

# 川内原子力発電所の運転期間延長の 検証に関する報告書

令和5年5月

鹿児島県原子力安全・避難計画等防災専門委員会

## 目 次

1	はじめに	1
2	本委員会における検証の考え方	2
3	検証結果総括	4
4	個別の検証結果	10
(1)	特別点検結果	10
①	原子炉容器	10
②	原子炉格納容器	12
③	コンクリート構造物	14
(2)	劣化状況評価結果	16
①	低サイクル疲労	16
②	中性子照射脆化	19
③	照射誘起型応力腐食割れ	22
④	熱時効	24
⑤	絶縁低下	26
⑥	コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下	28
(3)	組織の運用体制及び担当者の教育体制	32
①	事故・故障等の防止	32
②	人材の力量維持	35
5	むすび	37
6	資 料	38
(1)	専門委員会委員名簿	38
(2)	分科会委員名簿	40
(3)	専門委員会設置要綱	41
(4)	分科会運営要領	42
(5)	専門委員会検証の経過	43
(6)	分科会検証の経過	44
(7)	運転期間延長認可制度の概要	46
(8)	分科会における質疑応答	65

## 1 はじめに

本委員会は、令和3年12月、鹿児島県（以下、「県」という。）から川内原子力発電所の運転期間延長に関する科学的・技術的な検証を依頼され、川内原発の特別点検、劣化状況評価、施設管理方針等に関して、本委員会に「川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会」を設置した。

分科会は、破壊力学・損傷力学・材料強度学・溶接力学、地震工学・耐震工学、建築材料・コンクリート工学、プラント、原子力発電の国際情報、原子炉熱流動・安全工学、照射損傷・原子炉材料工学を専門とする学識経験者7名で構成されており、令和4年1月から令和5年4月にかけて12回の会合を行い、九州電力が実施した川内原子力発電所の施設や設備等の運転延長に係る試験、点検、評価の方法や結果を確認し、それぞれの専門的な見地から検証を行った。

その結果は、令和5年4月26日に開催した第20回鹿児島県原子力安全・避難計画等防災専門委員会において報告された。

本委員会においては、分科会の検証に加えて、令和4年7月から令和5年5月にかけて5回の会合を行い、川内原発の運転期間延長に必要な組織の運用体制や担当者の教育体制等に関する検証を行った。

本委員会は、令和3年12月に県から依頼のあった川内原子力発電所の運転期間延長に関する科学的・技術的な検証について、分科会における検証も含め、本報告書によりその結果の報告を行うものである。

県は本委員会の報告を踏まえて、今後、原子力規制委員会及び九州電力に対して厳正な対応を要請することとされているため、本委員会としてそれら要請事項を明確化するために必要な事項を本報告書から抜粋し、別途「県に対する意見」として取りまとめた上で、本報告書と併せて県に提出する。

県におかれては、原子力規制委員会及び九州電力に対する要請に当たっては、本委員会の意見を十分に尊重していただきたい。

令和5年5月  
鹿児島県原子力安全・避難計画等防災専門委員会

## 2 本委員会における検証の考え方

- (1) 一昨年12月に開催した第16回専門委員会において、県からの依頼を本委員会としても了承した「川内原発の運転期間延長についての科学的・技術的な検証」を行う。
- (2) 川内原発の特別点検、劣化状況評価、施設管理方針等に関しては、本委員会が設置した「川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会」からの報告をもって検証を終了し、本委員会として分科会が行った検証を尊重する。
- (3) 本委員会は、川内原発の運転期間延長に関し、これまで第17回から第19回委員会にかけて議論を行ってきたとおり、川内原発の運転期間延長に必要な組織の運用体制や担当者の教育体制等に関する検証を行うこととする。
- (4) 本委員会としての検証結果を県に報告するため、分科会検証報告に本委員会における検証結果を加えた形で、県に提出する報告書を作成する。
- (5) 専門委員会報告書の構成は、分科会検証報告書の構成も踏まえ、次のようなフレームとする。

(報告書フレーム)

- (1) はじめに
  - (2) 検証の考え方
  - (3) 検証結果総括（検証結果・留意すべき事項）
  - (4) 個別の検証結果（まとめ・確認した事項・留意すべき事項・その他）
  - (5) むすび
  - (6) 資料
- (6) 県から原子力規制委員会及び九州電力に対する要請事項を明確化するため、報告書の内容から必要な事項を抜粋し、別途「県に対する意見」として取りまとめた上で、同意見も含めて報告書として県に提出する。
  - (7) 「県に対する意見」等については、県から原子力規制委員会及び九州電力に対して要請が行われた後、本委員会として状況のフォローを行う。

※ その他、本委員会は、運転期間延長検証の終了後においても、継続して、川内原発の安全性等に関する事項について確認・検証を行う。

なお、分科会における検証の取りまとめ方針は下記のとおりである。

分科会は、第1回分科会で確認した検証の目的・趣旨を踏まえ、川内原発の運転期間延長について、特別点検結果や劣化状況評価等の科学的・技術的な検証を行い、主に以下の点に留意し、検証結果を取りまとめた。

なお、検証に当たっては、原則として、運転期間延長の可否を判断するものではないとの考え方のもと、科学的・技術的見地から安全性について評価を行った。

- (1) 規則等による規制要求に従って行われた特別点検や劣化状況評価において、十分な科学的・技術的な説明が聴取できたか。
- (2) 特別点検結果が劣化状況評価に生かされたか。
- (3) 劣化状況評価において、これまでの高経年化技術評価の結果やその後の新知見が生かされたか。
- (4) 施設管理方針は劣化状況評価を適切に反映しているか。
- (5) 原子力規制委員会による運転期間延長に係る審査において、安全性向上の観点から要請すべき事項があるか。
- (6) (5)において、特に川内原発特有の観点は何か。
- (7) 運転期間延長に関して、九州電力や原子力規制委員会に対して安全性向上の観点から、知見の拡充など科学的・技術的に要求する項目は何か。

【参考】国の発電用原子炉の運転期間延長認可申請制度の概要（詳細はP46以降）

- 原子炉等規制法において、発電用原子炉を運転することができる期間は、運転開始から40年とされ、その満了に際し、原子力規制委員会の認可を受けた場合は、1回に限り、20年を上限として延長することができることとされている。〔炉規法第43条の3の32〕
- 運転期間延長認可申請は、発電用原子炉の運転期間満了日から起算して1年前の日までに申請しなければならない。〔実用炉則第113条第1項〕
- 運転期間延長認可申請には、以下の書類を添付することが求められている。〔実用炉則第113条第2項〕
  - ① 申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のための点検（『特別点検』）の結果を記載した書類
  - ② 延長しようとする期間における運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価（『劣化状況評価』）の結果を記載した書類
  - ③ 延長しようとする期間における原子炉その他の設備に係る施設管理方針を記載した書類
- 実用炉規則に定める運転期間延長に係る認可の基準は、「延長しようとする期間において、原子炉その他の設備が延長しようとする期間の運転に伴う劣化を考慮した上で技術基準規則に定める基準に適合するもの」であること。〔実用炉則第114条〕
- 運転期間延長認可の申請、審査について、原子力規制委員会では「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」及び「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準（※）」を策定。

※審査基準における主な経年劣化事象（6事象）

- ①低サイクル疲労 ②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コンクリートの強度低下・遮蔽能力低下

### 3 検証結果総括

本委員会では、「川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会」を設置し、川内原子力発電所1号機及び2号機の運転延長に係る、特別点検、劣化状況評価及び施設管理方針について科学的・技術的に検証を行った。

また、本委員会においては、川内原発の運転期間延長に関し、川内原発の運転期間延長に必要となる組織の運用体制や担当者の教育体制等に関する検証を行った。

その結果、九州電力において、原子力規制委員会の「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」や「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」等に基づき、特別点検の実施、劣化状況評価及び施設管理方針の策定がそれぞれ適正になされていることを確認した。

また、九州電力の組織の運用体制や担当者の教育体制について、事故・故障等の防止や人材の力量維持に取り組んでおり、安全性の確保のため必要な措置が取られていることを確認した。

ただし、それぞれの項目において、今後の安全性の更なる向上に資する留意すべき事項が認められた。

#### (1) 特別点検

分科会では、九州電力が、原子力規制委員会の「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」に基づき実施した原子炉容器、原子炉格納容器、コンクリート構造物を対象とした特別点検について確認を行った。

- ・ 原子炉容器

炉心領域、一次冷却材ノズルコーナ一部及び炉内計装筒について、非破壊検査又は目視試験を実施した結果、有意な欠陥はないことを確認した。

- ・ 原子炉格納容器

原子炉格納容器鋼板について、目視試験を実施し、原子炉格納容器の構造健全性又は気密性に影響を与える塗膜の劣化や腐食なく、健全であることを確認した。

- ・ コンクリート構造物

コンクリート構造物について、採取したコアサンプルにより各種試験を実施し、その点検結果からコンクリートの健全性に影響を与えるような劣化が認められないことを確認した。

#### 【留意すべき事項】

- ・ 原子炉容器について、非破壊検査方法の高度化や検査員の力量の向上はもとより、新しい検査手法の開発や研究に積極的に取り組むことが必要である。
- ・ 原子炉格納容器について、原子炉格納容器鋼板の構造健全性や気密性評価は継続的に行うことが必要である。
- ・ コンクリート構造物について、内部コンクリートの放射線照射量の多い部分、及び長期加熱を受ける部分の健全性に関しては経過観察が必要である。

(2) 劣化状況評価及び施設管理方針

分科会では、九州電力が、原子力規制委員会の「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」に基づき実施した劣化状況評価を確認した。また、劣化状況評価を踏まえ、今後の施設の保全について策定した施設管理方針について確認した。

なお、九州電力は、運転期間延長認可申請において、対象機器毎に劣化状況評価を実施しており、分科会では、これらの評価結果を、ガイドに示された以下の主な経年劣化事象毎に確認した。

- ・ 低サイクル疲労  
原子炉容器等における供用期間中の繰り返し応力に対し疲労割れが問題となる可能性が低いことを確認した。
- ・ 中性子照射脆化  
監視試験片を用いた各種試験結果に基づき評価を実施し、運転開始後 60 年時点においても必要な破壊靱性があること等を確認した。
- ・ 照射誘起型応力腐食割れ  
バッフルフォーマボルト等の損傷予測評価を行った結果、運転開始後 60 年時点までに損傷が発生する可能性が低いことを確認した。
- ・ 熱時効  
脆化予測モデル(H3T モデル)を用いて一次冷却材管の破壊力学的手法による亀裂の安定性評価を実施した結果、不安定破壊が起こらず、健全であることを確認した。
- ・ 絶縁低下  
ガイド等に基づき、ケーブルの経年劣化評価を実施した結果、健全性が維持できることを確認した。
- ・ コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下  
特別点検の結果を踏まえてコンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下を評価した結果、運転開始後 60 年時点においても健全性が維持できることを確認した。

### 【留意すべき事項】

- ・ 低サイクル疲労について、疲労累積係数が高い機器は、実過渡回数を把握した上で再評価し、必要に応じ補修や取替え等の保全を検討すること、疲労については、機械的な疲労や腐食疲労などもあるので、保全の中で監視し、状況に応じて交換することが必要である。
- ・ 中性子照射脆化について、予測式の更なる信頼性向上のためのデータ拡充や内部組織のアトムプローブ及び電子顕微鏡観察等に積極的に取り組むこと、監視試験片のデータ取得は公平中立な機関も交えて実施しその透明性を高めること、試験片の再装荷に係る検討や小型試験片に係る知見の拡充に取り組むこと、廃止措置プラントの実機材の活用に積極的に取り組むこと、照射後試験片の取扱い可能な RI 施設の拡充の検討や高照射量データ取得を目的とした材料研究体制の整備に取り組むことが必要である。
- ・ 照射誘起型応力腐食割れについて、照射誘起型応力腐食割れに起因する新たな損傷事例等の新知見を注視し、炉内構造物については、交換事例等に基づき、交換の必要性やその時期を検討すること、バッフルフォーマボルトの非破壊試験等を実施し、今後の使用年数をより明確にすることが必要である。
- ・ 熱時効について、溶接熱影響部及び溶接後熱処理の影響についての詳細な検討が必要であり、今後の知見の習得が必要である。
- ・ 絶縁低下について、改造等によってケーブルを設置する場合には環境条件の変化等に配慮した再評価を行うこと、評価期間に達する前に低圧ケーブルの取替えの実施及び予防保全としてこれまでに海水ポンプの絶縁更新及び高圧ケーブルの取替えを実施してきているが、今後も適切な対応を継続していくことが必要である。
- ・ コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下について、設計時の材料条件及び想定される環境条件などに基づく中性化深さの推定式は、多種のパラメーターを正確に取り込むこと、塩分浸透予測式は、最新の研究成果などを参照して精度の高い予測式とすること、鉄筋の腐食に関しては直接的な腐食状態の把握、表面ひび割れの発生の有無の観察など継続的に行うこと、アルカリ骨材反応（アルカリシリカ反応）に関しては、骨材周りのゲル物質の膨張に伴う内部応力の増加、それに伴うコンクリート表面のひび割れなど継続的に観察すること、各劣化事象に関しては、新しい知見、海外事例などに基づいた評価方法により継続的な点検評価を行うことが必要である。



(3) 全般（特別点検，劣化状況評価等）

特別点検や劣化状況評価等の全般について，以下のとおり留意すべき事項が認められた。

【留意すべき事項】

・ 設計の経年劣化対策について

設計経年化管理に係る取組に関する原子力エネルギー協議会（ATENA）のガイド<sup>※1</sup>を踏まえ，適合審査申請済みの国内既設のPWR16プラントの設計情報の比較により抽出された安全方策として今後実施が計画されている「非常用炉心冷却系再循環切替方式変更」は，川内原子力発電所におけるシビアアクシデントのリスク（炉心損傷頻度）を大幅に低減する対策事例であることを確認した。

設計の経年劣化対策の拡充には，国内の規制基準適合プラント間で設計比較とするATENAのガイドにとどまらない検討が必要と考えられ，海外で既に導入されている最新プラント等も含めた比較により，更なる安全対策の高度化を継続的に目指すことが必要である。

※1) 原子力エネルギー協議会，設計の経年化評価ガイドライン，ATENA 20-ME03（Rev.0），2020年9月

・ サプライチェーンの維持について

安全な長期運転に向けた経年劣化管理の取組においては，物理的な劣化（設備の経年劣化）に対する管理に加え，製造中止品の管理のようなソフト面からの取組も重要である。この件に関して，ATENAのガイド<sup>※2</sup>を踏まえた，プラントメーカー・事業者間で，製造中止品情報の共有，予備品の確保等を効率的に管理する仕組みが構築されていることを確認した。

原子力発電所を安全にかつ持続的に操業するには，機器供給（製造中止品への対応）だけでなく，工事，運転，保守も含めたサプライチェーンが健全に機能する状態を保つことが必要である。今後，サプライチェーン企業の事業撤退の加速や，運転に必要な技術が失われる懸念があるなか，サプライチェーンを維持するための継続的な取組が必要である。

※2) 原子力エネルギー協議会，製造中止品管理ガイドライン，ATENA 20-ME04（Rev.0），2020年9月

・ 高経年化や運転期間延長に関わる機器や材料の劣化プロセスで基礎となる解析手法やデータは，国のプロジェクト等を更に充実させて，新しい知見の取得を進めること，運転延長の審査後に改定・エンドースされたものがあれば，都度，追加評価を実施することが必要である。

・ 高経年化技術に関する研究に取り組む若手人材の育成・教育への更なる貢献が必要である。

#### (4) 組織の運用体制及び担当者の教育体制

組織の運用体制や担当者の教育体制について、事故・故障等の防止や人材の力量維持のための取組を確認したが、以下のとおり留意すべき事項が認められた。

##### 【留意すべき事項】

- ・ 経年劣化の状況について確認する体制を整備するとともに、定期的にその確認結果を公表していくことが必要である。
- ・ 非破壊検査や溶接等の知識を有する人材の育成が必要である。
- ・ 運転を継続するに当たっては、優秀な人材を安定的に確保することが不可欠であり、長期的な計画に基づく採用と社内教育に尽力することが必要である。
- ・ 長期間にわたって、今後、施設を管理していくには、最終的には、人材が重要となってくることから、電気事業者が取り組んでいる人材育成やベテラン職員から若手職員への技術の伝承について、注視していくことが必要である。  
また、全体の監視をしっかりとしていくためには、国や県の体制を含めて、規制側の組織や運営体制についても留意していくことが必要である。
- ・ 経年劣化に対する研究を進めるため、計画的に専門家の確保・育成を行うことが必要である。
- ・ 計画外の運転停止、LCO逸脱などに関してデータを収集してトレンドを把握し、顕著な劣化の兆候がないかを分析した上で、定期的に確認していくことが必要である。
- ・ 重大事故等対処設備については、運用訓練を行い、その結果を確認していく必要がある。また、県は必要に応じて訓練の立会いや訓練条件についての申入れを行うことが必要である。
- ・ 特定重大事故等対処施設において、原子炉格納容器の破損防止対策の信頼性を向上するための設備に対する運用訓練について確認を行っていくことが必要である。
- ・ 原子炉を運転中にパンデミックが発生した場合やパンデミックの発生期間中に原子炉を起動して運転する場合には、運転員の他、原子炉を安全に運転するのに必要な要員、原子力発電所の警備と防護に必要な要員及び事故発生に備えた緊急対応要員が、必要人数以上業務に従事できていること、または出動できる体制にあること、さらには、緊急対応要員に欠員が生じる場合に備えて何らかの有効な補完措置をあらかじめ講じておくことが必要である。

- ・ 単に経年劣化に関する技術的基準をクリアしていることを確認するのみならず、経年劣化を考慮した上で安全余裕や残余のリスクを継続的に把握し、社会に開示してリスクコミュニケーションを行っていくことが必要である。
- ・ 原子力発電所のテロ対策など、国の責任において実施すべきことについて、電力事業者が主体となって国へ要望していくなど、電力事業者として国へ要請すべきことは今後もしっかりと対応していただくことが必要である。

## 4 個別の検証結果

### (1) 特別点検結果

#### ① 原子炉容器

##### ア 検証結果のまとめ

着目する劣化事象及び試験方法は、「実用発電用原子炉の運転期間延長申請に係る運用ガイド」（以下「運用ガイド」という。）に従っていることを確認した。点検対象、劣化事象及び試験方法は、原子炉容器の炉心領域全体の母材及び溶接部に対する超音波探傷試験（以下「UT」という。）による中性子照射脆化による欠陥の有無の確認、原子炉容器の一次冷却材のノズルコーナー部（クラッド部）に対する渦流探傷試験（以下「ECT」という。）による疲労による欠陥の有無の確認、原子炉容器炉内計装筒（以下「BMI」という。）全数の溶接部及び内面に対する目視試験や ECT による応力腐食割れによる溶接部欠陥や溶接熱影響部欠陥の有無の確認である。以上の各種試験において、原子炉容器の健全性に影響を与える有意な欠陥が認められないことを確認した。

留意すべき事項として、非破壊検査方法の高度化や検査員の力量の向上はもとより、新しい検査手法の開発や研究に積極的に取り組むことが必要である。

##### イ 確認した事項

###### (ア) 炉心領域

母材及び溶接部（炉心領域の 100%）において、5mm 程度の欠陥が検出可能な UT（斜角法 70°）により確認した結果、有意な欠陥は認められなかった。このことから、加圧熱衝撃（以下「PTS」という。）評価の観点から考慮すべき欠陥が原子炉容器内表面近傍になく、既往の PTS 評価で安全側に包含できていることを確認した。なお、斜角法 70° に併せて実施した斜角法 45° 及び 60° でも有意な欠陥は認められなかった。また、垂直法において、DAC20%を超える反射波が母材部、溶接部で数か所検出されたが、製造時に生じた偏析部によるものと考えられ、また反射波の指示長さは設計・建設規格の判定基準に対して十分小さいことを確認した。

###### (イ) 一次冷却材ノズルコーナー部

一次冷却材ノズルコーナー部のクラッド（入口管台 3 箇所、出口管台 3 箇所）において、1mm 程度の欠陥が検出可能な ECT により確認した結果、溶接金属中のフェライト偏析などによる局所的な材質のばらつき等により生ずる透磁率変化に起因したノイズ信号及び形状変化によるノイズ信号が検出されたものの、割れに起因した欠陥信号は検出されず、有意な欠陥は認められなかった。

###### (ウ) 原子炉容器炉内計装筒 (BMI)

BMI 内面において、0.5mm 程度の応力腐食割れ欠陥の検出が可能な ECT により確認した結果、透磁率変化に起因したノイズ信号はほとんどなく、割れに起因した欠陥信号も検出されず、有意な欠陥は認められなかった。BMI（全

50本)溶接部において、0.025mm幅のワイヤが識別可能な目視試験(MVT-1)により確認した結果、割れ状の欠陥はなく、有意な欠陥は認められなかった。

ウ 留意すべき事項

(ア) 非破壊検査技術の向上

現在の非破壊検査技術は旧来(建設当時)の手法と変わりなく、検査方法の高度化や検査員の力量の向上はもとより、新しい検査手法の開発や研究に積極的に取り組むことが必要である。

エ その他

## ② 原子炉格納容器

### ア 検証結果のまとめ

着目する劣化事象及び試験方法は、「実用発電用原子炉の運転期間延長申請に係る運用ガイド」（以下「運用ガイド」という。）に従っていることを確認した。点検対象は、原子炉格納容器鋼板の接近できる点検可能な範囲の全てとし、劣化事象としては腐食に着目した塗膜状態であり、目視試験によって確認していることを確認した。また、特別点検の対象範囲外である格納容器貫通部についても可能な限り鋼板と同様の目視試験を実施していることを確認した。以上から、原子炉格納容器の構造健全性や気密性に影響を与える塗膜の劣化や鋼板の腐食がなく健全であることを確認した。

留意すべき事項として、原子炉格納容器鋼板の構造健全性や気密性評価は継続的に行うことが必要である。

### イ 確認した事項

#### (ア) 原子炉格納容器鋼板

原子炉格納容器鋼板（接近できる点検可能範囲の全て）について、原子炉格納容器の構造健全性又は気密性に影響を与える塗膜の劣化や鋼板の腐食は認められなかった。

#### (イ) 原子炉格納容器の内外面

原子炉格納容器の内外面における、干渉物（サポート、アニュラスシール部等）と原子炉格納容器鋼板との間及び燃料移送管遮へい用コンクリートで覆われている部分は、目視確認ができない範囲（点検不可範囲）であるが、干渉物と原子炉格納容器鋼板との間は極めて限定的であること及び当該部の間は最低 10mm 程度（アニュラスシール部は 80mm 程度）の空間が確保されていることから、点検を行った当該範囲の周辺と同様の環境であると考えられる。燃料移送管遮へい用コンクリートで覆われている部分においては、プラント建設時のコンクリート打設前に、鋼板に対して塗装を施工しており、鋼板は塗膜で保護されているため、腐食が発生しにくい環境と考えられる。

#### (ウ) 原子炉格納容器鋼板の埋設部

鋼板のコンクリート埋設部については、プラント建設時のコンクリート打設前に、鋼板に対して塗装を施工し塗膜で保護されているため、腐食は発生しにくい環境と考えられる。また、鋼板のコンクリート深部埋設部は、コンクリート内の水酸化カルシウム等により強アルカリ環境を形成しており、仮に塗装による防食性能が低下しても鉄表面は不動態化しているため、腐食速度としては小さい環境にあると考えられる。コンクリート埋設部の鋼板には、電気防食装置を備えており、コンクリートの中性化が進行した場合には電気防食装置による電流調整により、腐食速度の小さい電位に鋼板電位を保持できるよう対策を講じている。

ウ 留意すべき事項

原子炉格納容器鋼板の構造健全性や気密性評価は継続的に行うことが必要である。

エ その他

(ア) 現時点では点検不可範囲となっている原子炉格納容器鋼板下部(コンクリート埋設部)の健全性確認について、非破壊検査を実施する視点が重要である。

### ③ コンクリート構造物

#### ア 検証結果のまとめ

着目する劣化事象として、強度低下及び遮蔽能力低下を考え、これまでの高経年化技術評価（PLM30）においてコアサンプルによる確認ができていない範囲についても点検を実施している。点検箇所は、運用ガイドにおける PWR の点検箇所を踏まえて劣化要因ごとに選定している。点検方法としては、採取したコアサンプルを用いた各種試験（強度低下に関しては中性化深さ、塩分浸透、アルカリ骨材反応及び強度、遮蔽能力低下に関しては乾燥単位容積質量試験）を実施している。以上の点検により、実施時点（運転開始より約 40 年経過時点）において、コンクリートの健全性に影響を与える劣化が認められないことを確認した。

留意すべき事項として、コンクリート構造物に使用されている使用骨材はアルカリシリカ反応性が危惧される安山岩であるため、岩石学的試験（偏光顕微鏡観察）による反応性鉱物の有無などの評価をすること、内部コンクリートの放射線照射量の多い部分、及び長期加熱を受ける部分の健全性については経過観察が必要である。

#### イ 確認した事項

##### （ア） 中性化深さ

約 400 箇所空気環境を実測し、環境条件による影響度の値が最も高い範囲から非破壊試験の値が最も小さい箇所を選定し、中性化している領域を測定した結果、全ての対象部位において、中性化深さがコンクリートの設計かぶり厚さを下回っており、鉄筋位置まで到達していないことを確認した。

##### （イ） 塩分浸透

海風の直接当たる範囲など、塩分量の作用が最も多い箇所を選定し、鉄筋周辺部分での塩化物イオン量を測定した結果、全ての対象部位において、鉄筋の腐食減量の推定値が許容値を下回っていることを確認した。

##### （ウ） アルカリ骨材反応

湿度、塩分量、放射線照射量がそれぞれ最も多い箇所を選定し、実体顕微鏡を用いてコアサンプル切断面の、反応リム・ゲルの有無や程度、ひび割れ状況等を詳細に観察した結果、全ての対象部位において、アルカリ骨材反応に伴う異常膨張部分がないことを確認した。

##### （エ） 強度

各劣化要因で抽出された全ての採取範囲から対象部位毎に代表的な劣化要因に着目してコアサンプルを採取し、JIS A1108:2018 に基づく圧縮強度試験を行った結果、全ての対象部位において、設計基準強度を上回ることを確認した。



(オ) 遮蔽能力

遮蔽能力が要求される構造物のうち、建設時の単位容積質量の小さい範囲から非破壊試験の値が最も小さい箇所を選定し単位容積質量を測定した結果、全ての対象部位において、平均単位容積質量、平均乾燥単位容積質量ともに規定値を上回ることを確認した。

ウ 留意すべき事項

(ア) 偏光顕微鏡観察について

コンクリート構造物に使用されている使用骨材はアルカリシリカ反応性が危惧される安山岩であるため、岩石学的試験（偏光顕微鏡観察）による反応性鉱物の有無などの評価が必要である。

(イ) 内部コンクリートの経過観察について

採取したコアサンプルの範囲では異常は認められないが、内部コンクリートの放射線照射量の多い部分、及び長期加熱を受ける部分の健全性については経過観察が必要である。

エ その他

## (2) 劣化状況評価結果

### ① 低サイクル疲労

#### ア 検証結果のまとめ

低サイクル疲労とは、プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力により、対象機器に局部的に大きな応力変動が供用期間中に繰り返された場合に疲労割れに至る可能性のある事象であり、選定された代表機器のみならずそれ以外の機器に対する疲労評価の結果、運転開始後 60 年を通じて疲労割れが問題となる可能性が低いことを確認した。

留意すべき事項として、疲労累積係数が高い機器については、実過渡回数を把握した上で再評価し、必要に応じ補修や取替え等の保全を検討すること、疲労については、機械的な疲労や腐食疲労などもあるので、保全の中で監視し、状況に応じて交換することが必要である。

#### イ 確認した事項

##### (ア) 代表機器の選定と過渡回数の設定

疲労評価の代表機器としては、プラントの起動・停止時等に温度・圧力変化の影響を受ける機器で、重要度が高く、評価結果が厳しい等の観点から原子炉容器本体を選定していることを確認した。また、運転開始後 60 年の過渡回数は、実績過渡回数と今後の推定過渡回数は余裕（川内 1，2 号炉については、1.5 倍）を考慮して設定していることを確認した。なお、過渡条件の繰り返し回数は、運転実績に基づく 2019 年度末までの過渡回数を用い、運転開始後 60 年時点の過渡回数を推定することとしており、取替機器については、取替えを考慮した過渡回数としていることを確認した。

##### (イ) 代表機器の低サイクル疲労評価

「(社)日本機械学会，設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき、大気中環境での疲労評価を行った結果、疲労累積係数 ( $U_f$ ) が全ての部位で 1 を下回ることを確認した。更に、原子炉冷却材に接液する部位の内、 $U_f$  が最大であった部位を対象に、「(社)日本機械学会，環境疲労評価手法 (JSME S NC1-2009)」に基づき、接液環境を考慮した疲労評価を行い、疲労累積係数 ( $U_{en}$ ) が 1 を下回ることを確認した。なお、大気中環境での疲労評価については、供用状態 A, B (運転状態 I, II) の過渡条件に対し、圧力、熱過渡、機械的荷重、自重、熱膨張荷重の各荷重を考慮して、弾性解析による応力解析 (必要に応じ、簡易弾塑性解析も実施) を行い、過渡条件の組合せを考慮して疲労累積係数 ( $U_f$ ) を算出している。また、接液環境を考慮した疲労評価については、環境疲労評価手法に従い、環境効果補正係数 ( $F_{en}$ ) を算出し、環境効果を考慮した疲労累積係数 ( $U_{en}$ ) を算出していることを確認した。

(ウ) 疲労評価における許容値の設定

疲労評価における許容値については、日本機械学会設計・建設規格の設計疲労線図（米国機械学会（ASME）規格 SectionⅢを引用）に基づき設定しており、平均応力補正としては、ひずみに対して1/2、繰返し数に対して1/20の安全率（データのばらつき効果、表面粗さ効果等を考慮）を踏まえ設定していることを確認した。なお、溶接残留応力は日本機械学会設計・建設規格の設計疲労線図において、平均応力補正する際の平均応力として考慮されていることを確認した。

(エ) 代表機器以外の機器の低サイクル疲労評価結果

ポンプ、熱交換機、容器等の、代表機器以外の評価対象機器においても、全て疲労累積係数（大気中環境での疲労評価及び接液環境を考慮した疲労累積係数）が1を下回ることを確認した。

(オ) 特別点検を踏まえた劣化状況評価

特別点検において、比較的疲労累積係数の高い原子炉容器出入口管台（合計6箇所）のノズルコーナー部に対して実施した渦流探傷試験（1mm程度の欠陥を検出）の結果、有意な欠陥が認められておらず、評価対象の母材部はステンレスクラッド（約5mm）により適切に保護されていることから接液環境等考慮した母材部の疲労評価の妥当性を確認した。

(カ) 現状保全

代表機器である原子炉容器の評価対象部位における疲労割れに対する現状保全は、原子力規制委員会文書「実用発電用原子炉及びその付属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について」（平成26年8月6日付け原規技発第1408063号）及び「(社)日本機械学会、発電用原子力設備規格維持規格」に従った検査プログラム、試験方法及び試験範囲に基づき、供用期間中検査として超音波探傷検査、浸透探傷検査、目視確認（VT-1、VT-2、VT-3）を実施し、健全性を確認している。原子炉容器内面のクラッドに対しては、開放点検時に目視確認を実施し、クラッドの損傷などの異常がないことを確認している。また、代表機器以外の機器についても代表機器と同様に適切に現状保全が行われていることを確認した。

ウ 留意すべき事項

(ア) 実過渡回数の把握

疲労評価は実過渡回数に依存するため、今後も実過渡回数を把握した再評価が必要である。

(イ) 疲労累積係数が1に近い機器に対する保全

疲労累積係数が高い機器（例えば蓄圧タンク出口第二逆止弁）については、長期運転を行う上で、実過渡回数を把握し、必要に応じ、補修や取替え等の保全を検討することが必要である。

(ウ) 今後の保全

疲労については、機械的な疲労や腐食疲労などもあるので、保全の中で監視し、状況に応じて交換していくことが必要である。

エ その他

(ア) 低サイクル疲労，中性子照射脆化，熱時効等の重畳効果について，現状では規制要求はないが，今後は知見を収集し，自主的な取組により取替え等を検討すること。

## ② 中性子照射脆化

### ア 検証結果のまとめ

金属材料の破壊形態は、高温においては延性破壊を生じるが、温度の低下に伴い延性破壊から非延性破壊へ破壊形態が変化(遷移)するときの温度を関連温度と言ひ、関連温度より高温側で延性破壊を生じる領域を上部棚領域と言う。炭素鋼、低合金鋼などのフェライト系材料は、高エネルギーの中性子照射によって、硬さが増し、延性、靱性が低下する。原子炉容器の炉心領域部では、中性子照射とともに関連温度が上昇し、上部棚領域での靱性が低下することが広く知られており、中性子照射脆化と呼ばれている。中性子照射脆化については、1号炉については第5回までの、2号炉については第4回までの監視試験片を用いた各種試験結果に基づき評価を実施していること、またその結果が妥当であることを確認した。

留意すべき事項として、中性子照射脆化の予測式の更なる信頼性向上のためのデータ拡充や内部組織のアトムプローブ及び電子顕微鏡観察等に積極的に取り組むこと、監視試験片のデータ取得は公平中立な機関も交えて実施しその透明性を高めること、試験片の再装荷に係る検討や小型試験片に係る知見の拡充に取り組むこと、廃止措置プラントの実機材の活用に積極的に取り組むこと、照射後試験片の取扱い可能なRI施設の拡充の検討や高照射量データ取得を目的とした材料研究体制の整備に取り組むことが必要である。

### イ 確認した事項

#### (ア) 関連温度(脆性遷移温度)の評価

「(社)日本電気協会原子炉構造材の監視試験方法(JEAC4201-2007/2013追補版)」(以下「JEAC4201」という。)の国内脆化予測法に基づく関連温度予測値と監視試験結果から、当該部位の中性子照射脆化は、国内脆化予測法にマージンを見込んだ値を逸脱しておらず、特異な脆化は認められない。これはアトムプローブや電子顕微鏡等を用いた内部組織の詳細な観察からも確認がなされた。

#### (イ) 上部棚吸収エネルギーの評価

国内プラントを対象とした上部棚吸収エネルギーの予測式(JEAC4201の国内USE予測式)を用いて運転開始後60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値を評価した。その結果、「(社)日本電気協会原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法(JEAC4206-2007)」(以下「JEAC4206」という。)で要求している68J以上を満足しており、十分な上部棚吸収エネルギーがあることを確認した。

#### (ウ) 加圧熱衝撃(PTS)事象の評価

特別点検において、炉心領域全域で有意な欠陥が認められていないが、初期き裂(深さ10mm、長さ60mm)を想定した運転開始後60年時点における破壊靱性値(脆性破壊に対する抵抗値で材料自身の持つねばり強さ)を示す $K_{Ic}$

曲線が、新規制基準対応時等に想定した事故シナリオ（設計基準事故や重大事故）に基づいて評価した応力拡大係数  $K_I$ （脆性破壊を起こそうとする値）で示す PTS 状態遷移曲線を上回っていることから、脆性破壊は起こらないとの評価結果を確認した。

(エ) 加圧熱衝撃 (PTS) 事象の評価におけるクラッドの影響評価

加圧熱衝撃 (PTS) 事象の評価は、特別点検においても有意な欠陥や経年劣化が確認されていないクラッドを考慮し、その直下に初期き裂（深さ 10mm、長さ 60mm）を想定して行った。クラッドを考慮して温度分布解析（熱伝導解析）を実施し、その温度分布から生じる熱応力によるき裂の開口挙動（応力拡大係数）の解析は、クラッドを考慮せず母材表面にき裂が存在するものとして行った。この応力評価においてクラッドを考慮した場合、クラッドと母材の線膨張係数の差や溶接残留応力を考慮することにより、母材側には圧縮応力が作用することになるため、き裂の開口が抑制される効果が期待できる。そのため、クラッドを考慮せずに評価した結果は、PTS 曲線をより高い値（応力拡大係数が大きくなる）になるため、応力評価においてクラッドを考慮しない評価方法の保守性を確認した。

(オ) 通常運転時・試験時の加熱冷却制限曲線の評価

運転開始後 60 年時点での中性子照射脆化を踏まえて評価した関連温度に基づき、通常運転時の一次冷却系の加熱・冷却時の一次冷却材温度・圧力の制限範囲及び原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい若しくは耐圧検査時の原子炉冷却材の最低温度について評価した結果、通常運転時における一次冷却材温度・圧力の制限範囲及び原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい若しくは耐圧検査時の最低温度が遵守可能であることを確認した。

(カ) 原子炉容器サポートの中性子照射脆化による健全性評価

原子炉容器サポートの中性子照射脆化を踏まえ、せん断荷重が大きいサポートリブを評価部位とし、原子炉容器サポートの最低使用温度（21℃）を基準とした、運転開始後 60 年時点での健全性を評価した。評価方法は、製造時又は溶接時の欠陥を想定した条件で基準地震動  $S_s$  を想定した上で、破壊靱性値 ( $K_{IR}$ ) と応力拡大係数 ( $K_I$ ) との比較から、脆性破壊が発生するか否かを破壊力学に基づき行ったものである。その結果、原子炉容器サポートは延性温度領域から脆性温度領域に遷移しているが、運転開始後 60 年時点において、原子炉容器サポートは基準地震動  $S_s$  を想定したとしても、応力拡大係数  $K_I$  は、破壊靱性値  $K_{IR}$  を下回っていることから、原子炉容器サポートの健全性は保たれることを確認した。

(キ) 特別点検を踏まえた劣化状況評価

特別点検において、原子炉容器炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷試験（5mm 程度の深さの傷を検出可能）を実施した結果、欠陥は認められなかった。このことより、深さ 10mm、長さ 60mm の欠陥を考慮した PTS

評価の妥当性を確認した。

(ク) 現状保全

胴部(炉心領域部)材料の中性子照射による機械的性質の変化については、JEAC4201 等に基づいて計画的に監視試験を実施し、破壊靱性の変化を確認している。また、原子炉容器に対しては、定期事業者検査のクラス1機器供用期間中検査として実施した「日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格」に基づく超音波探傷試験によって健全性を確認した。

ウ 留意すべき事項

(ア) データの拡充

JEAC4201 による中性子照射脆化の予測式は、監視試験片を用いた試験結果に基づいており、各種試験片のデータにはバラツキが存在するため、予測式にはそうしたバラツキ等を踏まえたマージンが考慮されている。ただし、データのばらつきの原因については十分解明されておらず、予測式の更なる信頼性向上のためのデータ拡充や内部組織のアトムプローブ及び電子顕微鏡観察等に積極的に取り組むことが必要である。

(イ) 監視試験片データの公平中立性

監視試験片のデータ取得は、電気事業者及びその関連施設で実施されている。試験片データと密接な関連がある組織（アトムプローブ及び電子顕微鏡）観察等は、大学等での評価も可能であり、公平中立な機関（原発立地地域の大学や研究機関）も交えて実施し、その透明性を高めることが必要である。

(ウ) 監視試験片による知見の拡充

監視試験片の数には限りがあるため、今後再装荷に係る検討や小型試験片に係る知見の拡充に取り組むことが必要である。廃止措置が進行中のプラント（玄海1号機等）の実機材の活用は、監視試験片に止まらず重要であり、積極的に取り組むことが必要である。

(エ) RI 施設等の拡充や材料研究体制の整備

照射後試験片の取扱い可能な RI 施設の拡充の検討や高照射量データ取得を目的とした材料研究体制の整備に取り組むことが必要である。

エ その他

### ③ 照射誘起型応力腐食割れ

#### ア 検証結果のまとめ

オーステナイト系ステンレス鋼は、高い中性子照射量を受けると、応力腐食割れの感受性が高くなり、この状況で引張応力が作用すると粒界型応力腐食割れが生じ、これを照射誘起型応力腐食割れ（以下「IASCC」という。）という。IASCCの発生要因としては、材料、環境及び応力の3要因があり、評価対象機器としてバッフルフォーマボルト（以下「BFB」という。）等を選定した上で、損傷予測評価を行った結果、運転開始後60年時点までに損傷が発生する可能性が低いことを確認した。

留意すべき事項として、IASCCに起因する新たな損傷事例等の新知見を注視し、炉内構造物については、交換事例等に基づき、交換の必要性やその時期を検討すること、BFBの非破壊試験等を実施し、今後の使用年数をより明確にすることが必要である。

#### イ 確認した事項

##### （ア） 代表機器の選定

材料がステンレス鋼で、運転開始後60年時点でIASCC感受性の発生が考えられる中性子照射量 $10^{21}\text{n/cm}^2$  [ $E>0.1\text{MeV}$ ] オーダー以上を受ける機器を抽出した結果、抽出された機器は炉内構造物のみであったため、炉内構造物を代表機器とし、その中で中性子照射量と温度が最も高く、応力レベルも大きく、海外での損傷事例もあるBFBを評価部位として選定していることを確認した。

##### （イ） 代表機器（BFB）のIASCC評価

- ・ 発電用原子力設備規格 維持規格（JSME S NA1-2012）」に基づく評価  
維持規格では、BFBの仕様に従い、グループ1～4に分類がなされ、損傷ボルト本数の合計本数が管理損傷ボルト数（全体の2割）に至るまでの期間として、グループ2では運転時間で約50年と評価した損傷予測曲線が示されている。川内1、2号炉のBFBについては、グループ2と比較して応力低減等によりIASCCの発生可能性を低減したボルト（グループ4）を採用しているため、ボルト損傷の可能性はグループ2よりも低い。

川内1、2号炉の損傷ボルト本数の合計本数が、維持規格に基づく管理損傷ボルト数（ボルト全数1,080本の20%に当たる216本）に至るまでの期間を、グループ2の損傷予測曲線を用いて評価すると、運転時間で約50年と評価される。

- ・ IASCC評価技術に関する報告書（（独）原子力安全基盤機構）に基づく評価

本報告書に基づき評価を行った結果、運転開始60年時点でのBFBの予測損傷本数は0本となり、IASCCが発生する可能性は低い。また、運転開始60年時点（川内1号炉：約44.7万時間（51.0EFPY）、2号炉：約45.1万時間



(51.5EFPY) ) を超える 50 万時間までに BFB (全数) の応力履歴についても確認した結果、割れ発生応力線 (しきい線) を超えることはなく、IASCC 発生の可能性が小さいことを確認した。

(ウ) 炉心槽の健全性評価について

炉内構造物のうち炉心槽については、溶接部は下部炉心槽の上部胴と下部胴の接続部にあり、燃料集合体の存在する高さ位置にあるため中性子照射量が高く、また、比較的応力の高い箇所であるため、この位置に IASCC によりき裂が発生したと仮定して、き裂の安定性評価を実施している。評価に当たっては、維持規格に基づき、残留応力分布、機械・熱応力及び地震荷重 (Ss) を考慮して算出した応力拡大係数の最大値 (1号炉: 約  $37\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ , 2号炉:  $44\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ ) は破壊靱性値  $K_{Ic}=51\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  を下回っており、不安定破壊が発生することがないことを確認した。なお、1号炉と2号炉で応力拡大係数が異なる理由は、評価対象の溶接が川内1号機でサブマージアーク溶接、川内2号機で自動 TIG 溶接で行われており、それらの開先形状の違いであることを確認した。

(エ) BFB 以外の機器の IASCC 評価結果

BFB 以外の部位については、中性子照射レベル、温度、応力レベルにおいて最も厳しい BFB の損傷発生予測の結果、運転開始後 60 年時点までは損傷の可能性は低いと評価されていることから、BFB 以外の機器についても IASCC 発生の可能性は小さいことを確認した。

(オ) 現状保全について

代表機器である炉内構造物の現状保全としては、維持規格に従った試験方法等に従い、供用期間中検査として目視検査 (VT-3) を実施しており、これまで試験対象部位にはボルト等の脱落、過大な変形等の異常がないことを確認した。また、九州電力では海外で IASCC による損傷事例が複数報告されていることを踏まえ、維持規格に基づく点検に加え、健全性確認内容の強化 (BFB 等についてより近接して点検) を図っている。

ウ 留意すべき事項

(ア) 新知見の収集

IASCC に起因する新たな損傷事例、炉内構造物に係る損傷事例、評価条件の変更となる事例などがいないか新知見を注視し、炉内構造物については、交換事例等に基づき、交換の必要性やその時期を検討することが必要である。

(イ) 非破壊試験の検討

IASCC 評価においては、運転開始後 60 年時点において BFB の損傷の可能性が低いとの評価であるが、BFB の現状保全については、目視試験のみであるため、UT 等による非破壊試験等を実施し、今後の使用年数をより明確にすることが必要である。

エ その他

#### ④ 熱時効

##### ア 検証結果のまとめ

一次冷却材管等に使用している2相ステンレス鋼（ステンレス鋼鋳鋼）は、運転中の系統機器が高温の場合に、時間とともに相分離が起こり、材料の靱性の低下（熱時効）を起こす。この影響は、フェライト量が多く、使用温度が高いほど、また使用条件として応力（荷重）が大きいほど健全性への影響は大きくなる。評価では、使用温度、使用材料、亀裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定されるか否かの観点から、代表機器として一次冷却材管を選定し、ステンレス鋼鋳鋼使用部位の内、フェライト量が多く、応力の大きい部位に対し、破壊力学的手法による亀裂の安定性評価を脆化予測モデル（H3T モデル）を用いて実施した結果、不安定破壊が起こらず、現状の知見では健全であることを確認した。

留意すべき事項として、熱時効は、溶接熱影響部及び溶接後熱処理の影響についての詳細な検討が必要であり、今後の知見の習得が必要である。

##### イ 確認した事項

###### （ア） 代表機器の選定

熱時効の代表機器、対象部位については、「日本原子力学会原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008（AESJ-SC-P005：2008）」に基づき、条件として、使用温度が250℃以上か、使用材料が2相ステンレス鋼か、亀裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定されるかを確認することで抽出し、最も条件の厳しい一次冷却材管を代表機器として選定していることを確認した。

また、熱時効による靱性低下への影響は、フェライト量が多いほど大きく、また、破壊評価は応力が大きいほど厳しくなることから、これらを考慮し、一次冷却材管の全てのステンレス鋼鋳鋼使用部位から評価点として1号炉4箇所、2号炉2箇所を選定していることを確認した。

###### （イ） 想定亀裂の評価

配管内面に想定した初期き裂がプラント運転時に生じる応力サイクルにより運転期間60年間に進展する量を「日本電気協会原子力発電所配管破損防護設計技術指針（JEAG 4613-1998）」に基づき算出している。応力サイクルは実過渡回数に基づいて、運転開始60年時点までを予測し、応力拡大係数は、供用状態A、B及び1/3Sd地震時における内圧・熱応力・曲げモーメント荷重を用いて算出している。疲労き裂進展解析の結果、運転期間60年間の進展を想定しても貫通に至らないことを確認した。

