

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

原子力エネルギー協議会

2022 年 3 月

【はじめに】

国内の原子力発電所においては、廃止措置方針を決めたプラントを除く全 33 基中の 17 基が 2021 年末時点で運転期間 30 年を超え、4 基が 40 年を超える運転の認可を受けており、経年劣化事象に関する知見が蓄積されてきている。この状況を踏まえると、今後も 40 年を超える運転を行うプラントが、順次増加していくことが見込まれる。

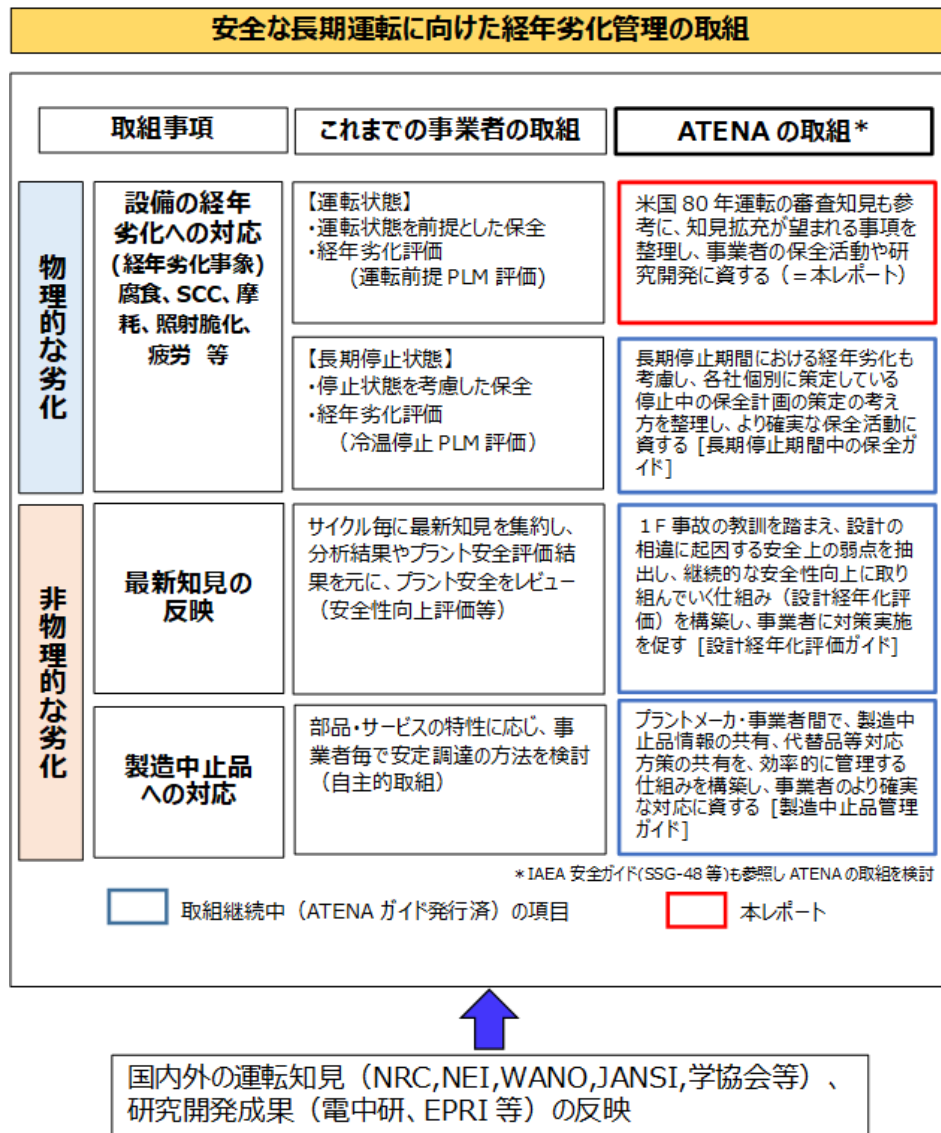
安全性を高い水準に維持しつつ長期にプラントを活用していくためには、経年劣化事象に関する知見を継続的に更新・拡充していくことが必須であり、他方、海外に目を向ければ、既に 50 年以上の運転期間を経験したプラントを有し、また複数の 80 年認可が行われている米国の経験から、日本にとっても有用な知見が得られる可能性がある。

このような状況を踏まえ、原子力エネルギー協議会（以下「ATENA」という。）は「安全な長期運転に向けた経年劣化管理への取組」として、国内の経年劣化管理に係る取組と海外知見*を比較分析し、従来の取組を強化するため「物理的な経年劣化」と「非物理的な経年劣化」に分類して取組んできた。このうち「物理的な経年劣化」については、長期停止期間中のプラントの安全性の維持・向上のため、長期停止中の経年劣化管理の観点から考慮すべき推奨事項を提供するガイドライン**を 2020 年に発行し、原子力発電事業者の保全に反映してきた。

* : IAEA ガイド「Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants（原子力発電所の長期運転に関する経年劣化管理及びプログラムの策定）」（SSG-48）

** : ATENA 20-ME02（Rev.0）プラント長期停止期間中における保全ガイドライン

ATENA は前述の長期停止中の経年劣化管理に関する取組に加え、運転中も含めた経年劣化管理に係る取組の一つとして、複数の 80 年認可が行われている米国の知見等を参考に、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に、本レポートを取纏めることとした。



本レポートの情報等の取扱いについては、以下のとおりとする。

(免責)

- (1) ATENA, ATENA 従業員, 会員, 支援組織等本レポートの作成に関わる関係者 (「ATENA 関係者」) は、本レポートの内容について、明示黙示を問わず、情報の完全性及び第三者の知的財産権の非侵害を含め、一切保証しない。ATENA 関係者は、本レポートの使用により本レポート使用者その他の第三者に生じた一切の損失、損害及び費用についてその責任を負わない。本レポートの使用者は、自己の責任において本レポートを使用するものとする。

(権利帰属)

- (1) 本レポートの著作権その他の知的財産権(「本件知的財産権」)は、ATENAに帰属する。本件知的財産権は、本レポートの使用者に移転せず、また、ATENAの承諾がない限り、本レポートの使用者には本件知的財産権に関する何らの権利も付与されない。

改定履歴

改定年月	版	改定内容	備考
2022 年 3 月 24 日	初版	新規制定	

目次

1.	序文.....	- 6 -
1.1	背景・目的.....	- 6 -
1.2	概要.....	- 9 -
1.3	適用範囲.....	- 10 -
1.4	用語の定義.....	- 10 -
1.5	略称.....	- 12 -
2.	経年劣化評価に関する知見拡充事項の整理.....	- 13 -
2.1	経年劣化事象の整理と知見拡充事項.....	- 14 -
2.1.1	米国知見調査.....	- 14 -
2.2	取替困難機器の 60 年超評価を想定した場合の知見拡充事項.....	- 22 -
2.2.1	検討プロセス.....	- 22 -
2.2.2	知見拡充事項の整理結果.....	- 25 -
3.	まとめ.....	- 26 -

添付資料 1	米国 SLR-SRP の最新知見を反映した経年劣化事象と知見拡充事項
添付資料 2	取替困難機器の経年劣化評価と知見拡充事項
別添	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
補足資料	

1. 序文

1.1 背景・目的

実用発電用原子炉を持つ事業者は、原子力施設に対し、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規則に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）第43条の3の22第1項と、同法実施のために規定されている「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下「実用炉規則」という。）第82条に則り、高経年化対策として営業運転開始後30年が経過する前（その後10年毎）に、安全上重要な機器・構造物等について、今後長期間運転することを想定した高経年化技術評価（以下「PLM評価」という。）を実施し、それに基づいて策定した長期施設管理方針とともに認可を受けて個別機器の点検・修繕の計画（保全計画）に反映し、プラント運転期間を通じた原子力施設の安全機能の確保を図っている。

また、その原子力施設の運転期間は原子炉等規制法第43条の3の32に40年（1回に限り、20年を超えない期間で延長可）と定められており、事業者が40年を超えて継続運転を行う場合には実用炉規則第113条に則り、前述の高経年化対策に加え運転期間延長認可制度として、取替困難である原子炉圧力容器、原子炉格納容器、コンクリート構造物に対する特別点検の結果を含むプラントの長期健全性に関する評価内容、及びその結果に基づいた長期施設管理方針の認可を受け、保全計画の確実な実施を通じて、延長認可後の原子力施設の安全機能の確保を図っている。

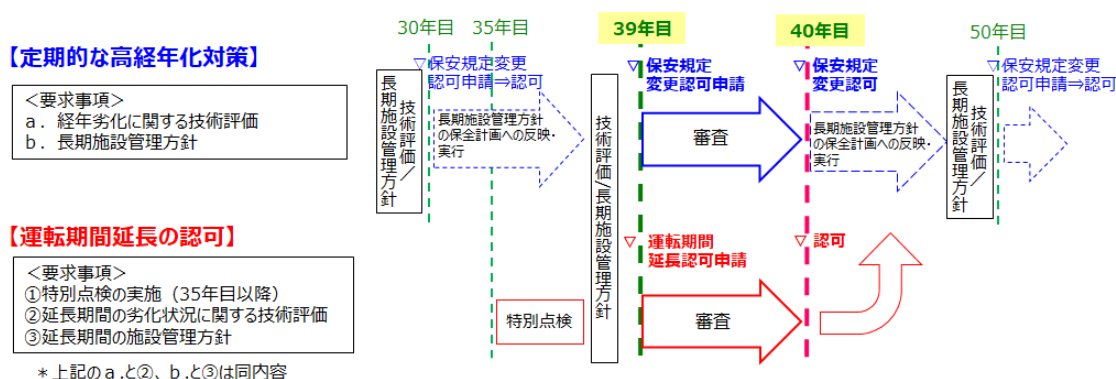


図 1.1-1 原子炉等規制法／実用炉規則に則った
高経年化技術評価／運転期間延長認可のプロセス

プラント※1		営業運転開始日	至近の認可実績 (高経年化技術評価等に係る審査)	運転開始後の暦年経過年数																											
				'14	'15	'16	'17	'18	'19	'20	'21	'22	'23	'24	'25	'26	'27	'28	'29	'30	'31	'32	'33	'34	'35	'36	'37				
PWR	北海道	泊1※2	1989/6/22	2019/5/27 (PLM30：冷温停止時のみ)						30										40											
		泊2※2	1991/4/12	2020/12/8 (PLM30：冷温停止時のみ)							30											40									
		泊3	2009/12/22	-																											
	関西	美浜3	1976/12/1	2016/11/16 (PLM40：運転期間延長)			40										50														
		高浜1	1974/11/14	2016/6/20 (PLM40：運転期間延長)	40											50															
		高浜2	1975/11/14	2016/6/20 (PLM40：運転期間延長)		40											50														
		高浜3	1985/1/17	2015/11/18 (PLM30：運転前提評価)		30										40									50						
		高浜4	1985/6/5	2015/11/18 (PLM30：運転前提評価)			30										40									50					
		大飯3	1991/12/18	2021/11/24 (PLM30：運転前提評価)							30											40									
		大飯4※3	1993/2/2	-								30											40								
	四国	伊方3	1994/12/15	-									30													40					
	九州	川内1	1984/7/4	2015/8/5 (PLM30：運転前提評価)		30										40										50					
		川内2	1985/11/28	2015/11/18 (PLM30：運転前提評価)			30										40										50				
		玄海3	1994/3/18	-										30											40						
玄海4		1997/7/25	-														30										40				
原電	敦賀2※2	1987/2/17	2017/2/2 (PLM30：冷温停止時のみ)			30										40										50					
BWR	東北	東通1	2005/12/8	-																						30					
		女川1	1995/7/28	-																						40					
		女川1	2002/1/30	-																		30									
	東京	KK1※2	1985/9/18	2015/9/14 (PLM30：冷温停止時のみ)		30											40									50					
		KK2※2	1990/9/28	2020/8/28 (PLM30：冷温停止時のみ)							30										40										
		KK3	1993/8/11	-										30										40							
		KK4	1994/8/11	-											30										40						
		KK5※2	1990/4/10	2020/2/27 (PLM30：冷温停止時のみ)							30										40										
		KK6	1996/11/7	-													30										40				
		KK7	1997/7/2	-														30										40			
	中部	浜岡3※2	1987/8/28	2017/8/16 (PLM30：冷温停止時のみ)				30										40										50			
		浜岡4	1993/9/3	-										30										40							
		浜岡5	2005/1/18	-																					30						
	北陸	志賀1	1993/7/30	-											30										40						
志賀2		2006/3/15	-																						30						
中国	島根2※3	1989/2/10	-					30																							
東海	東海2	1978/11/28	2018/11/7 (PLM40：運転期間延長)					40												50											

※1 廃止措置プラント及び廃止措置予定プラントは除く
 ※2 冷温停止状態が維持されることを前提とした評価のみを行っているプラント
 ※3 審査中のプラント

図 1.1-2 各プラントの運転年数及び高経年化対策／運転期間延長認可実績
(2021 年末時点)

PLM 評価（運転期間延長認可申請における劣化状況に関する技術評価を含む）では、プラントにおける安全機能を有する全ての機器・構築物を評価対象とし、材料、使用条件等を踏まえ、各対象機器・構築物の部位毎に想定される経年劣化事象を抽出整理する。この際、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」（AESJ-SC-P005：2021。以下「原子力学会 PLM 実施基準」という。）の附属書 D として取り纏められている「経年劣化事象一覧表」や過去の PLM 実績より設備・部位毎に材料と事象を展開した附属書 C「劣化メカニズムまとめ表」等を活用し、最新知見や運転経験を基に、想定される経年劣化事象が適切に抽出されていることを確認している。この中から、適切に保守管理が行われている経年劣化事象や今後も経年劣化の進展が考えられない、もしくは進展が極めて小さい事象等を除いたものについて、高経年化技術評価を行う上で「着目すべき経年劣化事象」として抽出している。

「着目すべき経年劣化事象」に対しては、長期運転における経年劣化事象の発生・進展状況を想定した上で機器・構築物の健全性が確保されるかの確認を行う（運転期間延長認可申請については特別点検の結果も加味する）。さらに想定される経年劣化事象に対して現状の保全活動が適切であるかの評価も併せて行い、長期運転に対する総合的な評価を行っている。これに加えて、耐震、耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象につい

て、経年劣化の発生・進展状態を考慮した機器・構造物の耐震、耐津波安全性評価を行い、許容値を満足することを確認している。

評価に当たっては、最新の規格基準や国内外のトラブル事例等の最新知見、評価時点までの運転経験を反映した評価を行うとともに、最新の技術基準への適合のために追加される設備や、重大事故時の環境条件等も考慮した技術評価を行っており、また、冷温停止状態を前提とした経年劣化に対する技術評価についても実施し、プラントの長期停止が機器・構造物の健全性に及ぼす影響についても確認している。

これらの評価の結果、今後の10年間（運転期間延長に関しては延長しようとする期間）の運転期間に現状保全項目に追加して実施すべき新たな保全も含め長期施設管理方針が策定され、原子炉施設保安規定に明記される。

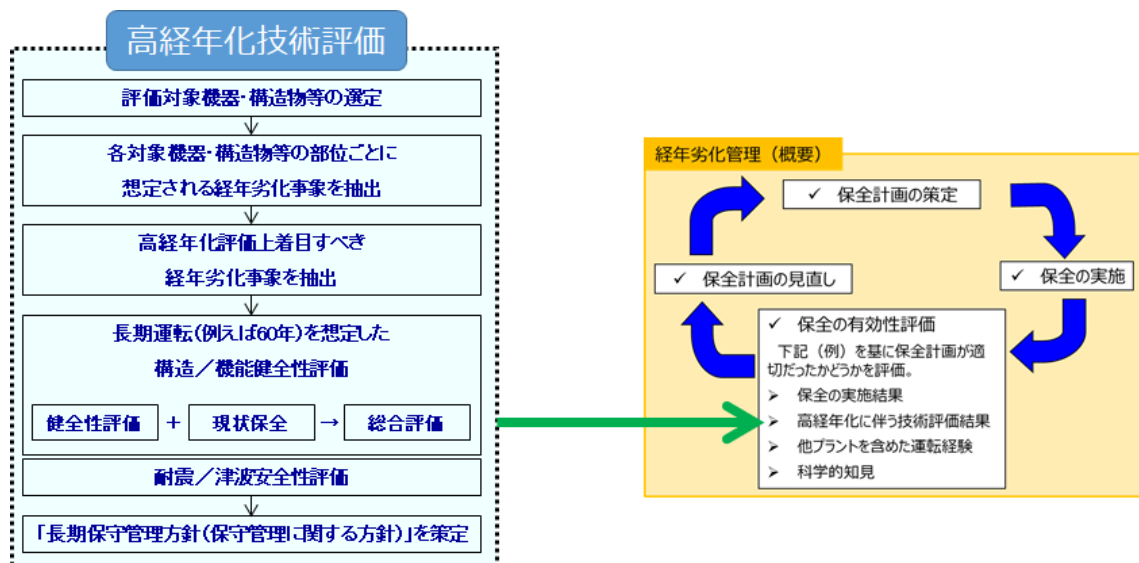


図 1.1-3 高経年化技術評価と経年劣化管理の関係

このように、プラントを長期にわたって安全に運転するためには、経年劣化事象に対し継続的に最新知見を取り入れつつ検討を行い、実機保全へ反映していくことが必要である（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：別添）。

本レポートでは物理的な経年劣化に関する取組として、国内原子力発電事業者における経年劣化管理に関する取組や複数の80年認可が行われている米国知見等の最新知見を参考として、経年劣化に対する知見拡充事項を整理する。

整理した知見拡充事項については、事業者、学協会、研究主体へ提言等を行うことにより、研究・開発の実施や学協会の規格への反映、PLM評価への反映や発電所の保全への反映等に繋げ、プラントの安全性の維持・向上に資する。

1.2 概要

本レポートでは、運転中も含めた経年劣化管理に係る知見拡充の取組の一つとして、経年劣化評価に関する知見拡充事項について整理した。

具体的には、まず、国内軽水炉で考慮すべき経年劣化事象を材料毎に整理している原子力学会 PLM 実施基準の「経年劣化事象一覧表」をベースとして、80 年運転に対応した米国の 2 回目の運転認可更新（以下「SLR」という）に関する最新知見を参考に、経年劣化事象を改めて網羅的に整理した。

その結果、「経年劣化事象一覧表」に記載の無い事象が 3 事項抽出された。それら抽出された各事象については、国内のプラントにおいて同様の原因による実機損傷事例は確認されていないものの、PLM 実施基準への反映の検討について、原子力学会へ提言を行っていく。

次に、プラントの長期にわたる安全性維持に重要な取替による機能回復が困難な機器（以下「取替困難機器」という。）の経年劣化評価における知見拡充事項を整理した。具体的には、各取替困難機器の部位毎に経年劣化事象を組合せた上で、米国で実績のある 80 年の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、望まれる知見拡充事項を整理した。

その結果、照射脆化に関し知見拡充事項が 2 事項抽出された。抽出された事項については、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・実施を要請するとともに、進捗をフォローしていく。

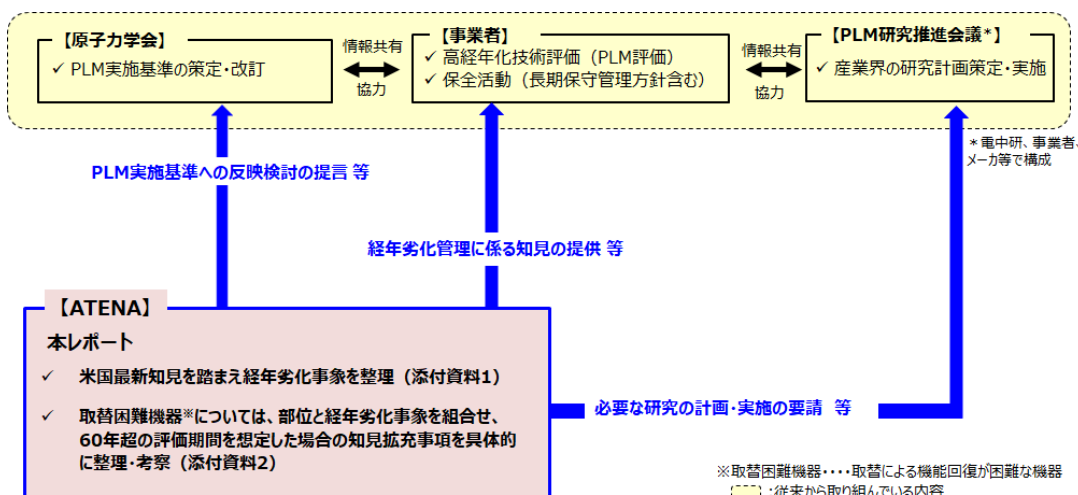


図 1.2-1 経年劣化管理における本レポートの位置付け

1.3 適用範囲

国内の沸騰水型及び加圧水型の原子力発電所における経年劣化管理に係る取組に適用する。

1.4 用語の定義

運転期間延長認可制度

法令で国内原子力発電所の運転期間は 40 年と定められており、1 回に限り、20 年を超えない期間で延長の申請・認可が行える制度。事業者が延長認可申請を行う場合は、特別点検結果を踏まえた高経年化技術評価と長期施設管理方針について認可を受ける必要がある。

運転経験情報（OE 情報）

運転経験に基づいたトラブル情報、保全情報等。各事業者は、それらの情報について収集した上で、高経年化技術評価書のインプット条件としている。

経年劣化事象

時間経過とともに劣化を生じさせる事象であり、配管内の減肉、応力腐食割れ、絶縁低下、中性子照射脆化、疲労割れ、コンクリートの強度低下等が含まれる。

高経年化対策

施設管理のうち原子力発電所の各設備に想定される経年劣化事象に対して、長期間の供用を考慮した活動を行うこと。法令要求としては営業運転開始後 30 年が経過する前（その後 10 年毎）に高経年化技術評価を実施し、その内容とその内容を基に策定した長期施設管理方針について認可を受ける必要がある。

高経年化技術評価（PLM 評価）

経年劣化事象に対する健全性評価。法令に基づく高経年化対策における高経年化技術評価としては、各設備の経年劣化事象に対する健全性評価に加え、経年劣化を考慮した耐震安全性評価及び耐津波安全性評価を行う必要がある。

さらにそれら各評価については、原子炉の運転を断続的に行う事を前提とした評価（＝プラントの定期的な起動・停止を伴う通常運転状態を前提とした評価）、及び冷温停止状態が維持される事を前提とした評価を行う必要がある（ただし、長期間停止することが明らかな場合は冷温停止状態の評価のみでも可）。

なお、本レポートでの「PLM 評価」は、便宜上、プラントの通常運転を念頭においた各設備の経年劣化事象に対する健全性評価を指す。

GALL (Generic Aging Lessons Learned)

米国原子力規制委員会が発行している経年劣化管理に関する知見報告書。米国の運転認可更新に際し、後述の SRP に示された経年劣化管理レビュー項目における評価用の技術根拠を提供している。各設備に考えられる経年劣化メカニズム、考慮すべき発生部位、経年劣化管理方法等の技術的情報が取り纏められている。

SRP (Standard Review Plan)

米国原子力規制委員会が発行している標準審査指針で具体的な申請書の内容及び審査基準を規定している。運転認可更新に関する SRP では申請書の記載内容、対象範囲・スクリーニング方法、経年劣化管理レビューの方法、長期間使用時の機器の健全性を確認するための時間限定経年劣化解析や特別点検の方法を規定している。なお、各経年劣化管理レビュー項目においては、前述の GALL を引用しながら、SCC、疲労、腐食等の各種劣化メカニズムに対して適切な経年劣化管理プログラムが策定されていることを運転認可更新の申請書で確認することになっている。

1.5 略称

AEA	Assessment of Electrical Equipment Ageing for Nuclear Power Plant : 電気・計装設備の健全性評価技術調査研究
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
BWR	Boiling Water Reactor : 沸騰水型軽水炉
GALL	Generic Aging Lessons Learned : (NRC 発行の) 経年劣化管理に関する知見報告書
IGALL	Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (SRS No. 82) : IAEA 発行の経年劣化管理に関する知見報告書
ISI	In-Service Inspection : 供用期間中検査
LR	License Renewal : (1 回目の) 運転認可更新
NRA	Nuclear Regulation Authority : 原子力規制委員会
NRC	Nuclear Regulatory Commission : 米国原子力規制委員会
NUREG	Nuclear Regulatory Guide : NRC 規制指針
OE	Operation Experience : 運転経験
PLM	Plant Life Management : プラントライフマネジメント (本レポートでは高経年化技術評価を PLM 評価, 高経年化対策実施基準を PLM 基準, の様に, 高経年化技術評価, 高経年化対策を便宜上, PLM と略す事がある)
PLR	Primary Loop Recirculation system : 原子炉再循環系
PWR	Pressurized Water Reactor : 加圧水型軽水炉
SCC	Stress Corrosion Cracking : 応力腐食割れ
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 Aging Analysis : 時間限定経年劣化解析
10CFR54	Title 10, Code of Federal Regulations ⁵⁴ : 米国原子力発電所の運転認可更新に関する要件

2. 経年劣化評価に関する知見拡充事項の整理

2.1 章において、国内軽水炉で考慮すべき経年劣化事象を材料毎に網羅的に整理している原子力学会 PLM 実施基準の「経年劣化事象一覧表」（以下「附属書 D」という。）をベースに、設備・部位毎に考慮された PLM 評価内容を整理した上で、米国の SLR に関する最新知見を当てはめ、附属書 D に記載の無い事象（知見）も含め、経年劣化事象を改めて網羅的に整理した。そして特に附属書 D に記載の無い事象については、当該事象の対象となり得る設備における PLM 評価や保全状況について併せて整理した（整理結果詳細は添付資料 1 参照）。

さらに、プラントの長期にわたる安全性維持に関し、設備全体の取替による機能回復が困難な機器の経年劣化に対する評価が重要であることから、該当する原子炉圧力容器、原子炉格納容器、コンクリート構造物に対し、部位毎にどのような経年劣化事象が想定されるかを組合せた上で、米国 SLR に倣い、80 年の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、望まれる知見拡充事項を 2.2 章に整理した（整理結果詳細は添付資料 2 参照）。

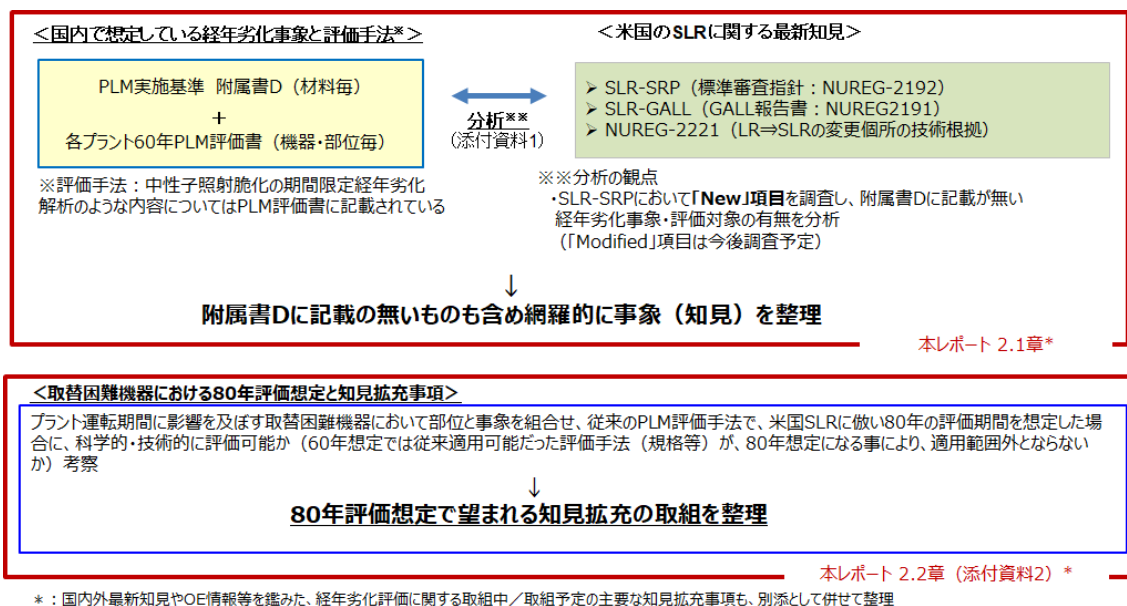


図 2-1 本レポートにおける知見拡充事項整理の流れ

2.1 経年劣化事象の整理と知見拡充事項

2.1.1 米国知見調査

(1) 参考とする米国の審査図書の状況

米国では、米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）が定めた米国原子力発電所の運転認可更新に関する要件 Title 10, Code of Federal Regulations 54（以下「10CFR54」という。）に基づき、事業者は NRC にライセンス申請を行い、運転ライセンスの延長認可を受ける仕組みとなっている。1 回の認可申請において運転認可の有効期間は最長 20 年であり、その後、運転認可更新申請と認可取得を繰り返し行えば、運転ライセンス期間は都度最長 20 年ずつ延長することができる仕組みとなっている。

この運転認可更新に当たり、審査項目・内容に関する具体的な図書として標準審査指針（以下「SRP」という。）が NRC から発行されており、さらにその SRP に対応して長期運転に関し想定される経年劣化事象／影響、発生部位、管理手法等の情報を取り纏めた経年劣化管理に関する知見報告書（以下「GALL」という。）が発行されている。

米国での運転認可更新に関しては、60 年迄の運転に対応する 1 回目の運転認可更新（以下「LR」という。）、及び 80 年迄の運転に対応する 2 回目の運転認可更新（以下「SLR」という。）が行われており、各々の認可更新に対応した前述の NRC 審査関連図書として以下の図書が発行されており、各事業者はそれらの図書を参考に考慮すべき経年劣化事象に対する評価を行い、NRC が審査を行う仕組みとなっている。

<LR 関連図書（1 回目の運転認可更新：～60 年運転）>

- ・運転認可更新申請の標準審査指針（NUREG-1800）（以下「LR-SRP」という。）
- ・運転認可更新申請の経年劣化管理に関する知見報告書（NUREG-1801）（以下「LR-GALL」という。）

<SLR 関連図書（2 回目の運転認可更新：～80 年運転）>

- ・2 回目の運転認可更新申請の標準審査指針（NUREG-2192）（以下「SLR-SRP」という。）
- ・2 回目の運転認可更新申請の経年劣化管理に関する知見報告書（NUREG-2191）（以下「SLR-GALL」という。）

また、LR-SRP から SLR-SRP、LR-GALL から SLR-GALL を発行する際の差分の技術的根拠を纏めた図書として、SLR に関するガイダンス（NUREG-2191 及び 2192）の技術的根拠書（NUREG-2221）が纏められている。

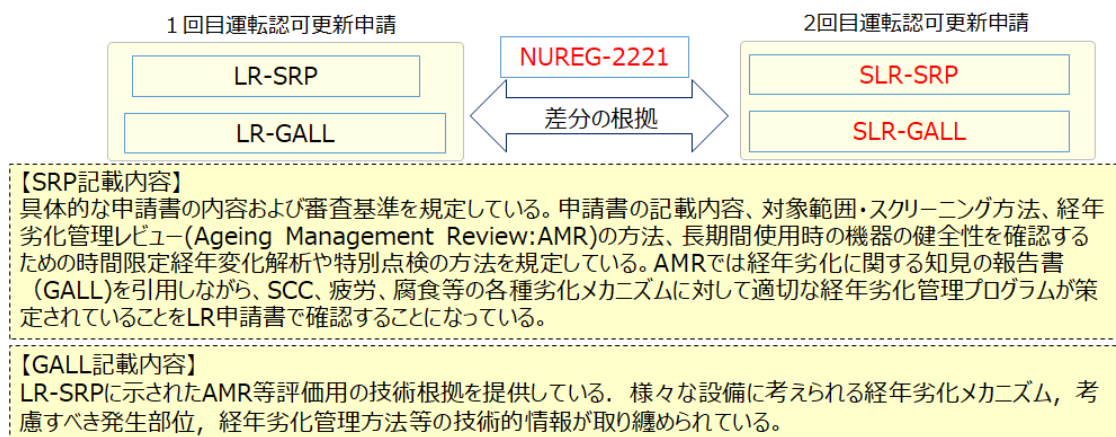


図 2.1.1-1 米国の運転認可更新に際しての標準審査指針（SRP）と
経年劣化管理に関する知見報告書（GALL）の関係

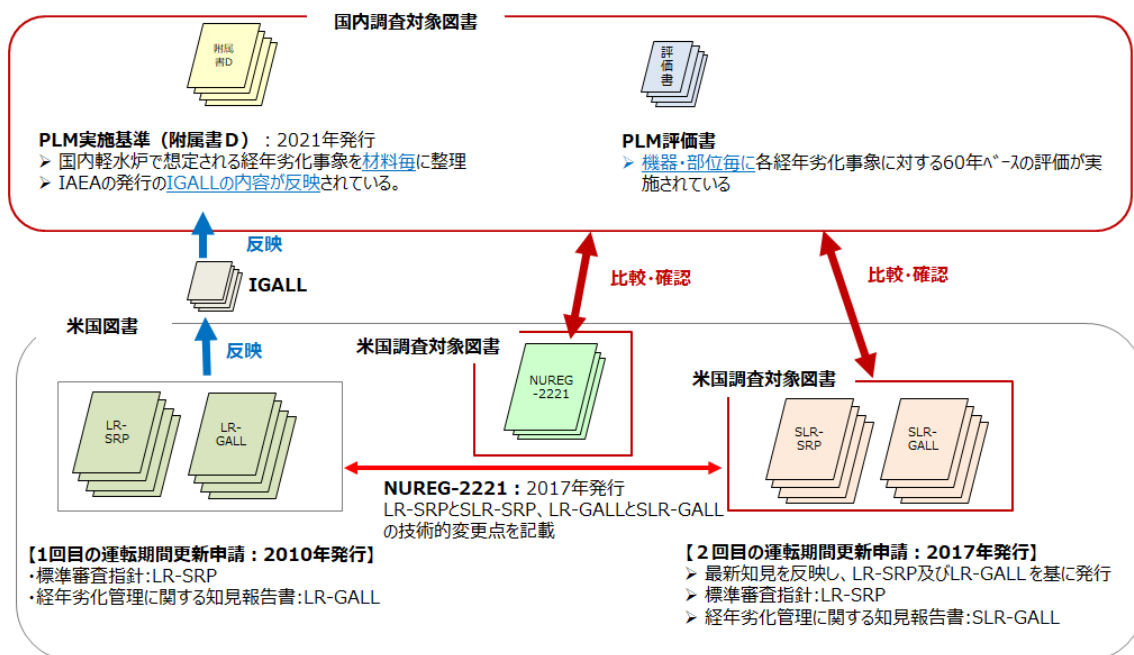


図 2.1.1-2 本レポートにおける主要な調査対象図書とその関係

(2) 検討プロセス

A 米国文献の調査

2 回目の認可に関する SLR-SRP は、6 つのカテゴリ（①原子炉圧力容器、炉内構造物、及び原子炉冷却系統 ②工学的安全施設 ③補助系統 ④蒸気及び電力変換系統 ⑤格納容器、構造物、及び機器サポート ⑥電気及び計測制御系統）に分類され、カテゴリ毎に LR-SRP からの更新内容が記載されており、新しく追加された内容がある場合は、「New」、一部変更された内容がある場合は、「Modified」で分類されている。

今回の調査では、SLR-SRP 記載内容のうち、附属書 D に記載の無い経年劣化事象の有無を優先的に確認することを目的とするため、「Modified」事項については今後も継続して確認することとし、「New」事項について内容を確認し、附属書 D に記載の無い経年劣化事象の有無について確認することとした。また、SLR への新規追加背景も重要となることから、LR-SRP と SLR-SRP の相違点と技術的根拠、及び LR-GALL と SLR-GALL の相違点と技術的根拠が取り纏められている NUREG-2221 も参考にした。

B 米国知見を参考にした経年劣化事象の網羅的整理

2.1.1 (2) A で抽出した SLR-SRP の全 221 件の「New」として記載されている事項を附属書 D 記載の事象と突き合わせる事により、附属書 D に従来記載されていない経年劣化事象が無いか確認した。具体的には、「New」のうち、附属書 D に追加要素が無い事項（例：SRP の記載内容は変えずに章構成を 2 つに分けた等）を除外した上で、附属書 D に記載の事象-材料-環境の組合せに該当するか否かを判断基準とし、該当しない組合せ、及び事象-材料-環境の組合せとしては該当するが、ある特定の設備・部位に着目した経年劣化事象について、計 60 件抽出した。

さらにその 60 件を附属書 D の記載レベルに合わせ、事象-材料の組合せに着目して機器（部位）、及び類似環境をグループ化*すると、7 事項に集約された。

なお、附属書 D の事象毎に国内の経年劣化評価・保全状況を整理するとともに、附属書 D に該当した SLR-SRP の各事項はグループ化*してその概要を整理した。

*：グループ化イメージ

SLR-SRP	附属書 D
炭素鋼配管の結露環境における全面腐食	炭素鋼設備の腐食性環境における 全面腐食
炭素鋼設備の原水環境における全面腐食	
炭素鋼ボルトの廃水環境における全面腐食	
...	

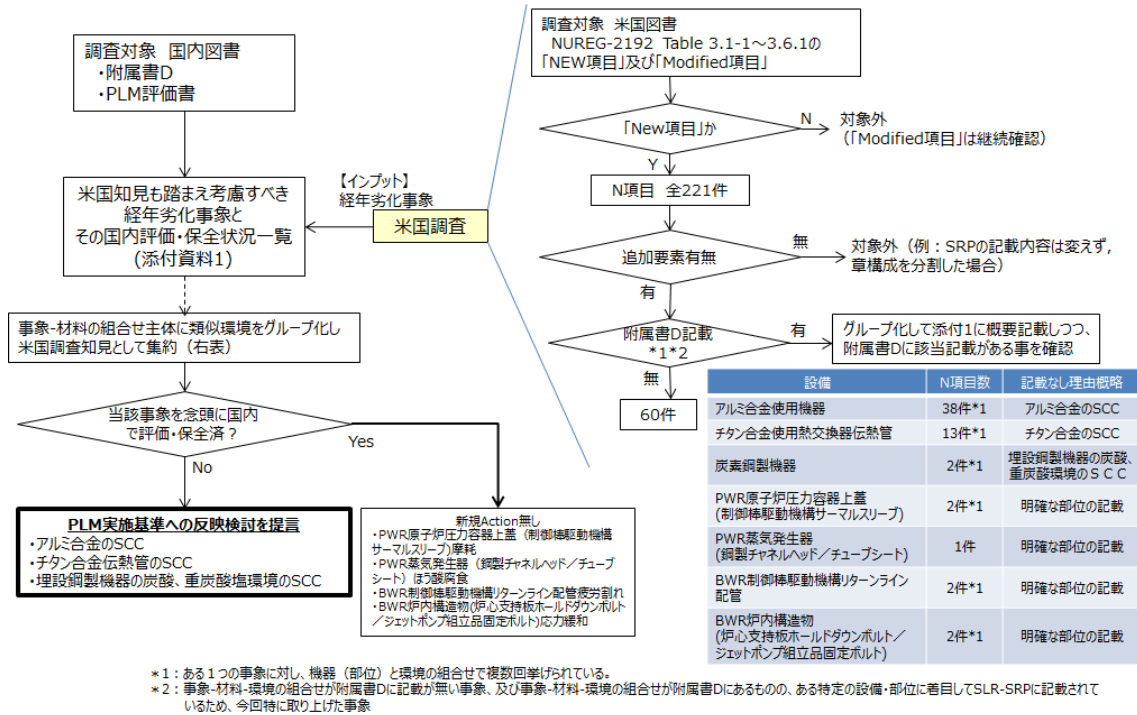


図 2.1.1-3 2.1 章の米国 SLR 知見調査の作業の流れ

原子力学会標準(附属書D) 経年劣化事象一覧表				SLR-SRP「New」項目検討結果		60年の経年劣化 評価状況
項目 No.	事象・材料の組合せ	事象・材料の組合せ	事象・材料の組合せ	事象・材料の組合せ	事象・材料の組合せ	事象・材料の組合せ
1	炭素鋼製機器	炭素鋼製機器	炭素鋼製機器	炭素鋼製機器	炭素鋼製機器	炭素鋼製機器
2	アルミ合金使用機器	アルミ合金使用機器	アルミ合金使用機器	アルミ合金使用機器	アルミ合金使用機器	アルミ合金使用機器
3	チタン合金使用熱交換器伝熱管	チタン合金使用熱交換器伝熱管	チタン合金使用熱交換器伝熱管	チタン合金使用熱交換器伝熱管	チタン合金使用熱交換器伝熱管	チタン合金使用熱交換器伝熱管
4	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)	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)	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)	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)	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)	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)
5	PWR蒸気発生機 (銅製チャネルヘッド/チューブシート)	PWR蒸気発生機 (銅製チャネルヘッド/チューブシート)	PWR蒸気発生機 (銅製チャネルヘッド/チューブシート)	PWR蒸気発生機 (銅製チャネルヘッド/チューブシート)	PWR蒸気発生機 (銅製チャネルヘッド/チューブシート)	PWR蒸気発生機 (銅製チャネルヘッド/チューブシート)
6	BWR制御棒駆動機構/タービン配管	BWR制御棒駆動機構/タービン配管	BWR制御棒駆動機構/タービン配管	BWR制御棒駆動機構/タービン配管	BWR制御棒駆動機構/タービン配管	BWR制御棒駆動機構/タービン配管
7	BWR炉内構造物 (炉心支持板ホルドダウンボルト/シャットポンプ組立品固定ボルト)	BWR炉内構造物 (炉心支持板ホルドダウンボルト/シャットポンプ組立品固定ボルト)	BWR炉内構造物 (炉心支持板ホルドダウンボルト/シャットポンプ組立品固定ボルト)	BWR炉内構造物 (炉心支持板ホルドダウンボルト/シャットポンプ組立品固定ボルト)	BWR炉内構造物 (炉心支持板ホルドダウンボルト/シャットポンプ組立品固定ボルト)	BWR炉内構造物 (炉心支持板ホルドダウンボルト/シャットポンプ組立品固定ボルト)

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。

＜SLR-SRP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、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。

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

図 2.1.1-4 米国知見を参考にした経年劣化事象の網羅的整理フォーム (添付資料 1)

(3) 米国知見を参考にした経年劣化事象の整理結果

米国の SLR-SRP で「New」となっている事項全 221 件について附属書 D 記載の各事象と比較した結果、60 件が附属書 D の記載に該当しない事項として抽出され、さらにそれをグループ化すると、以下の 7 事項に集約された。なお、7 事項のいずれについても、60 年を超えることで顕在化する事象ではなく、60 年超に関わらず顕在化する可能性のある経年劣化事象が LR-SRP 発行後に新たに判明したため、最新図書である SLR-SRP に記載された事象であると考えられた。

- ①アルミ合金使用機器の孔食/隙間腐食/SCC
- ②チタン合金使用熱交換器伝熱管の SCC
- ③鋼製機器が埋設環境下で炭酸塩・重炭酸塩に曝される事による SCC
- ④PWR 原子炉圧力容器上蓋（制御棒駆動機構サーマルスリーブ）の摩耗
- ⑤PWR 蒸気発生器（鋼製のチャンネルヘッド、チューブシート）のほう酸腐食
- ⑥BWR 制御棒駆動機構リターンライン配管の疲労割れ
- ⑦BWR 炉内構造物（炉心支持板ホルドダウンボルト／ジェットポンプ組立品固定ボルト）の応力緩和

上記において、①～③は附属書 D の事象-材料-環境の組合せに該当しない事象、④～⑦は附属書 D に事象-材料-環境の組合せがあるものの、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である。

①～③の 3 事象について国内の経年劣化評価・保全状況を確認したところ、該当材料を使用している設備は存在するものの、国内ではそれらと同様の原因による原子力プラントでの損傷事例は無く、国内 PLM では各プラントの個別の環境を考慮してそれらとは異なる事象を抽出・評価し、それらに応じた保全で対応しており、設備の健全性維持に必要な対応を取っている状況であった。それら各事象に対する考察を表 2.1.1-1 に示す。

表 2.1.1-1 (1/2) 事象-材料-環境の組合せが附属書 D に記載が無い事象の状況

附属書 D に無い SLR-SRP 「New」 事項		左記事象に対する考察	添付 資料 1
設備	事象		
①アルミ合金使用 機器	孔食, 隙間 腐食, SCC	- 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目視点検等の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を行っていく。	機械編 9-1 機械編 10-1 機械編 42-1
②チタン合金使用 の熱交換器伝熱管	SCC	- 国内におけるチタン合金使用の熱交換器伝熱管は, 復水器等, 海水系冷却器の一部に使用されている。 - 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 ECT 等の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を行っていく。	機械編 42-2

表 2.1.1-1 (2/2) 事象-材料-環境の組合せが附属書 D に記載が無い事象の状況

附属書 D に無い SLR-SRP 「New」 事項		左記事象に対する考察	添付 資料 1
設備	事象		
③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	- 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。 - 炭素鋼製機器が埋設環境下で炭酸塩、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を行っていく。	機械編 51-1

また、④～⑦の 4 つの事項については、附属書 D に事象-材料-環境の組合せがあるものの、ある特定の設備・部位に着目し SLR-SRP に記載されているため抽出したが、実機保全状況や至近の PLM 評価書を確認した結果、国内では対象設備が無い、または既に経年劣化対象として評価や保全の対象としている状況であった。それらの各事象に対する考察を表 2.1.1-2 に示す。

表 2.1.1-2 ある特定の設備・部位に着目し抽出されている事象

SLR-SRP「New」事項		左記事象に対する考察	添付資料 1
設備	事象		
④PWR 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	・ 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、国内外とも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。	機械編 4
⑤PWR 蒸気発生器 (鋼製のチャンネルヘッド、チューブシート)	ほう酸腐食	・ 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。	機械編 11
⑥BWR 制御棒駆動機構リターンライン配管	疲労割れ	・ 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。	機械編 28
⑦BWR 炉内構造物 (炉心支持板ホールドダウンボルト/ジェットポンプ組立品固定ボルト)	応力緩和	・ 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。	機械編 72

2.2 取替困難機器の60年超評価を想定した場合の知見拡充事項

プラントの長期にわたる安全性維持に関しては、取替困難機器の経年劣化に対する評価が特に重要である。そこで本項では、取替困難な原子炉圧力容器、原子炉格納容器、コンクリート建造物の経年劣化事象において、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にどのようなものがあるかを検討した。

2.2.1 検討プロセス

取替困難機器である原子炉圧力容器、原子炉格納容器、コンクリート建造物のうち、取替可能な部位については取替による機能回復が可能であり、プラントの物理的な供用可否に直接的影響を与えない。このため取替困難機器のうち、取替可能な部位を除外した上で、残る取替困難な部位（以下「取替困難部位」という。）に対し本検討を行った。

(1) 取替困難部位における経年劣化事象の整理

A 取替困難部位の抽出

- ・各プラントのPLM評価書において、取替困難機器に対し部位毎に経年劣化事象を想定して評価を実施している。そこで、各プラントのPLM評価書実績より、取替困難機器の取替困難部位を抽出した。

B 取替困難部位毎に想定される材料・経年劣化事象の整理

- ・抽出した取替困難部位毎に、過去のPLM評価書を参照して材料・経年劣化事象の組合せを整理した。

(2) 60年を超える評価を想定した場合の知見拡充事項の整理

A PLM評価内容・状況／知見拡充内容

- ・運転期間延長認可を取得した美浜3、高浜1/2、東海第二の経年劣化評価内容を主体に、30年目の高経年化技術評価書を提出しているプラントの経年劣化評価内容も加味して、60年想定 of 経年劣化評価の状況を整理した。
- ・なお、各事象における主要な国内外最新知見（研究・技術開発事項等）についても併せて整理した。

B 60年を超える評価期間を想定した場合の現状のPLM評価手法・データへの影響

- ・60年を超える評価期間として、米国SLRに倣い80年の評価期間を想定した場合に、現状のPLM評価手法・データで評価可能であるかについて、影響を検討した。

具体的には、PLMの各事象に対する評価のうち、継続的な実機保全により健全性を評価・管理している事象以外について、評価期間を60年想定から80年想定に延長（累積時間の他に、累積過渡回数、累積照射量等、評価期間に依存す

るパラメータ含む)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)検討した。

(3) 経年劣化評価手法・データに対する知見拡充内容(研究・技術開発等)

