資料１－２－３

２．原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靭性の確認方法 JEAC 4206-2016 の概要

令和元年7月29日

（一社）日本電気協会　原子力規格委員会

目次

- JEAC4206の主な変遷/技術評価
- JEAC4206-2016の改定のポイント
- JEAC4206-2016の構成
- RF-2100　関連温度（RT_{NDT}）
- まとめ

JEAC4206の主な変遷／技術評価

- 1973年　「原子力発電所用機器の最低使用温度の確認試験方法」として初版発行
- 1980年　破壊力学手法の導入
- 1986年　原子炉圧力容器の供用中USEに対し、68J以上を規定
- 1991年　国プロで開発されたPTS評価手法を規定
- 2000年　K値式の充実 等
- 2003年追補　供用中の原子炉圧力容器のP-Tカーブ設定にK_{Ic}曲線の適用が可能となる
- 2004年　従来のRegulary Guide 1.161への引用に代えて、USEが68Jを下回る場合の上部棚領域における健全性評価方法を規定、国内USE予測式（JEAC4201-2004）を反映
- 2007年　国内脆化予測法（JEAC4201-2007）を反映

↑
2011年に当時の原子力安全・保安院により、技術評価が完了している。
（エンドースされている）

JEAC4206-2016の改定のポイント

JEAC4206-2007

- ○ クラス1機器
  - 建設時の要求
  - **原子炉圧力容器の供用期間中の要求**
- ○ クラスMC容器
- ○ クラス2機器
- ○ クラス3容器・配管
- ○ 支持構造物
- ○ 炉心支持構造物

JEAC4206-2016

原子炉圧力容器の供用期間中の要求

【非延性破壊防止】

圧力・温度要求

マスターカーブ(RT_{To})の取り込み

(解説-RF-2100-2)

PTS評価

最新知見反映

【延性破壊防止】

上部棚評価

編集上の修正(従来規定を流用)

原子炉圧力容器の供用期間中の要求以外は、JSME設計・建設規格と重複するため、JEAC4206から削除

前版(JEAC4206-2007)
「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法」

現行版(JEAC4206-2016)
「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靭性の確認方法」

JEAC4206-2016の構成

原子炉圧力容器の供用期間中の健全性評価の概要

<table>
<tr><th></th><th>非延性破壊(脆性破壊)</th><th>延性破壊</th></tr>
<tr><td>耐圧・漏えい試験
供用状態A,B</td><td>RF-4100
圧力・温度要求・制限</td><td rowspan="2">RF-5000
上部棚吸収エネルギーが68J以上
68Jを下回る場合の評価</td></tr>
<tr><td>供用状態C,D</td><td>RF-4200
PTS評価</td></tr>
</table>

JEAC4206-2016の構成

- RF-1000　一般事項
  - RF-1100　適用範囲
  - RF-1200　参照規格
  - RF-1300　用語及び記号の定義
    - RF-1310　用語の定義
    - RF-1320　記号の定義
  - RF-1400　評価を行う範囲　　原子炉圧力容器とその材料が対象
    - RF-1410　対象となる機器
    - RF-1420　対象となる材料　← 一部材料に対する除外規定

- RF-2000　破壊靭性
  - RF-2100　関連温度(RT_{NDT})　　K_{Ic}曲線、K_{IR}曲線には、RT_{NDT}に代えてT_0からの換算値(RT_{T0})も使用可
  - RF-2200　RT_{NDT}調整値
  - RF-2300　衝撃試験及び落重試験により得られる破壊靭性
  - RF-2400　他の破壊靭性試験により得られる破壊靭性

JEAC4206-2016の構成

- RF-3000　原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靭性の要求

- RF-4000　非延性破壊防止に対する健全性評価方法
  - 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　原子炉圧力容器に対する圧力・温度要求
    - RF-4120　圧力・温度制限の評価方法

  - RF-4200　供用状態C及びDに対する健全性評価
    - RF-4210　原子炉圧力容器に対する破壊靭性の要求
    - RF-4220　一般評価
    - RF-4230　詳細評価
    - RF-4240　是正措置

PWRの原子炉圧力容器に対するPTS評価

JEAC4206-2016の構成

- RF-5000　延性破壊防止に対する健全性評価方法
  - RF-5100　原子炉圧力容器に対する破壊靭性の要求
    1/4T位置のUSE（T方向）≧68Jを要求
  - RF-5200　上部棚吸収エネルギーが68Jを下回る場合の要求
    - RF-5210　上部棚吸収エネルギーが68Jを下回る場合の評価方法

