

伊方発電所3号機
高経年化技術評価（30年目）について
（令和6年3月21日のコメント回答）

令和6年8月28日
四国電力株式会社

1. 令和6年8月22日時点の国の審査状況
2. 令和6年3月21日開催 原子力安全専門部会の指摘事項について
3. まとめ

参考資料

1. 令和6年8月22日時点の国の審査状況

- 昨年11月に保安規定変更認可を申請して以降、これまでに12回のヒアリングおよび3回の審査会合を実施し、主な議論については終了。
- また、7月31日から8月2日の間で伊方発電所において、高経年化評価に係る書類等について確認いただいた。
- 今後、これまでの審査状況を踏まえた保安規定変更認可の補正申請を実施する予定。
- 本日は、本年3月の原子力安全専門部会で頂いたコメントについて回答する。



2. 令和6年3月21日開催 原子力安全専門部会の指摘事項について

No.	事象等	指摘事項	回答ページ
1	全体	(部材毎の評価について) 高経年化の評価というのは、部材毎で評価することにより漏れが生じないようにしているが、資料は事象毎に纏められているため漏れの有無が分からない。部材毎の評価について説明すること。	P4、5
2		(劣化事象の重畳について) 主要6事象は研究が進んでいるが、劣化事象が重畳したような場合の評価というのは研究が進んでない。ある程度納得しやすいような考え方で高経年化評価における重畳の取扱について説明すること。	P6～14
3		(バラつき、不確かさについて) 評価を実施するにあたり、統計的なバラつきや不確かさをいかに考慮して、それがどの程度の保守性を持って評価されているのか説明すること。	P15～19
4	コンクリートの 強度低下 および遮へい 能力低下	(数値の根拠について) 記載されているコンクリートの実測データについて、データをどのように処理し、どう評価したのか(実測値は平均値なのか最大値なのか、またどのような場所からサンプルを取得したのか)説明すること。	P20～24
5		(保全状況の現状評価) コンクリート構造物について、普段からきちんと維持管理しているとあるが、普段どのようにひび割れ管理をし、現在どのような状態であるのかというような情報が示されていない。保全状況の現状評価について説明すること。	P25～27

2. 1 【指摘事項No.1】 部材毎の評価について(1/2)

No.	事象等	指摘事項	回答ページ
1	全体	(部材毎の評価について) 高経年化の評価というのは、部材毎で評価することにより漏れが生じないようにしているが、資料は事象毎に纏められているため漏れの有無が分からない。部材毎の評価について説明すること。	P4、5

- 前回の専門部会では、高経年化技術評価の説明にあたり、部材ごとではなく、経年劣化事象※1ごとに整理して説明を行った。
- これは、高経年化技術評価の対象機器数は約2万5千機器※2(このうち原子力の安全上重要な機器または高温高圧機器※3は約4千機器)と膨大な数に対し、経年劣化事象は8事象と少数であるため、経年劣化事象ごとにまとめて説明した方が、評価の全体像を把握しやすいものと考えたためである。
- 実際の高経年化技術評価では、日本原子力学会が作成した「PLM基準」※4附属書※5に基づき、対象となる部材ごとに、想定すべきすべての経年劣化事象を抽出して評価しており、これにより、抜けや漏れが生じないように管理されている。
- 次ページに、実際の高経年化技術評価(部材毎の評価)のうち、一例として、原子炉容器の評価結果(一部)を示す。

※1:「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象」(経年劣化事象による性能低下が機器・構造物の長期間の供用に伴い、急速に進展する、発現頻度が高まる、新たに顕在化する等、経年劣化事象による性能低下の予測が今後乖離する可能性が否定できない事象)

※2:P29～31 参考1参照

※3:最高使用温度が95℃を超え、または最高使用圧力が1900kPaを超える環境下にある機器

※4:原子力発電所の高経年化対策実施基準 ※5:附属書「経年劣化メカニズムまとめ表に基づく経年劣化管理」

2.1 【指摘事項No.1】 部材毎の評価について(2/2)

➤ 実際の高経年化技術評価のうち原子炉容器の評価結果（一部）

部位	消耗品 ・定期 取替品	材料	経年劣化事象							備考	
			減肉		割れ		材質変化		その他		
			摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化			
上部胴、下部胴、 トランジションリング、 下部鏡板		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)			○*1				○*2	▲*3	*1:低サイクル疲労割れ (P41 参考10. ⑧参照)
上部ふた、 上部胴フランジ		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)		△*4	○					▲*3	*2:中性子照射脆化(下 部胴) (P32 参考2参照)
スタッドボルト		低合金鋼		△	○						
入口管台 出口管台		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り) セーフエンドは ステンレス鋼 溶接金属は600系 ニッケル基合金*5			○	△ (溶接金属)				▲*3	*3:内張り下層部の亀裂 (P40 参考10. ③参照) *4:ピitting (P40 参考10. ⑤参照) *5:600系ニッケル基合金 (P40 参考10. ⑥参照)

ここで、表に記載の記号は以下を表している。

○:高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

経年劣化事象による性能低下の予測が今後乖離する可能性が否定できない事象（経年劣化事象による性能低下が機器・構造物の長期間の供用に伴い急速に進展する、発現頻度が高まる、新たに顕在化する事象。）

△:高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象（想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動(配管取替など)を行っている事象。なお、▲事象のうち、念のため保全活動にて劣化傾向を確認している事象も△事象としている。）

▲:高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象（設計段階等で経年劣化への考慮が十分に行われている事象であり、保全活動を行って劣化傾向の確認を実施する必要がないと判断されている事象。今後、経年劣化の進展に関する新たな知見が得られた場合には、評価の見直し等を行う。）

2. 1 【指摘事項No.2】劣化事象の重畳について(1/9)

No.	事象等	指摘事項	回答ページ
2	全体	(劣化事象の重畳について) 主要6事象は研究が進んでいるが、劣化事象が重畳したような場合の評価というのは研究が進んでない。ある程度納得しやすいような考え方で高経年化評価における重畳の取扱いについて説明すること。	P6～14

- 経年劣化事象に関して得られた国内外の運転経験や最新知見は、随時「PLM基準」附属書に取り入れられ、常に最新の知見に基づく高経年化技術評価が実施できる環境が整えられており、現時点で劣化事象の重畳について考慮が必要とされている事象は、PLM基準(最新版:2022年版)に既に取り入れられている(7ページ参照)。

(例)中性子照射による影響と応力腐食割れが重畳した劣化事象である「照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)」※は、既に主要6事象として考慮されている。

- また、高経年化技術評価では、部材ごとに経年劣化事象を抽出して評価しているが、部材ごとの経年劣化事象の重畳に対する考え方を、原子炉容器と一次冷却材配管を例にとり、8ページ以降に示す。
- 一方で、これまで考慮が必要とされていなかった劣化事象の重畳や、研究が十分進んでいないとされる劣化事象等については、事前にその顕在化を予測することは難しいが、新たな知見が得られた場合は、関連するデータを関係者で共有し、業界大で広く検討して、評価の見直しや必要な対策を講じる等、適切に対応していく。
- 当社としては、引き続き、国内外のトラブルや、材料劣化に係る研究成果など最新情報の収集に努め、また、日々の保全活動での気づきがあれば前広に対応を進めるなど、高経年化対策により一層の注意を払って伊方3号機の安全・安定運転に努めてまいり所存である。

2. 1 【指摘事項No.2】劣化事象の重畳について(2/9)

(1)高経年化技術評価において、既に「劣化事象の重畳」を考慮しているものの例を以下に示す。

- 炭素鋼配管の流れ加速型腐食  前回の専門部会資料※(P43～45)
 - 配管には、内部流体の流れによる腐食や内部流体の化学的特性による腐食の重畳により減肉が加速することが考えられるが、定期的に減肉傾向を確認し、減肉量が必要最小肉厚を超えないように、配管の取替等の保全を行うことで、劣化の重畳を考慮した管理を実施している。
- ケーブルの絶縁低下  前回の専門部会資料※(P27～29)
 - 絶縁低下に繋がる要因として熱による劣化と放射線による劣化の重畳を考慮した、ケーブルの健全性評価を行っており、この評価結果に基づき、実際にプラントに敷設しているケーブルの余寿命評価を実施している。
- IASCC  前回の専門部会資料※(P22, 23)
 - 中性子照射による影響と応力腐食割れの重畳を考慮した試験の結果(割れ応力発生線)を用いて評価を実施している。評価に用いた割れ応力発生線は、米国プラントにおけるバッフルフォーマボルト損傷事例を包絡できている。
- 低サイクル疲労割れ  前回の専門部会資料※(P14～16)
 - 接液環境(腐食)を考慮した低サイクル疲労評価を実施しており、腐食との重畳が考慮できている。

2. 1 【指摘事項No.2】劣化事象の重畳について(3/9)

(2)部材ごとの劣化事象の重畳に対する考え方について、原子炉容器(9～11ページ)と1次冷却材配管(13～14ページ)を例にとって説明する。

【原子炉容器】(P33 参考3参照)

部位	消耗品 ・定期 取替品	材料	経年劣化事象							備考
			減肉		割れ		材質変化		その他	
			摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		
9 上部胴、下部胴、 トランジションリング、 下部鏡板		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)			○			○*1	▲*2	*1:中性子照射脆 化(下部胴)
上部ふた、 上部胴フランジ		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)		△*3	○				▲*2	*2:内張り下層部 の亀裂
スタッドボルト		低合金鋼		△	○					*3:ピitting
入口管台 出口管台		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り) セーフエンドは ステンレス鋼 溶接金属は600系 ニッケル基合金			○	△ (溶接金属)			▲*2	*4:◎は消耗品、 定期取替品を 示す
11 炉内計装筒		600系ニッケル基合金 セーフエンドは ステンレス鋼 溶接金属は600系 ニッケル基合金			○	△ (溶接金属を含む)				
炉心支持金物		600系ニッケル基合金			○	△ (溶接金属を含む)				
ふた管台 空気抜管台		690系ニッケル基合金			○	△ (溶接金属を含む)				
○リング	◎*4	—								

※:▲*2に示す「内張り下層部の亀裂」は、原子炉容器の製造時に、500～750℃の温度範囲の溶接後熱処理を受けると発生しうる割れであることから項目として挙げているが、原子炉容器製造時の非破壊検査(超音波探傷検査)において割れないことを確認しており、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断している。

2. 1 【指摘事項No.2】劣化事象の重畳について(4/9)

【原子炉容器(1/2)】

部位	消耗品 ・定期 取替品	材料	経年劣化事象						備考	
			減肉		割れ		材質変化			その他
			摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食 割れ	熱時効	劣化		
上部胴、下部胴、 トランジションリング、 下部鏡板		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)		①	○			○*1	▲*2	*1:中性子照射脆化 (下部胴)
上部ふた、 上部胴フランジ		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)	②	△*3	○				▲*2	*2:内張り下層部の亀裂 *3:ピitting
スタッドボルト		低合金鋼	③	△	○					

No. 劣化事象の重畳に対する対応

①	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 疲労割れ(低サイクル疲労割れ)と中性子照射脆化の重畳については、10ページに示すとおり、中性子照射を受けると材料の疲労強度が高くなることが知られており、現状の中性子照射脆化を考慮しない(重畳を考慮しない)状態での低サイクル疲労評価の方が保守的な評価となる。 ➤ また、中性子照射脆化の要因は、シリコン・ニッケル・マンガン原子集合体の形成等のマイクロ組織変化と考えられているが、疲労の繰り返し応力によって原子集合体の形成等のマイクロ組織変化は起きないため、中性子照射脆化が促進されることはない。(P32 参考2参照)
②	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 上部ふたおよび上部胴フランジの腐食(ピitting)については、当該部材に接している1次冷却材は腐食の原因となる塩化物イオン濃度などを厳しく管理していること、シート面のステンレス鋼内張り表面には強固な酸化被膜が形成されていることから、当該部材における腐食は進展せず、また現状保全で腐食がないことを確認しているため、腐食(ピitting)と疲労割れは重畳しない。
③	<ul style="list-style-type: none"> ➤ スタッドボルトの腐食としては、原子炉容器フランジ部から1次冷却材が漏えいし、スタッドボルトに接触した場合に腐食が考えられるが、スタッドボルトの内側にある原子炉容器フランジ部のOリングは締め付け管理を行っており、1次冷却材は漏えいしないことから腐食は進展せず、また現状保全で腐食がないことを確認しているため、腐食と疲労割れは重畳しない。(P33 参考3参照)

2. 1 【指摘事項No.2】劣化事象の重畳について(5/9)

疲労割れ(低サイクル疲労割れ)と中性子照射脆化の重畳について

- 表1、図1に示すように中性子照射を受けると材料の引張強さは増加する。
- 図2に示すように、材料の引張強さが増加すると、それに伴い疲労強度(疲労限度)は高くなる。
- 以上のことから、低サイクル疲労評価においては、中性子照射に伴う影響(疲労強度が高くなる)を考慮しない方が保守的な評価となるため、中性子照射との重畳の影響は考慮していない。

表1 伊方3号機原子炉容器(低合金鋼)監視試験結果
(引張強さ平均値:MPa)

