

川内原子力発電所 1, 2 号炉の 劣化状況評価結果について (原子炉容器の中性子照射脆化について)

2022年12月23日



枠囲みの範囲は、商業機密等に係る事項であるため、公開できません。
(P. 21, 22, 26)

目 次

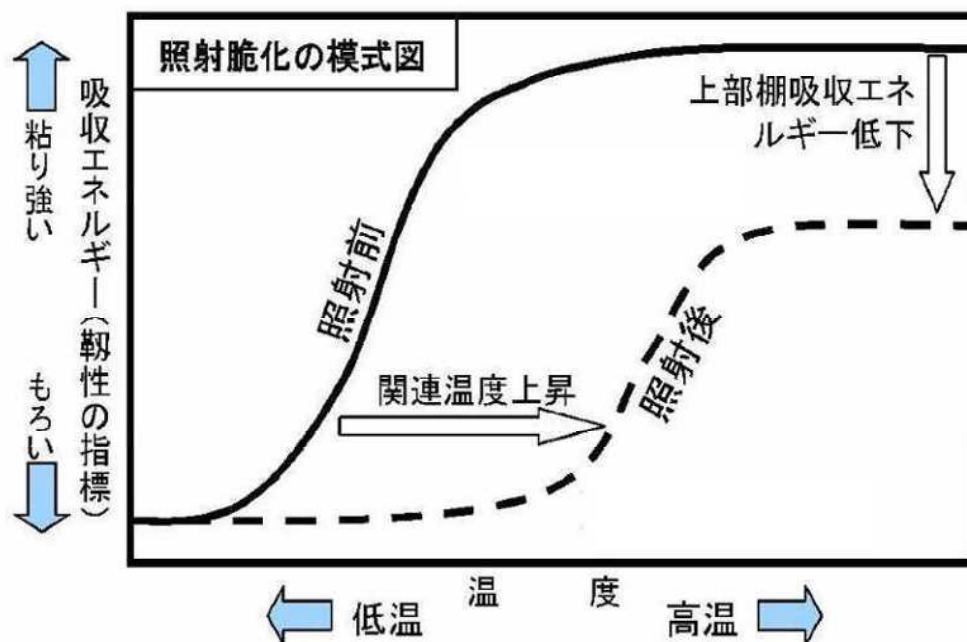
1. 中性子照射脆化について	2
2. 評価点の抽出	3
3. 健全性評価	4
4. 現状保全	15
5. 総合評価	17
6. 高経年化への対応	17
7. まとめ	18
参考資料 1 補足説明	19
参考資料 2 シャルピー衝撃試験結果	37
参考資料 3 破壊靱性試験結果	104
参考資料 4 ビッカース硬さ試験結果	127
参考資料 5 アトムプローブ測定及びTEM観察結果	130

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

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。

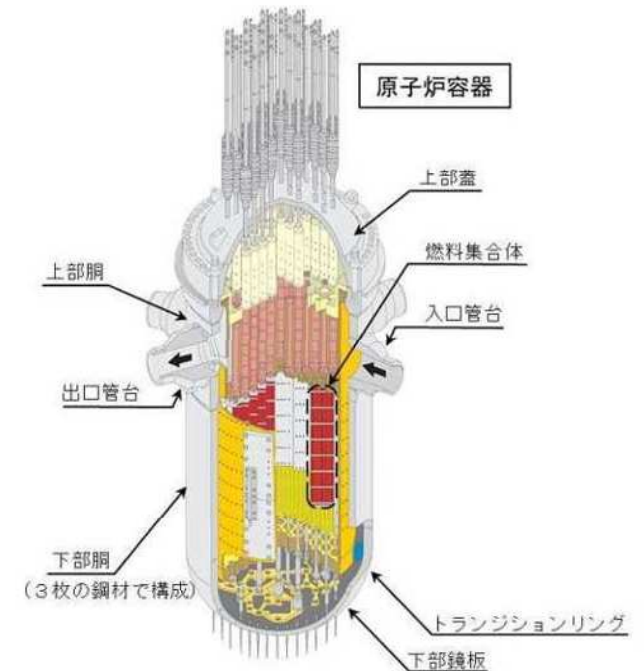
○評価点：炉心領域の下部胴
(中性子照射脆化に対し評価上厳しい箇所)

