

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）

2023年12月15日
九州電力株式会社



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
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. 4~6
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. 7~9
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. 10~14
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. 15, 16

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、更に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。

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に用いたMOX燃料影響

	IASCC	中性子照射脆化
MOX燃料影響	1.09	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

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。

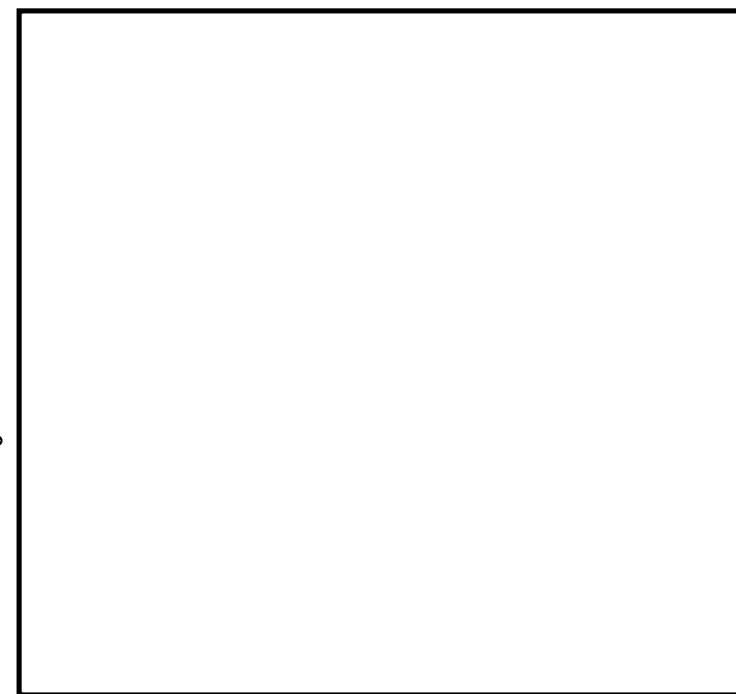


図1 MOX新燃料の配置

(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。

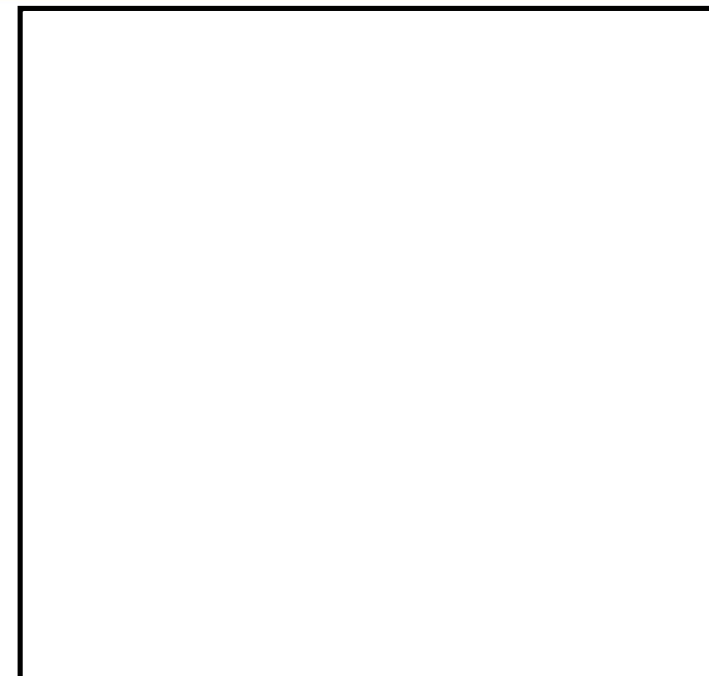


図1 MOX新燃料の配置

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の評価では、前頁に示すMOX工認と同様の考え方にに基づきMOX燃料影響を1.09として評価しているが、その評価には以下の前提条件を含んでいる。

[前提条件]

- ・ 第13サイクル以降常にMOX新燃料が炉心全体で16体装荷されると仮定。

そのため、IASCCの評価に用いる運転開始後60年時点の中性子照射量は、運転開始から第12サイクルまでは実績炉心に基づき算出し、第13サイクルから60年時点までは実績炉心の1.09倍として算出している。

しかしながら、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、第16サイクル及び第17サイクルは装荷していない。

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サイクル以降常にMOX新燃料の装荷を仮定し、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おり、第13サイクル以降の運転実績を踏まえると、IASCCの評価は保守性を有していると考える。