監視試験回数	中性子照射量 ($\times 10^{19}n/cm^2$)	引張強さ平均値:MPa	
		室温	288~300°C
初期	0	573	554
第1回	0.749	602	574
第2回	5.04	638	608

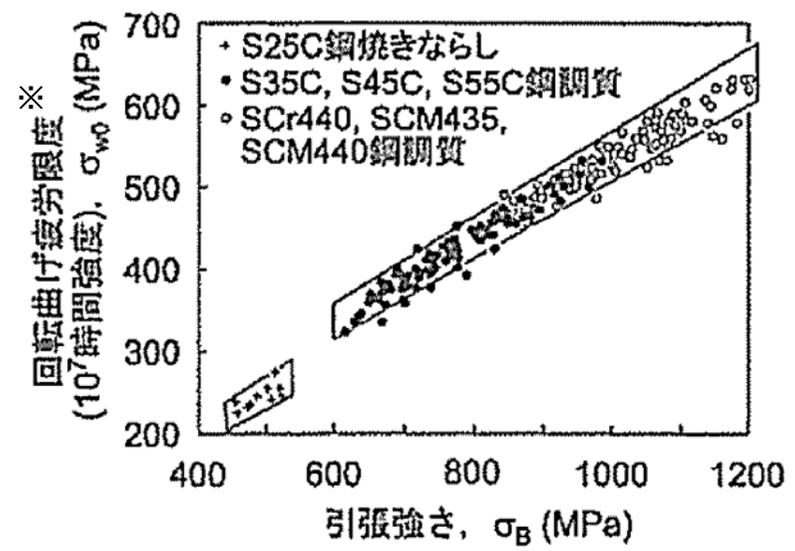
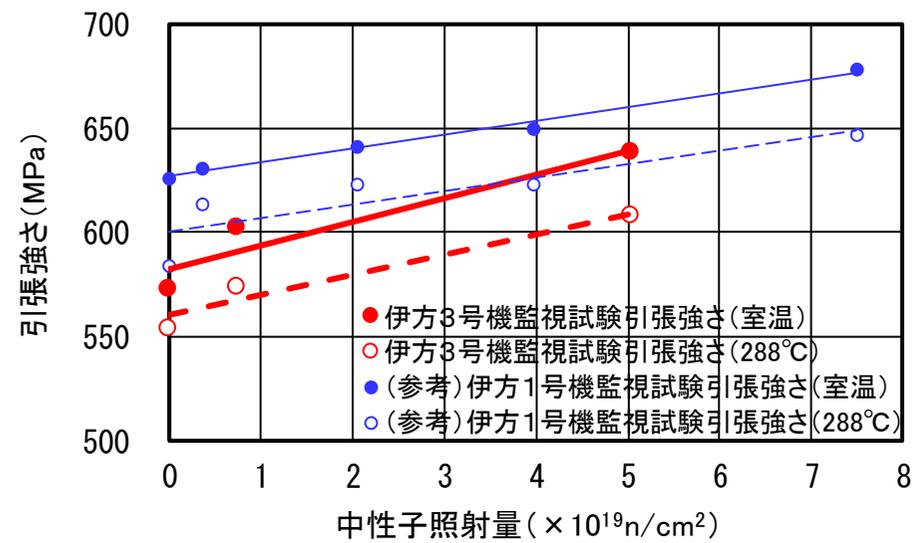


図2 疲労強度と引張強さの関係
出典:材料強度学(日本材料学会)

※:P41 参考10. ⑨参照

図1 伊方3号機原子炉容器(低合金鋼)監視試験結果
(引張強さ平均値:MPa)と中性子照射量の相関

2. 1 【指摘事項No.2】劣化事象の重畳について(6/9)

【原子炉容器(2/2)】

部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象							備考
			減肉		割れ		材質変化		その他	
			摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		
入口管台 出口管台		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り) セーフエンドは ステンレス鋼 溶接金属は600系 ニッケル基合金		④	○	△ (溶接金属)			▲*2	*2: 内張り下層部の亀裂
炉内計装筒		600系ニッケル基合金 セーフエンドは ステンレス鋼 溶接金属は600系 ニッケル基合金			○	△ (溶接金属を含む)				
炉心支持金物		600系ニッケル基合金		⑤	○	△ (溶接金属を含む)				
ふた管台 空気抜管台		690系ニッケル基合金		⑥	○	△ (溶接金属を含む)				

No.	劣化事象の重畳に対する対応
④	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 応力腐食割れは、「材料」、「応力」、「環境」の三因子が重畳した時に発生するが、「応力」の観点において、応力条件の厳しい出入口管台および炉内計装筒溶接部について、ウォータージェットピーニング※(応力緩和)により材料表面の引張応力を除去し、圧縮応力に改善しており、応力腐食割れが発生する可能性は小さい(P34 参考4参照)。なお、低サイクル疲労割れの原因となる起動・停止時の繰り返し荷重を300回ほど加えても、ピーニング施工箇所での圧縮応力は維持され、応力腐食割れへの影響は生じないことを確認している。 ※:P42 参考10. ⑩参照
⑤	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 炉心支持金物は圧力バウンダリ部位でないため、有意な応力は発生せず、「材料」、「応力」、「環境」の三因子が重畳しないことから、応力腐食割れが発生する可能性は小さい(P34 参考4参照)ため、応力腐食割れと低サイクル疲労割れは重畳しない。
⑥	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 応力腐食割れは、「材料」、「応力」、「環境」の三因子が重畳した時に発生するが、「材料」の観点において、管台および溶接部ともに応力腐食割れに対する感受性の低い690系ニッケル基合金を採用している。また、電力共同研究による690系ニッケル基合金の360℃温度加速応力腐食割れ発生試験の結果(P35 参考5参照)からも、応力腐食割れが発生していないことから、応力腐食割れが発生する可能性は小さい(P34 参考4参照)ため、応力腐食割れと低サイクル疲労割れは重畳しない。

2. 1 【指摘事項No.2】劣化事象の重畳について(7/9)

【1次冷却材配管】(P36 参考6参照)

部位	消耗品 ・定期 取替品	材料	経年劣化事象							備考
			減肉		割れ		材質変化		その他	
			摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食 割れ	熱時効	劣化		
13 ← 直管		ステンレス鋼 鋳鋼			○	△	○			*1: 高サイクル疲労 割れ (P42~43 参考10. ⑪ ⑫⑬参照)
13 ← エルボ		ステンレス鋼 鋳鋼			○	△	○			
14 ← 加圧器サージ管台		ステンレス鋼			○	△				
14 ← 蓄圧タンク注入管台		ステンレス鋼			○	△				
14 ← 余熱除去系戻り管台		ステンレス鋼			○	△				
14 ← 充てん管台		ステンレス鋼			○	△				
14 ← 安全注入管台		ステンレス鋼			○	△				
14 ← 温度計ウェル		ステンレス鋼			▲*1	▲				
14 ← サンプルノズル		ステンレス鋼			▲*1	▲				
14 ← サーマルスリーブ		ステンレス鋼			▲*1	▲				

2. 1 【指摘事項No.2】劣化事象の重畳について(8/9)

【1次冷却材配管(1/2)】

部位	消耗品 ・定期 取替品	材料	経年劣化事象						備考	
			減肉		割れ		材質変化			その他
			摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		
直管		ステンレス鋼鋳鋼		⑦	○	△	○			
エルボ		ステンレス鋼鋳鋼			○	△	○			

No.	劣化事象の重畳に対する対応
⑦	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 疲労割れ(低サイクル疲労割れ)と熱時効※の重畳について、現状保全で当該部材に低サイクル疲労割れ等による亀裂が生じていないことを確認しているが、熱時効の亀裂進展評価においては、保守的に貫通亀裂があることを想定して評価を実施し、亀裂がほとんど進展せずに止まることを確認している。 ※:P44 参考10. ⑭参照 ➤ また、熱時効により引張強さは若干上昇し、それに伴い疲労強度が高くなることが知られており、疲労評価に対しては有利に働き、現状の熱時効を考慮しない(重畳を考慮しない)状態での低サイクル疲労評価の方が保守的な評価となる。 ➤ 応力腐食割れについては、14ページの⑧に考えを示す。

2. 1 【指摘事項No.2】劣化事象の重畳について(9/9)

【1次冷却材配管(2/2)】

部位	消耗品 ・定期 取替品	材料	経年劣化事象						備考	
			減肉		割れ		材質変化			その他
			摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		
加圧器サージ管台		ステンレス鋼			○	△				
蓄圧タンク注入管台		ステンレス鋼			○	△				
余熱除去系戻り管台		ステンレス鋼		⑧	○	△				
充てん管台		ステンレス鋼			○	△				
安全注入管台		ステンレス鋼			○	△				

No.	劣化事象の重畳に対する対応
⑧	<p>➤ 応力腐食割れは、「材料」、「応力」、「環境」の三因子が重畳したときに発生するが、1次冷却材配管に関しては「環境」の観点において、飽和溶存酸素濃度(最大約8ppm)の流体が流入する際は流体温度が低い(最高でも80°C程度)こと、および高温(100°C以上)で使用される場合は溶存酸素濃度が0.1ppm以下に低減された流体となっていることから応力腐食割れが発生する可能性は小さい(P34参考4参照)ため、応力腐食割れと低サイクル疲労割れは重畳しない。</p>

No.	事象等	指摘事項	回答ページ
3	全体	(バラつき、不確かさについて) 評価を実施するにあたり、統計的なバラつきや不確かさをいかに考慮して、それがどの程度の保守性を持って評価されているのか説明すること。	P15～19

- PLM評価は、運転開始後60年時点のプラント状態を想定し、各経年劣化事象に対して安全上の問題が生じないことを評価や現状保全により確認している。
- 各経年劣化事象の評価手法は、各種試験データや過去の実測データ等に基づき確立しているが、PLM評価において適切な保守性をもって評価できるよう、データのバラつきや事象発生の不確かさ等については、各事象毎に適切に考慮している。
- 更に、運転開始後60年時点のプラント状態の想定にあたっては、今後約30年間に想定される運転条件の不確かさ等を考慮し、保守的に取り扱っている。
- これらPLM評価におけるデータのバラつきや不確かさの具体的取扱いについて、16ページ以降に示す。

➤ 各事象の評価用測定データ、判定値・評価用データの考慮、保守性について下表に示す。

経年劣化事象	評価用測定データ	評価用データのバラつきや不確かさの考慮と保守性について
低サイクル疲労割れ	疲労試験結果	<p>【評価手法】(技術基準規則解釈※¹に基づく) 疲労累積係数※²の算定に用いる日本機械学会「設計・建設規格2007年追補版」設計用疲労線図は、疲労試験結果の応力振幅と破壊繰返し数の関係(最適曲線)に、バラつきを考慮し、応力に対して2倍、繰返し数に対して20倍の安全率を設定して作成している。</p> <p>【評価条件】 過渡回数を過去の実績から予測される回数よりも保守的(1.5倍)に設定している(過渡回数が予測を超える場合は再評価すること、個々の過渡事象のプラント状態変化は実際に想定されるものよりも大きく設定していることから、保守性を有する。</p>
18	中性子照射脆化	<p>【評価手法】(技術基準規則解釈※¹に基づく) 加圧熱衝撃評価※³においては、照射試験により得られた実測K_{Ic}データを用いて算出した60年時点の予測K_{Ic}の下限を包絡したK_{Ic}曲線を用いて評価することにより、バラつきや不確かさの考慮ができています。</p> <p>【評価条件】 60年の運転条件として、今後(令和2年4月以降)の設備利用率を100%と仮定することにより中性子照射量を保守的に設定しており、保守性を有する。</p>
19	IASCC	<p>【評価手法】(PLM基準に基づく) バッフルフォーマボルトよりもIASCC発生の観点から厳しい部材のSCC発生試験で割れが認められたデータの下限を結んだ線(割れ発生応力線)で評価しており、バラつきや不確かさの考慮ができています。なお、過去の米国プラントで実際にIASCCが発生したデータを包絡できています。</p> <p>【評価条件】 60年の運転条件として、今後(令和2年4月以降)の設備利用率を100%と仮定することにより中性子照射量を保守的に設定しており、保守性を有する。</p>

※1:原子力規制委員会が規定した「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」

※2:P44 参考10. ⑮参照

※3:P44 参考10. ⑯参照

経年劣化 事象	評価用 測定データ	評価用データのバラつきや不確かさの考慮と保守性について
熱時効	亀裂進展抵抗※1 試験結果	<p>【評価手法】(PLM基準に基づく) 亀裂進展抵抗試験結果から作成する脆化予測モデル※2は、$-2S$下限線(S:標準偏差)を採用し評価しており、バラつきの考慮ができています。</p> <p>【評価条件】 亀裂進展抵抗の評価において保守的に完全時効した条件で評価。また亀裂進展力※3の評価において保守的に貫通亀裂を想定して評価。</p>
ケーブルの 絶縁低下	長期健全性 試験結果	<p>【評価手法】(ACAガイド※4等に基づく) 60年間の運転に伴う熱・放射線劣化および事故時環境下での劣化を模擬した供試体に対して、実機での使用電圧よりも高い電圧での耐電圧試験を実施し、絶縁破壊しないことを評価しており、保守性を有する。</p> <p>【評価条件】 試験で劣化を模擬する際の環境条件は、同種のケーブルを使用する国内プラントの温度、放射線を包絡するように選定していることから、劣化条件は保守性を有する。また、評価において使用する実機環境条件は、実機運転中に実測した過去2回の測定結果のうち、同一測定箇所については厳しい値を採用した条件を適用するなど、評価条件についても保守性を有する。</p>
コンクリート 強度低下	コアサンプリング結 果	<p>【評価手法】(PLM基準に基づく) 中性化は、予測式を用いて算出した中性化深さが鉄筋腐食が始まる位置まで進展していないことで評価し、塩分浸透は予測式を用いて算出した鉄筋腐食減量がひび割れを発生させる鉄筋腐食減量に至っていないことで評価しており、強度低下が生じる前段の状態を判定基準としている。</p> <p>【評価条件】 中性化は影響度(温度、湿度、二酸化炭素濃度を含む予測式の一部)が最も厳しい箇所等、塩分浸透は最も事象が進展すると考えられる海水と接触している箇所等からコア採取して評価しており、保守性を有する。</p>

