

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(1/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>1. 原子炉再循環系ポンプ等の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。</p>	<p>実過渡回数に基づく60年時点での過渡回数を用いて、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005(2007年追補版を含む)」や日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法JSME S NF1-2009」に基づく疲労評価等を実施し、健全性を確認した。</p>
<p>2. 原子炉圧力容器の照射脆化については、「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201-2007)の脆化予測式による評価を実施する。 また、その結果を踏まえ、確立した使用済試験片の再生技術の適用による追加試験の実施の要否を判断し、要の場合はそれを反映した取り出し計画を策定する。 低圧注水ノズルについては、再度照射量を評価し、健全性評価の要否を判断し、要の場合は再評価を実施する。なお、再評価にあたっては、Cuの含有量の実測を行う。</p>	<p>2014年度に取り出した監視試験片の試験結果を踏まえ、「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201-2007[2013年追補版])の脆化予測式により、40年時点、60年時点の中性子照射量を用いて評価を実施した。その結果、最低使用温度、上部棚吸収エネルギーとも管理値に対して問題のないことを確認した。 また、使用済試験片の再生技術の適用による追加試験の実施時期を評価し、取り出し計画を策定した。 低圧注水ノズルについて再度中性子照射量を評価した結果、運転開始後60年時点において、$0.87 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2 (> 1\text{MeV})$程度と評価されたが、保守的な評価として中性子照射脆化に対する健全性評価は、低圧注水ノズルを代表として再評価を実施した。 なお、Cuの含有量については、第24回定期検査(2009年度)及び第25回施設定期検査(2011年度)に2回にわたり実測をしていることから、健全性評価にあたっては実測値を適用し評価した。その結果、監視試験結果に対して最低使用温度が高くなったが、管理可能な値であり問題のないことを確認した。</p>
<p>3. 炉内構造物の中性子照射による靱性低下については、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成20年7月11日付け平成20・07・04原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	<p>第25回施設定期検査(2012年度及び2015年度)に日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格JSME S NA1-2008(2008年版)」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について(平成26年8月6日 原規技発第1408063号 原子力規制委員会決定)」に基づき炉内構造物供用期間中検査及び炉内構造物検査としてシュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管を対象に点検を実施し問題のないことを確認した(上部格子板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管については日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検を包含している)。 また、炉心シュラウド、炉心支持板については第25回施設定期検査(2012年度)に日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づき炉内構造物供用期間中検査及び炉内構造物検査として点検を実施し問題のないことを確認した。安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否について検討した結果、今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(2/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>4. 原子炉圧力容器等の粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成20年7月11日付け平成20・07・04原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れに関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	<p>原子炉圧力容器等の粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」又は「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規) NISA-325c-09-1, NISA-163c-09-2(平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号)」又は「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について(平成26年8月6日 原規技発第1408063号 原子力規制委員会決定)」に基づき点検を実施した。</p> <p>炉内構造物については、第24回定期検査(2009年度)において、炉内構造物検査を実施し、また、第25回施設定期検査(2011年度、2015年度)においては、炉内構造物供用期間中検査及び炉内構造物検査を実施し、問題のないことを確認している。なお、シュラウドサポートについては、ひび割れが確認されたが、健全性評価を実施し問題のないことを確認している。これらについては、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検を包含している。</p> <p>原子炉圧力容器については、第24回定期検査(2009年度)において、クラス1機器供用期間中検査及び炉内構造物供用期間中検査を実施し、問題のないことを確認している。</p> <p>原子炉再循環系配管(原子炉冷却材浄化系配管)については、第24回定期検査(2009年度)において、クラス1機器供用期間中検査を実施し、問題のないことを確認している。安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否について検討した結果、今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。</p>
<p>5. 排ガス復水器胴及びドレンタンクの応力腐食割れについては、内部の目視点検又は超音波探傷検査による点検を実施する。</p>	<p>第25回施設定期検査(2013年度)にて排ガス復水器胴及びドレンタンクの応力腐食割れについて、排ガス復水器胴を代表部位として超音波探傷検査による点検を実施し、有意な欠陥がないことを確認した。</p>
<p>6. 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成20年7月11日付け平成20・07・04原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。炉内構造物の上部格子板の照射誘起型応力腐食割れについては、MVT-1による目視点検を実施する。</p>	<p>第25回施設定期検査(2014年度)に最も中性子照射量が高い炉内構造物である上部格子板を代表にMVT-1による目視点検を実施し問題のないことを確認した。今後は、保守管理の実施に関する計画に基づく点検計画にしたがって定期的にMVT-1による目視点検を実施し、健全性を確認することとしている。なお、第25回施設定期検査(2015年度)に日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版)」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について(平成26年8月6日 原規技発第1408063号 原子力規制委員会決定)」に基づき炉内構造物供用期間中検査として炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管を対象に点検を実施し問題のないことを確認した(上部格子板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管については日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検を包含している)。また、炉心シュラウド、炉心支持板については第25回施設定期検査(2012、2014年度)に日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づき炉内構造物供用期間中検査及び炉内構造物検査として点検を実施し問題のないことを確認した。安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否について検討した結果、今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(3/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
7. 原子炉給水ポンプ駆動用タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては、超音波探傷検査による点検を実施する。	第25回施設定期検査(2012年度)にて原子炉給水ポンプ駆動用タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについて、超音波探傷検査による点検を実施し、有意な欠陥がないことを確認した。
8. ジェットポンプ計測管締付部の締付力低下については、目視点検を実施する。	第24回定期検査(2009年度)に日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」及び「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)NISA-325c-09-1, NISA-163c-09-2(平成21年2月27日付け 平成21・02・18原院第2号)」に基づき炉内構造物供用期間中検査としてJP11, 12を定点に目視点検を実施し問題のないことを確認した。
9. 原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッダ及びサブプレッションチェンバスプレイヘッダの腐食については、内面の目視点検を実施する。	第24回定期検査(2009年度)にドライウェルスプレイヘッダ内面及びサブプレッションチェンバスプレイヘッダ内面の目視点検を実施し機能・性能に影響を及ぼす有意な変形、割れ、腐食等がないことを確認した。
10. 原子炉補機冷却水系炭素鋼配管等*の外面腐食については、保温材に覆われた範囲について点検要領を定め、外表面の目視点検を実施する。	社内規程「配管肉厚管理マニュアル」に点検要領を定めた上で、第25回施設定期検査(2012年度及び2015年度)に保温材に覆われた範囲について、代表部位の配管外面について塗装の劣化(剥離、膨れ、変色)がないことを以て配管外面に腐食がないことを確認した。
11. 埋設炭素鋼配管の外面腐食については、点検要領を定め、代表部位の目視点検を実施する。	社内規程「配管肉厚管理マニュアル」に点検要領を定めた上で、第25回施設定期検査(2015年度)にて、埋設炭素鋼配管(OG系)の外表面の目視点検を実施し、有意な腐食がないことを確認した。 なお、同じく埋設炭素鋼配管である二重管について内面からの肉厚測定を実施し、有意な腐食がないことを確認した。
12. グランド蒸気蒸発器ドレンタンク等の腐食については、肉厚測定を実施する。	第24回定期検査(2009年)に、グランド蒸気蒸発器ドレンタンク、可燃性ガス濃度制御系設備(気水分離器、配管)、蒸気式空気抽出器(胴を代表部とした)の代表部位の超音波探傷試験(肉厚測定)を実施し、有意な腐食がないことを確認した。

