

美浜、大飯、高浜発電所の 運転状況等について

2024年 5月 17日

目次

1. 発電所の状況
2. 新たな規制基準の既存の施設への適用（バックフィット）
3. 主な許認可審査状況
4. 高浜3,4号機運転期間延長認可に係る審査状況
5. IAEA等の外部評価（SALTOLレビューの実施状況）
6. これまでの保守管理と今後の保全

1. 発電所の状況（運転・定期検査の状況）

- 昨年、高浜1,2号機が再稼動し、美浜3、大飯3,4、高浜1~4号機の7基運転に移行
- 2024年度は、設備利用率を85.0%で計画
- 美浜1,2号機、大飯1,2号機の廃止措置は計画通りに進捗

▼：実績
▽：予定

発電所	2023年度	現時点	2024年度	2025年度
美浜3号機	10/25解列▼ 第27回定期検査 1/20並列		3月 第28回定期検査	5月
	79.1%		93.0%	83.9%
大飯3号機	2/10解列▼ 第20回定期検査 4/7並列			6月 第21回定期検査 8月
	88.5%		96.1%	77.8%
大飯4号機	8/31解列▼ 第19回定期検査 10/27並列		12月 第20回定期検査 2月	
	86.7%		79.0%	98.3%
高浜1号機	第27回定期検査 8/2並列		6月 第28回定期検査 8月	9月 第29回定期検査 12月
	66.2%		76.1%	76.6%
高浜2号機	第27回定期検査 9/20並列		11月 第28回定期検査 2月	1月 第29回定期検査
	55.2%		73.8%	81.9%
高浜3号機	9/18解列▼ 第26回定期検査 12/25並列		1月 第27回定期検査	未定
	76.6%		80.4%	未定
高浜4号機	12/16解列▼ 第25回定期検査 4/26並列			5月 第26回定期検査 未定
	74.5%		93.8%	16.1%

※定期検査：解列～並列
※下段：設備利用率

2. 新たな規制基準の既存の施設等への適用（バックフィット）

件名	概要	経過措置	許認可状況
有毒ガス防護対策 (2017年5月1日施行)	原子炉制御室等の要員の呼気中の有毒ガス濃度を基準値以下にするために必要な設備を要求	施行から2年以降に最初の定期検査が終了するとき又は運転を開始するときまで	済み
高エネルギーアーク損傷（HEAF）対策 (2017年8月8日施行)	アーク放電による爆発や火災による損壊の拡大の防止のため、遮断機の遮断時間を適切に設定することを要求	施行から2年（非常用ディーゼル発電機に接続される電気盤については4年）以降の最初の施設定期検査の終了の日まで	済み
地震時の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込め機能に係る措置 (2017年9月11日施行)	地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持を明示的に要求	2019年9月30日まで	済み
地震時又は地震後に機能保持が要求される動的機器の明確化 (2017年11月15日施行)	審査経験を通じて明らかになった審査における確認方法について、基準適合性を判断するための方法として基準上明確化	2018年11月30日まで	済み
降下火砕物（火山灰）対策 (2017年12月14日施行)	火山現象による影響が発生する場合等において、原子炉の冷却等を行うことができるよう対策を要求	2018年12月31日まで	済み
柏崎刈羽発電所6/7号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映 (2017年12月14日施行)	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための対策等を新たに規制要求	2019年1月1日まで	済み
溢水による放射性物質を含んだ液体の管理区域外漏えい防止対策 (2018年2月20日施行)	放射性物質を含む液体を内包する配管、容器その他設備から、当該液体があふれ出た場合においても管理区域外への漏えいを防止することを要求	施行から1年（2019年2月19日まで）	済み
火災感知器の設置要件の明確化に係る対応 (2019年2月13日施行)	原則として消防法令の設置要件と同等の要件に基づいて設置することなどを基準上明確化	施行から5年以降に最初の定期検査が終了するとき又は運転を開始するときまで	済み
大山生竹テフラの噴出規模の見直し (2019年6月19日施行)	大山火山の大山生竹テフラの噴出規模の見直し等を新知見として認定し、火山事象に係る想定・対策の見直しを要求	2019年12月27日までに設置変更許可申請	済み
警報が発表されない可能性のある津波への対策 (2019年7月31日施行)	高浜発電所における津波警報が発表されない津波による影響について確認したところ、安全上の影響が認められたことから、当該事象への対策を要求	2019年9月30日までに設置変更許可申請	済み
震源を特定せず策定する地震動に係る標準応答スペクトルの取入れ (2021年4月21日施行)	地域的な特徴を極力低減させた普遍的な地震動レベルを設定するため、標準応答スペクトルを策定し、これに基づき基準地震動の見直しを要求	施行から3年（2024年4月20日まで）	- (審査の結果見直し不要)

3. 主な許認可審査状況

○高経年化技術評価制度（運転期間延長認可制度）・長期施設管理計画制度

発電所	号機	区分	件名	2023年度	2024年度
高浜	1	旧制度	原子炉施設 保安規定変更認可 (長期施設管理方針)	●11/2申請 —————	
	3,4		運転期間延長認可 (保安規定含む)	●4/25申請 —————	★4/16補正申請
大飯	3,4	新制度	高経年化対策に係る 長期施設管理計画認可	●12/21申請 —————	他のプラントについては、大飯3,4号機の審査状況を踏まえ、準備が出来次第、申請する予定

○原子炉設置変更許可

発電所	号機	件名	2023年度	2024年度
高浜	1,2,3,4	原子炉設置変更許可 蒸気発生器取替工事(3,4) 蒸気発生器保管庫設置工事(3,4共用) 保修点検建屋設置工事(1,2,3,4共用)	●4/25申請 —————	★2/13補正申請 ★4/11再補正申請
	1,2,3,4 共用	使用済燃料乾式貯蔵施設の 設置計画に係る原子炉設置変更許可		●3/15申請 —————

4. 高浜3,4号機運転期間延長認可に係る審査状況(1/3)

- 2023年4月25日に運転期間延長認可（保安規定含む）を申請
- これまでに計5回の審査会合を実施
- 補正申請書を2024年4月16日に提出済み

内容：施設管理方針書（長期施設管理方針）の記載を適正化するとともに難燃PHケーブル（絶縁低下）について劣化状況評価書に記載されていた内容を施設管理方針書にも反映（追加）。
その他、劣化状況評価書等の記載充実・適正化も補正申請にあわせて実施。

<審査会合実績>

審査会合	実施日	審査会合テーマ (第2回目以降は審査会合コメント回答も併せて実施)
第1回	2023年6月1日	「特別点検および劣化状況評価」の全体概要を説明
第2回	2023年9月5日	「高浜3,4号機の特別点検の概要と結果」の説明
第3回	2023年10月10日	「共通事項、低サイクル疲労、絶縁低下」の評価内容説明
第4回	2023年12月14日	「中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）、熱時効、コンクリート構造物」の評価内容説明
第5回	2024年3月7日	「耐震、耐津波安全性評価、追加した施設管理方針」の説明

4. 高浜3,4号機運転期間延長認可に係る審査状況(2/3)

<審査会合での主な論点>

【蒸気発生器取替】

- 当社方針：蒸気発生器取替は、今後の長期運転に向けた信頼性向上を踏まえ、長期施設管理方針として実施。
- NRA意見：取替後の高経年化技術評価への影響も含め、再評価の検討を実施すること。



取替後の高経年化技術評価への影響確認は実施することとしているが、NRAとの議論も踏まえ、対応を明確化するため、長期施設管理方針へ含めることとした。

【難燃PHケーブルの取替】

- 当社方針：難燃PHケーブルの取替は、運転開始後50年までに実機環境を再測定し、実機環境データを踏まえた評価結果により取替計画を策定することとしていたことから現状保全として整理し、その旨を劣化状況評価書へ記載。
- NRA意見：長期施設管理方針としなくて良いのか確認すること。



現状保全と整理していたが、追加保全策として明確化することが適切と判断し、長期施設管理方針へ追加することとした。

4. 高浜3,4号機運転期間延長認可に係る審査状況(3/3)

高浜3,4号機 長期施設管理方針

No	施設管理の項目	実施時期※
1	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6回監視試験を実施する。	中長期
2	原子炉容器等の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期
3	ステンレス鋼配管溶接部の施工条件に起因する内面からの粒界割れについて、2020年8月に確認された「大飯発電所3号炉加圧器スプレイ配管溶接部における有意な指示」を踏まえて実施する知見拡充結果に基づき、第27(4号:第26)保全サイクルまで継続して実施する類似性の高い箇所に対する検査の結果も踏まえて、第28(4号:第27)保全サイクル以降の検査対象および頻度を検討し、供用期間中検査計画に反映を行う。	中長期
4	蒸気発生器については、取替計画に基づき取替を実施するとともに、高経年化技術評価への影響を確認する。	中長期
5	運転開始後60年時点において絶縁低下の可能性が否定できない難燃PHケーブルについては、運転開始後50年時点に至る前に布設エリア近傍の環境測定(温度および放射線量率)を実施し、その環境データを踏まえた健全性の再評価を実施する。再評価の結果においても、運転開始後60年時点における健全性が確認できない場合は、評価期間に至る前に取替を実施する。	長期

※ (3号機)短期:2025年1月17日からの5年間、中長期:2025年1月17日からの10年間、長期:2025年1月17日からの20年間
(4号機)短期:2025年6月5日からの5年間、中長期:2025年6月5日からの10年間、長期:2025年6月5日からの20年間

5. IAEA等の外部評価 (SALTOLレビューの実施状況)

<SALTOLレビューの概要>

➤ 目的

美浜3号機の安全な長期運転に関して、客観的な評価や専門家からの更なる改善に向けたアドバイスを頂くことを目的として、SALTOLレビュー（2024.4.16～25）を受けた。

➤ チーム構成

IAEAの職員およびIAEA加盟国の専門家 11名（8ヶ国※）

※：アメリカ、フランス、韓国、アルゼンチン、イギリス、スウェーデン、チェコ、フィンランド

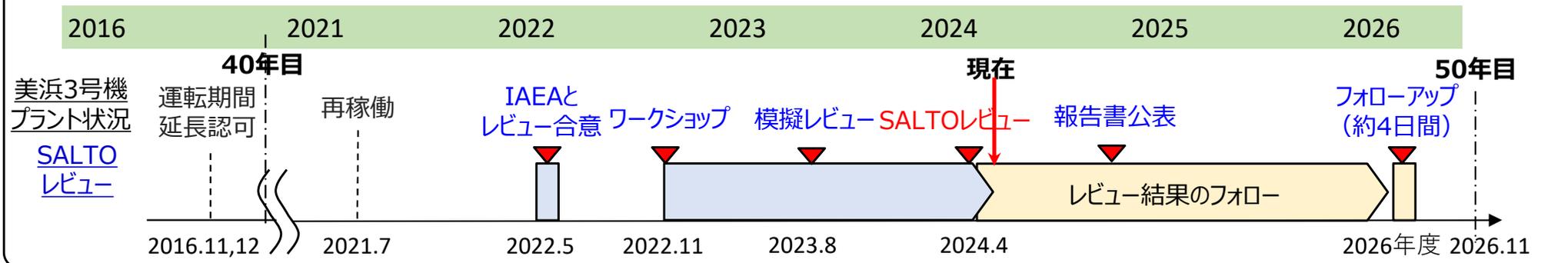
➤ チームリーダの講評

チームリーダからは、レビューの終了会議で以下の講評を受けた。

- 関西電力が安全な長期運転に向けた対策をタイムリーに実施していること、また、発電所の職員がプロフェッショナルかつオープンな姿勢で、改善のための提案を受け入れていることを観察した。
- 経年劣化管理と長期運転活動の大半は、すでにIAEAの安全基準を満たしている。
- プラントがレビュー結果に対処し、安全な長期運転に向けて残りすべての活動を計画どおり実施することを奨励する。

今後のスケジュール

レビューでの推奨事項に対する改善への取り組みを進め、約2年後（予定）のフォローアップレビューで改善状況を確認頂く予定



5. IAEA等の外部評価（SALTOレビューの実施状況）

<レビュー結果>

文書の調査や現場確認を踏まえた議論の結果、SALTOチームより重要なものとして、良好事例を3つ、さらなる改善に向けた推奨事項3つの提言を受けた。

➤ 良好事例

○設備等の設計の古さを特定し、管理するための総合的な方法を開発・導入している

国内のプラント間で設計の差を抽出し、安全向上につながる設計の差について改善に取り組むことを進めている点を評価

○原子炉格納容器の経年劣化管理等に関するベンチマーキングを行い、経年劣化管理を強化している

原子炉格納容器の点検等について、海外の点検内容や規格をベンチマークし、点検内容や規格策定に活用している点を評価

○社員の能力とスキルを向上させるために退職者をメンター（相談者）として効果的に活用している

60歳の定年を超えた社員を再雇用し、周りの社員のメンターとしての役割も担うことで、スキル伝承を行っている点を評価

➤ さらなる改善に向けた推奨事項

○長期運転プログラムのさらなる発展・実施を提案する

長期運転に向けた点検・改造工事等の保全や定期安全レビュー等の諸活動は概ね適切に実施されているが、長期運転を行うためという観点で、これらの活動が包括的に一つのプログラムにまとめられたものとなっていないことに関して改善を勧められた。

○機械、電気、計装制御機器、土木建造物の経年劣化管理レビュープロセスの充実・実施を提案する

IAEAが推奨する経年劣化管理は、劣化を検知・把握するための検査、監視方法、それらの許容基準、水質管理等の予防措置等をまとめた包括的な管理プログラムを策定することを求めている。

当社は、検査、監視はメンテナンスプログラム、腐食防止に係る予防措置は水質管理プログラムで実施するなど対象の活動に対して個々にプログラムを定めて実施していることから、包括的なプログラムを策定し、活動をより確実にすることを勧められた。

○過酷な条件に対する機器の耐性を確認するためのプログラムの改善を提案する

経年使用した機器の事故時環境や地震時における健全性の確認について、当社は機器点検等によって状態が維持されていることを確認しているが、更なる信頼性担保として実物を用いた試験や実際の条件での再評価を充実することを勧められた。

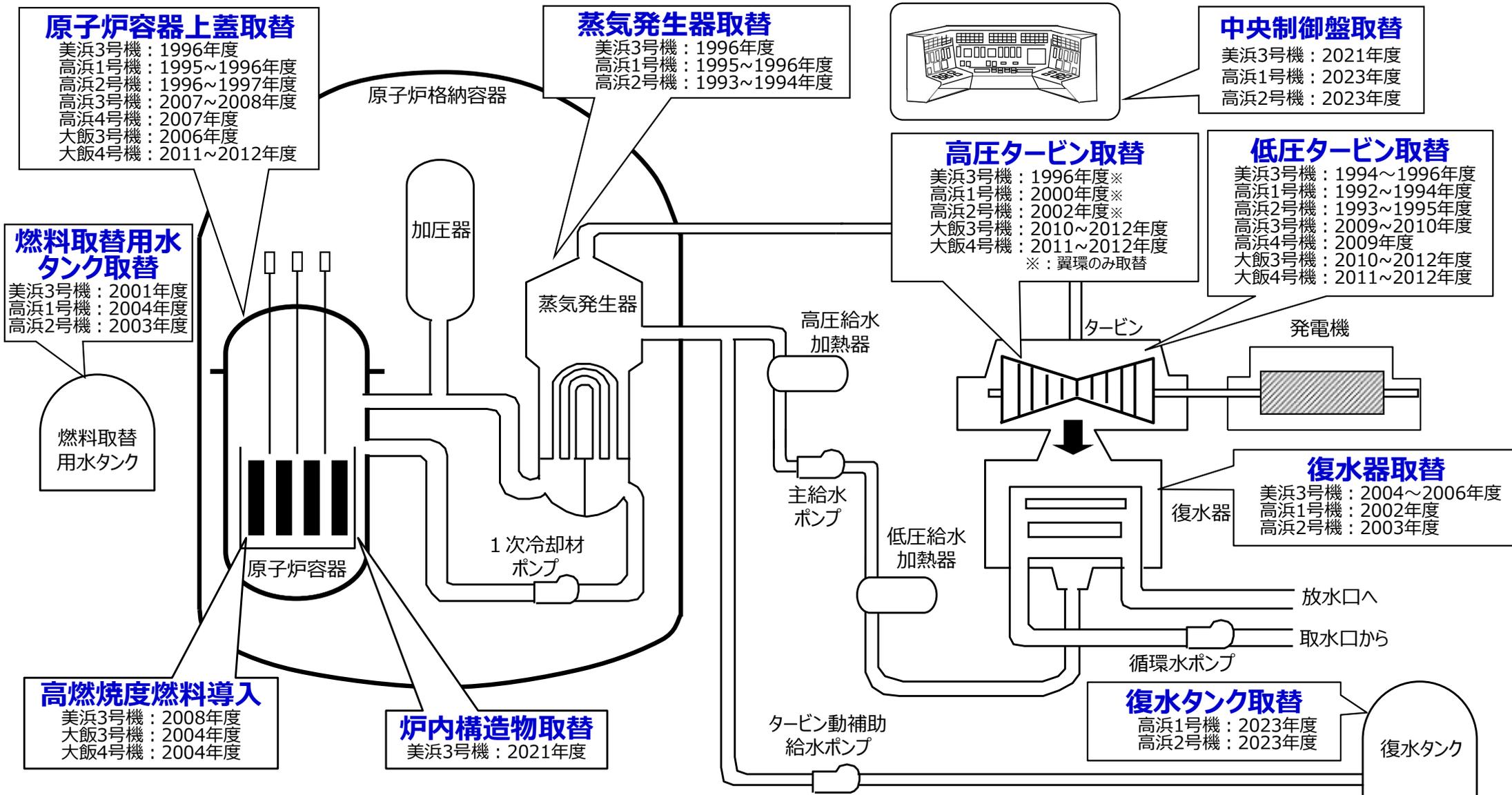
<今後の予定>

IAEAがレビュー報告書をまとめ、上記を含む全ての良好事例、推奨事項が確定。関西電力が内容を公表する（約半年後予定）
また、これら推奨事項に対する改善（他発電所への水平展開含む）を進め、IAEAのフォローアップを受ける（約2年後予定）

6. これまでの保守管理と今後の保全(1/4)

<これまでの保守管理（大型機器の取替実績等）>

- 発電所では設備・機器全てについて、**保全計画に基づく保守管理を実施してきている。**
- また、計画的に大型機器の取替も実施している。
- さらに、新規基準の導入や、自主的な安全対策工事により、プラントの安全性が向上した。



6. これまでの保守管理と今後の保全(2/4)

<今後の保全>

- 今後、将来にわたり安全・安定運転を継続していくために、信頼性向上に向けた大型工事や、低レベル放射性廃棄物の搬出に向けて設備設置、また長期的なサプライチェーン確保の観点から海外製品の国産化等を計画的に実施していく。

美浜発電所 (3号機)

- これまでに信頼性向上に向けた大型工事は実施しているが、長期的なサプライチェーン確保の観点から今後タービン動補助給水ポンプの国産化、ベイラ装置の設置を計画している。

高浜発電所 (1~4号機)

