

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5-2 (抜粋)

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、原子炉圧力容器の内圧が高いまま維持されてい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、上向き自然対流と下向きの強制対流を想定している。
- 従来は詳細評価だけであったが、一般評価を設けたことについて、背景や変更点を説明してもらう必要があるのではないか。
 - 評価対象事象においてポンプ吐出圧などを考慮せず、事故発生直後に大気圧に変化するとしているが、ポンプ吐出圧が PTS 評価に影響するのかについて、検討した内容を説明してもらう必要があるのではないか。

- 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。

(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)の第 2 段落において、「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確認方法 2007 の技術評価において、適用を認めないとの評価をしている³。

³ 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。

4. 1. 8 PTS 状態遷移曲線の設定（熱の解析条件）

PTS 状態遷移曲線の設定に関連する熱の解析条件について、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⁴
- 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 破壊靱性確認方法 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電導解析の評価部位に「原子炉圧力容器壁近傍」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、熱伝達率は原子炉圧力容器クラッドと 1 次冷却材間の値と規定しており、熱電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、残留応力の算出には熱膨張係数や縦弾性係数等の各温度における物性値が必要であるが、破壊靱性確認方法 2016 ではクラッド（溶着金属）の機械的性質について規定がない。また、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力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、機械的強度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」、「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」と規定している⁵。

- 応力評価にクラッドによる影響を考慮するに当たって検討した内容について、

⁴ 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。

⁵ 工事計画認可申請における原子炉圧力容器の応力解析等では、これらの規定に基づきクラッド部は強度部材として考慮されていない。

説明してもらう必要があるのではないか。

一方、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重要であることから、クラッドについて機械的強度や熱的特性を推定してクラッド下の想定欠陥部に生ずる応力を算出することも健全性評価において有用であるといえる。

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。

(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最大仮想欠陥の条件を追加し、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を許容

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		破壊靱性確認方法 2016	破壊靱性確認方法 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)	—
	場所	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
	場所	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、欠陥の場所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。

② 破壊靱性確認方法 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」には内圧の影響が考慮されていない⁶。内圧による応力は周方向応力の方が高めとなるため、欠陥の方向を軸方向とすることは妥当と判断する。

詳細評価の場合に欠陥の方向を破壊靱性確認方法 2007 で軸方向としていたものを破壊靱性確認方法 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は、「(解説-RF-4231-4) 一般評価に用いる最大仮想欠陥」で「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」としている。

○ 欠陥の方向を溶接線方向に変更した技術的根拠を確認する必要があるのではないか。

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。

⁶ 「4. 1. 7 PTS 状態遷移曲線の設定(運転条件)」において、日本電気協会に説明をる。

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。

(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手順、応力拡大係数の計算式を「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」に規定するクラッド下の欠陥モデルに変更、有限要素法による算出を追加、PTS 状態遷移曲線の設定方法を明記
- ② 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
- ③ PTS 状態遷移曲線の設定方法を明記

(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」参照

(3) 検討の結果

- ①～③ 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計算するためにフランス RSE-M⁷に採用されている Marie⁸の文献⁸に示されている計算式を新たに採用した。

Marie は、クラッドの塑性変形と容器側亀裂先端塑性域を考慮して RSE-M に規定されている評価法を更に見直し、2011 年に、加工硬化係数を考慮すると RSE-M の規定について負荷上昇中は妥当であるが、除荷過程では保守的になっていると論じている⁹。

クラッドがある場合の応力拡大係数の計算は、破壊靱性確認方法 2016 に規定された方法で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

⁷ Association Francaise pour les Regles de Conception et de Construction des Chaudières Electro - Nucleaires の PWR 原子力設備の供用期間中検査に関する規格 Regles de Surveillance en Exploitation des Materials

⁸ 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).

⁹ Marie, S., “PLASTIC AMPLIFICATION β OF THE STRESS INTENSITY FACTOR FOR UNDERCLAD DEFECT IN A VESSEL SUBMITTED TO A PRESSURIZED THERMAL SHOCK.” ASME PVP2011-57362

囲が明確でない。Marie 等の評価は、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 の計算式が記されているが、その材料特性が国内プラントの実機のクラッド（溶接方法により溶接材料や希釈域の範囲は異なる。）を代表しているか、クラッドに対する制限はないのか等、今後の検討が必要である。

