
安全な長期運転に向けた経年劣化管理の取組

2022年4月5日
原子力エネルギー協議会
(ATENA : Atomic Energy Association)

ATENAの概要

名 称 原子力エネルギー協議会 (**A**tomic **E**nergy **A**ssociation)

設 立 2018年 7月 1日

ミッション **原子力産業界全体の知見・リソースを効果的に活用**しながら、原子力発電所の**安全性に関する共通的な技術課題**に取り組み、自主的に効果ある安全対策を立案し、事業者の現場への導入を促すことにより、**原子力発電所の安全性をさらに高い水準**に引き上げる。

役 員 理事長 魚住 弘人（元株式会社日立製作所） 理事2名、監事2名

職 員 原子力事業者及びメーカーから、**各分野の専門家を結集**（約30名）
（専門分野）安全設計、自然外部事象、機械・電気設備 等

会 員 電力：11社、プラントメーカー：4社、関係機関：4機関

北海道電力、東北電力、東京電力ホールディングス、中部電力、関西電力、北陸電力、中国電力、四国電力、九州電力、日本原子力発電、電源開発

東芝エネルギーシステムズ、日立製作所、三菱重工業、三菱電機

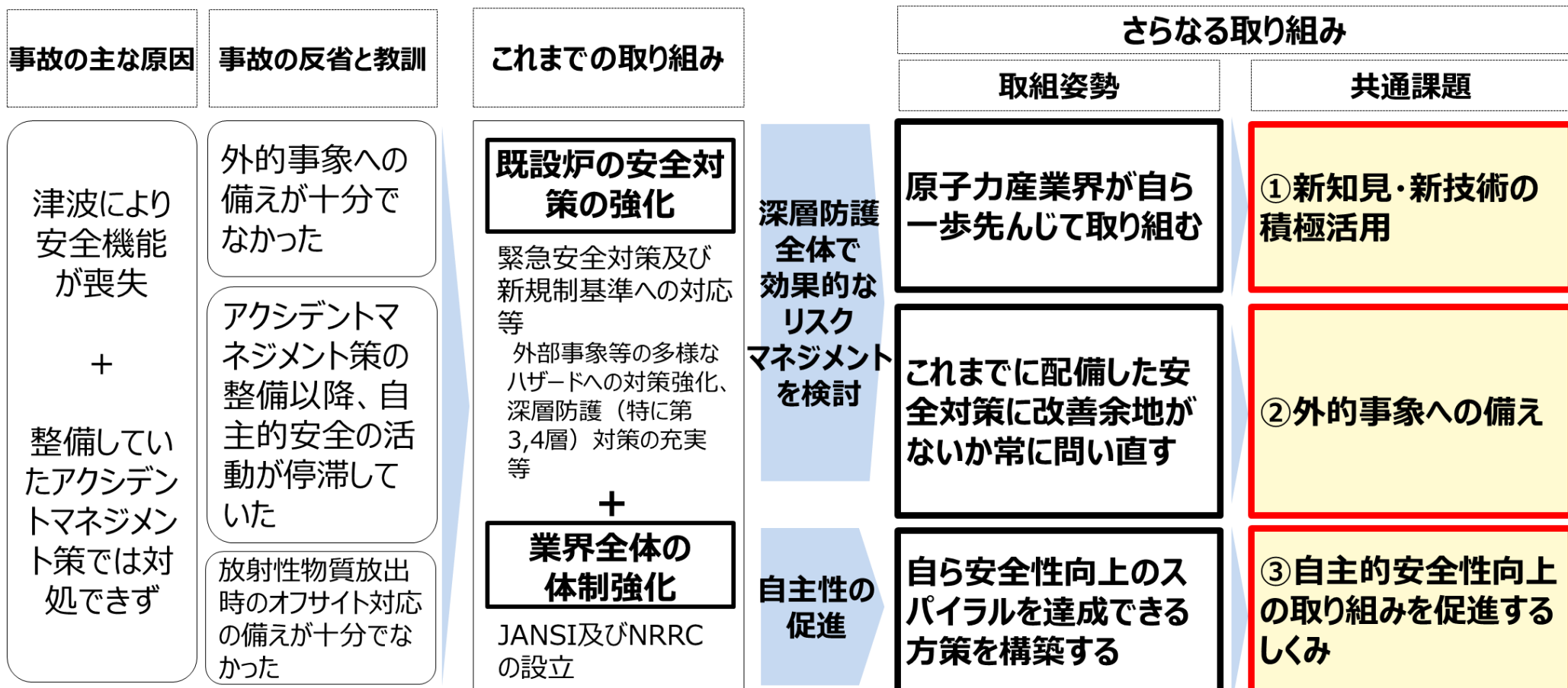
電気事業連合会、電力中央研究所、日本原子力産業協会、日本電機工業会

オブザーバー：原子力安全推進協会、日本原燃、日本原子力研究開発機構

（順不同）

安全性向上に対する基本方針：共通的技术課題への対応

- ATENAは、福島第一原子力発電所事故の反省と教訓等を踏まえて、共通的な技術課題として、「①**新知見・新技術の積極活用**」、「②**外的事象への備え**」、「③**自主的安全性向上の取り組みを促進するしくみ**」に取り組む。



安全性向上に向けた取組の重点項目

現在、**国内外の動向**を踏まえ、**原子力発電所の安全性**を効果的に高めていく分野として、下記 3 項目について重点的に取り組みを進めている。

① 新たなデジタル技術の導入拡大への対応

- 一般産業界におけるデジタル技術の発達と、社会への導入が広く進む中で、既設の原子力発電所においても、安全上の重要度の高い系統へのデジタル技術の導入が進みつつあり、サイバー攻撃やソフトウェアの共通要因故障など、新たな共通課題に取り組んでいる。

② 自然事象への対応

- 新規規制基準への対応として、保守性を見込んだ上で頑健な安全対策が進んでいるが、自然事象は、不確実さが大きい事象という特徴があり、福島第一原子力発電所事故の教訓も踏まえ、規制基準の枠に留まることなく安全性向上に取り組んでいる。

③ 安全な長期運転に向けた経年劣化管理の取組

- 今後、新規規制基準に適合し再稼働した既設炉が、長期に亘って安全に運転を継続するため、産業界共通の課題である経年劣化管理に取り組んでいる。

1. 安全な長期運転に向けた経年劣化管理の取組

【これまでの取り組み】

- 事業者は、予防保全として大型機器を含めた機器の取替を実施。また、定期的な高経年化技術評価を実施し、その評価結果に基づく長期施設管理方針を策定し、機器の健全性を維持。

本日の主なご説明内容

- ATENAは、これまでの国内の経年劣化管理の現状の取組みと、海外知見を比較分析し、今までの取組みを強化**する以下の3分野を抽出し、それらに関する取組を強化するためのガイドを作成するなど、より安全な長期運転に資する活動を実施。
 - ＜物理的な劣化に関するもの＞
 - ①長期停止期間中の経年劣化管理**
 - ＜非物理的な劣化に関するもの＞
 - ②設計経年化管理**
 - ③製造中止品管理**
- 更に、①の長期停止期間中の経年劣化管理に加え、**④プラント運転中も含めた経年劣化管理**についても、80年認可が行われている米国の知見などを参考に、経年劣化評価に関する知見拡充事項を纏めたレポートを作成。
- 上記の包括的な経年劣化管理の取組みに加え、運転経験で得られた新知見についても共通課題となるものは個別に取組んでいる（大飯3号加圧器スプレイ配管溶接部の粒界割れを受け、**PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れの知見拡充**に関し体制を組んで取組中）。

2. 経年劣化管理に関するATENAの取組

取組事項	事業者の取組状況（ には規制対応を含む）とATENAの取組
物理的な劣化	設備の経年劣化への対応 （経年劣化事象） 腐食、SCC、摩耗、照射脆化、疲労等 <通常運転時> - 計画的な保全 - 定期的な経年劣化評価（高経年化技術評価：30年以降10年毎） - 運転期間延長認可申請（40年超（～60年）運転の評価） - 最新知見を踏まえた経年劣化管理の継続的な見直し <長期停止期間> - 停止状態を考慮した保全 - 経年劣化評価（冷温停止PLM評価、長期停止期間の経年劣化評価） 大部分の機器は不使用 一部の機器は使用 停止中は劣化モードなし 保管により有意な劣化なし 保全により機能回復・維持 有意な劣化なし（評価で確認） + + + + ④ATENAレポートを作成済（2022年3月発刊） より安全な長期運転に資するべく、米国80年運転認可も参考に、経年劣化評価に必要な知見拡充事項を整理 PWR粒界割れ知見拡充（WG体制を組んで対応中） 運転経験より得られた産業界で取組むべき共通の技術課題として対応 ATENAガイドを作成済（いずれも2020年9月発刊） <①長期停止保全ガイド> 長期停止期間における経年劣化も考慮し、各社個別に策定している停止中の保全計画の策定の考え方を整理 <②設計経年化評価ガイド> 「設計経年化」の観点からプラントの設計を評価し、継続的な安全性向上に取り組んでいく仕組みの構築 <③製造中止品管理ガイド> プラントメーカ・事業者間で、製造中止品情報の共有、予備品の充実等を、効率的に管理する仕組みの構築
非物理的な劣化	最新知見の反映（設計経年化対応） サイクル毎に最新知見を集約し、分析結果やプラント安全評価結果を元に、プラント安全をレビュー 製造中止品への対応 部品・サービスの特性に応じ、事業者毎で安定調達の方法を検討 + +

