

枠内は機密情報のため公開できません

「もんじゅ」廃止措置計画の変更内容 (模擬燃料体の部分装荷)

案

2020年 月 日

日本原子力研究開発機構 (JAEA)

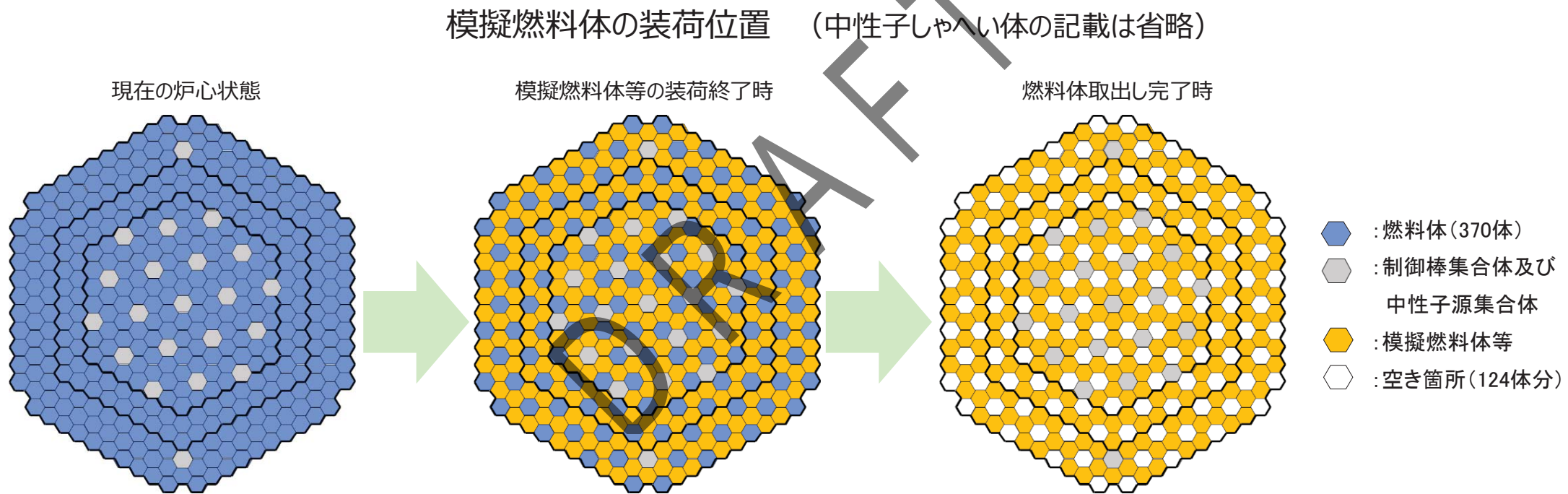
○本日は、昨年7月22日に廃止措置計画の変更認可申請を行った後、4回のもんじゅ廃止措置安全監視チーム会合（第23回～第26回）及び審査の過程で出された指摘を踏まえ、模擬燃料体を部分装荷とした場合の影響評価結果について再整理し、説明

目次		概要	頁
1	部分装荷の概要と課題の整理	部分装荷は当初設計と異なり、部分的に燃料体が装荷されない状況。炉心構造の特徴を考え、安全性、燃料取出しに影響を与えないことの確認が重要	2～4
2	部分装荷による影響と安全性の確認	止める、冷やす機能は廃止措置段階では影響なし。閉じ込め機能に関して地震時の燃料体の健全性を確認。燃料取出し機能に与える影響に関し、地震時を含め複数の視点から評価し、影響のないことを確認	5～8
3	炉心の振動解析に用いた解析コードの妥当性	炉心構造の特徴を考えると、地震時の炉心燃料体の挙動は複雑。この挙動を評価するため、高速炉の炉心の地震挙動を解析するコードREVIAN-3Dを適用。この評価手法を適用することの妥当性を確認し、解析コードは地震時の現象を概ね再現できることを確認	9～13
4	燃料体取出しができない事態への対応	想定を超えた事態が発生し、燃料体取出しが不能となった場合は、原子炉容器の液面を下げ炉内の状況を確認。燃料交換装置の故障時対応や、Na中からの機器回収知見を活用して、状況に応じて対応することで燃料体の回収は可能と判断	14
5	まとめ	部分装荷は原子炉施設の安全性に影響を与えることなく、模擬燃料体取扱い中の不具合発生可能性を低減。ナトリウムと燃料の共存によるリスクの早期低減に寄与する	15
6	参考資料	燃料取出し概要、解析コード概要、解析コードの妥当性、ナトリウム中からの機器の回収実績、影響評価一覧等の補足説明資料を添付	16～29

1. 部分装荷の概要と課題の整理

1.1 模擬燃料体の部分装荷とは

炉心から燃料体を取り出した後に装荷する模擬燃料体を全数装荷せず、部分的な装荷状態とし、模擬燃料体取扱中の不具合発生の可能性を低減（模擬燃料体取扱プロセスの簡略化による）。これにより燃料取出作業を円滑に進める。最終段階の燃料体取出時に部分装荷方式を採用予定。



部分装荷を実施するための課題

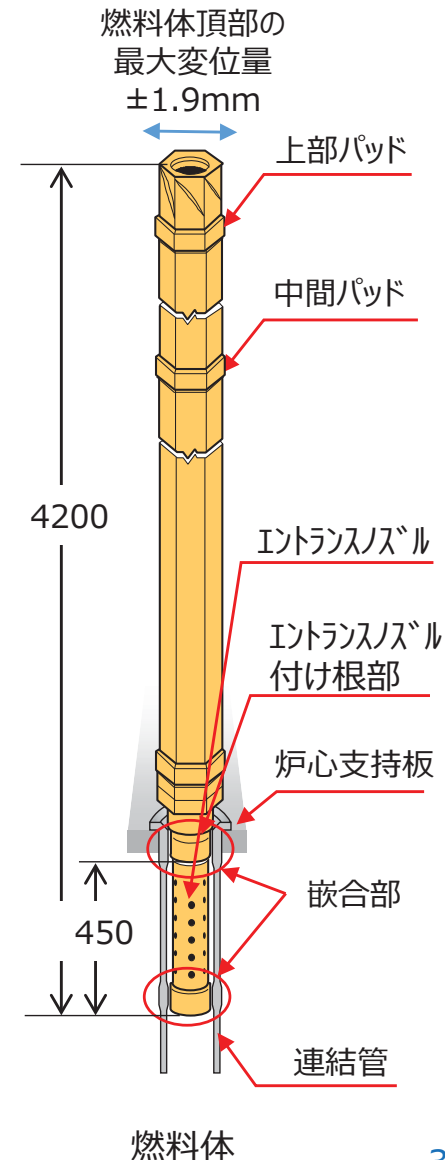
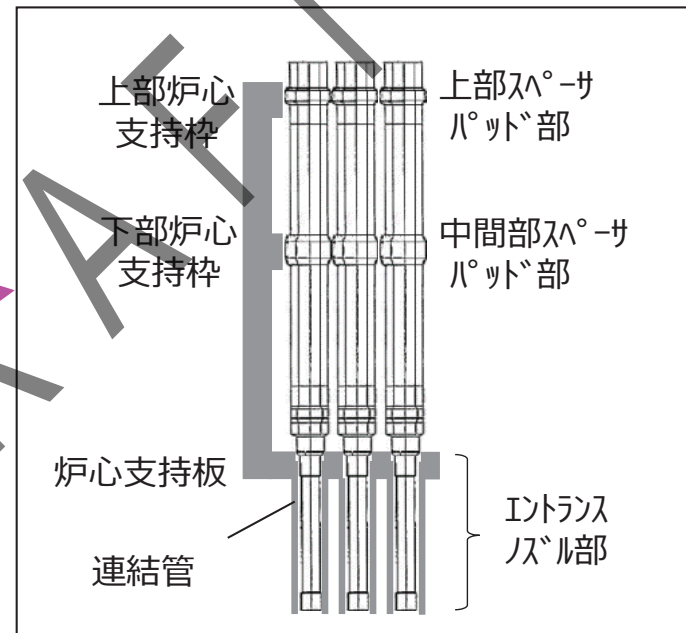
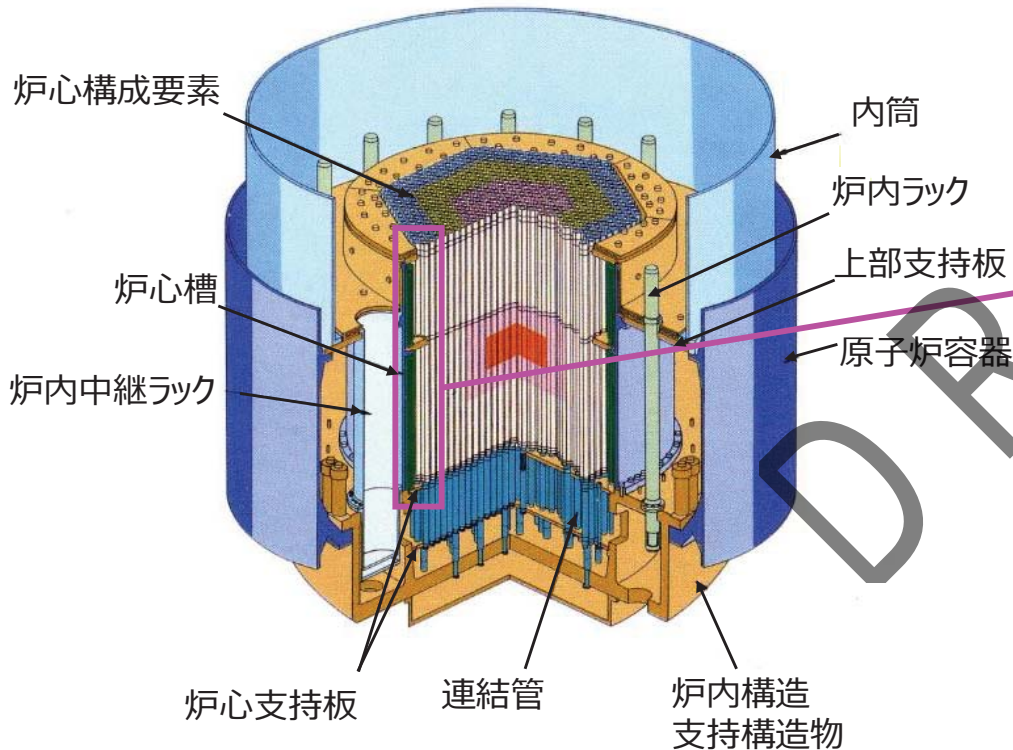
部分装荷では、隣接する燃料体の数が6体から3体まで減り、燃料体を支える面が6面から3面に減る。もんじゅの当初設計では考慮していない炉心体系となることから、原子炉施設の安全性の確保（止める、冷やす、閉じ込める）を始め、燃料体の取出し作業に影響を与えないことを確認しておく必要がある。

1. 部分装荷の概要と課題の整理

1.2 もんじゅの炉心構造の特徴

もんじゅの燃料体は炉心支持板の連結管に差し込まれて自立。炉心は隣接する燃料体の六角面が互いに支え合い、炉心体系を維持する設計。

部分装荷では、この当初設計とは異なり、燃料体を支える面が6面から3面に減り炉心体系を維持する。地震の際は、1体の燃料体を支える隣接燃料体の数が減ることから、耐震性の確認が重要。



部分装荷では、燃料体を支える隣接燃料体の面が6面から3面に減るが、燃料体の最大傾きは、嵌合部の隙間によって制限されていることから(右図参照)、燃料体の最大傾きは変わらない。燃料体頂部の最大変位量は $\pm 1.9\text{mm}$ であり、燃料交換装置による燃料体取扱いは可能。

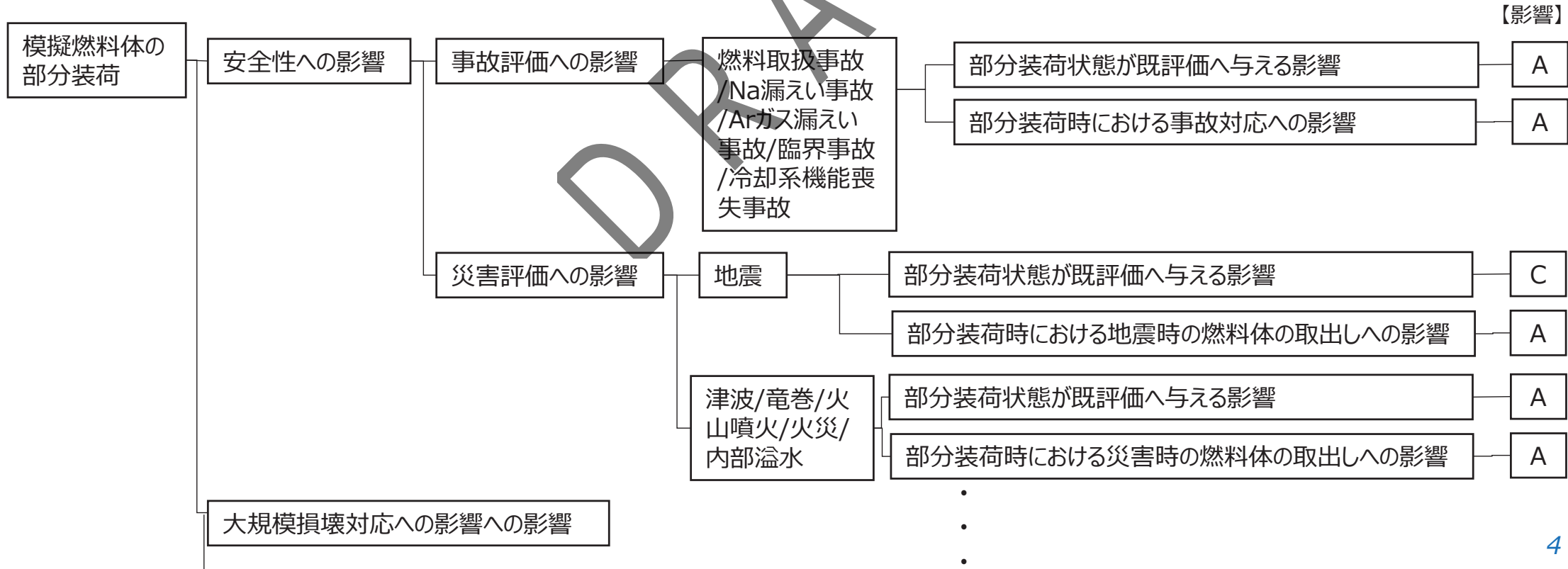
1. 部分装荷の概要と課題の整理

1.3 部分装荷による影響の把握 (コメント回答No.1)

