

米国 PWR の炉心そう溶接部で発見された亀裂について

2023 年 9 月 28 日
技 術 基 盤 課
システム安全研究部門

1. 経緯

本年 6 月に CODAP プロジェクト¹の米国メンバーからロビンソン発電所 2 号機²の炉心そう溶接部で発生した亀裂（以下「本事象」という。）に関する情報提供³があった。

本事象について、関連する米国情報を収集・整理し、また、日本国内における対応について原子力エネルギー協議会及び電気事業者（以下「事業者等」という。）からの聞き取りを行ったので報告する。

2. 炉心そうとは

炉心そうは、原子炉の内部に設置された構造物で、上部が原子炉容器位置決めピンで原子炉に固定され、下部はラジアルキーにより回転しないように水平方向が、原子炉容器位置決めピン及び二次炉心支持構造物により上下方向が固定されている⁴。その役割は、水平方向の炉心支持及び位置決め、冷却水流路の維持及び流量適正配分とされている⁵。

3. 米国における対応

3. 1 本事象の概要

2022 年 12 月、ロビンソン発電所 2 号機において、供用期間中検査として ASME Sec. XI に基づく炉心そう溶接部（ベルトライン領域外）の目視試験（VT-3⁶）が実施され、その際に、炉心そうの Upper Girth Weld（UGW：上部周方向溶接部）の内表面側に 12 インチ（約 305mm）の欠陥指示が発見された。その後、当該 UGW 内外面の 100%について目視試験（VT-1⁷/EVT-1⁸）及び超音波探傷試験（UT）による詳細な調査が実施され、内表面側に合計 5 つの亀裂（長さが 1.1～17.76 インチ（約 28～

¹ OECD/NEA 原子力施設安全委員会、機器構造物経年化・構造健全性ワーキンググループの技術的サポートを行う CODAP 運営グループが運営する機器運転経験、劣化・経年化プログラム

² サウスカロライナ州ハーツビル近郊の PWR プラント。出力は 759MW、1971 年運転開始。

³ ML23160A143 Industry/NRC Materials Technical Exchange Meeting 6/15/23

⁴ PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [一般点検]，原子力安全推進協会

⁵ PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心そう]，「付録 A 炉内構造物の安全上重要な機能」 A-1 ページ，原子力安全推進協会

⁶ VT-3 は一般的な劣化状態（部品の脱落、破損、腐食、摩耗、浸食など）の検出に使用される目視試験の方法で、ASME Sec. XI (IWA-2211) で定義されている。

⁷ VT-1 は亀裂、摩耗、腐食、浸食などの異常の検出に使用される目視試験の方法で、ASME Sec. XI (IWA-2213) で定義されている。国内では日本機械学会維持規格 (IA-2521) で定義されている。

⁸ 強化目視試験 (EVT-1: Enhanced VT-1) は表面破壊欠陥の検出に使用され、1/2mil (0.0127mm) のターゲットを検出できるような装置と環境条件下で実施する目視試験の方法である。BWR VIP-03 で定義されている。

451mm)、深さが板厚の 37~92%) が認められた。最初に発見された 12 インチの欠陥指示は、深さが板厚の 92%の亀裂であることが判明した。事業者は、前回 2012 年の供用期間中検査に実施された VT-3 の結果をレビューし、照明、カメラの解像度、及び表面上の酸化物の蓄積により、当該部位の欠陥指示は報告対象外であると判断した。しかし、米国原子力規制委員会 (NRC) の検査官が前回検査のビデオ画像を確認したところ、当該部位の欠陥指示は、明らかに視認できたと判断した。⁹

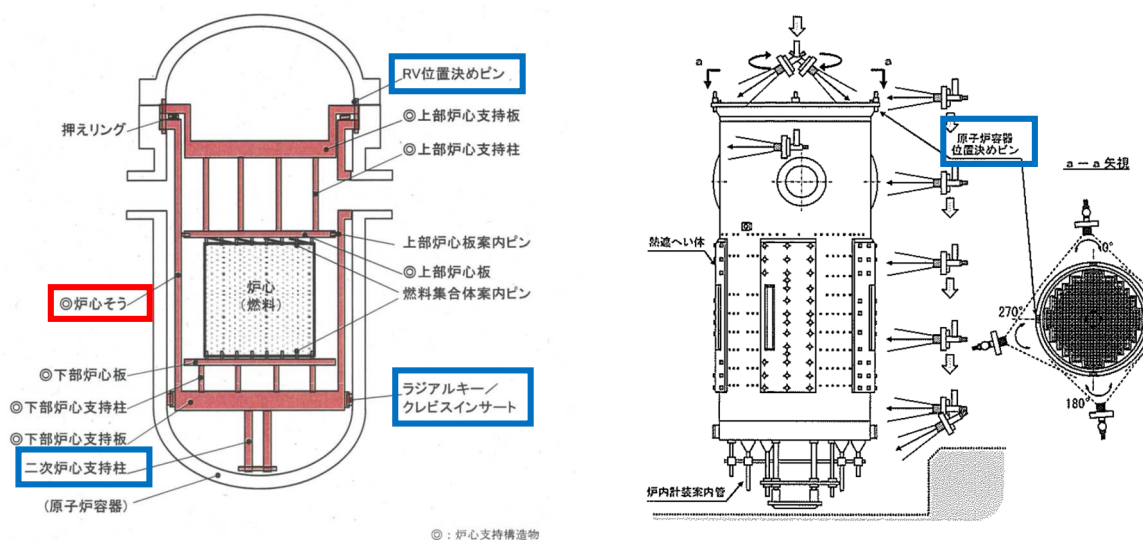


図 1 炉内構造物の概要^{10, 11}



図 2 炉心そうの模式図¹²

⁹ ML23041A227 H.B. Robinson Steam Electric plant - Integrated Inspection report 05000261/2022004

¹⁰ PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [一般点検] 「図 1 解説図 1-3-2 「炉心支持・位置決め」機能に関連する機器・部品」, 原子力安全推進協会