3-1. プラント長期停止期間中における保全に係る取組一概要

【従来の取組み】

- 長期停止期間が大幅に長期化している状況を踏まえ、各事業者が劣化管理を確実に行うことは、今後の安全な長期運転のためにも重要。停止中状態を考慮した保全計画については、「特別な保全計画」として、炉規法に基づき規制当局に申請し、保全を実施。

ATENAは、長期停止期間中の経年劣化管理の観点から考慮すべき事項をガイド案として整理

- 経年劣化事象を網羅的に整理の上で、使用する機器／保管機器毎の現場環境を考慮しつつ、長期停止中の劣化影響を一般化した知見として整理
- 重要な取替困難機器については個別に経年劣化影響・保全ポイントを整理

長期停止期間中の取替困難機器の経年劣化影響・保全ポイントを中心に、規制当局と意見交換（次葉）。

⇒プラント毎に適切に保管及び点検することにより、進展を抑制できることを規制当局との間で認識共有。

意見交換結果を反映してATENAはガイドラインとして発刊し、事業者に対しガイドラインを踏まえた保全計画のセルフチェックと、必要に応じ保全計画の見直しを行うことを要求。

⇒各社は保全計画の見直しを含め、停止期間が長期化しているプラントの状況に適確に対応しつつ、事業者間で運転経験に係る情報を共有。

3-1. プラント長期停止期間中における保全に係る取組－規制当局との意見交換

- ATENAは、長期運転を安全に進めるため、経年劣化管理の取組を強化するために作成したガイド案をもとに、規制当局と技術的な意見交換を実施。

<経緯と実績>

- ATENAから、技術的な意見交換の場の設定を要請（令和元年12月2日）
- 原子力規制委員会において、「経年劣化管理に係るATENAとの実務レベルの技術的意見交換会」の設置を了承。（令和2年1月29日）
- **技術的意見交換会の開催**（令和2年3月～7月）

回	日時
第1回	3月 6日 10:00～12:00
第2回	4月27日 9:00～12:00
第3回	5月22日 10:00～12:00 13:30～16:00
第4回	6月 1日 9:30～12:00
第5回	6月15日 9:00～12:00
第6回	7月 1日 16:30～18:30



- 原子力規制委員会は、ATENAとの技術的な意見交換を経て、「見解文書」を発出。

『運転期間延長認可の審査と長期停止期間中の発電用原子炉施設の経年劣化との関係に関する見解』（令和2年7月29日）

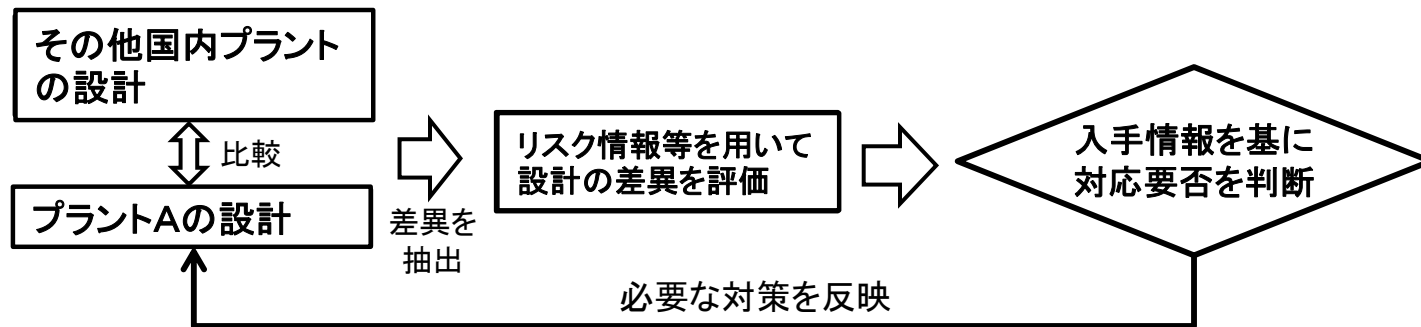
- ・ 中性子照射脆化、低サイクル疲労などについては、長期停止期間中はそのような事象が生じる環境にないことから、考慮しなくてもよい。
- ・ コンクリート構造物の中性化や塩分浸透など、**長期停止期間中も劣化が進展する事象**はあるが、**各事業者が、プラントごとに適切に保管及び点検することにより、進展を抑制することができる。**
- ・ **規制当局としては、事業者の保管対策及び点検の適切性について、個別プラントごとに確認することが必要である。**

3-2. 設計経年化管理に係る取組

- 基準適合を前提として、今後の安全な長期運転に向けて、**設計の相違に起因する安全上の弱点を特定し、継続的に安全性向上を図るための仕組み**を新たに構築する。

[具体的な取組（内部事象評価の例）]

- 時間の経過に伴い、既設プラントの設計に安全設計上の改善の余地がないかという観点から、国内プラント間で設計を比較し、安全設計上の差異を抽出する。
- 抽出した差異に対して、リスク情報等を用いて安全に対する影響度合いや改善の効果を確認し、必要に応じて対策を検討する。



- ATENAは上記の取組に係るガイドを発刊。**事業者は、ガイドを踏まえて、設計経年化管理に係る取組を通じ、継続的な安全性向上に繋げていく。**

3－3．製造中止品管理に係る取組

【従来の取組】

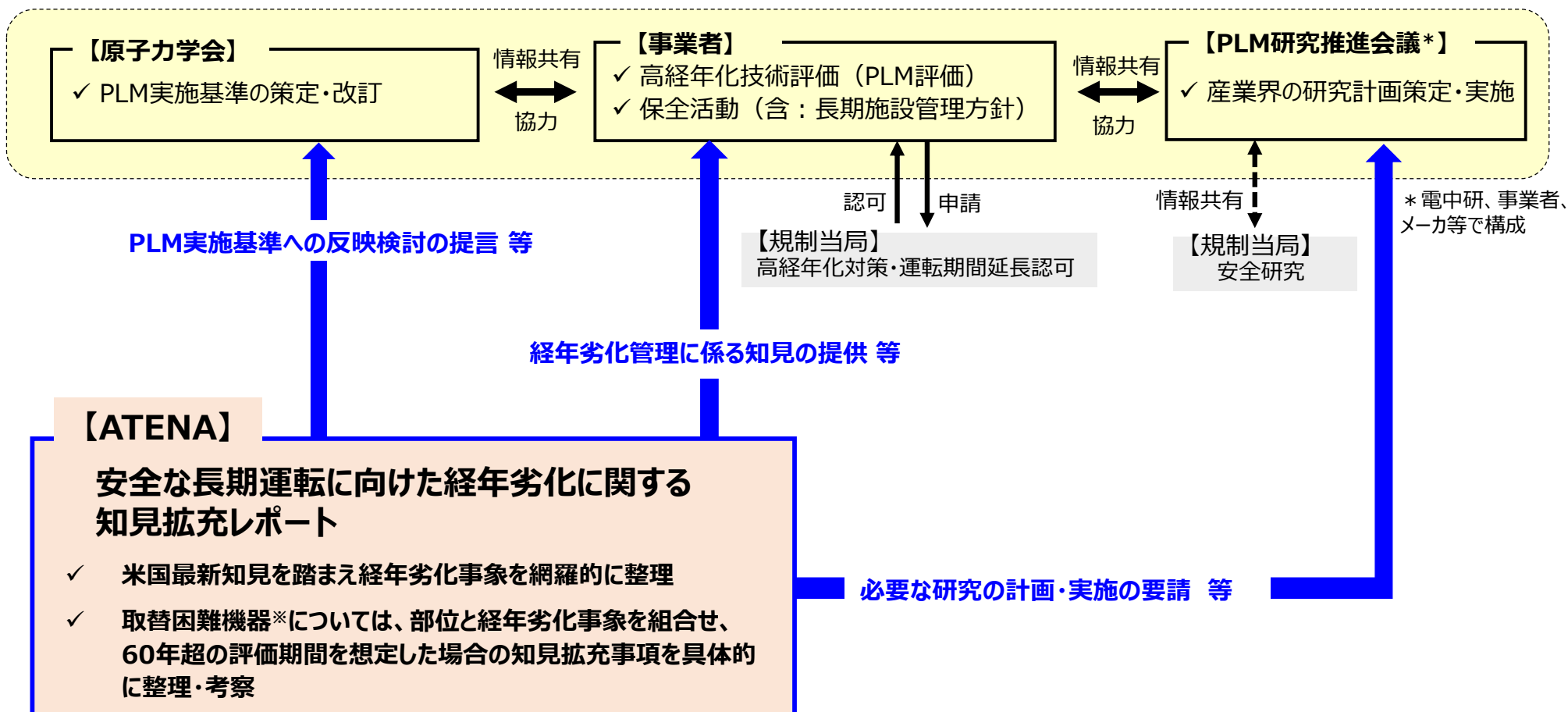
- 既設プラントの安全機能の維持・向上のために、原子力発電所を構成する機器・系統・構築物の保守管理を、定期的かつ計画的に行っている
- 運転開始以降、一部の部品やサービスが提供されなくなる事例が出てきているが、これに対しては、事前に調達先から製造中止等の情報を入手し、予備品の確保や代替品の開発、機器の取替等を行うことで、既設プラントの安全機能の維持、向上に取り組んでいる

- 今後、長期運転を行っていくにあたって、時間の経過に伴い、一部部品の製造中止や既存メーカーの撤退による事例が増加していくことが想定される
- このような状況が顕在化した場合においても、事業者は、既設プラントの安全機能の維持・向上に継続的に自主的に取り組んでいく

