

第1回会合 資料1-3 別添「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 第2回会合における日本電気協会への説明依頼事項」に対する回答

令和元年9月6日
(一社)日本電気協会
原子力規格委員会

標記につきましては、以下の通り回答いたします。

○説明依頼事項

1. PTS 評価に用いる破壊靱性遷移曲線に関する質問

次の(1)から(6)について、できるだけデータやグラフを用いて説明して下さい。

- (1) 2007年版の式を2016年版の式に変更した理由と、変更にあたって検討した技術的内容について説明して下さい。説明には、式を変更したことにより実プラントでの値がどのように変わったのかについても含んで下さい。
- (2) 2016年版の式は、マスターカーブ法をもとにしていますが、マスターカーブ法が中性子照射脆化した材料にも適用できるかについて検討した技術的内容について説明して下さい。
- (3) 2007年版の式は、データの下限包絡線であったのに対し、2016年版の式は確率分布の信頼下限5%としています。この変更の理由と変更にあたって検討した技術的内容について説明して下さい。説明には、信頼下限5%とした理由と、下限を下回るデータの取扱いについても含んで下さい。
- (4) 2016年版の式を決める際にどのようなデータを用いたのか説明して下さい。また、これらの式の適用範囲(例えば、適用できる温度範囲)を説明して下さい。
- (5) 「RF-4222 破壊靱性曲線の設定」の(8)式(「マスターカーブ法」をもとに、国内プラント用に策定した $[Tr_{30}]$ を用いた式)と(10)式(「マスターカーブ法」をもとに、国内プラント用に策定した式)を比較した場合、どのような差異があるのかを、実例で示して下さい。
- (6) 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もとにした式を導入していますが、供用状態A、Bには導入しなかった理由を説明して下さい。

○回答

(1) 2007年版の式を2016年版の式に変更した理由と、変更にあたって検討した技術的内容について説明して下さい。説明には、式を変更したことにより実プラントでの値がどのように変わったのかについても含んで下さい。

回答(1)

a. 2016年版でPTS評価に用いる破壊靱性曲線を変更した理由

原子力安全・保安院により開催された「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なされ、PWR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ました。

同意見聴取会の議論結果を受け、電気協会では、JEAC4206で1991年に制定されて以降、大きく変更されていないPTS評価方法に関して、最新知見を踏まえて改定を必要があると認識し、2016年版ではPTS評価方法の大幅な改定を行っています。

特にPTS評価に使用する破壊靱性遷移曲線に関しては、意見聴取会において、「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ました[1]。

したがって、電気協会においては、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、2016年版に反映しました。

- ✓ 国内PWR監視試験で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

(参考)

2007年版では、対象とする原子炉压力容器炉心領域材料の照射前後の破壊靱性データを JEAC4201「原子炉構造材の監視試験方法」(2007年版;2010 追補版・2013 追補版を含む)に規定された照射脆化予測法を用いて温度方向にシフト($\Delta T_{K_{Ic}}$)し、次式で下限包絡線を設定します。

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

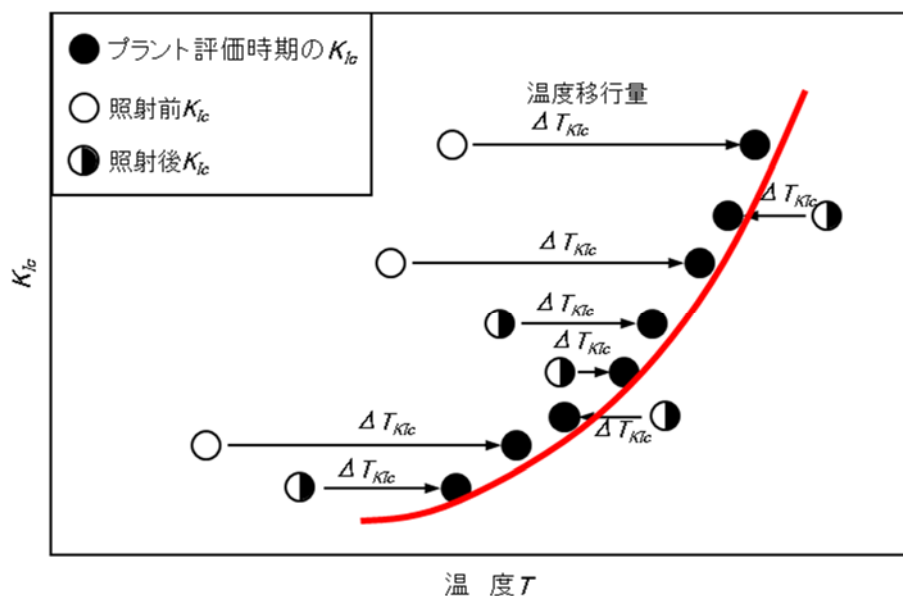


図 1-1 破壊靱性遷移曲線の設定手順

b. 変更にあたって検討した技術的内容

変更にあたって検討した技術的内容については別資料を参照下さい。

c. 式を変更したことにより実プラントでの値がどのように変わったのか

2007年版から2016年版への変更に伴う実プラントでの評価結果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_{Ic} に接する付近の $K_{Ic} = 70 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ での遷移温度 T_{70} を比較した結果を図 1-2 に示します。 T_{70} は国内 PWR プラントの 32EFPY 時点における破壊靱性遷移曲線から求めました。大部分のプラントで 2016 年版による T_{70} の方が高い値となっており、2016 年版の破壊靱性遷移曲線のほうが保守的な傾向となることがわかります。