¹¹ H. B. ロビンソン 2 号機 炉心槽割れに関する事業者の受け止めについて (令和 5 年 9 月 21 日 原子力エネルギー協議会との面談資料), 原子力安全推進協会

¹² 米国電力中央研究所 (EPRI) の Materials Reliability Program: Pressurized Water Reactor Internals Inspection and Evaluation Guidelines (Revision 1-A)

3. 2 炉心そのの検査プログラム

米国では、10CFR¹³50.55a “Codes and Standards” において、ASME Sec. XI¹⁴が規定され、供用期間中検査に用いられている。炉心そのは炉内構造物だが ASME Sec. XI には炉内構造物の検査規定はなく、クラス 1 機器（IWB 章）で炉心支持構造物の溶接部に対する検査（VT-3）として規定されている。また、事業者は NRC から安全評価を受けて承認された EPRI 作成のガイドライン（MRP-227 Revision 1-A¹²）に従った炉内構造物の検査を実施している。

MRP-227 は、加圧水型原子炉（PWR）の原子炉容器内部コンポーネントの長期劣化を管理するための検査及び評価ガイドラインで、PWR の炉内構造物に適用される。MRP-227 に記載された炉心そのの検査プログラムの例を表 1 に示す。MRP-227 では、炉心そのの試験対象部位（母材部の材料は SUS304）は、Upper Flange Weld（UFW：上部フランジ周方向溶接部）であり、UFW に 2 インチ（約 51mm）以上の欠陥指示があった場合、UGW、Lower Flange Weld（LFW：下部フランジ周方向溶接部）及び Upper Axial Weld（UAW：上部軸方向溶接部）に検査を拡大することとされている。

表 1 MRP-227 における検査プログラムの例¹⁵

主な試験部位	適用範囲	試験合格基準	拡張試験部位	拡張試験基準	拡張試験合格基準
W3. 炉心その UFW	全プラント	定期的な EVT-1 検査 具体的には、検出可能な表面の亀裂等の指示	W3. 1. UGW W3. 3. LFW W3. 2. UAW W3. 4. 下部鍛造・鑄造支持部	a. UFW 内で、検出・サイジングにより 2 インチを超える長さの表面亀裂指示が確認された場合は、次の燃料交換の完了までに UGW と LFW を含むよう検査を拡大するよう要求する。 b. UGW 又は LFW のいずれかで、検出・サイジングにより長さ 2 インチを超える表面亀裂指示が確認された場合、次の燃料交換完了までに検査を拡大して UAW も含めることを要求する。 c. (略)	拡張した炉心その溶接部（UGW、LFW、UAW）及び下部鍛造・鑄造支持部の具体的な関連条件は、検出可能な表面の亀裂等の指示

3. 3 事業者の対応

- ロビンソン発電所 2 号機で発見された 5 つの亀裂に対して UT が行われた（ASME Sec. XI の IWB-3142.4）。そのうち 4 つについて、24 ヶ月の追加サイクルが受け入れられるという評価結果になった。1 つについて、24 ヶ月の追加サイクルで許容欠陥寸法を超えた。そのため、亀裂の進展阻止を目的として亀裂先端部への穴加工が施工された。ASME Sec. XI の IWB-2420(b)に従って、次の 3 回の定検での連続検査が予定されている¹⁶。

¹³ Code of Federal Regulation: 連邦規則

¹⁴ Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components—Division 1

¹⁵ “Table 5-3 Westinghouse Plants Examination Acceptance and Expansion Criteria” より抜粋

¹⁶ ML23089A212 H. B. Robinson No. 2 ISI Program Ninety Day Owner’s Activity Report and Analytical Evaluations

- 産業界において、コアバレルフォーカスグループを設置し、情報収集、暫定ガイドランス（MRP 2023-005：MRP-227 改訂案）¹⁷の作成、長期計画の作成を任務として活動している³。
- 暫定ガイドランスの概要は以下のとおり¹⁸。
 - UGW を拡張試験部位から主な試験部位に変更
 - EVT-1 の代替オプションとして渦流探傷試験と UT を追加
 - UFW、UGW 及び UAW の検査範囲は、表面検査対象の溶接部の両面 100%に増加(UT による体積試験の場合は片面)
- 本事象は、以下のような側面から現行の MRP-227 による試験要件を強化する必要性を示している。
 - UGW には評価だけでは対処できない亀裂が観察された
 - UGW は、MRP-227 では、主な検査部位ではなく拡張検査部位とされている
 - 表面検査（VT-3、MRP-227 は片面が対象）をもう一方の表面（外表面側）から実施していたら、最初に発見された亀裂は見逃されていたといえる
 - 亀裂がどのくらいの期間存在していたのかは不明であり、発電所の当初の 40 年間の運転許可の期限を超えて運転される前に亀裂が始まった可能性がある

4. 日本における対応

4. 1 炉心そうの検査プログラム

国内においては、技術基準規則¹⁹の解釈第 18 条第 1 項及び亀裂解釈²⁰において、日本機械学会の維持規格（JSME S NA1-2008 又は 2012）が規定され、供用期間中検査に用いられている。

炉心そうに対しては、維持規格の炉内構造物の標準検査（IG 章）で VT-3²¹が要求されている。試験の程度は、接近可能な表面（溶接継手含む）のうち、表面の全ての範囲の 7.5%（複数個数あるものは 1 個、又は対称性があるものは対称性の最小範囲）とされている。また、炉内構造物の個別検査（IJG 章）で、溶接継手に対して任意の時期^{22, 23}における UT が要求されている。維持規格では炉心そうの損傷原因

¹⁷ ウェスティングハウス及び GE(Combustion Engineering) 設計のプラントに対する NEI 03-08「必要な」要件として公表。2024 年 5 月 1 日から計画されているすべての炉心そう溶接部の MRP-227 検査に対して発効。