- 今後、**増加が予想される製造中止品への対応を確実にし、設備の機能を維持するために、これまで主に発電所や担当部門単位で情報を入手し、対応を検討してきた取組を強化し、事業者が製造中止品情報をプラントメーカー等から、継続的に入手・整備し、それを一元的に管理し、事業者が連携して対応する仕組みを、ATENAの自主ガイドライン（製造中止品管理ガイドライン）として取りまとめ。各社はガイドに基づき、適切な管理の仕組み・体制を構築し、運用中。**

3-4. プラント運転中も含めた経年劣化管理に係る取組（1/2）

80年認可が行われている米国最新知見を参考に高経年化対策（PLM）実施基準に記載の無い経年劣化事象を抽出、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を抽出し、レポートを取りまとめた。それらの知見拡充事項については、原子力学会、事業者、研究主体に対し提言等を行っていくとともに、その進捗をフォローしていく。



3-4. プラント運転中も含めた経年劣化管理に係る取組 (2/2)

- 当該レポートでは以下の検討を実施し、各々の知見拡充事項を整理
 - ✓ 米国最新知見を踏まえた経年劣化事象を網羅的に整理 ⇒ PLM実施基準に無い経年劣化事象を抽出
取替困難機器における80年評価を想定 ⇒ 評価にあたっての知見拡充事項を整理

<米国最新知見に照らし着目すべき経年劣化事象の抽出>

<国内で想定している経年劣化事象>

- 日本原子力学会PLM実施基準
- 各プラントPLM評価書

<米国の80年運転認可で想定している経年劣化事象>

- 80年認可標準審査指針 (NUREG2192 : SLR-SRP)
- 80年認可劣化知見報告書 (NUREG2191 : SLR-GALL)
- 60年⇒80年認可変更個所の技術根拠 (NUREG2221)

比較・分析

比較・分析の結果

PLM実施基準に記載の無い経年劣化事象としてチタン合金使用伝熱管のSCC等、3件を抽出。その3件については60年を超える事で顕在化する事象ではなく、過去国内実機損傷事例はなく、国内では個別環境を考慮し別の事象を想定して保全を実施。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。

<取替困難機器の評価に係る知見拡充事項の整理 (80年の評価期間を想定) >

プラント運転期間に影響を及ぼす取替困難機器において部位と事象を組合せ、米国に倣い80年の評価期間を想定した場合に、従来のPLM評価手法で、科学的・技術的に評価可能か考察

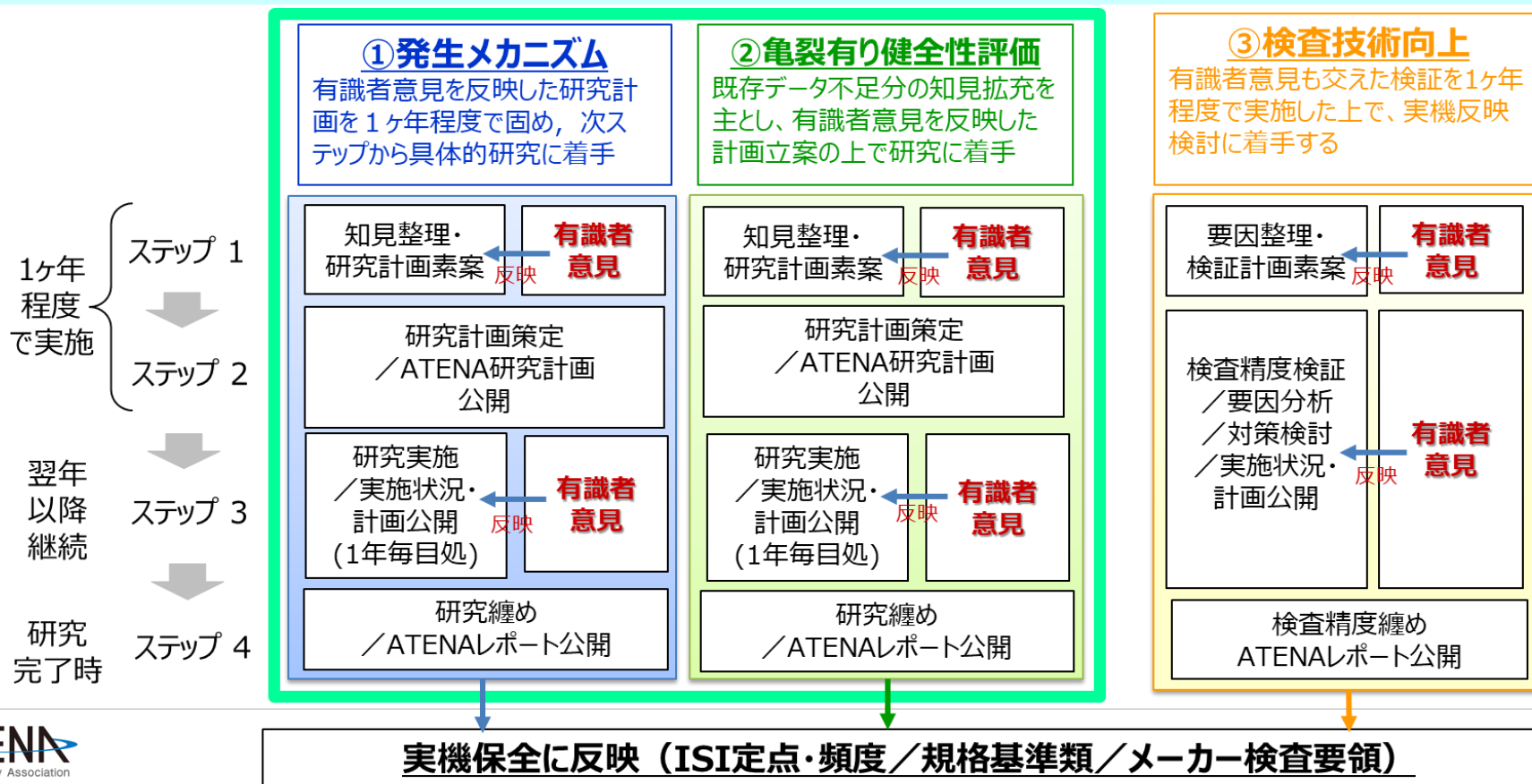


望まれる知見拡充の取組を整理 (⇒中性子照射脆化で2項目抽出)

4. PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れの知見拡充

- 大飯3号機加圧器スプレイ配管溶接部において粒界割れ事象が発生したが、実機事例が極めて少なく、発生に関するラボデータも極めて少ない事象であり、今後の原子力発電所の安全性・信頼性を確保するため、**産業界で取り組むべき共通的技术課題と認識。**

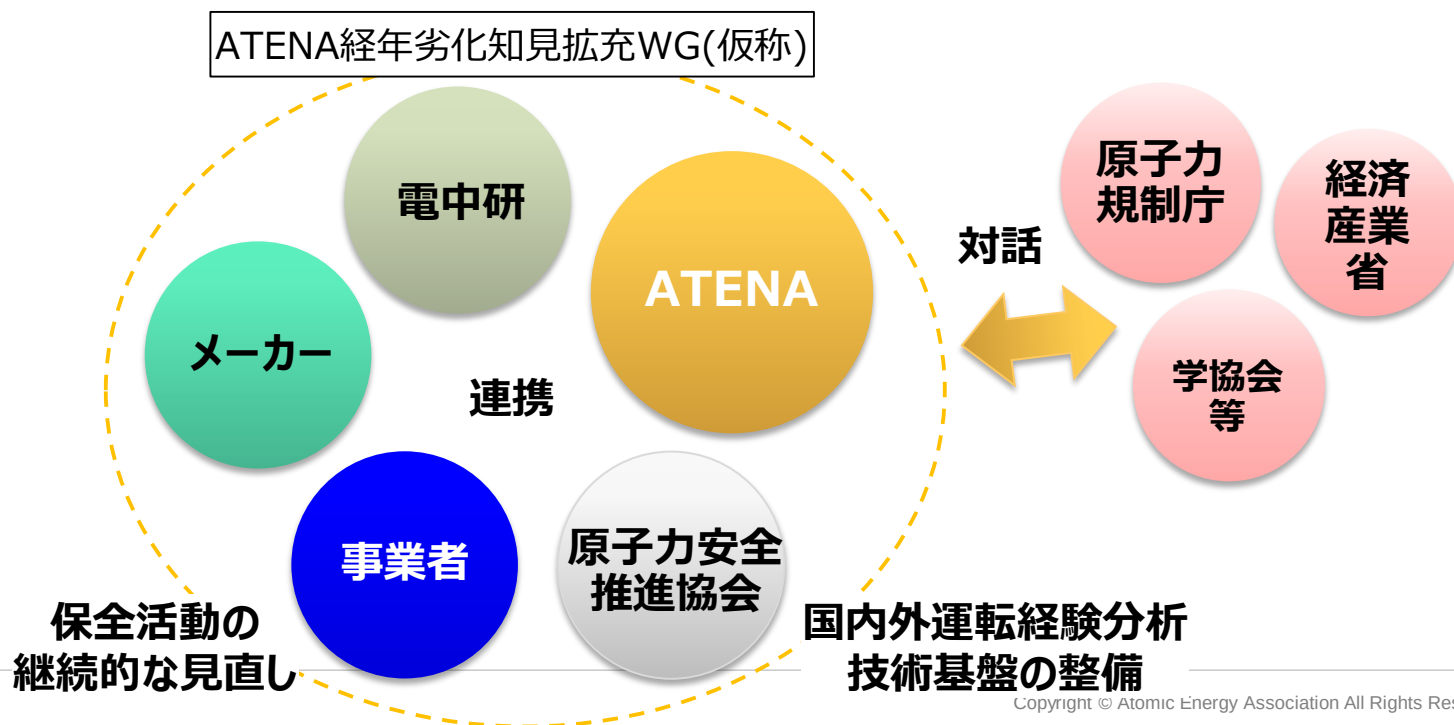
技術課題は大きく分けて「①発生メカニズムの解明」、「②亀裂がある場合の健全性評価」、「③検査技術の向上」の3分類であると整理。**外部有識者を交え知見拡充に向けた取組を実施中。**



