

「経年劣化対策」に関する回答要旨

○原子力発電所の施設には、高温、高圧の環境であったり、水や蒸気が高速で流れる個所があります。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。（詳細は問⑨【経年劣化とは】）

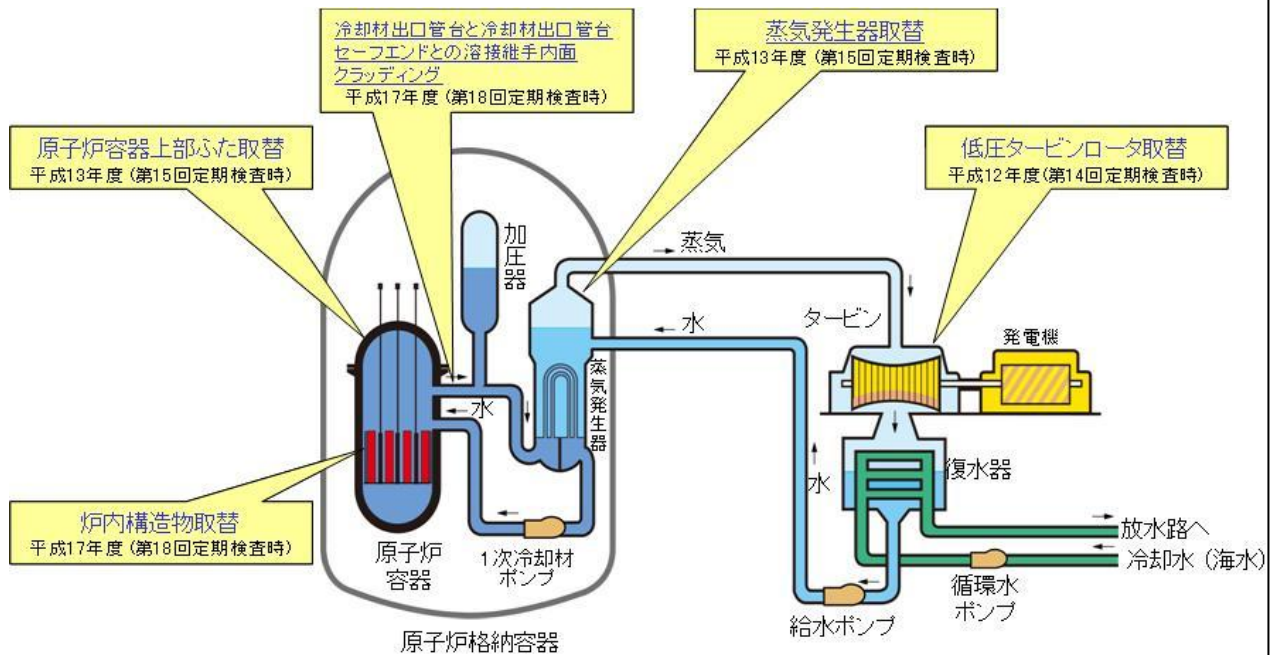
○伊方発電所では、運転期間中の安全水準を確保するため、機器ごとの経年劣化のタイプやその進み具合などの特徴を把握したうえで、定期的な点検や機器の取替えなどの保守管理を行っています。

定期的な点検の一例としては、13ヶ月を超えない期間ごとに発電を停止し、2ヶ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、原子炉容器などの重要な設備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、それぞれの設備ごと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。

○また、過去に行った大きな設備の交換としては、伊方発電所1、2号機において、予防保全対策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。（詳細は問⑨-1【大型改良工事】）

伊方発電所2号機における大型改良工事



[四国電力(株)提供資料]

