

川内原子力発電所 1, 2号炉 劣化状況評価 (原子炉容器の中性子照射脆化)

2023年7月18日

目 次

1. 概要	2
2. 基本方針	3
3. 原子炉容器の中性子照射脆化について	4
4. 評価対象機器の抽出について	5
5. 技術評価	6
6. 総合評価	22
7. 高経年化への対応	22
8. 経年劣化傾向の評価	23
9. 長期施設管理方針の有効性評価	26
10. まとめ	27

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第114条の規定に基づき実施した劣化状況評価のうち、原子炉容器の中性子照射脆化の評価結果を説明するものである。

2. 基本方針

原子炉容器の中性子照射脆化に対する評価の基本方針は、原子炉容器について中性子照射脆化による脆化予測及び健全性評価を行い、運転開始後60年時点までの期間において「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」（以下「審査基準」という。）の要求事項を満たすことを確認することである。

原子炉容器の中性子照射脆化の要求事項を以下に示す。

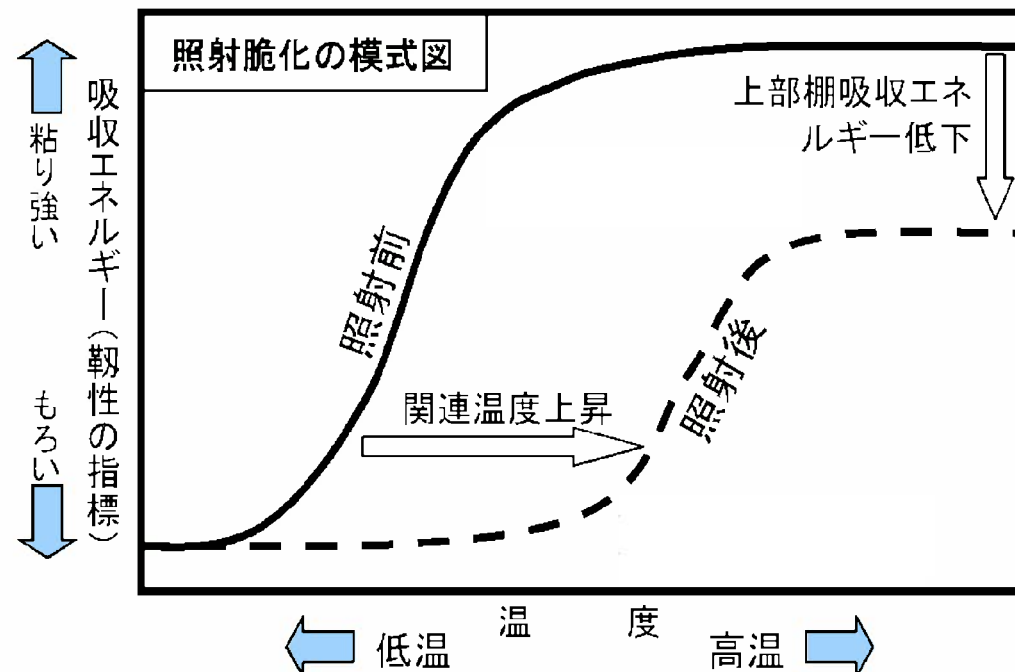
審査基準	要求事項
実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	<ul style="list-style-type: none"> ○加圧熱衝撃評価の結果、原子炉圧力容器の評価対象部位において静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ること。 ○原子炉圧力容器について供用状態に応じ以下を満たすこと。ただし、上部棚吸収エネルギーの評価の結果、68J以上である場合は、この限りでない。 <ul style="list-style-type: none"> ・延性亀裂進展性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ること。 ・亀裂不安定性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。 ・欠陥深さ評価の結果、原子炉圧力容器胴部の評価対象部位において母材厚さの75%を超えないこと。 ・塑性不安定破壊評価の結果、評価対象部位において塑性不安定破壊を生じないこと。 ○上記評価の結果から、運転上の制限として遵守可能な、通常の1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲又は原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい若しくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度が設定可能と認められること。

3. 原子炉容器の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関連温度（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）する温度を関連温度（遷移温度）、また、関連温度より高温側の延性破壊を生ずる領域を上部棚領域という。



中性子による照射脆化について

4. 評価対象機器の抽出について

4. 1 評価対象

原子炉容器を代表機器として評価する。

4. 2 評価手法

以下に示す規格等に基づき評価を行った。

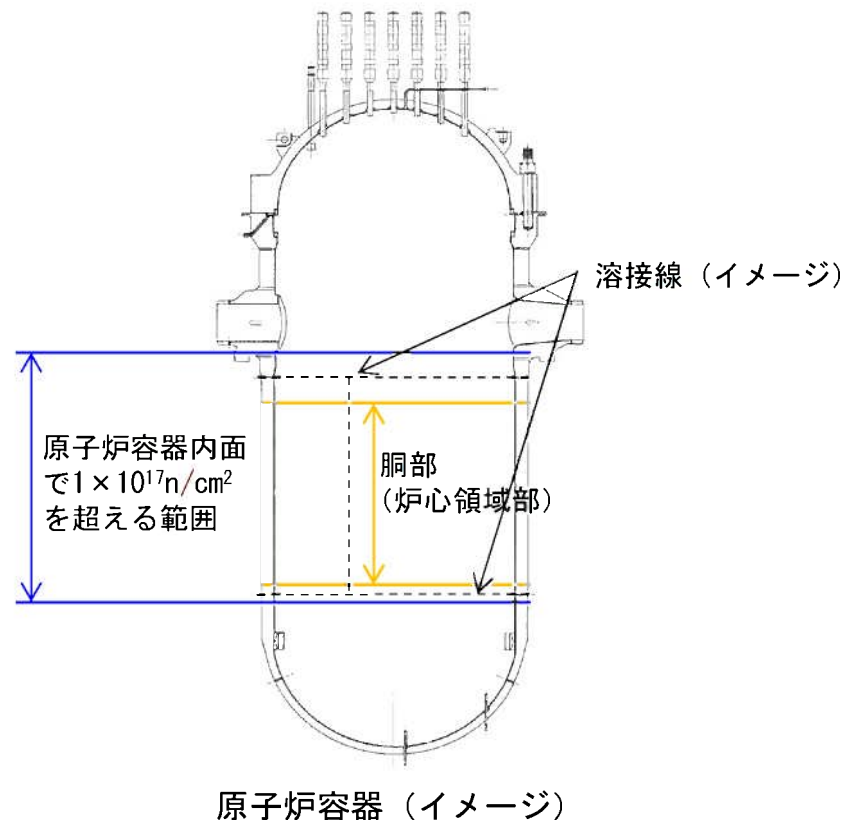
- ・ 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007[2013年追補版]）（以下「JEAC4201」という。）
- ・ 日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC4206-2007）（以下「JEAC4206」という。）
- ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
別記－1 日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC4206-2007）」の適用に当たって（以下「技術基準規則解釈別記－1」という。）

5. 技術評価

5. 1 健全性評価

中性子照射脆化に対し健全性評価上厳しい箇所は、炉心領域の下部胴である。

運転開始後60年時点における中性子照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$) を超えると予測される範囲には、下部胴以外に上部胴、トランジションリング及びその溶接部が含まれるが、炉心の有効高さを直接囲んでいる下部胴に対して、その他の部位では中性子照射量が小さく相当運転期間における関連温度移行量が十分に小さく炉心領域に含まれないことから、下部胴を対象として評価を実施した。



	評価時期	内表面位置
1号	2020年3月末時点*1	$4.65 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$
	運転開始後60年時点*2	$8.85 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$
2号	2020年3月末時点*1	$4.48 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$
	運転開始後60年時点*2	$8.91 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$

*1: 1号:第5回、2号:第4回監視試験片の中性子照射量実測値と、炉内中性子束解析により求めた監視試験片位置と胴内表面との中性子束の比率に基づき算出

*2: 2020年4月以降、稼働率100%で運転すると仮定して算出

主な仕様 (本体胴)

材料	低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)	
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(胴部 (炉心領域部)) [重量%]

	区分	Cu	Ni	P
1号	母材	0.068	0.59	0.009
	溶接金属	0.041	0.92	0.009
2号	母材	0.037	0.62	0.003
	溶接金属	0.019	0.88	0.008