【附属書】

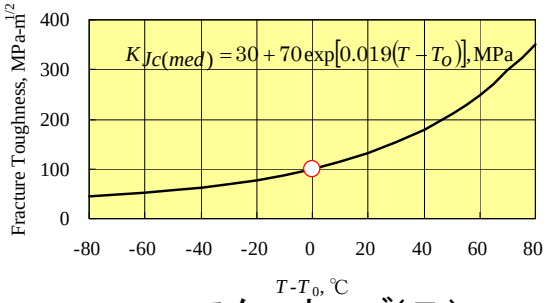
- 附属書A　横膨出量の測定方法
- 附属書B　破壊靭性評価方法
- 附属書C　応力拡大係数
- 附属書D　弾性解析によるJ積分

RF-2100　関連温度（RT_{NDT}）

- RT_{NDT}の代替として、JEAC 4216に従って求めた破壊靭性参照温度T_oから求められるRT_{To}を用いてもよい

$$RT_{To} = T_o + C_{MC} + 2\,\sigma_{To}$$

$$\sigma_{To} = \frac{\left(K_{Jc(med)} - 20\right)}{\left(K_{Jc(med)} - 30\right)} \times \frac{14.7}{\sqrt{r}}$$



マスターカーブ（T_o）

r：　T_o決定の際の有効な試験片の個数

$K_{Jc(med)}$：　（単一試験温度法の場合）JEAC 4216 のMCT-5123で算出される1T相当に換算した値

（複数試験温度法の場合）等価な$K^{eq}_{Jc(med)}$を用いる

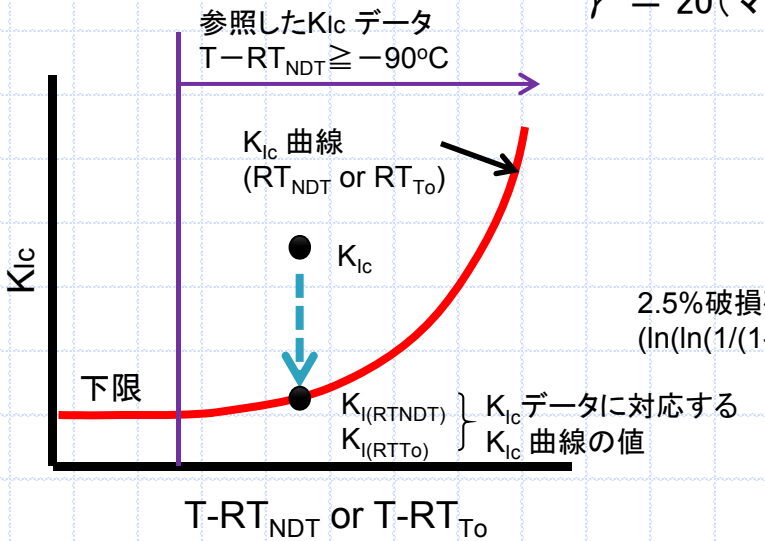
$$K^{eq}_{Jc(med)} = \frac{1}{r}\sum_{i=1}^{r}\left[30 + 70\exp\left\{0.019\left(T_i - T_o\right)\right\}\right]$$

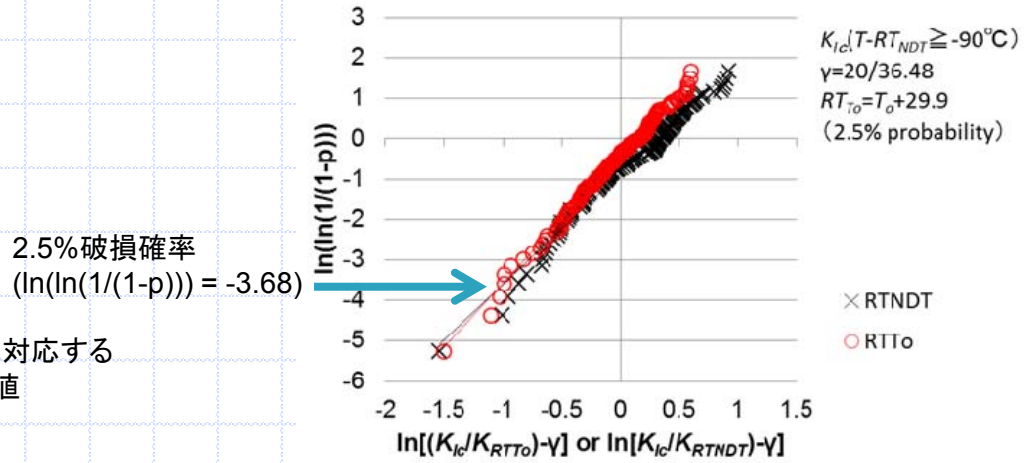
破壊靭性曲線	式　（RT_{NDT} をRT_{To}で置換済）	C_{MC}（℃）
K_{Ic}曲線	K_{Ic} = 36.48 + 22.78 exp { 0.036 (T − RT_{To}) }	30
K_{IR}曲線（2パス）	K_{IR} = 29.43 + 1.344 exp { 0.0261 (T − RT_{To} + 88.9) }	63