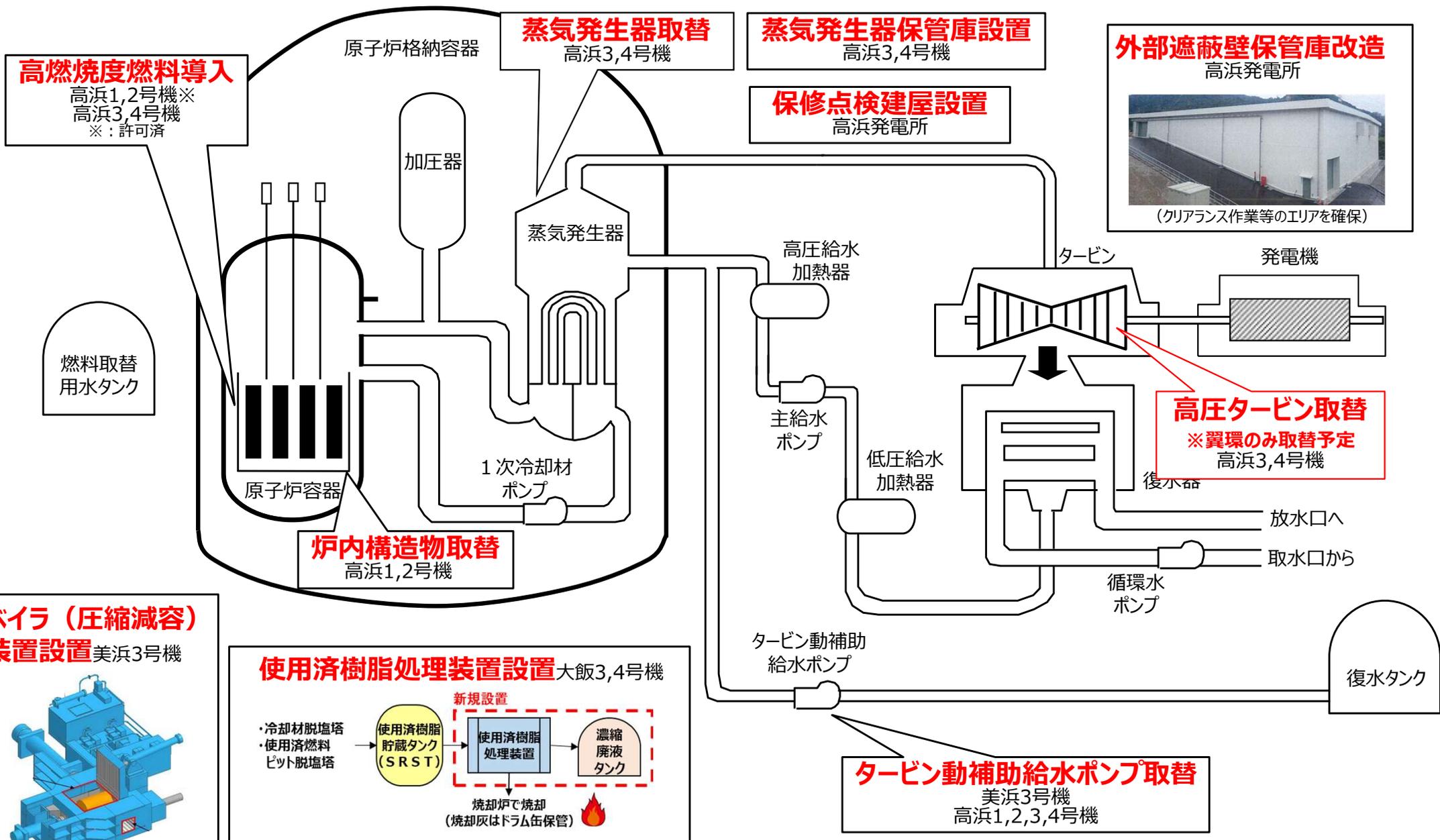
- これまでに主要な機器の取替を順次実施しており、今後も長期的な信頼性確保の観点から、3, 4号機では蒸気発生器、1, 2号機では炉内構造物の取替えおよび、長期的なサプライチェーン確保の観点から今後タービン動補助給水ポンプの国産化を計画している。
- 長期的な廃棄物低減対策として、クリアランス作業等の取組みを円滑に行う（作業エリア確保）ため外部遮蔽壁保管庫の改造を計画している。

大飯発電所 (3, 4号機)

- 他の発電所と比較して設計が新しいため、現時点において蒸気発生器や炉内構造物などの取替えの予定は無い。
- 長期的な廃棄物対策として、使用済樹脂処理装置の設置を計画している。（他発電所は設置済）

6. これまでの保守管理と今後の保全(3/4)

<今後の保全>



6. これまでの保守管理と今後の保全(4/4)

<今後の保全>

区分	対象機器	目的	
機器取替	炉内構造物	海外で発生した不具合事象に鑑み、長期的な信頼性確保のため取替	⇒ 14
	タービン動補助給水ポンプ	海外メーカ製品における部品供給確保の観点から国産化	⇒ 15
設備の信頼性確保	高圧タービン	高圧タービンの翼環を耐食性に優れた材質へ変更	⇒ 16
	蒸気発生器	伝熱管のPWSCC対策、長期的な信頼性や保守性を確保のため取替	⇒ 17
	ベイヤ（圧縮減容）装置	部品製造中止による保守管理対策として、放射性固体廃棄物の減容設備の取替	
運用管理	使用済樹脂処理装置	放射性物質除去処理後の使用済樹脂を処理・減容する装置の設置	
	高燃焼度燃料	燃料の燃焼度向上による使用済燃料の発生量低減	
	外部遮蔽壁保管庫（改造）	クリアランス作業等の円滑化	
	蒸気発生器保管庫	蒸気発生器取替に伴い、旧蒸気発生器および工事廃材の保管のため設置	
	保修点検建屋	大型機器の点検等エリア確保のため設置	

➤ 供用期間中検査（ISI）について

維持規格に基づき、クラス1機器の容器（原子炉容器等）、管（1次冷却材管等）、ポンプ（1次冷却材ポンプ）および弁（加圧器安全弁系統等）については、運転開始30年以降の検査間隔※が10年間→7年間となる。

※6か月以上停止しているプラントは検査間隔を延長することができる

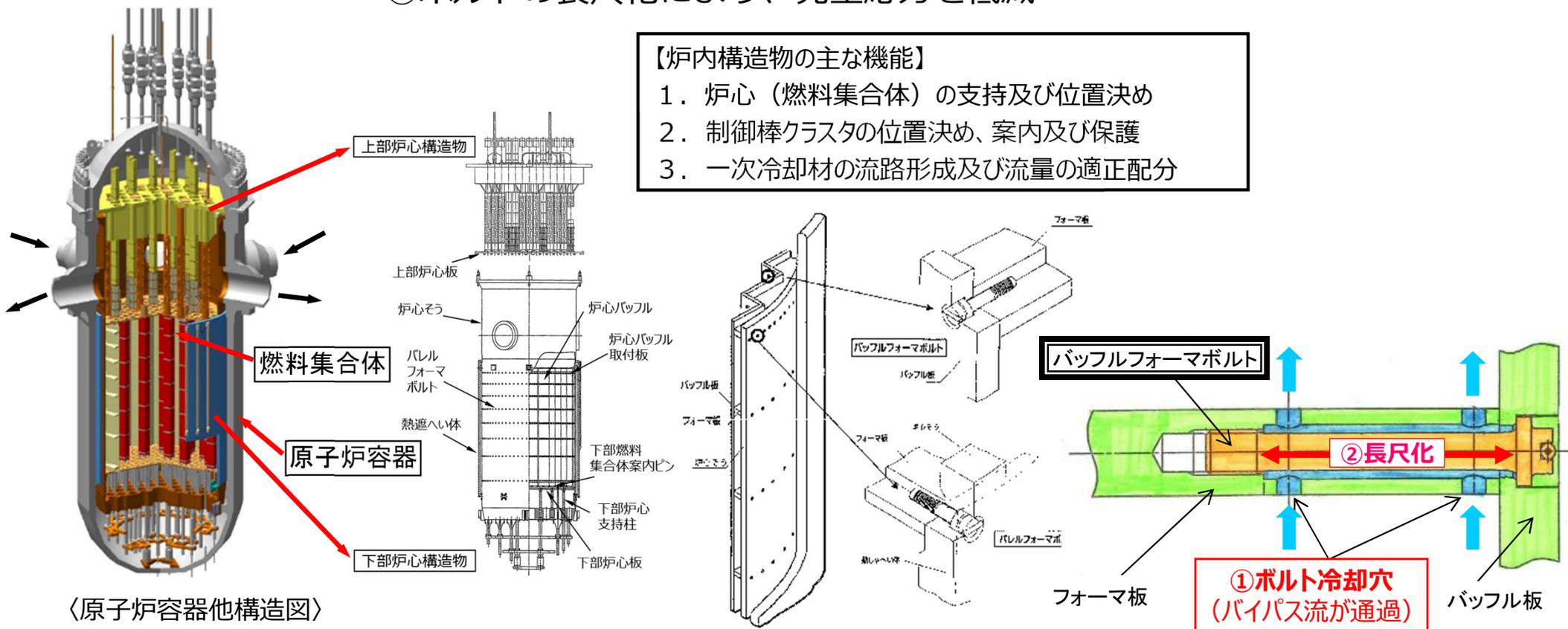
高浜1,2号機 炉内構造物 (CI : Core Internal)取替

○目的：以下の理由から炉内構造物を取り替える。

- ①海外で発生した炉内構造物 (CI) のバブルフォーマボルト (BFB) における照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) 事象に鑑み、長期的な信頼性を確保する必要がある。
- ②福井県原子力安全専門委員会において、高浜1,2号機の炉内構造物の早期取替えに関するご提言をいただいている。
- ③高浜1号機の50年目の高経年化技術評価において、向こう10年間の長期施設管理方針として、炉内構造物の取替を計画している (短期対策)。

○概要：上部・下部CI一式を、先行機※で採用実績のある経年劣化対策を施した最新型に取り替える。

- ⇒IASCC対策
- ①ボルト冷却穴の設置により、温度を低減 ※：伊方1,2号機、玄海1,2号機、美浜3号機
 - ②ボルトの長尺化により、発生応力を低減



美浜3号機、高浜 1～4号機 タービン動補助給水ポンプ (T/D-AFWP) 取替

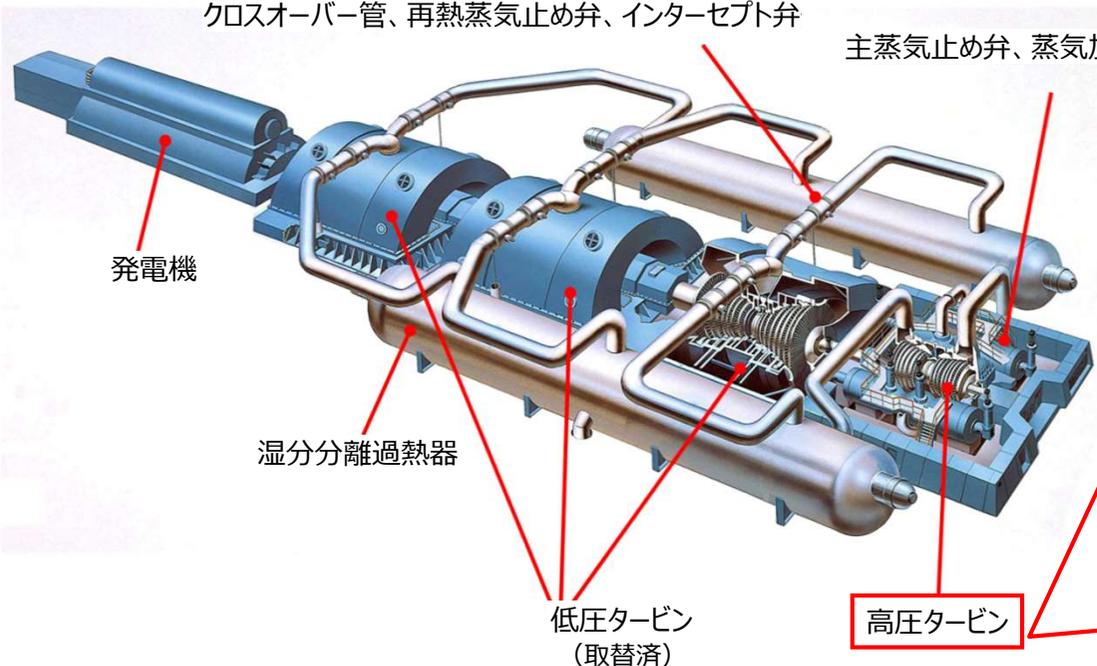
- 目的：T/D-AFWPは海外の中小企業で製造されており、今後、製造中止若しくは撤退による調達リスクがあるため、国産機への取替を行う。
- 概要：海外製ポンプを国産ポンプに取り替える。(大飯3,4号機は国産機)
 - ・基本性能 (流量、揚程等) は現行機から変更はない。
 - ・電源喪失事故 (停電) 時のポンプ起動の際に、現行機で必要な手動操作が不要となり、操作の簡素化が図れる。

【運用変更の概要】

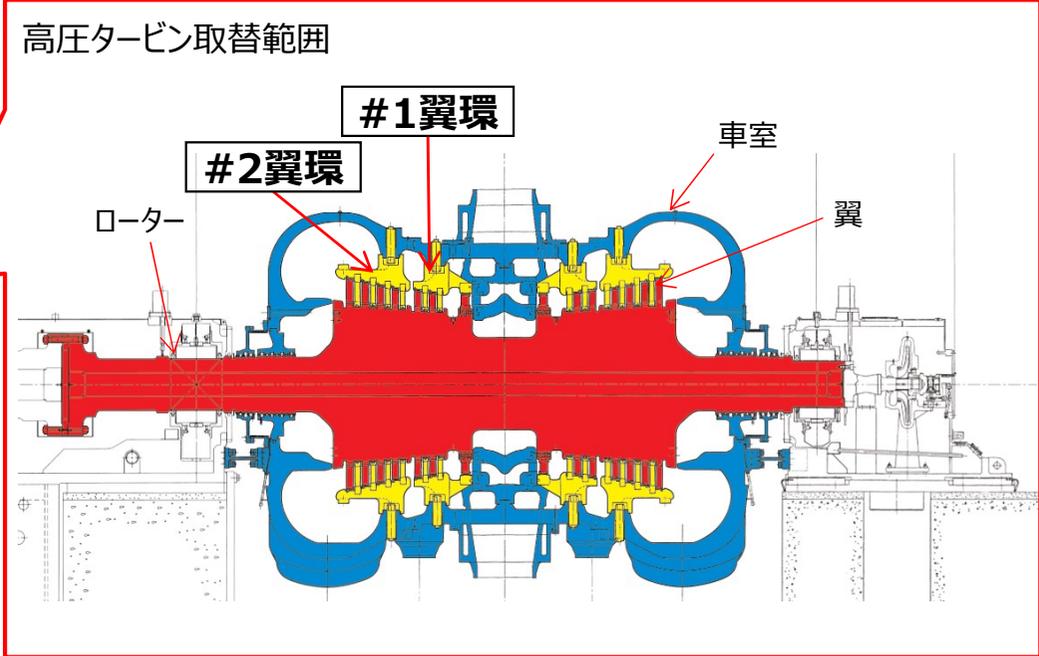
停電時におけるポンプ起動時の蒸気加減弁の運用	
現行機	取替後
<p>【通常時】油ポンプ (電源要) による油圧により、蒸気加減弁を常時開の状態待機</p> <p>【停電時】油ポンプが停止し、蒸気加減弁が閉となるため、ポンプ起動前に手動で開操作が必要</p>	<p>【通常時】電源を必要としないばねの伸び力により、蒸気加減弁を常時開の状態待機</p> <p>【停電時】ばねの伸び力により蒸気加減弁は開であるため、ポンプ起動前の開操作が不要</p>
<p>【タービン動補助給水ポンプ】</p>	<p>【タービン動補助給水ポンプ】</p>

高浜3,4号機 高圧タービン取替(翼環のみ取替)

- 目的：美浜3号機および高浜1,2号機と同様に、信頼性向上の観点から、高圧タービンの翼環を、耐食性に優れた材質に変更する。
- 概要：翼環の材質を炭素鋼から低合金鋼に変更し耐食性を向上



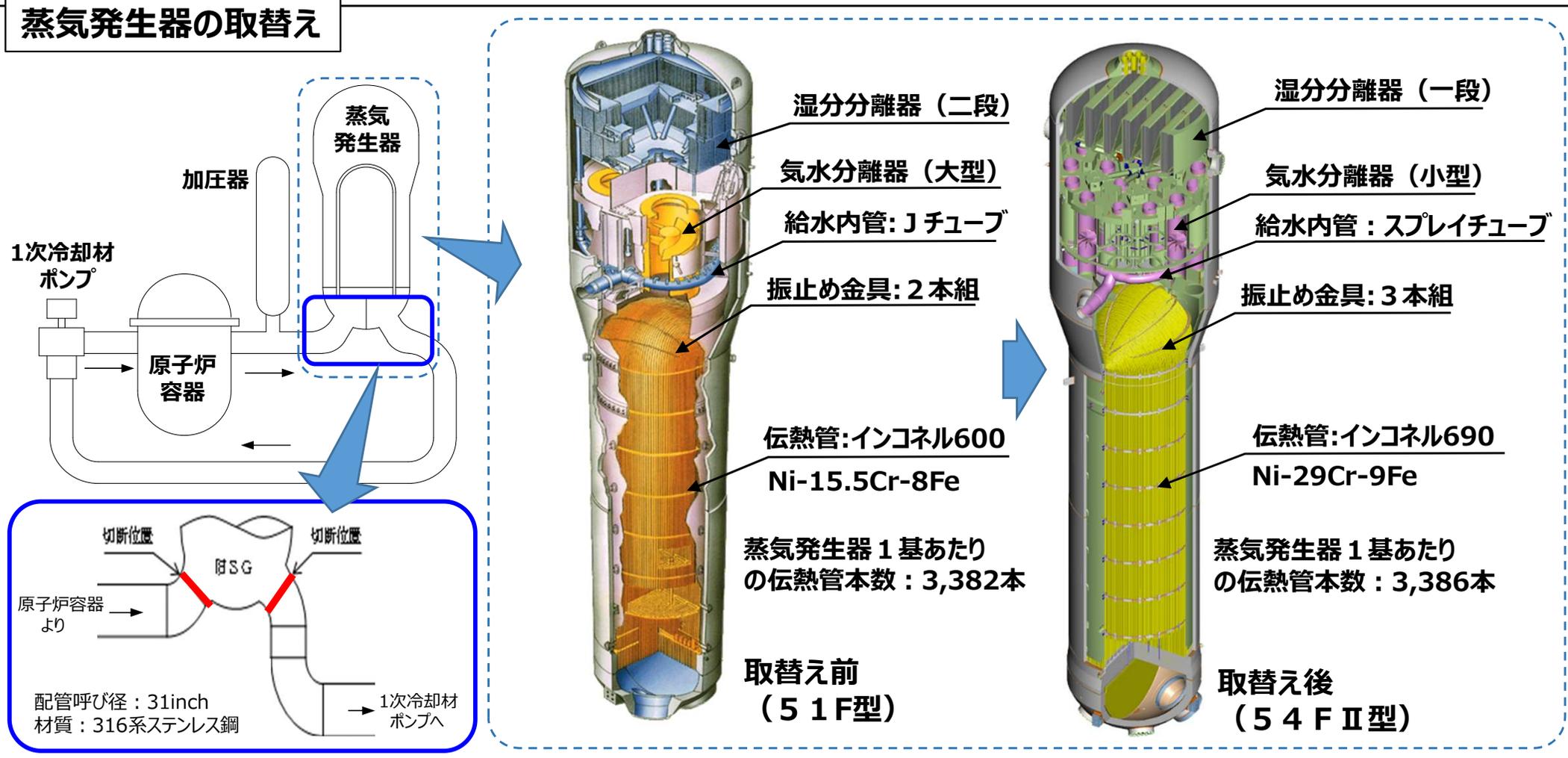
蒸気タービン・発電機 鳥瞰図



高浜3,4号機 蒸気発生器取替

- 目的：高浜発電所3, 4号機の蒸気発生器は、これまでの定期検査において伝熱管の応力腐食割れ (PWSCC) 事象及び経年的に蓄積したスケールによる伝熱管の外面減肉事象が確認されていることから、長期的な信頼性や保守性を確保するために蒸気発生器を取り替える。
- 概要：伝熱管の材料をインコネル600からPWSCCに強いインコネル690に変更するとともに、国内外で採用実績のある最新設計(54F II型)の蒸気発生器に取り替える。

蒸気発生器の取替え



※美浜3号機、高浜1,2号機は取替済、大飯3,4号機は伝熱管材料が当初からインコネル690

參考資料

PLM関連申請スケジュール

(‘2023.10.2 長期施設管理計画のスケジュールに関するNRA面談資料‘から現時点での申請実績等を追記)

2023年10月2日
関西電力株式会社

<スケジュール作成時の条件設定>

- ・現行制度の審査期間は1年間と設定
- ・新制度の審査期間は、移行6カ月、新規1年間と設定

プラント※1	営業運転開始日	至近の認可実績 (高経年化技術評価等に係る審査)	運転開始後の暦年経過年数											
			2023年				2024年				2025年			
<法整備状況> ・2023年6月7日 改正法施行 ・2025年6月6日 本施行 ・炉規則・ガイド等の移行措置2023年10月1日施行														
				▽6/7 公布	▽10/1 移行措置施行								▽6/6 本施行	
高浜1	高浜1 : 1974/11/14	高浜1 : 2016/6/20 (PLM40 : 運転期間延長)			申請可能					現行制度 審査 [~60年運転]	50			
										▽11/2 PLM50申請(旧制度)		現行制度認可後、準備 整い次第移行申請 [~60年運転]		
高浜2	高浜2 : 1975/11/14	高浜2 : 2016/6/20 (PLM40 : 運転期間延長)												50
										準備整い次第移行申請 [~50年運転]				
													準備整い次第、新制度 審査 [~60年運転]	
高浜3、4	高浜3 : 1985/1/17 高浜4 : 1985/6/5	高浜3・4 : 2015/11/18 (PLM30 : 運転前提評価) 高浜3・4 : 2023/4/25 PLM40申請中								現行制度 審査 [~50年運転]				
										▽4/25 PLM40申請(旧制度)			3号 40	4号 40
													現行制度認可後、準備整い次第移行申請 [~40年運転]	
大飯3、4 美浜3	大飯3 : 1991/12/18 大飯4 : 1993/2/2 美浜3 : 1976/12/1	大飯3 : 2021/11/24 (PLM30 : 運転前提評価) 大飯4 : 2022/8/24 (PLM30 : 運転前提評価) 美浜3 : 2016/11/16 (PLM40 : 運転期間延長)												
													準備整い次第移行申請 [~40年運転]	

