

破壊靱性評価に関連する NRC の最近の改正について

目次

まえがき	1
1. 米国における参照温度及び破壊靱性遷移曲線の検討の経緯	1
2. 破壊靱性評価に関連する NRC の最近の改正	2
2. 1 破壊靱性値へのマスターカーブ法下限曲線の適用	2
2. 2 破壊靱性 K_{Ia} の関連温度 RT_{NDT} への参照温度 T_0 の適用	3
2. 3 監視試験計画に関する変更	4

まえがき

現在技術評価している日本電気協会電気技術規程「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」では、PTS評価に用いる破壊靱性値に国内監視試験結果をマスターカーブ法の考えでまとめた破壊靱性値を用いるよう変更されている。これに関連するマスターカーブ法を規制に用いることに係る米国NRCの最近の動きは下記のとおりである。併せて、破壊靱性評価に関連する監視試験に関する動きも記載した。

1. 米国における参照温度及び破壊靱性遷移曲線の検討の経緯

日本において、材料の破壊靱性は、機器の温度・圧力条件の設計（設計・建設規格）、運転時における機器の温度・圧力制限（JEAC4206¹）、維持段階における欠陥評価（維持規格）、加圧熱衝撃の評価（JEAC4206）に用いられている。

米国においては、機器の温度・圧力条件の設計（ASME Sec.Ⅲ²）、運転時における機器の温度・圧力制限（10CFR50 Appendix G³）、維持段階における欠陥評価（ASME Sec.Ⅺ⁴）に用いられている。加圧熱衝撃の評価（10CFR50.61⁵）は、破壊靱性を問わず関連温度の上昇の制限値により規制している。

ASME Sec.Ⅺに主要機器の破壊を防止のために破壊力学評価法が規定されてから、その破壊靱性曲線は維持段階における欠陥評価に用いる材料特性として広く参照されてきている。文献⁶によれば、当初の遷移曲線（ K_{Ic} 曲線、 K_{Ia} 曲線）が制定されてからも、欠陥評価

¹ 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法

² ASME BPV Code, Section Ⅲ: Rules For Construction Of Nuclear Facility Components

³ Fracture Toughness Requirements

⁴ ASME BPV Code, Section Ⅺ: In-service Inspection of Nuclear Power Plant Components

⁵ Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events.

⁶ R. R. Nanstad, et al; "Preliminary Review of the Basis for the K_{Ic} Curve in the ASME Code", ORNL/NRC/LTR-93/15, July 1993

に用いる破壊靱性について検討が続けられ、PVRC⁷がマスターカーブ法を2ステップで採用することに決めたことが記されている⁸。第1ステップ (Code Case N-629⁹) として、破壊靱性曲線のそれぞれの関連温度 (RT_{NDT}) をマスターカーブ法の参照温度 (T_0) で表し (RT_{T_0})、第2ステップ (Code Case N-830¹⁰) として、欠陥評価に用いる K_{Ic} 曲線の代わりにマスターカーブ法の95%下限曲線を用いても良いことが規定された。

2. 破壊靱性評価に関連する NRC の最近の改正

2. 1 破壊靱性値へのマスターカーブ法下限曲線の適用

Regulatory Guide 1.147, Revision 19 Inservice Inspection Code Case Acceptability, ASME Section XI, Division 1 が一部改正され、マスターカーブ法を規定した ASME Code Case N-830 Direct Use of Master Fracture Toughness Curve for Pressure Retaining Materials of Class 1 Vessels, Section XI がエンドースされた。

この Code Case は、ASME Sec. XI の Appendix A (欠陥評価) 及び Appendix 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。Code Case は、低温度域では K_{Ic} を適用することになっているが、NRC はこの条件を適用せず、全ての温度域でマスターカーブの $K_{Jc-lower 95\%}$ を用いることを条件としている。その理由として、NRC は、-115°F以下では K_{Ic} の方が $K_{Jc-lower 95\%}$ よりも非安全側となるためとしている¹¹。

REGULATORY GUIDE 1.147, REVISION 19 INSERVICE INSPECTION CODE CASE ACCEPTABILITY, ASME SECTION XI, DIVISION 1		
CODE CASE NUMBER	TABLE 2 CONDITIONALLY ACCEPTABLE SECTION XI CODE CASES CONDITION	DATE OR SUPPLEMENT/ EDITION
N-830	Direct Use of Master Fracture Toughness Curve for Pressure Retaining Materials of Class 1 Vessels, Section XI Use of Code Case N-830, Paragraph (f), which provides an alternative to limiting the lower shelf of the 95-percent lower tolerance bound Master Curve toughness, $K_{Jc-lower 95\%}$, to a value consistent with the current K_{Ic} curve, is prohibited.	7/13E

