

玄海原子力発電所３号炉
高経年化技術評価（３０年目）に係る
原子炉施設保安規定変更認可申請
（審査会合における指摘事項の回答）

2024年 ●月 ●日

九州電力株式会社



ずっと先まで、明るくしたい。

枠囲みの範囲は、商業機密等に係る事項であるため、公開できません。
(P. 5, 6, 7, 8)

No	日時	事象	指摘事項の内容	回答
1	2023年 4月20日	申請の概要	最新知見の収集・反映プロセスに関して、情報をどのように集めて評価し、インプットしているのかプロセスを説明すること。	2023年11月2日 回答済
2	2023年 4月20日	高経年化技術評価 (低サイクル疲労)	低サイクル疲労の実績過渡回数の収集期間の考え方、及び2019年4月～2020年3月に特異な過渡がなかったかについて説明すること。	2023年11月2日 回答済
3	2023年 4月20日	高経年化技術評価 (絶縁低下)	ループ室内布設の難燃PHケーブルに対して、負荷と保守管理方針を説明すること。	2023年11月2日 回答済
4	2023年 4月20日	高経年化技術評価 (コンクリート)	新規制基準以降に建設されたコンクリート構造物のアルカリ骨材反応（急速膨張）について、実施した試験と結果を説明すること。	2023年11月2日 回答済
5	2023年 4月20日	高経年化技術評価 (耐震安全性評価)	炭素鋼配管に対して設備改善を行う計画があれば、優先度を含めて今後説明すること。	2023年11月2日 回答済
6	2023年 4月20日	高経年化技術評価 (中性子照射脆化)	「第4回監視試験の実施計画を検討する」の記載について、第4回試験の具体的な計画と本方針の位置付けを説明すること。	2023年11月2日 回答済

No	日時	事象	指摘事項の内容	回答
7	2023年 11月2日	高経年化技術評価 (IASCC)	30年以降の設備利用率の設定が、IASCCと中性子照射脆化で異なるため、設備利用率の低いIASCCの評価に与える影響を説明すること。 (設備利用率 IASCC:90%、中性子照射脆化:100%)	P. 3, 4
8	2023年 11月2日	高経年化技術評価 (IASCC)	中性子照射量(中性子束)について、MOX燃料を使用していることによる保守性の設定が、IASCCと中性子照射脆化で異なるため、保守性が小さいIASCCの評価の適切性について説明すること。 (中性子束の保守性 IASCC:1.09倍、中性子照射脆化:1.2倍)	P. 5~8
9	2023年 11月2日	高経年化技術評価 (IASCC)	IASCCの評価における保守性について、先行プラントと異なる場合には比較を行い説明すること。バッフルフォーマボルトの評価については、先行プラントにおける評価と管理損傷ボルト本数の関係性についても説明すること。	P. 9~17
10	2023年 11月2日	高経年化技術評価 (IASCC)	ロビンソンの損傷事例については、玄海3号炉についても川内の審査会合と同様の内容を説明すること。	P. 18~22
11	2023年 11月2日	高経年化技術評価 (コンクリート)	運転開始後の経過年数が40年を超えている雑固体焼却炉建屋について、代表構造物として選定していない理由を各劣化要因毎に整理し説明すること。	P. 23~26
12	2023年 11月2日	高経年化技術評価 (耐震安全性評価)	耐震安全性評価における代表機器のうち、耐震性を考慮した場合に、高経年化技術評価書に記載している代表系統の値より、非代表系統の値が大きい箇所がある場合、評価書へ併記すること。	P. 27, 28

1. 設備利用率の違いがIASCC及び中性子照射脆化の評価に与える影響について

設備利用率の違いがIASCC及び中性子照射脆化の評価に与える影響は、60年時点における中性子照射量の違いとして現れる。

表1 IASCC及び中性子照射脆化の評価（申請時）に用いた設備利用率

	IASCC	中性子照射脆化
設備利用率	90%	100%

2. IASCCの評価における設備利用率について

「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」では、将来の設備利用率について「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。」と記載されている。

玄海3号炉の運転開始から現在（～2021年度末）までの設備利用率は約64%であり、設備利用率が大きかった長期停止前（～2010年度末）までの設備利用率においても約85%である。

IASCCの評価においては、上記の運転実績を踏まえ、80%以上かつ十分な保守性を含む精緻化した値として、将来の設備利用率を90%として評価している。

3. 中性子照射脆化の評価における設備利用率について

中性子照射脆化の評価では、上記IASCCの評価における設備利用率の考え方を踏襲しつつ、より保守的な値として将来の設備利用率を100%として評価している。

4. より保守的な設備利用率を用いたIASCC評価について

中性子照射脆化の評価において、設備利用率をより保守的な100%で評価していることを踏まえ、IASCCにおいても設備利用率を100%として評価を行う。

なお、設備利用率100%の評価の内容については後述の「コメントNo. 9に対する回答」にて説明する。

1. MOX燃料影響がIASCC及び中性子照射脆化の評価に与える影響について

MOX燃料による影響の係数（以下、「MOX燃料影響」という。）の違いがIASCC及び中性子照射脆化の評価に与える影響は、主に60年時点における中性子照射量の違いとして現れる。

表1 IASCC及び中性子照射脆化の評価（申請時）に用いたMOX燃料影響

	IASCC	中性子照射脆化
MOX燃料影響	1. 0 9	1. 2

2. IASCCの評価におけるMOX燃料影響の適切性について

MOX燃料影響については、MOX燃料導入に係る工事計画（以下、「MOX工認」という。）で用いられた以下の条件を考慮し設定している。

(1) MOX炉心導入による中性子照射量の増加

MOX平衡炉心ではMOX新燃料は16体装荷される。原子炉容器の中性子照射量に最も影響が出るのはMOX新燃料が炉心の最外周かつ原子炉容器に最も近い45度方向の位置（図1のaの位置）に配置されていると仮定した場合である。その配置を考慮したMOX平衡炉心のRV1/4厚さにおける中性子束は、UO₂平衡炉心に比べ1.19倍となるため、中性子照射量は約20%増加する。

表2 MOX平衡炉心とUO₂平衡炉心の中性子束※の比較

UO ₂ 平衡炉心における 中性子束[n/cm ² /s]	MOX平衡炉心における 中性子束[n/cm ² /s]	中性子束の比 (MOX炉心 / UO ₂ 炉心)
1.56 × 10 ¹⁰	1.86 × 10 ¹⁰	1.19

※RV1/4厚さにおける中性子束を解析コードDORTにより算出。

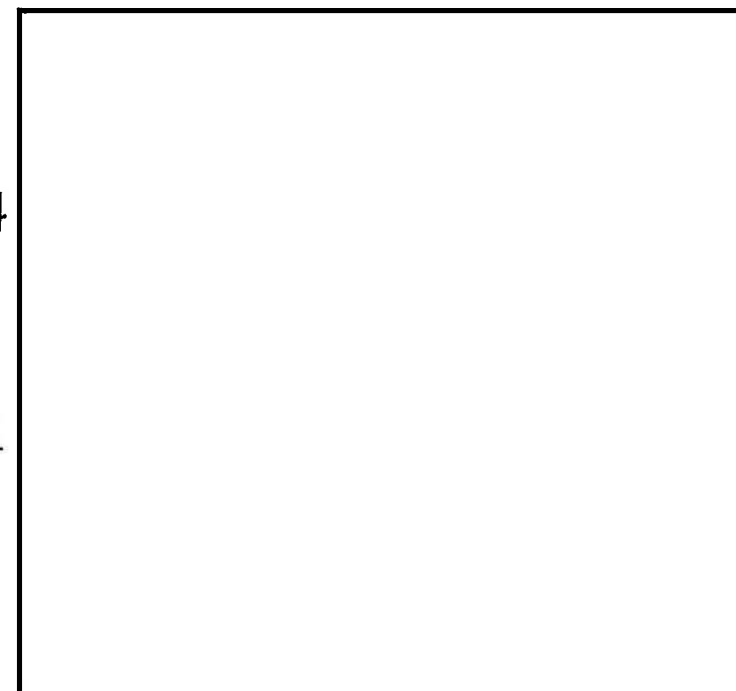


図1 MOX新燃料の配置

(2) 装荷パターンの多様性

MOX平衡炉心の装荷パターンは以下のとおり。

- ・ MOX平衡炉心では、MOX新燃料が炉心全体で16体（1/8炉心では2体）が配置される。
- ・ MOX新燃料は炉心の最外周に配置される。



この条件を踏まえたMOX新燃料2体の配置は全部で7通りが考えられるが、原子炉容器への中性子照射の観点で最も影響が大きくなるのは45度方向の最外周（図1のaの位置）にMOX新燃料が配置される装荷パターンであり、7通りの配置のうち の配置が該当する。