一方、米国では、PTS 事象に対する原子炉压力容器の健全性評価に対して、確率論的破壊力学(PFM: Probabilistic Fracture Mechanics)評価結果に基づく関連温度のスクリーニング基準が規制(10CFR50.61a)に取り入れられていることから、決定論に基づく 2007 年版及び 2016 年版の評価手法の許容基準に相当する破損頻度を、国内 PWR 代表プラントに

ついて試算し、米国規制でスクリーニング基準の根拠としている亀裂貫通頻度(TWCF: Through-Wall Cracking Frequency) 1×10^{-6} [/炉・年]と比較しました。PFM 評価の結果、図 1-3 に示す通り、2016 年版の許容基準に相当する TWCF を 2007 年版と比較すると、一般評価では 2007 年版よりも小さくなり、高温予荷重効果を考慮した詳細評価では若干大きくなりますが、いずれの評価でも米国のスクリーニング基準の根拠 1×10^{-6} [/炉・年]に対して裕度を有しており、JEAC4206 の許容基準は、2007 年版、2016 年版共に、米国よりも保守的に設定されていることがわかります。

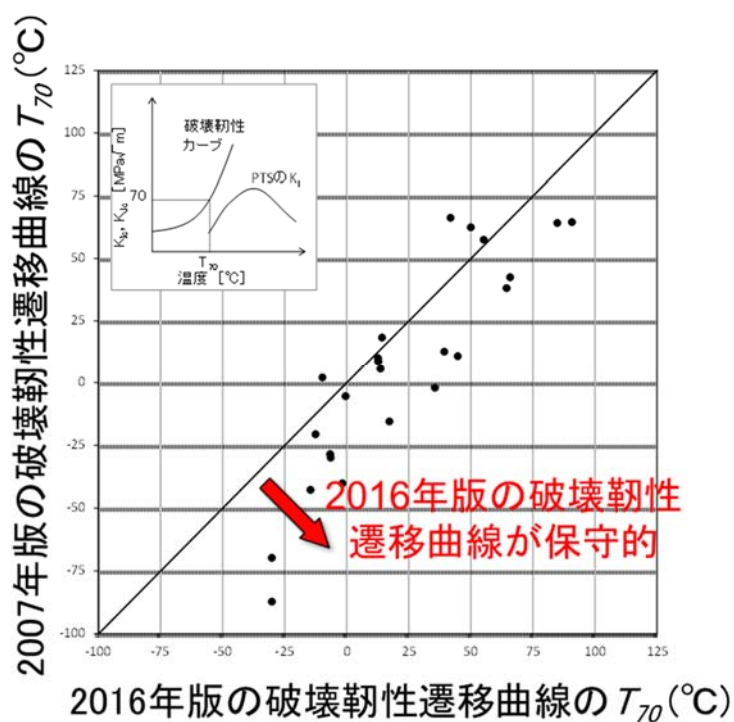


図 1-2 国内 PWR プラントの 32EFPY 時点の破壊靱性遷移曲線の遷移温度 T_{70} の比較[2]

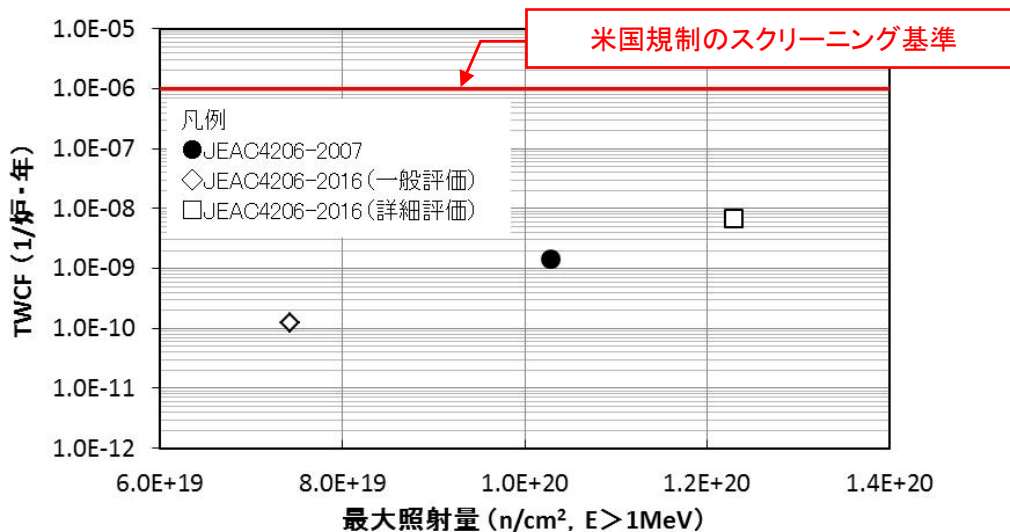


図 1-3 国内 PWR 代表プラントの亀裂貫通頻度(TWCF)評価結果[3]

(2) 2016年版の式は、マスターカーブ法をもとにしていますが、マスターカーブ法が中性子照射脆化した材料にも適用できるかについて検討した技術的内容について説明して下さい。

回答(2)