RF-2100　関連温度（RT_{NDT}）

- K_{Ic} 曲線への RT_{To} の適用：　C_{MC} = 30℃を使用
  - 国内原子炉圧力容器材の K_{Ic} データのうち、遷移領域（$T-RT_{NDT}$ ≧−90℃）のデータで検証
  - $K_{Ic}-K_{I(RTNDT)}$ と $K_{Ic}-K_{I(RTTo)}$ で（平均値）−2×（標準偏差）が同等になるように C_{MC} を調整した場合　→　C_{MC} = 29.7℃
  - $K_{Ic}/K_{I(RTNDT)}-\gamma$ と $K_{Ic}/K_{I(RTTo)}-\gamma$ でワイブル分布2.5%破損確率が同等となるように C_{MC} を調整した場合　→　C_{MC} = 29.9℃

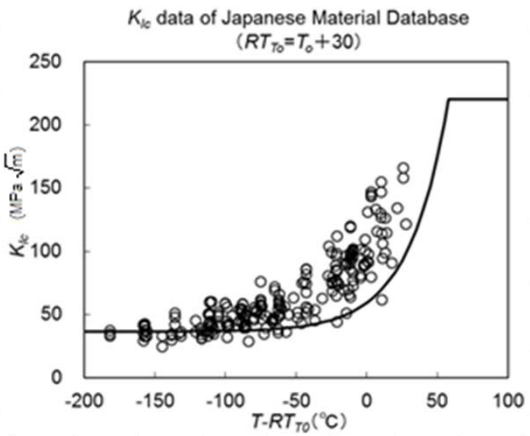
γ ＝ 20（マスターカーブ法の K_{Jc} 下限値）／ 36.48（K_{Ic} 曲線の下限値）





[*] Hirota, T., et al., “Alternative Reference Temperature Based on Master Curve Approach in Japanese Reactor Pressure Vessel Steel,” ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2013-98164, 2013.

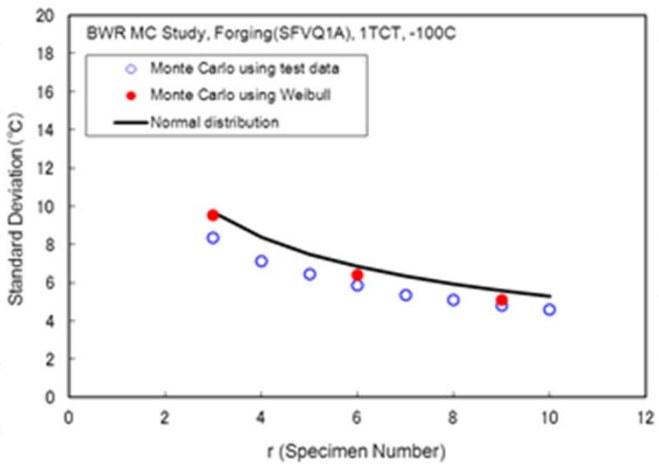
RF-2100 関連温度（RT_{NDT}）



RT_{NDT}をRT_{To}（ = T_o +30℃ ）に置き換えた場合のK_{Ic}曲線の適合性

- 同一材料から決定されるT_oの分布は正規分布で表現でき、T_oからRT_{To}への換算では、有効な試験片の個数rに応じた標準偏差σ_{To}の2倍を考慮する

