の中性子照射量が、これまでに取り出された試験用カプセルの中性子照射量を超えない時期に、新たな試験用カプセルを取り出す旨の規定を追加。

表 4.1.2　長期監視試験計画の変更点

監視試験方法（JEAC 4201-2007/2024）	監視試験方法(JEAC 4201-2007/2010/2013)
SA-2363 長期監視試験計画 相当運転期間を超えて運転するときに長期監視試験計画へ移行する。この場合，運転計画，最少カプセル数，試験用カプセル内の監視試験片のリードファクタ及び過去の脆化量等を考慮して，あらかじめ長期監視試験計画を策定する。	**SA-2363 長期監視試験計画** SA-2362 で設定された最終回時のカプセルの取り出しから長期監視試験計画とする。相当運転期間を超えて運転を行う場合，運転計画，試験用カプセルのリードファクタ及び過去の脆化傾向等を考慮して，適切な時期に長期監視試験計画を策定する。
なお，長期監視試験計画における試験用カプセルの取り出し時期は次による。	なお，長期監視試験計画の試験用カプセルの取り出し時期は次による。
(1)　長期監視試験計画における試験用カプセルは，相当運転期間を超える時点から表-SA-2363-1 に示す定格負荷相当年数の間隔となるように取り出す。 ただし，相当運転期間における原子炉圧力容器内面の ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下の場合には，SA-2362 で設定された標準監視試験計画の最終回時のカプセル（ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下の第 3 カプセル）の取り出し時期を，その前のカプセルの取り出しから表-SA-2363-1 に示す定格負荷相当年数の間隔の時期に変更してもよい。	(1)　SA-2362 で設定された最終回時のカプセルの取り出し時期にカプセルを取り出す。ただし，相当運転期間における原子炉圧力容器内面の ΔRT_{NDT} 予測値が 28℃以下の場合には，SA-2362 で設定された最終回時のカプセルの取り出し時期は相当運転期間の 1.5 倍を超えない時期に変更してもよい。
(2)　(1)で定める試験用カプセルの取り出しは，これらの値に近いプラント停止時期に合わせて行う。また，(1)で定める間隔の時期よりも早く試験用カプセルの取り出しを行う場合，当該カプセルについては(1)で定める時期で取り出したものと置き換え，次回の取り出し時期はこの置き換えた時期から(1)で定める間隔としてもよい。	(2)　(1)で取り出した以降のカプセルについては，その前のカプセルとの中性子照射量の間隔が，SA-2362 で設定された最終回時の取り出しカプセルとその一つ前のカプセルの中性子照射量の差，あるいはそれ以下に相当する定格負荷相当年数の間隔となるようにカプセルを取り出す。ただし，原子炉圧力容器内面での中性子照射量が取り出したカプセルの中性子照射量を下回っている間は，次のカプセルの取り出しを計画する必要はない。
表-SA-2363-1 長期監視試験計画における取り出し間隔	（新設）

	相当運転期間における原子炉圧力容器内面の関連温度移行量Δの範囲（$\Delta = \Delta RT_{NDT}$ 計算値）（℃）		
	Δ≦56	56<Δ	
取り出し間隔（EFPY）（注）1.	16	8	
（注）1. 原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E > 1 MeV）が 2.4×10^{19} n/cm^2 を上回る場合には，相当運転期間での ΔRT_{NDT} 計算値によらず，8 EFPY の間隔となるように，また，原子炉圧力容器内面の中性子照射量（E > 1 MeV）が，これまでに取り出された試験用カプセルの中性子照射量を超えない時期に，新たな試験用カプセルを取り出すこと。			

（２）日本電気協会による変更の理由

①、②監視試験方法（JEAC 4201-2007/2013）の技術評価の指摘事項のうち、監視試験計画については、EFPY（照射量）を指標とした一元的、かつ、適切な間隔での監視試験の計画・運用を可能とするために、標準監視試験計画及び長期監視試験計画の見直しを行った[19]。

③、④高照射量の監視試験データをさらに拡充する観点（監視試験方法（JEAC 4201-2007/2013）における適用要件）を適切に反映する。

（３）検討の結果

①「SA-2363 長期監視試験計画」は、「相当運転期間を超えて運転するとき長期監視試験計画へ移行する。」とされ、相当運転期間は「特に断りのない限りこの期間を 32 EFPY とする。」とされている。プラントによって稼働率が異なるため、32 EFPY に到達する時期はプラントにより異なり、また、中性子束もプラントにより異なるため、32 EFPY に到達したときの原子炉圧力容器内表面の中性子照射量も異なるが、日本電気協会は、以下の（ａ）及び（ｂ）について、次のように説明している[20]。

（ａ）長期監視試験計画への移行時期を相当運転期間とした理由

[19] 第 1 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-2-1：2 ページ

[20] 第 2 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-1：1.(2)

標準監視試験計画では、JEAC4201-1980 から当時の ASTM E185[21]を参考に 32 EFPY を基準とした監視試験片の取り出し時期を規定しており、稼働率が変動した場合でも、EFPY を指標とした監視試験を実施することとしています。

そのため、標準監視試験計画で計画していない相当運転期間（= 32 EFPY）以降の監視試験計画を長期監視試験計画として策定する必要があること、標準監視試験計画において、相当運転期間における実際の照射環境下にある部材の照射効果を適切に確認できていることから、相当運転期間（= 32 EFPY）を経過後の「相当運転期間を超える時点」を長期監視試験計画への移行時期（長期監視試験計画の起点）として定めることとしています。

（ｂ）32 EFPY に到達する時期（最も早い場合と遅い場合）及び到達したときの原子炉圧力容器内表面の中性子照射量（最も多い場合と少ない場合）の予測

32 EFPY に到達する時期は各プラントの再稼働時期や運転状況によるため、2024 年 9 月末時点で運転中のプラントで、かつ PLM 評価を実施済みのプラント（PWR プラントの計 11 基）について示します。

それらのプラントで各事業者が実施している PLM 申請書等を参考とし、また将来の稼働率を一律 80%と想定した場合、32 EFPY に到達する時期はそれぞれのプラントの運転開始後約 42 年～56 年頃、到達したときの中性子照射量は約 2.4×10^{19}～6.2×10^{19}n/cm^2 と想定されます。

参考として各プラントの脆化予測曲線について、PWR プラントを「添付資料－２　PWR プラント脆化予測曲線まとめ（廃炉プラント除く）」に、BWR プラントを「添付資料－３　BWR プラント脆化予測曲線まとめ（廃炉プラント除く）」に示します。「添付資料－２　PWR プラント脆化予測曲線まとめ（廃炉プラント除く）」及び「添付資料－３　BWR プラント脆化予測曲線まとめ（廃炉プラント除く）」では 32 EFPY 時点とあわせて、各プラントの長期監視試験計画での取り出し間隔（８ EFPY または 16 EFPY）を踏まえた 40 EFPY または 48 EFPY 時点の線を参考として示す。

なお、脆化予測曲線に適用している中性子束は原子炉圧力容器母材内表面の中性子束であり、クラッドによる減衰は考慮していません。

長期監視試験計画の起点を最終回時のカプセルの取り出しから、相当運転期間に変更したことについては、日本電気協会によれば、標準監視試験計画で計画していない相当運転期間以降の監視試験計画を長期監視試験計画として策定することを規定したものとのことである。

長期監視試験計画の起点を最終回時のカプセルの取り出し時から、相当運転期間に変更したことは、長期監視試験計画の起点を明確にしたものである。

したがって、変更は妥当と判断する。

②、③、④「表-SA-2363-1 長期監視試験計画における取り出し間隔」の（注）には、次

[21] Standard Practice for Design of Surveillance Programs for Light-Water Moderated Nuclear Power Reactor Vessels

のように規定している。

1. 原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E > 1 MeV）が 2.4×10^{19} n/cm^2 を上回る場合には，相当運転期間での ΔRT_{NDT} 計算値によらず，8 EFPY の間隔となるように，また，原子炉圧力容器内面の中性子照射量（E > 1 MeV）が，これまでに取り出された試験用カプセルの中性子照射量を超えない時期に，新たな試験用カプセルを取り出すこと。

取り出し間隔を 8 EFPY とした根拠について、日本電気協会は次のように説明している[22]。

一般的に、ΔRT_{NDT} は、運転初期段階での移行量が大きく中性子照射量の増加に伴って漸増する傾向となることから、標準監視試験計画における取り出しについては、初期段階での取り出し間隔を短く設定することにより、原子炉圧力容器の脆化傾向を的確に把握できるようにしています。

一方、JEAC4201 に定める脆化の評価について、実機プラントの監視試験データを踏まえた継続的な高度化を実施しており、特に、照射量が高く比較的脆化量の大きいプラントの長期的な照射脆化の管理に向けて、高照射量領域での更なるデータ拡充が望ましいと考えています。

長期監視試験計画では標準監視試験計画に比べ試験用カプセル取り出し時期の間隔を延ばして対応することも考えられますが、上記のとおり照射量の高い領域への到達が見込まれるプラント[23]においては、脆化予測法の継続的な信頼性向上を図ることを目的として、長期監視試験計画においても監視試験データを適切に取得していくこととしており、標準監視試験計画において、32 EFPY の間に 4 回前後の取り出しを規定していることから、長期監視試験計画においても標準監視試験計画と同等のデータ数を取得することを想定し、おおよそ 10 年を目安に運転期間で 8 EFPY として設定したものです。

「表-SA-2363-1 長期監視試験計画における取り出し間隔」は、ΔRT_{NDT} 計算値が 56℃以下か 56℃を超えるかで取り出し間隔が異なる。56℃を境として取り出し間隔を分けた理由について、日本電気協会は次のように説明している[24]。

標準監視試験計画の監視試験カプセルの取り出し時期及び最少カプセル数は、JEAC4201-1980 から当時の ASTM E185 を参考に、ΔRT_{NDT} に対して 56℃（= 100° F）及び 111℃（= 200° F）の区分を設けて、設定しています。

長期監視試験計画においても、標準監視試験計画の区分を踏襲しており、標準監視試験計画の最少カプセル数は 56℃を超える場合は 4～5 個であるのに対して、56℃以下の場合は比較的脆化が進みにくく、3 個としていることから、ΔRT_{NDT} 計算値 56℃を境として長期監視試験計画の取り出し間隔を変えることとしてい

---

22 第 1 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-2-2：1.(3)

23 既設の PWR プラントで、2013 年追補版制定時における 32 EFPY 相当で想定される中性子照射量（E > 1 MeV）の最も小さい値が 2.4×10^{19} n/cm^2 であり、それを上回るプラント

24 第 2 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-1：1.(3)

ます。

監視試験カプセルの取り出し間隔（8 EFPY 又は 16 EFPY）を追加したことについては、JEAC 4201-2007/2013 技術評価書において、「原子炉圧力容器内面の中性子照射量が、2.4×10^{19} 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。」とし、別記-６に規定した条件に対応しているといえる。

