

電気技術規程

原子力編

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

 社団法人 日本電気協会

原子力規格委員会

原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法

目 次

第1章 総 則

FA-1000 一 般 事 項	1
FA-1100 適 用 範 囲	1
FA-1200 試験を行う範囲	1
FA-1210 対象となる機器	1
FA-1220 対象となる材料	1
FA-1300 落重試験及び衝撃試験	1
FA-1310 試 験 方 法	1
FA-1320 試験片の採取位置	2
FA-1330 試験片の採取方向	2
FA-1331 落 重 試 験 片	2
FA-1332 衝 撃 試 験 片	2
FA-1340 試 験 の 数	3
FA-2000 用 語 の 定 義	4

第2章 クラス 1 機器

FB-1000 対象となる材料	6
FB-2000 合 格 基 準	6
FB-2100 容器材料（ボルト材を除く）	6
FB-2200 炉心領域材料	7
FB-2300 管, ポンプ, 弁用材料（ボルト材を除く）	7
FB-2400 ボ ル ト 材	7
FB-3000 再 試 験	8
FB-3100 落 重 試 験	8
FB-3200 衝 撃 試 験	8
FB-4000 原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の要求	8
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	8
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	9

第3章 クラス MC 容器

FE-1000 対象となる材料	11
-----------------------	----

FE-2000 合 格 基 準	11
FE-2100 容 器 材 料	11
FE-2200 ボ ル ト 材	12
FE-3000 再 試 験	12
FE-3100 厚さ63mm以下のボルト材以外の容器材料	12
FE-3200 厚さ63mmを超えるボルト材以外の容器材料	13
FE-3300 ボ ル ト 材	14
第4章 クラス2 機器	
FC-1000 対象となる材料	15
FC-2000 合 格 基 準	15
FC-2100 機 器 材 料	15
FC-2200 ボ ル ト 材	15
FC-3000 再 試 験	16
第5章 クラス3 容器・配管	
FD-1000 対象となる材料	17
FD-2000 合 格 基 準	17
FD-2100 容 器 ・ 管 材 料	17
FD-2200 ボ ル ト 材	18
FD-3000 再 試 験	18
第6章 支持構造物	
FF-1000 対象となる材料	19
FF-2000 合 格 基 準	19
FF-2100 ボルト材以外の材料	19
FF-2200 ボ ル ト 材	19
FF-3000 再 試 験	19
FF-3100 ボルト材以外の材料	19
FF-3200 ボ ル ト 材	20
第7章 炉心支持構造物	
FG-1000 対象となる材料	21
FG-2000 合 格 基 準	21
FG-2100 厚さ50mm以下又はマルテンサイト系ステンレス鋼の 炉心支持構造物材	21
FG-2200 厚さ50mmを超える炉心支持構造物材	21
FG-2300 ボ ル ト 材	21

FG-3000 再 試 験	21
第 8 章 その他重要な機器	
FH-1000 その他重要な機器	22

附 属 書 目 次

附属書 A 非延性破壊防止のための解析法	附 A-1
附属書 B 横膨出量の測定方法	附 B-1
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	附 C-1
附属書 D 破壊靱性試験の方法	附 D-1
附属書 E 破壊靱性評価方法	附 E-1
附属書 F 応力拡大係数	附 F-1
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	附 G-1
附属書 H 弾性解析による J 積分	附 H-1

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。

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（解説-FB-4200-1）

(1) 原子炉压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。

a. 照射を考慮に入れ、原子炉压力容器の内表面から板厚の 1/4 位置における、主加工方向に直角な方向（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。

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。

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。

(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. の要求がすべて満足される限り、原子炉压力容器は運転を継続してもよい。

a. 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、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。

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。

〔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

C-1000 適用範囲

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基準化した。

(解説-附属書 C-1000-1)