なお、図1のaの位置に配置されない装荷パターンにおいては、図1のaの位置にMOX新燃料を装荷した場合に比べ原子炉容器との距離が大きくなることから、RV1/4厚さにおける中性子束はUO₂平衡炉心と同程度となる。

IASCCの評価においては、MOX工認で用いた前述の(1)及び(2)の考え方を踏まえ、MOX燃料導入後の中性子照射量の増加(約20%)に装荷パターンの多様性 を考慮した適切な値として、MOX燃料影響を1.09 (=9%)に設定し評価している。

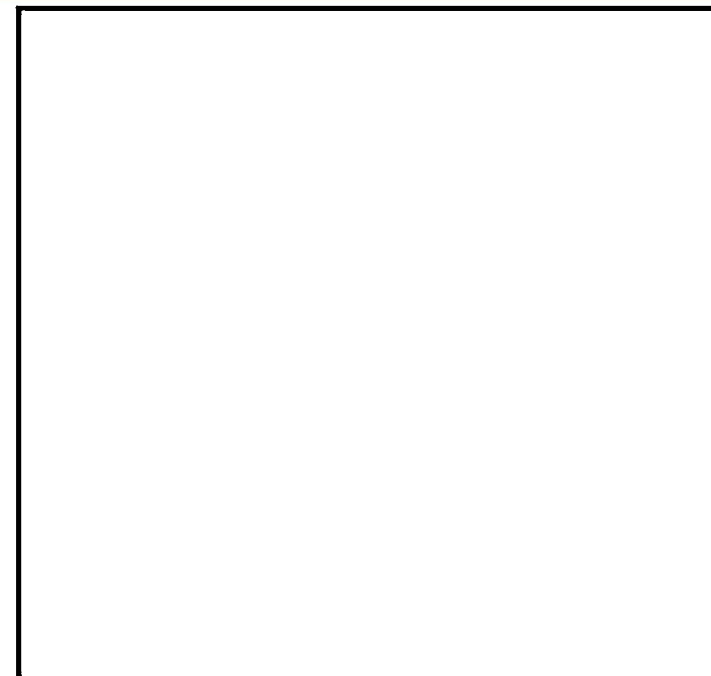


図1 MOX新燃料の配置

3. IASCCの評価におけるMOX燃料影響を考慮した評価の保守性について

IASCCの評価における運転開始後60年時点の中性子照射量は、前頁に示すMOX工認と同様の前提条件として以下を仮定して評価している。

- ・ 第13サイクル以降、全サイクルにおいてMOX新燃料を装荷。
- ・ MOX平衡炉心では、MOX新燃料が炉心全体で16体（1/8炉心では2体）配置。
- ・ MOX新燃料は炉心の最外周に配置され、7通りのうち□が図1のaの位置に配置。

一方、これまでの玄海3号炉の運転実績においては、第13サイクル以降にMOX新燃料を装荷しているのは第13サイクル（16体）、第14サイクル（16体）、第15サイクル（4体）の3サイクルのみであり、そのうち、中性子束への影響が最も大きい位置（前頁図1のaの位置）にMOX新燃料が装荷されたのは第14サイクルのみである。

従って、実際はMOX新燃料を装荷していない第16サイクル及び第17サイクル含めて、第13サイクル以降、全サイクルにおいてMOX新燃料を16体装荷し、かつ、7通りのうち□が図1のaの位置にMOX新燃料が配置されることを仮定し、一律にMOX燃料影響を1.09として評価することが保守的な条件となっているため、IASCCの評価は保守性を有していると考える。

なお、最も平均中性子束が厳しくなる第13～14サイクルと第1～第12サイクルにおけるUO₂実績炉心の平均中性子束の比較は以下の通りであり、その結果は1.09を超えていない。

表3 MOX実績炉心とUO₂実績炉心の中性子束※の比較

UO ₂ 実績炉心における 平均中性子束[n/cm ² /s]	MOX実績炉心における 平均中性子束[n/cm ² /s]	中性子束の比 (MOX炉心 / UO ₂ 炉心)
1.59×10^{10}	1.72×10^{10}	1.09

※RV1/4厚さにおける中性子束を解析コードDORTにより算出。

4. 中性子照射脆化の評価におけるMOX燃料影響の保守性について

中性子照射脆化の評価では、前述のIASCC評価におけるMOX燃料影響において考慮した装荷パターンの多様性 を考慮しないことで、より保守的な値としてMOX燃料影響を1.2に設定して評価している。

5. より保守的なMOX燃料影響を用いたIASCC評価について

中性子照射脆化の評価において、MOX燃料影響をより保守的な1.2で評価していることを踏まえ、IASCCにおいてもMOX燃料影響を1.2として評価を行うこととする。

なお、MOX燃料影響1.2の評価の内容については後述の「コメントNo. 9に対する回答」にて説明する。

1. 先行プラント評価との違いについて

IASCC評価について、当社先行プラント（川内1，2号炉）における評価条件と玄海3号炉における評価条件の差異を以下に示す。

表1 川内1，2号炉と玄海3号炉におけるIASCCの評価条件

	川内1，2号炉	玄海3号炉（申請時）
設備利用率※1	100%	90%
MOX燃料影響※2	—	1.09
評価しきい線	シングルチューブ材のIASCC発生しきい線	バッフルフォーマボルト材のIASCCしきい線

※1：設備利用率については、スライドP. 3に示す「2. IASCCの評価における設備利用率について」でご説明。

※2：MOX燃料影響については、スライドP. 6に示す「3. IASCCの評価におけるMOX燃料影響の保守性について」でご説明。

評価しきい線については、シングルチューブ材とバッフルフォーマボルト材の2本のIASCC発生しきい線があるが、玄海3号炉のIASCC評価においては、評価対象がバッフルフォーマボルトであることからバッフルフォーマボルト材のIASCC発生しきい線を用いており、これは認可実績のある一部の他社先行プラント（3ループプラント）の評価においても同様である。

なお、バッフルフォーマボルト材のIASCC発生しきい線を用いた場合においても、評価条件として設備利用率90%、MOX燃料影響1.09を用いることで、IASCCの評価は保守性を有している。

2. より保守的な評価条件を用いた評価

玄海3号炉における申請時の評価条件に対し、中性子照射量及び評価しきい線の観点でより保守的な条件として、以下の3点の評価条件を用いた評価を実施し、比較した。

【中性子照射量】

- ①申請時の評価で用いた設備利用率90%に対して、より保守的に設備利用率100%を用いた。
- ②MOX燃料影響は申請時の1.09ではなく、中性子照射脆化と同様により保守的に1.2として考慮した。

【評価しきい線】

- ③申請時の評価で用いたバップルフォーマボルト材のIASCC発生しきい線に加え、シンプルチューブ材のIASCC発生しきい線についても並記し、より保守的にシンプルチューブのしきい線を用いて評価を行った。