○部分装荷による影響を把握するため、原子炉施設の安全確保の大前提である「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」を念頭に、以下の視点から影響要因を網羅的に抽出し、体系的に整理 (詳細は【参考13】参照)。必要となる評価を実施。

- (1) 安全性への影響 (事故・災害、大規模損壊への対応)
- (2) 燃料取出し機能への影響
- (3) 冷却機能への影響
- (4) ナトリウム取扱い機能への影響
- (5) 放射線防護機能への影響
- (6) 廃棄物の処理処分への影響

【凡例】
 A:原子炉施設の安全性の観点から影響ない
 B:燃料体の取出しの観点から影響ない
 C:原子炉施設の安全性の観点で確認が必要
 D:燃料体の取出しの観点で確認が必要
 E:廃棄物が低減される



2.1 部分装荷が与える影響の整理 (コメント回答No.1)

模擬燃料体が部分的に装荷されない影響を通常的全装荷状態と比較して整理すると、その概要は以下の通り。

1. 止める機能への影響

制御棒は挿入状態。燃料体数が減り、制御棒を引抜いても臨界に至ることはなく、部分装荷は止める機能に影響を与えない。

2. 冷やす機能への影響

廃止措置開始時点で冷却機能を喪失しても、燃料被覆管の中心温度は制限温度の675℃を超えず、被覆管が損傷しないことを確認済み。部分装荷段階では、炉心が保有する燃料体数が約1/3に減っており、被覆管の温度は下がる方向。冷却機能を喪失しても燃料の健全性は維持される(【参考2】参照)。

3. 閉じ込める機能への影響

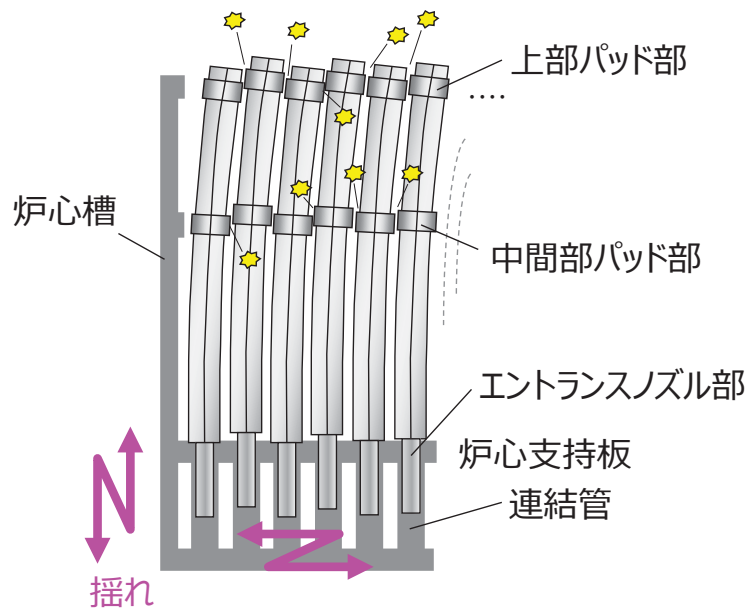
燃料体を支える周囲の燃料体数が、6体から3体に減り、地震時の炉心燃料の挙動が変わることから、燃料体の地震時の安全性を確認する。

4. 燃料取扱い機能への影響

- 地震時に燃料体が跳び上がることから、跳び上がり量を評価し、燃料体同士の鉛直方向のズレ(パッド部の外れ)や燃料交換装置等との干渉の有無を確認する。
- 部分装荷により、模擬燃料体を装荷しない部分の冷却材流量が増える。未装荷部分の流れが増えることによる燃料取出し機能への影響を確認する。
- 隣接燃料体が減ることで、部分装荷により燃料体頂部の位置が変位する可能性がある。この場合の燃料取出し機能への影響を確認する。
- 模擬燃料体が未装荷となることで、燃料取扱設備の操作手順が変更となる。この影響について確認する。

2.2 部分装荷における耐震性の確認

- ①地震時の燃料体の挙動(地震時の振動、燃料体同士の衝突、跳び上がり)は、高速炉用に開発された3次元で炉心の振動を解析するコード(REVIAN-3D:【参考3】参照)を用いて定量的に評価。
- ②地震時の燃料体の挙動を解析した結果、燃料体に発生する荷重/応力も小さく、燃料体は構造健全性を維持。跳び上がり量も小さく、他設備とも干渉せず、燃料体の取扱い機能へ影響を与えない。
- ③また、炉心支持板への燃料体着床時の衝突荷重を想定しても、ラップ管及び燃料被覆管は座屈することなく健全。



地震時の炉心の挙動 (模式図)

地震時の燃料体挙動の解析結果

評価項目	発生値※1	評価基準値
上部パッド衝突荷重[kN]	112.8	564
	114.6	
中間パッド衝突荷重[kN]	5.3	28
	5.5	
エントランスノズル付け根部曲げ 応力[MPa]	141.1	440※2
	173.2	
跳び上がり量 [mm]	<20	40※3
	< 2	

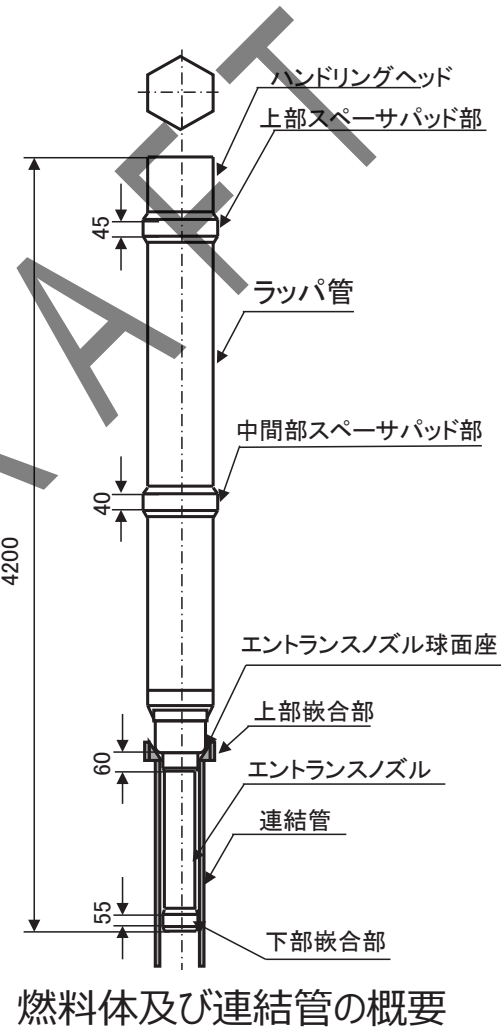
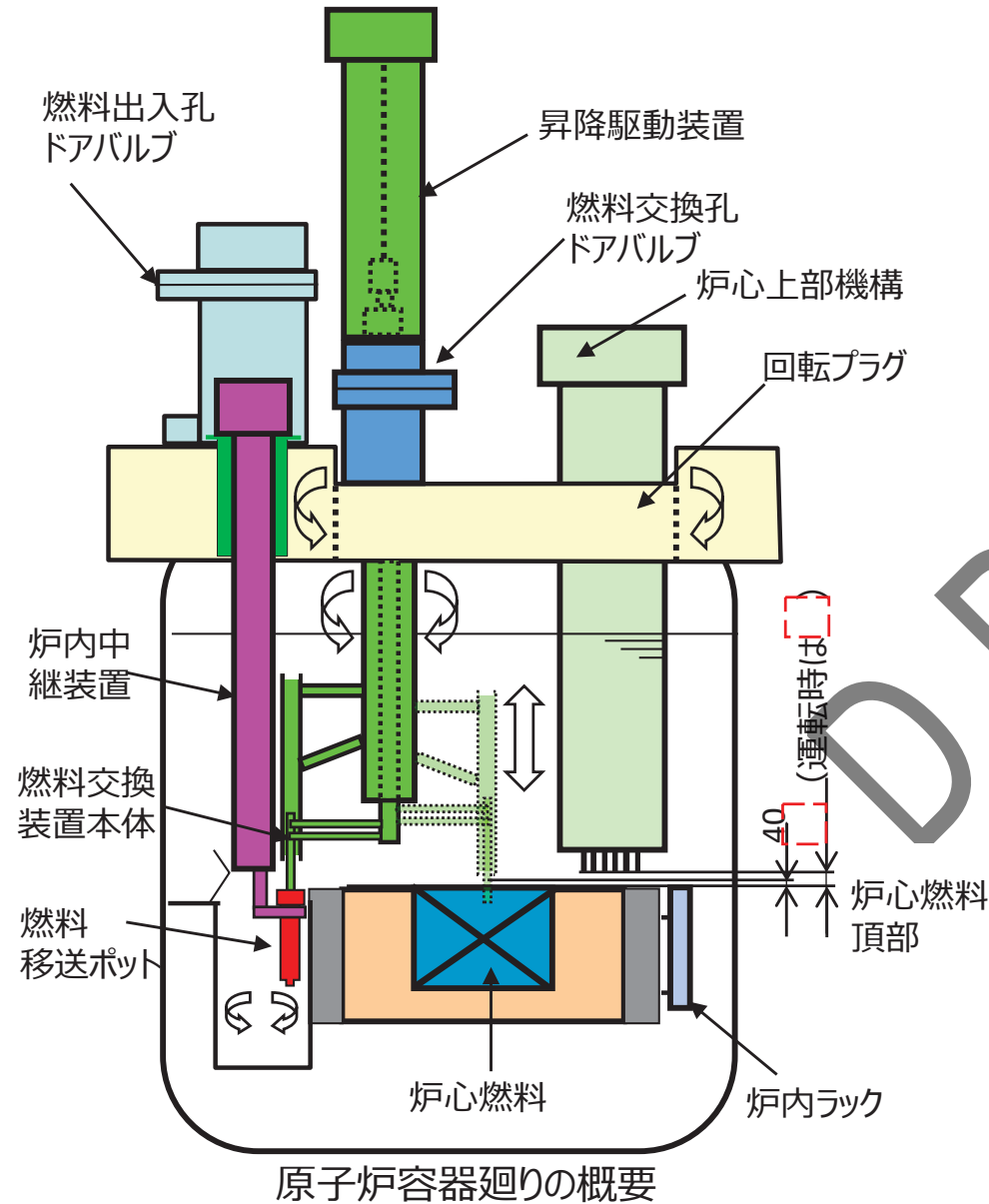
※1: 初回の廃止措置計画書で用いた2種類の地震動で解析した結果(上段: 耐震BCで用いた基準地震動、下段: 近隣の軽水炉の基準地震動を参考に策定した地震動)を記載

※2: 供用状態Dの評価基準値、供用状態Aの場合は223[MPa]

※3: 燃料体頂部から燃料交換装置のグリッパ案内筒下端面までの距離(干渉回避)
次頁参照

2. 部分装荷による影響と安全性の確認

2.3 燃料体が跳び上がった場合の影響 (コメント回答No.19、20)



跳び上がり量	影響
40mm超	燃料体の取出し中：ホールダウンアームのグリッパ案内筒下端面に燃料体頂部が衝突
45mm超	燃料体の上部パッド部同士の外れが発生
mm超	燃料体の取出し期間外：燃料体頂部が、炉心上部機構下端面に衝突
mm超	燃料体エントランスノズルと連結管の嵌合部の外れが発生
mm超	燃料体の取出し時：燃料体頂部が、炉心上部機構下端面に衝突

燃料体の跳び上がり量が40mm未満であれば燃料交換装置との干渉はない

2.4 部分装荷における燃料取出し機能への影響確認 (コメント回答No.1)

(1) 地震時の影響

燃料体の最大跳び上がり量は20mm程度であり、燃料交換装置の下端面と干渉することはない、燃料体の跳び上がりは、燃料取出し機能に影響を与えない(前頁参照)。

(2) 流量変化の影響

全装荷状態においても、燃料体を引き上げれば、その部分の流量は増加する(図1参照)。未装荷部の流量増加が燃料交換装置へ与える影響は全装荷時の燃料交換と変わらない。また、炉心に装荷されている燃料体数が減ると、炉心部の流動抵抗が減り、主冷却系の循環流量は増加する。一方、循環ポンプのポニーモータは定回転数運転のため、モータ負荷はほとんど増加せずポンプの運転は継続可能。冷却材の循環は維持される。

(3) 燃料体頂部変位の影響

部分装荷時における燃料体の傾きはエントランスノズル嵌合部によって制限されており、燃料体頂部変位は±1.9mm。これに炉心燃料のアドレス位置のずれ7.4mmを考慮すると、燃料交換装置(FHM)グリッパ中心と燃料体ハンドリングヘッド中心の芯ずれ最大は11.2mmとなる。この値は設計許容値の20mm以内(図2参照)。