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(4/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>13. 支持脚スライド部の腐食については、目視点検を実施する。</p>	<p>原子炉冷却材浄化系再生熱交換器及び原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器は、2009年度に支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。</p> <p>残留熱除去系熱交換器は、2011年度にA号機、2013年度にB号機の支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。</p> <p>第6給水加熱器は、第25回施設定期検査(2013年度)に支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。</p> <p>排ガス予熱器及び排ガス復水器は、2013年度に支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。</p> <p>蒸気式空気抽出器は、2009年度に支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。</p>
<p>14. 主蒸気ノズル等の腐食については、目視点検を実施する。</p>	<p>第24回定期検査(2009年度)に火力原子力発電技術協会 BWR炉内構造物点検評価ガイドラインに基づき炉内構造物検査として主蒸気ノズル、給水ノズル、炉心スプレインノズル、低圧注入ノズル、上鏡スプレインノズル、ベントノズル、制御棒駆動水ノズル、上鏡内面を対象に点検を実施し有意な腐食がないことを確認した。</p> <p>第25回施設定期検査(2011年度)に日本原子力技術協会 JANTI-VIP-06「炉内構造物等点検評価ガイドラインについて(第3版)」に基づき炉内構造物検査としてドレンノズルを対象に点検を実施し有意な腐食がないことを確認した。</p>
<p>15. ディーゼル発電機海水系のレストレイント、埋込金物の腐食については、補修塗装を実施する。</p>	<p>第24回定期検査(2009年度)に、ディーゼル発電機海水系(2C, HPCS)及び第25回施設定期検査(2014年度)に、ディーゼル発電機海水系(2C, 2D, HPCS)のレストレイント、埋込金物の補修塗装を実施した。</p> <p>また、第25回施設定期検査(2016年度)に外観点検を実施し、問題がないことを確認した。</p>
<p>16. 排気筒の腐食については、詳細な部位毎に点検要領を定め、点検を実施する。</p>	<p>点検計画に実施部位(主排気筒筒身、サンプリング配管、フランジボルト・ナット、管台、非常用ガス処理系排気筒筒身、主排気筒鉄塔)と実施内容(目視点検)を定め、2013年度に計画的な点検を実施し、問題のないことを確認した。</p> <p>また、排気筒補強工事により、新たに設置されたオイルダンパ及び弾塑性ダンパについて適切に点検計画に反映され、計画的な点検が行われることを確認した。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(5/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>17. 炭素鋼配管の内面の流れ加速型腐食、ステンレス鋼配管、炭素鋼配管及び低合金鋼配管の内面の液滴衝撃エロージョンについては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ、安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は「配管肉厚管理マニュアル」を改定する。</p> <p>また、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管（給水系、主蒸気系、給水加熱器ドレン系）は、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性の再評価を実施する。</p> <p>なお、配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	<p>社内規程「配管肉厚管理マニュアル」は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」に定められた内容に従い、対象系統及び部位や実施時期等の考え方を反映している。</p> <p>第24回定期検査(2009年)、第25回施設定期検査(2011年～)に実施した肉厚測定より得られた実測データ及び基準地震動S_s等により定まる地震力を用いて炭素鋼配管の耐震安全性評価を実施し、60年時点における耐震安全性を確認した。</p> <p>なお、安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否について検討した結果、今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。</p>
<p>18. 後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、類似環境下にある機器の取替が行われる場合に、調査を実施する。</p>	<p>2013年度に約37年使用した屋外機器の取替に合わせ、基礎ボルトの調査を実施したところ、軽微な発錆は認められたものの、手入れをした結果、有意な腐食は認められなかった。</p> <p>2017年度に運開後、約39年経過したMSTンネル室空調装置（撤去済み）後打ちケミカルアンカについて、機器撤去後は未使用状態であったため、腐食・付着力の観点から、引き抜き試験を実施し、樹脂の劣化状況を確認した。後打ちケミカルアンカの直上部は軽微な腐食は認められたものの、手入れをした結果、有意な腐食は認められなかった。また樹脂（埋設）部は、有意な腐食はなく、引き抜き試験の結果からも許容引張応力を上回る荷重でコーン状破壊に至っていることから、樹脂の健全性を確認することが出来た。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(6/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>19. 機器付基礎ボルト等の腐食については、機器取替の場合、調査を実施する。</p>	<p>基礎ボルト(機器付基礎ボルト, 後打ちメカニカルアンカ, 後打ちケミカルアンカ)については、第24回定期検査(2009年度)に屋内設置のケミカルアンカの直上部の目視点検, 第25回施設定期検査(2013年度)に屋外設置の基礎ボルトの直上部の目視点検を実施し、有意な腐食のないことを確認している。</p> <p>なお、メカニカルアンカのコンクリート埋設部については、機器の取替が行われなかったため、調査は実施していない。</p> <p>2012年度に約33年間使用した主要変圧器の取替を行っており、取替に合わせて既設変圧器のタンク、底板ビームの腐食状況について確認を実施した。底板ビームの腐食量を測定した結果、許容腐食量内にあることを確認した。</p> <p>また、タンク底板については、目視による腐食状況の確認を行った結果、タンク底板に部分的に錆は見受けられたが、塗装の大部分は残存しており、健全な状態であることを確認した。</p> <p>なお、所内、起動、予備の各変圧器の基礎ボルト等は、今後計画されている取替時に合わせて確認を行う。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(7/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>20. 低圧CNケーブル等の絶縁体の絶縁特性低下については、実機相当品の60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の評価を行う。</p> <p>評価にあたっては、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果に基づき、長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>① 低圧CNケーブル、低圧CVケーブル及び低圧KGBケーブル 低圧CNケーブル、低圧CVケーブル及び低圧KGBケーブルは、『電気学会技術報告(Ⅱ部)第139号「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」』(以下「電気学会推奨案」という)並びに原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」(以下「ACA研究」という)の成果を踏まえて取りまとめられた「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」(以下「ACAガイド」という)に基づき健全性を評価した結果、東海第二発電所における敷設環境において「低圧CNケーブルは約4年」、「低圧CVケーブルは60年以上」、「低圧KGBケーブルは60年以上」の健全性を維持できることを確認した。「低圧CNケーブル」は、今停止期間中に防火対策として「難燃PNケーブル」へ更新することとしている。</p> <p>② 難燃一重同軸ケーブル 難燃一重同軸ケーブル(架橋ポリエチレン)は、ACAガイドに取りまとめられている経年劣化手法にて評価を行い、設計基準事故を想定した東海第二発電所における敷設環境において60年間の健全性を維持できることを確認した。 難燃一重同軸ケーブル(耐放射線性架橋ポリオレフィン)は、東海第二発電所において31年間使用したケーブルを供試体に設計基準事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、東海第二発電所における敷設環境において31年の健全性を維持できることを確認した。</p> <p>なお、当該ケーブルは2009年(運転開始後31年)に難燃一重同軸ケーブル(架橋ポリエチレン)に取替を実施しており、ACAガイドに基づき、東海第二発電所における敷設環境において30年の健全性を維持できることを確認した。 よって、東海第二発電所における敷設環境において当該ケーブルは60年の健全性を維持できることを確認した。</p> <p>難燃一重同軸ケーブル(難燃性架橋ポリオレフィン)は、東海第二発電所において37年間使用したケーブルを供試体に用いて、ACAガイドに基づき23年分の劣化付与並びに設計基準事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、東海第二発電所における敷設環境において60年の健全性を維持できることを確認した。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(8/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>21. 難燃六重同軸ケーブルの絶縁特性低下については、60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の評価を行う。</p> <p>評価にあたっては、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果に基づき、長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>原子力安全基盤機構によるACAガイドに基づき、30年間の運転期間及び事故時雰囲気等を想定した健全性評価を行い、東海第二発電所における敷設環境において健全性を維持できることを確認した。なお、難燃六重同軸ケーブルは1999年(運転開始後21年)に取替を実施しており、これを考慮すると運転開始から約51年間の絶縁性能を維持できることを確認した。</p>
<p>22. 難燃三重同軸ケーブルの絶縁特性低下については、</p> <p>① 系統機器の点検に合わせ絶縁抵抗測定を実施する。</p> <p>② また、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果に基づき、長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価を実施する。</p>	<p>第24回定期検査(2008年度)、第25回施設定期検査(2011年度)にて、難燃三重同軸ケーブルの絶縁抵抗測定を実施した。</p> <p>難燃三重同軸ケーブルは、東海第二発電所で37年間使用した絶縁体仕様が類似するケーブルを供試体として、ACAガイドに取りまとめられている経年劣化手法にて、23年間の健全性の確認を行った。これを考慮すると運転開始から60年間の絶縁性能を維持できることを確認した。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(9/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>23. 端子台等の絶縁特性低下については、事故時環境内で機能要求がある場合、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。</p> <p>評価にあたっては、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>① 端子台 IEEE Std.382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-Operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power Plants」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに原子炉格納容器外用端子台は、原子炉建屋において12年間使用した端子台を供試体に48年相当の劣化付与を行い、設計基準事故時雰囲気(蒸気)を想定した蒸気曝露試験を行うことで60年の健全性が維持できることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器内用端子台は、原子炉格納容器内において38年間設置使用した端子台を供試体に設計基準事故時雰囲気(蒸気)を想定した蒸気曝露試験を行うことで、38年間の健全性が維持できることを確認した。</p> <p>なお、原子炉格納容器内用端子台については、今停止期間中に取替えを行うことで、60年の運転を想定した期間、健全性を維持できる。</p> <p>② 同軸コネクタ 日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに東海第二発電所において使用している新品同軸コネクタに37年分の劣化付与を行い、事故時雰囲気(蒸気)を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。</p> <p>当該コネクタは、2001年(運転開始後23年)に取替を実施しており、これを考慮すると運転開始から60年間の健全性を維持できることを確認した。</p> <p>③ 計測装置のうち回転数検出器(電磁ピックアップ式) 日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに原子力安全基盤機構による「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究(JNES-RE-2012-0016 平成24年11月)」の成果を反映し、東海第二発電所において使用している回転数検出器の60年間の運転期間及び事故時雰囲気(蒸気)を想定した健全性評価試験を実施していたところ、検出器出力信号に特性不良が発生し、良好な結果を得ることができなかった。したがって、回転数検出器については、60年の健全性は維持できないと判断した。プラントメーカーがIEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」に準拠して行った、回転数検出器の長期健全性評価試験の結果をもとに、当該検出器の40年間の運転期間における健全性を確認した。当該検出器は運転開始後14年に設置以降25年間使用しており、点検計画(定期取替品に設定)に反映することとし、設置後40年を迎える前に取替えることにより、運転開始から60年間の健全性を維持することができる。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(10/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>24. 計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器(ダイヤフラム式)等の特性変化については、事故時環境内で機能要求がある場合、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。</p> <p>評価にあたっては、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>① 圧力伝送器／差圧伝送器(ダイヤフラム式) 日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに東海第二発電所において使用している伝送器の20年間の運転期間及び設計基準事故時雰囲気想定した健全性評価試験並びに9年間の運転期間及び重大事故等時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。</p> <p>② SRNM前置増幅器 日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに東海第二発電所において使用しているSRNM前置増幅器の14年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。</p> <p>③ 放射線検出器(イオンチェンバ式) 日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに東海第二発電所において使用している放射線検出器の60年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。</p>
<p>25. 計測装置のうち温度検出器(熱電対式、測温抵抗体式)の絶縁特性低下については、事故時環境内で機能要求がある場合、25年毎に実施する取替計画を策定する。</p> <p>また、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価を実施する。</p>	<p>事故時環境内で機能要求がある温度検出器(熱電対式、測温抵抗体式)について、取替計画を点検計画に反映した。</p> <p>また、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに原子力安全基盤機構による「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究(JNES-RE-2012-0016 平成24年11月)」の成果を反映し、東海第二発電所において使用している熱電対式温度検出器は25年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。</p> <p>一方、測温抵抗体式温度検出器は30年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施していたところ、シール部に不良が発生し、良好な結果を得ることができなかった。したがって、測温抵抗体式温度検出器については、60年の健全性は維持できないと判断した。測温抵抗体式温度検出器は、既設測温抵抗体式温度検出器の試験を行い、健全性が確認できなかったことから、シール部の改良により15年間の健全性が確認されている測温抵抗体式温度検出器へ更新するとともに、設置後15年を迎える前に取替えることを点検計画(定期取替品の周期見直し)に反映することで健全性を維持できる。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(11/11)

