



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6年1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
9－1. 既存の原子炉に関する手続き【概要】	・・・	P15
9－2. 既存の原子炉に関する手続き【個別炉ごとの手続き】	・	P16



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になります。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。



新規制基準とは

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

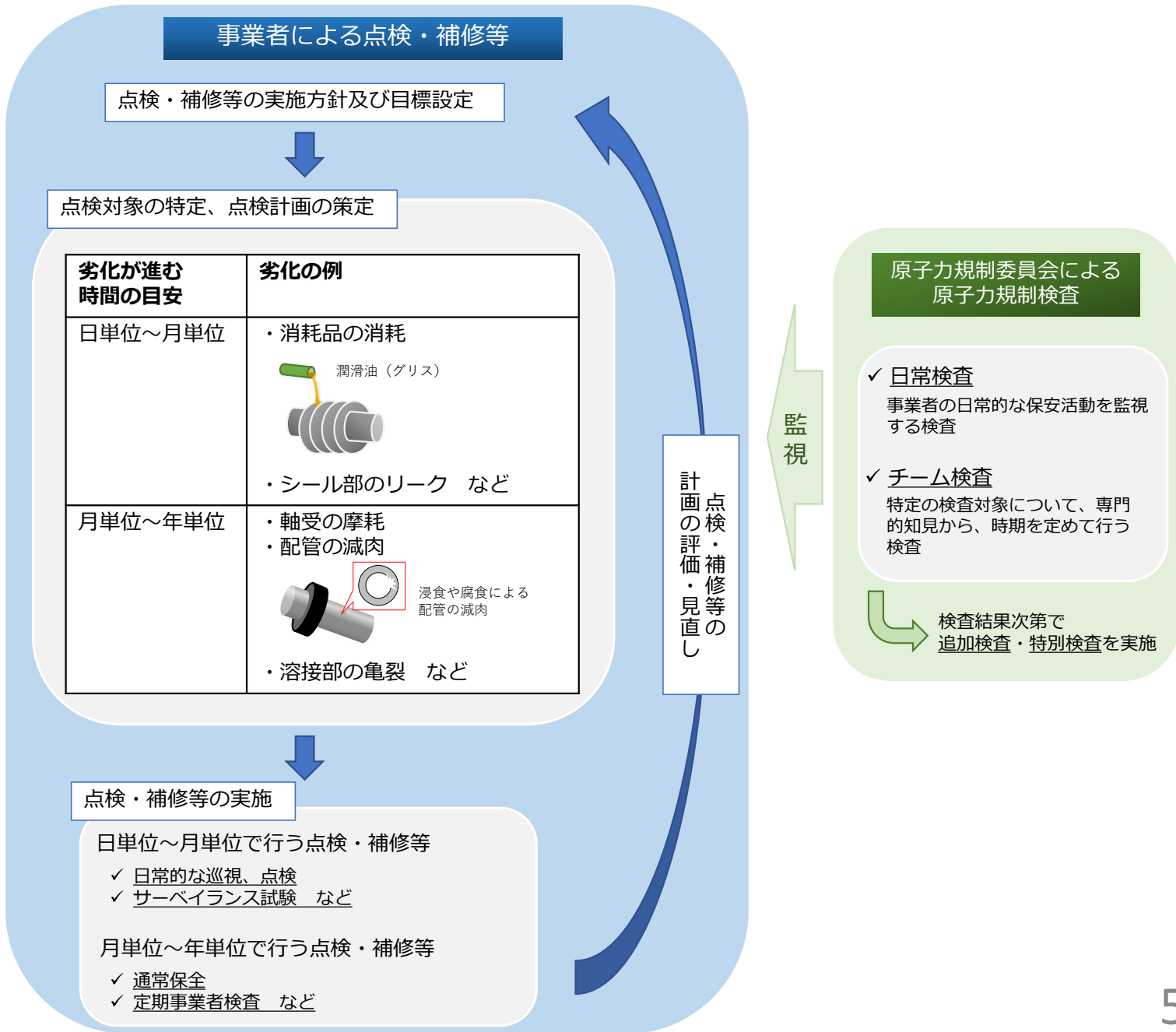
強化

4



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

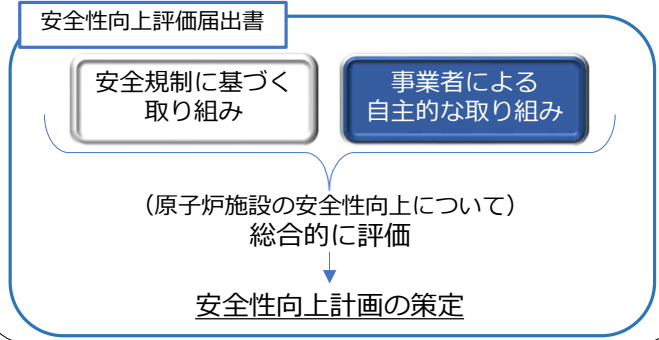
- ◆ 現行の規制基準への適合を超えて、さらなる安全性の向上を求める2つの仕組みも設けられています。これらは、施設の劣化に関しても適用できます。
- ◆ 1つは、事業者による自主的な安全性向上の取組を促進するための「安全性向上評価届出制度」です。13か月に1回の定期事業者検査の際に、事業者が最新の科学的知見などに照らして自ら原子炉施設の安全性を評価し、設備面や運用面について規制要求に上乗せして自主的に改善を進める仕組みです。
- ◆ もう1つは、原子力規制委員会による規制基準の見直しです。基準の見直しにつながるような国内外の最新の科学的知見を常に収集し、その重要性を評価し、必要な基準の見直しにつなげています。
- ◆ 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

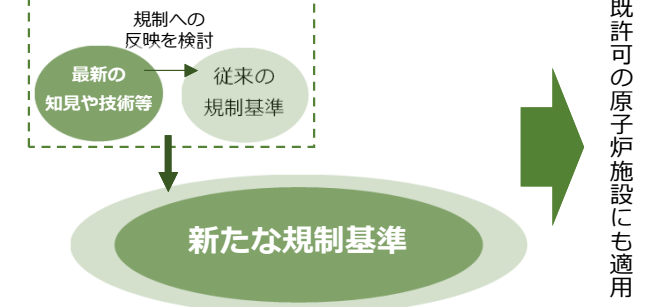
番号	バックフィット事例 (2023年3月時点)	施行日等
1	新規規制基準	2013.7.8
2	電源系統の一相開放対策	2014.7.9
3	有毒ガス防護対策	2014.5.1
4	高エネルギーアーク損傷 (HEAF) 対策	2017.8.8