※1:P44 参考10. ⑰参照

※2:PREDICTION METHOD OF TENSILE PROPERTIES AND FRACTURE TOUGHNESS OF THERMALLY AGED CAST DUPLEX STAINLESS STEEL PIPING (PVP2005-71528, 2005 ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference, July 17-21, 2005)

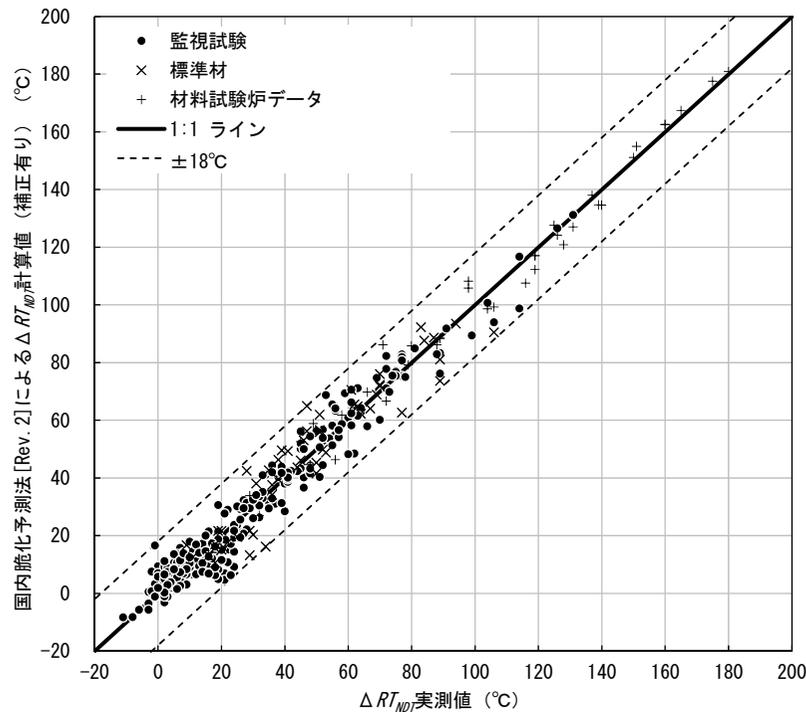
※3:P44 参考10. ⑱参照

※4:「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)」(原子力安全基盤機構、平成26年2月)

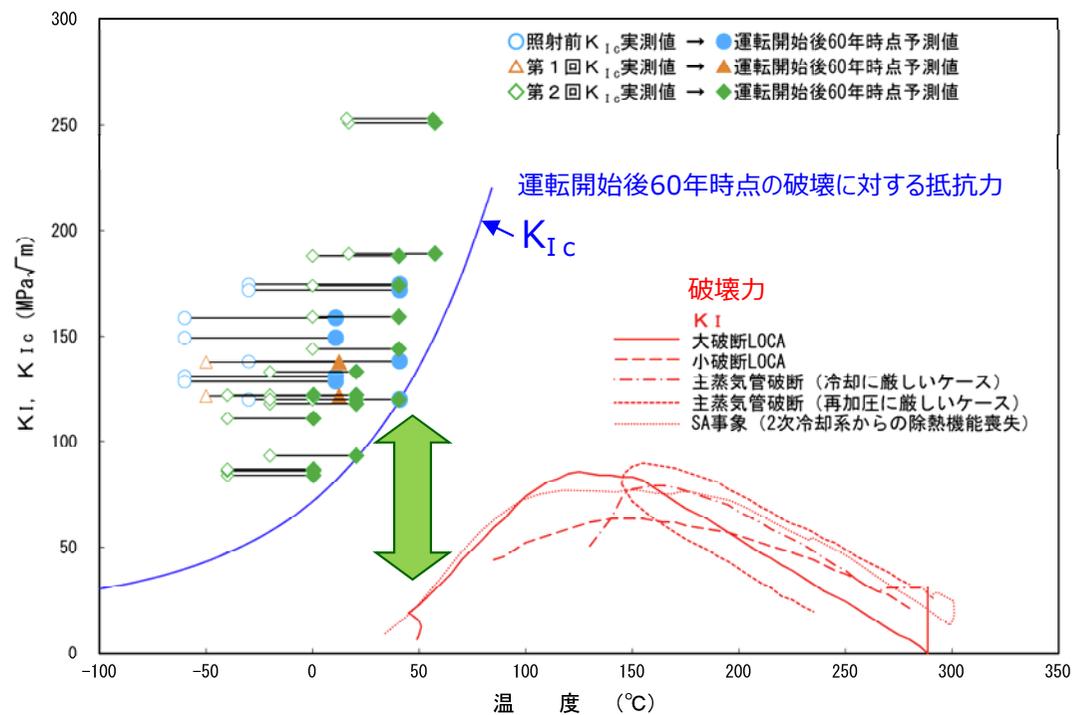
2. 2 【指摘事項No.3】 バラつき、不確かさについて(4/5)

原子炉容器の中性子照射脆化を考慮した健全性評価(加圧熱衝撃評価)について

- 中性子照射脆化による材料の靱性低下については、破壊に対する抵抗力(K_{Ic})データの実測値(照射前試験、第1回・第2回監視試験: グラフ○△◇)を、国内脆化予測法を用いて計算した運転開始後60年時点の関連温度予測値を用いて高温側にシフトさせ(予測 K_{Ic} : グラフ●▲◆)、その予測 K_{Ic} の下限を包絡するように設定した K_{Ic} 曲線を加圧熱衝撃評価に用いることにより、バラつきや不確かさに対し、保守性を考慮している。なお、実測 K_{Ic} → 予測 K_{Ic} へのシフトにあたっては、マージンとして 18°C (国内監視試験279データに対する予測誤差(実測値と計算値の差)の標準偏差 $8.2^{\circ}\text{C} \approx 9^{\circ}\text{C}$ の2倍に相当)を考慮している。
- 上記のように設定した K_{Ic} 曲線(運転開始後60年時点の破壊に対する抵抗力)が、破壊力(K_I)を常に上回っていることから、万が一の事故が起こった場合でも原子炉容器の健全性が確保できることを確認した。



国内脆化予測法による Δ 関連温度計算値と
 Δ 関連温度実測値の比較



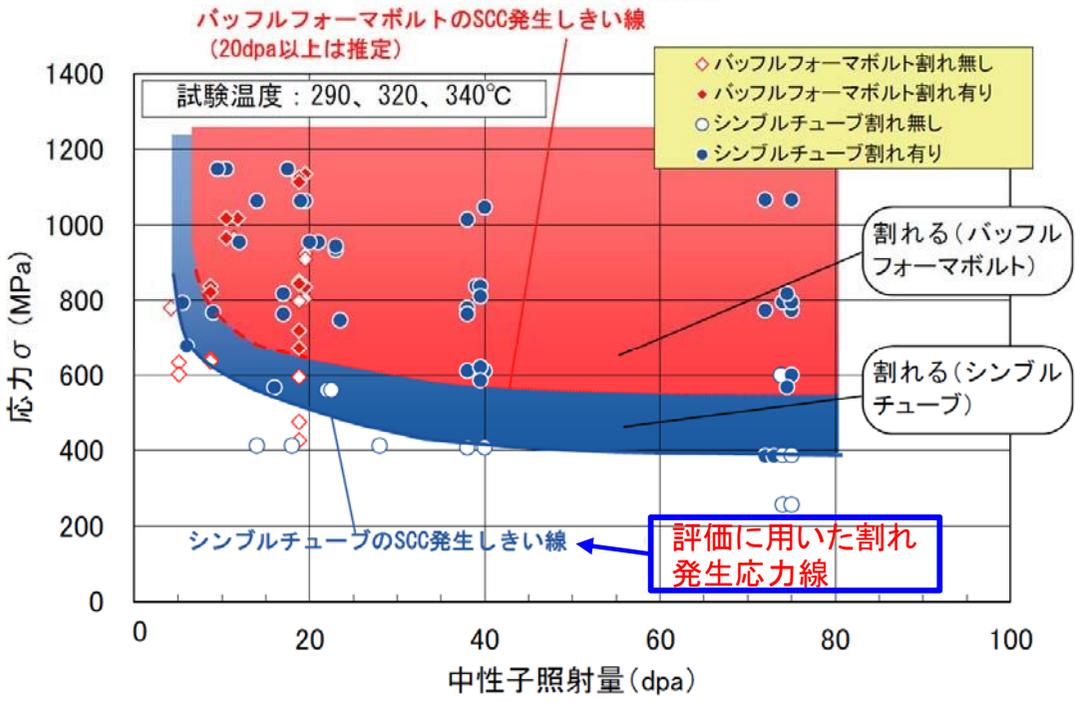
加圧熱衝撃事象に対する健全性評価結果

2. 2 【指摘事項No.3】 バラつき、不確かさについて(5/5)

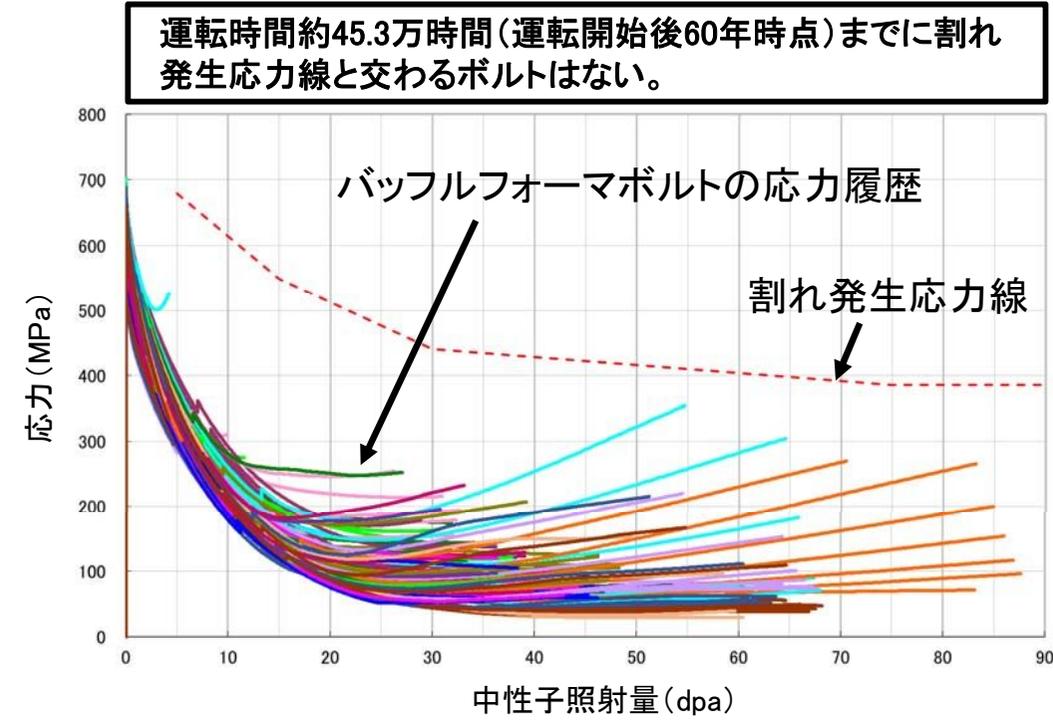
炉内構造物のバッフルフォーマボルトのIASCC発生評価について

- バッフルフォーマボルトのIASCC発生評価に用いた割れ発生応力線は、バッフルフォーマボルトよりもIASCC発生の観点から厳しいシングルチューブ※材のSCC発生試験で割れが認められたデータの下限を結んだ線を用いていることから、IASCC発生のバラつきや不確かさに対し、保守性を有している。
- また、バッフルフォーマボルトの応力履歴の中性子照射量は、今後(令和2年4月以降)の設備使用率を100%として保守的に算出したものを用いている。
- 上記のとおり、それぞれに保守性を考慮した割れ発生応力線とバッフルフォーマボルトの応力履歴を比較したところ、超えるものではなく、バッフルフォーマボルトのIASCC発生の可能性が小さいことを確認した。

※:シングルチューブとは、炉心の中性子束分布を測定するための検出器を炉内に案内する管であり、運転中は燃料下端から上端まで挿入されている。
 シングルチューブは、バッフルフォーマボルトと同じステンレス鋼316材を使用しているが、バッフルフォーマボルトと比べて表層が硬く、IASCCが発生しやすい。