- ・前段で検討した影響に基づき、80年のPLM評価を想定した場合に望まれる、知見拡充の取組を検討した。

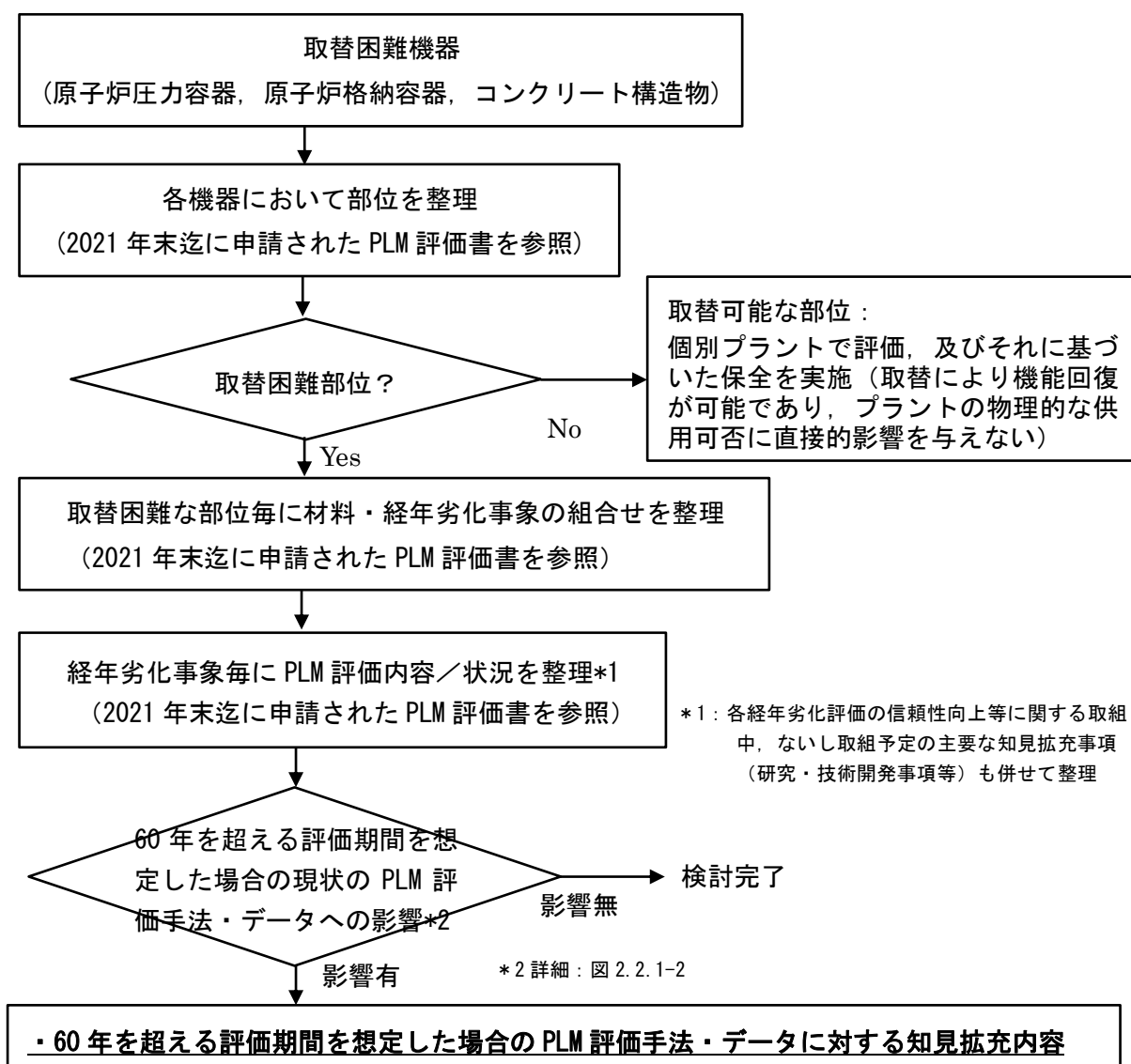


図 2.2.1-1 取替困難機器評価に関する知見拡充事項の検討フロー

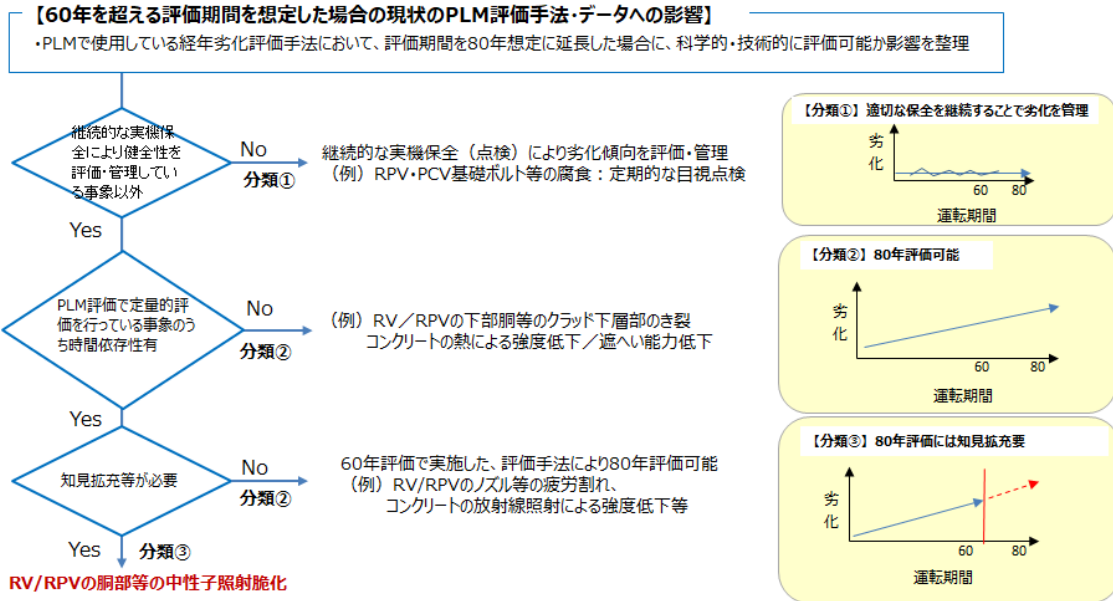


図 2. 2. 1-2 60 年を超える評価期間を想定した場合の現状の PLM 評価手法・データ
への影響検討フロー

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	想定される 部位	PLM 評価内容／知見拡充内容 例	備考
低サイクル 疲労等	冷却材入口 管台等	・低サイクル疲労は、プラントの運転状態（例：起動・停止等）の温度や圧力の変化（過渡）によって生じる応力の変動が繰り返され、比較的ゆっくりと材料に局所的かつ微小な変形が蓄積する疲労現象である。 ・原子炉圧力容器の管台部などの形状不連続部は応力が集中しやすいために運転期間を通して低サイクル疲労に対する健全性を確保する必要がある。 ・PLM 評価は、温度・圧力変動、J-SME 設計・建設時考慮した環境疲労評価により、疲労累積係数（UF 値）が 1 未満であることを確認している。 （補足資料：原子炉圧力容器（PWR）低サイクル疲労-1）（A） なお、環境疲労評価手法においては、より合理的で信頼性のある評価とすべく環境疲労曲線の見直し、環境効果修正係数（Fen）の改訂等が検討されている。 ・また、供用期間中検査として超音波探傷検査や漏洩試験等を実施している。40 年超の運転期間経過後は、流動探傷検査等を実施している。	補足資料：原子炉圧力容器（PWR）低サイクル疲労-1 ・PLM 疲労評価例
中性子照射 脆化 [分類③]	下部胴等	・原子炉圧力容器の下部胴等や乾式貯蔵容器（乾化）の熱を中性子照射脆化と呼んでいる。 ・これに対し実機では、JEA4201-2007[2013 年追補版]「原子炉構造材の監視試験方法」および「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下、「技術基準解釈」）に使い、監視試験を計画的に取り出し、衝撃試験等を行うことによって、関連温度移行量や上部胴吸収エネルギー減少量のデータ蓄積を継続している。 ・なお、建設時に設置した監視試験片の数は限られているため、試験片の再生、小型試験片の活用、監視試験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 JEA4201-2007[2013 年追補版]に規定されている。（A） ・蓄積したデータは適宜規格への反映が行われており、関連温度移行量の算出方法は、原子力規制委員会による JEA4201-2007[2013 年追補版]に関する技術評価書（平成 27 年 10 月）の「6. 技術評価を受けた今後の対応」も踏まえ、継続的に改善が図られている。	補足資料：原子炉圧力容器（PWR）中性子照射脆化-2 ・監視試験片取出し要求と監視試験片数について 補足資料：原子炉圧力容器（PWR）中性子照射脆化-3 ・監視試験片取出し要求と監視試験片数について 補足資料：原子炉圧力容器（PWR）中性子照射脆化-4 ・炉型別照射量見込

図 2. 2. 1-3 取替困難機器における知見拡充整理フォーム（添付資料 2）

2.2.2 知見拡充事項の整理結果

80 年の評価期間を想定した場合に、現状の PLM 評価手法・データから望まれる知見拡充事項として、原子炉圧力容器における中性子照射脆化に係る内容が 2 件抽出された。検討結果を添付資料 2 に示す。また、抽出された中性子照射脆化に係る内容を表 2.2.2-1 に示す。

表 2.2.2-1 80 年の評価期間を想定した場合に望まれる知見拡充事項

事象	概要
原子炉圧力容器 中性子照射脆化	＜照射脆化予測式の適用上限の見直し＞ 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。 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現れる可能性があり、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。
	＜監視試験片再生等＞ 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。 80 年を想定する場合には、監視試験片再生に加えて、より小型化する事で監視試験片データ数を十分に確保すべく、使用済試験片の小型化再生や監視試験計画の高度化等の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。

*1：原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007[2013 年追補版]）

*2：実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則

3. まとめ

本レポートでは物理的な経年劣化に関する取組として、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。

米国調査については引き続き「Modified」事項について調査を継続しつつ、本レポートで検討した結果については、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する。

- 米国最新知見を参考に検討した 60 年を超えた際に考慮すべき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、日本原子力学会へ提言を行っていく。
- 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・実施を要請するとともに、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す。

参考文献

- (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-1800, “Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants” , Revision 2, December 2010.
- (5) NRC, NUREG-1801, “Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report” Revision 2, December 2010.
- (6) NRC, NUREG-2221, “Technical Bases for Changes in the Subsequent License Renewal Guidance Documents NUREG-2191 and NUREG-2192”, December 2017
- (7) Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (SRS No.82)
- (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])」

添付資料 1	米国 SLR-SRP の最新知見を反映した経年劣化事象と知見拡充事項
添付資料 2	取替困難機器の経年劣化評価と知見拡充事項
別添	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
補足資料	

添付資料 1

米国 SLR-SRP の最新知見を反映した 経年劣化事象と知見拡充事項

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（機械編）

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート						
	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	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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	
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否							
		区分	詳細 事象		要否	否の 理由											
1	減肉	摩耗	アブレーション 摩耗	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少な切削作用によって生じる摩耗	○		ステンレス鋼 ニッケル基合金 炭素鋼 低合金鋼 銅合金	異物混入した際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量確認を実施の上で、順次PLMにて対象に挙げ評価している。	—		
2			凝着摩耗	滑り部、摩擦面の実接触部における微視的な凝着に起因する摩耗	○			進行の程度は材料の組み合わせ、雰囲気、荷重、速度等で異なるが、回転機器の軸受部及び弁シート部等の滑り部が対象となる。PWRの炉内構造物等の流体振動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 フランジとボルトの接触部等、保全に伴い発生することも考慮して要否判断をすること（IGALL）	○					—		
3			腐食摩耗	化学反応又は電気化学反応によってで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	○			高温及び腐食性雰囲気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	○			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想定要	○		・国外PWRにおいてPWR制御棒駆動機構（CRD）ノズル及び同サーマルスリーブの摩耗が認められており、SLR-SRPの劣化管理項目の追加評価に同部位の摩耗が新規に組み込まれた。 ・原子炉一次系、中性子束に晒される PWR原子炉容器の内部構造物の疲労摩耗、疲労割れ、熱時効、中性子照射による靱性低下、照射下クリープ、スウェリング（体積膨張）に関して、プラントの80年運転を通して経年劣化による影響と経年劣化事象の評価をカバーするために NUREG-1801 Rev. 2のAMP XI.M16A「PWR炉内構造物」において引用されているMRP-227-A が更新された。	附属書Dには、SLR記載の摩耗（疲労摩耗）-材料-環境の組合せがあるものの、SLRには、特定の設備・部位（PWRの制御棒駆動機構ノズル及びサーマルスリーブ）の疲労摩耗が記載されていることから、附属書Dへの追加検討が必要な候補として抽出した。		—		
5	腐食	全面腐食	全面腐食	局部電池作用によって表面一様に錆が発生する腐食	○		ステンレス鋼 ニッケル基合金	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意な全面腐食が生じないことが確認されており想定不要	×	腐食			・目視点検などの実機保全によって劣化傾向を把握。	—		
6						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）		○	・ステンレス鋼、ニッケル合金のクロージャーボルト、配管、配管部品で、処理水、ホウ酸水、原水、排水、空気、外気、結露と潤滑油に曝された時の全面腐食が劣化管理項目に追加された。	附属書Dには、米国調査で抽出された腐食（全面腐食）-材料-環境の組み合わせを包含した項目が記載されている。*1		—					
7			全面腐食	局部電池作用によって表面一様に錆が発生する腐食	○			炭素鋼 低合金鋼 銅合金	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。	防錆剤の注入された環境以外の環境にある部位について想定要 防錆剤の注入された環境（冷却水系統設備）では有意な腐食が生じないことが確認されているが想定要		○	・鋼、銅合金のボルトや部品、配管、その他の機器で、空気、結露、処理水、ホウ酸水、原水、排水、潤滑油に曝された時の全面腐食に対する管理が劣化管理項目に追加された。 ・鉄鋼、銅合金のボルト、配管及びその他機器で土壌もしくはコンクリート、地下環境に曝される場合の全面腐食について劣化管理項目が追加された。 ・鋼製機器で処理水、ホウ酸水、原水に曝される場合の全面腐食について、点検による対応が追加された。 ・処理水、原水にさらされる鋼製部品の一般的な腐食による長期的な材料の損失に関するもので、これらの経年劣化による材料損失の検出には特別点検による検出が適切であると結論付けられた。また、50年から60年の期間内に代表的なサンプルの肉厚測定が行われた場合には、特別点検を免除する規定を盛り込まれた。			附属書Dには、米国調査で抽出された腐食（全面腐食）-材料-環境の組み合わせを包含した項目が記載されている。*1	・目視点検などの実機保全によって劣化傾向を把握。

* 1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要

* 2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（機械編）

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート				
	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	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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
	損傷 モード ^a	経年劣化事象		定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否					
		区分	詳細 事象												
8	減肉	腐食	異種金属 接触腐食	腐食電位が大きく異なる2種類の金属が電解質中で電氣的に接触されている時、腐食電位の違いによって生じる腐食	○		ステンス鋼 ニッケル基 合金 炭素鋼 低合金	腐食性雰囲気環境に置かれている、異種金属の電氣的な接触のある部位で問題となることが考えられる。腐食電位差、導電率、温度等によって加速される。	屋外環境及び海水環境等の腐食性雰囲気にあり、異種金属の電氣的接触が考えられる部位については想定要	○	腐食			・目視点検などの実機保全によって劣化傾向を把握。	—
9			孔食	材料表面の不動態膜の破壊によって生じる局部的腐食	○		鋼 銅合金	通常塩化物を含む水環境に置かれた不動態金属の自由表面上に凹み状の金属溶解箇所が拡大していく腐食形態であり、水質（塩化物イオン濃度、溶存酸素濃度）、温度等によって加速される。	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）	○		・ステンレスを含む鉄鋼、ニッケル基合金、銅合金の配管及びその他機器が室内空気、外気、結露環境、処理水、ホウ酸水、原水、排水、潤滑油に晒される場合の一般的な孔食、隙間腐食が原因となる材料の減損が劣化管理項目に追加された。また、一部追加評価に改定が加えられた。 ・ステンレス、スーパーステンレスを含む鉄鋼、ニッケル基合金、銅合金の配管、タンク、クロージャーボルトが土壌、コンクリート）に晒される場合の一般的な孔食、隙間腐食が原因となる材料の減損が劣化管理項目に追加された。 ・ステンレス鋼製のタンクについて、土壌やコンクリートと接する境界面での孔食、すきま腐食による材料の損失を経年劣化事象として定期検査あるいは特別点検を推奨することが劣化管理プログラムに追加された。	附属書Dには、米国調査で抽出された腐食（孔食）-材料-環境の組み合わせを包含した項目が記載されている。*1	・目視点検などの実機保全によって劣化傾向を把握。	—
9-1												・アルミニウム製の配管、配管機器、タンクで空気、結露環境、原水、廃水、処理水環境に曝される場合の局部腐食について、劣化管理項目に追加され、新たな追加評価が組み込まれた。 ・アルミ製の配管、配管部品、タンクで土壌または、コンクリートに曝される場合の孔食や隙間腐食について劣化管理項目が追加された。	附属書Dには、米国調査で抽出されたアルミニウム合金の腐食（孔食）について記載がないことから附属書Dへの追加検討が必要な候補として抽出した。	＜アルミニウム合金の孔食＞ ・左記のNUREG-2192の状況に対し国内PLMでは、別の経年劣化事象として抽出されている（日本でのアルミニウム合金使用部位の環境（構造）を考慮し隙間腐食として扱っている）。国内ではプール水中の塩素濃度管理を行って発生可能性を小さくする等の対応を行いつつ、ゲートバックイン取替時に目視点検などの実機保全によって劣化傾向を把握。	プール型容器（プールゲート）等
10			隙間腐食	材料表面の異物付着又は構造上の隙間部分に生じる酸素濃度濃淡電池作用あるいは金属イオン濃度による濃度差電池作用による腐食	○		ステンス鋼 ニッケル基 合金 炭素鋼 低合金 鋼 銅合金	腐食性のある水質環境に置かれた隙間形状を有する材料に生じる腐食形態であり、水質（導電率、塩化物イオン、溶存酸素等）及び隙間形状（隙間幅、隙間深さ等）等によって加速される。	海水環境及び屋外環境等の腐食性雰囲気環境にあり、隙間形状を有する部位について想定要（IGALL）	○		・ステンレスを含む鉄鋼、ニッケル基合金、銅合金の配管及びその他機器が室内空気、外気、結露環境、処理水、ホウ酸水、原水、排水、潤滑油に晒される場合の一般的な孔食、隙間腐食が原因となる材料の減損が劣化管理項目に追加された。また、一部追加評価に改定が加えられた。 ・ステンレス、スーパーステンレスを含む鉄鋼、ニッケル基合金、銅合金の配管、タンク、クロージャーボルトが土壌、コンクリートに晒される場合の一般的な孔食、隙間腐食が原因となる材料の減損が劣化管理項目に追加された。 ・ステンレス鋼製のタンクについて、土壌やコンクリートと接する境界面での孔食、すきま腐食による材料の損失を経年劣化事象として定期検査あるいは特別点検を推奨することが劣化管理プログラムに追加された。	附属書Dには、米国調査で抽出された腐食（隙間腐食）-材料-環境の組み合わせを包含した項目が記載されている。*1	・目視点検などの実機保全によって劣化傾向を把握。	—
10-1												・アルミ製の配管、タンク及びその他機器が様々な環境（室内空気、外気、結露環境、処理水、ホウ酸水、原水、排水、潤滑油、土壌、コンクリート）に晒される場合の一般的な全面腐食、孔食、隙間腐食、微生物腐食（MIC）が原因となる材料の減損、腐食生成物、汚れ物付着による流路閉塞と熱伝達の低下、及びSCCについて劣化管理項目に追加され、新たな追加評価が組込まれた。	附属書Dには、米国調査で抽出されたアルミニウム合金の腐食（隙間腐食）について記載がないことから附属書Dへの追加検討が必要な候補として抽出した。	＜アルミニウム合金の隙間腐食＞ ・左記のNUREG-2192の状況に対し国内PLMでは、経年劣化事象として抽出されている（日本での使用部位の環境（構造）を考慮し隙間腐食として扱っている）。国内ではプール水中の塩素濃度管理を行って発生可能性を小さくする等の対応を行いつつ、ゲートバックイン取替時に目視点検などの実機保全によって劣化傾向を把握。	プール型容器（プールゲート）等

*1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要

*2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（機械編）

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D											ATENAレポート					
	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	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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		
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否							
		区分	詳細 事象		要否	否の 理由											
11	減肉	腐食	ほう酸腐食	水に添加しているほう酸が濃縮して水が酸性になって生じる腐食	○		炭素鋼 低合金鋼	金属が溶けたような腐食形態となる特徴があり、発生箇所はほう酸が濃縮される箇所に限られる。（IGALL）	フランジ部等から内部流体（ほう酸水）の漏えいが認められた場合等については想定要	○	腐食	・原子炉冷却材にさらされる鋼鉄製の蒸気発生器（SG）チャネルヘッド及びチューブシートのホウ酸腐食による材料の減損（経年劣化事象）を管理するために使用できる一連の劣化管理項目を提供するため、NUREG-2191（GALL-SLR）、NUREG-2192（SRP-SLR）に新規劣化管理項目が創設された。	附属書Dには、SLR記載の腐食（ほう酸腐食）-材料-環境の組合せがあるものの、SLRには、特定の設備・部位（蒸気発生器のチャネルヘッド及びチューブシート）の原子炉冷却材に曝されたほう酸腐食が記載されていることから、附属書Dへの追加検討が必要な候補として抽出した。	・目視点検などの実機保全によって劣化傾向を把握。 ＜PWR＞ ・左記NUREG-2192の状況に対し、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。	—		
12	減肉	腐食	アンモニアタック	銅合金が腐食環境（酸素、アンモニアの侵入）において銅成分が溶出して生じる腐食	○		銅合金	銅合金の腐食環境（酸素、アンモニアの侵入）部位においては長期間の運転で銅成分が溶出しアンモニアタックが生じる可能性がある。	銅合金製の伝熱管を用い、かつ、運転圧力が大気圧以下、かつ、蒸気凝縮器である部位は想定要	○	腐食			・目視点検などの実機保全によって劣化傾向を把握。	—		
13			流れ加速型腐食（FAC）／エロージョン・コロージョン	材料、流体の流れ、環境の因子が重なり合って生じる、腐食と物理作用の相乗効果による減肉	○		ステンル ニッケル基 合金 低合金鋼	比較的高速の液流れに接する材料に生じる局部腐食であり金属に耐食性を与えている酸化皮膜が機械的力によって剥がれて、下地金属が直接に腐食性環境にさらされるためと考えられ、流速、水質、温度、酸素濃度等によって加速される。	ステンル鋼は、低温（300℃以下）で低流速（10数m/s以下）の環境の部位であれば有意なFAC／エロージョン・コロージョンが起こらないので想定不要 ニッケル基合金はステンレス鋼に比べて耐FAC性／耐エロージョン・コロージョン性が優れていることから同様の環境の部位であれば想定不要 低合金鋼は耐FAC性／耐エロージョン・コロージョン性に優れているため想定不要	×							
14			流れ加速型腐食（FAC）／エロージョン・コロージョン	材料、流体の流れ、環境の因子が重なり合って生じる、腐食と物理作用の相乗効果による減肉	○		炭素鋼 銅合金	比較的高速の液流れに接する材料に生じる局部腐食であり金属に耐食性を与えている酸化皮膜が機械的力によって剥がれて、下地金属が直接に腐食性環境にさらされるためと考えられ、流速、水質、温度、酸素濃度等によって加速される。	①炭素鋼 日本機械学会発電用設備規格配管減肉管理に関する技術規格にて、管理対象とされている系統について想定要 ②銅合金 熱交換器の伝熱管について想定要	○				・目視点検などの実機保全によって劣化傾向を把握。（配管FACは肉厚測定）	—		
15			選択腐食	合金中の卑金属成分のみが微視的局部電池によって選択的に溶出する形態の腐食	○		銅合金 鋳鉄	海水等の電解質溶液中の合金において発生する。 材質、導電率等が影響する。	海水系統設備で使用される銅合金、鋳鉄等について想定要	○		・銅合金（15%以上のZnまたは8%以上のAl）の配管及び配管部品について、土壌環境での選択的な溶解による材料の損失が劣化管理項目に追加され、埋設された銅合金製機器の管理が推奨された。	附属書Dには、米国調査で抽出された腐食（選択腐食）-材料-環境の組み合わせを包含した項目が記載されている。*1		—		
16	減肉	腐食	微生物腐食	微生物の活動の結果放出される物質による局所的な腐食性環境によって発生する腐食	○		ステンル ニッケル基 合金 炭素鋼 低合金鋼 銅合金	硫酸バクテリアは水中の硫化水素及びチオ硫酸塩あるいは硫黄を酸化して硫酸を作り、このときに生じるエネルギーを利用して生活している。この結果生成される硫酸によって水は強酸性となって著しい腐食を起こす。 その他に、鉄バクテリア、水素バクテリア、硫酸塩還元バクテリア、ニトロバクテリア等が腐食を発生させる。	滞留している密閉型容器等について想定要（IGALL）	○	腐食	・銅、ステンレス鋼、ニッケル合金、銅合金のクロージャーボルトで、様々な水環境（処理水、ホウ酸水、原水、排水）と潤滑油に曝された時の微生物腐食（MIC）に対する管理を劣化管理項目に追加された。 ・ステンレス、スーパーステンレスを含む鉄鋼、銅合金の配管、タンク、クロージャーボルトで土壌、コンクリート、地下環境に曝される場合の微生物腐食（MIC）について劣化管理項目に追加された。 ・ステンレス鋼製のタンクについて、土壌やコンクリートと接する境界面での孔食、すきま腐食、MICによる材料の損失（土壌のみ）を経年劣化事象として定期検査あるいは特別点検を推奨することが劣化管理プログラムに追加された。	附属書Dには、米国調査で抽出された腐食（微生物腐食）-材料-環境の組み合わせを包含した項目が記載されている。*1	・目視点検などの実機保全によって劣化傾向を把握。	—		
17			露点腐食	腐食性ガス（SO ₃ 、HCl）が低温部で硫酸及び塩酸となって凝縮することによって発生する腐食	○		酸によつて腐食される材料	雑固体焼却炉、DG等では、被燃焼物（燃料）に含まれる硫黄等が燃焼によって腐食性排気ガス（SO ₃ 、HCl）として炉外に排出され、温度低下時にガスが結露し、酸露点腐食が発生することが考えられる。	雑固体焼却炉、DG、ボイラ等、排気ガスに腐食性ガスを含む機器の排気系部位について想定要	○					—		
18			（高温）酸化	高温の酸化性気体との接触によって化学的に反応して表面に酸化物皮膜を生じ、皮膜のき裂、はく離によって進行していく腐食	○		炭素鋼 ステンル鋼	燃料を燃焼させている様な高温となる部位において発生することが考えられる。	ボイラ等で高温にさらされる部位について想定要	○						—	

* 1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要

* 2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（機械編）



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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート				
	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	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否					
		区分	詳細 事象												
19	減肉	腐食	硫化	高温の硫黄化合物を含む環境で金属が硫化物を生じる消耗	×	A	—	—	—	—	腐食				
20			浸炭	高温のCO／CO ₂ や炭化水素雰囲気で母材内に金属炭化物が生成することによる靱性の低下	×	A	—	—	—	—					
21			窒化	高温のNH ₃ 雰囲気中で母材内に金属窒化物が生成することによる靱性の低下	×	A	—	—	—	—					
22			ハロゲン化	金属がハロゲンガス中においてハロゲン化合物となり、それが揮発することで生じる腐食	×	A	—	—	—	—					
23			油灰腐食	金属材料がバナジウム化合物を含む高温状態の燃焼灰との接触による酸化で生じる腐食	×	A	—	—	—	—					
24			溶融塩腐食	溶融塩との接触によって拡散溶解、イオン・錯塩の溶出及び質量移行を生じる腐食	×	A	—	—	—	—					
25			溶融金属接触脆化	固体金属の溶融金属（液体金属）との接触による強度の低下	×	A	—	—	—	—					
26	減肉	エロージョン	キャビテーション	流速の差がある条件下において、高速部で発生したキャビテーションの崩壊によって生じる浸食	○		ステンレス鋼 ニッケル基合金 炭素鋼 低合金鋼 銅合金	ポンプの羽根車等で流体と機械構成部分との相対速度が大きくなって、その場所の静圧が下がり液の蒸気圧程度になるとき、そこに生じる局所的な沸騰によって液の蒸気で満たされた小さな気泡が発生し、下流の静圧の比較的高い場所で急激に消滅して生じる大きな衝撃圧で材料が損傷を受ける事象であり、流速、材質（硬さ）等によって加速される。	○	腐食			・目視点検などの実機保全によって劣化傾向を把握。	—	
27			液滴衝撃 ID-ジェット（LDI） ／ID-ジェット	液体又は固体粒子の衝突による機械的作用によって生じる減肉	○		ステンレス鋼 ニッケル基合金 炭素鋼 低合金鋼 銅合金 チタン、チタン合金	高速流の水蒸気から凝縮して小滴が生じるような状態に置かれた部位は、液滴の衝突によって材料に損傷を生じる。又、タービンの水蒸気から凝縮した水は固定羽根の後縁から小滴となって蒸気に同伴され、高速回転している回転羽根に衝突して損傷をもたらす。高減圧部で流速が大きくなる部位は減肉が発生する可能性がある。BWRの復水器細管の表面に発生する（ドロップレットエロージョン）。	○			・目視点検などの実機保全によって劣化傾向を把握。	—		

* 1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要
* 2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（機械編）



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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート							
管理 No.	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	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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		
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否							
		区分	詳細 事象														
28	割れ	疲労	疲労割れ	繰返し応力によって静的強度より低い応力で生じる破壊	○		ステン鋼 ニッケル基 合金 炭素鋼 低合金 銅 銅合金	疲労強度は材料、形状、応力状態及び環境によって影響を受ける。環境の影響については高温水環境の方が大気環境に比べて疲労強度が低下することが知られている。 疲労評価はS-N曲線をベースに行う。熱成層が生じる箇所において、その変動によって割れ発生の可能性がある。高温流体合流部等の温度ゆらぎが生じる部位では、高サイクル熱疲労割れによる割れ発生の可能性がある。小口径管台、ポンプ主軸、熱交換器伝熱管等の繰返し応力が発生する部位は高サイクル疲労割れの可能性がある。	設計条件及び過去の運転実績に基づき、工学的判断による評価上厳しい部位について想定要 熱成層が生じるような配管において想定要 高温流体合流部等において想定要 小口径管台、ポンプ主軸、熱交換器伝熱管等において想定要	○	疲労割れ	・原子炉一次系、中性子束に晒される PWR原子炉容器の内部構造物の疲労摩耗、疲労割れ、熱時効、中性子照射による靱性低下、照射下クリープ、スウェリング（体積膨張）に関して、プラントの80年運転を通して経年劣化による影響と経年劣化事象の評価をカバーするために NUREG-1801 Rev. 2のAMP XI.M16A「PWR炉内構造物」において引用されているMRP-227-A が更新された。 ・鉄鋼及びステンレススチール製の原子炉冷却水にさらされる配管、配管部品（再ルーティングされた制御棒駆動用戻りラインと、原子炉冷却水にさらされる原子炉圧力容器に戻りラインのフローを供給する入口配管システムとの溶接接続部）の繰返し荷重負荷による亀裂に関し、NUREG-2191の表とNUREG-2192の表に新規劣化管理項目が創設された。	附属書Dには、SLR記載の疲労（疲労割れ）-材料-環境の組合せがあるものの、SLRには、特定の設備・部位（BWR制御棒駆動機構リターンライン配管）の疲労割れが記載されていることから、附属書Dへの追加検討が必要な候補として抽出した。	①低サイクル疲労 ・JSME「設計建設規格」及びJSME「環境疲労評価手法」*に基づき、実績過渡回数を踏まえた60年想定時の疲労累積係数を算出して健全性を確認。 ＜PWR＞ ・この際、運転操作型熱成層が懸念される機器（PWRの加圧器、蒸気発生器等）については、熱成層の影響を加味して疲労累積係数を算出。 ＜BWR＞ ・左記NUREG-2192の状況に対し国内では、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。	①クラス1機器他		

* 1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには含まれると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要

* 2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（機械編）



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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート					
	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		
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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	
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否						
		区分	詳細 事象		要否	否の 理由										
30	割れ	疲労	フレッティング 疲労	互いに押しつけられ、接触して いる2物体が相対的に微小振 幅の繰返しすべり運動をしてお り、さらに接触面に外部荷重に 起因する繰返し応力が作用した 時に生じる疲労損傷	○		ステン鋼 ニッケル基 合金 炭素鋼 低合金 鋼 銅合金	PWRのポンプの主軸（ステン鋼）や蒸 気発生器（インコ）において過去に損 傷が認められている。従来知見では面 圧が19.6MPa（2kgf/mm ² ）以上と 高く、かつ相対すべりが発生する部位で 発生の可能性がある。	2物体の面圧が19.6MPa （2kgf/mm ² ）以上で、かつ相対すべり が発生する部位について想定要 インペラとの接合が焼きばめのポンプの主軸 は想定要	○	疲労割れ			ポンプ主軸 ・構造上ないし設計上有意な応力/回数 が発生しないことを確認、もしくは、定期 的な分解点検時に検査を実施し割れの 無い事を確認。 ＜PWR＞ 蒸気発生器（伝熱管） ・蒸気発生器伝熱管のフレッティング疲労 は、起因事象が伝熱管の減肉であるた め、定期的な渦流探傷検査により傾向監 視。	・焼きばめ軸 でかつ曲げ応 力が作用する 両持ちポンプ の主軸	
31									2物体の面圧が19.6MPa （2kgf/mm ² ）未満、又は相対すべり が発生しない部位については想定不要	×						
32	割れ	SCC	応力腐食 割れ	材料の腐食感受性と作用応力 並びに腐食環境が重なり合った 条件で起こる割れ（粒界割 れ、貴粒割れを含む）	○		ステン鋼	粒界型SCC：低炭素化されていない オーステナイト系ステンレス鋼において、 引張り残留応力が高く、Cr欠乏（鋭 敏化域）がみられる溶接熱影響部で は、高温環境中でSCCが確認されてい る。（鋭敏化域） また、低炭素オーステナイト系ステン レス鋼では、強加工された加工硬化部で 高い引張残留応力の表面硬化層に SCCが確認されている。	①BWR、PWR使用環境において、 100℃未満の条件では想定不要	×	応力腐食 割れ					
33									②BWR環境で100℃以上の流体と接液 し、 ・低炭素オーステナイト系ステンレス鋼で表面 硬化層の存在が否定できない部位につ いて想定要 ・低炭素オーステナイト系ステンレス鋼で表面 硬化層の存在が否定できない部位につ いて想定要 ・低炭素化されていないオーステナイト系ス テンレス鋼では、引張り残留応力が高く、 材料中にCr欠乏（鋭敏化域）がみられ る溶接熱影響部等の高残留応力部で想 定要	○		・蒸気に晒されるステンレス製配管及び配管機器に関し、SCCが劣化管理項目に追加された。	附属書Dには、米国調査で抽出された応力 腐食割れ-材料-環境の組み合わせを包含し た項目が記載されている。*1	・対象部については適宜ISI等の点検を実 施し、炉心シュラウド等については、ウオー タージェットピーニング法等による応力改善 を実施している。	炉内構造 物、配管等	
34									③PWRの一次系環境で、溶存酸素濃 度を5×10 ⁻⁹ （5ppb）以下、塩化物イ オン濃度を0.05×10 ⁻⁶ （0.05ppm）以 下に管理しており、④以外の条件下では SCC発生の可能性が極めて小さいことから 想定不要	×						
35									④PWRの一次系環境で閉塞部位等一 時的に酸素濃度が高くなる部位について 想定要	○				・高温かつ溶存酸素濃度が高くなる部位 について、耐応力腐食割れ性に優れた材 料への取替を実施。	左記条件に 合致する機 器・配管等	
36									⑤100℃以下の条件であっても、水質中 に苛性ソーダ等が添加されており、アルカリ 環境となっている場合には想定要	○				・内部流体が苛性ソーダの機器については 評価対象として抽出の上で、使用材料- 使用温度-NaOH濃度からなる文献の応 力腐食割れ発生条件と実機使用条件を 比較して、個別機器毎に応力腐食割れ 可能性が低いことを確認。	格納容器ス プレイ系統	

* 1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要

* 2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（機械編）



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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D														ATENALレポート						
管理 No.	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	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象					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		
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義	主要 材料			発生部位と要因	想定要否の検討	要否										
		区分	詳細 事象								要否	否の 理由								
37	割れ	SCC	応力腐食 割れ	材料の腐食感受性と作用応力 並びに腐食環境が重なり合った 条件で起こる割れ（粒界割 れ，貫粒割れを含む）	○		ステン鋼	貫粒型SCC：オーステナイト系ステン レス鋼は塩化物イオンが存在する水溶液 中で貫粒型SCCが生じやすい。又，大 気接触側において，海塩粒子が付着 し，塩分の濃縮が起きている部位につ いても，同様に貫粒型SCCが確認され ている。（建設後に機器表面に塩素を 含有するテープ等を貼り付け，その塩分 が熱サイクルを経る等によって濃縮した 表面においても同様である）	①BWRの炉水は溶存酸素濃度を0.2× 10 ⁻⁶ (0.2ppm)以下，塩化物イオン濃 度を0.1×10 ⁻⁶ (0.1ppm)以下で管理し ており，この条件下ではSCC発生の可能 性が極めて低いことから想定不要	×	応力腐食 割れ									
38									②PWR一次系環境は溶存酸素濃度を5 ×10 ⁻⁹ (5ppb)以下，塩化物イオン濃度 を0.05×10 ⁻⁶ (0.05ppm)以下に管理し ており，⑤以外の条件下ではSCC発生の 可能性が極めて小さいことから想定不要	×										
39									③炉水環境以外で温度が50℃以下の部 位は想定不要	×			・ステンレス鋼製の配管、配管機器、タンクで、60℃以上の廃水に晒された場合のSCCについて劣 化管理項目に追加された。	附属書Dには、米国調査で抽出されたSCC （応力腐食割れ）-材料-環境の組み合わ せを包含した項目が記載されている。*1						
40									④BWRの炉水使用環境以外で，局所 的に塩素濃度が高い部位については想定 要	○						・局所的に塩素濃度が高くなる可能性が ある部位については、定期的な点検／材 料変更／構造変更等の保全対応を実 施。	左記条件に 合致する機 器・配管等			
41									⑤PWR一次系環境で閉塞部位等一時 的に塩素濃度が高くなる部位については 想定要	○						・屋外機器は、塗膜または防水措置（保 温）により塩分の付着を防止。				
42									⑥オーステナイト系ステン鋼の配管・機器で， 海塩粒子にさらされたり，屋外設備及び 屋内設備のうち外気が直接流入する扉等 の近傍にある設備等で塩分を含む大気 にさらされているもの，あるいは，表面に塩 分を含むテープが貼り付けられ，濃縮作用 を受ける可能性のある部位については想 定要	○		・ステンレス鋼の配管、タンク等の機器が様々な環境（室内空気，外気，結露環境、処理水、ホ ウ酸水、原水、排水、潤滑油、土壌、コンクリート）に曝された場合ののSCCに対する対応につい て劣化管理項目に追加された。	附属書Dには、米国調査で抽出されたSCC （応力腐食割れ）-材料-環境の組み合わ せを包含した項目が記載されている。*1		・屋内設備のうち外気が直接流入する扉 等の近傍については、塩分濃度を測定 し、有意な塩分の付着がないことを確認。 ・塩分を含むテープによる応力腐食割れつ いては、機器表面の残存テープ有無を確 認し、テープ痕部は浸透探傷検査により 健全性を確認。	屋外機器等				
42-1												・ステンレス鋼の配管、タンク等の機器が様々な環境（室内空気，外気，結露環境、処理水、ホ ウ酸水、原水、排水、潤滑油、土壌、コンクリート）に曝された場合のSCCに対する対応につい て劣化管理項目に追加された。	・土壌やコンクリートにさらされているステンレス鋼製タンク（劣化管理項目 XI.M29「屋外及び大 規模な大気中の金属製貯蔵タンク」の範囲内）について、網羅性を高めるために高経年化事象と してSCCを劣化管理項目に追加され、プラントの条件に基づき定期検査あるいは特別点検を実施 することが推奨された。	・ステンレス製の地下配管、配管部品、タンクで、SCCによるひび割れに対する劣化管理プログラム XI.M32の特別点検に関する劣化管理プログラムが変更された。	・アルミ製の配管、配管機器、タンク及びその他機器が空気、結露環境、原水、排水に晒される 場合のSCCについて劣化管理項目に追加された。	附属書Dには、米国調査で抽出されたアルミ ニウム合金のSCC（応力腐食割れ）につい て記載がないことから附属書Dへの追加検 討が必要な候補として抽出した。	＜アルミニウム合金の応力腐食割れ＞ ・左記のNUREG-2192の状況に対し 国内PLMでは、別の経年劣化事象とし て抽出されている（日本での使用部位 の環境（構造）を考慮し隙間腐食とし て扱っている）。国内ではプール水中の 塩素濃度管理を行って発生可能性を小 さくする等の対応を行いつつ、ゲートパツ キン取替時に目視点検などの実機保全 によって劣化傾向を把握。	プール型容器 （プールゲー ト）等		
42-2												・チタン、チタン合金製の伝熱管が冷却水、処理水、原水、排水に曝される場合について、SCC が劣化管理項目に追加された。	附属書Dには、米国調査で抽出されたチタ ン合金のSCC（応力腐食割れ）について記 載がないことから附属書Dへの追加検討が 必要な候補として抽出した。	＜チタン合金伝熱管の応力腐食割れ＞ ・左記のNUREG-2192の状況に対し 国内PLMでは、別の経年劣化事象とし て抽出されている（日本での使用部位 の環境（構造）を考慮し異物付着等を 扱っている）。目視点検やECTなどの実 機保全によって劣化傾向を把握。	熱交換器伝 熱管					

* 1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要
* 2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（機械編）



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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート			
	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	
	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	使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義		主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否					
区分		詳細 事象	要否		否の 理由									
43	割れ	SCC	応力腐食 割れ	材料の腐食感受性と作用応力 並びに腐食環境が重なり合った 条件で起こる割れ（粒界割 れ，貴粒割れを含む）	○	ステン 鋼	照射誘起型SCC：オーステナイト系ステ ンレス鋼は中性子照射を受けるとSCC の感受性を示す。	中性子照射量が下記の値を超える部位に ついては想定要 BWR： 5×10 ²⁴ n/m ² (SUS304)(E>1MeV) 1×10 ²⁵ n/m ² (SUS316)(E>1MeV) PWR： 1×10 ²⁵ n/m ² (E>0.1MeV)	○	応力腐食 割れ	・原子炉一次系、中性子束に晒される PWR原子炉容器の内部構造物の疲労摩耗、疲労割 れ、熱時効、中性子照射による靱性低下、照射下クリープ、スウェリング（体積膨張）に関して、 プラントの80年運転を通して経年劣化による影響と経年劣化事象の評価をカバーするために NUREG-1801 Rev. 2のAMP XI.M16A「PWR炉内構造物」において引用されているMRP- 227-A が更新された。	附属書 Dには、米国調査で抽出されたSCC （応力腐食割れ）-材料-環境の組み合わ せを包含した項目が記載されている。	<BWR> ・累積照射量を解析により算出し、感受 性の高い部位を選定。そのうち、将来にわ たってIASCCの発生が否定できない部位 として、炉心シュラウド（内面）を選定し、 応力評価を実施。 ・感受性が高い部位については、点検にて 有意な欠陥がないことを確認 <PWR> ・60年運転時点の累積照射量を解析に より算出し、感受性発現の可能性がある 部位を選定。このうちPWRで最も感受性 の高いバップルフォームボルトについては、 JANSI「PWR炉内構造物点検評価ガイ ドライン」及び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）に基づき、 IASCCの発生可能性評価を実施。 なお、応力腐食割れ対策として、ボルトの 応力低減等を図った炉内構造物への一 式取替を実施している例もある。	炉内構造物
44							中性子照射量が下記の値以下の部位に ついては想定不要 BWR： 5×10 ²⁴ n/m ² (SUS304)(E>1MeV) 1×10 ²⁵ n/m ² (SUS316)(E>1MeV) PWR： 1×10 ²⁵ n/m ² (E>0.1MeV)	×						
45						ニッケル基 合金	粒界型SCC：軽水炉の一次系環境下 においてSCC感受性があることが知られ ており、応力が高く高温にさらされる部 位にSCCが確認されている。	PWR一次系の高温環境で使用されてい る600合金，690合金については想定要 過去にトラブルを経験している炉内構造物 支持ピン，たわみピン（X-750合金）も 想定要	○		・原子炉冷却水、中性子束にさらされる PWR原子炉容器の内部構造物のSCC、照射誘起型 SCC、繰返荷重、疲労に関して、プラントの80年運転を通して経年劣化効果と経年劣化機構の 評価をカバーするためにNUREG-1801，Revision 2の劣化管理プログラム XI.M16A，「PWR炉 内構造物」において引用されている方法論であるMRP-227-A をEPRI MRPでは更新してい ないので，CE，B&Wが設計したPWR炉内構造物に対する劣化管理項目の数を削減。	附属書 Dには、米国調査で抽出されたSCC （応力腐食割れ）-材料-環境の組み合わ せを包含した項目が記載されている。*1	・対象部については適宜ISI等の点検を実 施し，600系Ni基合金（溶金含）使用 部位のうち、作用応力及び温度が高く感 受性が高い部位については、ピーニング 等の予防保全を実施。 <PWR> ・690系Ni基合金（溶金含）については 温度加速定荷重応力腐食割れ試験で 長期健全性を確認している。* ・X-750合金使用部位のうち、炉内構造 物支持ピン及びたわみピンについては、新 熟処理材への材料変更及び応力低減構 造への設計変更を実施。	原子炉容 器、蒸気発 生器、加圧 器、炉内構 造物
46							BWRのニッケル基合金については想定要	○			・ニッケル合金の配管で60℃以上の処理水に曝される場合のSCCについて、劣化管理項目に追 加した。			
47							貴粒型SCC：塩化物イオンが存在する 水溶液中でSCCが発生する可能性がある。 鉛が原子炉冷却材中に混入した場 合，高負荷応力（残留応力含む）下 にある部位でSCCが確認されている。	ニッケル基合金はオーステナイト系ステン レス鋼に比べ耐食性に優れており想定不要 海外プラントで誤って鉛シートを蒸気発生器 水室に放置したためSCCが発生した事例 があるが施工不良であり想定不要	×					

* 1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要

* 2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（機械編）

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート				
	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	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否					
区分	詳細 事象	要否	否の 理由												
48	割れ	SCC	応力腐食 割れ	材料の腐食感受性と作用応力 並びに腐食環境が重なり合った 条件で起こる割れ（粒界割 れ，貴粒割れを含む）	○		ニッケル基 合金	照射誘起型SCC：高い中性子照射を 受けた場合，発生の可能性がある。	高照射を受ける部位についてはSCCの感 受性を示す可能性があり想定要	○	応力腐食 割れ			・高照射の対象部位無し	対象部位無 し
49							銅合金	給水加熱器の製作当初等において， 伝熱管外面に傷がつき残留応力が存 在している部位で，かつ，管板と細管と の隙間等腐食環境にある場合において は，長期間の運転の間に応力腐食割 れの成長が考えられる。	銅合金製の伝熱管を用い，かつ，アルカ リ雰囲気にある機器については想定要	○		・銅合金（15%以上のZnまたは8%以上のAl）の配管、タンク等の機器が様々な環境（室内 空気，外気，結露環境、処理水、ホウ酸水、原水、排水、潤滑油、土壌、コンクリート）に曝さ れた場合のSCCに対する対応について劣化管理項目に追加された。	附属書Dには、米国調査で抽出されたSCC （応力腐食割れ）-材料-環境の組み合わせ を包含した項目が記載されている。*1	・渦流探傷検査等の点検を継続的に実 施し、有意な信号が検出された場合は、 伝熱管の取替・施栓等の措置を実施。ま た、プラントによっては給水加熱器の伝熱 管の材質を銅合金製からステンレス鋼製に 変更。	給水加熱器
50							低合金 鋼 高張力 鋼	タービンにおいては長時間運転後に低圧 タービン円板の翼溝部に応力腐食割れ の兆候が認められたという海外事例が あった。	蒸気タービン低圧ロータに使用される 3.5%NiCrMoV鋼においては，降伏応 力686MPa(70kg/mm ²)以上であれば SCCの発生の可能性があり想定要 なお，低合金鋼配管等，タービンロータ 材に比べて強度レベルが低いものは想定 不要 高張力鋼のボルトには想定要（IGALL）	○				・文献やメーカー試験結果を基に、発生の 可能性を評価。発生の可能性が否定でき ない部位については、定期的な点検や材 料変更等を実施。	蒸気タービン
51							高張力 鋼 低合金 鋼 ステンレ ス鋼 炭素鋼	フランジ部等から内部流体であるほう酸 水の漏えいにより応力腐食割れ発生の 可能性が考えられる。（IGALL）	フランジ部等から内部流体（ほう酸水） の漏えいが認められた場合等については想 定要	○		・ステンレス鋼の原子炉容器トップヘッドの原子炉容器フランジ漏出線ラインのSCCに起因する亀裂 に関し、NUREG-2191のガイダンスの更新について、劣化管理項目IV.A2.R-74を変更し、2つの 異なる経年劣化管理ケースに分割した。	附属書Dには、米国調査で抽出されたSCC （応力腐食割れ）-材料-環境の組み合わ せを包含した項目が記載されている。	・起因事象が漏洩であるため、実機保全 である目視点検により傾向監視	—
51-1												・埋設された鋼製の配管、配管部品、タンクのSCCに対する対応について炭酸塩または重炭酸 塩環境のみで割れの可能性があることが明確化された。	附属書Dには、米国調査で抽出された事象- 材料-環境（炭酸塩または重炭酸塩環境） の組合せの記載がないことから附属書Dへの 追加検討が必要な候補として抽出した。	＜埋設された鋼製機器の炭酸／重炭酸 環境下の応力腐食割れ＞ ・左記のNUREG-2192の状況に対し、 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。	埋設鋼製設 備
52	割れ	SCC	硫化物応 力腐食割 れ	湿潤H ₂ S環境中において化学 反応によって発生した水素が鋼 中に侵入し，応力集中部に集 積して発生する脆性破壊	×	A	—	—	—	—	応力腐食 割れ				
53		遅れ破 壊	遅れ破壊	応力が加わっている金属中に原 子状の水素が拡散侵入して発 生する脆性破壊	○		ステンス鋼 高張力 鋼	弁の弁棒（SUS630，SUS403）等 で遅れ破壊が確認されているが，遅れ 破壊の対象となるのは，高張力鋼，析 出硬化型ステンレス鋼のような微細な組 織を有し，内部応力の高い金属であ り，引張り応力が存在している部位で 問題となると考えられる。	0.2% 耐力が980MPa(100kgf/mm ²) 以下で高張力鋼を使用している部位につ いて想定不要 弁棒については過去に経験しているため想 定要 ただし，バックシート部に過大な応力が発 生しないような操作を実施している場合は 想定不要	○	遅れ破壊			・弁棒について、弁開時に過度な応力が 負荷されない運用を行っているとともに、分 解点検時の非破壊検査などの実機保全 によって亀裂発生の有無を確認	弁（弁棒）
54		粒界腐 食割れ	粒界腐食 割れ	多結晶体の結晶粒境界が選択 的に浸食を受け，発生する割 れ	○ (PWR) × (BWR)	A (BWR)	ニッケル基 合金 ステンス鋼	PWR蒸気発生器の伝熱管において2 次冷却水の遊離アルカリの濃縮と酸化 銅等による酸化性雰囲気为重畳して， 粒界腐食割れを経験している。	PWRの蒸気発生器の伝熱管において想 定要	○	粒界腐食 割れ			・管支持板穴形状としてBEC穴を採用 し、不純物が濃縮し難い設計にするととも に、2次系水質が粒界腐食割れ発生環 境にないことを確認。	蒸気発生器

*1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要
*2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（機械編）



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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D											ATENALレポート						
管理 No.	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	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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		
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否							
		区分	詳細 事象		要否	否の 理由											
55	割れ	クラッド 下割れ (UCC)	クラッド下 割れ (UCC)	内張り等を溶接した際に、大入熱で実施した場合に発生する母材の割れ	○		炭素鋼 低合金 鋼	海外プラントの原子炉圧力容器において経験している。	溶接条件が十分に管理されている場合発生の可能性は小さいが、海外プラントで経験があるASTM SA508 Class2材で溶接条件が十分に管理されていない場合、想定要 ポンプについても検討要（IGALL）	○	クラッド下 割れ			<PWR> ・材料の化学成分（ΔG値）を踏まえ溶接入熱を管理し溶接を実施しており、発生する可能性が小さいことを確認。 <BWR> ・米国WRCの知見をもとに溶接方法の改善（クラッドの2層盛溶接）を図るなど、製造時に対策を図ることで、発生する可能性が小さいことを確認。	原子炉容器、蒸気発生器、加圧器		
56		照射誘起割れ	照射誘起割れ	制御棒先端部で中性子吸収体のスウェリングと被覆管の照射脆化が重畳し発生する割れ	○ (PWR) × (BWR)	A (BWR)	ステンス鋼	海外プラントの制御棒クラスタ被覆管で経験している。	制御棒クラスタ被覆管について想定要	○	照射誘起割れ			・制御棒クラスタは照射量に閾値を設けて傾向監視を行い、計画的に取替えることが可能。	—		
57	材質 変化	熱劣化	熱時効	材料が、長時間高温にさらされることによる靱性の低下	○		ステンス鋼	オーステナイト系ステンレス鋼鋳鋼は熱時効によって有意に材料特性が変化し300℃程度で、靱性が低下することが知られているが、その傾向は時効温度が高い程、フェライト量が多い程顕著となる。	オーステナイト系ステンレス鋼は軽水炉の使用条件では、熱時効による有意な材料特性の変化が生じないことが確認されており想定不要	×	熱時効						
								高温で使用されるステンレス鋼鋳鋼については想定要	○			・原子炉一次系、中性子束に晒される PWR原子炉容器の内部構造物の疲労摩耗、疲労割れ、熱時効、中性子照射による靱性低下、照射下クリープ、スウェリング（体積膨張）に関して、プラントの80年運転を通して経年劣化による影響と経年劣化事象の評価をカバーするために NUREG-1801 Rev. 2のAMP XI.M16A「PWR炉内構造物」において引用されているMRP-227-A が更新された。	附属書Dには、米国調査で抽出された熱劣化（熱時効）-材料-環境の組み合わせを包含した項目が記載されている。	・使用温度、フェライト量、作用応力により、詳細評価の対象機器・部位を選定。 ・詳細評価対象部位に対して、H3Tモデルを用いて長期運転時の破壊靱性値を予測し、仮に亀裂が存在していたとしても事故時及び地震時に不安定破壊しないことを確認。	高温で使用するステンレス鋼鋳鋼部位（PWR：1次冷却材管、1次冷却材ポンプ等、BWR：PLRポンプケーシング、PLRポンプ入口弁等）		
58																	
59								マルテンサイト系ステンレス鋼（析出硬化型も含む）は、熱時効により材料特性が変化し、300℃程度で、靱性が低下するという知見が得られている。国外プラントでは弁棒の損傷事例が報告されている。（IGALL）	高温で使用されるマルテンサイト系ステンレス鋼の弁棒については、想定要 ただし、バックシート部に過大な応力が発生しないような運用及び形状不連続部に過大な応力集中を生じないような設計を行っている場合、材料の初期強度を低く抑える熱処理条件を施した材料など熱時効を考慮した材料を使用している場合は想定不要	○			・弁棒について、弁開時に過度な応力が負荷されない運用を行っているとともに、分解点検時の非破壊検査などの実機保全によって亀裂発生の有無を確認	弁（弁棒）			
60							ニッケル基合金 炭素鋼 低合金 鋼	高温にさらされる部位が問題となることが考えられる。 熱時効温度及び時間等が特性変化に影響を与える。	軽水炉の使用条件では、熱時効による有意な材料特性の変化が生じないことが確認されており想定不要	×							
61			シグマ相脆化	565～930℃で長時間加熱されると生じるシグマ相析出による脆化	×	A	—	—	—	—	—						
62			焼き戻し脆化	低合金鋼では焼き戻しに際して、370～570℃の温度間を除冷する、又はこの温度範囲で短時間保持することで生じる靱性の低下	×	A	—	—	—	—	—						