C-2000 記号

本附属書にて使用する記号の定義は以下のとおりとする。

- Ri : リチャードソン数, $Ri = \text{浮力} / \text{慣性力}$
- T_D : ダウンカマ部温度 ($^{\circ}\text{C}$)
- T_L : 1 次冷却材ループ水温度 ($^{\circ}\text{C}$) (完全混合の場合の 1 次冷却材ループ水温度)
- T_s : 安全注入水温度 ($^{\circ}\text{C}$)
- t^* : 無次元時間 ($= vt/de$)
- v : 流速 (m/s)
- t : 時間 (s)
- de : 原子炉圧力容器入口配管径 (m)
- Nu : 共存場でのヌッセルト数
- Nu_0 : 強制乱流場でのヌッセルト数
- \overline{Gr} : 平均のグラスホフ数
- Re : レイノルズ数
- Pr : プラントル数
- K_I : 応力拡大係数 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)
- K_{Ic} : 静的平面ひずみ破壊靱性値 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)
- $F_0 \sim F_3$: 応力拡大係数の補正係数 (附属書図 C-2000-1 参照)
- $A_0 \sim A_3$: 炉壁内の応力分布を 3 次式で近似したときの係数
- σ : 応力 (MPa), $\sigma = A_0 + A_1 X + A_2 X^2 + A_3 X^3$
- X : 炉壁内位置 (内面からの距離) (mm)
- a : 最大仮想欠陥深さ (mm)
- R : 補正係数
- c : 最大仮想欠陥の表面長さの半長 (mm)
- θ : 最大仮想欠陥の評価位置を表す角度 (最深部 $\theta = \pi/2$)

$\phi_1 \sim \phi_4$: 係数 (附属書図 C-2000-2 参照)

$F_0 \sim F_3, A_0 \sim A_3, R, \phi_1 \sim \phi_4$ は, C.B.Buchalet and W.H.Bamford の
応力拡大係数式¹⁰⁾を用いる場合に使用。

f : 最大仮想欠陥最深部における中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{ n/cm}^2, E > 1 \text{ MeV}$)

f_0 : 原子炉压力容器内面での中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{ n/cm}^2, E > 1 \text{ MeV}$)

T : 温度 ($^{\circ}\text{C}$)

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 ($^{\circ}\text{C}$)

f_e : プラント評価時期での原子炉压力容器の最大仮想欠陥最深部の中性子照射
量 ($\times 10^{19} \text{ n/cm}^2, E > 1 \text{ MeV}$)

f_m : 照射材データの中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{ n/cm}^2, E > 1 \text{ MeV}$)

σ_{Δ} : 標準偏差 ($^{\circ}\text{C}$)

初期 RT_{NDT} : 初期関連温度 ($^{\circ}\text{C}$)

ΔRT_{NDT} 計算値 : JEAC 4201-2007 附属書 B の B-2100 の②に基づく関連温度移行量
の計算値 ($^{\circ}\text{C}$)

M_c : JEAC 4201-2007 附属書 B の B-2100 の④に基づき, 関連温度の実測値で
予測を補正する場合に用いるマージン ($^{\circ}\text{C}$)

ΔT_{KIC} : 破壊靱性 (K_{IC}) の温度移行量 ($^{\circ}\text{C}$)

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

プラントの個別の評価手法を以下に示す。

C-3100 PTS 状態遷移曲線の設定

C-3110 評価事象の熱水力解析

- (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 事象の選定に当たり, 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。

(解説-附属書 C-3110-1)

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。(解説-附属書 C-3110-2)

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。

・ $Ri \leq 100$ のとき

$$\frac{T_p - T_L}{T_s - T_L} = 1 - 0.526 Ri^{0.101} \exp(-1.86 \times 10^{-2} Ri^{-0.146} t') \quad \dots\dots\dots(1)$$

・ $Ri > 100$ のとき

$$\frac{T_p - T_L}{T_s - T_L} = 1 - 0.838 \exp(-9.5 \times 10^{-3} t') \quad \dots\dots\dots(2)$$