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、更に保守的な値としてMOX燃料影響を1.2に設定して評価している。

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
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他社先行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. より厳しい評価条件を用いた評価

玄海3号炉における今回の評価条件に対し、中性子照射量及び評価しきい線の観点でより厳しい条件として、川内1, 2号炉と同様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】

今回の評価で用いた設備利用率90%に対して、より保守的な設備利用率100%を用いた。なお、MOX燃料影響については1.09として考慮した。

【評価しきい線】

今回の評価で用いたバブルフォーマボルト材のIASCC発生しきい線に加え、より保守的な評価となる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た。

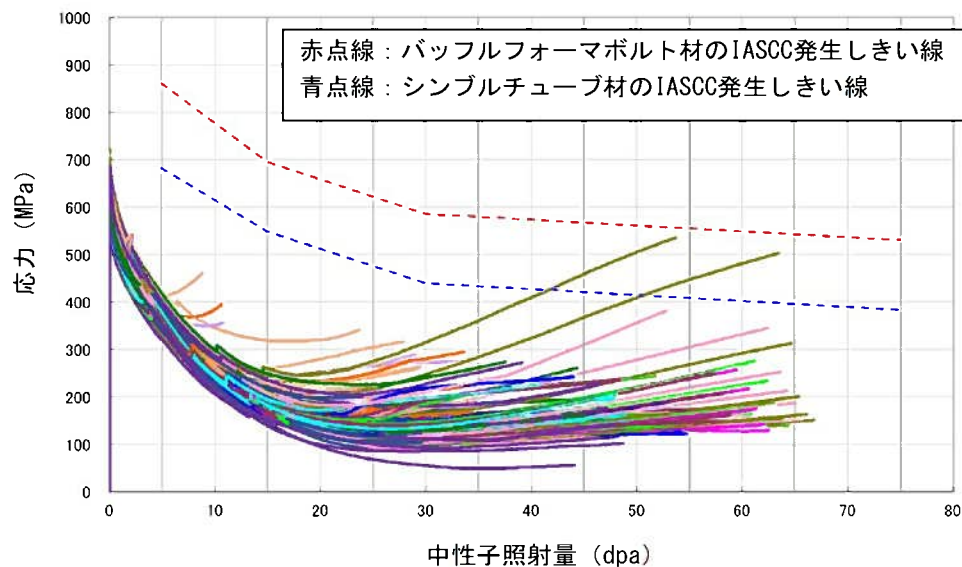


図1 今回の評価
(設備利用率90%)

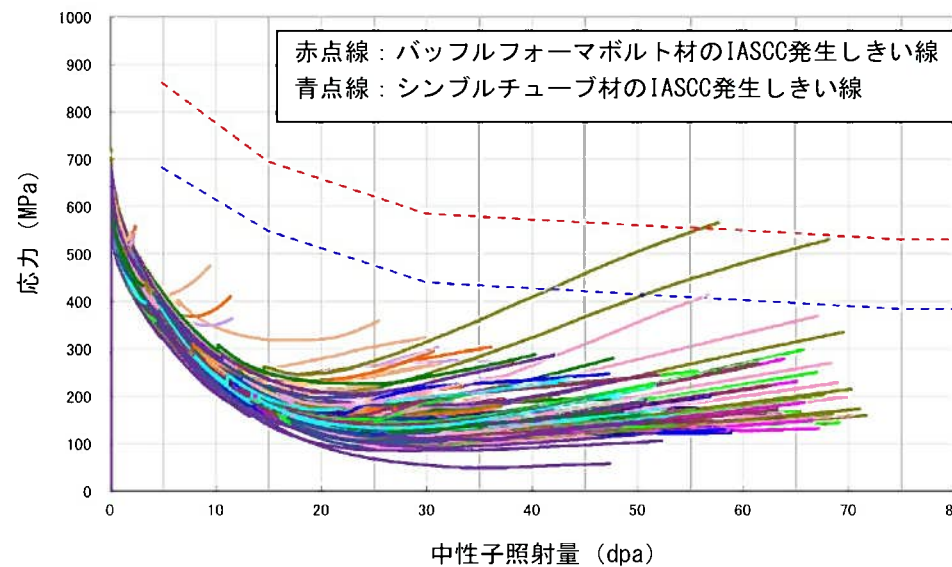


図2 より厳しい評価条件を用いた評価
(設備利用率100%)

※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%かつシングルチューブ材のIASCC発生しきい線を用いた評価は、今回の評価より厳しい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24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%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厳しい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） > 損傷予想本数（24本）