マスターカーブ法における破壊靱性の温度依存性曲線の形状が中性子照射の影響を受けないとする理論および実験結果について、EPRI レポート MRP-418[4]では以下の内容のレビューがなされています。

転位の運動を妨げる障害物には、障害物同士の間隔が、熱活性化過程で変化するもの(結晶格子間距離)と変化しないもの(粒界、析出物、介在物など)があります。前者は、降伏応力や破壊靱性の温度依存性に関与し、後者は関与しません[5-8]。BCC(体心立方格子構造)金属では、前者に相当するのは結晶格子間距離だけで、これは中性子照射によって変化しません。中性子照射によって発生・成長する転位の障害物は、いずれも温度によって影響を受けないものです。従って、破壊靱性の温度依存性曲線の形状は、理論的に中性子照射によって変化しません。この理論は、オークリッジ国立研究所で行われた照射材に対する多数の試験[9]で実証されました。(図 2-1)

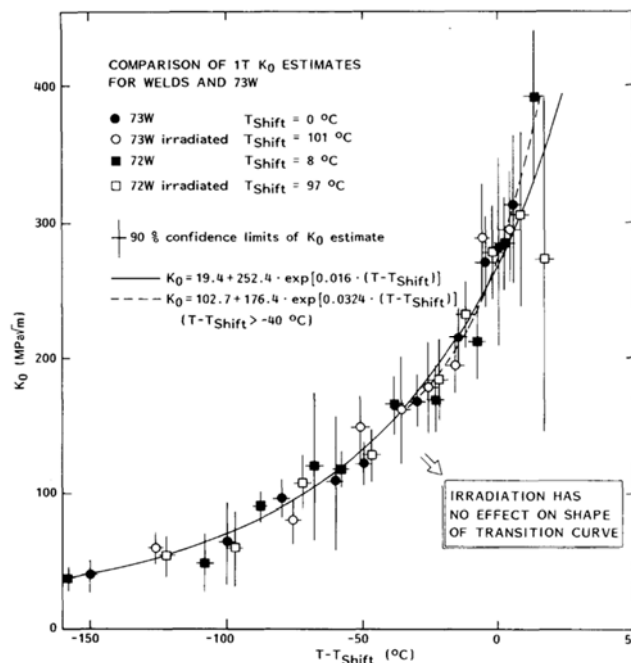


図 2-1 オークリッジ HSSI プロジェクトにおける溶接金属 72W および 73W の照射前後における延性-脆性遷移曲線の比較[9]

EPRi レポート MRP-101[10]では、照射に伴う延性-脆性遷移温度のシフト量が異なる様々な材料を含む破壊靱性データ(EPRi データベース)に対してマスターカーブ法の温度依存性曲線が変化しないことが示されています。(図 2-2)

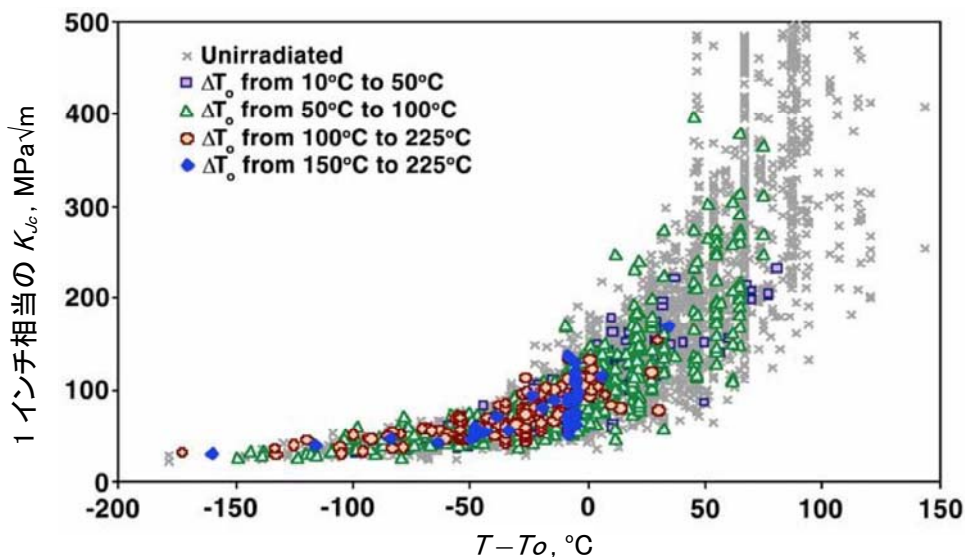


図 2-2 EPRi データベースにおける非照射および照射材料の延性-脆性遷移の比較[10]

オークリッジ国立研究所は、疲労予亀裂入りシャルピー試験片から 4T-C(T)試験片までの様々な寸法の照射材試験片に対しマスターカーブ法が適用できる[11]ことを示しています。(図 2-3)

