

川内原子力発電所 1号炉の 30年目高経年化技術評価結果について (原子炉容器の中性子照射脆化について)

本資料は川内 1号炉30年目高経年化技術評価のN R A 審査会合時(2014年)に用いたもので、一部資料を追加しています。

2022年8月2日

目 次

1. 中性子照射脆化について	2
2. 評価点の抽出	3
3. 健全性評価	4
4. 現状保全	10
5. 総合評価	11
6. 高経年化への対応	11

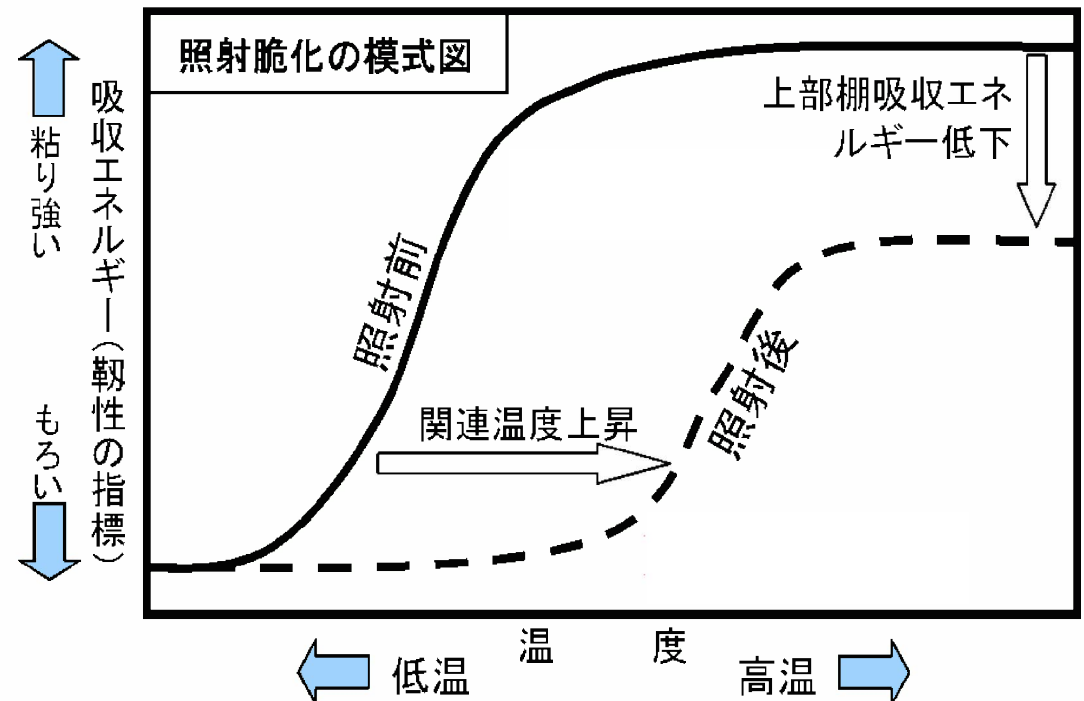
1. 中性子照射脆化について

炭素鋼、低合金鋼などのフェライト系材料は、高エネルギーの中性子の照射により強度、硬さが増加し、延性、靱性が低下する。

原子炉容器の炉心領域部においては、中性子照射とともに遷移温度の上昇と上部棚の靱性が低下することは広く知られており、中性子照射脆化と呼ばれている。

金属材料の破壊形態は温度などに依存し、高温において延性破壊を生じるが、温度の低下に伴い延性破壊から非延性破壊へ破壊形態が変化（遷移）する温度を遷移温度（関連温度）、また、遷移温度より高温側の延性破壊を生ずる領域を上部棚という。

本審査会合において原子力規制委員会「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」及び日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準」に規定されている「原子炉容器の中性子照射脆化」について具体的な評価内容を説明する。