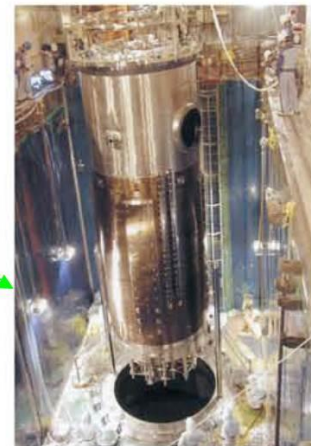
【これまでに実施した主な大型改良工事】

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

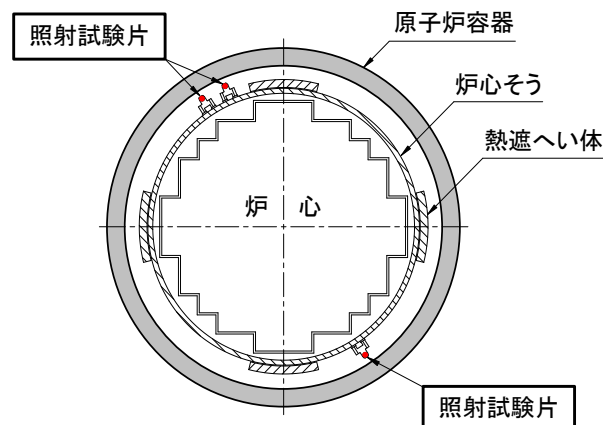
[四国電力(株)提供資料]

○原子炉容器は低合金鋼でできているため、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でき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。(詳細は問⑨-3【検査結果】)

監視試験片の設置位置(炉心水平断面)



[四国電力(株)提供資料]

問⑨ 経年劣化による危険性はないのですか。

【経年劣化とは】

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。

原子力発電所における主な「経年劣化事象」として、次のものがありますが、これら劣化現象をあらかじめ考慮したうえで設備等を設計するとともに、運転時の管理や点検、検査を入念に行い、補修や取り替えなど必要な措置を講じています。

①低サイクル疲労(金属疲労)

ポンプの起動停止などにより、配管の内部に加圧・減圧、加熱・冷却などの変化が繰り返し加わることで、配管等の強度が低下する事象。配管や原子炉容器、ポンプなどに起こる可能性があります。

②中性子照射脆化（ぜいか）

金属材料は、その材料ごとに固有の温度以下になると材料の粘り強さが小さくなり脆くなります。その固有の温度を「脆性遷移温度」と言います。中性子の照射を長時間受けると、脆性遷移温度が上昇し脆くなります。このことを「中性子照射脆化」と言い、原子炉容器で起こります。

③応力腐食割れ

溶接の熱処理などの影響で耐食性が低下した金属材料が、酸素を含む水中などの環境で、かつ引張る力のかかった状態で使用されると、亀裂が発生し、進展します。このように材料、環境、応力の3条件が重なって急速に進む割れを「応力腐食割れ」と言います。

④ケーブルなどの絶縁低下

電源や制御ケーブルの被覆に使用されるビニル系などの高分子材料は、長く使用するうちに空気中の酸素や紫外線、温度変化などにより劣化して絶縁性能が低下し、ショートなどの原因となる場合があります。

⑤コンクリートの強度低下、遮蔽能力の低下

建屋構造物などに使用されるコンクリートは、空気中の二酸化炭素による中性化や塩分浸透、アルカリ骨材反応などにより、ひび割れや内部の鉄筋の腐食に起因して強度が低下する可能性があることが知られています。また、高温環境下では内部に保有する水分が失われ、強度や放射線遮蔽能力が低下すると言われています。

【伊方発電所における対策】

伊方発電所では、プラントの運転期間中、一定の安全水準を確保するため、機器ごとの経年劣化のタイプやその進み具合などの特徴を把握したうえで、定期的な点検や機器の取替えなどの保守管理を行っています。

定期的な点検の一例としては、13ヶ月を超えない期間ごとに発電を停止し、2ヶ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、それぞれの設備ごと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※¹、傷やひび割れ、漏洩の有無などの確認をしています。

また、流れ加速型腐食による減肉※²発生の可能性がある配管系統に対しては、減肉速度および配管厚さに応じた検査時期を定め※³、きめ細かな管理（超音波による肉厚測定、予防的な配管取替）を行っています。