バッフルフォーマボルトのIASCC発生評価に用いた割れ発生応力線



バッフルフォーマボルトの応力履歴と割れ発生応力線の重ね合わせ

出典:原子力安全基盤機構「平成20年度 照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書」

No.	事象等	指摘事項	回答ページ
4	コンクリートの強度低下および遮へい能力低下	(数値の根拠について) 記載されているコンクリートのデータについて、データをどのように処理し、どう評価したのか(実測値は平均値なのか最大値なのか、またどのような場所からサンプルを取得したのか)説明すること。	P20～24

- 「コンクリートの強度低下および遮へい能力の低下」のうち、中性化による強度低下、塩分浸透による強度低下および現状の強度試験については、実構造物からコアサンプルを取得し、サンプルの実測値も用いて評価を行っている。
- コアサンプルの実測値は、「JIS A 5308 レディーミクストコンクリート」(以下、「JIS A 5308」という。)や日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事」(以下、「JASS 5N」という。)※¹の考え方を参考に1か所あたり3本を基本としてコアサンプルを取得し、その平均値※²を用いて評価した。(21～23ページ参照)
- また、中性化、塩分浸透に関しては、各劣化事象に対して最も厳しい条件と考えられる場所を対象にサンプルを取得している。(21、22ページ参照)
- なお、伊方3号機の鉄筋コンクリート構造物のコンクリートには、JASS 5Nなどに基づいて適切な品質管理(材料及び施工)が行われた一定品質のものを使用している(24ページ参照)ことから、同一環境における劣化の進行や強度低下等のばらつきは小さいものと考えており、コアサンプルの採取は必要最小限としている。

※¹ これらの規格・標準類は原子力規制庁による検査・確認においても使用が認められている。

※² コンクリートは複合材料であることから、JIS A 5308 や JASS 5N では、コンクリートの品質管理として圧縮強度などは3本の供試体の試験値の平均値を1回の試験結果としている。このため、これらを参考にし、各評価の代表値として基本的に3本の平均値を用いることとしている。

中性化による強度低下

- 1か所あたり3本のコアサンプルを取得し、その平均値を実測値として評価に用いている。なお、各評価点における計測した中性化深さの最大値は以下の表に示すとおりであり、特異な値は認められていない。
- 中性化による影響評価に対しては、下表のとおり3か所を対象にデータを取得しているが、いずれも中性化の観点から最も厳しい条件と考えられる個所を対象に取得している。
 - ✓ 外部遮へい壁(屋内面): 屋内で塗装等の仕上げのない部位のうち、空気環境の測定結果から求めた中性化への影響度※が最も大きい
 - ※建屋内外計119箇所約1年間、温度、湿度、CO₂濃度を計測し、その結果から算出
 - ✓ 焼却炉建家(屋内面): 屋内で塗装等の仕上げのない部位のうち、運転開始後経過年数が長い
 - ✓ 海水ピット(気中帯): 屋外で塗装等の仕上げのない部位のうち、空気との接触時間が長い

運転開始後60年経過時点と鉄筋が腐食し始める時の中性化深さの比較

	調査時点(令和3年)の中性化深さ				3号機運転開始後60年経過時点の中性化深さ(最大)(cm) (推定式※1)	鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ(cm)	(参考)コンクリート表面から鉄筋表面までの距離(cm)
	経過年数	実測値(cm)		推定値(最大)(cm) (推定式※1)			
		コアサンプル3本平均	(参考)コアサンプルの最大値				
外部遮へい壁(屋内面)	26年	0.4	0.48	3.2 (森永式)	4.8 (森永式)	7.0	5.0
焼却炉建家(屋内面)	38年※2	1.5	2.00	3.0 (岸谷式)	4.1※3 (岸谷式)	7.0	5.0
海水ピット(気中帯)	26年	0.3	0.30	1.5 (岸谷式)	2.2 (岸谷式)	8.5	8.5

※1: 日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」等に示されている中性化深さの進展予測式(岸谷式、森永式、中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式(運転開始後60年経過時点のみ))を用いて算出し、最も高い値となったものを記載

※2: 焼却炉建家運用開始後の経過年数を示す。3号機運転開始後の経過年数は26年

※3: 焼却炉建家運用開始後の経過年数(72年)での値を記載

塩分浸透による強度低下

- 1か所あたり3本のコアサンプルを取得し、その平均値を実測値として評価に用いている。各評価点における計測した鉄筋位置での塩化物イオン濃度の最大値は、以下の表に示すとおりであり、特異な値は認められていない。
- 塩分浸透による強度低下に対しては、塩分浸透の観点から最も厳しいと考えられる海水ピット(海水とその飛沫の影響による厳しい塩分浸透環境下)にあり、塗装等の仕上げのない部位がある)を対象にサンプルを取得している。また、潮位による環境条件の違いを考慮し、気中帯、干満帯、海中帯の3か所を選定している(P37 参考7参照)。

運転開始後60年経過時点とかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量の比較

	経過年数	鉄筋位置での 塩化物イオン濃度および量 (測定記録)		鉄筋の腐食減量 ($\times 10^{-4}g/cm^2$)		
		上段(%) 下段(kg/m^3)		調査時点 (令和3年)	運転開始後 60年経過時点	かぶりコンクリート※2 にひび割れが発生する時点
		コアサンプル 平均(3本)※1	(参考) コアサンプルの 最大値			
海水ピット (気中帯)	26年	0.01 (0.20)	0.008 (0.196)	3.0	7.3	90.1
海水ピット※3 (干満帯)	26年	0.01 (0.15)	0.006 (0.150)	2.9	6.7	120.0
海水ピット※3 (海中帯)	26年	0.01 (0.18)	0.008 (0.203)	0.0	0.0	120.0

※1: 3本平均値の小数点第三位を四捨五入

※2: P38 参考8参照

※3: コンクリート表面に仕上げ(塗装)を施しており、塩分が浸透し難い仕様となっている

現状の強度試験結果

- 各構造物の強度試験では、各構造物ごとに下表に示す平均圧縮強度が設計基準強度を上回っていることを確認している。
- 各構造物のコアサンプル取得箇所は、各構造物の構造や屋内・屋外等を考慮し、中性化や塩分浸透の観点から厳しくなると考えられる個所などを選定している。
- なお、各構造物における圧縮強度の最小値を下表に示すが、設計基準強度を下回る値は認められていない。

コンクリートの強度試験結果(単位: N/mm²) 実施時期: 令和3年～令和5年

構造物		外部 遮へい壁	内部 コンクリート	原子炉格納 施設基礎	原子炉 建屋	原子炉 補助建屋	焼却炉 建家	タービン 建屋	海水 ピット
平均圧縮強度		41. 2	44. 6	41. 1	37. 3	35. 1	34. 1	43. 8	51. 5
設計基準強度		26. 5	26. 5	26. 5	26. 5	26. 5	20. 6	20. 6	23. 5
参考	コアサンプル数	12本	3本	3本	6本	6本	9本	9本	14本
	圧縮強度 (最小値)	32. 2	43. 6	39. 3	34. 3	30. 3	30. 9	37. 0	44. 7

伊方3号機建設時のコンクリートの品質管理について

- 原子炉建屋などは、JASS 5Nなどにに基づき建設している。
- JASS 5Nは、原子力発電所における遮蔽性が必要な、重厚な断面を有する構造物等を対象とし、必要で十分な品質を総合的に確保するための標準仕様書である。
- 使用するコンクリートは、事前に試し練りを行って設計上必要な性能が得られるよう調合を決定している。また、コンクリート受入れ時には試し練りと同等の性状となること、圧縮強度試験にて要求以上の強度があること等を確認することで、一定以上の品質を維持できるように管理している。

(参考)JASS 5Nにおける主な品質管理項目

- ・練混ぜ開始から打込み完了までの時間…全数確認
- ・単位水量…全数記録確認
- ・フレッシュコンクリートの状態…目視にて全数確認
スランプ、空気量等を圧縮強度試験用供試体採取時に計測
- ・圧縮強度…コンクリートの打込み日、打込み工区かつ150m³ごとに1回試験を実施
(3本の供試体の試験値の平均値を1回の試験結果としている。)

No.	事象等	指摘事項	回答ページ
5	コンクリートの強度低下および遮へい能力低下	(保全状況の現状評価) コンクリート構造物について、普段からきちんと維持管理しているとあるが、普段どのようにひび割れ管理をし、現在どのような状態であるのかというような情報が示されていない。保全状況の現状評価について説明すること。	P25～27

- 伊方発電所3号機のコンクリート構造物については、1年※に1回の外観点検、5年に1回の非破壊調査を実施している。
- 26ページ以降に維持管理の状況を示す。

※外部遮蔽壁、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎、タービン架台および海水ピット（水中部）の点検頻度は、1回／1定検サイクル。また、タービン建屋の点検頻度は、1回／2年。

コンクリート構造物および鉄骨構造物の現状保全について

- コンクリート構造物および鉄骨構造物については、社内マニュアルに基づき定期的に点検を実施し、健全度評価基準に基づき適切に対応している。

定期点検一覧

	外観点検	非破壊調査
コンクリート構造物	1回／1年※1	1回／5年
鉄骨構造物	1回／1年※1	—

※1：外部遮蔽壁、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎、タービン架台および海水ピット(水中部)の点検頻度は、1回／1定検サイクル
タービン建屋の点検頻度は、1回／2年

健全度評価基準

健全度	評価基準	対応
A	・健全	・必要に応じて、過去の点検データならびに材料、設置環境、使用頻度等から劣化発生の有無や進展速度を考慮の上、点検・調査項目・頻度の変更について検討する
B	・劣化・損傷等の異常は軽微だが、継続的に進行状態を観察する必要がある	・原則として補修等の対応は必要ないが、その状況を記録にとどめておき、次回の点検時において劣化、損傷の進行度合いを確認する
C	・劣化・損傷等があり、計画的に補修する必要がある ・放置しておくとな将来的に機能喪失につながると予想される	・原則として早急に補修を実施する必要が無いが、他の補修計画を考慮した上で弾力的に対応する
D	・劣化・損傷等の異常が著しく、速やかに補修する必要がある ・放置しておくとな至近に機能喪失につながると予想される	・可能な限り早急に補修を講ずることを原則とする
E	・機能喪失状態にあり、緊急に対策の必要がある	・緊急に補修を実施すべきであり、実施できない場合は少なくとも応急的な処置を行い、当面の安全策を講ずる
Q	・劣化・損傷等の発生原因が不明な場合などで、定期点検では適切な判断が困難 ・柱、梁、耐震壁等構造上重要な躯体の不具合事象に進展性が見られる	・重要度等に応じて詳細調査を計画・実施する

コンクリート構造物および鉄骨構造物の現状保全について

- 躯体においては、以下の点検・調査結果判定基準表に従って点検結果を評価し、健全度C、Dの段階で補修しているため、機能喪失状態にあるような不具合(健全度E)は認められていない。(P39 参考9参照)

点検・調査結果判定基準表(抜粋)※1

点検・調査項目	点検・調査内容		健全度						
			A	B	C	D	E	Q	
外観点検	ひび割れ (使用性)	屋外	幅<0.3mm	0.3mm≤幅<0.8mm	/	0.8mm≤幅	/	/	
		屋内	幅<0.4mm	0.4mm≤幅<1.0mm		1.0mm≤幅			
	ひび割れ (構造安全性)		構造安全性に影響を与えるひび割れが認められない			構造安全性に影響を与えるひび割れが認められる			
	剥離・剥落 (強度)		剥離・剥落が認められない			剥離・剥落により鉄筋が露出している			
	鉄筋腐食		錆汁が認められない			錆汁が認められる			
非破壊調査	材料強度		推定値が設計基準強度以上		推定値が設計基準強度以下				