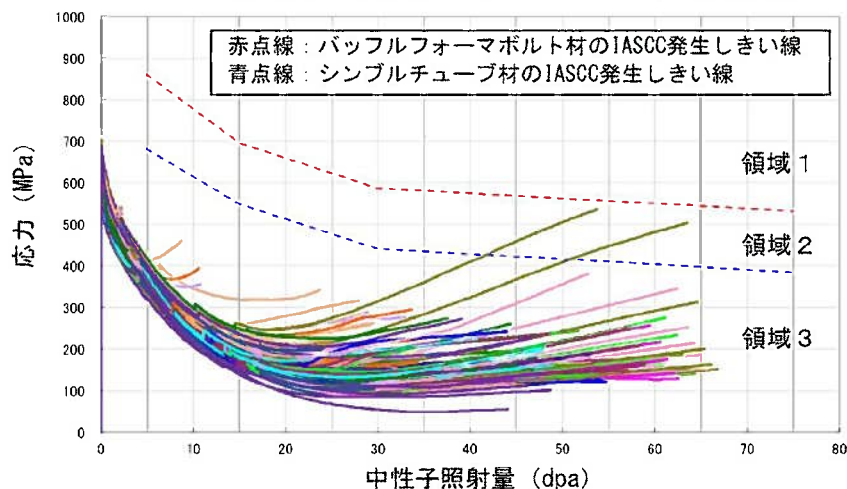


図1 申請時の評価
(設備利用率90%、MOX影響1.09)

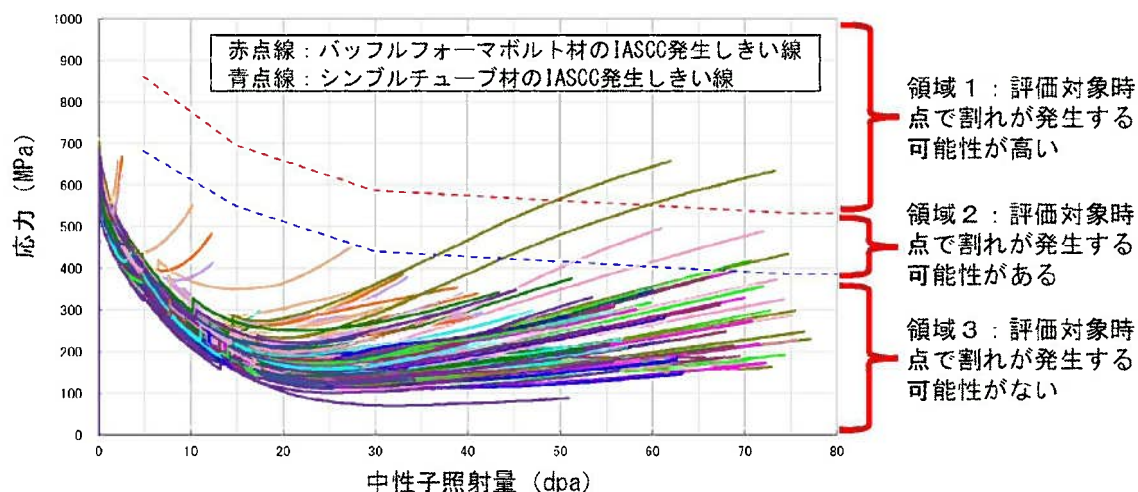


図2 より保守的な評価条件を用いた評価
(設備利用率100%、MOX影響1.2)

領域1：評価対象時点で割れが発生する可能性が高い
領域2：評価対象時点で割れが発生する可能性がある
領域3：評価対象時点で割れが発生する可能性がない

※解析は対称性を考慮して1/8炉心で行っているため、しきい線を越えたボルト本数を8倍した数が損傷予測本数となる。

前頁における設備利用率100%及びMOX燃料影響1.2の条件で算出した応力履歴にシングルチューブ材のIASCC発生しきい線を用いた評価は、申請時の評価より保守的な評価条件を用いた評価であることから、運転開始後60年時点において48本のボルトが損傷する可能性があると予測された。

○ 管理損傷ボルト数について

維持規格においては、バッフルフォーマボルトの損傷予測について、管理損傷ボルト数を超えなければ継続使用可とされている。管理損傷ボルト数は、炉内構造物点検評価ガイドラインにおいて、炉内構造物の安全上重要な機能が維持できる十分な安全裕度を考慮したボルト本数として、全ボルト数の20%と定められている。

玄海3号炉では、ボルト全数936本の20%に当たる187本が管理損傷ボルト数となる。

○ 管理損傷ボルト数と損傷予測の比較について

上記で定められた管理損傷ボルト数と、設備利用率100%及びMOX燃料影響1.2かつシングルチューブ材のIASCC発生しきい線を用いたより保守的な評価におけるバッフルフォーマボルトの損傷予測の結果を比較した。

管理損傷ボルト数（187本） > 損傷の可能性のあるボルト本数（48本）

より保守的な評価条件を用いた評価において予測される損傷の可能性のあるボルト本数（48本）は管理損傷ボルト数（187本）を下回っており、運転開始後60年時点の炉内構造物の安全上重要な機能が維持されることを確認した。

今後も現状保全を継続し、維持規格に従い、供用期間中検査として目視検査（VT-3）により炉内構造物の異常（ボルト等の脱落、過大な変形等）がないことを確認する。

3. ボルトの損傷による他評価への影響について

バッフルフォーマボルトが損傷した場合に考えられる他設備への影響としては、バッフル板の変形による制御棒クラスタ挿入性への影響が考えられる。

○ 制御棒クラスタ挿入性評価について

より保守的な評価条件を用いた評価において予測される損傷の可能性のあるボルト本数は48本である。

一方、維持規格では、制御棒クラスタ挿入性評価について、バッフルフォーマボルトの最も厳しい損傷状態として最上段と最下段のボルトのみが健全な状態（全936本のボルトのうち728本が損傷）を想定して評価を行うこととなっている。（図3参照）。

このため、玄海3号炉の制御棒クラスタ挿入性評価について、バッフルフォーマボルトの最上段と最下段のボルトのみが健全な状態を想定して評価した結果、制御棒クラスタの挿入時間は規定時間以内であり、バッフルフォーマボルトの損傷による制御棒クラスタの挿入性評価への影響を考慮しても設備の安全上重要な機能は維持されることを確認している。

表3 制御棒挿入性評価結果

条件		挿入時間 [s]	規定時間 [s]
通常運転時		1. 6 4	2. 2
地震時	ボルト損傷時	1. 9 7	
	(参考) ボルト健全時	1. 9 6	

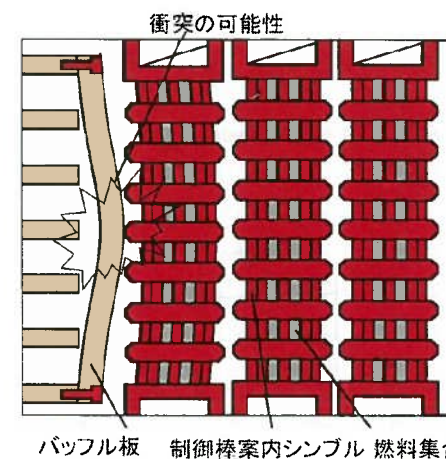


図3 バッフルフォーマボルトの損傷の考慮

4. 炉内構造物の他部位の評価について

IASCCの観点で最も厳しい評価部位としているバッフルフォーマボルトについてIASCC発生の可能性があるため、炉内構造物その他部位のIASCC発生について考察を行った。

○ バッフルフォーマボルト以外でIASCC発生が考えられる評価部位

炉内構造物において、バッフルフォーマボルト以外でIASCCを考慮すべき部位は、他の部位よりも応力レベル等が高く、また、ガイドラインにおいてもバッフルフォーマボルト損傷が確認された場合にIASCC評価を行うことが推奨されている「バレルフォーマボルト」と「炉心槽」である。