¹⁸ ML23151A701 Recent PWR Reactor Vessel Internals Operating Experience

¹⁹ 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

²⁰ 実用発電用原子炉及びその附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

²¹ VT-3 は機器の変形、心合せ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、部品の破損、脱落及び機器表面における異常の検出に使用される目視試験の方法で、日本機械学会維持規格（IA-2523）で定義されている。

²² 維持規格 解説 表 IJG-2500-P-3-3（炉心そうのバツフルフォーマボルト等試験結果の採用）：炉心そうについては現知見では供用期間中の IASCC 発生の可能性が小さいと考えられるため、試験実施時期は任意でよいものとする。以下省略。

²³ 維持規格 解説根拠 整理番号 IJG-P-3 3. 試験実施時期：炉心そうは損傷原因である IASCC に関するデータが十分ではないため、バツフルフォーマボルトに対して決定したボルトの損傷予測曲線を用い、炉心そうの温度、照射、応力条件を当てはめて損傷予測を行っている。～中略～バツフルフォーマボルトから推測された IASCC の発生時期が、新たな知見等で早くなった場合は評価の見直しを行い、評価期間中継続使用不可能または評価期間中継続使用可能でも仮想き裂が安定でない場合は、試験時期を検討する必要が生じる。

を IASCC（照射誘起型応力腐食割れ）と想定しており、炉心そうよりも照射量の多いバッフルフォーマボルトの損傷予測曲線からプラントの運転中に炉心そうに亀裂が発生する可能性はない、又は、亀裂が発生したと仮定した場合でも亀裂の進展は途中で止まるため問題は生じないとしている²³。

4. 2 事業者等の対応

原子力規制庁は、PWR の炉心そう溶接部に対する事業者等の対応について、面談²⁴を実施し、以下の内容（事実、対応、取組の方向性）について説明を受けた（参考参照）

（1）現状の検査状況

- 炉心そう溶接部（内面側及び外面側）に対して VT-3 を実施している。試験間隔は維持規格に従い 1 回/10 年（運転開始 30 年以降は 1 回/7 年）、試験の程度は、可視可能な範囲（内外表面）の 100%としている。
- 維持規格の IJG 章に基づく UT は実施していない。
- なお、炉心そう母材部の材料は SUS304 である。

（2）原子力安全に対する影響

- 米国産業界は UGW の全周破断による炉心そう分離を想定しても、二次炉心支持構造物が設置されているため、プラントは安全停止できるとしている。
 - 分離した炉心そう下部は、水平方向はラジアルキーにサポートされながらわずかに下降し、二次炉心支持構造物下端が原子炉容器下部鏡に着底することで停止する。
 - 燃料ピンの燃料集合体への挿入長さは、この下降量以上にしており、制御棒挿入機能が維持される。
- 国内 PWR は、炉心そう溶接線が全周破断した場合にも、二次炉心支持構造物のショックアブソーバーが、炉心の落下荷重を受け止める。
- 以下により、制御棒の挿入機能が維持され、原子炉停止機能が維持される。
 - 破断した炉心そう下部は、ラジアルキーにより水平方向変位拘束され、垂直に降下する。
 - 破断ラインより上部については、炉心そうフランジ部が原子炉容器上部ふたと原子炉容器本体の間にスタッドボルトにより固定されており、回転することはない。
 - また、上部炉内構造物についても、炉心そうフランジ部と同様に、原子炉容器上部ふたと原子炉容器本体の間に固定されており、回転することはない。
 - 燃料集合体（上部ノズル）の上部穴とピン（燃料案内ピン）、燃料集合体（制御棒案内シンブル）の上部穴と制御棒先端は、いずれも炉心落下変位（炉心降下量）を考慮しても外れないように設計配慮されている。

²⁴ 令和 5 年 8 月 3 日、31 日、9 月 14 日及び 21 日

(3) 当面の対応

- 国内 PWR においては、以下の理由により直ちに対処が必要な状況にない。
 - ロビンソン 2 号機は VT-3 で傷が検出されているが、これまで国内 PWR で行われた VT-3 においては傷が検出されていない。このため、少なくともロビンソン 2 号機のような大きな欠陥はないものと想定している。
 - 念のため、代表プラント 2 炉（実運転年数²⁵、運転期間（暦年）でそれぞれ最長のもの）の UGW に対する供用期間中検査で実施した VT-3 のビデオ画像を改めて確認したが指示はない。
 - ロビンソン 2 号機の実運転年数は約 40 年であるが、国内 PWR の実運転年数は 30 年未満である。²⁶
- 今後の国内 PWR における UGW に対する供用期間中検査の VT-3 では、事前に検査員に本事象の周知教育を実施し、「溶接線付近に亀裂がありえる」という意識付けを行う。また、確認済みの代表プラント 2 炉以外についても、順次、至近の供用期間中検査のビデオ画像を見直し、指示の有無を確認する。
- 現在実施されている米国産業界の原因調査等の動向を注視するとともに、実運転年数の先行する米国炉における点検結果入手を行い、ロビンソン 2 号機固有の事象か確認する。

(4) 今後の取組

- 米国における原因調査及び他ユニット点検結果をもとに、国内事業者の取組の方向性を検討し、原子力規制庁へ報告する。
- 国内においても詳細検査が必要となるケースに備え、当該溶接線の詳細検査（MVT-1）装置の開発を進める。
- 炉心そうの健全性評価手法の検討（非破壊検査を行う際の判定基準、技術基準適合欠陥の範囲、継続使用期間等）を進める。

5. 今後の進め方

本事象について、関連する米国情報を収集・整理し、日本国内における対応について事業者等からの聞き取りを行った。事業者等の当面の対応については妥当と考えられるが、今後、以下の情報収集等を行い、適宜、技術情報検討会に報告することとしたい。

