

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22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
3. 高経年化技術評価および策定した長期施設管理方針の概要
4. まとめ



1. はじめに

(1) 高経年化技術評価とは

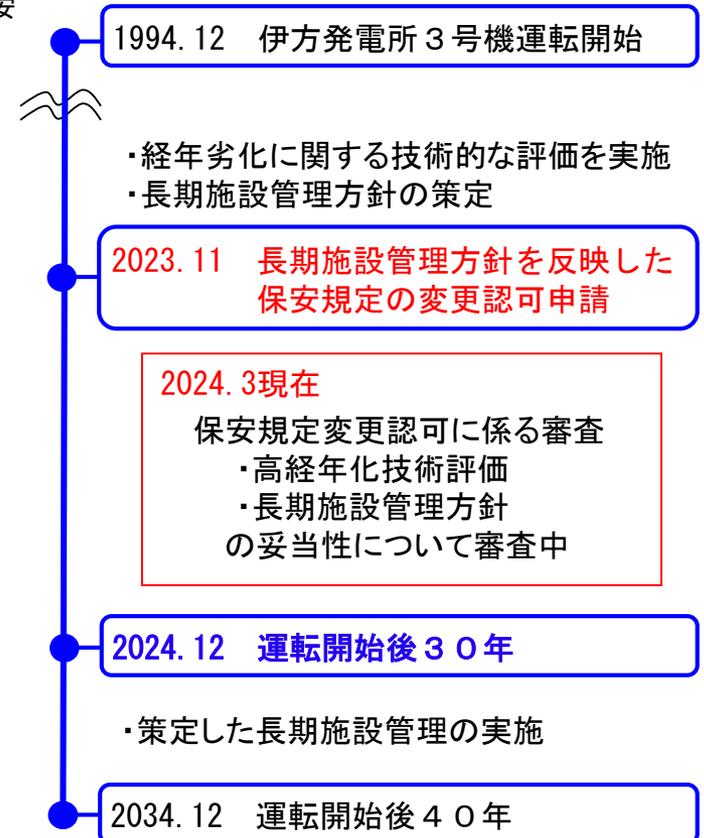
- 原子炉等規制法等に基づき、原子力発電所の運転開始後30年を経過する日までに、安全機能を有する機器・構造物等に対して経年劣化に関する技術的な評価を実施し、30年以降の10年間に実施すべき施設管理に関する方針(長期施設管理方針)を策定するもの。
- 策定した長期施設管理方針は保安規定※へ反映し、国の認可を受けることが求められている。

※ 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。



2. 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. 伊方発電所3号機の概要

○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。

加圧器管台セーフエンド※3取替

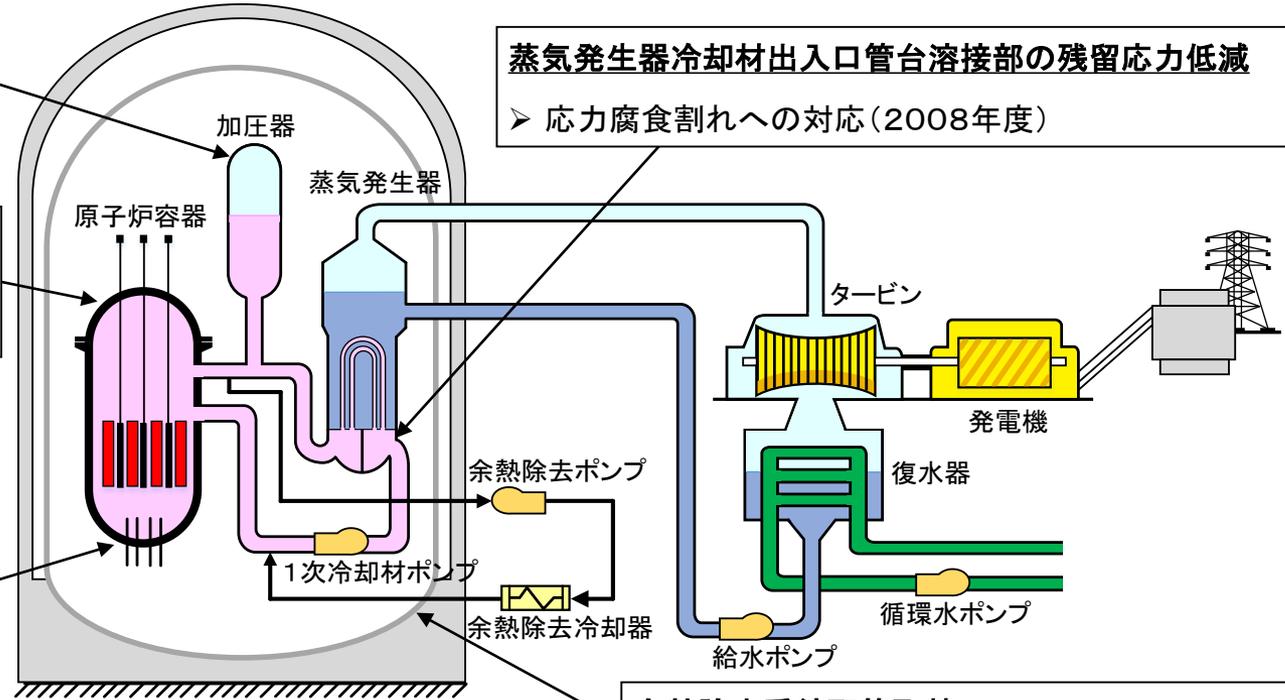
- 応力腐食割れへの対応 (2006年度)

原子炉容器上部ふた取替

- 応力腐食割れへの対応 (2017～2018年度)

原子炉容器出入口管台溶接部等の残留応力低減

- 応力腐食割れへの対応 (2017～2018年度)



蒸気発生器冷却材出入口管台溶接部の残留応力低減

- 応力腐食割れへの対応 (2008年度)

余熱除去系統配管取替

- 高サイクル熱疲労割れ※4への対応 (2007年度)

※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 材料（金属材料の性質）、環境（金属材料が腐食しやすい環境）、応力（金属材料に外部から力が加わった時に、材料内部に生じる力）の3つの要因がそろった場合に割れが発生する事象。配管等の溶接部に残った応力（残留応力）を低減するなど、3つの要因がそろわないようにすることで、応力腐食割れの発生を防止することができる

※3 材料が異なる配管を接続するための短管

※4 配管内の流体の温度変動が繰り返し発生することで、金属材料内部に熱による力が繰り返し生じ、疲労割れが発生する事象

3. 高経年化技術評価および策定した長期施設管理方針の概要

本章は、以下の流れで説明する。

- (1) 高経年化技術評価の要求事項
- (2) 高経年化技術評価実施フロー（概要）
- (3) 評価対象設備の抽出
- (4) 高経年化対策上着目すべき劣化事象の抽出
- (5) 主要6事象の概要
- (6) 高経年化技術評価の結果
- (7) 経年劣化事象の評価および長期施設管理方針

