

問⑨ 経年劣化による危険性はないのですか。

- ・原子力発電所の施設のうち、配管などには、高温、高圧の環境で使用したり、水や蒸気が高速で流れる箇所があります。そのような環境で長い間使用していると、配管の内部が消耗したり、ひび割れが生じたり、ケーブルなどでは絶縁体の絶縁性能が低下するなどの劣化、いわゆる「経年劣化」が起こる可能性があります。
- ・原子力発電所では 13 ヶ月を超えない期間ごとに発電を停止し、2 か月あまりにわたって点検や補修を実施する「定期検査」があります。「定期検査」では、原子炉容器、燃料取扱装置といった重要な設備、機器は毎回点検を実施します。一方、機器の冷却用海水を取水するポンプや冷却水の冷却器の点検は2回の定期検査に1回、蒸気タービンの分解点検は3回の定期検査に1回の割合での実施など、それぞれの設備毎にその重要度や点検内容に応じて点検周期を定めています。
- ・特に、重要な設備である原子炉容器や蒸気発生器、一次冷却水の流れる配管や弁の溶接部については、設備の重要性やサイズに応じ、全箇所または代表箇所を検査対象箇所に定め、その目的や対象物に応じた検査方法（超音波探傷検査、渦流探傷検査、液体浸透探傷検査、目視検査、漏えい検査など）を用いて 10 年間で計画的に対象箇所の検査を実施し、傷やひび割れ、漏洩の有無などの確認をしています。

問⑨-1 経年劣化により大きな設備を交換したことはありますか。

- ・伊方発電所 1、2号機では、大型改良工事として、原子炉容器上部ふたや蒸気発生器、低圧タービン、中央制御盤などの大型の設備を新しい改良品に取り替えています。

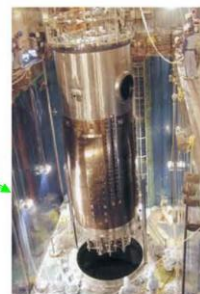
【これまでに実施した主な大型改良工事】

主な大型改良工事	実施年月	使用年数 [※]
1号機蒸気発生器および低圧タービン取替工事	H10. 6月	20.8年
2号機低圧タービン取替工事	H12. 8月	19.4年
1号機原子炉容器ふた取替工事	H13. 2月	23.4年
2号機蒸気発生器および原子炉容器ふた取替工事	H14. 1月	20.9年
1号機原子炉容器炉内構造物取替工事	H17. 3月	27.5年
2号機原子炉容器炉内構造物取替工事	H18. 3月	25.0年
1,2号機中央制御盤等取替工事	H21. 8月	31.9年(1号)

※営業運転開始後の年数



2号機蒸気発生器取替工事



1号機原子炉容器炉内構造物取替工事



1,2号機中央制御盤等取替工事

大型改良工事のイメージ

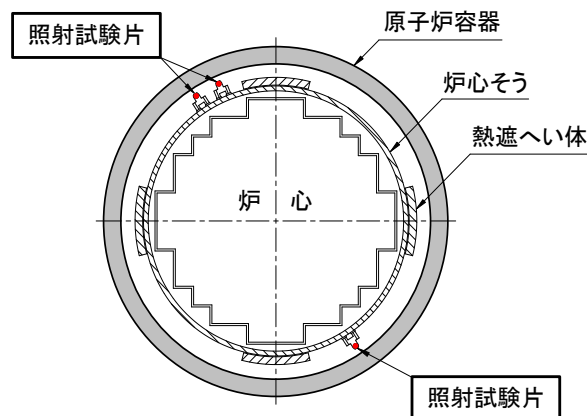
[写真：四国電力（株）提供]

- ・なお、運転開始後 30 年を超える 1、2号機については、平成 24 年 6 月の「原子炉等規制法」の改正までは、それまでの法律に基づいて、各機器に対して考えられる劣化モードごとに経年変化に関する技術評価を行い、その結果に基づき従来の点検に追加して実施すべき点検項目を抽出し、保守管理の計画に反映しています。

(保守管理計画について国の認可を得た年月：1号機：平成 19 年 8 月，2号機：平成 24 年 3 月)

問⑨-2 老朽化により原子炉容器は劣化しないのですか。

- ・原子炉容器は、低合金鋼できているために、燃料の核分裂によって放出される中性子が当たることで劣化し、徐々に材料の粘り強さの低下が進みます。この中性子による劣化を確認するため、原子炉容器内には原子炉容器と同じ材料で出来た監視試験片を設置しており、計画的に試験片を取り出して、原子炉容器の健全性の確認を行っています。
- ・伊方発電所では、1号機から3号機に、それぞれ6個の監視試験片を設置し、これまで1号機は4回、2号機は3回、3号機は2回試験片を取り出し、健全性の確認を行っています。その結果、想定している劣化の進み具合の範囲内に収まっており、特に顕著な劣化は認められていませんので、将来的に使用できるとの結果となっています。



[四国電力(株)提供資料]

問⑨-3 原子炉容器の検査で異常が見られたことはありませんか。

- ・平成21年4月に取り出された、九州電力玄海1号機の第4回目の監視試験結果において、金属の粘り強さが小さくなり脆くなる温度（脆性遷移温度）の急上昇が確認されたことがありました。
- ・これを受け、平成23年8月、愛媛県知事より四国電力に対して、平成28年ごろに予定されていた1号機における第4回目の監視試験の実施前倒しの要請が行われ、四国電力は平成23年10月に、1号機で4回目の監視試験片の取出しを行い、試験を実施しました。
- ・検査の結果、脆性遷移温度※は予測値52℃に対して45℃と、予測の範囲内であり、急激な上昇はみられず、高温時における金属の粘り強さの程度を表す指標（上部棚吸収エネルギー）についても、基準で求められている68ジュール以上といった値に対し、200ジュールであり、問題ないとの確認をしました。また、加圧熱衝撃評価により、試験結果が評価式を上回る結果が得られたことから、加圧された原子炉容器に冷却水が注入され急冷された場合でも原子炉容器が健全であることを確認しました。

※脆性遷移温度：金属材料において、材料の粘り強さが小さくなり脆くなる温度

- ・なお、伊方2、3号機についても、これまでの試験結果から原子炉容器の脆性遷移温度の上昇は緩やかに推移していることから金属の粘り強さが保たれており、原子炉容器は健全であることを確認しています。