(4) 操作性への影響

操作手順の変更、操作プログラムの変更があるが、経験している操作であり、操作ミスは発生しにくい。プログラム変更の誤り発生防止は実動作試験等にて対応可能。

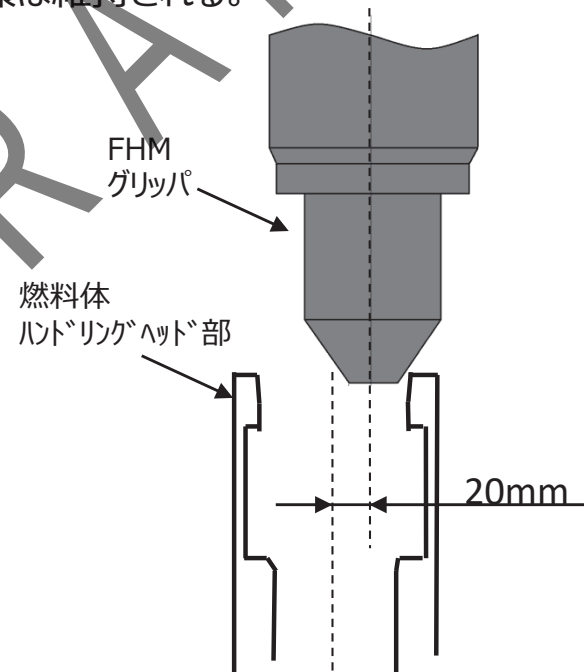


図2 FHMグリッパと燃料体ヘッド部の位置関係

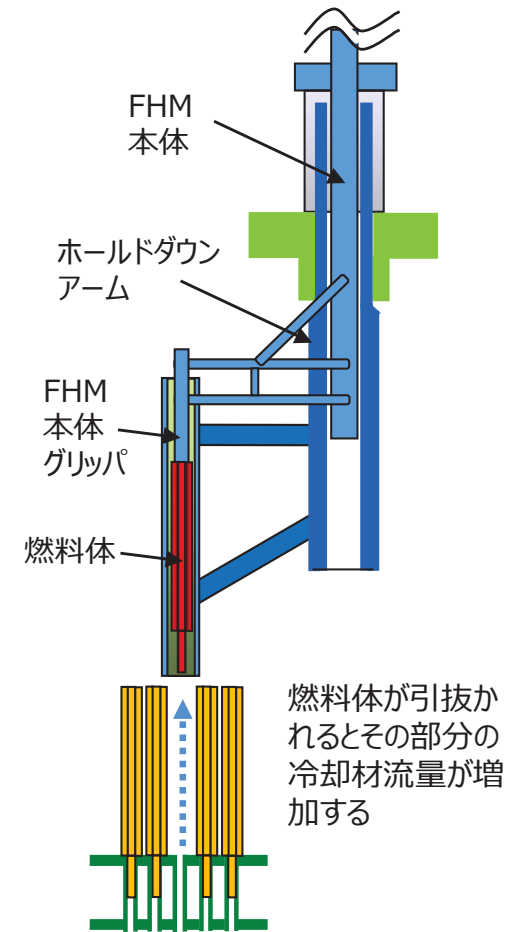
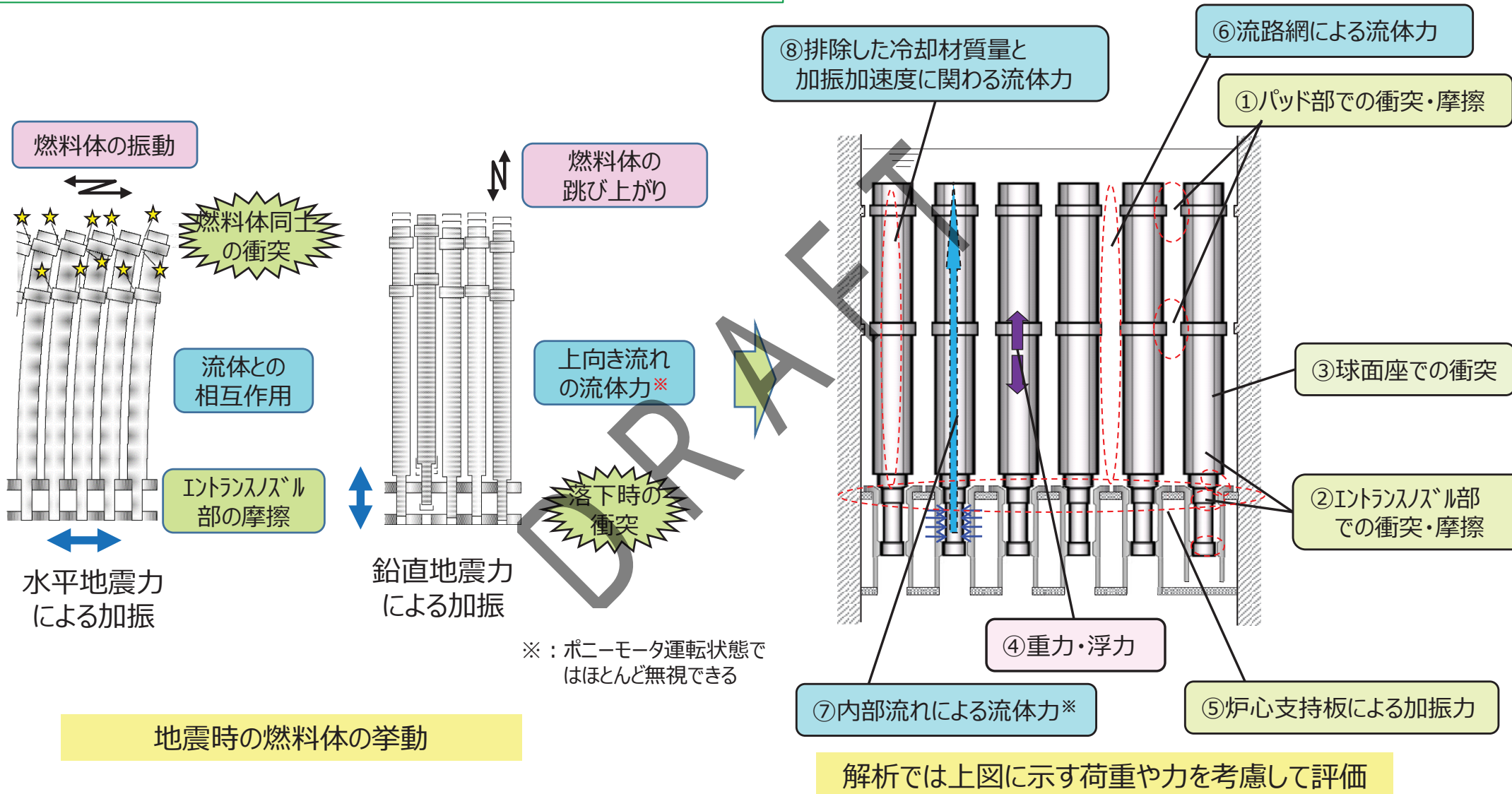


図1 燃料体取出し状況

3.1 地震時の燃料の挙動と解析で考慮する荷重等

(コメント回答No.3)

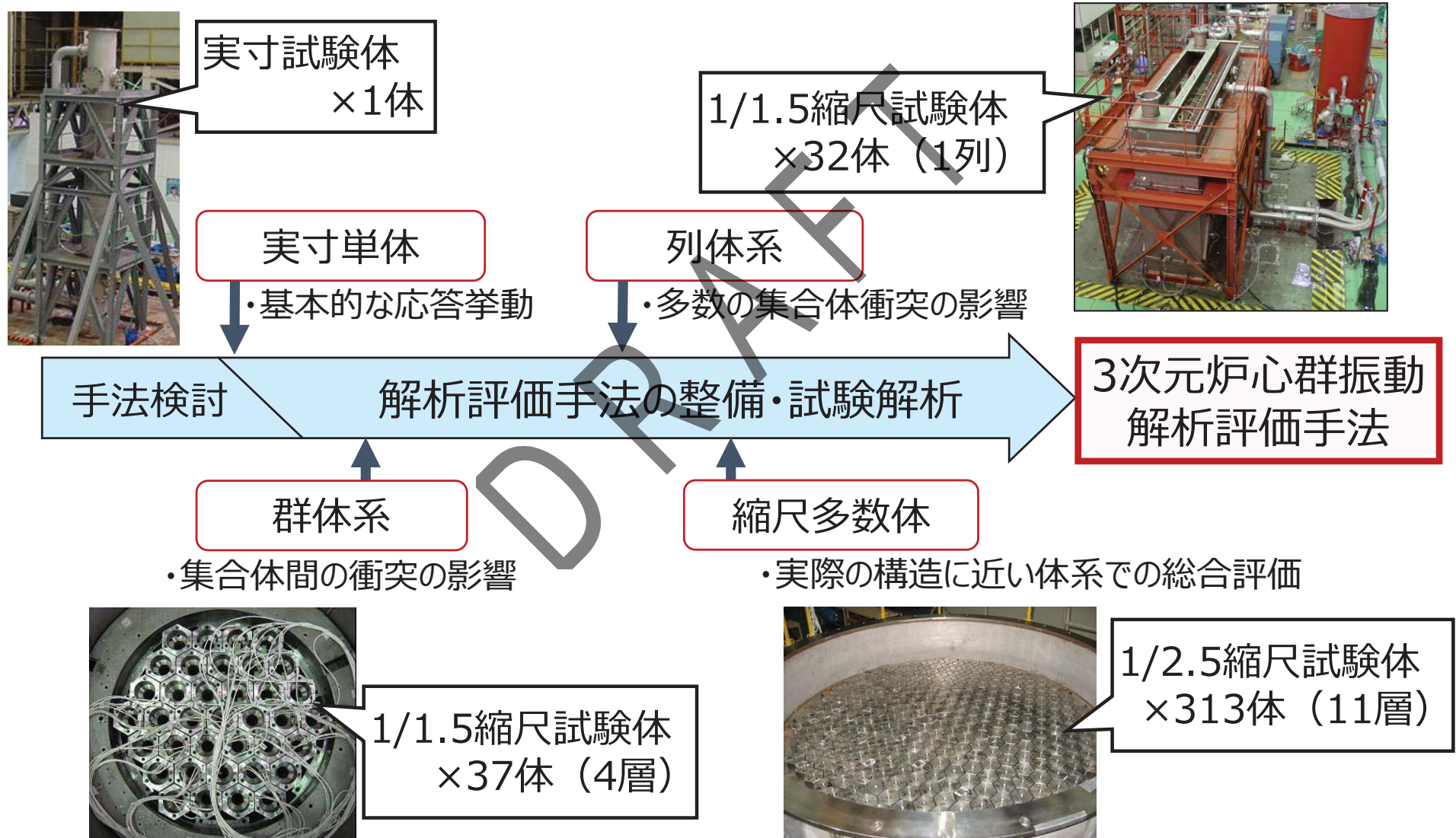


3次元群振動解析コード（【参考2】参照）を用いて、部分装荷状態を模擬した条件の下評価を実施しているが、この解析コードの信頼性(妥当性)を確認しておくことが重要。

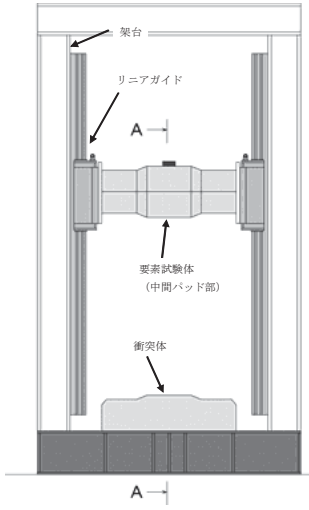
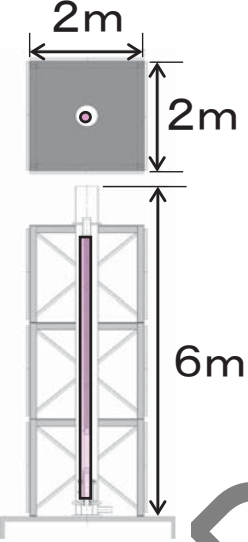
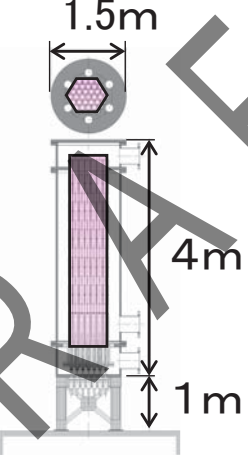
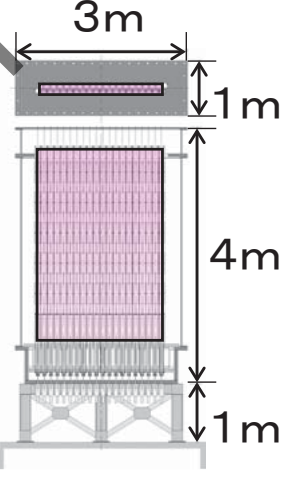
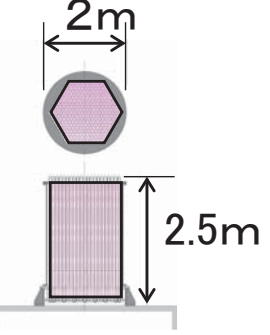
3.2 段階を踏んだ解析コードの開発

(コメント回答No.2、16)