* 1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要

* 2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（機械編）



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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート													
	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											
	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	使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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										
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義		主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否															
		区分	詳細 事象																					
63	材質 変化	劣化	中性子照 射による靱 性低下	材料の中性子照射による靱性の低下	○		ステンレス鋼 ニッケル基 合金	照射効果（脆化）の程度は中性子照射量等に依存するが、照射量が $1\times 10^{24}\text{n/m}^2$ (E>0.1MeV)(PWR)、約 $3\times 10^{24}\text{n/m}^2$ (E>1MeV)(BWR)以上の高照射部位について想定要	○	劣化	・原子炉一次系、中性子束に晒される PWR原子炉容器の内部構造物の疲労摩耗、疲労割れ、熱時効、中性子照射による靱性低下、照射下クリープ、スウェリング（体積膨張）に関して、プラントの80年運転を通して経年劣化による影響と経年劣化事象の評価をカバーするために NUREG-1801 Rev. 2のAMP XI.M16A「PWR炉内構造物」において引用されているMRP-227-A が更新された。	附属書Dには、米国調査で抽出された劣化（中性子照射による靱性低下）-材料-環境の組み合わせを包含した項目が記載されている。	＜PWR＞ ・炉心そうに対して、靱性低下を考慮しても地震時に不安定破壊しないことを確認。 ・この際、発電設備技術検査協会の「平成8年度 プラント長寿命化技術開発に関する事業報告書」の最下限値を用いて算出した破壊靱性値を使用。 ・炉心そうはIASCCが発生する可能性が小さいことが確認されているが、有意な欠陥が存在したと仮定して評価している。 ＜BWR＞ ・維持規格等に基づいた点検（保全）により、不安定破壊の起点となる有意な欠陥が無い事を確認している。	PWR：炉内構造物（炉心そう） BWR：炉内構造物										
64							炭素鋼 低合金鋼	原子炉圧力容器サポートは、低温での低エネルギー中性子照射によって靱性低下の可能性はある。	原子炉圧力容器サポートは検討要						○			＜PWR＞ ・NUREG-1509やASME等の米国知見を参照し、電共研「原子炉容器支持構造物の照射脆化に関する研究」で整備した手法を用いて、地震時の健全性を確認。この際、60年運転時の照射量により脆化程度を算出。	原子炉容器サポート					
65								中性子照射脆化	中性子照射による関連温度の上昇や上部棚吸収エネルギーの低下						○		低合金鋼	照射効果（脆化）の程度は中性子照射量等に依存するが、照射量が $1\times 10^{21}\text{n/m}^2$ (E>1MeV)以上の高照射部位について想定要	○			・監視試験結果及びJEAC4201により脆化程度を予測した上で、JEAC4206及び技術基準解釈に基づいて、関連温度上昇を考慮した加圧熱衝撃（PTS）評価を実施（PTS評価はPWRのみ）。	BWR：原子炉圧力容器胴部 PWR：原子炉容器胴部	
66								中性子吸収能力低下	中性子吸収体の中性子吸収による能力の低下						○		中性子吸収体	中性子吸収体は中性子吸収によってその成分元素が中性子吸収断面積の小さな元素へと変換されるため、中性子吸収能力は低下する。	制御棒等の中性子吸収体について想定要	○			・制御棒クラスは照射量に閾値を設けて傾向監視を行い、計画的に取替えることが可能。	—
67								劣化							ゴム、樹脂等の熱、放射線、水分等の影響による性能の低下	○		ゴム樹脂	定期的に取り替えを行わないゴム、樹脂等は熱、放射線、水分等の影響によって性能が低下する可能性がある。	ゴム、樹脂等について想定要	○	・ポリビニル塩化物（PVC）、HDPE、ゴム、繊維ガラス製の配管／配管機器の様々な環境（光、高照射、オゾン、生水、処理水、廃水等）におけるプリスタリング、材料喪失が劣化管理項目に追加された。 ・繊維ガラス製配管／配管機器で、空気中や埋設されているものの摩耗による材料喪失が、劣化管理項目に追加された。一方で、コンクリートに埋設されているものについて、有意な劣化事象がないと判断された。	附属書Dには、米国調査で抽出された劣化（劣化）-材料-環境の組み合わせを包含した項目が記載されている。*1	・弁のパッキン等、多くの部品は消耗品または定期取替品。 ・原子炉格納容器の電気ベネレーションについては、通常運転時の劣化及び事故時雰囲気想定した長期健全性試験を実施し、原子炉格納容器バウンダリ機能が維持されることを確認。 ・基礎ボルト（ケミカルアンカ）については、メーカー試験や実機の引抜試験により、有意な劣化が生じないことを確認。 ※ケーブルや電気ベネ等の絶縁低下は「電気編」で、ライニングや塗装の劣化は「はく離」で、メカニカルスナバ等のグリスの劣化は「固着」で整理。

* 1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要

* 2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート				
	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	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否					
		区分	詳細 事象		要否	否の 理由									
68	材質 変化	熱劣化	水素浸食	高温高压水素環境下の金属 表面において熱解離した原子状 水素が鋼中に侵入して炭化物 や固溶酸素と反応してメタン気 泡を生成し、その成長、合体 によってき裂を形成して生じる材 料の強度、靱性の低下	×	A	—	—	—	—	劣化				
69	そ 他	ｸﾘｰﾌﾟ	ｸﾘｰﾌﾟ 破 壊	ｸﾘｰﾌﾟ温度域（融点の約1/2 以上）において発生する時間 依存的破壊	○		炭素鋼 ステンス鋼 ニッケル基 合金 低合金 鋼	高温で応力を受ける部位について発生 する可能性がある。	DG、ボイラー等で高温で使用する部位 について想定要 それ以外の、炭素鋼、低合金鋼において は370℃以下、ステンレス鋼、ニッケル基 合金においては425℃以下の部位につい ては想定不要	○	ｸﾘｰﾌﾟ		・目視確認や機能確認による実機保全に より傾向監視	—	
70			ｸﾘｰﾌﾟ 疲 労割れ	ｸﾘｰﾌﾟ温度域で繰返し応力を 受けることに起因する破壊	○			高温で繰返し応力を受ける部位につい て発生する可能性がある。	注記 370℃及び425℃は、ASME Boiler and Pressure Vessel Code SectionⅢ “Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components”の700° F及び800° Fに 併記されている値。						
71			ｸﾘｰﾌﾟ 脆 化	ｸﾘｰﾌﾟ温度領域で破断延性の 低い溶接熱影響部にｸﾘｰﾌﾟ変 形で生じる応力が集中すること で発生する破壊	○			高温で応力を受ける溶接部位について 発生する可能性がある。							
72		変形	応力緩和	材料に一定の温度及び応力が 加えられた状態において生じる 時間依存型の応力低下による 変形	○		ステンス鋼 ニッケル基 合金 炭素鋼 低合金 鋼 銅合金	高温にさらされる締結部位及びパネ特 性を要求される部位。 一般に温度が高い程その傾向は著しく なり、炭素鋼では350℃以上、ステン レス鋼は600℃以上で有意な変化を生 じると考えられる。又、中性子照射を受 けた場合締結部における締め付け力低 下の可能性がある。	炉心部締め付け部及び高温にさらされる パネ・スプリング部材等については想定要 プレストレストコンクリートのテンドン等にも 想定（緊張力低下）要（IGALL）	○	変形	・金属製のボルトについて、空気や結露環境中での緩み、全面腐食による材料の損失、クラックの 発生による締め付け力の減少が劣化管理項目に追加され、外観観察が有効とされた。 ・BWR炉心支持板ホルドダウンボルト、ジェットポンプ組み立て部品を固定するボルトの熱や照 射によって促進する応力緩和による締付予荷重の喪失（経年劣化）を管理するために使用する 劣化管理項目を開発し、新しい劣化管理項目のFE（精査）セクションが設けられた。	附属書Dには、SLR記載の変形（応力緩和）-材料-環境の組合せがあるものの、 SLRには、特定の設備・部位（BWR炉内 構造物（炉心支持板ホルドダウンボルト ／ジェットポンプ組立品固定ボルト）の応力 緩和が記載されていることから、附属書Dへ の追加検討が必要な候補として抽出した。	・動作確認等の実機保全により傾向監視 ※テンドンの緊張力低下は、「コンクリート・ 鉄骨編」で整理 ＜BWR＞ ・右記NUREG-2192の状況に対し国内では、炉心支持板ホルドダウンボルト、 ジェットポンプ組立品ボルトはいずれ もPLMの劣化評価対象として部位は特 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の記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要

* 2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（機械編）



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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート				
	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	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否					
		区分	詳細 事象		要否	否の 理由									
73	その他	変形	照射下クリープ ^a	材料に一定の照射及び応力が加えられた状態において生じる時間依存型変形	○		ステンス鋼	高い中性子照射を受ける部位では、発生可能性がある。	炉内構造物等の高照射領域において想定要	○	変形	・原子炉一次系、中性子束に晒される PWR原子炉容器の内部構造物の疲労摩耗、疲労割れ、熱時効、中性子照射による靱性低下、照射下クリープ、スウェリング（体積膨張）に関して、プラントの80年運転を通して経年劣化による影響と経年劣化事象の評価をカバーするために NUREG-1801 Rev. 2のAMP XI.M16A「PWR炉内構造物」において引用されているMRP-227-A が更新された。	附属書 Dには、米国調査で抽出された変形（照射下クリープ）-材料-環境の組み合わせを包含した項目が記載されている。	<PWR> <u>炉内構造物</u> ・荷重制御型応力が小さくクリープ破断が問題とならないことを確認。 ・ただし、バッフルフォーマボルトのIASCC評価において発生応力を算出する際は、照射下クリープを考慮している。 <u>制御棒クラスタ（被覆管）</u> ・有意な変形がないことを目視点検で傾向監視可能。 <BWR> ・BWRの炉内構造物においても照射下クリープの影響となる内圧等による荷重制御型の荷重はなく、差圧等による応力も非常に小さく、クリープ破断は問題とならない。	炉内構造物
74			ラッチェティング	一定の静的応力が作用している部材に塑性変形などの繰返しによって負荷方向に生じる永久変形	×	設計上、考慮している。	－	－	－	－					
75			スウェリング（体積膨張）	材料に一定以上の中性子照射が加えられると体積膨張を生じる現象	○		オーステナイト系 ステンス鋼	高い中性子照射を受ける部位では、発生可能性がある。	炉内構造物等の高照射領域において想定要	○	・原子炉一次系、中性子束に晒される PWR原子炉容器の内部構造物の疲労摩耗、疲労割れ、熱時効、中性子照射による靱性低下、照射下クリープ、スウェリング（体積膨張）に関して、プラントの80年運転を通して経年劣化による影響と経年劣化事象の評価をカバーするために NUREG-1801 Rev. 2のAMP XI.M16A「PWR炉内構造物」において引用されているMRP-227-A が更新された。	附属書 Dには、米国調査で抽出された変形（スウェリング（体積膨張）-材料-環境の組み合わせを包含した項目が記載されている。	<PWR> <u>炉内構造物</u> ・炉心バッフルは上下の隙間が大きく炉心形成機能に影響がないことを確認している。 ・ただし、バッフルフォーマボルトのIASCC評価で発生応力を算出する際は、ボルト及びバッフルのスウェリングを考慮している。 <u>制御棒クラスタ</u> ・照射量に閾値を設けて傾向監視を行い、計画的に取替えることが可能。 <BWR> ・BWRの温度環境（約280℃）や照射量では発生の可能性は極めて小さく、スウェリングは問題とならない。	炉内構造物	
76			デフォーミング	蒸気発生器管支持板クレビス部の腐食生成物の成長による伝熱管の圧迫による変形	○ (PWR) × (BWR)	A (BWR)	－	炭素鋼製管支持板がクレビス部において腐食するとその腐食生成物は元の体積より増大するため発生する。	PWRの蒸気発生器管支持板クレビス部に想定要	○			・ECTによる実機保全により傾向監視	－	
77			変形	大型鋳物に生じるひずみ	○		鋳鋼	タービン車室のように大型鋳物でかつ構造が複雑な機器については影響がある。	高圧タービンの外部車室については想定要	○			・目視点検などの実機保全により傾向監視	－	

* 1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要
* 2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（機械編）



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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D															ATENALレポート					
管理 No.	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			
	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			使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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	
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義				主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否									
		区分	詳細 事象		要否	否の 理由														
78	その他	はく離	盛金はく離	盛金部の機械的削れ及び母材との膨張差によるき裂によるはく離	○		肉盛金属 （ステン ト,ステン 鋼,ニッケル 合金）	材料間の膨張係数の差、使用時の温度変化、機械的応力等の影響によって生じる。	タービン軸受部の盛金部は想定要	○	はく離					・目視点検などの実機保全により傾向監視	—			
79			はく離	ライニング材の削れ、膨張差によるき裂、化学的劣化、水等の浸透等によるはく離、及び滑り部のテフロン加工等のはく離	○		炭素鋼＋ ライニング 炭素鋼＋ 塗装	炭素鋼で海水系に使用されている部位にはライニングがなされているが、経時的な材質劣化及び海生物等の異物による損傷等を経験している。 炭素鋼製機器等には塗装が施されているが、経時的な劣化によってはく離を経験している。	海水系統設備でライニングされている部位について想定要 屋外設備の塗装については想定要 滑り部のテフロン加工については想定要	○						・目視点検などの実機保全で傾向監視。 ・なお、格納容器内面の塗膜は、設計事故時環境下においても剥がれないこと（デブリ発生防止）が要求されるが、傾向監視（目視点検）により適宜再塗装を行うことで、健全性を維持する。	—			
80		緩み	緩み	ネジ部の振動等による締結力の低下	○		締結部	締結部の振動及び熱影響によって緩みを生じる。	廻り止めの処置がされておらず、長期間再締め付けがされていない部位について想定要（IGALL）	○		緩み					・締付確認の実機保全による傾向監視	—		
81		異物付着	異物付着	異物の付着による流路の減少及び閉塞等によって発生する性能低下	○		ステンレス鋼 銅合金 ニッケル合金 チタン,チタン 合金	熱交換器の伝熱管等熱伝達特性を要求される部位等では異物付着が性能低下につながる。海水系の熱交換器で海生物付着を経験している。	海水環境等水質管理されていない環境で異物付着が性能に影響を及ぼす部位については想定要	○	異物付着 （スケール付着）	・ステンレス鋼、銅、アルミニウム、銅合金、チタン製の伝熱管で、空気、結露環境、原水、処理水、冷却水に曝される場合の腐食生成物や汚れ生成物による伝熱性能の低下、流路閉塞について劣化管理項目に追加した。	附属書Dには、米国調査で抽出された異物付着（異物付着）-材料-環境の組み合わせを包含した項目が記載されている。*1	・目視点検などの実機保全で傾向監視	—					
82	その他	固着	固着	滑り部の摩擦抵抗増大による動作不良	○		—	長期にわたって使用する滑り部は、異物、塵埃、潤滑油劣化等による摩擦抵抗増大によって固着する可能性がある。	異物、塵埃の付着や潤滑油劣化等の可能性がある滑り部について想定要	○	固着					・動作確認等の実機保全で傾向監視	—			
83		素線切れ	素線切れ	ワイヤロープの巻き取りの繰り返しによる素線切れ	○		—	ワイヤロープは、巻き取りの繰り返しによる素線切れの可能性がある。	クレーン等のワイヤロープについて想定要	○	素線切れ					・目視点検などの実機保全で傾向監視	—			
84		耐火物の浸食,割れ	耐火物の減肉	高温で使用される耐火物の焼却灰の溶融物、ハロゲンガス等による浸食、減肉	○		耐火物	高温で使用される耐火レンガは発生の可能性がある。	耐火レンガについて想定要	○	耐火物の浸食,割れ					・目視点検などの実機保全で傾向監視	—			
85			耐火物の割れ	温度変化による耐火物の割れ	○		耐火物	耐火キャストابلは起動、停止時の温度変化によって割れが発生する可能性がある。	耐火キャストابلについて想定要	○						・目視点検などの実機保全で傾向監視（割れの発生時期自体の特定は困難だが、内張りとして使用するため、割れを確認した段階で補修すれば良く傾向監視可能）	—			

* 1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要

* 2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（電気・計装に係る機械編）（＊）



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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENAレポート					
	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	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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	
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否						
		区分	詳細 事象		要否	否の 理由										
1	減肉	摩耗	凝着摩耗	滑り部、摩擦面の実接触部における微視的な凝着に起因する摩耗	○		初付メタル	進行の程度は材料の組み合わせ、雰囲気、荷重、速度等で異なるが、回転機器の軸受部等の滑り部が対象となる。	構造上摩擦や滑りが考えられる部位について想定要	○	摩耗			・分解点検時の目視点検や寸法計測等の結果に基づき劣化傾向を把握し、状況により取り替えられている。	—	
2		腐食	全面腐食	局部電池作用による、表面の一般的な腐食	○		炭素鋼 低合金鋼 アルミニウム合金 銅合金 黄銅 ケイ素鋼	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。	防錆剤の注入された環境以外の環境にある部位については想定要	○	腐食	・長期運転による外面の大気接触等による腐食対応として金属製ケーブルバスが新たに追加された。	附属書Dには、米国調査で抽出された腐食（全面腐食）-材料-環境の組み合わせを包含した項目が記載されている。*1	・定期的な目視確認により劣化傾向を把握し、機器の健全性を確認。	—	
3	割れ	SCC	応力腐食割れ	材料の腐食感受性と作用応力並びに腐食環境が重なり合った条件で起こる割れ（粒界割れ、貫粒割れを含む）	○		Mn-Cr合金	タービン発電機用リテーニングリング材において、高速回転による応力、焼ばめ応力及び環境における温度・湿度が重畳して応力腐食割れが考えられる。	定検中等、リテーニングリング表面に結露を発生させることがありうるので想定要	○	応力腐食割れ			・タービン発電機用リテーニングリングは耐応力腐食割れ性に優れた材質を使用。また、定期的に目視確認及び焼きばめ部の超音波探傷検査を実施し、き裂発生等の異常がないことを確認。	タービン発電機リテーニングリング	
4		疲労	疲労割れ	繰返し応力に起因して静的強度より低い応力で生じる破壊	○		アルミニウム合金 EPR樹脂 ケイ素鋼合金鋼等の強度部材	強度部材は、材料、形状、応力状態及び環境によって影響を受ける。	設計条件及び過去の運転実績に基づき工学的判断による評価上厳しい部位について想定要	○	疲労			・設計上疲労割れが発生し難い構造であり、目視点検等により健全性を確認。	ポンプ用電動機（回転子棒・エンドリング、主軸）	
5	割れ	疲労	フレッティング疲労	互いに押しつけられ、接触している2物体が相対的に微小振幅の繰返しすべり運動をしており、さらに接触面に外部荷重に起因する繰返し応力が作用した時に生じる疲労損傷	○		ニッケル基合金	タービン発電機主軸において、材質の組合せ、材料の硬度等で異なるが疲労損傷することが考えられる。	タービン発電機主軸において、フレッティング発生の可能性を否定できないので想定要	○	疲労			・設計上有意なフレッティング発生がない構造であり、目視点検等により健全性を確認。	タービン発電機 PWR：主軸 BWR：回転子コイルウェッジ	
6	その他	緩み	緩み	ネジ部等の振動による締結力の低下	○		銅合金 炭素鋼 アルミニウム合金	ネジ部及びコイル等締結部が振動によって緩み及び導通不良を生じることが考えられる。	廻り止めの処置がされておらず、長期間再締め付けがされていない部位で、振動によって緩みが予想される箇所について想定要（IGALL）	○	緩み			・定期的な目視確認により健全性を確認。	—	

* 1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきは、プラント毎の固有環境での検討が必要
* 2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象については、「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

＊：その他一般的な機械的経年劣化については機械編に記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（電気編）



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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENAレポート			
	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	
	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	使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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
	損傷 モード	経年劣化事象 区分	詳細 事象	定 義		主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否					
1	絶縁 特性 低下	絶縁	熱劣化	熱的要因によって絶縁物のき裂及びはく離を生じて進展する絶縁性能の低下	○	ポリイミド樹脂 フェノール樹脂 ポリエチレン EPゴム等の絶縁物	熱ストレスを受ける絶縁物について発生する可能性がある。	絶縁特性を要求される部位について想定要	○	絶縁特性 低下	・長期期運転による有機物及び水分/デブリの侵入及びそれに伴うオーム加熱、光学的分解（紫外線に対して感受性のある材料）による電気絶縁抵抗の低下を新たに追加された。	附属書Dには、米国調査で抽出された絶縁（熱劣化）-材料-環境の組み合わせを包含した項目が記載されている。*1	・事故時耐環境性要求（EQ）ケーブルについては、電気学会推奨案またはACA手法に基づき、健全性評価を実施。 ・定期的な絶縁抵抗測定及びケーブル絶縁診断（高圧のみ）を実施。	ケーブル
													・定期的な絶縁抵抗測定、更に絶縁診断（高圧のみ）により傾向管理を行い、必要により洗浄、乾燥、絶縁補修処理もしくは取替を実施。 ・一部の主要ポンプについてはIEEEに準じて実施した評価試験結果より固定子コイルの健全性を評価。	ポンプ用電動機
													・EQ対象機器については、IEEEに準じて実施した評価試験結果に基づく健全性評価を実施。 ・定期的に絶縁抵抗測定等を実施し、必要により取替を実施。	電気設備全般
2			部分放電	固体絶縁に付随するゴミ・埃等による表面汚損又は内部微小ボイドが完全に除去されない状態で高電圧が印加された場合、固体に対して気体中に生じる放電	○		ゴミ・埃等が付着しやすい環境で比較的高電圧を印加される部位に発生する可能性がある。	絶縁特性を要求される部位について想定要	○				・定期的な絶縁抵抗測定、更に絶縁診断により傾向管理を行い、必要により洗浄、乾燥、絶縁補修処理もしくは取替を実施。 ・一部の主要ポンプについてはIEEEに準じて実施した評価試験結果より固定子コイルの健全性を評価。	ポンプ用電動機
3			トライキング	絶縁物が比較的肉厚の場合、絶縁物内の異物、空隙部の放電先端の高電界部分が固体の固有破壊限界を超えて局部破壊が起こり、それが樹枝状に進展し全路破壊に至る劣化現象	○		比較的高電圧を印加される部位に発生する可能性がある。	絶縁特性を要求される部位について想定要	○				・定期的な絶縁抵抗測定及びケーブル絶縁診断を実施し、測定結果に基づき必要により取替等を実施。	—
4			トラッキング	固体絶縁物表面上の沿面方向に電界が存在するところに炭化導電路を形成することで、沿面方向に生じる絶縁性能の低下	○		絶縁物表面が湿気・塩分・汚物等にさらされる場合に発生する可能性がある。	絶縁特性を要求される部位について想定要	○				・定期的な絶縁抵抗測定。必要により取替を実施。	—
5			放射線劣化	放射線照射による絶縁材料の特性低下	○		高放射線環境下にさらされるケーブル等の絶縁物に発生する可能性がある。	絶縁特性を要求される部位について想定要	○				・EQケーブルについては、電気学会推奨案またはACA手法に基づき、健全性評価を実施。 ・定期的な絶縁抵抗測定及びケーブル絶縁診断（高圧のみ）を実施。 （ただし、放射線劣化を考慮すべき格納容器内に安全系の高圧ケーブルは存在しない。）	ケーブル
													・EQ対象機器については、IEEEに準じて実施した評価試験結果に基づく健全性評価を実施。 ・定期的に絶縁抵抗測定等を実施し、必要により取替を実施。	電気設備全般

* 1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきは、プラント毎の固有環境での検討が必要
* 2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象については、「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

A：使用環境上、発熱を考慮した設計となっている。また、過負荷による対策として、保護回路（ヒューズ、ノーヒューズブレーカ）を設けている。

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（電気編）



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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D											ATENALレポート			
	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	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否					
		区分	詳細 事象		要否	否の 理由									
6	導通 不良	導通	接点溶着	熱による導通部接点の溶着	×	A	—	—	—	—	—				
7				接点損傷	多数回電流開閉による接点損傷	○		リレー接点 開閉器 接点等	アークによる微少溶解が多数回繰り返れると接点荒れによって導通不良を起こす現象。	電氣的な接点機能を要求される部位について想定要	○	導通不良		・動作確認などの実機保全を行い、長期使用はせず取替えを前提。	—
8				酸化 塵埃付着	電気品の導通部接点の酸化、 塵埃付着等による導通性の低下	○		計装品 電気品	電氣的接点機能を要求される部位において、 雰囲気・動作頻度・負荷容量・材質等が影響して生じる。	電氣的な接点機能を要求される部位について想定要	○			・定期的な動作確認により、機器の健全性を確認。	—
9				断線	導線の劣化から局部過熱を生じ、 導体自身の材質の溶融によって発生する断線	○		ヒューズ材 ヒータ材	熱伝達機能を要求されるヒータ等、比較的大電流の流れる部位に発生する可能性がある。	電気抵抗による熱エネルギーの伝達機能を要求される部位について想定要	○	断線		・実機同等品を用いたON－OFF寿命試験の結果、導通不良に至らないことを確認 ・機器点検時の抵抗測定により、機器の健全性を確認 ・動作確認、抵抗測定 などの実機保全によって機器の健全性を確認	加圧器ヒータ （ヒータエレメント） 各種ヒータ
10	特性 変化	信号	入出力特性低下	伝送器・カード式計器・検出器等の使用に伴う入出力特性の低下	○		計測機器	発生部位の特定は困難であるが、計測機器は使用に伴い入出力特性に変化を生じる。	計測機器に対して想定要	○	特性変化		・定期的な特性試験を行い、有意な特性変化がないことを確認することにより、機器の健全性を確認	—	
11		機能	機能・動作特性低下	長期課電による電気ストレス、 機械的摩耗、塵埃等による、 機能・動作特性の低下	○		絶縁油 避雷器素子 半導体素子等	長期にわたって電気ストレスを受ける絶縁油及び半導体、 機械的摩耗などを受ける機械部品に発生する可能性がある。	絶縁油、避雷器素子、半導体素子等に 想定要	○			・定期的な機能確認を行い有意な特性変化がないことを確認することにより、 機器の健全性を確認 ・絶縁油の成分分析を実施し、劣化傾向を把握	—	

* 1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要

* 2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象については、「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

A：使用環境上、発熱を考慮した設計となっている。また、過負荷による対策として、保護回路（ヒューズ、ノーヒューズブレーカ）を設けている。

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（コンクリート・鉄骨編）



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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート			
	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	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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
	損傷 モード	経年劣化事 象	定 義	要否	否の 理由	主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否					
		区分												
1	コン クリ ー ト の 強 度 低 下	熱	コンクリートが高温になると、コン クリート中に様々な形態で存在 する水の逸散によって強度低下 が生じる。	○		コンクリート	高温となる部位 コンクリートが高温になると、コンクリート 中の水分の逸散に伴う乾燥に起因する 微細ひび割れ、あるいは水分の移動に 起因する空隙の発生によって強度低下 が生じる。	高温となる部位について想定要	○	強度低下 （熱）			・運転時に最も高温となる部位を選定 して、温度分布解析または原子炉格 納容器内の温度実測値によりコンク リートの最高温度を算出し、コンクリート の最高温度が温度制限値を下回って いることを確認する、時間依存性が無 い評価を実施。	PWR:内部コ ンクリート(1 次遮蔽壁) BWR:原子 炉ベデスタ ル、一次遮 へい壁
2		放射線照射	中性子線、ガンマ線などの過度 の放射線照射を受けた場合に は、コンクリートの強度低下が起 こる可能性がある。	○		コンクリート	過度の放射線照射を受ける部位 コンクリートが過度の放射線照射を受け た場合には、中性子照射やガンマ線照 射による水分逸散などによってコンクリ ートの強度低下が起こる可能性がある。	過度の放射線照射を受ける部位について想 定要	○	強度低下 （放射線 照射）	・コンクリート製の原子炉容器に近接する原子炉空洞領域、原子炉（一次/生物学的）遮蔽壁； 犠牲遮蔽壁；原子炉容器サポート/ベデスタル構造は、80年の長期間運転により照射の影響を受 けてコンクリート強度の低下をもたらす可能性があり、想定される影響を説明するために、申請者は 想定される影響を説明するためにプラント固有のさらなる評価を必要があるとして追加された。	附属書Dには、米国調査で抽出されたコン クリートの強度低下（放射線照射）-材料- 環境の組み合わせを包含した項目が記載され ている。*1	・中性子照射量及びガンマ線照射量の 最も大きい部位を評価対象とし、運転 開始後60年時点で予想される中性子 累積照射量及びガンマ線累積照射量 を放射線照射量解析により算出し、目 安とした値以下であることを確認。 ・目安値以上の部位がある場合はその 範囲を除いた部材厚で構造体の耐力 評価を実施する。	PWR:内部コ ンクリート(1 次遮蔽壁) BWR:原子 炉ベデスタ ル、一次遮 へい壁
3		中性化	大気中の二酸化炭素がコンク リートと接触することによってコンク リート中の水酸化カルシウムと反 応しアルカリ性を失う中性化が 表面から進行し、鉄筋を腐食さ せる。	○		コンクリート	全コンクリート構造物 コンクリートは空気中の二酸化炭素の作 用を受けると、表面から徐々にそのアル カリ成分を失い中性化する。中性化がコ ンクリートの内部に進行し、鉄筋を保護 する能力（アルカリ性）が失われると、 鉄筋はコンクリート中の水分や酸素の作 用によって腐食し始める。鉄筋の腐食に よる体積膨張によってコンクリートにひび 割れやはく落が生じ、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。	コンクリート構造物に対して問題となる事象で あり想定要	○	強度低下 （中性 化）			・運転開始後60年経過時点で予想さ れる中性化深さを実測や推定式で算 出し、鉄筋が腐食し始める時点の中性 化深さを下回っていることを確認。	全コンクリート 構造物
4		塩分浸透	コンクリート中に塩化物が存在す ることによって鉄筋の不動態被 膜が破壊され腐食・錆の発生に 至る。	○		コンクリート	海水中の塩分の飛来を受ける部位 塩分に含まれる塩化物イオンは鉄筋表 面の不動態被膜を破壊し、腐食を促 進させる。	海水中の塩分の飛来を受ける部位について 想定要	○	強度低下 （塩分浸 透）			・運転開始後60年経過時点における 鉄筋腐食減量を実測や推定式で算出 し、、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を下回っ ていることを確認。	屋外部コンク リート
5		アルカリ骨材 反応	コンクリート中の水酸化アルカリと 反応性骨材との反応によってコン クリートが異常な膨張を起こし ひび割れに至る。	○		コンクリート	全コンクリート構造物 アルカリ骨材反応は、ある量の反応性 骨材の存在、硬化体中の細孔中に十 分な水酸化アルカリ溶液の存在、コンク リートが多湿又は湿潤状態に保持され ているという3つの条件が同時に成立す ることによって発生する。 この劣化は、コンクリート打設後の比較 的早い時期に生じる。	反応性骨材を使用していないことを確認して いない場合は想定要	○	強度低下 （アルカリ 骨材反 応）	・接近可能な全てのコンクリートのアルカリ骨材反応によるひび割れが新たに追加された。	附属書Dには、米国調査で抽出されたコンク リートの強度低下（アルカリ骨材反応）-材 料-環境の組み合わせを包含した項目が記載 されている。*1	・定期的に目視点検を実施し、アルカリ 骨材反応に起因すると判断されるひび 割れ等が無いことを確認。* ・また、建設時において、使用している 骨材（粗骨材、細骨材）について、 反応性試験（化学法やモルタルバー 法）を実施し、判定基準値以下であ ることを確認する、時間依存性が無い 評価を実施。 *：遅延膨張性骨材のアルカリ骨材 反応によるコンクリートの強度低下の可 能性についても、通常の目視点検など のモニタリングにより兆候を捉えることが 可能	全コンクリート 構造物
6							反応性骨材を使用していないこと等を確認し ている場合は想定不要		×					

*1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要
*2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象については、「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（コンクリート・鉄骨編）



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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート			
	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	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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
	損傷 モード	経年劣化事 象	定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否					
要否				否の 理由										
7	コン クリ ー ト の 強 度 低 下	機械振動	機械振動によってコンクリート構造物が長期間にわたって繰返し荷重を受けると、ひび割れが生じ、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。	○		コンクリート	機械基礎コンクリート 機械振動によってコンクリート構造物が長期間にわたって繰返し荷重を受けると、ひび割れが生じ、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。	機械振動を受ける部位について想定要	○	強度低下 （機械振動）			・定期的に目視点検を実施し、コンクリート表面において、強度に支障をきたす可能性のある欠陥がないことを確認。	—
8		凍結融解	コンクリート中の水分が凍結すると、水の凍結膨張に見合う水分がコンクリート中を移動し、この際に水圧が生じる。この繰返しによってひび割れ、表面部のはく離が生じ、破壊に至る。	○		コンクリート	地上部コンクリート コンクリート中の水分が凍結と融解を繰返し、その膨張圧によってひび割れや表面部のはく離が生じ、コンクリートの強度低下につながる可能性がある。	・立地地点が凍結融解作用のおそれがあると判断される場合は想定要 ・凍結融解作用のおそれのある地点の知見としては、一般社団法人 日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5 鉄筋コンクリート工事（2009年）解説図26.1（凍害危険度の分布図）があり、北海道・東北地方については想定要	○	強度低下 （凍結融解）			・立地地点が凍結融解作用のおそれがないこと、もしくは、立地地点が凍結融解のおそれがあると判断される場合には、設計・施工段階において凍結融解作用に対する抵抗性を確保するために有効な空気量を満足することを確認する、時間依存性が無い評価を実施。	地上部コン クリート
9								立地地点が凍結融解作用のおそれのないと判断される場合は想定不要	×					
10		化学的侵食	地下水などに化学物質（酸類、塩類、油脂、溶剤など）が含まれている場合に、コンクリートが侵食を受け劣化する現象。 また、硫化水素雰囲気では、バクテリアの作用などで酸化され、硫酸となることから、コンクリートが劣化する現象。	○		コンクリート	化学物質の作用を受ける部位 コンクリートが、水分などに含有された化学物質に直接接することによって生じる可能性がある。	・地下部コンクリートの侵食に対しては鉄筋のかぶりを大きくするなどの対策を講じている。 ・温泉地や化学工場などからの有害な化学物質の影響はなく、化学物質やバクテリアの作用などで劣化は生じないものと考えられることから想定不要 ・酸性雨については、雨水の滞留によって長時間接触することはないことから想定不要	×	—	・劣化管理項目の対象となっていなかったコンクリート、コンクリート製シリンドー配管、鉄筋コンクリート、アスベストセメント、セメント系配管、及び配管部品について、原水、処理水環境での化学反応、風化を劣化管理項目に追加され、外観観察や継続的な圧力モニタリングが推奨された。	附属書Dには、米国調査で抽出されたコンクリートの強度低下（化学的侵食）-材料-環境の組み合わせを包含した項目が記載されている。*1		
11		（乾燥） 収縮	通常状態で使用されるコンクリートについては、コンクリート中の自由水の逸散に伴う乾燥によって収縮が生じひび割れが発生する。	○		コンクリート	全コンクリート構造物 硬化中のコンクリートから、水分が乾燥に伴い逸散し、収縮する。	・乾燥収縮によるひび割れは一般建築物における壁などの薄い部材において問題となる。 ・影響は軽微であることから想定不要	×	—				
12		風化	海洋環境、強酸や高濃度の硫酸根との接触、あるいは凍結融解作用を受ける環境などの特別な劣化促進因子にさらされる環境を除外して、通常の使用環境で、コンクリート中のセメント水和物が周囲の水（雪融け水などの軟水）に溶解して組織が疎となることでコンクリートの強度低下の可能性がある。	○		コンクリート	地下部コンクリート 地下部に存在する水にセメント水和物が溶解し、組織が疎となり強度低下の可能性がある。	軟水など成分濃度の低い水が、河川のように常に新しく供給されるような環境において進行する現象であり、このような環境にさらされていない部位については、想定不要	×	—	・劣化管理項目の対象となっていなかったコンクリート、コンクリート製シリンドー配管、鉄筋コンクリート、アスベストセメント、セメント系配管、及び配管部品について、原水、処理水環境での化学反応、風化を劣化管理項目に追加され、外観観察や継続的な圧力モニタリングが推奨された。	附属書Dには、米国調査で抽出されたコンクリートの強度低下（風化）-材料-環境の組み合わせを包含した項目が記載されている。*1		
13		日射	コンクリート表面の温度変動によって膨張・収縮現象が生じることで、コンクリートの強度低下につながる可能性がある。	○		コンクリート	地上部コンクリート構造物 コンクリート表面の温度変動によって膨張・収縮現象が生じ、コンクリートの強度低下が生じる。	影響は軽微であることから想定不要	×	—				

*1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要
*2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象については、「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

米国知見を参考にした経年劣化事象一覧表（コンクリート・鉄骨編）



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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート			
	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	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				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
	損傷 モード ^a	経年劣化事 象	定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否					
		区分		要否	否の 理由									
14	テンド ンの緊 張力 低下	緊張力低下	プレストレス損失（P C鋼材の リラクセーション及びコンクリートの 乾燥収縮・クリープ）によりテンド ンの緊張力が低下する可能性 がある。	○		コンクリート	プレストレストコンクリートでは、プレス トレス損失（P C 鋼材のリラクセーション 及びコンクリートの乾燥収縮・クリープ） によりテンドンの緊張力が低下する可能 性がある。	プレストレストコンクリートのテンドン等に想定 要	○	緊張力の 低下			・供用期間中検査結果及び60年まで のプレストレス損失推定により運転開始 後60年経過時点におけるテンドンの緊 張力予測値を算出し、設計要求値を 上回っていることを確認	PWR； PCCV
15	コンク リートの遮 蔽 能力 低下	熱	コンクリートが周辺環境からの伝 熱や放射線照射による内部発 熱を受けると、コンクリート中の 水分が逸散し、放射線に対す る遮蔽能力が低下する可能性 がある。	○		コンクリート	遮蔽機能を要求され高温となる部位 コンクリートが周辺環境からの伝熱や放 射線照射による内部発熱を受けると、 コンクリート中の水分が逸散し、放射線 に対する遮蔽能力が低下する可能性が ある。	遮蔽機能を要求され高温となる部位につい て想定要	○	遮蔽能力 低下 （熱）			・運転時に最も高温となる部位を選定 して、温度分布解析または原子炉格 納容器内の温度実測値によりコンク リートの最高温度を算出し、コンクリート の最高温度が温度制限値を下回って いることを確認する、時間依存性が無 い評価を実施。	PWR:内部コ ンクリート(1 次遮蔽壁) BWR:ガンマ 線遮へい 壁、一次遮 へい壁
16	鉄骨 の 強度 低下	腐食	鉄は一般に大気中の酸素、水 分等と化学反応を起こして腐食 する。海塩粒子等によって腐食 が促進され、さらに腐食が進行 すると鉄骨の断面欠損に至り、 鉄骨の強度低下につながる可 能性がある。	○		鉄骨	全鉄骨構造物 鉄は一般に大気中の酸素、水分等と 化学反応を起こして腐食する。海塩粒 子等によって腐食が促進され、さらに腐 食が進行すると鉄骨の断面欠損に至り、 鉄骨の強度低下につながる可能性 がある。	鉄骨構造物に対して問題となる事象であり 想定要	○	鉄骨の強 度低下 （腐食）			・定期的に目視点検を行うとともに、有 意な塗膜の劣化等が認められた場合に は、その部分の塗替等の補修を実施。	—
17		疲労	繰返し荷重によって疲労が蓄積 し、強度が低下する。	○		鉄骨	繰返し荷重が継続的に加わる部位 風等の繰返し荷重によって金属疲労を 起こし、強度低下に至る可能性があ る。	排気筒など風による共振現象に起因する繰 返し荷重を受ける部位について想定要	○	鉄骨の強 度低下 （疲労）			・風による繰返し荷重により疲労破壊 に至る可能性はないことを確認。	排気筒
18								風などによる繰返し荷重を継続的に受けるこ とによって疲労が蓄積され、強度低下に影響 するような構造部材がない場合は想定不 要	×					
19		化学的腐食	薬品等の浸入によって鉄部が発 錆することで、鉄骨の強度低下 につながる可能性がある。	○		鉄骨	全鉄骨構造物 薬品等の浸入によって鉄部が発錆し、 鉄骨の強度低下が生じる。	薬品等が浸入する環境にさらされてい ないことから想定不要	×	—				

* 1：附属書Dの記載レベルの事象-材料-環境の組合せには包含されると判断したが、SLR-SRP記載の個々の環境のメッシュで当該事象を抽出すべきかは、プラント毎の固有環境での検討が必要

* 2：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象については、「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

添付資料 2

取替困難機器の経年劣化評価と知見拡充事項

本添付資料では、取替困難機器である原子炉圧力容器、原子炉格納容器、コンクリート構造物のうち、取替可能な部位については取替による機能回復が可能であり、プラントの物理的な供用可否に直接的影響を与えない。このため取替困難機器のうち、取替可能な部位を除外した上で、残る取替困難部位に対し本検討を行った。

手順としては、機器毎に以下に示すフローに従い検討を実施した。

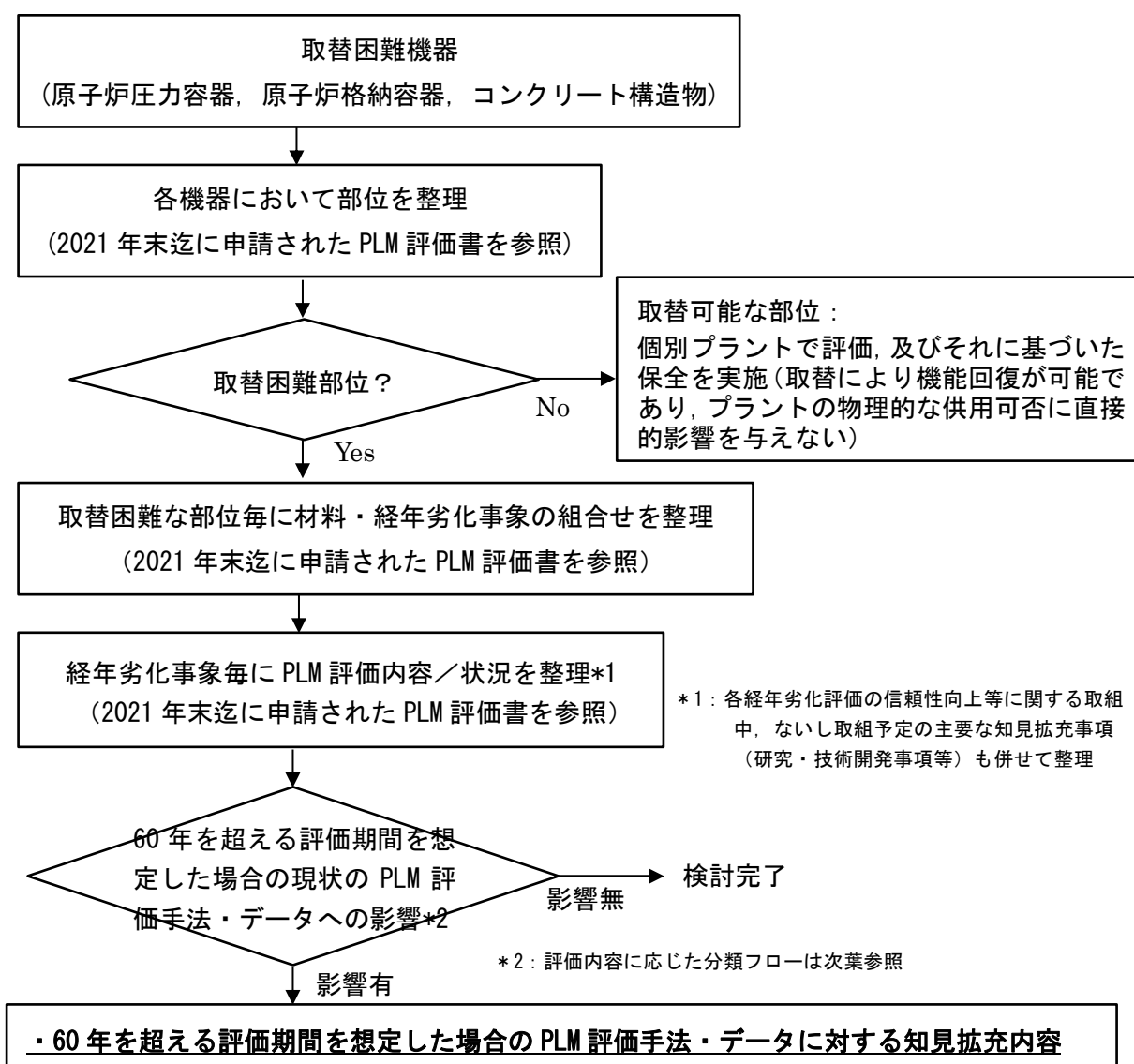
1 章原子炉圧力容器

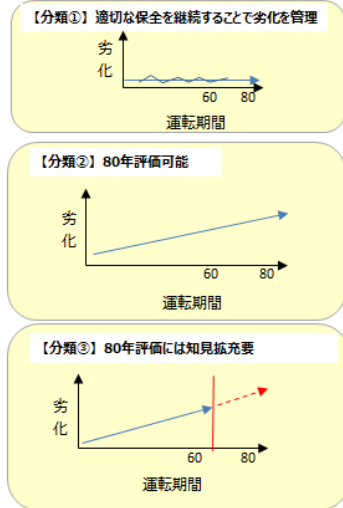
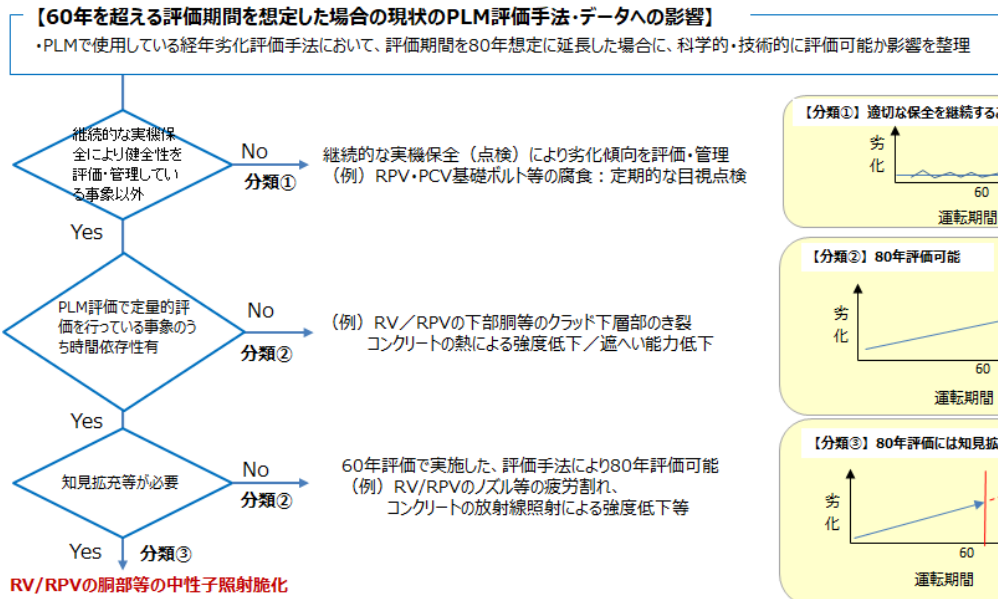
(1.1 章 原子炉圧力容器 (PWR) 1.2 章 原子炉圧力容器 (BWR))

2 章原子炉格納容器

(2.1 章 原子炉格納容器 (PWR) 2.2 章 原子炉格納容器 (BWR))

3 章コンクリート構造物





取替可能な部位（原子炉圧力容器）

機器・構造物	部位	材料	経年劣化事象
原子炉圧力容器（PWR）	上蓋 上蓋フランジ	低合金鋼（ステンレス鋼クラッド）	疲労割れ
			中性子照射脆化
			クラッド下層部のき裂
	蓋用管台 空気抜用管台	600 系ニッケル基合金	疲労割れ
		690 系ニッケル基合金	応力腐食割れ
			疲労割れ
原子炉圧力容器（BWR）	上鏡 上鏡フランジ	低合金鋼	腐食（全面腐食）
		低合金鋼（ステンレス鋼クラッド）	疲労割れ
			腐食（全面腐食）
			疲労割れ
			クラッド下層部のき裂
原子炉圧力容器（PWR/BWR 共通）	スタッドボルト	低合金鋼	腐食（全面腐食）
	Ｏリング	－	疲労割れ
			（消耗品・定期取替品）

取替可能な部位（原子炉格納容器）

機器・構造物	部位	材料	経年劣化事象
原子炉格納容器（PWR）	アニュラスシール	－	（消耗品・定期取替品）
		ブチルゴム，クロロ プレンゴム	劣化
原子炉格納容器（BWR：Mark-I 改）	上鏡	炭素鋼	腐食（全面腐食） 疲労割れ
	主フランジボルト	合金鋼，低合金鋼	腐食（全面腐食）
	フランジガスケット	－	（消耗品・定期取替品）
	真空破壊弁	炭素鋼鋳鋼，炭素鋼	腐食（全面腐食）
	ストレーナ	ステンレス鋼	閉塞
	トップヘッド	炭素鋼	腐食（全面腐食）
原子炉格納容器（BWR：Mark-II 及び Mark-II 改）	主フランジボルト	低合金鋼	腐食（全面腐食）
	ダイアフラムフロ アーシールベロー ズ	エチレンプロピレン ゴム	劣化（硬化）
	ガスケット	－	（消耗品・定期取替品）
	真空破壊弁	炭素鋼	腐食（全面腐食）
原子炉格納容器（PWR：プレストレスト コンクリート 製）	プレストレストシ ステム（テンドン 等）	PC 鋼材等	テンドンの緊張力低下

1. 原子炉圧力容器

1.1 原子炉圧力容器（PWR）

1.1.1 原子炉圧力容器（PWR）に想定される経年劣化事象

部位 ^{*1}	材料 ^{*1}	経年劣化事象 ^{*1}
上部胴，下部胴， 下部鏡	低合金鋼 （ステンレス鋼クラッド）	低サイクル疲労
		中性子照射脆化
		クラッド下層部のき裂
上部胴フランジ	低合金鋼 （ステンレス鋼クラッド）	ピitting
		低サイクル疲労
		クラッド下層部のき裂
冷却材入口管台， 冷却材出口管台	低合金鋼 （ステンレス鋼クラッド） 〔セーフエンドはステンレス鋼， 溶接金属は 600 系ニッケル基合 金〕 ^{*2}	低サイクル疲労
		応力腐食割れ（溶接金属）
		クラッド下層部のき裂
安全注入管台 ^{*3}	低合金鋼 （ステンレス鋼クラッド） 〔セーフエンドはステンレス鋼， 溶接金属は 600 系ニッケル基合 金〕	低サイクル疲労
		応力腐食割れ（溶接金属）
		クラッド下層部のき裂
炉内計装筒	600 系ニッケル基合金 〔セーフエンドはステンレス鋼， 溶接金属は 600 系ニッケル基合 金〕 ^{*4}	低サイクル疲労
		応力腐食割れ （溶接金属を含む）
炉心支持金物	600 系ニッケル基合金 ^{*4}	低サイクル疲労
		応力腐食割れ （溶接金属を含む）
容器支持金物	低合金鋼	低サイクル疲労