- (3) 最終的に評価対象とする PTS 事象における原子炉压力容器炉心領域部近傍の 1 次冷却材温度、圧力及び流量の時間変化を設定する。

C-3120 PTS 状態遷移曲線の設定

- (1) C-3110 で設定された評価対象の PTS 事象における 1 次冷却材温度、圧力及び流量の時間変化に基づいて、原子炉压力容器の炉心領域部壁における応力解析を行う。
- (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。

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

- (3) 応力解析により設定された原子炉压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。

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

$$R = \frac{A_0 \frac{\Theta_1}{\phi_1} + a A_1 \frac{\Theta_2}{\phi_2} + a^2 A_2 \frac{\Theta_3}{\phi_3} + a^3 A_3 \frac{\Theta_4}{\phi_4}}{A_0 + \frac{a}{2} A_1 + \frac{a^2}{2} A_2 + \frac{3}{8} a^3 A_3} \quad \dots\dots\dots(5)$$

$$\Theta_1 = \Theta_2 = \Theta_3 = \Theta_4 = 1 \quad \dots\dots\dots(6)$$

- (4) 最大仮想欠陥最深部での温度と時間、最大仮想欠陥最深部での応力拡大係数 K_I と時間の関係に基づき、横軸を最大仮想欠陥最深部の温度、縦軸を K_I とし、PTS 事象時の K_I と温度の時間推移を示す PTS 状態遷移曲線を設定する。

C-3200 破壊靱性遷移曲線の設定

C-3210 中性子照射量

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。²⁾

$$f = f_0 \cdot \exp(-0.24a/25.4) \quad \dots\dots\dots(7)$$

C-3220 破壊靱性遷移曲線の設定

- (1) 対象とする原子炉压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。

- (2) 対象とする原子炉压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 $\Delta T_{K_{Ic}}$ 移行させ、プラント評価時期における破壊靱性を予測し、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 以上の温度範囲の破壊靱性データを対象とすればよい。これがプラント評価時期に対応する破壊靱性遷移曲線となる。

$$K_{Ic} = 20.16 + 129.9 \exp [0.0161 (T - T_p)] \quad \cdots \cdots \cdots (8)$$

なお、破壊靱性 (K_{Ic}) データの移行量 ($\Delta T_{K_{Ic}}$) は C-3230 又は C-3240 に示す手順で求める。

C-3230 破壊靱性 (K_{Ic}) の実測値がある場合

- (1) 監視試験の回数が 1 回以下の場合

- a. 未照射材の K_{Ic} データ（附属書図 C-3230-1 参照）

$$\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値}_{(e)} + 2\sigma_{\Delta} \quad \cdots \cdots \cdots (9)$$

- b. 照射材の K_{Ic} データ（附属書図 C-3230-2 参照）

$$\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値}_{(e)} - \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値}_{(m)} + 2\sigma_{\Delta} \quad \cdots \cdots \cdots (10)$$

- (2) 監視試験の回数が 2 回以上の場合

- a. 未照射材の K_{Ic} データ（附属書図 C-3230-3 参照）

$$\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値}_{(e)} + M_c + \sigma_{\Delta} \quad \cdots \cdots \cdots (11)$$

- b. 照射材の K_{Ic} データ（附属書図 C-3230-4 参照）

$$\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値}_{(e)} - \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値}_{(m)} + \sigma_{\Delta} \quad \cdots \cdots \cdots (12)$$

C-3240 破壊靱性 (K_{Ic}) の実測値がない場合

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。

$$RT_{NDT} = \text{初期 } RT_{NDT} + \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値}_{(e)} + 2\sigma_{\Delta} \quad \cdots \cdots \cdots (13)$$

C-3300 原子炉压力容器の健全性評価方法

C-3310 最大仮想欠陥

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

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。

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

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。

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 等の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。(解説-附属書 C-4000-1)

$$(\text{プラント評価時期の } K_{IC}) > 20.16 + 129.9 \exp[0.0161 (T - 125)] \quad \text{.....(14)}$$

