

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
四国電力株式会社

1. はじめに
2. 伊方発電所3号機の概要と保全実績
3. 高経年化技術評価の要求事項等
4. 評価対象設備と高経年化対策上着目すべき劣化事象の抽出
5. 経年劣化事象の評価
6. 長期施設管理方針の策定
7. まとめ

1. はじめに

(1) 高経年化技術評価とは

- 原子炉等規制法等に基づき、原子力発電所の運転開始後30年を経過する日までに、安全機能を有する機器・構造物等に対して経年劣化に関する技術的な評価を実施し、30年以降の10年間に実施すべき施設管理に関する方針(長期施設管理方針)を策定するもの。
- 策定した長期施設管理方針は保安規定※へ反映し、国の認可を受けることが求められている。

※ 原子力発電所が運転中および停止中に、事業者が実施すべき事項や、従業員等への保安教育の実施方針など原子力発電所の保安のために必要な事項が定められているもの。

(2) 伊方発電所3号機の状況

- 2024年12月15日に運転開始後30年を経過することから、高経年化技術評価を実施し、大部分の機器・構造物については、現在行っている保全活動を継続することで、長期的に健全性が維持できることを確認した。
- また、一部の機器については、現在行っている保全活動を継続することで健全性が維持できるものの、今後10年間の運転を見据え留意すべき事項を抽出し、長期施設管理方針を策定した。
- 長期施設管理方針を反映した保安規定については、2023年11月1日に変更認可申請を実施し、現在、国の審査を受けているところ。

本日は、伊方発電所3号機の高経年化技術評価の実施内容および長期施設管理方針の概要について報告する。

1994. 12 伊方発電所 3号機運転開始

- ・経年劣化に関する技術的な評価を実施
- ・長期施設管理方針の策定

2023. 11 長期施設管理方針を反映した保安規定の変更認可申請

2024. 3現在

- 保安規定変更認可に係る審査にて、
- ・高経年化技術評価
 - ・長期施設管理方針
- の妥当性について審査を受けている

2024. 12 運転開始後 30年

- ・策定した長期施設管理の実施

2034. 12 運転開始後 40年

2. 伊方発電所3号機の概要と保全実績

① 伊方発電所3号機の概要

② 運転開始以降に実施した主な改善

2. ① 伊方発電所3号機の概要

○主要仕様

電気出力	約89万kW
原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	約2,652MW
燃料	低濃縮ウラン燃料 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 (燃料集合体157体のうち、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体は最大40体)

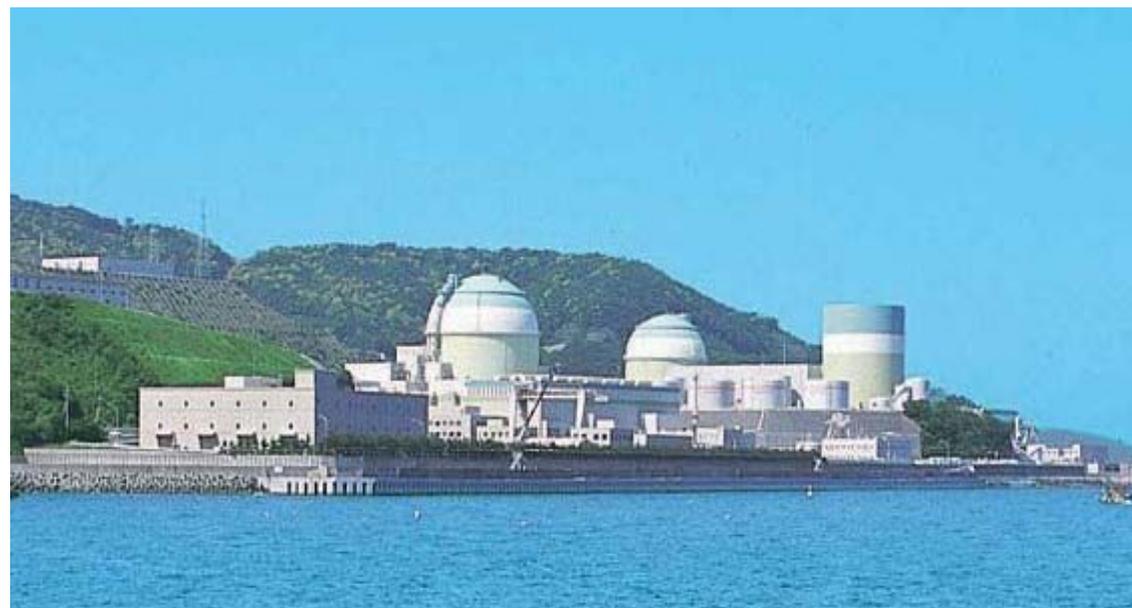
○主な経緯

原子炉設置許可	1986年 5月
建設工事開始	1986年11月
営業運転開始	1994年12月

○運転実績

2023年3月末時点

累積平均設備利用率	63.6%
計画外停止回数	0回



2. ② 運転開始以降に実施した主な改善

○主要機器改善の状況

伊方発電所3号機において、安全性・信頼性を向上させるために実施した主な予防保全処置※1は、応力腐食割れ※2への対応を中心に以下のとおり。

※1 国内外のトラブル事例を踏まえ、同様な事象を発生させないために実施する処置

※2 参考1. 用語解説(②)参照

加圧器管台セーフエンド※2

600系ニッケル基合金※2溶接部の応力腐食割れへの対応として、第9回定期検査時(2006年度)に取替を実施。

※2 参考1. 用語解説(③、④)参照

原子炉容器上部ふた

上部ふた用管台の応力腐食割れへの対応として、第14回定期検査時(2017~2018年度)に取替を実施。

原子炉容器出入口管台 溶接部等

600系ニッケル基合金が使用されている出入口管台溶接部および炉内計装筒J溶接部※2の応力腐食割れへの対応として、溶接部表面の残留応力を低減させるために第14回定期検査時(2017~2018年度)にウォータージェットピーニング※2による応力緩和を実施。

※2 参考1. 用語解説(⑤、⑧)参照

蒸気発生器冷却材出入口管台 溶接部

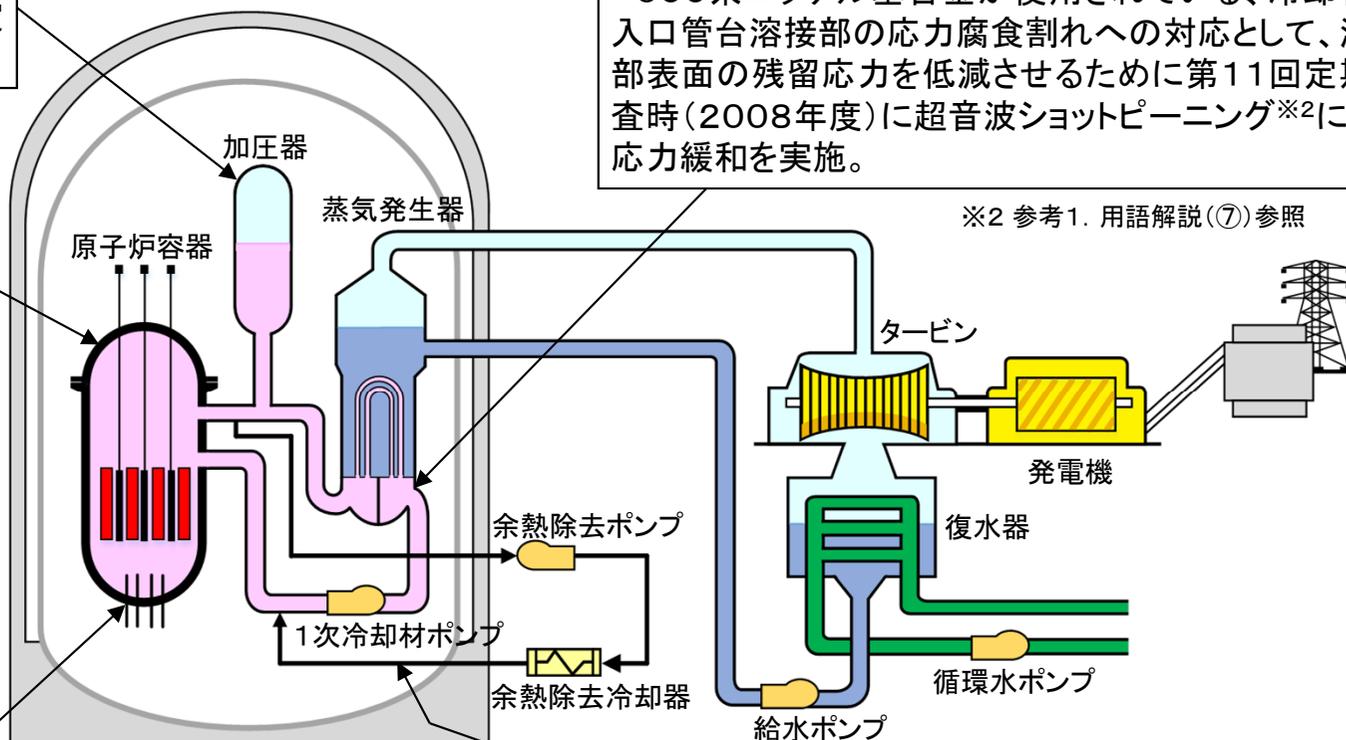
600系ニッケル基合金が使用されている、冷却材出入口管台溶接部の応力腐食割れへの対応として、溶接部表面の残留応力を低減させるために第11回定期検査時(2008年度)に超音波ショットピーニング※2による応力緩和を実施。

※2 参考1. 用語解説(⑦)参照

余熱除去系統配管

余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部の高サイクル熱疲労割れ※2への対応として、第10回定期検査時(2007年度)に応力集中が小さい溶接形状に変更。

※2 参考1. 用語解説(⑨)参照



- ①高経年化技術評価の要求事項
- ②運転経験および最新知見の反映
- ③高経年化技術評価実施フロー(概要)

3. ① 高経年化技術評価の要求事項

- 高経年化技術評価は、「**实用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則**」においてその実施が義務付けられており、評価に際しての基本的な要求事項は、原子力規制委員会が定めた「**实用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド**（以下、「**実施ガイド**」という）」に規定されている。

实用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則

○第82条(発電用原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価)(要約)

運転開始後30年を経過する日までに、安全上重要な機器等に対して、経年劣化に関する技術的な評価を行い、この評価結果に基づき、10年間に実施すべき施設管理に関する方針「長期施設管理方針」を策定しなければならない。

○第92条(保安規定)(要約)

経年劣化に係る技術的な評価に関することおよび**長期施設管理方針を保安規定の記載事項とする。**

实用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド

- ・ 評価対象設備について規定
 - ・ プラント運転経験や最新知見を適切に反映することを要求
 - ・ 高経年化対策上着目すべき劣化事象の抽出を要求
 - ・ 健全性評価の前提とする評価期間について規定
 - ・ 耐震安全性／耐津波安全性評価の要求
 - ・ 断続的運転※¹と冷温停止状態※²の維持を前提とした評価の要求
 - ・ 長期施設管理方針の策定と保安規定への反映
- ※1 通常運転と定期検査によるプラント起動・停止の繰り返しを考慮した運転
 ※2 1次冷却材の温度が9.3℃以下のプラント状態

要求事項まとめ

運転開始後30年を経過する日までに、

- 安全上重要な機器等について、運転開始後60年を想定した機器・構造物の健全性評価、耐震安全性／耐津波安全性評価および断続運転と冷温停止状態の維持を前提とした評価を実施
- 長期施設管理方針を策定し、保安規定に反映

3. ② 運転経験および最新知見の反映

○ 国内外の新たな運転経験および最新知見の反映

高経年化技術評価にあたり、これまで実施した先行プラントの高経年化技術評価書を参考にするとともに、2023年3月までの調査対象期間における国内外の運転経験(以下1.、2.)および最新知見(以下3.)について、高経年化への影響を検討し、反映要否を判断した。なお、調査対象期間以降の運転経験および最新知見についても適宜反映要否を検討する。

1. 国内の運転経験

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において公開されている「トラブル情報」、「保全品質情報」を対象。

2. 国外の運転経験

米国原子力規制委員会(NRC:Nuclear Regulatory Commission)の通達文書(Bulletin、Generic Letter、Information Notice)およびPWR海外情報検討会で重要情報としてスクリーニングされた情報や、社外の組織(原子力安全システム研究所(INSS)、国内外のプラントメーカー等)から入手した情報を対象。

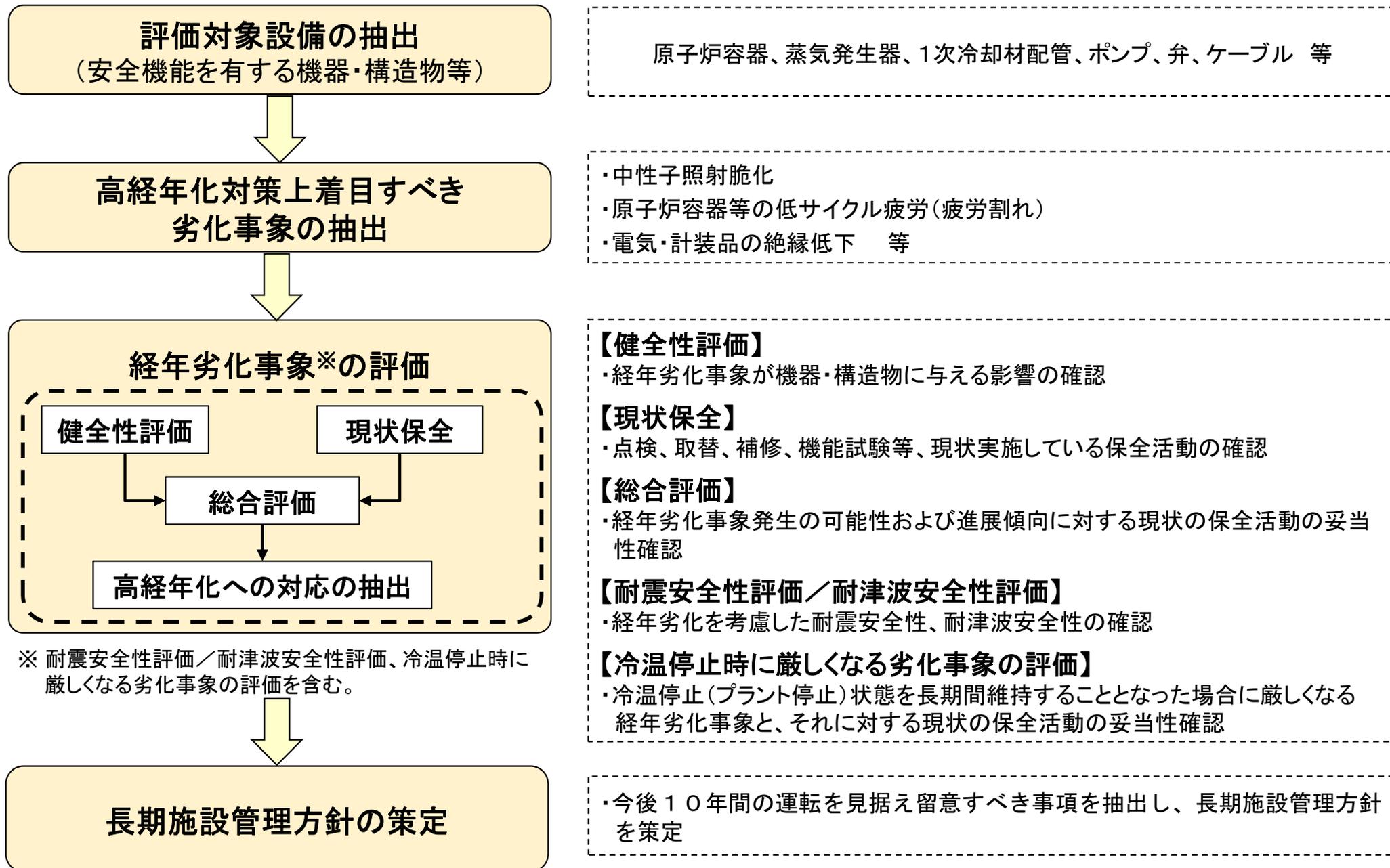
3. 最新知見

原子力規制委員会からの指示文書、日本機械学会・日本電気協会・日本原子力学会の規格・基準類および原子力規制委員会により公開されている安全研究の情報等を対象。

- ⇒ 高経年化技術評価に反映した主な運転経験および最新知見は以下の通り
- ・仏国ベルビル2号炉 制御棒駆動機構のサーマルスリーブ摩耗(2017年12月)
 - ・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(2020年8月)
 - ・高浜発電所4号炉 蒸気発生器伝熱管の損傷(2020年11月)

3. ③ 高経年化技術評価実施フロー(概要)

- 高経年化技術評価および長期施設管理方針の策定は、以下の流れで実施する。



※ 耐震安全性評価／耐津波安全性評価、冷温停止時に厳しくなる劣化事象の評価を含む。

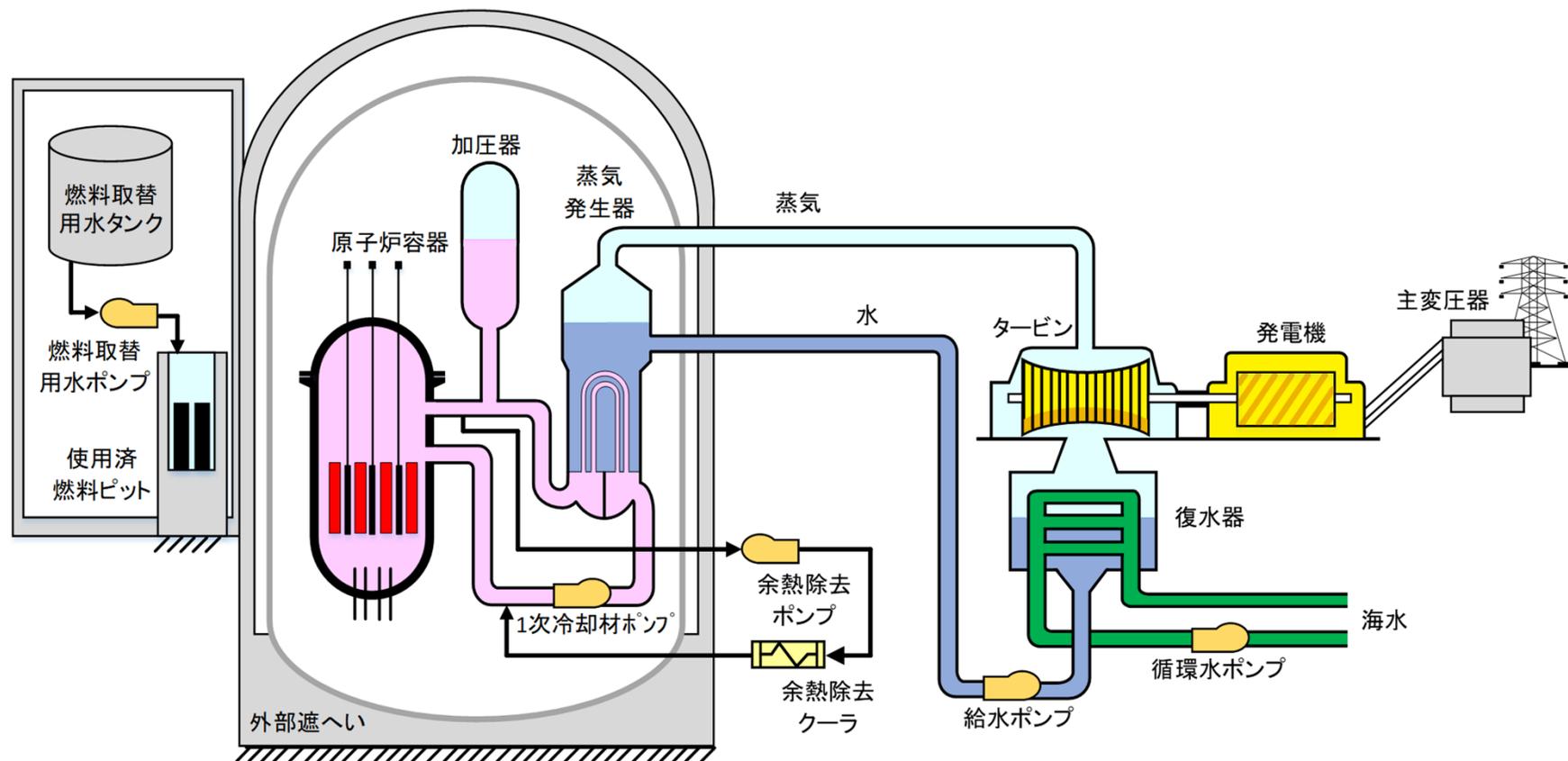
4. 評価対象設備と高経年化対策上着目すべき劣化事象の抽出

① 評価対象設備の抽出

② 高経年化対策上着目すべき劣化事象の抽出

4. ① 評価対象設備の抽出

- 評価対象設備として、伊方発電所3号機の安全機能を有する機器・構造物等から、原子炉容器のほか、配管、ポンプ、弁など約2万5千点を抽出。



4. ② 高経年化対策上着目すべき劣化事象の抽出

- 日本原子力学会が定めた標準※¹等から経年劣化事象と部位の組み合わせを基に網羅的に経年劣化事象を整理。
- 整理した経年劣化事象※²の中から、実施ガイドにおいて「高経年化対策上着目すべき劣化事象」として抽出することが規定されている6つの事象(主要6事象:①～⑥)に加え、劣化傾向に関する知見や現状の保全活動を踏まえて、その他の経年劣化事象(⑦、⑧)を高経年化対策上着目すべき劣化事象として抽出。

