

赤枠内は機微情報につき公開できません。

技術資料
模擬燃料体の部分装荷における影響評価について

令和2年 5月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

模擬燃料体の部分装荷時の影響評価について

要 旨

模擬燃料体の部分装荷では、燃料体を 246 体取出した後は、燃料体を炉心から取出した後に模擬燃料体を装荷せず、部分的に空間ができた炉心体系となる。当初設計では想定していない炉心体系となることから、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」及び「燃料を安全に取扱う機能に与える影響」の観点から評価を実施した。

「止める」機能は、部分装荷開始時点で炉心燃料体は 198 体中 132 体が取出されており、制御棒全数を引き抜いても臨界になることはない。「冷やす」機能は、部分装荷を開始時点で、炉内の燃料体数は約 1/3 に減少している。この状態で冷却機能喪失時の燃料被ふく管肉厚中心温度を評価すると 218℃となり、燃料取出し期間中の冷却材温度 200℃と比較してもわずかな温度上昇にとどまり、燃料被ふく管が破損することはない。

燃料体の「閉じ込める」機能は、地震時の構造健全性維持が重要となる。隣接燃料体の数が 6 体から 3 体に減る部分装荷条件において、地震時の燃料体の振動挙動を解析し評価を実施した。その結果、燃料体に発生する衝突荷重は、評価基準値の 1/3 程度、エントランスノズル部に発生する曲げ応力は評価基準値の 4 割程度であり、燃料体の健全性は維持され、炉心体系も維持される。また、燃料体の最大跳び上がり量は 20mm 程度であり、炉心支持板着床時の衝突荷重で燃料体が座屈損傷することはない。

「燃料を安全に取扱う機能に与える影響」に関しては種々考えられ、個々の影響に関し、その影響程度を確認した。隣接する燃料体が減ることによって、燃料体頂部の移動可能空間が広がる。しかし、燃料体の傾きはエントランスノズル部の嵌合部の隙間によって±1.9mm に制約されている。燃料体の炉心アドレス位置からの現状の最大ずれ 7.4mm を考慮しても、燃料交換装置のグリッパ中心と燃料体頂部中心のずれは許容値 20mm 以内を満足する。模擬燃料体の未装荷部分では冷却材流量が増えるが、この部分的な流量増加は全装荷状態で燃料体を取出した状況と変わらず燃料体の取出しに影響を与えない。未装荷部分が増えると、冷却材の循環流量が増加するが、循環ポンプは回転数一定のポニーモータ運転であり、流量が増加するとポンプ揚程が下がり、ポンプのモータ負荷はほとんど増加せず循環ポンプの運転継続に支障はない。

さらに、燃料体の取出しができない事態を想定し、燃料体の回収方法を検討した。その結果、燃料交換装置動作不能時の補修・復旧方法、過去のナトリウム中からの機器を回収した知見等を活用すれば、炉内から燃料体を回収する見通しがあることを確認した。

目 次

1. 評価の目的	本-1
2. 部分装荷における評価事項の体系的整理	本-1
2.1 影響要因の網羅的抽出	本-1
2.2 評価すべき事項の整理	本-3
3. 炉心燃料体の群振動解析コードの適用性	本-6
3.1 解析コードの概要	本-6
3.2 解析コードの適用性	本-7
3.3 解析コードの適用限界と開発課題	本-9
3.4 まとめ	本-11
4. 模擬燃料体の部分装荷による影響評価	本-12
4.1 地震時の影響	本-12
4.1.1 炉心への影響	本-12
4.1.2 燃料体の跳び上がりによる燃料体への影響	本-17
4.1.3 燃料体の跳び上がりによる燃料取扱い機能への影響	本-19
4.2 部分装荷による冷却材流量配分変更の影響	本-20
4.2.1 冷却機能喪失時の燃料体への影響	本-21
4.2.2 炉心流量が変化することによる影響	本-24
4.2.3 冷却材循環流量増加の影響	本-28
4.3 燃料取出しへの影響	本-29
4.3.1 燃料体頂部変位への影響	本-29
4.3.2 操作性への影響	本-31
4.4 その他の影響	本-32

4.4.1	ナトリウム内包機器及びナトリウム漏えい対策への影響	・	本-32
4.4.2	放射性物質内包機器等への影響	・・・・・・・・・・・・・・・・	本-32
4.4.3	放射性廃棄物の処理処分への影響	・・・・・・・・・・・・・・・・	本-33
4.4.4	事故評価等への影響	・・・・・・・・・・・・・・・・	本-33
4.4.5	異常時対応への影響	・・・・・・・・・・・・・・・・	本-33
5.	燃料体の取出しができない事態への対応	・・・・・・・・・・・・・・・・	本-33
6.	まとめ	・・・・・・・・・・・・・・・・	本-35
7.	総合評価	・・・・・・・・・・・・・・・・	本-37
8.	参考文献	・・・・・・・・・・・・・・・・	本-38

参考資料

参考資料 1 部分装荷による影響の網羅的抽出

参考資料 2 3次元群振動解析評価手法と適用性

表

第 2.2-1 表	部分装荷による影響評価一覧	・・・・・・・・・・・・・・・・	本-39
第 3.2-1 表	3次元炉心群振動解析コード		
	開発試験体系の変遷と取得データの概要	・・・・・・・・	本-40
第 4.1.1-1 表	炉心群振動解析に用いた主な解析パラメータ一覧	・・・	本-41
第 4.1.1-2 表	炉心群振動解析に基づく評価結果一覧	・・・・・・・・	本-41
第 4.1.1-3 表	燃料体跳び上がり量解析結果と		
	耐震バックチェック評価との比較	・・・・・・・・	本-42
第 4.1.2-1 表	燃料体の炉心支持板着床時の		
	衝突荷重と座屈荷重との比較	・・・・・・・・	本-42
第 4.1.3-1 表	燃料体が跳び上がった場合の影響整理	・・・・・・・・	本-43
第 4.2.2-1 表	燃料交換時の流量配分（設計評価）	・・・・・・・・	本-43
第 4.3.1-1 表	燃料体の傾きによる燃料体ハンドリングヘッド		
	とグリッパのずれ評価	・・・・・・・・	本-43

図

第 1-1 図	もんじゅ燃料体等の装荷状態及び支持構造	本-44
第 3.1-1 図	炉心燃料体の群振動解析モデル	本-45
第 3.1-2 図	炉心群振動解析で考慮する荷重	本-46
第 3.2-1 図	段階を踏んだ炉心群振動解析コードの開発	本-47
第 3.2-2 図	水平加振による跳び上がり量の低減効果 : 単体試験	本-47
第 3.2-3 図	流路網流体力による衝突荷重の低減効果 : 37 体群体系試験	本-48
第 3.2-4 図	内部流れによる跳び上がり量の増加効果 : 37 体群体系試験	本-48
第 3.2-5 図	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 体列体系試験	本-49
第 3.2-6 図	多数体系試験における水平変位評価 : 313 体多数体系試験	本-50
第 3.2-7 図	多数体系試験における跳び上がり量評価 : 313 体多数体系試験	本-51
第 4.1.1-1 図	群振動解析評価対象の炉心構成 (燃料体取出し完了時)	本-52
第 4.1.1-2 図	地震動から各応答解析を経て 3 次元炉心群振動解析に至るまでの流れ	本-52
第 4.1.1-3 図	炉心群振動評価に用いる地震動の応答スペクトル	本-53
第 4.1.1-4 図	評価に用いる地震動の時刻歴波形	本-54
第 4.1.1-5 図	炉心支持板の加速度応答時刻歴波形(1)	本-55

第 4.1.1-6 図	炉心支持板の加速度応答時刻歴波形(2)	本-56
第 4.1.1-7 図	建物の地震応答解析モデル	本-57
第 4.1.1-8 図	原子炉構造の水平方向地震応答解析モデル	本-58
第 4.1.1-9 図	原子炉構造の鉛直方向地震応答解析モデル	本-59
第 4.1.1-10 図	模擬燃料体非装荷箇所モデル	本-60
第 4.1.2-1 図	燃料体の落下モデル	本-60
第 4.1.2-2 図	燃料体の構造概要と座屈評価モデル	本-61
第 4.1.3-1 図	原子炉容器廻り及び燃料体の概要	本-62
第 4.1.3-2 図	炉心構成要素の跳び上がり量評価結果	本-63
第 4.2.1-1 図	冷却機能喪失時の除熱評価条件の想定	本-64
第 4.2.1-2 図	原子炉容器からの放熱モデル	本-64
第 4.2.1-3 図	原子炉容器内部の熱伝導モデル	本-65
第 4.2.1-4 図	冷却機能喪失時の温度評価結果	本-66
第 4.2.2-1 図	もんじゅの炉心構成と流量配分	本-67
第 4.3.1-1 図	空間への倒れ込みを想定した燃料体頂部の移動量	本-68
第 4.3.1-2 図	燃料体の傾きによる燃料体頂部の移動量	本-68
第 4.3.1-3 図	グリッパと燃料体ハンドリングヘッドとの関係	本-69
第 5-1 図	燃料体取出しができない場合の対応	本-70
第 5-2 図	燃料体回収のためのアクセスルート確保	本-70
第 5-3 図	パンタグラフアームの収納不能事象対応	本-71
第 5-4 図	燃料体の収納不能事象対応	本-71
第 5-5 図	燃料交換装置本体の昇降不能事象対応	本-72
第 5-6 図	ホールダウンアームの動作不能事象対応	本-72

1. 評価の目的

廃止措置段階の燃料体取出し作業において、放射性廃棄物発生量の削減、作業プロセスの削減、将来の模擬燃料体取出し・洗浄期間の短縮を図ることを目的に、炉心に装荷している燃料体の取出し箇所の一部について、模擬燃料体等を装荷しない（以下「部分装荷」という。）。

もんじゅの燃料体は、炉心支持板の連結管に差し込まれ自立しており、6体の隣り合う燃料体によってパッド部を介して互いに支え合い炉心体系を維持する。もんじゅ燃料体等の装荷状態及び支持構造を第1-1図に示す。部分装荷では、内側炉心部、外側炉心部及びブランケット燃料装荷部において、隣り合う模擬燃料体6体のうち3体が装荷されていない状態となる。部分装荷は当初設計では想定していない炉心体系となることから、安全性（止める、冷やす、閉じ込める）及び燃料を安全に取扱う機能に与える影響の観点から、影響の有無と影響の程度を確認する。

2. 部分装荷における評価事項の体系的整理

2.1 影響要因の網羅的抽出

部分装荷を設備的に見れば、炉心部に模擬燃料体が装荷されない空間部が生じ、当初の設計想定とは異なった炉心体系となり、また、模擬燃料体同士の相互支持面が6面から3面に減少する。この影響がどこに顕れてくるか網羅的に把握するため、以下の視点から影響を与える可能性がある項目を抽出・整理し、抽出された個々の項目に対し、部分装荷による影響の有無を定性的に評価する。また、必要な場合は定量的評価を加え、その程度を確認する。

(1) 原子炉施設の安全性への影響

「高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設廃止措置計画認可申請

書」（平成30年3月28日付け認可）（以下「既認可申請書」という。）の添付書類四に「廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響に関する説明書」に記載された評価結果が、部分装荷とすることで影響を受けるか否かを確認する。

(2)燃料取扱い機能への影響

部分装荷によって模擬燃料体の未装荷箇所が空間となり、燃料体頂部の移動可能空間が広がる。これによって燃料取扱設備の燃料取扱い機能に影響を与えるか否か、燃料取扱設備の操作性に影響を与えるか否か、燃料体の取扱いに関係する設備に影響を与えるか否かを確認する。

(3)冷却機能への影響

部分装荷によって模擬燃料体の未装荷箇所が空間となり、炉心を流れる冷却材の流量配分が変わる。これによる冷却機能への影響及び循環流量が変化することによる設備への影響を確認する。

(4)ナトリウム内包機器等への影響

ナトリウム漏えい事故防止の観点から、部分装荷において、ナトリウム漏えいやカバーガス漏えいに与える影響の有無、また、ナトリウム漏えい対策設備への影響の有無を確認する。

(5)放射性物質内包機器等への影響

放射線防護の観点から、部分装荷において放射性物質の閉じ込め及び拡散防止機能や遮へい機能に与える影響の有無を確認する。

(6)廃棄物の処理・処分への影響

廃棄物発生量低減の観点から、廃棄物処理・処分への影響を確認する。

2.2 評価すべき事項の整理

前述の視点から抽出した影響評価項目を整理し、その概要を第2.2-1表に示す。部分装荷の影響を体系的、網羅的検討すると、詳細に確認すべき項目は以下のように整理される。

(1)安全評価上の確認事項

「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の観点から、詳細に評価すべき事項を整理すると、次のように整理される。

「止める」機能に関しては、2017年4月時点で、炉心部の燃料体12体を取り出せば、制御棒を全数引き抜いても臨界にならないと評価されている。部分装荷開始時点で炉心燃料体は198体中132体が炉心から取り出されており、制御棒を全数引き抜いても臨界に至ることはなく、「止める」機能に関してはこれ以上の評価は必要ない。

「冷やす」機能に関しては、既認可申請書添付書類四の中で、保守的な条件の下、冷却機能喪失時の燃料被ふく管の肉厚中心温度を評価し、定格運転時の熱的制限温度675℃を超えないことを確認している。部分装荷開始時点で炉心に残る燃料体数も減っており、炉心全体の崩壊熱は約1/3に低下している。冷却機能を喪失しても燃料被ふく管肉厚中心温度は下がる方向となる。一方、冷却材流量は、部分装荷となることから、模擬燃料体が装荷されない部分の冷却材流量が増え、燃料装荷部を流れる冷却材流量が減る。「冷やす」機能に関しては、部分装荷の影響を受けることから、定量的評価を実施し、冷却機能へ与える影響程度を確認する。また、燃料体が冷却される前提は、炉心体系が維持され、冷却材の流路が確保されることが前提となる。地震時において炉心体系が維持されることの確認も必要である。

「閉じ込める」機能に関しては、燃料体が保有する放射性ガス

の放射能濃度は十分減衰しており、かつ原子炉容器や燃料取交換装置や燃料出入設備の耐震安全性は既認可申請書で確認されている。また、部分装荷では、原子炉容器や燃料交換装置のバウンダリに変更を加えることもない。従って、炉心の燃料体が原子炉容器内で損傷しても、容器の閉じ込め機能は維持されており、周辺公衆に対する放射線被ばくのリスクは小さい。しかしながら、部分装荷状態では燃料体を支え合う周囲の燃料体の数が 6 体から 3 体に減り、燃料体頂部の移動可能空間も広がることから、全装荷状態とは耐震性の評価条件が異なってくる。廃止措置を安全に進めるためには、燃料体の健全性確保が重要であり、炉心体系の維持、放射性物質の閉じ込めの観点から、地震時における炉心の群振動挙動を評価し、燃料体の健全性を確認する。

(2)燃料取扱い機能維持上の確認事項

高速炉では燃料が不透明なナトリウム中にあり、視認のできない状況下で、計算機を利用した自動運転にて原子炉から燃料体等を取り出す。もんじゅの燃料交換装置は、「単回転プラグ/パンタグラフ型/固定アーム」方式を採用している。具体的には、回転プラグの回転と、その中心に対して偏心して据え付けた燃料交換装置本体から張り出したアームの旋回により、アームの先に設けた燃料体等をつかむためのグリッパを、炉内の任意の場所に位置決めする。

燃料体等の頂部位置は、機器据付時及び総合機能試験時において計測されており、その計測位置と、設備側の位置決め精度とを考慮し、燃料交換時における回転プラグの回転角度と燃料交換装置本体アームの旋回角度を、あらかじめ計算機ソフト上に登録している。

部分装荷では、燃料体頂部の移動可能空間が広がることから、

燃料体頂部と燃料交換装置グリッパとの偏心量が大きくなり、グリッパのつかみ動作に影響を与える可能性がある。部分装荷状態における燃料体頂部の移動量を評価し、燃料取扱い機能に影響を与えないことを確認する。

同様に、地震に対しても、炉心体系が維持され、地震後も燃料体頂部の過大な偏心がないことが重要である。地震時の燃料体の健全性は耐震性評価の中で確認する。また、地震時には燃料体が跳び上がる。その跳び上がり量を評価し、燃料体同士のパッド部外れ等が発生することがなく、燃料交換装置の燃料体へアクセス性に影響を与えないことを確認する。

部分装荷状態では、模擬燃料体未装荷箇所での冷却材流量が増えるだけでなく、炉心全体の流動抵抗も減少する。この結果、1次主冷却系の冷却材循環流量も増えるが、このような流量変化を評価し、流量変化が燃料取扱い機能及び関係する設備に影響を与えないことを確認する。

部分装荷では、燃料体を取り出した後に模擬燃料体を装荷しない。このため、模擬燃料体全装荷時の操作手順が変わり、また制御ソフトの変更も必要となる。この影響を定性的に評価し、燃料体の取出しに影響を与えないことを確認する。

(3)まとめ

炉心体系の維持は、「冷やす」機能、「閉じ込める」機能だけでなく、燃料取扱い機能確保にも影響する。すなわち、冷却材の流路確保は、燃料被ふく管の損傷を防止し、放射性物質の閉じ込め機能を維持する。また、燃料装荷位置の変動は燃料交換装置の燃料体へのアクセス性やグリッパの接続動作に影響を与える。

炉心体系の維持に対しては、炉心燃料体が振動する地震の影響が大きく、過去の耐震安全性評価においても燃料体の健全性を

確認し、炉心体系が維持されることを確認している。部分装荷では、模擬燃料体未装荷箇所が空間となり、地震時に燃料体頂部の移動可能空間が拡がり、全装荷状態と比較し燃料体の振動が大きくなることが予想される。このような状況を踏まえて、初めに地震時の炉心群振動挙動を評価し、燃料体の健全性を確認し、炉心体系が維持されることを確認する。

3. 炉心燃料体の群振動解析コードの適用性

部分装荷では、地震時の炉心群振動挙動を評価し、燃料体の放射性物質の閉じ込め機能や、設備の燃料取出し機能に影響を与えないことを確認しておくことが重要となる。部分装荷状態における地震時の炉心燃料体の振動挙動は、次期高速炉向けに開発された3次元炉心群振動解析コード REVIAN-3D^[1] ver8.0 を使用して評価する。この解析コードの概要と適用性について説明する。

3.1 解析コードの概要

高速炉の炉心は多数の燃料集合体等の炉心構成要素で構成されており、地震時には、炉心構成要素は地震動により他の炉心構成要素や炉心支持構造物と衝突しながら水平方向に変位し、炉心支持板の上下動によって上方に跳び上がり、落下する。また、炉心構成要素は流体中に密に設置されるため、流体を介して隣接する炉心構成要素の振動の影響を受ける。炉心群振動解析コード REVIAN-3D は、多数の炉心構成要素に衝突や流体力が作用する複雑な群振動挙動を3次元で評価するために作成された解析コードである。

解析コードでは、運動方程式をモーダル解析の手法を取り入れた時刻歴応答解析により、時々刻々の炉心構成要素の挙動を計算する。解析モデルは、各炉心構成要素を多質点系モデルとし、炉心

構成要素の運動は、XYZ3方向の変位、及び重心点廻りの回転2方向(XY)を考慮し、鉛直軸廻り(Z軸廻り)の回転は考慮していない(回転しない)。また、炉心構成要素の振動による水平方向の弾性変形は3次モードまでを考慮する。燃料体はエントランスノズルが炉心支持板の連結管に差し込まれ2箇所の嵌合部で支持され自立している。このため、エントランスノズルの上部及び下部で支持された梁として固有振動モードを算定する。隣接燃料体との衝突の影響は、継続時間が数ミリ秒程度と短いことから、振動モードへの影響は考慮しない。また、隣接燃料体パッド部、エントランスノズル嵌合部の衝突は燃料体を多質点の梁モデルとして解析し、その結果を一般力と回転モーメントに置き換え、REVIAN-3Dの運動方程式の外力として組み込む。解析で考慮する荷重は、①パッド間における衝突荷重及び摩擦力、②エントランスノズル-連結管における衝突荷重及び摩擦力、③球面座-連結管における衝突荷重、④炉心支持板の振動による加振力、⑤流路網による流体力、⑥流体排除質量による流体力、⑦炉心構成要素内部流れによる流体力、⑧浮力、⑨自重である。なお、燃料取出し中は定格運転時に比較して炉心構成要素内部を流れる流量は1/10以下と小さいことから、内部流れによる流体力はゼロとしている。炉心燃料体の群振動解析モデルを第3.1-1図に、炉心群振動解析で考慮する荷重を第3.1-2図に示す。

3.2 解析コードの適用性

REVIAN-3Dの開発は、燃料体単体の試験結果と解析結果の比較から開発に着手し、段階的に燃料体数を増やして試験体系を拡大し、解析コードの開発を進めてきた。試験は4つの体系、①実寸単体、②37体群体系、③18体及び32体列体系、④127体及び313体

多数体系、で試験を実施し、試験結果と解析結果とを比較することによってコードの妥当性を確認するとともに、適宜計算モデルに修正を加え、解析コードの信頼性を確保してきた。段階を踏んで開発を進めたコード開発全体の流れを第 3.2-1 図に、試験の変遷と取得したデータの概要を第 3.2-1 表に示す。なお、37 体群体系試験は、試験体の重量が約 185kg と、もんじゅの炉心燃料体の重量約 180kg と同等であり、もんじゅ相当の試験となっている。

計算（数理）モデル検証の観点では、①自由落下時の挙動を理論解と比較し、解析刻み時間を衝突固有値の 1000 倍程度とすることで、理論解に対し $\pm 1\%$ 程度の誤差で解析が可能となること、②自由落下時の跳び上がり挙動を理論解と比較し、自由落下後の衝突による跳び上がり高さ、滞空時間をほぼ 100%再現すること、③自由落下時の摩擦の効果（摩擦力の効果（摩擦力が大きい場合は燃料体が静止し、摩擦力が小さい場合は理論値通り滑ること））、④流体連成現象（流路網流体力）のモデルは、文献^[2]に示される 2 次元モデル解と同等の結果となること、等を確認している。また、⑤解析に組み込まれる数式の定数は、実験によって得られた値を使用している。

試験で確認された群振動挙動の特徴は、第 3.2-2 図～第 3.2-5 図に示すように、①水平加振により跳び上がり量が低減すること、②流路網の流体力により衝突荷重が低減すること、③内部流体により跳び上がりが増加すること、④最外周付近で水平方向の衝突荷重が増大する列配列の効果、等であり、解析コードによってこれらの特徴を概ね再現できている。燃料体の跳び上がりは、炉心支持板との衝突現象であり、解析により挙動を時刻歴で再現することは限界があるが、最大跳び上がり量に関しては一定の精度で評価することは可能である。もんじゅ相当の試験となる 37 体群体系試験

の場合、解析は 0～30% の評価精度であり、解析は最大跳び上がり量を概ね再現する。

燃料体数を 313 体に増やした多数体系の試験では、第 3.2-6 図に示すように、燃料体の水平方向変位は試験と解析で、時刻歴挙動及び振幅の最大値が概ね一致することを確認している。一方、燃料体の跳び上がり量は、第 3.2-7 図に示すように、水平方向の加振を加えることで、跳び上がり量が抑制されること、解析値は試験結果に比べ大き目に評価することを確認している。多数体系の試験では試験体の鉛直軸廻り（Z 軸廻り）の回転によって、隣接する燃料体と接触し、その摩擦力が作用して跳び上がり量を抑制する効果が表れているものと考察される。

上記に示したように、3 次元炉心群振動解析コード REVIAN-3D は段階的に開発を進めてきたコードであり、開発の各段階において計算モデルの検証を行い、解析コードの信頼性を確保している。また、試験結果と解析結果とを比較することで、解析コードの妥当性確認を行い、解析結果は試験結果を概ね再現できることから、部分装荷における炉心群振動評価に適用する。

3.3 解析コードの適用限界と開発課題

(1) 解析コードの適用限界

炉心群振動は、多数体の複数箇所による衝突・ガタなどの非線形性を多く含む現象のため、個々の集合体の時刻歴挙動を完全に再現することは限界がある。一方で、評価の対象となる水平方向の時刻歴変位挙動、跳び上がり量の最大値、衝突荷重の最大値については、ある一定の精度^{注1}で評価が可能であることを確認している。また、本解析の適用範囲は、燃料体の跳び上がりにおいて、燃料体のパッド部が外れない程度、もしくは、一部の炉心構

成要素がパッド外れを生じる跳び上がり量（～数十 mm）まで、水平方向の振動に対しては、炉心構成要素が弾性挙動を示す範囲までである。

注 1：跳び上がり量最大値は±20～30%程度の誤差、衝突荷重最大値は大き目に評価、水平方向最大変位量は外側が炉心支持枠で拘束されることからほぼ一致

(2)解析コードの開発課題

本解析コードの適用範囲において、水平変位、衝突荷重を算出する場合、炉心群振動解析手法に対し開発過程で把握した技術的な課題はほぼ解決済みである。しかしながら、本解析コードを許認可用に使用する場合、次の開発課題が残る。

解析パラメータには、衝突パラメータ（衝突剛性、減衰）、嵌合部ギャップ、流体力、摩擦係数、物性値など多くのパラメータがあるが、評価値^{注2}ごとにパラメータが保守的となる方向が異なる。試験結果と解析結果との比較によって、解析値は一定程度の保守性を有していることは確認されているものの、許認可用に解析コードを使用するためには、評価の目的に合わせて適切な保守性を確保するパラメータ設定が必要となる。これには、各パラメータがもつ影響度合い（感度）を確認するための感度解析を実施し、保守側（安全側）の解析結果が得られるよう、安全余裕などを考慮した適切なパラメータの組み合わせを示す必要がある。感度解析を実施し、評価目的に応じた保守性を確保するパラメータ設定を定量的に明らかにすることが課題である。

注 2：炉心群振動解析による評価値には、水平方向変位量、跳び上がり量、パッド部衝突荷重などがある。

また、燃料体数を 313 体とした多数体系の試験では、第 3.2-7 図に示したように、解析が燃料体の跳び上がり量を大き目に評価

する。この要因は、解析では燃料体の鉛直軸廻りの回転を考慮していないことから、隣接試験体との接触による摩擦力の作用が考慮されず、試験と解析の間で差が出たものと考察されている。多数体系の試験を、実規模スケールで実施することは振動台の制約上難しく、解析値が定量的にどの程度の保守性を有した評価となっているか試験で実証することは難しい。跳び上がり量を精度よく評価する要求が出た場合は、解析モデルに燃料体の回転の効果を組み込む、あるいは跳び上がり量評価に着目した試験を実施する対応が必要となる。

3.4 まとめ

炉心群振動解析コード REVIAN-3D は、次期高速炉に向け開発された 3 次元で炉心の群振動挙動を解析するコードである。開発過程でコードの検証と妥当性確認が行われ、炉心の群振動挙動を概ね再現できている。燃料体の跳び上がりに関しては、もんじゅ相当の 37 体群体系試験において、試験結果と解析値とを比較すると、最大跳び上がり量を 0～30%の精度で評価する。また、パッド部外れがない状況においては、水平方向の最大変位は試験結果とほぼ一致し、衝突荷重最大値は大き目に評価する。

解析コードによる評価値が、保守性をどの程度有するか定量的に明確になっていないものの、炉心の群振動挙動を概ね再現できていることから、評価値に不確かさが残ることを考慮した上で、REVIAN-3D を部分装荷における炉心群振動評価に適用する。

4. 模擬燃料体の部分装荷による影響評価

4.1 地震時の影響

地震の影響は、燃料体の健全性、燃料取扱い機能の両方に影響を与える。地震による影響評価は、まず、炉心の燃料体及び炉心体系維持に与える影響を評価し、炉心の安全性を確認する。その上で、燃料体の跳び上がりが燃料体に与える影響、燃料取扱い機能に与える影響を確認する。

4.1.1 炉心への影響

(1) 評価の目的

地震時の炉心の群振動挙動を評価し、地震発生時の炉心等への影響を確認する。具体的には、水平方向の振動によって燃料体同士が衝突し、パッド部に発生する衝突荷重、エントランスノズル付け根部に発生する曲げ応力、鉛直方向の振動により発生する燃料体の跳び上がり量を評価し、「冷やす」、「閉じ込める」に係る安全機能が確保されことを確認する。

(2) 評価の方法

3次元炉心群振動解析コード **REVIAN-3D ver8.0** をもんじゅ体系に適用して、部分装荷時の炉心の群振動挙動を評価する。評価対象は、模擬燃料体を装荷しない箇所が最も多く、模擬燃料体の変位が最大となる燃料体取出し完了時の配置とする。また、3.1項の解析コードの概要でも述べたが、燃料取出し中に炉心構成要素内部を流れる流量は定格運転時の1/10以下と小さいことから、内部を流れる流体力はゼロとしている。評価対象とする炉心構成を第4.1.1-1図に示す。また、地震動から炉心の群振動解析の入力となる炉心支持板の加速度時刻歴応答を算出するまでの流れを第4.1.1-2図に示す。

評価に用いる地震動は、耐震バックチェック時に策定した基準地震動 Ss-D（水平方向、鉛直方向）と近隣の軽水炉の基準地震動を参考に策定した地震動（水平方向、鉛直方向）の 2 組を用いる。評価に用いる地震動の応答スペクトルを第 4.1.1-3 図に、加速度時刻歴波形を第 4.1.1-4 図に示す。これらの地震動を、建物の地震応答解析モデルの基礎底面に入力し、建物の地震応答を求める。求めた建物床位置の地震応答を原子炉容器の解析モデルに入力し炉心支持板の地震応答を求め、炉心の群振動解析モデルの炉心支持板相当位置に入力する。炉心支持板の加速度応答時刻歴波形を第 4.1.1-5 図及び第 4.1.1-6 図に示す。

建物の水平方向の地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を基礎版底面の水平及び回転地盤ばねにより考慮した剛基礎を共有する並列多質点系の曲げせん断型モデルである。また、鉛直方向の地震応答解析モデルは、地盤を鉛直ばねで表し、耐震壁の軸剛性評価した軸ばねにより各質点を連結した並列多質点系モデルである。建物の地震応答解析モデルを第 4.1.1-7 図に示す。

