

長期施設管理計画の認可制度に関する分かりやすい説明資料

令和5年7月12日

原子力規制庁

1. 趣旨

本議題は、長期施設管理計画の認可制度に関する「分かりやすい説明資料」を作成・更新したので、その内容について報告するものである。

2. 経緯

令和5年度第6回原子力規制委員会（令和5年4月18日）において、その時点での制度の概要説明資料を公表すること及びこれを随時更新することの了承を得て、4月19日に原子力規制委員会HPに掲載した。その後、第9回原子力規制委員会（令和5年5月10日）において、本説明資料の内容として追加すべき、追加点検及び設計の古さへの対応の考え方が了承されている。

それらを踏まえ、令和5年6月19日の第7回高経年化した発電用原子炉の安全規制に関する検討チームにおいて、概要説明資料を更新するとともに、用語の解説や参考資料へのリンクも兼ねたQ&Aを作成するとの方針を説明し、意見交換が行われた。

3. 「分かりやすい説明資料」の概要

(1) 制度の概要説明資料（「運転開始から長期間経過した発電用原子炉の安全性を確保するための規制制度の全体像について」、別紙1）

4月19日公表版に比べ、①資料の全体構成を説明するページの追加、②追加点検の考え方の追加、③設計の古さへの対応の考え方の追加、の3点の主な修正を加えた。

(2) 長期施設管理計画の認可制度に関するQ&A（別紙2）

「60年という運転期間の上限がなくなっても安全は確保できるのか」などの国民が抱くであろう疑問に端的に答えることを目指して、全47問からなるQ&Aを作成した。

①経年劣化への対応の基本的な考え方、②新制度の概要、③劣化評価の技術的な内容、④60年以降の安全性の確認の在り方、の全4編で構成されている。特に、③劣化評価の技術的な内容として、主要な6つの物理的な経年劣化事象についての技術的な解説を充実させた。

また、以下のルールに則り、分かりやすさの優先を徹底している。

- ・素直に国民が聞きたい問を置き、分かりやすい論理で正面から答える
- ・専門用語にはできるだけ噛み砕いた説明を行う。技術的な詳細は検討チームや委員会の資料を見るよう誘導する
- ・説明の論理をできる限り分かりやすく、丁寧な構成にする。
- ・厳密さにはこだわらず、大宗として意味が取れるように、平易に表現する

4. 分かりやすさについての職員へのアンケート結果

4月19日版の概要説明資料について分かりにくいという意見があったことも踏まえ、概要説明資料及びQ&Aの分かりやすさについて、職員の一部へのアンケート調査を行った。その結果は以下の通りであり、直ちに修正可能なものは修正した。今後、これらも踏まえ、継続的に改善していく。

<アンケートの方法>

対象者：原子力規制委員会の勤務経験が比較的浅い（4年未満）職員計20名

- ・技術系職員10名（若手職員）
- ・事務系職員10名（若手職員、中途採用者、他省庁からの出向者）

質問：概要説明資料、Q&Aのそれぞれについて、1（全く分からない）～10（よく分かる）の10段階で評価。分かりにくい点を聞くコメント欄付き。

<アンケートの結果>

理解度（わかりやすさの10段階評価）

	事務系職員の平均値	技術系職員の平均値	計
概要説明資料	6.6	7.6	7.1
Q&A	6.5	8.3	7.4
計	6.6	8.0	7.3

<主なコメント（個別の部分への指摘以外）>

（概要説明資料）

- ・似た言葉なのに微妙な用語の違いがありわかりにくい【事務系・技術系】
- ・図が細かく情報量が多過ぎて、視覚的にわかりにくい【事務系】
- ・最後にまとめやおわりにというスライドがあるとよい【技術系】

（Q&A）

- ・図解がほしい【事務系・技術系】
- ・内容的に事務系職員には理解が難しい【事務系】
- ・分量が多い。細かい問に重要な問が埋もれてしまっている【事務系・技術系】
- ・実施主体や主語が明確でない箇所がある【事務系・技術系】
- ・冒頭の最も重要な問1がすれ違い回答になっている【事務系】 ←修正済
- ・参考資料へのハイパーリンクが欲しい【事務系・技術系】 ←修正済
- ・ページに文字が詰めこまれていて読みづらい【事務系】 ←修正済

○添付資料

別紙1 運転開始から長期間経過した発電用原子炉の安全性を確保するための規制制度の全体像について

別紙2 長期施設管理計画の認可制度に関するQ&A



運転開始から長期間経過した発電用原子炉の安全性を 確保するための規制制度の全体像について

令和5年7月12日
原子力規制庁



目次

1. はじめに	・・・	P2
2. 本資料の構成	・・・	P3
3. 原子炉等規制法による安全規制の全体像	・・・	P4
4. 事業者による日常的な点検・補修等	・・・	P5
5. 継続的な安全性の向上	・・・	P6
6-1. 高経年化に伴う課題【物理的・非物理的な劣化】	・・・	P7
6-2. 高経年化に伴う課題【国際的な考え方との整合】	・・・	P8
7-1. 物理的な経年劣化への対応【基本論】	・・・	P9
7-2. 物理的な経年劣化への対応【制度改正】	・・・	P10
7-3. 物理的な経年劣化への対応【計画作成と状況把握の点検】		P11
7-4. 物理的な経年劣化への対応【劣化の予測・評価】	・	P12
7-5. 物理的な経年劣化への対応【60年超の劣化評価】	・	P13
8. 「設計の古さ」への対応	・・・	P14



1. はじめに

- ◆ 発電用原子炉の運転期間を、原子力利用の在り方の観点から見直し、運転開始から現行法上の上限である60年を超えての運転も認め得る法改正が、令和5年5月31日に国会において可決・成立し、同年6月7日に公布されました。
- ◆ 原子力規制委員会は、そのような法改正がなされるとすれば、運転期間がどのようなものになろうとも、運転開始から長期間経過した発電用原子炉の安全規制を適切に実施できる仕組みを設けることが必要と考え、そのための法改正を併せて国会に提出し、こちらも同じ日に可決・成立し、公布されています。
- ◆ この資料は、運転開始から長期間経過した発電用原子炉について、原子力規制委員会がどのような規制を実施し、安全を確保しようとしているのか、その全体像を分かりやすく説明する目的で作成しました。作成に当たっては、規制の技術的な詳細を検討するため原子力規制委員会内に設置された「高経年化した発電用原子炉の安全規制に関する検討チーム」での検討も経ています。
- ◆ なお、この資料は、原子力規制委員会の事務局である原子力規制庁の責任において、原子力規制委員会が定めた規制の内容や、同検討チームでの検討の内容を要約して作成したものです。

(※) 運転開始から長期間経過することについて、以下「高経年化」と呼びます。

(※) 分かりやすさを優先して作成しているため、一部、記述を簡略化している部分があります。規制の正確な内容については、法令や原子力規制委員会が定める解釈・ガイド類を参照してください。



2. 本資料の構成

◆ この資料は、高経年化した発電用原子炉の安全性の確保のための仕組みを説明するために、以下の4つの部分で構成されています。

- ① 原子炉の安全規制制度の全体の概要
- ② 原子炉の高経年化によりどのような課題が生じるのか
- ③ （高経年化による課題への対応のうち）物理的な経年劣化への対応
- ④ （高経年化による課題への対応のうち）非物理的な劣化への対応

原子炉の安全規制制度の全体の概要

3. 原子炉等規制法による安全規制の全体像
 - 新規規制基準の内容、基準適合性を事前に確認する許認可手続
4. 事業者による日常的な点検・補修等
 - 基準適合を維持する取組（日常点検、13か月に1回の定期検査等）
5. 継続的な安全性の向上
 - 規制基準への適合性を超えた、更なる安全性向上のための仕組み

原子炉の高経年化によりどのような課題が生じるのか

6. 高経年化に伴う課題
 - 6-1 2つの課題（物理的な経年劣化、非物理的な劣化）
 - 6-2 物理的・非物理的な劣化の概念とIAEA文書との整合

物理的な経年劣化への対応

7. 物理的な経年劣化への対応
 - 7-1 年1回でなく、10年単位の変化を捉える仕組みの必要性
 - 7-2 10年ごとに劣化を予測・評価して認可を受ける新制度の導入
 - 7-3 新制度「長期施設管理計画の認可制度」の概要
 - 7-4 10年ごとの経年劣化の予測・評価の技術的な内容
 - 7-5 現行法上の運転期間の上限60年を超えての劣化評価の在り方

非物理的な劣化への対応

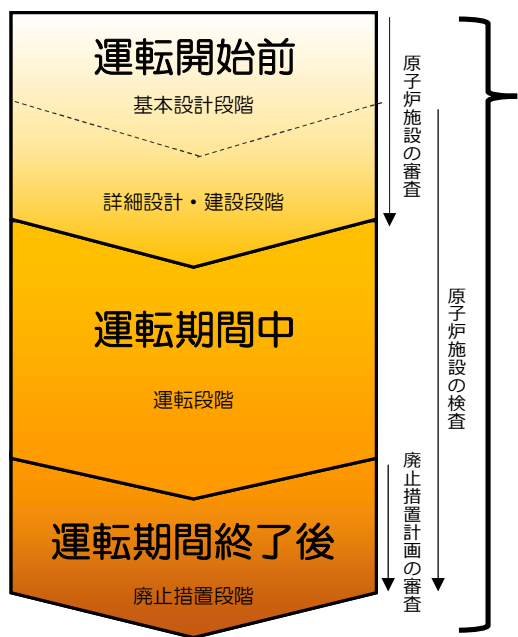
8. 「設計の古さ」への対応
 - 非物理的な劣化（設計の古さ）は、主に新制度以外の仕組みで対応



3. 原子炉等規制法による安全規制の全体像

- ◆ 原子炉等規制法に基づく安全規制の中核は、設備や機器などのハード面の性能や、設備保全の方法や体制などのソフト面の取組について、事業者が守るべき事項を詳細に定めた規制基準です。
- ◆ 規制基準がすべて守られることで、事故を完全に防止できる訳ではありませんが、必要最低限の安全性が確認されたこととなります。この規制基準を事業者が守っているかどうか、原子力規制委員会が様々な段階で確認を行うというのが、安全規制の基本的な枠組みです。
- ◆ 具体的には、運転開始前の基本設計段階と詳細設計段階でそれぞれ規制基準への適合を確認（審査）するとともに、運転期間中も常時、規制基準への適合を義務付け、原子力規制委員会の検査官が検査を通じて監視しています。
- ◆ なお、規制基準は、東京電力福島第一原子力発電所事故の後、重大事故（シビアアクシデント）対策、地震・津波対策などの面で大幅に強化されています。

様々な段階での規制基準への適合性の確認



原子炉施設の審査

(第43条の3の5/第43条の3の9 等)

原子炉施設の設置許可に係る申請や、設計及び工事の計画の申請、保安規定の申請について、安全性に問題がないかを審査します。



原子炉施設の検査

(第61条の2の2 等)

原子炉を運転する前に行われる使用前事業者検査や、保安規定の遵守状況等、事業者のあらゆる保安活動について、原子力規制検査を通じて監視します。



4 新規規制基準とは

東京電力福島第一原子力発電所の事故における教訓や国内外からの知見を踏まえて平成25年7月に新しく策定した規制基準。

地震や津波への対策を強化し、火山噴火や竜巻等の自然現象に対する考慮や内部溢水に対する考慮を新たに追加するとともに、重大事故（シビアアクシデント）に対する安全対策を新たに義務づけるなど、従前の規制基準と比べて大幅な強化を行った。

<以前の規制基準>

・シビアアクシデントの防止基準
→ 単一故障を想定しても
炉心損傷に至らないことを確認

自然現象に対する考慮
火災に対する考慮
電源の信頼性
その他の設備の性能
耐震・耐津波性能

<新規規制基準>

意図的な航空機衝突への対応
放射性物質の拡散抑制対策
格納容器破損防止対策
炉心損傷防止対策 (複数の機器の故障を想定)
内部溢水に対する考慮 (新設)
自然現象に対する考慮 (火山・竜巻・森林火災を新設)
火災に対する考慮
電源の信頼性
その他の設備の性能
耐震・耐津波性能