※1: 日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準」附属書「経年劣化メカニズムまとめ表」

※2: 高経年化対策上着目すべき劣化事象に抽出されなかった経年劣化事象(摩耗、腐食等)についても問題ないことを確認している。

① 低サイクル疲労

(原子炉容器、蒸気発生器等)

② 中性子照射脆化

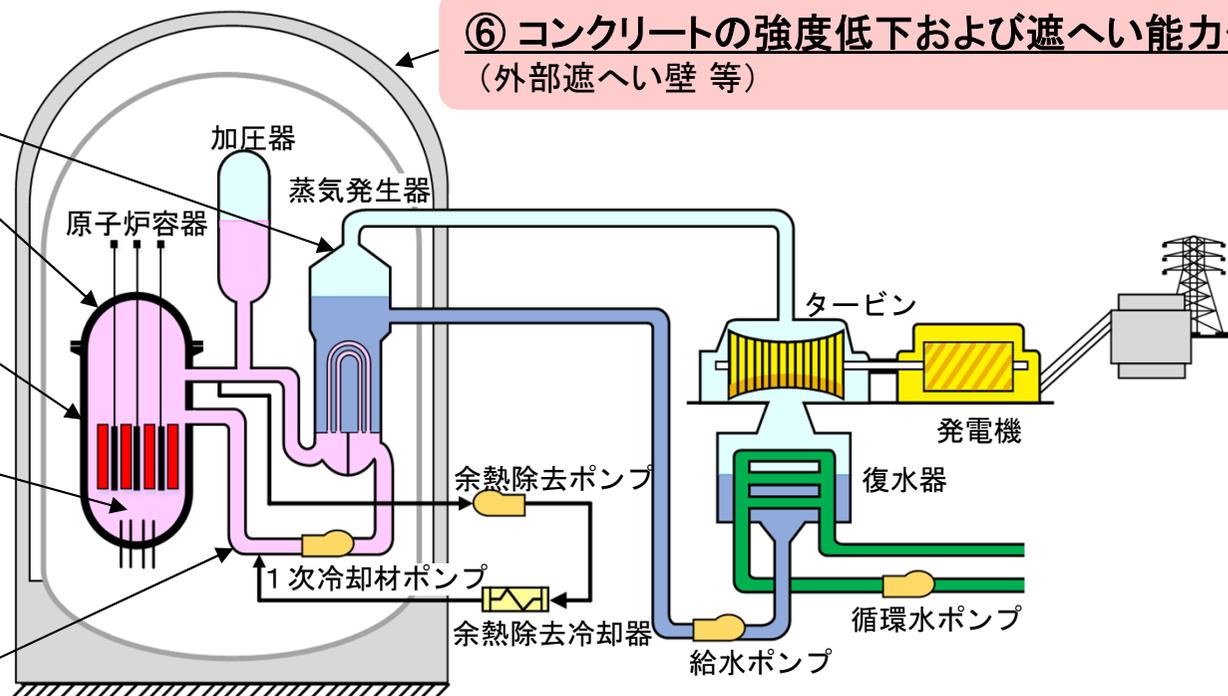
(原子炉容器(下胴部))

③ 照射誘起型応力腐食割れ

(炉内構造物)

④ 2相ステンレス鋼の熱時効

(1次冷却材配管、1次冷却材ポンプ等)



⑥ コンクリートの強度低下および遮へい能力低下 (外部遮へい壁等)

⑤ 電気・計装品の絶縁低下

(ケーブル、弁電動装置等)

【その他の高経年化対策上着目すべき劣化事象】

- ⑦ 電気ペネトレーションの格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下
- ⑧ 光ファイバケーブルのコード外皮、シースおよび心線被覆の劣化

5. 経年劣化事象の評価

【高経年化対策上着目すべき経年劣化事象】

- ① 低サイクル疲労
- ② 中性子照射脆化
- ③ 照射誘起型応力腐食割れ
- ④ 2相ステンレス鋼の熱時効
- ⑤ 電気・計装品の絶縁低下
- ⑥ コンクリートの強度低下および遮へい能力低下
- ⑦ 電気ペネトレーションの格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下
- ⑧ 光ファイバケーブルのコード外皮、シースおよび心線被覆の劣化

【地震・津波に対する技術評価】

- ⑨ 耐震安全性評価
- ⑩ 耐津波安全性評価

【長期停止に対する技術評価】

- ⑪ 冷温停止時に厳しくなる劣化事象の評価

5. ① 低サイクル疲労(1/3)

○低サイクル疲労とは

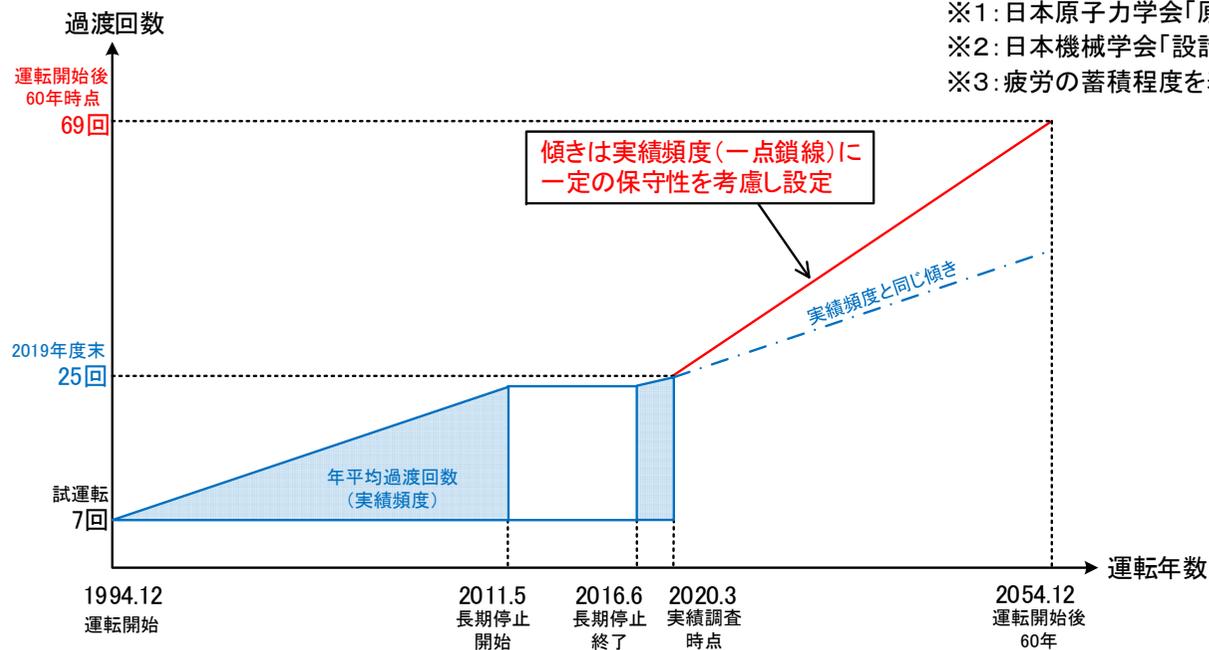
- ・ プラントの起動・停止等による温度や圧力の変化に伴い応力変動が繰り返されることで、プラントを構成する圧力容器や配管等に疲労が蓄積し、割れ(疲労割れ)が発生する事象。
- ・ 本劣化事象の評価対象機器は、原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材配管等。本資料では、設備の重要性がより高い原子炉容器の評価を示す。

健全性評価

○評価方法の概要

- ・ プラントの起動・停止等による温度や圧力変化の回数(以下、「過渡回数」という)を2019年度末までの運転実績から算出し、その結果に一定の保守性を考慮した運転開始後60年時点の過渡回数(評価用過渡回数)を設定。(図①-1、表①-1参照)
- ・ 形状変化部など評価が厳しくなる部位を、評価部位として選定。(図①-2参照(次頁))
- ・ 日本原子力学会や日本機械学会が定めた基準※1や規格※2に基づき、評価部位ごとに、各プラント挙動における温度や圧力変化に伴い発生する応力と、評価用過渡回数を用いて、疲労割れ発生の有無(疲労累積係数※3)を評価。

※1: 日本原子力学会「原子力発電所の高経年化対策実施基準: 2008(AESJ-SC-P005:2008)」
 ※2: 日本機械学会「設計・建設規格(JSME S NC1-2005/2007)」、「環境疲労評価手法(JSME S NF1-2009)」
 ※3: 疲労の蓄積程度を表す係数。1を超えると疲労割れが発生する可能性がある。



表①-1 原子炉容器の疲労評価に用いた過渡項目と回数の例

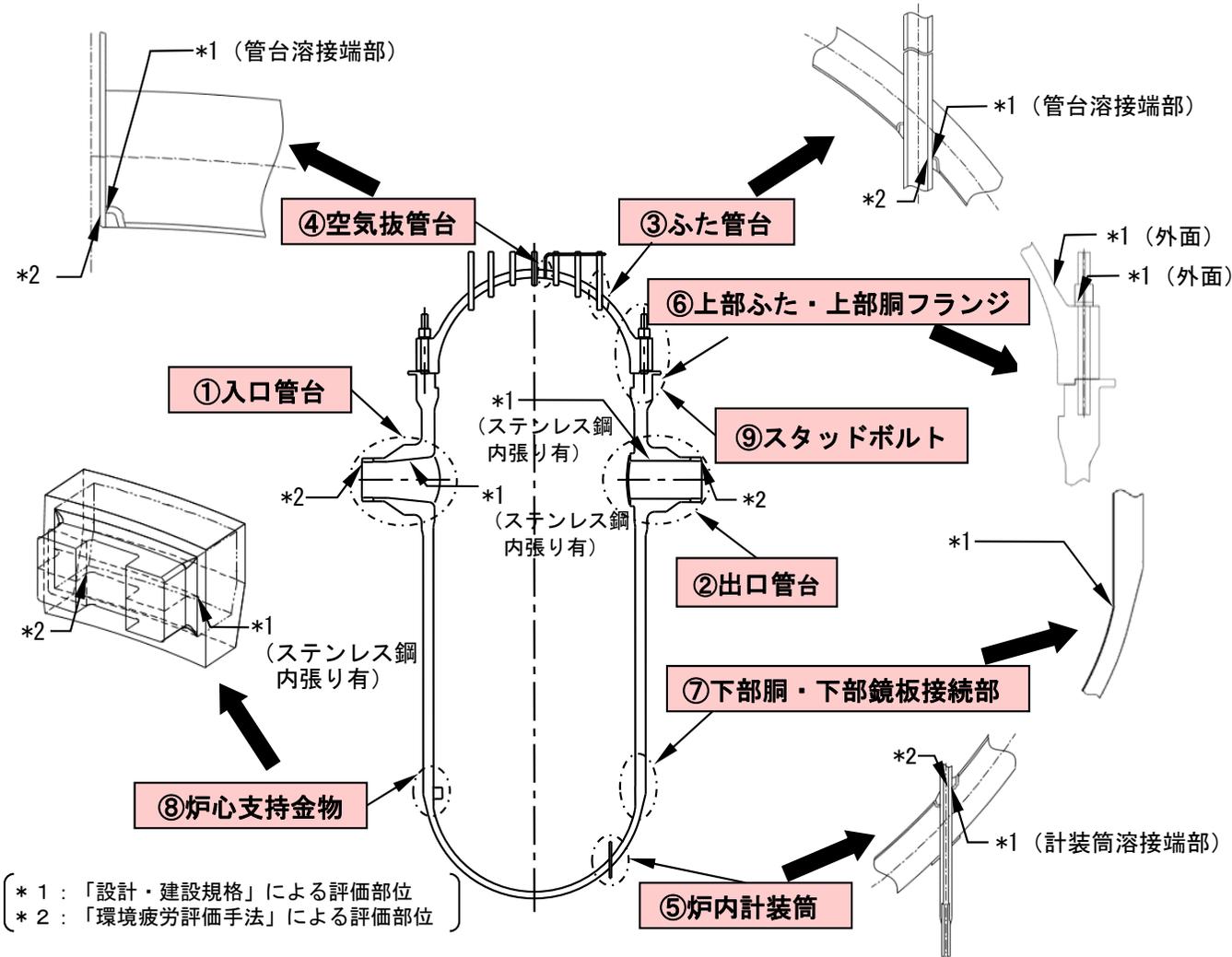
過渡項目	2019年度末 (2020年3月)時点	運転開始後60年 (2054年12月)時点
起動／停止	25	69
負荷上昇	164	843

図①-1 評価用過渡回数の略式図(「起動／停止」過渡回数の例)

5. ① 低サイクル疲労(2/3)

○評価の結果(例:原子炉容器)

- 「設計・建設規格」に基づき評価(大気環境中の評価)を実施し、疲労累積係数が判定基準(1以下)を満足することを確認した。(表①-2 中欄参照)
- 上記に加え、1次冷却材と接する部位については、大気中に比べ疲労に対して厳しい環境であるため、「環境疲労評価手法」に基づき評価(1次冷却材と接する環境中の評価)を実施し、疲労累積係数が判定基準(1以下)を満足することを確認した。(表①-2 右欄参照)
- 以上の評価結果から、低サイクル疲労による割れが発生する可能性はない。



図①-2 原子炉容器の評価部位の例

■ : 評価対象部位

表①-2 原子炉容器の疲労評価結果の例

評価対象部位	疲労累積係数(判定基準:1以下)	
	設計・建設規格による評価	環境疲労評価手法による評価
①	0.038	0.001※3
②	0.047	0.001※3
③	0.074	0.003※3
④	0.038	0.001※3
⑤	0.196	0.003※3
⑥	0.008	—※4
⑦	0.004	—※4
⑧	0.005	0.001※3
⑨	0.362	—※4

※3 : 1次冷却材に接する環境でかつ疲労評価上最も厳しい箇所の評価を実施しており、設計・建設規格による評価部位と異なる。

※4 : 非接液部(1次冷却材に接する環境ではない)

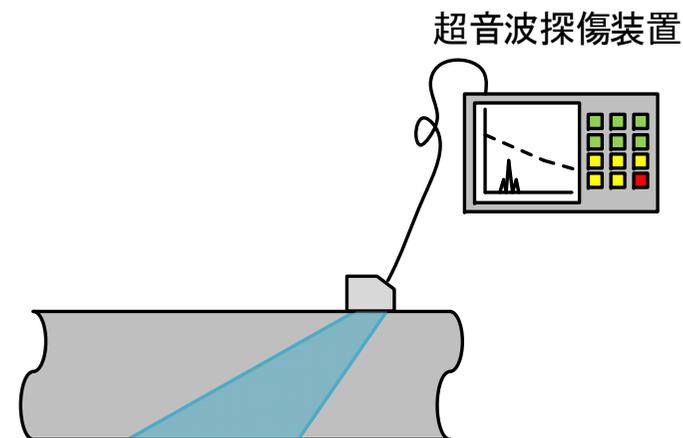
5. ① 低サイクル疲労(3/3)

現状保全

- 点検計画に基づいて、非破壊検査(超音波探傷検査※¹等)や漏えい試験※²を定期的の実施し、健全性を確認している。

※1: 超音波探傷装置を用いて検査対象に超音波を伝搬させ、亀裂の有無を確認している。
(図①-3参照)

※2: 運転中と同じ圧力まで加圧し、漏えいがないことを目視で確認している。



図①-3 超音波探傷検査の概略図

総合評価

- 健全性評価の結果、60年運転時点での疲労累積係数が判定基準(1以下)を満足しており、低サイクル疲労による割れが発生する可能性はない。
- また、現状の保全は、非破壊検査等により欠陥の有無や亀裂の兆候がないこと等を定期的を確認することとしており、これを継続することで今後も健全性を維持できることから適切である。
- 一方で、低サイクル疲労評価の結果は過渡回数に依存するため、健全性評価の妥当性を確認する観点から、今後も過渡回数の実績を把握する必要がある。

高経年化への対応

- 過渡回数の実績を継続的に確認し、運転開始後60年時点の評価用過渡回数を上回らないことを確認する。



長期施設管理方針

5. ② 中性子照射脆化(1/5)

○中性子照射脆化とは

- 一般的に金属材料は粘り強さ(靱性)を有しており、中性子を浴び続けると金属材料は粘り強さ(靱性)が徐々に低下し、もろくなる(脆化する)。この現象を中性子照射脆化という。(図②-1参照)

- 中性子照射脆化による影響は以下のとおり。(図②-2参照)

(1) 低温時の破壊を防止するための指標である関連温度※¹が上昇し、高温側へ移行する。

(我慢できずに割れる(もろくなる)温度が高温側へ移行する。)

(2) 高温時の破壊を防止するための指標である上部棚吸収エネルギー※²が低下する。

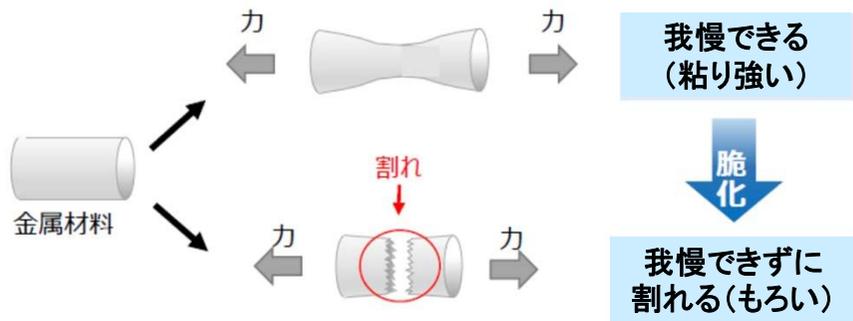
(高温側の靱性が低下する。)

※¹: 金属材料には低温側から高温側の間で吸収エネルギー(靱性の指標)が急激に上昇する性質があり、この性質が変わる温度の代表点を関連温度という。

※²: 高温側では、吸収エネルギーが急激に上昇して靱性が高い状態(粘り強い状態)で維持される性質があり、その状態の吸収エネルギーを上部棚吸収エネルギーという。

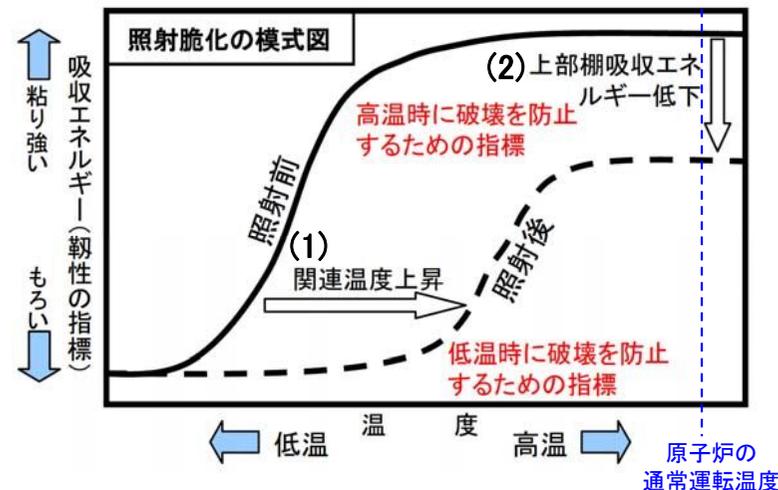
- 中性子照射脆化の程度や影響は、関連温度や上部棚吸収エネルギー等のパラメータで把握する。(図②-2参照)

- 本劣化事象の評価対象機器は、原子炉容器や原子炉容器サポート等であり、本資料では原子炉容器の中でも中性子照射量が多い炉心近傍の部位(材質: 低合金鋼)の評価を示す。



図②-1 粘り強さのイメージ

出典:「中性子照射脆化評価について」(原子力エネルギー協議会(ATENA)より)



図②-2 中性子による照射脆化について

出典:「原子炉圧力容器の中性子照射脆化について」(原子力安全・保安院より)に一部加筆

5. ② 中性子照射脆化(2/5)

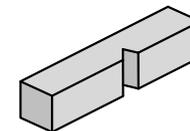
健全性評価

○評価方法の概要

- 運転開始から原子炉容器内に装荷している監視試験片※¹を用いた試験※²(監視試験)の結果や中性子照射量等から、運転開始後60年時点の関連温度、上部棚吸収エネルギーおよび破壊に対する抵抗力を確認し、脆化傾向や中性子照射脆化による影響を評価。