※¹日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」に基づき、検査プログラムを策定。

※²減肉（げんにく）：使用に伴う水流の摩耗などにより、配管壁の厚みが減少すること。

※³検査時期は、設備の過去の点検結果（配管の厚さ測定の結果）により減肉速度を求め、許容厚さまでの余寿命に応じて定めています。

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。

【大型改良工事】(図⑨-1-1、図⑨-1-2)

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。

なお、運転開始後30年を超える1、2号機については、原子炉等規制法に基づいて、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)

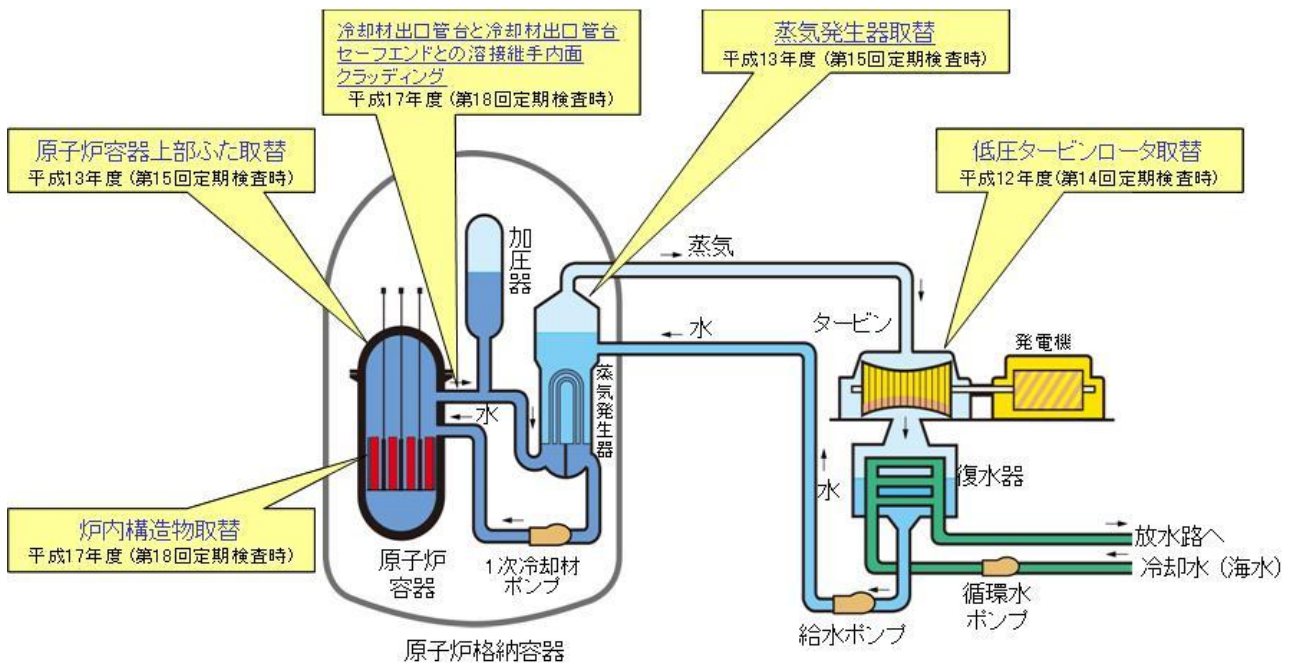
※高経年化技術評価：原子力発電所は、運転開始から30年を迎える前までに、高経年化により機能低下が起こっていないか、又は起こる可能性がないかを評価し、国へ報告することとなっている。

【追加した点検項目】

例えば、1号機で保守管理計画に追加した点検項目としては、タンクの基礎ボルトの腐食状況があります。長い期間が経過すると、タンクの基礎、コンクリートで埋め込んでいるような部分が劣化腐食している可能性があるため、これまで確認していなかった部分から点検を行います。