###### （ウ） 破壊力学による健全性の評価

評価対象部位の熱時効後の材料の破壊抵抗値（ $J_{mat}$ ）と構造系に与えられた荷重から算出される破壊力（ $J_{app}$ ）を比較した結果、運転開始後60年時点での疲労き裂を想定しても、破壊力（ $J_{app}$ ）と破壊抵抗値（ $J_{mat}$ ）の交点において、（ $J_{mat}$ ）の傾きが（ $J_{app}$ ）の傾きを上回っていることから、一次冷却材管は

不安定破壊することはなく、健全であることを確認した。

(エ) 脆化予測モデル (H3T モデル) について

H3T モデルは、熱時効により低下する破壊抵抗値（靱性）を予測するために開発され、複数の鋼種や製造方法の材料より取得された材料データに基づき、フェライト量から熱時効後の材料の破壊抵抗値を予測するものである。今回使用している H3T モデルにおいては、熱時効による靱性低下への影響は約 10 万時間までは右肩下がりの挙動を示すが、おおよそ 20～30 万時間を超えると時効が止まる状態（底値）になり、評価ではその底値を使用していることを確認した。なお、フェライト量の算定に当たっては ASTM A800 を参考に算出しており、モリブデンなどの成分についても考慮していることを確認した。

(オ) 溶接部に対する考慮について

熱時効による靱性低下への影響はフェライト量が多いほど大きくなるが、例えば炉心槽の溶接部などについては、製作時、溶接部のフェライト量は考慮しており、一番厳しい値である一次冷却材管のほぼ半分程度のフェライト量で管理をしているため、一次冷却材管の評価に包絡されることを確認した。

(カ) 代表機器以外の機器の熱時効評価結果

熱時効による靱性低下への影響は、フェライト量が多いほど大きく、また、破壊評価は応力が大きいほど厳しくなるが、代表機器以外のステンレス鋼鋳鋼を使用した機器のフェライト量及び発生応力を確認した結果、一次冷却材管の評価結果に包絡されることを確認した。

(キ) 現状保全

一次冷却材管の熱時効に対する現状保全としては、「日本機械学会発電用原子力設備規格維持規格 (JSME S NA1)」に従った試験方法等に依り、超音波探傷検査及び漏えい検査が実施され、これまでの検査で異常のないことを確認した。

ウ 留意すべき事項

(ア) 溶接熱影響部 (HAZ) 及び溶接後熱処理の影響評価について

上記のフェライト量や靱性に影響する炭化物等の形成は、溶接時やその後の熱処理 (溶接後熱処理) に伴う入熱の状況や冷却速度とも密接に影響する。また、フェライト相は、2 相ステンレス鋼のみならずオーステナイト系ステンレス鋼溶接部にも存在する。このような領域での熱時効効果については、より詳細な検討が必要であり、今後の知見の習得が必要である。

エ その他

(ア) 中性子照射との重畳効果については、不明な点が多く、今後の知見の習得が重要である。

## ⑤ 絶縁低下

### ア 検証結果のまとめ

電気・計装品には絶縁性能を維持するために、種々の部位に絶縁材料が使われている。これらの材料は、環境（熱や放射線等）や電氣的及び機械的な要因で劣化し、電気・計装品の機能が維持できなくなる可能性がある。絶縁低下の評価は、対象設備を抽出し、それら設備のうち長期健全性試験結果によって絶縁性能維持を判断するものとして低圧ケーブル及び電気ペネトレーションを代表機器としている。また、長期健全性試験結果と現状保全をもって絶縁性能維持を判断するものとして高圧ポンプ用電動機を代表機器としている。なお、代表機器以外の機器についても評価を実施している。それぞれの評価において、運転開始後 60 年時点においても絶縁機能が維持できることを確認した。

留意すべき事項として、改造等によってケーブルを設置する場合には環境条件の変化等に配慮した再評価を行うこと、評価期間に達する前に低圧ケーブルの取替えの実施及び予防保全としてこれまでに海水ポンプの絶縁更新及び高圧ケーブルの取替えを実施してきているが、今後も適切な対応を継続していくことが必要である。

### イ 確認した事項

#### (ア) 低圧ケーブルの評価

電気学会推奨案に基づく評価を行った結果、60 年間の運転期間を想定した劣化条件及び設計基準事故時及び重大事故等時の条件を包絡した試験条件で長期健全性試験を実施しており、運転開始後 60 年時点においても絶縁機能を維持できることを確認した。また、「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」（以下「ACA ガイド」という。）に基づき評価を行った結果、通常運転時を想定した劣化条件及び設計基準事故の条件を包絡した試験条件で長期健全性試験を実施した結果、運転開始後 60 年時点において、これまでの更新実績も踏まえると絶縁機能が維持できることを確認した。

#### (イ) 電気ペネトレーションの評価

電気ペネトレーション本体については、米国電気電子学会規格（IEEE Std. 323）に基づき 60 年間の運転期間を想定した劣化条件及び設計基準事故時及び重大事故等時の条件を包絡した試験条件で長期健全性試験を実施しており、運転開始後 60 年時点においても絶縁機能を維持できることを確認した。

また外部リードについては、電気学会推奨案及び ACA ガイドに基づき通常運転時を想定した劣化条件及び設計基準事故の条件を包絡した試験条件で長期健全性試験を実施した結果、運転開始後 60 年時点においても絶縁機能を維持できることを確認した。

なお、上記の低圧ケーブル及び電気ペネトレーションの絶縁低下の劣化状況評価に用いる重大事故等時の使用条件について、温度及び圧力は、重大事

故等時における原子炉格納容器の温度及び圧力がそれぞれ最高となる値を設定し、また、集積線量については、最も厳しい評価となる「格納容器過圧破損」についての評価線量を設定していることを確認した。期間については、有効性評価において事故は3日程度までに収束（安定）しているが、評価期間（7日間）を設定しており、長期健全性試験条件についても実際の条件より厳しく設定していることを確認した。

(ウ) 高圧ポンプ用電動機の評価

ヒートサイクル方法及び旧機のコイル破壊電圧の測定値による評価結果より、高圧ポンプ用電動機固定子コイル及び口出線・接続部品の運転に必要な絶縁耐力を保有する期間は、より厳しい評価結果である旧機のコイル破壊電圧の測定値を評価した結果を採用し、18.5年と判断しているが、現状保全においては定期的な絶縁抵抗測定及び絶縁診断により傾向管理を行っており、また予防保全として取替え等を実施していくこととしていることから、これらを継続することで健全性を維持できることを確認した。

(エ) 火災防護対策の影響について

原子炉の安全停止に必要な機能を有したケーブルのルートのうち、原子炉格納容器内通路部に設置しているケーブルトレイは、断熱材を施工せず、鉄製蓋にて火災防護対策を実施していることから、現状の評価温度に影響を与える放熱性の低下がないことを確認した。

(オ) 代表機器以外の評価

代表機器以外の評価対象機器についても、健全性評価、現状保全を踏まえた総合評価を行った結果、現状保全項目に高経年対策の観点から追加すべきものはないことを確認した。

ウ 留意すべき事項

(ア) 改造に伴う再評価

改造等によってケーブルを設置する場合には、環境条件の変化等に配慮した再評価が必要である。

(イ) 予防保全としてのケーブル等の取替え

PLM30年評価内容を踏まえ、評価期間に達する前に低圧ケーブルの取替えの実施及び予防保全としてこれまでに海水ポンプの絶縁更新及び高圧ケーブルの取替えを実施してきているが、今後も適切な対応を継続していくことが必要である。

エ その他

## ⑥ コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

### ア 検証結果のまとめ

重要度分類指針<sup>※1)</sup>におけるクラス 1, 2 及び 3 の内, 高温・高圧の構造物並びに機器を支持する構造物, 常設重大事故等対処設備を支持する構造物等を対象構造物として選定し, コンクリート構造物と鉄骨構造物に分類した上で, 使用条件等を考慮して代表構造物を選定し, 劣化要因ごとに最も厳しい使用環境等を考慮して評価対象部位を選定していることを確認した。劣化事象としての強度低下については, その劣化要因として, 熱, 放射線照射, 中性化, 塩分浸透, 機械振動, アルカリ骨材反応, 凍結融解 (以上, コンクリート), 腐食, 風等による疲労 (以上, 鉄骨構造) を, 遮蔽能力低下の劣化要因としてはコンクリートを対象として熱を想定し, それぞれ以下のように, 特別点検の結果を踏まえて劣化状況を評価した結果, 運転開始後 60 年時点においても健全性が維持できることを確認した。

留意すべき事項として, 設計時の材料条件及び想定される環境条件などに基づく中性化深さの推定式は, 多種のパラメーターを正確に取り込むこと, 塩分浸透予測式は, 最新の研究成果などを参照して精度の高い予測式とすること, 鉄筋の腐食に関しては直接的な腐食状態の把握, 表面ひび割れの発生の有無の観察など継続的に行うこと, アルカリ骨材反応 (アルカリシリカ反応) に関しては, 骨材周りのゲル物質の膨張に伴う内部応力の増加, それに伴うコンクリート表面のひび割れなど継続的に観察すること, 各劣化事象に関しては, 新しい知見, 海外事例などに基づいた評価方法により継続的な点検評価を行うことが必要である。

※1) 発電用軽水炉型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針(1990)

### イ 確認した事項

#### (ア) コンクリート構造物について

##### a 熱による強度低下及び遮蔽能力低下

評価対象は, ガンマ発熱の影響が最も大きい炉心領域部と, 原子炉容器サポートからの伝達熱の影響が最も大きい原子炉容器サポート直下部とし, 評価したコンクリートの最高温度は温度制限値以下であることを確認した。炉心領域部及び原子炉容器サポート直下部における実測値の最高温度は, 解析温度と比較して 10°C から 15°C 程度低いことを確認した。

##### b 放射線照射による強度低下

評価対象は, 中性子及びガンマ線照射量の影響が最も大きい内部コンクリート (一次遮蔽壁) の炉心領域部とし, 運転開始後 60 年時点における中性子照射量の解析値と, 最新知見としての小嶋他<sup>※2)</sup>によるコンクリート強度が低下する可能性のある目安値 ( $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ) とを比較した結果, 目安値を超える部分が存在するが, その範囲は深さ方向に最大で 12cm 程度であり, 一次遮蔽壁の厚さ (最小壁厚 279cm) に比べて小さく, その範囲を除いて算定される構造物の耐力が地震時の設計荷重を上回っていること, 算定された内部コンクリートの最大せん断ひずみが許容値を下回っていること

を確認した。また、運転開始後 60 年時点におけるガンマ線照射量は、目安値 ( $2.0 \times 10^{10}$ rad) 以下であることを確認した。

※2) 中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響 (NTEC-2019-1001)

c 中性化による強度低下

評価対象は、環境条件が中性化に及ぼす影響、塗装等の仕上げの状況に加え、特別点検による中性化深さの測定結果から、原子炉補助建屋(屋内)の外壁(屋内面)及び取水構造物(屋外)の気中帯とし、運転開始後 60 年時点における中性化深さを推定した結果、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さに達していないことを確認した。なお、中性化深さの推定は、「岸谷式、森永式、実測に基づくルート t 式」を用いて評価を行っている。PLM30 時の環境測定結果に基づく調査時点での中性化深さの推定値は、ばらつきはあるものの、今回の測定値と概ね一致していることを確認している。なお、岸谷式については、二酸化炭素濃度による補正を行うことで、測定値に近づくことを確認している。

d 塩分浸透による強度低下

評価対象は、使用環境、塗装等の仕上げの状況に加え、特別点検による塩化物イオン濃度の測定結果から、取水構造物における気中帯、干満帯及び海中帯とし、運転開始後 60 年時点における鉄筋腐食減量を推定した結果、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量を下回っていることを確認した。なお、鉄筋腐食減量の推定は「森永式」を用いて評価を行っており、干満帯についてはそのパラメーターの一つである酸素濃度を保守的に設定している。PLM30 時の測定結果に基づく鉄筋腐食減量の推定値は、ばらつきはあるものの、今回の測定結果に基づく鉄筋腐食減量の推定値と概ね一致していることを確認した。

e 機械振動による強度低下

評価対象は、局所的な影響を受ける可能性があることから、タービン建屋内のタービン架台及び原子炉補助建屋内の非常用ディーゼル発電設備基礎の基礎ボルト周辺のコンクリートとしていることを確認した。機械振動による影響はコンクリート内部より表面の方が大きく、コンクリートのひび割れは表面から発生する可能性が高いと考えられることから、現状保全における定期的な目視点検によって有意なひび割れのないことを確認しており、機械振動による影響がないことを確認した。

f アルカリ骨材反応による強度低下

評価対象構造物についてモルタルバー法による反応性試験を実施し、使用骨材が有害でないこと、また、通常点検において、アルカリ骨材反応に起因するひび割れ等がないことを確認した。また、特別点検での実体顕微鏡観察結果から反応性がないことを確認した。なお、使用骨材はアルカリシリカ反応性が危惧される安山岩であるため、アルカリ骨材反応の潜在膨張性に対する評価として、参考として岩石学的試験(偏光顕微鏡観察)を

実施した結果、粗骨材と細骨材に急速膨張性の反応性鉱物（クリストバライト等）が認められたため、自主的な取組として促進膨張試験を実施した結果、急速膨張の可能性は低いことを確認している。また、細骨材のごく一部に遅延膨張性の反応性鉱物（隠微晶質石英、微晶質石英）が認められたが、膨張や劣化を生じるような進行したアルカリ骨材反応の現象としてのひび割れや膨張は確認されていないことから、遅延膨張の可能性は低いことを確認した。

g 凍結融解による強度低下

凍害危険度の分布図により、川内原子力発電所の周辺地域は「ごく軽微」であり、危険度は低く、通常点検において凍結融解に起因すると判断されるひび割れ等はないことから凍結融解による影響がないことを確認した。

h 地下水のコンクリートへの影響

原子炉建屋、原子炉補助建屋、取水構造物近傍の地下水の水質調査を実施しており、全ての項目において侵食性の判定基準値を満足しており、地下水によるコンクリート侵食の可能性が低いことを確認した。

(イ) 鉄骨構造物について

a 腐食による強度低下

通常点検で強度に支障をきたす可能性のある鋼材の腐食は認められていないことを確認するとともに、腐食に影響する塗膜の劣化等が認められた場合には塗り替えを行う方針としていることを確認した。

b 風等による疲労による強度低下

風等によって繰り返し荷重を受け、疲労破壊が生じるような構造部材がないことを確認した。

ウ 留意すべき事項

(ア) 中性化について

中性化の推定については、実際の中性化深さを実測し推定式（ルート t 式）に内挿法で中性化速度係数を求め、更に 60 年など将来の値を推定する方法が信頼性は高い。設計時の材料条件及び想定される環境条件などに基づく推定式（岸谷式、森永式等）は多種のパラメーターを正確に取り込むことが必要である。

(イ) 塩分浸透について

現状の評価では、塩化物イオン量の実測値が、表面ひび割れが発生する鉄筋腐食量となる塩化物イオン量に達しているかという、やや精度の低い手法が取られており、実際、今回の評価でも鉄筋近傍の塩化物イオン量がやや高い場合も見られ、その場合はかぶり厚が大きく錆発生となる因子の作用が少ないことが安全評価の根拠となっている。予測式自体は古いもので最新の研究成果などを参照して精度の高い予測式とすることが必要である。



(ウ) 今後の保守点検に向けて

現状の中性化の評価及び塩分浸透（塩化物イオン量）の評価はいずれも鉄筋の腐食劣化危険性に対する代替評価値であり、鉄筋の腐食に関しては直接的な腐食状態の把握、表面ひび割れの発生の有無の観察など継続的に行う必要がある。アルカリ骨材反応（アルカリシリカ反応）に関しては、骨材周りのゲル物質の膨張に伴う内部応力の増加、それに伴うコンクリート表面のひび割れなど継続的な観察が必要である。

(エ) 新しい知見に基づいた劣化事象の評価

各劣化事象について、新しい知見、海外事例などに基づいた評価方法により継続的な点検評価を行うことが必要である。

エ その他

### (3) 組織の運用体制及び担当者の教育体制

#### ① 事故・故障等の防止

##### ア 検証結果のまとめ

九州電力は、これまでに発生した事故・故障等に対し、その原因や原子力発電所の状況等を踏まえて対策を講じることで、事故・故障等の再発を防止している。また、改善措置活動（CAP）を導入し、その一環として、発電所内の「気付き事項」の情報を収集し、改善を図ることによって原子力発電所の更なる安全性の向上に取り組んでいる。本委員会においては、これらの体制を確認し、安全性の確保のため必要な措置が取られていることを確認した。

ただし、留意すべき事項として、以下のとおり対応することが必要である。

- ・ 経年劣化の状況について確認する体制を整備するとともに、定期的にその確認結果を公表していくこと。
- ・ 計画外の運転停止、LCO逸脱などに関してデータを収集してトレンドを把握し、顕著な劣化の兆候がないかを分析した上で、定期的に確認していくこと。
- ・ 重大事故等対処設備については、運用訓練を行い、その結果を確認していくこと。
- ・ 特定重大事故等対処施設において、原子炉格納容器の破損防止対策の信頼性を向上するための設備に対する運用訓練について確認を行っていくこと。
- ・ 原子炉を運転中にパンデミックが発生した場合やパンデミックの発生期間中に原子炉を起動して運転する場合には、運転員その他、原子炉を安全に運転するのに必要な要員、原子力発電所の警備と防護に必要な要員及び事故発生に備えた緊急対応要員が、必要人数以上業務に従事できていること、または出勤できる体制にあること、さらには、緊急対応要員に欠員が生じる場合に備えて何らかの有効な補完措置をあらかじめ講じておくことが必要である。
- ・ 単に経年劣化に関する技術的基準をクリアしていることを確認するのみならず、経年劣化を考慮した上で安全余裕や残余のリスクを継続的に把握し、社会に開示してリスクコミュニケーションを行っていくこと。
- ・ 原子力発電所のテロ対策など、国の責任において実施すべきことについて、電力事業者が主体となって国へ要望していくなど、電力事業者として国へ要請すべきことは今後もしっかりと対応していただくこと。

##### イ 確認した事項

九州電力は、これまでに発生した事故・故障等に対し、その原因や原子力発電所の状況等を踏まえて、運用面及び設備面での必要な対策を講じることで、事故・故障等の再発を防止しており、また、改善措置活動（以下、「CAP」という。）の一環として、発電所内の「気付き事項」も情報収集し、改善を図ることによって、原子力発電所の更なる安全性向上に取り組んでいることを確認した。

以下のとおり、CAPの概要について確認を行うとともに、川内原子力発電所

において発生した事故・故障等のうち主な事例について対応を確認し、再発防止対策を確認した。

#### (CAPの概要)

- ・ 新検査制度を踏まえて、電力会社自らの取組としてCAPを導入している。
- ・ CAPは、協力会社を含めた発電所員がパトロール等で発見した「気付き事項」や国内外の原子力発電所で発生した事象、他分野の事象等について制限を設けずに対象としており、これらの気付き事項については状態報告をCAPシステムに登録している。
- ・ 登録された状態報告に対し、原則毎日、各分野の専門家チームで内容確認を行い、原子力安全への影響度の分類、処置方法の振り分けなどを実施している。その後、整理された状態報告については、原則週1回、課長、次長クラスの主要な管理職が参加するCAP会議で、その分類や対応の妥当性の確認等を行い、CAP会議の結果は発電所長まで共有されている。
- ・ また、状態報告の情報分析による問題（改善点）の特定のため、原則として6か月に1回、パフォーマンス評価、監視及び測定を実施している。
- ・ なお、法令に基づく報告対象となる不適合事象については、事業者にて調査、原因特定、対策策定を行い、国へ報告している。
- ・ CAPで取り扱う「気付き事項」のうち、九州電力以外の原子力発電所で発生した事象等についても、同様の事象が発生することを防止する「未然防止処置」を実施し、九州電力の運用面、設備面への対策を検討している。
- ・ 未然防止処置では、他電力の原子力発電所で発生した事象や他業種で発生した事象等を含め、原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア：<http://www.nucia.jp/>）や各社のホームページを活用して情報を入手し、それぞれの事象の原因等を踏まえて、主管箇所を中心に、九州電力で同様の事象が発生する可能性の有無について確認している。
- ・ 確認の結果、運用や設備の改善が必要と判断した場合には、処置方針を決定し、改善活動を行うことで、原子力発電所の安全性向上に寄与している。
- ・ これらの取り組みは、CAPにて、改善の要否の判断や処置方針についての妥当性の確認等を審議した後に、処置の方針を決定している。

#### ウ 留意すべき事項

- ・ 経年劣化の状況について確認する体制を整備するとともに、定期的にその確認結果を公表していくことが必要である。
- ・ 計画外の運転停止、LCO逸脱などに関してデータを収集してトレンドを把握し、顕著な劣化の兆候がないかを分析した上で、定期的に確認していくことが必要である。
- ・ 重大事故等対処設備については、運用訓練を行い、その結果を確認していくことが必要である。また、県は必要に応じて訓練の立会い、訓練条件についての申入れを行うことが必要である。
- ・ 特定重大事故等対処施設において、原子炉格納容器の破損防止対策の信頼性

を向上するための設備に対する運用訓練について確認を行っていくことが必要である。

- ・ 原子炉を運転中にパンデミックが発生した場合やパンデミックの発生期間中に原子炉を起動して運転する場合には、運転員の他、原子炉を安全に運転するのに必要な要員、原子力発電所の警備と防護に必要な要員及び事故発生に備えた緊急対応要員が、必要人数以上業務に従事できていること、または出動できる体制にあること、さらには、緊急対応要員に欠員が生じる場合に備えて何らかの有効な補完措置をあらかじめ講じておくことが必要である。
- ・ 経年劣化に関しては技術的諸基準をクリアすることによって重大な問題は発生しないと期待できるが、不完全さや未知の部分を完全に排除できるわけではないことから、単に経年劣化に関する技術的基準をクリアしていることを確認するのみならず、経年劣化を考慮した上で安全余裕や残余のリスクを継続的に把握し、社会に開示してリスクコミュニケーションを行っていくことが必要である。
- ・ 原子力発電所のテロ対策など、国の責任において実施すべきことについて、電力事業者が主体となって国へ要望していくなど、電力事業者として国へ要請すべきことは今後もしっかりと対応していただくことが必要である。

## エ その他

## ② 人材の力量維持

### ア 検証結果のまとめ

原子力発電事業を継続していくために必要な人材の力量維持について、九州電力の取り組みを確認し、要員確保のための社内外での教育や研修、若手職員への技術継承などについて、外部機関からの意見も踏まえながら、力量維持のための活動に継続的に取り組んでおり、安全性の確保のため必要な措置が取られていることを確認した。

ただし、留意すべき事項として、以下のとおり対応することが必要である。

- ・ 非破壊検査や溶接等の知識を有する人材の育成を行うこと。
- ・ 優秀な人材を安定的に確保することが不可欠であり、長期的な計画に基づく採用と社内教育に尽力すること。
- ・ 長期間にわたって、今後、施設を管理していくには、最終的には、人材が重要となってくることから、電気事業者が取り組んでいる人材育成やベテラン職員から若手職員への技術の伝承について、注視していくこと。
- ・ 全体の監視をしっかりとしていくためには、国や県の体制を含めて、規制側の組織や運営体制についても留意していくこと。
- ・ 経年劣化に対する研究を進めるため、計画的に専門家の確保・育成を行うこと。

### イ 確認した事項

以下のとおり九州電力の取り組みを確認し、人材の力量維持管理のための活動に継続的に取り組んでいることを確認した。

- ・ 継続的な人材の力量維持管理のため、社内規定文書として教育訓練基準・要領を制定しており、原子力発電所設備の保全業務等を実施するために必要な力量を定め、各課に配属後、段階的に力量を付与することで要員確保を実施している。
- ・ 力量の明確化に当たっては、管理職に必要な力量、各課の所属員が業務を遂行する上で必要な力量、保全の結果の確認・評価を実施する者及びこれを承認する者の力量等を文書に定め、実施した力量評価については、その結果を記録している。
- ・ これまで培ってきた様々な技術やノウハウを継承するために、日常業務を通じてのOJTに加え、訓練センターでの実機を模擬した運転シミュレータやモックアップを使った訓練、社内外の研修・教育等を継続的に行っている。
- ・ 九州電力の原子力部門の新入社員は原則、発電課へ配属し、当直業務を経験しながら発電所全体の系統や設備を学ぶこととし、その後、発電所内の運転設備パトロールを行う巡視員からはじまり、タービン・発電機運転員、原子炉運転員等の経験を積み重ね、約10年かけて運転員を育成している。
- ・ 設備保全に係る社員については、設備異常の兆候を嗅ぎ取る感度等の技術継承のため、発電所の建設・運転・保守等を担ってきた豊富な経験を有する社員による若手社員への教育・訓練等を実施するとともに、大型工事を経験させる

等により技術継承が着実に実施されるように取り組んでいる。

- ・ さらに、世界原子力発電事業者協会（WANO）、原子力安全推進協会（JANSI）等の外部機関からも意見を踏まえながら、力量維持のための改善活動に継続的に取り組んでいる。

#### ウ 留意すべき事項

- ・ 非破壊検査や溶接等の知識を有する人材の育成が必要である。
- ・ 運転を継続するに当たっては、優秀な人材を安定的に確保することが不可欠であり、長期的な計画に基づく採用と社内教育に尽力することが必要である。
- ・ 長期間にわたって、今後、施設を管理していくには、最終的には、人材が重要となってくることから、電気事業者が取り組んでいる人材育成やベテラン職員から若手職員への技術の伝承について、注視していくことが必要である。
- ・ 全体の監視をしっかりとしていくためには、国や県の体制を含めて、規制側の組織や運営体制についても留意していくことが必要である。
- ・ 経年劣化に対する研究を進めるため、計画的に専門家の確保・育成を行うことが必要である。

#### エ その他

## 5 むすび

本委員会においては、令和3年12月に川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会を設置し、分科会においては、九州電力が原子力規制委員会に対して行った川内原子力発電所1, 2号機の運転期間延長申請に係る特別点検結果、劣化状況評価及び施設管理方針等に関し約1年3か月の期間に12回の会合を重ね、熱心に御議論いただき、科学的・技術的な観点から検証が行われました。

また、本委員会においても九州電力の組織の運用体制及び担当者の教育体制について、確認を行ってまいりました。

分科会の7人の委員には、材料工学や建築構造・材料学、耐震工学、プラント、原子力発電の国際情報、原子炉熱流動等のそれぞれの専門分野から大変熱心な御議論を頂き、その結果、九州電力が行った特別点検の実施、劣化状況評価及び施設管理方針の策定は、原子力規制委員会の要求に基づき、それぞれ適正になされていることを確認していただきました。

また、検証の結果、今後の安全性の更なる向上に資するため、必要な対策等を「留意すべき事項」として整理していただきました。

本委員会においては、運転期間延長に必要となる九州電力の組織の運用体制及び担当者の教育体制について確認を行い、留意すべき事項を整理した上で、分科会の検証結果とともに報告書に取りまとめました。

この「留意すべき事項」は、原子力規制委員会や九州電力に対する安全性確保や更なる安全性向上の取組について要請を行うことを念頭にまとめたものです。

また、県からの要請事項をより明確化するため、「留意すべき事項」の中から必要なものを抜粋し、別途「県に対する意見」として取りまとめた上で、県に提出することとしています。

県におかれては、要請後においても、その結果や取組状況について継続的な確認をしていただきたいと考えています。

最後になりますが、本委員会及び分科会において長期にわたり多大なる御尽力・御協力を賜った委員の皆様に深く感謝申し上げます。

鹿児島県原子力安全・避難計画等防災専門委員会 座長 地頭 蘭 隆

6 資料

(1) 専門委員会委員名簿

鹿児島県原子力安全・避難計画等防災専門委員会 委員名簿

【令和5年4月1日現在】

(50音順)

委員名	分野	所属・職名
いぐち まさと 井口 正人	火山物理学	京都大学 防災研究所 附属 火山活動研究センター センター長・教授
かまえ かつひろ 釜江 克宏	地震工学	京都大学複合原子力科学研究所 特任教授
こしむら しゆんいち 越村 俊一	津波工学	東北大学災害科学国際研究所 教授
さがら まさし 相良 雅史	放射線影響	量子科学技術研究開発機構 量子生命・医学部門 放射線医学研究所被ばく医療部診療グループ 技術統括
さとう さとし 佐藤 暁	原子力発電の 国際情報	原子力コンサルタント
じとうその たかし 地頭菌 隆	砂防学	鹿児島大学農学系 教授 鹿児島大学地域防災教育研究センター センター長
つかだ ひろふみ 塚田 祥文	環境放射生態学	福島大学環境放射能研究所 参与 教授
なかじま けん 中島 健	原子炉物理, 臨界安全	京都大学 名誉教授
ふるた かずお 古田 一雄	ヒューマン ファクター	東京大学大学院工学系研究科 教授
まつなり ゆうこ 松成 裕子	放射線看護	鹿児島大学医歯学域医学系医学部保健学科 教授 鹿児島大学地域防災教育研究センター 防災教育部門長
もりた こうじ 守田 幸路	原子炉熱流動 ・安全工学	九州大学大学院工学研究院 エネルギー量子工学部門 教授
やまのうち やすひで 山内 康英	災害情報伝達	多摩大学 情報社会学研究所 教授



鹿児島県原子力安全・避難計画等防災専門委員会 委員名簿

【令和3年12月23日時点】

(50音順)

委員名	分野	所属・職名
あさの としゆき 浅野 敏之	海岸工学	鹿児島大学地震火山地域防災センター 特任教授
かまえ かつひろ 釜江 克宏	地震工学	京都大学複合原子力科学研究所 特任教授
さがら まさし 相良 雅史	放射線影響	量子科学技術研究開発機構 量子生命・医学部門 放射線医学研究所 運営企画室 技術統括
さとう さとし 佐藤 暁	原子力発電の 国際情報	原子力コンサルタント
じとうその たかし 地頭菌 隆	砂防学	鹿児島大学農学系 教授 鹿児島大学地震火山地域防災センター センター長
つかだ ひろふみ 塚田 祥文	環境放射生態学	福島大学環境放射能研究所 教授
なかじま けん 中島 健	原子炉物理, 臨界安全	京都大学複合原子力科学研究所 所長・教授
ふるた かずお 古田 一雄	ヒューマン ファクター	東京大学大学院工学系研究科 教授
まつなり ゆうこ 松成 裕子	放射線看護	鹿児島大学医歯学域医学系医学部保健学科 教授 鹿児島大学地震火山地域防災センター 防災教育推進部門長
みやまち ひろき 宮町 宏樹	地震学・ 火山物理学	鹿児島大学大学院理工学研究科 教授
もりた こうじ 守田 幸路	原子炉熱流動 ・安全工学	九州大学大学院工学研究院 エネルギー量子工学部門 教授
やまのうち やすひで 山内 康英	災害情報伝達	多摩大学 情報社会学研究所 教授

(2) 分科会委員名簿

鹿児島県原子力安全・避難計画等防災専門委員会  
川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会 名簿

(50音順)

氏 名	分 野	所 属 ・ 職 名
おおはた みつる 大畑 充	破壊力学・損傷力学・ 材料強度学・溶接力学	大阪大学大学院工学研究科 マテリアル生産科学専攻 教授
かまえ かつひろ 釜江 克宏	地震工学・ 耐震工学	京都大学複合原子力科学研究所 特任教授
きつたか よしのり 橘高 義典	建築材料・ コンクリート工学	東京都立大学 名誉教授
ごとう まさし 後藤 政志	プラント	星槎大学 非常勤講師 (元APAST 代表) (元東芝 原発設計技術者)
さとう さとし 佐藤 暁	原子力発電の 国際情報	原子力コンサルタント
もりた こうじ 守田 幸路	原子炉熱流動 ・安全工学	九州大学大学院工学研究院 エネルギー量子工学部門 教授
わたなべ ひでお 渡邊 英雄	照射損傷・ 原子炉材料工学	九州大学応用力学研究所 核融合力学部門 准教授

(3) 鹿児島県原子力安全・避難計画等防災専門委員会設置要綱

鹿児島県原子力安全・避難計画等防災専門委員会設置要綱

(目 的)

第1条 川内原子力発電所に係る安全性の確認や避難計画の検証など原子力発電所に関する諸課題について、技術的・専門的見地から意見、助言をいただくとともに、県民に対しわかりやすい情報発信などを行うため、鹿児島県原子力安全・避難計画等防災専門委員会（以下「委員会」という。）を設置する。

(任 務)

第2条 委員会は、県の要請を受け、次の各号に掲げる事項について、確認・検証を行い、必要な意見・助言を行う。

- (1) 九州電力株式会社川内原子力発電所の安全性に関する確認
- (2) 鹿児島県及び関係市町が策定する避難計画など防災に関する検証
- (3) 県民向けのわかりやすい情報発信に関する検討
- (4) その他(1)～(3)に関連し必要な事項

(委 員)

第3条 委員会は、知事が委嘱した委員で構成する。

2 委員の任期は2年とし、再任を妨げない。

3 委員会には座長を置き、座長は、委員の互選で選出する。

4 座長が不在のときは、あらかじめ座長の指名する委員がその職務を代行する。

(特別委員)

第3条の2 委員会に、第2条各号に掲げる事項に係る特別の事項について検討させるため必要があるときは、特別委員を置くことができる。

2 特別委員は、知事が委嘱する。

3 特別委員の任期は、当該委嘱に係る特別の事項に関する検討が終了する日までとする。

(会 議)

第4条 座長は、会議の議長となり、議事を整理する。

2 委員会は、必要があると認めるときは、委員以外の出席を求め、説明を受けることができる。

(分科会)

第5条 委員会に、原発の安全性に関する分科会と避難計画など防災に関する分科会を設置する。

2 委員会は、第2条各号に掲げる事項に係る特別の事項について検討するため必要があると認めるときは、前項に掲げる分科会の他に、別途、分科会を設置することができる。

3 分科会の組織及び運営に関し必要な事項は、別に定める。

(庶 務)

第6条 委員会の庶務は、危機管理防災局原子力安全対策課において処理する。

(その他)

第7条 この要綱に定めるもののほか、委員会の運営に関し必要な事項は、別に定める。

附 則

この要綱は、平成28年12月19日から施行する。

附 則

この要綱は、平成31年4月1日から施行する。

附 則

この要綱は、令和3年12月23日から施行する。

(4) 川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会運営要領

## 川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会運営要領

(趣 旨)

第1条 この要領は、鹿児島県原子力安全・避難計画等防災専門委員会(以下「委員会」という。)設置要綱第5条第3項の規定に基づき、川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会(以下「分科会」という。)の組織及び運営に関し必要な事項を定める。

(任 務)

第2条 分科会は、川内原子力発電所1号機及び2号機の運転期間延長に係る次の各号に掲げる事項について、科学的・技術的検証を行い、その結果を委員会に報告するものとする。

- (1) 九州電力株式会社が実施する特別点検及び劣化状況評価
- (2) 九州電力株式会社が策定する施設管理方針
- (3) 前二号に関連し必要な事項

(分科会委員)

第3条 分科会は、知事が指名する委員会の委員及び特別委員で構成する。

2 分科会に座長を置き、分科会委員の互選で選出する。

3 座長が不在のときは、あらかじめ座長が指名する分科会委員がその職務を代理する。

(会 議)

第4条 座長は、会議の議長となり、議事を整理する。

2 分科会は、必要があると認めるときは、分科会委員以外の出席を求め、説明を受けることができる。

3 分科会の検討状況は、適宜、委員会に報告する。

(庶 務)

第5条 分科会の庶務は、危機管理防災局原子力安全対策課において処理する。

(廃 止)

第6条 分科会は、第2条に定める任務が終了したときは廃止するものとする。

(その他)

第7条 この要領に定めるもののほか、分科会の運営に関し必要な事項は、知事が別に定める。

附 則

この要領は、令和3年12月23日から施行する。

(5) 専門委員会検証の経過

[第16回専門委員会]

- ・期 日 令和3年12月23日
- ・場 所 ホテル自治会館
- ・協議事項 川内原子力発電所の特別点検等（特別点検の実施，専門委員会における運転期間延長に関する検証） 等

[第17回専門委員会]

- ・期 日 令和4年7月6日
- ・場 所 アートホテルかごしま
- ・協議事項 川内原子力発電所の運転期間延長の検証について（分科会の開催状況等，専門委員会の検討方針） 等

[第18回専門委員会]

- ・期 日 令和4年11月14日
- ・場 所 マリンパレスかごしま
- ・協議事項 川内原子力発電所の運転期間延長の検証について（分科会の開催状況等，1，2号機運転期間延長認可申請の概要，川内原発のこれまでの事故・故障等への対応） 等

[第19回専門委員会]

- ・期 日 令和5年3月13日
- ・場 所 アートホテルかごしま
- ・協議事項  
ア 川内原子力発電所の運転期間延長の検証について（分科会の開催状況等）  
イ 川内原子力発電所の安全性の確認について（これまでの委員からの質問への回答） 等

[第20回専門委員会]

- ・期 日 令和5年4月26日
- ・場 所 アートホテルかごしま
- ・協議事項 川内原子力発電所の運転期間延長の検証について（川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会報告，当委員会における川内原発運転期間延長検証の考え方（案））

[第21回専門委員会]

- ・期 日 令和5年5月18日
- ・場 所 ホテル自治会館
- ・協議事項 川内原子力発電所の運転期間延長の検証について（川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する報告書（案），川内原子力発電所の運転期間延長に関する意見書（案））

(6) 分科会検証の経過

[第1回分科会]

- ・期 日 令和4年1月20日
- ・場 所 マリンパレスかごしま
- ・協議事項
  - ア 運転期間延長認可制度
  - イ 川内原子力発電所1, 2号機の概要及び特別点検の概要 他

[第2回分科会（視察）]

- ・期 日 令和4年3月29日
- ・場 所 川内原子力発電所
- ・視察内容 特別点検の実施状況等

[第3回分科会]

- ・期 日 令和4年4月25日
- ・場 所 アートホテル鹿児島
- ・協議事項
  - ア 劣化状況評価（高経年化技術評価結果）に係る制度
  - イ 30年目高経年化技術評価結果（コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下, 低サイクル疲労） 等

[第4回分科会]

- ・期 日 令和4年8月2日
- ・場 所 アートホテル鹿児島
- ・協議事項
  - ア 1号炉原子炉容器の特別点検（個別確認・評価）結果
  - イ 30年目高経年化技術評価結果（原子炉容器の中性子照射脆化, 照射誘起型応力腐食割れ） 等

[第5回分科会]

- ・期 日 令和4年9月6日
- ・場 所 ホテル自治会館
- ・協議事項
  - ア 1号炉原子炉格納容器の特別点検（個別確認・評価）結果
  - イ 30年目高経年化技術評価結果（熱時効, 絶縁低下） 等

[第6回分科会]

- ・期 日 令和4年10月17日
- ・場 所 アートホテル鹿児島
- ・協議事項  
ア 1, 2号炉コンクリート構造物の特別点検（個別確認・評価）結果  
イ 2号炉原子炉格納容器の特別点検（個別確認・評価）結果  
ウ 1, 2号炉原子炉容器の特別点検（個別確認・評価）結果 等

[第7回分科会]

- ・期 日 令和4年11月7日
- ・場 所 アートホテル鹿児島
- ・協議事項 劣化状況評価結果（コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下，照射誘起型応力腐食割れ） 等

[第8回分科会]

- ・期 日 令和4年12月23日
- ・場 所 アートホテル鹿児島
- ・協議事項 劣化状況評価結果（低サイクル疲労，原子炉容器の中性子照射脆化） 等

[第9回分科会]

- ・期 日 令和5年1月30日
- ・場 所 アートホテル鹿児島
- ・協議事項 劣化状況評価結果（熱時効，絶縁低下） 等

[第10回分科会]

- ・期 日 令和5年2月22日
- ・場 所 アートホテル鹿児島
- ・協議事項 分科会報告書フレーム（案），検証の取りまとめ方針 等

[第11回分科会]

- ・期 日 令和5年3月24日
- ・場 所 鹿児島サンロイヤルホテル
- ・協議事項 川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会報告書（案）

[第12回分科会]

- ・期 日 令和5年4月12日
- ・場 所 アートホテル鹿児島
- ・協議事項 川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会報告書（案）

運転期間延長認可制度の概要

- 原子炉等規制法において、発電用原子炉を運転することができる期間は、運転開始から40年とされ、その満了に際し、原子力規制委員会の認可を受けた場合は、1回に限り、20年を上限として延長することができることとされている。  
〔炉規法第43条の3の32〕
  
- 運転期間延長認可申請は、発電用原子炉の運転期間満了日から起算して1年前の日までに申請しなければならない。〔実用炉則第113条第1項〕
  
- 運転期間延長認可申請には、以下の書類を添付することが求められている。  
〔実用炉則第113条第2項〕
  - ① 申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のための点検（『特別点検』）の結果を記載した書類
  - ② 延長しようとする期間における運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価（『劣化状況評価』）の結果を記載した書類
  - ③ 延長しようとする期間における原子炉その他の設備に係る施設管理方針を記載した書類
  
- 実用炉規則に定める運転期間延長に係る認可の基準は、「延長しようとする期間において、原子炉その他の設備が延長しようとする期間の運転に伴う劣化を考慮した上で技術基準規則に定める基準に適合するもの」であること。〔実用炉則第114条〕
  
- 運転期間延長認可の申請、審査について、原子力規制委員会では「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」及び「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」を策定。



## 関連条文（運転期間延長認可制度）

### ○核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）

（運転の期間等）

第四十三条の三の三十二 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四十三条の三の十一第三項の確認を受けた日から起算して四十年とする。

- 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、二十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。
- 4 第二項の認可を受けようとする発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、原子力規制委員会に認可の申請をしなければならない。
- 5 原子力規制委員会は、前項の認可の申請に係る発電用原子炉が、長期間の運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化の状況を踏まえ、その第二項の規定により延長しようとする期間において安全性を確保するための基準として原子力規制委員会規則で定める基準に適合していると認めるときに限り、同項の認可をすることができる。

附則（平成二十四年六月二七日法律第四七号）抄

第二十五条 附則第二十二条第一項の規定により第四号新規制法第四十三条の三の五第一項の規定によりされた許可とみなされた第四号旧規制法第二十三条第一項の規定による許可に係る旧発電用原子炉であつて附則第一条第四号に掲げる規定の施行の際現に設置されているもの（次項において「既設発電用原子炉」という。）に対する第四号新規制法第四十三条の三の三十一第一項（附則第一条第五号に掲げる規定の施行後においては、第五号新規制法第四十三条の三の三十二第一項。以下この項において同じ。）の規定の適用については、第四号新規制法第四十三条の三の三十一第一項中「第四十三条の三の十一第一項」とあるのは、「原子力規制委員会設置法（平成二十四年法律第四十七号）附則第四十一条の規定による改正前の電気事業法（昭和三十九年法律第七十号）第四十九条第一項」とする。

- 2 前項の規定にかかわらず、既設発電用原子炉のうち、附則第一条第四号に掲げる規定の施行の日において、その設置の工事について最初に附則第四十一条の規定による改正前の電気事業法（昭和三十九年法律第七十号）（以下「旧電気事業法」という。）第四十九条第一項の検査に合格した日から起算して三十七年を経過しているものに対する第四号新規制法第四十三条の三の三十一第一項（附則第一条第五号に掲げる規定の施行後においては、第五号新規制法第四十三条の三の三十二第一項。以下この項において同じ。）の規定の適用については、第四号新規制法第四十三条の三の三十一第一項中「当該発電用原子炉の設置の工事について最初に第四十三条の三の十一第一項の検査に合格した日から起算して四十年」とあるのは、「原子力規制委員会設置法（平成二十四年法律第四十七号）附則第十七条の規定の施行の日から起算して三年」とする。

### ○核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令

（発電用原子炉の運転の期間の延長に係る期間の上限）

第二十条の六 法第四十三条の三の三十二第三項に規定する政令で定める期間は、二十年とする。ただし、原子力規制委員会設置法（平成二十四年法律第四十七号）附則第二十五条第二項の規定の適用を

受ける既設発電用原子炉（同条第一項に規定する既設発電用原子炉をいう。以下この条において同じ。）については、五十七年から当該既設発電用原子炉の設置の工事について最初に原子力規制委員会設置法附則第四十一条の規定による改正前の電気事業法（昭和三十九年法律第七十号）第四十九条第一項の検査に合格した日から起算して原子力規制委員会設置法附則第一条第四号に掲げる規定の施行の日の前日までの期間を控除した期間とする。

### ○実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）

（発電用原子炉の運転の期間の延長に係る認可の申請）

第百十三条 法第四十三条の三の三十二第四項の規定により同条第一項の発電用原子炉を運転することができる期間の延長について認可を受けようとする者は、当該期間の満了する日から起算して一年前の日までに次に掲げる事項を記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。

- 一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
  - 二 発電用原子炉を運転することができる期間の延長に係る工場又は事業所の名称及び所在地
  - 三 発電用原子炉を運転することができる期間の延長の対象となる発電用原子炉の名称
  - 四 延長しようとする期間
- 2 前項の申請書には、次に掲げる書類を添付しなければならない。ただし、第二号の評価を第八十二条第二項の評価と一体として行っている場合であって、同項の評価の結果に関する第九十二条第二項第二号に定める書類を添えて同項の規定による申請がされているときには、第二号に掲げる書類を添付することを要しない。
- 一 申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のための点検の結果を記載した書類
  - 二 延長しようとする期間における運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価の結果を記載した書類
  - 三 延長しようとする期間における原子炉その他の設備に係る施設管理方針を記載した書類
- 3 第一項の申請書の提出部数は、正本及び写し各一通とする。

（発電用原子炉の運転の期間の延長に係る認可の基準）

第百十四条 法第四十三条の三の三十二第五項の原子力規制委員会規則で定める基準は、延長しようとする期間において、原子炉その他の設備が延長しようとする期間の運転に伴う劣化を考慮した上で技術基準規則に定める基準に適合するものとする。

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

平成25年6月19日

原子力規制委員会

(最終改正:令和2年3月31日)

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。)第43条の3の32第4項及び実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和53年通商産業省令第77号。以下「実用炉規則」という。)第113条に基づく運転期間延長認可申請書の記載内容について、以下のとおり示す。

本規程において使用する用語は、原子炉等規制法及び実用炉規則において使用する用語の例による。

なお、運転期間延長認可申請書の記載に係る要件の技術的内容は、本規程に限定されるものではなく、実用炉規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、実用炉規則に適合するものと判断するものである。

#### 1. 運転期間延長認可申請書の提出期間について

1. 1 実用炉規則第113条第1項の「当該期間の満了する日から起算して一年前の日までに次に掲げる事項を記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。」について

(1)「当該期間の満了する日から起算して一年前の日まで」とは、例えば、平成28年7月7日が運転期間の満了する日である発電用原子炉についての申請書の提出期限は平成27年7月8日までとなる。なお、申請書の提出期限が行政機関の休日に関する法律(昭和63年法律第91号)第1条第1項各号に掲げる日に当たるときは、その翌日をもってその期限とみなす。