ΔRT_{NDT}が 56℃より大きい場合に 8 EFPY 間隔で取り出すとしたことは、別記-６に規定された 10 年間に一度取り出すことと同義であるといえる。また、ΔRT_{NDT}が 56℃以下の場合に 16 EFPY としたことは、日本電気協会によれば、「ΔRT_{NDT}が 56℃以下の場合比較的脆化が進みにくいことから、標準監視試験計画の取り出し間隔と同等になるように、「16 EFPY」の間隔とした。」[25]とのことであり、また、「表-SA-2363-1 長期監視試験計画における取り出し間隔」の（注）において、「原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E > 1 MeV）が 2.4×10^{19} n/cm^2 を上回る場合には，相当運転期間でのΔRT_{NDT}計算値によらず，8 EFPY の間隔となるように，また，原子炉圧力容器内面の中性子照射量（E > 1 MeV）が，これまでに取り出された試験用カプセルの中性子照射量を超えない時期に，新たな試験用カプセルを取り出すこと。」とされており、ΔRT_{NDT}が 56℃以下の場合であっても 2.4×10^{19} n/cm^2 を上回る場合は、8 EFPY の間隔とする旨が規定されている。

リードファクタが大きい（例えば、3）場合、原子炉圧力容器内表面が 48 EFPY の中性子照射量を超えた領域で監視試験を行うこととなる。長期監視試験計画の位置付けについて、日本電気協会は、次のように説明している[26]（再掲）。

> *高照射量域のデータ拡充の観点では、実機の監視試験片の数も限りがあることを勘案したうえで、より高い照射量のデータを拡充していくこととして 32 EFPY（標準監視試験計画として定める期間）を超えた時期の取り出しを規定し、今後の継続的な規格改定（現行規格の予測法の適用上限が 1.3×10^{20} (n/cm^2)であり、今後適用範囲を見直していくことも視野に検討する）に向けたデータの取得が望ましいと考えております。*
>
> *このように、本追補版では国内プラントに統一して、プラント個別の照射脆化の管理及び高照射量のデータ拡充をあわせて実施できる規定としていますが、「添付資料－１　実機 PWR プラントの取り出し時期の例」に示す実機プラントで想定される取り出しの例のとおり、プラント毎に照射量や監視試験カプセルのリードファクタなどが異なり、得られるデータにも幅があるため、今後さらに合理的な規定となるように引き続き検討してまいります。*

[25] 第 1 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-2-1 13 ページ

[26] 第 2 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-1：1.(1)

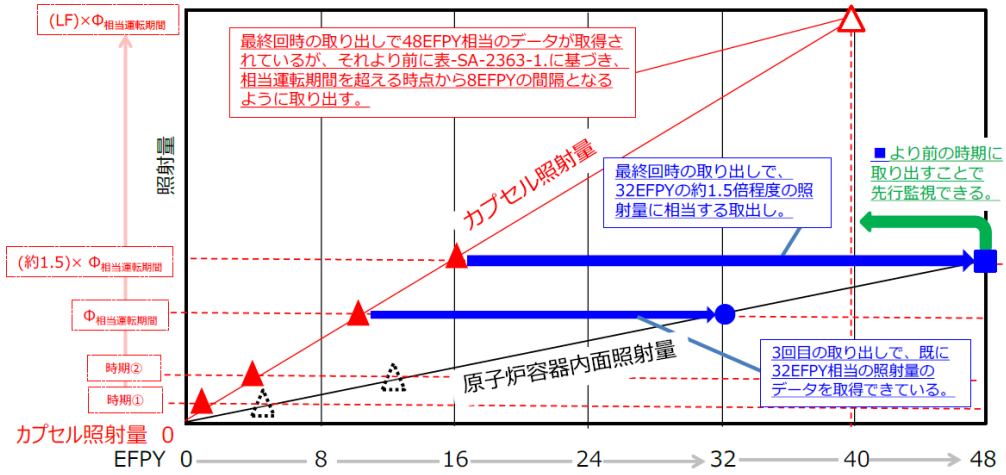


図1　最終回時の取り出しで 40EFPY を超える時期の原子炉圧力容器が内面で受ける照射量の取り出しをしている場合（リードファクタが 3 の場合）

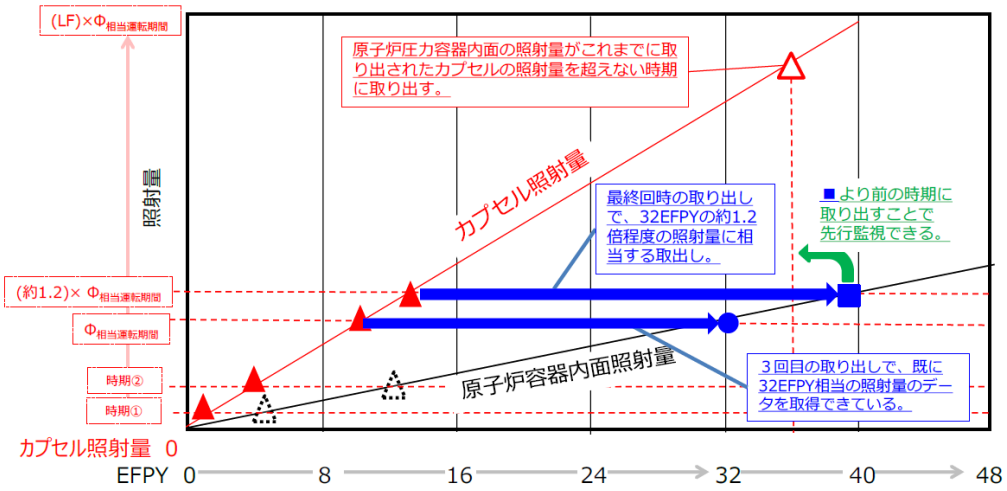


図2　最終回時の取り出しで 40EFPY を超えない時期の原子炉圧力容器が内面で受ける照射量の取り出しをしている場合（リードファクタが 3 の場合）

日本電気協会によれば、リードファクタが例えば 3 の場合、原子炉圧力容器内面の照射量が 32 EFPY となるデータは、約 11 EFPY で既に取得されている。32 EFPY で取り出した監視試験片は、原子炉圧力容器内面の照射量で 96 EFPY となり、プラントの運転期間を大きく超えた照射量となるが、長期監視試験計画は、より高い照射量のデータの拡充も目的としていると説明している。

ΔRT_{NDT} が 56℃より大きい場合に 8 EFPY の間隔で取り出すとしたことは、別記-6 の要求事項を踏まえたものであり、ΔRT_{NDT} が 56℃以下の場合に取り出し間隔を 16 EFPY としたことは、比較的脆化が進みにくいこと及び照射量が大きくなった場合[27]は 8 EFPY の取り出し間隔とする旨が規定されていることによるもので、規制要求を踏まえた取り出し間隔になっているといえる。また、リードファクタの大きいプラント

[27] 原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E ＞ 1 MeV）が 2.4×10^{19} n/cm^2 を上回る場合

については、原子炉圧力容器内面の照射量が、プラントの運転期間を大きく超えた照射量となる場合があるが、より高い照射量のデータの拡充のために監視試験を実施するとのことである。

以上により、監視試験カプセルの取り出し間隔（ΔRT_{NDT}が 56℃より大きい場合は 8 EFPY、ΔRT_{NDT}が 56℃以下の場合は 16 EFPY）を追加したことは、妥当と判断する。

その上で、個別プラントではなく国内プラント全体を俯瞰した運転期間を考慮した比較的高い照射量及びプラント運転期間を超えたより高い照射量のデータの拡充の観点から、監視試験カプセルの取り出し間隔はリードファクタを考慮し、中性子照射量に応じたものとする等、見直すことを要望する。

また、「表-SA-2363-1 長期監視試験計画における取り出し間隔」の（注）1. 「原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E > 1 MeV）が 2.4×10^{19} n/cm^{2}を上回る場合は，相当運転期間での ΔRT_{NDT}計算値によらず，8 EFPY の間隔となるように，また，原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E > 1 MeV）が，これまでに取り出された試験用カプセルの中性子照射量を超えない時期に，新たな試験用カプセルを取り出すこと。」は（注）に記載されているが、（注）は補足説明であるので本文規定とすることを要望する。

（４）適用に当たっての条件

なし

（５）要望事項

○ 個別プラントではなく国内プラント全体を俯瞰した運転期間を考慮した比較的高い照射量及びプラント運転期間を超えたより高い照射量のデータの拡充の観点から、監視試験カプセルの取り出し間隔はリードファクタを考慮し、中性子照射量に応じたものとする等、見直すことを要望する。

○ 「表-SA-2363-1 長期監視試験計画における取り出し間隔」の（注）1. 「原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E > 1 MeV）が 2.4×10^{19} n/cm^{2}を上回る場合は，原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E > 1 MeV）が，これまでに取り出された試験用カプセルの中性子照射量を超えない時期に，新たな試験用カプセルを取り出すこと。」は（注）に記載されているが、（注）は補足説明であるので本文規定とすることを要望する。

４．３　以前の技術評価についての反映状況

監視試験方法（JEAC 4201-2007/2010/2013）についての技術評価が、平成 27 年に行われている。その際に付した適用に当たっての条件について、監視試験方法（JEAC 4201-2007/2024）への反映状況を確認した結果を「表 4.3.1　原子炉構造材の監視試験方法に係る技術評価」に示す。

表 4.3.1 原子炉構造材の監視試験方法に係る技術評価

対象年版	読み替える	読み替えら	読み替える字句	反映状況

	規定	れる字句		
2007/2010/2013	附属書表 B-2100-3 国内脆化予測法の適用範囲	（注記） ・（略）	（注記） ・（略） ・原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E＞1MeV）が 2.4×10^{19} 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＞1MeV）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1度、更に運転開始後50年から60年の間に少なくとも1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。	反映済み

４．４　適用に当たっての条件

なし

４．５　過去の技術評価における要望事項

過去の技術評価において要望事項となっていたものについて、反映状況を「表 4.5.1 監視試験方法に関する技術評価書の要望事項と反映状況」に示す。これらについては、今後規格に反映することを要望する。

表 4.5.1 監視試験方法に関する技術評価書の要望事項と反映状況

要望事項	反映状況
JEAC4201-2007 SA-2363 長期監視試験計画 (3)の長期監視試験の試験間隔の変更に関する規定は、変更できる条件や範囲を具体化するよう要望する。	反映済み （日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007)[2010年追補版]」に関する技術評価書）
JEAC4201-2007 附属書B B-2000 関連温度移行量の予測（国内脆化予測法）については、JEAC4201-2004の国内脆化予測式との比較において更なる根拠の明確化を要望する。	未反映 （監視試験方法（JEAC 4201-2007/2024）の対象外）

