

玄海原子力発電所 3号炉

高経年化技術評価

(原子炉容器の中性子照射脆化)

2023年11月2日

目 次

| | |
|----------------------|----|
| 1. 概要 | 2 |
| 2. 基本方針 | 2 |
| 3. 原子炉容器の中性子照射脆化について | 3 |
| 4. 評価対象機器の抽出について | 4 |
| 5. 技術評価 | 5 |
| 6. まとめ | 14 |

1. 概要

本資料は、「实用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第82条第1項の規定に基づき実施した高経年化技術評価のうち、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、「实用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド」及び「实用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」の記載事項を踏まえ、原子炉容器について運転開始後60年時点までの期間における中性子照射脆化に係る高経年化に関する技術評価として、中性子照射による脆化予測及び健全性評価を適切に実施し、その結果に基づき長期施設管理方針を適切に策定していることを確認することである。

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。

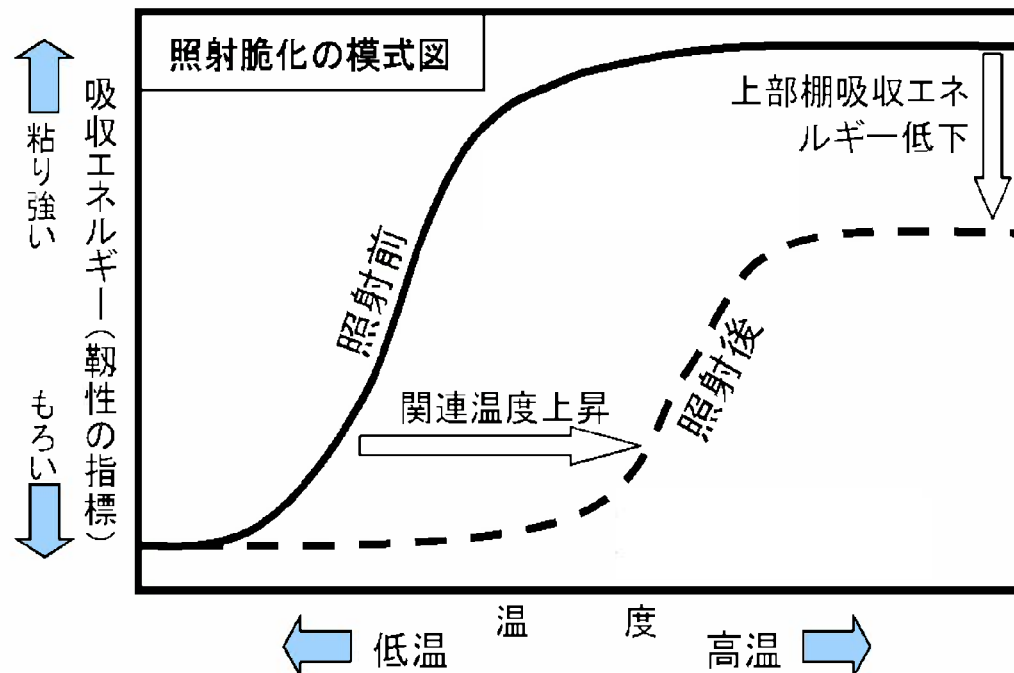


図 中性子による照射脆化について

4. 評価対象機器の抽出について

4. 1 評価対象の機器及び代表機器

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 評価点の抽出

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。

- 評価点：胴部（炉心領域部）
- 胴内表面での中性子照射量^{※1,2} ($E > 1 \text{MeV}$)
 - 2020年3月末時点： $1.38 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$
 - 運転開始後60年時点^{※3}： $4.64 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$

※1：2009年11月9日（13.6EFPY）にMOX燃料を装荷し、使用を開始していることから、今回の評価においては、13.6EFPY以前の第2回監視試験より得られた中性子束を保守的に1.2倍として将来予測を行っている。
 ※2：第2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。
 ※3：2020年4月以降、稼働率100%で運転すると仮定して算出。