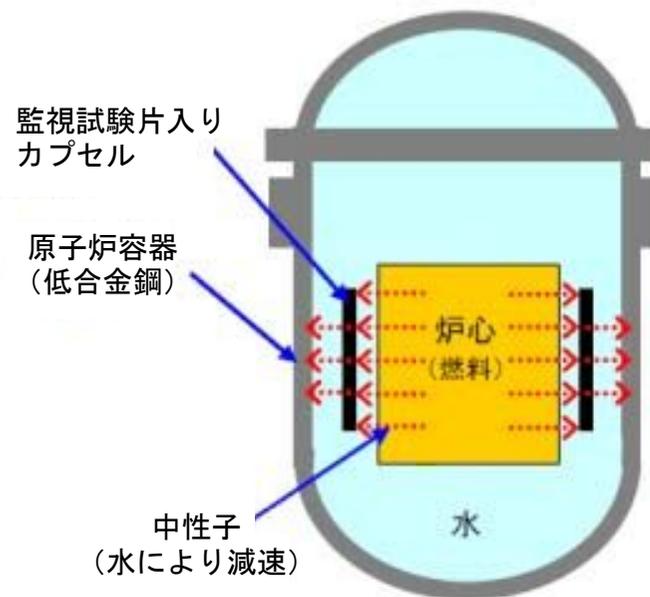
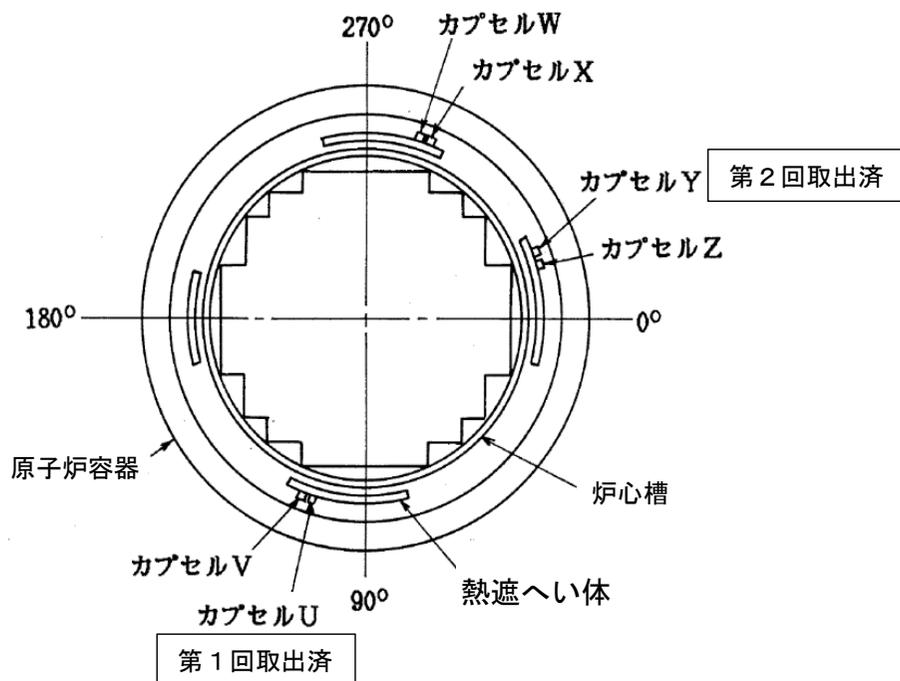
※¹：原子炉容器製作過程で切り出した鋼材(低合金鋼)から作られている。(図②-3参照)

※²：専門の調査機関で衝撃試験等を実施し、健全性の評価を行っている。



図②-3 監視試験片の例

- 監視試験片は原子炉容器よりも内側に配置されており、原子炉容器よりも中性子照射量が多いため、中性子照射脆化に対して将来の状態を予測することが可能。(図②-4参照)



(PWR原子炉容器のイメージ)

出典:「中性子照射脆化評価について」(原子力エネルギー協議会(ATENA)より)

図②-4 監視試験片を収めるカプセルの配置

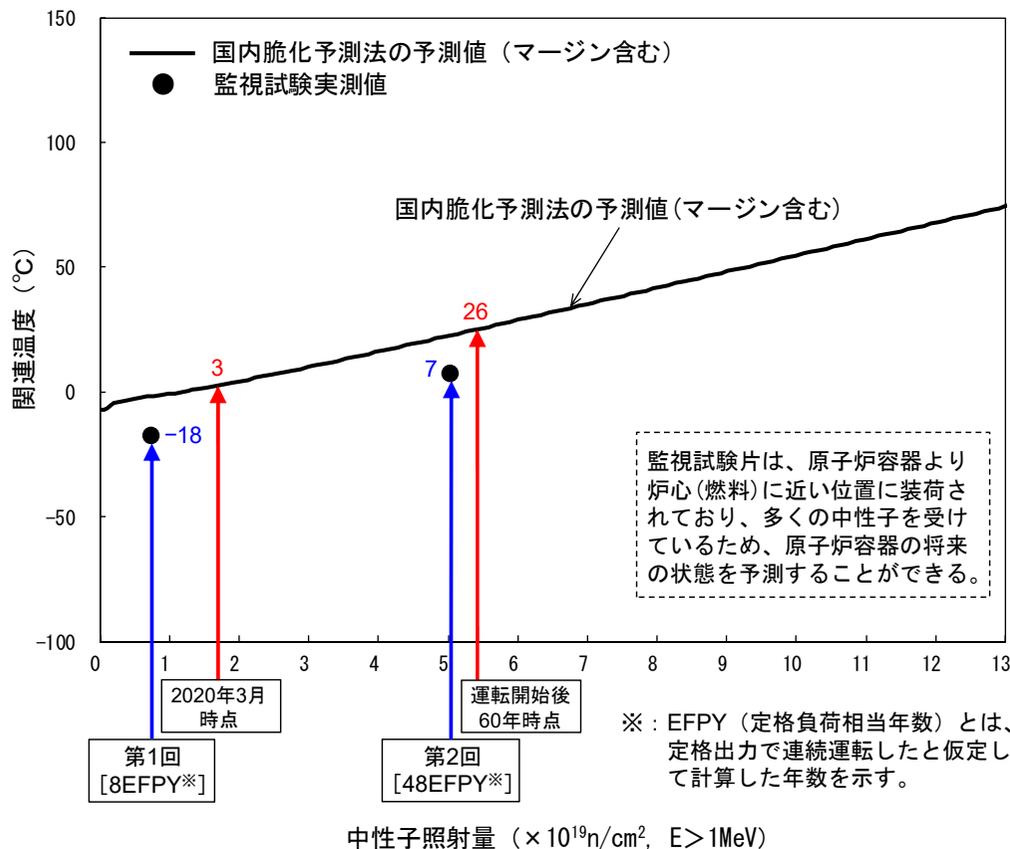
5. ② 中性子照射脆化(3/5)

健全性評価

○評価の結果（脆化傾向の確認）

- 第1回、第2回監視試験の結果から、関連温度の実測値が日本電気協会が定めた規程^{※1}の国内脆化予測法の予測値を上回っておらず、特異な脆化傾向が認められないことを確認した。（図②-5、表②-1、表②-2参照）

※1：日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007/2013追補版）」



表②-1 監視試験結果(関連温度)

監視試験 回次	中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n}/\text{cm}^2$)	関連温度(°C)
		母材(低合金鋼)
初期	0	-25
第1回(1996年)	0.749	-18
第2回(2008年)	5.04	7

表②-2 関連温度の予測値

評価時期	中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n}/\text{cm}^2$)	関連温度(°C)
		母材(低合金鋼)
2020年3月末時点	1.70	3
運転開始後60年時点	5.44	26

図②-5 関連温度の予測値と監視試験結果の関係

5. ② 中性子照射脆化(4/5)

○評価の結果（上部棚吸収エネルギー予測と加圧熱衝撃評価）

- 運転開始後60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値が、日本電気協会が定めた規程^{※1}の判定基準(68 J以上)を満足していることを確認した。(表②-3参照)

※1：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）

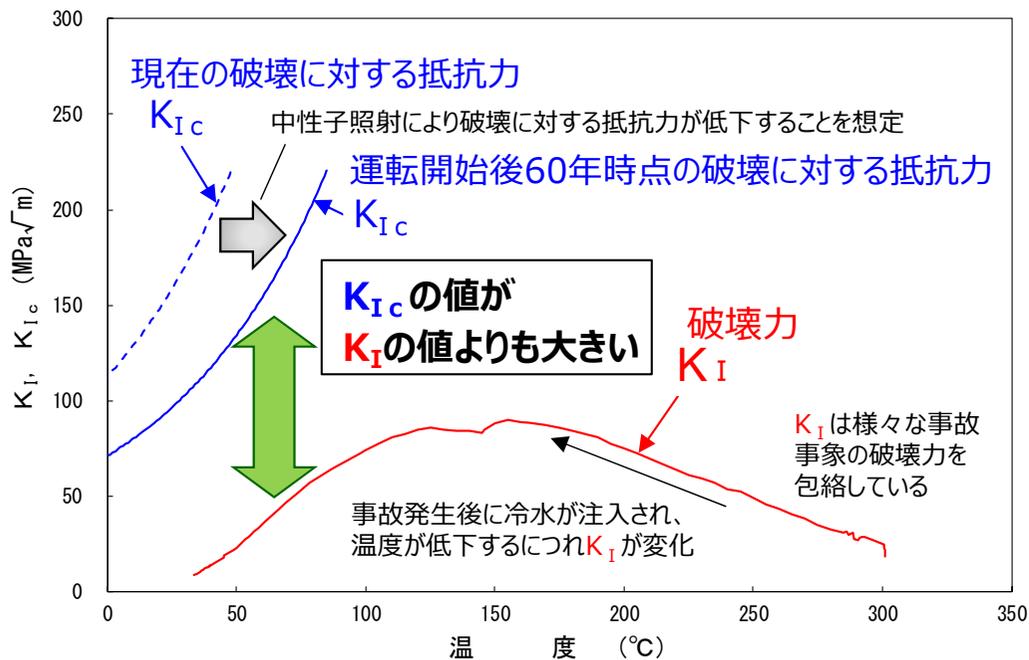
表②-3 上部棚吸収エネルギー予測値（単位：J）

	初期値	2020年 3月末時点	運転開始後 60年時点	判定基準
母材 (低合金鋼)	285	266	258	68以上

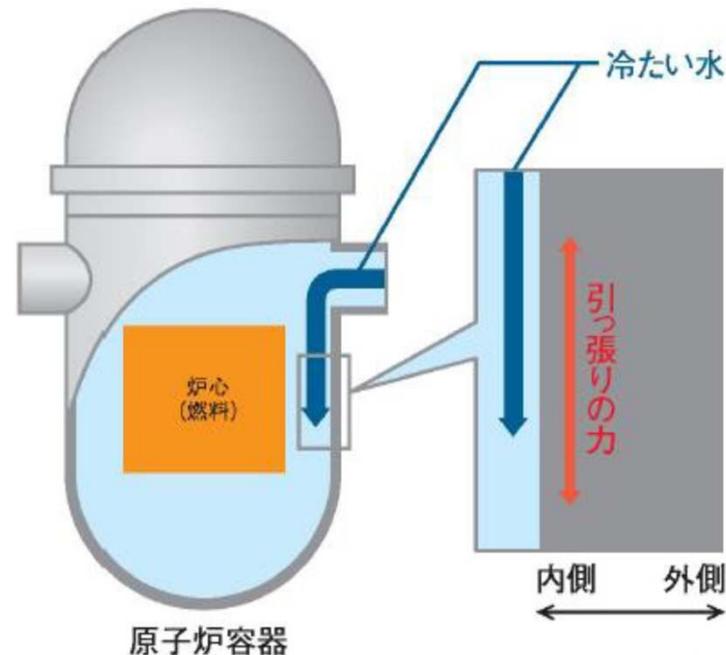
- 運転開始後60年時点の破壊に対する抵抗力(K_{Ic})が破壊力(K_I)を常に上回り、万が一の事故が起こった場合^{※2}でも原子炉容器の健全性が確保できることを確認した。(図②-6参照)

※2：加圧熱衝撃評価（万が一の事故が起こった場合の評価）

- 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。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。(図②-7参照)
- 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、万が一の事故が発生しても原子炉容器が壊れないことを評価。



図②-6 加圧熱衝撃事象に対する健全性評価結果



図②-7 加圧熱衝撃事象時の原子炉容器の状態

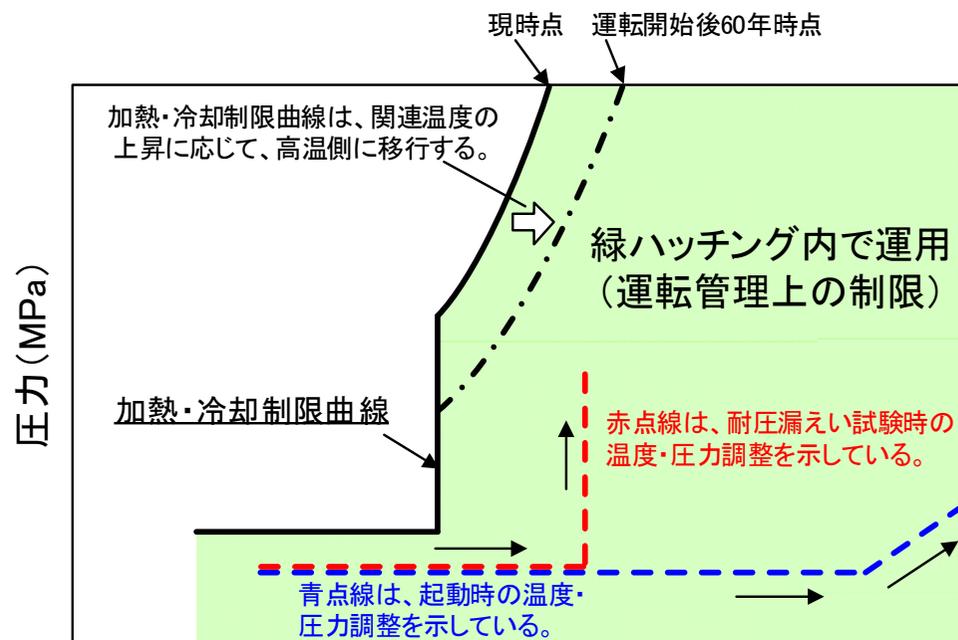
出典：「中性子照射脆化評価について」(原子力エネルギー協議会(ATENA)より)

5. ② 中性子照射脆化(5/5)

現状保全

- 点検計画に基づいて定期的に非破壊検査(超音波探傷検査)を実施している。(16頁 図①-3参照)
- 日本電気協会が定めた規程※¹に基づいて、起動・停止時および耐圧漏えい試験時に許容される温度・圧力の制限範囲(加熱・冷却制限曲線)を設け、運転管理上の制限として運用している。なお、加熱・冷却制限曲線は、関連温度の上昇に応じて高温側へ移行することから、運転実績に一定の保守性を考慮して設定している。(図②-8参照)
- 日本電気協会が定めた規程※²に基づき、計画的に監視試験を実施している。

※¹ : 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)」
 ※² : 日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007)」



原子炉内の水(1次冷却材)の温度(°C)

図②-8 加熱・冷却制限曲線の概念図

総合評価

- 健全性評価の結果、特異な脆化傾向は認められず、運転開始後60年時点の中性子照射脆化の影響を考慮しても、原子炉容器の健全性が維持できることを確認した。
- また、現状の保全は、非破壊検査により欠陥の有無や亀裂の兆候がないこと等を定期的に確認するとともに、日本電気協会が定めた規程※¹に基づいて設定した運転管理上の制限の範囲で起動・停止および耐圧漏えい試験を実施しており、これを継続することによって今後も健全性を維持できることから適切である。
- 一方で、将来の脆化傾向を把握し、健全性評価の妥当性を確認するため、今後も計画的に監視試験を実施する必要がある。

高経年化への対応

- 原子力規制委員会が定めたガイド※³および日本電気協会が定めた規程※²に基づいて、第3回監視試験の実施計画を策定する。

※³ : 原子力規制委員会「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」



長期施設管理方針

5. ③ 照射誘起型応力腐食割れ(1/2)

○照射誘起型応力腐食割れ(IASCC:Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking)とは

- 一般的にステンレス鋼は、中性子照射を多く受けると応力腐食割れが発生する可能性が高くなることが知られており、中性子照射を多く受けた状態で高い引張応力が作用し応力腐食割れが生じる現象を照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) という。
- 本劣化事象の評価対象機器は、炉内構造物。本劣化事象については、炉内構造物の部位の中でも中性子照射量・環境温度・応力が厳しいバッフルフォーマボルト※1の評価を示す。(図③-1参照)

※1：バッフルフォーマボルト(ステンレス鋼)は、原子炉容器内に装荷された炉心(燃料)を支持する側板(炉心バッフル)を固定するボルトで、炉内構造物全体で1,080本ある。

健全性評価

○評価方法の概要

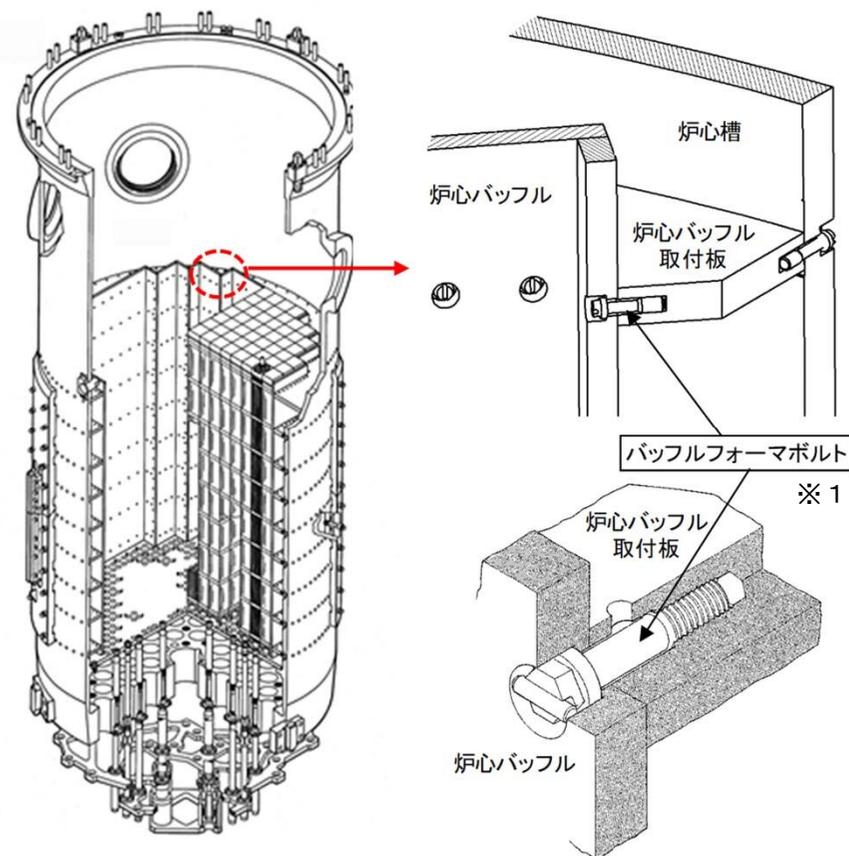
国の安全研究の成果※2等に基づいて、以下のとおり評価した。

- 中性子照射量、環境温度等から、運転開始後60年時点までのバッフルフォーマボルトの応力を算出。
- バッフルフォーマボルトの応力が、しきい線(割れ発生応力線)※3を超えた時点IASCC発生・ボルト損傷として、運転開始後60年時点までに損傷する可能性があるボルトの本数(損傷ボルト数予測値)を算出。
- 損傷ボルト数予測値が、日本機械学会が定めた規格※4に基づく管理損傷ボルト数(全数の20%：216本)以下であることを確認する。

※2：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」に示された評価ガイド(案)

※3：安全基盤研究の成果※1から得られた割れ発生応力線(23頁 図③-2参照)

※4：維持規格(JSME S NA1-2012/2013追補/2014追補)



図③-1 炉内構造物のバッフルフォーマボルト

5. ③ 照射誘起型応力腐食割れ(2/2)

○評価の結果

- バッフルフォーマボルトの応力を算出し、割れ発生応力線図と重ね合わせて評価した結果、運転開始後60年時点においてしきい線(割れ発生応力線)を超えるバッフルフォーマボルトはなく、損傷ボルト数予測値は0本となることを確認した。(図③-2参照)
- 以上の評価結果から、IASCC発生の可能性は小さい。

