



美浜発電所3号機の 運転期間延長認可申請の概要について (高経年化技術評価書(40年目)の概要)

平成28年11月2日

目 次

⌘ 美浜発電所3号機の概要と保全実績……………	1
⌘ 運転期間延長認可申請に係る概要……………	5
⌘ 美浜発電所3号機の特別点検……………	6
⌘ 美浜発電所3号機の高経年化技術評価……………	9
⌘ 美浜発電所3号機の長期保守管理方針……………	16
⌘ 今後の対応……………	19

美浜発電所3号機の概要

1

電気出力	約826MW
原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	約2,440MW
燃料	低濃縮ウラン

減速材	軽水
タービン	横置串型4車室再熱再生式
営業運転開始	3号機:1976年12月1日



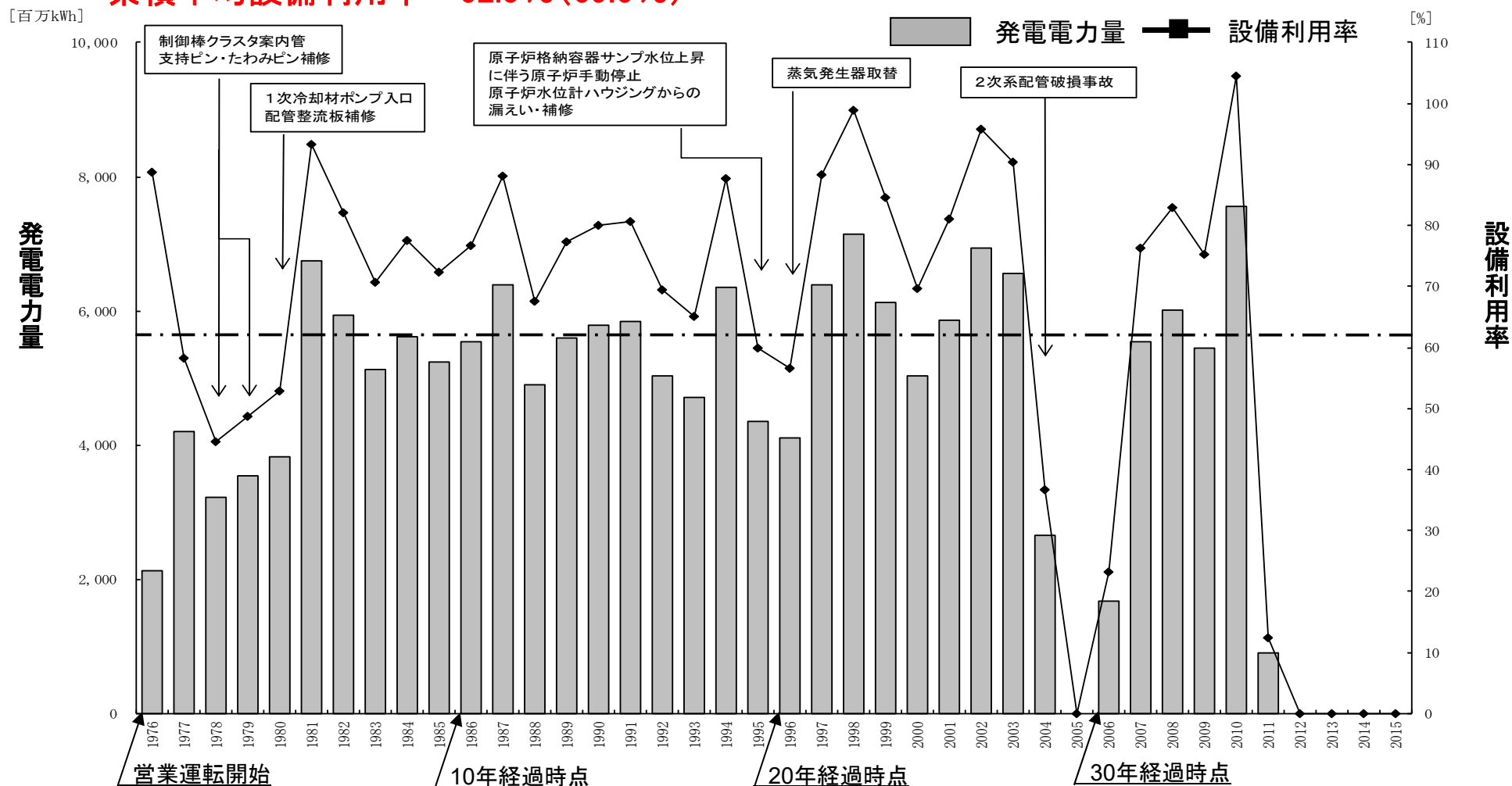
美浜発電所の景観

運転状況の推移

○発電電力量・設備利用率の年度推移

過去約40年の運転期間の発電電力量・設備利用率の推移は下図のとおりであり、2004年8月に2次系配管破損事故を発生させ停止している期間がある。事故への対策を行った後の運転については、供用期間の長期化に伴った発電電力量・設備利用率の低下を示す明確な傾向は認められていない。

累積平均設備利用率＝62.5% (69.6%) ※: ()内は、福島第一原子力発電所事故後の定期検査開始までの設備利用率

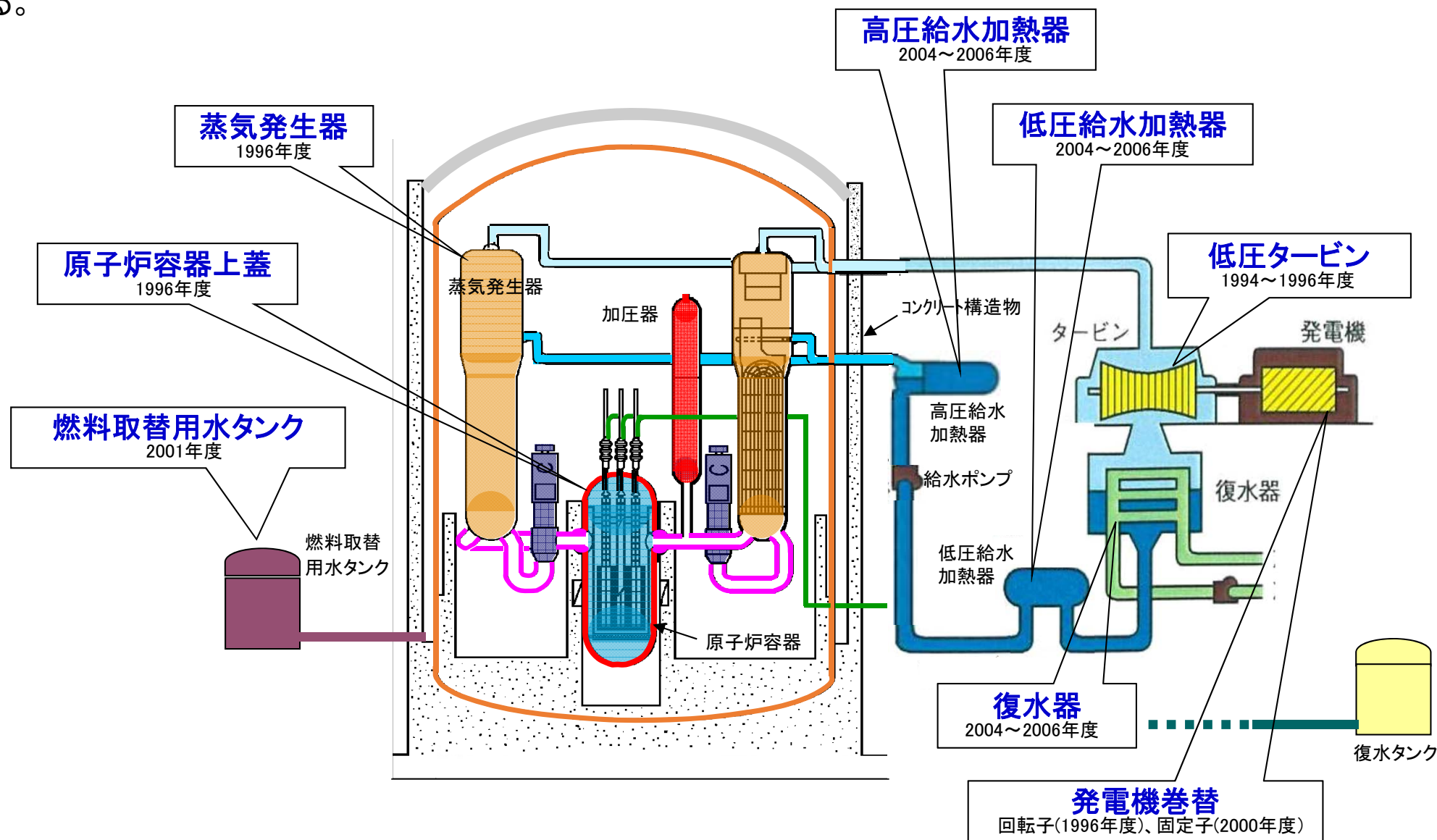


発電電力量・設備利用率の年度推移

運転開始以降に実施した主要機器更新状況

3

発電所では設備・機器全てについて、これまで保全計画に基づくきめ細かい保守管理を実施してきている。経年劣化が顕在化しないよう、大型機器の取替も積極的に実施しており、プラント全体が高い水準に維持されている。



青字: 予防保全対策等の観点から取替済み

30年目評価以降に実施した主な改善の実施内容

○主な改善の状況

美浜発電所3号機において、発電所の安全性・信頼性を向上させるために実施した主な改善としては、以下に示すものがある。

美浜発電所3号機 安全性・信頼性向上のための主な改善(30年目評価以降)

工事名	実施時期	内容
原子炉容器炉内計装筒等の予防保全工事	第21回定期検査時(2004～2006年度)、第22回定期検査時(2007年度)	国内外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、予防保全として、600系ニッケル基合金が使用されている溶接部表面の残留応力を低減させるため、 <u>炉内計装筒及び冷却材出入口管台溶接部についてウォータージェットピーニング(応力緩和)を実施した。</u>
余熱除去系統配管取替工事	第23回定期検査時(2008年度)	国内PWRプラントにおける高サイクル熱疲労割れ事象(温度揺らぎによる熱疲労)を踏まえ、予防保全の観点から、 <u>温度揺らぎ及び熱疲労を抑制する合流部形状に変更するとともに、応力集中が小さい溶接形状に変更した。</u>
600系ニッケル基合金溶接部取替	第24回定期検査時(2009年度)	国内外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、予防保全として、加圧器サージ管台の溶接部を、600系ニッケル基合金で溶接された管台から、より耐食性に優れた690系ニッケル基合金で溶接された管台への取替を実施した。
2次系配管取替	適宜	計画的に超音波による肉厚測定を行い、余寿命評価を実施し、必要に応じて <u>配管取替を実施</u> している。

運転期間延長認可申請に係る概要

5

運転期間延長認可申請は、以下を実施し、延長しようとする期間(20年)の運転を想定した技術評価を行い、設備の健全性(技術基準規則に定める基準へ適合すること)を確認する。

①特別点検の実施、②劣化状況評価、③保守管理に関する方針策定

①特別点検の実施

6

これまでの運転に伴う設備の劣化状況把握のために実施。

対象設備	特別点検の内容
原子炉容器	炉心領域部、ノズルコーナ部、炉内計装筒管台部に対する点検による欠陥の有無を確認
原子炉格納容器	鋼板の塗膜状態の確認
コンクリート構造物	コアサンプルによる強度、遮蔽性能の確認

○ 最新知見・運転経験等

国内外における最新の情報を入手し、知見を拡充。

- ・最新の経年対策に係るガイド等による評価
- ・長期保守管理方針の実施
- ・国内外におけるトラブル知見の反映

○ 新規制基準への対応

新規制基準適合のための追加設備、条件等を確認。

- ・設計基準事故対処設備(浸水防止設備等)
- ・重大事故等対処設備(空冷式ディーゼル発電機等)

②劣化状況評価

9

原子力発電所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の運転を想定した設備の健全性評価を実施。

評価にあたっては、下記の知見を取り込み、健全性(技術基準規則に定める基準へ適合すること)を確認する。

- 特別点検の結果
- 最新知見・運転経験等
- 最新の技術基準

③保守管理に関する方針策定

延長しようとする期間に実施すべき保守管理に関する方針を策定。

(長期保守管理方針として保安規定に反映)

16

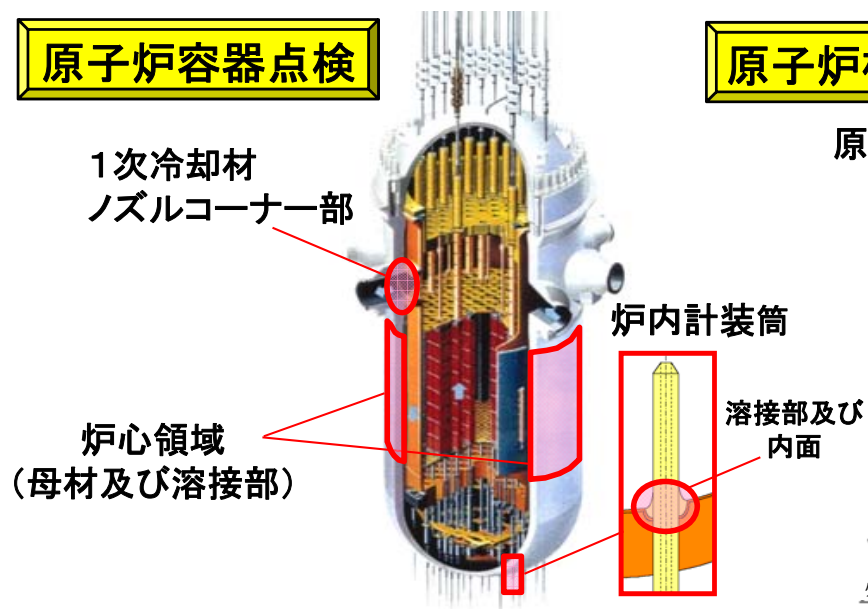
保守管理に関する方針の確実な実施と、保全活動の継続により、延長しようとする期間の設備健全性を確保する。