クラッド下に亀裂がある場合は、クラッド材の特性・影響を評価する必要がある。クラッド材の照射脆化考慮した亀裂発生評価は廣田ら¹⁰や、Tobita ら¹¹や、Haggag ら¹²によりなされており、照射により J_{Ic} やティアリングモジュラスは低下することはあるが、クラッドに亀裂が進展することはないことが示されている。クラッド内の残留応力については西山、鬼沢らの研究¹³や KUME らの研究¹⁴があり、クラッド内部には降伏点に達する程の大きな引張残留応力が存在するといわれている。以上のようにクラッドに関して様々の角度から研究が行われているが、これらの研究に供されたクラッドを国内クラッドの評価へ適用する観点からは、クラッド材料の性質のバラツキも含めた適用性、今後の検討が必要である¹⁵。

- 容器内表面のクラッドを PTS 評価に考慮する上で、クラッドの機械的特性、クラッド厚さの設定方法、クラッド施工が母材に及ぼす影響、クラッド施工による残留応力の影響等について行った検討について説明を受ける必要があるのではないか。

¹⁰ Hirota, T. et al., “PROPOSAL FOR UPDATE ON EVALUATION PROCEDURE FOR REACTOR PRESSURE VESSELS AGAINST PRESSURIZED THERMAL SHOCK EVENTS IN JAPAN,” ASME PVP2014-28392

¹¹ 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

¹² 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

¹³ 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

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 クラッド方向への亀裂進展を評価するデータがなければ、安全側の評価では、クラッドにも亀裂が入り貫通することを想定することも可能（RSEM 規格に採用された前記 Marie の文献にクラッド貫通型のクラッド下半楕円欠陥が記載されている。）であり、そうなれば評価対象亀裂はクラッドの厚さ約 5mm を加えて深さ 15mm の半楕円表面亀裂となる。

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 に、詳細評価は RF-4233 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 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 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 規程本文(16)式及び(17)式における RT_{NDT} 調整値について、RF-2100 及び RF-2200 を引用する形で 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

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

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

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

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

- ④ 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

(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 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} を追加した。
- ④ 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、破壊靱性確認方法 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」は破壊靱性確認方法 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。

「(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」については、試験片あるいは非照射材についての高温予荷重効果の試験結果は数多く公表されている。

高温予荷重効果は、米国、欧州で規格への取り込みが図られており、高温で予め引張荷重を受けると破壊靱性が見かけ上増加することを反映したものであり、次の3種類の機構によって生じるものと考えられている。

- ・ 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。

しかし、クラッド付きの照射材での評価については、未だデータは十分とはいえない。

- クラッド付きの照射材での評価について検討した内容を説明してもらう必要があるのではないか。
 - 容器の板厚内で亀裂の伝播が停止する場合に関して検討した内容（照射材への適用性を含む。）を説明してもらう必要があるのではないか。
- ③ 「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⁴⁵。 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_{Id} 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、日本電気協会は、破壊靱性曲線の「温度裕度の平均」として「 2.2σ 」としており（表 4.1.11-2 参照）、これとの関係を検討する必要がある。
- また、(2)式に示す T_0 決定の際の有効な試験片の個数 r については、参照温度試験方法において「有効な K_{Jc} の必要個数」が試験温度の範囲により異なることから、「有効な K_{Jc} の必要個数」との関係により補正する等の検討が必要である。
- ④ 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。)

⁴⁵ 第 1 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 1-2-3 「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 の概要」 9～12 頁

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、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

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 と参照温度試験方法に追加されたミニチュアコンパクト試験片（以下「Mini-C(T)」という。）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、様々な寸法の非照射材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）。

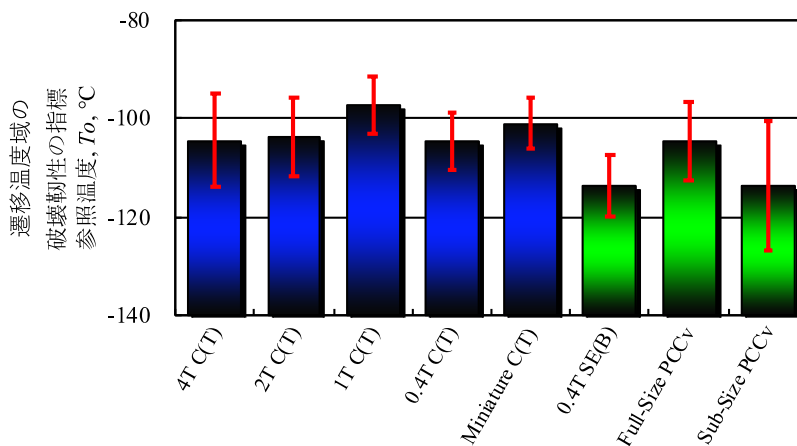


図 4. 2. 2-1 様々な寸法の非照射材試験片で取得した破壊靱性データ⁵⁰

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_{Ic} が $K_{Ic(\text{med})}$ 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