※1 廃止措置プラント及び廃止措置予定プラントは除く

▽12/21 大飯3,4長期施設管理計画申請(新制度)
※美浜3、高浜2は準備中

5. 新しい高経年化制度に基づく申請状況（現行制度と新制度の違い）

5. 新しい高経年化制度に基づく申請状況（現行制度と新制度の違い）

16

○新制度の概要

高経年炉に係る安全規制については、2023年6月7日に改正法が公布され、2025年6月6日から施行される。この改正に伴い、2025年6月に30年を超えるプラントについては、本施行日までに改正後制度に基づき申請し、原子力規制委員会の認可を受ける必要がある。その後、10年を超えない期間ごとに認可を受ける。

○現行制度と新制度の申請内容の比較

【現行制度】

高経年化技術評価(※)を行い、「保安規定」の認可を受ける。
申請内容：長期施設管理方針

【新制度】

高経年化技術評価(※)を行い、「長期施設管理計画」の認可を受ける。
申請内容：劣化に係る点検方法と結果
劣化評価の方法と結果
劣化管理するための必要な措置（長期施設管理方針含む）
サプライチェーン等の管理（新たに追加された項目）⇒ 17

(※)高経年化技術評価の主な内容は、劣化に係る点検方法と結果、劣化評価の方法と結果、および劣化管理するための必要な措置（長期施設管理方針含む）

○申請及び審査状況

- ・2023.12.21 大飯3. 4号機 長期施設管理計画認可申請
- ・2024. 2. 6 初回審査会合（長期施設管理計画の概要説明を実施）

5. 新しい高経年化制度に基づく申請状況（サプライチェーン等の管理）

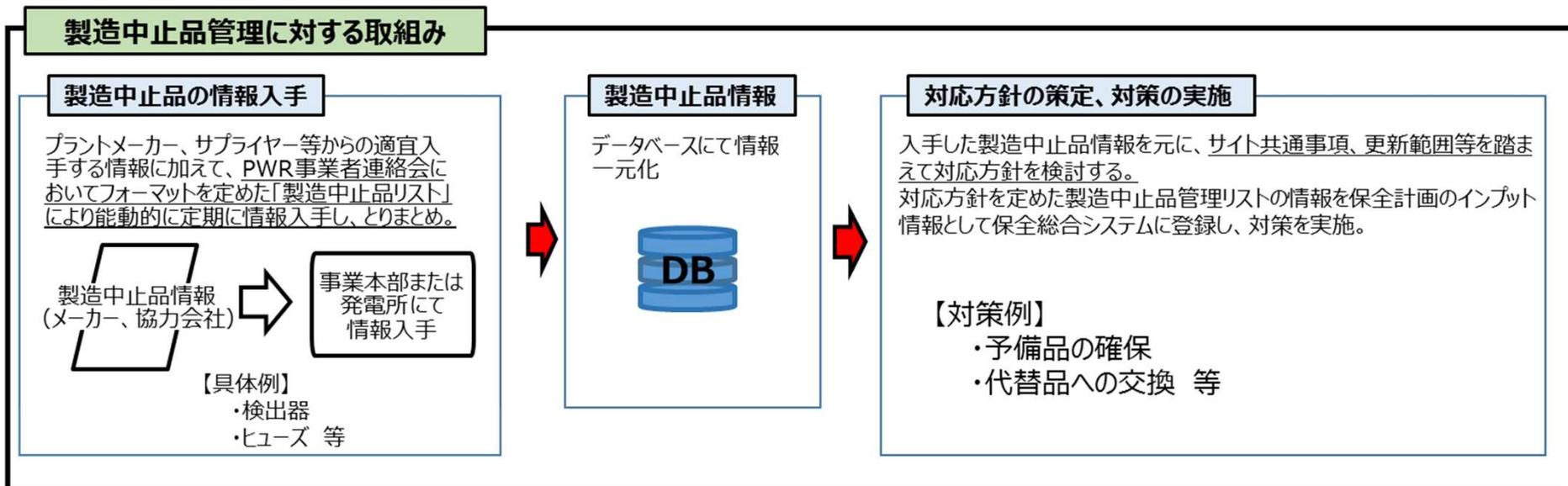
5. 新しい高経年化制度に基づく申請状況（サプライチェーン等の管理）

17

サプライチェーン等の管理

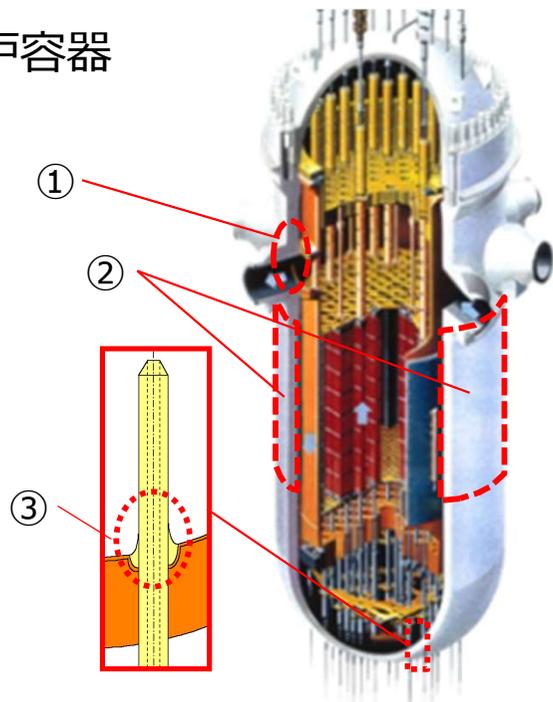
当社では、原子力エネルギー協議会「製造中止品管理ガイドライン」も踏まえ実施している製造中止品管理に対する取組みを、下図の通り、長期施設管理計画として取り込んだ。

本活動が、発電所の安全性を確保するための物品や役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置として適切に運用できることを確認した。

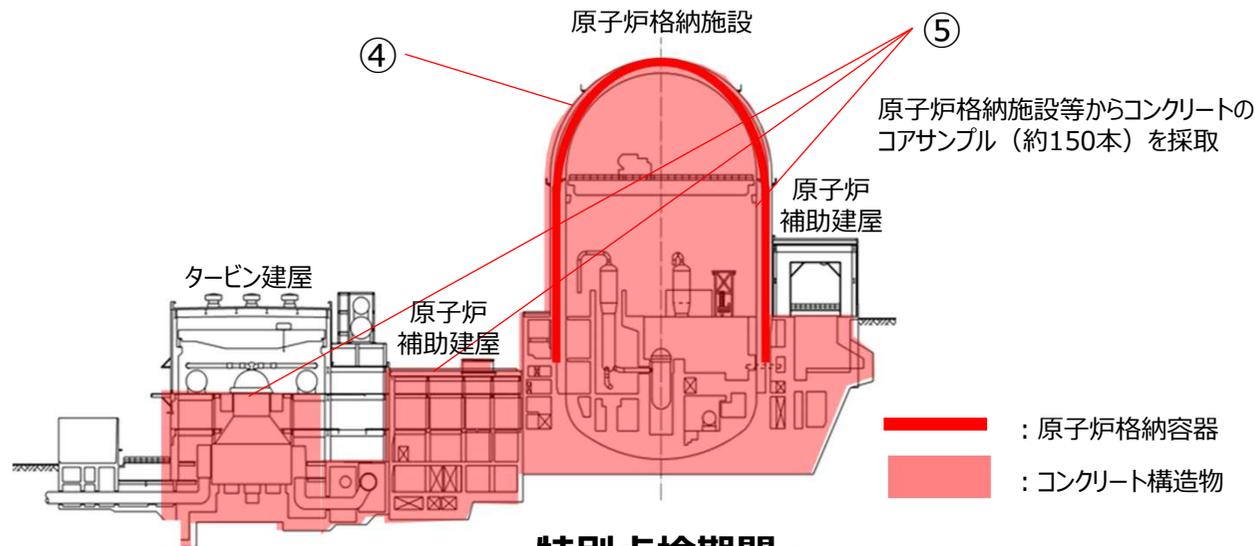


高浜3,4号機 特別点検の結果

原子炉容器



原子炉格納容器、コンクリート構造物



特別点検期間：
2022.9.22~2022.11.17

対象機器／構造物	対象部位	着目する劣化事象	データ採取期間 (上段:3号機、下段:4号機)	試験方法・結果
原子炉容器	①一次冷却材ノズルコーナー部	疲労	2020.10~2021.1 2022.8~2022.10	渦流探傷試験の結果、欠陥等の異常は認められなかった。
	②炉心領域の母材及び溶接部	中性子照射脆化	2020.9~2021.1 2022.8~2022.10	超音波探傷試験の結果、欠陥等の異常は認められなかった。
	③炉内計装筒の溶接部及び内面	応力腐食割れ	2020.9~2020.10 2022.7~2022.8	渦流探傷試験や目視試験の結果、欠陥等の異常は認められなかった。
原子炉格納容器	④原子炉格納容器の鋼板	腐食	2020.2~2020.9 2020.10~2021.2	目視試験の結果、塗膜の状態に異常は認められなかった。
コンクリート構造物	⑤原子炉格納施設 他	強度や遮蔽能力の低下	2021.11~2022.10 2021.11~2022.10	採取したコアサンプルによる各種試験の結果、強度や遮蔽能力等に異常は認められなかった。

運転開始35年以降に採取したデータを確認・評価した結果、異常は認められなかった。

高浜3,4号機 劣化状況評価の結果

○高浜3,4号機 劣化状況評価の結果

高浜3,4号機の安全上重要な機器及び構築物等に対して、延長しようとする期間（20年）の運転を想定した設備の健全性評価を実施し、問題のないことを確認した。

主要な劣化事象の評価結果を以下に示す。

主要な劣化事象	原子炉容器の中性子照射脆化	中性子照射脆化による靱性の低下を考慮しても、原子炉容器が破壊に至らないことを確認
	低サイクル疲労	運転操作による今後の金属疲労の蓄積を考慮しても、原子炉容器等の疲労割れが発生しないことを確認
	コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下	熱や放射線照射などの影響を考慮しても、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下が生じないことを確認
	電気・計装品の絶縁低下	熱や放射線照射などの影響を考慮しても、電気・計装品に有意な絶縁低下が生じないことを確認
	照射誘起型応力腐食割れ	中性子照射の影響を考慮しても照射誘起型応力腐食割れは発生せず、炉心の健全性に影響しないことを確認
	2相ステンレス鋼の熱時効	熱時効による材料の劣化を考慮しても、1次冷却材管等が破壊に至らないことを確認

高浜3号機 中性子照射脆化 (その1)

○評価対象機器:原子炉容器

- ・炉心領域部に含まれる範囲は下部胴 (母材、溶接金属、熱影響部)
- ・運転開始後60年時点における中性子照射量が $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2 (E>1\text{MeV})$ を超える範囲に構造不連続部 (ノズルコーナー部等) は含まれない

健全性評価

○監視試験の結果、関連温度の実測値は、日本電気協会規格(JEAC4201-2007/2013追補版)の国内脆化予測法に基づく予測の範囲内であり、特異な傾向は認められない。

関連温度に係る監視試験結果

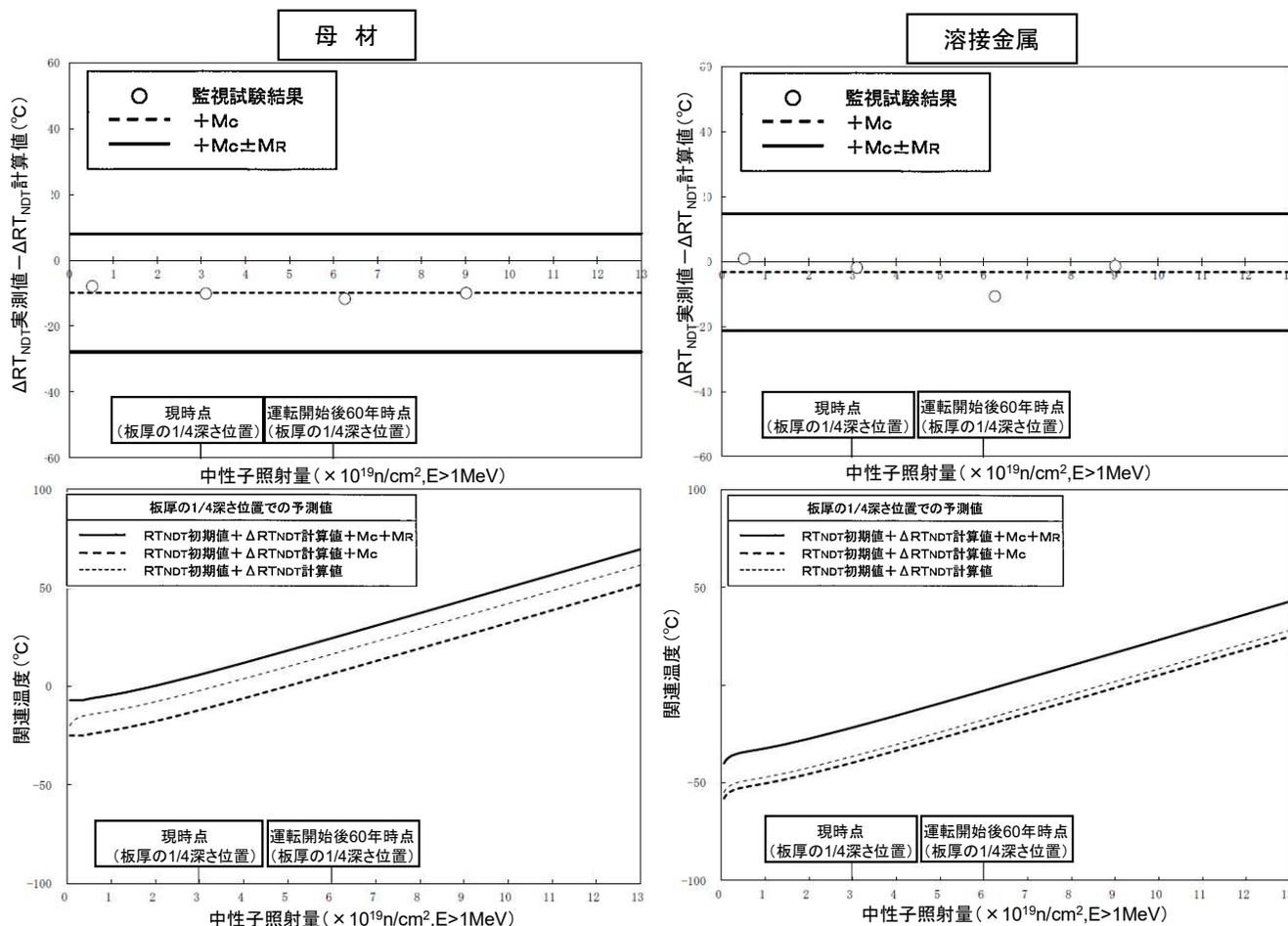
回数	中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2$) [E>1MeV]	Tr30 (°C)*1		
		母材	溶接金属	熱影響部
初期	0	-39	-50	-114
第1回	0.5	-34	-36	-99
第2回	3.1	-24	-26	-81
第3回	6.3	-7	-16	-57
第4回	9.0	12	11	-7
第5回**2	14.7	34	26	9

*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。

**2 第5回監視試験については中性子照射量がJEAC4201の国内脆化予測法の適用範囲を超えるため、適用範囲までの予測結果の傾向と第5回監視試験結果を比較した結果、特異な脆化は生じていないと考えている。

化学成分(重量%)

区分	Si	P	Ni	Cu	Mn	C
母材	0.23	0.007	0.57	0.03	1.39	0.18
溶接金属	0.31	0.008	0.88	0.02	1.25	0.077



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予測と監視試験結果の関係
 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と上部棚吸収エネルギーの予測値

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	溶接金属	熱影響部
2021年 3月時点	2.98	6	-21	20
運転開始後 60年時点	5.99	25	-2	38

*1:内表面から板厚の1/4深さでの中性子照射量

*2:内表面から板厚の1/4深さでの予測値

高浜3号機 中性子照射脆化 (その2)

健全性評価(続き)

- 60年運転時点での上部棚吸収エネルギーの予測値は、日本電気協会(JEAC4206-2007)で要求している68J以上を満足している。
- 原子炉容器の内面に保守的に大きな亀裂(深さ10mm)を仮定した状態で加圧熱衝撃事象(大破断LOCA等)の発生を想定したとしても、60年運転時点における破壊に対する抵抗力(K_{Ic})が破壊力(K_I)を常に上回り、不安定破壊しないことを確認した。

現状保全

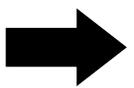
- JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施している。
- 定期的に超音波探傷検査を実施し有意な欠陥がないことを確認している。
- 運転管理上の制限として加熱冷却時制限曲線及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。
- 特別点検において、原子炉容器炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められなかった。

総合評価

中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与えることはない。

高経年化への対応

- 今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第6回監視試験を実施する。*

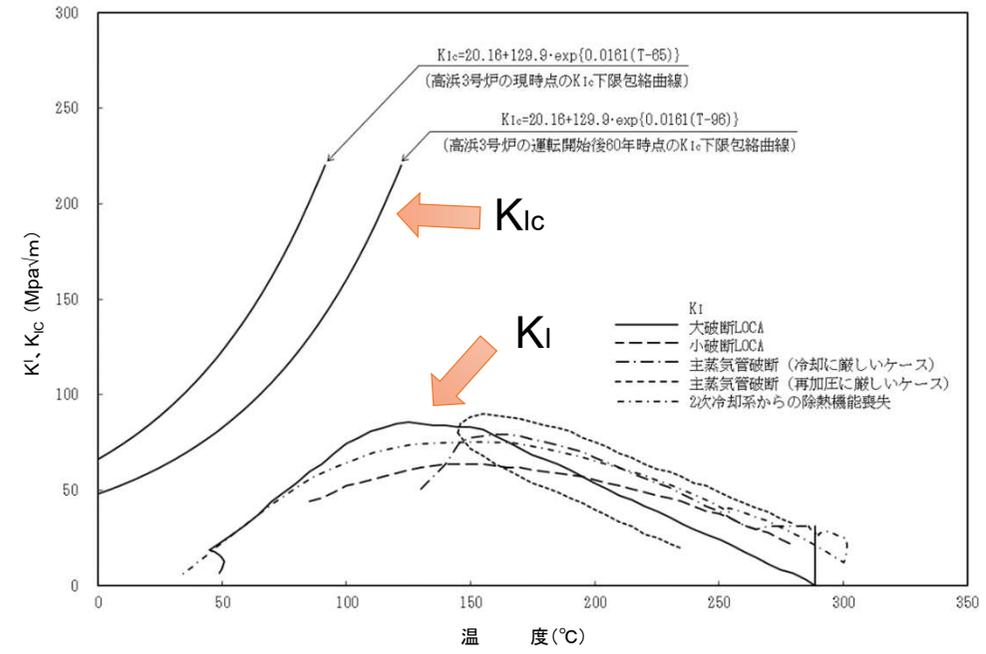


施設管理方針

上部棚吸収エネルギーの予測値(単位:J)

	方向	初期値	2021年3月時点*1	運転開始後60年時点*1
母材	T方向*2	213	195	191
溶接金属	溶接線に直角方向	184	174	169

*1:内表面から板厚の1/4深さでの予測値
*2:試験片の長手方向が圧延方向に垂直



原子炉容器胴部(炉心領域部)中性子照射脆化に対する加圧熱衝撃評価結果

※原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」において、運転期間の延長を申請するプラントは“運転開始後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、当該監視試験片に基づき行なう監視試験の計画”を施設管理方針として定めることが規定されている。

高浜4号機 中性子照射脆化 (その1)

○評価対象機器:原子炉容器

- ・炉心領域部に含まれる範囲は下部胴 (母材、溶接金属、熱影響部)
- ・運転開始後60年時点における中性子照射量が $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2 (E>1\text{MeV})$ を超える範囲に構造不連続部 (ノズルコーナー部等) は含まれない

健全性評価

○監視試験の結果、関連温度の実測値は、日本電気協会規格(JEAC4201-2007/2013追補版)の国内脆化予測法に基づく予測の範囲内であり、特異な傾向は認められない。

