
「安全な長期運転に向けた経年劣化に関する知見拡充レポート」 概要について

～「安全な長期運転に向けた経年劣化管理の取組」テーマ項目～

2022年9月1日
原子力エネルギー協議会

目次

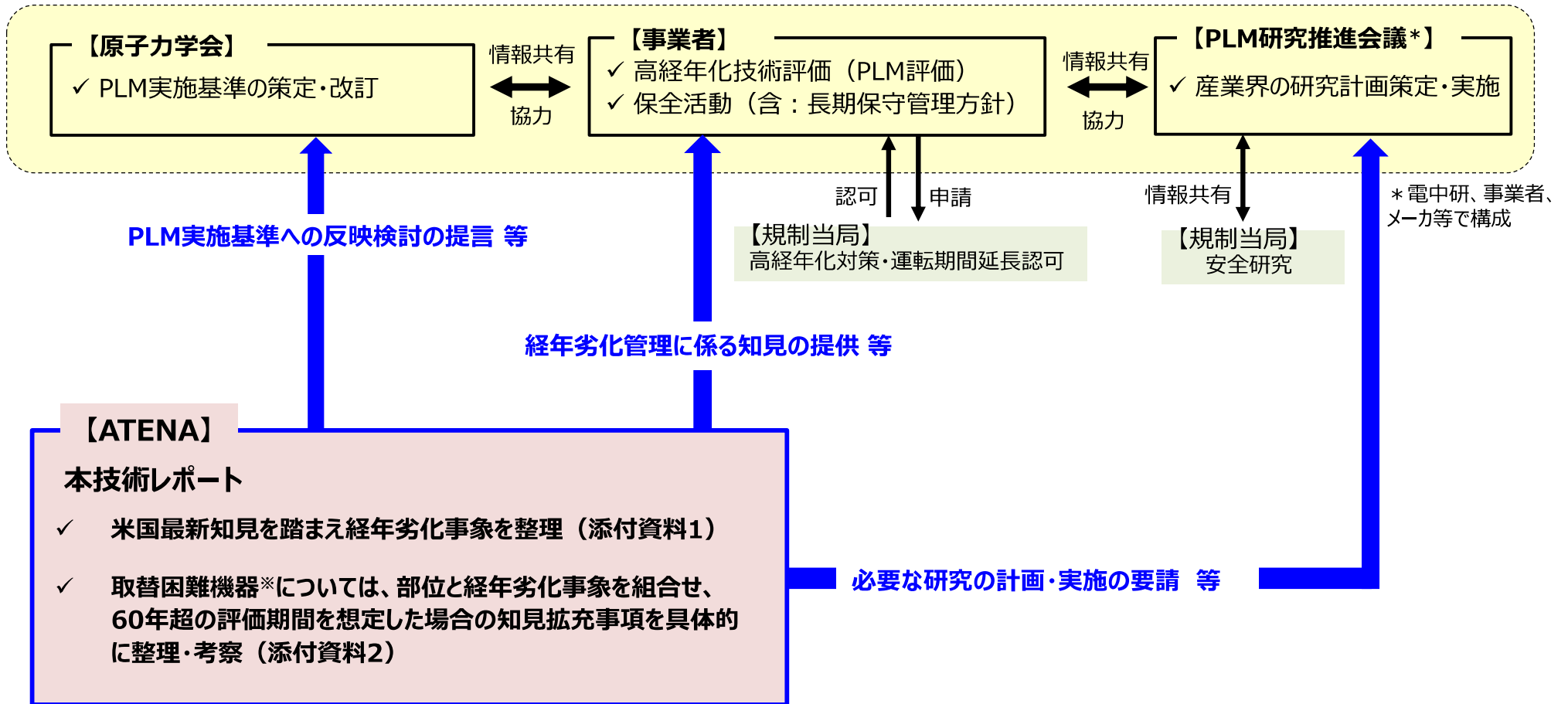
- 本レポート作成の背景及び目的
- 本レポートのアウトプットとその活用方法 / 概要
- 国内・米国の調査対象図書 / 米国最新知見 検討プロセス
- 米国調査結果と附属書Dとの比較結果・考察
- 取替困難機器に対する検討プロセス
- 取替困難機器における知見拡充項目
- まとめ

本レポート作成の背景及び目的

- 安全性を高い水準に維持しつつ長期にプラントを活用していくためには、物理的な経年劣化管理の取組、及び、非物理的な経年劣化管理の取組の両面が重要。
- 物理的な経年劣化管理の取組として、停止期間が長期化している現状に適確に対応するために、2020年に「長期停止中の保全ガイド」を発刊。
- 国内では40年の運転期間を経験したプラントも現れ、経年劣化事象の知見は蓄積しつつあるが、経年劣化事象に関する知見は継続的に更新・拡充すべきものである。
- 本レポートでは、前述の長期停止中の経年劣化管理に関する取組みに加え、運転中も含めた経年劣化管理に係る取組みとして、複数の80年認可が行われている米国の知見などを参考に、経年劣化評価に関する知見拡充事項を纏め、それらの知見拡充事項について、学協会、事業者、研究主体に対し提言等を行っていくことにより、プラントの安全性の継続的な維持・向上に資することを目的とする。

本レポートのアウトプットとその活用方法

本レポートでは、80年認可が行われている米国最新知見を参考にPLM実施基準に記載の無い経年劣化事象を抽出し、取替困難機器※については、60年を超える評価期間を想定した場合の知見拡充事項を抽出した。それらの知見拡充事項については、原子力学会、事業者、研究主体に対し提言等を行っていくとともに、その進捗をフォローしていく。



* 電中研、事業者、メーカー等で構成

本レポートの概要

<国内で想定している経年劣化事象と評価手法*1>

PLM実施基準 附属書D (材料毎) 5

+

各プラント60年PLM評価書 (機器・部位毎)

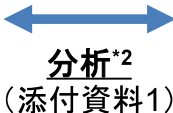
* 1 : 評価手法 : 中性子照射脆化のような期間限定経年劣化解析についてはPLM評価書に記載されている

<米国のSLRに関する最新知見>

➢ SLR-SRP (標準審査指針 : NUREG2192) 6 ~ 13

➢ SLR-GALL (GALL報告書 : NUREG2191)

➢ NUREG2221 (LR⇒SLRの変更個所の技術根拠)