① 特別点検の概要

○特別点検の内容

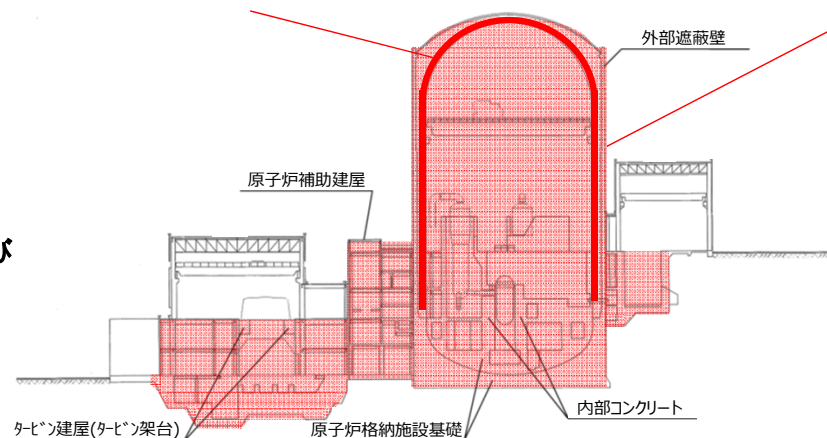
対象機器	対象部位	点検方法
原子炉容器	母材及び溶接部(炉心領域100%)	超音波探傷試験※ ¹ による欠陥の有無の確認
	1次冷却材ノズルコーナ一部	渦流探傷試験※ ² による欠陥の有無の確認
	炉内計装筒(全数)	目視試験による溶接部の欠陥の有無の確認及び渦流探傷試験による計装筒内面の欠陥の有無の確認
原子炉格納容器	原子炉格納容器鋼板 (接近できる点検可能範囲の全て)	目視試験による塗膜状態の確認
コンクリート構造物	原子炉格納施設 原子炉補助建屋 等	採取したコアサンプル(試料)約150個による強度等の確認

原子炉容器点検



原子炉格納容器点検

原子炉格納容器鋼板



コンクリート構造物点検

原子炉格納施設
原子炉補助建屋 等

※1: 超音波の反射によって欠陥の有無を確認

※2: 材料に渦電流を発生させ、その電流の変化によって表面欠陥の有無を確認



点検結果 : 異常は認められなかった。

①-1 通常保全と特別点検の整理(原子炉容器)

部位	通常の点検	補修・予防保全実績		特別点検
		内容	実施時期	
上蓋管台	・漏えい試験	600系Ni合金応力腐食割れ対策(上蓋取替)	第15回定検(1996年度)	—
セーフエンド異材継手	・超音波探傷試験	600系Ni合金応力腐食割れ対策(WJP)	第22回定検(2007年度)	—
母材及び溶接部(炉心領域の100%)	・溶接線+母材10mm幅 ・超音波探傷試験(UT)	—	—	・炉心領域100% ・超音波探傷試験(UT)
1次冷却材ノズルコーナー部	・ノズルコーナー(母材) ・超音波探傷試験(UT)	—	—	・ノズルコーナー(クラッド) ・渦流探傷試験(ECT)
炉内計装筒(BMI)	・原子炉容器外面からの直接目視(ほう酸の付着等がないことを確認)(BMV)	600系Ni合金応力腐食割れ対策(WJP)	(管内面) 第21回定検(2004年度) (溶接部) 第22回定検(2007年度)	(管内面) 渦流探傷試験(ECT) (溶接部) ビデオカメラによる目視(MVT-1)

これまでも通常保全活動の中で、点検や予防保全等のために機器の更新を実施しており、特別点検は40年超の長期運転に際し、従来の点検を補完して機器の状況を確認するもの

①-2 通常保全と特別点検の整理（原子炉格納容器、コンクリート構造物）

8

・原子炉格納容器

	原子炉格納容器漏えい率試験時の点検 （従来の点検）	特別点検 （今回の点検）
点検部位 （範囲）	原子炉格納容器鋼板 （円筒部外面上部の干渉物裏等を除く）	原子炉格納容器鋼板 （接近できる点検可能範囲の全て）
点検方法	目視点検 ・高所は双眼鏡を用いた点検	目視点検（VT-4） ・高所は高倍率のカメラ等を使用

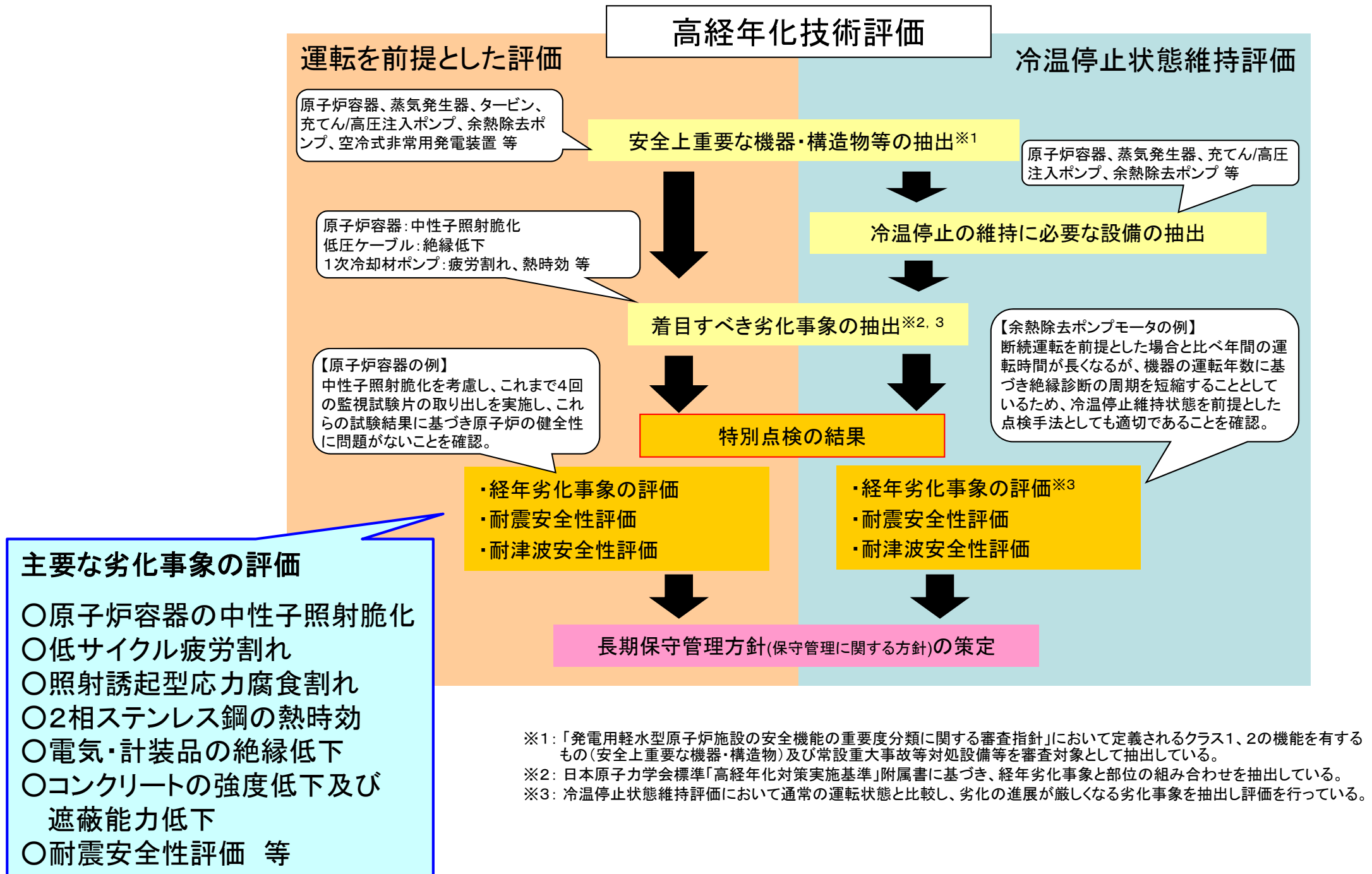
・コンクリート構造物

	定期点検＋高経年化対策用点検 （従来の点検）	特別点検 （今回の点検）
対象の構造物・ 部位	原子炉格納施設、原子力補助建屋等の構造物単位で実施	原子炉格納施設、原子力補助建屋等の構造物の詳細な部位を指定
点検方法／ 点検項目	定期点検：目視点検 高経年化対策用点検： ・非破壊試験（強度） ・コアサンプルによる中性化、塩分浸透、強度の確認	コアサンプルによる強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認

これまでも通常保全活動の中で点検を行っており、特別点検は40年超の長期運転に際し、従来の点検を補完して機器・構築物の状況を確認するもの

② 高経年化技術評価(劣化状況評価)の概要

9



②-1 原子炉容器の中性子照射脆化(その1)

10

健全性評価

○監視試験結果より、「(社)日本電気協会 原子炉容器炉心領域の中性子照射脆化は国内脆化予測法(JEAC4201- 2007/2013追補版)」による評価結果において、脆化予測にマージンを見込んだ値を逸脱しておらず、特異な傾向は認められない。

＜母材の関連温度＞

(単位:℃)

	初期値	第1回	第2回	第3回	第4回
美浜3号機	-20	2	22	30	57
(参考)高浜1号機	-4	22	54	68	95
(参考)高浜2号機	-30	-13	11	18	40

⇒次回第5回目の監視試験を50年目までに実施する。

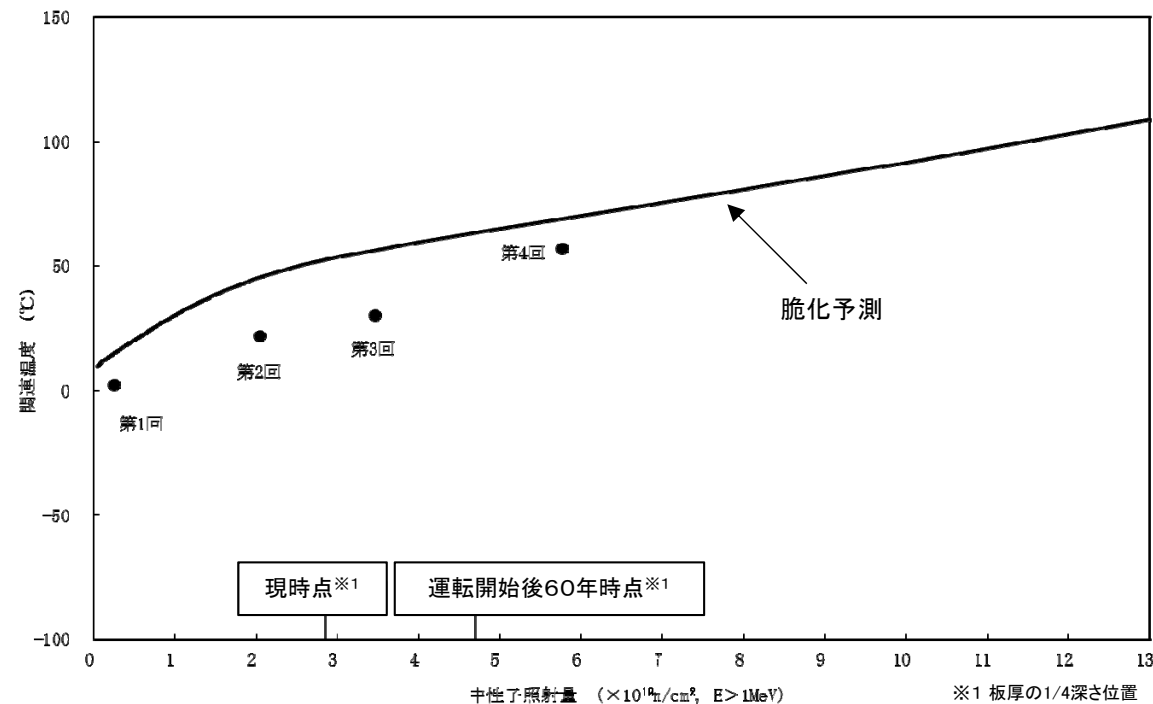
関連温度の予測値

	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(℃)		
			母材	溶接金属	熱影響部
美浜3号炉	2015年11月時点	2.86	53	-7	-4
	運転開始後60年時点*3	4.69	64	3	7
(参考) 高浜1号機	2015年4月時点	2.82	89	43	54
	運転開始後60年時点*3	4.44	97	52	62
(参考) 高浜2号機	2015年4月時点	2.90	40	28	3
	運転開始後60年時点*3	4.67	50	37	13

*1: 内表面から板厚tの1/4t深さでの中性子照射量

*2: 内表面から板厚tの1/4t深さでの予測値

*3: 将来の設備利用率を80%と仮定して算出



美浜3号機 監視試験結果及び脆化予測(母材)

②-1 原子炉容器の中性子照射脆化(その2)

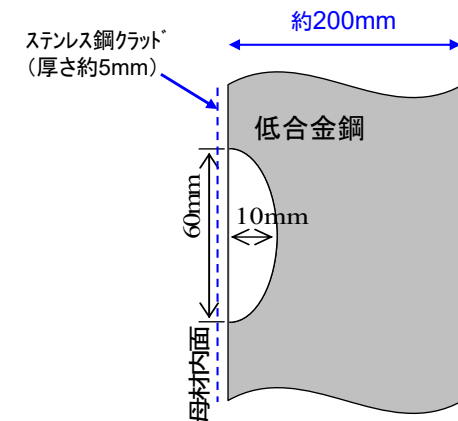
11

健全性評価(続き)

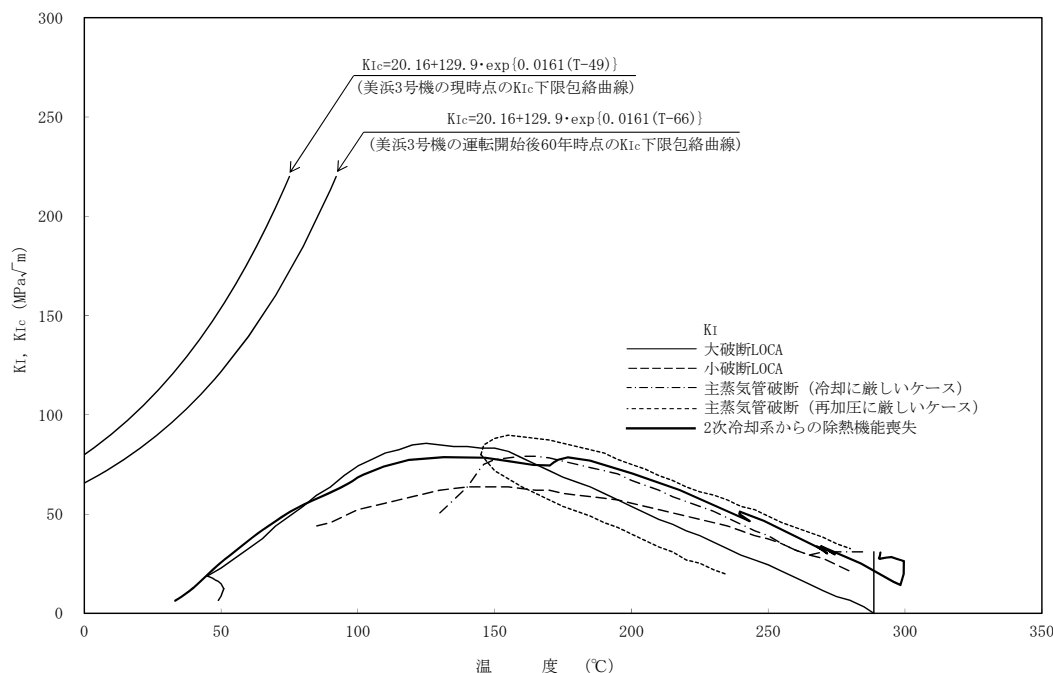
○60年経過時点において加圧熱衝撃が生じることを仮定した評価の結果、破壊に対する抵抗力が常に破壊力を上回っており、不安定破壊しないことを確認した。