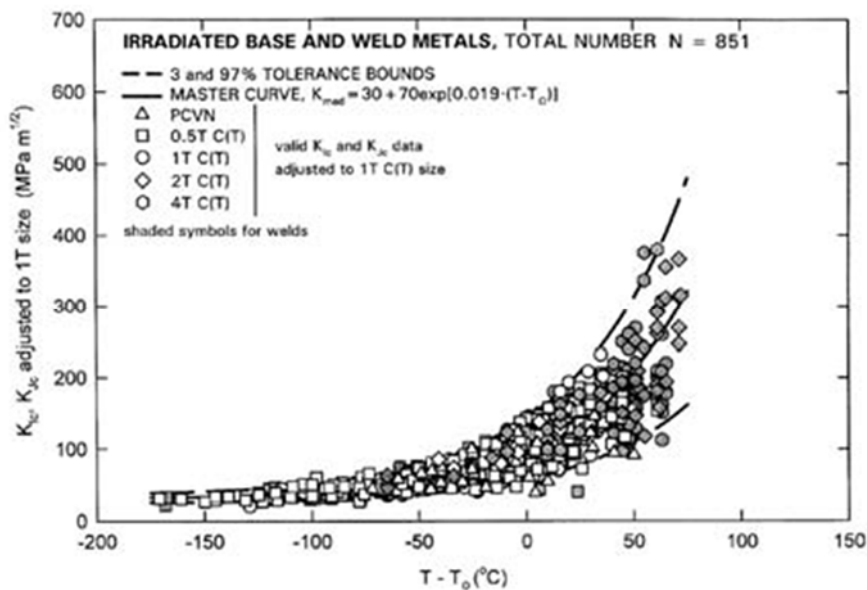


図 2-3 様々な寸法の照射材試験片による破壊靱性データ分布[11]

米国NRCはマスターカーブ法による原子炉圧力容器の健全性評価の技術根拠書[12]において、照射材・非照射材、原子炉圧力容器鋼材・その他の鋼材についてマスターカーブ法の適用性を検討し、照射材もマスターカーブ法によく従うことを検証しています。(表 2-1)

表 2-1 NRC によるマスターカーブ法の適用性検討結果[12]

RPV Steel?	Irradiated?	Static?	Table	# Data Sets	# of Data Sets that Don't Match the Master Curve Temperature Dependence	% Conforming to Master Curve Temperature Dependence
Yes	No	Yes	3	74	2	97%
Yes	Yes	Yes	4	68	2	97%
No	No	Yes	5	(19-3)	0	100%
Yes	No	No	6	30	4	87%
Yes	Yes	No	6	5	1	80%
No	No	No	7	(26-1)	0	100%
				218	9	96%

Note: Entries having a (xx-y) notation indicate that y data sets were removed from the total because they are for martensitic steels.

IAEA でも、原子炉圧力容器の健全性評価にマスターカーブ法が適用できるとの認識のもと評価ガイドライン[13]を発行しています。

我が国では、厚さ 4mm の超小型コンパクトテンション(Mini-C(T))試験片を用いた照射材に対するデータが蓄積されており、実機監視試験片に対する評価[14]、試験炉照射材に対する評価[15]、実機廃炉材に対する評価[16]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ます。

(3) 2007年版の式は、データの下限包絡線であったのに対し、2016年版の式は確率分布の信頼下限5%としています。この変更の理由と変更にあたって検討した技術的内容について説明して下さい。説明には、信頼下限5%とした理由と、下限を下回るデータの取扱いについても含んで下さい。

回答(3)

a. 5%信頼下限マスターカーブを用いた理由

PTS 事象より発生頻度の高い供用状態 A, B を含む設計段階の評価, 検出された欠陥に対する評価, 圧力・温度制限等では, ASME K_{Ic} カーブが使用されています。

Wallinら[17]は ASME K_{Ic} カーブ開発時のオリジナルデータを対象として, 破壊靱性カーブへの温度裕度による安全レベル(破壊靱性データがカーブを下回る確率)の評価を ASME K_{Ic} カーブと 5%信頼下限マスターカーブについて実施しています。その結果, 5%信頼下限マスターカーブの安全レベルは, ASME K_{Ic} カーブと同等以上と評価されました。(表 3-1)

海外では上記の検討結果や他の保守性も踏まえた上で ASME K_{Ic} カーブと同等の保守性を持つ 5%信頼下限のマスターカーブが使われようとしています(ASME Code Case N-830[18], IAEA Tecdoc -1627[19]等)。

2016年版における PTS 評価手法の改定では, 他の評価手法との整合, 海外の動向及び決定論的評価を行う上での保守性を踏まえ, 5%信頼下限のマスターカーブの式を採用することが妥当と判断しました。