(1) 監視試験結果

これまで1号炉で5回、2号炉で4回の監視試験を実施している。
1号炉の監視試験結果を以下に示す。

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 回次	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$) [E>1MeV]	T_{r30} (°C)*1			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	-43	-46	-100	195	218	210
第1回	1985年2月	0.480 [約4EFPY] *2	-22	-38	-87	167	209	197
第2回	1990年1月	3.01 [約28EFPY] *2	-14	-22	-58	177	202	194
第3回	1999年5月	5.80 [約53EFPY] *2	3	-5	-38	164	183	176
第4回	2008年8月	9.18 [約84EFPY] *2	18	17	-21	171	188	172
第5回	2019年8月	12.4 [約114EFPY] *2	39	36	12	150	168	157

*1: シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが41Jとなる温度。関連温度は T_{r30} の移行量と関連温度初期値から算出する。

(関連温度) = (関連温度初期値) + (T_{r30} の移行量)

関連温度初期値: (母材) -25°C、(溶接金属) -63°C、(熱影響部) -50°C

*2: 内表面から板厚 t の1/4 t 深さ位置での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。

2号炉の監視試験結果を以下に示す。

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 回次	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$) [E>1MeV]	T_{r30} (°C)*1			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	-44	-57	-104	229	247	231
第1回	1986年10月	0.545 [約5EFPY] *2	-34	-33	-88	211	195	215
第2回	1995年9月	4.71 [約43EFPY] *2	-8	-24	-68	203	198	215
第3回	2010年4月	9.49 [約87EFPY] *2	17	16	-31	205	194	191
第4回	2020年8月	12.3 [約113EFPY] *2	31	25	-16	180	183	171

*1：シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが41Jとなる温度。関連温度は T_{r30} の移行量と関連温度初期値から算出する。

(関連温度) = (関連温度初期値) + (T_{r30} の移行量)

関連温度初期値：(母材) -30°C、(溶接金属) -60°C、(熱影響部) -55°C

*2：内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さ位置での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。

(2) 関連温度評価

JEAC4201の国内脆化予測法による関連温度予測値を下表に示す。

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の予測値

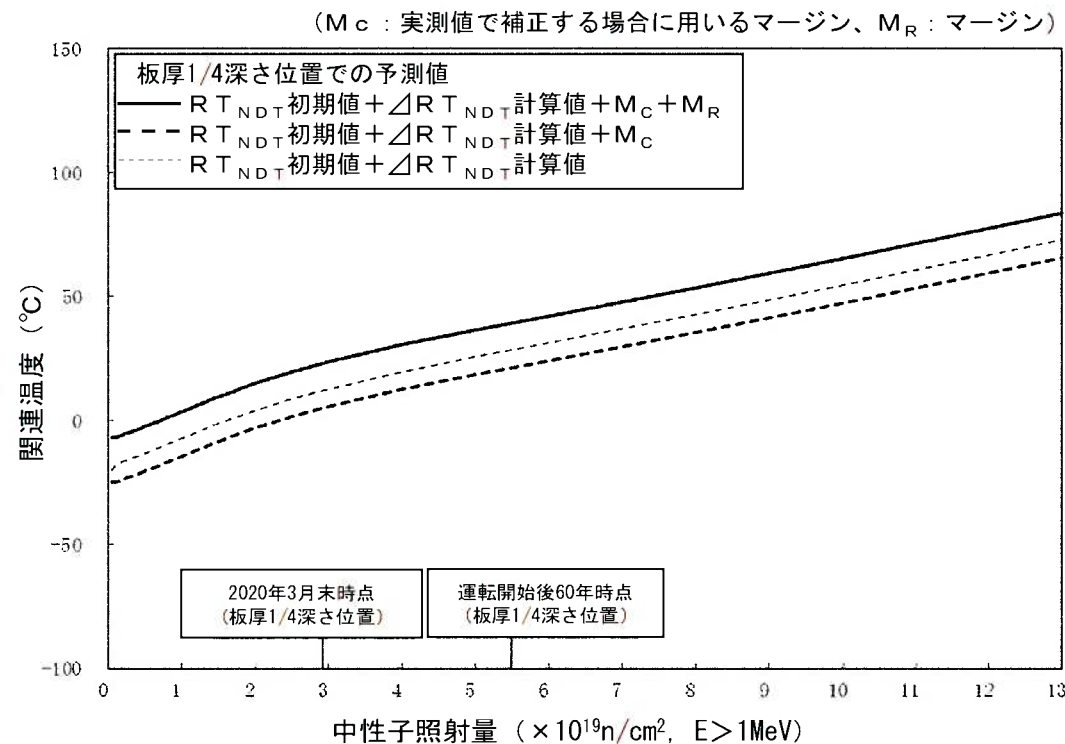
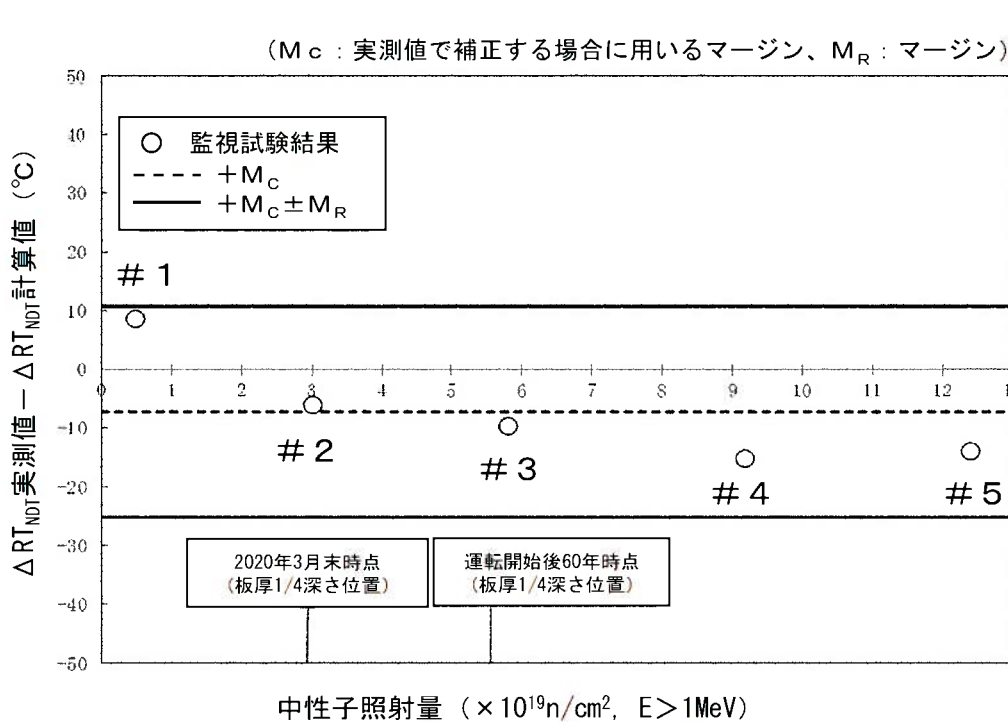
	評価時期	中性子 照射量*1 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$) [E> 1 MeV]	関連温度*2 (°C)		
			母材	溶接金属	熱影響部
1号	2020年3月末時点	2.92	23	-23	12
	運転開始後 60年時点*3	5.56	40	-7	29
2号	2020年3月末時点	2.81	7	-15	-10
	運転開始後 60年時点*3	5.59	24	2	7

*1：内表面から板厚tの1/4t深さでの中性子照射量（内表面の中性子照射量にJEAC4201 附属書B「中性子照射による関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギー減少率の予測」に示される式で求めた減衰率を乗じて算出）