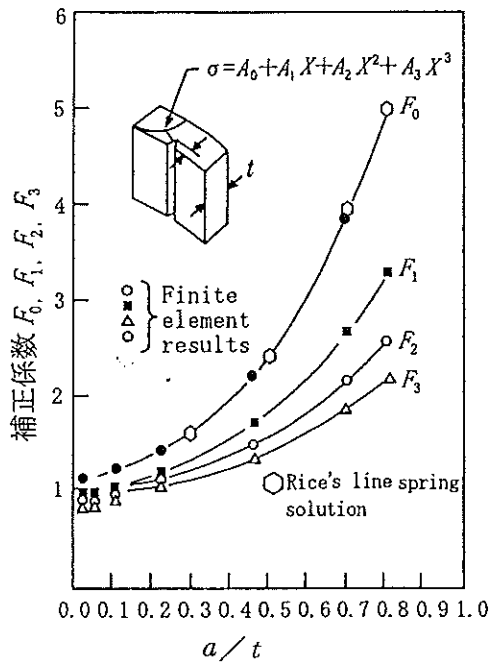
ただし、原子炉圧力容器の温度は 0℃未満となることはないので、0℃以上の温度範囲に対して評価する。

破壊靱性 (K_{IC}) データの移行量 (ΔT_{KIC}) は、C-3230 に示す手順で求める。

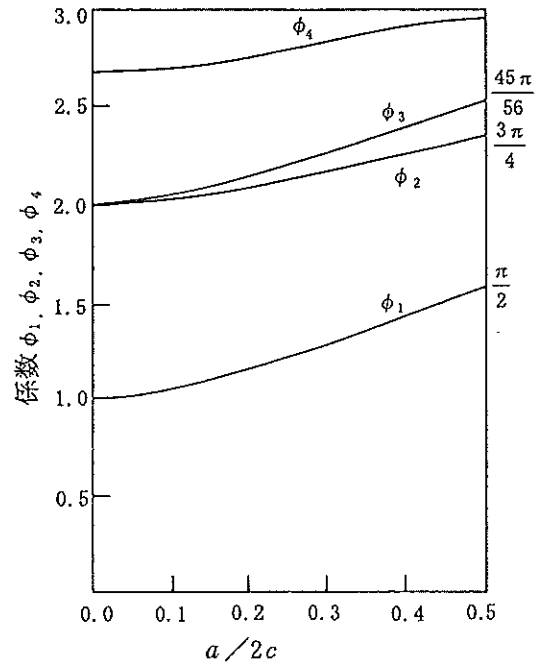
なお、破壊靱性 (K_{IC}) の実測値がない場合は、C-3240 に示す手順で破壊靱性遷移曲線を設定し、 K_{IC} 評価式と比較する。

C-5000 参 考 文 献

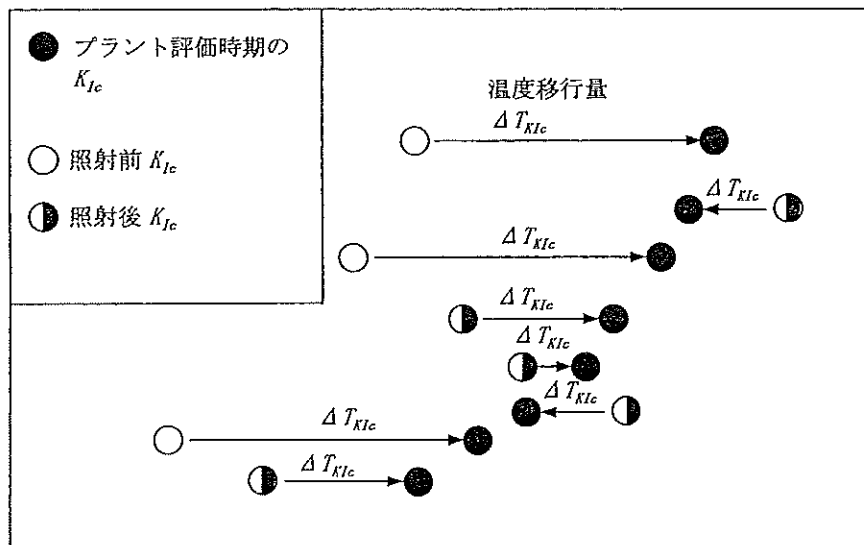
- (1) C.B.Buchalet and W.H.Bamford, ASME 75-WA/PVP-3
- (2) NUREG/CR-3319, HEDL TME84-2, May, 1984