(1) 高経年化技術評価の要求事項

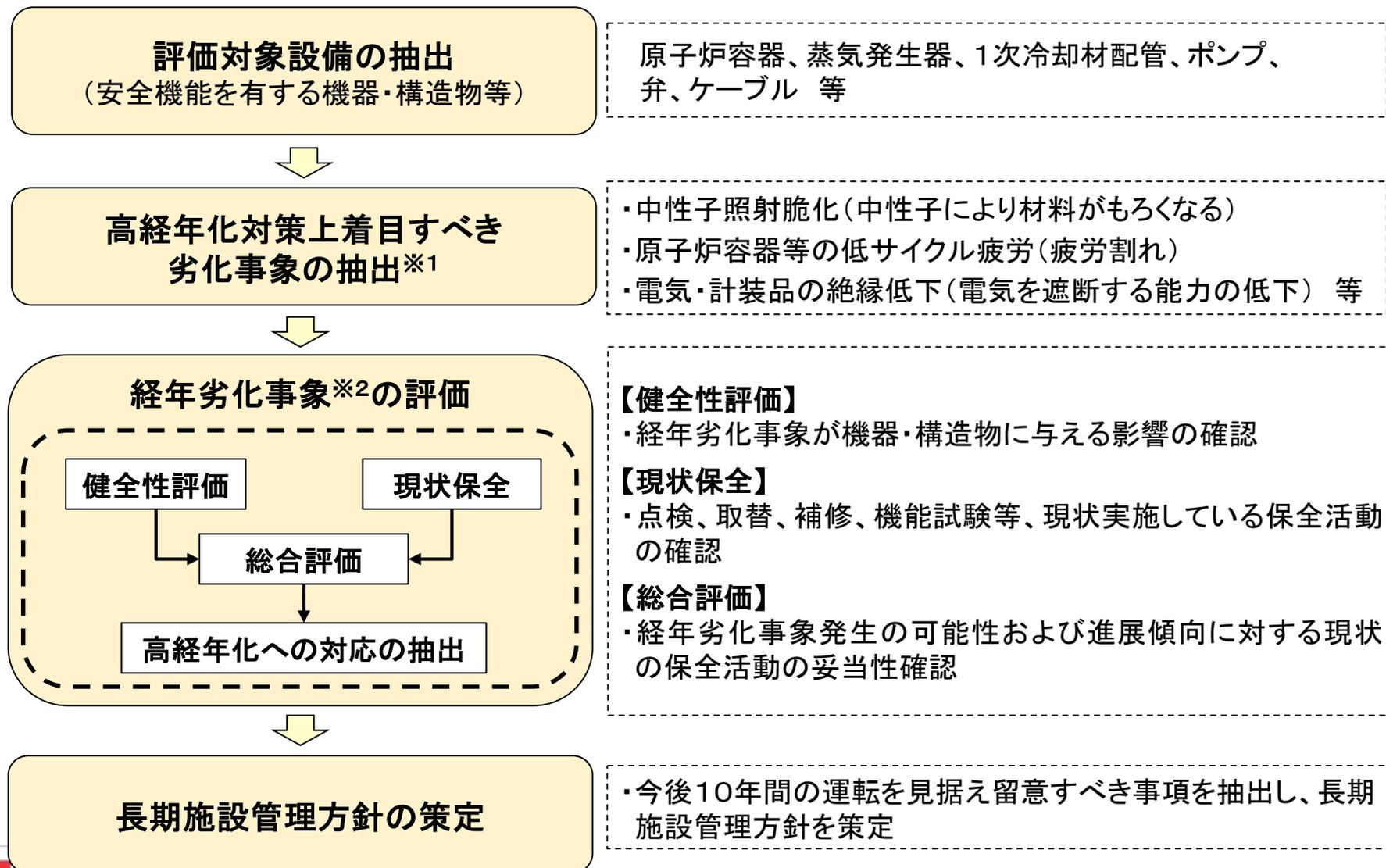
- 高経年化技術評価は、「**实用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則**」においてその実施が義務付けられており、評価に際しての基本的な要求事項は、原子力規制委員会が定めた「**实用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド**」（以下、「**実施ガイド**」という）に規定されている。
- 基本的な要求事項をまとめると以下のとおり。

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および耐震安全性／耐津波安全性評価を実施
- 長期施設管理方針を策定し、保安規定に反映

