

# 川内原子力発電所 2号炉の 高経年化技術評価 (原子炉容器の中性子照射脆化)

平成 27 年 10 月 5 日  
九州電力株式会社

## 目 次

1. 中性子照射脆化について	2
2. 川内1号炉との相違点	3
3. 評価点の抽出	4
4. 健全性評価	5
5. 現状保全	11
6. 総合評価	12
7. 高経年化への対応	12

# 原子炉容器の中性子照射脆化

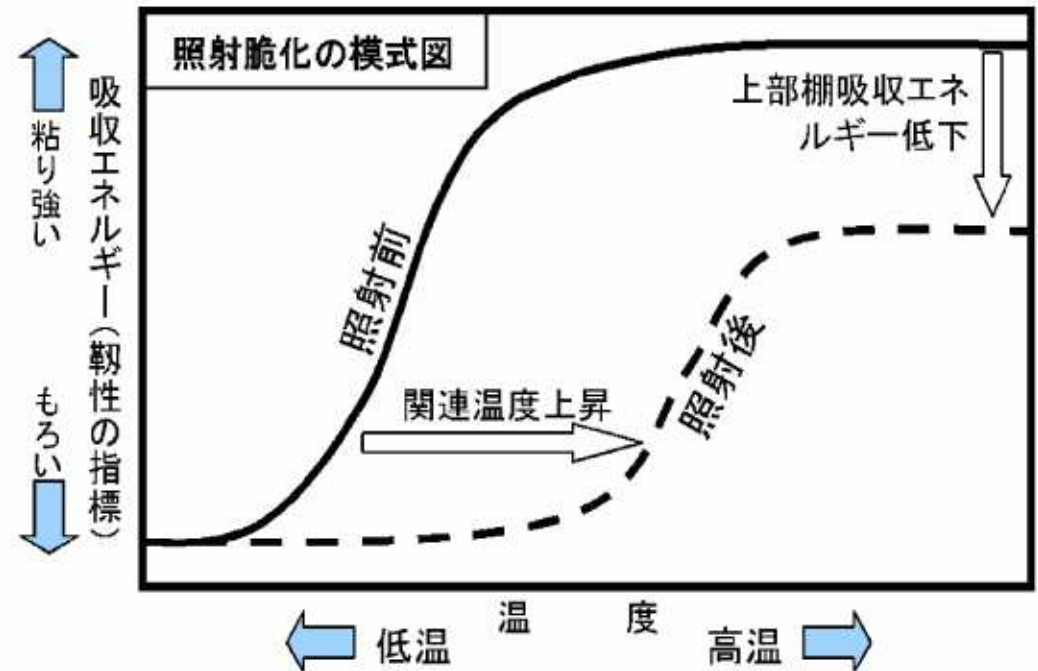
## 1. 中性子照射脆化について

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

# 原子炉容器の中性子照射脆化

## 2. 川内1号炉との相違

川内1号炉と2号炉はツインプラントであり、原子炉容器の仕様は同一である。また、これまでの運転履歴は異なるが、中性子照射量はほぼ同じ値となっている。しかしながら、化学成分に相違があるため、運転開始後60年時点の関連温度予測値等の評価結果に差があるが、川内1・2号炉共に原子炉容器の健全性に問題がないことを確認している。

表1 川内1・2号炉 中性子照射量\*1の比較 ( $\times 10^{19}\text{n/cm}^2$ ,  $E>1\text{MeV}$ )

評価時期	1号炉	2号炉
運転開始後60年時点	9.9 (21回定検時点: 4.0)	9.9 (20回定検時点: 3.9)

\*1: 下部胴内表面での中性子照射量

表2 川内1・2号炉 化学成分の比較 (重量%)

区分		Cu	Ni	Mn	Mo	Si	P	S
1号炉	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
2号炉	母材	0.037	0.62	1.50	0.47	0.31	0.003	0.002
	溶接金属	0.019	0.88	1.16	0.50	0.31	0.008	0.003

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))

なお、JEAC4201-2007[2013追補版]を用いた現時点 (第20回定検まで) 及び運開後60年時点の加圧熱衝撃事象 (PTS) 評価 (重大事故等時 (2次冷却系除熱機能喪失) を考慮) を実施し、健全性を確認している。