表 3-1 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

	温度裕度の平均	安全レベル (カーブを下回る確率)
ASME K_{Ic} カーブ	2σ	2.5%
5%マスターカーブ	2.2σ	1.5%

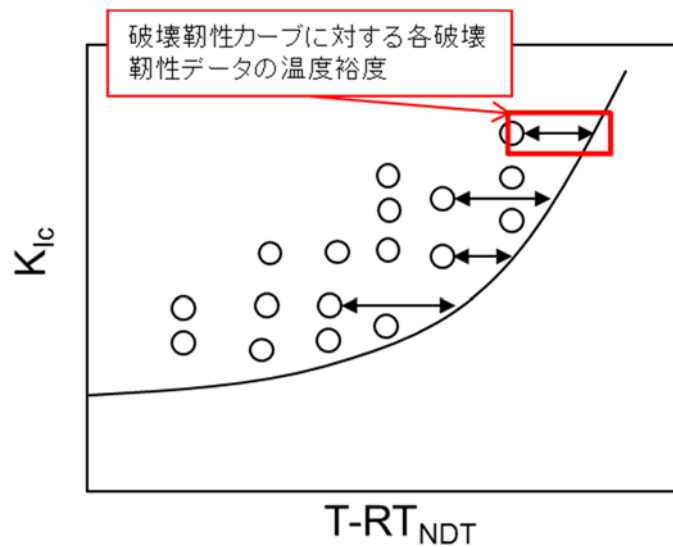


図 3-1 破壊靱性カーブへの温度裕度による安全レベルの評価

b. 5%信頼下限を下回るデータについて

2016年版の破壊靱性遷移曲線は、国内全PWRプラントの未照射及び照射後の破壊靱性データを分析した上で5%信頼下限のマスターカーブの式により設定されたものであり、個別プラントの破壊靱性データを照射脆化予測法の結果により温度方向にシフト($\Delta T_{K_{Ic}}$)させて下限包絡するよう設定された2007年版の破壊靱性遷移曲線とは考え方が異なります。このため、5%信頼下限を下回るデータが得られることにより、2016年版の破壊靱性遷移曲線が適用できないと解釈することは適切ではないと考えます。

図3-2のとおり、現時点で2016年版の破壊靱性遷移曲線を下回っているデータについては、特段適用性に疑義を投げかけるようなデータではないと評価していますが、今後もPWRプラントの監視試験で取得される破壊靱性データの分析を継続し、分析結果を踏まえて破壊靱性遷移曲線の適用性の評価や改良検討を行なっていきたいと考えます。

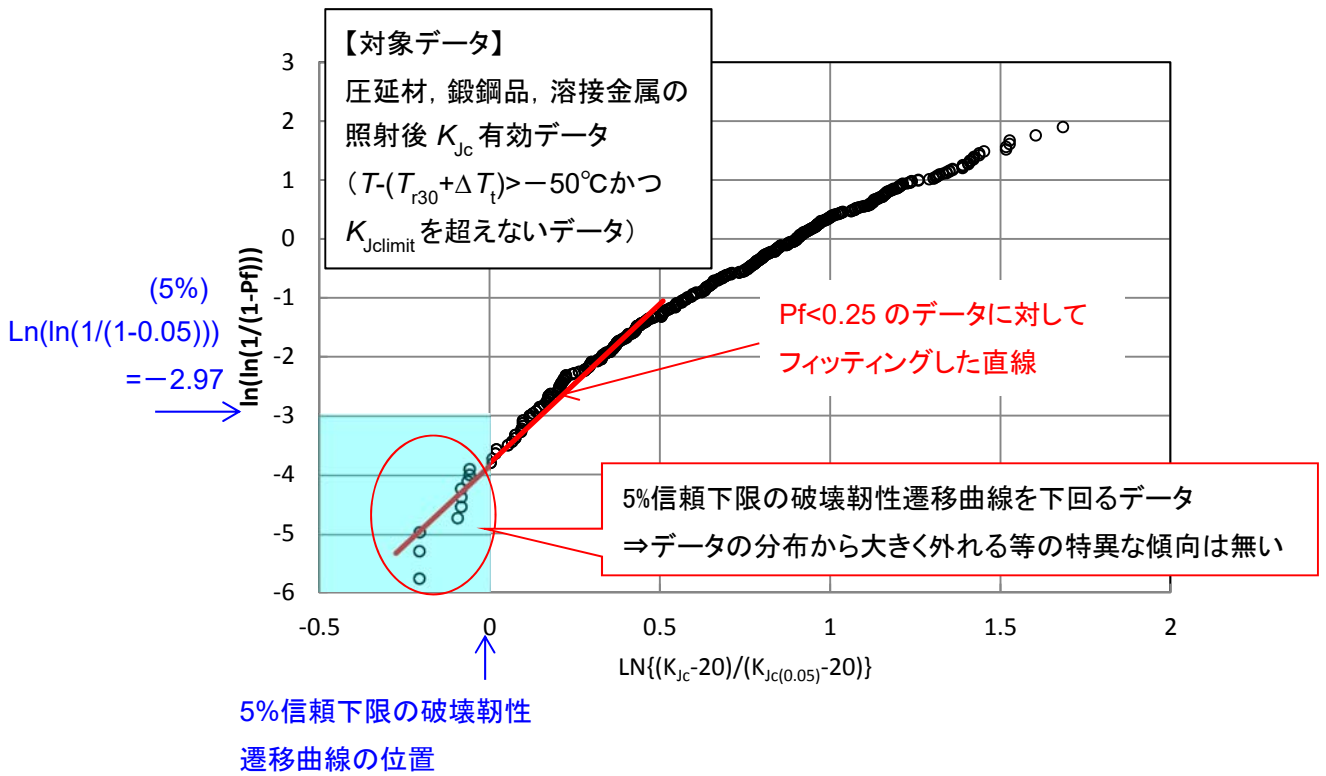


図 3-2 照射後破壊靱性データ(圧延材、鍛鋼品、溶接金属)のワイブルプロット

(4) 2016年版の式を決める際にどのようなデータを用いたのか説明して下さい。また、これらの式の適用範囲(例えば、適用できる温度範囲)を説明して下さい。

回答(4)

2016年版の破壊靱性遷移曲線を決める際に用いたデータは、PWRプラントの監視試験で2013年までに取得された未照射及び照射後の破壊靱性データを用いています。表4-1に破壊靱性遷移曲線の検討に使用したデータベースの詳細を示します。