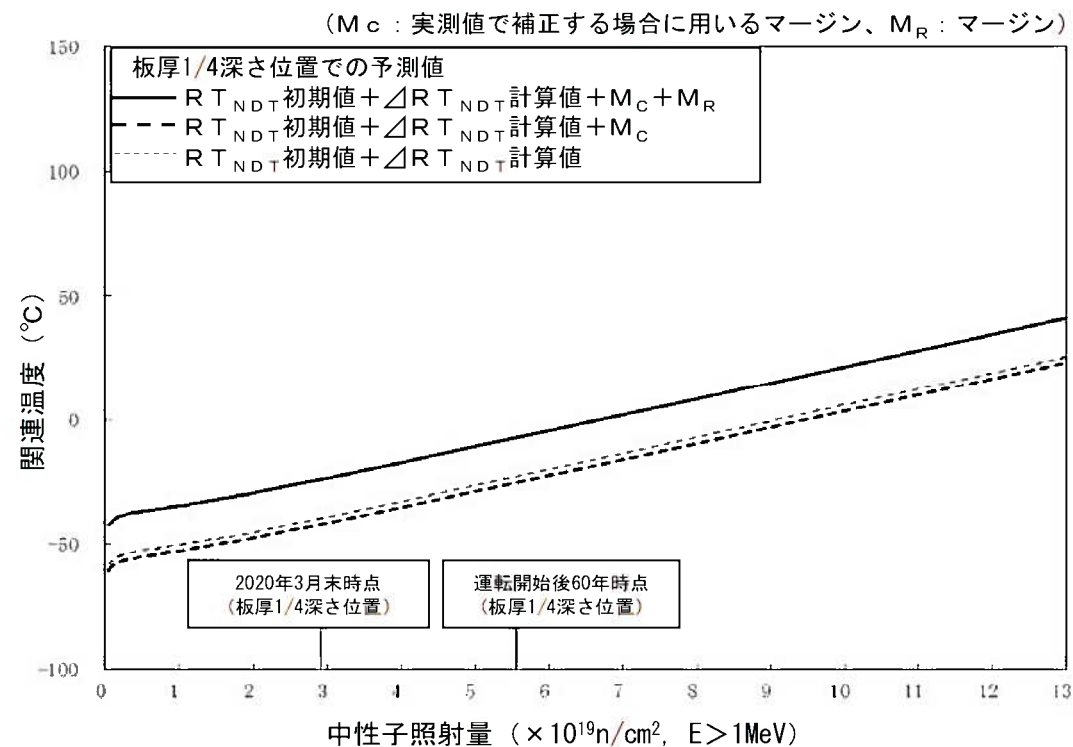
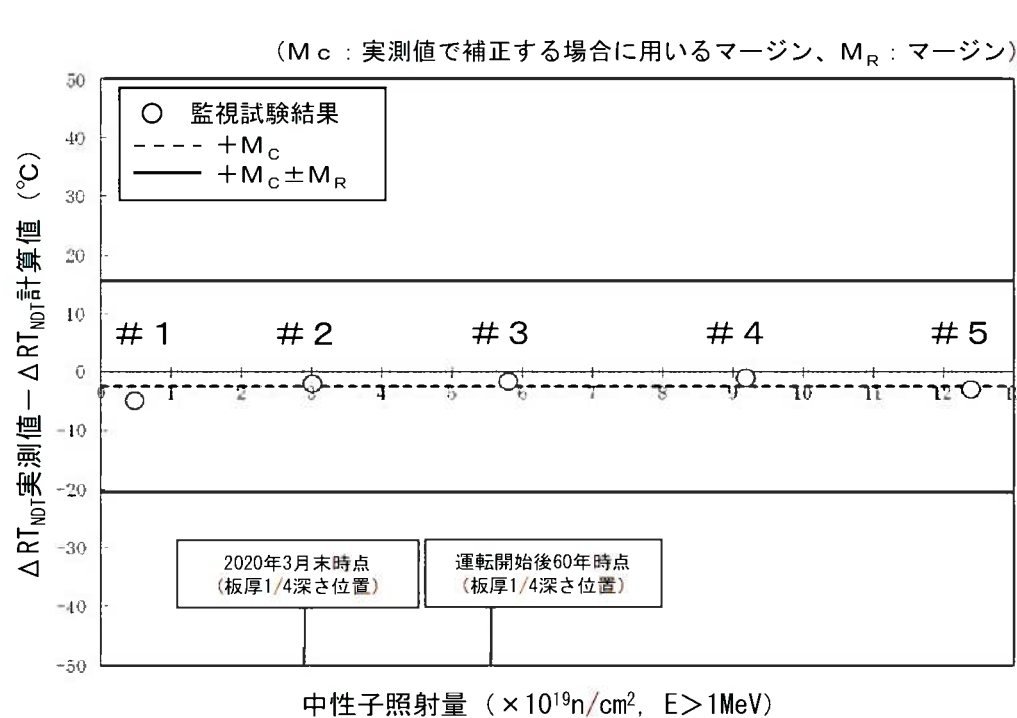
*2：内表面から板厚tの1/4t深さでの予測値

*3：2020年4月以降の稼働率100%で運転すると仮定して算出

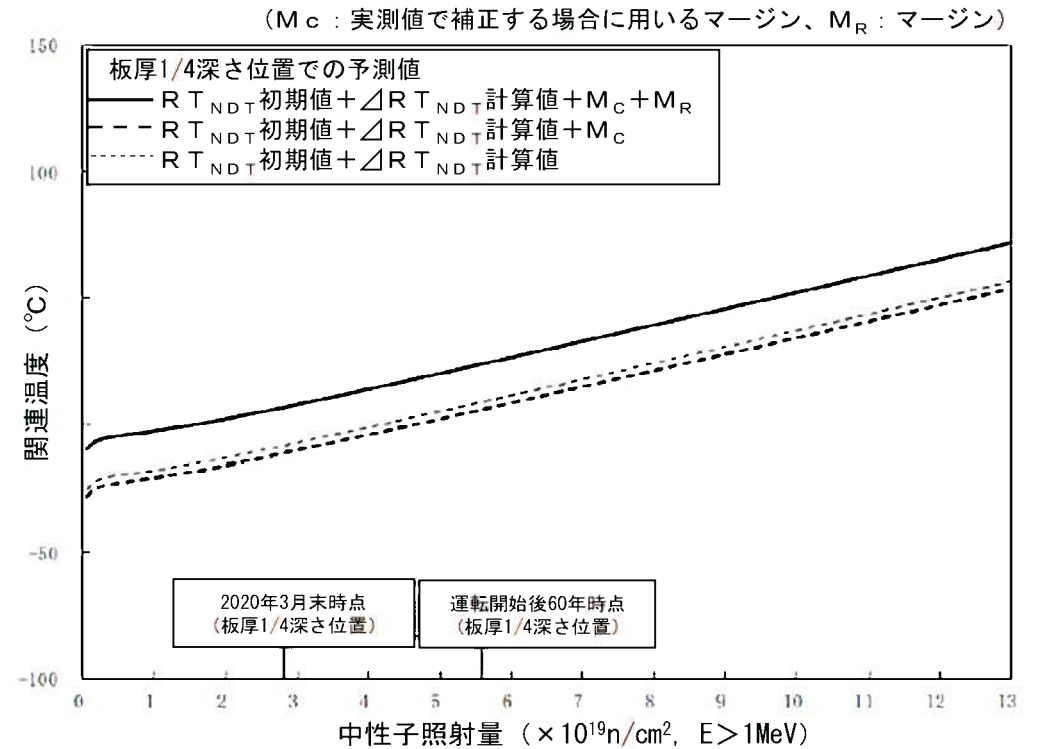
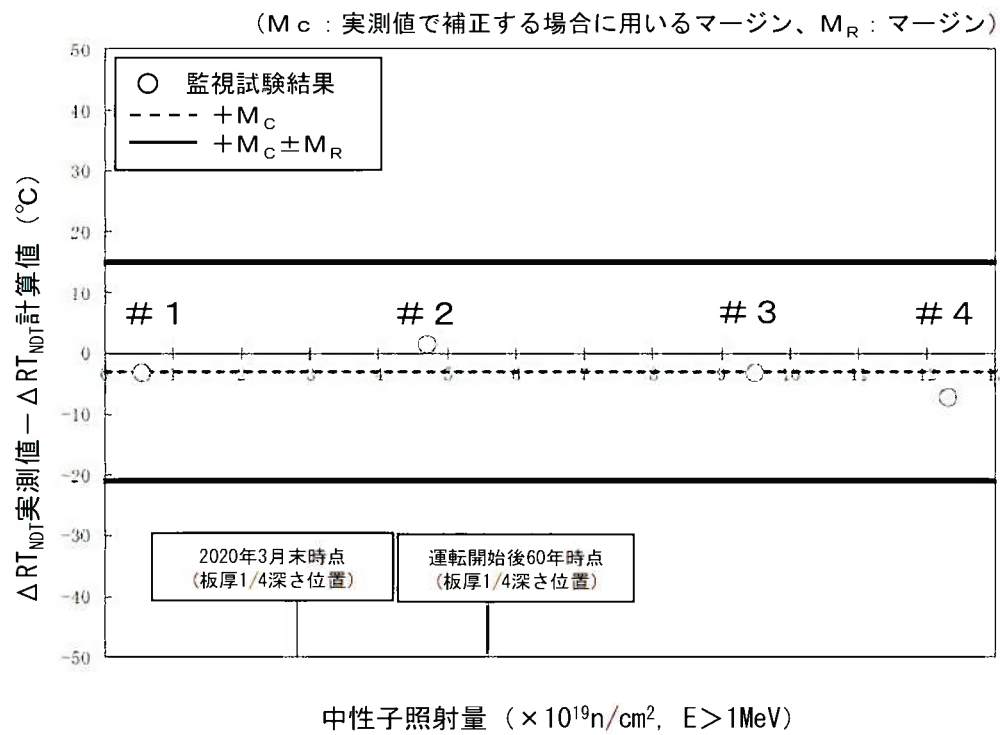
監視試験結果とJEAC4201の国内脆化予測法による予測の関係を下図に示す。
 監視試験結果と関連温度予測値から、当該部位の中性子照射脆化は、国内脆化予測法による予測の範囲内であることを確認した。