#### 2. 運転期間延長認可申請書に係る記載について

2. 1 実用炉規則第113条第1項第4号の「延長しようとする期間」について

(1)延長しようとする期間並びに当該期間の開始日及び満了日を記載すること。なお、当該期間の開始日は、原子炉等規制法第43条の3の32第1項の「発電用原子炉を運転することができる期間」を経過した日を指す。

#### 3. 運転期間延長認可申請書添付書類に係る記載について

3. 1 実用炉規則第113条第2項第1号の「申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のための点検の結果を記載した書類」について

(1)「申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のための点検」(以下「特別点検」という。)については以下のいずれにも該当するものをいう。

①運転開始後35年を経過する日以降に実施するもの。

②対象の機器・構造物、その対象の部位、着目する劣化事象及び点検方法が以下に該当するもの。

○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	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

造物			
----	--	--	--

○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	○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)	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 及びベント管ペロ 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	○UT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

(2)記載事項については、次のとおりとする。

- ①特別点検年月日
- ②特別点検の対象の機器・構造物及び部位
- ③特別点検の方法
- ④特別点検の結果
- ⑤特別点検を実施した者の氏名
- ⑥特別点検に係る教育訓練に関する事項
- ⑦特別点検記録に関する事項

3. 2 実用炉規則第113条第2項第2号の「延長しようとする期間における運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価の結果を記載した書類」について

(1)「延長しようとする期間における運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価」(以下「劣化状況評価」という。)の記載内容について評価の対象とする機器・構造物及び評価手法は、実用炉規則第82条第2項に規定する運転開始後40年を迎える発電用原子炉に係る発電用原子炉施設についての経年劣化に関する技術的な評価におけるものと同様とする。特に運転期間延長認可申請に伴うものとして評価を行い、その結果の記載が求められる事項は次のとおり。

①上記3. 1の特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。

②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取り出した監視試験片の試験結果(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、1. 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。)とする。)

③加圧水型軽水炉に係る上記②の試験結果に基づく健全性評価等における以下の事項。

- ・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。
- ・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韌性値を用いた加圧熱衝撃評価。

④実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第6号。以下「技術基準規則」という。)(運転開始以後40年を経過する日において適用されているものに限る。)に定める基準に照らした評価。

(2)記載事項については、次のとおりとする。ただし、劣化状況評価の対象となる機器・構造物のうち、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査方針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)において定義されるクラス3の機能を有するものであって、高温・高圧の環境下にある機器以外のものについては、下記3. 3の「延長しようとする期間における原子炉その他の設備に係る施設管理方針」の策定の対象としたものを除き、⑧から⑩までの事項の記載を要しないものとする。

①プラント概要

②プラント運転実績

③申請書提出時点において、技術基準規則(運転開始以後40年を経過する日において適用されているものに限る。)に定める基準に適合していないものがある場合には、当該基準への適合に向けた取組及びそのスケジュール(実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第5号)第43条第2項に規定される可搬型重大事故等対処設備についても該当するものがある場合は記載すること。)



- ④発生した主な経年劣化事象
- ⑤主な補修・取替え実績
- ⑥上記3. 1の特別点検結果
- ⑦劣化状況評価の実施体制
  - ・評価の実施に係る組織
  - ・評価の方法
  - ・評価の実施に係る工程管理
  - ・評価において協力した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項
  - ・評価記録の管理に関する事項
  - ・評価に係る教育訓練に関する事項
- ⑧劣化状況評価の実施年月日
- ⑨劣化状況評価を実施した者の氏名
- ⑩劣化状況評価の個別実施手順
- ⑪劣化状況評価の対象とした機器・構造物
- ⑫国内外の原子カプラントの運転経験の反映
- ⑬最新の技術的知見の反映
- ⑭機器・構造物ごとに発生が否定できない経年劣化事象
- ⑮着目すべき経年劣化事象の抽出
- ⑯健全性評価結果(申請書提出時点において、全ての評価結果を示すことができない場合には、実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準(原管P発第1311271号(平成25年11月27日原子力規制委員会決定))2.の表の評価対象事象又は評価事項ごとにその結果を追って申請の補正として示すことができる。この場合において、最初の申請書には全ての評価結果をそろえるまでの取組及びそのスケジュールを記載すること。)
- ⑰健全性評価結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容
- ⑱現状の施設管理の評価結果
- ⑲追加すべき保全策

### 3. 3 実用炉規則第113条第2項第3号の「延長しようとする期間における原子炉その他の設備に係る施設管理方針を記載した書類」について

- (1)「延長しようとする期間における原子炉その他の設備に係る施設管理方針」(以下「施設管理方針」という。)の策定に係る手法は、実用炉規則第82条第2項に規定する運転開始後40年を迎える発電用原子炉に係る発電用原子炉施設についての施設管理に関する方針の策定と同様とする。特に運転期間延長認可申請に伴い策定するものとして記載が求められる事項は次のとおり。なお、3. 2(2)⑯の評価結果を申請の補正として示す場合には、当該評価結果に関する施設管理方針について、当該評価結果と合わせて申請の補正として示すことができる。
- ①上記3. 2の劣化状況評価を踏まえた施設管理方針。
  - ②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、当該監視試験片に基づき行う監視試験の計画。

附 則(平成25年6月19日)

この規程は、平成25年7月8日より施行する。

附 則(平成25年12月6日)

この規程は、平成25年12月18日より施行する。

附 則(平成26年8月26日)

この規程は、平成26年8月26日より施行する。

附 則(平成29年9月20日)

この規程は、平成29年9月28日より施行する。

附 則(令和2年3月31日)

この規程は、原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律(平成29年法律第15号)第3条の規定の施行の日(令和2年4月1日)から施行する。

## コンクリート構造物の特別点検に係る点検項目の詳細について

1. 点検項目の詳細については、下表のとおりとする。
2. 下表において「○」のある対象の部位及び点検項目の組合せごとに、原則としてコアサンプルを採取し、確認を行うものとする。この確認においては、この組合せごとに、対象の部位の中で点検項目に照らして使用材料及び使用環境条件が最も厳しくなる場所から採取したコアサンプルによる確認をもって、当該組合せに係る確認を行ったものとして行うことができる。また、内部鉄筋の切断やペダスタル外部鋼板を破壊する等、強度・機能に影響を及ぼすこととなる場合は、当該対象の部位に準じた使用材料及び使用環境条件を有する場所から採取したコアサンプルによる確認をもってその確認を代替させることができる。

## 3. 点検箇所

○加圧水型軽水炉

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検項目					
		強度	遮蔽能力*1	中性化深さ*2	塩分浸透*2,3	アルカリ骨材反応	
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	○	○	○	○	○	
	内部コンクリート	○	○	○	—	○	
	基礎マット	○	—	○	—	○	
原子炉補助建屋	外壁	○	○	○	○	○	
	内壁及び床	○	○	○	—	○	
	使用済み燃料プール	○	—	○	—	○	
	基礎マット	○	—	○	—	○	
タービン建屋	外壁	○	—	○	○	○	
	内壁及び床	○	—	○	—	○	
	基礎マット	○	—	○	—	○	
取水槽	海中帯	○	—	○	○	○	
	干満帯	○	—	○	○	○	
	気中帯	○	—	○	○	○	
安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物	原子炉格納施設内	—	○	—	○	—	○
	原子炉補助建屋内	—	○	—	○	—	○
	タービン建屋内(タービン)	—	○	—	○	—	○

	架台を含む。)						
上記以外の構造物(安全機能を有する構造物又は常設重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物に限る。)	—	○	○	○	○	○	○

- \* 1: 設計及び工事の計画の認可申請書(以下「設工認申請書」という。)において、遮蔽能力(乾燥単位容積質量)が記載されている範囲について確認する。
- \* 2: コアサンプルによる確認と同等の方法(ドリル法等)によることもできる。また、中性化深さを確認する場所は、塗装等のコンクリート表面被覆のない場所を選定する。
- \* 3: 海塩粒子の付着等によって塩分浸透の可能性がある場所(海風の直接当たる外壁等)及び取水構造物について確認する。

○沸騰水型軽水炉

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検項目				
		強度	遮蔽能力*1	中性化深さ*2	塩分浸透*2,3	アルカリ骨材反応
原子炉建屋等	外壁	○	○	○	○	○
	内壁及び床	○	○	○	—	○
	原子炉圧力容器ペDESTAL又はこれに準ずる部位	○	—	○	—	○
	一次遮蔽壁	○	○	○	—	○
	格納容器底部基礎マット	○	—	○	—	○
	格納容器底部外基礎マット	○	—	○	—	○
	使用済み燃料プール	○	—	○	—	○
	ダイアフラムフロア	○	—	○	—	○

原子炉建屋以外の建屋 (中央制御室が設置されているものに限る。)		外壁	○	○	○	○	○
		内壁及び床	○	○	○	—	○
		基礎マット	○	—	○	—	○
タービン建屋		外壁	○	○	○	○	○
		内壁及び床	○	○	○	—	○
		基礎マット	○	—	○	—	○
取水槽		海中帯	○	—	○	○	○
		干満帯	○	—	○	○	○
		気中帯	○	—	○	○	○
安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物	原子炉建屋内	—	○	—	○	—	○
	原子炉建屋以外の建屋内 (中央制御室が設置されているものに限る。)	—	○	—	○	—	○
	タービン建屋内 (タービン架台を含む。)	—	○	—	○	—	○
上記以外の構造物(安全機能を有する構造物又は常設重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物に限る。)		—	○	○	○	○	○

\* 1: 設工認申請書において、遮蔽能力(乾燥単位容積質量)が記載されている範囲について確認する。

\* 2: コアサンプルによる確認と同等の方法(ドリル法等)によることもできる。また、中性化深さを確認する場所は、塗装等のコンクリート表面被覆のない場所を選定する。

\* 3: 海塩粒子の付着等によって塩分浸透の可能性がある場所(海風の直接当たる外壁等)及び取水構造物について確認する。

実用発電用原子炉の運転の  
期間の延長の審査基準

平成25年11月  
原子力規制委員会  
(最終改正:令和2年3月)

発電用原子炉設置者は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「法」という。）第43条の3の32第1項の発電用原子炉を運転することができる期間を延長する場合には、同条第4項及び実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号。以下「実用炉規則」という。）第113条の規定に基づき原子力規制委員会へ認可申請をし、法第43条の3の32第2項の認可（以下「運転期間延長認可」という。）を受けることが義務付けられている。

原子力規制委員会は、当該認可申請について、実用炉規則第114条に規定する認可の基準である「延長しようとする期間において、原子炉その他の設備が延長しようとする期間の運転に伴う劣化を考慮した上で技術基準規則に定める基準に適合するものとする。」への適合を確認するために審査を行うこととなる。

これらを踏まえ、実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査における基準を明確にする観点から、当該審査に当たって確認すべき事項を次のとおり定める。

なお、2.の規定は、当該規定に適合しない場合であっても、それが技術的な改良、進歩等を反映したものであって、本基準を満足する場合と同等又はそれを上回る安全性を確保し得ると判断される場合には、これを排除するものではない。

1. 運転期間延長認可の時点において、当該時点において適用されている法第43条の3の14の技術上の基準に適合させるために必要となる法第43条の3の9及び第43条の3の10に掲げる設計及び工事の計画がすべて同条の規定に基づく認可等の手続により確定していること。
2. 実用炉規則第113条第2項第2号に掲げる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価の結果、延長しようとする期間において、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同項第3号に掲げる延長しようとする期間における原子炉その他の設備に係る施設管理方針の実施を考慮した上で、延長しようとする期間において、要求事項に適合すること。

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	<p>○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。</p> <p>○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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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こと。</li> <li>・亀裂不安定性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。</li> <li>・欠陥深さ評価の結果、原子炉圧力容器胴部の評価対象部位において母材厚さの75%を超えないこと。</li> <li>・塑性不安定破壊評価の結果、評価対象部位において塑性不安定破壊を生じないこと。</li> </ul> <p>○上記評価の結果から、運転上の制限として遵守可能な、通常の1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲又は原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい若しくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度が設定可能と認められること。</p>
照射誘起型応力腐食割れ	○健全性評価の結果、評価対象部位において照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性が認められる場合は、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提としても技術基準規則に定める基準に適合すること。
2相ステンレス鋼の熱時効	<p>○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こと。</p> <p>○亀裂不安定性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。</p>
電気・計装設備の絶縁低下	○点検検査結果による健全性評価の結果、評価対象



			<p>の電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないこと。</p> <p>○環境認定試験による健全性評価の結果、設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備及び重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないこと。</p>
コンクリート構造物	コンクリートの強度低下	熱	○評価対象部位のコンクリートの温度が制限値（貫通部は 90℃、その他の部位は 65℃）を超えたことがある場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。
		放射線照射	○評価対象部位の累積放射線照射量が、コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある値を超えている又は超える可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。
		中性化	○評価対象部位の中性化深さが、鉄筋が腐食し始める深さまで進行しているか又は進行する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。
		塩分浸透	○評価対象部位に塩分浸透による鉄筋腐食により有意なひび割れが発生しているか又は発生する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。
		アルカリ骨材反応	○評価対象部位にアルカリ骨材反応による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。
		機械振動	○評価対象機器のコンクリート基礎への定着部周辺コンクリート表面に機械振動による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。
		凍結融解	○評価対象部位に凍結融解による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。

	コンクリートの遮蔽能力低下	熱	○中性子遮蔽のコンクリートの温度が 88℃又はガンマ線遮蔽のコンクリートの温度が 177℃を超えたことがある場合は、評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の遮蔽能力が原子炉設置（変更）許可における遮蔽能力を下回らないこと。
	鉄骨の強度低下	腐食	○評価対象部位に腐食による断面欠損が生じている場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。
		風などによる疲労	○評価対象部位に風などの繰り返し荷重による疲労破壊が発生している又は発生する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。
	上記評価対象事象以外の事象		○劣化傾向監視等劣化管理がなされていない事象について、当該事象が発生又は進展している若しくはその可能性が認められる場合は、その発生及び進展を前提とした健全性評価を行い、その結果、技術基準規則に定める基準に適合すること。
	耐震安全性評価		○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ること。 ○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂（欠陥）に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ること。 ○経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であること。 ○経年劣化事象を考慮した、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であるか又は、同様に制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下であること。
	耐津波安全性評価		○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について、津波時に発生する応力等を評価した結果、許容限界を下回ること。

(8) 分科会における質疑応答

(1) 特別点検結果 ① 原子炉容器

No	開催回	委員	質問	回答
1	1	渡邊委員	<p>特別点検の新しさというのを、私自身としては感じていない。例えば特別点検で全体を UT で検査するのは結構だが、それだけのように見える。何か今回新しく点検をするということの意義と、やっぱり原発というのは個々の劣化状況が違うわけなので、それがこういうふうな点検でもって、本当に国内の PWR が一様な検査で本当にいいのか。</p>	<p>40 年延長認可制度は福島後にできたが、その前から高経年化技術評価制度というのがある。その評価の中では、30 年を超えたものについて、30 年の節目の 10 年毎、30 年、40 年、50 年という節目毎に今後の劣化の評価をするように求めている、それに応じて必要な追加の保全策を求めている。そういう意味では、川内でも 30 年目の時点で劣化評価をしていて、今回 40 年だから急に新しいことが増えるというものではないと思っている。</p> <p>特別点検をする意義は、節目であるので、網羅的な点検をして規制側もそれをきっちり確認するというものであって、この点検行為が質的に変わるものではない。内容的に目新しいというよりも、網羅的にきっちり確認をするというプロセスだと我々は認識をしている。</p> <p>プラント毎に一様でないというのはおっしゃるとおりなので、1つ1つの炉について個別に点検・評価をしている。また、高経年化上着目すべき事象というのはこれまでの研究から概ねの相場感があるが、それにはまらないもの、それから特有のものがあり得るので、それをしっかり拾っていかうというのが延長認可制度の趣旨だと考えている。そういったことが漏れないよう、我々も見ていきたい。【原子力規制庁】</p>
2	2	渡邊委員	<p>レーザーピーニングの状況だとかいったものはまだ説明がないが、表面の傷に関しては、例えば、実際どのような構造で何ミリぐらいの傷が見えるとか、そういうものも含めて説明していただきたい。</p>	<p>原子炉容器の母材と溶接部の UT については、5 ミリメートル程度の欠陥を検出できる精度を有している。また、原子炉容器のノズルコーナーの ECT については、1 ミリ程度の検出性能を有している。</p> <p>BMI 管台内面の ECT は、ウォータージェットピーニングをやっているため、その影響がある範囲の傷を確認できればよいという根拠のもと、0.5 ミリメートルの精度である。</p>

3	2	大畑委員	<p>原子炉容器の超音波検査について、超音波の検査領域がちょうど4メートルほどと聞いたが、これは照射量と関連づけられているのか。</p> <p>また、クラッド下の溶接部近傍の欠陥検出において、母材部と区別して何か特別なことをされているか。</p>	<p>特別点検の範囲はあくまで炉心領域であり、被覆管に入っている燃料ペレットの最上端と最下端の間を炉心領域としている。ただし、10の19乗の中性子を浴びている領域については、自主的にUTをとっている。</p> <p>また、母材と溶接部の検査方法の違いは特にはないが、溶接部は従来より適宜検査しているデータがずっと蓄積していて、今回と比較ができるような状況になっている。</p>
4	3	佐藤委員	<p>機器の納入業者と検査業者が同じで、ある意味での利益相反が起こり得る。このため、検査業者は、納入業者と異なるというのが理想である。ただし、現実には、あれだけの検査装置を開発するというのは相当なコストや技量が必要で、納入業者以外に国内で同レベルで検査できると業者は、現実にはないという事情は理解する。そのため、九州電力として、何かプラスアルファの管理をしないと、そこが弱いと感じる。先日の視察の際も、九州電力に非破壊検査の有資格者はいるかと尋ねたが、フィールド系はいないということなので、やはりそこは考えてもらった方がいいと思う。</p> <p>現場で実際に発生しているデータと執務室で受け取るデータの間には、膨大な中間プロセスが介在しているが、そこが見えないので、スポット的にでも、例えばUTの検査であれば、あるところに注目して、生データとしてしっかり精査するといった補強が必要ではないかと感じた。</p>	<p>RVとか、かなり細かいプラントの設計情報がないと検査装置も作れないというのが現実で、なかなかほかの検査メーカーを持ってくるというのは、急には難しくてできないだろうと思っている。</p> <p>我々が見るのはでき上がった記録だが、その生データ、本当に波形が出てないかというのは、全数確認はしている。</p>
5	4	佐藤委員	<p>原子炉圧力容器にクラッドがあるということだが、これは、帯状のステンレス板を爆着でくっつけたものなのか、それともステンレスを肉盛り状にくっつけたものなのか。それぞれ実際の原子炉圧力容器と試験体について示せ。</p>	<p>低合金鋼に対して、304相当のクラッドを溶接により施工している。</p>

6	4	佐藤委員	BMI にウォータージェットピーニングを施工しているということだが、ウォータージェットピーニングを施工することにより、超音波検査の検出能力に影響する可能性があるという議論があるが、試験片はウォータージェットピーニングを施工したものなのか、シンプルな材料に対して施工したものなのか。	確認し、次回以降説明する。  九電回答資料 ○第6回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171201-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171201-1.pdf</a> ○第6回分科会 資料3-2 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171225-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171225-1.pdf</a>
7	4	佐藤委員	人工欠陥の作り方はどうしているのか。	試験片の説明をする際に、併せて整理して御説明する。  九電回答資料 ○第6回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171201-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171201-1.pdf</a> ○第6回分科会 資料3-2 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171225-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171225-1.pdf</a>
8	4	後藤委員	原子炉容器の着目すべき劣化現象として、中性子の照射脆化、疲労、応力腐食があるが、この三つは独立なのか、相互に影響するのか。	九電回答資料 ○第6回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171201-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171201-1.pdf</a> ○第6回分科会 資料3-2 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171225-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171225-1.pdf</a>

9	4	佐藤委員	<p>原子炉容器に使われる低合金鋼は、決して強度が抜群という材料ではなく、例えばマレージング鋼といった強い材料は幾らでもある。それが本当に優れた材料かという点、脆性破壊の特性に関して言えば逆で、強度はあるが靱性が足りず、小さな欠陥を見逃すことによりバラバラの破片になるので、破壊靱性に関して言えば低合金鋼の方がむしろ安全で、適した材料である。なお、低合金鋼よりも更に破壊靱性が優れた材料としてオーステナイト系のステンレス鋼があり、これは実質破壊靱性は一切考慮しなくても良いというような材料特性を持っている。そういうことで、原子炉容器に適した材料としては、結局低合金鋼が現実的にはベストな材料だということで選択された歴史があるというのが、皆さんと共有したい情報。</p>	—
10	4	渡邊委員	<p>先ほど 304 相当の合金を溶接されていると言ったが、それは肉盛りではないのか。</p>	<p>肉盛り溶接というのは強度を持たせる場合実施するものだが、本件は低合金鋼が腐食することを防止するために、ステンレスを施工しており、肉盛り溶接とは違う。</p>
11	4	渡邊委員	<p>例えばどれぐらいの幅が炉心領域であるとか、そういうことも含めて、何度にもわたっていろんな説明をしないとイケない。</p>	<p>今回炉心領域と定めているのは大体 3,700mm ぐらいだが、出せる数字も含め、実際に我々が見た領域と、国のガイドに定められている以上の範囲を見ている部分もあるので、その辺りを明確に説明する。</p>
12	4	大畑委員	<p>UT で少なくとも深さ 5mm の欠陥は確実に見つけるという思想で検査されていると思うが、5mm というのが何を意味しているかという説明をしっかりとしないと、5mm 以下の欠陥はある可能性があって、それは大丈夫なのかという話になりかねない。5mm の持つ意味を説明するべき。</p>	<p>九電回答資料  ○第 6 回分科会 資料 3-1  <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171201-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171201-1.pdf</a>  ○第 6 回分科会 資料 3-2  <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171225-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171225-1.pdf</a></p>
13	4	大畑委員	<p>PLM 評価において想定する欠陥は、安全を見越してのサイズ設定になっていると思うが、亀裂の方向にも意味がある。定期検査では溶接部近傍のみということで、恐らく溶接線方向（周方向に対して垂直方向）の亀裂を想定した検査をしていると思うが、今回の特別点検では全域ということで、どちら方向の欠陥を想定して、どのように検査されているのか説明してほしい。</p>	<p>定期検査における UT と特別点検の UT は一緒である。プローブ自体は垂直方向及び周方向、両方重なるようにしており、長手方向、周方向どちらも検査対象に対して探傷するようにしている。</p>

14	4	後藤委員	過去に材料の異方性が議論になったことがあるが、圧力容器の縦方向と横方向、材料上の特性の違いのデータなどはあるか。	<p>次回以降回答したい。</p> <p>〔九電回答資料〕  ○第6回分科会 資料3-1  <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171201-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171201-1.pdf</a>  ○第6回分科会 資料3-2  <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171225-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171225-1.pdf</a></p>
15	4	渡邊委員	クラッドを溶接したときの熱影響部は、どのくらいの厚さの評価か。	同上
16	4	渡邊委員	私の感じだと大体5mm程度だが、数mmの熱影響部があったときに、本当に例えば5mmというのが正しいのかというの、もう少し考えられた方がよい。そして、考えて自分で説明しないといけない。持ち帰ってではなくて自分で説明していただきたい。	<p>クラッド自体が5mm相当でその下に母材があるが、今回用いたUTは、クラッドの5mmに加えて、内表面は25mmぐらいまで探傷できる確度を用いて探傷しており、熱影響部の詳しい長さはまだお答えできないが、熱影響も踏まえて、しっかり探傷できているというふうに思っている。</p> <p>〔九電回答資料〕  ○第6回分科会 資料3-1  <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171201-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171201-1.pdf</a>  ○第6回分科会 資料3-2  <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171225-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171225-1.pdf</a></p>
17	6	渡邊委員	佐藤委員の質問で、試験片の加工方法を示すこととあるが、どういう溶接をやったかという記載がない。(実機と)同じ材料を使って同じような施工方法で溶接しましたということまで含めてしっかり示してもらいたい。	<p>試験片の材料や溶接が、実際の母材などとどう違うか、同じなのかというのを整理したい。この場でお答えできる部分もあるが、UTとECTと併せて御説明をさせていただく。同等材を使っている部分はあるが、それが溶接規格でUTの伝播の観点から問題ないということがしっかり規定されたものを使っているといった部分まで含めて、我々の考えをまとめたい。</p> <p>〔九電回答資料〕  ○第6回分科会 資料3-1  <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171201-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171201-1.pdf</a></p>

18	6	渡邊委員	<p>熱影響部の影響は、PTS 評価にどう入ってくるのか。評価時にクラッドを入れるのはそんなに難しいことではないが、熱影響部のように均一でない層が表面の近くにある場合の評価は、まだ我々の知見はそこまでしていない。そういうことも含めて説明をしてもらえないか。</p>	<p>まずクラッドの熱影響部については、約5mm そういう組織の偏析部というのがある。今回適用した UT は、クラッドが5mm、母材は約25mm、合計 30mm 探傷ができる手法を使用して、炉心領域全面にわたって検査をしており、確かに熱影響部がどのような影響を与えるか分かっていない部分も当然あるが、少なくともクラッドを含めた表面から30mm については、今回有意な欠陥はなかったと思っており、熱影響部が大きかったとしても、表層のクラッドから 10mm 程度組織が分からない部分があったとしても、表面から30mm の部分にはなかったことを確認している。</p>
19	6	渡邊委員	<p>それは欠陥の大きさの話で、材料の評価というのは、いろいろな性質が熱影響部で変わってくる。ところが、例えば材料の評価というのは、基本的には母材で評価をやるしかできない。そういうものも含めて、分からない知見というのはまだある。</p>	—
20	6	渡邊委員	<p>ステンレスの内張りだったりクラッド溶接という言い方をしているが、実際どういう溶接をして、どういう条件で使ったというのを説明しないと、我々は評価できない。この材料でこういうものをクラッド溶接したらどういう熱影響部がどれだけできるかというのも、もう我々の知見としてあるが、それを教えてもらわないと分からない。何度も言うが、材料を指定して溶接方法を説明してほしい。なぜそれがしっかりと示されないのか。</p>	<p>クラッドやステンレス内張りとは、文言が統一できていなかった部分はクラッドで統一する。クラッドの施工方法は次回に向けてまとめるが、まず母材に溶接をする際に、SUS309 系の溶剤を使い、溶け込みを考慮して SUS304 相当のクラッドになるような溶接を考えていて、サブマージアーク溶接を使って自動溶接をしている。層は、重なりがある部分もあるが、一層溶接をしている。</p> <p>〔九電回答資料 ○第7回分科会 資料3-3 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104165556-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104165556-1.pdf</a>〕</p>
21	6	渡邊委員	<p>溶接はサブマージと言ったが、サブマージでも自動と半自動があり、やり方が違う。そういうことも含めてしっかりと示して、きちんと評価できるようにしてもらいたい。</p>	<p>クラッドの溶接、溶剤、組織が変わったところなどについて、溶接工法含め、1、2号ともにまとめる。</p> <p>〔九電回答資料 ○第7回分科会 資料3-3 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104165556-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104165556-1.pdf</a>〕</p>



22	6	佐藤委員	<p>UT と ECT の記録は膨大なデジタル情報だと思うが、全部記録されて、ずっと保管される体制になっているのか。</p>	<p>九電で取っているもの、試験をしたメーカーで取っているものとあり、膨大な量にはなるが、当然保管をしていくこととしている。</p>
23	6	佐藤委員	<p>疑似欠陥を EDM スリット加工しているという説明があったが、実際の亀裂は非常にジグザグで緻密であり、それを EDM のストレートなスリットで模擬しているので、その差がある。アメリカでは検出の技量が問題になり、基準を一律に決められないというのがあって、EPRI が中心に誤判定に対する判定基準を設けて、非破壊検査の水準を1段引き上げた。九電の非破壊検査技術も、ただレベル2というだけで満足するべきではなくて、次の進んだ技術の取り入れや力量の向上など、特にこれから60年というふうになれば、そういうこともしていけないといけないのではないかと感じており、九電にもそういう取組をしていただきたい。</p>	<p>今回図で示した試験片は、あくまで探傷を実施する前の対比試験片で、種々の検出性等を確認した国プロや共同委託については、SCC であったり疲労を人工的に模擬した、いわゆる奇麗ではない欠陥を使って検証しているものもあり、EDM スリットだけではないというところは御理解いただきたい。</p> <p>当然ながら、海外の動向、そういった知見を収集しており、いろいろな知見拡充というのは引き続きやっていって、検証、検討等をしていかなければいけないと思っており、引き続きそのような形で対応していきたい。</p>
24	8	渡邊委員	<p>検証試験を委託でやられるとき、実機と同等の試験片になっているかなど試験の妥当を検証するが、それが溶接後熱処理等も含め、本当に実機と同じ条件になっているのかお聞きしたい。また、実機の場合には手動でやっているが、当時の溶接条件だったり体制だとかが具体的に残っていて、それを再現しているのか。</p>	<p>今回 UT を例に説明しているが、UT の場合は波の伝播性を考慮したときに実機と同等であるかというところを判断している。JSME 等で実際の伝搬性が同等であるという材料を使っているというのが一つの回答。溶接手法についても伝搬性に影響するので、サブマージアーク溶接とエレクトロンスラッグ溶接の2種類あるが、同じような状態を作ることが出来ていると思っている。溶接後熱処理と入熱管理についても同じように施し、状態を同じにしている。</p>
25	8	渡邊委員	<p>試験片を切って同じような断面になっていると比較できるような物はないのか。同じような熱処理をやったら同じだという評価だが、実際に実機と同じような断面になっているということはどうやって確認するのか。</p>	<p>実機クラッド下も切り出しておらず、対比試験片も輪切りにして組織まで見ているわけではないが、少なくとも UT の検出性という意味では、材質、溶接方法、熱処理、入熱管理を含めた処理が同じであれば検出性に影響はないと評価しており、組織を見るところまでは必要ないと考えている。</p>

(1) 特別点検結果 ② 原子炉格納容器

No	開催回	委員	質問	回答
1	2	佐藤委員	格納容器の中を歩いていて、グレーチングフロアとか、それからHVH換気ダクトとか、亜鉛メッキしてるんじゃないかと思われるものが結構あった。格納容器スプレイが働いたとき、そのスプレイ水中の水酸化ナトリウムと亜鉛が反応して水素が発生するとか、それから亜鉛の析出物ができるなどして、ECCSループのストレーナーを閉塞させる可能性がある。それをどういうふうに評価されているのか。	亜鉛・アルミ等は総量を規制して、評価する上ではその総量規制のもとで実施している。立ち上げ時は、点検時に持ち込んだ足場材などを全て排除して、当初の定検前の状態に戻すということで管理をしている。
2	2	佐藤委員	所々に床ドレンのドレン口があったが、あれの行先を知りたい。格納容器スプレイが働いたときに、上から水が降ってきて、サンプに水が流れていくが、その水がECCSの循環の水と合流するようになっているのか、そうでないのか。	ドレン関連は全て格納容器の一番下のCVのサンプに落ちる。今日御覧になっていただいたキャビティには水が入っていたが、運転中はあそこにスプレイが降ったとしても、最下部に落ちるようなドレンポットがあり、立ち上げ時、そこを塞いでいるものがないかという確認をしている。
3	2	後藤委員	格納容器の内側は大体分かったが、外側をどういうふうに点検しているのかが分からなくて、外側は全くフラットなのかどうか。格納容器の外壁に構造体がないか、特に接触しているものがないかどうか。周囲の棒、コンクリートのヘッド等の関係で接触したりすることはないのか。	貫通部等はあるが、突起物や障害物等はない。全部上まで登れる設備がついており、全て目視で点検できる状態になっている。
4	2	後藤委員	格納容器の鋼板がコンクリートに入るところについて、BWRの場合はそこをサンドクッションとって、構造設計上かわすようにしている。それが非常に、ある面ではネックになりやすく、特に水がたまると大変なことになるので、その辺の構造や実際にどうなっているか教えていただきたい。	CVの下にお皿型の鋼板があり、全てコンクリートの中に埋まった状態になっている。埋める前には防錆剤等を塗って、塗装状態でコンクリートを埋めているが、埋めた後の点検としてはもちろん直接は見えないため、鋼板の健全性を間接的に確認する手法をとっている。
5	2	後藤委員	コンクリートの中に鋼板が埋め込まれて、圧力がかかると、コンクリートの方は固まっているので、スチールの部分が曲がる。そこが設計上問題になるので、BWRのように、外側に砂で応力をかわすための設計とか、そういう力を逃がすような設計をPWRがしているのか。あるいはしてないならどういうふうになっているかという、その辺の考え方をお聞きしたい。	CV埋設部の上端と埋まっている壁縁側のところに、弾性充てん材を埋めている。そこである程度の横揺れの吸収をできるような設計となっている。

6	2	後藤委員	構造様式が変わるということは、何かの拍子にそこに水がたまってシェルを腐食させるっていう懸念がある。構造がどういふふうになっているのか説明してほしい。	次回以降説明したい。 〔九電回答資料 ○第3回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/98314_20220425174931-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/98314_20220425174931-1.pdf</a> 〕
7	2	佐藤委員	格納容器の直接目視検査は、太さ0.8ミリの黒線の18%ニュートラルグレイのバックグラウンドに対しての識別能力ということをやっている、VT3くらいなのかなと思う。例えば溶接部の亀裂だとかを検査するときには、あの程度の解像度では全然低くて見つからない。例えば、0.025ミリのワイヤーを解像度の基準にして使うとか、溶接部の欠陥なんかについては、あれでは全然検査にならない。なので、どのように使い分けをしているのか確認したい。	原子炉格納容器鋼板に対するVTと、原子炉容器のBMI管台の外面に対するVTの2種類をやっている。原子炉格納容器鋼板はVT4というもので、0.8ミリメートルの線が識別できるというのを確認しながら目視点検をやっている。基本的に鋼板は塗装で覆われているので、塗装の破れや汚れ、損傷を見つけるといふことで、0.8ミリメートルの線が見えれば十分識別可能と考えている。 原子炉容器のBMI管台の外面は、維持規格に定められた手法で、0.025ミリの黒い線が見えるといふのを確認して目視検査をやっていく。
8	2	佐藤委員	あれだけ機器があると、全て綺麗にするというのは不可能であって、やはり地震があればほこりが立つというのは前提として考えないといけないと思う。その場合、例えば自動的に消火設備とインターロックしていて、安全系の機器等に水がかかったり、あるいは水かさが増えていって部屋の安全系の機器が水没したりとか、そういう可能性が考えられるので、そこら辺も重要なポイントかと思う。そこら辺はどの程度考慮されているか。	重要な設備に関しては水消火は使っておらず、ハロンの火災装置を設けている。ハロンはほこり、煙感知器と熱感知器がついていて、それぞれの感知器が複数感知した場合には動作する。清掃は常にしているが、手が届かないところのほこり等々もあるかもしれないので、今後の注意喚起等に執りたい。
9	3	後藤委員	格納容器の下、コンクリート埋設部分に弾性材を入れているということだが、BWRの事例で、鋼板の横にほかの物質を入れたときに、たまたま壁を伝わって水がたまって腐食の対象になるという事例があったので、そういったことを危惧しているが、ドレン管みたいなものは付いているのか。	アニュラス部分に全周コーキングしている。アニュラス部分に目皿があり、表面から目皿に流れ、ドレンで排水する構造となっている。
10	3	釜江座長	格納容器の外側に弾性材が入っているが、これは固定端なので非常に応力集中があると思うが、内側にはないのか。弾性材の目的は耐震のためではないということではいまいか。	耐震評価には見込んでいない。

11	3	後藤委員	半球部の歩廊のように、格納容器のシェルに溶接している部分は、パッドを当てて溶接していると思うが、非常に綺麗な平面のところを検査している。やっぱり溶接部とか形状の違うところ、特にペネの付け根とかいったところをきちんと見るというのがやっぱり大事だろうと思うが、私自身は実際見てないので、非常にそういうことを気にしている。できれば、写真なりを出していただくと、非常にクリアになると思う。	写真を見ていただく方向で検討する。  〔 九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a> 〕
12	3	後藤委員	ハッチやエアロック、それから配管のペネ、ケーブルのペネの概数を教えていただきたい。もし分かれば、キャニスタータイプとモジュールタイプといった違いがあれば、それも示していただきたい。	格納容器の貫通部等、毎回定期的に検査しており、お示しできると思うので、改めてお示しする。  〔 九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a> 〕
13	4	後藤委員	ペネがどういうものがあるか、全部出していただいた。ただ、これだけ多様な形のペネがあると、格納容器のシェルの健全性の議論だけで足りるのかと思う。ペネが破損することにより、そこから放射性物質が漏れることもあるので、ペネの劣化モードや強度について、もう一度確認をお願いしたい。	了解した。
14	5	後藤委員	PWRは、BWRと比べて相対的に腐食しにくい環境であるというのは認めるが、これでいいというニュアンスを押し出すのはいかがなものか。PWRの大きな格納容器が健全だということを証明するために、何をどういうふうに考えるべきかということが問題。非常に広い面積のうちの0.003%しか劣化に可能性あるところがなくて、劣化要因は少ないし、劣化しにくいまでにはいいが、その時に、だから大丈夫だってもものとの考え方は違うのではないか。	軽微な塗膜の劣化が18,100㎡のうち0.003%未満と示したが、決して少なかったと評価をしているわけではなく、実態は判定フローの上塗りの劣化のみだったという紹介の意味だった。また、比較をしたいという意味でBWRのことを記載しているわけでもなく、PWRの場合は供用期間中検査での要求事項を上回る検査を行って健全性を確認していることを説明したかったものである。

15	5	後藤委員	<p>地面に埋まっているコンクリートシェルはどのように健全性を確認するのか。</p>	<p>格納容器下部の球体円形の部分は直接見れないが、コンクリート埋設部は、建設時、鋼板に塗装を施している。鋼板は塗装で保護された上、コンクリートの中は強アルカリ環境で不動態化しており、仮に塗装が不完全でも腐食速度としては小さいと考えている。また、電気防食装置を設置しているので、コンクリートの中性化が進行した場合でも、直接確認をせずとも腐食が進行してないと言えると考えている。</p>
16	5	後藤委員	<p>コンクリート中に埋設された金物に対する非破壊検査が必要だと思っているが、そういった視点はないのか。</p>	<p>格納容器下部の非破壊検査は非常に難しいと考えている。ただ、技術が進歩して、格納容器鋼板下部に使えるような技術が出てきたら、適用の是非を考えていく必要があるのではないか。</p>
17	5	後藤委員	<p>安全性を確認するために非破壊検査をして、欠陥がないことを確認して健全だとみなすという見方が一般的。危険要因が検出されたら対策を取る「危険検出型」という考え方だが、欠陥を見落としてしまうことも考えられる。つまり、検出された危険に対して対策を取るという考え方は、危険が検出できない場合には危ないということ。</p> <p>安全性が完全に確認できないときには稼働しないとする「安全確認型」が常識的だが、格納容器の場合、全部完璧な確認できないので、「危険検出型」になっているという認識の下運転していくべき。</p>	<p>特別点検の要求に沿って目視試験を実施したが、通常の保全の中でも、漏えい率試験など様々な方法で格納容器の健全性を確認している。いただいた御意見も参考にしながら、引き続き保全に努める。</p>
18	5	佐藤委員	<p>今回の説明は格納容器に限定した塗装の要求事項だったが、格納容器の塗装には、母材の金属を守ることと、デブリ化を防ぐという二つの重要な意味がある。つまり、容器から剥離してしまったときに、非常用冷却系を閉塞させることがあってはいけないというのも塗装の条件でないといけない。その説明がなかったのが、内面の塗装がそもそもどういふものを適用しているのか、改めて説明をお願いしたい。また、施工法はどうなっているか。</p>	<p>設計基準事項においてもデブリになることがないように定められており、耐放射線性や耐熱性を確認した塗装だけを使用している。新規基準以後は、SA基準の条件も加味した上で問題がないということを確認している。また、下塗り上塗りとも125<math>\mu</math>m割らないよう膜厚の管理をしている。</p>
19	5	佐藤委員	<p>目視試験の際に照度も確認しているということだが、具体的な数値が分からない。</p>	<p>VT-4は維持規格の中にも具体的な方法の記載がなく、九州電力として照度は500ルクスという要領を定めている。</p>

20	5	佐藤委員	目視試験が機械ではなく人がやっている、その人に対して視力の要求があり、検査時にはグレーカードの識別があり、照度の決まりがあるのかないのかよく分からないということで、実際にどういう状態で検査をしているのかが非常に分かりにくい。事業者の問題というより規格の作成段階のものだと思うが、目視試験に対する規格の決め方が、検査の実態を分かりにくくしている。	協力会社の作業員さんの視力・色覚が検査要求を満たすかということは事前に確認してもらおう。作業員が実際に鋼板を見るときに、グレーカードを鋼板に置いて、その0.8mmの黒線が見える距離を保った状態で検査を行うということで、事前の確認と現場での確認ということで使い分けがなされている。
21	5	佐藤委員	検査不可範囲があるということだが、その不可範囲に対してどう評価をするのかという説明がない。一方で、検査結果として全てについて問題なしと書いてあるが、見ていない範囲があるのに、「全て」と書いているのが違和感がある。	鋼板内外面に干渉物などに囲まれた検査不可範囲があるが、いずれも干渉物と鋼板との間隔は極めて限定的で、当該範囲の周辺と同様の環境にあるという評価をしており、それをもって見れなかった範囲についても健全であると考えている。
22	5	佐藤委員	見えない部分があったとしても、その周辺の環境状態などから推測できるという解釈は合理的だが、資料では検査していないところも含めても全部OKと宣言してしまっているの、書き方には注意して欲しい。	—
23	5	釜江座長	目視点検は人がやることなので、しっかりと品質管理が重要。事業者でちゃんとやられていると思うが、特別点検全体にも当てはまる話なので、PLM40も含めて、言葉の表現は正確にしていきたい。	—
24	5	佐藤委員	格納容器内面の塗装の下塗りには何を使っているのか。亜鉛は両性金属のため、事故対策で水酸化ナトリウムが噴射されると水素が発生することもあり得るが、無機亜鉛系の塗装は使用しているのか。また、施工法はどうか。	下塗りには対放射線性、対薬品性などが確認されたエポキシ樹脂の塗料を使用しており、亜鉛は使用していない。施工時には膜厚を管理し、下塗り、上塗りともに125μmを割らないように管理している。
25	5	大畑委員	健全性に影響しない塗装のはがれが見られたが、どうしてそれができたのかといった見解は。また、塗裝修繕されたことだが、具体的にどのようにされたのか。	定検中は工事が錯綜し、格納容器鋼板の周辺に仮設足場を立てたりするため、どうしても鋼板に当ててしまうといったように、他工事との干渉による傷が多かった。 今回の例では、下塗りが健全だったので鋼板の健全性までは確認せず、上塗り塗膜の劣化部分を除去し上塗り塗料を乗せる修繕を行った。下塗り側まで劣化をしているようなものが出てくれば、鋼板の亀裂も確認することになる。

26	5	守田委員	<p>実際の点検では、文字や線ではなく、塗装に割れや剥がれ、ふくれがあるかどうかの判別をしないとイケないが、技術者の力量の担保はどのような形でされているのか。</p>	<p>判定フローの各段階の例の写真を協力会社と共有し、打ち合わせ等を行いながら力を高めるという取組を実施している。</p>
27	5	渡邊委員	<p>40年前に溶接で作って、PT試験を行い、欠陥がないという評価をしている。40年前の検査手法と今の検査手法は大分変わってきていると思うが、本当に健全であるとしてしっかり示すことは可能か。</p>	<p>資料に記載しているPT試験は溶接前の開先部を対象としたもので、それに加えて、溶接後に溶接線全数と熱影響部（15mm弱）を対象としたRTを実施している。溶接線の健全性の確認については、溶接線PTをする場合は、溶接の塗装を剥がす必要があることなどから、なかなか全数について溶接部の健全性を確認するのは非常に難しい状況である。</p>
28	5	渡邊委員	<p>鉄板の健全性を議論しているが、あれだけの厚さの炭素鋼が、腐食によって劣化することは非常に考えにくく、あるとすれば溶接部。その試験結果について、もっと具体的なデータで示すことはできないか。</p>	<p>建設時に実施したPT、RTの結果の記録は残っているので、具体的なやり方をお示ししたい。</p> <p>〔九電回答資料〕 ○第6回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf</a></p>
29	6	後藤委員	<p>塗装の補修をしたところの補修の方法は記載されているか。</p>	<p>ケレンして、下塗り、上塗りという形で、元に戻るような塗装をしているが、資料に記載できていないので、記載をしたい。</p> <p>〔九電回答資料〕 ○第7回分科会 資料3-3 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104165556-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104165556-1.pdf</a></p>
30	6	後藤委員	<p>塗装の異変が見つかったところが面積のパーセンテージで記載されているが、何か所というのは入れられるか。</p>	<p>今回入れきれていないので、入れさせていただきます。</p> <p>〔九電回答資料〕 ○第7回分科会 資料3-3 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104165556-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104165556-1.pdf</a></p>

31	6	佐藤委員	<p>UT の場合はスキャンパターンが決まっているが、目視検査の場合、どのように視線がスキャンしているのか、どの程度の速度なのか分からない。全体を見たと言っても、本当にどこもスキップしないで全部カバーできているかという裏付けがない。規格の話なので、必ずしも九電だけに当てはまる問題ではないが、検査員に何かガイドしているような情報があればお伺いしたい。</p>	<p>直接目視では、しっかりとグレーカードが見える位置をキープしながら、複数の試験員で抜けがないことを確認しながら見ていくという要領にしている。遠隔目視では、ビデオカメラの映像を映したモニターで確認しているが、モニターに映し出される映像が、約3分の1ずつ重なるようにカメラを動かしていくようにして、ラップしろを3分の1設けて確認をしている。また、カメラの映像も残しており、抜けがないことを要領の中に定めて確認をしている。</p>
32	6	後藤委員	<p>塗膜の厚さの管理どういうふうにされているか。</p>	<p>建設時に下塗り、中塗り、上塗り、それぞれ膜厚の管理をして、膜厚の計測をしている。補修塗装をする場合も同様に、膜厚の管理を要領書内で確認をしていくということで管理している。</p>
33	6	後藤委員	<p>膜厚の上限は押さえているか。</p>	<p>塗料は厚ければ良いわけではないというのは理解しているので、しっかり数値としては書いていないかもしれないが、塗り過ぎないように確認をしている。</p>
34	6	後藤委員	<p>全体として薄い側を気にして厚くするような傾向を持っていて、厚過ぎて剥がれるということが実際にあった。薄い方を気にするが、厚いのもやはり剥がれやすくなるので、是非そういう管理をしていただきたい。</p>	<p>—</p>