*1：部位，材料，経年劣化事象について，PLM 評価書の実績を元に確認している（記載の網羅性の観点から，個別プラント毎で採用している材料等を踏まえると想定不要な経年劣化事象も記載している）。（以下の表においても同じ）

*2：溶接金属に 690 系ニッケル基合金を使用しているプラントまたは溶接金属の接液部に 690 系ニッケル基合金クラッド施工を行っているプラントもある。

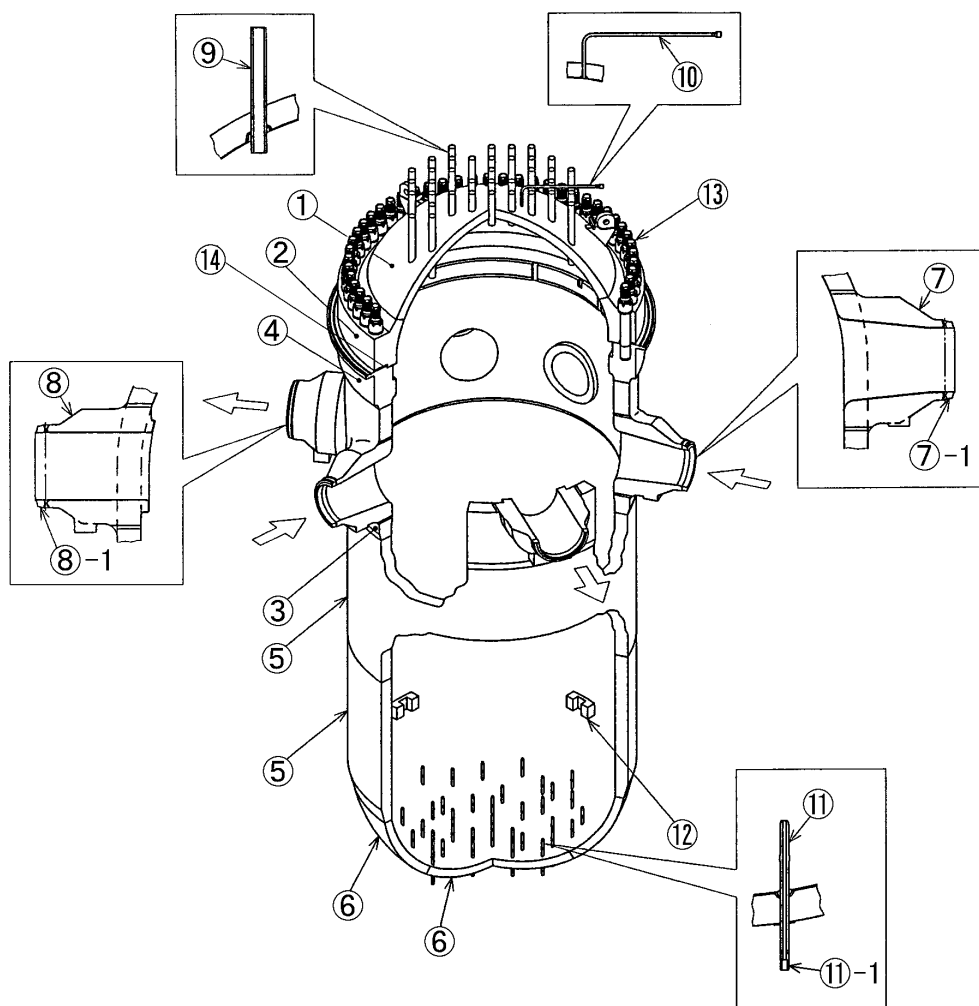
*3：安全注入管台を有していないプラントもある。

*4：溶接金属を含む材料に 690 系ニッケル基合金を使用しているプラントもある。

1.1.2 原子炉圧力容器（PWR）の構造の例

No.	部 位
①	上 蓋* ¹
②	上蓋フランジ* ¹
③	上 部 胴
④	上部胴フランジ
⑤	下 部 胴
⑥	下 部 鏡
⑦	冷却材入口管台
⑦-1	セーフエンド
⑧	冷却材出口管台
⑧-1	セーフエンド

No.	部 位
⑨	蓋用管台* ¹
⑩	空気抜用管台* ¹
⑪	炉内計装筒
⑪-1	セーフエンド
⑫	炉心支持金物
⑬	スタッドボルト* ¹
⑭	Ｏリング* ¹



* 1 : 取替可能な部位

1.1.3 原子炉圧力容器（PWR）に対する経年劣化影響

経年劣化事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
低サイクル疲労 [分類②]	冷却材入口管台等	・低サイクル疲労は、プラントの運転状態（例：起動・停止等）の温度や圧力の変化（過渡）によって生じる応力の変動が繰り返され、比較的ゆっくりと材料に局所的かつ微小な変形が蓄積する疲労現象である。 ・原子炉圧力容器の管台部等の形状不連続部は応力が集中しやすいために運転期間を通して低サイクル疲労に対する健全性を確保する必要がある。 ・PLM 評価においては、実際のプラントに生じた起動・停止等の大きな温度・圧力変動の発生回数（実績過渡回数）に基づき 60 年運転時点の過渡回数を設定し、JSME 設計・建設規格及び環境疲労評価手法を用いた疲労評価（含接液環境を考慮した環境疲労評価）により、疲労累積係数（UF 値）が 1 未満であることを確認している。 （補足資料：原子炉圧力容器（PWR）低サイクル疲労-1）（A） なお、環境疲労評価手法においては、より合理的で信頼性のある評価とすべく最適疲労曲線の見直し、環境効果補正係数（F_{en}）の改訂等が検討されている ・また、供用期間中検査として超音波探傷検査や漏洩試験等を実施している。40 年超の運転期間延長認可申請を実施する際には特別点検としてノズルコーナ部に対する渦流探傷検査を行っており、異常のないことを確認している。	（A） 左記のとおり、低サイクル疲労は応力とその回数によって評価されるが、80 年想定の場合では回数が影響を受けて 60 年想定の場合よりも増加すると考えられ、実績過渡回数の確認と疲労累積係数の算出を継続することによって、健全性を確認する。プラント運転に伴う過渡回数は 10^2 オーダ程度であるのに対し、鋼種にも拠るが評価用疲労曲線は 10^6 オーダ以上の繰返し数に対応しており、80 年想定に際しても適用可能な体系となっている。 また、運転経験等の知見を反映しながら、供用期間中検査等を継続することにより管理可能と考えられる。	— （最新知見を反映した個別プラント評価・保全の継続）	補足資料：原子炉圧力容器（PWR）低サイクル疲労-1 ・PLM 疲労評価例
中性子照射脆化 [分類③]	下部胴等	・原子炉圧力容器に使用されている低合金鋼については、運転中に燃料の核分裂反応により発生する中性子の照射を受けるとボイドや転位ループ、溶質原子クラスタ形成や粒界偏析等のミクロ組織変化が生じ、このような欠陥が存在すると材料の変形の際（転位の移動）の抵抗となり、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。 ・これに対し実機では、JEAC4201-2007[2013 年追補版]「原子炉構造材の監視試験方法」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下、「技術基準解釈」）に従い、監視試験片を計画的に取り出し、衝撃試験等を行うことによって、関連温度移行量や上部棚吸収エネルギー減少量のデータ蓄積を継続している。 ・なお、建設時に装荷した監視試験片の数には限りがあるため、試験片の再生、小型試験片の活用、監視試験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 JEAC4201-2007[2013 年追補版]に規定されている。（A）	80 年を想定した評価を行う場合でも、左記の取組を継続する（計画的な監視試験によるデータの拡充と、そのデータを踏まえた評価手法見直しを実施し、評価及び実機運転へ反映する）ことで、健全性を確認することが可能と考えられる。 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増大する等を鑑み、以下の知見拡充に係る取組を推進することが有効。 （A） 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に、使用済試験片の小型化再生等、試験片の有効活用について検討する必要がある。 （補足資料：原子炉圧力容器（PWR）中性子照射脆化-3）	（A） <u>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の試験片の有効活用</u> や、<u>その試験結果のデータ検証等について知見拡充を図り規格化とその適用に資する。</u>	補足資料：原子炉圧力容器（PWR）中性子照射脆化-1 ・原子炉圧力容器の PLM 評価例 補足資料：原子炉圧力容器（PWR）中性子照射脆化-2 ・照射脆化評価範囲と構造不連続部関係図例 補足資料：原子炉圧力容器（PWR）中性子照射脆化-3 ・監視試験片取出し要求と監視試験片数について 補足資料：原子炉圧力容器（PWR）

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象
 分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した、現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）
 分類③：80 年評価に際し、知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項
 斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中、ないし取組予定の主要な知見拡充事項

経年劣化 事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
		・蓄積したデータは適宜規格への反映が行われており、関連温度移行量の算出方法は、原子力規制委員会による JEAC4201-2007[2013 年追補版]に関する技術評価書（平成 27 年 10 月）の「6. 技術評価を受けた今後の対応」も踏まえ、継続的に改善が図られている。なお、JEAC4201-2007[2013 年追補版]の関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギー減少量の予測には、適用範囲として中性子照射量の上限（それぞれ $1.3 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$)、$1.2 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$)) が設定されている。(B) ・また、得られた監視試験片のデータを考慮し JEAC4206-2007「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」に従い、加熱・冷却運転時に許容しうる温度圧力の範囲（加熱・冷却制限曲線）及び耐圧漏えい試験温度を設けて運転管理を行っている。 ・PLM 評価においては、60 年運転時点において $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$)) を超える中性子照射量を受ける部位を評価対象部位として、得られた監視試験片のデータを考慮し、JEAC4206 及び技術基準解釈に基づいて、関連温度上昇を考慮した加圧熱衝撃 (PTS) 評価、上部棚吸収エネルギー低下に対する評価を実施し、健全性を確認している。 (補足資料：原子炉圧力容器 (PWR) 中性子照射脆化-1) また、冷却材出入口管台のノズルコーナー部等の構造不連続部が評価対象部位として加わる可能性についても確認しており（補足資料：原子炉圧力容器 (PWR) 中性子照射脆化-2）、<u>更なる評価期間を想定する場合に対象範囲が構造不連続部まで拡大する場合は、今後必要に応じ規格化等も視野に入れつつ検討する。</u> ・供用期間中検査として定期的を実施している炉心領域溶接部に対する超音波探傷検査において、脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められていない。40 年超の運転期間延長認可申請を実施する際には、特別点検として炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を実施し、いずれも脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められていない。 なお、国内では上述のとおり脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は考えにくいものの、<u>微細き裂を仮定した場合の疲労き裂進展評価に拠り評価上の脆性破壊の起点と仮定するき裂の大きさの精緻化を行う事は、長期運転の更なる信頼性向上に有効。</u> ・照射脆化に対し現状行われている健全性評価は、評価体系全体として保守性を有している。このため長期運転に向け、個々の評価に最新知見を反映して、より精緻化する等により評価全体の信頼性向上を図るべく、各種検討が続けられている。具体例としては、破壊靱性が本来有する統計分布特性を考慮して信頼限界を定める破壊靱性評価の高度化、PTS 評価における破壊力に寄与する各種効果の考慮、確率論的破壊力学評価	(B) 監視試験により蓄積したデータ等を踏まえ、関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギーの算出方法について、継続的に改善を図ることが必要。なお、80 年運転を想定する場合は、JEAC4201-2007[2013 年追補版]の適用範囲を超えた照射量を受けるプラントが出てくる可能性がある。（ただし、個別プラントの稼働率や中性子束に依存する。） (補足資料：原子炉圧力容器 (PWR) 中性子照射脆化-4)	(B) <u>監視試験等による高照射領域のデータの拡充を引き続き行い、JEAC4201 の適用範囲の見直しに資する。</u>	中性子照射脆化-4 ・炉型別照射量見込

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象
分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した、現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）
分類③：80 年評価に際し、知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項
斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中、ないし取組予定の主要な知見拡充事項

経年劣化 事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
		適用に向けたコードの整備、等の検討が進められている。それら評価の前提となる脆化予測・監視も含め、評価手法の技術的妥当性検証に資する試験への実機材提供等も検討されており、将来的にそれらの結果を規格へ反映し、より信頼性の高い実機健全性確認に繋げるべく活動が行われている。なお、この活動は、スウェーデンの廃炉プラントを活用した材料劣化に関する国際研究プロジェクト（SMILE）参画による海外データの入手等、国内に限らず多角的に行われている。			
応力腐食 割れ [分類②]	冷却材入口 管台等	・応力腐食割れ（SCC）は、材料と環境と応力条件が重畳した場合に発生し、これらの 3 因子のうち 1 つを取り除くことによって発生を防止することができる。 ・これまでの運転経験等から 600 系ニッケル基合金を使用している部位は、有意な応力が発生しない炉心支持金物を除き SCC 発生の懸念が大きいことから、国内の全 PWR プラントについて、材料変更や応力改善が図られており、SCC の発生を抑制する対策が施されている。例えば、ウォータージェットピーニング^{*1}により応力条件が改善されているプラントや、冷却材出入口管台の接液部に、耐 SCC 性の高い 690 系ニッケル基合金^{*2}のクラッド施工が実施され、材料条件が改善されているプラントがある。 ・PLM 評価では、これらの対策が施されていることを前提に、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと評価しており、超音波探傷検査等の定期的な点検を行うこととしている。（A） ・なお、40 年超の運転延長認可申請に際しては、特別点検として炉内計装筒母材への過流探傷検査、及び J 溶接部への目視検査を実施し、き裂の無いことを確認している。 ^{*1}：ウォータージェットピーニングは温度加速応力腐食割れ試験にて応力改善効果保持が確認されている。（補足資料：原子炉圧力容器（PWR）応力腐食割れ-1） <i>なお、長期供用された実機の圧縮残留応力の維持確認が NRA 安全研究として計画されており、産業界としてピーニング施工部位に関する情報を提供し、研究方向性決定に協力する。</i> ^{*2}：690 系ニッケル基合金は、温度加速定荷重応力腐食割れ試験で破断が確認されていないが継続して知見拡充中である。 （補足資料：原子炉圧力容器（PWR）応力腐食割れ-2）	（A） ウォータージェットピーニングについては長期供用を想定した応力緩和を考慮しても応力改善効果が持続され応力因子が SCC 感受性に当てはまらない見込である事、690 系ニッケル基合金については長期供用を想定した温度加速試験でも非破断であり材料因子が SCC 感受性に当てはまらない見込である事が、温度加速応力腐食割れ試験にて示されている。 よって、運転経験等の知見を反映しながら、供用期間中検査等を継続することにより管理可能と考えられる。	－ （最新知見を反映した個別プラント評価・保全の継続）	補足資料：原子炉圧力容器（PWR） 応力腐食割れ-1 ・ピーニングの応力改善効果長期健全性について 補足資料：原子炉圧力容器（PWR） 応力腐食割れ-2 ・690 系 Ni 基合金の耐 PWSCC 長期健全性について
クラッド 下層部の き裂 [分類②]	下部胴等	・クラッド下層部のき裂は、原子炉圧力容器の製作時に、原子炉圧力容器に用いられている低合金鋼にクラッドを施工する際に溶接施工条件が適切ではないことによって、局部的にき裂が発生することが懸念されるものである。 ・国内の PWR プラントの原子炉圧力容器においては、材料の化学成分を踏まえ、製作	（A） 材料の化学成分を踏まえた、製作時の施工条件に起因する時間依存の無い事象であるため、80 年を想定する場合も事象発現に関する与条件は 60 年想定と同様であり、各プラントにおいて製造時の施工条件を確認	－ （最新知見を反映した個別プラント評価の継続）	補足資料原子炉圧力容器（PWR）ク ラッド下層部のき裂-1 ・耐 UCC 性に関する PLM 評価例

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象
 分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した、現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）
 分類③：80 年評価に際し、知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項
 斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中、ないし取組予定の主要な知見拡充事項

経年劣化 事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
		時に溶接入熱を管理しクラッド下層部にき裂が発生しない領域でクラッド施工されているため、製作時にクラッド下層部のき裂が発生する可能性は小さく、PLM 評価でも同様の評価を行っている。 （補足資料：原子炉圧力容器 (PWR) クラッド下層部のき裂-1）(A) ・なお、40 年超の運転期間延長認可申請を実施する際には、炉心領域部の全てに対して超音波探傷検査を実施しており、クラッド下層部のき裂がないことを確認している。	し健全性を評価する。		
ピitting ング [分類①]	上部胴フランジ	・上蓋が閉止している場合、上蓋と上部胴フランジのシール部が狭隘部であることによりピitting（孔食）の発生が想定される。 ・実機においては、通常の保全として、開放点検時にフランジ面の状況を確認し、手入れを行っている。また、一度運転に入ると高温状態となりシール部のステンレス鋼内張り表面に強固な酸化皮膜が形成されるため、有意なピittingの進展は考えられず、PLM 評価でも同様の評価を行っている。(A)	(A) 80 年を想定する場合も、事象発現に関する温度等の与条件は 60 年想定と同様であり、ピittingが現状よりも加速する環境にはならない。 よって、運転経験等の知見を反映しながら、開放点検時の点検・手入れ等を継続することにより管理可能と考えられる。	— （最新知見を反映した個別プラント評価・保全の継続）	

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象
 分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した、現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）
 分類③：80 年評価に際し、知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項
 斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中、ないし取組予定の主要な知見拡充事項

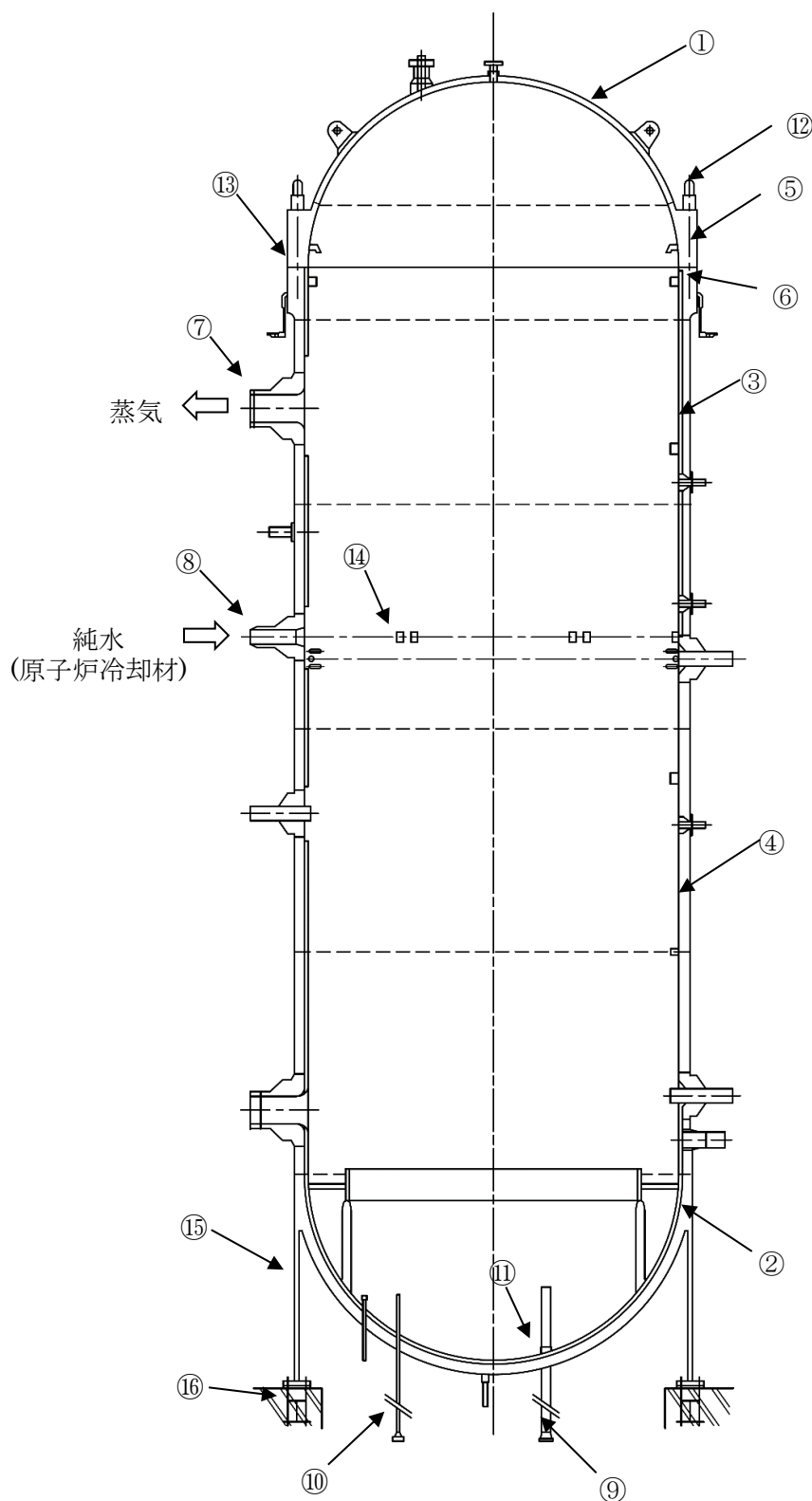
1.2 原子炉圧力容器（BWR）

1.2.1 原子炉圧力容器（BWR）に想定される経年劣化事象

部位	材料	経年劣化事象
上鏡，下鏡，胴	低合金鋼， 低合金鋼（ステンレス鋼クラッド，高ニッケル合金クラッド）	低サイクル疲労
		中性子照射脆化
		クラッド下層部き裂
		腐食（全面腐食*1，孔食）
主フランジ	低合金鋼 （ステンレス鋼クラッド，高ニッケル合金クラッド）	低サイクル疲労
		クラッド下層部のき裂
		腐食（隙間腐食，孔食）
ノズル， セーフエンド， 貫通部シール， ティ	炭素鋼， 低合金鋼	低サイクル疲労
		腐食（FAC 及び全面腐食）
	炭素鋼，低合金鋼（ステンレス鋼クラッド）	低サイクル疲労
		クラッド下層部き裂
	ステンレス鋼，高ニッケル合金	低サイクル疲労 応力腐食割れ（溶接金属を含む）
ハウジング， スタブチューブ	ステンレス鋼，高ニッケル合金	低サイクル疲労
		応力腐食割れ（溶接金属を含む）
スタッドボルト	低合金鋼	腐食（全面腐食）
		低サイクル疲労
スタビライザブラケット， スタビライザ	炭素鋼， 低合金鋼	低サイクル疲労
		腐食（全面腐食）
		摩耗
ブラケット	炭素鋼	腐食（全面腐食）
	ステンレス鋼	応力腐食割れ（溶接金属を含む）
支持スカート	低合金鋼	低サイクル疲労
		腐食（全面腐食）
基礎ボルト	低合金鋼， 炭素鋼	腐食（全面腐食）

*1 腐食（全面腐食）は，クラッドが内面に施されていない箇所が対象。

1.2.2 原子炉压力容器（BWR）の構造の例



No.	部 位
①	上鏡* ¹
②	下鏡
③	胴上部
④	胴下部
⑤	上鏡フランジ* ¹
⑥	胴フランジ
⑦	主蒸気ノズル, セーフエンド
⑧	給水ノズル, セーフエンド
⑨	制御棒駆動機構ハウジ ング
⑩	中性子束計測ハウジン グ
⑪	スタブチューブ
⑫	スタッドボルト* ¹
⑬	Ｏリング* ¹
⑭	給水スパージャブラケ ット
⑮	支持スカート
⑯	基礎ボルト

* 1 : 取替可能な部位

1.2.3 原子炉圧力容器（BWR）に対する経年劣化影響

経年劣化 事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	80 年を想定した場合の知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
低サイクル疲労 [分類②]	ノズル、セーフエンド等	・低サイクル疲労とは、プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により、機器に応力変動が生じ、それが供用期間中に繰り返された場合に、疲労割れ発生リスクが生じる劣化事象である。 ・温度変化が大きく比較的大きな熱応力が発生する給水ノズル、締付け力が加わる主フランジ（含むスタッドボルト）、容器の自重が加わる下鏡及び支持スカートを代表として、これらの部位を設計・建設規格等に基づき評価を行っている。 ・PLM 評価においては、実際のプラントに生じた起動・停止等の大きな温度・圧力変動の発生回数（実績過渡回数）に基づき 60 年運転時点の過渡回数を設定し、JSME 設計・建設規格及び環境疲労評価手法を用いた疲労評価（含接液環境を考慮した環境疲労評価）により、疲労累積係数（UF 値）が 1 未満であることを確認している。 （補足資料：原子炉圧力容器（BWR）低サイクル疲労-1）（A） なお、環境疲労評価手法においては、より合理的で信頼性のある評価とすべく最適疲労曲線の見直し、環境効果補正係数（<i>F_{en}</i>）の改訂等が検討されている ・ノズル等各部の超音波探傷検査を行って欠陥がないことを確認している。なお、40 年超の運転期間延長認可申請に際しては特別点検として給水ノズルコーナ部に対する渦流探傷検査を実施し、異常のないことを確認している。	（A） 左記のとおり、低サイクル疲労は応力とその回数によって評価されるが、80 年想定の場合では回数が影響を受けて 60 年想定の場合よりも増加すると考えられ、実績過渡回数の確認と疲労累積係数の算出を継続することによって、健全性を確認する。プラント運転に伴う過渡回数は 10² オーダ程度であるのに対し、鋼種にも拠るが評価用疲労曲線は 10⁶ オーダ以上の繰返し数に対応しており、80 年想定に際しても適用可能な体系となっている。 また、運転経験等の知見を反映しながら、供用期間中検査等々を継続することにより管理可能と考えられる。	－ （最新知見を反映した個別プラント評価・保全の継続）	補足資料：原子炉圧力容器（BWR） 低サイクル疲労-1 ・PLM 評価例
中性子照射脆化 [分類③]	胴部（炉心領域部）	・金属材料は中性子の照射を受けると非常に微小な欠陥（析出物、マイクロボイド）が生じ、靱性（破壊に対する抵抗）の低下が生じる。原子炉圧力容器の炉心領域部においては、中性子照射に伴い遷移温度の上昇と上部棚領域の靱性が低下（上部棚吸収エネルギーの低下）することが知られている。 中性子照射脆化は、材料の銅、リン等の不純物の影響を受けるが、日本では米国等に比してこれらの不純物量は一般に低くなっている。 ・中性子照射脆化に対し実機では、JEAC4201 及び技術基準解釈に従い監視試験片を計画的に取り出し、衝撃試験等を行うことによって、関連温度移行量や上部棚吸収エネルギー減少量のデータ蓄積を継続している。 PLM 評価においては、JEAC4201 により関連温度移行量の予測を行い、監視試験結果を包含することを確認している。 （補足資料：原子炉圧力容器（BWR）中性子照射脆化-1/2）（A）（B）	80 年想定の場合でも、左記の取組を継続する（計画的な監視試験によるデータの拡充と、そのデータを踏まえた評価手法見直しを実施し、評価及び実機運転へ反映する）ことで、健全性を確認することが可能。 ただし、80 年想定の場合には、原子炉圧力容器が受ける中性子照射量が増大するため、以下の知見拡充に係る取組を推進することが必要。 （A）監視試験の継続によりデータ蓄積が必要。ただし、建設時に装荷した監視試験片の数には限りがあるため、60 年超を想定する場合には、試験片の再生、小型試験片の活用、監視試験計画の高度化等について	（A）<u>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の試験片の有効活用</u> や、<u>その試験結果のデータ検証等について知見拡充を図り規格化とその適用に資する。</u>	補足資料：原子炉圧力容器（BWR） 中性子照射脆化-1 ・原子炉圧力容器の PLM 評価例 （上部棚吸収エネルギー） 補足資料：原子炉圧力容器（BWR） 中性子照射脆化-2 ・原子炉圧力容器の PLM 評価例 （関連温度上昇） 補足資料：原子炉圧力容器（BWR） 中性子照射脆化-3 ・照射脆化を考慮した温度-圧力

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象
分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した、現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）
分類③：80 年評価に際し、知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項
斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中、ないし取組予定の主要な知見拡充事項

経年劣化 事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	80 年を想定した場合の知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
		・関連温度移行量より、JEAC4206に従い、最低使用温度を算出し、原子炉圧力容器の耐圧・漏えい試験時には圧力容器の最低使用温度を守るように運転管理を行っている。 （補足資料：原子炉圧力容器(BWR)中性子照射脆化-3）(A) (B) ・また、建設時に装荷した監視試験片の数には限りがあるため、試験片の再生、小型試験片の活用、監視試験片の取り出し時期最適化等について検討・技術開発を実施している。 （補足資料：原子炉圧力容器(BWR)中性子照射脆化-4）(A) ・低圧注水ノズルコーナ部等の構造不連続部は評価対象部位の選定基準である中性子照射量 1.0×10^{17} n/cm² 未満であることを確認している。炉心周方向 45°，135° 及び 315° 位置に接続されており、この位置では、燃料集合体は相対的に原子炉圧力容器から遠い位置にあり、周方向中性子束相対分布から中性子照射量平均値以下であることから、中性子照射量平均値を適用し関連温度の評価を行っている。なお、燃料有効長範囲を超える範囲においても、中性子照射量の最大値、平均値ともに急速に減少することから、低圧注水ノズルコーナ部で中性子照射量が平均値を超えることはない。 （補足資料：原子炉圧力容器(BWR)中性子照射脆化-5） <i>更なる評価期間を想定する場合に対象範囲が構造不連続部まで拡大する場合は、今後必要に応じ規格化要否も考慮に入れ検討する。</i> ・BWR については供用状態 C、D において PTS 事象のような非延性破壊に対して厳しい運転事象がないこと、国内全プラント網羅するように供用期間 60 年時点での PTS 評価を実施した結果、十分な尤度を持つことが確認されている。 （補足資料：原子炉圧力容器(BWR)中性子照射脆化-6） ・40 年超の運転期間延長認可申請を実施する際に特別点検として、原子炉圧力容器炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を実施し、脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められていない。また、供用期間中検査として定期的に実施している超音波探傷検査においても、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められていない。 <i>なお、国内では上述のとおり脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は考えにくいものの、微細き裂を仮定した場合の疲労き裂進展評価に拠り評価上の脆性破壊の起点と仮定するき裂の大きさの精緻化を行う事は、長期運転の更なる信頼性向上に有効。</i>	引き続き検討する必要がある。 （補足資料：原子炉圧力容器(BWR)中性子照射脆化-4） (B) 現行の JEAC4201 の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精度向上のためには、将来得られる監視試験結果のデータベース整備が継続的に必要。	(B) <u>監視試験等による高照射領域等のデータの拡充を行い、JEAC4201 の評価精度向上に取組む。</u>	運転制限曲線例 補足資料：原子炉圧力容器(BWR)中性子照射脆化-4 ・監視試験片再生の概要、小型監視試験片の適用に関する検討状況 補足資料：原子炉圧力容器(BWR)中性子照射脆化-5 ・評価対象範囲と構造不連続部の関係 補足資料：原子炉圧力容器(BWR)中性子照射脆化-6 ・BWR の原子炉圧力容器における PTS 検討結果

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象
分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した、現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）
分類③：80 年評価に際し、知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項
斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中、ないし取組予定の主要な知見拡充事項

経年劣化 事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	80 年を想定した場合の知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
		・照射脆化に対し現状行われている健全性評価は、評価体系全体として保守性を有している。このため長期運転に向け、個々の評価に最新知見を反映して、より精緻化する等により評価全体の信頼性向上を図るべく、各種検討が続けられている。具体例としては、破壊靱性が本来有する統計分布特性を考慮して信頼限界を定める破壊靱性評価の高度化、PTS 評価における破壊力に寄与する各種効果の考慮、確率論的破壊力学評価適用に向けたコードの整備、等の検討が進められている。それら評価の前提となる脆化予測・監視も含め、評価手法の技術的妥当性検証に資する試験への実機材提供等も検討されており、将来的にそれらの結果を規格へ反映し、より信頼性の高い実機健全性確認に繋げるべく活動が行われている。なお、この活動は、スウェーデンの廃炉プラントを活用した材料劣化に関する国際研究プロジェクト（SMILE）参画による海外データの入手等、国内に限らず多角的に行われている。			
応力腐食 割れ [分類②]	ノズル等	・応力腐食割れ（SCC）は、材料と環境と応力条件が重畳した場合に発生し、これらの3 因子のうち1つを取り除くことによって発生を防止することができる。 ・原子炉圧力容器のステンレス鋼及び高ニッケル合金使用部位は、高温の純水中または飽和蒸気環境中にあるため、溶接部（母材熱影響部を含む）に粒界型応力腐食割れ発生の可能性があるが、これに関しては、ウォータージェットまたはレーザを用いたピーニングによる残留応力の改善や定期的な点検により当該事象に対する健全性を確認している。（A） *1：ウォータージェットまたはレーザを用いたピーニングは応力改善効果が確認され、効果の持続性も確認されている。（補足資料：原子炉圧力容器（BWR）応力腐食割れ-1） なお、長期供用された実機の圧縮残留応力の維持確認が NRA 安全研究として計画されており、産業界としてピーニング施工部位に関する情報を提供し、研究方向性決定に協力する。	（A） ウォータージェットまたはレーザピーニングについて長期供用を想定した応力緩和を考慮しても応力改善効果が持続され応力因子が SCC 感受性に当てはまらない見込である事が、温度加速試験にて示されている。 また、運転経験等の知見を反映しながら、供用期間中検査等を継続することにより管理可能と考えられる。	－ （最新知見を反映した個別プラント評価・保全の継続）	補足資料：原子炉圧力容器（BWR） 応力腐食割れ-1 ・ピーニングの応力改善効果長期健全性について
クラッド 下層部の き裂 [分類②]	胴部等	クラッド下層部のき裂は、原子炉圧力容器の製作時に、原子炉圧力容器に用いられている低合金鋼にクラッドを施工する際に材料や溶接施工条件の組合せが適切ではないことによって、局部的にき裂が発生することが懸念されるものである。 これに関しては、米国 WRC の知見をもとに溶接方法の改善（クラッドの2 層盛溶接）を図る等、製造時に対策を図ることで、クラッド下層部のき裂は発生する可能性は小さい。 （補足資料：原子炉圧力容器（BWR）クラッド下層部のき裂-1）（A） なお、40 年超の運転期間延長認可申請を実施する際には特別点検として超音波探傷検査を実施しており、有意な欠陥は認められていない。 （補足資料：原子炉圧力容器（BWR）クラッド下層部のき裂-2）	（A） 材料の化学成分を踏まえた製作時の施工条件に起因する時間依存の無い事象であるため、80 年を想定する場合も事象発現に関する与条件は60 年想定と同様であり、各プラントにおいて製造時の施工条件を確認し健全性を評価する。	－ （最新知見を反映した個別プラント評価の継続）	補足資料：原子炉圧力容器（BWR） クラッド下層部のき裂-1 ・耐 UCC 性に関する PLM 評価例 補足資料：原子炉圧力容器（BWR） クラッド下層部のき裂-2 ・特別点検結果例

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象
 分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した、現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）
 分類③：80 年評価に際し、知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項
 斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中、ないし取組予定の主要な知見拡充事項

経年劣化 事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	80 年を想定した場合の知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
腐食（FAC 及び全面 腐食） [分類②]	主 蒸 気 ノ ズ ル等	原子炉圧力容器内部の内面クラッドがない主蒸気ノズル等は、低合金鋼等が高温流体に接しているため、腐食（全面腐食）が懸念される。また、蒸気が高速で流れる主蒸気ノズルは流れ加速型腐食が想定される。 これに関しては、全面腐食及び流れ加速型腐食による運転開始後 60 年時点における腐食量を予測式により算出し、設計・製造段階で考慮した腐食代よりも十分に小さいことを確認している。 （補足資料：原子炉圧力容器 (BWR) 腐食-1） (A)	(A) 80 年を想定する場合も事象進展に関する温度等の与条件は 60 年想定と同様であり、各プラントにおいて適切な水質管理を実施して環境の維持を図り、運転経験等の知見を反映しながら、個別プラント評価を継続する。	－ （最新知見を反映した個別プラント評価の継続）	補足資料：原子炉圧力容器 (BWR) 腐食-1 ・ノズル部腐食に関する評価例
腐食（全 面腐食） [分類①]	基 礎 ボ ル ト 等	基礎ボルトの露出部は、炭素鋼もしくは低合金鋼を使用しており、長期運転により腐食の懸念がある。これに関しては、通常運転時は原子炉格納容器内は窒素ガス雰囲気中にあり、ボルト表面に防錆塗装を実施しているプラントもあり、腐食が発生する可能性は小さい。また、定期的な点検によりボルトの健全性を確認している。 なお、40 年超に際して実施した特別点検において超音波探傷検査により健全性を確認している。 （補足資料：原子炉圧力容器 (BWR) 腐食-1） (A) ・コンクリート埋設部 コンクリートに水酸化カルシウムが含まれており、このため、pH12～13 程度の強いアルカリ環境を形成し、さらに鉄表面にはカルシウム系皮膜の形成、酸素による表面の不動態化により、腐食速度としては極めて小さいことが知られている。 （補足資料：CV (PWR) 腐食-1） 一般にコンクリート表面から空気中の炭酸ガスを吸収すると、コンクリート中の水酸化カルシウムが炭酸カルシウムに変化し、コンクリート表面から内部に向けて徐々にアルカリ性が失われる（中性化）。（補足資料コンクリート：中性化による強度低下-1）） (B) ・コンクリート表面部 原子炉運転中窒素ガス置換を行っているため炭酸ガスが極めて少なく、コンクリートの中性化の速度は極めて小さいと考えられる。(B)	(A) 80 年を想定する場合も事象進展に関する温度等の与条件は 60 年想定と同様であり、ボルトの状態を傾向監視し適切な保全を実施することで腐食の抑制が可能であることから、運転経験等の知見を反映しながら、点検等を継続することにより管理可能と考えられる。 (B) 80 年を想定する場合も事象進展に関する温度等の与条件は 60 年想定と同様であり、埋設部周辺のコンクリートのひび割れ等、湿分が侵入し腐食を促進する環境への変化を検知するための点検等を行うことで腐食の抑制が可能であることから、運転経験等の知見を反映しながら、点検等を継続することにより管理可能と考えられる。	－ （最新知見を反映した個別プラント評価・保全の継続）	補足資料：原子炉圧力容器 (BWR) 腐食-2 ・東海第二発電所 特別点検結果報告書 補足説明資料
摩耗（摺 動部） [分類①]	ス タ ビ ラ イ ザ ブ ラ ケ ッ ト、スタビ ライザ	原子炉圧力容器のスタビライザブラケット及びスタビライザについては、摺動部を有しているため摩耗が想定されるが、当該部は地震時のみ摺動するものである。劣化事象としては回転機器の軸受のように連続運転している部位の摺動現象等と比べると、地震時における接触・摺動の回数は限定的であり、地震以外の要因では、スタビライザの箇所に接触・摺動を発生させる要因がないことから、当該部に摩耗が発生・進展する可能性は小さい。 (A)	(A) 80 年を想定する場合もプラントの運転状態はこれまでと大きく変化しないことから、当該部に摩耗が発生・進展する可能性は小さいと考えられるが、地震により設備に損傷が懸念される場合には、地震後点検等を行うことにより管理可能と考えられる。	－ （最新知見を反映した個別プラント評価・保全の継続）	

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象
分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した、現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）
分類③：80 年評価に際し、知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項
斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中、ないし取組予定の主要な知見拡充事項

2. 原子炉格納容器

2.1 原子炉格納容器（PWR）

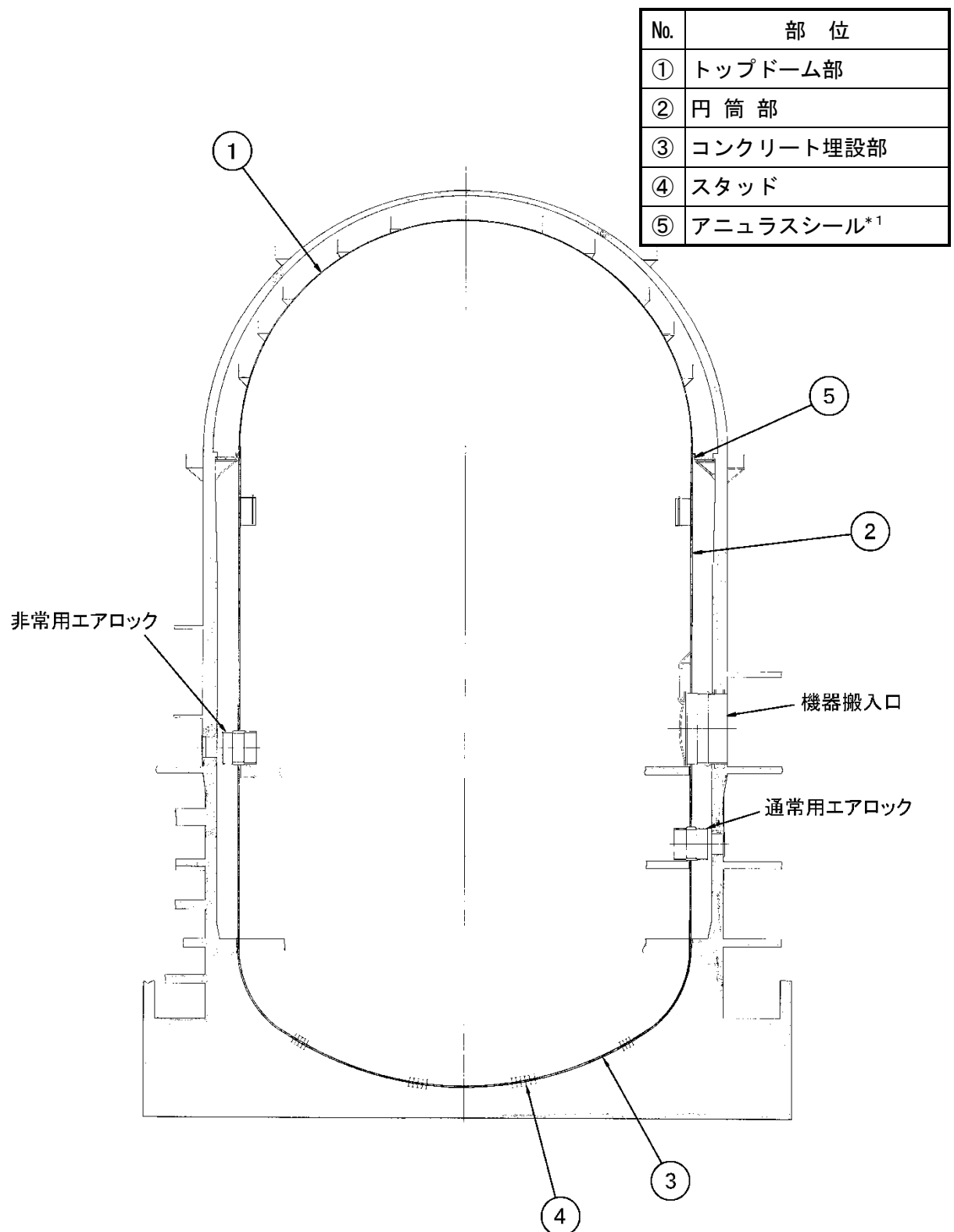
2.1.1 原子炉格納容器（PWR）に想定される経年劣化事象

部位 ^{*1}	材料	経年劣化事象
トップドーム部 ^{*2}	炭素鋼	腐食
		疲労割れ
円筒部 ^{*2}	炭素鋼	腐食
		疲労割れ
コンクリート埋設部（スタッド含む） ^{*2}	炭素鋼	腐食
		疲労割れ

*1：プレストレストコンクリート製原子炉格納容器（以下「PCCV」という。）のうち、鉄筋コンクリートについては、「コンクリート構造物」で取り扱う。

*2：PCCVの場合は、ライナープレート及びライナーアンカに相当。

2.1.2 原子炉格納容器 (PWR) の構造 (鋼製の例)



2.1.3 原子炉格納容器（PWR）に対する経年劣化影響

経年劣化 事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
疲労割れ [分類②]	円筒部等	・疲労割れは、温度や圧力の変化等によって生じる応力の変動が繰り返され、材料に局所的かつ微小な変形が蓄積する現象である。 ・PLM 評価では、貫通部と異なり、原子炉格納容器本体においては運転中の温度変化、及びそれに伴う圧力変化等しか過渡を受けず、有意な過渡を受けないと評価されている。* ・なお、現状保全として、定期的に原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで、バウンダリ機能が維持されていることを確認している。(A)	(A) 低サイクル疲労は応力とその回数によって評価されるが、80 年想定の場合では特に回数が影響を受け、60 年想定から増加すると考えられる一方、応力発生 の基となる温度や圧力の変動は、回数に比べ現状から有意な変化は無いと考えられる。 また、運転経験等の知見を反映しながら、原子炉格納容器漏洩率試験等を継続することにより管理可能と考えられる。	— （最新知見を反映した個別プラント評価・保全の継続）	*：原子炉格納容器では、より過渡が厳しく疲労が蓄積されると考えられるペネ部（＝取替可能部位）で疲労評価を実施している。
腐食 [分類①]	円筒部等	(A) 大気接触部 ・原子炉格納容器に用いている炭素鋼は、湿分を含む大気中において腐食が発生することが想定される。しかしながら、国内 PWR プラントの原子炉格納容器については、表面に防食塗装を施工しているため、塗膜が健全であるかぎり、腐食の懸念はない。 ・なお、現状保全として、定期的に塗膜の状態を確認し、必要に応じて再塗装を行うとともに、原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで、バウンダリ機能が維持されていることを確認している。 ・また、40 年超に際して、特別点検として塗膜の点検を実施しており、さらにその際に念の為に自主的に内表面塗膜の付着性試験も実施し、付着性を確認しているプラントもある。 (B) コンクリート埋設部 ・塗装等により腐食を防止しており、塗膜等が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。コンクリート埋設部は塗膜の状態を確認することが困難であるが、コンクリート内の水酸化カルシウムにより強アルカリ環境を形成しており、塗膜がない状態でも鉄表面は不動態化しているため、腐食速度としては極めて小さい。 （補足資料：CV (PWR) 腐食-1） ただし、コンクリートの中酸化等の影響は緩やかであると考えられるものの劣化要因として考慮する必要がある。 （補足資料：コンクリート中性化による強度低下-1） なお、現状保全として、定期的に原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで、	(A) 80 年を想定する場合も事象進展に関する温度等の与条件は 60 年運転想定から有意な変化は無いと考えられ、円筒部等の腐食は、塗膜の状態を傾向監視し、必要に応じて再塗装することで、腐食の抑制が可能であることから、運転経験等の知見を反映しながら、腐食の促進を抑えるべく、適切な保全を継続することにより管理可能と考えられる。 (B) 80 年を想定する場合も事象進展に関する温度等の与条件は 60 年想定から有意な変化は無いと考えられ、埋設部周辺のコンクリートのひび割れ等、湿分が侵入し腐食を促進する環境への変化を検知することで、腐食の抑制が可能である。 また、運転経験等の知見を反映しながら、適切な保全を継続することにより管理可能と考えられる。	— （最新知見を反映した個別プラント評価・保全の継続）	補足資料：CV (PWR) 腐食-1 ・コンクリート内の鉄の不動態化領域グラフ 補足資料：コンクリート：中性化による強度低下-1 ・コンクリートの中酸化評価結果

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象

分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した、現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）

分類③：80 年評価に際し、知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項

斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中、ないし取組予定の主要な知見拡充事項

経年劣化 事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
		バウンダリ機能が維持されていることを確認するとともに、コンクリート埋設部 周辺のコンクリートの目視点検を実施し、コンクリートの健全性を確認してい る。			

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象
 分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した，現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）
 分類③：80 年評価に際し，知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項
 斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中，ないし取組予定の主要な知見拡充事項

2.2 原子炉格納容器（BWR）

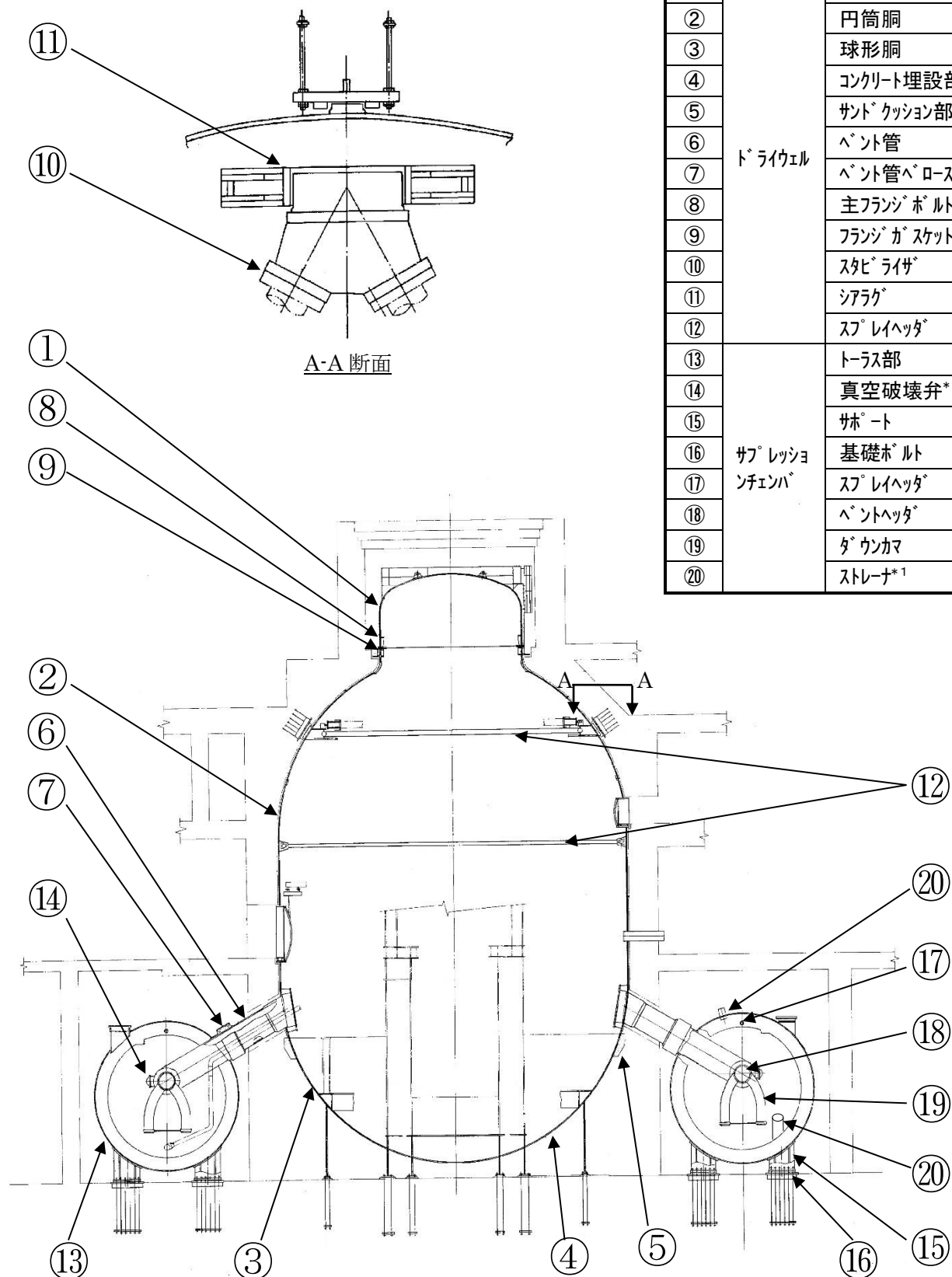
2.2.1 原子炉格納容器（BWR）に想定される経年劣化事象

部位	材料	経年劣化事象
ドライウェル （上鏡，円筒胴，球形胴，ベント管） ^{*1} （トップヘッド，円錐部） ^{*2}	炭素鋼	腐食
サプレッションチェンバ （円筒部） ^{*1*2}	炭素鋼	腐食
サンドクッション部（鋼板） ^{*1*2}	炭素鋼	腐食
スプレイヘッダ，ベントヘッダ，ダウンカマ 等 ^{*1}	炭素鋼	腐食
トラス部 ^{*1}	炭素鋼	腐食
ベント管ベローズ ^{*1}	ステンレス鋼	疲労割れ
ベント管 ^{*1*2}	炭素鋼	腐食
真空破壊弁 ^{*1*2}	炭素鋼	腐食
主フランジボルト ^{*1*2}	低合金鋼	腐食
ダイヤフラムフロアーシールベローズ ^{*1*2}	ステンレス鋼	疲労割れ
	エチレン・ポリエンゴム	劣化（硬化）
スタビライザ，シアラグ ^{*1*2}	炭素鋼， 低合金鋼	腐食
		摩耗
基礎ボルト ^{*1*2}	低合金鋼	腐食