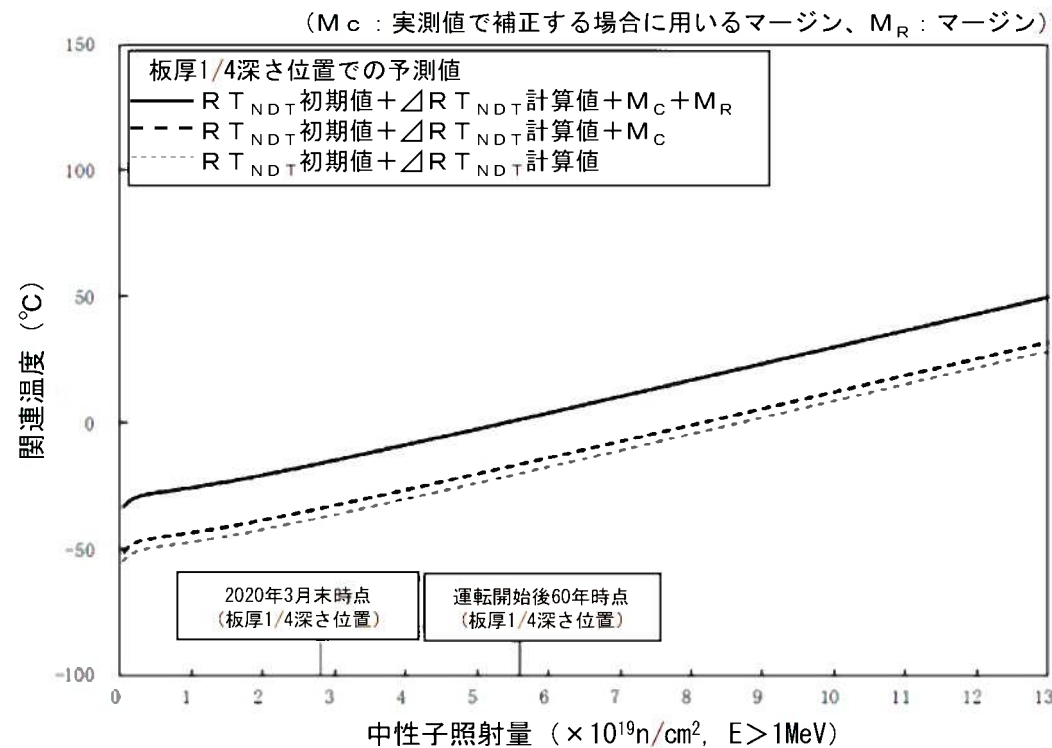
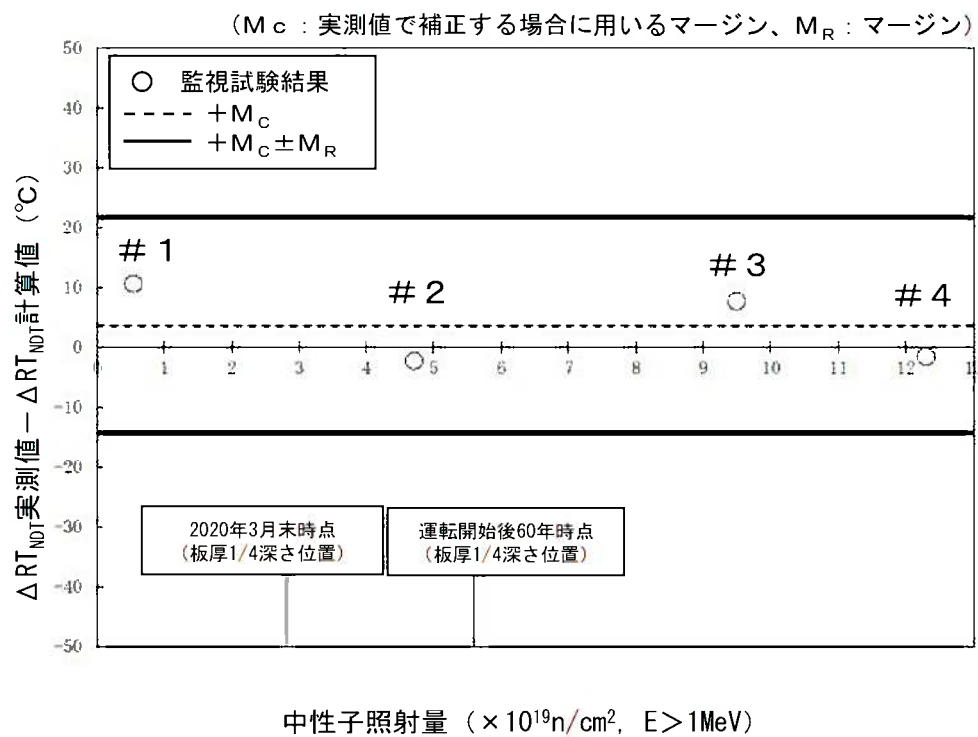
1号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に対する
 監視試験結果と関連温度の国内脆化予測法による予測の関係 (母材)



1号炉 原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する
 監視試験結果と関連温度の国内脆化予測法による予測の関係（溶接金属）

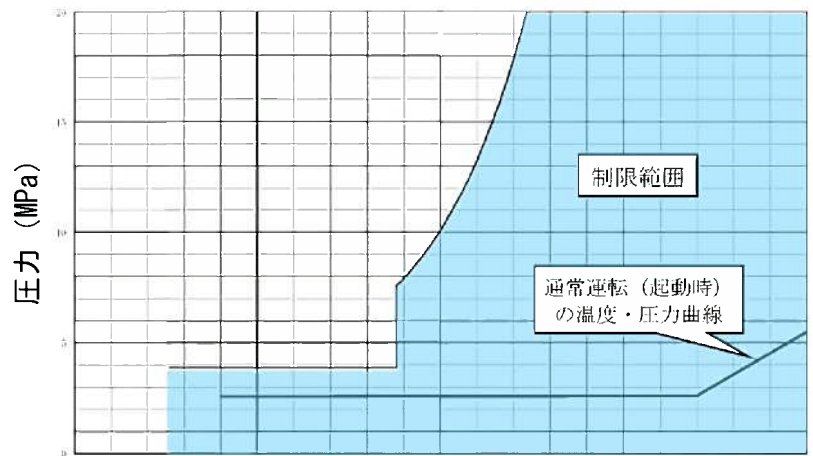


2号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に対する
 監視試験結果と関連温度の国内脆化予測法による予測の関係 (母材)