表4 制御棒挿入性評価結果

部位	実機条件			海外の 損傷事例
	中性子照射量レベル*1 [n/cm ² :E>0.1MeV]	温度 [°C]	応力レベル*2 (応力支配因子)	
バッフルフォーマボルト	約1×10 ²³	約325	大 締付+熱曲げ +照射スウェリング	有
バレルフォーマボルト	約9×10 ²¹	約325	大 (締付+熱曲げ)	無
炉心槽	約1×10 ²²	約325	大*3 (溶接部) (溶接残留応力)	無*4

*1: 中性子照射量レベルは運転開始後60年時点での各部位の推定最大中性子照射量レベルを示す。

*2: 応力レベルは各部位の最大応力値を示す。【大: >S_y (非照射材の降伏応力) 中: =S_y (非照射材の降伏応力) 小: <S_y (非照射材の降伏応力)】

*3: 炉心槽溶接部の残留応力は大きい、「日本機械学会 維持規格 (JSME S NA1-2012)」にて、炉心槽溶接部応力は、照射誘起型応力腐食割れ発生に対し余裕があると評価されている。

*4: H. B. ロビンソン2号機の炉心槽に損傷が確認された事象については、劣化状況評価書への影響がある運転経験として情報収集・反映検討を継続して実施中であり、原因等に関して今後の動向を注視し、情報の収集を行っていく。

バレルフォーマボルトと炉心槽について、IASCC発生の主要因である中性子照射量と応力に着目し、IASCC発生の可能性を検討する。

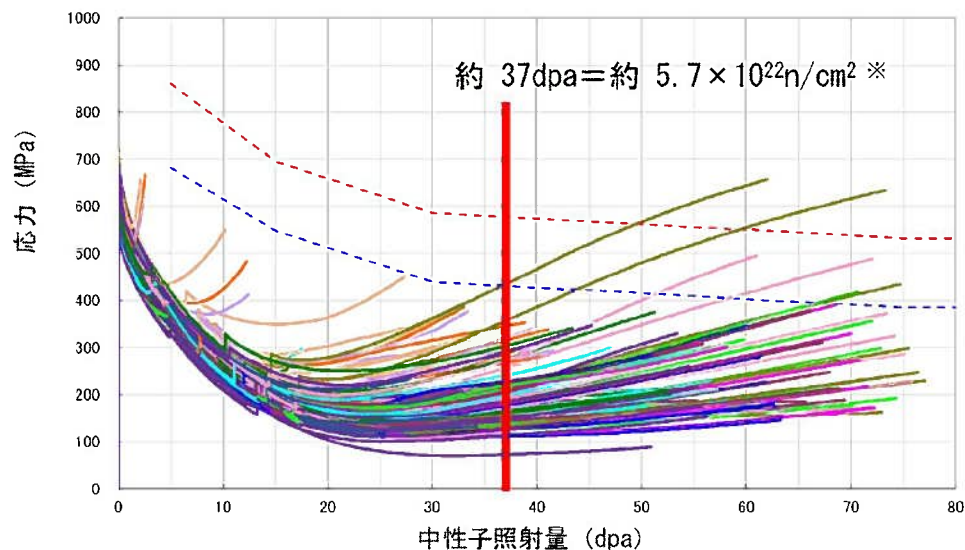
4.1 中性子照射量の観点

バレルフォーマボルト及び炉心槽の60年時点における中性子照射量は以下の通りである。

部位	中性子照射量レベル [n/cm ² :E>0.1MeV]
バレルフォーマボルト	約 9×10^{21}
炉心槽	約 1×10^{22}

一方、バッフルフォーマボルトについて、60年経過前にIASCCによる損傷の可能性がある中性子照射量は、約 5.7×10^{22} n/cm²程度 (図4参照) である。

以上より、バレルフォーマボルト及び炉心槽の60年時点の中性子照射量は、バッフルフォーマボルトがIASCCによる損傷の可能性がある中性子照射量を下回っている。



※6.5dpa=1.0 x 10²² n/cm²にて換算

バッフルフォーマボルトの60年経過前にIASCCによる損傷の可能性がある中性子照射量



バレルフォーマボルト及び炉心槽の60年時点の中性子照射量

図4 より保守的な評価条件を用いた評価 (設備利用率100%、MOX影響1.2)

4.2 応力の観点

玄海3号炉のバレルフォーマボルト及び炉心槽の応力履歴について、PWR炉内構造物点検評価ガイドラインに示されている初期型2ループプラントの応力履歴と比較することで評価する。

○ バレルフォーマボルトの応力

玄海3号炉のバレルフォーマボルトは、初期型2ループプラントに比べ、ボルトの長尺化（曲げ応力低減）やボルト首下の形状変更（応力集中係数の改善）等の設計改良を行っている。

従って、構造の観点から玄海3号炉は初期型2ループプラントに比べバレルフォーマボルトの応力は小さいと考えられる。

○ 炉心槽の応力

玄海3号炉の炉心槽については、製作時において、溶接部に初期型2ループプラントと同程度の残留応力が発生するが、照射下クリープの影響により、照射量の増加と共に応力は低減する。また、炉心槽はボルトのような締結部材ではないことから、照射変形による応力の増大は発生しない。