現状保全

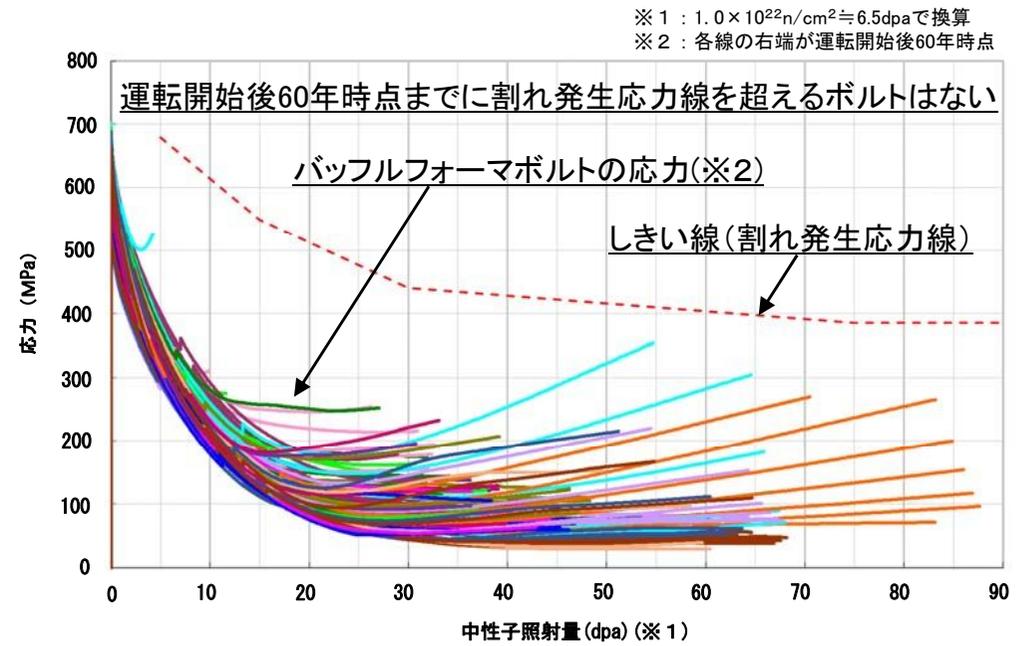
○点検計画に基づいて、水中テレビカメラを用いた可視範囲の目視確認を定期的実施し、ボルトの破損、脱落がないこと等、異常がないことを確認している。

総合評価

- 健全性評価の結果、運転開始後60年時点におけるボルト損傷本数は0本であり、IASCCが炉内構造物の構造強度・機能の健全性に影響を与える可能性が小さいことを確認した。
- また、現状の保全是、水中テレビカメラを用いた可視範囲の目視確認により、ボルトの破損、脱落がないこと等を定期的確認することとしており、これを継続することで今後も健全性を維持できることから適切である。

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。



図③-2 バッフルフォーマボルトIASCC発生評価結果

5. ④ 2相ステンレス鋼の熱時効(1/3)

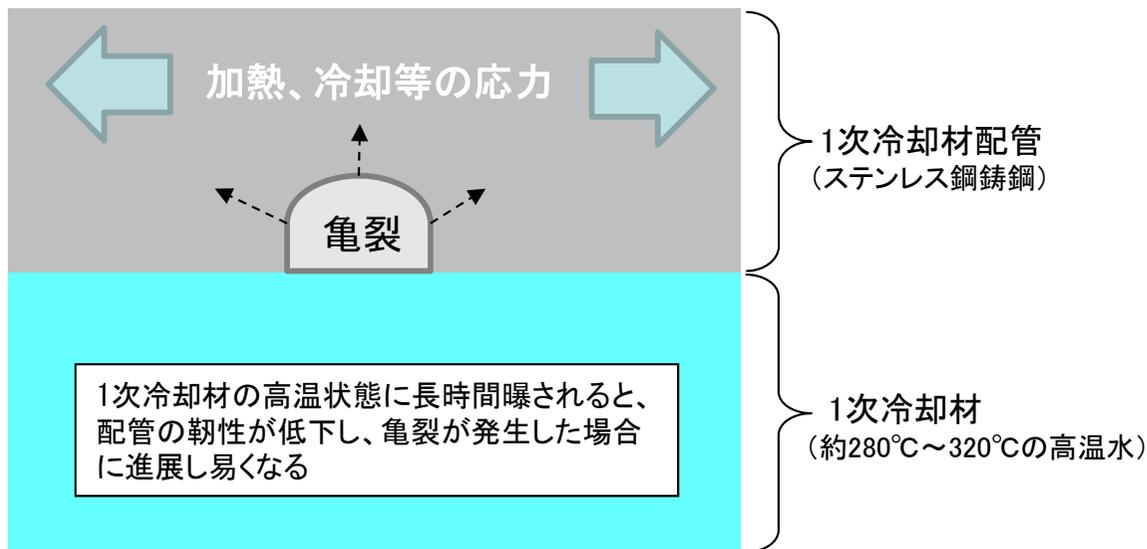
○熱時効とは

- 2つの金属組織を持つステンレス鋼の鋳造品(2相ステンレス鋼)は、高温状態で長時間使用すると金属材料の粘り強さ(靱性)が低下することが知られており、この現象を熱時効という。この現象は、金属材料の組織形態が関係しており、高温状態が続くことでより安定な金属組織に変化しようとすることで発生する。

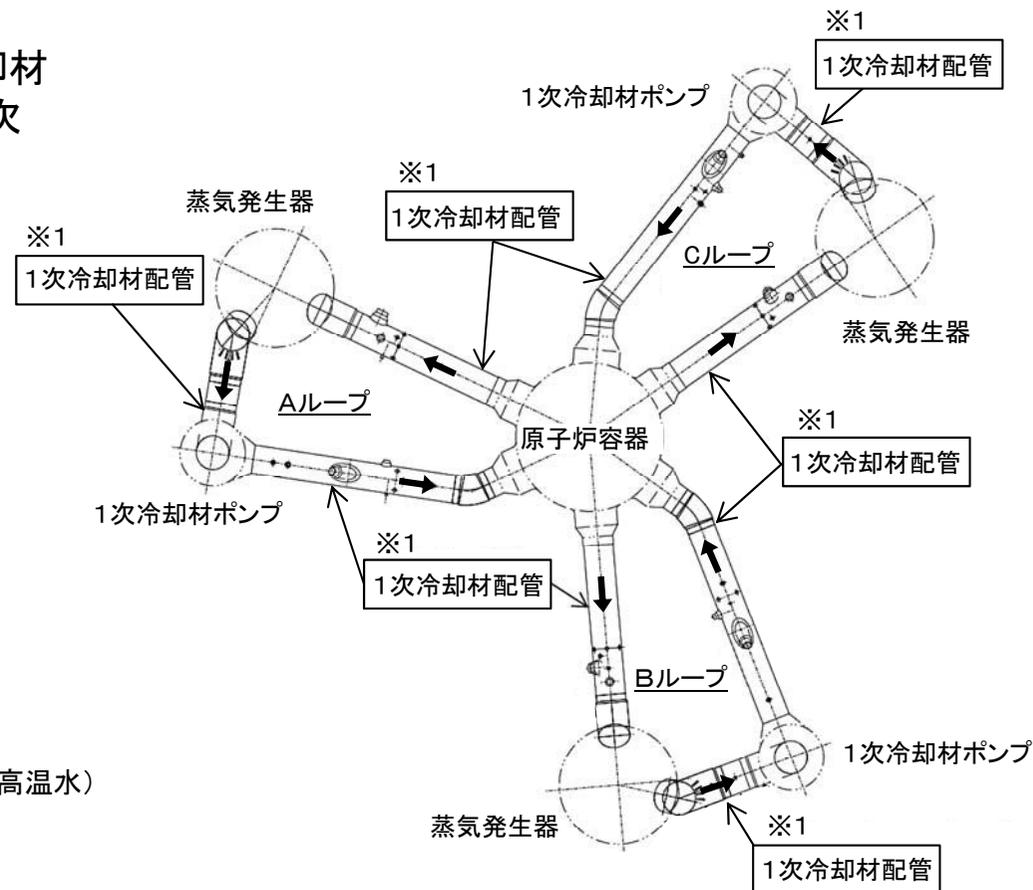
熱時効により金属材料の靱性が低下すると、材料に亀裂が発生した場合、加熱・冷却等の応力で亀裂が進展しやすくなる。(図④-1参照)

- 本劣化事象の評価対象機器は、1次冷却材配管、1次冷却材ポンプ等。本資料では、運転中に大きな応力が発生する1次冷却材配管※1の評価を示す。

※1: 1次冷却材配管は、原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプを相互に連結する配管であり、原子炉容器を中心とする3つの循環回路(A、B、Cループ)を形成している。(図④-2参照)



図④-1 1次冷却材配管に対する熱時効のイメージ



図④-2 1次冷却材配管の配置

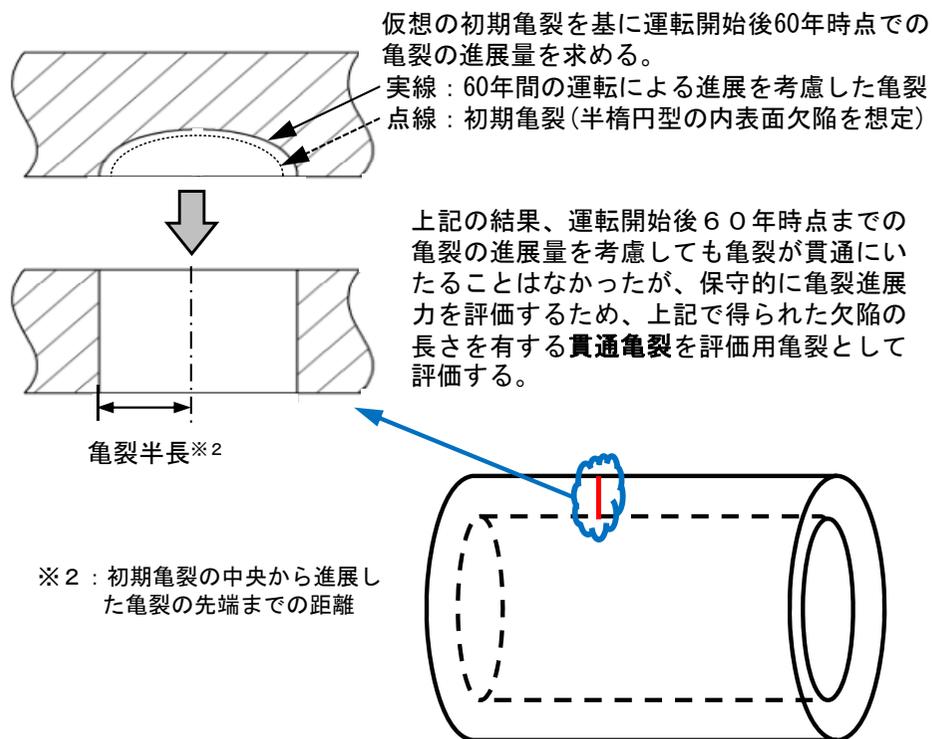
5. ④ 2相ステンレス鋼の熱時効(2/3)

健全性評価

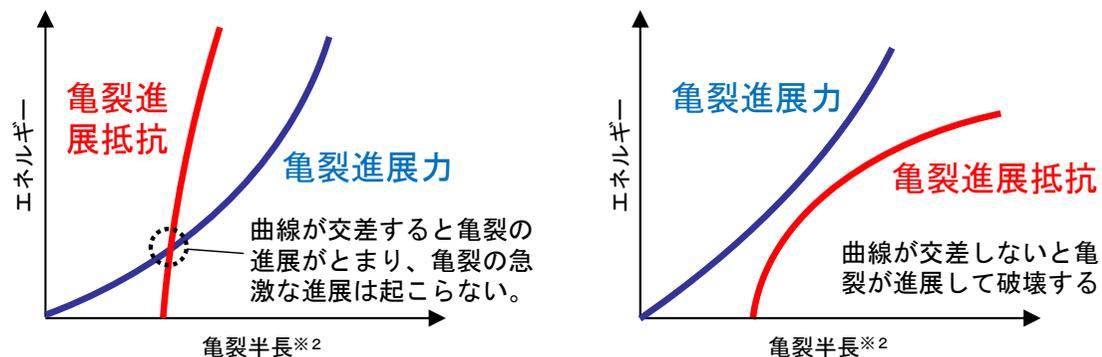
○評価方法の概要

- 製造時のデータ(金属材料の化学成分)を基に熱時効に伴う靱性低下を予測し、材料の亀裂進展抵抗(亀裂を進展させるために必要なエネルギー)を算出。
- 仮定の初期亀裂を基に60年間の運転による亀裂の進展量を求め、その結果から保守性を考慮した評価用亀裂を設定して、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)を算出。(図④-3参照)
- 亀裂進展抵抗と亀裂進展力を比較し、亀裂進展抵抗が亀裂進展力と交差して上回り、亀裂が急激に進展するような状況に至らないこと^{※1}を確認する。(図④-4参照)

※1: 熱時効が進んだ材料では亀裂進展抵抗が小さくなる。



図④-3 運転開始後60年時点の亀裂の設定模式図



図④-4 亀裂進展力と亀裂進展抵抗の比較による判断基準の模式図

5. ④ 2相ステンレス鋼の熱時効(3/3)

○評価の結果

- 材料の亀裂進展抵抗^{※1}と重大事故時および地震によって生じる荷重による亀裂進展力を比較した結果、亀裂進展抵抗が亀裂進展力と交差して上回り、亀裂が急激に進展するような状況には至らないことを確認した。(図④-5参照)

※1: 亀裂進展抵抗は、保守的に完全に熱時効したと仮定して算出している。

現状保全

- 点検計画に基づいて溶接部の非破壊検査(超音波探傷検査^{※3})を定期的実施し、評価で想定した亀裂のないことを確認している。

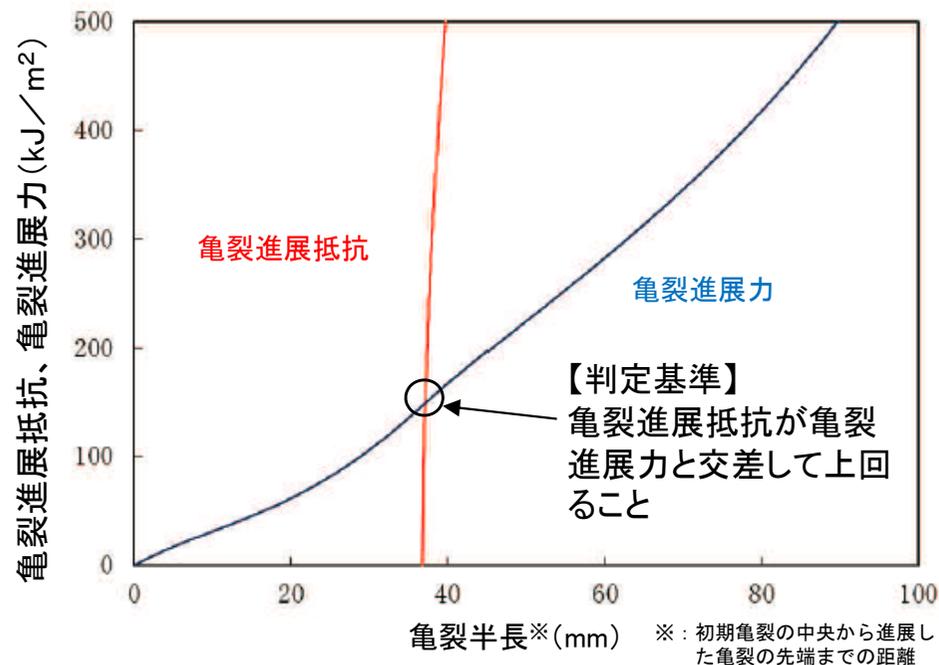
※3: 超音波探傷装置を用いて被検部に超音波を伝搬させ、亀裂の有無を確認している。
(16頁 図①-3参照)

総合評価

- 健全性評価の結果、材料の亀裂進展抵抗が亀裂進展力と交差して上回ることから、亀裂が急激に進展するような状況には至らず、熱時効が問題となる可能性はない。
- また、現状の保全は、非破壊検査により欠陥の有無や亀裂の兆候がないこと等を定期的確認することとしており、これを継続することで今後も健全性を維持できることから適切である。

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。



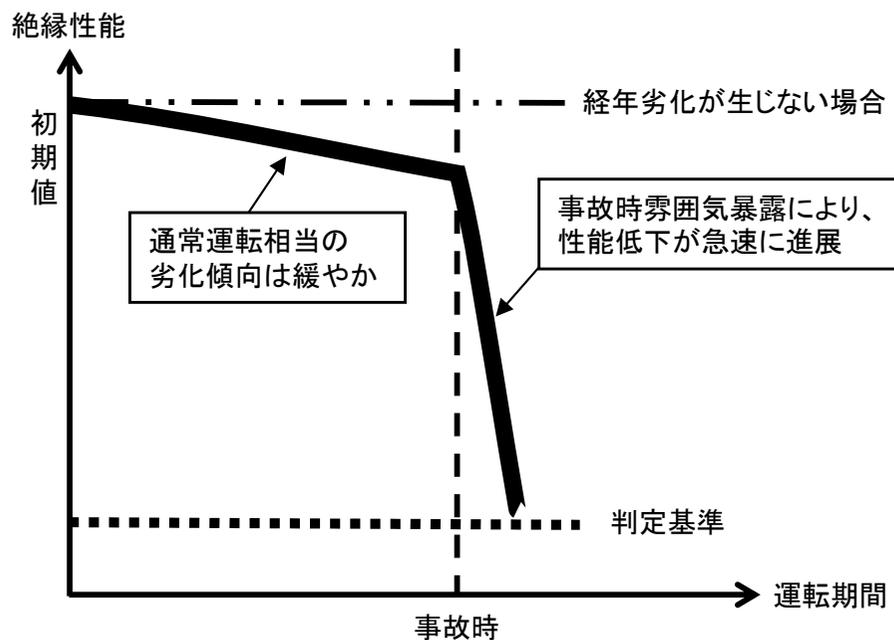
図④-5 評価結果の例：1次冷却材配管(高温側配管 直管部)^{※2}

※2 : 原子炉容器から蒸気発生器の間の直線部

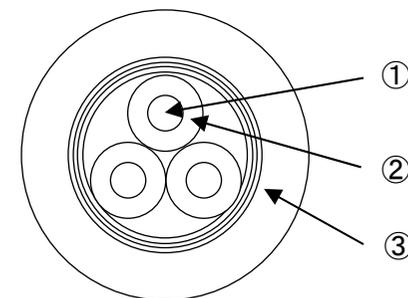
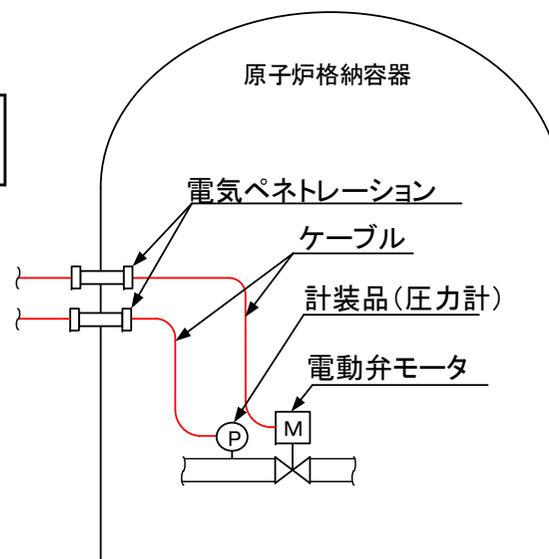
5. ⑤ 電気・計装品の絶縁低下(1/3)

○絶縁低下とは

- 電気・計装品において、通電部位間の電氣的独立性(絶縁性)を確保するために使用されているゴムやプラスチック等の高分子材料が機械的、電氣的、環境的(熱・放射線等)な要因で劣化することにより、絶縁性が維持できなくなる事象を絶縁低下という。(図⑤-1参照)
- 本劣化事象の評価対象機器は、ケーブル、電気ペネトレーション(38頁参照)、電動弁モータ等。本資料では、事故時など環境条件(熱・放射線)が著しく悪化する環境下において通電・絶縁機能要求のある機器の中から、多岐にわたって使用される低圧ケーブルの評価を示す。(図⑤-2参照)



図⑤-1 絶縁低下の概念図



No.	部位	材料
①	導体	銅
②	絶縁体	ゴム材料
③	シース	プラスチック材料

図⑤-2 ケーブルの布設概念図および代表的な低圧ケーブルの構造図

5. ⑤ 電気・計装品の絶縁低下(2/3)

健全性評価

○評価方法の概要

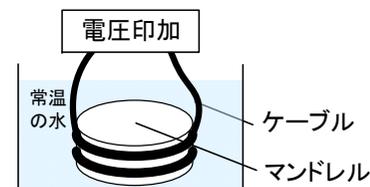
- 日本電気学会がとりまとめた技術報告※1の試験手順に基づき長期健全性試験を行い、運転開始後60年時点の劣化を模擬しても、事故時において絶縁性能に問題がないことを確認する。
- 同試験の供試体に対し、通常運転(60年)の熱、放射線による劣化(A、B)および事故時雰囲気環境下の劣化(放射線、熱、蒸気暴露)(C、D、E)を模擬するため、各試験条件は運転開始後60年を想定した劣化または事故時の環境条件を包絡するものとする。(図⑤-3参照)

※1: 米国電気電子学会規格を根幹に、ケーブルの耐環境性を確認する試験方法がまとめられた電気学会技術報告(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延焼性試験方法に関する推奨案」