中性子による照射脆化について

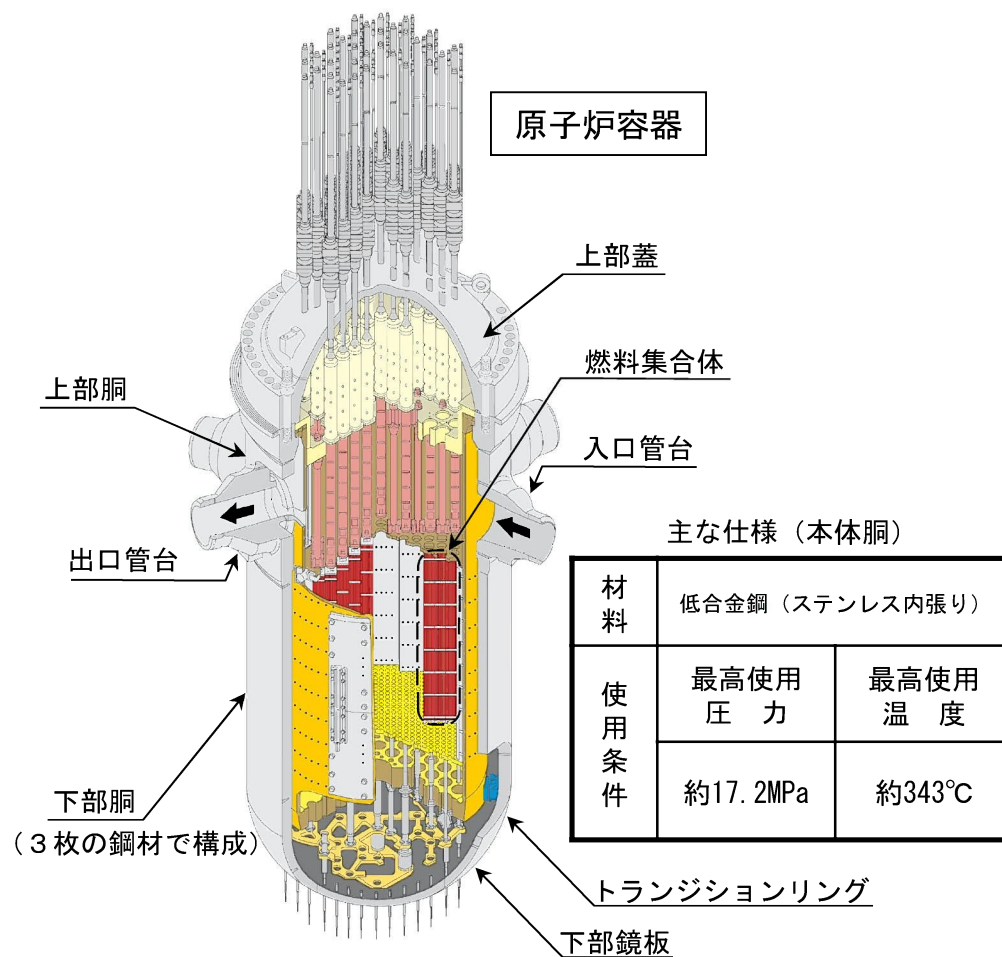
2. 評価点の抽出

中性子照射量が高いほど関連温度が上昇し、上部棚吸収エネルギーが低下することから、以下のとおりプラント運転開始後60年時点での中性子照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える部位を対象として評価点を抽出し中性子照射脆化に対する評価を実施した。

○評価点：炉心領域の下部胴
 （中性子照射脆化に対し評価上厳しい箇所）

- 下部胴内表面での中性子照射量 ($E > 1 \text{MeV}$)
- ・ 第21回定期検査時点： $4.0 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 程度
 - ・ 運転開始後60年時点： $9.9 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 程度

下部胴以外に中性子照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える部位として上部胴（出入口管台含）及びトランジションリングの一部が該当するが、炉心の有効高さを直接囲んでいる下部胴と比較して中性子照射量が低いことから、炉心領域の下部胴を対象として評価を実施した。