5. ATENAを中心とした経年劣化に係る今後の取組

- 経年劣化管理に関する諸活動（研究開発、規格策定等）を戦略的・体系的に行っていくためには、最新知見・運転経験等を踏まえて課題を整理し、それに基づき活動の方向性と達成目標を戦略的に設定・実施していく機能が必要。

- ATENAに経年劣化知見拡充WG（関係機関が一堂に会し連携）を設置し、経年劣化管理に係る最新知見や運転経験に係る情報などを収集・分析し、活動計画（研究開発計画等）を策定・実施する。→今後具体化



- ATENAは、長期運転に関するこれまでの国内の経年劣化管理の取組みと海外知見を比較分析し、物理的な劣化／非物理的な劣化に係る各々の取組みを強化してきた。
- 国内では40年の運転期間を経験したプラントも現れ、経年劣化事象の知見は蓄積しつつあるものの、経年劣化に関する知見は常に更新・拡充していくべきものである。
- この見地に立ち、引続き長期運転における経年劣化管理に関する取組みを継続し、プラントの安全性の維持・向上に貢献していく。

以下、参考

【参考 1】高経年化対策および運転期間に関する規制

◎ 定期的な高経年化技術評価（原子炉等規制法第43条の3の22／実用炉規則第82条）

- ✓ 運転開始後30年目および、それ以降10年ごとに高経年化技術評価を実施。

◎ 運転期間延長の認可（原子炉等規制法第43条の3の32／実用炉規則第113条）

福島第一原子力発電所事故後に追加

- ✓ 原子炉を運転することができる期間を、法的に40年に制限。
- ✓ 規制当局からの認可を得れば、1回に限り最大20年の延長が認められる。

認可に際して必要な取り組みは、以下の通り：

- 経年劣化対応（**特別点検**、**高経年化技術評価**）
- **新規制基準への適合**（事故後に大幅に改正）

【定期的な高経年化技術評価】

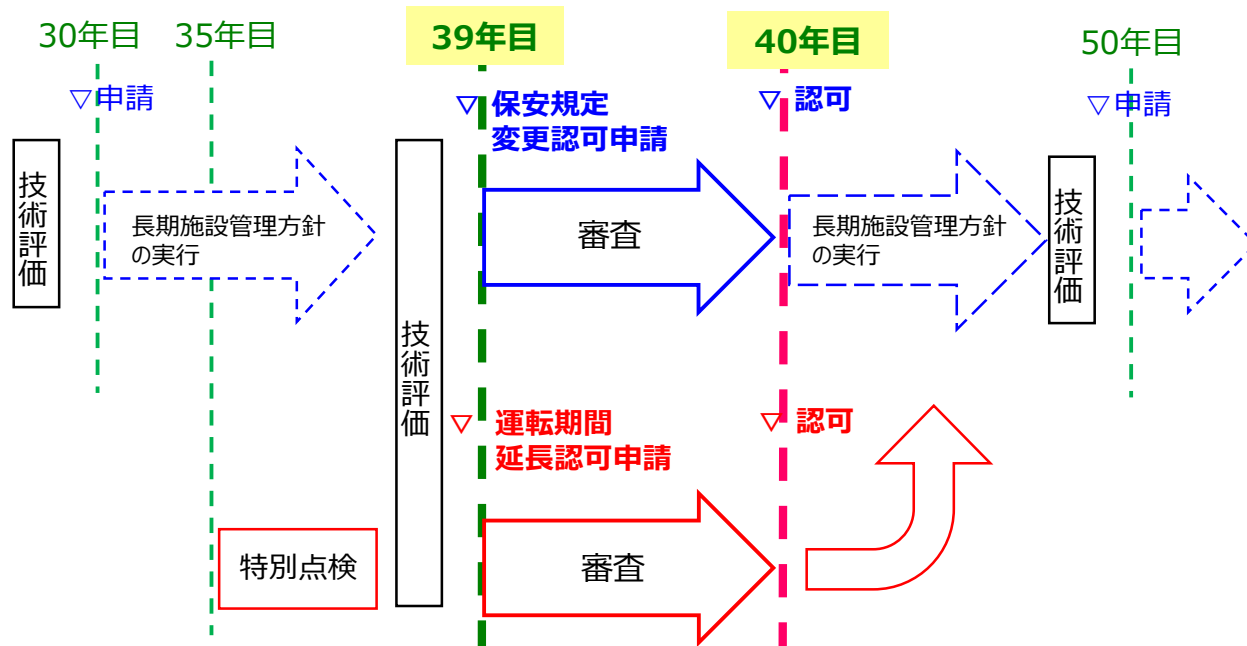
<要求事項>

- 経年劣化に関する技術評価
- 長期施設管理方針

【運転期間延長の認可】

<要求事項>

- ① 特別点検の実施（35年目以降）
- ② 延長期間の劣化状況に関する技術評価
- ③ 延長期間の施設管理方針

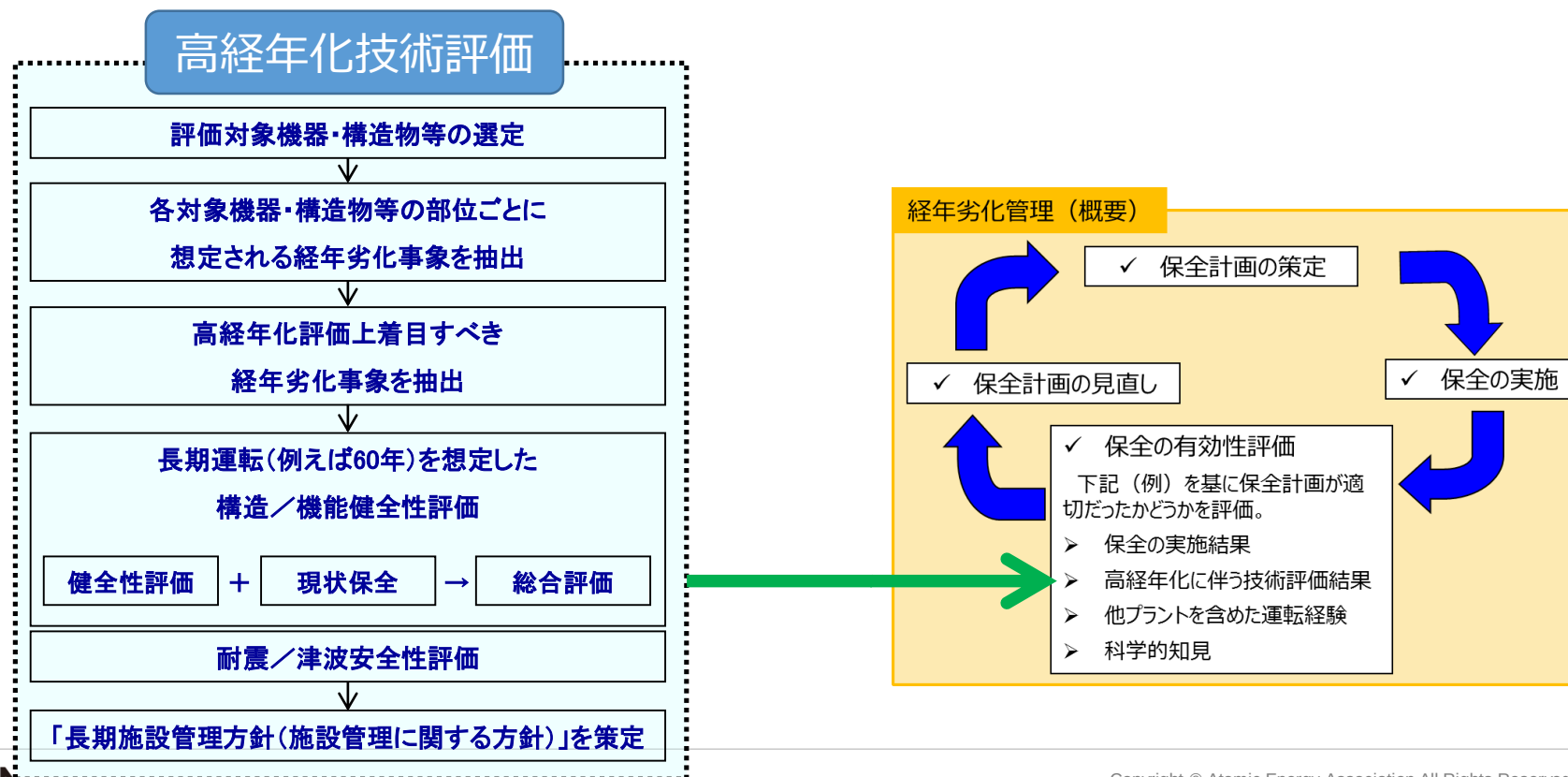


* 上記の a. と②、b. と③は同内容

【参考2-1】 高経年化技術評価

実用炉規則第82条に基づき、高経年化技術評価を実施

- 運転開始後30年を経過するプラントにおいては、最新知見を踏まえて、長期運転の劣化を想定した評価を実施。
- 評価の結果については、追加保全の要否を検討し、経年劣化管理に反映。
- また、評価にあたっては、長期停止を考慮した評価（冷温停止状態が維持されることを前提とした評価）も実施し、保全に反映。