原子炉構造には、機器が据え付けられる建物床面の震動が伝わる。第 4.1.1-2 図に示したように原子炉容器は、原子炉建物内部コンクリートの床面（ペデスタル）に据え付けられ、地震時の水平方向の震動は下部支持構造によって拘束する設計である。ただし、熱膨張を考慮して鉛直方向の原子炉容器の移動は拘束しない。

原子炉構造の地震応答解析モデルを地震動の伝達経路と合わせ、第 4.1.1-8 図（水平方向）及び第 4.1.1-9 図（鉛直方向）に示す。水平方向の原子炉構造の地震応答解析モデルは、内部コンクリートと原子炉構造とを連成させた多質点はりモデルであり、ペデスタルの地震応答を含め原子炉構造の地震応答が評価される。

入力地震動は建物基礎版の水平方向の床応答を用いる。

鉛直方向の原子炉構造の地震応答解析モデルは、流体連成を考慮した2次元軸対象モデルであり、構造はシェルモデル要素、ナトリウムは流体要素でモデル化している。下部支持構造が鉛直方向の移動を拘束しない設計のため地震動の伝達経路はペDESTAL部からとなる。入力地震動は第4.1.1-7図に示す内部コンクリート EL.36.55m 位置⑤質点の鉛直方向の床応答を用いる。

炉心の群振動解析では、燃料体を質量と剛性を考慮した多質点系でモデル化し、衝突が発生するパッド部やエントランスノズル部には衝突要素（衝突剛性、衝突減衰、ギャップ）を設定している。これら解析モデルに用いる定数（解析パラメータ）は、もんじゅの燃料体に合わせたパラメータを採用し、ナトリウムの温度及び構造物の温度は200℃としている。解析に用いる主な解析パラメータを第4.1.1-1表に示す。また、第4.1.1-10図に示すように、部分装荷により模擬燃料体を装荷しない箇所の燃料体は除去してモデル化する。

(3) 評価の対象

安全機能への影響を考えた場合、燃料体が大きく変形せず、炉心体系が維持されることの確認が基本となる。すなわち、地震時においても、燃料体が損傷せず、冷却材の流路が確保され、放射性物質の閉じ込め機能が維持されることである。また、炉心体系が維持されない場合は、燃料取扱い機能にも影響を与える。

炉心群振動解析では、燃料体の健全性を確認するため、設計時点の知見に鑑み、相対的に発生値が高くなった、パッド部の衝突荷重及びエントランスノズル付け根部の曲げ応力を評価対象とする。また、鉛直方向の地震動によって燃料体が跳び上がることから、燃料体の跳び上がり量を評価対象とし、炉心体系維持の観

点からパッド部外れが発生しないことを確認する。

(4) 評価結果

パッド部の最大衝突荷重、エントランスノズル付け根部最大曲げ応力、燃料体の最大跳び上がり量を第 4.1.1-2 表に示す。パッド部の衝突荷重、エントランスノズル付け根部曲げ応力は、いずれも評価基準値以下であり、水平方向の震動で燃料体が大きく変形することはない。燃料体の健全性及び燃料取扱機能は維持される。また、燃料体の最大跳び上がり量は 20mm 程度であり、燃料体のパッド部外れも発生せず、炉心体系は維持される。

なお、燃料体の跳び上がり量の評価基準値は、炉心体系の維持という観点では、燃料体のパッド外れが生じる 45mm となるが、他設備との干渉回避の条件が厳しいことから、燃料体頂部と燃料交換装置のグリッパ案内筒底面までの距離 40mm とした。詳細は 4.1.3 項で説明する。

(5) 燃料体跳び上がり量評価値の妥当性

3次元炉心群振動解析にて評価した部分装荷時の跳び上がり量について、類似試験結果との比較を行うことで、部分装荷の解析結果が概ね妥当であることを確認する。平成 21 年度の耐震バックチェックの際に実施したもんじゅ燃料集合体の模擬集合体を用いた単体の振動試験を比較対象に用いる。

この振動試験では、炉心構成要素の跳び上がり量を確認するため、もんじゅの炉心燃料集合体と連結管を実寸で模擬した試験体を用い、地震動は S2 地震動を係数倍した地震波を使用した。燃料体の跳び上がり量について、部分装荷の解析結果、耐震バックチェック時に模擬燃料集合体を用いて実施した試験結果、耐震バックチェック時の解析結果を比較し第 4.1.1-3 表に示す。

部分装荷の解析と耐震バックチェック時の振動試験では地震

波が異なるが、全て炉心支持板中央部の加速度応答を使用しているため卓越周波数は同等であり、最大加速度についても同等レベルである。よって、地震波による跳び上がり量へ与える影響は小さいとみられる。なお、37体群体系試験では、模擬地震波ではなく正弦波を振動台に入力し、燃料体の跳び上がり量について試験結果と解析値の比較を行っている。

耐震バックチェック時の振動試験結果と解析結果は、最大跳び上がり量が40mm前後となっているのに対し、部分装荷の解析結果は20mm未満と約半分程度となっている。

燃料体の跳び上がりは、炉心支持板と燃料体の衝突によって発生する。衝突後の燃料体は、周囲からの干渉の影響等を除けば、概ね等加速度運動となるため、衝突直後の速度を用いると、跳び上がり高さは簡易的に以下の式で計算できる。

$$h = \frac{V^2}{2g'} \quad (4.1.1-1)$$

h：跳び上がり高さ

V：衝突直後の速度

g'：見かけの重力加速度

廃止措置段階では、1次主循環ポンプは主モータが停止し、ポニーモータ運転である。このため炉心を流れる流量は定格運転時の1/10以下と大きく低下し、冷却材が燃料体内を流れることにより作用する上向き流体力も大きく低減する。この結果、燃料体に作用する見かけの重力加速度が、0.5G程度から0.9G程度と大きくなる。

前記(4.1.1-1)式より、跳び上がり量は見かけの重力加速度に概ね反比例する。耐震バックチェック時の見かけの重力加速度と部分装荷の解析における見かけの重力加速度の比は、 $0.5/0.9 =$

0.55 倍であり、この程度跳び上がり量が低下すると概算される。

0.55 倍は、跳び上がり量の比較対象との比率：0.42 倍（17/41）～ 0.45 倍（17/38）と概ね整合しており、解析結果は妥当な値を算定しているものと推察される。

なお、部分装荷の解析結果と振動試験結果との比率：0.42 倍は、耐震バックチェックから推定される値：0.55 倍より若干小さくなっている。この要因は、比較した振動試験との水平方向の拘束条件の違いが考えられる。振動試験では燃料体頂部の水平変位を 5mm に制限しているのに対し、部分装荷の解析は 20mm～40mm 程度の頂部水平変位が生じる条件で評価している。部分装荷の解析による頂部変位は、試験に比べてエントランスノズル部の干渉（水平加振による跳び上がり抑制効果を生じさせる主要因）が働きやすく、跳び上りを抑制する方向に作用する。よって、見かけの重力加速度から推定される比率より小さくなることは物理的に整合性があり、部分装荷の解析結果は妥当と推察される。

4.1.2 燃料体の跳び上がりによる燃料体への影響

(1) 評価の目的

4.1.1 項に示した炉心の群振動解析によって、水平方向地震の揺れに対する燃料体の健全性が確認されている。一方、鉛直方向による震動により、燃料体が最大 20mm 程度跳び上がることが確認されている。この場合、燃料体が炉心支持板着床時に炉心支持板と衝突し、その反力として燃料体の鉛直方向には衝突荷重が発生する。この衝突荷重により燃料体のラップ管及び燃料被ふく管への影響を評価し、放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを確認する。

(2) 評価の方法

燃料体が跳び上がり、炉心支持板上に落下すると連結管の受面に衝突し、衝突荷重が発生する。この時発生する衝突荷重 P を、燃料体エントランスノズル部の球面座を定数 κ のバネと見做し、高さ h から質量 m の燃料体が落下すると考えて概算する。燃料体の落下モデルを第 4.1.2-1 図に示す。落下燃料体の位置エネルギーとバネ部に蓄えられる全ひずみエネルギーを等しいとすれば、ひずみ量を u 、重力加速度を g として、以下の関係が成り立つ。

$$u = \frac{mg}{\kappa} \left(1 + \sqrt{1 + \frac{2\kappa h}{mg}} \right) \quad (4.1.2-1)$$

衝突の際に発生する荷重 P は、バネ定数 κ とひずみ量 u の積となることから、衝突荷重 $P =$ 質量 $m \times$ 加速度 α とすれば衝突時の加速度 αG は、

$$\alpha = \frac{P}{mg} = 1 + \sqrt{1 + \frac{2\kappa h}{mg}} \quad (4.1.2-2)$$

となる。エントランスノズル部の球面座部のバネ定数 κ を $1.5 \times 10^8 \text{N/m}$ 、燃料体の質量 m を 180.7kg 、落下高さを 20mm とし、て加速度 α を求めると $59G$ となり、炉心支持板着床時に $60G$ の加速度が発生するとして評価する。

このため、燃料体が炉心支持板上へ落下すると、燃料体には鉛直方向の力が働くが、鉛直方向の圧縮荷重が働くことで評価上厳しくなる座屈に着目し影響評価を行う。評価はラップ管と被ふく管について実施する。燃料体の構造概要と座屈評価モデルを第 4.1.2-2 図に示す。燃料体の全長は 4.2m であるが、肉厚の薄いラップ管部の長さ l は 2.946m であり、この部分の座屈評価を実施する。燃料被ふく管は、ワイヤスペーサで束ねられ、その外側からラップ管部によって拘束されている。燃料集合体全体としては剛性が高く集合体全体が座屈することは考えにくい。ワイヤスペ

一サ間の 1 スパン間：0.307m で局所的な座屈を評価する。

座屈の評価は以下に示すオイラーの座屈荷重 P_{cr} との比較によって行う。

$$P_{cr} = n\pi^2 \frac{EI}{l^2} \quad (4.1.2-3)$$

ここで、 n ：座屈係数、 E ：縦弾性係数、 I ：断面 2 次モーメント、 l ：柱の長さである。ラップ管の座屈は両端拘束条件とすれば $n=4$ となる。

ラップ管には、ラップ管、ハンドリングヘッド、上部遮へい体の合計重量 W_r ：37.7kg が加わるものとする。また、燃料要素 1 本の重量は 0.62 kg であるが、そのうち燃料材料重量 0.35 kg は下部端栓上に荷重が加わることから、燃料被ふく管に加わらない。燃料被ふく管には重量 W_p ：0.27kg が加わるものとする。

(3) 評価結果

評価結果を第 4.1.2-1 表に示す。オイラーの座屈荷重 P_{cr} と比較して、ラップ管及び燃料被ふく管に加わる衝突荷重は十分小さく、いずれも座屈損傷することはない。燃料体は放射性物質を「閉じ込める」機能を維持する。

4.1.3 燃料体の跳び上がりによる燃料取扱い機能への影響

地震時の燃料体の跳び上がり量に関しては、4.1.1 項に示した通りであるが、本項では燃料取出しへの影響という観点から評価する。原子炉容器廻りの機器と燃料体頂部の関係を第 4.1.3-1 図に示す。図には、燃料体が跳び上がった際に影響を受ける順に $L_v1 \sim L_v5$ と番号を記した。

燃料体が跳び上がった際、最初に影響を受けるのは、燃料交換装置ホールドダウンアームのグリッパ案内筒である。この底面と

燃料体頂部の隙間は 40mm であり、燃料体が 40mm を超えて跳び上がると、燃料体頂部がグリッパ案内筒下面に衝突する。次に影響を受けるのは、燃料体上部パッド部である。45mm を超えて跳び上がると、パッド部同士の外れが発生し、跳び上がった燃料体が落ちてこない可能性が発生する。実験ではパッド部外れが発生しても、燃料体が元の位置に戻ることを確認しており、起こりにくい現象ではある。しかし、燃料体頂部が飛び出した状態になると、燃料交換装置グリッパの燃料体へのアクセス性が阻害され、燃料取出しに影響を与える。

燃料体が跳び上がった場合の影響を整理し、第 4.1.3-1 表に示す。地震時の燃料体の跳び上がり量評価は、燃料体だけでなく、燃料体以外の炉心構成要素についても実施している。その評価結果を第 4.1.3-2 図に示す。重量の重い中性子しゃへい体の跳び上がり量が、燃料体に比べ大きい傾向を示すが、燃料体の跳び上がり量が大きくなる基準地震動 S_s-D の場合でも、最大跳び上がり量は 20mm を超えない。

燃料体の最大跳び上がり量評価結果は、他の炉心構成要素も含め最大 20mm 程度であり、燃料交換装置を含めて他機器との干渉はない。また、燃料体同士のパッド部外れも発生しないことから、地震による燃料体の跳び上がりは燃料取扱い機能に影響を与えない。

4.2 部分装荷による冷却材流量配分変更の影響

部分装荷では、模擬燃料体の未装荷箇所が空間となり、炉心を通る冷却材の流量配分が変更となる。流量配分の変化に伴う冷却機能への影響を確認する。また、炉心部の流動抵抗が減ることから、冷却材の循環流量が増加する。冷却材循環流量増加による設備

への影響を確認する。

4.2.1 冷却機能喪失時の燃料体への影響

(1) 評価の目的

既認可申請書 添付書類四の中で、保守的な条件の下、冷却機能喪失時の燃料被ふく管の肉厚中心温度を評価し、定格運転時の熱的制限温度 675℃を超えないことを確認している。部分装荷開始時点で炉心に残る燃料体数は 1/3 に減っており、炉心全体の崩壊熱は約 1/3 に低下している。冷却機能を喪失しても燃料被ふく管肉厚中心温度は下がる方向となるが、その定量値は確認できていない。冷却機能が喪失する事象を想定し、燃料被ふく管肉厚中心温度の上昇がどの程度となるかを評価し、燃料体の健全性を確認する。

(2) 評価の方法

冷却機能が喪失する事象として、既認可申請書 添付書類四と同様に、1次主冷却系の除熱機能喪失に加え、原子炉容器室及び1次主冷却系室の窒素雰囲気調節装置の停止も想定する。原子炉の崩壊熱の伝熱経路は、燃料被ふく管肉厚中心温度が厳しくなるよう原子炉容器内から主冷却系窒素雰囲気調節装置室まで水平方向のみを考慮し、除熱源は確実に外気が導入できる部屋とする（第 4.2.1-1 図）。原子炉が保有する崩壊熱は、部分装荷開始時点を想定し 9.7kW、主冷却系窒素雰囲気室の雰囲気温度は外気の導入が可能なことを考慮し、40℃とする。

評価は1次元の熱伝導及び熱伝達により、径方向（水平方向）の熱平衡状態を計算し、燃料被ふく管肉厚中心温度を求める。具体的には、第 4.2.1-2 図に示すように、①1次主冷却系室からの放熱、②原子炉容器室からの放熱、③原子炉容器からの放熱、④

原子炉容器内部の熱伝導を考え、順に計算することによって燃料被ふく管肉厚中心温度を求める。温度依存性を考慮する物性値は、計算に使用する温度を 100 °C 単位として、評価結果が保守側となる値を選定する。

原子炉容器内において、ナトリウムの伝熱は自然対流を考慮せず、熱伝導で計算する。また、原子炉容器のナトリウム液位は、放熱面積が小さいほど除熱量が減ることから、1 次主冷却系からのナトリウム漏えいも考慮し、原子炉容器出口配管ノズル上端位置とする。

1 次主冷却系室から主冷却系室素雰囲気調節装置室への放熱、原子炉容器室から 1 次主冷却系室への放熱、即ち伝熱量 Q_n は、両室の雰囲気温度を T_n 、 T_{n+1} とし、壁の単位面積当たりの熱通過率を k_n 、壁面の面積を S_n とすれば以下の関係があり、この式より T_{15} から順次 T_{14} 、 T_{13} を求める。

$$T_n = T_{n+1} + Q_n / (S_n k_n) \quad (4.2.1-1)$$

伝熱量 Q_n を 9.7 kW、主冷却系室素雰囲気調節装置室 T_{15} を 40 °C とし、1 次主冷却系室の雰囲気温度 T_{14} を求める。同様にして、原子炉容器室の雰囲気温度 T_{13} を求める。なお、壁の熱通過率 k_n は、構造材の熱伝導率 λ_n と厚さ d_n 、内面及び外面の熱伝達率 α_n から算定する。

原子炉容器内表面の温度 T_{12} は、原子炉容器室の雰囲気温度を T_{13} 、 Q_n を 9.7 kW として以下の関係がある。この式より温度 T_{12} を求める。

$$T_n = T_{n+1} + Q_n / K_n \quad (4.2.1-2)$$

ここで K_n は、原子炉容器から原子炉容器室雰囲気への放散熱係数であり、原子炉容器室雰囲気調節装置の運転実績から算定する。ただし、除熱量を評価した時の原子炉容器液面位置の違い、原子

炉及び原子炉容器廻り機器の放熱割合を考慮する。

原子炉容器内の熱伝導は、中心に評価用の仮想的な燃料ピンを置き、燃料被ふく管肉厚中心温度 T_4 を評価する。燃料ピンの周囲は、発熱量の違い、炉心構成要素の違い等を考慮し、原子炉容器内表面までの間を円筒状に区分する。第 4.2.1-3 図に原子炉容器内の熱伝導モデルを示す。領域 11：中間胴冷却領域から領域 9：炉心槽冷却材領域までは、発熱のない円筒の熱伝導として以下の関係があり、この式から各領域の温度 T_n を求める。

$$T_n = T_{n+1} + \frac{Q_n}{2\pi L_n} \frac{\ln \frac{r_{n+1}}{r_n}}{\lambda_n} \quad (4.2.1-3)$$

また、領域 8：中性子しゃへい体領域から領域 5：内側炉心領域までは、発熱のある円筒の熱伝導として以下の関係があり、この式から各領域の温度 T_n を求める。ただし、伝熱量 Q_n は発熱領域では変化する。また、領域の高さ L_n は、燃料の発熱長 0.93m であり、一定値となる。

$$T_n = T_{n+1} + \frac{Q_n}{2\pi L_n} \frac{\ln \frac{r_{n+1}}{r_n}}{\lambda_n} - \frac{W_n}{2\lambda_n} \left(r_n^2 \ln \frac{r_{n+1}}{r_n} + \frac{r_n^2 - r_{n+1}^2}{2} \right) \quad (4.2.1-4)$$

n : 領域番号

T_n : 領域 n の温度

Q_n : 領域 n の伝熱量

r_n : 領域 n の内径

L_n : 領域 n の高さ

λ_n : 領域 n の熱伝導率

W_n : 領域 n の単位体積当たりの発熱量

ここで炉心燃料体、ブランケット燃料体の熱伝導率 λ_n は、1 集合体当たりの平均熱伝導率を算定し、その値を用いる。また、部

分装荷では燃料体が装荷されない領域には熱伝導率が大きいナトリウムが満たされる。しかし、今回の評価ではこの効果までは考慮しない。

領域 4：被ふく管外側領域及び領域 3：被ふく管内側領域の熱伝導は、(4.2.3-3)式と同じ関係にあり、同式により燃料被ふく管肉厚中心温度 T_4 、燃料被ふく管内面温度 T_3 を求める。

領域 2：燃料ペレットと被ふく管の間のギャップ領域は、円筒空間の熱伝達である。 h_n を領域 n の熱伝達率とすれば以下の関係があり、この式より燃料ペレット表面温度 T_2 を求める。

$$T_n = T_{n+1} + \frac{Q_n}{2\pi r_{n+1} L_n h_n} \quad (4.2.1-5)$$

領域 1：燃料ペレット領域は発熱のある中実円柱の熱伝導であり、以下の関係があり、この式より燃料ペレット中心温度 T_1 を求める。

$$T_n = T_{n+1} + \frac{W_n}{4\lambda_n} r_{n+1}^2 \quad (4.2.1-6)$$

(3) 評価結果

評価結果を第 4.2.1-4 図に示す。冷却機能が喪失した場合、燃料被ふく管肉厚中心温度は 218℃である。燃料取出し期間中の冷却材温度約 200℃と比較してもわずかな温度上昇にとどまる。燃料被ふく管肉厚中心温度の上昇が燃料体の健全性に影響を与えることはない。

4.2.2 炉心流量が変化することによる影響

(1) 評価の目的

模擬燃料体が部分的に装荷されないことにより、その部分の冷却材流量が増え、その結果燃料体に流れる冷却材流量が減少する。

炉心部における冷却材の流量配分が変わることから、この流量配分の変化が冷却機能へ与える影響程度を確認する。

(2) 炉心の流量配分

炉内の燃料集合体は、炉心に装荷される場所に応じて発熱量に差がある。このため、燃料集合体の定格出力運転時の被ふく管最高温度がほぼ均一となるように、各燃料集合体に流れる冷却材流量を調整（流量配分）している。具体的には、炉心を第 4.2.2-1 図に示すように、11 の領域に分割し流量配分を行い、燃料被ふく管肉厚中心最高温度を 675°C以下となるよう設計されている。

(3) 燃料交換時の流量配分

燃料交換時の炉心流量配分の概要を第 4.2.2-1 表に示す。この表において右側が、第 4.2.2-1 図に示す内側炉心の流量領域 1 から 1 体燃料体を引き抜いた時の流量配分である。燃料体の未装荷部分の流動抵抗が小さくなり、この部分に冷却材が多く流れ、取出し無しの時に比較すると、燃料体に流れる流量が若干変化する。燃料体を取出した部分の流量は 20.9kg/s であり、燃料装荷部の最大流量 1.73kg/s と比較すると、未装荷部分に約 12 倍の冷却材が流れる。

(4) 評価の前提

前項において、保守的な条件設定の下、冷却機能喪失時の燃料被ふく管肉厚中心温度は 218°Cと評価されている。このため、ここでは概算にて炉心流量が変化することの影響を確認する。

炉心領域に、燃料体の未装荷部分が増えると炉心部の流動抵抗が減少し、炉心を流れる冷却材流量が増える。しかしながら、冷却材は 1 次主冷却系統も循環するため、冷却材の循環流量が増えると 1 次主冷却系側の圧力損失が増加する。従って、炉心部の空間に比例して循環流量が増加するわけではない。最初に、冷却

材の流量がどの程度まで増えるか概算し、この流量を前提に評価する。

炉心部を流れる冷却材は、大きく分けると、高圧プレナムから炉心燃料領域を通る流れと、低圧プレナムからブランケット燃料領域部及び中性子遮蔽体領域を通る流れの2つのパスがある。それぞれの流量比は概略5:1であり、部分装荷状態でもこの比率は大きく変わらないものとして評価する。

燃料体未装荷部分の圧力損失は流速 v の2乗、即ち流量 Q_v の2乗に比例するものとし、燃料体の圧力損失係数はレイノズル数 Re 依存性があり、流速 v の m 乗、即ち流量 Q_v の m 乗に比例するものとして評価する。

炉心燃料を流れる冷却材流量及び燃料体未装荷部の流量は領域によって差がある。しかし、炉心領域の燃料体に流れる流量の差は、第4.2.2-1表に示すように数割程度である。このため、平均的な流量で燃料体装荷部と未装荷部の流量比を概算する。また、炉心に流動抵抗の小さい燃料の未装荷箇所が増えると、冷却材は燃料体内よりも未装荷部に流れる。燃料体装荷部と未装荷部の比率は、未装荷箇所が最大となる1/3の炉心燃料66体が引抜かれた状態とする。

(5) 評価

燃料取出し期間中、1次主冷却系のポンプはポニーモータ運転で冷却材を循環する。ポンプは3台を運転するが、1ループ当たりの冷却材循環流量は約600 m³/hである。炉心部の圧力損失が低下すると、冷却材流量は増加する。ポニーモータは定回転数運転のため、流量が増加するとポンプの吐出圧(揚程)が低下する。系統設計の数値を用いて概算すると、880 m³/hを超えると炉心の圧力損失を考慮しなくとも、1次主冷却システムの圧損だけのポンプ

の揚程を超える。1次主冷却系1ループ当たり880 m³/hの冷却材が流れるとして、炉心流量を2640 m³/h (=23.9×10⁵kg/s)とする。このうち5/6、すなわち19.9×10⁵kg/hの冷却材が炉心燃料領域に流れるとする。

燃料体未装荷部を流れる冷却材流量を Q_N 、圧力損失係数を K として、燃料体未装荷部圧力損失 ΔP (単位: kg/cm²) を考える。設計図書から圧力損失係数 K_N を推定すると、 $K_N=1.37\times 10^{-4}$ となり、燃料体未装荷部の圧力損失 ΔP は

$$\Delta P = K_N \cdot Q_N^2 = 1.37 \times 10^{-4} \cdot Q_N^2 \quad (4.2.2-1)$$

で表される。一方、燃料体装荷部の平均流量 Q_F を設計図書から算定すると、1.53kg/sとなる。平均的な圧力損失係数 K_F を考え、炉容器内の圧力損失(流量 Q_V の m 乗にほぼ比例し、低流量域では m は1.63)と同様に燃料体装荷部の圧力損失 ΔP を考える。流量 Q_F の1.63乗に比例するとすれば、 $K_F=3.00\times 10^{-2}$ となり、燃料体装荷部の圧力損失 ΔP は

$$\Delta P = K_F \cdot Q_F^{1.63} = 3.00 \times 10^{-2} \cdot Q_F^{1.63} \quad (4.2.2-2)$$

で表される。

燃料体未装荷部を66箇所、燃料体装荷部を132箇所とすれば、炉心燃料領域を流れる単位時間当たりの総流量 $Q_T (=5.52\times 10^2$ kg/s)と Q_N と Q_F との関係は

$$\begin{aligned} Q_T &= 66 \cdot Q_N + 132 \cdot Q_F \\ 5.52 \times 10^2 &= 66 \cdot Q_N + 132 \cdot Q_F \end{aligned} \quad (4.2.2-3)$$

となる。一方、 Q_N と Q_F の関係は、炉心部の圧力損失 ΔP が等しいことから

$$\begin{aligned} K_N \cdot Q_N^2 &= K_F \cdot Q_F^{1.63} \\ 1.37 \times 10^{-4} Q_N^2 &= 3.00 \times 10^{-2} Q_F^{1.63} \end{aligned} \quad (4.2.2-4)$$

となる。(4.2.2-3)式、(4.2.2-4)式から Q_N 、 Q_F を求めると以下と

なる。

$$Q_N = 7.5 \text{ kg/s} \quad Q_F = 0.44 \text{ kg/s}$$

燃料体装荷部を流れる冷却材の平均的流量 Q_F は 0.44kg/s となる。

200℃のナトリウムの定圧比熱 C_p は 1.34 kJ/kg である。部分装荷状態が進み、燃料体装荷部に流れる流量が 0.44 kg/s に低下したとする。使用済燃料体 1 体当たりの発熱量は最大 205W (= 205J/s) なので、その熱がナトリウムに入熱される。従って、使用済燃料体頂部から流れ出すナトリウムの温度は 0.35℃上昇する。

$$205 \div (1.34 \times 10^3 \times 0.44) = 0.35$$

概算なので、流量に 2 倍の誤差を見込んでも温度上昇は 1℃未満であり、ほとんど冷却材温度は上昇しない。未装荷部と装荷部を流れる温度差 ΔT がこの程度であれば、構造物への熱的影響もない。

4.2.3 冷却材循環流量増加の影響

部分装荷では炉心の流動抵抗が減ることで炉心流量が増える。この結果、冷却材の流量が増え、1 次主冷却系主循環ポンプのモータ負荷が増えポンプの運転に支障が出ることが懸念される。しかし、主循環ポンプはポニーモータ運転であり、定回転数運転である。ポンプの運転特性は、流量が増加するとポンプの揚程が低下し、モータの負荷はほとんど増加しない。また、4.2.2 項で述べたように、循環流量が増えるとする 1 次主冷却系側の系統圧損が大きくなり、流量増加の上限は系統側の圧力損失で制限される。

従って、部分装荷において、炉心の流動抵抗が減り、冷却材流量が増えても循環ポンプはトリップすることなく継続運転が可能で

ある。また冷却材流量の上限も 1 次主冷却系側の圧力損失で制限される。燃料取出し作業中に、炉心の流動抵抗の変化によって 1 次主冷却系の循環運転の継続が不能となることはない。

部分装荷では燃料体が装荷されない空間が発生し、燃料体未装荷部分の流量が増える。4.2.2 項で説明したように、炉心燃料体 1 体が取出された場合、その部分には約 12 倍の冷却材が流れる。燃料体未装荷部分の流量増加は、全装荷時状態においても発生しており、流量増加が燃料交換装置に与える影響は全装荷時と変わらない。燃料交換はこのような流量変化がある中で、支障なく燃料交換が行われていることを考えれば、部分装荷による流量変化は燃料取出しに支障を与えない。なお、燃料冷却の要求からは主循環ポンプ 3 台の運転は必要なく、炉心流量を減らす場合は、ポンプ運転台数を減らすことで対応は可能である。

4.3 燃料取出しへの影響

4.3.1 燃料体頂部変位への影響

4.1 項に示すとおり、地震時においても炉心体系は維持され燃料体に大きな変形は生じない。しかしながら、もんじゅの燃料体は、炉心支持板の連結管に差し込まれ自立しており、6 体の隣り合う燃料体によってパッド部を介して互いに支え合い炉心体系を維持する。部分装荷では、模擬燃料体未装荷箇所が空間となり、模擬燃料体同士の相互支持面が 6 面から 3 面に減少し、燃料体頂部の移動可範囲が広がる。通常燃料体取出し時においても燃料取扱い機能に影響を与える可能性があり、この影響について評価する。

もんじゅの燃料体同士の最小隙間はパッド部であり、この隙間は燃料体が規則正しく配置された場合、第 4.3.1-1 図の d の 0.7mm である。部分装荷状態では燃料体が倒れ込む空間が生じ、その場合

