

# 解説記事

## 原子炉圧力容器の監視試験および破壊靱性の確認試験方法に係わる日本電気協会電気技術規程 (JEAC 4201, 4206) の改定

日本電気協会 構造分科会破壊靱性検討会  
 東京電力(株) 山下 理道 Norimichi YAMASHITA  
 関西電力(株) 米原 晃 Akira YONEHARA  
 三菱重工(株) 富松 実 Minoru TOMIMATSU

### 1. はじめに

(社)日本電気協会の電気技術規程「原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC 4201)」は発電用軽水型原子炉圧力容器鋼材の中性子照射による機械的特性の変化 (主として脆化) を調査し評価するための監視試験方法を規定している。一方、電気技術規程「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC 4206)」は軽水型原子力発電所に設置する機器の非延性破壊を防止するため、機器を構成する材料の破壊靱性の妥当性を確認しなければならない範囲、試験方法および合格基準等を規定している。両電気技術規程は、原子炉圧力容器を対象とする場合には密接な関係がある。

両電気技術規程は、昨年 12 月 (社) 日本電気協会原子力規格委員会において改定案が承認され、それぞれ JEAC 4201-2007 および JEAC 4206-2007 として改定された。

本解説では、JEAC 4201 および、原子炉圧力容器に係わる JEAC 4206 の概要および今回の規程の改定のポイントについて紹介する。

### 2. JEAC 4201 の概要と主要な改定

#### 2.1 JEAC 4201 の概要

JEAC 4201 は、供用期間中に中性子照射を受ける軽水型原子炉圧力容器に対して、その照射による機械的性質の変化を定期的に調査し、評価するための監視試験方法について規定したものである。

原子炉圧力容器鋼では、運転中の中性子照射により、破壊様式が延性から脆性に変化する温度域 (遷移温度) が高温側にシフトし、上部棚吸収エネルギーが減少する。この現象は中性子照射脆化と呼ばれ、原子炉圧力容器鋼の構造健全性を確保する上で照射脆化の程度を精度よく把握することが重要となっている。

照射脆化の把握のために、原子炉圧力容器には原子炉圧力容器鋼と同一の材料で製作された監視試験片を原子炉内に装荷し、これを定期的に取り出して脆化量を測定している。

JEAC 4201 では、この監視試験に関して、①供用開始前に装荷する試験片の種類 (材料、種類、形状、数など)、②供用中に装荷された監視試験片の取り出し時期、③取り出した監視試験片の試験方法が規定されている。JEAC 4201-2007 の全体構成を以下に示す。①及び②に関しては SA-2000 で、③に関しては SA-3000 で規定されている。

(本文)

SA-1000 総則

SA-2000 監視試験計画

SA-3000 監視試験方法

SA-4000 監視試験結果の記録

(付録)

附属書 A 既設プラントの原子炉構造材の監視試験に関する規定

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

附属書 C 監視試験片の再生方法

(解説)

また、監視試験に関する重要事項をとりまとめた附属書が添付されており、各々以下のような内容となっている。

・附属書 A

過去の規程に準じて監視試験片が装荷、試験された既設プラントに対して、今回の改定が連続性を確保したものとなるように規定している。

・附属書 B

照射脆化の程度を評価する上で重要となる、関連温度移行量 (遷移温度の照射による上昇量) 及び上部棚吸収エネルギー減少率の予測方法を規定してい

る。特に、関連温度移行量の予測は、監視試験結果の脆化傾向の確認や運転時の圧力・温度管理、将来の運転計画（監視試験計画）策定に重要である。

・附属書 C

すでに原子炉から取り出され破壊試験を行った監視試験片について、それらをプラントの高経年化や知見拡充に資するために再生活用するための方法について規定している。

## 2.2 JEAC 4201 の主要な改定

今回の 2007 年版では 3 つの大きな改定を実施している。一つ目は、前回の改定以降に得られた監視試験結果ならびに国内最新の研究成果に基づき、関連温度移行量に関して予測精度の向上を図った脆化予測法の改定である。二つ目は、監視試験片再生に関する（独）原子力安全基盤機構（以下、JNES）の研究成果に基づき、監視試験片の再生に関する新たな規定である附属書の追加である。そして三つ目が、プラントの高経年化に対して計画的、継続的な取り出しに資するべく、監視試験片取り出し計画について、現行計画に対応する標準監視試験計画に加え、長期監視試験計画を新たに導入することを定めた改定である。以下に、各改定内容について述べる。