- 安全停止できるとする技術的根拠及び今後の取組について、事業者等から説明を受ける。
- 米国産業界の原因判明は、2024 年秋以降の見込みであることから、今後も原因調査に関する調査を継続し、適宜 NRC との意見交換を実施する。
- 亀裂解釈には、具体的な炉心そうの健全性評価手法が規定されていないことから、**今後の維持規格の技術評価を見据え**、原子力規制庁においても炉心そうの健全性評価手法について、情報収集を行う。

²⁵ Effective Full Power Years：定格負荷相当年数

²⁶ ロビンソン 2 号機は、約 40EFPY での発見であるが、国内炉は、東日本大震災後の長期停止等により、EFPY が全体に短く、最長の炉においても 30EFPY 未満。

(参考) H.B. ロビンソン 2号機 炉心槽割れに関する事業者の受け止めについて (令和5年9月21日 原子力エネルギー協議会との面談資料)

H.B.ロビンソン 2 号機 炉心槽割れに関する事業者の受け止めについて

2023年9月21日
原子力エネルギー協議会

内容

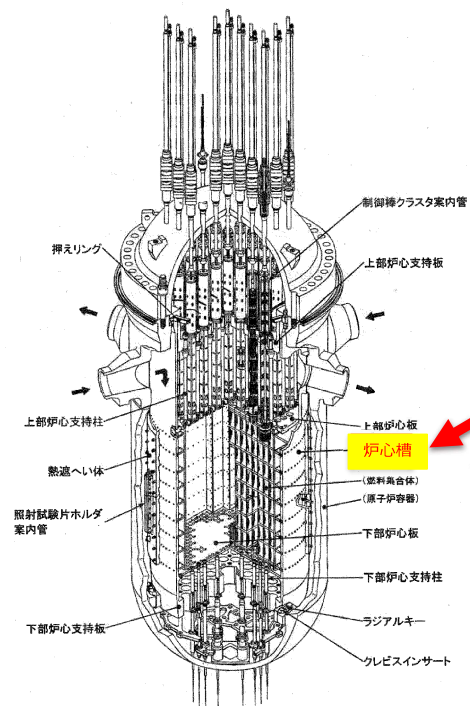
1

1. H.B.ロビンソン 2 号機における炉心槽割れ事象の概要
2. 国内 PWR における現状の検査状況
3. 本事象に関する国内事業者の受け止め

H.B.ロビンソン 2号機における炉心槽割れ事象の概要

事象の概要

- 米国H. B. ロビンソン2号機（WH3ループ、1971年運開）において、2022年11月、供用期間中検査として、炉心槽内面の目視点検（VT-3）を実施していたところ、上部周溶接線近傍に亀裂が確認された。
- これを受け、炉心槽内外両面において、詳細な検査を実施したところ、亀裂は、合計5か所、いずれも内面であり、長さは2.8～45.1cm、深さは37～92%。
- 当該箇所のうち、無補修では1サイクルの健全性が確認できないと評価された1か所の割れに対して補修を行った上、プラントは2022年12月に運転再開済み。



炉心槽とは？

耐圧部材ではなく、その損傷がLOCAを引き起こすことはないものの、炉内構造物の構成品で、以下の機能を持つ。

- 炉心（燃料集合体）の支持
- 1次冷却材の流路形成

国内PWRにおける現状の検査状況（1 / 3）

- PWRの炉心槽溶接部に対するISIは、JSME維持規格（JSME S NA1）の「IG 炉内構造物の標準検査」章に基づき行われており、その検査内容は以下のとおり。

試験対象	試験方法	検査間隔
炉心槽溶接部*1 (内面側)	VT-3	1回/10年 (運転開始30年以降は1回/7年)
炉心槽溶接部*1 (外面側)	VT-3	1回/10年 (運転開始30年以降は1回/7年)