○加圧熱衝撃評価については保守的に深さ10mmのき裂を想定して評価を実施しているが、特別点検において 原子炉容器の超音波探傷検査を実施し、そのようなき裂は存在しないことを確認している。

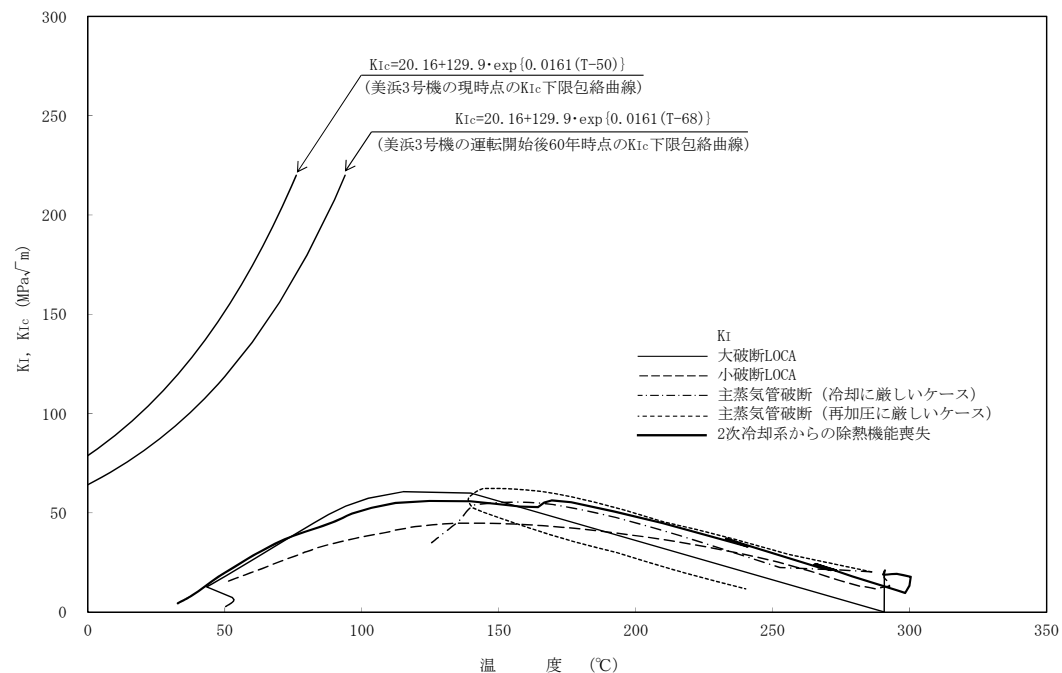
超音波探傷検査では深さ5mm程度のき裂であれば十分検出可能であることが実証されていることから、想定き裂深さを5mmとした評価も実施しており、想定き裂深さ10mmの評価に比べ余裕のある結果が得られている。



加圧熱衝撃評価における想定き裂
(深さ10mmの想定き裂の場合)



美浜3号機 PTS評価結果【深さ10mmの想定き裂を用いた評価】



美浜3号機 PTS評価結果【深さ5mmの想定き裂を用いた評価】

健全性評価(続き)

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を用いて60年時点での上部棚吸収エネルギーの予測値を評価し、「(社)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)」で要求している68 J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。

現状保全

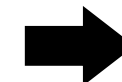
- JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施し、定期的に超音波探傷検査を実施している。
- 運転管理上の制限として加熱冷却時制限曲線及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。
- 特別点検において、原子炉容器炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められていない。

総合評価

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ことはない。また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

健全性評価の結果から原子炉の安全性に影響を及ぼす可能性はないと考えるが、経年劣化管理をより万全にするため、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。※



長期保守管理方針

※: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”を保守管理に関する方針として定めることが規定されている。

○ 評価対象機器：原子炉容器、蒸気発生器等

【評価例】：原子炉容器

健全性評価

プラント実過渡回数から、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（環境疲労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。
- 高経年化技術評価に合わせて、実過渡回数に基づく評価を実施している。
- 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。

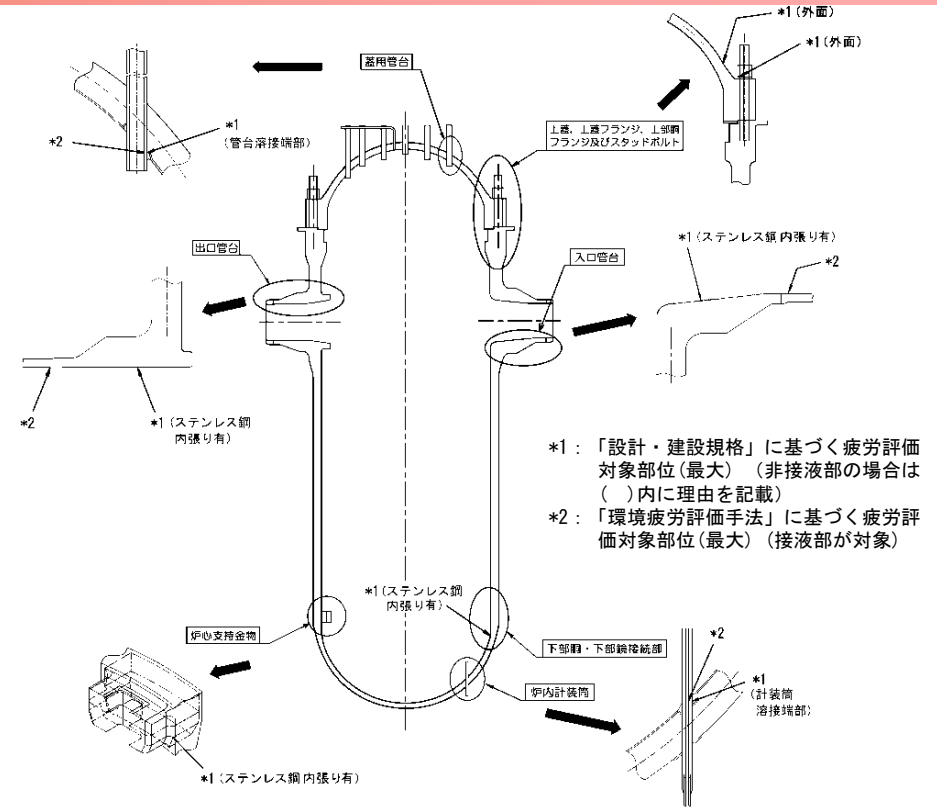
総合評価

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、実過渡回数の確認を継続的に実施し、60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

長期保守管理方針



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	0.038	0.001*5
冷却材出口管台	0.047	0.001*5
蓋用管台*3	0.113	0.002*5
炉内計装筒	0.140	0.006*5
上蓋*3、上蓋フランジ*3 及び上部胴フランジ	0.011	—*6
下部胴・下部鏡接継部	0.004	—*6
炉心支持金物	0.006	0.000*5,7
スタッドボルト*4	0.294	—*6

*3：原子炉容器上蓋を取替えているため、40年間の過渡回数を基に算出した。

*4：取替を実施したため、49年間の過渡回数を基に算出した。

*5：炉水環境にある箇所に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。

*6：非接液部

*7：発生応力は疲労限以下である。

40年目の評価は30年目の評価から乖離するものではないことを確認

運転開始後40年目に実施する高経年化技術評価は、30年目の高経年化技術評価を過去約10年間の供用実績、保全実績及び安全基盤研究等技術的知見をもって検証し、課題を抽出して、それらの課題に対応したものであるとともに、30年目の長期保守管理方針の実績についても、その有効性を評価し、結果を反映する。

具体的には、追加検討を要する事項として、以下の評価を行った。

1. 経年劣化傾向の評価

○ 40年目の評価は30年目の評価から大きく乖離するものではないことを確認

2. 保全実績の評価

○ 高経年化評価では、事故・トラブルの再発防止対策が図られていることを確認

3. 長期保守管理方針の有効性評価

○ 全ての長期保守管理方針が有効であったことを確認

②-4 高経年化技術評価(劣化状況評価)の結果

15

[高経年化技術評価の結果]

現在行っている保全活動の継続及び一部の機器・構造物の追加保全を講じる(※)ことで、プラント全体の機器・構造物の60年までの健全性が確保されることを確認し、「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に適合することを確認。

主要な劣化事象の評価結果(例)	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
	耐震安全性評価	種々の経年劣化及び地震時に発生する応力等を考慮しても、耐震安全性に問題のないことを確認

※: 追加保全を講じることとしている内容については、以下の通り。

黒字: 高経年化技術評価の結果

青字: 長期保守管理方針(保守管理に関する方針)

高経年化技術評価の結果(例)と長期保守管理方針

【原子炉容器の中性子照射脆化】

過去4回の監視試験片調査(脆化予測)により、中性子照射脆化が構造健全性上、問題とならないこと、及び現状の保全の適切性を確認

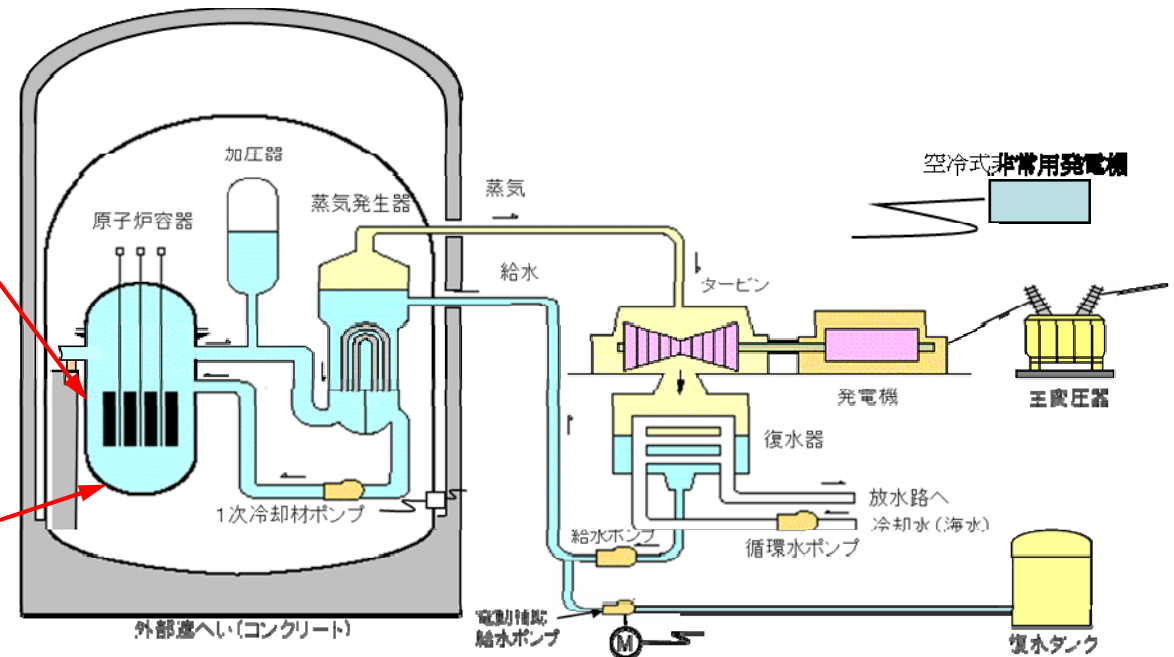
⇒ 第5回監視試験片調査を実施

【原子炉容器等の低サイクル疲労】

損傷発生の可能性はないこと、及び現状の保全の適切性を確認

⇒ 過渡回数の確認を継続的に実施

(推定過渡回数を上回らないことを確認)



③ 長期保守管理方針(保守管理に関する方針)

16

○60年間の運転期間を仮定しても、大部分の機器・構造物は、現在行っている保全活動(分解・点検・手入れ等)を継続していくことで、健全性を維持可能と評価。

○一部の機器については、実施すべき項目(点検・検査項目の追加、データの蓄積、知見の拡充、試験の実施等)を長期保守管理方針としてまとめた。

<高経年化対策に基づく長期保守管理方針>

No.	保守管理の項目	実施時期※1	
		美浜3号機	(参考) 高浜1, 2号機
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5回監視試験を実施する。	中長期	中長期
2	配管の腐食(流れ加速型腐食)については、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*に対して、サポート改造等の設備対策を行い、必要最小肉厚まで減肉を想定した評価においても耐震安全性評価上問題ないことを確認する。なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を継続して行い、サポート改造等の設備対策が完了するまでの間、耐震安全性評価上問題ないことを確認する。 *:第4抽気系統配管、グランド蒸気系統配管、復水系統配管、ドレン系統配管	— ※2 (必要なサポート強化は現停止期間中に実施)	短期
3	低圧ケーブルの絶縁低下については、ACAガイド*に従った長期健全性評価結果から評価期間に至る前に取替を実施する。 *:原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド JNES-RE-2013-2049」	— ※3 (評価で60年の健全性確認済)	1号機:中長期 2号機:短期
4	疲労評価における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	長期

※1:起点日からの5年間を「短期」、10年間を「中長期」、20年間を「長期」とする。

起点日は、美浜3号機が平成28年12月1日、高浜1号機が平成26年11月14日、高浜2号機が平成27年11月14日とする。

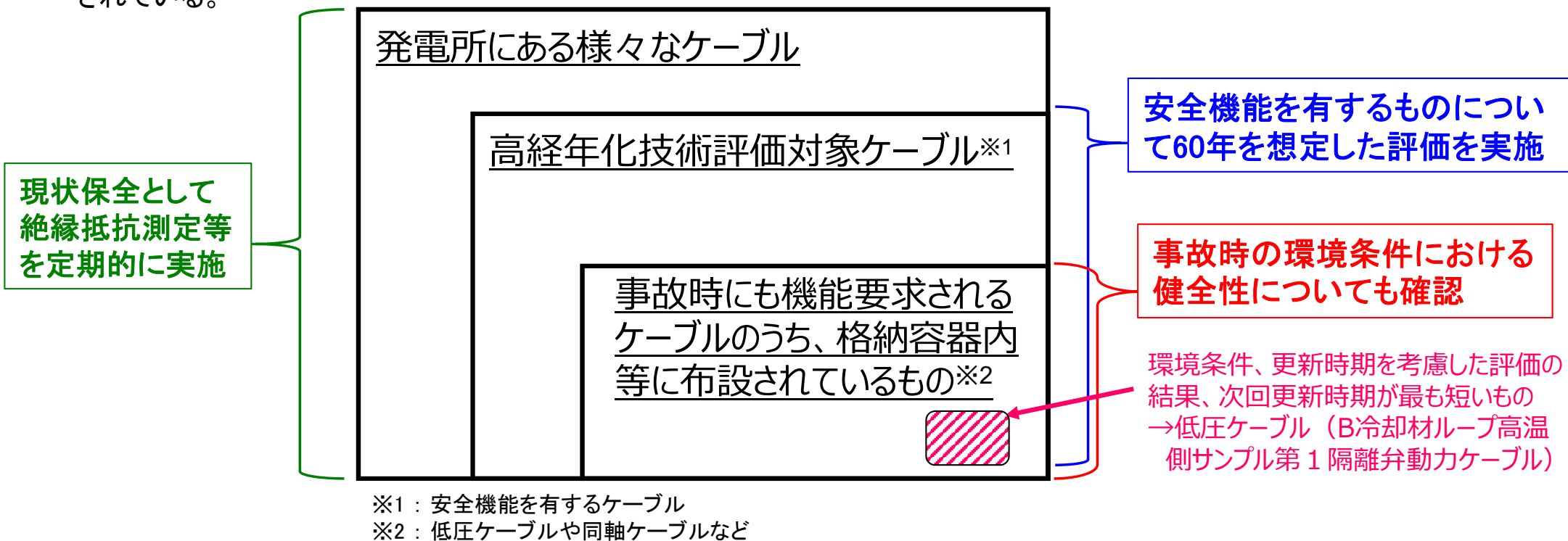
※2:美浜3号機と高浜1, 2号機では、配管の設置状況に違いがあることにより、評価結果に違いが生じている。また、美浜3号機でサポート強化が必要と想定された系統については、現停止の定期検査中にサポートの追設工事を行う計画とし、これを取り入れた評価により、耐震性が確保できることを確認したことから、長期保守管理方針としていない。