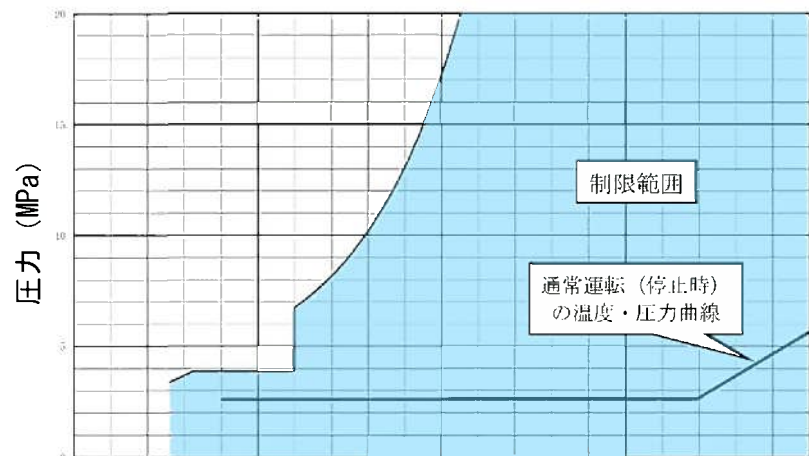


2号炉 原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する
 監視試験結果と関連温度の国内脆化予測法による予測の関係（溶接金属）

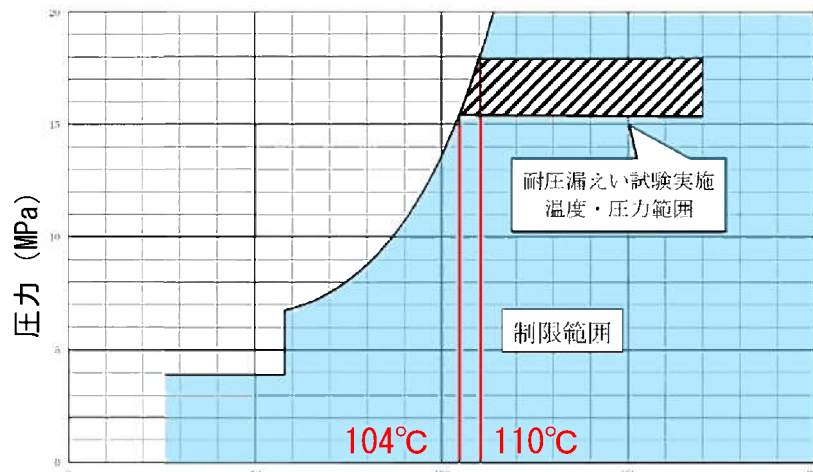
運転開始後60年時点での関連温度を想定し、通常の1次冷却系の加圧・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲及び原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えいもしくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度について評価した。これらの温度・圧力の制限範囲に対して、通常実施する原子炉の起動・停止工程に基づく温度・圧力曲線及び耐圧漏えい試験時の温度・圧力範囲と比較することにより、通常運転時及び試験時に制限範囲を遵守可能であることを確認した。



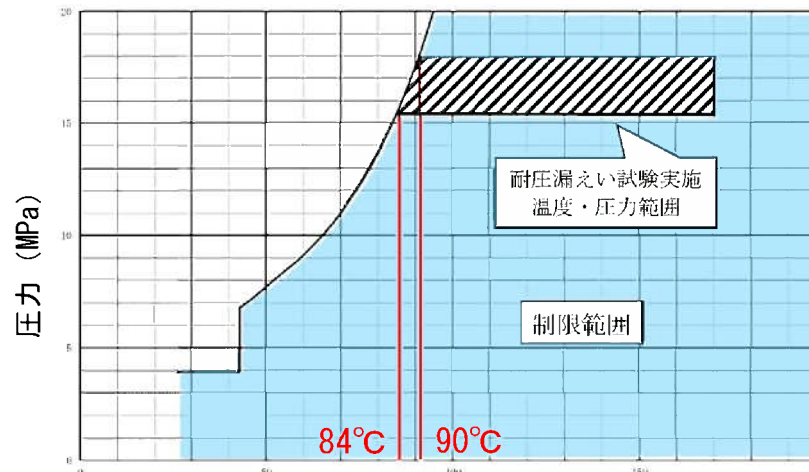
一次冷却材温度 (°C)
通常運転時の加熱制限曲線



一次冷却材温度 (°C)
通常運転時の冷却制限曲線

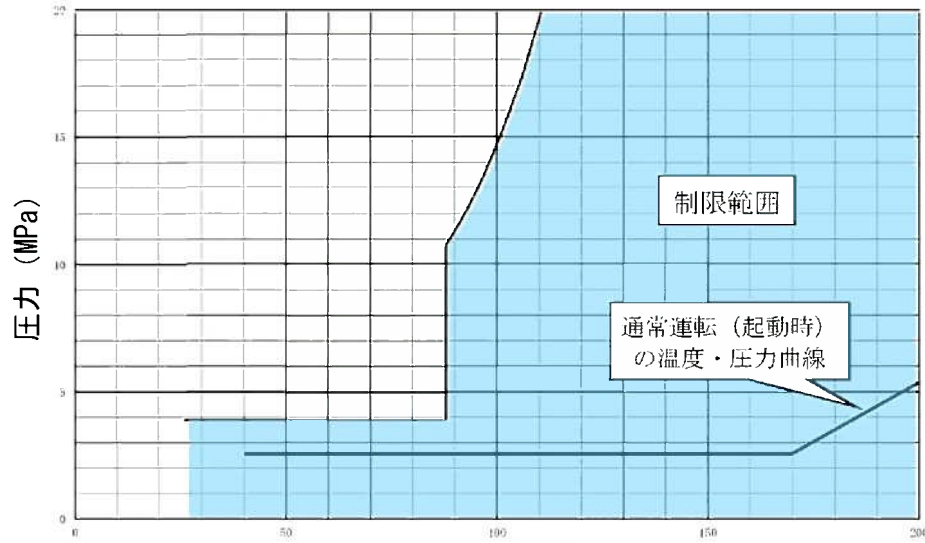


一次冷却材温度 (°C)
試験時の加熱制限曲線

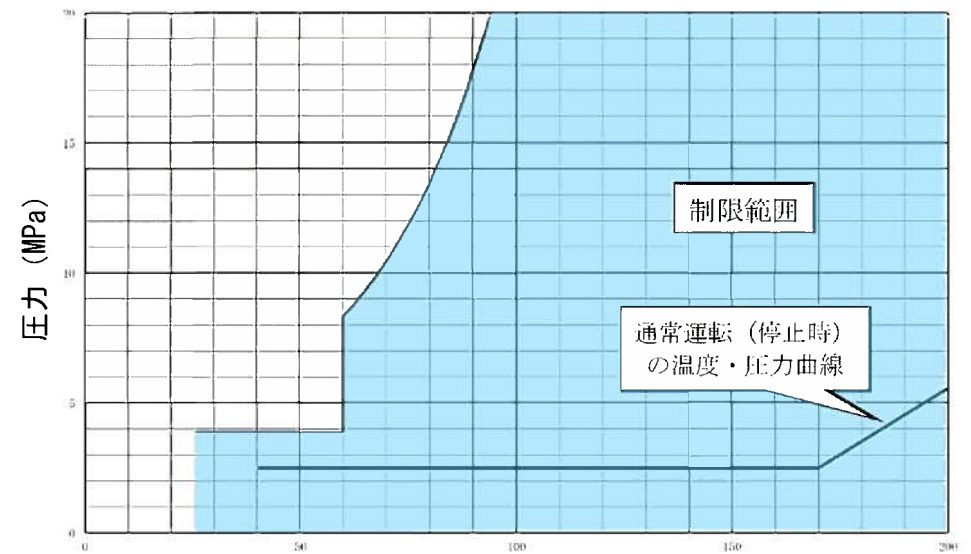


一次冷却材温度 (°C)
試験時の冷却制限曲線

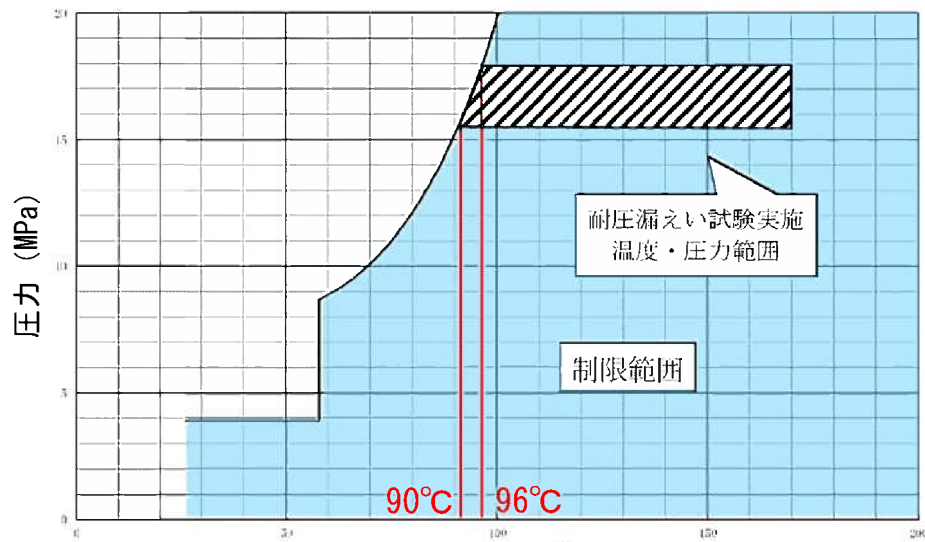
川内1号炉 通常運転時・試験時の加熱・冷却制限曲線評価結果 (運転開始後60年時点)