より厳しい評価条件を用いた評価において予測される損傷本数（24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健全性が確保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。

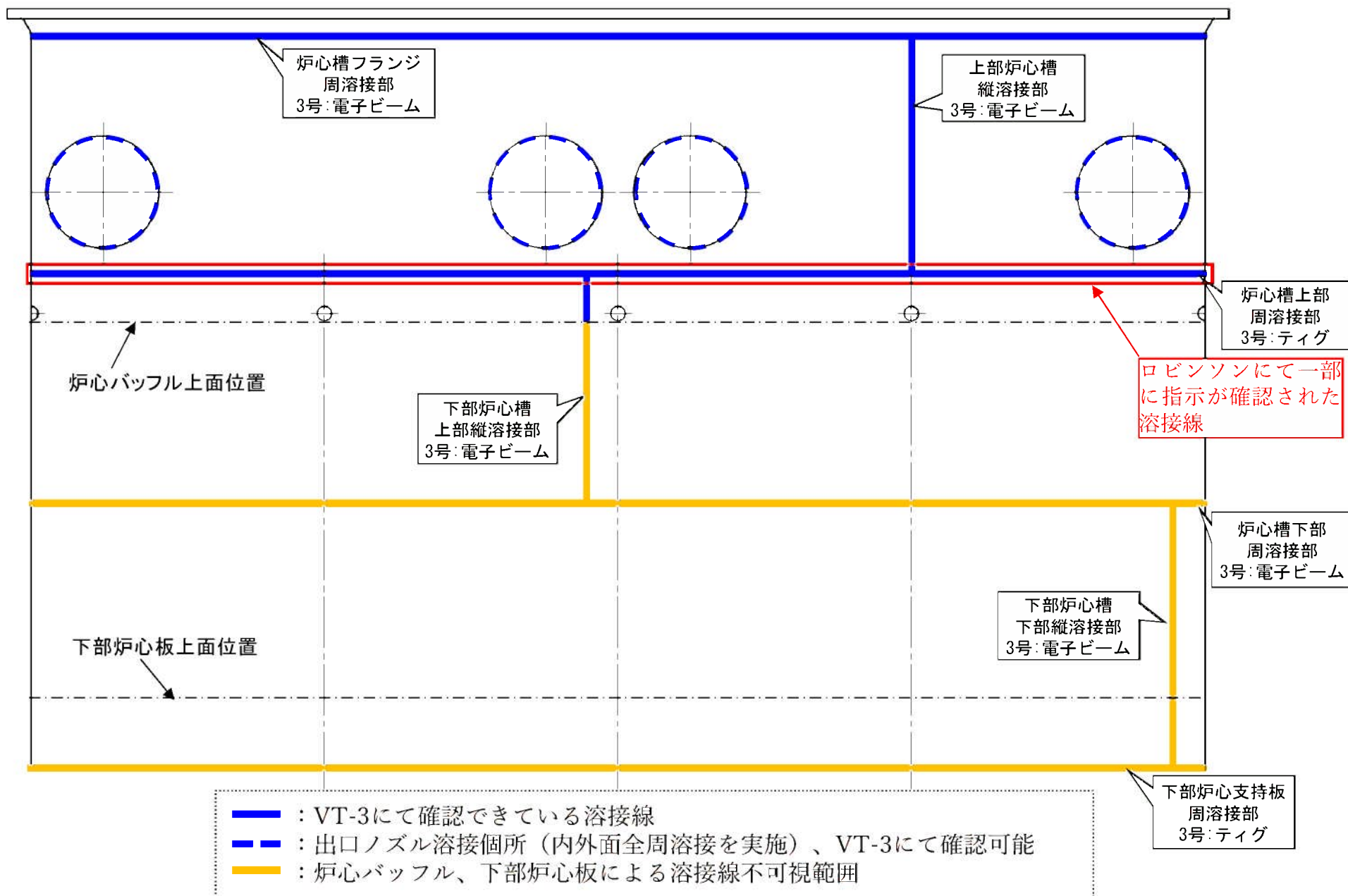
○海外における炉心槽の損傷事例について（HBロビンソン2号機（米国））

- ・ 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。

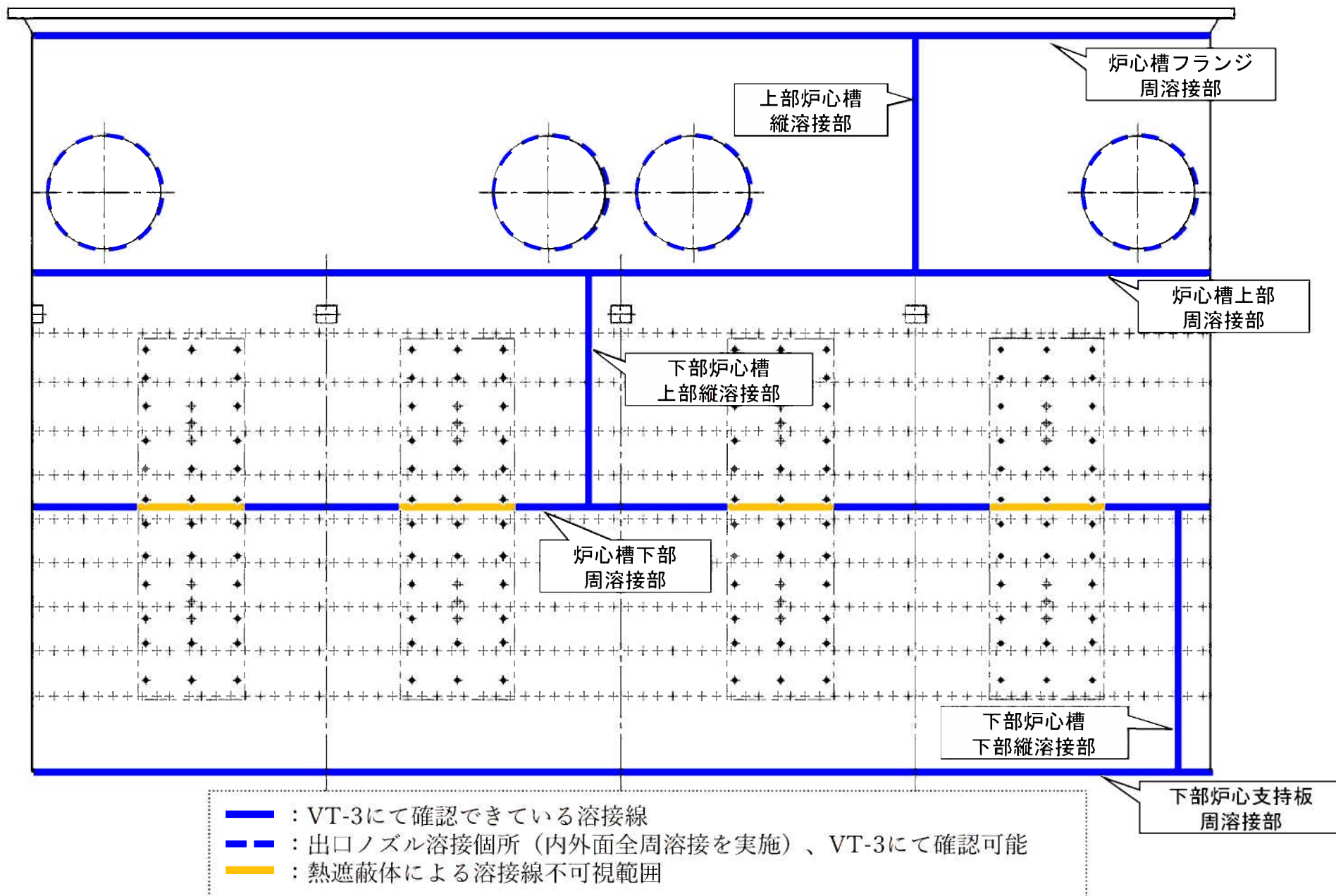
	HBロビンソン2	玄海3
運転開始	1971. 3	1994. 3
EFPY	約40	18. 5※
出力（万kw）	76. 8	118. 0
炉心槽材料	現状不明	JIS G4304 SUS304 JIS G3214 SUSF304
溶接方法 （上部周溶接部）	現状不明	ティグ溶接

※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 炉心バップル 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	炉心バップル 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