あるいは、火傷防止の保温材の下の配管が腐食している可能性があるため、濡れたり塩分が入ったりするような恐れがある場合は、一定間隔で保温材を外して確認するなどの点検項目を作ります。

図⑨-1-1 伊方2号機における大型改良工事



[四国電力(株)提供資料]

図⑨-1-2 大型改良工事のイメージ

【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

[四国電力(株)提供資料]

問⑨-2 老朽化により原子炉容器は劣化しないのですか。

【原子炉容器の劣化の原因】(図⑨-2-1)

原子炉容器は低合金鋼でできているため、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。

※監視試験片は原子炉容器より燃料に近い位置にあり、原子炉容器の約2～5倍の中性子が照射されています。よって、監視試験片を試験することで、原子炉容器の将来の劣化度合いを確認することができます。

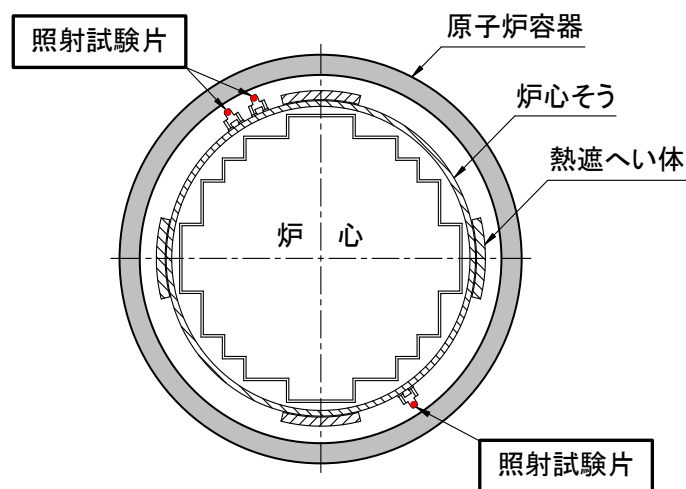
【伊方発電所での対策】

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。

また、試験結果については国や愛媛県へ報告を行っています。

図⑨-2-1 監視試験片の設置位置(炉心水平断面)



[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。

【検査実施の前倒し】

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伊方発電所 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、四国電力は同年 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。

【検査結果】

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ませんでした。（図⑨-3-1）

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。（表⑨-3-1）

また、加圧熱衝撃評価※¹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。（図⑨-3-2）

原子炉容器の中性子照射脆化は、材料中の銅などの不純物が多いほど進む傾向にあり、伊方発電所 1 号機では他プラントと比べて不純物の含有量が少ない※²ことが寄与していると考えています。

