

令和2年9月9日 原規技発第2009099号

日本電気協会 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法
(JEAC4206-2016) 及びフェライト鋼の破壊靱性参照温度 T_0 決定のための
試験方法 (JEAC 4216-2015) に関する技術評価書の策定について

原子力規制庁

日本電気協会 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法 (JEAC4206-2016) 及びフェライト鋼の破壊靱性参照温度 T_0 決定のための試験方法 (JEAC 4216-2015) に関する技術評価書を令和2年度第23回原子力規制委員会 (令和2年9月9日) にて別添のとおり報告した。

日本電気協会 原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法（JEAC4206-2016）及びフェライト鋼の破壊靱性参照温度 T_0 決定のための試験方法（JEAC 4216-2015）に関する技術評価書

令和2年9月

原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の
技術評価に関する検討チーム

目 次

1. はじめに.....	1
2. 破壊靱性の確認方法 2016 及び参照温度試験方法 2015 の技術評価に当たって.....	1
2.1 技術評価における視点.....	1
2.2 技術評価の範囲と手順.....	2
2.3 技術基準規則との対応.....	3
3. 破壊靱性の確認方法 2016 及び参照温度試験方法 2015 の技術的妥当性の確認方法.....	5
3.1 破壊靱性の確認方法 2016 の破壊靱性の確認試験方法 2007 からの変更点.....	5
3.2 技術評価の対象となる規定の選定.....	6
3.2.1 破壊靱性の確認方法 2016.....	6
3.2.2 参照温度試験方法 2015.....	9
4. 技術評価の内容.....	12
4.1 破壊靱性の確認方法 2016.....	12
4.1.1 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求.....	12
4.1.2 材料の破壊靱性.....	14
4.1.3 最大仮想欠陥.....	14
4.1.4 供用状態 A 及び B 並びに耐圧・漏えい試験時の許容基準.....	15
4.1.5 供用状態 C 及び D の健全性評価.....	17
4.1.6 供用状態 C、D に対する評価手順.....	18
4.1.7 PTS 状態遷移曲線の設定（運転条件）.....	19
4.1.8 PTS 状態遷移曲線の設定（熱伝導解析及び応力解析）.....	21
4.1.9 PTS 状態遷移曲線の設定（仮想欠陥）.....	22
4.1.10 PTS 状態遷移曲線の設定（応力拡大係数の算出）.....	25
4.1.11 PTS 評価に用いる破壊靱性遷移曲線.....	28
4.1.12 健全性評価の許容基準.....	63
4.1.13 USE<68J の場合の評価方法（上部棚破壊靱性）.....	68
4.1.14 USE<68J の場合の評価方法（健全性評価）.....	69
4.1.15 附属書 B 破壊靱性評価の適用材料等.....	69
4.1.16 附属書 B の破壊靱性適用式.....	70
4.2 参照温度試験方法 2015.....	71

4. 2. 1	適用材料	71
4. 2. 2	適用試験片	72
4. 2. 3	Mini-C(T)の寸法及び形状	79
4. 2. 4	機械切欠きの形状及び寸法並びに疲労予亀裂の寸法	82
4. 2. 5	疲労予亀裂の導入における応力拡大係数の最大値	85
4. 2. 6	サイドグループ	86
4. 2. 7	寸法測定精度	88
4. 2. 8	Mini-C(T)の変位測定における換算定数	89
4. 2. 9	試験片個数・データ個数について	92
4. 2. 10	試験温度の制御と測定	95
4. 2. 11	データ有効性の判断基準について	96
4. 2. 12	ワイブル分布の位置母数と形状母数	98
4. 2. 13	試験片寸法の補正	101
4. 2. 14	暫定参照温度 T_{0Q} の算出	102
5.	まとめ	104
5. 1	破壊靱性の確認方法 2016	104
5. 2	参照温度試験方法 2015	105
5. 3	今後の技術評価における視点	106
5. 4	技術評価におけるその他の論点と要望	107
添付資料-1	別表 1 ~ 10	109
添付資料-2	変更点一覧	137
添付資料-3	引用規格の変更に関する確認結果	171
添付資料-4	2 標本の Kolmogorov-Smirnov 検定以外の方法による統計的確認	172
添付資料-5	Mini-C(T) のクリップゲージ取付け部の形状・寸法に関する解析的検討	181
添付資料-6	1T-C(T) と Mini-C(T) の予亀裂形状の比較	186

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）としてとりまとめている。この中で、技術評価は、3学協会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、平成31年に公開の会合¹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、令和元年度の技術評価の対象として「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」（JEAC 4206-2016）（以下「破壊靱性の確認方法2016」という。）及び「フェライト鋼の破壊靱性参照温度 T_0 決定のための試験方法」（JEAC 4216-2015）（以下「参照温度試験方法2015」という。）を選定し、原子力規制委員会の了承を得た²。

日本電気協会は「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 4206-2007）（以下「破壊靱性の確認試験方法2007」という。）から日本機械学会発電用原子力設備規格設計・建設規格（以下単に「設計・建設規格」という。）と重複する規定を適用範囲から除外し、原子炉圧力容器の供用期間中の非延性破壊及び延性破壊に対する破壊靱性の妥当性の確認を適用範囲とするとともに、破壊靱性参照温度 T_0 を用いた評価方法を追加する等供用状態C及びDに対する健全性評価を変更した破壊靱性の確認方法2016に改定し、新たに原子炉圧力容器用鋼材等フェライト鋼の遷移温度領域における破壊靱性を特徴付ける参照温度 T_0 の決定方法（マスターカーブ）を規定した参照温度試験方法2015を制定した。

本書は、原子力規制庁が、破壊靱性の確認方法2016及び参照温度試験方法2015の技術評価について取りまとめたものである。

2. 破壊靱性の確認方法2016及び参照温度試験方法2015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」（平成30年6月6日原子力規制委員会）及び「民間規格の技術評価の実施に係る計画」（令和元年6月5日原子力規制委員会）を踏まえ、破壊靱性の確認方法2016及び参照温度試験方法2015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 第8回新規要件に関する事業者意見の聴取に係る会合（平成31年3月29日）

² 令和元年度第11回原子力規制委員会（令和元年6月5日）

- 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 破壊靱性の確認方法 2016 及び参照温度試験方法 2015 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、海外規格が破壊靱性の確認方法 2016 及び参照温度試験方法 2015 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も検討すること。
- 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、運転等における経験などの知見を考慮し、破壊靱性の確認方法 2016 及び参照温度試験方法 2015 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

破壊靱性の確認方法 2016 及び参照温度試験方法 2015 の技術評価は以下に示す範囲と手順により行う。

- ① 技術評価は、既に技術基準規則解釈に引用されている破壊靱性の確認試験方法 2007 から破壊靱性の確認方法 2016 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。参照温度試験方法 2015 については、全規定を対象とする。
- 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日本原子力研究開発機構安全研究センターの職員から構成される「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム」（備考参照）を設置して検討を行い、技術評価を行う。

（備考）

原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等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

山中 伸介 原子力規制委員会委員

原子力規制庁

大村 哲臣 技術基盤グループ長

遠山 眞 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

北條 智博 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

塚部 暢之 原子力規制部 実用炉審査部門 管理官補佐

藤澤 博美 技術参与
船田 立夫 技術参与
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
鬼沢 邦雄 安全研究センター付
高見澤 悠 材料・構造安全研究ディビジョン構造健全性評価研究グループ 研究員
外部専門家
大畑 充 大阪大学大学院 工学研究科 マテリアル生産科学専攻 教授
沖田 泰良 東京大学大学院 工学系研究科 人工物工学研究センター 准教授
笠田 竜太 東北大学 金属材料研究所 教授

(令和2年7月9日時点)

2.3 技術基準規則との対応

原子炉圧力容器については、技術基準規則及び技術基準規則解釈に基づき、発電用原子炉設置者に対し、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靱性の要求を満足することを求めている。

このうち、中性子照射脆の影響を受ける原子炉圧力容器の非延性破壊の防止については、通常運転時の管理として、関連温度を元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圧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圧力容器の健全性の確保について要求している。

加圧熱衝撃とは、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。

これらの評価手法として、原子力規制委員会は、破壊靱性の確認試験方法 2007 及び日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007 年版／2010 年追補版／2013 年追補版）（以下、「監視試験方法」という。）の規定を、技術基準規則第 1 4 条第 2 項の解釈（別記-1 及び別記-6 を含む。）において引用し、破壊靱性の要求として、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（破壊靱性値）を上回らないことを要求している（表 2.3-1「技術基準規則第 1 4 条第 2 項及びその解釈の対照表」及び表 2.3-2「技術基準規則と破壊靱性の確認試験方法 2007 との対照表」参照）。

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。

表 2.3-1 技術基準規則第 14 条第 2 項及びその解釈の対照表

技術基準規則	技術基準規則解釈
(安全設備) 第十四条 (略) 2 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。	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つては、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 (JEAC 4206-2007)」(以下「破壊靱性の確認試験方法 (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靱性の確認試験方法 (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 (JEAC4201-2007/2010)」)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 (JEAC4201-2007/2013)」)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であること。

表 2.3-2 技術基準規則と破壊靱性の確認試験方法 2007 との対応表 (技術基準規則解釈別記 1)

技術基準規則	「破壊靱性の確認試験方法 (JEAC 4206-2007)」
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。	FB-4000 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の要求 FB-4100 原子炉圧力容器に対する供用期間中の耐圧・漏えい試験及び運転条件の制限 FB-4200 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の要求 附属書 A A-3200 供用期間中の容器材料の破壊靱性要求 A-3210 供用状態 A 及び B の評価方法 A-3220 原子炉圧力容器の供用状態 A 及び B の評価方法 A-3230 供用状態 C 及び D の評価方法 附属書 C 供用状態 C、D における加圧水型原子炉圧力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法 C-1000 適用範囲 C-2000 記号

	C-3000 加圧水型原子炉压力容器の炉心領域部に対する個別の詳細評価 C-4000 加圧水型原子炉压力容器の炉心領域部に対する一般評価 C-5000 参考文献
	附属書E 破壊靱性評価方法 E-1000 適用範囲 E-2000 記号 E-3000 破壊靱性評価の考え方 E-4000 破壊靱性適用式 E-5000 初期プラントに対する破壊靱性評価方法 E-6000 参考文献
	附属書G 上部棚吸収エネルギーが68 Jを下回る原子炉压力容器の健全性評価法の健全性評価法 G-1000 適用範囲 G-2000 記号の定義 G-3000 上部棚破壊靱性 G-4000 最大仮想欠陥 G-5000 過渡条件 G-6000 き裂進展力 G-7000 健全性評価 (判定基準)
	附属書H 弾性解析によるJ積分 H-1000 適用 H-2000 記号の定義 H-3000 適用範囲 H-4000 計算方法 H-5000 参考文献

3. 破壊靱性の確認方法 2016 及び参照温度試験方法 2015 の技術的妥当性の確認方法

3. 1 破壊靱性の確認方法 2016 の破壊靱性の確認試験方法 2007 からの変更点

破壊靱性の確認方法 2016 の破壊靱性の確認試験方法 2007 からの変更点(添付資料-2)は97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 破壊靱性の確認方法 2016 の破壊靱性の確認試験方法 2007 からの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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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

破壊靱性の確認方法 2016 の破壊靱性の確認試験方法 2007 からの変更点（技術評価の対象となる表 2, 3-2 に掲げる規定に関するもの）のうち、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、②に分類される項目の検討結果については 3. 2. 1 に、③に分類される項目の検討結果については 4. 1 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。

参照温度試験法の対象となる規定については 3. 2. 2 に、検討結果は 4. 2 に示す。

3. 2. 1 破壊靱性の確認方法 2016

(1) 引用規格の引用年版等の変更

破壊靱性の確認試験方法 2007 から変更又は追加された引用規格を添付資料- 3 に示す。本文から年版表記を削除しているが実質的に年版を最新のものに変更したもの 3 件である。これらの変更内容のうち、以下の 1 点を技術評価する必要があることを確認した。

この技術評価については、次項で述べる破壊靱性の確認方法 2016 の国内外の知見の反映等に係る技術評価の結果と併わせて評価を行う。

表 3. 2. 1-1 引用規格の年版等の変更に該当する事項

No	件名	主な変更内容又は再確認の内容	記載箇所
1	JSME 設計・建設規格	・ 右の記載箇所から年版削除（「RF-1200 参照規格」(4)において JSME 設計・建設規格(2012 年版)(第 I 編軽水炉規格、JSME S NC1-2012 (2013 年追補含む)と規定)	「RF-2100 関連温度 (RT_{NOT})

(2) 国内外の知見の反映等

破壊靱性の確認方法 2016 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度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. 1-2 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	記載箇所
1	原子炉压力容器に対する圧力・温度要求	・ 耐圧・漏えい試験並びに供用状態 A 及び B の圧力・温度要求から「燃料の装荷の有無及び炉心が臨界か否か」を削除	「RF-4110 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求」(1)
		・ 「各供用状態に対する圧力・温度制限及び耐圧・漏えい試験の最低温度要求」を「各供用状態に対して圧力・温度制限の要求又は最低温度要求のいずれか」に変更し、炉心領域は圧力・温度制限要求のみに変更	
		・ 非延性破壊防止のための圧力・温度制限の評価方法から規定以外の「同等の方法」を削除	「表-RF-4110-1 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求」

No.	件名	主な変更内容	記載箇所
		<ul style="list-style-type: none"> 中性子照射の影響を考慮する部位を「最大仮想欠陥のき裂先端」から「最大仮想欠陥最深部」における照射条件に変更 	「RF-4110 原子炉圧力容器に対する圧力・温度要求」(2)
2	材料の破壊靱性	<ul style="list-style-type: none"> 静的平面ひずみ破壊靱性と関連温度の相関式について、常温最小降伏点が 620MPa を超える材料についての使用制限規定を追加 	「RF-4121 材料の破壊靱性」(3)
3	最大仮想欠陥	<ul style="list-style-type: none"> 最大仮想欠陥はその寸法を保証できることを条件により小さな欠陥の採用を許容するただし書を追加 	「RF-4122 最大仮想欠陥」
		<ul style="list-style-type: none"> ノズル内面コーナ部の仮想欠陥寸法を胴部の仮想欠陥寸法の 1/4 に変更 	「RF-4122 最大仮想欠陥」(1)～(4)
4	供用状態 A 及び B 並びに耐圧・漏えい試験時の許容基準	<ul style="list-style-type: none"> 供用状態 A 及び B の健全性評価において、参照温度試験方法 2015 又はそれに準じる方法で破壊靱性参照温度 T_o が得られた場合には、破壊靱性参照温度 T_o から求められる RT_{NDT} を RT_{NDT} (1) 又は RT_{NDT} (2) に置き換えてもよいとする規定を追加 供用状態 A、B 及び耐圧・漏えい試験時の最低温度要求規定を許容基準から削除 	「RF-2100 関連温度 (RT_{NDT})」 「RF-2200 RT_{NDT} 調整値」 「RF-4124 許容基準」
5	供用状態 C 及び D の健全性評価	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器以外の容器についての規定を削除 	「RF-4200 供用状態 C 及び D に対する健全性評価」
6	供用状態 C、D に対する評価手順	<ul style="list-style-type: none"> 供用状態 C、D の破壊靱性の要求内容に対する評価手順を「一般評価（破壊靱性遷移曲線のみ設定）と詳細評価（PTS 状態遷移曲線と破壊靱性遷移曲線を設定）」から「一般評価（簡易の PTS 状態遷移曲線と破壊靱性遷移曲線を設定）と詳細評価（PTS 状態遷移曲線と破壊靱性遷移曲線を設定）」に変更 	「RF-4210 原子炉圧力容器に対する破壊靱性の要求」
7	PTS 状態遷移曲線の設定（運転条件）	<ul style="list-style-type: none"> 一般評価において PTS 状態遷移曲線の設定における運転条件を追加（配管破損防護設計による配管破損形態により設定した過渡は考慮せず、1 次冷却材温度、圧力及び流量の過渡についての熱水力解析は、接液水の温度が 1 次冷却材の通常運転温度から安全注入水の水温まで瞬時に変化し、圧力が事象発生直後に大気圧に変化すると条件設定） 詳細評価において、熱水力解析の対象事象を温度低下が大きい事象又は温度低下とともに圧力が高く維持される事象と明記 詳細評価において、1 次冷却材ループ流が停止する事象について冷却材の部分混合を明記し、数値流体力学解析及び試験等による結果の反映を許容 	「RF-4220 一般評価」（「RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定」(1)） 「RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定」(1) 「RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定」(2)
8	PTS 状態遷移曲線の設定（熱の解析条件）	<ul style="list-style-type: none"> 一般評価において PTS 状態遷移曲線の設定における熱に関する解析条件を追加（応力解析にクラッドによる影響を考慮する旨を明記（熱伝導解析におけるクラッドの考慮は明記なし）） 	「RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定」(2) 及び (3)

No.	件名	主な変更内容	記載箇所
		<ul style="list-style-type: none"> 詳細評価において、RF-4221 (2) (3) を引用することで応力解析にクラッドによる影響を考慮 	「RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定」(3) 及び(4)
9	PTS 状態遷移曲線の設定 (仮想欠陥)	<ul style="list-style-type: none"> 一般評価において PTS 状態遷移曲線の設定における最大仮想欠陥の条件を追加 (仮想欠陥の位置をクラッド下とし、欠陥の方向を軸方向と明記) 詳細評価において、仮想欠陥の位置を炉心領域内表面からクラッド下に変更し、欠陥の方向を母材に対して軸方向、溶接金属に対して溶接線方向と明記 一般評価及び詳細評価とも、非破壊試験の結果から最大仮想欠陥寸法を保証できる場合にはより小さな最大仮想欠陥を許容 	「RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定」(4) 「RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定」(5)
10	PTS 状態遷移曲線の設定 (応力拡大係数の算出)	<ul style="list-style-type: none"> 一般評価において PTS 状態遷移曲線の設定手順を追加 (応力拡大係数の計算式をクラッド下の欠陥モデルとし、有限要素法による算出を許容、PTS 状態遷移曲線の設定方法を明記) 詳細評価において、応力拡大係数の計算式を表面欠陥からクラッド下の欠陥に変更し、有限要素法による算出を許容 PTS 状態遷移曲線の設定方法を明記 	「RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定」(5) 「RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定」(6)
11	PTS 評価に用いる破壊靱性遷移曲線	<ul style="list-style-type: none"> 中性子照射による破壊靱性低下量の推定方法の式を削除 国内全プラントの監視試験で得られた破壊靱性値を元にした K_{Ic} の式又は個別プラントの K_{Ic} から破壊靱性遷移曲線を算出する方法を「マスターカーブ法 (国際的に検討されている T_0 を用いた確率式)」を元に国内プラント用に策定した式又は「マスターカーブ法」を元に、国内プラント用に策定した T_{I30} を用いた式に見直し 	「RF-4222 破壊靱性遷移曲線の設定」 「RF-4232 破壊靱性遷移曲線の設定」
12	健全性評価の許容基準	<ul style="list-style-type: none"> 供用状態 C 及び D の健全性評価において、一般評価の方法をプラント評価時期の「破壊靱性遷移曲線 (K_{Ic}) を K_{Ic} 評価式と比較する方式」から「PTS 状態遷移曲線 (K_I) を破壊靱性遷移曲線 (K_{Ic}) と比較する方式」に見直し 詳細評価の方法を PTS 状態遷移曲線 (K_I) と破壊靱性遷移曲線 (K_{Ic}) が交差しないこと ($K_{Ic} > K_I$) の他に、これを満足しない場合には冷却過程で応力拡大係数が単調減少している時間域を評価対象から除外できること及びそれでも満足しない場合には容器の板厚内で亀裂の伝播が停止することを許容基準に追加 	「RF-4223 許容基準」 「RF-4233 許容基準」
13	USE<68J の場合の評価方法 (上部棚破壊靱性)	<ul style="list-style-type: none"> USE 調整値の予測場所を「最大仮想欠陥想定位置」から「最大仮想欠陥最深部位置」に変更 原子炉構造材の監視試験方法を規定した「JEAC4201-2007」を「JEAC4201」(RF-1200 参照規格で JEAC4201-2007/2010/2013) に変更 	「RF-5211 上部棚破壊靱性」(1)

No.	件名	主な変更内容	記載箇所
14	USE<68J の場合の評価方法 (健全性評価)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 塑性不安定破壊評価 (塑性崩壊評価) における欠陥深さを「延性亀裂進展を考慮した値」から「J_{min} と J_{mat} の交点まで延性亀裂が進展し停止した時の亀裂深さ a^*」に変更 ・ 流動応力 σ_f は中性子照射前 (以下「未照射」という。) の値と追記 	「RF-5215 健全性評価」(2)
15	附属書 B 破壊靱性評価の適用範囲	<ul style="list-style-type: none"> ・ 本附属書で設定した破壊靱性値は JSME 発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME S NA1-2004) に対して適用可能とする規定を削除 	「B-3000 破壊靱性評価」
16	附属書 B の破壊靱性適用式	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常温最小降伏点が 345MPa を超え 620MPa 以下のフェライト系材料について、衝撃試験の延性破面率が 50%を示す遷移温度 (T_{rs}) を用いた評価式 (7)~(9) が使用できる条件を追加 ・ 静的平面ひずみ破壊靱性 K_{Ic} に対して適用可能な厚さの制限を追加 ・ RT_{NDT}(1) を用いる評価方法に材料の厚さ制限を追加 ・ RT_{NDT}(2) を用いる評価方法に厚さが 255mm を超える材料の静的平面ひずみ破壊靱性 K_{Ic} の適用式を追加 ・ T_{rs} を用いる評価方法に材料の厚さ制限を追加 	「B-4000 破壊靱性適用式」 「附属書表 B-4000-1 適用できる破壊靱性曲線」 「B-4100 RT_{NDT} (1) を用いた場合の評価方法」 「B-4200 RT_{NDT} (2) を用いた場合の評価方法」 「B-4300 T_{rs} を用いた場合の評価方法」

3. 2. 2 参照温度試験方法 2015

参照温度試験方法 2015 について、技術評価の対象とする規定の検討を行った (表 3. 2. 2-1 参照)。技術評価の対象外としたもの及びその理由は以下のとおりである。

- ① 参照温度 T_0 の試験方法としては、国際的に ASTM E1921³ が広く用いられており、同規格が標準的な方法であることから、試験手順及び計算手順が同規格と同じであるものについては、技術的に妥当とした (表 3. 2. 2-1 の No. 7 (「MCT-3110 標準コンパクト試験片」に限る。), 9, 10, 18, 19, 20, 28, 30, 31, 32, 34)。
- ② 試験に関するものは、適切な結果が得られればよいことから、技術評価の対象外とした (表 3. 2. 2-1 の No. 3, 4, 5, 14, 17, 21, 23, 35)。ただし、温度の制御に関するものについては、参照温度測定に重要な因子であることから、技術評価の対象とした。
- ③ 試験方法に関するものではないものについては、技術評価の対象外とした (表 3. 2. 2-1 の No. 25)。

技術評価の対象としたものについては、事項毎に技術的妥当性を検討した。

³ Standard Test Method for Determination of Reference Temperature, T_0 , for Ferritic Steels in the Transition Range, 同規格は ASME Sec. XI ARTICLE A-4000 Material Properties A-4200 Fracture Toughness に引用されている。

表 3.2.2-1 技術評価対象項目の候補

No.	件名	記載箇所	記載内容	
1	適用材料	「MCT-1110 適用材料」	・室温の降伏強さが 275MPa 以上 825 MPa 以下となるフェライト鋼の母材及び溶接金属に適用	
2	適用試験片	「MCT-1120 適用試験片」	標準コンパクト試験片 C(T)、円盤状コンパクト試験片 DC(T)、ミニチュアコンパクト試験片 Mini-C(T) 及び曲げ試験片 SE(B)に適用	
3	試験装置	「MCT-2100 試験機」	・荷重計は JIS B 7721 ⁴⁾ によって校正・検証し、1級以上 ・デジタル信号の分解能は、荷重計の測定範囲に対して 1/4,000 以下、変位計の測定レンジに対して 1/32,000 以下	
4		「MCT-2200 C(T) 試験片, DC(T) 試験片及び Mini-C(T) 試験片用治具」 「MCT-2300 SE(B) 試験片用治具」	・治具の材料は、JIS Z 2245 ⁵⁾ によるロックウェル C スケール硬さ 40 以上の鋼	
5		「MCT-2400 変位計」	・変位計の測定精度は、校正範囲の 1%以下、変位計の校正器は、0.005 mm 以下の間隔で校正 ・変位計は、温度に対し補償されるもの	
6		「MCT-2500 温度制御」	・試験片の温度は、試験温度目標値の±3℃の範囲内に制御、温度制御の再現性は±2℃以内、測定精度は±1℃以内	
7		試験片	「MCT-3110 標準コンパクト試験片」 「MCT-3130 ミニチュアコンパクト試験片」	・荷重線変位は試験片前面で測定した変位に定数 0.73 を乗じて求める。 ・初期亀裂長さ a_0 は 0.5W±0.05W ・クリップゲージ取付用切欠き溝深さに規定なし
8			「MCT-3150 機械切欠きの形状」	・機械切欠きのノッチ形状と寸法を規定
9	「MCT-3160 K_{Jc} の許容最大値」		・ K_{Jc} の許容最大値の式を規定	
10	「MCT-3210 疲労荷重の条件」		・疲労予亀裂導入時の制御荷重について最大値を規定	
11	「MCT-3220 疲労予亀裂の導入手順」		・Mini-C(T) 試験片の疲労予亀裂長さは、直線状ノッチ及び狭隘ノッチとも、0.6mm 以上	
12	「MCT-3300 サイドグループ」		・サイドグループの導入は任意 ・Mini-C(T) ではサイドグループを付与しないことを推奨	
13	「MCT-4100 試験の準備」		・試験片寸法の測定精度は±0.05 mm あるいは寸法の±0.5%のいずれか大きい方以下	
14	試験及び評価	「MCT-4210 試験温度」	・試験温度の設定方法について推奨	
15		「MCT-4220 試験片個数」	・参照温度 T_0 決定に必要な試験片個数を規定	
16		「MCT-4230 試験温	・試験温度±3℃に入る試験温度を試験結果とする	

⁴⁾引張試験機・圧縮試験機-力計測系の校正方法及び検証方法

⁵⁾ロックウェル硬さ試験-試験方法

No.	件名	記載箇所	記載内容
		度の制御と測定」	
17		「MCT-4300 試験及び試験後の測定」	・試験中の荷重－変位関係を記録
18		「MCT-4310 負荷速度」	・負荷速度は初期弾性域での k が $0.1\sim 2\text{MPa}\sqrt{\text{m}}/\text{s}$ に設定
19		「MCT-4320 試験完了後の亀裂寸法の測定」	・等間隔に8分割した位置9点で亀裂長さを測定 ・測定精度は 0.025mm 以内
20		「MCT-4321 疲労予亀裂導入条件の再評価」	・測定した初期亀裂長さが「MCT-3220 疲労予亀裂の導入手順」を満足することを確認
21		「MCT-4330 ポップインの評価」	・「MCT-4331 クリック音が生じる場合のポップインの評価」及び「MCT-4332 クリック音が生じない場合のポップインの評価」でポップイン発生を判定
22		「MCT-4340 データの棄却または無効とされる判定基準」	・Mini-C(T)試験片の K_{Jc} データを棄却する条件(9点の各々の亀裂長さの測定値と初期亀裂長さの平均値との差が、板厚 B の5%か 0.5mm のいずれか大きい方)を規定
23		「MCT-4400 K_{Jc} の算出方法」	・ K_{Jc} の算出方法を「MCT-4410 破壊開始点の J_c の算出方法」、「MCT-4420 J_c の弾性成分の算出方法」、「MCT-4430 J_c の塑性成分の算出方法」「MCT-4440 J_c から K_{Jc} への変換方法」で規定
24	参照温度 T_0 の決定	「MCT-5111 必要なデータ数」 「MCT-5211 必要データ数」	・単一試験温度による方法の場合に必要なデータ数に $(T-T_0)$ の範囲区分を設け「有効な K_{Jc} の必要個数」を規定 ・複数試験温度による方法の場合に必要なデータ数に $(T-T_0)$ の範囲区分を設け「重み係数」を規定
25		「MCT-5112 ワイブル分布モデル」 「MCT-5212 ワイブル分布モデル」	・ K_{Jc} と累積破損確率 p_f の関係式を3母数のワイブル分布モデルで規定
26		「MCT-5113 ワイブル分布の位置母数 K_{min} 及びワイブル分布の形状母数 b 」 「MCT-5213 ワイブル分布の位置母数 K_{min} 及びワイブル分布の形状母数 b 」	・ K_{min} は $20\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 、ワイブル分布の形状母数 b は4と規定
27		「MCT-5114 試験片寸法の補正」 「MCT-5214 試験片寸法の補正」	・試験片寸法による K_{Jc} 値の補正式を規定
28		「MCT-5121 全て有効データで評価する場合の K_0 の算出」	・有効データからの K_0 算出式を規定
29		「MCT-5122 無効データを含む場合の	・単一試験温度での無効データを含む場合のワイブル分布尺度母数 K_0 の算出式において、平均値を

No.	件名	記載箇所	記載内容
		K_o の算出」	求める分母の値に有効なデータの個数 r を採用
30		「MCT-5123 K_o の $K_{Jc(\text{med})}$ への変換方法」	・ $K_{Jc(\text{med})}$ の算出式を規定
31		「MCT-5124 マスターカーブの定義」	・ マスターカーブとして 1T 試験片に対する $K_{Jc(\text{med})}$ の記述式を規定
32		「MCT-5130 暫定参照温度 T_{oq} の算出」	・ $K_{Jc(\text{med})}$ を用いた暫定参照温度 T_{oq} の算出式を規定
33		「MCT-5220 暫定参照温度 T_{oq} の算出」	・ 複数試験温度での無効データを含む場合の暫定参照温度 T_{oq} の算出式において、有効又は無効のデータに乗ずる係数 δ_i を採用
34		「MCT-5300 T_o としての有効性」	・ 暫定参照温度 T_{oq} を参照温度 T_o とする要件について規定
35	記録	「MCT-6000 記録」	・ 「MCT-6100 必要な記録」、 「MCT-6200 補足情報」を規定

4. 技術評価の内容

4. 1 破壊靱性の確認方法 2016

4. 1. 1 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求

原子炉压力容器の耐圧・漏えい試験並びに供用状態 A 及び B に対する健全性評価に係る圧力・温度要求については「RF-4110 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求」に規定している。

(1) 変更の内容（「別表 1 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求に関する規定内容の変更点」参照）

- ① 耐圧・漏えい試験並びに供用状態 A 及び B の圧力・温度要求から「燃料の装荷の有無及び炉心が臨界か否か」の語句を削除
- ② 「各供用状態に対する圧力・温度制限及び耐圧・漏えい試験の最低温度要求」を「各供用状態に対して圧力・温度制限の要求又は最低温度要求のいずれか」に変更し、炉心領域は圧力・温度制限要求のみに変更
- ③ 非延性破壊防止のための圧力・温度制限の評価方法から規定以外の「同等の方法」を削除
- ④ 中性子照射の影響を考慮する部位を「最大仮想欠陥のき裂先端」から「最大仮想欠陥最深部」に変更

(2) 日本電気協会による変更の理由

- ① 規程を供用期間中の要求に限定したことから、燃料装荷前の要求を削除
- ② 表現の適正化
- ③ 同等の方法は不要と判断
- ④ 表現の適正化

(3) 検討の結果

- ① 本規程の名称は「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」から「原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」に改定され、規定内容が原子炉压力容器の供用期間中の運転状態と試験状態に限定された。破壊靱性の確認試験方法 2007 の「表-FB-4100-1 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求」における「燃料装荷前」の供用状態に対する最低温度要求の規定は、供用前の水圧試験についてのものであり、破壊靱性の確認方法 2016 の「表-RF-4110-1 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求」から削除されている。規格は燃料装荷前については規定されないことから削除されたものであり、妥当と判断する。

なお、破壊靱性の確認試験方法 2007 の「FB-4100 原子炉压力容器に対する供用期間中の耐圧・漏えい試験及び運転条件の制限」に記載されていた、供用状態 A 及び B の圧力・温度制限及び最低温度要求は「燃料の装荷の有無及び炉心が臨界か否か」により異なるとの規程の削除については、破壊靱性の確認方法 2016 の「表-RF-4110-1 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求」に炉心が臨界か否かによって「圧力・温度制限の要求」及び「最低温度要求」が異なっていることから削除する必要はないが、同表中において要求は明確にされていることから影響はない。

- ② 「表-RF-4110-1 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求」に規定する供用状態 A 及び B に対する圧力・温度制限は、設計・建設規格 2012 年版「添付 4-1 RT_{NDT} 要求値の決定方法」の「4. 燃料装荷後の非延性破壊防止評価」の評価方法として引用されている。また、最低温度要求は「(解説-RF-4100-1) 耐圧・漏えい試験並びに供用状態 A 及び B に対する健全性評価」(2)d. において、Pellini の破壊解析線図による遷移温度手法の考え方を取り入れた簡易手法のものであるとされている。

破壊靱性の確認方法 2007 の「FB-4100 原子炉压力容器に対する供用期間中の耐圧・漏えい試験及び運転条件の制限」において「各供用状態の圧力・温度制限の要求及び耐圧・漏えい試験の最低温度要求は表-RF-4110-1 を満足すること。」としていたものを「各供用状態に対して圧力・温度制限の要求又は最低温度要求のいずれかを満足すること。」に変更したことについては、圧力・温度制限要求と最低温度要求は異なるものであり、「いずれか」とすることは適切ではなく、今後の検討が望まれる。

炉心領域を圧力・温度制限要求のみに変更したことについても、他の領域と整合を図ることが望まれる。なお、上記規定の解説で引用する米国連邦規則「10 CFR 50 Appendix G」においても両者を満足することを要求している。

- ③ 破壊靱性の確認試験方法 2007 の「表-FB-4100-1 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求」において、圧力・温度制限の要求は「(附属書 A あるいは同等の方法) により求まる圧力・温度制限」と規定していたが、破壊靱性の確認方法 2016 の「表-RF-4110-1 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求」では「RF-4120 により求まる圧力・温度制限」とし、非延性破壊防止のための圧力・温度制限の評価方法から「同等の方法」を削除するとともに附属書 A の内容を本文に記載している。「同等の方法」を削除することで、評価手法が統一され各プラントの健全性が同一尺度で評価できることから妥当と判断する。
- ④ 「RF-4110 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求」(2)において、中性子照射の影響

響を考慮する部位を「最大仮想欠陥のき裂先端」から「最大仮想欠陥最深部」に変更している。「き裂先端」は仮想亀裂の前縁の全ての点に対応するので中性子照射の影響を考慮する部位が仮想欠陥のどこか明確でなかったが、亀裂が照射量の高い容器内面側から発生し外面側に進展するとすれば、「最深部」は最大仮想欠陥として仮定した半楕円形状の頂点に位置するので中性子照射条件の位置を明確にすることから妥当と判断する。なお、仮想欠陥の「最深部」は、中性子照射量が最も低い位置に該当するが、クラッドを考慮した場合、き裂前縁の中性子照射量によって破壊靱性や応力拡大係数は異なるため、これらを考慮して評価点を決める等、今後の検討が望まれる。

4. 1. 2 材料の破壊靱性

原子炉圧力容器のフェライト系耐圧部材料に対する破壊靱性の要求については「RF-4121 材料の破壊靱性」に規定している。

(1) 変更の内容

- ① 静的平面ひずみ破壊靱性と関連温度の相関式について、常温最小降伏点が 620MPa を超える材料についての使用制限規定を追加

表 4. 1. 2-1 材料の破壊靱性に関する規定内容の変更点

破壊靱性の確認方法 2016	破壊靱性の確認試験方法 2007
RF-4121 材料の破壊靱性 (3) 常温最小降伏点が 620MPa を超える材料については、(4) 式は適用できない。	附属書 A 非延性破壊防止のための解析法 A-3222 材料の破壊靱性 (新設)

(2) 日本電気協会による変更の理由

- ① 設計・建設規格と同様の条件を明記

(3) 検討の結果

- ① 常温最小降伏点が 620MPa を超える材料の破壊靱性については、技術基準規則解釈の別記-2「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当たって」の 2. (1) (iv) において、「室温での規定最小降伏点が 620MPa を超える材料については、クラス 1 容器の破壊靱性評価に K_{Ic} 曲線を用いることを認めないものとする。」と規定している。「RF-4121 材料の破壊靱性」(3)の規定はこれと整合するものであり、妥当と判断する。

4. 1. 3 最大仮想欠陥

健全性評価に係る最大仮想欠陥については「RF-4122 最大仮想欠陥」に規定している。

(1) 変更の内容（「別表 2 最大仮想欠陥に関する規定内容の変更点」参照）

- ① 最大仮想欠陥はその寸法を保証できることを条件に、より小さな欠陥の採用を許容するただし書を追加

- ② ノズル内面コーナ部の仮想欠陥寸法を胴部と同じとしていたものから胴部の仮想欠陥寸法の 1/4 に変更

(2) 日本電気協会による変更の理由

- ①及び② 設計・建設規格と整合を図る。

(3) 検討の結果

- ① 「RF-4122 最大仮想欠陥」において、最大仮想寸法を規定しているが、「ただし、より小さな最大仮想欠陥を保証できる場合は、より小さな欠陥を最大仮想欠陥として用いてもよい。」を追加する変更がされている。設計・建設規格の「添付 4-1 RT_{NDT} 要求値の決定方法」においては、最大仮想欠陥について「より小さな最大仮想欠陥を保証できる場合は、より小さな欠陥を最大仮想欠陥として用いてもよい」と規定しており、これに整合させるもので妥当と判断する。

なお、「解説-RF-4122-1 圧力・温度制限の評価に用いる最大仮想欠陥」においては、「非破壊試験の検出性能、検査実績や想定欠陥のき裂進展解析等に基づいて十分信頼性のある最大仮想欠陥が想定できる場合には、より小さな欠陥を最大仮想欠陥として用いてもよい。」と記載しているが、「十分信頼性のある」には、探傷不可範囲の存在等が考慮され、仮想欠陥の最大寸法を保証するための具体的条件が明確になるよう今後の検討が望まれる。

- ② ノズル内面コーナ部の仮想欠陥寸法については、設計・建設規格の「添付 4-1 RT_{NDT} 要求値の決定方法」において、「仮想欠陥寸法を胴部の 1/4 とする」と規定しており、これに整合させるものであり妥当と判断する。

4. 1. 4 供用状態 A 及び B 並びに耐圧・漏えい試験時の許容基準

供用状態 A 及び B 並びに耐圧・漏えい試験時の許容基準については「RF-4124 許容基準」に規定している。

- (1) 変更の内容（「RF-2100 関連温度 (RT_{NDT})」の変更点については、「別表 6 健全性評価の許容基準に関する規定内容の変更点」参照)

- ① 供用状態 A 及び B の健全性評価において、圧力・温度の制限として設定されている(5)式の K_{IC} は「RF-4121 材料の破壊靱性」(1)の(4)式に示されている。この式中の RT_{NDT} に関して、「RF-2100 関連温度 (RT_{NDT})」において、参照温度試験方法 2015 又はそれに準じる方法で破壊靱性参照温度 T_o が得られた場合には、破壊靱性参照温度 T_o から求められる RT_{T_o} を RT_{NDT} (1) 又は RT_{NDT} (2) に置き換えてもよいとする規定を追加

$$RT_{T_o} = T_o + C_{MC} + 2 \sigma_{T_o} \quad (1)$$

$$\sigma_{T_o} = \frac{(K_{Jc(med)} - 20)}{(K_{Jc(med)} - 30)} \times \frac{14.7}{\sqrt{r}} \quad (2)$$

$$K_{Jc}^{eq} = \frac{1}{r} \sum_{i=1}^r [30 + 70 \exp\{0.019(T_i - T_o)\}] \quad (3)$$

RT_{NDT} (1) : 1 パスビード法による落重試験及び衝撃試験により求められた
 RT_{NDT} (°C)

RT_{NDT} (2) : 2 パスビード法による落重試験及び衝撃試験により求められた
 RT_{NDT} (°C)

RT_{T_o} : T_o を用いて求めた関連温度 (°C)

C_{MC} : RT_{T_o} を求める際のマージン (°C)

r : T_o 決定の際の有効な試験片の個数

K_{Jc}^{eq} : 参照温度試験方法 2015 の MCT-5200 で T_o を決定した場合の 1T 相当に
換算した K_{Jc} の中央値 (MPa√m)

表-RF-2100-1 各種破壊靱性曲線と C_{MC}

破壊靱性曲線	適用条項	C_{MC} (°C)
K_{IR} 曲線	附属書 B B-4200 (4) 式	63
K_{Ic} 曲線	RF-4121 (4) 式	30

②供用状態 A、B 及び耐圧・漏えい試験時の最低温度要求規定を許容基準から削除

表 4.1.4-1 供用状態 A 及び B 並びに耐圧・漏えい試験時の許容基準に関する
規定内容の変更点

破壊靱性の確認方法 2016	破壊靱性の確認試験方法 2007
<p>RF-4124 許容基準 供用状態 A 及び B (耐圧・漏えい試験を除く) の圧力・温度の制限として、(5) 式を満足しなければならない。</p> $K_I = 2 K_{Ip} + K_{Iq} < K_{Ic} \quad (5)$ <p>耐圧・漏えい試験の圧力・温度の制限として、(6) 式を満足しなければならない。</p> $K_I = 1.5 K_{Ip} + K_{Iq} < K_{Ic} \quad (6)$ <p>ここで、</p> <p>a. これらの評価に際しては、ボルト締めによる応力は一次応力とする。</p> <p>b. 厚さが 65mm 以下で、最低使用温度が $RT_{NDT} + 33^\circ\text{C}$ 以上のノズル等に対しては評価を行わなくてよい。</p>	<p>附属書 A 非延性破壊防止のための解析法 A-3225 許容基準 供用状態 A 及び B (耐圧・漏えい試験を除く) の圧力・温度制限の要求は、(8) 式を満足しなければならない。</p> $K_I = 2 K_{Ip} + K_{Iq} < K_{Ic} \quad (8)$ <p>耐圧・漏えい試験の圧力・温度制限の要求は、(9) 式を満足しなければならない。</p> $K_I = 1.5 K_{Ip} + K_{Iq} < K_{Ic} \quad (9)$ <p>(1) これらの評価に際しては、ボルト締めによる応力は一次応力とする。</p> <p>(2) これらの評価の他、表 FB-4100-1 に示す最低温度要求についても満足しなければならない。</p> <p>(3) 厚さが 65 mm 以下で、最低使用温度が $RT_{NDT} + 33^\circ\text{C}$ 以上のノズル等に対しては評価を行わなくてよい。</p>

(2) 日本電気協会による変更の理由

- ① マスターカーブ法の導入に伴い破壊靱性参照温度 T_0 から求められる関連温度 RT_{T_0} を追加
- ② 最低温度要求は「RF-4110 原子炉圧力容器に対する圧力・温度要求」で要求しており重複するため削除

(3) 検討の結果

- ① 「表-RF-2100-1 各種破壊靱性曲線と C_{MC} 」に規定する C_{MC} 値については、「(解説-RF-2100-2) 破壊靱性参照温度 T_0 を用いた評価方法」にその根拠が記載されており、検討チーム会合資料 1-2-3 においてその概要が紹介されている⁶。 K_{Ic} 曲線に対する C_{MC} 値 30°C は破壊靱性遷移曲線 (横軸に温度、縦軸に破壊靱性値) の $K_{Ic}(RT_{NDT})$ と $K_{Ic}(RT_{T_0})$ との「(平均値) $-2 \times$ (標準偏差)」が同等になるように調整した値であり、この値を使えば RT_{NDT} を用いた場合と RT_{NDT} の代わりに RT_{T_0} を用いた場合でワイブル分布の 2.5% 破損確率がほぼ同等になるとしている。 K_{IR} 曲線に対する C_{MC} 値 63°C は、評価データが T_0 しかなく K_{IR} 曲線を用いた評価を行う場合 K_{Ia} データ及び K_{Ia} データが K_{IR} 曲線に包絡されるように求めた値としている。以上から、 C_{MC} 値については妥当と判断する。

T_0 決定に当たっての誤差の標準偏差 σ_{T_0} の算出式は、限られた試験片数では真の平均値を求めることが困難なため、試験片数による平均値のばらつきの標準偏差を求め、その 2 倍の値を加算することとしている。しかし、米国の材料について検討された Wallin の論文⁷では、 2.2σ とされており (表 4.1.11-3 参照)、「正規分布の 5% 信頼下限はメジアン $+1.65\sigma$ であることからこれを用いた」と説明されている場合もあり (4.1.11 P T S 評価に用いる破壊靱性遷移曲線 (3) ② 2) (c)、ばらつきをどのように設定するかについては、規格全体 (監視試験方法を含む。) の考え方を整理することが必要である。

また、(2) 式には、試験に依存する不確かさ σ_{exp} を考慮する必要がある (「4.2.9 試験片个数・データ个数について」参照)

- ② 供用状態 A、B 及び耐圧・漏えい試験時の最低温度要求は 4.1.1 において評価 (最低温度要求は必要) しており、「表-RF-4110-1 原子炉圧力容器に対する圧力・温度要求」に規定されていることから、削除は妥当と判断する。

4.1.5 供用状態 C 及び D の健全性評価

供用状態 C 及び D の健全性評価については「RF-4200 供用状態 C 及び D に対する健全性評価」に規定している。

⁶ 第 1 回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 1-2-3 9~12 頁

⁷ Wallin, "Statistical re-evaluation of the ASME KIC and KIR fracture toughness reference curves", Nuclear Engineering and Design 193 (1999) 317-326

(1) 変更の内容

- ① 原子炉圧力容器以外の容器についての規定を削除

表 4.1.5-1 供用状態 C 及び D の健全性評価に関する規定内容の変更点

破壊靱性の確認方法 2016	破壊靱性の確認試験方法 2007
RF-4200 供用状態 C 及び D に対する健全性評価 (なし)	附属書 A 非延性破壊防止のための解析法 A-3230 供用状態 C 及び D の評価方法 供用状態 C 及び D について評価を行い、非延性破壊が防止されることを確認する。加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部にあつては、附属書 C を用いて評価してもよい。

(2) 日本電気協会による変更の理由

- ① 原子炉圧力容器以外の容器についての要求は規程の範囲外としたため削除

(3) 検討の結果

- ① 破壊靱性の確認試験方法 2007 は原子炉圧力容器だけではなく原子力発電所に設置する機器についての非延性破壊を防止するために要求事項を規定していたが、破壊靱性の確認方法 2016 は、設計・建設規格の規定と重複する部分を削除し、供用期間中の原子炉圧力容器に対する要求事項に限定している。破壊靱性の確認試験方法 2007 の A-3000 番台は容器についての規定であるので、「A-3230 供用状態 C 及び D の評価方法」の削除は原子炉圧力容器以外の容器についての規定を削除するものであり、妥当と判断する。

4. 1. 6 供用状態 C、D に対する評価手順

供用状態 C、D に対する評価手順については「RF-4210 原子炉圧力容器に対する破壊靱性の要求」に規定している。

(1) 変更の内容（「別表 3 原子炉圧力容器に対する破壊靱性の要求」参照）

- ① 供用状態 C、D の破壊靱性の要求内容に対する評価手順を以下のように変更

【破壊靱性の確認試験方法 2007】

- 一般評価：附属書 C 供用状態 C、D における加圧水型原子炉圧力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法「C-4000 加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する一般評価」（破壊靱性遷移曲線のみ設定）
- 詳細評価：附属書 C 供用状態 C、D における加圧水型原子炉圧力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法「C-3000 加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する個別の詳細評価」（PTS 状態遷移曲線と破壊靱性遷移曲線を設定）

【破壊靱性の確認方法 2016】

- 一般評価：「RF-4220 一般評価」（簡易の PTS 状態遷移曲線と破壊靱性遷移曲線を設定）

- 詳細評価：「RF-4230 詳細評価」（PTS 状態遷移曲線と破壊靱性遷移曲線を設定）

(2) 日本電気協会による変更の理由

- ① 評価手法の見直しに応じて破壊靱性の要求内容を見直し

(3) 検討の結果

- ① 一般評価の手順において簡易的な PTS 状態遷移曲線の作成が追加されており、PTS 状態遷移曲線は 4. 1. 7 から 4. 1. 16 において個別に評価することとする。なお、破壊靱性の確認試験方法 2007 の「附属書 C 供用状態 C、D における加圧水型原子炉圧力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法」の「C-4000 加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する一般評価」の規定も否定するものではない。

4. 1. 7 PTS 状態遷移曲線の設定（運転条件）

PTS 状態遷移曲線の設定に関連する運転条件について、一般評価は「RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定」(1)に、詳細評価は「RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定」(1)及び(2)に規定している。

(1) 変更の内容（「別表 4 PTS 状態遷移曲線の設定に関する規定内容の変更点」参照）

- ① 「RF-4220 一般評価」として新たに一般評価を規定し「RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定」(1)において PTS 状態遷移曲線の設定における運転条件を追加、配管破損防護設計による配管破損形態により設定した過渡は考慮せず、1 次冷却材温度、圧力及び流量の過渡についての熱水力解析は、接液水の温度が 1 次冷却材の通常運転温度から安全注入水の水温まで瞬時に変化し、圧力が事象発生直後に大気圧に変化すると規定
- ② 詳細評価は、「RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定」(1)において、熱水力解析の対象事象を温度低下が大きい事象又は温度低下とともに圧力が高く維持される事象と規定
- ③ 詳細評価の「RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定」(2)において、1 次冷却材ループ流が停止する事象について冷却材の部分混合を明記し、数値流体力学解析及び試験等による結果の反映を許容

(2) 日本電気協会による変更の理由

- ① 一般評価の評価対象事象を見直し
- ② 詳細評価の対象事象を大破断冷却材喪失事故、小破断冷却材喪失事故及び主蒸気管破断事故に特定
- ③ 冷却材の混合状態を考慮する方法として数値流体力学解析及び試験等による結果から設定してもよいことを追記

(3) 検討の結果

- ① 「RF-4220 一般評価」の「RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定」(1)は、破断による冷却材の喪失流量に関係なく温度過渡が最も厳しくなるように接液水の温度が瞬時に変化するとしている。これは、原子炉压力容器の内圧が高いまま維持されているとするのではなく大気圧に変化するとしていることとなる。他方、熱伝達率の設定では、上向きの自然対流と下向きの強制対流を想定している。

日本電気協会は、破壊靱性の確認試験方法 2007 で不明確であった事項の明確化や実態に即したより精緻な評価の観点から、残留応力等の取扱い、非破壊試験結果を踏まえた最大仮想欠陥、応力拡大係数の算出に際してのクラッドの効果の考慮、有限要素法解析による応力拡大係数の算出等について見直したとしている。また、一般評価においては、大破断 LOCA が最も厳しい⁸ことを踏まえて、簡易的に保守的な評価を行う観点から、大破断 LOCA を簡略化し、原子炉压力容器内面の接液水が 1 次冷却材の通常運転温度から安全注入水の水温まで瞬時に変化し原子炉压力容器内の圧力が事象発生直後に大気圧近傍まで変化する過渡を評価対象事象としたとしている。

評価対象事象において窒素封入による蓄圧タンク吐出圧力などを考慮せず、事故発生直後に大気圧に変化するとしているが、これについて日本電気協会は、当該過渡では非延性破壊が問題となる温度まで原子炉压力容器の温度が低下するのは、事象発生後数百秒以降であり、大破断 LOCA では事象発生後数十秒で原子炉压力容器の圧力は大気圧近傍まで低下し、非常用炉心冷却系統(ECCS)からの注水により炉心が冷却されるので、炉心注入の駆動力は ECCS により蓄水したダウンカマの水頭となる。ダウンカマ満水以上の余剰注入水は破断口から流出することから、吐出圧力の影響は無視できるとしている。ダウンカマの水頭圧は存在するが、保守的な他の事象設定に比べて工学的に無視可能なものであり、妥当と判断する。

- ② 「RF-4230 詳細評価」の「RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定」(1)において、熱水力解析の対象事象を温度低下が大きい事象又は温度低下とともに圧力が高く維持される事象と追記したことについては、大破断冷却材喪失事故、小破断冷却材喪失事故及び主蒸気管破断事故を評価対象事象に選定した技術的理由を明確にしたものであり妥当と判断する。
- ③ 冷却材の混合状態の考慮について「RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定」(2)は「数値流体力学解析や試験等により 1 次冷却材の混合状態が適切に把握されている場合には、それらの結果から設定した手法により評価してもよい。」としている。数値流体力学による数値解析については解析者や評価者に高度な専門知識が必要であるが、破壊靱性の確認方法 2016 では、力量や品質マネジメントシステムの適用について「(解説-RF-4221-3) 数値解析結果の使用」に記載されている。規定は試験等により裏付けられていれば数値流体力学解析を用いてもよいとしており、妥当と判断する。

⁸ (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に関する調査報告書 [原子炉压力容器加圧熱衝撃試験] [総まとめ版]”, 平成 4 年 3 月 18, 83-85 ページ

(4) 変更点以外の技術評価

詳細評価の「RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定」(1)において、「ここで、配管破損防護設計により破断前漏えい(LBB)概念の適用が認められているプラントにおいては、LBB 概念に基づく配管破損形態により設定した過渡を評価対象事象としてもよい。」とあるが、本件については破壊靱性の確認試験方法 2007 の技術評価において、適用を認めないとの評価をしており、当該評価に変更はない⁹。

4. 1. 8 PTS 状態遷移曲線の設定 (熱伝導解析及び応力解析)

PTS 状態遷移曲線の設定に関連する熱伝導解析及び応力解析について、一般評価は「RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定」(2)及び(3)に、詳細評価は「RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定」(3)及び(4)に規定している。

(1) 変更の内容 (「別表 4 PTS 状態遷移曲線の設定に関する規定内容の変更点」参照)

- ① 一般評価において PTS 状態遷移曲線の設定における熱伝導に関する解析条件を追加し、応力解析にクラッドによる影響を考慮する旨を明記¹⁰
- ② 詳細評価において、「RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定」(2)及び(3)を引用することで応力解析にクラッドによる影響を考慮

(2) 日本電気協会による変更の理由

- ①及び② 一般評価において、クラッドと母材 (又は溶接金属) の熱膨張差により生ずる応力及びクラッド溶接、継手溶接による残留応力を考慮することを追記

(3) 検討の結果

- ①及び② 破壊靱性の確認試験方法 2007 では「C-3110 評価事象の熱水力解析」において熱伝達率や熱伝導解析の評価部位に「原子炉压力容器壁近傍」等の表現が用いられており、「クラッド」の表現はないが、破壊靱性の確認方法 2016 では「RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定」(2)において、熱伝達率は原子炉压力容器クラッドと 1 次冷却材間の値と規定しており、熱伝導解析においてもクラッドを含むこととされている。また、クラッドと母材 (又は溶接金属) の熱膨張差により生ずる応力及びクラッド溶接、継手溶接による残留応力を考慮することが規定された。

しかし、熱伝導解析や応力解析には線膨張係数等の熱的特性及び機械的特性が必要であるが、日本電気協会は、SUS304 の材料特性を用いて熱伝導解析を実施していると説明している¹¹ものの、破壊靱性の確認方法 2016 ではそれらの設定方法について規定がない。また、長時間運転がクラッドの材料特性へ与える影響につい

⁹ 技術基準規則解釈別記-1において、2007年版の適用に当たって「C-3110(1)における「ここで、PTS事象の選定にあたり、配管破損防護設計により破断前漏えい(LBB)概念の適用が認められているプラントにおいては、破断前漏えい概念に基づく配管破損形態により設定した過渡とすることができる。」の規定は適用しないこと。」としている。

¹⁰ 熱伝導解析におけるクラッドの考慮は明記されていない。

¹¹ 第6回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料6-1 10p

でも考慮する必要がある。

技術基準規則第17条(材料及び構造)第1項第15号の解釈に引用する日本機械学会発電用原子力設備規格溶接規格の「第2部 溶接施工法の認証標準」には、クラッドの試験として側曲げ試験と浸透探傷試験のみが規定されており、熱的特性及び機械的特性に関する試験は規定されていない。さらに、技術基準規則第17条第1項第8号の解釈に引用する設計・建設規格の「PVB-3420 クラッド容器に対する強度評価上の取扱いについての規定」には「クラッド部は、強度部材として考慮しないこと。」及び「クラッド部の厚さが全厚さの0.1倍を超える場合は、クラッド部を含めたモデルを用いて熱応力を算出すること。」と規定している。

日本電気協会は、溶接による残留応力について、実験計測結果との対比等により検討された「複雑形状部機器配管健全性実証事業」の成果も活用し、実機の溶接条件に基づく溶接残留応力解析を実施した結果が示されており¹²、クラッド溶接した原子炉圧力容器鋼を用いて残留応力解析に必要な熱的特性及び機械的特性が取得され、溶接残留応力の実験測定値と解析値の比較検討もされている¹³ことから、PTS評価においてはこれらの溶接残留応力の解析手法が適用できると考えられるとしている。

KUMEらの研究¹⁴において、クラッド内及びクラッド下母材部の残留応力評価が行われている。また、クラッドの機械的特性については、西山らの研究¹⁵やKUMEらの研究において、データが取得されており、それを用いた残留応力評価が行われている。

PTS評価では想定される挙動を多方面から検討して保守的に評価することが必要であることから、クラッド下の想定欠陥部に生ずる応力を算出することが重要であるといえる。したがって、熱伝導解析及び応力解析に用いるクラッドの熱的特性及び機械的特性については、その代表性を確認した上で設定方法を明確にする必要がある。

なお、残留応力は解析により十分保守的に求めることが可能となってきているが、建設時に補修溶接が行われている可能性は否定できず、補修溶接部の存在を前提とした残留応力の評価を行うことが望まれる。

4. 1. 9 PTS 状態遷移曲線の設定 (仮想欠陥)

PTS 状態遷移曲線の設定に関連する仮想欠陥について、一般評価は「RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定」(4)に、詳細評価は「RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定」(5)に規定している。

¹² Hirota, T., Sakamoto, H. and Ogawa, N., "Proposal for update on evaluation procedure for reactor pressure vessels against pressurized thermal shock events in Japan," Proceedings of ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference (2014), paper no. 28392.

¹³ Katsuyama, J., Nishikawa, H., Udagawa, M., Nakamura, M. and Onizawa, K., "Assessment of residual stress due to overlay-welded cladding and structural integrity of a reactor pressure vessel," Journal of Pressure Vessel Technology, 135(5), 051402 (2013).

¹⁴ R. KUME, H. OKABAYASHI and T. Naiki, "Internal Stresses in Thick Plate weld-Overlaid with Austenitic Stainless Steel (Report 1)", Tr. Japan Welding Society, Vol. 5, No. 1, 1974

¹⁵ 西山裕孝、鬼沢邦雄、他、軽水炉圧力容器用ステンレス肉盛クラッドの残留応力と経年劣化評価、JAERI-Research 2000-047、2000年10月

- (1) 変更の内容（「別表4 PTS状態遷移曲線の設定に関する規定内容の変更点」参照）
- ① 一般評価を追加し、PTS状態遷移曲線の設定における最大仮想欠陥の大きさを深さ10mm、長さ60mm、仮想欠陥の位置をクラッド下、欠陥の方向を軸方向と明記
 - ② 詳細評価において、仮想欠陥の位置を炉心領域内表面からクラッド下に変更し、欠陥の方向を母材に対して軸方向、溶接金属に対して溶接線方向と明記
 - ③ 一般評価及び詳細評価とも、非破壊試験の結果から最大仮想欠陥寸法を保証できる場合にはより小さな最大仮想欠陥でもよいことを追記

表 4.1.9-1 供用状態 C、D の仮想欠陥に関する変更内容

最大仮想欠陥		破壊靱性の確認方法 2016	破壊靱性の確認試験方法 2007
一般評価	形状	半楕円欠陥	—
	大きさ	深さ 10mm、長さ 60mm (非破壊試験結果を反映可能)	—
	位置	炉心領域内面クラッド下	—
	方向	軸方向	—
詳細評価	形状	半楕円欠陥	半楕円表面欠陥
	大きさ	深さ 10mm、長さ 60mm (非破壊試験結果を反映可能)	深さ 10mm、長さ 60mm
	位置	炉心領域内面クラッド下	炉心領域内表面
	方向	母材に対して軸方向、溶接金属に対して溶接線方向	軸方向

(2) 日本電気協会による変更の理由

①～③ 「(解説-RF-4221-4) 一般評価に用いる最大仮想欠陥」において、欠陥の位置及び方向についての解説を次のように記載している。

- ✓ 最大仮想欠陥はクラッド下の内部欠陥としたが、これはクラッドから母材に進展するような大きな表面欠陥が存在する可能性は極めて低いと判断されたこと、また近年クラッド下の内部欠陥に対してクラッドの影響を考慮した K_I 値の簡便式が整備されたことを反映したものである。大きな表面欠陥が存在する可能性が極めて低いと判断された理由としては、クラッド内面は製造時に浸透探傷検査により表面割れがないことが確認されていること、運転中にクラッドに作用する応力及びその変動は小さく、疲労や応力腐食割れ等により供用期間中に亀裂が発生する可能性が低いこと、供用期間中検査において、代表部位（溶接継手部及びその近傍）の表層近傍を対象とした超音波探傷検査（縦波斜角 70° ）の結果、これまで有害な欠陥は確認されていないことが挙げられる。（中略）

母材の最大仮想欠陥の方向については、温度過渡による応力は周方向と軸方向で同等であり、 K_I 値は軸方向欠陥及び周方向欠陥で同等となるため、従来どおり軸方向欠陥を想定することとした。溶接金属の最大仮想欠陥の方向については、軸方向継手及び周方向継手ともに溶接継手の周方向の残留応力が軸方向

よりも内面近傍で若干高めとなり、軸方向欠陥の K_I 値が若干高めとなるため、内面近傍に想定した最大仮想欠陥の非延性破壊の発生を評価する一般評価では、母材と同様に軸方向欠陥を想定することとした。

また、「(解説-RF-4231-4) 詳細評価に用いる最大仮想欠陥」において、欠陥の方向についての解説を次のように記載している。

- ✓ 母材の最大仮想欠陥の方向については、熱衝撃荷重による応力は周方向と軸方向で同等であるが、圧力に対しては周方向応力が高めとなり、軸方向欠陥の K_I 値が高めとなることから、一般評価と同様に、軸方向欠陥を想定することとした。溶接金属の最大仮想欠陥の方向については、板厚内の亀裂の伝播まで評価する詳細評価では、溶接継手の残留応力の板厚内の分布を踏まえると、いずれの方向の欠陥の K_I 値が高めになるとは言えないが、発生し得る欠陥の性状を考慮して溶接線方向の欠陥を想定することとした。

(3) 検討の結果

- ① 仮想欠陥の位置を炉心領域内表面からクラッド下に変更したことの適否については、応力拡大係数と関係するので「4. 1. 10 PTS 状態遷移曲線の設定(応力拡大係数の算出)」において評価することとする。

破壊靱性の確認方法 2016 は、一般評価の場合の欠陥の方向について母材及び溶接金属とも軸方向としている。変更理由に記載する「(解説-RF-4221-4) 一般評価に用いる最大仮想欠陥」には「溶接金属の最大仮想欠陥の方向については、軸方向継手及び周方向継手ともに溶接継手の周方向の残留応力が軸方向よりも内面近傍で若干高めとなり、軸方向欠陥の K_I 値が若干高めとなるため、内面近傍に想定した最大仮想欠陥の非延性破壊の発生を評価する一般評価では、母材と同様に軸方向欠陥を想定することとした。」としているが、「溶接継手の周方向の残留応力が軸方向よりも内面近傍で若干高め」となる技術的根拠が示されているものの、その代表性については説明されていない。欠陥の方向を軸方向としたことについては、技術的妥当性の説明が必要である。

- ② 詳細評価における欠陥の方向を、破壊靱性の確認試験方法 2007 で軸方向としていたものを破壊靱性の確認方法 2016 で母材に対して軸方向、溶接金属に対して溶接線方向と変更したことについて、日本電気協会は、米国で実施された運転供用前にキャンセルされた 2 プラント (PVRUF 及び Shoreham) の原子炉圧力容器に対する破壊・非破壊検査による調査の結果、表面欠陥は認められず、欠陥の主要因は溶接開先面近傍の融合不良で溶接線方向に平行な欠陥であることから、米国の確率論的破壊力学解析コードでは、溶接線方向に平行な欠陥のみを対象としており、これを考慮して欠陥の方向を溶接線方向に変更したとしている。

また、内面近傍では周方向の残留応力が高めであるものの、板厚内部ではいずれの応力が高いとはいえないため、最大仮想欠陥からの脆性破壊発生後、板厚内の亀裂の伝播や停止まで評価する詳細評価においては、いずれの方向の欠陥が保守的とはいえないとしている (図 4.1.9-1 参照)。

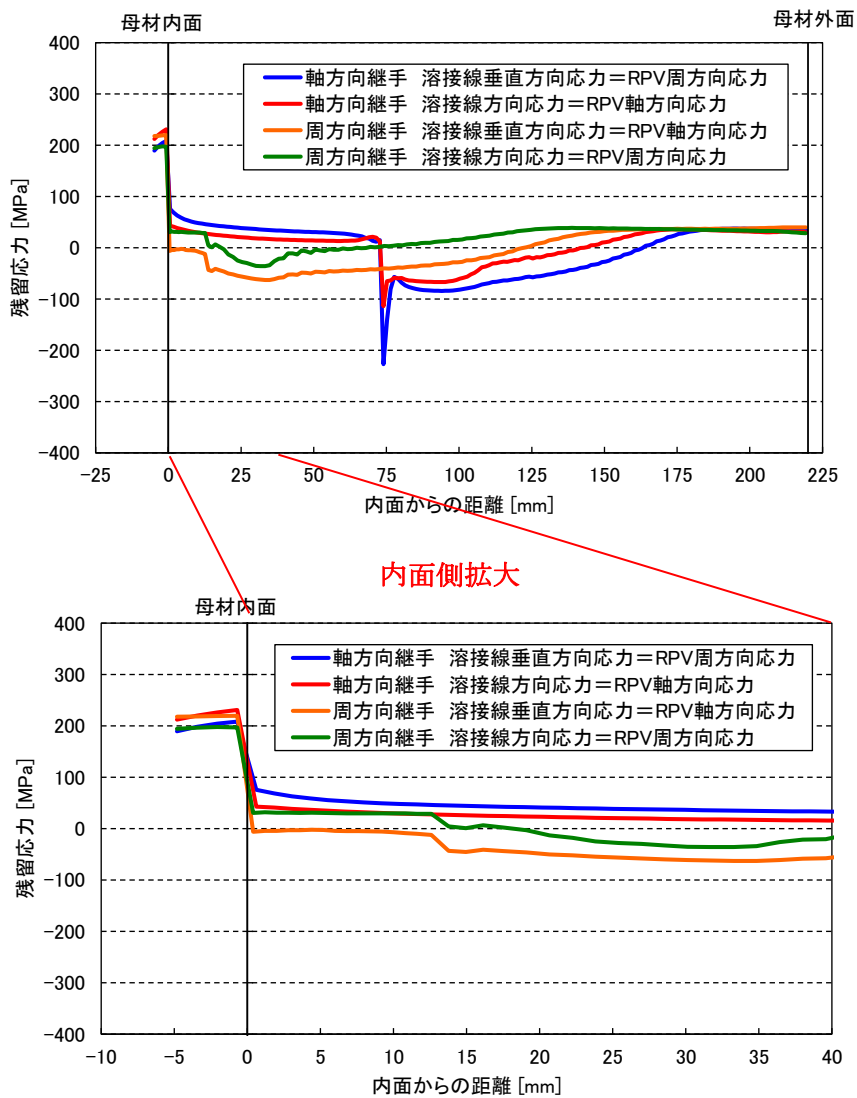


図 4.1.9-1 軸方向継手と周方向継手の溶接残留応力の比較(運転条件負荷後、室温)¹⁶

溶接残留応力の計算結果によれば、内面近傍では周方向の残留応力が高めであるものの、板厚内部ではいずれの応力が高いとはいえないことから、詳細評価における最大仮想欠陥の方向については、溶接残留応力の計算により設定する等の検討が望まれる。

- ③ 最大仮想欠陥の寸法については「4. 1. 3 最大仮想欠陥」を参照。

4. 1. 10 PTS 状態遷移曲線の設定 (応力拡大係数の算出)

PTS 状態遷移曲線の設定に関連する応力拡大係数の算出について、一般評価は「RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定」(5)に、詳細評価は「RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定」(6)に規定している。

¹⁶ 第6回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料6-1 図4-1

(1) 変更の内容(「別表4 PTS状態遷移曲線の設定に関する規定内容の変更点」参照)

- ① 一般評価において、最大仮想欠陥(クラッド下の半楕円欠陥)の最深点における応力拡大係数算出式を「附属書C 応力拡大係数」の「C-5000 クラッド直下の欠陥に対する計算例」に追記。有限要素法による算出を追加し、PTS状態遷移曲線の設定方法を明記
- ② 詳細評価において、一般評価と同様に応力拡大係数の算出式を追加。有限要素法による算出を追加

(2) 日本電気協会による変更の理由

- ①～③ 「4. 1. 9 PTS状態遷移曲線の設定(仮想欠陥)」の「(2) 変更理由」に記載のとおり、最大仮想欠陥をクラッド下に想定したことから、使用する K_I 式を変更し、附属書Cを引用。有限要素解析から、 K_I を求めても良いことを追加した。

(3) 検討の結果

- ①及び② PTS評価において想定する欠陥を、容器内面の半楕円表面欠陥からクラッド下の半楕円欠陥に変更したことは、評価における欠陥の位置を実情に合わせたものと考えられ、クラッドの影響に関する検討が行われている。

日本電気協会は、欠陥形状の変更に伴い、クラッド下の半楕円欠陥の応力拡大係数を算出するためにフランスの規格であるRSE-M¹⁷に採用されているMarie¹⁸の文献に示されている計算式を新たに採用した。具体的には、弾性解析による応力分布から附属書Cの(36)式の応力拡大係数算出式を用いて応力拡大係数を求め、附属書Cの(38)式及び(39)式により β 補正と呼ばれるクラッドの降伏挙動の影響を加味して補正する。補正後の応力拡大係数は、弾塑性有限要素法解析による J 積分から換算した応力拡大係数よりも高く、保守的な評価結果が得られることが検証されているが¹⁹、フランスでは評価裕度の精緻化のため β 補正の改良が検討されており²⁰、今後も注視が必要であるとしている。また、計算式により簡便に応力拡大係数を求める上記の方法に加えて、亀裂をモデル化した有限要素法を用いて最大仮想欠陥最深部の応力拡大係数を算出してよいことも併わせて規定している。有限要素法について

¹⁷ Association Francaise pour les Regles de Conception et de Construction des Chaudières Electro - Nucleaires ,Regles de Surveillance en Exploitation des Materials

¹⁸ Marie, S., Chapuliot, S., “Improvement of the calculation of the stress intensity factors for underclad and through-clad defects in a reactor pressure vessel subjected to a pressurised thermal shock,” Int. J. Pressure Vessels Piping, 85[8], 517-531 (2008).

