

## 「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3回）

令和5年5月10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、「追加点検」の考え方及び「設計の古さ」への対応の考え方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）及び第6回原子力規制委員会（令和5年4月18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。

委員会でのこれらの議論も踏まえて、第5回検討チーム（令和5年4月26日）において、引き続き検討が必要としていた「追加点検」及び「設計の古さ」について検討を進めた。その概要については以下のとおり。

### 3. 検討状況

#### （1）60年目以降の劣化評価を行う際の「追加点検」の考え方

第4回検討チーム及び前回委員会において「特別点検」と劣化評価、長期施設管理計画との関係を整理した上で「追加点検」の議論をする必要があるとされたことから、第5回検討チームにおいては、これまでの「特別点検」の実績を踏まえて、「特別点検」の実施項目及び実施結果について示すとともに、「特別点検」を踏まえた「追加点検」の考え方について議論を行った。

第5回検討チームでの議論を踏まえ、60年目以降の劣化評価を行う際の「追加点検」の考え方を別紙1のとおり整理したので、了承いただきたい。

#### （2）「設計の古さ」への対応の考え方

前回委員会において、「設計の古さ」への対応に当たっては、個々の発電用原子炉ごとにベンチマークを行うことで得られる“差分”に対する対応と、原子力安全に絶対安全はなく、常に完全とはならず欠けているところがあるとの認識の下、こうした“欠け”がないかを継続的に見つけていく活動との2つの観点が示されたことから、第5回検討チームにおいては、これを基に「設計の古さ」への対応の考え方について検討を行った。

第5回検討チームでの議論を踏まえ、「設計の古さ」への対応の考え方を別紙2のとおり整理したので、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。

○添付資料

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

別紙 2 「設計の古さ」への対応の考え方

参考 第6回原子力規制委員会 資料2（抜粋）

## 60年目以降の劣化評価を行う際の「追加点検」の考え方について

令和5年5月10日  
原子力規制庁

40年目の「特別点検」については、現行制度の運転期間延長認可の起点となる時点において、通常保全で確認していない範囲等を確認するものであり、一定程度年数が経過した時点において、異常がないかを改めて確認することに意味があるものと考えられる。

長期施設管理計画の認可制度においても「特別点検」は同様に実施（その実施時期は、40年目を目安に長期施設管理計画の認可の時期に応じて実施）することとしており、この「特別点検」が異常の有無をその時点で確認するものであることを踏まえれば、60年目の劣化評価を行う際の「追加点検」については、以下の方針で実施することとする。また、この方針については60年目以降の劣化評価を行う際にも同様に考慮することが必要と考えられることから、60年目以降の長期施設管理計画の認可の際にも「追加点検」を求めることとする。

- ① 「特別点検」と同じ項目の実施を求めることを原則とする。ただし、「特別点検」で得られた結果を踏まえ、その結果と同等の信頼性をもった結果を直接的又は間接的に示せることの技術的妥当性を事業者が説明することができれば、「特別点検」と異なる方法で点検等を行うことを可能とする。
- ② 上記に加えて、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特徴に応じた必要な点検の実施を求める。

なお、事業者が技術的妥当性を説明する方法を選択する場合において、その説明を確認するための手続きをどのようなものにするのかについては、現在検討を進めている規則、審査基準、記載要領等の検討の中で具体化する。

(参考)「特別点検」の点検項目及び点検方法(実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド(抜粋))

○加圧水型軽水炉について

対象の機器・構造物	対象の部位	着目する劣化事象	点検方法/点検項目
原子炉容器	母材及び溶接部 (炉心領域の100%)	中性子照射脆化	○超音波探傷試験(以下「UT」という。)による欠陥の有無の確認
	一次冷却材ノズル コーナー部(クラッドの状態を確認)	疲労	○浸透探傷試験(以下「PT」という。)又は渦流探傷試験(以下「ECT」という。)による欠陥の有無の確認
	炉内計装筒(BMI) (全数)	応力腐食割れ	○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ECTによるBMI内面の溶接熱影響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 (接近できる点検可能範囲の全て)	腐食	○目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認
プレストレストコンクリート製原子炉格納容器	コンクリート	強度低下及び遮蔽能力低下	○採取したコアサンプル等による強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認
○安全機能を有するコンクリート構造物並びに安全機能を有する系統及び機器を支持するコンクリート構造物 ○常設重大事故等対処設備に属するコンクリート構造物及び常設重大事故等対処設備に属する機器を支持するコンクリート構造物	コンクリート	強度低下及び遮蔽能力低下	○採取したコアサンプル等による強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認 ○点検項目の詳細は別紙のとおり