### (1) 脆化予測法

脆化予測法は、古くは 1970 年代に照射データを統計的に処理して脆化を予測する式が多数提案された。そのような状況の中、US NRC は、1977 年に銅とりんの効果を取り入れた US NRC Regulatory Guide 1.99 Rev.1<sup>[1]</sup>を公表した。1980 年代でも  $\Delta RT_{NDT}=[CF] \times [FF]$  の表式による式の開発が継続され、Regulatory Guide 1.99 Rev.2<sup>[2]</sup>でもこれが踏襲された。

1980 年代に入ると、従来の現象論的脆化予測では必ずしも適切な予測ができないという事例が報告されるようになったのを受け、脆化機構解明の機運が世界的に高まり、1988 年に圧力容器照射脆化関連の国際専門家グループ IGRDM (International Group on Radiation Damage Mechanisms in Reactor Pressure Vessel Steels) が結成されている。

時期を同じくして、照射脆化に係わる学術の発展が国内でも見られている。透過型電子顕微鏡、陽電子消滅法、中性子小角散乱法、アトムプローブなどのマイクロ・ナノ組織観察技術が東大、東北大、京大、九大など

で、第一原理計算、分子動力学、キネティックモンテカルロ法などのマルチスケールシミュレーション技術が東大、京大などで成果が上げられた。

国内原子炉圧力容器のための脆化予測式は、1991 年に発行された JEAC 4201-1991 に初めて定められた。その後、10 数年の運転の蓄積により監視試験データが着実に蓄積されるとともに、照射脆化の機構に関する理解が大幅に進み、また、米国では照射脆化機構に基づく新たな脆化予測式開発が進められるなど状況が大きく進展してきた。このような背景から、国内電力会社と（財）電力中央研究所は、最新の脆化機構に関する理解に基づく新しい脆化予測法の開発を進め、その成果<sup>[3]</sup>が JEAC 4201-2007 に反映された。

新しい脆化予測法については、本誌 2008・Vol.7・No.1 の特集記事「第 1 回「検査・評価・保全に関する連携講演会」の概要」に概要が述べられている。新しい脆化予測法は、以下に示すとおりである。

$$\begin{aligned} \Delta T &= \sqrt{(\Delta T_{SC})^2 + (\Delta T_{MD})^2} \\ \Delta T_{SC} &= \xi_{17} \cdot \sqrt{V_f} = \xi_{17} \cdot \sqrt{\xi_{16} \cdot f(C_{Cu}^{mat}, C_{SC}) \cdot g(C_{Ni}^0) + h(\phi)} \cdot \sqrt{C_{SC}} \\ f(C_{Cu}^{mat}, C_{SC}) &= \xi_{12} \cdot \frac{C_{Cu}^0 - C_{Cu}^{mat}}{C_{SC}} + \xi_{13} \quad g(C_{Ni}^0) = (1 + \xi_{14} \cdot (C_{Ni}^0)^{\xi_5})^2 \\ h(\phi) &= \xi_{10} \cdot (1 + \xi_{11} \cdot D_{Cu}) \cdot \phi \\ \Delta T_{MD} &= \xi_{18} \cdot \sqrt{C_{MD}} \\ \frac{\partial C_{SC}}{\partial t} &= \xi_4 \cdot ((C_{Cu}^{mat} + \xi_1) \cdot D_{Cu} + \xi_2) \cdot C_{MD} + \xi_9 \cdot (C_{Cu}^{avail} \cdot D_{Cu} \cdot (1 + \xi_8 \cdot C_{Ni}^0))^2 \\ \frac{\partial C_{MD}}{\partial t} &= \xi_5 \cdot F_T^2 \cdot (\xi_6 + \xi_7 \cdot C_{Ni}^0)^2 \cdot \phi - \frac{\partial C_{SC}}{\partial t} \\ D_{Cu} &= D_{Cu}^{thermal} + D_{Cu}^{irrad} = D_{Cu}^{thermal} + \eta_1 \cdot \phi^{\eta_2} \\ \frac{\partial C_{Cu}^{mat}}{\partial t} &= -v_{SC} \cdot \frac{\partial C_{SC}^{enh}}{\partial t} - v'_{SC} \cdot C_{SC} \quad v_{SC} = \xi_2 \cdot (C_{Cu}^{avail} \cdot D_{Cu})^2 \cdot t_r \end{aligned}$$