※1: 判定基準は日本建築学会「原子炉施設における建築物の維持管理指針・同解説」及び土木学会「コンクリート標準示方書」等を参考に設定している。

(参考)原子炉建屋(平面形状:約62m×80m、高さ:約45m、地上8階建)において令和5年度の点検で確認された不具合

健全度	B	C	D	E	Q
箇所数	203	0	0	0	0

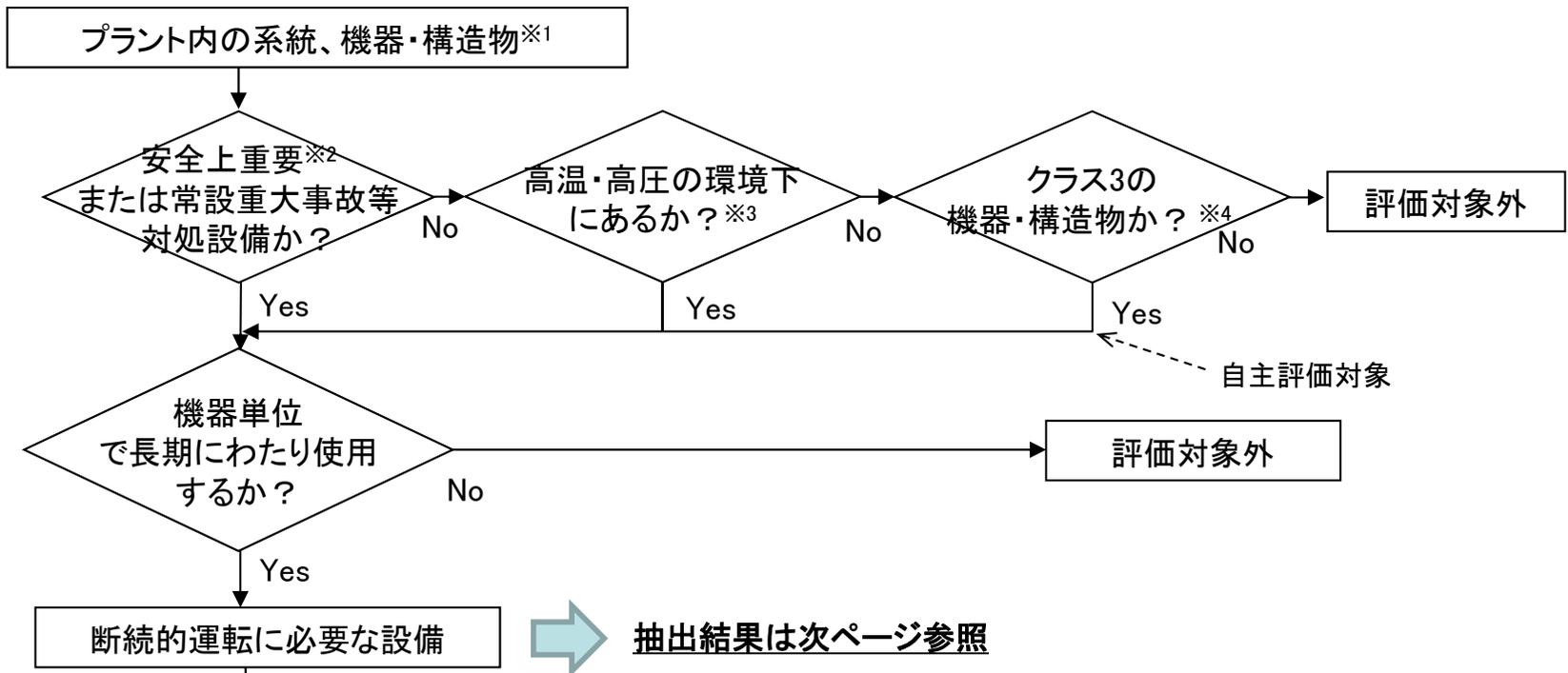
- 高経年化技術評価は、原子力規制庁が定めた実施ガイドや経年劣化事象に係る国内外の運転経験や最新知見を取りまとめたPLM基準の附属書「経年劣化メカニズムまとめ表に基づく経年劣化管理」等に基づき、以下のとおり実施している。
 - ✓ 部材単位で想定すべきすべての経年劣化事象を抽出。
 - ✓ 評価部位の選定においては、評価が厳しくなる部位を選定。
 - ✓ 評価においては、評価手法にバラつきや不確かさを考慮。
- 高経年化対策については、国内外の運転経験から得られた知見を踏まえ、必要な対策を実施してきており、伊方3号機ではこれまでに原子炉容器上部ふた取替^{※1}をはじめ、各種対策を実施している。至近に米国や仏国において発生したトラブル^{※2}については、現在、PWR電力各社等と協働して情報収集等を進めており、本件の原因を踏まえた対策を講じるとともに、必要に応じて高経年化技術評価に反映していく。
- 伊方3号機はまもなく運転開始30年を迎えるが、国内には運転開始50年を迎えるプラントもあり、海外にはさらに運転経験豊富なプラントもあることから、これら先行プラントの運転経験や知見についても、伊方3号機の保全や高経年化技術評価に適切に活用することで、更なる安全性の向上に努めていく。
- また、今回の高経年化技術評価において、現在行っている保全活動を継続することで60年間の健全性を維持できることを確認しているが、今後、仮に60年間の健全性が確認できない評価結果が得られた場合には、健全性が確認できている期間に機器の取替などの保全を行う。

※1 平成3年9月の仏国ブジェー3号炉における原子炉容器上部ふた600系ニッケル基合金製管台のSCC損傷事象の対策

※2 令和4年11月の米国H.B.ロビンソン2号炉の炉心槽内面割れ事象や令和3年10月以降の仏国一次系ステンレス鋼配管のSCC事象

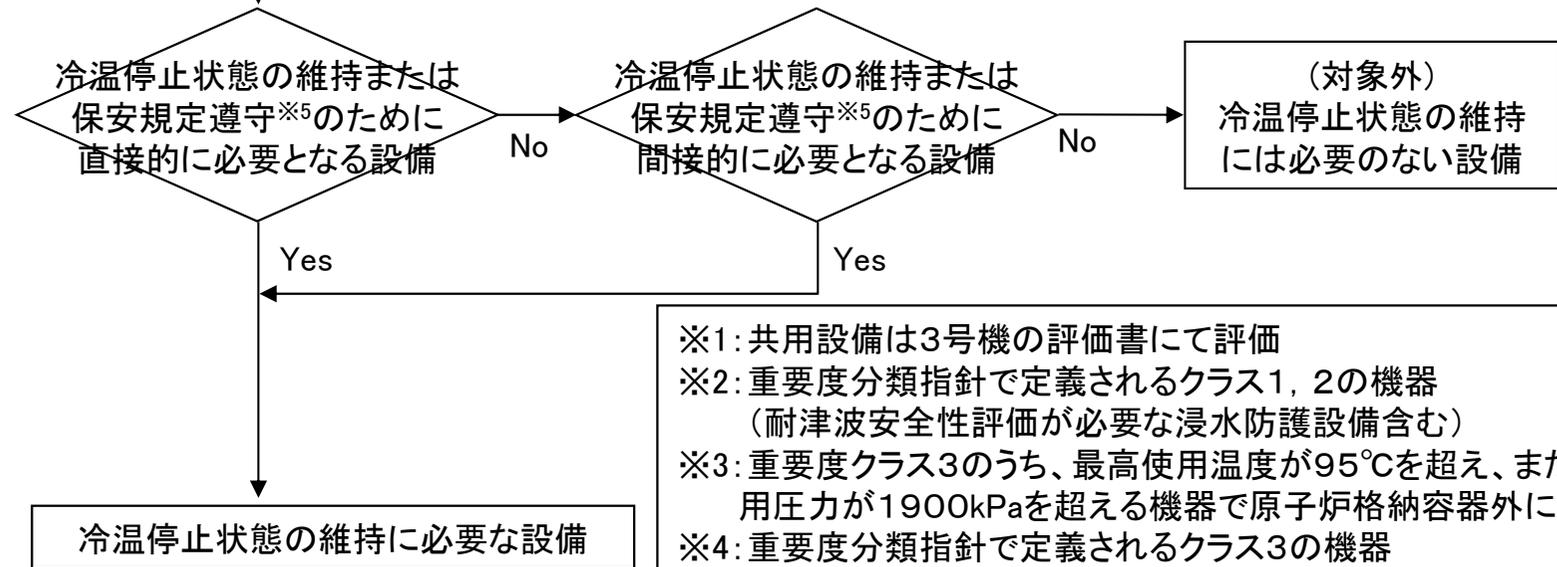
参考1-1. 評価対象設備の抽出フロー

断続的運転を前提とした場合の抽出フロー



抽出結果は次ページ参照

冷温停止状態の維持を前提とした場合の抽出フロー



- ※1: 共用設備は3号機の評価書にて評価
- ※2: 重要度分類指針で定義されるクラス1, 2の機器
(耐津波安全性評価が必要な浸水防護設備含む)
- ※3: 重要度クラス3のうち、最高使用温度が95℃を超え、または最高使用圧力が1900kPaを超える機器で原子炉格納容器外にあるもの
- ※4: 重要度分類指針で定義されるクラス3の機器
(浸水防護設備含む)
- ※5: 対象となる保安規定モードは、モード5、モード6およびモード外

参考1-2. 高経年化技術評価対象機器数

種類	機種	機器	数
原子力の安全上重要な機器または高温高圧機器※1	ポンプ	1次冷却材ポンプ, 余熱除去ポンプ 他	約50台
	熱交換器	蒸気発生器, 再生熱交換器 他	約40台
	ポンプモータ	余熱除去ポンプモータ 他	約20台
	容器	原子炉容器, 原子炉格納容器 他	約250基
	配管	1次冷却材管, 配管サポート 他	約40ライン・種
	弁	加圧器安全弁, 主蒸気安全弁 他	約2,300台
	炉内構造物	炉内構造物	1基
	ケーブル	低圧ケーブル 他	約30種
	電気設備	メタルクラッドスイッチギア 他	約40機器
	タービン設備	高圧・低圧タービン 他	約10基
	コンクリートおよび鉄骨構造物	格納容器内部コンクリート 他	約40構造物
	計測制御設備	1次冷却材圧力計 他	約280機器
	空調設備	アニュラス排気ファン 他	約300機器
	機械設備	燃料取替クレーン 他	約240機器
	電源設備	非常用ディーゼル発電機 他	約120機器
特定重大事故等対処施設			約340機器・構造物
その他の機器・構造物			約21,300機器・構造物
合計			約25,400機器・構造物

→
ポンプのうちターボポンプの抽出結果は次ページ参照

※1: 最高使用温度が95℃を超え、または最高使用圧力が1900kPaを超える環境下にある機器

参考1-3. 評価対象設備の例

【ターボポンプの例】

分離基準			機器名称 (台数)	重要度	選定基準			冷温停止状態維持に必要な機器	代表機器の選定	
型式	流体	材料			使用条件				代表機器	選定理由
					運転状態	最高使用圧力 (MPa [gage])	最高使用温度 (°C)			
ターボポンプ たて置斜流	海水	ステンレス鋼	海水ポンプ (4)	MS-1、重	連続	約 0.7	約 50	○	◎	
ターボポンプ 横置うず巻	1次冷却材 ほう酸水	低合金鋼	充てんポンプ (3)	MS-1、重	連続	約 20.0	約 95	○	◎	重要度、温度
			高圧注入ポンプ (2)	MS-1、重	一時	約 16.7	約 150	○		
		ステンレス鋼	余熱除去ポンプ (2)	MS-1、重	連続 (余熱除去時) 一時 (低圧注入時)	約 4.5	約 200	○		
			格納容器スプレイポンプ (2)	MS-1、重	一時	約 2.7	約 150	○		
			ほう酸ポンプ (2)	MS-1、重	一時	約 1.4	約 95	○		
			燃料取替用水タンクポンプ (2)	MS-2	連続	約 1.4	約 95	○		
	ヒドラジン水	炭素鋼	原子炉補機冷却水ポンプ (4)	MS-1、重	連続	約 1.4	約 95	○	◎	
	給水	ステンレス鋼	タービン動主給水ポンプ (2)	高	連続	約 10.3	約 205	—	◎	重要度、圧力
			タービン動補助給水ポンプ (1)	MS-1、重	一時	約 12.3	約 40	—		
			電動補助給水ポンプ (2)	MS-1、重	一時	約 12.3	約 40	○		
			電動主給水ポンプ (1)	高	一時	約 10.3	約 205	—		
			復水ブースタポンプ (3)	高	連続	約 3.8	約 80	—		
			湿分分離器ドレンポンプ (2)	高	連続	約 2.0	約 205	—		
スチームコンバータ給水ポンプ (2)			高	連続	約 1.4	約 100	—			
脱気器再循環ポンプ (1)			高	一時	約 1.8	約 205	—			
代替格納容器スプレイポンプ (1)			重	一時	約 2.0	約 80	○			
	炭素鋼	補助蒸気ドレンタンクポンプ (2)	高	一時	約 0.5	約 100	○			
ターボポンプ たて置うず巻	給水	炭素鋼	給水ブースタポンプ (3)	高	連続	約 3.7	約 205	—	◎	温度
			低圧給水加熱器ドレンポンプ (2)	高	連続	約 3.0	約 85	—		