附属書図 C-2000-1 軸方向欠陥の K_I 値の補正係数⁽¹⁾

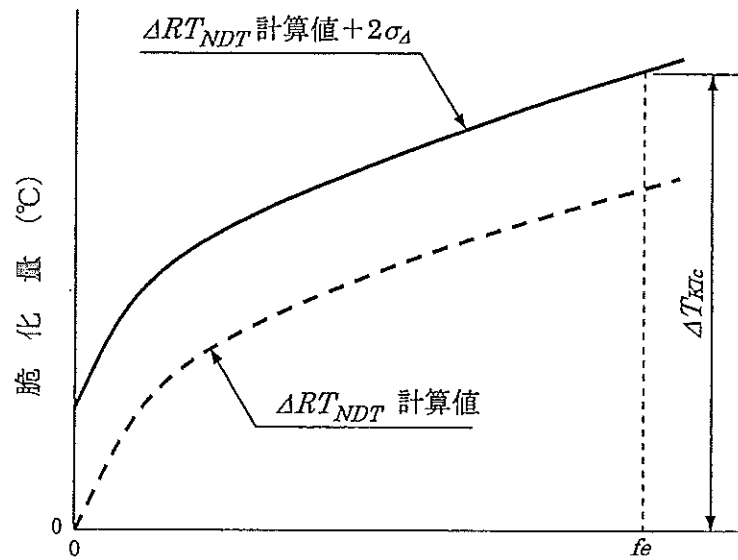


附属書図 C-2000-2 軸方向欠陥の K_I 値の係数 ($\phi_1, \phi_2, \phi_3, \phi_4$)⁽¹⁾



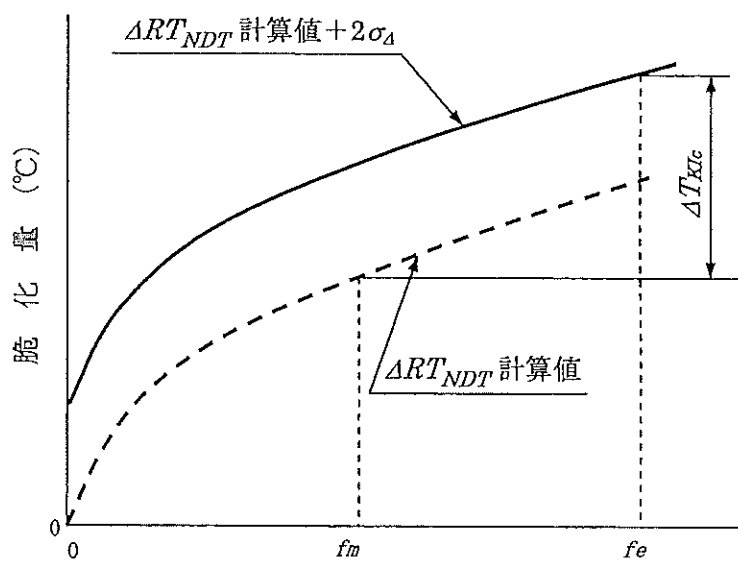
温度 T

附属書図 C-3220-1 破壊靱性 (K_{Ic}) のデータの移行の要領



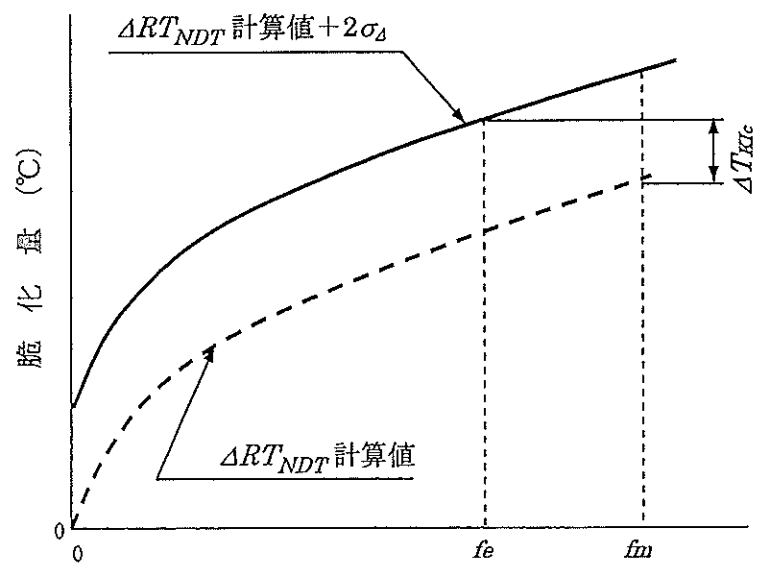
中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$, $E > 1\text{MeV}$)