*1：接近可能な表面

- これまでの国内PWRの検査においては、指示が検出された実績はない。

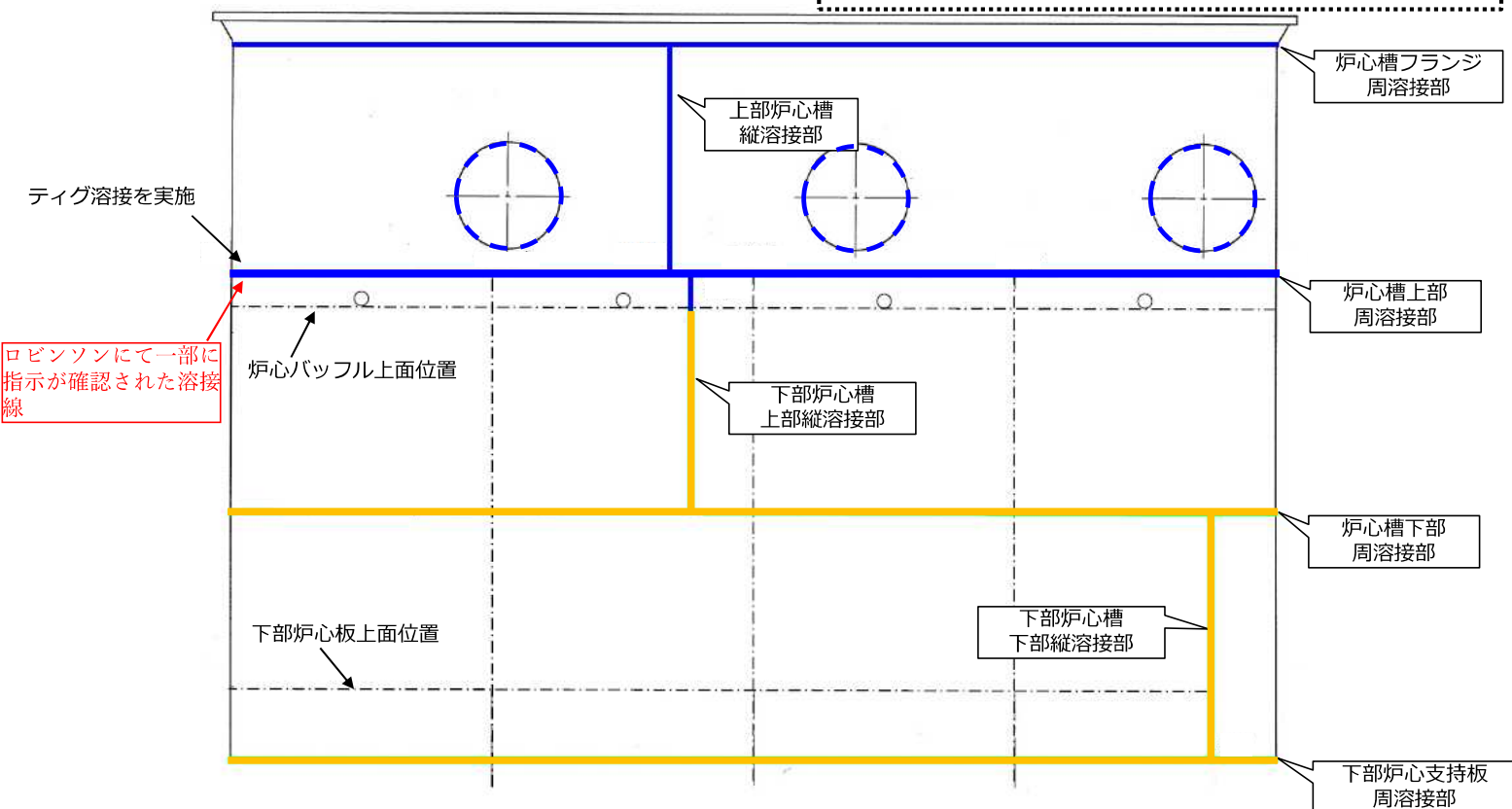
<補足：国内PWRプラント炉心槽について>

- 炉心槽の材料はSUS304※。
- 炉心槽溶接線に対して、VT-3は可視範囲の100%で確認できている。
- JSME維持規格の「IIG 炉内構造物の個別検査」章に基づく検査は実施していない。

国内PWRにおける現状の検査状況 (2 / 3)

○国内代表プラントの炉心槽溶接部 (内面)

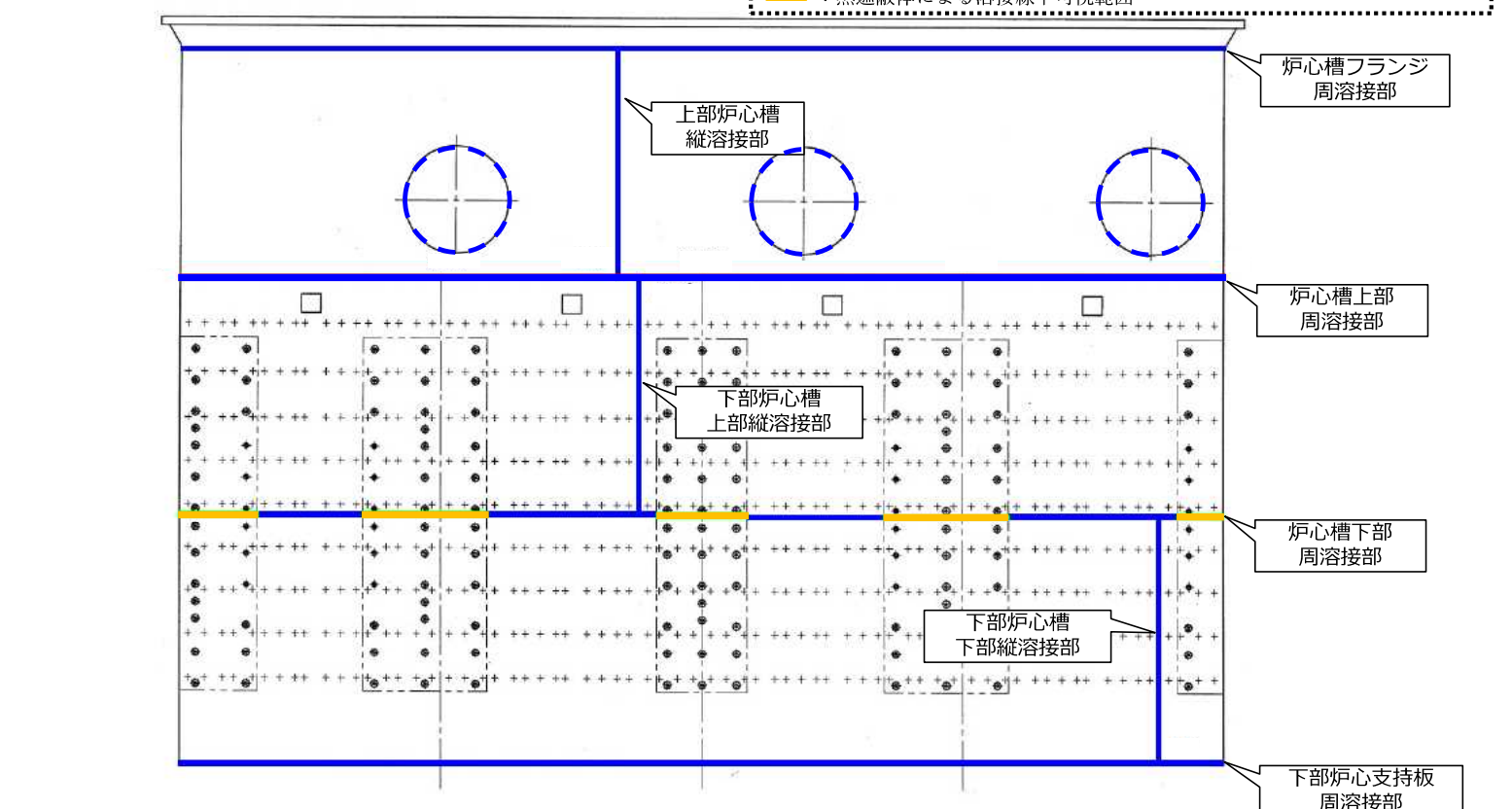
- : VT-3にて確認できている溶接線
- - - : 出口ノズル溶接箇所、VT-3にて確認可能
- : 炉心バップル、下部炉心板による溶接線不可視範囲