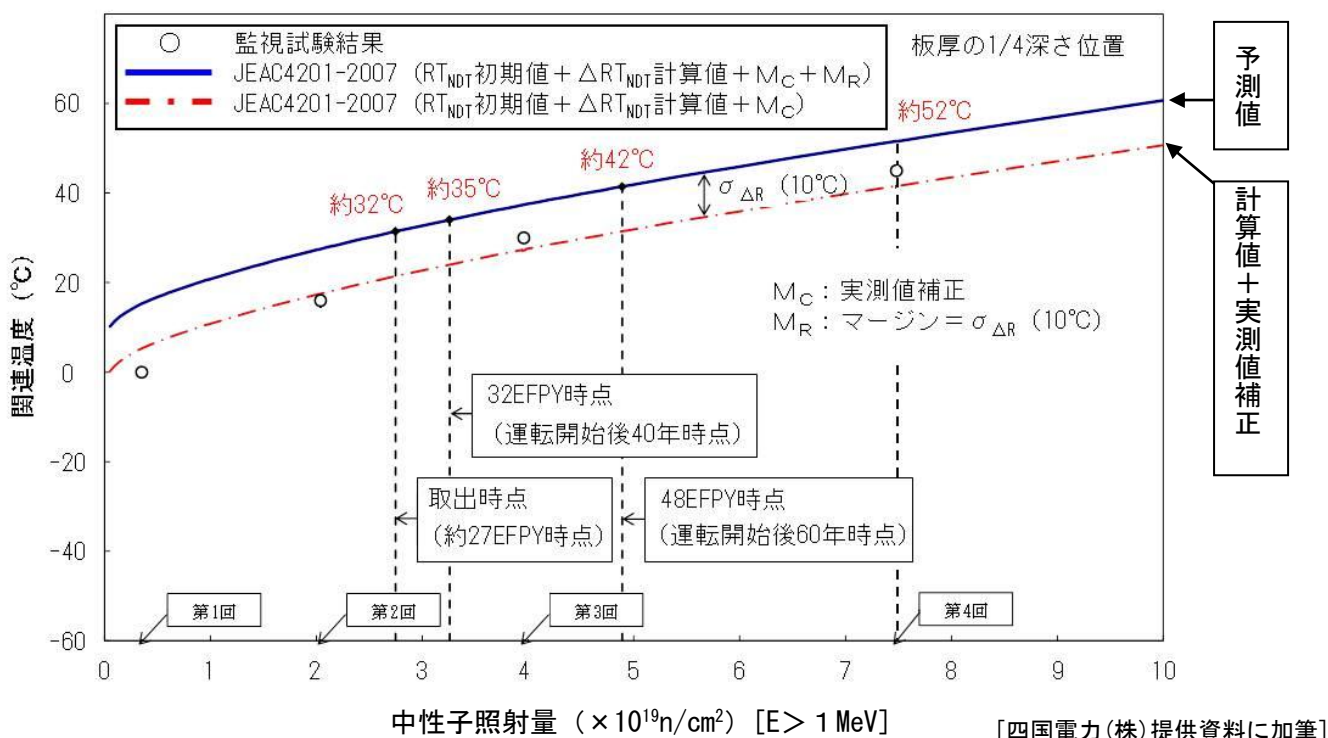
なお、伊方発電所 2、3 号機についても、これまでの試験結果で原子炉容器の脆性遷移温度の上昇が緩やかに推移していることや、金属の粘り強さが保たれていることなどから、原子炉容器は健全であることを確認しています。

※¹加圧熱衝撃：配管の破損などにより、一次冷却水が大量に流出した場合、非常用炉心冷却設備により冷却水が注入されます。この時、加圧された原子炉容器が急激に冷却され、原子炉容器内外の温度差により強い力が発生することを加圧熱衝撃といいます。

※²原子炉容器材料中の不純物（銅）の含有量
伊方 1 号機・・・0.05%、玄海 1 号機・・・0.12%

<参考>伊方発電所1号機の監視試験結果（第4回）

図⑨-3-1 1号機監視試験片の脆性遷移温度(関連温度)



※脆性遷移温度の予測では、監視試験の都度、温度の上昇量を実測し、「原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007)」に示される脆化予測法に基づき、脆性遷移温度の予測値を求めます。

予測値は、計算値にこれまでの実測値の補正およびマージン (10°C) を加えて求める値となります。伊方発電所1号機の予測値は 52°C となっていますが、試験結果である 45°C は予測値を超えておらず、脆化予測法で予測する脆化傾向と乖離する傾向は認められませんでした。