関連温度に係る監視試験結果

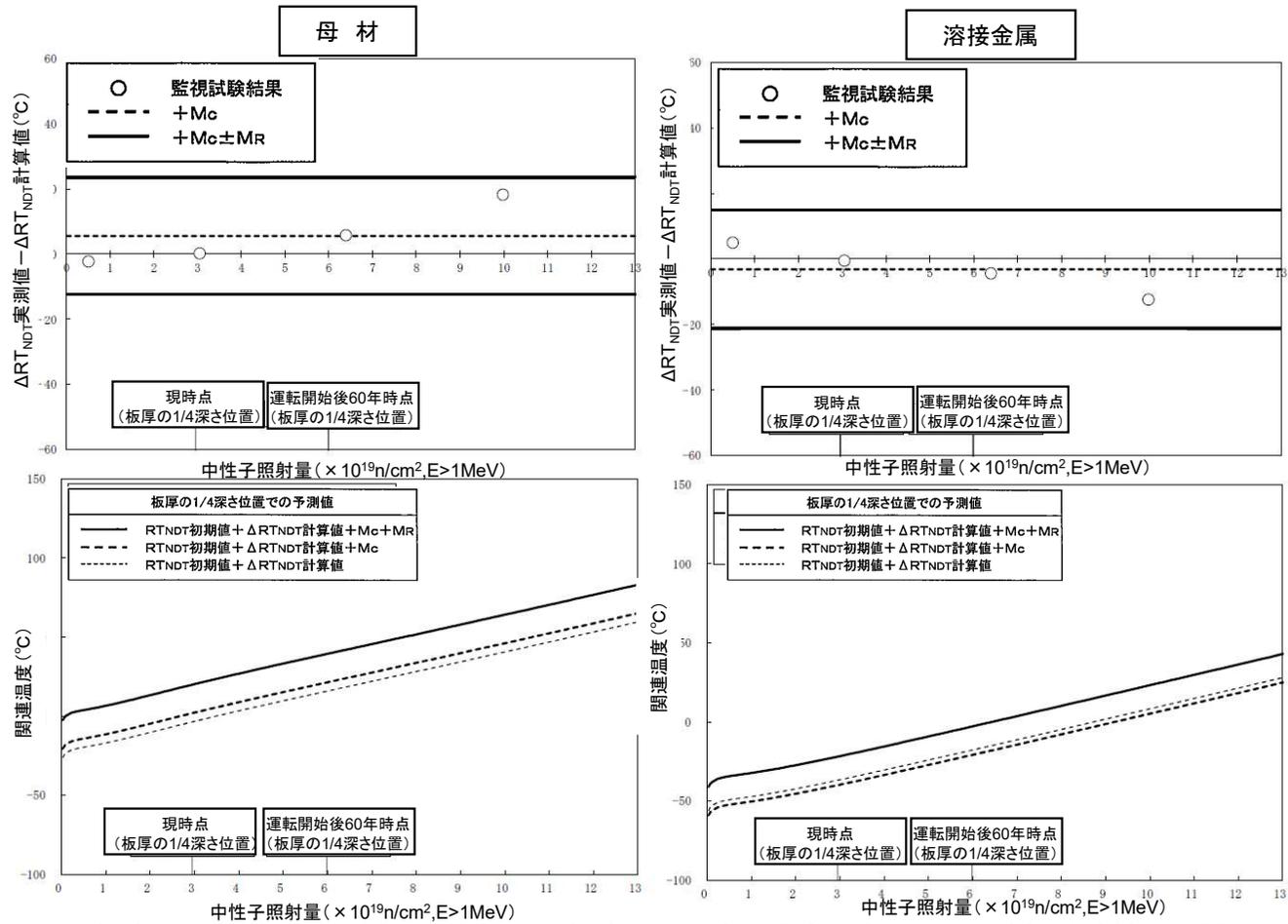
回数	中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2$) [E>1MeV]	Tr30 (°C)*1		
		母材	溶接金属	熱影響部
初期	0	-48	-53	-96
第1回	0.5	-38	-35	-95
第2回	3.1	-21	-28	-87
第3回	6.4	6	-12	-51
第4回	10.0	41	3	-19
第5回**2	14.0	66	28	5

※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。

※2 第5回監視試験については中性子照射量がJEAC4201の国内脆化予測法の適用範囲を超えるため、適用範囲までの予測結果の傾向と第5回監視試験結果を比較した結果、特異な脆化は生じていないと考えている。

化学成分(重量%)

区分	Si	P	Ni	Cu	Mn	C
母材	0.26	0.005	0.58	0.050	1.37	0.21
溶接金属	0.29	0.007	0.86	0.014	1.22	0.065



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予測と監視試験結果の関係

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と上部棚吸収エネルギーの予測値

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	溶接金属	熱影響部
2021年 3月時点	2.95	20	-21	3
運転開始後 60年時点	5.99	40	-2	23

*1:内表面から板厚の1/4深さでの中性子照射量

*2:内表面から板厚の1/4深さでの予測値

高浜4号機 中性子照射脆化 (その2)

健全性評価(続き)

○60年運転時点での上部棚吸収エネルギーの予測値は、日本電気協会(JEAC4206-2007)で要求している68J以上を満足している。
 ○原子炉容器の内面に保守的に大きな亀裂(深さ10mm)を仮定した状態で加圧熱衝撃事象(大破断LOCA等)の発生を想定したとしても、60年運転時点における破壊に対する抵抗力(K_{Ic})が破壊力(K_I)を常に上回り、不安定破壊しないことを確認した。

現状保全

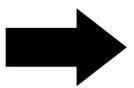
- JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施している。
- 定期的に超音波探傷検査を実施し有意な欠陥がないことを確認している。
- 運転管理上の制限として加熱冷却時制限曲線及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。
- 特別点検において、原子炉容器炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められなかった。

総合評価

中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与えることはない。

高経年化への対応

○今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第6回監視試験を実施する。*

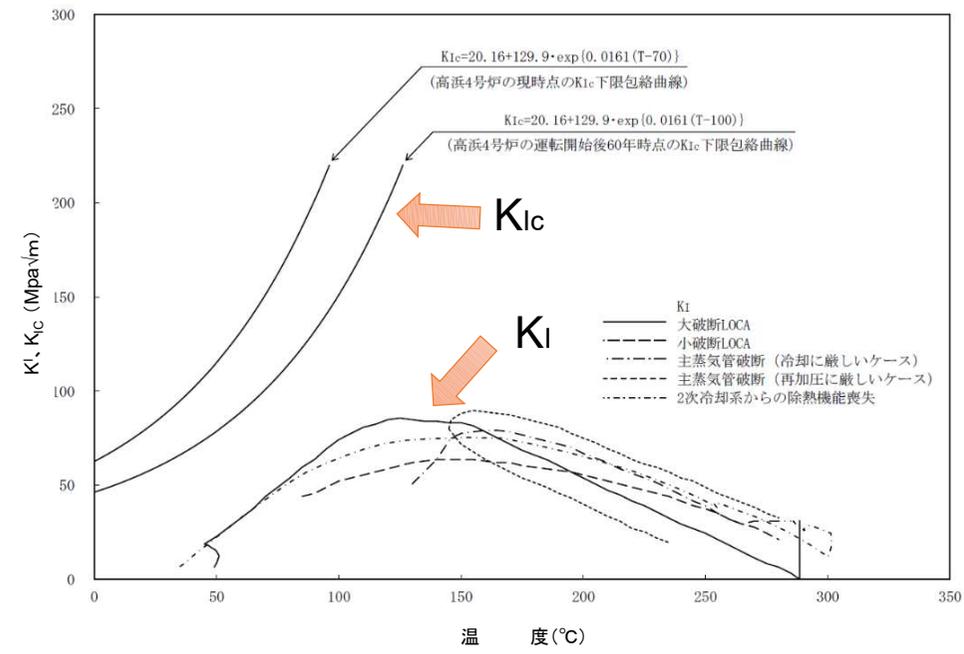


施設管理方針

上部棚吸収エネルギーの予測値(単位:J)

	方向	初期値	2021年3月時点*1	運転開始後60年時点*1
母材	T方向*2	190	182	179
溶接金属	溶接線に直角方向	226	215	209

*1:内表面から板厚の1/4深さでの予測値
 *2:試験片の長手方向が圧延方向に垂直



原子炉容器胴部(炉心領域部)中性子照射脆化に対する加圧熱衝撃評価結果

※原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」において、運転期間の延長を申請するプラントは“運転開始後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、当該監視試験片に基づき行なう監視試験の計画”を施設管理方針として定めることが規定されている。

30年目評価と40年目評価の比較（加圧熱衝撃評価）

高浜3，4号炉の加圧熱衝撃評価（PTS評価）について、30年目の評価と40年目の評価を比較した結果を以下に示す。

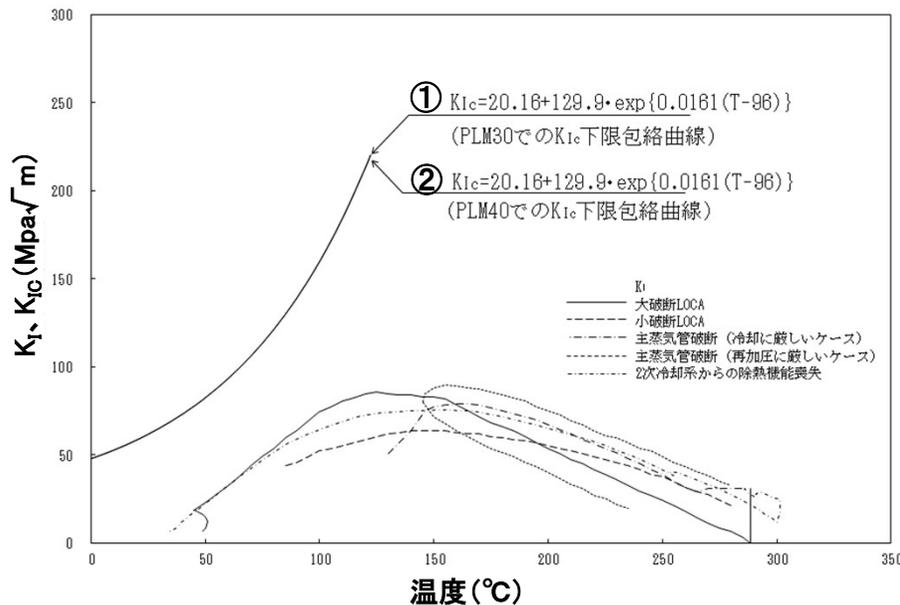
- ① PLM30時点の評価（JEAC4201-2007[2013年追補版]を用いた評価）
- ② PLM40時点の評価（JEAC4201-2007[2013年追補版]を用いた評価）

いずれの評価でも、60年運転時点における破壊に対する抵抗力（ K_{Ic} ）が破壊力（ K_I ）を常に上回り、原子炉容器の60年時点の健全性を確認できている。

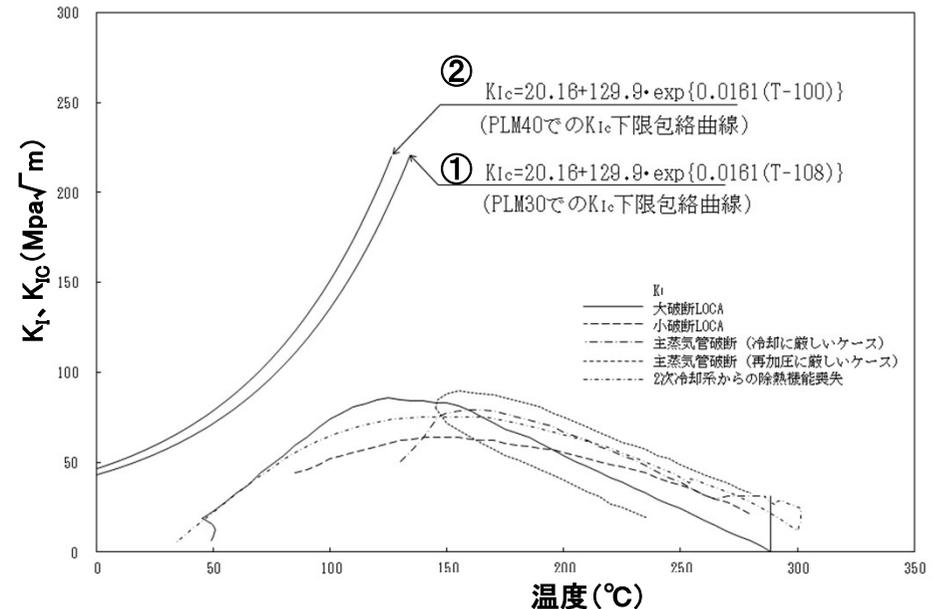
60年時点における原子炉容器内表面の中性子照射量（ $n/cm^2 [E > 1 MeV]$ ）

	高浜3号炉	高浜4号炉
①PLM30年時点の想定	9.55×10^{19}	10.77×10^{19}
②PLM40年時点の想定	9.54×10^{19}	9.53×10^{19}

※①PLM30では第4回監視試験で得られた中性子照射量（中性子束）を反映し、②PLM40では第5回監視試験で得られた中性子照射量（中性子束）を反映している。いずれも評価時点以降の稼働率は90%として60年時点の照射量を想定している。



高浜3号炉 PTS評価結果の比較



高浜4号炉 PTS評価結果の比較

高浜3号機 低サイクル疲労

○ 評価対象機器：原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ 等

【評価例】：原子炉容器

健全性評価

プラント実績過渡回数から、60年時点の過渡回数を推定し、劣化が進展すると仮定した場合の60年時点での疲労累積係数を評価(環境を考慮した評価も実施)。

現状保全

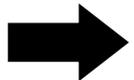
- 定期的な超音波探傷検査等の非破壊検査や、漏えい試験で健全性を確認している。
- 特別点検において、原子炉容器出入口管台に対して渦流探傷検査を実施した結果、有意な欠陥は認められなかった。

総合評価

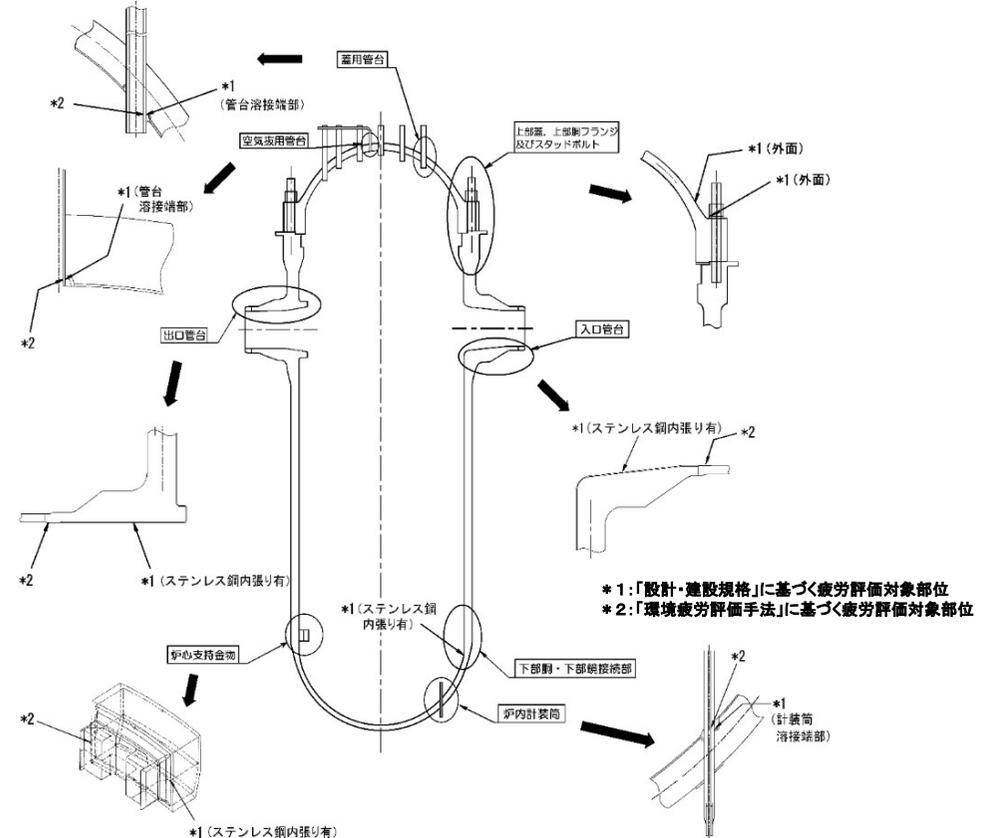
疲労割れが問題となる可能性はない。
また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

原子炉容器の冷却材出入口管台等の疲労割れについては、現状保全項目として、実績過渡回数に基づく評価を継続的に実施していく。



施設管理方針



原子炉容器 冷却材出入口管台等の疲労評価対象部位

原子炉容器の疲労評価結果

評価対象部位	疲労累積係数(許容値:1以下)	
	設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
冷却材入口管台	0.037	0.001*3
冷却材出口管台	0.045	0.001*3
蓋用管台	0.110	0.001*3
空気抜用管台	0.013	0.001*3
炉内計装筒	0.116	0.002*3
上部蓋および上部胴フランジ	0.008	—*4
下部胴・下部鏡接続部	0.005	—*4
炉心支持金物	0.006	0.001*3
スタッドボルト	0.363	—*4

*3: 炉水環境にある箇所には絞り評価を実施しているため、設計・建設規格による解析評価対象箇所とは異なる。
*4: 非接液部(炉水環境となる部位はない)

高浜4号機 低サイクル疲労

○ 評価対象機器：原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ 等

【評価例】：原子炉容器

健全性評価

プラント実績過渡回数から、60年時点の過渡回数を推定し、劣化が進展すると仮定した場合の60年時点での疲労累積係数を評価(環境を考慮した評価も実施)。

現状保全

- 定期的な超音波探傷検査等の非破壊検査や、漏えい試験で健全性を確認している。
- 特別点検において、原子炉容器出入口管台に対して渦流探傷検査を実施した結果、有意な欠陥は認められなかった。

総合評価

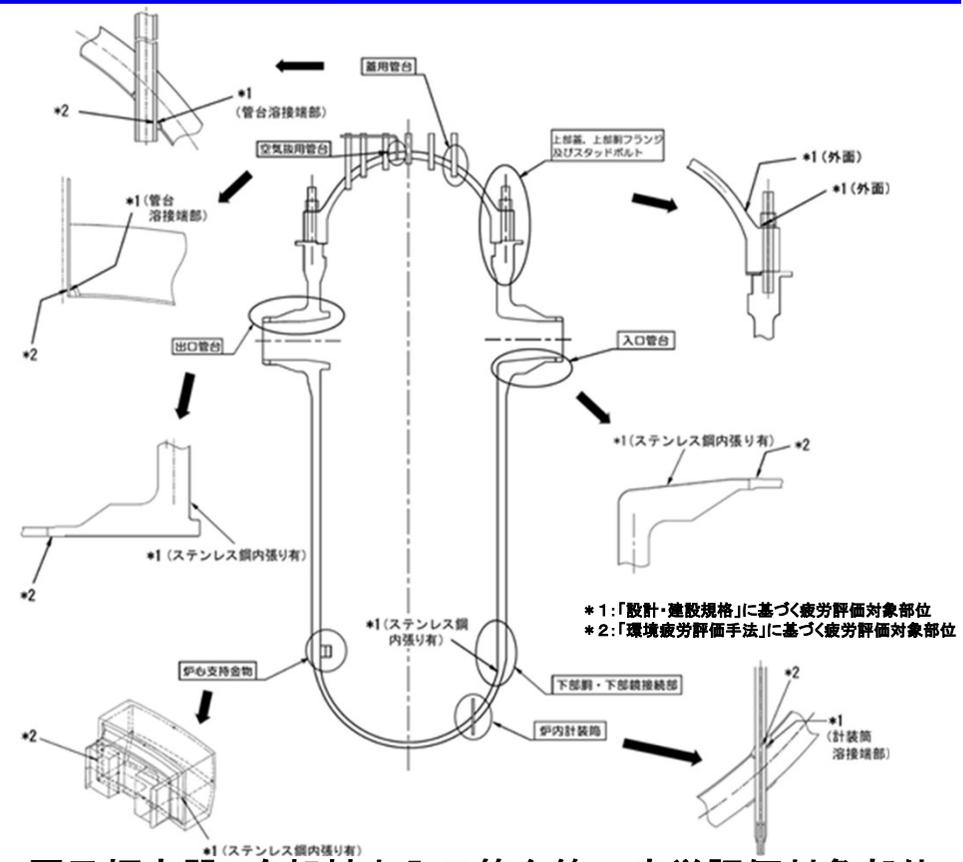
疲労割れが問題となる可能性はない。
また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

原子炉容器の冷却材出入口管台等の疲労割れについては、現状保全項目として、実績過渡回数に基づく評価を継続的に実施していく。



施設管理方針



原子炉容器 冷却材出入口管台等の疲労評価対象部位

原子炉容器の疲労評価結果

評価対象部位	疲労累積係数(許容値:1以下)	
	設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
冷却材入口管台	0.039	0.001*3
冷却材出口管台	0.043	0.001*3
蓋用管台	0.122	0.001*3
空気抜用管台	0.014	0.002*3
炉内計装筒	0.120	0.002*3
上部蓋および上部胴フランジ	0.008	—*4
下部胴・下部鏡接続部	0.005	—*4
炉心支持金物	0.006	0.001*3
スタッドボルト	0.372	—*4

*3: 炉水環境にある箇所には絞り評価を実施しているため、設計・建設規格による解析評価対象箇所とは異なる。
*4: 非接液部(炉水環境となる部位はない)