従って、玄海3号炉の炉心槽の応力は初期型2ループプラントと同様の傾向を示すと考えられる。

4.3 初期型2ループプラントの応力履歴

初期型2ループプラントにおいては、バレルフォーマボルト及び炉心槽の応力履歴はシンプルチューブ材のIASCC発生しきい線を超えていない(図5、6参照)。

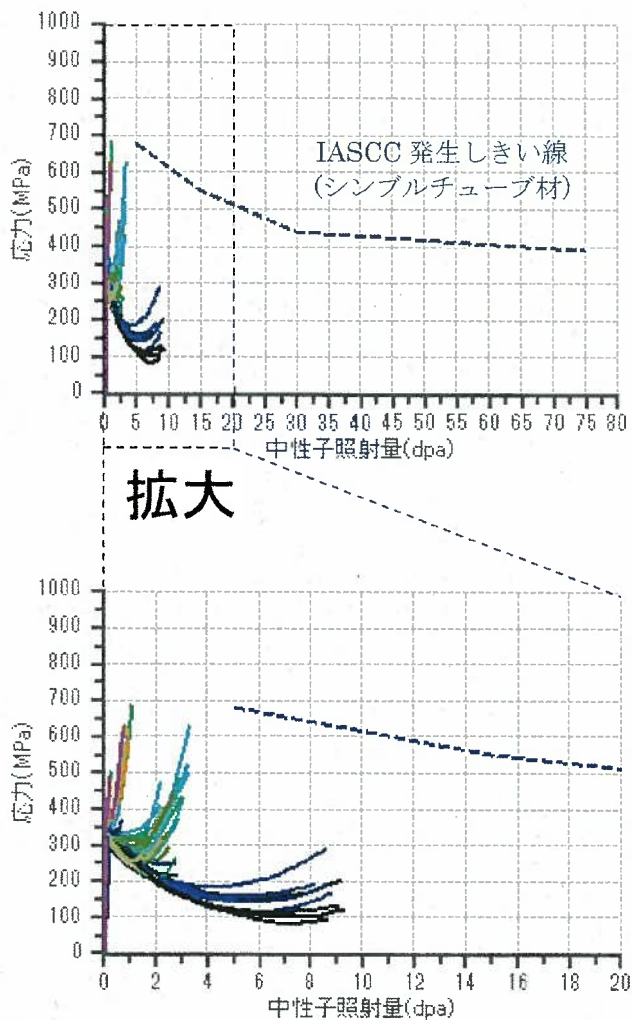


図5 初期型2ループプラントのバレルフォーマボルトのIASCC評価
※42万時間までの応力履歴

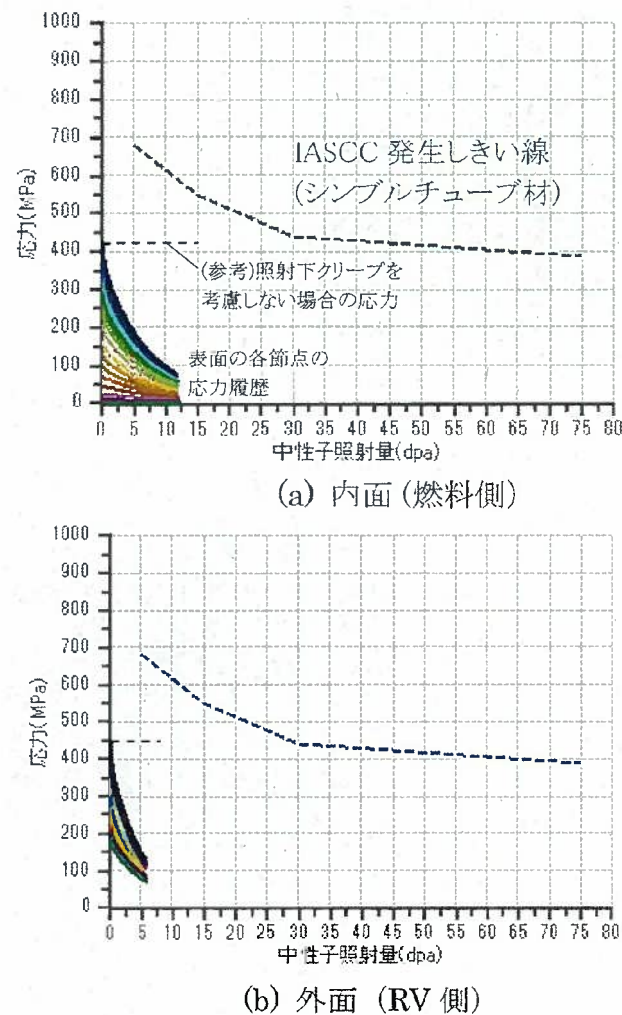


図6 初期型2ループプラントの炉心槽のIASCC評価
※42万時間までの応力履歴

4.4 玄海3号炉のバレルフォーマボルトと炉心槽のIASCC評価

玄海3号炉のバレルフォーマボルト及び炉心槽について、中性子照射量、応力の観点及び初期型2ループプラントの応力履歴により、IASCC発生の可能性を評価した。

- ・玄海3号炉のバレルフォーマボルト及び炉心槽の中性子照射量はバツフルフォーマボルトがIASCCの発生による損傷の可能性のある中性子照射量を下回っている。
- ・玄海3号炉のバレルフォーマボルトの応力は、初期型2ループプラントに比べ小さいと考えられる。
- ・玄海3号炉の炉心槽の応力は、初期型2ループプラントと同様の傾向を示すと考えられる。
- ・初期型2ループプラントのバレルフォーマボルト及び炉心槽の応力履歴はシングルチューブ材のIASCC発生しきい線を超えていない。

以上より、玄海3号炉のバレルフォーマボルト及び炉心槽の応力履歴もシングルチューブ材のIASCC発生しきい線を越えることはなく、IASCC発生の可能性は小さいと考えられる。

5. より保守的な評価条件を用いた評価の反映について

前述した設備利用率100%、MOX燃料影響1.2を用いた、より保守的なIASCC評価については、中性子照射脆化の評価との整合を踏まえ、補正申請時に高経年化技術評価書に反映する。また、評価しきい線についても、シングルチューブ材のIASCC発生しきい線を考慮した評価を実施する。

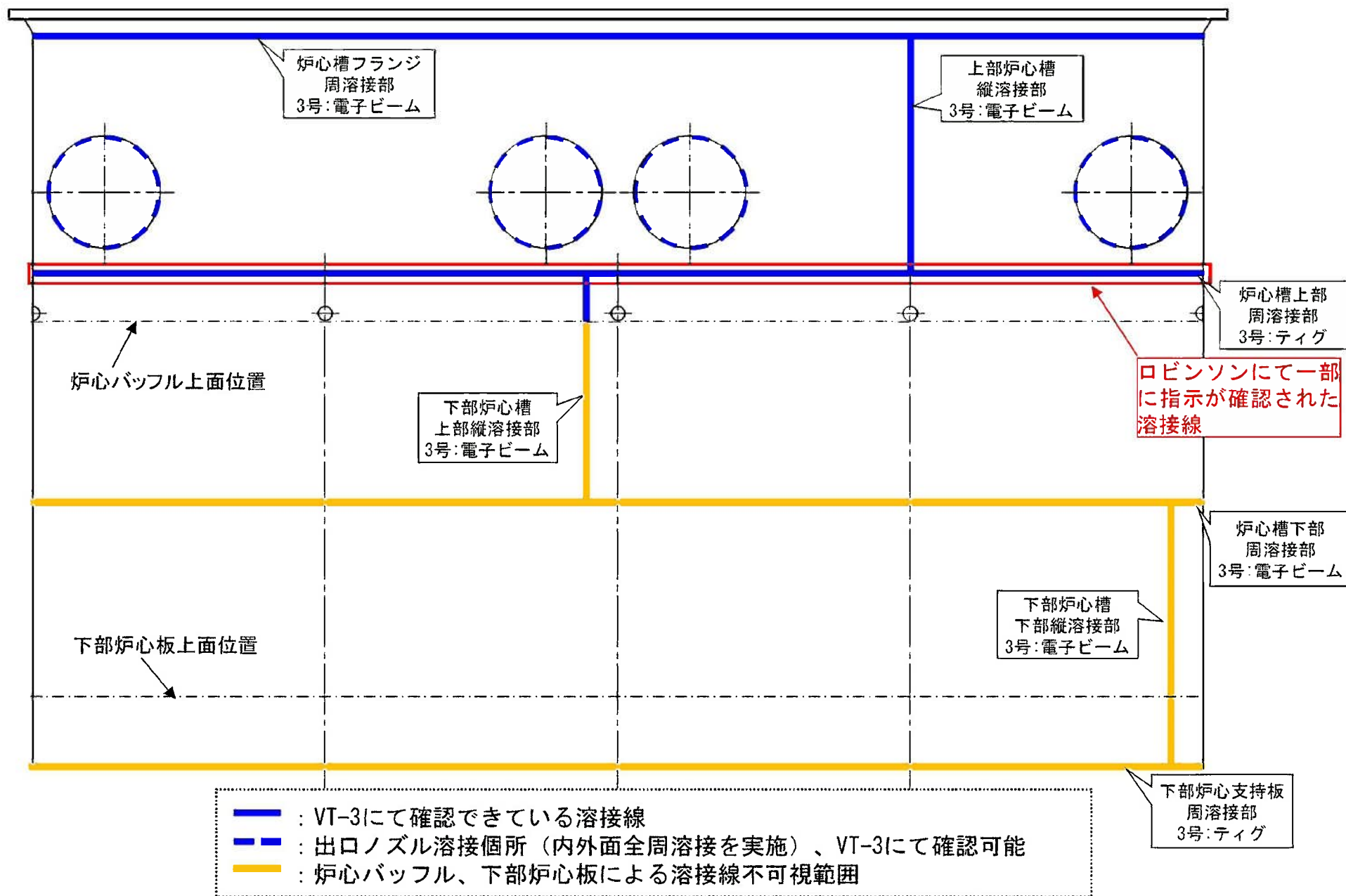
○海外における炉心槽の損傷事例について（HBロビンソン2号機（米国））

- ・ 2022年12月に、HBロビンソン2号機の炉心槽の目視点検（VT-3、頻度：1回/10年）にて、炉心槽の上部周溶接線部に12インチの指示が特定され、詳細調査を行ったところ深さ92%の指示であることが確認された。
 なお、その後の調査で他にも4カ所の指示が確認されている。
- ・ 当該箇所に対して補修及び評価を行うことにより、2024年まで運転可能と判断し、プラントを再稼働している。
- ・ 本事象については、ATENA及びPWR電力各社にて原因の情報収集等を進めており、引き続きATENA等と協働し対応を進めていく。