* 2 : 分析の観点
 NUREG2192において「New」項目となっている221件を調査し、附属書Dに記載が無い経年劣化事象・評価対象の有無を分析 (「Modified」項目は今後調査)

14 15

分析の結果

New項目221件中、附属書Dに記載がない項目として60件が抽出され、機器(部位)と環境の組合せとしてグループ化すると附属書Dに記載がないものは7件*3となり、このうち4件は個別環境を考慮し当該事象を念頭に国内で既に対応中又は対応不要である事が確認出来た。**残りの3件については過去実機事例はなく、個別環境を考慮し別の事象を想定して保全を実施していたが、PLM実施基準への反映の検討について、原子力学会へ提言。**

ATENALレポート 2.1章*4

<取替困難機器における80年評価想定と知見拡充事項>

プラント運転期間に影響を及ぼす取替困難機器において部位と事象を組合せ、従来のPLM評価手法で、米国SLRに倣い80年の評価期間を想定した場合に*、科学的・技術的に評価可能か (60年想定では従来適用可能だった評価手法 (規格等) が、80年想定になる事により、適用範囲外とならないか) 考察



望まれる知見拡充の取組を整理 (⇒中性子照射脆化で2項目抽出)

19

ATENALレポート 2.2章(添付資料2)*4

* 3 : 抽出された7件については、60年を超える事により初めて顕在化する事象ではない
 * 4 : 国内外最新知見やOE情報等を鑑みた、経年劣化評価に関する取組中／取組予定の主要な知見拡充事項も、別添として併せて整理

国内調査（経年劣化事象：PLM実施基準）

高経年化対策(PLM)実施基準(附属書D)（2021）

・PLM実施基準は、軽水型原子力発電所の運転・管理を行う事業者が高経年化対策を行う際に参照している標準である。そのうち附属書Dは国内軽水炉で考慮すべき経年劣化事象をIAEAのIGALL※等の知見も踏まえて網羅的に材料ベースで整理したものである。

経年劣化事象一覧表（機械類）

第1段階スターメニュー				第2段階スターメニュー				経年劣化事象の分類
損傷モード	工業材料で想定される経年劣化事象		軽水炉で考慮すべき事象	主要材料	使用材料ごとに想定される経年劣化事象		必要	
	区分	詳細事象			定義	発生部位と要因		想定要否の検討
腐食	摩耗	アブレーション摩耗	摩擦面の一方が硬い物質である場合及び摩擦面に硬	ステンレス鋼 ニッケル基合金 炭素鋼 低合金 銅合金	異物混入した際の固相摩擦のシール部等で問題となることが考えら	構造に摩擦及び滑りが考えられる部位について記定要	○	腐蝕
		疲労摩耗	接触する個体間に微小な振動等によって繰返し応力を受けた疲労破壊によって生じる表面の摩耗		原料の固圧及び材料寸法への大きさが支配的となり、微小な間隙を有し、一方の部位が微体等によって振動を励起される部位等で問題となることが考えられる。	構造上摩擦及び滑りが考えられる部位について記定要		
	腐食	電位腐食	局部電池作用によって表面一様に錆が発生する腐食		腐食性の環境にさらされる部位で問題となることが考えられる。腐食性の強い環境及び温度が高い場合に加速される。	大気環境及び水質管理されている環境（炉水、給復水、冷却水等）では、不動態皮膜が形成されているため有害な全面腐食が生じないことが評価されており、想定不要		
						水質管理されていない環境にある部位については想定要 海水環境及び屋外環境等の腐食性環境気環境にある部位について想定要（IGALL）	○	

一般工業材料で想定される経年劣化事象について、損傷モード・経年劣化事象・定義を記載
⇒軽水炉で考慮すべき事象か否か判定

使用材料ごとに想定される経年劣化事象について、主要材料、発生部位と要因、想定要否の検討を記載
⇒経年劣化としての想定要否、経年劣化事象の分類を記載

※IGALL・・・Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned（SRS No.82）長期運転で考慮すべき経年劣化事象についてまとめたIAEA発行のレポートであり、本レポートには2010年発行の米国LR-GALLの内容も反映されている。

米国最新知見 検討プロセス

<米国の最新知見>

- SLR-SRP（標準審査指針：NUREG2192）
- SLR-GALL（GALL報告書：NUREG2191）
- NUREG-2221（LR⇒SLRの変更個所の技術根拠）

【ステップ1：NUREG2192調査（LR⇒SLR更新内容調査）】

- ①NUREG2192には、LRとSLRの差分が新規追加（New）、修正（Modified）、削除（Deleted）、編集（Edited Item）に分類され、LRからの更新点がまとめられている。このうち全「New」項目(221件)を抽出（[Modified]は今後実施）
- ②NUREG2192の「New」項目リストには、「炉型」「機器」「経年劣化メカニズム」「追加評価の必要性」「NUREG2191記載番号」等が記載されており、各項目について記載内容確認実施。

8

【ステップ2：変更内容確認】

NUREG2192の「New」項目リストのうち、「追加評価の必要性」「NUREG2191記載番号」の項目について、関連図書（NUREG2192、NUREG2192および技術的変更点記載のNUREG2221について詳細内容を各項目について確認実施。

9

10

11

【ステップ3：附属書Dとの紐付け】

ステップ1、2で確認した結果を、附属書Dと比較するため、米国調査結果を附属書D（事象・材料・環境）のグルーピングに合わせ検討実施。
⇒ATENAレポート添付資料1

12

【ステップ4：検討結果】

- ステップ3で紐付けした結果、以下の観点で附属書Dに記載がない項目として抽出
- ✓ 事象-材料-環境の組み合わせに合致しない項目
 - ✓ 事象-材料-環境の組み合わせがあるものの、特定の設備・部位について米国で特出しして記載しているため今回特に取り上げた項目

13

14

15

米国調査 【ステップ1】 SLR-SRP (LR→SLR変更内容調査)

- ✓ 6つのカテゴリ（1.原子炉圧力容器、炉内構造物、原子炉冷却系 2.工学的安全施設 3.補助系 4.蒸気・電力変換系 5.格納容器、構造物、機器サポート 6.電気及び計測制御）に分類されて変更点リストが記載されている。
- ✓ 「New」には、80年の経年劣化評価をする新規の事項に加えて、これまでのOE情報、最新知見の反映も含まれている。