国内PWRにおける現状の検査状況 (3 / 3)

○国内代表プラントの炉心槽溶接部 (外面)

- : VT-3にて確認できている溶接線
- - - : 出口ノズル溶接箇所、VT-3にて確認可能
- : 熱遮蔽体による溶接線不可視範囲

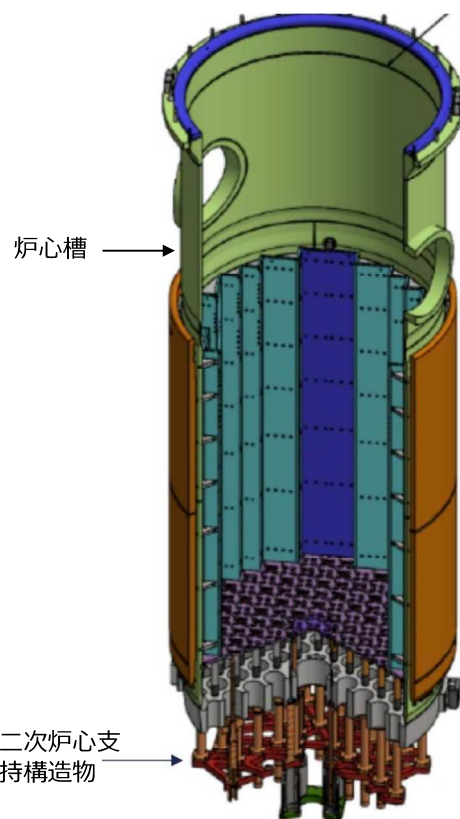


本事象に関する国内事業者の受け止め（1 / 4）

炉心槽における大きな亀裂の発生報告は初事象であることから、重要な運転経験として着目し、米国産業界から、積極的に情報を収集。

米国産業界の検討状況

- 2023年2月、PWR O G、E P R I 合同の検討会が発足し、検査ガイド、原因調査、補修技術、健全性評価等の各分野の検討を実施中。
- 当該溶接線の全周破断による炉心槽分離を想定しても、二次炉心支持構造物が設置されているため、プラントは安全停止できる、との見解。
 - 分離した炉心槽下部は、水平方向はラジアルキーにサポートされながらわずかに下降し、二次炉心支持構造物下端が原子炉容器下部鏡に着底することで、停止。
 - 燃料ピンの燃料集合体への挿入長さは、この下降量以上にしており、制御棒挿入機能が維持される。
- 本事象の発生を受け、暫定ガイドラインを策定。
 - 発効：2024年5月1日。
 - 対象：延長運転ライセンス取得済みユニット。
 - 主な内容：
 - ・ 上部周溶接線を点検部位化し、炉心槽内外両面の詳細目視検査またはE C T、もしくは片面U T。
 - ・ 点検時期は、運開40年ごえ後、2定検まで。
(ただし、今回の検査のための予定外の炉内構造物吊り出しは不要。次回の炉内構造物吊り出し予定定検で検査を実施すればよい。)