(テロ対策) 新設

(シビアアクシデント対策) 新設

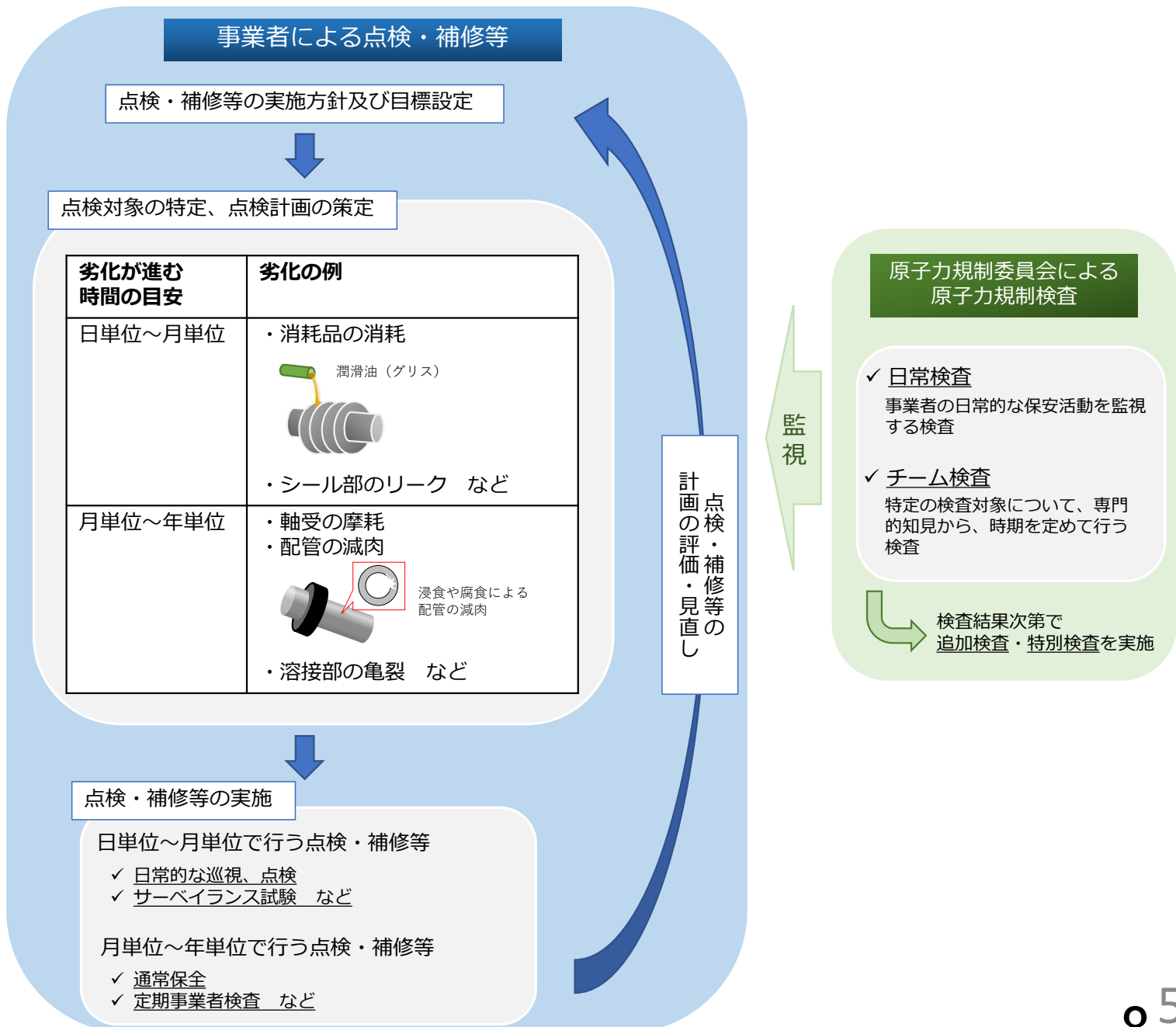
強化又は新設

強化



4. 事業者による日常的な点検・補修等

- ◆ 法的には運転期間中も常時、規制基準への適合を義務付けていると言っても、実際に適合しているかを確認する仕組みがないと機能しません。
- ◆ 他方、原子炉施設では時間の経過とともに劣化が日々進展します。具体的には、消耗品の消耗、部品の摩耗、設備の経年劣化などがありますが、これらは、その場所や条件ごとに進むスピードが異なり、それぞれのスピードに応じた適切なタイミング（日単位、月単位、年単位）での確認が必要になります。
- ◆ そのため、原子炉等規制法を通じて、①事業者による日常的な巡視・点検を行わせるとともに、②13か月に1回の検査（定期事業者検査）を義務付けることで、規制基準に適合した状態を維持させています。
- ◆ 原子力規制委員会は、そのような事業者の活動が適切かを監視する検査（原子力規制検査）を行っています。





5. 継続的な安全性の向上

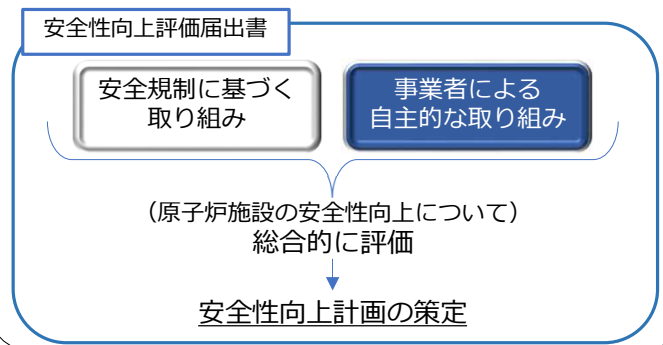
- ◆ 現行の規制基準への適合を超えて、さらなる安全性の向上を求める2つの仕組みも設けられています。これらは、施設の劣化に関しても適用できます。
- ◆ 1つは、事業者による自主的な安全性向上の取組を促進するための「安全性向上評価届出制度」です。13か月に1回の定期事業者検査の際に、事業者が最新の科学的知見などに照らして自ら原子炉施設の安全性を評価し、設備面や運用面について規制要求に上乘せして自主的に改善を進める仕組みです。
- ◆ もう1つは、原子力規制委員会による規制基準の見直しです。基準の見直しにつながるような国内外の最新の科学的知見を常に収集し、その重要性を評価し、必要な基準の見直しにつなげています。
- ◆ 見直し後の新たな基準は、原則として既存の原子炉施設にも適用（バックフィット）します。2013年に新規規制基準を導入してから約10年間で、13件のバックフィットを行った実績があります。

安全性向上評価届出制度とは

(原子炉等規制法 第43条の3の29)

原子炉施設の安全性を向上させるために、事業者は最新の知見等を踏まえた新たな設備の追加や運用の改善等を図る必要がある。

事業者が定期事業者検査終了後6か月以内ごとに、原子炉施設の安全性向上に係る取り組みの実施状況や有効性について評価を行い、本評価の結果等について公表及び届出を行う制度。



発電用原子炉に関するバックフィット事例一覧

番号	バックフィット事例 (2023年3月時点)	施行日等
1	新規規制基準	2013.7.8
2	電源系統の一相開放対策	2014.7.9
3	有毒ガス防護対策	2014.5.1
4	高エネルギーアーク損傷(HEAF)対策	2017.8.8
5	地震時の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込め機能に係る措置	2017.9.11
6	地震時又は地震後に機能保持が要求される動的機器の明確化	2017.11.15
7	降下火砕物(火山灰)対策	2017.12.14
8	柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映	2017.12.14
9	溢水による放射性物質を含んだ液体の管理区域外漏えい防止対策	2018.2.20
10	火災感知器の設置要件の明確化に係る対応	2019.2.13
11	大山生竹テフラの噴出規模の見直し	2019.6.19
12	警報が発表されない可能性のある津波への対策	2019.7.31
13	震源を特定せず策定する地震動に係る標準応答スペクトルの取入れ	2021.4.21

基準の見直し(バックフィット制度)とは

(原子炉等規制法 第43条の3の23)

バックフィット制度は、最新の知見や技術等を迅速かつ柔軟に規制基準に反映し、安全上の水準の向上を行った際に、その新たな規制基準を既に許可を与えている原子炉施設に対しても適用させることで、継続的に原子炉施設の安全性の向上を行う制度である。

新規規制基準と同じく、東京電力福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえて追加された制度。





6-1. 高経年化に伴う課題【物理的・非物理的な劣化】

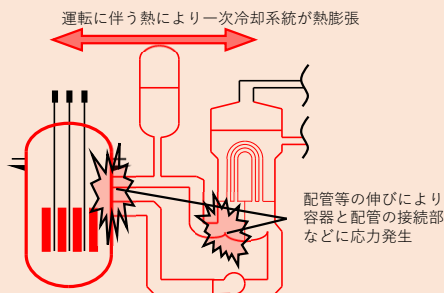
- ◆ 高経年化した原子炉施設については、「4. 事業者による日常的な点検・補修等」「5. 継続的な安全性の向上」で説明した取組に加えて、追加的な対応が必要な課題があります。
- ◆ 具体的には、①物理的な経年劣化、②設計や運用が最新の考え方と比較して古くなっていくこと（非物理的な劣化）の2つです。
 - (※) ②の設計や運用が最新の考え方と比較して古くなっていく、非物理的な劣化とも言うべき課題を含む劣化について、以下「設計の古さ」と呼びます。
- ◆ 高経年化により起こる、①物理的な経年劣化事象の主なものとしては、下の図の6つがあります。いずれも短期間で劣化が進むことはなく、数十年を経過した後に初めて問題となる性質のものです。
- ◆ これらの経年劣化事象は、原子炉の運転に伴い放射線の照射、大きな温度・圧力の変化などがあることで進展するものと、そのような変化のない運転停止中でも進展するものに大別されます。そのため、劣化の進展の予測・評価も、その違いを考慮して行うこととなります。
- ◆ また、②非物理的な劣化（設計の古さ）としては、例えば、安全に関わる設計思想や実装されている設備が技術の進歩した今の時代に求められる安全水準を満たさなくなることや、スペアパーツが入手できなくなったりメーカーの技術サポートが受けられなくなることなどが考えられます。（8. 「設計の古さ」への対応を参照）

④ 主要な6つの物理的な経年劣化事象

運転に伴い劣化が進展するもの

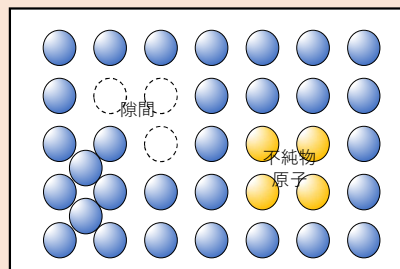
① 低サイクル疲労

温度・圧力の変化によって、大きな繰り返し応力がかかる部位に割れが発生する事象。



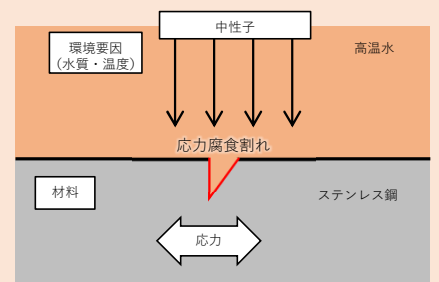
② 原子炉容器の中性子照射脆化

長期間にわたり原子炉容器に中性子が照射されることにより、金属の粘り強さ（靱性）が徐々に低下（脆化）する事象。



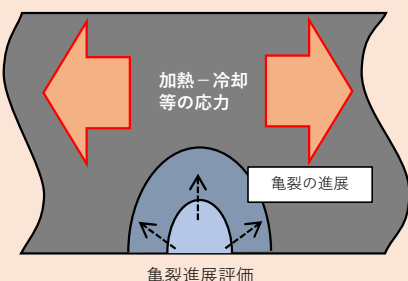
③ 照射誘起型応力腐食割れ

中性子の照射により、応力腐食割れの感受性が高くなり、ひび割れが発生する事象。



④ 2相ステンレス鋼の熱時効

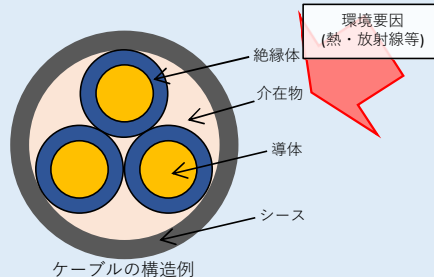
ステンレス鋼が高温での長期使用に伴い、靱性の低下を起こす事象。



停止中でも進展するもの

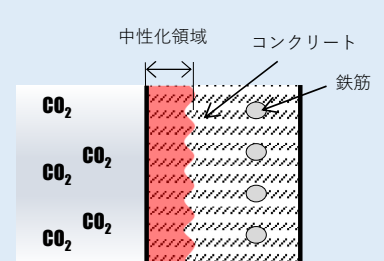
⑤ 電気・計装設備の絶縁低下

電気・計装設備に使用されている絶縁物が環境要因等で劣化し、電気抵抗が低下する事象。



⑥ コンクリート構造物の強度低下

コンクリートの強度が、熱、放射線照射、中性化等により低下する事象。





6-2. 高経年化に伴う課題【国際的な考え方との整合】

- ◆ 「6-1. 高経年化に伴う課題【物理的・非物理的な劣化】」で説明したような、高経年化に伴って対応が必要となる課題として、物理的な経年劣化と非物理的な劣化（設計の古さ）があるという考え方は、原子炉施設の安全に関わる国際的な考え方とも合致しています。
- ◆ 具体的には、国際原子力機関（IAEA）の安全基準文書の中の、満たすべき安全要求を定める「安全要件」、その安全要件を満たすために推奨される方法を定める「安全指針（ガイド）」の中に、10年ごとなどでの定期的な安全レビューや、計画的な経年劣化の管理が必要であること、また、高経年化（ageing）について考慮すべき事項として物理的な経年劣化（physical ageing）と非物理的な劣化、旧式化（non-physical ageing, obsolescence）の2つが挙げられています。

原子炉施設の高経年化とは

原子炉施設の高経年化（ageing）

原子炉施設の高経年化とは、原子炉の運転を開始してから長期間経過することを指します。原子炉施設の高経年化を考慮するにあたっては、国際原子力機関（IAEA）による原子炉施設の劣化管理及び長期運転プログラムの策定に関する安全基準ガイド（SSG-48）において、経年劣化（物理的経年劣化）と旧式化（非物理的経年劣化）の2種類の劣化状態について考慮する必要があると示されています。

物理的な経年劣化（physical ageing）

経年劣化とは、時間の経過や原子炉の運転によって生じる物理学的あるいは化学的・生物学的※な劣化事象のことを指します。特に、運転を開始してから長期間経過した原子炉施設では、原子炉容器の中性子照射による強度低下（脆化）や電気・計装設備の絶縁性の低下などといった経年事象が生じる可能性があると考えられています。

（※ 微生物の付着等）

非物理的な劣化、旧式化（non-physical ageing, obsolescence）

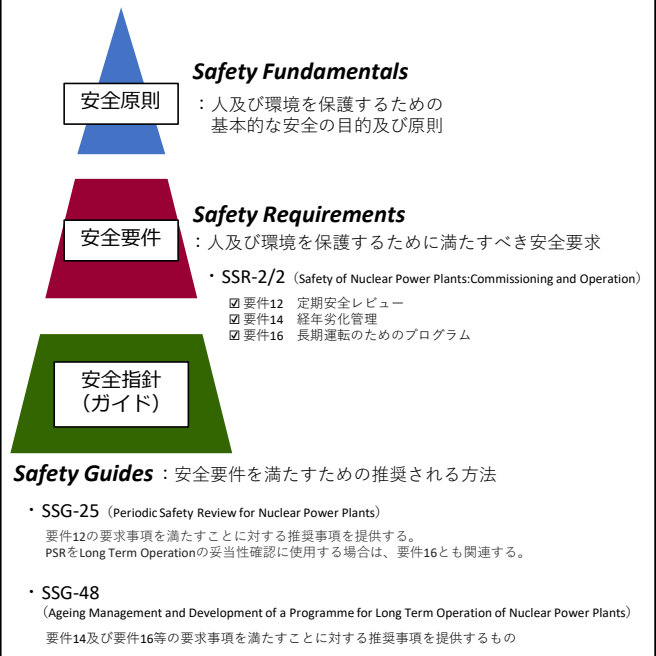
旧式化とは、時間の経過によって設計や運用等が最新の考え方と比較して古くなっていくことを指し、IAEAのガイド（SSG-48）において、「技術の旧式化」、「規則・規格基準の旧式化」、「知識の旧式化」の3つのタイプ分類が示されておりま

技術の旧式化（obsolescence of technology）

規則・規格基準の旧式化（obsolescence of codes, standards and regulations）

知識の旧式化（obsolescence of knowledge）

IAEA安全基準文書の体系



（参考）INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-48, IAEA, Vienna (2018).