【参考2-2】高経年化技術評価において着目すべき経年劣化事象

高経年化技術評価においては、着目すべき経年劣化事象を特定し、運転開始後30年以降のプラントについて高経年化時の予測評価を実施し、プラントの安全性を損なわないことを確認する。

NRAの内規に基づき、以下の6つの経年劣化事象は必ず着目すべき経年劣化事象として取り扱っている。

- 低サイクル疲労割れ
- 原子炉容器の中性子照射脆化
- 照射誘起型応力腐食割れ
- 2相ステンレス鋼の熱時効
- 電気・計装品の絶縁低下
- コンクリート構造物の強度低下・遮蔽能力低下

なお、上記の事象は以下の性格を持つ事象のいずれにも該当しないものとして選定されているものである。

- 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているものに該当する事象（日常劣化管理事象）
- 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

【参考2-3】運転期間延長認可申請に係る概要

運転期間延長認可申請は、実用炉規則第113条に基づき、以下を実施し、延長しようとする期間（20年）の運転を想定した技術評価を行い、設備の健全性（技術基準規則に定める基準へ適合すること）を確認する。

①特別点検の実施、②劣化状況評価、③施設管理に関する方針策定

①特別点検の実施

これまでの運転に伴う設備の劣化状況把握のために実施。

対象設備	特別点検の内容
原子炉容器	炉心領域部、ノズルコーナ部、炉内計装筒管台部に対する点検による欠陥の有無を確認
原子炉格納容器	鋼板の塗膜状態の確認
コンクリート構造物	コアサンプルによる強度、遮蔽性能の確認

②劣化状況評価

評価にあたっては、下記の知見を取り込み、健全性（技術基準規則に定める基準へ適合すること）を確認する。

- 特別点検の結果
- 最新知見・運転経験等
- 最新の技術基準

○ 最新知見・運転経験等

国内外における最新の情報を入手し、知見を拡充。

○ 新規制基準への対応

新規制基準適合のための追加設備、条件等を確認。

- ・設計基準事故対処設備（浸水防止設備等）
- ・重大事故等対処設備（空冷式ディーゼル発電機等）

③施設管理に関する方針策定

延長しようとする期間に実施すべき施設管理に関する方針を策定。

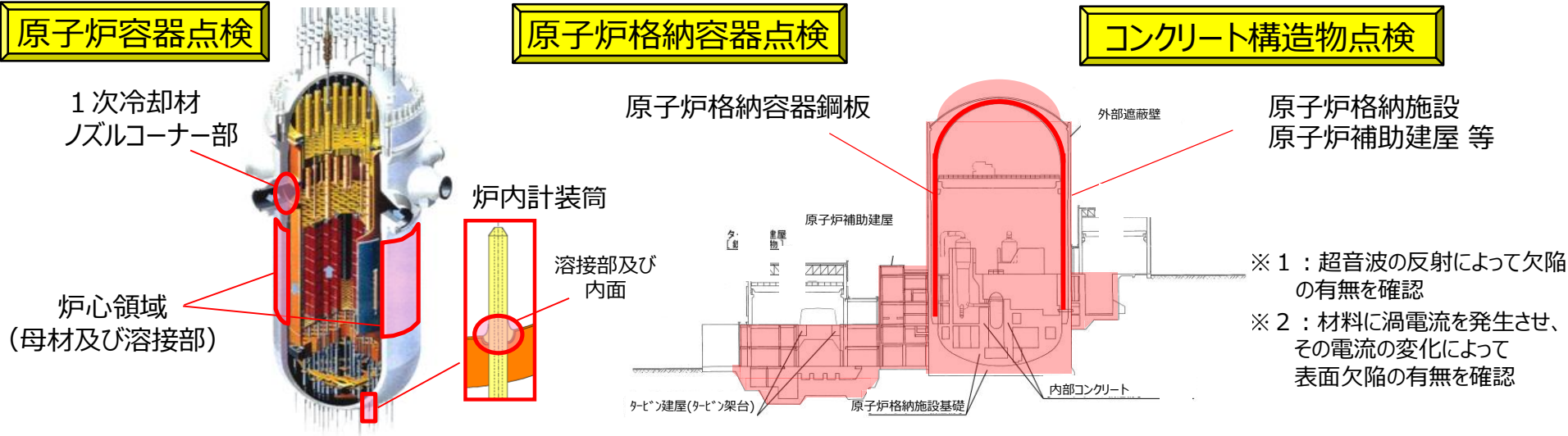
（長期施設管理方針として保安規定に反映）

施設管理に関する方針の確実な実施と、保全活動の継続により、延長しようとする期間の設備健全性を確保する。

【参考 2-4】美浜発電所 3 号機の運転期間延長認可の概要について（1 / 2）

運転延長認可にあたって、取替え困難機器を対象として特別点検を実施した結果、異常は認められなかった。

対象機器	対象部位	点検方法
原子炉容器	母材及び溶接部（炉心領域100%）	超音波探傷試験※ ¹ による欠陥の有無の確認
	1 次冷却材ノズルコーナー部	渦流探傷試験※ ² による欠陥の有無の確認
	炉内計装筒（全数）	目視試験による溶接部の欠陥の有無の確認及び渦流探傷試験による計装筒内面の欠陥の有無の確認
原子炉格納容器	原子炉格納容器鋼板 （接近できる点検可能範囲の全て）	目視試験による塗膜状態の確認
コンクリート構造物	原子炉格納施設 原子炉補助建屋 等	採取したコアサンプル（試料）による強度等の確認



（現地データ取得期間：H27.5.16～H27.8.11）

【参考2-4】美浜発電所 3 号機の運転期間延長認可の概要について（2 / 2）

これまでの大型機器の取替などを含む計画的な保全活動の継続に加えて、追加保全を講じる（※）ことで、60 年を想定した劣化評価を実施して、機器・設備の健全性を確認。

主要な劣化事象の評価結果 (例)	原子炉容器の中性子照射脆化（※）	中性子照射脆化による靱性の低下を考慮しても、原子炉容器が破壊に至らないことを確認
	低サイクル疲労（※）	運転操作による今後の金属疲労の蓄積を考慮しても、原子炉容器等の疲労割れが発生しないことを確認
	コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下	熱や放射線照射などの影響を考慮しても、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下が生じないことを確認
	電気・計装品の絶縁低下	熱や放射線照射などの影響を考慮しても、電気・計装品に有意な絶縁低下が生じないことを確認
	照射誘起型応力腐食割れ	中性子照射の影響を考慮しても照射誘起型応力腐食割れは発生せず、炉心の健全性に影響しないことを確認
	2 相ステンレス鋼の熱時効	熱時効による材料の劣化を考慮しても、1 次冷却材管等が破壊に至らないことを確認
	耐震安全性評価	種々の経年劣化及び地震時に発生する応力等を考慮しても、耐震安全性に問題のないことを確認

※：追加保全を講じることとしている内容については、以下の通り。

黒字：高経年化技術評価の結果

青字：長期施設管理方針(施設管理に関する方針)

高経年化技術評価の結果（例）と長期施設管理方針

【原子炉容器の中性子照射脆化】

過去 4 回の監視試験片調査（脆化予測）により、中性子照射脆化が構造健全性上、問題とならないこと、及び現状の保全の適切性を確認

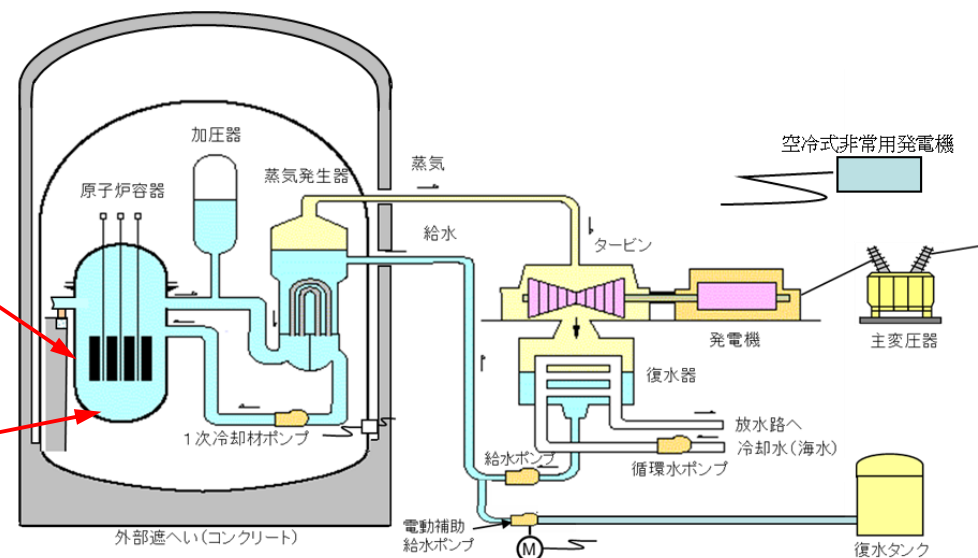
⇒第 5 回監視試験片調査を実施

【原子炉容器等の低サイクル疲労】

損傷発生の可能性はないこと、及び現状の保全の適切性を確認

⇒過渡回数の確認を継続的に実施

（推定過渡回数を上回らないことを確認）



【参考2-5】各プラントの高経年化技術評価実績および予定

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2	1995/7/28	-													30										40			
		女川3	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												40									
	原電	東海二	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