Table 3.1-1 Summary of Aging Management Programs for Reactor Vessel, Internals, and Reactor Coolant System Evaluated in Chapter IV of the GALL-SLR Report

New, Modified, Deleted, Edited Item	ID	Type	機器	経年劣化の影響/メカニズム	経年劣化プログラム (AMP/TLAA)	追加の評価必要性	NUREG2191の記載項目番号
			Component	Aging Effect/Mechanism	Aging Management Program (AMP)/TLAA	Further Evaluation Recommended	GALL-SLR Item
N	114	BWR/PWR	Reactor coolant system components defined as XI Code components (ASME Section XI boundary components or core support structure components, or ASME Class 2 or 3 components - including ASME defined attachments, component supports, and associated pressure boundary welds, or components subject to plant-specific equipment classifications for ASME code classes)	Cracking due to SCC, IGSCC (stainless steel, nickel alloy components only), cyclic loading; loss of material due to general corrosion (steel only), pitting corrosion, crevice corrosion, wear	AMP XI.M.1, "ASME Section XI Inservice Inspection, B.1.1.1, A.1.1.1, (V) (related or corrosion-related aging effects only)	No	IV.E.R-444
<p>Table 3.1.1 ⇒ 1.原子炉圧力容器、炉内構造物、原子炉冷却系</p> <p>ステンレス鋼製、ニッケル合金製の制御棒駆動機構サーマルスリーブ</p> <p>摩耗</p> <p>プラント個別のAMP項目</p> <p>追加評価要 ・詳細内容 (section 3.1.2.2.10.2)</p> <p>詳細知見記載番号 (IV A2 R-414)</p>							
N	115	BWR/PWR	Stainless steel piping, piping components exposed to concrete	None	None	Yes (SRP-SLR Section 3.1.2.2.15)	IV.E.RP-06
N	116	PWR	Nickel alloy control rod drive mechanism assembly exposed to reactor coolant	Loss of material due to wear	Plant-specific aging management program	Yes (SRP-SLR Section 3.1.2.2.10.1)	IV.A2.R-413
N	117	PWR	Stainless steel, nickel alloy control rod drive penetration nozzle thermal sleeves exposed to reactor coolant	Loss of material due to wear	Plant-specific aging management program	Yes (SRP-SLR Section 3.1.2.2.10.2)	IV.A2.R-414
N	118	PWR	Stainless steel, nickel alloy PWR reactor vessel internal components exposed to reactor coolant, neutron flux	Cracking due to SCC, irradiation-assisted SCC, cyclic loading, fatigue	Plant-specific aging management program	Yes (SRP-SLR Section 3.1.2.2.9)	IV.B2.R-420 IV.B3.R-423 IV.B4.R-423

SLR-SRP(NUREG2192)

米国調査 【ステップ2】 SLR-SRP変更内容確認

SLR-SRP 変更点リスト 9

Table 3.1-1 Summary of Aging Management Programs for Reactor Vessel, Internals, and Reactor Coolant System Evaluated in Chapter IV of the GALL-SLR Report

New, Modified, Deleted, Edited Item	ID	Type	Component	Aging Effect/Mechanism	Aging Management Program (AMP)/TLAA	Further Evaluation Recommended	GALL-SLR Item
N	117	PWR	Stainless steel, nickel alloy control rod drive penetration nozzle thermal sleeves exposed to reactor coolant	Loss of material due to wear	Plant-specific aging management program	Yes (SRP-SLR Section 3.1.2.2.10.2)	IV.A2.R-414

NUREG2221 IV.A2R-414

以下記載の変更点が記載されている。

SLR-SRP 3.1.2.2.10.2 10

SLR-GALL IV.A2R-414 11

改訂した根拠・理由が記載されている

SLR-SRP 3.1.2.2.10.2

3.1.2.2.10 Loss of Material Due to Wear

- Industry OE indicates that loss of material due to wear can occur in PWR control rod drive (CRD) head penetration nozzles made of nickel alloy due to the interactions between the nozzle and the thermal sleeve centering pads of the nozzle (see Ref. 29). The CRD head penetration nozzles are also called control rod drive mechanism (CRDM) nozzles or CRDM head adapter tubes. The applicant should perform a further evaluation to confirm the adequacy of a plant-specific AMP or analysis (with any necessary inspections) for management of the aging effect. The applicant may use the acceptance criteria, which are described in BTP RLSB-1 (Appendix A.1 of this SRP-SLR), to demonstrate the adequacy of a plant-specific AMP. Alternatively, the applicant may perform an analysis with any necessary inspections to confirm that loss of material due to wear does not affect the intended function(s) of these CRD head penetration nozzles, consistent with the current licensing basis (CLB).
- Industry OE indicates that loss of material due to wear can occur in the SS thermal sleeves of PWR CRD head penetration nozzles due to the interactions between the nozzle and the thermal sleeve (e.g., where the thermal sleeve exits from the head penetration nozzle inside the reactor vessel as described in Ref. 30). Therefore, the applicant should perform a further evaluation to confirm the adequacy of a plant-specific AMP for management of the aging effect. The applicant may use the acceptance

変更後の評価内容が記載されている

SLR-GALL IV.A2R-414

IV Table A2 REACTOR VESSEL, INTERNALS, AND REACTOR COOLANT SYSTEM

New, Modified, Deleted, Edited Item	SRP Item (Table ID)	Structure and/or Component	Material	Environment	Aging Effect/Mechanism	Aging Management Program (AMP)/TLAA	Further Evaluation	
E	IV.A2.RP-55	3.1-1, 047	Control rod drive head penetration; pressure housing	Stainless steel, nickel alloy	Reactor coolant	Cracking due to SCC, primary water SCC	AMP XI M1, "ASME Section XI Inservice Inspection, Subsections (WB, IWC, and IWD)," and AMP XI M2, "Water Chemistry"	No
M	IV.A2.RP-234	3.1-1, 046	Control rod drive penetration housings, reactor vessel nozzles, nozzle safe ends, and welds	Stainless steel, nickel alloy welds and/or butting	Reactor coolant	Cracking due to SCC, primary water SCC	AMP XI M1, "ASME Section XI Inservice Inspection, Subsections (WB, IWC, and IWD)," and AMP XI M2, "Water Chemistry," and AMP XI M11B, "Cracking of Nickel-Alloy Components and Loss of Material Due to Bulk Add-induced Corrosion in RCPB Components (PWRs Only)" for nickel alloy components	No
N	IV.A2.R-414	3.1-1, 117	Control rod drive penetrations; nozzle thermal sleeves	Stainless steel, nickel alloy	Reactor coolant	Loss of material due to wear	Plant-specific aging management program	Yes