<https://www.iaea.org/publications/12240/ageing-management-and-development-of-a-programme-for-long-term-operation-of-nuclear-power-plants>

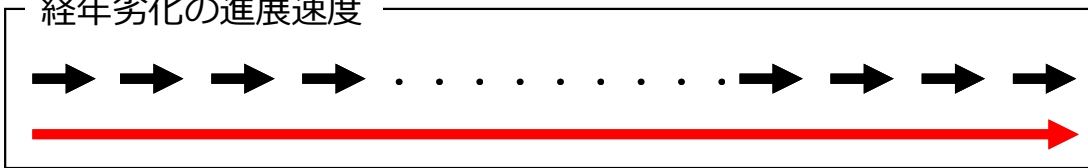


7-1. 物理的な経年劣化への対応【基本論】

- ◆ 物理的な経年劣化は、個々の原子炉施設ごとに劣化の進み具合は様々であり、また、事業者による維持・補修等のやり方によっても変わってくるため、個々の原子炉施設ごとに劣化の状況について評価を行った上で、対応する必要があります。
- ◆ 経年劣化の中には、年単位では変化が捉えにくい、10年単位の長期間をかけて徐々に進んでいくものがあります。
- ◆ そこで、高経年化した原子炉施設においては、日常的な巡視・点検、13か月に1回の定期事業者検査などに加えて、10年単位で変化を捉え、今後も規制基準への適合を維持し続けられるかを確認する仕組みが必要となります。
- ◆ そのような仕組みは現行制度でも設けられていますが、今般、発電用原子炉の運転期間が原子力利用の在り方の観点から見直されることを受けて、原子力規制委員会は、その仕組みをさらに強化する原子炉等規制法の改正を提案し、**国会で成立しました**。以下では、その内容について説明していきます。

原子炉施設の経年劣化

経年劣化の進展速度



数日～数年程度の頻度で進む劣化

高経年化（数十年～）によって進む劣化

4. 事業者による日常的な点検・補修等

劣化が進む時間の目安	劣化の例	
十年単位～ (高経年化)	運転に伴い進展する劣化 ・低サイクル疲労 ・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	運転停止でも進展する劣化 ・電気・計装設備の絶縁低下 ・コンクリート構造物の強度低下

日常的な巡視・点検等に加えて

高経年化によって進む劣化に対する対応が必要

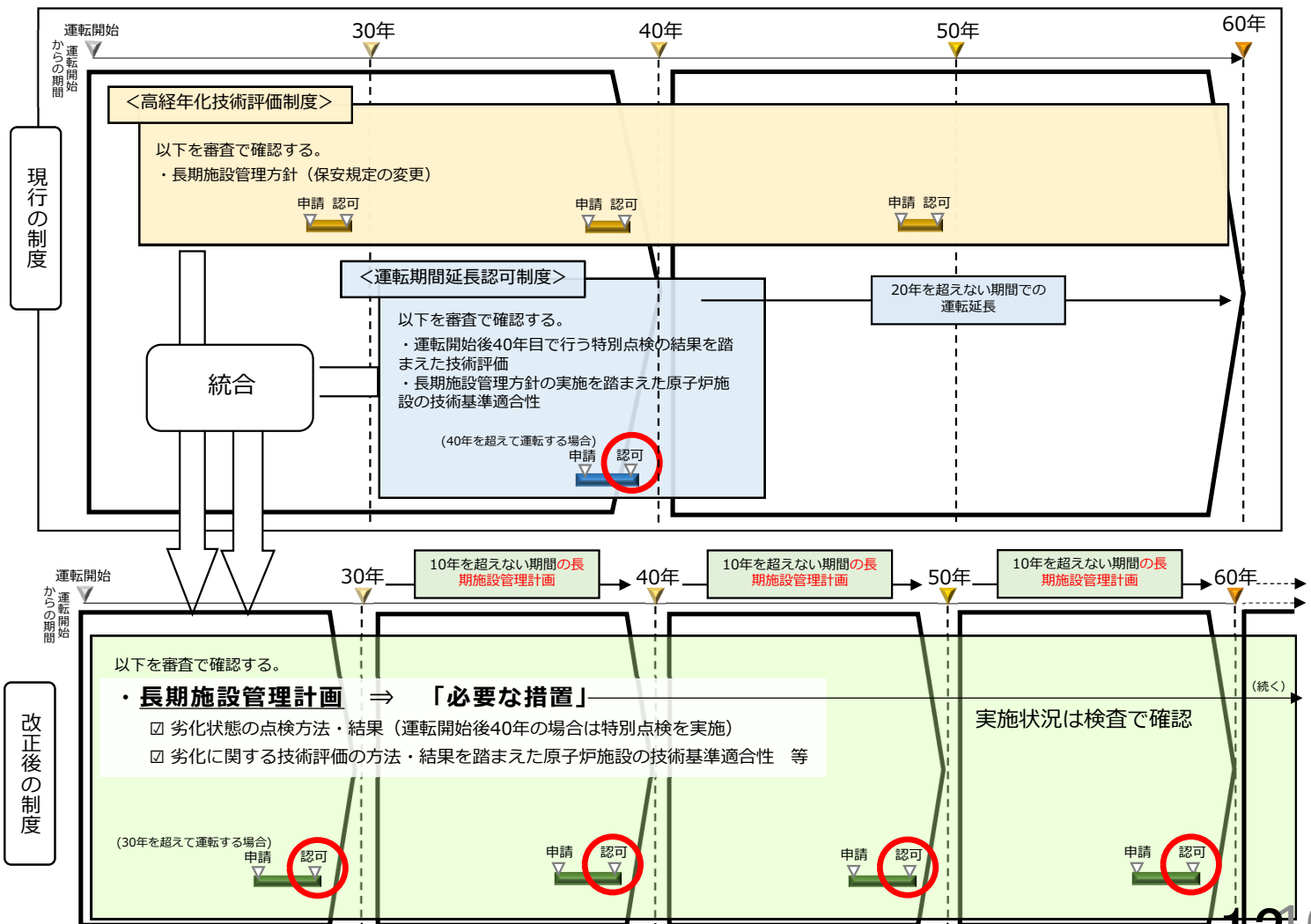


7-2. 物理的な経年劣化への対応【制度改正】

- ◆ 現行の安全規制は、①運転期間の延長認可制度、②高経年化技術評価制度、の2つから構成されています。
- ◆ 運転期間の延長認可制度は、運転開始40年の時点で、事業者が劣化の進展予測をもとに20年を超えない先まで基準適合を維持できるかを技術的に評価し、原子力規制委員会が事業者のその評価結果を審査する制度です。認可されなければ、40年を超えての運転はできません。
- ◆ 高経年化技術評価制度は、運転開始30年から10年ごとに、事業者が劣化の進展を予測し、劣化を管理するための長期的な施設の管理計画を事業者が定める制度です。
- ◆ 新しい仕組みは、この2つを組み合わせる形で統合し、運転開始30年から10年を超えない期間ごとに、事業者が将来の劣化を予測するとともに劣化を管理するための計画を定め、原子力規制委員会の確認（認可）が得られなければ、運転が継続できないこととしたものです。
- ◆ この制度改正により、規制基準への適合性を確認する頻度が10年に1回に増すとともに、10年ごとに定める計画の内容や審査も従来より詳細なものになるという形で、規制が強化されたものになっています。

高経年化原子炉の安全性を確保するための制度

○：高経年化原子炉の技術基準適合性を確認するタイミング





7-3. 物理的な経年劣化への対応【計画作成と状況把握の点検】

- ◆ 新たな制度では、運転開始30年から10年を超えない期間ごとに、事業者が原子炉施設の経年劣化などを管理するための「長期施設管理計画」を策定し、原子力規制委員会の認可を受けることが必要となります。
- ◆ 長期施設管理計画には、次のような内容を定めることとなります。
 - ・ その時点での劣化の状況を把握するために行った点検の方法とその結果
 - ・ 将来の劣化の予測・評価をどのように行うかの方法と、予測・評価の結果
 - ・ 劣化を管理するための具体的な措置（追加的な監視、交換・補修など）
- ◆ 長期施設管理計画の認可の基準は、次のとおりです。基準への適合を立証するのは事業者であり、立証することができなければ認可はされず、運転は継続できません。
 - ・ 将来の劣化の予測・評価の方法が適確なものであること
 - ・ 劣化を考慮しても、今後10年を超えない期間にわたり規制基準に適合できること
 - ・ 劣化の管理のための具体的な措置が災害の防止上支障のないものであること
- ◆ 劣化の状況把握の点検については、現行の運転期間延長認可制度で行っている運転開始から40年の時点での詳細な「特別点検」は、新制度でも踏襲します。
- ◆ また、60年以降に長期施設管理計画を策定する際には、「追加点検」を行うこととなります。追加点検の項目は特別点検と同じですが、点検の具体的な手法は特別点検とは異なる方法も認められます。また、運転の履歴などを踏まえて、プラントごとの特徴に応じた、追加的な項目の点検の実施も求められます。

長期施設管理計画

- ✓ 長期施設管理計画の期間
 - ・ 計画の始期、計画期間
- ✓ 方針及び目標
- ✓ 劣化評価の方法及びその結果
 - ・ 劣化状況把握のための点検
 - ・ 劣化評価の方法
 - ・ 劣化評価の結果
- ✓ 劣化を管理するために必要な措置
 - ・ 追加保全策
 - ・ 劣化管理プログラム
- ✓ 品質マネジメントシステム

添付資料

- ✓ 劣化状況の把握のための点検に関する説明書
- ✓ 劣化評価に関する説明書
- ✓ 劣化管理に係る品質マネジメントシステムに関する説明書
- ✓ その他必要と認めるもの

特別点検の点検項目

加圧水型軽水炉（PWR）

対象設備	対象の部位	点検方法/点検項目
原子炉容器	・ 母材及び溶接部（炉心領域100%）	・ 超音波探傷検査（UT）による欠陥の有無の確認
	・ 一次冷却材ノズルコーナー部（最も疲労損傷係数が高い部位）	・ 表面検査又は渦流探傷試験による欠陥の有無の確認
	・ 炉内計装筒（BMI）（全数）等	・ 目視試験（MVT-1）による炉内側からの溶接部の欠陥の有無の確認及びBMI内表面の表面検査又は渦流探傷試験による欠陥の有無の確認
原子炉格納容器	・ 原子炉格納容器鋼板（接近できる全検査可能範囲） ・ プレストレスコンクリート製原子炉格納容器	・ 目視による塗膜状態の確認 ・ コアサンプリングによる強度、遮へい能力、中性子化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認
コンクリート構造物	・ 原子炉設備の安全性を確保するための機能を有するコンクリート構造物（一次遮へい壁等）	・ コアサンプリングによる強度、遮へい能力、中性子化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認