【参考３－１－１】プラント長期停止期間中における保全に係る取組(1/2)

- 経年劣化事象を網羅的に整理の上で、使用する機器／保管機器毎の現場環境を考慮した長期停止中の劣化影響を、ATENAは一般化した知見としてガイドに整理。
 - ・長期停止期間中に使用しない状態となる機器に想定される経年劣化事象・影響を整理
 - ・使用条件の違いにより、通常と異なる保全サイクルとなり得る機器の経年劣化事象・影響を整理
- 上記の各経年劣化事象の影響について、各社は長期停止中の自プラントの保全計画に照らしてセルフチェックを実施の上で、必要に応じ計画の見直しを行い、停止期間が長期化している状況に適確に対応。

長期停止期間中の分類	経年劣化事象（例）	
保管機器（使用しない機器）では劣化進展せず	原子炉圧力容器	中性子照射脆化
	炉内構造物	照射誘起型応力腐食割れ
保管機器（使用しない機器）においても留意が必要	ステンレス製屋外機器	貫粒型応力腐食割れ（塩素型）
通常待機している機器を連続運転する等、使用頻度増大に伴い劣化進展増大の可能性有	ポンプ（駆動部）	摩耗
	熱交換器（伝熱管）	摩耗及び高サイクル疲労割れ
	ポンプモータ	絶縁特性低下（熱劣化）
通常と異なる運用をしている機器においては劣化進展増大の可能性有	弁	疲労割れ
		腐食（エロージョン）

【参考３－１－１】プラント長期停止期間中における保全に係る取組(2/2)

- 取替困難機器（原子炉容器・格納容器・コンクリート構造物）の部位毎に、長期停止期間中に経年劣化が進展するか否か、ATENAは知見をガイドとして整理。
- **中性子照射脆化等は停止期間中に劣化要因として考慮不要**であること。また、腐食など、劣化が進展する可能性があるものについては、各事業者が、**プラント毎に適切に保管及び点検することにより、進展を抑制できることを規制庁との間で認識共有**。
- **各社はガイドに基づき停止期間が長期化している状況に適確に対応**。

長期停止期間中の 経年劣化事象の分類	取替困難機器と経年劣化事象（例）		保管及び点検
劣化が進展し、機器の機能維持に影響を及ぼすおそれがある	－（該当なし）		－
劣化は進展する可能性があるが、適切な保全活動を行うことで進展を抑制可能	原子炉容器	応力腐食割れ・腐食	水質管理・保管
	格納容器	腐食	塗膜の点検
	コンクリート構造物	中性化・塩分浸透	点検
長期停止期間中に劣化が進展しない	原子炉圧力容器	中性子照射脆化	－ （不要）
	格納容器	熱疲労	
	コンクリート構造物	熱疲労	

【参考3-1-2】運転期間制度と原子力規制委員会の見解（1/3）

【現在の原子力発電所の運転期間】

- 原子炉等規制法では、原子力発電所の運転期間は40年とされ、1回に限り20年の延長申請が認められている。
- 原子炉等規制法（H24.6.27改正～） 第43条の3の32
 - ・ 運転できる期間は、使用前検査に合格した日から起算して40年とする。
 - ・ その期間の満了に際し、原子力規制委員会の認可を受けて、1回に限り延長することができる。
 - ・ 延長する期間は、20年※を超えることができない。
（※原子炉等規制法施行令 第20条の6）

● 原子力規制委員会は、前述の「見解文書」において、運転期間について以下のとおり言及。

『運転期間延長認可の審査と長期停止期間中の発電用原子炉施設の経年劣化との関係に関する見解』
（令和2年7月29日）

- ・ 原子力規制委員会の立場からは、**運転期間とは、その終期が運転期間延長認可に係る評価を行うべき時期にほかならない。**
- ・ 他方、かかる時期をどのように定めても、**将来的な劣化の進展については、個別の施設ごとに、科学的・技術的に評価を行うことができる。**
- ・ 発電用原子炉施設の利用をどのくらいの期間認めることとするかは、**原子力の利用の在り方に関する政策判断にほかならず、原子力規制委員会が意見を述べるべき事柄ではない。**
- ・ **運転期間に長期停止期間を含めるべきか否かについて、科学的・技術的に一意の結論を得ることは困難であり、除外できる特定の期間を定量的に定めることはできない。**

運転期間延長認可の審査と長期停止期間中の発電用原子炉施設の 経年劣化との関係に関する見解（案）

令和２年７月２９日
原子力規制委員会

原子力規制委員会は、令和２年７月２２日に、原子力規制庁から「経年劣化管理に係る ATENA との実務レベルの技術的意見交換会の結果について」の報告を受けた。この意見交換は、事業者側から、運転期間延長認可の審査に関し、運転停止期間における安全上重要な設備の劣化については技術的に問題ないと考えられることから、一定の期間を運転期間から除外してはどうかとの提案がなされたこと¹に端を発するものである。原子力規制委員会としては、かねてから、運転期間の在り方について意見を述べる立場にない旨を表明してきたところであるが、上記の技術的意見交換会について報告を受けたことを機に、改めてその考え方を説明しておくこととする。

１． 発電用原子炉施設について、原子力規制委員会の役割は、科学的・技術的観点から、基準を定め、個々の施設がその基準に適合しているか否かを審査し、検査を通じた監視等を行うことに尽き、発電用原子炉施設を利用すること自体の正當化その他その利用の在り方に関する政策の企画立案及び実施は、いわゆる原子力利用の推進の機能に該当するものであつて、原子力規制委員会が関わるべき事柄ではない。

２． 原子炉等規制法第４３条の３の３２は、発電用原子炉を運転することができる期間を運転開始（最初の使用前検査に合格した日）から４０年とし、その期間の満了に際し原子力規制委員会の認可を受ければ一回に限りその期間を延長することができる旨定めている。

３． この制度における原子力規制委員会の役割は、原子炉等の設備について、運転開始から一定期間経過した時点で、延長する期間において原子炉等の劣化を考慮した上で技術基準規則に定める基準に適合するか否かを、科学的・技術的観点から評価することである。運転期間を４０年とする定めは、このような原子力規制委員会の立場から見ると、かかる評価を行うタイミング（運転開始から一定期間経過した時点）を特定するという意味を持つものである。

４． 運転期間延長認可の審査においては、原子炉等の劣化の進展、とりわけ取替困難な機器等の劣化の進展に関する知見の収集整理が重要であり、今回の ATENA との意見交換は、発電用原子炉施設を構成する機器及び構造物のうち取替困難なものについて、経年劣化の要因となり得る事象ごとに、長期停止期間中に劣化が進展するか否か等についての知見を整理したものである。そしてその結果として、次のことが確認された。

¹ 第１回主要原子力施設設置者（被規制者）の原子力部門の責任者との意見交換会（平成２９（２０１７）年１月１８日）

【参考3-1-2】運転期間制度と原子力規制委員会の見解（3/3）

まず、中性子照射脆化、低サイクル疲労、クラッド下層部の亀裂²、腐食（FAC³）、疲労割れ、熱や放射線によるコンクリートの強度低下、熱によるコンクリート遮蔽能力の低下といった事象については、放射線が照射される環境にならないこと、大きな温度、圧力の変動がないこと、蒸気が高速で流れるような環境にはならないことから、劣化の要因として考慮しなくともよいと考えられる。

他方、コンクリート構造物の中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応、機械振動、凍結融解による強度低下、原子炉圧力容器のスタビライザ等の摩耗といった事象については、長期停止期間中もそうでない期間と同様に劣化が進展する。これらの劣化事象については、各事業者が、プラントごとに適切に保管及び点検することにより、進展を抑制することもできるが、規制当局としては、事業者の保管対策及び点検の適切性について、個別プラントごとに確認することが必要である。なお、長期停止期間中に劣化が進展して、適切な保管対策も補修もできないことになるような劣化事象は認められなかった。

このように、これらの劣化事象の長期停止期間中の進展については、発電用原子炉施設を構成する各種機器・構造物の劣化の状況が様々であること、また、各事業者による個別プラントごとの保管及び点検の適切性にも依存することから、個別の施設ごとに、機器等の種類に応じて、評価を行う必要がある。

5. 4. のとおり、機器等の種別及び劣化の要因によっては、長期停止期間中とそうでない期間において劣化の進展の程度に違いが認められるところであり、運転期間から一定の期間を除外するとの事業者の提案はこのような観点から提起されたと考えられることもできる。しかしながら、原子力規制委員会の立場からは、運転期間とは、その終期が上記3. で述べた評価を行うべき時期となるということにはほかならず、上記4. を踏まえると、運転期間に長期停止期間を含めるべきか否かについて、科学的・技術的に一意の結論を得ることは困難であり、劣化が進展していないとして除外できる特定の期間を定量的に決めることはできない。

他方、かかる時期をどのように定めようと、発電用原子炉施設の将来的な劣化の進展については、個別の施設ごとに、機器等の種類に応じて、科学的・技術的に評価を行うことができる。