¹⁹ Moinereau, D., et al., “Three-Dimensional Analyses of Shallow Subclad Flaws in a PWR Vessel Submitted to a Severe Overcooling Transient,” Proceedings of ASME 1999 Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP-Vol. 388, 45-60, Boston, USA.

²⁰ Marie, S., “Plastic Amplification β of the Stress Intensity Factor for Underclad Defect in a Vessel Submitted to a Pressurised Thermal Shock,” Proceedings of ASME 2011 Pressure Vessels and Piping Division Conference, July 17-21, 2011, Baltimore, Maryland, USA, PVP2011-57362.

ては IAEA TECDOC-1627²¹において応力拡大係数を精緻に求める方法として言及される等、PTS 評価への適用事例があり、計算式による方法の代わりとなるとしている。

クラッドがある場合の応力拡大係数は、破壊靱性の確認方法 2016 に規定された方法で算出可能と考えられるが、これらの計算の基となっている材料特性の適用範囲が明確でない。Marie²²の文献に基づき策定された「C-5000 クラッド直下の欠陥に対する計算例」は、容器本体は弾性変形、クラッドは塑性変形すると仮定して定めた応力拡大係数の計算式、割増係数 β の計算式が規定されており、計算にはクラッドの降伏点及びクラッド厚さが必要である。

日本電気協会は、クラッドの厚さについては、規格上明記していないものの設計寸法等を踏まえて解析者が適切に設定するものと考えられているとしており、クラッドの機械的特性については、規格上明記していないもののクラッドの材料は SUS304 系ステンレス鋼のため、一般には SUS304 の機械的特性を使用するものとしている。

クラッドの 0.2%耐力(降伏点)は、室温で 250~280MPa 程度であることが示された研究^{23,24}があり、発電用原子力設備規格 材料規格²⁵の SUS304 の室温での最小の 0.2%耐力(降伏点)は 205MPa とされている。

クラッドは中性子照射によって硬化し、0.2%耐力(降伏点)が上昇することが報告されている²⁴。日本電気協会はクラッド材の照射脆化を考慮した亀裂発生評価が Hirota ら²⁶、Tobita ら²⁴、Haggag ら²⁷等によりなされており、照射により J_{Ic} やテアリングモジュラスが低下することはあるが、クラッドに脆性亀裂が進展することはないことが示されているとしている。また、照射前後のクラッドの機械的特性を活用した検討から、照射前のクラッドの引張特性を使用して応力拡大係数を算出すれば、保守的な評価となることが示されている²⁸としている。

²¹ International Atomic Energy Agency, “Pressurized Thermal Shock in Nuclear Power Plants: Good Practices for Assessment (Deterministic Evaluation for the Integrity of Reactor Pressure Vessel),” IAEA-TECDOC-1627, IAEA, Vienna, 2010.

²² Marie, S., Chapuliot, S., “Improvement of the calculation of the stress intensity factors for underclad and through-clad defects in a reactor pressure vessel subjected to a pressurised thermal shock,” Int. J. Pressure Vessels Piping, 85[8], 517-531 (2008).

²³ Katsuyama, J., Nishikawa, H., Udagawa, M., Nakamura, M. and Onizawa, K., “Assessment of residual stress due to overlay-welded cladding and structural integrity of a reactor pressure vessel,” Journal of Pressure Vessel Technology, 135(5), 051402 (2013).

²⁴ T. Tobita, M. Udagawa, Y. Chimi, et al., “Effect of neutron irradiation on the mechanical properties of weld overlay cladding for reactor pressure vessel,” J. Nuclear Materials, 452 (2014) 61-68

²⁵ 発電用原子力設備規格(JSME S NJ1-2012)

²⁶ Hirota, T. et al., “PROPOSAL FOR UPDATE ON EVALUATION PROCEDURE FOR REACTOR PRESSURE VESSELS AGAINST PRESSURIZED THERMAL SHOCK EVENTS IN JAPAN,” ASME PVP2014-28392

²⁷ F. M. Haggag, R. K. Nanstad, “Effects of Thermal Aging and Neutron Irradiation on the Mechanical Properties of Three-Wire Stainless steel Weld Overlay Cladding”, NUREG/CR-6363, 1997

²⁸ Sakamoto, H., Hirota, T. and Ogawa, N., “Study on evaluation procedure for calculating the stress intensity factor of flaws beneath RPV cladding during pressurized thermal shock events by FE analysis,” Proceedings of ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference (2016), paper no. 63210.

クラッドの降伏点として照射前の低い値を用いることは、低い荷重で割り増し係数 β が大きくなることから、保守的な設定であるといえる。

以上のように、クラッド下の欠陥に対する応力拡大係数評価に関して様々な研究が行われているが、照射前のクラッド（溶接方法により溶接材料や希釈域の範囲は異なる。）の降伏点が、SUS304の降伏点を上回っているか確認した上で、クラッドの機械的特性やクラッドの厚さの設定方法を明確にする必要がある。

なお、応力拡大係数は最大仮想欠陥最深点に対して評価することとなっているが、クラッド溶接によってクラッド直下には溶接熱影響部(HAZ)が形成されるとともに、溶接残留応力が生じる。HAZはクラッド溶接時の熱履歴の違いにより異なる組織を呈することが知られており、未照射の破壊靱性と照射による脆化感受性は仮想欠陥の最深点と表面付近とは異なる可能性がある。クラッド溶接の残留応力は、クラッドでは引張、母材では圧縮から引張に変化するなど複雑な分布となることが示されている²⁹。また、加圧熱衝撃時においては最大仮想欠陥最深点に比べて圧力容器の内表面側の温度が低くなることに加えて、中性子照射量は圧力容器内表側の方が高くなるため、脆化量が大きいことが考えられる。これらを考慮した場合、最大仮想欠陥最深点以外の亀裂前縁で温度と応力拡大係数の関係が破壊靱性遷移曲線に最も近づく可能性がある。これらのことから、クラッド下の最大仮想欠陥に対するPTS状態遷移曲線を設定するにあたって、最大仮想欠陥最深点以外で亀裂進展が生じる可能性について検討することが望まれる。

4. 1. 1. 1 PTS 評価に用いる破壊靱性遷移曲線

(1) 変更内容（「別表5 破壊靱性遷移曲線に関する規定内容の変更点」参照）

- ① 破壊靱性の確認試験方法 2007 の「附属書 C 供用状態 C, D における加圧水型原子炉圧力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」の「C-3220 破壊靱性遷移曲線の設定」における K_{Ic} の式（以下「 K_{Ic} 式」という。）を削除

$$K_{Ic} = 20.16 + 129.9 \exp[0.0161(T - T_p)]$$

K_{Ic} : 静的平面ひずみ破壊靱性 [MPa \sqrt{m}]

T : 温度 (°C)

T_p : 当該プラントにおけるプラント評価時期の破壊靱性遷移曲線を設定する際に定まるプラント個別の定数 (°C)

- ② 破壊靱性の確認方法 2016 の「RF-4222 破壊靱性遷移曲線の設定」に 2 種類の K_{Ic} の式を追加

- 1) T_{r30} に基づく破壊靱性遷移曲線の設定（以下「 T_{r30} 式」という。）

$$K_{Ic} = 25.2 + 36.6 \exp[0.019\{T - (T_{r30} + \Delta T_t)\}] \quad (8)$$

$$T_{r30} = T_{r30} \text{初期値} + \Delta RT_{NDT} \text{計算値} + M_C + M_p \quad (9)$$

K_{Ic} : J_c (破壊の開始点の J 積分) より導かれる弾塑性等価応力拡大係数 [MPa \sqrt{m}]

T_{r30} : 衝撃試験において、41J (30ft-lb) の吸収エネルギーを示す遷移温度 (°C)

²⁹ Katsuyama, J., Nishikawa, H., Udagawa, M., Nakamura, M. and Onizawa, K., "Assessment of residual stress due to overlay-welded cladding and structural integrity of a reactor pressure vessel," Journal of Pressure Vessel Technology, 135(5), 051402 (2013).

T_{r30} 初期値：照射前の T_{r30} の温度 (°C)

ΔT_t ： T_{r30} に基づく破壊靱性遷移曲線の設定に使用する補正温度 (°C)

ΔRT_{NDT} 計算値：監視試験方法の「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「B-2100 RT_{NDT} 調整値の算出」の②に基づく関連温度の移行量の計算値 (°C)

M_C ：監視試験方法の「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「B-2100 RT_{NDT} 調整値の算出」により求めるマージン (°C)

M_p ：「RF-4222 破壊靱性遷移曲線の設定」の T_{r30} に基づく破壊靱性遷移曲線の設定において、中性子照射による破壊靱性の低下量を予測する際のマージン (°C)

2) T_o に基づく破壊靱性遷移曲線の設定 (以下「 T_o 式」という。)

$$K_{Jc} = 25.2 + 36.6 \exp[0.019\{T - (T_o + \Delta RT_{NDT} \text{計算値}(d) + M_k)\}] \quad (10)$$

$$\Delta RT_{NDT} \text{計算値}(d) = \Delta RT_{NDT} \text{計算値}(e) - \Delta RT_{NDT} \text{計算値}(m) \quad (11)$$

$$M_k = 1.65 \times \{(\sigma_M^2 + \sigma_{T_o}^2 + \sigma^2)^{1/2} - \sigma_M\} \quad (12)$$

T_o ：参照温度試験方法 2015 に基づき求めた破壊靱性参照温度 (°C)

ΔRT_{NDT} 計算値(d)：「RF-4220 一般評価」における評価時期の照射条件と T_o 決定に使用した破壊靱性試験片の照射条件に対して、監視試験方法の「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」に従って求めた ΔRT_{NDT} 計算値の差 (°C)

M_k ：「RF-4222 破壊靱性遷移曲線の設定」の T_o に基づく破壊靱性遷移曲線の設定において考慮するマージン (°C)

ΔRT_{NDT} 計算値(e)：「RF-4220 一般評価」における評価時期の照射条件に対して、監視試験方法の「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」に従って求めた ΔRT_{NDT} 計算値 (°C)

ΔRT_{NDT} 計算値(m)： T_o 決定に使用した破壊靱性試験片の照射条件に対して、監視試験方法の「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」に従って求めた ΔRT_{NDT} 計算値 (°C)

σ_M ：「RF-4220 一般評価」における破壊靱性遷移曲線の設定において、破壊靱性のばらつきを温度方向のばらつきに換算したときの標準偏差 (°C)

σ_{T_o} ： T_o 決定に当たっての誤差の標準偏差 (°C)

σ ：監視試験方法の「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」の国内脆化予測法の予測誤差の標準偏差 (°C)

(2) 日本電気協会による変更の理由

①及び② PTS 評価に使用する破壊靱性遷移曲線に関しては「高経年化技術評価に関する意見聴取会」(平成 23 年 11 月～平成 24 年 6 月、原子力安全・保安院)において「今後は、下限線が応力拡大係数に近接する場合も考えられるので、保守性や精度向上の観点から試験個数や試験片データのばらつきを考慮した下限線の評価手法などを規定しておくことが必要である。」として、評価手法の改定検討が求めら

れたことから、同意見聴取会での要望を受けて、以下のような破壊靱性に関わる近年の知見を踏まえて、PTS 評価における破壊靱性評価手法の見直しを検討し、破壊靱性の確認方法 2016 に反映した。

- ・ 国内 PWR 監視試験で中性子照射後の破壊靱性データが多数蓄積された
- ・ 破壊靱性のばらつき等に関する知見が拡充され、国内外でマスターカーブ法の適用性が確認され、海外等で広く用いられるようになった。

(3) 検討の結果

① 破壊靱性の確認試験方法 2007 の K_{Ic} 式の削除

高経年化技術評価に関する意見聴取会では、玄海 1 号機の原子炉圧力容器の健全性を中心に中性子照射脆化に関する様々な議論があり、PWR³⁰プラントを対象とした PTS 評価方法に関しても多くの議論がなされ、「原子炉圧力容器の中性子照射脆化について」（原子力安全・保安院、平成 24 年 8 月）がまとめられた。その中で、「現行の中性子照射脆化に関する規制は、温度圧力制限に関すること、上部棚吸収エネルギーに関すること及び加圧熱衝撃に関することについて規制しており、（中略）我が国の規制項目に過不足は無いと考える」としており、規制の見直しの必要性及び方向性として「加圧熱衝撃の評価には、想定事象、応力拡大係数の評価、判定基準に関しても世界的にも知見の拡充が行われていること（IAEA TECDOC-1627³¹等）に鑑み、国際的な整合性にも留意しつつ、適宜最新知見を反映することが望ましく、引き続き、学協会の取り組みを期待する」としている。また、破壊靱性測定値のばらつきについては、「今後は、下限線が応力拡大係数に近接する場合も考えられるので、保守性や精度向上の観点から試験個数や試験片データのばらつきを考慮した下限線の評価手法などを規定しておくことが必要」としている。

なお、破壊靱性の確認試験方法 2007 の K_{Ic} 式については、現時点においてこれを否定する技術的根拠は見いだされていないことから、今後引き続き使用することは問題ないといえる。

② 破壊靱性の確認方法 2016 に 2 種類の K_{Jc} の式を追加

1) T_0 式

(a) マスターカーブ法

従来の PTS 評価は、プラント毎の監視試験で求められた破壊靱性データを包絡するように温度軸を変更した破壊靱性遷移曲線を用いて行っていた。しかしながら、国際的な破壊靱性評価法の研究成果を踏まえ、欧米において既に規格化されたマスターカーブ法の考え方に基づいて設定した破壊靱性遷移曲線を用いるように変更している。マスターカーブ法については、フィンランド VTT³²の K. Wallin らが

³⁰ 加圧水型原子炉

³¹ Pressurized Thermal Shock in Nuclear Power Plants: Good Practices for Assessment Deterministic Evaluation for the Integrity of Reactor Pressure Vessel (2010)

³² フィンランド国立技術研究センター

提唱³³し、フェライト系鋼材の延性－脆性遷移温度域における破壊靱性の参照温度を求める試験法として、米国で1997年にASTM E1921として規格化された。米国では、原子炉压力容器の健全性評価に関して、この規格を用いた米国機械学会（以下「ASME」という。）のボイラー及び压力容器規格の事例規格³⁴が1999年に制定され、参照温度を用いた関連温度の評価が可能となった。米国の事業者は、数多くの原子力発電所の溶接金属に対してこの事例規格を用いた申請³⁵を米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）に対して行い、2000年代に入り、その申請が認められている³⁶。マスターカーブ法に関する事業者の申請を規制側が認めた例は、この事例規格に基づくものが主であり、いずれも、初期の関連温度を、参照温度を用いて置き換える内容である³⁷。

また、米国において欠陥評価に用いる破壊靱性遷移曲線をマスターカーブ法に置き換える事例規格³⁸が策定され、近年NRCに使用が認められた。概要は以下のとおり。

- 2020年3月16日に発行された連邦官報85 FR 14736において、REGULATORY GUIDE 1.147, REVISION 19 INSERVICE INSPECTION CODE CASE ACCEPTABILITY, ASME SECTION XI, DIVISION 1が発行され当該事例規格が追加された。
- 当該事例規格は、ASME Sec. XI³⁹のAppendix A（欠陥評価）及びG（破壊靱性評価）の K_{Ic} の代わりにマスターカーブの $K_{Jc-lower 95\%}$ を用いてもよいというものである。
- NRCはその理由を「the NRC found that the current K_{Ic} curve also represents approximately a 95-percent lower tolerance bound for the data.」としている⁴⁰。

当該事例規格は、低温度域では K_{Ic} を適用することになっているが、NRCは(T_0)が -115°F 未満で $K_{Jc-lower 95\%}$ 曲線からの偏差が大きく非保守的であることからこの条件を適用しないとしている。これは、どの温度域でもマスターカーブを使用してよいことを意味する。なお、当該事例規格は、現在改訂が検討されている⁴¹。

³³ Irradiation damage effects on the fracture toughness transition curve shape for reactor pressure vessel steels (1993)

³⁴ ASME Boiler and Pressure Vessel Code Case N-629 “Use of fracture toughness test data to establish reference temperature for pressure retaining materials”, Section XI, Division 1 (1999)

³⁵ NUREG-1958 Safety Evaluation Report Related to the License Renewal of Kewaunee Power Station: Docket No. 50-305, Dominion Energy Kewaunee, Inc.

³⁶ FINAL SAFETY EVALUATION FOR TOPICAL REPORT BAW-2308, REVISION 2-A, “INITIAL RTNDT OF LINDE 80 WELD MATERIALS” (2007)

³⁷ 第4回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料4-2 27p

³⁸ Code Case N-830 (BC 09-182), “Direct Use of Master Fracture Toughness Curve for Pressure Retaining Materials for Vessels of a Section XI, Division 1, Class 1” ASME, New York, Approved September 4, 2014.

³⁹ ASME BPV Code, Section XI: In-service Inspection of Nuclear Power Plant Components

⁴⁰ Regulatory Analysis for the Final Rule: Approval of American Society of Mechanical Engineers Code Cases, NRC-2017-0024; RIN 3150-AJ93, March 2020

⁴¹ 改定案では、上部棚靱性及び亀裂伝播停止破壊靱性を参照温度で表現することを追加することが検討さ

(参考) マスターカーブ法

破壊靱性試験結果から得られるへき開破壊発生時の J 積分値 J_c から換算された破壊靱性 K_{Jc} はワイブル分布に従うと考え次式で与えられる。

$$f(K_{Jc}) = \frac{b}{K_o - K_{min}} \left(\frac{K_{Jc} - K_{min}}{K_o - K_{min}} \right)^{b-1} \exp \left[- \left(\frac{K_{Jc} - K_{min}}{K_o - K_{min}} \right)^b \right]$$

ここで、 b 、 K_o 及び K_{min} はそれぞれワイブル分布の指数パラメータ、尺度パラメータ及び位置パラメータである。

特定のフェライト鋼の破壊靱性 K_{Jc} ($K_{Jc} - K_{min}$) の分布が、 K_{min} を $20 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 、形状パラメータを 4、位置パラメータを K_o ($K_o - K_{min}$) とする、3 パラメータのワイブル分布に従うとする考えである。

$$P_f = 1 - \exp \left[- \left[\frac{K_{Jc} - 20}{K_o - 20} \right]^4 \right]$$

破壊靱性のメディアン値が破壊靱性の確認方法 2016 では下式で示されている。

$$K_{Jc}(\text{med}) = 30 + 70 * \exp\{0.019 * (T - T_0)\}$$

日本電気協会は、信頼下限を ASME Code Case N-830⁴²等と同じ 5%とし、下式で示されている (T_0 式)。

$$K_{Jc} = 25.2 + 36.6 * \exp\{0.019 * (T - (T_0 + \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値}(d) + M_k))\}$$

日本電気協会は、 T_0 式の信頼下限を 5%としている事に関し、 K_{Jc} 式から T_0 式への変更に伴う実プラントでの値の変化を比較するために、破壊靱性遷移曲線のうち、PTS 状態遷移曲線 K_I に接する付近の $K_{Jc} = 70 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ での遷移温度 T_{70} を比較した。その結果、大部分のプラントで T_{r30} 式による T_{70} の方が高い値となっており、保守的であることを確認しているとしている (図 4.1.11-1 参照)。

しかしながら、図 4.1.11-1 は、5 プラントについては非保守的な評価となっており、非保守的になるものは、圧延材、溶接金属及び鍛鋼品それぞれに存在しており、材質によらないといえる。また、保守的であるとしているデータについても、 K_{Jc} 式から得られる T_{70} に数十度の開きがあるものがある。

れている。また、参照温度を求める規格 ASTM E1921 に規定する σ (試験数によるばらつき及び試験自体のばらつきを考慮した標準偏差) の 2 倍をマージン ΔT_0 として T_0 に加算することが提案されている。

⁴² Direct Use of Master Fracture Toughness Curve for Pressure Retaining Materials for Vessels of a Section XI, Division 1 (2014)

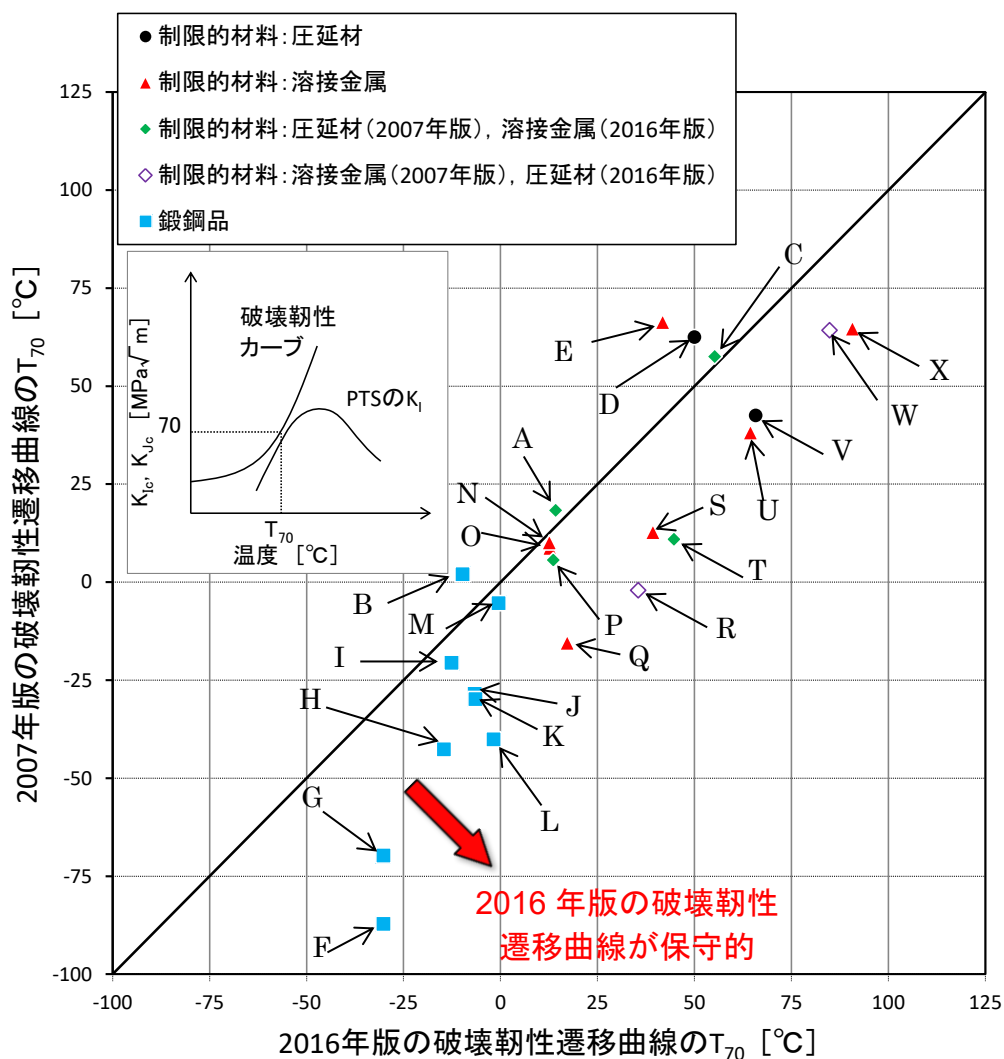


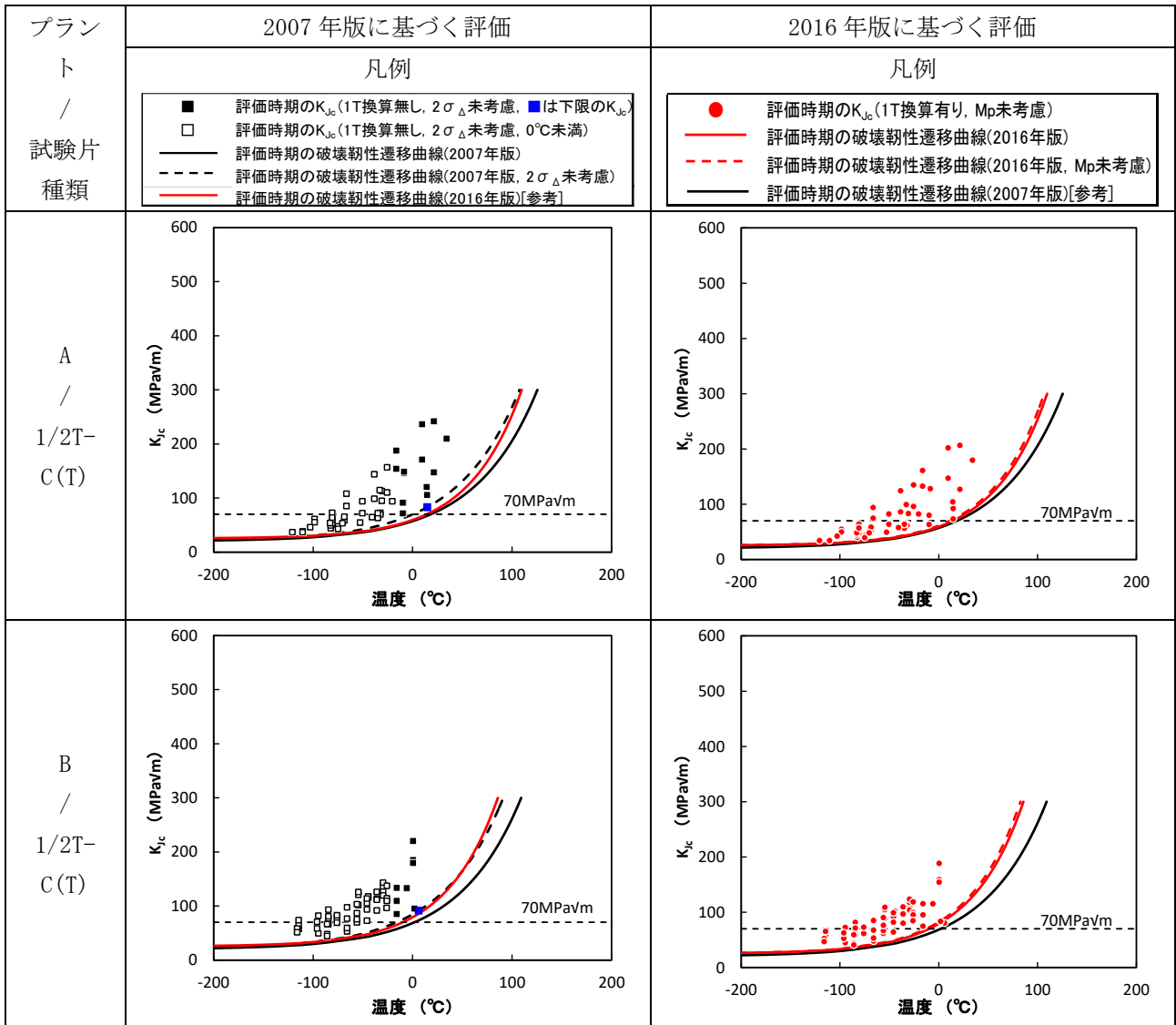
図 4. 1. 11-1 国内 PWR プラントの 32EFPY 時点の破壊靱性遷移曲線の遷移温度 T_{70} の比較⁴³

これに関し、日本電気協会は、 K_{Ic} 式に基づく評価では、下限包絡の対象となる破壊靱性データの点数やそのばらつき程度に依存して必ずしも遷移温度域の破壊靱性の傾向を表せていない場合があるのに対して、 Tr_{30} 式⁴⁴に基づく評価では、評価時期の破壊靱性データの点数やばらつき程度に依存せず、一定の保守性を有して設定できているとしている（表 4. 1. 11-1 参照）。

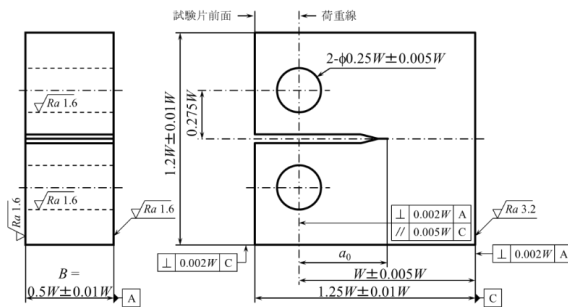
⁴³ 第 4 回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 4-1 図 2-1

⁴⁴ 令和 2 年 9 月 9 日時点では、「 T_0 式」としていましたが、その後、外部の御指摘により、「 Tr_{30} 式」の誤りであることが判明しましたので、そのように訂正しました。（令和 4 年 3 月 9 日）

表 4.1.11-1 32EFPY 時点の破壊靱性データと破壊靱性遷移曲線の比較(1/12)⁴⁵



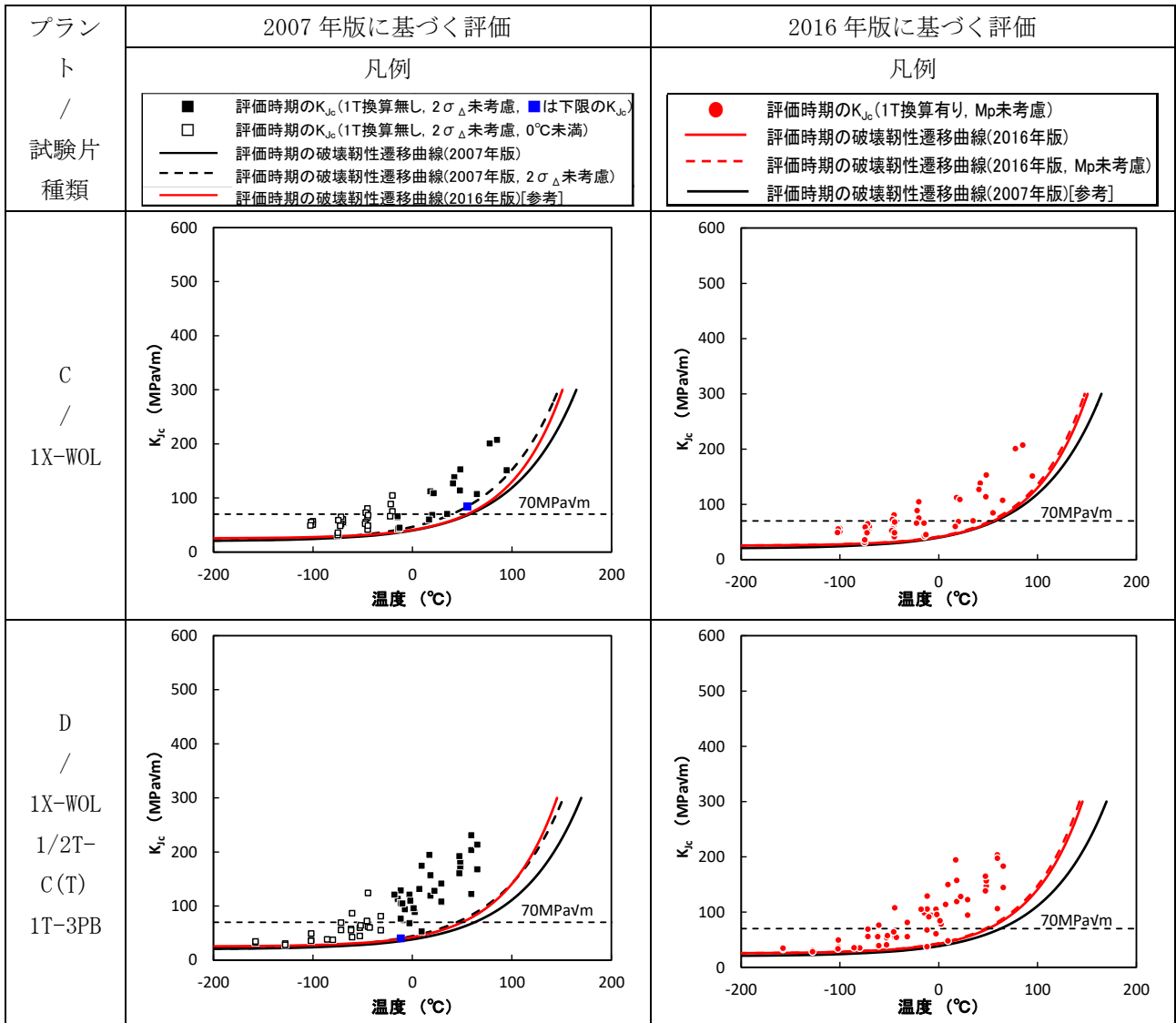
(注) C(T)試験片の例を下図に示す。



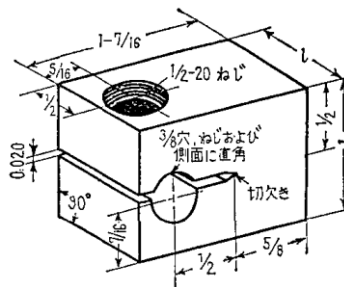
参考図 4.1.11-1 タイプ I 試験片の例 (ピンの外径は $0.24W \pm 0.005W$ とする。)

⁴⁵ 第4回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料4-1 表2-1

表 4.1.11-1 32EPFY 時点の破壊靱性データと破壊靱性遷移曲線の比較(2/12)



(注) WOL 試験片の例を下図に示す。得られたデータはC(T)から得られたデータとほぼ同じである。



(6) WOL 試験片

参考図 4.1.11-2 WOL 試験片の例⁴⁶

⁴⁶ Nobukazu Ogura 「破壊じん性とその試験方法」 溶接学会誌 (昭和48年)

表 4.1.11-1 32EFPY 時点の破壊靱性データと破壊靱性遷移曲線の比較(3/12)

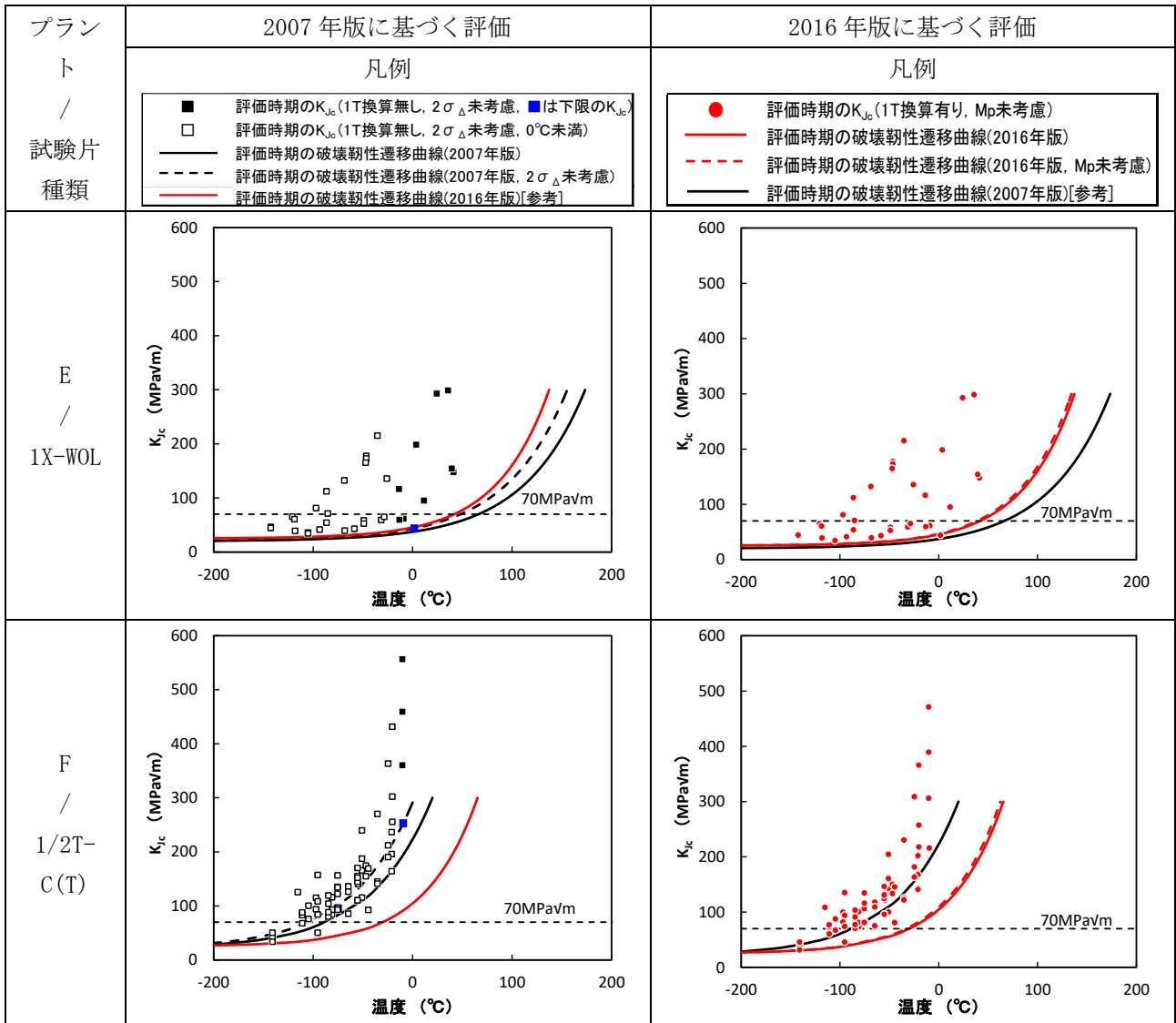


表 4.1.11-1 32EFPY 時点の破壊靱性データと破壊靱性遷移曲線の比較(4/12)

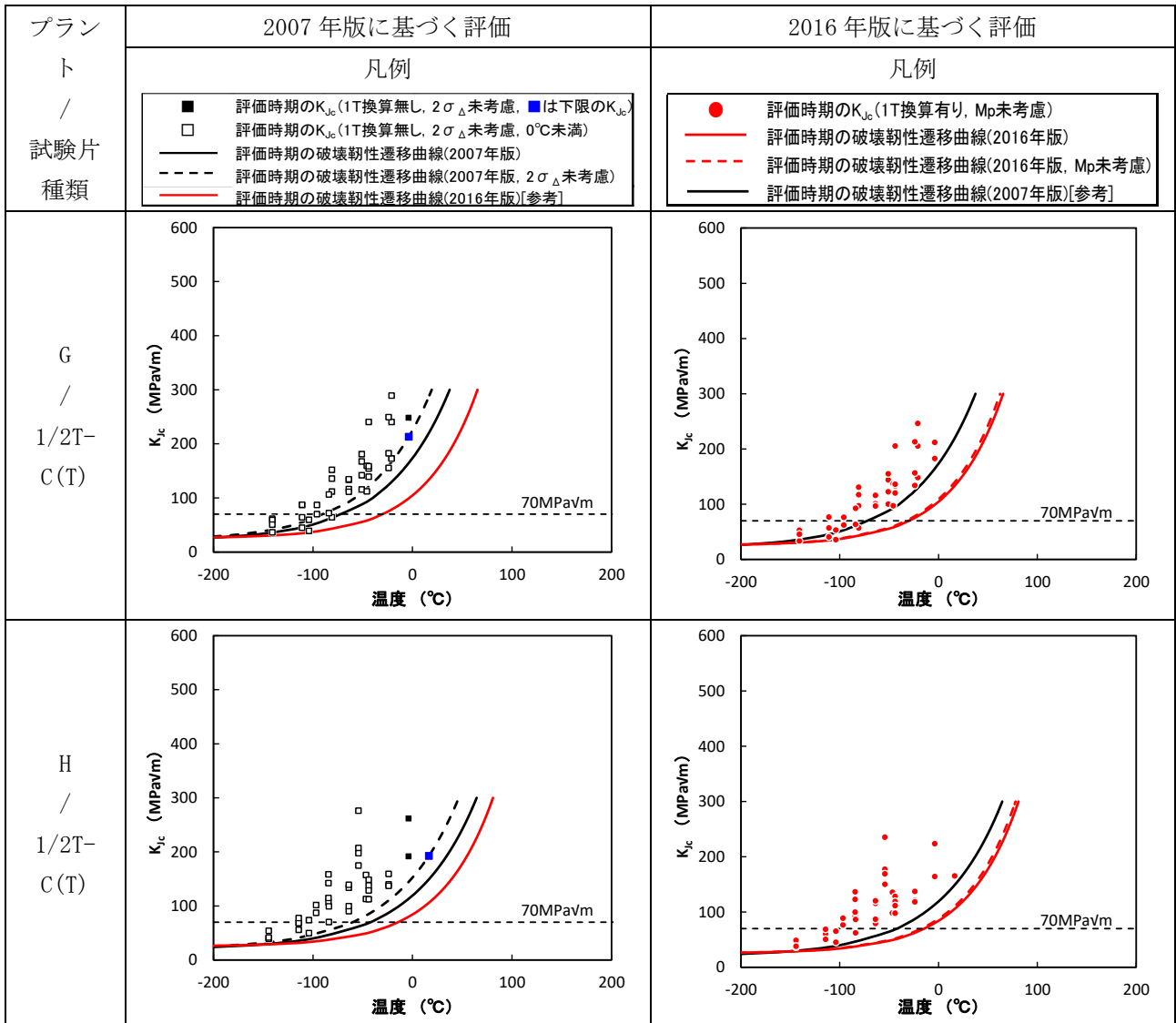


表 4. 1. 11-1 32EFPY 時点の破壊靱性データと破壊靱性遷移曲線の比較(5/12)

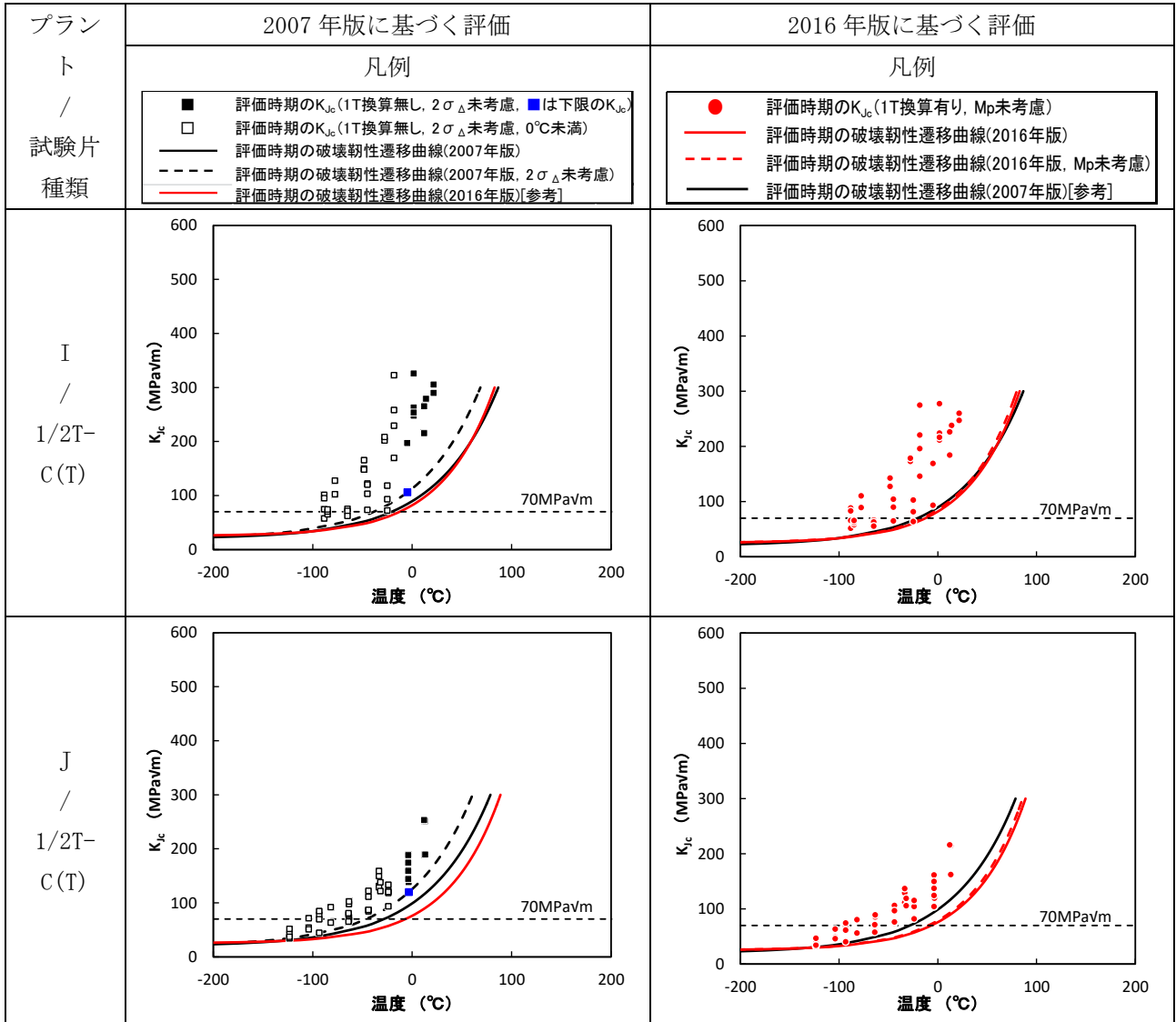


表 4.1.11-1 32EPFY 時点の破壊靱性データと破壊靱性遷移曲線の比較(6/12)

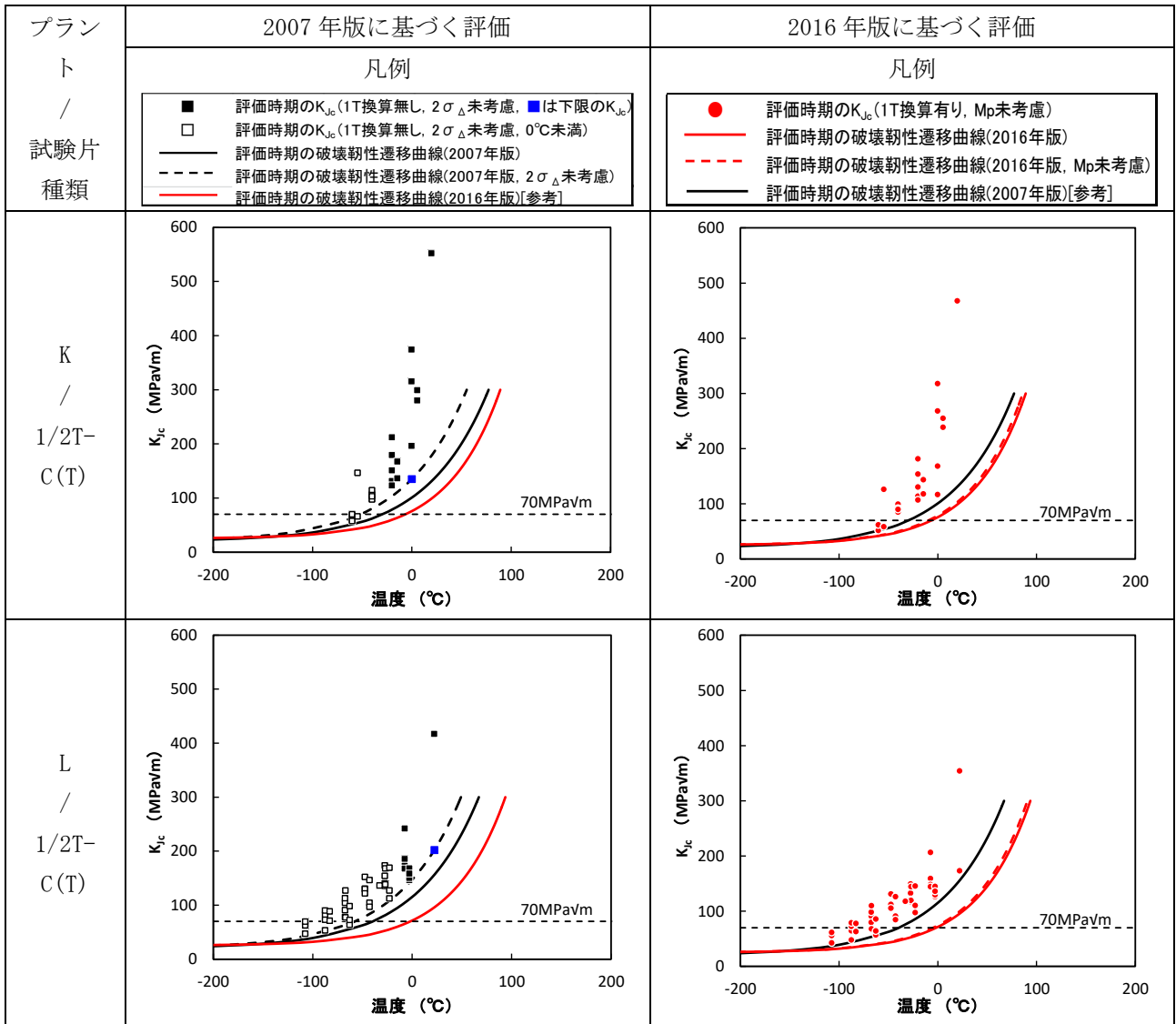


表 4.1.11-1 32EPFY 時点の破壊靱性データと破壊靱性遷移曲線の比較(7/12)

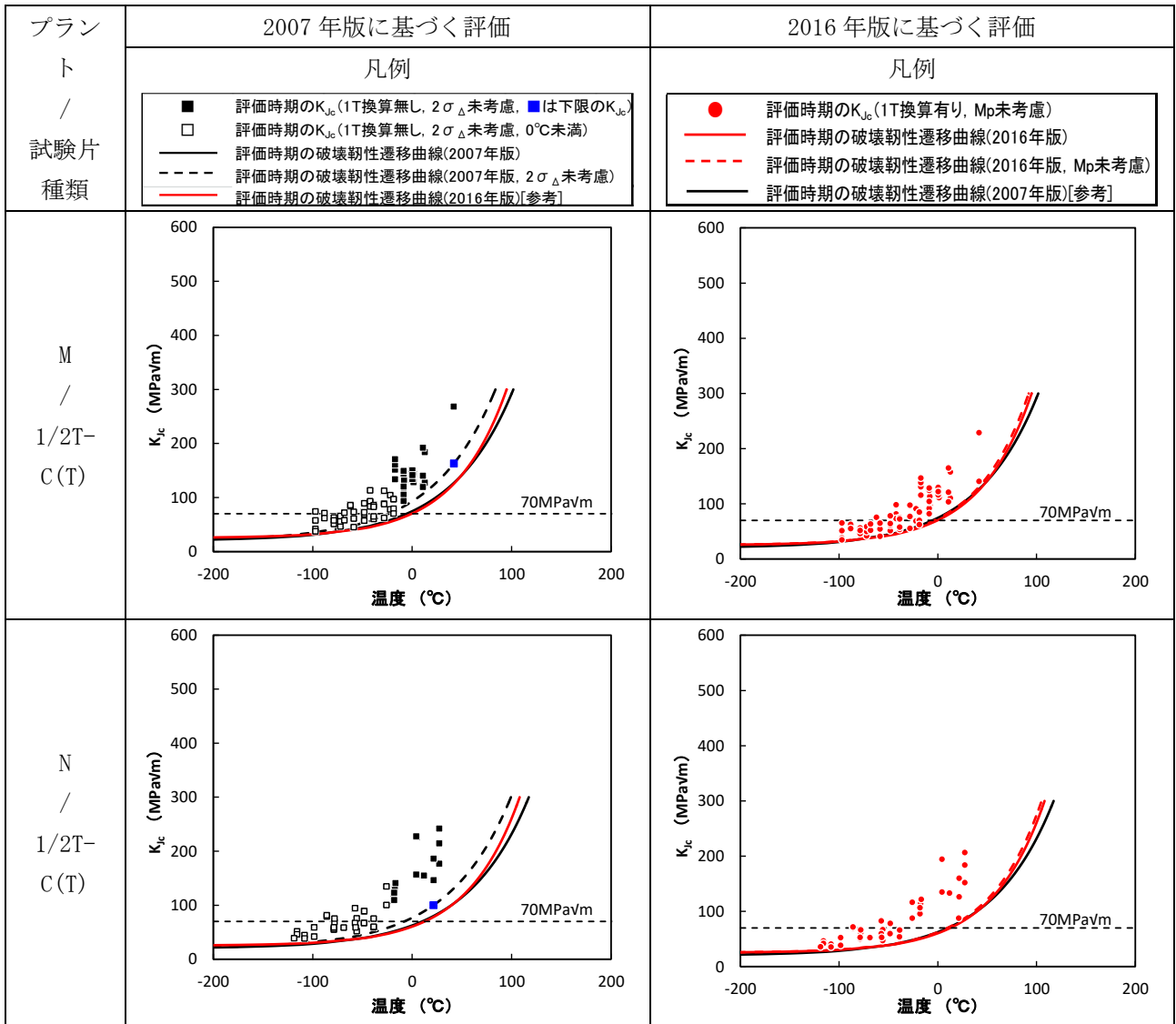


表 4.1.11-1 32EPFY 時点の破壊靱性データと破壊靱性遷移曲線の比較(8/12)

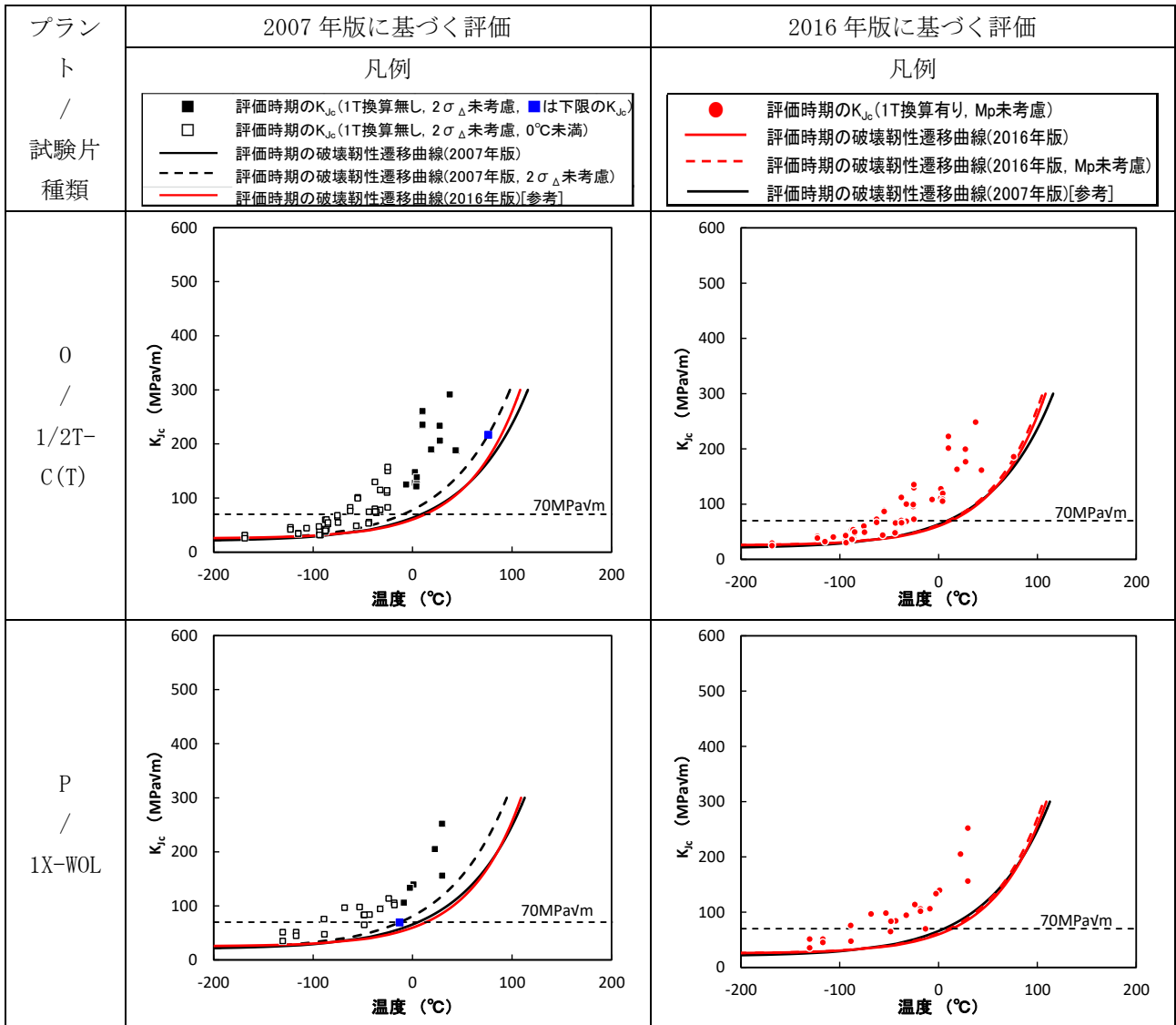


表 4.1.11-1 32EPFY 時点の破壊靱性データと破壊靱性遷移曲線の比較(9/12)

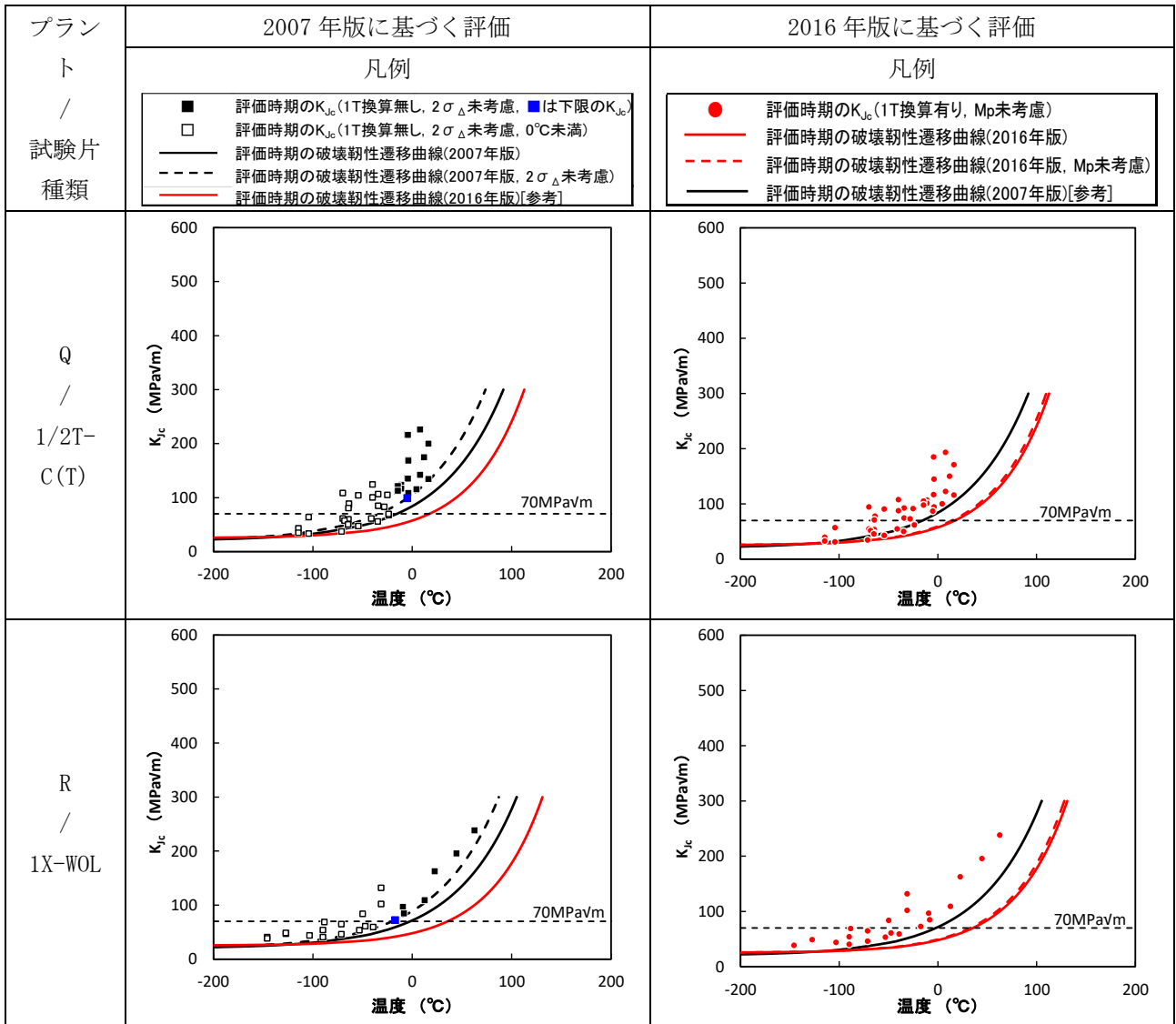


表 4.1.11-1 32EFPY 時点の破壊靱性データと破壊靱性遷移曲線の比較 (10/12)

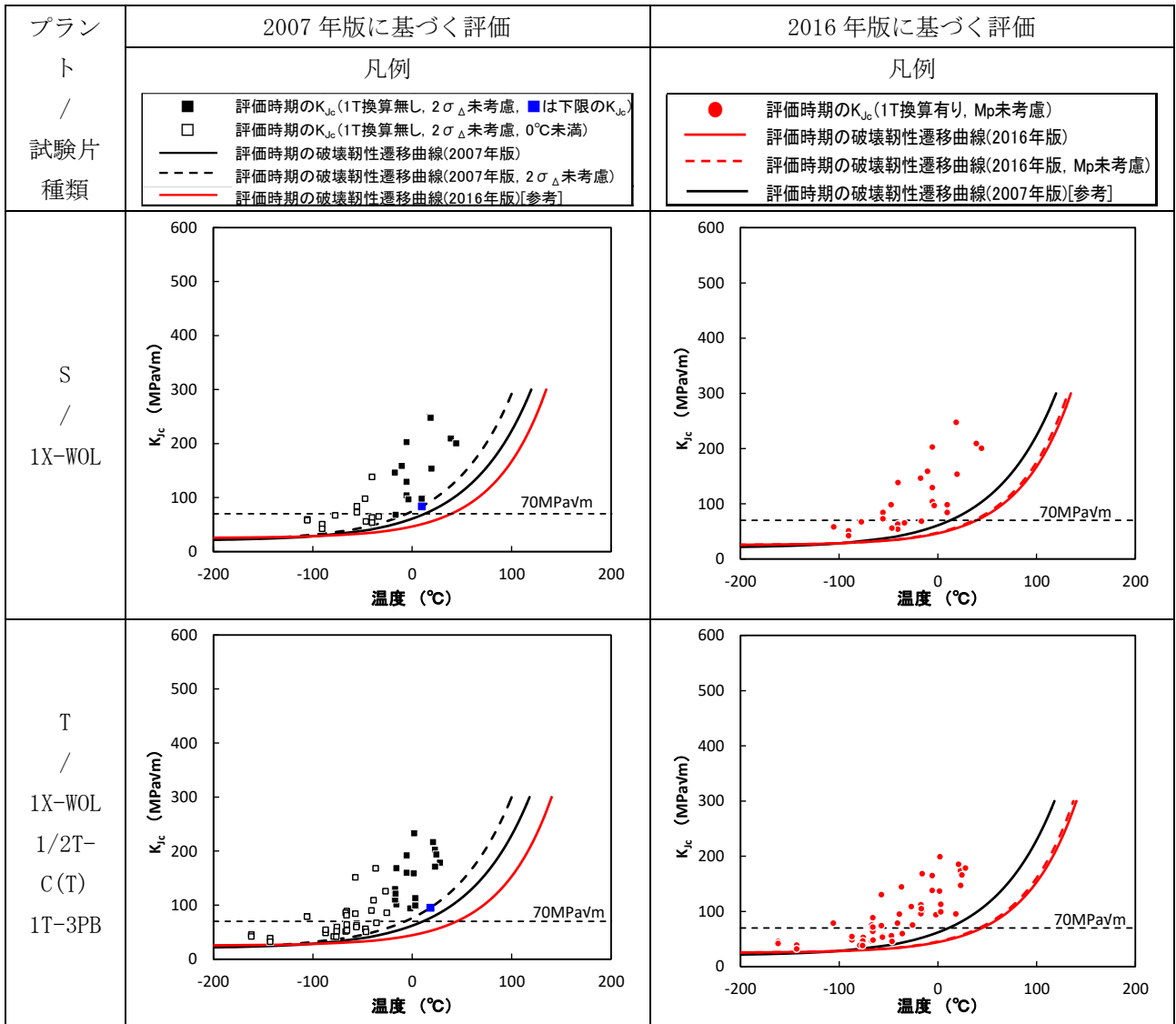


表 4.1.11-1 32EFPY 時点の破壊靱性データと破壊靱性遷移曲線の比較 (11/12)