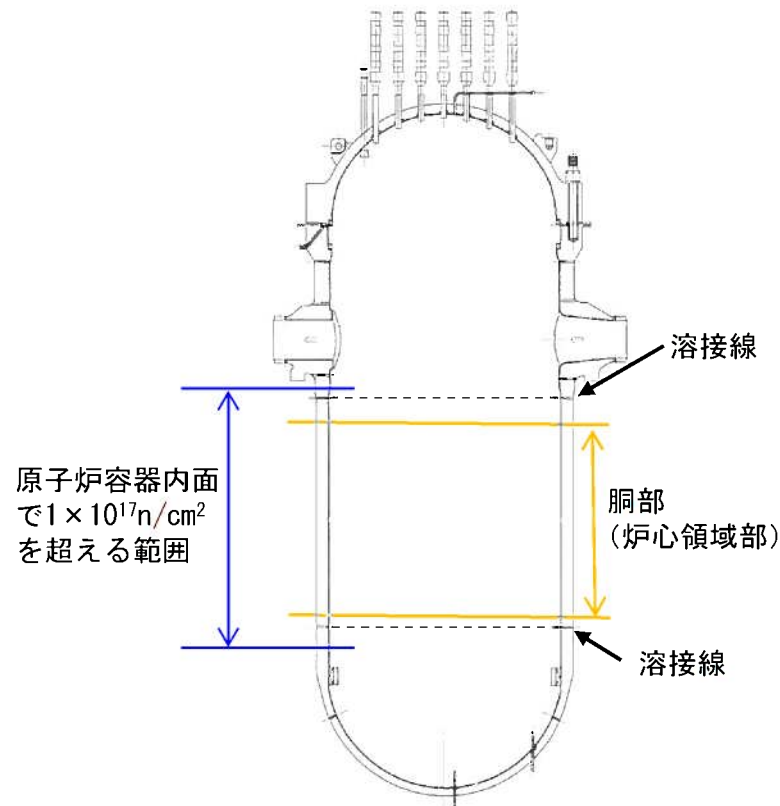


図 原子炉容器（イメージ）

表 主な仕様（本体胴）

| | | |
|------|------------|--------|
| 材料 | 低合金鋼（クラッド） | |
| 使用条件 | 最高使用圧力 | 最高使用温度 |
| | 約17.2MPa | 約343℃ |

表 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 |
|----|-------|------|--------|
| 母材 | 0.018 | 0.74 | <0.005 |

5. 2 監視試験結果

これまで計3回の監視試験を実施している。

監視試験結果を下表に示す。

表 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

| 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) ※3 | 上部棚吸収エネルギー (J) |
|--------|--------------|--|-------------------|----------------|
| | | | 母材 | 母材 |
| 初期値 | — | 0 | -61 | 283 |
| 第1回 | 1996年4月 | 0.786 [約16EFPY] ※1 | -55 | 273 |
| 第2回 | 2004年4月 | 2.71 [約49EFPY] ※1 | -49 | 263 |
| 第3回 | 2019年5月 | 4.76 [約85EFPY] ※1,2 | -30 | 265 |

※1：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：第3回監視試験実施時の定格負荷相当年数は約16EFPY。

※3：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。

【関連温度初期値】玄海3号炉 母材：-30°C

5. 3 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。

表 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>1MeV] | 関連温度※2 (°C) |
|--------------|---|-------------|
| | | 母材 |
| 2020年3月末時点 | 0.828 | -8 |
| 運転開始後60年時点※3 | 2.79 | 2 |

※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。

5. 3 関連温度評価 (続き)

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。

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、国内脆化予測法による予測の範囲内であることを確認した。