※3:実機におけるケーブル布設状況や環境測定結果に基づき美浜3号機のケーブルの更新時期を評価した結果、運転開始から60年までに更新が必要となるケーブルがなかったことから、長期保守管理方針としていない。➡17

<評価対象選定の考え方>

格納容器内等において事故時環境条件下で機能要求のあるケーブルは、通常運転期間相当の劣化に事故時環境による劣化条件を付加した試験により健全性の確認を行い、その結果と実機条件から必要な更新時期を評価※している。

※40年目の評価では、30年目評価で行った電気学会推奨案に基づく手法での事故時健全性評価に加えて、最新知見として「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)」（ACAガイド）に基づく評価もあわせて実施。
ACAガイドでは、通常運転時の温度と放射線の同時劣化を考慮した試験データ等に基づく設計基準事故時評価手法が提示されている。



次頁に、美浜3号機において、環境条件や更新時期を考慮した評価の結果、最も評価が厳しくなる(次の更新までの期間が短くなる)格納容器内の低圧ケーブル(難燃PHケーブル)に対する評価結果について、高浜1, 2号機の60年運転に対し更新が必要となった難燃PHケーブルの評価とともに示す。

美浜3号機と高浜1, 2号機とのケーブル毎に必要な更新時期の違いは、以下の①～④の違いにより生じている。

①温度上昇値、②ケーブル布設環境温度、③放射線量率、④ケーブル更新時期

美浜3号機では、評価の結果、60年までに更新が必要なケーブルがなかったため、長期保守管理方針となっていない。

	対象ケーブル	① 温度上昇値 [°C]	② ケーブル布設環 境温度[°C]	評価温度 ①+②[°C]	③ 放射線量 率[Gy/h]	④ ケーブル 更新時期	評価年数	次回更新が必 要となる時期
美浜 3号機	B冷却材ループ高温側サンプル 第1隔離弁動力ケーブル 等	12	41	53	0.0014	第11回定期 検査時	78年	更新不要
高浜 1号機	Aループ高温側サンプル第1隔離 弁用動力ケーブル	17	47	64	0.0002	第12回定期 検査時	38年	運開後 54年
高浜 2号機	Aアキュムレータ出口弁用動力 ケーブル	17	44	61	0.00001	—	47年	運開後 47年

① “温度上昇値”の違い

プラントごとに、ケーブルトレイへのケーブルの施工（布設）状況に差異があるため、通電電流値による温度上昇値が異なる。

② “布設環境温度”の違い

ケーブル布設環境調査を実施し、環境温度を実測した結果、美浜3号機は、高浜1, 2号機よりも環境温度が低い。

③ “放射線量率”の違い

ケーブル布設環境調査を実施し、放射線量率を実測した結果、放射線量率は高浜1, 2号機より美浜3号機の方が大きい、放射線量率の絶対値は小さいため、通常運転中の放射線によるケーブル劣化への影響は小さい。

④ “更新時期”の違い

保全活動（設備更新、耐環境化工事等）の中で、更新（取替）を実施してきており、各プラントでケーブルごとに布設時期が異なる。

高経年化対策に係る以下の技術課題に対しては、今後も取り組んでいく。

- 国のロードマップに従い、高経年化に対する技術課題対応へのローリングを実施し、継続的に取り組んでいく。
この中では、廃止措置プラントを活用した高経年化に係る調査研究への取り組みが掲げられており、当社としても、さらなる劣化機構の解明や、劣化評価技術の高度化等に向けた検討をしていく。
- IAEAが各国の長期運転への知見や今後の技術課題をI-GALLレポートとしてまとめるなど、海外でも積極的に今後の長期運転への取り組みを継続しており、引き続き、海外関係機関とも協調して、高経年化に係る研究の実施や、長期運転への対応にかかる改善活動に取り組んでいく。

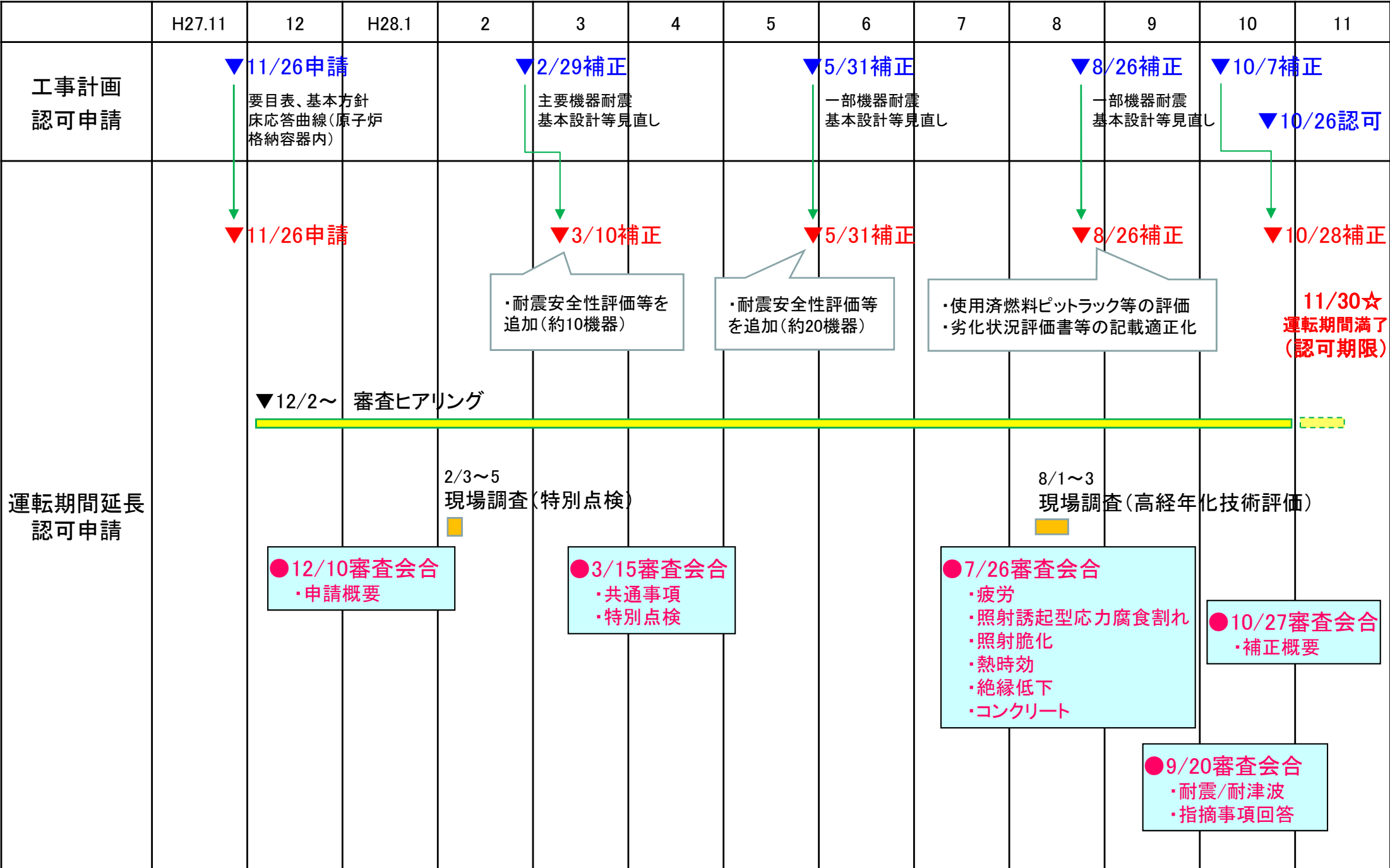
美浜3号機の運転期間延長認可申請に対しては原子力規制委員会による審査が継続中であり、当社として引き続き真摯に対応していく。

参 考

運転期間延長認可申請の対応概要

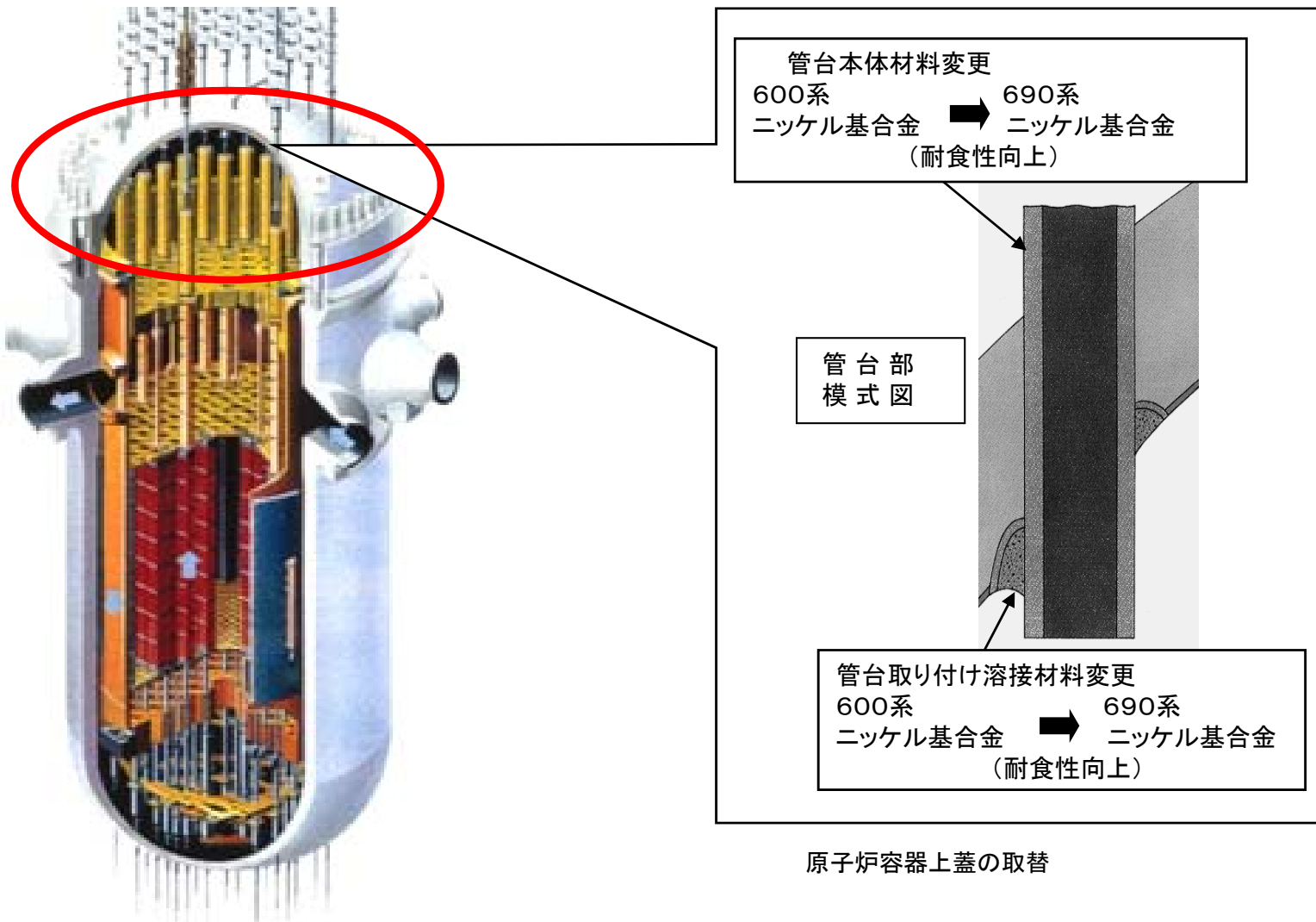
参考

1



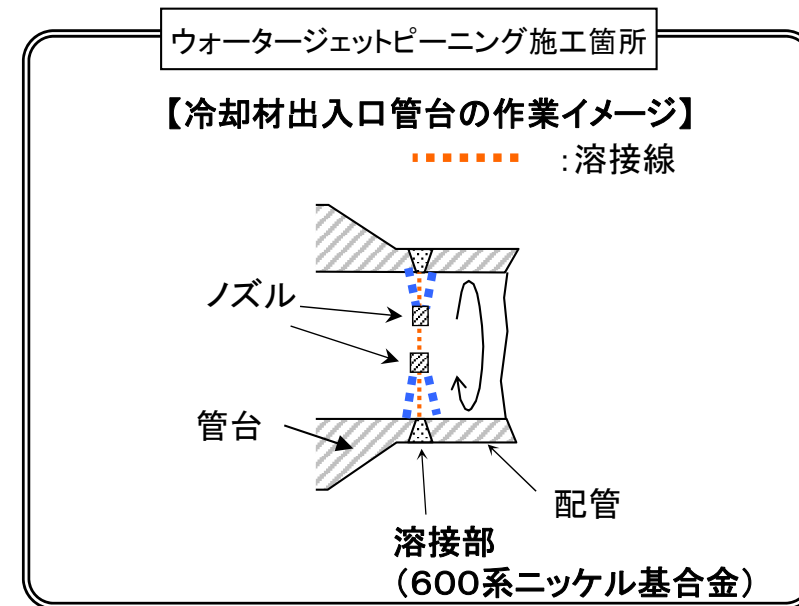
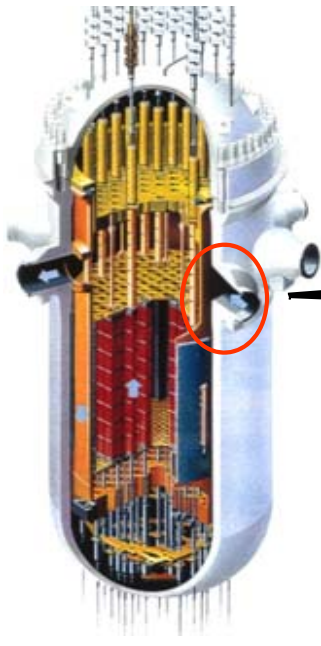
<原子炉容器上蓋の保全>