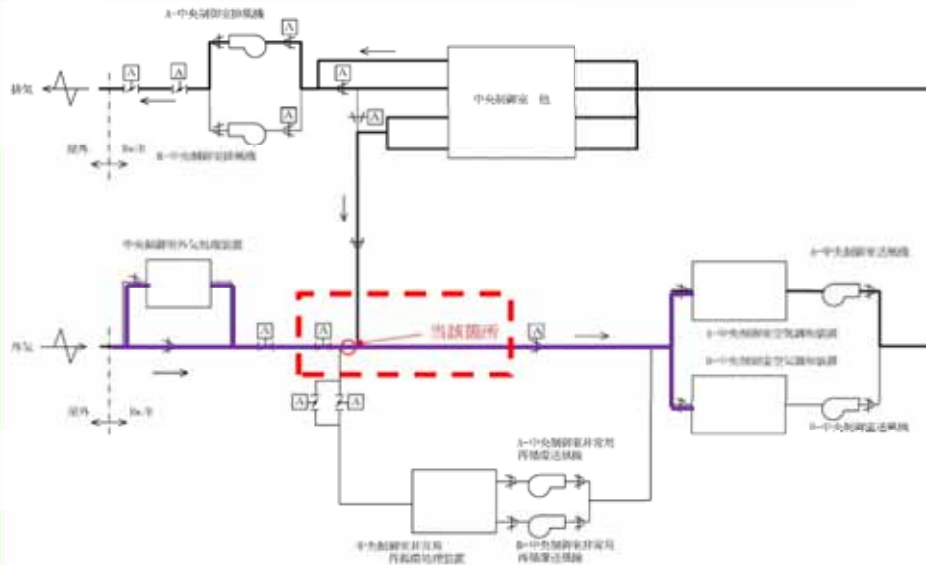


長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>26. 原子炉格納容器内の電動(交流)弁用駆動部及び原子炉格納容器外の電動(交流・直流)弁用駆動部の絶縁特性低下については、事故時環境内で機能要求がある場合、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。</p> <p>評価にあたっては、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」及びIEEE Std.382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-Operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power plants」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに原子炉格納容器外で38年間設置使用された弁用駆動部に22年相当の劣化付与を行い、設計基準事故時雰囲気を想定した蒸気曝露試験を行うことで60年の健全性が維持できることを確認した。</p> <p>また、原子炉格納容器内に設置された弁用駆動部の評価にあたっては、新製の弁用駆動部に60年相当の劣化付与を行い、設計基準事故時雰囲気を想定した蒸気曝露試験を行うことで60年の健全性が維持できることを確認した。</p>
<p>27. 電気ペネトレーション(モジュール型)の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。評価にあたっては、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」及びIEEE Std.317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」に規定された長期健全性試験条件をもとに原子力安全基盤機構による「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究(JNES-RE-2012-0016 平成24年11月)」の成果を反映し、東海第二発電所において33年間設置使用された海外製低圧電気ペネトレーションに27年相当の劣化付与を行い60年の運転期間を想定した試験を実施していたところ、シール部に不良が発生し、良好な結果を得ることができなかった。</p> <p>また、海外製高圧電気ペネトレーションのシール部に使用している材料は、低圧電気ペネトレーションのシール部に使用されている材料と同じであることから、同様にシール材の耐性は低下している可能性が高いと考えられる。</p> <p>したがって、海外製低圧、高圧電気ペネトレーションについては、60年の健全性は維持できないと判断した。今停止期間中に60年の健全性が確認されている国内製低圧、高圧電気ペネトレーションへ更新を行う。海外製電気ペネトレーションについては、通常運転期間相当、設計基準事故時及び重大事故等時条件において健全性が確認された国内製電気ペネトレーションへ取替えることで、60年の運転を想定した期間、健全性は維持できる。</p>

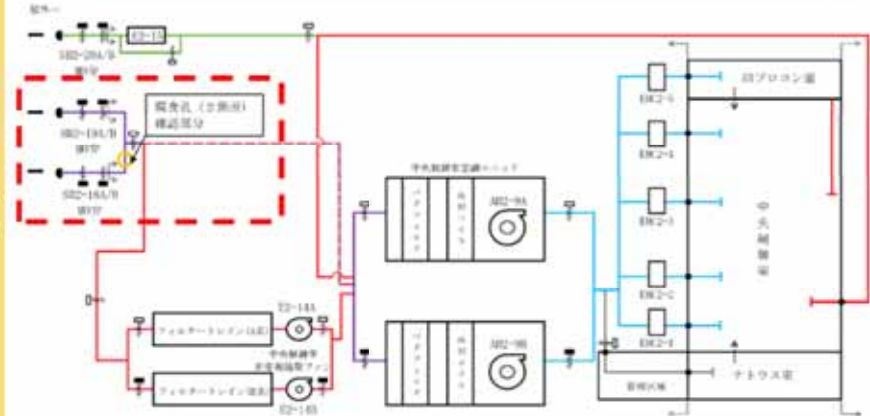
4. その他の経年劣化関連事項－中央制御室換気系ダクトの腐食事象



他プラント 中央制御室換気系ダクト腐食部位(概要)



東海第二 中央制御室換気系ダクト腐食部位(概要)



- : ダンパ (開)
- : ダンパ (閉)
- : 外気取入口
- : マット
- ← : 進行線
- : 設置済
- : 事故発生時監視時に必要と判断

ダクト点検範囲	
空調機棟立	中央制御室
■ 外気取入ライン (7箇所)	■ 給気ライン (30箇所)
■ 送気ライン (14箇所)	■ 排気ライン (66箇所)
■ 送気ライン (セントラリス室) (47箇所)	
■ 排気ライン (34箇所)	
■ 排気ライン (72箇所)	
■ 外気取入/排気ライン	

当該箇所 拡大



開孔サイズ: 100cm × 30cm

法令・技術基準等への適合判断	
実用炉規則の安全重要な機器等※1	
該当	該当
↓	
システムに要求される必要な機能※2	
満足しない	満足している

当該箇所



当該箇所 拡大



開孔サイズ: 9mm × 4mm

※1: 実用炉規則第82条第1項の規定に基づく安全上重要な機器等を定める告示(平成15年経済産業省告示第327号)における「上欄:(十)安全上特に重要な関連機能 2換気設備(中央制御室換気空調設備に限る。)」が該当。
 ※2: 事故発生時には、事故が収束するまでの間、中央制御室に運転員がとどまって監視や操作が行えるように、外気の取り入れを遮断し、空気フィルタを介して内部循環させる機能。

4. その他の経年劣化関連事項－中央制御室換気系ダクトの腐食事象



中央制御室換気系ダクト腐食部位等の比較結果

比較項目	他プラント	東海第二
腐食発生部位	外気取入ライン(ローポイント部)	同左
開孔サイズ	①約100cm×約30cm	①約9mm×約4mm ②約4mm×約6mm
使用材料	亜鉛めっき鋼板ダクト (一部ステンレス鋼板)	亜鉛めっき鋼板ダクト
保温施工の有無	有	無
外観点検の可否	否(保温取外しが必要)	可
原因	ダクト内部で発生した結露ならびに外気とともに取込まれた水分および海塩粒子が、ダクト内の構造物や気流の方向が変わる箇所でダクト内面に付着し、腐食を発生(※)	外気とともに取り込まれた水分及び塩分が付着したことによるもの(※)
再発防止対策	①点検頻度見直し(内部点検口の追加) ②ダクト仕様見直し ③外気処理装置の運用を常時使用に見直し ④ダクト形状・構造見直し	①同左 ②無し ③無し(外気処理装置は未設置のため) ④無し ⑤発錆、腐食等確認時の迅速な補修塗装対応

※他プラントとの比較

開孔(腐食)サイズの違いについては、他プラントと東海第二発電所で比べると系統設計風量(外気取入れ量)に大きな差異があり、そのため開孔サイズに違いがあると推定

4. その他の経年劣化関連事項－中央制御室換気系ダクトの腐食事象

中央制御室換気系ダクト点検の変遷とダクト開孔事象の是正処置について(1/2)

● ダクトの保全内容

① 従来の点検方法

中央制御室換気系ダクトについては、これまでの自・他プラントでの不具合事象を受け、設備の重要性を認識し、適切に保全を実施している。 ＜別紙＞

- 1) 定期的な点検(目視点検)については、他プラントの不具合事象を受け、保全内容の見直しを実施している。
 - ・点検周期: 1回/10年→1回/5年 **＜点検頻度を増加＞**
 - ・点検内容: 機器の取替・点検時に合わせたダクト内面及び外面の目視点検 **＜点検範囲を拡大＞**
- 2) その他の点検等については、上記の点検の実施結果を踏まえた補修や他プラントの不具合事象の原因を踏まえた点検を適切な時期に実施している。

② 他プラント及び東海第二の開口事象の比較

1) 他プラントの開口事象

- ・腐食孔サイズ: **100cm × 30cm他**
- ・部位: 外気取入れ口から再循環ライン合流部
- ・材質: 亜鉛めっき鋼板, 一部ステンレス鋼
- ・腐食の形態: 内面からの腐食

2) 東海第二の開口事象

- ・腐食孔サイズ: **①9mm × 4mm ②4mm × 6mm**
- ・部位: 外気取入れライン(水平ダクトローポイント部)
- ・材質: 亜鉛めっき鋼板
- ・腐食の形態: 内面からの腐食

- 3) 開口事象の共通事項として、事象発生部位、材質、腐食の形態は同様であった。差異としては、開孔サイズに大きな違いが確認された。**

4. その他の経年劣化関連事項－中央制御室換気系ダクトの腐食事象

中央制御室換気系ダクト点検の変遷とダクト開孔事象の是正処置について(2/2)

③是正処置(見直し項目)

①従来の点検方法と、②自他プラントにおける開口事象を踏まえ、以下の3項目を是正処理として保全内容に反映する。

- 1)ダクト点検計画を**全数点検(外面及び内面)／3カ年(※)**に見直した。
点検結果を踏まえた保全の有効性評価を実施し、適時改善する。
- 2)腐食により開口した部位は、ダクトの新製交換(同仕様・同材質)にする。
またダクトのローポイント部は点検範囲の拡充のため、**点検口を追加**する。
- 3)発錆、腐食等が確認されたら**速やかに補修塗装**を計画する。