○下部胴内表面での中性子照射量 ($E > 1 \text{MeV}$)

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

○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
1号	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	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



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、上部胴、トランジションリング及びその溶接部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。

3. 健全性評価

3-1 監視試験結果

1号炉の第5回までの監視試験結果を以下に示す。

母材の溶接時の熱影響部については、溶接による熱履歴により T_{r30}^{*1} が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 回次	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{19}n/cm^2$) [E>1MeV]	$T_{r30} (^{\circ}C)^{*1}$			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 $^{\circ}C$ 、(溶接金属) -63 $^{\circ}C$ 、(熱影響部) -50 $^{\circ}C$

*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号炉の第4回までの監視試験結果を以下に示す。

母材の溶接時の熱影響部については、溶接による熱履歴により T_{r30}^{*1} が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 回次	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{19}n/cm^2$) [E>1MeV]	$T_{r30} (^{\circ}C)^{*1}$			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 $^{\circ}C$ 、(溶接金属) -60 $^{\circ}C$ 、(熱影響部) -55 $^{\circ}C$

*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。

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 (JEAC4201-2007/2013追補版)」(以下「JEAC 4201」という。)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下表に、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以降に示す。

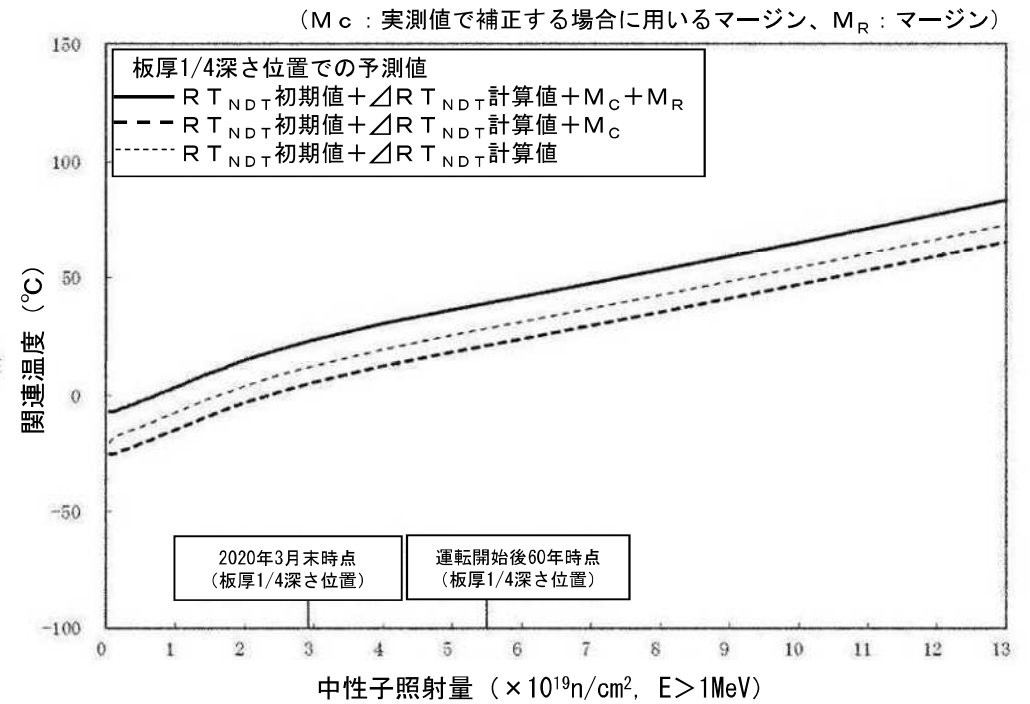
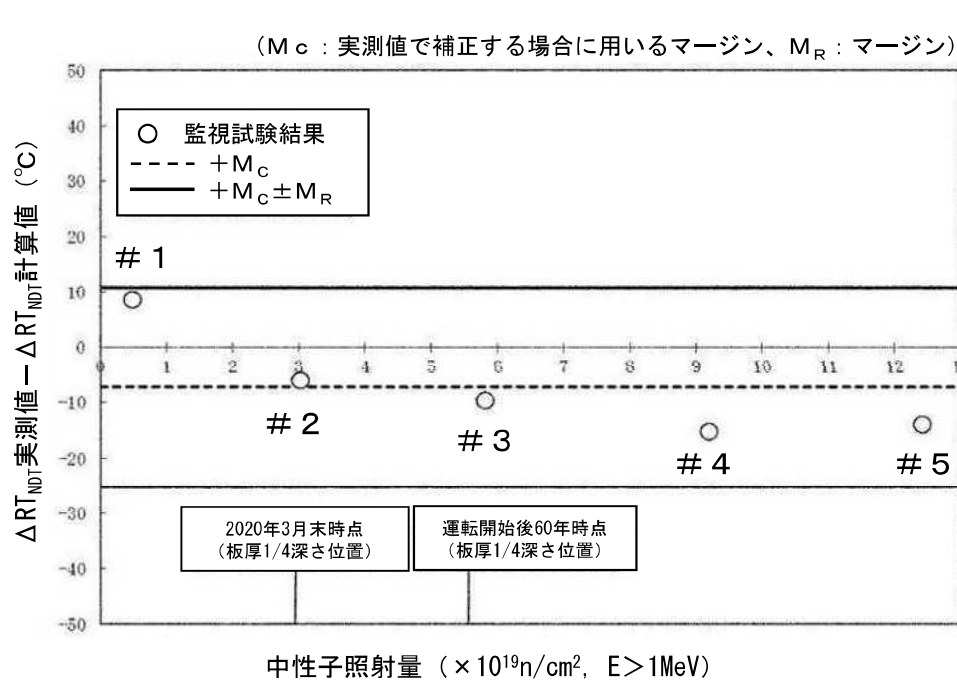
原子炉容器本体胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する関連温度の予測値

