

パブコメセミナー：老朽原発の審査基準など

2023年7月29日（木）18：00～19：30
まさのあつこ（ジャーナリスト）

今日の話のポイント

- ・取材者としての視点
- ・今回のパブコメってなに？
- ・老朽原発に運転期間や規制がなぜ必要なのか？
- ・規制委員会は、何を基準に老朽化原発の安全性を審査するか
- ・6事象のうち原子炉圧力容器の中性子照射脆化については？
- ・ATENAだけ検討に参加、批判的検証を行ってきた外部専門家の知見は生かされず
- ・パブコメの前に、諦めない人のためのオススメ

老朽原発の規制はこれで大丈夫なのか？
あくまで取材した立場からの見方

- 従来制度（延長認可制度）について検証が全くなかった。
- 従来制度が踏襲されたが、より規制緩和になっていないか？
- 「運転期間」という絶対的な規制手段の代わりになり得るのか？
- 原発事業者の意見だけを聞き、外部専門家から意見を聞かなかった。
- 難解なのに、説明会も意見聴取会もなく、パブコメ。

今回のパブコメってなに？

原子炉等規制法（**現行法**）

第43条の3の32（**運転の期間等**）

発電用原子炉設置者がその設置した発電用原子炉を運転することができる期間は、当該発電用原子炉について最初に第43条の3の11第3項の確認を受けた日から起算して40年とする。

2 前項の期間は、その満了に際し、原子力規制委員会の認可を受けて、一回に限り延長することができる。

3 前項の規定により延長する期間は、20年を超えない期間であつて政令で定める期間を超えることができない。
(略)



GX脱炭素電源法に束ねられた改正・原子炉等規制法（**未施行**）

第43条の3の32（**発電用原子炉施設の劣化の管理等**）

発電用原子炉設置者は、その設置した発電用原子炉について最初に第43条の3の11第3項の確認を受けた日から起算して**30年を超えて**当該発電用原子炉を運転しようとする時は、**原子力規制委員会規則で定めるところにより**、あらかじめ、当該30年を超えて運転しようとする期間（10年以内に限る。）における当該発電用原子炉に係る発電用原子炉施設の劣化を管理するための計画（以下この条において「**長期施設管理計画**」という。）を定め、原子力規制委員会の認可を受けなければならない。

2 長期施設管理計画には、**原子力規制委員会規則で定めるところにより**、長期施設管理計画の期間、第5項の規定により実施した劣化評価（発電用原子炉施設の劣化の状況に関する技術的な評価をいう。以下この条において同じ。）の方法及びその結果、発電用原子炉の劣化を管理するために必要な措置その他**原子力規制委員会規則で定める事項**を記載しなければならない。

3～4（40、50、60年超の定めなので略す）

5 発電用原子炉施設設置者は長期施設管理計画を定め（略）、**原子力規制委員会規則で定めるところにより**、劣化評価を実施しなければならない。

6 原子力規制委員会は、第1項、第3項又は第4項の許可の申請が次の各号のいずれにも適合していると認めるときでなければ、これらの許可をしてはならない。（・・・続く）