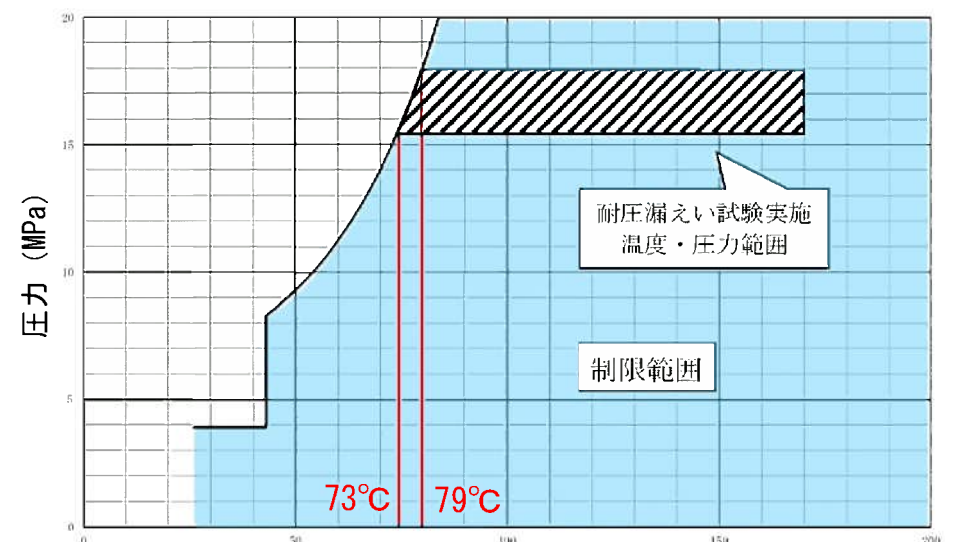
一次冷却材温度 (°C)
通常運転時の加熱制限曲線



一次冷却材温度 (°C)
通常運転時の冷却制限曲線



一次冷却材温度 (°C)
試験時の加熱制限曲線



一次冷却材温度 (°C)
試験時の冷却制限曲線

川内2号炉 通常運転時・試験時の加熱冷却制限曲線評価結果 (運転開始後60年時点)

(3) 上部棚吸収エネルギー (USE) 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付属書B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、運転開始後60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値は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。

なお、国内USE予測式については、JEAC4201付属書Bにて、監視試験結果の中性子照射量の適用範囲が定められており、その適用範囲内にある監視試験結果 (1号炉は第1~4回、2号炉は第1~3回) を用いて、導出している。

上部棚吸収エネルギーの予測値

(単位: J)

		方 向	初 期 値	2020年3月末時点*1	運転開始後60年時点*1*4
1号炉	母 材	L方向*2	195	160	156
		T方向*3	195	168	164
	溶接金属	—	218	189	183
2号炉	母 材	L方向*2	222	197	193
		T方向*3	229	205	202
	溶接金属	—	247	197	191

*1: 内表面から板厚tの1/4t深さでの予測値

*2: 圧延方向 (参考値)

*3: 圧延方向に直角

*4: 2020年4月以降、稼働率100%で運転すると仮定して算出

(4) 加圧熱衝撃事象評価

○評価方法

JEAC4206に定められた加圧熱衝撃（PTS: Pressurized Thermal Shock）評価手法*¹及び技術基準規則解釈別記―1に基づき、川内1号炉及び2号炉の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*²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。（予測破壊靱性（ K_{IC} ）の下限を包絡するよう下式の T_p を定める。）

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

健全性評価は K_{IC} 下限包絡曲線とPTS状態遷移曲線を比較することであり、評価結果を次頁に示す。

*1：JEAC4206附属書C「共用状態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」

*2：2020年4月以降、稼働率100%で運転すると仮定して算出。

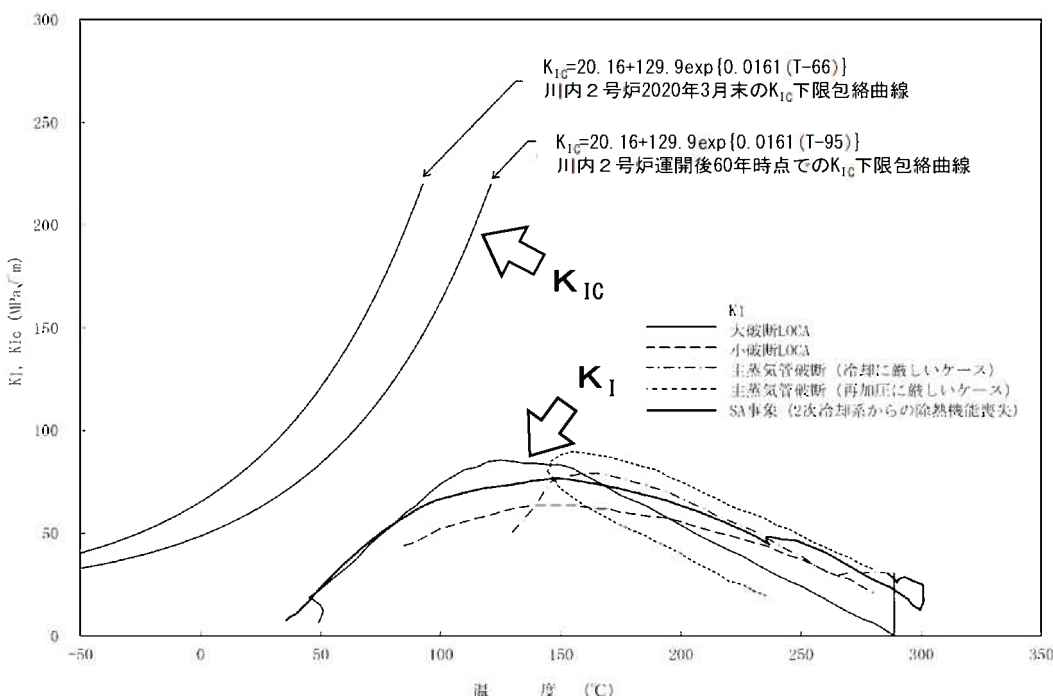
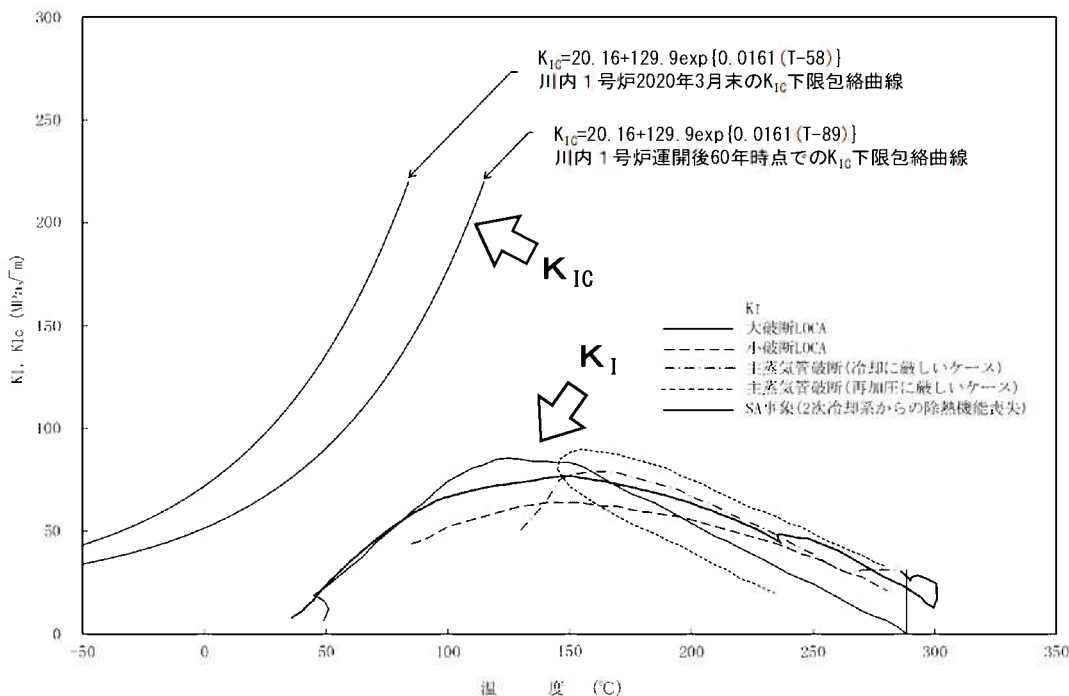
○評価結果