表 4-1 破壊靱性遷移曲線のデータベース

材料	未照射 データ数	照射 データ数	Cu の範囲 (wt. %)	照射量 ($\times 10^{19}$ n/cm ² , E>1MeV)	T_{r30} の範囲(°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 (70)	0.02~0.04 (0.04~0.04)	~7.2 (5.0~7.2)	-68~-8 (-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) 括弧内は、 ΔT_i 算出にあたり最終的に使用したデータの値

実際にPWRプラントの監視試験で取得されたデータが上記の範囲のデータベースとなっていますので、PWRプラントのPTS評価を行う条件(化学成分、照射量、 T_{r30} の範囲、温度範囲等)では適用可能と考えます。今後もPWRプラントの監視試験により取得される高照射領域の破壊靱性データ等の分析を継続し、その結果を踏まえて破壊靱性遷移曲線の適用性の評価や改良検討を行なっていきたいと考えます。

(5) 「RF-4222 破壊靱性曲線の設定」の(8)式(「マスターカーブ法」をもとに、国内プラント用に策定した T_{r30} を用いた式)と(10)式(「マスターカーブ法」をもとに、国内プラント用に策定した式)を比較した場合、どのような差異があるのかを、実例で示して下さい。

回答(5)

公開文献に掲載された国内材料の照射材(鍛鋼品及び圧延材)の破壊靱性試験結果に対して、RF-4222 の(8)式を適用した場合と(10)式を適用した場合の破壊靱性遷移曲線を比較した結果は以下のとおりであり、ほぼ同等の破壊靱性遷移曲線が得られています。

a. PWR プラント監視試験片1[20]

表 5-1 評価対象

鋼種	SFVQ1A (鍛鋼品)
照射量	7.2×10^{19} [n/cm ² , E>1MeV]
破壊靱性試験片	ミニ C(T)

表 5-2 (8)式を使用した場合の評価結果

試験片	T_{r30} (°C)	M_p (°C)	ΔT_t (°C)	$T_{r30} + M_p + \Delta T_t$ (°C)
シャルピー衝撃試験片	-8	3	8	3

表 5-3 (10)式を使用した場合の評価結果

試験片	有効試験 片本数	T_o (°C)	$K_{Jc(med)}$ (MPa√m)	σ_M (°C)	σ_o (°C)	σ (°C)	M_k (°C)	$T_o + M_k$ (°C)
ミニ C(T) (複数試験温度法)	9	-1	73.5	24	6.0	9.5	4	3

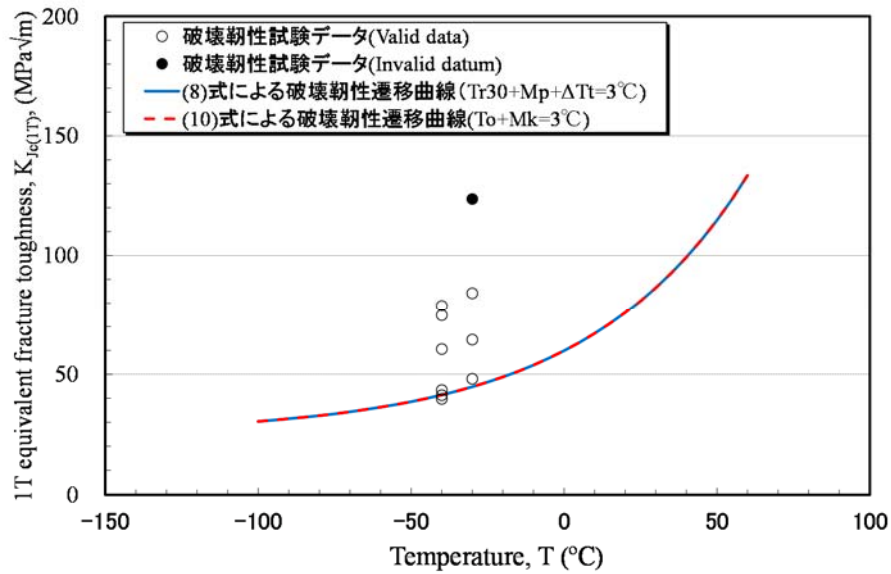


図 5-1 PWR プラント監視試験片1の破壊靱性データ[20]と(8)式及び(10)式による破壊靱性遷移曲線の比較

b. PWR プラント監視試験片2[21]

表 5-4 評価対象

鋼種	SFVQ1A (鍛鋼品)
照射量	4.9×10^{19} [n/cm ² , E>1MeV]
破壊靱性試験片	1/2T C(T)

表 5-5 (8)式を使用した場合の評価結果

試験片	T_{r30} (°C)	M_p (°C)	ΔT_t (°C)	$T_{r30} + M_p + \Delta T_t$ (°C)
シャルピー衝撃試験片	-19	3	8	-8

表 5-6 (10)式を使用した場合の評価結果

試験片	有効試験 片本数	T_o (°C)	$K_{Jc}(\text{med})$ (MPa√m)	σ_M (°C)	σ_{T_o} (°C)	σ (°C)	M_k (°C)	$T_o + M_k$ (°C)
1/2T C(T) (複数試験温度法)	13	-5	93.0	24	4.7	9.5	4	-1