沸騰水型軽水炉（BWR）

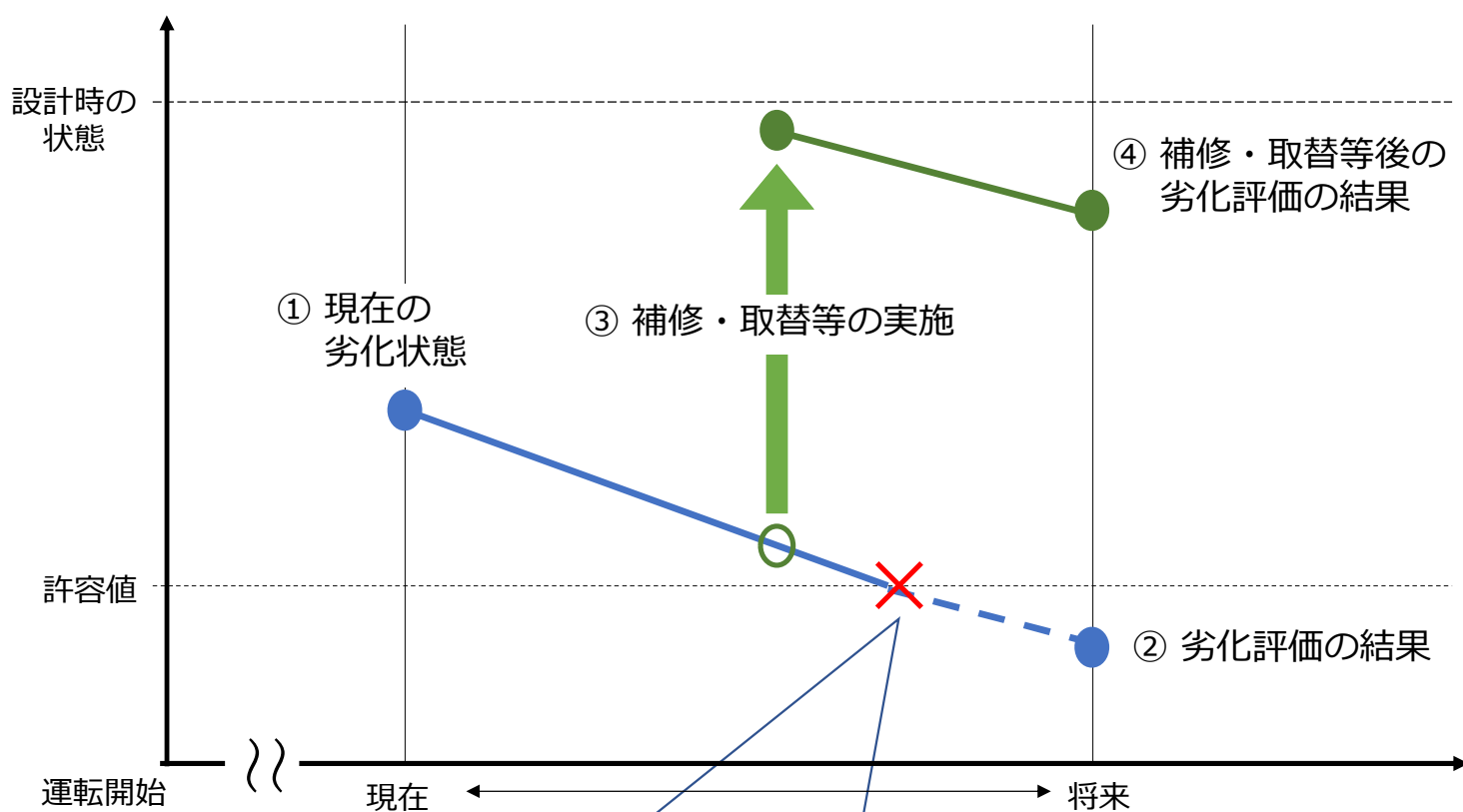
対象設備	対象の部位	点検方法/点検項目
原子炉容器	・ 母材及び溶接部（炉心領域、接近できる全検査可能範囲）	・ 超音波探傷検査（UT）による欠陥の有無の確認
	・ 給水ノズルコーナー部（最も疲労損傷係数が高い部位）	・ 表面検査又は渦流探傷試験による欠陥の有無の確認
	・ 制御棒駆動機構（CRD）スタブチューブ、炉内計装設備（ICM）ハウジング（全数）等	・ 目視試験（MVT-1）による炉内側からの溶接部の欠陥の有無の確認及びハウジング内表面の表面検査又は渦流探傷試験による欠陥の有無の確認
	・ 基礎ボルト（全数）	・ 超音波探傷検査（UT）によるボルト内部の欠陥の有無の確認
原子炉格納容器	・ 原子炉格納容器鋼板（接近できる全検査可能範囲） ・ 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器	・ 目視による塗膜状態の確認 ・ コアサンプリングによる強度、遮へい能力、中性子化及びアルカリ骨材反応の確認
コンクリート構造物	・ 原子炉設備の安全性を確保するための機能を有するコンクリート構造物（原子炉压力容器ベダスタル又はこれに準ずる部位 等）	・ コアサンプリングによる強度、遮へい能力、中性子化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認



7-4. 物理的な経年劣化への対応【劣化の予測・評価の技術】

- ◆ 劣化の予測・評価が十分に機能するためのポイントは、①劣化の形態を的確にリストアップすること、②劣化のそれぞれの形態について、劣化の進展を的確に予測すること、の2点です。
- ◆ 劣化の形態については、中性子照射脆化、コンクリートの強度低下など主要な6つについて、必ず事業者による劣化評価の対象となります。また、個々の原子炉施設ごとに別の劣化形態の検討が必要であれば、評価対象に追加されることになっています。
- ◆ 評価を実施するのは事業者ですが、6つの形態の多くについて、将来どのように劣化が進むかの予測式と、どこまでの劣化が許されるかの基準を定める形での評価が行われています。この予測式と基準は、過去の劣化のデータをもとに、安全側に余裕を持つ形で定められています。また、劣化のデータは今後も収集が続けられ、必要に応じて見直しが行われていきます。
- ◆ 原子力規制委員会としては、そのような事業者の評価が適確なものであるか、根拠となるデータが十分なものであるかも含めて、厳格に審査を行っていきます。

経年劣化予測の評価イメージ



劣化評価の結果、許容値を下回ることが予測される場合、その前に補修・取替等の追加保全策を検討



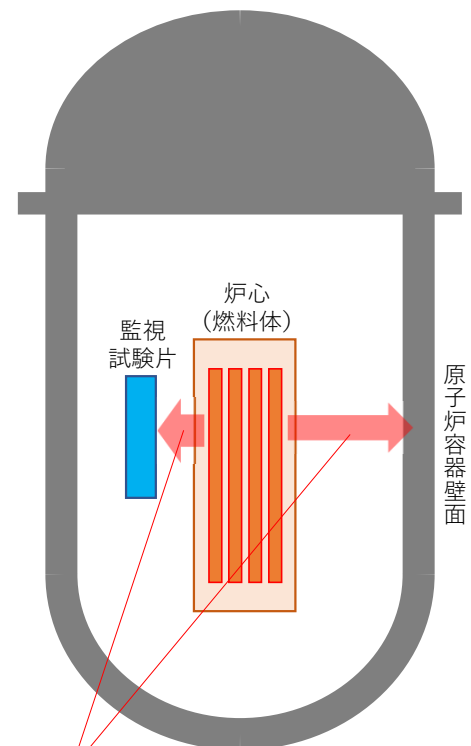
7-5. 物理的な経年劣化への対応【60年超の劣化評価】

- ◆ 現行の経年劣化への対応は、現行法の運転期間の上限である60年までは確実に対応できるものとなっています。運転期間の見直しに伴い、劣化に対応した規制の仕組みも、60年以降にも対応できる規制の仕組みとなっていることが必要です。
- ◆ これまでの制度の運用実績や経年劣化に関する科学的知見から、60年超の劣化についても、科学的根拠をもとに厳格な審査ができるものと考えています。
- ◆ 原子力規制委員会の立場は、規制基準に適合できる旨を立証するのは事業者の責任であり、説明が不十分であれば認可せず運転の継続を認めないというものです。
- ◆ 審査のポイントは、①主要な6つの経年劣化事象について、60年以降も劣化の進展を的確に予測できるのか、②60年を超えることに伴い新たに考慮すべき劣化の形態がないか、という2つの課題について、事業者により、60年超の劣化に関する十分な科学的知見が収集されているかどうかです。
- ◆ 原子力規制委員会としては、長期施設管理計画の認可に当たり、特にこの上記にある2つの課題に関する事業者の説明について、厳格に審査を行っていきます。
- ◆ なお、現時点では、国内・国外ともに運転開始から60年を超えて運転している原子炉はありませんが、実際よりも劣化を加速させた状態のデータも取得されており、また、今後国内外での長期間の運転に関するデータも増えていくことで、60年超の劣化に関する科学的知見の蓄積が進んでいくものと考えられます。

国外における運転開始から50年を超えた原子炉施設の一覧 (2023.04.01時点)

	原子炉施設	国	運転開始日	運転年数
1	タラプール1	インド	1969.10.28	53年
2	タラプール2	インド	1969.10.28	53年
3	ナインマイルポイント1	アメリカ	1969.12.01	53年
4	ベツナウ1	スイス	1969.12.09	53年
5	ロバートEギネイ	アメリカ	1970.07.01	52年
6	ドレスデン2	アメリカ	1970.08.11	52年
7	ポイントビーチ1	アメリカ	1970.12.21	52年
8	H.B.ロビンソン2	アメリカ	1971.03.07	52年
9	モンティセロ	アメリカ	1971.06.30	51年
10	ピッカリング1	カナダ	1971.07.29	51年
11	ドレスデン3	アメリカ	1971.10.30	51年
12	ベツナウ2	スイス	1972.03.04	51年
13	ポイントビーチ2	アメリカ	1972.10.01	50年
14	ターキーポイント3	アメリカ	1972.12.14	50年
15	サリー1	アメリカ	1972.12.22	50年
16	クアドシティーズ1	アメリカ	1973.02.18	50年
17	クアドシティーズ2	アメリカ	1973.03.10	50年
18	ノボボロネジ4	ロシア	1973.03.24	50年
(参考：国内における最長の運転年数の原子炉施設)				
-	高浜発電所1	日本	1974.11.14	48年

加速的な劣化データの取得例 (中性子照射脆化の場合)



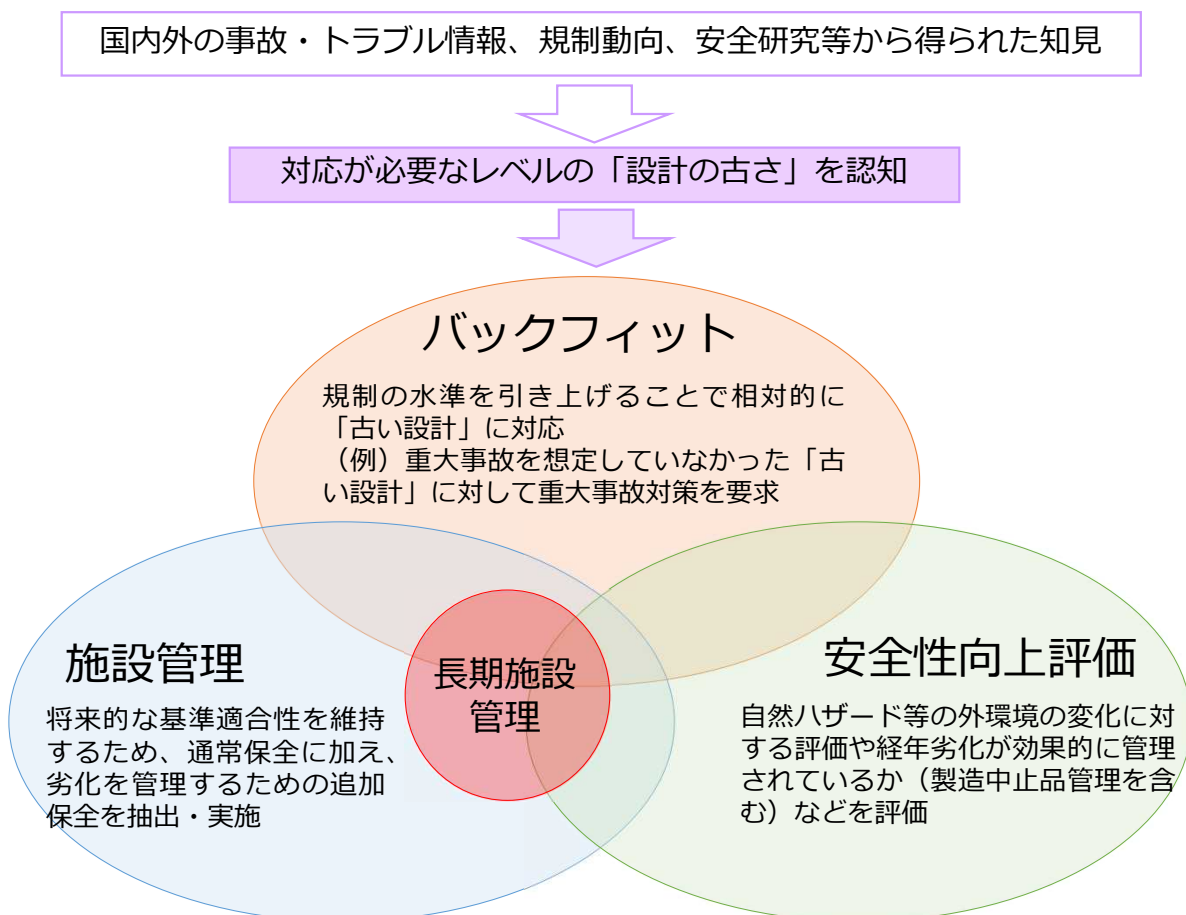
監視試験片は原子炉容器壁面よりも内側（炉心により近い側）に装着されており、原子炉容器よりも多くの中性子照射を受けるため、実際よりも劣化が進んだ状態のデータを取得することができます。



8. 「設計の古さ」への対応

- ◆ 「6-1 高経年化に伴う課題【物理的・非物理的な劣化】」にあるように、原子炉施設が高経年化することにより、物理的な経年劣化に加え、非物理的な劣化（設計の古さ）への対応も課題となります。
- ◆ このうち一部のものは、長期施設管理計画の認可制度により対応が可能です。例えば、スペアパーツやメーカーの技術的サポートなどサプライチェーン上の問題については、同計画に補修部品の確保の取組方針を盛り込むことが考えられます。
- ◆ 一方で、同計画では対応が難しいものもあります。例えば、設計思想や設備が今の時代に求められる安全水準を満たさなくなるような問題については、次のような仕組みにより対応していくことになります。
 - ・規制基準の見直しとバックフィット
 - ・事業者による安全性向上評価届出制度
- ◆ これらの仕組みにより対応するに当たっては、対応が必要な「設計の古さ」をどのように発見するかが重要であり、そのために次のような取組を進めます。
 - ・事業者が行う安全性向上評価のうち、10年に1度行う中長期的な評価において、他プラントや新技術との比較・ベンチマークを求める
 - ・年1回程度の頻度で、事業者や関係団体と原子力規制委員会との間で、技術的観点から改善すべき点がないかどうかの対話を行う

4 「設計の古さ」への対応イメージ



長期施設管理計画の認可制度に関する Q & A

令和 5 年 7 月 1 2 日

原子力規制庁

Q & A 目次

経年劣化への対応の基本論編

1. 原子炉の運転期間に 60 年の上限がなくなっても、安全は確保できるのですか。
2. 「劣化が進んでも一定期間、規制基準に適合した状態を維持できる」と確認された原子炉は、その期間は確実に安全と言えるのでしょうか。
3. 原子炉のどの部分を対象に劣化を予測・評価するのですか。膨大な機器の様々な劣化の形態をすべて対象にできるのですか。
4. 予測・評価の対象としていなかった想定外の形態での劣化により、事故につながることはないのですか。
5. 将来、どの程度劣化が進むかの予測は正確にできるのですか。予測よりも劣化が大きく進むことはないのですか。
6. 事業者は常に、劣化が進んでも規制基準に適合した状態を維持できると主張するでしょう。原子力規制委員会はそれを追認するだけになるのではないのですか。