４．６　監視試験方法の策定に関し望まれる事項

○　個々の監視試験カプセルの照射量は、原子炉内の設置方位により変化し高さ方向の分布も一定ではないことから、より適切な取り出し時期を策定する観点でカプセルの取り

出し計画は照射量の分布を考慮する検討を行うことが望まれる。

○　「(解説-SA-2362-1) 標準監視試験計画における試験用カプセルの取り出し時期」における「～してよい」、「(解説-SA-2363-1) 長期監視試験計画の策定」における「～する」及び「～する必要がある」としている部分については、要求事項に当たるものが含まれており本文規定に相当するものであることから、本文規定にするとともに、解説の記載の在り方を見直すことが望まれる。

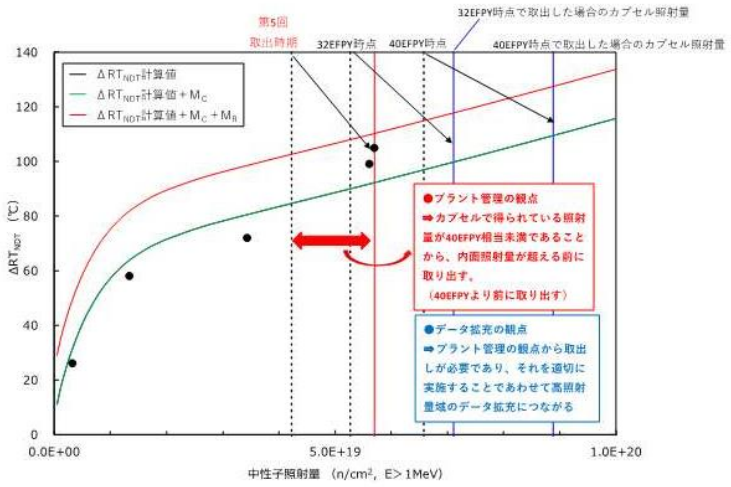
添付資料－１　実機 PWR プラントの取り出し時期の例[28]

① プラント A の例

標準監視試験計画として計５回※の取り出しとしており、現在までに５ 回の取り出しを完了している。カプセルのリードファクタは約 1.3 倍程度であり、追補版に基づくと次回取り出し（長期監視試験計画の最初の取り出し）は、表-SA-2363-1 の（注）1.に基づき、原子炉圧力容器内面の照射量がこれまでに取り出されたカプセルの照射量を超えない時期に取り出すことが想定される。

追補版に基づく取り出しにより適切に脆化の程度を把握するとともに、あわせて高照射量のデータ拡充を実施していく規定となっている。

※なお、このプラントでは第５ 回の取り出しについて、別記―６における暦年の要求（運転開始 40 年から 50 年の間に取り出す）に基づき取り出しているため、第４ 回と第５ 回の間の取り出し間隔が短くなっている。

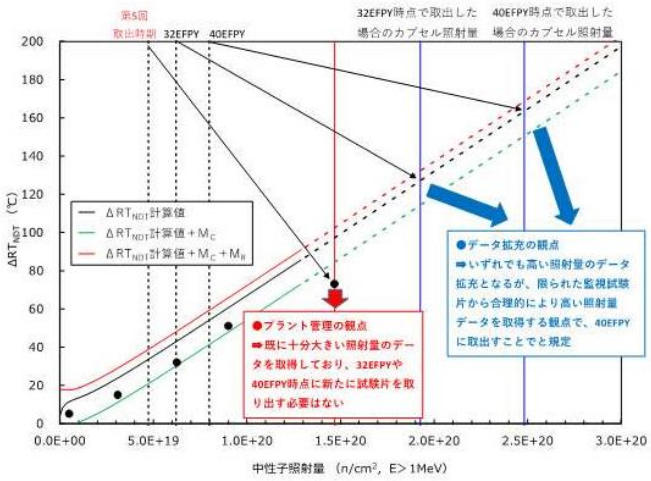


② プラント B の例

標準監視試験計画として計５回の取り出しとしており、現在までに５ 回の取り出しを完了している。カプセルのリードファクタは約３ 倍程度であり、追補版に基づくと次回取り出し（長期監視試験計画の最初の取り出し）は、表-SA-2363-1 に基づき、相当運転期間を超える時点から８ EFPY の間隔となるように取り出すことが想定される。

本プラントでは標準監視試験計画における取り出しで十分に大きい照射量のデータを取得しており、個別プラントの管理の観点では至近で監視試験片を取り出す必要はないが、追補版に基づく取り出しにより高照射量のデータ拡充を実施していく規定となっている。

[28] 第２回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-1：添付資料(1)

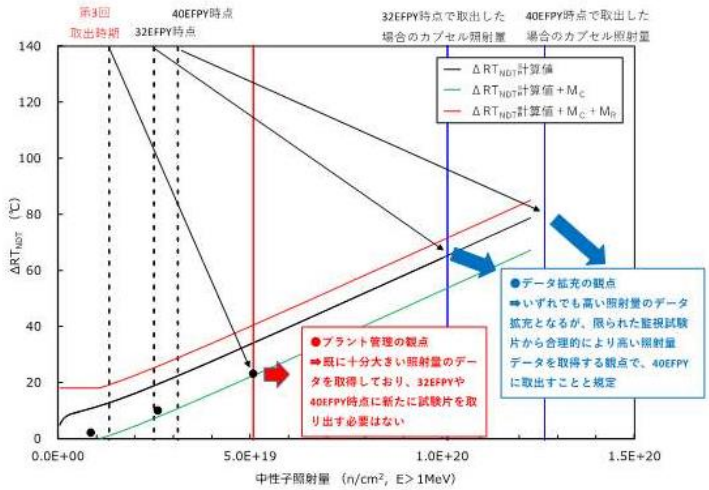


※ΔRTNDTについては JEAC4201-2007[2013]追補版における国内脆化予測法の適用上限の照射量（1.3×10^{20}(n/cm²)）までを実線、それを超える照射量の領域は点線で示している。

③ プラントC の例

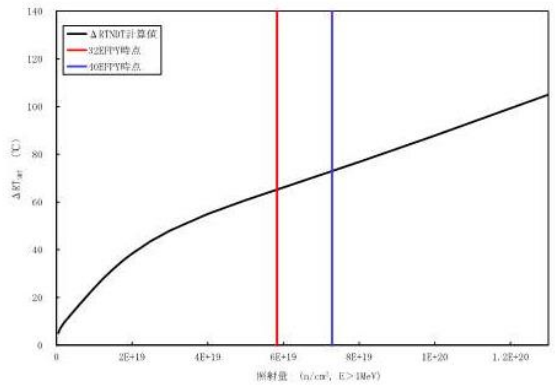
標準監視試験計画として計３回の取り出しとしており、現在までに３回の取り出しを完了している。カプセルのリードファクタは約４ 倍程度であり、追補版に基づくと次回取り出し（長期監視試験計画の最初の取り出し）は、表-SA-2363-1 に基づき、相当運転期間を超える時点から８ EFPY の間隔となるように取り出すことが想定される。

本プラントでは標準監視試験計画における取り出しで十分に大きい照射量のデータを取得しており、個別プラントの管理の観点では至近で監視試験片を取り出す必要はないが、追補版に基づく取り出しにより高照射量のデータ拡充を実施していく規定となっている。

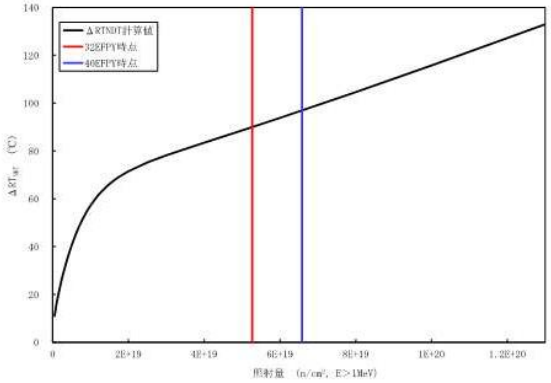


※ΔRTNDTについては、JEAC4201-2007[2013]追補版附属書B-2100⑤の手法につき求められる上限の値までを示している。

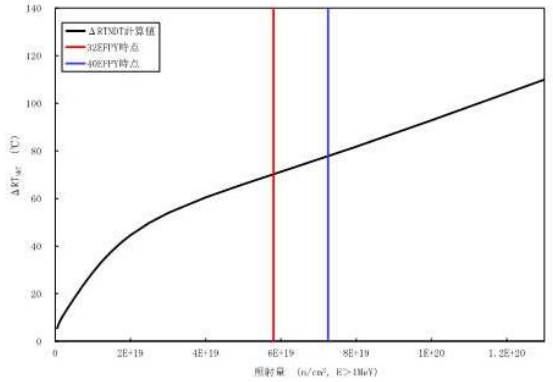
添付資料－２　PWR プラント脆化予測曲線まとめ（廃炉プラント除く）[29]