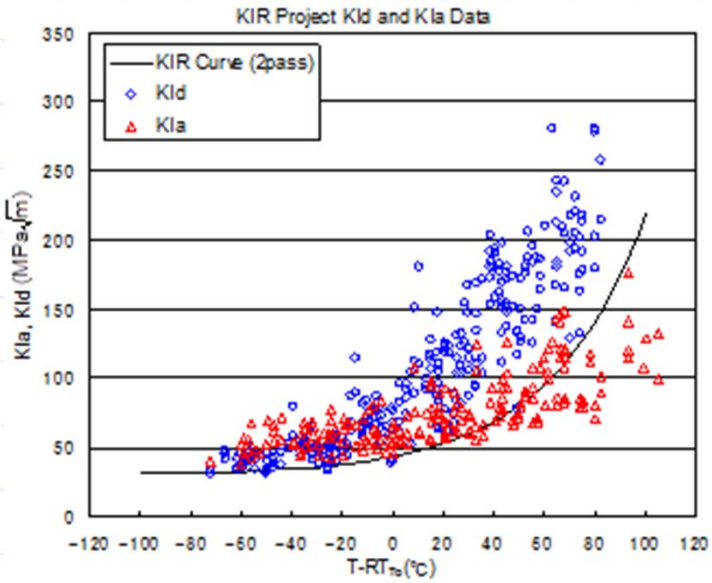
$$\sigma_{To} = \frac{\left(K_{Jc(med)} - 20\right)}{\left(K_{Jc(med)} - 30\right)} \times \frac{14.7}{\sqrt{r}}$$

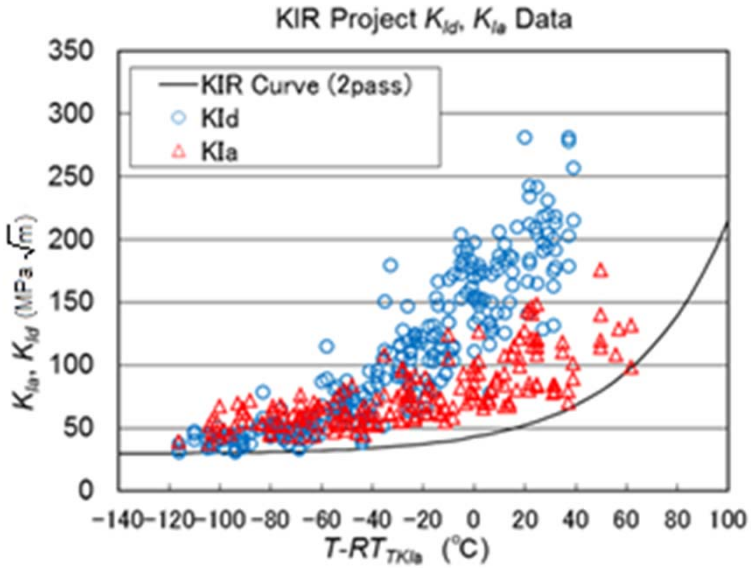


[*] Hirota, T., et al., “Alternative Reference Temperature Based on Master Curve Approach in Japanese Reactor Pressure Vessel Steel,” ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2013-98164, 2013.
[*] Tomimatsu, M., et al., “Master Curve Approach for Some Japanese Reactor Pressure Vessel Steels,” ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2008-61494, 2008.

RF-2100 関連温度（RT_{NDT}）

- K_{IR}曲線（2パス）へのRT_{To}の適用： C_{MC} = 63℃を使用
  - 火原協 KIR 委員会のK_{Ia}データ、K_{IR}データを用いて検証
  - ASME Code Case N-629/631（C_{MC} = 19.4℃）では、K_{Ia}データが非保守側に評価される。 → C_{MC} = 63℃





RT_{To} =T_o + 35°F（19.4℃）で換算
（ASME Code Case N-629/631）

RT_{To} =T_o + 63℃で換算

[*] Hirota, T., et al., “Alternative Reference Temperature Based on Master Curve Approach in Japanese Reactor Pressure Vessel Steel,” ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2013-98164, 2013.

まとめ

- JEAC4206は、原子炉圧力容器の供用期間中の破壊靭性を確認し、破壊を防止するため、容器を構成する材料の破壊靭性に対する要求及び評価方法について規定している。

- JEAC4206では、これまで、原子力発電所の機器をカバーし、クラスごとに要求事項を規定していたが、2016年改定で、JSME設計・建設規格と重複する原子炉圧力容器の供用期間中の要求以外を削除すると共に、マスターカーブ(RT_{To})の取り込み、PTS評価手法への最新知見の反映を行った。

- ここではJEAC4206の概要として、主な変遷、2016年版の改定のポイント、構成、マスターカーブ(RT_{To})の取り込みについて説明を行った。