燃料体頂部の移動量 d' は 1.4mm となり ($d'=2d=1.4\text{mm}$)、燃料体が 1.4mm 移動し隣接燃料体に接触する。次にその燃料体頂部が押され 1.4mm 移動し、さらにその隣の燃料体が押された場合の最大移動量を考えると、燃料体の移動量は $2d'=4d=2.8\text{mm}$ が加わり合わせて 4.2mm となる。このように、燃料体頂部の移動が連鎖的に増えていくと、燃料体頂部の総片寄りが発生する。しかし、燃料体頂部の移動量は構造上の制約から、後述する第 4.3.1-2 図 $d1$ 値以上に移動することはない。

もんじゅでは連結管の形状・寸法と燃料体のエントランスノズルの形状・寸法の組合せで誤装荷を防止している。連結管に差し込まれるエントランスノズル部の外径と連結管の内径との隙間（嵌合部）は 0.2mm であり、この隙間によって燃料体が自立しているとした場合に算出される燃料体頂部の移動量は第 4.3.1-2 図に示す関係より $d1=1.9\text{mm}$ となる。

燃料体の傾きによる頂部の最大の位置ずれは、中心位置から $\pm 1.9\text{mm}$ のずれを考慮すると 3.8mm （中立位置から 1.9mm 片寄っていた頂部が逆方向に 1.9mm 片寄った場合）となる。これに過去の炉心アドレス確認試験^{注1}で計測された芯ずれ量（ナトリウム中における基準アドレスからのずれ量）の最大値 7.4mm を加えても 11.2mm にとどまり、この値は燃料交換装置の全炉心の取扱い（グリッパのつかみ動作）に支障が出ないための判定基準であるグリッパ中心と燃料体頂部中心とのずれ許容値 20mm 以内^{注2}を満足するため、燃料体の取出しに影響を与えない（第 4.3.1-1 表、第 4.3.1-3 図参照）。

注 1：アドレスとは原子炉内における各炉心構成要素の位置のこと。

炉心中心を原点として、この位置を定める。燃料交換装置のグリッパは、回転プラグの回転と燃料交換装置アームの旋回によって

炉心構成要素頂部にアクセスすることから、実際のアドレス設定では回転プラグの回転角度と燃料交換装置アームの旋回角度にてアドレスを定めている。アドレス設定では、機器の製作精度、据付精度の誤差を含むことから、まず大気中試験の計測データを基に常温時のアドレスを設定する。次に、ナトリウムを充填すると熱変位が加わることから、温度を補正してナトリウム中における基準アドレスを設定する。ナトリウム中試験においてアドレスと実際の炉心構成要素位置とのずれを確認し、ずれが大きければアドレスを修正する。このナトリウム中試験の結果、ナトリウム中における基準アドレスと実際の炉心構成要素位置との最大ずれは 7.4mm であることが報告されている。なお、ずれの中には回転プラグの回転停止誤差、燃料交換装置アームの旋回停止誤差、回転プラグの回転中心のずれ、アドレス計測誤差等があり、これらの不確定誤差（最大 5.5mm 程度）を許容している。

注 2：燃料交換装置(FHM)の設計では、第 4.3.1-3 図に示すように、グリッパ先端部をテーパ形状にし、パンタグラフアームに偏心追従機構を設けており、燃料交換装置グリッパ中心と燃料体頂部中心のずれは 20mm まで許容している。

4.3.2 操作性への影響

部分装荷では、燃料を取出した後に模擬燃料体を装荷しないことから、通常の燃料交換時の操作手順とは異なる。このため、燃料取出しの操作手順や操作プログラムの変更が必要となる。

部分装荷時は炉外燃料貯蔵槽（EVST）から炉内中継装置への移送が空の燃料移送ポットのみとなる。なお、この操作は全装荷時にも、燃料交換の最初と最後、及び EVST の列が変わる毎に実施される操作である。

一般的に操作手順が変更になると、操作員が操作ミスを起こすリスクが高まる。しかし、燃料交換作業は自動化運転が基本で、操作員が操作ミスを起こす可能性は低い。自動化運転を除外した場合、手動操作となるが、部分装荷開始時期までに操作経験が蓄積されていることから、操作員が操作ミスを起こすほどの影響はないと評価する。

制御ソフトのプログラム変更に関しては、部分装荷開始までには期間があり、プログラム変更に必要な期間は十分確保されている。余裕をもってプログラム変更対応が可能と評価する。

プログラム変更に際し、エラー発生の可能性は否定できない。プログラム変更では、工場試験、もんじゅにおける実作動試験を実施し、エラーがないことを確認。その後実機運用に入ることで、プログラム変更誤りの発生を防止する。

4.4 その他の影響

4.4.1 ナトリウム内包機器及びナトリウム漏えい対策への影響

部分装荷は炉心構成の変更であり、ナトリウムやカバーガスの隔壁を形成する設備に変更はない。このため、部分装荷はナトリウム及びカバーガスの内包機能に影響を与えない。同様に、ナトリウム機器の予熱設備や保温構造、ナトリウム漏えい対策設備に変更はなく、ナトリウム凍結防止機能及びナトリウム漏えい時の化学的影響緩和機能に影響はない。

4.4.2 放射性物質内包機器等への影響

部分装荷は炉心構成の変更であり、放射性物質を内包するナトリウムやカバーガスの境界を形成する機器及び放射線遮蔽に係る設備に影響を与えない。なお、燃料被ふく管ギャップ内の放射性ガ

スは十分減衰しており、燃料体全数の破損を想定しても、周辺公衆に対し著しい放射線被ばくリスクを与えないことを、既認可申請書にて評価済みである。

4.4.3 放射性廃棄物の処理処分への影響

模擬燃料体が減ることにより燃料洗浄設備の負荷が減り、洗浄廃液や放射性廃棄物の発生量は減少する。

4.4.4 事故評価等への影響

部分装荷では、炉心部以外に設備に変更を加えることがないことから、炉心部以外の評価が変わることはない。また、炉心部に関しては、地震時の燃料体の健全性及び冷却機能喪失時の燃料被ふく管の健全性が確認されており、新たな事故事象が加わることはない。このため、既認可申請書添付書類四に示した、事故の種類、程度、影響等の評価は影響を受けない。

4.4.5 異常時対応への影響

部分装荷では、炉心部以外に設備に変更はなく、燃料取扱事故を除く事故や災害への対応は変わらない。また、部分装荷によって新たな事故事象が加わることはなく、燃料体取出し作業中の事故に対しては、作業を中断、安全を確認した後、状況に応じた対応を行う。この基本的対応の流れは部分装荷、全装荷にかかわらず変わらない。

5. 燃料体の取出しができない事態への対応

部分装荷とすることで炉心からの燃料体の取出しに影響する要因を網羅的に抽出し、評価を実施した。しかしながら、地震時の炉

心群振動挙動に対する解析コード REVIAN-3D による評価結果の保守性が定量的に明確になっていないこと、更に想定を超え炉心燃料体の取出しができない事態の発生も想定し、その対応について整理・検討する。

燃料交換装置の故障に関しては、設計当初より故障を想定されており、対応方策が検討されている。復旧に時間がかかる燃料交換装置の動作不能事象として、①パンタグラフアームの収納不能事象、②燃料体の切り離し不能事象、③燃料交換装置本体の昇降不能事象、④ホールドダウンアームの動作不能事象を想定し、燃料交換装置はこれら故障時への対応が可能な設計となっている。

廃止措置段階のもんじゅにおいては、燃料体が保有する崩壊熱は減衰しており部分装荷開始時点における炉心の崩壊熱は 9.7kW と小さい。燃料体がナトリウム中に浸漬されていれば、冷却系の循環運転を行わなくても、燃料体の冷却は可能な状態であり、燃料被ふく管の肉厚中心温度の上昇は 218°Cにとどまる。このため、原子炉容器内の液面を下げて、炉内の状況を確認することが可能な状況である。また、放射能レベルが減衰した炉心であり、ナトリウムの遮蔽効果を期待しなくてもしゃへいプラグの遮蔽機能のみで炉上部の作業は可能な状況にある。

設計で想定した故障範囲を超えて燃料体の取出しが不能となるような事態が発生した場合は、炉内の状況を確認し、必要となる回収装置を設計・製作してから燃料体を回収する。炉内観察の方法及び燃料体回収までの流れを第 5-1 図に示す。また、第 5-2 図に示すように長円形プラグとホールドダウンアームを一体で引抜けば、しゃへいプラグ上に比較的大きな開口が確保され、燃料体回収に必要な炉内へのアクセス経路は確実に確保される。ナトリウム中からの機器の回収に関しては、もんじゅにおいては炉内中継装置

の回収、常陽においては MARICO-2（材料試験片を照射する実験装置）の経験を有し、知見が蓄積されている。

燃料体取出しができない事態が発生しても、燃料交換装置動作不能時の補修・復旧方法（第 5-3 図～第 5-6 図参照）や、もんじゅや常陽で蓄積されたナトリウム中から機器を回収した知見等を活用すれば、燃料体の回収見通しはあるものと評価する。

6. まとめ

もんじゅの炉心構造は、燃料体が炉心支持板の連結管に差し込まれ自立し、6 体の隣り合う燃料体がパッド部を介してお互いを支え合う構造である。部分装荷では、模擬燃料体の未装荷部分に空間が発生し、隣接する燃料体の数も 6 体から 3 体に減る。当初設計では考慮されていない炉心体系となることから、このような部分装荷状態が、原子炉施設の安全性及び燃料体の取出しに係る設備の機能に影響を与えるか否かの観点から影響要因を抽出し、必要となる評価を実施した。その結果を整理すると以下のようになる。

- (1) 「止める」機能に関しては、部分装荷開始時点で炉心の燃料体は 198 体中 132 体が取出されており、制御棒を全数引き抜いても臨界になることはない。
- (2) 地震時における炉心体系の維持は「冷やす」、「閉じ込める」機能だけでなく、燃料取扱機能にも影響することから、重要な機能である。地震時の炉心群振動挙動を、解析コード REVIAN-3D を用いて評価した結果、燃料体が大きく変形することはない、燃料体等の最大跳び上がり量は 20mm 程度であり、燃料体同士のパッド部外れが発生する 45mm を下回る。地震時においても炉心体系が維持される。
- (3) 炉心群振動解析によって地震時の燃料体同士の衝突荷重を評

価すると、パッド部に発生する衝突荷重は評価基準の 1/3 程度であり、水平方向の震動で燃料体が損傷することはない。また、地震時に燃料体は跳び上がり、炉心支持板着床時に衝突荷重を受ける。その衝突時の加速度 60 G から発生する荷重を評価し、オイラーの座屈荷重と比較すると、衝突荷重はオイラーの座屈荷重に比較し 1 桁以上小さく、燃料体は座屈損傷しない。燃料体は地震時においても、放射性物質の閉じ込め機能を維持する。

- (4) 地震時の燃料体等の最大跳び上がり量 20 mm 程度は、燃料体頂部に最も近接する燃料交換装置ホールドダウンアームのグリッパ案内筒底面までの距離 40 mm よりも小さい。燃料体等が跳び上がっても、周囲の機器との干渉はなく、燃料取扱いに係る設備に影響を与えない。また、燃料体上部パッド部外れは発生しないことから、地震後に燃料体頂部が通常位置から跳び出た状態になるリスクも排除され、燃料交換装置の燃料体頂部へのアクセス性に影響を与えない。
- (5) 「冷やす」機能に関しては、地震時にも炉心体系が維持され、冷却材の流路が確保される。冷却機能喪失に対しては、水平方向の熱伝導のみを考慮する保守的な評価を行い、燃料被ふく管の肉厚中心温度の上昇が 218℃にとどまる。部分装荷によって模擬燃料体未装荷箇所冷却材が多く流れ、燃料体を流れる冷却材流量は減少するが、設計値を基に概略評価した結果、燃料体を流れるナトリウムの温度上昇は 1℃未満である。燃料被ふく管が過熱によって損傷することはない。
- (6) 部分装荷によって炉心部の流動抵抗が減り、冷却材流量が増える。1 次主冷却系の主循環ポンプはポニーモータ運転であり、モータ負荷はほとんど増加せず、ポンプの継続運転は可

能である。また、1次主冷却系の最大流量は1次主冷却系側の系統圧損で制限されることから、冷却材流量は一定流量以上増えることはない。部分装荷では、模擬燃料体未装荷箇所を流れる冷却材流量が増える。この現象は、全装荷状態において燃料体を取出す際にも発生しており燃料体の取出しに支障を与えない。

- (7) 模擬燃料体の未装荷箇所が空間となり、燃料体頂部の移動可能空間が広がる。しかし、燃料体の傾きはエントランスノズル部の嵌合部の隙間によって ± 1.9 mmに制約されている。燃料体の炉心アドレス位置からの現状の最大ずれ7.4 mmを考慮しても、燃料交換装置のグリップ中心と燃料体頂部中心のずれは許容値20 mm以内を満足する。模擬燃料体未装荷箇所の空間は燃料体の取出し機能に影響を与えない。
- (8) 解析コードREVIAN-3Dを用いた地震時の炉心群振動挙動解析結果が概ね妥当との評価にとどまることを踏まえて、燃料体の取出しができない事態も想定し、燃料体の回収方法を検討した。その結果、燃料交換装置動作不能時の補修・復旧方法、過去のナトリウム中からの機器を回収した知見等を活用すれば、炉内から燃料体を回収する見通しがあることを確認した。

7. 総合評価

模擬燃料体の部分装荷は、原子炉施設の安全性に影響を与えず、燃料体の取出しに係る設備及びその機能に影響を与えない。一方、模擬燃料体の取扱いがなくなることで、模擬燃料体の取扱いに伴う不具合の発生可能性を低減する。また、解析コードによる評価に含まれる不確実性も考慮して、燃料体の取出しができない事態発

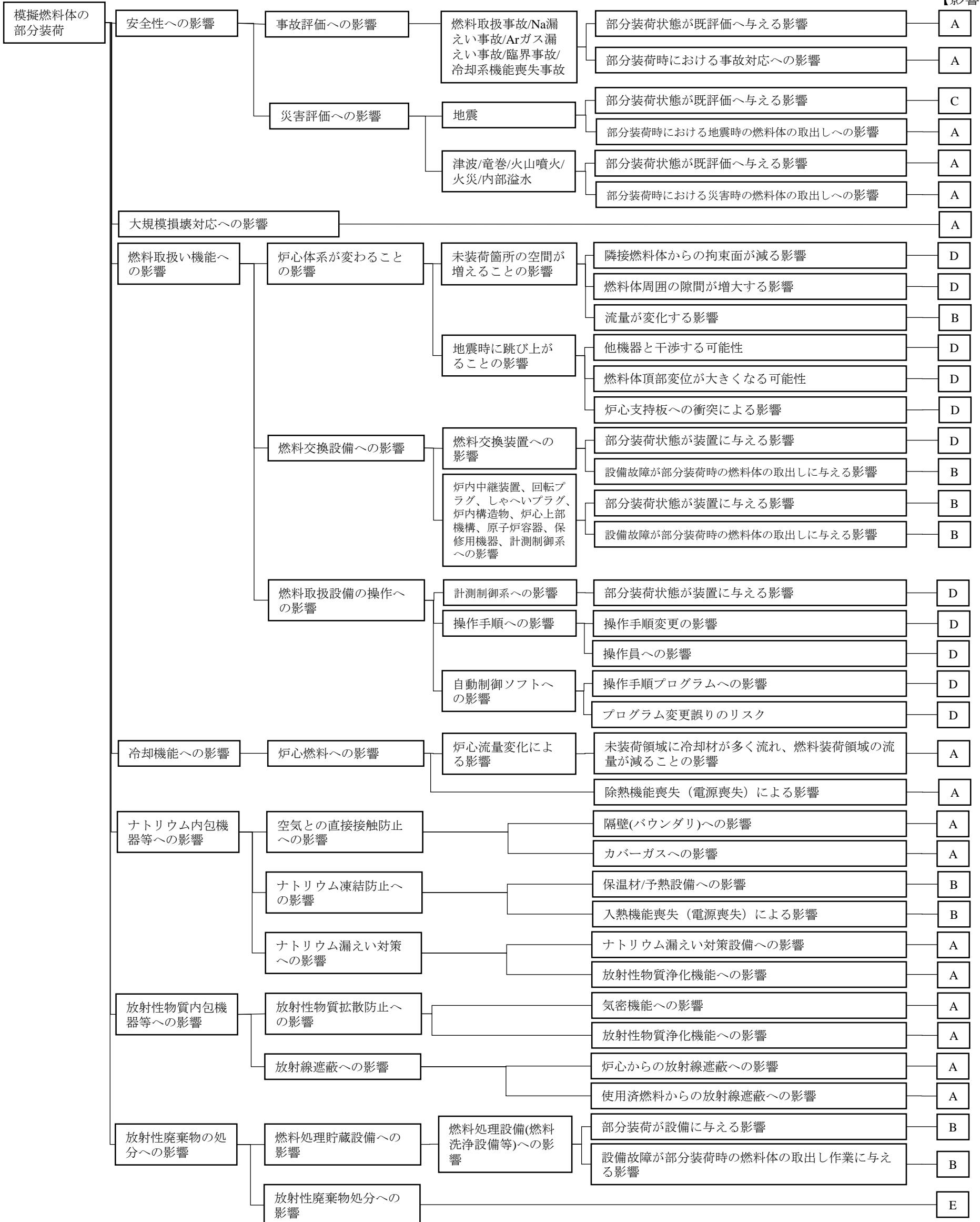
生時の対応を検討し、燃料体回収方法の見通しがあることも確認した。部分装荷は、廃止措置第一段階である燃料体取出し期間約5年のうち、最後に炉心から燃料体を取り出す期間の2箇月程度である。この間に、部分装荷に対し影響の大きいSクラスの地震に遭遇する確率は相対的に小さい。総合的評価として、燃料取出し工程遅延の可能性を低減する模擬燃料体の部分装荷は、放射性物質を内蔵する燃料体と化学的に活性なナトリウムが共存するリスクの早期低減に寄与するものと評価する。

8. 参考文献

- [1] 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(2017.7)
- [2] 藤田勝久, 流体中の棒群の振動特性と地震応答解析, 日本機械学会論文集C編, Vol.47, No.415, 1981, pp251-262

第2.2-1表 部分装荷による影響評価一覧

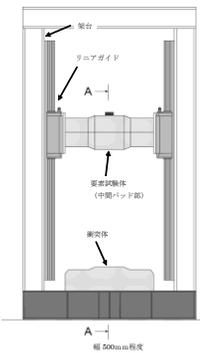
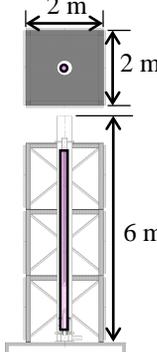
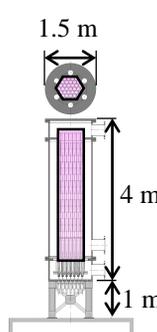
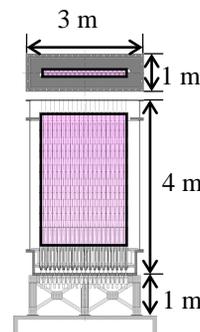
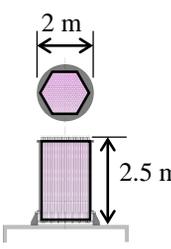
【影響】注1



【凡例】注1
 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

注1：本表では、部分装荷による影響の全体像を把握するため、
 ①安全性の観点（安全評価への影響、安全機能を有する設備への影響等）
 ②燃料体取出しの観点（燃料取扱機能への影響、燃料取出しに係る設備への影響等）
 と単純化して影響を整理した。

第3.2-1表 3次元炉心群振動解析コード開発試験体系の変遷と取得データの概要

1. 要素試験 各試験体の 衝突部位モデル	2. 実寸単体試験 縮尺 1/1 1 体	3. 群体系試験 縮尺 1/1.5 最大 37 体	4. 列体系試験 縮尺 1/1.5 最大 32 体	5. 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、以下の衝突部位の解析パラメータを取得</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 衝突解析モデルの妥当性について、水平加振による跳び上がり量の低減効果を概ね再現できることを確認 (参考6) 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 流路網流体力モデルの妥当性について水中における水平方向の衝突荷重の低減効果及び内部流水により跳び上がり量が増加する効果を概ね再現できることを確認 大きな水平変位時のデータを取得するため、列体系試験が必要 縮尺比を大きくし (試験装置の模擬性を犠牲にした) 多数体試験で炉心構成要素の変位挙動の確認が必要 	<ul style="list-style-type: none"> 気中、水中、流水中にて実施 炉心構成要素の周辺の流体の状況が異なるため、特別な流体力解析モデルを採用 実機状況に近い大きな水平変位時において、最外周付近で衝突荷重が増大する列配置の効果を概ね再現できることを確認 	<ul style="list-style-type: none"> 気中、水中にて実施 衝突部の1mm以下の隙間を忠実に縮小することは困難 上部パッドのみ設置するが、衝突荷重は計測しない 流量配分機構は未設置 (流水中のデータは取得しない) 水平変位、跳び上がり量を計測し、群振動挙動 (衝突の影響、流体の影響) を概ね再現できることを確認

第4.1.1-1表 炉心群振動解析に用いた主な解析パラメータ一覧

部 位	解析パラメータ	
上部パッド部	衝突剛性	6.86×10^8 N/m
	衝突減衰	3.70×10^4 N s/m
	ギャップ	0.7 mm
中間パッド部	衝突剛性	1.02×10^7 N/m
	衝突減衰	7.60×10^3 N s/m
	ギャップ	1.0 mm
エントランスノズル上部	衝突剛性	6.01×10^7 N/m
	衝突減衰	7.70×10^3 N s/m
エントランスノズル下部	衝突剛性	1.75×10^8 N/m
	衝突減衰	1.34×10^4 N s/m
球面座	衝突剛性	2.22×10^8 N/m
	衝突減衰	1.01×10^5 N s/m
燃料体等重量	模擬炉心燃料	1.83×10^2 kg
	模擬グラケット燃料	1.86×10^2 kg
	中性子しゃへい体	2.63×10^2 kg

第4.1.1-2表 炉心群振動解析に基づく評価結果一覧

評価項目	発生値※1	評価基準値	裕 度※2
上部パッド部 衝突荷重 [kN]	112.8	564	5.0
	114.6		4.9
中間パッド部 衝突荷重 [kN]	5.3	28	5.2
	5.5		5.1
エントランスノズル付け根部 曲げ応力 [MPa]	141.1	440	3.1
	173.2		2.5
跳び上がり量 [mm]	<20	40※3	>2
	<2		>20

※1：2種類の地震動で評価（上段：耐震バックチェックで策定した基準地震動 Ss-D、下段：近隣軽水炉の基準地震動を参考に策定した地震動）

※2：裕度＝評価基準値／発生値

※3：燃料体頂部から燃料交換装置のグリッパ案内筒底面までの距離（干渉回避）。45mmで燃料体のパッド部外れが発生

第4.1.1-3表 燃料体跳び上がり量解析結果と耐震バックチェック評価との比較

	部分装荷 解析結果	耐震バックチェック	
		単体震動試験	解析結果
跳び上がり量	17 mm ^{※1}	41 mm	38 mm
加振波	Ss-D	S2×係数倍	Ss-D
最大加速度	31 m/s ²	35 m/s ²	35m/s ²
見かけの重力 加速度	8.7 m/s ² (0.89G)	4.7 m/s ² (0.48G)	4.7 m/s ² (0.48G)

※1：燃料体の最大跳び上がり量は20mmを超えないとしているが、解析による燃料体跳び上がり量の最大値は17mm

第4.1.2-1表 燃料体の炉心支持板着床時の衝突荷重と座屈荷重との比較

	衝突荷重評価		オイラーの座屈荷重 ^{※2}	
	衝突荷重Lc	重量と加速度	座屈荷重Pcr	数値
ラッパ管	2.22×10^4 N	37.7 kg × 60 G	1.50×10^6 N	n : 4 E : 1.83×10^5 N/mm ² I : 1.80×10^6 mm ⁴ ℓ : 2.964 m
燃料被ふく管	1.59×10^2 N	0.30 kg × 60 G	3.12×10^3 N	n : 4 E : 1.83×10^5 N/mm ² I : 40.7 mm ⁴ ℓ : 0.307 m

※2： $P_{cr} = n\pi^2 \frac{EI}{\ell^2}$ にて計算

第4.1.3-1表 燃料体が跳び上がった場合の影響整理

区分	跳び上がり量	影 響
L _v 1	40 mm 超 ^{※1}	燃料体の取出し中：ホールド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
L _v 2	45 mm 超	燃料体の上部パッド部同士の外れが発生
L _v 3	 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
L _v 4	60 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
L _v 5	 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

※1：燃料体の跳び上がり量は20mm未満であり、燃料交換装置との干渉はない

第4.2.2-1表 燃料交換時の流量配分（設計評価）

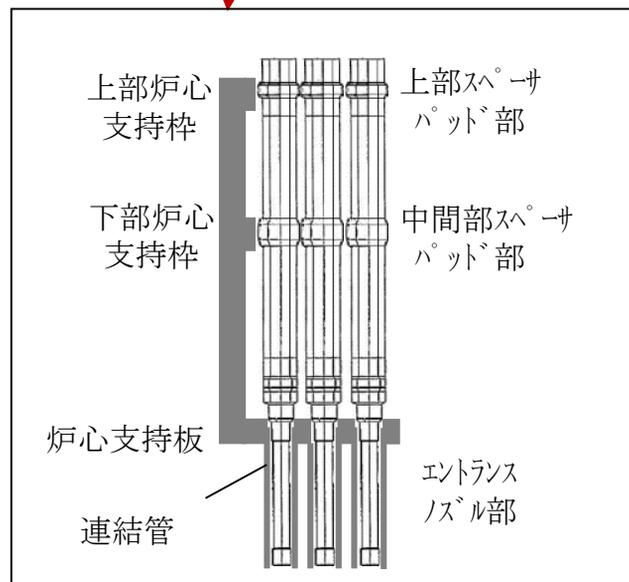
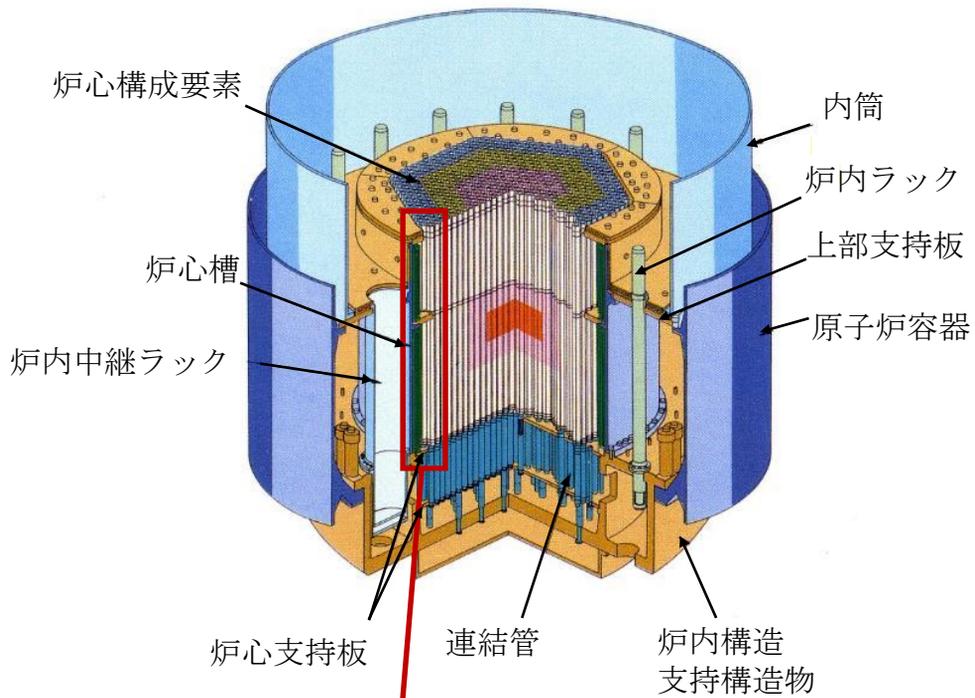
領域区分	数量	1体当たりの流量 [kg/s]	
		引抜き無し	1体引抜き
内側炉心領域	108	1.56～1.87	1.45～1.73 (20.9 ^{※2})
外側炉心領域	90	1.43～1.74	1.33～1.62
ブランケット領域	172	0.114～0.450	0.121～0.483
中性子遮へい体領域	316	0.018～0.023	0.019～0.024

※2：引抜き部流量

第4.3.1-1表 燃料体の傾きによる燃料体ハンドリングヘッドとグリッパのずれ評価

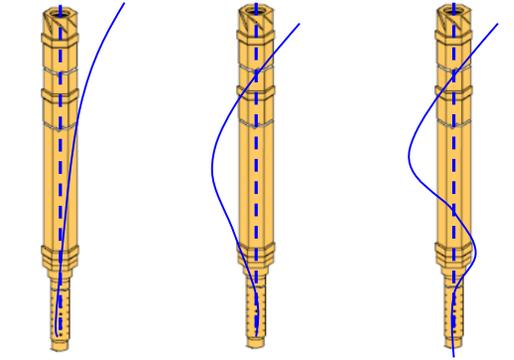
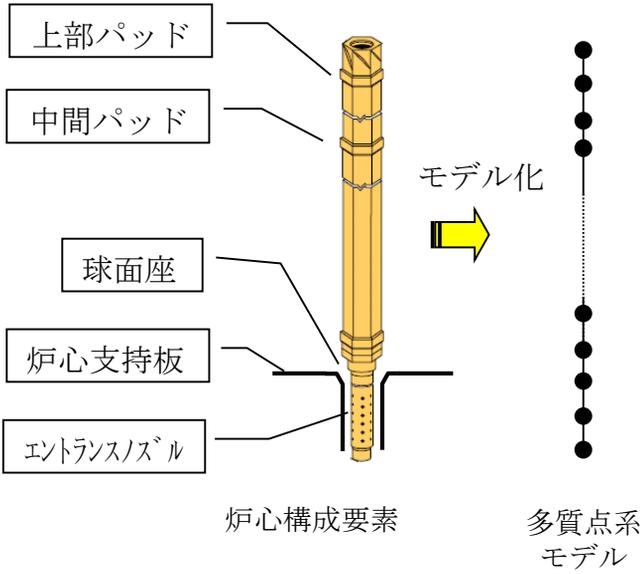
	炉心アドレスからの最大のずれ	傾きによる最大のずれ	想定するずれ合計の最大	許容値
部分装荷なし	7.4 mm ^{※3}	1.4 mm程度	8.8 mm	< 20 mm
部分装荷		3.8 mm	11.2 mm	

