



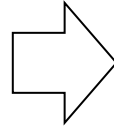
**国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）の
原子炉施設（高速実験炉原子炉施設）の長期施設管理方針の策定に向けた
高経年化技術評価の実施方針の検討**

2023年10月23日

**日本原子力研究開発機構 大洗研究所
高速実験炉部**

「常陽」の高経年化技術評価の基本的な流れ（案）

発電炉の高経年化対策実施ガイド に基づき項目を整理



「常陽」の高経年化技術評価 の基本的な流れ（案）

① 高経年化技術評価の対象となる機器・構造物を抽出



② 評価対象事象の抽出



③ 経年劣化事象に対する技術評価の実施及び追加保全策の抽出



④ 耐震安全性評価の実施



⑤ 耐津波安全性評価の実施



⑥ 報告書の作成



⑦ 長期施設管理方針の策定

① 高経年化技術評価の対象となる機器・構造物を抽出



② 評価対象事象の抽出



③ 経年劣化事象に対する技術評価の実施及び追加保全策の抽出



④ 耐震安全性評価の実施



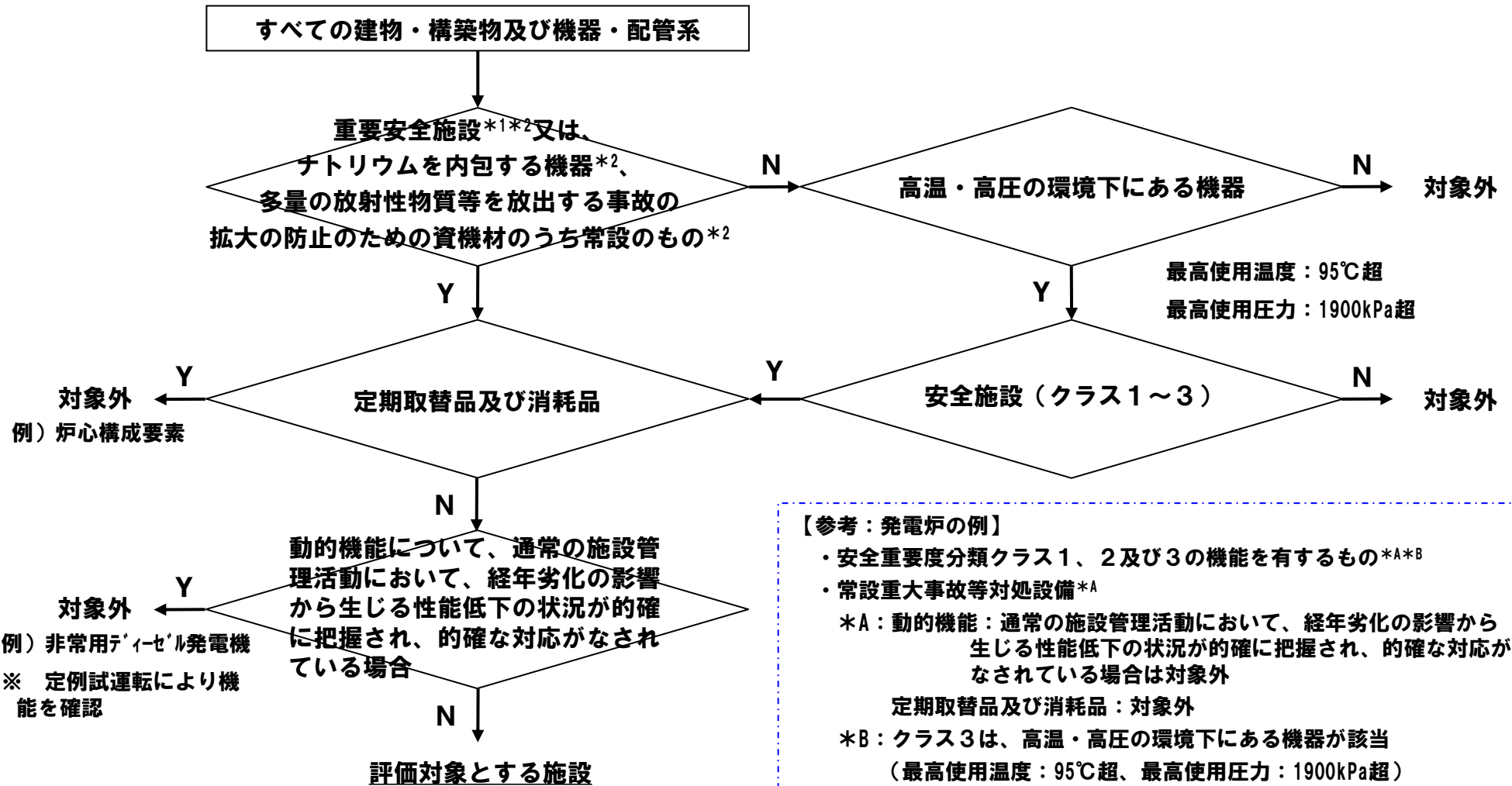
↓ ↓ ↓
〔設置（変更）許可より、設計上、津波を考慮する必要がないため、耐津波安全性評価は対象外〕