○ 評価対象構造物：外部遮蔽壁、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎等

健全性評価

運転開始後60年経過時点までの供用を想定し、熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、機械振動、アルカリ骨材反応等の影響を特別点検の結果を踏まえて評価し、要求値を満足していることを確認している。

1. コンクリートの強度低下 【評価例】：中性化

・特別点検による中性化深さの測定結果^①を踏まえて、中性化深さを推定する速度式を用いて推定した運転開始後60年経過時点の中性化深さ^②は、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ^③を下回っている。

コンクリートの中性化深さの評価結果

	中性化深さ(cm)		③鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ(cm)
	①測定値 調査時点	②推定値の 最大値 運転開始後 60年経過時点	
原子炉補助建屋 (基礎マット)	2.4	3.1	6.0
原子炉補助建屋 (内壁及び床)	0.3	4.0	6.0
取水構造物 (気中帯)	0.5	0.7	8.5
原子炉補助建屋(1・2号炉) (基礎マット)	3.5	5.8	10.0
取水構造物(1・2号炉) (気中帯)	0.4	3.0	8.5

2. コンクリートの遮蔽能力低下 【評価例】：熱

・温度分布解析の結果、最高温度は約56°Cで温度制限値(中性子遮蔽88°C、ガンマ線遮蔽177°C)を下回っている。また、特別点検において、より保守的に乾燥単位容積質量を確認した結果、放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を担保する値を上回っている。

現状保全

○定期的にコンクリート表面のひび割れ、塗膜の劣化などの目視確認を実施し、強度に支障をきたす有意な欠陥がないことを確認し、必要に応じて塗装の塗替えなどの補修を実施している。

○コンクリートの強度については、非破壊検査等を実施し、急激な経年劣化が生じていないことを確認している。

総合評価

健全性評価結果から判断して、今後、強度低下が急激に発生する可能性は極めて小さく、遮蔽能力低下の可能性はないと考えられる。

また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

高浜4号機 コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

○ 評価対象構造物：外部遮蔽壁、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎等

健全性評価

運転開始後60年経過時点までの供用を想定し、熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、機械振動、アルカリ骨材反応等の影響を特別点検の結果を踏まえて評価し、要求値を満足していることを確認している。

1. コンクリートの強度低下 【評価例】：中性化

・特別点検による中性化深さの測定結果①を踏まえて、中性化深さを推定する速度式を用いて推定した運転開始後60年経過時点の中性化深さ②は、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ③を下回っている。

コンクリートの中性化深さの評価結果

	中性化深さ(cm)		③鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ(cm)
	①測定値 調査時点	②推定値の 最大値 運転開始後 60年経過時点	
タービン建屋 (タービン架台)	3.9	5.0	8.5
内部コンクリート (ループ室)	0.2	3.0	8.8
取水構造物 (気中帯)	0.5	0.7	8.5
原子炉補助建屋(1・2号炉) (基礎マット)	3.5	5.8	10.0
取水構造物(1・2号炉) (気中帯)	0.4	3.0	8.5

2. コンクリートの遮蔽能力低下 【評価例】：熱

・温度分布解析の結果、最高温度は約56°Cで温度制限値(中性子遮蔽88°C、ガンマ線遮蔽177°C)を下回っている。また、特別点検において、より保守的に乾燥単位容積質量を確認した結果、放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を担保する値を上回っている。

現状保全

- 定期的にコンクリート表面のひび割れ、塗膜の劣化などの目視確認を実施し、強度に支障をきたす有意な欠陥がないことを確認し、必要に応じて塗装の塗替えなどの補修を実施している。
- コンクリートの強度については、非破壊検査等を実施し、急激な経年劣化が生じていないことを確認している。

総合評価

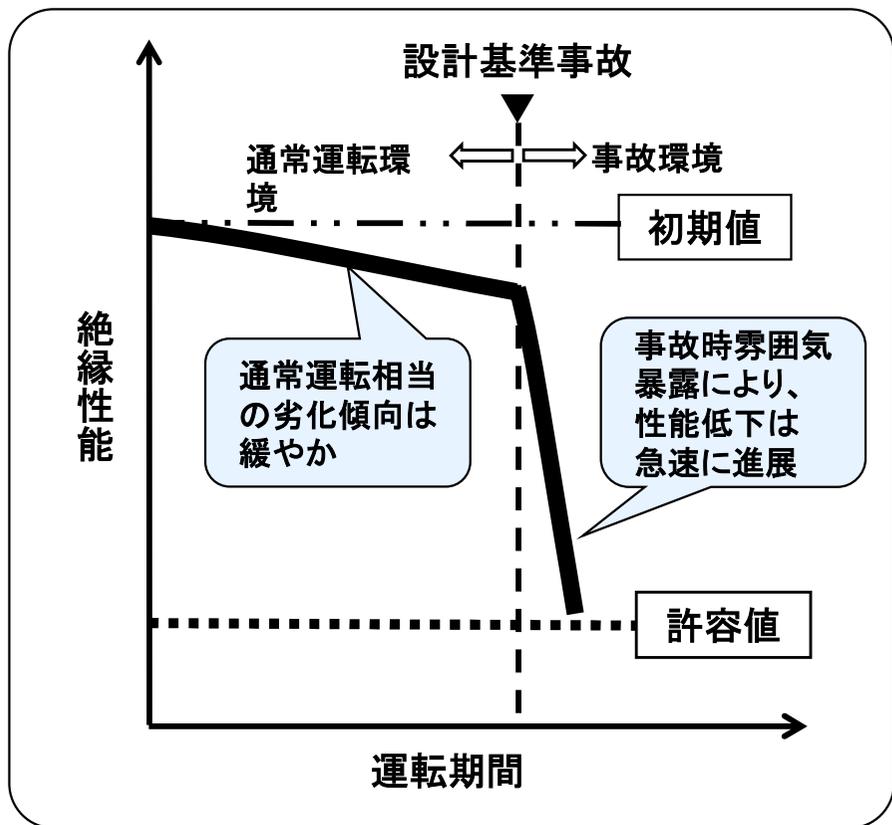
健全性評価結果から判断して、今後、強度低下が急激に発生する可能性は極めて小さく、遮蔽能力低下の可能性はないと考えられる。
また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

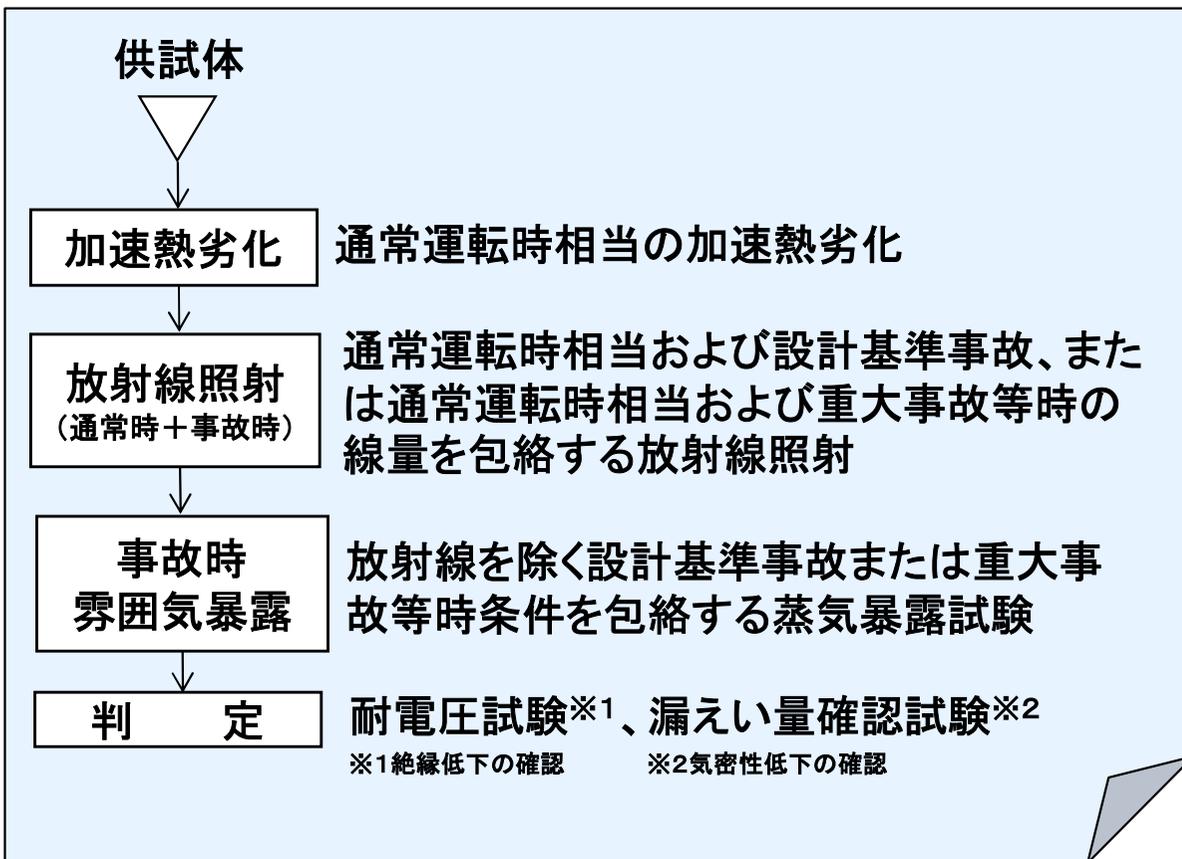
現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

○ 評価対象機器：電気ペネトレーション、ケーブル等

【評価例(手順)】：電気ペネトレーション(LV型)



絶縁低下のイメージ図



長期健全性試験手順

事故時雰囲気内で機能要求のある電気ペネトレーション(LV型)は、60年間の通常運転環境とその後の事故時雰囲気内での経年劣化を模擬した長期健全性試験にて、絶縁低下および原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下(以下、「気密性低下」という)についての健全性評価を行なっている。

【評価例(結果)】: 電気ペネトレーション(LV型)
(絶縁低下、気密性低下)

健全性評価

IEEE Std.317-2013に準拠した長期健全性試験による評価を実施した結果、運転開始後60年時点においても設計基準事故時および重大事故等時に絶縁機能ならびに原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性を維持できる。

現状保全

絶縁低下に対しては定期的に系統機器の動作確認またはケーブルを含めた絶縁抵抗測定を行い、機器の健全性を確認している。

気密性低下に対しては、定期的に原子炉格納容器漏えい率試験および電気ペネトレーションに封入しているN₂ガスの圧力確認を行い、機器の健全性を確認している。

総合評価

劣化部位の経年劣化による絶縁低下または気密性低下により機器の健全性に影響を与える可能性はない。

高経年化への対応

現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

長期健全性試験条件

	試験条件	60年間の通常運転時の使用条件に基づく劣化条件、設計基準事故時・重大事故等時の環境条件
加速熱劣化	熱劣化: 110°C-218日間*1 熱サイクル: 71~107°C-20日間	40°C*2-60年
放射線照射	1,500kGy (10kGy/h以下)	通常運転相当: 0.106kGy*3 設計基準事故時線量: 675kGy 重大事故等時線量: 500kGy
事故時雰囲気暴露	最高温度: 190°C 最高圧力: 0.45MPa[gage] 試験時間: 7日間	設計基準事故時: 約125°C(最高温度) : 約0.25MPa[gage](最高圧力) 重大事故等時: 約138°C(最高温度) : 約0.35MPa[gage](最高圧力)

- * 1: 熱サイクル試験による劣化(71~107°C-20日間)に、使用条件40°C-60年に相当する熱劣化となるよう、通常の熱劣化(110°C-218日間)を加えた。
- * 2: 電気ペネトレーションの周囲温度(約38°C)に若干の余裕を加えた温度
- * 3: 原子炉格納容器内電気ペネトレーション近傍で最も放射線レベルが高い区域の空間線量率は0.2mGy/hであり、この値より60年間の平常時の集積線量を評価すると、 $0.2[mGy/h] \times (24 \times 365.25)[h/y] \times 60[y] = 0.106kGy$ となる。

長期健全性試験結果

項目	試験条件		判定
耐電圧試験	課電電圧: C-1S間 1,500V/1分間 1S-2S間 500V/1分間		良
項目	試験前*4	試験後*5	判定基準
漏えい量確認試験	6.9×10^{-5} cm ³ /sec以下	6.7×10^{-4} cm ³ /sec	1.0×10^{-3} cm ³ /sec以下

- * 4: 加速熱劣化前
- * 5: 事故時雰囲気暴露後

【評価例(結果)】: 低圧ケーブル(難燃PHケーブル)
(絶縁低下)

健全性評価

電気学会推奨案等に基づく長期健全性試験による評価を実施した結果、運転開始後60年時点においても設計基準事故時および重大事故等時に絶縁機能を維持できる。

現状保全

定期的に系統機器の動作確認、または絶縁抵抗測定を行い異常のないことを確認している。

総合評価

絶縁体の絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はない。

高経年化への対応

現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

長期健全性試験条件

		試験条件	60年間の通常運転時の使用条件に基づく劣化条件、設計基準事故時または重大事故等時の環境条件
通常運転時相当	温度	140°C－9日	111°C－9日 (=56°C※1－60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy (7.3kGy/h以下)	231kGy※2
事故時蒸気暴露試験	放射線 (集積線量)	1,500kGy (7.3kGy/h以下)	設計基準事故時:675kGy 重大事故等時 :500kGy
	温度	190°C (最高温度)	設計基準事故時: 約125°C(最高温度) 重大事故等時: 約138°C(最高温度)
	圧力	0.41MPa [gage] (最高圧力)	設計基準事故時: 約0.25MPa[gage](最高圧力) 重大事故等時: 約0.35MPa[gage](最高圧力)

※1 設計基準事故または重大事故等を考慮する原子炉格納容器内難燃PHケーブル布設箇所周囲の平均温度に、通電による温度上昇等を考慮した各布設エリアの温度を包絡する温度として設定した。

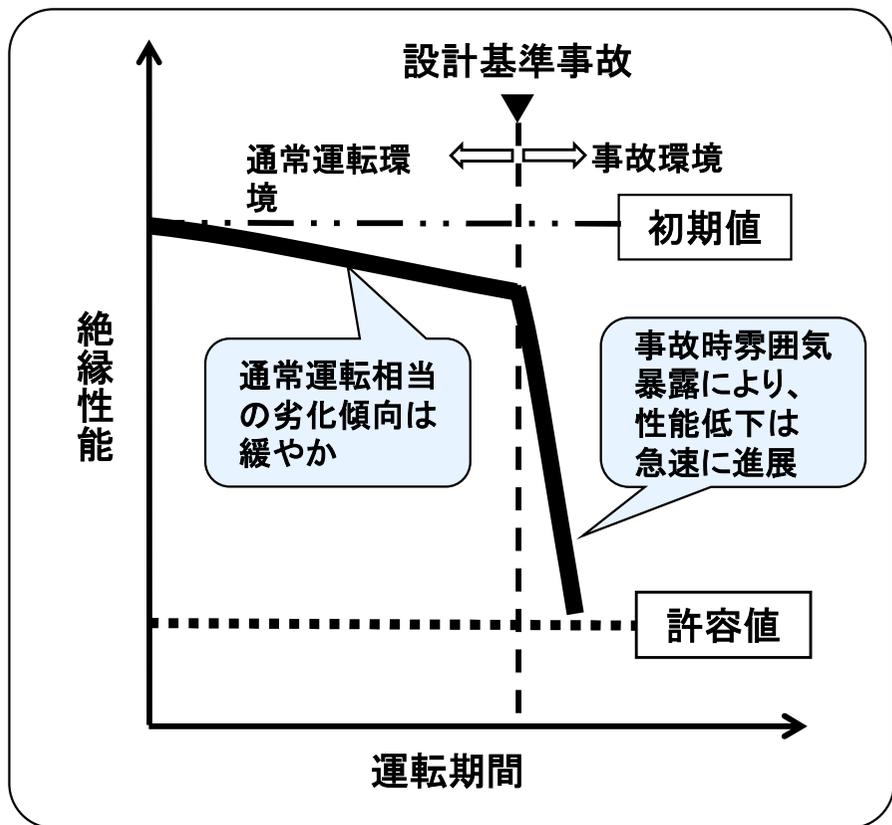
※2 $0.4375[\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25)[\text{h/y}] \times 60[\text{y}] = 231\text{kGy}$

長期健全性試験結果

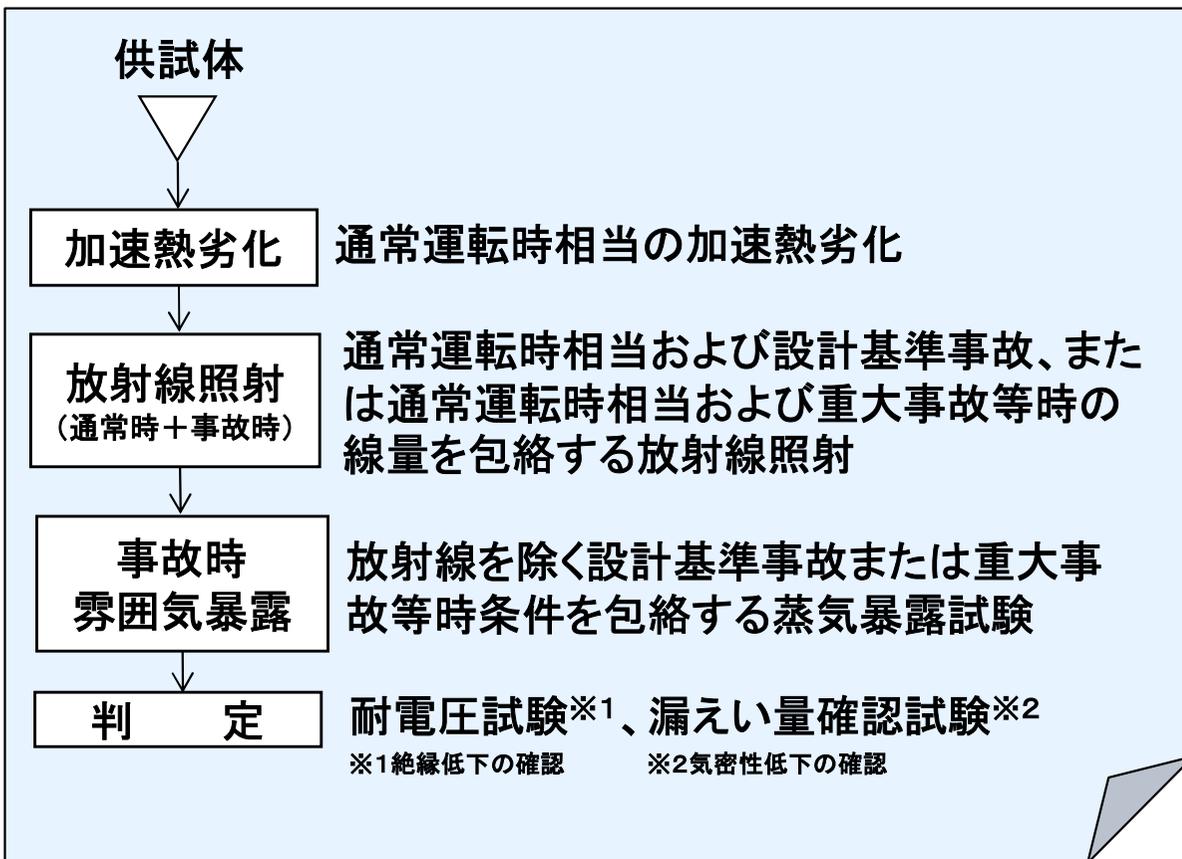
項目	試験条件	判定
屈曲浸水耐電圧試験	供試体外径:11.5mm マンドレル径:400mm 絶縁厚さ:0.8mm 課電電圧:2.6kV/5分間	良

○ 評価対象機器：電気ペネトレーション、ケーブル等

【評価例(手順)】：電気ペネトレーション(LV型)



絶縁低下のイメージ図



長期健全性試験手順

事故時雰囲気内で機能要求のある電気ペネトレーション(LV型)は、60年間の通常運転環境とその後の事故時雰囲気内での経年劣化を模擬した長期健全性試験にて、絶縁低下および原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下(以下、「気密性低下」という)についての健全性評価を行なっている。

【評価例(結果)】: 電気ペネトレーション(LV型)
(絶縁低下、気密性低下)

健全性評価

IEEE Std.317-2013に準拠した長期健全性試験による評価を実施した結果、運転開始後60年時点においても設計基準事故時および重大事故等時に絶縁機能ならびに原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性を維持できる。