原子炉容器上蓋管台のPWSCC予防保全対策として上蓋取替を実施。



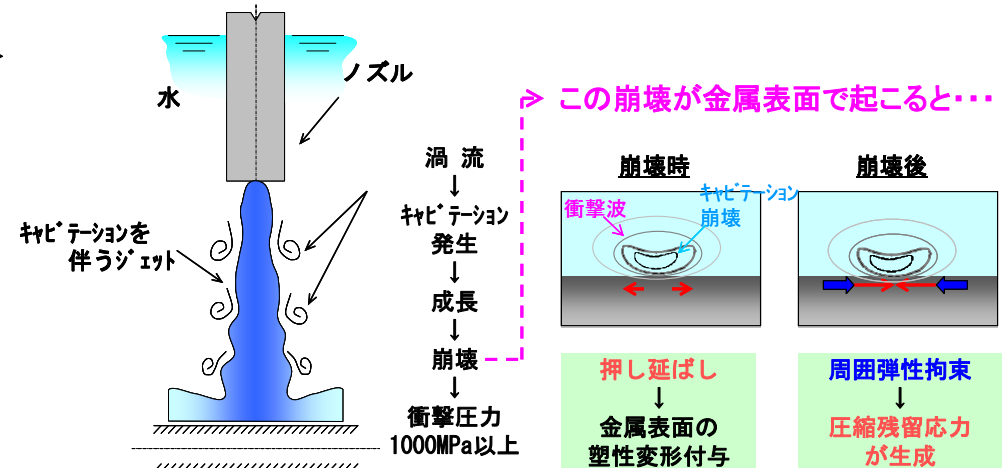
＜冷却材出入口管台の保全＞

PWSCC予防保全対策として出入口管台セーフエンドの異材継手部についてWJPを施工。



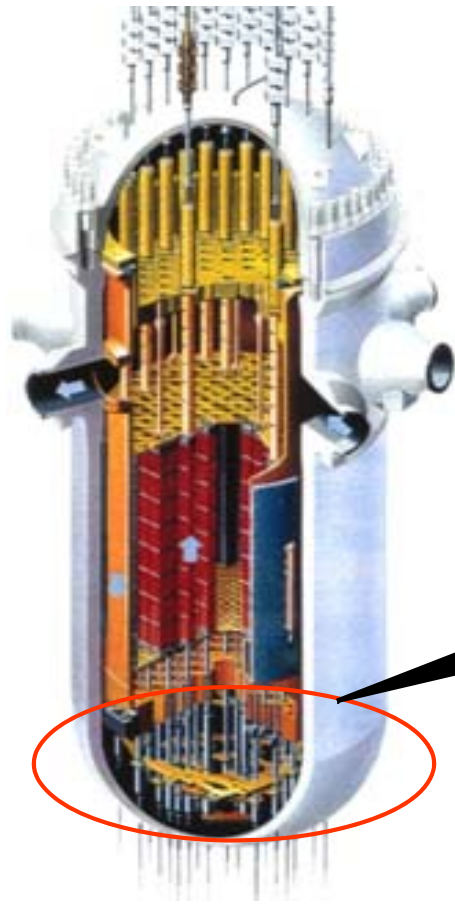
＜ウォータージェットピーニング(WJP)の原理＞

水中にて高圧ジェット水を噴射すると、キャビテーション気泡群が発生する。この気泡群の圧力が回復し、崩壊する時の衝撃力を利用して金属表面を塑性変形させ、表面近傍の引張残留応力を圧縮応力とすることによりPWSCCを抑制。



＜炉内計装筒の保全＞

炉内計装筒のPWSCC予防保全対策としてWJPを実施。

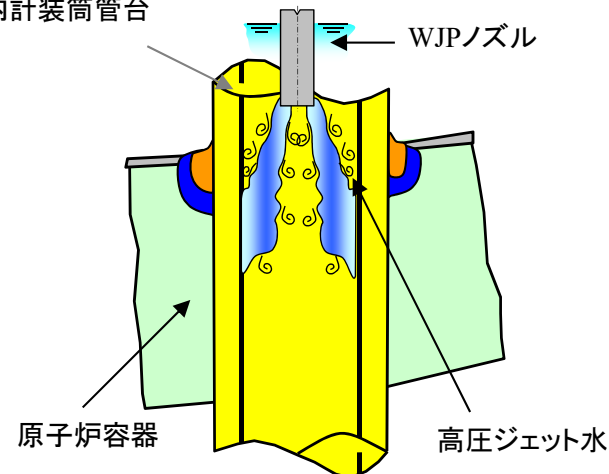


ウォータージェットピーニング施工イメージ

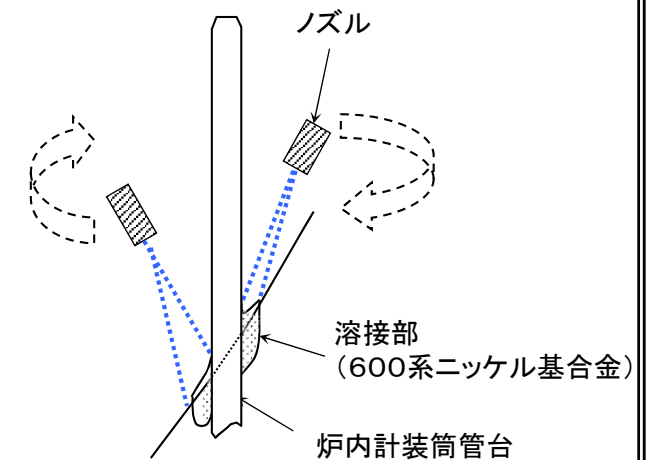
施工箇所：50箇所

【母材内面施工】

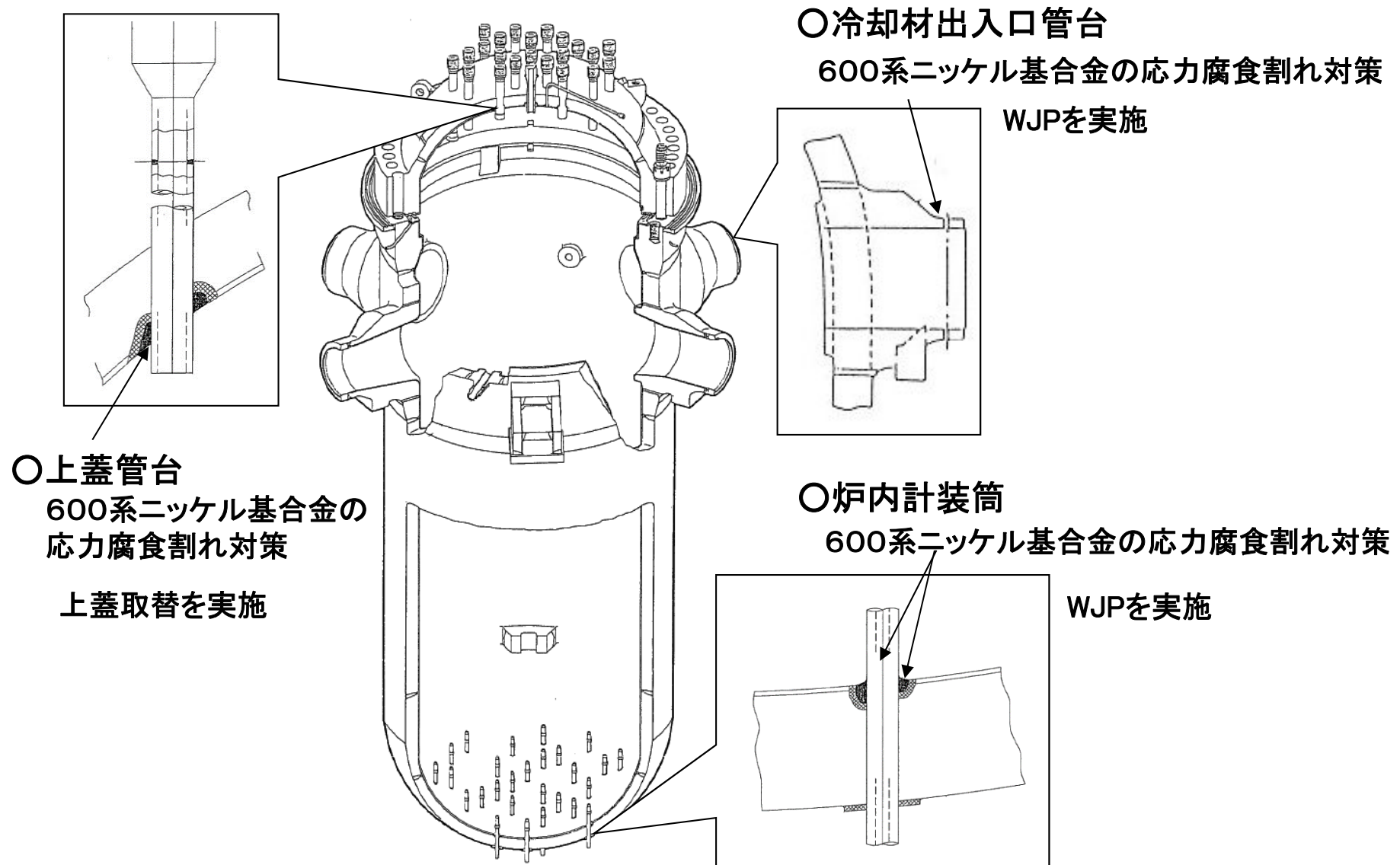
炉内計装筒管台



【J溶接部施工】



原子炉容器に対する予防保全の内容



特別点検の実施結果(原子炉容器)

参考

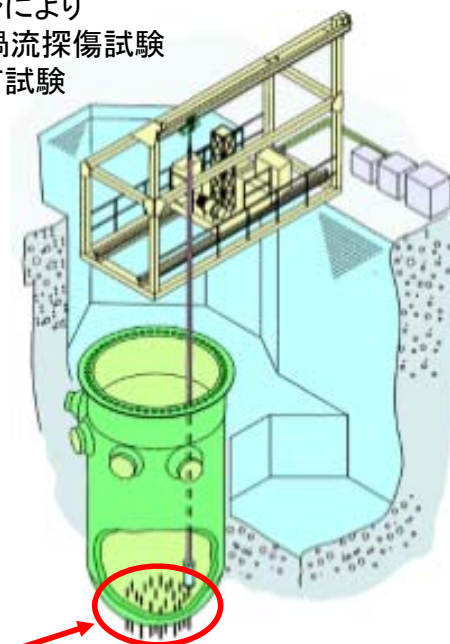
6

1次冷却材ノズルコーナー部6箇所の
渦流探傷試験を行い有意な欠陥なし

原子炉容器供用期間中検査ロボットを
使用して試験



燃料取換クレーンにより
目視点検装置、渦流探傷試験
装置を吊り下げて試験

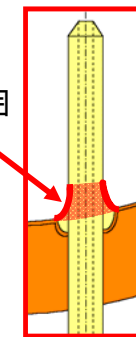
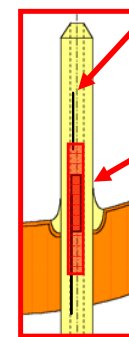


炉心領域の母材及び溶接部の
超音波探傷試験を行い有意な欠陥なし

炉内計装筒50箇所の溶接部及び
管内面の渦流探傷試験(ECT)、
目視試験(VT)を行い有意な欠陥なし

ECTプローブ

検査範囲



管内面ECT検査

溶接部VT検査

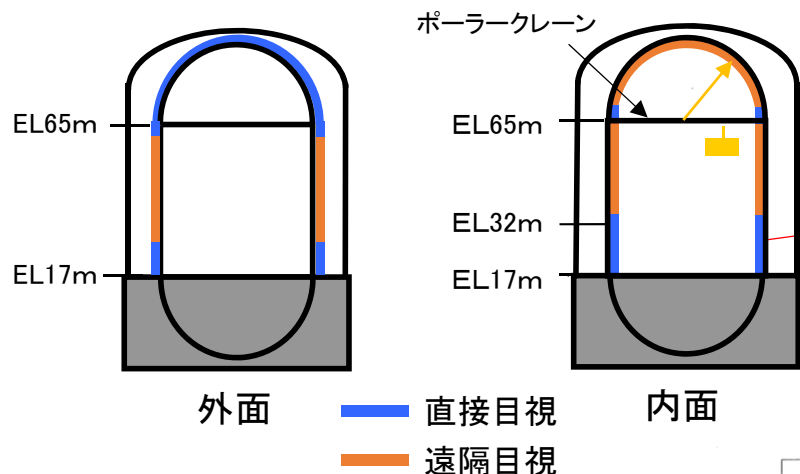
特別点検の実施結果(原子炉格納容器、コンクリート構造物)

参考

7

○原子炉格納容器鋼板

目視点検で、構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食なし



(半球部内面)

- ・ポークレーン上から遠隔目視

(円筒部内面)

- ・高所は搭乗設備から直接目視もしくは遠隔目視
- ・架台や機器等により搭乗設備が近寄れない箇所はオペフロ床面等から遠隔目視
- ・各フロアの床面及び歩廊等から近寄れる箇所は直接目視

(半球部外面)

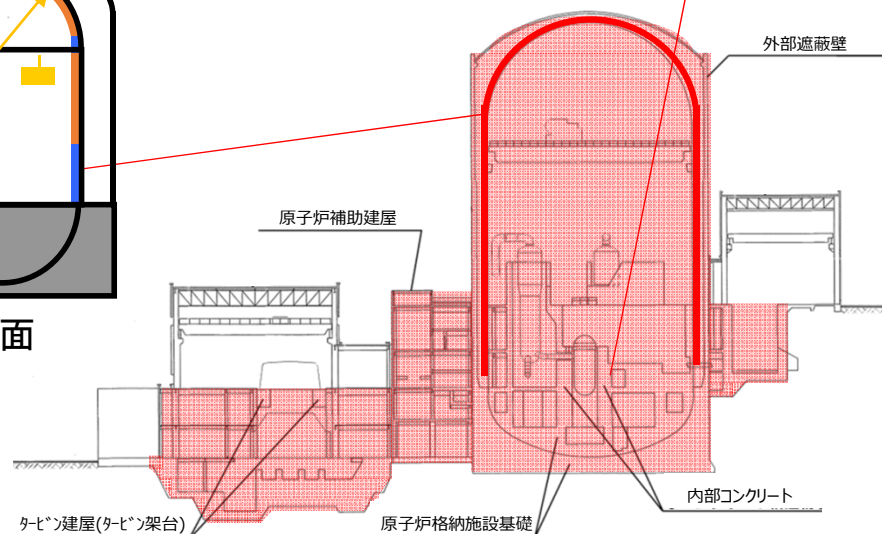
- ・歩廊から直接目視

(円筒部外面)