附属書図 C-3230-1 監視試験の回数が1回以下の未照射材の K_{ic} データの温度の移行量 (ΔT_{Kic}) の求め方



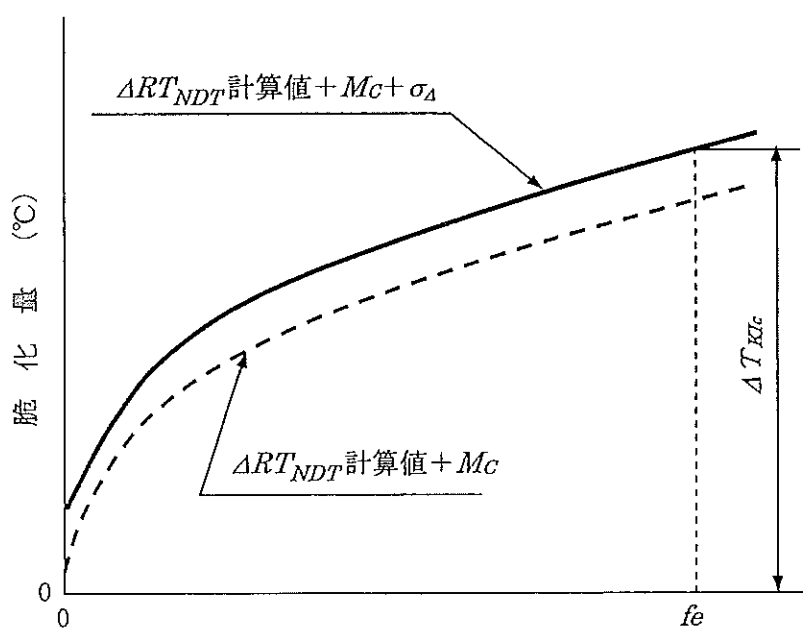
中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$, $E > 1\text{MeV}$)

附属書図 C-3230-2 (1/2) 監視試験の回数が1回以下の照射材の K_{ic} データの温度の移行量 (ΔT_{Kic}) の求め方 ($fe \geq fm$ の場合)