原子力規制委員会規則で定める

=以下の1、2、3（行政手続法によるパブコメ）と4（任意のパブコメ）

1 手数料

<https://public-comment.e-gov.go.jp/servlet/PcmFileDownload?seqNo=0000256040>

2 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則等の一部を改正する規則

<https://public-comment.e-gov.go.jp/servlet/PcmFileDownload?seqNo=0000256041>

長期施設管理計画の申請（P10～）

長期施設管理計画に記載すべき事項等（P15～）

劣化評価（P18～）

長期施設管理計画の認可の基準（P20～）

縦書きで新旧対照表に書かれている

3 実用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準（パブコメはこれだけでいいかも）

<https://public-comment.e-gov.go.jp/servlet/PcmFileDownload?seqNo=0000256042>

規制委員会は、何を基準に老朽化原発の安全性を審査するか

4 実用発電用原子炉の長期施設管理計画の記載要領（余力があればこれも）

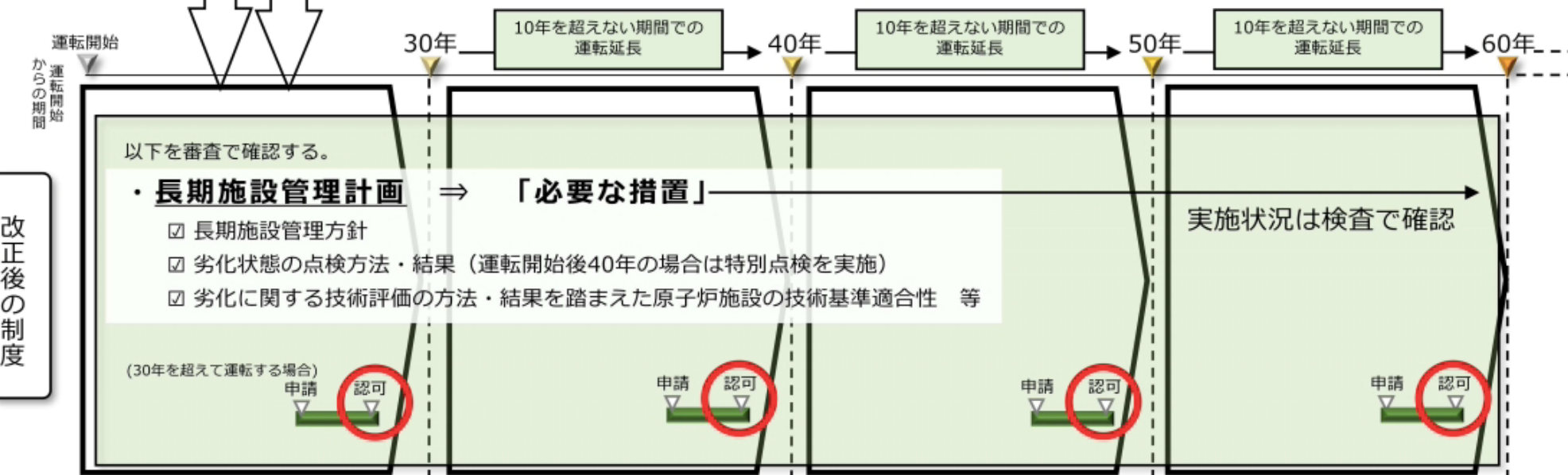
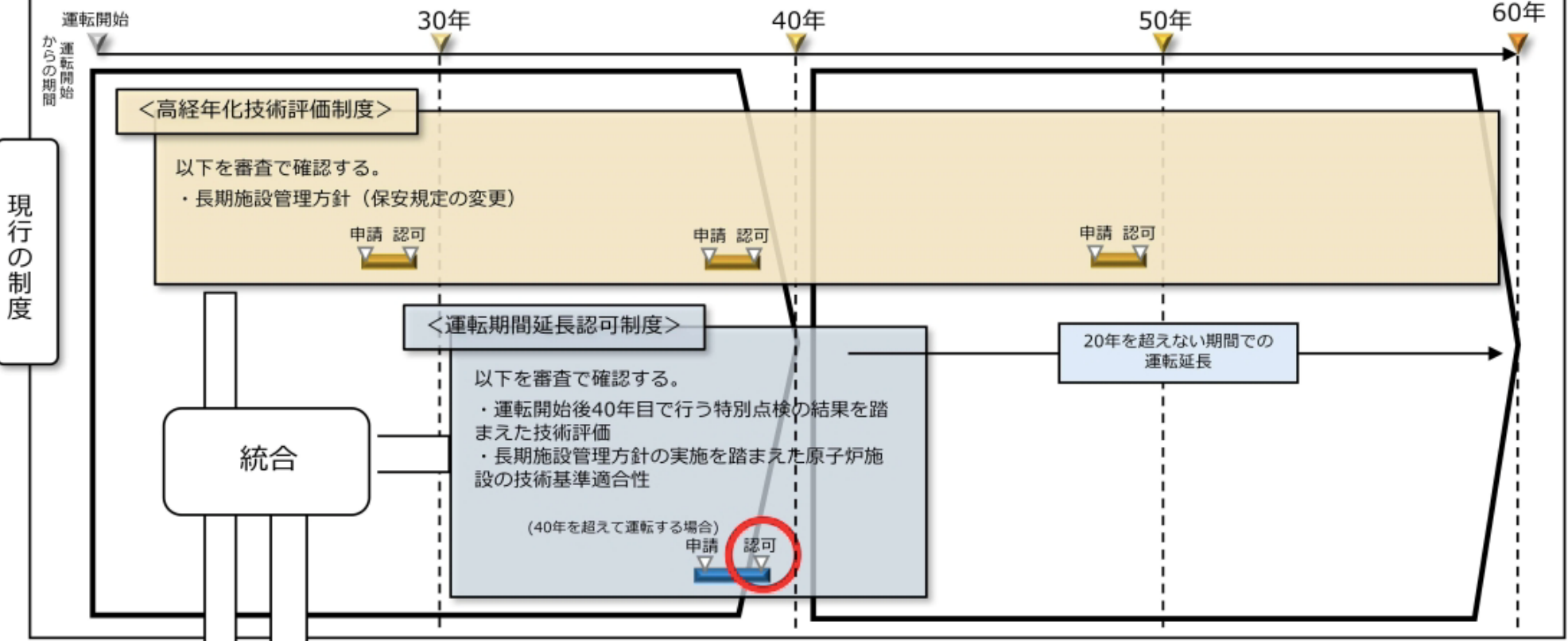
<https://public-comment.e-gov.go.jp/servlet/PcmFileDownload?seqNo=0000256168>

事業者は、審査される長期施設管理計画に何を記載しなければならないか

定めようとする命令などの題名	脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律の一部の施行に伴う实用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則等の改正案等
根拠法令条項	脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律附則第6条第1項等
行政手続法に基づく手続か	行政手続法に基づく手続
案の公示日	2023年7月6日
受付開始日時	2023年7月6日0時0分
受付締切日時	2023年8月5日0時0分
意見提出が30日未満の場合その理由	
意見募集要領（提出先を含む）	意見公募要綱 PDF 1、2、3（行政手続法によるパブコメ）
命令などの案	GX脱炭素電源法附則第4条第6項の規定により納付すべき手数料等の額を定める政令（案）（概要） PDF 实用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則等の一部を改正する規則（案） PDF 实用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準（案） PDF （←出すならこれだけでいいかも）
関連資料、その他	意見提出用紙 PDF 令和5年度第20回原子力規制委員会資料1 📄