単純な実験体系から、実際に近い体系へと試験規模を拡大し、それぞれの段階で解析コードの妥当性を確認



3.3 試験の変遷と取得したデータの概要

要素試験 各試験体の 衝突部位モデル	実寸単体試験 縮尺 1/1 1 体	群体系試験 縮尺 1/1.5 最大 37 体	列体系試験 縮尺 1/1.5 最大 32 体	多数体系試験 縮尺 1/2.5 最大 313 体
				
<p>各縮尺試験体について、以下の衝突部位のパラメータを取得</p> <ul style="list-style-type: none"> 上部パッド（ハンドリングヘッド） 中間パッド エントランスノズル 	<ul style="list-style-type: none"> 気中、水中、流水中にて実施 試験容器と衝突⇒炉心構成要素同士の衝突データを取得できるように群体系試験が必要 	<ul style="list-style-type: none"> 気中、水中、流水中にて実施 炉心構成要素の変位が拘束されるため列体系試験が必要 さらに縮尺比を大きくした（試験装置の模擬性を犠牲にした）多数体試験で構成用の変位挙動を確認する 	<ul style="list-style-type: none"> 気中、水中、流水中にて実施 実機状況に近い変位を実現できるので、主に衝突に係るデータを取得 要素間のギャップの影響データを取得 炉心構成要素の周辺の流体の状況が異なるため、特別な解析モデルとする 	<ul style="list-style-type: none"> 気中、水中にて実施 水平変位、跳び上がり量を計測 衝突部の隙間1mm以下を忠実に縮小することは困難。また、衝突力は計測しない⇒上部パッドのみ設ける 流量配分機構を設けない（流水中のデータは取得しない）

3.4 試験結果を用いて跳び上がり量評価結果の妥当性を傍証 (コメント回答No.25)

耐震バックチェックで実施したもんじゅの燃料体単体加振試験結果を用いて、燃料体の最大跳び上がり量を推定し、評価結果の妥当性を傍証

①もんじゅ燃料単体加振試験における燃料体の跳び上がり量
41mm (最大加速度35m/s²)
(Ss-Dの最大加速度31m/s²)

②廃止措置段階においては炉心流量が約1/10に低下
⇒燃料体に作用する上向きの流体力が低下し、見かけの
重力加速度が0.5Gから0.9Gに増加
跳び上がり量は概ね半減

③上記①、②を踏まえると、燃料体の最大跳び上がり量は
20mm程度。

④なお単体試験における燃料体スペーサパッド部の隙間は
5mmで燃料体の自由倒れ以上あるため、燃料体の水平
変位によるエントランスノズル部の摩擦による跳び上がりの抑制
効果がみられる

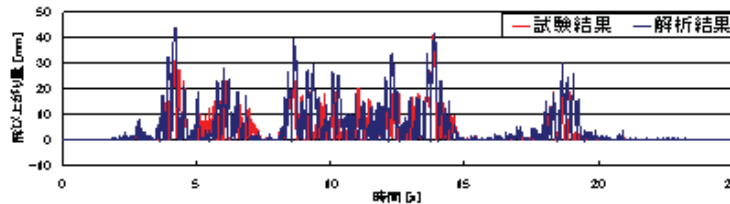
⑤部分装荷状態における解析による燃料体の最大跳び上がり
量は20mm未満。加振条件等の違いを考慮すれば、跳
び上がりは低めになる方向であり、妥当な値

4(4). ⑥ 炉心構成要素飛び上り解析コードの検証

集合体の単体加振試験結果を用い解析コードを検証
解析は水の物性値を使用

検証結果

	最大値	二乗和平方根
試験結果	41.0 mm	5.9 mm
解析結果	43.9 mm	8.6 mm



試験装置全景

炉心構成要素飛び上り解析結果は、単体加振試験結果と精度良く一致しており、解析コードは妥当である

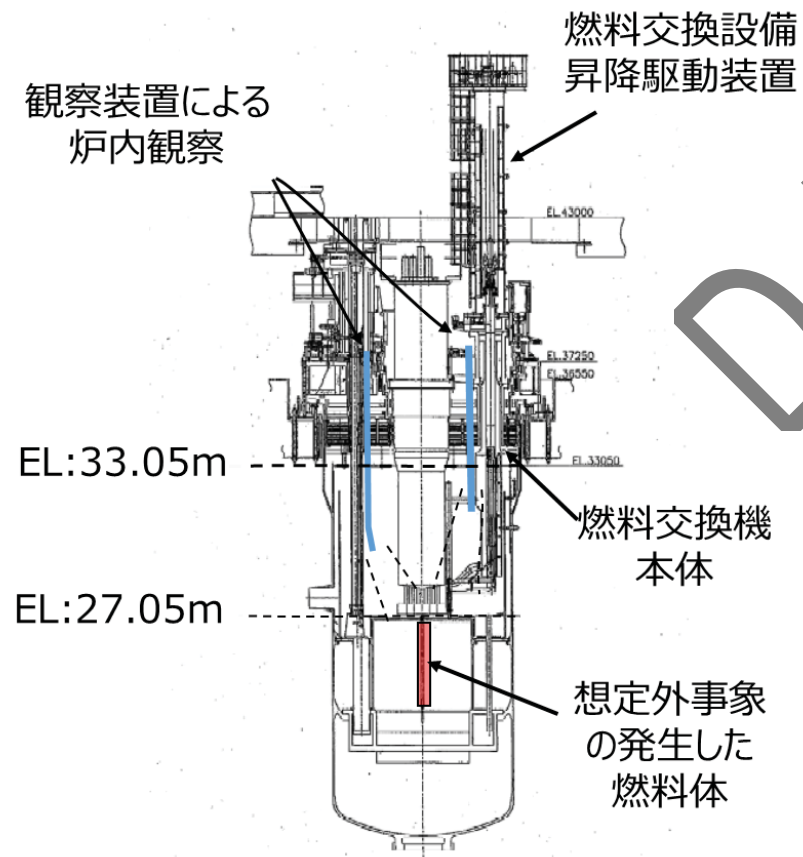
出典：耐震バックチェック説明資料 (原安委WG2第47-8号)

- 試験結果と解析結果を比較すると、 (コメント回答No.2、10、16、17、18、22)
解析コードは群振動挙動の特徴である
 - ① 水平加振による跳び上がり量の低減効果(【参考4】参照)
 - ② 流路網流体力による衝突荷重の低減効果 (【参考5】参照)
 - ③ 内部流水により跳び上がり量が増加する効果(【参考6】参照)
 - ④ 最外周付近で水平方向の衝突荷重が増大する列配置の効果(【参考7】参照)を模擬できており、現象を概ね再現*できている
 - * 跳び上がり量でいえば±20～30%の精度
- 多数体系へ解析コードを適用した場合の保守性
燃料体数が増えると、解析による跳び上がり評価は、保守側の評価結果を与える(【参考9】参照)。定性的には燃料体の中心軸(鉛直軸)廻りの回転を考慮していないことが要因と推定されるが、その定量程度に関しては、感度解析等で確認が必要。
- 解析コードの信頼性向上にむけた課題 (コメント回答No.22)
評価項目 (跳び上がり量、衝突荷重など) に応じて適切な保守性を確保できるパラメータもしくは係数の設定方法について、感度解析等による検討が必要
「主な影響因子」
 - 燃料体中心軸 (鉛直軸) 廻りの回転の影響
 - 実機雰囲気条件の相違 (水/Na、熱膨張) の影響
 - 材料物性値に対するパラメータの影響
 - 加振波による影響等

- ① 燃料取出し作業において、燃料体の取出しができない事態の発生も想定し、その対応方策を検討。
- ② 燃料体の崩壊熱は200W程度と低く、原子炉容器内の液面を下げ、炉内の状況を確認することが可能。
- ③ 燃料交換装置動作不能時の補修・復旧方法、もんじゅ、常陽におけるNa中からの機器回収知見(IVTM(炉内中継装置)、MARICO-2 (材料試験片を照射する実験装置))等を活用すれば、燃料体を回収することができるものと判断

詳細は【参考10～12】参照

炉内の観察



回収までの流れ

検査孔や予備孔を開放、観察装置を挿入

燃料体の発熱が小さいことから、炉容器内の液面を下げ、内部状況を観察把握

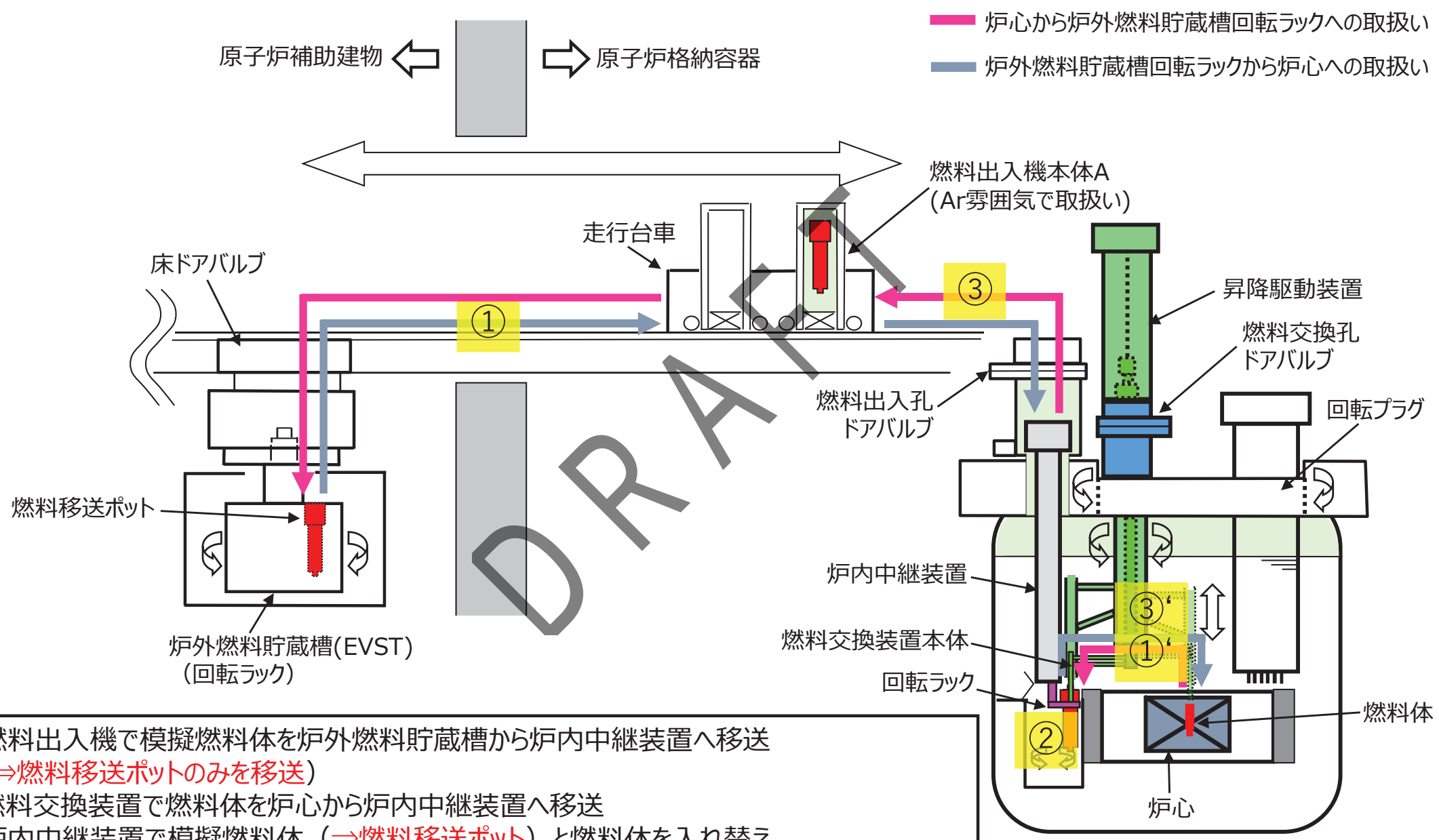
観察結果を元に、回収に最適な装置を設計・製作

モックアップ試験・訓練を経て、実機に適用し燃料体を回収

- ①もんじゅの炉心は、燃料体が炉心支持板の連結管に差し込まれて自立させ、炉心は隣接する燃料体の六角面が互いに支え合い、炉心体系を維持する設計。
- ②部分装荷では、隣接燃料体の数が6体から3体まで減り、燃料体を支える面が6面から3面に減り、炉心体系が変わる。
- ③当初設計で考慮していない炉心体系となることから、部分装荷による原子炉施設の安全性の確保（止める、冷やす、閉じ込める）を始めとして、燃料体の取出し作業に影響を与えないことを確認。
- ④特に重要となる、地震時の燃料体挙動は、解析コードにて概ね現象を再現でき、燃料体の健全性、燃料体の取出しに影響を与えないと評価。
- ⑤想定を超えて燃料体取出しができない事態が発生しても、燃料体の回収見通しがあることを確認。
- ⑥上記①～⑤より総合的な評価として、部分装荷は原子炉施設の安全性に影響を与えることなく、模擬燃料体取扱い中の不具合発生可能性を低減する。燃料とナトリウムが共存するリスクの早期低減に寄与できるものと評価。