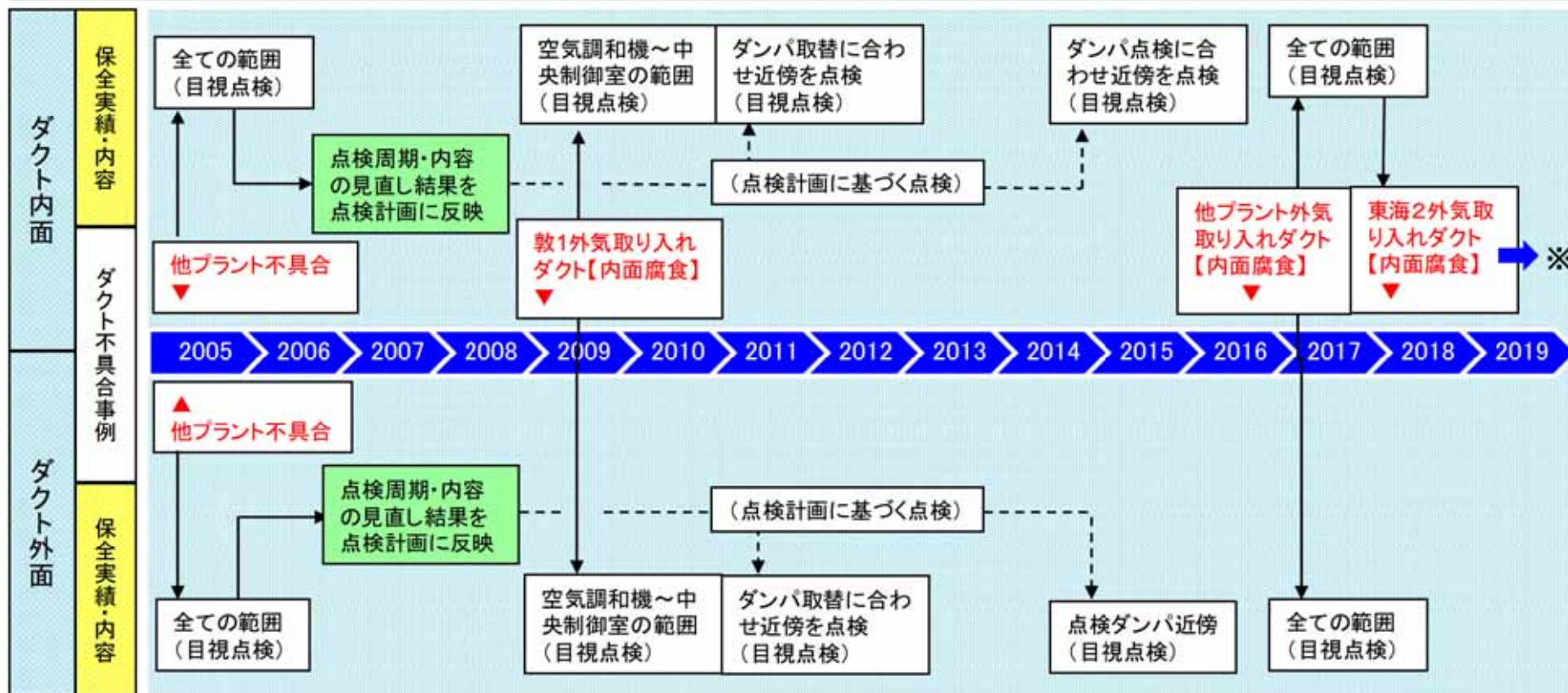


これらの是正処置を保全内容に反映し今後適切にダクトの点検等を展開していくことにより、中央制御室換気系のダクトは、**腐食の早期検知が可能となり、健全性が維持されることから、中央制御室換気系ダクトに要求されるバウンダリー機能は維持可能と判断している。**

※今回のダクト開孔事象は、東海第二発電所営業運転開始後、ダクトの交換の交換履歴がないことから、約39年間の供用期間を経て開孔しており、腐食の進展速度は早いものではない。

今回ダクトは同仕様で新製交換するため、約39年間の健全性が確保できると考えるが、今後の環境変化(=腐食の進展速度アップ)の可能性及び安全上重要な系統のダクトであることを鑑み、従前の点検頻度に余裕を持たせた設定とした。

中央制御室換気系ダクト点検の変遷とダクト開孔事象の是正処置について



※ ◆ダクト開口事象の是正処置◆

1. ダクト点検計画の見直し⇒**全数点検(外面及び内面)／3カ年**に見直し
2. ダクト修繕及び改造 ⇒ダクト交換(一部点検口の追設(**ローポイント部点検拡充**))
3. 日常点検結果への迅速な対応 ⇒発錆, 腐食等が確認されたら**速やかに補修塗装**

4. その他の経年劣化関連事項－使用済燃料乾式貯蔵施設の経年劣化評価
 (使用済燃料乾式貯蔵容器に想定される経年劣化事象の整理 (1/4))



○使用済燃料乾式貯蔵施設で想定される経年劣化事象と対応方針

- ・使用済燃料乾式貯蔵施設に求められる安全機能と各機能を担う設備、
各設備で想定される経年劣化事象とその対応を以下のとおり検討、整理した。

安全機能		想定される経年劣化事象	対応・評価
機能	主な対応設備		
除熱機能	貯蔵建屋(自然対流)	—*	—*
	伝熱フィン	炭素鋼, 低合金鋼の腐食(全面腐食)	フィン取付部はレジンが充填されており, 腐食発生なし
閉じ込め機能	金属容器, 二重蓋, 金属ガasket	①炭素鋼, 低合金鋼の腐食(全面腐食) ②ステンレス鋼の貫粒型応力腐食割れ ③金属ガasketの密封性能低下	①外面塗装及び点検, 補修 ②同上 ③供用期間中の密封維持評価, 常時監視及びガasket交換対応
遮蔽機能	ステンレス鋼, 鉛, レジン(合成樹脂), 建屋遮蔽壁	・中性子遮へい材(レジン)の性能低下	・酸化反応, 熱分解反応の抑制, 放射線照射による減損等は無視できる程度
臨界防止機能	バスケット(中性子吸収材設置)	・バスケットの性能低下	・クリープ発生の抑制, 放射線照射による減損等は無視できる程度, 腐食発生無し

＜経年劣化事象の検討・整理結果＞

* 経年劣化により自然対流冷却が失われるような建屋形状の変化は考え難い。

計画的な保全や監視等で対処可能であり、**高経年化対策上着目すべき経年劣化事象には該当しないと判断している。**以降に詳細を示す。

4. その他の経年劣化関連事項－使用済燃料乾式貯蔵施設の経年劣化評価
(使用済燃料乾式貯蔵容器に想定される経年劣化事象の整理 (2/4))



使用済燃料乾式貯蔵容器に想定される経年劣化事象について、以下の検討結果より、計画的な保全や監視等で対処可能であり、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象には該当しないと判断した。

➤ 炭素鋼，低合金鋼の腐食（全面腐食）

- ・ 大気との接触における腐食が想定される部位には塗装を施している。
- ・ 目視点検で塗膜状態を確認し必要に応じて補修塗装を施す。

➤ ステンレス鋼の貫粒型応力腐食割れ

- ・ 大気中の海塩粒子に含まれる塩化物イオンによる応力腐食割れが想定される部位（残留応力が存在する溶接部近傍を含む）には塗装（吊搬作業で使用するトラニオンはグリス塗布）を施しており，海塩粒子が付着する可能性は小さい。
- ・ 目視点検で塗膜状態を確認し必要に応じて補修塗装（グリス塗布）を施す。

➤ 金属ガスケットの密封性能低下

- ・ 寸法変化や反力低下による性能低下：
規格※により使用環境における供用期間中の密封機能維持が確認されている。
- ・ 二重蓋内部はヘリウムガスで加圧され、密封圧力監視系で常時圧力を監視しており、圧力が低下した場合は、中央制御室の警報装置が作動する構造となっている。
なお、金属ガスケットは使用済燃料プールへ再度移送することで交換可能である。

※：「日本原子力学会標準使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010」（社団法人 日本原子力学会）

4. その他の経年劣化関連事項－使用済燃料乾式貯蔵施設の経年劣化評価 (使用済燃料乾式貯蔵容器に想定される経年劣化事象の整理 (3/4))



▶ 中性子遮へい材の性能低下

中性子遮へい材であるレジンについては、大気との接触による酸化反応、高温下での熱分解反応、放射線分解及び中性子吸収材の減損による性能低下が想定される。これらの検討結果は以下のとおり。

- ・酸化反応：レジン は 外筒 と 中間 胴 (胴) の 間 に 充 填 さ れ 大 気 と 接 触 し ない。
- ・熱分解反応：ヘリウムガスは内胴内部、胴内部及び一次蓋～二次蓋間に封入され金属ガスケットで密封された状態で保持されており、ガスの量に増減がなく伝熱フィンが設けられ、使用済燃料から発生する崩壊熱を外側に放出する設計となっている。
- ・放射線分解及び中性子吸収材の減損：
設計評価期間(40年)内に受ける中性子照射量は設計値以下であり、中性子吸収材の減損については文献*によると、レジンに対する設計吸収線量に対して中性子吸収材の減損が無視できる程度に小さいことが確認されている。

*出典：「平成15年度 金属キャスク貯蔵技術確証試験報告書 最終報告」
(平成16年6月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

▶ バスケットの性能低下

高温下でのクリープ等による形状、強度変化、中性子照射及び中性子吸収材の減損、腐食による性能低下の発生が想定される。これらの検討結果は以下のとおり。

- ・クリープ等による形状、強度変化：バスケットの材料に対する設計温度よりも実際の使用温度は低く、設計温度を超えるような温度変化はない。
- ・中性子照射：設計評価期間内のアルミニウム合金が受ける中性子照射量は設計値以下である。
- ・中性子吸収材の減損：供用期間中における中性子吸収材の減損量を考慮した未臨界評価を行っており、評価結果の減損量は無視できる程度に小さい。
- ・腐食：ヘリウムガス雰囲気内にあることから腐食による性能低下は発生しない。

＜別紙＞使用済燃料乾式貯蔵容器の主な仕様及び構造 (1/2)