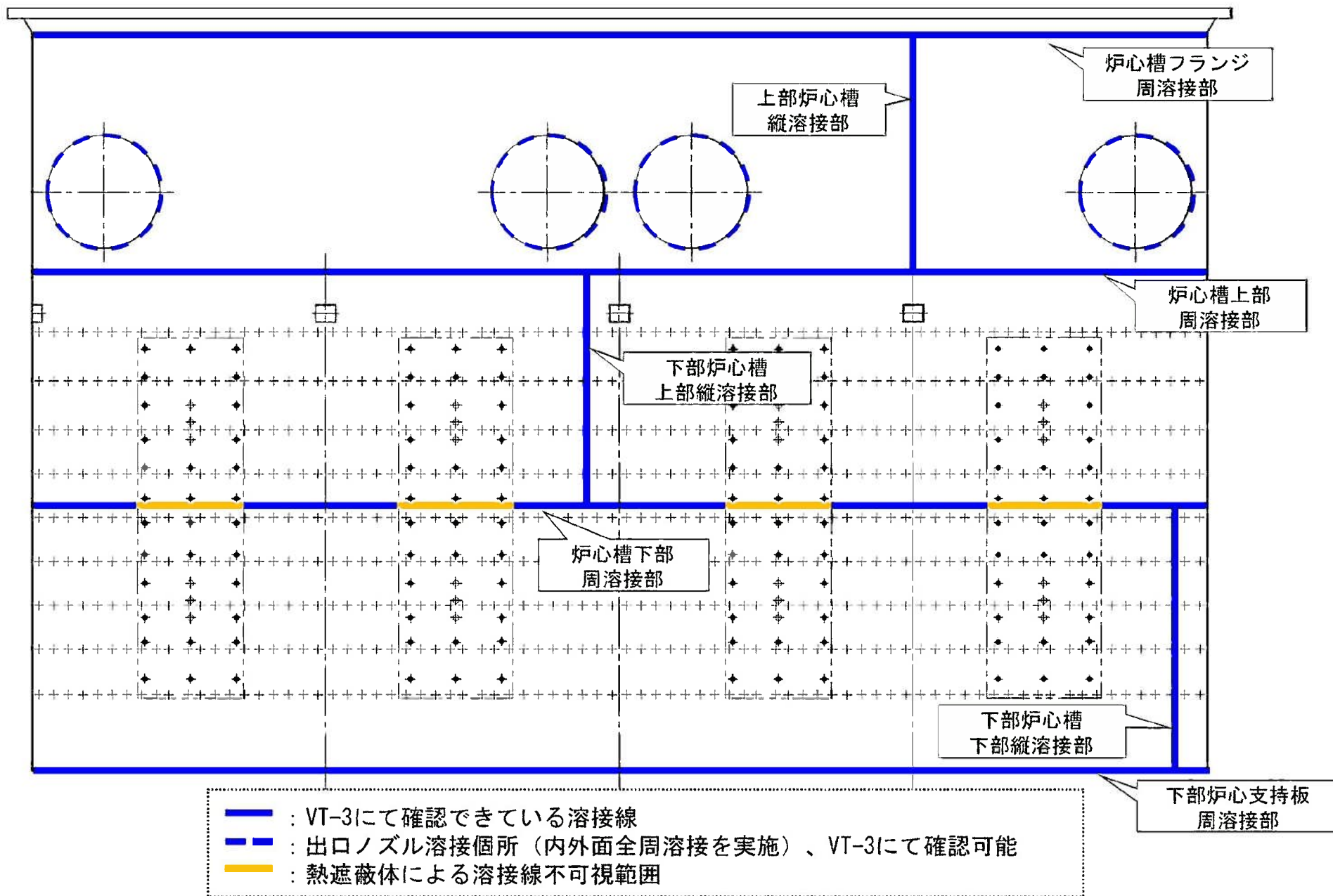
	HBロビンソン2	玄海3
運転開始	1971. 3	1994. 3
EFPY	約40	18. 5*
出力（万kw）	76. 8	118. 0
炉心槽材料	現状不明	JIS G4304 SUS304 JIS G3214 SUSF304
溶接方法 （上部周溶接部）	現状不明	ティグ溶接

※2023年3月末時点

○玄海3号炉心槽溶接部 (内面)



○玄海3号炉心槽溶接部 (外面)



○玄海3号炉における保全状況

玄海3号炉では、維持規格に従い、海外の損傷事例が確認された上部周溶接部を含む炉心槽の目視検査（VT-3、頻度：1回/10年）を行っており、これまでに有意な指示は確認されていない。なお、VT-3は、可視範囲において全ての部位に対し実施している。

○供用期間中検査計画及び点検実績

炉内構造物の現状保全としては、維持規格に示す下記の試験方法等に従い、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の異常（ボルト等の脱落、過大な変形等）がないことを確認している。維持規格に基づく点検内容及び至近の検査実績を下表に示す。

項目番号※1 試験カテゴリ	試験部位	試験対象 (IASCC想定部位)	試験方法	頻度	至近検査結果
					3号
G1.10 G-P-1	容器内部	炉心槽 炉心バッフル 下部炉心板	VT-3※2	1回/10年	良 2022年度 (第16回)
G1.40 G-P-1	内部取付け物	炉心バッフル 熱遮蔽材	VT-3※2	1回/10年	良 2022年度 (第16回)
G1.50 G-P-2	炉心支持構造物	上部炉心板	VT-3※2	1回/10年	良 2022年度 (第16回)
		炉心槽 下部炉心板			良 2022年度 (第16回)

※1：維持規格2012年版、2013年追補、2014年追補の番号を示す。

※2：水中テレビカメラによる遠隔目視試験

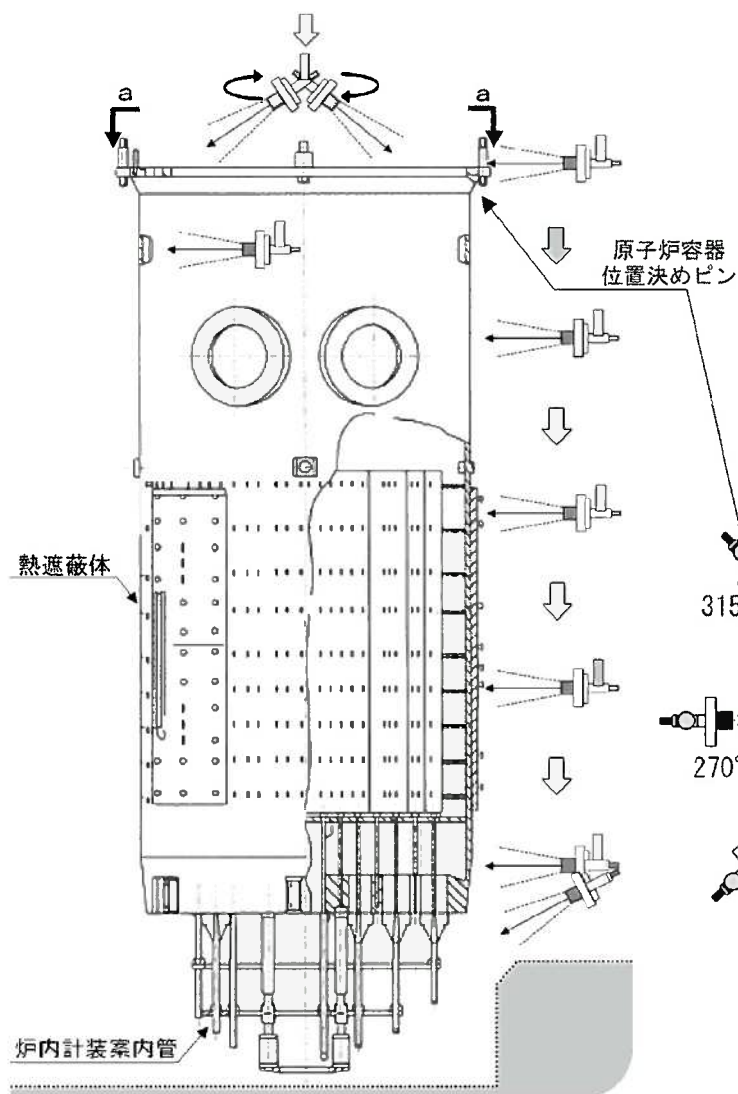
○試験方法：水中テレビカメラによって、可視範囲に対して遠隔目視試験を行っている。その際、試験対象部の表面において18%中性灰色カード上の幅0.8mmの黒線が識別できることを確認。