35	6	渡邊委員	<p>建設当時の検査手法は非常にマニュアル的で、現在は随分変わってきて、コントラストを自由に変えたりできるようになってきている。九電の評価だと欠陥は無く劣化も無いという評価になってしまうが、現在の検査手法に立ち返って見たとき、40年前の検査が本当に正しかったということを示してもらいたい。</p>	<p>溶接部を含む塗装の劣化状況の確認が特別点検の要求になっているが、前回建設時の非破壊検査に関する御指摘をいただき、今回の資料4に建設時の記録を載せている。40年前の検査が、今の最新技術とどのように違うかという確認をメーカーと共にやっているが、PT、MTは技術的にさほど進歩しているものではなく、RTについては、機材、位置決めをする精度、見られる範囲は少し良くなっているが、実際の検出性という意味では、40年前と現在でさほど変わらないということだった。</p> <p>〔九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf</a>〕</p>
36	6	渡邊委員	<p>あまり進歩していないということには反論したい。感度が随分変わってきて、これまで見えなかったものが、微細な欠陥も含めて見えるようになってきている。立ち返って見たときに、本当に欠陥が無いのかということをもう一度検査をすることはできないのか。</p>	<p>感度という面では、デジタル化など技術の進歩はあると考えているが、建設当時の非破壊検査手法が、メーカーとも打合せをして、現状の手法とそこまで大きな変化がないという回答であった。</p>
37	6	渡邊委員	<p>それはメーカーの言うことをうのみにはしているだけであって、分解能はどれだけ違うかという議論をしないとけない。</p>	<p>建設時にはそういう形で撮りましたということで、我々としては、基準に沿って、認められた形のものを採用しているというのが現状。最新の、どういう形のRTがあるか、我々今分かっておらず、我々としてもそこまでのRTに関する技術を持っていないので、今の世の中にRTがどのような形のものがあるかというのは検討させていただきたい。</p> <p>〔九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf</a>〕</p>

38	6	渡邊委員	<p>これまでの議論は、もう欠陥がないものだと評価をして、周りの塗装が剥げているかいないかとかいう議論をやっている。ところが、我々の技術は随分進歩してきて、欠陥の有無をもう一度しっかり見直すような努力が必要ではないのか。九電が規格に則って検査していることは疑う余地がないが、やはり技術とともに変わってきている。欠陥はないと言うが、ないことはない、しっかりしてみればある。</p>	<p>微小な欠陥という意味ではもしかしたらあるかもしれないが、建設時から、常に定期検査の中で、溶接欠陥に問題がないか、耐圧試験や漏えい検査をやりながら補完してきて、健全性が維持できていると解釈している。何もせずに格納容器は健全であるというわけではなく、日々の点検の中でいろいろな手法をしながら全体を評価している。</p>
39	6	釜江座長	<p>当時も当然検査方法があつて、判定基準があつて、その判定基準とその分解能は、かなりの裕度をもって設定されていると思う。原時点で検査をしたときの判定基準等も関係するが、この40年間の欠陥の発生も非常に大事だと思うが、当時の手法で欠陥がないと判断されている。その判定基準が40年前と現在で変わっているわけではないという理解でよいか。</p>	<p>当時は「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」。現在は、溶接規格で同様に定められているが、判定基準が変わったというところは確認できていない。</p>
40	6	佐藤委員	<p>特にRTについては、技術の進歩でデジタル化が進み、拡大もコントラストも調整できるようになり、有資格者でない人でも客観的に欠陥の有無が分かるようになるなど、テクノロジーの差は、渡邊先生の御指摘に全く同感である。ただし、建設当時の検査記録は、その後のISIでフォローアップするようになっており、判定基準も変わっているわけではないので、技術的な問題は無いと思っている。ただ、テクノロジーの進歩という点では、九電の説明で不足があったかなと思った。</p>	<p>もう少しメーカーとも打合せをして、RTに関してどれだけ技術が進歩しているかというのを確認させていただきたい。</p> <p>〔九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf</a>〕</p>
41	6	後藤委員	<p>溶接部の問題は脆化が心配である。昔から検査はやっているはずだが、それは理屈上の問題であつて、実際に圧力をかけて確かめるのがやはり最終的な「確認」となる。現在の基準上、過酷事故のときには設計圧の2倍まで上がるが、現実にはそこまで圧力かけられないので、もし欠陥があつた場合、2倍の圧力に対してもつかとかいう議論をされたときに証明のしようがない。そういう認識をされているか、そういう状態で保証し得るかということをお聞きしたい。</p>	<p>格納容器の設計条件というのは、200℃及び2Pd、設計の2倍で破損するかどうかというところで評価をしている。試験でも実際にかけているのは最高使用圧力程度だが、施設工認の際に最高使用圧力の2倍で確認をしているということで、我々としても、過酷事故のときにそのような状態になるというのは十分把握をした上で評価をしている。</p>

42	6	後藤委員	<p>過酷事故というのは実証できない。似たような格好のものの実験はできるが、実態あることは無理である。そう考えると、今回欠陥が見つからなかったから健全だと言うのは別に否定しないが、前提としてそういう可能性を潰していく、あるいは防ぐための努力をしないと、いつか事故が起こるとというのが一番の危惧。</p> <p>また、設計条件を超えるというのは、ほかの産業ではあり得ない。そうしないと過酷事故対策としてやりようがないからやっているだけに過ぎず、そのことによるリスクはものすごくある。その理解の仕方が、私は大分違うなというふうに思っている。</p>	<p>どこかで試験をして現在の基準になっていると思うが、過酷事故が起きたときにどういう状況になるかということで、SA対策とかテロ対策など、想定外が起きても対処できるような形で物事を進めないといけないと考えている。</p> <p>最初に欠陥があった場合、格納容器はどのような形で劣化が進展していくかというのは大きな課題で、現時点で確認したところ、大きな進展はないのではないかと結論。</p> <p>万が一のことを考えて、技術評価以外にも、想定外も含めていろいろな対策を実施してきているというのは御理解いただきたい。</p>
43	6	後藤委員	<p>過酷事故の条件の設定の時、BWRは実験もやってああいう設定にしたが、現実には実機と同じことなんかできないので、標準化している。だから、蓋然性として大体こういう格好だったらもちそうだという程度である。</p>	—
44	6	後藤委員	<p>劣化が進展するかどうかより、欠陥に気付かないことがあるというのが一番怖いこと。特にHAZなど、全体を調べられるかが気になる。</p>	—
45	6	後藤委員	<p>普通のもは、通常はもし欠陥があれば、今頃もう事故を起こしている。ところが、格納容器は事故を起こすことが減多にないため、逆に起こった時に心配である。だから、格納容器は慎重にやらなければいけないというのが私の理解。</p>	—
46	7	後藤委員	<p>鋼板内外のスタッドについて、細かい数字は不要だが、どの程度の間隔で入っているのか。設計上どういうふうになっているか、定量的にお聞きしたい。</p>	<p>場所によって変わってくるが、180mmから300mm間隔で打っている。</p>
47	7	後藤委員	<p>真空逃がし装置は、「通常運転中の格納容器スプレイ系の誤作動により、格納容器内が負圧となった場合、格納容器が許容外圧以上の圧力を受けないよう外気を導入し、負圧を低減させる機能を有する」とある。そこで気になったのは、重大事故時の機能喪失モードでは、「真空逃がし装置は重大事故時には使用しないため、重大事故時の機能喪失モードはない」というのは本当に正しいのか。</p>	<p>格納容器の重大事故時、内圧が高くなってLOCAが起きた時に格納容器が健全かという事故モードはあるが、実際に重大事故シーケンスの中に、格納容器内に真空逃し弁が開くほど差圧が立つというモードがないため、真空逃し装置は重大事故時には期待しないということである。</p>

48	7	後藤委員	<p>事故シーケンスを類型化した結果、そういうモードはないという話をされていると思うが、過酷事故とはそういうものだろうか。設計基準事故を超えてあり得ないような事故があり、福島は正にそうである。過酷事故が起こって、圧力・温度が上がった時にスプレイを吹いたら格納容器内は負圧になる。この事故の状態では機能喪失モードがないという表現は、考えていないというふうには見えないが、いかがか。</p>	<p>真空逃し弁は通常運転の誤動作ということで、設計基準事故においても過酷事故時においても、この弁は想定していない。事故の形態によって、スプレイを振ったタイミングで負圧になる可能性はあるが、その時に弁が生きていれば動作をするということになるが、重大事故のモードはない＝重大事故対処設備としてエントリーしていないということである。</p>
49	7	後藤委員	<p>回答になっていない。急激に圧力落ちた時に弁が壊れていると、機能を喪失して負圧にできないで格納容器が潰れることになる。そういうモードがあるのではないかと心配している。</p>	<p>そういうモードはないが、物としてはあるので、負圧になれば動作をする。チャッキ弁で閉めており、内圧側なら閉める方向、負圧側なら逃がす側に空気が流れ出す。解析モードの中では考慮していないが、負圧になれば空気を取り入れる可能性はある。</p>
50	7	後藤委員	<p>回答になっていない。過酷事故に対して仮定を設けて大丈夫だと言っているところが全くおかしい。そういうことがあっても、こういう機能があって真空破壊弁が機能するから大丈夫だと、そういう説明であるべき。そうでないと、本当に起こったときにクラッシュしてしまうということを行っている。</p>	<p>そういう事故モードがなかったため、解析条件としては負圧になるような事象はないが、もし負圧になれば動力源がないので、アニュラス側から空気を取り入れて負圧を防止するという機能自体はあるということは御理解いただきたい。</p>
51	7	釜江座長	<p>原子力は素人だが、位置付けとして、万が一はこういう物が働くけれども、そのことは織り込まないハードというものはあるような気がするが。</p>	<p>それはリスクとの比較衡量である。格納容器にとっては、内圧で壊れる以前に、負圧になってクラッシュしたらどうしようもないので、真空破壊弁はものすごく大事である。機能喪失モードで真空破壊弁の話が出てこないとしたら、それは検討の欠陥である。</p>
52	8	後藤委員	<p>格納容器のペネの温度変化による評価について、回答を見ると水平方向の評価をしている。そうではなくて、温度が高くなると鋼板の方が伸びて、鋼板とペネの空間が狭まる可能性があるため、上下方向の評価についてお聞きしている。</p>	<p>外壁コンクリートの外に出てきた部分の熱変位をどのように吸収しているのかという御質問と捉えていたところがあった。配管には曲がり部サポートがあり、ゴムベローズは軸方向の変位を吸収し、縦側の変位も、サポートや曲がり部で吸収できていると思っている。</p>

53	8	後藤委員	格納容器の鋼板が伸びると、ペネが一緒に上がってペネとコンクリートの間が近くなるのではないか。	例を示しながら、ゴムベローズで持っている部分もあるかと思うので、その辺りをもう一度御説明したい。  〔 九電回答資料 ○第9回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/103418_20230130101557-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/103418_20230130101557-1.pdf</a> 〕
54	8	後藤委員	過酷事故の時に問題になり、設計条件との関係もあるので、どうお考えなのかということも併せて御説明いただきたい。	過酷事故も考慮して設計しており、その辺りも資料で示したい。  〔 九電回答資料 ○第9回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/103418_20230130101557-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/103418_20230130101557-1.pdf</a> 〕
55	9	後藤委員	格納容器が熱で変位した時に、それに引きずられて配管がずれ、コンクリートスリーブの中を通っているところとの上下方向に変位するので、それは大丈夫かという趣旨。それは設計基準だけではなくて、特に過酷事故の時に大丈夫かというのを非常に心配している。非常に寸法が大きいので、上の方、例えば格納容器の事故時に100℃を超える温度までいったら相当伸びる。数十mmで済むかどうかという話なので、そういう評価がちゃんとできているかという定量的な評価が必要である。	水平方向は前回御説明させていただいたが、上下方向も、貫通部を設ける際にスリーブを設け、固定式は貫通配管よりも大きい型のペネを作って配管から鋼板に与える応力が大きくなるような大きさの貫通部にしており、伸縮式はベローズをつけてある程度の変位を吸収できるということで、技術評価をする上でこのようなことを考慮してやっているということを補足させていただく。
56	9	後藤委員	定性的な話は理解するが、そこで問題になるのは何mmの変位を仮定しているかということ。	定量的にしっかりした数字は書けていないが、過酷事故を想定した時には、縦方向では数十mmの変位というふうに考えている。
57	9	後藤委員	例えば100℃であれば、何m地点でどれだけ伸びたかすぐ分かる。「考慮している」という言い方ではいけないので、やはりきちんとした数字で、こういう仮定をしてやっているとうふうに示していただきたい。	過酷事故については、温度にして138℃、圧力が0.35MPaで評価をしているので、全てお示しするのは難しいが、代表点を示しながら御説明させていただきたい。

58	9	佐藤委員	<p>重大事故というのは、PWR といえども格納容器が設計圧を超えるようなところまでいくわけで、ここに温度とか圧力が示されているということは、ある重大事故の時の効果的な対応が担保されているということだと思う。そこら辺が分からず、温度は本当にこれ以上上がらないのか、圧力もそうなのかといった疑問が出てくる。重大事故と言う時には、それとセットで担保にしているアクションを簡単にでも説明してもらえるといい。</p>	<p>九電回答資料 ○第 10 回分科会 資料 1-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/104098_20230222144036-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/104098_20230222144036-1.pdf</a></p>
59	9	後藤委員	<p>電気ペネの詳細を示していただいている。板厚が何 mm か分からないが、相当薄いはずである。そういうものが入っていて、熱を加えられたとき、「金属だから漏れない」という表現はいかがなものか。むしろ、温度条件をどんどん上げていった時にどこかでリークしないかということと、過酷事故で急激に上がって冷える時に漏れるパターンが多いので、そういう評価がどこまでできているのか。</p>	<p>電気ペネにはキャニスター型とモジュラー型というのがある。川内はキャニスター型を採用していて、これはバウンダリ部が金属で構成されている。一方モジュラー型は有機物で気密性を担保しているもので、熱等による劣化で気密の低下が想定されている。キャニスター型は金属部で構成されていることから、熱による気密の低下は想定されておらず、実際に蒸気暴露後に気密試験までやって、気密性の確認までできている。</p>
60	9	後藤委員	<p>劣化という意味ではそういうふうにするが、そのあとに来る事故条件が問題なので、その評価はそれで本当に大丈夫か。福島事故ではバウンダリがやられて、その時の温度がどうなっていたか分かっていない。1号機を見ていると 300℃は優に超えて、場所によって 400℃くらいまで上がっていく。PWR なのでまた条件は違うかもしれないが、過酷事故条件はそういうふうになるので、最初に評価してこれでいいという判断は、そう軽々にはできない。</p>	<p>今回蒸気暴露試験を記載しているが、解析に基づいた温度や圧力等を考慮して、実際に温度を上げたり下げたり、階段状に下がっていくような、実際の解析条件よりも厳しい形で試験をやっているの、その点は問題ないと思っている。</p>
61	9	佐藤委員	<p>資料 3-2 の 6 ページに「事故時の放射線による劣化の程度は、60 年間の通常運転相当の劣化を 2.7kGy、設計基準事故を 602kGy、重大事故等時を 500kGy としており、これらを包絡する試験条件を 2,000kGy」と書いている。これはすごく曖昧な書き方で、2000kGy という数値がこれら三つを足したようにも見えるし、この「包絡する 2,000kGy」がどういう包絡なのか、意味を説明していただきたい。</p>	<p>試験条件は、通常の照射を 500kGy、事故時として 1,500kGy、トータルで 2,000kGy 掛けているということである。</p>

62	9	佐藤委員	<p>包絡すると言っているが、7日間分しか見ていなくものを包絡と言えるのか。放射線の環境条件は、7日後から急に好転しない。ペネがそこまで持てばいいという意味なのか。実際はそうではないはずで、その後もペネの気密性はずっと維持されないと、格納容器からの漏えいが増大することになる。</p>	<p>SAの想定は、福島事故を考慮して新しく技術基準ができています。そこには重要事故シーケンスが10幾つ載っていて、今回一番厳しいCVの過温・過圧破損を想定しています。圧力0.35MPa、温度138℃に対して重大事故対策をしておき、最終的にこの温度、圧力で事故が収束する。7日間というの、SA設備や事故対応をすることでまず7日間持たせ、そのあとは外部支援に期待するというのが技術支援基準上も定められており、そういったところを踏まえて7日という評価をしている。さらに、その事象を超える大規模損壊や特定重大事故等対処施設をつけている。</p>
63	9	後藤委員	<p>福島事故があって、我々過酷事故を1日、2日という感覚で考えていた。ところが、ずっと続いている。7日間とかそういう引き方でいいかというと、ずっと続く場合があり得るということ。そういうことが加味されていないものを出されると、それは何ですかとなってしまふ。7日間でぱっと切ることの意味とか、それだとどういうリスクがあるということの説明が要ると思う。</p>	<p>同上</p>
64	10	後藤委員	<p>格納容器のペネに熱変形による変位があったときにどうなるかという議論で、強制変位された時にコンクリートの変位には時間がかかるが、鋼板はそのまま一気に伸びる。その差部分が強度にどう影響するかというのが問題。 今回は半径方向の変位を書いていないが、半径方向と縦方向の変位が同時に起こるのがこの特徴である。そういうことを含めて見たとき、これだけで本当に評価になっているのか。</p>	<p>第8回で、格納容器から出て、補助建屋の外壁コンクリートの先も含め、曲がり部やスライドサポート等を設けており、伸縮式配管貫通部では、ベローズで吸収するという説明をしたが、横変位だけの御説明であった。その時に縦変位もということだったので、今回数字も含め示している。 議論をまとめると、横側、縦側とも貫通部施工時に変位は当然考慮しており、鋼板、格納容器貫通部も含め、横側、縦側の変位に対しても問題ないよう設計・製作をしている。</p>

65	10	後藤委員	<p>ペネのどこが変位の影響を受け、その余裕があるかという話は、直径が大小とは別個の問題で、大きいところを代表に変位がどうこうと議論してもそれは一例に過ぎない。福島事故では局所的に300~400℃に到達した部分があったにもかかわらず、従来の設計を踏襲してこれで大丈夫だというものの言い方は違和感があり、安全性の問題としては証明できていないというふうに見ている。それを証明していると言うのなら、ペネごとに変位の高さ、強制変位を与えたときにどういう状態になっているのかを示していただきたい。</p>	<p>ペネも相当数あり、全て示す事が難しいため代表を示している。 福島事故を受け、SA事象として資料4,5ページに示した事故シーケンスを考慮しており、その中でCV最高温度138℃・圧力0.35MPaを解析等により確認している。 過酷事故としてこれらの状態を考慮して、各ペネごとに評価をしており、決して考慮していないわけではない。</p>
66	10	後藤委員	<p>クリアランスと変位との関係で、強制変位でものが壊れないかどうかの確認がなされているかが大事である。</p>	<p>小さい方がクリアランスが小さくなっていくのではないかと御指摘かと思うが、当然ペネごとに、それぞれが大丈夫かというのを確認している。</p>

(1) 特別点検結果 ③ コンクリート構造物

No	開催回	委員	質問	回答
1	2	大畑委員	<p>コンクリートのサンプリングについて、1領域で3本ほどサンプル採取されると聞いたが、3本はそれぞれ異なる試験に用いられるのか、それともサンプル数を増やしてばらつきも含めた評価をされようとしているのか、どちらか。</p>	<p>今回視察いただいた場所は中性化の評価を行うので、中性化に着目して3本同じ試験をして、ばらつくデータの中でも健全性が保たれるかという見方をする。</p>
2	2	釜江座長	<p>一般建築物だと、ひび割れというのは健全性を判断する1つの要素になっていたはずだが、今回の特別点検の中で、特にひび割れ（クラック）というのがないのは、何か理由があるのか。</p>	<p>ひび割れについては、通常点検で入念にチェックしている。規制側の考えは分からないが、日常的に検査しているので、特別点検というレベルでは必要ないということじゃないかと思う。通常見れないところ、コアを抜かないと分からないことを特別点検でやるというすみ分けじゃないかと理解している。</p>



3	6	橋高委員	<p>今回用いている骨材は安山岩で、アルカリシリカ反応は、特定の安山岩にやはり見られるので、慎重に判断した方がよい。岩石学的試験で偏光顕微鏡観察も行っているが、やはり岩石の同定や反応性のある特定の物質の有無を判断するのが偏光顕微鏡観察なので、その辺を少し記述していただければありがたい。進行を判断するのもあるが、むしろ岩石の種類を判断するというのが目的である。</p>	<p>次回、偏光顕微鏡観察の写真や結果について御説明させていただく。御指摘のとおり、安山岩は我々も注意していて、建設当時にモルタルバ一法等の試験もやっているが、今回偏光顕微鏡で見たところ、鉱物の中身も詳細に見えてきている。また、砂の部分についても見られるところは見ているので、しっかりとデータに基づいて御説明させていただきたい。</p> <p>〔九電回答資料 ○第7回分科会 資料1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104170233-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104170233-1.pdf</a>〕</p>
4	6	後藤委員	<p>傾向を見るためにデータを平均値でまとめる手法をとっていると推測している。また、劣化要因を絞って、その環境が一番厳しい箇所でサンプリングするという方法をとっているが、使用環境が一番厳しいところだけが必ず劣化するなんていうことはありえない。できる限り対象を広げて、本来ならば個別に全部を見るべき。ただそれができないので、現実的には絞り込んでいるという限定がついているというふうに理解してまとめていかなければいけない。</p>	<p>御指摘はごもっともだと認識しているが、コンクリートにたくさん穴をあけるといっても、また構造を痛めることになるので、極力対象を絞った上で実施している。</p> <p>ただ、例えば中性化の影響度でいうと、一番大きな値の箇所でコアサンプルを抜いたという御説明をしたが、No. 1でなくてNo. 2のところは何本かある。CO2がある程度高いところでもリバウンドハンマーをやっても、その値が今回選んだ箇所よりも若干高いことも確認しながら、本当にその場所でよいかという目で我々も見ながら調査を進めている。</p>
5	6	後藤委員	<p>今のそういうことを理解した上で、一番厳しいところということと、本来であれば何番目くらいまでのところをカバーするという考え方をとるほうが無難である。</p>	<p>強度や塩分浸透については、リバウンドハンマーや塩分量の測定を行っており、そこは直接的なので比較的精度高いと思っているが、中性化等については、我々も慎重に見ながら検討をしてきている。</p>
6	6	後藤委員	<p>データの平均値の話だが、ばらつきを見たい。やはりそういうものが出た方が、そのデータの信頼性や許容値との関係を考えるときに分かるという意味で、平均値を出すというのは、解釈が入ってしまうので、その前のデータをなるべくつけるようにしていただきたい。</p>	<p>ばらつきについては整理しているので、御説明していきたい。</p> <p>〔九電回答資料 ○第7回分科会 資料3-3 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104165556-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104165556-1.pdf</a>〕</p>

7	6	釜江座長	<p>ホウ酸タンクポンプ室の環境が一番、使用環境が厳しいということだが、この場所が該当することが想像できるような場所なのか、それとも全く予期せぬ場所だったのか。</p>	<p>やはり二酸化炭素濃度が高いところが厳しく、そういった目を見た時に、屋外よりも屋内の方が二酸化炭素が滞留しやすいと考えている。その中でもこの場所は、ほかに比べて部屋も狭く、密閉されていて、人の出入りの影響もあると考えており、そういった結果でこの箇所が一番高くなっていると考えている。</p> <p>1, 2号ともそれぞれ独立して選定したが、結果はどちらもホウ酸タンクポンプ室となっており、やはり傾向としてそういうものがあると考えている。</p>
8	6	佐藤委員	<p>コンクリートの劣化には、主に科学的な要因と機械的な要因があり、それが複合的に起こるのではないかなと考えている。アメリカでは、ある値を超える地震加速度が観測されたとき、これを時間積分して、その積分値により評価するCAVという考え方がある。日本の場合はアメリカに比べて地震が多く、弱い地震でも積分値がどんどん増えていき、20年延長となれば、一層増していくことになる。</p> <p>そこで質問だが、CAVに対しての管理がどのようになっているのか、具体的には測定装置、記録装置が発電所に具備されているのか、それに対するレビューを行ってきているのか。また、私はコンクリートの評価に対して、単なる科学的評価だけでなく機械的評価も複合的に考えるべきだと考えるが、その点についてのお考えもお伺いしたい。</p>	<p>機械的な振動は特別点検では取り扱っていないが、PLMでは比較的振動の大きな部位（タービン架台、非常用DG基礎等）を対象に、基礎ボルト周辺のコンクリートの健全性等を評価している。地震については、川内近傍で起きた大きな地震のあとに、コンクリートに新たなひび割れがないかもしっかりと確認している。熊本地震の際も、同様の点検を実施している。</p> <p>アメリカの基準の考え方については、もう少し我々も勉強していきたいと考えているが、発電所の中には地震計を各フロアに設置しており、そういったデータを参照しながら検討することは可能だと考えている。</p>

9	6	佐藤委員	<p>CAV の考え方も、当初よりも保守的ではないのではないかという考え方の変遷もあるが、やはり日本の場合、地震に関しては敏感になって、よく見ていく必要があるのではないかと考えている。</p> <p>金属の劣化は解析的に評価するというやり方をしているが、コンクリートは目視点検に頼っている印象がある。目視ではやはり見落とすことは必ずあり得るので、解析的な方法を取り入れることは、全体を網羅する意味で重要だと考えており、最近の CAV に対する知見をよく研究して、それを採用するのかしないのか検討していただきたい。</p>	<p>CAV については、詳細な計算結果は手元にないが、実態として、これまで川内原発で観測された最大の地震動は 1997 年の鹿児島県北西部地震で、基礎の上で 66 ガルであった。シミュレーションをやって、上部構造まで計算をしても CAV のしきい値は超過しないことは確認をできている。熊本地震でも基礎中で 10 ガル程度で、感触ベースではあるが、CAV の評価点を超えてエネルギーが累積している状態ではないのではないかと考えている。いずれにしろ検討した上で御報告するが、回答の補足である。</p> <p>九電回答資料 ○第 7 回分科会 資料 3-3 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104165556-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104165556-1.pdf</a></p>
10	6	後藤委員	<p>まとめのページに、総評という形になっているが、総評と言うからには、各項目ごとにそれなりの見解を出さないといけないと思うが、いかがか。点検結果のところ「問題なし」とだけ書いてあるが、それは結論として語らずともデータが語るのので、その手前のところをちゃんと書かなければ、総評になっていないのではないか。</p>	<p>その前のページまでにデータを記して書いていたので省略していた。この表に、もう少し丁寧にそれぞれの評価結果の概要を記載するようにしたい。</p> <p>九電回答資料 ○第 7 回分科会 資料 1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104170233-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104170233-1.pdf</a></p>

(2) 劣化状況評価結果 ① 低サイクル疲労

No	開催回	委員	質問	回答
1	3	渡邊委員	<p>低サイクル疲労という名称が非常に難しく、例えば原子炉容器の場合だと、ニュートロンの照射を受けたような材料であり、内張りは熱による影響を受けている。こういうふうに単純に評価した時に、どれくらい真実味があるか、そこを説明してほしい。</p> <p>非常に単純な説明で、これが原子炉容器の全体を説明しているようには到底思えない。総合的な話でもって、熱サイクル疲労という現象を説明できないか。</p>	<p>原子炉容器自体に高サイクル疲労というのは想定していない。現在、原子炉容器の劣化事象として想定しているのは、低サイクル疲労とか中性子照射脆化といった劣化事象を考慮して想定して評価している。低サイクル疲労に関しては、建設工認等のやり方と一緒に、これまでの実績及び設計・建設規格等に基づいて実施している。</p>

2	3	渡邊委員	<p>同じ材料を使って30年使っているわけではなく、状況が随分変わったときに、これがどれだけ健全性の評価に役に立つのか。</p>	<p>この場で今即答がちょっとできないので、使用状況がどういう影響があるかは、調査の上改めて回答したい。</p> <p>〔九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a>〕</p>
3	3	後藤委員	<p>応力の因子、応力の種類も、形状による応力集中から始まって、熱疲労、流体の振動、それから溶接の欠陥あるいは材質の変化など様々あり、それらが総合的に作用し疲労が発生すると理解しており、疲労の評価は難しいと考える。そのときに、主要な要因として低サイクル疲労を挙げるのは、それは1つの考え方で分かるが、そういった要因を1つ1つ考えると、これでいけると判断するのはすごく難しい内容だと私は思う。</p> <p>その辺のモデル化のところ、解析には限界があるということを理解しながら考えていくことが必要。</p>	<p>〔九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a>〕</p>
4	3	大畑委員	<p>今回の資料は2014年時点の結果だが、その時点で、それまでの運転実績に基づいて、60年目のUF等を出していたが、30年時点でのUFのデータがあるかと思うので、示していただきたい。</p>	<p>運転状態Iの起動を代表して説明すると、30年評価に用いたときの実過渡回数は34回であり、これを60年分にすると68回になるので、30年時点のUF自体は出していないが、イメージとしては、半分程度になる。こういうのを全部、過渡条件を2012年3月末時点で許容繰返し回数が出て、計算すれば出てくると思うので、持ち帰りメーカーと確認したい。</p> <p>ただ、量が多くなるかもしれないので、どれか代表という形で説明したい。</p> <p>〔九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a>〕</p>

5	3	大畑委員	<p>検査で健全だという結果を出されていたが、具体的に、検査時の亀裂の深さはどれぐらいを想定しているのか。</p> <p>また、検査とUFとを何か関連付けているか。</p>	<p>今手持ちにデータがないので、UTの検出限界については、持ち帰り次回以降説明したい。</p> <p>また、UFと通常点検との関連付けはやっておらず、やはり通常点検は通常点検の規格に基づいて、定期的実施している。</p> <p>〔九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a>〕</p>
6	3	佐藤委員	<p>UFの計算は、プログラムを使って自動的にやっているのか、それとも何か手計算か。</p>	<p>各部位でモデルを作成し、細かく切ったメッシュの交点、全て評価点として出てくるので、手計算ではとてもできるようなものではなく、プログラムで解析している。</p>
7	3	佐藤委員	<p>自プラントの過渡回数実績だけでなく、国内で確認されているもの、国内プラントで確認されていない過渡でも想定される過渡は考慮しているとのことだが、未経験の過渡について具体的な例を教えてください。</p>	<p>次回以降に説明したい。</p> <p>〔九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a>〕</p>
8	8	佐藤委員	<p>疲労累積係数Ufの計算について、各過渡現象で発生する繰り返し応力はそれぞれ違うので、それぞれに対して評価をした上で積算しているという理解でよいか。つまり、単純化して計算したものではなくて、個々に評価したものの積算として求めたものが、疲労累積係数として評価した値になっているのか。</p>	<p>許容繰り返し回数も過渡ごとに決まるので、その疲労を求め、最終的に足し込んで1を超えないかという形で、いろいろな過渡に対する係数を出して最終的に累積係数として積算している。</p>
9	8	佐藤委員	<p>環境疲労評価手法による解析結果の方がより厳しくない数字になっている理由を説明していただきたい。</p>	<p>環境疲労評価については、環境効果補正係数を用いている。この補正係数は、例えば一次系冷却材に含まれる溶存酸素や温度等を踏まえて算出するため、RVでは0.01や0.004という結果になった。それぞれの環境に応じた係数を算出するので、低くなったり高くなったりする。</p>
10	8	佐藤委員	<p>今回評価した箇所は低サイクル疲労の観点から10か所抽出したということだが、低サイクルの疲労にさらされる部位と、高サイクル疲労にさらされる部位が重複する場所はないのか。</p>	<p>キャビティフローや回転機器の軸等がサイクル疲労の対象となるが、劣化状況評価を行う中で高サイクルの事象についてもしっかり確認をして、PWRのRVで高サイクル疲労を考慮すべき部位はないというふうに考えている。</p>

11	8	佐藤委員	<p>解析結果として0.915といった高い数値が出ている箇所があるが、こういったところに対して、1を超えないことを確認するために、この数字がどこまで近づいてきたら特に注意した検査をするようにするのかといった目安みたいなものをお考えであればお聞かせいただきたい。</p>	<p>蓄圧タンク出口等が1,2号とも環境疲労評価結果が1に近い。例えば出口弁の誤動作や一次系冷却材の異常減圧等について、こういった過渡は未経験ではあるが、余裕というところを踏まえて2回考慮していることが影響している。</p> <p>1に近づいてきた時にどうするかというところでは、運転をしていく中で、評価した過渡が変わりがないか注視していく。異常な過渡を経験した場合、取替えも含めた保全をその時にしっかり考えていく。</p>
12	8	守田委員	<p>プラントの起動停止に伴って、材料にどのように疲労がたまっていくかという評価が疲労累積係数だと思うが、この経年劣化による疲労累積係数に、想定を超えるような地震によって発生する荷重が重畳した場合、どのような信頼性の評価になるのか御説明いただきたい。</p>	<p>資料に記載の過渡の中に地震はないが、各部位の地震による影響も評価して、実際に地震が起きたときの疲労係数が1を超えないということも併せて確認している。</p>
13	8	守田委員	<p>高サイクル疲労について少し口頭御紹介いただいたが、この分科会では特に高サイクル疲労の評価結果について御説明いただく予定はないか。</p>	<p>もちろん劣化事象としては確認しているが、日常の保全や設計の段階である程度対応ができていない事象については、今回御準備していない。</p>
14	8	大畑委員	<p>疲労累積係数を算定するに当たって応力解析をされているということだが、弾性解析なのか弾塑性解析なのかという記述が見当たらなかったように思うので、どういう解析をされているかということをお聞かせいただきたい。</p>	<p>通常は弾性解析を行うが、弾性域を超える場合は、詳細に簡易弾塑性解析を行って満足するか評価している。</p>
15	8	大畑委員	<p>疲労累積係数は許容回数に対する実回数の積算ということで、分母にくる方が限界繰返し回数ではなくて、許容繰返し回数を設定されているかと思う。その思想をお話していただいた方が、例えば1に近くなった時にはもう本当に壊れる限界に近い状態になっているというような誤解を招かないと思うので、許容値としてどういうものを設定されているかということをお聞かせいただきたい。</p>	<p>許容値を用いていることは間違いないが、それらの思想はそれぞれの過渡に応じて違いがあるので、考え方をまた改めて御説明させていただきたい。</p>
16	8	大畑委員	<p>分母には固定値が使われているのかどうかということも併せて御説明をいただきたい。</p>	<p>九電回答資料 ○第9回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/103418_20230130101557-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/103418_20230130101557-1.pdf</a></p>

17	8	佐藤委員	疲労累積係数の考え方について回答を保留されたが、累積係数が1の状態は亀裂が始まる状態というふうに、少なくともアメリカではそのように定義している。九電の資料にもそのような趣旨が書いてあったように見受けたが、なぜ今回回答を保留されたのか。	設計疲労線図を元に、その線に至ると疲労が発生するというしきい線で、それに余裕を持った値で分母の許容回数を定めているが、それを今回の資料に記載していなかったため保留させていただいている。
18	8	釜江座長	資料の総合評価のところに「疲労割れの発生が問題となる」と書いてあるが、発生が問題ということと割れが発生するということは同義なのか。	意味としてはそういうことだが、もともと用いているのは許容繰り返し回数で、その許容の部分が限界かというところの考え方を整理させていただきたいということで保留させていただいている。
19	8	佐藤委員	亀裂が発生したからたちまち壊れるわけではないというのは常識。疲労累積係数が1になったということが、機器として限界を迎えたというふうには解釈していなかったが、今問題になったのは疲労累積係数が1になったら、これは破損するぎりぎりのところじゃないかと、そういう誤解もあるかもしれないから明確化した方がいいでしょうという話だったので、そこはもっと明確にお答えしてもらってもよかったのかなというふうに思って提起させてもらった。	その趣旨で今後資料を明確に作らせていただく。
20	8	後藤委員	疲労評価で安全率として非常に幅のある判断をしているから余裕があるというのはそのとおり。ただし、累積疲労係数が0.00幾つとか小さい値のときはもちろん全然問題ないだろうが、0.幾つとなってきたときには非常に注意をするというのは常識。	疲労累積係数が1を切っているから大丈夫だというふうに思っていることはなく、現状保全であったり、データの採取・解析をしたりしており、引き続き、一面的な見方ではなくて全面的に見て対応していきたい。
21	8	後藤委員	疲労そのものがすごく分かりにくいことと同時に、いろんなモードが入ったときに難しくなるので、値が小さいから大丈夫だというものの見方だけでは足りない。今回の場合はこうだと認めるが、注意しなければいけない部分がある。	同上
22	8	後藤委員	実際の産業の事故の例をみると、最初の予測ができていなかったということに尽きるので、予測をもって大丈夫だということより、むしろどこがどうなったら危ないかということを確認するのが一番大事である。その上で、今回はそれを見たところ大丈夫だったということになる。	同上

23	8	後藤委員	<p>疲労評価で大丈夫だと思っていたが、例えば共振により振動が増幅するといった状態になって、それを見落としてそのまま運転を続けることが原因の事故が一番起こり得るというふうに認識している。そういうところをどうやってそういうことにならないようにできるかという保全の計画が大事だろうと老婆心ながら思っている。</p>	同上
24	8	渡邊委員	<p>原子力の材料の環境は非常に複雑で、単に低サイクル疲労という現象ではない。中性子もやってきて、高サイクル疲労ももちろん付加されるし、熱時効も発生する。これは経年化技術評価の不備と思っているが、今回の説明は単なる低サイクル疲労だとこのような評価になるということ。その時に、ある一定の裕度で評価しなさいということだが、最終的にはいろいろな現象を理解した上で、この裕度が正しいのかを議論しないが、それは電気事業者としてどうお考えか。</p>	<p>各劣化モードの重畳は、今後やはり注視していかなければいけないところだと思うが、現状、例えば照射脆化と低サイクルが重畳して何か劣化は見られていない。今後そういう劣化モードを確認せねばならないところが明確になってくるようであれば、それは対応しないといけないと思っており、研究成果等を注視してまいりたい。</p>
25	8	渡邊委員	<p>出入口管台は溶接しているわけで、ステンレス溶接部のフェライトは熱時効によって非常に脆くなる現象は、何十年も前から知られている現象。それが実際に現れていないから我々は知りませんというふうに聞こえるが、それは間違っているのではないか。例えば炉内計装管も溶接されていて、WJP等で応力を調整しながら保守管理をやらないといけない状況になっている。それを低サイクル疲労で全体を調整して1を下回っているというような評価をすることが、本当に合理性があるかということを示してもらいたい。</p>	<p>炭素鋼、低合金鋼などのフェライト鋼の材料は、中性子の照射により強度、硬さが増加するため、低サイクル疲労に関しては、強度が増す方向に働くと考えている。現状の保全等で有意な欠陥は発見されていないが、今後も研究成果等の知見を確認して、保全・評価等に展開していきたい。</p>
26	8	渡邊委員	<p>原子力の方にこういう質問すると必ずそう返してくる。そうしたら、原子力材料は使えば使うほど大丈夫だという誤解を招く。基本的にはステンレスの話だと思って照射脆化の話をしなかったが、熱時効はどうお考えか。</p>	<p>中性子照射脆化と熱時効の重畳については、やはりまだ分かっていない部分もあり、引き続き知見を収集していかないといけないと思っている。以前から御説明しているとおおり、現状割れが発生していないことから、低サイクルとの重畳という意味では、現時点で直ちに問題になるものはないと考えている。</p>



27	8	渡邊委員	知見を収集するのはもちろんで、今は60年後の議論として裕度が本当に正しいのかということをやっている。本当に裕度がこれでいいのかということを示してもらわないと困る。	—
28	8	後藤委員	評価する時にその外力として熱応力もあるが、内力として溶接残留応力がどう影響するかといった評価はできているのか。	溶接による残留応力は入っているとは思われるが、再確認させてほしい。
29	9	佐藤委員	疲労累積係数の評価をした結果について、荷重に対して2倍、繰り返し回数に対して20倍のマーヅンがあると言っているが、ドライの試験環境と実際の腐食環境での曲線は違うわけで、そんなに大きなマーヅンがあるということにはならないはずである。疲労曲線、疲労累積係数とは何なのかという教科書的な説明としてはこのとおりだが、私たちが議論した時の話の説明になっていないような印象である。	腐食環境については、回答の中に想定できていない部分もあったが、まず事実として、原子炉容器は基本的には腐食環境にはないと考えている一方で、接液部は環境疲労評価というものをやっている。恐らくその部分の許容値に対する考えが説明されていないという御指摘かと思っているので、次回御説明させていただきたい。  〔 九電回答資料 ○第10回分科会 資料1-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/104098_20230222144036-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/104098_20230222144036-1.pdf</a> 〕
30	9	佐藤委員	疲労評価で「残留応力は考慮しているのか」という質問があるが、もっと複雑な話になるのではないか。残留応力と繰り返し応力の大小関係などを考えると、この回答は手を抜いた回答のように見える。回答としてその辺をどう表現するのかわからないが、これでは回答として不十分かなという印象がある。	試験の平均カーブに、平均応力補正を入れている。残留応力を考慮すると平均応力振幅が大きくなる。ひずみ範囲というふうにとっているが、左側が平均応力というふうにとれば、当然厳しい方向になる。実際には、まず試験で得られたデータを引く際、修正グッドマン線図を用いて応力補正している。降伏応力よりも低い状態の時は応力の影響が出てくるので、2ページの緑の線が少し引き下げられている状態になる。寿命回数を右側Nで取っており、過渡が多い状態は、その辺りの影響が出てくるという形で線が引かれている。少し言葉足らずになっているが、溶接残留応力も考慮した評価になっている。

31	9	佐藤委員	<p>先ほどの御説明を簡単に理解すると、残留応力と疲労の繰返し応力を何か重ね合わせをして評価できるという意味で言われたようにも聞こえたが、私はそうではないと思う。今は一つの単純な引張応力のモデルとして話をしたが、溶接部分の残留応力は非常に複雑で、空間的にも非常に複雑に分布して、引っ張りから圧縮から、3次元的に分布している。そこに繰返し応力が作用するというのは、実際にはちょっと難しい現象になっているというイメージをお話したかった。</p>	<p>設計疲労曲線を引くときに、我々も残留応力のことを全て分かっているわけではないので、分からない部分も含めた応力補正を入れている。マージンを持っているということで、残留応力を応力側に考慮してるわけではなく、判定する側の方に、厳しめにその曲線を持っていっている。</p>
32	9	後藤委員	<p>残留応力は特定が難しく、平均応力というのは修正グッドマン線図、要するに疲労の修正のやり方の話である。もう一つは、腐食疲労のようなものは疲労限度がなくなる。普通は疲労限度というのが出てくるが、環境によって出ない、それが一番問題だと思う。</p>	—

(2) 劣化状況評価結果 ② 中性子照射脆化

No	開催回	委員	質問	回答
1	4	後藤委員	<p>脆性破壊がどうやって問題になったかという経緯を理解した上でのものを考えた方が良い。また、脆性破壊では、普通の破壊と異なり、全く影も形もない破片になってしまうので、そういうことが起こり得るからこういう検査をしているのであって、「絶対に起こってはいけない構造破壊のリスクを徹底的にないようにする」ことを念頭に検査していただきたい。</p>	<p>脆性破壊が起こらないような、想定する欠陥がないかというのを確認している。冷たい水が入ったときに脆性破壊が起こらないような粘り気がしっかりあるかどうか確認する。今回の検査では、その前提となる欠陥がないかという目で見て評価した結果、そういった欠陥はなかった。</p>
2	4	後藤委員	<p>解析にはパラメータがいっぱいあり、1個1個やっていくと相当大変なことになると思うが、そういうことを議論すべき。特に冷却系統で、温度が下がって引っ張り応力がかかったときにどうなるか、そのときの解析はどうやっているかなど、そういうことが課題になると理解している。</p>	—

3	4	後藤委員	<p>脆性破壊の問題は、大きな容器に本当に見落としがないかということが心配になるので、どのレベルにおいて技術的に大丈夫だと言い切れるのが問題。あれもこれもやっているから良いという漠然としたものの言い方は極めて危険で、徹底的にクリアしているということ、1個1個全部明確にしていかなければならないと考えるので、詳しい説明を今後お聞きしたい。例えば、冷却とはどういう状態（規模、熱伝導計数、沸騰の有無など）のことを考えているのか。</p>	<p>九電回答資料  ○第6回分科会 資料3-1  <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/101382_20221013171201-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/101382_20221013171201-1.pdf</a>  ○第6回分科会 資料3-2  <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/101382_20221013171225-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/101382_20221013171225-1.pdf</a></p>
4	4	後藤委員	<p>低炭素鋼にクラッドがあり、それがクラックを押さえる方向になる場合もあるが、逆に温度の掛かり方等によっては、クラッドが母体を引っ張る方向、つまり危険側になる可能性はないのか。</p>	同上
5	4	渡邊委員	<p>照射脆化はいろんなメカニズムでもって発生する。3.11後に玄海1号炉がガラスのように割れると言われたが、実際割れてない。そういう議論を、九電も含めて九州の研究者がやってきたので、説明されるときに、実際のモデルやメカニズムに沿って説明された方がいいと思う。しっかり分かりやすく、地元の方も含めて説明されないと、またガラスのように割れるという議論になってしまうが、それは違う。説明の仕方、九州電力がこれまでやってきたことなので、もう少ししっかりと説明してほしい。</p>	—
6	4	佐藤委員	<p>昔は仮想欠陥が1/4tで、破壊靱性値の興味あるところも1/4tの位置だったが、その1/4tの欠陥が余りにも巨大すぎるといって、今はそれよりも小さい、深さ10mm、長さが60mmの欠陥を仮想するようになり、今は中性子の評価では1/4tの議論があるが、欠陥のサイズはもっと小さい結果になっていて、そこに食い違いがある。資料には深さ10mmでの破壊靱性値の記載がないが、これは欠陥がある程度進展しても、少なくとも1/4進展する手前では止まるのか、それとも10mmの欠陥が全然進展しないで止まったままなのか説明してほしい。</p>	<p>破壊靱性曲線が、PTS遷移曲線と応力拡大係数を上回っているので、幅60mm、深さ10mmの亀裂の先端が進展するということはないと評価している。</p>