機器 材料 環境 事象

事象概要等が記載されている

米国調査【ステップ3】 SLR-SRPの変更根拠

NUREG2221 3.1.2.2.10

NUREG 2221には、LR⇒SLRの変更箇所およびその要旨、技術的根拠について記載されている。また、GALL-SLRの経年劣化管理プログラム(AMP)の記載記号と関連付けられている。

Location of Change	Summary of the Change	Technical Basis for Change
変更箇所	変更点の概要	変更に関する技術的根拠
Section 3.1.2.2.10, Subsection 2	Included a new AMR further evaluation section for PWR CRD nozzles thermal sleeves.	The new guidance criteria in SRP-SLR Sections 3.1.2.2.10, Subsection 2, are based on the staff's resolution of specific PWR operating experience with wear in CRD nozzle thermal sleeves adjoined to the reactor vessel and past applicant proposed AMP activities or analyses that were approved by the staff to manage loss of material due to wear in these components.
Section 3.1.2.2.11, Subsections 1 and 2	These AMR further evaluation subsections provide the staff's acceptance criteria and review procedures for managing primary water stress corrosion cracking (PWSCC) in PWR steam generator tube-to-tube sheet (TTS) welds, tube-to-tube sheet (TTS) welds, and tube-to-tube sheet (TTS) welds in PWR steam generator tube-to-tube sheet (TTS) welds. Significant changes were made to the previous version of these further evaluation guidelines for these components in Section 3.1.2.2.11, Subsections 1 and 2 of NUREG-1800, Revision 2.	For the SRP-SLR Section 3.1.2.2.11, Subsection 1 guidelines that apply to PWR SG divider plates, the staff added additional paragraph guidance and criteria that clarified when a
Section 3.1.2.2.12	Included a new AMR further evaluation section for BWR vessel internals to address cracking due to irradiation-assisted stress corrosion cracking.	Similar to the staff's issue with PWR Vessel Internals Program, the staff determined that the augmented inspection recommendations stated in various EPRI BWRVIP reports only assessed aging based on 60-year loading and neutron fluence bases. Since the reports have yet to be updated to 80-year assessments, the staff determined that it would be appropriate for BWR subsequent renewal applicants to evaluate how an additional 20 years of operation (beyond the 60-year term) would impact the BWRVIP augmented inspection criteria stated in the BWRVIP reports that are referenced in GALL-SLR AMP XI.M9.

PWRのCRDMサーマルスリーブに対する追加検討が含まれる。

3.1.2.2.10.2における新しいガイダンスの基準は、原子炉容器上蓋のCRDMサーマルスリーブの摩耗についてのPWRの運転経験、構造物の摩耗による材料欠損等の、これまでの経年劣化管理プログラムや解析に基づいている。

米国調査【ステップ3】 SLR-GALLの変更根拠

NUREG2221 IV.A2R-414

New AMR Item No.	Technical Bases for Changes
IV.A 新しいAMR番号	<p>The staff developed this AMR item to manage cracking due to SCC or IGSCC in the BWR stainless steel or nickel alloy reactor vessel top head flange enclosure assembly leakage detection lines exposed to indoor uncontrolled air or reactor coolant leakage.</p> <p>変更に関する技術的根拠</p> <p>Refer to the technical basis discussion for AMR items IV.A1.R-61a and IV.A1.R-61b in Table 2-17 of this report, which addresses the development of this new AMR item.</p>
IV.A2.R-413 IV.A2.R-414	<p>The staff developed new AMR items to manage loss of material due to wear in PWR CRDMs. The SRP-SLR is AMR item No. 117 based on operating experience reports (LERs) and the application (LRA) review in SRP-SLR, Section 3.1.3.2.10.1. Section 3.1.3.2.10.1 applies to the evaluation of these penetration nozzle thermal sleeves.</p> <p>PWRのCRDMサーマルスリーブの摩耗のために材料欠損を管理するために使用する、新規のAMR項目IV.A2.R-414を追加した。SLR-SRPの対応する新規項目は表3.1-1の経年劣化レビュー項目No.117である。新規の劣化管理項目はOE（運転経験）等に基づく。SRP-SLRの3.1.2.2.10.2における追加評価判定基準及びSRP-SLRの3.1.3.2.10.2における審査手順は、これらのCRDMサーマルスリーブの評価に適用される。</p> <p>Similarly, the staff developed the new AMR item IV.A2.R-414 that may be used to manage loss of material due to wear in PWR control rod drive penetration nozzle thermal sleeves. The corresponding new item in the SRP-SLR is AMR item No. 117 in Table 3.1-1. The new AMR items are based on OE summarized in LERs and the staff's processing of previous LRA reviews. The FE acceptance criteria in SRP-SLR, Section 3.1.2.2.10.2 and the review procedures in SRP-SLR, Section 3.1.3.2.10.2 apply to the evaluation of these penetration nozzle thermal sleeves.</p>