6. このように、現行制度における運転開始から40年という期間そのものは、上記3. の評価を行う時期として唯一の選択肢というのではなく、発電用原子炉施設の運転期間についての立法政策として定められたものである。そして、発電用原子炉施設の利用をどのくらいの期間認めることとするかは、原子力の利用の在り方に関する政策判断にほかならず、原子力規制委員会が意見を述べるべき事柄ではない。

² 原子炉圧力容器の母材（低合金鋼）に肉盛り溶接（クラッド（ステンレス））を行ったことによる母材の熱影響部に発生する再熱割れ（高温での使用時に起こる割れ）。

³ Flow accelerated corrosion 流れ加速型腐食、配管壁（鉄）の水中への溶出（腐食）が流れにより促進される現象。

【参考３－２－１】設計経年化管理に係る取組

【各系統における設計の直接比較の方法（PWRの場合）】

- 各系統に対し、設計の直接比較を行い、その中で確認できた設計差異について、安全機能との関連付けを行う。
- 安全性への影響が有意な可能性のある※設計差異を着眼点として抽出する。

※操作性（運転員による操作の信頼性、作業負荷等に影響を及ぼす）、

設備信頼性（系統を構成する設備そのものの信頼性に影響を及ぼす）等の観点を踏まえ検討する。

【着眼点の整理のイメージ（非常用炉心冷却系統の例）】

着眼点	プラント①	プラント②	プラント③	プラント⑮	プラント⑯
①高圧注入ポンプの構成 (安全機能：炉心冷却機能)	高圧注入ポンプと 充てんポンプの 2台で構成	高圧注入ポンプと 充てんポンプの 2台で構成	高圧注入ポンプと 充てんポンプの 2台で構成	高圧注入ポンプ のみで構成	高圧注入ポンプ のみで構成
②ほう酸注入タンクの有無 (安全機能：未臨界確保)	ほう酸注入タンクは設 置されている	ほう酸注入タンクは 設置されている	ほう酸注入タンクは 設置されている	ほう酸注入タンクは 設置されていない (系統合理化)	ほう酸注入タンクは 設置されている
③再循環時の運用 (安全機能：炉心冷却機能)	手動操作で対応	手動操作で対応	自動操作で対応	手動操作で対応	自動操作で対応
⑧低温側配管と 蓄圧注入配管の管台統合 (安全機能：炉心冷却機能)	分離	分離	分離	統合	統合

灰色ハッチング：安全性への影響が有意ではない設計差異として、着眼点として抽出しない。

【参考３－２－２】設計経年化管理に係る取組

【着眼点に対する対策要否の検討（PWRの場合）】

- 各着眼点に対して各評価項目での影響を整理の上、対策実施を検討する着眼点を抽出し、ハード面に限らず、ソフト面も含めた対策案を検討する。

【評価の観点イメージ（非常用炉心冷却系の例）】

評価項目 \ 着眼点	①高圧注入ポンプの構成	②ほう酸注入タンクの有無	③再循環時の運用	．．．
①確率論的リスク評価	CDFへの影響は非常に軽微	CDFへの影響は非常に軽微	自動操作の方がCDFが10%程度低減可	．．．
②決定論的安全解析	事象進展および炉心冷却の観点で有意な差はなし	事象進展および炉心冷却の観点で有意な差はなし	事象進展および炉心冷却の観点で有意な差はなし	．．．
③放射線が環境に与える影響	影響なし（関連なし）	影響なし（関連なし）	影響なし（関連なし）	．．．
④ヒューマンファクタ	影響なし（自動起動のため）	影響なし（自動起動のため）	自動操作の方が操作性向上(運転員負荷低減)に期待できる	．．．
⑤他プラントでの経験及び研究結果の利用	該当する知見なし	該当する知見なし	該当する知見なし	．．．
総合判断	いずれの評価項目も有意な影響なし	いずれの評価項目も有意な影響なし	自動操作はリスク低減・運転員負荷低減が期待	．．．

上記の場合、着眼点③についてハード面・ソフト面の対策案を検討することとなる。

【参考3-3】製造中止品管理に係る取組 ～具体的強化ポイント

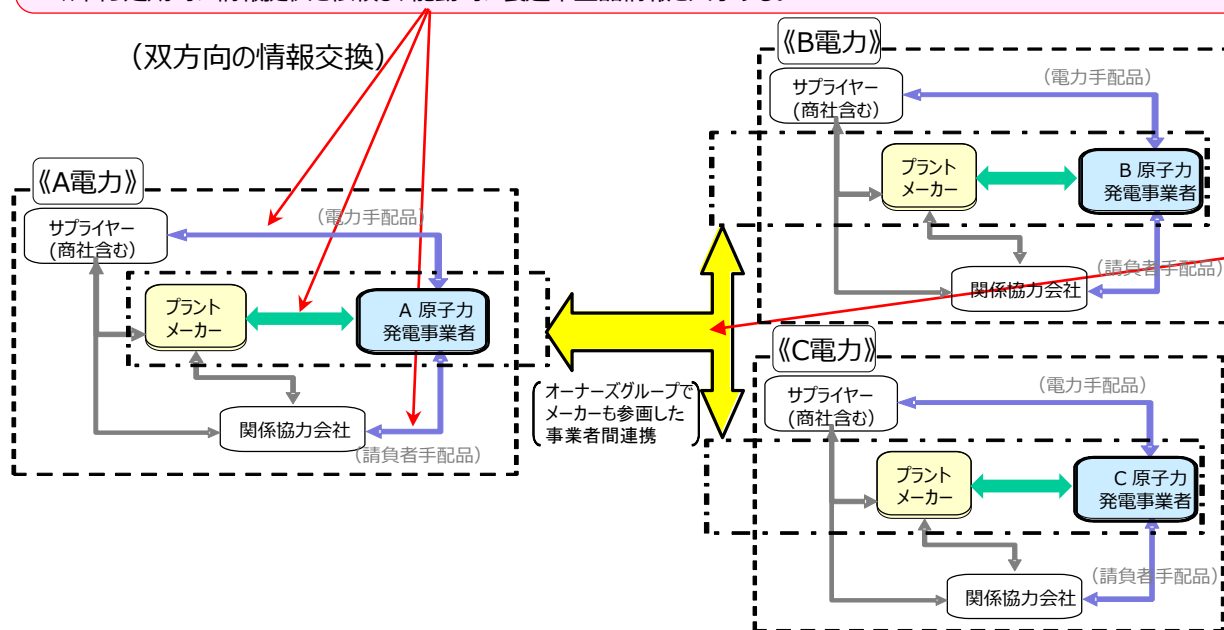
30

【強化ポイント①製造中止品情報の入手】

【1】事業者は、保守部品の製造中止品情報をプラントメーカ、サプライヤー等から受け取るだけでなく、自ら定期的に情報提供を依頼し、能動的に製造中止品情報を入手する。

【強化ポイント①製造中止品情報の入手】

【2】事業者は、自社の調達部門、設計部門及びサプライチェーン等から製造中止品に関する情報を収集し、事業者間で情報提供（代替対応案含む）を行う。



【強化ポイント①製造中止品情報の入手】

【3】事業者間で情報を共有することで、製造中止品情報を抜けなく把握する。

【強化ポイント②対策方針の策定】

【4】入手した製造中止品情報について、プラントメーカー提示の代替対応案を踏まえ処置方針を明確にし、製造中止品管理リストを作成する。

【強化ポイント②対策方針の策定】

【5】各社内で製造中止品管理担当者を設け、製造中止品管理リストを一元的に管理する。

No.	情報入手日時	情報提供元	機器名	対象ユニット (対象ユニットに○を記入する)				製造中止品 サービス名称	仕様 型式	製造 メーカー	供給 期限	【対応策情報】 ・代替品有無 ・代替品仕様・型式 ・納期	対応方針
				N1	N2	U1	U2						
2019-01	2019XX XX	〇〇株式会社	エリア放射線モニタ(ARM)	○	○	—	—	放射線検出器(LLレンジ)	ABG 000199	〇〇電機工業	2021XXX X	・代替品有 ・型式ABG-0091-99 ・納期6ヶ月	代替品へのリブレースを順次実施

代替対応案

【強化ポイント③対策の実施】

【6】保守管理対象（機器名）、対象ユニットと製造中止品情報（仕様・型式・製造メーカー・供給期限等）を紐付け、保全プログラムと連携する。

【参考3-4】 プラント運転中も含めた経年劣化管理に係る取組(1/3)

- 国内で想定している経年劣化事象と米国80年運転認可で想定している経年劣化事象を比較・分析した結果、日本原子力学会PLM実施基準（附属書D）に記載の無い経年劣化事象は以下の3事項であり、各項目に対する状況は以下のとおり。

PLM実施基準に記載が無い事項		左記項目に対する状況
設備	事象	
アルミ合金 使用機器	孔食 隙間腐食 SCC	- 国内でアルミ合金はSFPプールゲート等に使用されているが、本事象による損傷事例は確認されていない。 - 各プラントのPLMでは、プールでの使用環境に照らし隙間腐食を評価対象に挙げ、プール水の塩化物濃度管理を行った上で点検・保全を実施。
チタン合金使用 熱交換器伝熱管	SCC	- 国内機器でチタン合金の熱交換器伝熱管は、海水系の復水器等に使用されているが、本事象による損傷事例は確認されていない。 - 各プラントのPLMでは、海水等の使用環境に照らし、スケール付着等を念頭に点検・保全を実施。
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。 - 国内では本事象による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-SRPI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。

⇒上記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

【参考3-4】 プラント運転中も含めた経年劣化管理に係る取組(2/3)