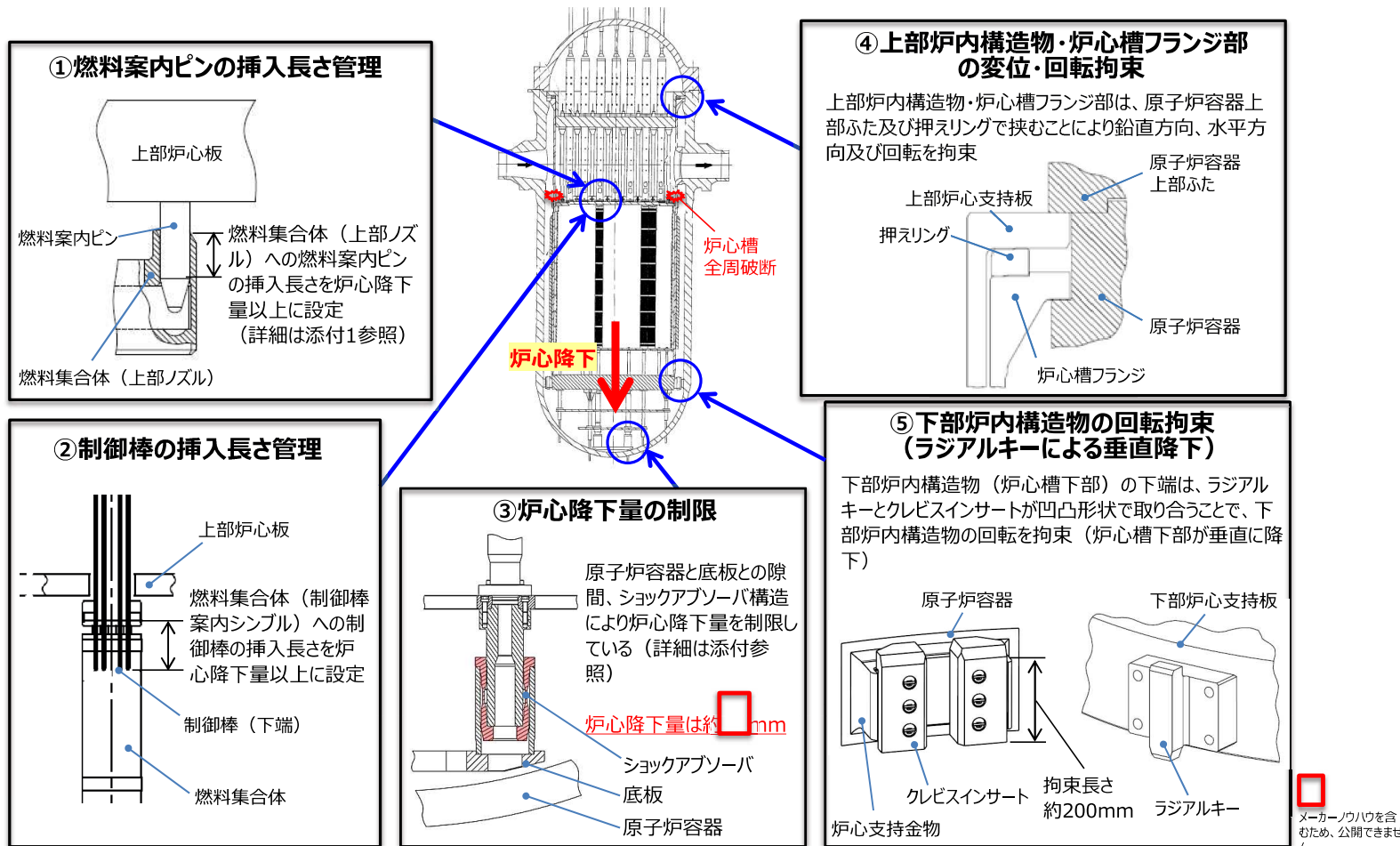
本事象に関する国内事業者の受け止め（2 / 4）

現時点における情報収集状況を踏まえ、以下の通り受け止めている。

1. 原子力安全上の想定

国内PWRの設計も米国炉と同様であり、「起こりえる最悪の事態」として、出力運転中、当該溶接線が全周破断し、炉心槽が完全分離するケースを想定しても、米国産業界の見解どおり、いずれの国内PWRプラントも安全停止できる。具体的には以下の通り。

- 万一、炉心槽溶接線が完全した場合にも、2次炉心支持構造物のショックアブソーバーが、炉心の落下荷重を受け止める（次ページ③）。
- 以下により、制御棒の挿入機能が維持され、原子炉停止機能が維持される。
 - 破断した炉心槽下部は、ラジアルキーにより水平方向変位拘束され、垂直に降下する（次ページ⑤）。
 - 破断ラインより上部については、炉心槽フランジ部が原子炉容器上部ふたと原子炉容器本体の間にスタッドボルトにより固定されており、回転することはない（次ページ④）。
 - また、上部炉内構造物についても、炉心槽フランジ部と同様に、原子炉容器上部ふたと原子炉容器本体の間に固定されており、回転することはない（次ページ④）。
 - 燃料集合体（上部ノズル）の上部穴とピン（燃料案内ピン）、燃料集合体（制御棒案内シムル）の上部穴と制御棒先端は、いずれも炉心落下変位（炉心降下量）を考慮しても外れないように設計配慮されている（次ページ①②）。



10 メーカーノウハウを含むため、公開できません

2. 当面の対応

国内プラントにおいては、以下の理由により、ただちにアクションが必要な状況にない。

- これまでの供用期間中検査における点検結果
 当該炉では、供用期間中検査 (VT-3) で傷が検出されているが、これまで、国内PWRで行われた同様の検査においては傷が検出されていない。このことから、少なくとも当該炉のような大きな欠陥はないものと想定される。なお、念のため、代表プラント2炉 (EFPY、暦年でそれぞれ最長のもの) の当該溶接線の供用期間中検査について、あらためてビデオを見直したが、指示はなかった。
- 実運転年数の違い
 当該炉は、約40EFPY (Effective Full Power Years) での発見であるが、国内炉は、東日本大震災後の長期停止等により、EFPYが全体に短く、最長の炉においても30EFPY未満。

このため、現在実施されている米国産業界の原因調査等の動向を注視するとともに、EFPYの先行する米国炉における点検結果入手を行い、当該炉固有の事象かどうかの確認を実施する。また、以下の2点を実施する。

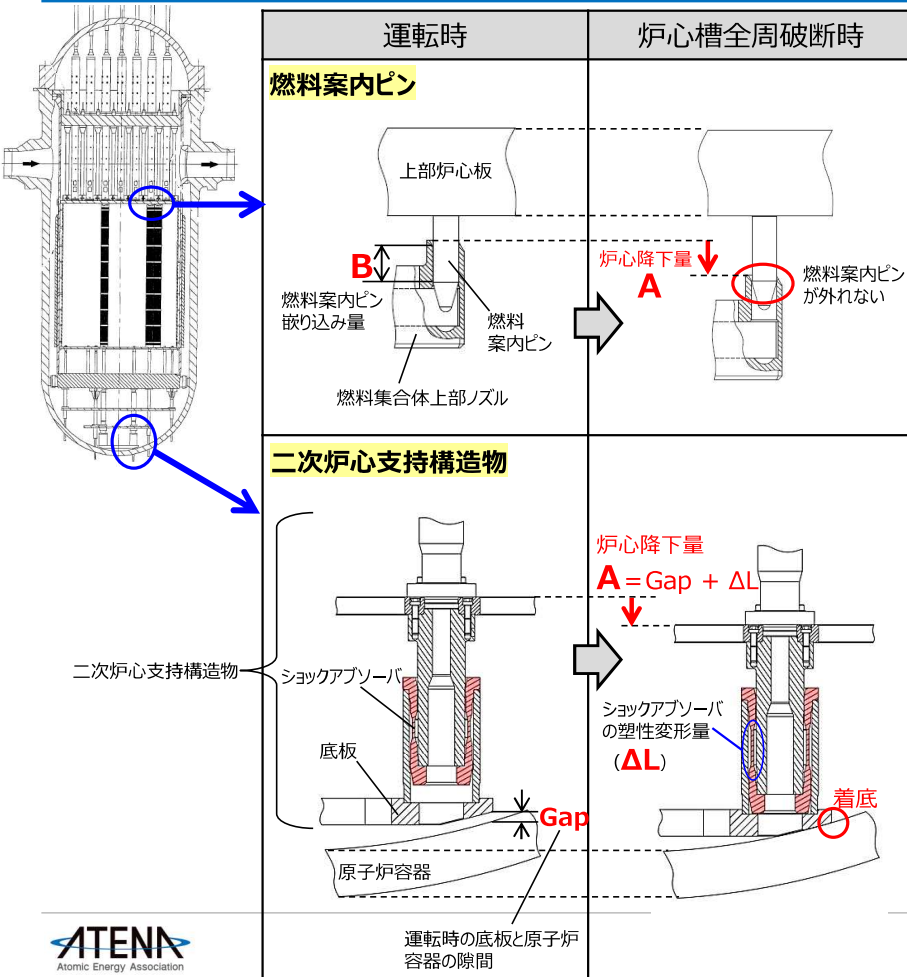
- 今後の当該溶接線の供用期間中検査にあたっては、事前に検査員に本事象の周知教育を実施し、「溶接線付近に亀裂がありえる」という意識づけを行うこととする。
- 確認済みの2炉以外についても、順次、至近の供用期間中検査のビデオを見直し、指示の有無を確認する。