主な仕様（本体胴）

材料	低合金鋼（ステンレス内張り）	
使用条件	最高使用圧力	最高使用温度
	約17.2MPa	約343°C

中性子照射脆化に影響を与える化学成分（重量%）（下部胴（試験片））

区分	Cu	Ni	Mn	Mo	Si	P	S
母材	0.068	0.59	1.35	0.50	0.25	0.009	0.005
溶接金属	0.041	0.92	1.20	0.50	0.36	0.009	<0.005

3. 健全性評価

3-1 監視試験結果

- ・ 第4回までの監視試験結果を以下に示す。
- ・ 母材の溶接熱影響部については、溶接による熱履歴により関連温度は母材より低くなっていることから評価は母材を代表とした。

川内1号炉 原子炉容器本体胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する監視試験結果

監視試験	中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$) [E>1MeV]	関連温度(°C)			上部棚吸収エネルギー(J)		
		母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
初期値	0	-25	-63	-50	195	218	210
第1回	0.5 [約4EFPY] *1	-4	-55	-37	167	209	197
第2回	3.0 [約27EFPY] *1	4	-39	-8	177	202	194
第3回	5.8 [約52EFPY] *1	21	-22	12	164	183	176
第4回	9.2 [約82EFPY] *1	36	0	29	171	188	172

*1：内表面から板厚の1/4深さでのEFPY。

(EFPYとは、定格負荷相当年数であり、定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数を示す。)

3-2 関連温度評価

「(社)日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2010追補版)」(以下JEAC 4201)の国内脆化予測法による関連温度予測値と監視試験結果から、当該部位の中性子照射脆化は、国内脆化予測法にマージンを見込んだ値を逸脱しておらず、特異な脆化は認められないことを確認した。