定めようとする命令などの題名	実用発電用原子炉の長期施設管理計画の記載要領（案）	
根拠法令条項	—	
行政手続法に基づく手続か	任意の意見募集	
案の公示日	2023年7月6日	
受付開始日時	2023年7月6日0時0分	
受付締切日時	2023年8月5日0時0分	
意見提出が30日未満の場合その理由		
意見募集要領（提出先を含む）	意見公募要綱	PDF
命令などの案	実用発電用原子炉の長期施設管理計画の記載要領（案）	PDF
関連資料、その他	意見提出用紙	PDF （←余裕があればこれも）
	令和5年度第20回原子力規制委員会資料1 	

出典：原子力規制庁
 「高経年化した発電用原子炉の安全規制に関する検討状況」
https://www.nra.go.jp/NuclearRegulation/discussion_aging_reactor.html



従来の「運転期間延長申請・認可制度」と保安規定に基づく「高経年化技術評価制度」を統合するという考え方

- ◆ 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。

老朽原発パブコメまでの経緯

2023年2月8日 原子力規制委員会で石渡委員が法改正案に反対（以下、理由）

1. 今回の改変は、科学的技術的な新知見があつての法改正ではない
2. 運転期間を落とすのは安全側への改変と言えない。
3. 安全審査に時間をかけるほど、高経年化した炉を動かすので二律背反。
4. R2 見解は40年ルール削除を意味しない。
5. 60年目以降の高経年化評価制度が決まっていない。

（「部品が調達できない」「設計の古さ」を審査できるのか）

2023年2月15日 原子力規制委が「**発電用原子炉施設の劣化管理等に関する検討チーム**」を設置予定

→しかし、石渡委員「劣化を管理するための計画は事業者が定める」「我々の議題として「劣化管理等」というのはおかしい」

→片山長官「これまで**原子力規制委員会では「高経年化した発電用原子炉に関する安全規制の検討」という議題でずっと議論**いただいています」

→チーム名を「**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**」に変更して設置。

→それでも石渡委員は「論理的必然性で、法改正そのものに反対しましたので、これ（設置）には反対」

2023年2月22日～6月19日 計7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**」で検討

2023年7月5日 規制委が意見募集（パブコメ）案を了承。

2023年7月6日 パブコメ開始（8月4日24時まで）。

老朽原発に運転期間や規制が
なぜ必要なのか？

原発には設計寿命がある

2022年12月6日 参議院環境委員会

○辻元清美君 (略) 例えばこの最後のところ、中性子照射の脆化について、想定年数を四十年としてほとんどの原発が申請している。例えばですね、日本原子力発電東海第二原子力発電所、これ寿命末期、つまり四十年という記述が原子炉設置許可申請にあると思います。また、福島第一原発、これについては、変更設置申請にですね、設置変更申請にですね、発電所の耐用年数を三十年として当社は指示したが、メーカーは主要機器の設計耐用年数を四十年としている、このような記述はありますか。確認されていますか。