3. 今後の取り組みの方向性

米国産業界の検討会が、原因検討等を進めているものの、原因判明は、実機サンプルの切り出しが想定される、当該炉の次回定検 (2024年秋) 以降の見込み。また、米国の暫定ガイドライン発効 (2024年5月) を踏まえた他ユニットでの点検結果の判明は2024年秋季定検*時期以降の見込み。これらを踏まえ、あらためて、米国原因調査及び他ユニット点検結果をもとに国内事業者の取り組みの方向性を検討し、ご報告する。なお、検討の結果、国内においても詳細検査が必要となるケースに備え、当該溶接線の詳細検査 (MVT-1) 装置開発や、炉心槽健全性評価手法の検討 (非破壊検査を行う際の判定基準、技術基準適合欠陥の範囲、継続使用期間等) を進める。

*米国では電力需要の旺盛な夏期、冬期には定検を行わず、春、秋に定検を行うことが一般的。

【添付】 炉心槽全周破断時の炉心降下量の制限について



◆万一の炉心槽全周破断時

- ・炉心槽破断により下部炉心構造物が落下すると、二次炉心支持構造物の下端が原子炉容器下部鏡に着底し、炉心降下量が制限される。
- ・ショックアブソーバが塑性変形することで炉心落下時のエネルギーを吸収する構造である。
- ・炉心降下量 (A) よりも燃料案内ピンの嵌り込み量 (B) が大きいため、燃料案内ピンが外れることは無く、**燃料集合体への制御棒挿入機能は維持される。**

[補足] ショックアブソーバの設計

炉心降下量は以下の式で表される。

$$A = \text{Gap} + \Delta L$$

(Gap : 運転時の底板と原子炉容器の隙間)
(ΔL : ショックアブソーバの塑性変形量)

制御棒挿入機能の維持のため、 $A \leq B$ とする必要がある。

$$A (= \text{Gap} + \Delta L) \leq B$$

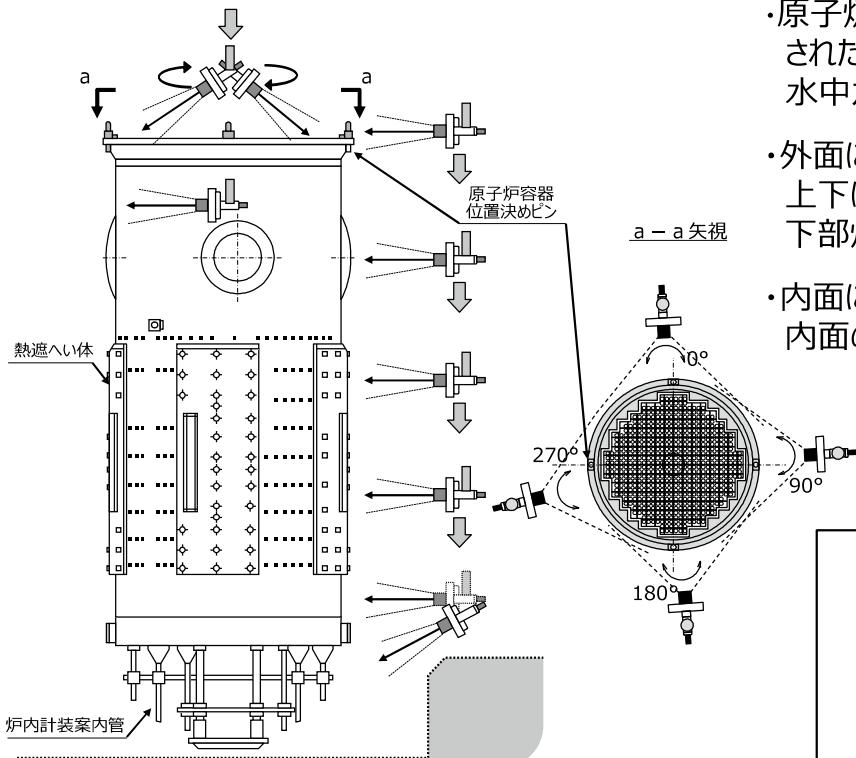
$$\text{上記式を変換すると } \Delta L \leq B - \text{Gap}$$

ショックアブソーバの変形量が上記関係式を満足するように設計している。

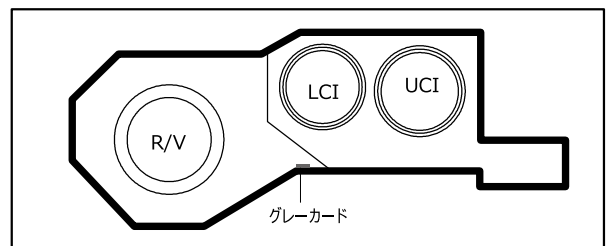
【参考】 供用期間中検査における炉心槽検査の概要

○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、4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