7	4	佐藤委員	破壊靱性値と応力拡大係数を比較するときに、応力拡大係数は10mmの欠陥に対しての曲線ということだったが、破壊靱性値の曲線は、10mmの物性に対する曲線になっていないのではないか。ここに1/4tを使うのは、むしろ非保守的ではないか。	JEAC4206に、1/4tの位置で68J以上あることを確認しなさいということで、その評価結果を載せている。1/4tの値は、プラントを運用するときに加熱冷却制限曲線を設けるが、このときに1/4tの亀裂を想定してPTSカーブを引くので、今回の評価とは違うところで使用している。 一般的に鍛造材等は製造時に熱処理するので、1/4tよりも表面の方が、破壊靱性値は良く、1/4t以降の真ん中の位置の方が、基本的には破壊靱性悪い方に出るので、1/4tの位置で試験片を作りなさいとJEACでうたわれている。
8	4	佐藤委員	1/4tの方が応力拡大係数が大きいというのは分かるが、内壁に近ければ近いほど中性子照射量が大きいので、破壊靱性値の特性がいいということはありません。	製造時の一般的な話で、照射を受ける前はそういう傾向がある。
9	4	佐藤委員	破壊靱性値と応力拡大係数が同じ条件の比較になっているのかということ。破壊靱性値の方が保守的に描かれている可能性を質したい。	〔 九電回答資料 ○第5回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20220906154904-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20220906154904-1.pdf</a> 〕
10	4	大畑委員	実際にはクラッドにより亀裂開口しにくい安全側になるかと思うが、厳しく評価するためにクラッドは想定してないとか、クラッドにより発生する残留応力をどのように考えているかなどを示せば、見た目以上の安全裕度があるかないかが明確になるかと思うので、そこはきっちり示していただきたい。	同上
11	4	後藤委員	注水により温度が変わって、それによって応力が発生して、それが亀裂の進展に関わるという流れがあり、少なくとも3段階は技術的な話が入っている。結果だけ見たら、そうなったと言われたらそのとおりかもしれないが、それをちゃんと説明すると、相当詳しい内容を出さないと分からない。応力拡大係数の計算のときの条件等の詳細なデータを示してほしい。	詳しいデータとなると、メーカーの商業機密が関わってくるため、この場で詳しい値を述べられないが、そこは工夫させていただきたい。例えば大破断LOCAでは、ある冷たい水が一気にステップ状に入るような厳しい評価にしている。そういうところも含めて上手に御説明できればと思うので、次回以降検討したい。 〔 九電回答資料 ○第5回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20220906154904-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20220906154904-1.pdf</a> 〕

12	4	後藤委員	例えばステップ状にどうなるかなどは設計上の力学計算では当たり前でやっているが、その設定が妥当なのかが問題。	—
13	4	佐藤委員	詳しい数字まで出せないというのは譲るにしても、この現象を視覚化できるような、イメージ化できるような説明ぐらいはしてほしい。	PTS 遷移曲線において、プラントがどういう状態になっていて、こういう曲線がこう走っているといったことを付け加えることできるので、今後御提示したい。  九電回答資料 ○第5回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20220906154904-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20220906154904-1.pdf</a>
14	4	渡邊委員	脆化予測式の高精度化に非常に有効だったのが内部組織の評価で、電子顕微鏡やアトムプローブの評価によって、様々なメカニズムに沿った脆化予測式が可能になってきた。第4回目の評価後の進展というか、実際の評価式に合っているようなデータは出てきているのか。	第5回の監視試験の取り出しが終わり、現在評価を準備中である。第4回の監視試験の取り出しも終わっていて、2号は現在評価中だが、1号は特に特異な点はないという報告を受けている。
15	4	渡邊委員	資料には第4回で大丈夫だと言っているわけだから、この時点での評価は見せてもらいたい。第4回は2008年に取り出しているわけで、随分時間がたっているので、その間の高経年化の取組、監視試験片に対する取組を聞いている。	第4回の監視試験の結果については、御説明できるようなものを準備したい。  九電回答資料 ○第5回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20220906154904-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20220906154904-1.pdf</a>
16	4	渡邊委員	脆化予測式には様々なモデルがあって、そこに内部組織の結果を入れて、脆化予測式で幾らという評価をしている。合っているのかいないかを聞いているのではなく、中身としてこの脆化予測式が反映されているのかということを知っている。それには内部組織をしっかりと見ないといけない。	その意図を含めて、資料を準備したい。  九電回答資料 ○第5回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20220906154904-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20220906154904-1.pdf</a>

17	4	後藤委員	<p>脆化の問題というのは非常に難しく、これはこれで大丈夫ですというもの言い方ではなくて、相対的にでもいいが、例えば川内原発のデータはこうで玄海はこうだったとかいったものを見ながら、ここまでは分かってここは分かっていないということが大事で、そのときの振れ幅が問題になる。玄海では何が問題だったかというのが議論の本質で、そのことを組み込まないと、これは合っているかないと言っても、なかなか通用しない。限られたデータの中で何が分かるのかということは徹底的に見せていただき、こういう傾向があったらこういうふうに見えるのではないかとといった説明をしていただけたら納得ができるのではないか。</p>	<p>九電回答資料 ○第5回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20220906154904-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20220906154904-1.pdf</a></p>
18	4	橋高委員	<p>劣化には金属材料自体の劣化と圧力容器構造体の劣化の2種類がある。高経年評価ではある基準値を満たすかどうか、かつ材料と構造体を一緒に評価していて、将来予測に参考となる定量的な劣化度が不明である。材料劣化に関してはサンプルを計測しているようなので、破壊靱性値(<math>K_{Ic}</math>)の低下度がどの程度か知りたい。</p>	<p>九電回答資料 ○第5回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20220906154904-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20220906154904-1.pdf</a></p>
19	4	橋高委員	<p>ひび割れの進展速度まで評価するとしたら、Rカーブなどが評価できているなら、推定でも良いので示してほしい。特に脆性を評価するとしたら、線形パラメータに近い<math>K_{Ic}</math>よりも、ひび割れ進展時の塑性域も含めた評価が可能となる<math>J_{Ic}</math>の評価が望ましい。また、構造体についてはUTで亀裂を計測しているようなので、結果の公表があるとよい。</p>	同上
20	5	後藤委員	<p>PTS評価の条件で、「保守性を考慮して」と表現されているが、条件設定についてどのように考えるか、本当にこれで納得できるのかどうかの説明が欲しい。また、階段状に一気に温度・圧力が落ちるといった仮定をしていて、それが保守性ということだが、本当にそれでいいのか。PTSは圧力、温度、溶接残留応力などの複合体になっているが、まずそういう効果を比較したのか。</p>	<p>原子炉容器の中に安全注入が入ると、その水温に伴い、温度がなだらかに下がっていくが、ステップ状の温度過渡を受けると仮定し、非常に高い熱応力を加味している。温度条件においては、ステップ状の温度変化を持たせるほうがより厳しく、保守的な評価になっていると考える。</p>

21	5	後藤委員	保守性というのを、極端だがこうすれば解析できるという意味で言っていると思うが、逆に言うと、この設定以外に、原子炉容器に圧力・温度を与える要素があるのか。保守性というのは現実と比べて保守的ということなので、他の条件は何かということを示してほしい。	温度分布的には実測した正確な温度があり、それを解析条件として用いることができるが、あえて保守的なやり方をとっている。
22	5	後藤委員	設計の時は、圧力・温度はある一定の値で切って計算するが、その時にこれに保守性が入っているなんて馬鹿なことは言わない。解析はできるがあまりにも手間がかかるということなら、それは一つの技術的な手法として分かるが、その時に「保守的に」という枕詞はつけない。極端な仮定を除いて、現実にかかる現象を解析できる、これで安全側にできるという圧力・温度を示してほしい。	冷たい水が入るときの流動解析に保守性があるかと問われると、非常に難しいところがある。温度や水の管理のところでは少しは保守性は入っているかもしれないが、注入する水の温度をそのままRVの壁面に当てはめて計算したというのが実情。
23	5	後藤委員	温度解析は、過渡変化としてやれば計算できるが、それで安全を保證できるか、その条件でいいか定めるのが難しいから、こういうやり方をしているわけで、それは保守性の本質ではない。現実を現すのは難しいからこうなるという説明をちゃんとしないと、ほとんど素人をだましているように見える。これではいけないと言っているわけではないので、もうちょっと丁寧に説明してほしい。	—
24	5	渡邊委員	アトムプローブの測定結果で、普通はマンガンとかニッケルが偏析しているはずだが、転移に偏析しているのはリンか。リンが偏析すると、中性子照射脆化とはまた別のメカニズムになるのではないか。	実際のデータではマンガンやニッケルの偏析も確認されているが、御説明のために別の図を提示しており、混乱を招いてしまった。再度御説明する。  九電回答資料 ○第6回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf</a>
25	5	橘高委員	サンプルを6個圧力容器近辺に入れて、その経年変化を見ているとのこと、破壊靱性値の実測値を知りたかったが、回答を見ると、非線形の破壊力学パラメータを求めず、 $K_I$ と $K_{IC}$ だけで評価するということであつた。であればなおさら、材料の破壊靱性値がどうなっているか知りたい。	九電回答資料 ○第6回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf</a>

26	5	渡邊委員	<p>材料の照射脆化というのは圧力容器だけではなく、周りのサポート部や鉄鋼の部材など、中性子がやってくるところは多かれ少なかれ照射脆化しているの、もう少し説明を加えて、実際のスリーループやサポート部の中性子の量を示して、60年使っても割れないということをしかり評価してもらいたい。</p>	<p>主要6事象の中には入っていないが、原子炉容器のサポート部などの評価はやっているの、まとめて御提示できるような形にしたい。</p> <p>九電回答資料 ○第6回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf</a></p>
27	6	後藤委員	<p>PTSの解析は、クラッドはない状態で計算しているのか、それともある状態なのか。</p>	<p>温度分布解析では、クラッドの存在を考慮して温度分布を出している。そこから、温度分布解析より求めた温度分布の変化に対して熱応力を求め、PTS事象で冷却材の変化に対応していないものの二つを応力として求めるが、それはクラッドを考慮していない。それらを用いて算出する応力拡大係数についても、クラッドを考慮していない。</p>
28	6	後藤委員	<p>この解析は、かつてはクラッドのない状態でやっており、クラッドの有無による違いは何かというのが一番のポイントとなる。クラッドを一部考慮していて、それが安全側の仮定になっているというように聞こえたが、本当にそうなのかな。</p>	<p>応力について、母材とクラッドでは、クラッドの熱膨張係数が大きく、温度に対する伸び縮みがクラッドの方が大きいため、冷たい水が入ってきたときはクラッドの方が縮んでおり、母材側には圧縮の応力が生じているが、その圧縮の側の応力というのは考慮していない。</p> <p>また、亀裂拡大係数の算出では、ある程度亀裂面に蓋があるような状況になり、開口に対する抵抗が期待されるクラッドの存在を無視している状況のため、非保守的にはなっていないと考えている。</p>
29	6	後藤委員	<p>温度解析でクラッドを考慮するというの、一つの考え方として分かるが、もともとクラッドは強度部材ではないので、通常は考慮しないというのが従来のやり方ではないのか。それに対してクラッドを考慮して、それを保守的だと言うが、クラッドの考慮の有無で亀裂の先端の位置が変わってくる。逆に、ほかの要素を全部なくした状態でクラッドを考慮して温度解析やした場合、ないときの状態とK値は、本当に保守的になっているのか。</p>	<p>温度分布ではクラッドを考慮して解析しているが、これに保守性を持たしているわけではない。より実機に近い形の解析の結果になっているが、だからといってK値の算出過程の温度解析でクラッドを外さねばならないということでもなく、温度解析については考慮しているが、圧力、応力拡大係数については考慮していないというところで、特に非保守的な部分が入っているということではないと考えている。</p>



30	6	後藤委員	<p>クラッドを評価上入れるとすると、難しい要素がある。単に温度勾配だけではなくて、クラッドの欠陥だとか熱応力などの要素があり、それが必ずしも安全側になるとは限らない。そういう要素を入れたら難しくなるので、通常はそれを省いているというのが私の理解である。</p> <p>クラッドを考慮するときには、ほかの要素も全部入れてきちんとししないと、部分的なつまみ食いになる可能性を持っているということに気をつけている。都合のいいところだけを使うという可能性が出てきてしまうので、再度確認の意味だが、端的に言えば、クラッドを考慮するときとしないときのK値の結果が知りたい。</p>	<p>温度については、より実態に近い状態の解析をしているというふうに思っていたきたい。</p> <p>それから、熱応力、内圧の応力、応力拡大計数の算出ではクラッドを考慮していないということで、確かにクラッドの考慮の有無で違う部分があるが、クラッドを考慮しているからといってその評価が非保守的になっているとは思っておらず、一部クラッドを考慮しているが、そのほかは有意に働く部分についても考慮していないというところを御説明させていただいた。</p>
31	6	後藤委員	<p>クラッドがあるときとないときで、内表面からの応力分布がどう変わっているか、確認したい。</p>	<p>九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-3 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/j02/documents/102805_20221223155910-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/j02/documents/102805_20221223155910-1.pdf</a></p>
32	6	後藤委員	<p>PTS評価では、それぞれの曲線が接するかどうかで評価しようとしているが、本当に技術的にそういう議論ができるのか。いろいろな不確定要素があり、それを全て安全側に持っていかなければいけない。それを部分的にこうだというのは、非常に違和感がある。</p>	<p>CT試験片のデータをしっかりまとめてお見せして、曲線の引き方、こういう形のデータから引いているというような御説明をさせていただきたい。</p> <p>九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-3 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/j02/documents/102805_20221223155910-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/j02/documents/102805_20221223155910-1.pdf</a></p>
33	6	渡邊委員	<p>44ページの電中研のものが全部マスキングになっているが、これだと評価できない。マンガン、ニッケルは測定していますかということを行っているのではなくて、照射脆化は内部組織が分かれば評価できるので、そういうデータをしっかり開示して、内部組織が照射の脆化量に対して合っているということの評価できるようにしてもらいたい。</p>	<p>アトムプローブやTEM観察といったデータがあるので、公開については電中研の知財ということでマスキングをしているが、先生には御提示するようにしたい。</p> <p>九電回答資料 ○第8回分科会 資料2 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/j02/documents/102805_20221223162908-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/j02/documents/102805_20221223162908-1.pdf</a></p>

34	6	渡邊委員	<p>照射脆化にはいろいろな要因があって、引張試験片やCT試験片も全部入っているはずだが、そういうものを公表しないといけない。例えば波面といったものを見れば大丈夫だという評価をできるのに、そういうものを示さずに大丈夫ですと言われても分からない。</p>	<p>CT試験片だけではなくて、シャルピー衝撃試験片などの結果もお示しするというので承知した。</p> <p>九電回答資料 ○第8回分科会 資料2 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/102805_20221223162825-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/102805_20221223162825-1.pdf</a></p> <p><a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/102805_20221223162845-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/102805_20221223162845-1.pdf</a></p> <p><a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/102805_20221223162908-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/102805_20221223162908-1.pdf</a></p>
35	6	後藤委員	<p>照射脆化の靱性値の実測値が出ているが、これを見た時に、これから何が言えるのか。この対象は全部同じ母材や溶接部、それからHAZの部分を別にしているかもしれないが、そういう要因も含めてどこまでが説明できるかということがポイントなので、ちゃんとそういう示し方をしていただきたい。</p>	<p>九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-3 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/102805_20221223155910-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/102805_20221223155910-1.pdf</a></p>
36	6	渡邊委員	<p>モリブデンや中性子の量がマスクングされているが、材料には名前があって、名前が分かればモリブデンの量が決まるので、材料を明らかにしてもらいたい。そうすればモリブデンの量が決まり、モリブデンの量をマスクングする必要はない。具体的に名前を示して、分かりやすくしてもらいたい。</p>	<p>モリブデンの量は材料が決まれば規格として決まり、その規格書を示すことは当然できるが、その中でどのモリブデン量を入れて製作するかは、どうしても商業機密に該当するものがあるというのがメーカーとの協議内容である。技術的に評価をいただく上で必要な数値であるというのは重々認識しているが、そのマスクングの部分は協議した上で対応させていただきたい。どのような材料でできているかというのはお示しできていないので、お示しできる部分を増やして整理していきたい。</p> <p>九電回答資料 ○第7回分科会 資料2 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/101877_20221104170335-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/101877_20221104170335-1.pdf</a></p>
37	6	渡邊委員	<p>玄海は川内よりも脆化量などの条件が厳しかったが、そういった議論の歴史もあり、九電が大丈夫だということを外部に説明するだけの力量が求められる。それは電力が公表しなければ分からない。</p>	<p>脆化のデータをしっかり御説明させていただきたい。</p>

38	7	後藤委員	クラッドを考慮しているかと聞いたら、クラッドは温度分布解析には考慮したが、応力計算の時には使っておらず、だから保守的だという説明だったが、そういう理解でよいか。	PTS 評価では温度解析、応力解析、そして応力拡大係数と出していくが、温度分布を出すときには、より現実に近いクラッドを入れて評価している。応力、応力拡大係数を評価するときはクラッドなしで計算した方がより保守的になるという説明をしており、クラッドがあるほうが保守的だという説明をしたことはない。
39	7	後藤委員	そもそも PTS 評価の基準で、今の話としては、少なくともクラッドを考慮しなかったというのは間違っていないか。最初からクラッドを考慮していたのか。	温度分布解析ではしている。
40	7	後藤委員	それはルール上問題があると思っている。クラッドを考慮すると様々なファクターが入って難しいからクラッドは除外してきたというふうに理解しているが、電力はクラッドを入れた方がいいとして、解析している。クラッドがあれば応力が緩和されるので、非保守的な方向にクラッドを入れて解析していることになる。	応力解析においてはクラッドは考慮していない。
41	7	後藤委員	温度においてまず保守的かどうかがあって、応力に対してはクラッドを考慮しないからいいんだという言い方は一面的である。熱で熱応力が発生するだけじゃなくて残留応力まで関係するので、残留応力を入れなくていいかということになる。つまり、つまみ食いされている。アメリカの方の基準では、200mm くらいの厚さの鋼板に10分の1以下のクラッドがあっても、それは無視するという流れがある。その時にクラッドを組み入れてもいいと仮に言うならば、全て組み入れなければ駄目だ。K 値が大きくなる方のファクターを入れなくてつまみ食いしていて、それを非保守的と言っている。電力側はそれを保守的という主張をされたから、私はちょっと気にしている。	温度解析にクラッドを入れているというのは今までの解析のやり方で、それを今回変えたということはない。NRA の議事録があると思うが、温度分布は入れた形の解析を、他電力でも今までの PLM は実施してきた。

42	7	後藤委員	<p>PTSの質問で結果を回答いただいているわけだが、これは当たり前の話。結論までの間には、温度分布を求める計算はどういうふうにされているのか。熱伝達率は何か、それで温度分布がどうなって、という説明はちゃんとあるかという、言葉では触れているがはっきりしない。数字も出ていないし、技術者にとっては何も言ってないのと同じ。</p>	<p>PTSにおける熱伝達は、確かにグラフで示しているだけの部分もあるので、そういったものはお示しできるが、そこが機密になるかどうかはまたメーカーと話す必要がある。解析においても、膨大な量の検証と試行錯誤を繰り返して作られてきているものも含まれるので、そこは御理解いただきたい。</p> <p>足りないデータを示さないということはないので、PTSの評価に必要な条件等のお示しは、当然この分科会ではしていきたいと思っている。</p>
43	7	渡邊委員	<p>クラッドの溶接方法について、もっと具体的に入熱や溶接熱処理の様子といったものを説明してもらえないと分からない。我々に全ての情報を開示していると言われたが、照射脆化に関しては開示されているとは思っていない。圧力容器の照射脆化は、九電から取り出して、東海村の会社に行って切り刻んで電中研に行き、また戻ってきたりしているわけで、電力の中でやったら非常に風通しが悪い。</p>	<p>クラッドの溶接方法ということでもまとめていたが、入熱や溶接熱処理というところで、我々もしっかり入熱の管理をして母材が割れないように、溶接熱処理も溶接後に専用炉に入れて熱処理をしているので、そこも踏まえて記載を充実化したい。</p> <p>また、監視試験片のデータは、断面図であつたり観察の様子を、次回以降なるべく早い段階で示したい。</p> <p>九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf</a></p>
44	8	後藤委員	<p>私の方から幾つか文書を出している。もちろん私が全部正しいと言うつもりはないが、私の理解の仕方での照射脆化の解析の仕方についての意見を書いたものなので、それは見ていただきたい。意見として出したものではあるが、考え方を示したものである、そういう文書は是非出していただきたい。</p>	—
45	8	渡邊委員	<p>破面が非常に見にくい。破面率で全体を評価して、破面率と脆性遷移温度が一致しているかというのをよく見ないといけないが、そういうものが見えない。</p>	<p>初回のは、時代の関係もあり非常に見にくくなっているが、1号の5回とか2号の4回は、もう少し綺麗な拡大写真をお見せできると思っている。破面の写真としてはこの種類しかないが、拡大したものを御提示させていただきたい。実際のシャルピー衝撃試験の破面の観察も、この写真をもって確認をしている。</p>

46	8	渡邊委員	破面率で評価しないといけないので、何&という具体の数値を分かるようにしてもらわないと理解できない。	写真と併せて破面率を御提示させていただく。  〔九電回答資料 ○第9回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/103418_20230130101557-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/103418_20230130101557-1.pdf</a> 〕
47	8	渡邊委員	BFBや原子炉容器サポートのニュートロンの量を評価してもらっているが、やはり60年時点では照射脆化が顕著になるような部材である。圧力容器と違い、照射温度は数十℃～数百℃だと思うが、そういった低温での照射脆化という現象をどう理解して60年の評価になっているのか。	中性子分布に対するいろいろな設備の照射量について、今回それぞれの60年時点での評価対象部位の照射量を記載した。今の御指摘は、具体的な設備で言うと、低温域の照射脆化ということで、恐らくRVサポートの話かと推察する。
48	8	渡邊委員	低温でのサポート部の評価の手法はこれまでお聞きしたが、これだけ沢山のニュートロンを浴びている。監視試験片をある程度重要視した評価をして議論になってきたが、その周辺領域が非常に高い照射を受けている状況になってきている。それをどういった評価をしているのか、どういったことが起きているのかというのを示してもらいたい。	RVサポートの脆化（炭素鋼の脆化）は、我々が原子炉容器を使う最低温度として21℃という値を示しつつ、中性子照射脆化が進むと、やはり炉心槽と同じように靱性が低下するということがあるので、その評価を示させていただいているが、物理現象として炭素鋼がどのように脆化するかをお示しする。  〔九電回答資料 ○第9回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/103418_20230130101557-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/103418_20230130101557-1.pdf</a> 〕
49	8	後藤委員	上部棚吸収エネルギーと温度と関係のカーブが照射の前後で異なるということは、実際のデータでどの程度分かっているのか。ほかのデータを取っていったとき、各回数ごとに非常にばらつくが、これでPTSと比較するのは、はっきり言ってそれでいいのかという疑問がある。脆化のカーブとPTSのカーブが接しなければOKだという考え方だが、それぞれ綺麗な曲線ではなく幅のあるものである。データをいろいろ出していただいたが、その数字がどういう意味を持つのか解釈しなければいけない。そういう非常に不確定な要素がありながら評価をしていることは大前提で、それに解釈を加えてこうだということの説明しなければいけない。	シャルピー衝撃試験で、まず脆性遷移温度を出しているところのばらつきについて、算出には平均に近い値を用いる。関連温度の予測は実際に測定したデータから計算によって求めるが、ばらつきを考慮したマージンを設定して厳しめに評価するというような手法になっている。破壊靱性評価では、各データを全て60年時点まで移行し、さらにばらつきを考慮して一番厳しい下限点で曲線を書くようにして、厳しめに評価をしている。

50	8	後藤委員	<p>マージンはどの段階で決めているのか。あるデータでマージンを設定すると思うが、それは全体通して言っているのか、もしくはある範囲に限定されているのか。</p>	<p>国内の脆化予測、監視試験データを統計的に使ってばらつきを設定するよう規格で定められている。</p>
51	8	後藤委員	<p>規格は年度によって変わってきている。つまり、今までの評価法だと運転を続けるにつれて下限値がどんどん下がるようなデータが出てくるといので修正をしている。少なくとも予測として不確定な部分がいっぱいあるということをもとに見ないとおかしいということを言っている。それはどうやって確かめるのか。</p>	<p>関連温度の予測式については、データが拡充されることによって精度が上がると考えている。現状かなりの高照射領域までのデータが確認されていて、2007年、2013年までの時点でもそれなりのデータが取れていると認識していて、ばらつきを踏まえて予測式ができていますので、その予測式を用いた評価で問題ないと考えている。</p>
52	8	後藤委員	<p>評価法にも幾つかあるが、本当にそれが妥当であるか確かめるために何が重要かという、試験の数で決まる。試験片の数が本当に足りているのか、これはいつの時点で、何個取り出していつ評価するということまで読んで、そういう設計にしたのか。試験片の数とその評価の仕方の関係はいつのときの設計なのかということをお聞きしたい。</p>	<p>何百ものデータから予測式ができていて、それは2013年の規格がエンドースされる時点までにとれたデータである。</p>
53	8	後藤委員	<p>プラントが作られた時に考えたものと、それから時間が経ってデータを調べていったときに、どうしてもずれが生じてきているだろうと思う。当初試験片の数をこんなものだろうと仮に決めてやるしかなかっただろうが、今寿命延長という話も出てきていて、何を根拠に判断するかといったら試験片の数である。そうすると、本当は試験片をいっぱい取りたいけれど取れないという限定されたデータから判断するとき、ばらつきの幅が広がってしまう。そういうことに対して今のままで十分だと思っているのか、どういうふう認識されているかをお聞きしたい。</p>	<p>試験片の数には限りがあるが、再装荷といった規定もあり、小型試験片の研究も進められているので、電力内で研究や知見の拡充を行っている。データの拡充は大事だと思っており、今後とも知見拡充に取り組んでいきたい。</p>

54	8	後藤委員	<p>試験片の不足を小型試験片で代替するという方針が検討されているのは知っているが、限定された範囲かつ試験片が小さくなることで、リスクを広げている。そもそも現在の規格の妥当性が問われていると認識していて、マージンの問題等が議論になって、ルールとしては一応棚上げになっているというのは基本認識だと思うがいかがか。クラッドの件も含めて、自分たちに都合のいいことだけを行っているのは問題。</p>	<p>エンドースされた2007年版で評価をしている。当時から熱伝導分布の解析においてクラッドを考慮していて、それは変わっていない。応力拡大係数を算出する時にクラッドを考慮すると亀裂が閉じる方向に働くといった知見はJEAC2016年版として発行されているが更なる検討が必要だということで、今は2007年版の規格に従って評価している。今後もそういった知見を確認して取り組んでいきたい。</p> <p>試験片の再装荷や小型化についても、我々は可能と考えているが、現在エンドースされていないので、技術的な説明や補足を加えて今後国と議論していきたい。</p>
55	8	釜江座長	<p>試験片の数が増えてもリスクが増えるなら意味がないので、そこはしっかりとそういうものはないという前提で試験をやるべきだと思うし、当然それはしっかりとお願いしたい。</p>	—
56	8	渡邊委員	<p>現状で監視試験片の数が足りてないのはBWRで、基本的にBWRの電力会社が解決に取り組んでいる。九電の状況を見て、そういうものに対応しているようには一切思えない。それを公の場で、あたかもやっているようなことを言うのはやめてもらいたい。現在の4回目、5回目だってもうEFPY110何年で、これでもう一つあったらあと何年間原子炉を使うつもりだということをしっかり説明しないとイケない。</p>	<p>現行のルールで、10年ごとに照射試験片を抜いて確認を行わなければならない、運転中は必ず1個入れておかないといけないとされている。仮に50年目のPLMを実施すると、運転中に1個入れておかなければいけないという条件を満足できなくなるので、もう少し先の話にはなるが、ほかの電力会社やメーカーと一緒に、再装荷関連の研究に参加している。</p> <p>今の監視試験片は1号で5回取り出しており、それが約114EFPYで、単純にずっと運転すると114年相当の物が取り出されている。そういった制度的なところはあるが、再評価して知見を拡充していくことも必要ではないかといったところで、現在取り組んでいる。</p>
57	8	渡邊委員	<p>試験片をこれまで複数回取り出して、玄海1号の時に、そういうものはもう既に廃棄したと言われて驚いた。最近のものはもちろん保管されているだろうが、九電の監視試験に対する認識というのはその程度である。知見拡充にとって大事なものは、低照射量の1回目、2回目のもの。そういうものを大事にしていなくて、本当にびっくりする。</p>	<p>廃棄している物も確かにあるが、知見拡充のために保管している物もあり、その中には再装荷といった中で評価するように保管しているものがある。最初の頃の物を廃棄したというのは今更ながら反省しているが、どうしようもないところもある。その中で今できることをこれからも検討していきたい</p>

58	8	渡邊委員	<p>ビッカース硬さの変化について、1回目、2回目は、Englishの相関式でもって評価しているが、4回目、5回目はEnglishの相関式から外れてきている。この理由をお聞きしたい。</p>	<p>知見のばらつきや、Englishの相関式の初期値の設定のところで変動があると考えている。ビッカース硬さは規格や法令に定められているものではなくて、固くなった結果脆くなるといったところで、硬くなって関連温度が上がるという傾向は、1、2号ともあるのではないかと考えている。</p>
59	8	渡邊委員	<p>川内のクラスターデンシティに関して、ある一定の遷移温度の上昇がある。多分高いのは玄海のデータもあると思うが、玄海1号の高いデータと川内を比較したとき、溶質原子クラスタの平方根が同じようなデータになっているのに、なぜこれだけの違いが出てくるのか。</p>	<p>溶質原子クラスターについては、玄海1号機は比較的銅の含有量が大きくて、それが関連温度の移行量が川内に比べて大きくなっている要因ではないかと考えている。</p>
60	8	渡邊委員	<p>電子顕微鏡の結果について、例えば転位ループの数密度やサイズが3回目、4回目でほとんど変わっていないなど、照射量の違いが実際の組織に現れていない理由をお聞きしたい。</p>	<p>第3回から4回で照射を見ているところで、平均の数密度はあまり上昇が見られず、ここに対してまだ具体的には持ち合わせていない。</p> <p>〔九電回答資料 ○第9回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/103418_20230130101557-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/103418_20230130101557-1.pdf</a>〕</p>
61	8	渡邊委員	<p>玄海と川内で銅の含有量が違うというのは非常に明白。それによって脆性遷移温度が変わってくるという説明だが、ここで言う電中研のモデルでは転位ループの数密度とサイズ、溶質原子クラスタの数密度とサイズによって決まって、銅濃度は関係ない。なぜこういう違いがグラフ上で現れてくるかということを説明しないといけない。</p>	<p>同じ溶質原子クラスタの値にも関わらず川内と玄海で差があるのは、ばらつきが出ているのではないかと考えている。</p>
62	8	渡邊委員	<p>後藤先生の意見に対してマージンのばらつきは説明したが、実際の具体的な組織の方からするとこれだけばらついている。これをどう考えているのか。</p>	<p>実際に溶質原子クラスタを測定するときのばらつきもあり、シャルピー衝撃試験の時のばらつきも考えられる。溶質原子クラスタが増えていくにつれて関連温度移行量というのが増えていくという相関が見られ、その前提のもと予測式が策定されている。それだけではなくて、国内の監視試験のデータにマージンを取って、最終的に予測グラフに直して評価をするといった手法で今規格に取り込まれており、それを使って評価していく。</p>



63	8	渡邊委員	<p>具体的な組織から関連温度として評価できるようになっているが、実際関連温度の上昇と組織が不一致な状況にもなっている。だから脆化予測式に入れてマージンを設定すると、<math>2\sigma</math>なりの範囲に収まっているように見えるが、それは脆化の予測式をそういうふうで作っているからである。ところが、実際は組織によって依存していて、転位ループと溶質原子クラスターによって脆化が進んでいて、それが電中研のモデルである。ところが実際そのデータを入れてみるとデータが合っていないので、脆化予測式に問題がある。</p>	<p>関連温度の移行量は溶質原子クラスターとマトリックスダメージの寄与で成り立っていて、その相関から係数とかも含めて予測式が成り立っている。</p>
64	8	渡邊委員	<p>予測式はそれで結構だが、玄海と川内の評価で体積密度は同じなのに脆性遷移温度の移行量は違っている。相関はもちろんあるが、その量や内部組織の評価が違っている。前も言ったが、内部組織の評価はやはりしっかりとやってもらいたい。内部組織の評価はKURや九大でもできる。こういうものを電力の中で評価をするのではなくて、公平・中立な機関でもってしっかりとやるような体制を作ってもらいたい。そういう評価の体制、地元で評価できる体制というのを作ってもらいたい。</p>	<p>溶質原子クラスターの関係性ではなくて、マトリックス損傷内の転位ループの寄与も明確にするべきではないかという御指摘だと思うが、予測式はマトリックス損傷という形で考慮されている。TEMも実施して知見拡充に取り組んでいきたい。</p> <p>試験片の観察については、この場では何ともお答えできかねるので、改めて調整したい。</p>
65	8	渡邊委員	<p>脆化の予測式で転位ループの寄与は非常に少ないという評価なのに、実際データが合わなかったらマトリックス損傷だという言い方をされている。マトリックス損傷ではなくて、溶質原子クラスターの話をしている。</p>	<p>溶質原子クラスターの体積が同程度でもばらつきがあるというのはおっしゃるとおりで、シャルピー衝撃試験とか溶質原子クラスターの実際の測定のばらつきが考えられて、こういった形になっているのではないか。</p>
66	8	渡邊委員	<p>そういう議論になると、衝撃試験でばらつきがあるということになって、全体の根本が狂ってくる。それはQ&amp;Aとしては間違っている。</p>	<p>国内の策定当時までの監視試験片を使って統計的にマージンを設定しており、十分厳しめの関連温度予測式になると考えている。それをもって評価することで、原子力の健全性を確認している。</p>

67	8	佐藤委員	<p>耐圧漏えい率試験は、実際の現場ではどうやっているのか。グラフを見ると試験の温度が100℃を超えているので、漏えいが実際にあった時に水が気化してしまって目視で漏えいが確認できないのではないかと。また、これだけ温度が高くと、目視での確認をどうやってやるのだろうかという非常に素朴な疑問が出てくる。</p>	<p>何チームか作って、RV周りやRCP（ループ室）内の目視を行う。検査圧力の監視も行い、その圧力に低下がないかも見ており、漏れがある場合は目視で確認できる場合もあるし、実際の検査圧力が下がらないということも併せて確認しているので、見つけきれないことはないと考えている。</p> <p>圧力だけ下がった場合どこから漏れているかというのを探すのは難しいが、漏えい検査という意味ではそのような形で実施しており、問題がないと考えている。</p>
68	8	佐藤委員	<p>計器で圧力の低下を見てというのは、制度としていかがなものかと思う。非常に体積が大きい容器の試験をやっているわけで、1分間に何滴程度の漏えいの時には、圧力低下としてはとても検出できない。継手の辺りに懐中電灯を当てて目視で確認するというのが私のイメージしている耐圧漏えい試験で、それはやはり100℃を超えると蒸発や作業環境の問題で実務は非常に大変なんじゃないか疑念は、今いただいた回答では十分払拭できない。</p>	<p>目視はSGであれば鏡を使って裏面まで見て触診も含めて行い、サンプとの境界であれば流れ込みがないか、その弁からの漏えいも含めて確認している。当然ながら目視が前提であり、プラスでゲージも確認している。どうしても系統の中で漏れるものは中々外に出て来るものを捕まえられないので、そういったものはゲージで見ることもあるが、当然目視点検が前提になった検査をしているので、そこだけは補足させていただきたい。</p>
69	8	佐藤委員	<p>鋼板の表面温度が100℃を超えているとき、漏えいが大きければ水滴がでてくることもあるだろうが、漏えいが少ないときには漏えいと同時に気化が起こって見落としてしまうということになるのではないかと。漏えいが大きければ結露による検出も考えられるが、完全に格納容器を閉じたわけでもなく、換気系も働いている状態でテストをするのであれば、それも十分な検出の手段にはならないのではないかと。実務として、100℃を超えるようなときには耐圧漏えい試験も随分やりにくくなっていくのだろうという疑念は十分納得しかねる。</p>	<p>漏えい試験では、圧力を15.4MPaかけて、検査時間は4～5時間で見ている。したがって、4時間程度あれば出てくるのではないかと考えており、JSMEでもやり方が決まっていて、漏えいがあれば分かるものだと考えている。</p>

70	8	佐藤委員	<p>鋼板の温度が100℃を超えて、そこから微小の水の漏えいがあったときに、それがどうして分かるのか。そこにホウ酸の結晶が析出してくるといったことがあれば分かるだろうが、綺麗な水が100℃を超えるメタルに接触して出てきたとき、それがどうして酸化しないで水滴となって見えると言えるのか。</p>	<p>耐圧試験は濃いホウ酸水を用いているので、漏えいがあればホウ酸の析出も見えると考えている。100℃を超えた中で万が一漏えいが発生すると、気化率40%だったと思うが、あとは水の状態で出てくると思われる。母材自体はしっかり見ていくが、御心配はフランジ部といったところだと思う。我々としてもそういうところは念入りに、鏡を付けて蒸気漏れがないかしっかり確認しながら試験をやっている。</p>
71	8	佐藤委員	<p>それは予想であって、これはやはりデモンストレーションとして実証されなければならないと思う。100度を超えるまでには時間があるので、今すぐやるべきだとは言わないが、フランジから漏れると言っても、手前にボルトがあって見えにくいとか、フランジ全周全部が見えるわけでもない。主張も分かるが、理屈として説明するよりも実際のデモンストレーションとして示されるべきだと思う。</p>	<p>検査はまず大気圧の状態から少しずつ圧力を上げて、ステップ毎にも見て、キープした状態で見てという流れ。検査をどのようにやっているかお示しする。</p> <p>九電回答資料 ○第9回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a/j02/documents/103418_20230130101557-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a/j02/documents/103418_20230130101557-1.pdf</a></p>
72	8	佐藤委員	<p>「炭素鋼、低合金鋼などのフェライト系材料は、高エネルギーの中性子の照射により強度・硬さが増加し、延性・靱性が低下する」と記載があるが、読み方によってはフェライト系材料特有の物性変化だと見える。だが実際にはオーステナイト系のステンレス鋼でも起こるわけで、この書き方はミスリーディングしているような書き方だと感じた。</p>	<p>原子炉容器の中性子照射脆化ということで、原子炉容器のことで記載していた。「原子炉容器で使用しているフェライト材料は」という記載にすれば誤解を与えなくなると思うので、注意しながら文章を作っていく。</p>
73	9	渡邊委員	<p>玄海1号と川内1号の母材でほとんど溶質原子クラスターの平方根が変わらず、マトリクス損傷の写真も示してもらって、これもほとんど転位ループの密度が変わっていなかった。では、なぜ関連温度の移行量は、玄海1号と川内1号でこれだけ変わっているのか。</p>	<p>玄海1号の第4回の母材と川内1号の第4回の溶金が同じぐらいの溶質原子クラスターなのに、関連温度移行量が実測で違ってきていることについて、こういった知見があるからモデルが成り立っていて、そのモデルから今の規格式ができています。ばらつきが悪いとかいいとかという話ではなくて、結果からモデルができています。なぜいろいろ差があるのかということについて、主な要因ということで、横軸のばらつき（化学組成）と縦軸のばらつき（シャルピー試験結果）を示している。</p>
74	9	渡邊委員	<p>縦軸でデータがばらついているというのは、ものすごく誤解を与えてしまいが、横軸でばらついているのだという説明か。</p>	<p>縦軸によるばらつきと横軸によるばらつきというのが考えられる。</p>

75	9	渡邊委員	縦軸で何十℃もずれるのなら、ずれたところで評価をしてくださいというふうになる。そういうことを言っているのか。	電中研でモデル式が策定されており、モデル式から関連温度移行量のグラフを作成するときには、個々のプラントの監視試験片データにフィットするように補正する。さらに国内の試験片のばらつきを踏まえてマージンを設定して、厳しめに評価するという手法になっており、そちらについては問題ないと考えている。
76	9	渡邊委員	電中研のモデルは、基本的には誤差も含んでの評価になっているが、内部のメカニズムは随分これまで研究してきた、基本的には溶質原子クラスターと転位ループによって脆化するというのは分かっている。ところが、九州電力の評価だとこのような食い違いがあるというのは非常に考えにくい。監視試験片のデータにこれだけの違いがあるという言い方は、随分誤解を招かないか。それは電中研モデルのことを言っているのではなくて、それだけの誤差を含んだ評価になっているような印象を与える。	資料のグラフは、評価ではなくていずれも実測値であり、国内の監視試験片などアトムプローブ測定したデータを載せている。2013年時の規格策定前のデータにはなるが、そこから相関があるという知見が得られて、電中研のモデルになっている。これで評価しているわけではなくて、この知見からモデルができています。
77	9	渡邊委員	ここでこういう図を載せて、あたかも既にいろいろなメカニズムが分かっている、大丈夫だという評価になっている。ところが、そのメカニズムの根拠になっているものは溶質原子クラスターの数密度と転位ループの数密度で、それはきちんとした相関があるという評価をしているが、実際評価をしてみると、玄海1号炉と同じ結果になっている。それに対して九州電力は答えていない。それは誤差の範囲だと言っている。	溶質原子クラスターも実測をしているが、当然横軸がずれることも考えられる。試験回数を増やせば増やすほど精緻になるというのは想定されるが、限られた試験片でやっている。横軸のばらつきということもあり、例えば川内1号機の回数を増やしていけば左側に行ったりとか、そういうことは十分考えられる。
78	9	渡邊委員	そういった評価はなかなか理解できない。電中研のモデルと違うのならたくさん試験してくださいとなる。非常に重要なデータなので、誤差の範囲でしっかり載せてほしい。関連温度が何十度も違いますと言われても困る。それは間違っている。	関連温度などでばらつきがあって、誤差を踏まえた評価になっているかといったところだと思うが、各回監視試験片、川内1号機は第1回から第5回まで取っており、ばらつきの中に入っているのだから、我々としては十分適切な評価をやっているというふうに考えている。
79	9	渡邊委員	脆化の予測式については、随分議論してきたのでそれで結構だが、内部でどういうことが起きているかという評価もやはりしっかりやらないといけない。	以前からお答えさせていただいているが、アトムプローブやTEM観察については、今後も取り組んでいきたいと考えている。

80	9	渡邊委員	<p>それで何十℃もデータのばらつきがあるとと言われても困る。これが何十℃も違えば議論にならないのではないかと。そうしたら、関連温度が120℃になったときの評価をしてくださいというふうになる。縦軸、横軸両方もエラーバーを含んでいるという言い方をされるのか。</p>	<p>電中研のモデルは、相関からモデルが成り立っている。そこでは誤差とかそういった話があるわけではなくて、最終的にこの規格で評価するときにマージンの誤差を含んで評価をしているので、最終的にばらつきは、川内1, 2号機であれば各回の試験がしっかりと誤差の範囲に収まっているということと、表を確認してマージンを考慮して評価をしているので、川内1, 2号機の評価に問題があるとは思っていない。</p>
81	9	渡邊委員	<p>よく現象を理解して説明しないとイケない。電中研のモデルと監視試験の評価方法はやはり違う。監視試験片の評価はJEACに書いてある規定をやっているだけで、それは電中研の内部モデルとは関係がない。関係がないものは関係がないと言わないとイケない。九電の言い方は非常に誤解を生んでいる。</p>	<p>この実測の結果からモデルを作っており、全く関係ないというわけではなく相関がある。規格で最後評価する上で、ばらつきを考慮して評価している。電中研のモデル自体が、物理現象を忠実に再現しているようなモデルではない。不確定な要素もあるが、実現象から近似的に関連温度の予測値を求めるというモデルになっているので、最終的に規格の方でばらつき等を考慮して、厳しめに評価を行っている。</p>
82	9	渡邊委員	<p>電中研のそのモデルは、転位ループの数密度とサイズから、その反応速度論的な物理モデルに従って脆化を予測している。それが、横軸でこれだけ狂っているというふうに言っている。</p>	<p>電中研のモデルは理想的なモデルというわけではなくて、実測値で今分かっているものから、溶質原子クラスターとマトリックス損傷が寄与するといったところで、実現象から近似式を作っているモデルで、ばらつきについては最後の規格でマージンを乗せて、評価する段階で適切に考慮するという手法になっている。</p>
83	9	後藤委員	<p>結局データの下限を取って、それで線を引いていく。それがあつた程度ばらつきがあるのは分かっているが、あるデータを見ると急激にそれが変わって説明が難しいような状態が出てきたから、今度は予測の見方を変えてやると。つまり予測になっていないというか、最初に予測した範囲内に入っていないわけで、方法を変えないとイケないと私は理解している。そうすると、それをどう整理していくかというのは、一度きちんと元に戻って考えないと、説明にならないのではないかと。思う。</p>	<p>今の予測式を使って、予測を大きく外れるような結果が出れば、今の規格や元となったインプットは本当に大丈夫なのかという議論になると思うが、今のところそういった事象は発生しておらず、このインプットを元に作った規格は、今のところ適正だと考えている。玄海1号機の監視試験片の結果が以前の規格値を外れたことがあり、それを踏まえてJEAC4201-2007/2013年追補版というものができ上がり、マージンを大きく取るとか、高照射領域の監視試験片のデータ等を拡充した上で、規格が変わっているものと認識している。</p>

84	9	渡邊委員	<p>監視試験片の DBTT 評価の実験の誤差はそんなにはないのに、電中研のモデルでは、ある現象をその中に取り込んで溶質原子クラスターの体積でプロットすると誤差が発生しており、やはり一つの現象だと説明できていない。現象として説明できていないことを無理やり説明しようとするから、つじつまが合わなくなってくる。だから、やはり分からないことは分からないということをしかり理解しないとイケない。分からないことはたくさんあって、その分の裕度になって現れているという説明をしてもらえないか。</p>	<p>未知の現象というものはあるかもしれないが、今のところ照射脆化の評価は実際の原子炉容器の照射量を先行して監視試験で監視しており、今後 110 年程度の先の未来を踏まえても評価上問題ないということを確認しており、特段問題ないと考えている。</p>
85	9	渡邊委員	<p>電中研のモデルでもマージンを取ってしっかり評価をできているが、モデルの中身の説明が十分でないというか、未解明のところがたくさんあるのに、それがあたかも全部説明できたような話でまとめられると、それは間違っている。</p>	<p>全部が分かっているとは我々も考えていない。今分かっているのが溶質原子クラスターとマトリックス損傷が寄与しているといったところで、電中研のモデルができている。当然我々分かっているところもあるので、監視試験片のばらつきとかを考慮して予測するという手法になっている。</p>
86	9	渡邊委員	<p>それが分かっていると言うのなら、きちんとこのグラフでラインを引いてほしい。それがうまくいっていないから、これがラインとして載っていないで、玄海 1 号と同じ結果になっている。それは認識が違っている。</p>	<p>我々も十分分かっていないという認識でいる。シャルピー衝撃試験片の実測、アトムプローブの実測もそうだが、やはりばらついてくるものだと考えている。そういった超過性があるところで電中研がモデルを作成している。当然不確かなところはあると考えており、国内の各種試験片のデータからばらつきを定めて、厳しめに評価するという手法を取っている。</p>
87	9	渡邊委員	<p>説明が非常に断定的で、やはりいろいろな分かっていない現象というのはたくさんあるわけで、それをしかり分かっていないような言い方をしないとイケない。まだ監視試験片の構成というのは、これからいろいろやるのがたくさんある。それは未解明な部分がたくさんあるから、みんなで国内でやろうとしている。それで、それがはっきり分かっているというような印象を持たれても非常に困る。</p>	<p>100%この現象を全て把握できてやっているという御説明をしているつもりはなく、分からない部分についてはばらつき等を踏まえてマージンを考慮した上で、規格上も問題ないような結果を得ているというふうに認識している。こちらの記載ぶりについては修正させていただきたい。</p>