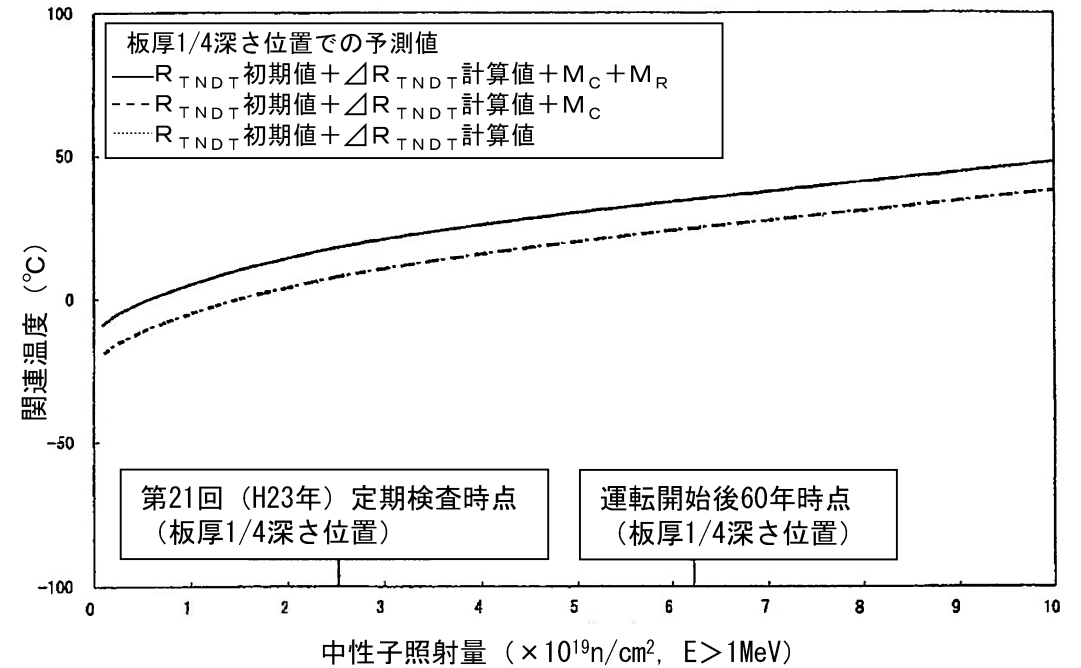
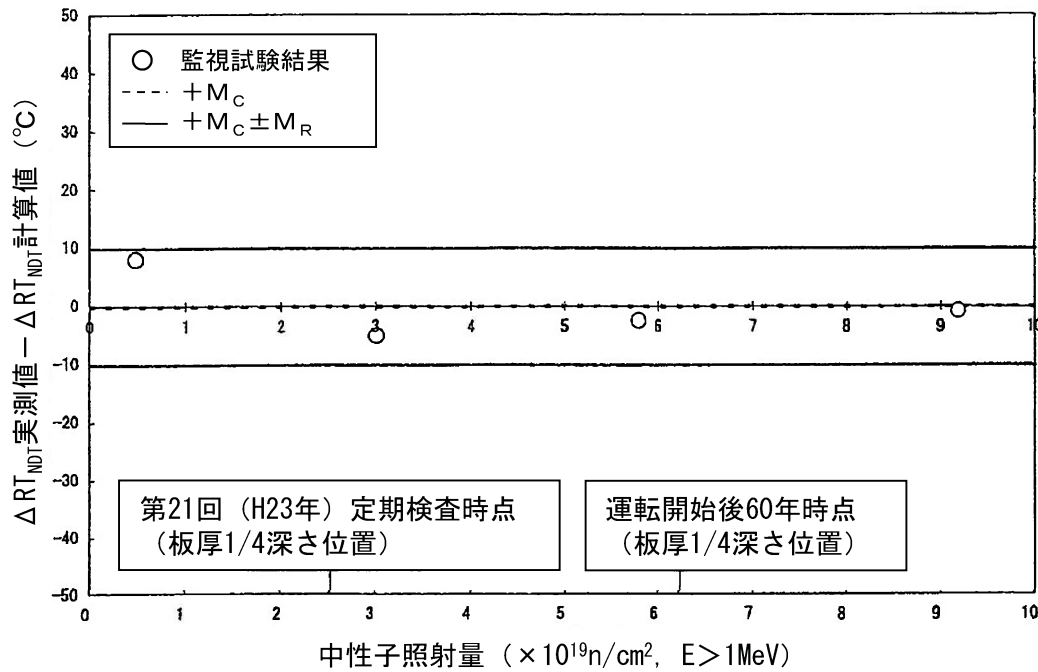
国内脆化予測法による関連温度の予測値を右表に、中性子照射脆化に対する関連温度の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係を次頁に示す。

原子炉容器本体胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に対する関連温度及び上部棚吸収エネルギーの予測値

評価時期	中性子照射量*1 ($\times 10^{19}n/cm^2$) [E> 1 MeV]	関連温度*2 (°C)		
		母材	溶接金属	熱影響部
第21回定期検査時点	2.5	19	-27	3
運転開始後60年時点	6.2	35	-8	20

*1: 内表面から板厚の1/4深さでの中性子照射量

*2: 内表面から板厚の1/4深さでの予測値



(M_C : 実測値で補正する場合に用いるマージン、 M_R : マージン)

中性子照射化に対する関連温度の国内脆化予測式による予測と監視試験結果(母材)

3-3 上部棚吸収エネルギー評価

国内プラントを対象とした上部棚吸収エネルギーの予測式（JEAC4201の国内USE予測式）を用いて運転開始後60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値を評価した。

その結果、「（社）日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC4206-2007）」（以下 JEAC4206）で要求している68 J以上を満足しており、十分な上部棚吸収エネルギーがあることを確認した。

川内1号炉 上部棚吸収エネルギーの予測値

(単位: J)

