

## 「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」 における検討状況（中間報告）（第2回）

令和5年4月18日  
原子力規制庁

### 1. 趣旨

本議題は、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（以下「検討チーム」という。）におけるこれまでの検討状況について、原子力規制委員会に報告するとともに、高経年化した発電用原子炉に関する規制制度に関する分かりやすい説明資料（以下単に「分かりやすい説明資料」という。）を公開することの了承について諮るものである。

### 2. 経緯

令和5年度第1回原子力規制委員会（令和5年4月5日。以下「前回委員会」という。）において検討チームでの検討状況について報告を行った。

前回委員会での議論も踏まえて、第4回検討チーム（令和5年4月13日）において、引き続き検討が必要としていた60年目の「追加点検（仮称）」や「設計の古さ」への対応等について検討を進めるとともに、前回委員会での指摘も踏まえた分かりやすい説明資料の案についても検討を行った。その概要については以下のとおり。

### 3. 検討状況及び残された論点

#### （1）長期施設管理計画の認可制度への移行に当たっての検討

「サプライチェーンの管理」について、国際的なプラクティス及び製造中止品管理に係る事業者の取組状況を基に議論を行い、長期施設管理計画の認可制度においてサプライチェーンを管理するための仕組みが体系的に定められ、その下でプロアクティブな活動がなされ、当該仕組みが有効に機能しているかを確認していく方針を確認した。

劣化評価の評価期間については、第3回までの検討チームにおいて、劣化評価の目的が、技術基準に適合する見込みがあるかどうかに加え、通常の保全に加えて実施すべき保全策を抽出することであるため、これまで60年までを想定して評価をしてきた実績や運転を見込んでいた期間を評価期間とするのが国際的にも例が多いことを踏まえ、60年をベースに運転を見込んでいた期間とする方向で議論してきた。ただし、第4回検討チームにおいて改めて検討が必要との議論があり、引き続き検討を進める。

今後、検討チームでの議論を踏まえて、規則、審査基準、ガイド等の具体化を進めるとともに、原子力事業者等からの意見聴取等を行いつつ、長期施設管理計画の具体的な記載事項の検討を進める。

#### 【論点】

劣化評価は、①長期施設管理計画の期間における技術基準適合性、②発電用原子炉施設の運用期間全体を通じた劣化を管理するための保全策が災害の防止上支障がないこと、の2点を確認することを踏まえて、劣化評価の評価期間を60年以上であって事業者が運転を見込んでいた期間とすることとするか。

## (2) 新たな技術的検討

### ① 運転開始後60年を超える場合の追加的な点検・評価

運転開始後60年を超える場合の評価に際して、追加的に実施する点検については、現行の「特別点検」を導入した際の議論を踏まえて、60年目以降の「追加点検（仮称）」の考え方のフロー図を示し、議論を行った。具体的には、i) これまでの運転履歴や国内外の最新知見を踏まえてプラントごとの状態に応じて必要な点検を実施させること、ii) 特別点検の項目のうち必要なものを再実施させることとし、その必要性を事業者に挙証させる、との案を示し議論を行った。

検討チームの議論では、

- ✓ 厳しい規制を行うとしているのであるから、60年目以降の「追加点検」については40年目の「特別点検」で行った点検を全て実施すべき
- ✓ 必要な点検は、通常保全（劣化評価の結果に基づく追加保全を含む。）や劣化状況把握のための点検でできると考えられることから、60年目の「追加点検」という位置付けを与えないとできないものなのか
- ✓ 40年目の「特別点検」をベースに更に何か追加すべきものがあるかどうかという観点であれば50年目にも実施する必要があるのではないか。
- ✓ 40年目の「特別点検」を踏まえて行った劣化評価の結果を検証する観点から、60年目の「追加点検」で確認する項目があるのではないか
- ✓ 「特別点検」は現行の運転期間延長認可制度が40年を起点に最大20年延長するものであることから、その起点となる40年時点での発電用原子炉施設の状態をできる限り詳細に把握するために実施しているもので、劣化評価は別途行われるものであり、「特別点検」や「追加点検」で評価すべき劣化事象が決まるものではない。

等の意見があったため、40年目の「特別点検」での点検結果と劣化評価との関係を整理するとともに、「特別点検」の技術的な意味・付加価値を示した上で、引き続き議論を行うこととした。