ここで  $\Delta T$  は遷移温度上昇量、SC と MD はそれぞれ溶質原子クラスターおよびマトリックス損傷を表す。 $C_{SC}$ 、 $C_{MD}$ 、 $C_{Cu}$ 、 $C_{Ni}$  はそれぞれ溶質原子クラスターとマトリックス損傷の数密度、銅およびニッケルの含有量を表す。 $D_{Cu}$  は銅の拡散係数を表し、 $\phi$  は照射速度を表す。 $\xi_i$  および  $\eta_i$  は係数で、国内監視試験データベースを用いて最適化した。本式は、以下の知見に基づき定式化されたものである。

・国内実機監視試験片のマイクロ組織観察の結果から、中性子照射された圧力容器鋼では、銅含有量によらず、ニッケル、シリコン、マンガン等の溶質原子が集合したクラスターが形成される。

- ・銅含有量が多いとクラスター中の銅含有量およびクラスターの数密度が増加する、というモデルがより適切であることがわかってきた。
- ・銅含有量が多い鋼材を低照射速度で照射した場合、熱平衡原子空孔の寄与が増大することによりクラス

ター形成が促進され照射脆化がより早く進むということが明らかになってきた。  
 本予測式は、単に予測値と実測値の差を小さくするだけでなく、照射とともに脆化が進む傾向を定量的に再現するように最適化を行ったものである (図1参照)。

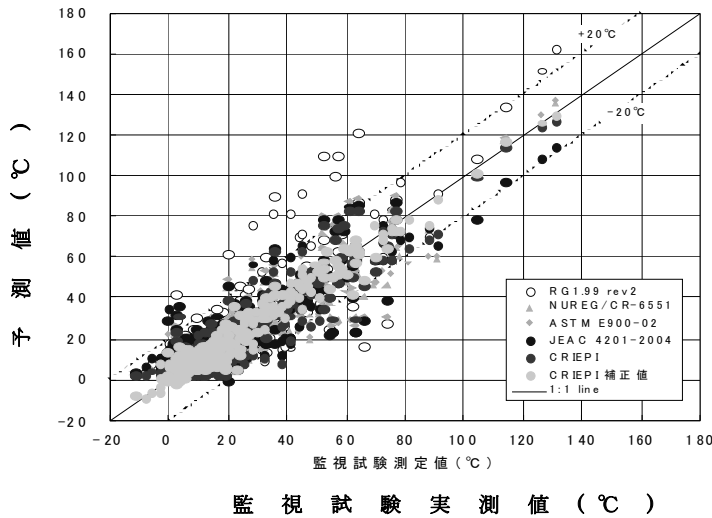


図1 新しい脆化予測法による予測値と実測値の比較

(2) 監視試験片の再生

監視試験片の再生とは文字通り、既に原子炉容器から取り出され破壊試験を終えた監視試験片の残材を利用して、新たな試験片として再利用を図るというものであり、今回の改定で新たに追加されたものである。具体的な規定項目は、①インサート材 (再利用部)、タブ材 (構成材部) と呼ぶ再生用材料に対する要求、②接合法の確認試験及び再生時の検査、③再生試験片の寸法に関する要求、④再生試験片を用いた試験、⑤監視試験片再生に必要な記録、⑥標準接合法、からなる。このうち寸法に関する要求や標準接合法については、その技術的妥当性を示すものとして JNES による PLIM プロジェクトの成果 (2006 年 4 月に発行された JNES-SS-0601 原子炉压力容器監視試験片の再生に関する調査報告書)<sup>[4]</sup> がベースとなっており、試験部の照射脆化の回復につながる再生接合時の熱影響を考慮し、インサート材の仕様寸法 (塑性域幅、熱回復幅等) 等を明確に規定化している。また再生加工後の試験片寸法は、タブ材の部分を除くシャルピー衝撃試験片は JIS Z 2242、破壊靱性試験片は JEAC 4206 の要求を満足するものであり、これは当初から装荷されている監視試験片とほぼ同一である。また代表的な接合方