新制度「長期施設管理計画の認可制度」の概要編

7. 新しくできる長期施設管理計画の認可制度とは、どのような制度ですか。
8. 従来からあった、40 年から 60 年への運転延長の認可や、高経年化技術評価とは、法律上の仕組みとしてはどう違うのですか。
9. 制度が変わることにより、事業者を求める技術的な内容はどう変わるのですか。
10. 長期施設管理計画には、どのような内容を定めるのですか。
11. 劣化評価の方法と結果として、具体的にはどのようなことを記載するのですか。
12. 劣化状況の点検結果として、具体的にはどのようなことを記載するのですか。
13. 40 年目に限って行う「特別点検」とはどのようなものですか。
14. 60 年目以降に行う「追加点検」とはどのようなものですか。
15. 長期施設管理計画の認可の基準はどのようなものですか。
16. 原子力規制委員会による認可の判断（審査）はどのように行うのですか。
17. 新制度はいつからスタートするのですか。
18. 既存の原子炉について、新制度はどのように適用されるのですか（経過措置など）。

劣化評価の技術的内容編

19. 必ず評価を行う事象として中性子照射脆化など 6 つが選ばれていますが、なぜその 6 つなのですか。6 つで十分なのですか。
20. 6 事象の全体を通して、将来の劣化の予測・評価はどのように行うのですか。
21. 6 事象それぞれの予測・評価の方法について、どのような計算式にどのような情報を入力し、何と比較して評価するかに着目して説明してください。
22. 6 事象に共通して、予測・評価は正しいと言えるのですか。予測よりも劣化が大きく進み、壊れてしまうことはないのですか。

- 23-1. 中性子照射脆化とはどのようなものですか。進行するとどのような危険がありますか。
- 23-2. 中性子照射脆化について、どのように予測・評価を行うのですか。
- 23-3. 中性子照射脆化について、想定以上に劣化が進行したり、想定以上の力が加わることで、壊れてしまうこともあるのではないですか。
- 24-1. 低サイクル疲労とはどのようなものですか。進行するとどのような危険がありますか。
- 24-2. 低サイクル疲労について、どのように予測・評価を行うのですか。
- 24-3. 低サイクル疲労について、想定以上に疲労が進むことで、壊れてしまうこともあるのではないですか。
- 25-1. 照射誘起型応力腐食割れとはどのようなものですか。進行するとどのような危険がありますか。
- 25-2. 照射誘起型応力腐食割れについて、どのように予測・評価を行うのですか。
- 25-3. 照射誘起型応力腐食割れについて、想定以上に腐食が進むことで、壊れてしまうこともあるのではないですか。
- 26-1. 2相ステンレス鋼の熱時効とはどのようなものですか。進行するとどのような危険がありますか。
- 26-2. 2相ステンレス鋼の熱時効について、どのように予測・評価を行うのですか。
- 26-3. 2相ステンレス鋼の熱時効について、想定以上に劣化が進んだり、想定以上の力が加わることで、壊れてしまうこともあるのではないですか。
- 27-1. 電気・計装設備の絶縁低下とはどのようなものですか。進行するとどのような危険がありますか。
- 27-2. 電気・計装設備の絶縁低下について、どのように予測・評価を行うのですか。
- 27-3. 電気・計装設備の絶縁低下について、想定以上に劣化が進み、壊れてしまうこともあるのではないですか。
- 28-1. コンクリート構造物の強度低下とはどのようなものですか。進行するとどのような危険がありますか。
- 28-2. コンクリート構造物の強度低下について、どのように予測・評価を行うのですか。
- 28-3. コンクリート構造物の強度低下について、想定以上に劣化が進むこともあるのではないですか。

60年以降の安全性の確認の在り方編

29. 運転開始から60年を経過した原子炉は世界のどこにもありませんが、60年より先の安全性を本当に確認できるのですか。
30. 劣化評価の手法は、運転実績のない60年超の期間にも適用できるのですか。
31. 60年といった長さになると、中性子照射脆化のような個別の物理的な劣化事象だけでなく、もっと根本的な問題も出てくるのではないですか。
32. 「設計の古さ」への対応を長期施設管理計画の認可制度でできるのですか。

33. 「設計の古さ」のうち、どのようなものを長期施設管理計画の認可制度で対応し、どのようなものを他の仕組みで対応するのですか。
34. 「設計の古さ」のうち、長期施設管理計画の認可制度で対応できない部分は、何の仕組みで対応するのですか。
35. 対応が必要な「設計の古さ」を発見するため、具体的にはどのような取組を行うのですか。

(※1) 分かりやすさを優先して作成しているため、記述を簡略化している部分があります。規制の正確な内容については、法令や原子力規制委員会が定める解釈文書等を参照してください。

- ・原子炉等規制法改正の関係条文、新旧対照表（令和4年度第72回原子力規制委員会（R5.2.13）資料3） <https://www.nra.go.jp/data/000420384.pdf>
- ・令和5年7月6日からパブリックコメント中の原子力規制委員会規則案、長期施設管理計画の審査基準案・記載要領案（令和5年度第20回原子力規制委員会（R5.7.5）資料1） <https://www.nra.go.jp/data/000439952.pdf>

(※2) 技術的な内容については、原子力規制委員会や同委員会に置かれた「高経年化した発電用原子炉の安全規制に関する検討チーム」で議論されています。以下の同検討チーム及び同委員会の資料に詳しい説明がありますので、そちらもご覧ください。

<高経年化した発電用原子炉の安全規制に関する検討チーム>

<https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/koukeinenka/index.html>

- ・（問4、問23～28関連）第2回資料2-4「高経年化技術評価について」
- ・（問13関連）第2回資料2-5「特別点検について」

<原子力規制委員会（令和5年度第9回（R5.5.10）資料3>

<https://www.nra.go.jp/data/000429829.pdf>

- ・（問14関連）別紙1「60年目以降の劣化評価を行う際の『追加点検』の考え方」
- ・（問32～35関連）別紙2「『設計の古さ』への対応の考え方」

1. 原子炉の運転期間に 60 年の上限がなくなっても、安全は確保できるのですか。

原子炉等規制法及び電気事業法の改正により運転し得る期間が見直され、運転開始から 60 年を超えての運転の可能性が開かれました。これに対応できるように、原子炉等規制法に「長期施設管理計画の認可制度」という仕組みを設けました。

この仕組みは、運転開始から 30 年経過以降、10 年ごとに将来の原子炉の劣化を予測し、劣化が進んでも一定期間（最大 10 年間）、安全性の観点での規制基準に適合した状態を維持できるかを確認する仕組みです。現在の規制基準は、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、地震・津波対策や重大事故対策の面で大幅に強化されるなど、基準のすべてにわたって必要な見直しが行われたものとなっています。そのため、規制基準に適合した原子炉は、運転するために求められる最低限の安全性が確認された原子炉であると考えています。

したがって、劣化を予測・評価すべき項目が不足なく選ばれ、妥当な予測手法を用いて劣化が進んでも規制基準に適合した状態を維持できると確認されていれば、一定期間の運転をするために求められる最低限の安全性が確認されたものと考えています。（基準への適合を維持できると確認されれば、運転の継続が認められることとなります。）

2. 「劣化が進んでも一定期間、規制基準に適合した状態を維持できる」と確認された原子炉は、その期間は確実に安全と言えるのでしょうか。

原子力規制の基本的な考え方は、どんなに厳格な規制を行っても事故が起きる可能性はゼロにならないというものです。すなわち、規制基準に適合した原子炉であっても「絶対に安全」と言うことはできません。

しかしながら、1. で説明したように、現在の規制基準は、事故の教訓を踏まえたものであることに加え、その後に明らかになった知見も取り入れて安全性を高める改善が続けられています。原子力規制委員会がこの継続的な改善を怠らない限り、最低限の安全性を確認し続けることは可能であると考えています。

3. 原子炉のどの部分を対象に劣化を予測・評価するのですか。膨大な機器の様々な劣化の形態をすべて対象にできるのですか。

原子炉を構成する多くの機器類は、日常的な点検や13か月に1回の定期事業者検査を機に、補修や部品の交換などが行われ、劣化による問題が生じないように手当てされています。

このため、長期間にわたる劣化を懸念すべき対象は、主に補修や交換が頻繁には行われず、あるいは補修や交換が難しい部分に絞られます。その結果、すべての機器が予測・評価の対象ではあるものの、こういった部分の予測・評価が中心となります。

具体的には、原子炉容器、配管、ケーブル、コンクリート構造物などが主な対象となります。

4. 予測・評価の対象としていなかった想定外の形態での劣化により、事故につながることはないのですか。

まず、長期間にわたる劣化を懸念しなければならない典型的な6つの事象は、必ず予測・評価の対象となります。

6つの事象とは、①原子炉容器の中性子照射脆化、②低サイクル疲労、③照射誘起型応力腐食割れ、④2相ステンレス鋼の熱時効、⑤電気・計装設備の絶縁低下、⑥コンクリート構造物の強度低下です。（これらの事象がどのようなものかは、23～28で詳しく説明します。）

加えて、それぞれの原子炉の具体的な使用の状況に応じて、予測・評価する必要がある劣化の事象を特定して、追加の評価を行うことも求めています。

あらゆる事象を想定できる訳ではありませんが、典型的な6事象と、原子炉の使用状況に応じて懸念すべき劣化事象に対して予測・評価を行うことにより、想定外の劣化事象による問題を減らす努力を絶えず行っています。

【参照：[第2回検討チーム資料 2-4「高経年化技術評価について」](#) 2～5ページ】

5. 将来、どの程度劣化が進むかの予測は正確にできるのですか。予測よりも劣化が大きく進むことはないのですか。

劣化の予測・評価は、様々な点で、実際に起こる可能性が高い状況より厳しい状況、すなわちより壊れやすい状況になることを想定して、安全上厳しい評価をしています。(具体的にどのように行っているかは、23～28で詳しく説明します。)

したがって、予測がそのような適切な方法で行われていれば、予測よりも劣化が大きく進む可能性は低くなっていると考えています。

6. 事業者は常に、劣化が進んでも規制基準に適合した状態を維持できると主張するでしょう。原子力規制委員会はそれを追認するだけになるのではないですか。

劣化の予測・評価のためには、測定や解析などの作業が必要であり、それは事業者が行いますが、それが科学的・技術的な観点から適切に行われているかを原子力規制委員会が確認した上で認可を行います。

規制基準に適合することを立証するのは事業者の責任であり、その説明が不十分であったり、適切な根拠がなかったりする場合には、原子力規制委員会は認可せず、運転の継続は認められません。

7. 新しくできる長期施設管理計画の認可制度とは、どのような制度ですか。

運転開始後 30 年の時点から、40 年、50 年と 10 年（※）ごとに、その後の 10 年間（※）、原子炉が規制基準に適合した状態を維持できるかを確認し、確認された原子炉だけに運転の継続が認められる仕組みです。原子炉等規制法第 43 条の 3 の 32 に規定されています。

（※）正確には事業者が申請する 10 年を越えない期間。運転継続できるのはその期間で、次に確認するタイミングも早まる。この Q & A では、単純化のために 10 年と説明している。

確認を行うには、事業者が劣化の予測・評価の結果などを記載した「長期施設管理計画」を策定し、原子力規制委員会の認可を申請します。

原子力規制委員会は、劣化の予測・評価の方法が適切かなどを厳格に審査し、劣化が進んでもその後の 10 年間、規制基準に適合した状態を維持できると判断すれば、認可を行います。認可されれば、その後の 10 年間、運転を継続できることとなります。

8. 従来からあった、40年から60年への運転延長の認可や、高経年化技術評価とは、法律上の仕組みとしてはどう違うのですか。

従来は40年時点での60年への「運転延長認可」と、30年以降10年ごとに行う「高経年化技術評価」という2つの仕組みがありました。いずれも、事業者が劣化の予測・評価を行い、原子力規制委員会がそれを確認（認可）する点で共通しています。

長期施設管理計画の認可制度は、その2つの仕組みを、安全性の確認をよりきめ細かくできるような形で統合したものです。

運転延長認可との比較で言えば、40年時点での20年後を見通した1回のみから、30年時点から10年ごとへと、確認の頻度が高くなっています。

高経年化技術評価との比較で言えば、規制基準に適合した状態を維持できなければ運転が継続できなくなるという点で、直接的な法的効力の強い仕組みとなっています。

これらの点が、従来の制度との法律上の仕組みとしての違いです。

9. 制度が変わることにより、事業者を求める技術的な内容はどう変わるのですか。

従来の高経年化技術評価と新たな長期施設管理計画では、事業者が行う劣化の予測・評価の技術的な内容は、ほとんど同じです。

一方で、原子力規制委員会の認可の対象となる内容は拡充されます。高経年化技術評価制度では、劣化の予測・評価の内容は認可の対象ではなく、(予測・評価の結果を踏まえた)施設の管理方針だけが認可の対象です。長期施設管理計画では、劣化の予測・評価の詳細な方法や内容まで認可の対象になります。その結果、原子力規制委員会の審査は、予測・評価の方法や結果にまで踏み込んだものとなります。

また、劣化評価の方法まで認可の対象であることで、認可の後に、劣化評価の方法を見直すべきとの新たな科学的知見が得られた場合に、劣化評価のやり直しや計画の変更を機動的に求めることができます。

これらの点が、従来の制度との技術的な内容としての違いです。

10. 長期施設管理計画には、どのような内容を定めるのですか。

長期施設管理計画には、主に①劣化状況の点検結果、②劣化評価の方法と結果、③劣化を管理するための措置、の3つを定めることとなります。

大まかに言うと、①で現状の劣化状況を把握した上で、②で現状から10年間でどれだけ劣化するかを予測・評価し、③評価の結果を踏まえて劣化による問題が生じないように必要な対策を行います、という内容が書かれます。