○試験項目：機器の変形、心合せ不良、傾き、部品の破損、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、機器表面における異常および脱落の有無を確認。

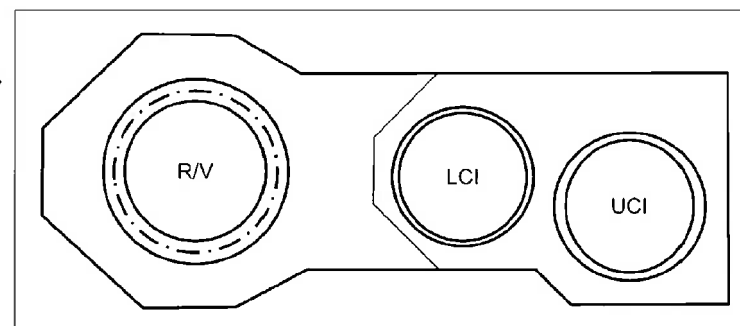
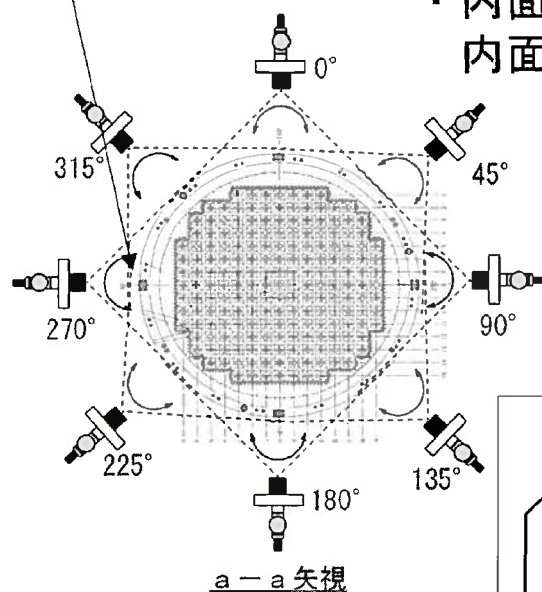
○判定基準：機器の変形、心合せ不良、傾き、部品の破損、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、機器表面における異常および脱落がないこと。

○目視点検 (VT-3) について

- ・原子炉キャビティに取り出し、仮置きされた下部炉心構造物 (LCI) について水中カメラを用いて点検を行う。
- ・外面については、8カ所にカメラを配置し、上下に移動させながら炉心槽を含む下部炉心支持構造物の可視範囲を確認する。
- ・内面についてはLCI内側にカメラを入れ、内面の可視範囲を点検する。



VT-3のイメージ図



原子炉キャビティ断面図

1. 雑固体焼却炉建屋の概要

雑固体焼却炉建屋は、重要度分類クラス3の焼却炉を支持する構造物であり、管理区域内で発生した紙や布等の低レベル放射性廃棄物を焼却炉にて処理する1/2/3/4号炉共用の施設である。

評価対象構造物	使用条件等										選定	選定理由
	運転開始後経過年数 ^{*1}	高温部の有無	放射線の有無	振動の有無	設置環境		塩分浸透の有無	代表構造物を支持	耐火要求の有無	緊張力の有無		
					屋内	屋外						
外部遮蔽壁	28	◇	◇	-	仕上り有り	仕上り有り	◇	-	-	○	◎	プレストレストコンクリートを有する構造物
内部コンクリート	28	○ (1次遮蔽壁)	○ (1次遮蔽壁)	-	仕上り有り	/	-	-	/	/	◎	高温部、放射線の影響
原子炉格納施設基礎	28	-	◇	-	仕上り有り	埋設 ^{*4}	◇	外部遮蔽壁及び内部コンクリートを支持	/	○	◎	代表構造物を支持する構造物、プレストレストコンクリートを有する構造物
原子炉補助建屋	28	-	◇	-	一部仕上り無し	仕上り有り	◇	-	-	/	◎	屋内で仕上り無し
原子炉周辺建屋	28	-	◇	○ (非常用ディーゼル発電設備基礎)	一部仕上り無し ^{*5}	仕上り有り	◇	-	-	/	◎	振動の影響
廃棄物処理建屋	28	-	◇	-	一部仕上り無し ^{*5}	仕上り有り	◇	-	-	/		
タービン建屋 (タービン架台)	28	-	-	○ (タービン架台)	一部仕上り有り	/	-	-	/	/	◎	振動の影響、屋内で仕上り無し
雑固体熔融処理建屋	13	-	◇	-	一部仕上り無し ^{*5}	仕上り有り	◇	-	-	/		
雑固体焼却炉建屋	41 ^{*2}	-	◇	-	一部仕上り無し ^{*5}	仕上り有り	◇	-	-	/		
燃料取替用水タンク建屋 (配管ダクト含む)	28	-	-	-	仕上り無し ^{*5}	仕上り有り	◇	-	-	/		
取水構造物 (海水管ダクト含む)	28	-	-	-	一部仕上り無し ^{*5}	一部仕上り無し	○ (海水と接触)	-	-	/	◎	屋外で仕上り無し、供給塩化物量の影響
脱気器基礎	28	-	-	-	/	一部仕上り無し ^{*5}	◇	-	-	/		
非常用ディーゼル発電用燃料油貯油槽基礎 (燃料油貯蔵タンク基礎含む)	28	-	-	-	/	埋設 ^{*4}	◇	-	-	/		
取水ピット搬入口蓋	5	-	-	-	仕上り無し ^{*5}	仕上り有り	◇ ^{*6}	-	-	/		
大容量空冷式発電機基礎 (燃料タンク基礎含む)	5	-	-	-	/	埋設 ^{*4}	◇	-	-	/		
代替緊急時対策所	5	-	-	-	仕上り有り	仕上り有り	◇	-	-	/		

* 1 運転開始後経過年数は、2023年3月時点の年数としている。
 * 2 1/2/3/4号炉共用の建屋であり、2号炉の30年目高経年化技術評価を実施済。
 * 3 他の屋内で仕上りがない構造物で代表させる。
 * 4 環境条件の区分として、埋設部より気中部の方が保守的であることから、他の屋外で仕上りがない構造物で代表させる。
 * 5 他の屋外で仕上りがない構造物で代表させる。
 * 6 常時海水と接触していないことから、常時海水と接触し飛沫の影響が大きい取水構造物で代表させる。

【凡例】
 ○：影響大
 ◇：影響小
 -：影響極小、又は無し
 /：使用条件等に該当無し

2. 使用条件等を踏まえた劣化要因毎の代表性（申請時）

雑固体焼却炉建屋において、劣化に対して影響を及ぼす主要な要因は、「放射線による強度低下」、「中性化による強度低下」、「塩分浸透による強度低下」である。劣化要因毎に代表性の根拠について整理した結果、いずれの要因でも雑固体焼却炉建屋は代表構造物として選定していなかった。

① 放射線による強度低下

「内部コンクリート」は、評価対象構造物の中で最も炉心に近く中性子、ガンマ線照射量の影響を大きく受けるため、放射線による強度低下を評価する代表構造物として選定している。

「雑固体焼却炉建屋」は、「内部コンクリート」に比べ炉心から遠い位置に設置していることから代表構造物として選定しなかった。

実測による「雑固体焼却炉建屋」と「内部コンクリート」の放射線量の比較を下表に示す。

構造物	中性子線 【mSv/h】	ガンマ線 【mSv/h】	備考
①雑固体焼却炉建屋	0.001未満	0.001未満	0.001mSv/hは検出限界値
②内部コンクリート	0.39	1.5	複数の測定ポイントの最大値
比率（②／①）	390倍以上	1500倍以上	