88	9	佐藤委員	<p>沸点を超える水がフランジの隙間などから微量に漏えいした時に、その漏えいが水滴になる前に全て気化して見つからない場合、また、本当に微量な漏えいの時には気化の方が早すぎて捕捉できないこともあり得るのではないかと。作業性も含め、高温になっていったときに漏えいの検出性がだんだん難しくなっていくこともあるのかなというのが前回提起したコメントで、その回答をいただきました。</p>	<p>100℃を超えているところで、漏えい量が多い場合、床面に滴下している跡がある。RCS 自体はホウ酸を含む水のため、微小漏えいの場合であっても、滴下するような漏えいであっても、何らかホウ酸の析出も頼りにしながら確認をしている。フランジの際まで、手鏡やステンレス製の板を置いて、そこにもやが出ないか、照度を確認しながら人数をかけて何度も確認しており、これまでもある程度見つけられていると思っている。</p>
89	9	佐藤委員	<p>じわじわ長い時間漏えいしていれば、それが気化してホウ酸の付着で確認することができて、実際そういう検査もするという説明だった。ところが資料にあるのは、短時間でいう漏えい検査のところであって、ホウ酸の粉が付着してるかどうかというのは、定検が始まった時点で確認する検査であって、これから起動するというような時の、耐圧漏えい試験ではないのではないかと。</p>	<p>実際の保持時間というのは、資料の例でいくと約1時間半ほどかけているが、その前に圧力を4時間ほどキープしている。その前も、各上昇のタイミングでパトロールをしているということもあり、1日が短時間かと言われればそうかもしれないが、我々としてはかなりの時間をかけて漏えい検査を工程の中に組み込んで実施をしており、漏えいはホウ酸の析出も含めた形で見つけることができると考えている。</p>
90	10	渡邊委員	<p>1号炉の場合で DBTT が 90℃という評価だが、これは非常に有名なデータで、私が学生の頃からあるような非常に古いデータである。中性子であろうとガンマ線だろうと同じ評価で dpa を出して、また何十年も前に廃炉になった炉の、全て米国材と ASME の材料のものになっている。きちんとしたデータの取得というのが重要で、やはりものすごく古いデータしかない。せめて国内で、充実したデータの採取をやってもらいたい。</p> <p>この評価では点線で包絡しているという評価だろうが、1号炉の場合脆性遷移温度が 90℃という評価で、これは非常に立派な照射脆化である。私はそういうことが言いたい。</p>	<p>確かに古いデータが主に使われているが、それを踏まえて、上限値を使って、保守的に脆化量を出している。</p> <p>また、脆性遷移温度が 90℃で、確かに大きい値に見えるが、この値を用いて応力拡大係数と破壊靱性値を比較し、健全性が保たれているという評価をしている。</p>

91	10	渡邊委員	<p>国内で使っているものの成分の分析値等はきちんと比較されているのか。そういうものも含めて検証してもらいたい。</p>	<p>データは昔海外で主に使われていた A121B や 350 といった ASTM 材（炭素鋼）で、確かに古いデータである。我々が使っているのは、SM50B もしくは 50BM で、同じ炭素鋼の材料を使っているのだから、このデータを使うのは問題ないと思っている。先ほど申し上げたとおり、いろいろな保守性、上限をとったりということを考えており、川内 1 号の拡大係数が 4.6 に対して靱性値は 31.6 で、健全性は裕度的にも問題ない状態だと思っている。</p> <p>古いデータであることを RV の脆化の時に御指摘頂いているが、炭素鋼もこういったデータしかないのが実情なので、データの拡充は我々も検討していかないといけないと認識している。</p>
92	10	渡邊委員	<p>照射脆化の観点から言うと、照射されている温度というのが重要だが、このデータは温度の表示すらない古いものである。そういう状況にあるというのは国だっけりにしっかりと云わなければならない、それはやはり事業者の責任である。もちろん我々もいろいろな場で言っていくが、やはりデータ拡充が不十分である。</p>	—
93	10	後藤委員	<p>サポート部の破壊靱性値の話で、いわゆる破壊力学を使って評価して大丈夫だという結論が出されている。シナリオは分かるが、脆化がどういうものを踏まえているかがすごく気になる。</p> <p>もともと金属材料は非常に延性がある、力を掛けても弾性域を超えて塑性域に入っても伸びて、相当変形してから切れるため、設計上安全に作られるというのが基本概念である。ところが、脆化するということは、ガラスの様に割れるということを意味する。そんな材料を使うことはありえない。</p> <p>そう考えたとき、私はもともと海洋構造物をやっていたが、近年大型のコンテナ船の一部に脆性破壊の心配が出てきたりしている。そういう現実から見たとき、原子力で遷移温度がこの領域に達したけれども破壊力学的に計算するとこれでいいということは、相当計算の根拠がしっかりしていないといけない。</p>	<p>最低温度になった場合はそのような状態になる可能性があるということ、当然脆性破壊がどういうものかを理解せずに書いているわけではない。</p>



94	10	後藤委員	<p>その上で、どうしてもこれを評価するのならば徹底的に評価しなくてはならないが、どうしても解析にはバイアスがかかって、あるパラメータをどちらに考えるかが大分変わってくる。そういうものをもとに安全性の評価なんかできるはずがない。みんなが「これは大丈夫だ」というレベルでやらなければいけないのに、一例だけ計算してOKとしていて、しかもその内容は企業秘密だと言う。私からすると、とんでもないことを言っていると理解する。</p>	<p>式の出典等もここに載せているが、実際 ASME 等で使われている式を用いており、出所の分からない式を持ってきているわけではなく、評価自体はしっかりできていると考えている。</p>
95	10	後藤委員	<p>解析技術が進んでいるというのは確かだが、現実には起こっていることと、モデルや解析でできるレベルの距離感の問題で、それは簡単に証明することはできない。普通はそこに安全率なるものが加味されて、これだけの余裕の中に入るだろうからいいよと言っている。</p> <p>ところが、その中に安全率が全く入っていない。PTS の例がそうで、ばらつきのところで評価しているが、安全率としての評価になっていない。</p>	<p>少なくとも PTS 評価とサポートリブは違い、上限の数値を使ったり、最低温度になった場合はということで評価している。サポートの場合は安全率を考慮していない評価にはなっておらず、実際に出てきたデータも <math>5\text{MPa}\sqrt{\text{m}}</math> に対して <math>30\text{MPa}\sqrt{\text{m}}</math> となっており、サポートは不安定破壊しないという評価をしている。</p>
96	10	後藤委員	<p>最低温度 <math>21^{\circ}\text{C}</math> は、いろいろな状態を考えてこうだろうと推測をしたと思っている。事故というのは、例えば冷却水について、タンクに貯めている水ではなくて、外から非常に低温の水を入れざるを得ないことがあり得る。そのときに「<math>21^{\circ}\text{C}</math> と計算していた」と言っていて、もっと低い温度のものが入ってこないと言えるのか。</p> <p>事故の条件として、こういう仮定を設けたらこうなったということは認めるが、その妥当性となると別の問題がある。安全性の観点から見ると、あるレベルで安全だと言っているだけで、逆に言うとそれを超える状態時には保証されない。それが原子力安全における一番基本的な問題だと理解している。</p>	-

97	10	渡邊委員	脆化予測式は、これまで3~5年ごとに新しいデータが入ってきて、それに対して国内でいろいろな議論があって、新しいモデルを作ってきた。ところが九州電力の説明を見ると、全てこれで解決したような表現になっている。それは間違っていて、ばらつきには原因があって、やはり原因をしっかりと追及した上で評価をしてくださいと言っているというのが私の基本的な意見で、それはデータのばらつきではない。	—
98	10	渡邊委員	玄海1号炉第4回の溶金や母材は、川内1号の溶金や母材と比べて、溶質原子クラスターの平方根でプロットした時は同じようなところなのに、実際の遷移温度が違って、やはりそういうところが重要だと考えている。分からないこともやはりあるわけで、そういうことは国内のデータの拡充をしっかりとやってもらいたい。今の状況だと関電がやるのか、九電がリーダーシップをとってやるような状況にもなっているので、他電力の状況を見るのではなく、自分たちでしっかりとデータの取得をやってもらいたいというのが、希望というかコメントである。	おっしゃるとおり、データ拡充に取り組んでいかないといけないと考えている。 電中研のモデルには、溶質原子クラスターの中でもクラスターの大きさや化学組成があるが、それらがどれだけ寄与するかは今のところは分かっていない。これについては、電力や外部専門家を含めて影響を検証しているところである。今後、更に予測式の信頼性向上のため、データ拡充をやっていきたいと考えている。
99	10	渡邊委員	質問されたらこう答えるというマニュアルがあるのかもしれないが、やはり分からないことはしっかりと分からないと答えるという対応の仕方を考えてもらいたい。そうしないと我々は納得しない。	—

(2) 劣化状況評価結果 ③ 照射誘起型応力腐食割れ

No	開催回	委員	質問	回答
1	1	渡邊委員	SGの交換といろいろされているが、感じとしては非常に一般的な部材の交換をやっているように見える。九電として、高経年化対策でこういうふうな力を入れてやってきたというものがなかなか見えてこない。炉内構造物は未交換の状態か。	川内に関しては、ボルトの形状の改良を施しており、炉内構造物を取替えの実績・計画はない。

2	4	渡邊委員	日本国内のプラントを見たとき、九電がどの程度の高経年化対策をやったかということを見ている。ところが、ほかのプラントに比べ、高経年化対策に余り熱心でないように見える。例えば、炉内構造物は全部取替えているプラントもある。新しいものに取り替えてしまえば、高経年化対象の事象ではなくなる。そういうものに対して、九電がこれまでどういうふうな取組をしたかを明らかにしてもらいたい。	我々も若干のトラブル等を経験しており、安全性の向上という面では、取り替えられるものは取り替えてきている。炉内構造物に関しては、評価上今のところ問題ないという形で取り替えていないが、やれるところはしっかり対策を打ってきたというふうに思っている。
3	4	佐藤委員	14 ページに炉内構造物が示されているが、炉内構造物には安全上のグレードの高い炉心支持構造物と分類されるものもある。図には「炉内構造物」と書いているが、どれが炉心支持構造物に該当するのかを教えてください。	図中の緑囲みから燃料を除いた部分を「下部炉心構造物」、青囲みの部分を「上部炉心構造物」といい、これら二つを合わせて炉内構造物と呼んでいる。
4	4	佐藤委員	5 ページの表を見ると、各部位が受ける中性子照射レベルが非常に高い。先ほどオーステナイト系のステンレス鋼は靱性材料のため脆性を心配する必要はないと言ったが、それは照射が低い場合の話で、これほどの照射を受けると脆性材料に変化する。同じことがバッフルフォーマボルトにも起こり得るわけで、単なる健全部分に許容応力をかけ算する評価だけでなく、破壊力学評価もしなければならず、物性の変化に基づいた脆性材料としての考え方はどうなのか教えてください。	物性変化による脆性破壊等を考えなくてよいかについては、まとめて御説明できるよう、持ち帰り検討する。
5	4	佐藤委員	照射によるスウェリングの話があったが、スウェリングが発生するとボルトの締め付け力が緩和する。ボルトの締め付け力の緩和に対する問題はないのか。	ボルトの挙動として、まずボルトの締め付けで応力が掛かり、中性子照射に基づいて応力が緩和されて行く。そのまま低いのもあれば、バッフル板のスウェリングでボルトに負荷がかかって応力が上がっていくものも出てくる。
6	4	佐藤委員	その場合、それなりの根拠があって締め付けトルクを決めていると思うが、それが緩和することによる弊害はないのか。	今のところそういった弊害は確認されていない。
7	4	佐藤委員	ギャップが広くなるとか、ギャップが広がってそこから漏れが発生するといったことはないというのは評価しているのか。	評価しているし、これまで実機でも確認されていない。

8	4	佐藤委員	例えばバッフルボルトが全部なくなったというシナリオを考えたとき、炉心の中はどういう状況になっていくのか。	ボルトが全数折れた場合はやはり炉心に何らかの影響が出ると思うが、ボルトは折れないという評価をしている。他プラントにおいても、割れたとしてもごく少数で、全数割れる想定というのはなかなか聞いたことがない。
9	4	釜江座長	例えばボルトが全くないとき、炉心槽やフォーマ板はバラバラなのか、それとも狭い空間なので、バラバラにはならないまでも固定はされていないという状況になるのか。	個人的な見解にはなるが、バッフル板と炉心槽はそのまま立っているんじゃないかと思う。その間に入っている9枚のフォーマ板は、間に入って固定しているだけなので、下にドスンと落ちるのではないだろうか。
10	4	佐藤委員	13ページにバッフルフォーマボルトの首下形状について3種類書いてあり、特に2Rのものはパラボリックの形状が更にアップグレードしているように見えるが、これは具体的に応力集中係数としてどれだけ改善しているのか。	首下形状のR2とパラボリックで応力係数がどれくらい違うかについては、次回御提示できるように準備する。 〔九電回答資料 ○第5回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/100664_20221221141059-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/100664_20221221141059-1.pdf</a> 〕
11	4	佐藤委員	改善ではあるのか。	パラボリックの方が形状が緩やかになっているため、応力集中に対しては低減されているが、その応力集中係数がどれくらいかという具体的な数字は次回御提示できるように準備する。 〔九電回答資料 ○第5回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/100664_20221221141059-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/100664_20221221141059-1.pdf</a> 〕
12	4	佐藤委員	中性子照射量は2種類のボルトで違うと思うが、内側にある方が高いということでしょうか。	内側にバッフル板とフォーマ板を固定しているのがバッフルフォーマボルトで、その外側にある炉心槽とフォーマ板を接続しているのがバレルフォーマボルトで、距離感が違うので、バッフルフォーマボルトの方が厳しくなる。
13	4	渡邊委員	照射脆化の議論の際には、1 MeV以上の照射量で説明してきたが、腐食割れの場合は0.1 MeV以上の照射量で評価している。川内の場合の中性子の量を、1 MeV以上のものと0.1 MeV以上のものかで評価した炉心の様子を示してもらいたい。	次回以降準備する。 〔九電回答資料 ○第6回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/101382_20221013171254-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/101382_20221013171254-1.pdf</a> 〕

14	4	渡邊委員	横軸にバッファフォーマボルトの中性子の照射量を dpa で表しているが、このときの評価は 0.1MeV 以上と 1 Mev 以上のどちらで実施しているのか。	調べて回答する。 〔九電回答資料 ○第 5 回分科会 資料 4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20221221141059-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20221221141059-1.pdf</a> 〕
15	4	渡邊委員	60 年使った場合の中性子照射量を dpa で表したとき、幾らという評価をされているのか。	135 本ボルトがあるが、その全ての応力を書いた線図が 9 ページの図である。ボルトごとに位置が違っているので、dpa が変わってくるが、線の切れ端のところは 60 年時点の dpa である。
16	4	渡邊委員	代表機器で評価するのは結構だが、本当にバッファフォーマボルトだけでよいのか。	条件的に厳しく、損傷事例も出ているバッフルフォーマボルトを対象として評価すべきだと考えている。
17	4	渡邊委員	いろんな事象が明確に分かってくれば、応力腐食割れという現象も明確になってくるが、現状そこまで明確になっていない。やっと応力腐食割れという現象が分かりつつある中で、更に照射誘起となると、そういった明確な場合分けはできないので、こういうふうに分けられているということ、もう少し理論付けて、明確に説明してもらいたい。	〔九電回答資料 ○第 6 回分科会 資料 4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf</a> 〕
18	4	後藤委員	将来はもう少しクリアになるかもしれないが、劣化という事象が分からず余り断定してはいけない過渡期において、これはこうだという順位付けて評価することには抵抗がある。網を広げているような視点から見ないと安心できない。この 1 個をやったから良いという感覚は、私はそれでいいのかなと思う。	—
19	4	釜江座長	海外の損傷事例があるということ、応力腐食割れの議論なので応力が大きいということでバッフルフォーマボルトの評価をしていると思うが、例えば炉心バッフルで評価するとしたらバッフルフォーマボルトの場合と同様な応力履歴の曲線が描けるのか。	バッフルはあくまでも板でスウェリングしかかからないので、解析はできると思うが、こういう事象にはならないのではないかな。
20	4	後藤委員	維持規格に基づいて評価されていると思うが、元の設計との関係はどうなっているのか。設計の段階では考えていなかったが、維持規格に沿って評価して初めて発生した問題という位置付けでよいのか。	維持規格に関しては、設計の際には考慮されていなかったが、メーカーの技術開発でボルトの仕様を改良していったという位置付け。

21	4	渡邊委員	<p>バッファフォーマボルトが縦2本だけ残っていればいいという説明だが、我々の知見から言うと、1本折れるだけでも大変な事象である。それをこういうふうな書き方をするのはよくない。そういう目で見てやってもらいたい。</p>	<p>あくまで維持規格にこう書かれていますと記載したもので、事業者としてこれで良いとは思っていない。きちんと解析して、ボルトが折れないという担保を持っており、炉内構造物 IASGC については問題ないという評価をしている。</p>
22	4	佐藤委員	<p>割れ発生応力線図では亀裂の発生に注目しているが、亀裂の発生と進展して破断することは別問題である。亀裂が発生した後の進展速度に関するデータはあるか。つまり、今の時点では良くても、次の運転サイクルのうちに亀裂が発生して、そのまま進展して破断するようなことはないのか。</p>	<p>割れ発生応力線図にかかっていないので、亀裂は発生しない。万が一損傷が発生した後の進展速度というのは聞いたことがないので、確認はするが、恐らくデータはないと思われる。あった場合は次回訂正する。</p> <p>〔九電回答資料 ○第5回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20221221141059-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20221221141059-1.pdf</a>〕</p>
23	4	佐藤委員	<p>ボルトの検査方法は目視検査とされているが、ボルトの首下に発生している亀裂は見えないのではないか。見えないどころか、完全に進展して首下が干切れて、そのまま上に乗っているだけの状態になっていることもあるように思う。健全性の確認方法として、ボルトの確認方法はどうなっているのか。</p>	<p>現状を確認できる保全として、目視確認をして、ボルトに異常がないことを確認するというところで、やれるだけの点検をやっているところが実情。</p>
24	4	佐藤委員	<p>亀裂の進展速度のデータがないということは、亀裂が発生したときには、次のサイクルにはもう破断に至ってしまう可能性を否定できないことになるということを理解していただいて、ないのが事実であればそれはしょうがないが、何か知見がないか次回でもよいので教えてほしい。</p>	<p>〔九電回答資料 ○第5回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20221221141059-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100664_20221221141059-1.pdf</a>〕</p>
25	5	渡邊委員	<p>バッフルフォーマボルトの応力変化について、ボイドスウェリングが発生していないように見えるため、代表的なものでかまわないので、1つの曲線に対してのボルトの位置を示してもらいたい。</p>	<p>10数列あるうちの1列を抜き出して、分かりやすくグラフを作成したい。</p> <p>〔九電回答資料 ○第6回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf</a>〕</p>

26	6	渡邊委員	<p>ニュートロンの量の分布を示してもらっているが、非常に分かりにくい。例えば圧力容器胴部がどこの照射量に相当するのか、評価をしているバッファフォーマボルトがどこに相当するのか、サポート部がどこの位置に相当するのかというのを、分かりやすく示してもらいたい。</p>	<p>バッフル板であったり、ボルト、RV サポートなど、脆化や IASCC で評価をしなければならないものがどこに位置するかというのを踏まえて、肉付けした資料にする。</p> <p>〔九電回答資料〕  ○第 8 回分科会 資料 3-1  <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf</a></p>
27	6	渡邊委員	<p>BFB の評価で、これまで中性子の量は違っているが、照射温度を変えているという説明はなかった。これを見ると温度の評価をやっている、それによって中性子の量でスウェリングがどうなるかという評価をしているが、我々の知見はここまではいっておらず、例えば温度が変わったときのスウェリングの量というのはなかなか評価できない。本当にこれが正しいかと言われたとき、マニュアルに沿ってやっているかもしれないが、本当にそのマニュアルが正しいのかと思っている。だから、ここの BFB の 1 と 2 でよいが、スウェリング量は幾らという評価をしているか、その評価の基準の式はどういう式を使っているか教えてほしい。</p>	<p>今までは BFB 自体のスウェリングを御説明したが、今回は温度によってバッフル板のスウェリング量が変わるという御説明をした。また改めて御説明するが、一番厳しいところで、60 年時で 3%ほどひずみが出ており、そういったところもデータを示しながら御回答する。</p> <p>式については確認するが、そのような評価をしているので、お示しできる。</p> <p>〔九電回答資料〕  ○第 7 回分科会 資料 3-3  <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104165556-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104165556-1.pdf</a></p>
28	6	渡邊委員	<p>スウェリングによって増加する部分と、照射下のクリープで減少する部分があり、それをきちんと評価をするというのは大変。そういうことはなかなか知見がなくて、本当にこれが正しいのかと思う。バッフル板の上と下をとっているが、中間は一体どうなっているのだというような評価も、やはり疑問が発生する。バッフル板がスウェリングを起こしており、その評価が間違っていたら BFB の応力評価も間違ってしまうことになるので、バッフル板のスウェリングの挙動が最終的に重要。</p>	<p>〔九電回答資料〕  ○第 7 回分科会 資料 3-3  <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104165556-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104165556-1.pdf</a></p>
29	7	渡邊委員	<p>規制庁のマニュアルでは、一定のところでは照射量と場所を決めて IASCC を評価しなさいとなっているが、それが本当に正しいのか。川内原発の dpa は大学レベルの倍程度になっているので、評価の信頼性についてお聞きしたい。</p>	<p>JANSI で 80dpa 程度の照射量がある材料を使って SCC の試験をやっている。この結果から応力履歴のしきい線を決めていて、なかなか高い照射量の試験片を持ってくるのは難しいが、バッフルフォーマボルトの IASCC を評価では、それなりの高い照射量を用いた試験材も使っている。</p>

30	7	渡邊委員	ポイド・スウェリングのことを聞きたい。	バッフル板のスウェリングにおいて、スウェリング量自体は、ひずみという形で体積膨張率を記載しているが、50万時間時点で一番大きいところで約3%ということで、スウェリング自体で損傷するという事はないのではないかと考えている。現状保全で、実際にバッフル板の変形を見ており、今のところ変形はなく、今後も50万時間程度では損傷はないというふうに考えている。
31	7	渡邊委員	これは横軸方向、1次元で3%のひずみということでしょうか。	3次元合成、体積で3%である。
32	7	渡邊委員	単位がmm/mmとなっているが。	ひずみということ considering mm/mmと書いているが、3%というのは体積のひずみである。御指摘のとおりmm <sup>3</sup> /mm <sup>3</sup> とするのが分かりやすかったと思うが、ひずみということでmm/mmにしている。
33	7	渡邊委員	3%の体積膨張は立派なスウェリングであり、それをどう理解するかが問題で、例えばポイド・スウェリングの解析にしても、非常に誤差を含んだようなデータになっていると考えているので、もう少し裕度をしっかり取ってもらいたい。	—
34	7	渡邊委員	1号炉と2号炉で応力拡大係数の最大値が違ってきているが、この原因はどこにあるのか。	1号機は溶接がサブマージアーク溶接、2号機は自動TIG溶接で、溶接方法が違うということがまず一つある。溶接方法の違いにより、2号機の残留応力に関して、亀裂の進展を抑える圧縮応力の部分が1号機と比べて中の方にあるため、応力拡大係数が少し大きくなっていると考えている。さらに、サブマージアーク溶接と自動TIG溶接は開先の形状が違う、2号機の方が引っ張りの領域が少し厳しい状態にあるというふうに考えている。
35	7	渡邊委員	どういうふうな条件だとか、溶接後の熱処理の状態だとかそういうようなものに最終的によってくるわけで、具体的に示してもらわないと分からない。	今申し上げた内容を、応力がこのようになっているという図を示しながら御説明させていただきたい。  〔九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/102805_20221223155630-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/102805_20221223155630-1.pdf</a> 〕



36	7	大畑委員	<p>バツフルフォーマボルトについて駆動力と限界値の比較で評価されているが、駆動力に関しては、ボルト中最大となる、いわゆる局所応力を指しているということによいか。</p>	<p>応力としては局所応力を使用している。</p>
37	7	大畑委員	<p>炉心槽の健全性評価で、比較された破壊靱性値が51MPa√mと少し小さいという気がしたが、この靱性値は60年時点での予測値ということによいか。</p>	<p>靱性値はJSMEに基づく評価をしていて、これが最も厳しいもので大体14kJ/m<sup>2</sup>というデータがある。これを換算して51.6という数字が出て、これを丸めて厳し目に51という数字を使っている。海外でも大体近い値をとっていることを確認している。</p>
38	7	渡邊委員	<p>304系でも316系でも、ニュートロンの量に対する強度低下というのはどういうふうと考えられて評価されているのか。材料が持っている強度としてはどこの照射まで大丈夫なのか、九州電力は使い続けるのかということをお聞きしたい。</p>	<p>全ての部材で評価ができていないわけではないが、ステンレス自体は低温の脆性で、脆化自体起きづらい材料だと考えている。ステンレスSUS304の炉心槽の評価では、亀裂発生 の起点にIASCCという仮定を置いている。評価は照射に伴う強度の低下と靱性というところで、評価の結果問題がないと判断している。</p>
39	7	渡邊委員	<p>余り答えになっていなくて、ステンレスは非常にタフな靱性を持っているが、その引張特性は変わってくるが、そういうことまで考慮されてるのか疑問に思う。先ほど説明のあった3%のスウェリングが発生したときに、材料自体が持っている強度は低下しないか、それがどの程度低下しているのかということをお聞きしたい。数十dpaというのは、我々が接したことのない世界に入ってきている。</p>	<p>九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf</a></p>
40	7	後藤委員	<p>定荷重応力腐食割れの試験結果で、破断しているのが2点あって、その間も線を結んでいるが、先ほど渡邊委員からもあったように、信頼性という観点で見たとき、これ以外に何かデータはあるのか。評価をする基準としてどの程度の信頼性、妥当性があるか、その辺の感覚を教えてください。</p>	<p>指摘のあったデータは古いデータで点数も少ないが、この後にJANSIの方でIASCCの評価技術というのがあり、その中で相当数の試験を行ったものからよりデータを多く使って閾線を作っている。</p>
41	7	後藤委員	<p>資料に記載の線図が割れ発生の評価基準のメインであって、他はその補強の意味という理解によいか。</p>	<p>資料に示しているのは、応力が大きければ割れ発生の可能性が高いという一例を示しているもので、今回載せていないが、別途IASCCの発生に関する試験を多数行い、そこから算出したグラフが別にあるので、そこからこの閾線を作っている。</p>

42	7	後藤委員	<p>信頼性の背景に問題があるということ、ものによって仕方ないと理解するが、そこをデータを持って分かりやすく御説明していただかないと理解できない。一体何を評価されているのか、私はもともと設計畑の人間なので、どうやって設計しているのかという感覚がある。</p>	<p>試験内容は、公開のガイドラインの中にも記載があるので、整理してお示ししたい。</p> <p>〔 九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf</a> 〕</p>
43	8	渡邊委員	<p>熱時効と中性子脆化との重畳で、ある場所でのニュートロンの量を出したときに、熱時効と中性子の脆化が溶接部で顕著になると思っているが、それも含めてどういう回答になっているかという質問。</p>	<p>基本的には炉心槽溶接部の健全性は、まず IASCC が発生したという仮定をして、そこから脆化が進んだ時に不安定破壊をするかどうかという評価が前提にあり、その時に溶接線は影響するのでその回答を記載している。</p> <p>これまで1号と2号で応力拡大係数が変わり、2号の方が高いという御説明をした。2号が自動 TIG 溶接、1号がサブマージアーク溶接で、2号の開先面が狭くなっている。また、2号の方が中に圧縮の領域が入り込んでいるため、2号の方が結果として厳しくなっている。</p>
44	8	渡邊委員	<p>溶接は冷却のスピードによって材料の組成が変わってくるので、そういう観点から質問をしている。やはりニュートロンとの重畳については答えおらず、答えられないものは答えられないという評価にしないと満足はできない。</p>	<p>中性子を照射されると、ステンレスでも脆化がある程度進むので、そういった時に亀裂が起きた場合に破壊するかということで、中性子照射を全く考慮していないわけではないが、入熱の冷却によって違いが出るというところは確かに記載していないので、その辺りを前回までに御回答したものと併せて、新しい内容はないが、これまでの回答を整理したい。</p> <p>〔 九電回答資料 ○第10回分科会 資料1-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/104098_20230222144036-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/104098_20230222144036-1.pdf</a> 〕</p>

45	9	渡邊委員	サポート部の脆化メカニズムを書いてもらっているが、これは教科書に載っているような話。具体的に照射の量がきちんと評価をされて、サポート部の温度が評価をされているわけで、全体の DBTT の量は評価できる。そういうものも含めてこの脆化の量をしっかり評価してもらいたい。そういう質問だったが、回答は何か教科書に書いてあることになっている。	RV サポートについては、照射量を保守的に全群見ているが、1号機の例で言うと、 $3.7 \times 10^{19}$ の照射量ということで評価をしており、40年時点の推定値にはなるが、128°C程度ということで評価をしている。  九電回答資料 ○第10回分科会 資料1-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/104098_20230222144036-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/104098_20230222144036-1.pdf</a>
46	9	渡邊委員	128°Cというのはいすごい照射脆化である。根拠等を示して説明してほしい。	計算方法も含めて御提示する。  九電回答資料 ○第10回分科会 資料1-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/104098_20230222144036-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/104098_20230222144036-1.pdf</a>

(2) 劣化状況評価結果 ④ 熱時効

No	開催回	委員	質問	回答
1	5	佐藤委員	日本ではフェライト含有量だけに注目しているが、アメリカでは、フェライトだけでなくモリブデンの含有率や、その鋳物の作り方も評価している。今回説明のあった評価法がアメリカと比較してより保守的なのか非保守的なのか、またどのようなデータに基づいた評価法なのかが分からない。	今回説明した方法は、発電設備技術検査協会が開発された方法に電共研でデータを拡充したもの。国内では、このH3Tモデルを使用して高経年化評価をするようになっている。フェライト量の算定に当たっては文献を参考に算出しているが、モリブデンなどの成分についても考慮している。また、鋳造方法の違いも含めてモデルに組み込まれている。
2	5	佐藤委員	金属の熱脆化については、鋳物だけでなく溶接部分も脆化するという知見があり、溶接部も同じような評価をする必要はないのか。	溶接部に析出するフェライト量は母材側の半分程度なので、母材側を評価すれば、それに包絡できると考えている。
3	5	佐藤委員	熱脆化と中性子脆化が重なった場合、どうなるのか。	炉内計装案内管の部材にステンレス鋳鋼を使用している。熱時効の評価対象としてはいないが、NCPと比較してフェライト量、温度、応力に差がないため、問題がないことを確認しています。一方、中性子照射量はNCP系よりも多いが、現在までこの炉内計装案内管の損傷を確認できてないことを踏まえると、熱時効と中性子照射脆化の重畳は直ちに問題にはならないと考えている。

4	5	佐藤委員	評価対象として選んだ部品の、実際の材料規格は何か。	SUS-14A を使用している。材料の記載については、今後の資料作成の際にも反映したい。
5	5	後藤委員	亀裂進展速度の評価に用いている規格について、使用環境からその規格を適用することが妥当であるという説明をしてほしい。	規格の背景にも遡る必要があるので、調べて回答したい。 〔九電回答資料 ○第6回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf</a> 〕
6	5	渡邊委員	2相ステンレスの熱時効は、大抵現象として分かっているが、熱時効と中性子照射脆化との重畳的な効果はまだ理解できていない。オーステナイトの溶接部のフェライト量は入熱の状況によって、場所場所が変わってくるが、溶接部の評価が母材に包絡されているという言い方が分からない。	〔九電回答資料 ○第6回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf</a> 〕
7	5	渡邊委員	PLM では部材ごとに評価をしていて、例えば熱時効は一次冷却管材を評価しているが、一次冷却管材は熱時効だけではなく、応力腐食割れといった現象も発生する。原子炉の中は単一の現象だけでなく、様々な現象が重畳効果で発生しているということを説明すべき。	一次冷却材管に考慮しなければいけない劣化事象というのを全て抽出し、高サイクル疲労や応力腐食割れなどについても健全性を確認しているが、熱時効の評価の際には他の現象との重畳は考慮せずに、熱時効だけの評価になってしまっている。分かりやすく説明する。 〔九電回答資料 ○第6回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf</a> 〕
8	5	佐藤委員	p3の表に、モリブデンの含有量と製造法、中性子照射量、炉内構造物でステンレス鑄物を使用している部分を追加していただきたい。	表を改定し、次回以降お見せしたい。 〔九電回答資料 ○第6回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf</a> 〕

9	6	渡邊委員	<p>中性子脆化と熱時効との重畳について、照射脆化のしきい値は照射温度で変わってくるが、そういう記述がない。炉心槽溶接部が該当すると書いているが、どの合金とどの合金を溶接しているのか、もう少し詳しくしてもらわないと分からない。要は、脆化も熱時効も発生するが、それは溶接の条件だったり材料による。また、ステンレス溶接部の配管ですよねに関する記述がなくて、「熱時効の影響による損傷事例は報告されていない」と書いて終わっているが、まだ我々の知見はそこまでしていない。そういったことも含めて、もう少し説明してもらいたい。</p>	<p>メーカーとも協議しているが、国内外でなかなか知見の拡充が図れていない部分でもある。何でできていて何の溶接をやったかというところはお示しできていないため、評価を行っている部分については、材料特性と溶接の部分も含めて整理したい。</p> <p>九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf</a></p>
10	9	佐藤委員	<p>熱時効が発生する材料として2相ステンレス鋳鋼を選ばれているが、2相ステンレス鋼といえば、溶接材も対象となる。今回の御説明ではステンレス鋳鋼に特化してレビューされたということだが、溶接部に対する検証・評価をどのように考えているか。</p>	<p>30年の説明時（第6回）も同様の御指摘を頂いているが、炉内構造物のフェライト量等をまとめた回答をしている。溶接線ということで、ステンレス304で作られた炉心槽のそれぞれをつなぐ部分は当然溶接をしており、製作時、溶接部のフェライト量は考慮している。今回一番厳しい値で示している一次冷却材管の大体半分程度のフェライト量で管理をしているので、一次冷却材管の中に包絡をされると考えている。</p>
11	9	佐藤委員	<p>機器のリストが5ページ等にあるが、圧力バウンダリを構成する機器だと思われる。炉内構造物の中でステンレス鋳鋼を使っているところ、部品というのではないか。</p>	<p>第6回で御回答しているが、炉内構造物の中でも炉内計装案内管と呼ばれる部分の一部にSUS304系のステンレス鋳鋼品を使用している箇所があり、評価を行っている。フェライト量は一次冷却材管の半分程度に押さえているので、一次冷却材管に包絡できると考えている。</p>
12	9	佐藤委員	<p>中性子照射の場合には、時間とともに脆化が進行していくが、熱時効の説明を見ても、時間に関するファクターが見受けられない。つまり、60年だけでなく、100年、1000年たっても議論が成り立ってしまうような印象を受けたが、熱時効の現象に対して、時間のファクターはどのように評価されているのか。</p>	<p>今回使用しているH3Tモデルで確認しているのは底地で、熱時効は約10万時間までは右肩下がりの挙動を示すが、大体20~30万時間を超えると時効が止まる状態になり、その底地の部分を使用して評価している。時間のファクターが見えづらいが、時間のファクターをずっと入れた状態で、一番厳しい底にきたところを使用しているモデルで評価している。</p>

13	9	佐藤委員	<p>6ページに0.18tの深さに対してUTで検出できる、と記載があるが、そもそも「t」の値がよく分からない。この「t」の範囲がどの程度の話をしているのか、各部材のそれぞれの厚さ全てに対して言っている「t」なのか、「t」という表現ではなく、実際の厚さとして、どこまでが検出可能な範囲なのかという情報もあっていいのではないか。</p>	<p>コールドレグ、ホットレグ等は70数mmあり、そこからいくと大体12mm程度の検出性があるということである。UTSの実証試験でいくと、射角45°～60°で11mm程度の検出限界があることを確認しており、0.18tは十分確認できると思っている。</p>
14	9	守田委員	<p>原子力エネルギー協議会が2022.3に出した「安全な長期運転に向けた経年劣化に関する知見拡充レポート」（米国の80年運転の審査知見を参考に、知見拡充が望まれる事項を整理したレポート）を読むと、オーステナイト系のステンレス鋼は、軽水炉の使用条件では熱時効による有意な材料特性変化は生じず、想定不要という記載であった。一方、マルテンサイト系のステンレス鋼では熱時効により材料特性が変化し、300℃程度で靱性が低下するという知見があり、実際に国内外のプラントで弁棒の損傷事例が報告されているという記載もあった。最も条件の厳しい一次冷却材管を代表機器として評価をされたという説明だが、こういった知見も含んだ上で、川内のプラントでは一次冷却材管で熱時効の問題が包絡されていると考えていいか。</p>	<p>一部の弁棒にマルテンサイト系のステンレス鋼を使用している。150℃の高温下では時効が発生するが、その弁棒には応力が掛からない運用をしていることから、亀裂が発生しないということで熱時効の考慮は不要と整理している。</p>
15	9	後藤委員	<p>熱時効についてどういう評価をするかを考えたとき、一つ目はJmatとJappの比較、二つ目は進展に対する速さを評価基準としている。この二つの評価基準の関係について、なぜこのようにするのか、それはどういう評価に繋がっているか、その考え方を説明いただきたい。</p>	<p>延性亀裂進展性というのは、亀裂が生じ、それが伸びた結果破壊されるというもの。評価の保守性とモデルの組み方の簡易性を考えて貫通亀裂を想定して延性亀裂進展性の評価を行っているが、実際はJmatとJappが交差することをもって、延性亀裂に進展しないことを確認している。</p> <p>不安定破壊の方は進展力、Jappの傾きが評価結果を示している。JappとJmatが接するだけで交差をしない場合、またはJappとJmatが離れている場合も不安定破壊に繋がっていくため、傾きもJmatの方が大きくなければならない。</p> <p>この二つが国の審査基準で要求されているものと考えている。</p>

16	9	後藤委員	<p>ある値でその亀裂が進展する、しないというJに対する評価と、ある亀裂があったときの材料特性と荷重の傾きを比較する方法、何となく理屈上分かったような気になるが、普通の設計上の考え方では、ある値がしきい値を超えることはそこで一つの評価になる。その上で重ねるといのはどういう意味を持つのか、その考え方が腑に落ちない。</p>	<p>まず初期亀裂を想定し、それがどれだけ広がるか評価するが、今回の結果では大きな広がりはなかった。次に、そこで亀裂は止まるが、不安定破壊の確認をするため、広がった幅で一旦貫通させ、貫通した傷を持ちながらも不安定破壊に至るかどうかという評価をする。この二段階の評価を熱時効ということで実施している。</p> <p>一つ目がJmatとJappが交わるか、二つ目が不安定破壊する力が強いのか材料が抵抗する力が強いのかを比較して評価している。</p>
17	9	後藤委員	<p>ある亀裂の大きさにおいて、JmatとJappの関係だけではなく、不安定な状態になり得るかという条件を重ねて、そこをもう一度評価をするというように、亀裂の進展と不安定破壊についての評価はダブルになっているという理解でよいか。</p>	<p>そのとおり。</p>
18	9	渡邊委員	<p>溶接部のフェライト量は、入熱の状況やどういった溶接部の処理をしたかによって大きく変わってくるので、それを管理するというのは大変である。溶接した時期の施工要領などに立ち返って管理されていると思うが、それは莫大かつ古いもので、本当に何%であるとはっきり答えられるのか疑問に思う。</p>	<p>溶接金属中のフェライト量を見るためのミルシートや、モリブデン、シリカ、クロム当量といったデータを用いながらフェライト量を予測しているが、大分幅を持った数字になっていて、数%から10数%の誤差で管理されている。その上限を見たときでも、今回の一次冷却材管のフェライト量に包絡されているものと考える。</p>
19	9	渡邊委員	<p>溶接管理も難しく、自動でアークした部分、人がやった溶接の部分がある。先の質問でも、フェライト量はある一定のパーセントで管理されているとの回答であったが、それは計算で出したものである。ところが、実機を対象として、何十年も経年劣化したような材料を対象にしているわけで、その場合に計算だけでフェライト量を出されてもなかなか納得できない。実機材を切断したようなものから、フェライト量はやはり何%で間違いはないということを示してもらいたい。</p>	<p>廃炉になるプラントは震災後多くなってきたものの、なかなかその廃炉材を使用して、時効が問題になるような溶接部のフェライト量は見られていないというのが実情である。</p>

20	9	渡邊委員	<p>熱時効はよく知られた歴史のある事象で、我々も大体ある程度分かっているが、例えばニュートロンとの重畳効果について何の説明もなかった。今の規制がそのようになっていないからであるが、それはやはり違う。ある一定量のニュートロンが当たっている場所なので、やはりいろいろな重畳効果が発生している。</p>	<p>炉心槽溶接部や一次冷却材管もある程度中性子の照射を受けるということで、今回代表点で評価して、一次冷却材管については中性子照射量のしきい値で設けている10の17乗には至っていないが、炉内計装筒案内管には少し照射量が大きい部分があるので、こういった部分については、国内外の重畳の知見を引き続き集めていかないといけないと思っている。</p>
21	9	渡邊委員	<p>熱時効は一定のレベルで時効は止まると言われたが、いろいろな現象が我々は分かっている、止まった後はまた上昇することが分かっている。それが上昇するような状況になっていないのかということは、やはり確かめる必要がある。そういうことも含めて答えてほしい。</p>	<p>今回 H3T モデルを使っているが、これは約 600 点ぐらいの実機と試供材のデータから作られたモデルである。このモデルを作った後、保守性等の確認のため国内の他プラントの実機材との比較を実施しているものの、長時間経過後に時効の程度が上昇するという知見を持ち合わせておらず、上昇するというモデルにはなっていないが、そういったところも含めて引き続き知見を集めていかないといけないと思っている。</p>
22	9	渡邊委員	<p>H3T モデル作成時の実機材と言っているのは、国内のニュートロンが当たった状態の実機材か。</p>	<p>実際に H3T モデルを作った時の材料は試供材で、照射を考慮していないものである。ただ、モデルができた後に検証する際は照射材を使用して確認している。</p>
23	9	渡邊委員	<p>H3T モデルについて、実機材は九電だと玄海 1, 2 号が廃炉になって随分たつが、そういうものをどんどん切り出して、もう少し拡充するような努力をやってもらいたい。</p>	<p>現時点では時効に特化したものはないが、どこまでできるかというのは我々が考えないといけないところである。我々が持っている廃炉材も含めて何ができるかということをお答えすることはできないが、考えていかないといけない事項だろうと思っている。</p>
24	9	渡邊委員	<p>しっかり考えて、将来の玄海なり川内なりの経年劣化、あるいは長期計画に生かすようなものを作って拡充してもらいたい。そういう取組の状況は日本国内で随分進んでいるが、さっと見た時に九州電力はやはり遅れている。そこはやはりやってもらいたいと思っている。</p>	<p>廃炉材の研究は単独 1 社で行っているわけではなく、同じ PWR であったり、国も含めた全電力共同の課題だと思っており、たまたま我々が共同の会議体で選んだのが別のプラントだったということもあるが、頂いた御指摘を踏まえながら、廃炉材の活用の検討は続けていきたい。</p>



25	9	佐藤委員	<p>熱時効に関しては原子力である必要はなく、九電は火力発電所もたくさんあり、火力発電所の運転条件は原子力よりもっと高温・高圧なので、熱時効が起こりそうな系統とか部品はたくさんある気がする。九電は原子力しかやっていないわけではないので、サンプルを採取する幅はお持ちなはずじゃないかと思った。</p>	<p>火力でこういったところに使われているかは持ち合わせていないため、今お答えするのは難しいが、先ほどの重畳の話も含めて、そういったところの拡充と、そこに火力の実機材を使うかというのは考えていけないといけないと思っている。</p>
26	9	佐藤委員	<p>コールドレグのPWSCCに対する対策はやっていなかったはずだと思う。だとすると、コールドレグの方もやがてPWSCCが発生するというリスクがあるので、疲労亀裂ではなくPWSCCによる亀裂がきっかけになるということも可能性としてあるのではないか。その場合の初期亀裂の欠陥サイズは、疲労に対して計算した数字とはまた違う数字が出てくる可能性があり、亀裂の先端における条件が変わってくる。PWSCCが初期亀裂になるという可能性について見落とされていないか。</p>	<p>川内においては、RV 入口管台は600系の材料で肉盛溶接をしている。入口管台はインレーと呼ばれる工事を行い、690系合金で溶接をし直している。SCCの観点から、入口管台は温度の面でも厳しくないというところもあるが、WJPによる応力緩和を予防保全でやっているということと、ISIでUTをやっているということもあり、PWSCCに関する対応は出入口ともやっており、やり方が違うという状況である。</p>
27	9	佐藤委員	<p>Leak Before Breakという、脆性破壊で一気にギロチン破断のような現象が起こる前に、材料が十分な靱性を確保していれば、まずは小規模漏えいが十分長い時間起こり、それを検出することによって大破断を防ぐことができるという概念があるが、これは採用に条件が付いている。川内1, 2号機はLBBを担保しているのか。</p>	<p>JSMEで配管破損防護の設計基準があり、それに基づいてLBBの評価をして、川内は適用可プラントということで、国にもそのように工認を出している。</p>
28	9	大畑委員	<p>健全性評価の前に、供用状態や地震時の荷重も想定しながら進展亀裂の長さを算出されているが、そのあとのJappの算定の際に用いられている荷重は、疲労亀裂進展解析に用いられた荷重の最大値を想定されているのか。あるいはさらに上乘せして、何か不測の事態というか、さらに大きな荷重を想定して計算されているのか。</p>	<p>初期亀裂の想定は、供用状態A, Bと、1/3Sdを用いて内圧、熱応力、曲げモーメントを考慮している。実際のJappの評価は、内圧、自重、熱膨張、熱応力を用いており、膨張については、その中でも大きい値を使っているが、地震については1/3Sdではなく基準地震動のSsを入れており、ここの部分は少し厳し目の評価になっている。</p>

29	9	大畑委員	健全性評価と延性亀裂の進展の不安定化の評価について、安全のために貫通亀裂を想定したということだが、疲労解析よりもさらに大きな荷重を想定されているのであれば、生じた疲労亀裂先端からの不安定的な板厚方向の進展、いわゆる貫通での評価はされていないのか。半楕円の表面亀裂から、地震荷重も想定した荷重で Japp を計算すると、不安定的に貫通するようなことはないということは保証されるか。	初期亀裂の想定では貫通しないという御説明をしたが、Japp の評価の際には、全て貫通させている。疲労亀裂の進展を考慮しても貫通しないということだが、次の段階の弾塑性破壊力学解析においては、保守性と解析の簡便性も踏まえて、板厚方向は全て貫通しているという条件を与えている。
30	9	大畑委員	仮にリークしたとしても、その後不安定的に大規模な破断に至ることはないということの評価されたということではよろしいか。	そのとおり。
31	9	後藤委員	解析評価は難しい評価であり、私が非常に気になるのは、設計の場合にはいわゆる安全率が入っているので、多少ラフなところであっても納得できる。ところが、こういう実質の評価の時にはすごく慎重にならなければいけない。何か一つファクターが違ったら、それで想定を超えてしまうということだけコメントさせていただく。	我々も確認するときはそういう観点でやっていきたいと思う。