11. 劣化評価の方法と結果として、具体的にはどのようなことを記載するのですか。

①評価対象となる機器と劣化事象、②各機器・劣化事象ごとの評価の方法と結果を、長期施設管理計画に記載することになります。

原子炉の経年劣化を管理するためには、どの機器・構造物に、どのような劣化事象の懸念があるか、適切に抽出することが重要です。そのため、①評価対象となる機器と劣化事象としては、単に機器や事象を記載するだけでなく、すべての機器や構造物、すべての劣化事象を整理した上で、どういう理由でどれを抽出したかの根拠や考え方の記載が求められます。

なお、4で回答したように、典型的な6つの劣化事象（原子炉容器の中性子照射脆化、低サイクル疲労、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・計装設備の絶縁低下、コンクリート構造物の強度低下）は、必ず抽出することになります。

②各機器・劣化事象ごとの評価の方法については、評価の詳細な方法とその方法が適切なものである旨の説明や根拠（適切な規格に準拠していることや、個々の原子炉の固有の条件に合ったものであること等）が記載されます。また、評価の結果としては、定められた判定基準を満たすかどうか記載されます。

12. 劣化状況の点検結果として、具体的にはどのようなことを記載するのですか。

11 で説明した将来の劣化の予測・評価を行うに当たり、現時点での劣化の状況に関するデータが必要になる場合があります。

例えば、金属の亀裂やコンクリートのヒビ割れがどのように拡大するかを予測・評価するためには、現時点で亀裂やヒビ割れがあるか、ある場合にどの程度の大きさかを把握することが必要です。そのような、将来の劣化の予測・評価に密接に関連するような、現時点での劣化の状況の点検結果を長期施設管理計画に記載することになります。

そのような点検は、日常的な点検や 13 か月に 1 回の定期事業者検査で行っているものもあれば、長期施設管理計画の認可を受ける 10 年ごとに新たに行うものもあります。

またそれ以外にも、40 年目の時点では「特別点検」、60 年目以降には「追加点検」という点検を行い、その結果を記載することになります。

13. 40年目に限って行う「特別点検」とはどのようなものですか。

10年ごとの長期施設管理計画にはその時点での劣化状況の点検結果を記載しますが、それに加えて、40年目に限り「特別点検」という特別に詳細な点検を行います。

特別点検の項目には、原子炉の設置当初からあった欠陥のような特別な異常の有無を、40年目の時点で改めて把握するような性格のものが多くあります。そのため、10年ごとに毎回点検を行って変化を追うのではなく、このタイミングで1回に限って行うものとなっています。

将来の劣化の予測・評価との関係で言えば、数値的な予測・評価に直接に用いるのではなく、予測・評価を行う前提条件を再確認し、それを変更することが必要であれば考慮するという形で用いることになります。

特別点検の具体的な項目としては、原子炉容器の欠陥の有無を調べる非破壊検査や、コンクリートを細長く棒状にくり抜いて強度を調べるコアサンプリングなどがあります。

【参照：[第2回検討チーム資料 2-5「特別点検について」](#)】

14. 60年目以降に行う「追加点検」とはどのようなものですか。

今回の法改正により、運転開始から60年を超えての運転の可能性が開かれました。そのため、60年は従来の制度との連続性の観点から重要な節目となっています。

特別点検は、13で説明したように40年目の時点で1回に限って行うものです。しかし、この重要な節目である60年目から10年ごとにも、30年目や50年目と異なり、40年目の特別点検と同じように、特別な異常の有無を改めて確認する「追加点検」という点検を行うこととしました。

追加点検は、特別点検と同じ内容を実施することが原則です。しかし、特別点検とは異なる方法の点検も認められる場合があります。具体的には、ある別の方法によって、特別点検の方法により行う場合と同等の信頼性を持つ点検結果が得られる旨を、技術的妥当性を持って事業者が説明できる場合です。

また、特別点検と同じ内容に加え、運転履歴や国内外の最新知見を踏まえて、原子炉ごとの特徴に応じて別の点検も必要であれば、それも行うことになります。

【参照：[令和5年度第9回原子力規制委員会 資料3](#)の別紙1「60年目以降の劣化評価を行う際の『追加点検』の考え方」】

15. 長期施設管理計画の認可の基準はどのようなものですか。

認可の基準は原子炉等規制法第 43 条の 3 の 32 第 6 項において、①劣化評価の方法が基準に適合するものであること、②劣化管理のための措置が災害の防止上支障がないものであること、③計画の期間（原則 10 年）の運転に伴う劣化を考慮しても規制基準を満たすものであることの 3 点と規定されています。

つまり、劣化評価の方法、劣化管理の措置、劣化評価の結果（劣化を考慮しても規制基準を満たすこと）の 3 点が適切なものであるかを、原子力規制委員会による認可の審査で確認することになります。

16. 原子力規制委員会による認可の判断（審査）はどのように行うのですか。

原子力規制委員会が、劣化評価の方法、劣化管理の措置、劣化評価の結果の3点を確認する際にまず重要なのは、劣化評価の方法が適切なものかどうかです。（劣化評価の結果が基準を満たすことももちろん重要です。しかし、事業者が基準を満たすという結果を提出してきた場合に、その評価結果が技術的に信頼の置けるものであるか、評価の方法に遡って考えることが重要になります。）

劣化評価の方法については、ある程度定式化されたものがあります。しかし、単に定式化された方法を使っているだけでは、適切とは言えません。個々の原子炉に固有の条件に合わせて正しく適用しているかを、重点的に確認していくことになります。

実際の認可の判断（審査）の手順としては、事業者から申請を受けた後、原子力規制委員会と事業者との間での公開の会合（審査会合）を開催し、認可の基準に適合しているかを細かく確認することになります。

17. 新制度はいつからスタートするのですか。

長期施設管理計画の認可制度は、法律の公布（2023年6月7日）から2年以内、つまり2025年の6月6日までに施行されます。何月何日に施行するかは、今後決まります。

そのため、2025年の施行以降に運転開始後30年以上の運転をする原子炉については、新制度に基づく認可を受けることが必要です。具体的には、施行以降に到来する、運転開始後30年、40年、50年……と10年区切りの時点で認可を受けるのが基本的なパターンです。

18. 既存の原子炉について、新制度はどのように適用されるのですか（経過措置など）。

新制度施行後に、運転開始後 30 年以上の運転をする原子炉については、新制度に基づく認可が必要ですが、その際、17 で説明した基本的なパターンを適用できない原子炉も多数存在します。①2025 年の時点で運転開始から 30 年以上経過している、②2011 年の東京電力福島第一原子力発電所事故以降、長期間運転を停止している状態で 2025 年の施行を迎える、という 2 つが代表例です。

①については、施行の前後を通じて運転を継続するためには、2025 年の施行前に長期施設管理計画の認可を受けることが必要となります。2023 年の秋（10 月 1 日となる見込み）から、その認可の申請ができるようになります。なお、この場合の計画の期間は 10 年間ではなく、運転開始から 40 年、50 年、60 年の節目の一番近い時期までの期間となります。例えば、2025 年の施行時点で 44 年目の場合、計画期間は 6 年間で、運転開始から 50 年目に次の認可が必要となり、そこから 10 年ごとの基本パターンに戻っていきます。

②については、認可が必要な場合が「運転しようとするとき」であるため、運転停止中は認可を受ける必要はなく、運転を再開するまでに受けることとなります。例えば、施行時点で 44 年目で、その時点では運転停止中で 3 年後の 47 年目に運転を再開する場合、施行の時点では認可を受ける必要はなく、47 年目の運転再開までに受けることとなります。この場合、計画期間は次の節目の 50 年目までの 3 年間に固定されているわけではなく、10 年間という申請の上限の範囲内で事業者が定めることとなります。

19. 必ず評価を行う事象として中性子照射脆化など6つが選ばれていますが、なぜその6つなのですか。6つで十分なのですか。

原子炉が運転していることにより材料の劣化が進むのは、高温、高圧、強い放射線の3つが関係しています。高温や高圧下で使用される設備は火力発電所などにも数多くあり、様々な経験・事例が積み重ねられています。しかし、強い放射線を受ける環境で使用される設備は他にはなく、原子炉については特に評価しておく必要があります。

熱、圧力、放射線の3つを要因として引き起こされる、原子炉施設の劣化事象の代表的なものとして知られる6つの事象について、必ず評価を行うこととしたものです。

①中性子照射脆化は中性子が多く照射されること、②低サイクル疲労は温度・圧力が運転と停止などにより繰り返し変化すること、③照射誘起型応力腐食割れは高温の水が触れている状況で中性子が照射されること、④2相ステンレス鋼の熱時効は高温の状態が継続すること、⑤電気・計装設備の絶縁低下は熱や放射線の照射にさらされることにより進展する劣化事象です。

⑥コンクリートの強度低下は、高温など環境にも関係しますが、一般の建築物や土木構造物と同様に時間が経過することを要因として起きる劣化事象です。

なお、4で説明したように、6事象以外にも、それぞれの原子炉における設備機器の使用環境などの状況に応じて、予測・評価の項目を追加しなければなりません。

20. 6事象の全体を通して、将来の劣化の予測・評価はどのように行うのですか。

6事象それぞれについて、科学的知見に基づき、将来の劣化を予測する方法と予測結果に対する許容値が定められています。予測方式の多くは計算式を用いており、計算式にその原子炉に固有の情報を当てはめる（入力する）ことで、その原子炉の将来の劣化の予測・評価を行います。

原子炉施設に固有の情報には、①材料の傷の状況などの実測の結果、②同じ材料を用いた実験の結果、③評価対象となる部分の位置や構造、④現場の温度、湿度、放射線などの物理的・化学的な環境、⑤起こり得る事故のシナリオなどがあります。いずれも今までの運転経験だけでなく、これからの運転条件も反映した解析の結果などから、数値で表して計算式に入力します。

なお、補修や交換などの方法により、よい状態に戻る場合も考えられるため、その効果も加味して評価を行います。計算式への当てはめのみで劣化を予測した結果、許容値を満たさない場合にも、補修や交換を行うと許容値を満たす場合もあり、そのような場合には、補修や交換を行う計画も必要となります。

21. 6事象それぞれの予測・評価の方法について、どのような計算式にどのような情報を入力し、何と比較して評価するかに着目して説明してください。

6事象ごとの予測・評価の方法を大まかに説明すると、次のとおりです。具体的な方法は、23～28でより詳しく説明します。（「算出」は計算式を用いて算出すること、「設定」は計算式によらず数値を設定することを指します。）

- ①中性子照射脆化：中性子照射によって原子炉が脆くなっていないかを確認するため、実際の原子炉内で加速的に中性子が照射された材料（将来の状況に相当する）が有する強度と、その原子炉で事故が発生した場合に生じる最大の力とを比較して、材料が壊れずに耐えられるかどうかを確認します。
- ②低サイクル疲労：金属材料は、引っ張られたり縮んだりすることにより、徐々に劣化します。原発では運転・停止により熱くなったり冷えたりするため、このような状況が発生します。このような温度変化に評価対象の材料が何回耐えられるかは、計算式により表すことができます。将来の運転状況も踏まえ、その材料が経験する熱・冷の回数を算出し、壊れずに使えるかどうかを確認します。
- ③照射誘起型応力腐食割れ：例えば原子炉の中で用いられているバッフルフォーマボルトと呼ばれる部品の場合、中性子照射量とボルトが弱くなる（耐えられる応力の低下）程度との関係を実験から求めておきます。一方、実際に原子炉内でボルトにかかる応力を算出します。そして、耐えられる側とかかる側との応力を比較し、かかる側の応力が上回る場合には、そのボルトは壊れるとします。壊れるボルトの数があらかじめ設定する許容割合を超えないかを確認します。
- ④2相ステンレス鋼の熱時効：配管の材料に、ある大きさのヒビがあると仮定して、そのヒビが将来どの程度深くなるかを計算式で算出します。これを配管の厚さと比較し、使用中に配管破断などが発生しないことを確認します。
- ⑤電気・計装設備の絶縁低下：原子炉で用いているものと同種のケーブルを、長期間の劣化と事故時の環境を模して、高温や水蒸気、放射線といった厳しい環境にさらし、その後に絶縁性の試験を行い、電気信号が正常に伝わることを確認します。
- ⑥コンクリートの強度低下：コンクリートの性状、使用環境、劣化の実測データを計算式に入力して、将来の劣化の程度（例えば表面からどのくらいの深さまで強度を失っているか）を算出し、鉄筋の位置とも比較して、鉄筋コンクリート構造物として必要な強度を持っているかを確認します。

22. 6事象に共通して、予測・評価は正しいと言えるのですか。予測よりも劣化が大きく進み、壊れてしまうことはないのですか。

5で説明したように、劣化の予測・評価は、実際に起こる可能性が高い状況より厳しい状況、すなわち、より壊れやすい状況になることを想定して、安全上厳しい評価をしています。

具体的には、次のような点で厳しく評価しています。（6事象それぞれについて、どのように評価しているかは、23～28で詳しく説明します。）

- ・予測を行う計算式が、実際に起こる可能性が高いものよりも劣化が進む結果が出るようにできている
- ・評価に用いる比較対象（判断基準）を、実際に安全上の問題が生じるよりも低いレベルに設定する
- ・現場を模した実験を行う場合は、実際の現場より厳しい条件で行う
- ・実測や実験の結果を使う場合は、ばらつきのあるデータのうち厳しい側のものを採用する
- ・検査で欠陥が発見されなくとも、欠陥があると仮定して評価する。

予測・評価は事業者が行いますが、このような形で、より厳しい状況を想定した予測・評価を行っているか、原子力規制委員会が認可手続の中でチェックすることになります。

23-1. 中性子照射脆化とはどのようなものですか。進行するとどういった危険がありますか。

原子炉を運転すると中性子という粒子が発生し、原子炉容器に衝突します。金属でできた原子炉容器に中性子が長い期間衝突し続けることで、粘り強さ（靱性）が徐々に低下します。これを、原子炉容器の「中性子照射脆化」と呼びます。