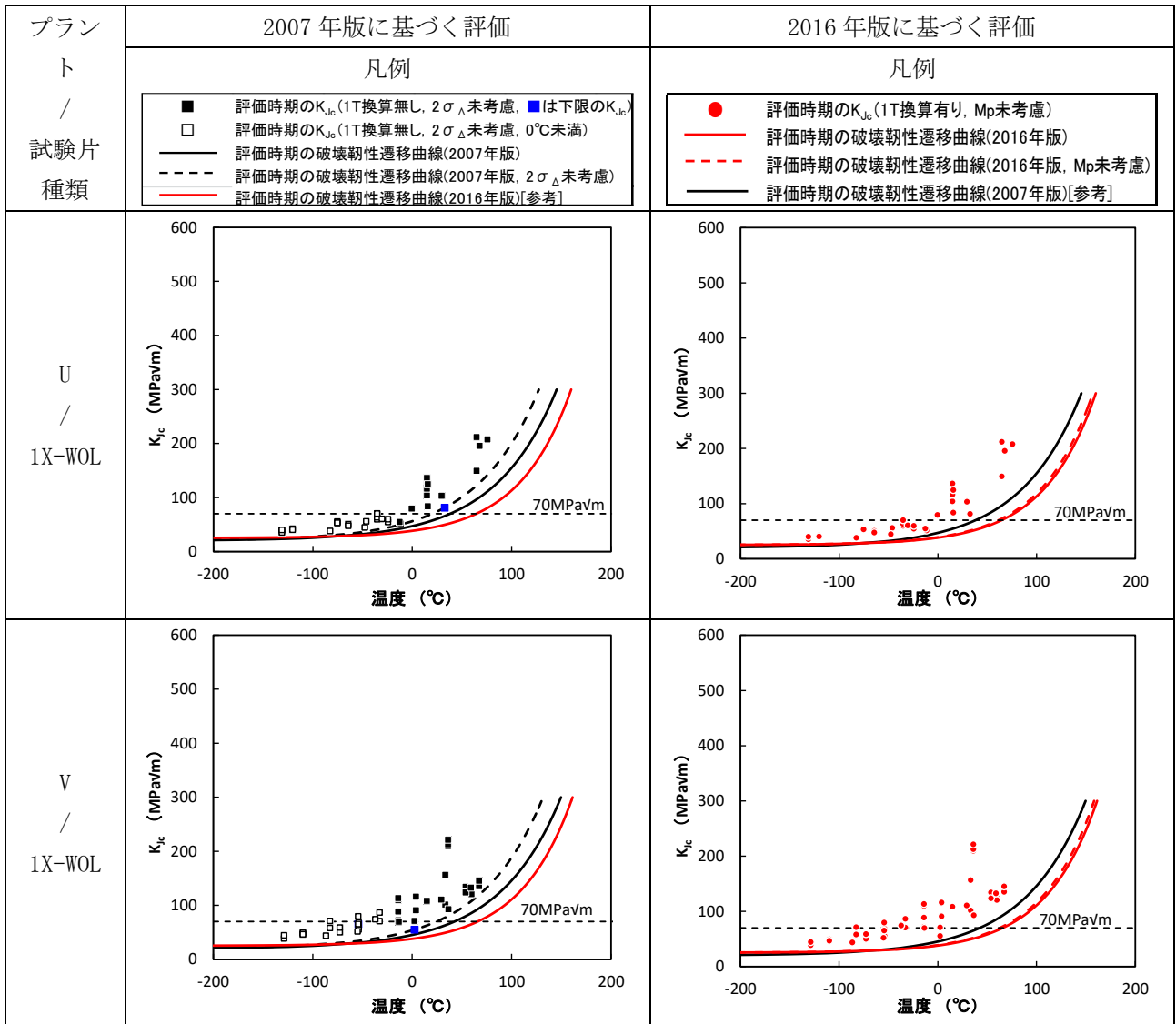
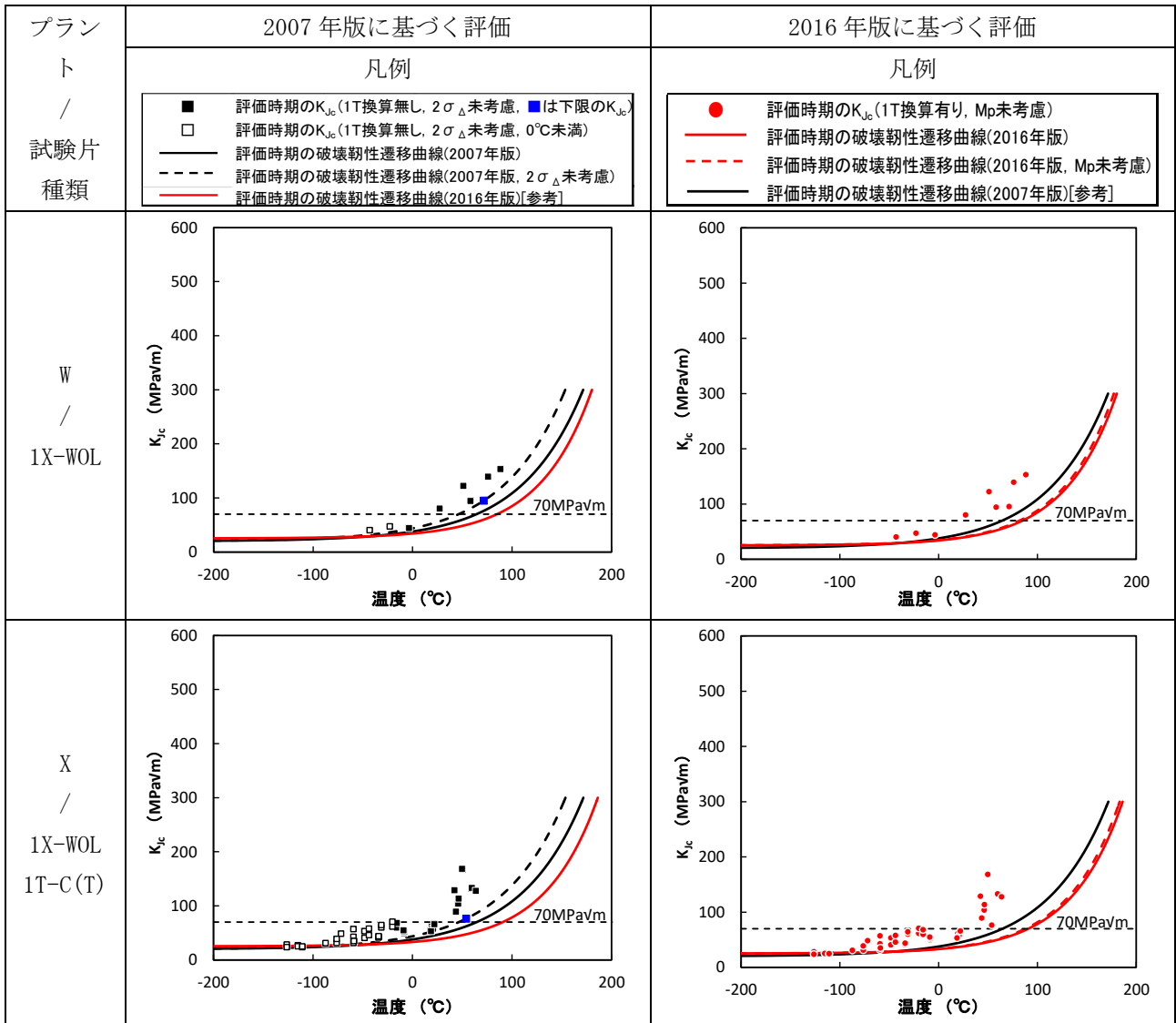


表 4.1.11-1 32EFPY 時点の破壊靱性データと破壊靱性遷移曲線の比較 (12/12)



日本電気協会は、供用状態 C, D の評価に用いる式として、マスターカーブ法を元にした式を導入し、供用状態 A, B には導入していない点について、供用状態 A, B については、ニーズが低かったことから変更していないとしている。また、今後、供用状態 A, B に関しても、マスターカーブを用いることを継続して検討していきたいとしている。

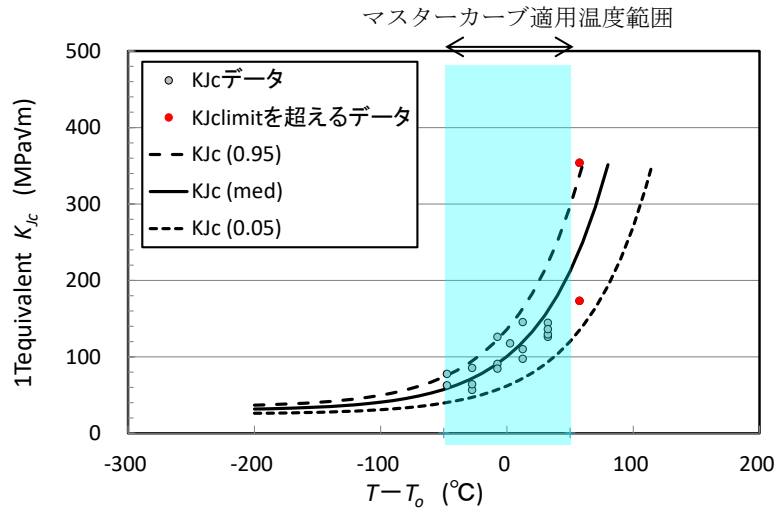
(b) 照射脆化した材料に対するマスターカーブ法の適用性

日本電気協会は、鍛鋼品のデータを元に T_0 式の適用性を確認している（表 4.1.11-2 参照）とし、 T_0 を設定した 11 材料のデータを示し、中性子照射後の国内プラントの原子炉圧力容器鋼（以下「国内照射材」という。）についても、マスターカーブ法により破壊靱性データの温度依存性やばらつきが適切に評価できているとしている（図 4.1.11-2 参照）。

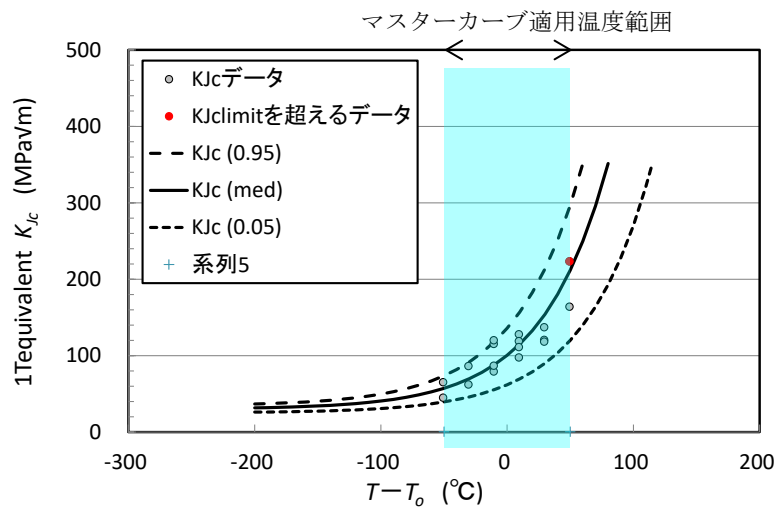
表 4.1.11-2 検討に使用した鍛鋼品の中性子照射後破壊靱性データの詳細⁴⁷

鋼種	破壊靱性データの総数	材料数 (T_0 を設定した数)	1 材料あたりの T_0 設定に使用したデータ点数	照射量 ($\times 10^{19}$ n/cm ²)	Cu (wt.%)	T_0 (°C)	5%マスターカーブを下回る確率
SA508 Cl. 3 SFVQ1A (鍛鋼品)	220	11	16~26	2.3 ~7.2	0.02 ~0.04	-71 ~14	3% (6 個)

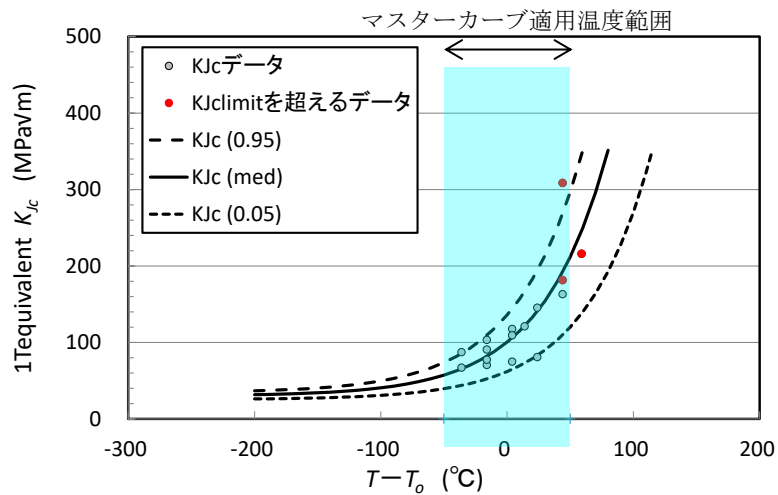
⁴⁷ 第 3 回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 資料 3-1 表 2-1



(a) 鍛鋼品 No. 1 (照射量 2.3×10^{19} n/cm², $T_o = -33^\circ\text{C}$)



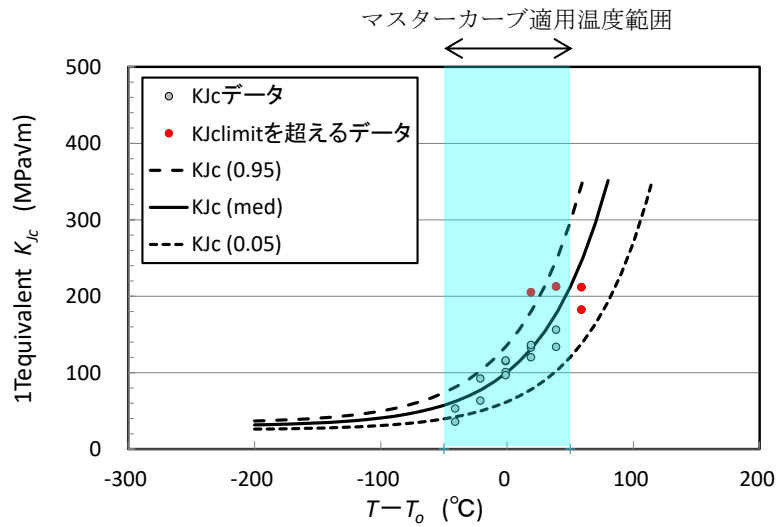
(b) 鍛鋼品 No. 2 (照射量 2.6×10^{19} n/cm², $T_o = -49^\circ\text{C}$)



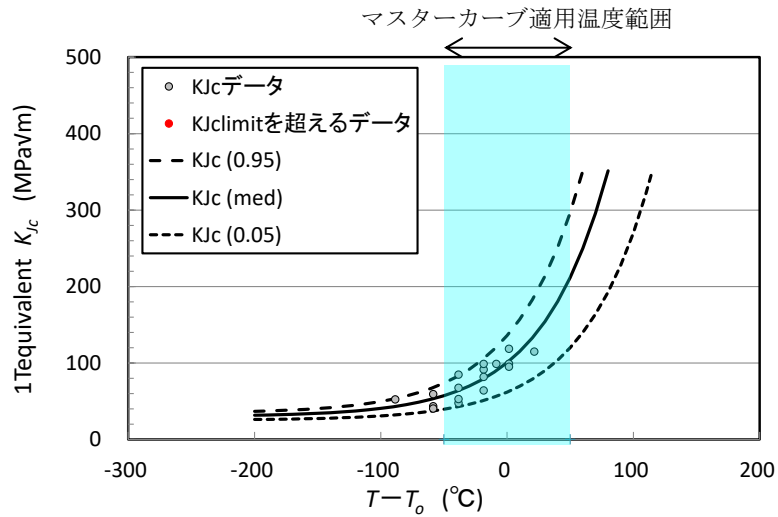
(c) 鍛鋼品 No. 3 (照射量 2.7×10^{19} n/cm², $T_o = -64^\circ\text{C}$)

図 4.1.11-2(1/4) 鍛鋼品の中性子照射後破壊靱性データのマスターカーブ⁴⁸

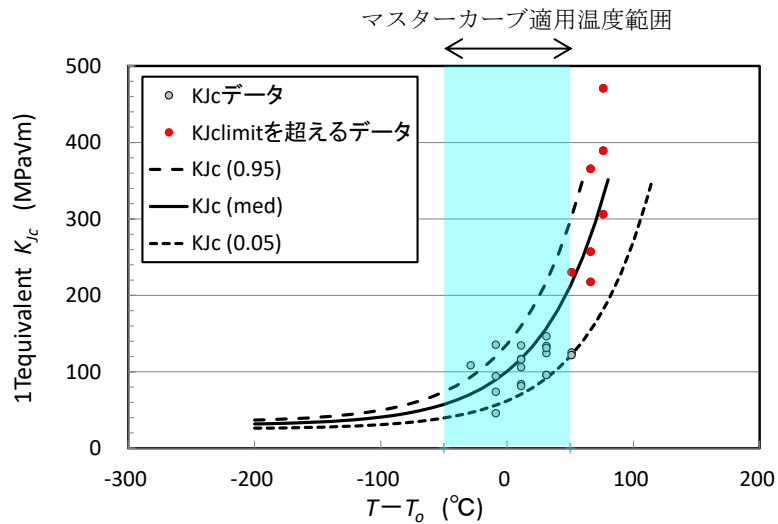
⁴⁸ 第3回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 3-1 図 2-1



(d) 鍛鋼品 No. 4 (照射量 2.7×10^{19} n/cm², $T_0 = -59^\circ\text{C}$)

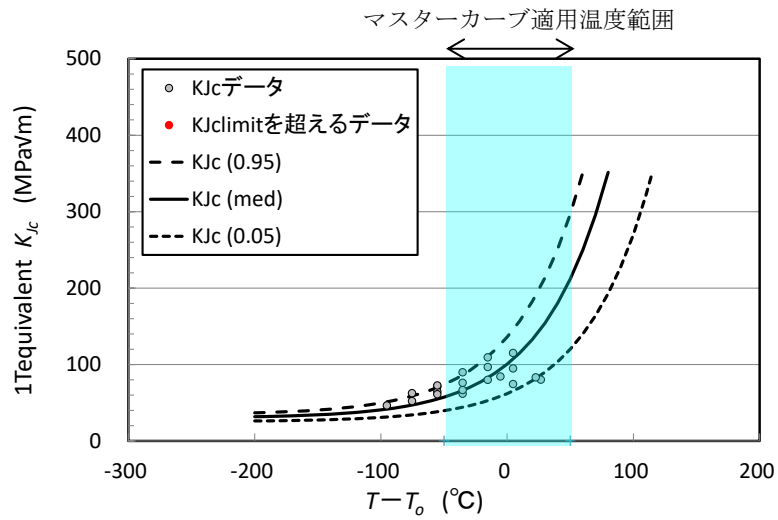


(e) 鍛鋼品 No. 5 (照射量 3.1×10^{19} n/cm², $T_0 = -22^\circ\text{C}$)

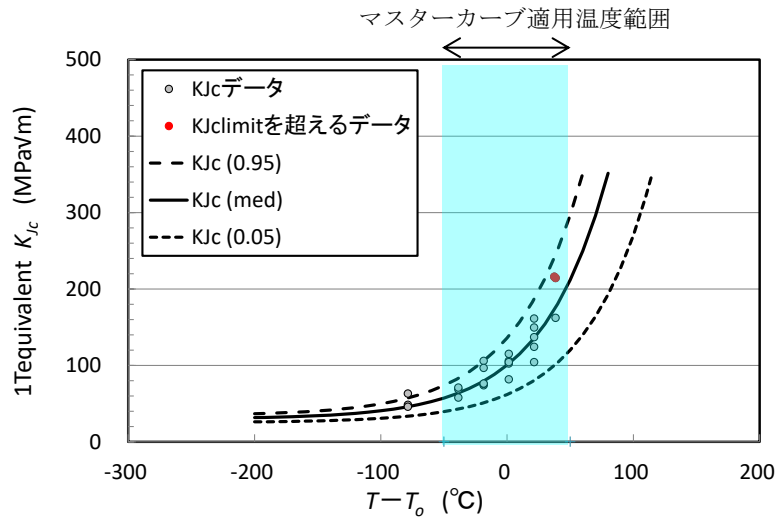


(f) 鍛鋼品 No. 6 (照射量 4.6×10^{19} n/cm², $T_0 = -71^\circ\text{C}$)

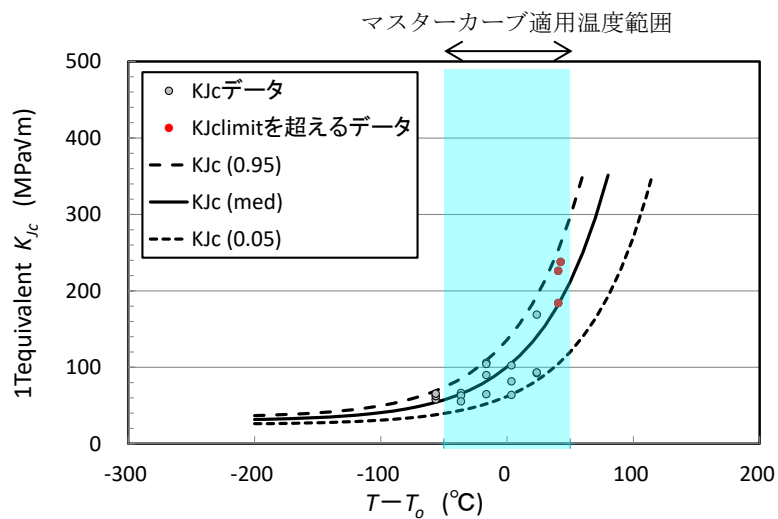
図 4. 1. 11-2(2/4) 鍛鋼品の中性子照射後破壊靱性データのマスターカーブ



(g) 鍛鋼品 No. 7 (照射量 4.9×10^{19} n/cm², $T_o = -5^\circ\text{C}$)

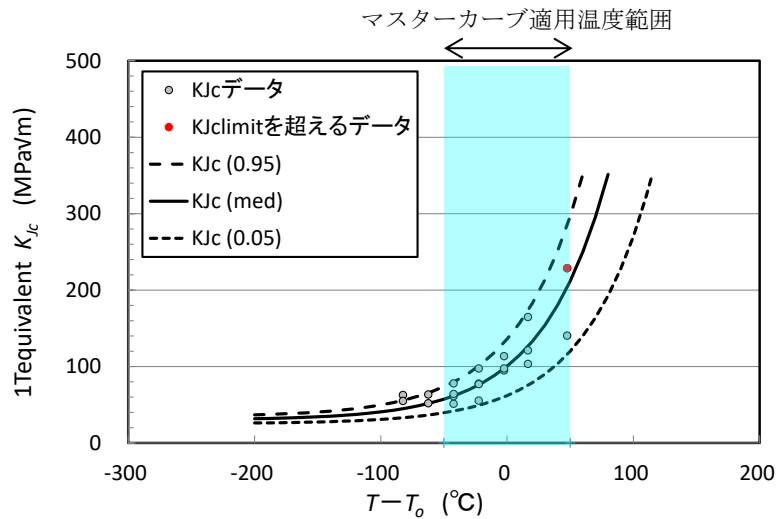


(h) 鍛鋼品 No. 8 (照射量 5.0×10^{19} n/cm², $T_o = -22^\circ\text{C}$)

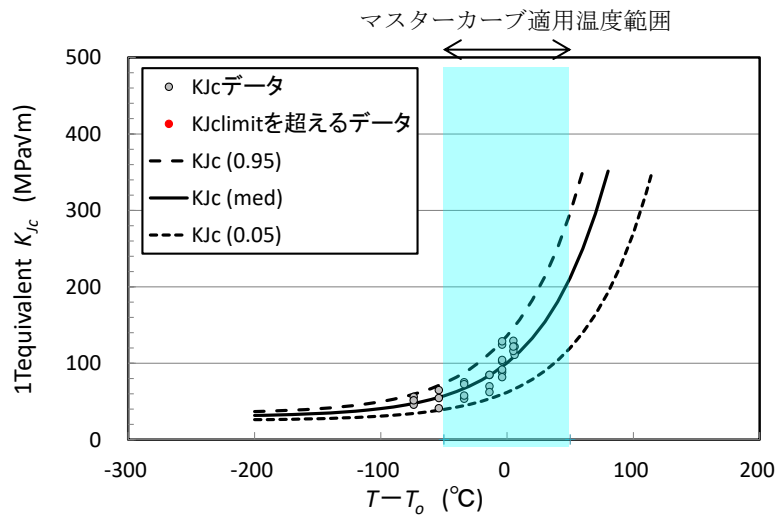


(i) 鍛鋼品 No. 9 (照射量 5.3×10^{19} n/cm², $T_o = -24^\circ\text{C}$)

図 4. 1. 11-2 (3/4) 鍛鋼品の中性子照射後破壊靱性データのマスターカーブ



(j) 鍛鋼品 No. 10 (照射量 5.4×10^{19} n/cm², $T_0=2^\circ\text{C}$)



(k) 鍛鋼品 No. 11 (照射量 7.2×10^{19} n/cm², $T_0=14^\circ\text{C}$)

図 4. 1. 11-2(4/4) 鍛鋼品の中性子照射後破壊靱性データのマスターカーブ

また、 T_0 式は、マスターカーブ法を元にしており、マスターカーブ法の形状母数が 4 であることから、照射脆化した場合も形状母数は 4 としている。これについて、日本電気協会は、破壊靱性データのワイブルプロットの傾き（ワイブル分布の形状母数）と破壊靱性データ数の関係に、国内照射材の鍛鋼品のプロットを記載し、鍛鋼品の破壊靱性データについても、概ね参考文献⁴⁹のばらつきの範囲内（5～95%）に入っているとしている（図 4. 1. 11-3 参照）。

⁴⁹ Wallin, K., "Statistical Modeling of Fracture in the Ductile-to-Brittle Transition Region," Defect Assessment in Components - Fundamentals and Applications, ESIS/EFG9, Blauel, J. G., and Schwalbe K.-H, Eds, pp. 415-445, (1991).

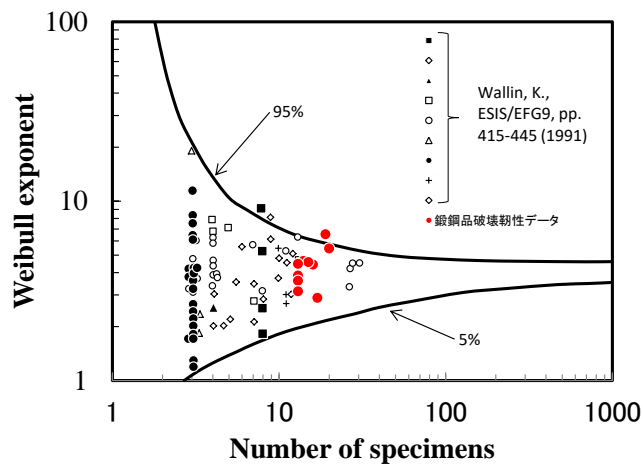


図 4.1.11-3 破壊靱性データのワイブル分布の形状母数⁵⁰

このように、鍛鋼品については、 K_{IC} 式に対する T_0 式の保守性、照射脆化した材料に対する適用性等の詳細な検討が行われているが、圧延材及び溶接金属については、データ数が少ないとして、同様の検討は行われていない。

また、日本電気協会は、マスターカーブ法が中性子照射された材料についても適用できるかについて、EPRI⁵¹の文献⁵²に基づき、マスターカーブ法の破壊靱性遷移曲線の形状は理論的に中性子照射によって変化しないこと、及び様々な寸法の照射試験片に対し適用できることが実験により確認されているとしている。また、これに関し、NRCによる検証⁵³が行われているとしている⁵⁴。

しかしながら、NRCによる検証としている文献については、NRCが2002年に作成したものの最終版ではないものを、2009年にそのまま公開したものである。マスターカーブ法を規制に適用できるとの記載もなく、当該文献をもってマスターカーブ法が規制に適用できるとの説明は適切ではない。

また、日本電気協会は、鍛鋼品の実機監視試験片に対する評価⁵⁵、試験炉照射

⁵⁰ 第3回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 3-1 図2-2

⁵¹ 米国電力研究所

⁵² Hardin, T., "Technical Basis for ASME Code Case N-830, Revision 1 (MRP-418): Direct Use of Master Curve Fracture Toughness Curve for Pressure-Retaining Materials of Class 1 Vessels, Section XI." EPRI, Palo Alto, CA: 2017. 3002010332.

⁵³ Kirk, M., "The Technical Basis for Application of the Master Curve to the Assessment of Nuclear Reactor Pressure Vessel Integrity," Report No. ADAMS ML093540004. United States Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, 2002.

⁵⁴ 第2回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 2-2 5~7 p

⁵⁵ Sugihara, T., et al., "APPLICABILITY OF MINIATURE C(T) SPECIMEN TO FRACTURE TOUGHNESS EVALUATION FOR THE IRRADIATED JAPANESE REACTOR PRESSURE VESSEL STEEL," Proceedings of the ASME 2017 Pressure Vessels and Piping Conference PVP2017, July 16-20, 2017, Waikoloa, Hawaii, USA, PVP2017-66206.

にする評価⁵⁶、実機廃炉材に対する評価⁵⁷のいずれにおいてもマスターカーブ法に従う評価が可能であることが示されているとしている。

T_0 式の適用にあたっては、国産材の実機監視試験片などを用いて圧延材及び溶接金属へのマスターカーブ法の適用性が確認できることが望ましいが、材料試験炉を用いて加速照射した国産原子炉圧力容器鋼圧延材相当の鋼材に対して破壊靱性試験を実施した研究⁵⁸等を参考に、材料（製造方法の異なるものも含む。）の違いや照射条件がワイブル形状母数やマスターカーブの温度依存性に及ぼす影響について知見が得られれば、国内の材料規格と同等の国外の材料や、試験炉照射データを用いた付加的な検討が実施できるものと考えられる。

(c) 破壊靱性曲線の下限の考え方

K_{IC} 式は、データの下限包絡線であり、 T_0 式は確率分布の信頼下限5%である。これに関し、日本電気協会は、 K_{IC} 式の元になったASMEの K_{IC} 曲線と5%信頼下限マスターカーブについて、ASME K_{IC} 曲線開発時のオリジナルデータを対象として破壊靱性カーブに対する各破壊靱性データの温度裕度と破壊靱性曲線を下回る確率の評価が実施されており、両者は同等と評価されている⁵⁹としている（表 4.1.11-3 参照）。

表 4.1.11-3 ASME K_{IC} カーブと5%信頼下限のマスターカーブの安全レベルの比較⁶⁰

	温度裕度の平均	下回る確率
ASME K_{IC} 曲線	2σ	2.5%
5%マスターカーブ	2.2σ	1.5%

同表は、米国の材料について検討された Wallin の論文⁶¹に掲載されたデータであり、同論文には、「元データに基づいて、静的亀裂発生に対する ASME 破壊靱性曲線 (K_{IC}) は、全体的な固有の安全性レベルを変更することなく、5%破損確率に対応するマスター曲線で置き換えることができることは明らかである。」とされている。

⁵⁶ Ha, Y., et al., "Applicability of Miniature Compact Tension Specimens for Fracture Toughness Evaluation of Highly Neutron Irradiated Reactor Pressure Vessel Steels," ASME Journal of Pressure Vessel Technology, 140, 051402, 2018.

⁵⁷ Yamamoto M. and Nagai, M., "PTS EVALUATION CASE STUDY CONSIDERING ACTUAL THROUGH-WALL FRACTURE TOUGHNESS DISTRIBUTION," Proceedings of the ASME 2019 pressure Vessels & Piping Conference, PVP2019-93964, July 14-19, 2019, San Antonio, TX, USA.

⁵⁸ K. Onizawa and M. Suzuki, "Correlation between Cleavage Fracture Toughness and Charpy Impact Properties in the Transition Temperature Range of Reactor Pressure Vessel Steels" JSME International Journal, Series A, Vol.47, No.3, 2004.

T. Tobita, Y. Nishiyama, K. Onizawa, "Mechanical Properties Database of Reactor Pressure Vessel Steels Related to Fracture Toughness Evaluation", JAEA-Data/Code 2018-013

⁵⁹ Wallin, "Statistical re-evaluation of the ASME KIC and KIR fracture toughness reference curves", Nuclear Engineering and Design 193 (1999) 317-326

⁶⁰ 第2回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 2-2 表3-1

⁶¹ Wallin, "Statistical re-evaluation of the ASME KIC and KIR fracture toughness reference curves", Nuclear Engineering and Design 193 (1999) 317-326

これに関し、 $K_{Jc}=100\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ とした場合のマスターカーブ法とその平均値及び分散を同じとした正規分布の確率密度の比較を図 4. 1. 11-4 に示す。

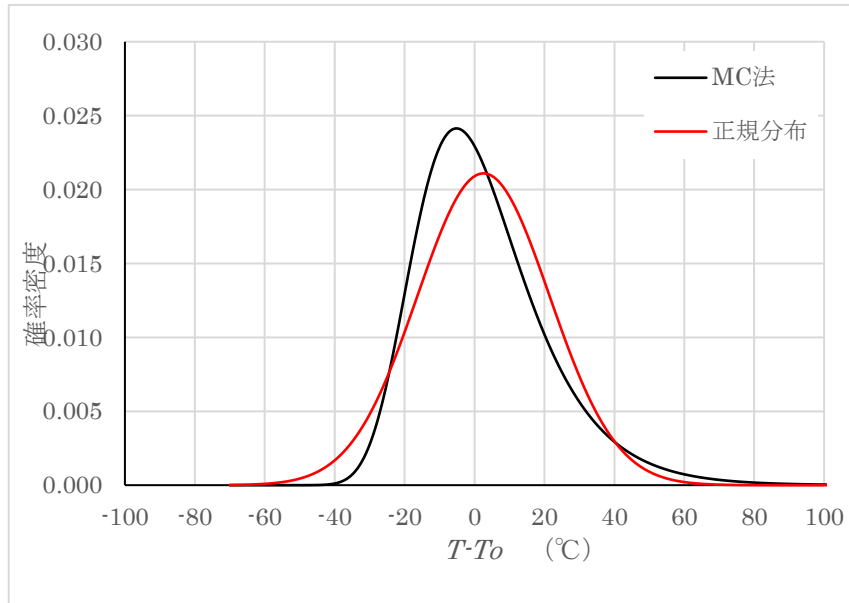


図 4. 1. 11-4 $T-T_0$ のマスターカーブ法及び置き換えた正規分布の確率密度分布 ($K_{Jc}=100\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 、中央値=-0.22°C、 $\mu=2.56^\circ\text{C}$ 、 $\sigma=18.91^\circ\text{C}$)

正規分布とした場合、 2σ に相当する $T-T_0 > \text{約 } 40^\circ\text{C}$ の裾の範囲でマスターカーブ法に比べて確率密度が下回っており、累積確率(当該部の面積に相当)は正規分布よりもマスターカーブ法の方が大きい。マスターカーブ法の累積確率 0.05 と 0.50 との $T-T_0$ 温度差が正規分布の標準偏差の何倍に相当するか、 K_{Jc} 値を変化させて試算した結果を参考表-1 に示す。温度裕度は約 2σ と求められ、マスターカーブ法の累積確率 0.05 は正規分布の累積確率で 0.0315 (1.86σ) ~ 0.0365 (1.79σ) に相当している。監視試験方法では、 ΔRT_{NDT} 予測値のマーヅンは 2σ (累積確率 0.0228) としている。 ΔRT_{NDT} 予測値は脆性遷移曲線を右移動する時に使うものであり、ベースになる考え方が異なっているといえる。正規分布の 2σ と同程度のマーヅンを確保するには、マスターカーブ法の累積確率を 0.05 より小さな値とする必要がある。

参考表-1 マスターカーブ法の累積確率 0.05 における正規分布の累積確率

K_{Jc} ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)	マスターカーブ法 累積確率 0.05 で の $T-T_0$ 温度°C①	マスターカーブ法 累積確率 0.50 で の $T-T_0$ 温度°C②	①の温度で の正規分布 の累積確率	正規分布の 標準偏差 σ °C③	温度裕度 (①-②)/③
212	85.72	50.09	0.0315	17.66	2.02σ
100	37.53	-0.22	0.0322	18.91	2.00σ
80	21.15	-17.94	0.0328	19.73	1.98σ
50	-20.62	-66.23	0.0365	24.20	1.89σ

中性子照射後の T_{r30} を使用した Wallin⁶¹ の評価方法を用いた評価結果では、 K_{IC} 式の圧延材の破損確率(下回る確率)は 2.7%⁶²であるのに対し、 T_0 式は 4.1%と高くなっている。また、圧延材は、鍛鋼品及び溶接金属と傾向が異なる(表 4.1.11-4 参照)。

表 4.1.11-4 破壊靱性遷移曲線の Wallin の評価法による破損確率⁶³

鋼種	2007 年版			(参考) 2016 年版		
	温度差の平均 (°C)	温度差の標準偏差 (°C)	破損確率	温度差の平均 (°C)	温度差の標準偏差 (°C)	破損確率
圧延材	45.6	23.6	2.7	47.1	27.0	4.1
鍛鋼品	34.7	22.8	6.4	55.7	23.6	0.9
溶接金属	30.9	18.6	4.9	58.2	24.8	0.9

注) 評価方法は以下のとおりです。
 1) JEAC4206 に従い、32EFPY 時点の国内 PWR プラントに対する PTS 評価用破壊靱性遷移曲線を鋼種毎に設定する。
 2) 破壊靱性遷移曲線とそのプラントの評価時期の 1T 換算後の K_{IC} データ(照射材で脆化予測によるシフト後(ただし、マージン M_c 及び σ_{Δ} は考慮しない))との温度差を求める。
 鋼種毎に集計した 2) の温度差の Lower Tail データ ($P_f < 0.5$) を対象に、温度差が正規分布に従うと仮定し、破壊靱性遷移曲線の破損確率を求める。

(d) マージン M_k

「RF-4222 破壊靱性遷移曲線の設定」の T_0 に基づく破壊靱性遷移曲線の設定において考慮するマージン M_k については、破壊靱性のばらつきを温度方向のばらつきに換算した時の標準偏差 σ_M 、 T_0 決定にあたっての誤差の標準偏差 σ_{T_0} 及び JEAC4201 附属書 B の国内脆化予測法の予測誤差の標準偏差 σ の二乗和平方根の値から σ_M を除き、その値に正規分布での片側 45%信頼幅の係数 1.65 を乗じた値としている。 σ_{T_0} は「4.1.12 健全性評価の許容基準」の(1)式に示す関連温度 RT_{T_0} 算出においては係数 2 を乗じており係数 1.65 は整合していない。(c)で述べたように温度軸についてマスターカーブ法の信頼下限 5%と置き換えた正規分布での片側 45%信頼幅は同じではないので、係数 1.65 の採用については更なる妥当性の説明が必要である。また、 σ_M の値は、 T_{r30} 式の M_p の算出において用いた 24°C であるが、図 4.1.11-9 に示す 40.2°C を正規分布の 5%信頼下限 1.65 で除したものであり、係数 1.65 を含めて今後の検討が望まれる。

σ の値については、「JEAC4201-2007(2013 年追補版)原子炉構造材の監視試験方法」の「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量の予測」に規定された予測法式の予測誤差の標準偏差 (9.5°C) から引用したものであることから、妥当と判断する。

⁶² 第 2 回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 2-1 添付 3

⁶³ 第 3 回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 3-1 表 3-1

M_k の算出式 ($M_k = 1.65 \times \{(\sigma_M^2 + \sigma_{T_0}^2 + \sigma^2)^{1/2} - \sigma_M\}$ …(12)式) は σ_M を含む二乗和平方根の値から σ_M を引いており、 $\sigma_{T_0}^2 + \sigma^2 < 3\sigma_M^2$ の範囲では { } 内の値が σ_M よりも小さくなる。数値を代入すると、 $\sigma_{T_0} > 40.5^\circ\text{C}$ の場合にのみ σ_M より大きなマージン M_k となるので誤差の算出方法としては妥当とはいえず、 σ_{T_0} の値によっては算出式を変えるなど、今後の検討が望まれる。

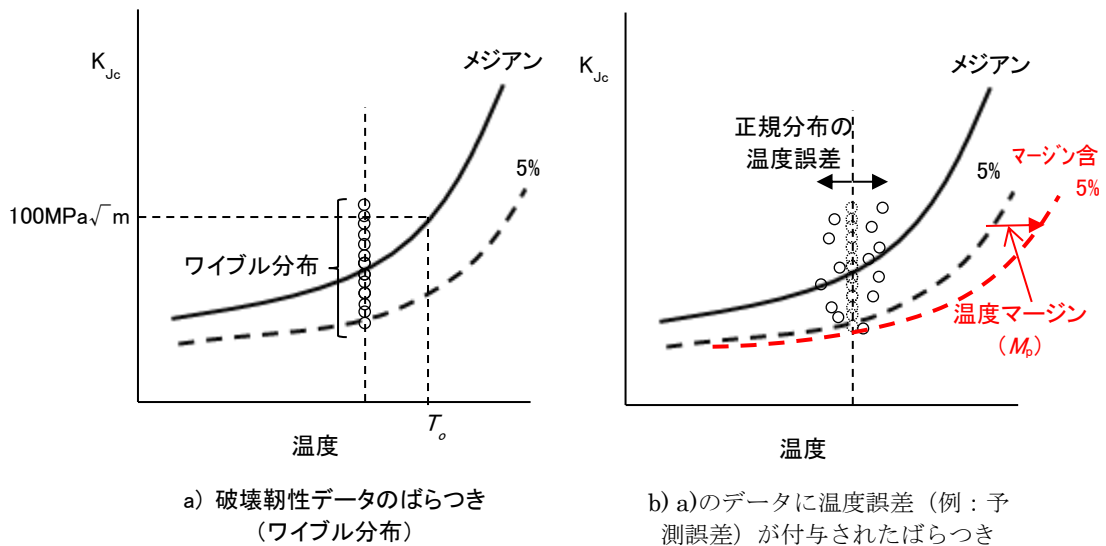


図 4.1.11-5 脆化予測による予測誤差を考慮したマージン (M_k)⁶⁴

2) T_{r30} 式

T_{r30} 式は、マスターカーブ法の考え方を取り入れ、 T_0 に代えて T_{r30} を用いて破壊靱性遷移曲線が設定できるよう開発された式である。

(a) 照射脆化した材料に対するマスターカーブ法の適用性

日本電気協会は、 T_{r30} を指標とした 5%信頼下限のマスターカーブの式を破壊靱性遷移曲線に採用し、 T_{r30} 式を追加した。検討に用いたデータを表 4.1.11-5 に示す。

表 4.1.11-5 破壊靱性遷移曲線のデータベース⁶⁵

材料	未照射 データ数	照射後 データ数	Cu の範囲 (wt%)	最大照射量 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$ E>1MeV)	T_{r30} の範囲 ($^\circ\text{C}$)
圧延材	147	230 (38)	0.03~0.16 (0.03~0.12)	10.0 (5.0~10.0)	-94~95 (-24~95)
鍛鋼品	175	259	0.02~0.04	7.2	-68~-8

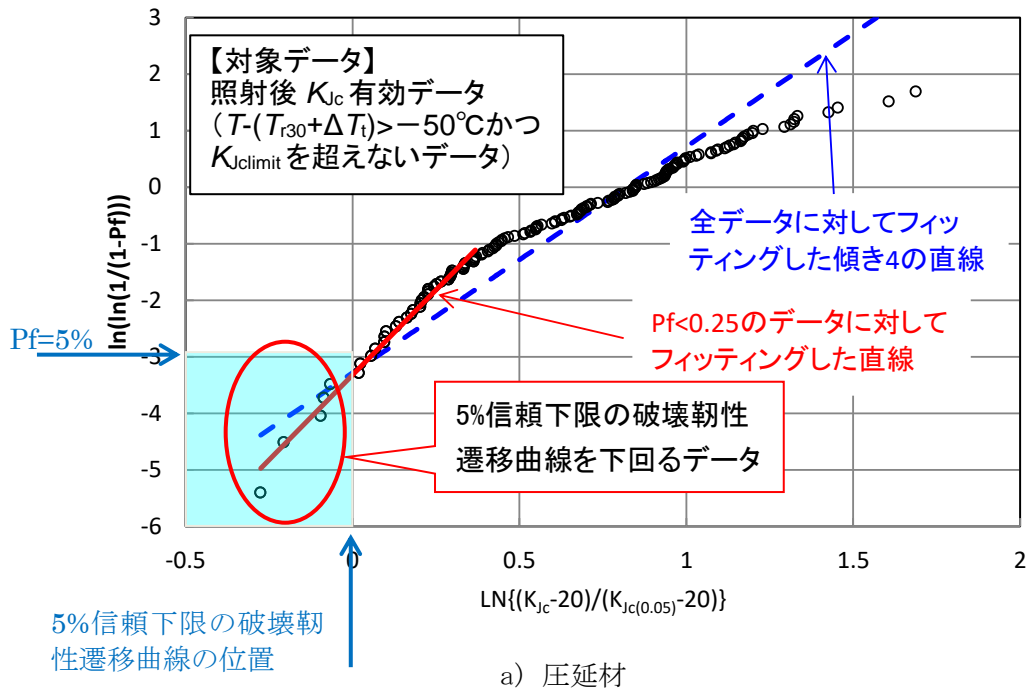
⁶⁴ 第3回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム参考資料 3-3 図 2-1

⁶⁵ 第2回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 2-2 表 4-1

		(70)	(0.04)	(5.0~7.2)	(-23~-8)
溶接金属	92	117 (17)	0.01~0.19 (0.01~0.14)	10.0 (5.0~10.0)	-77~59 (-16~58)

注：() 内の値は ΔT_i の算出にあたり最終的に使用したデータを示す。

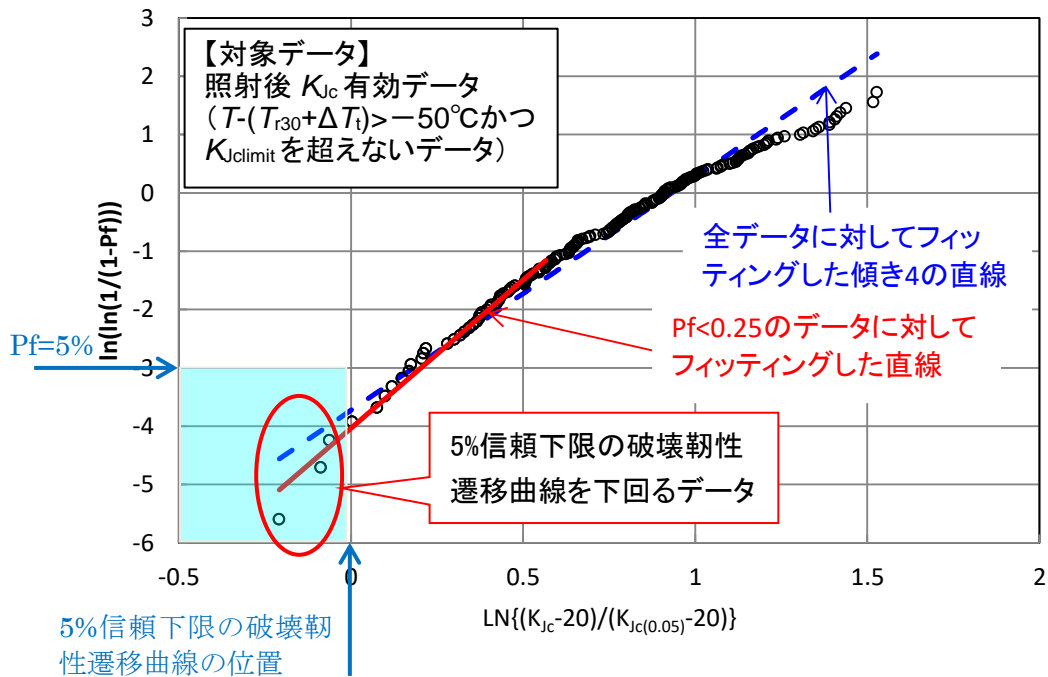
日本電気協会は、破壊靱性値と累積確率の指数を示し、鋼種毎のワイブルプロットからも、現時点で T_{r30} 式の破壊靱性遷移曲線を下回っているデータは、特段適用性に疑義を呈するようなデータではないと評価している (図 4.1.11-6 参照)。



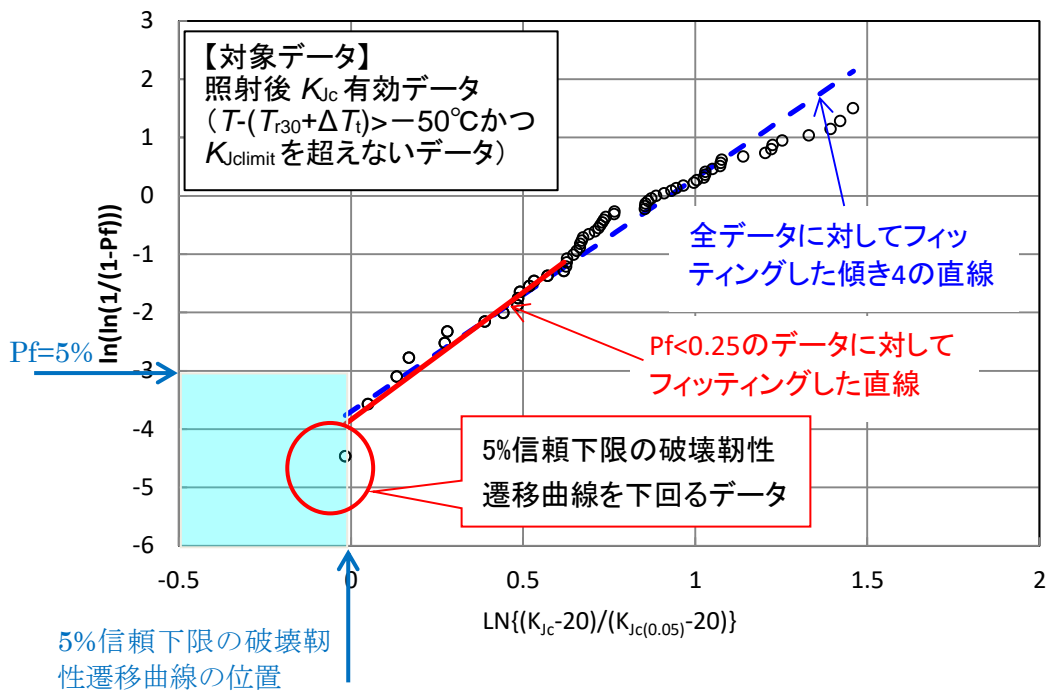
a) 圧延材

図 4.1.11-6(1/2) 中性子照射後破壊靱性データ (圧延材、鍛鋼品、溶接金属) のワイブルプロット⁶⁶

⁶⁶ 第3回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料資料3-1 図3-1



b) 鍛鋼品



c) 溶接金属

図 4. 1. 11-6(2/2) 中性子照射後破壊靱性データ (圧延材、鍛鋼品、溶接金属) のワイブルプロット

母集団がワイブル分布に従う場合、データは直線状に分布するが、図 4. 1. 11-6 の a) 圧延材のデータは、必ずしも直線上に分布していない。また、データの位置が a) 圧延材と b) 鍛鋼品及び c) 溶接金属では、縦軸で 1 程度のずれがある。これ

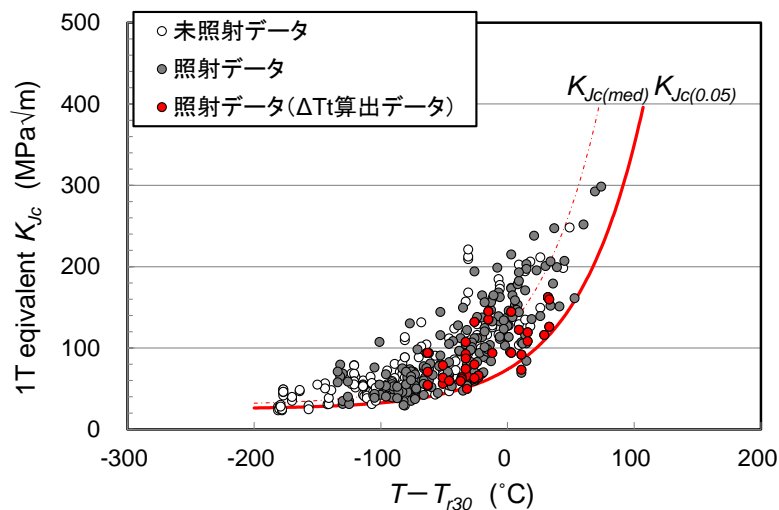
は、ワイブル分布の位置パラメータ等に補正されるべき値が存在することを示唆していると考えられる。

(b) ΔT_t の検討に用いたデータ

日本電気協会は、破壊靱性遷移曲線の設定に用いる破壊靱性データは、2013年までに国内 PWR プラントの監視試験で得られたデータを対象としたとしている⁶⁷。また、マスターカーブの適用範囲に基づき、遷移領域外の低温側 ($T-T_0 < -50$ °C) のデータ及び拘束が弱い K_{Jc} が $K_{Jc(\text{limit})}$ を超えるデータはカーブの設定対象から除外したとしている⁶⁸。

ΔT_t の決定に使用したデータ数は、17~70 と少ないが、分析対象とした全破壊靱性データ中で低めに分布しており、問題ないとしている (図 4.1.11-7 参照)。

$K_{Jc(\text{limit})}$: K_{Jc} の許容最大値 [MPa \sqrt{m}]



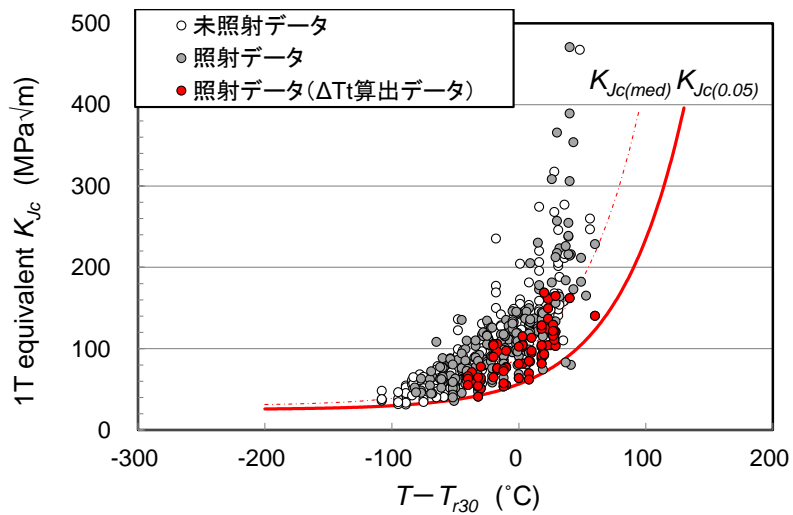
(a) 圧延材

図 4.1.11-7(1/2) 分析対象とした破壊靱性データ及び ΔT_t 決定に使用した破壊靱性データ⁶⁹

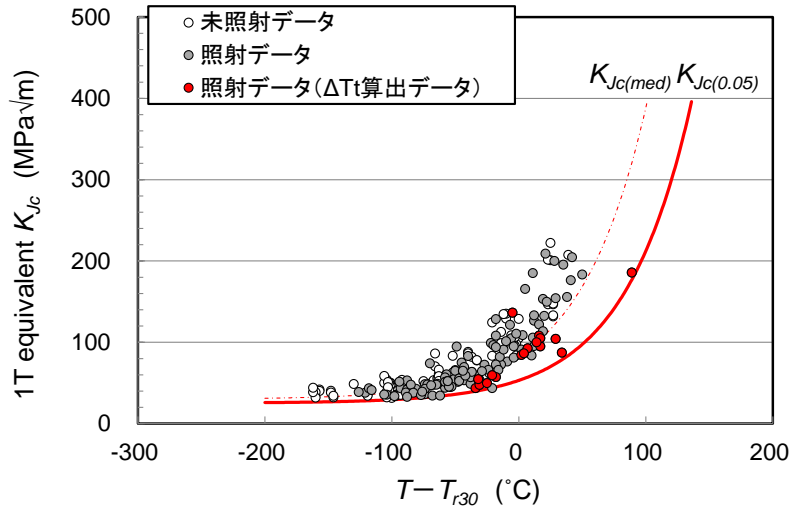
⁶⁷ 第2回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 2-2

⁶⁸ 第2回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 2-1

⁶⁹ 第3回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 3-1 図4-1



(b) 鍛鋼品



(c) 溶接金属

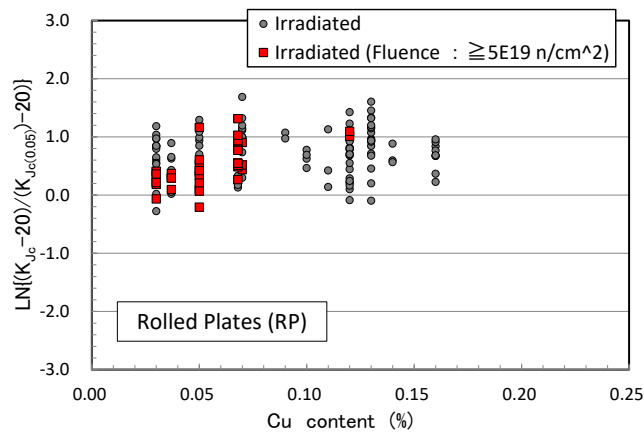
図 4. 1. 11-7(2/2) 分析対象とした破壊靱性データ及び ΔT_t 決定に使用した破壊靱性データ

また、 ΔT_t の決定に使用するデータについて照射量の下限を低くした場合、データ数は多くなるものの、算出される ΔT_t の値は低くなることから、保守的な値として $5 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 以上のデータを採用したとしている (表 4. 1. 11-6 参照)。

表 4.1.11-6 ΔT_t 決定対象データの照射量加減を変化させた場合の ΔT_t 算出結果⁷⁰

鋼種	ΔT_t 決定対象データの照射量下限	ΔT_t (°C)	対象データ数	Cu 濃度範囲 (wt. %)	照射量範囲 ($\times 10^{19}$ n/cm ²)	T_{r30} 実測値範囲 (°C)
圧延材	2.4×10^{19} n/cm ²	-27	102	0.03~0.16	2.5~10.0	-39~95
	3.3×10^{19} n/cm ²	-21	71	0.03~0.16	3.4~10.0	-39~95
	4×10^{19} n/cm ²	-16	54	0.03~0.13	4.0~10.0	-24~95
	5×10^{19} n/cm ²	-15	38	0.03~0.12	5.0~10.0	-24~95
	6×10^{19} n/cm ²	-15	30	0.03~0.12	6.3~10.0	-24~95
	7×10^{19} n/cm ²	-17	20	0.03~0.07	7.5~10.0	-24~41
鍛鋼品	2.4×10^{19} n/cm ²	-4	148	0.02~0.04	2.6~7.2	-49~-8
	3.3×10^{19} n/cm ²	0	101	0.03~0.04	4.6~7.2	-35~-8
	4×10^{19} n/cm ²	0	101	0.03~0.04	4.6~7.2	-35~-8
	5×10^{19} n/cm ²	8	70	0.04~0.04	5.0~7.2	-23~-8
	6×10^{19} n/cm ²	22	23	0.04~0.04	7.2	-8
	7×10^{19} n/cm ²	22	23	0.04~0.04	7.2	-8
溶接金属	2.4×10^{19} n/cm ²	2	36	0.01~0.19	2.5~10.0	-28~59
	3.3×10^{19} n/cm ²	8	26	0.01~0.14	3.5~10.0	-24~58
	4×10^{19} n/cm ²	13	22	0.01~0.14	4.0~10.0	-24~58
	5×10^{19} n/cm ²	14	17	0.01~0.14	5.0~10.0	-16~58
	6×10^{19} n/cm ²	29	12	0.01~0.13	6.3~10.0	-16~43
	7×10^{19} n/cm ²	32	8	0.01~0.09	7.5~10.0	3~26

さらに、銅含有量の多いものについても、圧延材及び溶接金属については、銅濃度に対する依存性は認められず、鍛鋼品については、上限となるデータが含まれることから問題はないとしている（図 4.1.11-8 参照）。

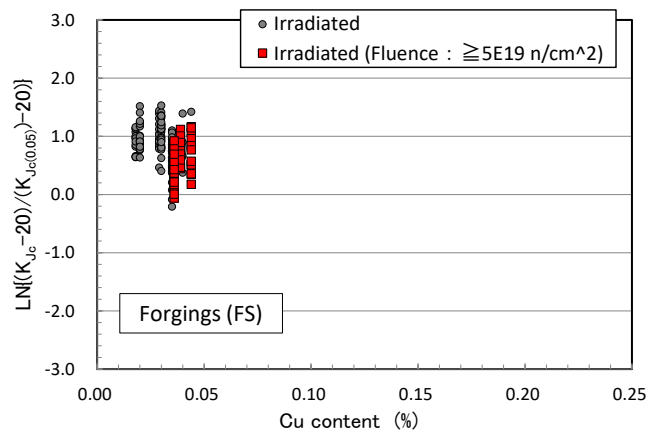


(a) 圧延材

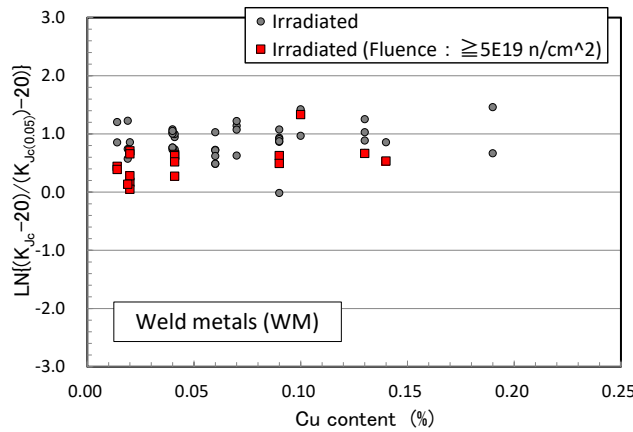
図 4.1.11-8(1/2) 破壊靱性データの銅濃度に対する依存性⁷¹

⁷⁰ 第3回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 3-1 表5-1

⁷¹ 第3回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 3-1 図4-2



(b) 鍛鋼品



(c) 溶接金属

図 4. 1. 11-8(2/2) 破壊靱性データの銅濃度に対する依存性

しかし、図 4. 1. 11-8 の(a) 圧延材の場合は赤丸で示す照射データ (ΔT_t 算出データ) と灰丸で示す照射データがほぼ均一に分布しているが、(b) 鍛鋼品及び(c) 溶接金属の場合は偏りが見受けられ、さらに、(c) 溶接金属の場合は灰丸で示す照射データの大半が $K_{Jc(\text{med})}$ 曲線の上側に位置している。

ΔT_t 決定に使用した破壊靱性データの照射量の下限を低くすると圧延材以外の ΔT_t が小さくなるということは、 ΔT_t に照射量依存性があり、また、圧延材とそれ以外との間で傾向が異なるということであり、照射量が $5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える将来予測に用いるのは適切とはいえず、今後の高照射量のデータを考慮した検討が必要である。

なお、図 4. 1. 11-7 に示す横軸 $T-T_{r30}$ の T_{r30} には未照射データ及び照射データの実測値が使用され(9)式に示す Mc 補正はされていないが、 Mc はプラント毎の初期値補正項であるので、 Mc 補正ありの図を参考として示し ΔT_t の妥当性を確認することが望まれる。また、図 4. 1. 11-6 に示す破壊靱性データワイブルプロットは図 4. 1. 11-7 を元としているので、規格改定の際には同様に Mc 補正ありの図を参考として示すことが望まれる。

(c) マージン M_p

日本電気協会は、予測に伴う不確かさを考慮して適切なマージンを付加する必要があるとして、 M_p （「RF-4222 破壊靱性遷移曲線の設定」の T_{r30} に基づく破壊靱性遷移曲線の設定において中性子照射による破壊靱性の低下量を予測する際のマージン）を設定している。

これに関し「PTS 評価の K_I と接する付近の $K_{Jc}=70\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ での $K_{Jc(\text{med})}$ と 5%信頼下限の $K_{Jc(0.05)}$ の温度差は 40.2°C であり、正規分布の 5%信頼下限はメジアン $+1.65\sigma$ であることから、破壊靱性のばらつきの温度軸方向の標準偏差 σ_M を 24°C ($40.2 \div 1.65 = 24.4$ を切り捨て) に設定した」としている。

$K_{Jc(\text{med})}$: K_{Jc} の中央値 [$\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$]—ある K_{Jc} のデータセットに対する累積破損確率 p_f が 50%に対応する値

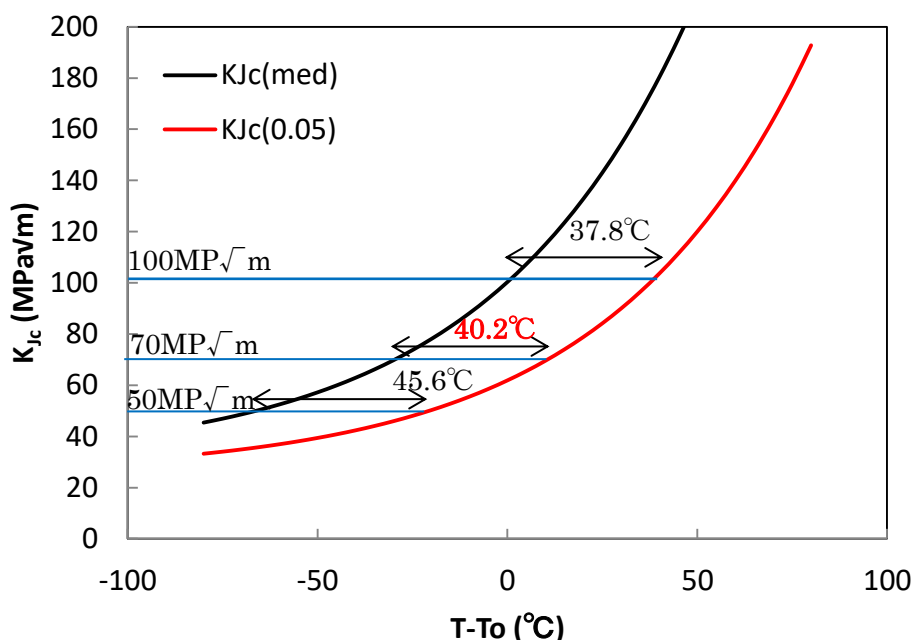


図 4.1.11-9 マスターカーブの $K_{Jc(\text{med})}$ と $K_{Jc(0.05)}$ の温度差⁷²

$K_{Jc}=70\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ における温度と T_{r30} における温度の関係性、 $K_{Jc}=70\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ での $K_{Jc(\text{med})}$ と 5%信頼下限の $K_{Jc(0.05)}$ の温度差でもって代表値とすることは説明されていないものの、 $K_{Jc}=100\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ の温度としても M_p の値にそれほど差は生じないことも確認できる。なお、マージン M_p の値は資料 2-1⁷³において 3°C と規定されているが、図 4.1.11-4 に示すマスターカーブ法の確率密度分布の中央値と正規分布に使用する

⁷² 第3回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム参考資料 3-3 図 2-2

⁷³ 第2回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 2-1 11頁

平均値の和 2.78°C を丸めたものと同等であり、妥当と判断する。

ただし、図 4.1.11-4 に示すように、 $T-T_0$ についてのマスターカーブ法の確率密度分布は正側の裾の厚みが正規分布のものよりも大きい特徴があるので、正規分布の片側 5%信頼下限である 1.65σ を適用することの妥当性については検討が望まれる。

3) まとめ

T_0 式及び T_{r30} 式は、マスターカーブ法をベースに策定された式であるが、確率分布の 5%信頼下限を採用しており、正規分布に換算した場合 2σ より低い信頼下限となっている。

日本電気協会は、ASME K_{Ic} カーブとの比較や海外での適用状況を踏まえて 5%信頼下限に設定したとしているが、破壊靱性の確認試験方法 2007 における破壊靱性遷移曲線は ASME K_{Ic} と異なる。また、破壊靱性の確認方法 2016 の T_{41J} に基づく破壊靱性遷移曲線では鋼種毎の定数 ΔT_i が設定されている点も ASME K_{Ic} カーブと異なる。データの 5%信頼下限に対する包絡率だけでなく、破壊靱性の確認試験方法 2007 と同等あるいはそれ以上の安全レベルを有しているかという観点も重要であり、破壊靱性遷移曲線として、信頼下限曲線の下限として 5%を選定した理由については、技術的根拠が示され、規格策定者による論理的な説明が必要である。 T_0 式の検討に当たっては、圧延材および溶接金属についてはデータ数が少ないことから検討されていない。検討の過程で、 K_{Ic} 式と T_0 式の破損確率を比較しているが、鋼種によって傾向が異なる理由について、検討されていない。 ΔT_i の設定には全ての鋼材を用いたデータが用いられているが、個別のプラントの鋼材では、5%以上に信頼下限を下回るデータが得られる可能性もある。そのような場合においても、5%信頼下限を用いて評価することの妥当性について丁寧な説明が必要である。

以上の点から、 T_0 式及び T_{r30} 式は、今後のさらなる検討が必要である。

4. 1. 1 2 健全性評価の許容基準

健全性評価の許容基準について、一般評価は「RF-4223 許容基準」に、詳細評価は「RF-4233 許容基準」に規定している。

(1) 変更の内容（「別表 6 健全性評価の許容基準に関する規定内容の変更点」参照）

- ① 供用状態 C 及び D の健全性評価において、一般評価の許容基準はプラント評価時期の「破壊靱性遷移曲線 (K_{Ic}) を K_{Ic} 評価式と比較する方式」から「PTS 状態遷移曲線 (K_I) を破壊靱性遷移曲線 (K_{Ic}) と比較する方式」に見直し
- ② 供用状態 C 及び D の健全性評価において、詳細評価の許容基準は PTS 状態遷移曲線 (K_I) と破壊靱性遷移曲線 (K_{Ic}) が交差しないこと ($K_{Ic} > K_I$) の他に、これを満足しない場合には冷却過程で応力拡大係数が単調減少している時間域を評価対象から除外できること及びそれでも満足しない場合には容器の板厚内で亀裂の伝播が停止することを追加
- ③ RT_{NDT} (1) を規定する JSME 設計・建設規格 PVB-2333.1 項の適用年版を 2005 年版か

ら 2012 年版（2013 年追補を含む）に変更

K_{IR} ：参照破壊靱性 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)

(2) 日本電気協会による変更の理由

- ① 「(解説-RF-4223-1) 一般評価における許容基準」において、次のように記載している。「一般評価の許容基準では、詳細評価あるいは是正措置の必要性の有無を簡易的にスクリーニングできるように、保守的に高温予荷重効果や亀裂伝播停止を考慮せずに PTS 状態遷移曲線と破壊靱性遷移曲線が交差しないことを許容基準とした。」
- ② 「(解説-RF-4233-1) 詳細評価における許容基準」において、次のように記載している。「詳細評価における許容基準では、一般評価の許容基準に加えて、破壊力学評価に関する最新の知見を踏まえて、冷却過程で応力拡大係数 K_I が単調減少している場合には K_I が破壊靱性を上回ったとしても非延性破壊が生じないとする高温予荷重効果、及び 1 次冷却材を維持する機能が損なわれないことを確認するとの観点から、非延性破壊発生後に亀裂が板厚を貫通するか否かを評価する亀裂伝播停止評価を取り入れ、精緻化した評価が行えるようにしている。」また、許容基準への高温予荷重効果及び亀裂伝播停止の取り入れについては、「(解説-RF-4233-2) 高温予荷重効果」(略) 及び「(解説-RF-4233-3) 亀裂伝播停止評価」に経緯が記載されている。
- ③ 参照規格の適用年版を最新のものにした。

(3) 検討の結果

- ① 「RF-4223 許容基準」に規定する一般評価における許容基準の変更は従前の詳細評価手法と同様にするものであり、妥当と判断する。

なお、従前の一般評価における評価手法も一つの許容基準の決め方であり否定されているものではないことから、破壊靱性の確認試験方法 2007 附属書 C の「C-4000 加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する一般評価」に規定する(14)式と同様に下記式を満足することを確認してもよい。

$$(\text{プラント評価時期の } K_{Ic}) > 20.16 + 129.9 \exp [0.0161 (T - 125)]$$

- ② 「RF-4233 許容基準」に規定する詳細評価における「(1) 非延性破壊発生に対する許容基準」は破壊靱性の確認試験方法 2007 「C-3320 健全性評価」に規定する詳細評価の許容基準と同様に、PTS 状態遷移曲線と破壊靱性遷移曲線が交差しないことを判断基準としており妥当と判断する。

日本電気協会は、「(2) 高温予荷重効果を考慮した非延性破壊発生に対する許容基準」について、「冷却過程で応力拡大係数 K_I が単調減少している場合 ($dK_I/dt < 0$) には、 K_I が破壊靱性を上回ったとしても非延性破壊が生じない」という高温予荷重効果は次の 3 種類の機構によって生じると考えられている⁷⁴としている。

⁷⁴ Williams, P. T., et al., “Fracture Analysis of Vessels - Oak Ridge FAVOR, v04.1, Computer Code: Theory and Implementation of Algorithms, Methods, and Correlations,” NUREG/CR-6854, ORNL/TM-2004/244, August (2007).