	評価時期	中性子 照射量*1 ($\times 10^{19}n/cm^2$) [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	3.0	23	-23	12
	運転開始後 60年時点*3	5.6	40	-7	29
2号	2020年3月末時点	2.8	7	-15	-10
	運転開始後 60年時点*3	5.6	24	2	7

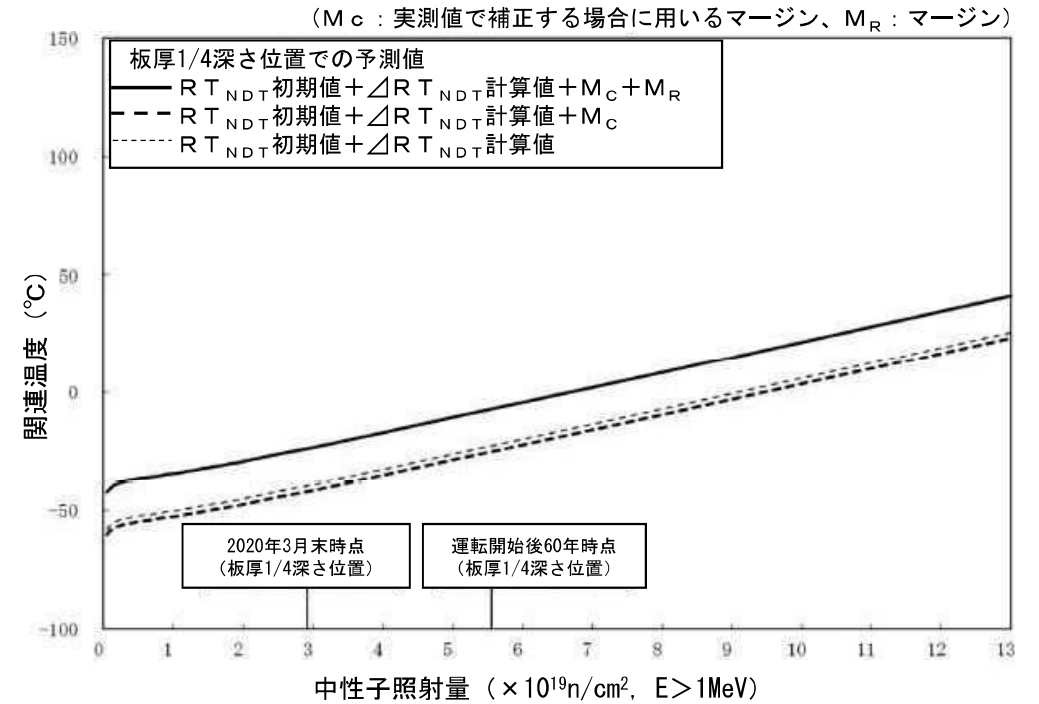
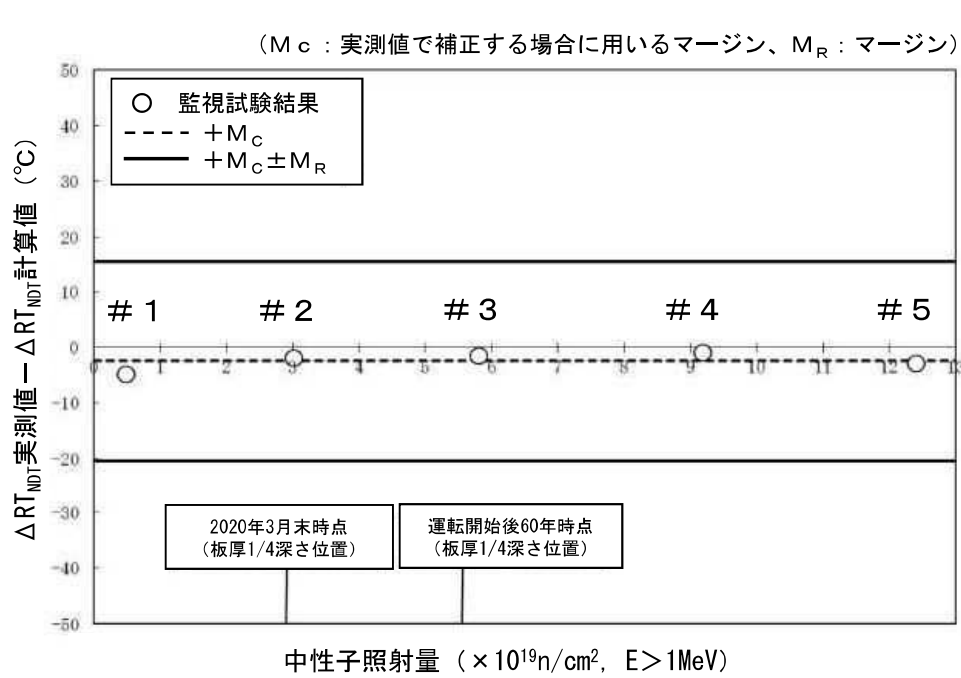
*1：内表面から板厚の1/4深さでの中性子照射量、内表面の中性子照射量にJEAC4201 附属書B「中性子照射による関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギー減少率の予測」に示される式で求めた減衰率を乗じて算出