*1：原子炉格納容器（Mark-I 改）の構造に対する部位

*2：原子炉格納容器（Mark-II）の構造に対する部位

2.2.2 代表的な原子炉格納容器（BWR）の構造（Mark-I 改の例）

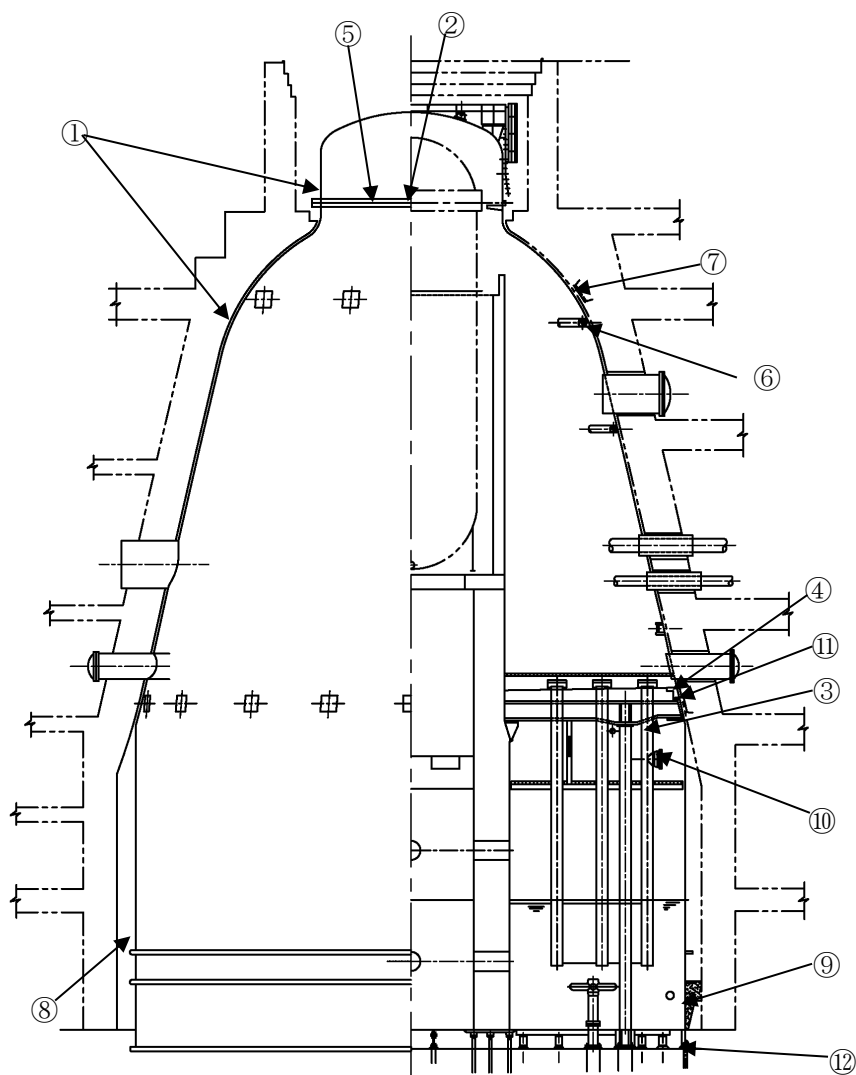


No.	部 位	
①	ドライウエル	上鏡* ¹
②		円筒胴
③		球形胴
④		コンクリート埋設部
⑤		サンド・クッション部
⑥		ベント管
⑦		ベント管ベローズ
⑧		主フランジボルト* ¹
⑨		フランジガasket* ¹
⑩		スタビライザ
⑪		シアラグ
⑫		スプレイヘッダ
⑬	サブ・レシジョン・チェンバ	トラス部
⑭		真空破壊弁* ¹
⑮		サポート
⑯		基礎ボルト
⑰		スプレイヘッダ
⑱		ベントヘッダ
⑲		ダウンカマ
⑳		ストレーナ* ¹

*1：取替可能な部位

代表的な原子炉格納容器（BWR）の構造（Mark-II の例）

No.	部 位		No.	部 位	
①	ドライ ウェル	トップヘッド* ¹ , 円錐部	⑧	サプレッ ションチ エンバ	円筒部
②		主フランジボルト* ¹	⑨		サンドクッション部 (鋼板)
③		ベント管	⑩		真空破壊弁* ¹
④		ダイアフラムフロアー シールベローズ* ²	⑪		下部シアラグ
⑤		ガスケット* ¹	⑫		基礎ボルト
⑥		スタビライザ			
⑦		上部シアラグ			



*1 : 取替可能な部位

*2 : エチレン・プロピレンゴムについては取替可能な部位

2.2.3 原子炉格納容器（BWR）に対する経年劣化影響

経年劣化 事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
疲労割れ [分類②]	ダイヤフラ ムフロアー シールペロ ーズ、 ベント管ペ ローズ	・疲労割れは、温度や圧力の変化等によって生じる応力の変動が繰り返され、材料に局所的かつ微小な変形が蓄積する現象である。 ダイヤフラムフロアーシールペローズ(金属ペローズ)は、ドライウェルとサプレッションチェンバとの事故時等の熱膨張差を吸収するために取付けられており、熱膨張時の疲労の蓄積による疲労割れが想定されるが、通常時の温度変動は、プラント起動・停止によるもので、発生応力・回数は小さく疲労割れが発生する可能性は小さい。 また、定期的に原子炉格納容器全体漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を確認している。	(A) 低サイクル疲労は応力とその回数によって評価されるが、80 年想定の場合では応力（温度や圧力）に比べ回数が影響を受け、60 年想定から増加すると考えられ、実績過渡回数の確認と疲労累積係数の算出を継続することによって、健全性を確認する。プラント運転に伴う過渡回数は 10^2 オーダ程度であるのに対し、鋼種にも拠るが評価用疲労曲線は 10^6 オーダ以上の繰り返し数に対応しており、長期運転に際しても評価可能な体系となっている。 また、運転経験等の知見を反映しながら、漏えい率試験等を継続することにより管理可能と考えられる。	－ （最新知見を反映した個別プラント評価・保全の継続）	
腐食 [分類①]	ドライウェ ル、サプレッ ションチェ ンバ(円筒部 等)等	ドライウェルの鋼板等には材料に炭素鋼を使用しているものがあり、腐食の発生が想定されるが、鋼板の内面及び外面に塗装を施しており、塗膜の健全性を維持することで、腐食の発生を防止できる。(A) なお、適宜塗膜の健全性を目視点検により確認し、必要に応じて補修塗装を行うこととしている。また、定期的に原子炉格納容器全体漏えい率試験によりバウンダリの健全性を確認するとともに、同試験前の可視範囲の目視点検において塗膜の健全性を確認している。	(A) 80 年を想定する場合も事象進展に関する温度等の与条件は 60 年想定と同様であり、塗膜の状態を傾向監視し、必要に応じて再塗装することで、腐食の抑制が可能。 また、運転経験等の知見を反映しながら、漏えい率試験等を継続することにより管理可能と考えられる。	－ （最新知見を反映した個別プラント評価・保全の継続）	
腐食 [分類①]	基礎ボルト （コンクリ ート埋設部）	基礎ボルトは低合金鋼であり、基礎ボルト全体がコンクリートに埋設されていることから、コンクリートが中性化した場合に腐食の発生が想定される。 （補足資料：CV(PWR) 腐食-1） しかし、実機コンクリートにおけるサンプリング結果では中性化は殆ど確認されておらず、腐食が発生する可能性は小さい。 （補足資料：コンクリート中性化による強度低下-1）(A)	(A) 80 年を想定する場合も事象進展に関する温度等の与条件は 60 年想定と同様であり、埋設部周辺のコンクリートのひび割れ等、湿分が侵入し腐食を促進する環境への変化を検知することで、腐食の抑制が可能。 また、運転経験等の知見を反映しながら、点	－ （最新知見を反映した個別プラント評価・保全の継続）	補足資料：CV(PWR) 腐食-1 ・コンクリート内では腐食域内に無いグラフ 補足資料：コンクリート中性化による強度低下-1 ・コンクリートの中性化評価結

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象
 分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した、現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）
 分類③：80 年評価に際し、知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項
 斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中、ないし取組予定の主要な知見拡充事項

経年劣化 事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
		なお、コンクリート埋設部周辺のコンクリートの目視点検を実施し、コンクリートの健全性を確認している。	検等を継続することにより管理可能と考えられる。		果例
摩耗 [分類①]	スタビライザ等	スタビライザ，上部シアラグ及び下部シアラグは摺動部を有しているため摩耗が想定されるが，地震時のみ摺動するものであり，発生回数が非常に少ないため，摩耗による機能への影響は小さい。(A)	(A) 80 年を想定する場合も運転に起因する摩耗評価のための与条件は 60 年想定と同様であり，当該部に摩耗が発生・進展する可能性は小さいと考えられるが，地震により設備に損傷が懸念される場合には，地震後点検等により健全性の確認を行う。	－ （最新知見を反映した個別プラント評価・保全の継続）	

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象
 分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した，現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）
 分類③：80 年評価に際し，知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項
 斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中，ないし取組予定の主要な知見拡充事項

3. コンクリート構造物

3.1 コンクリート構造物に想定される経年劣化事象及び劣化要因

区分	構造物	経年劣化事象	劣化要因	想定される部位
PWR BWR 共通	コンクリート 構造物	コンクリートの 強度低下	熱	PWR: 内部コンクリート(1次遮蔽壁) BWR: 原子炉ペデスタル, 一次遮へい壁
			放射線照射	PWR: 内部コンクリート(1次遮蔽壁) BWR: 原子炉ペデスタル, 一次遮へい壁
			中性化	全コンクリート構造物
			塩分浸透	屋外部コンクリート
			アルカリ骨材反応	全コンクリート構造物
			機械振動	PWR: タービン架台等 BWR: タービン発電機架台等
			凍結融解	地上部コンクリート
		コンクリートの 遮蔽能力低下	熱	PWR: 内部コンクリート(1次遮蔽壁) BWR: ガンマ線遮へい壁, 一次遮へい壁

3.2 コンクリート構造物に対する経年劣化影響

経年劣化事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
熱 （コンクリートの強度低下） [分類②]	PWR: 内部コンクリート（1 次遮蔽壁） BWR: 原子炉ペデスタル，一次遮へい壁	・熱によるコンクリートの強度低下は，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等により強度が低下する現象である。 ・一般にコンクリートは，温度が 70℃程度ならばコンクリートの基本特性に大きな影響を及ぼすような自由水の逸散は生じず，100℃程度以下ならば圧縮強度の低下は少ない。一方，コンクリート温度が 190℃付近まで上昇すると結晶水が解放され始め，さらに高温になると脱水現象が著しくなるため，コンクリートの特性に影響が出始めるとされている。 （補足資料：コンクリート熱による強度低下-1） ・PLM においては，運転時に最も高温となる部位を選定して，温度分布解析または原子炉格納容器内の温度実測値によりコンクリートの最高温度を算出し，コンクリートの最高温度が日本建築学会「原子炉建屋構造設計指針・同解説」において定められた温度制限値（局部 90℃，一般部分 65℃）を下回っていることを確認している。（補足資料：コンクリート熱による強度低下-2）（A） ・40 年超の運転期間延長認可申請では，構造物の強度・機能に影響を及ぼさない範囲で，対象の部位の中で点検項目に照らして使用材料及び使用環境条件が最も厳しくなる場所からコアサンプルを採取し，特別点検を実施することで，機能が維持されていることを確認している。 ・なお，長期間加熱を受けるコンクリートの物性変化に関するデータ取得を目的とした長期コンクリート加熱試験が行われている。	(A) 温度が 70℃程度ならばコンクリートの基本特性に大きな影響を及ぼすような自由水の逸散は生じず，100℃程度以下ならば圧縮強度の低下は少ない知見有り，80 年の評価期間を想定する場合も時間依存性が無く，運転時の最高温度が温度制限値を下回っていることの確認を行うことによって健全性を確認する。	－ （最新知見を反映した個別プラントの評価の継続）	補足資料：コンクリート熱による強度低下-1 ・100℃程度以下ならば圧縮強度の低下は少ない事に触れている文献 補足資料：コンクリート熱による強度低下-2 ・温度制限値（局部 90℃，一般部分 65℃）を下回っていることの確認例

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象
 分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した，現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）
 分類③：80 年評価に際し，知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項
 斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中，ないし取組予定の主要な知見拡充事項

経年劣化事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
放射線照射 （コンクリートの強度低下） [分類②]	PWR：内部コンクリート（1 次遮蔽壁） BWR：原子炉ペDESTAL, 一次遮へい壁	- 放射線照射によるコンクリートの強度低下は、中性子照射に起因する骨材の体積膨張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等により、強度が低下する現象である。 - 現行の基準によると、供用期間中（60 年想定）における累積の中性子照射量は 1×10^{20} n/cm² を超えないこととなっているが、試験結果を踏まえた最新知見によると、1×10^{19} n/cm² の中性子照射量から強度低下する可能性があることが確認されている。 - ガンマ線照射量と強度との関係に関する文献によると、少なくとも 2×10^8 Gy (2×10^{10} rad) 程度のガンマ線照射量では有意な強度低下は見られない。 - PLM においては、中性子照射量及びガンマ線照射量の最も大きい部位を評価対象とし、運転開始後 60 年時点で予想される中性子累積照射量及びガンマ線累積照射量を放射線照射量解析により算出し、目安とした値（中性子照射量 1×10^{19} n/cm²）、ガンマ線照射量 2×10^8 Gy (2×10^{10} rad)）以下であることを確認している。 （補足資料：コンクリート放射線による強度低下-1）（A） - また、目安値を超える部位がある場合には、照射量が基準目安値を超える範囲を除いた部材厚で構造体の耐力を評価し、設計荷重を上回ることを確認している。 （補足資料：コンクリート放射線による強度低下-2）（B） - なお、40 年超の運転期間延長認可申請では、構造物の強度・機能に影響を及ぼさない範囲で、対象の部位の中で点検項目に照らして使用材料及び使用環境条件が最も厳しくなる場所からコアサンプルを採取し、特別点検を実施することで、機能が維持されていることを確認している。 - 現状評価手法にて 60 年想定 of 健全性評価は可能であるが、より合理的な評価手法の高度化* に関し、国プロ「高経年化対策に資するコンクリート照射劣化に関する研究」で検討されている。 （補足資料コンクリート：放射線による強度低下-3） *：実機条件（骨材種別の違い等）を踏まえた新たな判定目安値／累積照射量に応じたコンクリート強度の低減率／目安値を超える範囲が拡大した場合にも適用できる、より合理的な耐力評価手法 等	(A) 80 年を想定する場合も、累積照射量が強度低下に関する左記の評価上の基準目安値を下回っていることの確認を行うことによって健全性を確認する。 (B) 80 年を想定する場合も、強度低下に関する左記の評価上の基準目安値を超えた場合に採用する耐力評価により、累積照射量の予測値が基準目安値を超える拡大範囲を確認することによって健全性を確認する。	－ （最新知見を反映した個別プラントの評価の継続）	補足資料コンクリート：放射線による強度低下-1 ・運転開始後 60 年時点で予想される中性子照射量及びガンマ線照射量の PLM 評価例 補足資料コンクリート：放射線による強度低下-2 ・照射量が基準目安値を超える範囲を除いた部材厚で構造体の耐力を評価した PLM 評価例 補足資料コンクリート：放射線による強度低下-3 ・評価手法の高度化概要

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象
分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した、現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）
分類③：80 年評価に際し、知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項
斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中、ないし取組予定の主要な知見拡充事項

経年劣化事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
中性化 （コンクリートの強度低下） [分類②]	全コンクリート構造物	・コンクリートの中性化は、本来アルカリ性であるコンクリートが大気中の炭酸ガス等の外部環境の影響を受けて徐々にそのアルカリ性を失っていく現象である。また、コンクリートの中性化が鉄筋位置まで進むと、鉄筋を腐食環境から保護する機能が低下し、コンクリートのひび割れがある場合には水分及び酸素の作用により鉄筋が腐食する可能性が高まる。 ・PLMにおいては、運転開始後 60 年経過時点における中性化深さを実測や推定式で算出し、鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さを下回っていることを確認している。 （補足資料：コンクリート中性化による強度低下-1）（A） ・また、40 年超の運転期間延長認可申請では、構造物の強度・機能に影響を及ぼさない範囲で、対象の部位の中で点検項目に照らして使用材料及び使用環境条件が最も厳しくなる場所からコアサンプルを採取し、特別点検を実施することで、機能が維持されていることを確認している。	(A) 80 年を想定する場合も、実測や推定式から算出した評価時点の中性化深さが、鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さを下回っていることの確認を行うことにより健全性を確認する。	－ （最新知見を反映した個別プラントの評価の継続）	補足資料：コンクリート中性化による強度低下-1 ・PLMによる中性化深さ評価例。なお、80 年時点の試評価をしたところ、鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さを下回っている。
塩分浸透 （コンクリートの強度低下） [分類②]	屋外部コンクリート	・コンクリート構造物における塩分浸透は、飛来塩分及び海水とその飛沫の影響により、コンクリート表面に付着した塩分に含まれる塩化物イオンがコンクリート内部に浸透していく現象である。塩化物イオンが鉄筋位置まで進むと、鉄筋を腐食から保護する機能が低下し、水分及び酸素の作用により鉄筋が腐食する可能性が高まる。 ・PLMにおいては、運転開始後 60 年経過時点における鉄筋腐食減量を実測や推定式で算出し、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を下回っていることを確認している。 （補足資料：コンクリート塩分浸透による強度低下-1）（A） ・また、40 年超の運転期間延長認可申請では、構造物の強度・機能に影響を及ぼさない範囲で、対象の部位の中で点検項目に照らして使用材料及び使用環境条件が最も厳しくなる場所からコアサンプルを採取し、特別点検を実施することで、機能が維持されていることを確認している。	(A) 80 年を想定する場合も、実測や推定式から算出した評価時点の鉄筋腐食減量が、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を下回っていることの確認を行うことにより、健全性を確認する。	－ （最新知見を反映した個別プラントの評価の継続）	補足資料：コンクリート塩分浸透による強度低下-1 ・PLMによる鉄筋腐食減量評価例。なお、80 年時点の試評価をしたところ、評価基準値を下回っている。

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象
 分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した、現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）
 分類③：80 年評価に際し、知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項
 斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中、ないし取組予定の主要な知見拡充事項

経年劣化事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
アルカリ骨材反応 （コンクリートの強度低下） [分類②]	全コンクリート構造物	・アルカリ骨材反応は、コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメント等に含まれるアルカリ（ナトリウムイオンやカリウムイオン）が、水の存在下で反応してアルカリ珪酸塩を生成し、この膨張作用によりコンクリートにひび割れが生じる現象である。 ・PLM 評価においては、定期的に目視点検を実施し、アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れ等が無いことを確認している。また、建設時において、使用している骨材（粗骨材、細骨材）について、反応性試験（化学法やモルタルバー法）を実施し、判定基準値以下であることを確認している。 （補足資料：コンクリート：アルカリ骨材反応による強度低下-1）（A） ・遅延膨張性骨材のアルカリ骨材反応によるコンクリートの強度低下の可能性についても、通常の見視点検や部材変形等のモニタリングにより兆候を捉えることが可能である。 ・また、40 年超の運転期間延長認可申請では、構造物の強度・機能に影響を及ぼさない範囲で、対象の部位の中で点検項目に照らして使用材料及び使用環境条件が最も厳しくなる場所からコアサンプルを採取し、特別点検を実施することで、機能が維持されていることを確認している。 ・なお、アルカリ骨材反応による変状が認められたとしてもそれが直ぐにコンクリートの機能喪失に繋がる訳ではないため、モニタリングによってその進行の程度を把握し、アルカリ骨材反応による変状を考慮して部材・構造体の性能を適宜評価することにより、健全性を示す評価フローを検討している。	（A） 設計・施工時の骨材に大きく左右される事象であるため、80 年を想定する場合も、建設時の反応性試験結果が判定基準値を下回っていることの確認、目視によるひび割れの確認を行うことにより、健全性を確認する。	－ （最新知見を反映した個別プラントの評価・保全の継続）	補足資料：コンクリートアルカリ骨材反応による強度低下-1 ・使用している骨材について、判定基準値以下であることを確認している PLM 評価例
機械振動 （コンクリートの強度低下） [分類②]	PWR：タービン架台等 BWR：タービン発電機架台等	・機械振動により、コンクリート構造物が長期間にわたって繰返し荷重を受けると、ひび割れや異常振動等が発生する可能性がある。 ・PLM 評価においては、定期的に目視点検を実施し、コンクリート表面において、強度に支障をきたす可能性のある欠陥がないことを確認している。 （補足資料：コンクリート機械振動による強度低下-1）（A）	（A） 80 年を想定する場合も、定期的な目視点検に拠る健全性が維持される限り繰返し荷重の有意な変化は無く、定期的な目視点検を行うことにより健全性の確認は可能。また、運転経験等の知見を反映しながら、点検等を継続することにより管理可能と考えられる。	－ （最新知見を反映した個別プラントの評価・保全の継続）	補足資料：コンクリート機械振動による強度低下-1 ・タービン/EDG 架台の BWR の評価例
凍結融解 （コンクリートの強度低下） [分類②]	地上部コンクリート	・コンクリート中の水分が凍結し、それが気温の上昇や日射を受けること等により融解するという作用を繰返すことでコンクリートにひび割れ等が生じる現象である ・PLM 評価においては、立地地点が凍結融解作用のおそれのないこと、もしくは、立地地点が凍結融解のおそれのあると判断される場合には、設計・施工段階において凍結融解作用に対する抵抗性を確保するために有効な空気量を満足することを確認している。 （補足資料：コンクリート凍結融解による強度低下-1）（A）	（A） 立地地点及び設計・施工時の条件に起因する事象であるため、80 年を想定する場合も、凍結融解のおそれが判断される場合には、設計・施工段階において有効な空気量を満足することの確認により、健全性を確認する。	－ （最新知見を反映した個別プラントの評価の継続）	補足資料：コンクリート凍結融解による強度低下-1 ・凍結融解作用に対する抵抗性を確保する為に有効な空気量の評価例

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象
 分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した、現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）
 分類③：80 年評価に際し、知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項
 斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中、ないし取組予定の主要な知見拡充事項

経年劣化事象	現状（運転開始後 60 年想定）		60 年を超える評価期間を仮定した場合の影響（80 年を想定して考察）		備考
	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／データ状況等）	知見拡充の取組 （研究・技術開発等）	
熱 （コンクリートの遮蔽能力低下） [分類②]	PWR: 内部コンクリート（1 次遮蔽壁） BWR: ガンマ線遮へい壁，一次遮へい壁	・熱によるコンクリートの遮蔽能力低下は，周辺環境からの伝達熱及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，放射線に対する遮蔽能力が低下する現象である。 ・放射線防護の観点から，コンクリート遮蔽体の設計に適用されている「コンクリート遮蔽体設計規準」（R.G.Jaeger et al. 「Engineering Compendium on Radiation Shielding (ECRS) VOL. 2」）には，周辺及び内部最高温度の制限値が示されており，コンクリートに対しては中性子遮蔽で 88℃以下，ガンマ線遮蔽で 177℃以下となっている。 ・PLM においては，運転時に最も高温となる部位を選定して，温度分布解析または原子炉格納容器内の温度実測値によりコンクリートの最高温度を算出し，コンクリートの最高温度が上記規準において定められた温度制限値を下回っていることを確認している。（A） ・また，40 年超の運転期間延長認可申請では，構造物の強度・機能に影響を及ぼさない範囲で，対象の部位の中で点検項目に照らして使用材料及び使用環境条件が最も厳しくなる場所からコアサンプルを採取し，特別点検を実施することで，機能が維持されていることを確認している。	(A) 80 年の評価期間を想定する場合も時間依存性が無く，運転時の最高温度が左記の温度制限値を下回っていることの確認を行うことによって健全性を確認する。	ー （最新知見を反映した個別プラントの評価の継続）	

分類①：継続的な実機保全（点検）により健全性を評価・管理している事象
 分類②：①②以外の事象（60 年評価で実施した，現状の評価手法により 80 年評価可能な事象）
 分類③：80 年評価に際し，知見拡充が望まれる事象

下線：80 年の評価期間を想定した場合に知見拡充が望まれる事項
 斜体：各経年劣化評価の信頼性向上に関する取組中，ないし取組予定の主要な知見拡充事項

別 添

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

本別添では、OE 情報や研究成果より速やかに取り組むべき知見があるもの、国際機関や規制当局と連携し産業界として着目しているもの等の観点より、各経年劣化評価の信頼性向上等に関する取組中、ないし取組予定の主要な知見拡充事項を、附属書 D の事象毎に纏めた。

なお、各知見拡充項目の内容の参考となる様に、PLM 評価項目・内容についても添付資料 1 同様に「60 年想定での経年劣化評価状況」欄に記載している。

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D											ATENALレポート			
	第1段階スクリーニング						第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況＊1	想定される設 備／部位＊1		
	損傷 モード	経年劣化事象	定 義	要否			否の 理由	主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討					要否
1		減肉	摩耗	アブレーション 摩耗	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	○		ステンス鋼 ニッケル基 合金 炭素鋼	異物混入した際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。	—	
2				凝着摩耗	滑り部、摩擦面の実接触部に おける微視的な凝着に起因す る摩耗	○		低合金 鋼 銅合金	進行の程度は材料の組み合わせ、雰 囲気、荷重、速度等で異なるが、回 転機器の軸受部及び弁シート部等の 滑り部が対象となる。PWRの炉内構造 物等の流体振動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 フランジとボルトの接触部等、保全に伴い 発生することも考慮して要否判断をするこ と（IGALL）	○			—	
3				腐食摩耗	化学反応又は電気化学反応 によってで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	○			高温及び腐食性雰囲気にさらされる滑 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	○			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 ついて想定要	○			—	
5		腐食	全面腐食	局部電池作用によって表面一 様に錆が発生する腐食	○		ステンス鋼 ニッケル基 合金	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意な 全面腐食が生じないことが確認されており 想定不要	×	腐食				
6										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				全面腐食	局部電池作用によって表面一 様に錆が発生する腐食	○		炭素鋼 低合金 鋼 銅合金	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。	防錆剤の注入された環境以外の環境に ある部位について想定要 防錆剤の注入された環境（冷却水系統 設備）では有意な腐食が生じないことが 確認されているが想定要	○	・目視点検などの実機保全によって劣 化傾向を把握。	—		

* 1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D											ATENALレポート		
	第1段階スクリーニング						第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況*1	想定される設 備／部位*1	
	損傷 モード	経年劣化事象	定 義				主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否				
		区分	詳細 事象		要否	否の 理由								
8	減肉	腐食	異種金属 接触腐食	腐食電位が大きく異なる2種類 の金属が電解質中で電氣的に接 触されている時、腐食電位の違 いによって生じる腐食	○		ステン ルニッケ ル基合 金 炭素鋼 低合金 鋼 銅合金	腐食性雰囲気環境に置かれてい る、異種金属の電氣的な接触の ある部位で問題となることが考 えられる。 腐食電位差、導電率、温度等によ って加速される。	屋外環境及び海水環境等の腐食 性雰囲気中にあり、異種金属の電 氣的接触が考えられる部位につ いては想定要	○	腐食	・目視点検などの実機保全によ って劣化傾向を把握。	—	
9			孔食	材料表面の不動態膜の破壊によ って生じる局部的腐食	○		銅合金	通常塩化物を含む水環境に置か れた不動態金属の自由表面上に 凹み状の金属溶解箇所が拡大し ていく腐食形態であり、水質（ 塩化物イオン濃度、溶存酸素濃 度）、温度等によって加速され る。	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）	○		・目視点検などの実機保全によ って劣化傾向を把握。	—	
10			隙間腐食	材料表面の異物付着又は構造上 の隙間部分に生じる酸素濃度濃 淡電池作用あるいは金属イオン 濃度による濃度差電池作用によ る腐食	○		ステン ルニッケ ル基合 金 炭素鋼 低合金 鋼 銅合金	腐食性のある水質環境に置かれ た隙間形状を有する材料に生じ る腐食形態であり、水質（導電 率、塩化物イオン、溶存酸素等） 及び隙間形状（隙間幅、隙間深 さ等）等によって加速される。	海水環境及び屋外環境等の腐食 性雰囲気環境中にあり、隙間形 状を有する部位について想定要 （IGALL）	○		・目視点検などの実機保全によ って劣化傾向を把握。	—	
11			ほう酸腐 食	水に添加しているほう酸が濃縮 して水が酸性になって生じる腐 食	○		炭素鋼 低合金 鋼	金属が溶けたような腐食形態と なる特徴があり、発生箇所はほう 酸が濃縮される箇所に限られ る。（IGALL）	フランジ部等から内部流体（ほう 酸水）の漏えいが認められた場 合等については想定要	○		・目視点検などの実機保全によ って劣化傾向を把握。	—	
12			アンモニアア タック	銅合金が腐食環境（酸素、アン モニアの侵入）において銅成分 が溶出して生じる腐食	○		銅合金	銅合金の腐食環境（酸素、アン モニアの侵入）部位においては 長期間の運転で銅成分が溶出し アンモニアアタックが生じる可 能性がある。	銅合金製の伝熱管を用い、かつ、 運転圧力が大気圧以下、かつ、 蒸気凝縮器である部位は想 定要	○		—		
13			流れ加速 型腐食 (FAC)／エ ロージョン・コ ロージョン	材料、流体の流れ、環境の因 子が重なり合って生じる、腐食 と物理作用の相乗効果による 減肉	○		ステン ルニッケ ル基合 金 低合金 鋼	比較的高速の液流れに接する材 料に生じる局部腐食であり金属 に耐食性を与えている酸化皮膜 が機械的力によって剥がれて、 下地金属が直接に腐食性環境に さらされるためと考えられ、流 速、水質、温度、酸素濃度等によ って加速される。	ステン ル鋼は、低温（300℃以下）で低 流速（10数m/s以下）の環境の 部位であれば有意なFAC／エロ ージョン・コロージョンが起こら ないので想定不要 ニッケル基合金はステンレス鋼に 比べて耐FAC性／耐エロージョン ・コロージョン性が優れているこ とから同様の環境の部位であ れば想定不要 低合金鋼は耐FAC性／耐エロ ージョン・コロージョン性に優 れているため想定不要	×				

* 1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D											ATENAレポート		
	第1段階スクリーニング						第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況＊1	想定される設 備／部位＊1	
	損傷 モード	経年劣化事象	定 義				主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否				
14	減肉	腐食	流れ加速 型腐食 (FAC)／エ ロージョン・コ ロージョン	材料，流体の流れ，環境の因 子が重なり合って生じる，腐食 と物理作用の相乗効果による 減肉	○		炭素鋼 銅合金	比較的高速の液流れに接する材料に 生じる局部腐食であり金属に耐食性を 与えている酸化皮膜が機械的力によっ て剥がれて，下地金属が直接に腐食 性環境にさらされるためと考えられ，流 速，水質，温度，酸素濃度等によっ て加速される。	①炭素鋼 日本機械学会発電用設備規格配管 減肉管理に関する技術規格にて，管理 対象とされている系統について想定要 ②銅合金 熱交換器の伝熱管について想定要	○	腐食	・目視点検などの実機保全によって劣化 傾向を把握。（配管FACは肉厚測定）	—	
15			選択腐食	合金中の卑金属成分のみが微 視的局部電池によって選択的 に溶出する形態の腐食	○		銅合金 鋳鉄	海水等の電解質溶液中の合金におい て発生する。 材質，導電率等が影響する。	海水系統設備で使用する銅合金，鋳 鉄等について想定要	○			—	
16			微生物腐 食	微生物の活動の結果放出され る物質による局所的な腐食性 環境によって発生する腐食	○		ステンレス鋼 ニッケル基 合金 炭素鋼 低合金 銅 銅合金	硫酸バクテリアは水中の硫化水素及び チオ硫酸塩あるいは硫黄を酸化して硫 酸を作り，このときに生じるエネルギーを 利用して生活している。この結果生成さ れる硫酸によって水は強酸性となって著 しい腐食を起こす。 その他に，鉄バクテリア，水素バクテリ ア，硫酸塩還元バクテリア，ニトロバク テリア等が腐食を発生させる。	滞留している密閉型容器等について想定 要（IGALL）	○			・目視点検などの実機保全によって劣化 傾向を把握。	—
			17	露点腐食	腐食性ガス（SO ₃ ，HCl）が 低温部で硫酸及び塩酸となっ て凝縮することによって発生する 腐食	○		酸によっ て腐食さ れる材 料	雑固体焼却炉，DG等では，被燃焼 物（燃料）に含まれる硫黄等が燃焼 によって腐食性排気ガス（SO ₃ ， HCl）として炉外に排出され，温度低 下時にガスが結露し，酸露点腐食が 発生することが考えられる。	雑固体焼却炉，DG，ボイラ等，排気 ガスに腐食性ガスを含む機器の排気系部 位について想定要		○	—	
			18	（高温） 酸化	高温の酸化性気体との接触に よって化学的に反応して表面に 酸化物皮膜を生じ，皮膜のき 裂，はく離によって進行していく 腐食	○		炭素鋼 ステンレス鋼	燃料を燃焼させている様な高温となる 部位において発生することが考えられ る。	ボイラ等で高温にさらされる部位について 想定要		○	—	
19			硫化	高温の硫黄化合物を含む環境 で金属が硫化物を生じる消耗	×	A	—	—	—	—		—		
20			浸炭	高温のCO／CO ₂ や炭化水素 雰囲気中で母材内に金属炭化 物が生成することによる靱性の 低下	×	A	—	—	—	—		—		

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D											ATENALレポート		
	第1段階スクリーニング						第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等
	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	使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況*1	想定される設 備／部位*1		
	損傷 モード	経年劣化事象	定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否					
21	減肉	腐食	窒化	高温のNH ₃ 雰囲気中で母材内に金属窒化物が生成することによる靱性の低下	×	A	－	－	－	－	腐食			
22			ハロゲン化	金属がハロゲンガス中においてハロゲン化合物となり、それが揮発することで生じる腐食	×	A	－	－	－	－				
23			油灰腐食	金属材料がバナジウム化合物を含む高温状態の燃焼灰との接触による酸化で生じる腐食	×	A	－	－	－	－				
24			溶融塩腐食	溶融塩との接触によって拡散溶解，イオン・錯塩の溶出及び質量移行を生じる腐食	×	A	－	－	－	－				
25			溶融金属接触脆化	固体金属の溶融金属（液体金属）との接触による強度の低下	×	A	－	－	－	－				
26	減肉	エロージョン	キャビテーション	流速の差がある条件下において、高速部で発生したキャビテーションの崩壊によって生じる浸食	○		ステンレス鋼 ニッケル基合金 炭素鋼 低合金鋼 銅合金	ポンプの羽根車等で流体と機械構成部分との相対速度が大きくなって、その場所の静圧が下がり液の蒸気圧程度になるとき、そこに生じる局所的な沸騰によって液の蒸気で満たされた小さな気泡が発生し、下流の静圧の比較的高い場所で急激に消滅して生じる大きな衝撃圧で材料が損傷を受ける事象であり、流速、材質（硬さ）等によって加速される。	キャビテーションの発生が想定される部位（ポンプ羽根車、高差圧減圧装置下流部）について想定要	○	腐食	・目視点検などの実機保全によって劣化傾向を把握	－	
27			液滴衝撃 LDI ／LDI ／LDI	液体又は固体粒子の衝突による機械的作用によって生じる減肉	○		ステンレス鋼 ニッケル基合金 炭素鋼 低合金鋼 銅合金 チタン合金	高速流の水蒸気から凝縮して小滴が生じるような状態に置かれた部位は、液滴の衝突によって材料に損傷を生じる。 又、タービンの水蒸気から凝縮した水は固定羽根の後縁から小滴となって蒸気に同伴され、高速回転している回転羽根に衝突して損傷をもたらす。 高減圧部で流速が大きくなる部位は減肉が発生する可能性がある。 BWRの復水器細管の表面に発生する（ドロプレットエロージョン）。	小滴が生じるような高速の水蒸気にさらされる部位（タービン羽根部）及び高減圧部で流速が大きくなる部位は想定要	○		・目視点検などの実機保全によって劣化傾向を把握	－	

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENAレポート				
	第1段階スクリーニング						第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況*1	想定される設 備／部位*1		
	損傷 モード	経年劣化事象	詳細 事象	定 義			要否	否の 理由	主要 材料	発生部位と要因					想定要否の検討
30	割れ	疲労	フレッティング 疲労	互いに押しつけられ、接触して いる2物体が相対的に微小振 幅の繰返しすべり運動をしてお り、さらに接触面に外部荷重に 起因する繰返し応力が作用し た時に生じる疲労損傷	○		ステン鋼 ニッケル基 合金 炭素鋼 低合金 鋼 銅合金	PWRのポンプの主軸（ステン鋼）や蒸 気発生器（インコ）において過去に損 傷が認められている。従来知見では面 圧が19.6MPa（2kgf/mm ² ）以上と 高く、かつ相対すべりが発生する部位 で発生の可能性がある。	2物体の面圧が19.6MPa （2kgf/mm ² ）以上で、かつ相対すべ りが発生する部位について想定要 インペラの接合が焼きばめのポンプの主 軸は想定要	○	疲労割れ	ポンプ主軸 ・構造上ないし設計上有意な応力/回数 が発生しないことを確認、もしくは、定期 的な分解点検時に検査を実施し割れの 無い事を確認。 ＜PWR＞ 蒸気発生器（伝熱管） ・蒸気発生器伝熱管のフレッティング疲労 は、起因事象が伝熱管の減肉であるた め、定期的な渦流探傷検査により傾向 監視	・焼きばめ軸 でかつ曲げ応 力が作用す る両持ちポン プの主軸		
31									2物体の面圧が19.6MPa （2kgf/mm ² ）未満、又は相対すべり が発生しない部位については想定不要	×					
32	割れ	SCC	応力腐食 割れ	材料の腐食感受性と作用応力 並びに腐食環境が重なり合った 条件で起こる割れ（粒界割 れ、貴粒割れを含む）	○		ステン鋼	粒界型SCC：低炭素化されていない オーステナイト系ステンレス鋼において、 引張り残留応力が高く、Cr欠乏（鋭 敏化域）がみられる溶接熱影響部で は、高温環境中でSCCが確認されて いる。（鋭敏化域） また、低炭素オーステナイト系ステン レス鋼では、強加工された加工硬化部 で高い引張残留応力の表面硬化層に SCCが確認されている。	①BWR、PWR使用環境において、 100℃未満の条件では想定不要	×	応力腐食 割れ			・今後NRA安全研究にて実機材の予防保全対策技術施工箇所に対する長期供用期間におけ る圧縮残留応力維持の確認に関し検討がなされる見込である。	
33									②BWR環境で100℃以上の流体と接液し、 ・低炭素オーステナイト系ステンレス鋼で 表面硬化層の存在が否定できない部位 について想定要 ・低炭素化されていないオーステナイト系 ステンレス鋼では、引張り残留応力が高 く、材料中にCr欠乏（鋭敏化域）がみ られる溶接熱影響部等の高残留応力部 で想定要	○		・対象部については適宜ISI等の点検を 実施し、炉心シュラウド等については、 ウォータージェットピーニング法等による応 力改善を実施している。	炉内構造 物、配管等		
									③PWRの一次系環境で、溶存酸素濃 度を5×10 ⁻⁹ （5ppb）以下、塩化物イ オン濃度を0.05×10 ⁻⁶ （0.05ppm） 以下に管理しており、④以外の条件下で はSCC発生の可能性が極めて小さいこと から想定不要	×					・2020年に大飯3号加圧器スプレイ配管溶接部で生じた亀裂については、発生メカニズムが全 て明らかになっていないことから、ATENA粒界割れWGで知見拡充を進めている。 なお、PWR各社で類似箇所の検査強化を実施中である。
									35	④PWRの一次系環境で閉塞部位等一 時的に酸素濃度が高くなる部位について 想定要		○	・高温かつ溶存酸素濃度が高くなる部位 について、耐応力腐食割れ性に優れた材 料への取替を実施。		左記条件に 合致する機 器・配管等
36								⑤100℃以下の条件であっても、水質中 に苛性ソーダ等が添加されており、アルカ リ環境となっている場合には想定要		○		・内部流体が苛性ソーダの機器について は評価対象として抽出の上で、使用材料 -使用温度-NaOH濃度からなる文献の 応力腐食割れ発生条件と実機使用条 件を比較して、個別機器毎に応力腐食 割れ可能性が低いことを確認。	格納容器ス プレイ系統		

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D											ATENALレポート		
	第1段階スクリーニング						第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況*1	想定される設 備／部位*1	
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否				
		区分	詳細 事象											
37	割れ	SCC	応力腐食 割れ	材料の腐食感受性と作用応力 並びに腐食環境が重なり合った 条件で起こる割れ（粒界割 れ，貫粒割れを含む）	○		ステン鋼	貫粒型SCC：オーステナイト系ステン レス鋼は塩化物イオンが存在する水溶液 中で貫粒型SCCが生じやすい。又，大 気接触側において，海塩粒子が付着 し，塩分の濃縮が起きている部位につ いても，同様に貫粒型SCCが確認され ている。（建設後に機器表面に塩素を 含有するテープ等を貼り付け，その塩 分が熱サイクルを経る等によって濃縮し た表面においても同様である）	①BWRの炉水は溶存酸素濃度を0.2× 10 ⁻⁶ (0.2ppm)以下，塩化物イオン濃 度を0.1×10 ⁻⁶ (0.1ppm)以下で管理し ており，この条件下ではSCC発生の可能 性が極めて低いことから想定不要	×	応力腐食 割れ			
38									②PWR一次系環境は溶存酸素濃度を5 ×10 ⁻⁹ (5ppb)以下，塩化物イオン濃度 を0.05×10 ⁻⁶ (0.05ppm)以下に管理し ており，⑤以外の条件下ではSCC発生 の可能性が極めて小さいことから想定不 要	×				
39									③炉水環境以外で温度が50℃以下の 部位は想定不要	×				
40									④BWRの炉水使用環境以外で，局所 的に塩素濃度が高い部位については想定 要	○		・局所的に塩素濃度が高くなる可能性が ある部位については、定期的な点検／材 料変更／構造変更等の保全対応を実 施。 ・屋外機器は、塗膜または防水措置（保 温）により塩分の付着を防止。 ・屋内設備のうち外気が直接流入する扉 等の近傍については、塩分濃度を測定 し、有意な塩分の付着がないことを確認。 ・塩分を含むテープによる応力腐食割れつ いては、機器表面の残存テープ有無を確 認し、テープ痕部は浸透探傷検査により 健全性を確認。	左記条件に 合致する機 器・配管等	
41									⑤PWR一次系環境で閉塞部位等一時 的に塩素濃度が高くなる部位については 想定要	○				
42								⑥オーステナイト系ステン鋼の配管・機器で、 海塩粒子にさらされたり，屋外設備及び 屋内設備のうち外気が直接流入する扉 等の近傍にある設備等で塩分を含む大 気にさらされているもの，あるいは，表面 に塩分を含むテープ が貼り付けられ，濃縮 作用を受ける可能性のある部位につい ては想定要	○		屋外機器等			

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート						
	第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等				
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況＊1	想定される設 備／部位＊1					
	損傷 モード	経年劣化事象	詳細 事象			定 義	要否	否の 理由	主要 材料					発生部位と要因	想定要否の検討	要否	
43	割れ	SCC	応力腐食 割れ	材料の腐食感受性と作用応力 並びに腐食環境が重なり合った 条件で起こる割れ（粒界割 れ、貫粒割れを含む）	○		ステンレス鋼	照射誘起型SCC：オーステナイト系 ステンレス鋼は中性子照射を受けると SCCの感受性を示す。	中性子照射量が下記の値を超える部位 について想定要 BWR： 5×10 ²⁴ n/m ² (SUS304)(E>1MeV) 1×10 ²⁵ n/m ² (SUS316)(E>1MeV) PWR： 1×10 ²⁵ n/m ² (E>0.1MeV)	○	応力腐食 割れ	<BWR> ・累積照射量を解析により算出し、感受 性の高い部位を選定。そのうち、将来にわ たってIASCCの発生が否定できない部位 として、炉心シュラウド（内面）を選定 し、応力評価を実施。 ・感受性が高い部位については、点検にて 有意な欠陥がないことを確認 <PWR> ・60年運転時点の累積照射量を解析に より算出し、感受性発現の可能性がある 部位を選定。このうちPWRで最も感受性 の高いパッフルフォーマボルトについては、 JANSI「PWR炉内構造物点検評価ガイ ドライン」及び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）に基づき、 IASCCの発生可能性評価を実施。 なお、応力腐食割れ対策として、ボルトの 応力低減等を図った炉内構造物への一 部取替を実施している例もある	炉内構造物	・スウェーデンのPWR/BWR各々の廃炉プラントを活用した材料劣化に関する国際研究プロジェク ト（SMILE）において、本事象に対しても知見拡充が計画されている。			
44									中性子照射量が下記の値以下の部位に ついては想定不要 BWR： 5×10 ²⁴ n/m ² (SUS304)(E>1MeV) 1×10 ²⁵ n/m ² (SUS316)(E>1MeV) PWR： 1×10 ²⁵ n/m ² (E>0.1MeV)	×							
45										ニッケル基 合金		粒界型SCC：軽水炉の一次系環境 下においてSCC感受性があることが知ら れており、応力が高く高温にさらされる 部位にSCCが確認されている。	PWR一次系の高温環境で使用されてい る600合金、690合金については想定 要 過去にトラブルを経験している炉内構造物 支持ピン、たわみピン（X-750合金）も 想定要	○	・対象部については適宜ISI等の点検を 実施し、600系Ni基合金（溶金含）使 用部位のうち、作用応力及び温度が高く 感受性が大い部位については、ピーニ ング等の予防保全を実施。 <PWR> ・690系Ni基合金（溶金含）については 温度加速定荷重応力腐食割れ試験で 長期健全性を確認している。＊ ・X-750合金使用部位のうち、炉内構造 物支持ピン及びたわみピンについては、新 熱処理材への材料変更及び応力低減 構造への設計変更を実施。	原子炉容 器、蒸気発 生器、加圧 器、炉内構 造物	＊690系Ni基合金（溶金含）については温度加速定荷重応力腐食割れ試験での長期健全 性について知見拡充中。
46													BWRのニッケル基合金については想定要	○			
47					貫粒型SCC：塩化物イオンが存在する 水溶液中でSCCが発生する可能性 がある。 鉛が原子炉冷却材中に混入した場合、高 負荷応力（残留応力含む） 下にある部位でSCCが確認されている。	ニッケル基合金はオーステナイト系ステン レス鋼に比べ耐食性に優れており想定不要 海外プラントで誤って鉛シートを蒸気発生器 水室に放置したためSCCが発生した事例 があるが施工不良であり想定不要	×										

* 1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「ー」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート				
	第1段階スクリーニング						第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況*1	想定される設 備／部位*1		
	損傷 モード	経年劣化事象	詳細 事象	定 義			要否	否の 理由	主要 材料	発生部位と要因					想定要否の検討
48	割れ	SCC	応力腐食 割れ	材料の腐食感受性と作用応力 並びに腐食環境が重なり合った 条件で起こる割れ（粒界割 れ，貫粒割れを含む）	○		ニッケル基 合金	照射誘起型SCC：高い中性子照射を 受けた場合，発生可能性がある。	高照射を受ける部位についてはSCCの感 受性を示す可能性があり想定要	○	応力腐食 割れ	・高照射の対象部位無し	対象部位無 し		
49							銅合金	給水加熱器の製作当初等において， 伝熱管外面に傷がつき残留応力が存 在している部位で，かつ，管板と細管 との隙間等腐食環境にある場合におい ては，長期間の運転の間に応力腐食 割れの成長が考えられる。	銅合金製の伝熱管を用い，かつ，アルカ リ雰囲気にある機器については想定要	○		・渦流探傷検査等の点検を継続的に実 施し、有意な信号が検出された場合は、 伝熱管の取替・施栓等の措置を実施。ま た、プラントによっては給水加熱器の伝熱 管の材質を銅合金製からステンレス鋼製 に変更。	給水加熱器		
50							低合金 鋼 高張力 鋼	タービンにおいては長時間運転後に低 圧タービン円板の翼溝部に応力腐食割 れの兆候が認められたという海外事例 があった。	蒸気タービン低圧ロータに使用される 3.5%NiCrMoV鋼においては，降伏応 力686MPa(70kg/mm ²)以上であれば SCCの発生の可能性があり想定要 なお，低合金鋼配管等，タービンロー タ材に比べて強度レベルが低いものは想定 不要 高張力鋼のボルトには想定要 （IGALL）	○		・文献やメーカー試験結果を基に、発生 の可能性を評価。発生の可能性が否定で きない部位については、定期的な点検や 材料変更等を実施。	蒸気タービン		
51							高張力 鋼 低合金 鋼 ステン レス鋼 炭素鋼	フランジ部等から内部流体であるほう酸 水の漏えいにより応力腐食割れ発生の 可能性が考えられる。（IGALL）	フランジ部等から内部流体（ほう酸水） の漏えいが認められた場合等については想 定要	○		・起因事象が漏洩であるため、実機保全 である目視点検により傾向監視	—		
52	割れ	SCC	硫化物応 力腐食割 れ	湿潤H ₂ S環境中において化学 反応によって発生した水素が鋼 中に侵入し，応力集中部に集 積して発生する脆性破壊	×	A	—	—	—	—	応力腐食 割れ				
53			遅れ破 壊	遅れ破壊	応力が加わっている金属中に原 子状の水素が拡散侵入して発 生する脆性破壊	○		ステンレス鋼 高張力 鋼	弁の弁棒（SUS630，SUS403）等 で遅れ破壊が確認されているが，遅れ 破壊の対象となるのは，高張力鋼， 析出硬化型ステンレス鋼のような微細 な組織を有し，内部応力の高い金属 であり，引張り応力が存在している部 位で問題となると考えられる。	0.2% 耐力が 980MPa(100kgf/mm ²)以下で高張 力鋼を使用している部位について想定不 要 弁棒については過去に経験しているため 想定要 ただし，バックシート部に過大な応力が発 生しないような操作を実施している場合は 想定不要	○	遅れ破壊	・弁棒について、弁開時に過度な応力が 負荷されない運用を行っているとともに、 分解点検時の非破壊検査などの実機保 全によって亀裂発生の有無を確認	弁（弁棒）	
54			粒界 腐食 割れ	粒界腐食 割れ	多結晶体の結晶粒境界が選 択的に浸食を受け，発生する 割れ	○ (PWR) × (BWR)	A (BWR)	ニッケル基 合金 ステンレス鋼	PWR蒸気発生器の伝熱管において2 次冷却水の遊離アルカリの濃縮と酸化 銅等による酸化性雰囲気が重畳し て，粒界腐食割れを経験している。	PWRの蒸気発生器の伝熱管において想 定要	○	粒界腐食 割れ	・管支持板穴形状としてBEC穴を採用 し、不純物が濃縮し難い設計にするとと もに、2次系水質が粒界腐食割れ発生環 境にないことを確認。	蒸気発生器	