現状保全

絶縁低下に対しては定期的に系統機器の動作確認またはケーブルを含めた絶縁抵抗測定を行い、機器の健全性を確認している。

気密性低下に対しては、定期的に原子炉格納容器漏えい率試験および電気ペネトレーションに封入しているN₂ガスの圧力確認を行い、機器の健全性を確認している。

総合評価

劣化部位の経年劣化による絶縁低下または気密性低下により機器の健全性に影響を与える可能性はない。

高経年化への対応

現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

長期健全性試験条件

	試験条件	60年間の通常運転時の使用条件に基づく劣化条件、設計基準事故時・重大事故等時の環境条件
加速熱劣化	熱劣化: 110°C-218日間*1 熱サイクル: 71~107°C-20日間	40°C*2-60年
放射線照射	1,500kGy (10kGy/h以下)	通常運転相当: 0.368kGy*3 設計基準事故時線量: 675kGy 重大事故等時線量: 500kGy
事故時雰囲気暴露	最高温度: 190°C 最高圧力: 0.45MPa[gage] 試験時間: 7日間	設計基準事故時: 約125°C(最高温度) : 約0.25MPa[gage](最高圧力) 重大事故等時: 約138°C(最高温度) : 約0.35MPa[gage](最高圧力)

- *1: 熱サイクル試験による劣化(71~107°C-20日間)に、使用条件40°C-60年に相当する熱劣化となるよう、通常の熱劣化(110°C-218日間)を加えた。
- *2: 電気ペネトレーションの周囲温度(約36°C)に若干の余裕を加えた温度
- *3: 原子炉格納容器内電気ペネトレーション近傍で最も放射線レベルが高い区域の空間線量率は0.7mGy/hであり、この値より60年間の平常時の集積線量を評価すると、 $0.7[mGy/h] \times (24 \times 365.25)[h/y] \times 60[y] = 0.368kGy$ となる。

長期健全性試験結果

項目	試験条件		判定
耐電圧試験	課電電圧: C-1S間 1,500V/1分間 1S-2S間 500V/1分間		良
項目	試験前*4	試験後*5	判定基準
漏えい量確認試験	6.9×10^{-5} cm ³ /sec以下	6.7×10^{-4} cm ³ /sec	1.0×10^{-3} cm ³ /sec以下

- *4: 加速熱劣化前
- *5: 事故時雰囲気暴露後

【評価例（結果）】： 低圧ケーブル（難燃PHケーブル）
（絶縁低下）

健全性評価

電気学会推奨案等に基づく長期健全性試験による評価を実施した結果、運転開始後60年時点においても設計基準事故時および重大事故等時に絶縁機能を維持できる。

現状保全

定期的に系統機器の動作確認、または絶縁抵抗測定を行い異常のないことを確認している。

総合評価

絶縁体の絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はない。

高経年化への対応

現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

長期健全性試験条件

		試験条件	60年間の通常運転時の使用条件に基づく劣化条件、設計基準事故時または重大事故等時の環境条件
通常運転時相当	温度	140°C－9日	105°C－9日 (=51°C※1－60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy (7.3kGy/h以下)	90kGy※2
事故時蒸気暴露試験	放射線 (集積線量)	1,500kGy (7.3kGy/h以下)	設計基準事故時：675kGy 重大事故等時：500kGy
	温度	190°C (最高温度)	設計基準事故時： 約125°C(最高温度) 重大事故等時： 約138°C(最高温度)
	圧力	0.41MPa [gage] (最高圧力)	設計基準事故時： 約0.25MPa[gage](最高圧力) 重大事故等時： 約0.35MPa[gage](最高圧力)

※1 設計基準事故または重大事故等を考慮する原子炉格納容器内難燃PHケーブル布設箇所周囲の平均温度に、通電による温度上昇等を考慮した各布設エリアの温度を包絡する温度として設定した。

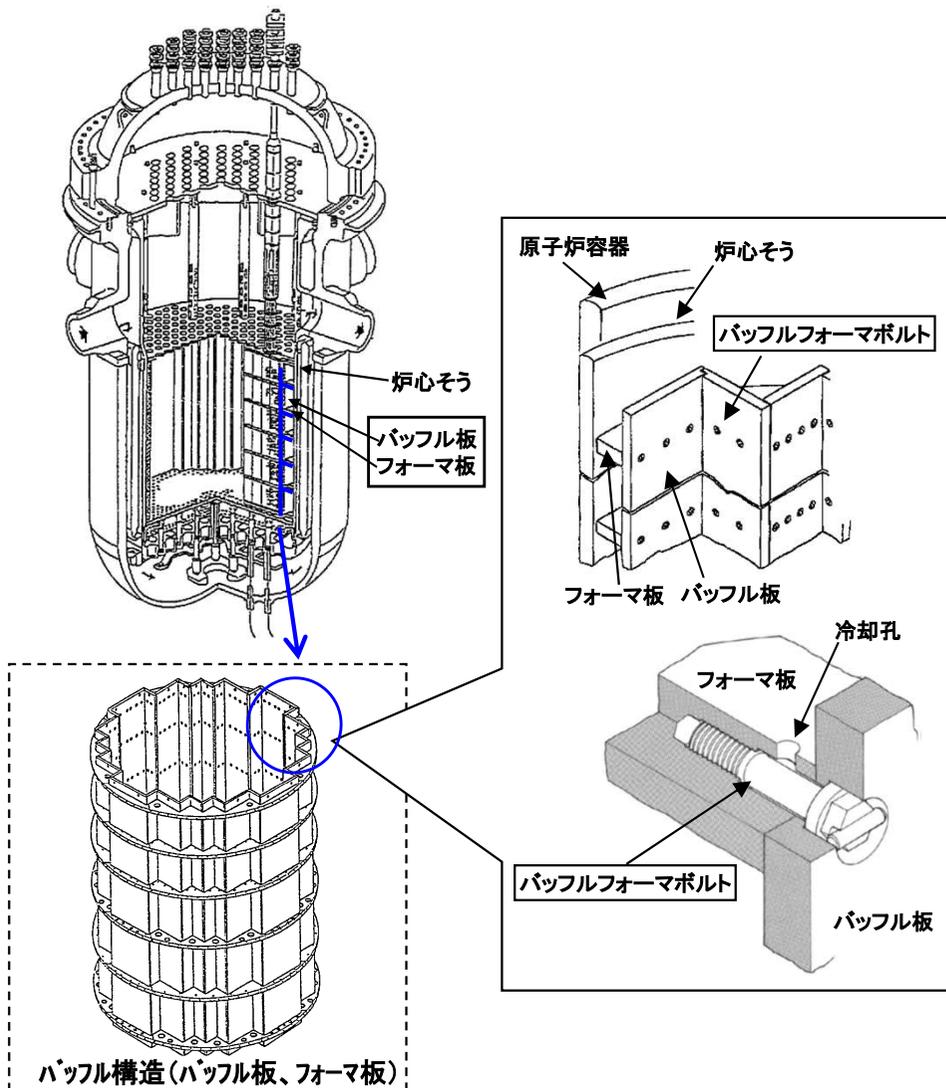
※2 $0.1696[\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25)[\text{h/y}] \times 60[\text{y}] = 90\text{kGy}$

長期健全性試験結果

項目	試験条件	判定
屈曲浸水耐電圧試験	供試体外径：11.5mm マンドレル径：400mm 絶縁厚さ：0.8mm 課電電圧：2.6kV/5分間	良

○ 評価対象機器：炉内構造物（炉心バッフル、炉心そう、バッフルフォーマボルト 等）

【評価例】：バッフルフォーマボルト



バッフルフォーマボルト構造図

健全性評価

バッフルフォーマボルトについては、原子力安全基盤機構「照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) 評価技術」事業で得られた最新知見を用いて評価した結果、運転開始後60年時点でのボルトの損傷本数は「日本機械学会 維持規格」に規定される管理損傷ボルト数(全体の20%)以下であり、安全に関わる機能を維持できる。

現状保全

- バッフルフォーマボルトに対して第9回定期検査時(1995年度～1996年度)に超音波探傷検査を実施。有意な指示なし。
- 定期的に水中テレビカメラによる可視範囲の目視検査を実施し、異常(ボルトのゆるみ、脱落等)がないことを確認している。

総合評価

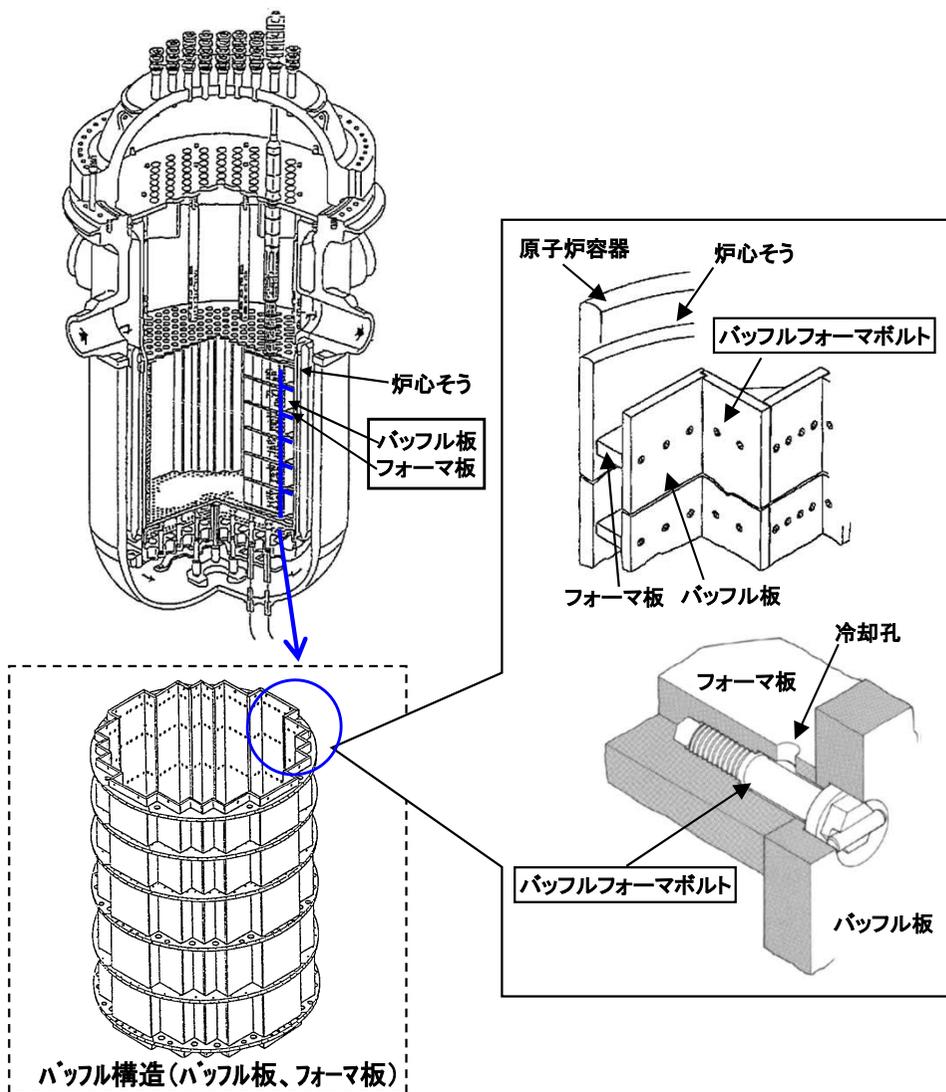
バッフルフォーマボルトの損傷が炉心の健全性に影響を与える可能性は小さい。

高経年化への対応

バッフルフォーマボルトの可視範囲について定期的に水中テレビカメラによる目視確認を実施していく。

○ 評価対象機器：炉内構造物（炉心バツフル、炉心そう、バツフルフォーマボルト 等）

【評価例】：バツフルフォーマボルト



バツフルフォーマボルト構造図

健全性評価

バツフルフォーマボルトについては、原子力安全基盤機構「照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) 評価技術」事業で得られた最新知見を用いて評価した結果、運転開始後60年時点でのボルトの損傷本数は「日本機械学会 維持規格」に規定される管理損傷ボルト数(全体の20%)以下であり、安全に関わる機能を維持できる。

現状保全

- 高浜4号炉と同一設計の高浜3号炉において、バツフルフォーマボルトに対して第9回定期検査時(1995年度～1996年度)に超音波探傷検査を実施。有意な指示なし。
- 定期的に水中テレビカメラによる可視範囲の目視検査を実施し、異常(ボルトのゆるみ、脱落等)がないことを確認している。

総合評価

バツフルフォーマボルトの損傷が炉心の健全性に影響を与える可能性は小さい。

高経年化への対応

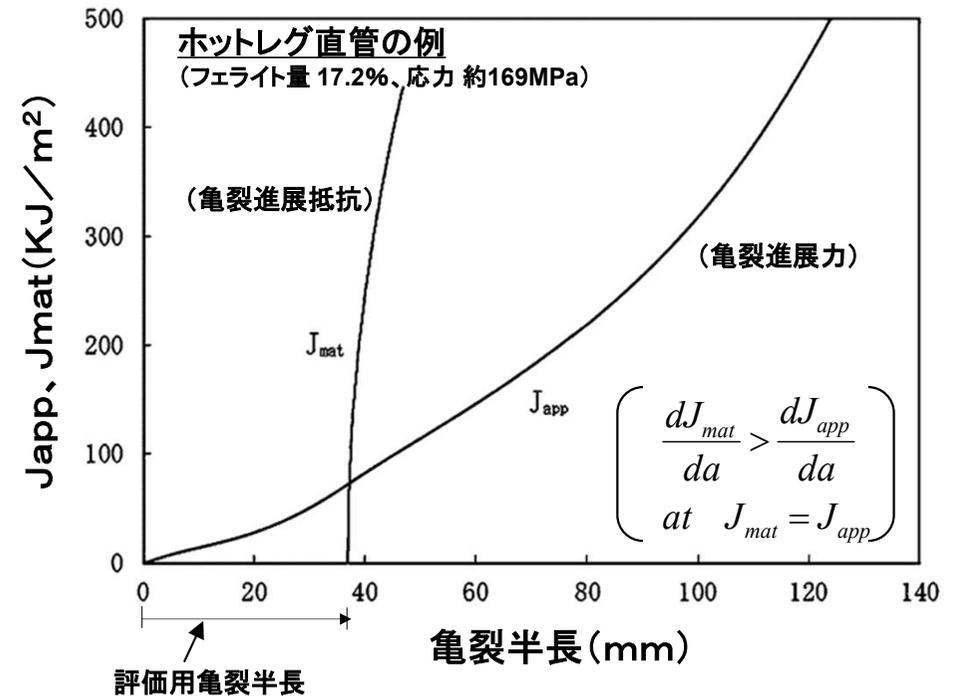
バツフルフォーマボルトの可視範囲について定期的に水中テレビカメラによる目視確認を実施していく。

○評価対象機器: 1次冷却材管、 1次冷却材ポンプケーシング等

【評価例】: 1次冷却材管

健全性評価

運転開始後60年時点までの疲労亀裂進展長さを考慮した評価用き裂を想定しても、材料の亀裂進展抵抗 (J_{mat}) と亀裂進展力 (J_{app}) の交点において J_{mat} の傾きが J_{app} の傾きを上回ることから、配管は不安定破壊することはない、健全性評価上問題とならない。



現状保全

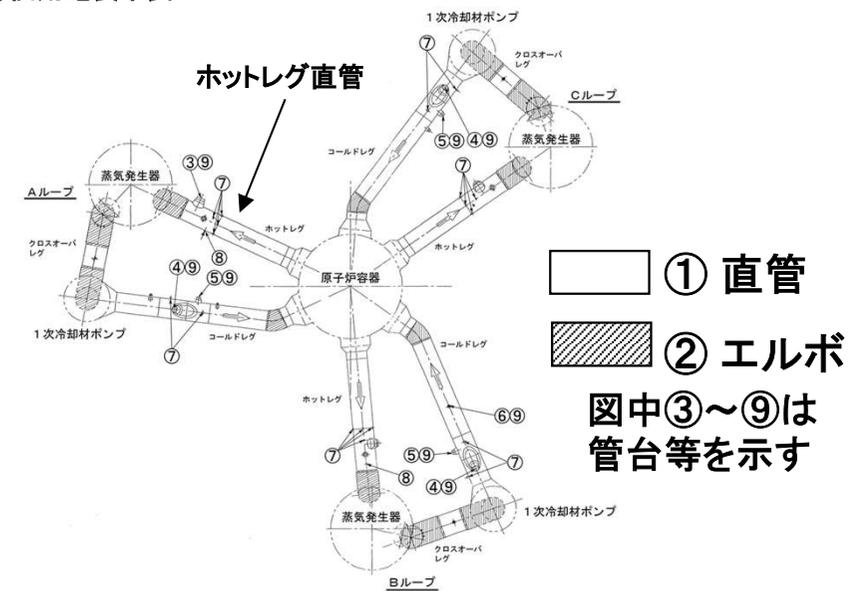
定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施し、評価で想定した亀裂のないことを確認している。

総合評価

1次冷却材管の熱時効が問題となる可能性はない。また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。



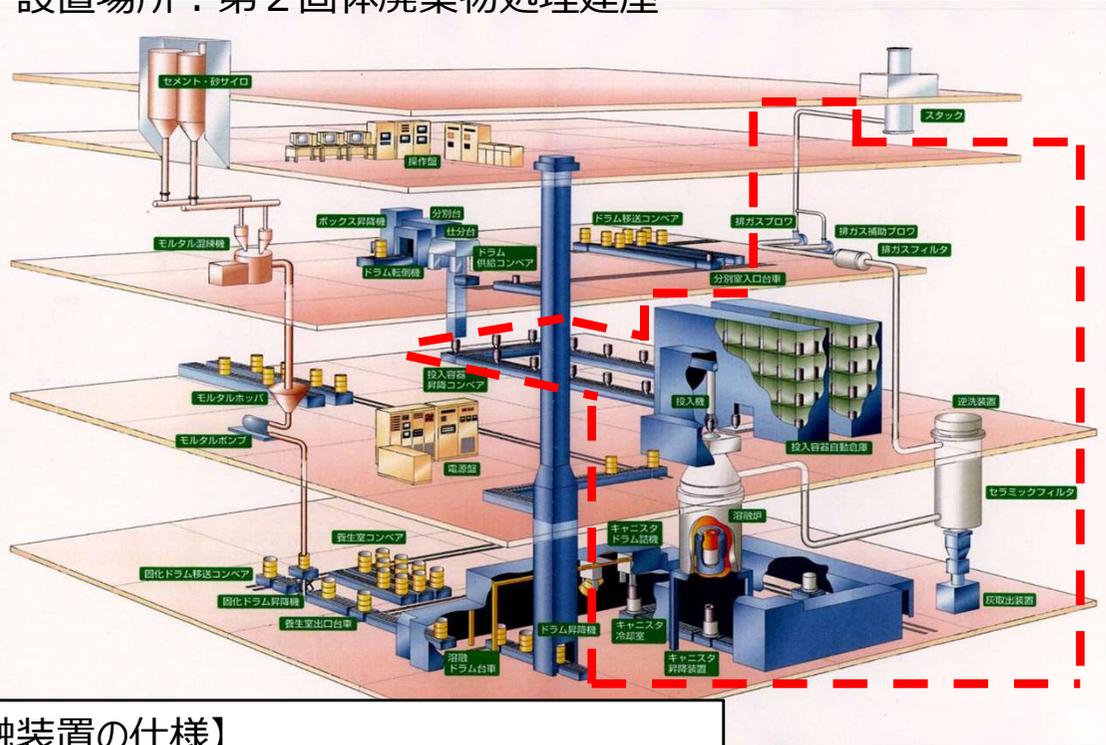
1次冷却材管概要図

美浜発電所 ベイラ（圧縮減容）装置設置

- 目的：美浜発電所雑固体処理設備の一部（溶融設備）は、設置後約20年以上経過していること、および制御系設備の製造中止により、保守管理が困難となるため、溶融設備を撤去（除却）し、ベイラ（圧縮減容）装置を設置する。
- 概要：固体状の放射性廃棄物を300tの圧縮力で圧縮、減容可能な装置を設置する。