	方 向	初 期 値	第21回定期 検査時点*1	運転開始後 60年時点*1
母 材	L方向*2	195	161	156
	T方向*3	195	169	164

*1 板厚tの1/4t深さでの予測値

*2 圧延方向（参考値）

*3 圧延方向に対して直角方向

3-4 加圧熱衝撃事象評価

JEAC4206に定められた加圧熱衝撃（PTS: Pressurized Thermal Shock）評価手法*1に基づき川内1号炉原子炉容器本体の胴部（炉心領域部）材料の評価を実施した。

なお、PTS事象は小破断LOCA、大破断LOCA及び主蒸気管破断事故を対象とした。

中性子照射脆化による材料の靱性低下の予測について、国内脆化予測法を用いて、実測 K_{IC} データを運転開始後60年時点まで温度軸に対してシフトさせ、その予測破壊靱性（ K_{IC} ）の下限を包絡した以下の K_{IC} 曲線を設定する。

$$K_{IC} = 20.16 + 129.9 \exp \{ 0.0161 (T - T_p) \} \quad (\text{MPa}\sqrt{\text{m}})$$

ここで、 T_p はプラント評価時期の K_{IC} 曲線を設定する際に定まるプラント個別の定数である。

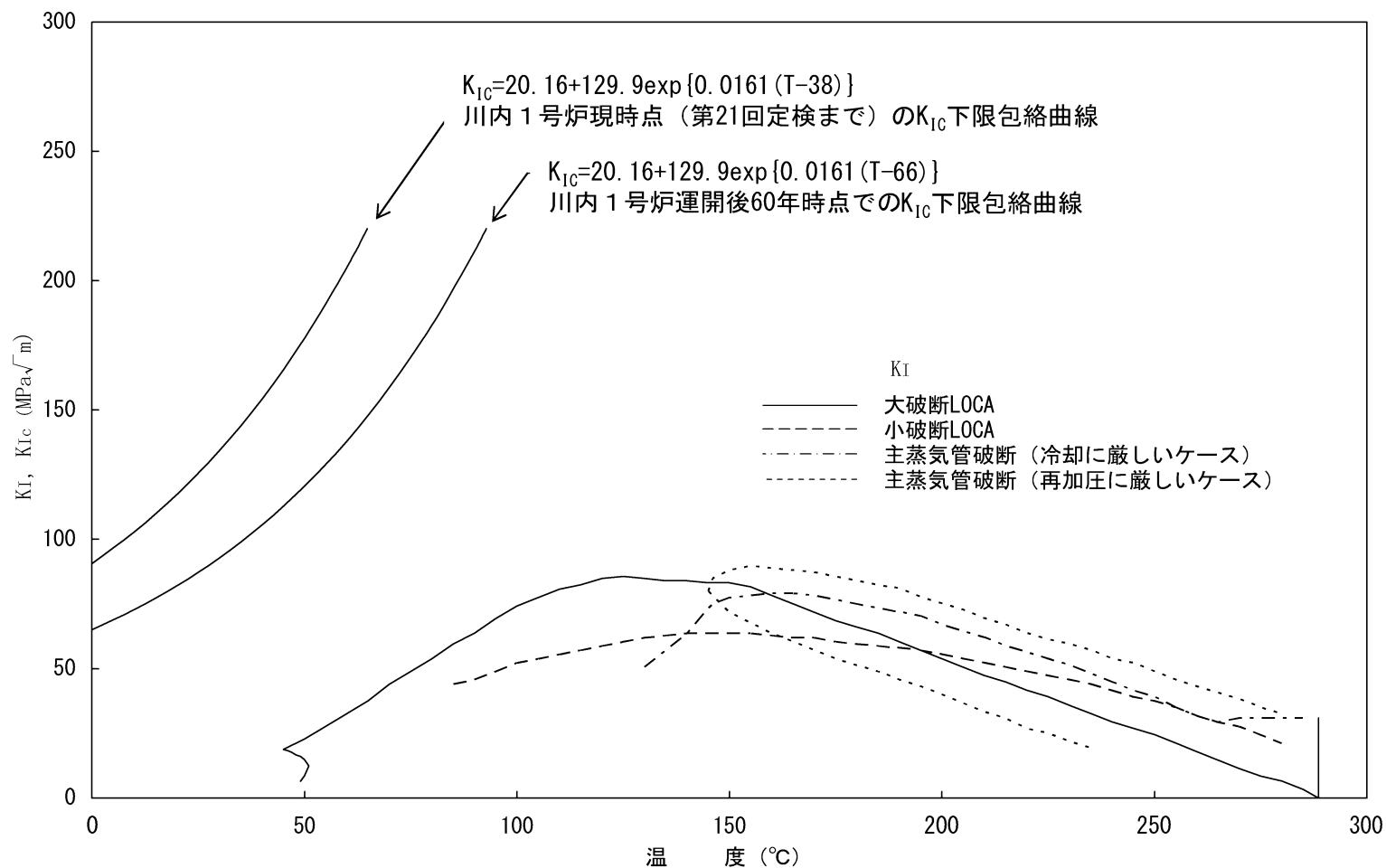
川内1号炉を評価した結果、 T_p は第21回定期検査時点（2011年度～）までで38℃、プラント運転開始後60年時点で66℃となった。