原子炉容器の材料である金属の粘り強さが低下すると、特に急激な温度変化に弱くなります。急激な温度変化の代表的なものは、運転中の高い温度になっている原子炉に、事故が生じた時に炉心を冷却するために冷たい水を注入するケースです。

この場合、容器の内面が急激に冷却されますが、外側は熱いままのため温度差が生じ、冷水により内面だけが収縮しようとするので内側に引っ張る力が生じます。その際、中性子照射によって容器の粘り強さが著しく低下しており、かつ、容器内面に大きな亀裂があった場合には、原子炉容器が割れてしまうおそれがあります。

これが中性子照射脆化による危険の一例で、「加圧熱衝撃事象」と言います。

23-2. 中性子照射脆化について、どのように予測・評価を行うのですか。

原子炉の内部には、原子炉容器と同じ材質でできた監視試験片という金属片が設置されています。これを定期的に取り出して試験を行うことで、どの程度粘り強さ（靱性）が低下したかが分かります。

監視試験片は原子炉容器より原子炉の中心近くに置かれており、容器より多くの中性子が衝突することで、容器より速く粘り強さの低下が進みます。そのため、将来の容器の粘り強さについてのデータが得られます。

このデータを換算式により換算した将来の容器の粘り強さと、非常事態の際に生じる亀裂を拡大させる引っ張る力を比較し、前者の粘り強さの方が大きいことを確認することになります。

なお、これは23-1で説明した「加圧熱衝撃事象」の評価の例で、中性子照射脆化については、運転中を想定した高温領域での原子炉容器の粘り強さ（上部棚吸収エネルギー）の低下など、他の観点からも評価を行っています。

23-3. 中性子照射脆化について、想定以上に劣化が進行したり、想定以上の力が加わることで、壊れてしまうこともあるのではないですか。

予測・評価は、様々な点で実際に起こる可能性が高いものより安全側に立って、より壊れやすい方向で厳しく判断しています。

23-2の加圧熱衝撃事象の例で言うと、換算式による「換算」ではばらつきのあるデータのうち厳しい方を採用しています。また、「亀裂を拡大させる引っ張る力」は、亀裂が大きいほど大きくなりますが、余裕を持って大きめの亀裂があると仮定しています。

なお、原子炉容器の内面に亀裂が無ければ、加圧熱衝撃事象が起こっても原子炉容器が割れることはありません。そこで、事業者は定期的に検査を行い亀裂がないことを確認していますが、予測・評価は亀裂がある前提で行っています。

予測・評価は事業者が行いますが、このように安全側に立ってより厳しい状況を想定した予測・評価を行っているかを、原子力規制委員会が認可手続の中でチェックします。

【中性子照射脆化について参照：[第2回検討チーム資料2-4「高経年化技術評価について」](#)11～16 ページ】

24-1. 低サイクル疲労とはどのようなものですか。進行するとどういった危険がありますか。

温度や圧力の変化によって、金属でできた材料の内部に繰り返し応力（外からの力に抵抗する力）がかかることにより、ヒビ割れが生じることを疲労割れと言います。

低サイクル疲労とは、原子炉が起動と停止を繰り返すことなど、温度や圧力の変化が起きることにより発生する疲労のことです。比較的少ない回数の変化で起こるものであるため「低サイクル」と呼びます。特に機器の構造が不連続な部分、容器と配管の接続部などにおいて問題になります。

いったん低サイクル疲労により、容器や配管などにヒビ割れが発生すると、さらに運転中に応力の変化が繰り返されることで亀裂が進展し、最終的には材料が破断して、冷却材の喪失事故などにつながる可能性があります。

24-2. 低サイクル疲労について、どのように予測・評価を行うのですか。

低サイクル疲労によるヒビ割れが生じやすい部分ごとに、「疲労累積係数」という数値を算出し、これがすべての部分について1を下回っているかどうかを確認します。

疲労累積係数とは、材料の疲労がどれほどたまっているのかを表す係数です。1以上になると疲労割れの可能性が出るような形で、計算式が定められています。

具体的な計算方法は、次のようなものです。まず、低サイクル疲労を起こすような温度や圧力の変化が何回起きたか、様々な部分での運転開始からの実績を数えます。その実績の数値から、計算式で疲労累積係数の現状の値を求めます。なお、途中で機器を交換していれば、その時点で疲労累積係数はゼロにリセットされます。

そこに、今後の運転期間で同様の温度や圧力の変化の回数が何回起きるかを設定して、計算式で疲労累積係数がどれだけ増加するかを求め、現状の値に足します。

これが1を下回っているかどうかを確認することになります。

24-3. 低サイクル疲労について、想定以上に疲労が進むことで、壊れてしまうこともあるのではないですか。

予測・評価は、実際に起こる可能性が高いものより安全側に立って、より壊れやすい方向で厳しく判断しています。

24-2の計算方法で言うと、「今後の運転期間で同様の温度や圧力の変化の回数が何回起きるかを設定」の部分で、過去の実績よりも余裕を加味した多めの回数に設定します。また、疲労累積係数を求める計算式は、1以上になると必ず疲労割れが起こるものではなく、1以上で初めて疲労割れの可能性があるという形で、余裕を持って設定されています。そのため、1を大きく下回る必要はなく、ギリギリでも下回れば十分です。

また、事業者は定期的な検査で亀裂がないことを確認しています。疲労割れが起きるとすぐに材料が破断するものではなく、さらに応力の変化が繰り返され、亀裂が進展した後に厚さを貫通するという経過を辿ります。そのため、疲労割れが起きても、点検により発見し、補修や交換といった対応を取ることが可能です。

予測・評価は事業者が行いますが、このように安全側に立ってより厳しい状況を想定した予測・評価を行っているか、また、定期的な点検による対応を適切に行っているか、原子力規制委員会が認可手続の中でチェックします。

【低サイクル疲労について参照：[第2回検討チーム資料2-4「高経年化技術評価について」](#) 9～10 ページ】

25-1. 照射誘起型応力腐食割れとはどのようなものですか。進行するとどういう危険がありますか。

応力腐食割れとは、特定の材料、腐食しやすい環境、かつ、応力（外からの力に抵抗する力）がかかり続けるという3つの条件が組み合わさることによって、ヒビ割れが生じる現象のことです。原子炉については、ステンレス鋼が高温の水にさらされる環境で、応力がかかり続ける状況で最も起きやすくなります。

ここに、原子炉の運転に伴い発生する中性子が衝突すると、応力腐食割れがさらに起きやすくなります。これを、照射誘起型応力腐食割れと言います。

海外では、バッフルフォーマボルトという部品で、照射誘起型応力腐食割れが発生した事例があります。この部品は、原子炉容器内の炉心のすぐ横にある、バッフル板とフォーマ板という板同士をつなぐために使用されています。1つの原子炉に多くのバッフル板があり、ステンレス製のボルトが1000本程度使われています。このボルトが多数損傷すると原子炉圧力容器内の安全機能が正常に働かなくなる可能性があります。

25-2. 照射誘起型応力腐食割れについて、どのように予測・評価を行うのですか。

照射誘起型応力腐食割れは、25-1にあるバッフルフォーマボルトで起きやすいため、ここではその評価について説明します。

ステンレス鋼は、中性子の照射量が増えるにつれ、小さな応力でもヒビ割れが発生しやすくなります。どの照射量でどれだけの応力で割れるようになるかは、ステンレス鋼に中性子を当てて応力をかけた実験の結果をもとに、数値（グラフ）が設定されています。

一方、バッフルフォーマボルトにかかる応力は、中性子照射が増えると、ボルトの粘り強さ（靱性）が低下することで徐々に上昇します。どの照射量でどれだけの応力が上昇するかは、計算式で算出することができます。

つまり、中性子の照射量が増えるにつれ、ヒビ割れが発生する応力が低下し、一方でかかる応力が上昇するため、計算上どこかの照射量で、ヒビ割れが発生する応力を、ボルトに実際にかかる応力が超えることとなります。

そこで、その照射量に達した場合、そのボルトが損傷するものと考えます。約1000本あるボルトは位置により照射量が異なるため、炉心に近いボルトから順に損傷する数が増えていきます。

この損傷するものとするボルトの数が、「管理損傷ボルト本数」と呼ぶ損傷があっても問題のない本数（全体のボルト数の20%）以下であることを確認します。

25-3. 照射誘起型応力腐食割れについて、想定以上に腐食が進むことで、壊れてしまうこともあるのではないですか。

予測・評価は、実際に起こる可能性が高いものより安全側に立って、より壊れやすい方向で厳しく判断しています。

25-2の方法で言うと、どの照射量でどれだけの応力でヒビ割れるようになるかの数値（グラフ）は、実験結果のうち最も小さい応力でヒビ割れが発生したデータを使っています。

また、損傷があっても問題のない割合として設定する「管理損傷ボルト本数」は全体のボルト数の20%ですが、実際にはより多数、半分以上のボルトが損傷しても、安全機能に問題は生じないと考えられています。

さらに、事業者は定期的な点検でヒビ割れがないことの確認を行っています。耐食性に優れた材料への取替えを実施することもあります。

予測・評価は事業者が行いますが、このように安全側に立ってより厳しい状況を想定した予測・評価を行っているか、また、定期的な点検による対応を適切に行っているか、原子力規制委員会が認可手続の中でチェックします。

【照射誘起型応力腐食割れについて参照：[第2回検討チーム資料2-4「高経年化技術評価について」](#) 17～19 ページ】

26-1. 2相ステンレス鋼の熱時効とはどのようなものですか。進行するとどういった危険がありますか。

2相ステンレス鋼とは、フェライト相とオーステナイト相という2つの組織構造を併せ持つステンレスの鋳物です。2つの相の長所を併せ持つため強度と耐食性に優れ、原子炉では一次冷却系配管、弁、ポンプなどに用いられます。

一方で、2相ステンレス鋼には、高温に長時間さらされた場合にフェライト相が硬くなって粘り強さ（靱性）が低下する弱点があります。これを熱時効と言います。

粘り強さが低下した金属に亀裂が存在すると、応力によって亀裂が進展し、不安定破壊する可能性があります。なお、不安定破壊とは、応力が長期間かかることで徐々に壊れるのではなく、強い力が加わって短い時間で一気に壊れることを言います。

26-2. 2相ステンレス鋼の熱時効について、どのように予測・評価を行う
のですか。

亀裂進展評価と不安定破壊評価という2つの点について、予測・評価を行います。

亀裂進展評価では、配管の内側に最初から亀裂があると仮定して、そこに運転による熱と応力が加わり続け亀裂が進展した場合でも、貫通して配管に穴があかないことを確認します。具体的には、初期の亀裂の深さと長さを設定し、亀裂進展速度式という計算式を用いて深さと長さが将来どこまで広がるかを算出し、亀裂の深さが配管の厚さに達しないことを確認します。

不安定破壊評価では、上述の亀裂進展評価で算出した長さの亀裂が配管の厚さを貫通したと仮定し、その仮定の下での、熱時効により粘り強さが低下した配管が破壊に耐える力と、大きな地震の際に生じる亀裂を押し広げようとする力を、計算式により算出します。そして、この2つの力を比較し、大きな地震があっても不安定破壊に至らないことを確認します。

26-3. 2相ステンレス鋼の熱時効について、想定以上に劣化が進んだり、想定以上の力が加わることで、壊れてしまうこともあるのではないですか。

予測・評価は、実際に起こる可能性が高いものより安全側に立って、より壊れやすい方向で厳しく判断しています。

26-2の亀裂進展評価で言うと、「初期の亀裂の深さと長さ」は、検査で発見できる最小の亀裂よりも余裕を持って大きく設定します。また、亀裂の進展量を評価する「亀裂進展速度式」も、実際より亀裂が広がりやすい形で余裕を持って設定されています。

不安定破壊評価で言うと、26-2で説明したように亀裂進展評価で算出した長さの亀裂が「配管を貫通した」と仮定します。この亀裂進展評価で算出された数値は、上の段落で書いたように、初期の亀裂の長さや亀裂進展速度式で二重に余裕を持っています。また、不安定破壊評価では「配管の厚さを貫通した」と仮定しますが、亀裂進展評価では亀裂の深さが配管の厚さに達しないことを確認しており、ここでも余裕を持っていることとなります。

予測・評価は事業者が行いますが、このように安全側に立ってより厳しい状況を想定した予測・評価を行っているかを、原子力規制委員会が認可手続の中でチェックします。

【2相ステンレス鋼の熱時効について参照：[第2回検討チーム資料2-4「高経年化技術評価について」](#) 20～21 ページ】

27-1. 電気・計装設備の絶縁低下とはどのようなものですか。進行すると
どういう危険がありますか。

発電機、電動機、ケーブルなどの電気・計装設備では、通電部位同士や通電部位と地面の間で電気が通らないように、ゴムやプラスチックなどを間に挟んで電氣的に分離（絶縁）しています。

ゴムやプラスチックは、環境的（熱、放射線）、機械的、電氣的な要因で、長い期間をかけて徐々に劣化が進み、絶縁性が低下することがあります。

例えば、ケーブルの絶縁低下が進むと、本来流れるべき回路から電気が漏れ、接続された設備が意図した機能を発揮できなくなる、あるいは、回路が短絡（ショート）して感電や火災の原因になるなどの可能性があります。

27-2. 電気・計装設備の絶縁低下について、どのように予測・評価を行う
のですか。

安全上の重要度が高い設備、例えば事故時の厳しい環境下で機能を維持することが求められる電気ケーブルについて、実際に使われているものと同種の設備を劣化させる試験（健全性試験）を行い、それでも絶縁性に問題がないか確認します。

健全性試験の方法は、まず、試験用の新しいケーブルを、実際の使用条件よりも高い温度と放射線にさらし、使用期間の数十年分と同じ劣化を加速してより短期間で模擬します。次に、原子力事故時に相当する放射線と高温の蒸気にさらします。