#### 【論点】

60年目以降の「追加点検」は、上記i)及びii)から構成するものとして、事業者が必要な事項を抽出した上で行うものとする。その上で、ii)については① 40年目の「特別点検」と同じ項目を同じ方法で実施するものから、② 40年目の「特別点検」項目についての確認は念頭に置きつつ、事業者による挙証責任を前提として、個々のプラントの状態に応じて必要な点検を実施させるものまで、その考え方には幅があり、どのような方針とすべきか。

### ② 「設計の古さ」への対応について

いわゆる「設計の古さ」への対応について、i) 少なくとも主要6事象に代表される劣化事象については「物理的な劣化」として長期施設管理計画の認可制度で取り扱うこととなることから「設計の古さ」には含まれず、

それ以外の「非物理的なもの」についてを「設計の古さ」として対応を考えること、ii)常に“欠け”すなわち“unknown unknowns”がないかを意識し、これを見つけ出すための活動が重要であり、既存の制度（バックフィットや安全性向上評価制度）の実効性を高める活動として、安全性向上評価制度を更に活用していくことや事業者との対話の機会を定期的に確保すること、の二つを案として示して議論を行った。

検討チームの議論では、

- ✓ スイス・ベツナウ発電所での事例は、事業者と規制側とのお互いの関係性が構築されているからと思われ、事業者との対話の機会を定期的に設け、お互いに何か実施すべきものがあるのかという議論を積み重ねていくという方向性で良いのではないか
- ✓ 事業者との対話というだけでは不足であり、設計の弱点（design weakness）を完全に拾うためには、個別の施設ごとにPRAや人的要因まで含めて審査として議論していくことが必要ではないか。
- ✓ “unknown unknowns”のようなものの議論であり「審査」という言葉は使っていないが、事業者と規制者が十分に腹を割って議論する場を設けたらどうかという提案だと理解
- ✓ 事業者にどのような負荷をかけるかではなく、規制側にどのような負荷をかけるか、どれだけ真剣に向き合うかというのが求められるのではないか
- ✓ PRAや人的要因まで含めて「審査」という形でみることが現実的に成立するのかという懸念はある。対話の機会を設けることと「審査」のように結果を厳格に確認することは二者択一ではない
- ✓ 原子力エネルギー協議会（ATENA）にはベンダーも会員となっていることから、ATENAを活用した意見交換は有用なのではないか。また、ATENAにおける活動について紹介してもらうのもよいのではないか
- ✓ 個別のプラントごとに人的要因は異なるのであるから、設計の弱点（design weakness）も異なる可能性がある。それをどのように潰していくのが本質であり、そのような意味で「設計の古さ」という言葉でそれを表現できているのかは疑問

等の議論がなされ、引き続き検討していくこととなった。

#### 【論点】

- ①長期施設管理計画の認可制度で対応する施設の物理的な劣化及びサプライチェーンの管理以外の高経年化に伴う諸問題を対象とすることでよいか。その取り扱う対象を指す用語として「設計の古さ」という用語でよいか。
- ②「設計の古さ」への対応は、規制制度としてバックフィット制度と安全性向上評価制度を活用することが可能であり、「設計の古さ」としてどのようなものに注意を払うべきかという「欠け」を見つけるための努力を強化することが必要。その際、個々のプラントの特徴・状態に応じて欠けを探索する手法や、技術的に未知の課題であるという性格を踏まえて、一定の技術の範囲で共通的に検討を進める手法などが考えられ、どのようなアプローチが有効となり得るか。

(3) 高経年化した発電用原子炉に関する規制制度に関する分かりやすい説明  
(委員会了承事項)

前回委員会での議論や第4回検討チームでの議論も踏まえて、高経年化した発電用原子炉に関する規制制度を分かりやすく説明するための資料の構成や記載すべき内容について検討を進めた。

本説明資料については、今後も技術的内容等について検討が続いている中ではあるが、現時点でいったん別紙のとおり取りまとめ、ホームページにて公開することについて了承いただきたい。

4. 今後の予定

引き続き検討チームにおいて、原子力事業者等からの意見を聴取しつつ高経年化した発電用原子炉に関する規制制度の詳細等について検討を進め、検討状況について必要に応じて原子力規制委員会に報告することとする。