⁵⁰ 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

-スミルノフ検定 (K-S 検定)を行い、データには有意な差はないことを確認したとしている⁵¹。K-S 検定⁵²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。

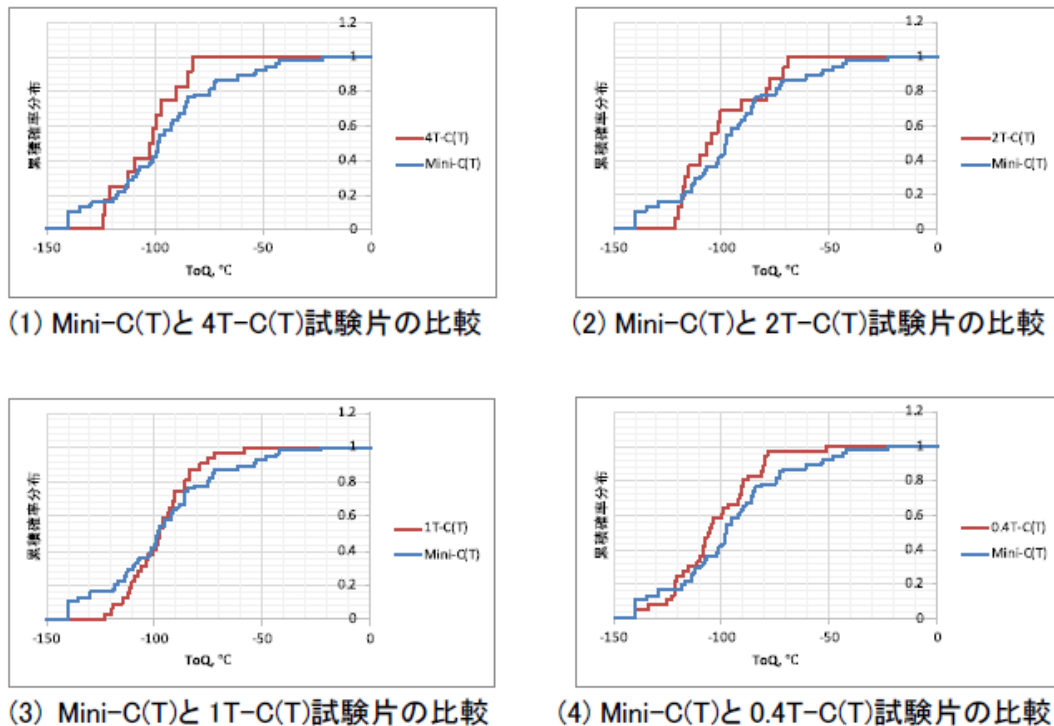


図 4.2.2-2 T_{0Q} と累積分布関数の関係⁵³

表 4.2.2-1 K-S 検定結果⁵⁴

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

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

⁵¹ 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 4p

⁵² 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 $1/(1/a+1/b)$ で算出) 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。

⁵³ 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

⁵⁴ 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

されたとしている（図 4.2.2-3 及び表 2-2 参照）⁵⁵。

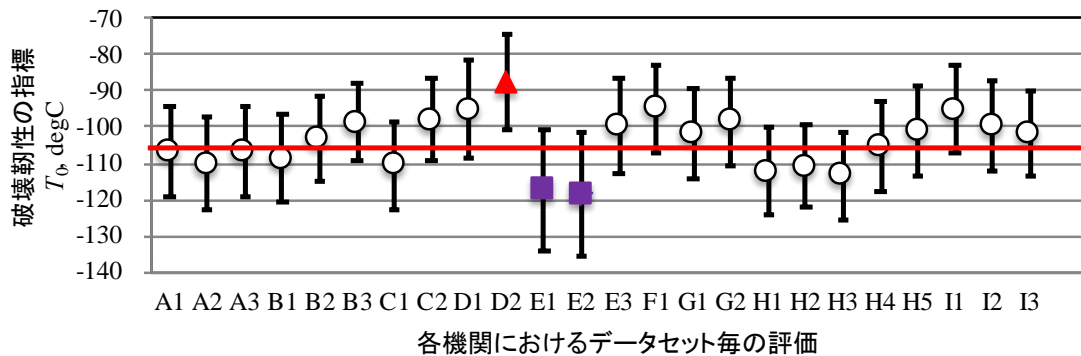


図 4.2.2-3 Mini-C(T)試験片を用いた破壊靱性評価ラウンドロビン試験結果⁵⁶

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⁵⁷

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 4.2.2-3 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⁵⁸。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ため、寸法公差およ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。

⁵⁵ 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 To 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).