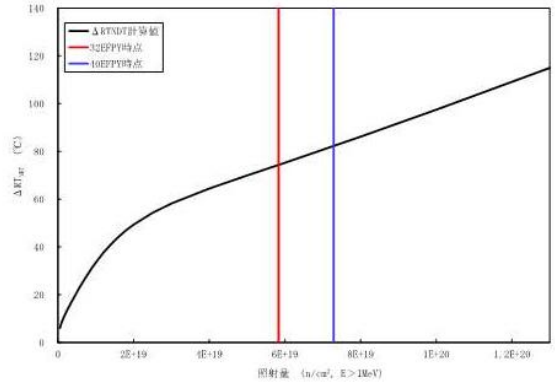
プラント P3 母材



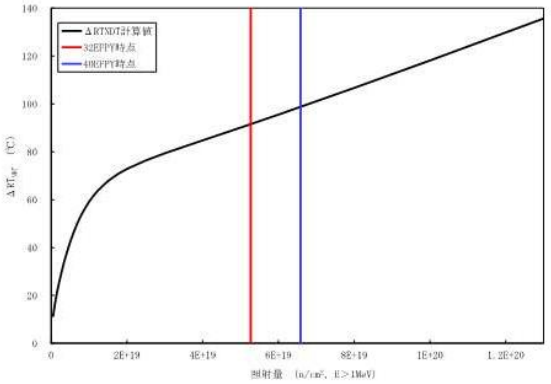
プラント P4 母材



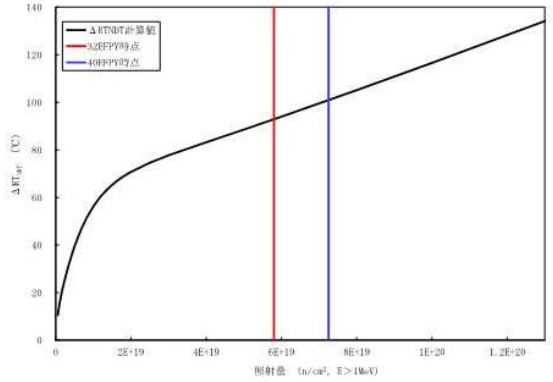
プラント P5 母材



プラント P3 溶接金属

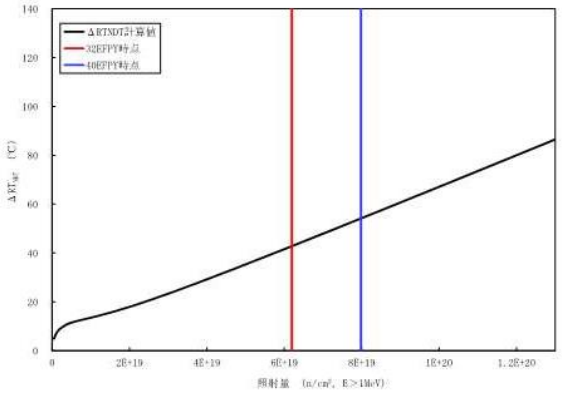


プラント P4 溶接金属

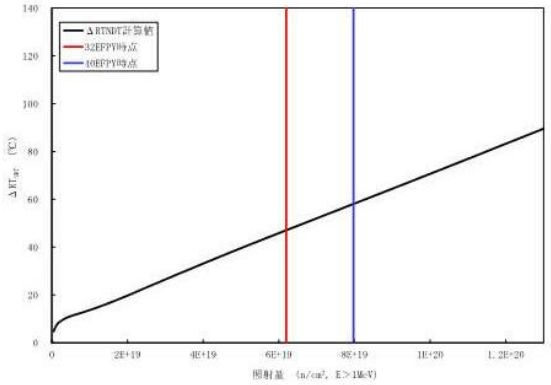


プラント P5 溶接金属

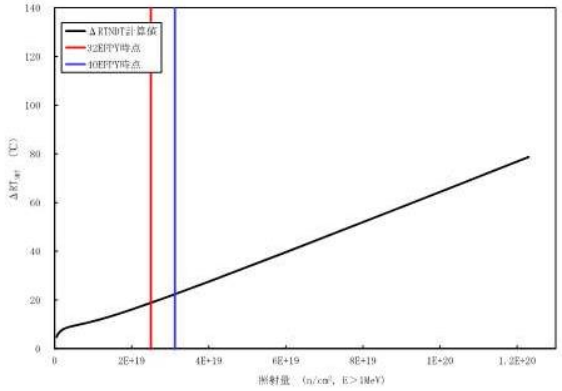
[29] 第２回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-1：添付資料(2)