⑤ 報告書の作成



⑥ 長期施設管理方針の策定

高経年化技術評価の対象となる機器・構造物の抽出フロー（案）



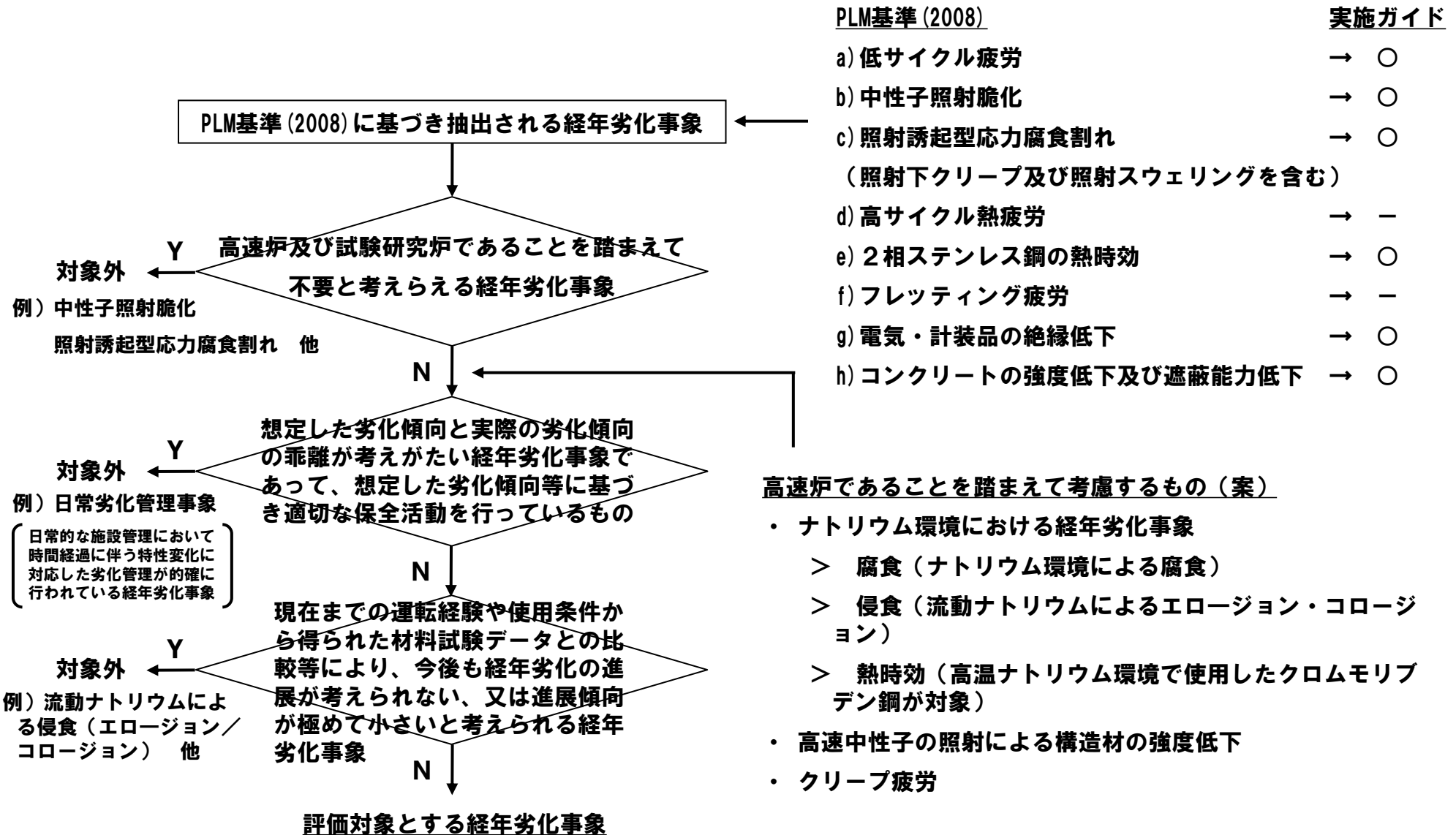
【参考：発電炉の例】

- ・安全重要度分類クラス1、2及び3の機能を有するもの*^A*^B
- ・常設重大事故等対処設備*^A
 - *^A：動的機能：通常の施設管理活動において、経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、的確な対応がなされている場合は対象外
 - 定期取替品及び消耗品：対象外
- *^B：クラス3は、高温・高圧の環境下にある機器が該当（最高使用温度：95℃超、最高使用圧力：1900kPa超）

*1：「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」を参考に、高速実験炉原子炉施設の特徴を踏まえ、設置許可申請書に定めた安全機能の重要度分類クラス1、2及び3の機能を有するもののうち、安全機能の重要度が特に高いものとして設置許可申請書にて選定した重要安全施設。研究炉であることに鑑み、原子炉の運転を継続するための機器（異常事象の起因となるだけの安全施設）は対象外とすることが基本的な考え。なお、保安規定（135条の3）施設管理の重要度が高いシステムに対する定量的な目標の策定の対象として「重要安全施設」と定められており、これと整合。

*2：これらの機器を内包する建物（原子炉建物及び原子炉附属建物並びに主冷却機建物）を含む。

評価対象事象の抽出フロー（案）



経年劣化事象に対する技術評価（耐震安全性評価を含む）の実施フロー（案）

評価対象とする施設（例：A～C）及び経年劣化事象（例：α～δ）をマトリクスに整理し、高経年化技術評価の対象を抽出（例：○）

	α	β	γ	δ
A	○	—	—	—
B	—	—	—	—
C	○	○	○	—

評価対象とする
経年劣化事象