（現行）充填・溶融装置概要図

設置場所：第2固体廃棄物処理建屋

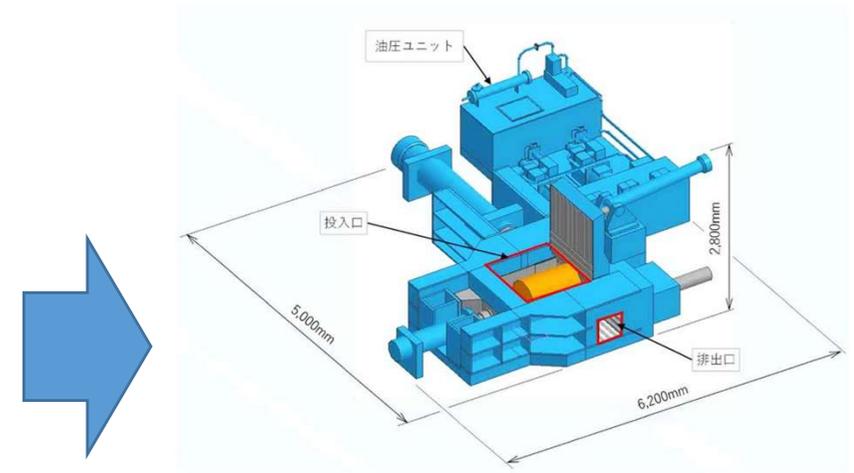


溶融装置の仕様】

型式：高周波誘導・インカン方式
 溶融処理性能：約150kg/h
 処理対象物：金属、保温材、コンクリート等
 溶融温度：約1,500℃

— — — — — : 撤去範囲

（変更後）ベイラ（圧縮）装置設置イメージ図



設置予定場所：第2固体廃棄物処理建屋

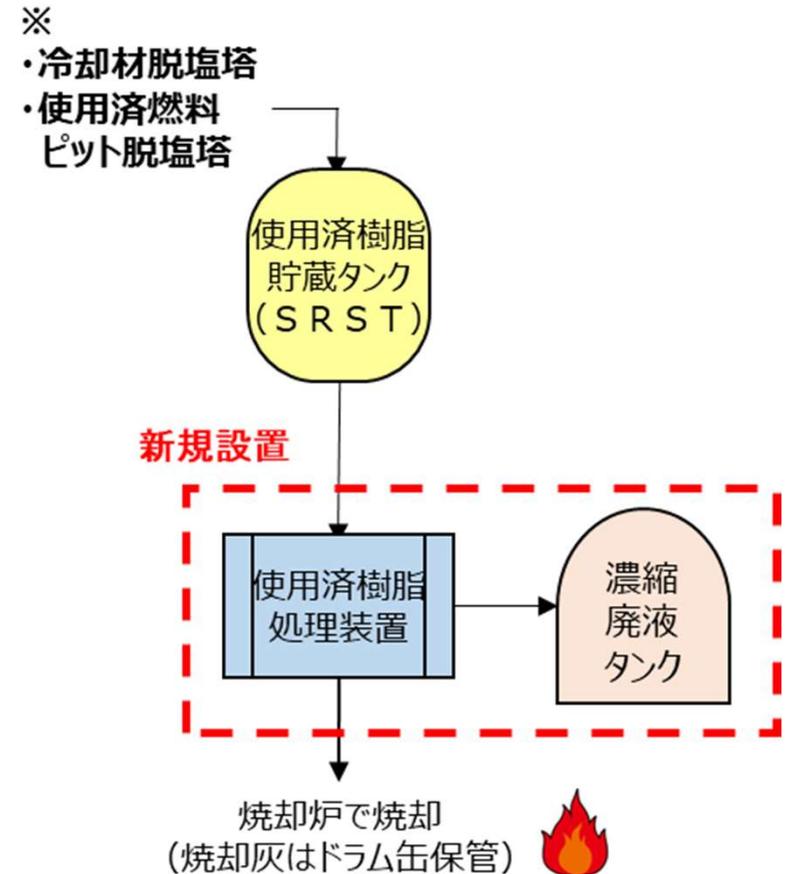
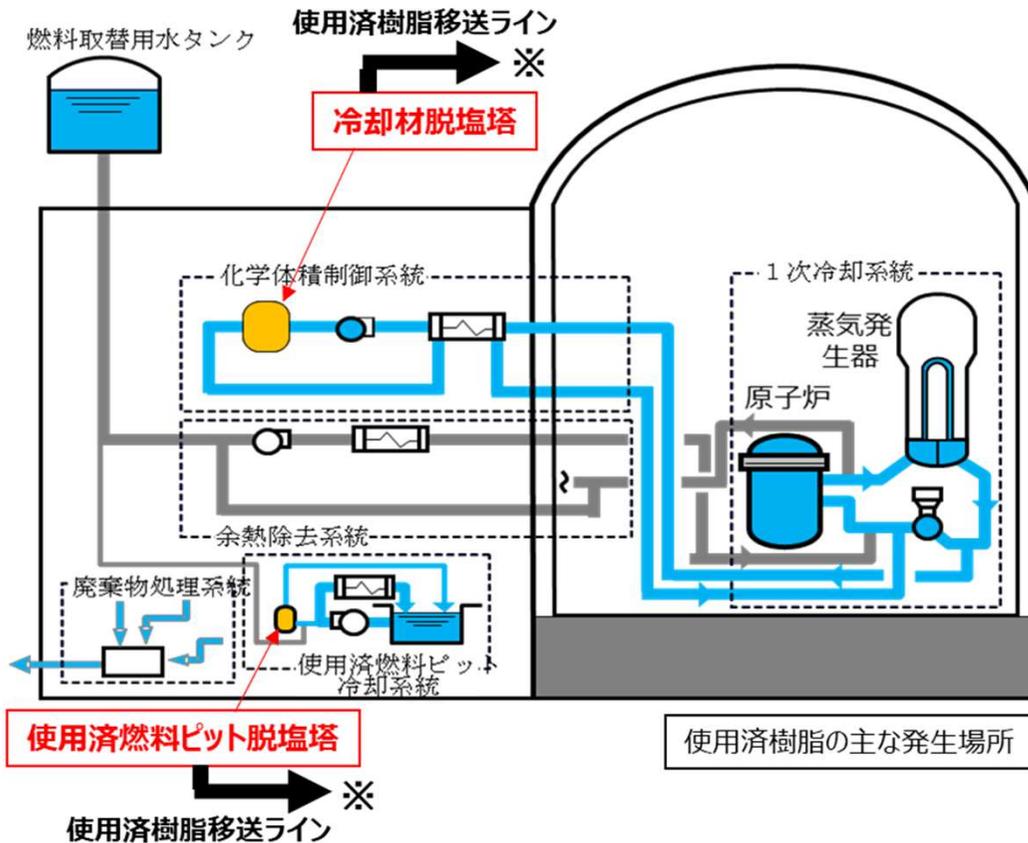
【ベイラ（圧縮）装置の仕様】

型式：油圧三方締め方式
 処理能力：約15缶/h
 処理対象物：保温材、シート類等
 最高圧力：25MPa
 シリンダー出力：300t

※高浜、大飯発電所には設置済

大飯3,4号機 使用済樹脂処理装置設置

- 目的：大飯発電所3, 4号機では、原子炉冷却水や使用済燃料ピット水の浄化に使用した樹脂を「使用済樹脂貯蔵タンク」に保管している。処理可能となる保管期間が経過後、使用済樹脂を処理するため新たに使用済樹脂処理装置を設置する。
- 概要：使用済樹脂から放射性物質を除去する「使用済樹脂処理装置」、及び除去された放射性物質を貯蔵する「濃縮廃液タンク」を設置する。
また、「使用済樹脂処理装置」、「濃縮廃液タンク」を設置するための建屋を新設する。



※美浜1～3号機、高浜1～4号機、大飯1,2号機には設置済

- 目的：使用済燃料の発生量低減のため、高浜発電所3, 4号機に高燃焼度55GWd/t燃料を導入する。
- 概要：現行の48GWd/t燃料を55GWd/t燃料に置き換えると、使用済燃料の発生量が約1割低減できる。
また、大飯発電所3, 4号機と燃料が共用できることから、調達安定性を高められる。

(参考：他プラントの実績)

55GWd/t燃料は既に大飯3, 4号機、美浜3号機に導入しており、高浜1, 2号機も次回定検から導入する予定であり、照射実績は十分ある。

	大飯3, 4号機	美浜3号機	高浜1, 2号機
許可	2003年9月	2004年4月	2010年4月
事前了解	2004年1月	2007年6月	2010年5月
導入	2004年11月	2008年11月	2024年8月予定

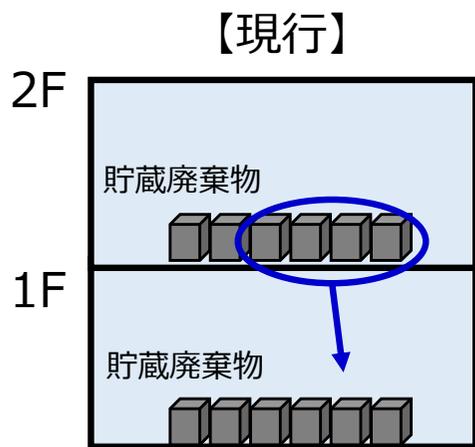
また、高浜3, 4号機同様、MOX燃料を導入している四国電力(株)伊方3号機でも2004年度から55GWd/t燃料を導入している。

- 目的：高浜発電所においてクリアランス作業等を円滑に行うため、既設の外部遮蔽壁保管庫を改造して活用することにより、発電所内の廃棄物保管量低減に努める。
- 概要：既貯蔵廃棄物を1階に保管し、2階にクリアランス作業等を行うエリアを設ける。なお、2階には、放射線管理を行うための設備（換気系統、出入管理室等）を設ける。
 なお、上記改造に伴い、管理区域の設定について、作業エリア等の一部をA区域※¹から、B区域※²に変更する。

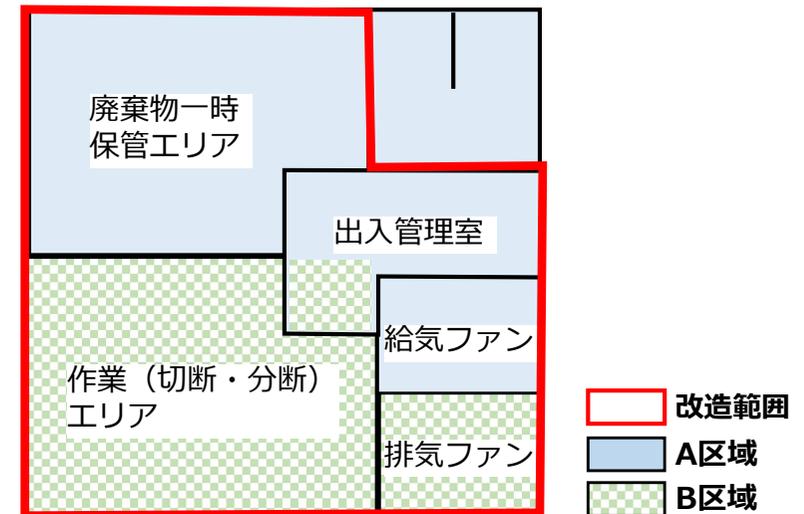
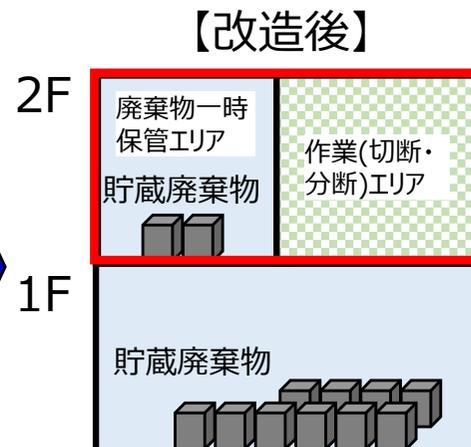
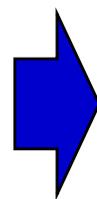
※1 A区域:汚染の恐れのない管理区域

※2 B区域:汚染の恐れのある管理区域

点検・作業エリアの配置図（イメージ）



外部遮蔽壁保管庫断面図

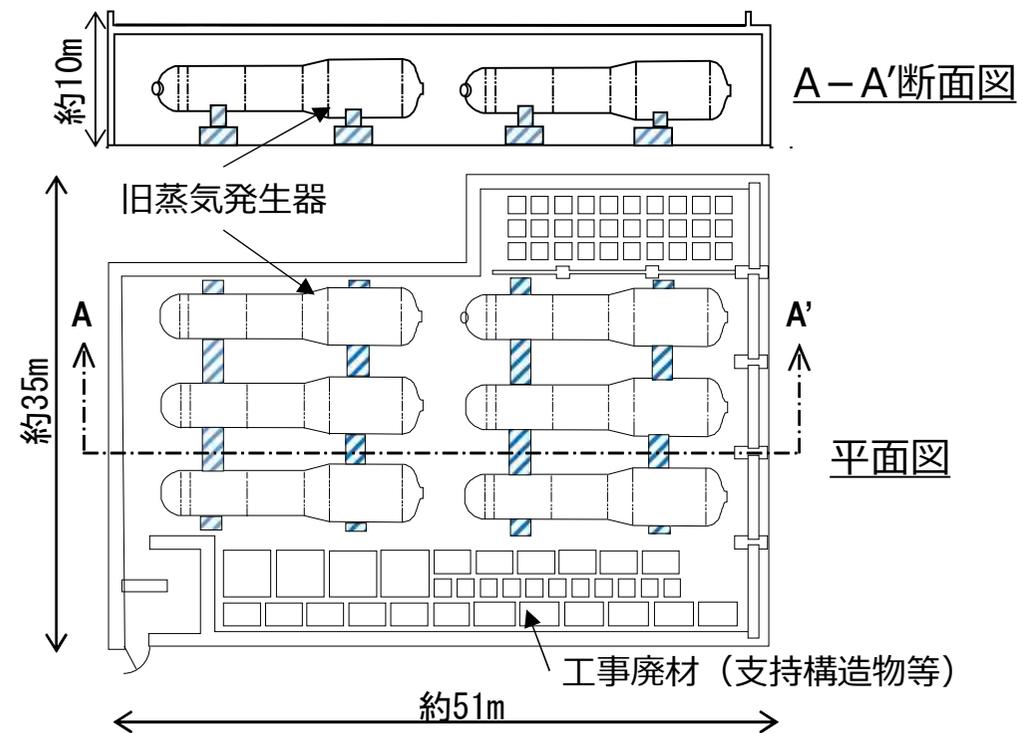


外部遮蔽壁保管庫平面図【改造後】(2F)

高浜3,4号機 蒸気発生器保管庫設置

- 目的：高浜発電所3, 4号機の蒸気発生器の取替えに伴い、旧蒸気発生器および工事廃材（支持構造物他）を保管するための保管庫を新設する。
- 概要：旧蒸気発生器等を保管するための保管庫を設置する。
 - (1) 高浜3, 4号機の旧蒸気発生器の保管
 - (2) 工事廃材（支持構造物他）の保管なお、保管庫設置に必要な敷地造成、干渉物処置、防火エリア設置等の付帯工事も合わせて実施する。

蒸気発生器保管庫設置予定地



委員からいただいた意見に対する説明（IAEA SALTOチームの招へい）

委員からいただいた意見に対する説明（IAEA SALTOチームの招へい）

参考12

＜美浜発電所3号機および高浜発電所1,2号機の安全性向上対策等に係るこれまでの議論の取りまとめ＞
2021.4 福井県安全専門委員会 p80 (2)事業者を求める事項 抜粋

- ・IAEA などの外部評価を受けることにより、国際的知見や提言を取り入れ、プラントの安全性向上を図ること。

【当社の対応（IAEA SALTOチーム招へい）】



2022.3.24 経済産業省・資源エネルギー庁を通じてIAEAのSALTOチームの招へいを要請
2022.5.16 受諾の連絡

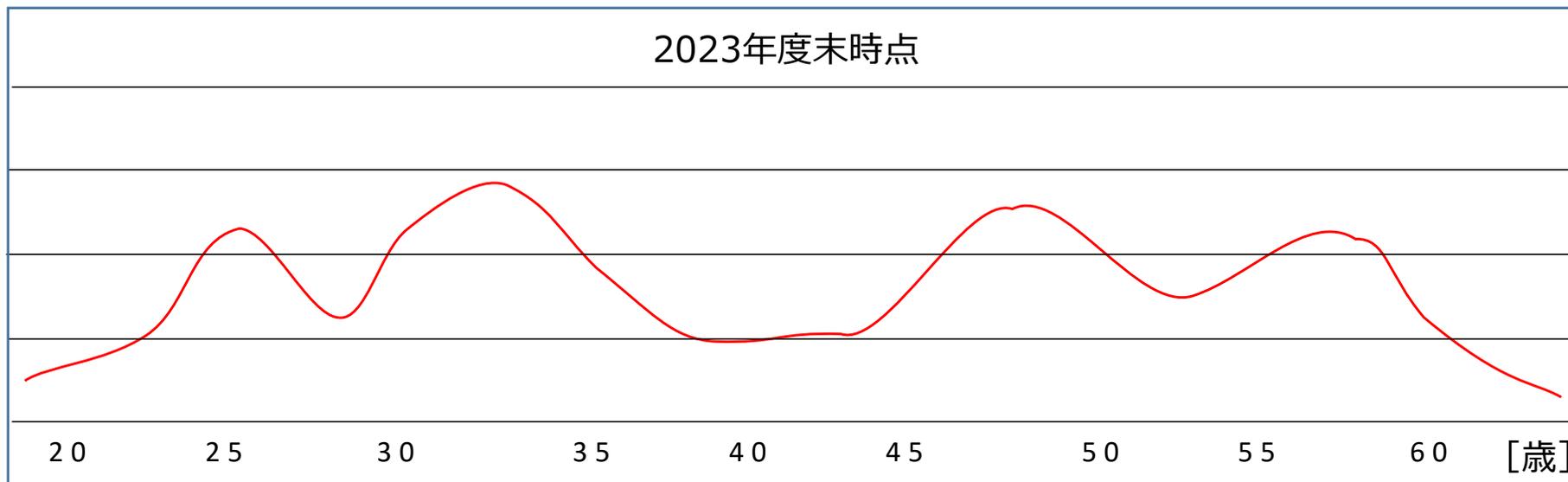
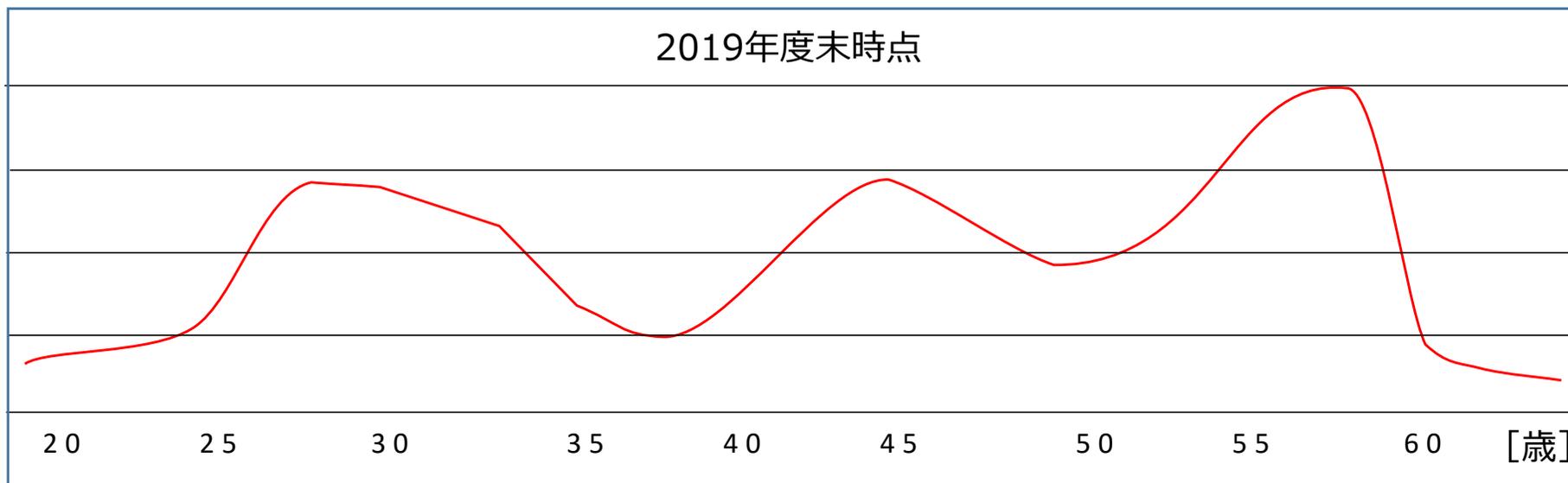
SALTO (Safety Aspects of Long Term Operation) : 長期運転安全評価

- ◆原子力発電所の安全な長期運転のためにIAEA支援活動として、専門家約10名でIAEAの安全基準や他国の良好事例等との比較、評価を行い、必要に応じて改善勧告などがなされるもの。
- ◆長期運転のための組織/体制、プログラム、設備/機器の劣化管理といった長期運転にフォーカスした下記6分野についてレビューが行われる。

分野	項目
分野A	長期運転のための組織/体制
分野B	長期運転のための設備等の範囲及びプラントプログラム、是正処置
分野C	機械設備の経年劣化管理
分野D	電気/計装設備の経年劣化管理
分野E	コンクリート構造物の経年劣化管理
分野F	長期運転のための人的資源、力量及び知識管理

＜今後のスケジュール＞

- ◆ SALTOチームによるレビューを2024年度までに実施予定（レビュー期間2週間程度）
- ◆ その後のフォローアップレビューを2026年度に実施予定（レビュー期間1週間程度）