以下、参考資料

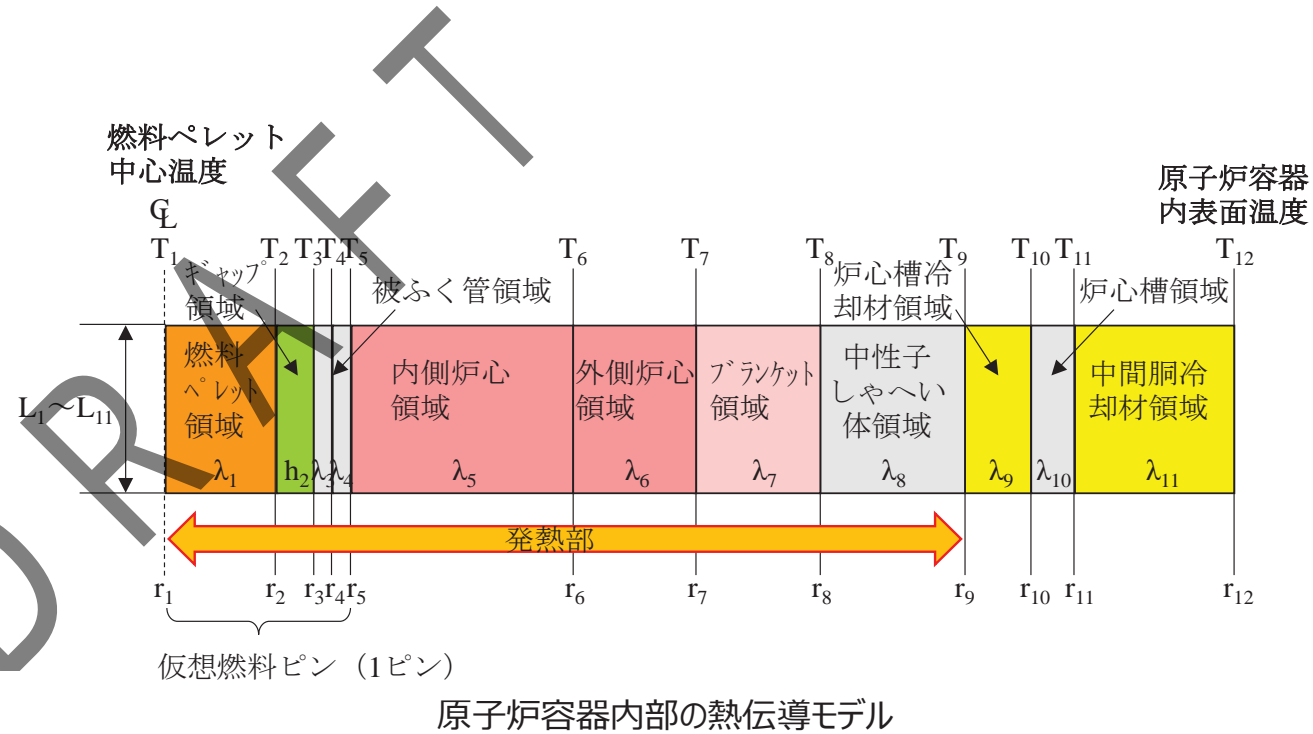
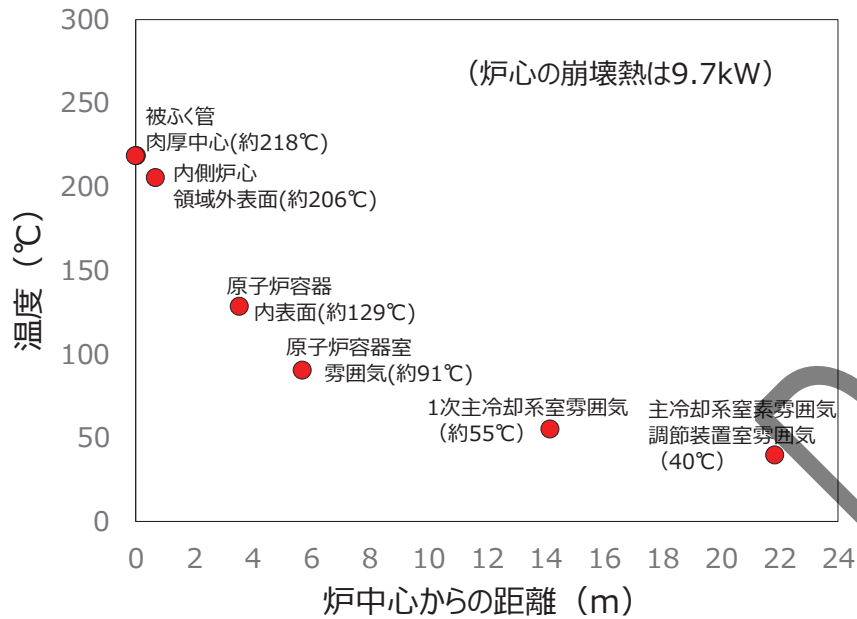
DRAFT



- ① 燃料出入機で模擬燃料体を炉外燃料貯蔵槽から炉内中継装置へ移送 (⇒燃料移送ポットのみを移送)
- ①' 燃料交換装置で燃料体を炉心から炉内中継装置へ移送
- ② 炉内中継装置で模擬燃料体 (⇒燃料移送ポット) と燃料体を入れ替え
- ③ 燃料出入機で燃料体を炉内中継装置から炉外燃料貯蔵槽へ移送
- ③' 燃料交換装置で模擬燃料体を炉内中継装置から炉心へ装荷 (⇒当該プロセスは不要)

【参考2】部分装荷における冷却機能への影響確認

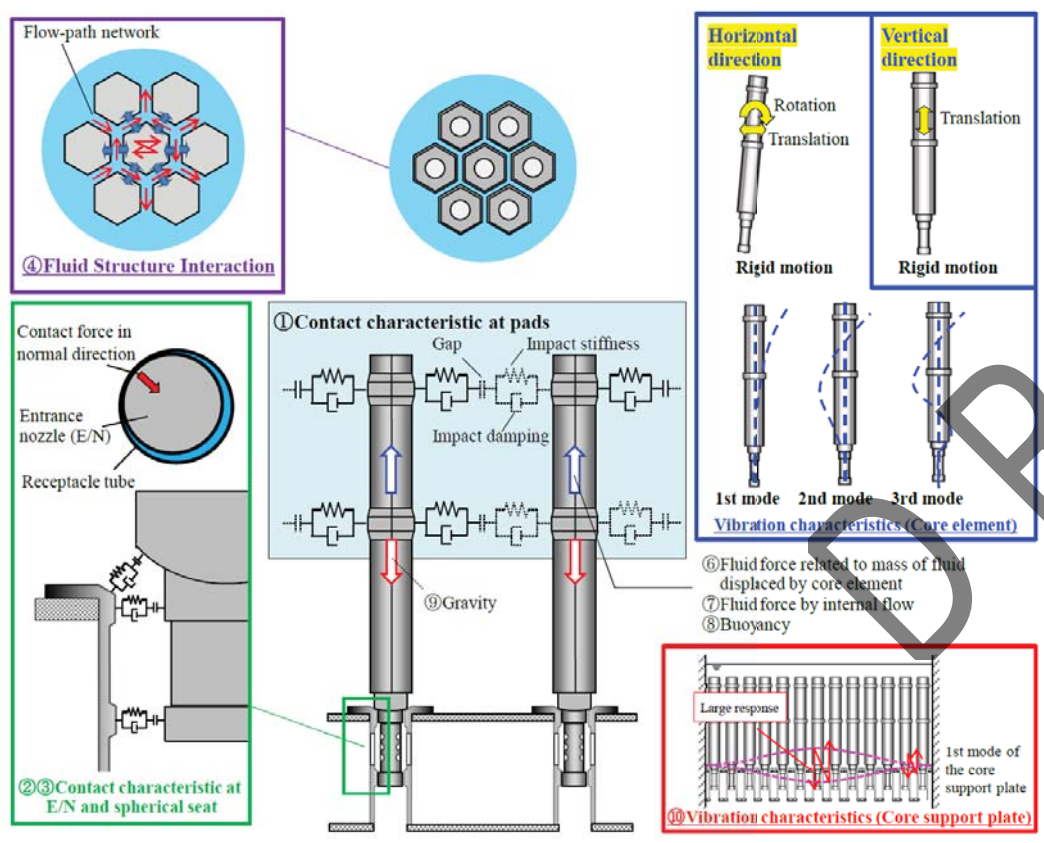
- ① 部分装荷開始時点の炉心燃料の崩壊熱は9.7kW。炉内の熱移送を周方向への熱伝導のみと保守的な仮定を置き、冷却機能喪失時の燃料被ふく管肉厚中心最高温度を評価すると約218℃。燃料取出し期間中のナトリウム温度200℃と比較して、ごくわずかな温度上昇にとどまる。
- ② 部分装荷状態では、模擬燃料体未装荷箇所にも冷却材が多く流れ、燃料体に流れるナトリウム量が少なくなる。この流量を概算し、燃料体装荷部を流れる冷却材の温度上昇を評価すると温度上昇は1℃未満。



冷却機能喪失時の燃料体の温度評価

3次元炉心群振動解析

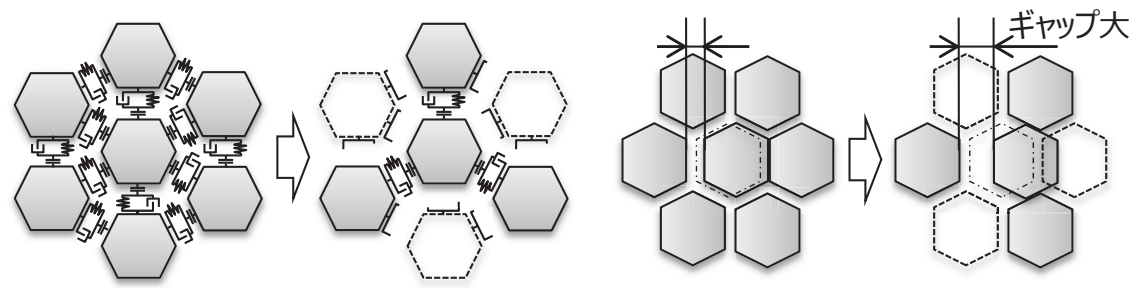
- 地震時における高速炉の炉心、炉心構成要素、炉心支持構造物等の炉心群振動挙動の把握を目的とし、群体系における衝突・摩擦、及び流体-構造連成を考慮した耐震解析手法
- 以下の通り、部分装荷状態を模擬して評価を実施



3次元炉心群振動解析モデル

【部分装荷状態を考慮したモデル】

- ① 模擬体非装荷箇所のモデル化
 水平変位挙動が最も大きくなる、非装荷箇所が最多（燃料体取出し完了時）状態の炉心を評価対象
 ⇒装荷しない箇所のモデルを除去
- ② 水平方向の流体抵抗の考慮
 ⇒模擬体非装荷箇所の空間の流体効果を考慮
- ③ 廃止措置段階の状態の考慮
 ⇒・炉心及び構造の温度条件は200℃とする
 ・燃料体内の上向き流体力は考慮しない