○原子力規制庁 (大島俊之君) お答え申し上げます。

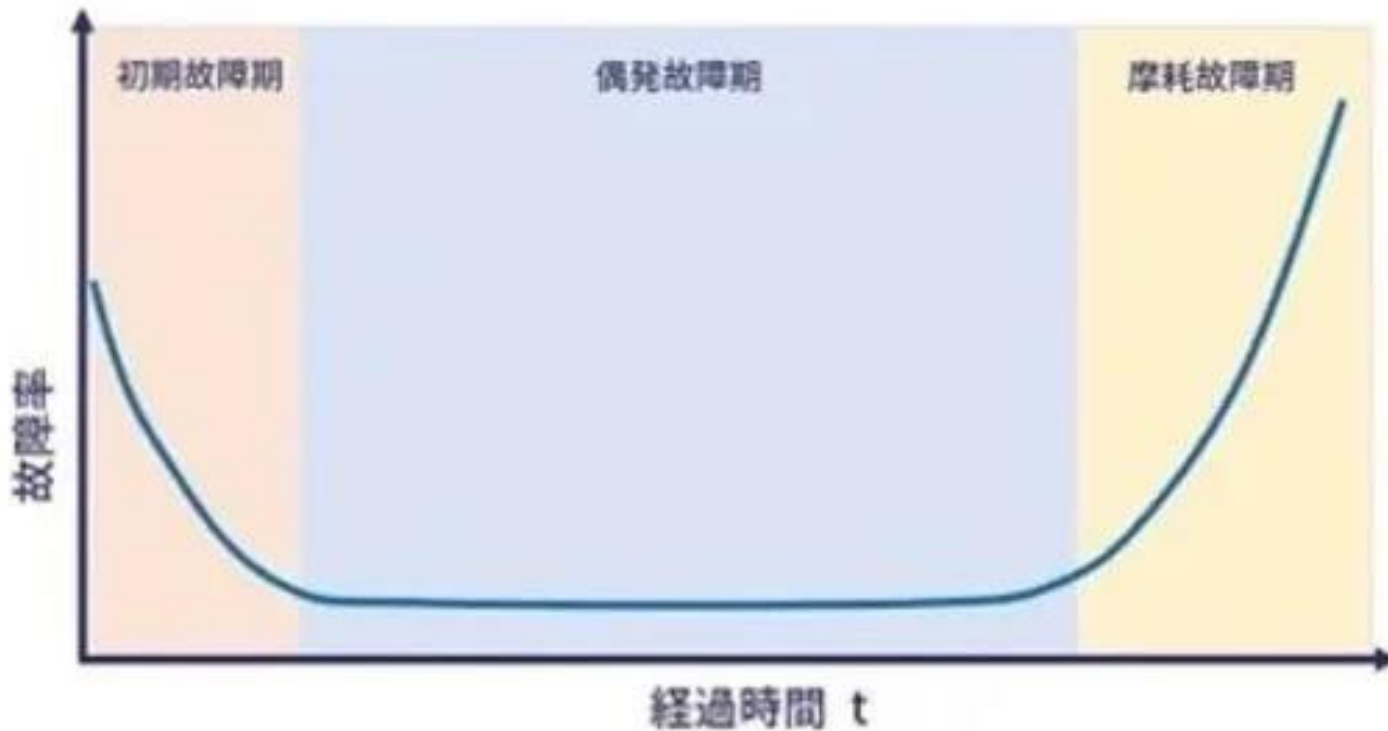
まず、日本原子力発電東海第二発電所についてでございますけれども、日本原子力発電東海第二発電所についてでございますけれども、昭和四十七年十二月の日本原電株式会社東海第二発電所原子炉設置許可申請第八十四部会参考資料に、寿命末期、つまり四十年後のNDT温度との記載があることは事実でございます。

また、東京電力福島第一原子力発電所についてでございますけれども、昭和四十五年一月の東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請三号炉増設第五十五部会参考資料には、当社は、発電所の耐用年数を三十年として指示したが、メーカーは原子炉安全、あつ、原子炉压力容器及び内部構造物、制御棒駆動機構、再循環ポンプの主要機器の設計耐用年数を四十年としているとの記載があります。

原発はケーブルは1700キロ、部品が1000万点あると言われている

バスタブ曲線

一般的な機械の故障の発生率（頻度）を示した曲線



インターネット“バスタブ曲線”、“FUKUDA”より

○記者 巨大プラントでは電気接続部が恐らく数百万か所あるそうなのですね。プラントの保全技術や制御設計などを30年間やってきた方によれば（略）施工不良があった場合、程度の悪い施工不良は初期段階一、二年で顕在化（略）年数がたつてくると故障が大きくなって施工不良と劣化が明らかになってくるということで、**数百万か所の電気接続部に関しては、全部は当然見られない**

○山中委員長 少なくとも原子力発電所の様々なトラブルがそのバスタブカーブを取るかということ、これはIAEA（国際原子力機関）等の調査によると、**そういうバスタブカーブは取らない**（←2023年4月25日原子力規制委員長会見）

↑ **こんな調査はなかった。嘘だった。**

原子力規制委「バスタブ理論は原発では取らない」発言の根拠

<https://note.com/masanoatsuko/n/nbe8b1583f790>

規制委員会は、何を基準に老朽化原発の安全性を審査するか

部品をより細かく点検するのか？

○記者 フリーのまさのです。委員長、10月12日の会見で、老朽原発の安全確認で一番ハードルが高いものということで三つ挙げられておられます。**圧力容器、ケーブル、コンクリート**で、今度その注視して見ていきたいところということで聞かれて、11月2日には、その三つに加えて、**配管と電気部品**ということもおっしゃられています。**配管**についてなんですけれども、一つの原発で、**延長距離が120キロ、数にして5万本ある**と伺っているんですけれども、今現在だと、40年の延長の議論のときに、どれぐらいの確認を行っているのか。

それで今後厳しくなりますと、**30年、そして10年ごとで厳しくなる**といったときは、これは一体何kmを何万本分確認するという規則に、法令になるんでしょうか。

○山中委員長 詳細な議論というのは、多分これから設計をしていかないといけない（略）

令和4年11月9日 原子力規制委員会記者会見録

<https://www.nra.go.jp/data/000409845.pdf>

規制委員会は、何を基準に老朽化原発の安全性を審査するか
蓋を開けると・・・

実用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準

<https://public-comment.e-gov.go.jp/servlet/PcmFileDownload?seqNo=0000256042>

P8~9

(2)経年劣化に関する技術的な評価

以下の主要6事象は必ず抽出されていること。(主要6事象)

- ・ 低サイクル疲労
- ・ 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
- ・ 電気・計装品の絶縁低下
- ・ コンクリート構造物に係る強度低下及び遮蔽能力低下