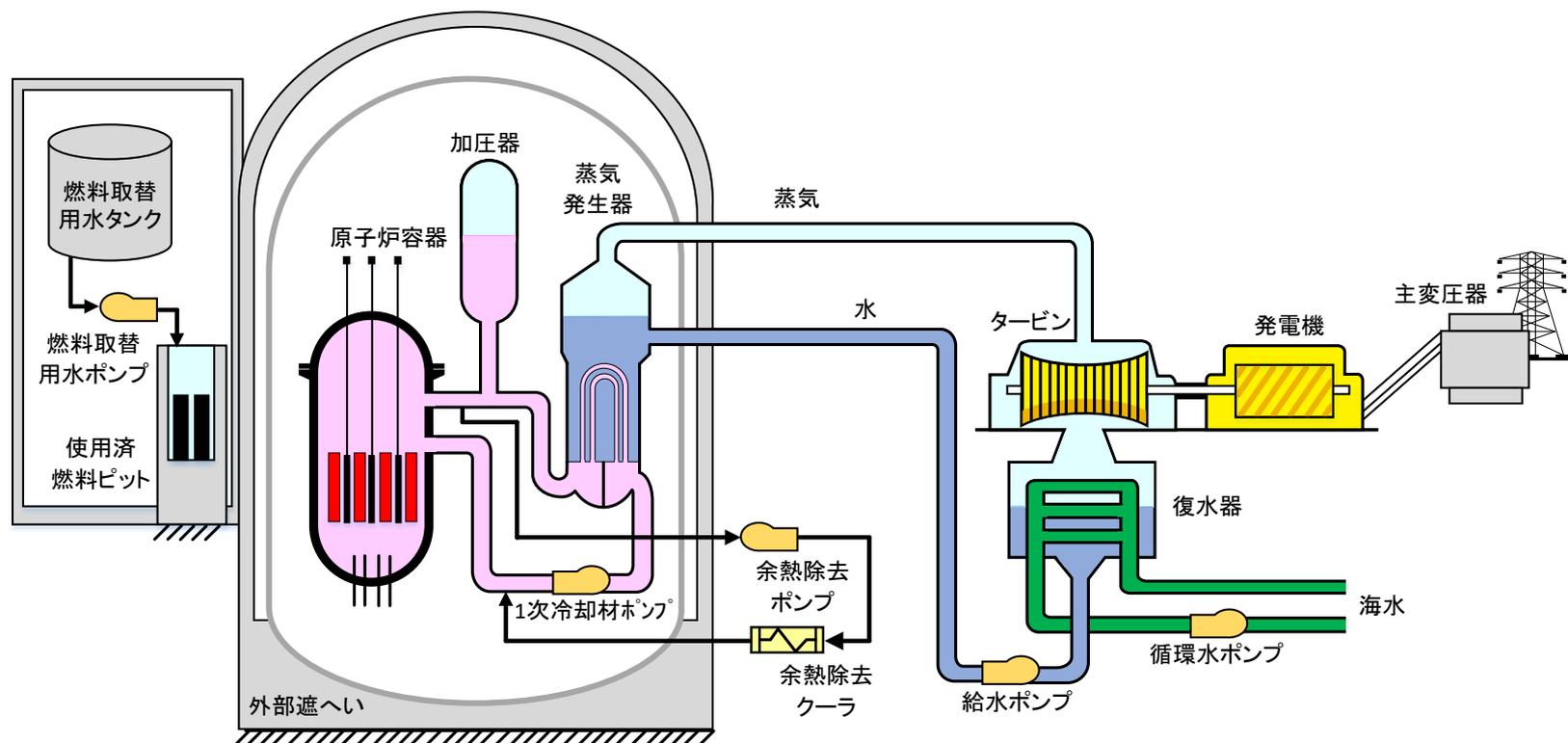
(2) 高経年化技術評価実施フロー（概要）

- 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。



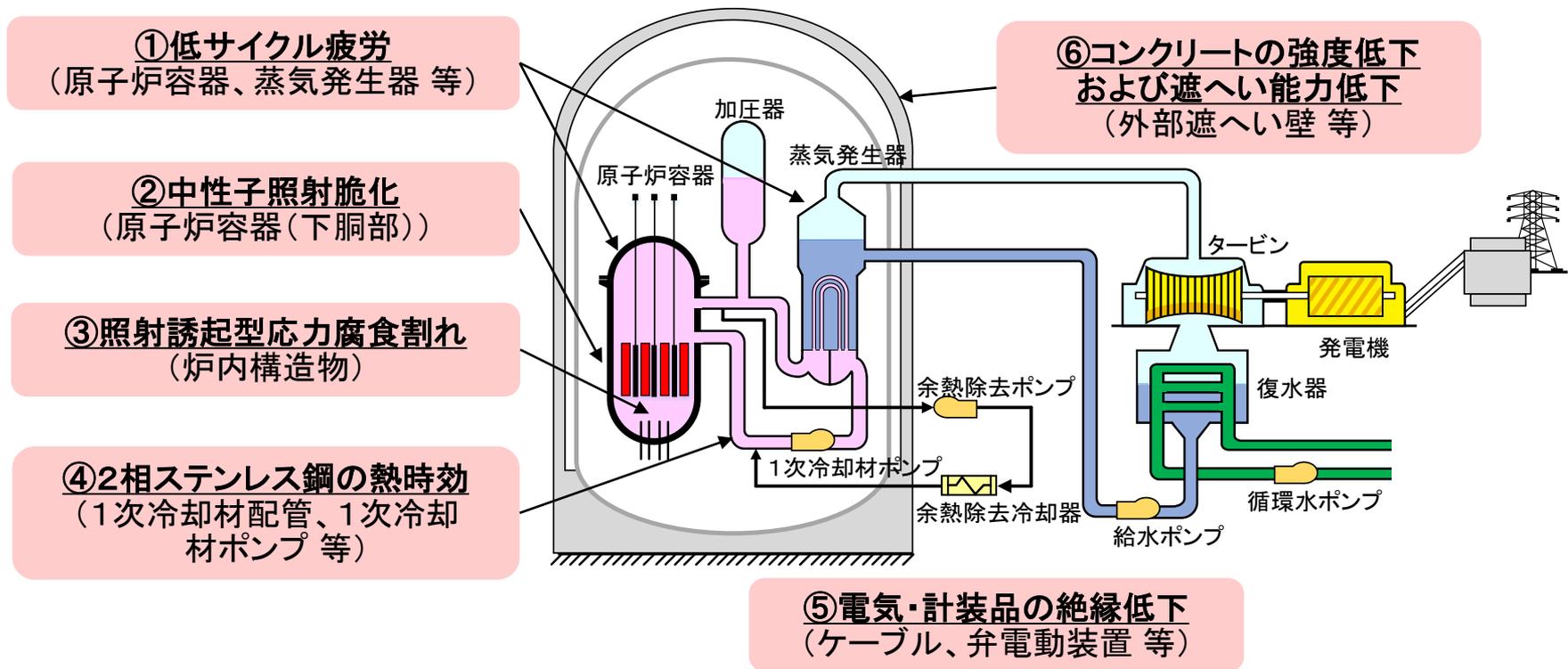
(3) 評価対象設備の抽出

- 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) 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(2事象)を高経年化対策上着目すべき劣化事象として抽出。



【その他の経年劣化事象(2事象)】(概要については「参考5」参照)

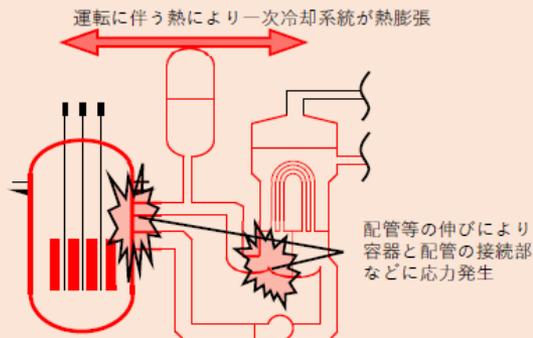
- ✓ 電気ペネトレーションの格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下
- ✓ 光ファイバケーブルのコード外皮、シースおよび心線被覆の劣化

(5) 主要6事象の概要

運転に伴い劣化が進展するもの

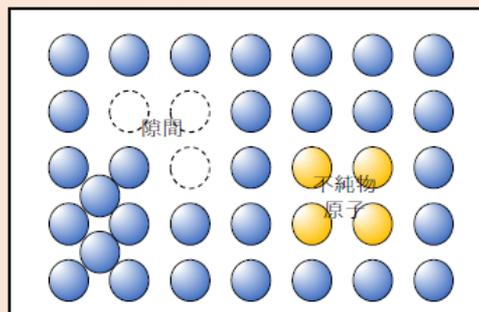
① 低サイクル疲労

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。



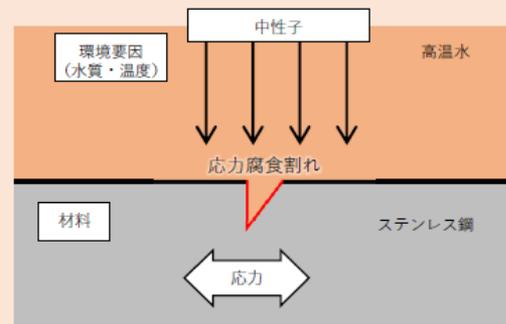
② 原子炉容器の中性子照射脆化

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。



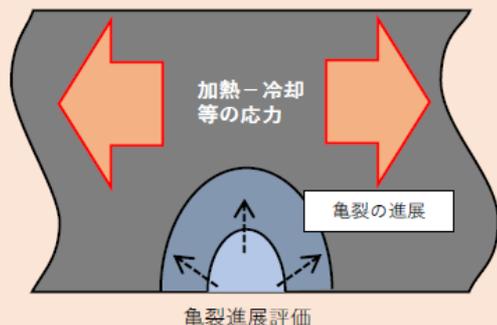
③ 照射誘起型応力腐食割れ

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

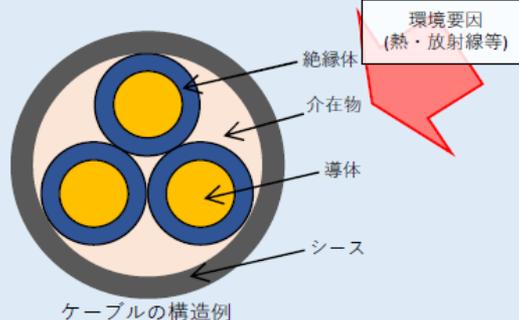
ステンレス鋼が高温での長期使用に伴い、靱性の低下を起こす事象。



停止中でも進展するもの

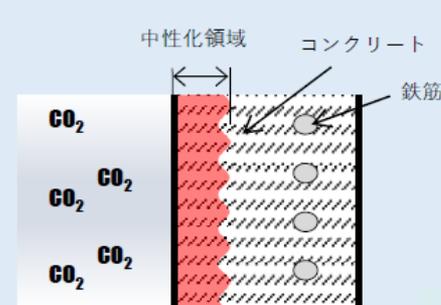
⑤ 電気・計装設備の絶縁低下

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。



(6) 高経年化技術評価の結果

➤ 主要6事象の高経年化技術評価結果の概要については、下表のとおり。

劣化事象	評価結果概要
①低サイクル疲労 (参考P17～19参照)	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子炉容器等について、60年間の運転に伴い材料に蓄積する疲労の程度を評価した結果、運転開始後60年時点で疲労による割れが発生しないことを確認。 ➤ 評価結果は、プラントの起動・停止等の回数に依存するため、今後も継続的にそれらの回数の実績を把握。 → 長期施設管理方針へ反映
②中性子照射脆化 (参考P20～24参照)	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子炉容器について、同じ材料かつ中性子照射された試験片を用いた試験(監視試験)等を実施した結果、特異な脆化傾向はなく、運転開始後60年時点で原子炉容器の健全性が維持できることを確認。 ➤ 将来の脆化傾向の把握、健全性評価の妥当性確認のため、今後も計画的に監視試験を実施。 → 長期施設管理方針へ反映
③照射誘起型 応力腐食割れ	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 中性子照射量など、評価条件が厳しい原子炉容器内の構造物について評価した結果、運転開始後60年時点でも照射誘起型応力腐食割れが発生しないことを確認。
④2相ステンレス鋼の 熱時効	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 2つの金属組織を持つステンレス鋼が使用されている1次冷却材配管等について、熱時効により材料の粘り強さ(靱性)が低下しても、配管等に仮定した亀裂が、運転開始後60年時点において急激に進展するような状況には至らないことを確認。
⑤電気・計装品の 絶縁低下	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 電気ケーブル等について、60年間の通常運転で想定される熱や放射線による劣化、および万一の事故を想定した熱や放射線による劣化を模擬した供試体を用いて試験を実施した結果、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を確認。
⑥コンクリートの強度低下 および遮へい能力低下	<ul style="list-style-type: none"> ➤ コンクリート構造物について、60年間の運転における様々な劣化事象(熱、放射線など)を想定して評価した結果、コンクリートの強度が急激に低下する可能性は極めて小さく、またコンクリートの放射線遮へい能力が低下する可能性がないことを確認。