# 原子炉容器の中性子照射脆化

## 3. 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。

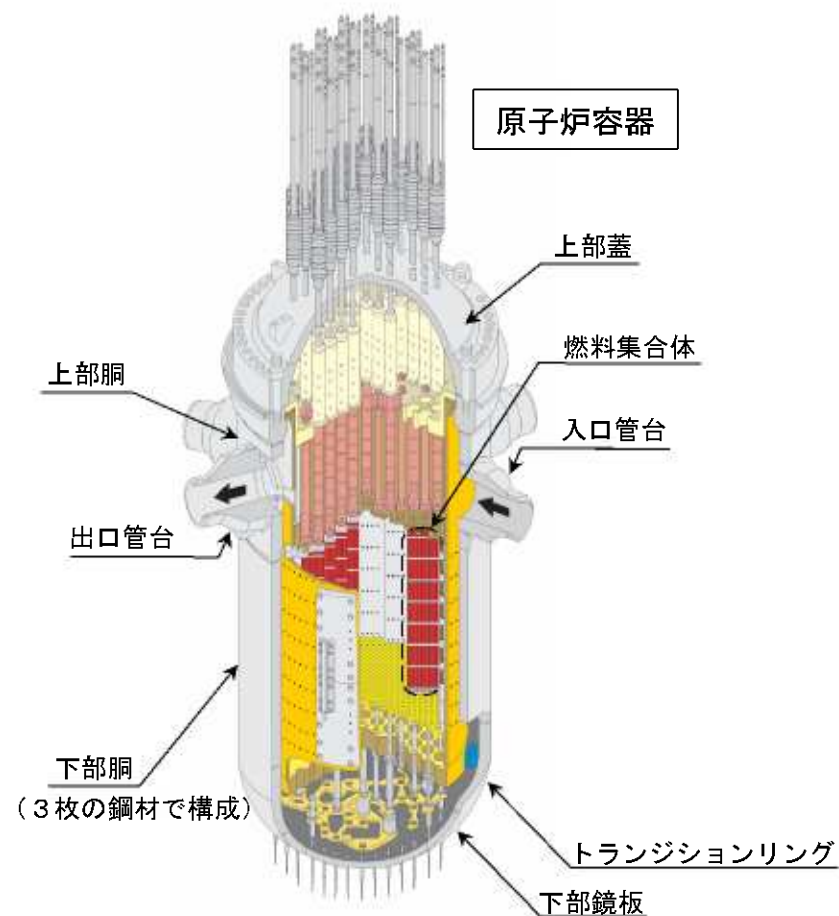
○評価点：炉心領域の下部胴

（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20回定期検査時点： $3.9 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 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、中性子照射脆化に対し評価上厳しい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℃

# 原子炉容器の中性子照射脆化

## 4. 健全性評価

### 4-1 監視試験結果

- ・ 第3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2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 ( $\times 10^{19}n/cm^2$ ) [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	-30	-60	-55	229	247	231
第1回	0.5 [約5EFPY] *1	-20	-36	-39	211	195	215
第2回	4.7 [約43EFPY] *1	6	-27	-19	203	198	215
第3回	9.5 [約86EFPY] *1	31	13	18	205	194	191

\*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。)

# 原子炉容器の中性子照射脆化

## 4-2 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 (JEAC4201-2007/2013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。