ざっくり言うと、機器・構造物を抽出（圧力容器、ケーブル、コンクリート、配管、電気部品）→グルーピングをして代表機器を選び→各部材の経年劣化事象を抽出して評価

コメント例：6事業だけでいいのか？代表機器だけでいいのか？見落としがあって事故が起きた場合の責任を明確に規則に書くべきではないか？

6 事象のうち原子炉压力容器の中性子照射脆化については？

原子力エネルギー協議会 (ATENA) と異口同音



2023年2月22日(水)第1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 (筆者撮影)

<https://note.com/masanoatsuko/n/n8ddc9615ab40>

2023年4月14日「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」にて筆者撮影

<https://note.com/masanoatsuko/n/n2115226722>

中性子照射脆化と加圧熱衝撃（PTS）事象の関係 とATENAの要望（←規制庁は「科学的事実」と呼ぶ）

PRV = 原子炉容器
PWR = 加圧水型炉
BWR = 沸騰水型炉

- RPVは**中性子照射**を受けると、粘り強さ（靱性）が低下する。
- 事故などで緊急炉心冷却水が原子炉を冷やそうとすると、靱性が低下したRPVには「**加圧熱衝撃事象（PTS事象）**」が起きる。
（熱したガラスのコップなら割れる。原子炉なら冷却水で冷やされた側だけが収縮して破壊）
- チームに参加した**原子力エネルギー協議会（ATENA）**は以下をプレゼン（事実上の要望）
 - RPVは運転に伴い中性子の照射を受けて、徐々に経年変化が進行していくことを踏まえ
 - 適切な照射量の間隔で監視試験を計画・実施
 - 原子炉の設計（PWR／BWRの照射量の差など）に応じた監視試験の計画・運用
 - BWRは構造・システム構成からPTS事象が発生しない。
- 上記のATENA要望に従い、**規制委員会はパブコメ案で**
 - 共用期間中の監視試験の計画を示すこと
（実用発電用原子炉施設の長期施設管理計画等に係る記載要領）
 - 加圧熱衝撃により原子炉圧力容器が損傷するおそれのある場合、加圧熱衝撃評価の結果、原子炉圧力容器の評価対象部位において静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ること
（審査基準）

= 運転停止期間は脆化しない
= BWRはPTS事象評価不要

まとめ（プラント状況を考慮した監視試験の計画・運用の適正化）

11

実機状況を考慮した監視試験の計画・運用（1 / 2）

9

＜原子炉の設計に応じた監視試験の計画・運用＞

- PWRプラントとBWRプラントでは、原子炉の設計の差異から供用期間中に受ける中性子照射量が異なることを踏まえた監視試験計画を立案し・運用している（P.3、4参照）
- また、BWRプラントで想定される照射量はPWRに比べて 10^2 程度小さく、想定される運転期間における照射量の領域において十分なデータが取得されている。

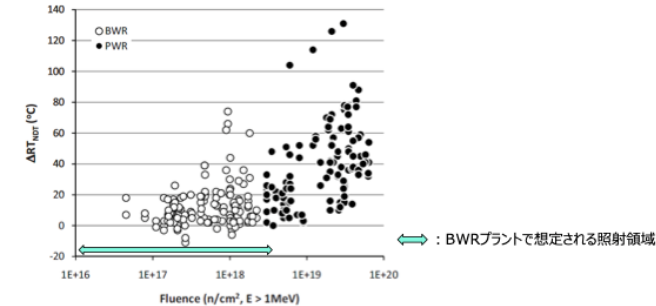


Fig. 5 Transition temperature shifts of BWR and PWR plants with neutron fluence ※1

実機状況を考慮した監視試験の計画・運用（2 / 2）

10

- BWRプラントでは、加速試験用カプセルを装荷・試験しており、加速試験データより長期運転で予想される照射量が包絡されるとともに、これまでに取得された監視試験データ（加速試験結果を含む）の傾向において、鋼材の不純物成分（Cu含有率他）が低く抑えられ、中性子照射脆化に対する感受性の低い国内のBWRプラントにおける関連温度移行量は十分に低い値であることが示されている。

BWRプラントの監視試験データの傾向※2

原子炉の設計に応じた監視試験計画・運用とすることが望まれる

- RPVは、運転に伴い中性子の照射を受けて徐々に材料の靱性（粘り強さ）が低下するため、経年変化の進行程度を把握して、計画的に健全性を確認することにより管理していくことが重要である。
- 原子炉の設計に応じた監視試験カプセル数を装荷しているが、数量は有限であること、RPVは運転に伴い中性子の照射を受けて、徐々に経年変化が進行していくことを踏まえ、科学的・技術的な観点に基づく規制・ガイドが整備されることをATENAとして要望する。
 - ✓ 定格負荷相当年数（EFPY）に基づき適切な照射量の間隔で監視試験を計画・実施。
 - ✓ 原子炉の設計（PWR/BWRの照射量の差など）に応じた監視試験の計画・運用。
- プラント状況を考慮した監視試験の計画・運用の適正化を図ることにより、監視試験データの充実化・蓄積にもつながり、RPVの健全性を評価する際の信頼性向上さらにはプラントの安全性向上にも資すると考える。