(7) 経年劣化事象の評価および長期施設管理方針

- 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)

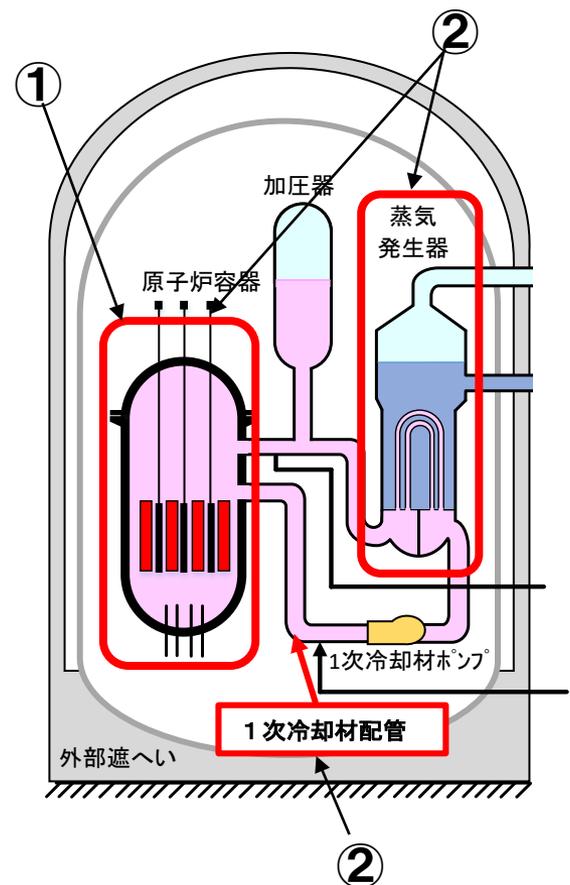
これまでの監視試験結果による健全性評価において、原子炉容器の中性子照射脆化が原子炉の安全性に影響を及ぼす可能性はないとの評価結果を得ているが、**健全性評価の妥当性を確認するため、原子炉の運転時間・照射量を勘案して第3回監視試験の実施計画を策定する。**

(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、**疲労割れ評価の結果は、温度・圧力変化を伴うプラントの起動・停止等の回数に依存するため、継続的にそれらの回数を把握し、評価に用いた運転開始後60年時点の回数を上回らないことを確認する。**

(実施時期:中長期※1)



4. 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

【参考資料】

(参考1) GX脱炭素電源法案への対応について

(参考2) 「長期施設管理計画の認可制度」の概要

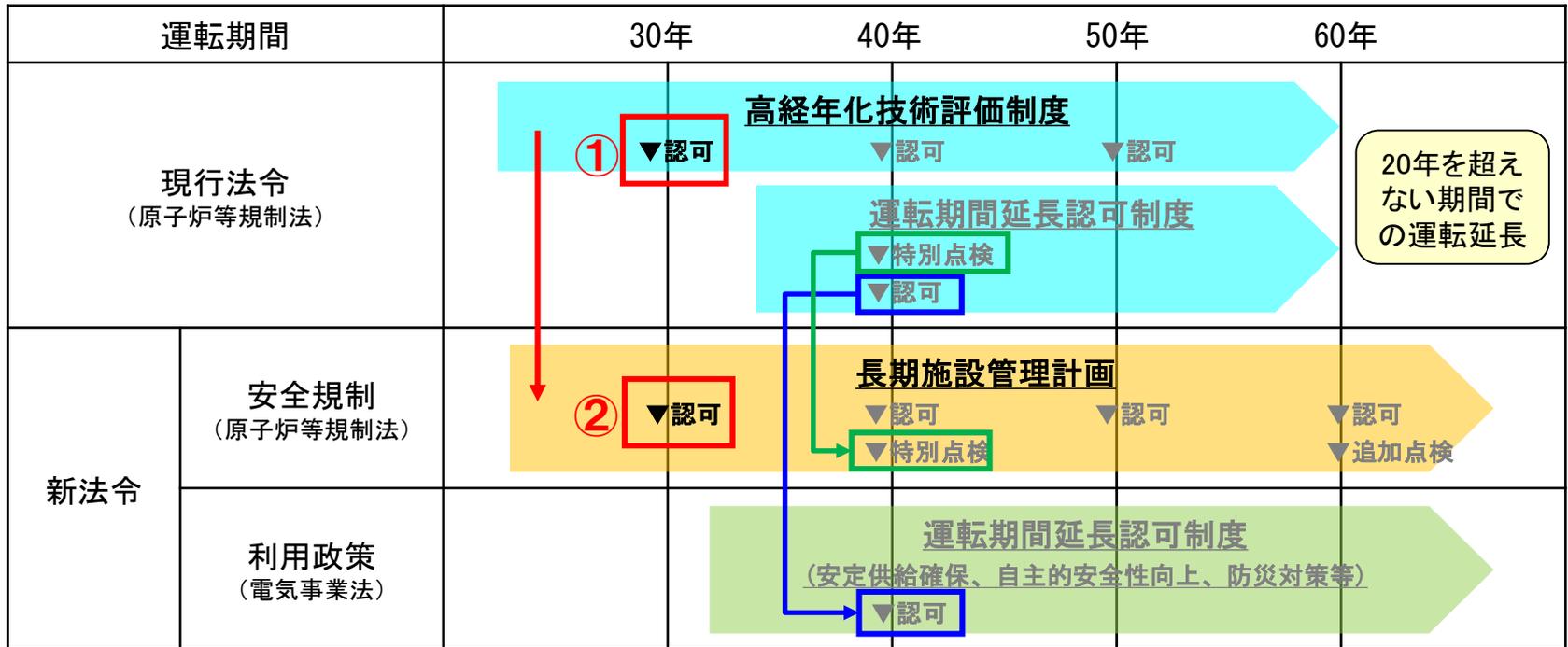
(参考3) 経年劣化事象の評価(低サイクル疲労)

(参考4) 経年劣化事象の評価(中性子照射脆化)