- ・ 高温における予荷重により、亀裂先端前方では加工硬化が引き起こされる。その後低温となるとともに降伏点が上昇するため、塑性域内で転位が不活性の状態となり、低温で破壊を起こすには付加的な荷重が必要となる。
- ・ 高温における予荷重により、亀裂先端の鈍化が引き起こされ、応力集中が減少することから破壊が起こり難くなる。
- ・ 予荷重温度あるいは冷却過程において除荷されることにより、亀裂先端前方では圧縮側の残留応力となる。この残留応力のため破壊するには付加の荷重が必要となる。

また、高温予荷重の発生機構はクラッド下の欠陥や中性子照射後の鋼材であっても生じるものであることから、高温予荷重効果はクラッド下の欠陥や中性子照射後の鋼材にも適用可能と考えているとしている。さらに、クラッド下の欠陥に対する高温予荷重効果に関しては、文献⁷⁵において実験的に妥当性が確認されているとしている。

これらに関して、クラッドの無い未照射の鋼材（以下「未照射材」という。）では、破壊靱性試験片、半楕円亀裂を付与した曲げ試験、2軸応力を負荷した十字試験など様々な条件下における試験結果が報告されており、高温予荷重効果が確認されている⁷⁶。

クラッド下半楕円欠陥に対する高温予荷重効果確認試験に関する文献⁷⁵では、ク

⁷⁵ Bruce D. Macdonald, et al., “Analysis of warm prestress data,” Fatigue and Fracture Mechanics: 27th volume, ASTM STP 1296, American Society for Testing and Materials (1997).

⁷⁶ Mishima, Y., Ishino, S., Ishikawa, M., Okamura, H., Yagawa, G., Hidaka, T., Yamamoto, T., Sanoh, J., Koyama, K., Iida, M., Urabe, Y., Sato, M., and Tomimatsu, M., 1994, “PTS Integrity Study in Japan”, International Journal of Pressure Vessel and Piping, Vol. 58, pp. 91-101.

Okamura, H., Yagawa, G., Hidaka, T., Urabe, Y., Satoh, M., Tomimatsu, M. and Iida, M., 1994, “Verification of Warm Prestressing Effect Under a Pressurized Thermal Shock (PTS) Event”, ASME Journal of Pressure Vessel Technology, Vol. 116, pp. 267-273.

Iwata, K., Tobita, T., Takamizawa, H., Chimi, Y., Yoshimoto, K., Nishiyama, Y., “Specimen Size Effect on Fracture Toughness of Reactor Pressure Vessel Steel Following Warm Pre-Stressing” PVP 2016-63795.

知見康弘、他、原子炉圧力容器鋼における高温予荷重(WPS)効果確認試験、JAEA-Research 2017-018.

Pugh, C. E. and Bass, B. R., “A Review of Large-Scale Fracture Experiments Relevant to Pressure Vessel integrity Under Pressurized Thermal Shock Conditions”, ORNL/TMI-2000/360.

浦部吉雄、 “欧米における原子炉加圧熱衝撃およびその関連研究の動向 -破壊力学的研究を中心として-”、圧力技術第24巻第4号、1986.

Moinereau, D. et al., “SMILE Project :The Effect of Warm Pre-stress in RPV Assessment : Synthesis of Experimental Results and Analyses”, Proceedings of PVP2006 ICPVT-11, 2006 ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference, July 23-27, 2006, Vancouver, BC, Canada, PVP2006 ICPVT-11-93178.

Kerkhof, K. et al., “SMILE: Experimental Results of the WP4 PTS Large Scale Test Performed on a Component in Terms of Cracked Cylinder involving Warm Pre-stress”, 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT18), Beijing, China, August 7-12, 2005, SMiRT18-G07-3.

Moinereau, D. et al., “Application of Warm Pre-stress to RPV Assessment”, FONTEVRAUD 6, 2006, 10a-A002.

Moinereau, D. et al., “NESC VII Synthesis: A European Project for Application of WPS in RPV Assessment including Biaxial Loading”, Proceedings of the ASME 2014 Pressure Vessels and Piping Conference, July 20-24, 2014, Anaheim, California, USA, PVP2014-28076.

ラッド有り及び無しの平板試験片を用いた4点曲げ試験を実施し、参照温度は取得されていないものの、クラッド有りの2体の試験体で冷却過程においてクラッド無しの試験体の破壊時の応力拡大係数を超えても破壊しないことが確認されている。しかし、より実機の加圧熱衝撃事象に近い、内表面に温度勾配がある状態や2軸応力負荷状態ではクラッド下半楕円亀裂での高温予荷重効果の有無を確認する試験は実施されていない。

また、日本電気協会は、中性子照射後の鋼材（以下「照射材」という。）に対する高温予荷重効果に関して、文献⁷⁷において実験的に妥当性が確認されているとしている。

これに関して、国外の鋼材で実験的に高温予荷重効果が確認されているものの、国内照射材に対して適用可能であるかについては検討されていない。

以上のことから、PTS事象における健全性評価に対する高温予荷重効果の適用にあたっては、クラッド下の半楕円欠陥に対して熱衝撃による温度勾配や2軸応力を負荷した状態においても高温予荷重効果の発生機構が失われないか検討が必要である。また、国内照射材でも高温予荷重効果が生じることを確認する必要がある。

日本電気協会は、照射材に対する亀裂伝播停止特性について、米国の未照射材及び照射材の破壊靱性及び亀裂伝播停止破壊靱性データから、非延性破壊の発生に対する破壊靱性の参照温度（マスターカーブの参照温度 T_o ）が高温側になるほど、 T_o と亀裂伝播停止破壊靱性遷移曲線の参照温度（ $T_{K_{Ia}}$ ）の温度差は小さくなる傾向が示されているとしている⁷⁸。また、照射による RT_{NDT} の上昇に応じて非延性破壊に対する破壊靱性遷移曲線が高温側に移行することとなるが、 T_o と $T_{K_{Ia}}$ の関係を表す下記(1)、(2)式^{79, 80}から、亀裂伝播停止破壊靱性遷移曲線の上昇は T_o の上昇よりも小さく、未照射材を対象として設定された亀裂伝播停止破壊靱性遷移曲線を照射材に適用することで保守的に評価できるとしている。

$$T_{K_{Ia}} = T_o + 44.1 \exp(-0.006T_o) \quad (1)$$

⁷⁷ Lauerova, D. et al., “Warm pre-stressing tests for WWER 440 reactor pressure vessel material,” Proceedings of ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference (2009), paper no. 77287.

Chas, G. et al., “Fracture toughness of a highly irradiated pressure vessel steel in warm pre-stress loading conditions(WPS),” Proceedings of ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference (2011), paper no. 58029.

⁷⁸ Obermeier, F., et al., “Crack arrest test results of unirradiated and irradiated German RPV steels,” Proceedings of ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference (2013), paper no. 97954.

⁷⁹ EricksonKirk, M., et al., “The interrelationships of K_{Ia} , K_{Ic} and J_{Ic} , and the Implications of these relationships on use of fracture models over the ranges of hardening observed in ferritic steels,” Proceedings of PVP2006-ICPVT-11, ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference (2006), paper no. 93651.

⁸⁰ Wallin, K., “Correlation between static initiation toughness K_{Ic} and crack arrest toughness K_{Ia} 2024-T351 aluminum alloy,” Fatigue and Fracture Mechanics: 32nd volume, ASTM STP 1406, American Society for Testing and Materials (2001).

$$\Delta T = T_{K1a} - T_o = \exp\left(5 - \frac{T_o + 273}{136.3} + \frac{\sigma_y}{683.3}\right) \quad (2)$$

米国では、ASME Sec. XI において、欠陥を検出し、検出した欠陥をモデル化して脆性破壊評価を行っている⁸¹。欠陥のモデル化は、クラッドとの関係も考慮して決めることとなっている。PTS 評価に用いるコード (FAVOR) の技術根拠⁸²では、亀裂伝播停止評価に関して「亀裂が発生後の伝播停止評価においては、無限長さの表面亀裂を考える」とされており、図 4.1.12-1 に示すようにクラッドを考慮して無限長さを想定している⁸³。

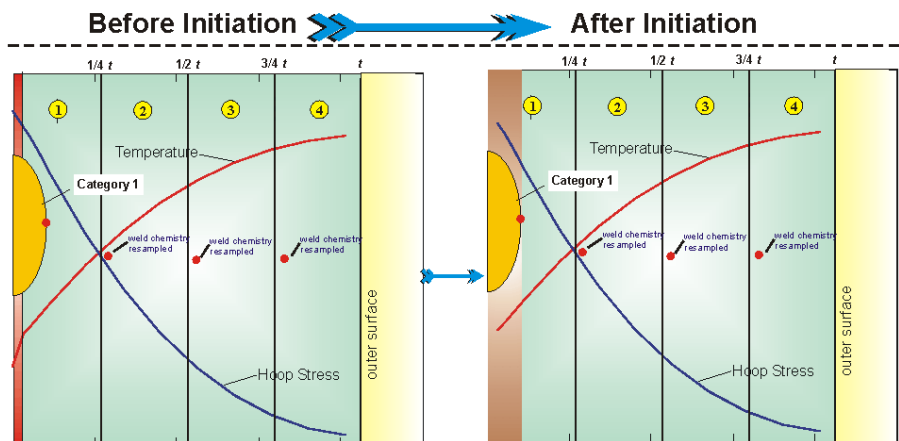


図 4.1.12-1 FAVOR における欠陥の想定例⁸²

フランスの RSE-M⁸⁴は、クラッドを考慮した応力拡大係数を用いて脆性破壊発生評価をすることとなっているが、「 K_{Ic} 基準を満たさない場合には、RCC-M Appendix ZG に与えられている K_{Ia} を用いて伝播停止評価をすることは可能である。ただし、Outside the code である」とされており、具体的評価法は示されていない⁸⁵。

したがって、本規格では亀裂伝播停止評価においては、「深さ一定の長い表面亀裂」を想定してもよいとされているが、米国のようにクラッドを考慮して「無限長の表面亀裂」とするのか、元の形状を保った表面亀裂としてクラッドを考慮するのか等、クラッドの評価法を明確にする必要がある。また、国内照射材による検討、クラッドを考慮した場合の影響の検討等が望まれる。

加圧熱衝撃事象における熱応力は軸方向、周方向の双方に生じ、溶接残留応力も軸方向と周方向のそれぞれに生じる。2 軸負荷の影響について調べた研究⁸⁶で

⁸¹ IWB-3600 ANALYTICAL EVALUATION OF PLANAR FLAWS

⁸² NUREG-1806 Technical Basis for Revision of the Pressurized Thermal Shock (PTS) Screening Limit in the PTS Rule (10 CFR 50.61)

⁸³ NUREG/CR-6854 Fracture Analysis of Vessels - Oak Ridge FAVOR v04.1, Computer Code: Theory and Implementation of Algorithms, Methods, and Correlations

⁸⁴ AFCEN Code "In-Service Inspection Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands"

⁸⁵ Appendix 5.5 II.1.5.2 Note

⁸⁶ R.E. Link, et al., "An experimental investigation of the effect of biaxial loading on the

は、C(T)試験片と単軸、2軸での破壊試験における T_0 の変化を分析しており、C(T)試験片に比べて浅い亀裂を有する十字試験体に2軸応力を負荷した場合に T_0 が約15°C低温にシフトすることが報告されている。また、欧州 NESC-VII プロジェクト⁸⁷では、2軸負荷において高温予荷重試験を実施し、高温予荷重効果が確認されている⁸⁸。しかしながら、クラッド下に半楕円亀裂を導入した場合の T_0 への影響や高温予荷重効果への影響は確認されていない。2軸荷重が亀裂先端の拘束に及ぼす影響が半楕円亀裂の最深点よりも最浅点で大きくなることも報告されている⁸⁹ことから、クラッド下仮想欠陥に対する2軸荷重や拘束効果の影響について検討する必要がある。

- ③ 規程が引用している設計・建設規格は2012年版が技術評価済みであり2013年追補は技術評価していないので適用除外とする。(PVB-2333.1項は2005年版から2013年追補まで変更されていないので実質的に技術評価する必要はない。)

4. 1. 1.3 USE<68J>の場合の評価方法（上部棚破壊靱性）

上部棚吸収エネルギーが68Jを下回る場合の上部棚破壊靱性について、「RF-5211 上部棚破壊靱性」に規定している。

(1) 変更の内容（別表7 上部棚破壊靱性に関する規定内容の変更点参照）

- ① USE調整値の予測場所を「最大仮想欠陥想定位置」から「最大仮想欠陥最深部位置」に変更
② 原子炉構造材の監視試験方法を規定した「JEAC4201-2007」を「JEAC4201」（「RF-1200 参照規格」で2007年版（2010年追補版及び2013年追補版を含む。）を規定）に変更

(2) 日本電気協会による変更の理由

- ① 最大仮想欠陥に対するUSE調整値評価位置を明確化
② 参照する規格は「RF-1200 参照規格」にまとめて年版を含めて記載することとし、本文中では年版を省略化

(3) 検討の結果

- ① USE調整値の予測場所の変更は健全性評価の対象場所を明確にしたものであり、変更は妥当と判断する。
② 原子炉構造材の監視試験方法を規定したJEAC4201の年版変更は、照射脆化予測に関する規程が改定されたものを受けたものであるが、この規程は技術評価済みで

master curve transition temperature in RPV steels”, Engineering Fracture Mechanics, 74, pp. 2824-2843, 2007.

⁸⁷ European project for application of WPS in RPV assessment including biaxial loading

⁸⁸ Momereau, D. et al., “NESC VII Synthesis; A European Project for Application of WPS in RPV Assessment including Biaxial Loading”, Proceedings of the ASME 2014 Pressure Vessels and Piping Conference, July 20-24, 2014, Anaheim, California, USA, PVP2014-28076.

⁸⁹ NESC-IV PROJECT FINAL REPORT (2005)

あるため、妥当と判断する。

4. 1. 14 USE<68J の場合の評価方法（健全性評価）

上部棚吸収エネルギーが 68J を下回る場合の健全性評価について、「RF-5215 健全性評価」に規定している。

(1) 変更の内容（別表 8 健全性評価に関する規定内容の変更点参照）

- ① 供用状態 D における塑性不安定破壊評価（塑性崩壊評価）における欠陥深さを「延性亀裂進展を考慮した値」から「 J_{min} と J_{mat} の交点まで延性亀裂が進展し停止した時の亀裂深さ a^* 」に変更

J_{mat} : J 積分で表した上部棚破壊靱性 (kJ/m²)

- ② 流動応力 σ_f は未照射の値と追記

(2) 日本電気協会による変更の理由

- ① 塑性不安定破壊評価（塑性崩壊評価）における欠陥深さについて表現の明確化
- ② 破壊靱性の確認試験方法 2007 ではどの状態の流動応力を評価に使用するか明確でなかったため、保守的に未照射の値を使用すると明確化

(3) 検討の結果

- ① 塑性不安定破壊評価（塑性崩壊評価）における欠陥深さを「 J_{min} と J_{mat} の交点まで延性亀裂が進展し停止した時の亀裂深さ a^* 」に変更したことについては、亀裂深さに関する規定の内容に変更はなく記載を詳細にしたものであり、妥当と判断する。
- ② 流動応力 σ_f は未照射の値と明記したことについて、その算出に用いる降伏点は照射により上昇し、未照射の値を用いる方が流動応力は保守的となることから、妥当と判断する。

4. 1. 15 附属書 B 破壊靱性評価の適用材料等

破壊靱性評価方法の適用材料等については「附属書 B 破壊靱性評価方法」の「B-3000 破壊靱性評価」に規定している。

(1) 変更の内容（別表 9 附属書 B 破壊靱性評価の適用材料等に関する規定内容の変更点参照）

- ① 本附属書で設定した破壊靱性値は JSME 発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME S NA1-2004) に対して適用可能とする規定を削除

(2) 日本電気協会による変更の理由

- ① JSME 維持規格での適用可否や方法については、必ずしも附属書本文に規定する必要はないため、解説-附属書 B-1000-1 に移行

(3) 検討の結果

- ① 従来規格が対象としていた破壊靱性は、すでに維持規格に取り入れられており、適用可能とする規定は不要なので、削除は妥当と判断する。

4. 1. 16 附属書 B の破壊靱性適用式

破壊靱性評価方法の適用式については「附属書 B 破壊靱性評価方法」の「B-4000 破壊靱性適用式」に規定している。

(1) 変更の内容 (別表 10 附属書 B 破壊靱性評価の適用式に関する規定内容の変更点参照)

- ① 常温最小降伏点が 345MPa を超え 620MPa 以下のフェライト系材料について、衝撃試験の延性破面率が 50%を示す遷移温度 (T_{rs}) を用いた評価式(7)～(9)が使用できる条件を追加
- ② 静的平面ひずみ破壊靱性 K_{Ic} に対して適用可能な厚さの制限を追加
- a. B-4100 の $RT_{NDT}(1)$ を用いる評価方法の場合：厚さが 255mm 以下の材料に使用
- b. B-4200 の $RT_{NDT}(2)$ を用いる評価方法の場合：厚さが 255mm を超える材料に対しては K_{Ic} は「RF-4121 材料の破壊靱性」の(4)式を使用
- c. B-4300 の T_{rs} を用いる評価方法の場合：厚さが 255mm を超える材料には適用不可

(2) 日本電気協会による変更の理由

- ①及び② 「(解説-附属書 B-1000-1) 破壊靱性評価式」に、次のように記載されている。「 K_{IR} 検討会で破壊靱性試験を実施した材料の厚さは 255mm までの範囲であり⁽¹⁾、現行の原子炉圧力容器の炉心領域材料はその範囲内であるが、厚さが 255mm を越える厚い材料への適用に対しては十分なデータがなく、そのような場合は 1 パスビード法による RT_{NDT} を取得したとしても 2 パスビード法による破壊靱性曲線を適用することが推奨される。」

(3) 検討の結果

- ① 破壊靱性 K_{Ic} はシャルピー試験及び落重試験結果から定められる関連温度 RT_{NDT} で表わされ、原子炉圧力容器の健全性評価に用いられている。1989 年に落重試験片の作成方法の変更が ASME に採用されたのを機に、1 パスビード法に対する破壊靱性の策定を主たる目的とした KIR 検討会が一般社団法人火力原子力技術協会構造基準委員会に設置され、そこで審議された破壊靱性評価に関する種々の検討結果が採用されている。

本変更に関連する破面遷移温度からの推定法も、 $RT_{NDT}(1)$ 及び $RT_{NDT}(2)$ と同様に KIR 検討会で検討された結果であり、(7)～(9)式も破壊靱性の確認試験方法 2007 ですでに採用されていたものである。今回改めて明記されたものであり、妥当と判断する。

KIR 検討会は圧力容器用材料 9 種 18 材料及び溶接金属 3 種 6 材料を供試材とし

て破壊靱性評価法が検討されたが、供試材の最大厚さが 255mm である。一般に材料は厚くなるほど材料特性が低下することが知られており、今回の適用厚さを明記した変更はそれぞれ記載表現が異なるが供試材の厚さを反映したもので、妥当と判断する。

- ② B-4200 の厚さが 255mm を超える材料に対して K_{Ic} は「RF-4121 材料の破壊靱性」の (4) 式を使用することについては、KIR 検討会の供試材よりも厚い材料に対しては ASME の式を使うことを規定したものである。ASME の破壊靱性曲線は HSST 計画での試験結果を元に定められたものであるが、その供試材の厚さは 12 インチ⁹⁰であり、その結果を元にした ASME の破壊靱性を 255mm よりも厚い材料の評価に用いるのは妥当と判断する。

4. 2 参照温度試験方法 2015

4. 2. 1 適用材料

(1) 規定の内容

MCT-1110 適用材料

本規程は、室温の降伏強さが 275 MPa 以上 825 MPa 以下となるフェライト鋼の母材及び溶接金属に適用する。ただし、溶接金属は溶接後熱処理を施工したものを対象とする。

(2) 検討の結果

規定内容は、ASTM E1921 の適用範囲と一致しており、関連する破壊靱性試験方法に係る国際的規格と同じ範囲である。これに関し、解説に以下の記載がある。

解説 MCT-1110 フェライト鋼の適用範囲

(2) 照射材料の降伏強さを考慮した検討 (抜粋)

溶接金属については溶接後熱処理を施工したフェライト鋼の溶接金属を対象としている。ASTM E1921 では、試験片内に溶接金属と母材の 2 種類の材料が存在する mismatch の場合に対して、溶接金属と母材との引張強さの差を 10% 以内と規定している。溶接金属を対象とした破壊靱性規格である BS 7448-2⁹¹-1997 では、溶接金属と母材の降伏強さの比が 0.5 から 1.25 の範囲であれば、J 積分の式が適用できるとしており、ASTM E1921 に記載されている 10% 以内の強度差の条件でなくても、試験は成立すると考えられることから、ASTM E1921 で規定されている強度差の条件は除外した。なお、原子炉圧力容器鋼では共材で溶接されており、溶接金属と母材の引張強さに大きな差が生じることはない。

解説によれば、ASTM E1921 では、試験片内に溶接金属と母材の 2 種類の材料が存在する場合には、溶接金属と母材との引張強さの差を 10% 以内と規定しているが、BS 7448-

⁹⁰ F. J. Witt, THE HEAVY SECTION STEEL TECHNOLOGY PROGRAM - AN ENGINEERING INVESTIGATION OF THE STRUCTURAL BEHAVIOR OF THE THICK PRESSURE VESSELS, NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN 8 (1968)

⁹¹ Fracture mechanics toughness tests. Method for determination of K_{Ic} , critical CTOD and critical J values of welds in metallic materials

2-1997 には、溶接金属と母材の降伏強さの比が 0.5 から 1.25 の範囲であれば引張強さの差の条件は除外したとしている。また、原子炉压力容器鋼では共材で溶接されており、溶接金属と母材の引張強さに大きな差が生じることはないとしている。なお、本規格の適用範囲は「MCT-1100 適用範囲」において「原子力発電所に使用するフェライト鋼」とされているが、破壊靱性の確認方法 2016 に用いることを考慮した場合、適用範囲は原子炉压力容器の鋼材に限定される。

室温の降伏強さが 275 MPa 以上 825 MPa 以下とされているが、未照射材及び照射材を含めての適用材料の規定である。

適用材料としての制限ではないが、原子炉压力容器炉心域の材料は中性子照射量により機械的強度が変化することから、参照温度決定のための 1 データセット中の中性子照射量のばらつき範囲について、今後明確にすることが望まれる。

なお、設計・建設規格 2012 年版の技術評価において、室温での規定最小降伏点（規格値）が 620 MPa を超える材料については、クラス 1 容器の破壊靱性評価に K_{Ic} 曲線を用いることを認めないものとする旨の条件が付されている。

4. 2. 2 適用試験片

(1) 規定の内容

MCT-1120 適用試験片

本規程は、疲労予亀裂を導入した標準コンパクト試験片 C(T)、円盤状コンパクト試験片 DC(T)、ミニチュアコンパクト試験片 Mini-C(T) 及び曲げ試験片 SE(B) に適用する。

(2) 検討の結果

(a) 標準コンパクト試験片

ASTM E1921 において規定された標準コンパクト試験片（以下「C(T)」という。）は、 T_0 の決定において広く国際的に使用されていることからこれを標準とし、他の試験片について C(T) の寸法形状と対比することで検討することとする。

(b) ミニチュアコンパクト試験片

ミニチュアコンパクト試験片（以下「Mini-C(T)」という。）は、参照温度試験方法 2015 において採用された独自の試験片である。日本電気協会は、試験後のシャルピー衝撃試験片の変形していない箇所から切欠きの方向を一致させて採取することが可能であり、物量の限られた試験材料を効率的に利用できる試験法として期待されるとしている。

従来から標準的にマスターカーブ法が適用されてきた C(T) から得られる T_0 と Mini-C(T) から得られる T_0 は同等であるかという点について、日本電気協会は、様々な寸法の未照射材の試験片による破壊靱性データから、ほぼ同等の T_0 が得られているとしている（図 4.2.2-1 参照）。

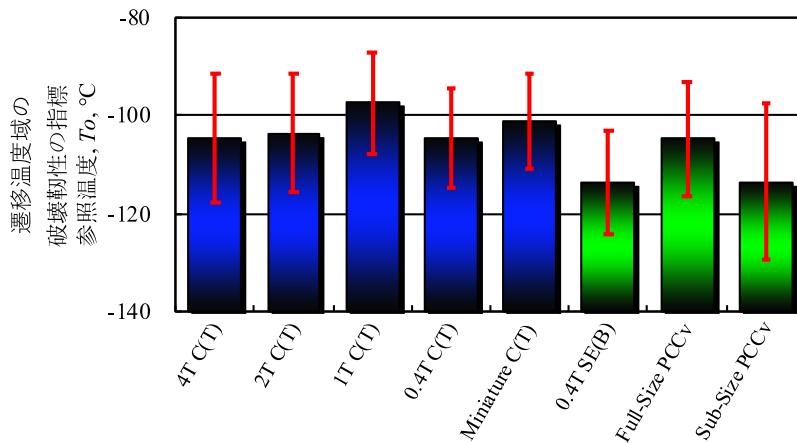


図 4.2.2-1 様々な寸法の未照射材の試験片で取得した破壊靱性データ⁹²

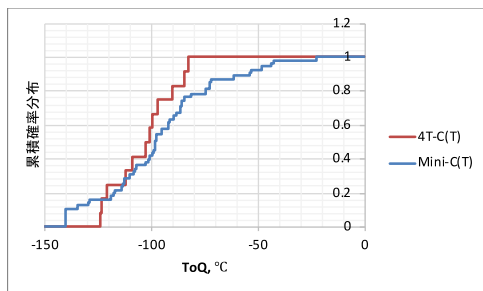
これに関し、日本電気協会は、各試験片で得られた 1T-C(T) 相当の破壊靱性 K_{Jc} が $K_{Jc(\text{med})}$ であるとみなし、 T_0 の暫定値 T_{0q} を求め、Mini-C(T) で求めた T_0 と他の大きさの C(T) から求めた T_0 を、有意水準 0.05 で有意差があるか、2 標本のコルモゴロフ-スミルノフ検定 (K-S 検定) を行い、「いずれのケースにおいても二つの母集団の分布が同一であるとする帰無仮説は採択された」としている⁹³。K-S 検定⁹⁴の結果は、データには有意な差はないという仮説が棄却できないということであり、両者が同一であるというものではない。

T_{0q} : 暫定参照温度 [°C]—本規程により計算される仮の T_0 であり、すべての有効性条件を満たせば T_{0q} は T_0 となる。

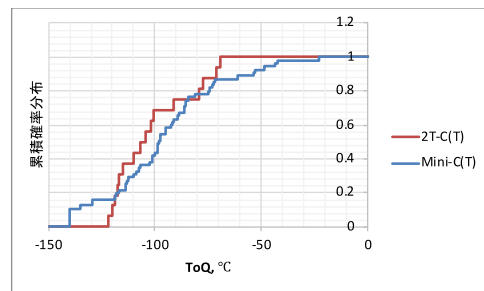
⁹² 第 3 回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 3-3 図 1-2

⁹³ 第 4 回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 4-3 4 p

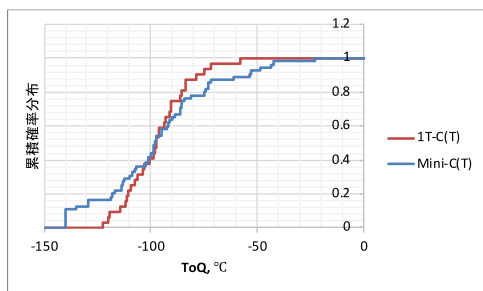
⁹⁴ 2 標本の K-S 検定は累積確率分布の差の最大値 D について、有意水準での確率値をデータ数 (2 標本の場合は $1/(1/a+1/b)$) の平方根の値で除した値 p と比較する簡便な方法である。最大値 D と前記平方根の値の積を確率値と比較する場合もある。



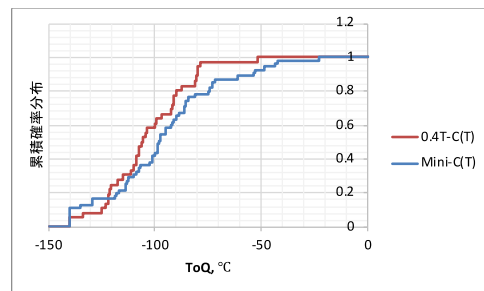
(1) Mini-C(T)と4T-C(T)試験片の比較



(2) Mini-C(T)と2T-C(T)試験片の比較



(3) Mini-C(T)と1T-C(T)試験片の比較



(4) Mini-C(T)と0.4T-C(T)試験片の比較

図 4.2.2-2 Toq と累積分布関数の関係⁹⁵

表 4.2.2-1 K-S 検定結果⁹⁶

データセット 1	データセット 2	D	p	有意水準	帰無仮説の採否
4T-C(T)	Mini-C(T)	0.236	0.641	0.05	採択
2T-C(T)	Mini-C(T)	0.269	0.330	0.05	採択
1T-C(T)	Mini-C(T)	0.166	0.634	0.05	採択
0.4T-C(T)	Mini-C(T)	0.220	0.244	0.05	採択

K-S 検定は期待値との累積確率差の最大値を用いた検定であり、データ数が小さいと検出感が低いといわれている。このため、他の手法を用いて検討した結果を添付資料-4に示す。日本電気協会は、破壊靱性値はワイブル分布となるが形状指数が4であり正規分布とみなしてもよいとしていることから、正規性の検定を行った。

2T-C(T)試験片のShapiro-WilkのW検定において帰無仮説を棄却する結果となったが正規確率による直線性検定において正規分布の直線が回帰直線の5%信頼区間内に存在することが確認できたので、正規性はほぼ認められる。分散と平均に関する検定では、Mini-C(T)と1T-C(T)及び0.4T-C(T)の組合せで等分散とは見なせない、Mini-C(T)と0.4T-C(T)の組合せで平均に差があるとの結果となったが、順位和検定

⁹⁵ 第4回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 4-3 図3-1

⁹⁶ 第4回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 4-3 表3-1

ではいずれも平均の違いはないとする仮説が採用された。それぞれで異なる結果が出るのは標本数が少ないことが関係していると思われるので、今後データの拡充が望まれる。

なお、図 4.2.2-1 は鍛鋼品 SFVQ1A 材のデータであり、引用文献⁹⁷によれば、SQV2A (Heat2) 材の 2T-C(T) と 0.4T-C(T) とでは、参照温度 T_0 に約 20°C の差がある (図 4.2.2-3 参照)。

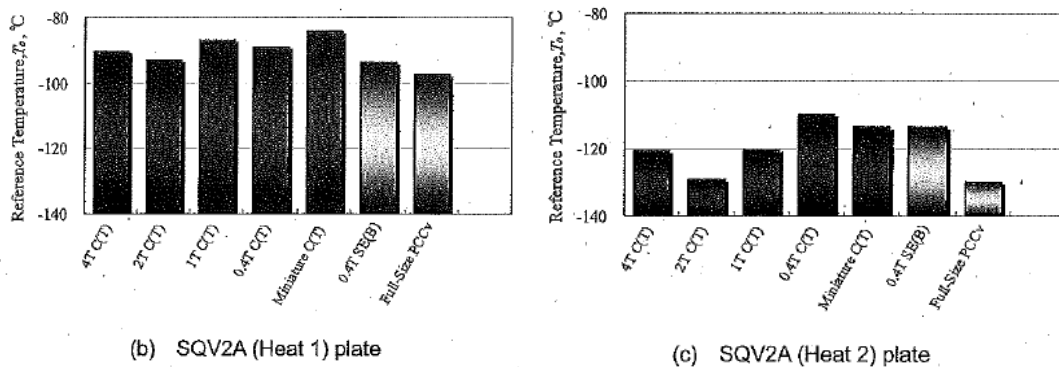


図 4.2.2-3 単一温度法 (sg1) 及び複数試験温度法 (mlt) による T_0 の評価結果

また、文献⁹⁸によれば、各試験片毎の様々な温度での単一試験温度法及び複数試験温度法による結果が示されており、SQV2A (Heat2) 材は 0.4T-C(T) の単一温度法の試験温度 -80°C での T_0 が、他に比較して高い (図 4.2.2-4)。

これについて、日本電気協会は、「SQV2A の Heat2 は、0.4T-C(T) 試験片で試験温度 (-80°C) の単一試験温度法による評価の結果が平均的な値より 20°C 程度、また 0.4T-C(T) 試験片の複数試験温度法の結果より 9°C 高い値となっています。0.4T-C(T) 試験片について、単一試験温度法の結果 (試験温度: -80°C, -100°C, -120°C, -140°C) を比較すると、温度の変化に対して系統的な T_0 の変化はなく、データセット毎の評価結果の分布において、試験温度が -80°C のデータセットでは破壊靱性の低い試験結果が得られたものと推察されます。」としている⁹⁹。

同文献によれば、SQV2A (Heat 2) の試験温度 -80°C におけるデータは 12 個あり、Invalid データは 1 個である。試験温度別にサンプル分けした -80°C のデータセットにたまたま低い破壊靱性のものが集中したとすると、4.2.9 項の (1) 式に示すサンプル数に依存するばらつき σ_{T_0} のみで 20°C の差を説明するのは困難なので、同程度のばらつきは発生し得るものとして補正をする方法もある。

ばらつきの小さい SFVQ1A 鋼のみでほぼ同等の T_0 とみなすことについては、図

⁹⁷ Miura, Soneda, "Evaluation of Fracture Toughness by Master Curve Approach Using Miniature C(T) Specimens," ASME J. of PVT 134-021402, DOI: 10.1115/1.4005390, (2012)

⁹⁸ Miura, Soneda, Sawai and Sakai, "Proposal of Rational Determination of Fracture Toughness Lower-bound Curves by Master Curve Approach," Proceedings of the ASME 2009 Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2009-77360, (2009)

⁹⁹ 第 6 回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 6-2 6 p

4.2.2-4 の 0.4T-C(T) に外れ値が観測された SQV2A 材の追加検証を含む更なる調査が必要と考えられる。

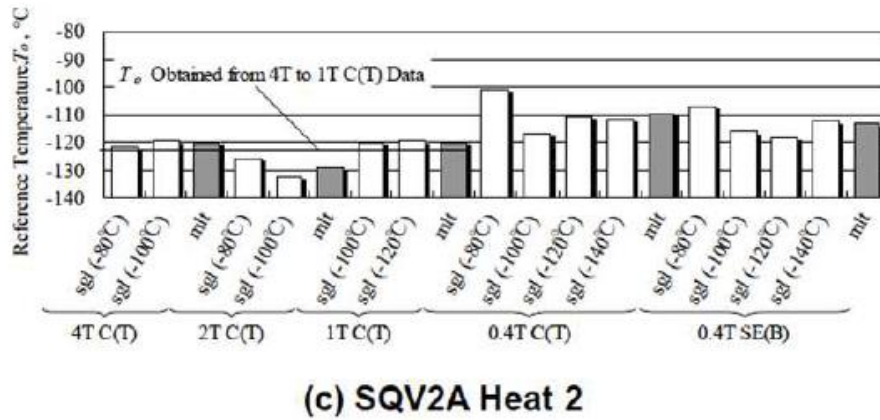


図 4.2.2-4 単一温度法(sgl)及び複数試験温度法(mlt)による T_0 の評価結果

また、Mini-C(T)については、国際ラウンドロビン試験によってその適用性が実証されたとしている（図 4.2.2-5 及び表 4.2.2-2 参照）¹⁰⁰。

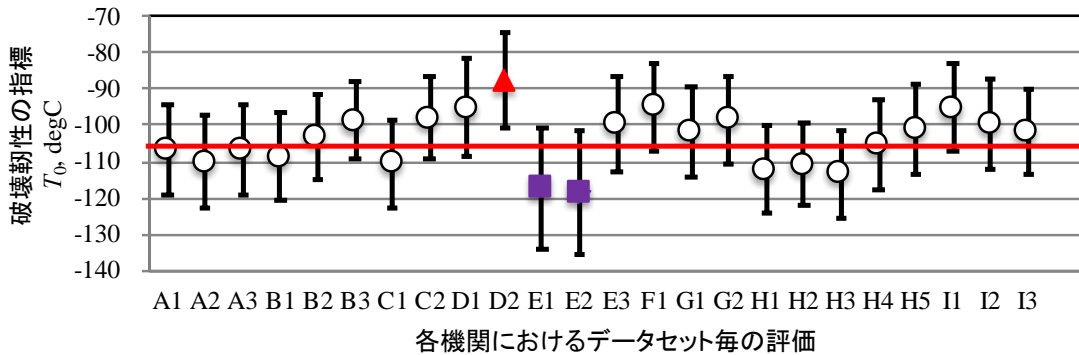


図 4.2.2-5 Mini-C(T)試験片を用いた破壊靱性評価ラウンドロビン試験結果¹⁰¹

¹⁰⁰ Yamamoto M., et al, “A Round Robin Program of Master Curve Evaluation Using Miniature C(T) Specimens: First Round Robin Test on Uniform Specimens of Reactor Pressure Vessel Material”, PVP2012-78661,

Yamamoto M., et al, “A Round Robin Program of Master Curve Evaluation Using Miniature C(T) Specimens -2nd Report: Fracture Toughness Comparison in Specified Loading Rate Condition-”, PVP2013-97936,

Yamamoto M., et al, “A Round Robin Program of Master Curve Evaluation Using Miniature C(T) Specimens -3rd Report: Comparison of T_0 under Various Selections of Temperature Conditions-”, PVP2014-28898,

Yamamoto M., et al, “International Round Robin Test on Master Curve Reference Temperature Evaluation Utilizing Miniature C(T) Specimen”, ASTM STP 1576, (2014).

¹⁰¹ 第3回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 3-3 図 6-2

表 4.2.2-2 各データセットにおける試験片個数(N)と有効試験片数(r)の関係¹⁰²

Dataset	A1	A2	A3	B1	B2	B3	C1	C2	D1	D2	E1	E2	E3	F1	G1	G2	H1	H2	H3	H4	H5	I1	I2	I3
N	11	11	12	11	10	11	12	10	8	8	8	8	8	10	10	10	13	14	14	11	8	10	10	10
r	8	7	8	8	9	11	8	10	7	8	4	4	7	9	8	9	8	9	8	8	8	9	8	9

N : 試験片本数, r : 有効試験片本数

図 4.2.2-5 の試験は、試験片の加工を 1 つの機関が行い、これを各機関で評価したものである¹⁰³。したがって、試験を実施する者の技量によるばらつきや試験装置によるばらつきは含まれているが、試験体の加工を複数の機関が行った場合のばらつきは含んでいない。

これに関し、日本電気協会は、試験体の加工を複数の機関が行った場合、使用する加工機や加工者の技量などによって (1) 微小な寸法の差、(2) 加工面の仕上げ状態の差、が生じ、亀裂先端における応力拡大係数に差が生ずる可能性があるが、寸法公差及び表面仕上げを要求することにより、品質を保つとしている。

なお、Mini-C(T)に対する FEM 解析の結果¹⁰⁴では、有限要素解析で得られる J 積分値と弾塑性の破壊力学パラメータである Q パラメータの関係を評価しており、試験片の寸法が小さいほど、低い J 積分値で Q パラメータの値が減少に転じ、拘束が低下することが示されているが、 $K_{Jc(limit)}$ に相当する J 積分の値が 80 kJ/m^2 以下の範囲 (図 4.2.2-6 中の白抜きは $K_{Jc(limit)}$ を超えたデータ)においては、Mini-C(T)の Q パラメータの値は 0.4T-C(T) から 4T-C(T) 試験片と同等であることが示されている。このことから K_{Jc} の許容最大値 $K_{Jc(limit)}$ 以下で破壊が発生する場合には予亀裂前縁は強く拘束された状態が維持されることが確認されている。

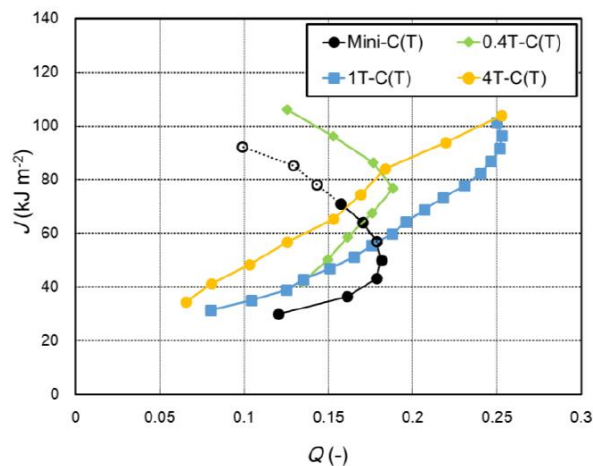


図 4.2.2-6 寸法の異なる C(T) 試験片における J 積分値と Q パラメータの関係¹⁰³

(c) 曲げ試験片及び円盤状コンパクト試験片

¹⁰² 第 3 回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 3-3 表 6-1

¹⁰³ Yamamoto M., et al, "International Round Robin Test on Master Curve Reference Temperature Evaluation Utilizing Miniature C(T) Specimen", ASTM STP1576, pp. 53-69, 2015

¹⁰⁴ Takamizawa. H., et al, "On the Application of Mini-CT Test Specimens for Fracture Toughness Evaluation", PVP2015-45412.

日本電気協会は、曲げ試験片（以下「SE(B)」という。）及び円盤状コンパクト試験片（以下「DC(T)」という。）は、ASTM E399¹⁰⁵に採用された試験片であり、その妥当性については根拠となる文献¹⁰⁶が示されているとしている。しかし、「解説 MCT-1100 フェライト鋼の適用範囲」には、C(T)とSE(B)から得られる参照温度 T_0 の平均的な差は、10°Cから 15°Cに達する報告もあるとしている。また、日本電気協会は、DC(T)については、 J 積分の文献はあるが実際にマスターカーブ法に適用された事例は見つけられていないこと¹⁰⁷、SE(B)試験片については J 積分まで展開した技術根拠論文が見当たらず、同試験片ではC(T)試験片との相違（バイアス）が見られる可能性があるため、塑性変形に伴う影響も含め今後の技術課題としている¹⁰⁸。

また、日本電気協会は、米国 B&W 社が J - R 特性を取得するための監視試験片として DC(T)試験片を採用しており、同試験片の T_0 を評価した結果が文献¹⁰⁹に記載されているとしているが、DC(T)試験片の適用性等に関する評価は行われておらず、C(T)試験片との同等性については記載されていない。

以上より、参照温度試験方法 2015 の技術評価は、C(T)及び Mini-C(T)を対象とすることとする。

¹⁰⁵ Standard Test Method for Linear-Elastic Plane-Strain Fracture Toughness K_{Ic} of Metallic Materials

¹⁰⁶ Underwood, J. H., Newman, J. C., Jr., and Seeley, R. R., "A Proposed Standard Round Compact Specimen for Plane Strain Fracture Toughness Testing", Journal of Testing and Evaluation, Vol. 8, No. 6, November 1980, p. 308-313.

Freese, C. E. and Baratta, F. L. "Single Edge-Crack Stress Intensity Factor Solutions", Engineering Fracture Mechanics, Vol. 73, 2006, pp. 616-625.

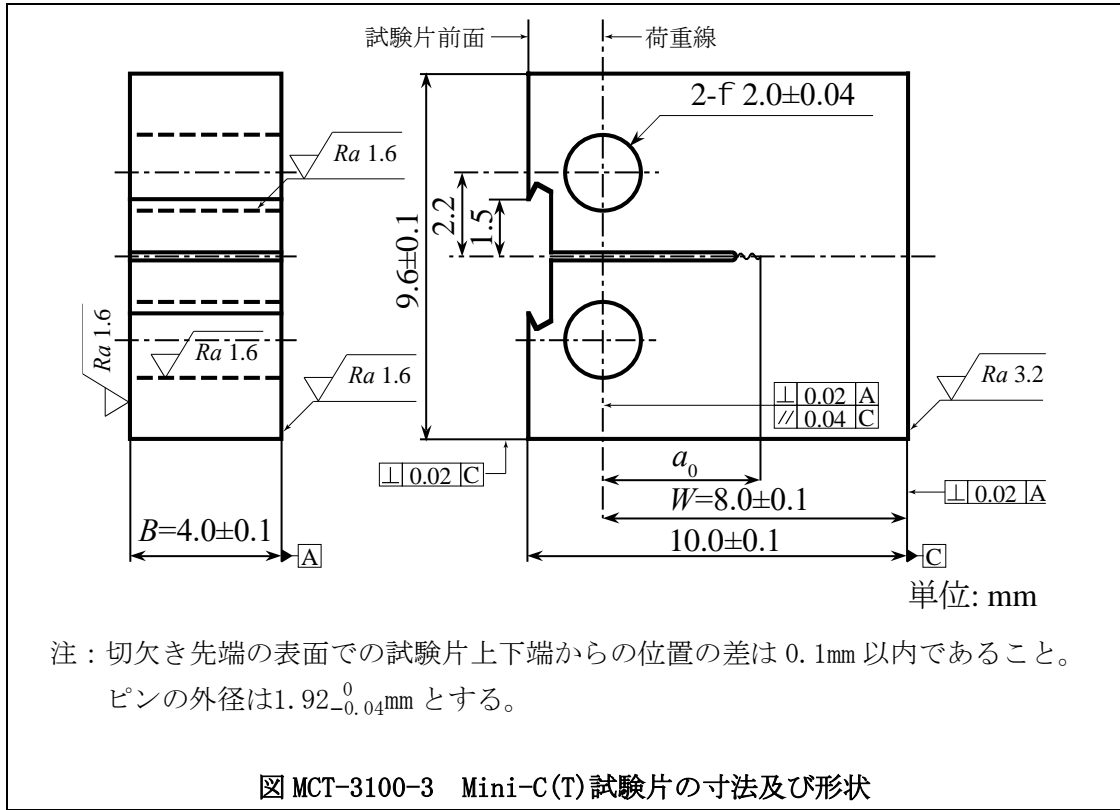
¹⁰⁷ 第5回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料5-1(1)

¹⁰⁸ 第5回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料5-1(1)

¹⁰⁹ BAW-2308, Rev.1, "Initial RT_{NDT} of Linde 80 Weld Materials," B&W Owners Group, (2003)

4. 2. 3 Mini-C(T)の寸法及び形状

(1) 規定の内容



(2) 検討の結果

(a) 試験片の寸法許容差について

Mini-C(T)は、主要寸法の許容差がC(T)に比較して緩和されている（表 4. 2. 3-1 及び図 4. 2. 3-1 参照）。

「(解説 MCT-3130) ミニチュアコンパクト試験片の寸法公差」によれば、Mini-C(T)に対する寸法許容差を標準コンパクト試験片に対する相対値で設定することは、製作上の寸法要求としては厳しいことから、加工上の利便性を考慮して、寸法許容差を緩和したとしている。

表 4.2.3-1 Mini-C(T)試験片の寸法公差緩和に伴う参照温度の標準偏差の変化¹¹⁰

	試験温度	寸法公差緩和前	寸法公差緩和後
寸法要求	厚さ	$4 \pm 0.08\text{mm}$	$4 \pm 0.1\text{mm}$
	幅	$8 \pm 0.04\text{mm}$	$8 \pm 0.1\text{mm}$
	長さ	$10 \pm 0.08\text{mm}$	$10 \pm 0.1\text{mm}$
	高さ	$9.6 \pm 0.08\text{mm}$	$9.6 \pm 0.1\text{mm}$
	ノッチ幅	$\leq 0.08\text{mm}$	$\leq 0.25\text{mm}$
参照温度の標準偏差	$T_o - 50^\circ\text{C}$	2.00°C	2.12°C
	T_o	1.41°C	1.50°C
	$T_o + 50^\circ\text{C}$	1.21°C	1.28°C

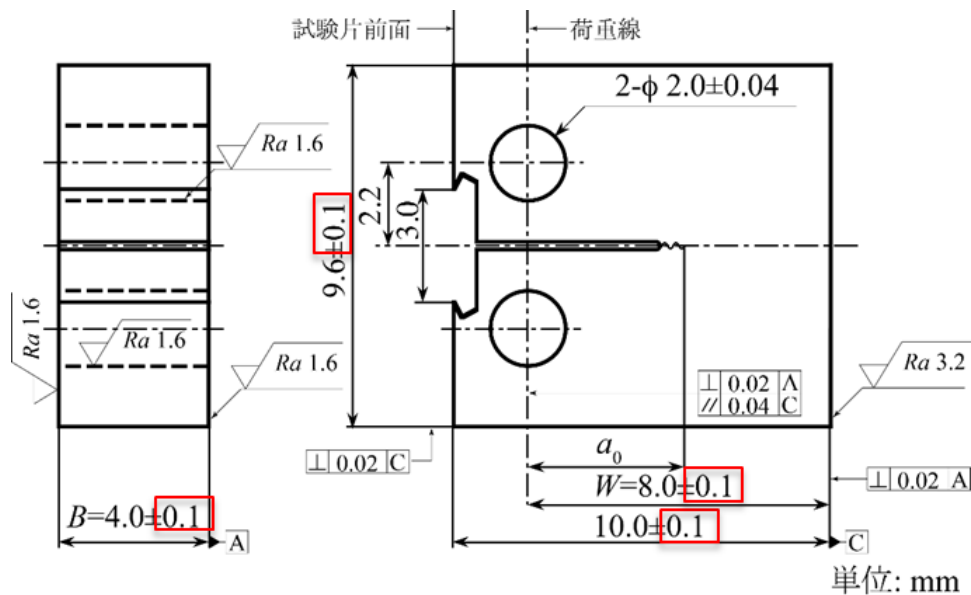


図 4.2.3-1 Mini-C(T)試験片の寸法及び形状¹¹¹

これに関し、文献¹¹²には、有限要素解析によりそれぞれの許容差を緩和しても破壊靱性値に影響が小さいことが示されている。

この際、各試験片の許容差が重畳して破壊靱性値のばらつきが最も大きくなる条件においても、許容差の緩和による破壊靱性への影響は5%程度であり、実験的に得られる標準偏差は $10^\circ\text{C} \sim 20^\circ\text{C}$ の範囲にあることが知られていることから寸法公差に由来する標準偏差はそれよりもはるかに小さいことが示されている（表 4.2.3-2 参照）。また、ワーストケースにおける変動を考慮しても寸法公差の緩和による影響は

¹¹⁰ 第3回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 3-3 表 5-1

¹¹¹ 第3回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 3-3 図 5-1

¹¹² 電力中央研報告書 Q15001 ミニチュア C(T)試験片を用いたマスターカーブ破壊靱性評価の規格化に関する解析的検討

1%に満たないことが示されている(表 4. 2. 3-3 参照)。

表 4. 2. 3-2 寸法公差に起因する T_o の標準偏差¹¹³

$T-T_o$, °C	$K_{J0(1Teq)}$, MPa·m ^{1/2}	Standard deviation of T_o , °C			
		Case 1p	Case 1a	Case 2p	Case 2a
-50	58	2.00	2.12	2.08	2.17
0	100	1.41	1.50	1.47	1.54
50	212	1.21	1.28	1.26	1.31

表 4. 2. 3-3 寸法公差に起因する T_o の最大偏差¹¹³

$T-T_o$, °C	$K_{J0(1Teq)}$, MPa·m ^{1/2}	Standard deviation of T_o , °C			
		Case 1p	Case 1a	Case 2p	Case 2a
-50	58	3.87	4.81	4.49	5.17
0	100	2.58	3.20	3.00	3.45
50	212	2.12	2.63	2.46	2.83

(注)

- Case-1p : JEAC4216-2011 の寸法公差にしたがう狭隘ノッチ付きミニチュア C(T) 試験片
- Case-1a : 寸法公差を緩和した狭隘ノッチ付きミニチュア C(T) 試験片
- Case-2p : JEAC4216-2011 の寸法公差にしたがう直線状ノッチ付きミニチュア C(T) 試験片
- Case-2a : 寸法公差を緩和した直線状ノッチ付きミニチュア C(T) 試験片

以上から、Mini-C(T) に対して緩和された寸法許容差は妥当と判断する。

(b) クリップゲージ取付用切欠き部の形状について

Mini-C(T) は、試験片前面での変位測定を行う必要があることから、変位測定を行う部分にクリップゲージ取付用切欠き部(以下「切欠き部」という。)を機械加工することが必要となる。しかしながら、「図 MCT-3100-3 Mini-C(T) 試験片の寸法及び形状」では、その部分の寸法が示されていない¹¹³。

日本電気協会は、加工の際に用いた切欠き部の詳細寸法(図 4. 2. 3-2 参照)において切欠き部の深さは 0.6 mm(寸法許容差不明)としたとしている。ピン穴と切欠き部の間の寸法は、 0.4 ± 0.22 mm にさらに切欠き部の寸法許容差分を減じた値になる。寸法許容差の上限を考慮すると、切欠き部はピン穴に接近しすぎており、変位の測定に支障を及ぼす可能性がある。

¹¹³ 変位測定部の開口幅が片側 1.5 mm であることが示されているのみである。

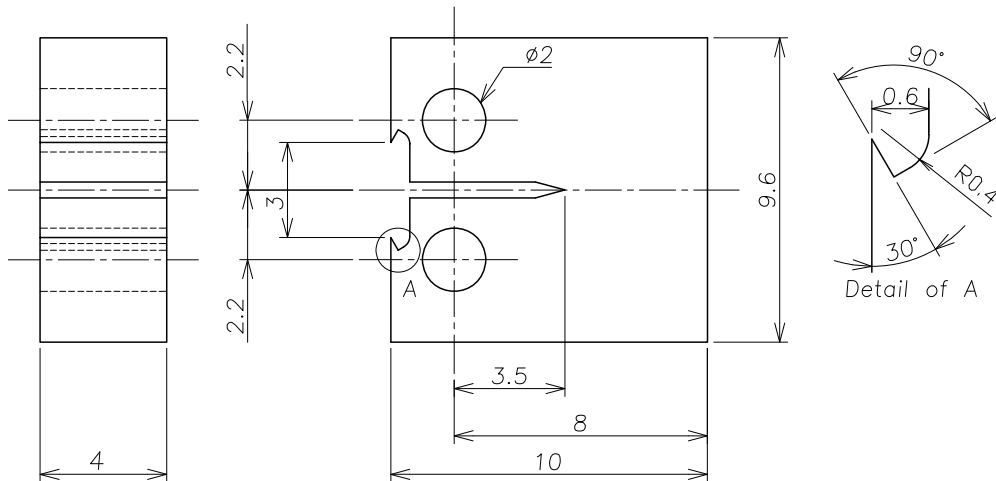


図 4. 2. 3-2 クリップゲージ取付用切欠き部の詳細を記載した Mini-C(T) 試験片形状¹¹⁴

これに関し検討した結果を「添付資料－5 Mini-C(T)のクリップゲージ取付部の形状・寸法に関する解析的検討」に示す。Mini-C(T)に対して対称性を考慮した3次元形状を対象に、寸法公差がない標準モデルと寸法公差の範囲内で切欠き部とピン穴との距離が最短となる下限モデルを用いて弾塑性解析を行った。その結果、下限モデルでは $K_{J(\text{limit})}$ 程度まで負荷したときに切欠き部とピン穴との間及び試験片の側面側に塑性ひずみが生じていた。

Mini-C(T)を用いた参照温度 T_0 の評価に際しては、切欠き部とピン穴との間の寸法に関して、塑性ひずみの影響を受けないように留意することが重要であり、切欠き部の形状及び公差等を規定する必要がある。また、ASTM E1921-08 及び 13a では標準コンパクト試験片においてピン穴表面の平行度を規定しており、全てのC(T)試験片について、ピン穴表面の平行度を規定する必要があるかについて、今後検討することが望まれる。

4. 2. 4 機械切欠きの形状及び寸法並びに疲労予亀裂の寸法

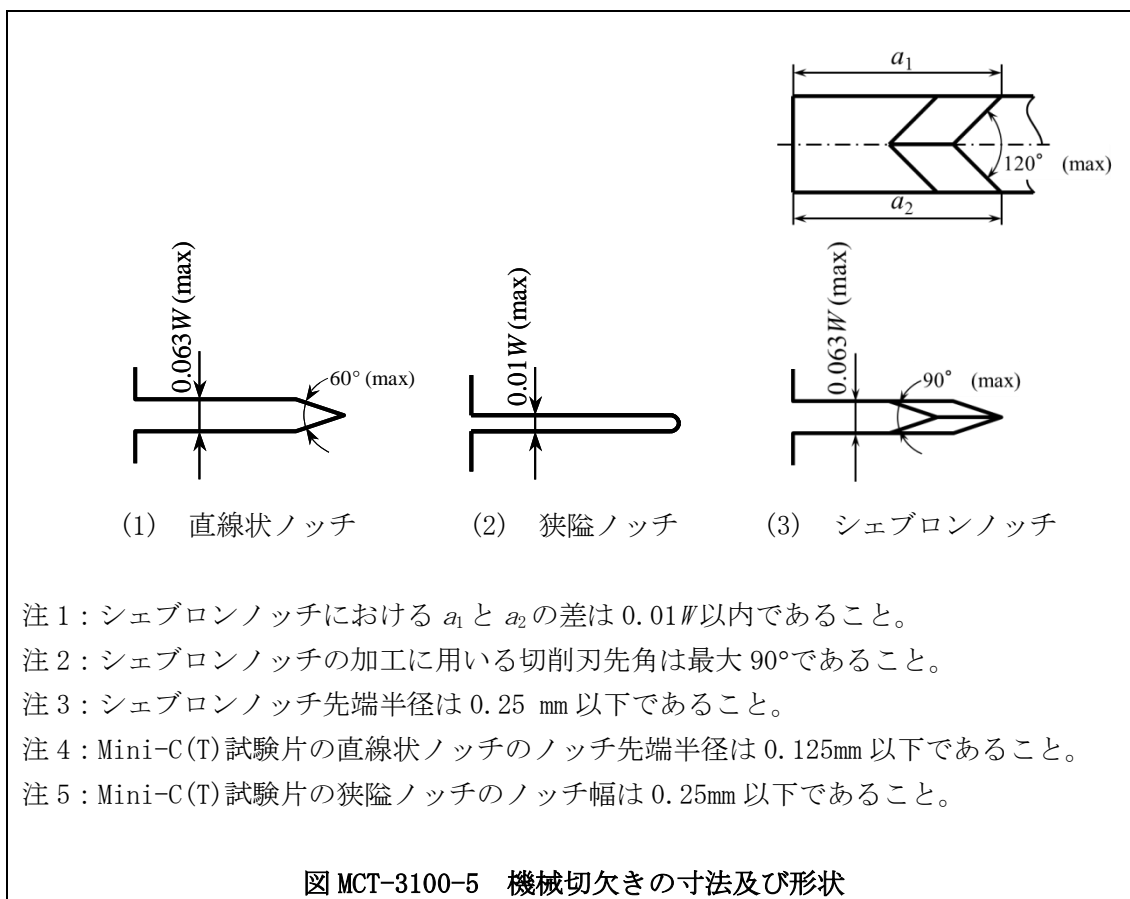
(1) 規定の内容

MCT-3150 機械切欠きの形状

C(T)試験片、DC(T)試験片及びSE(B)試験片について、機械切欠きは図 MCT-3100-5(1)に示す直線状ノッチ又は図 MCT-3100-5(2)に示す狭隘ノッチによらなければならない。ただし、図 MCT-3100-5(3)に示すシェブロンノッチを用いてもよい。

Mini-C(T)試験片の場合、機械切欠きは図 MCT-3100-5(1)に示す直線状ノッチ又は図 MCT-3100-5(2)に示す狭隘ノッチによらなければならない。Mini-C(T)試験片の直線状ノッチのノッチ先端半径は0.125mm以下とする。Mini-C(T)試験片の狭隘ノッチのノッチ幅は0.01W(max)ではなく、0.25mm以下とする。

¹¹⁴ 第3回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料3-3 図4-2



(2) 検討の結果

機械切欠きの寸法及び形状は、「図 MCT-3100-5 機械切り欠き寸法及び形状」において、直線状ノッチ、狭隘ノッチ及びシェブロンノッチの 3 種類が示されており、Mini-C(T) については、直線状ノッチ及び狭隘ノッチについて、それぞれ注 4 及び注 5 に条件が記されている。

また、疲労予亀裂の寸法も含めて、「図 MCT-3200-1 機械切り欠き形状及び疲労予亀裂形状」には、Mini-C(T) に対する条件が、他の試験片と比較されている。Mini-C(T) に対して寸法が緩和されるのは、次のとおりである。

- －狭隘ノッチの最大ノッチ幅が、 $0.01W=0.08 \text{ mm}$ から、 0.25 mm に緩和されている。
- －最小疲労予亀裂長さが、直線状ノッチの場合に 1.3 mm から 0.6 mm に短くなっている。

Mini-C(T) に対する機械切欠きのノッチ幅の緩和については、文献¹¹⁵において、有限要素解析の結果から、Mini-C(T) 試験片に規定される最大ノッチ幅、 0.08 mm (PZ1a)、 0.25 mm (PZ2a) 及び 0.5 mm (PZ3a) の形状について、降伏点 (σ_0) を 400 MPa 、ヤング率を 200 GPa として弾塑性応力解析を行い、厚さ中央部のノッチ先端に生じる塑性域寸法の大きさを求めた結果が示されている (図 4.2.4-1 参照)。塑性域は荷重が付加さ

¹¹⁵ 電力中央研報告書 Q15001 ミニチュア C(T) 試験片を用いたマスターカーブ破壊靱性評価の規格化に関する解析的検討

れると大きくなるが、疲労予亀裂導入に許容されている最大の応力拡大係数（ $25 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ ）より小さい範囲では、 0.2 mm 程度以下であり、疲労予亀裂が 0.6 mm 以上あれば、その予亀裂先端はノッチに荷重を负荷したときに生じる塑性領域をこえて弾性範囲内にあり、切欠きの幅の違いが破壊靱性試験に及ぼす影響は考慮するほどではないと考えられる。また、文献¹¹⁶において、Mini-C(T) に対して疲労予亀裂の湾曲を考慮した3次元の有限要素解析が実施されている。ノッチ幅 0.25 mm (Narrow notch: 狭隘ノッチ相当), 0.5 mm (Wide notch: 直線状ノッチ相当) それぞれに対して、疲労予亀裂導入において許容される最大の応力拡大係数（ $25 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ ）を负荷したときにノッチ先端に生じる塑性域寸法の板厚方向の分布と疲労予亀裂形状の関係が示されている（図 4.2.4-2 参照）。ノッチ先端の形状の影響により、Narrow notch の塑性域は Wide notch の塑性域に比べわずかに大きくなっているものの、どちらの形状でも最終的な疲労予亀裂長さ 0.6 mm に比べると狭い範囲に分布しており、疲労予亀裂を 0.6 mm 以上導入していれば、破壊靱性試験に及ぼす影響はないと報告されている。以上のことから、Mini-C(T) において、狭隘ノッチの最大ノッチ幅を 0.25 mm に変更すること、直線状ノッチの場合に最小疲労予亀裂長さを 1.3 mm から 0.6 mm に変更することは妥当と判断する。

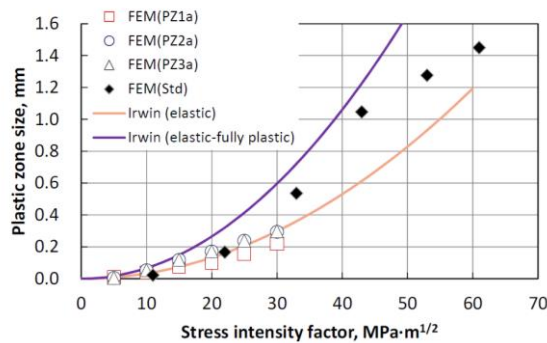


図 4.2.4-1 塑性域寸法の推移の比較¹¹⁷

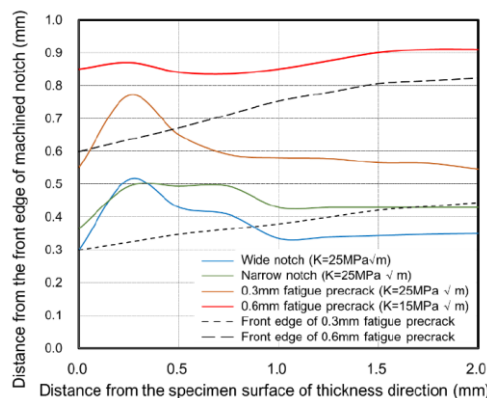


図 4.2.4-2 試験片表面からの距離による塑性域寸法の推移¹¹⁵

¹¹⁶ Takamizawa, H., et al., “Finite Element Analysis on the Application of Mini-C(T) Test Specimens for Fracture Toughness Evaluation,” Procs., ASME 2015 Pressure Vessels & Piping Conference, 2015, PVP2015-45412.