米国調査【ステップ4】 検討結果：附属書Dとの比較

原子力学会標準(附属書D) 経年劣化事象一覧表

NUREG2192「New」項目検討結果

60年の経年劣化評価状況

管理No.	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 (AES)-SC-P005:2021」附属書D										ATENALレポート		60年想定での経年劣化評価状況	
	第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング					米国NUREG-2192との比較		60年想定での経年劣化評価状況	
	損傷モード*	経年劣化事象	詳細事象	定義	軽水炉で考慮すべき事象	発生部位と要因	想定要否の検討	経年劣化事象の分類	米国NUREG-2192のNew項目概要	附属書D記載包含判断根拠	60年想定における評価内容/状況*2	想定される設備/部位*2		
1	減肉	摩耗	アブレーション	摩擦面の一方が硬い物体である場合及び摩擦面間に硬い異物が介在した場合に生じる微小な切削作用によって生じる摩耗	○	鋼、銅、炭素鋼、低合金鋼、銅合金	異物混入時の回転機器のシール部等で問題となることが考えられる。材料の組み合わせ、異物混入等が影響する。	構造上摩擦及び滑りが考えられる部位について 想定要	○	摩耗			目視点検などの実機保全によって劣化傾向を把握。 左記NUREG-2192の状況に対し国内でも代表プラントで摩耗確認を実施の上で、順次PLMにて対応に準じて評価している。	
2		凝着	凝着摩耗	滑り部、摩擦面の接触部における微視的な凝着に起因する摩耗	○	鋼、銅、炭素鋼、低合金鋼、銅合金	進行の程度は材料の硬度、荷重、速度等での軸受部及び弁シールとなる。PWRの炉内による摩擦面も対象となる。	構造上摩擦及び滑りが考えられる部位について 想定要						
3		腐食	腐食摩耗	化学反応又は電気化学反応によってきた反応生成物が摩擦によって除去される。これを繰返して生じる摩耗	○	鋼、銅、炭素鋼、低合金鋼、銅合金	高温及び腐食性雰囲気中にさらされる滑り部で問題となることが考えられる。	構造上摩擦及び滑りが考えられる部位について 想定要						
4		疲労	疲労摩耗	接触する個体間に微小な振動等によって繰返し応力を受けた疲労破壊によって生じる表面の摩耗	○	鋼、銅、炭素鋼、低合金鋼、銅合金	部材の面圧及び相対すべりの大きさが支配的となり、微小な間隙を有し、一方の部位が流体等によって振動が励起される部位等	構造上摩擦及び滑りが考えられる部位について 想定要						
5	腐食	全面腐食	局部腐食				腐食性の強い環境及び温度が高い場合に加速される。	か形成されているか有無が主面腐食が生じないことが確認されており想定不要						
6		腐食	全面腐食	局部腐食			水質管理されていない環境にある部位については想定要 海水環境及び屋外環境等の腐食性雰囲気環境にある部位について想定要 (IGALL)							
7	減肉	腐食	全面腐食	局部腐食	局部腐食									

SLR-SRPの「New」項目の内容について事象毎に記載

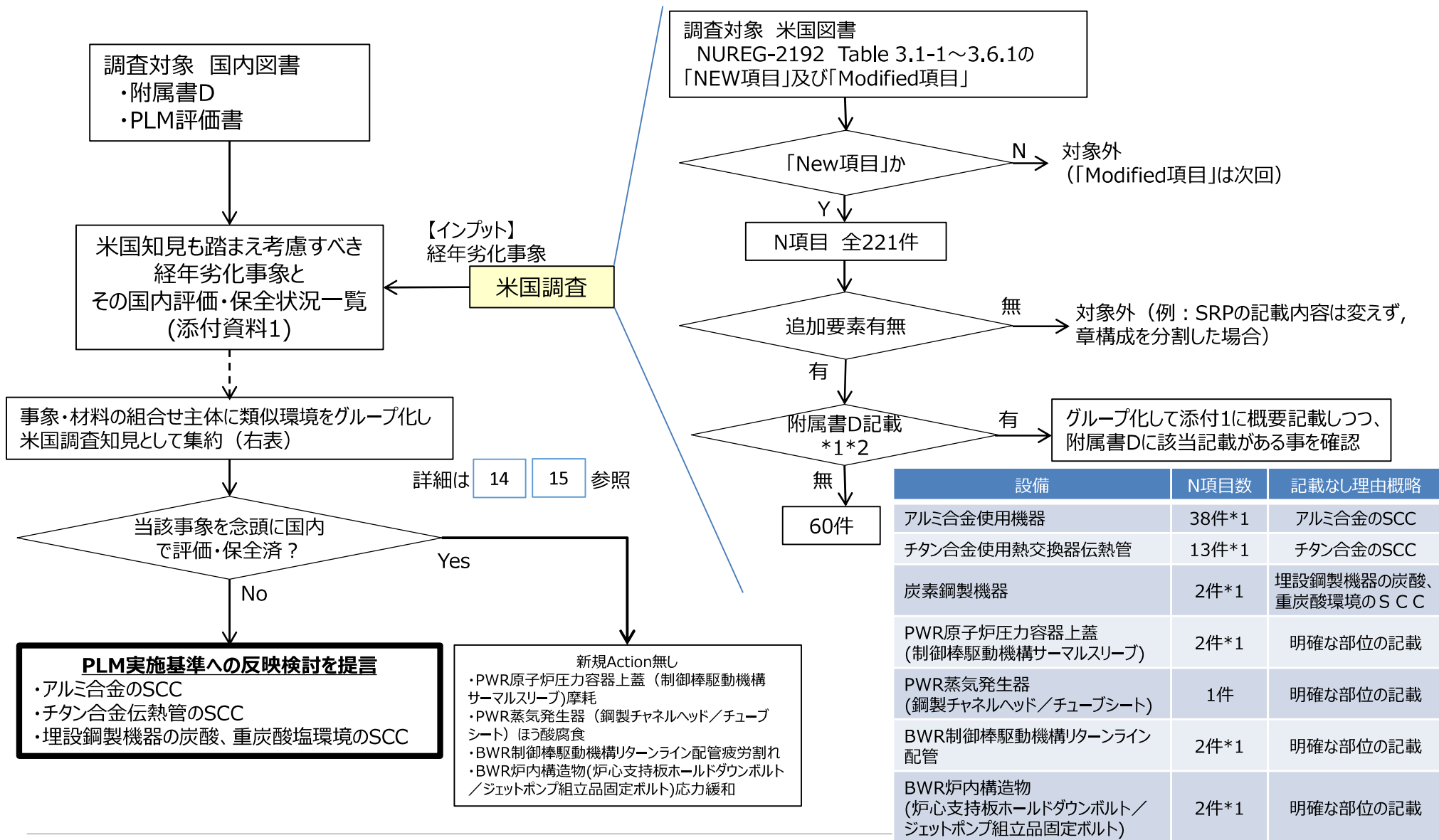
「New」項目の事象が附属書Dの事象に包含されているかの判断根拠を記載

「New」の項目のうち、附属書Dに記載が無い項目を下線太字とした。

60年のPLM評価内容、状況について記載 (附属書Dに記載が無い項目は国内保全状況を記載) 国内における対応状況を記載し、下線太字とした

<NUREG-2192からの項目例> 国外PWRにおいて原子炉容器上蓋CRDMサーマルスリーブの摩耗が認められており、SRP-SLRの劣化管理項目に同部位の摩耗が新規に組み込まれた。