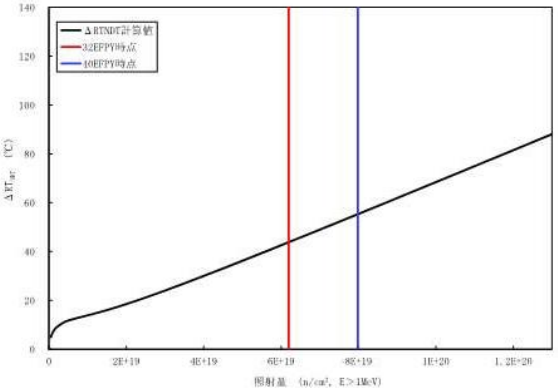
プラント P6 母材



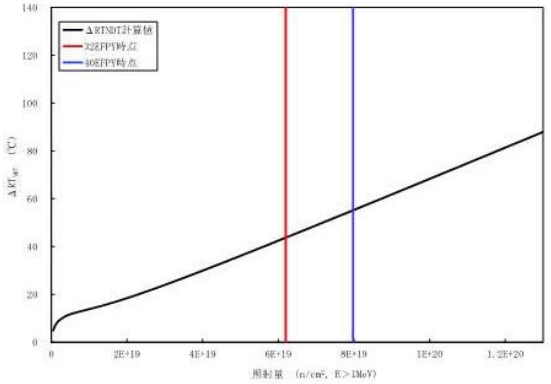
プラント P7 母材



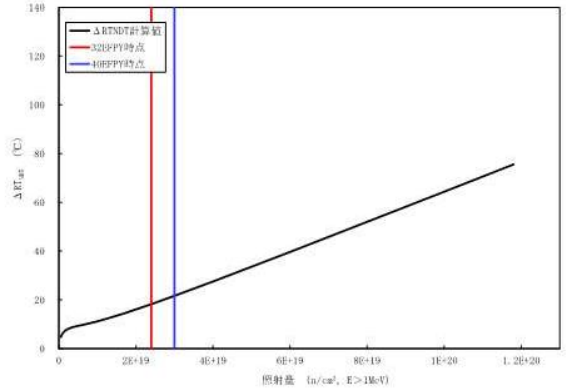
プラント P10 母材



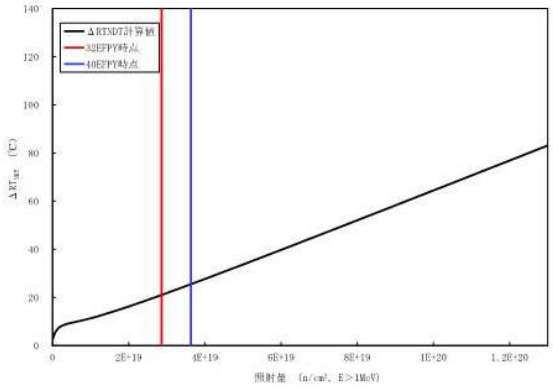
プラント P6 溶接金属



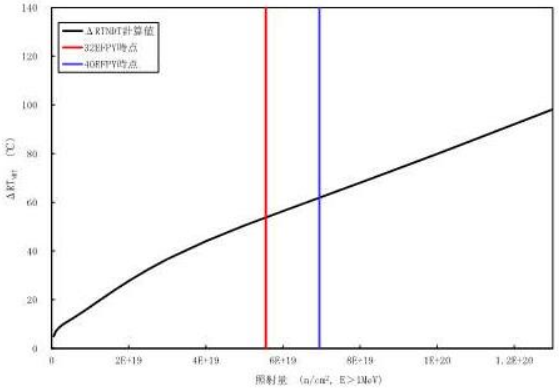
プラント P7 溶接金属



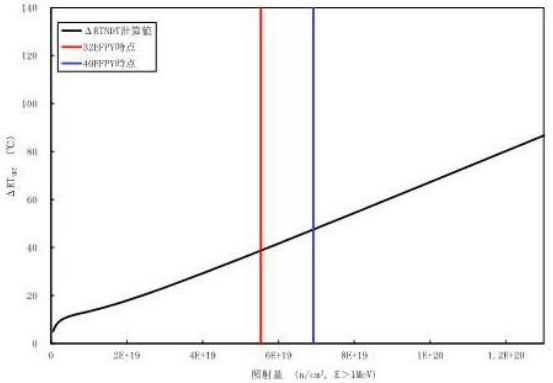
プラント P11 母材



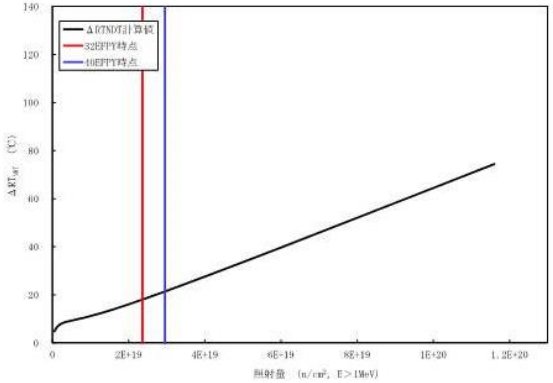
プラント P14 母材



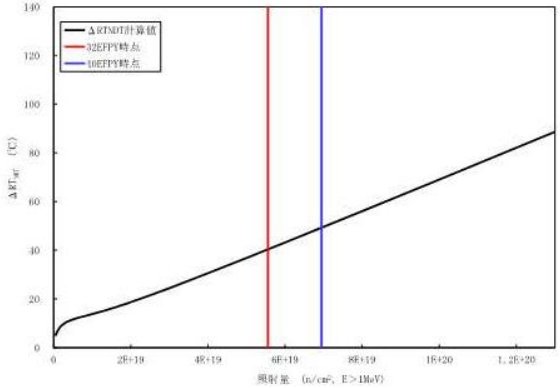
プラント P16 母材



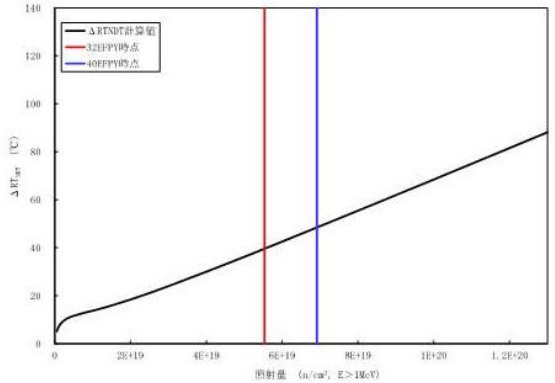
プラント P17 母材



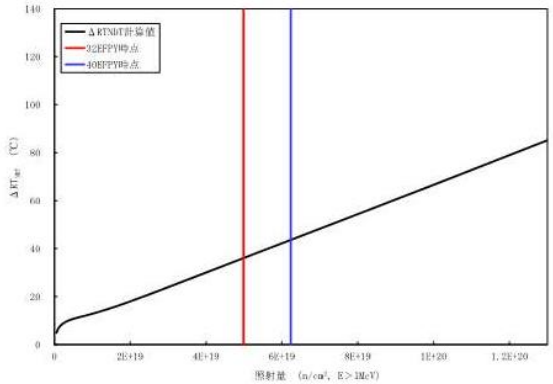
プラント P15 母材



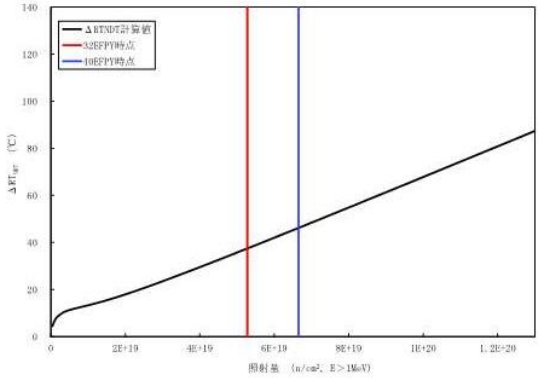
プラント P16 溶接金属



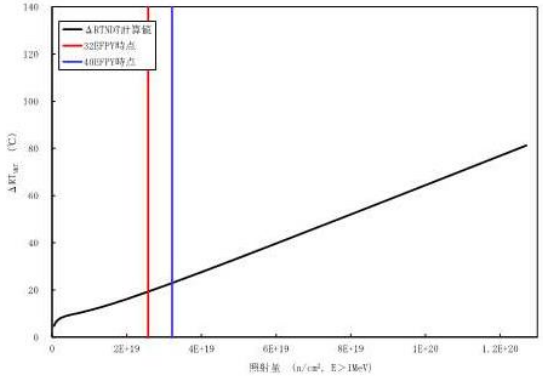
プラント P17 溶接金属



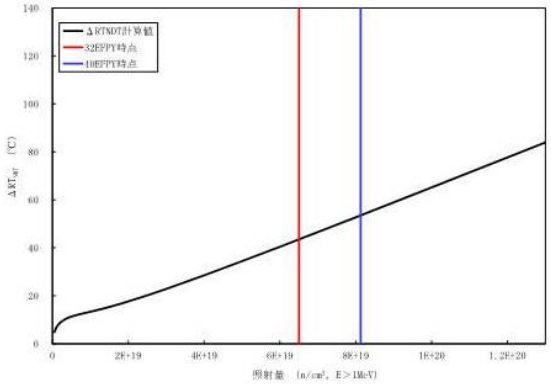
プラント P22 母材



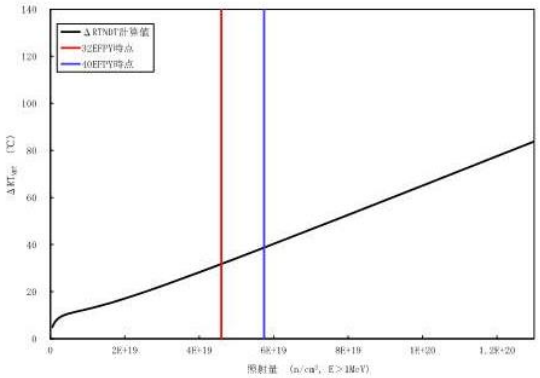
プラント P20 母材



プラント P24 母材

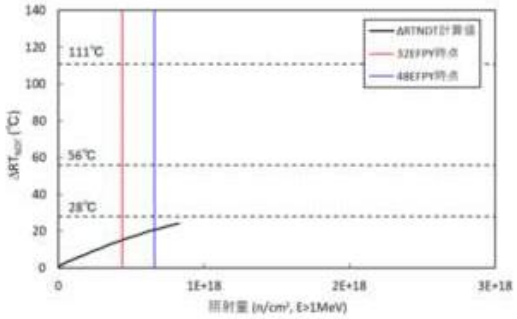


プラント P23 母材

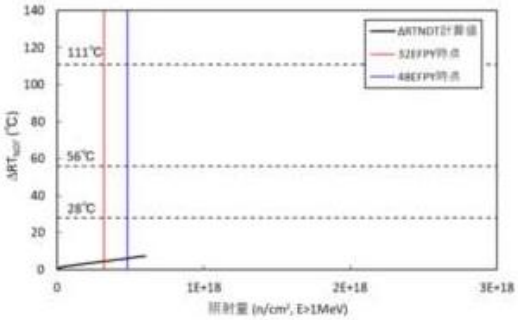


プラント P21 母材

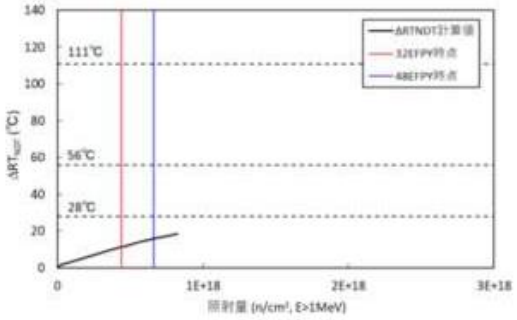
添付資料－３　BWR プラント脆化予測曲線まとめ（廃炉プラント除く）[30]



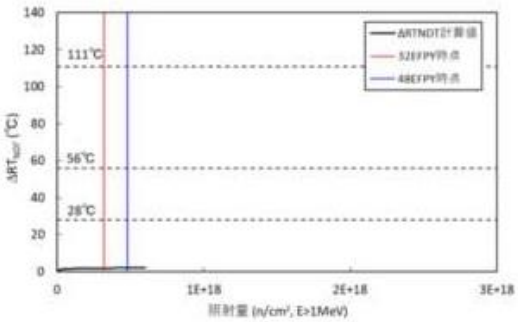
プラント B2 母材



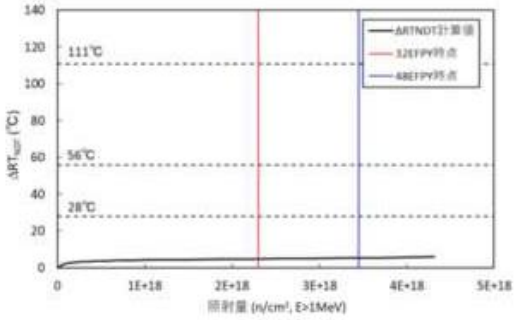
プラント B3b 母材



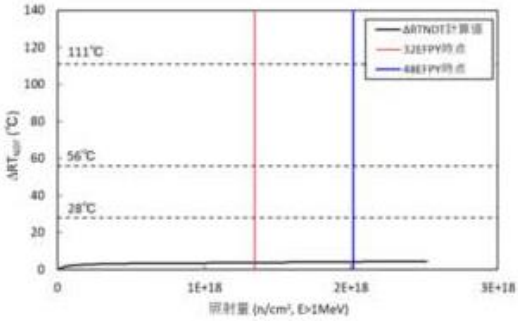
プラント B2 溶接金属



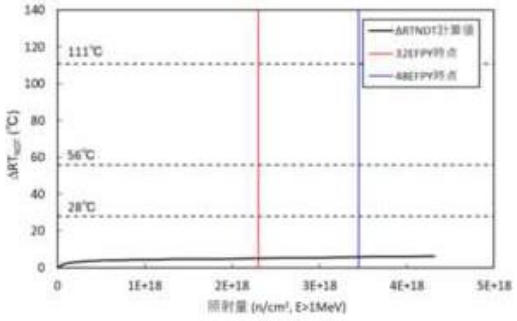
プラント B3b 溶接金属



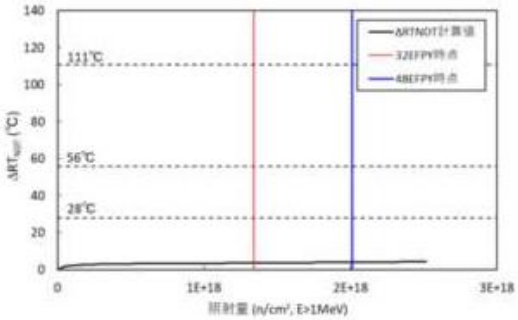
プラント B3a 母材



プラント B5a 母材

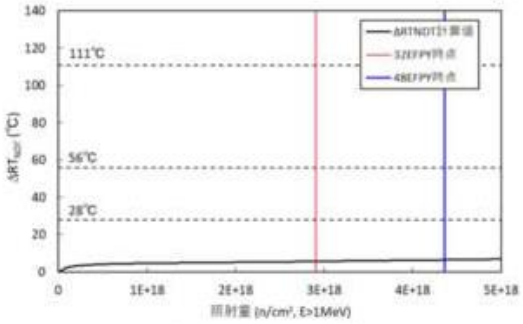


プラント B3a 溶接金属

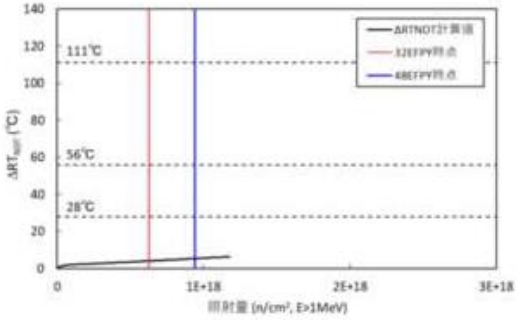


プラント B5a 溶接金属

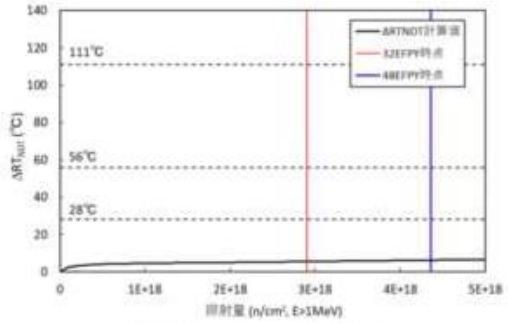
[30] 第 2 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-1：添付資料(3)