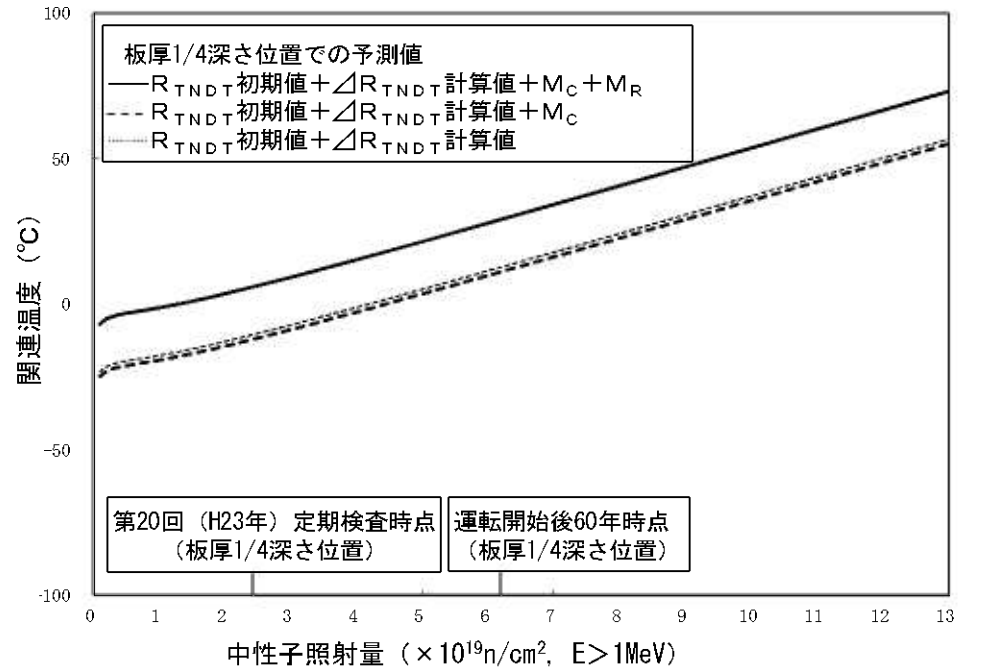
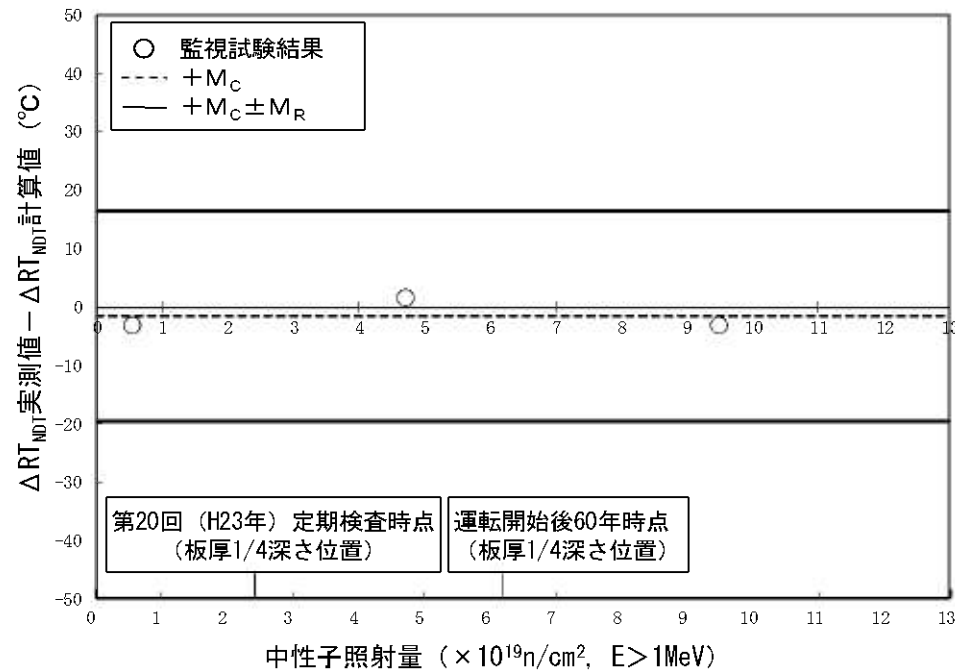
原子炉容器本体胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に対する関連温度

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20回定期検査時点	2.5	6	-16	-13
運転開始後60年時点	6.2	30	7	11

\*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

# 原子炉容器の中性子照射脆化



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

中性子照射脆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)



# 原子炉容器の中性子照射脆化

## 4-3 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2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20回定期 検査時点*1	運転開始後 60年時点*1
母 材	L方向*2	222	198	193
	T方向*3	229	207	201

\*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

## 4-4 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2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、主蒸気管破断事故及び2次冷却系からの除熱機能喪失を対象とした。

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2号炉を評価した結果、 $T_p$ は第20回定期検査時点（2011年度～）までで63°C、プラント運転開始後60年時点で101°Cとなった。