NUREG2192に新しく登録された知見(New)調査の結果概要



* 1 : ある1つの事象に対し、機器 (部位) と環境の組合せで複数回挙げられている。
 * 2 : 事象-材料-環境の組合せが附属書Dに記載が無い事象、及び事象-材料-環境の組合せが附属書Dにあるものの、ある特定の設備・部位に着目してSLR-SRPに記載されているため、今回特に取り上げた事象

米国調査結果と附属書Dとの比較結果・考察

附属書Dに記載が無い事項		左記項目に対する考察
設備	事象	
アルミ合金使用機器	孔食, 隙間腐食, SCC	<ul style="list-style-type: none"> 国内機器でアルミ合金はSFPプールゲート等に使用している。 アルミ合金使用機器における孔食、隙間腐食、SCCについて、国内ではこれら事象を起因とした損傷事例は確認されていない。 各プラントのPLMにおいて、プールでの使用環境に照らし隙間腐食を評価対象に挙げ、プール水の塩化物濃度管理を行った上で点検・保全を実施している。 アルミ合金の孔食・隙間腐食・SCCについては、PLM実施基準への反映の検討について、日本原子力学会へ提言。
チタン合金使用熱交換器伝熱管	SCC	<ul style="list-style-type: none"> 国内機器でチタン合金使用の熱交換器伝熱管は、海水系の復水器等に使用している。 チタン合金使用の熱交換器伝熱管におけるSCCについて、国内ではSCCを起因とした漏えい事象等の損傷事例は確認されていない。 各プラントのPLMにおいて、チタン合金使用の熱交換器伝熱管に対しては、海水等の使用環境に照らし、スケール付着等を念頭に点検・保全を実施している。 本事象については、PLM実施基準への反映の検討について、日本原子力学会へ提言。
炭素鋼製機器	埋設環境下で炭酸塩, 重炭酸塩に曝される事によるSCC	<ul style="list-style-type: none"> 国内の原子力発電所の土壌は、炭酸塩、重炭酸塩に曝される土壌ではない。 埋設環境下の炭素鋼製機器における炭酸塩、重炭酸塩に曝される事によるSCCについて、国内ではSCCを起因とした漏えい事象等の損傷事例は確認されていない。 米国においては、ガスプラントや石油プラントの埋設配管で炭酸塩に拠る割れが過去検出された例があることからSLR-SRPに取り込んだ項目であり、米国原子力発電所での損傷事例は確認されていない。(NRC発行LR-ISG-2011-03より) 本事象については、PLM実施基準への反映の検討について、日本原子力学会へ提言。

米国調査結果と附属書Dとの比較結果・考察

ある特定の設備・部位に着目し抽出されている事項*1		左記項目に対する考察
設備	事象	
PWR原子炉圧力容器上蓋 (制御棒駆動機構サーマルスリーブ)	摩耗	<ul style="list-style-type: none"> 附属書Dには、事象（摩耗）-材料-環境の組合せがある事象。 発生部位として、国内外共に当該部位は対象外としていたが、海外PWRで発生した事例を受け、国内でも代表PWRプラントで摩耗量確認を実施しており、順次PWR各プラントのPLMにおいて当該事象を評価対象に挙げ評価している。
PWR蒸気発生器 (鋼製の2次側チャンネルヘッド、チューブシート)	ほう酸腐食	<ul style="list-style-type: none"> 附属書Dには、事象（ほう酸腐食）-材料-環境の組合せがある事象。 国内の蒸気発生器では原子炉冷却材が2次側へ流入しない様に、伝熱管の検査を実施の上で必要に応じ施栓を実施しているため、炭素鋼／低合金鋼製の2次側構成品は原子炉冷却材に曝されない。
BWR制御棒駆動機構リターンライン配管	疲労割れ	<ul style="list-style-type: none"> 附属書Dには、事象（疲労割れ）-材料-環境の組合せがある事象。 新規制基準対応申請済及び申請予定のBWRプラントにおいては当該事象を念頭においた対策を実施済である。
BWR炉内構造物 (炉心支持板ホールダウンボルト／ジェットポンプ組立品固定ボルト)	応力緩和	<ul style="list-style-type: none"> 附属書Dには、事象（応力緩和）-材料-環境の組合せがある事象。 PLMの劣化評価対象として、左記部位は特出ししていないものの、炉内構造物点検評価ガイドライン（原子力安全推進協会発行）にて点検対象としている。

* 1 : 附属書Dには、事象-材料-環境の組合せが記載されており、ある特定の設備・部位までは記載されていない。
SLR-SRPに具体的に特定の設備・部位が記載されていたため抽出した。

取替困難機器の評価（添付資料2）について

- ◆ プラントの安全性の継続的な維持・向上には、取替困難な原子炉圧力容器、原子炉格納容器、コンクリート構造物の経年劣化に対する評価が特に重要であり、その知見拡充事項を検討した。
- ◆ 具体的には、取替困難機器に対し、部位毎にどのような様な経年劣化事象が想定され、それらの事象において60年を超える評価期間を想定した場合に*、現状のPLM評価手法・データで科学的・技術的に評価可能であるか考察し、知見拡充が望まれる取組みを検討した。