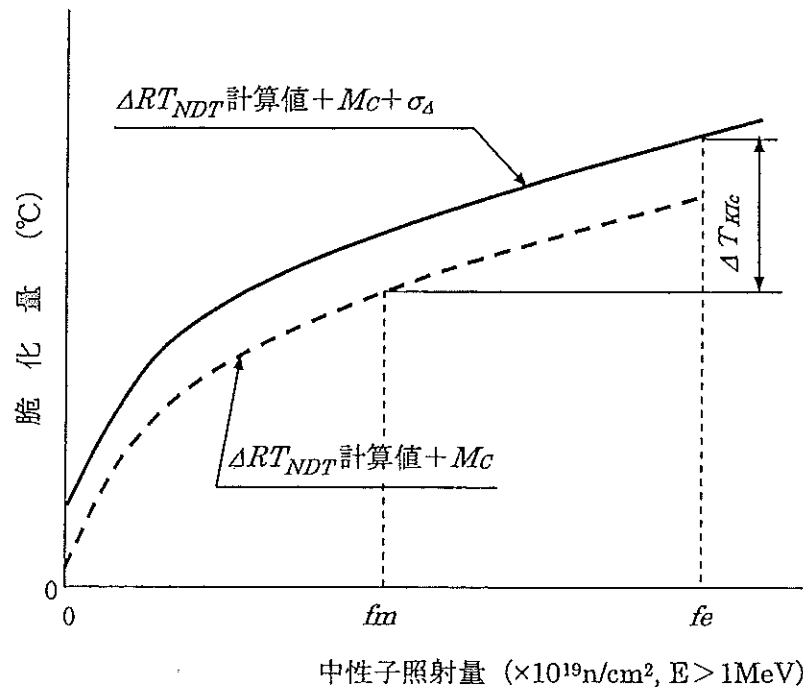
中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2$, $E > 1 \text{MeV}$)

附属書図 C-3230-2 (2/2) 監視試験の回数が1回以下の照射材の K_{ic} データの温度の移行量 ($\Delta T_{K_{ic}}$) の求め方 ($f_e < f_m$ の場合)

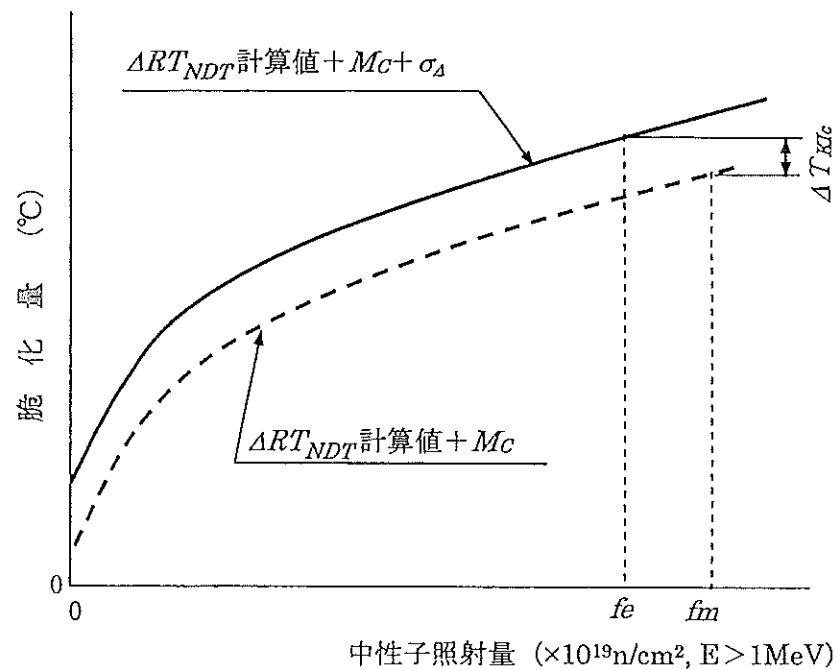


中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2$, $E > 1 \text{MeV}$)