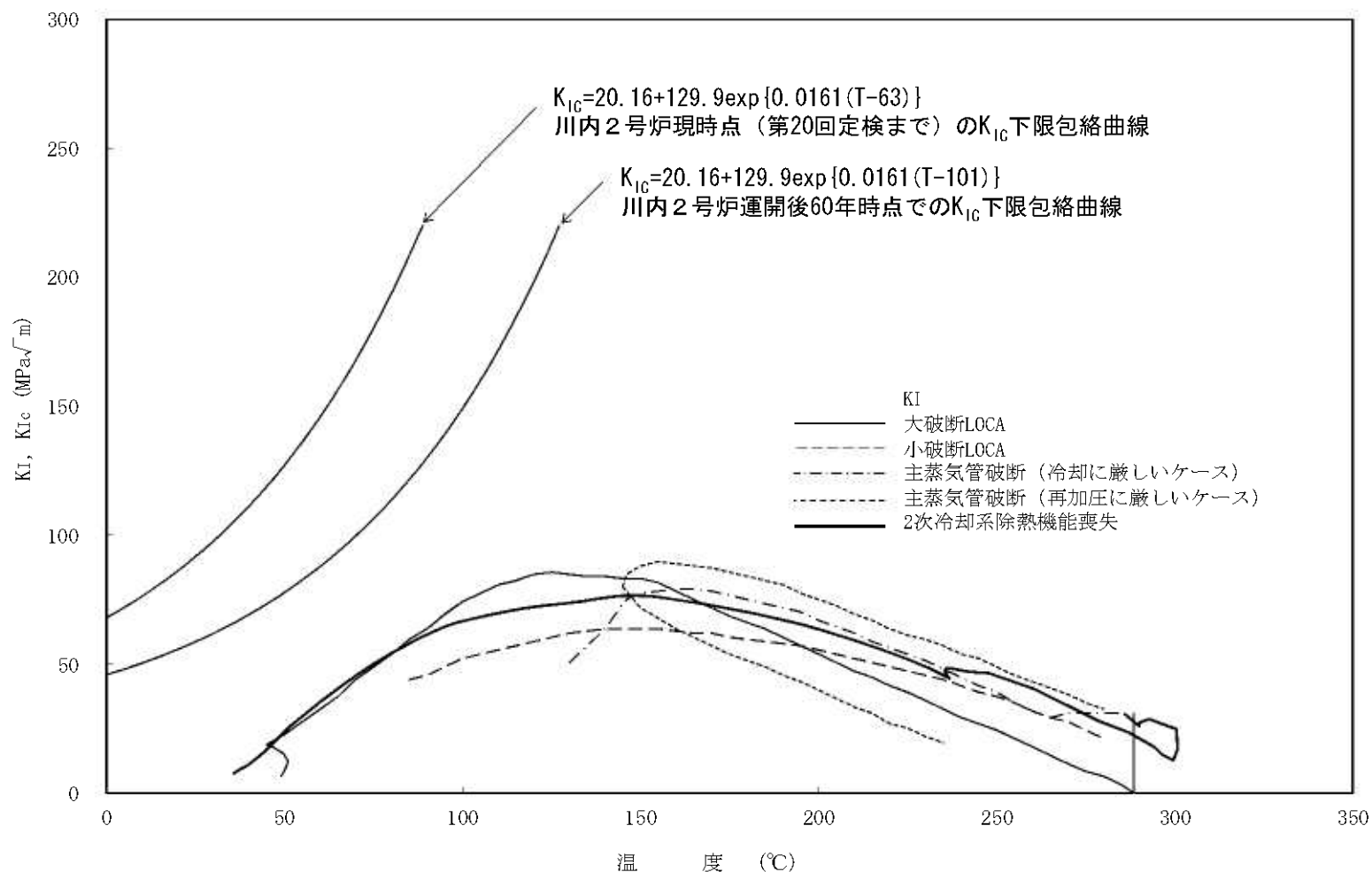
健全性評価は $K_{IC}$ 下限包絡曲線とPTS状態遷移曲線（応力拡大係数 $K_I$ ）を比較し、 $K_{IC} > K_I$ であることを確認することであり、評価結果を次頁に示す。

\*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）

# 原子炉容器の中性子照射脆化

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2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

### 5. 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2号炉は、当初監視試験カプセルを6体挿入し、現在までに3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、構造健全性に問題のないことを確認している。〔至近実績：第15回定期検査時（2004年度）〕