○評価の結果

- 各試験条件が、運転開始後60年を想定した劣化条件および事故時の環境条件を包絡していることを確認した。(表⑤-1参照)
- 通常運転(60年)に伴う劣化(A、B)および事故時雰囲気環境下での劣化(C、D、E)を模擬した供試体に、屈曲浸水耐電圧試験※2を行った結果、絶縁性能に問題はなく、運転開始後60年においても絶縁性能が維持できることを確認した。(表⑤-2参照)

※2: 供試体(ケーブル)を一旦、まっすぐに伸ばした後、マンドレル(筒状を成形するための型)に巻付け水中に浸した曲率の高い厳しい条件で規定電圧を印加し、異常のないことを確認する。(図⑤-4参照)



図⑤-4 屈曲浸水耐電圧試験概要図

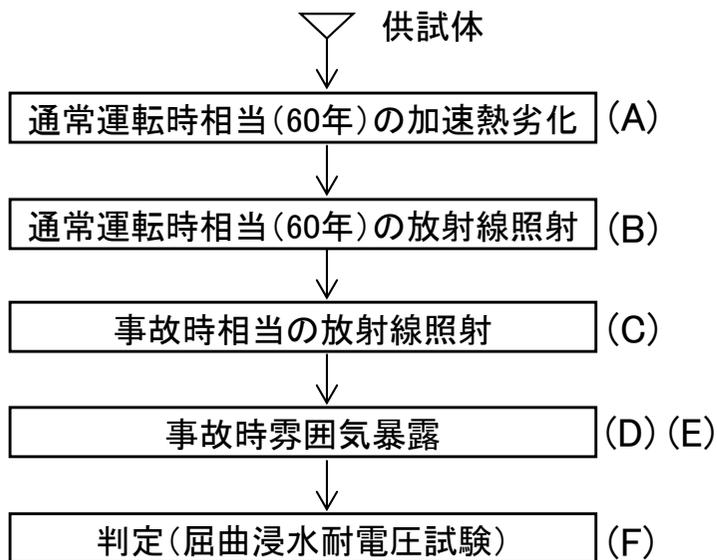
表⑤-1 長期健全性試験条件(低压ケーブル)

		試験条件	運転開始後60年を想定した劣化条件 および事故時の環境条件
通常 運転相当	温度 (A)	140°C(9日)	106°C(9日)(=52°C※3(60年))
	放射線 (B)	500kGy	136kGy※4
事故時相当	放射線 (C)	1,500kGy	675kGy
	温度 (D)	最高温度: 190°C	最高温度: 約120°C
	圧力 (E)	最高圧力: 0.41MPa[gage]	最高圧力: 約0.22MPa[gage]

※3: 原子炉格納容器内でのケーブル周囲温度(約40°C)に通電による温度上昇と一定の裕度を加えた温度。
 ※4: 原子炉格納容器内でのケーブル周囲の空間線量率(0.257Gy/h)より運転開始後60年の集積線量を算出。

表⑤-2 長期健全性試験の判定結果

項目	試験条件	判定
屈曲浸水耐電圧試験 (F)	課電電圧: 2.6kV/5分間	良



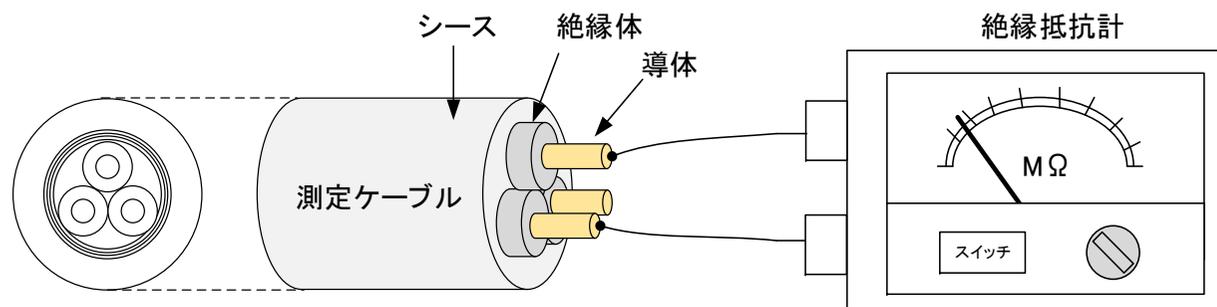
図⑤-3 長期健全性試験手順(低压ケーブル)

5. ⑤ 電気・計装品の絶縁低下(3/3)

現状保全

○点検計画に基づいて、定期的に系統機器の動作確認、または絶縁抵抗測定※1を実施し、異常のないことを確認している。

※1: 絶縁抵抗計を用いてケーブル導体間およびケーブル導体と大地間に電圧を印加し、絶縁体を通じて流れる電流値から換算される絶縁抵抗値が管理値以上であることを確認している。(図⑤-5参照)
絶縁体の絶縁性能が健全であれば電流は流れないが、絶縁性能が低下すると、電流値が大きくなり、絶縁抵抗値が低下する。



図⑤-5 絶縁抵抗測定のご概念図

総合評価

- 健全性評価の結果、運転開始後60年時点においても事故時に絶縁性能を維持できることから、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。
- また、現状の保全は、機器の動作確認または絶縁抵抗測定により、通電・絶縁機能に異常がないことを定期的に確認しており、これを継続することで今後も健全性を維持できることから適切である。

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。

5. ⑥ コンクリートの強度低下および遮へい能力低下(1/8)

○主な経年劣化事象と劣化要因の概要

経年劣化事象	劣化要因	概要	イメージ図
強度低下	熱	コンクリートが熱を受けると、温度条件によってはコンクリート中の水分の逸散に伴う乾燥に起因する微細なひび割れ、あるいは水分の移動に起因する空隙の拡大などにより強度が低下する可能性がある。	
	放射線照射	中性子照射やガンマ線照射に起因する内部発熱によるコンクリート中の水分の逸散などにより、強度が低下する可能性がある。	
	中性化	コンクリートは空気中の二酸化炭素の作用を受けると、徐々にそのアルカリ性を失い中性化し、中性化が進行すると、コンクリート中の水分、酸素の作用により鉄筋の腐食が発生する。 腐食が進行すると体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。	
	塩分浸透	コンクリート中に塩化物イオンが浸透して鉄筋位置まで達するとコンクリート中の水分、酸素の作用により鉄筋の腐食が発生する。 腐食が進行すると体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。	
	機械振動	コンクリート構造物が長期間にわたって機械振動による繰返し荷重を受けると、ひび割れの発生、ひいては損傷に至る可能性がある。	
遮へい能力低下	熱	コンクリートは、周辺環境からの伝達熱および放射線照射に起因する内部発熱により、コンクリート中の水分が逸散し、放射線に対する遮へい能力が低下する可能性がある。	

5. ⑥ コンクリートの強度低下および遮へい能力低下(2/8)

⑥. 1 熱による強度低下

健全性評価

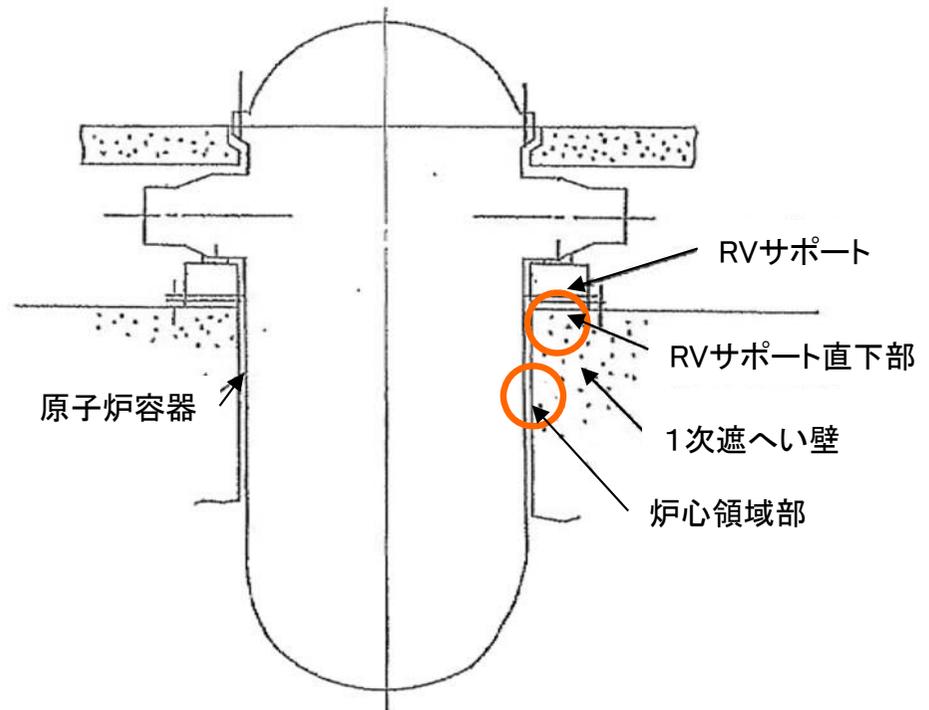
○評価対象

- 内部コンクリートのうち1次遮へい壁の炉心領域部および原子炉容器サポート(RVサポート)直下部(運転時に最も高温となる部位)(図⑥-1参照)

○評価の概要

- 温度分布解析より算出したコンクリート中の最高温度は、日本建築学会が定めた指針^{※1}の温度制限値(一般部分65℃、局部90℃)を下回っており問題ない。(表⑥-1参照)

※1: 日本建築学会「原子炉建屋構造設計指針・同解説」(1988)



表⑥-1 1次遮へい壁における最高温度と制限値の比較

	最高温度(℃)	制限値(℃)
炉心領域部	55.0	65
原子炉容器サポート直下部	52.5	65

図⑥-1 1次遮へい壁の概要

5. ⑥ コンクリートの強度低下および遮へい能力低下(3/8)

⑥. 2 放射線照射による強度低下

健全性評価

○評価対象

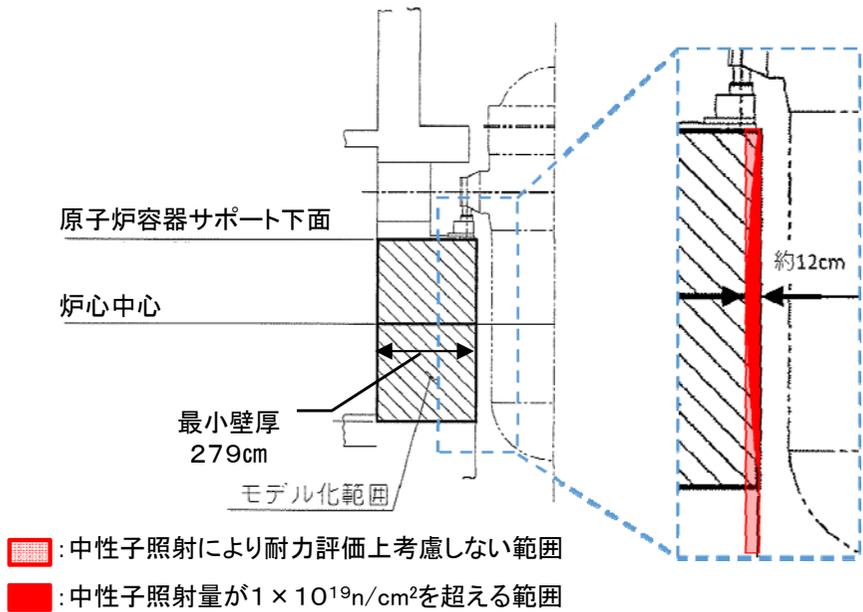
- 内部コンクリートのうち1次遮へい壁の炉心領域部(中性子およびガンマ線照射量が最も大きい部位)

○評価の概要

- 運転開始後60年経過時点の中性子照射量の最大値は、最新知見で強度低下の可能性があるとされている目安値 $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ※1 を超える約 $5.2 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ であるが、 $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲は深さ方向に最大でも12cm程度であり、1次遮へい壁の厚さ(最小壁厚279cm)に比べて十分小さく、その範囲を除いた構造物の耐力が地震時の設計荷重を上回っていること等を確認している。(図⑥-2、表⑥-2参照)
- 運転開始後60年経過時点のガンマ線照射量は約 $1.6 \times 10^{10} \text{rad}$ であり、強度低下が無いとされている目安値 $2 \times 10^{10} \text{rad}$ ※2 以下であり問題ない。

※1: 小嶋他、NTEC-2019-1001「中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響」(2019)

※2: Hilsdorf, Kropp, and Koch, 「The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete」, American Concrete Institute Publication, SP 55-10.1978)



図⑥-2 中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲

表⑥-2 中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を除いた耐力評価

	地震時の設計荷重 (kN)	耐力 (kN) (耐震裕度)	(参考) 中性子照射の影響を考慮しない耐力 (kN) (耐震裕度)
鉛直方向荷重による圧縮評価	7, 718	16, 572 (2. 14)	16, 651 (2. 15)
水平方向荷重による引張評価	2, 007	5, 218 (2. 59)	5, 313 (2. 64)

5. ⑥ コンクリートの強度低下および遮へい能力低下(4/8)

⑥. 3 中性化による強度低下

健全性評価

○評価対象

- 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、空気環境の実測値を踏まえた中性化への影響度^{※1}が最も大きい)
- 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)

○評価の概要

- 中性化深さの推定式(岸谷式^{※2}、森永式^{※3}、 \sqrt{t} 式^{※4})により、運転開始後60年経過時点の中性化深さを算出し、推定された最大の中性化深さが鉄筋が腐食し始める時の中性化深さを下回っており問題ない。(表⑥-3参照)

※1: 中性化深さの推定式(森永式)のうち各環境条件が入力値となって算出される係数

※2: 日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針(案)・同解説」(1991)

※3: 森永繁「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究—東京大学学位論文」(1986)

※4: 土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編」(2022)

表⑥-3 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(2021年)の中性化深さ			3号炉運転開始後60年経過時点の中性化深さ(最大) (cm) (推定式)	鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ (cm)
	経過年数	実測値 (cm)	推定値(最大) (cm) (推定式)		
外部遮へい壁 (屋内面)	26年	0.4	3.2 (森永式)	4.8 (森永式)	7.0
焼却炉建家 (屋内面)	38年 ^{※5}	1.5	3.0 (岸谷式)	4.1 ^{※6} (岸谷式)	7.0
海水ピット (気中帯)	26年	0.3	1.5 (岸谷式)	2.2 (岸谷式)	8.5

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

※6: 焼却炉建家運用開始後の経過年数(72年)での値を記載

5. ⑥ コンクリートの強度低下および遮へい能力低下(5/8)

⑥. 4 塩分浸透による強度低下

健全性評価

○評価対象

- 海水ピット(海水とその飛沫の影響により最も厳しい塩分浸透環境下であり、塗装等の仕上げのない部位がある)

○評価の概要

- 塩化物イオン濃度の測定結果を用いて運転開始後60年経過時点までの鉄筋位置における塩化物イオン濃度を予測し、森永式^{※1}により鉄筋の腐食減量^{※2}を算出する。
- 運転開始後60年経過時点の鉄筋の腐食減量が、かぶりコンクリート(部材表面から鉄筋位置までのコンクリート)にひび割れが発生する時点の鉄筋の腐食減量を下回っており問題ない。(表⑥-4参照)

※1: 森永繁「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究—東京大学学位論文」(1986)

※2: 鉄筋の腐食減量とは、鉄筋が腐食したときの鉄筋減少量のことをいう。

表⑥-4 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) 上段(%) 下段(kg/m ³)	鉄筋の腐食減量 (×10 ⁻⁴ g/cm ²)		
			調査時点 (2021年)	運転開始後 60年経過時点	かぶりコンクリート にひび割れが発生する時点
海水ピット (気中帯)	26年	0.01 (0.20)	3.0	7.3	90.1
海水ピット (干満帯)	26年	0.01 (0.15)	2.9	6.7	120.0
海水ピット (海中帯)	26年	0.01 (0.18)	0.0	0.0	120.0

5. ⑥ コンクリートの強度低下および遮へい能力低下(6/8)

⑥. 5 機械振動による強度低下

健全性評価

○評価対象

- ・ タービン建屋(タービン架台)(比較的大きな振動を受ける部位)

○評価の概要

- ・ 60年間の供用を想定すると、基礎ボルト周辺に機械振動によるひび割れが発生し強度低下が生じる可能性は否定できないものの、コンクリートに基礎ボルトの固定に影響を与えるような有意なひび割れが発生した場合には、目視確認で検知可能である。
- ・ 定期的な目視確認により、基礎ボルトの固定に影響を与えるような有意なひび割れなどが認められておらず、問題ない。

⑥. 6 現状の強度試験結果

健全性評価

経年による強度低下が生じていないことを確認するために、各構造物から採取したコアサンプルを用いて強度試験を実施し、現状のコンクリート強度(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た。(表⑥-5参照)

表⑥-5 コンクリートの強度試験結果(単位: N/mm²) 実施時期:2021年~2023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

5. ⑥ コンクリートの強度低下および遮へい能力低下(7/8)

⑥. 7 熱による遮へい能力低下

健全性評価

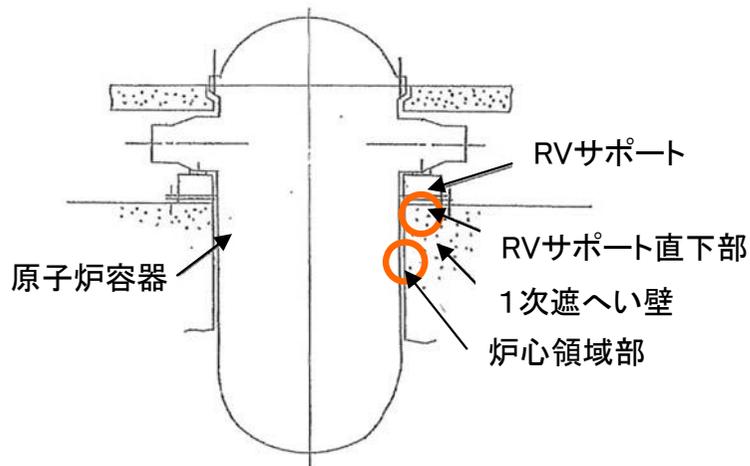
○評価対象

- 内部コンクリートのうち1次遮へい壁の炉心領域部およびRVサポート直下部(運転時に最も高温となる部位)(図⑥-3参照)

○評価の概要

- コンクリート中の最高温度は、規準※1の温度制限値(中性子遮へい88℃、ガンマ線遮へい177℃)を下回っており問題ない。(表⑥-6参照)

※1:「コンクリート遮へい体設計規準」(R.G.Jaeger et al.「Engineering Compendium on Radiation Shielding(ECRS) VOL.2(1975)」)



図⑥-3 1次遮へい壁の概要

表⑥-6 1次遮へい壁における最高温度と制限値の比較

	最高温度(℃)	制限値(℃)	
		中性子遮へい	ガンマ線遮へい
炉心領域部	55.0	88	177
原子炉容器サポート直下部	52.5		

5. ⑥ コンクリートの強度低下および遮へい能力低下(8/8)

現状保全

○コンクリート構造物の強度低下については、点検計画に基づき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可能性のあるような有意な欠陥がないことを確認し、必要に応じ塗装の塗替えなどを実施している。

あわせて、点検計画に基づく非破壊試験の実施より、強度に急激な経年劣化が生じていないことを定期的に確認している。

○コンクリート構造物の遮へい能力低下については、点検計画に基づき定期的に目視確認を実施し、遮へい能力に支障をきたす可能性のあるひび割れなどの有意な欠陥がないことを確認している。

総合評価

○コンクリート構造物の強度低下については、健全性評価結果から、現状のコンクリート強度は設計基準強度を上回っており、今後、強度低下が急激に発生する可能性は極めて小さいと考えられる。

○コンクリート構造物の遮へい能力低下については、健全性評価結果から、遮へい能力低下の可能性はないと考えられる。

○また、現状の保全は、目視確認や非破壊試験の実施により、コンクリート強度および遮へい能力に影響を与えるようなひび割れなどが生じていないことなどを定期的に確認しており、これを継続することで今後も健全性を維持できることから適切である。