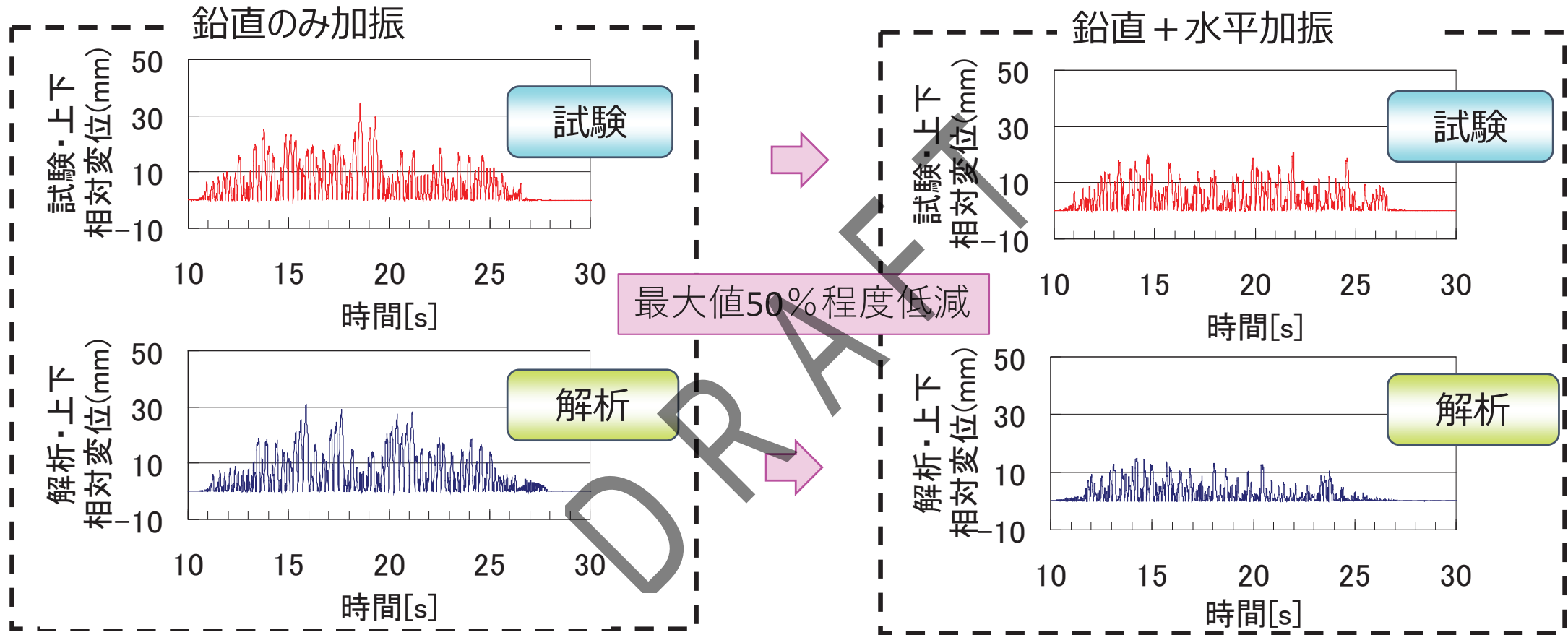


模擬体非装荷箇所のモデル化

燃料体間ギャップの考慮

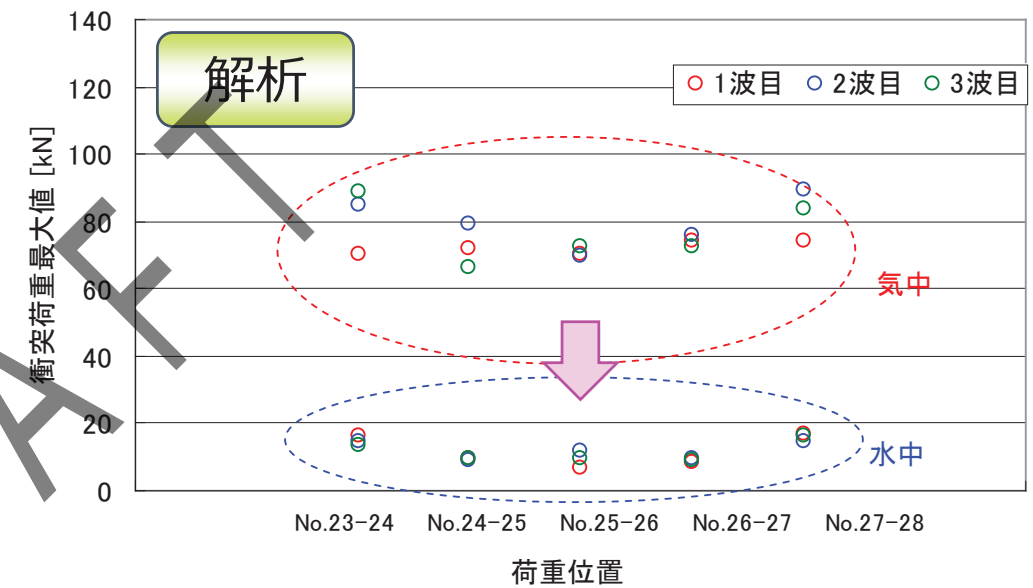
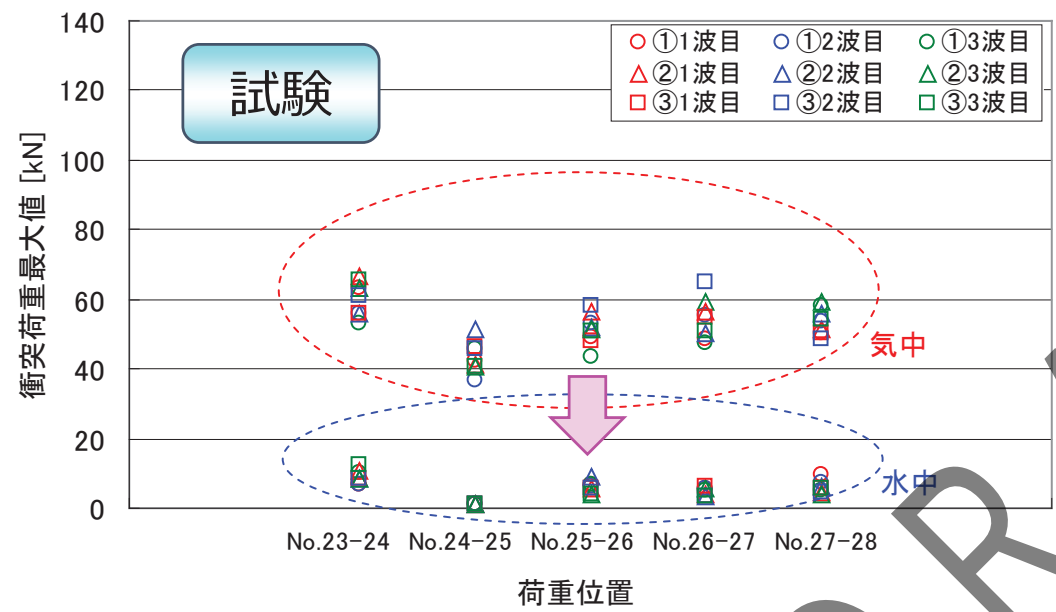
A.IWASAKI, et al., Core Seismic Experiment and Analysis of Hexagonal Bundle Model for Fast Reactor, Proceedings of the ASME 2017 Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2017-65354

水平加振による跳び上がり量の低減効果（単体 正弦波加振試験）



- 水平加振の重畳により、跳び上がり量最大値は50%程度低減。解析でも同様に50%程度低減しており、水平加振の効果を解析でも概ね再現できたと判断（時刻歴による確認）
- 本試験の場合、最大跳び上がり量は、20%程度小さく評価

流路網流体力による衝突荷重の低減効果（37体群体系 正弦波加振試験）



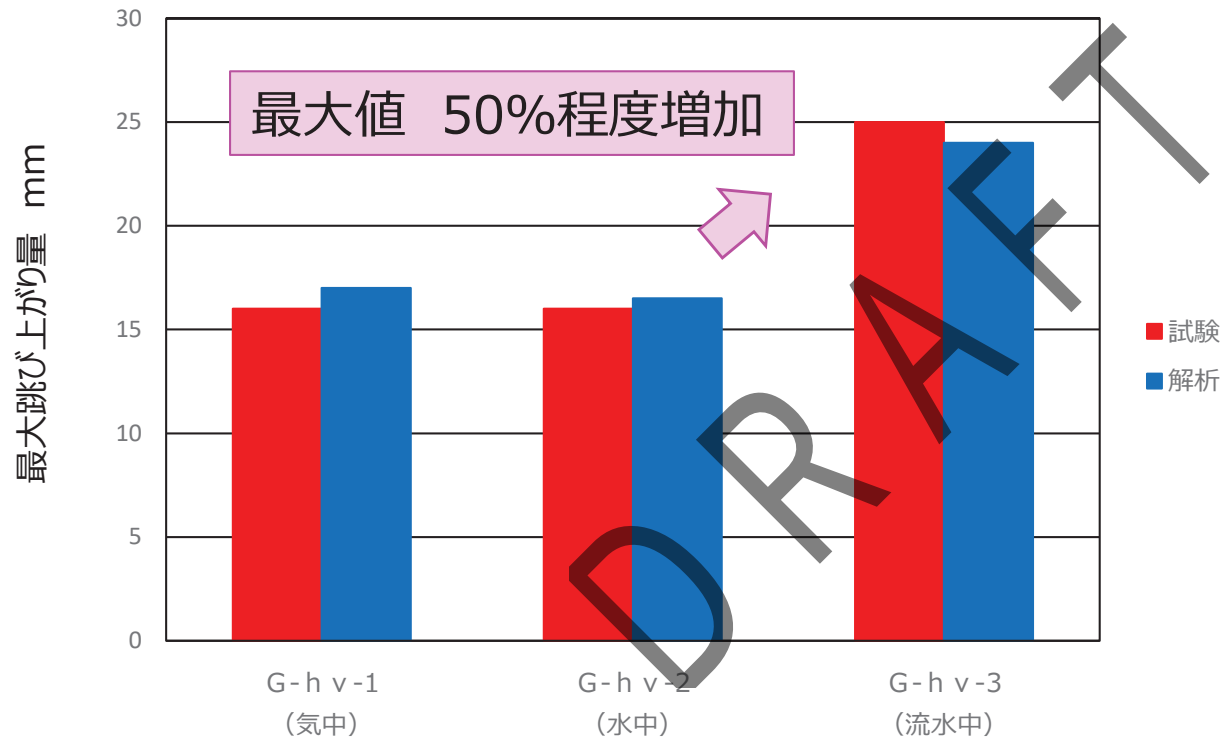
最大値分布 85%程度低減

最大値分布 85%程度低減

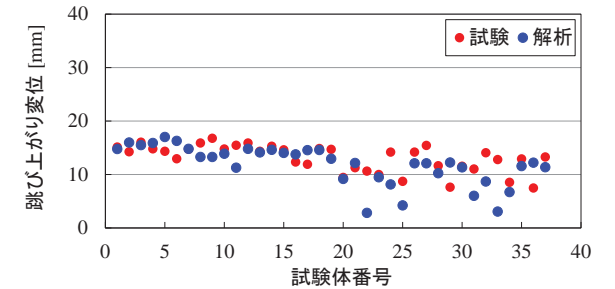
- 流路網流体力により、空気中に比べ水中での衝突荷重の最大値は85%程度低減。解析でも同様に85%程度低減しており、流路網流体力の効果を解析で概ね再現できたと判断（最大値分布による確認）
- 本試験の場合、衝突荷重を30%程度大きめ（保守側）に評価

内部流水による跳び上がり量の増加効果（37体群体系 正弦波加振試験）

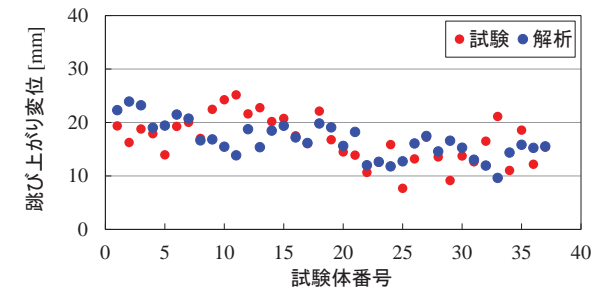
水平 + 鉛直加振



水中試験での最大跳び上がり量の分布

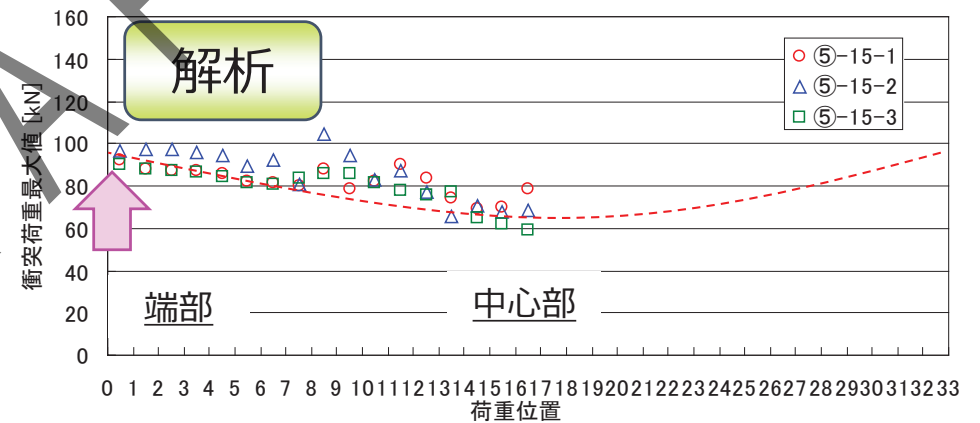
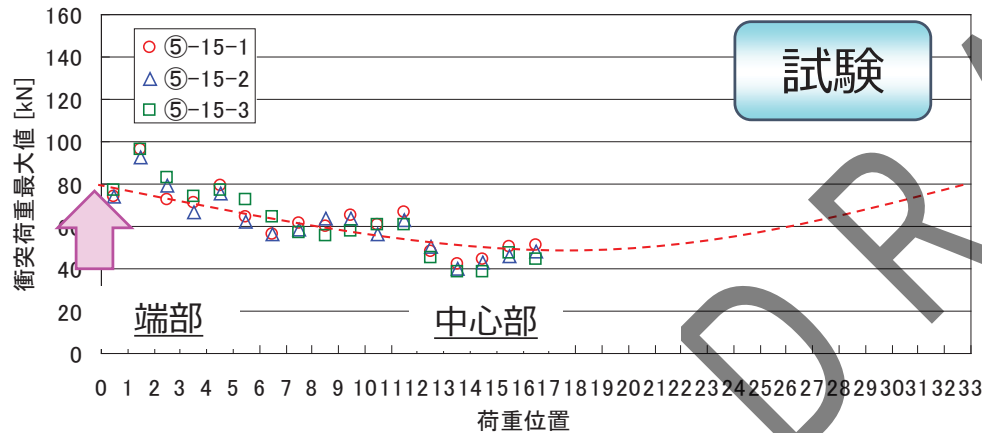
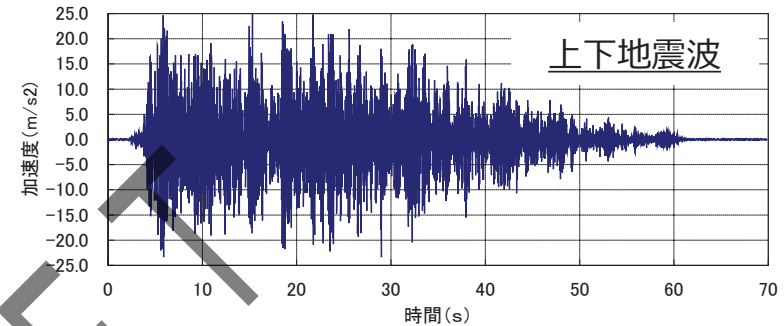
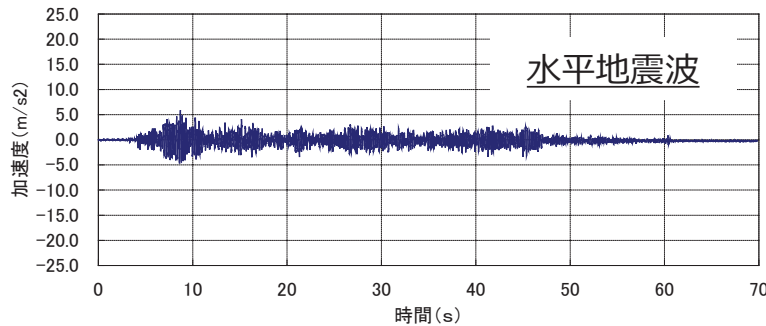