* : 米国SLRの80年を参考に、80年の評価期間を想定

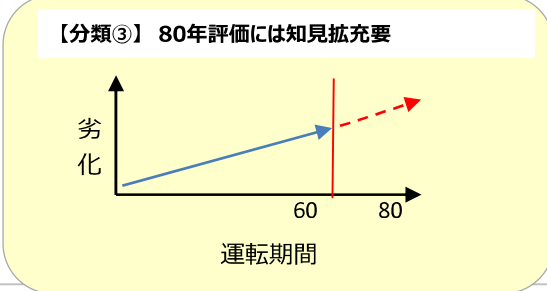
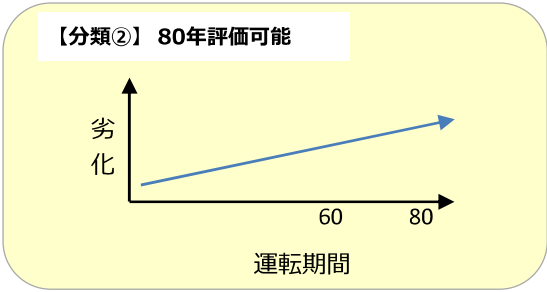
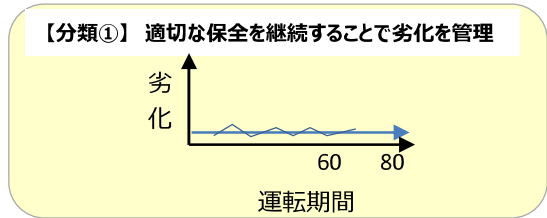
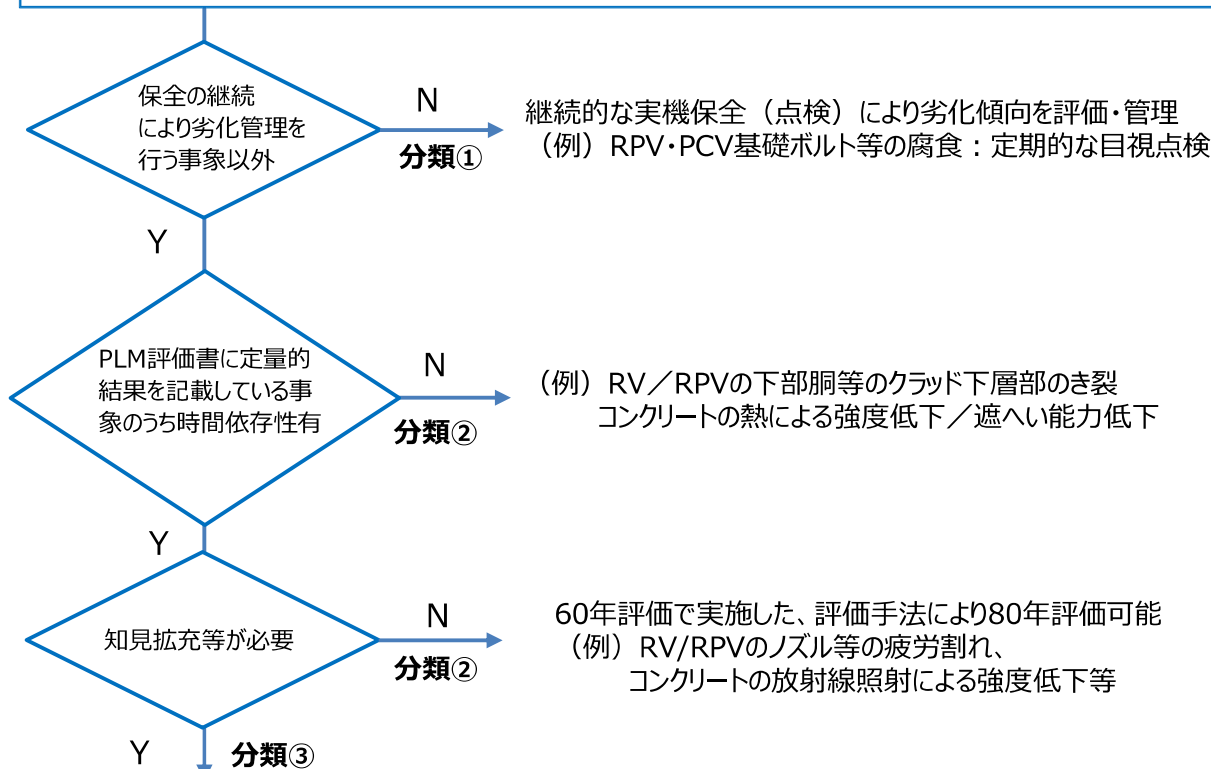
取替困難機器に対する検討プロセス

【取替困難機器】

原子炉压力容器、原子炉格納容器、コンクリート構造物

【取替困難部位抽出及び経年劣化事象・評価手法/状況の整理】

- ・各プラントのPLM評価書より、取替困難機器毎に経年劣化評価を行っている部位を整理
- ・整理した部位から取替困難な部位を抽出
- ・部位毎に、各プラントのPLM評価書より材料・経年劣化事象の組合せ及び現状のPLM評価手法/状況を整理



RV/RPVの胴部等の中性子照射脆化

取替困難機器の評価（添付資料2） 記載内容説明

60年想定のPLM評価内容

80年を想定した場合のPLM評価への影響と取り組み

経年劣化事象

部位に展開

部位ごとの60年想定PLM評価内容を記載

80年評価を想定した場合のPLM評価への影響

80年評価を想定した場合の知見拡充の取組み

補足資料

取替困難機器（RPV・PCV・コンクリ構造物）を対象として、80年の経年劣化事象を評価する場合に、
 現行の評価手法・データが適用可能であるか考察

80年を想定した評価を行うに当たり知見拡充が望まれる項目を整理
 （例：照射脆化における試験片数対応）

経年劣化事象	想定される部位	PLM評価内容/知見拡充内容 (例)	PLM評価への影響 (評価手法/データ拡張等)	知見拡充の取組 (論文・技術開発等)	備考
材料入口劣化	材料入口	一経年劣化現象は、プラントの運転状態（例：起動・停止等）の温度や圧力の変化（変動）によって生じる応力の変動が繰り返され、はたしてゆっくりと材料に累積的な微小な変形が蓄積する長時現象である。 一原子炉圧力容器の管口部など出射口下流部には応力が集中しやすいために運転期間を通じても	と結合しており、高サイクル疲労は応力とその変動によって評価されるが、80年想定の場合は応力（変動）も評価対象となる。	一高サイクル疲労は高サイクル疲労プラント評価・検査の観点から、	補足資料：照射脆化試験片数対応 一 照射脆化試験片数
中性子照射脆化	下部容器	一原子炉圧力容器に使用されている合金鋼については、運転中に燃料の核分裂反応により発生する中性子照射を受けるとボイドや転位ループ、浸潤原子クラスターや析出物などのミクロ組織変化が生じ、このような劣化が存在すると材料の疲労強度（転位の形成）の低下となり、破壊に対する抵抗（靱性）の低下が生じる。この事象を中性子照射脆化と呼んでいる。 一これに対し規格では、JEAD4201-2003[2013 原子炉用]「中性子照射脆化試験片の監視試験方法」および「原子炉用中性子照射及びその附属施設の技術基準に関する規程の解説」（以下、「技術基準解説」）に記し、監視試験片を定期的に取り出し、衝撃試験等を行うことにより、照射脆化特性や照射脆化エネルギー減衰量のデータ蓄積を継続している。 一なお、監視中に設置した監視試験片の数には限りがあるため、試験片の再生、半製試験片の活用、監視試験片取り出し計画の最適化等について検討・技術開発が進められており、試験片の再生方法については、既に JEAD4201-2003[2013 原子炉用]に規定されている。（例）	一80年を想定する場合には、劣化の取組を継続する。計画は監視試験片によるデータ収集と、そのデータを基とする評価手法見直しを実施し、評価手法の見直しを行う。一ことで、検査性を確保する必要があると見られる。 一ただし、80年を想定する場合には、原子炉圧力容器が受ける中性子照射量が従来の劣化係数、中性子照射量に比べて増大する可能性があることがある。 一80年を想定する場合には、監視試験片を十分に確保すること、試験片の再生等、試験片の活用方法について更に検討する必要がある。 一補足資料：照射脆化試験片数対応	一照射脆化は照射脆化試験片の再生に、照射脆化試験片の活用、監視試験片の活用方法等について、照射脆化試験片とその活用に関する	補足資料：照射脆化試験片数対応 一 照射脆化試験片数 一 照射脆化試験片 一 照射脆化試験片 一 照射脆化試験片 一 照射脆化試験片