¹¹⁷ 電力中央研報告書 Q15001 ミニチュア C(T) 試験片を用いたマスターカーブ破壊靱性評価の規格化に関する解析的検討 図 5-1 1

4. 2. 5 疲労予亀裂の導入における応力拡大係数の最大値

(1) 規定の内容

MCT-3220 疲労予亀裂の導入手順

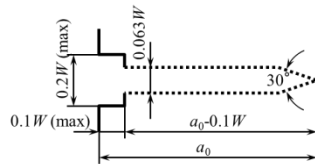
最終段階の疲労予亀裂導入は、疲労予亀裂の最後の 50%の進展、直線状ノッチに対し 1.3 mm、狭隘ノッチに対し 0.6 mm、Mini-C(T)試験片に対し 0.6 mmのいずれか小さい方の範囲に対し適用する。最終段階で試験片に負荷する応力拡大係数の最大値 K_{MAX} は次の(1)及び(2)の小さい方以下とすること。

(1) $25 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$

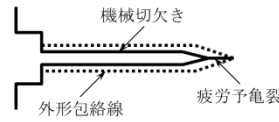
(2) 試験結果 (K_{Jc}) を破壊靱性試験の試験温度と疲労予亀裂導入時の温度

の降伏強さの比で補正した値の 0.6 倍 ($0.6 \times \frac{\sigma_f}{\sigma_{YS}} K_{Jc}$)

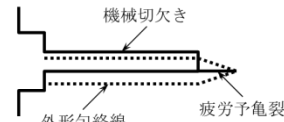
ただし、予亀裂導入時に K_{MAX} を単調減少させるときは、疲労予亀裂の最後の 0.2 mmの進展に対してのみ、 K_{MAX} が最終段階の要求を満足していればよい。



(1) 外形包絡線



(2) 許容される機械切欠きと



(3) 許容されない機械切欠きと

切欠きと

疲労予亀裂の例

疲労予亀裂の例

試験片タイプ	C(T)試験片, DC(T)試験片, SE(B)試験片		Mini-C(T)試験片	
	直線状ノッチ	狭隘ノッチ	直線状ノッチ	狭隘ノッチ
ノッチ種類	直線状ノッチ	狭隘ノッチ	直線状ノッチ	狭隘ノッチ
最大ノッチ幅	0.063W	0.01W	0.5mm	0.25mm
最大ノッチ角度	60°	機械加工のまま	60°	機械加工のまま
最小疲労予亀裂長さ	1.3mmと 0.05Bのいずれか大きい方	0.6mmと 0.025Bのいずれか大きい方	0.6mm	0.6mm

図 MCT-3200-1 機械切欠き形状及び疲労予亀裂形状

(2) 検討の結果

C(T)の直線状ノッチの最小疲労予亀裂長さは、最小で 1.3 mm であるが、Mini-C(T)では 0.6 mm とされている。図 4. 2. 4-1 に示すように、規定されている疲労予亀裂を導入する際の最大応力拡大係数 ($25 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$) より小さい範囲では、塑性域はノッチ先端から 0.2 mm 程度以下の範囲であり、疲労予亀裂が 0.6 mm 以上あれば、機械切欠きにより生じる塑性域の範囲は、いずれの切欠きにおいても疲労亀裂長さよりも十分小さいと説明されている。

疲労予亀裂導入の最終段階で試験片に負荷する応力拡大係数の値については、25 MPa√m又は $0.6 \times \frac{\sigma_{YS}^f}{\sigma_{YS}} K_{Jc}$ のうち小さい方とされているが、「(解説 MCT-3220) 疲労予亀裂の導入手順」において、「ASTM E1921 のように、最終段階の K_{MAX} を 15 MPa√m とすれば、ほとんどのケースにおいて、疲労予亀裂の制限条件を満足する。」と記載している。最終段階で試験片に負荷する応力拡大係数の値 25 MPa√m を 15 MPa√m としなかった理由について、日本電気協会は、傘下の構造分科会での審議において ASTM E1921 が敢えて低くした理由を問われ、次のように回答している。¹¹⁸

「E1921 の理由は明確ではありませんが、低い温度で試験しても、問題が生じないように規定したものと考えます。この方法は、 K_{Jc} がわからない場合には合理的な方法かもしれませんが、本規格では、E399 や E1820 に準じた規定としています。この場合、低温で試験を実施した場合には、E1921 と比べて緩やかになっているとは限りません。(E1921 の制定に用いられた) E1921 発行前の試験は、国内外とも、E399 または E1820 に準じており、E1921 の規定に従っているものではありません。従って、 T_o の決定に影響のないものと考えております。疲労予き裂の最終段階の K_{MAX} 制限が破壊靱性値の 0.6 倍の K 値以下であれば破壊靱性値に影響を与えないことは、E399 や E1820 に従った試験で確認されています。」

本文「MCT-4340 データの棄却または無効とされる判定基準」(2)及び「MCT-4321 疲労予亀裂導入条件の再評価」の規定により、「MCT-3220 疲労予亀裂の導入手順」(2)の条件が満足できない場合はそのデータが棄却される。当該試験が無駄になるだけのことであり、最終段階の K_{MAX} を 15 MPa√m と制限しなくても試験結果は変わらないといえる。

疲労予亀裂導入後の亀裂先端は疲労予亀裂導入開始時の最大応力拡大係数荷重による塑性領域を超えて、弾性範囲内にあることとなり、破壊靱性試験に与える影響はほとんどないと考えられることから、妥当と判断する

σ_{YS}^f : 疲労予亀裂導入時の温度における降伏強さ [MPa]

σ_{YS} : 降伏強さ [MPa]—引張試験により得られる、0.2%の塑性ひずみに対応する

材料の強度

K_{MAX} : 疲労予亀裂導入で試験片に負荷する応力拡大係数の最大値 [MPa√m]

4. 2. 6 サイドグループ

(1) 規定の内容

MCT-3300 サイドグループ

サイドグループの導入は任意である。サイドグループは、予亀裂の導入後に加工すること。なお、断面が正方形であるような SE(B) 試験片では、亀裂の前縁を一樣にするため、サイドグループを導入することが望ましい。サイドグループの

¹¹⁸ 第5回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料5-1 (3)

深さの和は $0.25B$ を超えないこと。サイドグループの角度は 90° 以下、底部の半径は 0.5 ± 0.2 mm とすること。サイドグループの形状を図 MCT-3300-1 に示す。サイドグループの深さ X , Y は同じ深さとする。但し、Mini-C(T) 試験片ではサイドグループを付与しないことを推奨する。

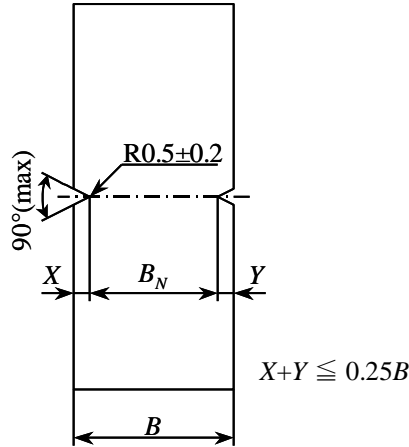


図 MCT-3300-1 サイドグループの形状

(2) 検討の結果

「MCT-3300 サイドグループ」においては、サイドグループの導入は任意であるとし、Mini-C(T) ではサイドグループを付与しないことを推奨するとしている。

国内材を用いて実施された Mini-C(T) のラウンドロビン試験¹¹⁹では、サイドグループを付与しないで試験が行われ、他の必要条件をすべて満たしていれば寸法の異なる C(T) と同等の T_0 を取得できるとしている。

「図 MCT-3300-1 サイドグループの形状」に従ってサイドグループを設ける場合、グループの底部に半径 $0.5 \text{ mm} \pm 0.2 \text{ mm}$ の R を加工し、角度 90° の V 字型の溝を形成するが、サイドグループの深さの和は $0.25B$ 以下とされているため、Mini-C(T) の場合、サイドグループの深さは最大で 0.5 mm となり、角度 90° の V 字型の溝を形成することができない。このため、C(T) 試験片のサイドグループと相似形にならない。

Mini-C(T) に対してサイドグループを付与した場合の影響について、日本電気協会は「国産圧力容器鋼の溶接金属に対して Mini-C(T) 試験片にサイドグループを導入した場合と導入しない場合の比較結果が報告されており、両者の破壊靱性分布に顕著な差

¹¹⁹ Yamamoto M., et al, “A Round Robin Program of Master Curve Evaluation Using Miniature C(T) Specimens: First Round Robin Test on Uniform Specimens of Reactor Pressure Vessel Material”, PVP2012-78661,

Yamamoto M., et al, “A Round Robin Program of Master Curve Evaluation Using Miniature C(T) Specimens -2nd Report: Fracture Toughness Comparison in Specified Loading Rate Condition-”, PVP2013-97936,

Yamamoto M., et al, “A Round Robin Program of Master Curve Evaluation Using Miniature C(T) Specimens -3rd Report: Comparison of T_0 under Various Selections of Temperature Conditions-”, PVP2014-28898,

Yamamoto M., et al, “International Round Robin Test on Master Curve Reference Temperature Evaluation Utilizing Miniature C(T) Specimen”, ASTM STP 1576, (2014).

異が見られないこと（図 4.2.6-1）が示されています。¹²⁰としている。また、「（解説 MCT-3300）サイドグループ」では「サイドグループ底部の半径 $0.5 \pm 0.2 \text{ mm}$ を適用した場合の、亀裂先端への影響について確認が必要であること」から、サイドグループを付与しないことを推奨している。

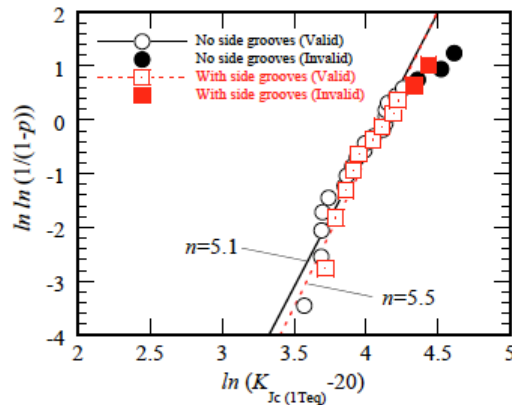


図 4.2.6-1 サイドグループ付き試験片とサイドグループのない試験片による破壊靱性分布（ワイブルプロット）の比較¹²¹

4. 2. 7 寸法測定精度

(1) 規定の内容

<p>MCT-4100 試験の準備</p> <p>試験前に試験片の寸法測定，変位計の確認を行う。</p> <p>(1) B, B_N, 及び W の値を測定する。測定精度は $\pm 0.05 \text{ mm}$ あるいは寸法の $\pm 0.5\%$ のいずれか大きい方以下とすること。</p> <p>(2) 試験開始の前に変位計の動作チェックを行うこと。</p>
--

(2) 検討の結果

「MCT-4100 試験の準備」(1)項において、測定精度を $\pm 0.05 \text{ mm}$ あるいは寸法の $\pm 0.5\%$ のいずれか大きい方以下とすることが規定されている。Mini-C(T) の場合、例えば試験片板厚寸法の 0.5% は 0.02 mm となるが、規定により $\pm 0.05 \text{ mm}$ の精度で測定すればよいこととなる。板厚は 4 mm であるため、測定精度 $\pm 0.05 \text{ mm}$ は板厚の $\pm 1.25\%$ である。また、Mini-C(T) の寸法許容差は $\pm 0.1 \text{ mm}$ である。

Mini-C(T) に対しては、測定精度 $\pm 0.05 \text{ mm}$ は大き過ぎるのではないかとの懸念がある。ノギスを例にすると、厚さ $4.0 \pm 0.1 \text{ mm}$ に対して実際の寸法が 4.12 mm であった場合に測定値は 4.10 mm とされる可能性がある。したがって、測定値が寸法許容差の限界値と同じであった場合はさらに測定精度が小さい測定器具で測定し寸法許容差内である

¹²⁰ 第 5 回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 5-1 (4)

¹²¹ Yamamoto, M., Miura N., "Applicability of Miniature C(T) Specimens for the Master Curve Evaluation of RPV Weld Metal," Proceedings of the ASME 2015 Pressure Vessels & Piping Conference, PVP2015-45545, Boston, Massachusetts, USA, (2015)

ことを確認する必要がある。

また、寸法 W はピン穴の中心軸から試験片背面（基準面 C）までの距離であるが、厳密にはノッチの中心線上での荷重線交差点と試験片背面交差点との距離のことである。直接測定することは困難であり、用いる測定装置によって方法も異なることが想定されるため、今後 W の求め方について手順書等で明確にするよう規定することが望まれる。

B : 試験片厚さ [m]—試験片両側面間の距離

B_V : 正味試験片厚さ [m]—サイドグループ付き試験片における両サイドグループの谷底間の距離。サイドグループを設けない場合は、 $B_V=B$ とする。

W : 試験片幅 [m]

4. 2. 8 Mini-C(T)の変位測定における換算定数

(1) 規定の内容

MCT-3130 ミニチュアコンパクト試験片

Mini-C(T)試験片の寸法及び形状を図 MCT-3100-3 に示す。試験片前面にナイフエッジの先端を配置し、相対するナイフエッジが平行になるようにすること。この場合、荷重線変位は試験片前面で測定した変位に 0.73 倍して求める。なお、妥当性が確認された場合は、試験片前面以外で変位を測定して荷重線変位に変換するか、あるいは直接荷重点変位を測定してもよい。初期亀裂長さ a_0 は $0.5W \pm 0.05W$ とすること。この場合、 W は実測値を用いる。

(2) 検討の結果

Mini-C(T)は、クリップゲージ等の変位測定器具の荷重線内側への装着が困難なことから、試験片前面での変位測定が必要となる。このため、試験片前面で測定された変位から荷重線変位を求める方法を規定しており、試験片前面で測定した変位を荷重線変位に換算する定数（換算定数）を 0.73 としている。これに関し、文献¹²²には、以下のとおり説明されている。

Mini-C(T)の各部の寸法を図 4.2.8-1 のようにしたとき、荷重線変位 V と試験片前面変位 V' との関係は幾何学的な関係から、

$$V = \frac{R}{R'} V', \quad R = \frac{1}{2}(W + a), \quad R' = \frac{1}{2}(W + a) + e \quad (4.5)$$

により与えられる。

¹²² 三浦直樹 博士論文「統計的手法を導入したマスターカーブ法による原子炉圧力容器の破壊靱性評価に関する研究」、東京大学（2014）

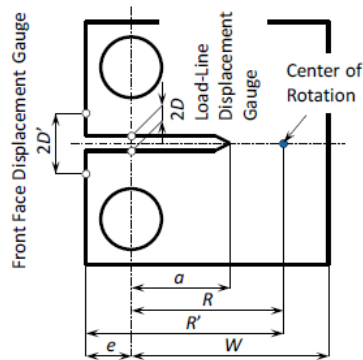


図 4. 2. 8-1 Mini-C(T) の寸法¹²³

$e = W/4$ であるから、上式はき裂長さ比 a/W のみの関数として与えられる。

$$V = \frac{1 + a/W}{1.5 + a/W} V' \quad (4.6)$$

a/W と V/V' の関係を図 4. 2. 8-2 に示す。

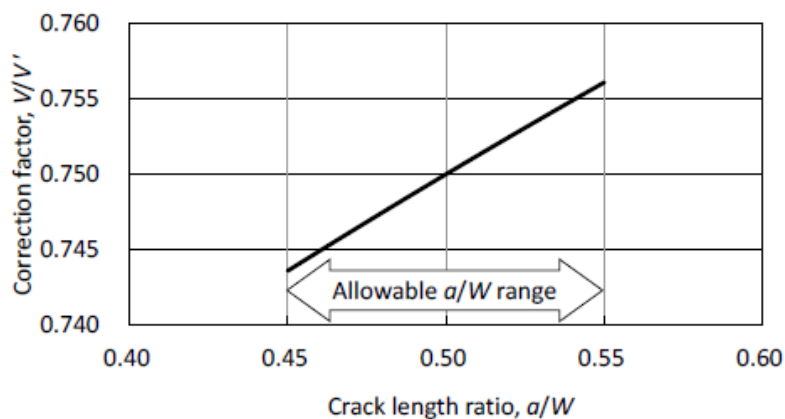


図 4. 2. 8-2 a/W と V/V' の関係¹²⁴

a/W が下限値 0.45、標準値 0.50、及び上限値 0.55 のときの V の V' に対する比（換算定数）はそれぞれ 0.744、0.750、及び 0.756 となり、その差は $\pm 0.8\%$ の範囲に収まっており、 a/W が標準値 0.50 の場合換算定数は 0.750 となる。

負荷に伴う変形がリガメント中心を中心とする剛体の回転により表されるものと仮定したときの変形は図 4. 2. 8-3 の模式図のようになり、回転角 θ と荷重線変位 V の関係、及び θ と試験片前面変位 V' の関係は図に示す幾何学的関係からそれぞれ

¹²³ 三浦直樹 博士論文「統計的手法を導入したマスターカーブ法による原子炉压力容器の破壊靱性評価に関する研究」、東京大学（2014）、図 4. 5

¹²⁴ 三浦直樹 博士論文「統計的手法を導入したマスターカーブ法による原子炉压力容器の破壊靱性評価に関する研究」、東京大学（2014）、図 4. 6

次式で与えられる。

$$\theta = \sin^{-1} \left[\frac{V/2 + D}{(D^2 + R^2)^{1/2}} \right] - \tan^{-1} \left(\frac{D}{R} \right) \quad (4.7)$$

$$\theta = \sin^{-1} \left[\frac{V'/2 + D'}{(D'^2 + R'^2)^{1/2}} \right] - \tan^{-1} \left(\frac{D'}{R'} \right) \quad (4.8)$$

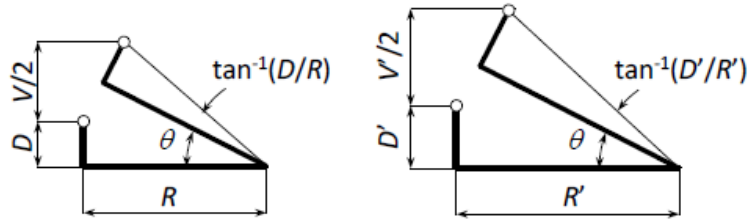


図 4.2.8-3 試験体寸法の変形概要¹²⁵

両式を等値して、 V と V' との関係は、

$$\sin^{-1} \left[\frac{V/2 + D}{(D^2 + R^2)^{1/2}} \right] - \tan^{-1} \left(\frac{D}{R} \right) = \sin^{-1} \left[\frac{V'/2 + D'}{(D'^2 + R'^2)^{1/2}} \right] - \tan^{-1} \left(\frac{D'}{R'} \right) \quad (4.9)$$

を解くことによって求められる。標準寸法以上の試験片で満足されるであろう $D/R \ll 1$, $D'/R' \ll 1$ 、及び微小変形に関する $V/R \ll 1$, $V'/R' \ll 1$ なる条件を導入すると、上式は、

$$\frac{V/2 + D}{R} - \frac{D}{R} = \frac{V'/2 + D'}{R'} - \frac{D'}{R'} \quad (4.7)$$

と簡略化され、式(4.5)が得られる。

他の文献¹²⁶では、弾塑性有限要素解析により換算に関する検討を行っており、図 4.2.8-4 に示す通り、加工硬化指数の違いや荷重線変位の大きさによって換算定数が変わっているものの、換算定数は 0.73~0.74 となっており、前述の 0.75 よりも小さい値となることが示されている。

¹²⁵ 三浦直樹 博士論文「統計的手法を導入したマスターカーブ法による原子炉压力容器の破壊靱性評価に関する研究」東京大学 (2014)、図 4. 7

¹²⁶ 電力中央研報告書 Q15001 ミニチュア C(T) 試験片を用いたマスターカーブ破壊靱性評価の規格化に関する解析的検討

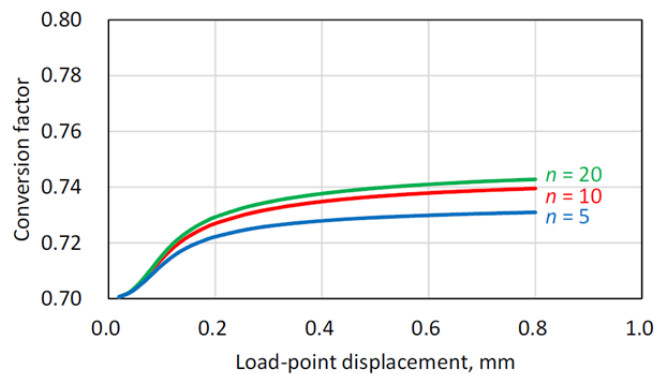


図 4.2.8-4 解析的に得られた換算定数の推移¹²⁷

ASTM E1921 や ASTM E399 では、換算定数を 0.73 としているが、ASTM E1820¹²⁸は 0.75 としている。これは、ASTM E1820 が小規模降伏状態を超えた延性亀裂進展を伴う変形までを含んでいるためと考えられる。

また、これらの換算定数を比較した場合、換算定数を小さな値とすることにより、 K_{Jc} は小さくなることから、参照温度 T_o も高めの値となり、保守的な評価につながると思われる。さらに、文献¹²⁹は、換算定数を 0.73 から 0.75 まで変化させた場合の T_o への影響を検討し、その差は小さいことを示しており(表 4.2.8-4 参照)妥当と判断する。

表 4.2.8-4 換算定数が J 積分、破壊靱性、参照温度に及ぼす影響¹³⁰

Conversion Factor	Average of J_e , kN/m	Average of J_p , kN/m	Average of J_c , kN/m	$K_{Jc (med)}$, MPa·m ^{1/2}	T_o , °C
0.73	16.3	47.6	63.9	80.6	-103.0
0.74		48.2	64.6	80.8	-103.2
0.75		48.9	65.2	81.0	-103.4

4. 2. 9 試験片個数・データ個数について

(1) 規定の内容

MCT-4220 試験片個数

本規程に従い T_o を決定する際に必要とされる試験片個数を準備する必要がある。単一試験温度法において必要となる有効な K_{Jc} のデータ数を MCT-5111, 複数試験温度法において必要となる有効な K_{Jc} のデータ数を MCT-5211 に示す。

¹²⁷ 電力中央研報告書 Q15001 ミニチュア C(T) 試験片を用いたマスターカーブ破壊靱性評価の規格化に関する解析的検討 図 3-9

¹²⁸ Standard Test Method for Measurement of Fracture Toughness

¹²⁹ 電力中央研報告書 Q15001 ミニチュア C(T) 試験片を用いたマスターカーブ破壊靱性評価の規格化に関する解析的検討

¹³⁰ 電力中央研報告書 Q15001 ミニチュア C(T) 試験片を用いたマスターカーブ破壊靱性評価の規格化に関する解析的検討 図 3-1

MCT-5111 必要なデータ数

データセットは表 MCT-5100-1 の要求を満足すること。

表 MCT-5100-1 単一試験温度法による T_0 決定のための試験片個数の要求

$(T-T_0)$ の範囲 [°C]	$K_{Jc(\text{med})}$ 範囲 (参考) [MPa√m]	有効な K_{Jc} の必要個数
$-14 \leq (T-T_0) \leq 50$	$(84 \leq K_{Jc(\text{med})} \leq 212)$	6
$-35 \leq (T-T_0) \leq -15$	$(66 \leq K_{Jc(\text{med})} \leq 83)$	7
$-50 \leq (T-T_0) \leq -36$	$(58 \leq K_{Jc(\text{med})} \leq 65)$	8

注：この表においては、 $(T-T_0)$ 及び $K_{Jc(\text{med})}$ は四捨五入して最も近い整数に丸める。

MCT-5211 必要データ数

以下に示す重み付けの考え方により必要なデータの個数を規定する。(22)式を満足するデータセットは必要なデータ個数を有するデータセットとすることができる。

$$\sum_{i=1}^3 r_i n_i \geq 1 \quad (22)$$

ここで、 r_i は表 MCT-5200-1 に示す区分 i の温度領域 $(T-T_0)$ にある有効データの個数、 n_i は表 MCT-5200-1 に示す各温度領域における重み係数である。

表 MCT-5200-1 複数試験温度法における重み係数

区分 i	$(T-T_0)$ の範囲 [°C]	重み係数 n_i
1	$-14 \leq (T-T_0) \leq 50$	1/6
2	$-35 \leq (T-T_0) \leq -15$	1/7
3	$-50 \leq (T-T_0) \leq -36$	1/8

注：この表においては、 $(T-T_0)$ は四捨五入して最も近い整数に丸める。

(2) 検討の結果

「MCT-4220 試験片個数」において、単一試験温度法について「MCT-5111 必要なデータ数」、複数試験温度法について「MCT-5211 必要データ数」にそれぞれ必要となる有効な K_{Jc} データ数を示すと規定している。

単一試験温度法については、「表 MCT-5100-1 単一試験温度法による T_0 決定のための試験片個数の要求」において、 $(T-T_0)$ の範囲に応じて 6 個～8 個と規定されている。複数試験温度法については、「表 MCT-5200-1 複数試験温度法における重み係数」において、 $(T-T_0)$ の範囲に応じて重み係数が 1/6 から 1/8 と規定されている。

これに関し、日本電気協会は、ASTM E1921 の規程を採択したもので、参照温度試験法の制定時に追加の技術検証は行っていないとしている。また、ASTM E1921 の改定を

議論する規格会議において、この必要な試験片数に従えば、 T_o の信頼性 87.5%以上を満たす評価となるという報告がなされているとし¹³¹、 T_o の信頼性は試験片寸法によらないことから、Mini-C(T)試験片に対して適用できない理由はないとしている。

破壊靱性の確認方法 2016 では、文献¹³²を元に、 T_o の標準偏差を有効試験片数に依存する(1)式¹³³で与え、サンプル数に依存する評価結果の分布を考慮できるようにしている。

$$\sigma_{T_o} = \frac{(K_{Jc(med)} - 20)}{(K_{Jc(med)} - 30)} \times \frac{14.7}{\sqrt{r}} \quad (1)$$

ただし、(1)式の導出過程において、 $\Gamma(1/b + 1)/\{\ln(2)\}^{1/b} = 0.993378 \approx 1$ としている¹³⁴ので、約 0.67%小さくしている。ここで、 b はワイブル指数であり 4 を採用している。

参照温度試験方法 2015 は、ASTM E1921 を参考に作成したとのことであるが、標準偏差の式は ASTM E1921 で与えられる以下のマージンの式とは異なる¹³⁵。

$$\sigma = \sqrt{\frac{\beta^2}{r} + \sigma_{exp}^2}$$

$\beta = K_{Jc(med)}$ に依存する定数

$r = T_o$ 導出に用いた有効な試験数、

σ_{exp} = 試験に依存する不確かさの定数、4°C

$K_{Jc(med)}^{eq}$ 1T equivalent ^A (MPa√m)	β (°C)
83 to 66	18.8
65 to 58	20.1

これに関し、日本電気協会は、ASTM E1921 と同じ技術根拠に基づいて求めたものであり、ASTM E1921 の式は、より簡易的な評価を目指したものと思われるとしている (図 4.2.9-1 参照)。上記(1)式には σ_{exp} の項は含まれていないが、試験に依存する不確かさについて考慮する必要があるかについて検討することが望まれる。

¹³¹ 第4回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 4-3 p 7

¹³² 電力中央研究所報告 Q07305 「マスターカーブ法による破壊靱性値曲線の合理的設定方法の提案」

¹³³ 破壊靱性の確認方法 2016 (2)式

¹³⁴ 第6回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 6-2 p 3

¹³⁵ 破壊靱性の確認方法 2016 の式には、 σ_{exp} の項は含まれていない。

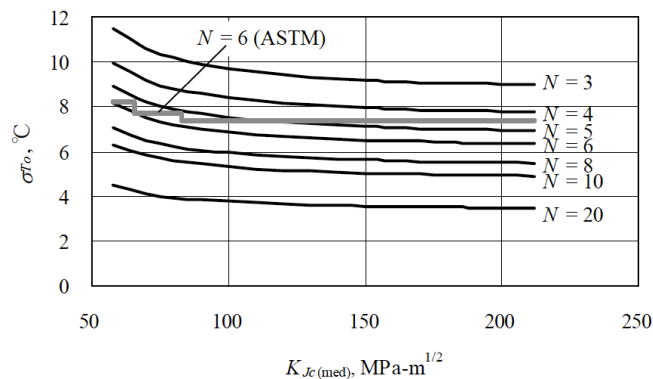


図 4.2.9-1 破壊靱性の中間値 $K_{Jc}(med)$ と T_0 の標準偏差の関係における破壊靱性の確認方法 2016 と ASTM E1921 の比較¹³⁶

4. 2. 10 試験温度の制御と測定

(1) 規定の内容

MCT-2500 温度制御

試験中の試験片の温度は、試験片表面を熱電対によって測定する。試験片の温度は、試験温度目標値の $\pm 3^{\circ}\text{C}$ の範囲内に制御できること。また、温度制御の再現性は $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 以内、測定精度は $\pm 1^{\circ}\text{C}$ 以内に行えること。Mini-C(T)試験片の場合、試験片近傍の治具の温度から試験片の温度を決定してもよい。但し、治具の温度と試験片の温度は、予め温度校正を行っておくこと。

MCT-4230 試験温度の制御と測定

試験中にわたり試験温度 $\pm 3^{\circ}\text{C}$ に亀裂先端近傍で維持されるように制御し、試験片の温度を測定する。試験温度の計測の結果、試験温度 $\pm 3^{\circ}\text{C}$ に入る試験温度を試験結果としてよい。

(2) 検討の結果

「MCT-4230 試験温度の制御と測定」において、試験温度の計測の結果、試験温度 $\pm 3^{\circ}\text{C}$ に入る試験温度を試験結果としてよいと規定し、「(解説 MCT-4230) 試験温度の制御と測定」において、例として、目標試験温度が -70°C に対して計測範囲が -68°C から -74°C となった場合、試験温度を -71°C とすることが記載されている。これは、参照温度 T_0 の決定に際して、試験体間では最大 6°C の差を許容していることとなる。

日本電気協会は、文献¹³⁷を元に、複数試験温度法と単一試験温度法の参照温度評価結果を比較したとしている。

¹³⁶ 第4回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料4-3 図4-1

¹³⁷ 三浦、曾根田，“マスターカーブ法による破壊靱性値曲線の合理的設定法の提案” 電力中央研究所研究報告，Q07305，(2008)

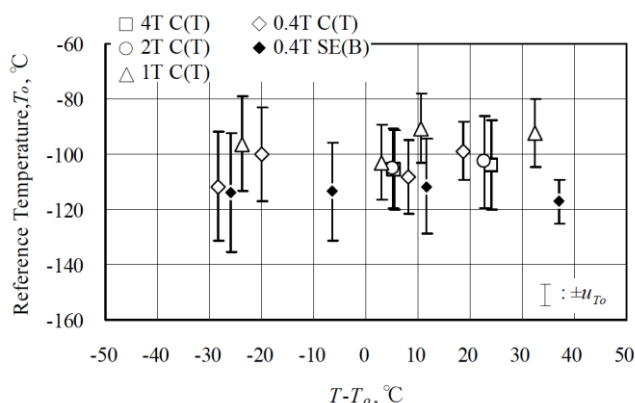


図 4.2.10-1 国産压力容器鋼に対するマスターカーブ評価の試験温度依存性¹³⁸

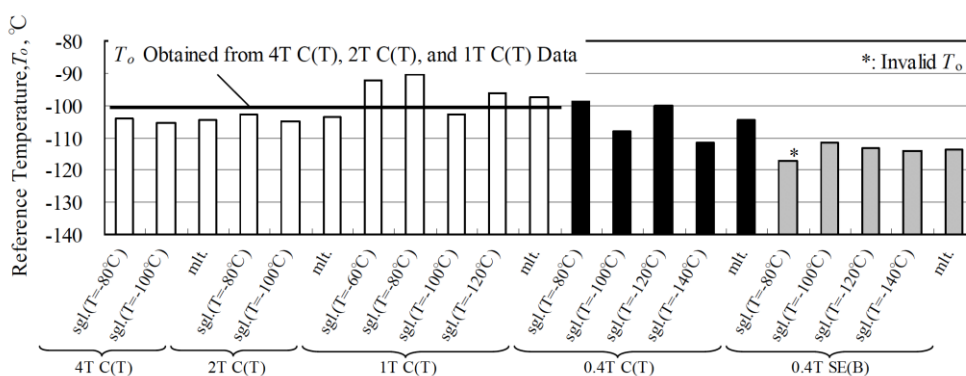


図 4.2.10-2 複数試験温度法(mlt.)と単一試験温度法(sgl.)の参照温度評価結果比較¹³⁹

また、文献¹⁴⁰において 3 温度以上の複数試験温度法で評価することを推奨しているが、これはより良い評価のために推奨しているとしている。

複数試験温度法は重み係数を用いて計算するため、温度の実測値を用いて計算することも可能である。測定温度を試験温度とすると参照温度に最大 6℃の差が生じるが、複数試験温度法で参照温度を求める場合は繰り返し計算する必要があるものの、パソコン等で容易に計算できることから測定温度を試験温度とし、複数試験温度法で参照温度を算出する等方法について、今後検討することが望まれる。

なお、ASTM E1921 では、複数試験温度法を規定した上で、単一試験温度での試験について、その一例として示している。

4. 2. 1 1 データ有効性の判断基準について

(1) 規定の内容

¹³⁸ 第 4 回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 4-3 図 6-1

¹³⁹ 第 4 回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 4-3 図 6-2

¹⁴⁰ Wallin, Kim, "Master Curve analysis of ductile to brittle transition region fracture toughness round robin data," VTT Publications 367, (1998)

MCT-4340 データの棄却または無効とされる判定基準

得られた K_{Ic} データの内、以下に該当するデータは棄却又は無効に分類する。残りのデータは有効とする。

- (1) MCT-4320 の 9 点の各々の亀裂長さの測定値と MCT-4320 で定義される平均値（初期亀裂長さ）との差が、板厚 B の 5%か 0.5 mm のいずれか大きい方を超える場合、当該試験から得られた K_{Ic} のデータは棄却する。
- (2) ～(7)：略

(2) 検討の結果

「MCT-4340 データの棄却または無効とされる判定基準」において、データの棄却または無効とされる判定基準 7 項目が規定されている。このうち、(1)では「両側面を端部とする破面上の初期亀裂を等間隔に 8 分割した位置 9 点」の各々の亀裂長さの測定値と初期亀裂長さの平均値との差が、板厚 B の 5%か 0.5 mm のいずれか大きい方を超える場合に、データは棄却されるとしている。その他の判定基準については、ASTM E1921 と同じである。

この判定基準(1)の場合、相対的に寸法の小さな試験片、特に Mini-C(T)の場合、 $B=4$ mm に対して B の 5%は 0.2 mm であることから亀裂長さの各測定値と平均値との差の許容値は 0.5 mm (12.5%)、1T-C(T)の場合は 1.27 mm (5%)である (図 4.2.11-1 参照)。

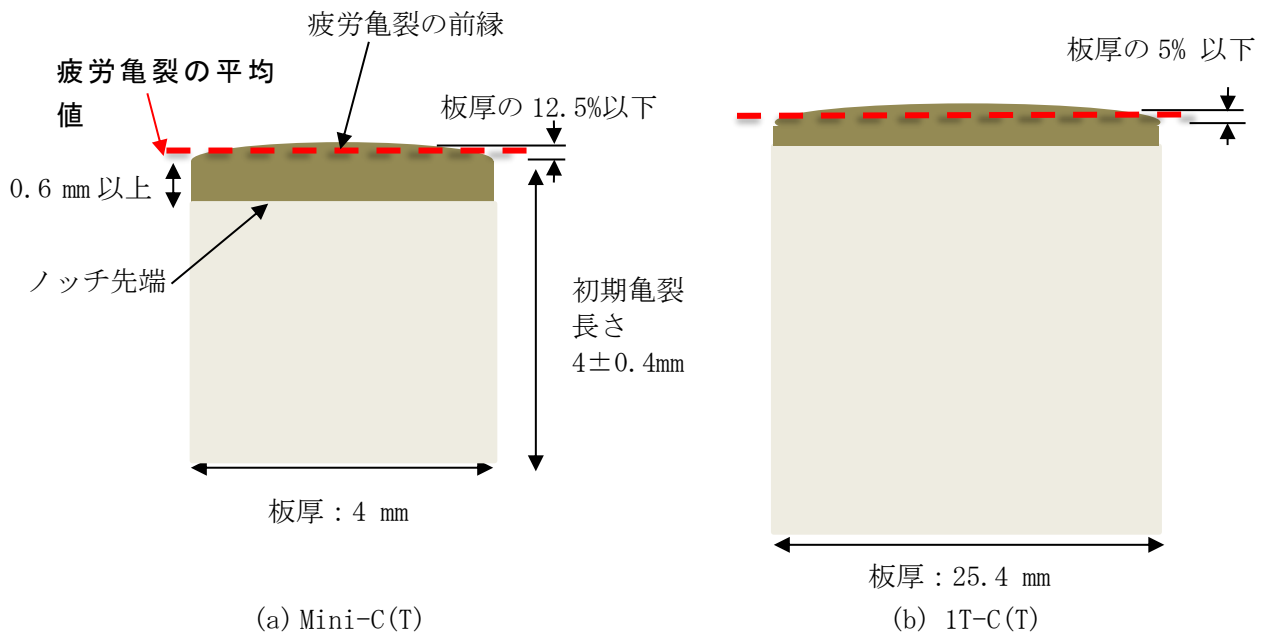


図 4.2.11-1 Mini-C(T)と 1T-C(T)の寸法の比 (直線上ノッチの場合)

日本電気協会は、「MCT-4340 データの棄却または無効とされる判定基準」(1)の規定について「JEAC4216 が元にした ASTM E1921 の 2008 年版と同一の規定を、特段の追加検討なく JEAC4216 に取り込んだもの」としており、「ASTM E1921 においては、2018 年の改定において試験片厚さのみならずリガメント長さも考慮する新基準 $0.1(b_0 \cdot BN)^{1/2}$ が採用され、0.5mm の絶対値による規定は削除された。これによれば板厚 4mm の

Mini-C(T)試験片については0.4mmの許容誤差となる。現在、新たに基準を緩和する提案が試験データとともに示され、ASTMのE08.07 Subcommittee on Fracture Mechanicsにおいて改定の議論が進められており、JEAC4216においても同議論の成り行きを見極めた上で次期改定の際の参考とする¹⁴¹としている。

1T-C(T)及びMini-C(T)の実際の亀裂形状を比較した結果を「添付資料－6 1T-C(T)とMini-C(T)の予亀裂形状の比較」に示す。Mini-C(T)の初期亀裂長さの湾曲は1T-C(T)に比べて大きく、Mini-C(T)に対して許容された判定基準(12.5%)であれば満足するものの、C(T)の判定基準(5%)は満足していないことが示された。また、初期亀裂の形状は、両試験片で相似形とは言い難いことも示された。Mini-C(T)に対して、判定基準を12.5%まで許容することの影響及び1T-C(T)への板厚寸法補正方法について、今後検討することが望まれる。

4. 2. 1 2 ワイブル分布の位置母数と形状母数

(1) 規定の内容

MCT-5113 ワイブル分布の位置母数 K_{min} 及びワイブル分布の形状母数 b
 本試験法では、 K_{min} は $20\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 、ワイブル分布の形状母数 b は4とする。

(2) 検討の結果

(a) 位置母数 K_{min}

日本電気協会はワイブル分布の位置母数 K_{min} の値について、「実験事実の積み上げに基づき決定」として図4.2.12-1を根拠としている。

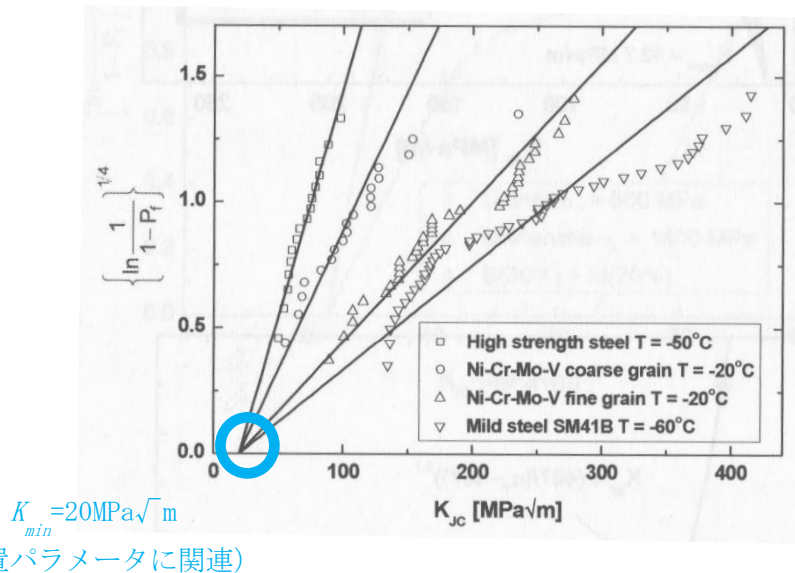


図 4. 2. 12-1 位置母数(固定：最小破壊靱性)の根拠¹⁴²

¹⁴¹ 第5回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料5-1(4)

¹⁴² 第4回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料4-2、12p

日本電気協会は、 $K_{min}=20\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ の妥当性を補完する意味で Mini-C(T)試験片を用いた破壊靱性評価ラウンドロビン試験のデータ（「4.2.6 サイドグループ」参照）を使って同様の傾向となるかについて、文献¹¹⁹中には K_{min} の傾向を示した結果は報告されていないが主著者による参考情報として図 4.2.12-2 を提示した。試験で得られた破壊靱性（横軸）とワイブル指数 4 を仮定した場合の確率分布（縦軸）は、有効データが座標(20, 0)を通過する直線に並んでおり $K_{min}=20\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ の仮定は良好な近似を与えているとしている。同図に回帰直線は示されていないものの、 $K_{min}\doteq 20\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ を補完する結果が得られたと判断される。なお、日本電気協会は、同図について参照温度試験方法 2015 の技術根拠資料ではないとしている。

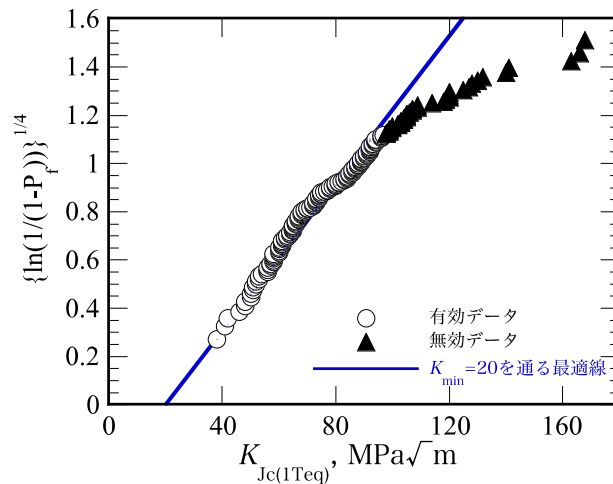


図 4.2.12-2 ラウンドロビンデータに基づく K_{min} の傾向確認¹⁴³

(b) 形状母数 b

日本電気協会は、ワイブル分布の形状母数 b の値について、「最弱リンクモデルと HRR 特異場¹⁴⁴の理論により理論的に決定」¹⁴⁵としている。ASTM E1921 に出典として記載している文献¹⁴⁶では、破壊プロセスに影響する範囲が距離の 2 乗に比例すること及び図 4.2.12-3 に示す先端が鈍った亀裂前方の応力場における応力分布がほぼ一定であり距離と応力拡大係数 K_I の 2 乗が比例関係にあることから、 K_I の 4 乗に比例するとしている。同図では横軸の値が 0.002~0.003 辺りに最大値があり、その後徐々に低下しているので、厳密には一定でないが簡略化のために工学的判断を行ったものと推定される。

¹⁴³ 第 6 回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 6-2 図 2.3-1

¹⁴⁴ 塑性状態を表現するため、ひずみ ϵ と応力 σ の非線形関数として $\epsilon = \epsilon_0 (\sigma / \sigma_0)^n$ が成立しているとき、HRR (Hutchinson-Rice-Rosengren) 形特異場と呼び、き裂先端近傍の応力及びひずみは極座標で書き表すことができる。

¹⁴⁵ 第 4 回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 4-2、11 p

¹⁴⁶ Wallin, K., “The Scatter in K_{Ic} Results,” Engineering Fracture Mechanics, 19(6) (1984), pp. 1085-1093.

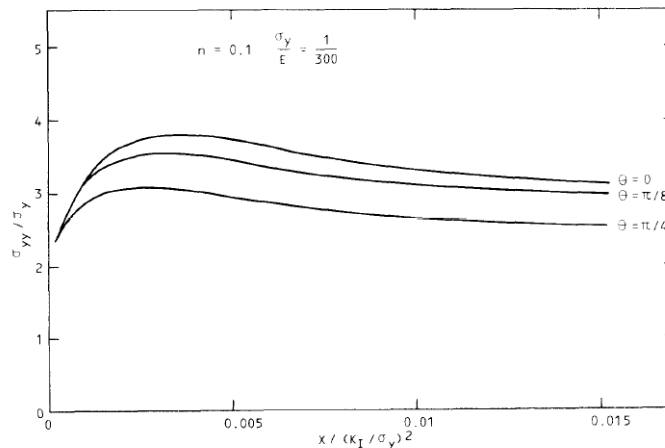


Fig. 1. Stress field ahead of a blunted crack (after McMeeking[12]).

図 4. 2. 12-3 先端が鈍った亀裂前方の応力場における応力分布¹⁴⁵

また、国内 PWR プラント監視試験で取得した中性子照射後の破壊靱性データを用いてワイブルプロットした結果を図 4. 2. 12-4 及び図 4. 2. 12-5 に示す。鍛鋼品の材料毎のプロットは、直線ではないものの、概ね形状母数 4 の直線に乗っている。また、全材料のプロットも同様に概ね形状母数 4 の直線に乗っている。なお、圧延材と溶接金属については、データが提示されなかった。

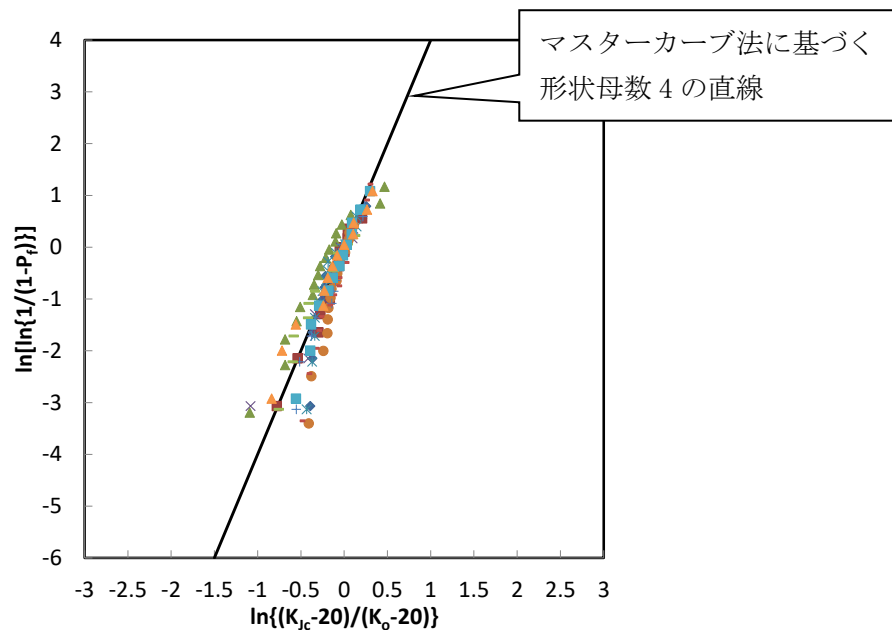


図 4. 2. 12-4 鍛鋼品の中性子照射後破壊靱性データのワイブルプロット(材料毎)¹⁴⁷

¹⁴⁷ 第 4 回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 4-1 図 3-1

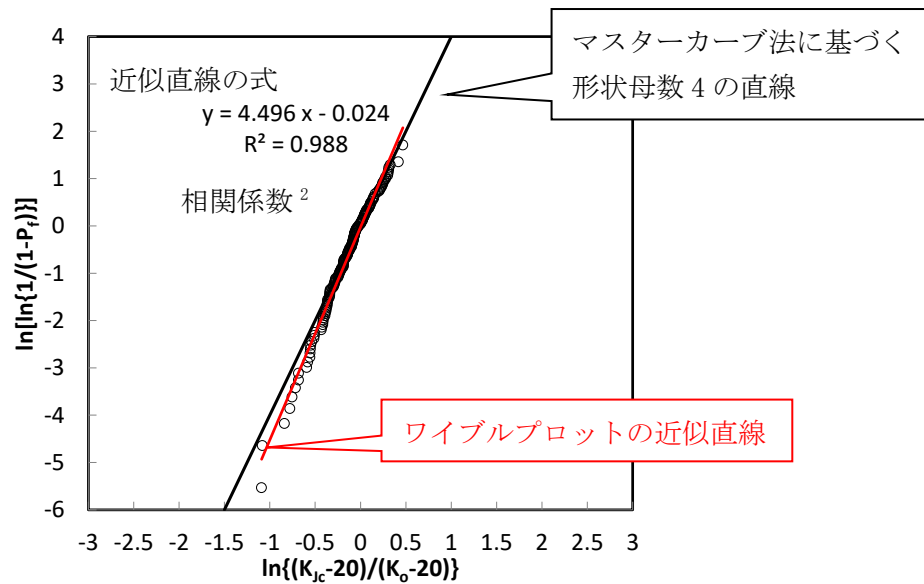


図 4.2.12-5 鍛鋼品の中性子照射後破壊靱性データのワイブルプロット(全材料)¹⁴⁸

4. 2. 13 試験片寸法の補正

(1) 規定内容

MCT-5114 試験片寸法の補正

試験片の寸法効果は、(16)式により補正する。

$$K_{Jc(x)} = K_{min} + [K_{Jc(o)} - K_{min}] \left(\frac{B_o}{B_x} \right)^{1/4} \quad (16)$$

ここで、 B_o は試験片厚さ、 B_x は補正対象の試験片厚さ、 $K_{Jc(o)}$ 、 $K_{Jc(x)}$ は試験片寸法 B_o 及び B_x に対する K_{Jc} である。

(2) 検討の結果

「MCT-5114 試験片寸法の補正」において、試験片寸法の補正が(16)式として規定されている。この式を用いて、「MCT-5121 全て有効データで評価する場合の K_o の算出」に規定されているように、試験片厚さを 1T ($B=25.4$ mm) に等価なデータに変換する必要がある。

Mini-C(T)試験片の場合、初期亀裂長さ(約 4 mm)に対して最大 0.5 mm のばらつき(初期亀裂長さの 12.5%)が許容されている。一方、1T-C(T)の場合には、初期亀裂長さ(約 25 mm)に対して最大で 1.27 mm(初期亀裂長さの 5%)のばらつきとなる。したがって、予亀裂前縁の形状を考えると、Mini-C(T)と 1T-C(T)では、湾曲が異なると考えられる(図 4.2.11-1 参照)。「MCT-4400 K_{Jc} の計算方法」以下に規定する破壊開始点 J_c の弾性成分 J_e は応力拡大係数 K_e (規程の(7)式)より算出するが、同式は a_o/W

¹⁴⁸ 第 4 回原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム資料 4-1 図 3-2

が C(T) 試験片の厚さ方向に一定としているので、試験片の寸法効果を補正する場合には相似形が確保される必要がある。(16)式による補正を行う場合、Mini-C(T) に対して亀裂前縁の湾曲を考慮せず、試験片寸法 B_0 を使用した場合に、1T 換算した際の T_0 に与える影響について、今後検討することが望まれる。

a_0 : 初期亀裂長さ [m]—機械切欠き長さ+疲労予亀裂長さを加えた長さ

4. 2. 1 4 暫定参照温度 T_{oQ} の算出

(1) 規定の内容

<p>MCT-5130 暫定参照温度 T_{oQ} の算出</p> <p>(19)式により求めた $K_{Jc(\text{med})}$ を用いて、(21)式で算出する。</p> $T_{oQ} = T - \left(\frac{1}{0.019} \right) \ln \left[\frac{K_{Jc(\text{med})} - 30}{70} \right] \quad (21)$ <p>$K_{Jc(\text{med})}$ の単位は $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$、$T_{oQ}$ の単位は $^{\circ}\text{C}$ である。MCT-5300 に示す有効性に関する要求が満たされるとき、T_{oQ} は T_0 となる。</p>
<p>MCT-5220 暫定参照温度 T_{oQ} の算出</p> <p>暫定参照温度 T_{oQ} の算出には K_{Jc} の有効データ、及び MCT-4340 による無効データのすべてを含めること。ただし、複数試験温度法における無効データの扱いは以下のとおりとする。</p> <p>(1)～(4) : 略</p> <p>K_{Jc} の有効データ及び無効データのすべてについて、(16)式により 1T 相当データに変換する。複数温度下の試験から暫定的な T_{oQ} を決定するには次式による。</p> $\sum_{i=1}^N \delta_i \frac{\exp[0.019(T_i - T_{oQ})]}{11.0 + 76.7 \exp[0.019(T_i - T_{oQ})]} - \sum_{i=1}^N \frac{(K_{Jc(i)} - 20)^4 \exp[0.019(T_i - T_{oQ})]}{\{11.0 + 76.7 \exp[0.019(T_i - T_{oQ})]\}^2} = 0 \quad (23)$ <p>ここで、N は試験片の個数、T_i は $K_{Jc(i)}$ に対応する試験温度である。$K_{Jc(i)}$ は K_{Jc} の有効データ、あるいは無効なデータを置換したダミーデータであり、いずれについても予め 1T 相当のデータに変換しておく。また、δ_i はデータが有効な場合に 1、無効なデータに対し 0 とする。(23)式を反復計算によって解いて T_{oQ} が得られる。評価例については附属書 F を参照のこと。</p>

(2) 検討の結果

暫定参照温度 T_{oQ} の算出式の妥当性を確認するため、「附属書 E(参考) T_0 の算出例(無効な K_{Jc} データを含む場合)」の値を用いてシミュレーションをした。同附属書において、「表 E.2 データセット」に基づく暫定参照温度は -91.8°C としている。同表に示す $K_{Jc(\text{limit})}$ ($=217.4 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$) の値と暫定参照温度の関係を図 4.2.14-1 に示す。 K_{Jc} 値がすべて有効データの範囲 ($K_{Jc(\text{limit})} > 250 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$) にある場合、暫定参照温度 T_{oQ} は一定であるが、無効なデータが 1 個でも増えると ($K_{Jc} = 225, 250 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$) それぞれ約 1°C 低下し、 $K_{Jc(\text{limit})}$ 値の低下に対して T_{oQ} は徐々に上昇している。データ数が多いと温度変化が小さくなりこの現象が解消される傾向にあるが、原子炉压力容器の供用期間中の

破壊靱性の確認に使用する試料は数が限られる。暫定参照温度については、今後対応の
要否も含めて検討することが望まれる。

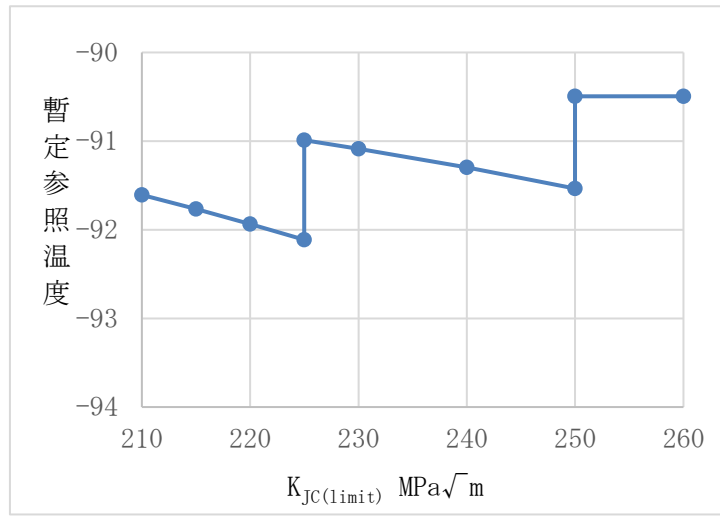


図 4.2.14-1 $K_{Jc(limit)}$ の値と暫定参照温度計算値の関係 (0.5T の場合)

5. まとめ

5. 1 破壊靱性の確認方法 2016

破壊靱性の確認方法 2016 の主な改訂点として、以下の 3 点が挙げられる。

- ① マスターカーブ法を取り入れ、破壊靱性遷移曲線の式を改訂した。
- ② PTS 評価に用いる仮想欠陥の位置を、炉心領域内表面からクラッド下に変更した。
- ③ 健全性評価の許容基準として、PTS 状態遷移曲線 (K_I) と破壊靱性遷移曲線 (K_{Ic}) が交差しないこと ($K_{Ic} > K_I$) の他に、これを満足しない場合には冷却過程で応力拡大係数が単調減少している時間域を評価対象から除外できると及びそれでも満足しない場合には容器の板厚内で亀裂の伝播の停止の有無を評価し、亀裂が容器の板厚を貫通しないことを確認することを追加した。

(1) マスターカーブ法を取り入れた破壊靱性遷移曲線について

マスターカーブ法は、破壊靱性の不確定性を評価しようとする技術の発展に伴い開発された手法であり、国際的に使用されている。本技術評価においては、マスターカーブ法を元にして制定された破壊靱性遷移曲線の式について、中性子照射脆化した国内プラント材料においても適用が可能であるか等について検討を行った。日本電気協会の検討内容について技術的根拠の説明を受けた結果、以下の点が見いだされた。

- ① 5%信頼下限を用いて T_0 式及び T_{r30} 式を設定したことは、それらの式を下回るデータが 5%あることを前提としており、その妥当性については、規格策定者による論理的な説明が必要である。
- ② T_0 式の適用性に関して、鍛鋼品については 220 個のデータを用いて検討がなされた¹⁴⁹が、圧延材及び溶接金属についてはデータ数が少なく検討されていない。国内の材料規格と同等の国外の材料を用いた試験データや国産材の試験炉照射データ等を用いた検討が行われることが期待される。
- ③ K_{Ic} 式と T_{r30} 式の破損確率を比較すると、鍛鋼品及び溶接金属については K_{Ic} 式の方が低くなっていたが、圧延材については高くなっており傾向が異なる。しかし、その理由については検討されていない。
- ④ T_{r30} 式に使用する補正温度 ΔT_t の決定に用いたデータは、中性子照射量が $5 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 以上のデータである。これに関し、日本電気協会が $2.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 以上 $\sim 7 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 以上のデータ範囲で同様の検討を行ったところ、中性子照射量が高いデータを用いると鍛鋼品及び溶接金属については ΔT_t が高くなり定数にならないが、その理由については検討されていない。

これらは、 T_0 式及び T_{r30} 式にはまだ説明されていない技術的な論点があることを示しており、現時点において規制における適用性を判断することは、時期尚早である考える。

(2) 仮想欠陥の想定について

破壊靱性の確認方法 2016 においては、原子炉压力容器の実態を考慮して、仮想欠陥をクラッドの下に想定することとしている。これについて、実際にどのように評価するのか

¹⁴⁹ 鍛鋼品のワイブル分布の形状母数は、概ね 4 であった。

を確認した。日本電気協会の検討内容について技術的根拠の説明を受けた結果、以下の点について確認が十分に行えなかった。

- ✓ クラッドがある場合の応力拡大係数の計算は、破壊靱性の確認方法 2016 に規定されているが、クラッドの材料特性に関する規定がない。材料特性が国内プラントの実機のクラッドを代表しているか、クラッドに対する制限の要否等について検討が必要である。
- ✓ 詳細評価において、溶接金属に対する仮想欠陥の方向として、従来軸方向としていたものを溶接線方向に変更しているが、周溶接に対しては、周方向の欠陥を想定することとなることに対する妥当性。

これらにより、仮想欠陥の想定にクラッドを考慮することについての妥当性は判断できなかった。

(3) 健全性評価の許容基準として、破壊靱性遷移曲線が PTS 状態遷移曲線と交差する場合の基準を規定したことについて

破壊靱性の確認方法 2016 においては、破壊靱性遷移曲線と PTS 状態遷移曲線が交差する場合の許容基準が設定された。これについて、どのような検討に基づいたものであるかを確認した。日本電気協会の検討内容について技術的根拠の説明を受けた結果、

国内照射材において、クラッド下半楕円欠陥に対して熱衝撃による温度勾配が生じる状態や 2 軸応力が負荷される状態で高温予荷重効果が生じるか確認が十分に行えなかった。

これらにより、破壊靱性遷移曲線が PTS 状態遷移曲線と交差する場合の基準についての妥当性は判断できなかった。

5. 2 参照温度試験方法 2015

ASTM E1921 のマスターカーブ法を参考として、原子炉圧力容器鋼材の監視試験片が使用可能となる Mini-C(T) 試験片を含む破壊靱性参照温度 T_0 の決定のための試験方法について技術評価を行った。日本電気協会の検討内容について技術的根拠の説明を受けた結果、以下のとおりであった。

- ① SE(B) と DC(T) は、技術的根拠が提示されなかった。
- ② Mini-C(T) は、以下の点が見いだされた。
 - ✓ 試験片の寸法（ノッチ）について、寸法許容差を含めて規定されていない部分があり、今後規定することが望まれる。
 - ✓ 予亀裂形状等が C(T) 試験片と相似形になっていないため、これが試験片厚を 1T に換算する際に与える影響を評価することが望まれる。
 - ✓ 参照温度 T_0 の標準偏差に ASTM E1921 で考慮されている σ_{exp} （試験に依存する不確かさの定数、4°C）が考慮されていないことの妥当性の説明が望まれる。
 - ✓ 無効データを含む暫定参照温度 T_{0q} の算出方法において、データ個数によって T_{0q} の値にギャップが生じることの解消の必要性の検討が望まれる。

参照温度試験方法 2015 については、多くの規定で技術的説明がなされ、上記の項目についての検討が望まれるものの、概ね妥当性を確認することができた。

5. 3 今後の技術評価における視点

(1) 規格の一貫性

破壊靱性の確認方法 2016 には、供用状態 C 及び D における破壊靱性遷移曲線として、マスターカーブ法を参考とした式が導入された。この式は、信頼下限が 5% となるよう設定されたものであり、確率論的手法であるが、供用状態 A 及び B の式は変更されておらず、確率論的考え方に基づく評価とそうでないものが混在している。同様に、供用状態 C 及び D において、クラッドがあるものとした評価を導入しているが、供用状態 A 及び B はクラッドがないものとして評価することとされており、規格としての不整合が存在する。今後の技術評価においては、規格全体として整合が図られ、一貫性のあるものとなっているかについても確認することとする。

(2) 技術的根拠

破壊靱性の評価は、脆性破壊の発生を防ぐために行われるものであり、原子力の安全にとって重要な評価である。規格の改訂に当たって用いる技術的根拠には、一定水準の技術的評価が行われたもの（例えば、査読された論文）を用い、恣意的な説明と受け取られないよう偏りのない説明がなされることが望ましい。また、本技術評価において、限定で公開されている論文が重要な技術的根拠の一部となっていた。重要な技術的根拠については、誰もが検証できるよう公開性の高い論文を用いられていることが望ましい。今後の技術評価においては、技術的根拠の信頼性及び公開性についても確認することとする。

5. 4 技術評価におけるその他の論点と要望

(1) 規格の統一性について

原子炉容器の PTS 評価には照射脆化の予測が不可欠であり、破壊靱性の確認試験方法 2007 又は破壊靱性の確認方法 2016 は、監視試験方法の脆化予測式を使用している。また、監視試験方法は、破壊靱性の確認試験方法 2007 又は破壊靱性の確認方法 2016 にしか用いられない規格である。このような関係にある両規格について、例えば、 T_{r30} 式では鍛鋼品、圧延材及び溶接金属それぞれ補正值 $\Delta T t$ の値を与える一方で、監視試験方法では鍛鋼品、圧延材及び溶接金属に関わりなく一つの式で脆化を予測していることは、規格間の整合が図られていないといえる。また、 T_0 式は、 RT_{MDT} 計算値を用いているが、規格の統一性の観点からは、監視試験方法において T_{r30} 、 T_0 の予測法が決まることが望ましい。

(2) ASTM E1921 の改定動向を踏まえた検討について

参照温度試験方法 2015 が参照する ASTM E1921 の改定動向を踏まえ、以下 (a) ~ (c) について改定の必要性を検討することが望まれる。

(a) ノッチの形状について

参照温度試験方法 2015 では、「MCT-3220 疲労予亀裂の導入手順」において、直線状ノッチ、狭隘ノッチそれぞれの最大ノッチ幅を C(T) 試験片に対して 0.063W、0.01W とし、Mini-C(T) に対してそれぞれ 0.5 mm、0.25 mm としている。ASTM E1921-19b (最新版) では、全ての試験片に対して 0.063W を超えないこととしており、異なる基準になっている。また、最小疲労予亀裂長さについて、参照温度試験方法 2015 では、C(T) 試験片に対して直線状ノッチでは 1.3 mm と 0.05B のいずれか大きい方、狭隘ノッチでは 0.6 mm と 0.025B のいずれか大きい方とし、Mini-C(T) に対しては直線状ノッチ、狭隘ノッチ共に 0.6 mm 以上としている。これに対して ASTM E1921-19b では、最小疲労予亀裂長さがノッチ幅の 1/2、 $\Delta a_{sh} + \Delta a_f$ (予亀裂導入時の塑性域を考慮した長さ)、あるいは 0.25 mm のいずれか大きいもの以上、予亀裂長さ + ノッチ先端長さがノッチ幅の 2 倍以上と規定されている。

(b) ポップインについて

参照温度試験方法 2015 の「MCT-4330 ポップインの評価」では、ASTM E1921-12 (2012 年版) と同様に、荷重-変位関係において、不連続が現れた後の弾性コンプライアンスの初期弾性コンプライアンスに対する比 C_i/C_0 を求め、これが次式を満たす場合にポップインが生じたものと判定する規定となっている。

$$\frac{C_i}{C_0} > \left[1 + 0.01\eta \left(\frac{W}{a_0} - 1 \right)^{-1} \right]$$

ここで、 a_0 は初期亀裂長さ、 η は試験片の形状毎に決まるパラメータである。

これに対して ASTM E1921-19b では、複数回のポップインを考慮した評価が可能な以

下の式を規定している。

$$1 - C_0 \left(\frac{P_n - y_n}{v_n - x_n} \right) \geq 0.02$$

nは評価対象の一連のポップインの回数、 P_n 、 v_n はn回目のポップインにおける荷重及び弾性変位、 y_n 、 x_n はn回目のポップインにおける荷重の低下量及び変位の増加量である。

(c) 材料の非均質性の確認について

参照温度試験方法 2015 の解説 MCT-1100 では、非均質材について、累積損傷確率の2～98%の範囲から外れるデータが存在する場合に非均質材である可能性があるため、注意が必要としている。ASTM E1921-19b では、非均質性に関してスクリーニング基準が規定されており、データセットが巨視的に不均質なものかどうかを判断した上で、詳細な分析を実施することができるとされている。すなわち、試験データ数が20個未満では簡素化された手法を用い、試験データ数が20以上の場合には、破壊靱性が複数の分布を有しているかどうかについて確認し、低靱性側の破壊靱性分布を用いて評価することで、保守的な参照温度を設定できるとされている。

添付資料－ 1 別表 1～10

別表 1 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求に関する規定内容の変更点

破壊靱性の確認方法 2016				破壊靱性の確認試験方法 2007			
RF-4100 耐圧・漏えい試験並びに供用状態 A 及び B に対する健全性評価				FB-4100 原子炉压力容器に対する供用期間中の耐圧・漏えい試験及び運転条件の制限			
RF-4110 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求							
<p>(1) 原子炉压力容器の耐圧・漏えい試験並びに供用状態 A 及び B (耐圧・漏えい試験を除く) に対する圧力・温度制限及び最低温度要求は RT_{NDT}, 供用状態及び負荷される圧力の程度により異なる。<u>表-RF-4110-1 に示す各供用状態に対して圧力・温度制限の要求又は最低温度要求のいずれかを満足すること。ただし, 炉心領域については, 圧力・温度制限の要求を満足すること。</u></p> <p>(2) 原子炉压力容器は, 炉心領域材料 (圧延材, 鍛鋼品, 溶接金属) の監視試験結果を含む中性子照射の影響を考慮して, 供用期間中の耐圧・漏えい試験及び運転条件の制限を設けること。中性子照射の影響は, <u>RF-4120 に規定する最大仮想欠陥最深部における照射条件で評価すること。この際, すべての炉心領域材料の中で最も高くなる RT_{NDT} 調整値を用いること。</u></p>				<p>(1) 原子炉压力容器の耐圧・漏えい試験及び供用状態 A 及び B (耐圧・漏えい試験を除く) の圧力・温度制限及び最低温度要求は RT_{NDT}, 供用状態, 負荷される圧力の程度, <u>燃料の装荷の有無及び炉心が臨界か否かにより異なる。各供用状態に対する圧力・温度制限及び耐圧・漏えい試験の最低温度要求は表-FB-4100-1 を満足すること。</u></p> <p>(2) 原子炉压力容器は, 炉心領域材料 (板, 鍛造品, 溶接部) の監視試験結果を含む中性子照射の影響を考慮して, 供用期間中の耐圧・漏えい試験及び運転条件の制限を設けること。中性子照射の影響は, <u>附属書 A に記載の最大仮想欠陥のき裂先端における照射条件で評価すること。この際, すべての炉心領域材料の中で最も高くなる RT_{NDT} 調整値を用いること。</u></p>			
表-RF-4110-1 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求				表-FB-4100-1 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求			
供用状態	原子炉压力容器の圧力 (注)1.	圧力・温度制限の要求	最低温度要求(注)2., 3.	供用状態	原子炉压力容器の圧力 (注)1.	圧力・温度制限の要求	最低温度要求

耐圧・漏えい試験	燃料装荷後・炉心が未臨界	$\leq 20\%$	RF-4120により求まる圧力・温度制限	ボルト締付け荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33^{\circ}\text{C}$	耐圧・漏えい試験 (未臨界)	燃料装荷後	$\leq 20\%$	(附属書Aあるいは同等の方法)により求まる圧力・温度制限	ボルト締付け荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33^{\circ}\text{C}$
		$> 20\%$		(ボルト締付け荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 50^{\circ}\text{C}$) と (ボルト締付け荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT_{NDT}) の高い方			$> 20\%$	同上	(ボルト締付け荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 50^{\circ}\text{C}$) と (ボルト締付け荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT_{NDT}) の高い方
(削除)				燃料装荷前 (注)2.			すべて	二	圧力容器材料の最も高い $RT_{NDT} + 33^{\circ}\text{C}$
供用状態A及びB (耐圧・漏えい試験を除く)	炉心が未臨界	$\leq 20\%$	RF-4120により求まる圧力・温度制限	ボルト締付け荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33^{\circ}\text{C}$	供用状態A及びB (耐圧・漏えい試験を除く)	炉心が未臨界	$\leq 20\%$	(附属書Aあるいは同等の方法)により求まる圧力・温度制限	ボルト締付け荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33^{\circ}\text{C}$
		$> 20\%$		(ボルト締付け荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 67^{\circ}\text{C}$) と (ボルト締付け荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT_{NDT}) の高い方			$> 20\%$	同上	(ボルト締付け荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 67^{\circ}\text{C}$) と (ボルト締付け荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT_{NDT}) の高い方

