

# 浜岡原子力発電所 4号炉 高経年化技術評価（30年目）の概要

令和4年12月16日

# 技術評価（中性子照射脆化）

## ○評価対象機器

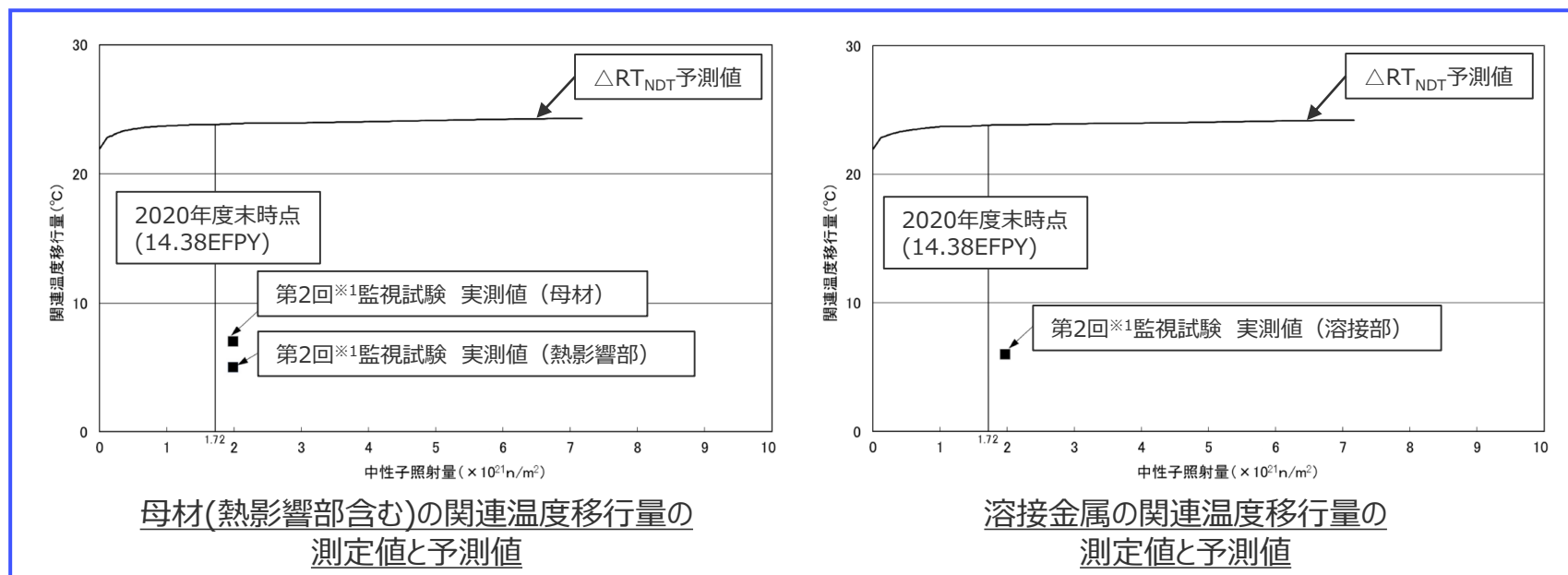
原子炉圧力容器

## ○健全性評価

- 監視試験結果より、原子炉圧力容器炉心領域の中性子照射脆化は（JEAC4201-2007/2013追補版）による予測の範囲内
- 母材の関連温度が $-16^{\circ}\text{C}$ であることから、破壊力学的検討により求めたマージン $28^{\circ}\text{C}$ を考慮すると、最低使用温度は $12^{\circ}\text{C}$

関連温度の予測値

評価時期	鋼種	関連温度初期値 ( $^{\circ}\text{C}$ )	関連温度移行量 ( $^{\circ}\text{C}$ )	関連温度 ( $^{\circ}\text{C}$ )	破壊力学的検討によるマージン ( $^{\circ}\text{C}$ )	最低使用温度 ( $^{\circ}\text{C}$ )
2020年度末時点	母材	-40	24	-16	28	12
	溶接金属	-65	24	-41	28	-13
	熱影響部	-40	24	-16	28	12



※1：第1回監視試験片は加速照射されたもので、JEACにて定められた取出し時期により取出した監視試験片でない。

# 技術評価（2相ステンレス鋼の熱時効）

## ○健全性評価

- 熱時効温度290℃（時効時間：約30,000時間）における試験結果から、引張強さの上昇はほとんど認められておらず、破壊靱性値の低下はあまり認められていない※1。これまでの分解点検時における目視点検及び浸透探傷試験の結果から有意な欠陥は見られておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

※1:財団法人 発電設備技術検査協会「平成8年度プラント長寿命化技術開発に関する事業報告書(平成9年3月)」

## ○現状保全

分解点検時の目視点検等により定期的に健全性を確認している。

## ○総合評価

高温環境下のため熱時効により靱性が低下する可能性があるが、実使用温度は280℃程度であり材料への影響は小さい。また、目視点検及び浸透探傷試験の実施により、健全性の確認は可能であると判断する。

冷温停止状態においては熱時効による有意な材料特性の低下は想定されないため、今後の熱時効の発生及び進展する可能性は小さいと判断する。

## ○高経年化への対応

高経年化対策の観点から現状保全の内容に追加すべき項目はなく、今後も現状保全を継続していく。

## ○評価対象機器

2相ステンレス鋼（ステンレス鋳鋼）で、使用温度が250℃以上となる機器※2のうち、き裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定される部位を抽出

※2: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:2008による。

評価対象機器	き裂の原因となる経年劣化事象
原子炉冷却材再循環ポンプ	低サイクル疲労※3
PLRポンプ出口弁	低サイクル疲労※3
PLRポンプ入口弁	低サイクル疲労※3

※3:低サイクル疲労の評価結果のとおり、冷温停止状態においては、有意な熱過渡事象は発生しないため、運転開始後40年時点までは低サイクル疲労による割れの可能性はない。

## ○耐震安全性評価の評価期間

低サイクル疲労，中性子照射脆化については冷温停止状態の維持により評価時点から事象が進展しないため，評価時点までの評価を行うことで，運転開始後40年時点までの評価とした。

劣化事象	評価対象	劣化の 想定期間	最新の 原子炉停止 2011年 5月13日 ▼	評価時点 (2020年度末) 2021年 3月31日 ▼	運転開始後 40年時点 2033年 9月3日 ▽
腐食	熱交換器 基礎ボルト	40年時点まで	[Timeline bar from 2011.5.13 to 2033.9.3]		
低サイクル疲労	炉内構造物 原子炉圧力容器 配管等	評価時点まで の過渡回数	[Timeline bar from 2011.5.13 to 2021.3.31]		
中性子照射脆化	原子炉圧力容器	最新の原子炉 停止まで	[Timeline bar from 2011.5.13 to 2021.3.31]		

\*点線囲部については冷温停止状態の維持により事象が進展しない期間