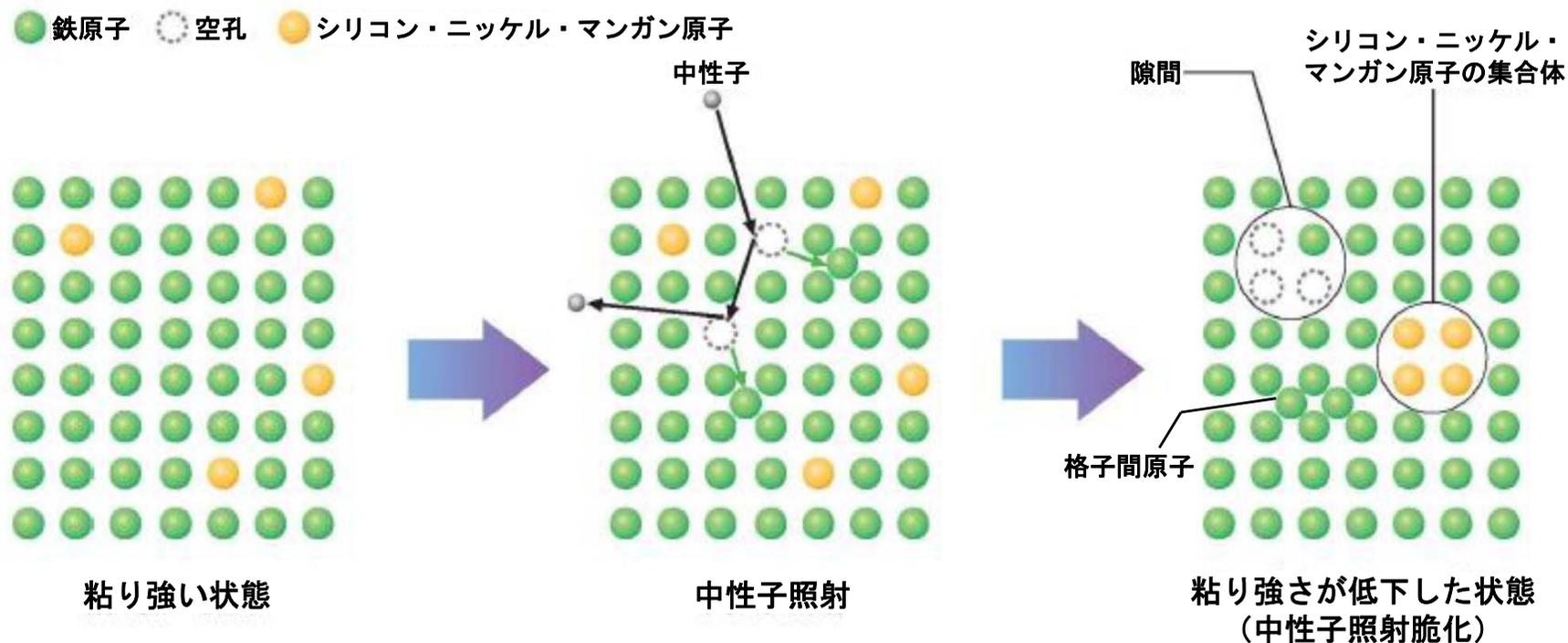
PS-1,2、MS-1,2: 重要度分類指針の重要度クラス
 重: 常設重大事故等対処設備
 高: 重要度クラス3のうち高温・高圧の環境下にある設備

冷温停止状態の維持に必要な機器を抽出
 (冷温停止版に記載)

グループ毎に重要度、温度等の高いもの等を代表機器として抽出

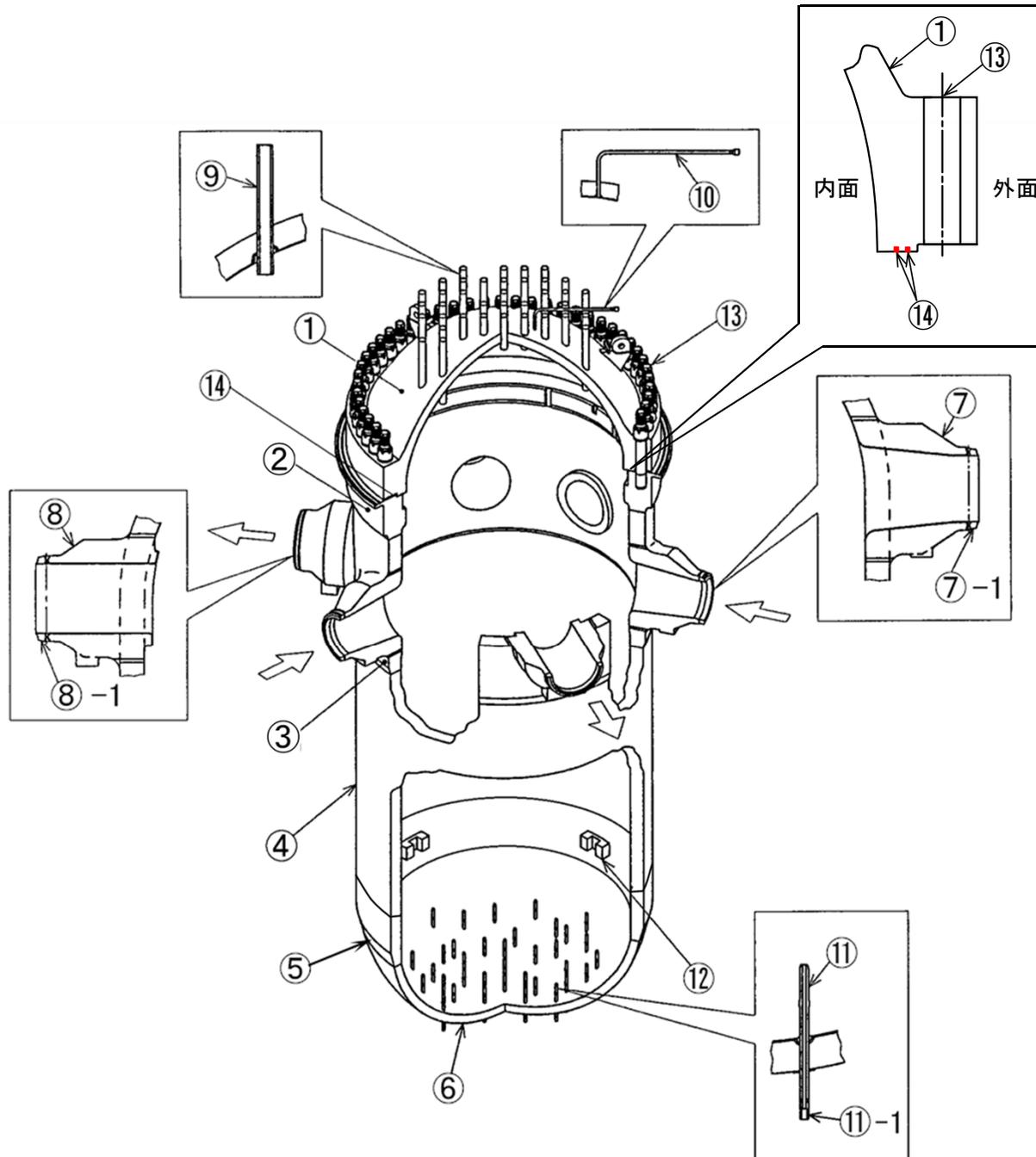
参考2. 中性子照射脆化について

- 鉄などの金属は、中性子を受けると粘り強さが低下することがわかっている。
- これは、鉄を原子レベルで見ると、鉄原子は粘り強い状態では規則正しく並んでいるが、中性子を受けると、鉄原子がはじき出されて隙間ができたり、シリコン・ニッケル・マンガン原子の集合体ができたりすることにより、規則正しさが乱れるためである。
- これを「中性子照射脆化」という。



中性子照射に伴う原子構造の変化(イメージ)

[出典:九州電力「原子炉容器の照射脆化に対する健全性について」より抜粋して一部加筆]



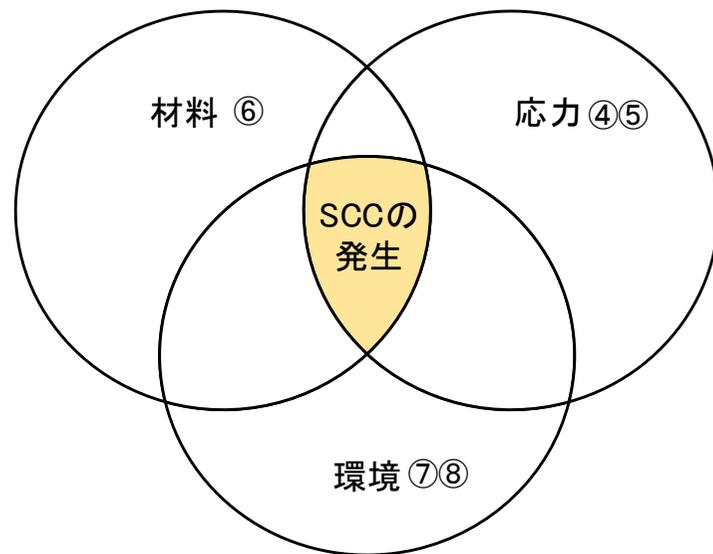
No.	部位
①	上部ふた
②	上部胴フランジ
③	上部胴
④	下部胴
⑤	トランジションリング
⑥	下部鏡板
⑦	入口管台
⑦-1	入口管台セーフエンド
⑧	出口管台
⑧-1	出口管台セーフエンド
⑨	ふた管台
⑩	空気抜管台
⑪	炉内計装筒
⑪-1	炉内計装筒セーフエンド
⑫	炉心支持金物
⑬	スタッドボルト
⑭	Oリング

応力腐食割れは、材料が特定の環境条件と応力条件に晒されたときに割れを生じる事象であり、下図に示すように、材料、応力、環境の三因子が重畳し、特定の条件(高温、高溶存酸素、高応力など)になったときに発生する事象である。

応力腐食割れの一般的な特徴として以下のことが知られている。

- ✓ 三因子のうちの一因子を取り除けばSCCは発生しない。
- ✓ 引張応力下では発生するが、圧縮応力下では生じない。
- ✓ 割れを生じる環境と材料とで特定の組合せがある。

例) 一次冷却材環境下での600系ニッケル基合金
 高温・高溶存酸素下(100°C以上にて0.2ppm以上)での304系ステンレス鋼



SCCの発生因子

応力腐食割れ防止等対策・評価の例

「応力」因子の除外

- ④原子炉容器 (入口管台、炉内計装筒)
 ウォータジェットピーニングにより材料表面の引張応力を圧縮応力に改善
- ⑤原子炉容器 (炉心支持構造物)
 有意な引張応力は発生しない