*2：内表面から板厚の1/4深さでの予測値

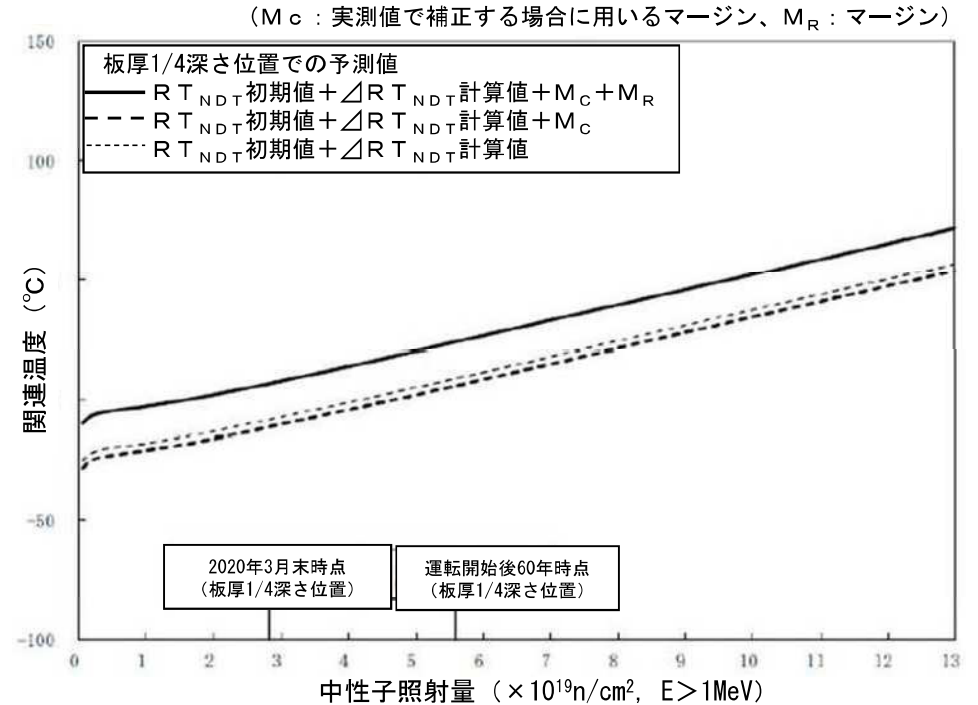
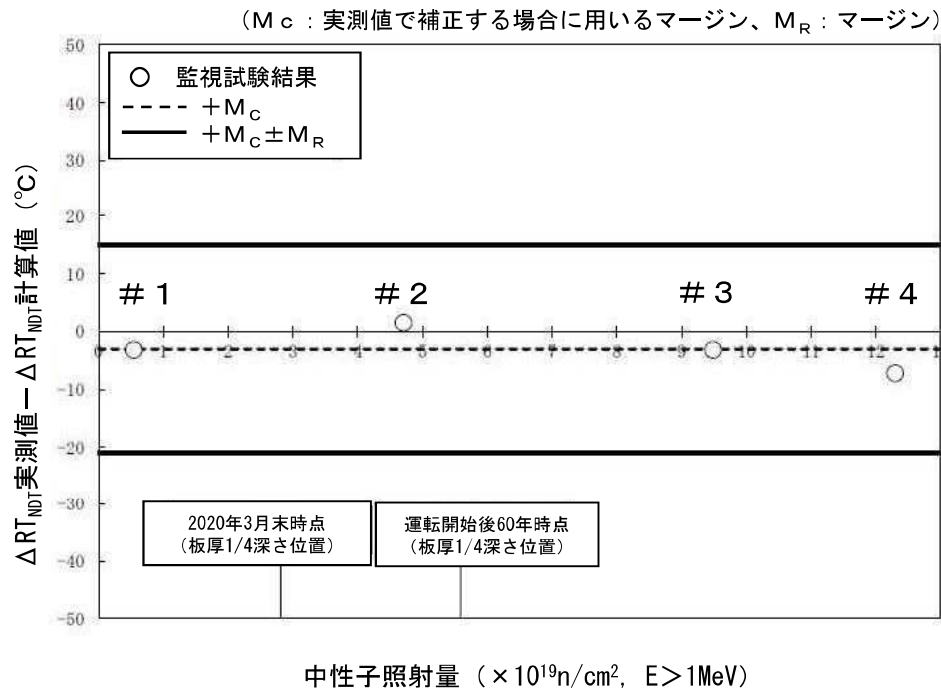
*3：2020年4月以降の設備利用率100%で運転すると仮定して算出