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート			
	第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況＊1		想定される設 備／部位＊1
	損傷 モード	経年劣化事象	詳細 事象	定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否				
55	割れ	クラッド 下割れ (UCC)	クラッド下 割れ (UCC)	内張り等を溶接した際に、大 入熱で実施した場合に発生す る母材の割れ	○		炭素鋼 低合金 鋼	海外プラントの原子炉圧力容器におい て経験している。	溶接条件が十分に管理されている場合 発生の可能性は小さいが、海外プラント で経験があるASTM SA508 Class2材 で溶接条件が十分に管理されていない場 合、想定要 ポンプについても検討要（IGALL）	○	クラッド下 割れ	<PWR> ・材料の化学成分（ΔG値）を踏まえ溶 接入熱を管理し溶接を実施しており、発 生する可能性が小さいことを確認。 <BWR> ・米国WRCの知見をもとに溶接方法の改 善（クラッドの2層盛溶接）を図るなど、 製造時に対策を図ることで、発生する可 能性が小さいことを確認。	原子炉容 器、蒸気発 生器、加圧 器	
56	割れ	照射 誘起 割れ	照射誘起 割れ	制御棒先端部で中性子吸収 体のスウェリングと被覆管の照射 脆化が重畳し発生する割れ	○ (PWR) × (BWR)	A (BWR)	ステンス鋼	海外プラントの制御棒クラスタ被覆管で 経験している。	制御棒クラスタ被覆管について想定要	○	照射誘起 割れ	・制御棒クラスタは照射量に閾値を設けて 傾向監視を行い、計画的に取替えること が可能。	—	
57	材質 変化	熱劣 化	熱時効	材料が、長時間高温にさらさ れることによる靱性の低下	○		ステンス鋼	オーステナイト系ステンレス鋼鋳鋼は熱 時効によって有意に材料特性が変化し 300℃程度で、靱性が低下することが 知られているが、その傾向は時効温度 が高い程、フェライト量が多い程顕著と なる。	オーステナイト系ステンレス鋼は軽水炉の 使用条件では、熱時効による有意な材 料特性の変化が生じないことが確認され ており想定不要	×	熱時効			
58								高温で使用されるステンレス鋼鋳鋼につ いては想定要	○	・使用温度、フェライト量、作用応力によ り、詳細評価の対象機器・部位を選定。 詳細評価対象部位に対して、H3Tモデル を用いて長期運転時の破壊靱性値を予 測し、仮に亀裂が存在していたとしても事 故時及び地震時に不安定破壊しないこと を確認。		高温で使用 されるステン レス鋼鋳鋼部 位（PWR： 1次冷却材 管、1次冷 却材ポンプ 等、BWR： PLRポンプ ケーシング、 PLRポンプ入 口弁等）	・今後NRA安全研究にステンレス鋼鋳鋼の試験体（浜岡1号PLRポンプケーシング）を提供予 定であり、現状評価の保守性確認を検討予定である。	
59							マルテンサイト系ステンレス鋼（析出硬 化型も含む）は、熱時効により材料特 性が変化し、300℃程度で、靱性が低 下するという知見が得られている。 国外プラントでは弁棒の損傷事例が報 告されている。 （IGALL）	高温で使用されるマルテンサイト系ステン レス鋼の弁棒については、想定要 ただし、バックシート部に過大な応力が発 生しないような運用及び形状不連続部に 過大な応力集中を生じないような設計を 行っている場合、材料の初期強度を低く 抑える熱処理条件を施した材料など熱時 効を考慮した材料を使用している場合は 想定不要	○	・弁棒について、弁開時に過度な応力が 負荷されない運用を行っているとともに、 分解点検時の非破壊検査などの実機保 全によって亀裂発生の有無を確認		弁（弁棒）		
60							ニッケル基 合金 炭素鋼 低合金 鋼	高温にさらされる部位が問題となること が考えられる。 熱時効温度及び時間等が特性変化に 影響を与える。	軽水炉の使用条件では、熱時効による 有意な材料特性の変化が生じないことが 確認されており想定不要	×				

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D											ATENALレポート		
	第 1 段階スクリーニング						第 2 段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況＊1	想定される設 備／部位＊1	
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否				
		区分	詳細 事象											
61	材質 変化	熱劣 化	シグマ相 脆化	565～930℃で長時間加熱されると生じるシグマ相析出による脆化	×	A	－	－	－	－	－			
62			焼き戻し 脆化	低合金鋼では焼き戻しに際して、370～570℃の温度間を除冷する、又はこの温度範囲で短時間保持することで生じる靱性の低下	×	A	－	－	－	－	－			
63	材質 変化	劣化	中性子照射による靱性低下	材料の中性子照射による靱性の低下	○		ステンレス鋼 ニッケル基合金	照射効果（脆化）の程度は中性子照射量等に依存するが、照射量が1×10 ²⁴ n/m ² (E>0.1MeV)(PWR), 約3×10 ²⁴ n/m ² (E>1MeV)(BWR)以上で伸び、絞りの低下の可能性がある。	照射量が1×10 ²⁴ n/m ² (E>0.1MeV)(PWR), 約3×10 ²⁴ n/m ² (E>1MeV)(BWR)以上の高照射部位について想定要	○	劣化	<PWR> ・炉心そうに対して、靱性低下を考慮しても地震時に不安定破壊しないことを確認。 ・この際、発電設備技術検査協会の「平成8年度 プラント長寿命化技術開発に関する事業報告書」の最下限値を用いて算出した破壊靱性値を使用。 ・炉心そうはIASCCが発生する可能性が小さいことが確認されているが、有意な欠陥が存在したと仮定して評価している。 <BWR> ・維持規格等に基づいた点検（保全）により、不安定破壊の起点となる有意な欠陥が無い事を確認している。	PWR：炉内構造物（炉心そう） BWR：炉内構造物	・今後NRA安全研究にて破壊靱性値取得・現状評価の保守性確認が実機材でなされる場合には、浜岡1/2号他の炉心シュラウド／上部格子板等の材料提供を検討予定である。 ・また、スウェーデンのPWR/BWR各々の廃炉プラントを活用した材料劣化に関する国際研究プロジェクト（SMILE）において、本事象に対しても知見拡充が計画されている。
64							炭素鋼 低合金鋼	原子炉圧力容器サポートは、低温での低エネルギー中性子照射によって靱性低下の可能性がある。	原子炉圧力容器サポートは検討要	○		<PWR> ・NUREG-1509やASME等の米国知見を参照し、電共研「原子炉容器支持構造物の照射脆化に関する研究」で整備した手法を用いて、地震時の健全性を確認。 この際、60年運転時の照射量により脆化程度を算出。	原子炉容器サポート	
65			中性子照射脆化	中性子照射による関連温度の上昇や上部棚吸収エネルギーの低下	○		低合金鋼	照射効果（脆化）の程度は中性子照射量等に依存するが、照射量が1×10 ²¹ n/m ² (E>1MeV)以上で材料特性変化の可能性がある。	照射量が1×10 ²¹ n/m ² (E>1MeV)以上の高照射部位について想定要	○		・監視試験結果及びJEAC4201により脆化程度を予測した上で、JEAC4206及び技術基準解釈に基づいて、関連温度上昇を考慮した加圧熱衝撃（PTS）評価、上部棚吸収エネルギー低下に対する評価を実施（PTS評価はPWRのみ）。 ・脆化程度を予測した上で、JEAC4206及び技術基準解釈に基づいて、関連温度上昇を考慮した加圧熱衝撃（PTS）評価、上部棚吸収エネルギー低下に対する評価を実施（PTS評価はPWRのみ）。	BWR：原子炉圧力容器胴部 PWR：原子炉容器胴部	・評価手法の高度化やNRA安全研究への実機材提供など、長期運転における更なる信頼性向上の取組が種々進められている。 ・また、スウェーデンのPWR/BWR各々の廃炉プラントを活用した材料劣化に関する国際研究プロジェクト（SMILE）において、本事象に対しても知見拡充が計画されている。 ・国内では製造時管理や特別点検結果等より脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は考えにくいものの、微細き裂を仮定した場合の疲労き裂進展評価を行い、脆性破壊の起点と仮定するき裂の検討を行う事により、60年を超える評価期間を想定した場合の照射脆化評価の信頼性向上に資する事が出来る。

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D											ATENALレポート		
	第1段階スクリーニング						第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等
	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	使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況*1	想定される設 備／部位*1		
	損傷 モード	経年劣化事象	定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否					
66	材質 変化	劣化	中性子吸 収能力低 下	中性子吸収体の中性子吸収 による能力の低下	○		中性子 吸収体	中性子吸収体は中性子吸収によってそ の成分元素が中性子吸収断面積の小 さな元素へと変換されるため、中性子 吸収能力は低下する。	制御棒等の中性子吸収体について想定 要	○	劣化	・制御棒クラスタは照射量に閾値を設けて 傾向監視を行い、計画的に取替えること が可能。	—	・樹脂の劣化については、メーカー試験や実機試験等により有意な劣化が生じないことを確認して いるが、長期供用が予想されるケミカルアンカ等については、引続き知見拡充を検討していく。
67			劣化	ゴム、樹脂等の熱、放射線、 水分等の影響による性能の低 下	○		ゴム 樹脂	定期的に取り替えを行わないゴム、樹脂 等は熱、放射線、水分等の影響に よって性能が低下する可能性がある。	ゴム、樹脂等について想定要	○		・弁のパッキン等、多くの部品は消耗品ま たは定期取替品。 ・原子炉格納容器の電気ベネトレーション については、通常運転時の劣化及び事故 時雰囲気を想定した長期健全性試験を 実施し、原子炉格納容器バウンダリ機能 が維持されることを確認。 ・基礎ボルト（ケミカルアンカ）につい ては、メーカー試験や実機の引抜試験に より、有意な劣化が生じないことを確認。 ※ケーブルや電気ベネ等の絶縁低下は 「電気編」で、ライニングや塗装の劣化は 「はく離」で、メカニカルスナバ等のグリスの 劣化は「固着」で整理。	電気ベネト レーション、基 礎ボルト（ケ ミカルアンカ） 他	
68	材質 変化	熱劣 化	水素浸食	高温高圧水素環境下の金属 表面において熱解離した原子 状水素が鋼中に侵入して炭化 物や固溶酸素と反応してメタン 気泡を生成し、その成長、合 体によってき裂を形成して生じる 材料の強度、靱性の低下	×	A	—	—	—	—	劣化			
69	その他	クリープ	クリープ破壊	クリープ温度域（融点の約1/2 以上）において発生する時間 依存的破壊	○		炭素鋼 ステンレス鋼 ニッケル基 合金 低合金 鋼	高温で応力を受ける部位について発生 する可能性がある。	DG、ボイラー等で高温で使用する部 位について想定要 それ以外の、炭素鋼、低合金鋼におい ては370℃以下、ステンレス鋼、ニッケル 基合金においては425℃以下の部位につ いては想定不要	○	クリープ	・目視確認や機能確認による実機保全に より傾向監視	—	
70			クリープ疲労割れ	クリープ温度域で繰返し応力を 受けることに起因する破壊	○			高温で繰返し応力を受ける部位につ いて発生する可能性がある。	注記 370℃及び425℃は、ASME Boiler and Pressure Vessel Code SectionⅢ “Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components”の700°F及び800°Fに 併記されている値。					
71			クリープ脆化	クリープ温度領域で破断延性の 低い溶接熱影響部にクリープ変 形で生じる応力が集中すること で発生する破壊	○			高温で応力を受ける溶接部位につ いて発生する可能性がある。						
72		変形	応力緩和	材料に一定の温度及び応力が 加えられた状態において生じる 時間依存型の応力低下による 変形	○		ステンレス鋼 ニッケル基 合金 炭素鋼 低合金 鋼 銅合金	高温にさらされる締結部位及びバネ特 性を要求される部位。 一般に温度が高い程その傾向は著しく なり、炭素鋼では350℃以上、ステン レス鋼は600℃以上で有意な変化を 生じると考えられる。又、中性子照射 を受けた場合締結部における締め付け 力低下の可能性はある。	炉心部締め付け部及び高温にさらされる バネ・スプリング部材等については想定要 プレストレストコンクリートのテンドン等にも 想定（緊張力低下）要（IGALL）	○	変形	・動作確認等の実機保全により傾向監 視 ※テンドンの緊張力低下は、「コンクリー ト・鉄骨編」で整理	—	

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D											ATENALレポート		
	第1段階スクリーニング						第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況*1	想定される設 備／部位*1	
	損傷 モード	経年劣化事象	定 義				主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否				
		区分	詳細 事象		要否	否の 理由								
73	その他	変形	照射下クリープ°	材料に一定の照射及び応力が加えられた状態において生じる時間依存型変形	○		ステンレス鋼	高い中性子照射を受ける部位では、発生可能性がある。	炉内構造物等の高照射領域において想定要	○	変形	<PWR> 炉内構造物 ・荷重制御型応力が小さくクリープ破断が問題とならないことを確認。 ・ただし、バッフルフォーマボルトのIASCC評価において発生応力を算出する際は、照射下クリープを考慮している。 制御棒クラスタ（被覆管） ・有意な変形がないことを目視点検で傾向監視可能。 <BWR> ・BWRの炉内構造物においても照射下クリープの影響が問題となる内圧等による荷重制御型の荷重はなく、差圧等による応力も非常に小さく、クリープ破断は問題とならない。	炉内構造物	
74			ラッチティング	一定の静的応力が作用している部材に塑性変形などの繰返しによって負荷方向に生じる永久変形	×	設計上、考慮している。	－	－	－	－				
75			スウェリング（体積膨張）	材料に一定以上の中性子照射が加えられると体積膨張を生じる現象	○		オーステナイト系 ステンレス鋼	高い中性子照射を受ける部位では、発生可能性がある。	炉内構造物等の高照射領域において想定要	○		<PWR> 炉内構造物 ・炉心バッフルは上下の隙間が大きく炉心形成機能に影響がないことを確認している。 ・ただし、バッフルフォーマボルトのIASCC評価で発生応力を算出する際は、ボルト及びバッフルのスウェリングを考慮している。 制御棒クラスタ ・照射量に閾値を設けて傾向監視を行い、計画的に取替えることが可能。 <BWR> ・BWRの温度環境（約280℃）や照射量では発生の可能性は極めて小さく、スウェリングは問題とならない。	炉内構造物	
76			デフォッキング	蒸気発生器管支持板クレビス部の腐食生成物の成長による伝熱管の圧迫による変形	○ (PWR) × (BWR)	A (BWR)	－	炭素鋼製管支持板がクレビス部において腐食するとその腐食生成物は元の体積より増大するため発生する。	PWRの蒸気発生器管支持板クレビス部に想定要	○		・ECTによる実機保全により傾向監視	－	
77			変形	大型铸件に生じるひずみ	○		鋳鋼	タービン車室のように大型铸件でかつ構造が複雑な機器については影響がある。	高圧タービンの外部車室については想定要	○		・目視点検などの実機保全により傾向監視	－	

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D											ATENALレポート		
	第1段階スクリーニング						第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況＊1	想定される設 備／部位＊1	
	損傷 モード	経年劣化事象	定 義				主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否				
78	その他	はく離	盛金はく離	盛金部の機械的削れ及び母材との膨張差によるき裂によるはく離	○		肉盛金属 （スライ ト,ステン ス鋼,ニッ ケル基合 金）	材料間の膨張係数の差，使用時の温度変化，機械的応力等の影響によって生じる。	タービン軸受部の盛金部は想定要	○	はく離	・目視点検などの実機保全により傾向監視	—	
79			はく離	ライニング材の削れ，膨張差によるき裂，化学的劣化，水等の浸透等によるはく離，及び滑り部のテフロン加工等のはく離	○		炭素鋼＋ ライニング 炭素鋼＋ 塗装	炭素鋼で海水系に使用されている部位にはライニングがなされているが，経時的な材質劣化及び海生物等の異物による損傷等を経験している。炭素鋼製機器等には塗装が施されているが，経時的な劣化によってはく離を経験している。	海水系統設備でライニングされている部位について想定要 屋外設備の塗装については想定要 滑り部のテフロン加工については想定要	○		・目視点検などの実機保全で傾向監視。 ・なお、格納容器内面の塗膜は、設計事故時環境下においても剥がれないこと（デブリ発生防止）が要求されるが、傾向監視（目視点検）により適宜再塗装を行うことで、健全性を維持する。	—	
80		緩み	緩み	ネジ部の振動等による締結力の低下	○		締結部	締結部の振動及び熱影響によって緩みを生じる。	廻り止めの処置がされておらず，長期間再締め付けがされていない部位について想定要（IGALL）	○	緩み	・締付確認の実機保全による傾向監視	—	
81		異物付着	異物付着	異物の付着による流路の減少及び閉塞等によって発生する性能低下	○		ステンス鋼 銅合金 ニッケル基 合金 チタン,チ タン合金	熱交換器の伝熱管等熱伝達特性を要求される部位等では異物付着が性能低下につながる。海水系の熱交換器で海生物付着を経験している。	海水環境等水質管理されていない環境で異物付着が性能に影響を及ぼす部位については想定要	○	異物付着 （スケール付 着）	・目視点検などの実機保全で傾向監視	—	
82	その他	固着	固着	滑り部の摩擦抵抗増大による動作不良	○		－	長期にわたって使用する滑り部は，異物，塵埃，潤滑油劣化等による摩擦抵抗増大によって固着する可能性がある。	異物，塵埃の付着や潤滑油劣化等の可能性がある滑り部について想定要	○	固着	・動作確認等の実機保全で傾向監視	—	
83		素線切れ	素線切れ	ワイヤロープの巻き取りの繰返しによる素線切れ	○		－	ワイヤロープは，巻き取りの繰返しによる素線切れの可能性がある。	クレーン等のワイヤロープについて想定要	○	素線切れ	・目視点検などの実機保全で傾向監視	—	
84		耐火物の浸食,割れ	耐火物の減肉	高温で使用する耐火物の焼却灰の溶融物，ハロゲンガス等による浸食，減肉	○		耐火物	高温で使用する耐火レンガは発生の可能性がある。	耐火レンガについて想定要	○	耐火物の浸食,割れ	・目視点検などの実機保全で傾向監視	—	
85			耐火物の割れ	温度変化による耐火物の割れ	○		耐火物	耐火キャストブルは起動，停止時の温度変化によって割れが発生する可能性がある。	耐火キャストブルについて想定要	○		・目視点検などの実機保全で傾向監視（割れの発生時期自体の特定は困難だが、内張りとして使用するため、割れを確認した段階で補修すれば良く傾向監視可能）	—	

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象
A：軽水炉の使用環境上該当する部位はない

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D, 日本原子力学会, 2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D											ATENALレポート		
	第1段階スクリーニング						第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況 *1	想定される設 備／部位*1	
	損傷 モード	経年劣化事象		定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否				
		区分	詳細 事象											
1	減肉	摩耗	凝着摩耗	滑り部、摩擦面の実接触部における微視的な凝着に起因する摩耗	○		ホワイトメタル	進行の程度は材料の組み合わせ、雰囲気、荷重、速度等で異なるが、回転機器の軸受部等の滑り部が対象となる。	構造上摩擦や滑りが考えられる部位について想定要	○	摩耗	・分解点検時の目視点検や寸法計測等の結果に基づき劣化傾向を把握し、状況により取り替えられている	—	
2		腐食	全面腐食	局部電池作用による、表面の一般的な腐食	○		炭素鋼 低合金鋼 アルミニウム合金 銅合金 黄銅 ケイ素鋼	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。	防錆剤の注入された環境以外の環境にある部位については想定要	○	腐食	・定期的な目視確認により劣化傾向を把握し、機器の健全性を確認。	—	
3	割れ	SCC	応力腐食割れ	材料の腐食感受性と作用応力並びに腐食環境が重なり合った条件で起こる割れ（粒界割れ、貫粒割れを含む）	○		Mn-Cr合金	タービン発電機用リテーニングリング材において、高速回転による応力、焼ばめ応力及び環境における温度・湿度が重畳して応力腐食割れが考えられる。	定検中等、リテーニングリング表面に結露を発生させることがありうるので想定要	○	応力腐食割れ	・タービン発電機用リテーニングリングは耐応力腐食割れ性に優れた材質を使用。 また、定期的に目視確認及び焼きばめ部の超音波探傷検査を実施し、き裂発生等の異常がないことを確認。	タービン発電機リテーニングリング	
4		疲労	疲労割れ	繰返し応力に起因して静的強度より低い応力で生じる破壊	○		アルミニウム合金 I ¹ 樹脂 ケイ素鋼合金鋼等の強度部材	強度部材は、材料、形状、応力状態及び環境によって影響を受ける。	設計条件及び過去の運転実績に基づき工学的判断による評価上厳しい部位について想定要	○	疲労	・設計上疲労割れが発生し難い構造であり、目視点検等により健全性を確認。	ポンプ用電動機（回転子棒・エンドリング、主軸）	
5	割れ	疲労	フレットینگ疲労	互いに押しつけられ、接触している2物体が相対的に微小振幅の繰返しすべり運動をしており、さらに接触面に外部荷重に起因する繰返し応力が作用した時に生じる疲労損傷	○		ニッケル基合金	タービン発電機主軸において、材質の組合せ、材料の硬度等で異なるが疲労損傷することが考えられる。	タービン発電機主軸において、フレットینگ発生の可能性を否定できないので想定要	○	疲労	・設計上有意なフレットینگ発生がない構造であり、目視点検等により健全性を確認。	タービン発電機 PWR：主軸 BWR：回転子コイルウェッジ	
6	その他	緩み	緩み	ネジ部等の振動による締結力の低下	○		銅合金 炭素鋼 アルミニウム合金	ネジ部及びコイル等締結部が振動によって緩み及び導通不良を生じることが考えられる。	廻り止めの処置がされておらず、長期間再締め付けがされていない部位で、振動によって緩みが予想される箇所について想定要（IGALL）	○	緩み	・定期的な目視確認により健全性を確認。	—	

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

＊：その他一般的な機械的経年劣化については機械編に記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

[出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート					
	第 1 段階スクリーニング						第 2 段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等		
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況 *1	想定される設備 ／部位 *1			
	損傷 モード	経年劣化事象	詳細 事象	定 義			要否	否の 理由	主要 材料	発生部位と要因					想定要否の検討	要否
1	絶縁 特性 低下	絶縁	熱劣化	熱的要因によって絶縁物のき裂及びはく離を生じて進展する絶縁性能の低下	○		ポリイソプレ樹脂 フェノール樹脂 ポリイソレン E Pゴム等の絶縁物	熱ストレスを受ける絶縁物について発生する可能性がある。	絶縁特性を要求される部位について想定要	○	絶縁特性 低下	・事故時耐環境性要求（EQ）ケーブルについては、電気学会推奨案またはACA手法に基づき、健全性評価を実施。 ・定期的な絶縁抵抗測定及びケーブル絶縁診断（高圧のみ）を実施。	ケーブル	*:現状評価手法にて60年想定 の健全性評価は可能であるが、より実機を模擬した評価手法（AEA）**による検証を実施し、今後評価への反映を検討していく。 **：熱と放射線の同時加速劣化や、実機温度領域での活性化エネルギーの採用等、より実機に近いと考えられる劣化手法により長期健全性試験を実施し、その結果に基づき寿命評価を実施するもの。		
												・定期的な絶縁抵抗測定、更に絶縁診断（高圧のみ）により傾向管理を行い、必要により洗浄、乾燥、絶縁補修処理もしくは取替を実施。 ・一部の主要ポンプについてはIEEEに準じて実施した評価試験結果より固定子コイルの健全性を評価。 ＜PWR＞ ・また、実機コイルにて絶縁破壊試験を実施し、寿命評価を実施。 ・EQ対象機器については、IEEEに準じて実施した評価試験結果に基づく健全性評価を実施。* ・定期的に絶縁抵抗測定等を実施し、必要により取替を実施。	ポンプ用電動機			
2				部分放電	固体絶縁に付随するゴミ・埃等による表面汚損又は内部微小ボイドが完全に除去されない状態で高電圧が印加された場合、固体に対して気体中に生じる放電	○			ゴミ・埃等が付着しやすい環境で比較的高電圧を印加される部位に発生する可能性がある。	絶縁特性を要求される部位について想定要		○	・定期的な絶縁抵抗測定、更に絶縁診断により傾向管理を行い、必要により洗浄、乾燥、絶縁補修処理もしくは取替を実施。 ・一部の主要ポンプについてはIEEEに準じて実施した評価試験結果より固定子コイルの健全性を評価。 ＜PWR＞ ・また、実機コイルにて絶縁破壊試験を実施し、寿命評価を実施。		ポンプ用電動機	
3				トリミング	絶縁物が比較的肉厚の場合、絶縁物内の異物、空隙部の放電先端の高電界部分が固体の固有破壊限界を超えて局部破壊が起こり、それが樹枝状に進展し全路破壊に至る劣化現象	○			比較的高電圧を印加される部位に発生する可能性がある。	絶縁特性を要求される部位について想定要		○	・定期的な絶縁抵抗測定及びケーブル絶縁診断を実施し、測定結果に基づき必要により取替等を実施。 ＜PWR＞ ・屋外布設ケーブルについては、水溜りの有無を定期的に目視確認実施。		—	
4			トラッキング	固体絶縁物表面上の沿面方向に電界が存在するところに炭化導電路を形成することで、沿面方向に生じる絶縁性能の低下	○			絶縁物表面が湿気・塩分・汚物等にさらされる場合に発生する可能性がある。	絶縁特性を要求される部位について想定要	○	・定期的な絶縁抵抗測定。必要により取替を実施。	—				

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

A：使用環境上、発熱を考慮した設計となっている。また、過負荷による対策として、保護回路（ヒューズ、ノーヒューズブレーカ）を設けて、[参考文献](#)：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D											ATENALレポート			
	第1段階スクリーニング						第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等	
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況 *1	想定される設備 ／部位*1		
	損傷 モード	経年劣化事象 区分	詳細 事象	定 義			要否	否の 理由	主要 材料	発生部位と要因					想定要否の検討
5	絶縁 特性 低下	絶縁	放射線劣 化	放射線照射による絶縁材料の 特性低下	○		ポリスチレン樹脂 フェノール樹脂 ポリイソブレン E P ゴム 等の絶 縁物	高放射線環境下にさらされるケーブル 等の絶縁物に発生する可能性がある。	絶縁特性を要求される部位について想定要	○	絶縁特性 低下	・EQケーブルについては、電気学会推奨案またはACA手法に基づき、健全性評価を実施。 ・定期的な絶縁抵抗測定及びケーブル絶縁診断（高圧のみ）を実施。 （ただし、放射線劣化を考慮すべき格納容器内に安全系の高圧ケーブルは存在しない。）	ケーブル	*:現状評価手法にて60年想定 の健全性評価は可能であるが、より実機を模擬した評価手法（AEA）**による検証を実施し、今後評価への反映を検討していく。 **：熱と放射線の同時加速劣化や、実機温度領域での活性化エネルギーの採用等、より実機に近いと考えられる劣化手法により長期健全性試験を実施し、その結果に基づき寿命評価を実施するもの。	
6	導通 不良	導通	接点溶着	熱による導通部接点の溶着	×	A	—	—	—	—	—				
7			接点損傷	多数回電流開閉による接点損傷	○		リレー接点 開閉器 接点等	アークによる微小溶解が多数回繰り返されると接点荒れによって導通不良を起こす現象。	電氣的な接点機能を要求される部位について想定要	○	導通不良	動作確認などの実機保全を行い、長期使用はせず取替えを前提。	—		
8			酸化 塵埃付着	電気品の導通部接点の酸化、塵埃付着等による導通性の低下	○		計装品 電気品	電氣的接点機能を要求される部位において、雰囲気・動作頻度・負荷容量・材質等が影響して生じる。	電氣的な接点機能を要求される部位について想定要	○		定期的な動作確認により、機器の健全性を確認。	—		
9			断線	導線の劣化から局部過熱を生じ、導体自身の材質の溶融によって発生する断線	○		ヒューズ材 ヒータ材	熱伝達機能を要求されるヒータ等、比較的大電流の流れる部位に発生する可能性がある。	電気抵抗による熱エネルギーの伝達機能を要求される部位について想定要	○	断線	・実機同等品を用いたON－OFF寿命試験の結果、導通不良に至らないことを確認 ・機器点検時の抵抗測定により、機器の健全性を確認 動作確認、抵抗測定 などの実機保全によって機器の健全性を確認	加圧器ヒータ（ヒータエレメント） 各種ヒータ		
10	特性 変化	信号	入出力特性低下	伝送器・カード式計器・検出器等の使用に伴う入出力特性の低下	○		計測機器	発生部位の特定は困難であるが、計測機器は使用に伴い入出力特性に変化を生じる。	計測機器に対して想定要	○	特性変化	定期的な特性試験を行い、有意な特性変化がないことを確認することにより、機器の健全性を確認	—		
11		機能	機能・動作特性低下	長期課電による電気ストレス、機械的摩耗、塵埃等による、機能・動作特性の低下	○		絶縁油 避雷器素子 半導体素子等	長期にわたって電気ストレスを受ける絶縁油及び半導体、機械的摩耗などを受ける機械部品に発生する可能性がある。	絶縁油、避雷器素子、半導体素子等に想定要	○		定期的な機能確認を行い有意な特性変化がないことを確認することにより、機器の健全性を確認 絶縁油の成分分析を実施し、劣化傾向を把握	— —		

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

凡例 ○：想定される経年劣化事象 ×：想定不要な経年劣化事象

A：使用環境上、発熱を考慮した設計となっている。また、過負荷による対策として、保護回路（ヒューズ、ノーヒューズブレーカ）を設けて、

出典：原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021 附属書D，日本原子力学会，2021（著者の許可を得て一部転載）]

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート		
	第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況 *1	想定される設 備／部位*1	
	損傷 モード	経年劣化事 象	定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否				
		区分		要否	否の 理由								
1	コン クリ ートの強 度低 下	熱	コンクリートが高温になると、コン クリート中に様々な形態で存在 する水の逸散によって強度低下 が生じる。	○		コンクリート	高温となる部位 コンクリートが高温になると、コンクリート 中の水分の逸散に伴う乾燥に起因する 微細ひび割れ、あるいは水分の移動に 起因する空隙の発生によって強度低下 が生じる。	高温となる部位について想定要	○	強度低下 （熱）	・運転時に最も高温となる部位を選定 して、温度分布解析または原子炉格 納容器内の温度実測値によりコンク リートの最高温度を算出し、コンク リートの最高温度が温度制限値を下回っ ていることを確認する、時間依存性が 無い評価を実施。	PWR:内部コ ンクリート(1 次遮蔽壁) BWR:原子 炉ベDEST ル、一次遮 へい壁	・温度制限値以上で長期間加熱を受けるコンクリートの物性変化に関するデータ取得を目的とし た長期コンクリート加熱試験が行われている。
2		放射線照射	中性子線、ガンマ線などの過 度の放射線照射を受けた場合 には、コンクリートの強度低下が 起こる可能性がある。	○		コンクリート	過度の放射線照射を受ける部位 コンクリートが過度の放射線照射を受け た場合には、中性子照射やガンマ線照 射による水分逸散などによってコンク リートの強度低下が起こる可能性がある。	過度の放射線照射を受ける部位について想 定要	○	強度低下 （放射線 照射）	・中性子照射量及びガンマ線照射量 の最も大きい部位を評価対象とし、運 転開始後60年時点で予想される中 性子累積照射量及びガンマ線累積照 射量を放射線照射量解析により算出 し、目安とした値以下であることを確 認。 ・目安値以上の部位がある場合はその 範囲を除いた部材厚で構造体の耐力 評価を実施する。	PWR:内部コ ンクリート(1 次遮蔽壁) BWR:原子 炉ベDEST ル、一次遮 へい壁	・現状評価手法にて60年想定 of 健全性評価は可能であるが、より合理的な評価手法 of 高度化 について、国プロで検討されている。（実機条件（骨材種別の違い等）を踏まえた新たな判定 目安値／累積照射量に応じたコンクリート強度 of 低減率／目安値を超える範囲が拡大した場合 にも適用できる、より合理的な耐力評価手法 等）
3		中性化	大気中の二酸化炭素がコンク リートと接触することによってコン クリート中の水酸化カルシウムと 反応しアルカリ性を失う中性化 が表面から進行し、鉄筋を腐 食させる。	○		コンクリート	全コンクリート構造物 コンクリートは空気中の二酸化炭素の 作用を受けると、表面から徐々にその アルカリ成分を失い中性化する。中性化 がコンクリートの内部に進行し、鉄筋を 保護する能力（アルカリ性）が失われ ると、鉄筋はコンクリート中の水分や酸 素の作用によって腐食し始める。鉄筋の 腐食による体積膨張によってコンクリート にひび割れやはく落が生じ、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。	コンクリート構造物に対して問題となる事象 であり想定要	○	強度低下 （中性 化）	・運転開始後60年経過時点で予想さ れる中性化深さを実測や推定式で算 出し、鉄筋が腐食し始める時点の中 性化深さを下回っていることを確認。	全コンクリート 構造物	
4		塩分浸透	コンクリート中に塩化物が存在 することによって鉄筋の不動態 被膜が破壊され腐食・錆の発 生に至る。	○		コンクリート	海水中の塩分の飛来を受ける部位 塩分に含まれる塩化物イオンは鉄筋表 面の不動態被膜を破壊し、腐食を促 進させる。	海水中の塩分の飛来を受ける部位について 想定要	○	強度低下 （塩分浸 透）	・運転開始後60年経過時点における 鉄筋腐食減量を実測や推定式で算 出し、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を下 回っていることを確認。	屋外部コンク リート	
5	アルカリ骨材 反応		コンクリート中の水酸化アルカリ と反応性骨材との反応によって コンクリートが異常な膨張を起こ しひび割れに至る。	○		コンクリート	全コンクリート構造物 アルカリ骨材反応は、ある量の反応性 骨材の存在、硬化体中の細孔中に十 分な水酸化アルカリ溶液の存在、コン クリートが多湿又は湿潤状態に保持さ れているという3つの条件が同時に成立 することによって発生する。 この劣化は、コンクリート打設後の比較 的早い時期に生じる。	反応性骨材を使用していないことを確認して いない場合は想定要	○	強度低下 （アルカリ 骨材反 応）	・定期的に目視点検を実施し、アルカ リ骨材反応に起因すると判断されるひ び割れ等が無いことを確認。* ・また、建設時において、使用している 骨材（粗骨材、細骨材）について、 反応性試験（化学法やモルタルパー 法）を実施し、判定基準値以下であ ることを確認する、時間依存性が無い 評価を実施。 *：遅延膨張性骨材のアルカリ骨材 反応によるコンクリートの強度低下 of 可 能性についても、通常の目視点検など のモニタリングにより兆候を捉えることが 可能	全コンクリート 構造物	アルカリ骨材反応による変状が認められたとしてもそれが直ぐにコンクリートの機能喪失に繋がる訳 ではないため、モニタリングによってその進行の程度を把握し、アルカリ骨材反応による変状を考慮し て部材・構造体の性能を適宜評価することにより、健全性を示す評価フローを検討している。
6								反応性骨材を使用していないこと等を確認 している場合は想定不要	×				

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「－」を記載

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D														ATENAレポート			
管理 No.	第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等				
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況 *1	想定される設 備／部位*1					
	損傷 モード	経年劣化事 象 区分	定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否								
															要否	否の 理由	
7	コン クリ ートの強 度低 下	機械振動	機械振動によってコンクリート構造物が長期間にわたって繰返し荷重を受けると、ひび割れが生じ、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。	○		コンクリート	機械基礎コンクリート 機械振動によってコンクリート構造物が長期間にわたって繰返し荷重を受けると、ひび割れが生じ、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。	機械振動を受ける部位について想定要	○	強度低下 （機械振 動）	定期的に目視点検を実施し、コンクリート表面において、強度に支障をきたす可能性のある欠陥がないことを確認。	—					
8		凍結融解	コンクリート中の水分が凍結すると、水の凍結膨張に見合う水分がコンクリート中を移動し、この際に水圧が生じる。この繰返しによってひび割れ、表面部のはく離が生じ、破壊に至る。	○		コンクリート	地上部コンクリート コンクリート中の水分が凍結と融解を繰返し、その膨張圧によってひび割れや表面部のはく離が生じ、コンクリートの強度低下につながる可能性がある。	・立地地点が凍結融解作用のおそれのあると判断される場合は想定要 ・凍結融解作用のおそれのある地点の知見としては、一般社団法人 日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5 鉄筋コンクリート工事（2009年）解説図 26.1（凍害危険度の分布図）があり、北海道・東北地方については想定要	○	強度低下 （凍結融 解）	・立地地点が凍結融解作用のおそれのないこと、もしくは、立地地点が凍結融解のおそれのあると判断される場合には、設計・施工段階において凍結融解作用に対する抵抗性を確保するために有効な空気量を満足することを確認する、時間依存性が無い評価を実施。	地上部コンクリート					
9								立地地点が凍結融解作用のおそれのないと判断される場合は想定不要	×								
10		化学的侵食	地下水などに化学物質（酸類、塩類、油脂、溶剤など）が含まれている場合に、コンクリートが侵食を受け劣化する現象。 また、硫化水素雰囲気では、バクテリアの作用などで酸化され、硫酸となることから、コンクリートが劣化する現象。	○		コンクリート	化学物質の作用を受ける部位 コンクリートが、水分などに含有された化学物質に直接接することによって生じる可能性がある。	・地下部コンクリートの侵食に対しては鉄筋のかぶりを大きくするなどの対策を講じている。 ・温泉地や化学工場などからの有害な化学物質の影響はなく、化学物質やバクテリアの作用などで劣化は生じないものと考えられることから想定不要 ・酸性雨については、雨水の滞留によって長時間接触することではなく問題ないことから想定不要	×	—							
11		（乾燥） 収縮	通常状態で使用されるコンクリートについては、コンクリート中の自由水の逸散に伴う乾燥によって収縮が生じひび割れが発生する。	○		コンクリート	全コンクリート構造物 硬化中のコンクリートから、水分が乾燥に伴い逸散し、収縮する。	・乾燥収縮によるひび割れは一般建築物における壁などの薄い部材において問題となる。 ・影響は軽微であることから想定不要	×	—							
12		風化	海洋環境、強酸や高濃度の硫酸根との接触、あるいは凍結融解作用を受ける環境などの特別な劣化促進因子にさらされる環境を除外して、通常の使用環境で、コンクリート中のセメント水和物が周囲の水（雪融け水などの軟水）に溶解して組織が疎となることでコンクリートの強度低下の可能性がある。	○		コンクリート	地下部コンクリート 地下部に存在する水にセメント水和物が溶解し、組織が疎となり強度低下の可能性がある。	軟水など成分濃度の低い水が、河川のように常に新しく供給されるような環境において進行する現象であり、このような環境にさらされていない部位については、想定不要	×	—							
13		日射	コンクリート表面の温度変動によって膨張・収縮現象が生じることで、コンクリートの強度低下につながる可能性がある。	○		コンクリート	地上部コンクリート構造物 コンクリート表面の温度変動によって膨張・収縮現象が生じ、コンクリートの強度低下が生じる。	影響は軽微であることから想定不要	×	—							

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

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（AESJ-SC-P005:2021）」附属書D										ATENALレポート		
	第1段階スクリーニング					第2段階スクリーニング					60年想定での経年劣化評価状況		信頼性向上等の観点から、経年劣化評価の 知見拡充が望まれている内容等
	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		使用材料ごとに想定される経年劣化事象				経年劣化 事象の分 類	60年想定における評価内容／状況 *1	想定される設 備／部位*1	
	損傷 モード	経年劣化事 象	定 義			主要 材料	発生部位と要因	想定要否の検討	要否				
		区分		要否	否の 理由								
14	テンド ンの緊 張力低 下	緊張力低下	プレストレス損失（P C鋼材の リラクセーション及びコンクリートの 乾燥収縮・クリープ）によりテ ンドンの緊張力が低下する可能 性がある。	○		コンクリート	プレストレストコンクリートでは、プレス トレス損失（P C鋼材のリラクセーション 及びコンクリートの乾燥収縮・クリープ） によりテンドンの緊張力が低下する可能 性がある。	プレストレストコンクリートのテンドン等に想定 要	○	緊張力の 低下	・供用期間中検査結果及び60年まで のプレストレス損失推定により運転開 始後60年経過時点におけるテンドンの 緊張力予測値を算出し、設計要求値 を上回っていることを確認	PWR： PCCV	
15	コンク リートの遮 蔽能力低 下	熱	コンクリートが周辺環境からの伝 熱や放射線照射による内部発 熱を受けると、コンクリート中の 水分が逸散し、放射線に対す る遮蔽能力が低下する可能性 がある。	○		コンクリート	遮蔽機能を要求され高温となる部位 コンクリートが周辺環境からの伝熱や放 射線照射による内部発熱を受けると、 コンクリート中の水分が逸散し、放射線 に対する遮蔽能力が低下する可能性 がある。	遮蔽機能を要求され高温となる部位につい て想定要	○	遮蔽能力 低下 （熱）	・運転時に最も高温となる部位を選定 して、温度分布解析または原子炉格 納容器内の温度実測値によりコンク リートの最高温度を算出し、コンクリ ートの最高温度が温度制限値を下回っ ていることを確認する、時間依存性が 無い評価を実施。	PWR:内部コ ンクリート(1 次遮蔽壁) BWR:ガンマ 線遮へい 壁、一次遮 へい壁	
16	鉄骨 の強 度低 下	腐食	鉄は一般に大気中の酸素、水 分等と化学反応を起こして腐 食する。海塩粒子等によって腐 食が促進され、さらに腐食が進 行すると鉄骨の断面欠損に至 り、鉄骨の強度低下につながる 可能性がある。	○		鉄骨	全鉄骨構造物 鉄は一般に大気中の酸素、水分等と 化学反応を起こして腐食する。海塩粒 子等によって腐食が促進され、さらに腐 食が進行すると鉄骨の断面欠損に至 り、鉄骨の強度低下につながる可能性 がある。	鉄骨構造物に対して問題となる事象であり 想定要	○	鉄骨の強 度低下 （腐食）	・定期的に目視点検を行うとともに、 有意な塗膜の劣化等が認められた場 合には、その部分の塗替等の補修を 実施。	—	
17		疲労	繰返し荷重によって疲労が蓄積 し、強度が低下する。	○		鉄骨	繰返し荷重が継続的に加わる部位 風等の繰返し荷重によって金属疲労を 起こし、強度低下に至る可能性があ る。	排気筒など風による共振現象に起因する繰 返し荷重を受ける部位について想定要	○	鉄骨の強 度低下 （疲労）	・風による繰返し荷重により疲労破 壊に至る可能性はないことを確認。	排気筒	
18								風などによる繰返し荷重を継続的に受けるこ とによって疲労が蓄積され、強度低下に影 響するような構造部材がない場合は想定不 要	×				
19		化学的腐食	薬品等の浸入によって鉄部が 発錆することで、鉄骨の強度 低下につながる可能性がある。	○		鉄骨	全鉄骨構造物 薬品等の浸入によって鉄部が発錆し、 鉄骨の強度低下が生じる。	薬品等が浸入する環境にさらされてい ないことから想定不要	×	—			

*1：実機保全を基に劣化傾向監視を行っている事象は「60年想定における評価内容／状況」欄にその概要、「想定される設備」欄に「—」を記載

補足資料リスト

○添付資料 2 の補足資料について

添付資料 2 の各事象における説明・主要な根拠等について、機器・事象毎に纏めた。なお PLM 評価結果等、複数の例があるものについては一例として記載した。

原子炉圧力容器 (PWR)	
原子炉圧力容器 (PWR) 低サイクル疲労-1	原子炉圧力容器の PLM 疲労評価例 (美浜発電所 3 号炉劣化状況評価書 (平成 27 年 11 月 (平成 28 年 10 月一部変更)))
原子炉圧力容器 (PWR) 中性子照射脆化-1	原子炉圧力容器の PLM 照射脆化評価例 (関連温度上昇評 価例 (PTS 評価例) 及び上部棚吸収エネルギー評価例) (美浜発電所 3 号炉劣化状況評価書 (平成 27 年 11 月 (平成 28 年 10 月一部変更)))
原子炉圧力容器 (PWR) 中性子照射脆化-2	照射脆化評価範囲と構造不連続部 (ノズル部) 関係図例 (美浜発電所 3 号炉 劣化状況評価 (原子炉容器の中性子 照射脆化) 補足説明資料 (2016 年 11 月 2 日審査ヒアリン グ資料))
原子炉圧力容器 (PWR) 中性子照射脆化-3	監視試験片取り出し要求と監視試験片数について (実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関す る規則 他)
原子炉圧力容器 (PWR) 中性子照射脆化-4	炉型別の照射量見込について (各プラント PLM 評価書 (運転期間延長認可申請含む))
原子炉圧力容器 (PWR) 応力腐食割れ-1	WJP 効果の長期健全性 (「ピーニングによる応力腐食割れ防止効果に関する研 究」(日本保全学会 第 7 回学術講演会要旨集) 他)
原子炉圧力容器 (PWR) 応力腐食割れ-2	690 系 Ni 基合金の耐 PWSCC 長期健全性 (電力共同研究「690 合金の PWSCC 長期信頼性確証試験 (STEP5) 2019 年度 (中間報告書)」)
原子炉圧力容器 (PWR) クラッド下層部のき裂-1	耐 UCC 性に関する評価例 (三菱重工技報 Vol. 14 No. 1 (1977-1)「低合金鋼溶接影 響部の再熱割れに関する研究」)
原子炉圧力容器 (BWR)	
原子炉圧力容器 (BWR) 低サイクル疲労-1	原子炉圧力容器の PLM 疲労評価例 (東海第二発電所劣化状況評価書 (平成 29 年 11 月 (平 成 30 年 10 月一部変更)))

原子炉圧力容器 (BWR) 中性子照射脆化-1	原子炉圧力容器の PLM 照射脆化評価例（上部棚吸収エネルギー評価） （東海第二発電所劣化状況評価書（平成 29 年 11 月（平成 30 年 10 月一部変更）））
原子炉圧力容器 (BWR) 中性子照射脆化-2	原子炉圧力容器の PLM 照射脆化評価例（関連温度上昇評価） （東海第二発電所劣化状況評価書（平成 29 年 11 月（平成 30 年 10 月一部変更）））
原子炉圧力容器 (BWR) 中性子照射脆化-3	原子炉圧力容器の照射脆化を考慮した温度-圧力運転制限曲線例 （東海第二発電所劣化状況評価書（平成 29 年 11 月（平成 30 年 10 月一部変更）））
原子炉圧力容器 (BWR) 中性子照射脆化-4	監視試験片に関する再生の概要、小型監視試験片の適用に関する検討状況など （電子ビーム溶接を用いて再生した衝撃試験片の監視試験への適用性評価（日本保全学会学術講演会要旨集、第 10 回） 他）
原子炉圧力容器 (BWR) 中性子照射脆化-5	照射脆化評価範囲と構造不連続部（ノズル部）関係図例 （東海第二発電所 劣化状況評価（中性子照射脆化）補足説明資料（2018 年 11 月 5 日審査ヒアリング資料））
原子炉圧力容器 (BWR) 中性子照射脆化-6	BWR の原子炉圧力容器における PTS に関する評価概要 （BWR プラント PLM 評価書（運転期間延長認可申請含む））
原子炉圧力容器 (BWR) 応力腐食割れ-1	（発電設備技術検査協会「応力改善工法で付与された圧縮残留応力の持続性」（出典：一般財団法人発電設備技術検査協会 溶接・非破壊検査技術センター 技術レビュー-Vol.9 2013） 他）
原子炉圧力容器 (BWR) クラッド下層部のき裂-1	耐 UCC 性に関する評価例 （Welding Research Council BULLETIN(WRC-197) 東海第二発電所劣化状況評価書（平成 29 年 11 月（平成 30 年 10 月一部変更）））
原子炉圧力容器 (BWR) クラッド下層部のき裂-2	UCC に関する運転延長認可申請特別点検例 （東海第二発電所 特別点検（原子炉圧力容器）補足説明資料（2018 年 11 月 5 日審査ヒアリング資料））
原子炉圧力容器 (BWR) 腐食-1	主蒸気／主給水ノズル部腐食に関する PLM 評価例 （東海第二発電所劣化状況評価書（平成 29 年 11 月（平成 30 年 10 月一部変更）））

原子炉圧力容器 (BWR) 腐食-2	基礎ボルト腐食に関する運転延長認可申請特別点検例 (東海第二発電所 特別点検 (原子炉圧力容器) 補足説明資料 (2018 年 11 月 5 日審査ヒアリング資料))
原子炉格納容器 (PWR)	
原子炉格納容器 (PWR) 腐食-1	コンクリート埋設部がアルカリ環境下であり、酸化被膜が不動態化して腐食速度が極めて小さいことの説明 (北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社, 「原子力発電所の運転期間と構造物, 系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」 (2018 年 11 月第 1 回改訂))
コンクリート構造物	
コンクリート 熱による強度低下-1	コンクリートの温度制限に関する説明 (日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」 (2015))
コンクリート 熱による強度低下-2	コンクリートの熱による強度低下の PLM 評価例 (美浜発電所 3 号炉 劣化状況評価 (コンクリート構造物および鉄骨構造物) 補足説明資料 (2016 年 11 月 2 日審査ヒアリング資料))
コンクリート 放射線による強度低下-1	コンクリートの放射線による強度低下の PLM 評価例 (大飯発電所 3 号炉 高経年化技術評価 (コンクリート構造物および鉄骨構造物) 補足説明資料 (2021 年 11 月 5 日審査ヒアリング資料))
コンクリート 放射線による強度低下-2	コンクリートの放射線による強度低下の PLM 評価例 (基準値を超えた場合の評価) (大飯発電所 3 号炉 高経年化技術評価 (コンクリート構造物および鉄骨構造物) 補足説明資料 (2021 年 11 月 5 日審査ヒアリング資料))
コンクリート 放射線による強度低下-3	検討中の中性子照射による実機構造物の強度低下に関する健全性評価 (鈴木等, 「コンクリート照射劣化メカニズムの解明と実機構造健全性評価手法の構築 その 1: 研究全体計画」 (2019 年 9 月日本建築学会大会学術講演梗概集 (北陸)))
コンクリート 中性化による強度低下-1	各 PLM 評価プラントの中性化評価値とそれを基にした 80 年試評価値 (各プラント PLM 評価書 (運転期間延長認可申請含む))

コンクリート 塩分浸透による強度低下-1	各 PLM 評価プラントの塩分浸透評価値とそれを基にした 80 年試評価値 (各プラント PLM 評価書 (運転期間延長認可申請含む))
コンクリート アルカリ骨材反応による強度低下-1	コンクリートのアルカリ骨材反応の各プラント PLM 評価 例 (各プラント PLM 評価書 (運転期間延長認可申請含む))
コンクリート 機械振動による強度低下-1	コンクリートの機械振動の PLM 評価例 (東海第二発電所劣化状況評価書 (平成 29 年 11 月 (平成 30 年 10 月一部変更)))
コンクリート 凍結融解による強度低下-1	コンクリートの凍結融解の PLM 評価例 (泊発電所 2 号炉高経年化技術評価書 (2020 年 3 月 (2020 年 12 月一部変更)))

文献番号：原子炉压力容器 (PWR)低サイクル疲労-1	記載箇所： 添付資料 2 (PWR 原子炉压力容器) 疲労割れ
説明：PLM評価書において、原子炉压力容器の疲労割れは、JSME設計・建設規格、環境疲労評価手法を用いた60年間を想定した実過渡回数に基づく疲労評価（含接液環境を考慮した環境疲労評価）を定期的の実施し、疲労累積係数（UF値）が1未満であることを確認している。	
文献名：美浜発電所 3 号炉劣化状況評価書（平成 27 年 11 月（平成 28 年 10 月一部変更））	
b. 技術評価 ① 健全性評価 冷却材出入口管台等の健全性評価にあたっては、構造が不連続であるため比較的大きな熱応力の発生する部位を対象として「日本機械学会 設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007）」に基づき評価を行った。 評価対象部位を図2.3-1に示す。 また、使用環境を考慮した疲労について、「日本機械学会 環境疲労評価手法（JSME S NF1-2009）」に基づき評価した。 疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1に示す。なお、運転期間延長認可申請に伴う評価として、2010年度末までの運転実績に基づき推定した2011年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。 *：評価条件として、2011年5月から2017年9月まで冷温停止状態、2011年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。 それぞれの評価結果を表2.3-2に示すが、許容値に対し余裕のある結果が得られている。	

