

**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**

**令和 5 年 4 月**

**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**

## 目 次

|     |                     |    |
|-----|---------------------|----|
| 1   | はじめに                | 1  |
| 2   | 検証の取りまとめ方針          | 2  |
| 3   | 検証結果総括              | 3  |
| 4   | 個別の検証結果             | 7  |
| (1) | 特別点検結果              | 7  |
| ①   | 原子炉容器               | 7  |
| ②   | 原子炉格納容器             | 9  |
| ③   | コンクリート構造物           | 11 |
| (2) | 劣化状況評価結果            | 13 |
| ①   | 低サイクル疲労             | 13 |
| ②   | 中性子照射脆化             | 16 |
| ③   | 照射誘起型応力腐食割れ         | 19 |
| ④   | 熱時効                 | 21 |
| ⑤   | 絶縁低下                | 23 |
| ⑥   | コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下 | 25 |
| 5   | むすび                 | 29 |
| 6   | 資 料                 | 30 |
| (1) | 分科会委員名簿             | 30 |
| (2) | 分科会運営要領             | 31 |
| (3) | 専門委員会設置要綱           | 32 |
| (4) | 検証の経過               | 33 |
| (5) | 運転期間延長認可制度の概要       | 35 |
| (6) | 分科会における質疑応答         | 54 |

## 1 はじめに

当分科会は、鹿児島県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た「鹿児島県原子力安全・避難計画等防災専門委員会」（以下「専門委員会」という。）に令和3年12月に設置された。

当分科会は、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，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てきた。

検証については，九州電力から原子力規制委員会に対する川内原子力発電所1，2号機の運転期間延長認可申請を見据えて令和4年1月に第1回分科会を開催し，同年3月には川内原子力発電所の現地視察などを行った。

その後，同年10月に九州電力が原子力規制委員会に提出した運転期間延長申請に係る特別点検結果（原子炉容器，原子炉格納容器，コンクリート構造物），劣化状況評価（低サイクル疲労，中性子照射脆化，照射誘起型応力腐食割れ，熱時効，絶縁低下，コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下），施設管理方針等について，検証を行った。

検証は，約1年3か月の間に計12回に及ぶ会議を重ねて活発な議論を行い，実施してきた。

当分科会は，これまでの科学的・技術的検証の結果について，本報告書により，「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」第2条に定められた報告を行うものである。

なお，今後，専門委員会においては，組織の運用体制や社員の教育等に関して議論が行われることになる。

令和5年4月  
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

## 2 検証の取りまとめ方針

本分科会は、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。

### 3 検証結果総括

本分科会では、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。

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。

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

本分科会では、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

本分科会では、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、本分科会では、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するとした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 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従い、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グ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

## 5 むすび

当分科会においては、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、科学的・技術的な観点から検証を行ってきました。

分科会の 7 人の委員には、毎回、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くことができました。

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」として整理しました。

川内原子力発電所 1, 2号機の運転期間延長の検証については、今後、専門委員会における多角的な議論の後、取りまとめられることとなりますが、「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。

県におかれては、要請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、当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は深く感謝申し上げます。

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 座長 釜江克宏