

## 長期施設管理計画の認可制度に関する Q & A

令和 5 年 6 月 1 9 日

原子力規制庁

## Q & A 目次

### 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、その期間の間は確実に安全と言えるのですか。
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. 従来からあった高経年化技術評価とはどう違うのですか。より厳しくなるのですか。
9. 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。
10. (通常点検、特別点検について)
11. (追加点検について)
12. 認可の基準はどのようなものですか。
13. 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。
14. 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)。
15. 諸外国の運転期間や劣化管理に関する制度はどのようになっていますか。

### 劣化評価の技術的内容

16. 将来の劣化の予測・評価は、どのように行うのですか。
17. 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。
- 18-1. 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。
- 18-2. 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。
- 18-3. 中性子照射脆化の予測・評価が正しいとは限らないのではないのですか。想定以上に劣化していたり、想定以上の力が加われば、結局は壊れるのではないのですか。
- 19-1. 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。
- 19-2. 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。

- 19-3. 低サイクル疲労の予測・評価が正しいとは限らないのではないですか。
- 20-1. 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。
- 20-2. 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。
- 20-3. 照射誘起型応力腐食割れの予測・評価が正しいとは限らないのではないですか。
- 21-1. 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。
- 21-2. 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。
- 21-3. 2相ステンレス鋼の熱時効の予測・評価が正しいとは限らないのではないですか。
- 22-1. 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。
- 22-2. 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。
- 22-3. 電気・計装設備の絶縁低下の予測・評価が正しいとは限らないのではないですか。
- 23-1. 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。
- 23-2. 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。
- 23-3. コンクリート構造物の強度低下の予測・評価が正しいとは限らないのではないですか。

#### **60年以降の安全性の確認の在り方編**

- 24. 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。
- 25. (サプライチェーンに関する考慮)
- 26. (設計の古さの概念)
- 27. (設計の古さへの対応の基本方針)
- 28. (設計の古さへの対応の具体策)

(※) 以下のQ&Aの内容は、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。

## **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。**

運転期間の見直しに伴い、「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。

これは、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）、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。

この仕組みにより、規制基準に適合した状態を維持できることを確認された原子炉のみが、運転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、その期間の間は確実に安全と言えるのですか。**

原子力規制の大原則として、どのように厳格な規制を行っても事故が起きる可能性は残るため、規制基準に合っ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、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・津波対策などの面で大幅に強化されており、規制基準に適合した原子炉は、必要最低限の安全性が確認されたものと考えています。

したがって、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た原子炉は、劣化を予測・評価すべき項目が不足なく選ばれ、予測が正確であるならば、必要最低限の安全性が確認されたものと考えています。

### **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、日常的に点検され、補修や交換により劣化への対応が行われています。

そのため、長期間にわたる劣化で問題が起こるのは、主に補修や交換が難しい部分に絞られ、劣化の予測・評価はそういった部分を中心に行います。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。**

長期間にわたる劣化で問題が起こる典型的な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低サイクル疲労、②原子炉容器の中性子照射脆化、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。

しかし、この6つだけでなく、各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は、項目として追加することとしています。

【参照「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。**

劣化の予測は、各地の原子炉で過去実際に起こった劣化の実態に関するデータをもとにして、より安全側に立って過去のデータよりも劣化が進むとの想定を置いて行われます。

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いものと考えています。

**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・評価は事業者が行いますが、それが適切に行われているか、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、説明が不十分であれば、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. 従来からあった高経年化技術評価とはどう違うのですか。より厳しくなるのですか。
9. 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。
10. (通常点検、特別点検について)
11. (追加点検について)
12. 認可の基準はどのようなものですか。
13. 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。
14. 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)。
15. 諸外国の運転期間や劣化管理に関する制度はどのようになっていますか。

## 劣化評価の技術的内容

16. 将来の劣化の予測・評価は、どのように行うのですか。

17. 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。

18-1. 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。

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、粘り強さが徐々に低下することを、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、運転中の高い温度の時に原子炉に非常事態が起こり、冷却のために冷たい水を注入するケースです。

容器の内側が急激に冷却され、外側は熱いままのため温度差が生じると、冷水により内面だけが収縮して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。

18-2. 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、どの程度粘り強さが低下したかが分かります。

監視試験片は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確度の高い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10年後の容器の粘り強さと、非常事態の際に生じる引っ張る力を比較し、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3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他の観点からも評価を行っています。

18-3. 中性子照射脆化の予測・評価が正しいとは限らないのではないですか。想定以上に劣化していたり、想定以上の力が加われば、結局は壊れ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。

16-2の加圧熱衝撃事象の例で言うと、「換算」はばらつきのあるデータのうち厳しい

方を採用し、「引っ張る力」は原子炉に欠陥があることを想定して強めの力に設定し、「比較」はギリギリでは許容せず十分に余裕があることを求めています。

また、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、このような形で、安全側に立ってより壊れやすい方向で厳しい予測・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します。

【3～5の中性子照射脆化について、参照「高経年化技術評価について」11～16 ページ】

19-1. 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。

19-2. 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。

19-3. 低サイクル疲労の予測・評価が正しいとは限らないのではないですか。

20-1. 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。

20-2. 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。

20-3. 照射誘起型応力腐食割れの予測・評価が正しいとは限らないのではないですか。

21-1. 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。

21-2. 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。

21-3. 2相ステンレス鋼の熱時効の予測・評価が正しいとは限らないのではないですか。

22-1. 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。

22-2. 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。

22-3. 電気・計装設備の絶縁低下の予測・評価が正しいとは限らないのではないですか。

23-1. 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。

23-2. 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。

23-3. コンクリート構造物の強度低下の予測・評価が正しいとは限らないのではないですか。

## 60年以降の安全性の確認の在り方編

24. 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。
  
25. (サプライチェーンに関する考慮)
  
26. (設計の古さの概念)
  
27. (設計の古さへの対応の基本方針)
  
28. (設計の古さへの対応の具体策)