東海第二発電所の使用済燃料乾式貯蔵容器は、内部を乾燥させ、ヘリウムガスを封入し、使用済燃料を収納する容器であり、事業所内運搬及び貯蔵を兼用している。

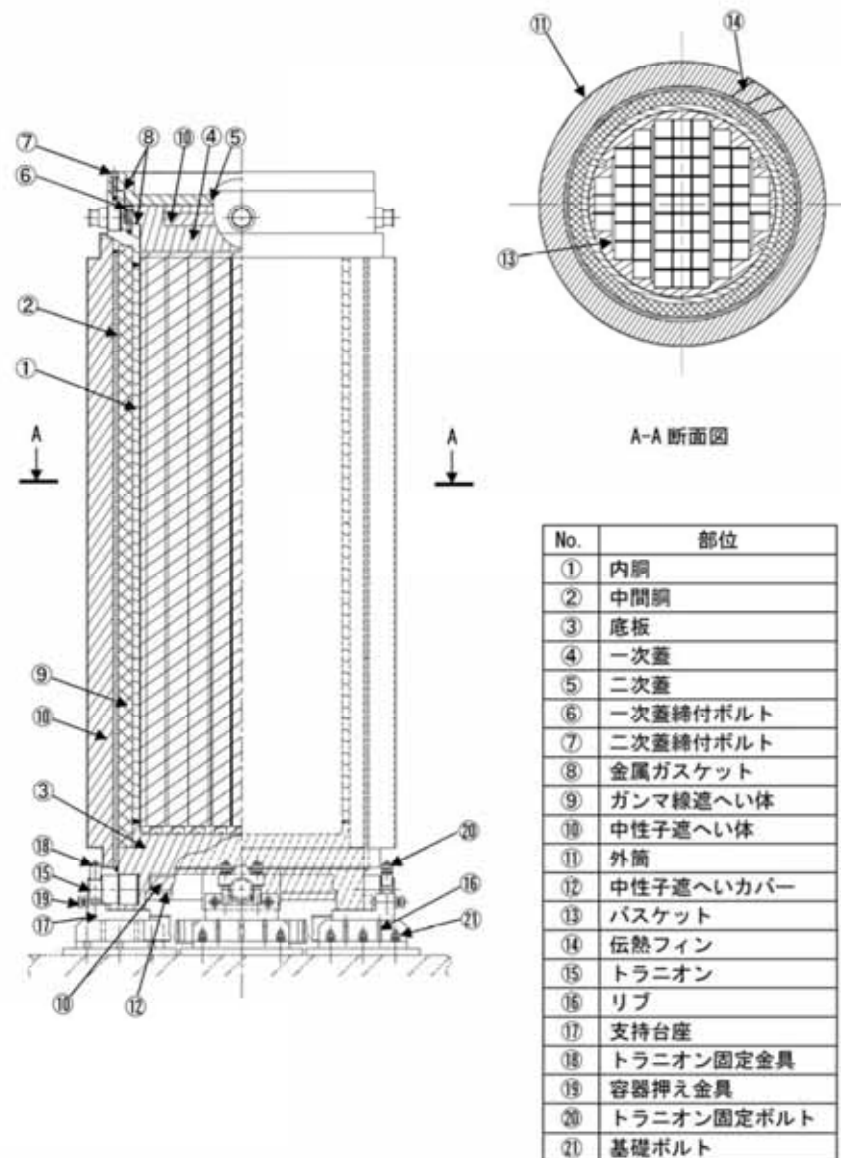
使用済燃料乾式貯蔵容器の主な仕様

種類	重要度*1	号機*2	使用条件	
			最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(°C)
密封監視機能付縦置円筒型	PS-2	1~15, 23*3, 24*3	1.0	160(容器) 210(バスケット)
		16, 17		170(容器) 260(バスケット)
		18~21*3		160(容器) 230(バスケット)

*1: 当該機器に要求される重要度クラスのうち、最上位の重要度クラスを示す

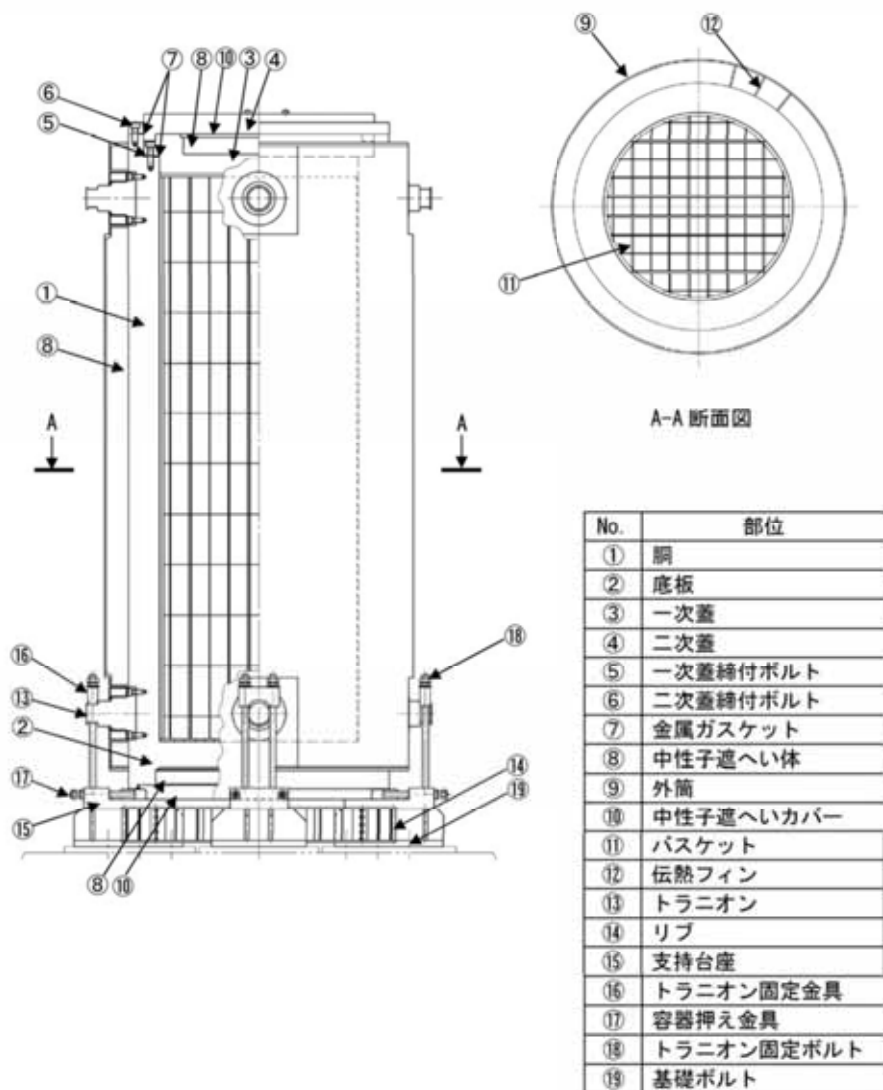
*2: 22号機は欠番

*3: 新規に設置される機器

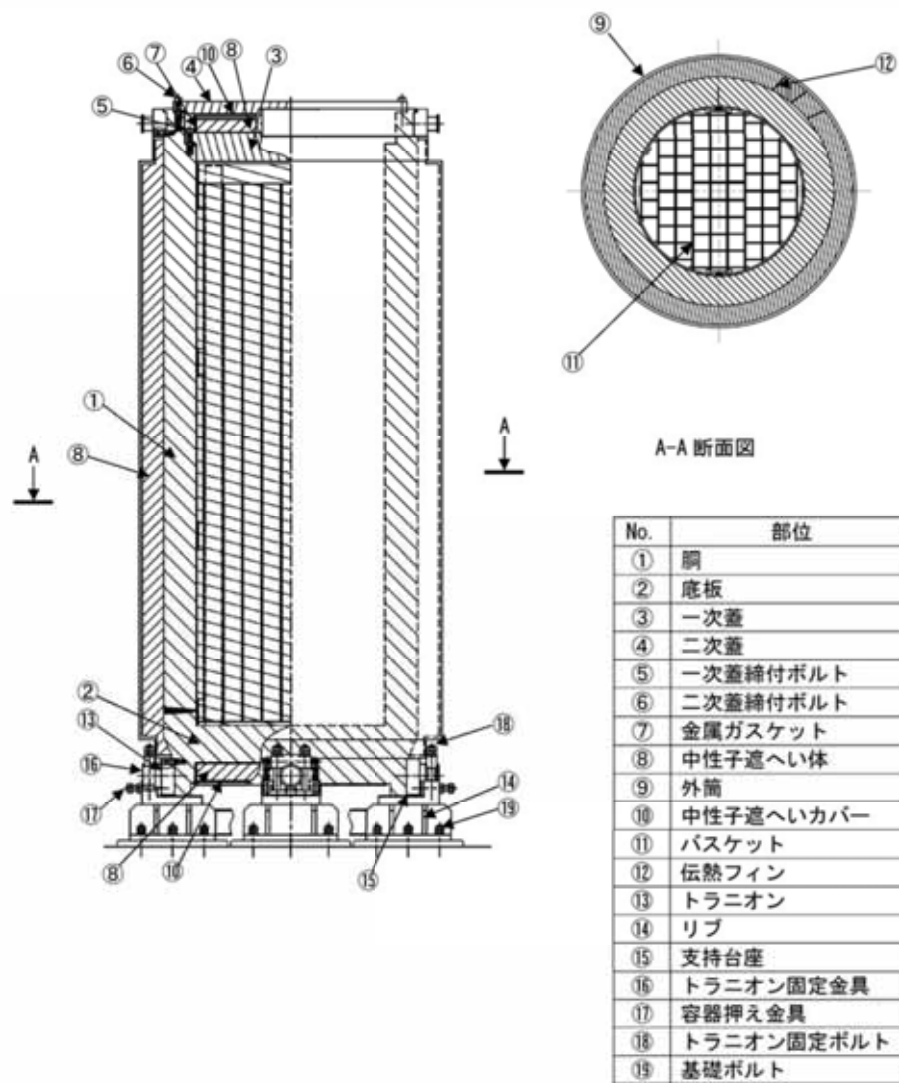


使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (1~15, 23, 24号機)