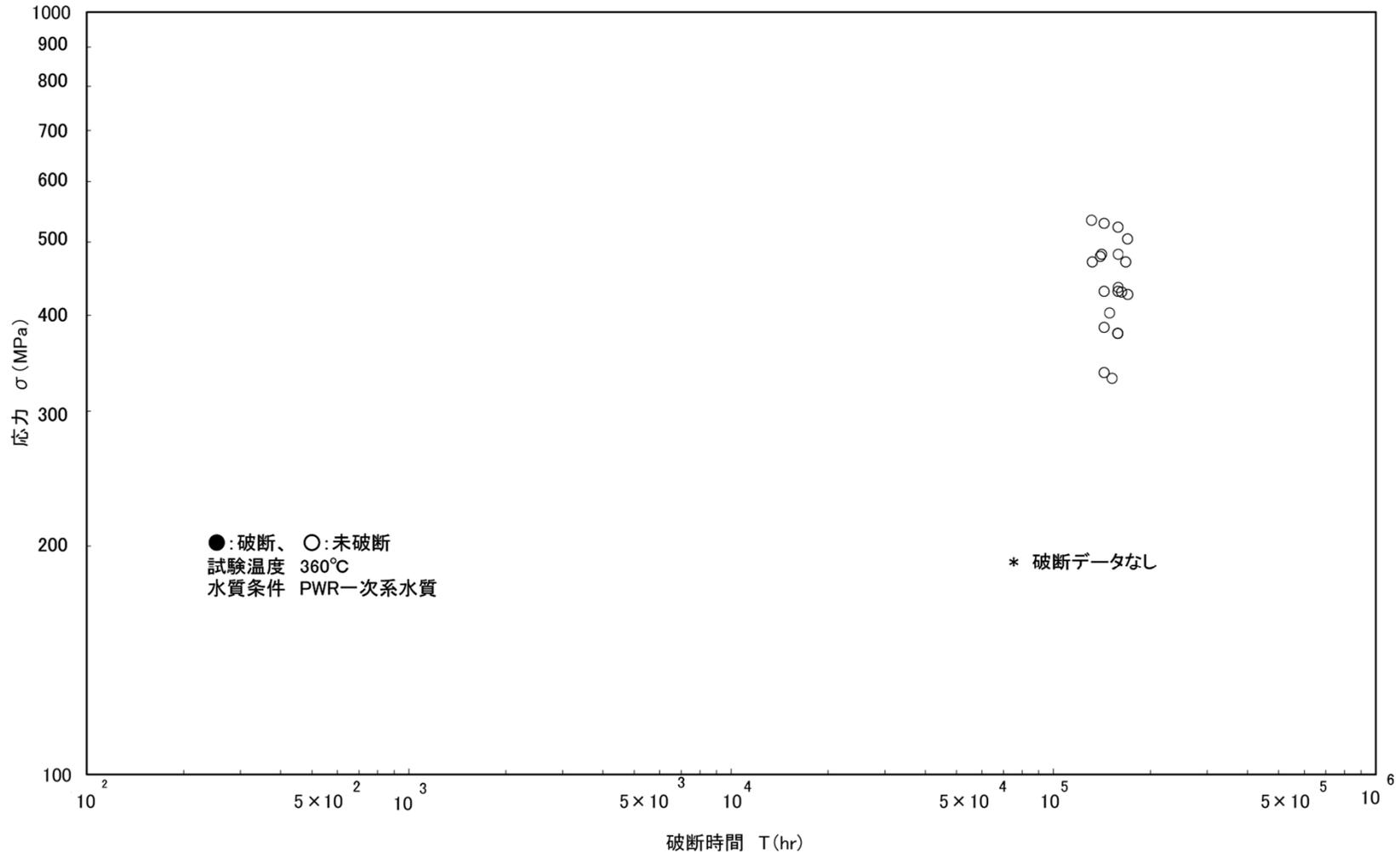
「材料」因子の除外

- ⑥原子炉容器 (ふた管台、空気抜き管台)
 応力腐食割れ感受性の低い690系ニッケル基合金を採用

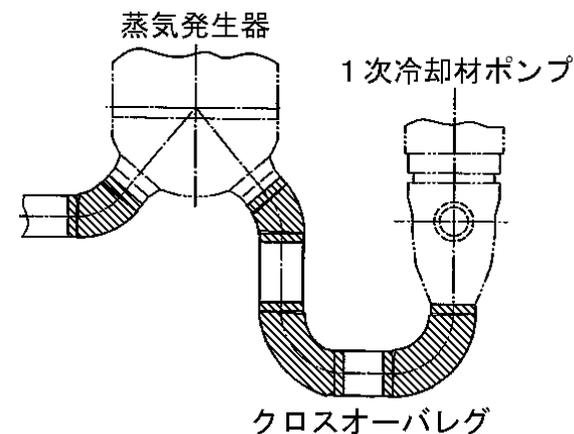
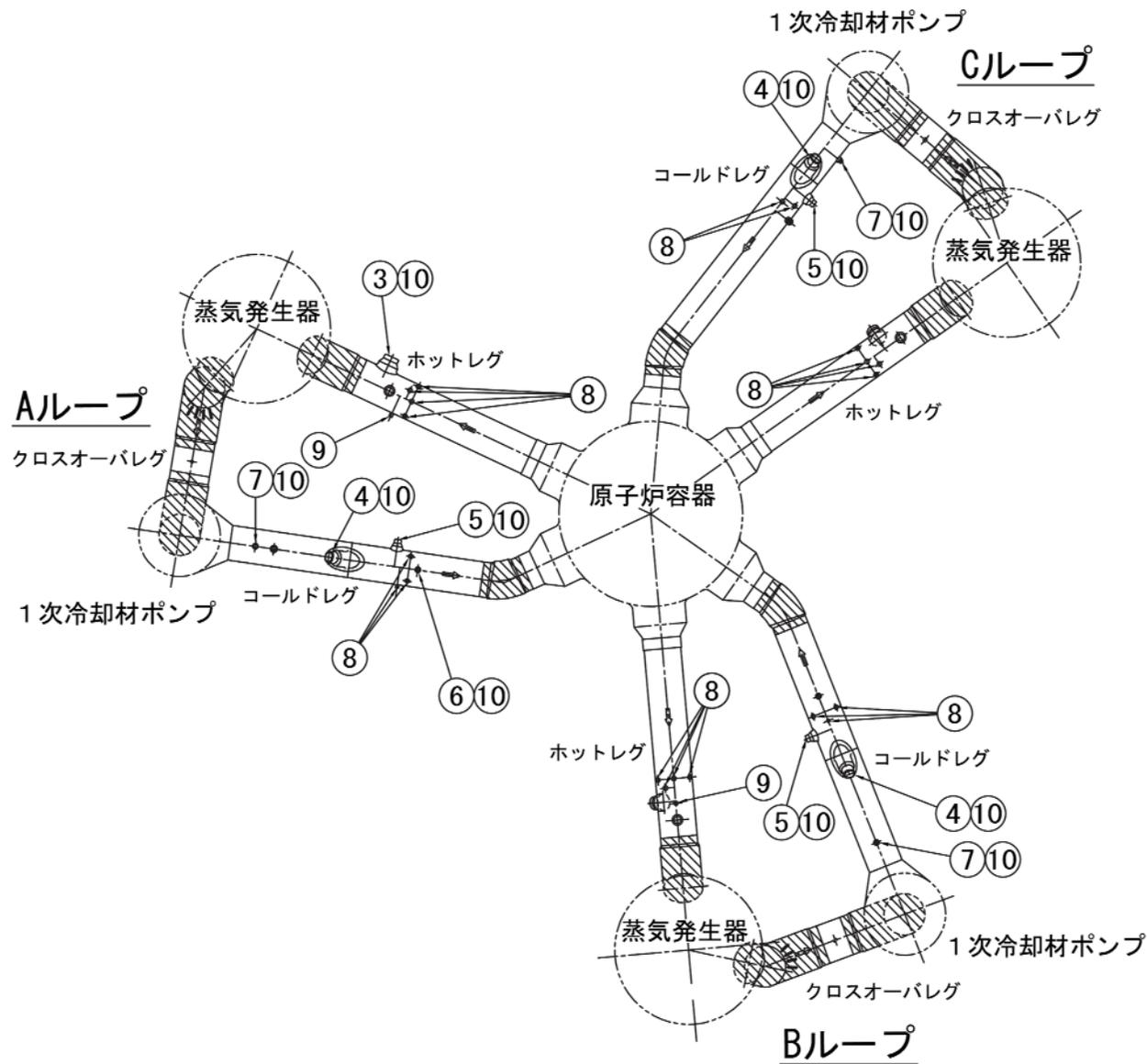
「環境」因子の除外

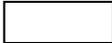
- ⑦⑧1次冷却材配管 (直管、加圧器サージ管台他)
 1次冷却材の酸素濃度が飽和溶存酸素濃度 (最大約8ppm)の際には、1次冷却材温度を最高でも80°C程度に維持し、1次冷却材温度が高温 (100°C以上) となる場合は、溶存酸素濃度を0.1ppm以下に低減

- 電力共同研究では約330～530MPaの範囲で応力腐食割れ発生試験を実施しており、高応力の約500MPaで約20年間、応力腐食割れが発生していないため、材料として応力腐食割れの感受性は非常に低いと考える。



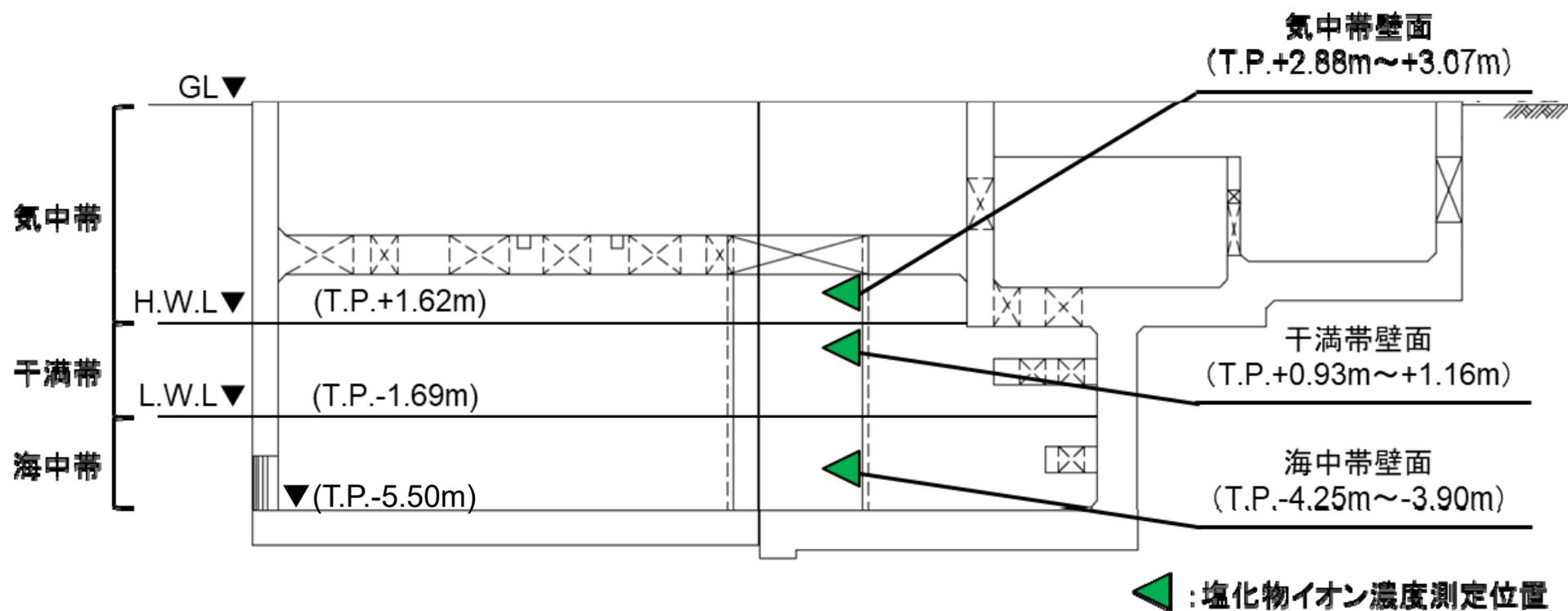
[出典: 電力共同研究「690合金のPWSCC長期信頼性確証試験(STEP6)2022年度(中間報告書)」]



-  ①直管
-  ②エルボ

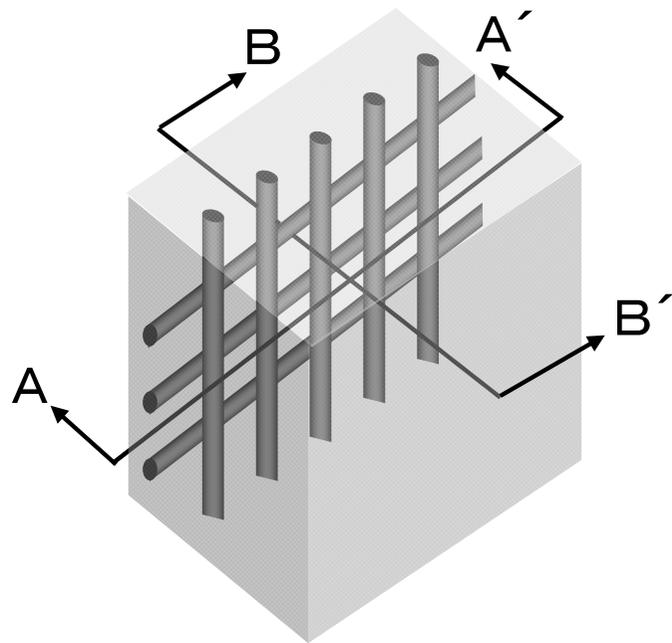
No.	部位
①	直管
②	エルボ
③	加圧器サージ管台
④	蓄圧タンク注入管台
⑤	余熱除去系戻り管台
⑥	充てん管台
⑦	安全注入管台
⑧	温度計ウェル
⑨	サンプルノズル
⑩	サーマルスリーブ

潮位により環境条件が異なることを考慮し、評価点として気中帯、干満帯、海中帯を選定、コアを採取

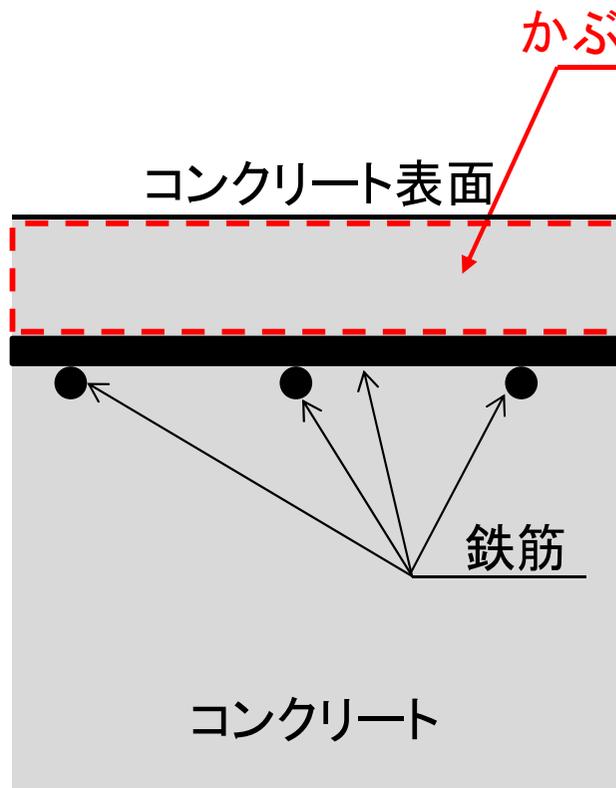


海水ピット 断面図

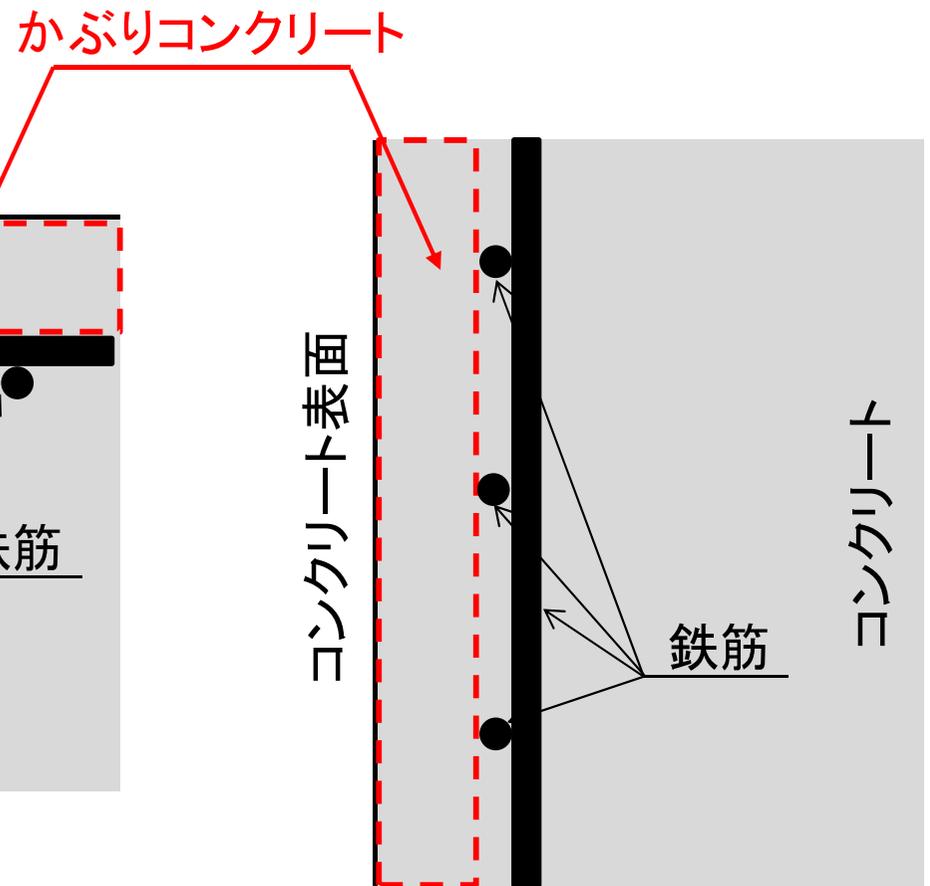
かぶりコンクリートとは、コンクリート表面から鉄筋表面までのコンクリートのことを指す。