- ・吊り下げ装置を用いて遠隔目視
- ・歩廊等から近寄れる箇所は直接目視

○コンクリート構造物(原子炉格納施設、原子炉補助建屋等)

コンクリートのコアサンプル約**150個**を採取して点検し、コンクリートの構造物の健全性に影響を与える劣化なし(強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応)



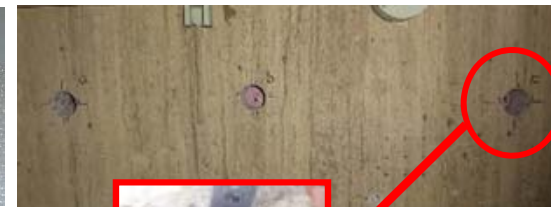
強度の点検事例
(耐圧試験機による確認)



コアサンプル採取状況



コアサンプル



中性化の点検事例
(フェノールフタレイン溶液による確認)

○ 国内外の新たな運転経験及び最新知見の反映

これまでの高経年化技術評価を参考にすると共に、それ以降スクリーニング未実施の2014年12月～2015年5月の国内外の運転経験及び最新知見について高経年化への影響を整理し、技術評価への反映要否を判断した。なお、その期間以降の運転経験及び最新知見については、審査の状況等も踏まえ、適宜反映。

1. 運転経験

国内運転経験として、原子力安全推進協会が運営している原子力発電情報公開ライブラリー(NUCIA)において公開されている「トラブル情報」、「保全品質情報」を、海外運転経験として、NRC(米国原子力規制委員会; Nuclear Regulatory Commission)のBulletin(通達)、Generic Letter及びInformation Noticeを対象としてスクリーニングを実施。期間中の情報において、新たに技術評価に反映すべき運転経験を抽出する。

2. 最新知見

スクリーニング対象期間中に発行された原子力規制委員会文書、日本機械学会、日本電気協会及び日本原子力学会の規格・基準類、並びに原子力規制委員会のホームページに公開されている試験研究の情報等を検討し、技術評価を実施する上で、新たに反映が必要な知見を抽出する。新たに技術評価に反映した最新知見は以下のとおり。

- ① 原子力安全基盤機構 原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)、2014年2月発行
- ② 日本電気協会 電気技術規程 原子炉構造材の監視試験方法[2013年追補版](JEAC 4201-2007[2013年追補版])、2014年5月発行
- ③ 実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド(平成27年10月7日、原規規発第1510071号)
- ④ 原子力発電所の高経年化対策実施基準:2015(AESJ-SC-P005:2015)、2016年3月発行
- ⑤ 実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準の一部改正について(平成28年4月13日、原規規発第1604131号)

経年劣化メカニズムまとめ表からのスクリーニング

- ・ 経年劣化メカニズムまとめ表から経年劣化事象を抽出
- ・ まとめ表作成(2008年)以降の運転経験(国内外トラブル等)から、考慮すべき経年劣化事象について検討

経年劣化メカニズムまとめ表からのスクリーニング(例)

機能達成に必要な項目	部位	材料	経年劣化事象	余熱除去ポンプ
ポンプの容量・揚程確保	主軸	ステンレス鋼	摩耗	○
			疲労割れ(フレットング疲労割れ)	○
			疲労割れ(高サイクル疲労割れ)	○
	羽根車	ステンレス鋼 鋳鋼	腐食(キャビテーション)	○
	羽根車リング	—	摩耗	—
	ケーシングリング	—	(消耗品・定期取替品)	取替品
	軸受箱	鋳鉄、炭素鋼 鋳鋼	腐食(全面腐食)	○
	軸受(すべり)	—	(消耗品・定期取替品)	—
	軸受(ころがり)	—	(消耗品・定期取替品)	取替品
	軸継手	低合金鋼、炭素鋼	摩耗	ギア型でない
バウダリの維持	ケーシング	低合金鋼(内面ステンレス盛金)	(想定されず)	—
		ステンレス鋼 鋳鋼	疲労割れ	○
			応力腐食割れ	○
	ケーシングカバー	低合金鋼(内面ステンレス盛金)	(想定されず)	—
		ステンレス鋼 鋳鋼	疲労割れ	○
			応力腐食割れ	○
	ケーシングボルト	クロムモリブデン鋼、低合金鋼	腐食	○
	メカニカルシール	—	(消耗品・定期取替品)	取替品
	ガスケット	—	(消耗品・定期取替品)	取替品
	リング	—	(消耗品・定期取替品)	取替品
機器の支持	ケーシングドレン管	ステンレス鋼	応力腐食割れ	○
	台板	炭素鋼	腐食(全面腐食)	○
	取付ボルト	炭素鋼	腐食(全面腐食)	○
	基礎ボルト	炭素鋼	腐食(全面腐食)	○

個別条件下での抽出

各機器個別の条件(型式、材料、使用環境条件等)を踏まえ、構成部品・部位毎に、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出

代表機器について評価

余熱除去ポンプに想定される経年劣化事象(例)

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化	その他	
ポンプの容量・揚程確保	主 軸		ステンレス鋼	△		●	△				*1: フレットング疲労割れ *2: 高サイクル疲労割れ *3: キャビテーション
	羽 根 車		ステンレス鋼 鋳鋼		△						
	ケーシングリング	◎	—								
	軸 受 箱		鋳 鉄		▲						
	軸受(ころがり)	◎	—								
	軸 継 手		炭 素 鋼								
バウダリの維持	ケーシング		ステンレス鋼 鋳鋼			●	▲				
	ケーシングカバー		ステンレス鋼 鋳鋼			●	▲				
	ケーシングボルト		低合金鋼		△						
	ケーシングドレン管		ステンレス鋼				▲				
	メカニカルシール	◎	—								
	ガスケット	◎	—								
機器の支持	リング	◎	—								
	ケーシングドレン管		ステンレス鋼								
	台 板		炭 素 鋼		△						
	取付ボルト		炭 素 鋼		▲						
	基礎ボルト		炭 素 鋼		○						

想定される経年劣化事象

構成部品単位に分解

○: 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象(共通)
●: (同 上) (固有)
△: 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象(共通)
▲: (同 上) (固有)

監視試験(片)の概要(1/2)

参考

10

【中性子照射脆化に対する脆化度合いの把握】

照射脆化の程度を把握するため、原子炉容器内に監視試験片を収納したカプセルを装荷

- ・建設時: 8体装荷
- ・現時点: 4体のカプセルを取り出し

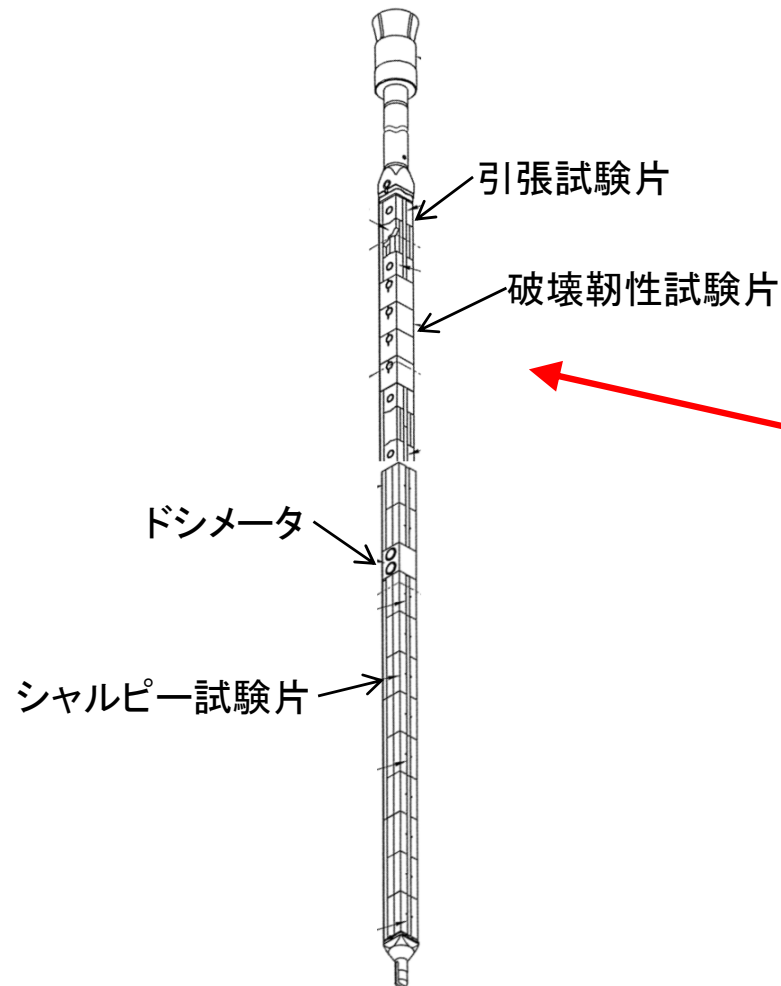
脆性遷移温度の調査結果より、脆化傾向を予測。

＜関連温度: 母材＞

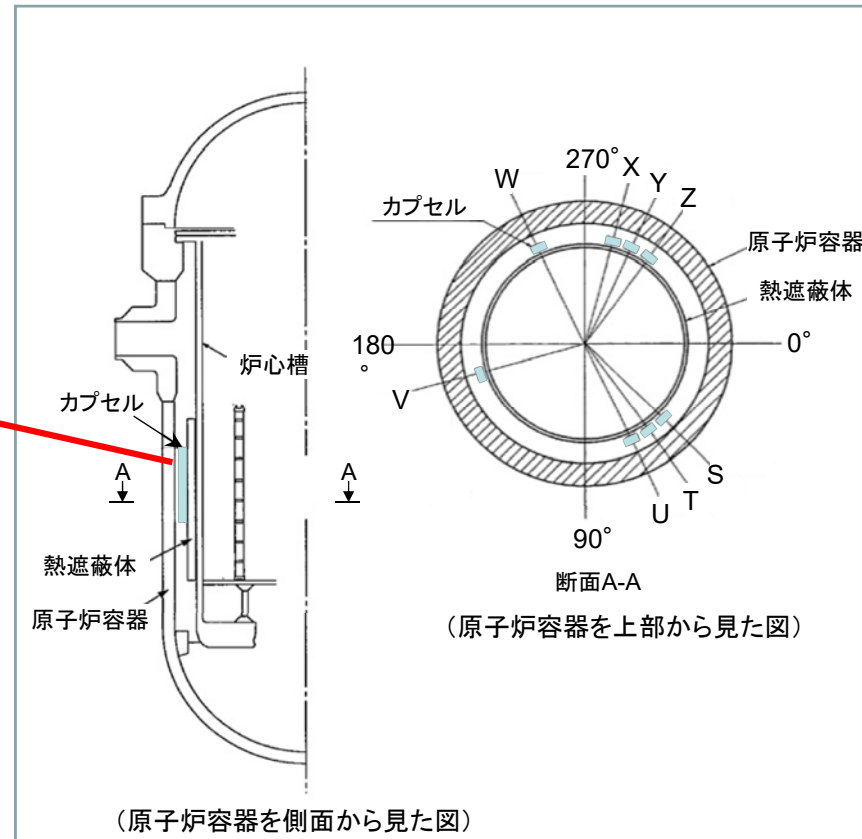
(単位: °C)