＜別紙＞使用済燃料乾式貯蔵容器の主な仕様及び構造 (2/2)



使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (16, 17号機)



使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (18～21号機)

使用済燃料乾式貯蔵容器主要部位の使用材料

部位	材料		
	1～15, 23, 24号機	16, 17号機	18～21号機
内胴, 胴	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼
底板	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼
一次蓋, 二次蓋	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼
蓋締付ボルト(一次, 二次)	低合金鋼	低合金鋼	低合金鋼
金属ガスケット	アルミニウム合金, インコネル	アルミニウム合金, ニッケル合金	アルミニウム, インコネル
中間胴	ステンレス鋼, 炭素鋼	—*1	—*1
ガンマ線遮へい体	鉛	—*2	—*2
中性子遮へい体	レジン	レジン	レジン
外筒	ステンレス鋼, 炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼
中性子遮へいカバー	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼
バスケット	アルミニウム合金, ボロン添加アルミニウム合金	ステンレス鋼, ボロン添加ステンレス鋼	ステンレス鋼, ボロン添加ステンレス鋼
伝熱フィン	銅	炭素鋼, 銅	銅
トラニオン	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼
リブ, 支持台座	炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼
トラニオン固定金具	ステンレス鋼	ステンレス鋼	低合金鋼
容器押え, 金具トラニオン固定ボルト	低合金鋼	低合金鋼	低合金鋼
基礎ボルト	低合金鋼	低合金鋼	低合金鋼

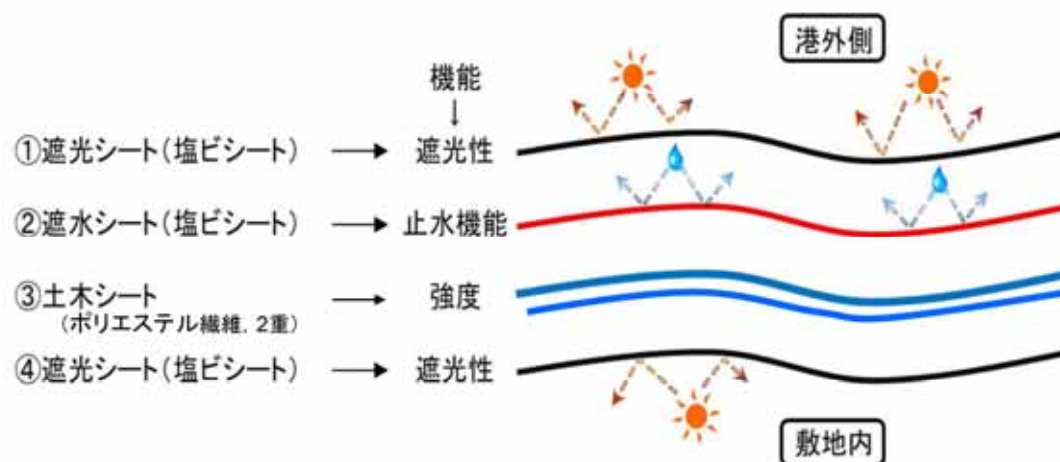
*1: 16, 17, 18～21号機に中間胴はない

*2: 16, 17, 18～21号機のガンマ線遮へい体に相当するものは胴, 外筒及び底板

4. その他の経年劣化関連事項－鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 (止水ジョイント概要)



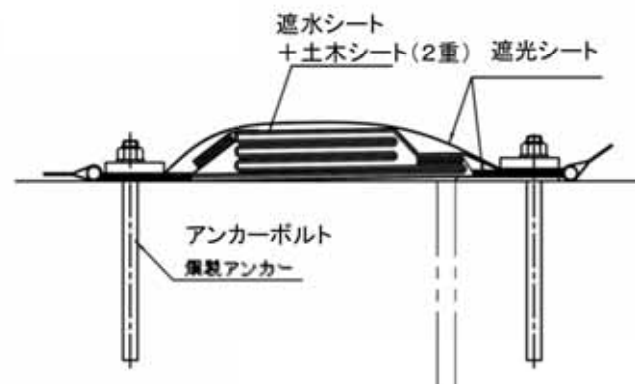
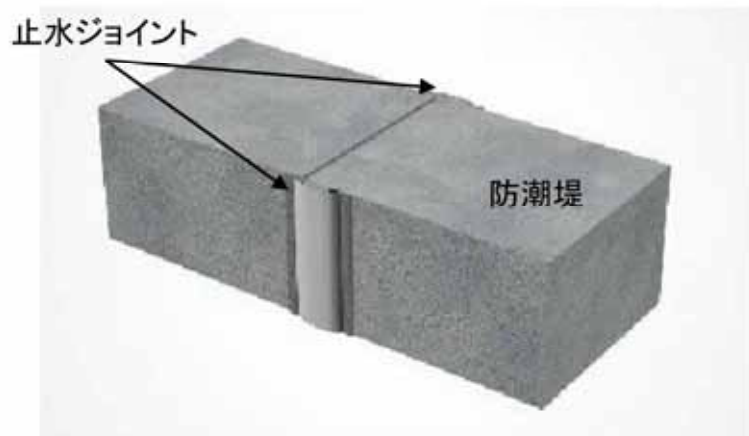
- 止水ジョイントは、地震時における防潮堤の構造上の境界部及び構造物間に生じる相対変位に対して追随し、かつ津波時の波圧に対応できる仕様であり、防潮堤内への津波の有意な漏えいを生じさせない構造としている。
- 止水ジョイントは、遮水シートと土木シートを折り畳み、その両側を遮光シートで保護した多層構造である。
- 遮水シートは塩ビシートであり、止水機能を担う。
- 土木シートはポリエステル繊維であり、2重とし、強度を担う。
- 遮光シートは塩ビシートであり、紫外線による劣化から保護する。遮水シートと土木シートのそれぞれの外側を構成する。



4. その他の経年劣化関連事項－鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 (止水ジョイント概要)



- 止水ジョイントは、防潮堤の堤内側及び堤外側の2か所に設置する。2か所に設置することから交換作業時においても津波防護機能を保持することができる。
- 両端部をアンカーボルトを用いて固定する。



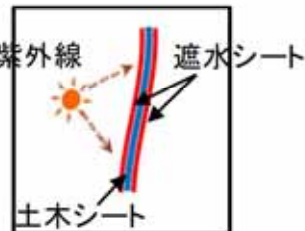


4. その他の経年劣化関連事項－鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(1/6)



【止水ジョイントの試験概要】

- 地震によって生じる相対変位に対し、シートが展開し、その余長によって変位に追従することを確認する。(①引張試験)
- 津波時+余震時に相対変位と波力に対して、シートが展開し、所定のシート強度を確保できるだけ撓むことにより、止水機能を保持することを確認する。(②耐圧試験)
- 土木シートを遮水シートに包んだ状態で促進耐候試験機に入れ、15年相当の試験期間放置後の土木シートの引張強度を確認する。(③耐候性試験)

試験目的	地震時	津波時+余震時	耐候性試験装置	
	 <p>地震によって生じる相対変位に対し、シートが展開し、その余長によって変位に追従することを確認。</p>	 <p>相対変位と波力に対して、シートが展開し、所定のシート強度を確保できるだけ撓むことにより、止水機能を保持することを確認。</p>	 <p>土木シートを遮水シートに包んだ状態で促進耐候試験機に入れ、15年相当の試験期間放置後の土木シートの引張強度を確認。</p>	
	変位追従性の確認	①引張試験	—	—
	止水性の確認	—	②耐圧試験	—
耐久年数の確認	—	—	③耐候性試験	

4. その他の経年劣化関連事項－鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(2/6)

【止水ジョイントの許容限界】

- ・ 防潮堤の構造上の境界部および構造物間の相対変位量を解析により算定
- ・ 算定した最大相対変位量は止水ジョイントの許容限界以下であることを確認した。

評価項目	許容限界
止水ジョイント(遮水シート, 土木シート)	相対変位: 2m

【試験条件】

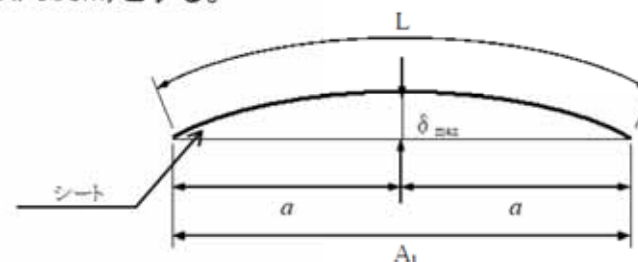
試験水圧

- ・ 津波の最大遡上高さとして設置地盤高さの差の1/2を浸水深として朝倉式から基準津波時および敷地に遡上する津波時の波圧を算定
- ・ 算定結果を用いて保守的に試験時の水圧を設定
基準津波時: 0.26MPa 敷地に遡上する津波時: 0.55MPa

引張荷重

- ・ 作用する引張力が最大となるのは、敷地に遡上する津波時の防潮堤天端部のシートジョイントの開きが許容限界 (2m) に達した時である。
- ・ その際の引張力を算定し、試験時の引張荷重は188.18kN/m(56.45kN/30cm)とする。

$$T_s = \frac{W \cdot a}{2 \cdot \delta_{\max}} \cdot \sqrt{a^2 + 4 \cdot \delta_{\max}^2}$$



シートジョイントの引張荷重の算定概要

4. その他の経年劣化関連事項－鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(3/6)



【試験方法および結果】

①引張試験

- 防潮堤の構造上および構造物間の最大相対変位は止水ジョイントの許容限界以下であり、津波時に想定される最大波圧が作用時に最大張力が作用する。
- 止水ジョイントの両端の固定部は、ボルト径、設置間隔の実際の設置状態を模擬している。
- 試験は、最大張力荷重(56.45kN/30cm)を10回繰り返し載荷と10回繰り返し載荷後同荷重を10分間継続して載荷することで行った。
- 載荷後、供試体に有意な漏えいを生じない変形に留まることを確認した。