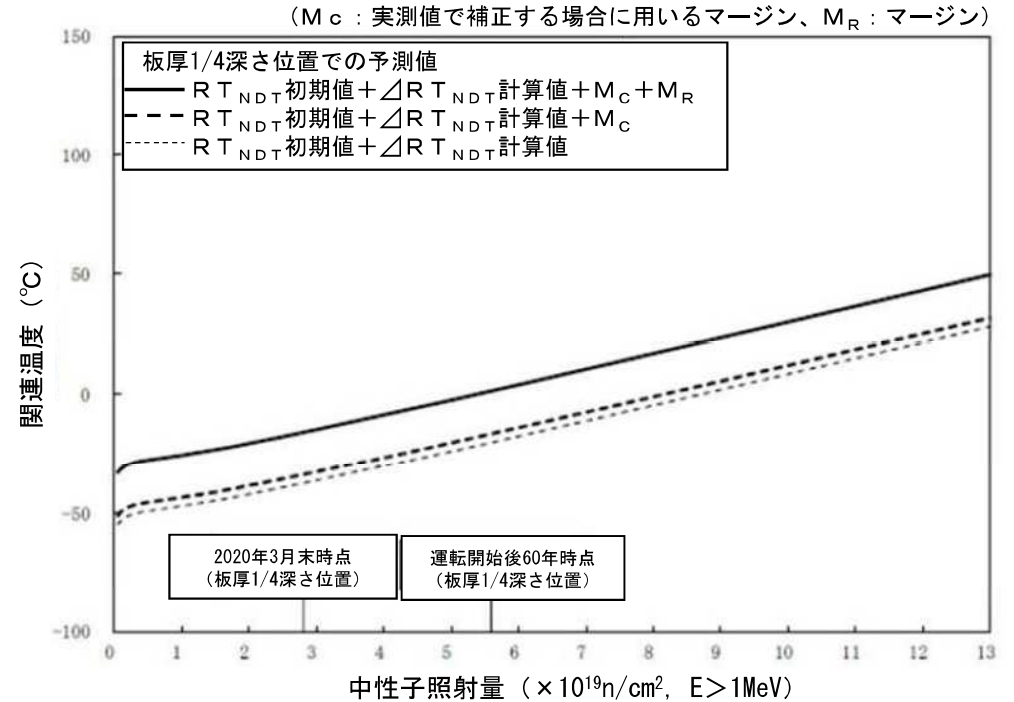
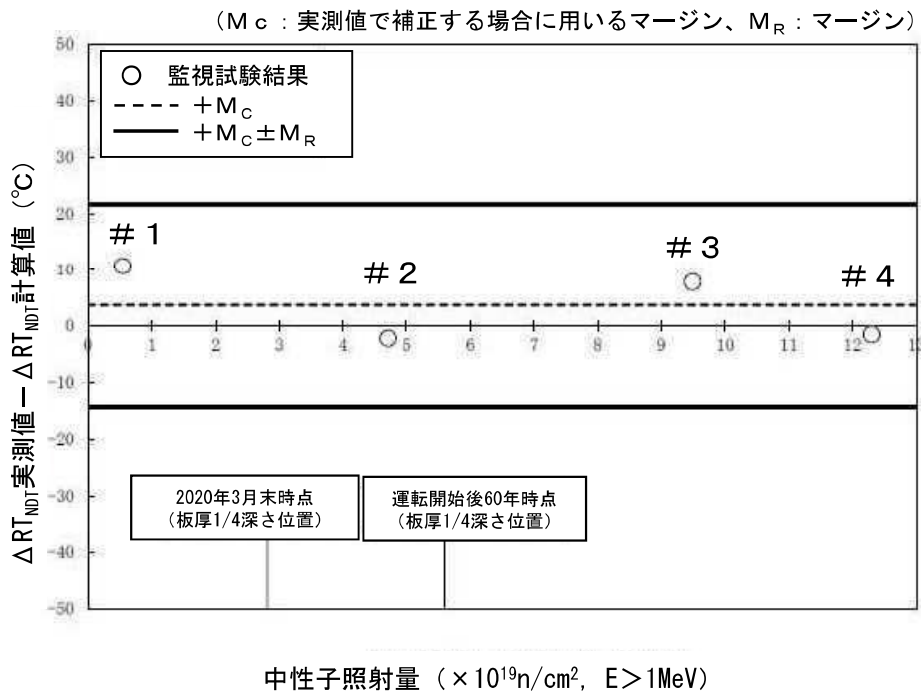
1号炉 中性子照射脆化に対する関連温度の国内脆化予測式による予測と監視試験結果(母材)



1号炉 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(溶接金属)



2号炉 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)



2号炉 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(溶接金属)

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」という。）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。

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
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
	熱影響部	—	210	180	175
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
	熱影響部	—	231	197	193

*1：板厚tの1/4t深さでの予測値

*2：圧延方向（参考値）

*3：圧延方向に直角

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。

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て、原子炉容器内表面に初期き裂（仮想欠陥）を想定し、PTS状態遷移曲線（応力拡大係数 K_I ）を設定する。

中性子照射脆化による材料の靱性低下の予測については、国内脆化予測法を用いて、実測破壊靱性 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。