(参考5) その他の経年劣化事象(2事象)の概要

(参考1) 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。

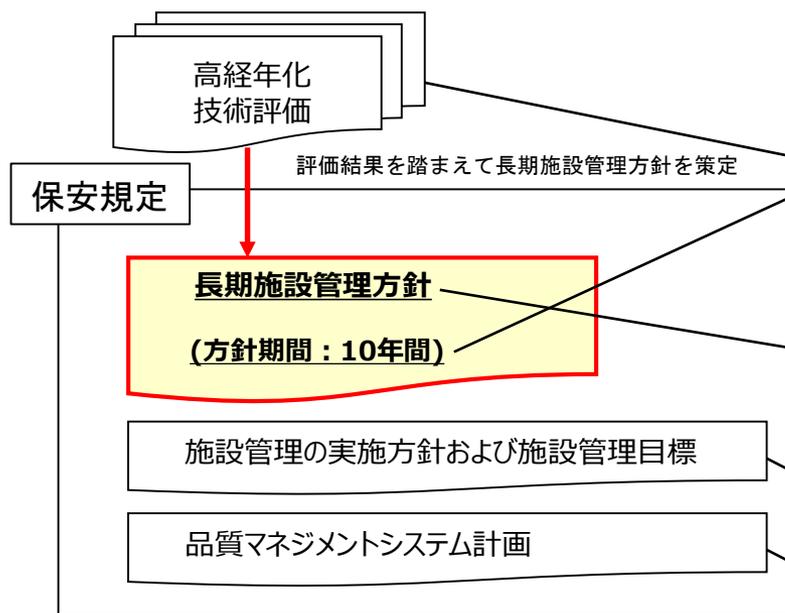


* ①が今回の報告内容。②については①の対応後に実施。

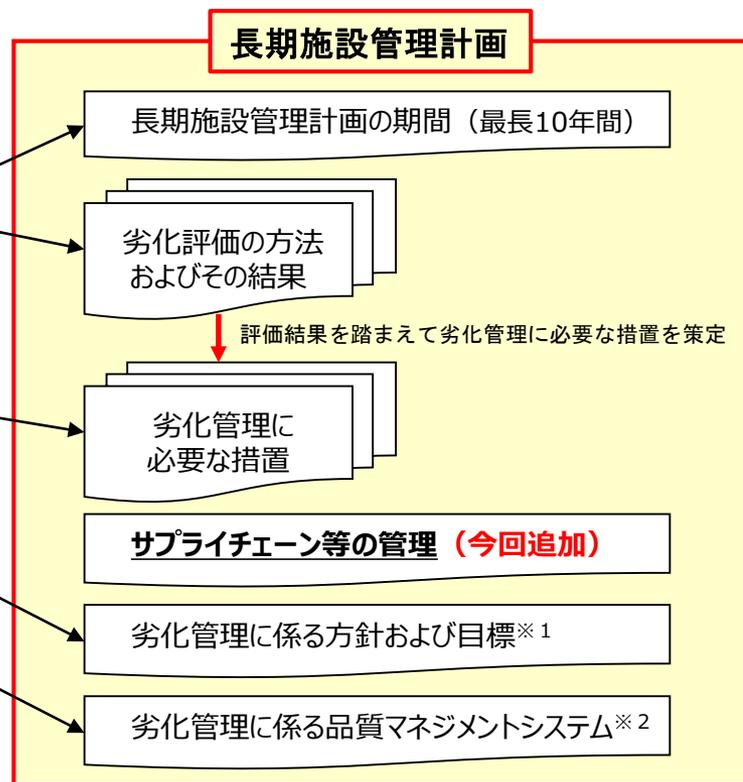
(参考2)「長期施設管理計画の認可制度」の概要

- 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)



原子力規制委員会の高経年化対策に係る認可対象

(参考3) 経年劣化事象の評価 (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。

○評価の概要

- 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)をこれ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)を推定し、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、疲労割れの発生の有無(疲労累積係数※3)を評価する。

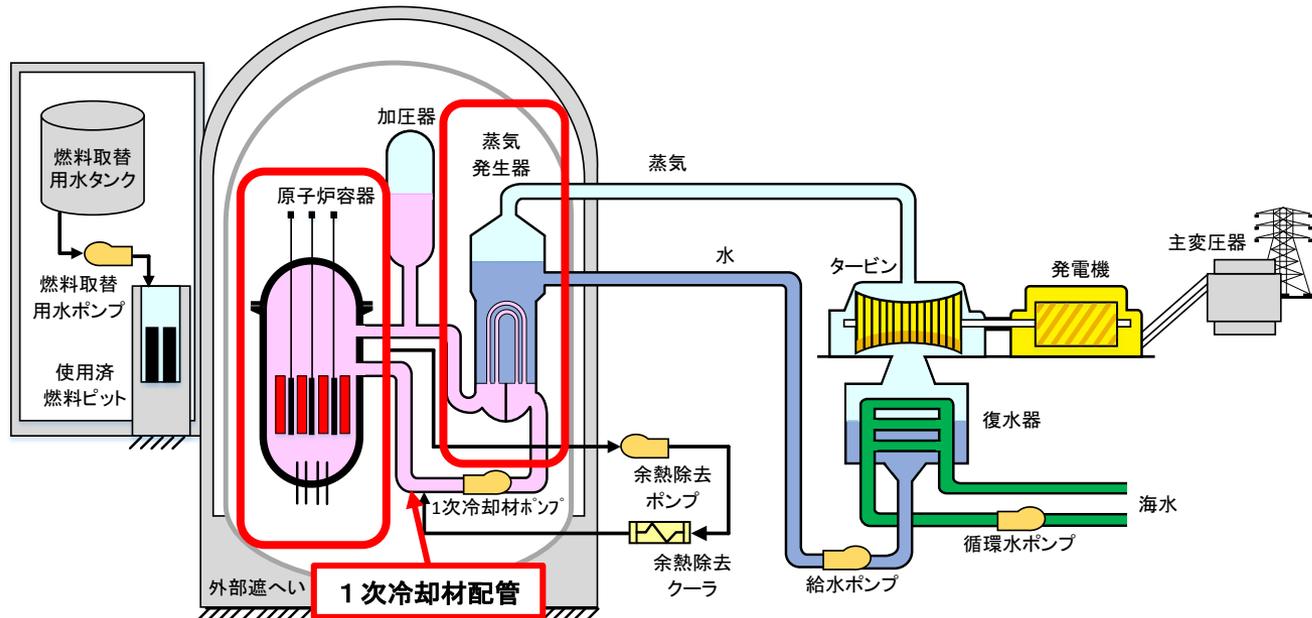
※1 日本原子力学会「原子力発電所の高経年化対策実施基準:2008(AESJ-SC-P005:2008)」

※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。

【評価対象設備】

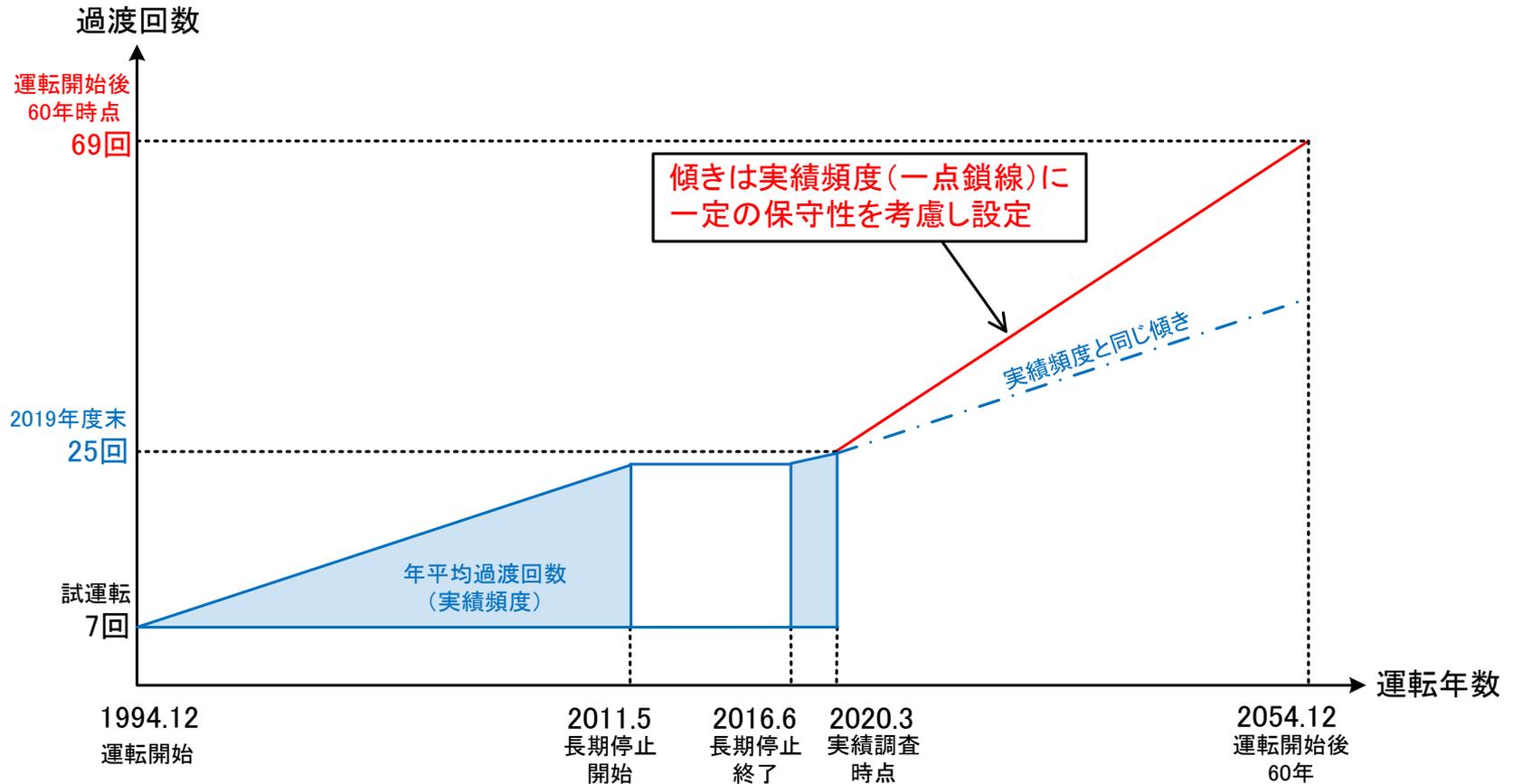
原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材配管 等