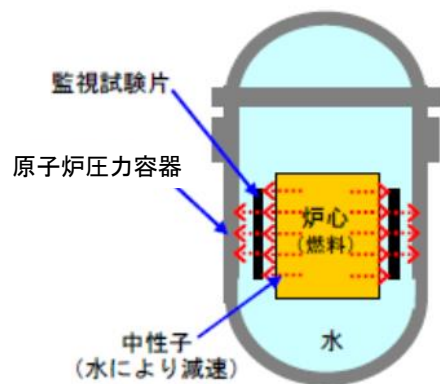
- 取替困難機器（原子炉圧力容器、原子炉格納容器、コンクリート構造物）に対し、現状のPLM評価手法・データが80年の評価期間を想定した場合でも適用可能か考察し、知見拡充が望まれる事項を検討した結果、以下のとおり。

	事象	概要	対応状況
原子炉圧力容器	中性子照射脆化	＜JEAC4201の適用上限見直し＞ 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出てくる可能性があり、引続き監視試験等による高照射領域のデータの拡充を行い、必要に応じJEAC4201の適用範囲上限の拡大に資する。	実機データ採取～規格反映の取組については産業界・学協会で継続実施中であり、更に規格適用上限拡大も念頭に置き実施する
		＜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、監視試験片を十分に確保するため、使用済試験片の小型化再生や監視試験計画の高度化等、試験片の有効活用 やその試験結果のデータ検証等について検討する必要がある。	実機データ採取については産業界で継続実施中であり、更に産業界研究の実施を検討中

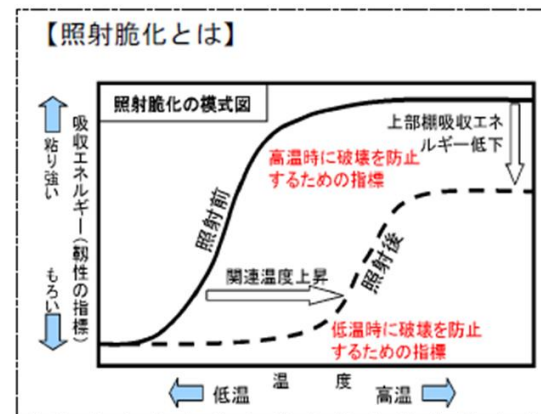
*1：原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007[2013年追補版]）

*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

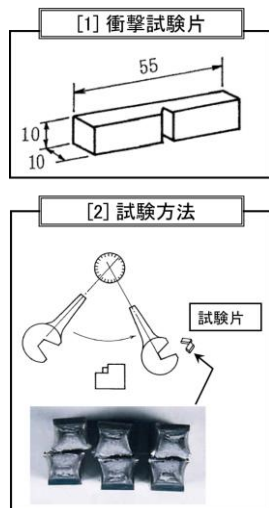
- 原子炉圧力容器は中性子を受け脆化するため、その構造安全性を確認するべく、あらかじめ原子炉圧力容器内に監視試験片を入れておき、計画的に取り出して規定された試験・評価を実施する事により、原子炉圧力容器の将来の状態を把握する事が出来る。



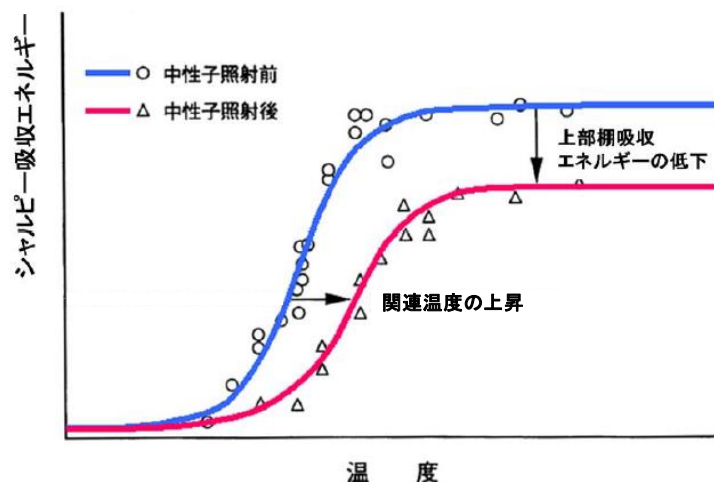
<原子炉圧力容器内イメージ(PWR)>



- 具体的には、規格に則り、試験片に対し様々な温度でシャルピー衝撃試験を行い、吸収エネルギーと温度の関係をプロットし、その結果から、上部棚吸収エネルギー(USE)や関連温度 (RT_{NDT})を算出し、予測式による予測と比較評価する。



<シャルピー衝撃試験イメージ>



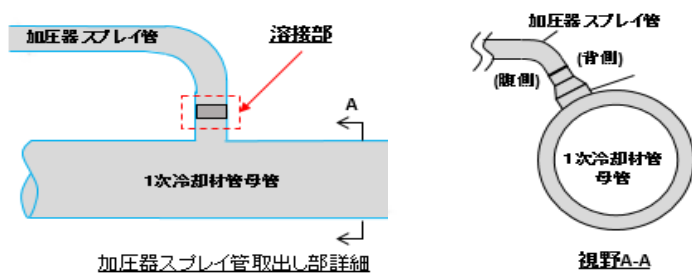
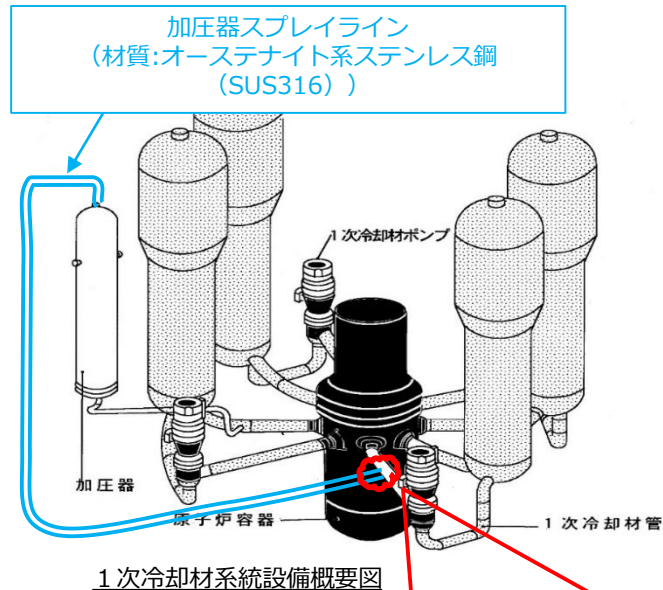
- ただし80年の評価を想定するにあたっては、以下の知見拡充が望まれる
 - ✓ JEAC4201における RT_{NDT} 、USE予測式の中性子照射量の適用上限拡大
 - ✓ 限りある監視試験片の更なる有効活用 や、その試験結果のデータ検証

【参考4-1】 大飯3号加圧器スプレイ配管溶接部の粒界割れについて

事象の概要

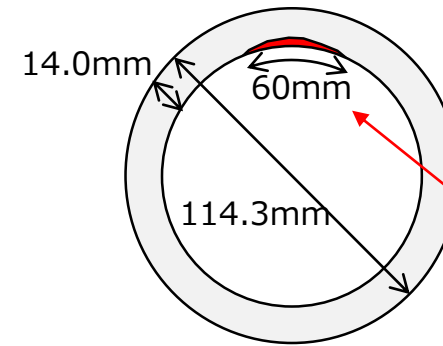
2020年8月31日に配管の健全性を確認するために、加圧器スプレイ配管の超音波探傷検査を実施したところ、1次冷却材管と加圧器スプレイ配管の接続部付近において有意な信号指示が認められた。
その後の破壊調査により、溶接熱影響部にて深さ4.4mm、長さ60mmの亀裂があることが明らかとなった。

発生箇所

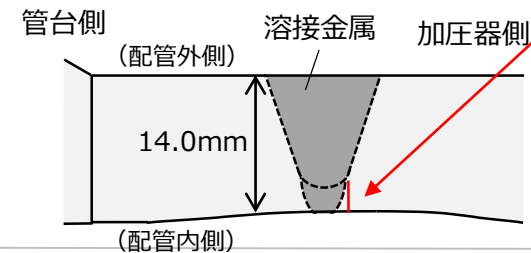


実機の破壊調査結果

断面図 (上面図)



断面図 (横断面図)



傷 (イメージ)
深さ4.4mm、長さ60mm

略語集

CDF	Core Damage Frequency	炉心損傷頻度
GALL	Generic Aging Lessons Learned	経年劣化管理教訓集
JEAC	Japan Electric Association Code	（日本電気協会）電気技術規程
NRC	Nuclear Regulatory Commission	米国原子力規制委員会
NUREG	Nuclear Regulatory Guide	米国原子力規制委員会規制指針
PLM	Plant Life Management	プラントライフマネジメント（便宜上、本資料では高経年化技術評価、高経年化対策実施基準をPLM評価、PLM実施基準と略す）
RT _{NDT}	Reference Temperature for Nil Ductility Transition	シャルピー衝撃試験（及び落重試験）によって得られる関連温度
SCC	Stress Corrosion Cracking	応力腐食割れ
SFP	Spent Fuel pool	使用済燃料プール
SLR	Subsequent License Renewal	2回目の運転認可更新
SRP	Standard Review Plan	標準審査指針
USE	Upper Shelf Energy	上部棚吸収エネルギー
WG	Working Group	ワーキンググループ