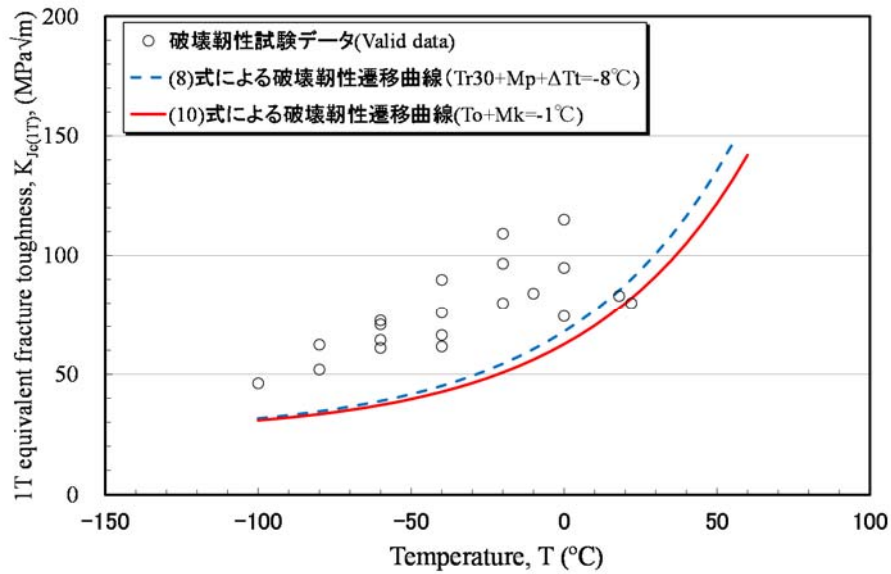


図 5-2 PWR プラント監視試験片2の破壊靱性データ[21]と(8)式及び(10)式による破壊靱性遷移曲線の比較

c. 試験炉照射材[22]

表 5-7 評価対象

鋼種	A533B Class 1 (圧延材)
照射量	1.1×10^{20} [n/cm ² , E>1MeV]
破壊靱性試験片	ミニ C(T)

表 5-8 (8)式を使用した場合の評価結果

試験片	T_{r30} (°C)	M_p (°C)	ΔT_t (°C)	$T_{r30} + M_p + \Delta T_t$ (°C)
シャルピー衝撃試験片	10	3	-15	-2

表 5-9 (10)式を使用した場合の評価結果

試験片	有効試験 片本数	T_o (°C)	$K_{Jc(med)}$ (MPa√m)	σ_M (°C)	σ_{Fo} (°C)	σ (°C)	M_k (°C)	$T_o + M_k$ (°C)
ミニ C(T) (複数試験温度法)	8	-11	64.2	24	6.7	9.5	4	-7

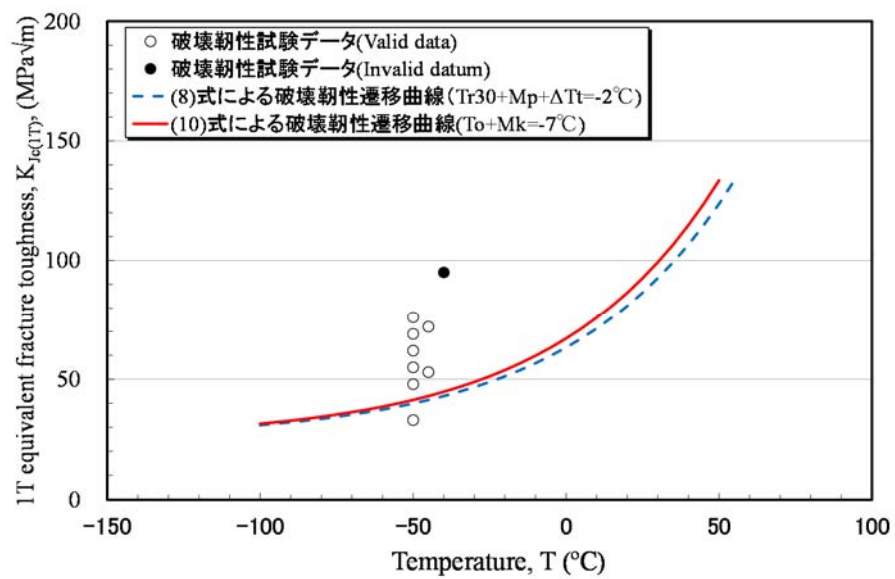


図 5-3 試験炉照射材の破壊靱性データ[22]と(8)式及び(10)式による破壊靱性遷移曲線の比較

【参考】

JEAC4206-2016 の RF-4222 に規定された(8)式と(10)式は、それぞれ以下のとおりです。

a. RF-4222 (8)式

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

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

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。

b. RF-4222 (10)式

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

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

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

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} は(2)式に従って求める。(2)式の $K_{Jc(\text{med})}$ 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 $K_{Jc(\text{med})}^{*q}$ を算出すること。

ここで、複数試験温度法の σ_{T_o} を求める RF-2100 の(2)式は以下のとおりです。

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

r は T_o 決定の際の有効な試験片の個数である。

(6) 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もとにした式を導入していますが、供用状態 A, B には導入しなかった理由を説明して下さい。

回答(6)