(参考3) 経年劣化事象の評価 (低サイクル疲労) (2 / 3)

○過渡回数の考え方

- 運転実績に基づく2019年度末までの過渡回数を用い、運転開始後60年時点の評価用過渡回数を以下のとおり推定。(一例として停止回数を例示)

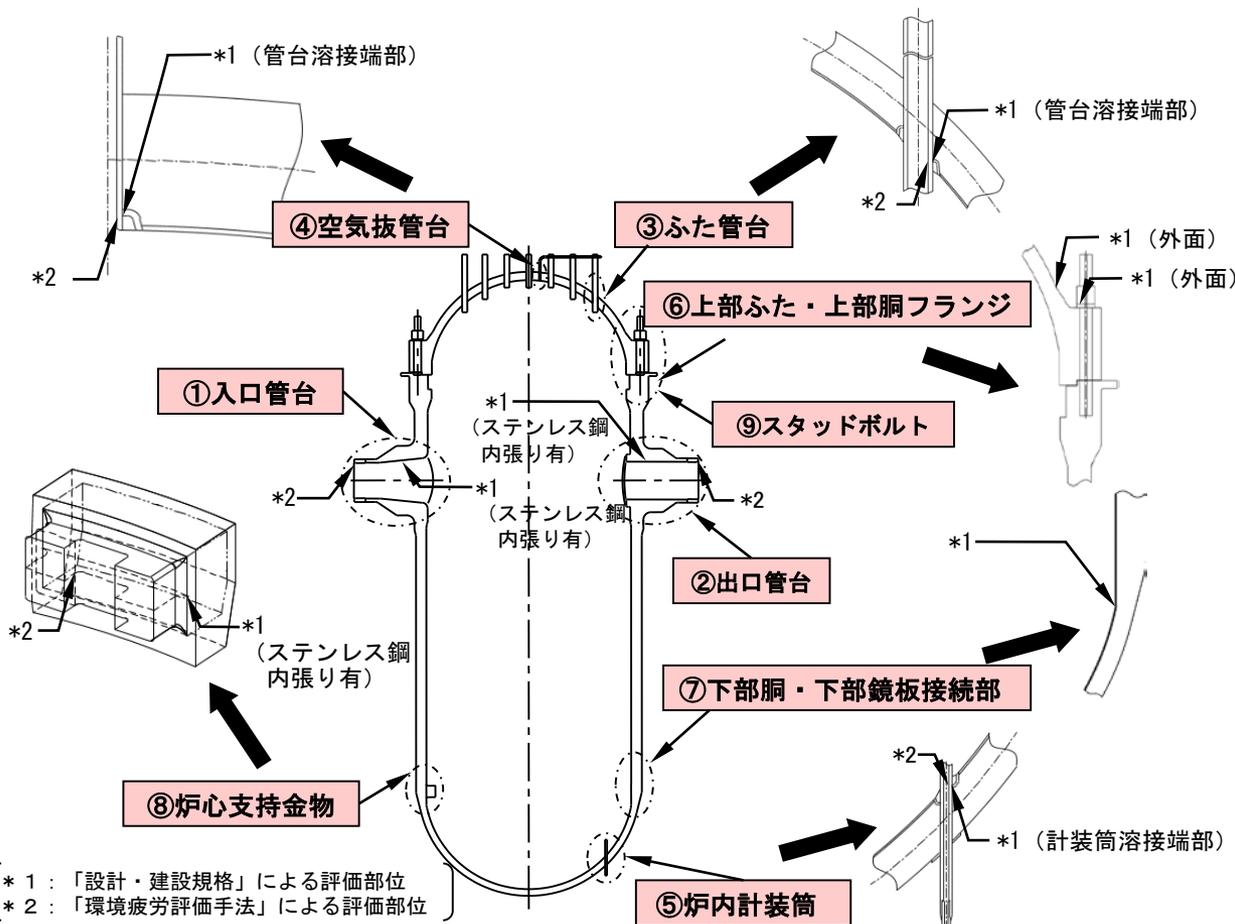


評価用過渡回数の略式図(「停止」の例)

(参考3) 経年劣化事象の評価 (低サイクル疲労) (3 / 3)

○評価結果 (一例として原子炉容器の評価結果を記載)

- 60年運転時点での疲労割れの発生の有無を評価した結果、すべての部位で疲労累積係数が判定基準(1以下)を下回ることを確認した。



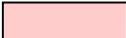
原子炉容器の疲労評価結果の例

評価対象部位	疲労累積係数(判定基準:1以下)	
	設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
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。

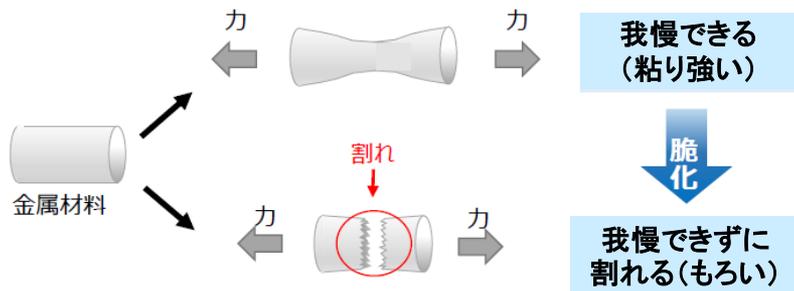
※4 : 非接液部 (1次冷却材に接する環境ではない)

*1 : 「設計・建設規格」による評価部位
*2 : 「環境疲労評価手法」による評価部位

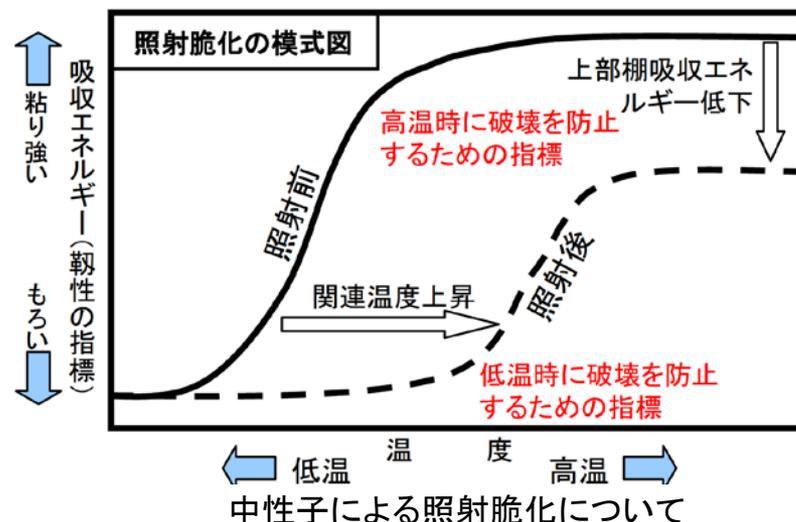
 : 評価対象部位

○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。
- また、金属はある温度以下になると粘り強さが低くなる性質があり、この性質が変わる温度を「関連温度」という。
- 関連温度は、中性子を多く受けるほど高くなる性質があるため、原子力発電所を長く運転するほど、原子炉容器が受ける中性子の量が増え、関連温度が徐々に上昇するとともに、高温時の金属を壊すために必要なエネルギー(上部棚吸収エネルギー)は低下する。