引張荷重(kN/30cm)	載荷方法	変形	判定
56.45	10回繰り返し載荷	無	良
56.45	10回繰り返し載荷後10分間継続して載荷	無	良

②耐圧試験

- 直径300mmの筒状の止水ジョイント(遮水シートを内側、土木シートを外側)を円筒状鋼管に取り付け、両端部を固定した状態で、鋼管と止水ジョイントの間に水圧を負荷する。
- 水圧は基準津波時(0.26MPa)および敷地に遡上する津波時の波圧(0.55MPa)とする。
- 加圧中および10分以上加圧後において止水ジョイントからの有意な漏えいがないことを確認した。

負荷水圧(MPa)	加圧保持時間	漏えい	判定
0.26	10分以上	無	良
0.55	10分以上	無	良

4. その他の経年劣化関連事項－鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(4/6)



③耐候性試験

(試験の目的)

- ・防潮堤に設置される止水ジョイントの経過に対して、各々の部材の劣化状況を確認し、耐用年数について検討
- ・止水ジョイントの耐用年数に基づき、維持管理方針を設定

(試験方法)

- ・止水ジョイントの耐候性試験は、紫外線及び降雨に露出される遮光シートと津波の波圧に対して強度を発揮する土木シートに対して行う。
- ・試験体は、遮光シートによって土木シート(ポリエステル繊維, 2重)を包んだ(19cm×20cm×厚さ2cm)もの
- ・試験体に紫外線を照射することにより劣化程度を評価する促進耐候性試験と、促進耐候性試験実施後の土木シートの強度変化を測定する引張強さ試験を実施
- ・促進耐候性試験時間は、特殊光源ランプによる照射時間と屋外暴露経過時間との関係から求めた試験時間に安全率1.5を乗じることにより設定
- ・促進耐候性試験は「膜材料の品質及び性能試験方法」(社)日本膜構造協会)に準じて実施
- ・引張強さ試験はJIS L 1096に準じて実施

促進耐候性試験諸元	
使用機種	スーパーUVテスター
放射照度	1500 (W/m ²)
ブラックパネル温度	63±3 (°C)
槽内湿土	50±5 (%)
水スプレー	120分中18分間降雨
試験時間(15年経過相当)	540 (hr)

引張強さ試験諸元	
試料名	土木シート (#800, 2重)
試験試料幅	30 (mm)
引張速度	200 (mm/min)
標線間	200 (mm)
試験供試体	3個

4. その他の経年劣化関連事項－鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(5/6)



①促進耐候性試験

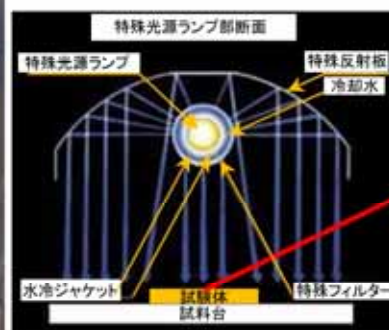


促進耐候性試験概念図



促進耐候性試験機(スーパーUVテスター, 光源装置)

特殊光源ランプにて紫外線を試験体に照射するとともに、
降雨状態を考慮して一定時間間隔で水分を噴霧



促進耐候性試験の試験体
(土木シートを遮光シートで包んでる状態)

②引強さ試験 (①試験実施後の土木シート試験体を使用)



土木シート引張試験供試体(タテ, ヨコ)作成前



引張強度試験実施

促進耐候試験後の土木シートを
タテ, ヨコ方向に引張り, 強さを計測

4. その他の経年劣化関連事項－鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(6/6)

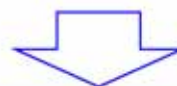


止水ジョイントの耐候性試験試験結果

促進耐候性 試験時間	供試体数(個)		①促進耐候性試験結果 (遮光シート)	②引張強さ試験結果(土木シート)
				平均値 (N/3cm)
オリジナル (新品)	タテ	3	—	18,652
	ヨコ	3	—	17,307
540時間 (15年相当)	タテ	3	破損無	18,904
	ヨコ	3	破損無	19,392

⇒促進耐候性試験(540時間, 15年相当)は, 劣化等による破損は無かった。

⇒促進耐候性試験後の土木シートのタテ及びヨコの引張強さは, オリジナル(新品)の平均値と比較して低下は見られなかった。



止水ジョイント(シートジョイント)は, 紫外線及び降雨を考慮した耐候性試験(15年相当)の結果, 破損も無く, オリジナル(新品)の平均値と比較して低下は見られなかったことから保守的に耐用年数は15年と設定した。

4. その他の経年劣化関連事項－鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 (止水シート(シートジョイント)交換等メンテナンス)



- 止水ジョイントの耐候性試験結果, 15年経過しても健全であることが確認できた。
- この試験結果を基に, 止水ジョイントの維持管理方針は以下の通りとする。

【止水ジョイントの維持管理方針】

・耐用年数を15年と設定したことから交換は15年に1回を基本

・しかし, 定期的に目視により点検を実施

* 止水ジョイントは防潮堤の堤外側と堤内側の両面に設置している。交換時は片面を残した状態での作業を行うことから, 万が一, 津波が襲来しても, 津波が敷地内に浸入することはない。

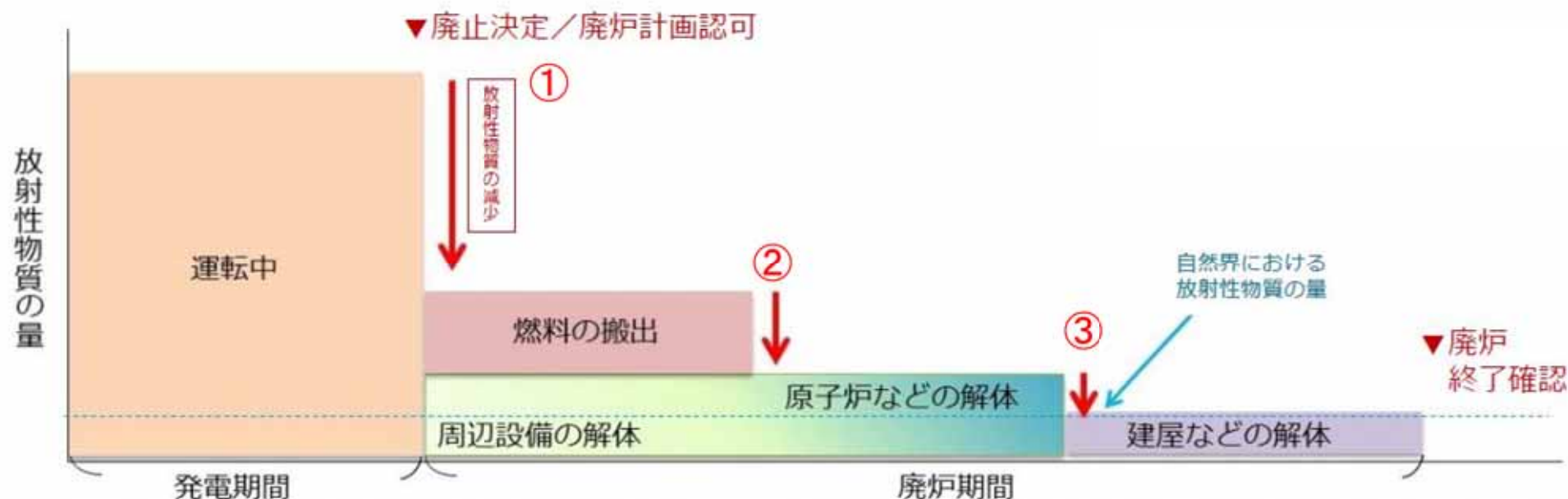
* 止水ジョイントの交換は, 防潮壁のアンカーボルトに取り付けたナットを外してシートを取り替える作業であり, この作業で防潮壁の躯体に影響を与えることはない。

4. その他の経年劣化関連事項－運転終了後の発電所の健全性確保 (原子力発電所の運転段階と廃止措置段階の違い)

○原子力発電所の運転段階と廃止措置段階の主な違いとして、**廃止措置段階では原子炉を運転することがなく、廃止措置の進捗に伴い放射性物質の総量***が減少していくことが挙げられる。

* 事故時のリスクに関係

- ① 運転中と比べて**放射性物質の量は大幅に減少**
- ② 使用済燃料プールからの使用済燃料等の**搬出により放射性物質は更に減少**。燃料搬出後は**核燃料による事故の危険性が消失**
- ③ 廃止措置のプロセスが進むに従い、**周辺設備や原子炉などの解体により放射性物質の量は段階的に低減**し、最終的な放射性物質の量は自然界と同化



IAEA safety assessment for decommissioning annex I, Part A "Safety Assessment for Decommissioning of Nuclear Power Plant" を基に作成

出典: 経済産業省資源エネルギー庁HP「原子力発電所の「廃炉」、決まったらどんなことをするのか」抜粋, 一部加筆
高経年化-319

4. その他の経年劣化関連事項－運転終了後の発電所の健全性確保 (原子力発電所の廃止措置の実施手順)