※3：過去の総合機能試験で計測された最大のずれ



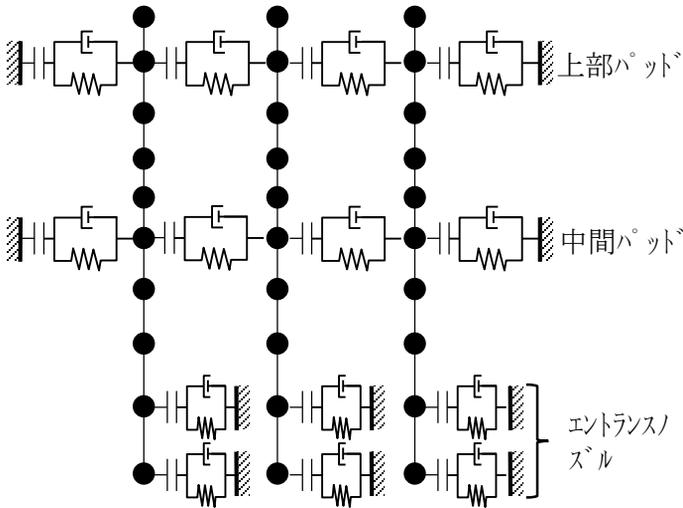
第1-1図 もんじゅ燃料体等の装荷状態及び支持構造

1. 炉心構成要素のモデル

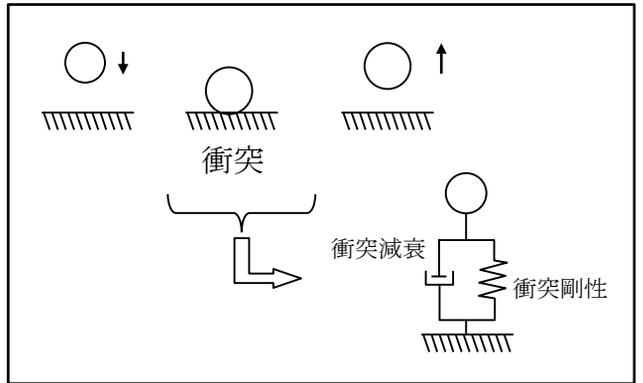


1次～3次モードまでの弾性変形を考慮

2. パッド部等の衝突モデル

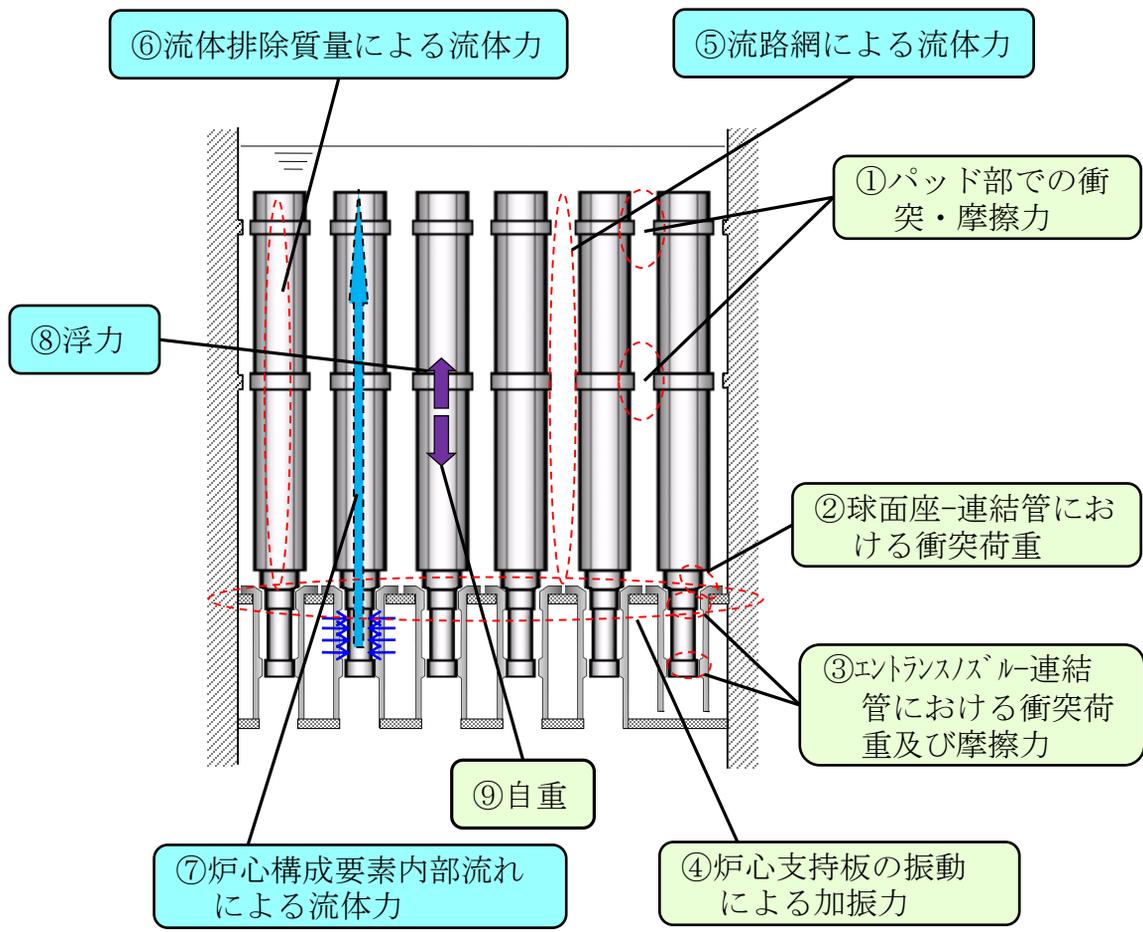


3. 炉心支持板上への衝突モデル (球面座と連結管受面間の衝突)



反発係数に合わせて衝突剛性、衝突減衰を設定。

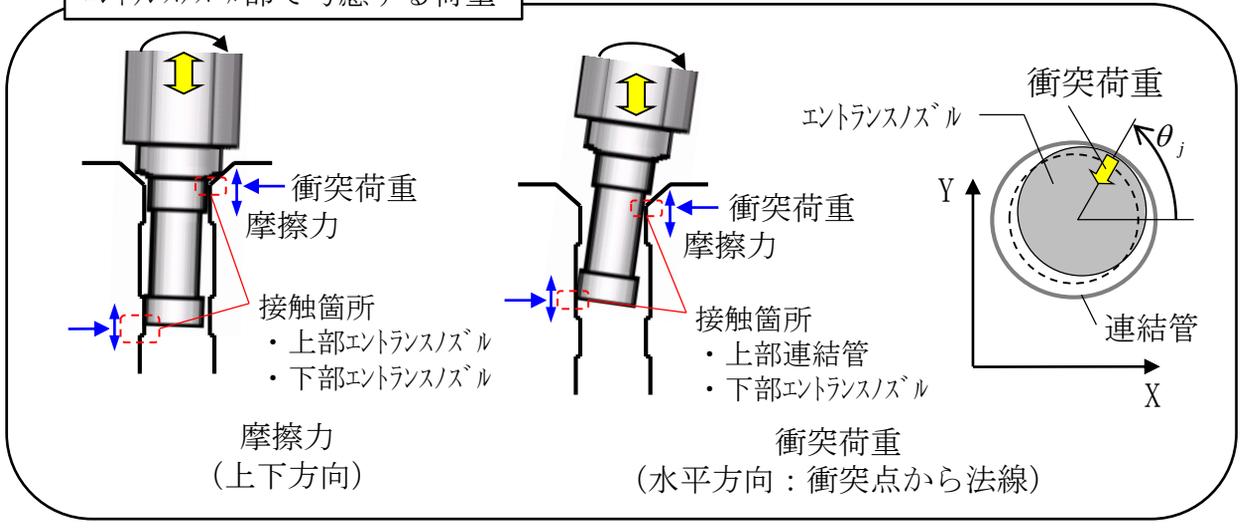
第3.1-1図 炉心燃料体の群振動解析モデル



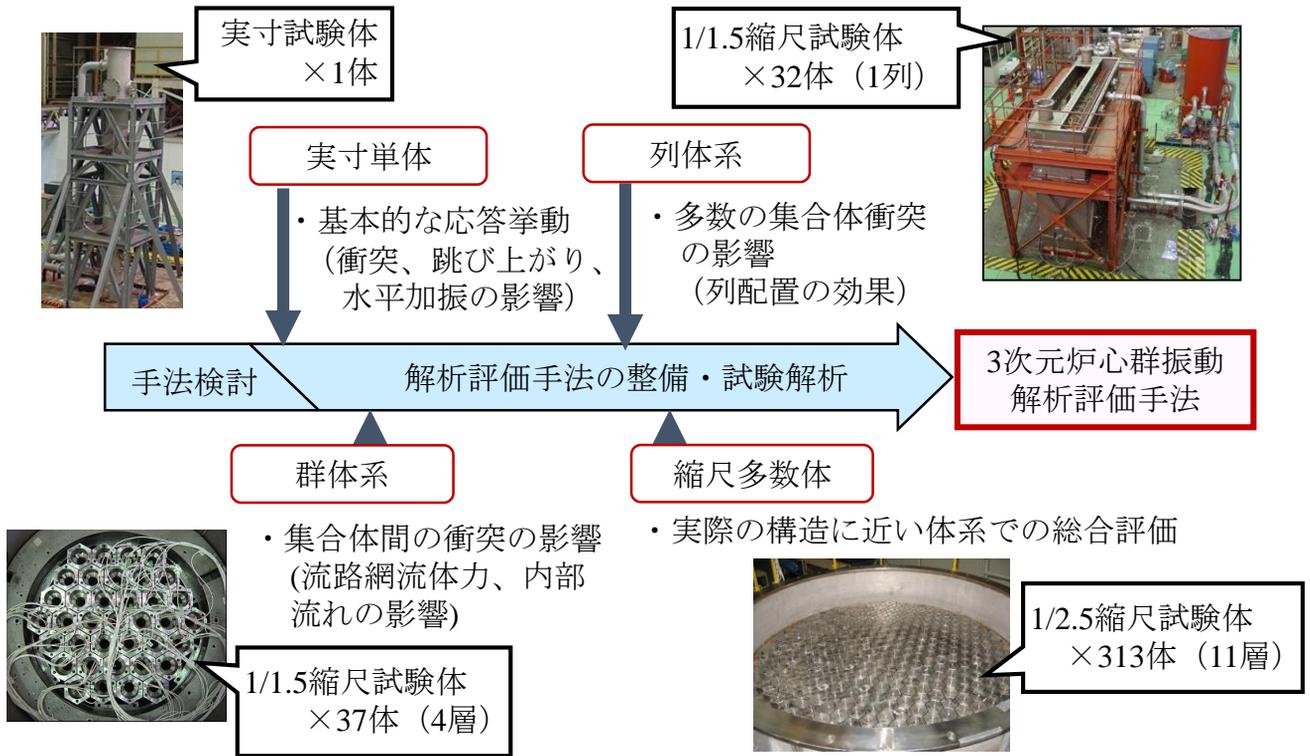
考慮する各種荷重

- ①パッド間における衝突荷重及び摩擦力
- ②球面座-連結管における衝突荷重
- ③エントランスノズル-連結管における衝突荷重及び摩擦力
- ④炉心支持板の振動による加振力
- ⑤流路網による流体力
- ⑥流体排除質量による流体力
- ⑦炉心構成要素内部流れによる流体力
- ⑧浮力
- ⑨自重

エントランスノズル部で考慮する荷重

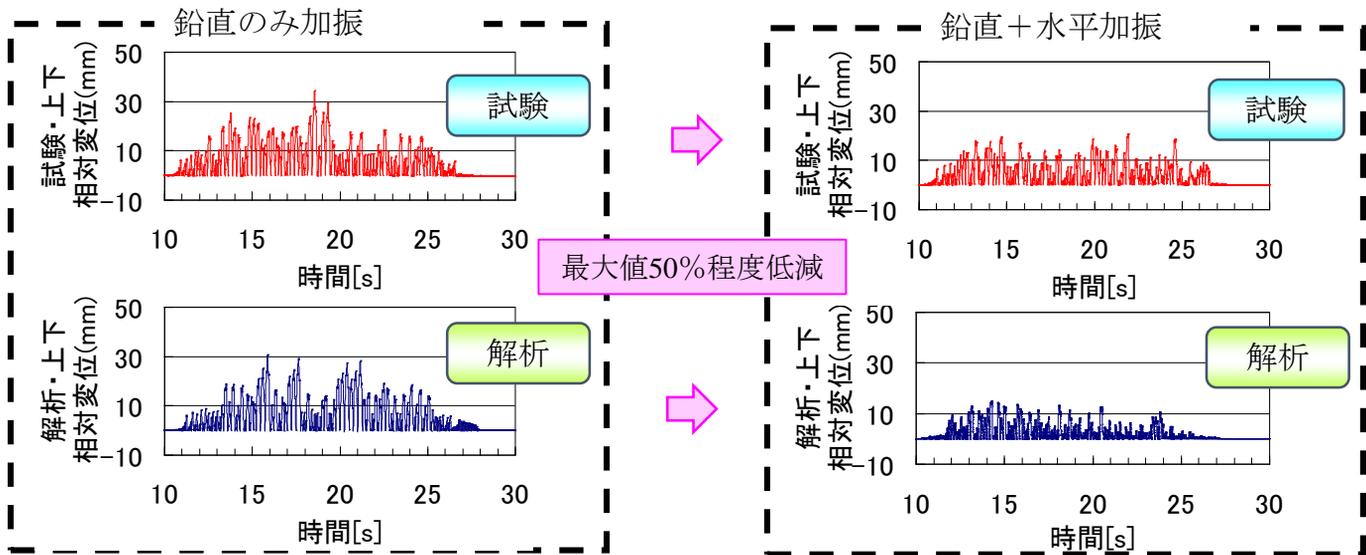


第3.1-2図 炉心群振動解析で考慮する荷重



第3.2-1図 段階を踏んだ炉心群振動解析コードの開発

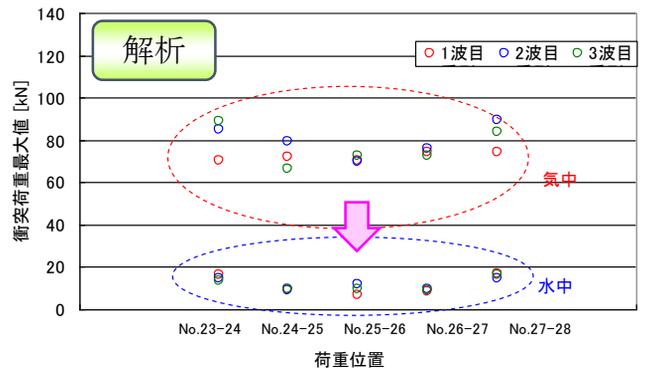
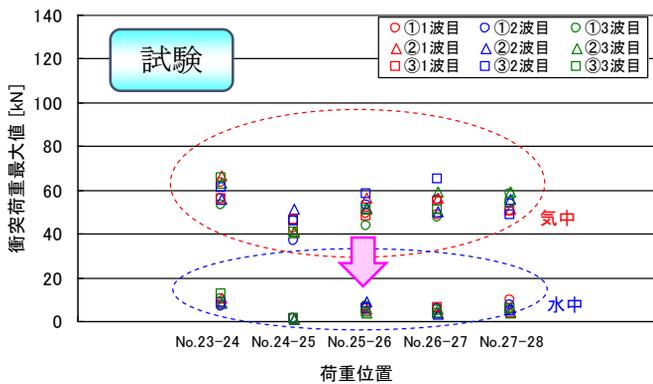
単体 正弦波加振試験



- 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（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

第3.2-2図 水平加振による跳び上がり量の低減効果：単体試験

37体群体系 正弦波加振試験



最大値分布 85%程度低減

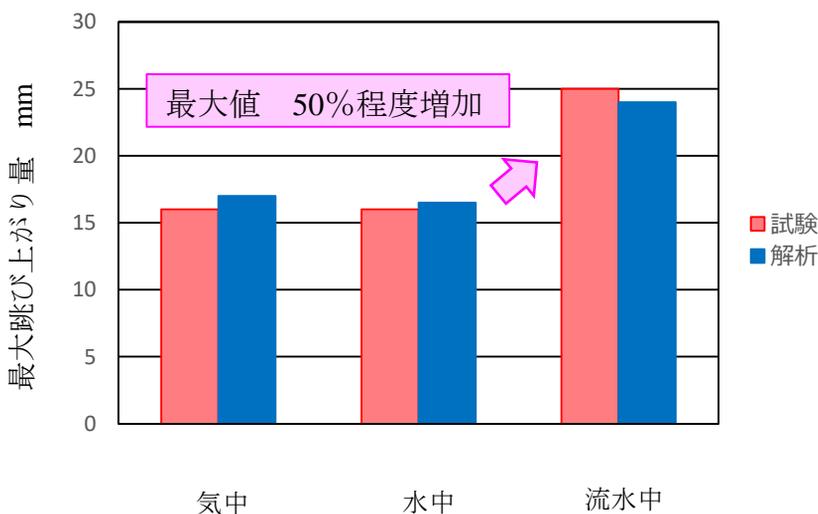
最大値分布 85%程度低減

- 流路網流体力により、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（最大値分布による確認）
- 本試験の場合、衝突荷重を30%程度大き目に評価

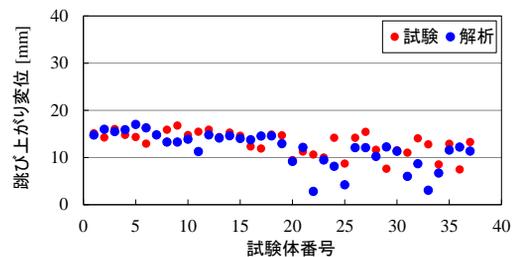
第3.2-3図 流路網流体力による衝突荷重の低減効果：37体群体系試験

37体群体系 正弦波加振試験

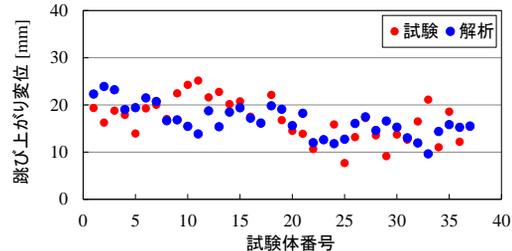
水平+鉛直加振



水中試験での最大跳び上がり量の分布



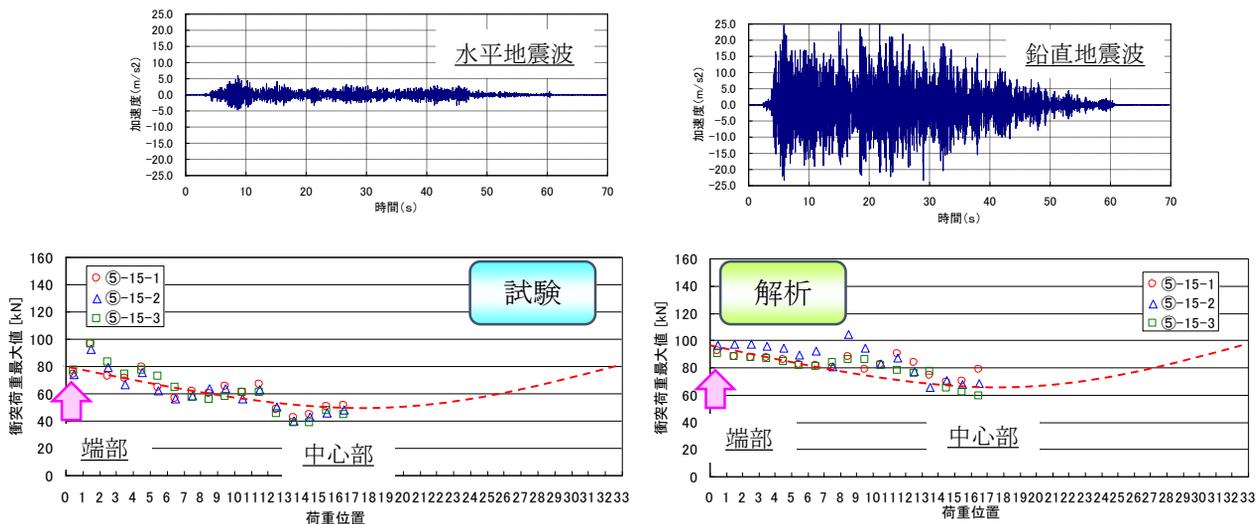
流水中試験での最大跳び上がり量の分布



- 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（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

第3.2-4図 内部流れによる跳び上がり量の増加効果：37体群体系試験

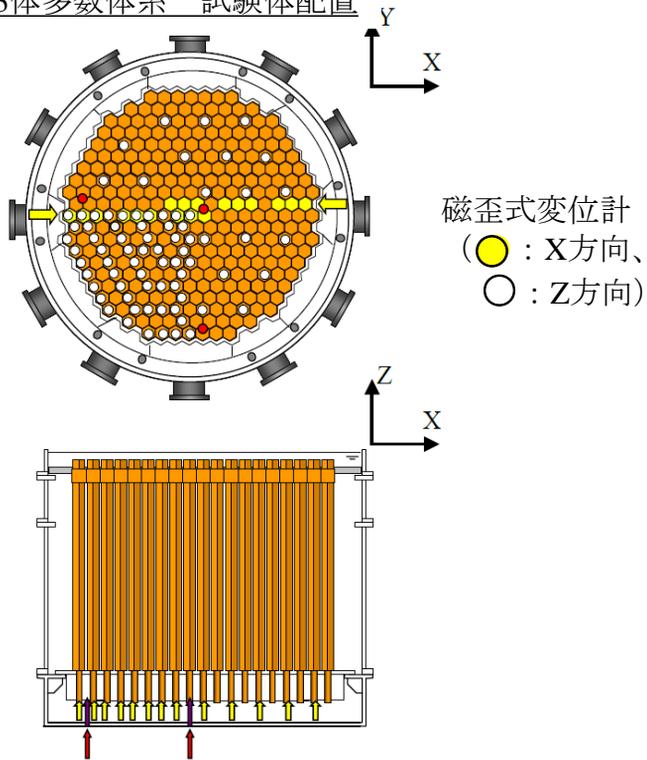
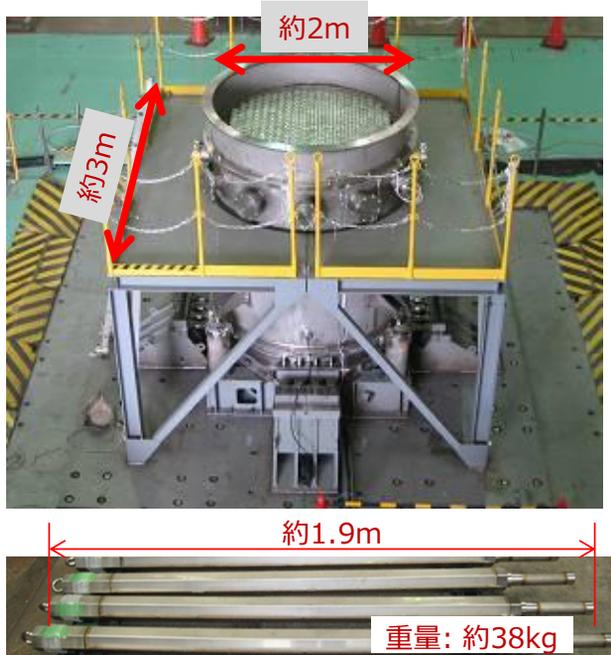
32体列体系 模擬地震波加振試験



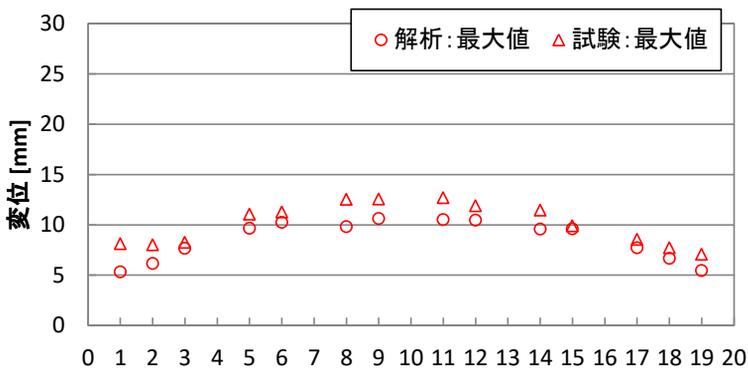
最大値の分布 端部は中央に比べ40%程度増加

- 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（最大値による確認）
- 本試験の場合、衝突荷重を15%程度大き目に評価

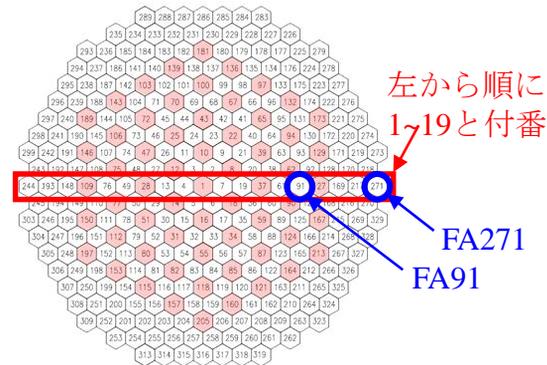
第3.2-5図 最外周付近で水平方向の衝突荷重が増大する列配置の効果：32体列体系試験



水平方向最大振幅の比較 水中・模擬地震波加振試験

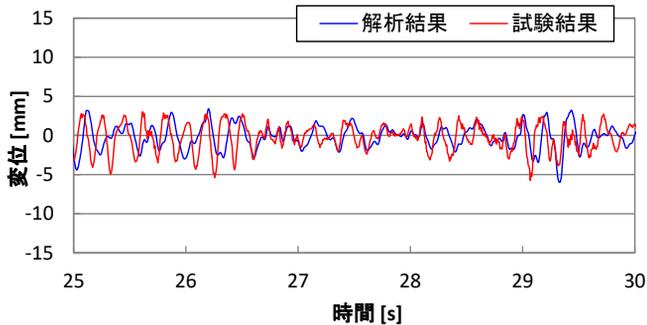


X方向水平変位 両振幅最大値

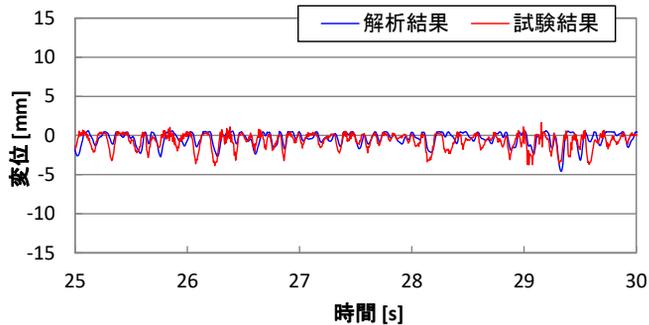


部分装荷状態 (ハッチ部試験体無)

水平方向変位挙動の比較 水中・模擬地震波加振試験



時刻歴応答比較 (FA91)



時刻歴応答比較 (FA271)

振幅最大値及び時刻歴応答波形は試験と解析において概ね一致

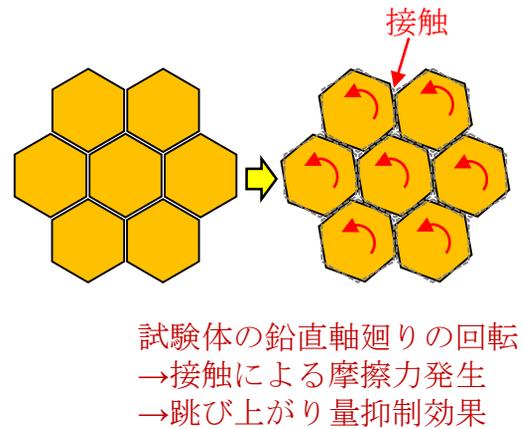
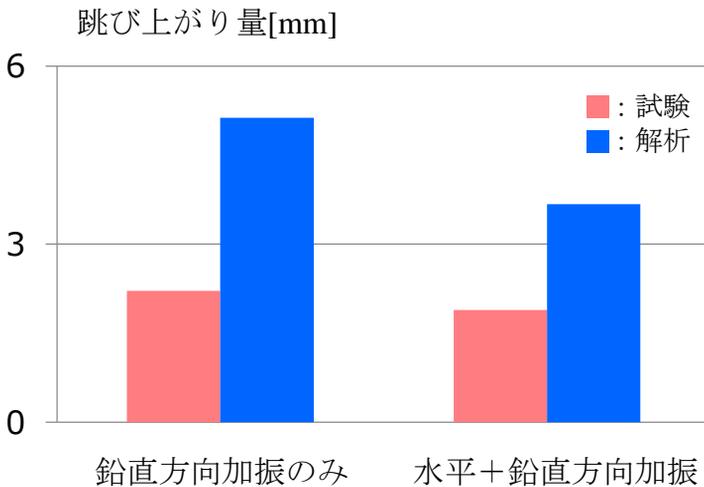
313体多数体系 跳び上がり量評価