(別紙) 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

(参考1) 第4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資料2-3

(参考2) 第4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資料2-4

# 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4月18日  
原子力規制庁



# 目次

1. はじめに	・・・	P2
2. 原子炉等規制法による安全規制の全体像	・・・	P3
3. 事業者による日常的な点検・補修等	・・・	P4
4. 継続的な安全性の向上	・・・	P5
5. 高経年化に伴う課題	・・・	P6
6. 物理的な経年劣化への対応	・・・	P8
7. 「設計の古さ」への対応	・・・	P13



# 1. はじめに

- ◆ 現在、原子力発電所の運転期間を、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、国会において審議中です。
- ◆ 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原子炉施設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検討し、改正法案を国会に提出しています。
- ◆ この資料は、運転開始から長期間経過した原子炉施設について、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。
- ◆ 新たな制度の技術的な内容等については、引き続き同検討チームにおいて検討が続けられていますが、この資料は、検討中の部分も含めて現時点の内容でいったん完成させ、公表することとしました。
- ◆ 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。

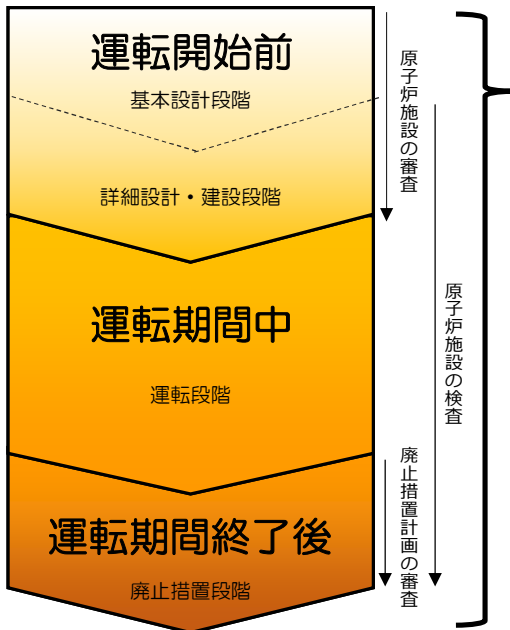
(※) 分かりやすさを優先して作成しているため、一部、記述を簡略化している部分があります。規制の正確な内容については、法令や原子力規制委員会が定める解釈・ガイド類を参照してください。