5	地震時の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込め機能に係る措置	2017.9.11
6	地震時又は地震後に機能保持が要求される動的機器の明確化	2017.11.15
7	降下火砕物（火山灰）対策	2017.12.14
8	柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映	2017.12.14
9	溢水による放射性物質を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になります。
- ◆ 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）

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。

運転に伴う熱により一次冷却系統が熱膨張
配管等の伸びにより容器と配管の接続部などに応力発生

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。

隙間
不純物
原子

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。

中性子
環境要因（水質・温度）
高温水
材料
ステンレス鋼
応力腐食割れ
応力

停止中でも進展するもの

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。

加熱-冷却等の応力
亀裂の進展
亀裂進展評価

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。

環境要因（熱・放射線等）
絶縁体
介在物
導体
シース
ケーブルの構造例

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。

中性化領域
コンクリート
鉄筋
CO₂

7



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）

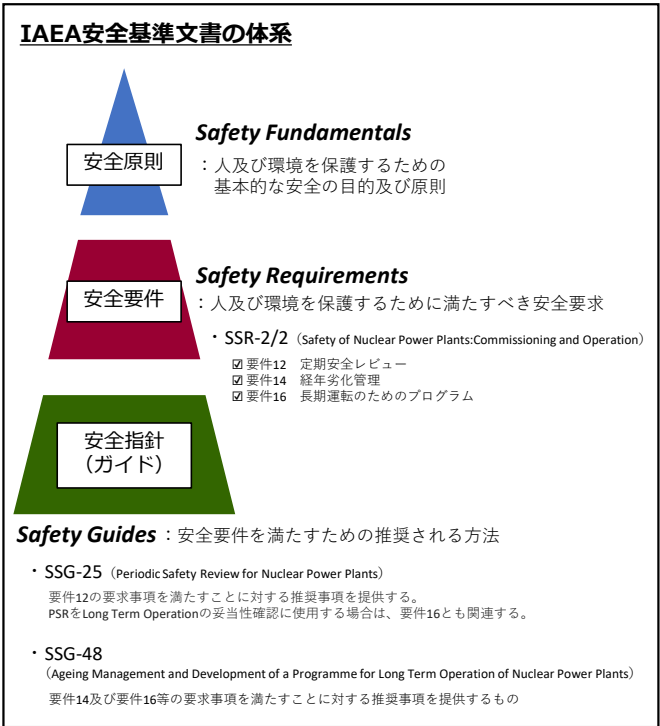
非物理的な劣化、旧式化（non-physical ageing, obsolescence）