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

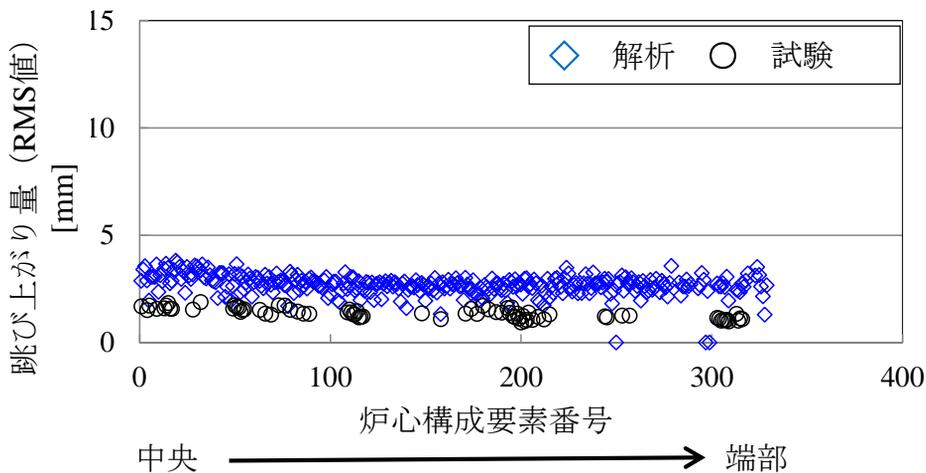
多数体系試験とその解析結果を比較すると、解析値は跳び上がり量を保守的に評価。

313体多数体系では、試験体の鉛直軸廻り（Z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。

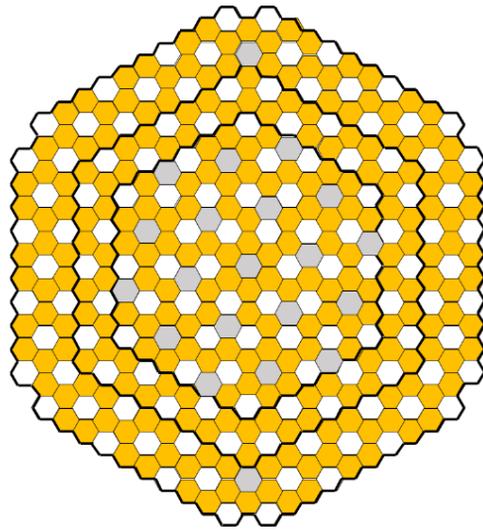
跳び上がり量最大値比較 水中・模擬地震波加振試験



跳び上がり量RMS値比較 水中・模擬地震波加振試験 (水平+鉛直方向加振)

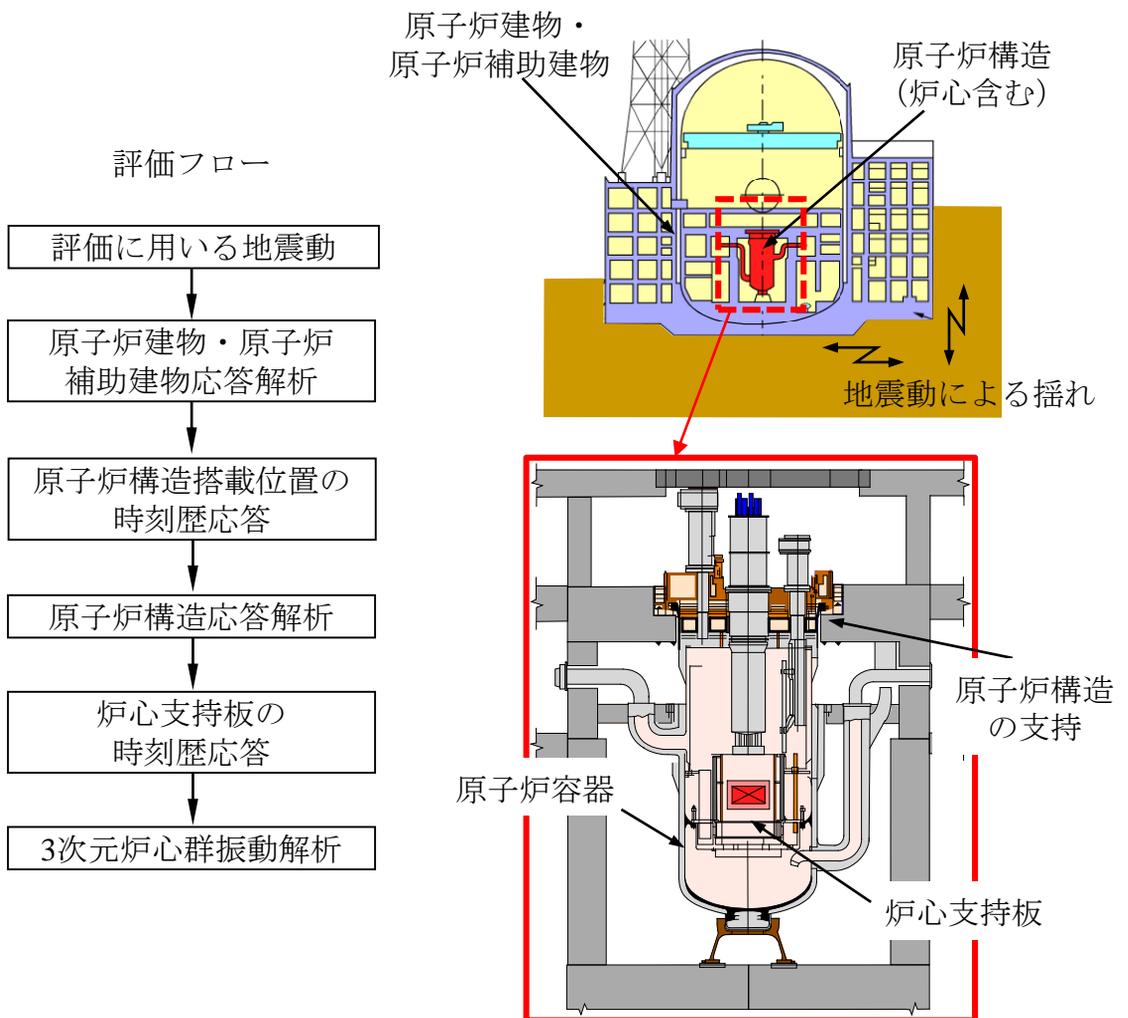


第3.2-7図 多数体系試験における跳び上がり量評価：313体多数体系試験

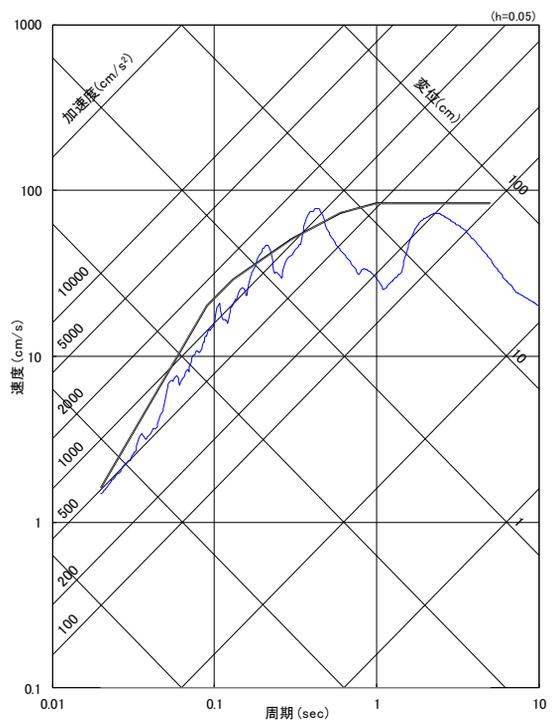
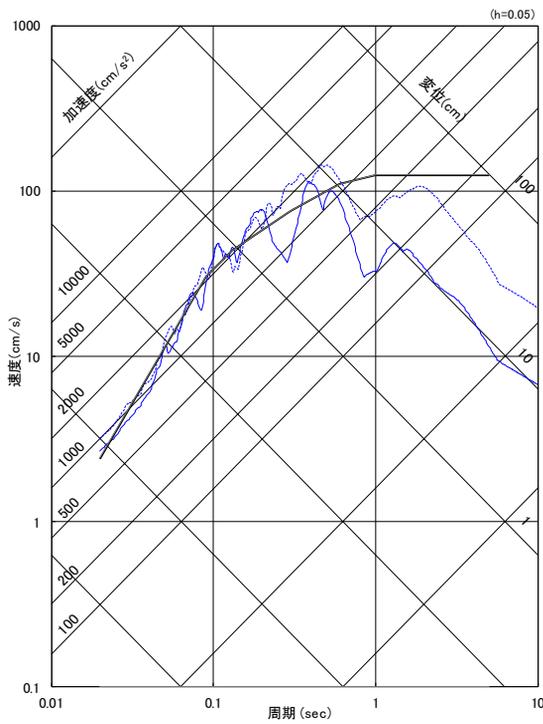


- : 制御棒集合体及び中性子源集合体
- : 模擬燃料体及び固定吸収体
- : 空き箇所 (124体分)

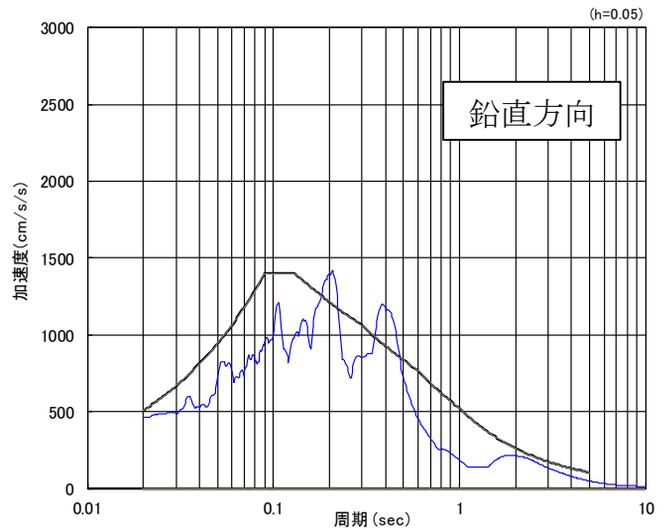
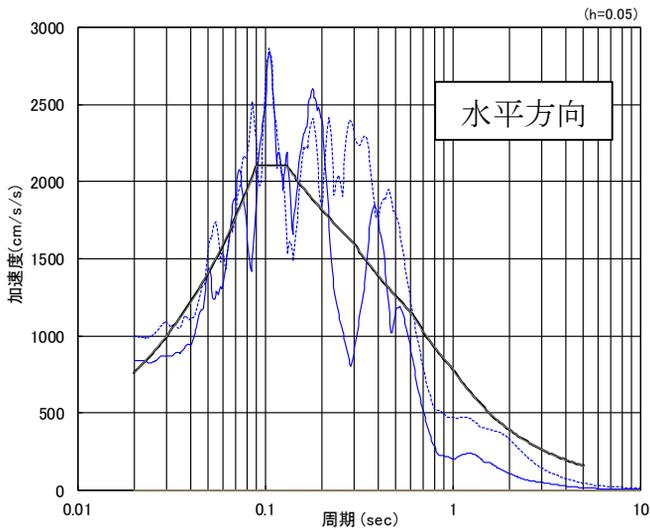
第4.1.1-1図 群振動解析評価対象の炉心構成 (燃料体取出し完了時)



第4.1.1-2図 地震動から各応答解析を経て3次元炉心群振動解析に至るまでの流れ



(1) 速度応答スペクトル



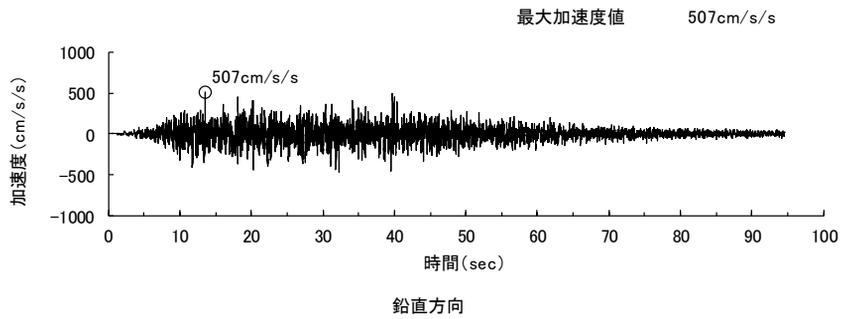
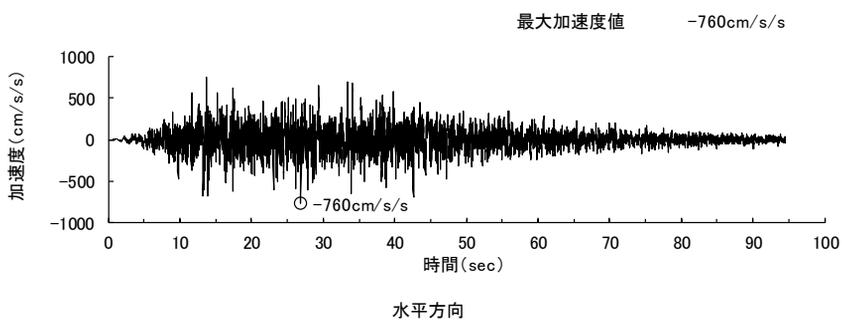
(2) 加速度応答スペクトル

凡例 (Gal)

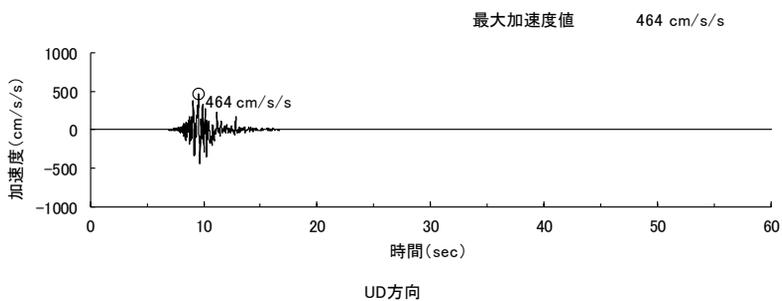
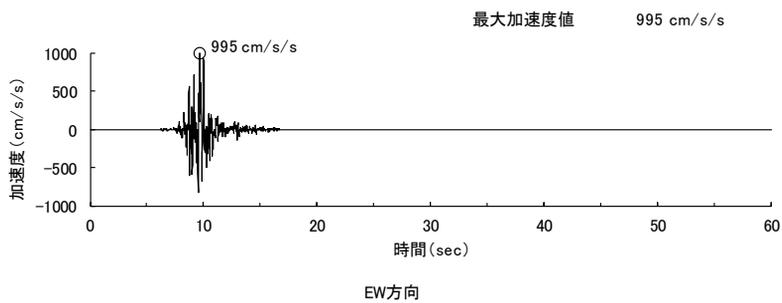
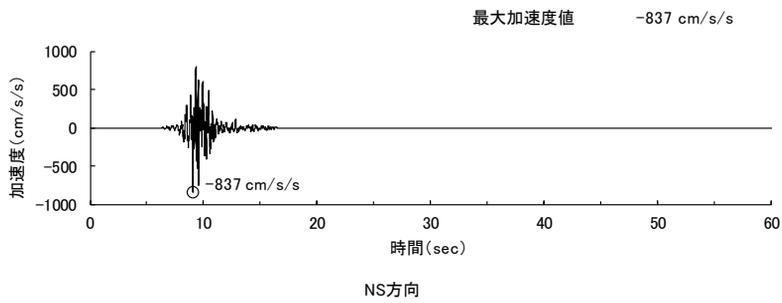
- : もんじゅ基準地震動Ss-D (水平760、鉛直507)
- : 軽水炉の基準地震動レベルを参考に策定した地震動 (NS837、EW995、UD464)

※水平方向の図において、実線がNS方向、点線がEW方向のスペクトルを示す

第4.1.1-3図 炉心群振動評価に用いる地震動の応答スペクトル



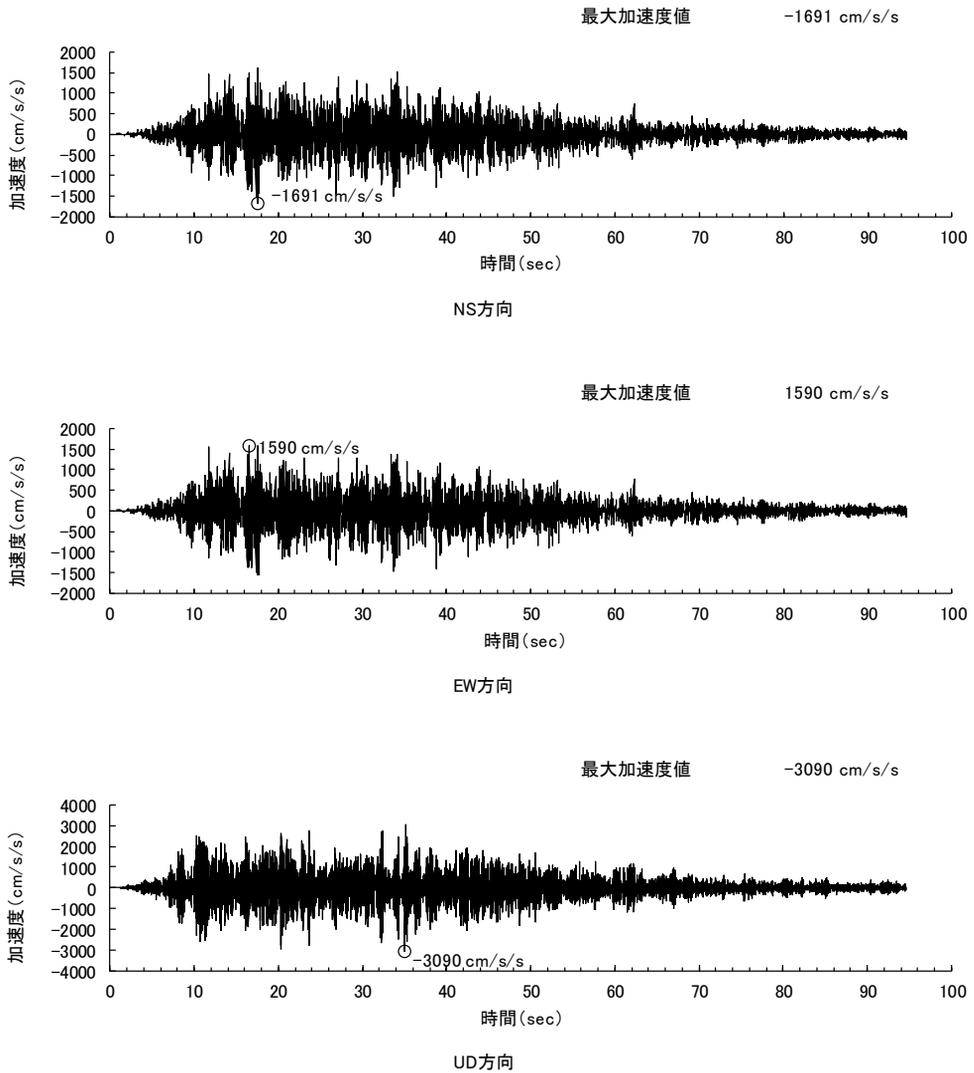
(1) 耐震バックチェック時に策定した基準地震動Ss-D



(2) 軽水炉の基準地震動レベルを参考に策定した地震動

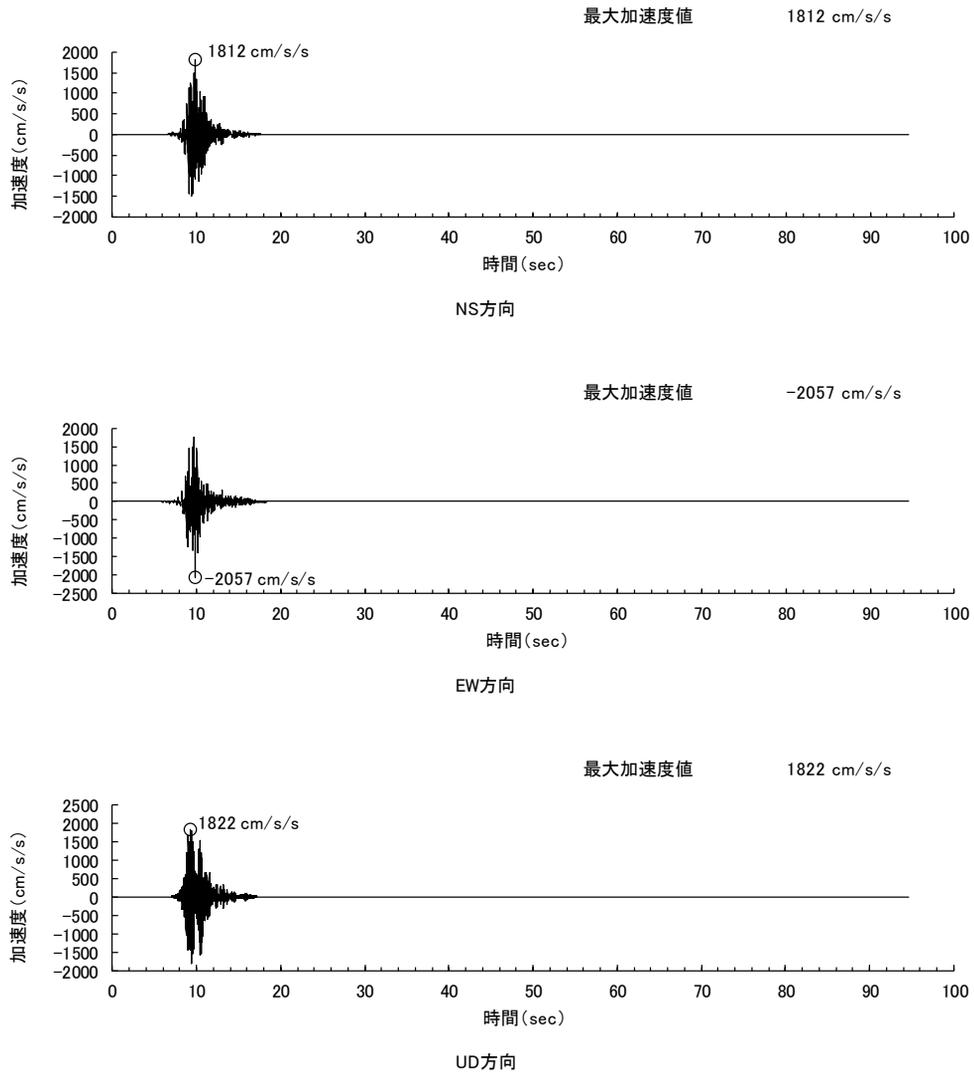
第4.1.1-4図 評価に用いる地震動の時刻歴波形

(1) 耐震バックチェック時に策定した基準地震動Ss-Dに対する応答



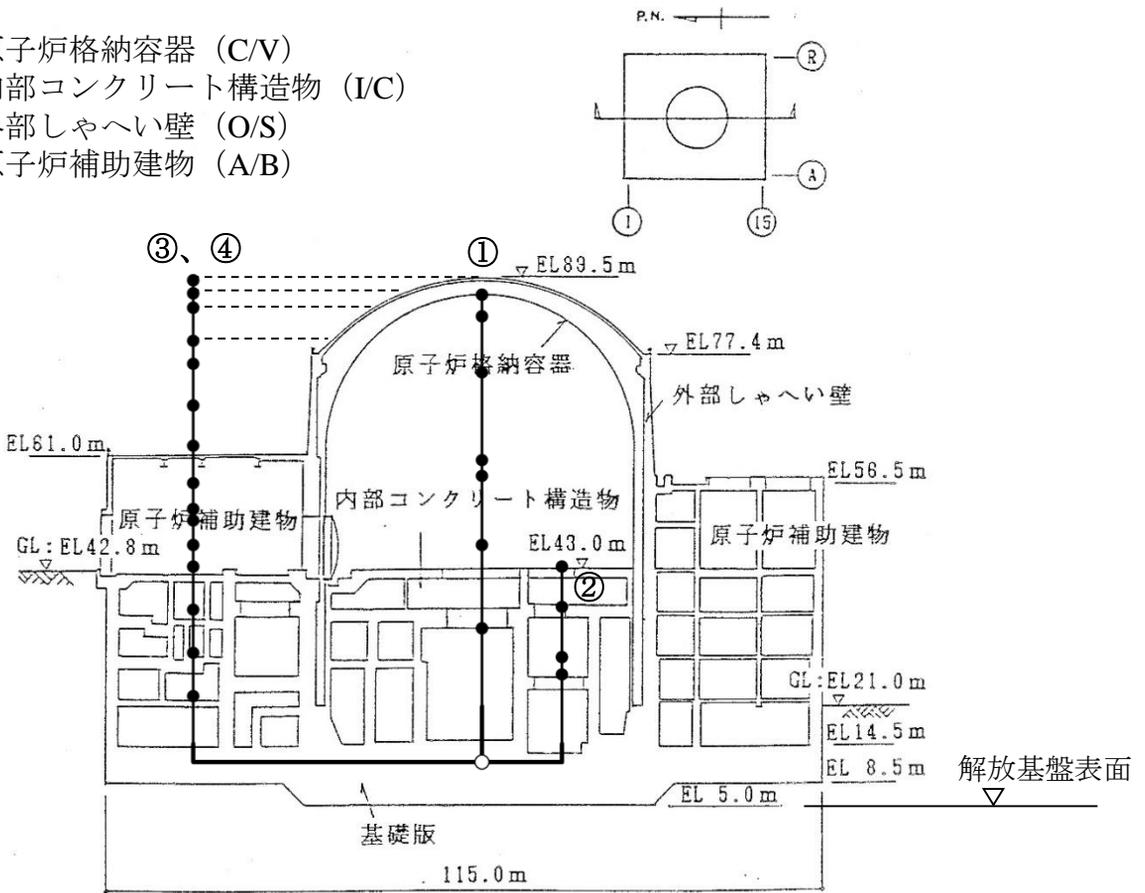
第4.1.1-5図 炉心支持板の加速度応答時刻歴波形(1)

(2) 軽水炉の基準地震動レベルを参考に策定した地震動に対する応答

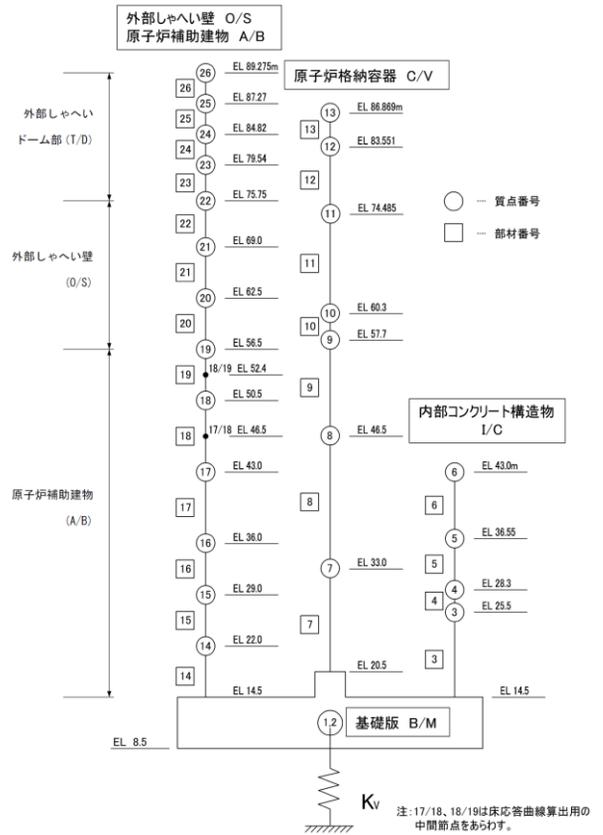
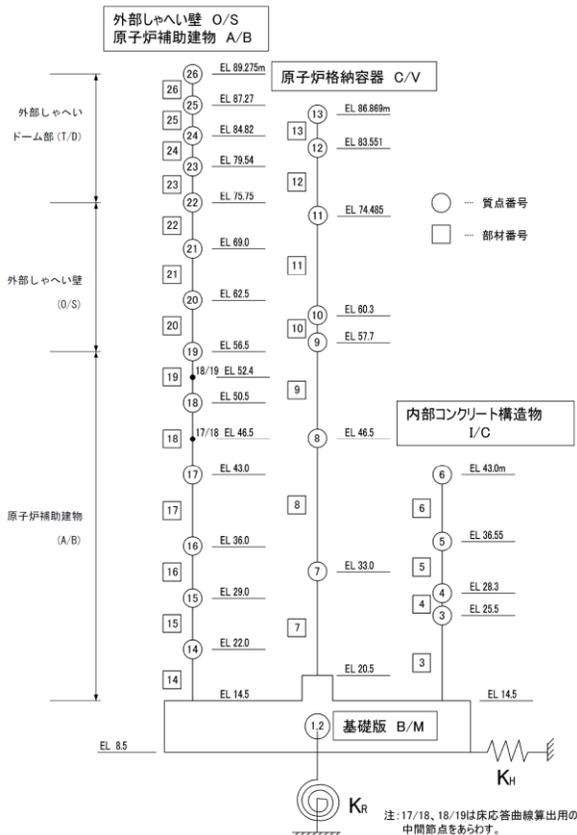


第4.1.1-6図 炉心支持板の加速度応答時刻歴波形(2)

- ① 原子炉格納容器 (C/V)
- ② 内部コンクリート構造物 (I/C)
- ③ 外部しゃへい壁 (O/S)
- ④ 原子炉補助建物 (A/B)