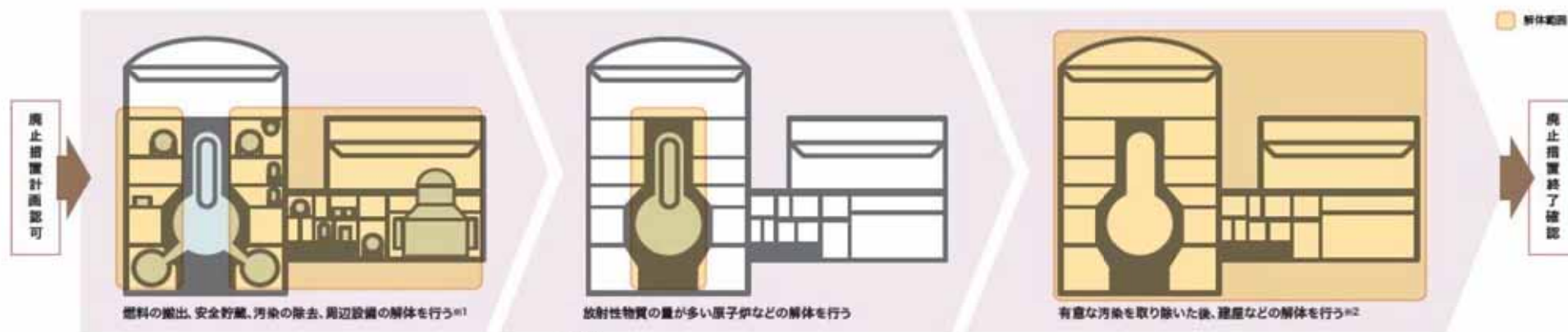


○原子力発電所の廃止措置の基本的な実施手順は以下のとおりであり、概ね20年～30年程度をかけて段階的に実施していく流れとしている。

<原子力発電所の廃止措置の基本的な手順>

- ① 使用済燃料等の冷却を維持しながら、順次、施設外に搬出
- ② 安全貯蔵期間を確保して放射性物質の量を減衰。配管内等に付着した放射性物質の除去。放射性物質の少ない周辺設備の解体
- ③ 安全貯蔵期間後、放射性物質の量が多い原子炉等の解体
汚染を取り除いてから建屋等全体を解体

廃止措置工程：
概ね20年～
30年程度



燃料の搬出、安全貯蔵、汚染の除去、周辺設備の解体を行う^{※1}

放射性物質の量が多い原子炉などの解体を行う

有意な汚染を取り除いた後、建屋などの解体を行う^{※2}

※1 安全貯蔵中に周辺設備解体を行わないケースもある ※2 廃止措置終了確認までに、放射性物質の調査し、放射性物質によって汚染された物の廃棄を行う

燃料の搬出、安全貯蔵、
汚染の除去、周辺設備の解体

放射性物質の量が多い
原子炉などの解体

有意な汚染を取り除いた後、
建屋などの解体

出典：電気事業連合会HP「原子力発電所の廃止措置」
抜粋、一部加筆

4. その他の経年劣化関連事項－運転終了後の発電所の健全性確保 (東海第二発電所の廃止措置期間中の施設・運用管理の維持)



○東海第二発電所は、廃止措置実施方針に基づき、**所外の周辺公衆及び所内の放射線業務従事者の被ばく低減を目的として**、廃止措置期間中の各段階に応じて必要な安全措置を図っていく。

- ・施設の維持管理(①) : 放射性物質の閉じ込め, 使用済燃料の冷却, 放射線の監視等
- ・運用管理の実施(②) : 発電所の安全対策(①の担保及び核物質防護)

○廃止措置の実施に先立ち、予め**廃止措置中の平常時被ばく線量を評価**する。

①東海第二発電所で廃止措置中も維持管理を行う主な対象施設

発電所の施設, 設備	具体的な設備例	廃止措置中に維持管理する機能・性能
放射性物質を内包する系統・設備を収納する建屋	原子炉圧力容器 原子炉建屋	・放射性物質の漏えい防止 ・放射線の遮蔽
使用済燃料貯蔵施設 核燃料物質取扱設備	使用済燃料プール 燃料プール冷却浄化系 燃料取扱装置	・使用済燃料の臨界防止・遮蔽 ・使用済燃料の浄化・冷却 ・使用済燃料の落下防止
放射線管理施設	各種放射線モニタ モニタリングポスト	・所内の放射線監視及び放射線管理 ・環境への放射性物質の放出管理
非常用電源設備	非常用ディーゼル発電機	・使用済燃料貯蔵施設等への電源供給

②東海第二発電所で廃止措置中も安全対策として実施する主な運用管理

項目	運用管理
放射線被ばく管理	・管理区域の区分, 立入制限等, 保安のために必要な措置
放射線監視, 管理	・廃止措置対象施設からの放出管理モニタリング及び周辺環境モニタリング
核物質防護, 妨害破壊行為対策	・廃止措置対象施設への第三者の不法な接近を防止する措置

4. その他の経年劣化関連事項－運転終了後の発電所の健全性確保 (東海第二発電所の廃止措置期間中の事故発生時の影響評価)



【事故時の発電所外への影響抑制の確認】

- 東海第二発電所の廃止措置過程においては、前項に示した**廃止措置期間中の平常時被ばく評価**に加えて、放射性物質が環境に放出され得るような事故を想定した場合でも、**発電所外の周辺公衆に著しい放射線被ばくを与えない**ことを確認しておく。
- 将来、廃止措置の断面で、具体的な事故の想定、影響評価等を実施していく。

① 原子力発電所の廃止措置段階において、作業中の過失や機器の故障、自然災害等による事故を想定

- ・廃止措置作業中の過失、機械又は装置の故障
- ・地震、火災その他の災害



② 事故の影響評価に当たっては、廃止措置の進捗に伴い解体対象施設の状況、解体工法及び内包する放射性物質質量に応じて想定される事故は変わり得るため、その内容を反映した評価を実施



③ 想定事故について、放射性物質の放出量と被ばく影響評価を行い、**廃止措置が発電所外の周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを示す。**

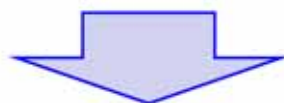
4. その他の経年劣化関連事項－運転終了後の発電所の健全性確保 (廃止措置期間中の発電所施設の維持管理・保全計画)



【施設・設備の機能維持方針】

○前項までに示した、廃止措置期間中も維持管理を行う発電所施設・設備については、それぞれの各廃止措置段階で必要な期間中にわたり、必要な機能及び性能を維持管理していく。

- ・保全による設備の健全性維持として、廃止措置期間中の経年劣化を考慮した場合の、これらの維持管理対象設備の機能及び性能の担保については、各設備に対して保全の計画を定め、適切な頻度で定期的な点検・補修等を行うことにより、健全性を確認・維持していく。
- ・発電所の運用ルールとして、これらの維持管理対象設備の扱いについては、廃止措置段階の発電所の保安規定で管理方法を定め、これに基づき実施していく。



これらの方針に基づき廃止措置を実施することで、発電所の運転期間終了後も、廃止措置期間中にわたり発電所の安全性を適切に確保することが可能となる。

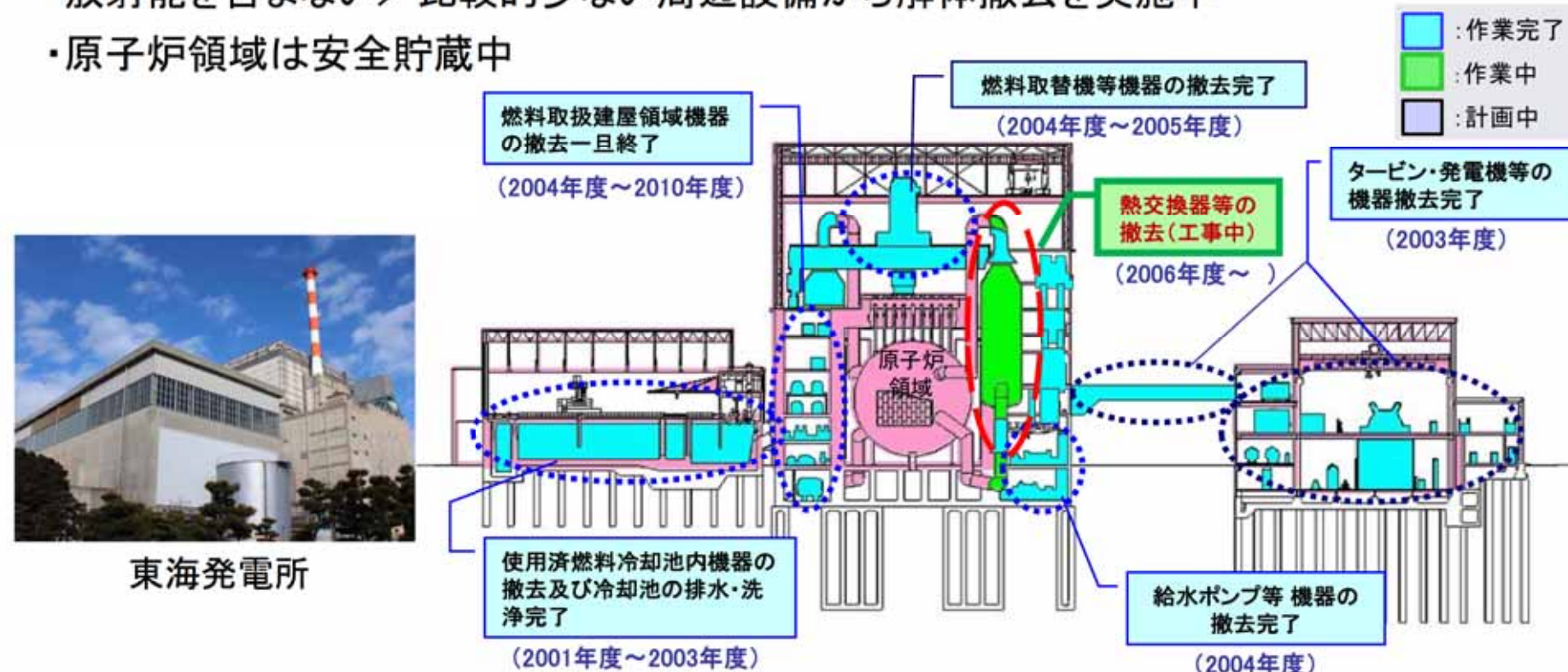
4. その他の経年劣化関連事項－運転終了後の発電所の健全性確保 (参考)



【東海発電所における廃止措置の実施状況】

○東海第二発電所に隣接する東海発電所は、国内発の商業用原子力発電所であり、1998年に営業運転を終了し、現在、当社が廃止措置を行っている。

- ・すべての使用済燃料について発電所外への搬出を完了済み
- ・放射能を含まない／比較的少ない周辺設備から解体撤去を実施中
- ・原子炉領域は安全貯蔵中



○東海発電所では、これまでの約20年間に渡る廃止措置期間中においても、**発電所の安全性を適切に確保しながら**、解体撤去作業を継続している。