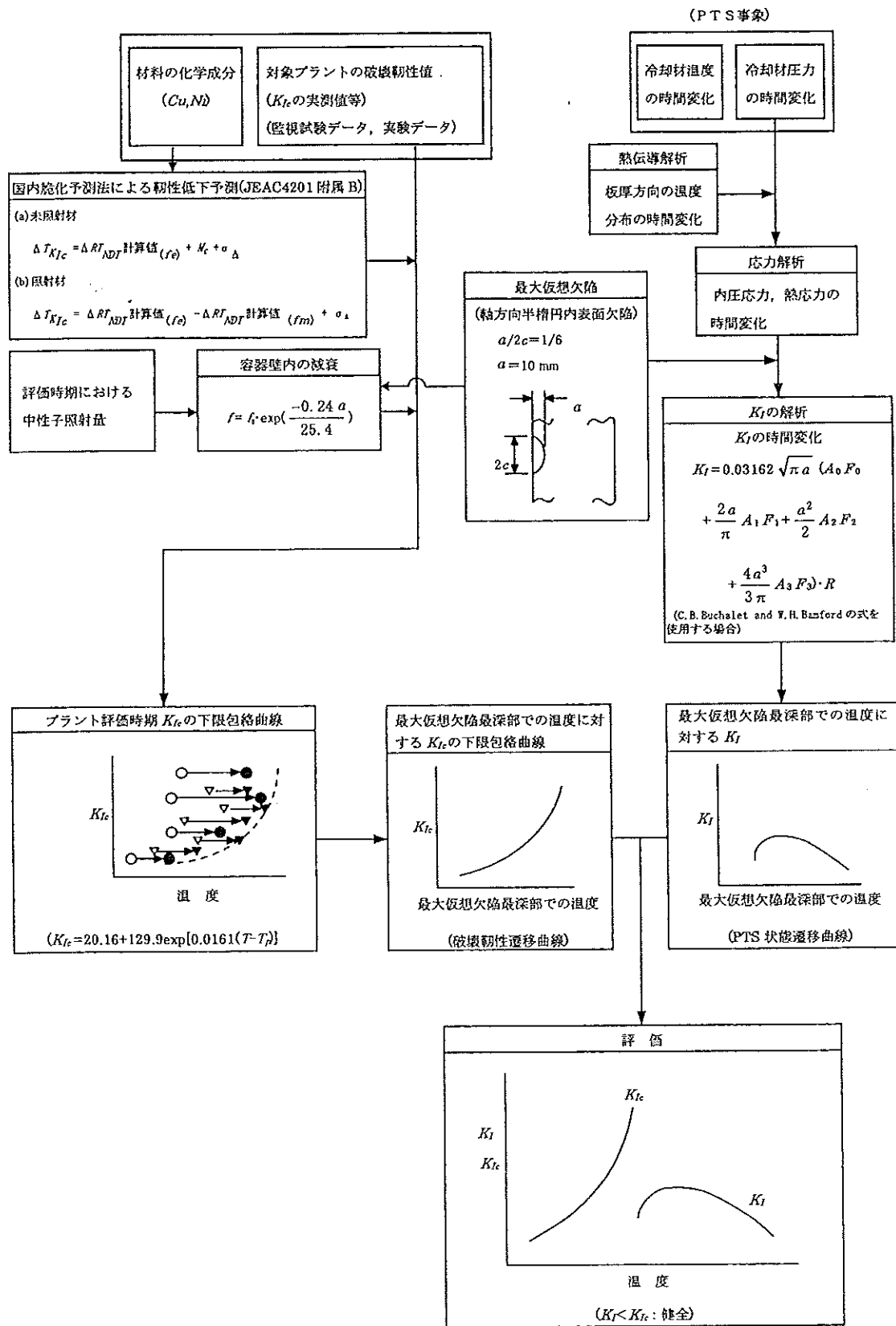
附属書図 C-3230-3 監視試験の回数が2回以上の未照射材の K_{ic} データの温度の移行量 ($\Delta T_{K_{ic}}$) の求め方



附属書図 C-3230-4 (1/2) 監視試験の回数が2回以上の照射材の K_{ic} データの温度の移行量 (ΔT_{Kic}) の求め方 ($f_e \geq f_m$ の場合)



附属書図 C-3230-4 (2/2) 監視試験の回数が2回以上の照射材の K_{ic} データの温度の移行量 (ΔT_{Kic}) の求め方 ($f_e < f_m$ の場合)



附属書図 C-3320-1 PTS 事象に対する評価フロー