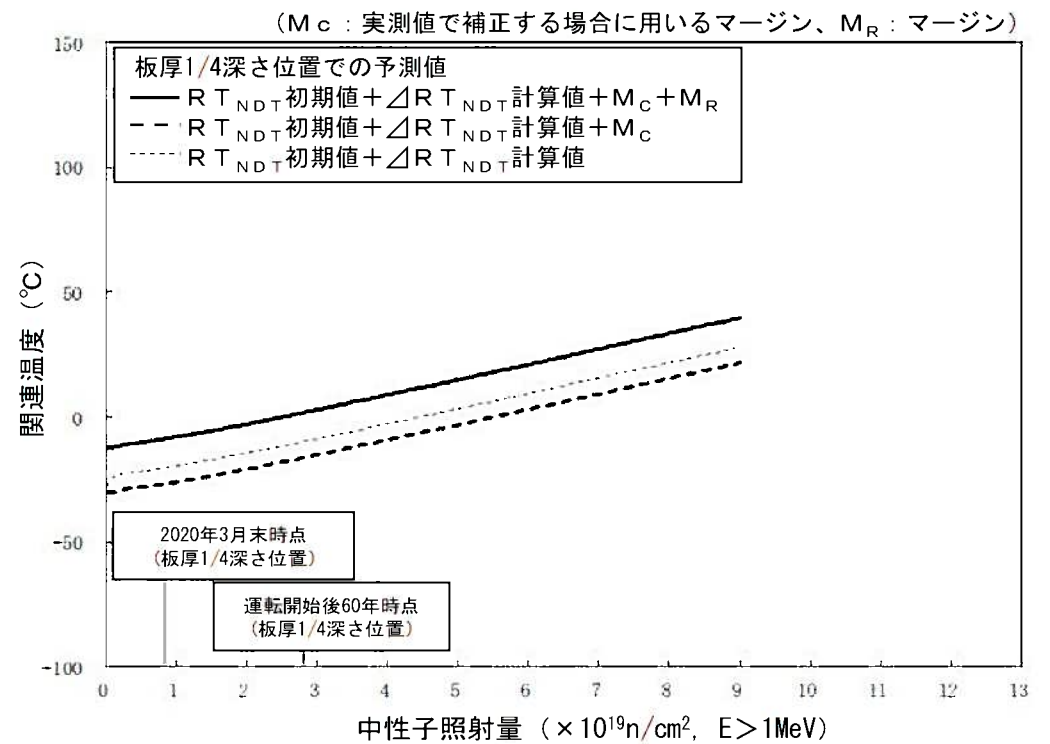
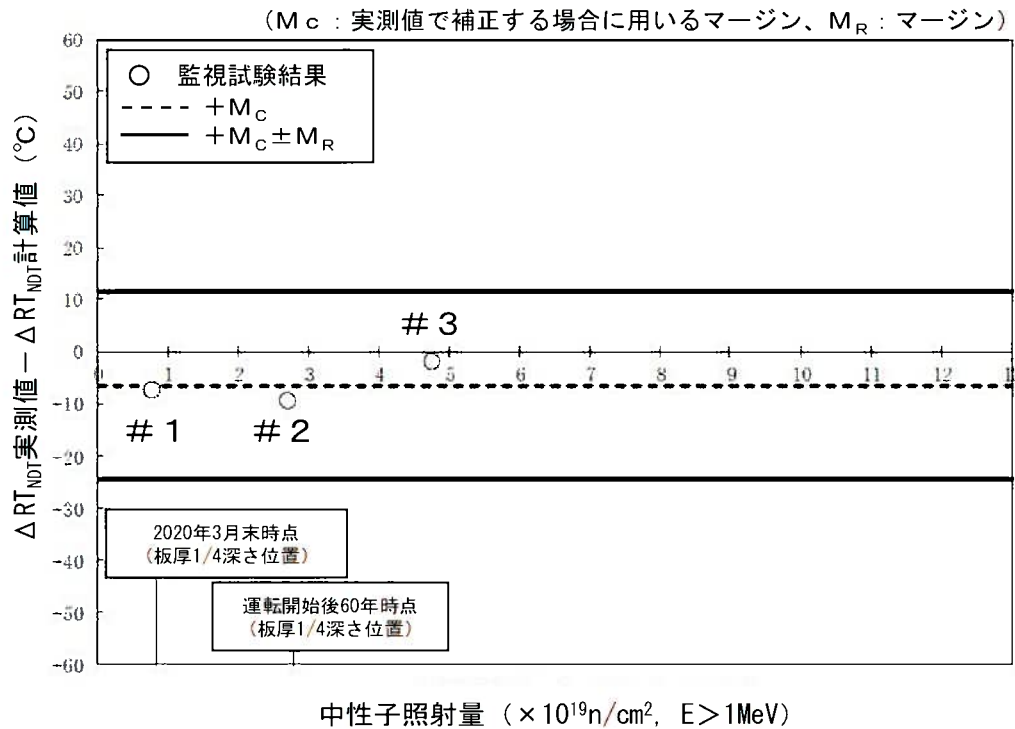


図 原子炉容器胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に対する
 関連温度の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係

5. 4 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附属書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、JEAC4206で要求している68J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附属書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を用いて導出するが、玄海3号炉の第1～3回の監視試験結果は全て適用範囲内であった。

表 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※1,2 |
|-----|-------|-------|--------------|----------------|
| 母 材 | L方向※3 | 273 | 257 | 251 |
| | T方向※4 | 283 | 269 | 262 |

※1：内表面から板厚tの1/4t深さでの予測値。

※2：2020年4月以降、稼働率100%で運転すると仮定して算出。

※3：主鍛造方向（参考値）

※4：試験片の長手方向が主鍛造方向に直角。

5. 5 加圧熱衝撃事象評価

(1) 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一1に基づき、玄海3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^{※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。