## 2. 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

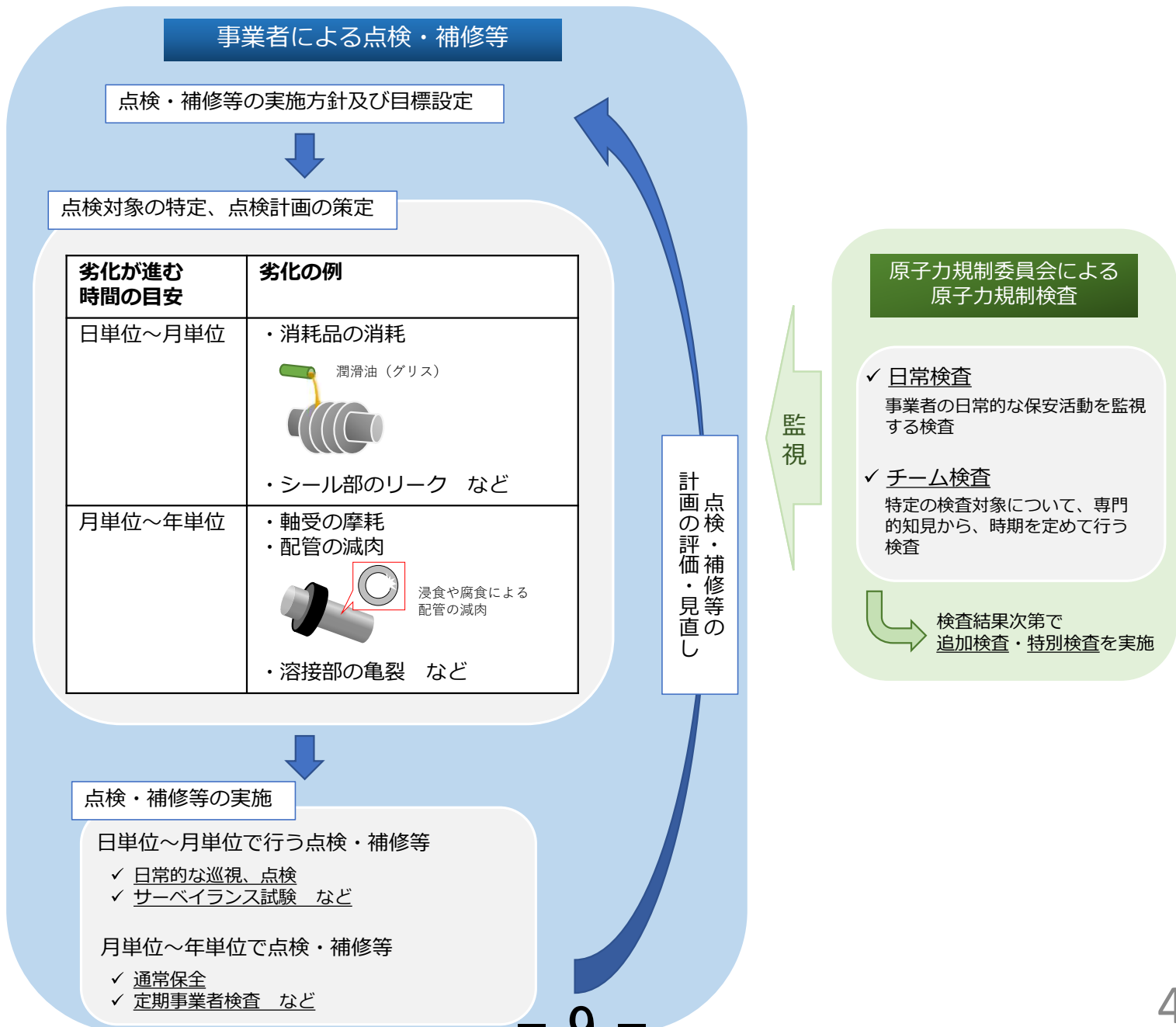
強化





### 3. 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。





## 4. 継続的な安全性の向上

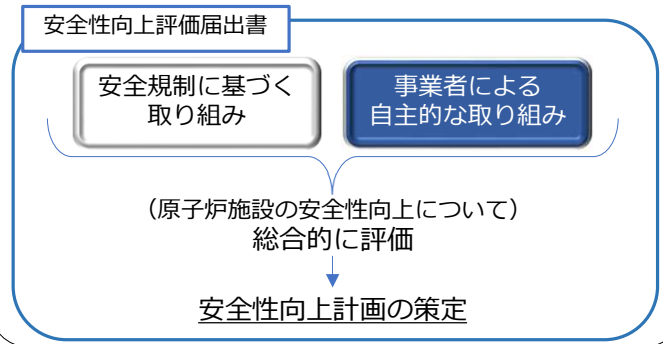
- ◆ 現行の規制基準への適合を超えて、さらなる安全性の向上を求める2つの仕組みも設けられています。これらは、施設の劣化に関しても適用できます。
- ◆ 1つは、事業者による自主的な安全性向上の取組を促進するための「安全性向上評価届出制度」です。13か月に1回の定期事業者検査の際に、事業者が最新の科学的知見などに照らして自ら原子炉施設の安全性を評価し、設備面や運用面について規制要求に上乗せして自主的に改善を進める仕組みです。
- ◆ もう1つは、原子力規制委員会による規制基準の見直しです。基準の見直しにつながるような国内外の最新の科学的知見を常に収集し、その重要性を評価し、必要な基準の見直しに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





# 5-1. 高経年化に伴う課題【物理的・非物理的な劣化】

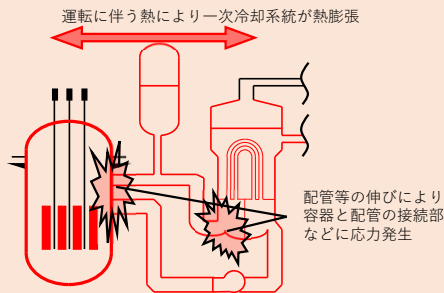
- ◆ 高経年化した原子炉施設については、「3. 事業者による日常的な点検・補修等」「4. 継続的な安全性の向上」で説明した取組に加えて、追加的な対応が必要な課題があります。
- ◆ 具体的には、①物理的な経年劣化、②設計や運用が最新の考え方と比較して古くなっていくこと（非物理的な劣化）の2つです。
  - (※) ②の設計や運用が最新の考え方と比較して古くなっていく、非物理的な劣化とも言うべき課題を含む劣化について、以下「設計の古さ」と呼びます。
- ◆ 高経年化により起こる、①物理的な経年劣化事象の主なものとしては、下の図の6つがあります。いずれも短期間で劣化が進むことはなく、数十年を経過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。
- ◆ 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。

