

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13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、事業者に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しょうか。

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。

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。

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 of 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」】