(2) 評価結果

評価の結果、深さ10mm※1の亀裂を想定しても、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。

※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。

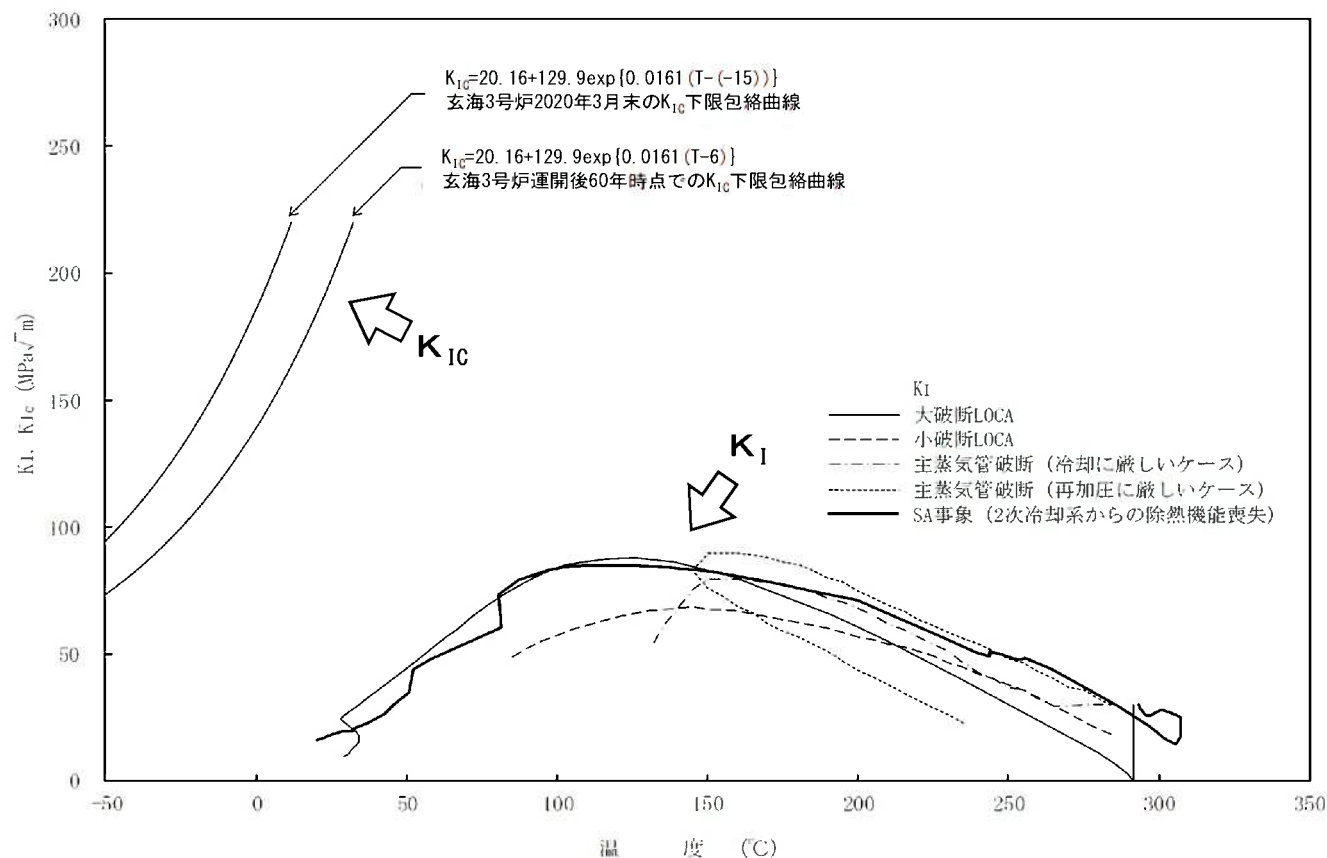


図 深さ10mmの想定亀裂を用いたPTS評価結果

5. 6 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。
- 玄海3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。
- 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:玄海3号炉第16回定期検査時(2022年1月～12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

5. 7 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を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。

5. 8 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。

2023年4月20日審査会合における指摘事項No.6に対する回答

なお、玄海3号炉のJEAC4201に基づく標準監視試験計画は3回であり、これまで3回の監視試験片の取出しを実施していること、また、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られることから、現時点において次回監視試験実施の具体的な計画はない。但し、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り、第4回監視試験の実施について今後10年間ににおける必要性を検討することを長期施設管理方針として策定した。しかしながら、さらなる知見の蓄積に努める観点からも監視試験の実施は必要であることを踏まえ、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第4回監視試験の実施計画を策定することとする。

6. まとめ

6. 1 審査ガイド等に対する確認結果

「2. 基本方針」に示す審査ガイド及び実施ガイドの記載事項に対して、高経年化に関する技術評価を適切に実施していることを確認した。技術評価の結果に基づき策定する長期施設管理方針を次項に示す。

6. 2 長期施設管理方針として策定する事項


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ことから、長期施設管理方針を下表のとおり定め、玄海原子力発電所原子炉施設保安規定に記載し、確実に実施していく。

表 玄海原子力発電所3号炉 長期施設管理方針（抜粋）

| 機器名 | 長期施設管理方針 | 実施時期※1 |
|-------|--|--------|
| 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4回監視試験の実施計画を策定する。 | 中長期 |

※1：実施期間は以下の期限を示す。

短期：2024年3月18日からの5年間、中長期：2024年3月18日からの10年間

 評価書の補正により、上記内容を反映するとともに、長期施設管理方針を変更する。