## 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

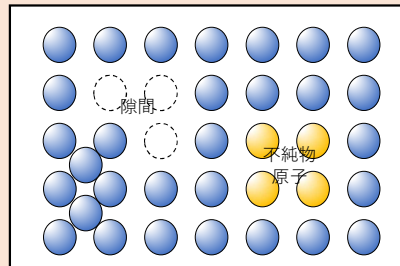
#### ① 低サイクル疲労

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。



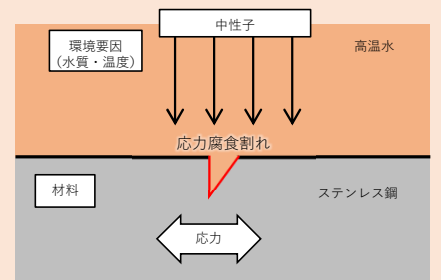
#### ② 原子炉容器の中性子照射脆化

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、その強度（靱性）が徐々に低下（脆化）する事象。



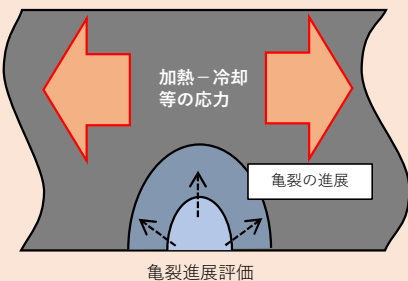
#### ③ 照射誘起型応力腐食割れ

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

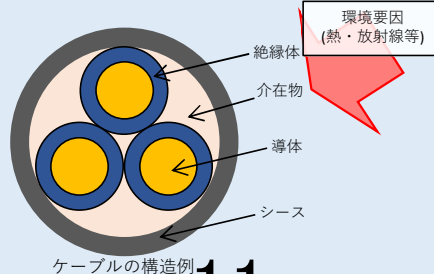
ステンレス鋼が高温での長期使用に伴い、靱性の低下を起こす事象。



### 停止中でも進展するもの

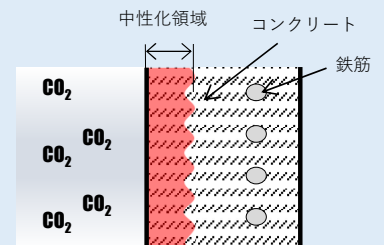
#### ⑤ 電気・計装設備の絶縁低下

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、放射線照射等により低下する事象。また、放射線の遮へい能力が熱により低下する事象。





## 5-2. 高経年化に伴う課題【国際的な考え方との整合】

- ◆ 「5-1. 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）

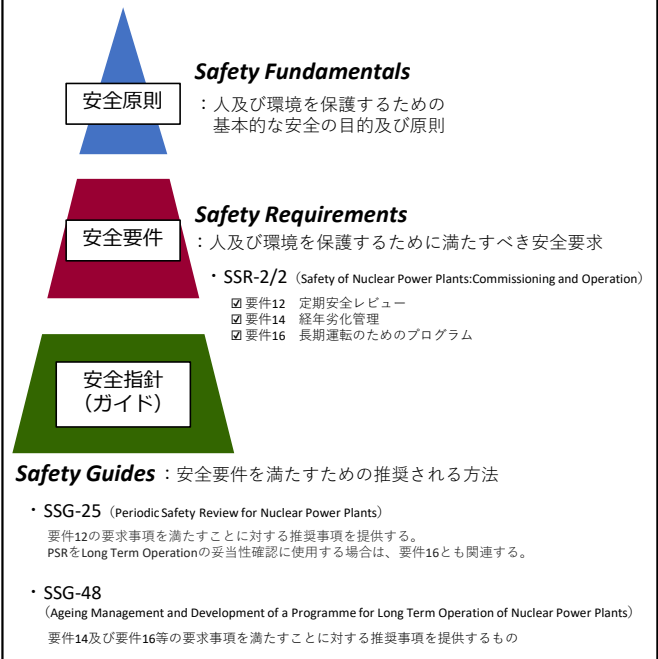
旧式化とは、時間の経過によって設計や運用等が最新の考え方と比較して古くなっていくことを指し、IAEAのガイド（SSG-48）において、「技術の旧式化」、「規則・規格基準の旧式化」、「知識の旧式化」の3つのタイプ分類が示されており