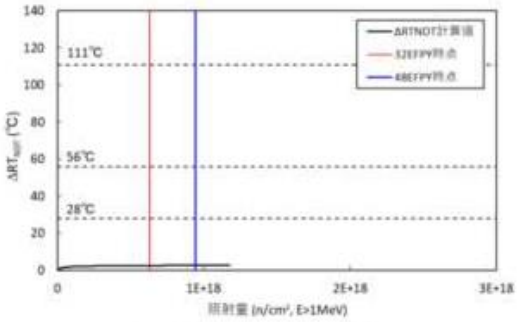
プラント B5b 母材



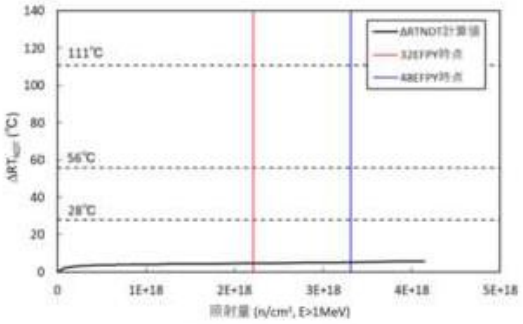
プラント B8 母材



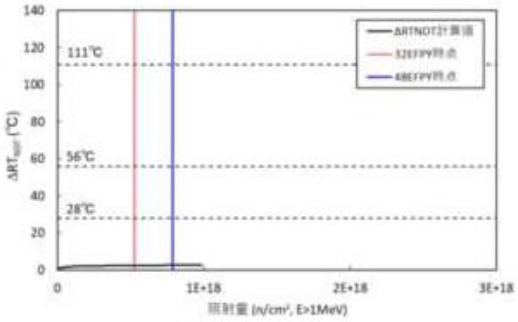
プラント B5b 溶接金属



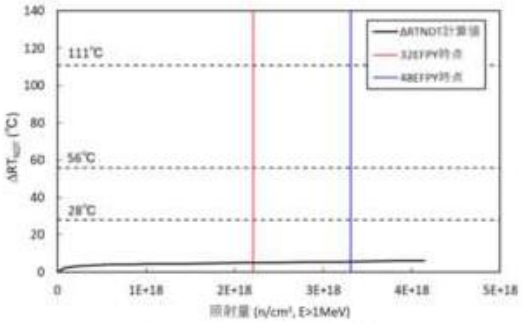
プラント B8 溶接金属



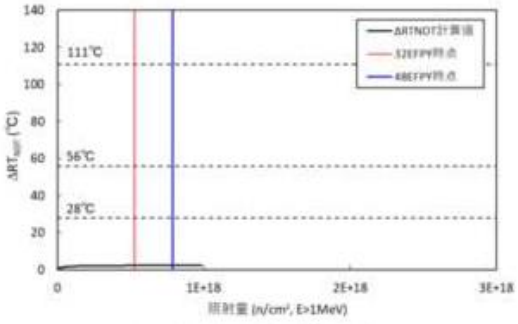
プラント B7 母材



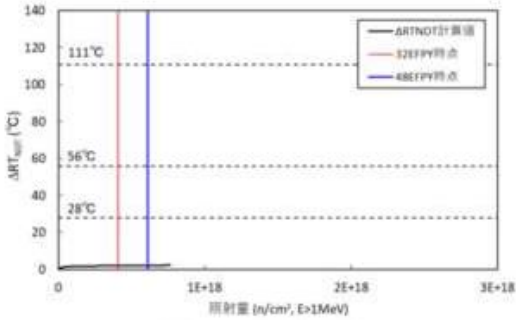
プラント B9 母材



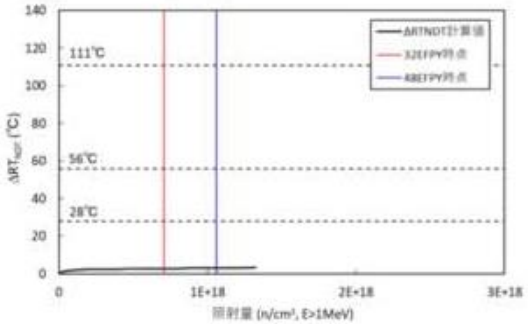
プラント B7 溶接金属



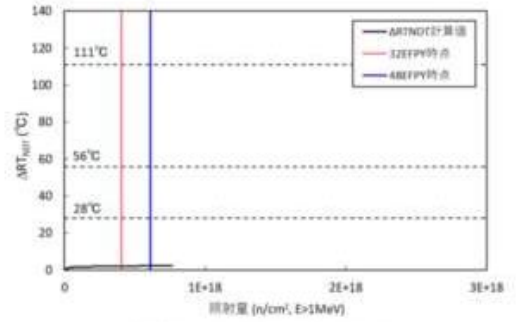
プラント B9 溶接金属



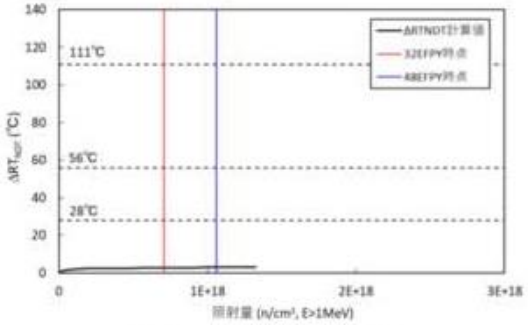
プラント B10 母材



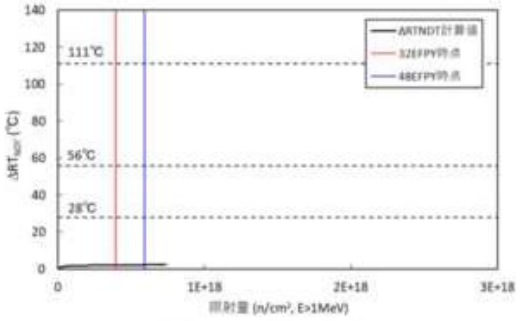
プラント B12 母材



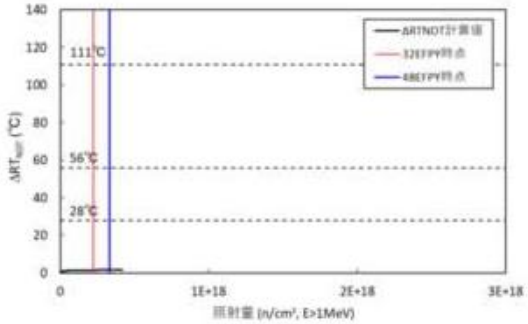
プラント B10 溶接金属



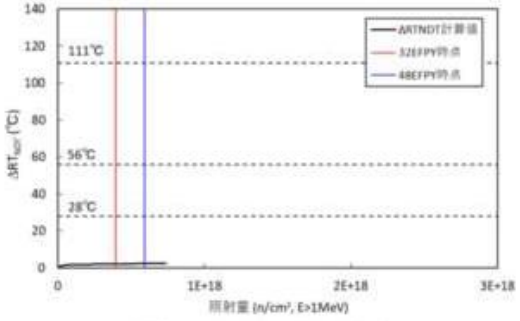
プラント B12 溶接金属



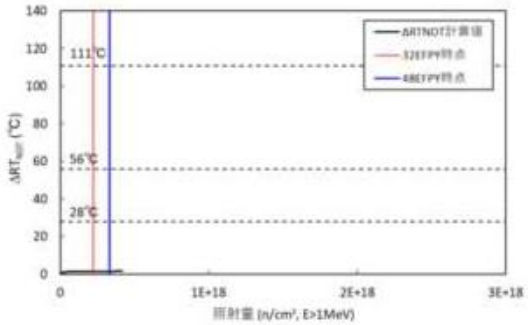
プラント B11 母材



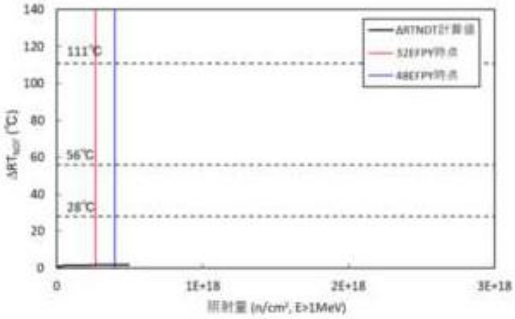
プラント B13 母材



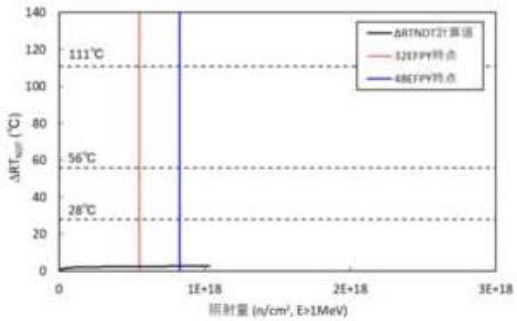
プラント B11 溶接金属



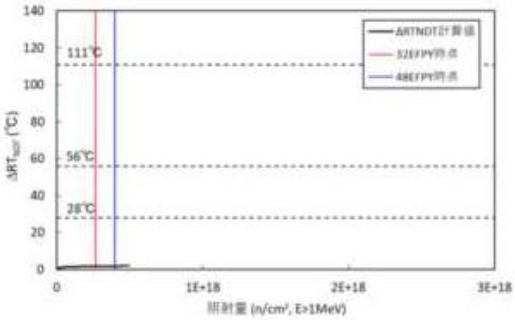
プラント B13 溶接金属



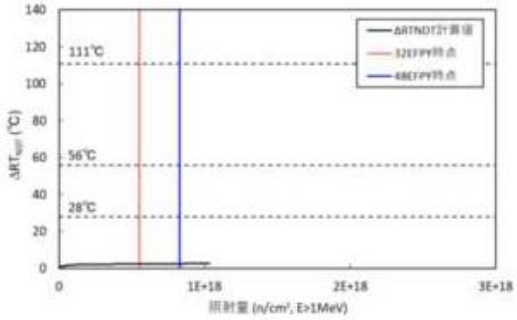
プラント B14 母材



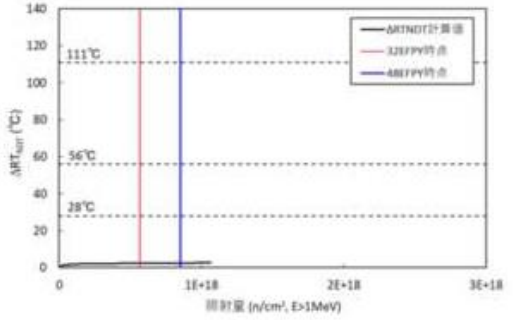
プラント B28 母材



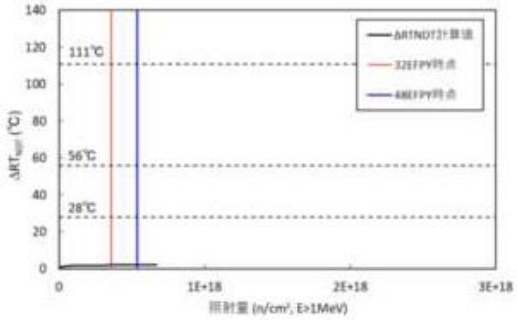
プラント B14 溶接金属



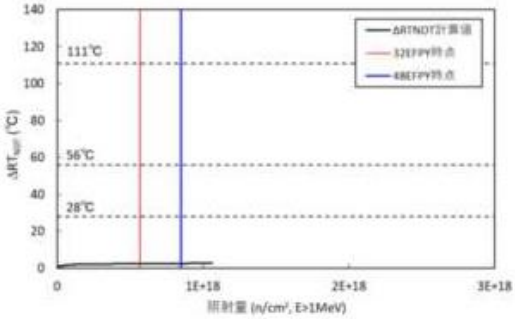
プラント B28 溶接金属



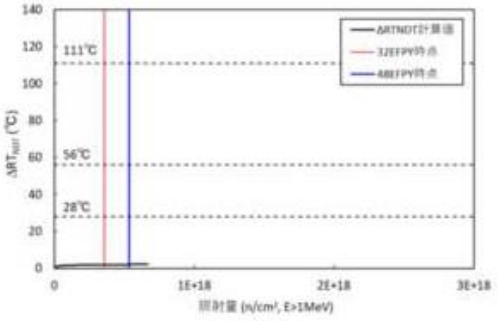
プラント B27 母材



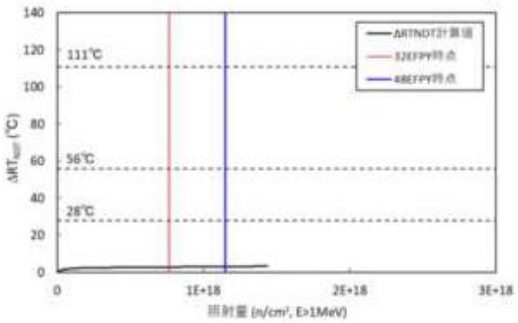
プラント B29 母材



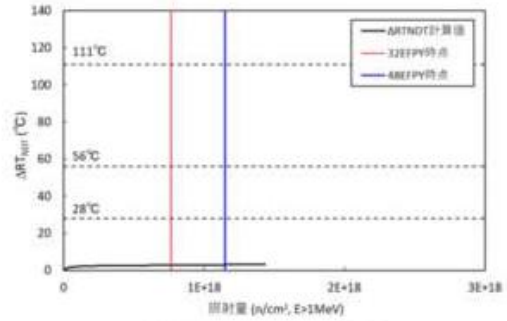
プラント B27 溶接金属



プラント B29 溶接金属



プラント B30 母材



プラント B30 溶接金属

参考　原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム構成員名簿

原子力規制委員会

杉山 智之	原子力規制委員会委員

原子力規制庁

森下 泰	技術基盤グループ長
神谷 考司	技術基盤グループ 技術基盤課長
佐々木 晴子	技術基盤グループ 技術基盤課 企画調整官
小嶋 正義	技術基盤グループ システム安全研究部門 統括技術研究調査官
北條 智博	技術基盤グループ システム安全研究部門 主任技術研究調査官
沖田 泰良	技術基盤グループ システム安全研究部門 主任技術研究調査官
渡辺 藍己	技術基盤グループ システム安全研究部門 技術研究調査官
東 喜三郎	技術基盤グループ 地震・津波研究部門 主任技術研究調査官
塚本 直史	技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門 上席技術研究調査官
藤澤 博美	技術基盤グループ 技術基盤課 技術参与
船田 立夫	技術基盤グループ システム安全研究部門 技術参与
河野 克己	技術基盤グループ システム安全研究部門 技術参与