粘り強さのイメージ



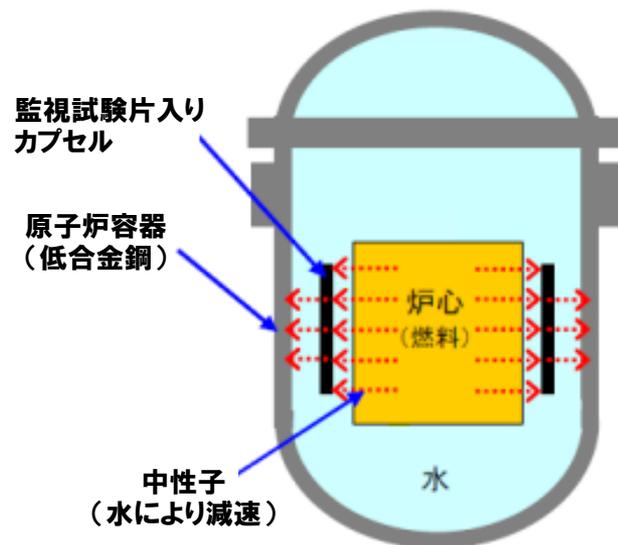
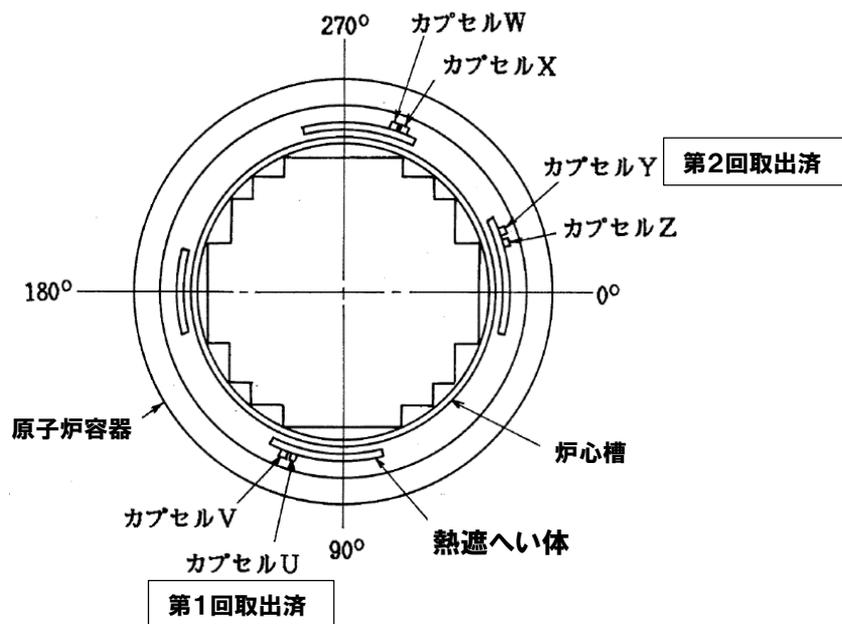
(参考4) 経年劣化事象の評価 (中性子照射脆化) (2 / 5)

○評価の概要

- 計算による評価や監視試験片※¹を用いた試験※²により、運転開始後60年時点の原子炉容器の粘り強さについて、関連温度や上部棚吸収エネルギー、万一の事故時に原子炉に冷たい水が注入され急冷される事象(加圧熱衝撃事象)に対する原子炉容器の健全性等について評価する。
- 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。

※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。

※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。



(PWR原子炉容器のイメージ)

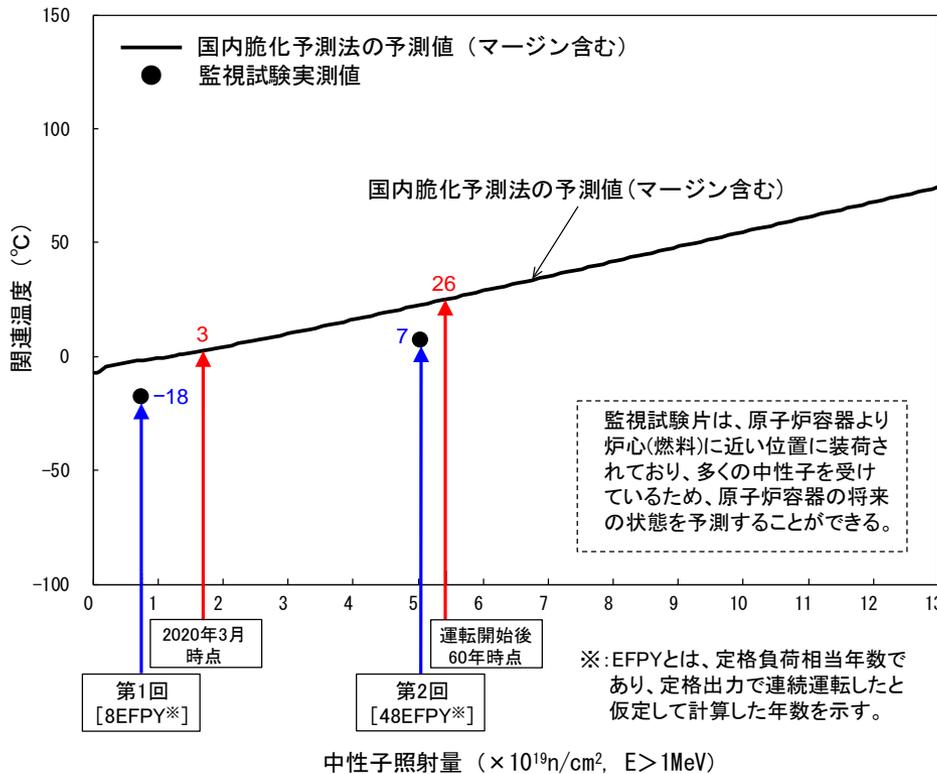
監視試験片を収めるカプセルの配置

(参考4) 経年劣化事象の評価 (中性子照射脆化) (3/5)

○評価結果 (関連温度および上部棚吸収エネルギー)

- 監視試験の結果、関連温度の実測値は国内脆化予測法^{※1}に基づく予測の範囲内であり、特異な傾向は認められない。
- 60年運転時点での上部棚吸収エネルギーの予測値は、日本電気協会が定める規程^{※2}の判定基準(68 J以上)を満足している。

※1 : 日本電気協会規程 (JEAC4201-2007/2013追補版)
 ※2 : 日本電気協会規程 (JEAC4206-2007)