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>

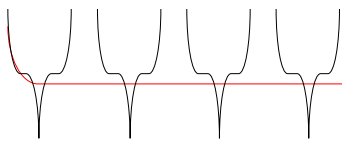
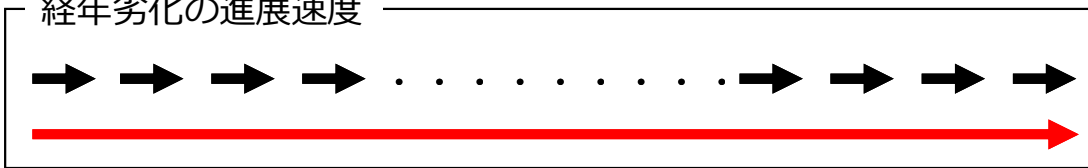


# 6-1. 物理的な経年劣化への対応【基本論】

- ◆ 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、原子力発電所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、原子力規制委員会としては、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ています。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**

3. 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

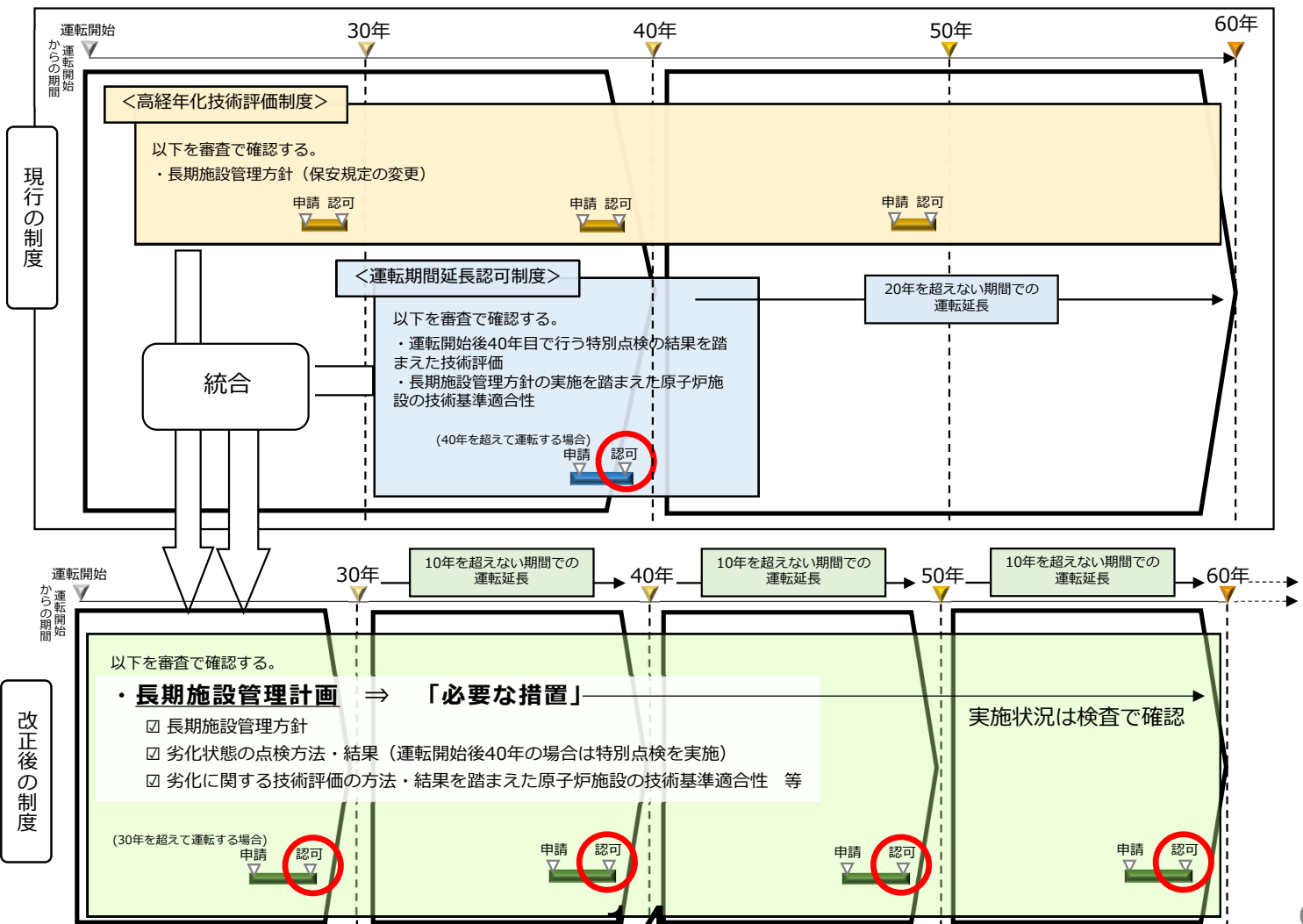


## 6-2. 物理的な経年劣化への対応【制度改正】

- ◆ 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





## 6-3. 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、維持・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は、現行の運転期間延長認可制度では運転開始から40年の時点で詳細な「特別点検」を行わせており、新制度でもそれを踏襲します。