※EFPY：定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数。

表⑨-3-1 1号機監視試験片の上部棚吸収エネルギー

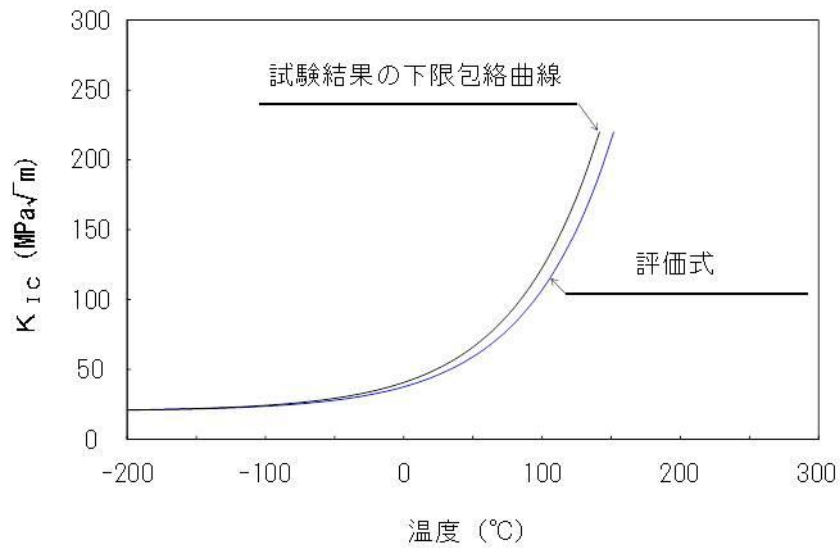
監視試験	中性子照射量 ($\times 10^{19}n/cm^2$) [E > 1 MeV]	上部棚吸収エネルギー (J)
初期値	0	209
第4回	7.5	200

[四国電力(株)提供資料]

※上部棚吸収エネルギーの基準値は、「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)」に定められています。

基準では、68J 以上が要求されており、伊方発電所1号機の試験結果である 200J は、この基準を満足しています。

図⑨-3-2 1号機監視試験片の加圧熱衝撃試験評価結果



[四国電力(株)提供資料]

※加圧熱衝撃試験評価では、健全性を確認するため破壊靱性値(K_{1c})というパラメータを用います。靱性とは材料の粘り強さを表し、破壊靱性値とは破壊に対する抵抗力を表します。評価試験では、「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)」に基づき、試験結果が評価式を上回っているかどうかを確認します。評価式で求まる値以上であれば、靱性が十分に大きく、加圧熱衝撃が生じた場合でも原子炉容器が健全であるとされており、伊方発電所1号機の試験結果の下限包絡曲線は評価式を上回っていることから、原子炉容器は健全であることを確認しました。

問⑨-4 配管等の金属疲労、金属腐食は進展していないのですか。

【金属疲労、金属腐食とは】

ポンプの起動停止などにより、配管の内部に加圧・減圧、加熱・冷却などの変化が繰り返し加わることで、比較的小さな力で金属にひび割れなどが生じる事象は、低サイクル疲労と呼ばれる金属疲労の一種で、原子力発電所においても配管や原子炉容器、ポンプなどにおいて留意する必要があります。

また、放射能を取り扱う設備などでは、耐食性に優れたステンレス鋼を使用していますが、ステンレス鋼は、溶接の熱処理などの影響で耐食性が低下した場合、酸素を含む水中など腐食環境において、引張り応力のかかった状態で使用すると、応力腐食割れと呼ばれる金属腐食により、材料に亀裂が発生し、急速に進展することが知られています。

【定期検査の実施】(図⑨-4-1)