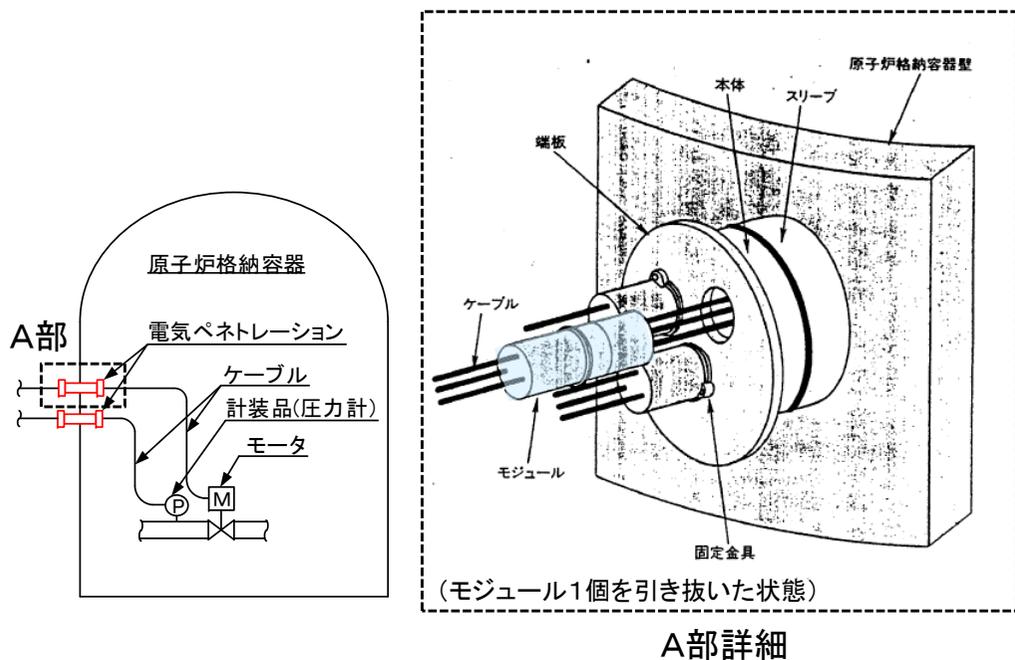
高経年化への対応

○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。

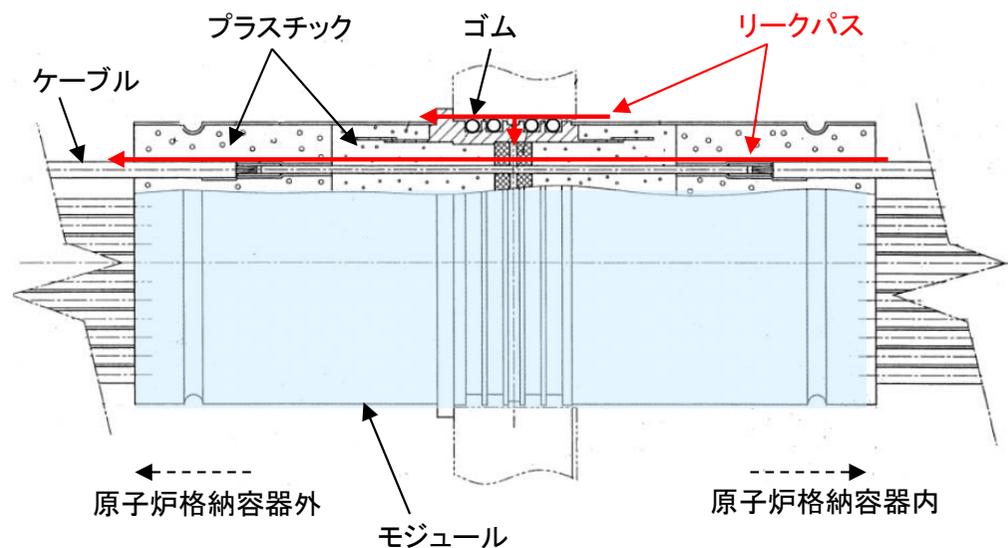
5. ⑦ 電気ペネトレーションの格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下(1/3)

○格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下とは

- 電気ペネトレーションとは、原子炉格納容器の電気配線貫通部のことで、電気ペネトレーションを介し原子炉格納容器の内外で電力および制御信号の送受信を行っている。また、電気ペネトレーションには、原子炉格納容器本体と同様に、事故時に放射性物質を閉じ込める気密性(格納容器バウンダリ機能)が求められている。(図⑦-1参照)
- 熱や放射線により電気ペネトレーション内のシール部品(ゴムやプラスチック等の高分子材料)が劣化し接着力が低下することで、原子炉格納容器内外が繋がる経路(リークパス)が形成され、電気ペネトレーションの密封機能が低下する事象を格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下という。(図⑦-2参照)
- 本劣化事象の評価対象機器は、電気ペネトレーション。



図⑦-1 電気ペネトレーションの概要図



図⑦-2 電気ペネトレーション内部のリークパス形成概念図

5. ⑦ 電気ペネトレーションの格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下(2/3)

健全性評価

○評価方法の概要

- 米国電気電子学会が定めた規格※1の試験手順に基づき長期健全性試験を行い、運転開始後60年時点の劣化を模擬しても、事故時において気密性および絶縁性能に問題がないことを確認する。
- 同試験の供試体に対し、通常運転(60年)の熱による劣化(A)および事故時雰囲気環境下の劣化(放射線、熱、蒸気暴露)(B、C、D)を模擬するため、各試験条件は運転開始後60年を想定した劣化または事故時の環境条件を包絡するものとする。(図⑦-3参照)

※1: 電気ペネトレーションの耐環境性を確認する試験方法がまとめられた米国電気電子学会規格(IEEE Std.317-2013)

○評価の結果

- 各試験条件が、運転開始後60年を想定した劣化条件および事故時の環境条件を包絡していることを確認した。(表⑦-1参照)
- 通常運転(60年)に伴う劣化(A)および事故時雰囲気環境下での劣化(B、C、D)を模擬した供試体に、漏えい量確認試験※2および絶縁耐圧試験※3を行った結果、気密性および絶縁性能に問題はなく、運転開始後60年においても気密性および絶縁性能が維持できることを確認した。(表⑦-2参照)

※2: モジュール内部を窒素ガスで封入し、圧力が安定した状態から一定時間後に圧力変化を測定し、漏れ量を測定する。

※3: 定格電圧AC600Vを1分印加して絶縁破壊のないことを確認する。

表⑦-1 長期健全性試験条件(電気ペネトレーション)

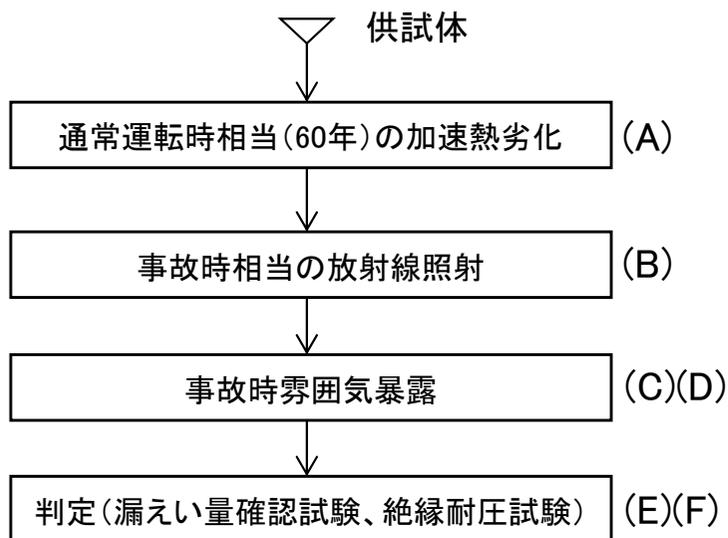
		試験条件	運転開始後60年を想定した劣化条件 および事故時の環境条件
通常運転相当	温度 (A)	120°C(241日間)	114°C(241日)(=44°C※4(60年))
事故時相当	放射線 (B)	1,500kGy	675kGy+0.53kGy※5
	温度 (C)	最高温度: 190°C	最高温度: 約120°C
	圧力 (D)	最高圧力: 0.41MPa[gage]	最高圧力: 約0.22MPa[gage]

※4: 原子炉格納容器内での電気ペネトレーション周囲温度(約38°C)に通電による温度上昇と若干の余裕を加えた温度

※5: 事故時相当の放射線集積線量675kGyに加えて、原子炉格納容器内での電気ペネトレーション周囲の空間線量率(0.001Gy/h)より算出した運転開始後60年の集積線量(0.53kGy)を考慮。

表⑦-2 長期健全性試験の判定結果

項目	判定基準	試験結果	判定
漏えい量確認試験 (E)	1 × 10 ⁻³ cm ³ /sec以下	0.77 × 10 ⁻³ cm ³ /sec	良
絶縁耐圧試験 (F)	絶縁破壊の無いこと	絶縁破壊無し	良



図⑦-3 長期健全性試験手順
(電気ペネトレーション)

5. ⑦ 電気ペネトレーションの格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下(3/3)

現状保全

○点検計画に基づいて、定期的に漏えい率試験^{※1}および電気ペネトレーションに封入している窒素ガス圧力の確認^{※2}を実施し、異常のないことを確認している。

※1: 窒素ポンペを用いてシール部を規定圧力まで加圧し、圧力が安定した状態から一定時間後に圧力変化を圧力計で測定し、気密性を確認している。(図⑦-4参照)

※2: 電気ペネトレーションに接続されている圧力計にて、封入されている窒素ガスの封入圧力を確認している。(図⑦-5参照)

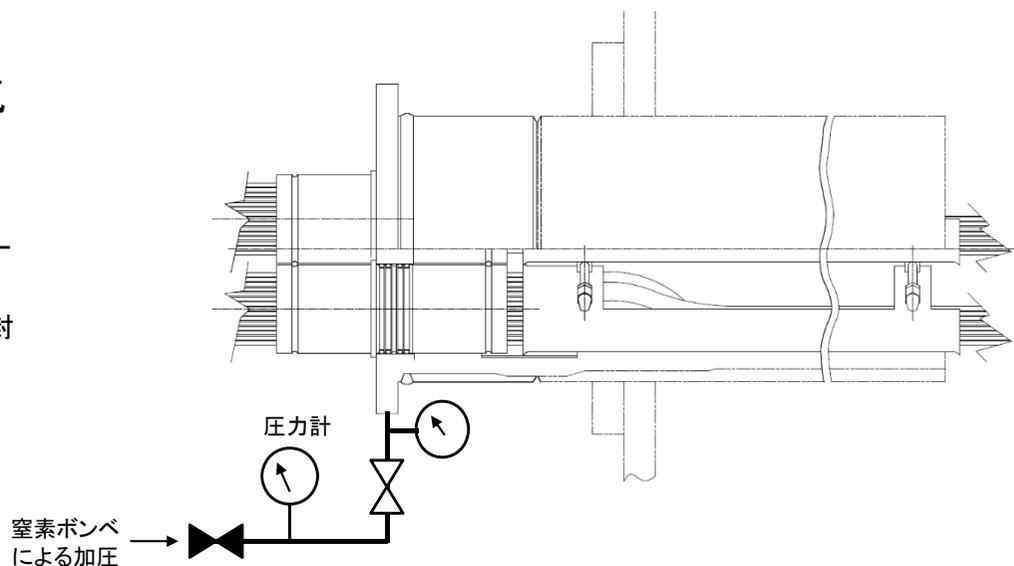
総合評価

○健全性評価の結果、運転開始後60年時点においても格納容器バウンダリ機能に係る気密性を維持できることから気密性低下が問題となることはない。

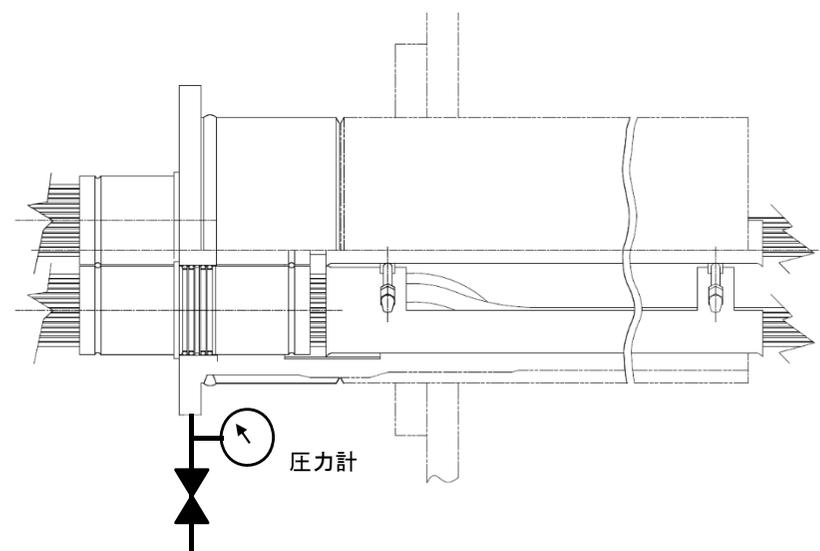
○また、現状の保全は、定期的に漏えい率試験および電気ペネトレーションに封入している窒素ガスの圧力を確認しており、これを継続することで今後も健全性を維持できることから適切である。

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。



図⑦-4 漏えい率試験の概略図



図⑦-5 封入ガス圧力確認

5. ⑧ 光ファイバケーブルのコード外皮、シースおよび心線被覆の劣化(1/2)

○光ファイバケーブルのコード外皮等の劣化とは

- コード外被、シースおよび心線被覆に使用しているプラスチック等の高分子材料が熱的・環境的要因で劣化し、外部からの水分侵入や内部のプラスチック等からの水素発生により、光ファイバ心線(コア)に水分や水素が混入することで、光ファイバ心線の石英ガラス中に拡散した水素により光の損失が増加し、伝送光量が低下する事象である。(図⑧-1参照)
- 光ファイバケーブルは屋内(格納容器外のみ)および屋外に布設されているが、本資料では熱的および環境的要因で劣化しやすく、かつ雨水等の影響がある屋外埋設管路内の光ファイバケーブルの評価を説明する。

健全性評価

○評価方法の概要

- 光ファイバケーブルに対する水素や水分の影響を、ケーブル仕様および布設環境条件から定性的に評価する。

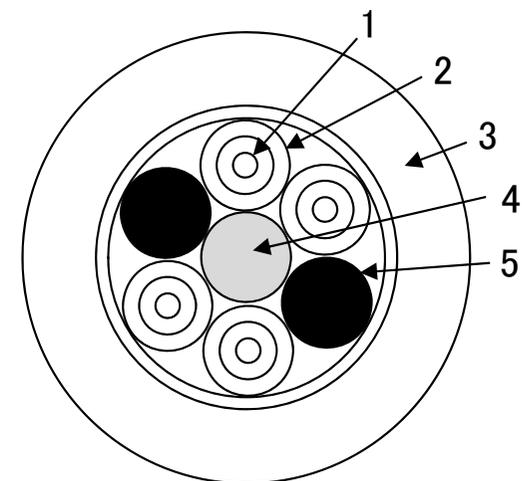
○評価の結果

- ケーブル最表層であるシースが、プラスチック材料の内側に防湿・防水機能を持つアルミニウム製のアルミラミネートテープを使用した水分が流入しにくい構造となっていることを確認した。
(図⑧-1参照)
- 光ファイバ心線コア部には水素原子を含まない石英ガラスを使用し、コア周辺部の被覆は水素発生量が抑制された紫外線硬化型のプラスチック材料を使用していることから、光ファイバケーブル自らが水素を発生する可能性が小さいことを確認した。(図⑧-1参照)
- 屋外の埋設管路内には排水ポンプが設置されており、雨水等が流入しても自動的に排水されることを確認した。
- 以上の評価結果から、水素や水分の混入による伝送光量の低下の可能性は小さい。

No.	部位	材料
1	光ファイバ心線	石英ガラス(コア) 紫外線硬化型プラスチック(被覆)
2	コード外被	プラスチック
3	シース	アルミラミネートテープ付きプラスチック
4	テンションメンバ ^{※1}	強化プラスチック
5	介在紐 ^{※2}	プラスチック

※1: 光ファイバケーブルに歪応力がかからないように、ケーブルに加えられる応力や温度伸縮力を負担させる部位

※2: ケーブル全体の整形のために使用される部位



図⑧-1 光ファイバケーブルの構造図

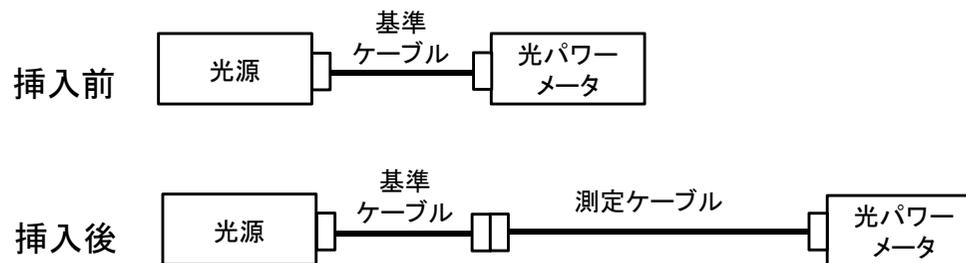
5. ⑧ 光ファイバケーブルのコード外皮、シースおよび心線被覆の劣化(2/2)

現状保全

○点検計画に基づいて、定期的に光量測定^{※1}を行い、伝送光量に異常のないことを確認している。また、伝送光量の傾向を踏まえて取替等の措置を行うこととしている。

※1: 光源および光量の強度を測定する検出器(光パワーメータ)との間に測定ケーブルを挿入し、挿入前後の強度比率から損失を測定する。

(図⑧-2参照)



図⑧-2 光量測定(挿入損失法)の概念図

総合評価

○健全性評価の結果、水素や水分の混入による伝送光量低下の可能性は小さいと考えるが、埋設管路内の溜まり水により高湿度環境となることを考慮すると、伝送光量低下の可能性は否定できない。

○一方で、現状の保全は、定期的に行う光量測定により、伝送光量の傾向を把握し、劣化を検知することが可能であり、光量測定を継続することで今後も健全性を維持できることから適切である。

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。

5. ⑨ 耐震安全性評価(1/3)

耐震安全性評価

○評価方法の概要

技術評価で想定された経年劣化事象のうち、「現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの」かつ「振動応答特性上または構造・強度上『軽微もしくは無視』できない事象」を抽出し、保守的に劣化状態を想定した上で運転開始後60年間を評価期間として耐震安全性評価※1を実施した。 ※1:「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に基づき耐震Sクラス設備の評価用地震力を策定。

○評価の結果

耐震安全性評価の概要を下表に例示する。これら以外にも腐食(熱交換器等)や高サイクル熱疲労(余熱除去系統配管)などを抽出し、耐震安全性評価を実施した結果、いずれの評価においても耐震安全性に問題がないことを確認した。

経年劣化事象(例)	評価結果(例)の概要
低サイクル疲労割れ (1次冷却材配管、原子炉容器等)	60年運転時点の疲労累積係数の評価結果(14頁～16頁)に対し、地震によって発生する疲労累積係数を加えても、合計が1以下であることを確認した。
中性子照射脆化 (原子炉容器胴部)	万一の事故が起こった場合の原子炉容器の健全性評価(加圧熱衝撃評価:20頁参照)において、事故時の加圧熱衝撃に加えて地震で発生する破壊力を上乘せし、破壊に対する抵抗力(運転開始60年時点の中性子照射による抵抗力の低下を考慮)と比較した結果、材料の破壊に対する抵抗力が破壊力を常に上回り、亀裂が急激に進展するような状況には至らないことを確認した。
熱時効 (1次冷却材配管等)	熱時効した2相ステンレス鋳鋼の亀裂安定性評価(26頁参照)において、地震による荷重は考慮済み。
摩耗 (制御棒クラスタ案内管、 重機器サポート等)	保全活動の範囲内で発生する可能性のある摩耗量を仮定して、地震時の制御棒挿入時間を評価した結果、挿入時間の評価値が判定基準(2.2秒以内)を満足することを確認した。(制御棒クラスタ案内管)
	保全活動の範囲内で発生する可能性のある摩耗量を仮定して、当該部位における地震時の発生応力を算出し、許容応力以下であることを確認した。(重機器サポート等)
流れ加速型腐食 (配管、熱交換器等)	保全活動の範囲内で発生する可能性のある減肉量を仮定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力以下であること、または、疲労累積係数が判定基準(1以下)を満足することを確認した。⇒44頁、45頁に評価例を示す

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。

5. ⑨ 耐震安全性評価(2/3)

- 耐震安全性評価のうち、減肉が想定される炭素鋼配管の流れ加速型腐食を評価例として示す。
- 流れ加速型腐食とは、内部流体の流れと腐食が重畳することにより、配管曲がり部などで内面が損耗する事象のこと。

耐震安全性評価

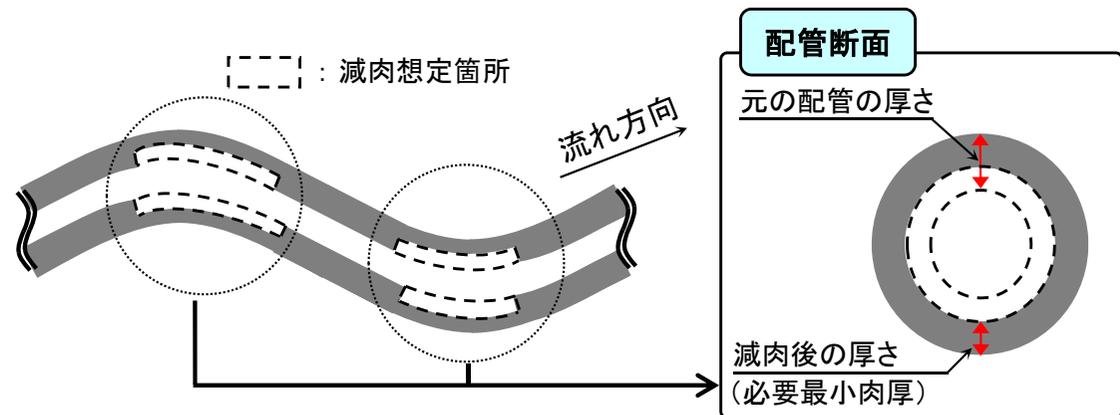
○ 評価方法の概要

- 配管減肉の起こり得る曲がり部、内径変化部等の偏流発生部位およびその下流部が周軸方向に必要最小肉厚まで減肉した状況を想定^{※1}。(図⑨-1参照)
- 地震時の発生応力を算出し、発生応力が許容応力を下回っていること、上回っている場合でも疲労割れが発生しないことを評価。