供用状態 A, B の評価に用いる破壊靱性については、改定のニーズ(必要性)が低かったことから、2016 年版では変更していません。なお、耐圧試験や供用状態 A, B の評価については、2003 年追補版で ASME K_{IR} 曲線による評価から ASME K_{Ic} 曲線による評価に変更していません。

マスターカーブ法を取り入れることにより、評価精度は向上することが考えられますが、以下の理由により、2016 年版への改定の際には耐圧試験や供用状態 A, B の評価にマスターカーブ法は導入しませんでした。

- (a) 国内では当面新設プラントがないため、 T_0 を求めるために新たに破壊靱性試験を実施する可能性が低いこと。
- (b) 既設プラントでも保管材を用いて T_0 を求めることは可能であるが、保管材を用いて破壊靱性試験を行う可能性は低いと考えられること。
- (c) 破壊靱性試験を行い T_0 を求めた場合には、2016 年版で新たに導入された RT_{T0} を用いることで耐圧試験や供用状態 A, B の評価に破壊靱性試験結果を活用できること。
- (d) PTS 評価で用いた 5%信頼下限マスターカーブの式において、各材料に対する T_{r30} の補正項の ΔT_i を求めるのに用いた破壊靱性データは PWR プラントで照射されたデータのみであり、BWR プラントで照射されたデータは含まれていないこと。(BWR プラントでは元々破壊靱性試験片が監視試験カプセルに装荷されていない)

なお、2016 年版では導入しませんでした。今後、耐圧試験や供用状態 A, B に関しても、 K_{Ic} 曲線に代わり 5%信頼下限マスターカーブを導入することを検討していきたいと考えています。

【文献】

- [1] 原子力安全・保安院, 「原子炉圧力容器の中性子照射脆化について」, 平成 24 年 8 月
- [2] Yoshimoto, K, et. al., “Applicability of Fracture Toughness Curves Developed for Japanese Pressure Vessel Steels to Structural Integrity Evaluation,” ASME PVP2015-45275.
- [3] 村上ら, 「国内原子炉圧力容器の加圧熱衝撃事象に対する健全性評価手法における許容基準に相当する破損リスクの評価」, 日本原子力学会 2018 年春の年会、3K05.
- [4] 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.
- [5] Zerilli, F.J., and Armstrong, R.W., “Dislocation-Mechanics-Based Constitutive Relations for Material Dynamics Calculations,” Journal of Applied Physics, Vol. 61, No. 5, March 1987, 1816-1825.
- [6] Natishan, M. and Kirk, M., “A Micromechanical Evaluation of the Master Curve,” Fatigue and Fracture Mechanics, 30th Volume, ASTM STP-1360, K. Jerina and P. Paris, Eds., American Society for Testing and Materials, 1998.
- [7] Natishan, M.E., Wagenhoefer, M., and Kirk, M.T., “Dislocation Mechanics Basis and Stress State Dependency of the Master Curve,” Fracture Mechanics, 31st Symposium, ASTM STP 1389, K. Jerina and J. Gallagher, Eds., American Society for Testing and Materials, 2000.
- [8] Natishan, M. and Kirk, M., “A Physical Basis for the Master Curve,” Proc. of the 1999 ASME Pressure Vessel and Piping Conference, ASME, July 1999.
- [9] Wallin, K., “Irradiation Damage Effects on the Fracture Toughness Transition Curve Shape for Reactor Vessel Steels,” Int. J. Pres. Ves. & Piping, 55, pp. 61-79, 1993.
- [10] Rosinski, S, “Materials Reliability Program: Implementation Strategy for Master Curve Reference Temperature, To (MRP-101),” EPRI, Palo Alto, CA, and U.S. Department of Energy, Washington, D.C.: 2004. 1009543.
- [11] Sokolov, M.A., Nanstad, R.K., “Comparison of irradiation-induced shifts of KJc and Charpy impact toughness for reactor pressure vessel steels”, Effects of Radiation on Materials (18th Int. Symp.), ASTM STP 1325, West Conshohocken, PA (1999) 167-190.
- [12] 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.
- [13] “Guidelines for application of the master curve approach to reactor pressure vessel integrity in nuclear power plants.” Vienna, International Atomic Energy Agency, 2005.
- [14] 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.
- [15] 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.
- [16] 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.
- [17] Wallin et al., “Statistical re-evaluation of the ASME K_{IC} and K_{IR} fracture toughness reference curves”, Nuclear Engineering and Design 193 (1999) 317–326.
- [18] ASME Boiler & Pressure Vessel Code Section XI, Code Case N-830, “Direct Use of Master Fracture Toughness Curve for Pressure-Retaining Materials of Class 1 Vessels Section XI, Division1”, 2014.
- [19] 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.
- [20] Sugihara, T., et. al., “Applicability of Miniature C(T) Specimen to Fracture Toughness Evaluation for the Irradiated Japanese Reactor Pressure Vessel Steel,” ASME PVP2017–66206.
- [21] 平成 29 年 1 月 30 日, 敦賀発電所原子炉施設保安規定変更認可申請(2 号炉の高経年化技術評価等)に関する事業者ヒアリング資料6, 「敦賀発電所 2 号炉 高経年化技術評価(原子炉容器の中性子照射脆化)補足説明資料」.
- [22] Ha, Y., “Fracture Toughness Evaluation of Neutron-irradiated Reactor Pressure Vessel Steel using Miniature-C(T) Specimens,” ASME PVP2017–65568.