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）



（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>

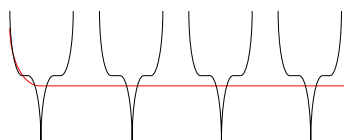
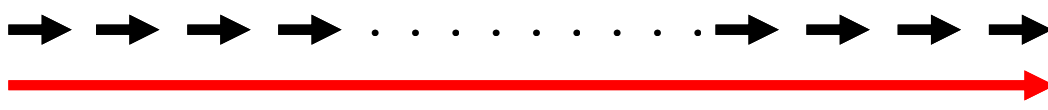


7-1. 物理的な経年劣化への対応【基本論】

- ◆ 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

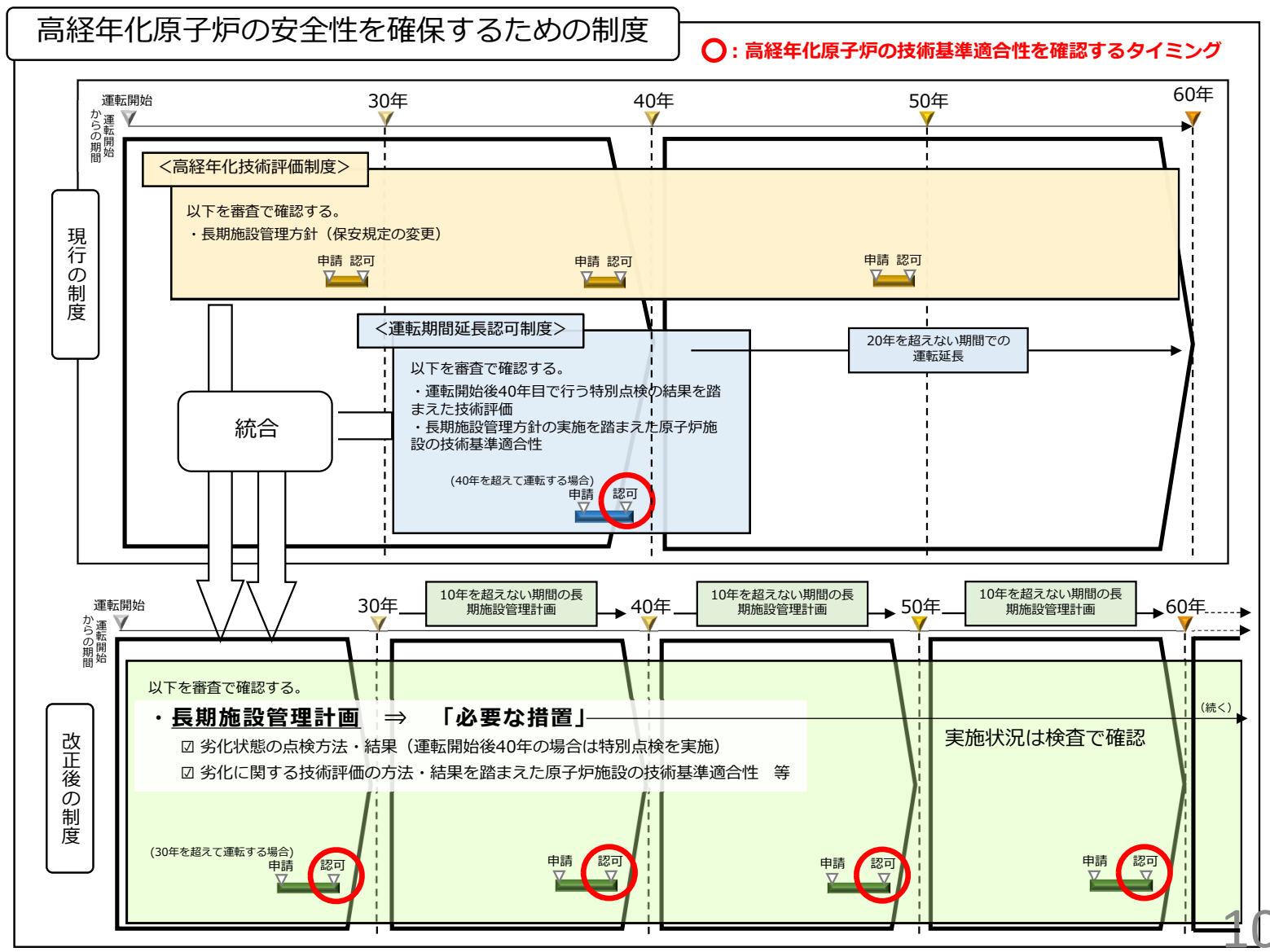
日常的な巡視・点検等に加えて

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【制度改革】

- ◆ 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。
- ◆ この制度改革により、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。