⁵⁶ 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

⁵⁷ 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

⁵⁸ 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

なお、JAEAにおけるMini-C(T)に対するFEM解析の結果⁵⁹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/m²以下の範囲(図2-4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。

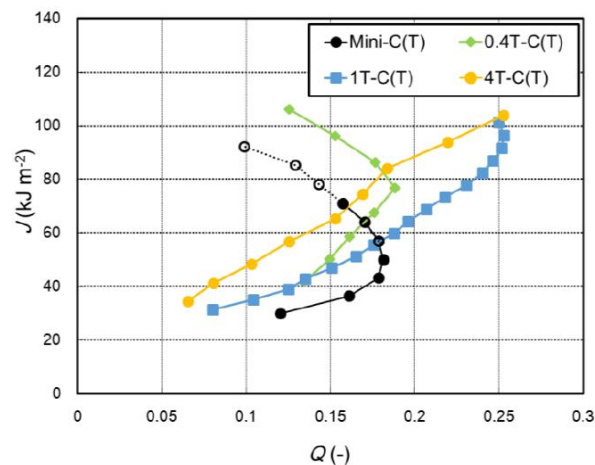


図 4.2.2-4 寸法の異なる C(T) 試験片における J 積分値と Q パラメータの関係

(c) 曲げ試験片及び円盤状コンパクト試験片

日本電気協会によれば、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 E399⁶⁰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⁶¹が示されているとのことである。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れられていないこと⁶²、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

⁵⁹ Takamizawa, H., et al, "On the Application of Mini-CT Test Specimens for Fracture Toughness Evaluation", PVP2015-45412.

⁶⁰ Standard Test Method for Linear-Elastic Plane-Strain Fracture Toughness K_{Ic} of Metallic Materials

⁶¹ 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, Vo 1.8, No. 6, November 1980, p. 308-313.

Freese, C. E. and Baratta, F. L. "Single Edge-Crack Stress Intensity Factor Solutions", Engineering Fracture Mechanics, Vo 1 73, 2 006, pp. 616-625.

⁶² 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5-〇(1)

られる可能性があるので、塑性変形に伴う影響も含め今後の技術課題としている⁶³。

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

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
5-〇(1)

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}

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。

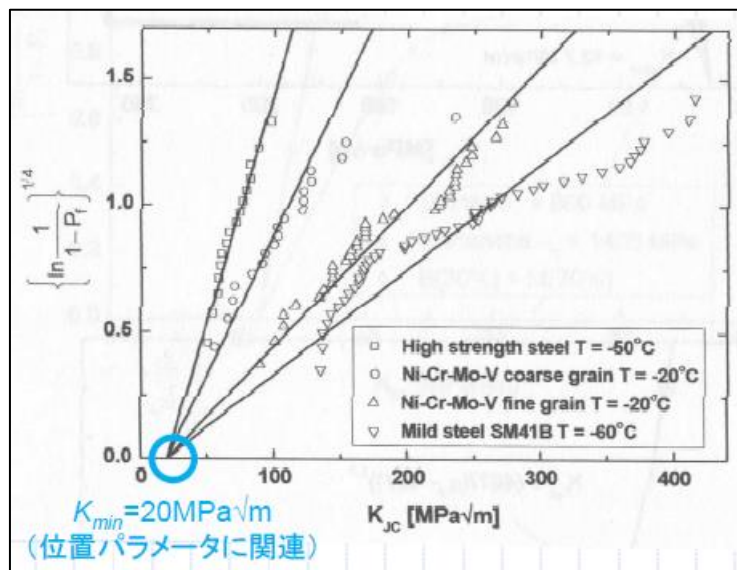


図 4. 2. 12-1 位置母数(固定：最小破壊靱性)の根拠⁹⁶

(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⁹⁷の理論により理論的に決定」⁹⁸としている。ASTM E1921 に出典として記載している文献⁹⁹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 2-16 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

⁹⁶ 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、12p

⁹⁷ 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。

⁹⁸ 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、11p

⁹⁹ Wallin, K., "The Scatter in K_{Ic} Results," Engineering Fracture Mechanics, 19(6) (1984), pp. 1085-1093.