初期値	第1回	第2回	第3回	第4回
-20	2	22	30	57

監視試験片カプセル



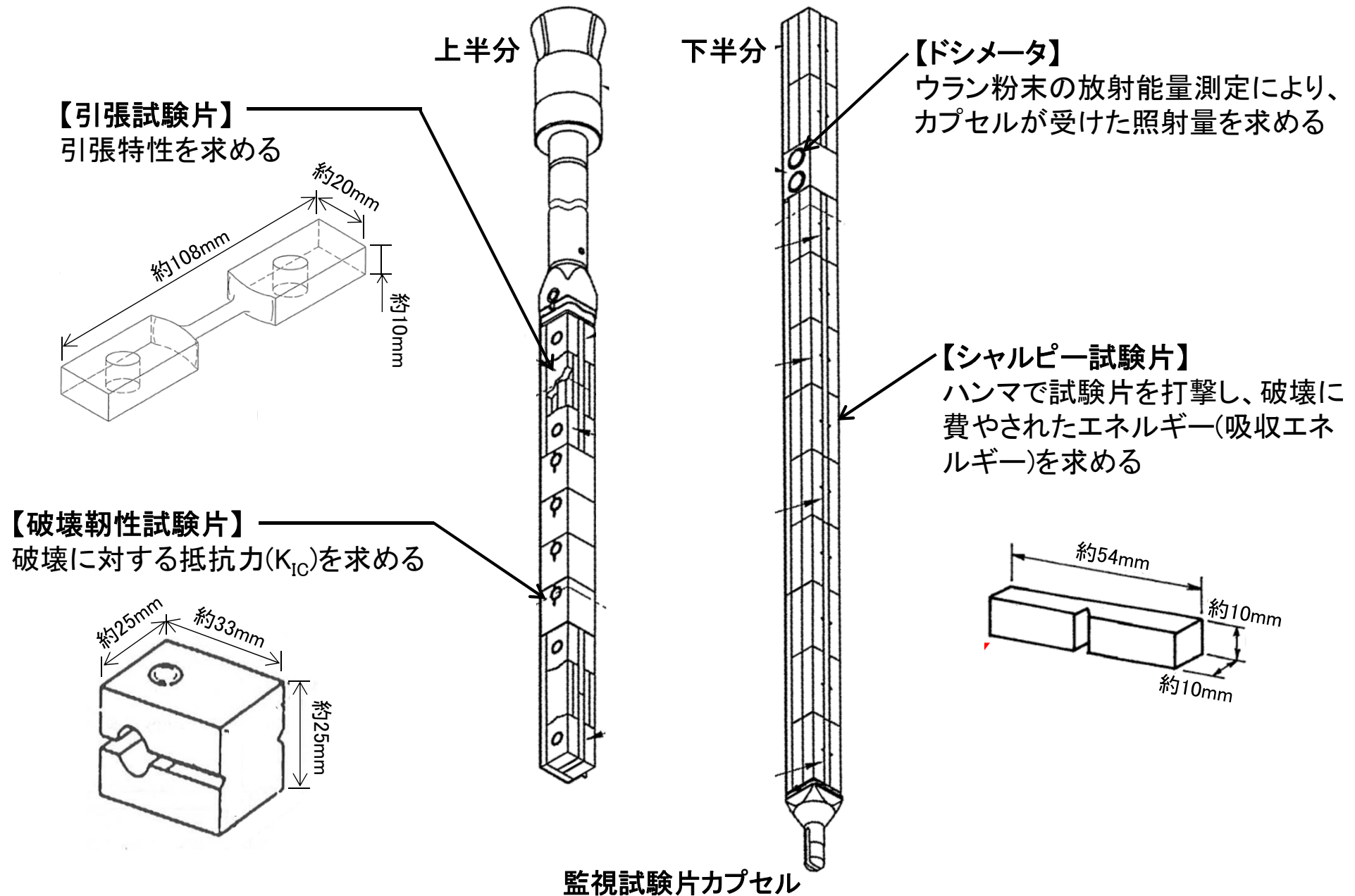
監視試験片カプセルの装荷位置



原子炉容器よりも内側に監視試験片カプセルを装荷し、計画的に取り出して試験することにより脆化の程度を先行的に把握。

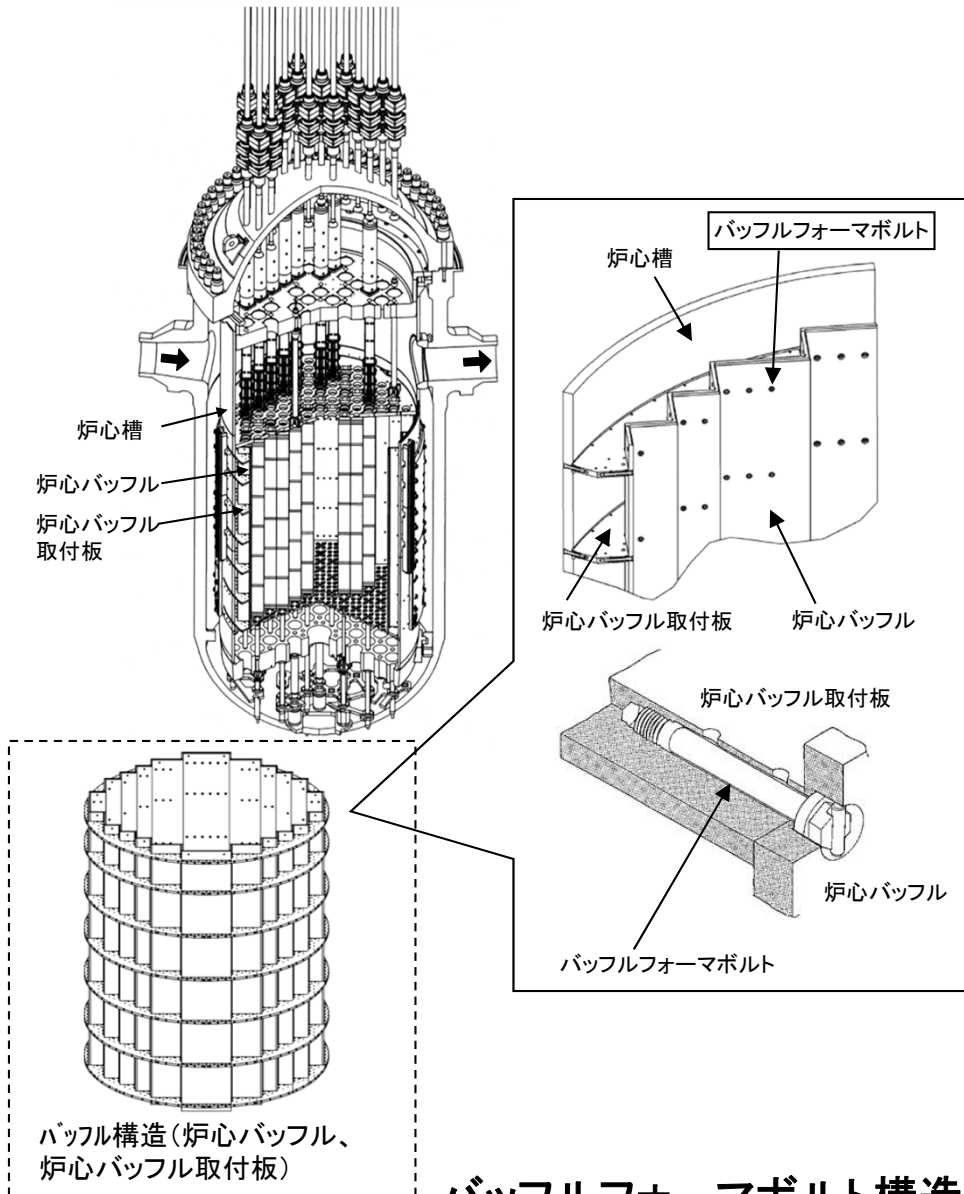
監視試験(片)の概要(2/2)

○監視試験片カプセルには、以下の種類の試験片が合計50個程度収納されている。



○ 評価対象機器：炉内構造物（炉心バッフル、炉心槽、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



健全性評価

バッフルフォーマボルトについては、第25回定期検査時（2011年度～）の炉内構造物取替工事にあわせて、耐照射誘起型応力腐食割れ性を向上したものを採用することとしている。

原子力安全基盤機構「照射誘起応力腐食割れ（IASCC）評価技術に関する報告書」に示されている評価ガイド（案）及び原子力安全推進協会「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく評価を実施した結果、運転開始後60年時点でボルト損傷は発生せず、炉心の健全性に影響を与える可能性はないと評価した。

現状保全

【炉内構造物取替前】

○バッフルフォーマボルトに対して、第14回定期検査時（1994～1995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確認を実施している。

【炉内構造物取替後】

○定期的に水中テレビカメラによる可視範囲の目視確認を計画している。

総合評価

運転開始後60年時点までにバッフルフォーマボルトの損傷は発生せず、炉心の健全性に影響を与える可能性はないと考えられる。

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。

バッフルフォーマボルト構造図

評価対象機器：ケーブル、電気ペネトレーション、弁電動装置等

【評価例】：低圧ケーブル(難燃PHケーブル)

発電所では低圧ケーブル、同軸ケーブル等様々なケーブルを用いており、現状保全として、ケーブル機能（絶縁機能）の健全性確認のため、絶縁抵抗測定等を定期的の実施し、健全性の維持を行っている。

更に、事故時にも機能要求されるケーブルのうち、格納容器内等に布設されているものは、厳しい事故時の環境でも機能が損なわれないことがないよう、通常運転時の劣化及び事故時の劣化を考慮した長期健全性試験によりケーブルの健全性を確認している。

事故環境下で機能要求されるケーブルとしては、低圧ケーブルや同軸ケーブルがあり、それぞれ評価を実施し、長期健全性を確認しているが、ここでは、格納容器内で最も多く使用されており、評価の結果が厳しい低圧ケーブル（難燃PHケーブル※）を例として説明する。

※：絶縁体が難燃-EPゴム(Ethylene Propylene rubber)
シースが難燃-クロロスルホン化ポリエチレン(Hypalonともいう)のケーブル



代表的なケーブルの構造

健全性評価

1. 長期健全性試験(運転による劣化と事故時条件を付与)

ACAガイドによる手法
(40年目でのみ実施(最新知見))

供試ケーブル

通常運転時相当の熱と放射線
による加速同時劣化

設計基準事故時相当の放射線照射
設計基準事故時雰囲気蒸気暴露

耐電圧試験※2による判定

試験手順及び健全性判定方法※1

※1:「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)」(ACAガイド)に基づく試験手順及び健全性判定方法

※2: 耐電圧試験は、日本工業規格「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」(JIS C 3005:2000)の試験

熱・放射線による最大事前劣化条件、
設計基準事故試験条件及び耐電圧
試験結果※3

最大劣化条件 (温度-放射線-時間)	100°C - 94.8Gy/h - 4,003時間
-----------------------	-------------------------------

集積放射線	1500kGy
最高温度	190°C
最高圧力	0.41MPa[gage]
蒸気暴露	化学スプレイ含む

耐電圧試験結果

耐電圧試験条件	判定
課電電圧: 1500V/1分間	良

※3:「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書(JNES-SSレポート)」

電気学会推奨案による手法
(30年目、40年目で実施)

供試ケーブル

通常運転時相当の熱劣化

通常運転時相当の放射線劣化

設計基準事故時相当の放射線照射
設計基準事故時雰囲気蒸気暴露

屈曲浸水耐電圧試験※2による判定

試験手順及び健全性判定方法※1

※1: (社)電気学会の技術報告Ⅱ部第139号「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐燃焼性試験方法に関する推奨案」(電気学会推奨案)に基づく試験手順及び健全性判定方法

※2: ケーブルをマンドレルに巻き、1時間水につけ、公称絶縁体厚さに対し、AC-3.2kV/mmを5分間課電

※3: 関西電力研究データ

事前劣化条件、設計
基準事故試験条件
及び耐電圧試験結果※3

加速熱劣化:
140°C-9日

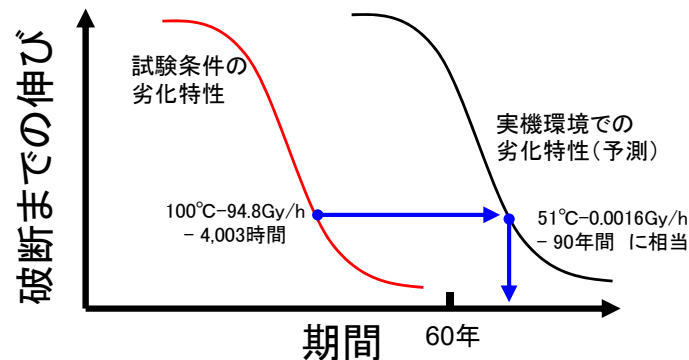
集積線量: 500kGy

集積線量: 1500kGy
最高温度: 190°C
最高圧力: 0.41 Mpa
蒸気暴露(化学ス
プレイ含む)

2.6kV/5分間: 良

2. 布設環境下における健全性維持期間を確認

試験で健全性が確認された条件は、相当する実布設環境条件（供用期間）でもその健全性が維持できる。
⇒絶縁体の破断するまでの伸び値データ（事前計測）を踏まえ、
試験で健全性が確認できている最大の劣化条件が、実機環境の何年相当になるかを確認。（ACAガイドに基づく評価の場合）



試験結果から評価年数を確認（イメージ図）

3. 評価結果

難燃PHケーブルの実布設環境（原子炉格納容器内）での健全性評価期間は下記の通り。

布設区分	実布設環境条件		評価期間 [年]※1
	温度 [℃]	放射線量率 [Gy/h]	
ループ室	31	0.3882	約75
加圧器室上部	51	0.0016	約90
通路部	41	0.0014	約78※2

※1：時間稼働率100%での評価時間

※2：ケーブルトレイの温度上昇値を考慮して評価している

現状保全

制御・計装用ケーブルについては 定期的に系統機器の動作、電力用ケーブルについては 定期的に絶縁抵抗測定を行い、絶縁低下による機能低下が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と評価。

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。

美浜3号炉と高浜1、2号炉の評価条件の違いについて

以下では、高浜1、2号機は長期保守管理方針の対象となったケーブル、美浜3号機では最も評価結果が厳しくなったケーブルを比較し説明する。

	対象ケーブル	① 温度上昇値 [°C]	② ケーブル布設環 境温度[°C]	評価温度 ①+②[°C]	③ 放射線量 率[Gy/h]	④ ケーブル 更新時期	評価年数	次回更新が必 要となる時期
美浜 3号機	B冷却材ループ高温側サンプル 第1隔離弁動力ケーブル 等	12	41	53	0.0014	第11回定 期検査時	78年	更新不要
高浜 1号機	Aループ高温側サンプル第1隔離 弁用動力ケーブル	17	47	64	0.0002	第12回定 期検査時	38年	運開後 54年
高浜 2号機	Aアキュムレータ出口弁用動力 ケーブル	17	44	61	0.00001	—	47年	運開後 47年

① “温度上昇値”の違い

ケーブルトレイの温度上昇値の評価の際には、プラント運転時における通電電流値を計算し、その電流値による発熱量を評価している。美浜3号機と高浜1、2号機では、ケーブルトレイに布設するケーブルの施工状況(布設状況)に差異があるため、通電電流値に差異が生じ、結果として、美浜3号機は、高浜1、2号機よりも5°C低い『12°C』となっている。

※: 格納容器内の各エリアのケーブル周辺にある補機類の配管、電線管の配置や空間の状況等については、各プラントにおいて施工上の違いとして差異が生じている。

【備考】

ケーブルの発熱量は、 $[\text{電流値}]^2 \times [\text{導体抵抗}] \times [\text{導体本数}]$ で求められ、1つのトレイに布設されている通電ケーブルが多いほど、ケーブルトレイ内の温度が上昇する。トレイ内に布設されるケーブルは、設計情報から実機のトレイ状況を想定し、そこから十分な余裕を加え、計算を行っている。結果、美浜3号においては、高浜1、2号炉に比べ、1トレイ中に布設される発熱源ケーブルが少なく、温度上昇値が低くなったものである。

また、美浜3号炉の実機における布設状況を確認し、発熱量から温度上昇値を検証した結果、『約5°C』であり、大きな保守性をもった評価を行っていることを確認した。

② “ケーブル布設環境温度”の違い

格納容器上部遮へいの有無 や、格納容器内の状況等(周辺設備・空間(図1参照)等※)が各々異なり、環境温度について定量的な評価が困難であるため、各プラントで、ケーブル布設環境調査を実施し、環境温度を実測している。結果として、美浜3号機は、高浜1号機よりも約6℃、高浜2号機では約3℃低くなっている。

③ “放射線量率”の違い

ケーブル布設環境については、格納容器内の状況等(周辺設備・空間等)が各々異なり、放射線量率について定量的な比較が困難であるため、各プラントで、ケーブル布設環境調査を実施し、放射線量率を実測している。結果として、美浜3号機の放射線量率が大きくなっているが、絶対値として小さいため、ケーブル劣化への影響は小さい。

④ “ケーブル更新時期”の違い

ケーブルの更新時期は各プラントの個々のケーブル毎に異なっている。

難燃PHケーブルについては、これまでの保全活動の中の様々な要因(設備更新、計画的な耐環境化工事等)により、適宜、更新(取替え)を実施している。プラント・ケーブルごとにその時期は異なっており、同じ時期に布設しているものではない。

⑤ まとめ

前項で示した様々な因子を考慮した評価により、美浜3号機の難燃PHケーブルについては、運転開始後60年までに更新が必要となるものがなく、長期保守管理方針の対象とならなかった。