Paragraph (f)

⁷ Pressure Vessel Research Council, Welding Research Council, INC

⁸ K. K. Yoon, et al; "Technical Basis for Proposed Code Case of Using a Master Curve in Lieu of the Code K_{Ic} Curve in ASME Boiler & Pressure Vessel Code", PVP2008-61803, July 2008

⁹ Use of Fracture Toughness Test Data to Establish Reference Temperature for Pressure Retaining Materials, Section XI, Division 1

¹⁰ Direct Use of Master Fracture Toughness Curve for Pressure Retaining Materials of Class 1 Vessels, Section XI

¹¹ Regulatory Analysis for the Final Rule: Approval of American Society of Mechanical Engineers Code Cases NRC-2017-0024; RIN 3150-AJ93

Plant-specific applications are subject to review and approval by the regulatory authority having justification at plant site. For highly irradiated reactor pressure vessel steel exhibiting large fracture toughness shifts, consideration may be given to limiting the lower shelf of $K_{Jc-lower95\%}$, to a value consistent with the current K_{Ic} curve.

マスターカーブをエンドースした理由として、NRC は「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¹¹。

なお、 K_{Ia} ¹²曲線（JEAC4206 の 2016 年版では、亀裂の板厚貫通有無に対する許容基準として用いられている。）の代わりにマスターカーブ法の下限曲線を用いることは Code Case N-830 の改訂版において提案されている。

2. 2 破壊靱性 K_{Ia} の関連温度 RT_{NDT} への参照温度 T_0 の適用

ASME Sec. XI “Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components”, Appendix A（欠陥評価）の A-4200 Fracture Toughness において、Code Case N-629 と同様に、破壊靱性曲線（ K_{Ic} 曲線および K_{Ia} 曲線）の関連温度 RT_{NDT} をマスターカーブ法の参照温度 T_0 で置き代えてもよいとされている。

ASME Sec. XI, Appendix A, A-4200 の規定(US Customary Units のみ記載)

(2013 年版)

(US Customary Units)

$$RT_{T_0} = T_0 + 35 \text{ }^\circ\text{F}$$

(2015 年版)

(US Customary Units)

$$RT_{T_0} = T_0 + 35 \text{ }^\circ\text{F}$$

$$RT_{K_{Ia}} = T_0 + 80.95 \exp \{-0.00613 T_0\}$$

(2017 年版)

(US Customary Units)

$$RT_{T_0} = T_0 + 35 \text{ }^\circ\text{F}$$

$$RT_{K_{Ia}} = T_0 + 90.267 \exp \{-0.003406 T_0\}$$

これらの規程に対する NRC の評価は Title 10, Code of Federal Regulations, §50.55a Codes and standards（以下「10CFR50.55a」という。）に示されている。これによれば、ASME 規格 2013 年版については、 K_{Ic} 曲線を規定する RT_{NDT} に代えてマスターカーブ法の T_0 を用いた RT_{T_0} を用いることができるとしている一方、 K_{Ia} 曲線に対しては適用しないとされている。

¹² 平面ひずみ亀裂伝播停止破壊靱性

ASME は、2015 年版において K_{Ia} については、 RT_{T_0} の代わりに $RT_{K_{Ia}}$ として T_0 を用いた別の式を規定した。しかし、 $RT_{K_{Ia}}$ の式に誤りがあることから、NRC はこの式を採用せず、指定の式を使うように規定した。ASME は、2017 年版において NRC が指定した式を採用した。現在、10CFR50.55a では ASME の 2017 年版がエンドースされ、該当箇所に対する追加の規定はない。

本件のうち、 K_{Ic} 曲線の関連温度 RT_{NDT} を参照温度 T_0 で置き換えることは技術評価しているところである（資料 6-4 の 4.1.12 参照）。 K_{Ia} 曲線の関連温度 RT_{NDT} ($RT_{K_{Ia}}$) を参照温度 T_0 で置き換えることに関しては今後の規格改定の動きを注視していくこととする。

10CFR50.55a の規定

2018 年 2 月 16 日版

(b)(2) (xxxv) **Section XI condition: Use of RT_{T_0} in the K_{Ia} and K_{Ic} equations.**

When using the 2013 Edition of the ASME BPV Code, Section XI, Appendix A, paragraph A-4200, if T_0 is available, then RT_{T_0} may be used in place of RT_{NDT} for applications using the K_{Ic} equation and the associated K_{Ic} curve, but not for applications using the K_{Ia} equation and the associated K_{Ia} curve.