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

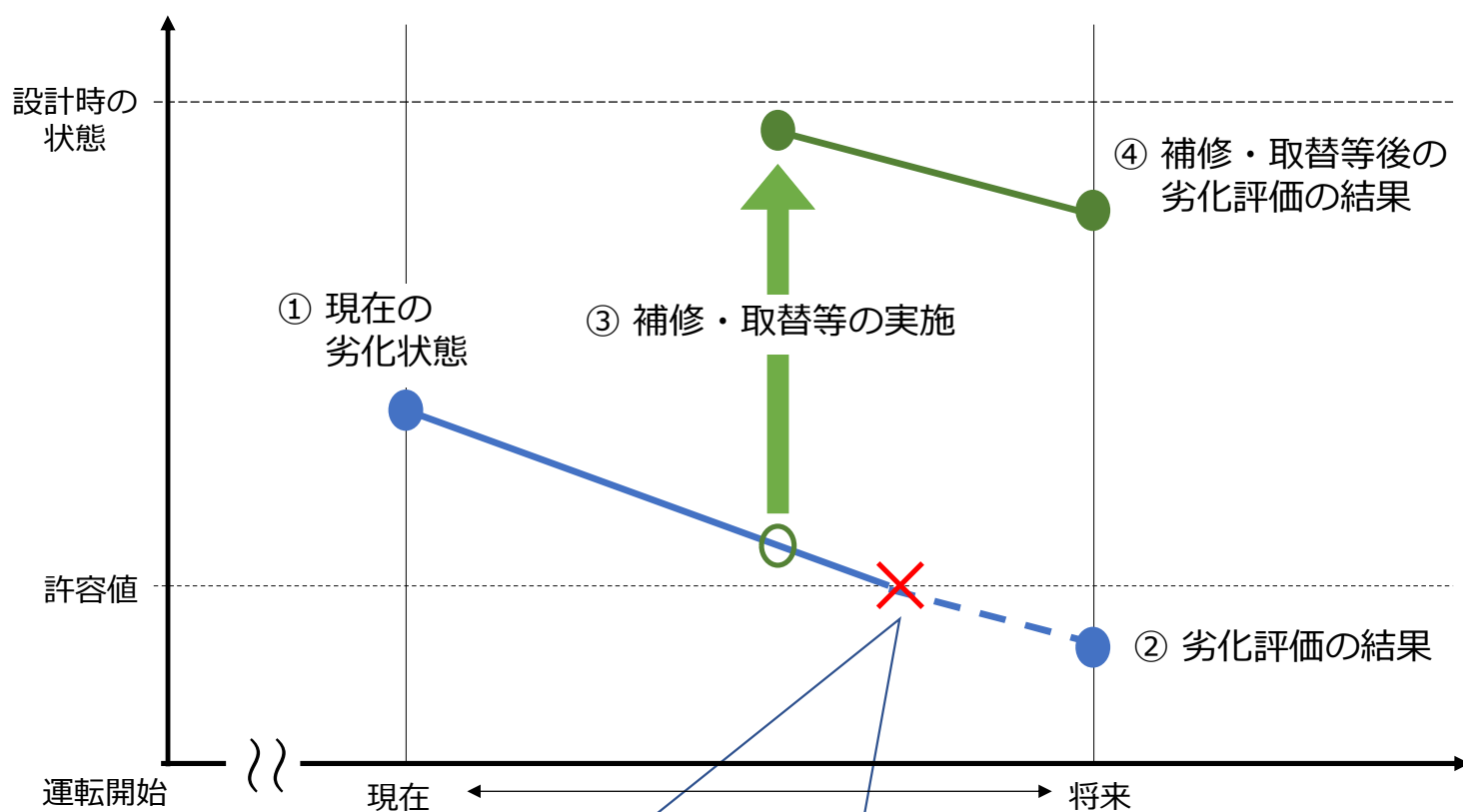
沸騰水型軽水炉（BWR）		
対象設備	対象の部位	点検方法/点検項目
原子炉容器	・ 母材及び溶接部（炉心領域、接近できる全検査可能範囲）	・ 超音波探傷検査（UT）による欠陥の有無の確認
	・ 給水ノズルコーナー部（最も疲労損傷係数が高い部位）	・ 表面検査又は渦流探傷試験による欠陥の有無の確認
	・ 制御棒駆動機構（CRD）スタブチューブ、炉内計装設備（ICM）ハウジング（全数）等	・ 目視試験（MVT-1）による炉内側からの溶接部の欠陥の有無の確認及びハウジング内表面の表面検査又は渦流探傷試験による欠陥の有無の確認
	・ 基礎ボルト（全数）	・ 超音波探傷検査（UT）によるボルト内部の欠陥の有無の確認
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（原子炉圧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