評価対象とする施設

代表事例を選定

【案】・対象期間（案）：今後の10年間

参考：発電炉ガイド

・対象期間（例）：60年

・想定する運転状態：運転を断続的に行う状態*1

・想定する運転状態：

高経年化技術評価を実施

*1：今後10年間に想定される運転パターンを使用

> 運転を断続的に行う状態

→ 最大：5サイクル×60日／1.5年【運転1年+定検0.5年】

> 冷温停止状態が維持される状態

※ 研究炉であり、運転の期間が法令上決められていないことに鑑み、今後の10年間（次の高経年化技術評価までの期間）を対象期間とすることが基本的な考え。

- ・構造強度及び振動応答特性への影響が軽微又は無視可能
- ・耐震安全性が維持できるように点検評価を実施

Y → 対象外

耐震安全評価の実施有無の判断基準は、PLM基準を参考に設定

対象外となるものの例

N ↓

【PLM基準】

経年劣化を加味した耐震安全性評価を実施

- ・構造強度及び振動応答特性への影響が軽微又は無視できるものは対象外（例：電気・計装品の絶縁低下や特性変化）
- ・耐震安全性が維持できるように点検評価するものは対象外

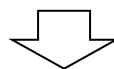
- ・電気・計装品の絶縁低下や特性変化に関するもの
- ・配管の減肉量が一定量を下回る場合

追加保全策の抽出及び長期施設管理方針の作成のフロー（案）

高経年化技術評価を実施

経年劣化を加味した耐震安全性評価を実施

追加保全策を抽出



長期施設管理方針の策定

実施時期は、以下のように区分する予定

- ・ 短期　：計画期間10年のうち前半5年に実施（例：評価結果より早急な対応が必要なもの）
- ・ 中長期　：計画期間10年の中で実施（例：自主検査結果等により実施時期を判断）
- ・ 長期　：計画期間10年のうち後半5年に実施
（例：短期的な対応は不要であるが、計画期間10年の期間において対策が必要なもの）