流水中試験での最大跳び上がり量の分布



- 内部流水による流体力により、水中に比べ流水中での跳び上がり量の最大値は50%程度増加。解析でも同様に50%程度増加しており、概ね再現できたと判断（最大値による確認）
- 本試験の場合、最大跳び上がり量を±10%程度の範囲で評価

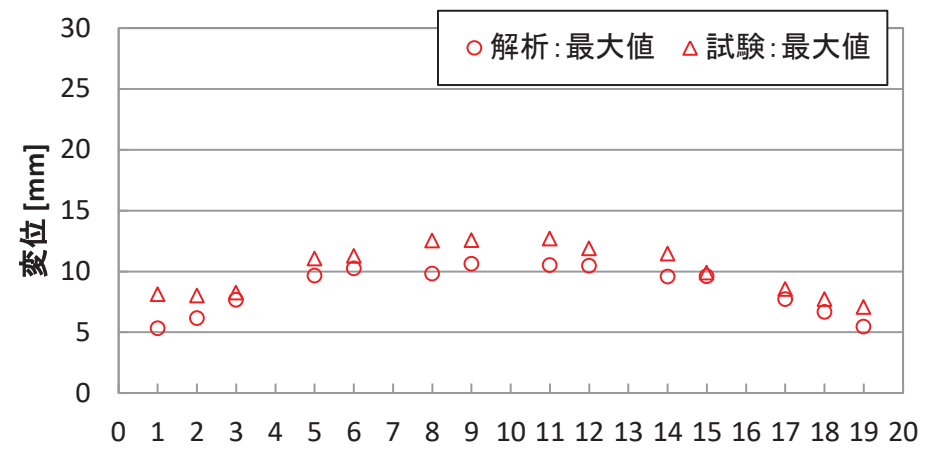
最外周付近で水平方向の衝突荷重が増大する列配置の効果（32体列体系 模擬地震波加振試験）



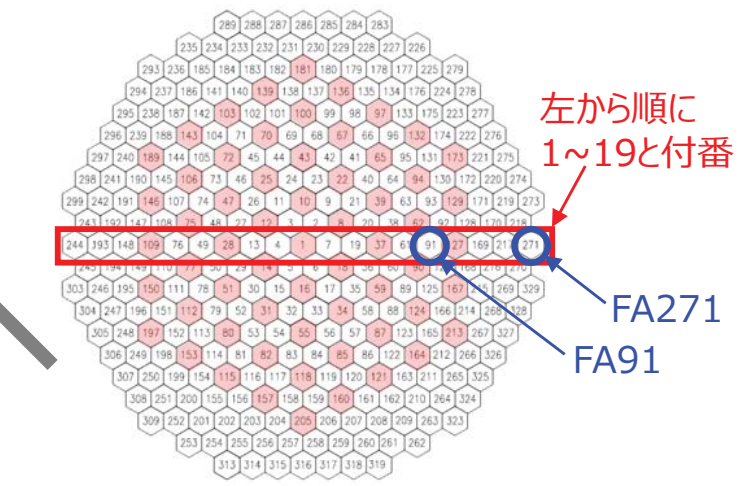
最大値の分布 端部は中央に比べ40%程度増加

- 端部においては、中心部に比べ衝突荷重の最大値は40%程度増加。解析でも同様に40%程度増加しており、概ね再現したと判断（最大値による確認）
- 本試験の場合、衝突荷重を15%程度大きめに評価

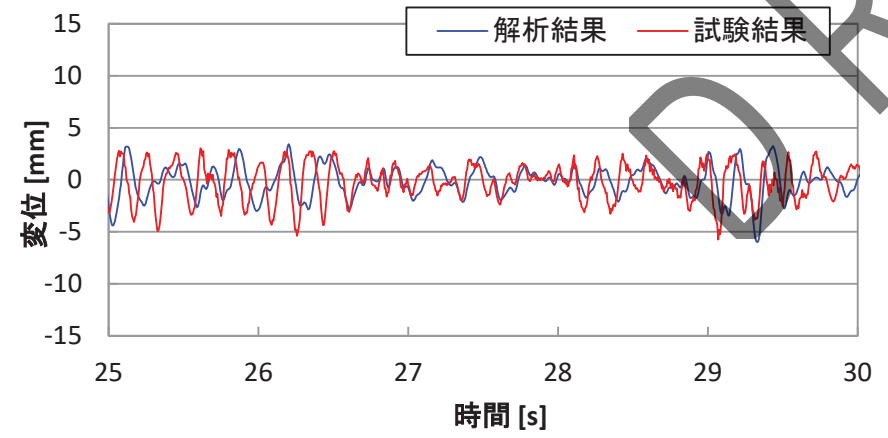
313体多数体系試験：水平方向変位量評価



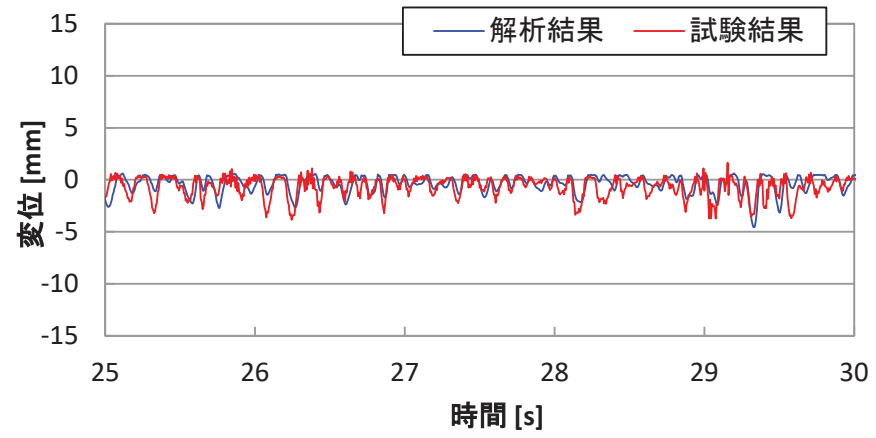
X方向水平変位 両振幅最大値
水平変位の比較結果（水中・模擬地震波加振）



部分装荷状態（ハッチ部試験体無）



時刻歴応答比較（FA91）



時刻歴応答比較（FA271）

水平変位の比較結果（水中・模擬地震波加振）

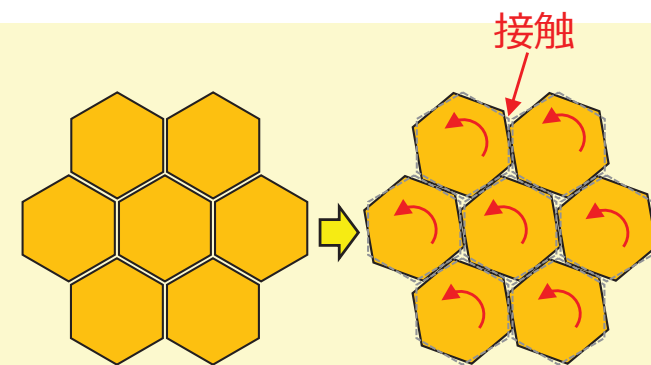
時刻歴応答波形および両振幅最大値は試験と解析において概ね一致

313体多数体系試験：跳び上がり量評価

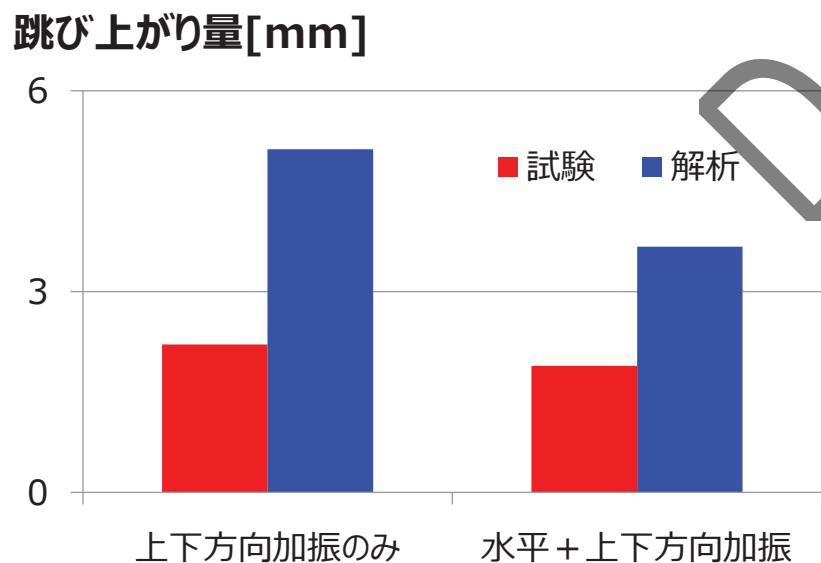
- 跳び上がり量：
- ・ 水平 + 上下方向加振時 : 小
 - ・ 上下方向のみ加振時 : 大

多数体系試験とその解析結果を比較すると、解析値は跳び上がり量を保守的に評価。

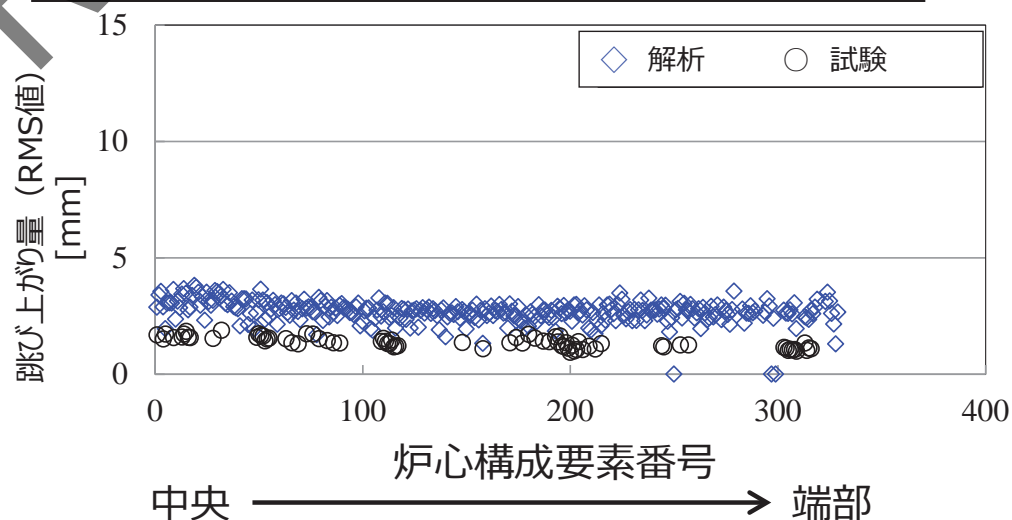
・313体多数体系では水平方向加振により、試験体の中心軸(鉛直軸)廻りの回転により隣接する試験体と接触しその摩擦力が作用し、跳び上がり量を抑制する効果が現れていると推測。解析においては、鉛直軸廻りの回転を考慮していないため、隣接試験体との接触による摩擦力の作用は考慮されず、試験と解析で差が出た要因と考察。



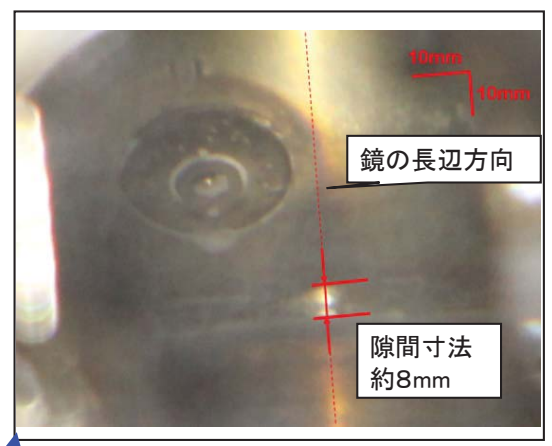
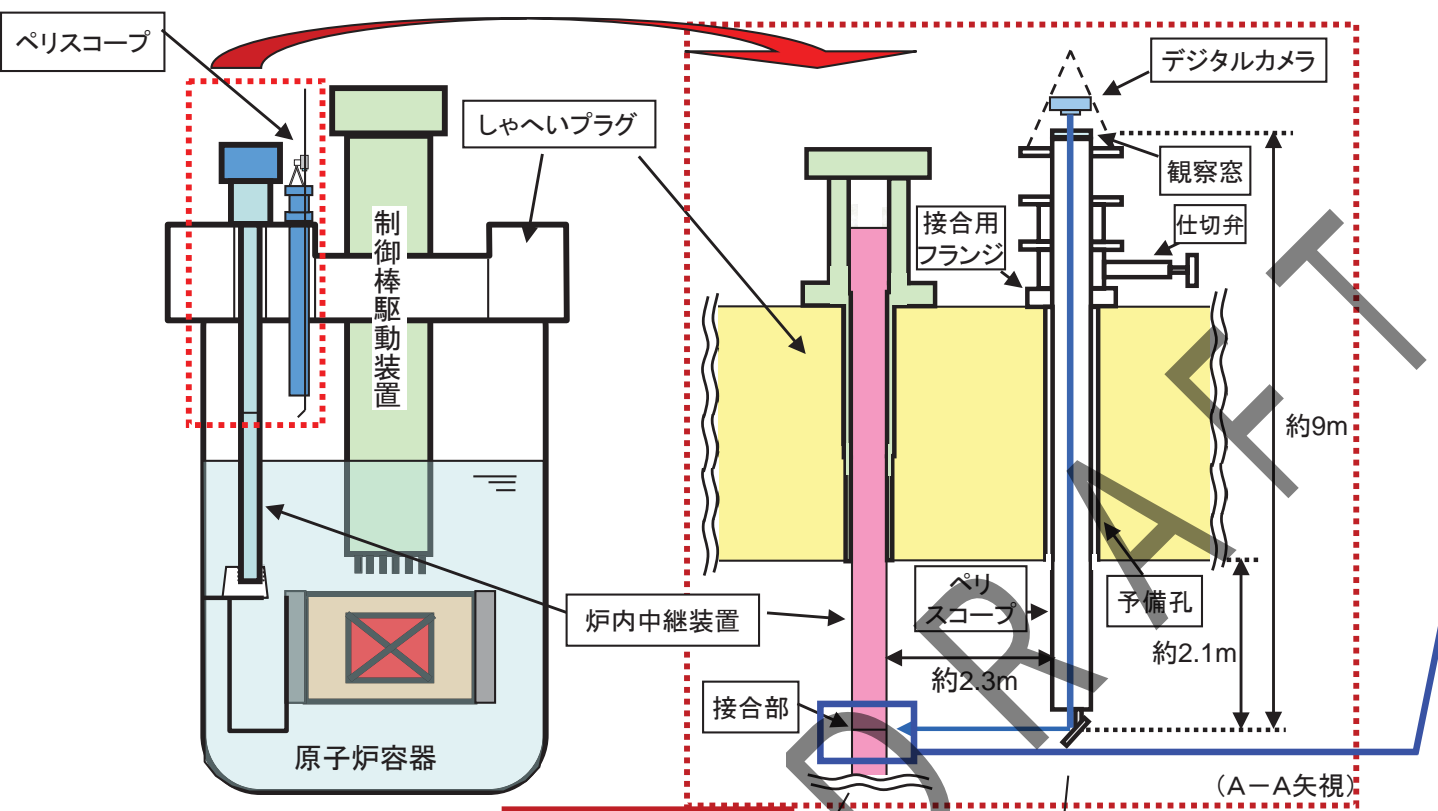
試験体の鉛直軸廻りの回転
 → 接触による摩擦力発生
 → 跳び上がり量抑制効果