これは、長期間運転を行って劣化が進んだ状態で、原子力事故が起こるといふ、厳しい状況を再現していることとなります。

その後、ケーブルを水中に浸すというケーブルの絶縁性にとって厳しい条件で、実際の使用状態よりも高い電圧をかけて、ケーブルの絶縁性が低下していないことを確認します。

27-3. 電気・計装設備の絶縁低下について、想定以上に劣化が進み、壊れてしまうこともあるのではないですか。

予測・評価は、実際に起こる可能性が高いものより安全側に立って、より壊れやすい方向で厳しく判断しています。

27-2のケーブルの健全性試験の方法で言うと、長期間の運転による劣化や事故時を模した試験の条件（温度、放射線、圧力）を、実際の運転や事故で想定されるものよりも厳しい条件とします。劣化させた後にケーブルの絶縁性を確認する試験も、水に漬けて実際の使用状態よりも高い電圧をかけるという厳しい条件で行います。

なお、予測・評価により絶縁性が低下しないことを確認できない場合は、ケーブル自体を取り替えることが必要となります。

予測・評価は事業者が行いますが、このように安全側に立ってより厳しい状況を想定した予測・評価を行っているか、健全性が確認できなければケーブルの交換を行っているか、原子力規制委員会が認可手続の中でチェックします。

【電気・計装設備の絶縁低下について参照：[第2回検討チーム資料2-4「高経年化技術評価について」](#) 22～23 ページ】

28-1. コンクリート構造物の強度低下とはどのようなものですか。進行するとどういった危険がありますか。

原子炉の建屋や基礎などコンクリート構造物は、熱（高温）、放射線の照射、中性化、塩分の浸透、機械振動、アルカリ骨材反応などの影響によって、長い時間をかけて劣化し強度が低下する可能性があります。中でも重要なのは中性化と塩分の浸透による影響です。

中性化とは、水酸化カルシウムを含むため強アルカリ性であるコンクリートが、大気中の二酸化炭素と反応して酸化し、中性になることです。中性化はコンクリートの表面から徐々に奥に進んでいき、中にある鉄筋にまで達すると鉄筋を腐食させます。

塩分の浸透による劣化は、元々コンクリートに含まれていた塩分と、外部からやってくる塩分により起こります。日本の原子力発電所は沿岸部に立地しているため、海水の影響を受ける点でコンクリートには厳しい環境です。徐々に鉄筋のある場所の塩分が濃くなっていき、鉄筋の腐食を進行させます。

鉄筋の腐食以外にも、熱や放射線照射の影響によるコンクリート自体の強度低下や、ヒビ割れ、表面の剥落などが起き、構造物としての安全性が下がっていきます。

28-2. コンクリート構造物の強度低下について、どのように予測・評価を行うのですか。

ここでは、中性化と塩分の浸透の予測・評価の方法について説明します。

中性化には、元のコンクリートの性質や、二酸化炭素濃度、温度、湿度をもとに、将来の中性化の深さを推定する計算式があります（現場での中性化の深さの実測データを用いる計算式もあります）。この計算式により将来の中性化の深さを推定し、鉄筋の位置に達しないことを確認します。

塩分の浸透には、元のコンクリートの性質、コンクリート中の塩分濃度や温度や湿度、コンクリート表面から鉄筋までの深さなどから、鉄筋がどれだけ腐食するかを推定する計算式があります。この計算式により将来の鉄筋の腐食量を推定し、基準の数値（コンクリートにヒビ割れが発生すると想定される数値）に達しないことを確認します。

28-3. コンクリート構造物の強度低下について、想定以上に劣化が進むこともあるのではないですか。

予測・評価は、実際に起こる可能性が高いものより安全側に立って、より壊れやすい方向で厳しく判断しています。

28-2 の中性化について言うと、「将来の中性化の深さを推定する計算式」には複数のものがあり、最も大きく出た数値を用います。また、中性化が鉄筋の位置に達したとしても、その時点から腐食が始まるもので、すぐに問題が起こるわけではありません。

塩分浸透について言うと、計算式による推定は、海水やその飛沫に触れるため塩分濃度が濃い取水口を対象に行います。原子炉建屋など地上の建物は海水に直接触れないため、地上の建物については余裕のある評価が行われていることとなります。また、ヒビ割れは補修できるため、ヒビ割れが起きても構造物の強度に必ず問題が起こるわけではありません。

予測・評価は事業者が行いますが、このように安全側に立ってより厳しい状況を想定した予測・評価を行っているか、ヒビ割れの点検・補修などを適切に行っているか、原子力規制委員会が認可手続の中でチェックします。

【コンクリート構造物の強度低下について参照：[第2回検討チーム資料2-4「高経年化技術評価について」](#) 24～25 ページ】

29. 運転開始から60年を経過した原子炉は世界のどこにもありませんが、60年より先の安全性を本当に確認できるのですか。

現時点で60年を超えて運転している発電用原子炉は世界のどの国にもありません。しかし、19～28で説明したような技術的な劣化評価の手法は、60年目以降であっても適用できますし、評価の仕方を大きく変更する必要もありません。したがって、60年までで確認したものと同様に安全性の確認ができるものと考えています。

また、今後、新制度の下で50年時点での評価の実績が積み重ねられ、また、国内外の劣化に関連した不具合・トラブルの情報や劣化の実態に関するデータ等が収集されていきます。それによりさらに劣化評価に用いる科学的・技術的な知見は充実し、60年より先の劣化評価が的確にできるようになると考えられます。

さらに、60年より先の劣化に関して、これまで知られていなかった事象などが見つかれば、その予測・評価を行うことが必要になります。そのような場合には、原子力規制委員会が事業者にその評価を追加的に求めることなどにより、規制基準に適合することが確認できるように対応することになります。

30. 劣化評価の手法は、運転実績のない 60 年超の期間にも適用できるのですか。

経年劣化の予測手法は、既存のデータなどから導出されているので、年数などの点で適用できる範囲があります。その範囲が 60 年を超えられるのかという点が、劣化評価を的確に行えるかどうかを考える上で重要です。

現在使用している手法の中には、既に 60 年を超えて適用できるデータが得られているものがあります。例えば、劣化が進むスピードを加速させてデータを得る方法がある場合や、原子炉に限らない他分野で 60 年を超えるデータの蓄積がある場合です。

具体的には、中性子照射脆化は、監視試験片を炉心の近くに置くことでより多くの中性子が照射され、実際の運転期間よりも長い時間の劣化のデータが得られています。コンクリートの劣化は、広く土木・建築の分野において 60 年を超える蓄積があります。

他方で、現時点では 60 年を超える評価のためのデータが十分でないものもあります。そういったものは、今後の劣化評価の実績の積み重ねにより技術的な知見を収集することなどで、予測・評価できる範囲を拡大する必要があります。

また、60 年より先の劣化に関して、これまで知られていなかった事象などが見つければ、その予測・評価を行うことが必要になります。そのような場合には、原子力規制委員会が事業者はその評価を追加的に求めることなどにより、規制基準に適合することが確認できるように対応することになります。

そのように将来の予測・評価に適用できない範囲が残る場合や、新たに評価すべき事象が見つかった場合でも、何らかの方法で事業者は劣化評価を適切に行い、規制基準に適合することを立証しなければなりません。

60 年を超えての劣化評価が適切にできている旨を事業者が十分に説明できなければ、原子力規制委員会は長期施設管理計画を認可せず、運転の継続は認められないこととなります。

31. 60年といった長さになると、中性子照射脆化のような個別の物理的な劣化事象だけでなく、もっと根本的な問題も出てくるのではないですか。

長期間の運転により対応が必要となる事柄には、中性子照射脆化など6事象のような物理的な経年劣化以外にも、非物理的な劣化というものがあります。

具体的には、①安全に関わる設計の考え方や技術が新しくなると、古い設計や技術を用いた原子炉は、今の時代に求められる安全水準を満たさなくなることが考えられます。

例えば、現在の規制基準では、重大事故で炉心損傷が起きても放射性物質を外に出さないために、格納容器の閉じ込め機能を守る仕組み・機能を複数用意することが求められています。その結果、古い原子炉では、格納容器の容量が小さく設計されていて余裕が少ないことなどから、その要求を満たすことができないといった例が考えられます。（この例は、東京電力福島第一原子力発電所事故の後に規制基準が大幅に強化されたことで、古い原子炉は規制基準への適合が難しくなった実例です。）

また、②原子炉の安全性に関わる部品やサービスを提供する、いわゆるサプライチェーンが欠けていくことで、安全性を維持できないということも考えられます。スペアパーツが生産中止で入手できなくなったり、メーカーが撤退して技術サポートを受けられなくなったりということです。

この①②の例のような、時間の経過により非物理的な劣化が生じる状況を総称して、ここでは「設計の古さ」と呼ぶことにします。60年といった長さになると、このような「設計の古さ」への対応も考える必要があります。

32. 「設計の古さ」への対応を長期施設管理計画の認可制度でできるのですか。

「設計の古さ」への対応は、長期施設管理計画の認可制度で行う部分と、それ以外の仕組みで行う部分があります。

長期施設管理計画の認可制度は、個別の原子炉の置かれた状況に即して、個別具体的な劣化事象ごとの劣化の評価を行い、事前に定められた基準を満たすかで可否の判断をする性格のものです。

「設計の古さ」には、そのような性格の長期施設管理計画の認可制度で扱うことが適当なものとそうでないものがあり、事柄の性質によって、同制度で対応するものと、他の仕組みで対応するものとに分かれます。

31 の例で言えば、①の「古い設計や技術を用いた原子炉が今の時代に求められる安全水準を満たすか」は他の仕組みで対応するものの例、②のサプライチェーンの管理は長期施設管理計画の認可制度で対応するものの例です。

33. 「設計の古さ」のうち、どのようなものを長期施設管理計画の認可制度で対応し、どのようなものを他の仕組みで対応するのですか。

31 の①の例「ある型の原子炉が今の時代に求められる安全水準を満たすか」という問いかけは、申請時点で規制基準への適合性を審査するという一時の判断に留まるものではありません。常に最新の知見を収集して必要とされる対応を規制に反映・適用していくという、時間の流れに合わせた継続的な取組です。

また、規制基準は運転を認めるために必要な最低限の要求であり、事業者による自主的な安全性向上の努力により、「今の時代に求められる安全水準」の高みを追求することも求められます。

このような課題は、事前に定められた基準を満たすかで可否の判断をする長期施設管理計画の認可制度で扱うことは適さず、他の仕組みにより対応することになります。

31 の②の例、サプライチェーンの管理は、長期施設管理計画の認可制度で扱うことに適しています。サプライチェーンを維持することは、物理的な劣化のような計算式による予測・評価にはなじまなくても、個別の原子炉の置かれた状況に即して、事前に定められた基準を満たすかを判断できる点では共通しているためです。

具体的には、製造中止品の情報収集、代替策の検討・実施など、個々の原子炉の置かれた状況に応じて取るべき具体的な対応策が長期施設管理計画に記載され、それが基準を満たすかを確認することになります。

34. 「設計の古さ」のうち、長期施設管理計画の認可制度で対応できない部分は、何の仕組みで対応するのですか。

「設計の古さ」に対応するための仕組みとしては、いくつかのものが考えられます。

1つには、規制基準を見直して、既存の原子炉にも適用する「バックフィット」があります。例えば、東京電力福島第一原子力発電所事故の後に大幅に強化された新規制基準は、重大事故対策の義務付け、フィルタベントの設置など、過去の設計思想を大きく転換するような見直しを求めています。これは、「設計の古さ」に対応したバックフィットの例と言うこともできます。

また、事業者の自主的な安全性向上の取組を促進する「安全性向上評価届出制度」による対応も考えられます。同制度では、プラントの設計が、国内外の基準や新たな科学的知見などに照らして、十分なものとなっているかを評価することになっています。その中で、古い設計の見直しを事業者自らが判断することも考えられます。

「設計の古さ」は確たる定義があるものではないことから、これら以外の仕組みで対応することも考えられます。

いずれにしても、ある「設計の古さ」が対応の必要なものとして発見されれば、何らかの仕組みで対応はできると考えられます。そのため何の仕組みで対応するかより、対応が必要な「設計の古さ」をどのように発見するかが重要な論点と言えます。

35. 対応が必要な「設計の古さ」を発見するため、具体的にはどのような取組を行うのですか。

原子力規制委員会では、既に定着している国内外の事故トラブル情報や科学的知見の収集・分析以外に、対応が必要な「設計の古さ」を発見するための取組として、新たに2つのことを検討しています。

1つ目は、安全に関する新たな設計の考え方や新たな技術を採用した原子炉と、既設の古い原子炉を比較し、その差を抽出した上で、その差分への対応をする必要があるかを確認・議論するような取組です。

具体的には、事業者が原子炉ごとに定期的に行う安全性向上評価のうち、10年に1度行う中長期的な評価の中で、他プラントや新技術との比較・ベンチマークを実施させ、その結果について事業者と原子力規制委員会が公開の場で議論するような取組を検討しています。

一方でこの取組は、新しい原子炉では既に対応していることを、古い原子炉でも対応するべきかを検討するものです。そのため、そもそも対応すべきことに誰も気付いていない事柄（仮に「欠け」「unknown-unknowns」と呼びます）には、対応できません。

そこで2つ目として、こういった気付いていない「欠け」がないかを事業者と原子力規制委員会が常に意識し、例えば何かの兆候のような情報を持ち寄って相互に議論するような取組を考えています。

このような「欠け」は、個別の原子炉の状況に起因するものもあるでしょうが、気付いていなかったものなので、同じ型の原子炉に共通のものとなる場合が多いと考えられます。そこで具体的には、複数の事業者や事業者団体と原子力規制委員会が一堂に会して、年1回程度の対話の機会を持つような取組を検討しています。

【設計の古さについて参照：[令和5年度第9回原子力規制委員会 資料3](#)の別紙2 「『設計の古さ』への対応の考え方」】