長期施設管理方針の策定に係るスケジュール（案）

長期施設管理方針に係る認可が、令和7年度以降となった場合に、プラントに安全上の問題はるか？

令和5年9月12日審査会合資料より抜粋・一部編集

- 長期施設管理方針の適用期間の始期は、従前の期間を踏襲し、令和7年4月1日を予定（令和6年度に原子炉施設保安規定の変更認可申請を予定）している。
- 長期施設管理方針に係る審査期間中に、原子炉の運転が実施されることはなく、プラントは、現在と同様、長期停止期間中であることを踏まえた点検・検査等を実施することで適切に維持できる。
- 上記より、長期施設管理方針に係る認可が令和7年度以降となっても、プラントに安全上の問題が生じることはない。
- 右図のとおり、新規制基準適合に係る設工認申請の審査結果を反映する必要が生じた場合には、必要に応じて、当該結果を反映する。

項目 \ 年度	2023 (R5)	2024 (R6)	2025 (R7)	2026 (R8)	2027 (R9)
運転スケジュール（目標）				<input type="checkbox"/> 新規制基準適合確認用 <input type="checkbox"/> RⅡ製造実証用	
新規制基準対応（設工認第1回申請）		<input type="checkbox"/> 設工認審査 申請 (7/27) △ △認可（目標）			
新規制基準対応（設工認第2回申請）※ バックフィット			設工認審査 申請△	△認可（目標）	
使用前検査仕掛品対応			バックフィット（主に耐震） 変更認可申請△	設工認審査 △認可（目標）	
原子炉施設保安規定（長期施設管理方針）			保安規定審査 申請△	△認可（目標）	
原子炉施設保安規定（新規制基準対応）			ルースパーツによる影響と思われる事象への対応要領 申請済	補正 保安規定審査 △認可（目標）	

参考資料：外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設（1/2）

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
PS-1	原子炉冷却材 バウンダリ機能	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	
	炉心形状 の維持機能	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心バレル構造物 1) バレル構造体 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体（A） 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置	

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
PS-2	原子炉冷却材 バウンダリに 直接接続されていない ものであって、 放射性物質を 貯蔵する機能 燃料を安全に 取り扱う機能	① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池	
	燃料プール水 の保持機能	① 核燃料物質取扱設備	
MS-2	事故時のプラント状態 の把握機能	① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1) 水冷却池 2) 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレイク止弁	
	安全上重要な関連機能	① 事故時監視計器の一部	
		① 非常用ディーゼル電源系（MS-1に属するものを除く。） ② 交流無停電電源系（MS-1に属するものを除く。） ③ 直流無停電電源系（MS-1に属するものを除く。）	

参考資料：外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設（2/2）

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系*
MS-1	原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心バレル構造物 1) バレル構造物 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体（A） 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置
	1次冷却材漏えい量の低減機能	① 原子炉容器 1) リークジャケット ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材ハウダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管（外側）又はリークジャケット ③ 1次主冷却系 1) 逆止弁 ④ 1次補助冷却系 1) サイフォンブレイク止弁 ⑤ 1次予熱窒素ガス系 1) 仕切弁	① 関連するプロセス計装（ナトリウム漏えい検出器）
	原子炉停止後の除熱機能	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプポニーモータ 2) 逆止弁 ② 2次主冷却系 1) 主冷却機（主送風機を除く。）	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材ハウダリに属する容器・配管・ポンプ・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。） ③ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材ハウダリに属する容器・配管・ポンプ・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）
	放射性物質の閉じ込め機能	① 格納容器 ② 格納容器ハウダリに属する配管・弁	
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	① 原子炉保護系（スクラム） ② 原子炉保護系（アイソレーション）	① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
	安全上特に重要な関連機能	① 中央制御室 ② 非常用ディーゼル電源系（MS-1に関連するもの） ③ 交流無停電電源系（MS-1に関連するもの） ④ 直流無停電電源系（MS-1に関連するもの）	① 関連する補機冷却設備