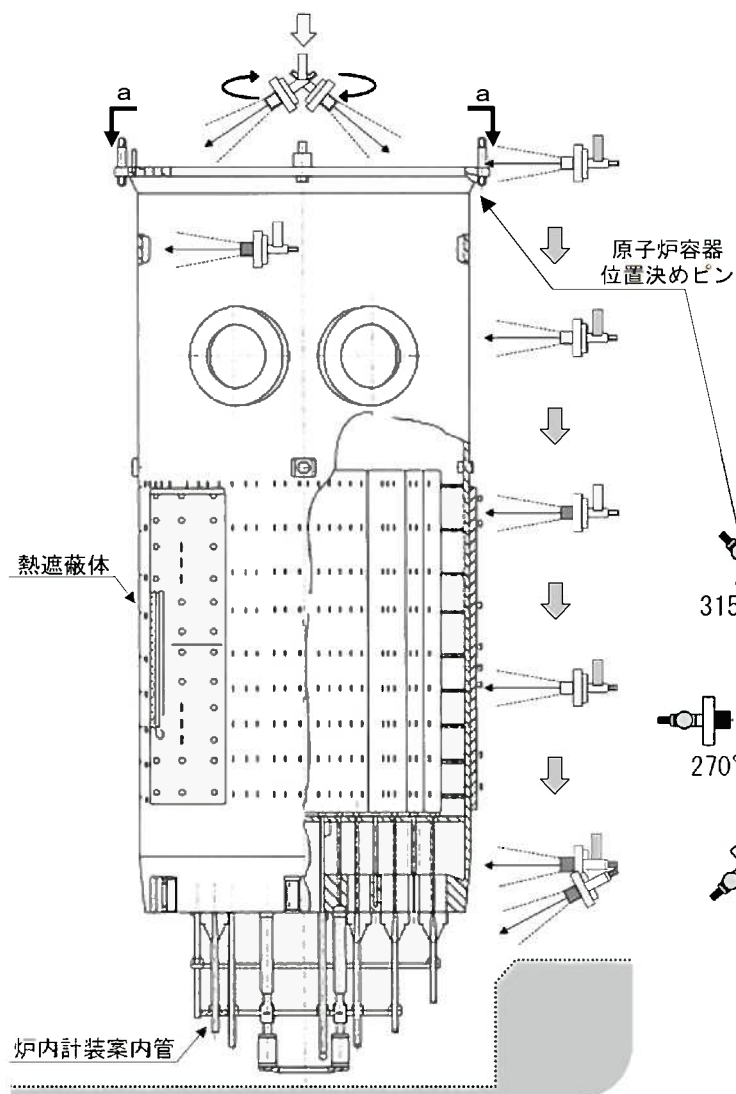
○試験方法：水中テレビカメラによって、可視範囲に対して遠隔目視試験を行っている。その際、試験対象部の表面において18%中性灰色カード上の幅0.8mmの黒線が識別できることを確認。

○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。

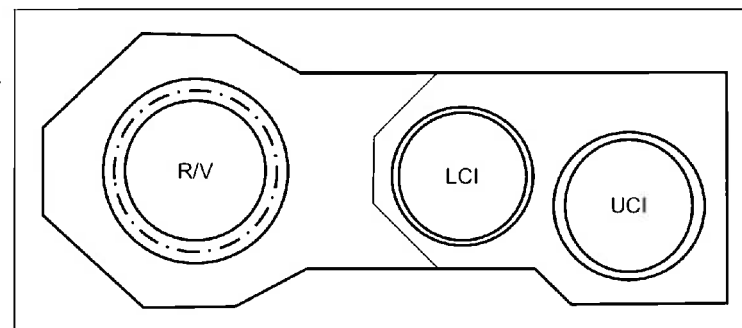
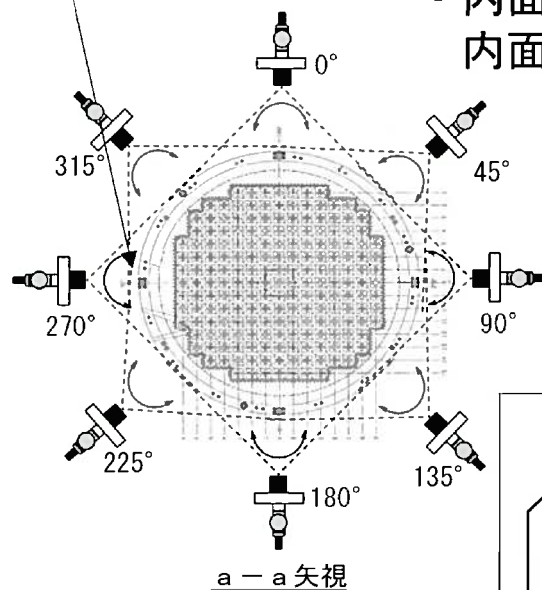
○判定基準：機器の変形、心合せ不良、傾き、部品の破損、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、機器表面における異常および脱落がないこと。

○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