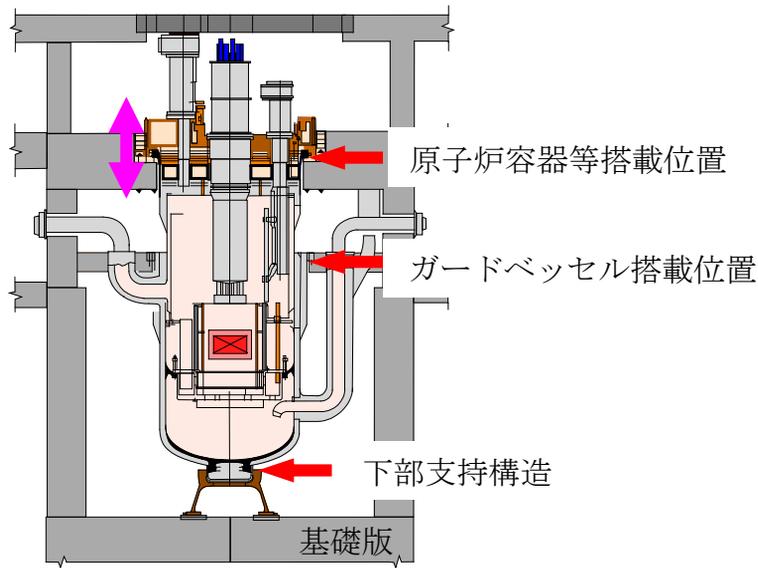
(1) 原子炉建物・原子炉補助建物と応答解析モデルの質点との関係



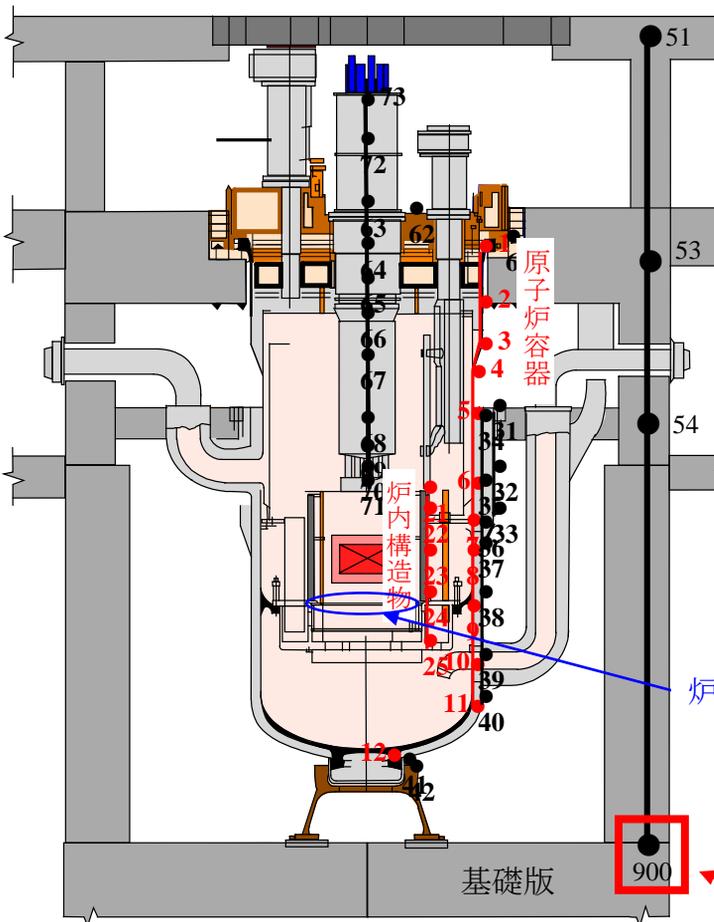
(2) 水平方向の応答解析モデル

(3) 鉛直方向の応答解析モデル

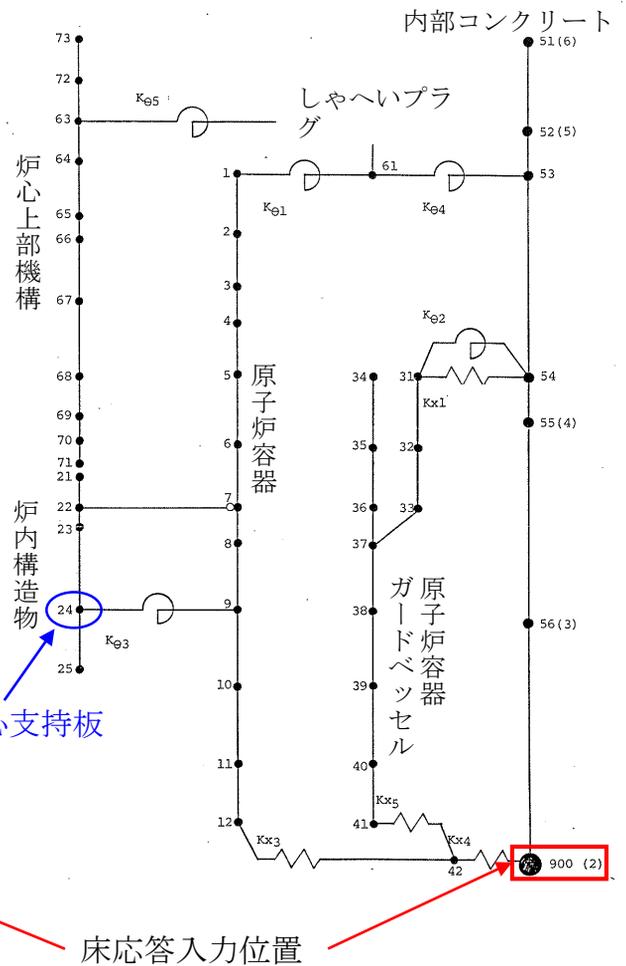
第4.1.1-7図 建物の地震応答解析モデル



(a) 原子炉構造への地震動伝達経路

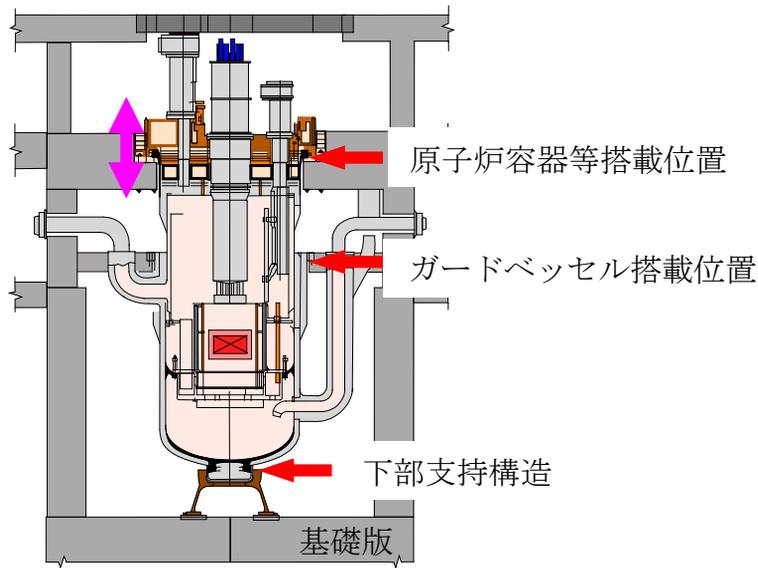


(b) 原子炉構造と解析モデル質点の対応

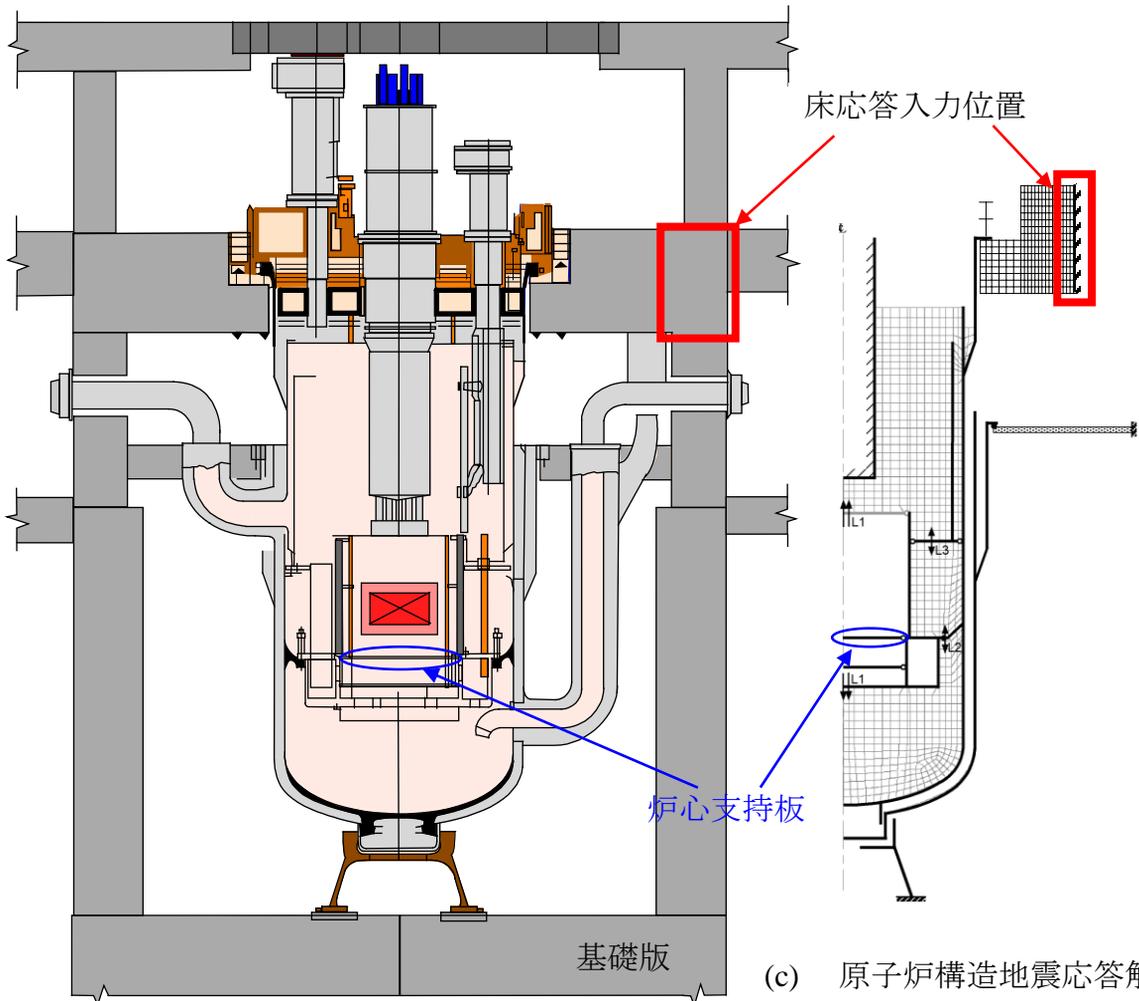


(c) 原子炉構造地震応答解析モデル

第4.1.1-8図 原子炉構造の水平方向地震応答解析モデル



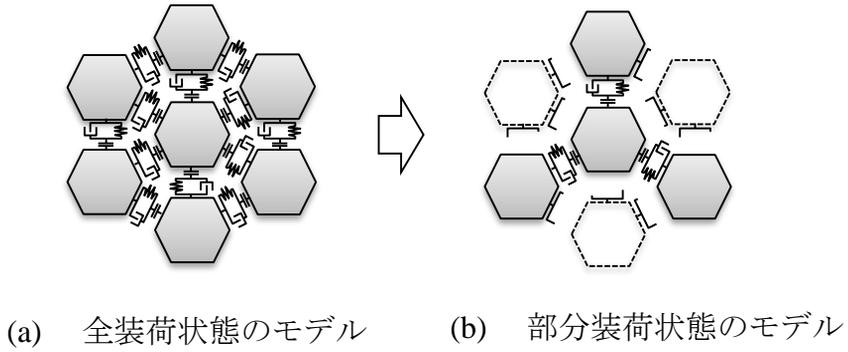
(a) 原子炉構造への地震動伝達経路



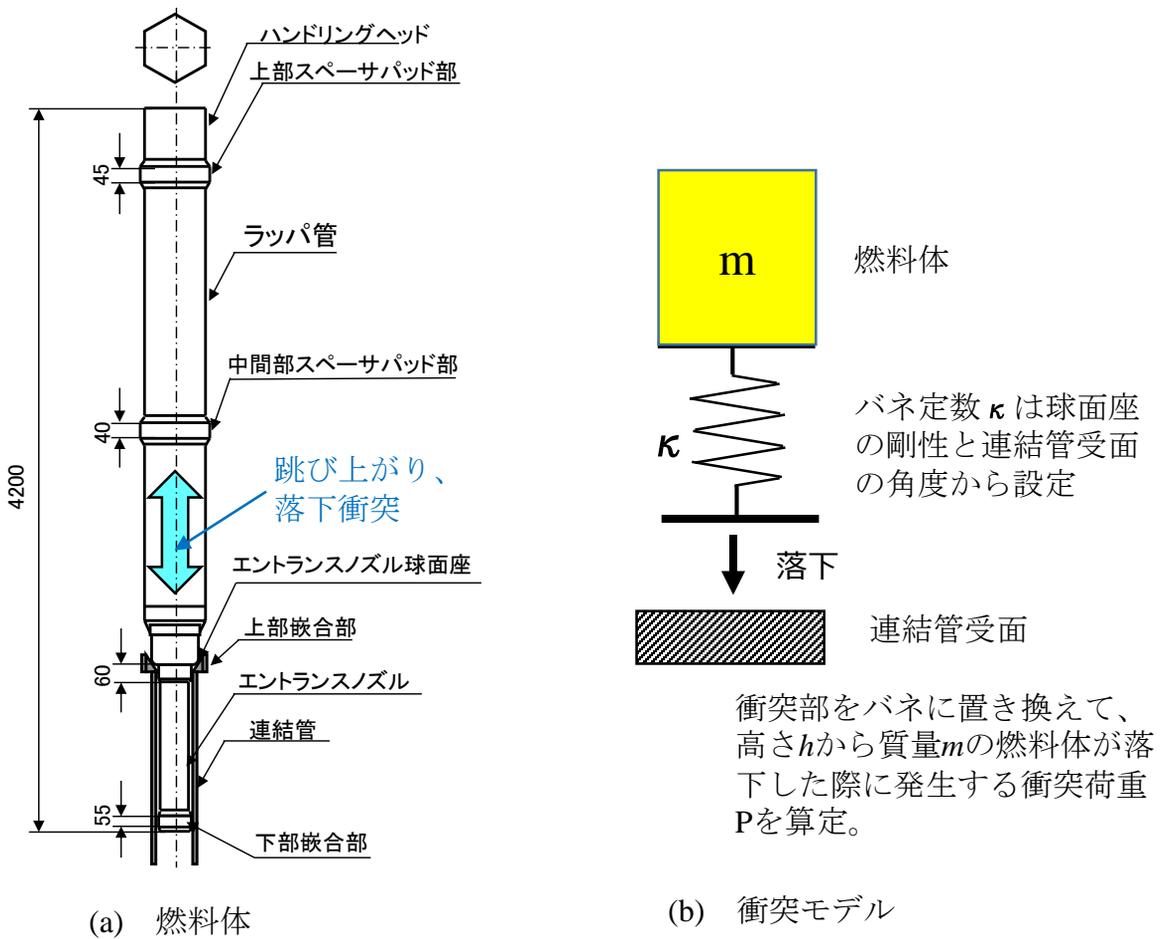
(b) 原子炉構造

(c) 原子炉構造地震応答解析モデル

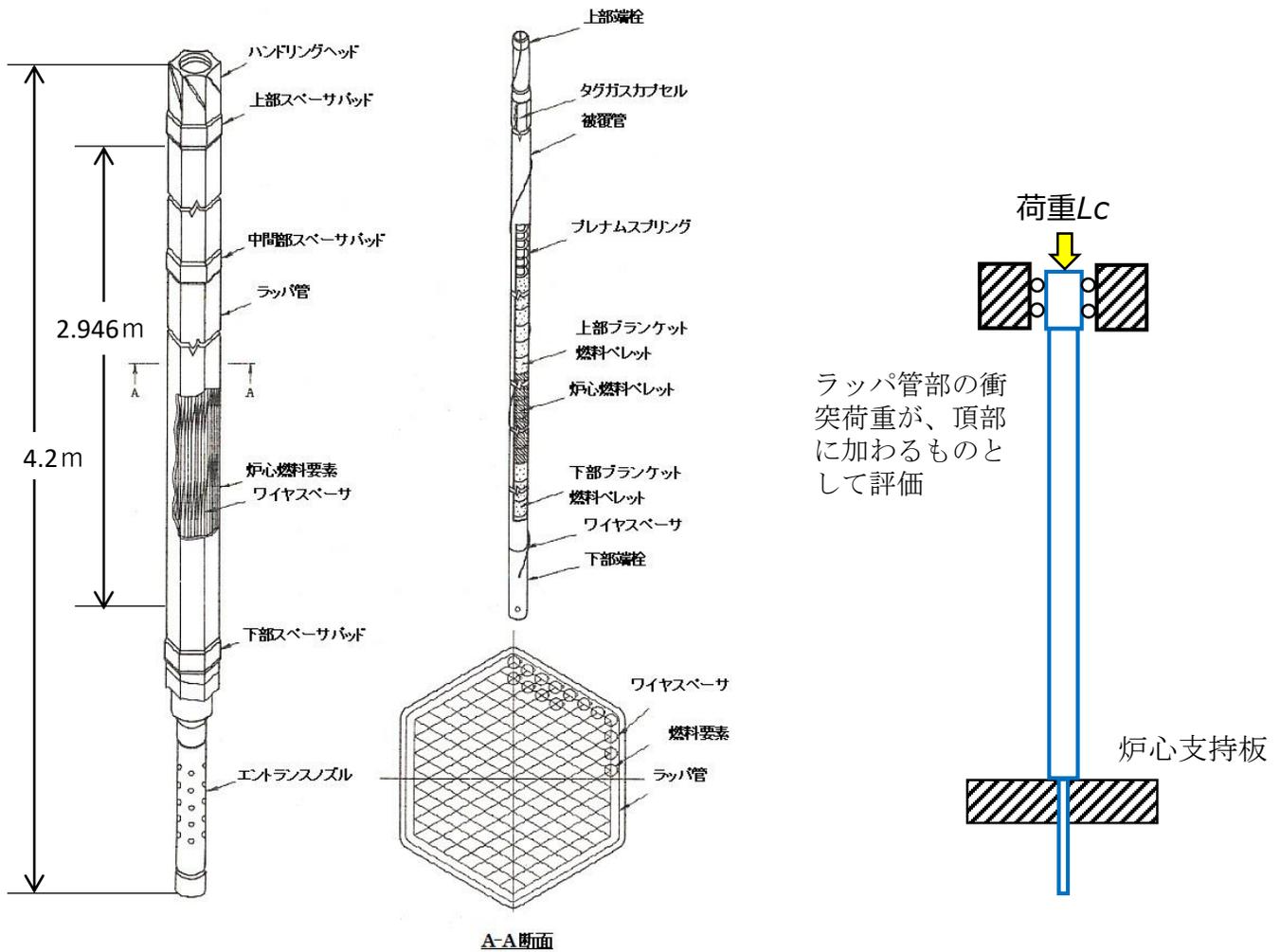
第4.1.1-9図 原子炉構造の鉛直方向地震応答解析モデル



第4.1.1-10図 模擬燃料体非装荷箇所モデル

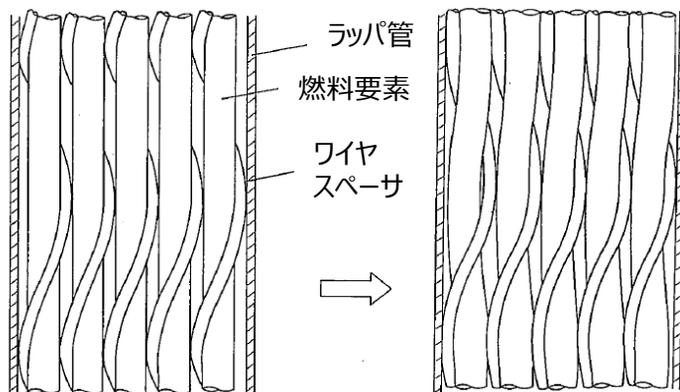


第4.1.2-1図 燃料体の落下モデル



(a) 燃料体の構造

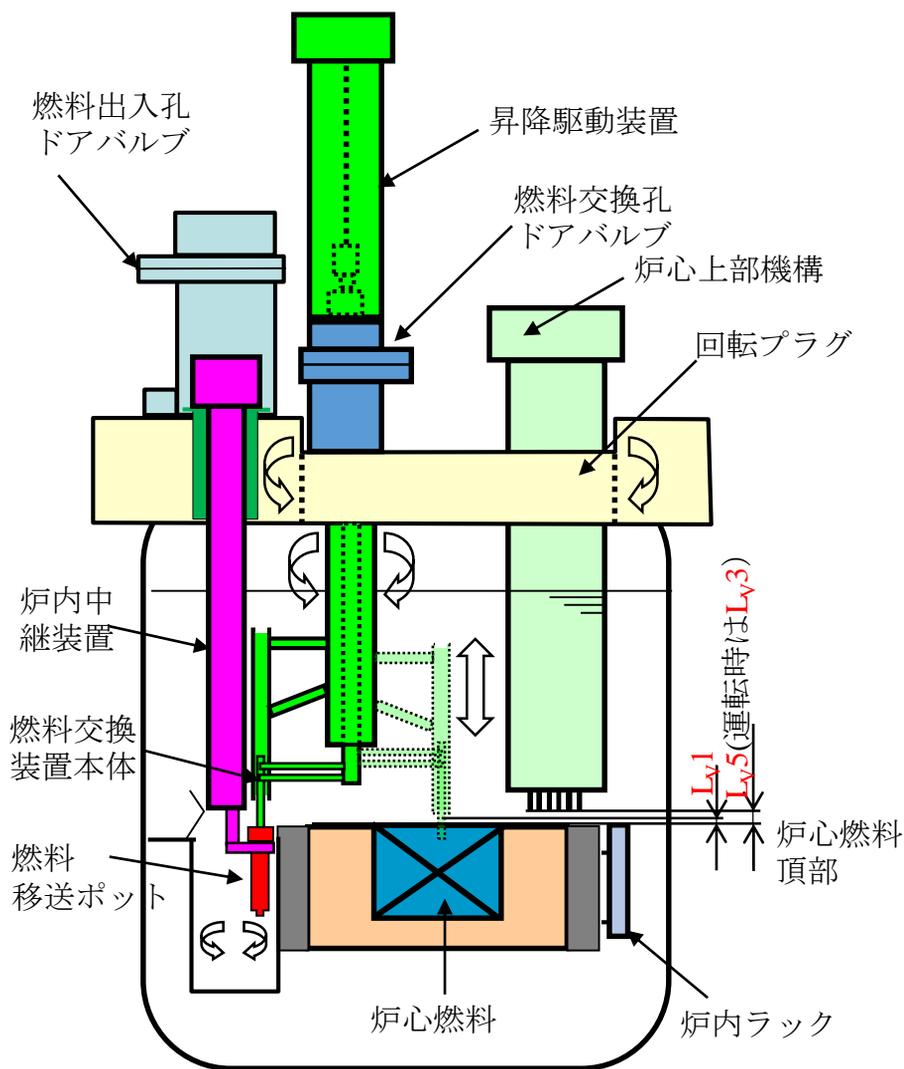
(b) ラッパ管の座屈評価



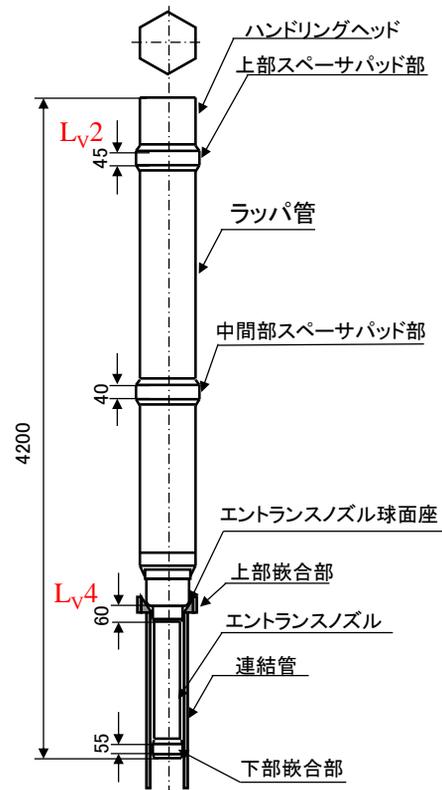
(c) 燃料被覆管の座屈評価

燃料被覆管がたわみやすい、ワイヤスペーサの1スパン間で評価を実施。

第4.1.2-2図 燃料体の構造概要と座屈評価モデル



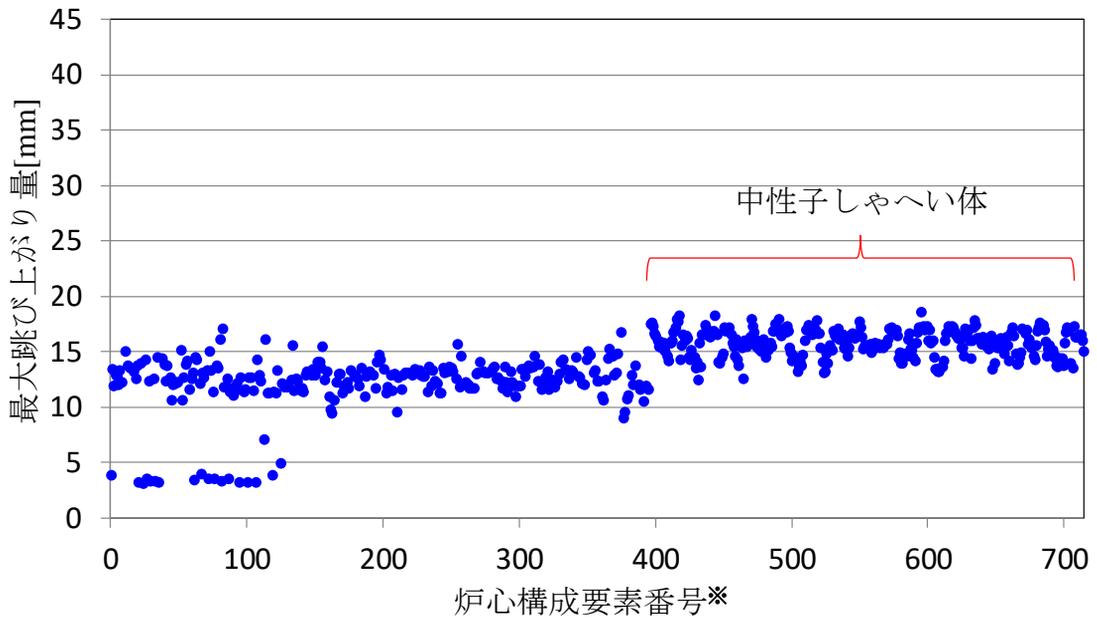
(a) 原子炉容器廻りの概要



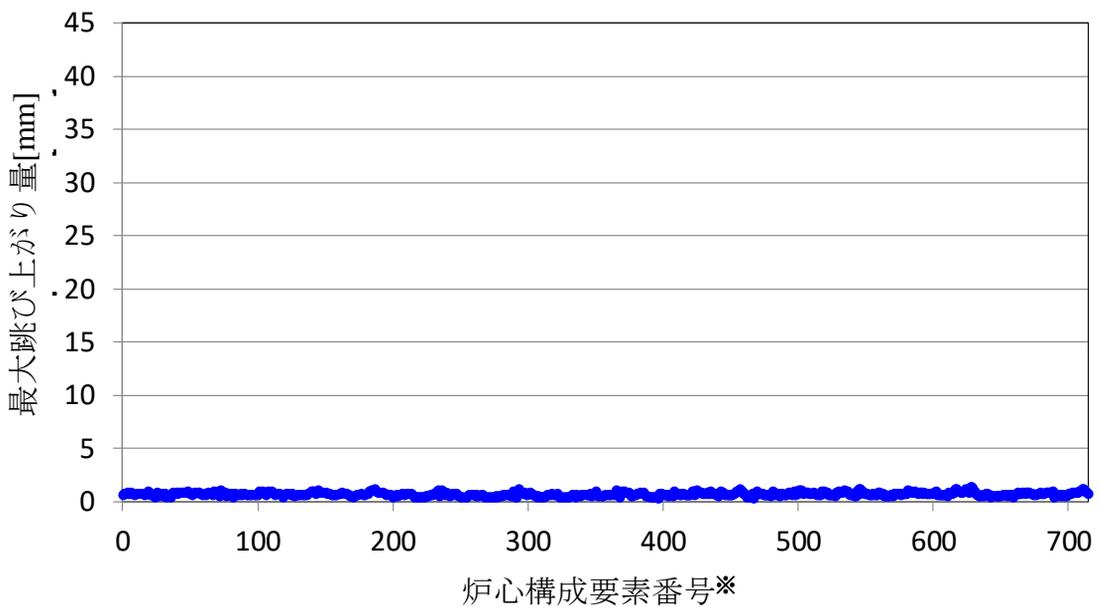