※1: 必要最小肉厚を下回らないように余裕をもった保全を行っているが、必要最小肉厚まで減肉した状況を保守的な評価条件として想定している。

○ 評価の結果

- いずれの評価対象においても、発生応力が許容応力を下回っていること(応力比(発生応力/許容応力)が1以下)、または発生応力が許容応力を上回っている場合でも疲労割れが発生しないこと(疲労累積係数が1以下)を確認した。(表⑨-1、表⑨-2参照)



図⑨-1 減肉を想定した配管のイメージ図

表⑨-2 耐震重要度Sクラス配管の評価結果^{※2}

評価対象	応力比(発生応力/許容応力) (判定基準: 1以下)		疲労累積係数 (判定基準: 1以下)
	一次 ^{※3}	一次 ^{※3} +二次 ^{※4}	
主蒸気系統配管	0.62	0.69	— ^{※5}
主給水系統配管	0.48	0.49	— ^{※5}
蒸気発生器ブローダウン 系統配管	0.32	1.02 ^{※4}	0.596 ^{※5}

※2: Ss地震力(地震による最大の揺れに基づく地震力)およびSd地震力(弾性設計用の地震力)のうち、Ss地震力による評価結果を例示。なお、Sd地震力に対しても問題ないことを確認している。

※3: 一次応力とは、内圧・自重・地震荷重等により生じる応力

※4: 二次応力とは、隣接部分の拘束または自己拘束により生じる応力(拘束部の熱応力等)

※5: 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601・補-1984)に基づき、一次+二次の発生応力が許容応力を下回っていることを確認する。なお、一次+二次の発生応力が許容応力を上回っている場合は、疲労累積係数が1以下であることを確認する。

表⑨-1 耐震重要度Cクラス配管の評価結果

評価対象	応力比(発生応力/許容応力) (判定基準: 1以下)
タービンランド蒸気系統配管	0.92
抽気系統配管	0.87
補助蒸気系統配管	0.94
復水系統配管	0.94
ドレン系統配管	0.88

5. ⑨ 耐震安全性評価(3/3)

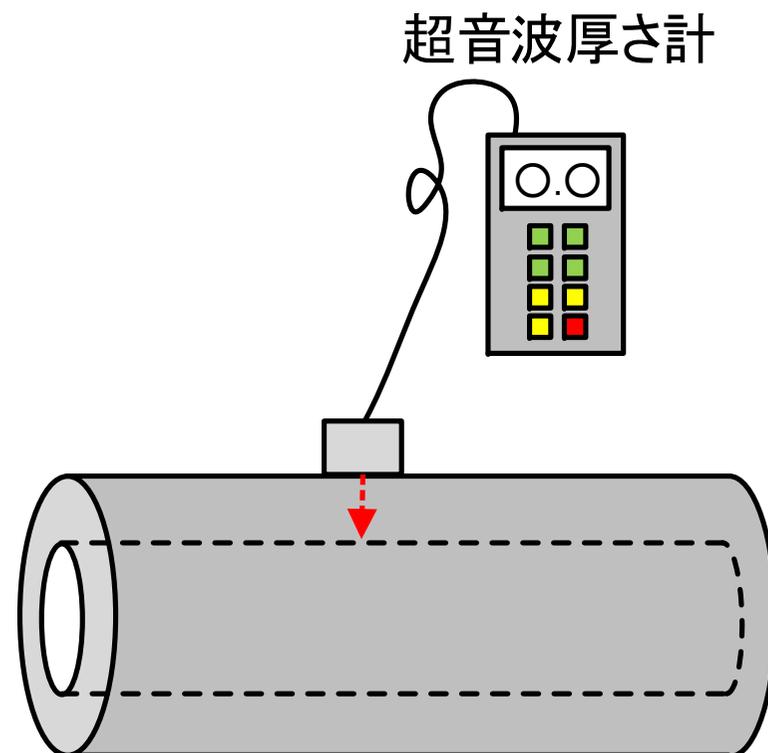
現状保全

- 点検計画に基づいて超音波を用いた肉厚測定※1を実施し、定期的に肉厚を確認している。
- 測定結果や傾向監視の結果に基づき、必要により測定周期の短縮を行い、余裕をもって取替を行っている。※2

※1: 超音波厚さ計を用いて被検部に超音波を伝搬させ、厚さを測定している。(図⑨-2参照)

※2: 測定周期の短縮および配管取替を実施した事例

ドレン系統配管：初回の測定結果より設定した当初の測定周期は3定検ごと(約3.5年ごと)であったが、その後の測定結果より確認した減肉傾向から1定検ごと(毎定検)に測定周期を短縮。
また、その時点で想定される「取替が必要となる時期：4定検後(第17定検)」に余裕をみて、3定検以内の取替を計画し、その後の検討により2定検後の第15回定検にゆとりをもって該当部分の取り替えを実施した。



図⑨-2 超音波厚さ計による肉厚測定のイメージ図

高経年化への対応

- 流れ加速型腐食については、現状保全の状況によらない保守的な劣化状態を想定した耐震安全性評価を実施し、問題ないことを確認している。
- また、現状の保全は、定期的に肉厚を確認するとともに、測定結果や傾向監視の結果から適切な測定時期の設定や取替を行うこととしており、これを継続することで今後も健全性を維持できることから適切である。
- 以上のことから、高経年化対策の観点から追加すべき保全項目はない。

5. ⑩ 耐津波安全性評価

耐津波安全性評価

○概要

技術評価で想定された経年劣化事象のうち、「現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの」かつ「構造・強度上および止水性上『軽微もしくは無視』できない事象」を抽出し、耐津波安全性評価の必要性を確認した。

○対象施設

津波の影響を受ける以下の浸水防護施設を対象とする。

機種分類	設備		浸水防護施設の区分
弁	リフト逆止弁	床ドレン系統リフト逆止弁	浸水防止設備
コンクリート構造物および鉄骨構造物	鉄骨構造物	海水ピット堰	津波防護施設
		海水ポンプエリア水密ハッチ	浸水防止設備
		海水ポンプエリア水密扉	浸水防止設備
		原子炉建屋水密扉	浸水防止設備
		原子炉補助建屋水密扉	浸水防止設備

耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象

対象施設における経年劣化事象から「現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの」かつ「構造・強度上および止水性上『軽微もしくは無視』できない事象」を確認した結果、耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象は抽出されなかったため、実施すべき耐津波安全性評価は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。

5. ⑪ 冷温停止時に厳しくなる劣化事象の評価

○一般的に、プラント通常運転中と停止中では、高温・高圧かつ中性子の照射を伴う通常運転時の方が経年劣化の観点から厳しくなることから、高経年化技術評価では「断続的運転」(通常運転と定期検査によるプラント起動・停止の繰り返しを考慮した運転)を前提とした評価を行っている。

一方で、プラントが冷温停止している状態を長期間維持することとなった場合、「断続的運転」を前提とした場合より経年劣化の観点から厳しくなる可能性があることから、冷温停止状態を維持することを前提とした評価も合わせて実施する。

冷温停止時に厳しくなる劣化事象の抽出と評価

断続的運転を前提とした評価で抽出された経年劣化事象のうち、冷温停止状態の維持を想定した場合に劣化の発生や進展がより厳しくなる劣化事象を抽出し、再評価する。

抽出された経年劣化事象の再評価結果

再評価対象は以下1件であり、冷温停止状態の維持を想定してもプラントの健全性維持が可能であることを確認した。

再評価対象：余熱除去ポンプモータ※1の固定子コイルおよび口出線・接続部品の絶縁低下

再評価結果

余熱除去ポンプモータは、プラント通常運転中は停止しているが、冷温停止状態では連続運転するため、冷温停止状態の維持を想定した場合、年間のモータ運転時間が長くなる。

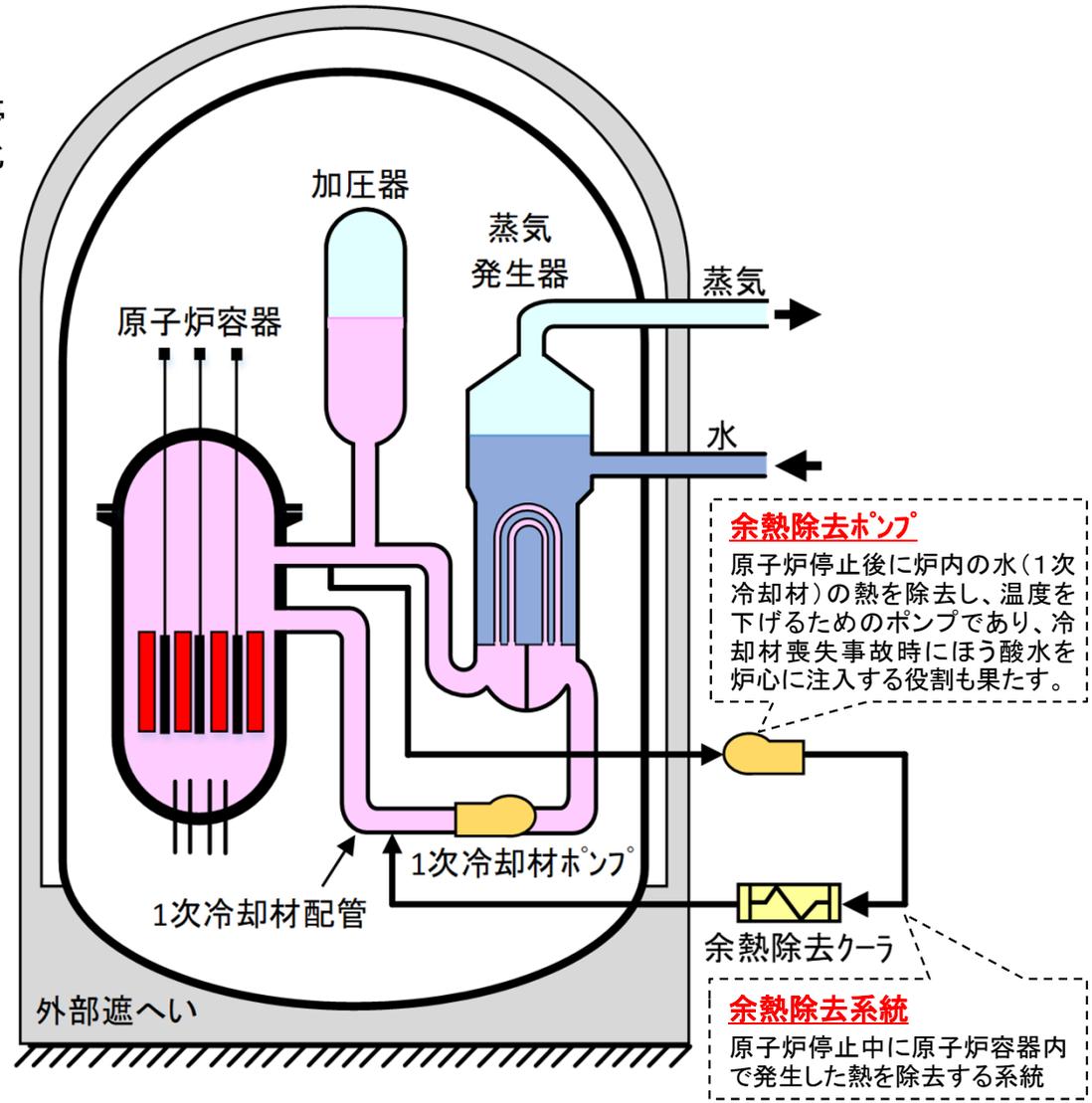
現状保全として実施している絶縁抵抗測定は、連続運転を行っている他の低圧ポンプモータ※2と同等の頻度で実施することとしているため、冷温停止状態の維持を前提としても点検手法として適切である。

したがって、定期的な絶縁抵抗測定を実施していくとともに、運転年数および点検結果に基づき必要により洗浄、乾燥、絶縁補修処理もしくは取替えを実施していくことで、健全性を維持可能。

※1：余熱除去ポンプのモータ。余熱除去ポンプについては、図⑪-1参照。
 ※2：定格電圧440Vのモータであり、余熱除去ポンプモータの他、原子炉補機冷却水ポンプモータ、燃料取替用水ポンプモータ等がある。

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。



図⑪-1 余熱除去システム・余熱除去ポンプのイメージ図

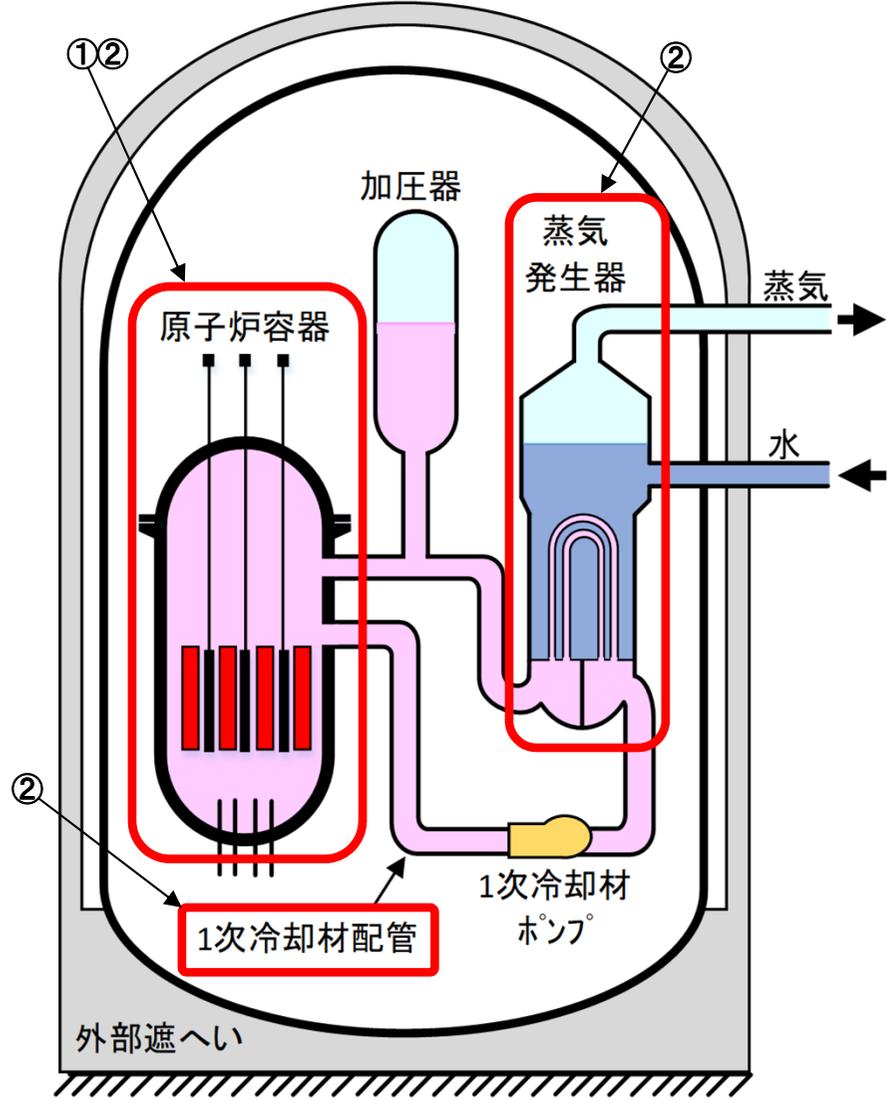
6. 長期施設管理方針の策定

- 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、今後10年間の運転を見据え留意すべき事項を抽出し、長期施設管理方針としてまとめた。(赤字箇所)

①原子炉容器(中性子照射脆化)
 これまでの監視試験結果による健全性評価において、原子炉容器の中性子照射脆化が原子炉の安全性に影響を及ぼす可能性はないとの評価結果を得ているが、健全性評価の妥当性を確認するため、原子炉の運転時間・照射量を勘案して第3回監視試験の実施計画を策定する。
 (実施時期: 中長期※1)

②原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材配管 等 (低サイクル疲労)
 運転開始後60年時点における原子炉容器等の疲労割れの発生の有無(疲労累積係数)を評価し、判定基準に対し余裕のある結果を得ているが、疲労割れ評価結果は温度・圧力変化を伴うプラントの起動・停止等の回数(過渡回数)に依存するため、継続的に過渡回数の実績を把握し、評価に用いた運転開始後60年時点の過渡回数を上回らないことを確認する。
 (実施時期: 中長期※1)

※1 実施時期の「中長期」は2024年12月15日から10年間を示す。



概要図

7. まとめ

- 大部分の機器・構造物については、現在行っている保全活動を継続することで、長期的に健全性が維持できることを確認した。
- 一部の機器については、現在行っている保全活動を継続することで健全性が維持できるものの、今後10年間の運転を見据え留意すべき事項を抽出し、長期施設管理方針を策定した。
- 策定した長期施設管理方針を保安規定に反映し、保安規定の変更認可申請を実施した。
- 今後、国の審査を経て保安規定変更の認可を取得し、その運用を通して更なる安全性の向上を図っていく。

以 上

参考1. 用語説明

参考2. 高経年化対策上着目すべき劣化事象(主要6事象)

参考3. GX脱炭素電源法案への対応について

参考4. 「長期施設管理計画の認可制度」の概要

参考5. 評価対象設備の抽出フロー

参考6. 評価対象設備の例

参考7. 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た要因(コンクリートの強度低下および遮へい能力低下)

参考1. 用語解説(1/3)

- 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言う。
- ③ 加圧器管台セーフエンド
 - ・ 加圧器管台に材料が異なる配管を接続するための短管。異なる金属材料を溶接しようとする、割れが生じたり、熱処理の違い等で脆化したりすることがあるため、どちらの金属材料とも溶接することができる材質の短管を用いて接続する。
- ④ 600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。
- ⑤ 炉内計装筒J溶接部
 - ・ 運転時等に炉心(燃料)の状況を測定する際に検出器が通過する炉内計装筒は、原子炉容器下部に差し込まれており、原子炉容器と炉内計装筒を接続する部分差込溶接部を炉内計装筒J溶接部という。
- ⑥ 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。
- ⑦ 超音波ショットピーニング
 - ・ 部材表面に、金属などの粒子(投射材)を超音波振動によって衝突させることで、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。
- ⑧ 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。

参考1. 用語解説(2/3)

⑨ 高サイクル熱疲労割れ

- 配管内の流体の温度変動が繰り返し発生することで、配管が熱応力により疲労破壊する事象。

⑩ 低サイクル疲労

- プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により、機器の構造不連続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。

⑪ 中性子照射脆化

- 一般的に、金属は粘り強さ(靱性)を持っているが、中性子を浴び続けると、粘り強さが徐々に低下すること(脆化)が知られており、この現象を中性子照射脆化という。

⑫ 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呼ぶ。

⑬ 2相ステンレス鋼の熱時効

- 1次冷却材配管等に使用している2相ステンレス鋼(ステンレス鋼鋳鋼)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呼ぶ。

⑭ 格納容器バウンダリ機能

- 原子炉を収める格納容器は、通常運転中は全ての出入口を塞いで密閉されており、内封機能を備えている。その内封機能を維持するための鋼板や、気密性のある出入口、貫通口を設置しており、総称して格納容器バウンダリ機能と呼ぶ。

⑮ 電気ペネトレーション

- 格納容器の内封機能を維持しながら格納容器内外に電気・計装用ケーブルを繋ぐ格納容器貫通口を、電気ペネトレーションと呼ぶ。格納容器バウンダリ機能の一部。

⑯ 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は判断する。

参考1. 用語解説(3/3)

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。

⑲ 1次応力

- 圧力や地震荷重などによって生じる応力であり、外力との釣り合いにより生じる応力である。外力が取り除かれない限り応力が緩和されない荷重制御型の応力である。

⑳ 2次応力

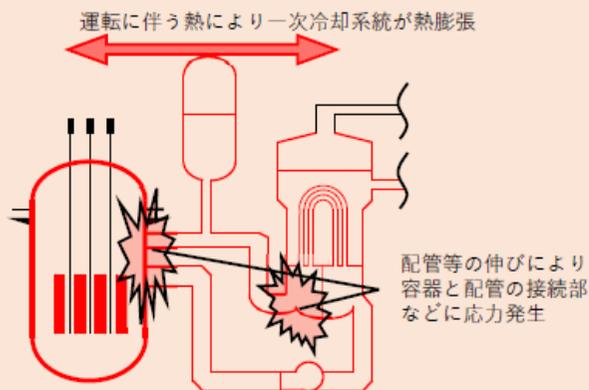
- 熱による膨張や地震時における構造物同士の相対変位などによって生じる応力であり、隣接部分との拘束によって生じる応力である。熱や相対変位に対して構造物自身に変形することで応力が緩和される変位制御型の応力である。