*： 上記関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとする。

参考資料：信頼性に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系*
MS-1	原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	
	1次冷却材漏えい量の低減機能	① 1次補助冷却系 1) サイフォンブレイク止弁 ② 1次予熱室素ガス系 1) 仕切弁	① 関連するプロセス計装（ナトリウム漏えい検出器）
	原子炉停止後の除熱機能	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプポニーモータ	
	放射性物質の閉じ込め機能	① 格納容器ハウンドリに属する弁	
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	① 原子炉保護系（スクラム） ② 原子炉保護系（アイソレーション）	① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
	安全上特に重要な関連機能	① 非常用ディーゼル電源系（MS-1に関連するもの） ② 交流無停電電源系（MS-1に関連するもの） ③ 直流無停電電源系（MS-1に関連するもの）	① 関連する補機冷却設備
MS-2	放射線の遮蔽及び放出低減機能	① アニュラス部排気系 1) アニュラス部排気系（アニュラス部常用排気フィルタを除く。） ② 非常用ガス処理装置	
	事故時のプラント状態の把握機能	① 事故時監視計器の一部	
	安全上重要な関連機能	① 非常用ディーゼル電源系（MS-1に属するものを除く。） ② 交流無停電電源系（MS-1に属するものを除く。） ③ 直流無停電電源系（MS-1に属するものを除く。）	

*： 上記関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとする。

参考資料：電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系*
MS-1	原子炉の緊急停止 及び未臨界維持機能	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	
	1次冷却材漏えい量 の低減機能	① 1次補助冷却系 1) サイフォンブレイク止弁 ② 1次予熱室素ガス系 1) 仕切弁	① 関連するプロセス計装（ナトリウム漏えい検出器）
	原子炉停止後 の除熱機能	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプポニーモータ	
	放射性物質 の閉じ込め機能	① 格納容器バウンダリに属する弁	
	工学的安全施設 及び原子炉停止系への 作動信号の発生機能	① 原子炉保護系（スクラム） ② 原子炉保護系（アイソレーション）	① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
MS-2	放射線の遮蔽 及び放出低減機能	① アンユラス部排気系 1) アンユラス部排気系（アンユラス部常用排気フィルタを除く。） ② 非常用ガス処理装置	
	事故時のプラント状態の把握機能	① 事故時監視計器の一部	

*： 上記関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとする。

参考資料：PLM基準に定める経年劣化事象の採否（案）

PLM基準に定める 経年劣化事象	「常陽」での考慮要否及び理由		備考
	要否	不要の理由	
低サイクル疲労	○	—	
中性子照射脆化	×	中性子照射脆化は、炭素鋼や低合金鋼等のフェライト系材料において、中性子の照射により、強度や硬さが増加する一方で、延性や靱性が低下する事象である。「常陽」において、中性子照射の影響を考える必要のある機器（原子炉容器や配管）はオーステナイト系ステンレス鋼を使用しており、中性子照射脆化を経年劣化事象として考慮する必要はない。	高速中性子の照射による構造材の強度低下（引張、疲労、クリープ破断他）について、経年劣化事象として考慮する。なお、これまでのサーベイランス試験により、設計寿命に想定される中性子照射量を超える条件にあっても、十分な強度を有することを確認している。
照射誘起型応力腐食割れ （照射下クリープ及び 照射スウェリングを含む）	×	中性子照射の影響を考える必要のある機器（原子炉容器や配管）は、ナトリウムと接液しており、応力腐食割れが発生する環境にないため、照射誘起型応力腐食割れを経年劣化事象として考慮する必要はない。	
高サイクル熱疲労	×	2次冷却系の配管合流部（プラグング計）の高サイクル熱疲労（サーマルストライピング）に関する検討において、温度の揺らぎによる金属疲労は、設計疲労限度を十分下回ることを確認している。また、MK-III冷却系改造工事時に当該部分を交換しており、その際に、当該合流部配管にき裂はなく、健全であることを確認している。	発電炉の高経年化対策実施ガイドにおいても、必須項目とされていない。
2相ステンレス鋼の熱時効	×	「常陽」において、2相ステンレス鋼は使用していない。	熱時効としては、クロムモリブデン鋼（2次冷却系の配管の材料）を対象した経年劣化事象を考慮する。
フレット疲労	×	ポンプ等において、回転軸と軸受けの間で、フレット疲労による割れが想定される。巡視点検時において、異常な振動がないこと等を確認しており、日常劣化管理事象として取り扱われるため、経年劣化事象として考慮しない。	発電炉の高経年化対策実施ガイドにおいても、必須項目とされていない。
電気・計装品の絶縁低下	○	—	
コンクリートの強度低下 及び遮蔽能力低下	○	—	