【測定方法】

中性子線：中性子サーベイメータを用いて1回/月の頻度で測定

ガンマ線：電離箱サーベイメータを用いて1回/月の頻度で測定

（表中の各値は2023年11月6日の測定値）

② 中性化による強度低下（屋内）

「原子炉補助建屋」は、評価対象構造物（屋内）の中で、温度、湿度、二酸化炭素濃度を考慮した場合に最も中性化に及ぼす影響度が大きいことから、中性化による強度低下（屋内）を評価する代表構造物として選定している。

「雑固体焼却炉建屋」は、「原子炉補助建屋」に比べ、中性化に及ぼす影響度が小さいこと（次頁参照）を確認していることから代表構造物として選定していなかった。

③ 中性化による強度低下（屋外）

「取水構造物」は、評価対象構造物（屋外）の中で、仕上げを施していない割合が最も大きく、外部からの二酸化炭素の作用を受けやすいことから、中性化による強度低下（屋外）を評価する代表構造物として選定している。

「雑固体焼却炉建屋」の屋外面は全て仕上げを施していることから、代表構造物として選定しなかった。

④ 塩分浸透による強度低下

「取水構造物」は、評価対象構造物の中で、仕上げを施していない割合が最も大きく、海水と接触しているため、外部から塩化物イオンが浸透しやすいことから、塩分浸透による強度低下を評価する代表構造物として選定している。

「雑固体焼却炉建屋」の外壁面は全て仕上げを施しており、海水との接触もないことから代表構造物として選定しなかった。

2. 使用条件等を踏まえた劣化要因毎の代表性（申請時）

② 中性化による強度低下（屋内）

(1) 中性化に及ぼす影響度の比較

環境測定の結果から中性化に及ぼす影響度を比較した結果、原子炉補助建屋の中性化に及ぼす影響度が雑固体焼却炉建屋に比べ約2倍大きいことを確認していた。
 中性化に及ぼす影響度については森永式を引用し算出した。

構造物	温度【℃】	相対湿度【%】	CO ₂ 濃度【ppm】	環境条件が中性化に及ぼす影響度	環境測定期間
雑固体焼却炉建屋	21.3	51.0	377	0.193	2007年4月1日～ 2008年3月18日
原子炉補助建屋	33.1	28.1	521	0.375	2019年11月1日～ 2020年11月6日

【環境測定方法】

温度、相対湿度：温湿度計を用いて1回/時間の頻度で測定

二酸化炭素濃度：二酸化炭素濃度計を用いて1回/月の頻度で測定

（表中の各値は環境測定期間中の平均値）

$$\text{森永式} \quad X = \sqrt{C} \cdot (1.391 - 0.017 \cdot RH + 0.022 \cdot T) \cdot \frac{1}{\sqrt{5}} \cdot 2.44 \cdot R \cdot (4.6 \cdot \frac{w/c}{100} - 1.76) \cdot \sqrt{t}$$

環境条件が中性化に及ぼす影響度

【凡例】

x: 中性化深さ(mm) RH: 湿度(%) T: 温度(℃) t: 材齢(日)

C: 炭酸ガス濃度(%) (1%=10,000ppm)

R: 中性化比率（打ち放し仕上げ:1.0）

w/c: 水セメント比(%)（雑固体焼却炉建屋:55%、原子炉補助建屋:50%）

3. 雑固体焼却炉建屋の中性化深さの推定

中性化深さに影響を与える因子としては、「環境条件が中性化に及ぼす影響度」のみでなく「材齢の違い」も否定できない。このため、評価対象構造物の中で運転開始後経過年数が最も長い雑固体焼却炉建屋の中性化深さをコアサンプルによって測定し、運転開始後60年経過時点の中性化深さを推定した結果、代表構造物として選定していた原子炉補助建屋の中性化深さと同程度であることを確認した。

（雑固体焼却炉建屋の中性化深さ）

	中性化深さ (cm)			判定
	測定値 (調査時点の運転開始後経過年)	運転開始後60年時点の推定値 (推定式)	鉄筋が 腐食し始める時*2	
雑固体焼却炉建屋 (屋内面)	3.4 (42年)	4.5 (\sqrt{t} 式)*1	6.0	OK

（代表構造物の中性化深さ）

	中性化深さ (cm)			判定
	測定値 (調査時点の運転開始後経過年)	運転開始後60年時点の推定値 (推定式)	鉄筋が 腐食し始める時*2	
原子炉補助建屋 (屋内面)	2.9 (26年)	4.4 (\sqrt{t} 式)*1	7.0	OK

*1 岸谷式、森永式及び中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式による評価結果のうち最大値を記載（雑固体焼却炉建屋は運転開始後の経過年数（73年）での値を記載）

*2 鉄筋のかぶり厚さに2cmを加えた値（日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」（2015））

4. 「中性化による強度低下（屋内）」の代表構造物の見直し

上記の結果から、「中性化による強度低下（屋内）」においては、他の構造物に比べ運転開始後経過年数が長い雑固体焼却炉建屋も代表構造物として追加する。

なお、雑固体焼却炉建屋についても他の構造物と同様に、1回 / 1年程度の頻度で目視点検を実施しており、強度に支障をきたす可能性のある有意な欠陥（ひび割れ、塗装の劣化等）がないことを確認するとともに、予防保全のため必要に応じて塗装の塗替え等を行うこととしている。

○耐震性を考慮した場合に、高経年化技術評価書に記載している代表系統の値より、非代表系統の値の方が大きい箇所の確認結果について

- ・ 高経年化技術評価書における耐震安全性評価では、低サイクル疲労等の経年劣化事象における評価結果が厳しい系統の値を代表して記載している。
- ・ すべての経年劣化事象において、耐震性を考慮した場合に、代表系統の値より非代表系統の値の方が大きくなる箇所を確認した結果を次頁の表1に示す。
- ・ 該当する経年劣化事象は低サイクル疲労のみであり、いずれの機器についても許容値を満足しており耐震安全性評価上問題ないことを確認している。
- ・ 上記については、補足説明資料に反映し、11月2日の審査会合で説明した。
- ・ 耐震性を考慮した場合に、代表系統の値より非代表系統の値の方が大きくなる箇所については、補正申請時に高経年化技術評価書における耐震安全性評価に追記する。

評価書記載値
 評価書記載値より大きい数値

表 1 確認結果 <低サイクル疲労>

機種	経年劣化事象	代表機器名称		評価用 地震力	疲労累積係数			
					通常運転時	地震時	合計	
容器	低サイクル 疲労	固定式 配管貫通部 端板	主蒸気 系統	PEN#513 (主蒸気ライン (Bループ))	Ss	0.000	0.083	0.083
				Sd	0.000	0.016	0.016	
			余熱除去 系統	PEN#347 (A低圧注入ライン (余熱除去系 注入ライン))	Ss	0.000	0.172	0.172
				Sd	0.000	0.002	0.002	
				PEN#405 (B低圧注入ライン (余熱除去系 注入ライン))	Ss	0.000	0.128	0.128
				Sd	0.000	0.002	0.002	
配管	1次冷却材 系統配管	1次冷却 材系統	加圧器サージ配管	Ss	0.002	0.000	0.002	
				Sd※1	—	—	—	
			加圧器スプレイ配管※2	Ss	0.105	0.002	0.107	
				Sd	0.105	0.001	0.106	
				補助スプレイ配管	Ss	0.004	0.143	0.147
					Sd	0.004	0.008	0.012

※1 Ss地震力がSd地震力及びSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、Ss地震力による評価応力が、材料の疲労限を下回る（地震時の疲労累積係数が0.000）ためSd地震力及び静的地震力による評価を省略した。

※2 環境疲労評価最大点における評価値を記載しており、評価書記載値と異なることから、補正申請にて反映する。