伊方発電所では、プラントの経年劣化の状態を正しく把握し、運転期間によらず安全な状態を保つため、定期的に点検・検査や設備の取替えなどの保守管理を行っています。

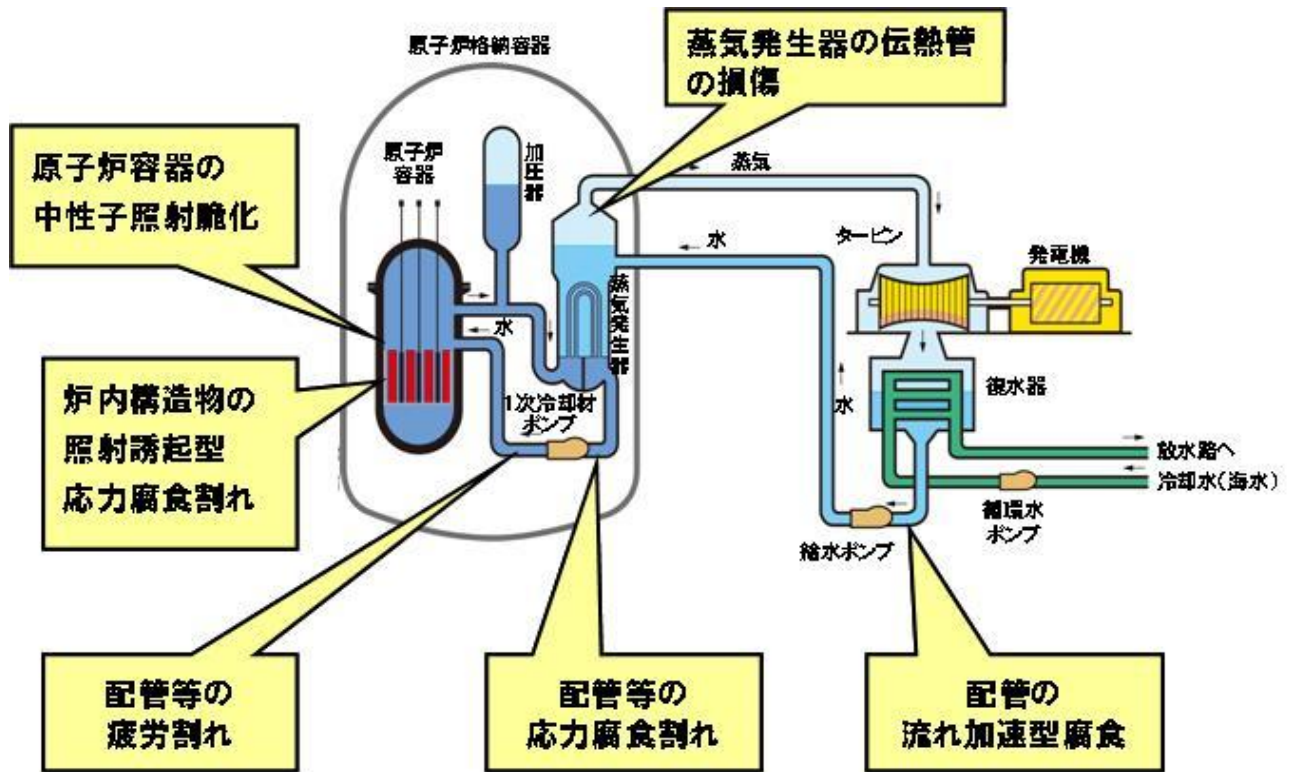
具体的には、原子力発電所は13ヶ月を超えない期間ごとに発電を停止し、一般に「定期検査」と呼ばれる点検・検査を2ヶ月あまりにわたって実施します。「定期検査」では、原子炉容器、燃料取扱装置といった重要な設備、機器は毎回点検を実施します。一方、機器の冷却用海水を取水するポンプや冷却水の冷却器の点検は2回の定期検査に1回、蒸気タービンの分解点検は3回の定期検査に1回の割合での実施など、それぞれの設備毎にその重要度や点検内容に応じて点検周期を定めています。

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、各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。

また、流れ加速型腐食による減肉発生の可能性がある配管系統※に対しては、減肉速度および配管の厚さに応じた検査周期を定めて、超音波による肉厚測定を行い、肉厚が管理レベルに近づくと、予防的に配管取替を行っています。

※一次冷却水系統の配管はステンレス鋼で作られており、減肉が起こりにくいですが、二次冷却水系統の配管は炭素鋼や低合金鋼が多く使われており、特にバルブの前後や配管の曲がった屈曲部という所で水の流れが変わり、減肉が起こる可能性があるため、周期を定めて点検を行っています。

図⑨-4-1 評価した主な経年劣化事象



[四国電力(株)提供資料]