PRV = 原子炉容器
PWR = 加圧水型炉
BWR = 沸騰水型炉

出典：
<https://www.nra.go.jp/data/000424257.pdf>



記載要領案の記載イメージ(4)

実用発電用原子炉施設の長期施設管理計画等に係る記載要領(仮称)

(「劣化評価の方法」の続き)

中性子照射脆化に係る健全性評価及び追加保全策の抽出に当たっては以下を反映し、記載すること。

削除

原子炉等規制法第43条の3の32の規定による運転することができる期間の延長を行う発電用原子炉に係る運転開始後40年を迎える高経年化技術評価においては、運転開始後30年を経過する日から10年以内のできるだけ遅い時期に監視試験片を取り出し、監視試験を行うこと。なお、監視試験片の取り出し時期は、試験等に要する期間(3年程度を目安)を考慮した上で、3. 3①口の申請書の提出期限に最も近い定期事業者検査(原則として計画外の原子炉停止によるものを除く。)の時期とすること。

運転開始後50年を迎える高経年化技術評価においては、運転開始後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、監視試験を行うこと。

・供用期間中の監視試験の計画を示すこと。【新規】

また、加圧水型軽水炉について、これら監視試験結果に基づく健全性評価等を行うに当たっては、以下の事項を反映し、記載すること。

- ・監視試験片の中性子照射量に相当する運転経過年数を算出すること。算出に当たっては当該年数が過大なものとならないよう、将来の設備利用率の値を80パーセント以上かつ将来の運転の計画を踏まえたより大きな値を設定すること。
- ・照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価及び照射脆化の将来予測を保守的に行うことができる方法による評価を行うこと。
- ・原子炉容器炉心領域内表面から深さ10ミリメートルの部位における破壊靱性値を用いた加圧熱衝撃評価を行うこと。

【記載の考え方等】

・<実施ガイド>において、監視試験片の取り出し時期については、現状は暦年で特定の時期に取り出すこととしているが、中性子照射脆化の程度が照射量に依存すること、PWRとBWRの照射量の1～2桁程度違うこと等を踏まえ、監視試験の計画やその結果を記載させた上で、その技術的な妥当性を確認する。

出典資料4-2「実用発電用原子炉施設の長期施設管理計画等に係る記載要領(仮称)」の記載イメージ(案)」

<https://www.nra.go.jp/data/000424280.pdf>

中身の是非に加えて、あらかじめシナリオが決まっていた学芸会の様相・・・

実際の記載要領は？

4 実用発電用原子炉の長期施設管理計画の記載要領

<https://public-comment.e-gov.go.jp/servlet/PcmFileDownload?seqNo=0000256168>

P7

3. 実用炉規則第113条第1項第6号の「発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置」
 - ① 劣化管理に係る施設管理等の項目及び当該項目ごとの実施時期を記載すること（現状の施設管理等に関することを含む。）。
 - ② 上記2の劣化評価を踏まえた施設管理を記載すること。
 - ③ 監視試験の計画を記載すること。

コメント例：

- ・中性子照射脆化の評価は、運転開始後30年を経過する日から10年以内のできるだけ遅い時期、運転開始後40年、50年、60年を経過する日から10年以内のできるだけ遅い時期に監視試験片を取り出し、監視試験を行うこと。（理由：運転期間停止中に劣化が進まないことを証明するデータは示されていない）
- ・監視試験片の再生は行わないこと。（母材、溶接部、熱影響部のうち後者2つは小さ過ぎて再生できないとの指摘がある）
- ・劣化管理に必要な項目や実施時期を事業者の裁量で記載すればよいのでは規制緩和になる。

【参考】

2023年4月13日第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で
「**BWRプラントにおける非延性破壊に対する評価について** | **ATENAが**

- BWR・ABWRプラントでは、RPV等の構造・システム構成から供用状態C、Dにおいて、PTS事象のような非延性破壊に対して厳しい事象は存在しないこと、非延性破壊に対する評価の結果、応力拡大係数に対し破壊靱性は十分な裕度を有することを確認している。

BWRプラントにおける非延性破壊に対する評価の考え方

5

- BWR・ABWRプラントにおいては、以下の通りRPV等の構造・システム構成からPTS事象が発生することはない。
 - ✓ 注水する系統のノズルにはサーマルスリーブ他が設けられており、冷水が直接炉壁に接することがない（次頁参照）。
 - ✓ 自由水面を持ち、飽和圧力・温度の関係にあり、原子炉圧力は蒸気温度の低下に伴い減少するため、高圧状態のまま冷却されることがない。
 - ✓ RPVと炉心の間に十分な間隔があり、供用期間中の中性子照射量が低く抑えられる設計としている。
- また、破壊力学評価の結果からも、RPV鋼材は十分な破壊靱性を有していること、供用状態A及びBに対する評価で代表可能であることが確認できていることから、JEAC4206においても、BWR・ABWRプラントに対するPTS事象に対する評価は対象外として扱われている（評価不要）と認識している。