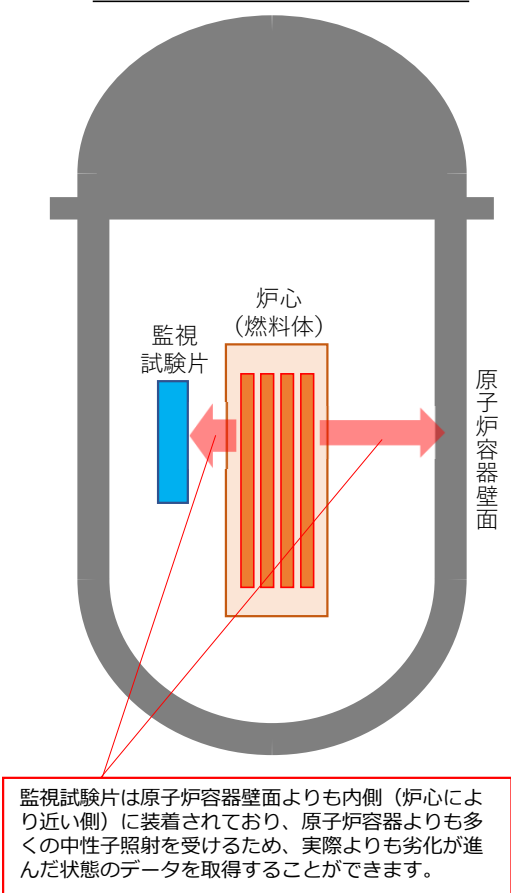
7-5. 物理的な経年劣化への対応【60年超の劣化評価】

- ◆ 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

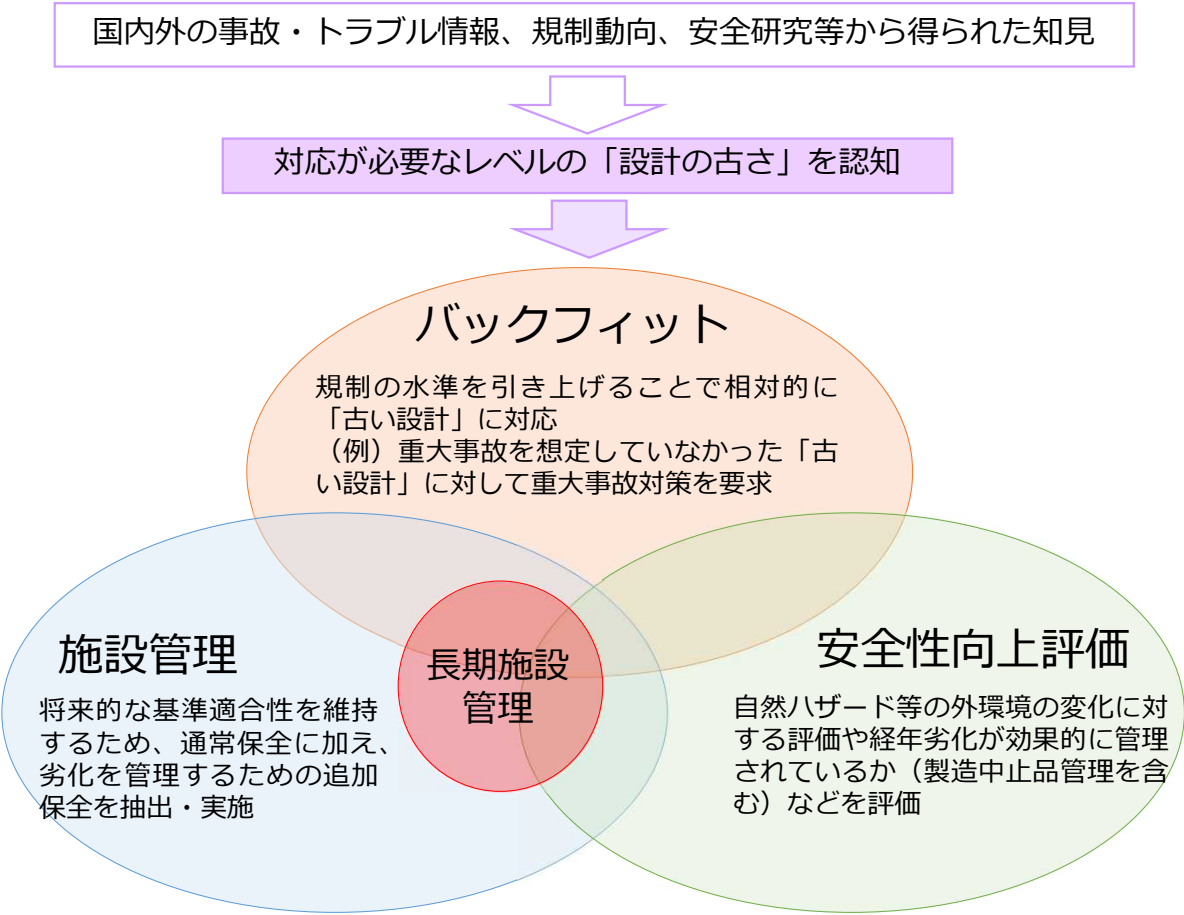
加速的な劣化データの取得例
(中性子照射脆化の場合)



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

㊦ 「設計の古さ」への対応イメージ





9-1. 既存の原子炉に関する手続き【概要】

- ◆ 改正法の施行日（令和7年（2025年）6月6日）の時点で、運転開始から30年以上を経過している原子炉については、施行日までに長期施設管理計画の認可を受けなければ、施行日をまたいだ運転の継続はできません。そのため、令和5年10月1日から、そのような場合の計画の認可申請が可能となっています。
- ◆ また、現行法による2つの手続、40年時点での運転期間の延長認可制度と、30年から10年ごとの高経年化技術評価制度は、改正法の施行日まで継続されます。
- ◆ そのため、改正法の施行日（令和7年6月6日）までの間は、長期施設管理計画、運転期間の延長、高経年化技術評価の3つの認可手続が併存し、個々の原子炉の運転期間が何年であるかによって、どの認可を受ける必要があるかが変わってきます。
- ◆ 東京電力福島第一原子力発電所事故の後、現時点（令和5年11月）で既に再稼働をしている12の原子炉について、現時点から施行日までにどの認可手続を経るかを分類すると、次の6つに分類されます。