(b) 燃料体及び連結管の概要

第4.1.3-1図 原子炉容器廻り及び燃料体の概要

※：炉心中心の要素を1とし内側から順番に付与した番号

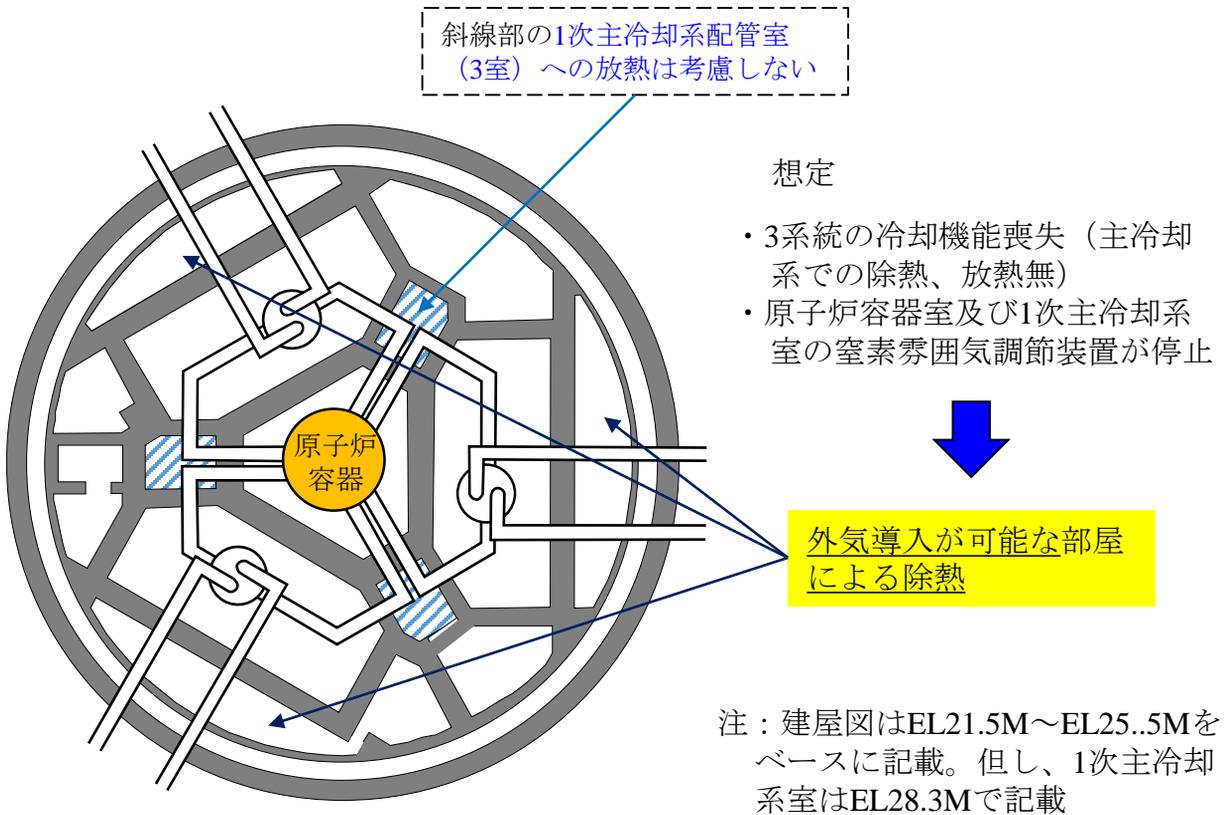


(a) 基準地震動Ss-Dに基づく評価

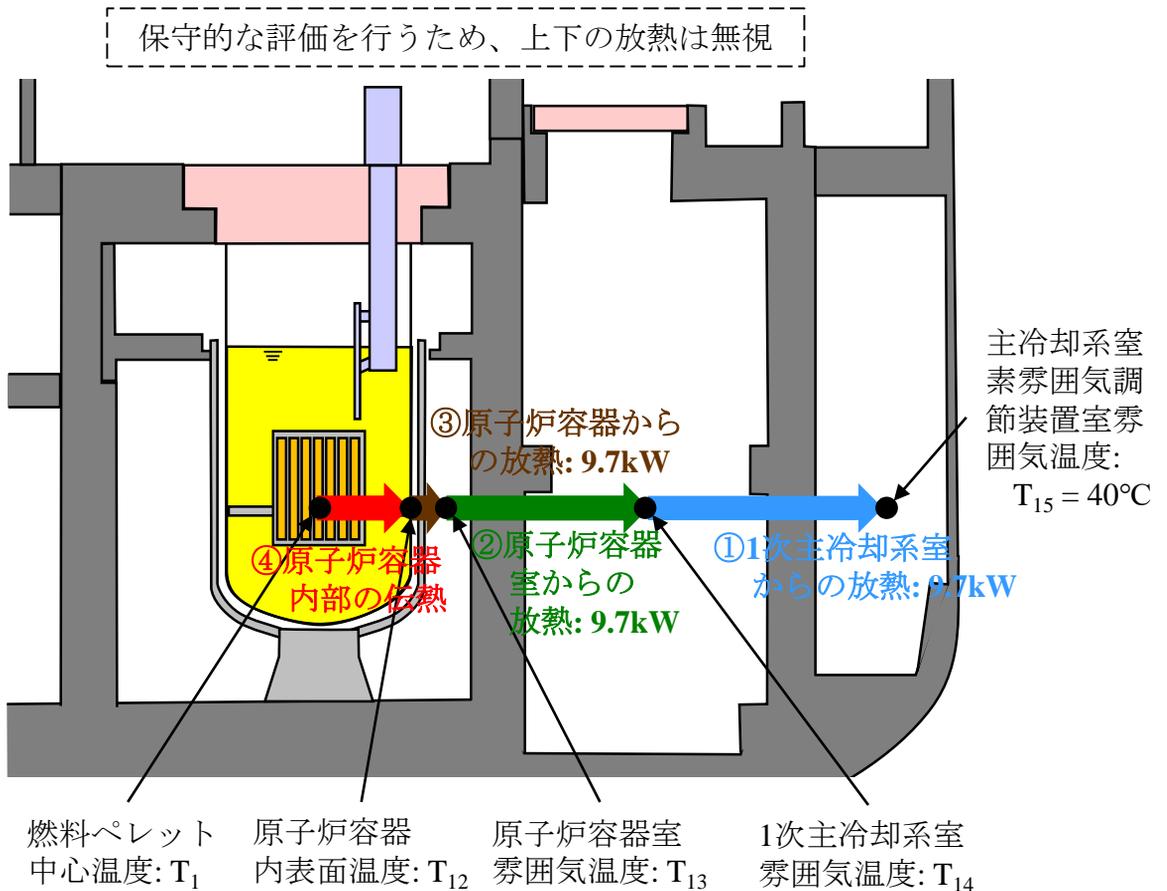


(b) 軽水炉を参考に先定した地震動に基づく評価

第4.1.3-2図 炉心構成要素の跳び上がり量評価結果

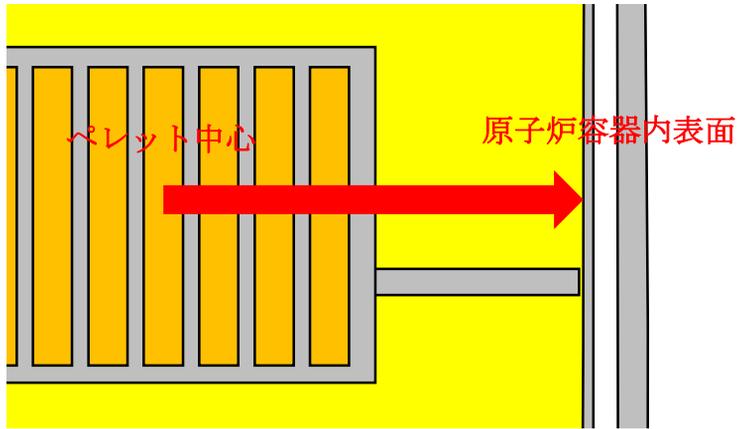


第 4.2.1-1 図 冷却機能喪失時の除熱評価条件の想定

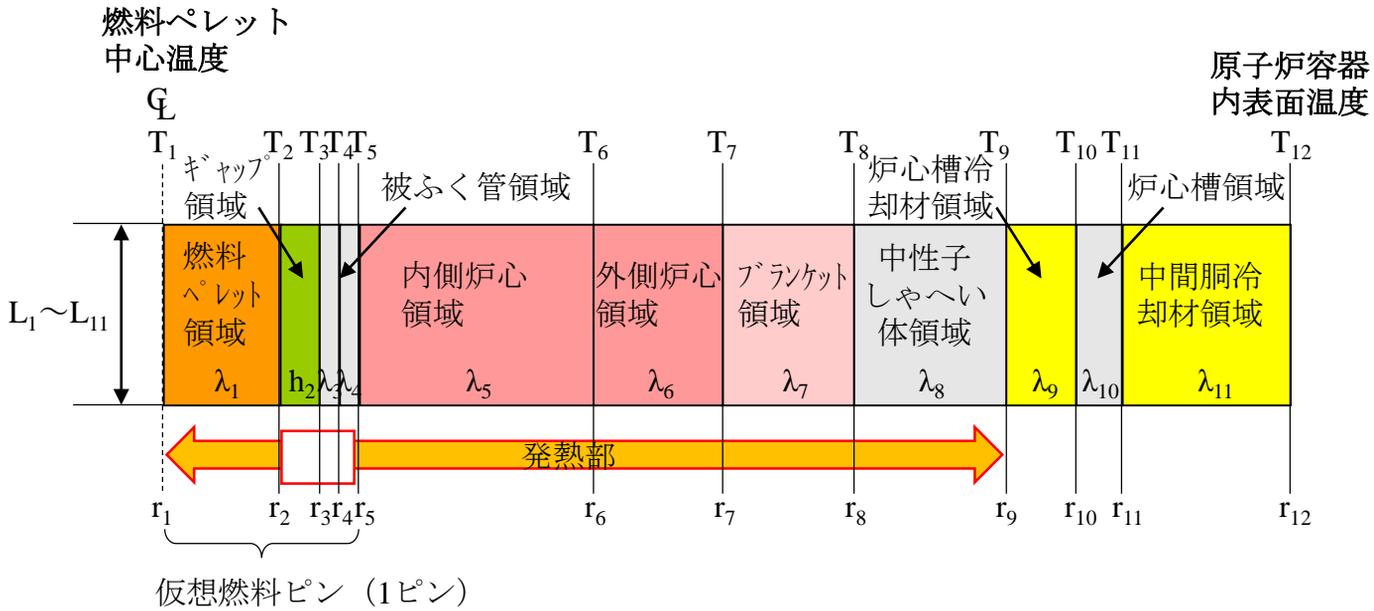


第 4.2.1-2 図 原子炉容器からの放熱モデル

保守的な評価を行うため、上下の放熱は無視

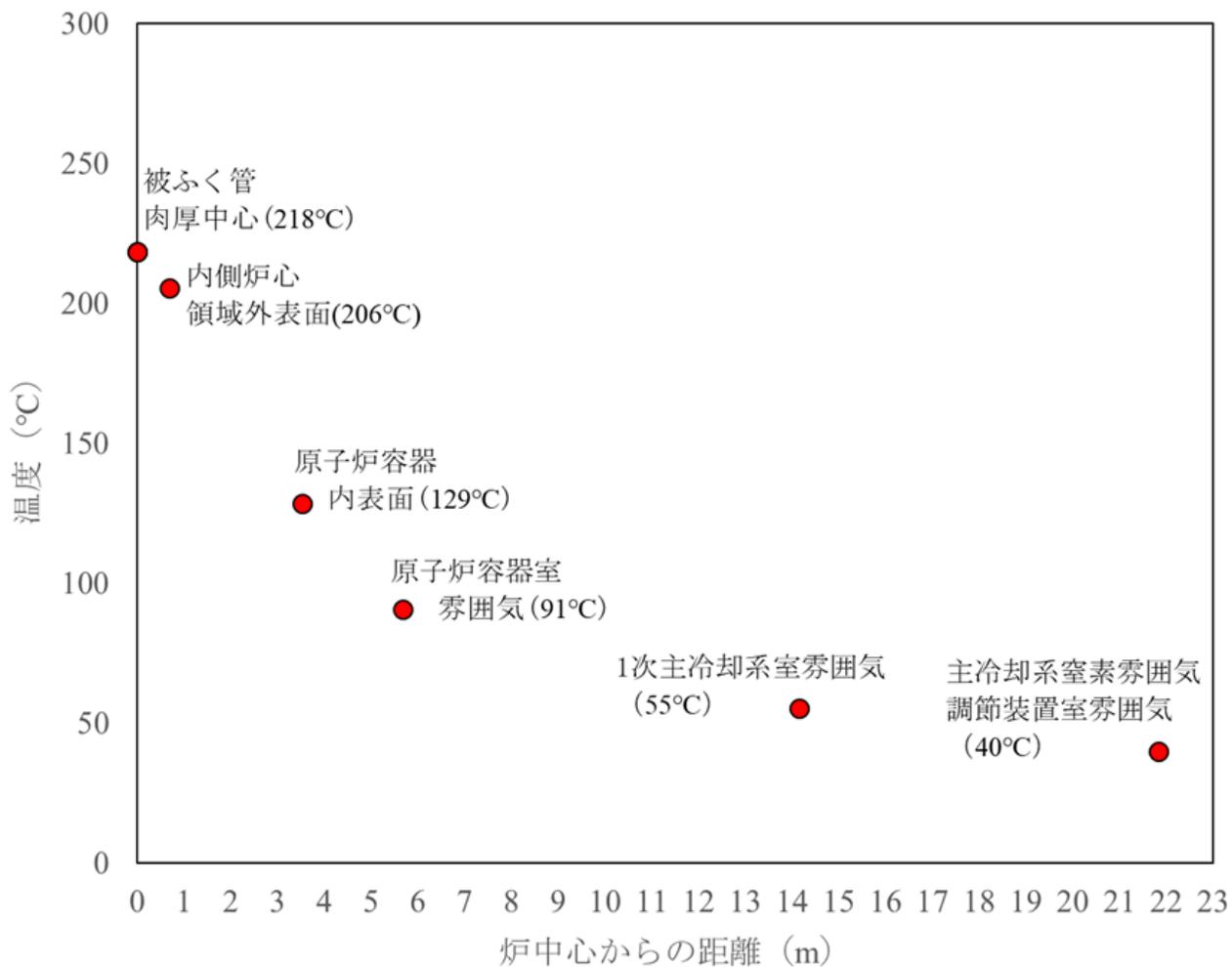


(i) モデル範囲

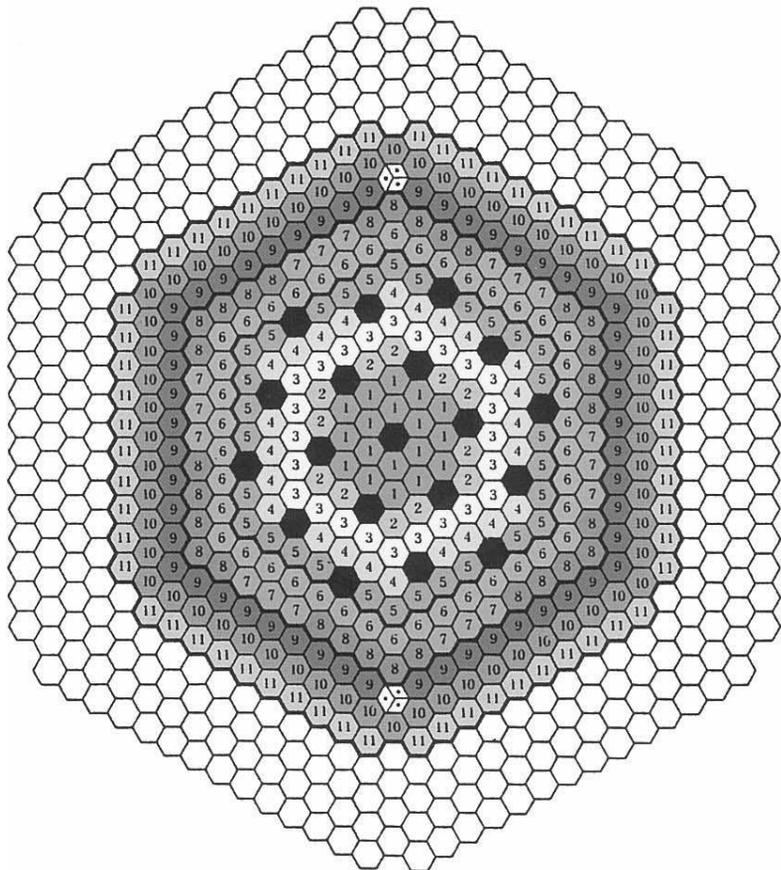


(ii) 領域区分

第 4.2.1-3図 原子炉容器内部の熱伝導モデル



第 4.2.1-4 図 冷却機能喪失時の温度評価結果



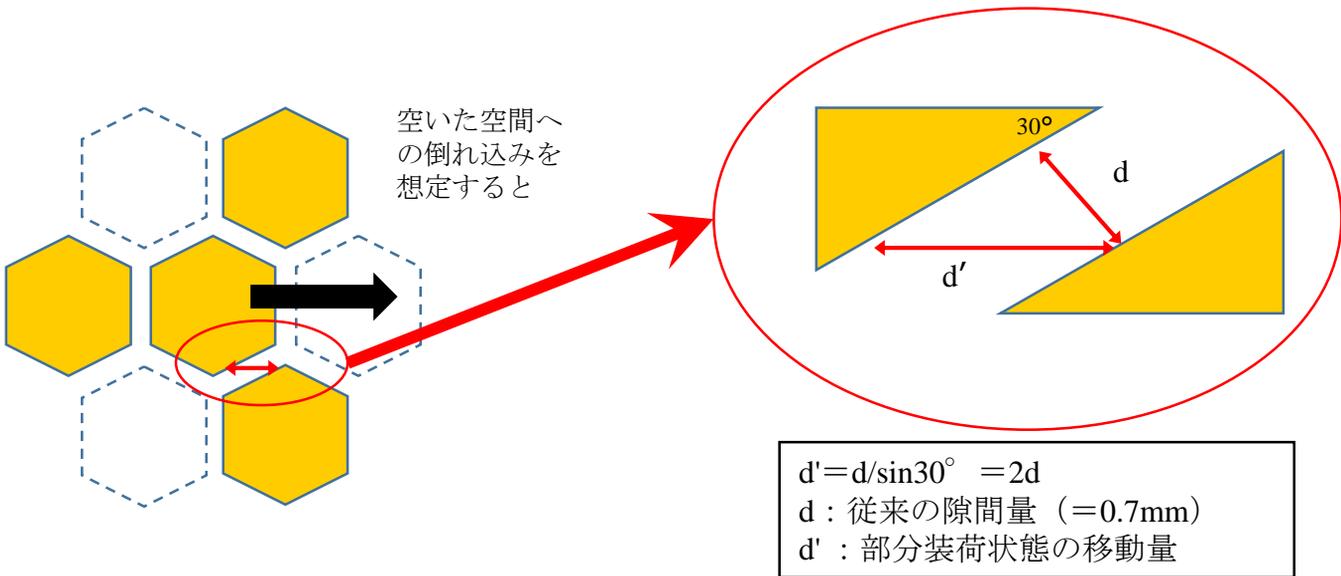
記号	領域	
①	流量領域 1	内側炉心
②	流量領域 2	
③	流量領域 3	
④	流量領域 4	
⑤	流量領域 5	
⑥	流量領域 6	外側炉心
⑦	流量領域 7	
⑧	流量領域 8	
⑨	流量領域 9	ブランケット 半径方向
⑩	流量領域 10	
⑪	流量領域 11	
●	制御棒集合体	
⊙	中性子源集合体	
○	中性子しゃへい体等	

(a) もんじゅの炉心の流量配分領域図

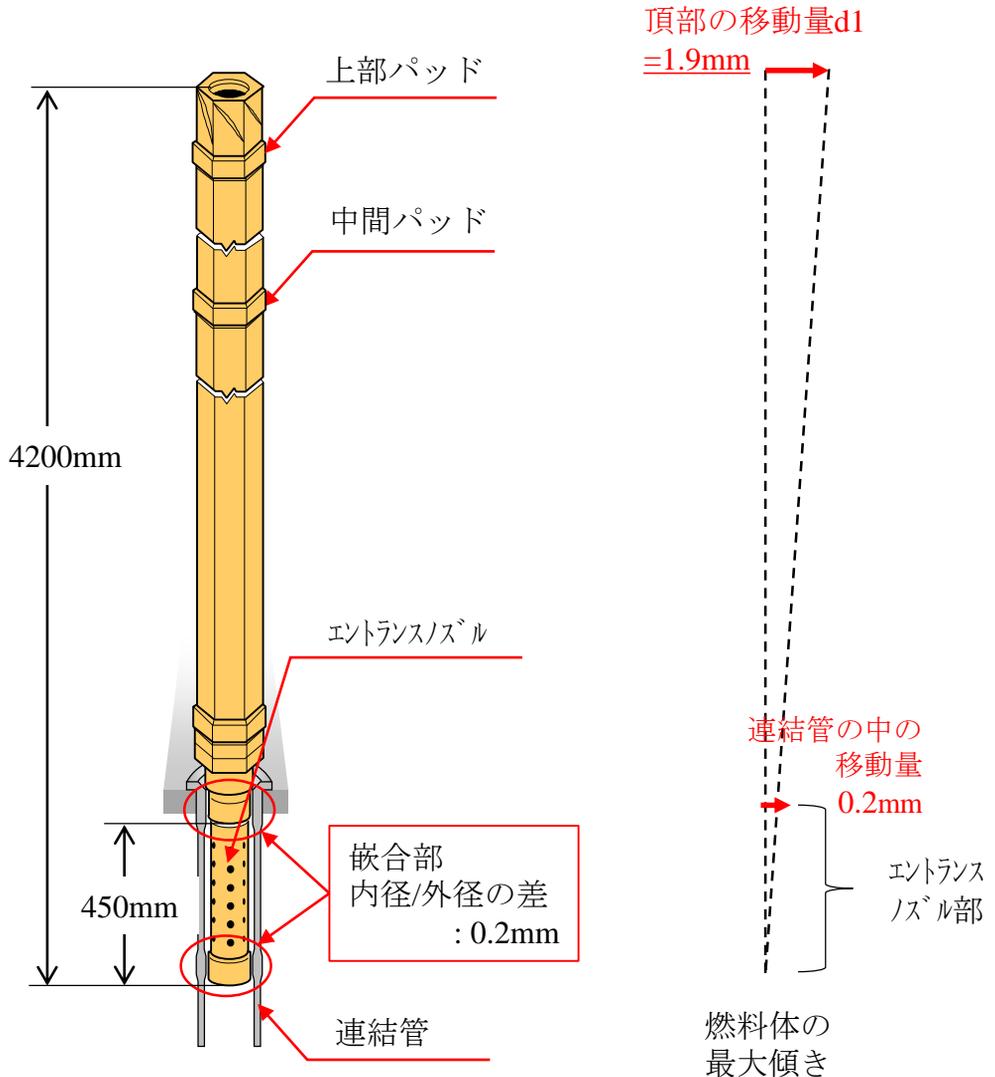
炉心構成要素		数量
	内側炉心	108
	外側炉心	90
ブランケット燃料集合体		172
制御棒集合体	微調整棒	3
	粗調整棒	10
	後備炉停止棒	6
中性子源集合体		2
中性子しゃへい体		316
サーベイランス集合体		8