	炉心が臨界	≦ 20%	RF-4120により求まる圧力・温度制限の温度に22℃を加えた圧力・温度制限	（「耐圧・漏えい試験」に対して要求される温度）と（ボルト締付け荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 22℃$ ）の高い方 ただし、沸騰水型原子炉圧力容器において、通常水位内での運転がなされる場合は、（ボルト締付け荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33℃$ ）の要求を満たすこと。	炉心が臨界	≦ 20%	（附属書Aあるいは同等の方法）により求まる圧力・温度制限の温度に22℃を加えた圧力・温度制限	（「耐圧・漏えい試験」に対して要求される温度）と（ボルト締付け荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 22℃$ ）の高い方 ただし、沸騰水型原子炉圧力容器において、通常水位内での運転がなされる場合は、（ボルト締付け荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33℃$ ）の要求を満たすこと。
		> 20%		（「耐圧・漏えい試験」に対して要求される温度）と（ボルト締付け荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 89℃$ ）の高い方		炉心が臨界		> 20%
<p>(注) 1. 供用前の水圧試験圧力に対する比率</p> <p>2. 昭和 55 年 10 月 30 日までに原子炉設置許可を受けた原子力発電所用原子炉圧力容器は、RT_{NDT}に代わり NDT 温度を用いてもよい。</p> <p>3. 炉心領域材料の RT_{NDT}は RT_{NDT}調整値を用いること。</p>				<p>(注) 1. 供用前の水圧試験圧力に対する比率</p> <p>(注) 2. 供用前の水圧試験のみ</p>				

別表2 最大仮想欠陥に関する規定内容の変更点

破壊靱性の確認方法 2016	破壊靱性の確認試験方法 2007
<p>RF-4122 最大仮想欠陥</p> <p>最大仮想欠陥は最大主応力方向に垂直な鋭い半楕円形の表面欠陥とする。最大仮想欠陥寸法は(1)から(4)とする。<u>ただし、より小さな最大仮想欠陥を保証できる場合は、より小さな欠陥を最大仮想欠陥として用いてもよい。</u></p> <p>(1) $60\text{mm} \leq t < 100\text{mm}$ の胴部 <u>最大仮想欠陥深さは 25mm, 長さは 150mm とする。</u></p> <p>(2) $100\text{mm} \leq t \leq 300\text{mm}$ の胴部 <u>最大仮想欠陥深さは $0.25t$, 長さは $1.5t$ とする。</u></p> <p>(3) $t > 300\text{mm}$ の胴部 <u>最大仮想欠陥深さは 75mm, 長さは 450mm とする。</u></p> <p>(4) ノズル内面コーナ一部 <u>最大仮想欠陥深さ及び長さは t に応じて(1)～(3)の寸法の 1/4 とする。</u></p>	<p>A-3223 最大仮想欠陥</p> <p>最大仮想欠陥は最大応力に垂直な鋭い半楕円形の表面欠陥とする。最大仮想欠陥寸法は(1)から(4)とする。</p> <p>(1) $60\text{ mm} \leq t < 100\text{ mm}$ 仮想欠陥深さは 25 mm, 長さは 150 mm とする。</p> <p>(2) $100\text{ mm} \leq t \leq 300\text{ mm}$ 仮想欠陥深さは $0.25t$, 長さは $1.5t$ とする。</p> <p>(3) $t > 300\text{ mm}$ 仮想欠陥深さは 75 mm, 長さは 450 mm とする。</p> <p>(4) ノズル内面コーナ部 仮想欠陥深さは(1)～(3)による。<u>(tは胴部の母材の板厚)</u></p>

別表3 原子炉圧力容器に対する破壊靱性の要求に関する規定内容の変更点

破壊靱性の確認方法 2016	破壊靱性の確認試験方法 2007
<p>RF-4210 原子炉圧力容器に対する破壊靱性の要求</p> <p><u>加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域材料は、供用状態 C 及び D に対して中性子照射の影響を考慮して以下の評価を行い、許容基準を満足すること。</u></p> <p><u>(1) RF-4220 の一般評価を実施する。RF-4223 の許容基準を満足しない場合は、RF-4230 の詳細評価を実施する。</u></p> <p><u>(2) RF-4233 の許容基準を満足しない場合は、RF-4240 に示す是正措置を実施して、再度 RF-4220 の一般評価又は RF-4230 の詳細評価を実施する。</u></p> <p><u>RF-4220 の一般評価の評価手順を図-RF-4210-1 に、RF-4230 の詳細評価の評価手順を図-RF-4210-2 に示す。</u></p>	<p>FB-4200 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の要求</p> <p>(1) (略)</p> <p>a. (略)</p> <p>b. <u>加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部の使用状態 C 及び D における破壊靱性の妥当性は、供用期間中における照射脆化の影響を考慮した破壊力学評価等（附属書 C あるいは同等の方法）を用いて確認すること。</u></p> <p>附属書 C 供用状態 C、D における加圧水型原子炉圧力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法</p> <p>C-1000 適用範囲</p> <p><u>加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部の非延性破壊に対して供用状態 C、D で最も厳しい条件として PTS (Pressurized Thermal Shock 加圧熱衝撃) 事象 (小破断冷却材喪失事故, 主蒸気管破断事故等) があるが、これに対する評価手法を示す。この評価手法は、(財) 発電設備技術検査協会 (現, 独立行政法人原子力安全基盤機構) の「原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験実施委員会」で開発された手法をベースに標準化した。</u></p>

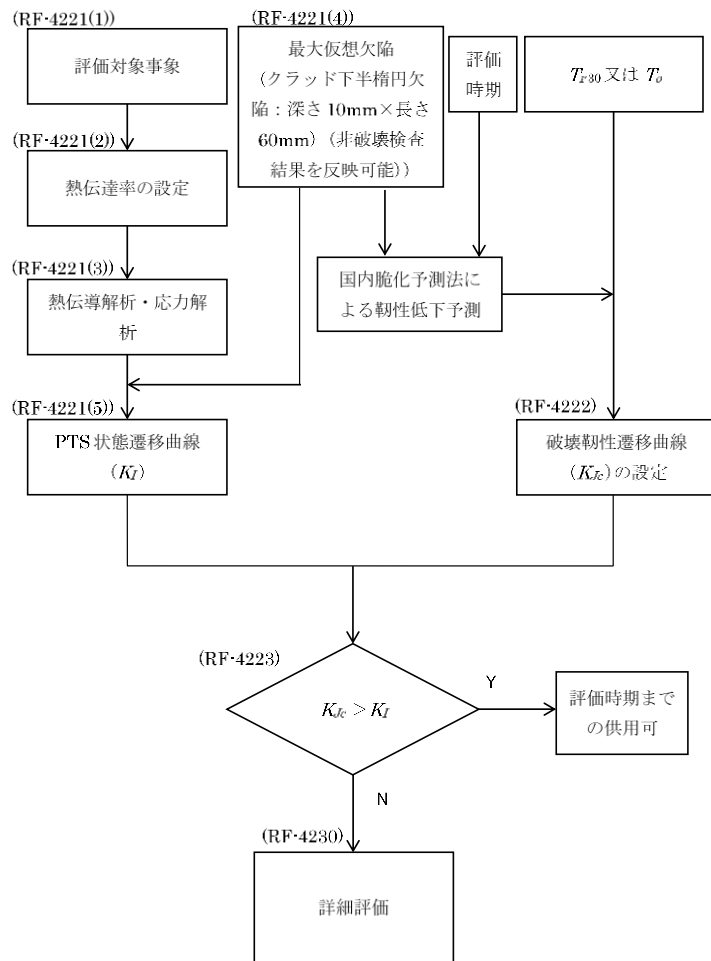


図-RF-4210-1 一般評価の評価手順

(新設)

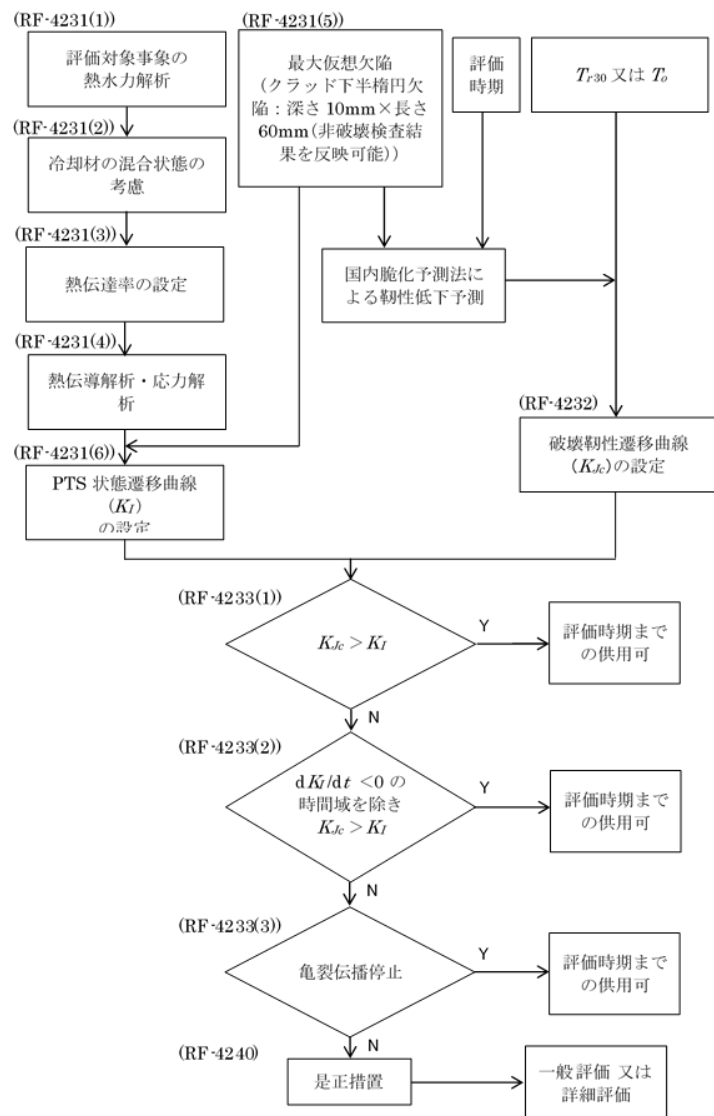
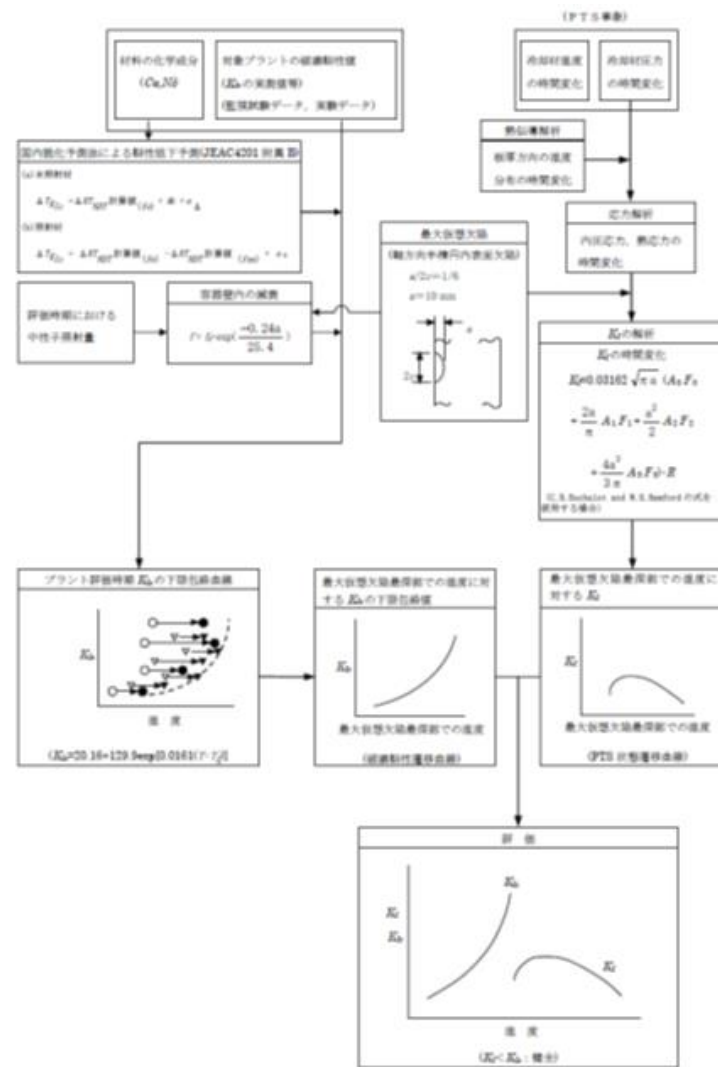


図-RF-4210-2 詳細評価の評価手順



附属書図 C-3320-1 PTS 事象に対する評価フロー

別表4 PTS 状態遷移曲線の設定に関する規定内容の変更点

破壊靱性の確認方法 2016	破壊靱性の確認試験方法 2007
<p>RF-4220 一般評価</p> <p>RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定</p> <p>(1) 評価対象事象</p> <p>評価対象事象の想定する温度過渡は、非常用炉心冷却系統の作動による安全注入を想定し、原子炉压力容器炉心領域の接液水の温度が1次冷却材の通常運転温度から安全注入水の水温まで瞬時に変化する過渡とする。</p> <p>なお、想定する圧力過渡は事象発生直後に大気圧に変化するとしてもよい。</p> <p>(2) 熱伝達率の設定</p> <p>1次冷却材と原子炉压力容器クラッドとの間の熱伝達率は、上向きの自然対流と下向きの強制対流が共存する影響を考慮した Jackson-Fewster 式で評価する。</p> $Nu / Nu_0 = \{1 + 4500 \overline{Gr} / (Re^{2.625} Pr^{0.5})\}^{0.31} \quad (7)$ <p>(3) 熱伝導解析及び応力解析</p> <p>(1)及び(2)で設定した接液水の温度及び熱伝達率の時間変化に基づいて、原子炉压力容器炉心領域部の熱伝導解析及び応力解析を行い、原子炉压力容器の厚さ方向の温度分布及び最大仮想欠陥を含む面に垂直な方向の応力分布の時間変化を求める。</p> <p>応力解析においては、クラッドと母材（又は溶接金属）の熱膨張差により生じる応力を考慮するとともに、母材についてはクラッド</p>	<p>(新設)</p>

<p>溶接による残留応力，溶接金属についてはクラッド溶接及び継手溶接による残留応力を考慮する。</p> <p>(4) 最大仮想欠陥</p> <p>原子炉圧力容器炉心領域内面のクラッド下に深さ10mm,長さ60mmの半楕円欠陥を想定する。最大仮想欠陥の方向は軸方向とする。原子炉圧力容器炉心領域に対する非破壊試験の結果，より小さな最大仮想欠陥を保証できる場合は，より小さな欠陥を最大仮想欠陥として用いてもよい。</p> <p>(5) PTS 状態遷移曲線の設定</p> <p>最大仮想欠陥を含む面に垂直な方向の応力分布に基づいて，附属書CのC-5000に従って(4)で設定した最大仮想欠陥最深部での応力拡大係数 K_I を算出する。(3)の応力解析を有限要素法で実施する場合には，最大仮想欠陥をモデル化して最大仮想欠陥最深部での応力拡大係数 K_I を有限要素法により算出してもよい。</p> <p>最大仮想欠陥最深部での温度及び応力拡大係数 K_I の時間変化に基づき，横軸を最大仮想欠陥最深部の温度，縦軸を K_I として，K_I と温度の推移を示す PTS 状態遷移曲線を設定する。</p>	
<p>RF-4230 詳細評価</p> <p>RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定</p> <p>(1) 評価対象事象の熱水力解析</p> <p><u>供用状態C及びDのうち，温度低下が大きい事象又は温度低下とともに圧力が高く維持される事象として，大破断冷却材喪失事故，小破断冷却材喪失事故及び主蒸気管破断事故を評価対象事象</u></p>	<p>C-3000 加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する個別の詳細評価</p> <p>プラントの個別の評価手法を以下に示す。</p> <p>C-3100 PTS 状態遷移曲線の設定</p> <p>C-3110 評価事象の熱水力解析</p> <p>(1) <u>評価対象プラントについて，供用状態C，Dの過渡事象からPTS事象を選定する。</u>ここで，PTS事象の選定にあたり，配管破損防護</p>

とする。

ここで、配管破損防護設計により破断前漏えい(LBB)概念の適用が認められているプラントにおいては、LBB 概念に基づく配管破損形態により設定した過渡を評価対象事象としてもよい。

選定された事象に対して熱水力解析を行い、原子炉压力容器の炉心領域部に流入する 1 次冷却材温度、圧力及び流量の時間変化を求める。

(2) 冷却材の混合状態の考慮

1 次冷却材ループ流が停止する事象については、以下の式により、冷却材の部分混合を考慮し、原子炉压力容器炉心領域部における接液水の温度の過渡変化を評価すること。

・ $R_i \leq 100$ のとき

$$\frac{T_D - T_L}{T_S - T_L} = 1 - 0.526 R_i^{0.101} \exp(-1.86 \times 10^{-2} R_i^{-0.146} t^*) \quad (13)$$

・ $R_i > 100$ のとき

$$\frac{T_D - T_L}{T_S - T_L} = 1 - 0.838 \exp(-9.5 \times 10^{-3} t^*) \quad (14)$$

ただし、数値流体力学 (CFD: Computational Fluid Dynamics) 解析や試験等により 1 次冷却材の混合状態が適切に把握されている場合には、それらの結果から設定した手法により評価してもよい。

(3) 熱伝達率の設定

RF-4221 (2) と同様に熱伝達率を設定する。

設計により破断前漏えい (LBB) 概念の適用が認められているプラントにおいては、破断前漏えい概念に基づく配管破損形態により設定した過渡とすることができる。

PTS 事象として具体的な事象が特定されない場合は、主蒸気管破断事故、小破断冷却材喪失事故 (小破断 LOCA) 及び大破断冷却材喪失事故 (大破断 LOCA) を対象とする。

選定された PTS 事象に対して、原子炉压力容器の炉心領域部での 1 次冷却材温度、圧力及び流量の過渡について熱水力解析を行う。

(2) 1 次冷却材温度は原子炉压力容器炉心領域部近傍の温度で評価する必要がある。1 次冷却材ループ流が停止する事象については、(1) 及び(2) 式により、冷却材の混合評価を行い原子炉压力容器壁近傍の温度を評価する。

・ $R_i \leq 100$ のとき

$$\frac{T_D - T_L}{T_S - T_L} = 1 - 0.526 R_i^{0.101} \exp(-1.86 \times 10^{-2} R_i^{-0.146} t^*) \quad (1)$$

・ $R_i > 100$ のとき

$$\frac{T_D - T_L}{T_S - T_L} = 1 - 0.838 \exp(-9.5 \times 10^{-3} t^*) \quad (2)$$

C-3120 PTS 状態遷移曲線の設定

(4) 熱伝導解析及び応力解析

RF-4221(3)と同様に熱伝導解析及び応力解析を実施し、原子炉圧力容器の厚さ方向の温度分布及び最大仮想欠陥を含む面に垂直な方向の応力分布の時間変化を求める。

(5) 最大仮想欠陥

原子炉圧力容器炉心領域内面のクラッド下に深さ 10mm、長さ 60mm の半楕円欠陥を想定する。最大仮想欠陥の方向は、母材に対して軸方向、溶接金属に対して溶接線方向とする。原子炉圧力容器炉心領域に対する非破壊試験の結果、より小さな最大仮想欠陥を保證できる場合は、より小さな欠陥を最大仮想欠陥として用いてもよい。

(6) PTS 状態遷移曲線の設定

RF-4221(5)と同様に PTS 状態遷移曲線を設定する。

(2) 応力解析のうち、熱応力については熱伝導解析により求めた原子炉圧力容器壁内の温度分布の時間変化に基づいて設定するが、1 次冷却材の温度変化から原子炉圧力容器の温度変化を解析する際、原子炉圧力容器近傍で上向きと下向きの自然対流と下向きの強制対流が共存するケースの熱伝達率は、以下に示す Jackson-Fewster 式で評価する。

$$Nu / Nu_0 = [1 + 4500 \overline{Gr} / Re^{2.625} Pr^{0.5}]^{0.31} \quad (3)$$

C-3310 最大仮想欠陥

原子炉圧力容器炉心領域内表面に深さ 10 mm、長さ 60 mm の軸方向の半楕円表面欠陥を想定する。

C-3120 PTS 状態遷移曲線の設定

(3) 応力解析により設定された原子炉圧力容器壁内の応力分布に基づいて最大仮想欠陥(深さ)最深部での応力拡大係数を(4)式⁽¹⁾にしたがって算出する。また、(4)式の代わりに、附属書 F の F-3200 に示す式でも算出できる。

$$K_I = 0.03162 \sqrt{\pi a} (A_0 F_0 + \frac{2a}{\pi} A_1 F_1 + \frac{a^2}{2} A_2 F_2 + \frac{4a^3}{3\pi} A_3 F_3) \cdot R \quad (4)$$

$$R = \frac{A_0 \frac{\vartheta_1}{\phi_1} + aA_1 \frac{\vartheta_2}{\phi_2} + a^2 A_2 \frac{\vartheta_3}{\phi_3} + a^3 A_3 \frac{\vartheta_4}{\phi_4}}{A_0 + \frac{a}{2} A_1 + \frac{a^2}{2} A_2 + \frac{3}{8} a^3 A_3} \quad (5)$$

$$\underline{\vartheta_1 = \vartheta_2 = \vartheta_3 = \vartheta_4 = 1} \quad (6)$$

別表5 破壊靱性遷移曲線に関する規定内容の変更点

破壊靱性の確認方法 2016	破壊靱性の確認試験方法 2007
(削除)	<p>C-3220 破壊靱性遷移曲線の設定</p> <p>(1) 対象とする原子炉圧力容器の炉心領域材料について、評価時期における破壊靱性遷移曲線を設定する。</p> <p>(2) 対象とする原子炉圧力容器炉心領域材料の破壊靱性データ（照射前後の K_{Ic} 実測値等）を、附属書図 C-3220-1 等に示すように温度軸に対して平行に移行させ、プラント評価時期における中性子照射による破壊靱性低下量を予測し、これらのデータを下限包絡する(8)式を設定する。ただし、原子炉圧力容器の温度は0℃未満となることはないので、0℃以上の温度範囲の破壊靱性データを対象とすればよい。これが破壊靱性遷移曲線となる。</p> $K_{Ic} = 20.16 + 129.9 \exp[0.0161(T - T_p)] \quad (8)$ <p>なお、破壊靱性 (K_{Ic}) データの移行量 ($\Delta T_{K_{Ic}}$) はC-3230 及びC-3240 に示す手順で求める。</p> <p>C-3230 破壊靱性 (K_{Ic}) の実測値がある場合</p> <p>(1) 監視試験の回数が1回以下の場合</p> <p>(a) 未照射材の K_{Ic} データ（附属書図 C-3230-1 参照）</p> $\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値}(f_e) + 2\sigma_\Delta \quad (9)$ <p>(b) 照射材の K_{Ic} データ（附属書図 C-3230-2 参照）</p> $\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値}(f_e) - \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値}(f_m) + 2\sigma_\Delta \quad (10)$ <p>(2) 監視試験の回数が2回以上の場合</p> <p>(a) 未照射材の K_{Ic} データ（附属書図C-3230-3参照）</p> $\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値}(f_e) + M_c + \sigma_\Delta \quad (11)$ <p>(b) 照射材の K_{Ic} データ（附属書図 C-3230-4 参照）</p> $\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値}(f_e) - \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値}(f_m) + \sigma_\Delta \quad (12)$

	<p>C-3240 破壊靱性 (K_{Ic}) の実測値がない場合</p> <p>破壊靱性 (K_{Ic}) の実測値がない場合は、その材料を代表する K_{Ic} 曲線により破壊靱性遷移曲線を設定する。</p> <p>例えば、附属書 A の A-3222 に与えられた K_{Ic} 曲線を用いる場合、下記に示す手順でプラント評価時期の RT_{NDT} を求めて破壊靱性遷移曲線を設定することができる。</p> $RT_{NDT} = \text{初期 } RT_{NDT} + \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (fe) + 2\sigma_{\Delta} \quad (13)$
<p>RF-4222 破壊靱性遷移曲線の設定</p> <p>原子炉圧力容器の炉心領域材料について、中性子照射の影響を考慮し、評価時期における破壊靱性遷移曲線を設定する。</p> <p>(1) T_{r30} に基づく破壊靱性遷移曲線の設定</p> <p>以下の式により評価時期における破壊靱性遷移曲線を設定する。</p> $K_{Ic} = 25.2 + 36.6 \exp[0.019\{T - (T_{r30} + \Delta T_t)\}] \quad (8)$ $T_{r30} = T_{r30} \text{ 初期値} + \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値} + M_c + M_p \quad (9)$ <p>ここで、ΔT_t は母材 (圧延材) で -15°C、母材 (鍛鋼品) で 8°C、溶接金属で 14°C、M_p は 3°C とする。</p> <p>ΔRT_{NDT} 計算値及び M_c は、評価時期における最大仮想欠陥最深部の照射条件における値とし、JEAC 4201 の附属書 B により求める。ただし、2 個以上の監視試験による ΔRT_{NDT} の実測値がない場合には、M_c を 0 とする。</p> <p>(2) T_o に基づく破壊靱性遷移曲線の設定</p> <p>JEAC 4216 に準拠した T_o が取得されている場合には、以下の式により破壊靱性遷移曲線を設定してもよい。複数の照射条件について T_o が取得されている場合には、高い照射量の T_o を使用すること。</p> $K_{Ic} = 25.2 + 36.6 \exp[0.019\{T - (T_o + \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (d) + M_k)\}] \quad (10)$ $\Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (d) = \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (e) - \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (m) \quad (11)$	<p>(新設)</p>

$$M_k = 1.65 \times \{(\sigma_M^2 + \sigma_{T_0}^2 + \sigma^2)^{1/2} - \sigma_M\} \quad (12)$$

ここで、(10)式の{ ΔRT_{NDT} 計算値(d) + M_k }は T_0 に基づく破壊靱性遷移曲線の中性子照射による温度移行量であり、この温度移行量の求め方を図-RF-4222-1～図-RF-4222-3に示す。また、 σ_M は24℃、 σ は9.5℃、 σ_{T_0} は(2)式に従って求める。(2)式の $K_{Jc(med)}$ は、JEAC 4216の単一試験温度法の場合、JEAC 4216のMCT-5123で算出される値とし、複数試験温度法による場合、(3)式により等価な $K_{Jc(med)}^{eq}$ を算出すること。

T_0 決定に使用した試験片が受けた照射量以下の照射量に対して評価する場合には、 ΔRT_{NDT} 計算値(d)及び σ は0としてもよい。」

別表6 健全性評価の許容基準に関する規定内容の変更点

破壊靱性の確認方法 2016	破壊靱性の確認試験方法 2007
<p>RF-4220 一般評価 RF-4223 許容基準</p> <p>最大仮想欠陥最深部における PTS 状態遷移曲線 (K_I) 及び評価時期の最大仮想欠陥最深部の照射条件に対応する破壊靱性遷移曲線 (K_{Ic}) を比較し、両者が交差しなければ ($K_{Ic} > K_I$)、評価時期までの供用が許容される。両者が交差する場合には、RF-4230 に示す詳細評価を行わなければならない。</p>	<p>C-4000 加圧水型原子炉压力容器の炉心領域部に対する一般評価</p> <p>プラント個別の詳細評価の代わりに、以下の一般評価により評価することができる。</p> <p>評価する加圧水型原子炉压力容器炉心領域材料の照射前、照射後における実測 K_{Ic} 値又は K_{Ic} 曲線を、プラント評価時期での原子炉压力容器内表面の中性子照射量を受けた状態まで附属書図 C-3220-1 等に示すように温度軸に対して平行に移行させて、下記の K_{Ic} 評価式を満足することを確認する。</p> $(K_{Ic}) > 20.16 + 129.9 \exp[0.0161(T - 125)]$ <p>(14)</p> <p>ただし、原子炉压力容器の温度は 0°C未満となることはないので、0°C以上の温度範囲に対して評価する。</p> <p>破壊靱性 (K_{Ic}) データの移行量 ($\Delta T K_{Ic}$) は、C-3230 に示す手順で求める。</p> <p>なお、破壊靱性 (K_{Ic}) の実測値がない場合は、C-3240 に示す手順で破壊靱性遷移曲線を設定し、K_{Ic} 評価式と比較する。</p>
<p>RF-4230 詳細評価 RF-4233 許容基準</p> <p>以下の(1)、(2)、(3)のいずれかの許容基準を満足すれば、評価時期までの供用が許容される。</p> <p>(1) 非延性破壊発生に対する許容基準</p>	<p>C-3000 加圧水型原子炉压力容器の炉心領域部に対する個別の詳細評価</p> <p>C-3320 健全性評価</p> <p>最大仮想欠陥最深部における PTS 状態遷移曲線及びプラント評価時期に対応する破壊靱性遷移曲線を最大仮想欠陥最深部の温度で比較</p>

最大仮想欠陥最深部における PTS 状態遷移曲線(K_I)と評価時期の最大仮想欠陥最深部の照射条件に対応する破壊靱性遷移曲線(K_{Ic})とを比較し、両者が交差しないこと($K_{Ic} > K_I$)。

(2) 高温予荷重効果を考慮した非延性破壊発生に対する許容基準

(1)の許容基準を満足しない場合には、冷却過程で応力拡大係数が単調減少している時間域($dK_I/dt < 0$)を除外した最大仮想欠陥最深部における PTS 状態遷移曲線(K_I)と評価時期の最大仮想欠陥最深部の照射条件に対応する破壊靱性遷移曲線(K_{Ic})とを比較し、両者が交差しないこと($K_{Ic} > K_I$)。

(3) 亀裂の板厚貫通有無に対する許容基準

(2)の許容基準を満足しない場合、容器の板厚内で亀裂の伝播が停止すること。停止する場合には、その後の時刻において(2)の許容基準に従う非延性破壊の発生及び発生した亀裂の伝播停止の有無も評価し、亀裂が容器の板厚を貫通しないこと。ただし、亀裂の伝播が停止する位置が厚さの75%を超える場合には容器の板厚を貫通すると評価する。なお、亀裂は保守的に深さ一定の長い表面亀裂とみなして評価してもよい。

K_I が以下の条件を満たす亀裂深さで亀裂の伝播は停止すると判断される。

$$K_I \leq K_{Ia} \dots \dots \dots (15)$$

ここで、 K_{Ia} は板厚内での中性子照射量の減衰を考慮した亀裂先端位置における平面ひずみ亀裂伝播停止破壊靱性であり、関連温度の種類(RT_{NDT} (1)又は RT_{NDT} (2))に応じて以下のいずれかの式により求める。なお、 RT_{NDT} 調整値はRF-2100及びRF-2200による。

し、両者が交差しなければ PTS 事象に対して原子炉压力容器の炉心領域部は健全であることが示される。

上記 C-3100~C-3300 をまとめて評価フローとし、附属書図 C-3320-1 に示す。

(RT_{NDT} (1)の場合)

$$K_{Ia} = 29.46 + 15.16 \exp\{0.0274(T - RT_{NDT} \text{調整値})\} \quad (16)$$

(RT_{NDT} (2)の場合)

$$K_{Ia} = 29.43 + 1.344 \exp\{0.0261(T - RT_{NDT} \text{調整値} + 88.9)\} \quad (17)$$

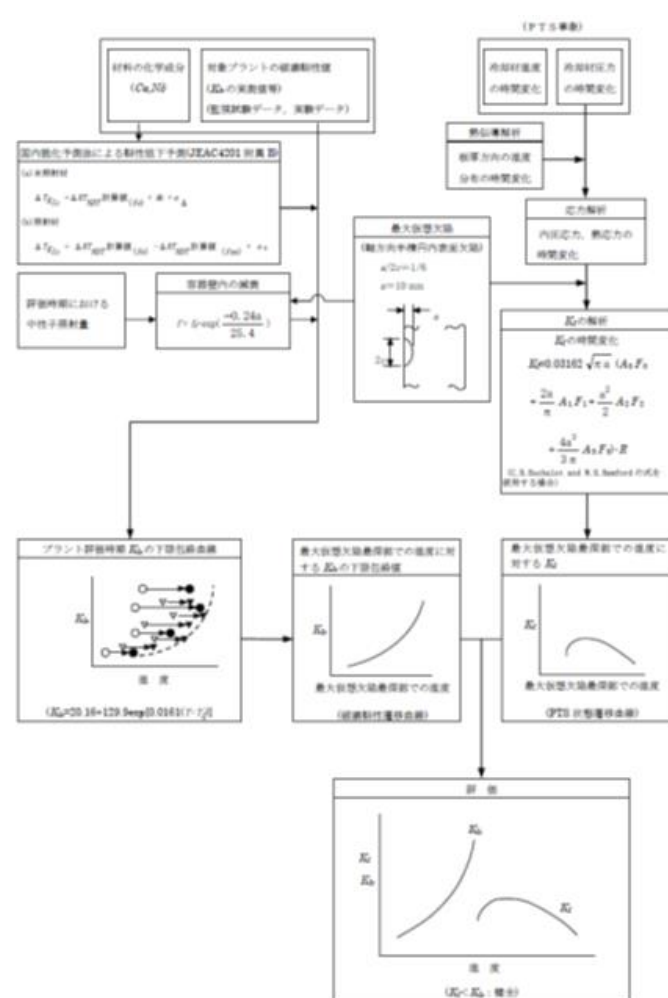
また、停止した亀裂に対して、残りの板厚を考慮して胴部に塑性崩壊が生じないことを次式により確認する。

$$\sigma_f > \sqrt{3} P_{ac} \cdot (R_{in} + a_a^*) / \{2 \cdot (t - a_a^*)\} \quad (18)$$

ここで、

$$a_a^* = \frac{[a_a \{1 - (1 + 2c_a^2/t^2)^{-0.5}\}] / \{1 - (a_a/t)(1 + 2c_a^2/t^2)^{-0.5}\}}{\quad} \quad (19)$$

また、 σ_f は未照射の値を用いる。未照射の値として、規格で定められる値を用いてもよい。



附属書図 C-3320-1 PTS 事象に対する評価フロー

RF-2000 破壊靱性

RF-2100 関連温度(RT_{NDT})

RT_{NDT} としては、JSME 設計・建設規格の PVB-2333.1, JEAC 4202, 昭和 55 年通商産業省告示第 501 号 (改正平成 6 年 7 月 21 日) の第 4 条第 2 項あるいはそれらに準じる方法による RT_{NDT} (1) があり、これは 1 パスビード法による落重試験及び衝撃試験により求められる。また、昭和 55 年通商産業省告示第 501 号 (制定昭和 55 年 10 月 30 日) の第 4 条第 2 項あるいはそれに準じる方法による RT_{NDT} (2) があり、これは 2 パスビード法による落重試験及び衝撃試験により求められる。

ここで、JEAC 4216 あるいはそれに準じる方法で破壊靱性参照温度 T_o が得られた場合において、RF-4120 に基づき圧力・温度制限を設定する際には、次式で求めた RT_{T_o} を RT_{NDT} (1) 又は RT_{NDT} (2) に置き換えて用いてもよい。

$$RT_{T_o} = T_o + C_{MC} + 2 \sigma_{T_o} \quad (1)$$

C_{MC} を表 RF-2100-1 に示す。

σ_{T_o} は、(2) 式のとおりとする。

$$\sigma_{T_o} = \frac{(K_{Jc(med)} - 20)}{(K_{Jc(med)} - 30)} \times \frac{14.7}{\sqrt{r}} \quad (2)$$

r は T_o 決定の際の有効な試験片の個数である。

$K_{Jc(med)}$ は単一試験温度法による場合、JEAC 4216 の MCT-5123 で算出される 1T 相当に換算した値である。複数試験温度法による場合、(3) 式により等価な $K_{Jc(med)}^{eq}$ を算出し、 $K_{Jc(med)}$ の代わりに用いる。

FA-2000 用語の定義

(7) RT_{NDT} : JSME 設計・建設規格の PVB-2333.1 の規定に従って、衝撃試験及び落重試験によって求められる関連温度のことをいう。

E-2000 記号

$RT_{NDT}(1)$: 1 パス法による落重試験により求められた RT_{NDT} (°C)

$RT_{NDT}(2)$: 2 パス法による落重試験により求められた RT_{NDT} (°C)

$$K_{Jc(med)}^{eq} = \frac{1}{r} \sum_{i=1}^r [30 + 70 \exp(0.019(T_i - T_o))] \quad (3)$$

表-RF-2100-1 各種破壊靱性曲線と C_{MC}

破壊靱性曲線	適用条項	C_{MC} (°C)
K_{IR} 曲線	附属書 B B-4200 (4)式	63
K_{Ic} 曲線	RF-4121 (4)式	30

RF-2200 RT_{NDT} 調整値

照射前の RT_{NDT} に照射による関連温度の移行量 ΔRT_{NDT} を加えることによって照射効果を調整した関連温度のことである。 ΔRT_{NDT} は監視試験による実測又は JEAC 4201 の附属書 B の B-2000 に示す国内脆化予測法による予測によって求める。監視試験による実測においては、衝撃試験の吸収エネルギー41J に対応する温度の移行量とする。ここで、移行量とは、照射前後の差を意味し、照射後の値から照射前の値を引いた値とする。

FA-2000 用語の定義

- (9) ΔRT_{NDT} 調整値：照射前の RT_{NDT} 初期値に照射による移行量 ΔRT_{NDT} を加えることによって照射効果を調整した関連温度を意味する。
- (8) ΔRT_{NDT} ：照射による関連温度の移行量を意味し、監視試験による実測又は JEAC4201-2007 の附属書 B の B-2000 に示す国内脆化予測法による予測によって求められる。監視試験による実測においては、衝撃試験の吸収エネルギー41 J に対応する温度の移行量とする。ここで、移行量とは、照射前後の差を意味し、照射後の値から照射前の値を引いた値とする。

別表7 上部棚破壊靱性に関する規定内容の変更点

破壊靱性の確認方法 2016	破壊靱性の確認試験方法 2007
<p>RF-5200 上部棚吸収エネルギーが 68J を下回る場合の評価方法</p> <p>RF-5211 上部棚破壊靱性</p> <p>評価に用いる上部棚破壊靱性は、<i>USE</i> 調整値から以下の手順で求める。 なお、当該材料の破壊靱性試験データがあり、その妥当性が確認されている場合は、そのデータを評価に使用してもよい。</p> <p>(1) 上部棚吸収エネルギー低下予測</p> <p><u>JEAC 4201 の附属書 B の B-3000 の手法</u>により、評価時期における最大仮想欠陥最深部位置での <i>USE</i> 調整値を予測する。ここで、母材の <i>USE</i> 調整値としては、最大仮想欠陥が軸方向欠陥の場合は試験片の長手方向が周方向と平行となる衝撃試験片に対応する <i>USE</i> 調整値を、また周方向欠陥の場合は試験片の長手方向が軸方向と平行となる衝撃試験片に対応する <i>USE</i> 調整値を用いる。</p>	<p>〔附属書G〕上部棚吸収エネルギーが 68J を下回る原子炉圧力容器の健全性評価方法</p> <p>G-3000 上部棚破壊靱性</p> <p>評価に用いる上部棚破壊靱性は、<i>USE</i> 調整値から以下の手順で求める。なお、当該材料の破壊靱性試験データがあり、その妥当性が確認されている場合は、そのデータを評価に使用してもよい。</p> <p>G-3100 シャルピー上部棚吸収エネルギー低下予測</p> <p><u>JEAC4201-2007 附属書 B の B-3000 の手法</u>により、評価時期における最大仮想欠陥想定位置での <i>USE</i> 調整値を予測する。ここで、母材の <i>USE</i> 調整値については、最大仮想欠陥が軸方向欠陥の場合は試験片の長手方向が周方向と平行となるシャルピー衝撃試験片に対応する <i>USE</i> 調整値を、また周方向欠陥の場合は試験片の長手方向が軸方向と平行となるシャルピー衝撃試験片に対応する <i>USE</i> 調整値を用いて評価する。</p>

別表8 健全性評価に関する規定内容の変更点

破壊靱性の確認方法 2016	破壊靱性の確認試験方法 2007
<p>RF-5200 上部棚吸収エネルギーが 68J を下回る場合の評価方法</p> <p>RF-5215 健全性評価</p> <p>供用状態 A, B, C 及び D に対して, 以下に示す許容基準に基づき, 健全性を評価する。なお, <u>破壊靱性を評価する材料の温度</u>は供用状態 A, B, C <u>又は</u> D の中で, 評価が保守側になるように最高となる温度を用いてもよい。</p> <p>(1) 供用状態 A, B 及び C に対する許容基準 (略)</p> <p>(2) 供用状態 D に対する許容基準 供用状態 D に対しては以下の許容基準を満足すること。</p> <p>a. <u>亀裂不安定性評価</u> J_{app} と J_{mat} との交点において, J_{mat} の接線の傾きが J_{app} の接線の傾きより大きいこと。 $\frac{dJ_{mat}}{da} > \frac{\partial J_{app}}{\partial a} \dots\dots\dots (28)$</p> <p>b. <u>亀裂深さ評価</u> J_{app} と J_{mat} の交点まで延性亀裂が進展し停止した時の亀裂深さ a^* が <u>胴部母材厚さ t の 75% を超えないこと。</u> $a^* \leq 0.75t \dots\dots\dots (29)$</p> <p>c. <u>塑性崩壊評価</u> J_{app} と J_{mat} の交点まで延性亀裂が進展し停止した時に, <u>次式により</u> 塑</p>	<p>〔附属書 G〕 上部棚吸収エネルギーが 68J を下回る原子炉圧力容器の健全性評価方法</p> <p>G-7000 健全性評価 (判定基準)</p> <p>供用状態 A, B, C 及び D に対して, 以下に示す判定基準に基づき, 健全性を評価する。なお, <u>材料の破壊靱性の温度</u>は供用状態 A, B, C <u>あるいは</u> D の中で, 安全側に最高となる温度を用いてもよい。</p> <p>G-7100 供用状態 A, B 及び C に対する判定基準 (略)</p> <p>G-7200 供用状態 D に対する判定基準 供用状態 D に対しては以下の基準を満足すること。</p> <p>(1) <u>き裂不安定性評価</u> J_{app} と J_{mat} との交点において, J_{mat} の接線の傾きが J_{app} の接線の傾きより大きいこと。 $\frac{dJ_{mat}}{da} > \frac{\partial J_{app}}{\partial a}$</p> <p>(2) <u>欠陥深さ評価</u> <u>延性き裂成長を考慮した欠陥深さが容器母材板厚の 75% を超えないこと。</u> $a_f \leq 0.75t$</p> <p>(3) <u>塑性不安定破壊評価</u> 次式により <u>塑性不安定破壊を生じないことを確認すること。</u></p>

性崩壊を生じないことを確認すること。

$$\sigma_f > \sqrt{3}P_c \cdot (R_{in} + a^{**}) / \{2 \cdot (t - a^{**})\} \dots\dots\dots (30)$$

ここで、

$$a^{**} = [a^* \{1 - (1 + 2(c^*)^2 / t^2)^{-0.5}\}] / \{1 - (a^* / t) (1 + 2(c^*)^2 / t^2)^{-0.5}\} \dots\dots\dots (31)$$

また、 σ_f は未照射の値を用いる。未照射の値として、規格で定められる値を用いてもよい。

<補足>記号の説明

a^* : 延性き裂進展後の亀裂深さ (mm)

a^{**} : 延性き裂進展後の亀裂深さ ($a^*/2c^*=0$ の表面亀裂に置換した場合) (mm)

$$\sigma_f > \sqrt{3}P_c \cdot (R_i + a_e^{**}) / [2 \cdot (t - a_e^{**})]$$

ここで、

$$a_e^{**} = [a_e^* (1 - \{1 + 2c^2 / t^2\}^{-0.5})] / [1 - (a_e^* / t) \{1 + 2c^2 / t^2\}^{-0.5}]$$

<補足>記号の説明

a_e^* : 延性き裂進展後の塑性域を考慮した欠陥深さ (mm)

a_e^{**} : 延性き裂進展後の塑性域を考慮した欠陥深さ (半楕円表面き裂に補正) (mm)

別表9 附属書B破壊靱性評価の適用材料等に関する規定内容の変更点

破壊靱性の確認方法 2016	破壊靱性の確認試験方法 2007
<p>〔附属書B〕破壊靱性評価方法</p> <p>B-3000 破壊靱性評価</p> <p>対象とする材料は、JIS SQV2A, SFVQ2A, SFVQ1A 及びサブマージアーク溶接による Mn-Mo-Ni 系の溶接金属とそれらの ASME 及び ASTM 相当材（溶接金属含む）とする。<u>RT_{NDT} 及び T_{rs} を用いた K_{IR} 曲線及び K_{Ic} 曲線を B-4000 に示す。</u></p> <p><u>一方、昭和 55 年 10 月 30 日までに原子炉設置許可を受けた初期の原子力発電所用原子炉压力容器（以下「初期原子炉压力容器」という）のうち、RT_{NDT} 又は T_{rs} が得られていない場合に対する K_{IR} 曲線及び K_{Ic} 曲線の評価方法を B-5000 に示す。</u></p> <p><u>ここで、本附属書で設定した破壊靱性 K_{Ic} は RF-4120 の K_{Ic} として、また K_{IR} は RF-4230 の K_{Ia} として適用してよい。</u></p>	<p>E-5000 初期プラントに対する破壊靱性評価方法（第2段落部分）</p> <p>なお、対象とする材料は、JIS SQV2A, SFVQ2A, SFVQ1A 及び <u>Submerged Arc Welding</u> による Mn-Mo-Ni 系の溶接金属とそれらの ASME 及び ASTM 相当材（溶接金属含む）とする。</p> <p>E-3000 破壊靱性評価の考え方</p> <p>破壊力学評価に必要な破壊靱性値には参照破壊靱性値 K_{IR} と静的平面ひずみ破壊靱性値 K_{Ic} がある。これらの破壊靱性曲線は(社)火力原子力発電技術協会構造基準委員会 K_{IR} 検討会で検討され、破壊靱性のパラメータとして <u>RT_{NDT} 及び vT_{rs} を用いた K_{IR} 曲線及び K_{Ic} 曲線が与えられている^(1,2)。</u></p> <p><u>一方、昭和 55 年以前の告示第 501 号の破壊靱性要求は、落重試験あるいはシャルピー衝撃特性から $NDTT$（無延性遷移温度）を求めることになっており、上記二つのパラメータ（RT_{NDT}、vT_{rs}）は要求されていないので、昭和 55 年 10 月 30 日までに原子炉設置許可を受けた初期の原子力発電所用原子炉压力容器等（以下「初期プラント」という）のうち、RT_{NDT} 又は vT_{rs} が得られていない場合に対する評価方法を本附属書で示す⁽³⁾。</u></p> <p><u>ここで、本附属書で設定した破壊靱性値は附属書 A に適用可能である。また、JSME 発電用原子力設備規格 維持規格（JSME S NA1-2004）に対しても適用可能であるが、K_{IR} は K_{Ia} として読み替える。</u></p>

別表 10 附属書 B 破壊靱性適用式に関する規定内容の変更点

破壊靱性の確認方法 2016				破壊靱性の確認試験方法 2007			
<p>B-4000 破壊靱性適用式</p> <p>適用できる破壊靱性曲線を附属書表 B-4000-1 に示す。具体的な評価方法を以下に示す。</p> <p>なお、原子炉圧力容器の材料に常温最小降伏点が <u>345MPa</u> を超え、<u>620MPa</u> 以下のフェライト系材料を用いる場合は、少なくとも 3 溶解について、K_{IR} (K_{Ia}) に対しては動的破壊靱性試験、K_{Ic} に対しては RF-2400(1) 又は(2)に従って静的破壊靱性試験を行い、得られた破壊靱性が(1)式から(3)式、(4)式から(6)式又は(7)式から(9)式を上回る場合は評価式として使用できる。</p>				<p>E-4000 破壊靱性適用式</p> <p>適用できる破壊靱性曲線を附属書表 E-4000-1 に示す。具体的な評価方法を以下に示す。</p> <p>E-4300 $\sqrt{T_{RS}}$ を用いた場合の評価方法 (末尾のなお書き)</p> <p>なお、室温での規定最小降伏点が <u>345 N/mm²</u> を超え、<u>620 N/mm²</u> 以下の材料の場合は、少なくとも 3 溶解について、$K_{IR}(K_{Ia})$ に対しては動的破壊靱性試験、K_{Ic} に対しては静的破壊靱性試験を行い、得られた破壊靱性が(1)式から(3)式又は(4)式から(6)式を上回る場合は評価式として使用できる。</p>			
附属書表 B-4000-1 適用できる破壊靱性曲線				附属書表 E-4000-1 適用できる破壊靱性曲線			
	(注)1. 破壊靱性パラメータ	(注)2., 3. K_{IR} (MPa \sqrt{m})	(注)3., 7. K_{Ic} (MPa \sqrt{m})		(*)1 破壊靱性パラメータ	(*)2 (*3) K_{IR} (MPa \sqrt{m})	(*)3 K_{Ic} (MPa \sqrt{m})
非照射材・照射材	(注)4. $RT_{NDT}(1)$	(注)7. $29.46 + 15.16 \exp\{0.0274(T - RT_{NDT}(1))\}$	$33.46 + 65.29 \exp\{0.0332(T - RT_{NDT}(1))\}$	非照射材・照射材	(*)4 1パス法による $RT_{NDT}(1)$	$29.46 + 15.16 \exp\{0.0274(T - RT_{NDT}(1))\}$	$33.46 + 65.29 \exp[0.0332(T - RT_{NDT}(1))]$
	母材		$32.55 + 32.64 \exp\{0.0378(T - RT_{NDT}(1))\}$				$32.55 + 32.64 \exp[0.0378(T - RT_{NDT}(1))]$
	溶接金属	$29.43 + 1.344 \exp\{0.0261(T - RT_{NDT}(2))\}$	$32.91 + 43.40 \exp\{0.0343(T - RT_{NDT}(2))\}$	(*)5 母材	$29.43 + 1.344 \exp[0.0261(T - RT_{NDT}(2))]$	$32.91 + 43.40 \exp[0.0343(T - RT_{NDT}(2))]$	

			$\frac{-RT_{NDT}(2)+88.9}{(2))}$		2 点法による $RT_{NDT}(2)$		$RT_{NDT}(2)+88.9]$	$RT_{NDT}(2)]$	
		溶接金属		$\frac{32.60+32.12}{\exp\{0.0340(T-RT_{NDT}(2))\}}$		溶接金属		$\frac{32.60+32.12}{\exp[0.0340(T-RT_{NDT}(2))]}$	
非照射材	(注)6. $T_{rs}(T)$	母材	(注)7. $\frac{26.78+27.65}{\exp\{0.0186(T-T_{rs}(T))\}}$	$\frac{32.70+92.30}{\exp\{0.0302(T-T_{rs}(T))\}}$	非照射材	(*6) $vT_{rs}(T)$	母材	$\frac{26.78+27.65}{\exp[0.0186(T-vT_{rs}(T))]}$	$\frac{32.70+92.30}{\exp[0.0302(T-vT_{rs}(T))]}$
	(注)6. T_{rs}	溶接金属	(注)7. $\frac{26.78+27.65}{\exp\{0.0186(T-T_{rs})\}}$	$\frac{31.90+46.60}{\exp\{0.0224(T-T_{rs})\}}$		(*6) vT_{rs}	溶接金属	$\frac{26.78+27.65}{\exp[0.0186(T-vT_{rs})]}$	$\frac{31.90+46.60}{\exp[0.0224(T-vT_{rs})]}$
<p>(注)</p> <ol style="list-style-type: none"> これらのパラメータが得られていない場合は、B-5000 に従って使用可能なデータを用いてこの中のいずれかのパラメータに変換して使用すること。 K_{Ic}, K_{Id}, K_{Ia} の下限として定義される破壊靱性であり、破壊靱性評価において K_{Ia} として使用することができる。 $T-RT_{NDT}(1)$, $T-RT_{NDT}(2)$, $T-T_{rs}$ が -100°C 以上であって、$220\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 以下の範囲で用いることができる。 平成 6 年通商産業省告示第 446 号により改正された昭和 55 年通商産業省告示第 501 号を適用あるいはそれ以降の原子炉压力容器に対して使用できる。 平成 6 年通商産業省告示第 446 号により改正される前の昭和 55 年 					<ol style="list-style-type: none"> (*1) これらのパラメータが得られていない場合は、E-5000 に従って使用可能なデータを用いてこの中のいずれかのパラメータに変換して使用すること。 (*2) K_{Ic}, K_{Id}, K_{Ia} の下限として定義される破壊靱性値であり、破壊靱性評価において K_{Ia} として使用することができる。 (*3) $T-RT_{NDT}(1)$, $T-RT_{NDT}(2)$, $T-vT_{rs}$ が -100°C 以上であって、$220\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 以下の範囲で用いることができる。 (*4) 平成 6 年通商産業省告示第 446 号により改正された昭和 55 年通商産業省告示第 501 号を適用したプラントに対して使用。 (*5) 平成 6 年通商産業省告示第 446 号により改正される前の昭和 55 年 				

<p>通商産業省告示第 501 号を適用した<u>原子炉压力容器</u>に対して使用できる。</p> <p>6. RT_{NDT} (1)あるいはRT_{NDT} (2)が得られていない材料に対して使用できる。</p> <p>7. 厚さが 255mm 以下の材料に対して使用できる。厚さが 255mm を超える場合の K_{Ic} は RF-4121 の(4)式を使用すること。</p>	<p>年通商産業省告示第 501 号を適用した<u>プラント</u>に対して使用。</p> <p>(*6) $RT_{NDT}(1)$あるいは$RT_{NDT}(2)$が得られていない材料に対して使用できる。</p>
<p>B-4100 RT_{NDT} (1)を用いた場合の評価方法</p> <p>RT_{NDT} (1)を用いた場合、K_{IR}及びK_{Ic}は次の(1)式から(3)式で評価することができる。</p> <p>$K_{IR} = 29.46 + 15.16 \exp\{0.0274(T - RT_{NDT}(1))\}$ [母材, 溶接金属] (1)</p> <p>$K_{Ic} = 33.46 + 65.29 \exp\{0.0332(T - RT_{NDT}(1))\}$ [母材] (2)</p> <p>$K_{Ic} = 32.55 + 32.64 \exp\{0.0378(T - RT_{NDT}(1))\}$ [溶接金属] (3)</p> <p>ここで、(1)式～(3)式は $T - RT_{NDT}(1)$ が -100°C 以上であって、$220\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$以下の範囲で用いることができる。また、厚さが 255mm 以下の材料に対して使用することができる。</p> <p>本評価方法は平成 6 年通商産業省告示第 446 号により改正された昭和 55 年通商産業省告示第 501 号を適用あるいはそれ以降の<u>原子炉压力容器</u>に対して使用する。</p>	<p>E-4100 1パス法により求められた $RT_{NDT}(1)$を用いた場合の評価方法</p> <p>1パス法により求められた $RT_{NDT}(1)$を用いた場合、K_{IR}及びK_{Ic}は次の(1)式から(3)式で評価することができる。</p> <p>$K_{IR} = 29.46 + 15.16 \exp[0.0274(T - RT_{NDT}(1))]$ [母材, 溶接金属] (1)</p> <p>$K_{Ic} = 33.46 + 65.29 \exp[0.0332(T - RT_{NDT}(1))]$ [母材] (2)</p> <p>$K_{Ic} = 32.55 + 32.64 \exp[0.0378(T - RT_{NDT}(1))]$ [溶接金属] (3)</p> <p>ここで、Tは温度($^{\circ}\text{C}$)。また、$T - RT_{NDT}(1)$が -100°C 以上であって、$220\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$以下の範囲で用いることができる。</p> <p>本評価方法は平成 6 年通商産業省告示第 446 号により改正された昭和 55 年通商産業省告示第 501 号を適用あるいはそれ以降の<u>プラント</u>に対して使用する。</p>
<p>B-4200 RT_{NDT} (2)を用いた場合の評価方法</p> <p>RT_{NDT} (2)を用いた場合、K_{IR}及びK_{Ic}は(4)式から(6)式で評価することができる。</p> <p>$K_{IR} = 29.43 + 1.344 \exp\{0.0261(T - RT_{NDT}(2) + 88.9)\}$ [母材, 溶接金属] (4)</p>	<p>E-4200 2パス法により求められた $RT_{NDT}(2)$を用いた場合の評価方法</p> <p>2パス法により求められた $RT_{NDT}(2)$を用いた場合、K_{IR}及びK_{Ic}は次の(4)式から(6)式で評価することができる。</p> <p>$K_{IR} = 29.43 + 1.344 \exp[0.0261(T - RT_{NDT}(2) + 88.9)]$ [母材, 溶接金属] (4)</p>

<p> $K_{Ic} = 32.91 + 43.40 \exp\{0.0343(T - RT_{NDT}(2))\}$ [母材] (5) $K_{Ic} = 32.60 + 32.12 \exp\{0.0340(T - RT_{NDT}(2))\}$ [溶接金属] (6) </p> <p> ここで、(4)式～(6)式は $T - RT_{NDT}(2)$ が -100°C 以上であって、$220\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 以下の範囲で用いることができる。また、$RT_{NDT}(2)$ の代わりに $RT_{NDT}(1)$ を用いてもよい。ここで、厚さが 255mm を超える材料に対しては K_{Ic} は RF-4121 の(4)式を用いること。 </p> <p> 本評価方法は平成 6 年通商産業省告示第 446 号により改正される前の昭和 55 年通商産業省告示第 501 号を適用した<u>原子炉压力容器</u>に対して使用する。 </p>	<p> $K_{Ic} = 32.91 + 43.40 \exp[0.0343(T - RT_{NDT}(2))]$ [母材] (5) $K_{Ic} = 32.60 + 32.12 \exp[0.0340(T - RT_{NDT}(2))]$ [溶接金属] (6) </p> <p> ここで、T は温度 ($^{\circ}\text{C}$)。また、$T - RT_{NDT}(2)$ が -100°C 以上であって、$220\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 以下の範囲で用いることができる。 </p> <p> 本評価方法は平成 6 年通商産業省告示第 446 号により改正される前の昭和 55 年通商産業省告示第 501 号を適用した<u>プラント</u>に対して使用する。 </p>
<p>B-4300 T_{rs} を用いた場合の評価方法</p> <p> T_{rs} (母材は $T_{rs}(T)$) を用いた場合、K_{IR} 及び K_{Ic} は(7)式から(9)式で評価することができる。 </p> <p> $K_{IR} = 26.78 + 27.65 \exp\{0.0186(T - T_{rs})\}$ [母材, 溶接金属] … (7) $K_{Ic} = 32.70 + 92.30 \exp\{0.0302(T - T_{rs}(T))\}$ [母材] …… (8) $K_{Ic} = 31.90 + 46.60 \exp\{0.0224(T - T_{rs})\}$ [溶接金属] …… (9) </p> <p> ここで、(7)式～(9)式は $T - T_{rs}$ が -100°C 以上であって、$220\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 以下の範囲で用いることができる。 </p> <p> 本評価方法は、$RT_{NDT}(1)$ あるいは $RT_{NDT}(2)$ が得られていない材料に対して使用できる。ただし、照射材及び厚さが 255mm を超える材料には適用できない。 </p>	<p>E-4300 vT_{rs} を用いた場合の評価方法</p> <p> vT_{rs} (母材は $vT_{rs}(T)$) を用いた場合、K_{IR} 及び K_{Ic} は次の(7)式から(9)式で評価することができる。 </p> <p> $K_{IR} = 26.78 + 27.65 \exp[0.0186(T - vT_{rs})]$ [母材, 溶接金属] (7) $K_{Ic} = 32.70 + 92.30 \exp[0.0302(T - vT_{rs}(T))]$ [母材] (8) $K_{Ic} = 31.90 + 46.60 \exp[0.0224(T - vT_{rs})]$ [溶接金属] (9) </p> <p> ここで、T は温度 ($^{\circ}\text{C}$)。また、$T - vT_{rs}$ が -100°C 以上であって、$220\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 以下の範囲で用いることができる。 </p> <p> 本評価方法は、$RT_{NDT}(1)$ あるいは $RT_{NDT}(2)$ が得られていない材料に対して使用できる。ただし、照射材に対しては適用できない。 (なお書き以降は E-4000 側に移行) </p>

添付資料－２ 変更点一覧

日本電気協会 破壊靱性の確認方法 2016 における破壊靱性の確認試験方法 2007 からの変更点一覧

変更点の分類：

- 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 引用されている規格の引用年版等の変更（年版改正の反映、新たな規格の反映）
- 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 技術評価対象外

No.	規定番号	変更内容	分類
RF-3000 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の要求			
1	RF-3000 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の要求	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子照射脆化の影響について評価された照射効果を考慮する旨明記 ・年版改正反映（2007 年版は JEAC4201-2007、2016 年版は年版の記載を削除したが「RF-1200 参照規格」（1）において JEAC4201-2007（2010 年追補版及び 2013 年追補版を含む）と規定） ・表現の見直し <p>「FB-4000 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の要求 供用期間中に中性子照射脆化の影響を受ける原子炉圧力容器の炉心領域材料は、電気技術規程 JEAC4201-2007 「原子炉構造材の監視試験方法」に従って監視し、FB-4100 及び FB-4200 の制限並びに要求を満足すること。」 →「RF-3000 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の要求 供用期間中の原子炉圧力容器は RF-4000 及び RF-5000 の制限並びに要求を満足すること。また、供用期間中に中性子照射の影響を受ける原子炉圧力容器の炉心領域材料は、JEAC 4201 に従って監視し、<u>評価された照射効果を考慮すること。</u>」</p>	① ② ①
RF-4000 非延性破壊防止に対する健全性評価方法			
2	RF-4000 非延性破壊防止に対する健全性評価方法	<ul style="list-style-type: none"> ・「A-3200 供用期間中の容器材料の破壊靱性の要求」のうち、原子炉圧力容器以外の容器について規定した以下の規定を削除 A-3210 供用状態 A 及び B の評価方法 A-3211 適用範囲 A-3212 材料の破壊靱性 A-3213 最大仮想欠陥 	④

No.	規定番号	変更内容	分類
		A-3214 応力拡大係数の計算方法 A-3215 許容基準 「附属書A 非延性破壊防止のための解析法」 →本文「RF-4000 非延性破壊防止に対する健全性評価方法」	
3	RF-4100 耐圧・漏えい試験並びに供用状態A及びBに対する健全性評価 (RF-4110 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求)	・ 題目を変更 「FB-4100 原子炉压力容器に対する供用期間中の耐圧・漏えい試験及び運転条件の制限」 →RF-4100 耐圧・漏えい試験並びに供用状態A及びBに対する健全性評価 (RF-4110 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求)	①
4	RF-4110 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求(1)	・ 耐圧・漏えい試験並びに供用状態A及びBの圧力・温度要求から「燃料の装荷の有無及び炉心が臨界か否か」を削除 ・ 各供用状態に対する圧力・温度制限と最低温度要求を「及び」から「又は」に変更し、炉心領域は圧力・温度制限要求のみに変更 FB-4100(1)「原子炉压力容器の耐圧・漏えい試験及び供用状態A及びB (耐圧・漏えい試験を除く) の圧力・温度制限及び最低温度要求は RT_{NDT} 、供用状態、 <u>負荷される圧力の程度、燃料の装荷の有無及び炉心が臨界か否か</u> により異なる。 <u>各供用状態に対する圧力・温度制限及び耐圧・漏えい試験の最低温度要求は表-FB-4100-1を満足すること。</u> 」 →RF-4110(1)「原子炉压力容器の耐圧・漏えい試験並びに供用状態A及びB (耐圧・漏えい試験を除く) に対する <u>圧力・温度制限及び最低温度要求は RT_{NDT}、供用状態及び負荷される圧力の程度</u> により異なる。 <u>表-RF-4110-1に示す各供用状態に対して圧力・温度制限の要求又は最低温度要求のいずれかを満足すること。ただし、炉心領域については、<u>圧力・温度制限の要求を満足すること。</u></u> 」	③ ③
5	表-RF-4110-1 (表-FB-4100-1)	・ 耐圧・漏えい試験時の供用状態として燃料装荷前に係る規定を削除 ・ 非延性破壊防止のための圧力・温度制限の評価方法から規定以外の「同等の方法」を削除 「附属書Aあるいは同等の方法により求まる圧力・温度制限」→「RF-4120により求まる圧力・温度制限」	① ③

No.	規定番号	変更内容	分類
6	RF-4110 原子炉 圧力容器に対す る圧力・温度要 求(2)	<p>・中性子照射の影響を考慮する部位を「最大仮想欠陥のき裂先端」から「最大仮想欠陥最深部」に変更 「FB-4100(2)原子炉圧力容器は、炉心領域材料（板，鍛造品，溶接部）の監視試験結果を含む中性子照射の影響を考慮して、供用期間中の耐圧・漏えい試験及び運転条件の制限を設けること。中性子照射の影響は、附属書Aに記載の最大仮想欠陥のき裂先端における照射条件で評価すること。この際、すべての炉心領域材料の中で最も高くなる RT_{NDT}調整値を用いること。」</p> <p>→RF-4110(1)「原子炉圧力容器は、炉心領域材料（圧延材，鍛鋼品，溶接金属）の監視試験結果を含む中性子照射の影響を考慮して、供用期間中の耐圧・漏えい試験及び運転条件の制限を設けること。中性子照射の影響は、RF-4120 に規定する最大仮想欠陥最深部における照射条件で評価すること。この際、すべての炉心領域材料の中で最も高くなる RT_{NDT}調整値を用いること。」</p>	③
7	RF-4120 圧力・ 温度制限の評価 方法	<p>・題目を変更 「A-3220 原子炉圧力容器の供用状態 A 及び B の評価方法」 → 「RF-4120 圧力・温度制限の評価方法」</p> <p>・「A-3221 適用範囲」を削除 「A-3221 適用範囲 A-3220 は、以下に適用することができる。 (1) 原子炉圧力容器」</p>	① ①
8	RF-4121 材料の 破壊靱性(1)	<p>・表現の見直し 「A-3222(1) 室温での規定最小降伏点が 345 N/mm^2 以下のフェライト系耐圧部材料の静的破壊靱性 K_{Ic} を、RT_{NDT} を基準にした温度の関数として(7)式に示す。 中略（図番号及び式番号を除いて同じ） (7)式より高い K_{Ic} が確認される場合は、(7)式によらず、確認されたより高い K_{Ic} を評価に用いてもよい。」</p> <p>→「RF-4121(1) 常温最小降伏点が 345 MPa 以下のフェライト系耐圧部材料の静的平面ひずみ破壊靱性 K_{Ic} を、RT_{NDT} を基準にした温度の関数として(4)式に示す。 中略（式番号を除いて同じ） RF-2400(1)に基づき、K_{Ic} が(4)式より高いことが確認された場合は、(4)式によらず、確認されたより高い K_{Ic} を評価に用いてもよい。」</p>	①
9	RF-4121 材料の 破壊靱性(2)	<p>・用語の見直し 「A-3222(2) 室温での規定最小降伏点が 345 N/mm^2 を超え、620 N/mm^2 以下の材料の場合は、少なくとも異なる3種類の溶解材について静的破壊靱性試験を行い、得られた破壊靱性が(7)式の値以上であれば、(7)式を用いる</p>	①

No.	規定番号	変更内容	分類
		<p>ことができる。」</p> <p>→「RF-4121(2) 常温最小降伏点が 345MPa を超え、620MPa 以下の材料の場合は、少なくとも異なる 3 種類の溶解の鋼について RF-2400(1) に従って静的平面ひずみ破壊靱性試験を行い、得られた静的平面ひずみ破壊靱性が(4)式の値以上であれば、(4)式を用いることができる。」</p>	
10	RF-4121 材料の破壊靱性(3)	<p>・静的平面ひずみ破壊靱性と関連温度の相関式について、常温最小降伏点が 620MPa を超える材料についての使用制限規定を追加</p> <p>「(3) 常温最小降伏点が 620MPa を超える材料については、(4)式は適用できない。」</p>	③
11	RF-4121 材料の破壊靱性(4)	<p>・編集上の見直し</p> <p>「A-3222(3) RT_{NDT} が求められていない場合は附属書 E を用いて RT_{NDT} を設定してもよい。」</p> <p>→「RF-4121(4) RT_{NDT} が求められていない場合は附属書 B を用いて RT_{NDT} を設定してもよい。」</p>	①
12	RF-4122 最大仮想欠陥	<p>・「最大応力」を「最大主応力方向」に見直し</p> <p>・最大仮想欠陥はその寸法を保証できることを条件により小さな欠陥の採用を許容するただし書を追加</p> <p>「A-3223 最大仮想欠陥は最大応力に垂直な鋭い半楕円形の表面欠陥とする。最大仮想欠陥寸法は(1)から(4)とする。」</p> <p>→「RF-4122 最大仮想欠陥は最大主応力方向に垂直な鋭い半楕円形の表面欠陥とする。最大仮想欠陥寸法は(1)から(4)とする。ただし、より小さな最大仮想欠陥を保証できる場合は、より小さな欠陥を最大仮想欠陥として用いてもよい。」</p>	① ③
13	RF-4122 最大仮想欠陥(1)～(4)	<p>・ノズル内面コーナ部の仮想欠陥寸法を胴部の仮想欠陥寸法の 1/4 に変更</p> <p>・表現の適正化</p> <p>「A-3223(1) $60 \text{ mm} \leq t < 100 \text{ mm}$ 仮想欠陥深さは 25 mm, 長さは 150 mm とする。 (2) $100 \text{ mm} \leq t \leq 300 \text{ mm}$ 仮想欠陥深さは $0.25t$, 長さは $1.5t$ とする。 (3) $t > 300 \text{ mm}$ 仮想欠陥深さは 75 mm, 長さは 450 mm とする。 (4) ノズル内面コーナ部 仮想欠陥深さは(1)～(3)による。(tは胴部の母材の板厚)」</p> <p>→「RF-4122(1) $60\text{mm} \leq t < 100\text{mm}$ の胴部 最大仮想欠陥深さは 25mm, 長さは 150mm とする。」</p>	③ ①