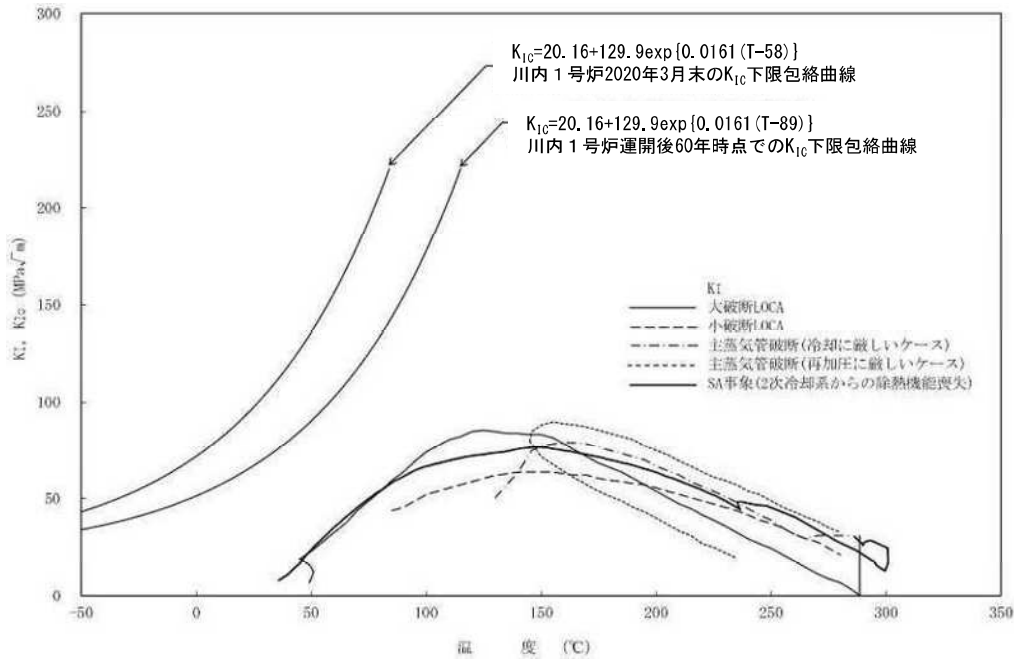
評価の結果、2020年3月末時点における1号炉の T_p は58℃、2号炉の T_p は66℃となり、プラント運転開始後60年時点における1号炉の T_p は89℃、2号炉の T_p は95℃となった。

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。

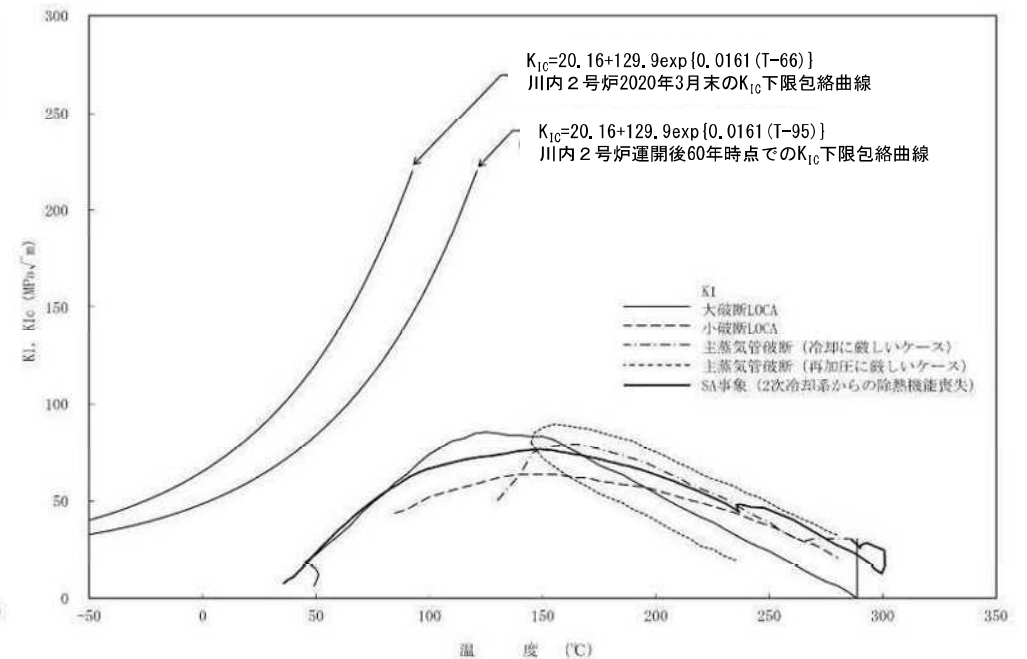
*1：規格（JEAC4206）では最大仮想欠陥最深部（深さ10mm）での中性子照射量を規定しているが、本PTS評価においては保守的に原子炉容器下部胴内表面での中性子照射量を使用