- ◆ また、40年時点で特別点検を行った後、劣化の状況を把握するためにどのような点検を行わせるかが検討課題となっています。詳細な特別点検を一度行っていることも踏まえて、どのような点検が追加的に必要か、今後検討を進めます。

### 特別点検の点検項目

#### 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
  - ・ 長期保守管理方針（追加保全）
  - ・ 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

#### 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）

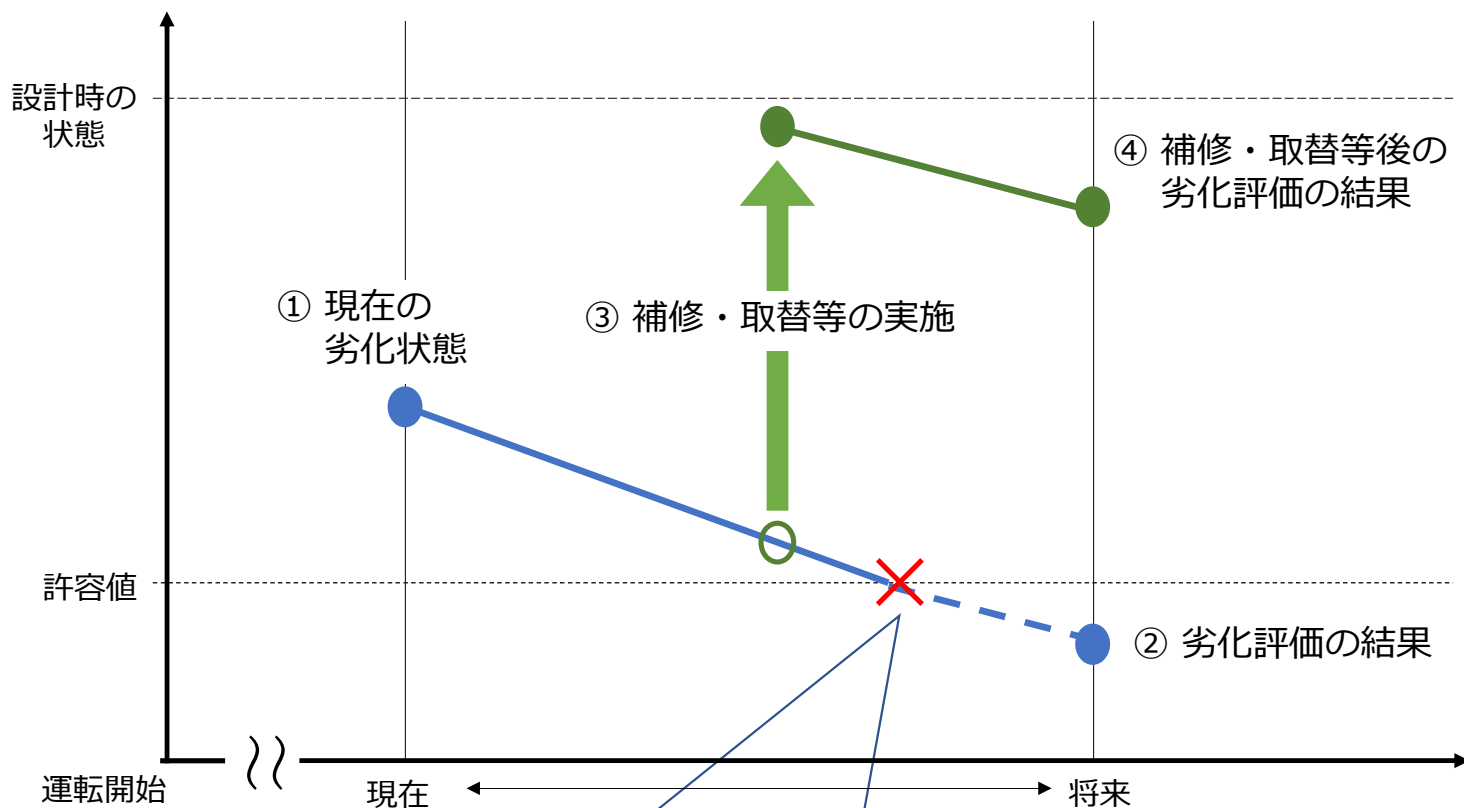
対象設備	対象の部位	点検方法/点検項目
原子炉容器	・ 母材及び溶接部（炉心領域、接近できる全検査可能範囲）	・ 超音波探傷検査（UT）による欠陥の有無の確認
	・ 給水ノズルコーナー部（最も疲労損傷係数が高い部位）	・ 表面検査又は渦流探傷試験による欠陥の有無の確認
	・ 制御棒駆動機構（CRD）スタブチューブ、炉内計装設備（ICM）ハウジング（全数）等 ・ 基礎ボルト（全数）	・ 目視試験（MVT-1）による炉内側からの溶接部の欠陥の有無の確認及びハウジング内表面の表面検査又は渦流探傷試験による欠陥の有無の確認 ・ 超音波探傷検査（UT）によるボルト内部の欠陥の有無の確認
原子炉格納容器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