類 型 ※括弧書きは、対象原子炉とその運転開始日	各手続きの認可を取るべき期限		
	高経年化技術評価	運転期間の延長	長期施設管理計画
I. 施行日までに50年目を迎える原子炉 〔対象原子炉：高浜1号機(1974年11月14日)〕	高浜1号機： 2024年11月13日まで	—	対象となる全ての原子炉： 2025年6月5日まで
II. 40年の認可手続は済、50年目は施行日後に迎える原子炉 〔対象原子炉：高浜2号機(1975年11月14日) 美浜3号機(1976年12月1日) 川内1号機(1984年7月4日) 川内2号機(1985年11月28日)〕	—	—	
III. 施行日までに40年目を迎える原子炉 〔対象原子炉：高浜3号機(1985年1月17日) 高浜4号機(1985年6月5日)〕	高浜3号機： 2025年1月17日まで 高浜4号機： 2025年6月5日まで	高浜3号機： 2025年1月17日まで 高浜4号機： 2025年6月5日まで	
IV. 30年の認可手続は済、40年目は施行日後に迎える原子炉 〔対象原子炉：大飯3号機(1991年12月18日) 大飯4号機(1993年2月2日)〕	—	—	
V. 施行日までに30年目を迎える原子炉 〔対象原子炉：玄海3号機(1994年3月18日) 伊方3号機(1994年12月15日)〕	玄海3号機： 2024年3月18日まで 伊方3号機： 2024年12月15日まで	—	
VI. 30年目を施行日後に迎える原子炉 〔対象原子炉：玄海4号機(1997年7月25日)〕	—	—	—



9-2 既存の原子炉に関する手続き【個別炉ごとの手続き】

凡例：
(旧制度) 高経年化技術評価制度 (PLM) の節目：▼
運転期間延長認可制度の対象期間：→
(新制度) 長期施設管理計画制度の対象期間：→

	2023年												2024年												2025年												2026年				
	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5					
発電所名 (運転開始日)	6/7法律公布 ▽				▽10/1 長期施設管理計画の準備行為開始												旧制度 ← 新制度 (~2025年6月5日) (2025年6月6日~)												▽6/6 長期施設管理計画の運用開始												
高浜1号機 (1974年11月14日) 〔PLM(40年)認可：2016年6月20日 運転延長認可：2016年6月20日〕					(11/14 50年目) 11/13までにPLM(50年)の認可を取得																																				
高浜2号機 (1975年11月14日) 〔PLM(40年)認可：2016年6月20日 運転延長認可：2016年6月20日〕					10/1から長期施設管理計画の事前申請が可能												(11/14 50年目) ▽																								
美浜3号機 (1976年12月1日) 〔PLM(40年)認可：2016年11月16日 運転延長認可：2016年11月16日〕																	11/13までに新たな長期施設管理計画の認可を取得																								
川内1号機 (1984年7月4日) 〔PLM(40年)認可：2023年11月1日 運転延長認可：2023年11月1日〕					(7/4 40年目) ▽																																				
高浜3号機 (1985年1月17日) 〔PLM(30年)認可：2015年11月18日〕					(1/17 40年目) 1/16までに運転延長及びPLM(40年)の認可を取得												30年を超えて運転する全ての原子炉は、6月5日までに長期施設管理計画の認可を取得																								
高浜4号機 (1985年6月5日) 〔PLM(30年)認可：2015年11月18日〕					(6/5 40年目) 6/4までに運転延長及びPLM(40年)の認可を取得																																				
川内2号機 (1985年11月28日) 〔PLM(40年)認可：2023年11月1日 運転延長認可：2023年11月1日〕																	(11/28 40年目) ▽																								
大飯3号機 (1991年12月18日) 〔PLM(30年)認可：2021年11月24日〕																	11/27までに新たな長期施設管理計画の認可を取得																								
大飯4号機 (1993年2月2日) 〔PLM(30年)認可：2022年8月24日〕																																									
玄海3号機 (1994年3月18日)					(3/18 30年目) 3/17までにPLM(30年)の認可を取得																																				
伊方3号機 (1994年12月15日)					(12/15 30年目) 12/14までにPLM(30年)の認可を取得																																				
玄海4号機 (1997年7月25日)																																									

注意：上記のスケジュールは、令和5年10月現在において再稼働している発電所を対象として、継続的に運転がされる場合を想定しており、実際の申請時期などについては、事業者が判断するものである。