評価の結果、深さ10mm^{*1}のき裂を想定しても、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ことを確認した。

a. 深さ10mmの想定き裂を用いた評価結果

- ・ JEAC4206、及び原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」等の規定に従い、深さ10mm^{*1}のき裂を想定した評価を実施した。

* 1 : 深さ10mm位置での中性子照射量は、原子炉容器内表面の値を用いた。



川内1号炉 深さ10mmの想定亀裂を用いたPTS評価結果

川内2号炉 深さ10mmの想定亀裂を用いたPTS評価結果

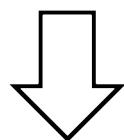
b. 特別点検結果を踏まえた評価結果

・ 点検内容

運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検に係るデータ採取において、原子炉容器炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷試験を実施した。

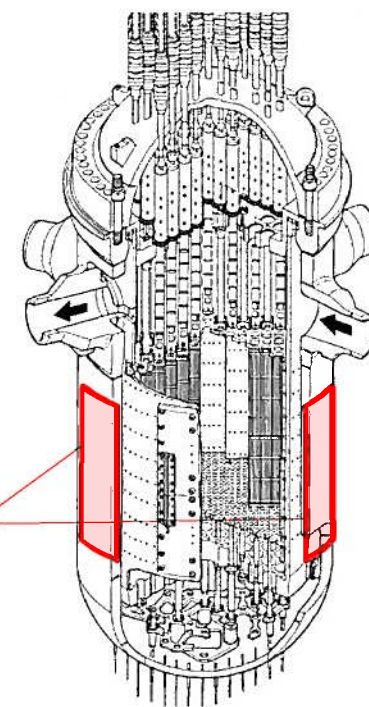
・ 点検結果

表面近傍の深さ 5 mm 程度の欠陥が検出可能な UT により確認した結果、有意な欠陥は認められなかった。



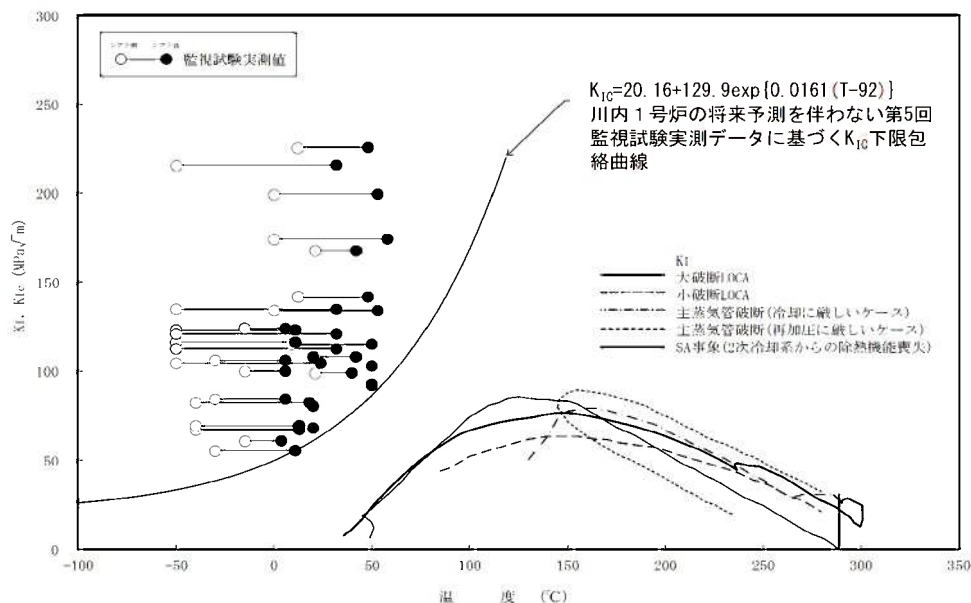
この結果より、炉心領域全域において、PTS 評価に影響を及ぼすような有意な欠陥は認められなかった。

炉心領域 100%
(溶接部・母材)



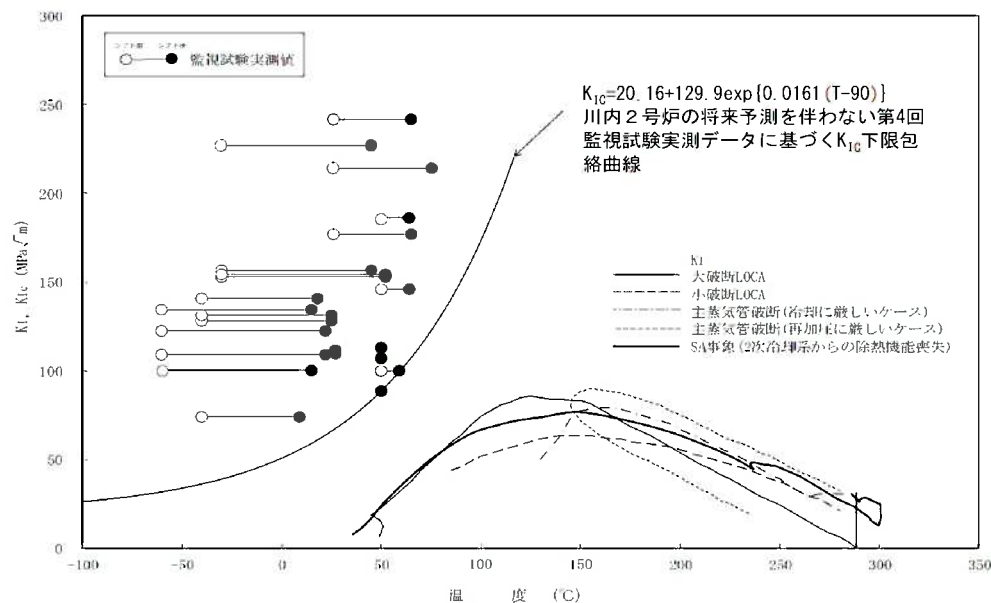
c. 照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価結果（想定き裂深さ10mm）

- ・原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」及び「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」の規定に従い評価を実施。
- ・評価手法としては、これまで実施した監視試験によって採取した破壊靱性実測値をプロットし、1号機の第1～4回監視試験のデータについて、測定した T_{r30} 実測値と1号機第5回監視試験で測定した T_{r30} 実測値の差分だけ温度シフトさせた。2号機の第1～3回監視試験のデータについて、測定した T_{r30} 実測値と2号機第4回監視試験で測定した T_{r30} 実測値の差分だけ温度シフトさせた。
- ・温度シフトさせた破壊靱性実測データを下限包絡した K_{IC} 曲線をJEAC4206の附属書Cに従い設定した。
- ・1号機の第5回、2号機の第4回監視試験の照射量は、原子炉容器内表面から深さ10mmの位置（想定亀裂先端位置）の照射量に換算すると1号機は運転開始後約87年時点の照射量に相当し、2号機は約86年時点の照射量に相当する。



川内1号炉 PTS評価結果

【照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価】



川内2号炉 PTS評価結果

【照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価】

5. 2 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、破壊靱性の変化の傾向を把握している。
- 川内1, 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1号炉は5体、2号炉は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。
- 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。
- 溶接部※について定期的に超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。
至近実績:川内1号第25回定期検査時(2020年3月～11月)
川内2号第25回定期検査時(2022年2月～6月)