No.	規定番号	変更内容	分類
		<p>(2) $100\text{mm} \leq t \leq 300\text{mm}$ の胴部 最大仮想欠陥深さは $0.25t$, 長さは $1.5t$ とする。</p> <p>(3) $t > 300\text{mm}$ の胴部 最大仮想欠陥深さは 75mm , 長さは 450mm とする。</p> <p>(4) ノズル内面コーナ部 最大仮想欠陥深さ及び長さは t に応じて(1)～(3)の寸法の $1/4$ とする。」</p>	
14	RF-4123 応力拡大係数の計算方法	<p>・編集上の見直し 「A-3224 応力拡大係数は附属書Fの方法を用いて計算する。」 →「RF-4123 応力拡大係数は附属書Cの方法を用いて計算する。」</p>	①
15	RF-4124 許容基準	<p>・供用状態 A、B 及び耐圧・漏えい試験時の最低温度要求規定を許容基準から削除 ・用語及び編集上の見直し 「A-3225 供用状態 A 及び B (耐圧・漏えい試験を除く) の圧力・温度制限の要求は、(8)式を満足しなければならない。</p> $K_I = 2 K_{Ip} + K_{Iq} < K_{Ic} \quad (8)$ <p>耐圧・漏えい試験の圧力・温度制限の要求は、(9)式を満足しなければならない。</p> $K_I = 1.5 K_{Ip} + K_{Iq} < K_{Ic} \quad (9)$ <p>(1) これらの評価に際しては、ボルト締めによる応力は一次応力とする。 (2) これらの評価の他、表 FB-4100-1 に示す最低温度要求についても満足しなければならない。 (3) 厚さが 65mm 以下で、最低使用温度が $RT_{NDT} + 33^\circ\text{C}$ 以上のノズル等に対しては評価を行わなくてよい。」 →「供用状態 A 及び B (耐圧・漏えい試験を除く) の圧力・温度の制限として、(5)式を満足しなければならない。</p> $K_I = 2 K_{Ip} + K_{Iq} < K_{Ic} \quad (5)$ <p>耐圧・漏えい試験の圧力・温度の制限として、(6)式を満足しなければならない。</p> $K_I = 1.5 K_{Ip} + K_{Iq} < K_{Ic} \quad (6)$ <p>ここで、 a. これらの評価に際しては、ボルト締めによる応力は一次応力とする。 b. 厚さが 65mm 以下で、最低使用温度が $RT_{NDT} + 33^\circ\text{C}$ 以上のノズル等に対しては評価を行わなくてよい。」</p>	③ ①
16	RF-4200 供用状態 C 及び D に対	<p>・原子炉圧力容器以外の容器についても規定した以下の規定を削除 「A-3230 供用状態 C 及び D の評価方法</p>	③

No.	規定番号	変更内容	分類
	する健全性評価	<p>供用状態 C 及び D について評価を行い、非延性破壊が防止されることを確認する。加圧水型原子炉压力容器の炉心領域部にあつては、附属書 C を用いて評価してもよい。」</p> <p>→「(なし)」</p>	
17	RF-4210 原子炉压力容器に対する破壊靱性の要求	<p>・破壊靱性の要求内容に対する評価手順を「一般評価（破壊靱性遷移曲線のみ設定）と詳細評価（PTS 状態遷移曲線と破壊靱性遷移曲線を設定）」から「一般評価（簡易の PTS 状態遷移曲線と破壊靱性遷移曲線を設定）と詳細評価（PTS 状態遷移曲線と破壊靱性遷移曲線を設定）」に変更し全面見直し</p> <p>「FB-4200 原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の要求</p> <p>(1)b. 加圧水型原子炉压力容器の炉心領域部の供用状態 C 及び D における破壊靱性の妥当性は、供用期間中における照射脆化の影響を考慮した破壊力学評価等（附属書 C あるいは同等の方法）を用いて確認すること。」</p> <p>「附属書 C 供用状態 C、D における加圧水型原子炉压力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法</p> <p>C-1000 適用範囲</p> <p>加圧水型原子炉压力容器の炉心領域部の非延性破壊に対して供用状態 C、D で最も厳しい条件として PTS（Pressurized Thermal Shock 加圧熱衝撃）事象（小破断冷却材喪失事故、主蒸気管破断事故等）があるが、これに対する評価手法を示す。」</p> <p>→「RF-4210 原子炉压力容器に対する破壊靱性の要求</p> <p>加圧水型原子炉压力容器の炉心領域材料は、供用状態 C 及び D に対して中性子照射の影響を考慮して以下の評価を行い、許容基準を満足すること。</p> <p>(1) RF-4220 の一般評価を実施する。RF-4223 の許容基準を満足しない場合は、RF-4230 の詳細評価を実施する。</p> <p>(2) RF-4233 の許容基準を満足しない場合は、RF-4240 に示す是正措置を実施して、再度 RF-4220 の一般評価又は RF-4230 の詳細評価を実施する。</p> <p>RF-4220 の一般評価の評価手順を図-RF-4210-1 に、RF-4230 の詳細評価の評価手順を図-RF-4210-2 に示す。」</p>	③
18	RF-4220 一般評価 (RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定 (1))	<p>・一般評価において PTS 状態遷移曲線の設定における運転条件を追加（配管破損防護設計による配管破損形態により設定した過渡は考慮せず、1 次冷却材温度、圧力及び流量の過渡についての熱水力解析は、接液水の温度が 1 次冷却材の通常運転温度から安全注入水の水温まで瞬時に変化し、圧力が事象発生直後に大気圧に変化すると条件設定）</p> <p>「(規定なし)」</p> <p>→「RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定</p> <p>(1) 評価対象事象</p>	③

No.	規定番号	変更内容	分類
		評価対象事象の想定する温度過渡は、非常用炉心冷却系統の作動による安全注入を想定し、 <u>原子炉压力容器炉心領域の接液水の温度が1次冷却材の通常運転温度から安全注入水の水温まで瞬時に変化する過渡とする。なお、想定する圧力過渡は事象発生直後に大気圧に変化するとしてもよい。</u>	
19	RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定(2)(3)	<p>・一般評価において PTS 状態遷移曲線の設定における熱に関する解析条件を追加（応力解析にクラッドによる影響を考慮する旨を明記（熱伝導解析におけるクラッドの考慮は明記なし））</p> <p>「(規定なし)」</p> <p>→「(2) 熱伝達率の設定</p> <p>1次冷却材と原子炉压力容器クラッドとの間の熱伝達率は、上向き自然対流と下向き強制対流が共存する影響を考慮した Jackson-Fewster 式で評価する。</p> <p>(3) 熱伝導解析及び応力解析</p> <p>(1)及び(2)で設定した接液水の温度及び熱伝達率の時間変化に基づいて、原子炉压力容器炉心領域部の熱伝導解析及び応力解析を行い、原子炉压力容器の厚さ方向の温度分布及び最大仮想欠陥を含む面に垂直な方向の応力分布の時間変化を求める。</p> <p><u>応力解析においては、クラッドと母材（又は溶接金属）の熱膨張差により生じる応力を考慮するとともに、母材についてはクラッド溶接による残留応力、溶接金属についてはクラッド溶接及び継手溶接による残留応力を考慮する。」</u></p>	③
20	RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定(4)	<p>・一般評価において PTS 状態遷移曲線の設定における最大仮想欠陥の条件を追加（仮想欠陥の位置をクラッド下とし、欠陥の方向を軸方向と明記、非破壊試験の結果から最大仮想欠陥寸法を保証できる場合にはより小さな最大仮想欠陥を許容）</p> <p>「(規定なし)」</p> <p>→「(4) 最大仮想欠陥</p> <p>原子炉压力容器炉心領域内面のクラッド下に深さ 10mm、長さ 60mm の半楕円欠陥を想定する。最大仮想欠陥の方向は軸方向とする。原子炉压力容器炉心領域に対する非破壊試験の結果、より小さな最大仮想欠陥を保証できる場合は、より小さな欠陥を最大仮想欠陥として用いてもよい。」</p>	③
21	RF-4221 PTS 状態遷移曲線の設定(5)	<p>・一般評価において PTS 状態遷移曲線の設定手順を追加（応力拡大係数の計算式をクラッド下の欠陥モデルとし、有限要素法による算出を許容、PTS 状態遷移曲線の設定方法を明記）</p> <p>「(規定なし)」</p> <p>→「(5) PTS 状態遷移曲線の設定</p> <p>最大仮想欠陥を含む面に垂直な方向の応力分布に基づいて、附属書 C の C-5000 に従って(4)で設定した最大仮</p>	③

No.	規定番号	変更内容	分類
		<p>想欠陥最深部での応力拡大係数 K_I を算出する。(3)の応力解析を有限要素法で実施する場合には、最大仮想欠陥をモデル化して最大仮想欠陥最深部での応力拡大係数 K_I を有限要素法により算出してもよい。</p> <p>最大仮想欠陥最深部での温度及び応力拡大係数 K_I の時間変化に基づき、横軸を最大仮想欠陥最深部の温度、縦軸を K_I として、K_I と温度の推移を示す PTS 状態遷移曲線を設定する。」</p>	
22	RF-4222 破壊靱性遷移曲線の設定	<p>・中性子照射による破壊靱性低下量の推定方法の式を削除</p> <p>・国内全プラントの監視試験で得られた破壊靱性値を元にした K_{Ic} の式又は個別プラントの K_{Ic} から破壊靱性遷移曲線を算出する方法を「マスターカーブ法（国際的に検討されている T_0 を用いた確率式）」を元に国内プラント用に策定した式又は「マスターカーブ法」を元に、国内プラント用に策定した Tr_{30} を用いた式に見直し</p> <p>「C-3210 中性子照射による破壊靱性低下量の推定方法 最大仮想欠陥最深部における中性子照射量の減衰評価は(7)式を用いる。 $f = f_0 \cdot \exp(-0.24a/25.4)$ (7)</p> <p>C-3220 破壊靱性遷移曲線の設定</p> <p>(1) 対象とする原子炉圧力容器の炉心領域材料について、評価時期における破壊靱性遷移曲線を設定する。</p> <p>(2) 対象とする原子炉圧力容器炉心領域材料の破壊靱性データ（照射前後の K_{Ic} 実測値等）を、附属書図 C-3220-1 等に示すように温度軸に対して平行に移行させ、プラント評価時期における中性子照射による破壊靱性低下量を予測し、これらのデータを下限包絡する(8)式を設定する。ただし、原子炉圧力容器の温度は 0°C 未満となることはないので、0°C 以上の温度範囲の破壊靱性データを対象とすればよい。これが破壊靱性遷移曲線となる。</p> $K_{Ic} = 20.16 + 129.9 \exp[0.0161(T - T_p)] \quad (8)$ <p>なお、破壊靱性 (K_{Ic}) データの移行量 ($\Delta T_{K_{Ic}}$) は C-3230 及び C-3240 に示す手順で求める。</p> <p>C-3230 破壊靱性 (K_{Ic}) の実測値がある場合</p> <p>(1) 監視試験の回数が 1 回以下の場合</p> <p>(a) 未照射材の K_{Ic} データ（附属書図 C-3230-1 参照）</p> $\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{計算値}(f_e) + 2 \cdot \Delta \quad (9)$ <p>(b) 照射材の K_{Ic} データ（附属書図 C-3230-2 参照）</p> $\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{計算値}(f_e) - \Delta RT_{NDT} \text{計算値}(f_m) + 2 \cdot \Delta \quad (10)$ <p>(2) 監視試験の回数が 2 回以上の場合</p>	③ ③

No.	規定番号	変更内容	分類
		<p>(a) 未照射材のK_{Ic}データ (附属書図C-3230-3参照)</p> $\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (fe) + M_c + \cdot \Delta \quad (11)$ <p>(b) 照射材のK_{Ic}データ (附属書図C-3230-4参照)</p> $\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (fe) - \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (fm) + \cdot \Delta \quad (12)$ <p>C-3240 破壊靱性 (K_{Ic}) の実測値がない場合</p> <p>破壊靱性 (K_{Ic}) の実測値がない場合は、その材料を代表する K_{Ic} 曲線により破壊靱性遷移曲線を設定する。 例えば、附属書AのA-3222に与えられた K_{Ic} 曲線を用いる場合、下記に示す手順でプラント評価時期の RT_{NDT} を求めて破壊靱性遷移曲線を設定することができる。</p> $RT_{NDT} = \text{初期 } RT_{NDT} + \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (fe) + 2 \cdot \Delta \quad (13)$ <p>→「RF-4222 破壊靱性遷移曲線の設定</p> <p>原子炉圧力容器の炉心領域材料について、中性子照射の影響を考慮し、評価時期における破壊靱性遷移曲線を設定する。</p> <p>(1) T_{r30} に基づく破壊靱性遷移曲線の設定</p> <p>以下の式により評価時期における破壊靱性遷移曲線を設定する。</p> $K_{Ic} = 25.2 + 36.6 \exp[0.019\{T - (T_{r30} + \Delta T_t)\}] \quad (8)$ $T_{r30} = T_{r30} \text{ 初期値} + \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値} + M_c + M_p \quad (9)$ <p>ここで、ΔT_t は母材(圧延材)で-15°C、母材(鍛鋼品)で8°C、溶接金属で14°C、M_p は3°Cとする。 ΔRT_{NDT} 計算値及び M_c は、評価時期における最大仮想欠陥最深部の照射条件における値とし、JEAC 4201の附属書Bにより求める。ただし、2個以上の監視試験による ΔRT_{NDT} の実測値がない場合には、M_c を0とする。</p> <p>(2) T_o に基づく破壊靱性遷移曲線の設定</p> <p>参照温度試験方法2015に準拠した T_o が取得されている場合には、以下の式により破壊靱性遷移曲線を設定してもよい。複数の照射条件について T_o が取得されている場合には、高い照射量の T_o を使用すること。</p> $K_{Ic} = 25.2 + 36.6 \exp[0.019\{T - (T_o + \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (d) + M_k)\}] \quad (10)$ $\Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (d) = \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (e) - \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (m) \quad (11)$ $M_k = 1.65 \times \{(\sigma_M^2 + \sigma_{T_o}^2 + \sigma^2)^{1/2} - \sigma_M\} \quad (12)$ <p>ここで、(10)式の $\{\Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (d) + M_k\}$ は T_o に基づく破壊靱性遷移曲線の中性子照射による温度移行量であり、この温度移行量の求め方を図-RF-4222-1～図-RF-4222-3に示す。また、σ_M は24°C、σ は9.5°C、σ_{T_o}</p>	

No.	規定番号	変更内容	分類
		<p>は(2)式に従って求める。(2)式の $K_{Jc(med)}$ は、参照温度試験方法 2015 の単一試験温度法の場合、参照温度試験方法 2015 の MCT-5123 で算出される値とし、複数試験温度法による場合、(3)式により等価な $K_{Jc(med)}^{eq}$ を算出すること。</p> <p>T_0決定に使用した試験片が受けた照射量以下の照射量に対して評価する場合には、ΔRT_{NDR}計算値(d)及び σ は0としてもよい。」</p>	
23	RF-4223 許容基準	<p>・一般評価の方法をプラント評価時期の「破壊靱性遷移曲線 (K_{Ic}) を K_{Ic} 評価式と比較する方式」から「PTS 状態遷移曲線 (K_T) を破壊靱性遷移曲線 (K_{Ic}) と比較する方式」に見直し</p> <p>「C-4000 加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する一般評価</p> <p>プラント個別の詳細評価の代わりに、以下の一般評価により評価することができる。</p> <p>評価する加圧水型原子炉圧力容器炉心領域材料の照射前、照射後における実測 K_{Ic} 値又は K_{Ic} 曲線を、プラント評価時期での原子炉圧力容器内表面の中性子照射量を受けた状態まで附属書図 C-3220-1 等に示すように温度軸に対して平行に移行させて、下記の K_{Ic} 評価式を満足することを確認する。</p> $(\text{プラント評価時期の } K_{Ic}) > 20.16 + 129.9 \exp [0.0161 (T - 125)] \quad (15)$ <p>ただし、原子炉圧力容器の温度は 0°C 未満となることはないので、0°C 以上の温度範囲に対して評価する。</p> <p>破壊靱性 (K_{Ic}) データの移行量 (ΔTK_{Ic}) は、C-3230 に示す手順で求める。</p> <p>なお、破壊靱性 (K_{Ic}) の実測値がない場合は、C-3240 に示す手順で破壊靱性遷移曲線を設定し、K_{Ic} 評価式と比較する。」</p> <p>→「RF-4223 許容基準</p> <p>最大仮想欠陥最深部における PTS 状態遷移曲線 (K_T) 及び評価時期の最大仮想欠陥最深部の照射条件に対応する破壊靱性遷移曲線 (K_{Ic}) を比較し、両者が交差しなければ ($K_{Ic} > K_T$)、評価時期までの供用が許容される。両者が交差する場合には、RF-4230 に示す詳細評価を行わなければならない。」</p>	③
24	RF-4230 詳細評価 RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定(1)	<p>・詳細評価を行う選定対象を「温度低下が大きい事象又は温度低下とともに圧力が高く維持される事象」と明記し表現を見直し</p> <p>「C-3100 PTS 状態遷移曲線の設定</p> <p>C-3110 評価事象の熱水力解析</p> <p>(1) 評価対象プラントについて、供用状態 C、D の過渡事象から PTS 事象を選定する。ここで、PTS 事象の選定にあたり、配管破損防護設計により破断前漏えい (LBB) 概念の適用が認められているプラントにおいては、破断前漏えい概念に基づく配管破損形態により設定した過渡とすることができる。</p>	③

No.	規定番号	変更内容	分類
		<p>PTS 事象として具体的な事象が特定されない場合は、主蒸気管破断事故、小破断冷却材喪失事故（小破断 LOCA）及び大破断冷却材喪失事故（大破断 LOCA）を対象とする。</p> <p>選定された PTS 事象に対して、原子炉压力容器の炉心領域部での 1 次冷却材温度、圧力及び流量の過渡について熱水力解析を行う。」</p> <p>→「(1) 評価対象事象の熱水力解析 供用状態 C 及び D のうち、<u>温度低下が大きい事象又は温度低下とともに圧力が高く維持される事象として、大破断冷却材喪失事故、小破断冷却材喪失事故及び主蒸気管破断事故を評価対象事象とする。</u></p> <p>ここで、配管破損防護設計により破断前漏えい(LBB)概念の適用が認められているプラントにおいては、LBB 概念に基づく配管破損形態により設定した過渡を評価対象事象としてもよい。</p> <p>選定された事象に対して熱水力解析を行い、原子炉压力容器の炉心領域部に流入する 1 次冷却材温度、圧力及び流量の時間変化を求める。」</p>	
25	RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定(2)	<p>・詳細評価において、1 次冷却材ループ流が停止する事象について冷却材の部分混合を明記し、数値流体力学解析及び試験等による結果の反映を許容</p> <p>「C-3110 評価事象の熱水力解析 (2) 1 次冷却材温度は原子炉压力容器炉心領域部近傍の温度で評価する必要がある。1 次冷却材ループ流が停止する事象については、(1)及び(2)式により、<u>冷却材の混合評価を行い原子炉压力容器壁近傍の温度を評価する。</u>((1)及び(2)式は略)」</p> <p>→「(2) 冷却材の混合状態の考慮 1 次冷却材ループ流が停止する事象については、以下の式により、<u>冷却材の部分混合を考慮し、原子炉压力容器炉心領域部における接液水の温度の過渡変化を評価すること。</u>((13)及び(14)式は略) <u>ただし、数値流体力学 (CFD: Computational Fluid Dynamics) 解析や試験等により 1 次冷却材の混合状態が適切に把握されている場合には、それらの結果から設定した手法により評価してもよい。</u>」</p>	③
26	RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定(3)(4)	<p>・詳細評価において、RF-4221(2)(3)を引用することで応力解析にクラッドによる影響を考慮(再掲)</p> <p>「C-3120 PTS 状態遷移曲線の設定 (2)応力解析のうち、熱応力については熱伝導解析により求めた原子炉压力容器壁内の温度分布の時間変化に基づいて設定するが、1 次冷却材の温度変化から原子炉压力容器の温度変化を解析する際、原子炉压力容器近傍で上向き自然対流と下向き強制対流が共存するケースの熱伝達率は、以下に示す Jackson-Fewster 式で評価する。」</p>	③

No.	規定番号	変更内容	分類
		→「(3) 熱伝達率の設定 RF-4221(2)と同様に熱伝達率を設定する。 (4) 熱伝導解析及び応力解析 RF-4221(3)と同様に熱伝導解析及び応力解析を実施し、原子炉圧力容器の厚さ方向の温度分布及び最大仮想欠陥を含む面に垂直な方向の応力分布の時間変化を求める」	
27	RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定(5)	<ul style="list-style-type: none"> ・詳細評価において、仮想欠陥の位置を炉心領域内表面からクラッド下に変更し、欠陥の方向を母材に対して軸方向、溶接金属に対して溶接線方向と明記 ・非破壊試験の結果から最大仮想欠陥寸法を保証できる場合にはより小さな最大仮想欠陥を許容(再掲) 「C-3310 最大仮想欠陥 原子炉圧力容器炉心領域内表面に深さ 10 mm、長さ 60 mm の軸方向の半楕円表面欠陥を想定する。」 →「(5) 最大仮想欠陥 原子炉圧力容器炉心領域内面のクラッド下に深さ 10mm、長さ 60mm の半楕円欠陥を想定する。最大仮想欠陥の方向は、母材に対して軸方向、溶接金属に対して溶接線方向とする。原子炉圧力容器炉心領域に対する非破壊試験の結果、より小さな最大仮想欠陥を保証できる場合は、より小さな欠陥を最大仮想欠陥として用いてもよい。」	③ ③
28	RF-4231 PTS 状態遷移曲線の設定(6)	<ul style="list-style-type: none"> ・詳細評価において、応力拡大係数の計算式を表面欠陥からクラッド下の欠陥に変更し、有限要素法による算出を許容(再掲) ・PTS 状態遷移曲線の設定方法を明記(再掲) 「C-3120 PTS 状態遷移曲線の設定 (3) 応力解析により設定された原子炉圧力容器壁内の応力分布に基づいて最大仮想欠陥(深さ)最深部での応力拡大係数を(4)式にしたがって算出する。また、(4)式の代わりに、附属書FのF-3200に示す式でも算出できる。(4)～(6)式は略)」 →「(6) PTS 状態遷移曲線の設定 RF-4221(5)と同様にPTS 状態遷移曲線を設定する。」	③ ③
29	RF-4232 破壊靱性遷移曲線の設定	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子照射による破壊靱性低下量の推定方法の式を削除(再掲) ・国内全プラントの監視試験で得られた破壊靱性値を元にした K_{Ic} の式又は個別プラントの K_{Ic} から破壊靱性遷移曲線を算出する方法を「マスターカーブ法(国際的に検討されている T_0 を用いた確率式)」を元に国内プラント用に策定した式又は「マスターカーブ法」を元に、国内プラント用に策定した Tr_{30} を用いた式に見直し(再掲) 「C-3210 中性子照射による破壊靱性低下量の推定方法 	③ ③

No.	規定番号	変更内容	分類
		<p>最大仮想欠陥最深部における中性子照射量の減衰評価は(7)式を用いる。</p> $f = f_0 \cdot \exp(-0.24a/25.4) \quad (7)$ <p>C-3220 破壊靱性遷移曲線の設定</p> <p>(1) 対象とする原子炉圧力容器の炉心領域材料について、評価時期における破壊靱性遷移曲線を設定する。</p> <p>(2) 対象とする原子炉圧力容器炉心領域材料の破壊靱性データ（照射前後の K_{Ic} 実測値等）を、附属書図 C-3220-1 等に示すように温度軸に対して平行に移行させ、プラント評価時期における中性子照射による破壊靱性低下量を予測し、これらのデータを下限包絡する(8)式を設定する。ただし、原子炉圧力容器の温度は 0℃未満となることはないので、0℃以上の温度範囲の破壊靱性データを対象とすればよい。これが破壊靱性遷移曲線となる。</p> $K_{Ic} = 20.16 + 129.9 \exp[0.0161(T - T_p)] \quad (8)$ <p>なお、破壊靱性 (K_{Ic}) データの移行量 ($\Delta T_{K_{Ic}}$) は C-3230 及び C-3240 に示す手順で求める。</p> <p>C-3230 破壊靱性 (K_{Ic}) の実測値がある場合</p> <p>(1) 監視試験の回数が 1 回以下の場合</p> <p>(a) 未照射材の K_{Ic} データ（附属書図 C-3230-1 参照）</p> $\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{計算値}(f_e) + 2 \cdot \Delta \quad (9)$ <p>(b) 照射材の K_{Ic} データ（附属書図 C-3230-2 参照）</p> $\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{計算値}(f_e) - \Delta RT_{NDT} \text{計算値}(f_m) + 2 \cdot \Delta \quad (10)$ <p>(2) 監視試験の回数が 2 回以上の場合</p> <p>(a) 未照射材の K_{Ic} データ（附属書図 C-3230-3 参照）</p> $\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{計算値}(f_e) + M_c + \cdot \Delta \quad (11)$ <p>(b) 照射材の K_{Ic} データ（附属書図 C-3230-4 参照）</p> $\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{計算値}(f_e) - \Delta RT_{NDT} \text{計算値}(f_m) + \cdot \Delta \quad (12)$ <p>C-3240 破壊靱性 (K_{Ic}) の実測値がない場合</p> <p>破壊靱性 (K_{Ic}) の実測値がない場合は、その材料を代表する K_{Ic} 曲線により破壊靱性遷移曲線を設定する。例えば、附属書 A の A-3222 に与えられた K_{Ic} 曲線を用いる場合、下記に示す手順でプラント評価時期の RT_{NDT} を求めて破壊靱性遷移曲線を設定することができる。</p>	

No.	規定番号	変更内容	分類
		$RT_{NDT} = \text{初期 } RT_{NDT} + \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (f_e) + 2 \cdot A \quad (13)$ → 「RF-4222 と同様に評価時期における破壊靱性遷移曲線を設定する。」	
30	RF-4233 許容基準	<p>・PTS 状態遷移曲線 (K_I) と破壊靱性遷移曲線 (K_{Jc}) が交差しないこと ($K_{Jc} > K_I$) の他に、これを満足しない場合には冷却過程で応力拡大係数が単調減少している時間域を評価対象から除外できること及びそれでも満足しない場合には容器の板厚内で亀裂の伝播が停止することを許容基準に追加</p> <p>「C-3320 健全性評価 最大仮想欠陥最深部における PTS 状態遷移曲線及びプラント評価時期に対応する破壊靱性遷移曲線を最大仮想欠陥最深部の温度で比較し、両者が交差しなければ PTS 事象に対して原子炉圧力容器の炉心領域部は健全であることが示される。 上記 C-3100～C-3300 をまとめて評価フローとし、附属書図 C-3320-1 に示す。」 → 「RF-4233 許容基準 以下の(1), (2), (3)のいずれかの許容基準を満足すれば、評価時期までの供用が許容される。 (1) 非延性破壊発生に対する許容基準 最大仮想欠陥最深部における PTS 状態遷移曲線 (K_I) と評価時期の最大仮想欠陥最深部の照射条件に対応する破壊靱性遷移曲線 (K_{Jc}) とを比較し、両者が交差しないこと ($K_{Jc} > K_I$)。 (2) 高温予荷重効果を考慮した非延性破壊発生に対する許容基準 (1)の許容基準を満足しない場合には、冷却過程で応力拡大係数が単調減少している時間域 ($dK_I/dt < 0$) を除外した最大仮想欠陥最深部における PTS 状態遷移曲線 (K_I) と評価時期の最大仮想欠陥最深部の照射条件に対応する破壊靱性遷移曲線 (K_{Jc}) とを比較し、両者が交差しないこと ($K_{Jc} > K_I$)。 (3) 亀裂の板厚貫通有無に対する許容基準 (2)の許容基準を満足しない場合、容器の板厚内で亀裂の伝播が停止すること。停止する場合には、その後の時刻において(2)の許容基準に従う非延性破壊の発生及び発生した亀裂の伝播停止の有無も評価し、亀裂が容器の板厚を貫通しないこと。ただし、亀裂の伝播が停止する位置が厚さの75%を超える場合には容器の板厚を貫通すると評価する。なお、亀裂は保守的に深さ一定の長い表面亀裂とみなして評価してもよい。 K_Iが以下の条件を満たす亀裂深さで亀裂の伝播は停止すると判断される。 $K_I \leq K_{Ia} \quad (15)$ ここで、K_{Ia}は板厚内での中性子照射量の減衰を考慮した亀裂先端位置における平面ひずみ亀裂伝播停止破壊靱性であり、関連温度の種類 (RT_{NDT} (1) 又は RT_{NDT} (2)) に応じて以下のいずれかの式により求める。なお、RT_{NDT} 調整値は RF-2100 及び RF-2200 による。</p>	③

No.	規定番号	変更内容	分類
		$(RT_{NDT} (1) \text{ の場合 } K_{Ia}=29.46+15.16\exp\{0.0274(T-RT_{NDT} \text{ 調整値})\} \quad (16)$ $(RT_{NDT} (2) \text{ の場合 } K_{Ia}=29.43+1.344\exp\{0.0261(T-RT_{NDT} \text{ 調整値}+88.9)\} \quad (17)$ また、停止した亀裂に対して、残りの板厚を考慮して胴部に塑性崩壊が生じないことを次式により確認する。 $\sigma_f > \sqrt{3} P_{ac} \cdot (R_{in} + a_a^*) / \{2 \cdot (t - a_a^*)\} \quad (18)$ ここで、 $a_a^* = [a_a \{1 - (1+2c_a^2/t^2)^{-0.5}\}] / \{1 - (a_a/t) (1+2c_a^2/t^2)^{-0.5}\} \quad (19)$ また、 σ_f は未照射の値を用いる。未照射の値として、規格で定められる値を用いてもよい。	
	RF-2100 関連温度(RT_{NDT})	<ul style="list-style-type: none"> ・参照温度試験方法 2015 又はそれに準じる方法で破壊靱性参照温度 T_o が得られた場合には、破壊靱性参照温度 T_o から求められる RT_{T_o} を $RT_{NDT} (1)$ 又は $RT_{NDT} (2)$ に置き換えてもよいとする規定を追加 ・年版改正反映 (当該部分の設計・建設規格に年版は記載ないが、2007 年版は「FA-1310 試験方法) (1) において設計・建設規格 (NC1-2005) と規定、2016 年版は「RF-1200 参照規格」(4) において設計・建設規格 (NC1-2012 年版) 第 I 編軽水炉規格、JSME S NC1-2012(2013 年追補含む) と規定) 「FA-2000 用語の定義 (7) <u>RT_{NDT}: JSME 設計・建設規格の PVB-2333.1 の規定に従って、衝撃試験及び落重試験によって求められる関連温度のことをいう。</u> E-2000 記号 <u>$RT_{NDT}(1)$: 1 パス法による落重試験により求められた RT_{NDT} (°C)</u> <u>$RT_{NDT}(2)$: 2 パス法による落重試験により求められた RT_{NDT} (°C)」 → 「RF-2100 関連温度(RT_{NDT}) RT_{NDT} としては、JSME 設計・建設規格の PVB-2333.1, JEAC 4202, 昭和 55 年通商産業省告示第 501 号 (改正平成 6 年 7 月 21 日) の第 4 条第 2 項あるいはそれらに準じる方法による $RT_{NDT} (1)$ があり、これは 1 パスビード法による落重試験及び衝撃試験により求められる。また、昭和 55 年通商産業省告示第 501 号 (制定昭和 55 年 10 月 30 日) の第 4 条第 2 項あるいはそれに準じる方法による $RT_{NDT} (2)$ があり、これは 2 パスビード法による落重試験及び衝撃試験により求められる。 ここで、<u>JEAC 4216 あるいはそれに準じる方法で破壊靱性参照温度 T_o が得られた場合において、RF-4120 に基づき圧力・温度制限を設定する際には、次式で求めた RT_{T_o} を $RT_{NDT} (1)$ 又は $RT_{NDT} (2)$ に置き換えて用いてもよい。</u> $RT_{T_o} = T_o + C_{MC} + 2 \sigma_{T_o} \quad (1)$ <u>C_{MC} を表-RF-2100-1 に示す。</u> <u>σ_{T_o} は、(2) 式のとおりとする。</u> </u>	③ ②

No.	規定番号	変更内容	分類									
		$\sigma_{T_o} = \frac{(K_{Jc(med)} - 20)}{(K_{Jc(med)} - 30)} \times \frac{14.7}{\sqrt{r}} \quad (2)$ <p>rは T_o 決定の際の有効な試験片の個数である。</p> <p>$K_{Jc(med)}$ は単一試験温度法による場合、JEAC 4216 の MCT-5123 で算出される 1T 相当に換算した値である。複数試験温度法による場合、(3)式により等価な $K_{Jc(med)}^{eq}$ を算出し、$K_{Jc(med)}$ の代わりに用いる。</p> $K_{Jc(med)}^{eq} = \frac{1}{r} \sum_{i=1}^r [30 + 70 \exp\{0.019(T_i - T_o)\}] \quad (3)$ <p>表-RF-2100-1 各種破壊靱性曲線と C_{MC}</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>破壊靱性曲線</th> <th>適用条項</th> <th>C_{MC} (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>K_{IR} 曲線</td> <td>附属書 B B-4200 (4) 式</td> <td>63</td> </tr> <tr> <td>K_{Jc} 曲線</td> <td>RF-4121 (4) 式</td> <td>30</td> </tr> </tbody> </table>	破壊靱性曲線	適用条項	C_{MC} (°C)	K_{IR} 曲線	附属書 B B-4200 (4) 式	63	K_{Jc} 曲線	RF-4121 (4) 式	30	
破壊靱性曲線	適用条項	C_{MC} (°C)										
K_{IR} 曲線	附属書 B B-4200 (4) 式	63										
K_{Jc} 曲線	RF-4121 (4) 式	30										
	RF-2200 RT_{NDT} 調整値	<ul style="list-style-type: none"> ・表現の見直し ・年版改正反映 (2007 年版は JEAC4201-2007、2016 年版は「RF-1200 参照規格」(1)において JEAC4201-2007 (2010 年追補版及び 2013 年追補版を含む) と規定) 「FA-2000 用語の定義 (9) <u>RT_{NDT} 調整値</u>：照射前の RT_{NDT} 初期値に照射による移行量 ΔRT_{NDT} を加えることによって照射効果を調整した関連温度を意味する。 (8) <u>ΔRT_{NDT}</u>：照射による関連温度の移行量を意味し、監視試験による実測又は JEAC4201-2007 の附属書 B の B-2000 に示す国内脆化予測法による予測によって求められる。監視試験による実測においては、衝撃試験の吸収エネルギー 41 J に対応する温度の移行量とする。ここで、移行量とは、照射前後の差を意味し、照射後の値から照射前の値を引いた値とする。」 → 「RF-2200 RT_{NDT} 調整値 照射前の RT_{NDT} に照射による関連温度の移行量 ΔRT_{NDT} を加えることによって照射効果を調整した関連温度のことである。ΔRT_{NDT} は監視試験による実測又は JEAC 4201 の附属書 B の B-2000 に示す国内脆化予測法による予測によって求める。監視試験による実測においては、衝撃試験の吸収エネルギー 41J に対応する温度の移行量とする。ここで、移行量とは、照射前後の差を意味し、照射後の値から照射前の値を引いた値とする。」 	① ②									
31	RF-4240 是正措	<ul style="list-style-type: none"> ・新規追加 	④									

No.	規定番号	変更内容	分類
	置	<p>「RF-4240 是正措置</p> <p>RF-4220 の一般評価又は RF-4230 の詳細評価で許容基準を満足しなかった場合には、以下の(1)～(3)又は妥当と確認されている方法により是正措置を行い、再度 RF-4220 の一般評価又は RF-4230 の詳細評価を行って、許容基準を満足することを確認する。</p> <p>(1)原子炉圧力容器が受ける中性子束の低減による破壊靱性低下の緩和</p> <p>(2)焼なましによる原子炉圧力容器の破壊靱性の回復</p> <p>(3)安全注入水の温度上昇や流量の削減による原子炉圧力容器炉心領域部の温度低下及び応力上昇の緩和」</p>	
32	—	<p>・参考文献を削除</p> <p>「C-5000 参考文献</p> <p>(1) C. B. Buchalet and W. H. Bamford, ASME 75-WA/PVP-3</p> <p>(2) NUREG / CR-3319, HEDL TME 84-2, May, 1984」</p> <p>→ (記載なし)</p>	④
RF-5000 延性破壊防止に関する健全性評価方法			
33	RF-5100 原子炉圧力容器に対する破壊靱性の要求	<p>・表現の見直し</p> <p>「FB-4200 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の要求</p> <p>(1) 原子炉圧力容器の炉心領域材料（板、鍛造品、溶接部）の破壊靱性は、監視試験結果を含む中性子照射の影響を考慮し、以下の要求を満足すること。この際、すべての炉心領域材料の中で最も制限される値を用いること。</p> <p>a. 照射を考慮に入れ、原子炉圧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（T 方向）から採取した試験片の上部棚吸収エネルギーの予測値は、68J 以上であること。</p> <p>なお、試験片の長手軸の方向が主加工方向に平行な方向（L 方向）から採取した試験片による値しかない場合は、その 65%の値を T 方向の値として評価する。」</p> <p>→ 「RF-5100 原子炉圧力容器に対する破壊靱性の要求</p> <p>原子炉圧力容器の炉心領域材料（圧延材、鍛鋼品、溶接金属）の上部棚吸収エネルギーは、監視試験結果を含む中性子照射の影響を考慮した上で、原子炉圧力容器内面から厚さの 1/4 位置において 68J 以上であること。この際、すべての炉心領域材料の中で最も低い値を用いること。</p> <p>なお、上部棚吸収エネルギーは試験片の長手方向が主加工方向に垂直な方向（T 方向）から採取した試験片による値とする。試験片の長手方向が主加工方向に平行な方向（L 方向）から採取した試験片による値しかない場合は、その 65%の値を T 方向の値として用いる。」</p>	①

No.	規定番号	変更内容	分類
34	RF-5200 上部棚 吸収エネルギー が 68J を下回る 場合の要求	<ul style="list-style-type: none"> ・表現の見直し ・要求を満足しない場合に是正措置による再評価規定を追加 ・年版改正反映（当該部分の維持規格に年版は記載ないが、2007年版は「E-3000 破壊靱性評価の考え方」において維持規格（JSME NA1-2004）と規定、2016年版は「RF-1200 参照規格」（5）において維持規格（JSME NA1-2012（21013年追補含む））と規定 <p>「FB-4200 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の要求 (2)FB-4200(1)a.の要求が満足されなくなると予測される場合でも、次の a. 及び b. の要求が全て満足される限り、原子炉圧力容器は運転を継続しても良い。</p> <p>a. 炉心領域部の試験可能な全ての溶接継手の体積試験を実施し、有意な欠陥指示が認められないこと、あるいは、体積試験で有意な欠陥指示があった場合には、JSME 維持規格の許容基準を満足していること。</p> <p>b. 上部棚吸収エネルギーの低下を想定し、安全裕度を考慮した破壊力学的解析を実施し、附属書 G の判定基準を満足すること（附属書 G, 解説-FB-4200-2）。この場合、a. で実施した体積検査で有意な欠陥指示があった場合には、最大仮想欠陥の設定に対し、その結果を考慮しなければならない。」</p> <p>→「RF-5200 上部棚吸収エネルギーが 68J を下回る場合の要求</p> <p>RF-5100 の要求が満足されなくなると予測される場合、次の(1)及び(2)の要求が満足される限り、評価時期までの供用が許容される。</p> <p>(1) 炉心領域部の試験可能なすべての溶接継手の体積試験を実施し、有意な欠陥指示が認められないこと、又は、体積試験で有意な欠陥指示があった場合には、JSME 維持規格の許容基準を満足していること。</p> <p>(2) 上部棚吸収エネルギーの低下を想定し、RF-5210 の評価（又は同等の評価）を実施し、健全性を確認すること。この場合、(1)で実施した体積試験で有意な欠陥指示があった場合には、最大仮想欠陥の設定に対し、その結果を考慮しなければならない。RF-5210 の要求を満足しない場合は、RF-4240(1)又は(2)に示すような是正措置を実施して、再度 RF-5210 の評価を実施する。」</p>	① ④ ②
35	—	<ul style="list-style-type: none"> ・附属書 G の下記を削除 <p>「G-1000 適用範囲 G-2000 記号の定義」</p> <p>→（記載なし）</p>	④
36	RF-5211 上部棚 破壊靱性	<ul style="list-style-type: none"> ・項番号の見直し（規定文は変更なし） <p>「G-3000 上部棚破壊靱性」</p> <p>→「RF-5211 上部棚破壊靱性」</p>	①

No.	規定番号	変更内容	分類
37	RF-5211 上部棚破壊靱性(1)	<ul style="list-style-type: none"> • USE 調整値の予測場所を「最大仮想欠陥想定位置」から「最大仮想欠陥最深部位置」に変更 • 原子炉構造材の監視試験方法を規定した「JEAC4201-2007」を「JEAC4201」(RF-1200 参照規格で JEAC4201-2007/2010/2013) に変更 • 「シャルピー上部棚吸収エネルギー」及び「シャルピー衝撃試験片」から「シャルピー」を削除 • 表現の見直し <p>「G-3100 シャルピー上部棚吸収エネルギー低下予測 JEAC4201-2007 附属書 B の B-3000 の手法により、評価時期における最大仮想欠陥想定位置での USE 調整値を予測する。ここで、母材の USE 調整値については、最大仮想欠陥が軸方向欠陥の場合は試験片の長手方向が周方向と平行となるシャルピー衝撃試験片に対応する USE 調整値を、また周方向欠陥の場合は試験片の長手方向が軸方向と平行となるシャルピー衝撃試験片に対応する USE 調整値を用いて評価する。」</p> <p>→ 「(1) 上部棚吸収エネルギー低下予測 JEAC 4201 の附属書 B の B-3000 の手法により、評価時期における最大仮想欠陥最深部位置での USE 調整値を予測する。ここで、母材の USE 調整値としては、最大仮想欠陥が軸方向欠陥の場合は試験片の長手方向が周方向と平行となる衝撃試験片に対応する USE 調整値を、また周方向欠陥の場合は試験片の長手方向が軸方向と平行となる衝撃試験片に対応する USE 調整値を用いる。」</p>	③ ② ① ①
38	RF-5211 上部棚破壊靱性(2)	<ul style="list-style-type: none"> • 表現の見直し <p>「G-3200 国内上部棚破壊靱性評価式 USE 調整値から、上部棚破壊靱性 J_{mat} は次式で与えられる。 (中略) (2) 適用範囲を附属書表 G-3200-1 に示す。 (略)」</p> <p>→ 「RF-5211 上部棚破壊靱性 (2) 国内上部棚破壊靱性評価式 上部棚破壊靱性 J_{mat} は USE 調整値を用いて次式で与えられる。 (中略) b. 適用範囲を表-RF-5211-1 に示す。 (略)」</p>	①
39	RF-5212 最大仮想欠陥	<ul style="list-style-type: none"> • 表現の見直し <p>「G-4000 最大仮想欠陥</p>	①

No.	規定番号	変更内容	分類
		<p>最大仮想欠陥は鋭い半楕円形の表面欠陥とする。最大仮想欠陥寸法及び方向は以下とする。</p> <p>(1) 最大仮想欠陥寸法</p> <p>a. 供用状態 A 及び B</p> <p>1) $60 \text{ mm} \leq t < 100 \text{ mm}$ 仮想欠陥深さは 25 mm, 長さは 150 mm とする。</p> <p>2) $100 \text{ mm} \leq t \leq 300 \text{ mm}$ 仮想欠陥深さは $1/4t$, 長さは $1.5t$ とする。</p> <p>3) $t > 300 \text{ mm}$ 仮想欠陥深さは 75 mm, 長さは 450 mm とする。</p> <p>b. 供用状態 C 及び D</p> <p>仮想欠陥深さは 10 mm, 長さは 60 mm とする。</p> <p>(2) 仮想欠陥の方向</p> <p>仮想欠陥の方向は以下<u>のものを考える</u>。 (略)」</p> <p>→ 「RF-5212 最大仮想欠陥</p> <p>最大仮想欠陥は鋭い半楕円形の表面欠陥とし、<u>原子炉圧力容器内面に設定する</u>。最大仮想欠陥寸法及び方向は以下とする。</p> <p>(1) 最大仮想欠陥寸法</p> <p>a. 供用状態 A 及び B</p> <p>1) $60\text{mm} \leq t < 100\text{mm}$ <u>最大仮想欠陥深さは 25mm, 長さは 150mm とする。</u></p> <p>2) $100\text{mm} \leq t \leq 300\text{mm}$ <u>最大仮想欠陥深さは $1/4t$, 長さは $1.5t$ とする。</u></p> <p>3) $t > 300\text{mm}$ <u>最大仮想欠陥深さは 75mm, 長さは 450mm とする。</u></p> <p>b. 供用状態 C 及び D</p> <p><u>最大仮想欠陥深さは 10mm, 長さは 60mm とする。</u></p> <p>(2) <u>最大仮想欠陥の方向</u></p> <p><u>最大仮想欠陥の方向は以下とする。</u></p>	

No.	規定番号	変更内容	分類
		(略)	
40	RF-5213 過渡条件	<p>・表現の見直し 「G-5000 過渡条件 健全性評価に使用する圧力及び温度過渡は、供用状態 A, B, C および D の過渡条件とする。 評価対象とする過渡条件は G-6200 に示す一般評価を用いて J_{app} が最大となる過渡条件を対象としてよい。 あるいは、安全側となる過渡条件を設定して、<u>評価に用いてもよい。</u>」 →「RF-5213 過渡条件 健全性評価に使用する圧力及び温度過渡 (過渡条件) は、供用状態 A, B, C 及び D の過渡条件とする。 評価対象とする過渡条件は RF-5214 (1) に示す一般評価方法を用いて J_{app} が最大となる過渡条件としてよい。あ るいは、<u>評価が保守側となる過渡条件を設定して、これを評価対象としてもよい。</u>」</p>	①
41	RF-5214 亀裂進展力	<p>・表現の見直し 「G-6000 き裂進展力 き裂進展力 J_{app} については弾塑性解析を用いて評価する方法 (詳細評価方法) あるいは弾性解析を用いて評価する方法 (一般評価方法) のいずれかにより評価する。」 →「RF-5214 亀裂進展力 亀裂進展力 J_{app} は弾性解析を用いる方法 (一般評価方法) 又は弾塑性解析を用いる方法 (詳細評価方法) のいずれかにより計算する。」</p>	①
42	RF-5214 亀裂進展力(1)	<p>・表現の見直し 「G-6200 一般評価方法 G-5000 で設定した過渡条件を用い、内圧及び熱応力を考慮して弾性解析を実施し、J_{app} を求める。ここで、供用状態 A, B の延性き裂進展性評価及びき裂不安定性評価では、使用する内圧は過渡条件の内圧に対してそれぞれ 1.15 倍、及び 1.25 倍の値を用いる。供用状態 C 及び D に対しては、いずれも 1.0 倍でよい。 J_{app} は、弾性解析による応力分布から附属書 F の F-3200 を用いて応力拡大係数 K_I を算出し、塑性域補正を行い J_{app} に換算してよい。 具体的には、次式により a_e, K_I' 及び J_{app} を求めることができる。</p> $a_e = a + \left(\frac{1000}{6\pi} \right) \cdot \left[\frac{K_I}{\sigma_y} \right]^2$	①

No.	規定番号	変更内容	分類
		$K_I' = \sqrt{\frac{a_e}{a}} \cdot K_I$ $J_{app} = 1000 \cdot (K_I')^2 / E'$ <p>なお、<u>附属書H</u>あるいは妥当性が確認されている他の評価式を使用してもよい。」 →「RF-5214 亀裂進展力 (1) 一般評価方法 RF-5213で設定した過渡条件における内圧及び熱応力を考慮して弾性解析を実施し、J_{app}を求める。ここで、供用状態A、Bの延性亀裂進展性評価及び亀裂不安定性評価では、使用する内圧は過渡条件の内圧に対してそれぞれ1.15倍、及び1.25倍の値を用いる。供用状態C及びDに対しては、いずれも1.0倍でよい。 J_{app}は、弾性解析による応力分布から<u>附属書C</u>のC-3200を用いて応力拡大係数K_Iを算出し、塑性域補正を行いJ_{app}に換算してよい。 具体的には、次式によりa_e、K_I'及びJ_{app}を求めることができる。</p> $a_e = a + \left(\frac{1000}{6\pi}\right) \cdot \left(\frac{K_I}{\sigma_y}\right)^2 \dots\dots\dots (23)$ $K_I' = \sqrt{\frac{a_e}{a}} \cdot K_I \dots\dots\dots (24)$ $J_{app} = 1000 \cdot (K_I')^2 / \{E / (1 - \nu^2)\} \dots\dots\dots (25)$ <p>なお、<u>附属書D</u>又は妥当性が確認されている他の評価式を使用してもよい。」</p>	
43	RF-5214 亀裂進展力(2)	<ul style="list-style-type: none"> ・表現の見直し 「G-6100 詳細評価方法 G-5000で設定した過渡条件を用い、内圧及び熱応力を考慮して、 <u>仮想欠陥に対する弾塑性解析</u> を実施し、 J_{app} を直接求める。ここで、供用状態A、Bの延性き裂進展性評価及びき裂不安定性評価では、使用する内圧は過渡条件の内圧に対してそれぞれ1.15倍、及び1.25倍の値を用いる。供用状態C及びDに対しては、いずれも1.0倍でよい。 」 →「RF-5214 亀裂進展力 (2) 詳細評価方法	①

No.	規定番号	変更内容	分類
		RF-5213 で設定した過渡条件における内圧及び熱応力を考慮して弾塑性解析を実施し、最大仮想欠陥に対する J_{app} を直接求める。ここで、供用状態 A, B の延性亀裂進展性評価及び亀裂不安定性評価では、使用する内圧は過渡条件の内圧に対してそれぞれ 1.15 倍、及び 1.25 倍の値を用いる。供用状態 C 及び D に対しては、いずれも 1.0 倍でよい。」	
44	RF-5215 健全性評価	<p>・表現の見直し 「G-7000 健全性評価 (判定基準) 供用状態 A, B, C 及び D に対して、以下に示す判定基準に基づき、健全性を評価する。なお、<u>材料の破壊靱性の温度は供用状態 A, B, C あるいは D の中で、安全側に最高となる温度を用いてもよい。</u>」 → 「RF-5215 健全性評価 供用状態 A, B, C 及び D に対して、以下に示す許容基準に基づき、健全性を評価する。なお、<u>破壊靱性を評価する材料の温度は供用状態 A, B, C 又は D の中で、評価が保守側になるように最高となる温度を用いてもよい。</u>」</p>	①
45	RF-5215 健全性評価(1)	<p>・表現の見直し 「G-7100 供用状態 A, B 及び C に対する判定基準 供用状態 A, B 及び C に対しては以下の基準を満足すること。 (1) 延性き裂進展性評価 延性き裂が 2.5mm 進展したときの材料の破壊靱性 $J_{2.5}$ が J_{app} より高いこと。 (式は略) (2) き裂不安定性評価 J_{app} と J_{mat} との交点において、J_{mat} の接線の傾きが J_{app} の接線の傾きより大きいこと。 (式は略)」 → 「RF-5215 健全性評価 (1) 供用状態 A, B 及び C に対する許容基準 供用状態 A, B 及び C に対しては以下の許容基準を満足すること。 a. 延性亀裂進展性評価 延性亀裂が 2.5mm 進展したときの材料の破壊靱性 $J_{2.5}$ が J_{app} より高いこと。 (式は略) b. 亀裂不安定性評価 J_{app} と J_{mat} との交点において、J_{mat} の接線の傾きが J_{app} の接線の傾きより大きいこと。</p>	①

No.	規定番号	変更内容	分類
46	RF-5215 健全性評価(2)	<p>(式は略)」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・塑性不安定破壊評価（塑性崩壊評価）における欠陥深さを「延性亀裂進展を考慮した値」から「J_{min} と J_{mat} の交点まで延性亀裂が進展し停止した時の亀裂深さ a^*」に変更 ・流動応力 σ_f は未照射の値と追記 ・その他表現の見直し <p>「G-7200 供用状態 D に対する判定基準 供用状態 D に対しては以下の基準を満足すること。</p> <p>(1) き裂不安定性評価 J_{app} と J_{mat} との交点において、J_{mat} の接線の傾きが J_{app} の接線の傾きより大きいこと。 (式は略)</p> <p>(2) 欠陥深さ評価 延性き裂成長を考慮した欠陥深さが容器母材板厚の 75% を超えないこと。 $\underline{a}_f \leq 0.75 t$</p> <p>(3) 塑性不安定破壊評価 次式により塑性不安定破壊を生じないことを確認すること。 $\sigma_f > \frac{\sqrt{3P_c \cdot (R_1 + \underline{a}_e^{**})}}{[2 \cdot (t - \underline{a}_e^{**})]}$ ここで、 $\underline{a}_e^{**} = \frac{\underline{a}_e^* (1 - \{1 + 2c^2/t^2\}^{-0.5})}{[1 - (\underline{a}_e^*/t) \{1 + 2c^2/t^2\}^{-0.5}]}$ → 「RF-5215 健全性評価 (2) 供用状態 D に対する許容基準 供用状態 D に対しては以下の許容基準を満足すること。</p> <p>a. 亀裂不安定性評価 J_{app} と J_{mat} との交点において、J_{mat} の接線の傾きが J_{app} の接線の傾きより大きいこと。 (式は略)</p> <p>b. 亀裂深さ評価 J_{app} と J_{mat} の交点まで延性亀裂が進展し停止した時の亀裂深さ a^* が胴部母材厚さ t の 75% を超えないこと。 $\underline{a}^* \leq 0.75 t \quad \dots \dots \dots (29)$</p>	<p>③</p> <p>③</p> <p>①</p>

No.	規定番号	変更内容	分類
		<p>c. 塑性崩壊評価</p> <p>J_{app} と J_{mat} の交点まで延性亀裂が進展し停止した時に、次式により塑性崩壊を生じないことを確認すること。</p> $\sigma_f > \frac{\sqrt{3}P_c \cdot (R_{ip} + a^{**})}{\{2 \cdot (t - a^{**})\}} \dots\dots\dots (30)$ <p>ここで、</p> $a^{**} = \frac{[a^* \{1 - (1 + 2(c^*)^2/t^2)^{-0.5}\}]}{\{1 - (a^*/t) (1 + 2(c^*)^2/t^2)^{-0.5}\}} \dots\dots\dots (31)$ <p>また、σ_f は未照射の値を用いる。未照射の値として、規格で定められる値を用いてもよい。」</p>	
[附属書 B] 破壊靱性評価方法			
47	[附属書 B]破壊靱性評価方法	<ul style="list-style-type: none"> 編集上の見直し 「[附属書 E]破壊靱性評価方法」 → 「附属書 B]破壊靱性評価方法」 	①
48	B-1000 適用範囲	<ul style="list-style-type: none"> 記載の適正化 「E-1000 適用範囲 本附属書は、フェライト系耐圧部材(室温での規定最小降伏点が 345 N/mm² 以下)の破壊靱性評価方法を示す。」 → 「B-1000 適用範囲 本附属書は、フェライト系耐圧部材(常温最小降伏点が 345MPa 以下)の破壊靱性評価方法を示す。」 	①
49	B-3000 破壊靱性評価	<ul style="list-style-type: none"> 本附属書で設定した破壊靱性値は JSME 発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME S NA1-2004) に対して適用可能とする規定を削除 「原子炉圧力炉容器等」の「等」を削除 表現の見直し 「E-5000 初期プラントに対する破壊靱性評価方法(第2段落) なお、対象とする材料は、JIS SQV2A、SFVQ2A、SFVQ1A 及び Submerged Arc Welding による Mn-Mo-Ni 系の溶接金属とそれらの ASME 及び ASTM 相当材(溶接金属含む)とする。」 「E-3000 破壊靱性評価の考え方 破壊力学評価に必要な破壊靱性値には参照破壊靱性値 K_{IR} と静的平面ひずみ破壊靱性値 K_{Ic} がある。これらの破壊靱性曲線は(社)火力原子力発電技術協会構造基準委員会 K_{IR} 検討会で検討され、破壊靱性のパラメータとして RT_{NDT} 及び vT_{RS} を用いた K_{IR} 曲線及び K_{Ic} 曲線が与えられている^(1,2)。 一方、昭和 55 年以前の告示第 501 号の破壊靱性要求は、落重試験あるいはシャルピー衝撃特性から $NDTT$ (無延性遷移温度) を求めることになっており、上記二つのパラメータ (RT_{NDT}, vT_{RS}) は要求されていないの 	③ ① ①

No.	規定番号	変更内容	分類
		<p>で、昭和 55 年 10 月 30 日までに原子炉設置許可を受けた初期の原子力発電所用原子炉圧力容器等（以下「初期プラント」という）のうち、RT_{NDT}又はvT_{rs}が得られていない場合に対する評価方法を本付属書で示す⁽³⁾。</p> <p>ここで、本付属書で設定した破壊靱性値は附属書 A に適用可能である。また、JSME 発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME S NA1-2004) に対しても適用可能であるが、K_{IR}はK_{Ia}として読み替える。」</p> <p>→「B-3000 破壊靱性評価</p> <p>対象とする材料は、JIS SQV2A, SFVQ2A, SFVQ1A 及びサブマージアーク溶接による Mn-Mo-Ni 系の溶接金属とそれらの ASME 及び ASTM 相当材（溶接金属含む）とする。RT_{NDT}及びT_{rs}を用いたK_{IR}曲線及びK_{Ic}曲線を B-4000 に示す。</p> <p>一方、昭和 55 年 10 月 30 日までに原子炉設置許可を受けた初期の原子力発電所用原子炉圧力容器（以下「初期原子炉圧力容器」という）のうち、RT_{NDT}又はT_{rs}が得られていない場合に対するK_{IR}曲線及びK_{Ic}曲線の評価方法を B-5000 に示す。</p> <p>ここで、本付属書で設定した破壊靱性K_{Ic}は RF-4120 のK_{Ic}として、またK_{IR}は RF-4230 のK_{Ia}として適用してよい。」</p>	
50	B-4000 破壊靱性適用式	<ul style="list-style-type: none"> ・常温最小降伏点が 345MPa を超え 620MPa 以下のフェライト系材料について衝撃試験の延性破面率が 50%を示す遷移温度 (T_{rs}) を用いた評価式(7)～(9)が使用できる条件を追加 ・表現の見直し <p>「E-4000 破壊靱性適用式</p> <p>適用できる破壊靱性曲線を附属書表 E-4000-1 に示す。具体的な評価方法を以下に示す。」</p> <p>「E-4300 vT_{rs}を用いた場合の評価方法(末尾のなお書き)</p> <p>なお、室温での規定最小降伏点が 345 N/mm²を超え、620 N/mm²以下の材料の場合は、少なくとも 3 溶解について、$K_{IR}(K_{Ia})$に対しては動的破壊靱性試験、K_{Ic}に対しては静的破壊靱性試験を行い、得られた破壊靱性が(1)式から(3)式又は(4)式から(6)式を上回る場合は評価式として使用できる。」</p> <p>→「B-4000 破壊靱性適用式</p> <p>適用できる破壊靱性曲線を附属書表 B-4000-1 に示す。具体的な評価方法を以下に示す。</p> <p>なお、原子炉圧力容器の材料に常温最小降伏点が 345MPa を超え、620MPa 以下のフェライト系材料を用いる場合は、少なくとも 3 溶解について、$K_{IR}(K_{Ia})$に対しては動的破壊靱性試験、K_{Ic}に対しては RF-2400(1)又は(2)に従って静的破壊靱性試験を行い、得られた破壊靱性が(1)式から(3)式、(4)式から(6)式又は(7)式から(9)式を上回る場合は評価式として使用できる。」</p>	③ ①
51	附属書表 B-	<ul style="list-style-type: none"> ・静的平面ひずみ破壊靱性K_{Ic}に対して適用可能な厚さの制限を追加 	③

No.	規定番号	変更内容	分類
	4000-1 適用できる破壊靱性曲線	<ul style="list-style-type: none"> ・表現の見直し 「附属書表 E-4000-1 適用できる破壊靱性曲線 (注)1. ~3. (略) (注)4. 平成 6 年通商産業省告示第 446 号により改正された昭和 55 年通商産業省告示第 501 号を適用したプラントに対して使用。 (注)5. 平成 6 年通商産業省告示第 446 号により改正される前の昭和 55 年通商産業省告示第 501 号を適用したプラントに対して使用できる。 (注)6. (略)」 → 「附属書表 B-4000-1 適用できる破壊靱性曲線 (注)1. ~3. (略) (注)4. 平成 6 年通商産業省告示第 446 号により改正された昭和 55 年通商産業省告示第 501 号を適用あるいはそれ以降の原子炉压力容器に対して使用できる。 (注)5. 平成 6 年通商産業省告示第 446 号により改正される前の昭和 55 年通商産業省告示第 501 号を適用した原子炉压力容器に対して使用できる。 (注)6. (略) (注)7. 厚さが 255mm 以下の材料に対して使用できる。厚さが 255mm を超える場合の K_{IC} は RF-4121 の(4)式を使用すること。」 <p>(補足：附属書表 B-4000-1 での(注)7. の適用範囲には、破壊靱性パラメータが $RT_{NDT}(2)$ による K_{IR} を除く。)</p>	①
52	B-4100 $RT_{NDT}(1)$ を用いた場合の評価方法	<ul style="list-style-type: none"> ・材料の厚さ制限を追加 ・表現の見直し 「E-4100 1 パス法により求められた $RT_{NDT}(1)$ を用いた場合の評価方法 1 パス法により求められた $RT_{NDT}(1)$ を用いた場合、K_{IR} 及び K_{IC} は次の(1)式から(3)式で評価することができる。 (1)~(3)式は略 ここで、T は温度(°C)。また、$T - RT_{NDT}(1)$ が -100°C 以上であって、$220 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 以下の範囲で用いることができる。 本評価方法は平成 6 年通商産業省告示第 446 号により改正された昭和 55 年通商産業省告示第 501 号を適用あるいはそれ以降のプラントに対して使用する。」 	③ ①

No.	規定番号	変更内容	分類
		<p>→「B-4100 RT_{NDT} (1)を用いた場合の評価方法 RT_{NDT} (1)を用いた場合、K_{IR}及びK_{Ic}は次の(1)式から(3)式で評価することができる。 (1)～(3)式は略 ここで、(1)式～(3)式は $T-RT_{NDT}$ (1)が-100°C以上であって、$220\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$以下の範囲で用いることができる。また、厚さが$255\text{mm}$以下の材料に対して使用することができる。 本評価方法は平成6年通商産業省告示第446号により改正された昭和55年通商産業省告示第501号を適用あるいはそれ以降の原子炉压力容器に対して使用する。」</p>	
53	B-4200 RT_{NDT} (2)を用いた場合の評価方法	<p>・厚さが255mmを超える材料の静的平面ひずみ破壊靱性K_{Ic}の適用式を追加 ・表現の見直し 「E-4200 2パス法により求められたRT_{NDT}(2)を用いた場合の評価方法 2パス法により求められたRT_{NDT} (2)を用いた場合、K_{IR}及びK_{Ic}は次の(4)式から(6)式で評価することができる。 (4)～(6)式は略 ここで、Tは温度($^{\circ}\text{C}$)。また、$T-RT_{NDT}$ (2)が-100°C以上であって、$220\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$以下の範囲で用いることができる。 本評価方法は平成6年通商産業省告示第446号により改正される前の昭和55年通商産業省告示第501号を適用したプラントに対して使用する。」 →「B-4200 RT_{NDT} (2)を用いた場合の評価方法 RT_{NDT} (2)を用いた場合、K_{IR}及びK_{Ic}は(4)式から(6)式で評価することができる。 (4)～(6)式は略 ここで、(4)式～(6)式は $T-RT_{NDT}$ (2)が-100°C以上であって、$220\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$以下の範囲で用いることができる。また、$RT_{NDT}$ (2)の代わりにRT_{NDT} (1)を用いてもよい。ここで、厚さが255mmを超える材料に対してはK_{Ic}はRF-4121の(4)式を用いること。 本評価方法は平成6年通商産業省告示第446号により改正される前の昭和55年通商産業省告示第501号を適用した原子炉压力容器に対して使用する。」</p>	③ ①
54	B-4300 T_{TS} を用いた場合の評価方法	<p>・材料の厚さ制限を追加 ・表現の見直し 「E-4300 $\sqrt{V}T_{TS}$を用いた場合の評価方法</p>	③ ①

No.	規定番号	変更内容	分類
		<p>$\sqrt{T_{RS}}$ (母材は $\sqrt{T_{RS}}(T)$) を用いた場合、K_{IR} 及び K_{Ic} は次の(7)式から(9)式で評価することができる。 ((7)～(9)式は略) ここで、Tは温度(°C)。また、$T - \sqrt{T_{RS}}$ が-100°C以上であって、220 MPa√m以下の範囲で用いることができる。 本評価方法は、$RT_{NDT}(1)$ あるいは $RT_{NDT}(2)$ が得られていない材料に対して使用できる。ただし、<u>照射材</u>に対しては適用できない。(なお書きは略)」 →「B-4300 T_{RS}を用いた場合の評価方法 T_{RS} (母材は $T_{RS}(T)$) を用いた場合、K_{IR} 及び K_{Ic} は(7)式から(9)式で評価することができる。 ((7)～(9)式は略) ここで、(7)式～(9)式は $T - T_{RS}$ が-100°C以上であって、220MPa√m以下の範囲で用いることができる。 本評価方法は、$RT_{NDT}(1)$ あるいは $RT_{NDT}(2)$ が得られていない材料に対して使用できる。ただし、<u>照射材及び厚さが255mmを超える材料には適用できない。</u>」</p>	
55	B-5000 初期原子炉压力容器に対する破壊靱性評価方法	<p>・表現の見直し 「E-5000 初期プラントに対する破壊靱性評価方法 RT_{NDT} が得られていない初期プラントにおいては、<u>得られている破壊靱性データに基づいて、以下に示す手法により $RT_{NDT}(2)$ あるいは $\sqrt{T_{RS}}$ を設定すれば、E-4000 に基づいた破壊靱性評価を行うことができる。</u> $RT_{NDT}(2)$ 又は $\sqrt{T_{RS}}$ の設定フローを附属書図 E-5000-1 に示す。 (なお書きは略)」 →「B-5000 初期原子炉压力容器に対する破壊靱性評価方法 RT_{NDT} が得られていない初期原子炉压力容器においては、以下に示す手法により $RT_{NDT}(2)$ あるいは T_{RS} を設定すれば、<u>B-4000 に基づいた破壊靱性評価を行うことができる。</u> $RT_{NDT}(2)$ 又は T_{RS} の設定フローを附属書図 B-5000-1 に示す。」</p>	①
56	附属書図 B-5000-1 原子炉压力容器の破壊靱性設定フロー	<p>・表現の見直し 「附属書図 E-5000-1 <u>初期プラントの破壊靱性設定フロー</u> (図は略)」 →「附属書図 B-5000-1 <u>原子炉压力容器の破壊靱性設定フロー</u> (図は略)」…処理フローの流れについての正誤表あり</p>	①
57	B-5110 T_{NDT} の設	<p>・表現の見直し</p>	①