結果比較 (313体多数体系：模擬地震波加振)

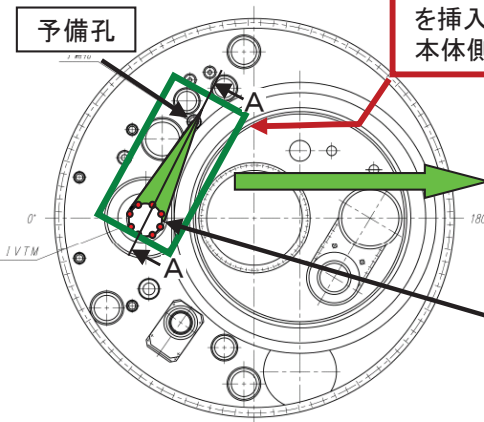


炉内中継装置の案内管接続部の外面観察例



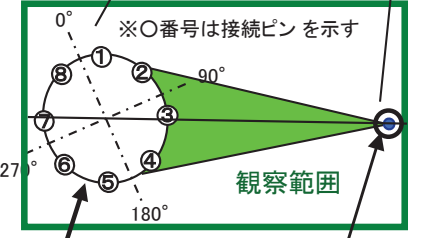
案内管接続部外側からの観察結果 (鏡を介し撮影)

(原子炉容器断面図)



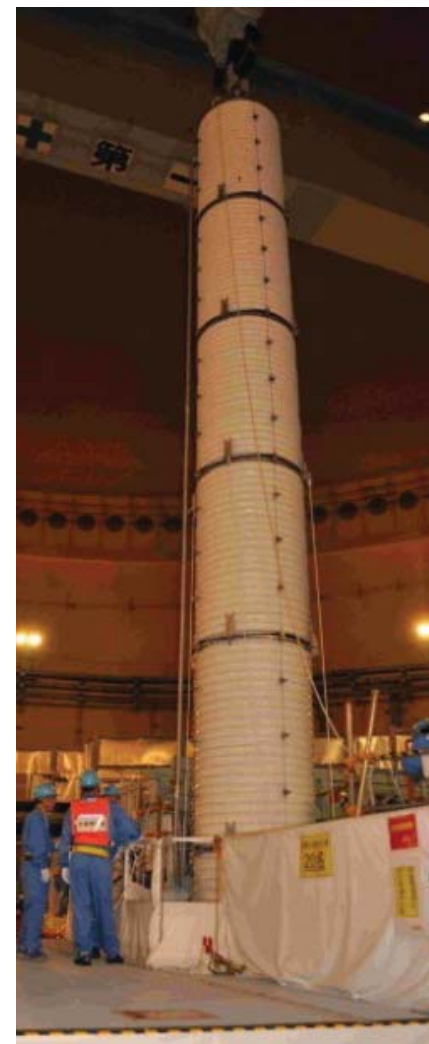
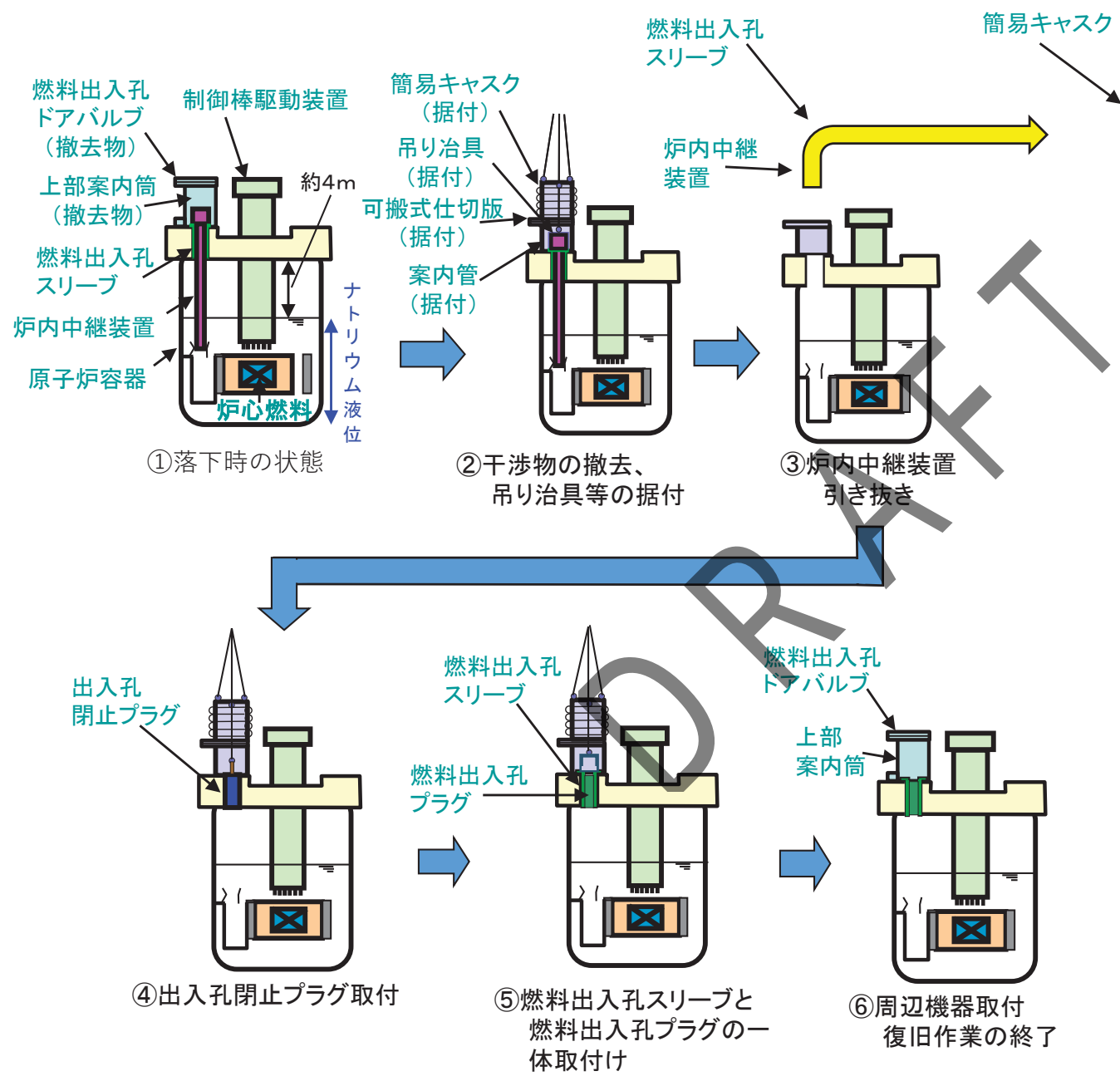
(炉上部平面図)

予備孔にペリスコープを挿入し、鏡部をIVTM本体側に向け観察



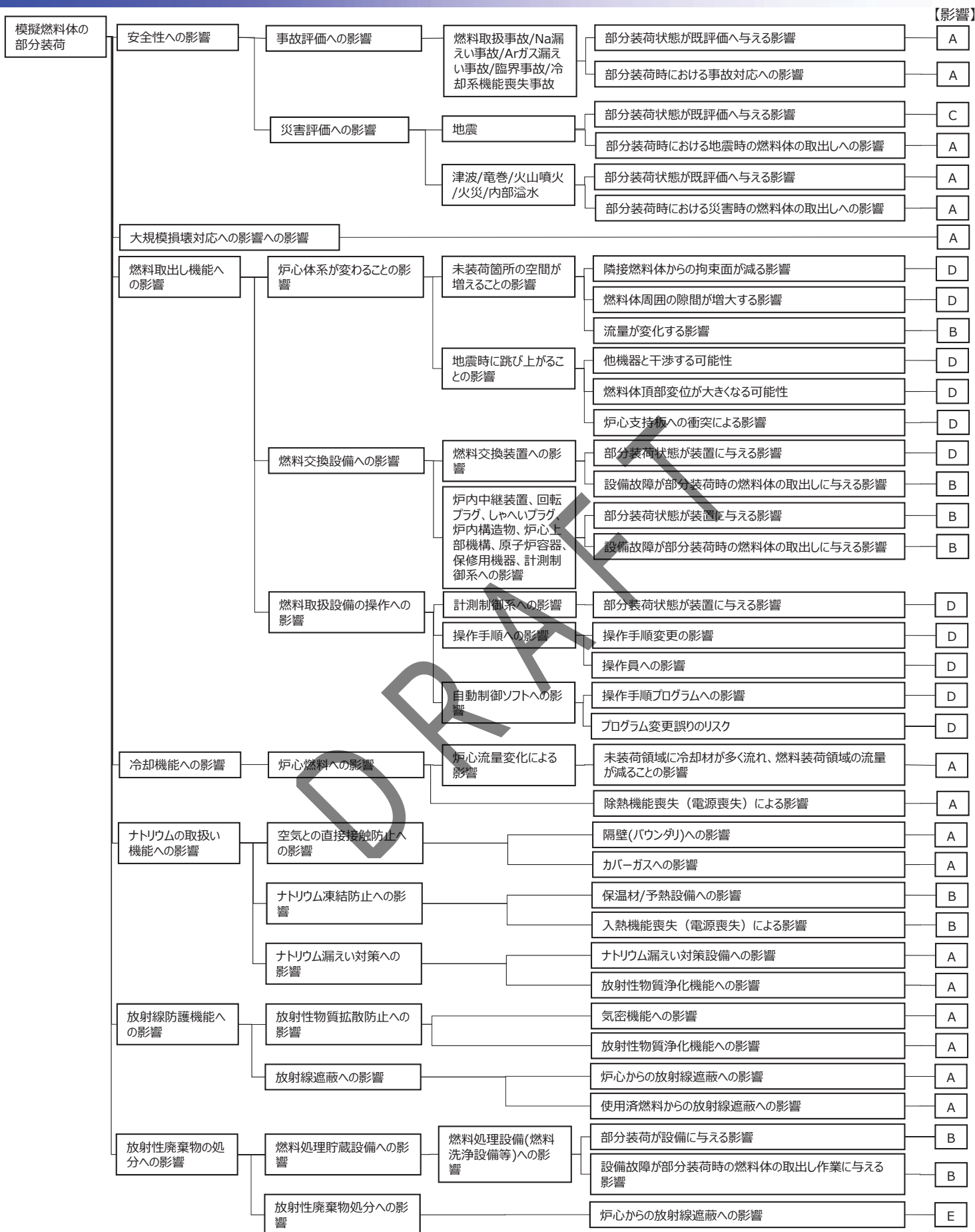
炉内中継装置 予備孔ペリスコープ

炉上部の固定プラグに設置された予備孔を利用し、内面観察と同様にペリスコープを原子炉容器内に挿入
 観察は、ナトリウム液面から約1.57m、約160℃の1次系アルゴンガス中の原子炉容器内環境下において、観察部位（上部・下部案内管の隙間、接続ピン）を対象として、アクリル板を設置した観察窓から、鉛直方向で約9m、水平方向の約2.3mの焦点距離で写真を撮影



簡易キャスクによる燃料出入孔スリーブ、炉内中継装置を一体で引抜き

【参考13】 部分装荷による影響評価一覧



【凡例】
 A:原子炉施設の安全性の観点から影響ない
 B:燃料体の取出しの観点から影響ない
 C:原子炉施設の安全性の観点で確認が必要
 D:燃料体の取出しの観点で確認が必要
 E:廃棄物が低減される