表2.3-1(1/3) 美浜3号炉 原子炉容器 冷却材出入口管台等の疲労評価に用いた過渡回数

(上蓋、蓋用管台およびスタッドボルトを除く)

運転状態Ⅰ

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2010年度末時点	運転開始後60年 時点の推定値*1
起動 (温度上昇率55.6℃/h)	4 6	7 8
停止 (温度下降率55.6℃/h)	4 4	7 8
負荷上昇 (負荷上昇率5%/min)	3 6 8	7 0 6
負荷減少 (負荷減少率5%/min)	3 5 3	6 9 1
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2	3
100%から90%へのステップ状負荷減少	2	3
100%からの大きいステップ状負荷減少	4	7
定常負荷運転時の変動*2	—	—
燃料交換	2 3	5 2
0%から15%への負荷上昇	5 0	8 4
15%から0%への負荷減少	3 7	6 9
1ループ停止/1ループ起動		
I) 停 止	0	1
II) 起 動	0	1

運転状態Ⅱ

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2010年度末時点	運転開始後60年 時点の推定値*1
負荷の喪失	4	6
外部電源喪失	2	5
1次冷却材流量の部分喪失	0	1
100%からの原子炉トリップ		
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	4	7
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	1	2
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	1
1次冷却系の異常な減圧	0	1
制御棒クラスタの落下	1	4
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	1
1次冷却系停止ループの誤起動	0	1
タービン回転試験	6	6
1次系漏えい試験	3 7	6 4

*1：評価条件として、2011年5月から2017年9月までの冷温停止状態を想定した。

*2：設計評価においては、1次冷却材温度 $\pm 1.7^{\circ}\text{C}$ 、1次冷却材圧力 $\pm 0.34\text{MPa}$ ($\pm 3.5\text{kg/cm}^2$) の変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない。

表2.3-2 美浜3号炉 原子炉容器 冷却材出入口管台等の疲労評価結果

評価対象部位 (使用材料)	疲 労 累 積 係 数 (許容値：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 冷却材入口管台 (低合金鋼、ステンレス鋼(内張り))	0.038	0.001 ^{*3}
② 冷却材出口管台 (低合金鋼、ステンレス鋼(内張り))	0.047	0.001 ^{*3}
③ 蓋用管台 ^{*1} (690系ニッケル基合金)	0.113	0.002 ^{*3}
④ 炉内計装筒 (600系ニッケル基合金)	0.140	0.006 ^{*3}
⑤ 上蓋 ^{*1} 、上蓋フランジおよび 上部胴フランジ (低合金鋼、ステンレス鋼(内張り))	0.011	— ^{*5}
⑥ 下部胴・下部鏡接続部 (低合金鋼、ステンレス鋼(内張り))	0.004	— ^{*5}
⑦ 炉心支持金物 (600系ニッケル基合金)	0.006	0.000 ^{*3*4}
⑧ スタッドボルト ^{*2} (低合金鋼)	0.294	— ^{*5}

*1：第15回定期検査時（1996年度）に原子炉容器上蓋を取替えているため、40年間の過渡回数を基に算出した。

*2：第9回定期検査時（1987年度～1988年度）にスタッドボルトを取替えているため、49年間の過渡回数を基に算出した。

*3：炉水環境にあり、かつ疲労評価上最も厳しい箇所について評価を実施しており、疲労評価対象箇所と異なる。

*4：発生応力は疲労限以下である。

*5：非接液部。

文献番号：原子炉压力容器
(PWR)中性子照射脆化-1-1

記載箇所：

添付資料 2 (PWR 原子炉压力容器) 中性子照射脆化 (関連温度上昇)

説明：

運転開始60年時点の原子炉压力容器の関連温度上昇を考慮した加圧熱衝撃評価において、初期き裂 (10mm) を想定しても、脆性破壊に対する抵抗値 (材料自身の持つねばり強さ) を示す K_{IC} 曲線は、負荷状態を応力拡大係数 K_I (脆性破壊を起こそうとする値) で示すPTS状態遷移曲線を上回っている。また、超音波探傷検査結果を踏まえ、初期き裂5mmを想定した場合は更に保守的な評価結果となっている。

文献名：美浜発電所 3 号炉劣化状況評価書 (平成 27 年 11 月 (平成 28 年 10 月一部変更))

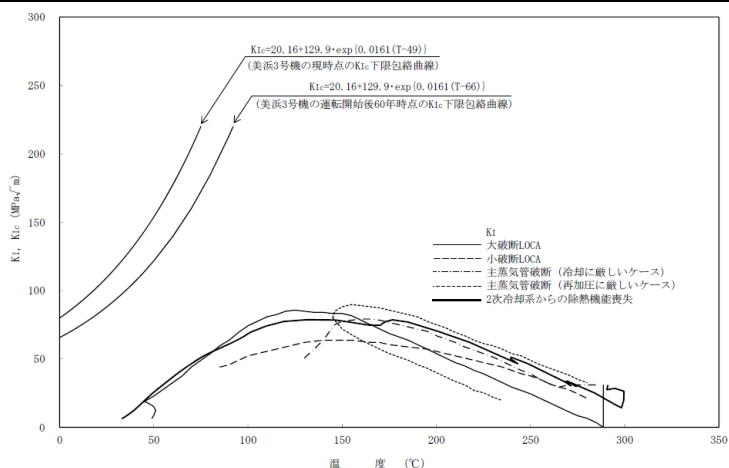


図2.3-4(1/3) 美浜3号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) 中性子照射脆化に対するPTS評価結果
[深さ10mmの想定き裂を用いた評価]

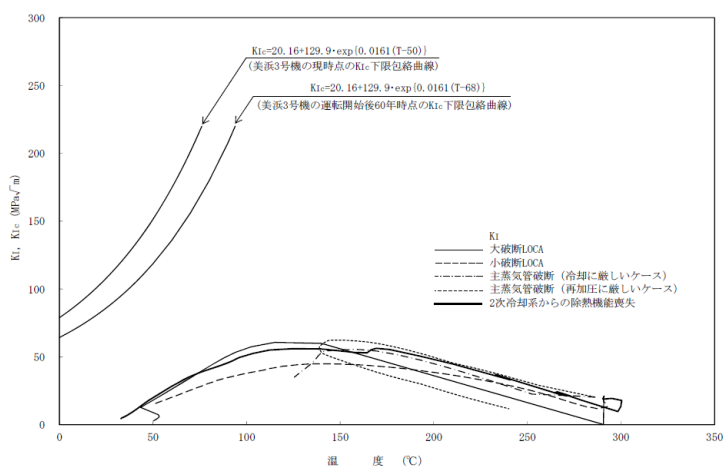


図2.3-4(2/3) 美浜3号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) 中性子照射脆化に対するPTS評価結果
[深さ5mmの想定き裂を用いた評価]

文献番号：RV(PWR)中性子照射脆化-1-2	記載箇所：別添 A（PWR 原子炉容器） 中性子照射脆化（上部棚エネルギー吸収エネルギー低下）															
説明： 運転開始60年時点の原子炉圧力容器の上部棚吸収エネルギー低下を考慮したJEAC4206に基いた評価（USE評価）において、JEAC4206が要求している値68Jとの比較ないし弾塑性破壊力学評価を実施し、き裂が不安定破壊しないとの評価を得ている。																
文献名：美浜発電所 3 号炉劣化状況評価書（平成 27 年 11 月（平成 28 年 10 月一部変更））																
ii 上部棚吸収エネルギー低下に対する評価 国内プラントを対象とした上部棚吸収エネルギーの予測式（国内USE予測式、JEAC4201 附属書B）を用いて運転開始後 60 年時点での上部棚吸収エネルギーの予測値を評価した結果、表2.3-8のとおりJEAC4206で要求している 68 J 以上を満足しており、十分な上部棚吸収エネルギーがある。 表2.3-8 美浜 3 号炉 上部棚吸収エネルギーの予測値 (単位：J) <table><tr><th></th><th>方 向</th><th>初 期 値</th><th>2015年 11月時点*1</th><th>運転開始後 60年時点*1</th></tr><tr><td>母 材</td><td>T方向*2</td><td>149</td><td>129</td><td>125</td></tr><tr><td>溶接金属</td><td>溶接線に 直角方向</td><td>197</td><td>137</td><td>131</td></tr></table> *1:板厚 t の 1 / 4 t 深さでの予測値 *2:試験片の長手方向が圧延方向に垂直			方 向	初 期 値	2015年 11月時点*1	運転開始後 60年時点*1	母 材	T方向*2	149	129	125	溶接金属	溶接線に 直角方向	197	137	131
	方 向	初 期 値	2015年 11月時点*1	運転開始後 60年時点*1												
母 材	T方向*2	149	129	125												
溶接金属	溶接線に 直角方向	197	137	131												

文献番号：原子炉压力容器
(PWR)中性子照射脆化-2

記載箇所：
添付資料 2 (PWR 原子炉压力容器) 中性子照射脆化

説明：

原子炉压力容器の中性子照射脆化は $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2 (E > 1 \text{MeV})$ を超える中性子照射量を受ける炉心領域を対象としており、60年運転想定でのPLM評価では、ノズルコーナー等の構造不連続部の範囲に影響が無い事を確認している。

80年想定の場合には、照射脆化の評価対象範囲拡大に伴う構造不連続部（ノズルコーナー）に対する影響を確認しつつ、必要に応じ評価対象の再整理を行う。

文献名：美浜発電所 3 号炉 劣化状況評価（原子炉容器の中性子照射脆化）補足説明資料
(2016 年 11 月 2 日審査ヒアリング資料)

60 年時点の原子炉容器軸方向中性子照射量分布[※]を図 1 に、照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を図 2 に示す。図 1 より 60 年時点での照射量は、入口管台溶接部では $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を上回るものの、入口管台ノズルコーナー部、出口管台及び下部鏡では $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を下回る。

※原子炉容器内表面の中性子照射量が最も高くなる周方向 $0^\circ, 90^\circ, 180^\circ, 270^\circ$ の照射量を示している。

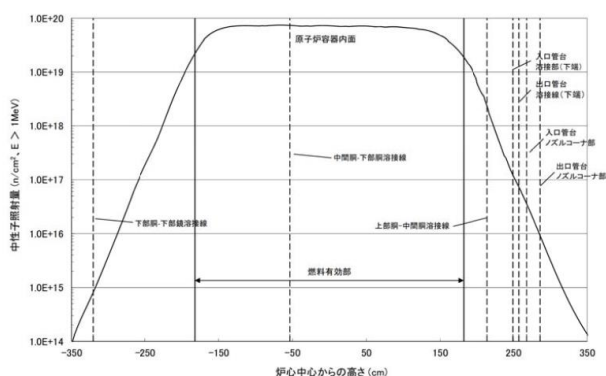


図 1 原子炉容器の軸方向中性子照射量分布

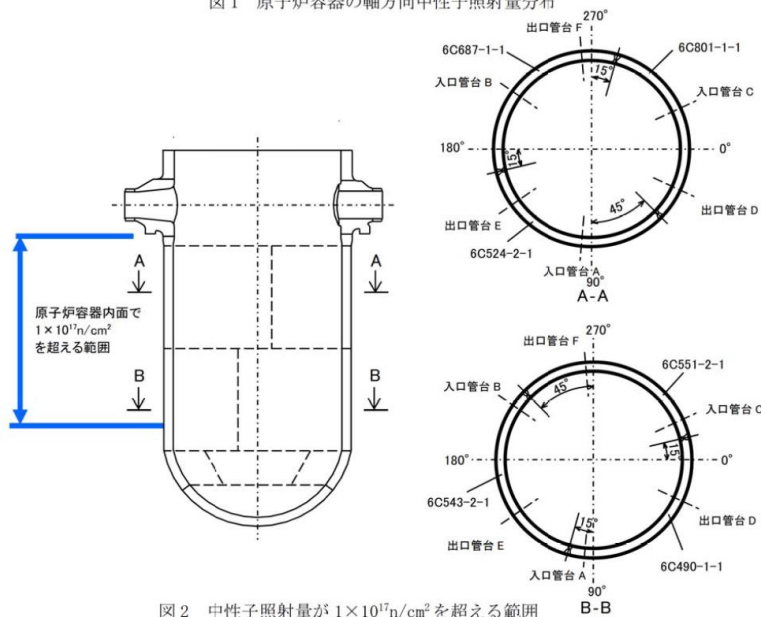


図 2 中性子照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える範囲

文献番号：原子炉压力容器
(PWR)中性子照射脆化-3

記載箇所：
添付資料 2（PWR 原子炉压力容器）中性子照射脆化

説明：

後述する取り出し要求のとおり，長期運転に伴い監視試験片の取り出し数が増加するのに対し，プラント建設時の監視試験片装荷数は，プラントにも拠るが4～8個程度である。このため，JEAC4201で規格化されている試験片の再生に加え，小型再生試験片の活用，監視試験計画の高度化等の知見拡充が望まれる状況である。

○監視試験片取り出しについて

監視試験片の取り出しは実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下，「技術基準規則」）や JEAC4201，及び運転期間延長認可制度に基づいて現在実施されており，概要は以下のとおり。

●JEAC4201 に則った取り出し

標準監視試験計画としては以下のとおり規定されている。

		相当運転期間における原子炉压力容器内面の 関連温度移行量の予測値（ ΔRT_{NDT} 予測値）（℃）			
		$\Delta RT_{NDT} \leq 28$	$28 < \Delta RT_{NDT} \leq 56$	$56 < \Delta RT_{NDT} \leq 111$	$111 < \Delta RT_{NDT}$
最少カプセル数（個）		3	3	4	5
取り出し 時期 (EPFY) ^{注 7}	第 1 カプセル	12 ^{注 1}	6 ^{注 2}	3 ^{注 2}	1.5 ^{注 2}
	第 2 カプセル	24 ^{注 3}	15 ^{注 3}	6 ^{注 4}	3 ^{注 5}
	第 3 カプセル	相当運転期間 ^{注 6}	相当運転期間 ^{注 6}	15 ^{注 3}	6 ^{注 4}
	第 4 カプセル	—	—	相当運転期間 ^{注 6}	15 ^{注 3}
	第 5 カプセル	—	—	—	相当運転期間 ^{注 6}

注 1～7：JEAC4201 には詳細注記有。本資料では省略。

●運転期間延長認可制度に則った取り出し要求

運転期間延長認可制度（実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド）に記載されている，照射試験片の取り出し要求は以下のとおりであり，JEAC4201 の標準監視試験計画に基いた取り出しに加え，プラントに拠っては最大

2 カプセルの追加取り出しを要する。

- ・運転開始後30年を経過する日から10年以内のできるだけ遅い時期に取り出した監視試験片の試験結果（監視試験片の取り出し時期は、試験等に要する期間（3年程度を目安）を考慮した上で、申請書の提出期限に最も近い定期事業者検査（原則として計画外の原子炉停止によるものを除く。）とする。）。
- ・運転開始後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、当該監視試験片に基づき行う監視試験の計画。

●技術基準規則による取り出し要求

技術基準規則及びその解釈においては、第十四条、第二十二条において監視試験を実施することが要求されており、また別記-6において以下の通り監視試験片の追加取り出しが要求されている。

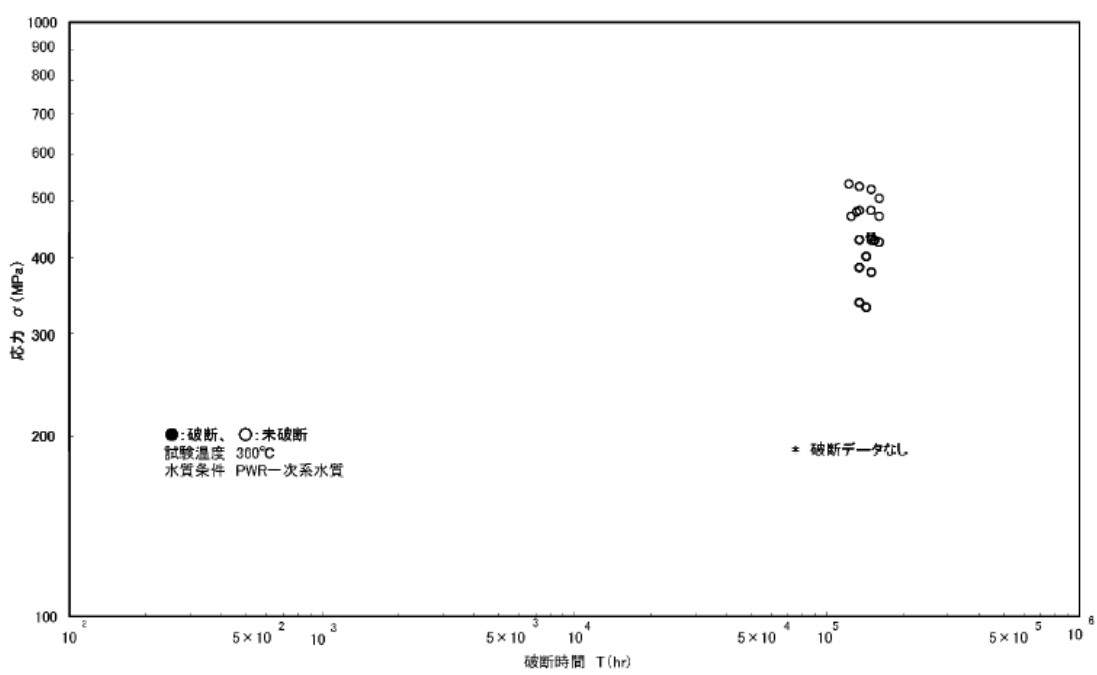
<技術基準規則解釈 別記-6 抜粋>

- ・原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（ $E>1\text{MeV}$ ）が $2.4 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ を上回る場合は、以下の①及び②を満足すること。
 - ①原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量（ $E>1\text{MeV}$ ）が、これまでに取り出された監視試験片の中性子照射量を超えない時期に、新たな監視試験片を取り出して関連温度移行量を予測すること。
 - ②運転開始後40年を超えて運転を行う場合には、運転開始後40年から50年の間に少なくとも1度、更に運転開始後50年から60年の間に少なくとも1度、監視試験片を取り出して関連温度移行量を予測すること。

文献名： 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 他

文献番号：原子炉圧力容器 (PWR)中性子照射脆化-4	記載箇所： 添付資料 2（PWR 原子炉圧力容器） 中性子照射脆化												
説明： 監視試験により蓄積したデータ等を踏まえ、関連温度移行量および上部棚吸収エネルギーの算出方法について、継続的に改善が図られており、蓄積したデータは適宜規格への反映が行われている。なお、JEAC4201-2007[2013年追補版]の関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギー減少量の予測には、適用範囲として中性子照射量の上限（それぞれ $1.3 \times 10^{20} \text{n/cm}^2 (E>1\text{MeV})$ 、 $1.2 \times 10^{20} \text{n/cm}^2 (E>1\text{MeV})$ ）が設定されているが、データを反映し、適用範囲の上限見直しが適宜行われている。80年評価を想定する場合は、JEAC4201-2007[2013年追補版]の適用範囲を超えた照射量となる可能性がある。（但し、個別プラントの稼働率等に依存する。）													
文献名： —（各プラント PLM 評価書（運転期間延長認可申請含む））													
各プラントの PLM 評価書には運転開始後 60 年時点の推定照射量が記載されており、そのまま単純に評価期間 80 年に換算すべく 4/3 倍すると以下の表の内容となる。 実際には個別プラント毎の稼働率等に拠る為、上記の換算はそのまま当てはまらないが、規格の現状の適用範囲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る。													
	<table><tr><th rowspan="2">60 年推定照射量 (PLM 記載^{*1*2})</th><th rowspan="2">80 年換算値^{*1*3}</th><th colspan="2">JEAC4201-2013 追補（上限値）</th></tr><tr><th>脆化予測法^{*1}</th><th>USE 予測式^{*1}</th></tr><tr><td>PWR</td><td>約 3.8～10.8</td><td rowspan="2">～13.0</td><td rowspan="2">～12.0</td></tr><tr><td>BWR</td><td>約 0.1～0.3</td></tr></table>	60 年推定照射量 (PLM 記載 ^{*1*2})	80 年換算値 ^{*1*3}	JEAC4201-2013 追補（上限値）		脆化予測法 ^{*1}	USE 予測式 ^{*1}	PWR	約 3.8～10.8	～13.0	～12.0	BWR	約 0.1～0.3
60 年推定照射量 (PLM 記載 ^{*1*2})	80 年換算値 ^{*1*3}			JEAC4201-2013 追補（上限値）									
		脆化予測法 ^{*1}	USE 予測式 ^{*1}										
PWR	約 3.8～10.8	～13.0	～12.0										
BWR	約 0.1～0.3												
^{*1} ：原子炉圧力容器胴内面の照射量目安 [$\times 10^{19} \text{n/cm}^2 (E>1\text{MeV})$]													
^{*2} ：各プラントの断続運転前提の高経年化技術評価、及び、運転延長認可申請に記載の値を炉型別に整理した値													
^{*3} ： ^{*2} の数値を単純に 4/3 倍した概数。実際には個別プラント毎の稼働率等に拠る													

文献番号：原子炉圧力容器 (PWR)応力腐食割れ-1	記載箇所： 添付資料 2 (PWR 原子炉圧力容器) 応力腐食割れ
説明： ウォータージェットピーニング施工後は表面に圧縮応力が得られることが確認されており、その持続性については、下記の研究報告において、各種条件で圧縮残留応力が保持されていることが報告されている。 例として文献2で400°C-461時間の温度加速試験で圧縮応力が保持されているが、これはラーソンミラーパラメータに拠る換算で320°C-60年に該当し、実機におけるピーニング施工時期や稼働率を考慮すると60年超のプラント供用期間に相当する。	
文献名： 文献 1： 三菱重工業株式会社「ピーニングによる応力腐食割れ防止効果に関する研究」（出典：日本保全学会 第 7 回学術講演会要旨集） 文献 2： 発電設備技術検査協会「応力改善工法で付与された圧縮残留応力の持続性」（出典：一般財団法人発電設備技術検査協会 溶接・非破壊検査技術センター 技術レビューVol.9 2013）	

文献番号：原子炉圧力容器 (PWR)応力腐食割れ-2	記載箇所： 添付資料 2 (PWR 原子炉圧力容器) 応力腐食割れ
説明： 電力共同研究による690系ニッケル基合金の温度加速定荷重応力腐食割れ試験の結果から、690系ニッケル基合金については、60年想定において、PWR一次系水質環境において応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考えている。 690系ニッケル基合金の360°C-10万時間以上の温度加速定荷重試験で未破断であり、これはラーソンミラーパラメータに拠る換算で320°C-60年超に該当する。	
文献名：電力共同研究「690 合金の PWSCC 長期信頼性確証試験 (STEP5) 2019 年度 (中間報告書)」	
690 系ニッケル基合金の定荷重応力腐食割れ (SCC) 試験結果  ●:破断、○:未破断 試験温度 300°C 水質条件 PWR一次系水質 * 破断データなし	

文献番号：原子炉压力容器 (PWR)クラッド下層部のき 裂-1	記載箇所： 添付資料 2 (PWR 原子炉容器) クラッド下層部のき裂
---------------------------------------	--

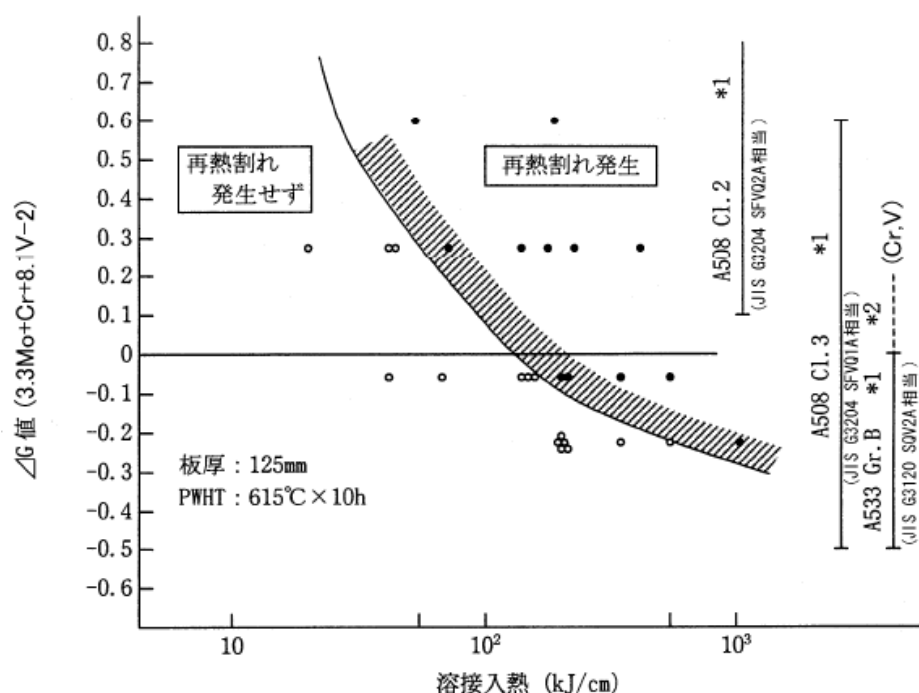
説明：

国内の全PWRの原子炉压力容器においては，製作時に溶接入熱を管理しクラッド下層部のき裂が発生しない領域（下図の「再熱割れ発生せず」の領域）でクラッド施工することで製造時の割れ発生が防止されている。

補足：クラッド下層部のき裂は，原子炉压力容器の肉盛り溶接部の熱影響部にみられる再熱割れである。割れはビードの重なりで最初のビード溶接時に加熱された熱影響部粗大粒域で，次のビードにより再加熱される部分で発生する。溶接後熱処理により，クリープ延性が低下し，条件によっては発生することがある。

材料の割れ感受性を評価するのに，「 $\Delta G = Cr + 3.3Mo + 8.1V - 2$ （％）」が提案されており，材料の化学成分と溶接入熱をコントロールすることで再熱割れを防止することが可能である。当該評価は時間依存性が無く60年想定でも80年想定でも変わらない。

文献名：三菱重工技報 Vol.14 No.1 (1977-1)「低合金鋼溶接影響部の再熱割れに関する研究」



再熱割れ発生に及ぼすΔG値および溶接入熱の影響

文献番号：原子炉压力容器 (BWR)低サイクル疲労-1	記載箇所： 添付資料 2 (BWR 原子炉压力容器) 疲労割れ
--------------------------------	------------------------------------

説明：参考として、PLM評価書において、原子炉压力容器の疲労割れは、JSME設計・建設規格、環境疲労評価手法を用いた60年間を想定した実過渡回数に基づく疲労評価（含接液環境を考慮した環境疲労評価）を定期的実施し、疲労累積係数（UF値）が1未満であることを確認している。

文献名：東海第二発電所劣化状況評価書（平成 29 年 11 月（平成 30 年 10 月一部変更））

b. 技術評価

① 健全性評価

評価部位として、温度変化が大きく比較的大きな熱応力が発生する給水ノズル、締付け力が加わる主フランジ（上鏡フランジ及び胴フランジ）、スタッドボルト、容器の自重が加わる下鏡及び支持スカートを選択し、設計建設規格に基づき評価した。

疲労評価は、運転期間延長認可申請に伴う評価として、2016 年 11 月時点までの運転実績に基づき推定した以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的に設定した過渡回数以上を用いて実施した。

*：評価条件として、主フランジ及びスタッドボルトについては、2011 年 3 月から 2020 年 8 月末まで冷温停止状態、2020 年 9 月以降の過渡回数発生頻度は実績の 1.5 倍を想定した。給水ノズル、下鏡及び支持スカートについては、2011 年 3 月から 2019 年 8 月末まで冷温停止状態、2019 年 9 月以降の過渡回数発生頻度は実績の 1.5 倍を想定した。

また、冷却材と接液する給水ノズル及び下鏡に対しては、使用環境を考慮した疲労について、日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 JSME S NF1-2009」に基づいて評価した。評価対象部位を図 2.3-3 に、評価用過渡条件を表 2.3-4 に、評価結果を表 2.3-5 に示す。

その結果、各部位の運転開始後 60 年時点の疲労累積係数は許容値を下回り、疲労割れの可能性は小さいと判断する。

表 2.3-4 原子炉压力容器評価用過渡条件

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2016 年 11 月時点)		60 年目推定過渡回数		
	主フランジ、 給水ノズル、下鏡、 支持スカート	スタッドボルト*1	主フランジ*2	給水ノズル、下鏡、 支持スカート*3	スタッドボルト*1*2
ボルト締付	26	8	48	—	31
耐圧試験	72	14	132	135	74
起動（昇温）	65	17	111	113	63
起動（タービン起動）	65	17	111	113	63
夜間低出力運転（出力 75 %）	67	—	—	123	—
週末低出力運転（出力 50 %）	115	—	—	167	—
制御棒パターン変更	96	—	—	180	—
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	—	—	1	—
給水加熱機能喪失（給水加熱器部分バイパス）	0	—	—	1	—
スクラム（タービントリップ）	16	3	22	23	9
スクラム（その他）	20	0	24	24	4
停止	65	17	112	114	64
ボルト取外	26	9	49	—	32
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	3	6	6	6

*1：スタッドボルトは第 16 回定期検査（1998 年度）にて取替を実施

*2：2011 年 3 月から 2020 年 8 月末まで冷温停止状態、2020 年 9 月以降の過渡回数発生頻度は実績の 1.5 倍を想定

*3：2011 年 3 月から 2019 年 8 月末まで冷温停止状態、2019 年 9 月以降の過渡回数発生頻度は実績の 1.5 倍を想定

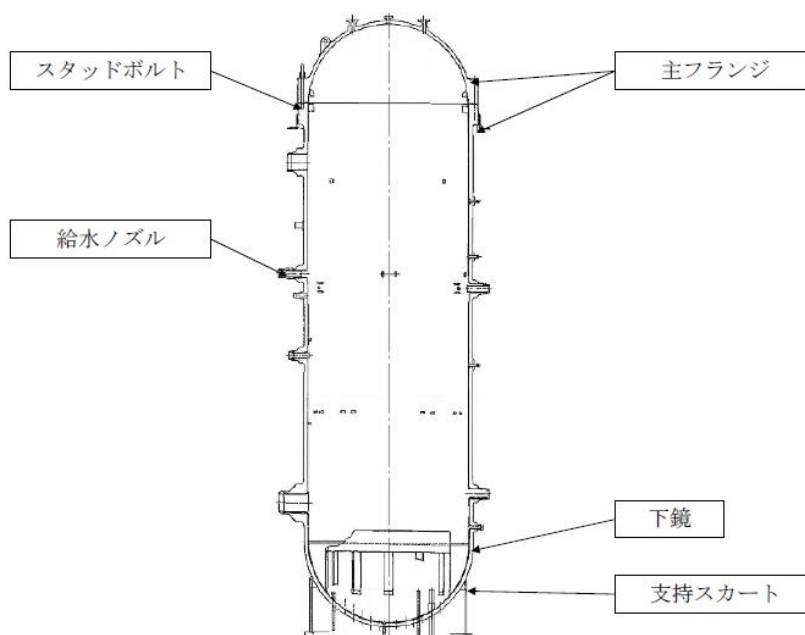


図 2.3-5 原子炉圧力容器 評価対象部位

表 2.3-5 原子炉圧力容器の疲労評価結果

評価部位	運転実績回数に基づく疲労解析（許容値：1 以下）		
	設計建設規格の疲労曲線 による評価		発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法による評価 （環境を考慮）
	現時点 (2016 年 11 月時点)	運転開始後 60 年時点	運転開始後 60 年時点
主フランジ	0.0103	0.0177	—
スタッドボルト	0.0689	0.2526	—
給水ノズル	0.0601	0.1039	0.5328
下鏡	0.0234	0.0416	0.4475
支持スカート	0.3297	0.5691	—

文献番号：原子炉压力容器 (BWR)中性子照射脆化-1	記載箇所： 添付資料 2 (BWR 原子炉压力容器) 中性子照射脆化 (上部棚エネルギー吸収エネルギー低下)
説明：中性子照射脆化に対し実機では、JEAC4201および技術基準解釈に従い監視試験片を計画的に取り出し、衝撃試験等を行うことによって、関連温度移行量や上部棚吸収エネルギー減少量のデータ蓄積を継続している。	
文献名：東海第二発電所劣化状況評価書（平成 29 年 11 月（平成 30 年 10 月一部変更））	
炉心領域部の中性子照射による機械的性質の変化については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005（2007 年追補版を含む）」（以下、「設計建設規格」という）及び JEAC4201 に基づいて、計画的に監視試験を実施し破壊靱性の将来の変化を予測している。 また、監視試験結果から、JEAC4206 に基づき漏えい検査温度を設定している。 1) 最低使用温度の評価 東海第二の 2016 年 11 月時点の監視試験結果を表 2.3-1 に示す。 JEAC4201 附属書 B「中性子照射によ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」により求めた関連温度移行量の予測値と測定値は、図 2.3-3 に示すとおり、予測式にマージンを見込んだものの範囲にあり、測定値について特異な脆化は認められない。 ここで、監視試験片の関連温度について母材、溶接金属及び熱影響部を評価した結果、母材が高いことから母材の評価で代表することとした。 次に、JEAC4201 附属書 B「中性子照射によ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」並びに JEAC4206 附属書 A「非延性破壊防止のための解析法」及び附属書 E「破壊靱性評価方法」により求めた 2016 年 11 月時点及び 60 年時点での関連温度移行量、関連温度、最低使用温度を表 2.3-2 に示す。 関連温度は 2016 年 11 月時点で 5℃程度、運転開始後 60 年時点で 11℃程度となる。その際の胴の最低使用温度は、破壊力学的検討により求めたマージン 26℃を考慮すると、2016 年 11 月時点で 31℃、運転開始後 60 年時点で 37℃となる。 ここで、炉心領域胴及び保守的な評価として低圧注水ノズルのチャージ No. 毎の構成材料について、運転開始後 60 年時点における関連温度を評価した結果、27℃程度、その際の最低使用温度は 53℃となった。そのため、監視試験結果に基づき算出した運転開始後 60 年時点における関連温度の予測値に替えて適用することとした。	

表 2.3-1 東海第二の監視試験結果

回数	中性子照射量 ($\times 10^{19}$ n/cm ²) (E > 1 MeV)	関連温度及び関連温度移行量 (°C)						上部棚吸収エネルギー (J)		
		母材		溶接金属		熱影響部		母材	溶接金属	熱影響部
関連温度 初期値	0	-25		-25		-25		202	188	205
第1回 (加速)	0.053 (29.9 EFPY*)	関連温度 移行量	関連温度	関連温度 移行量	関連温度	関連温度 移行量	関連温度	220	212	218
		4	-21	2	-23	11	-14			
第2回 (炉壁1)	0.011 (7.42 EFPY*)	3	-22	-1	-26	9	-16	202	197	200
第3回 (炉壁2)	0.026 (21.4 EFPY*)	7	-18	0	-25	20	-5	199	174	191
第4回 (炉壁3)	0.029 (26.2 EFPY*)	15	-10	-2	-27	-5	-30	220	215	240

*: 監視試験片位置の中性子束から、設備利用率を 80 % として原子炉圧力容器内表面に換算した場合の照射年数

2) 上部棚吸収エネルギーの評価

上部棚吸収エネルギーの低下について JEAC4201 附属書 B「中性子照射によ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」に基づいて評価を実施した結果を表 2.3-3 に示す。

最も上部棚吸収エネルギーが低下するのは、母材であり、2016 年 11 月時点で 111 J、運転開始後 60 年時点で 111 J となっている。

いずれの場合も JEAC4206 で要求されている 68 J を上回っている。

表 2.3-3 東海第二の上部棚吸収エネルギー予測値

(単位: J)

	初期値	2016 年 11 月時点	運転開始後 60 年時点	許容値
母材	202	111*	111*	68
溶接金属	188	152	151	
熱影響部	205	113*	112*	

*: JEAC4201-2007 SA-3440 に基づき L 方向から T 方向への補正を行っている

文献番号：原子炉压力容器 (BWR)中性子照射脆化-2	記載箇所： 添付資料 2 (BWR 原子炉压力容器) 中性子照射脆化 (関連温度上昇)
説明：各PLM評価においては、JEAC4201により関連温度移行量の予測を行い、監視試験結果を包含することを確認している。	
文献名：東海第二発電所劣化状況評価書（平成 29 年 11 月（平成 30 年 10 月一部変更））	
1) 最低使用温度の評価 東海第二の 2016 年 11 月時点の監視試験結果を表 2.3-1 に示す。 JEAC4201 附属書 B「中性子照射によ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」により求めた関連温度移行量の予測値と測定値は、図 2.3-3 に示すとおり、予測式にマージンを見込んだものの範囲にあり、測定値について特異な脆化は認められない。 ここで、監視試験片の関連温度について母材、溶接金属及び熱影響部を評価した結果、母材が高いことから母材の評価で代表することとした。 次に、JEAC4201 附属書 B「中性子照射によ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」並びに JEAC4206 附属書 A「非延性破壊防止のための解析法」及び附属書 E「破壊靱性評価方法」により求めた 2016 年 11 月時点及び 60 年時点での関連温度移行量、関連温度、最低使用温度を表 2.3-2 に示す。 関連温度は 2016 年 11 月時点で 5 °C 程度、運転開始後 60 年時点で 11 °C 程度となる。その際の胴の最低使用温度は、破壊力学的検討により求めたマージン 26 °C を考慮すると、2016 年 11 月時点で 31 °C、運転開始後 60 年時点で 37 °C となる。 ここで、炉心領域胴及び保守的な評価として低圧注水ノズルのチャージ No. 毎の構成材料について、運転開始後 60 年時点における関連温度を評価した結果、27 °C 程度、その際の最低使用温度は 53 °C となった。そのため、監視試験結果に基づき算出した運転開始後 60 年時点における関連温度の予測値に替えて適用することとした。	

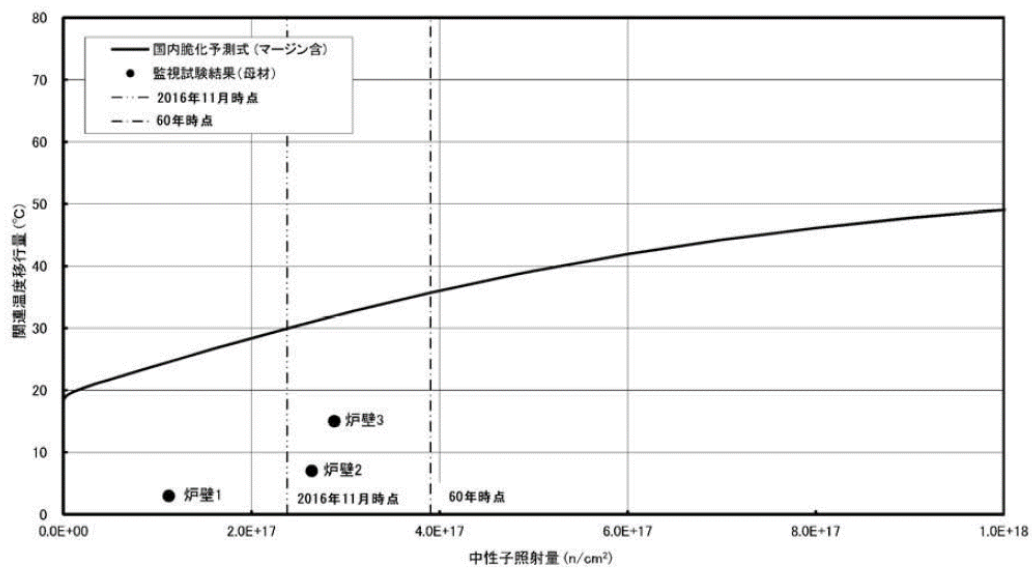


図 2.3-3 関連温度移行量の予測値と測定値（マージン有り）

表 2.3-2 東海第二の関連温度の予測値

評価時期	材料	関連温度 初期値 (°C)	関連温度 移行量 (°C) *	関連温度 (°C)	破壊力学的 検討による マージン (°C)	胴の最低使用 温度 (°C)
2016 年 11 月時点	母材	-25	30	5	26	31
	溶接金属	-25	27	2		
	熱影響部	-25	30	5		
運転開始後 60 年時点	母材	-25	36	11		37
	溶接金属	-25	31	6		
	熱影響部	-25	36	11		

*：原子炉圧力容器内表面から板厚 1/4 深さでの予測値

文献番号：原子炉压力容器
(BWR)中性子照射脆化-3

記載箇所：

添付資料 2 (BWR 原子炉压力容器) 中性子照射脆化の運
転管理反映

説明：関連温度移行量より，JEAC4206に従い，最低使用温度を算出し，原子炉压力容器
の耐圧・漏えい試験時には压力容器の最低使用温度を守るように運転管理を行っている。

文献名：東海第二発電所劣化状況評価書（平成 29 年 11 月（平成 30 年 10 月一部変更））

(2) 胴中性子照射脆化に対する耐震安全性評価

胴中性子照射脆化については、「技術評価」において最低使用温度の評価及び
上部棚吸収エネルギーの評価を実施し，健全性上問題のないことを確認している。
また，靱性低下による脆性破壊を防止するための点検や運転温度の管理を行って
おり，現状保全の妥当性についても示されている。

ここでは，原子炉压力容器円筒胴（炉心領域）に，中性子照射脆化（運転開始後
60 年時点）と地震を考慮した場合の応力拡大係数 K_I を求め破壊力学上の許容限界
 K_{IC} と比較し健全性を評価した。評価は日本電気協会「原子力発電用機器に対する
破壊靱性の確認試験方法 JEAC4206-2007」に基づくものとし，欠陥は，深さを原子
炉压力容器の板厚の 1/4 倍，長さを板厚の 1.5 倍とし，地震荷重の寄与が大きい周方
向及び評価上厳しい軸方向の両方を想定した。

図 3. 4-1 に運転時及び耐圧・漏えい検査時における原子炉压力容器の K_{IC} 下限包
絡曲線と K_I 曲線（運転開始後 60 年時点）（炉心領域円筒胴）を示す。

図 3. 4-1 のケース 1 及び 2 に示すように，軸方向欠陥に地震が作用しても円筒胴の
円周方向応力は有意な変化をしないため， K_I は地震荷重の有無に係わらず変化しな
い。周方向欠陥に地震が作用した場合は，軸方向応力の増加に寄与するため，地震
荷重を考慮しないケース 3 に比べて考慮したケース 4 の方が厳しくなる。

以上より，地震時に発生する K_I を評価した結果 K_{IC} を下回ることから，中性子照
射脆化に対する耐震性を考慮した運転制限に対し，十分な安全性が確保されてい
ると考える。

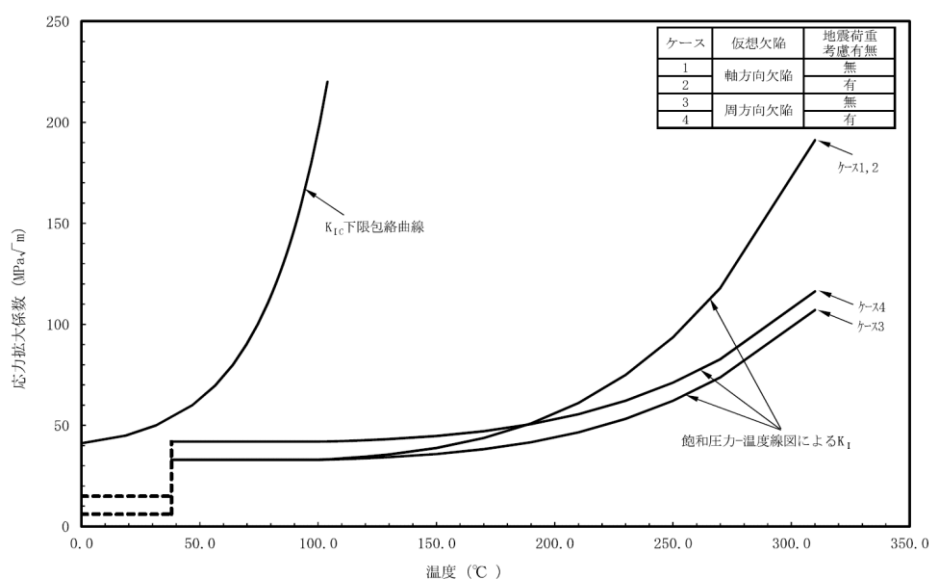


図 3. 4-1 (1/2) 原子炉压力容器 K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線（運転開始後 60 年時点）（炉心領域円筒胴，運転時）

文献番号：原子炉压力容器 (BWR)中性子照射脆化-4	記載箇所： 添付資料 2 (BWR 原子炉压力容器) 中性子照射脆化 (小型試験片技術開発)
説明：建設時に装荷した監視試験片の数には限りがあるため、60年を超えた想定をする場合には、試験片の再生、小型試験片の活用、監視試験計画の高度化等について検討を実施している。 例として文献1では監視試験片の再生方法として電子ビーム溶接の適用性評価、HAZ試験片の板厚方向採取位置の違いによる衝撃特性への影響確認試験を実施し、結言として以下の旨を成果としている。 ・電子ビーム溶接による試験片の結合部は、有害な割れまたは融合不良は無く、シャルピー衝撃試験においても十分な強度を有しており、JEAC4201-2007の接合方法の確認試験の要求を満足することを確認した。 ・HAZ試験片の板厚方向採取位置の違いが衝撃特性、金属組織および硬さに影響しないことを確認した。これにより、(1/4)t位置から採取されていない溶接金属試験片のHAZをHAZ再生試験片用のインサート材として用いてもよいことを確認した。	
文献名： 文献 1： 電子ビーム溶接を用いて再生した衝撃試験片の監視試験への適用性評価（日本保全学会 学術講演会要旨集，第 10 回） 文献 2： Mini-C(T)試験片を用いた原子炉压力容器溶接金属脆化評価手法における試験片形状の影響（機械学会 M&M 2021 年 9 月 15 日，16 日）	

文献番号：原子炉压力容器 (BWR)中性子照射脆化-5	記載箇所： 添付資料 2 (BWR 原子炉压力容器) 中性子照射脆化 (評価領域と構造不連続部の関係)
--------------------------------	--

説明：評価対象部位の選定基準 ($1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2 (E > 1 \text{MeV})$) を超える中性子照射量を受ける部位として構造不連続部は含まれていなかったが、照射量が増大する場合は原子炉压力容器ノズルのノズルコーナ部等の構造不連続部が評価対象部位として加わる可能性があるが、PLM評価においてノズル部を含めた評価を実施している。

文献名：東海第二発電所 劣化状況評価 (中性子照射脆化) 補足説明資料 (2018 年 11 月 5 日審査ヒアリング資料)

燃料有効長範囲を超える範囲においても、中性子照射量の最大値、平均値ともに急速に減少することから、低圧注水ノズルコーナー部で中性子照射量が平均値を超えることはない。

○評価点：低圧注水ノズル (コーナー部)

○中性子照射量 ($E > 1 \text{ MeV}$)：運転開始後 60 年時点： $0.87 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 程度

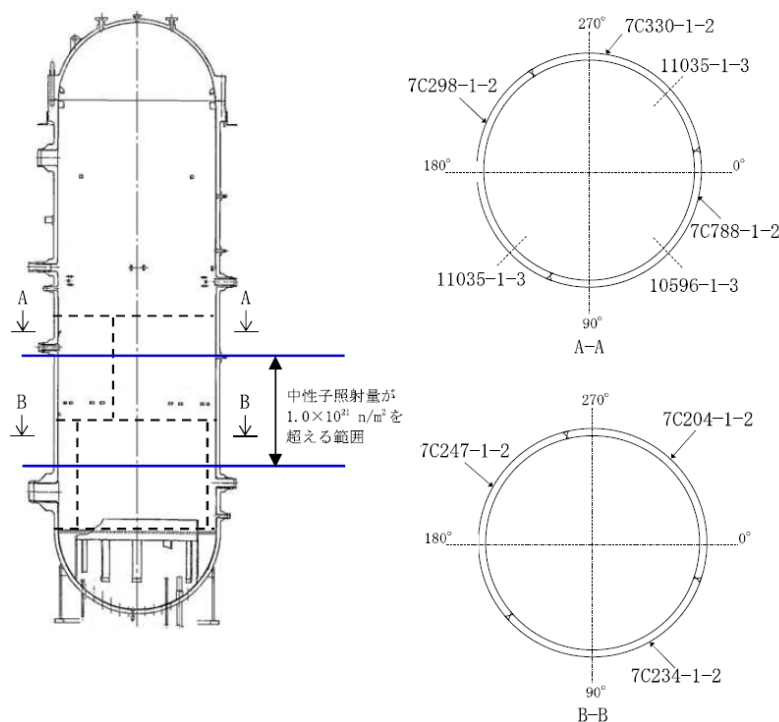


図 5 $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超える範囲

c. 構造不連続部の評価（関連温度算出）

低圧注水ノズルコーナー部のチャージ No. 毎の構成材料について、構造不連続部として評価を実施する。

当該コーナー部の運転開始後 60 年時点での中性子照射量は、前述のとおり $0.87 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 程度であり、 $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 未満の範囲となるため、炉心領域胴に比して脆化の程度が小さい。

- ・低圧注水ノズルは面積補強されていることから、ノズル接続部近傍の応力は胴一般部と同等であるものと考えられる。「設計・建設規格」解説図 PVB-3513-3 においても、面積補強がある場合には、面積補強範囲外の外表面位置での周方向応力は胴部と同等な応力まで減衰しており、内表面に対しても同様な傾向を示すものと考えられる。
- ・特別点検（RPV）追加評価に合わせて実施した点検結果として有意な欠陥が確認されていない。

文献番号：原子炉圧力容器 (BWR)中性子照射脆化-6	記載箇所： 添付資料2(BWR原子炉圧力容器) 中性子照射脆化(BWR の原子炉圧力容器における PTS 評価)
説明：BWRについては供用状態C, DにおいてPTS事象のような非延性破壊に対して厳しい 運転事象がないこと、国内全プラント網羅するように供用期間60年時点でのPTS評価 を実施した結果、十分な尤度を持つことが確認されている。	
文献名： 文献 1： 沸騰水型原子炉圧力容器の過渡事象における加圧熱衝撃の評価（日本保全学会学術講演 会要旨集，第 10 回） 文献 2： BWR 各プラントの高経年化技術評価書	

文献番号：原子炉圧力容器 (BWR)応力腐食割れ-1	記載箇所： 別添 A (BWR 原子炉圧力容器) 応力腐食割れ (ピーニングの長期健全性)
説明： ウォータジェットまたはレーザーを用いたピーニングは効果の持続性も確認されている。例として文献3で400°C-461時間の温度加速試験で圧縮応力が保持されているが、これはラーソンミラーパラメータに拠る換算で290°Cでは60年超の期間に該当する。	
文献名： 文献 1： WJP による残留応力改善効果の持続性評価，日本材料学会第 59 期学術講演会講演論文集， (2010)， 文献 2： “レーザーピーニング施工をした溶接部の圧縮残留応力に及ぼす外部応力負荷の影響”， M & M2010 材料力学カンファレンス 文献 3： 発電設備技術検査協会「応力改善工法で付与された圧縮残留応力の持続性」（出典：一般財団法人発電設備技術検査協会 溶接・非破壊検査技術センター 技術レビューVol.9 2013）	