技術支援機関

高見澤 悠	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター 経年劣化研究グループ 研究副主幹
山口 義仁	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター 経年劣化研究グループ 研究副主幹
鬼沢 邦雄	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター 研究専門官

外部専門家

牟田 浩明	国立大学法人大阪大学大学院 工学研究科環境エネルギー工学専攻 教授
古川 敬	一般財団法人発電設備技術検査協会 溶接・非破壊検査技術センター 所長

（令和７年２月 21 日時点）

（案）

別紙４

改正　令和　年　月　日　原規技発第　　号　原子力規制委員会決定

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の一部を改正する規程を次のように定める。

令和　年　月　日

原子力規制委員会

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の一部を改正する規程

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（原規技発第 1306194 号）の一部を、別表により改正する。

附　則

この規程は、令和　年　月　日から施行する。

別表　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　新旧対照表

（下線を付し、又は破線で囲んだ部分は改正部分）

改　正　後	改　正　前
第１４条（安全設備） １～３　（略） ４　第２項について、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にあっては、日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」（以下「「破壊靭性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」」という。）の規定に「日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」の適用に当たって（別記－１）」の要件を付したものに掲げる、破壊じん性の要求を満足すること。この場合において、監視試験を行うに当たっては、次の規格及び「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC　4201）」の適用に当たって（別記－６）」によること。	第１４条（安全設備） １～３　（略） ４　第２項について、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にあっては、日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」（以下「「破壊靭性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」」という。）の規定に「日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」の適用に当たって（別記－１）」の要件を付したものに掲げる、破壊じん性の要求を満足すること。この場合において、監視試験を行うに当たっては、日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）」（以下「「監視試験方法（JEAC 4201-2007）」」という。）、「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）［2010 年追補版］」（以下「「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2010）」」という。）及び「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）［2013 年追補版］」（以下「「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2013）」」という。）の規定に「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201）」の適用に当たって（別記－６）」の要件を付したものによること。 （「日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」（JEAC 4201-2007）及び「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法」（JEAC 4206-2007）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）、「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）［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）及び「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」（原規技発 1510073 号（平成２７年１０月７日原子力規制委員会決定）））
（１）日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）」（以下「「監視試験方法（JEAC 4201-2007）」」という。）	（新設）
（２）日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2013 年追補版]」（以下「「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2013）」」という。）	（新設）
（３）日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2024 年追補版]」（以下「「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2024）」」という。）	（新設）
第２２条（監視試験片） １・２　（略） ３　第２号に規定する「監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施する」とは、次の規格により、監視試験片の取り出し及び監視試験並びに必要な場合は監視試験片の再生を実施することをいう。この場合において、「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201）」の適用に当たって（別記－６）」によること。	第２２条（監視試験片） １・２　（略） ３　第２号に規定する「監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施する」とは、「監視試験方法（JEAC 4201-2007）」、「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2010）」及び「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2013）」の規定に「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201）」の適用に当たって（別記－６）」の要件を付したものにより、監視試験片の取り出し及び監視試験並びに必要な場合は監視試験片の再生を実施することをいう。 （「日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」（JEAC 4201-2007）及び「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法」（JEAC 4206-2007）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）、「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[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）及び「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」（原規技発 1510073 号（平成２７年１０月７日原子力規制委員会決定）））
（１）「監視試験方法（JEAC 4201-2007）」	（新設）
（２）「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2013）」	（新設）
（３）「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2024）」	（新設）
別記－６	別記－６
日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201）」 の適用に当たって	日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201）」 の適用に当たって
技術基準規則第１４条第２項及び第２２条第２号の規定と「監視試験方法（JEAC 4201-2007）」、「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2013）」及び「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2024）」の規定との対応関係は別表に掲げるところによる。	技術基準規則第１４条第２項及び第２２条第２号において、「監視試験方法（JEAC 4201-2007）」、「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2010）」及び「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2013）」を適用するに当たっては、次のとおり要件を付すこととする。
なお、これらの規格の適用に当たっての技術的根拠については、以下を参照すること。	なお、技術基準規則第１４条第２項及び第２２条第２号の規定と「監視試験方法（JEAC 4201-2007）」、「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2010）」及び「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2013）」の規定との対応関係は別表に掲げるところによる。
①「日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」（JEAC 4201-2007）及び「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法」	（新設）

（JEAC 4206-2007）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）	
②「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2013 年追補版]」に関する技術評価書」（原規技発第 1510073 号（平成２７年１０月７日原子力規制委員会決定））	（新設）
③「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2024 年追補版]」に関する技術評価書」（原規技発第　　号（令和　年　月　日原子力規制委員会決定））	（新設）
（削る）	（１）附属書表 B-2100-3　国内脆化予測法の適用範囲（「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2013）」）（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>1MeV）が 2.4×10^{19}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>1MeV）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１度、更に運転開始後 50 年から 60 年の間に少なくとも１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。
別表　技術基準規則と「監視試験方法（JEAC 4201-2007）」、「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2013）」及び「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2024）」	別表　技術基準規則と「監視試験方法（JEAC 4201-2007）」、「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2010）」及び「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2013）」

との対応表

注記　対応規格番号は、最下位の規格番号まで適用される。

技術基準規則	原子炉構造材の監視試験方法	適用規格
（安全設備） 第１４条 ２　安全設備は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう、施設しなければならない。	（略）	「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2013）」
（監視試験片） 第２２条 設計基準対象施設に属する容器であって、一メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれがあるものの内部には、当該容器が想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないように	SA-2240　監視試験片の再生 SA-2360　試験用カプセルの取り出し時期 SA-3000　監視試験方法 SA-3100　機械的性質の測定 SA-3200　中性子照射量の評価 SA-3300　最高温度の測定 SA-3400　照射効果の	「監視試験方法（JEAC 4201-2007）」ただし、SA-2362 及び SA-2363 については、「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2024）」の規定によること

との対応表

技術基準規則	原子炉構造材の監視試験方法	適用規格
（安全設備） 第１４条 ２　安全設備は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう、施設しなければならない。	（略）	監視試験方法（JEAC4201-2007/2013）
（監視試験片） 第２２条 設計基準対象施設に属する容器であって、一メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれがあるものの内部には、当該容器が想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないように	SA-2240　監視試験片の再生 SA-2360　試験用カプセルの取り出し時期 SA-3000　監視試験方法 SA-3100　機械的性質の測定 SA-3200　中性子照射量の評価 SA-3300　最高温度の測定 SA-3400　照射効果の	監視試験方法（JEAC4201-2007）ただし、SA-2363 については、監視試験方法（JEAC4201-2007/2010）の規定によること

するために、照射の影響を確認できるよう次に定める監視試験片を備えなければならない。 二　監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施することにより、容器の材料の機械的強度及び破壊じん性の変化を確認できる個数とすること。	評価 附属書C　監視試験片の再生方法 C-1000　適用 C-2000　試験片の再生に関する要求事項 C-3000　再生試験片を用いた試験 C-4000　記録 C-5000　監視試験片再生に用いる標準接合法	「監視試験方法（JEAC 4201-2007）」

するために、照射の影響を確認できるよう次に定める監視試験片を備えなければならない。 二　監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施することにより、容器の材料の機械的強度及び破壊じん性の変化を確認できる個数とすること。	評価 附属書C　監視試験片の再生方法 C-1000　適用 C-2000　試験片の再生に関する要求事項 C-3000　再生試験片を用いた試験 C-4000　記録 C-5000　監視試験片再生に用いる標準接合法	監視試験方法（JEAC4201-2007）

参考１

原子炉構造材の監視試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価書案及び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の改正案並びにこれらに対する意見公募の実施等

令和７年７月２日
原 子 力 規 制 庁

１．趣旨

本議題は、以下について了承を諮るものである。

○原子炉構造材の監視試験方法に係る日本電気協会の規格[1]の技術評価書案（以下「監視試験方法技術評価書案」という。）

○当該技術評価書案を踏まえた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（原規技発第 1306194 号。以下「実用炉技術基準規則解釈」という。）の改正案

○上記の案に対する意見公募の実施

○破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格[2]の技術評価書（以下「破壊靭性確認試験方法技術評価書」という。）を踏まえ、同規格を実用炉技術基準規則解釈に引用しないこと

２．経緯

令和６年度第 21 回原子力規制委員会（令和６年７月 24 日）において、原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム（以下「検討チーム」という。）の設置及び技術評価の開始が了承された。その後、令和６年９月３日から令和７年２月 21 日までに検討チーム会合を計３回開催した。今般、検討チームにおける議論を踏まえ、監視試験方法技術評価書案及び実用炉技術基準規則解釈の改正案を作成した。また、破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格については、検討チームにおいて技術評価書を取りまとめた。

３．監視試験方法技術評価書案及び実用炉技術基準規則解釈の改正案（委員会了承事項）

以下の技術評価書案及び実用炉技術基準規則解釈の改正案について了承いただきたい（概要は別添１）。

[1] 日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2024 年追補版]」
[2] 日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法(JEAC 4206-2007）[2023 年追補版]」

－日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2024 年追補版]」に関する技術評価書案（別紙１）
－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の一部を改正する規程案（別紙２）

４．意見公募の実施（委員会了承事項）

別紙１については任意の意見公募を、別紙２については行政手続法（平成５年法律第 88 号）第 39 条第１項に基づく意見公募を、以下のとおり実施することを了承いただきたい。

実施期間：　令和７年７月３日から同年８月１日まで（30 日間）
実施方法：　電子政府の総合窓口（e-Gov）及び郵送

５．破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格を実用炉技術基準規則解釈に引用しないこと（委員会了承事項）

検討チームにおいて、以下の技術評価書を取りまとめた（概要は別添２）。
－日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法(JEAC 4206-2007)[2023 年追補版]」に関する技術評価書(別紙３）