2020 年 5 月 4 日版

(b)(2)(xxxv) **Section XI condition: Use of RT_{T_0} in the K_{Ia} and K_{Ic} equations.**

(A) When using the 2013 Edition of the ASME BPV Code, Section XI, Appendix A, paragraph A-4200, if T_0 is available, then RT_{T_0} may be used in place of RT_{NDT} for applications using the K_{Ic} equation and the associated K_{Ic} curve, but not for applications using the K_{Ia} equation and the associated K_{Ia} curve.

(B) When using the 2015 Edition of the ASME BPV Code, Section XI, Appendix A, paragraph A-4200 subparagraph (c) $RT_{K_{Ia}}$ shall be defined as $RT_{K_{Ia}} = T_0 + 90.267 \exp(-0.003406T_0)$ for U.S. Customary Units.

2. 3 監視試験計画に関する変更

NRC スタッフは、10CFR50 Appendix H to Part 50—Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements を一部改正する案¹³を、NRC 委員に提案している。

(1) 監視試験プログラムで要求されている溶接熱影響部（以下「HAZ」という。）試験片はオプションとする。

理由：シャルピー試験結果にばらつきが大きいこと、HAZ は鋼板や鍛造材よりも破壊靱性が良いことから、HAZ の試験結果を評価しても健全性評価に役立たない。

(2) 監視試験プログラムで要求されている引張試験および引張試験片の数を減らし、試験ごとに各材料について室温および運転温度で一個ずつ試験をおこなうこととし、それ以上の試験片は事業者の裁量とする。

¹³ Rulemaking Issue SECY-20-0043, Direct Final Rule: Reactor Vessel Surveillance Program, NRC-2017-0151, May 8, 2020

理由：現在、監視試験では、要求（3個の試験片を試験する）を満たすために多くの引張試験片が再生されたり、新しくカプセルが作られたりしているが、健全性評価に強度特性は取り入れられていない。

(3) Correlation monitor material¹⁴の試験は、たとえば、試験片が監視試験カプセルに入れられていても、オプションとする。

理由：規則が参照している ASTM E 185¹⁵では、Correlation monitor material を監視試験プログラムに入れるか否かはオプションとされ、試験するべきとは規定されていないが、報告事項に含まれており、扱いが明確でない。

(4) 温度モニターはオプションとする。

理由：現在のモニターでは、モニターを溶かすほどの高温になったか否かは分かるが、カプセルが受けた温度の連続記録ができないため、健全性評価に役立たない。また、プラントモニターからカプセルの温度履歴を評価できる。

(5) 試験結果の報告期限をカプセル取り出しから18ヶ月以内とする。

理由：事業者によっては1年以内に報告することは難しく、延期願いが出されている。この要求を定めた1983年当時は照射データは少なく、できるだけ早く監視試験結果を把握することは重要であったが、現在は照射データは十分に蓄積されており、また、照射脆化のメカニズムの解明も進んでおり、早急に報告する必要がない。

(6) 参照としている ASTM E-185 の年版について ASTM-E-185-82 であることを明記する。

理由：新しい年版の規格も使えるとの誤解を解消するため。

本件は現在改定作業が進められている日本電気協会電気技術規程 JEAC 4201 原子炉構造材の監視試験方法に関連するものであり、当面は情報収集を続ける。

¹⁴ 個別のプラントの照射環境の異常を検知するために監視試験カプセルに装荷されている原子炉圧力容器鋼の母材を代表する参照材

¹⁵ ASTM E 185-73, "Standard Recommended Practice for Surveillance Tests for Nuclear Reactor Vessels"; ASTM E 185-79, "Standard Practice for Conducting Surveillance Tests for Light-Water Cooled Nuclear Power Reactor Vessels"; and ASTM E 185-82, "Standard Practice for Conducting Surveillance Tests for Light-Water Cooled Nuclear Power Reactor Vessels"