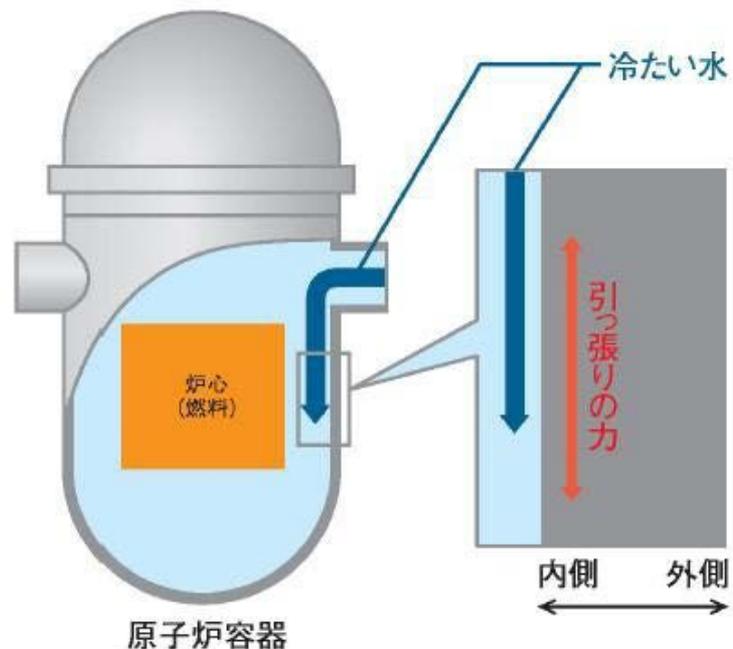
母材の上部棚吸収エネルギーの予測値

評価点	上部棚吸収エネルギー (J)	判定基準 ^{※2}
初期値	285	≥ 68
2020年3月末時点	266	
運転開始後60年時点	258	

関連温度の予測値と監視試験結果の関係

○加圧熱衝撃評価

- 万が一、事故が起こった場合、燃料を冷やすために冷たい水が高温・高圧の原子炉容器に注入されると、高温である原子炉容器外側と、水と接する内側の温度差により、原子炉容器内面に引っ張りの力（壊そうとする力）が働く。
- このようなことが万が一起きて、仮に原子炉容器の内面に亀裂があったとしても、原子炉容器が壊れないことを確認する。

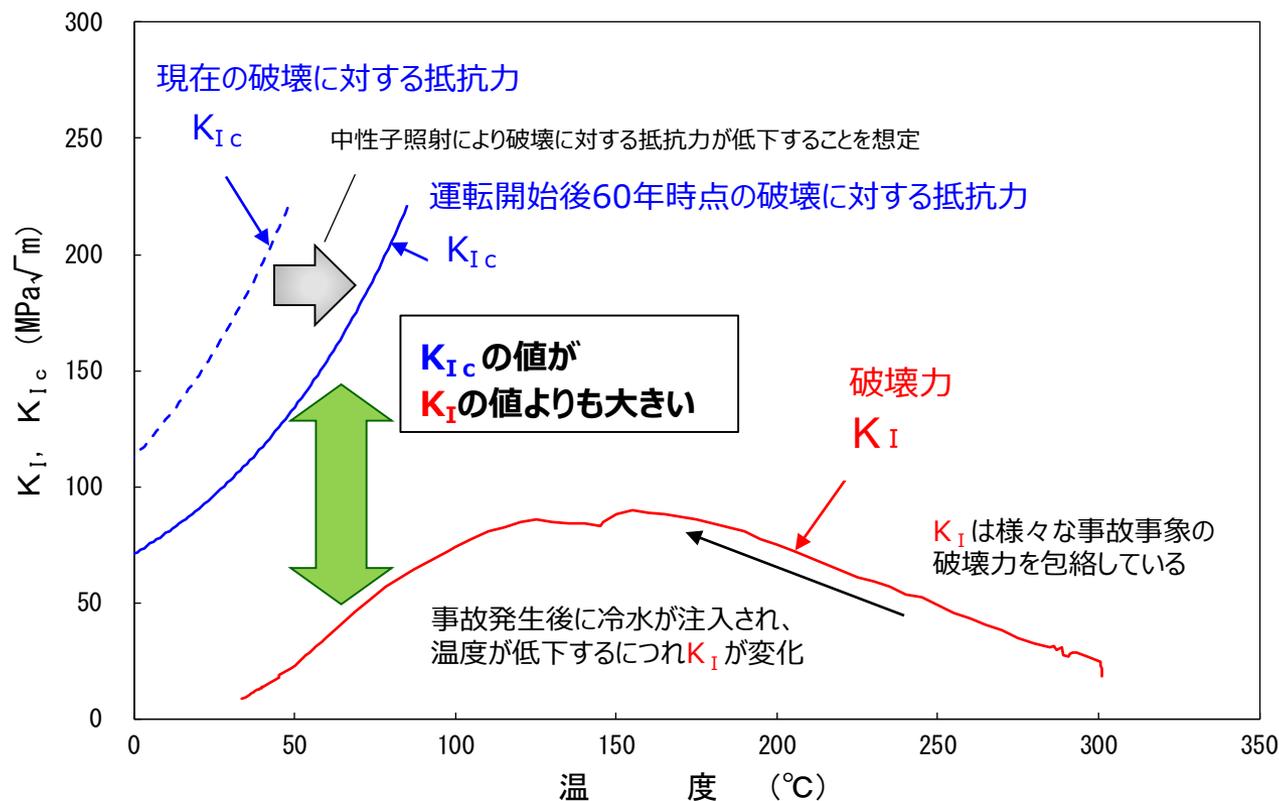


加圧熱衝撃事象時の原子炉容器の状態

(参考4) 経年劣化事象の評価 (中性子照射脆化) (5 / 5)

○評価結果 (加圧熱衝撃評価)

- 60年運転時点における破壊に対する抵抗力 (K_{Ic}) が破壊力 (K_I) を常に上回り、脆性破壊しないことを確認した。

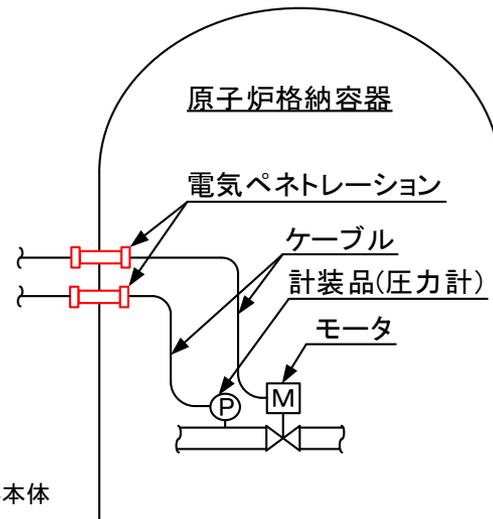


加圧熱衝撃事象に対する健全性評価結果

(参考5) その他の経年劣化事象 (2事象) の概要

✓ 電気ペネトレーションの格納容器バウンダリ機能※1に係る気密性低下

- 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。
- 米国電気電子学会が定めた規格に基づき長期健全性試験を行い、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を確認した。
- また、現状の保全是、定期的に原子炉格納容器漏えい率試験および電気ペネトレーションに封入している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を確認した。

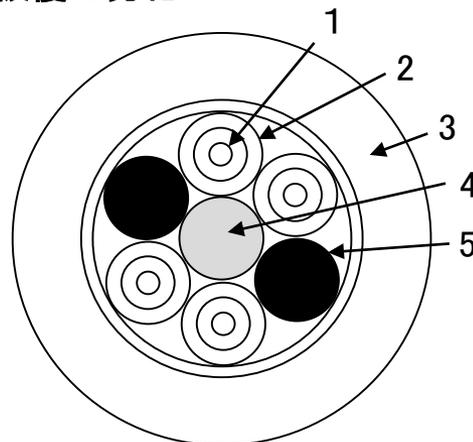


※1 電気ペネトレーションとは、原子炉格納容器の電気配線貫通部のこと。

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おり、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。

✓ 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

- 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、伝送光量が低下する事象。
- 敷設箇所が屋外埋設管路内の場合、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が、一方で、現状の保全是、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を確認した。



光ファイバケーブルの構造図

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※2	強化プラスチック
5	介在紐※3	プラスチック

※2 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

※3 ケーブル全体の整形のために使用される部位