取替困難機器における知見拡充項目

現状のPLM評価手法・データが80年の評価期間を想定した場合でも適用可能か考察し、知見拡充が望まれる事項を検討した結果、以下のとおり。

- ✓ 原子炉圧力容器： 照射脆化に関し2件抽出（下表）
- ✓ 原子炉格納容器： 特に無し
- ✓ コンクリート構造物： 特に無し

	事象	概要	対応状況
原子炉圧力容器	中性子照射脆化	<p><JEAC4201の適用上限見直し></p> <p>現行のJEAC4201*¹における関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギー減少率の予測式には中性子照射量の適用上限がある。</p> <p>80年の評価期間を想定する場合は、個別プラントの稼働率や中性子束に依存するものの、適用上限を超える照射量を受けるプラントが出てくる可能性があり、引続き監視試験等による高照射領域のデータの拡充を行い、必要に応じJEAC4201の適用範囲上限の拡大に資する。</p>	<p>実機データ採取～規格反映の取組については産業界・学協会にて継続実施中であり、更に規格適用上限拡大も念頭に置き実施する</p>
		<p><監視試験片再生等></p> <p>監視試験片の取り出しは技術基準規則*²、JEAC4201及び運転期間延長認可制度に基づき実施されているが、建設時に装荷した監視試験片数には限りがある。</p> <p>80年を想定する場合には、監視試験片を十分に確保するため、使用済試験片の小型化再生や監視試験計画の高度化等、試験片の有効活用やその試験結果のデータ検証等について検討する必要がある。</p>	<p>実機データ採取については産業界で継続実施中であり、更に産業界（国プロ）研究の実施を検討中</p>

本レポートにおける知見拡充項目（まとめ）

- 本レポートでは物理的な経年劣化に関する取組みとして、複数の80年認可が行われている米国最新知見を参考に、今後の更なる安全な長期運転に向けて考慮すべき経年劣化事象を整理し、また、取替困難機器については、60年を超える評価期間を想定した場合の知見拡充事項について整理・抽出し、各々から整理・抽出された事項について検討を実施した。
- 検討した結果について、ATENAは以下のとおり学協会・研究主体・事業者へ提言等を実施した。
 - ◆ 米国最新知見を参考に検討した経年劣化事象の整理結果のうち、附属書Dに記載がない3事項については、PLM実施基準への反映の検討について日本原子力学会PLM分科会へ提言した。
 - ◆ 取替困難機器における、60年を超える経年劣化評価の知見拡充が必要な照射脆化に関する事項（2件）については、PLM研究推進会議（電力中央研究所／事業者／メーカー等にて構成される会議体）に対し必要な研究の計画・実施を要請済。引続き進捗をフォローしていく。
 - ◆ 事業者に対しては、本レポートの知見を提供し、高経年化対策での活用を促した。
- 米国調査については、「Modified」事項について調査を継続し、本レポートの改訂版に反映していく。

略語集

AMP	Aging Management Program	経年劣化管理プログラム
AMR	Aging Management Review	経年劣化管理レビュー
GALL	Generic Aging Lessons Learned	経年劣化管理教訓集
IGALL	International Generic Ageing Lessons Learned	国際的経年劣化管理教訓集
LR	License Renewal	運転認可更新
NRC	Nuclear Regulatory Commission	米国原子力規制委員会
NUREG	Nuclear Regulatory Guide	NRC規制指針
OE	Operating Experience	運転経験
PLM	Plant Life Management	プラントライフマネジメント（高経年化技術評価、高経年化対策実施基準を便宜上PLM評価、PLM実施基準と略す）
SLR	Subsequent License Renewal	2回目の運転認可更新
SRP	Standard Review Plan	標準審査指針
SSC	Structure, System and Component	機器、系統及び構築物
TLAA	Time-Limited Ageing Analysis	期間限定経年劣化解析
10CFR54	Title 10, Code of Federal Regulations54	原子力発電所の運転認可更新に関する要件

参照図書リスト

- (1) NRC, NUREG-2191, "Generic Aging Lessons Learned for Subsequent License Renewal (GALL-SLR) Report," Volume 1, February 2017.
- (2) NRC, NUREG-2191, "Generic Aging Lessons Learned for Subsequent License Renewal (GALL-SLR) Report," Volume 2, February 2017.
- (3) NRC, NUREG-2192, "Standard Review Plan for Review of Subsequent License Renewal Applications for Nuclear Power Plants," February 2017.
- (4) NRC, NUREG-1801, "Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report," Revision 2, December 2010.
- (5) NRC, NUREG-1800, "Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants," Revision 2, December 2010.
- (6) Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (SRS No.82)
- (7) NRC, NUREG-2221, "Technical Bases for Changes in the Subsequent License Renewal Guidance Documents NUREG-2191 and NUREG-2192" , Revision 0, December 2017
- (8) NRC, LR-ISG-2011-03, "CHANGES TO THE GENERIC AGING LESSONS LEARNED (GALL) REPORT REVISION 2 AGING MANAGEMENT PROGRAM XI.M41, "BURIED AND UNDERGROUND PIPING AND TANKS" "
- (9) 日本原子力学会、「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2021 (AESJ-SC-P005:2021) 」
- (10) 原子力安全推進協会、「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心支持板] (第3版) (JANSI-VIP-28-第3版) 」
- (11) 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]) 」