参考2. 高経年化対策上着目すべき劣化事象(主要6事象)

運転に伴い劣化が進展するもの

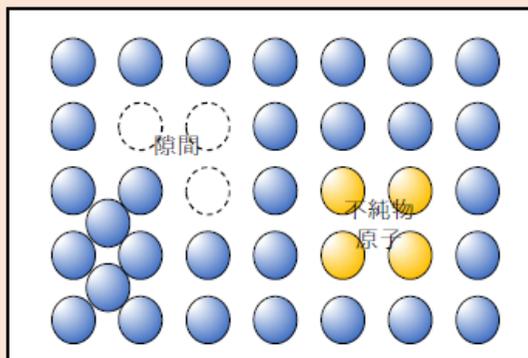
① 低サイクル疲労

温度・圧力の変化によって、大きな繰り返し応力がかかる部位に割れが発生する事象。



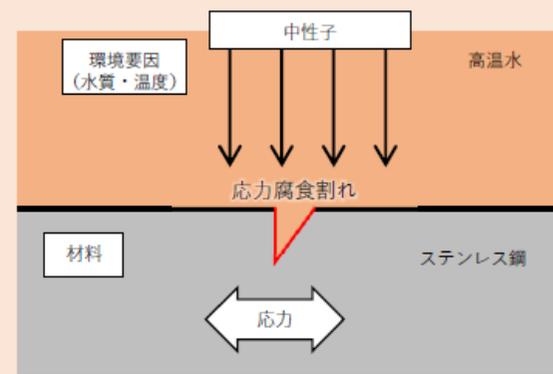
② 原子炉容器の中性子照射脆化

長期間にわたり原子炉容器に中性子が照射されることにより、金属の粘り強さ（靱性）が徐々に低下（脆化）する事象。



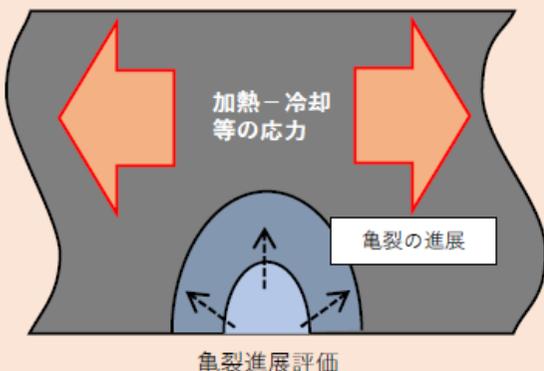
③ 照射誘起型応力腐食割れ

中性子の照射により、応力腐食割れの感受性が高くなり、ひび割れが発生する事象。



④ 2相ステンレス鋼の熱時効

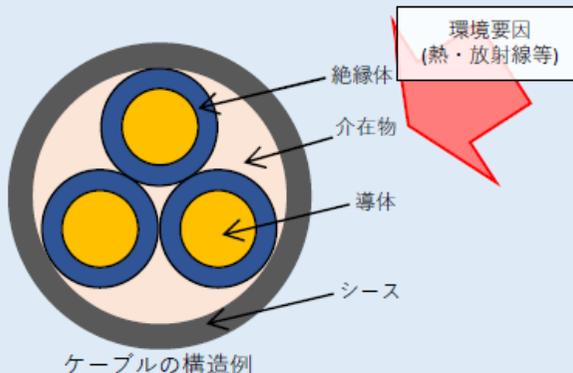
ステンレス鋼が高温での長期使用に伴い、靱性の低下を起こす事象。



停止中でも進展するもの

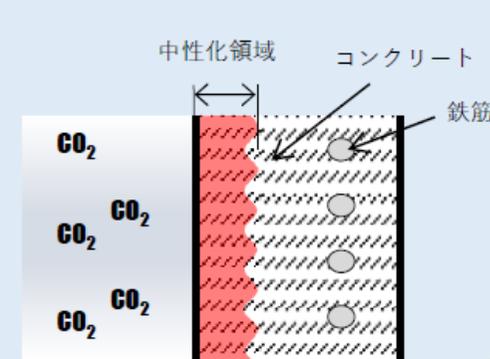
⑤ 電気・計装設備の絶縁低下

電気・計装設備に使用されている絶縁物が環境要因等で劣化し、電気抵抗が低下する事象。



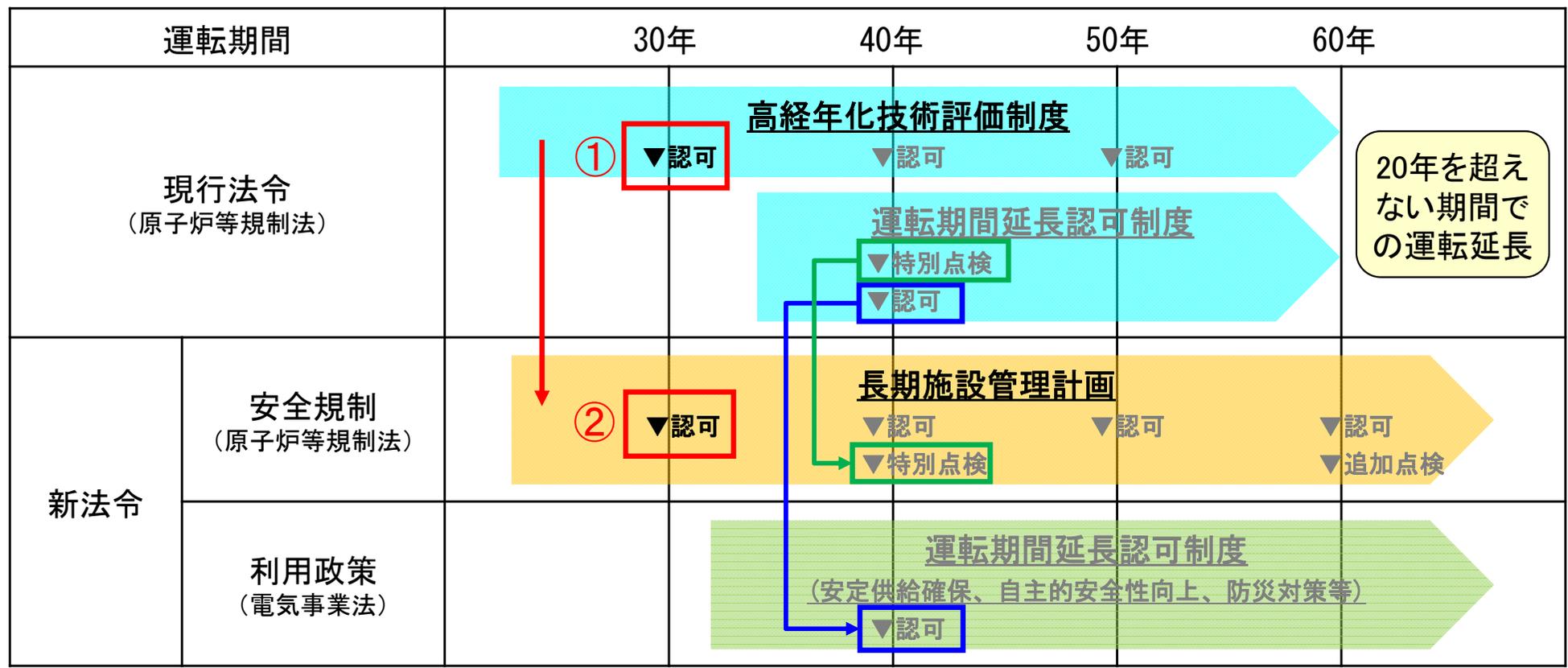
⑥ コンクリート構造物の強度低下

コンクリートの強度が、熱、放射線照射、中性化等により低下する事象。



参考3. GX脱炭素電源法案への対応について

- 2023年5月31日にGX(Green Transformation)脱炭素電源法案が国会で可決され、高経年化した発電用原子炉に対する規制(長期施設管理計画の認可制度)および発電用原子炉の運転期間に関する法律が一部改正され、同年6月7日に公布された。また、本改正法は、2025年6月6日に施行されることとなっている。
- 伊方発電所3号機については、新法令施行前に運転開始後30年(2024年12月15日)を経過することから、現行法令に基づき、2024年12月14日までに、今回策定した長期施設管理方針を反映した保安規定の変更認可をうけ、その後、新法令に基づき長期施設管理計画を申請し、2025年6月5日までに国の認可を受ける必要がある。
- 長期施設管理計画については、別途原子力安全専門部会および環境安全管理委員会にてご報告する。



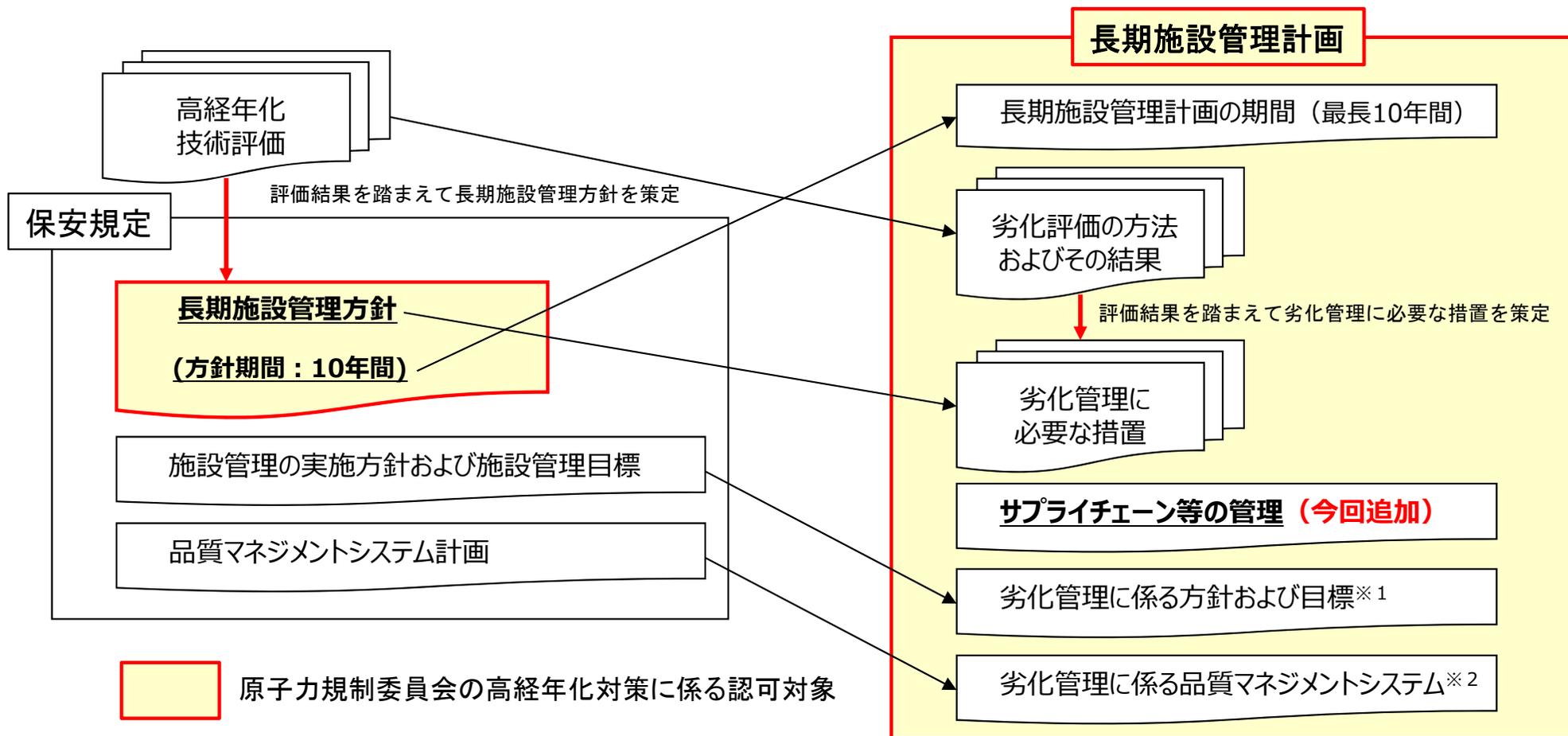
* ①が今回の報告内容。②については①の対応後に実施。

参考4. 「長期施設管理計画の認可制度」の概要

- 従来の高経年化技術評価と新たな長期施設管理計画では、事業者が行う劣化の予測・評価の技術的な内容はほとんど同じ。
- 長期施設管理計画では、劣化の予測・評価の詳細な方法や内容に加え、サプライチェーン等の管理として製造中止品に対する管理方法等が新たに追加される等、従来よりも認可対象項目が増え、規制が強化されている。

高経年化技術評価制度(従来の制度)

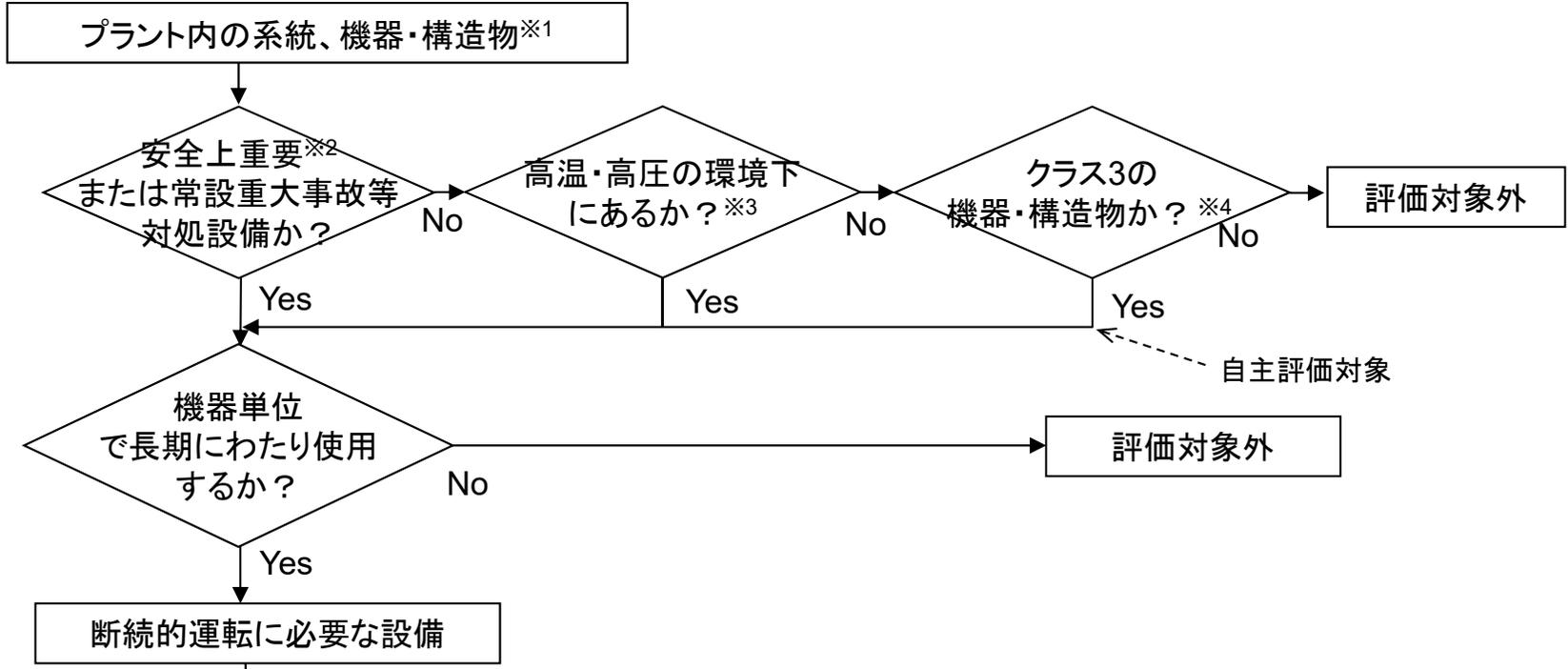
長期施設管理計画の認可制度(新制度)



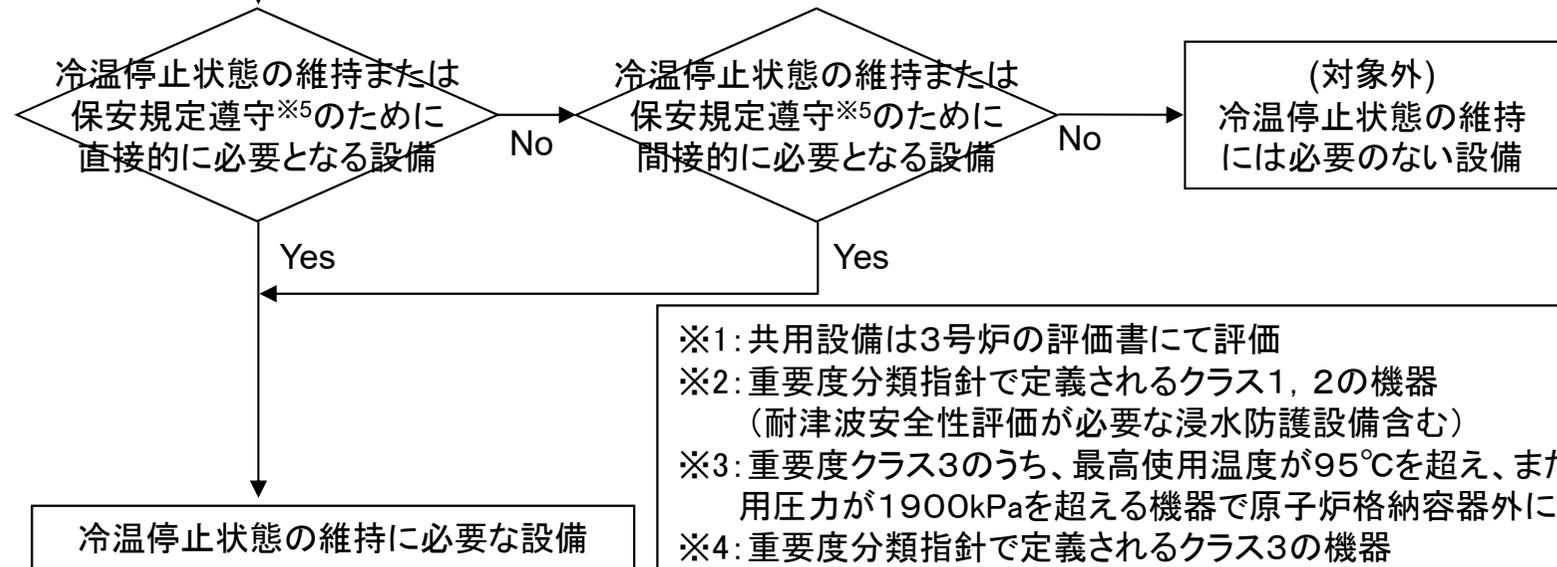
※1: 保安規定の内容を踏まえ記載
 ※2: 保安規定の記載事項を長期施設管理計画にも記載

参考5. 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



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号炉の評価書にて評価
- ※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6. 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、温度等の高いものを代表機器として抽出

参考7. 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た要因(コンクリートの強度低下および遮へい能力低下)

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

コンクリート構造物および鉄骨構造物の経年劣化事象に影響を及ぼす要因のうち下表の劣化要因は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でないと判断した。

分類	事象	要因	判断理由
コンクリート	強度低下	アルカリ骨材反応	<ul style="list-style-type: none"> ・使用している骨材は 1984年に化学法(ASTM C 289)、建設時(1989年~1993年)にモルタルバー法(JIS A 5308)に基づく反応性試験を実施し、反応性骨材でないことを確認している。 ・定期的に目視確認を実施しており、アルカリ骨材反応に起因するひび割れなどが認められていない。
		凍結融解	<ul style="list-style-type: none"> ・日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5 鉄筋コンクリート工事」(2022)における凍害危険度の分布図により、伊方3号機周辺地域は「ごく軽微」よりも危険度が低い。 ・定期的に目視確認を実施しており、凍結融解に起因するひび割れなどが認められていない。
	耐火能力低下	火災等の熱	<ul style="list-style-type: none"> ・通常の使用環境において、コンクリート構造物の断面厚が減少することはない。 ・定期的に目視確認を実施しており、火災時などの熱に起因すると判断される断面厚の減少は認められていない。
鉄骨	強度低下	腐食	<ul style="list-style-type: none"> ・定期的に目視確認を実施しており、強度に支障をきたす可能性のあるような鋼材の腐食は認められていない。 ・強度に支障をきたす可能性のあるような鋼材の腐食に影響する塗膜の劣化などが見られた場合には、その部分の塗替えなどを行うこととしている。
		風等による疲労	<ul style="list-style-type: none"> ・疲労破壊が生じるような風などによる繰返し荷重を継続的に受ける構造部材はない。(日本建築学会「建築物荷重指針・同解説」(2015)における風等による振動の検討が必要とされているアスペクト比(高さの幅に対する比)が4以上の構造物はない。)