BWRプラントにおける非延性破壊に対する評価に関する検討状況を説明する

ATENAは、
BWRやABWRは冷却水によるPTS事象が発生しないので「評価不要」と確認したと主張（要望）。

BWR = 沸騰水型炉
ABWR = 改良型沸騰水型炉

出典
<https://www.nra.go.jp/data/000426685.pdf>

【参考】 2023年3月23日第3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で
 規制庁がATENAに1ヶ月、先んじて、加圧熱衝撃事象について規制緩和イメージ案提示



審査基準案の規定イメージ(6)

実用発電用原子炉施設の長期施設管理計画の審査基準(仮称)

【規定の考え方等】

○劣化評価の結果

・劣化評価の結果、長期施設管理計画の期間において、同評価の対象となる機器・構造物が下表に掲げる要求事項(以下「要求事項」という。)に適合すること、又は同評価の結果、要求事項に適合しない場合には長期施設管理計画の期間における原子炉その他の設備に係る劣化管理のために講ずる措置の実施を考慮した上で、長期施設管理計画の期間において、要求事項に適合すること。

・<運転延長認可審査基準>と同様の内容の要求事項とする。ただし、中性子照射脆化の要求事項のうち、加圧熱衝撃評価については、加圧水型原子炉のみに適用するように見直す。

加圧水型炉 (PWR) に適用
 沸騰水型炉 (BWR) に適用しない

評価対象事象又は評価事項	要求事項
低サイクル疲労	○健全性評価の結果、評価対象部位の疲れ累積係数が1を下回ること。
中性子照射脆化	○加圧熱衝撃により原子炉圧力容器が損傷するおそれのある場合、加圧熱衝撃評価の結果、原子炉圧力容器の評価対象部位において静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ること。 ○原子炉圧力容器について供用状態に応じ以下を満たすこと。ただし、上部棚吸収エネルギーの評価の結果、68J 以上である場合は、この限りでない。 ・延性亀裂進展性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回る

出典：資料4-3「実用発電用原子炉施設の長期施設管理計画の審査基準（仮称）」の規定イメージ（案）」

<https://www.nra.go.jp/data/000424272.pdf>

実際の審査基準は？

表2 評価対象事象ごとの判定基準

实用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準

<https://public-comment.e-gov.go.jp/servlet/PcmFileDownload?seqNo=0000256042>

P11

3)技術評価の結果 (略)

c. 技術評価の結果、長期施設管理計画の期間において、技術評価の対象となる機器・構造物が表2に掲げる判定基準を満足すること。

d. 上記 c.の判定基準を満足しない場合には、長期施設管理計画の期間における原子炉その他の設備に係る劣化の管理のために必要な措置の実施を考慮した上で、長期施設管理計画の期間において判定基準を満足すること。

評価対象事象又は評価事項	判定基準
低サイクル疲労	○健全性評価の結果、評価対象部位の疲れ累積係数が1を下回ること。
中性子照射脆化	○加圧熱衝撃により原子炉圧力容器が損傷するおそれのある場合、加圧熱衝撃評価(※)の結果、原子炉圧力容器の評価対象部位において静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ること。 ○原子炉圧力容器について供用状態に応じ以下を満たすこと。ただし、上部棚吸収エネルギーの評価の結果、68J以上である場合は、この限りでない。 ・延性亀裂進展性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回る

コメント例：

・表2 中性子照射脆化の判定基準について、「損傷するおそれのある場合」を判断するのが事業者であれば、規制として不十分なので、削除すべき。監視試験は暦年で行うべきだ。

・「c. 技術評価の結果、長期施設管理計画の期間において、技術評価の対象となる機器・構造物が表2に掲げる判定基準を満足すること」としながら、「d. 上記 c.の判定基準を満足しない場合には(略)、長期施設管理計画の期間において判定基準を満足すること」とするのは、意味をなさないので「d」は削除。

40年目の特別点検はこれでいいのか？

实用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準

<https://public-comment.ervlet.gov.go.jp/servelet/PcmFileDownload?seqNo=0000256042>
P6~7

表1 特別点検の実施項目

○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
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
	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
	炉内計装筒 (BMI)(全数)	応力腐食割れ
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
	プレストレストコンクリート製原子炉格納容器	強度低下及び遮蔽能力低下
○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		強度低下及び遮蔽能力低下

対象の機器・構造物	対象の部位	着目する劣化事象
原子炉圧力容器	母材及び溶接部 (ジェットポンプライザーブレスアーム溶接部を含む。)(蒸気乾燥器、気水分離器、ジェットポンプベ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
	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
	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
	ドレンノズル	腐食
	基礎ボルト(全数)	腐食
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
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ペロ	腐食

支持するコンクリート構造物

○沸騰水型軽水炉について

	ーズ	腐食	OUTによるボルト内部の欠陥の有無の確認
	サプレッションチャンパー支柱基礎ボルト(全数)		
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

又はECTによる欠陥の有無の確認	○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
	○目視試験(VT-1)による内面の確認
	○OUTによるボルト内部の欠陥の有無の確認
	○目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認
	○目視試験(VT-1)による内外面の確認