法としては、表面活性化接合法、YAG レーザ溶接法がある。具体的な再生イメージを図2に示す。

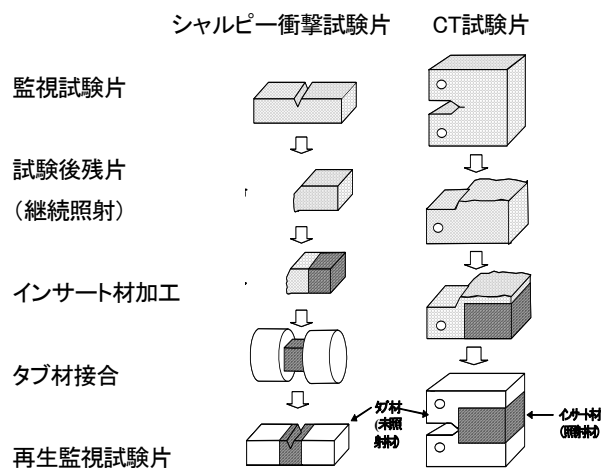


図2 監視試験片の再生技術

(3) 監視試験片の取り出し計画

従前の規程では、原子力プラントの相当運転期間を 32EFPY (EFPY : 実効運転年数) として必要なカプセル数とその取り出し時期が設定され、32EFPY を超え

る相当運転期間を想定する場合には、その相当運転期間と 32EFPY の比に乗じて、取り出し時期を変更してもよいとしてきた。

今回の改定においては、プラントの高経年化ならびにそれに伴う原子炉容器の照射脆化監視への関心の高まりから、従来の初期に装荷された監視試験片の運用だけでなく、継続的かつ計画的な監視の必要性を勘案して、32EFPY を超えてプラントを運転する場合のそれ以降の取り出し時期として、新たに長期監視試験計画を設定し、これまでの標準監視試験計画との連続性と今後の高経年化にあたっての継続的な試験計画の実施について明確化した。

監視試験片の数量は、プラント建設時における原子炉圧力容器内面の関連温度移行量の予測程度の見込みにしたがって、3~5 個のカプセル数が要求されており、プラントによっては予備数を数個備えるものもあるが、長期監視試験計画を設定するにあたっては、監視試験片の再生方法が確立されたことが大きく貢献している。

標準監視試験計画は表 1 に示すように、基本的に従来のものと同等であるが、その最終回時のカプセルは時期を変更（延長）することなく、相当運転期間（32EFPY）で取り出すこととし、その回時より長期監視試験計画を開始するというものである。さらに長期

監視計画に移行した場合には、標準監視試験計画の最終回時の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 EFPY となる時期に取り出すことと設定しており、同等の間隔で取り出しが行われていくことになる。

一般的に監視試験の取り出しは等間隔に取り出されるものとイメージがあるが、表 1 のように運転開始初期の頻度に違いがあるのみで、6EFPY 以降の取り出し時期は当初に装荷されるカプセル量 3~5 個に拘らず同じものになる。これは脆化の進行度が照射初期に比べて徐々に低くなることによるものであり、最新の脆化予測法でも基本的な考え方は変わらない。また表 1 の注釈に示すように、監視試験片は評価対象となる原子炉内壁よりもより炉心側に位置するため、その照射量は同等かそれ以上となることを踏まえ、その照射程度を勘案し、取り出し時期が決められるようになっている。監視試験片の照射位置における中性子束の、原子炉圧力容器内面、あるいは他の位置における最大中性子束に対する比をリードファクタと呼ぶが、監視試験片カプセルのリードファクタが大きいほど、実際のプラント運転年数よりもより早い時期に取り出しが行われることになる。

表 1 標準監視試験計画（JEAC 4201-2007）

		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（ $ART_{NDT}$ 予測値）(°C)			
		$ART_{NDT} \leq 28$	$28 < ART_{NDT} \leq 56$	$56 < ART_{NDT} \leq 111$	$111 < ART_{NDT}$
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 <sup>(注)1.</sup>	6 <sup>(注)2.</sup>	3 <sup>(注)2.</sup>	1.5 <sup>(注)2.</sup>
	第 2 カプセル	24 <sup>(注)3.</sup>	15 <sup>(注)3.</sup>	6 <sup>(注)4.</sup>	3 <sup>(注)5.</sup>
	第 3 カプセル	相当運転期間 <sup>(注)6.</sup>	相当運転期間 <sup>(注)6.</sup>	15 <sup>(注)3.</sup>	6 <sup>(注)4.</sup>
	第 4 カプセル	—	—	相当運転期間 <sup>(注)6.</sup>	15 <sup>(注)3.</sup>
	第 5 カプセル	—	—	—	相当運転期間 <sup>(注)6.</sup>