## 6-4. 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6つについては、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





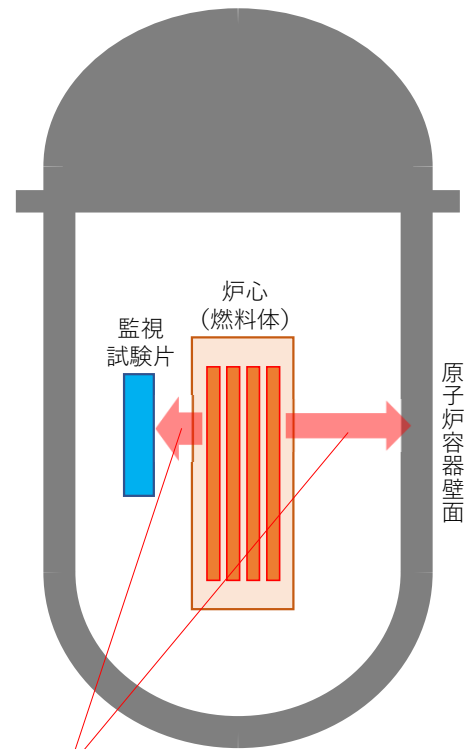
## 6-5. 物理的な経年劣化への対応【60年超の劣化評価】

- ◆ 現行の経年劣化への対応は、現行法上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もの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。
- ◆ 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。
- ◆ 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2点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。

### 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

	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。



## 7. 「設計の古さ」への対応

- ◆ 「5-1 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。
- ◆ 「設計の古さ」に対応し得る制度の枠組みとしては、次のものがあります。
  - ・ 規制基準の見直しとバックフィット
  - ・ 新制度による長期施設管理計画
  - ・ 事業者による安全性向上評価
- ◆ これらの枠組みを活用しつつ、どのように設計の古さに対応していくかについては、今後さらに検討を進めていきます。

### 4 「設計の古さ」への対応イメージ