# 原子炉容器の中性子照射脆化

## 6. 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健全性に影響はないと考える。

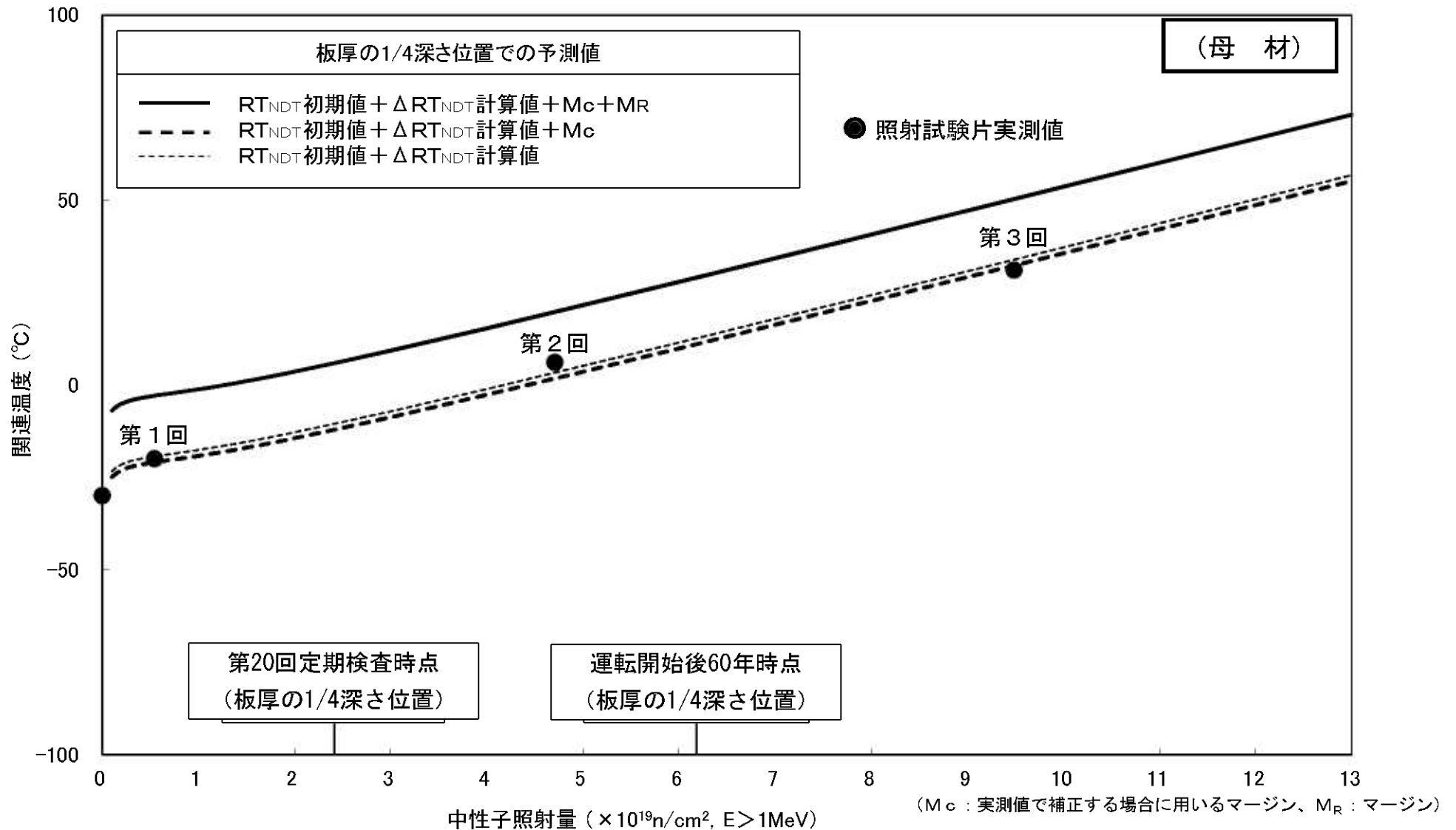
## 7. 高経年化への対応

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。

# 原子炉容器の中性子照射脆化【補足資料】

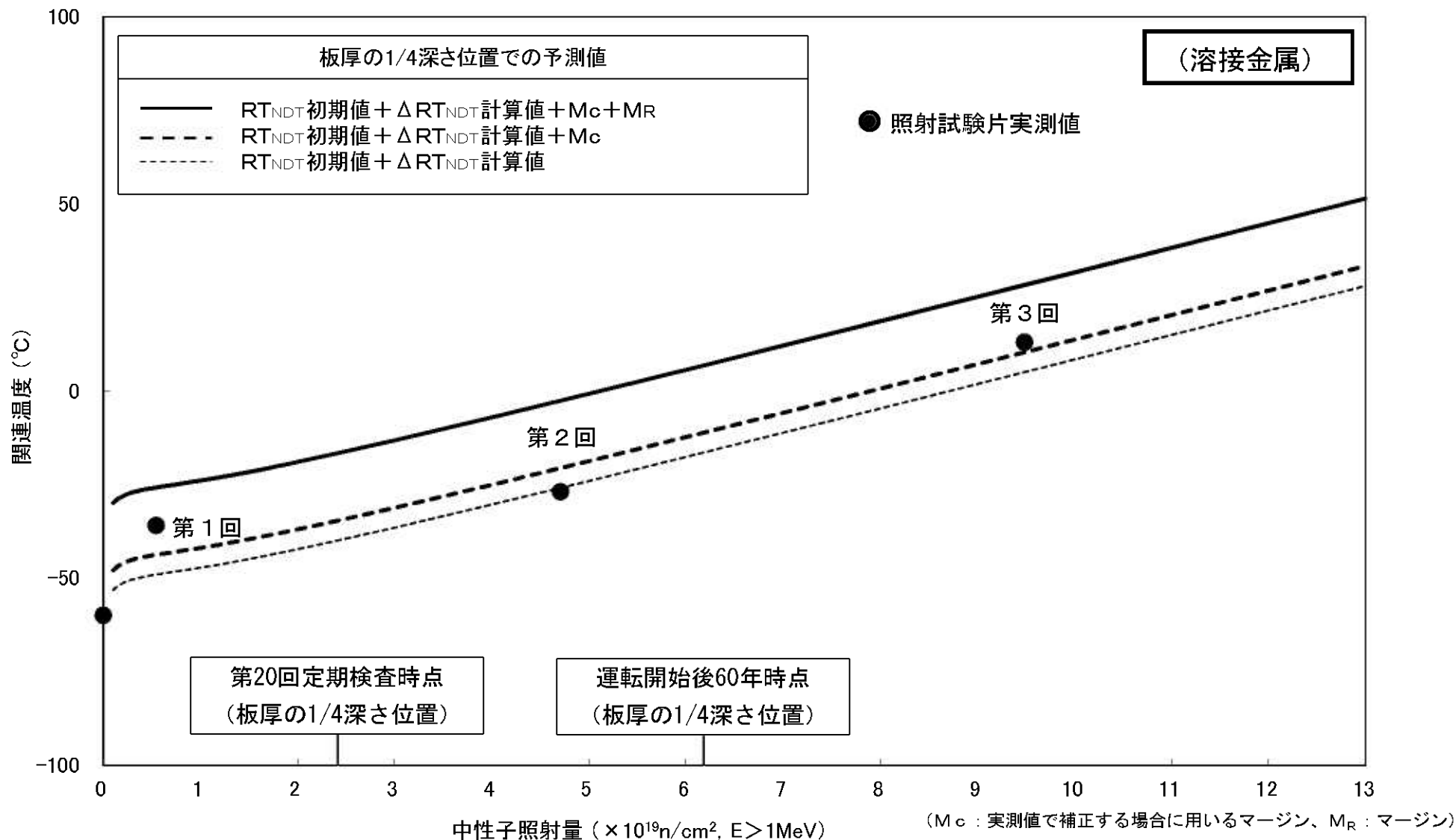
原子炉容器胴部（炉心領域部）における国内脆化予測法による関連温度予測値とこれまでの原子炉容器鋼材サーベランス試験結果における照射試験片（母材）の実測値を以下に示す。

照射試験片（母材）の関連温度において特異な脆化は認められない。



# 原子炉容器の中性子照射脆化【補足資料】

原子炉容器胴部（炉心領域部）における国内脆化予測法による関連温度予測値とこれまでの原子炉容器鋼材サーベランス試験結果における照射試験片（溶接金属）の実測値を以下に示す。  
照射試験片（溶接金属）の関連温度についても特異な脆化は認められない。



## 原子炉容器の中性子照射脆化【補足資料】

これまでの原子炉容器鋼材サーベランス試験結果における照射試験片の上部棚吸収エネルギー実測値を下図に示す。

下図より照射試験片の上部棚吸収エネルギーについて著しい低下は認められず、JEAC4206に要求される吸収エネルギー68Jを十分に上回っていることが確認される。