○沸騰水型軽水炉について

対象の機器・構造物	対象の部位	着目する劣化事象	点検方法/点検項目
原子炉压力容器	母材及び溶接部(ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部を含む。)(蒸気乾燥器、気水分離器、ジェットポンプビーム及びインレットミキサーを取り外した状態で点検可能な炉心領域の全て)	中性子照射脆化	OUT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)	疲労	○磁粉探傷試験(以下「MT」という。)若しくはPT又はECT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(全数)、CRDハウジング(全数)、中性子束計測ハウジング(ICM)(全数)及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル	応力腐食割れ	○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PT又はECTによるCRDハウジング及びICMに対する、内面の溶接熱影響部の欠陥の有無の確認
	ドレンノズル	腐食	○目視試験(VT-1)による内面の確認
	基礎ボルト(全数)	腐食	○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(圧力抑制室を含む。)鋼板(接近できる点検可能範囲の全て)	腐食	○目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認
Mark I 又はMark I 改	サプレッションチャンバーベント管及びベント管ベローズ	腐食	○目視試験(VT-1)による内外面の確認
	サプレッションチャンバー支柱基礎ボルト(全数)	腐食	○OUTによるボルト内部の欠陥の有無の確認
鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(RCCV)	コンクリート	強度低下及び遮蔽能力低下	○採取したコアサンプル等による強度、遮蔽能力、中性化及びアルカリ骨材反応の確認
○安全機能を有するコンクリート構造物並びに安全機能を有する系統及び機器を支持するコンクリート構造物 ○常設重大事故等対処設備に属するコンクリート構造物及び常設重大事故等対処設備に属する機器を支持するコンクリート構造物	コンクリート	強度低下及び遮蔽能力低下	○採取したコアサンプル等による強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認 ○点検項目の詳細は別紙のとおり

## 「設計の古さ」への対応の考え方について

令和5年5月10日  
原子力規制庁

## 1. 「設計の古さ」とは

「設計の古さ」とは、これまでの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。）の議論においても確たる定義がなされているものではないが、新しいものが存在して初めて相対的に「古く」なるものであり、これまで「設計の古さ」の例示として以下のようなものが議論されている。

- ① 設計時期による設計思想・実装設備の差異（次世代軽水炉・革新炉との差異や技術進展による対策材の開発（例：690系ニッケル基合金）を含む）
- ② スペアパーツ等のサプライチェーンの管理
- ③ 時間経過に伴う自然現象等の外環境の変化

こうした諸問題として、少なくとも主要6事象に代表される劣化事象を「設計の古さ」として取り扱った議論はなされていないことから、これらは「設計の古さ」には含まれないものと考えることができる。

国際原子力機関（IAEA）の関連ガイド（SSG-48やSSG-25）を参考とすれば、経年劣化（Ageing）は、物理的な劣化（Physical Ageing）と非物理的な劣化（Non-physical Ageing）に分けて考えることができる。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（Physical Ageing）に該当し、それ以外が非物理的な劣化（Non-physical Ageing）に相当するものと考えことができ、上記の①～③には、設計思想や外環境の変化など必ずしも経年劣化（Ageing）ではないものも含まれるが、これらも非物理的なものとして捉えることができる。したがって、ここでは「物理的なもの」と「非物理的なもの」とに分けて考えることとする。

## 2. 検討チームにおけるこれまでの議論

1. で例示された「設計の古さ」のうち②（サプライチェーンの管理）については非物理的な劣化であるが、国際的な考え方を踏まえ主として物理的な劣化を取り扱う長期施設管理計画制度の中で措置することとしている。また、①の一部である「対策材の開発」については、既に施設管理の枠組みの中で措置されている。すなわち、規制基準に適合している限りにおいて古い材料を使用することは否定されないものの、より高頻度での点検等が求められることとなり、必要に応じて事業者において対策材への交換が行われている。

一方、①（設計・設備の差異＜対策材の開発を除く＞）や③（外環境の変化）については、バックフィット制度や安全性向上評価制度によって一定程度の対応が可能と考えられる。例えば、バックフィット制度では、新規規制基準においてフィルタベントの設置に代表される発想の転換を迫るような大きな変更を求め、従来の設計では考え

られていなかった重大事故等への対策を設計から求めるなどの対応を行ってきており、安全性向上評価届出制度では、国際的な考え方を踏まえてプラント設計<sup>1</sup>や他プラント及び研究成果から得られた知見の活用などの安全因子ごとに評価することとなっている。規制の枠組みとしてこれらを活用して対応できると考えられる。しかしながら、こうした「非物理的なもの」に対して、これらの制度が実効的なものになっているかについては継続的に検討していく必要があり、制度の更なる改善の可能性があることは否定されるものではない。

こうした「設計の古さ」への対応については、何かの制度を定めたから安全が確保されたということではなく、規制当局として、常に自らに対し、あるいは事業者のプラントの状態に対して、ある程度のレベルの安全性を有しているかということに対して疑いを持っているかが重要であり、こうしたことを個人の質に依存するのではなく仕組みとして落とし込んでいく必要がある。こうした取組を現時点で法令等で規定する具体的な制度に落とし込むことは困難であり、例えば、新知見とは何か、抜けがないのか等を議論する会合を設け、原子力事業者等にも説明を求めることを定期的に行っていく仕組みを構築することも考えられる。