(2) 劣化状況評価結果 ⑤ 絶縁低下

No	開催回	委員	質問	回答
1	5	佐藤委員	ケーブルの劣化がアレニウスの法則に従うということで、高温になると寿命も短くなる。建屋の換気がうまくいかなかったり、ケーブルトレイの中で十分放熱できないケーブルがあったりなど、局所的なホットスポットができるというようなことが、実際にアメリカの発電所でも報告されている。また、最小曲げ半径を超えて折り曲げて施工したために、そこから劣化が進むというような現象や、ケーブルが途中でトレイから離されて、重みで引っ張られてしまうという現象もある。こういった現象がケーブルの寿命に影響するので、そういう目からの点検が必要だと感じた。	ホットスポットがあるのではということで、格納容器内で環境測定を実施している。ケーブル敷設のポイントを重点的に約 30 地点ほど、温度と放射線を 1 サイクル計測した上で、その数値を試験条件として設定している。施工時の作業要領書でケーブルごとの曲げ R を設定して、それ以内で施工している。

2	5	佐藤委員	問題が発生したアメリカのプラントでもそのようにやっていたと言っていた。何か発覚したときに例外的なものが出てくるので、例えば改造工事といったことがあるときには、そういう心掛けをお願いしたいということ。	おっしゃったことを加味して取り組んでまいりたい。
3	5	守田委員	各試験の条件で、60年間の運転期間を想定した条件と事故時の条件を包絡しているというが、評価の順番を変えることによって結果は変わらないのか、補足をお願いしたい。	まず60年相当を劣化させ、60年目で事故が起きたという想定で耐えるかというフローのため、まず通常運転の60年を想定したあとに事故時の環境にさらして、健全性を確認している。
4	5	守田委員	放射線の照射を先にして、材料がある程度劣化した上で加速の熱劣化をした方が、より材料にとっては厳しい結果にはならないと考えてよいか。	PLM30のあとに新しい知見が出て、熱劣化と放射線劣化を同時に行うという手法になっており、最近はそのようなやり方で試験を行っている。
5	5	守田委員	同時に劣化させる場合と順番に劣化させる場合で、結果に違いはあるのか。	より実機環境に模擬しているということで、熱劣化と放射線を同時に当てており、熱と放射線の順番を入れ替えてどうなるかというのは、定量的なデータを持ち合わせていない。
6	5	守田委員	本当に保守的な結果になっているのかどうかというところが疑問。同時に進行するということになるので、その辺の試験条件が本当に保守的になっているのか、何かお考えを持たれた方がよいのではないか。	—
7	5	守田委員	事故時の条件について、温度・圧力の条件設定をされているが、冷却材の喪失事故を考えると、実際には高温・高圧の蒸気への暴露が想定されるが、その条件を加味しなくてもいい理由は何か。	事故時雰囲気への暴露については、実機の解析条件を踏まえ、格納容器のスプレイを加味した条件で試験を実施しており、高温・高圧水蒸気への暴露を想定した試験を実施している。
8	5	後藤委員	資料に格納容器のペネの図を出していただいて、非常に分かりやすいが、電気ペネは少なくとも3、4種類あって全く形態が違うので、それをちゃんと示していただきたい。	電線貫通部は川内には3種類あるので、その構造は今後の御説明で示したい。 九電回答資料 ○第6回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/101382_20221013171254-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/101382_20221013171254-1.pdf</a>

9	5	後藤委員	福島事故では温度条件が全く取れておらず、格納容器の局所的な温度の議論ができていないということもあり、格納容器の中の温度が本当に予測可能なか疑問。現行のルールはこうかもしれないが、現実にはこのようになると断定するのは無理だろうと思う。だから、最終的な強度として温度の上限を出して、それに対してどうかという議論をする方が、本当は正しいんじゃないかと思っている。	—
10	9	後藤委員	ACAの条件では、劣化させた後に事故の条件を入れて評価するとなっている。これが設計基準事故になっていて、一部に過酷事故条件も入っているように見えるのだが、その辺はどういうふうになっているのか。	ACAガイドの条件は、国のガイドの方でDB条件で試験がなされている。ACAガイドではまだSA条件をやっていないが、DB試験条件の事故期間が365日を想定している一方、SAは7日間の条件ということで、SA条件についてもDB試験で確認しているので、DB側で包絡でき、保守的であると考えている。
11	9	後藤委員	温度が何℃であるとかいった条件が全く裏に入っていて見えない。もちろんそれは検討した上での話だとは思いますが、結局その評価のあり方が問題なのだという事を申し上げておきたい。	—
12	9	釜江座長	まずACAの試験条件の背景があると思う。新規規制基準への適用の中で出てきたものということで、今は数字だけで出ているので、そのバックグラウンドも大事ななと思う。できればちょっとその辺を説明いただきたい。	バックグラウンドがあるので、その辺をお示しした上で御説明できればと思う。
13	9	後藤委員	劣化を加える時に熱劣化と放射線劣化を加速試験でやるとなっている。やり方と対象によって変わると思うが、加速することですまくできる場合とできない場合があるので、そこはどういうふうになっているかというのを御説明願いたい。	活性化エネルギーというものを物質ごとに持っており、材料によってエネルギーが違うので、それによって劣化の加速度というのは変わってくる。そのエネルギーも考慮した上で加速劣化をしている。
14	9	後藤委員	加速劣化をエネルギー的な意味で評価されているという説明があったが、加速試験というのは、何らかの物的なことをやらないと、理論上で重ね合わせというのは不可能に近いと思っている。	—

15	9	後藤委員	<p>福島事故で何があったかはまだ分かっていないところがあるが、電気ペネから漏れた可能性は極めて疑わしいと見ている。事故時は設計基準事故を超えた高温になって、樹脂が大体 200～300℃の間でやられるので、外側に薄い金属があったからといって、それで防げるという保証は私には全く見えない。条件としては 190℃で試験をやっており、そこに若干の余裕があるかもしれないが、構造のあり方と耐性の関係は曖昧ではいけないので、そのところをもう一度説明を願いたい。</p>	<p>樹脂ではなく金属部分でバウンダリが形成されている。試験条件については、DB 条件と SA 条件、それぞれ解析の圧力・温度、放射線の状況を記載しているが、それを超える試験条件に曝露して試験している。気密試験というのもやっけていて、電気ペネからリークしておらず、バウンダリが確立されていることを確認している。</p>
16	9	後藤委員	<p>過酷事故条件は非常に重要になってきていて、ルール上は今まで設計基準でいいということになってきたとしても、過酷事故の条件で評価できなかったら全く意味がないと思う。基本的には一番厳しい条件を考えなければいけない。過酷事故というのは本当に条件がいろいろなので、このような値がどうして出せるのかということが率直な疑問。そうすると、評価をする上で、重大事故条件というものにもう少し幅を持たせて非常に厳しい条件を考えておかないと、評価にならないのではないか。</p>	<p>過酷事故条件については、格納容器の過温破損と過圧破損を想定した解析条件で出た温度・圧力のそれぞれ高い方を選んで、その高い条件をクリアした試験条件でやっている。</p>
17	9	後藤委員	<p>過酷事故が起こったとき、その後の事故の進展を断定することがものすごく難しいと思う。DCH が起こらないという保証がなかなか難しいのが原子力の世界で、その仮定を受けての評価は、すごく都合のいい評価になってしまうのではないか。</p>	<p>もっと過酷な事故を想定した試験すべきだという御指摘だと思う。確かにおっしゃることも分かるが、我々もある程度解析して事故を想定しているので、それに基づいてしっかり健全性を確認できると考えている。</p>
18	9	後藤委員	<p>過酷事故の条件の計算でどうこうとの説明があったが、現実にはバウンダリを構成するペネやハッチがある温度条件になるとリークを始めというのが常識にあって、そのデータはある程度ある。それに対して、実際の事故の時にその温度・圧力に閉じ込めることができるかどうか、それが問題。ところが、ほとんど設計基準事故と同じような温度を与えておいて、これ以上温度は上がらないと言われても信じられないわけではない。</p>	<p>福島事故を踏まえて新たに再稼働の審査を受け、最高使用温度・圧力等を決めている。万が一この手ができなければどうやって格納容器を守るかという頭の体操をしながら訓練等も積み重ねている。今回の場合は、何かしらの数値を決めないと評価できないということで、国から認可を受けた数値を用いて評価しているというのが実態である。</p>

19	9	守田委員	<p>ACA ガイドに基づく評価の結果をお示しいただいているが、これが一体どの程度の保守性を見込んだ結果なのかがよく分からない。そういった補正を見込まない場合はこれぐらいの期間になるのだけれども、保守性を見込んだ結果、評価期間がこれぐらい短くなっているということをお示しいただければ、どの程度の保守性を見込んでいるということが恐らく分かるのではないかと思った。</p>	<p>有機物の劣化は温度の寄与が大きく、定量的にはお示しできないが、5℃の余裕を見ているというところから、寿命でいくと数年から数十年オーダーではないか。</p> <p>稼働率についても、プラントが停止している期間は格納容器内は開放され、温度が下がる。RCS 水抜き等で放射線の量も下がるので、ずっと運転しているよりは70~75%程度で稼働しており、25%程度は評価期間として伸びるのではないか。</p> <p>定量的な数値はお示しできないが、温度がかなり効いてくるというのは事実である。</p>
20	9	守田委員	<p>温度の値については、通路部ケーブルトレイ内は60℃で、ここは実際の42℃より高い温度にしているという設定だが、ほかのところはそういう設定にはなっていない。ということは、温度に関しては通路部のケーブルトレイ内は保守性を見込んでいたけれども、ほかの布設区分については保守性を見込んでいないという理解でよいか。</p>	<p>計装筒のケーブルは40mA程度の信号の微弱電流で、ケーブル自体の発熱がないということで、環境測定をした温度に設定している。ケーブルトレイ内は密集していること、電力ケーブルなので常に通電して発熱しているというところを見込んで、13℃の温度上昇を考慮している。</p>
21	9	守田委員	<p>どういってお考えで温度設定したかは理解したが、どの程度の保守性を見込んだ上でこういう評価結果になっているのかというところが見えず、十分あるいは合理的な保守性になっているかという判断が、私自身はできなかったということを申し上げたので、保守性に関する考え方を少し整理して御説明をいただきたい。</p>	<p>環境調査については、並列から解列のワンサイクル分で、例えばCV内のループ室なり通路部なり、エリアごとで実施しており、それを平均化して調査結果を出し、30年の時に測定したデータと今回測定したデータ、さらに1、2号機を包絡するような条件で設定している。例えばループ室では41.5℃が一番高かった温度になるが、そちらに余裕を見て45℃で設定している。</p>
22	9	守田委員	<p>資料に示されている温度も保守性が見込んであるというように理解したが、その結果、例えば今45年と書いてある評価結果が、例えば41.5℃で評価すると何年になるのか。</p>	<p>計算し直して、次回お示ししたい。</p> <p>〔九電回答資料 ○第10回分科会 資料1-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/104098_20230222144036-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/104098_20230222144036-1.pdf</a>〕</p>
23	9	釜江座長	<p>予測の話は、そこにどの程度の不確かさと保守性があるのかということはいくらでも非常に議論になってきたので、それを頭に入れていただいて、予測が絡む話の時には、そういうことも含めてお示しいただくということをお願いしたい。</p>	—

24	9	佐藤委員	<p>図面上は綺麗に電線管で保護されて布設されているとなっているが、現場を見てみれば、水がたっぷり入っていたり、湿気で鉄製のものが錆ついているということがあったりするわけで、やはり現場を検査するということが重要かと思うので、九州電力に対しては、ペーパーワーク上のレビューだけでなく、現場のチェックも相当重視しないといけないのではないかなというようになことをまず申し上げておきたい。</p>	—
25	9	佐藤委員	<p>ケーブルの絶縁体としてプロセス油というのも例として挙げられているが、プロセス油を絶縁体に使っているケースについて、具体的に教えてほしい。</p>	<p>プロセス油は、OF ケーブルなどに使用している。発電所と言うと、変圧器から構内に引いている所内変圧器までの間に OF ケーブルを採用している。</p>
26	9	佐藤委員	<p>絶縁低下の定義的なことが書いていて、その結びとして「電気抵抗が低下し、絶縁性が確保できなくなる現象」とあるが、これは非実用的な定義で、現場の人はこれでは動きようがない。もっと具体的に、九州電力が現場で運用している、絶縁低下とは何かというような説明をされた方がよい。</p>	<p>要領書レベルでいくと、それぞれ電圧階級や物に応じて絶縁抵抗の判定基準というのを設けて運用しており、例えば低圧ケーブルであれば1MΩ以上というように定めている。</p>
27	9	佐藤委員	<p>水トリーに関しては、思いがけないところに水がたまっているというようなことがあったりして、本当は水などないはずなのに、見てみたら水が入っていたというようなことがあったりするの、注意しないとイケない現象かと思う。</p>	<p>予期しない電線管内に水などがたまっているということは十分考えられるので、現場パトロール等の対応をしていきたい。</p>
28	9	佐藤委員	<p>火災防護の基準が強化されたことで、電線管やケーブルトレイに対して断熱材・防火材が巻きつけられるようになったため、一層放熱が悪くなる箇所もあるかと思う。そういう耐火性を強化するために断熱材を巻きつけたようなケーブルトレイ、電線管に対しての温度上昇は考慮されているか。</p>	<p>〔 九電回答資料 ○第10回分科会 資料1-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/104098_20230222144036-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/104098_20230222144036-1.pdf</a> 〕</p>
29	9	佐藤委員	<p>放射線の環境が、設計基準の時には602kGy、重大事故の時には、確か7日間の集積という説明だったと思うが、500kGyと書いてある。この500kGyというのは、設計基準に上乘せされる数字だと理解していいの。設計基準事故を経て重大事故に至るというイメージをするが、そこを明確化していただきたい。</p>	<p>通常60年分劣化させた後に、DBが起きると、orでSAが起きるということでお示ししている。</p>

30	9	佐藤委員	or というのは、通常運転時の放射線量率を書いているけれども、これの40年分とか60年分を掛け算した集積に、DBの場合の602kGyを足す場合もあるし、そうでなくてSAの500kGyを足す場合もあるという、そういうorということか。	おっしゃるとおり。
31	9	佐藤委員	重大事故が設計基準事故の延長ではないということか。	使用条件としてはそういうふうになっている。
32	9	佐藤委員	設計基準事故の延長として起こる重大事故はないということか。	当然ある。
33	9	佐藤委員	例えば設計基準事故にはLOCAがあるが、LOCAが進んで重大事故になるケースはないということか。	ある。
34	9	佐藤委員	なぜDBよりもSAの方が数字が小さくなるのか。	重大事故の場合は7日で500kGy、設計事故の方は365日で602kGyとなっている。
35	9	佐藤委員	7日間の起点はどこか。	通常状態からSA事故7日までである。
36	9	佐藤委員	重大事故に至ってからではなくて、通常運転時からなのか。何かおかしくないか。	SAに行く前にDBを経由することはあると思っている。
37	9	佐藤委員	それが7日間で、設計基準事故の場合にはもっと長いから、積分される時間が長いから、DBの方が数字が大きいということか。	おっしゃるとおり。
38	9	佐藤委員	今日の説明はケーブルに特化した話ということなのかもしれないが、いわゆる環境認定(EQ)、特に格納容器の中に入ってるもの全般に対して、同じような環境での認定試験のプロセスをやっているのか。	ケーブルだけではなく、ケーブルの接続部分や電磁弁のOリング、電送器などについても、事故時の雰囲気 considering 寿命を評価して、適切に取替えなり対応をしている。
39	9	佐藤委員	放射線を照射するときの条件について、PWRの格納容器は雰囲気が空気なので、これは空中での放射線照射ということか。	コバルト60を空气中で照射している。
40	9	渡邊委員	基本的には耐圧試験で評価しているが、劣化指数を破断時の伸びで評価してマスターカーブを引いている。これはなぜか。	有機物が熱で劣化すると、硬くなって伸びなくなる。それと絶縁性の低下に相関がある。



41	9	渡邊委員	<p>マスターカーブは、基本的な現象がよく分かっているものに対して引くものである。有機物へのガンマ線の影響がそれだけなのかという理解まで我々は進んでいるのか。</p> <p>また、伸びというのはメカニカルな話、判定の耐圧試験は電気の話で、何か違うように見えるが、その相関性を説明してもらえないか。</p>	<p>JNESの研究の中で、様々な物性、放射線量と温度などの各条件を与えて、絶縁破壊する伸び率等を確認した上で劣化手法を決めている。</p>
42	9	渡邊委員	<p>伸びでケーブルが破断するところで基準を決めているように見えるが。</p>	<p>破断ではなく、絶縁が劣化する伸び率に相関があるという御説明である。絶縁体が硬化して絶縁が落ちることと相関があるという研究結果がでている。</p>
43	9	渡邊委員	<p>資料には破断時の伸びと書いてある。破断時の伸びというのは、現象的な引張試験をやっているように見える。</p>	<p>縦軸の破断時の伸びというのは、絶縁体の材質が担保できるかということで、ゴムをイメージしたら分かりやすいと思うが、新品の絶縁性があるゴムには伸びがあるので、それで絶縁性を担保している。劣化が進むにつれて、ゴムは伸びなくなって、それ以上延ばすとなると破断してしまう。破断をすると絶縁性がなくなるので、そこで絶縁破壊が起きる。</p>
44	9	渡邊委員	<p>破断したらもう電氣的に繋がらないのだから、それは絶縁に決まっているのではないか。</p>	<p>破断することによって地絡・短絡が起きて、電氣的な事故も起きてしまう。</p>
45	9	渡邊委員	<p>電氣的なことの耐圧試験をせずに、破断試験だけやればいいのか。</p>	<p>劣化をさせて、その上で最後に耐圧試験をして電氣的な性能があるかというものを最後に確認しており、あくまでこのグラフは劣化時の伸び（縦軸）と寿命（横軸）を示したグラフである。</p>
46	9	佐藤委員	<p>破断と言っているのは絶縁材料の破断のことであって、中に入っている導体の話ではないのではないかと勘違いがあるように思う。</p>	<p>おっしゃるとおり。</p>

47	10	守田委員	<p>絶縁低下の評価にどの程度の保守性が見込まれているか、定量的な数字をお示しいただき、分かりやすく示されたと思っている。</p> <p>一方で、稼働率に余裕を加えない場合の評価結果でループ室の例が挙げられていて、この評価の仕方では、温度は時間平均、線量は通常稼働時の線量として62年という評価になっているが、これを平均温度で評価していいという理屈がよく理解できない。</p> <p>どういった式で評価期間を求めたかという記載があるが、評価期間というのは必ずしも温度に比例しているわけではなく、なぜ単純に時間の平均温度で評価していいということになるのか分からない。これはACAガイドでこのようになっているのか。</p>	<p>稼働率の評価方法は、ACAガイド等で特に決まっていはいない。通常100%の運転がずっと続くということで保守的に評価しているが、実際は定期検査で止まる期間があるため温度が下がるという御説明をされていて、ここの温度の出し方はあくまで簡易評価ということで、55年よりは延びるという表現で御説明している。</p> <p>通常の100%時のワンサイクル分の温度は、季節によって変動があるので、その期間の平均温度を使って評価している。</p>
48	10	守田委員	<p>停止期間を踏まえれば評価期間が長くなるというのは御説明のとおりかと思うが、次の式を見ると、これを平均温度で求めていいということはちょっと理解できない。恐らく結果的には60年とかという数字になるのかもしれないが、例えば19.6℃のところは、仮に19.6℃がずっと続いた場合の評価期間が出てきて、それと41.5℃で稼働率100%とした場合の55年というものの割合をとって評価するのが正しいやり方ではないのかなと思った。</p> <p>平均温度で評価していいというのは、温度に対してリニアな関係にあるのであればよいが、式を見ると必ずしもリニアな関係ではないので、現在の評価で保守的な評価になっているというのはそのとおりだが、ここのところが物理的には理解しがたいなというのでコメントさせていただいた。</p>	<p>期間ごとに年数を出して、簡易的に評価しようという試みもしていたが、温度の方が分かりやすいだろうということで、今回簡易的に示させていただいた。</p>

## (2) 劣化状況評価結果

## ⑥ コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

No	開催回	委員	質問	回答
1	2	守田委員	<p>コンクリートのサンプリングについて、2号機は運転から37年ということで、37年たった時点でもコンクリートの劣化状況が許容範囲にあるかどうかこれで分かるかと思うが、運転期間延長を見据えたとき、今回の特別点検から将来の劣化が予測できるようなものなのか、あくまで37年たった時点での劣化の状況しか分からないのか。コンクリートのサンプルを使ってどういったことが分かるのかを分かりやすく説明していただきたい。</p>	<p>塩分浸透の例で説明すると、現時点で塩分が表面からどのくらい浸透してるかが調査で分かり、そのデータをベースに、例えば今後20数年経過した場合に、どういうふうに行進するかという評価式が提案されており、そういう評価式に基づいて将来の予測をする。それを評価基準値と照らし合わせて、健全性が担保できるかどうか、予測式を用いて評価していく。</p> <p>詳細な評価の内容については、次回以降に説明する。</p> <p>九電回答資料 ○第3回分科会 資料2 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/98314_20220425174833-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/98314_20220425174833-1.pdf</a></p>
2	3	橋高委員	<p>高経年化技術評価について、最後のページは自己評価だと思うが、規制庁から何かコメントや是正はないのか。</p>	<p>評価対象の考え方や絞り込みの選定についてはいくつかコメントがあったり、新規基準で追加になった設備等をどのように考慮していくかというところについてはやりとりがあった。</p>
3	3	橋高委員	<p>中性化深さの評価結果について、運転開始60年後の推定値である6.1cmはおかしい（大きすぎる）のではないか。また、「鉄筋が腐食し始める時点」の基準値が9cm又は9.1cmとかなり大きく、かぶりが少ない箇所を選定するべきではないか。</p>	<p>6.1cmの値が出た岸谷式が最大の値であり、安全側に出ている。この点は特別点検の中でも分析をしていきたい。</p> <p>また、鉄筋のかぶりについては、補助建屋が7cm、取水構造物は10cmで、鉄筋が腐食し始める時点は、かぶりに対して屋内はプラス2cmをするということで、補助建屋は9cm。土木と建築でかぶりの定義が異なるため、取水構造物は9.1cmとしている。</p>

4	3	橋高委員	<p>岸谷式での計算結果での中性化深さは想定よりも大きく、このままでは中性化環境あるいはコンクリート品質が悪いということになるので、これは見直していただければと思う。それと、やはり9cmというのは、2cm屋内だったら余裕を見てもよいというのは、今ではそういうふうには考えていないので、どちらかという水分の影響等で進むというのがある。しかも、最近では中性化に関しては、中性化残りなど中性化が進んでいなくても錆び出すということもあるので、これも安全側を見ていただきたいと思う。その辺は最新の基準なり、建築学会の保全基準とか、そういったものを参考にさせていただければと思う。</p>	<p>今後の評価については、そういったところを取り入れて検討していきたい。</p> <p>九電回答資料 ○第7回分科会 資料1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104170233-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104170233-1.pdf</a></p>
5	3	佐藤委員	<p>原子炉容器のノズルのところで原子炉容器を支えている部分のアンカーはどうなっているのか。つまり、このコンクリートに掘っているアンカーボルトみたいなものはあるのか。</p>	<p>次回以降に説明したい。</p> <p>九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a></p>
6	3	佐藤委員	<p>温度について、実測ではなく解析となっている。サーモカップルでもつけて測るとか、そういうことがあれば非常に説得力があるのではないか。温度の解析も、熱源としてガンマヒーティングがあり、原子炉容器そのものが発熱体でもある。さらにミラーインシュレーションの隙間から熱が出てくることや、ベンチレーションシステムでも、空気の淀みにより、その部分だけ熱が除去できないといったことがある。要は、解析するときのいろんなファクターがあるんじゃないかと思って、この絵にもう少し補足していただきたい。</p>	<p>コンクリート内部に温度計を設置しているので、その結果について、次回以降に説明したい。</p> <p>九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a></p>
7	3	佐藤委員	<p>Hilsdorf の目安値に関するレポートは1978年に出されており、レポートの2、3年前位までのデータベースで評価したと書いてある。この後、このしきい値に対して疑問を示唆するレポートも複数ある。最近私が見たものでは、このしきい値よりも大分低いところで圧縮強さが低下するとか、あるいは密度が低下して遮蔽能力が低下すると書いてあるレポートもある。最近の知見と照らして、今使っている目安値が依然適正だと判断していいのかどうかの御見解をいただきたい。</p>	<p>PLM30ではやっていないが、新たな知見に対しての評価を実施・公表しているので、追加で説明したい。</p> <p>九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a></p>

8	3	佐藤委員	<p>(ガンマ線照射量の目安値を超える範囲の図について、) 全方位に対して同じでなくて、一部、大丈夫なところもあると書いているが、これの意味は、炉心を円筒でなくて八角形でモデル化したからなのか、それともこの方位にニュートロンシールドパッドがあって、そのシールドの寄与によってここだけ放射線レベルが低いのか、その理由を御説明してほしい。</p>	<p>燃料の配置が関係しているが、詳細は次回以降に説明したい。</p> <p>〔 九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a> 〕</p>
9	3	後藤委員	<p>地下水の影響調査に関して、ある程度傾向が分かっているのということでしょうけれども、ものの大きさと広がりを見ると、あるところでデータを取ってこうだと決めつけるのは、どうも違和感を感じる。格納容器の中でもそうだが、格納容器の区域のところで繋がってるからいいと考えるのはちょっとおかしい。そういう視点で、もし追加することがあればしていただければいいし、そうでなければ点数を増やす方が妥当であろう思う。</p>	<p>採取位置には点検用のマンホールがあり、深いところの地下水が取れるため、ここを採用している。ほかにも採取可能なところもあるかと思うので、検討していきたい。</p> <p>〔 九電回答資料 ○第7回分科会 資料1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104170233-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101877_20221104170233-1.pdf</a> 〕</p>
10	4	佐藤委員	<p>コンクリートの強度低下に関する中性子照射量の評価について、遮蔽能力といったものに対して担保していないが、それでも十分だという趣旨だと思うが、空洞になっていたとしても大丈夫という理解でよいのか。</p>	<p>10cm程度は中性子照射の影響があるということで、この範囲のコンクリートが全くないという一番保守的な前提に立ち、地震時の鉛直方向の力に対してどうか、ひずみに対してどうかという評価を実施している。</p>
11	4	佐藤委員	<p>30ページの評価について、中性子のエネルギー量は0.1MeVか、1MeVか。</p>	<p>0.1MeVである。</p>
12	7	橘高委員	<p>安山岩の偏光顕微鏡観察の結果で、結局反応性リムがないとかゲルがないというだけのことしか書いていないが、これなら前回の結果と変わらない。クリストバライトなどの反応性の高いものがある可能性があり、その辺を同定するのが偏光顕微鏡観察の目的なので、その辺まで詳しく分析されているなら教えていただきたい。</p>	<p>安山岩の観察をして、特に石基の部分をさらに細かく見ると、おっしゃるようにクリストバライトも含まれていることが確認されている。その辺をもう少し丁寧に記載すべきだったと思うが、いずれもその石基のところを拡大しても、何か反応が進んでいる状況ではないことを確認している。</p> <p>〔 九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf</a> 〕</p>

13	7	橘高委員	<p>偏光顕微鏡観察の結果で反応性がある場合はモルタルバー法を再度行うとか、30年経ってるので大丈夫だとは思いますが、遅延膨張型の反応が危惧されるので経過観察をするなど、そういったことが必要。</p>	<p>自主的な取り組みで膨張の促進試験もやっている。その結果も、現状では基準値以内に入っているが、今後も慎重に見ていく必要があると認識している。</p> <p>〔九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf</a>〕</p>
14	7	後藤委員	<p>評価対象部位のうち、最も使用環境等が厳しい箇所の更なる絞り込み等により評価点を設定しているが、劣化の傾向分析をするには、より広い範囲を調べてみるという視点が必要。決してケチをつけるつもりではないが、劣化や欠陥についての対応としてはどうかと思う。これはコメントに過ぎないが、そういうふうに見た方がよろしいのではないかという意見。</p>	<p>高経年化の評価では、ある程度の絞ったやり方という説明をしているが、その一方で、例えば中性化深さでは、ほぼ全ての構造物、対象部位で測定を行っている。その中からの絞って御説明しているが、評価点として選定しなかった部分も、念のため60年後の評価を実施し、問題がないことを確認している。</p>
15	7	後藤委員	<p>ある程度突っ込んで見たところで異常がなかったということが、ほかには異常がなかったということを証明しているわけではないので、少なくとも「そういう傾向がある」というところまで止めて、それから先は実際にメンテナンスしたりケアしながらやっていかないといけない。今の時点でこうだと予測しているが、予測が大切なのではなくて、現実にやっていく中で物が壊れない、あるいは劣化しても大丈夫なようにしていくということがポイントなので、そういうものの見方を是非していただきたい。</p>	—
16	7	後藤委員	<p>コンクリートの鉄筋の配置まで教えていただいている、主要なものはそうだと思うが、鉄筋全体の配置というのか、どういう間隔で配置されているのか、サポート下に埋込んだ長い鉄筋以外にはないのか。ほかに鉄筋で補強しているものがあるのかどうか、その辺のところは分からないので、教えていただきたい。</p>	<p>サポートのアンカーを取るためのアンカーが、それぞれのサポート部に2本ずつあって、それが金物である。鉄筋については、通常のRC構造物とは違ってコンクリートの躯体で持たせるという思想で、一次遮蔽壁の一番内側と外側に、ひび割れを防止するという観点で鉄筋を配置している。ただ、通常のように網の目状に鉄筋を配置するような構造ではないというのが特徴である。</p>
17	7	後藤委員	<p>その鉄筋の方向は上下方向、水平方向、どういう入れ方なのか。</p>	<p>基本両方で、どちらかが主筋、どちらかが配力筋という位置付けである。</p>

18	7	釜江座長	地震荷重などの配筋とも多分違うと思うが、熱応力的な配筋もあるのか。	影響が出るほどの高温ではないということもあり、熱に対してというのは基本ないと思うが、仮に100°Cを超えると体積膨張等もあるので、それを抑えるために引っ張りに抵抗するような役割もあると考えている。
19	7	後藤委員	原子炉の配管が横に伸びてサポートで支えているが、これは重力で支えている格好である。そうすると、仮に原子炉に上方向の力が掛かった場合、重力以外に支えているところがあるのか。	上方向の荷重については、それを固定するような構造にはなっていない。地震時の評価でも、自重に対して上向きの力を上回るという評価にはならないので、基本そういう現象はないと考えている。ただ、回転のモーメントがサポートにきてアンカーを引き抜くような場合もあるので、そういう評価を実施している。
20	7	後藤委員	確かに通常の状態ですということは考えにくいですが、仮に何らかの原因で圧力容器が上方向に移動した場合、サポート反対の上側の角のコンクリートが当たる格好で止まるのか。	想定を大幅に超えるような事象が起きれば、そういうことになるのではないかと。
21	7	渡邊委員	コンクリートの中性子やガンマ線による劣化について、自由水が影響しているという説明だったが、これはガンマ線による水の分解を仮定しているのか。この場合は中性子の照射量に影響しているわけで、それは水の分解とはメカニズムが違うように見えるが、メカニズムは何か。	補足すると、骨材が中性子の照射を受けると、原子のはじき出し等によって非結晶化して骨材が膨張し、微細なひび割れが入ったりして、強度が低下する可能性がある。ガンマ線照射については、中性子照射に比べて鉱物への影響は小さく、むしろ密度が増加して強度が上がる傾向もあるという実験結果が報告されているが、一応ガンマ線でも評価を行っている。
22	7	渡邊委員	そのメカニズムのとき、健全性の評価時に温度の影響を考慮していないのはなぜか。	評価上は分離して、強度の熱による評価の方でやるような形にしているが、発熱量分布や放射線量分布を出す計算は同じコードでやっているもので、一連の流れで評価をやっていると考えている。
23	7	渡邊委員	ただ単に熱による強度低下を聞いているわけではなくて、中性子が当たったときにはじき出してアモルファスになると言っているが、ある物質がアモルファスになるときは温度に依存するというのが一般的であり、そのことを聞いている。これは評価上どうなっているかという質問。	もう少し整理をして説明資料に落とし、次回以降御説明させていただきたい。  〔 九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf</a> 〕

24	7	渡邊委員	<p>評価の際にニュートロンの量を規定していると思うが、その量は何で決まっているのか。アモルファスの量で決まっているのだったら、どの程度のアモルファスであれば強度低下にならないのか、それが本当に実機の条件に適合しているのかを示してもらいたい。</p>	<p>整理して、改めて御説明したい。</p> <p>〔九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf</a>〕</p>
25	7	渡邊委員	<p>放射線による強度低下は水の逸散が影響すると書いているが、先ほどの説明を聞いて、水の影響はほとんどないように聞こえた。なぜこのような書き方をしているのか。</p>	<p>水の影響、先生御指摘の非結晶化による影響もあり、複合的なものととらえている。そういう意味では、「自由水の逸散等」というのは誤解を招くような書き方になっていた。</p>
26	7	後藤委員	<p>一般的に考えられるコンクリートの劣化として、いわゆる乾燥ひび割れが起こることがよくある。今までのところで、乾燥ひび割れが気になるようなところはなかったか。</p>	<p>これまで様々な点検を実施しているが、ひび割れが気になることはないことを目視で確認している。また、今回の特別点検で一次遮蔽壁でもコアを取って顕微鏡観察を行ったが、そういうひび割れはないことを確認している。</p>
27	7	守田委員	<p>原産協会のデータでは、2022年1月1日現在、約4分の1の原発が40年以上の運転をしている状況だが、その中で安全上問題となるような経年劣化が発生した事例があるのか。非常に起こりがたいようなことを議論しているのか、あるいは海外でも安全上問題になるようなことがこれまで見つかったのか、その辺の感覚がなかなか分からないので、その辺を今回の劣化状況評価にどのように反映されたのか、調査されたのか、分かりやすく御説明をいただきたい。</p>	<p>海外の個々の発電所について詳細に調べたわけではないが、ATENAが海外の事例と日本の高経年化技術評価の比較をまとめたレポートを出している。それによると、現在NRAの考え方に準拠している着眼すべき項目や判定基準は、海外と比較して考え方に相違はない。</p> <p>実際に劣化が見られているかは我々も把握できてないが、以前伊方原発で部分的にアル骨反応が見られたという事例があり、そのときの評価のやり方や保全の考え方等については参考にしている。他サイトの事例等も参考にしながら、今後、慎重に点検等をやっていきたい。</p> <p>〔九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf</a>〕</p>



28	7	守田委員	<p>国内外の原発の運転経験を、今後の施設管理方針策定に反映しておく必要があると思う。一体どのような国内外の事例があって、その事例と川内原発はこういう条件が違うとか、同じようなことにはならないとか、実際の事例と照らし合わせてお示しいただけると、今回の評価が一体どういうレベルのことをお話をされてるのか、一般の方にも分かりやすく伝わるのではないかと思うので、そこを整理してお示しいただきたい。</p>	<p>九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf</a></p>
29	7	釜江座長	<p>コンクリート構造物の信頼性について、その使い方にもよるとは思うが、原子力に限らず、一般構造等も含めて何か御存知なことがあればコメントをいただきたい。</p>	<p>一般の構造物と原子力の構造物、コンクリート構造物は大きな違いはないので、一般的な耐久性評価や維持保全と本質的には変わらない。ただ放射線照射と熱という特異な点がある。放射線照射はHilsdorfの論文の実験値が主体となっていて、なかなか細かくは把握していないが、その辺で特に問題はないというのは、今の原子力のコンクリート構造物の状況。熱に関しても、規制値が65℃とか90℃とあるが、それを越えることはなく、その特異な2点に関してはそういった状況。 アルカリシリカ反応に関する経過観察をやっていただいて、可能であれば伊方の手法を参考にして鉄筋膨張や傾きを測定するなど、慎重にやられればよいと思う。【橋高委員】</p>
30	7	後藤委員	<p>制限値の65℃は、通常の状態であれば超えないというのは理解しているが、この65℃という制限値はどんな意味があるのか。仮にこれを超えるようなことがあるとどんな現象が考えられるのか、その辺のところの感覚やイメージをお聞きしたい。</p>	<p>一般的に、概ね100℃程度以上になると強度低下が起こる可能性があると言われていて。その手前の70℃程度から自由水の逸散が始まるという知見もあり、実際は100℃程度までは大丈夫と思うが、自由水の逸散が生じるのかどうかというところまで考慮するというのが判定値の考え方になっている。</p>
31	7	渡邊委員	<p>伊方原発では海砂を使ったと言われているが、それは構造物として一般的なやり方という理解でよいか。</p>	<p>骨材や細骨材で砂を使うことが多く、川内も海砂を使っている。海砂の使用に当たっても、コンクリート工学会等の基準に照らして大丈夫というのを判定した上で使用している。かなりまとまった量が必要になるので、海砂を使うことは結構あるというふうに考えている。</p>

32	7	渡邊委員	川内の場合と伊方の場合とで根本的に違うのは何か。	<p>九電回答資料 ○第8回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/102805_20221223155630-1.pdf</a></p>
33	7	釜江座長	中性子照射の断面欠損の部分の議論で、地震時の設計荷重を上回っているとあるが、強度だけではなくて変形やひずみとか、そういうものの制約があるのか。	設置の審査で、地震時の荷重に対して耐力はどうかという評価と、地震時の最大せん断ひずみに対してどうかという評価がある。今回も部材が多少なりとも欠損して小さくなって、よりひずみが増える方向になるが、そういったひずみの増分も考えた上で評価をして、評価値に対して十分余裕があつて、断面欠損といつても2%程度なのでそんなに大きくは効いてこないという結果を確認している。
34	7	釜江座長	普通原子炉建屋にはひずみの限度があつたと思うが、それと似たようなものが内部コンクリートにもあるのではないか。	いわゆる耐震壁と同じような見方をして、同じ基準の $2 \times 10^3$ の評価基準値に入ることを確認している。

### (3) その他

No	開催回	委員	質問	回答
1	1	後藤委員	<p>主要機器の更新状況について、時期的に1号機と2号機の順番、インターバルとかそういうのを見たとき、蒸気発生器は1号機が2008年で2号機は2018年になっている。</p> <p>ほかは1年オーダーで近くやっているので、これは10年間。なぜそういうふうになったのか、その辺の事情というか、もしかすると中身が違うのかもしれないので、その辺のところを教えていただきたい。</p>	2号機の蒸気発生器についても、2009年に取替えを決定して、設置工認申請を進めていたが、福島第一原発事故があり、規制基準が変わるといったところから、審査のやり直しとか、申請し直しがあり、実際取替えが完了した年がこの年になった。
2	1	守田委員	いくつか長期間の運転を安全に、信頼性も上げて維持していくための規制ルールがあり、それを満足した上で長期の運転が可能になると思うが、それぞれいろんな規制の枠の中で重複している部分もあればそうでない部分もある。そこを整理してお示しいただきたい。縦串ではなくて横串で見たときに、それぞれの設備が60年間どういうルールで健全性が担保されるのかという説明がないと分かりにくいと思う。	<p>今後説明する。</p> <p>九電回答資料 ○第3回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/98314_20220425174931-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/98314_20220425174931-1.pdf</a></p>

3	1	釜江座長	この分科会の場合では、30年目の評価の妥当性は議論しないというスタンスでよいか。	御認識のとおり。【県】
4	1	後藤委員	給水加熱器及び湿分分離加熱器の取替えの説明について、やってるといのは分かったが、何があって、どうして取替えたのかが全く分からない。県民の皆さんから見たときに分かるように、どういう規模のものがどこでこういうふうに使われた、あるいは損傷を受ける可能性が高いということがこういうデータで分かった、だから取替えたというふうに御説明いただくと非常に納得がいく。	了解した。 〔九電回答資料 ○第3回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/98314_20220425174931-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/98314_20220425174931-1.pdf</a> 〕
5	1	大畑委員	余剰抽出ライン配管・低温側注入ライン配管の取替えは、ほかの案件と少し意味合いが違うように見えるが、これは九州電力が自主的に構造解析などをされて、より安全のために設計変更が必要だという理由で取替えられたものという理解でよいか。	評価指針に基づき評価した結果問題はないが、信頼性向上の観点から、配管の曲がり部ではなく、ストレート部分のところに境界が来るように変更した。
6	1	釜江座長	先を見越して予防保全的にやるということ、その後の信頼性向上というのは、同じ物に替えるのではなくて、より強いものに替えるといった意味か。	物を予防保全的に替えたことと、材質をより良い材質のものに交換している。
7	1	後藤委員	発見された劣化等に対して対策をやる時に、信頼性向上として広げること、ほかのものも全部含めて予防保全的にもやるということを切り分けて、最初に起こったこと、その分析、それで対策というふうに、そこを是非分けて御説明をいただくと非常にクリアになる。	〔九電回答資料 ○第3回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/98314_20220425174931-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/98314_20220425174931-1.pdf</a> 〕
8	1	後藤委員	川内原発の1, 2号機の物量がどうなってる御説明いただきたい。ある構造物ごと、あるいは材料とか大まかなくくりでかまわない。大体これだけの量があり、その中から抽出してやってることが分かるというのが大切だと思う。	どうしても概算になると思うが、どのように提示できるか検討したい。 〔九電回答資料 ○第3回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/98314_20220425174931-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/98314_20220425174931-1.pdf</a> 〕

9	3	後藤委員	<p>全体の物量と劣化状況評価対象とあるが、容器だったら720基あって、そのうち500基は評価対象であると。そのとき、これの意味は、全部1つ1つ評価をしたという意味ではなく、評価する対象としてあって、そこから代表的に評価しているという理解でよいか。</p>	御認識のとおり。
10	3	後藤委員	<p>だとすると、その次にもう1つ枠を設けて、例えば代表として何個取ったとか記載していただくと、非常に分かりやすい。これで十分分かるというものがあるかもしれないし、ものによってはちょっと大丈夫かなという気もする。実際に評価として、評価対象がこれだけあって、どういうふう実際にデータを取ったり解析したりといったことを、実態を表していただきたい。</p>	<p>時間をいただければ整理は可能だが、提出時期については相談させてほしい。</p> <p>〔九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a>〕</p>
11	3	佐藤委員	<p>PLM30とPLM40の資料、電事法と炉規法の資料が重複している。これを提出する手順は、同じ資料を2部作って、それぞれに分けて提出するというのか。</p>	<p>炉規則側の保安規定変更認可申請に、長期施設管理方針をつけて申請する。炉規法に基づき、運転期間延長認可申請の時には、施設管理方針と劣化状況評価の結果、技術評価と全く同じものだが、これと特別点検結果を踏まえて申請する。時期としては、両方とも同じ時期の申請になる。</p>
12	3	佐藤委員	<p>この電事法関係のものは、PLM40を10年後にアップデートして、PLM50としてまた10年後に提出するというのか。</p> <p>その際は、運転延長認可申請の方で用意する資料の更新版を提出するののか。</p>	<p>保安規定変更認可申請に関しては、プラント運転開始30年を超える前に、その後10年ごとにとっており、30年、40年、50年という規制がかかる。</p> <p>認識のとおり。</p>
13	3	佐藤委員	<p>対象機器が安全上重要な機器となっているが、アメリカの場合は、安全系の機器に加え、「当該機器が故障することによって安全系に影響を及ぼす可能性のある機器」も対象になっている。例えば冷却水系は安全系でないが、それが故障すれば、安全系の設備を水没させて、機能を失わせてしまうということはある。この理解から、アメリカの制度では、安全系に限らずそういうものも含められているが、この説明は、本当はそういう意図なのか。それとも略して、この資料にはこのように書いているのか。</p>	<p>クラス1, 2, 3の機能を有する機器構造物、並びに常設重大事故等対処設備に関する機器構造物は、国のガイドに、高経年化対象にすべき対象が定められており、それがこの対象機器ということになっている。</p> <p>(委員が言う設備は)現状の規制では含まれていない。</p>

14	3	佐藤委員	<p>安全系だから必ずしも深刻に安全に影響するものでない場合もあるし、その逆で、安全系でないけれども、安全に影響するというものもあり、消火系というのは、場合によっては非安全系だが、安全上重要なインパクトがある場合もあるため、リスクインフォームドという考え方は重要な視点なのではないか。</p>	<p>設計段階では、非安全系のものが安全系に影響を及ぼす、波及的影響と言うが、その確認は当然やっている。先ほどは消火設備の話だったが、確認するとクラス3なので、消火系に限っては評価対象としている。設計段階では、全て波及的影響というのは、非安全系含めて見ている。</p> <p>御意見を受け、再度、改めて安全機能に影響を与える、そういう可能性がある設備についてもちゃんと評価していることを示せるよう、改めて説明する。</p> <p>〔九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a>〕</p>
15	3	渡邊委員	<p>どの機器が対象の機器になっているか、なっていないかというのは、もっとはっきりさせて欲しい。30年目の技術評価書の簡易版があるはずなので、それをみんなに配って、これは評価の対象だとか違うだとかということを皆さんに分かってもらったらいと思う。詳細は非常に莫大な量でなかなか見れないが、簡易版があるはずなので、それをまず皆さんに配ってもらうことは可能か。</p>	<p>簡易版というのはないが、評価対象機器がどれだということは示せるので、検討したい。評価対象機器の一覧が分かるように示したい。</p> <p>〔九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a>〕</p>
16	3	後藤委員	<p>交換する部品は消耗品として評価対象から除外というのは、そのとおりだと理解している。ただ、問題になるのは、消耗品そのものの問題ではなくて、状態によっては、その周囲を腐食したり、腐食環境を作ったり、悪さをすることがあるということ。そういうことをちゃんと見るというのが本来大切であり、消耗品を除外することが背景にあることを分かっているながらもよく見る。むしろ異種材料があるところにいると起こるのが現実なので。是非そういうものの見方をしておいていただきたい。</p>	<p>消耗品として評価対象から除外はするが、保全として、ガasketの面が大丈夫かというところはきちんと見ている。機器搬入口とかは、毎定検、耐圧試験をやって機密性を確認しており、きちんと現状保全で担保を取っている。</p>