「低サイクル疲労」、「電気・計装品の絶縁低下」、「コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下」を抽出

※ 「コンクリートの遮蔽能力低下」については、定常的に実施する管理区域における線量率等の測定により、異常がないことを確認できるため、日常劣化管理事象として取り扱うことを検討中

参考資料：「常陽」において考慮することを検討している経年劣化事象（前頁除く）

経年劣化事象	事象の概要	考慮有無（案）
ナトリウム環境における経年劣化事象		
腐食（ナトリウム環境による腐食）	ナトリウムを冷却材に用いるナトリウム冷却型高速炉では、軽水炉における水中の酸化膜の形成や剥離の繰り返しによる減肉の進行は発生し難く、系内の温度分布による質量移行が主要な腐食進行因子となる。質量移行は、ナトリウム中の溶存酸素濃度により加速されるが、「常陽」ではこれを抑制するため酸素濃度を十分に低く維持している（原子炉施設保安規定に定めるプラグ温度に相当する酸素濃度 1次系：10ppm以下、2次系：20ppm以下）。なお、MK-III冷却系改造工事では、配管の肉厚の測定を実施した。当該測定結果は、基準（JISにおける製作許容差の最小板厚）を上回っている。減肉量は小さく、例えば、耐震安全性評価への影響は軽微と考えられる。	○ ※ 過去の評価結果を再提示することを予定
侵食（流動ナトリウムによるエロージョン・コロージョン）	流動ナトリウムによる浸食には、流速、溶存酸素、溶存水素（pH）、純度、温度及び材質等が影響する。これらの因子による影響は、複雑に干渉するが、最終的には材料の保護膜となる酸化被膜（ Fe_3O_4 ）の形成と安定化、あるいは剥離挙動への関与に帰着する。ナトリウム冷却型高速炉の場合、溶存酸素は他の不純物元素と共に厳密に管理されており、環境は常に還元雰囲気にあることから、材料表面に酸化被膜は形成されない。このため、表面保護層の形成は期待できない半面、脆化した酸化被膜の剥離による減肉も生じない環境にあり、2次冷却系の配管材のクロムモリブデン鋼において、水環境等で観察される腐食（酸化）とエロージョンの繰り返しによる減肉進行は発生し難い。	—
熱時効（高温ナトリウム環境で使用したクロムモリブデン鋼が対象）	2次冷却系の配管材のクロムモリブデン鋼を、400℃以上の高温ナトリウム環境で使用した場合に、熱時効（引張強さや延性等の強度低下）が発生する。なお、これまでのサーベイランス試験により、設計寿命において十分な強度を有することを確認している。	○ ※ 過去の評価結果を再提示することを予定
上記以外		
高速中性子の照射による構造材の強度低下	主に、高速中性子照射による原子のはじき出し損傷により、構造材（オーステナイト系ステンレス鋼）の強度低下（引張、疲労、クリープ破断他）が生じるものである。なお、これまでのサーベイランス試験により、設計寿命に想定される中性子照射量を超える条件にあっても、十分な強度を有することを確認している。	○ ※ 過去の評価結果を再提示することを予定
クリープ疲労	高温・応力環境下での使用による材料の塑性変形が進行するものであり、1次冷却系に使用しているオーステナイト系ステンレス鋼及び2次冷却系に使用しているクロムモリブデン鋼において考慮が必要である。なお、これまでのサーベイランス試験により、設計寿命において十分な強度を有することを確認している。	○ ※ 過去の評価結果を再提示することを予定
腐食（水、大気）	水環境については、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス冷却器及び補機系冷却水配管、ディーゼル系冷却水配管等が対象となる。大気環境については、主冷却器伝熱管部等が対象となる。なお、これらについては、適宜、肉厚を測定し、健全性を確認している。	○
摩耗	ポンプ等において、回転軸と軸受けの間で、摺動摩耗が想定される。定期的な分解点検により消耗部品を交換する対策を講じており、日常劣化管理事象として取り扱われるため、経年劣化事象として考慮しない。	—