- (注) 1. 本表の時期、又は監視試験片の中性子照射量 ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) が  $5 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$  ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) 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 ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) が  $5 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$  ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) 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  $ART_{NDT}$  が  $28^\circ\text{C}$  と予測される時期のうち、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 ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) 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 ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) に到達する時期のうち、いずれか早い方。
4. 本表の時期、又は監視試験片の中性子照射量 ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) 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 ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) 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 ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) が第 1 カプセル及び第 3 カプセルの中性子照射量 ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) の中間となる時期。
6. 監視試験片の中性子照射量 ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) 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 ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) 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. 本表の取出し時期の数値は、定格負荷相当年数 (EFPY) であり、試験用カプセル取出しは、これらの値に近いプラント停止時期に合わせて行う。

### 3. JEAC 4206 の概要と改定

#### 3.1 JEAC 4206 の概要

JEAC 4206 は原子力発電所に設置する機器の非延性破壊を防止するため、機器を構成する材料の破壊靱性の妥当性を確認する試験方法および合格基準等について規定したものであり、The American Society of Mechanical Engineers Code Section III Nuclear Power Plant Components (以下、「ASME Code Section III」という)を参考として1973年に初版が発行された。その後、ASME Code Section IIIの改定とともに国内外の研究成果等を取り入れ種々の改定を1980、1986、1991、2000、2004年に行い、2007年版の改定で6度目となっている。

JEAC 4206の対象となる機器は、(1) クラス1機器、(2) クラスMC容器、(3) クラス2機器、(4) クラス3容器・管のうち工学的安全施設(間接系)、(5) 支持構造物のうち、クラス1機器に属する容器及びポンプ並びにクラスMC容器の支持構造物、(6) 炉心支持構造物、(7) その他重要な機器である。このうち、原子炉压力容器を除くすべての機器は供用期間前の規定となっているが、中性子照射により脆化が生じる原子炉压力容器の炉心領域材料については、供用期間前とともに、供用期間中における破壊靱性の要求が規定されている。

JEAC 4206-2007の構成は以下の通りである。このうち、主として原子炉压力容器に関連する項目は下線を付した。

(本文)

- 第1章 総則
- 第2章 クラス1機器
- 第3章 クラスMC容器
- 第4章 クラス2機器
- 第5章 クラス3容器・管
- 第6章 支持構造物
- 第7章 炉心支持構造物
- 第8章 その他重要な機器

(付録)

- 附属書A 非延性破壊防止のための解析法
- 附属書B 横膨出量の測定方法
- 附属書C 供用状態C、Dにおける加圧水型原子炉容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価方法
- 附属書D 破壊靱性試験の方法

附属書E 破壊靱性評価方法

附属書F 応力拡大係数

附属書G 上部棚エネルギーが68Jを下回る原子炉压力容器の健全性評価方法

附属書H 弾性解析によるJ積分  
(解説)

#### 3.2 原子炉压力容器に係わる項目の概要

JEAC 4206の本文のうち、原子炉压力容器に関連のある章は第2章のクラス1機器(章番号:FB)である。

FB-2000「合格基準」は、新設される機器の材料の合格基準が記載されている。FB-2100(2)には、容器材料に対して、(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格設計・建設規格(JSME S NC1-2005)」(以下、JSME設計・建設規格)に従い、材料の関連温度、 $RT_{NDT}$ を求めること、また求めた $RT_{NDT}$ が附属書Aあるいは同等の検討により定めた $RT_{NDT}$ 要求値を満たすことを要求している。なお、附属書Aは、欠陥を想定し線形破壊力学に基づきフェライト系耐圧部材の許容荷重を定めるための解析方法である。またFB-2200には炉心領域材料に対する破壊靱性要求として、監視試験計画はJEAC 4201に従って実施すること、照射前の上部棚吸収エネルギーに対する制約、相当運転期間における $RT_{NDT}$ 調整値と上部棚吸収エネルギーの予測値に対する制約等の要求事項が記載されている。