17	3	後藤委員	<p>機器のグループ化や代表機器の選定について、これは評価をする上で、このように分類しないとやりにくいというのは理解している。ただ、評価対象機器を合理的に取りまとめるとか、どういうグループ化するかとかいうのは、評価を簡素化するという意味があって、そこで落ちこぼれる部分があるってことを常に理解しとかなきゃいけない。特に劣化事象というのは思わぬところでもあるので、全体としてこういう傾向があるというのは分かるが、そうでないことがあるってことを常に意識して、それをどうやって発見するかが一番のポイント。</p>	<p>まず代表機器で評価をするが、代表機器以外に想定される劣化事象についても評価するため、想定される劣化事象と考えるものは全て評価するという形になります。なので、漏れるということはないと考えている。</p>
18	3	佐藤委員	<p>今回の資料は2014年に作成した資料ということで、この後、いろんな知見の積み重ねがあって、アップデートしてる情報もあるので、できれば、ストレートに出していただくのはもちろん結構だが、こういうところがアップデートされてますといった情報も、これに添付するような形で出していただければありがたい。</p>	<p>その点も含めて丁寧に説明したい。</p> <p>〔 九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a> 〕</p>
19	3	守田委員	<p>福島事故以降、国内に今33基の原子力発電所があるが、既に20年の運転期間延長が認められた4基に続き、川内1、2号は、国内でも最も高齢の原子力発電所の部類になる。同じPWRの泊3号と比べても、稼動した年数の差でいうと25年ぐらいあり、プラントの設計が古いことによる安全上の弱点も懸念されるかと思う。このため、新旧プラントの設計の違いに着目した安全性の評価も、プラントの運転を延長する上で重要ではないかと考えている。</p> <p>この分科会では、主に物理的な経年劣化について議論しているが、安全な長期運転に向け、設計の経年化という視点に立ち、他プラントとの比較や新知見などを踏まえ、設計の経年化に基づく対策についてどのようにお考えなのか、少し整理をして分科会で御紹介をいただきたい。</p>	<p>設計の古さは規制委員会でも議論になっており、電力会社とメーカーでATENAというものを設立し、その中で設計の古さ、経年化を議論している。その取組について、また改めて説明したい。</p> <p>〔 九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a> 〕</p>

20	3	釜江座長	<p>品質管理というのは、力量と独立性が両方ないといけないということで、そのバランスの問題とかいろいろあるが、その中で九州電力がどういう役割を果たしてるのか我々には見えなところがいっぱいある。その辺をまた何かの時に一度、今具体的にこういうことをされてるというお話もあったが、1つの例だと思うので、また一度教えていただけると、より検査の信頼性も上がると思うので、是非よろしくお願いしたい。</p>	<p>九電回答資料 ○第4回分科会 資料4 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134432-1.pdf</a></p>
21	4	守田委員	<p>新旧プラントの20年延長を比べたとき、安全上大きな差があってはならず、設計の差異で想定される安全上の懸念を整理した上で、運転延長の判断が正しいかどうか議論すべき。ATENAの基準に沿ってプラントを評価することだが、運転延長の判断の上で、この話をどのようにお考えか。また、スケジュール感はどのように考えられているか。</p>	<p>今回示したのは、今の電力の動きと取組内容だけである。運転延長申請を考えたとき、設計の古さの評価は適宜進んでいて、新規制基準に適合した5電力16プラントそれぞれの設置許可レベルで違いの洗い出しをしている。その辺りのスケジュール感と延長申請のところで、何かしら考慮できるものがあるかどうかについて、社内でもう一度確認をして、次回以降お示しをしたい。</p> <p>九電回答資料 ○第6回分科会 資料4-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/101382_20221013171254-1.pdf</a></p>
22	4	守田委員	<p>福島第一では、タービン建屋地下に電源系設備があり、これが津波による浸水で全電源喪失事故の一因になった。これは古いプラント固有の設計であるが、事故までの間に自主的に改善されることはなかったという反省を踏まえ、ガイドラインが設定されたと理解している。一般の方も、設計の新旧で、新しいプラントでは起こらない事故が起こっては困ると思われるのではないか。そういうことはない、あるいは懸念があるのでこういう対応をとるということは、運転延長の判断をされる前に示すことが必要ではないか。</p>	—
23	4	佐藤委員	<p>特に火災防護の分野は規制要件が大きく変わっていて、特に系統分離が厳しくなっている。古い設計では、A系、B系の距離を意識せずに並べて配置されており、今の時代に作るのであれば別室にしていたと思うものが区別されていない。火災防護は一つの典型的なケースだが、しっかりと見ていただきたい。</p>	<p>福島以降の新規制基準では、火災防護についても、検知装置の設置等の防火対策ができているプラントが再稼働を認められている。</p>

24	4	釜江座長	やはり 20 年間延長しようとする、単にガイドに従って淡々とやるのではなく、自主的安全性向上は当然の話だが、それ以外にも目を配り、そこを県民に分かるように訴えることが非常に大事。	—
25	4	釜江座長	特別点検については非常に重要で、今回が初回なので、今日はこれから本格的な議論が始まる最初の回だと思っている。次回以降本格的に特別点検の話が続くので、今日の委員の御意見を踏まえて、プラスアルファの話をするというスタンスで御説明していただきたい。	—
26	4	後藤委員	開示できない部分があるということには抵抗がある。メーカーの立場で守りたいものがあるというのは尊重するが、そのことと安全性の証明とはどうなるのか。できる限りそれを抑えて開示する努力、出せないのはどこで、最低限に抑えられているか、そういう納得のいく説明がないと、少なくとも一般の方から見たらこれは何だというふうになる。なぜこのような情報が出せないのか。	この場で即答できないので、持ち帰り関係者、メーカーと相談する。
27	4	渡邊委員	維持規格は十分理解しているが、それを前面に出す必要はない。そう記載したために、全部折れたらどうなるんだというつまらない質問を誘発している。	御意向は分かった。この資料は基本的に当時の審査会合時の資料をそのまま用いているので、そのような御指摘が出たものと思う。今後気をつけたい。
28	5	後藤委員	いろいろな破壊モードが分かってきて、評価の方法をある意味ものすごく限定している。ある観点から見るときに、それが全ての観点を包絡していることはなく、違った現象が起こり得る。つまり、方法を細かく厳密にやればやるほど、確認する範囲が狭くなってしまう。	—
29	5	佐藤委員	分科会では委員が攻撃側で事業者が守備側のような傾向があるが、原子力安全のために率直に話をしたいので、現時点でまだ明らかになっていないようなことに対して、無理して包絡していると説明する必要はなく、こういうところは少し不明なところとしてあるという説明でもかまわない。むしろ、そのように率直に言ってもらった方が、かえってお話しやすいと思う。	—



30	6	守田委員	<p>ECCS の再循環の切替方式を手動から自動にすることが安全性に与える影響が大きい設計の差異ということで抽出され、その結果導入計画を検討するという説明があった。資料にも CDF の低減効果が確認できたと記載されているが、どの程度の低減効果があったのか定量的なデータを教えていただきたい。</p>	<p>CDF への影響は PRA を用いて評価していて、炉心損傷に至る可能性のある事故シナリオについて、特に ECCS 機能喪失に伴う CDF の寄与が、数字として <math>10^{-6}</math> オーダーで効くという評価で、事故シーケンスグループ全体の中で 6 割ほどの寄与、いわゆるマトリティに相当するものとして評価している。これを自動切替えにした場合、そのほかの事故シーケンスグループが、<math>10^{-7\sim 8}</math> 相当まで低減できるという評価をしている。</p>
31	6	守田委員	<p>ATENA のガイドラインによると、安全性に与える影響の大きい設計の差異を広く抽出して、その重要性に応じた対策を検討するとうたわれている。その意味からして、「広く抽出して」というところが、九電としてどのように捉えているのかということが非常に大事だと思っている。幅広く見たときに、設計上の差異というのが ECCS だけだったのか、今検討を進めているところで、現時点での評価として説明されたのか。また、安全性の重要なものはどういうものがあるのかということをどのように分析、評価されているのか。</p>	<p>資料に記載している適合申請済みの PWR16 プラントを対象に設計の比較を行い、広く設計差異について抽出した結果、最終的に選定され、今前向きに評価しているものが ECCS 再循環方式である。</p>
32	6	守田委員	<p>ATENA のホームページに安全な長期運転に向けた経年劣化の管理の取組として、製造中止の管理に関するガイドが載っているが、長期運転する上で、機器の製造中止などによって発電所の信頼性や運転継続に対して与える影響を回避するということが今後必要になってくるので、九電として、安全対策の実施計画や管理のプロセス、製造中止の管理に関してどのような取組をされているのか、何か機会があれば紹介していただくとよい。</p>	<p>製造中止は原子力業界全般の課題となっており、取組みについて、機会があればまた改めて御紹介する。</p>

33	6	後藤委員	<p>PTS 関係でデータが出されているものは、ほとんどがマスキングされ、一般公開していない。例えば私が納得して、これを県民に説明するときには図の数字も言えないというのは、説明にならない。安全性を確認するというは、1個でも秘密があったら駄目である。電力として事情があるかもしれないが、説明できないのだったら、その安全性は説明できませんということになるので、それをよく踏まえてお考えいただきたい。</p>	<p>開示できるものについては開示をしていきたい。ただし、メーカーの競争力に影響する部分については、技術的な観点から検証いただく分科会でお示しするのは当然だが、競合他社を含む全体に公開するのは非常に難しい。</p> <p>後藤先生から、前回マスキングの考え方を示すことという御質問をいただいております、実際にデータを整理して、ここはこういう理由だということをお説明をさせていただき準備をしているので、次回以降、そのような形でまた御議論させていただきたい。</p> <p>〔 九電回答資料 ○第7回分科会 資料3-1 <a href="https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/101877_20221104165356-1.pdf">https://www.pref.kagoshima.jp/a_j02/documents/101877_20221104165356-1.pdf</a> 〕</p>
34	6	釜江座長	<p>データの公表がなければ安全だと言えないという話になると、外から見れば非常に違和感があるし、全て表に出すのもまた別な事情があったりして、分科会の役割はまた事務局とも相談して、公表の努力をしてもらうのは当然だが、それをどこで落とし込むかは委員の先生方にもある程度納得していただかないといけない。データが公開できないとこの分科会として検証のとりまとめができないとなればまたまずい話なので、我々の方も検討するし、九電もしっかりと前向きに考えていただきたい。</p>	—
35	6	渡邊委員	<p>内部の先生方だけではなく、しっかりと公表して欲しい。説明は電力がしないと誰もしない。玄海の人に公表できたものがなぜ今回できないのか、理屈が分からない。企業秘密と書いているが、それは重工の秘密なのか九電の秘密なのか、それとも電事連全体の秘密なのかを明らかにして、もっと風通しの良い議論にしてもらいたい。</p>	<p>CT 結果にしてもデータにしても、見せられるものはしっかり見せていくが、どうしても公表できない部分もあるので、その辺は御理解をいただきたい。公表できるデータは積極的にお示しして、理解を深めていただきたい。</p>

36	6	後藤委員	<p>九電が今回申請を出されたことに驚いている。分科会で何回も議論して佳境に入ってきて、当然ここの議論を踏まえて出されるというふうに勝手に思っていたし、信義則に反すると思う。県民から見ても、そういう感覚を持たれるのではないかと思う。ただ、こうなった以上は技術的な中身の議論をやりたいので、時間に追われていうのではなくて、きちんとした議論ができるように努力していただきたい。</p>	<p>運転期間延長については、特別点検及び劣化状況に関して入念に確認しながらやってきて、その結果が取りまとまったということで、12日に申請した。分科会では、これまでも申請に関わらず、特別点検のうち終わったものについては説明をさせていただいているが、今後もしっかりした情報公開をしながら、御説明をさせていただきたい。</p>
37	7	後藤委員	<p>PTSと脆化に関わる問題の話が、どうもかみ合っていない。説明はいただいているが、私としては納得できていないところがあって、引っかかっているのは、技術的な話をする上で正確に物を言わなければいけないということ。前提条件、解析手法やその結果、それは数字そのものもあるし、その解釈も含めて全体像であって、それによって理解が深まるはずである。ところが、全部断片的になっていて、それぞれのデータがどういう関係になっているか議論したいのに、これが開示されていないので、私からちゃんとした質問もできない。それなぜかという、企業の商業上の機密だから開示できないという説明であった。私はこれまで何回もその話をしているので、最初にまずそこのお話をしっかりとしたい。</p>	<p>分科会においては、県HPにおいて議事録も含め配布資料等の公開をしているが、九電作成資料については、メーカーの知財に係る商業機密保護の観点から、一部事項を非公開として取り扱っている。ただし、分科会において科学的・技術的に検証いただく必要があるので、委員の方々には、商業機密であっても全て開示するという方針のもと資料作成している。</p> <p>メーカー商業機密については、A：特許契約に関わる事項、B：A以外の技術情報、C：個人情報の3つに分類している。今回主な議論になるであろうBには、HPに公開されたとき、その資料を見ることができる人の中には競合会社が含まれ、メーカーの設計製造、コストの低減、性能向上、許認可性の向上に関して有利になる情報が含まれており、これまでの分科会でそれぞれ非公開とした理由も整理しているが、この検討の中で開示できる事項があったため、その部分に関しては公開としたい。</p>
38	7	後藤委員	<p>開示する、しないということは、電力やメーカー側の都合であるが、それは一面的である。原子力の安全性の議論していて、データを入れないと説明できないときに、競合他社がいるからといってそれを伏せるのか。</p>	<p>先ほどから申し上げてるとおり、開示しないわけではない。先生方に技術的・科学的に検証いただく、分科会の場合では、一切非開示する情報はない。</p>

39	7	<p>安全性の問題は、委員だけが見たら全部分かるなんてことはない。世の中に専門家はごまんという。私たちは努力するけど、その間にこぼれ落ちた問題を拾ってくれる人がいるから、安全性というものは確保できるというところに公開の意味がある。</p> <p>公開の場で、具体的なデータを出して議論する必要があるのに、第三者には知られては困るとは一体どういうことか。試験等で取った生データは固有のものであって、商業機密に属するというような説明だが、これは、原子力においては電力会社やメーカーが企業秘密だと言った途端に、一切安全性とか関係なしに、情報出さなくていいということになる。安全性の問題とはそういう問題なのか。信用しろということか。</p>	<p>データについては、委員の先生方にはしっかり開示していきたい。解析条件は、国の方にも同じような形で示して、国の方でも解析して、大体似た数値が出るといったプロセスを今まで踏んできた。どのコードを使って解析するか、そういうところはしっかり御説明して、コードの妥当性については第三者の方で見ている。解析で一致することは有り得ないと思うが、ほぼ同じような数字が出てくるというようなプロセスを踏んできたというのは御理解いただきたい。</p> <p>何も電力のデータだけで解析結果の妥当性が認められたというわけではないということだけは御理解していただきたい。</p>
----	---	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

40	7	釜江座長	<p>情報開示の問題は、説明の度に、毎回のようにつと出てきて、マスコミもかなり関心がある事項だ。開示、非開示は別として、全国に専門家がいる、彼らがデータを見ないと判断できないという話もあったが、そもそもこの分科会の運営がそういうスタンスで行われるのか。それぞれの専門家の委員を招集してこの場で議論をしてというのは大前提で、あくまで審査ではないので、その先生方に責任を押し付けるということではない。</p> <p>規制庁では、安全上重要なデータが外部に出ないように、この場とはデータの質が違うかもしれないが、マスキングは規制庁自身も非常にシビアになっている。それがいいと言ったわけではないが、安全を守るためにはそういうこともあるということと、審査する側は中身を全て見て審査をして責任を持っているわけで、公開する時はマスキングだけど、審査の時には中身をみんな見て、我々も発言に非常に注意をして、原子力の別な意味の安全を守る上で仕方ないと思って我々もそれを守っている。</p> <p>この場で必要なデータ、生データも含めて必要なものを全て出すというのは当然守っていただかなければいけないと思うが、それを内部にするか、一般にするかというのは、やはりどこかで線引きがある。線引きが少しずつ緩和されているが、やはりどうしてもというところもあり、安全性はこの場で議論できないということではないと、後藤先生は違うかもしれないが、私はそう思ったので、この前マスコミにも、この場でしっかりと議論できることがまずは大事だというようなことを話した。冒頭の発言がちょっと気になったのでコメントである。</p>	—
41	7	後藤委員	<p>少し付け加えさせていただくと、結局技術的な判断は、多少経験のある技術者だと、あるオーダーで、大体これで大丈夫かという感覚が働く。逆に言うと、ここはちゃんと計算しているかという疑問が出てくる。それに対してきちんと対応しなければいけない。</p>	—

42	7	後藤委員	<p>非公開情報の分類で電共研とあるが、電共研での共同研究の目的の一つに安全性の問題があると思う。そのことをメーカーや電力のノウハウだから開示しないということは、日本の原子力の安全性に関する議論として、その姿勢は本当に正しいのか。</p>	<p>非開示とした項目の中には、例えば特別点検で用いたプローブ関係など、電力各社共同で得られた成果物がある。ただし、それはあくまでPWR各電力が、PWRのRVに対して検査を行うために作った成果であって、PWRに参入していないメーカーが労せず同じ試験装置に近いものが作られるようになるのはメーカー保護の観点から防止しなければならないため、共同のメンバーもよるが、開示できないものはある。</p>
43	7	後藤委員	<p>一般の方に対して、たとえ安全であることの証拠である情報であろうとも、開示しないことがあるということではよいか。</p>	<p>その考えで資料を作成している。</p>
44	7	後藤委員	<p>私見だが、そのやり方が1Fを生んだという印象を持っている。結局技術的な問題というのは、何かに秘密がある状態で確保できるはずはない。委員だけではなく、県民がなるほどこうなっているのだということを出して初めて皆さんが納得するのに、そのデータを出さないでおいて結論だけ言っている。これで県民から信用されると思うか。</p>	<p>我々としても出せるものは出していきたいと考えている。委員の先生方にしっかりデータを示し、国の方にもしっかりデータを示して、非常に厳しい審査を今から受けていくと思っている。議事録は全て公開で、データは非公開になるかもしれないが、多くの委員の方々やNRAの専門家に見ていただくことで、しっかり確認はできるのではないかと。</p>
45	7	後藤委員	<p>そのことは、原子力における知識の差を固定して、分からない人達は分からなくていいという立場である。原子力でその立場をとれば、私は信頼を失うと思っている。専門的な話だから一般人には知らせないことは、「あなた方に言ったって分からない」というのが背景にあるのではないかと。鹿児島県民、あるいはその周辺の人たちが、万一の事故時に命に関わる関係だから、ちゃんと安全のことを言えと言っている。それを、それは商業上の問題があるから開示できませんと言ったら、そんなこと納得されると思うか。もちろん全てとは言わないが、PTSは万一のことが大変だから言っている。</p>	<p>PTSの結果は、公開の場でデータとして示している。ただ、曲線を作った生の入力値とデータについては、商業秘密等もあり、分科会では示していくので、先生の方で検証していただければ幸いと思っている。国の方にもっと詳細なデータを示していく必要があるというふうに思っており、県民の皆様にも、この分科会の場合、国の審査をしっかりと我々が受けていくというところで御理解をいただきたい。</p>
46	7	後藤委員	<p>スプレイングの内径と高さの説明で、「格納容器内設備の寸法、配置を示す詳細な設計情報であり、核防護リスクを伴う機微情報に該当する」とあるが。核防護リスクというのはどういうものか教えてほしい。</p>	<p>大変申し上げづらいが、核物質防護については一層管理を厳しくしており、この場での御説明が難しい。この数値が渡ったときに防護上のリスクがあるということである。</p>

47	7	釜江座長	<p>本当は核防護リスクあると書くだけでも駄目なのかもしれないけど、それは仕方ない。</p>	—
48	7	後藤委員	<p>スプレイがどう働くかということが核物質防護で何か引っかけるとしたら大変なことだ。現役時代に核物質も含めて管理していたが、その時の感覚で何か引っかけるとは到底思えず、疑問に感じた。</p>	<p>この内容を議論すること自体が非常によろしくない情報であるため、今後資料をリバイスする場合は、表現を見直したい。</p>
49	8	後藤委員	<p>分科会での情報公開について、独立した分科会の一員として見る分には支障ないが、当分科会は専門の科学的な意味合いの内容を評価しながら、それが県民の人たちに分かるように説明するというのが役割。私がここまで理解したということを県民に説明しようとすると、説明するためのデータが出せないことになる。今まで九電とずれがあったのはそのデータがきちんと特定できてないからである。電力・メーカーの企業秘密のために出せないということだが、原子力の被害を受ける可能性のある人たちに対して説明しないというのは、通るはずがない。</p>	—
50	8	佐藤委員	<p>原子力の問題なので、透明性は最大限確保しなければならない一方、機密性も重要である。機密性に関しては、残念ながら性悪説を適用しなければならない。つまり情報が出ることによって、セキュリティが破られる、個人情報・商業機密が悪用されるといったことを想定しなければならず、そのバランスを確保しないといけない。</p> <p>委員としては特権的に、機密情報も性善説的に提供してもらっているの で、それに応えるべく、十分知恵を絞って検討に参加して、それに触れることができない人たちに代わって責任を果たしていかないといけない。良いか悪いかというストレートな答えではないが、以上が私の考え。</p>	—

51	8	大畑委員	<p>議論するようなことではないというのはまずあるが、個人的には、商業機密に関わる内容を外部に公表するように申し入れる権利はなく、公表する必要はないと考える。一般公表資料にはマスキングがされているが、その情報は分科会や規制庁に提示されて、そのデータをもとにしっかり議論されているという1つの証拠にもなると思う。佐藤委員からもあったが、公表いただいている我々がしっかりと責任を持って議論すべき。</p>	—
52	8	守田委員	<p>分科会は川内1,2号機の運転期間延長に関わる事項について科学的・技術的な検証を行い、その結果を委員会に報告するというのが役割で、検証行うのは分科会であって外部の個人や組織ではないと理解している。分科会だけで検証や判断ができない運転期間延長の是非に関わるような重大な事項が出てきた場合には、しかるべき手続きを経て、分科会の委員以外の適切な有識者の方に意見を求めるなどの対応をとればよい。</p> <p>機密事項を一般に公開することになると、九電や関連企業が不利益を被る可能性があり、県がそのことについて責任を負えない以上、分科会として機密事項を一般に公開することを要求すべきではない。</p> <p>分科会には機密事項であっても必要に応じて情報は開示されており、九電が機密事項を一般公開しないことをもって、分科会での検討に消極的な姿勢であるとも、機密事項を一般公開しないことが分科会での検証の妨げになっているとも考えていない。</p>	—
53	8	橘高委員	<p>商業機密事項の非公開は仕方がない。その中で電力のルールに則って公開されているというのが前提で、一番心配するのはやはり不都合なデータ等の非公開というのがあるということ。第三者的に評価できる必要があるかと思うが、これは我々分科会の中で判断するしかない。</p>	—



54	8	渡邊委員	<p>全体としては進歩していると考えていて、別に企業秘密のデータを出してほしいとは考えていない。感情として電事連にとって不都合なデータを伏せたいというのは分かるが、不都合なデータも含めて公表してもらいたい。今日の照射脆化の議論でも、一番核心の部分は公表したくないというのが多分心情のどこかにある。そこを公平・中立の機関がしっかり評価できるようなシステムを作ってもらいたい。そういうものをしっかりして、秘密のないような社会というのを最終的には作ってもらいたいというのが希望。</p>	—
55	8	釜江座長	<p>商業機密もメーカーの協力を得て公開の方向にしている部分もあり、今後も積極的に、可能なものは出していくよう協力いただきたい。</p> <p>なぜ商業機密かということも併せてこの場で報告いただいております。そこは信頼関係のもと、現状商業機密であっても今後協議によって公開できるようなものであれば、その方向は絶えず考えていただくということをお願いしておきたい。</p>	—
56	8	釜江座長	<p>商業機密についての取扱いはこれまでのとおり運用するが、機密とした理由についてはこの場で透明性をもって説明していただきたい。</p>	—
57	8	後藤委員	<p>解析手法やそのデータが秘密であるという説明だったが、これは間違いなのか。私はそこがとても信じられない。</p>	<p>解析に関わる部分を競合他社に知られると、我々が協力してもらっているメーカーの不都合が生じうるといことで、「高度なソフトウェアに係る技術」に該当すると考えている。</p>
58	8	後藤委員	<p>解析に高度なものがあつた場合には、それは国民に知らせないこともやむを得ないということによいか。</p>	<p>当然ものによるが、高度なもの、機密性の高いものはそうなる。今回のPTS解析は、メーカーと協議の上、解析条件を一部公開している。</p>
59	8	釜江座長	<p>高経年化技術評価そのものの不備があるというような話もあり、電気事業者として前向きに考えなければいけないとともに、今後規制委員会に検証結果を出す上でも非常に重要で非常に大きな問題だという印象を持った。高経年化技術評価自身が現状それでいいのかということは九電だけが考える話だけではないとは思いますが、そういう指摘あつたということは非常に大事な話なので、今後このまとめの中でも議論させていただきたい。</p>	—

60	10	後藤委員	<p>原子炉における重大事故のプロセスの中に、格納容器雰囲気直接加熱(DCH)という、圧力容器が高圧の状態では破損した場合に格納容器の雰囲気が一気に上がり、同時に格納容器が破損するという破壊モードがある。これについて、高圧で圧力容器が破損する可能性は低いと評価されていると思うが、本当にそう言えるのか疑問である。</p> <p>過酷事故は設計と違って条件が固まらず、炉心がどういう状態になっているかが密接に関係して、局所的にすごく高温になったり、ものすごく高温のまま高圧も出たり、そういうことの組み合わせである。部分的なことをいくつか並べて考慮したというのは、一体何を考慮しているのか。</p> <p>過酷事故とは、全体像が分かるはずなく、それを特定すること自体無理がある性格のものだと理解しており、過酷事故の状態においても問題ないことを確認したとどうして言えるのか。もしそうならば数字も全て示すべき。</p>	<p>この資料の中だけでは説明できないが、有効性評価ということで、再稼働時にこの辺りを非常に詳しく御説明している。</p> <p>過酷事故の状態になった時には、建設時からあった設備だけで対応するのではなく、追加でいろいろな設備を設置して対応することでこれ以上の事故に繋がらないという評価している。福島事故を踏まえて、基準等で10数個のシーケンスが示されているが、それについては対応はできていると考えている。</p> <p>DCHについては、RV破損前までに一次系を2MPaまで減圧させ、DCHが起きないように対策を準備した上で、問題ないことを確認している。</p> <p>過圧・過温については、福島事故を踏まえて代替格納容器スプレイや自然対流冷却といった対策をした上で、138℃に抑えられることを確認している。</p>
61	10	後藤委員	<p>安全性の議論をきちんとやっていただきたいし、やりたいと思う。その上で、例えば圧力・温度を逃がす装置を作るのは当たり前のことである。問題なのは、それが正常に作動しなかったり、あるいは例えばセンサーの故障で逆の働きをするといったことである。格納容器隔離弁が閉じるべき時に閉じ、開くべき時に開くということが自動的にできるというのは大切なことだが、福島事故では閉じたことによって冷却できなくなったということがあって、隔離弁の設計思想も問われている。</p> <p>そういうところを詰めないまま対策をしたと言っても、何の対策にもなっていないというのが私の考えである。</p>	<p>もともとペネの話で、条件がいろいろと書いてあって、その条件によって安全率が決まる。それを決める新規制の時には、今以上に議論があったのだと思う。今後藤委員がおっしゃった福島事故を踏まえて、いろいろな角度から議論がされ、それに従って次の段階、各々がどうかというところで今の話だったと思う。</p> <p>後藤委員がおっしゃる部分は分からないことはないが、そもそもの議論をする場でもないかと思うので、この場はこれで置いておきたい。【釜江座長】</p>
62	10	釜江座長	<p>後藤委員がおっしゃったペネは大口径の配管で、径が小さい方が何か影響がどうのこうのとおっしゃったが、力学的にペネの部分の力というのは、圧力容器の中の温度が上がって熱応力が働き、当然その配管自身も応力が働いて、それが力となって外周コンクリートに掛かるので、当然ボリュームが大きい方が力としては大きくなると思う。だから小さいやつの方がどうのこうのとおっしゃったメカニズムが分からなかった。</p>	<p>強度には大きい小さいかが一つあるが、強度というよりも強制変位である。変位によって破損するかどうかというときに、径の小さい方もクリアランスが十分にとれているか、そういう問題である。【後藤委員】</p>

63	10	佐藤委員	<p>7ページ左側の圧力のピークを示したグラフで、7時間後に再循環切替えを行って、あとは何にもしなくても自然対流だけで温度が平衡状態に達して、それが0.35MPaになる、すなわち、マニュアルアクションとしては7時間後の再循環切替えのみというふうに読むのだろうと解釈した。</p> <p>一方、右側の図の場合は、3.5時間後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始が最初のアクションで、そのあとも常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの再開(14時間後)があり、そうすると温度の最高値は138℃になる。この解析を事故シーケンス全てに対してやったときのピークが資料に示されていると私は解釈したが、今言った解釈が正しいかどうか、その辺を御説明していただきたい。</p>	<p>御指摘のとおり、CVの最高温度・圧力に達するシナリオの事象進展について御説明した資料である。</p> <p>左側のCV除熱機能喪失というシナリオでは、炉心への注水は継続できるものとしており、CVの圧力・温度についてはCVスプレイがないためそのまま上昇していくが、今回重大事故等対策で付けました移動式大容量ポンプ車でCV自然対流冷却をすることにより、CVの温度・圧力は最高値0.35MPaの後下がっていくことを確認している。</p> <p>右側の格納容器の過温破損のシナリオについては、全交流動力電源喪失と二次系補助給水の失敗を想定しているが、今回重大事故等対策で付けている常設電動注入ポンプを使い、代替格納容器スプレイを実施するものとなっている。その後RVは破損するが、スプレイ等によってCVの温度・圧力は破損に至る前に安定するところまで持っていけることを確認したシナリオである。</p>
64	10	佐藤委員	<p>左側の圧力上昇については可搬式設備が使われるという説明を受けたと理解する。一方、右側のシナリオの場合は常設設備であって、これはマニュアルアクション、ものを移動させたり電線をつなぎ込んだりといった作業は必要ない。</p> <p>可搬式の場合には、あるグループを構成して、いろいろな資機材を移動させながら水源につなぎ込んで運転したりとか、そういうイメージがあるが、そういうことでよいか。</p>	<p>左側の格納容器除熱機能喪失の方が常設設備を使った対応で、CV最高使用圧力到達を基準として、CVの圧力を下げるということで、自然対流冷却を30分間で準備し、9.3時間から冷却されるという想定で、CVの中にある再循環ユニットに冷却水を通水することで冷却ができるようになる。</p> <p>どちらかという、右側の過温破壊の方が可搬を使うものが多くなっており、もともとSBOを想定しているため、まず電源の復旧が前提になっている。これは1時間程度で作業完了でき、それ以降は電源を使うことになる。24時間後の格納容器の自然対流冷却は電源がないため、海水を通水して冷却する。これは可搬をメインとした対応で、24時間後までに準備して冷却を開始するといったシナリオになっている。</p>

65	10	佐藤委員	<p>結局最高温度・圧力の推定がマニュアルアクションの達成にかかっている、ひいてはそれを成功させるための訓練にかかっているということだと思う。例えば地震、台風、雷雨など様々な現象があったときでも、与えられた時間内に十分対応できるという確信をもって設定していると思うが、「そうである」ということを確認させていただきたい。</p>	<p>時間の訓練等も毎年定期的に行っており、この解析で想定する時間内で設備の準備、操作の開始ができることを確認した上でシナリオを立てている。</p>
66	10	佐藤委員	<p>圧力・温度の上昇の話で、特重施設によって、今回出された圧力・温度を更に下げることができるのか、あるいは特重施設を付けてもそこは変わらないということになるのか。</p>	<p>特定施設は炉心注水もでき、CVスプレイも使えるということで、炉心損傷時間を遅らせたり、CVの温度・圧力を下げることができると、特重を活用することで、事象進展としては楽な方向になると考えている。特重施設の資源は有限なので、いずれはSA対策側に切り換えて、最終的に収束させるという手順になると考えている。</p>
67	10	佐藤委員	<p>先日の原子力防災訓練では、まず大地震をきっかけに発電所で冷却水が漏れ、そこから事故に発展していくというシナリオであったが、巨大地震から始まるというシナリオにもかかわらず、避難所では綺麗に机を並べてあったりしていた。そういったシナリオと実態のそごというのがやはり感じられる。九州電力の事故シナリオの場合も、シナリオの設定と実際の動作にもそごというか、ミスマッチがあることがあり得るのではないかと。</p> <p>結局そういうところに、先ほど後藤委員が指摘されたようなアンノウンな可能性があるわけで、シナリオと実際の状況になるべくミスマッチが生じないような配慮が大事だと思う。</p>	<p>実態に合うような訓練を、今後ともいろいろな御意見を賜りながら実施するような形をしていきたい。</p>

68	10	後藤委員	<p>以前提出した資料に、左側が安全、右側が危険、その中間がグレーゾーンだという概念図がある。危険を検出してその対策をするという危険検出型は不十分で、危険を検出してから止まったのでは間に合わない。グレーゾーンでは運転しないというのが原則なのに、グレーゾーンだけれど安全であるという形で運転してしまうというのが危険の入口の一つである。こういう安全性の考え方を基本に持っていないと、一生懸命対策をしたところで、根底のところでも失われてしまう可能性が高い。そういうことも考えた上で安全性の問題を見ていただきたいというのが私の思い。</p> <p>これを付けたから安全ですと言ったら、一見何でも安全に見えるが、福島以前もそんなことはやっていた。徹底的にやっていたとは言わないが、それなりに安全対策をやってきた結果が福島事故である。というふうに考えると、本当に根底から原子力の安全性について議論しているのかということをお願いしたい。議論をせずにそのままやるというのはおかしいと思っていて、いまだにそれができていないし、原子力規制委員会の在り方についても疑問がある。</p>	<p>御指摘のとおり、グレーゾーンから安全に取り組みなくてはいけないと考えており、ECCS系のポンプ1台が故障した場合にはどういう手順を踏み、それが復旧できなければ停止操作に入るといった手順を保安規定で定めている。</p> <p>先生が言われるようにグレーゾーンで何もしないわけではないということだけは御理解していただきたい。</p>
69	10	後藤委員	<p>CV 過温破損のシーケンスで、例えば約 3.5 時間後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始などがあるが、装置を時間的にずっと使えばいいが、当然水を入れる量の限界もあり、そういう条件の組合せで安全を確保するシナリオを一生懸命書いていったというのが正直なところだと思う。このシーケンスは、一番うまくいったらこうなると言っているものだが、実際の事故でそんなふうに行くとは限らず、そのうち 1 個が動かなくなれば違うシナリオになるというふうに考えていくと、原子力の過酷事故時の対策なるものが、本当に対策として動くのか非常に疑問に思う。こういう対策をやれば事故を防ぐ可能性があると言って、それだから安全だとなげることがものすごく問題である。</p> <p>特に PWR は、原子炉直下に対する冷却の考え方、特に水蒸気爆発との関係を考えてものを言わないと、全く部分的な話であって、対策にも何にもなっていないと理解している。</p>	<p>シナリオは何か作らないと対策を打てないので、SA 対策としてはこういうシナリオで設備を設け、電源がない状況下でも人の手で動けるような訓練を実施している。さらに、川内 1, 2 号機の場合は特重施設を持っており、これはテロ等のときのために作ったが、過酷事故に対しても電源を用いて動かすことができ、炉心注入なり格納容器の破損防止に使えるというような形で準備している。</p> <p>御指摘のように一つのストーリーだけではないと考えており、訓練の中で、シナリオ通りではないような想定も踏まえて、いろいろなシチュエーションを考えながら、発電所の人間がどれを選択していくかということを常に訓練しているというのが実状。</p>

70	10	後藤委員	<p>対策をしなければならぬから対策するというのはそのとおりだが、問題はそこではなく、その対策がどこまで有効なのかが一番の本質的な問題である。私は福島事故以降運転しているプラントは、きちんと福島事故の対策が残念ながらできていないと理解しており、そういう具体例が幾つかある。そういうところの話をしている。</p>	—
71	10	後藤委員	<p>12月22日付で水蒸気爆発についてという文書を出している。この意図するところは、炉心損傷が発生して原子炉容器下部に溶融炉心が落ちてくるとき、PWRの場合は、原子炉の冷却を諦めて格納容器の冷却を優先させて格納容器にスプレイを吹き、その水が周囲に回って原子炉キャビティに水がたまり、そこに溶融炉心が落ちてくるので、そういう形で水を張ってそこに炉心を落として冷却するというシナリオだと理解しているが、これは間違いなのか。</p>	<p>おっしゃるとおり、CVを守るためにCVにスプレイを行い、その水が原子炉下部のキャビティにたまることを想定している。</p>
72	10	後藤委員	<p>原子力において一番大事なのは、炉心をとにかく冷やすということである。同時に、CVは放射性物質を外に出さないための障壁なので、そこでガードするという考え方もあることは理解する。その上で、非常に2000～3000℃の高温の溶融物が落ちてきたとき、下に水を張るという行為は、水蒸気爆発をさせるものではないのか。</p>	<p>水蒸気爆発のメカニズムと国内外の実験の結果も踏まえて、原子力発電所実機において、水蒸気爆発が起こることはないと考えている。</p>

73	10	後藤委員	<p>原子力業界ははっきり分かっていないことを分かったように言っている。水蒸気爆発とは、高温の液体と低温の液体が接触した時に、大規模な爆発を起こすというもので、日本中の溶融金属を扱う工場で多く発生している。</p> <p>チェルノブイリでは、溶融炉心が下にあるプールに入ったが、水蒸気爆発を避けるためにダイバーが潜って水を抜く対応をしたり、ヨーロッパではコアキャッチャーを設置して直接溶融物と水が接触しないようにしているのに、PWRでは積極的に水を張っている。</p> <p>これは規制がどうこうは関係なく、電力がプラントについての責任を負っている。自分たちの技術において明確に大丈夫だと言い切る自信があるか。</p>	<p>規制の要求は、溶融燃料の落下時に冷却を安定化させることで、その対策として、下のコンクリートを侵食させないように、まずRVから溶融炉心が落下する前に水を張って冷却させるということで、スプレイを降らせて水をためるという手法をとっている。</p> <p>水蒸気爆発のリスクだが、溶融炉心が水に落下した時に液-液接触をしやすいかどうかだと考えていて、AIの場合は、溶融炉心が水と接触した際に表面は一瞬固化するが、中心の温度は高いままで熱伝導率も高いため、すぐに液状化してしまうことで液-液接触して爆発に至ると考えている。</p> <p>実機の溶融物の場合、熱伝導率がAIの1/10程度で、水と接触した時に表面がすぐ固化して膜ができて安定化するため、実機とAIでは状況が違っていると考えている。</p> <p>実機の条件を踏まえると、水蒸気爆発が起こる可能性は非常に低いと考えている。</p>
74	10	後藤委員	<p>水蒸気爆発は非常に不確定で、起こったり起こらなかったりする現象である。例えば、実験の数から見ると、ほかの金属よりもUO<sub>2</sub>の方が水蒸気爆発を起こしにくいと見えるが、それは決して起こらないということではない。さらに、あるところはUO<sub>2</sub>が溶けていて、あるところは構造材料が溶けているのは当たり前で、実機においてUO<sub>2</sub>が何%だと言うことはできない。</p> <p>条件を絞って、こういう時には起こりにくいと示して、それであたかも水蒸気爆発は起こりにくいと言うのは、科学的な装いを持った詭弁である。</p> <p>私は百歩譲っても、冷却を優先するから水蒸気爆発はいいのだという考え方は極めて危ないと理解している。</p>	<p>かなりそもそも論の話にもなっていて、この検証の場でそういう議論も大事だとは思いますが、この分科会としての役割もあるので、そういう見解があるということは承っておく。</p> <p>【釜江座長】</p>

75	10	後藤委員	<p>報告書フレームには、項目的にこういうことがあるというふうに理解している。考えなければいけないのは、今専門委員会の方でやっているトラブル・事故例で、そのことを抜きに特別点検をやったからどうこうって議論はできないと思っている。全部はできないとしても、そういう事柄をどう組み込むのかということがやはり重要である。</p>	<p>事故・トラブルについては、最新の専門委員会で九州電力から2件の説明があり、その中にはソフトの話もあった。以前からお話ししているが、分科会は科学的・技術的な観点から、専門委員会は少しソフトの話をということで、今後分科会としての検証結果をまとめた上で、専門委員会の方で再度それも含めた追加の検証というか、ソフト的な部分の議論をして、最終的には専門委員会の方でまとめるという流れで進めていきたい。その中で今後藤委員がおっしゃった事故・トラブルのことも大事だと思うので、それは最終的には専門委員会の方で議論させてもらいたい。【釜江座長】</p>
76	10	渡邊委員	<p>事故の前は直接、高経年技術評価を電気事業者と一緒にやってきた。その時は我々研究者の考えや意見を直接国に述べる機会はたくさんあった。国が審査するようになって、それが県の方に降りてきた時に、随分我々の意見を申し上げる機会がなくなってきたような気がする。取りまとめる時には、我々の考えや地域の役割、国の役割もあるだろうが、そういうものがしっかり分かるような取りまとめということを考えて全体をまとめてもらいたい。これは要望である。</p>	<p>私も以前は専門家として審査の場にいたことがあるが、規制委員会ができて、その中に専門家は入れなくなったため、専門家が入って規則やガイドが作成され、それに従って審査を進められている中で、当然知見が増えたり、研究者が審査することと、単にガイド・規則に従って審査することと少し変わってきていて、それは私も常々思っている。国自身も検証の結果としてお話しするということは、次の資料にも記載があるので、そういうようなことかと思うが、だからと言って国の方がそれをどう捉えてくれるかというのは今後の話である。我々としては、そういう内容も検証結果としてお話しすることはやぶさかではないと思っており、具体的なことはまた今後御提案いただきたい。【釜江座長】</p>



77	10	後藤委員	<p>どういふ考え方でまとめるかという議論はこれからだと思っているが、特別点検という枠組みは何でやっているかという、やはり高経年化したプラントに関する評価がどうかということがあって、そこで安全性との関係ができてきて、検査結果と別個に、どうしても過酷事故がどうだということが出てきてしまうからそういう議論している、そういう枠組みだと理解している。だからと言って全体をどうこうするつもりはないが、本質的な意味の原発の安全性の議論をしているという認識がない手続き論であれば、全く意味がないというのが私の本音。</p> <p>まとめの時に是非お願いしたいのは、やはり根底にあるのはルールや規制がどうだということではなくて、原子力安全という視点から見たときに、これは妥当である、妥当でない、あるいはそこまで言える、言えないも含めて、そういうまとめ方にしていきたい。</p>	<p>この劣化状況評価は、20年ということが目の前にあるわけだが、当然その間、今日SAの話もあったが、そういうものによって変わるというのは非常にまずい話で、それは安全と共存しなければいけないので、劣化状況評価が新規制の時にあったようなものに対して変わっていないか、逆により安全性向上に繋がるような形にしていかなければいけない。今の劣化状況評価が問題ないということと済ますのではなくて、やはり今後の運転までしっかりと担保されているかどうか検証するのも我々のミッションだと思う。今のお話を頭に入れて、委員の先生方ともその辺は議論をしてまとめていきたい。【釜江座長】</p>
78	10	佐藤委員	<p>アメリカの認可更新の手続きの中心は劣化のマネジメントである。必ずしも20年後に全てにおいて健全だという証明は求めていなくて、向こう20年間どうやって劣化を管理していくのか、その管理の妥当性が大事なポイントになっている。</p> <p>あともう二つポイントがあって、一つは実態を検査をするということ。これは分科会の期間やリソースの限界があって、それはやむを得ないと思っている。</p> <p>もう一つが環境審査というもので、これが日本の審査の欠けているところだが、そもそもの立地審査の時点まで遡って、40年前はこういう条件で発電所を建てたが今はその環境が変わったという見方をする。例えば地震や原子力防災、パンデミックなど40年の間に変わってきたことを含めて将来のことを考えるという機会は、やはり同じように期間やリソースの問題もあって、そこまで手を広げる余力はなく、そういったところは結局原子力規制委員会に託すというようなことになるイメージでいる。</p> <p>今回までの分科会を振り返って、まとめに入るという時点での私の考えである。</p>	<p>今回やった評価で全てがOKだという話ではなくて、今後そういうものをマネジメントしながら、積極的・継続的な安全性向上を図っていただくというのは非常に重要な話。</p> <p>環境審査について、やはり新規制は、この世界では非常に大きな出来事だったと思う。設計当時から比べれば、多分いろいろな意味で変わったということはまず非常に大事で、それに加えて今後別なことを継続的に取り組んでいくということは重要。今の御発言は各論に入っていく時に改めて御提案いただけたらと思う。【釜江座長】</p>

79	10	守田委員	<p>釜江座長から示された検証の取りまとめ方針（視点）について、私は全く異存はなく、この方針で進めていただければと思う。</p> <p>九州電力が運転延長を申請されて、それが新規基準へ適合するかどうかこれから確認されるわけだが、その後事業者が、原子力発電所の更なる信頼性・安全性向上に向けた自主的かつ継続的な取組みをしていくことが大事。</p> <p>一般的な感覚からすると、約半世紀前の設計のプラントを更に20年延長するのは本当に大丈夫なのかという漠然とした不安があるので、その答えを事業者が分かりやすく示すことが大事だと思う。是非分科会での議論を踏まえて、どういった視点で九州電力に更なる安全性・信頼性の向上に向けた活動をこれから行っていただきたいのか、注文をつけられるところは報告書の中に盛り込んでいっていただきたい。</p>	<p>非常に重要な観点である。分科会は、要領からいくと検証結果を示して役割は終わるが、今後専門委員会は当然継続して、当然その中で今後の話、検証結果のまとめとして九州電力や国に求めたことが確実に守られているか確認する。それに応えていただくのは九州電力さんの役割だと思うので、是非よろしく願いたい。【釜江座長】</p>
80	10	後藤委員	<p>まとめに入っていくのは分かったが、膨大な量があって全部はやりきれていないので、細かいことはもう諦めているが、一部きちんと確認したいこともあるので、今まで質問したことをまとめながら、まとめに向けて発言するために必要なディスカッションはお願いしたい。具体的にはPTSの話で、熱伝達率の話や評価をどう扱うかというところに安全性と深く関わるものがあって、そこに対する疑義があるが、それについて全く議論がかみ合っておらず、このまま進むと相当厳しい評価にせざるを得ない。そこをかみ合わせて、何がおかしいのかという議論を本来はすべきだというふうに思う。まだ継続中である。</p>	<p>それは私自身も認識している。7名の委員がいて、当然それぞれ御専門の分野があって、以前から余り委員間の議論がなかったという意見も頂いている。最終的に検証結果としてまとめる上では、やはり委員全員の責任なので、余り委員間でコンセンサスがとれてないものを載せるというのはいかがなものかと思う。</p> <p>九電とのミスマッチがあるという部分も、分科会としてどうか、その辺は理解というか、肉付けができた段階で、分科会としての科学的・技術的観点からのまとめにふさわしいかどうかということもある。【釜江座長】</p>
81	10	後藤委員	<p>そういうところも含めて議論をお願いしたい。</p>	<p>委員の先生方にも非常に専門すぎる部分があるので、誰もが全て同じレベルで議論できないかもしれないが、そこは忌たんのない意見ということで、この中でいろいろとお話をいただきたい。私も1年間この場に居て、全く専門は違うが、いろいろ先生方の御意見を聞いたり資料を見たりして、耳学問の素人だが、そういう中に入れたらと思っている。【釜江座長】</p>