長期施設管理計画の枠の外に落ちた問題

審査基準策定プロセス問題

- ・ ATENAだけが検討に参加。
- ・ 批判的検証を行ってきた外部専門家の知見や裁判で判明したことは生かされず。

バックフィット／人材／設計の古さ問題

・バックフィットで老朽原発をアウトにする気があるのか？

伴委員「（略）規制側が必要なタイミングで、必要なバックフィットを確実にかけることができるという前提になっていると思います。正直、私はそこに自信はありません」「なぜならば、プラントの状況を一番把握しているのは事業者です」、「我々には分からない部分があるだろう」

（第3回 3月23日議事録<https://www.nra.go.jp/data/000427549.pdf>）

例えば1Fを教訓に、事故による汚染水問題が絶対に起きないようにするための規制をバックフィットできるのか？

・老朽原発をコントロールできる人材はいるのか？

伴委員「もう数十年来一度も動かしたことの無いような、要は常用系じゃない設備ってありますよね。そういうのって、一度も動かしてなくていいんですかね。（略）1F事故のときの1号機を見たら、要はアイソレーションコンデンサの設計がよくなかったから、インターロックかかって、弁が閉まっちゃったわけでしょう。（略）操作員も運転員もICが動いているのか定かではなかった。だから使いこなせる状況ではなかった（略）。設備自体が非常に長い時間の間で使われていないものをきちんと動作するのか、さらに人間の側が使えるのかというようなチェックはどこでするんですかね。

（第3回 3月23日議事録<https://www.nra.go.jp/data/000427549.pdf>）

④ 「設計の古さ」への対応イメージ

国内外の事故・トラブル情報、規制動向、安全研究等から得られた知見

対応が必要なレベルの「設計の古さ」を認知

バックフィット

規制の水準を引き上げることで相対的に「古い設計」に対応
(例) 重大事故を想定していなかった「古い設計」に対して重大事故対策を要求

施設管理

将来的な基準適合性を維持するため、通常保全に加え、劣化を管理するための追加保全を抽出・実施

長期施設管理

安全性向上評価

自然ハザード等の外環境の変化に対する評価や経年劣化が効果的に管理されているか（製造中止品管理を含む）などを評価

14

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7月13日 原子力規制庁

<https://www.nra.go.jp/data/000427506.pdf>

裁判で判明した問題

「試験データを逐一確認する法令上の義務はない」、「人的物的資源が限られているので膨大なデータを確認するのは現実的でなく、審査の充実性を阻害する」、「規制委は事業者品質保証を課しているの信頼性が担保されている」（高浜原発1・2号炉と美浜原発3号炉の運転期間の延長認可、設置変更許可、工事計画認可、保安規定変更認可の取り消しを求める裁判における原子力規制委員会の準備書面（2019年10月9日）

原発メーカーに事故責任を負わせなくていいのか？

- ・ 設計耐用年数は何のため？
- ・ 建設当時からケーブルの接続施工不良だった（はんだ付け箇所は確認さえ未実施）高浜原発2号機
- ・ 原発メーカーに事故責任を負わせたら、60年超を認めるだろうか？（原子力損害賠償法第3条 原子炉の運転等により原子力損害を与えたときは、当該原子炉の運転等に係る原子力事業者がその損害を賠償する責めに任ずる）

7月5日原子力規制委員長定例記者会見 (<https://www.nra.go.jp/data/000440198.pdf>)

記者：炉規法の改正で、運転期間がなくなるということに対して大変反対も多かったので、パブコメをする以上は説明会・意見聴取会などが必要ではないか。

山中委員長：特段公開の説明会等は現在考えておりませんが、今後も引き続き分かりやすい資料の説明、分かりやすい情報発信については心がけていく。

記者：事業者だけには意見を聞いていますけれどもそれはなぜでしょうか。

山中委員長：もちろんその規制対象になる事業者の意見を聞くというのは当然のことです。ございますけれども、パブリックコメントという形で一般の国民の方々から意見をいただくという、そういう形で一般の方の意見を受け入れたいというふうに思っております。丁寧に答えさせていただきたいというふうに思っております。

記者：（略）山中委員長は繰り返し暦年で評価しますと言っていましたが、実際には中性子照射脆化については、（略）中性子照射量に応じ行うという（略）、暦年ではなくなったことについての御見解を

山中委員長：（略）中性子照射量できちんと区別をして照射脆化の評価をする必要があるかと思っておりますので、暦年でやりますと全く止まっている期間中は中性子照射脆化は起こりませんので、同じデータが二つ取れてしまうということになりますので、あまりそれは意味がないことであると。従って実効性のある評価として、中性子照射脆化については中性子照射量で評価をしようという、そういう結論になったわけでございます。

コメント例：審査基準の策定プロセスについて

矮小化された劣化評価方法や結果とともに
長期施設管理計画に記載されて申請されていれば、
原子力規制委員会はそれを認可せざるを得ない。

「運転期間」という絶対的な規制手段の代わりになり得ない。

パブコメを出す前に、諦めない人のためのオススメ
地元国会議員へのロビー活動<ハードル高し>

**「原子力規制委員会／規制庁にパブコメにかかっている
長期施設管理計画の審査基準等をヒアリングしてください。
私たちも同席させてください！」**