健全性評価は K_{IC} 下限包絡曲線とPTS状態遷移曲線（応力拡大係数 K_I ）を比較し、 $K_{IC} > K_I$ であることを確認することであり、評価結果を次頁に示す。

*1：規格（JEAC4206）では最大仮想欠陥最深部（深さ10mm）での中性子照射量を規定しているが、本PTS評価においては保守的に原子炉容器下部胴内表面での中性子照射量を使用

（原子炉容器下部胴内表面中性子照射量 > 最大仮想欠陥最深部中性子照射量）

初期き裂を想定しても、運転開始後60年時点において、脆性破壊に対する抵抗値（材料自身の持つねばり強さ）を示す K_{IC} 曲線は、負荷状態を応力拡大係数 K_I （脆性破壊を起こそうとする値）で示すPTS状態遷移曲線を上回っていることから、脆性破壊は起こらないと評価される。



川内1号炉 原子炉容器胴部（炉心領域部）中性子照射脆化に対するPTS評価結果

（JEAC4206附属書C「供用状態C、Dにおける加圧水型原子炉压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」）

4. 現状保全

- 胴部（炉心領域部）材料の中性子照射による機械的性質の変化についてはJEAC4201に基づいて計画的に監視試験を実施し、将来の破壊靱性の変化を先行把握している。
なお、川内1号炉は、当初監視試験カプセルを6体挿入し、現在までに4体のカプセルを取り出し、将来の運転期間に対する脆化予測を行い、原子炉容器の健全性を評価している。
- また、監視試験結果から、JEAC4206に基づき運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容しうる温度・圧力の範囲（加熱冷却時制限曲線）及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。
- 原子炉容器に対しては、定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施し、欠陥は検出されなかった。〔至近実績：第16回定期検査時（2004年度）〕

5. 総合評価

健全性評価結果から判断して、現時点の知見において胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。

胴部（炉心領域部）材料の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり、また有意な欠陥がないことも超音波探傷検査により確認していることから、保全内容として適切である。

なお、冷温停止状態においては事象の進展が考え難いことから十分に保守的な評価であり、健全性に影響はないと考える。

6. 高経年化への対応

現在、関連温度上昇に対する予測精度向上のため、新しい脆化予測法の検討が進められている。

胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、現状保全項目に加えて高経年化対策の観点から、長期保守管理方針として関連温度上昇に対する精度向上が図られた脆化予測式に基づく評価を実施していく。