（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 PTS評価結果



川内2号炉 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」)

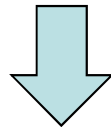
3-5 特別点検を踏まえた劣化状況評価

3-5-1 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。

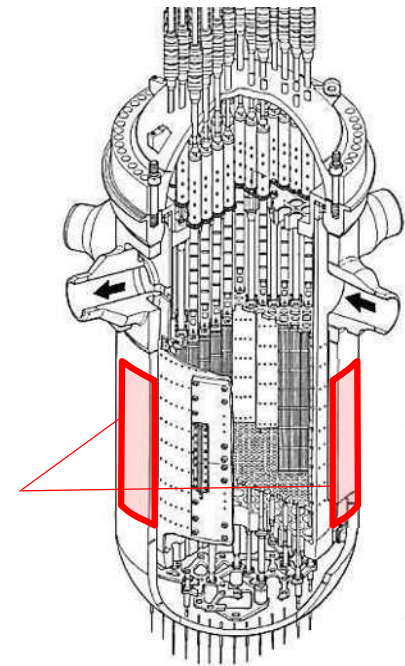
3-5-2 点検結果

表面近傍の深さ5mm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)



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、破壊靱性の変化を把握している。

- ・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5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。
- ・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。

○運転開始後60年時点での関連温度を想定し、通常の1次冷却系の加熱・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耐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。

○原子炉容器に対しては、定期事業者検査のクラス1機器供用期間中検査として、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格」に基づく検査を実施しており、超音波探傷試験を実施し、健全性を確認している。

○原子炉容器の供用期間中検査の内容を各号炉ごとに下表に示す。（運転開始後60年時点の中性子照射量が $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える範囲に対する検査を示す。）

原子炉容器炉心領域部の溶接部に対して超音波探傷試験を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められなかった。

原子炉容器の供用期間中検査の内容

	試験 カテゴリ	検査対象箇所	検査内容	検査範囲 /頻度	至近の検査実績	検査 結果
1号炉	B-A	炉心領域にある胴の長手溶接継手 (下部胴の長手溶接継手)	超音波探傷試験	100%/7年	第25回定期検査	良
	B-B	上部胴と下部胴との周溶接継手	超音波探傷試験	100%/7年	第25回定期検査	良
	B-B	下部胴とトランジションリング との周溶接継手	超音波探傷試験	100%/7年	第25回定期検査	良
2号炉	B-A	炉心領域にある胴の長手溶接継手 (下部胴の長手溶接継手)	超音波探傷試験	100%/7年	第25回定期検査	良
	B-B	上部胴と下部胴との周溶接継手	超音波探傷試験	100%/7年	第25回定期検査	良
	B-B	下部胴とトランジションリング との周溶接継手	超音波探傷試験	100%/7年	第25回定期検査	良

(参考) 1号：第25回定期検査 (2020年3月～11月)

2号：第25回定期検査 (2022年2月～6月)

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。

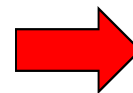
胴部（炉心領域部）材料の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり、また有意な欠陥がないことも超音波探傷試験により確認していることから、保全内容として適切である。

6. 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、維持規格に基づき、定期的に超音波探傷試験を実施していく。

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

7. まとめ

以上の評価結果について、原子力規制委員会「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。）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下表に示す。

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	<p>加圧熱衝撃評価の結果、健全性に問題がないこと。</p> <p>○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。</p>	<p>「3-4 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。</p>
	<p>上部棚エネルギー評価の結果、健全性に問題がないこと。</p> <p>○原子炉圧力容器について供用状態に応じて以下を満たすこと。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。</p> <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。 	<p>「3-3 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、68 Jを上回っており基準を満足していることを確認した。</p>
	<p>遵守可能な温度・圧力の制限範囲が設定可能であること。</p> <p>○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。</p>	<p>「3-2 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、別紙7の添付2に示す“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。</p>