※運転開始後60年時点における中性子照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2 (E > 1 \text{MeV})$ を超えると予測される範囲にある下部胴の溶接線、冷却材出入口管台と上部胴との溶接部、上部胴と下部胴との溶接部、及び下部胴とトランジションリングとの溶接部を含む

6. 総合評価

健全性評価結果から判断して、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。

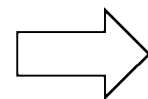
ただし、胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、今後も計画的に監視試験を実施して健全性評価の妥当性を確認する必要がある。

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試験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。

7. 高経年化への対応

JEAC4201に基づき、計画的に監視試験を実施し、定期的に超音波探傷検査を実施していく。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・冷却運転時に許容する温度・圧力の範囲（加熱・冷却制限曲線）及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用していく。

なお、健全性評価の結果から胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化が原子炉の安全性に影響を及ぼす可能性はないと考えるが、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して1号炉は第6回、2号炉は第5回の監視試験の実施計画を策定する。



施設管理に関する方針として策定

8. 経年劣化傾向の評価

川内1, 2号炉の30年目の評価実施後、1号炉は2019年に第5回目、2号炉は2020年に第4回目の照射試験片の取り出しを実施し、照射脆化の監視試験を実施した。

(1) 関連温度

60年時点の関連温度の予測値について、JEAC4201(-2007/2013追補版)の国内脆化予測法に基づく評価結果を「川内1号炉(2号炉)原子炉容器 関連温度と上部棚吸収エネルギーの比較」(p25)に示す。

なお、1号炉の30年目の評価では、「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「JEAC4201-2007/2010追補版」という。)に基づき評価を実施した。

評価結果は脆化予測式による予測を逸脱しておらず、特異な脆化は認められない。

また、川内1, 2号炉の30年目及び40年目の評価では深さ10mmの想定欠陥を用いた加圧熱衝撃評価を実施し、原子炉容器の60年時点の健全性を確認しており、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、表面近傍の深さ5mm程度の欠陥が検出可能なUTにより原子炉容器胴部炉心領域の母材部・溶接部全面の探傷を実施した結果、脆性破壊の起点となるような有意な欠陥がないことを確認している。

よって、30年目及び40年目の評価で実施した加圧熱衝撃評価は十分保守的な評価手法であり、評価結果の妥当性が確認できたと考える。

(2) 上部棚吸収エネルギー

60年時点の上部棚吸収エネルギーの予測値について、30年目と40年目の評価を比較した結果を「川内1号炉（2号炉）原子炉容器 関連温度と上部棚吸収エネルギーの比較」（p25）に示す。

60年時点の上部棚吸収エネルギーの予測値は、30年目の評価と同様に、JEAC4206で要求している68Jを上回っており、十分な上部棚吸収エネルギーがあることを確認している。

また、定期的に超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認できている。

なお、1号炉第5回、2号炉第4回の監視試験片の照射量は国内USE予測式の適用範囲外であるが、JEAC4206で上部棚吸収エネルギーの予測値に対し要求される68Jと、監視試験の上部棚吸収エネルギー実測値（1号炉は第5回、2号炉は第4回の結果を用いて評価）を参考に比較した結果、JEAC4206で要求している68Jを上回っており、十分な上部棚吸収エネルギーがあることを確認している。

以上のことから、原子炉容器の照射脆化については、30年目の評価及びそれ以降の保全是有効であったと評価できる。

川内1号炉 原子炉容器 関連温度と上部棚吸収エネルギーの比較

機器・設備	項目	部位	60年時点の予測値	
			30年目の評価	40年目の評価
			JEAC4201-2007/ 2010追補版	JEAC4201-2007/ 2013追補版
原子炉容器	関連温度 (°C)	胴部 (母材)	35	40
		胴部 (溶接金属)	-8	-7
		胴部 (熱影響部)	20	29
	上部棚吸収 エネルギー (J)	胴部 (母材)	164	164
		胴部 (溶接金属)	182	183
		胴部 (熱影響部)	175	175

川内2号炉 原子炉容器 関連温度と上部棚吸収エネルギーの比較

機器・設備	項目	部位	60年時点の予測値	
			30年目の評価	40年目の評価
			JEAC4201-2007/ 2013追補版	JEAC4201-2007/ 2013追補版
原子炉容器	関連温度 (°C)	胴部 (母材)	30	24
		胴部 (溶接金属)	7	2
		胴部 (熱影響部)	11	7
	上部棚吸収 エネルギー (J)	胴部 (母材)	201	202
		胴部 (溶接金属)	190	191
		胴部 (熱影響部)	193	193

9. 長期施設管理方針の有効性評価

< 30年目の長期施設管理方針 >

原子炉容器の胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、精度向上が図られた脆化予測式に基づく評価を実施する。

< 実施状況 >

30年目の評価実施後、1号炉は第5回、2号炉は第4回の監視試験を実施した。

最新知見であるJEAC4201（-2007/2013追補版）の国内脆化予測法による評価を実施した結果、関連温度実測値は予測の範囲内であり、特異な脆化傾向は認められなかった。

30年目と40年目の評価を比較すると、評価結果の数値に相違はあるが、これらは最新の監視試験データや運転実績を反映した結果であり、40年目の評価においても原子炉容器の健全性に問題は無いことを確認した。

< 有効性評価 >

上記のとおり、JEAC4201に基づいて計画的に監視試験を実施し、最新知見を用いて破壊靱性の変化の傾向を把握していることから、長期施設管理方針は有効であったと考える。

10. まとめ

10.1 審査基準適合性

以上の評価結果について審査基準に規定されている延長しようとする期間における要求事項との対比を示す。

中性子照射脆化についての要求事項との対比

審査基準	要求事項 (○は審査基準原文)	健全性評価結果
実用発電用 原子炉の運 転の期間の 延長の審査 基準	加圧熱衝撃評価の結果、健全性に問題がないこと。 ○加圧熱衝撃評価の結果、原子炉圧力容器の評価対象部位において静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ることを確認した。	「5.1(4) 加圧熱衝撃事象評価」に示すとおり、設計基準事象及び重大事故事象における、中性子照射脆化を考慮した加圧熱衝撃評価の結果、原子炉容器の対象部位において静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ることを確認した。
	上部棚エネルギー評価の結果、健全性に問題がないこと。 ○原子炉圧力容器について供用状態に応じ以下を満たすこと。ただし、上部棚吸収エネルギーの評価の結果、68 J以上である場合は、この限りでない。 ・延性亀裂進展性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ることを確認した。 ・亀裂不安定性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ることを確認した。 ・欠陥深さ評価の結果、原子炉圧力容器胴部の評価対象部位において母材厚さの75%を超えないことを確認した。 ・塑性不安定破壊評価の結果、評価対象部位において塑性不安定破壊を生じないことを確認した。	「5.1(3) 上部棚吸収エネルギー評価」に示すとおり、上部棚吸収エネルギー予測値が、2020年3月末時点及び運転開始後60年時点のいずれの場合においても、68Jを上回っており基準を満足していることを確認した。
	遵守可能な温度・圧力の制限範囲が設定可能であること。 ○上記評価の結果から、運転上の制限として遵守可能な、通常の1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲又は原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい若しくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度が設定可能と認められること。	「5.1(2) 関連温度評価」に示すとおり、JEAC4201により求めた関連温度移行量の予測値と測定値は、国内脆化予測式（マージン含む）の範囲内にあることを確認した。 水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度は、試験時の加熱制限曲線から、水圧検査時の圧力下において、原子炉冷却材の最低温度が設定可能であることを確認した。

10. 2 施設管理に関する方針として策定する事項

川内原子力発電所1, 2号炉の延長をしようとする機関における原子炉とその他の設備に係る施設管理に関する方針について下表の通りとする。

	機器名	長期施設管理方針	実施時期
1号炉	原子炉容器	原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第6回監視試験を実施する。	中長期※1
2号炉	原子炉容器	原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。	中長期※2

※1 実施期間は以下の期限を示す。

短期：2024年7月4日からの5年間、中長期：2024年7月4日からの10年間、
長期：2024年7月4日からの20年間

※2 実施期間は以下の期限を示す。

短期：2025年11月28日からの5年間、中長期：2025年11月28日からの10年間、
長期：2025年11月28日からの20年間