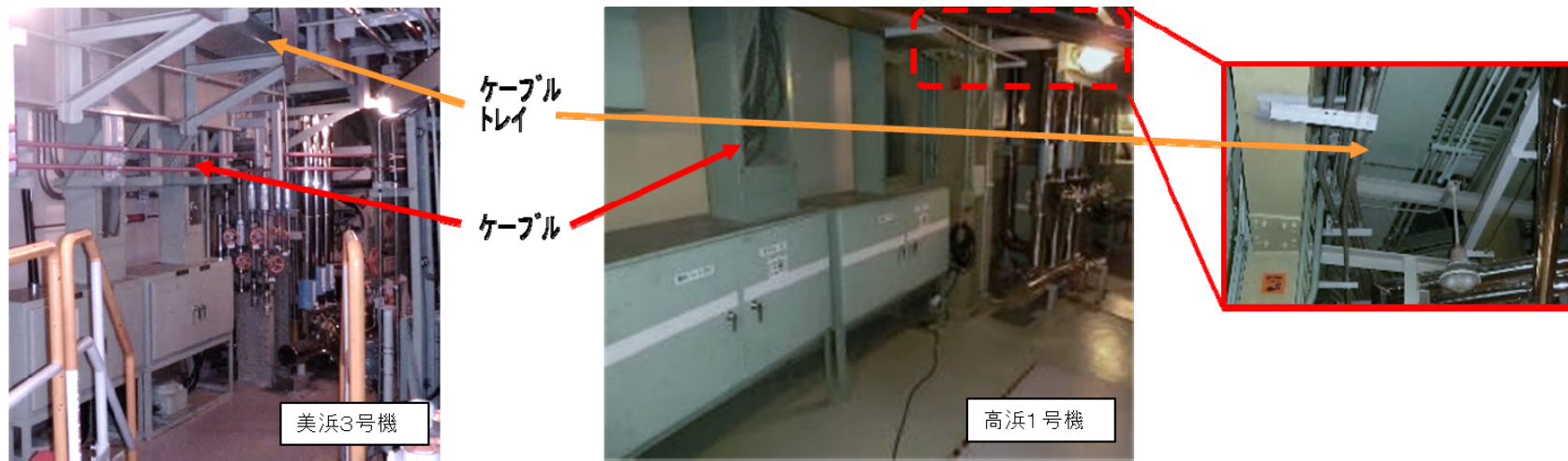


図1. 格納容器内(周辺設備・空間)写真

○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

【評価例】: 1次冷却材管

健全性評価

運転開始後60年時点までの疲労き裂進展長さを考慮した評価用き裂を想定しても、材料のき裂進展抵抗(Jmat)がき裂進展力(Japp)と交差し、JmatがJappを上回ること、JmatとJappの交点においてJmatの傾きがJapp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

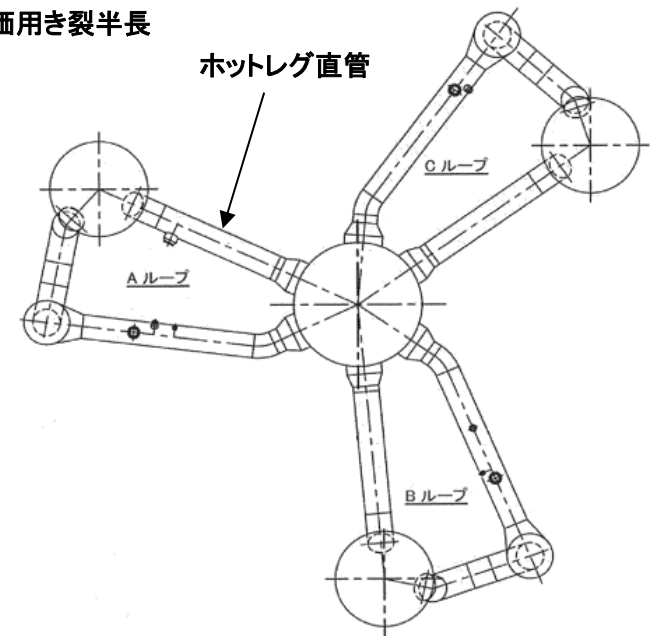
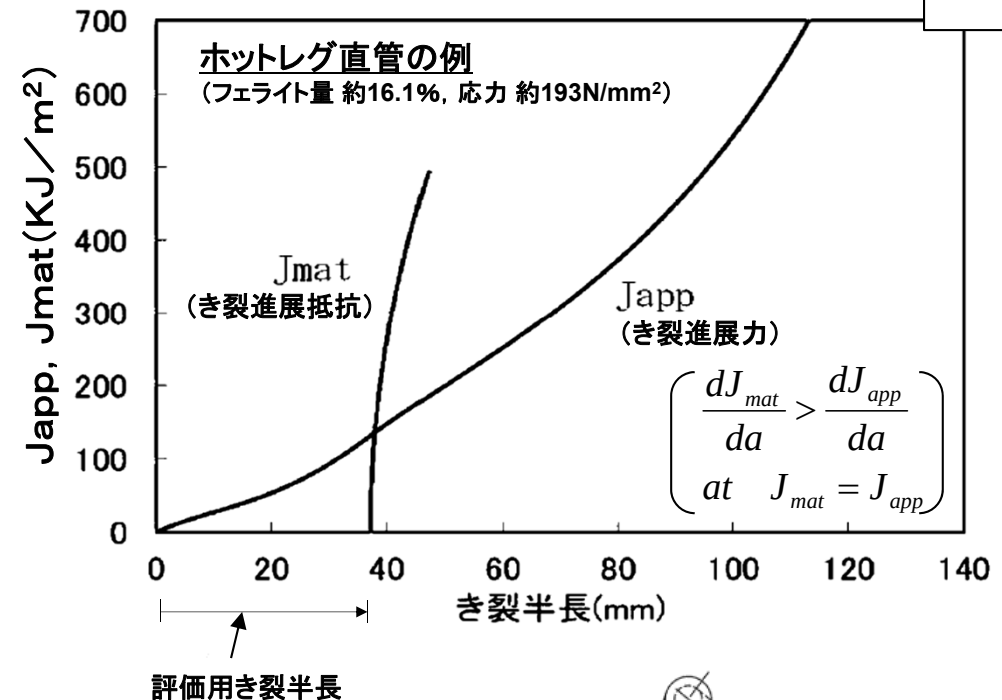
定期的に溶接部の超音波探傷検査及び、漏えい確認を実施している。

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

コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

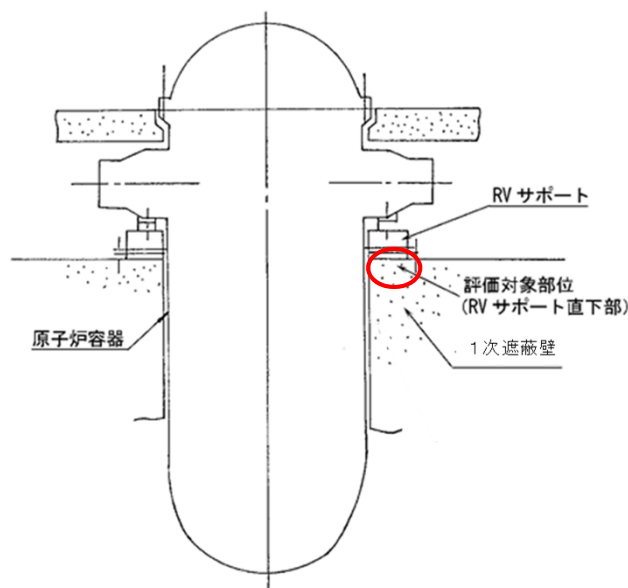
○ 評価対象構造物：外部遮蔽壁、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎等

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。

【評価例】：コンクリートの強度低下（熱）

・運転時に最も高温となる箇所として、内部コンクリート（1次遮蔽壁）の原子炉容器支持構造物直下部を選定のうえ評価。当該部位の最高温度は、温度分布解析の結果、約64℃であり、温度制限値の65℃を下回る。



内部コンクリート（1次遮蔽壁）

・また、熱の評価点近傍から採取したコアサンプルについて、特別点検において強度試験を行った結果、設計基準強度を上回っている。

熱の評価点近傍の強度試験結果

	設計基準強度	強度試験結果
内部コンクリート (1次遮蔽壁)	20.6N/mm ² (210kgf/cm ²)	28.4N/mm ² (290kgf/cm ²)

現状保全

- ・定期的にコンクリート表面のひび割れ、塗膜の劣化等の目視確認及び必要に応じ塗装の塗替え等の補修を実施している。
- ・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。

耐震安全性評価（概要一覧）

運転開始後60年時点で想定される経年劣化を仮定し、耐震安全性評価※1を実施した。

経年劣化事象	主な耐震安全性評価内容
疲労割れ (1次冷却材管、原子炉容器等)	通常運転時の疲労累積係数に、 <u>地震時に作用する振動応力による疲労累積係数を加算</u> した合計値が許容値の1を上回らないことを確認する。
中性子照射脆化 (原子炉容器胴部)	劣化状況評価の加圧熱衝撃事象に対する評価において、 <u>事故時に原子炉容器に働く力(K_1)に、地震荷重による応力増分を加えた評価</u> を行い、原子炉容器の破壊境界を越えないことを確認する。
熱時効 (1次冷却材管等)	劣化状況評価の1次冷却材に対する熱時効評価において、 <u>運転時の荷重に地震時の働く荷重を加えたき裂進展力</u> が、材料のき裂進展抵抗を上回らないことを確認する。
照射誘起型応力腐食割れ (バッフルフォーマボルト)	全7段のうち2段目～6段目のバッフルフォーマボルト(全体の3/4)が折損したと仮定して、残るバッフルフォーマボルトに生じる <u>地震時の発生応力を算出</u> し、許容値を上回らないことを確認するとともに、 <u>地震時の制御棒挿入時間が許容値以下であることを確認</u> する。
摩耗 (制御棒クラスタ案内管等)	制御棒クラスタ案内管及び被覆管については、案内板と被覆管の <u>摩耗量を仮定した地震応答解析を実施し、地震時の制御棒挿入時間が許容値以下であることを確認</u> する。
	蒸気発生器などの重機器支持構造物について、 <u>支持脚などのヒンジ摺動部に摩耗による摺動部面積の減少を仮定して、地震時の支持部の発生応力を算出</u> し、許容応力を上回らないことを確認する。
全面腐食 (基礎ボルト 等)	基礎ボルト等に、想定される最大の <u>腐食減肉量(ボルト径の減少)</u> を仮定して、 <u>地震時の発生応力を算出</u> し、許容応力を上回らないことを確認する。
流れ加速型腐食 (配管、熱交換器 等)	配管などに発生する可能性のある <u>減肉量を仮定して、地震時の発生応力を算出</u> し、許容応力を上回らないことを確認する。

※1: JEAG4601「原子力発電所耐震設計技術指針」等に準じて評価を実施

耐震安全性評価（配管減肉の評価例）

参考

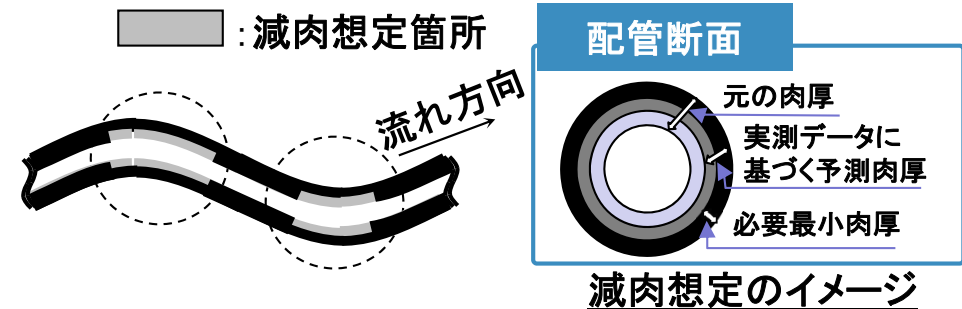
20

配管減肉の起こり得る、エルボ、レジューサ、オリフィス等の偏流発生部位及びその下流部が周軸方向に減肉したと想定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないこと、または、疲労累積係数が許容値の1を上回らないことを確認した。

耐震重要度Cクラス配管の評価結果

評価対象	減肉評価条件	耐震重要度	応力比※1
低温再熱蒸気系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.25
第2抽気系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.03
第3抽気系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.55
第4抽気系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.64
補助蒸気系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.77
グランド蒸気系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.86
復水系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.87
ドレン系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.76

※1: 応力比 = 1次応力 / 許容応力



現状保全

管理指針を定め超音波を用いた肉厚測定により配管の肉厚管理を継続的に実施している。

耐震安全性評価

全ての管理対象箇所に対して必要最小肉厚まで周軸方向一様減肉した状態を想定し、耐震安全性評価を実施した結果、許容値を下回っており、耐震安全性評価上問題ないことを確認した。

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。

経年劣化傾向の評価 (30年目評価との比較例)

40年目の評価は30年目の評価から乖離するものではないことを確認(美浜3号機の例)

<低サイクル疲労>

機器・設備	部位	60年時点の予測値 (() 内は環境疲労を考慮した値)		相違の主な理由
		30年目評価	40年目評価	
1次冷却材ポンプ	ケーシング脚部	0.072 (0.037)	0.176 (0.095)	・ 告示501号→設計・建設規格 ・ 環境中疲れ寿命指針→JSME 環境疲労評価手法 ・ ケーシング脚部は脚部拘束条件の変更
	ケーシング吐出ノズル	0.193 (0.396)	0.017 (0.243)	
蒸気発生器	給水入口管台	0.150 (0.357)	0.073 (0.317)	・ 不静定モデル→FEMモデル ・ 熱成層評価範囲の見直し ・ 告示501号→設計・建設規格 ・ 環境中疲れ寿命指針→JSME 環境疲労評価手法
	管板廻り	0.322 (0.101)	0.095 (0.094)	

<原子炉容器の中性子照射脆化の評価例>

項目	部位	60年時点の予測値		相違の主な理由
		30年目評価	40年目評価	
		JEAC4201-2004	JEAC4201-2007／ 2013追補版	
関連温度(℃)	胴部(母材)	47	64	・ 第4回監視試験結果を反映 ・ JEAC4201-2004→JEAC4201-2007/2013追補版
	胴部(溶接金属)	-12	3	
	胴部(熱影響部)	-20	7	
上部棚吸収エネルギー(J)	胴部(母材)	119	125	
	胴部(溶接金属)	130	131	
	胴部(熱影響部)	172	173	

保全実績の評価及び長期保守管理方針の有効性評価

保全実績の評価の結果

	美浜3号機
30年目の高経年化技術評価以降に美浜3号機で発生した事故・トラブル等	7件
・法令に基づく報告対象情報	0件
・保全品質情報に係わるもの	7件(0件)

()内: 経年劣化事象に起因する事故・トラブル等〔NUCIA※¹で時間依存性有と整理した事象〕

※1: 原子力安全推進協会が運営している原子力発電情報公開ライブラリー

長期保守管理方針の有効性評価の結果

	件数
30年目に策定した長期保守管理方針	27件
①有効性が認められた方針	27件
②有効ではあったものの、追加的措置が必要とみなされた方針	0件

有効性が認められた方針の事例

長期保守管理方針(30年目)の例	長期保守管理方針の有効性評価
余熱除去系統配管等のステンレス鋼配管、及びグランド蒸気系統配管等の低合金鋼配管の母管内面からの腐食(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 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NG1-2006」及び検査結果に基づき、保全への適用の可否を判断し、要の場合には2次系配管肉厚の管理指針を改訂する。また、配管肉厚の管理システムにより減肉傾向を管理し、減肉傾向に応じて保全への適用の可否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	日本機械学会「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NG1-2006」及び検査結果に基づき、2次系配管肉厚の管理指針を改訂した。 また、肉厚計測結果を原子力配管肉厚の管理システムによって管理し、減肉傾向に応じて適切な点検計画を策定した。 上記の通り、計画的な調査を実施することにより健全性が確認できていることから、長期保守管理方針は有効であったと考える。