一方、压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の要求がFB-4000に記載されている。FB-4000では、監視試験計画をJEAC 4201に従って実施するとともに、以下に述べるFB-4100およびFB-4200の制限および要求を満たすよう記載されている。

FB-4100には耐圧・漏えい試験および運転条件の制限について記載されており、各供用状態に対する圧力・温度制限および耐圧・漏えい試験の最低温度要求はJEAC 4206表-FB-4100-1を満たす必要がある。なお、同表に記載されているように附属書Aにより求める場合には、炉心領域材の監視試験結果を含む中性子照射の影響を考慮した $RT_{NDT}$ 調整値を用いることになる。

FB-4200は炉心領域材料の破壊靱性の要求が記載されている。FB-4200(1)aには、照射を考慮に入れ、压力容器の内表面から板厚の1/4位置における、主加工方向に直角な方向から採取した上部棚吸収エネルギーの予測値が68Jであることを要求している。ただし、

FB-4200 (2)には、上述の要求が満足しないと予測される場合であっても、溶接継手の体積検査により(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME SNA1 -2004)」(以下、JSME 維持規格)の許容基準を上回る欠陥指示がないことともに、附属書 G に記載した破壊力学的解析を実施し、判定基準を満たすことが確認できれば、圧力容器の運転継続を認めている。この附属書 G は、(財)発電設備技術検査協会の「機器配管供用中健全性実証試験」および「原子力プラント機器高度化対策技術委員会」、また民間研究における成果を反映し、附属書 H とともに、上部棚吸収エネルギーが低下した場合として策定した評価方法であり、仮想欠陥を想定した弾塑性破壊力学に基づいている。

次に、FB-4200 (1) b.には、加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部の供用状態 C および D における破壊靱性の妥当性に関する要求として、照射脆化の影響を考慮した破壊力学評価(附属書 C あるいは同等の方法)を行って確認することを要求している。供用状態 C および D で健全性評価上最も問題となる事象は PTS (Pressurized Thermal Shock : 加圧熱衝撃) 事象である。国内では、(財)発電設備技術検査協会の「原子炉圧力容器熱衝撃試験実施委員会」にてこの事象に対する健全性評価および評価手法が開発され、この附属書 C のベースとなっている。この附属書 C は、附属書 A と同様に仮想欠陥を想定し線形破壊力学による評価法を採用している。

### 3.3 JEAC 4206 の改定

JEAC 4206-2007 の改定における主な内容は、JEAC 4201-2007 の改定に伴うものとして、中性子照射による関連温度移行量の予測方法を見直したことに伴い附属書 C に記載されている関連温度の移行方法を改定したこと、ASME Code Section XI Appendix A および Appendix G の応力拡大係数解を附属書 F に追加したことがあり、また破断前漏えい (LBB) 概念が適用できるプラントに対し同概念に基づき設定した PTS 事象が使用できることを附属書 C に追加したこと、従前の付録 1~8 を附属書 A~附属書 H に変更したことや JSME 設計・建設規格との整合性に基づく修正等を行っている。

## 4. おわりに

(社)日本電気協会の電気技術規程「原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC 4201)」と「原子力発電用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC 4206)」の概要と主要な改定内容について紹介した。原子力プラントの高経年化に伴い、原子炉圧力容器の照射脆化予測を含めた監視試験および健全性評価は非常に重要となることから、(社)日本電気協会では、これらの電気技術規程による評価精度のさらなる向上を目指して今後も国内外の研究成果等を導入した改定を引き続き行う予定である。

## 参考文献

- [1] U.S.NRC Regulatory Guide 1.99 Revision 1, "Effects of Residual Elements on Predicted Radiation Damage to Reactor Vessel Materials," April 1977.
- [2] U.S.NRC Regulatory Guide 1.99 Revision 2, "Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials," May 1988.
- [3] 曾根田、土肥、野本、西田、石野「軽水炉圧力容器鋼材の照射脆化予測式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, (財)電力中央研究所、平成 19 年 4 月
- [4] (独)原子力安全基盤機構「原子炉圧力容器監視試験片の再生に関する調査報告書」、JNES-SS-0601, 2006 年 4 月

(平成 20 年 4 月 25 日)