当該技術評価書は、最大仮想欠陥をプラント個別仮想欠陥に置き換えてもよいとする新たな規定について技術的妥当性が確認できない旨結論づけるものである。これを踏まえ、破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格を実用炉技術基準規則解釈に引用しないこととすることにつき了承いただきたい。

６．今後の予定

令和７年９月頃を目処に、原子炉構造材の監視試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価書及び実用炉技術基準規則解釈の改正の決定について原子力規制委員会に付議する。

（添付資料）
別添１　監視試験方法技術評価書案及び実用炉技術基準規則解釈の改正案の概要
別添２　破壊靭性確認試験方法技術評価書の概要
別紙１　日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2024 年追補版]」に関する技術評価書案
別紙２　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の一部を改正する規程案

別紙３　日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法(JEAC 4206-2007) [2023年追補版]」に関する技術評価書

参考　原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する規格の技術評価に関する検討チーム　構成員名簿

（別添１）

監視試験方法技術評価書案及び実用炉技術基準規則解釈の改正案の概要

１．　監視試験方法技術評価書案の概要

（１）規制要求との関係

実用炉技術基準規則[3]第 14 条（安全設備）は、安全設備は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう、施設しなければならないとし、同規則第 22 条（監視試験片）は、原子炉圧力容器等[4]には、想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないようにするために、照射の影響を確認できるよう監視試験片を備えなければならないとしている。また、実用炉技術基準規則解釈において、監視試験を行うに当たっては、日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）」（以下「監視試験方法（JEAC 4201-2007）」という。）、「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2010 年追補版]」（以下「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2010）」という。）及び「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2013 年追補版]」の規定に「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201）」の適用に当たって（別記－６）」（以下「別記－６」という。）の要件を付したものによることとしている。

今般、日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2024 追補版]」（以下「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2024）」という。）の技術的妥当性を検討した。

（２）技術評価のポイント

監視試験方法（JEAC 4201-2007/2024）に係る技術評価のポイントは、以下のとおり。

① 標準監視試験計画[5]

- 脆化が少ないことが予想されるプラント[6]は、標準監視試験計画の最後の監視試験カプセルを長期監視試験計画[5]の最初の監視試験カプセルとしてもよい旨の規定が追加された。これについては、同規定の技術的根拠を確認することができた（図１及び図２参照）。
- 中性子照射量が高い領域に達した場合[7]に、新たな監視試験カプセルを取り

[3] 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）

[4] 設計基準対象施設に属する容器であって、一メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれがあるもの。

[5] 相当運転期間における試験用カプセルの取り出し計画のこと。これを超えて運転を行う場合の試験用カプセルの取り出し計画を長期監視試験計画という。なお、相当運転期間は、原子炉圧力容器の中性子照射の影響を評価するために想定したプラントの定格負荷相当年数（EFPY）での運転期間をいい、特にことわりのない限りこの期間は 32EFPY とされている。

[6] 相当運転期間における原子炉圧力容器内面の ΔRT_{NDT} 計算値が 28℃以下のプラント

[7] 原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量が 2.4×10^{19}n/cm^2 を上回る場合

出す条件[8]が追加された。これは別記－６の条件[9]を監視試験方法(JEAC 4201-2007/2024)に取り込んだものである。

- 以上により、技術的妥当性を確認した。

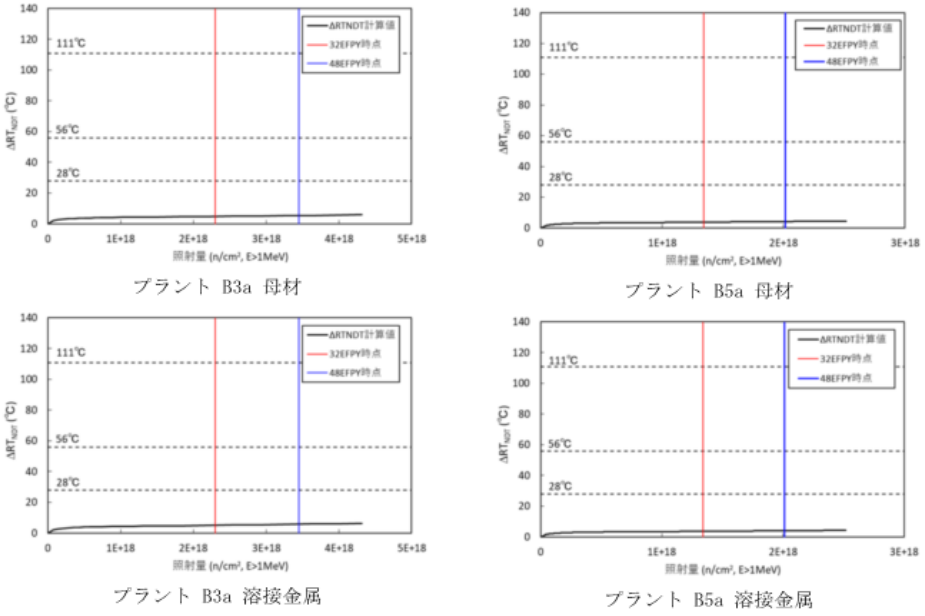


図１　脆化が少ないことが予想されるプラントの脆化予測曲線の例[10]

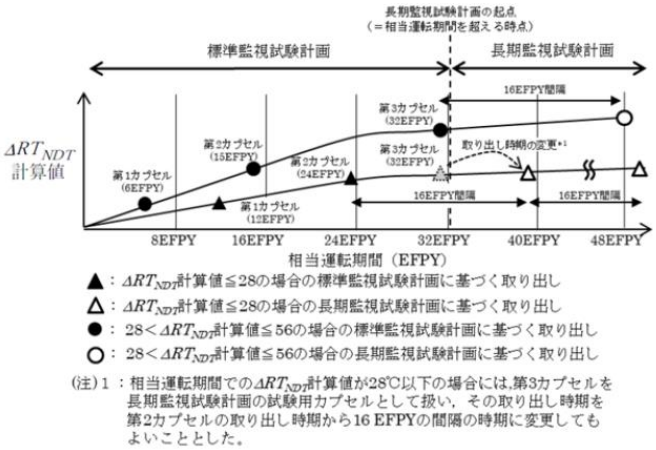


図２　脆化が少ないことが予想される場合の取り出し計画（図中の▲及び△）[11]

② 長期監視試験計画

- 長期監視試験計画の起点が、「標準監視試験計画の最終回時の監視試験カプセルの取り出し時点」から「相当運転期間（32EFPY）を超える時点」に

[8] 原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量が、これまでに取り出された監視試験カプセルの中性子照射量を超えない時期に、新たな監視試験カプセルを取り出すこと。

[9] 原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（E>1MeV）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。

[10] 関連温度移行量は中性子照射量の増加に伴って変化量が少なくなり漸増していく傾向にある。

[11] 第３カプセルの取り出し間隔は、第１カプセル及び第２カプセルの取り出し間隔である 12 EFPY より長い方が適切に脆化の傾向を確認できるとの理由から規定された。

変更された。これは規定の明確化である。

- 監視試験カプセルの取り出し間隔が新たに規定され、関連温度移行量[12]に応じて 8EFPY 又は 16EFPY(中性子照射量が高い領域に達した場合は 8EFPY)とする旨の規定及び中性子照射量が高い領域に達した場合に新たな監視試験カプセルを取り出す条件[8]が追加された。前者の変更は、原子炉停止中に中性子照射脆化は進まないとの観点から、別記－６の条件[13]を実運転時間（中性子照射量）に応じた監視試験カプセルの取り出し間隔となるよう、後者の変更は別記－６の条件をそのまま、監視試験方法(JEAC 4201-2007/2024)に規定したものである。
- 以上により、技術的妥当性を確認した。

２．実用炉技術基準規則解釈の改正案の概要

（１）実用炉技術基準規則解釈の第 14 条及び第 22 条に監視試験方法(JEAC 4201-2007/2024)を引用し、監視試験方法(JEAC 4201-2007/2010)を削除する[14]。

（２）別記－６に、技術評価書案の内容を反映する。なお、別記－６の（１）には、中性子照射量が高い領域に達した場合における①新たな監視試験カプセルを取り出す条件[8]及び②暦年による監視試験片の取り出し時期が規定されているが、これらの条件は、適切に監視試験方法(JEAC 4201-2007/2024)に規定され、その妥当性が確認できたことから削除する[15]。

（３）その他表現等の適正化を行う。

（４）委員会決定の日から施行する。

---

[12] 相当運転期間における原子炉圧力容器内面の関連温度移行量

[13] 中性子照射量が高い領域に達した場合、暦年で 10 年毎に監視試験カプセルを取り出すこととされており、これはプラントの稼働率が 80%の場合の 8EFPY にあたる。

[14] JEAC4201-2007/2010 を適用して既に認可を受けている設計及び工事の計画については、その実用炉技術基準規則への適合性に変更は生じない。

[15] 高経年化した発電用原子炉の安全規制に関する検討チームにおいて、監視試験片の暦年での取り出しの見直しが検討され、令和７年年６月６日に開始された長期施設管理計画の認可制度では、その審査基準において、暦年での取り出しは記載せず、原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201）を用いて適切な時期に監視試験を実施する旨が規定された。なお、既に認可を受けている長期施設管理計画に定める監視試験片の取り出し時期を変更する場合には、所定の手続が必要となる。

（別添２）

破壊靭性確認試験方法技術評価書の概要

（１）規制要求との関係

実用炉技術基準規則[16]第 14 条（安全設備）は、安全設備は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう、施設しなければならないとし、実用炉技術基準規則解釈において、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にあっては、日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」（以下「破壊靭性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」という。）の規定に「日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」の適用に当たって（別記－１）」の要件を付したものに掲げる、破壊じん性の要求を満足することとしている。

今般、日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）[2023 年追補版]」（以下「破壊靭性の確認試験方法（JEAC 4206-2007/2023）」という。）の技術的妥当性を検討した。

（２）技術評価のポイント

破壊靭性の確認試験方法（JEAC 4206-2007/2023）に係る技術評価のポイントは以下のとおり。

〇最大仮想欠陥

- PTS 評価における「最大仮想欠陥」は、深さ 10㎜、長さ 60㎜とされているが、原子炉圧力容器炉心領域全域に対して、特別点検と同等の超音波探傷試験[17]を実施し、最大エコー高さが DAC20%を超える指示がない場合には、最大仮想欠陥を「プラント個別仮想欠陥」（例えば、深さ約 5㎜、長さ約 30㎜）に置き換えてもよいとの規定が追加された。
- 上記変更について、日本電気協会から、亀裂の検出に関し、試験体を作製し検証試験を行った結果、深さ 3.3 ㎜の亀裂が検出できる等の説明があった。
- これに対し、検討チームとしては、当該結果が検証の途上のものであり、「プラント個別仮想欠陥」が有する余裕を定量的に評価することができないこと等から、「プラント個別仮想欠陥」の技術的根拠を確認できなかった。

[16] 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）
[17] 日本電気協会「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」を準用した縦波斜角 70°-50°の超音波探傷試験