### 3. 令和5年度第6回原子力規制委員会での議論

技術は日々進歩するものであり相対的に既存の技術との差は広がっていくことから、最新の技術と比較して劣っているところがないかという観点から対応していくことが重要であり、「設計の古さ」への対応については、バックフィット制度のようなトップダウン的なアプローチだけではなく、個々のプラントごとに確認するボトムアップ的なアプローチが必要と考えられる。また、その手法としては、対象となる最新の炉型を指定し、それに対するベンチマークを既設の発電用原子炉ごとに行い、“差分”を抽出するということを事業者に求め、それに対して規制当局がしっかりと確認・議論していく必要がある。また、こうしたボトムアップ的なアプローチがきっかけとなって、トップダウンに落とすバックフィットがなされる場合も考えられる。ただし、新規制基準は諸外国の例も踏まえて策定されたものであり、基準適合性を確認して時間経過もしていないことから、現時点でこうした比較を実施したとしても有意な差分が得られる可能性は低いと考えられる。

一方、こうしたボトムアップ的なアプローチだけではなく、常に“欠け (unknown-unknowns)”がないか継続的に見つけていく活動も必要と考えられ、「非物理的なもの」「物理的なもの」にかかわらず、事業者との様々な相互作用の中でこうした“欠け (unknown-unknowns)”を見出してく仕組みも構築する必要がある。

---

<sup>1</sup> 「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」(平成25年12月18日、原子力規制委員会決定)の3-2安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価(1)プラント設計において、プラントの設計及びその安全評価が、許認可条件、国内外の基準、要求事項等に照らして十分なものになっていることを評価する、としている。

#### 4. 「設計の古さ」への対応の考え方

##### (1) “差分”への対応

他プラントや新技術と設計比較により得られる“差分”に対しては具体的な議論として実施することが可能であり、以下のような対応が考えられる。

##### 【対応方針】

事業者に対して、安全性向上評価（中長期的な評価）の中で、他プラント・新技術との比較・ベンチマークを実施させ、その結果を基に公開の場で議論を行う会合を開催する。当該評価は個別の発電用原子炉に関するものであり、個別の発電用原子炉ごとに詳細に議論を行うために、原子力規制委員会と評価を行った事業者との2者間で行うこととする。

こうした個別の発電用原子炉ごとの議論を積み重ねた上で、なお、必要に応じて多様な立場・視点で有機的な議論を行うために、当該評価を行った事業者以外の事業者、事業者団体、ベンダーなどの評価を行った事業者以外の関係者も交えて議論することとする。

安全性向上評価については、原子炉等規制法第43条の3の29第1項の規定により評価が義務付けられているものであり、同条第4項において当該評価に係る方法等が原子力規制委員会規則で定める方法に適合していないと認めるときは当該評価に係る方法の変更を命令することができることとされている。これらの会合を通じて、事業者の取組状況に不十分な点があれば、変更を命ずることも視野にいれることも可能である。

また、これらの会合の結果として、対応すべき事項が明らかになった場合は、その安全上の軽重に応じて対応策を考えることとする。

なお、安全性向上評価において他プラント・新技術との比較・ベンチマークを実施するにあたって、ベンチマークの対象とするプラント・技術の選定やどのような観点でベンチマークを行っていくかの具体的な内容については引き続き検討が必要であり、これを実施するためにガイド等の改正が必要となる場合には、炉安審・燃安審に検討を指示した安全性向上評価制度の見直しの議論と整合的に進めていくこととする。

##### (2) “欠け (unknown-unknowns)”への対応

原子力安全に絶対安全はなく、常に完全とはならず欠けているところがあるとの認識<sup>2</sup>の下、こうした“欠け (unknown-unknowns)”がないかを事業者と規制当局の双方が常に意識し、それぞれが得られた情報について相互に議論していくこ

---

<sup>2</sup> 「継続的な安全性向上に関する検討チーム議論の振り返り」（令和3年7月30日）において、「現在の規制体系を完成品とは考えず、常に、何らかの欠け（改善し、追加すべき事柄）を見出しうるものとして扱う、ということである」と記載されている。

とで“欠け (unknown-unknowns)”がないかを確認していくことが重要である。そのため、規制当局と事業者とがこうした“欠け (unknown-unknowns)”がないかを定期的に議論する場を設けることが必要と考えられる。事業者との議論・対話の場としては既存の枠組みを活用することも考えられ、原子力部門の責任者や原子力エネルギー協議会 (ATENA) との議論の場である CNO 会議を活用することも考えられる。原子力エネルギー協議会 (ATENA) が参画することで、設計において経年的に生じる差異に着目して、プラントの脆弱性を把握して必要な対策を検討する等の活動の結果やベンダーの関与も期待できるものと考えられる。

また、この活動については、検討に用いる論文等題材を適切に集めるためにも、年1回程度の頻度で開催することを基本としつつ、対応が必要な案件が見出された場合には、機動的に開催することが考えられる。

<参考>

本資料中では便宜的に“欠け (unknown-unknowns)”という表現を用いているが、検討チームにおいてこの表現が適切なのかという問題提起がなされたことから、これに代わる言葉の候補を列挙する。

「欠け」の代替呼称

○不備・不足

○要改善

○unknown – unknowns

○潜在的課題／潜在的懸念

○充足／拡充／改善（点・策）