4. 高浜3号機に係る原子力規制検査（追加検査）への対応状況

4. 高浜3号機に係る原子力規制検査（追加検査）への対応状況

13

【時系列】

2022年7月～2023年6月 高浜発電所3号機で、重大事故等対処設備の運転上の制限からの逸脱（以下、LCO逸脱）が4件※1発生

2023年 8月 9日 安全実績指標※2が「白」と分類されることを原子力規制委員会へ報告

2023年 8月23日 原子力規制委員会から、追加検査の実施および改善措置活動の計画等の報告を求める通知を受領

2023年11月30日 改善措置活動等を原子力規制委員会へ報告 ⇒ **14****15**

2023年12月25日 原子力規制庁から、追加検査の計画を受領（検査開始日：12月25日）

2024年 1月30日 高浜発電所にて現地検査開始

※1 LCO逸脱事象：

発生時期	号機	件名
2022.7.6	3号機	特定重大事故等対処施設に係る運転上の制限からの逸脱
2022.7.13	3号機	原子炉水位計伝送器からの水のにじみ跡に伴う運転上の制限からの逸脱
2023.4.20	1, 3, 4号機	通信事業者の衛星通信回線不具合による衛星電話（携帯）使用不能に伴う運転上の制限からの逸脱
2023.4.22	3号機	C蒸気発生器水位計の指示低下に係る運転上の制限からの逸脱

※2 安全実績指標：原子力規制庁が定める「安全実績指標に関するガイド」に基づき、四半期ごとに「安全実績指標」（各監視領域に関連する活動目的の達成状況を確認する安全活動に係る実績を示す指標）を原子力規制委員会へ報告
重大事故等対処設備の運転上の制限からの逸脱（以下、LCO逸脱）件数については、過去4四半期の合計件数が4件以上になると原子力規制検査の安全実績指標が「白」と分類される。

【現地検査の実施状況】

○実施日：2024年1月30日（火）～2月1日（木）、2月13日（火）、2月14日（水）

○出席者：原子力規制庁：検査官5名（本庁3名、現地2名）

当 社：高浜発電所、原子力事業本部＋協力会社

○検査内容

・2023年11月30日に提出した「改善措置活動の計画等の報告書」の内容確認

4. 高浜3号機に係る原子力規制検査（追加検査）への対応状況（根本原因の特定）

14

4. 高浜3号機に係る原子力規制検査（追加検査）への対応状況（根本原因の特定）

安全実績指標が「白」となる要因となった4件のLCO逸脱事象および高浜発電所で発生した他のLCO逸脱事象等に対し関係者へインタビューを行い根本的な原因等を特定した。

根本原因	インタビュー結果等の主な事実
A. 組織におけるリスク管理の弱さ	<ul style="list-style-type: none"> ● 請負会社は、タービン動補助給水ポンプ制御油系統の通油確認を運転上の制限が適用される以前に実施出来るよう、制御油系統へのバイパスライン設置を推奨していたが、推奨を受けた当時、当社は改造・手続き等の検討に時間を要することから、実施時期を先送りしていた。 ● 新たな規制要求に対して、利用可能な多種多様な手段を準備し、それ以上の対応は不要（これで十分）と判断したこと、また、リスクのある作業や社内標準の改正の際に自課（室）のみで検討したことにより、社内でのリスク検討の機会を逸し、潜むリスクを把握できなかった。
B. 技術力低下（社員）	<ul style="list-style-type: none"> ● タービン動補助給水ポンプフィルタ蓋は海外製で特殊な形状のため、請負会社では特に慎重な復旧作業が行うなどの対応を行っており、過去には請負会社から当社社員へオイルフィルタ容器の仕様変更を要望していたこともあったが、当社社員は蓋部からの油漏えいにより運転上の制限からの逸脱が発生することまで考えが及ばず、事象発生まで更新に至っていなかった。
C. 技術力低下（協力会社）	<ul style="list-style-type: none"> ● 東日本大震災以降、プラントの長期停止や世代交代等により作業員の現場経験が不足しており、現場技術力の低下につながった。
D. 問いかける姿勢の弱さ	<ul style="list-style-type: none"> ● 再稼動に向け、業務が輻輳していたことから、設計から検査の各段階において、信頼性を疑うことなく「本当にそれでよいのか」と一旦立ち止まって問いかけることが不足していた。 ● 再稼動対応の繁忙感がある中で、新規制基準の要求に対して、十分な検討がされていなかった。 ● 設置許可や工認の審査において、当社で対策「要」と考えている事項を資料に記載する一方で、「不要」と考えている事項についての具体的記載を省略した結果、規制当局と議論する機会を逸し、規制の意図するところを把握することが出来なかった。
E. 調達管理の弱さ	<ul style="list-style-type: none"> ● 請負会社内の製品調達先や供給体制が業務移管等の理由で変更となった場合において、当社は「外部から提供される製品の管理」に関する請負会社の不備を想定しておらず、請負会社に対して調達管理上の重要性について伝達・注意喚起ができなかった。

4. 高浜3号機に係る原子力規制検査（追加検査）への対応状況（改善措置活動の計画概要）

15

4. 高浜3号機に係る原子力規制検査（追加検査）への対応状況（改善措置活動の計画概要）

特定した根本原因等から改善措置活動の計画を以下のとおり定めた。

課題	改善措置活動の計画	実施時期※1
A.組織におけるリスク管理の向上	是正措置プログラム（以下、CAP）※2ガイドラインの制定	短期
	CAP関連情報の共有化	済
	コンディションレポート分析手法の改善	済
	リスクレビュー会議※3の運用改善	短期
B.当社社員の技術力の向上	保修課員の業務効率化、アウトソースの推進	短期
	保修課員への現場に出る意義の意識付け活動	短期
	他社ベンチマーク等を通じた良好事例の展開	短期
	協力会社主催の実務研修等への参加	済
C.協力会社社員の技術力向上	協力会社間の相互MO※4によるベストプラクティスの共有	短期
	当社MOの重点項目を設定し、集中的なMOを実施	済
	技術力アップに寄与する協力会社の独自取組の横展開	済
D.問いかける姿勢の醸成	「共感」コミュニケーションの実施	短期
	過去の不具合事例等を活用した自分事としての振り返りの実施	短期
E.調達管理の向上	定期的な請負会社品質監査の場を利用した当該事例※2の活用による意識向上	中期
要員不足による業務繁忙の解消	要員の充足検討	中期

※1：すでに完了・継続している対策を「済」、今後、1年以内に講じる対策を「短期」、1年以上かけて実施する対策を「中期」と記載。

※2：発電所員が報告するコンディションレポートについて、リスクに応じた処置方法等を会議の場で決定のうえ処置等を行い、重要な問題の再発防止や未然防止を図る活動。
CAPはCorrective Action Programの略称。

※3：プラントへの重大な影響・重篤災害に至るリスク抽出・対策の検討結果について発電所幹部を含めた関係者でレビューを行う。

※4：当社や協力会社の管理職等による発電所の現場観察。Management Observationの略称。

根本原因分析の対象とした高浜発電所で発生した運転上の制限の逸脱事象等 (2022年7月～2023年6月)

根本原因分析の対象とした高浜発電所で発生した運転上の制限の逸脱事象等 (2022年7月～2023年6月)

参考2

分類	発生時期	番号	号機	件名	LCO逸脱		検査 指摘
					DB	SA	
3号機で発生したLCO逸脱事象 報告対象期間に高浜発電所のSA設備の	2022.7.6	①	3号機	特定重大事故等対処施設に係る運転上の制限からの逸脱	-	○	-
	2022.7.13	②	3号機	原子炉水位計伝送器からの水のにじみ跡に伴う運転上の制限からの逸脱	-	○	-
	2023.4.20	③	1, 3, 4号機	通信事業者の衛星通信回線不具合による衛星電話（携帯）使用不能に伴う運転上の制限からの逸脱	-	○	-
	2023.4.22	④	3号機	C蒸気発生器水位計の指示低下に係る運転上の制限からの逸脱	-	○	-
検査指摘事項及び他のLCO逸脱事象 同期間に高浜発電所で確認された	2022.7.21	⑤	3号機	タービン動補助給水ポンプ制御油系統のオイルフィルタ蓋部からの油漏れに伴う運転上の制限からの逸脱	○	-	緑
	2022.10.30	⑥	3号機	A非常用ディーゼル発電機の待機除外に伴う運転上の制限からの逸脱	○	○ (4号)	-
	2022.10.21	⑦	4号機	B加圧器逃がし弁の出口温度上昇に伴う運転上の制限からの逸脱	○ (4号)	○ (4号)	緑
	2023.3.15	⑧	3号機	原子炉補機冷却水漏えいに伴う運転上の制限からの逸脱	○	-	緑
	2022年度第2四半期	⑨	1号機	屋外アクセスルート確保の失敗	-	-	緑
	2022.7.8	⑩	4号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	-	-	緑
	2023.1.30	⑪	4号機	「PR中性子束急減トリップ」警報発信に伴う原子炉自動停止	-	-	緑
	2023年度第1四半期	⑫	3, 4号機	火災防護対象ケーブルの系統分離対策の不備	-	-	緑

改善措置活動の計画概要（1 / 2）

改善措置活動の計画概要（1 / 2）

参考3

原子力規制検査の安全実績指標が「白」となる要因となった4件のLCO逸脱事象、および高浜発電所で発生した他のLCO逸脱事象等に係る根本的な原因等を特定し、改善措置活動の計画を定めた。

課題	改善措置活動の計画	概要	実施時期※1
組織における リスク管理の向上	是正措置プログラム（以下、CAP）※2 ガイドラインの制定	発電所員のリスク感受性を一律に高めることを目的に「コンディションレポート※3として登録すべき事例」や「リスク重要度の判断に関する事例」等を解説した「CAPガイドライン」を新たに制定する。	短期
	CAP関連情報の共有化	発電所員一人ひとりがリスクに向き合えるよう、コンディションレポートの審議結果や対応状況等のCAP活動の情報を閲覧できるデータベースを構築する。	済
	コンディションレポート分析手法の改善	コンディションレポートの内容を登録したCAPシステムの分析にテキストマイニング※4の手法を取り入れ、有益な情報を抽出する。	済
	リスクレビュー会議※5の運用改善	ガバナンスを強化するため、工事所管課がリスクレビュー会議の付議を不要と判断した工事等についても、発電所幹部が付議の必要性を確認する運用に見直す。	短期
当社社員の 技術力の向上	保修課員の業務効率化、アウトソースの推進	工事の発注手続きを削減するための手続き簡略化や、グループ会社による重要度の低い設備の委託管理範囲の拡大を行う。	短期
	保修課員への現場に出る意義の意識付け活動	再稼動に伴う書類作成等の机上業務が増加したことから、改めて、現場に出ることの必要性を意識付けする活動を行う。	短期
	他社ベンチマーク等を通じた良好事例の展開	他電力における設備保全等のベンチマークを行うことで良好事例を把握し当社への展開を検討する。	短期
	協力会社主催の実務研修等への参加	協力会社の研修について、研修内容を把握するとともに参加機会の創出を図ることで、技術力の向上に繋げる。	済

※1：すでに完了・継続している対策を「済」、今後、1年以内に講じる対策を「短期」、1年以上かけて実施する対策を「中期」と記載。

※2：発電所員が報告するコンディションレポートについて、リスクに応じた処置方法等を会議の場で決定のうえ処置等を行い、重要な問題の再発防止や未然防止を図る活動。
CAPはCorrective Action Programの略称。

※3：設備に係る気付き（ポンプの異音、配管からの漏れ等）やプロセスに係る気付き（パトロールや現場観察における指摘・気付き等）を報告するレポート。

※4：文章を単語（名詞、動詞、形容詞等）に分割し、それらの出現頻度や相関関係を分析することで有益な情報を抽出する手法。

※5：プラントへの重大な影響・重篤災害に至るリスク抽出・対策の検討結果について発電所幹部を含めた関係者でレビューを行う。

改善措置活動の計画概要（2 / 2）

参考4

課題	改善措置活動の計画	概要	実施時期
協力会社社員の 技術力向上	協力会社間での相互MO※ ¹ によるベストプラクティスの共有	同じ作業をしている協力会社間で、作業方法等を共有し、改善点を抽出するだけでなく、現場においても、お互いの作業を開始から完了まで観察して問題点や良好事例を報告しあう。	短期
	当社MOの重点項目を設定し、集中的なMOを実施	当社が協力会社に対して実施するMOにおいて、心理的な抵抗を減らすため、重要な観点を明確化した集中型のMOを定着させていく。さらに、定着状況を確認し、長時間滞在型のMOの導入も検討する。	済
	技術力アップに寄与する協力会社の独自取組の横展開	協力会社とのコミュニケーションにより得られた良好事例を他の協力会社に紹介、借鉴する。	済
問いかける姿勢の 醸成	「共感」コミュニケーションの実施	自ら考え・行動する組織文化に変えていくため、発電所幹部と「技術力の維持・向上」等のテーマについて、本音や想いを交えた双方向のコミュニケーションを実施する。	短期
	過去の不具合事例等を活用した自分事としての振り返りの実施	過去の不具合事例等について、所員一人ひとりが自分事として振り返るためのディスカッション等を実施する。	短期
調達管理の向上	定期的な請負会社品質監査の場を利用した当該事例※ ² の活用による意識向上	請負会社と対話する場を利用し、「外部調達先に関する管理の重要性」に関する意識付けを行う。	中期
要員不足による 業務繁忙の解消	要員の充足検討	さらなる要員の充実や派遣社員等の配置、外部委託の実施など、発電所要員の業務負荷軽減に向けた施策を原子力事業本部主導で検討していく。あわせて、各職場においては、創意工夫により業務効率化を図るとともにDXの推進による負荷低減にも引き続き取り組んでいく。	中期

※ 1：当社や協力会社の管理職等による発電所の現場観察。Management Observationの略称。

※ 2：計装部品の製造メーカー（請負会社による外部調達先）が事業撤退し、新たな製造メーカーに業務を移管した際に設計内容の引継ぎが不十分で、計装設備の一部の部品が未装着で納入された事例。

大飯3号機加圧器スプレイ配管粒界割れに対する取り組み状況

【ご意見】大飯3号の加圧器スプレイライン配管の事象については、時間をかけて基本的なところから、国内外含めて押さえていくということをお願いしたい。

(2021.3.4 第98回原子力安全専門委員会 望月委員ご意見)

○取組概要

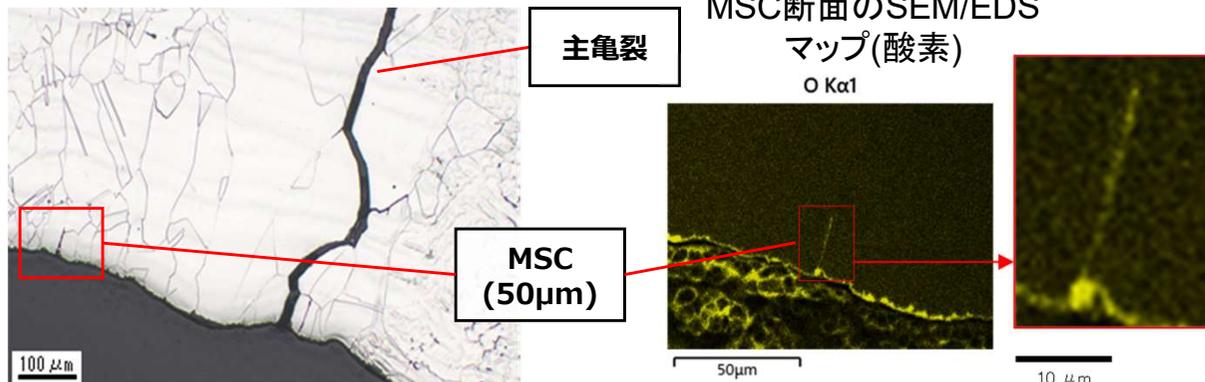
- 外部専門家と議論し、2021～2025年度の5か年計画で、以下の知見拡充を実施中。
 - ①発生メカニズムの解明
 - ②亀裂有り健全性評価
 - ③検査技術の向上（対策を取り纏めたATENAレポートを2023年4月28日に公開済み）

○これまでの取り組みの成果

①発生メカニズムの解明（実機詳細調査）

- 主亀裂が認められた当該管のHAZ部を中心に、局所ひずみ測定、断面硬さ測定、マイクロ断面観察等を実施。
- マイクロ断面観察の結果、MSC※1が検出されたが、酸化物の存在を示唆する元素(酸素)が検出され、長時間の停留を示唆。

※1 Microstructurally Small Crackの略。非破壊検査では検出されることが無い、断面マイクロ観察等の拡大観察により確認可能な、溶接熱影響部に生じる1結晶粒程度の非常に微細な裂け目と定義。



②亀裂あり健全性評価（亀裂進展評価）

- 国内外のSCC進展速度式を調査し、米国EPRIにて検討されたSCC進展速度式(MRP-458※2)について、進展式策定の元データや影響因子の分析を実施。
- 同式により大飯3号機加圧器スプレイ配管亀裂の深さの推移を試評価した結果、確認された亀裂深さと大きく矛盾しない結果となった。
- 引き続き、亀裂検出時の構造健全性評価の確立に向けた検討を実施中。

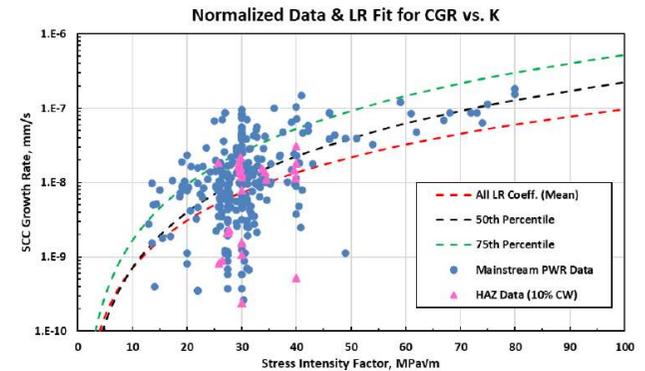


Figure 3-20
SCC growth rate data (mm/s) vs. K with the 50th percentile and 75th percentile curves. The individual data points are normalized to, and the curves are drawn for $H_v = 220$ and 290°C .

※2 Materials Reliability Program: Stress Corrosion Crack Growth Rates in Stainless Steels in PWR Environments (MRP-458). EPRI, Palo Alto, CA: 2022. 3002020451.

仏国で報告されているステンレス鋼製配管の割れ

【事象概要】

- 仏国PWRプラントでは2021年10月に非常用炉心冷却システムのステンレス鋼製配管の溶接部において応力腐食割れが確認されて以降、各プラント順次検査を進めてきており、これまでに非常用炉心冷却システム及び余熱除去システムの配管で100箇所を超える応力腐食割れを確認。
- ほとんどの応力腐食割れは特定の配管設計のプラントで確認され、熱成層による荷重が寄与したものと推定。また、一部の深い欠陥は補修溶接が行われた溶接部で確認。
- ほとんどの割れの深さは0～6mm。また、2023年3月頃にPenly1号機で深さ約23mmの割れが確認されたが、これは製造時の2回の補修溶接が影響したものと推測。
- 仏国においては同事象を踏まえた検査プログラムを2025年まで継続して実施中。

【対応】

- 引き続き仏国の状況を注視し、必要な対応を検討する。

出典：

- 1) フランス原子力安全局(ASN)のHP (<https://www.french-nuclear-safety.fr/>)
- 2) フランス電力 (EDF) のHP (<https://www.edf.fr/>)
- 3) 米国原子力規制当局資料 U.S.NRC, EDF Stress Corrosion Cracking Operating Experience Discussion,2022/5/25
- 4) 西欧規制者会議資料 WENRA. Recommendations Following the Discovery of Intergranular Stress Corrosion Cracks on some French Pressurized Water Reactors. 2023.11.

事象の概要

- 米国H. B. ロビンソン2号機（WH3ループ、1971年運開）において、2022年11月、供用期間中検査として、炉心槽内面の目視点検（VT-3）を実施していたところ、上部周溶接線近傍に亀裂が確認された。
- これを受け、炉心槽内外両面において、詳細な検査を実施したところ、亀裂は、合計5か所、いずれも内面であり、長さは2.8～45.1cm、深さは37～92%。
- 当該箇所のうち、無補修では1サイクルの健全性が確認できないと評価された1か所の割れに対して補修を行った上、プラントは2022年12月に運転再開済み。

米国の今後の取り組み

- 米国産業界の検討会が、原因検討等を進めているものの、原因判明は、実機サンプルの切り出しが想定される、当該炉の次回定検（2024年秋）以降の見込み。また、米国他ユニットでの点検結果の判明は、2024年末以降の見込み。

当社の保全状況

- 供用期間中検査にてVT-3を実施しており、損傷は認められていない。
- 2023年12月1日、ATENA炉心槽割れ検討サブワーキングが発足。本事象の原因調査状況等の情報収集及び必要な方策の検討を実施中。
- 炉心槽の健全性評価手法を検討中（JANSI 炉内構造物等点検評価ガイドライン（炉心槽編）の制定及び日本機械学会維持規格への取り込みを予定）。
- 炉心槽溶接部の詳細検査装置の設計、製作、モックアップ検証等に着手済み。