と推定される。

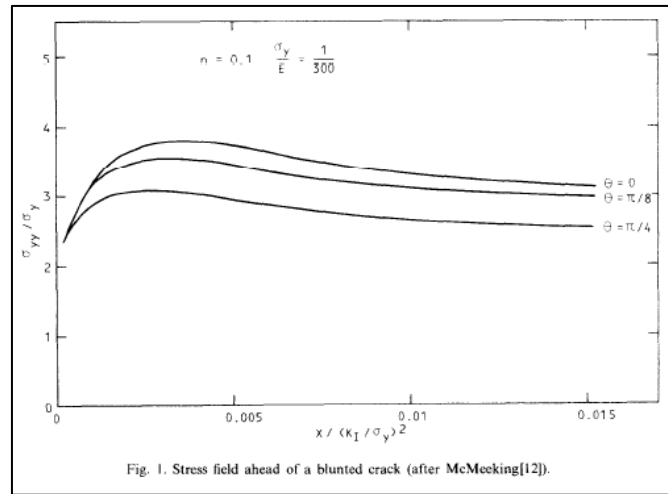


図 4. 2. 12-2 先端が鈍った亀裂前方の応力場における応力分布

また、国内 PWR プラント監視試験で取得した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 2-17 及び図 2-18 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。

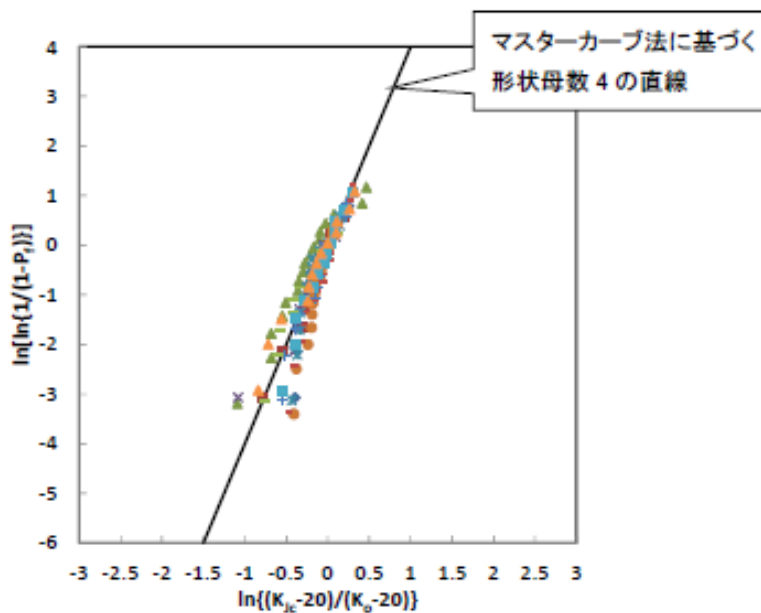


図 4. 2. 12-3 鍛鋼品の照射後破壊靱性データのワイブルプロット (材料毎)¹⁰⁰

¹⁰⁰ 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

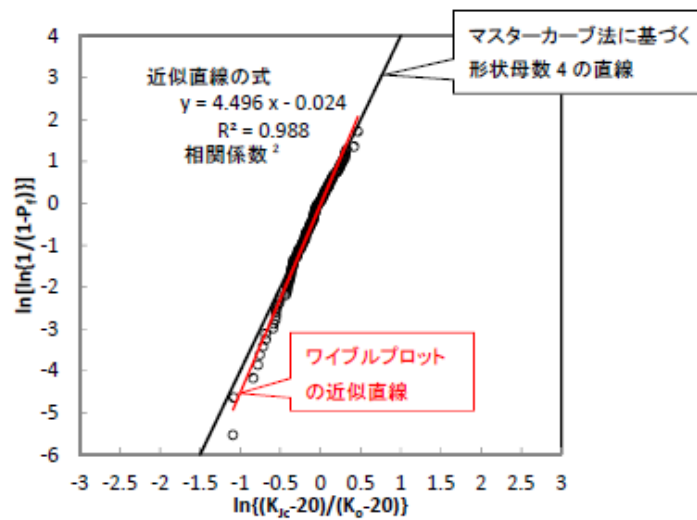


図 4. 2. 12-4 鍛鋼品の照射後破壊靱性データのワイブルプロット(全材料)¹⁰¹

¹⁰¹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