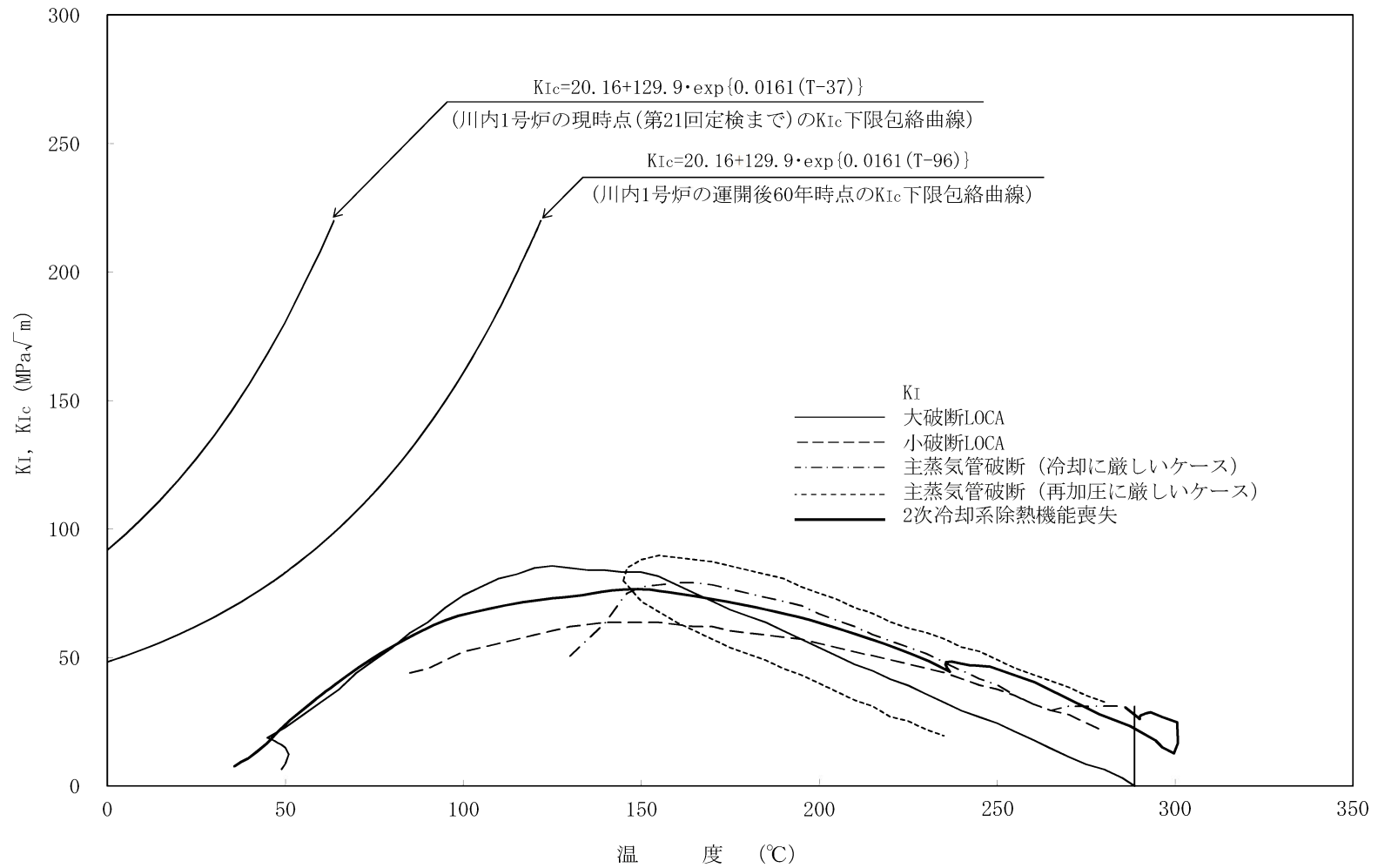


図 川内1号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) 中性子照射脆化に対するPTS評価結果 (JEAC4201-2007 [2013追補版])