No.	規定番号	変更内容	分類
	定(2)	<p>「E-5110 T_{NDT}の設定</p> <p>(2) 落重試験データがない場合 落重試験データがない場合でも、母材は-12°C、溶接金属は-45°Cを T_{NDT}(上限値)とすることができる。」</p> <p>→ 「B-5110 T_{NDT}の設定</p> <p>(2) 落重試験データがない場合 落重試験データがない場合でも、母材は-12°C、溶接金属は-45°Cを T_{NDT}の上限値とすることができる。」</p>	
58	B-5120 T_{cv} の設定(1)	<p>・表現の見直し</p> <p>「E-5120 T_{cv}の設定</p> <p>(1) シャルピー遷移曲線がある場合 以下にしたがって $\underline{vT_{r50}}$ と $\underline{vT_{r35M}}$ (母材にあつては $\underline{vT_{r50}}(T)$, $\underline{vT_{r35M}}(T)$) を定義し、そのいずれか高い温度を T_{cv} とする。但し、横膨出量が得られていない場合には、(10)式により $\underline{vT_{r50}}$ に基づいて $\underline{vT_{r35M}}$ を定義してもよい。</p> <p>((10)式は略)</p> <p>a. $\underline{vT_{r50}}$ と $\underline{vT_{r35M}}$ は、各試験温度での衝撃試験のデータの最低値に基づく下限の遷移曲線に基づいて定義する。</p> <p>b. 母材においてL方向のシャルピー遷移曲線しかない場合には、次の(11)式及び(12)式により $\underline{vT_{r50}}(L)$, $\underline{vT_{r35M}}(L)$ を $\underline{vT_{r50}}(T)$, $\underline{vT_{r35M}}(T)$ に変換する。 ((11)式、(12)式は略)」</p> <p>→ 「B-5120 T_{cv}の設定</p> <p>(1) シャルピー遷移曲線がある場合 以下に従って T_{r50} と T_{r35M} (母材にあつては $T_{r50}(T)$, $T_{r35M}(T)$) を定義し、そのいずれか高い温度を T_{cv} とする。ただし、横膨出量が得られていない場合には、(10)式により T_{r50} に基づいて T_{r35M} を定義してもよい。</p> <p>((10)式は略)</p> <p>a. T_{r50} と T_{r35M} は、各試験温度での衝撃試験のデータの最低値に基づく下限の遷移曲線に基づいて定義する。</p> <p>b. 母材において衝撃試験片の長手方向が主圧延方向又は主鍛造方向に対して平行方向のシャルピー遷移曲線しか存在しない場合には、(11)式及び(12)式により $T_{r50}(L)$, $T_{r35M}(L)$ を $T_{r50}(T)$, $T_{r35M}(T)$ に変換する。 ((11)式、(12)式は略)」</p>	①
59	B-5120 T_{cv} の設	<p>・表現の見直し</p>	①

No.	規定番号	変更内容	分類
	定(2)	<p>「E-5120 T_{cv}の設定 (2) シャルピー遷移曲線がない場合 単一温度でのシャルピー衝撃特性しか得られておらず、遷移曲線が定義できない場合にあっては、その試験温度における吸収エネルギー及び横膨出量のデータの値がすべて 68 J 及び 0.90 mm 以上であれば、その試験温度を $\underline{vT_{r50}}$ 及び $\underline{vT_{r35M}}$ として、(1)項により T_{cv} を設定することができる。 なお、横膨出量が得られていない場合は(10)式を適用してもよい。 また、母材の <u>L</u> 方向の場合は、(11)式及び(12)式にしたがって <u>T</u> 方向の値に変換する。 68J 又は 0.90mm を下回るデータがある場合でも、すべての吸収エネルギーが 41J、横膨出量が 0.55mm を満足する場合には、以下に<u>したが</u>い、$\underline{vT_{r50}}$ 及び $\underline{vT_{r35M}}$ を設定することができる。 ((13)式、(14)式は略)」</p> <p>→ 「B-5120 T_{cv}の設定 (2) シャルピー遷移曲線がない場合 単一温度でのシャルピー衝撃特性しか得られておらず、遷移曲線が定義できない場合にあっては、その試験温度における吸収エネルギー及び横膨出量のデータの値がすべて 68J 及び 0.90mm 以上であれば、その試験温度を $\underline{T_{r50}}$ 及び $\underline{T_{r35M}}$ として、(1)項により T_{cv} を設定することができる。 なお、横膨出量が得られていない場合は(10)式を適用してもよい。 また、母材の<u>衝撃試験片の長手方向が主圧延方向又は主鍛造方向に対して平行方向の値しか存在しない場合</u>は、(11)式及び(12)式に<u>従</u>って $\underline{T_{r50}(T)}$ 及び $\underline{T_{r35M}(T)}$ の値に変換する。 68J 又は 0.90mm を下回るデータがある場合でも、すべての吸収エネルギーが 41J <u>以上</u>、横膨出量が 0.55mm <u>以上</u> を満足する場合には、以下に<u>従</u>い、$\underline{T_{r50}}$ 及び $\underline{T_{r35M}}$ を設定することができる。 ((13)式、(14)式は略)」</p>	
60	B-5130 RT_{NDT} の設定	<p>・表現の見直し 「E-5130 RT_{NDT}の設定 母材、溶接金属とも、以下により $RT_{NDT}(2)$を設定する。 (1)<u>E-5110</u> で得られた T_{NDT} と <u>E-5120</u> で得られた T_{cv} より 33°C低い温度のうち、いずれか高い方を $RT_{NDT}(2)$ とする。 (2)<u>E-5130(1)</u> の結果にかかわらず、母材のシャルピー遷移曲線が得られている場合にあっては、$\underline{vTr_s(T)}$ が 20°C より高ければ、<u>E-5120(1)</u> 項で得られる T_{cv} より 33°C低い温度を $RT_{NDT}(2)$ とすることができる。」</p>	①

No.	規定番号	変更内容	分類
		<p>→ 「B-5130 RT_{NDT} の設定 母材，溶接金属とも，以下により RT_{NDT} (2) を設定する。 (1) B-5110 で得られた T_{NDT} と B-5120 で得られた T_{cv} より 33°C 低い温度のうち，いずれか高い方を RT_{NDT} (2) とする。 (2) B-5130(1) の結果にかかわらず，母材のシャルピー遷移曲線が得られている場合にあっては，$T_{rs}(T)$ が 20°C より高ければ，B-5120(1) 項で得られる T_{cv} より 33°C 低い温度を RT_{NDT} (2) とすることができる。」</p>	
61	B-5200 T_{rs} を設定する場合	<p>・表現の見直し 「E-5200 $vTrs$ を設定する場合 単一温度での落重試験又は衝撃試験のデータしかなく E-5100 による RT_{NDT}(2) の設定ができない場合でも，以下に示す手法により単一温度での衝撃試験のデータにより，$\underline{vT_{rs}}$ を設定して破壊靱性評価を行ってもよい。但し，本項は照射材に対しては適用できない。」 → 「B-5200 T_{rs} を設定する場合 単一温度での落重試験又は衝撃試験のデータしかなく B-5100 による RT_{NDT} (2) の設定ができない場合でも，以下に示す手法により単一温度での衝撃試験のデータにより，T_{rs} を設定して破壊靱性評価を行ってもよい。ただし，本項は照射材に対しては適用できない。」</p>	①
62	B-5210 母材の $T_{rs}(T)$ による評価	<p>・表現の見直し 「E-5210 母材の $\underline{vT_{rs}}(T)$ による評価 $\underline{vE_{-12}}(T)$ あるいは $\underline{vE_{+4}}(T)$ から，次の(15)式又は(16)式により $\underline{vT_{rs}}(T)$ を設定して，(7)式及び(8)式による破壊靱性評価を行うことができる。 (15)式、(16)式は略 なお，-12°C以下の単一温度又は+4°C以下の単一温度で試験が実施されている場合は，その試験温度での吸収エネルギーを $\underline{vE_{-12}}(T)$ 又は $\underline{vE_{+4}}(T)$ として用いてもよい。」 → 「B-5210 母材の $T_{rs}(T)$ による評価 $E_{-12}(T)$ あるいは $E_{+4}(T)$ から，(15)式又は(16)式により $T_{rs}(T)$ を設定して，(7)式及び(8)式による破壊靱性評価を行うことができる。 (15)式、(16)式は略 なお，-12°C以下の単一温度又は+4°C以下の単一温度で試験が実施されている場合は，その試験温度での吸収エネルギーを $E_{-12}(T)$ 又は $E_{+4}(T)$ として用いてもよい。」</p>	①

No.	規定番号	変更内容	分類
63	B-5220 母材の $T_{rs}(L)$ による評価	<p>・表現の見直し</p> <p>「E-5220 母材の $\underline{vT_{rs}}(L)$ による評価</p> <p>$\underline{vE_{-12}}(L)$ あるいは $\underline{vE_{+4}}(L)$ から、次の(17)式又は(18)式により $\underline{vT_{rs}}(L)$ を設定して、更に(19)式により <u>T 方向の値</u> に変換した上で、(7)式及び(8)式による破壊靱性評価を行うことができる。</p> <p>((17)式、(18)式及び(19)式は略)</p> <p>なお、-12°C 以下の単一温度又は $+4^{\circ}\text{C}$ 以下の単一温度で試験が実施されている場合は、その試験温度での吸収エネルギーを $\underline{vE_{-12}}(L)$ 又は $\underline{vE_{+4}}(L)$ として用いてもよい。」</p> <p>→ 「B-5220 母材の $T_{rs}(L)$ による評価</p> <p>$E_{-12}(L)$ あるいは $E_{+4}(L)$ から、(17)式又は(18)式により $T_{rs}(L)$ を設定して、更に(19)式により $T_{rs}(T)$ の値に変換した上で、(7)式及び(8)式による破壊靱性評価を行うことができる。</p> <p>((17)式、(18)式及び(19)式は略)</p> <p>なお、-12°C 以下の単一温度又は $+4^{\circ}\text{C}$ 以下の単一温度で試験が実施されている場合は、その試験温度での吸収エネルギーを $E_{-12}(L)$ 又は $E_{+4}(L)$ として用いてもよい。</p> <p>」</p>	①
64	B-5230 溶接金属の T_{rs} による評価	<p>・表現の見直し</p> <p>「E-5230 溶接金属の $\underline{vT_{rs}}$ による評価</p> <p>$\underline{vE_{-12}}$ あるいは $\underline{vE_{+4}}$ から、次の(20)式又は(21)式により $\underline{vT_{rs}}$ を設定して、(7)式及び(9)式による破壊靱性評価を行うことができる。</p> <p>((20)式、(21)式は略)</p> <p>なお、-12°C 以下の単一温度又は $+4^{\circ}\text{C}$ 以下の単一温度で試験が実施されている場合は、その試験温度での吸収エネルギーを $\underline{vE_{-12}}$ 又は $\underline{vE_{+4}}$ として用いてもよい。</p> <p>また、いずれのデータも得られていない場合、$\underline{vT_{rs}}$ 上限値として 10°C を用いてもよい。</p> <p>」</p> <p>→ 「B-5230 溶接金属の T_{rs} による評価</p> <p>E_{-12} あるいは E_{+4} から、(20)式又は(21)式により T_{rs} を設定して、(7)式及び(9)式による破壊靱性評価を行うことができる。</p> <p>((20)式、(21)式は略)</p> <p>なお、-12°C 以下の単一温度又は $+4^{\circ}\text{C}$ 以下の単一温度で試験が実施されている場合は、その試験温度での吸収</p>	①

No.	規定番号	変更内容	分類
		エネルギーを E_{-12} 又は E_{-4} として用いてもよい。 また、いずれのデータも得られていない場合、 T_{rs} の上限値として 10°C を用いてもよい。 」	
65	—	<ul style="list-style-type: none"> ・参考文献を削除 「E-6000 参考文献 (1) Maekawa, O., Matsushita, A., Iida, M., Murakami, E., Iida, K., and Asada, Y., 1997, Establishment of a New K_{IR} Curve Based on T_{NDT} Obtained by the One Pass Procedure, ASME PVP - Vol. 353, pp. 353-358. (2) Sakai, M., Maekawa, O., Iida, M., and Tani, M., 1997, Applicability of Charpy Transition Temperature as Fracture Toughness Control Parameter, ASME PVP-Vol. 346, pp. 101-106. (3) Tomimatsu, M., Iida, M., Kanazawa, Y., Sakai, M., Kojima, N., Sumimoto, H., Takahashi, Y. and Kusuki, A., "Fracture Toughness Prediction Methods for Nuclear Reactor Vessel Steels" 9th International Conference on Pressure Vessel Technology, 2000, pp.101 - 106.」 → (記載なし) 	④
[附属書 D] 弾性解析による J 積分			
66	附属書 D 弾性解析による J 積分	<ul style="list-style-type: none"> ・編集上の見直し 「附属書 H 弾性解析による J 積分」 → 「附属書 D 弾性解析による J 積分」 	①
67	D-4000 計算方法	<ul style="list-style-type: none"> ・表現の見直し 「H-4000 計算方法 $J_{app} = 1000 \cdot \frac{K_I'^2}{E'}$ 」 → 「D-4000 計算方法 $J_{app} = 1000 \cdot \frac{(1-\nu^2) \cdot K_I'^2}{E}$」 	①

添付資料－ 3 引用規格の変更に関する確認結果

引用規格の変更に関する確認結果

No.	関連規格の名称	規定番号	変更内容	確認結果
1	JEAC4201-2007「原子炉構造材の監視試験方法」	(RF-1200(1)) RF-2200 RF-3000 RF-5211	JEAC4201-2007 → JEAC4201 (RF-1200(1)) において JEAC4201-2007 (2010 年追補版及び 2013 年追補版を含む) と規定)	技術基準規則解釈別記－ 6 に引用
2	JSME 設計・建設規格	(RF-1200(4)) RF-2100	JSME 設計・建設規格 (NC1-2005) → JSME 設計・建設規格 (RF-1200(4)) において JSME 設計・建設規格 (2012 年版) (第 I 編軽水炉規格、JSME S NC1-2012 (2013 年追補含む) と規定)	2012 年版を技術基準規則解釈別記－ 2 に引用
3	JSME 維持規格	(RF-1200(5)) RF-5200	JSME 維持規格 (JSME S NA1-2004) → JSME 維持規格 (RF-1200(5)) において JSME 維持規格 (JSME S NA1-2012 (2013 年追補含む) と規定)	2012 年版 (201 年追補及び 2014 年追補を含む) を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解釈及び実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈に引用

添付資料－４ ２標本の Kolmogorov-Smirnov 検定以外の方法による統計的確認

1. はじめに

コンパクト試験片（4T-C(T)、2T-C(T)、1T-C(T)、0.4T-C(T)、Mini-C(T)）の参照温度 T_0 について、日本電気協会は「ほぼ同等の T_0 が得られている」としている¹⁵⁰。これに関し、試験片毎に得られた参照温度に有意な差がないことの統計的な説明として、ノンパラメトリック検定手法の一つである２標本のコルモゴロフスミルノフ検定（K-S 検定）で Mini-C(T) と大きな試験片（4T-C(T)、2T-C(T)、1T-C(T) 及び 0.4T-C(T)）の T_{00} の分布を比較した結果、「いずれのケースにおいても二つの母集団の分布が同一であるとする帰無仮説は採択された」としている¹⁵¹。

この結果は、有意な差がないという仮説が棄却できないということであり、両者が同一であるということではないが、他の統計的手法を用いて同様の結果となるか補足確認を行ったので、その結果を示す。

2. 正規性の検討

破壊靱性値はワイブル分布となるが、形状指数が 4 であり正規分布とみなしてもよいとされていることから、表添付 4-1 に示す検定方法で正規性の検討を行った。総合して、正規性はあるとみなしても問題はないと判断される。

なお、温度 $T-T_0$ について、 $K_{Jc}=100\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ とした場合のマスターカーブ法とその平均値及び分散を同じとした正規分布の確率密度の比較を図添付 4-1 (図 4.1.11-4 と同じ) に、 K_{Jc} について、 $K_{Jc(\text{med})}=100\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ とした場合のマスターカーブ法とその平均値及び分散を同じとした正規分布の確率密度の比較を図添付 4-2 に示す。 K_{Jc} についてはマスターカーブ法での確率密度は正規分布でのそれとよく一致しているが、 $T-T_0$ の場合はマスターカーブ法が正規分布よりも負側で裾が薄く正側で裾が厚い特徴がある。温度分布を正規分布と見なして評価する場合は裾の部分が異なる点に考慮を要す。

表添付 4-1 正規性の検討

正規性の検討	4T-C(T)	2T-C(T)	1T-C(T)	0.4T-C(T)	Mini-C(T)
データ数	12	16	32	36	55
ヒストグラム (注)	尖度-1.11 歪度-0.04	尖度-0.97 歪度 0.69	尖度 0.26 歪度 0.45	尖度 0.55 歪度 0.63	尖度 0.54 歪度 0.65
正規確率による 直線性検定	ばらつきの 範囲内でほ ぼ直線状	Mini-C(T) よ りばらつき 大	ばらつきの 範囲内でほ ぼ直線状	ばらつきの 範囲内でほ ぼ直線状	ばらつきの 範囲内でほ ぼ直線状
1 標本の Kolmo- gorov-Smirnov	帰無仮説採 択	帰無仮説採 択	帰無仮説採 択	帰無仮説採 択	帰無仮説採 択

¹⁵⁰ 第 3 回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム
会合資料 3-3(1)「図 1-2 様々な寸法の非照射材試験片による破壊靱性データ」

¹⁵¹ 第 4 回原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム
会合資料 4-3(3)

検定 ¹⁵²					
Shapiro-Wilk の W 検定 ¹⁵³	帰無仮説採択	帰無仮説棄却	帰無仮説採択	帰無仮説採択	帰無仮説採択

(注) 尖度は、0 (ゼロ) のとき正規分布、負のとき裾が薄くすぐに途切れる、正のとき裾が厚く、正の値方向へ長く続く。外れ値があるときも正の値をとる。歪度は、±1 より絶対値が大きいとき「ひどく歪んでいる」、±0.5 から±1 までの絶対値は「やや歪んでいる」、±0.5 未満の絶対値のときは「ほぼ正規」と判断されている。

1) ヒストグラム

T_{0q} 温度を 10°C 単位でヒストグラムにした結果を図添付 4-3 に示す。4T-C(T) 及び 2T-C(T) についてはデータ数が小さいため尖度が-1 前後と裾が薄いことを示している。

2) 正規確率による直線性検定

ヒストグラムだけでは判定は困難なので正規確率紙上での直線性について T_{0q} 温度をプロットした結果を図添付 4-4 に示す。4T-C(T)、2T-C(T)、1T-C(T) 及び 0.4T-C(T) には Mini-C(T) のデータもプロットし T_{0q} 温度の比較が可能なようにした。2T-C(T) 以外のものについてはばらつきに大小はあるもののほぼ直線状を示しており、正規性があると判断される。2T-C(T) については、ばらつきも大きく凸型の傾向を示しているので、回帰分析を行った。正規分布の直線が回帰直線の 5% 信頼区間内に存在することが確認できたので、正規性はほぼ認められる。

3) 1 標本の Kolmogorov-Smirnov 検定

正規確率による直線性検定で正規性はほぼ認められたが、定量的に評価する手法の一つとして日本電気協会が用いた 2 標本の Kolmogorov-Smirnov 検定と同様に 1 標本の Kolmogorov-Smirnov 検定を行った。その結果を図添付 4-5 及び表添付 4-2 に示す。

表添付 4-2 Kolmogorov-Smirnov 検定

	4T-C(T)	2T-C(T)	1T-C(T)	0.4T-C(T)	Mini-C(T)
累積確率差の最大値 D	0.134	0.167	0.077	0.107	0.107
統計量 $D\sqrt{n}$	0.465	0.669	0.433	0.643	0.794
検定値	0.838	0.852	1.36	1.36	1.36

いずれも統計量 < 検定値であるので正規性の帰無仮説は採択される。

4) Shapiro-Wilk の W 検定

Kolmogorov-Smirnov 検定は期待値との累積確率差の最大値のみを用いた検定であり、

¹⁵² 確率密度関数 (ここでは正規分布) と標本の累積確率分布の差の絶対値を求め、その最大値と標本数から統計量を求めるノンパラメトリック検定

¹⁵³ 順序付けされたサンプルについて大きい側と小さい側から差を順に求め、その差に順序ごとの係数を乗じた値の総和の 2 乗値とサンプルの偏差平方和の比 W を統計検定量とする方法

データ数が小さいと検出感度が低いと言われているので、Shapiro-Wilk の W 検定を行った結果を表添付 4-3 に示す。2T-C(T) については確率 p の値が 0.05 を下回っており、正規性の帰無仮説は棄却された。

表添付 4-3 Shapiro-Wilk の W 検定

	4T-C(T)	2T-C(T)	1T-C(T)	0.4T-C(T)	Mini-C(T)
統計量 W	0.94146	0.87992	0.98037	0.95964	0.96639
確率 p	0.5172	0.0387	0.8103	0.2095	0.1265

3. 分散と平均に関する検定

日本電気協会が用いたデータと同じものを使用して「JIS Z 9041-2 データの統計的な解釈方法—第2部：平均と分散に関する検定方法と推定方法」に基づき、Mini-C(T) とそれ以外の試験片について実施した平均及び分散に関する検定並びに平均の違いを検出する順位和検定を表添付 4-4 に示す。

表添付 4-4 平均及び分散に関する検定並びに順位和検定

Mini-C(T) との比較	4T-C(T)	2T-C(T)	1T-C(T)	0.4T-C(T)
標本数	55/12	55/16	55/32	55/36
分散の検定 (JIS Z 9041-2)	等分散と見なす	等分散と見なす	等分散でない	等分散でない
平均の検定 (JIS Z 9041-2)	母平均に有意差なし	母平均に有意差なし	母平均に有意差なし	母平均に有意差あり
平均の違いの検出 Wilcoxon の順位和検定 (Mann-Whitney の U 検定) ¹⁵⁴	帰無仮説採択	帰無仮説採択	帰無仮説採択	帰無仮説採択

3. 1 JIS Z 9041-2 による分散と平均の検定

Mini-C(T) とそれ以外の試験片の組合せについて有意水準 5% で平均と分散に関する検定をした結果を図添付 4-6 に示す。Mini-C(T) と 4T-C(T) 及び Mini-C(T) と 2T-C(T) の組合せでは平均と分散に有意差は検出できなかった。一方、Mini-C(T) と 1T-C(T) 及び Mini-C(T) と 0.4T-C(T) の組合せでは分散に有意差が検出され、さらに Mini-C(T) と 0.4T-C(T) の組合せでは平均にも有意差が検出された。分散の傾向が異なることについては、4T-C(T) 及び 2T-C(T) はそれ以外と比べてデータ数が小さいので、その影響が出ているものと考えられる。

¹⁵⁴ 2 つの集団分布の平均的な位置の違いを検出する方法であり、併合集団に小さい方から順位を付け、集団ごとの順位の和を求めて集団に違いがなければ順位の平均値は等しくなることを利用したノンパラメトリック検定

3. 2 順位和検定

Mini-C(T)とそれ以外の試験片の組合せについて順位和検定を行った結果を表添付4-5に示す。いずれも平均的な違いはないとする帰無仮説は採択された。

表添付 4-5 順位和検定結果

	Mini- C(T)	4T- C(T)	Mini- C(T)	2T- C(T)	Mini- C(T)	1T- C(T)	Mini- C(T)	0.4T- C(T)
順位和 W	1937	341	2060	496	2429	1399	2723	1463
個数 n, m	55	12	55	16	55	32	55	36
理論平均 E	408		576		1408		1656	
理論分散 V	3740		5280		12907		15180	
信頼幅上限	528		718		1631		1897	
信頼幅下限	288		434		1185		1415	
帰無仮説の採否	採択		採択		採択		採択	

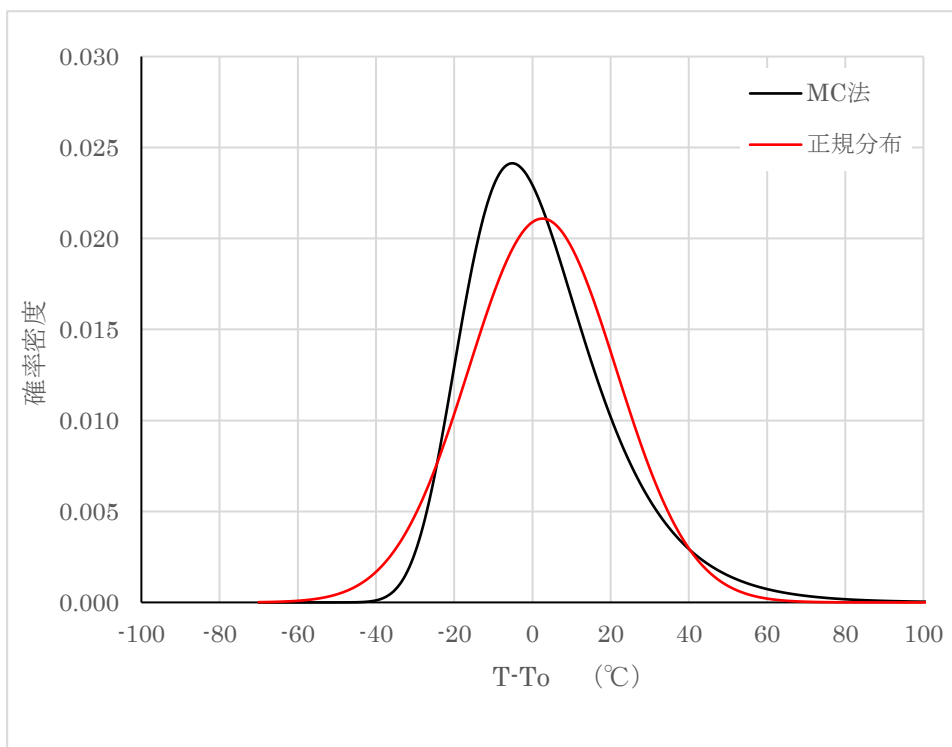
(注) 個数が大きいので平均と分散は理論式を採用

4. まとめ

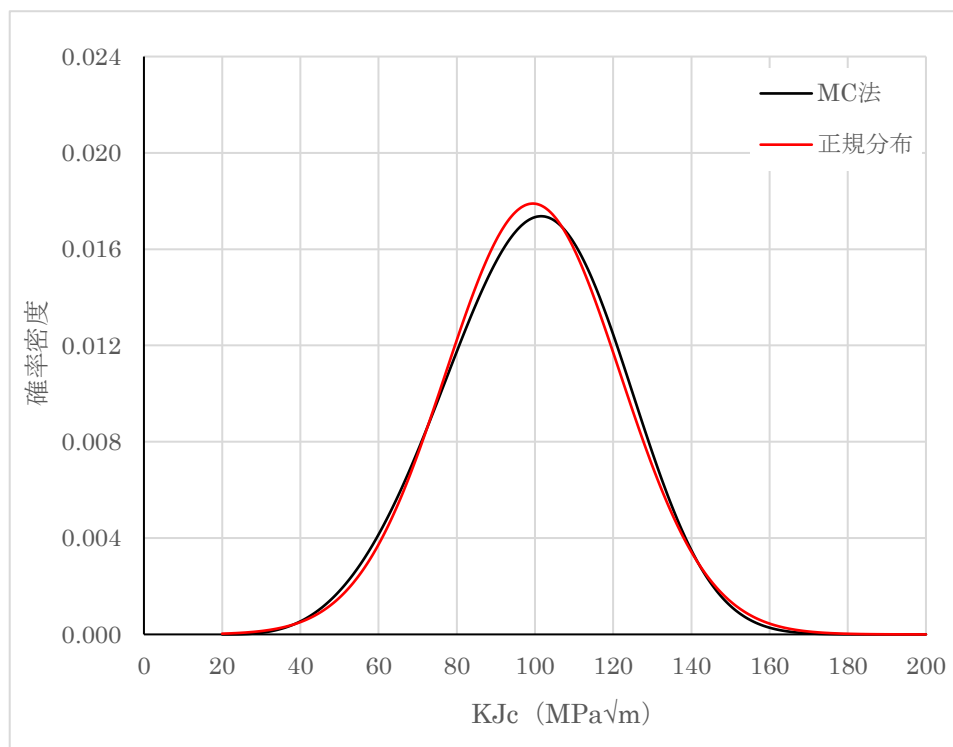
正規性の検定では 2T-C(T) 試験片の Shapiro-Wilk の W 検定において帰無仮説を棄却する結果となったが正規分布の直線が回帰直線の 5%信頼区間内に存在することが確認できたので、正規性はほぼ認められる。

分散と平均に関する検定では Mini-C(T) と 1T-C(T) 及び 0.4T-C(T) の組合せで等分散とは見なせない、Mini-C(T) と 0.4T-C(T) の組合せで平均に差があるとの結果となったが順位和検定ではいずれも平均の違いはないとする仮説が採用された。

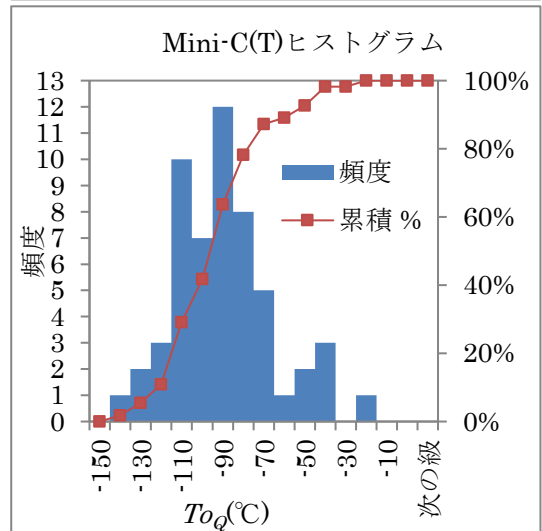
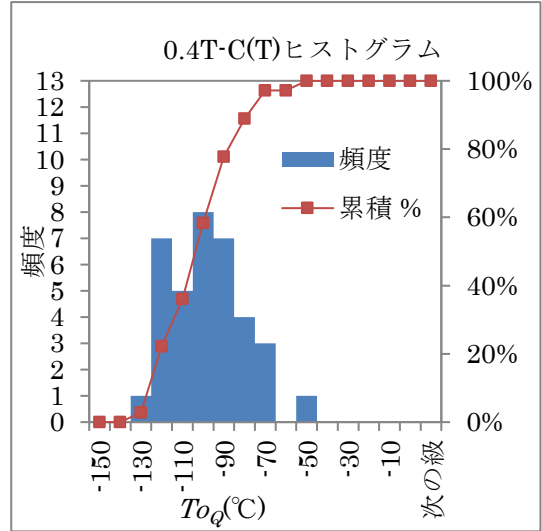
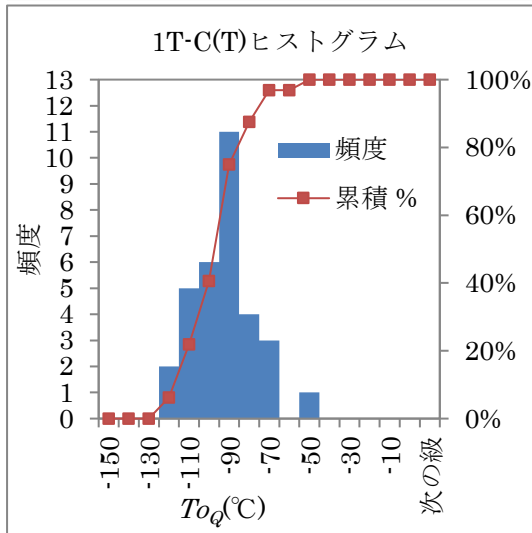
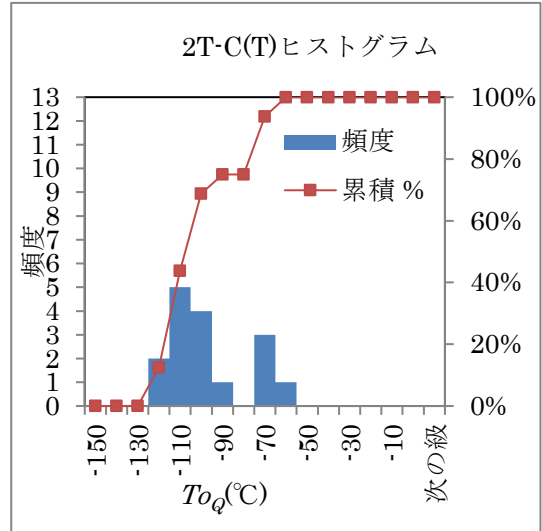
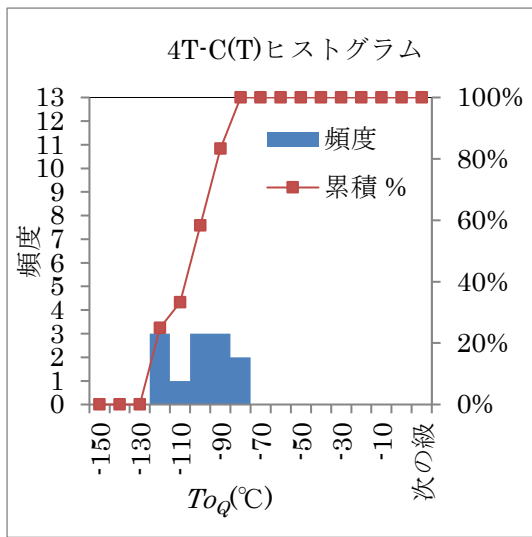
それぞれで異なる結果が出るのは標本数が少ないことが関係していると思われる。



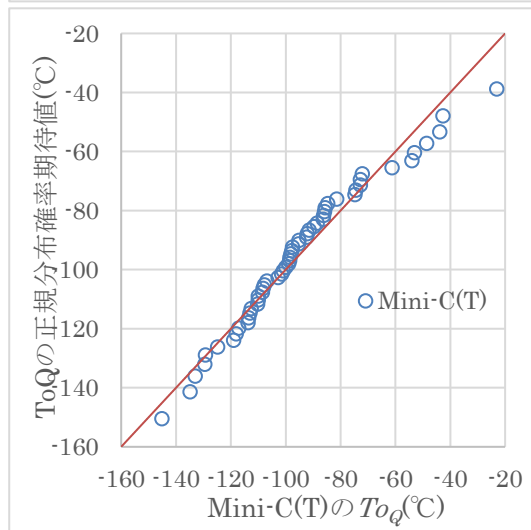
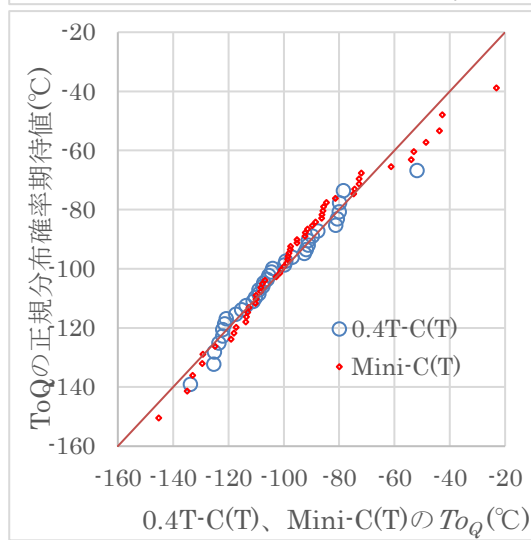
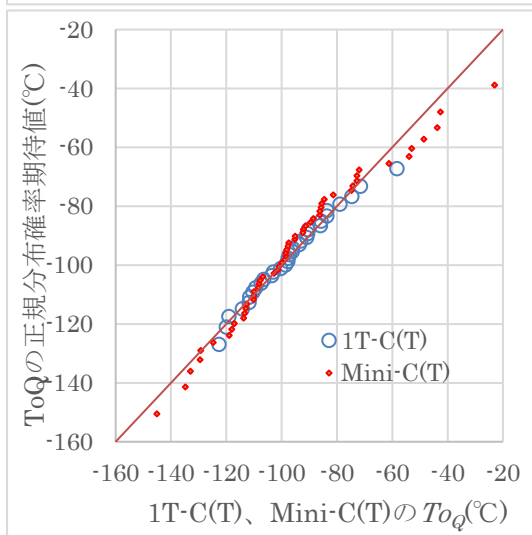
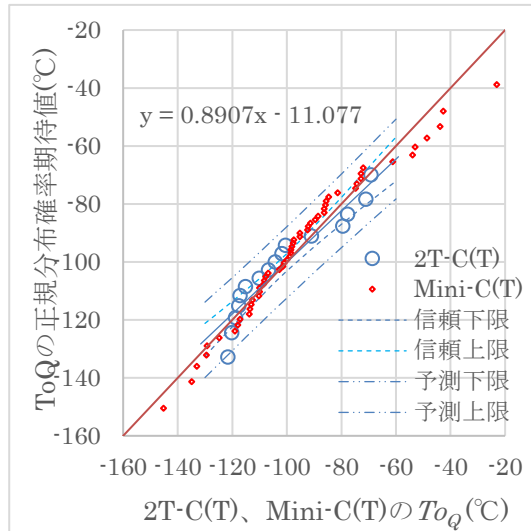
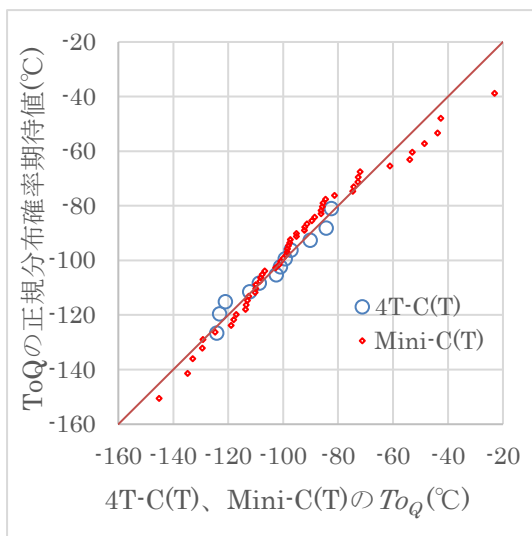
図添付 4-1 $T-T_0$ のマスターカーブ法及び置き換えた正規分布の確率密度分布
 $(K_{Jc}=100\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 、中央値 $=-0.22^\circ\text{C}$ 、 $\mu=2.56^\circ\text{C}$ 、 $\sigma=18.91^\circ\text{C}$)



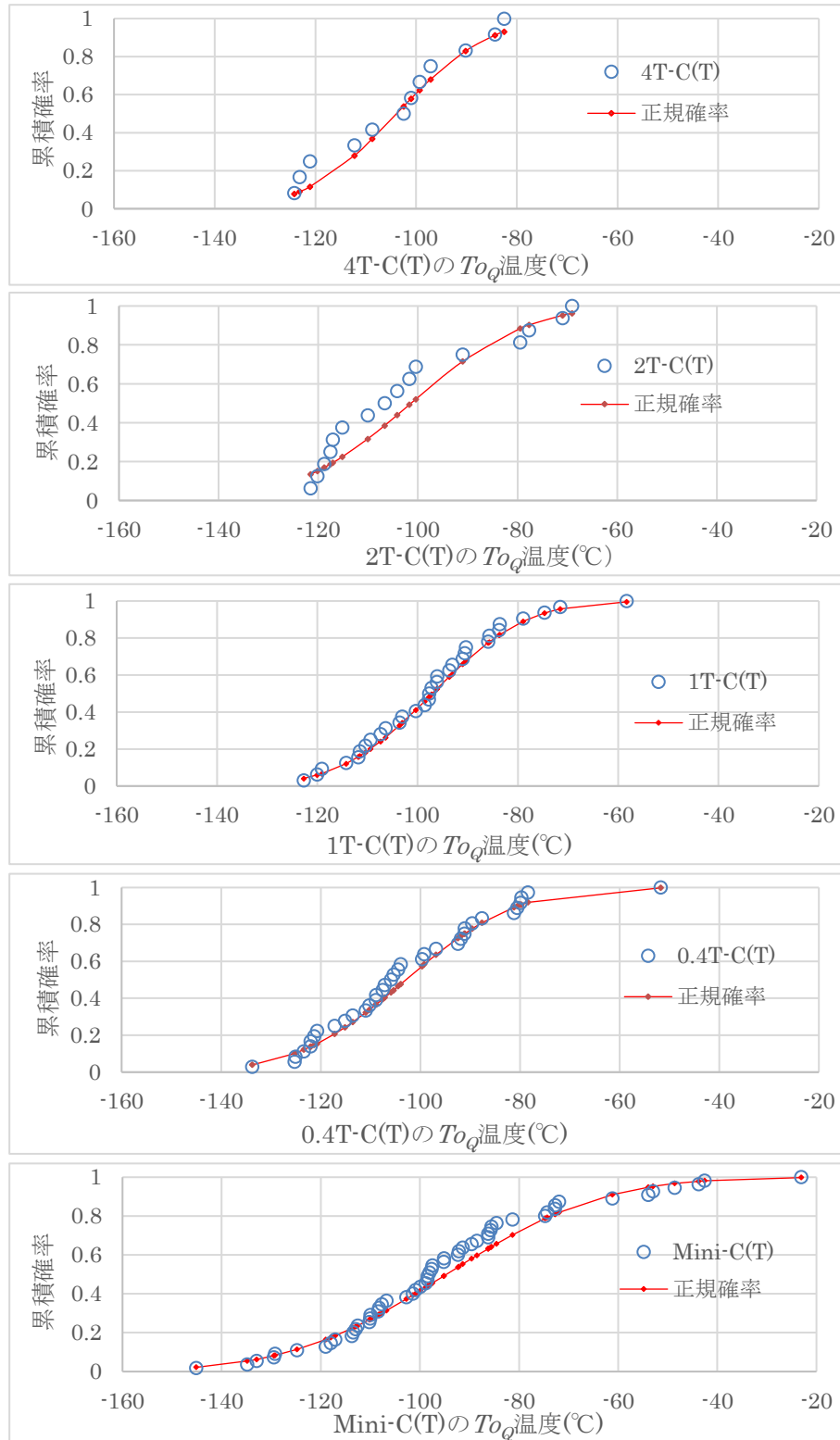
図添付 4-2 K_{Jc} のマスターカーブ法及び置き換えた正規分布の確率密度分布
 $(K_{Jc(\text{med})}=100\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 、 $\mu=99.47\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 、 $\sigma=22.29\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)



図添付 4-3 ヒストグラム



図添付 4-4 正規確率による直線性検定



図添付 4-5 1 標本の Kolmogorov-Smirnov 検定

2つの母集団の比較

2つの母集団の母平均 μ_1 と μ_2 は、異なるものか？

$H_0 : \mu_1 = \mu_2$
 $H_1 : \mu_1 \neq \mu_2$
 $\mu_1 > \mu_2$
 $\mu_1 < \mu_2$

< F-検定 >
 2つの母集団の母分散 σ_1^2 と σ_2^2 とが異なるのか？（等分散の検定）
 $H_0 : \sigma_1^2 = \sigma_2^2$
 $H_1 : \sigma_1^2 \neq \sigma_2^2$

等分散と見なす

等分散でない

< t 検定 >
 検定統計量

$$t = \frac{\bar{x}_1 - \bar{x}_2}{\sqrt{V \left(\frac{1}{n_1} + \frac{1}{n_2} \right)}}$$

母平均に有意差あり

母平均に有意差なし

Mini-C(T) と
 4T-C(T)
 Mini-C(T) と
 2T-C(T)

< 異なる分散での t-検定 >
 検定統計量

$$t = \frac{\bar{x}_1 - \bar{x}_2}{\sqrt{\frac{V_1}{n_1} + \frac{V_2}{n_2}}}$$

自由度

$$\varphi^* = \frac{\left(\frac{V_1}{n_1} + \frac{V_2}{n_2} \right)^2}{\frac{\left(\frac{V_1}{n_1} \right)^2}{n_1 - 1} + \frac{\left(\frac{V_2}{n_2} \right)^2}{n_2 - 1}}$$

母平均に有意差あり

母平均に有意差なし

Mini-C(T) と 0.4T-C(T)
 Mini-C(T) と 1T-C(T)

図添付 4-6 JIS Z9041-2 による分散と平均の検定

添付資料－5 Mini-C(T)のクリップゲージ取付け部の形状・寸法に関する解析的検討

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

安全研究・防災支援部門

安全研究センター

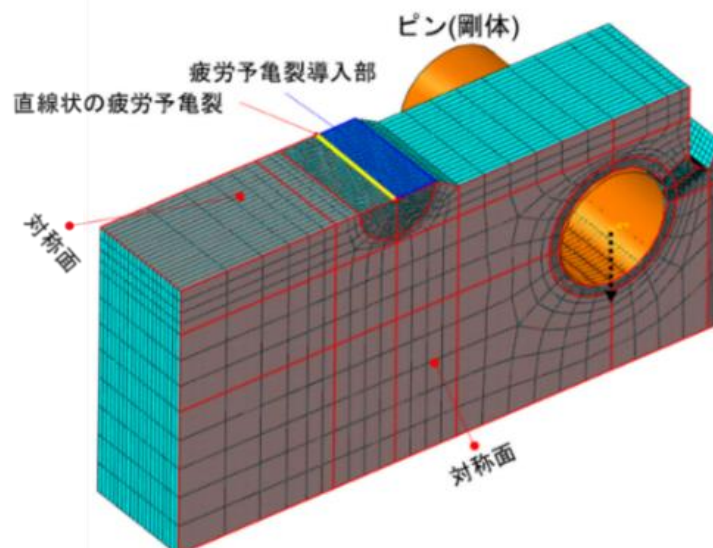
高見澤 悠、鬼沢 邦雄

1. はじめに

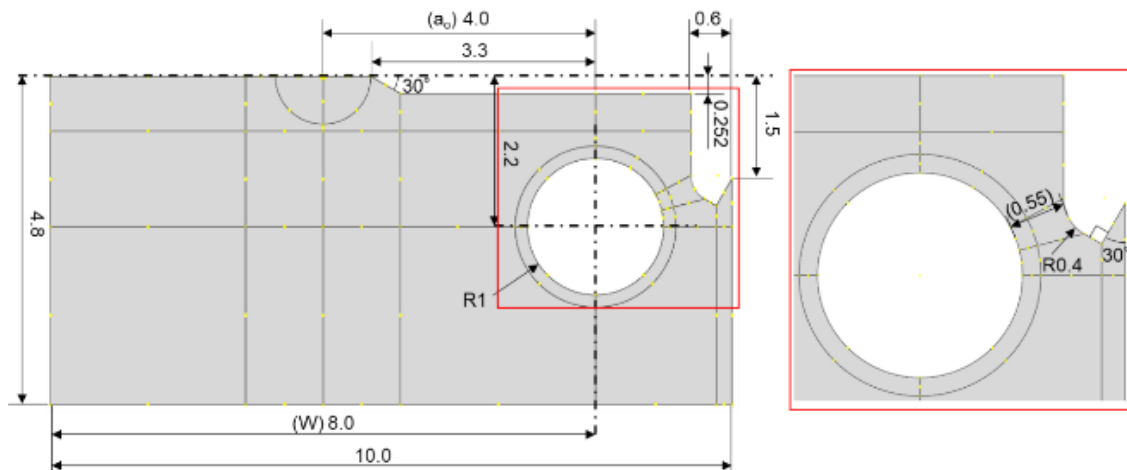
参照温度試験方法 2015 で適用試験片としている Mini-C(T)では、試験片前面にクリップゲージ取付け用切欠き部（以下「切欠き部」という。）を加工して変位を測定する。参照温度試験方法 2015 では、その切欠き部の形状及び寸法を規定していないため、Mini-C(T)試験片の寸法公差を考慮したときに、切欠き部がピン穴と接近することで切欠き部周囲に塑性変形が生じる可能性がある。そこで、有限要素法を用いてその可能性及び影響を確認した。

2. 解析方法

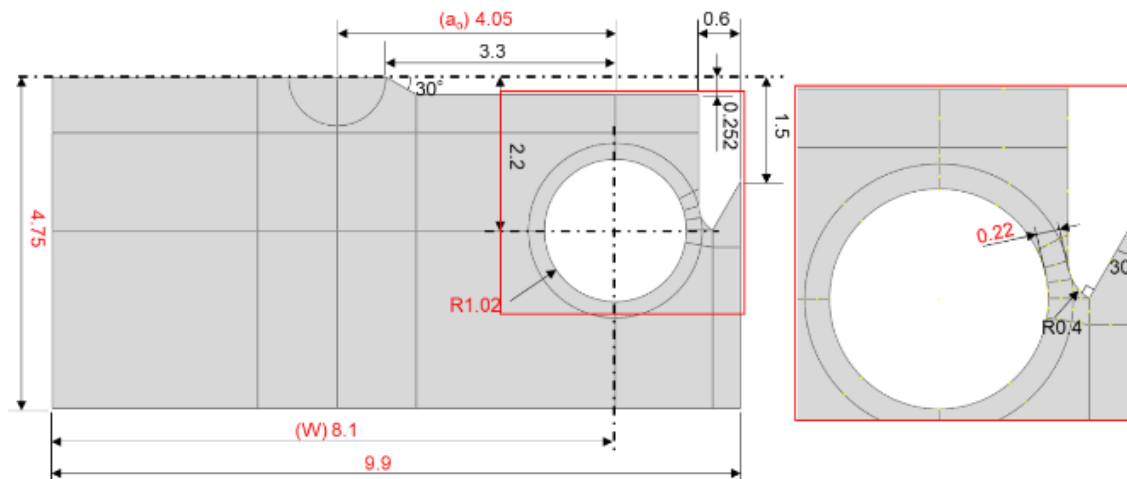
Mini-C(T)に対して対称性を考慮した 3 次元形状（図添付 5-1 参照）を対象に、寸法公差がない標準モデル（図添付 5-2(a)）と寸法公差の範囲内で切欠き部とピン穴との距離が最短となる下限モデル（図添付 5-2(b)）を用いて弾塑性解析を行った。材料物性は、参照温度試験方法 2015 の適用範囲である降伏強さ (σ_{ys}) 275 MPa 及び 825 MPa を対象とし、それぞれの真応力-真塑性ひずみ関係は σ_{ys} が 622 MPa の原子炉圧力容器用低合金鋼の実測データを元に設定した。汎用解析コード Abaqus ver. 2016 を用いて $K_{J(\text{limit})}$ ($\sigma_{ys} = 275 \text{ MPa}$ で $90 \text{ MPa} \cdot \text{m}^{0.5}$ 、 $\sigma_{ys} = 825 \text{ MPa}$ で $156 \text{ MPa} \cdot \text{m}^{0.5}$) 程度の負荷状態における塑性ひずみ分布を評価した。なお、本モデルでは、疲労予亀裂の先端を直線状とした。



図添付 5-1 解析に用いた有限要素モデルの模式図（1/4 対称 3 次元モデル）



(a) 標準モデル



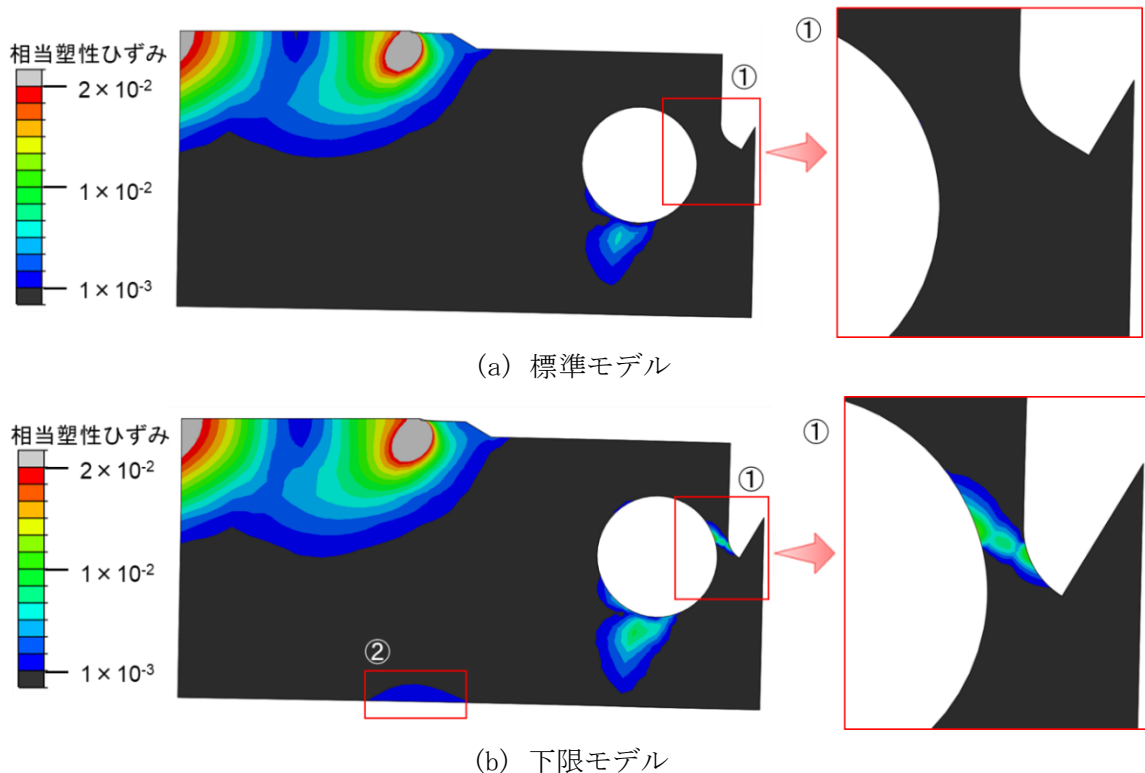
(b) 下限モデル

図添付 5-2 解析モデルの寸法及び形状（赤文字は標準モデルとの相違点）

3. 解析結果

3.1. $K_{J(\text{limit})}$ 程度まで荷重を負荷したときの塑性ひずみ分布

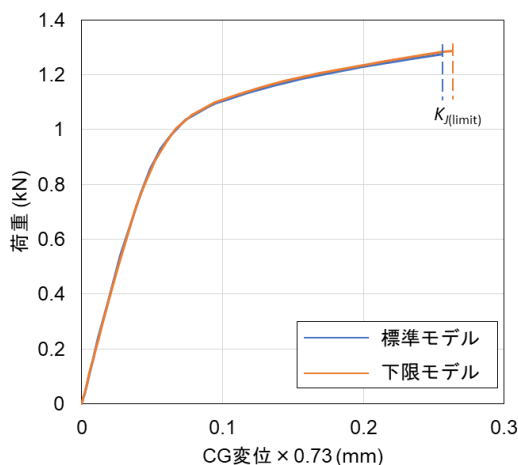
両解析モデルに対して $\sigma_{ys}=275$ MPa の場合に $K_{J(\text{limit})}$ まで負荷したときの試験片板厚中央部の相当塑性ひずみの分布を図添付 5-3 に示す。図添付 5-3(a)の標準モデルにおいては、切欠き部とピン穴との間(①)には塑性ひずみは生じていない。一方、図添付 5-3(b)の下限モデルでは、切欠き部とピン穴との間(①)及び試験片の側面(②)に塑性ひずみが生じている。前者は引張、後者は圧縮の塑性ひずみである。また、 $\sigma_{ys}=825$ MPa の場合は、下限モデルでは塑性ひずみの範囲が $\sigma_{ys}=275$ MPa の場合よりも狭くなるものの、ピン穴と切欠き部の間には塑性ひずみが生じていた。



図添付 5-3 $K_{J(\text{limit})}$ 負荷時の塑性ひずみ分布 ($\sigma_{ys}=275\text{MPa}$)

3.2. 荷重-荷重線変位 (LLD) の関係

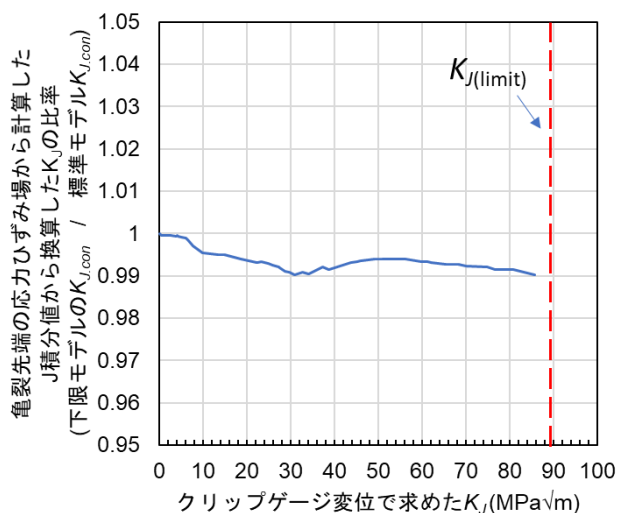
3.1 において、下限モデルで $K_{J(\text{limit})}$ まで荷重を負荷した場合に切欠き部とピン穴の間及び試験片の側面側に塑性ひずみが生じることが示されたことから、その塑性ひずみが、試験で J 積分を求める際に必要な LLD に及ぼす影響について確認した。図添付 5-4 に荷重-LLD の関係を示す。ここで、LLD は参照温度試験方法 2015 に従い、クリップゲージ取り付け部の変位 (CGD) に定数 0.73 を乗じて求めた。この結果から、標準モデルと下限モデルの荷重-LLD の関係には大きな差がないことが分かる。下限モデルでは切欠き部とピン穴の間に塑性ひずみが生じて LLD が大きくなると考えられるが、塑性ひずみの程度は図添付 5-3 から高々 1% 程度であるため、結果として荷重-LLD の関係に大きな影響がなかったと考えられる。



図添付 5-4 荷重-LLD (CG 変位×0.73) の関係 ($\sigma_{ys}=275$ MPa)

3.3. K_J 及び T_o への影響

前節までの結果から、荷重-LLD の関係に大きな差は見られなかったが、亀裂先端に生じる応力拡大係数 K_J に及ぼす影響について、亀裂先端の応力ひずみ場から計算した J 積分値から換算した破壊靱性値 ($K_{J,con}$) を用いて評価した。図添付 5-5 に、板厚中央部における $K_{J,con}$ の下限モデルと標準モデルの比率と、荷重-LLD の関係を用いて試験と同様に求めた K_J の関係を示す。 K_J の値が高くなるにつれ、下限モデルと標準モデルとの $K_{J,con}$ の比は小さくなり、 $K_{Jc(limit)}$ では下限モデルの $K_{J,con}$ が 1% 程度低い値となることが分かる。すなわち、下限モデルの場合、荷重-LLD を用いて得られる K_J は見かけ上の値であり、実際には亀裂先端に加わる K_J は、その値の 99% 程度である。したがって、下限モデルの場合、破壊が発生するまでに系統的に 1% 程度高い K_J を必要とすることになる。破壊靱性値が系統的に 1% 高い場合、参照温度 T_o を 1°C 程度低く評価することとなる。



図添付 5-5 亀裂先端の応力ひずみ場から計算した J 積分値から換算した $K_{J,con}$ と荷重- CG 変位で求めた K_J の関係 ($\sigma_{ys}=275$ MPa)

4. まとめ

参照温度試験方法 2015 に記載されている Mini-C(T) の試験片寸法公差の範囲内で、切欠き部とピン穴との間の距離が最短となる場合、 $K_{J(limit)}$ 程度まで負荷した時に切欠き部とピン穴との間及び試験片の側面側に塑性ひずみが生じる。これらの塑性ひずみの発生は、亀裂先端における破壊駆動力にも影響し、 $K_{J(limit)}$ 近傍では標準的な試験片よりも 1% 程度低く、実験で得られる破壊靱性値は材料が本来有する値より高くなる。参照温度 T_0 に換算した場合 1°C 程度系統的に低く評価することとなる。

切欠き部とピン穴の間の距離が短いことで参照温度を系統的に低く見積もり、わずかながら非保守的な評価となる可能性があることから、Mini-C(T) を用いた参照温度 T_0 の評価に際しては、切欠き部とピン穴との間の寸法に関して、塑性ひずみの影響を受けないように留意することが重要である。

添付資料—6 1T-C(T)とMini-C(T)の予亀裂形状の比較

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
安全研究・防災支援部門
安全研究センター
高見澤 悠、鬼沢 邦雄

1. はじめに

破壊靱性試験片に初期亀裂として疲労予亀裂を導入する場合、疲労予亀裂は試験片板厚中央付近で長くなり、湾曲した形状となることが知られている。参照温度試験方法 2015 では、適用試験片における初期亀裂に関して、試験後の破面上で板厚方向に等間隔に 8 分割した 9 点における亀裂長さ測定値 (a_i) と初期亀裂長さ (a_0) の差が試験片厚さ (B) の 5% か 0.5 mm のいずれか大きい方を超えた場合に当該試験片から得られた K_{Jc} データを棄却することが規定されている。したがって、 $B=10$ mm を境界として判定基準の考え方が異なり、1 インチ板厚 ($B=25.4$ mm) の 1T-C(T) の判定基準は B の 5% (1.27 mm)、板厚 $B=4.0$ mm の Mini-C(T) の判定基準は 0.5 mm (B の 12.5% に相当) となる。

また、Mini-C(T) の試験結果の評価に際して、取得した破壊靱性値を 1T-C(T) 試験片と等価な値に変換する必要があるため、MCT-5114 において B を用いた寸法補正式を規定している。この補正を行うためには、試験後の破面上で初期亀裂の形状が 1T-C(T) 試験片と相似形であることが望ましい。

そこで、実際に試験を行った 1T-C(T) と Mini-C(T) 試験片に対して、亀裂長さ測定値と判定基準との関係及び初期亀裂の形状を比較した。

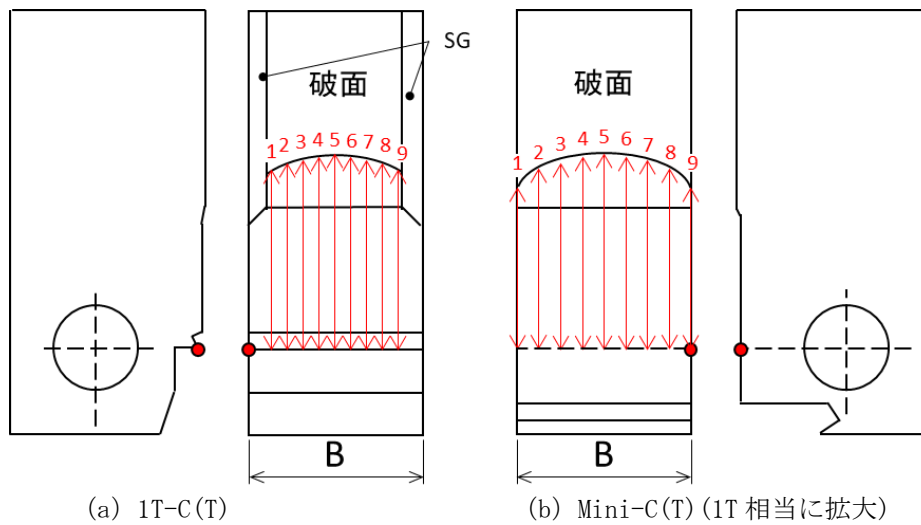
2. 確認内容

原子炉圧力容器用低合金鋼を対象として、表添付 6-1 に示す未照射で加工された 1T-C(T) 及び Mini-C(T) 並びに中性子照射後に加工された Mini-C(T) について、亀裂長さの測定値を収集し、比較を行った。なお、1T-C(T) には B の 20% のサイドグループ (SG) が加工されているが、Mini-C(T) には SG は加工されていない。亀裂長さの測定位置は図添付 6-1 に示すとおりであり、各位置における亀裂長さ測定値 $a_1 \sim a_9$ を用いて、初期亀裂長さ a_0 は次式 (1) で与えられる。

$$a_0 = [(a_1 + a_9) / 2 + a_2 + a_3 + a_4 + a_5 + a_6 + a_7 + a_8] / 8 \quad (1)$$

表添付 6-1 亀裂長さを測定した試験片

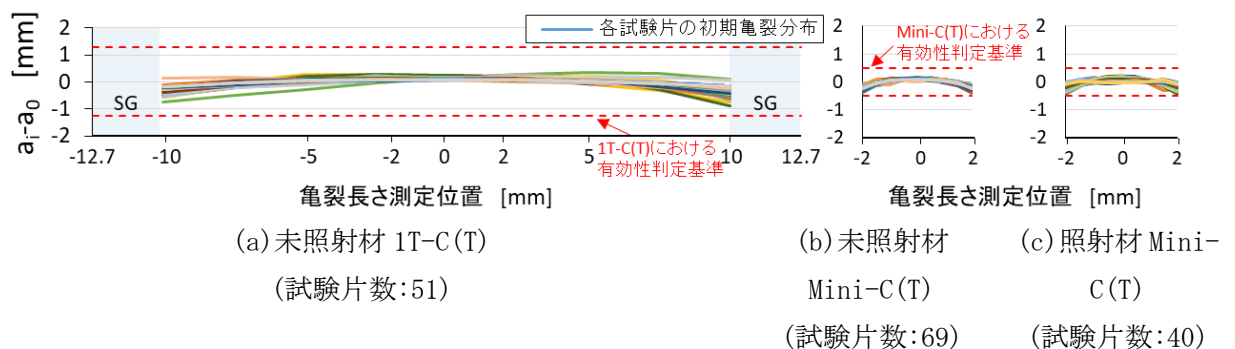
	鋼材種類	試験片 (板厚 B)	試験片数	無効とされる判定基準	加工機関
未照射材	母材:4 溶接金属:1	1T-C(T) (25.4 mm)	51	B の 5% (1.27 mm)	X
		Mini-C(T) (4 mm)	69	0.5 mm (B の 12.5%)	X
中性子照射材	母材:3 (未照射材とは異なる鋼材)	Mini-C(T) (4 mm)	40	0.5 mm (B の 12.5%)	Y



図添付 6-1 亀裂長さの測定位置

3. 亀裂長さ測定結果

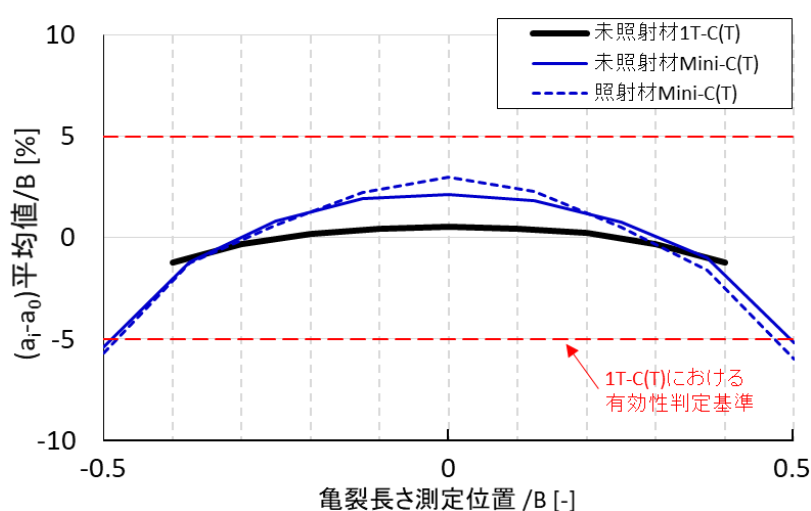
図添付 6-2 に、表添付 6-1 に示した全ての試験片について亀裂長さを測定した結果を示す。縦軸は各測定点における亀裂長さ測定値 a_i と a_0 の差、破線は有効性の判定基準となる 1.27 mm (1T-C(T):B の 5%) または 0.5 mm (Mini-C(T):B の 12.5%) を示している。1T-C(T) は疲労予亀裂導入後に SG を加工していることもあり、亀裂に大きな湾曲は見られず、 a_i と a_0 との差が有効性の判定基準である 1.27 mm を超える試験片は無かった。Mini-C(T) においては、亀裂に湾曲が見られるものの、 a_i と a_0 との差が判定基準である 0.5 mm を超えるものは無かった。また、照射材の Mini-C(T) については、放射化試料を扱うという制約がある中で疲労予亀裂を導入しているが、亀裂形状、特に表面付近での形状は未照射材とほぼ同様であった。



図添付 6-2 全試験片に対する亀裂長さ測定値と有効性判定基準の比較

亀裂の平均的な形状を比較するため、未照射材の 1T-C(T) と Mini-C(T) 及び照射材の Mini-C(T) の a_i と a_0 との差について、測定点毎の平均値を求めた。図添付 6-3 に亀裂長さ測定値の平均値を B で無次元化して比較した結果を示す。図中の破線は、1T-C(T) の有効性の判定基準となる B の 5% を示している。Mini-C(T) の表面付近では、 a_0 との差の平均値

が 1T-C(T) に対する有効性判定基準である B の 5% をわずかに超えており、多くの試験片が判定基準を満足していないと考えられる。仮に Mini-C(T) に対して B の 20% の SG を導入する場合には、平均値との差は 2~3% 程度となり、1T-C(T) に対する判定基準を満足する試験片数は増加すると考えられる。また、初期亀裂形状を比較すると、Mini-C(T) では未照射材、照射材ともに 1T-C(T) に比べて湾曲が大きく、1T-C(T) と相似形となっていないことが分かる。亀裂形状の相違は亀裂先端近傍における応力状態や応力拡大係数に影響することから、Mini-C(T) で取得した破壊靱性値を 1T-C(T) と等価な値に寸法補正することにも影響する。参照温度 T_0 は 1T と等価な破壊靱性値を用いて決定することから、 T_0 への影響について検討が必要であると考えられる。



図添付 6-3 B で無次元化した亀裂長さ測定値の平均値の比較

4. まとめ

1T-C(T) 及び Mini-C(T) の初期亀裂形状を比較した結果、Mini-C(T) では有効性判定基準 (0.5 mm) は満足するものの、C(T) の判定基準 (5%) は満足していないことが示された。また、Mini-C(T) の亀裂の湾曲は 1T-C(T) に比べて大きく、初期亀裂形状は、両試験片で相似形とは言い難いことも示された。

したがって、1T-C(T) と Mini-C(T) の初期亀裂形状の相違が参照温度 T_0 に及ぼす影響について検討する必要があると考えられる。