文献番号：原子炉压力容器 (BWR)クラッド下層部のき 裂-1	記載箇所： 添付資料 2 (BWR 原子炉压力容器) クラッド下層部のき 裂
説明：クラッド下層部の亀裂については、全米溶接協会の報告書「Welding Research Council BULLETIN(WRC-197)」において、特定の種類の低合金鋼材料と特定の溶接施工条件が重畳した場合に発生する可能性が確認されており、低合金鋼の材料の改善（化学成分の規制等）や溶接方法の改善（高入熱条件の回避）を図ることで発生を防止できることが示されている。国内のBWR原子炉压力容器は上記報告書のUCC発生防止対策を踏まえて溶接条件を検証してクラッド溶接が施工されており、UCC発生の可能性は低いと考えている。	
文献名：Welding Research Council BULLETIN(WRC-197) 東海第二発電所劣化状況評価書（平成 29 年 11 月（平成 30 年 10 月一部変更））	
<概要（抄訳）> 題名：圧力容器のクラッド下層部の亀裂に関するレビュー 発行年：1974 著者：AG Vinckier, AW Pense 概要： このレビューは、クラッド下層部の亀裂に関して、公開されている技術文献と民間の研究プログラムの両方から得られた多くのデータを網羅してレビューしている。レビューの目的は、クラッド下層部の亀裂の発生原因となる要因を特定し、それを緩和または排除できる手段を検討することである。レビューの過程で原子力向け圧力容器鋼の製造、熱処理、およびクラディングに関する重要なデータベースが作成された。 クラッド下層部の亀裂は、溶接クラッドオーバーレイの下に存在する低合金鋼の熱影響部に見られる深さ約 3 mm (0.12 インチ) 以上、長さ 3 mm (0.12 インチ) 以上の金属組織の粒界の分離として定義された。これよりも小さいサイズの粒界剥離も調査に含まれていた。これらの亀裂は一般的に溶接後の熱処理中に生成される。クラッド下層部の亀裂を誘発する 3 つの要因の組み合わせは、粗大化した結晶構造、有意な残留応力パターン、及び 600° ～650° C (1112～1202° F) のクリープ延性が低い範囲の温度領域での熱処理である。高入熱条件によるクラッド溶接において、特に溶接パスを重ねている場合には、粗大化した結晶構造と残留応力の形態となる。そして、溶接後の熱処理は亀裂が発生する温度環境となる。	

<国内 BWR プラントの UCC 対策>

UCC 事象は、1970 年にヨーロッパで最初に確認されたとされている。

以下に UCC の特徴を示す。

- (1) 結晶粒界の非常に微細な不連続部を総称して UCC と呼んでいる。
- (2) ステンレス鋼の肉盛溶接を高入熱施工法で行うと感受性が高くなる。
- (3) 肉盛ビードの重ね部直下に結晶粒が粗大化した母材熱影響部にのみ発生する。
- (4) 溶接後熱処理過程で発生する。

UCC 発生状況の模式図を図 1 に示す。UCC は、第 1 肉盛溶接の入熱により母材が加熱され溶接熱影響部に粗大結晶粒が形成され、さらに次の第 2 肉盛溶接の入熱により 650℃ 付近以下に再加熱された箇所で溶接後熱処理過程で発生するものである。

WRC-197 では、UCC に対しては以下に示す防止対策が有効であることが確認されている。

- ① ステンレスクラッドの 2 層盛溶接
- ② 高周波加熱もしくは中周波加熱による結晶粒の微細化
- ③ UCC 感受性の低い材料の採用・化学成分の規制
- ④ 小入熱方法の採用

国内の BWR プラントでは、上記の対策のいずれか 1 つ以上を採用し UCC を防止している。

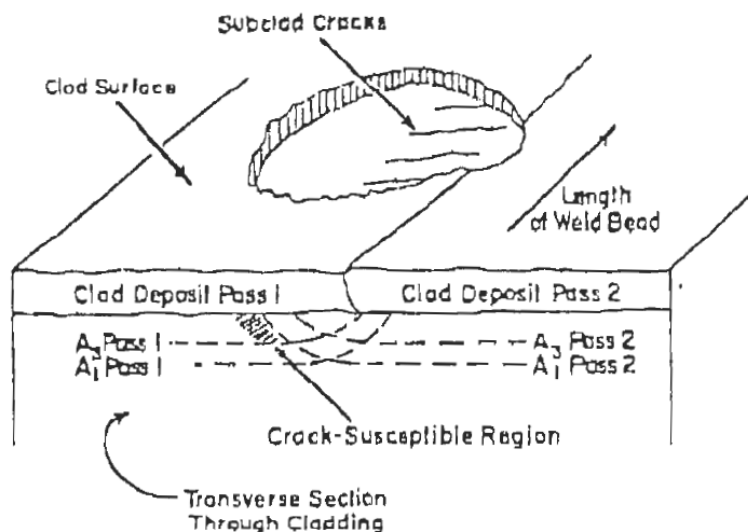


Fig. 1—Section of clad plate showing cracks

図 1 UCC 発生状況の模式図 (WRC-197)

h. ステンレス鋼及び高ニッケル合金のクラッド下層部のき裂

胴等には低合金鋼が用いられており、内面はステンレス鋼及び高ニッケル合金のクラッドが施されている。低合金鋼の中でも ASME SA-508 CL.2 は特定の溶接条件で溶接後熱処理の際にクラッド下層部にき裂が発生することが知られている。

この事象については米国の WRC(Welding Research Council) が 1974 年に発行した「WRC Bulletin197」において、溶接方法の改善または原子炉圧力容器材料の変更により対策が図られるという結論が導かれている。

東海第二のノズル（差圧検出・ほう酸水注入管ノズル、計装ノズル及びドレンノズルを除く）及び主フランジは SA-508 CL.2 であるが、溶接方法の改善（クラッドの 2 層盛溶接）がなされているためクラッド下層部のき裂は発生する可能性は小さいと考えられ、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

なお、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検における原子炉圧力容器の母材及び溶接部について超音波探傷検査を行っており、有意な欠陥は確認されていない。

したがって、ステンレス鋼及び高ニッケル合金のクラッド下層部のき裂は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する。

文献番号：原子炉压力容器 (BWR)クラッド下層部のき 裂-2	記載箇所： 添付資料 2 (BWR 原子炉压力容器) クラッド下層部のき 裂
説明：運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、UCCに対して有効な超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められていない。	
文献名：東海第二発電所 特別点検（原子炉压力容器）補足説明資料（2018 年 11 月 5 日 審査ヒアリング資料）	
原子炉压力容器母材部については、通常の供用期間中検査で溶接継手に実施している垂直法による UT を全板厚（約 160 mm）に対して実施した。また、原子炉压力容器内表面のクラッド部については内部の欠陥、アンダークラッドクラッキング（以下、「UCC」という。）に対して有効なフェーズドアレイ法 0° 及び±45° の UT を実施した。 周方向溶接継手、長手方向溶接継手、原子炉压力容器と低圧注水管台との溶接継手については通常の供用期間中検査で実施している垂直法と斜角法 45° 及び 60° の UT を実施した。 低圧注水管台周辺、計装管台周辺については、原子炉压力容器母材部の検査と同様に垂直探傷となるようノズルのテーパ角に合わせる目的で、フェーズドアレイ法 0° 及び 45° の UT を実施した。また、管台周辺についてはクラッド材内部の欠陥、UCC に対して有効なフェーズドアレイ法 20° の UT も実施した。 ジェットポンプライザーブレースパッド部と照射試験片ブラケットパッド部については、ジェットポンプライザーブレースパッド溶接部及び照射試験片ブラケット溶接部の欠陥に対して有効なフェーズドアレイ法 0° 及び±35° の UT を実施した。 ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部については、ジェットポンプライザーブレース母材側まで含めた試験対象範囲全域に渡って探傷するため、斜角法 45° 及び 70° の UT を実施した。 基準感度の感度校正は JEAC4207-2008「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」（以下、「JEAC4207-2008」という。）に基づいた表 3.1.2.1 の基準感度の校正要領と表 3.1.2.2 の対比試験片を使用して行った。反射波の抽出基準としては、JEAC4207-2008 に基づき、斜角法、垂直法、フェーズドアレイ法のいずれも DAC20%とした。	

4. 点検結果

原子炉圧力容器における特別点検対象部位の点検結果を以下に示す。各点検実施日を添付資料 10 に示す。

4. 1 母材及び溶接部

原子炉圧力容器外面からの点検については、平成 26 年 10 月 25 日から平成 26 年 12 月 19 日及び平成 28 年 1 月 23 日から平成 28 年 3 月 2 日までの間で実施した。追加の点検 (9152 mm ~ TAF 9203 mm の範囲) については、平成 30 年 3 月 25 日から平成 30 年 4 月 20 日までの間で実施した。なお、実施にあたってはこの範囲に対して十分に余裕をもった範囲の探傷を行った。ジェットポンプライザーブレスアーム溶接部の点検については、平成 27 年 6 月 6 日から平成 27 年 7 月 11 日までの間で実施した。

原子炉圧力容器外面からの点検により、以下の部位において、DAC20%を超える反射波が検出されているが、JEAC4207-2008「表-2712-1 UT 指示エコーの分類」に照らして、以下のように分類され、割れその他の有害な欠陥と判定されるものは無かった。なお、製造時の溶接においてできた融合不良と評価しているものが一部あるが、溶接規格 (JISME S NB1-2007) の判定基準を満足し、維持規格に基づく評価を行い割れ等の有害な欠陥でないことを確認した。加えて、建設時に実施した放射線透過試験、UT 及び過去の供用期間中検査のデータとの比較・検証を行い、異常のないことを確認した (添付資料 11)。

- ・原子炉圧力容器母材部 (クラッド含む) : 非金属介在物 (スラグ巻込み)、製造時の溶接時にできた融合不良
- ・原子炉圧力容器溶接継手 (胴の周継手) : 非金属介在物 (スラグ巻込み)、製造時の溶接時にできた融合不良、境界面エコー
- ・原子炉圧力容器溶接継手 (胴の長手継手) : 非金属介在物 (スラグ巻込み)、境界面エコー
- ・原子炉圧力容器と低圧注水管台の溶接部 : 製造時の溶接時にできた融合不良

文献番号：原子炉圧力容器 (BWR)腐食-1	記載箇所： 添付資料 2 (BWR 原子炉圧力容器) 腐食 (FAC 及び全面腐食)
説明：原子炉圧力容器内部の内面クラッドがない主蒸気ノズル等は、低合金鋼等が高温流体に接しているため、腐食（全面腐食）が懸念される。また、蒸気が高速で流れる主蒸気ノズルは流れ加速型腐食が想定される。これに関しては、全面腐食及び流れ加速型腐食による運転開始後 60 年時点における腐食量を予測式により算出し、設計・製造段階で考慮した腐食代よりも十分に小さいことを確認している。	
文献名：東海第二発電所劣化状況評価書（平成 29 年 11 月（平成 30 年 10 月一部変更））	
全面腐食及び流れ加速型腐食による運転開始後 60 年時点におけるそれぞれの腐食量は、給水ノズル及び上鏡内面等は Wagner の酸化速度式を用いて算出した結果 0.77 mm、主蒸気ノズルは Keller の予測式を用いて算出した結果 0.16 mm であり、設計・製造段階で考慮した腐食代である 1.6 mm より十分小さいことから、腐食が問題となる可能性はない。 したがって、主蒸気ノズル、給水ノズル及び上鏡内面等の腐食（全面腐食及び流れ加速型腐食）は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する。	

文献番号：原子炉圧力容器 (BWR)腐食-2	記載箇所： 添付資料 2 (BWR 原子炉圧力容器) 腐食
説明：基礎ボルトの露出部は、炭素鋼もしくは低合金鋼を使用しており、長期運転により腐食の懸念がある。これに関しては、通常運転時は原子炉格納容器内は窒素ガス雰囲気中にあり、ボルト表面に防錆塗装を実施しているプラントもあり、腐食が発生する可能性は小さい。また、定期的な点検によりボルトの健全性を確認している。なお、40年超に際して実施した特別点検において超音波探傷試験により健全性を確認している。	
文献名：東海第二発電所 特別点検（原子炉圧力容器）補足説明資料（2018年11月5日審査ヒアリング資料）	
4.4 基礎ボルト 平成26年2月5日から平成26年2月25日までの間で点検を実施した。 基準感度による表示器目盛において5%を超える反射波が検出されているが、いずれも評価の結果、段付部近傍及びねじ部よりの形状エコーであり、割れその他の有害な欠陥と判定されるものがないことを確認できた。 なお、点検実施前に実機ボルトと同様に製作した模擬試験体のねじ部に付与したスリットの検出性を確認しており、ねじ部や段付き部からの反射エコーは探触子をボルト端面で円周方向に走査しながら探傷すると、連続的な形状指示として現れるので、欠陥のような不連続な指示と識別することが可能であった。 全数120本中2本については曲がりボルト構造のため、曲がり部より上部に対してUTを実施し、割れその他の有害な欠陥は認められなかったが、曲がり部より下部に対しては探傷ができていない。この基礎ボルトは、曲げ加工が施されており、曲げ加工による影響がないことを同材質の素材を用いた曲げ部から採取した試験片にて機械試験（引張り試験、硬さ試験、衝撃試験）を実施して確認している。また、実機の検査として、寸法検査、非破壊検査（ねじ部の浸透探傷試験、全面の磁粉探傷試験、曲げ部の超音波探傷試験）が行われている。これら試験の後、据え付けがなされていることから、同環境下にある他の基礎ボルトと同様に現在においても異常は生じていないものと考えている。	

文献番号： 原子炉格納容器 (PWR)腐食-1	記載箇所： 添付資料 2(PWR 原子炉格納容器) 腐食
----------------------------	---------------------------------

説明：コンクリート埋設部は、コンクリート内の水酸化カルシウムにより pH 12～13 程度の強アルカリ環境を形成していることが知られているが、以下文献にて引用されている鉄の電位-pH図に示す通り、当該環境において鉄表面に生成する酸化被膜は不動態化しているため、腐食速度としては極めて小さい環境にある。

文献名：北海道電力株式会社ほか原子力発電事業者 11 社、「原子力発電所の運転期間と構築物、系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート」(2018 年 11 月第 1 回改訂)

例えば、炭素鋼材の湿潤環境での腐食挙動は、表面に生成する酸化皮膜（不動態皮膜）の影響を受け、不動態皮膜が安定となる環境条件（例えば図 3.2.1 (1)-1 [3]の領域 III）では腐食速度が低下し、皮膜の保護作用が弱くなる（例えば図 3.2.1 (1)-1 [3]の領域 II）と、材料表面全体で腐食が進行する。

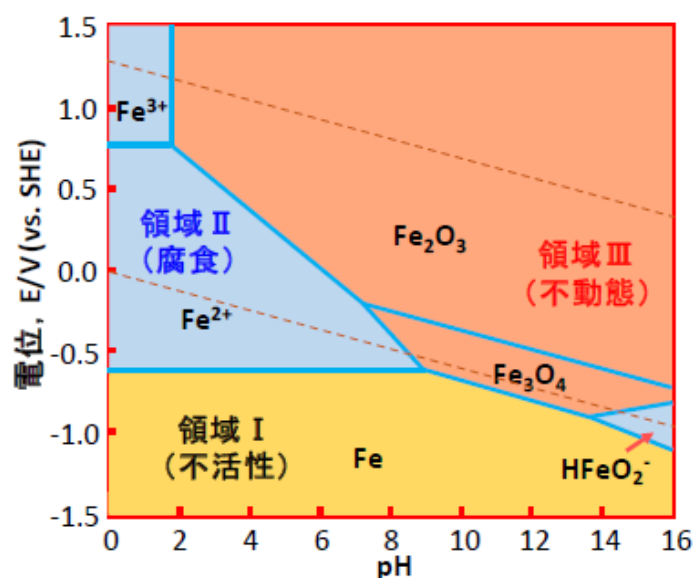


図 3.2.1 (1)-1 鉄の電位-pH 図[3]

参考文献

[3] 腐食防食協会編、「腐食防食ハンドブック」, 丸善 (2000), P7

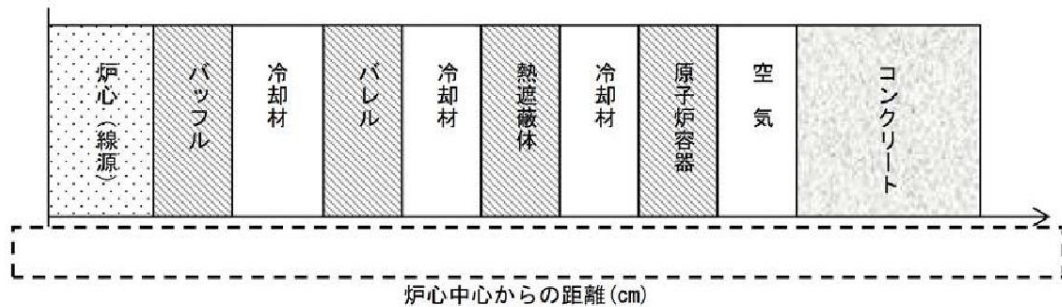
文献番号： コンクリート構造物 熱による強度低下-1	記載箇所： 添付資料 2（コンクリート構造物） 熱によるコンクリートの強度低下
説明： 一般にコンクリートは、温度が70℃程度ならばコンクリートの基本特性に大きな影響を及ぼすような自由水の逸散は生じず、100℃程度以下ならば圧縮強度の低下は少ない。一方、コンクリート温度が190℃付近まで上昇すると結晶水が解放され始め、さらに高温になると脱水現象が著しくなるため、コンクリートの特性に影響が出始めるとされている。 [補足] 上記説明が当該文献に記載されており、更に当該文献には、以下が記載されている。 ・コンクリート構造物に対する維持管理において熱による経年劣化は、設計時に設定した許容値を満足していれば熱による悪影響は生じないものと考え、設計値を維持管理においても評価基準とする。 ・日本建築学会と日本機械学会では、定常状態におけるコンクリートの表面温度の制限値として、一般部においては65℃、局部（配管貫通部など）においては90℃としている。なお、これら温度制限値を超える場合は、別途強度に関して検討することを要求している。	
文献名： 日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」（2015） 記載箇所：付録 I.1 健全性評価における評価基準の設定に関する資料 2. 劣化要因（p144），2.1 コンクリート構造物，a.熱（高温） 参考文献 ASME「Boiler & Pressure Vessel Code, Section III Division 2」（2007） 日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」（2011）	

2. 解析結果

温度分布解析の結果、RVサポート直下のコンクリート部の最高温度は約64℃であり、強度上の熱に対するコンクリートの温度制限値（一般部65℃、局部90℃）を下回る結果である（添付4）。

なお、炉心領域部での最高温度は約55℃となり、RVサポート下部の温度より下回ることを確認している（添付5）。

1次遮蔽壁内のガンマ発熱量分布の評価では、下図に示すような1次元の円筒形状を入力して、評価している。



上記の方法で算出した1次遮蔽壁内のガンマ発熱量分布を基に、円筒形状に対する熱伝導方程式を解いて、温度分布を求めると、1次遮蔽壁（コンクリート）内での最高温度は、0° 角度方向の1次遮蔽壁（コンクリート）内面から約50cmの位置に現れ、約55℃である。1次遮蔽壁（コンクリート）内温度分布を以下に示す。

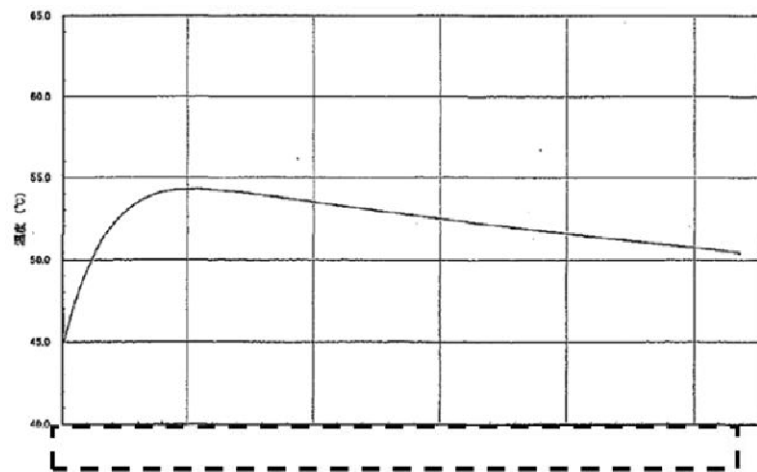


図8 1次遮蔽壁（コンクリート）内温度分布

文献番号： コンクリート構造物 放射線による強度低下-1	記載箇所： 添付資料 2（コンクリート構造物） 放射線照射によるコ ンクリートの強度低下
説明：PLMにおいては、中性子照射量およびガンマ線照射量の最も大きい部位を評価対象とし、運転開始後60年時点で予想される中性子照射量およびガンマ線照射量を放射線照射量解析により算出し、目安とした値（中性子照射量 $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ，ガンマ線照射量 $2 \times 10^8 \text{Gy}$ （ $2 \times 10^{10} \text{rad}$ ））以下であることを確認している。	
文献名：大飯発電所3号炉 高経年化技術評価（コンクリート構造物および鉄骨構造物） 補足説明資料（2021年11月5日審査ヒアリング資料）	
1次遮蔽の放射線照射量は、1次遮蔽における中性子束（$E > 0.11 \text{MeV}$）およびガンマ線量率を2次元輸送計算コードDORTにより算出し、運転時間を掛けることで中性子、ガンマ線照射量を求めている。 DORTコードは、米国のオークリッジ国立研究所で開発された中性子輸送方程式を数値的に解くコードであり、入力パラメータは以下のとおりである。 <pre> graph LR A[①物性値（密度, 組成）] --- DORT[DORTコード] B[②原子炉, 1次遮蔽形状] --- DORT C[③原子炉出力分布] --- DORT D[④核分裂により発生する中性子スペクトル] --- DORT DORT --- E["中性子束 (n/cm²/s) ガンマ線量率 (rad/h)"] </pre> 1次遮蔽内の中性子束およびガンマ線量率は、炉心の水平断面形状（R, θ 計算）を用いて、1次遮蔽の照射量が最大となる高さ位置の中性子束およびガンマ線量率を各々算出する。 また、中性子束およびガンマ線量率の軸方向分布（$\phi(z)$）は、水平断面形状（R, θ 計算）で算出した中性子束およびガンマ線量率の最大値（$\phi_{\max}$）を垂直断面形状（R, Z 計算）より算出した軸方向の補正係数（fz）を用いて補正することで算出する。 $\phi(z) = \phi_{\max} \times fz$ $\phi(z)$：中性子束およびガンマ線量率の軸方向分布 $\phi_{\max}$：中性子束およびガンマ線量率の最大値 fz：軸方向の補正係数 1次遮蔽内の水平断面形状（R, θ 計算）の評価では、図1に示すような形状を入力して、1次遮蔽の最大高さ位置の中性子束およびガンマ線量率を算出している。	

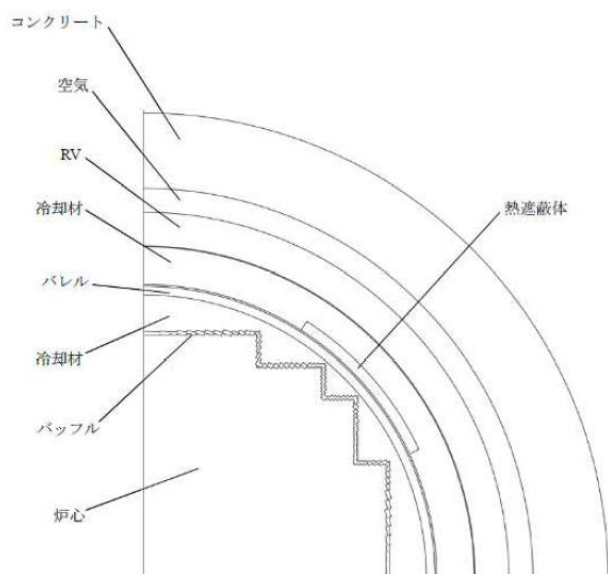


図1 計算モデル図[(R, θ)形状]

また、1次遮蔽内の垂直断面形状(R, Z計算)の評価では、図2に示すような形状を入力して、軸方向の補正係数(f_z)を算出している。

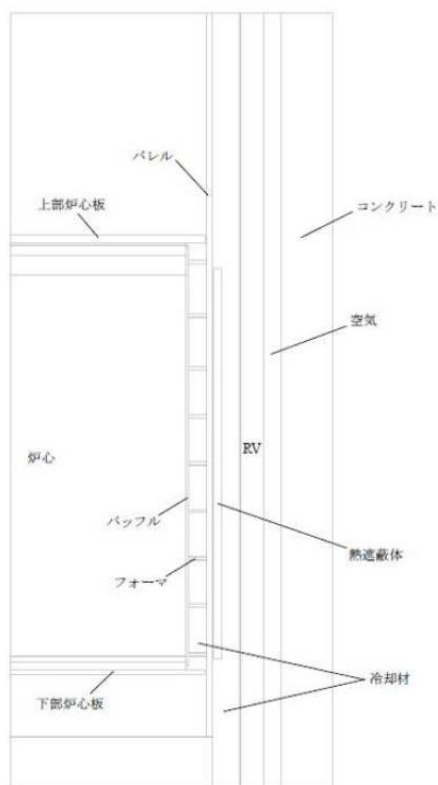


図2 計算モデル図[(R, Z)形状]

以上により算出した 1 次遮蔽内の中性子束およびガンマ線量率に対し、運転開始後60年時点における定格負荷運転年数（48.6 EFPY*）を乗じ、1 次遮蔽壁コンクリートがうける照射量を算出した結果を表 1 に示す。

表 1 1 次遮蔽壁コンクリート内面がうける照射量の最大値

項 目	解析結果	備 考
中性子照射量	$1.83 \times 10^{19} \text{ (n/cm}^2\text{)}$	E>0.11MeV
ガンマ線照射量	$1.14 \times 10^{10} \text{ (Rad)}$	

運転開始後60年時点における定格負荷運転年数については、2016年12月末までは運転実績（17.2 EFPY、設備利用率67.5%）を用い、2016年12月以降は設備利用率を90%と仮定して計算している。将来の運転年数は、過去の設備利用率を踏まえて保守的に設定しており、実際の照射量は解析で算出した照射量よりも小さくなると判断している。

なお、解析に用いた中性子スペクトルのエネルギー範囲は設定上 0.11MeVを超える範囲で代表しているが、中性子照射がコンクリート強度へ及ぼす知見を示したNRA技術報告（小嶋ほか、NTEC-2019-1001「中性子照射がコンクリートの強度及ぼす影響」（2019））では、0.1MeVを超える範囲の中性子照射量に基づき評価されており、エネルギー範囲に僅かな差異がある。しかし、大飯 3 号機において中性子照射がコンクリート強度に及ぼす影響を評価する際の評価条件および評価結果には、十分な余裕を有していることから、エネルギー範囲の差異による影響は軽微なものと考えている。評価条件の余裕としては、添付 1 に示すとおり、運転開始後60年時点における定格負荷運転年数の設定に余裕を持たせていることや、別紙 7 に示す耐力評価において、中性子照射量が 10^{19} n/cm^2 を超える範囲については耐力がないものとして扱っていることなどが挙げられる。

*運転開始後 60 年時点における定格負荷運転年数の予測値

以上

文献番号：
コンクリート構造物
放射線による強度低下-2

記載箇所：
添付資料 2（コンクリート構造物）
放射線照射によるコ
ンクリートの強度低下

説明：運転開始後60年時点で予想される中性子照射量およびガンマ線照射量を放射線照
射量解析が目安値を超える部位がある場合には、照射量が基準目安値を超える範囲を除
いた部材厚で構造物の耐力を評価し、設計荷重を上回ることを確認している。

文献名：大飯発電所 3 号炉 高経年化技術評価（コンクリート構造物および鉄骨構造物）
補足説明資料（2021 年 11 月 5 日審査ヒアリング資料）

以下のとおり、中性子照射量に対する耐力評価を行った。

1. 中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を添付－1 に示す。
中性子照射量が、 $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲は炉心中心部で最も大きく
なり、深さ方向に最大約 4cm である。

2. 原子炉容器の鉛直方向荷重は、シムプレート、サポートシェーおよびサ
ポートリブを、接線方向荷重は、上記に加えてベースプレート、外周ブ
レートおよび埋込補強材（スタッド）を経て 1 次遮蔽壁に伝わるが、添
付－2 に示すとおり、荷重の耐力は既工認の評価にて実施している。
中性子線照射の影響を考慮した鉛直方向荷重および接線方向荷重に
対する耐力評価を説明する。

(1) 鉛直方向荷重に対する評価
中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲は炉心中心部で最も大き
くなり、炉心中心部の $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を荷重負担部の 1 次遮
蔽コンクリート上端から下部まで欠損させた状態を保守的に想定す
る。（添付－3）
評価用荷重として基準地震動 S_s を用いた耐力評価を行った結果、以
下のとおり圧縮耐力は地震時の荷重を十分上回っていることを確認し
た。

原子炉容器支持構造物コンクリート 鉛直方向荷重による圧縮評価

欠損想定	荷重 (kN)	耐力 (kN)	耐震裕度
欠損無			2.14
欠損有		*	2.14

※: 欠損面積が僅かであるため、端数処理により欠損無の耐力と同値となる。

(2) 接線方向荷重に対する評価
接線方向荷重によるベースプレートの浮き上がり防止のために基礎
ボルトが設置されており、基礎ボルトによるコンクリートのコーン状
破壊面の有効投影面積から中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲
を欠損させた状態を想定して耐力評価を行った。欠損範囲については 1
次遮蔽壁の炉心側表面から $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲とし、1 次遮蔽壁
上端から下端までを欠損させた状態を保守的に想定する。（添付－4）
評価用荷重として基準地震動 S_s を用いた耐力評価を行った結果、以
下のとおり引張耐力は地震時の荷重を十分上回っていることを確認し
た。

原子炉容器支持構造物コンクリート 接線方向荷重による引張評価

欠損想定	荷重 (kN)	耐力 (kN)	耐震裕度
欠損無			1.23
欠損有		*	1.23

※: 欠損面積が僅かであるため、端数処理により欠損無の耐力と同値となる。

3. 中性子線照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲は、炉心中心部の1次遮蔽壁コンクリート断面において m^2 であり、1次遮蔽壁コンクリート断面積全体(約 m^2) の約 %である。
4. 地震時の構造体の耐力と設計荷重との関係を示す指標の一つとして、基準地震動による地震力を負担する断面に対するせん断ひずみによる評価がある。現状の基準地震動に対する最大せん断ひずみと基準値は以下に示す通りであり、基準値に対して余裕があることが確認できる。
3. で示す中性子線照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲を考慮しても健全性に影響を及ぼすものではないと判断できる(添付-5)。

内部コンクリート（1次遮蔽壁含む）における 基準地震動に対する最大せん断ひずみ	基準値 ^{※1}
約 1.44×10^{-3} ^{※2}	2.0×10^{-3}

※1：(社)日本電気協会 原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG 4601-1987)

※2：大飯発電所第3号機 工事計画認可申請書 資料13-16-4

内部コンクリートの耐震計算書 (H29.8.25認可)

以上を踏まえ、保守的に内部コンクリート（1次遮蔽壁）からこの範囲を除いても、構造体の耐力が地震時の鉛直荷重などの設計荷重を上回ること、地震時のせん断ひずみへの影響が極めて軽微であることを確認していることから、内部コンクリート（1次遮蔽壁）の強度への影響はないと考えられる。

- 添付-1 中性子線照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲
 添付-2 原子炉本体の基礎に関する説明書（工事計画認可申請書 H28.10.6申請分）
 添付-3 中性子線照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲と原子炉容器支持構造物の支圧面との比較
 添付-4 コーン状破壊面の有効投影面積と接線方向荷重による引張評価においてコンクリートの欠損を想定する範囲との比較
 添付-5 中性子線照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲を考慮した基準地震動に対する最大せん断ひずみの確認

(添付-1～5 転載省略)

文献番号： コンクリート構造物 放射線による強度低下-3	記載箇所： 添付資料 2（コンクリート構造物） 放射線照射によるコ ンクリートの強度低下
説明：長期運転評価において、より合理的な評価手法の開発という観点で、評価手法の高度化検討が実施されている。	
文献名： 鈴木等，「コンクリート照射劣化メカニズムの解明と実機構造健全性評価手法の構築 その 1：研究全体計画」（2019 年 9 月日本建築学会大会学術講演梗概集（北陸））	
次の①～③を課題として挙げ、中性子照射による骨材膨張の詳細メカニズム（異なる岩種・鉱物の影響，照射速度効果）を解明し，得られた知見を市販の汎用 FEM コードの構成則に反映することにより，実機構造物の健全性評価の枠組み（文献中の図 4）を構築することを目的とし，実験および解析的研究が進められている。 課題①： 現行の目安値($1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2 : E \geq 0.1 \text{ MeV}$)は，非常に保守的な値であり，設定した目安値が過度に保守的とならない合理的な運用方法について検討する必要がある。 課題②： 研究炉による中性子照射試験の照射速度は実機の約 80 倍なので，速度効果を把握する必要がある。 課題③： 骨材膨張を考慮したコンクリート構成則や鉄筋とコンクリートの付着挙動などを適切に把握し，市販の汎用 FEM コードの構成則に反映することにより，実機構造物の健全性評価の枠組みを構築する必要がある。	

文献番号： コンクリート構造物 中性化による強度低下-1	記載箇所： 添付資料 2（コンクリート構造物） 中性化によるコンクリートの強度低下
説明： コンクリート構造物は、コンクリート部材によって構成される。コンクリート部材は、コンクリートと鉄筋で構成され、コンクリートが圧縮力に強く、鉄筋が引張力に強いという特性を活かして、鉄筋がコンクリートの中に配置され一体となることで、圧縮力にも引張力にも強い部材となっている。また、コンクリートはアルカリ性であるため、コンクリートの中に配置された鉄筋は腐食しにくいという利点も有している。 コンクリートの中性化とは、本来アルカリ性であるコンクリートが大気中の炭酸ガス等の外部環境の影響を受けて徐々にそのアルカリ性を失っていく現象である。また、コンクリートの中性化が鉄筋位置まで進むと、鉄筋を腐食から保護する機能が低下し、水分及び酸素の作用により鉄筋が腐食する可能性が高まる。 一方、中性化の進展は、一般的に、$C=A\sqrt{t}$（C：中性化深さ（mm），t：材齢（年），A：中性化速度係数（mm/√年））で表わされ、経過時間に対しその進展は緩やかである。加えて、高経年化技術評価では、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さを、水分の影響を考慮して、屋外の雨がかり等の環境においては鉄筋のかぶり厚さまで達した時、屋内の環境においては鉄筋のかぶり厚さから20mm奥まで達した時としているが、中性化深さが当該位置に進展しているか又は進展する可能性があったとしても、ただちにコンクリート部材の強度が低下する訳ではない。本来は、図1に示すように、コンクリート部材としての強度低下（D点）は、中性化深さが、鉄筋が腐食し始める深さに到達した後に、鉄筋の腐食が発生（B点）し、さらにそれが進展して酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ（C点）、それが進展することで発生する。このことは、原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」において、「評価対象部位の中性化深さが、鉄筋が腐食し始める深さまで進行しているか又は進行する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。」という要求事項に適合していれば、安全性を確保し得ると判断されるところとしていることとも整合する。 しかしながら、原子力発電所のコンクリート構造物の高経年化技術評価では、保守側に中性化深さが、鉄筋が腐食し始める深さまで進展するかどうかをもって、中性化によるコンクリートの強度低下に対する評価としている。	

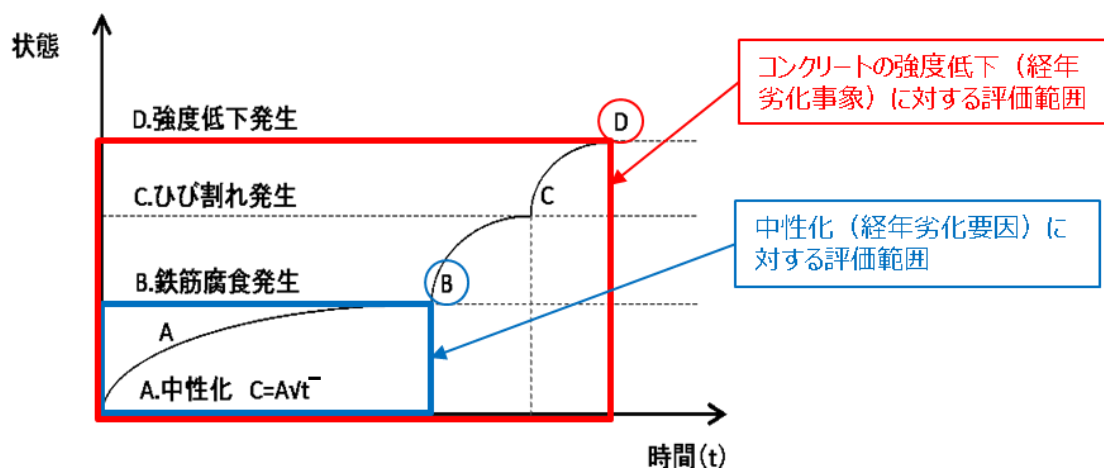


図1 中性化による影響の概念図

また、表1に示すとおり、高経年化技術評価実施プラントの運転開始後60年時点における中性化深さは、鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さを十分に下回っており、加えて、60年間以上の中性化の進展傾向及び余裕を確認するため、80年間経過を想定した中性化深さについても評価したところ、鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さを下回っていることから、20年以上の余裕を有しており、中性化の進展が僅かであると判断できる。さらに、通常運転時から目視点検などの保全活動を継続しており、中性化によるひび割れ等がないことを確認している。

文献名：

— (各プラント PLM 評価書 (運転期間延長認可申請含む))

表1 各プラントにおける中性化深さと評価基準値の関係

(単位: cm)

プラント ¹⁾	評価対象部位 ²⁾	高経年化技術評価 (運転開始後約30年時点)における 中性化深さ			運転期間延長認可申請の劣化状況評価 (運転開始後約40年時点)における 中性化深さ			80年想定 中性化深さ	評価基準値 ⁴⁾
		調査時の運転開始後経過年数	測定値	推定値 ³⁾	調査時の運転開始後経過年数	測定値	推定値 ³⁾		
泊1号*	内部コンクリート	27年	0.1	1.2	-	-	1.8	2.1	5.0
泊2号*	外部しゃへい建屋	27年	0.3	3.8	-	-	5.7	6.5	9.0
柏崎刈羽1号*	使用済燃料輸送容器保管建屋(屋内)	16年	1.5	2.6	-	-	4.4	5.2	6.0
柏崎刈羽2号*	原子炉建屋(屋内)	28年	0.8	2.4	-	-	3.4	4.0	6.0
柏崎刈羽5号*	タービン建屋(屋内)	28年	1.1	2.4	-	-	3.4	4.0	6.0
浜岡3号*	補助建屋(地下2階エレベーター前壁)	27年	2.0	2.5	-	-	3.8	4.3	6.0
美浜3号	内部コンクリート(上部)	-	-	-	38年	0.5	5.3	5.8	6.0
高浜1号	外部遮断壁(屋内面)	-	-	-	40年	0.2	4.7	5.1	7.0
高浜2号	内部コンクリート(上部)	-	-	-	39年	0.2	4.0	4.4	6.0
高浜3号	外部遮断壁(屋内面)	27年	0.2	1.6	-	-	2.4	2.8	9.7
高浜4号	外部遮断壁(屋内面)	26年	0.1	1.6	-	-	2.4	2.8	9.7
大飯3号	廃棄物処理建屋(屋内面)	28年	0.1	1.9	-	-	2.8	3.3	7.0
島根2号	制御室建物1階内壁	25年	0.0	3.9	-	-	5.3	6.0	7.0
川内1号	原子炉補助建屋(屋内面)	27年	2.2	4.1	-	-	6.1	7.0	9.0
川内2号	燃料取替用水タンク基礎(タテ外含)	28年	0.6	4.7	-	-	6.9	7.9	9.0
東海第二	タービン建屋外壁(屋内面)	-	-	-	38年	4.0	5.0	5.8	6.0
敦賀2号*	アスファルト固化建屋(屋内面)	27年	0.3	2.7	-	-	4.0	4.6	5.0

*1 高経年化技術評価実施プラント(廃炉プラント、高経年化技術評価未実施プラント除く)。*は冷温停止維持前提

*2 高経年化技術評価報告書に記載されている評価対象部位

*3 岸谷式、依田式、森永式及び実測値に基づく√t式による推定値のうち最大値を記載

*4 鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さ(屋外では鉄筋のかぶり厚さまで達したとき、屋内では鉄筋のかぶり厚さから2.0cm奥まで達したとき)。ただし、原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」における要求事項としては、「評価対象部位の中性化深さが、鉄筋が腐食し始める深さまで進行しているか又は進行する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ることを確認すること。」と記載されている。

文献番号： コンクリート構造物 塩分浸透による強度低下-1	記載箇所： 添付資料2（コンクリート構造物） 塩分浸透による コンクリートの強度低下
-------------------------------------	--

説明：

コンクリート構造物における塩分浸透とは、飛来塩分及び海水とその飛沫の影響により、コンクリート表面に付着した塩分に含まれる塩化物イオンがコンクリート内部に浸透していく現象である。塩化物イオンが鉄筋位置まで進むと、鉄筋を腐食から保護する機能が低下し、水分及び酸素の作用により鉄筋が腐食する可能性が高まる。

一方、仮に鉄筋の腐食が発生したとしても、コンクリートにひび割れや剥離が生じるまで進展しなければ、コンクリート部材の強度低下が生じることはない。このことから、原子力発電所のコンクリート構造物の高経年化技術評価では、塩分浸透によって発生する鉄筋の腐食量（腐食減量）が、「かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点での鉄筋の腐食減量」（以下、評価基準値という）に達するかどうかをもって、塩分浸透によるコンクリートの強度低下に対する評価としている。

なお、図1に示すとおり、鉄筋の腐食減量が評価基準値（C点）まで進展し、更にコンクリート部材の強度低下（D点）に至るとしても、塩分浸透の影響を受ける部位は屋外面であることから、補修等による機能維持・回復が可能である。

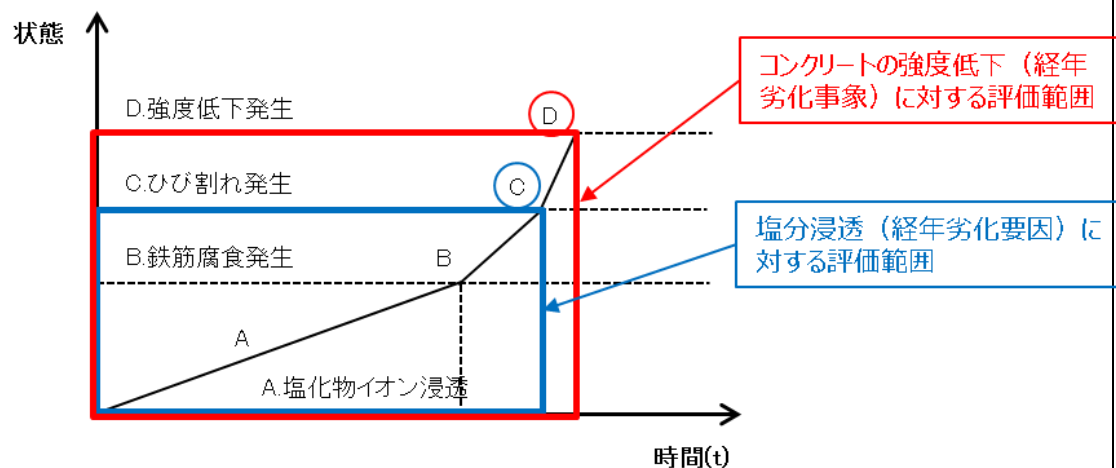


図1 塩分浸透による影響の概念図

また、表1に示すとおり、高経年化技術評価実施プラント（審査中含む）の運転開始後60年時点における鉄筋の腐食減量は、評価基準値を十分に下回っており、加えて、運転開始後60年以降の塩分浸透の進展傾向及び余裕を確認するため、80年間経過を想定した鉄筋の腐食減量についても評価したところ、評価基準値を下回っていることから、20年以上の余裕を有しており、塩分浸透の進展が僅かであると判断できる。さらに、通常運転時から目視点検などの保全活動を継続しており、塩分浸透によるひび割れ等がないことを確認している。

文献名：

—（各プラント PLM 評価書（運転期間延長認可申請含む））

表 1 各プラントにおける鉄筋の腐食減量と評価基準値の関係

(単位: $\times 10^{-4} \text{g/cm}^2$)

プラント ¹⁾	評価対象部位 ²⁾	高経年化技術評価 (運転開始後約 30 年時点) における 鉄筋の腐食減量		運転期間延長認可申請の劣化状況評価 (運転開始後約 40 年時点) における 鉄筋の腐食減量		運転開始後 60 年時点の 鉄筋の腐食減量		評価基準値 ⁴⁾
		調査時の運転開始 後経過年数	推定値 ³⁾	調査時の運転開始 後経過年数	推定値 ³⁾	推定値 ³⁾	推定値 ³⁾	
泊 1 号*	取水構造物 (気中帯)	27 年	1.8	-	-	4.1	5.5	91.5
泊 2 号*	取水構造物 (干満帯)	26 年	6.8	-	-	15.4	20.4	91.5
柏崎刈羽 1 号*	取水構造物 (干満帯)	27 年	5.4	-	-	11.6	15.1	91.5
柏崎刈羽 2 号*	取水構造物 (干満帯)	24 年	7.1	-	11.8	20.4	31.3	91.5
柏崎刈羽 5 号*	取水構造物 (干満帯)	25 年	7.4	-	11.3	17.9	26.3	91.5
浜岡 3 号*	原子炉機器冷却海水ポンプ室 (干満帯内壁)	28 年	5.5	-	-	13.6	19.3	79.6
美浜 3 号	取水構造物 (海中帯)	-	-	38 年	3.9	10.4	17.7	90.1
高浜 1 号	取水構造物 (海中帯)	-	-	40 年	7.2	14.6	23.3	90.1
高浜 2 号	取水構造物 (気中帯)	-	-	39 年	10.7	21.1	32.4	90.1
高浜 3 号	取水構造物 (気中帯)	27 年	1.5	-	-	3.4	4.5	86.5
高浜 4 号	取水構造物 (気中帯)	27 年	1.5	-	-	3.4	4.5	86.5
大飯 3 号	海水ポンプ室 (干満帯)	24 年	6.1	-	-	14.9	19.7	90.1
島根 2 号	取水構造物 (気中帯)	27 年	12.4	-	-	28.0	37.5	59.9
川内 1 号	取水構造物 (気中帯)	27 年	1.8	-	-	3.9	5.3	84.5
川内 2 号	取水構造物 (気中帯)	26 年	1.9	-	-	4.5	6.0	84.6
東海第二	取水構造物 (干満帯)	-	-	36 年	10.3	18.1	25.0	67.7
敦賀 2 号*	取水構造物 (干満帯)	27 年	9.5	-	-	21.5	29.6	92.7

*1 高経年化技術評価実施プラント (廃炉プラント, 高経年化技術評価未実施プラント除く)。*は冷温停止維持前提

*2 高経年化技術評価報告書に記載されている評価対象部位

*3 鉄筋位置での塩化物イオン濃度を森永式に適用し算定した各時点での鉄筋の腐食減量

*4 コンクリートにひび割れが発生する時点での鉄筋の腐食減量。ただし、原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」における要求事項としては、「評価対象部位に塩分浸透による鉄筋腐食により有意なひび割れが発生しているか又は発生する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造物の耐力が設計荷重を上回ることを確認すること。」と記載されている。

文献番号： コンクリート構造物 アルカリ骨材反応による強度低下-1)	記載箇所： 添付資料 2 (コンクリート構造物) アルカリ骨材反応によるコンクリートの強度低下
説明： ・アルカリ骨材反応は、コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメント等に含まれるアルカリ（ナトリウムイオンやカリウムイオン）が、水の存在下で反応してアルカリ珪酸塩を生成し、この膨張作用によりコンクリートにひび割れが生じる現象である。 ・PLM評価においては、定期的に目視点検を実施し、アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れ等が無いことを確認している。また、建設時において、使用している骨材（粗骨材、細骨材）について、反応性試験（化学法やモルタルバー法）を実施し、判定基準値以下であることを確認している。	
文献名：—（各プラント PLM 評価書（運転期間延長認可申請含む））	
<PLM 評価書記載例> 当該部に使用している骨材については、建設時にモルタルバー法による反応性試験を実施し、反応性骨材ではないことを確認している。モルタルバー法による反応性試験の結果は、膨張率が材令 6 ヶ月で 0.1%以下の判定基準に対して下回る値であった。	

文献番号： コンクリート構造物 機械振動による強度低下-1	記載箇所： 添付資料 2（コンクリート構造物） 機械振動によるコン クリートの強度低下								
説明： ・機械振動により、コンクリート構造物が長期間にわたって繰返し荷重を受けると、ひび割れや異常振動等が発生する可能性がある。 ・PLM評価においては、定期的に目視点検を実施し、コンクリート表面において、強度に支障をきたす可能性のある欠陥がないことを確認している。									
文献名：東海第二発電所劣化状況評価書（平成 29 年 11 月（平成 30 年 10 月一部変更））									
(5) 機械振動による強度低下 a. 事象の説明 コンクリート構造物は、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が発生し、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。 b. 技術評価 ① 健全性評価 タービン発電機架台については、異常振動の有無を日常的なパトロールで確認している。コンクリートについては、定期的に目視点検を実施し、コンクリート表面において強度に支障をきたす可能性のある欠陥がないことを確認している。 また、仮に機械振動により機器のコンクリート基礎への定着部の支持力が失われるような場合、機器の異常振動が発生するものと考えられるが、機械振動は日常的に監視されており、異常の兆候は検知可能である。 なお、特別点検における破壊試験の結果、タービン建屋（タービン発電機架台）から採取したコアサンプルの平均圧縮強度は、設計基準強度を上回っている（表 2.3-8）。 以上より、機械振動による強度低下に対しては、長期健全性評価上問題とならない。 表 2.3-8 機械振動の評価対象におけるコンクリートの破壊試験結果 <table><tr><th>評価対象部位</th><th>実施時期 (運転開始後経過年数)</th><th>設計基準強度</th><th>平均圧縮強度</th></tr><tr><td>タービン建屋 (タービン発電機架台)</td><td>2014 年 (36 年)</td><td>22.1 N/mm² (225 kgf/cm²)</td><td>37.0 N/mm² (377 kgf/cm²)</td></tr></table> ② 現状保全 コンクリート構造物の健全性維持の観点から、定期的にコンクリート表面の目視点検を実施している。 目視点検の結果、ひび割れ等の補修が必要となる損傷が確認された場合、即時補修が必要なものを除き、その経過を継続的に監視しつつ、点検実施後数年以内を目途に補修を計画、実施している。		評価対象部位	実施時期 (運転開始後経過年数)	設計基準強度	平均圧縮強度	タービン建屋 (タービン発電機架台)	2014 年 (36 年)	22.1 N/mm ² (225 kgf/cm ²)	37.0 N/mm ² (377 kgf/cm ²)
評価対象部位	実施時期 (運転開始後経過年数)	設計基準強度	平均圧縮強度						
タービン建屋 (タービン発電機架台)	2014 年 (36 年)	22.1 N/mm ² (225 kgf/cm ²)	37.0 N/mm ² (377 kgf/cm ²)						

文献番号： コンクリート構造物 凍結融解による強度低下-1	記載箇所： 添付資料 2（コンクリート構造物） 凍結融解によるコン クリートの強度低下
説明： ・コンクリート中の水分が凍結し，それが気温の上昇や日射を受けること等により融解するという作用を繰り返すことでコンクリートにひび割れ等が生じる現象である ・PLM評価においては，立地地点が凍結融解作用のおそれのないこと，もしくは，立地地点が凍結融解のおそれのあると判断される場合には，設計・施工段階において凍結融解作用に対する抵抗性を確保するために有効な空気量を満足することを確認している。	
文献名：泊発電所 2 号炉高経年化技術評価書（2020 年 3 月（2020 年 12 月一部変更））	
一般社団法人 日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5 鉄筋コンクリート工事（2018 年）に示される凍害危険度の分布図によると，周辺地域の凍害の予想程度は「軽微」である。また，使用しているコンクリートについては，凍結融解作用に対する抵抗性を確保するために有効な空気量を満足している。 なお，定期的に目視点検を実施しているが，凍結融解に起因すると判断されるひび割れ等は認められていない。 以上から，凍結融解による強度低下は，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。	

発行者：原子力エネルギー協議会

問合せ先 contact@atena-j.jp