鉄筋コンクリート部材のイメージ



A-A' 断面図



B-B' 断面図

令和4年度の点検で確認された不具合

健全度	B	C	D	E	Q
箇所数	201	0	1	0	0

健全度D: 縦10cm × 横50cm × 深さ2～3cm程度(修繕範囲)の剥落(構造用ではない鉄筋の露出あり)

→ 修繕を実施



令和5年度の点検で確認された不具合

健全度	B	C	D	E	Q
箇所数	203	0	0	0	0

健全度Bの不具合203箇所のうち、201箇所は、令和4年度の点検で確認されていたもの

- 健全度C、Dの不具合は、新規で確認された時期を記録し、健全度Cの不具合については4～10年以内、健全度Dの不具合については約3年以内に修繕を実施する方針としている。
- 健全度Cの不具合でも、状況に応じて健全度Dの不具合の修繕を合わせて修繕を実施するなど、弾力的に対応している。

- ① 応力
物体に外から力を加えたとき、外力に応じて物体の内部に生じる抵抗力。
- ② 応力腐食割れ
応力腐食割れは、材料、環境、応力の3つの要因がそろった場合に発生する事象。
腐食環境下で金属に引張応力(材料に引張荷重が加わった時にその物体内部に生ずる力)が働いている場合、腐食環境下でない場合に比べて低い応力で割れが発生する事象をいう。
- ③ 内張り下層部の亀裂
製造時に500～750℃の温度範囲の溶接後熱処理を受けると発生する割れであり、製造時の非破壊検査において割れないことを確認しているもの。溶接後熱処理とは、溶接による残留応力を除去するために行う熱処理のことである。
- ④ 残留応力
引張・圧縮・曲げ・熱処理などの外力に対して物体内部に生じ、外力を除いたあとにも保留される応力。
- ⑤ ピitting
ピittingとは、材料表面に、局所的に微小な穴状の腐食が発生すること。
- ⑥ 600系ニッケル基合金
ニッケル含有量を50～70%程まで高めた合金(一般的なステンレス鋼は8%程度)であり、耐食性・強度・溶接性が優れていることから国内原子力プラントでは原子炉容器の溶接部や蒸気発生器の伝熱管等の重要な部位に使用されてきた。ニッケル基合金にはニッケルを含む化学成分の違いによっていくつかの種類があり、600系ニッケル基合金は従前から多く使用されてきた。しかしながら、炉内の厳しい環境と別の要因が重畳し応力腐食割れが生じる事象が国内外で発生したため、より耐応力腐食割れ性の高い690系ニッケル基合金に取り替える、もしくは事象発生の原因となる残留応力の除去をする超音波ショットピーニング等の予防保全を行うといった対応が図られてきた。

⑦ 照射誘起型応力腐食割れ

オーステナイト系ステンレス鋼は、高い中性子照射を受けると材料自身の応力腐食割れ感受性が高くなる。この状況で金属材料に引張応力が作用すると、粒界型応力腐食割れが生じることが知られており、この現象を照射誘起型応力腐食割れという。

⑧ 低サイクル疲労割れ

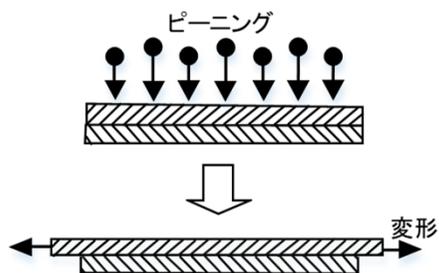
プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により、機器の形状変化部等に局所的に大きな応力変動が生じ、それが機器の供用期間中に繰り返された場合に、疲労割れの発生に至る可能性がある劣化事象。

⑨ 回転曲げ疲労限度

一定の曲げ荷重を作用させた試験片を回転させ、試験片の表面に繰り返し曲げ応力を負荷させる疲労試験の結果、所定の応力値より低い値であれば疲労割れが発生しなくなり、その応力値を回転曲げ疲労限度という。疲労限度と疲労強度は同意語である。

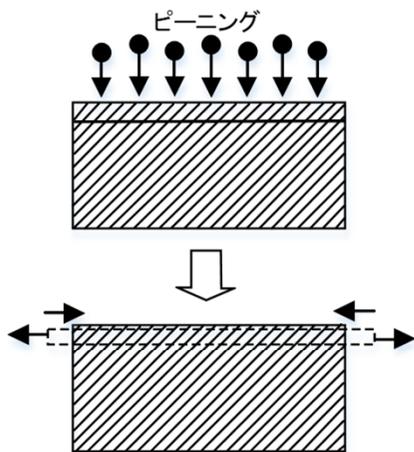
⑩ ウォータージェットピーニング

高圧ポンプ等で圧縮した水(高速ジェット)を水中で部材表面に噴射し、気泡が弾ける衝撃圧によって、部材表面に圧縮残留応力の付与を行う技術。応力腐食割れが懸念される部位に施工することにより、応力腐食割れの原因となる材料表面の引張応力を除去(圧縮応力に改善)する。



十分に薄い2枚の板を重ねてピーニングするとピーニングにより付加されるエネルギーが表面の板に伝わり、板は引張変形をする。

薄板 2枚の場合

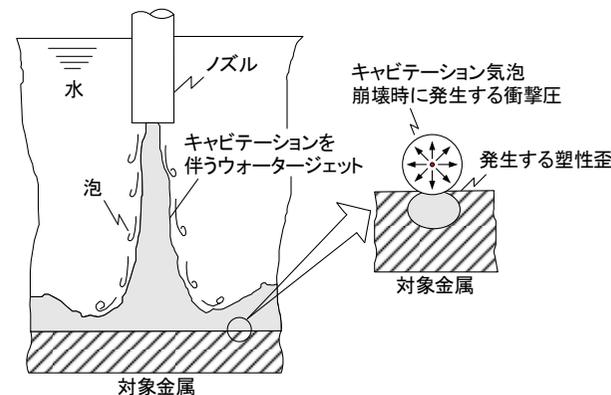


- ①ピーニングにより表層が変形しようとする
- ②下層の拘束により圧縮応力が生じる

厚板や構造物ではピーニングにより表層のみ引張変形しようとするが、材料の剛性(ピーニングのエネルギーが伝わらない部分が表層の変形を抑える)により変形せず、表層は圧縮される。そのために表層のみ圧縮が残る。

厚板 1枚の場合

ピーニングにより金属表面に圧縮残留応力が生じる原理



ウォータージェットピーニングの原理

⑪ 高サイクル疲労割れ

プラント運転中に内部流体の流れによる流体振動(小さな応力)を何回も受けて、疲労割れが発生すること。

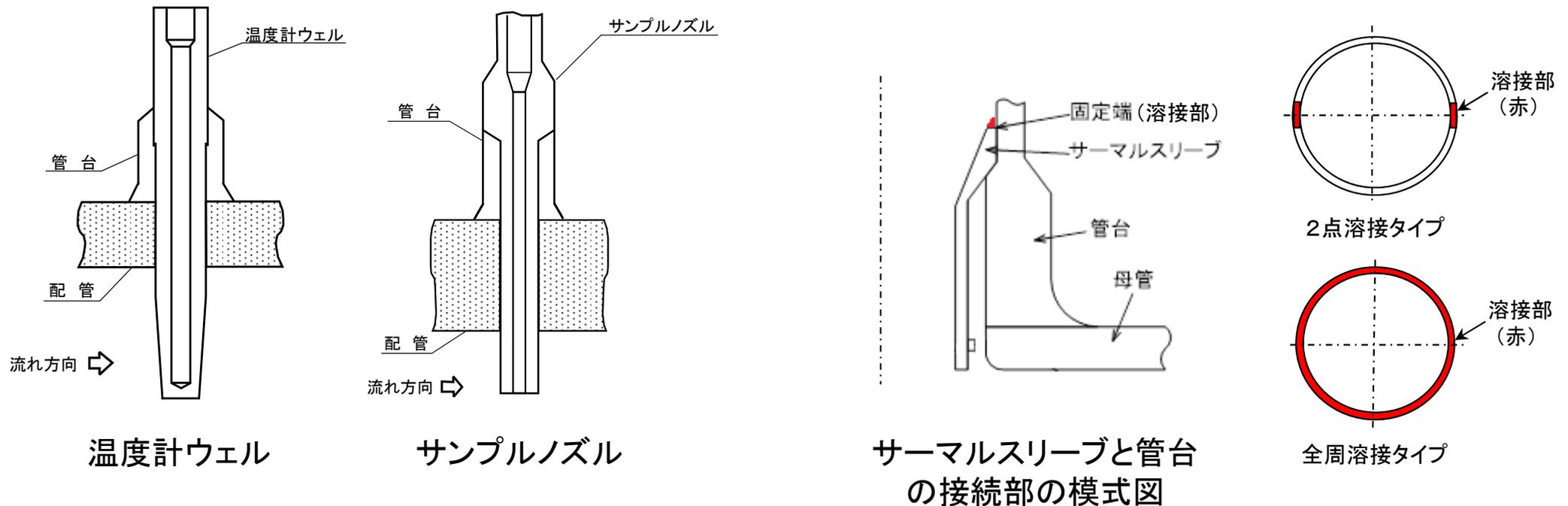
⑫ 温度計ウェル、サンプルノズルの高サイクル疲労割れ

温度計ウェルおよびサンプルノズルの高サイクル疲労割れは、原子力安全・保安院指示文書※¹に基づき日本機械学会が定めた指針※² による評価を行い、流体振動による応力が疲労強度以下であり問題とならないことを確認している。

※1 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について
 (平成17・12・22原院第6号 平成17年12月27日 NISA-163a-05-3)
 ※2 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針(JSME S 012-1998)

⑬ サーマルスリーブの高サイクル疲労割れ

サーマルスリーブの高サイクル疲労割れは、管台への取付けが全周溶接タイプであり、接合エリアが小さく応力集中しやすい2点溶接タイプに比べて発生応力が十分小さいことから、高サイクル疲労割れは問題とならないことを確認している。



⑭ 熱時効

1次冷却材配管等に使用している2相ステンレス鋼(ステンレス鋼鑄鋼)は、オーステナイト相中に一部フェライト相を含む2相組織を有している。運転中の機器が高温の場合、時間とともにフェライト相内で、より安定な組織形態へ移行しようとするマイクロ組織的な変化により、フェライト相の硬さが増加し、脆くなることで粘り強さ(靱性)の低下等を起こすことが知られており、この現象を熱時効という。

⑮ 疲労累積係数

材料の疲労がどれほどたまっているのかを表す係数であり、1を超えると疲労割れが起こる可能性があると判断する。

⑯ 加圧熱衝撃評価

万が一の事故が発生した場合、炉心(燃料)を冷やすために低温の水が高温・高圧の原子炉容器に注入され、器内が急速に冷却される事象(加圧熱衝撃事象)が発生する。同事象では、水に接し冷却される内側と高温の外側で温度差が生じ、内面に引っ張りの力(壊そうとする力)が働く。その場合に、日本電気協会規程「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法(JEAC4206-2007)」に基づいて、原子炉容器が壊れないことを評価すること。

⑰ 亀裂進展抵抗

亀裂を進展させるために必要なエネルギー(亀裂の進展に対する材料の抵抗力)を表すパラメータであり、材料組成(フェライト量)によって決まる。

⑱ 亀裂進展力

亀裂先端における亀裂を進展させようとするエネルギーを表すパラメータであり、亀裂の大きさと外力を用いて有限要素法による解析により算出される値である。