(b) もんじゅの炉心構成要素の種類

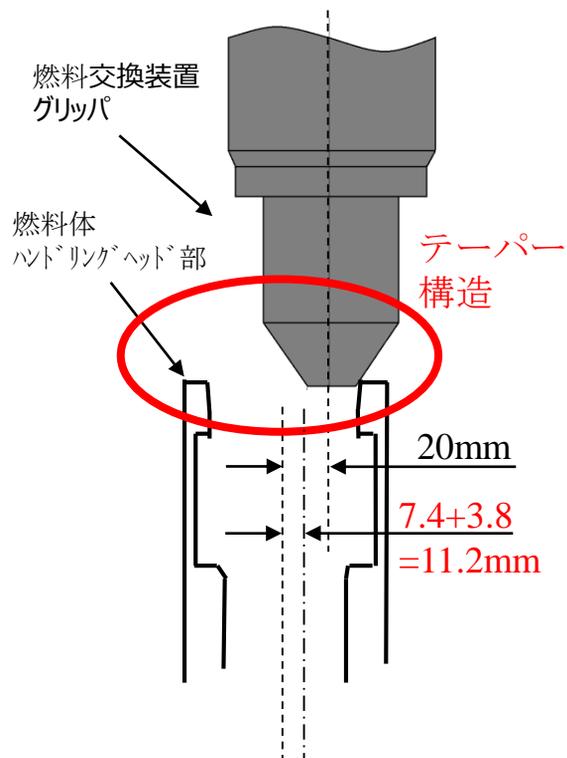
第4.2.2-1図 もんじゅの炉心構成と流量配分



第4.3.1-1図 空間への倒れ込みを想定した燃料体頂部の移動量

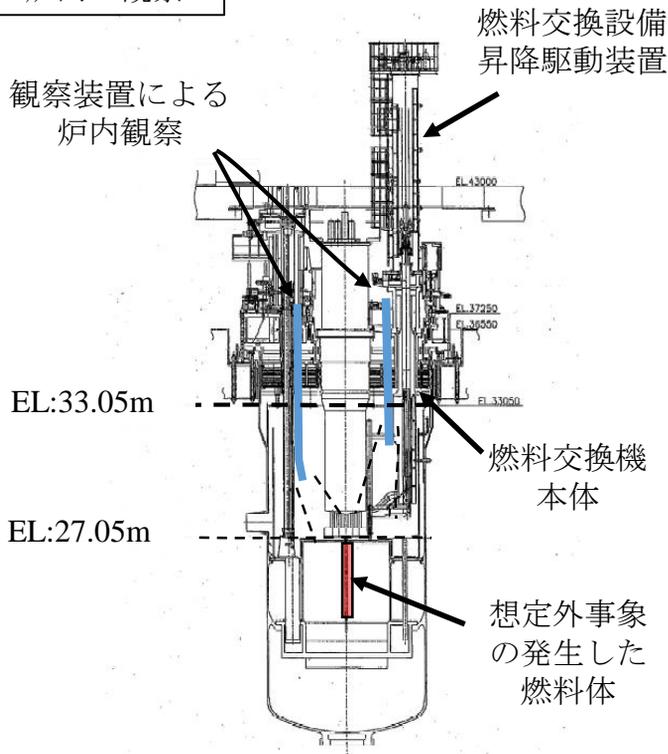


第4.3.1-2図 燃料体の傾きによる燃料体頂部の移動量

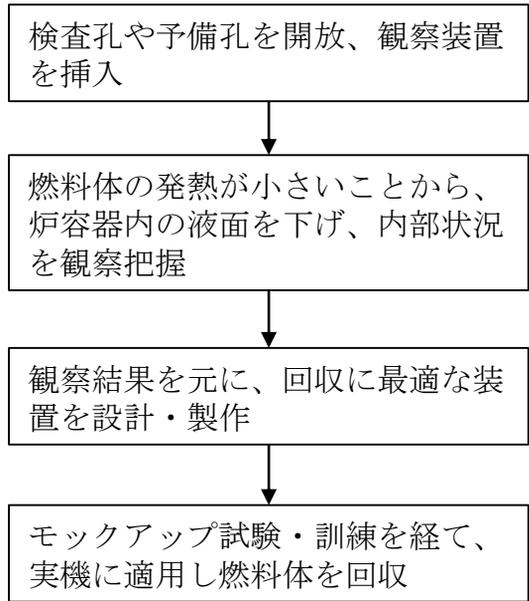


第4.3.1-3図 グリップと燃料体ハンドリングヘッドとの関係

炉内の観察

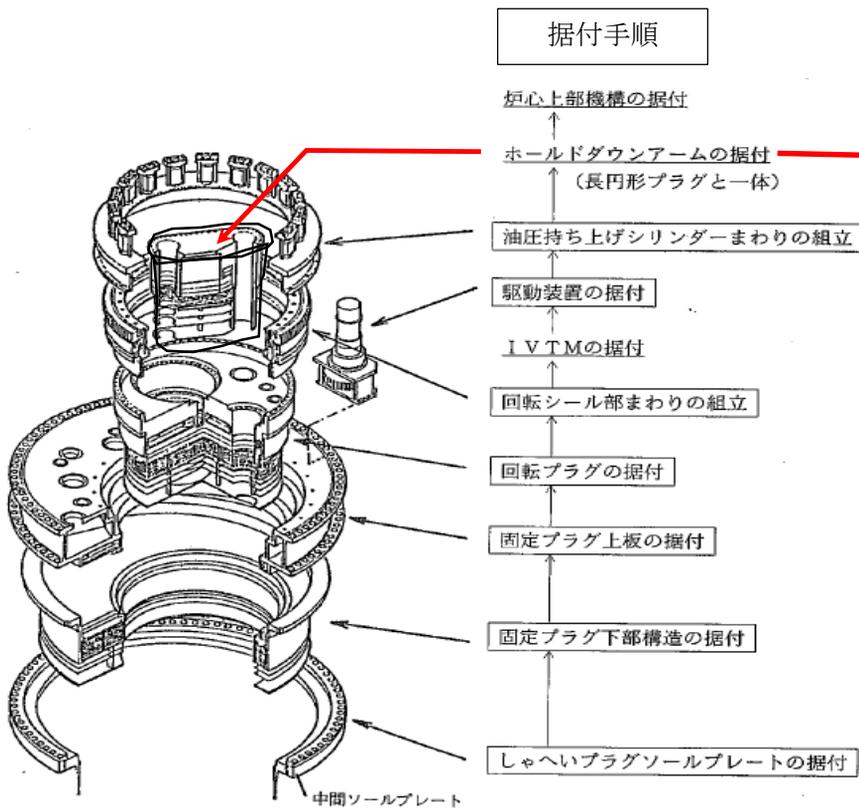


回収までの流れ



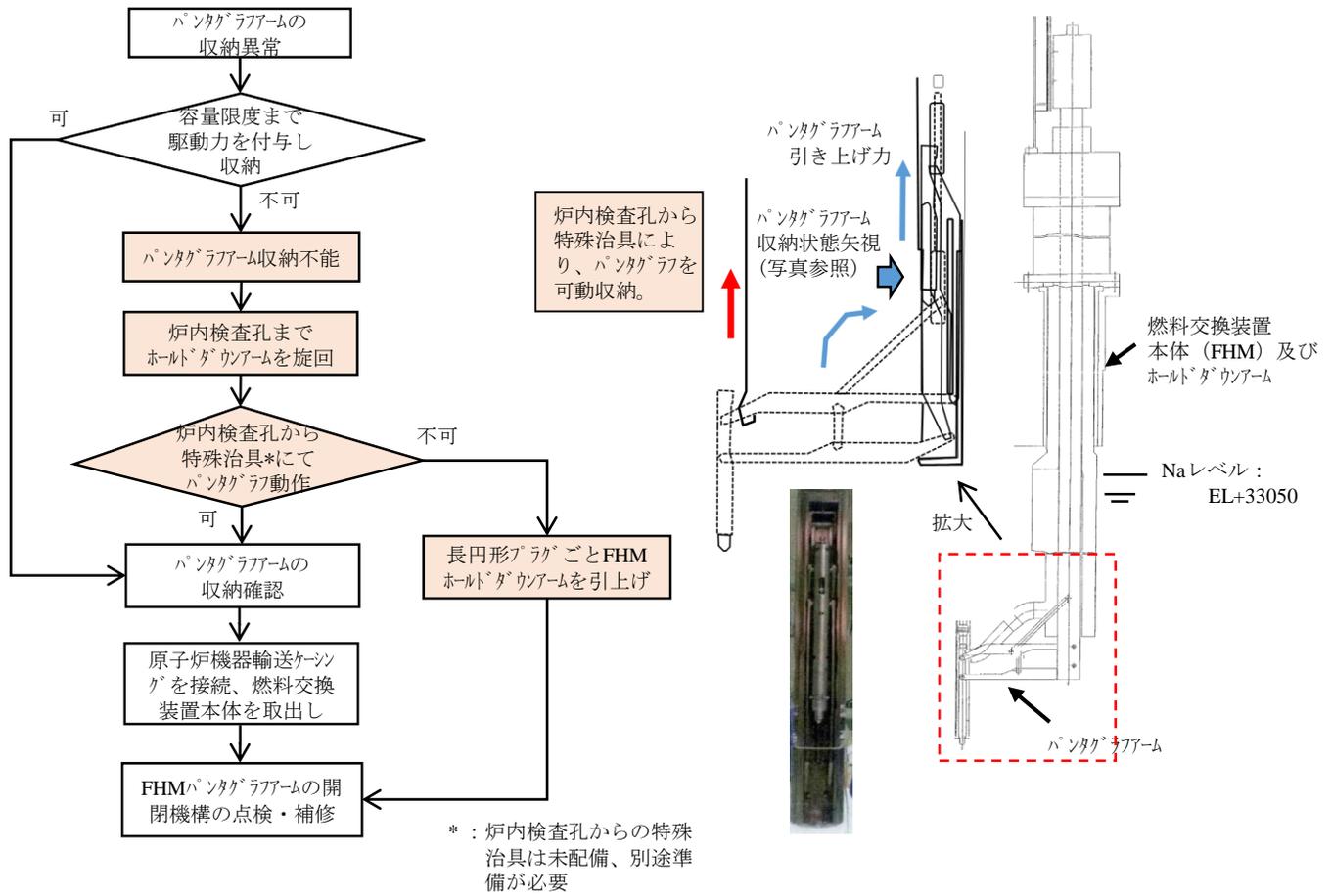
第5-1図 燃料体取出しができない場合の対応

据付手順

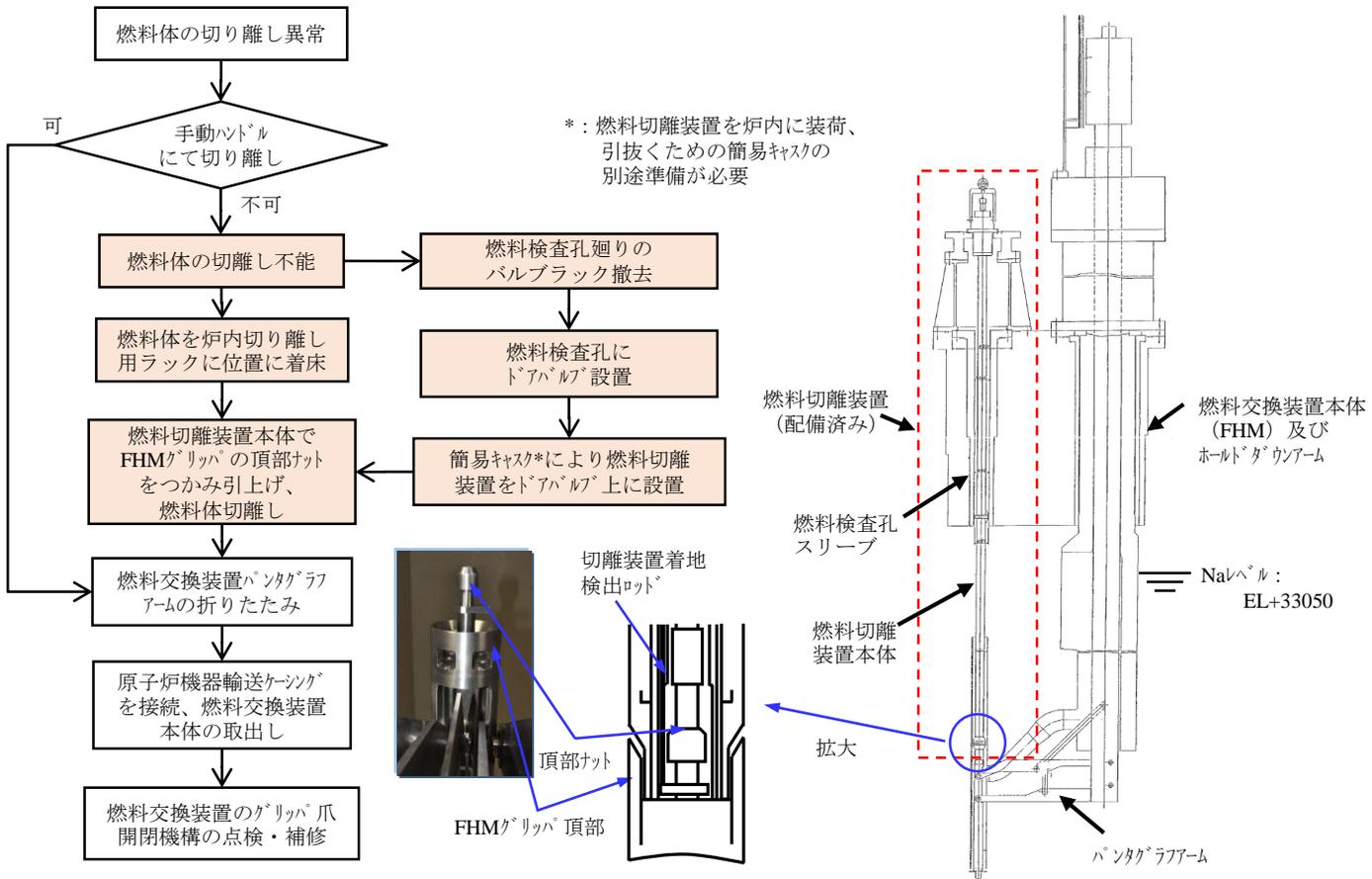


第5-2図 燃料体回収のためのアクセスルート確保

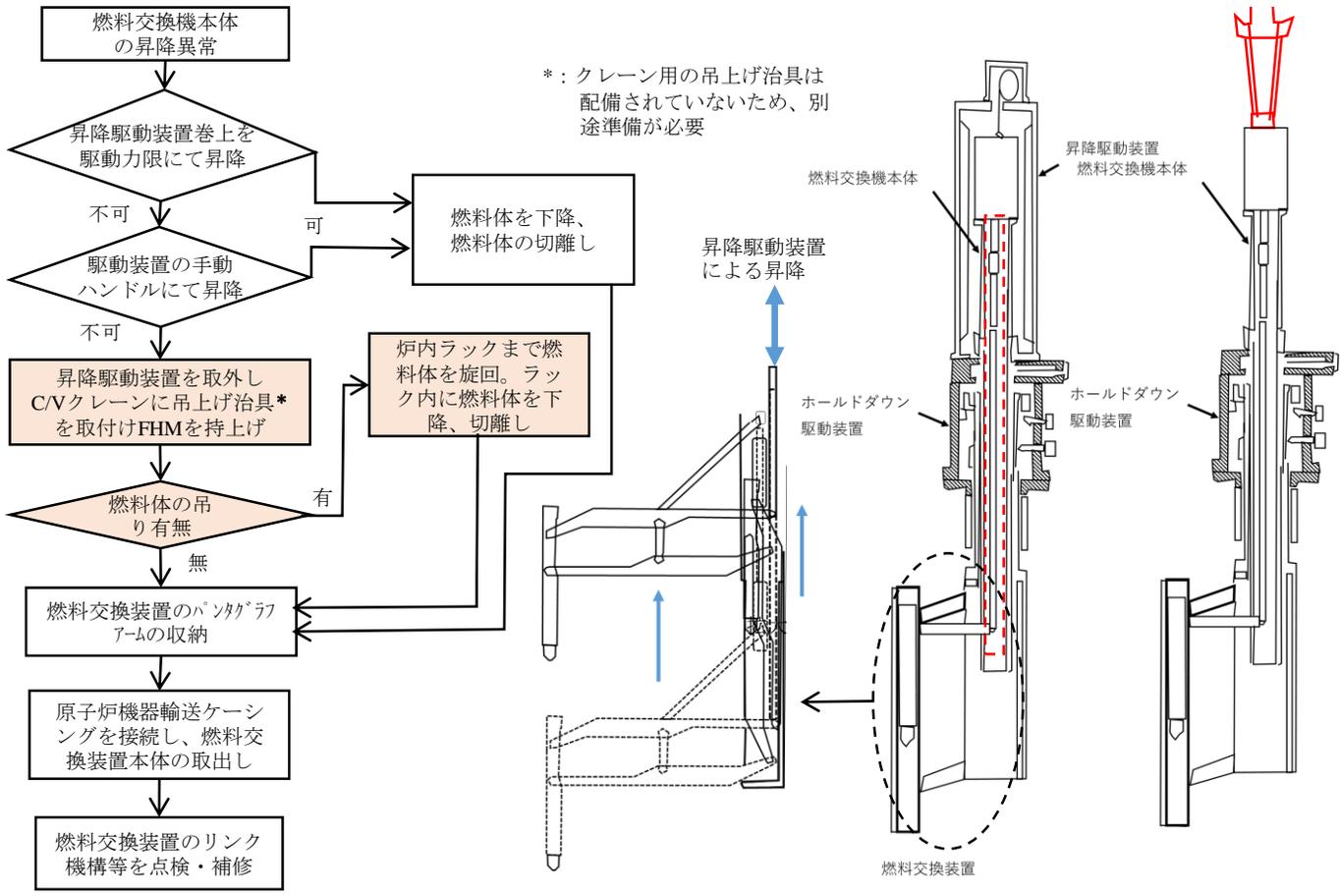
注：建設当時、上図の手順で遮へいプラグの据付を実施。据付時と逆に、長円形プラグとホールドダウンアームを、一体で引抜くことで、炉内へのアクセス経路確保が可能。



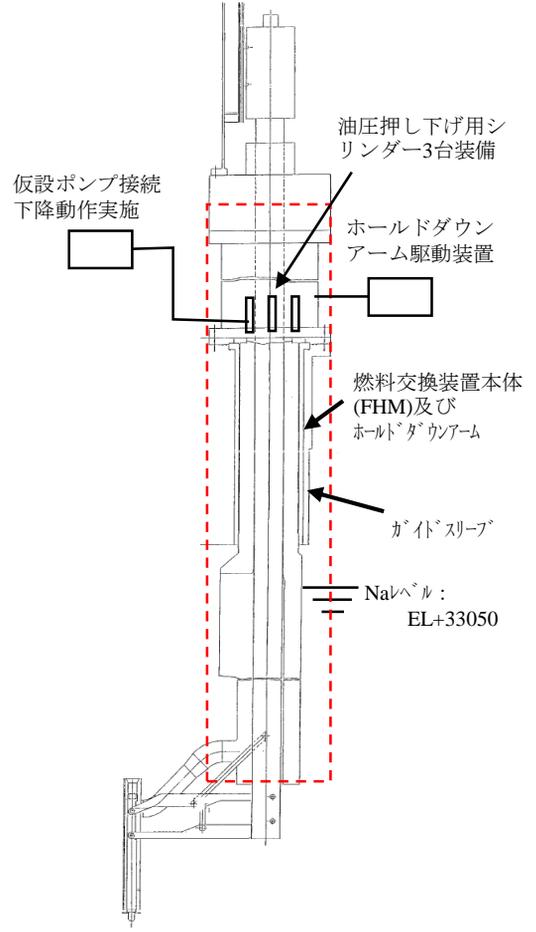
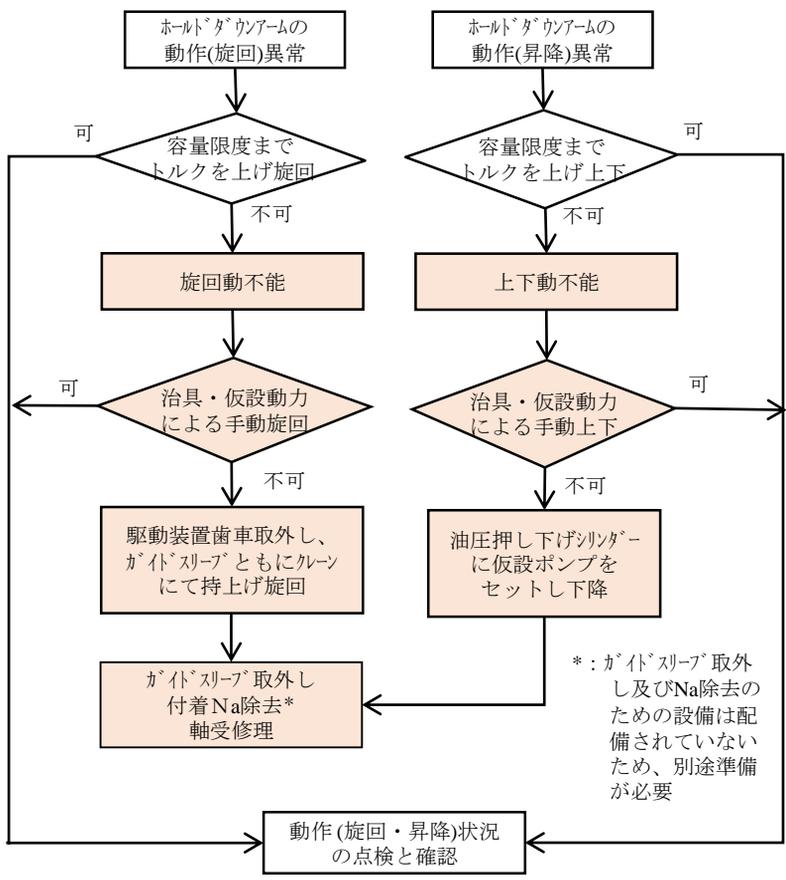
第5-3図 パンタグラフアームの収納不能事象対応



第5-4図 燃料体の収納不能事象対応



第5-5図 燃料交換装置本体の昇降不能事象対応



第5-6図 ホールドダウンアームの動作不能事象対応

blank page

赤枠内は機微情報につき公開できません。

参考資料

1. 部分装荷による影響の網羅的抽出
2. 3次元炉心群振動解析評価手法の概要と適用性

blank page

赤枠内は機微情報につき公開できません。

部分装荷による影響の網羅的抽出

blank page

表1-1 部分装荷による影響評価全体

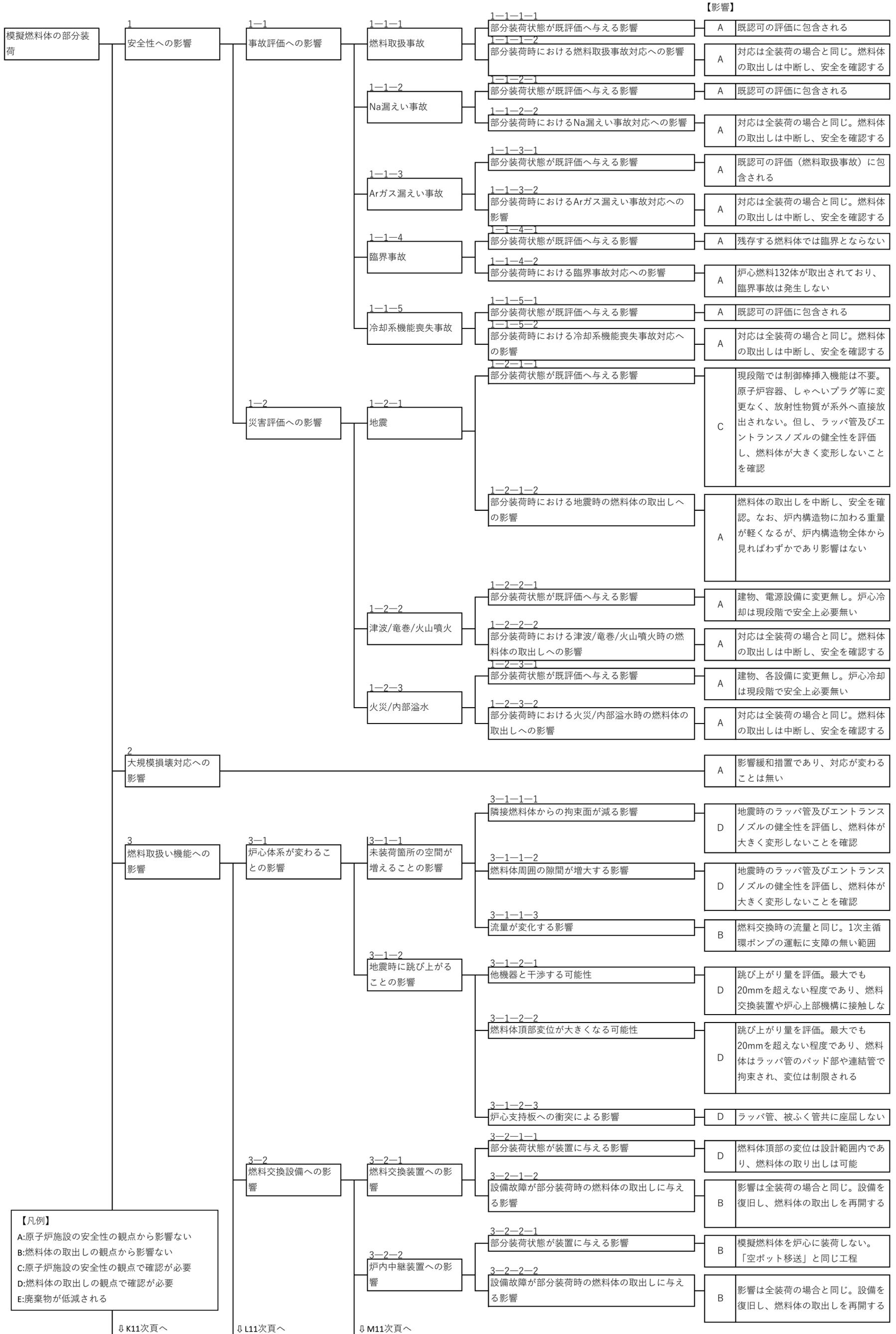


表1-1 部分装荷による影響評価全体

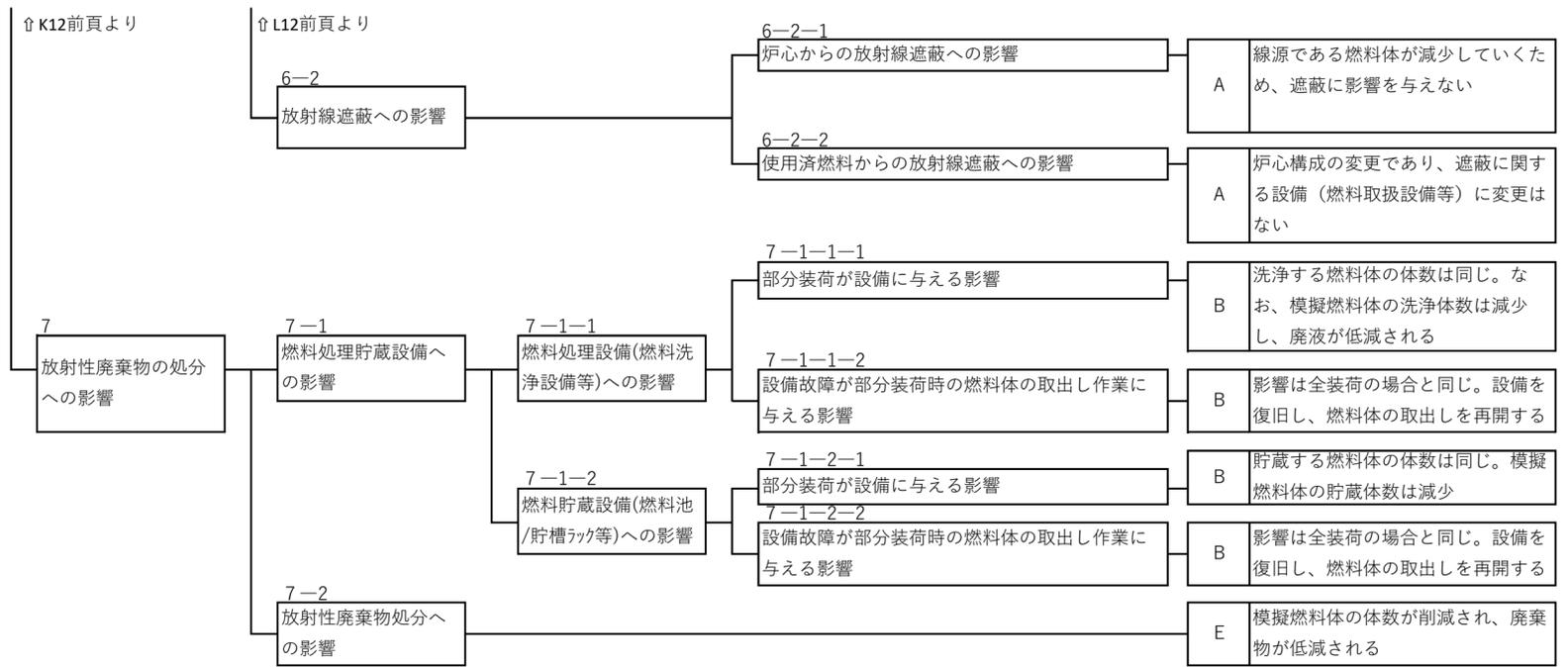
↑ K11前頁より	↑ L11前頁より	↑ M11前頁より	3-2-3	3-2-3-1	B	炉心構成の変更であり、回転プラグの設備変更はない
			回転プラグへの影響	部分装荷状態が設備に与える影響		
				3-2-3-2	B	影響は全装荷の場合と同じ。位置決め機能に支障がある場合、設備を復旧し、燃料体の取出しを再開する
				設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響		
			3-2-4	3-2-4-1	B	当該部分の燃料体は取出されるため影響はない
				部分装荷状態が設備に与える影響		
				3-2-4-2	B	影響は全装荷の場合と同じ。放射線遮蔽や気密機能に支障がある場合、設備を復旧し、燃料体の取出しを再開する
				設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響		
			3-2-5	3-2-5-1	B	炉内構造物に加わる重量が軽くなるが、炉内構造物全体から見ればわずかで影響はない
				部分装荷状態が設備に与える影響		
				3-2-5-2	B	影響は全装荷の場合と同じ。想定を超えた場合の措置として対応
				設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響		
			3-2-6	3-2-6-1	B	炉心構成の変更であり、原子炉容器の設備変更はない
				部分装荷状態が設備に与える影響		
				3-2-6-2	B	影響は全装荷の場合と同じ。想定を超えた場合の措置として対応
				設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響		
			3-2-7	3-2-7-1	B	炉心構成の変更であり、保修用機器の設備変更はない
				部分装荷状態が設備に与える影響		
				3-2-7-2	B	影響は全装荷の場合と同じ。設備を復旧し、作業を再開する
				設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響		
			3-2-8	3-2-8-1	B	炉心構成の変更であり、計測制御系の設備変更はない
				部分装荷状態が設備に与える影響		
				3-2-8-2	B	影響は全装荷の場合と同じ。設備を復旧し、作業を再開する
				設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響		
			3-2-9	3-2-9-1	B	炉心構成の変更であり、炉心上部機構の設備変更はない
				部分装荷状態が設備に与える影響		
				3-2-9-2	B	影響は全装荷の場合と同じ。放射線遮蔽や気密機能に影響する場合は復旧し、作業を再開する
				設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響		
			3-3	3-3-1	D	警報発報要因となるものの、燃料体頂部の変位は設計範囲内
				計測制御系への影響		
				3-3-1-1		
				部分装荷状態が設備に与える影響		
			3-3-2	3-3-2-1	D	手順書変更に必要な期間は十分
				操作手順変更の影響		
				3-3-2-2	D	基本は自動化運転、個別操作も習熟されている
				操作員への影響		
			3-3-3	3-3-3-1	D	プログラム変更に必要な期間は十分
				操作手順プログラムへの影響		
				3-3-3-2	D	工場試験、実作動試験で確認
				プログラム変更誤りのリスク		
			4	4-1	A	流動が無くとも冷却可能（燃料被ふく管温度は218℃）
				冷却機能への影響		
				4-1	A	影響は全装荷の場合と同じ。流動が無くとも冷却可能
				炉心燃料への影響		
				4-1-1	A	炉心構成の変更であり、隔壁(バウンダリ)に変更はない
				炉心流量変化による影響		
				4-1-1-1	A	炉心構成の変更であり、カバーガスの境界やシール部に変更はない
				未装荷領域に冷却材が多く流れ、燃料装荷領域の流量が減ることの影響		
				4-1-2	B	炉心構成の変更であり、保温材/予熱設備に変更はない。
				除熱機能喪失（電源喪失）による影響		
				5-1-1	B	対応は全装荷の場合と同じ。電源喪失時は電源車で給電し、入熱する
				隔壁(バウンダリ)への影響		
				5-1-2		
				カバーガスへの影響		
				5-2-1		
				保温材/予熱設備への影響		
				5-2-2		
				入熱機能喪失（電源喪失）による影響		
				5-3-1	A	炉心構成の変更であり、ナトリウム漏えい対策設備に変更はない
				ナトリウム漏えい対策への影響		
				5-3		
				ナトリウム漏えい対策への影響		
				6-1-1	A	炉心構成の変更であり、気密機能に関わる設備（しゃへいプラグ、燃料取扱設備）に変更はない。
				気密機能への影響		
				6-1-2	A	現段階で安全上必要の無い機能
				放射性物質浄化機能への影響		
			6	6-1		
				放射性物質内包機器等への影響		
				6-1		
				放射性物質拡散防止への影響		

【凡例】
 A:原子炉施設の安全性の観点から影響ない
 B:燃料体の取出し作業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

↓ K12次頁へ

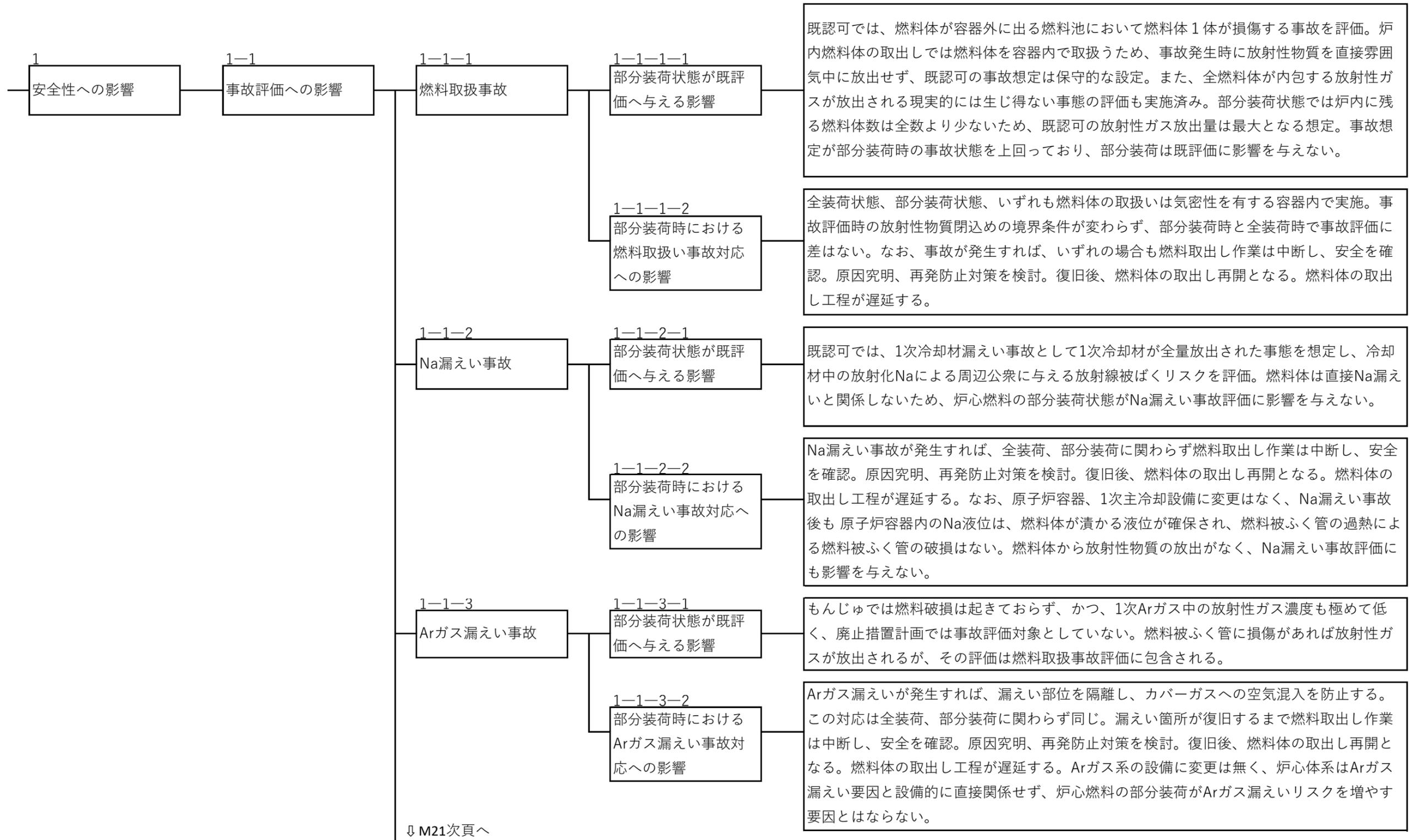
↓ L12次頁へ

表1-1 部分装荷による影響評価全体



【凡例】
 A:原子炉施設の安全性の観点から影響ない
 B:燃料体の取出し作業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

表1-2 事故評価への影響



既認可では、燃料体が容器外に出る燃料池において燃料体1体が損傷する事故を評価。炉内燃料体の取出しでは燃料体を容器内で取扱うため、事故発生時に放射性物質を直接雰囲気中に放出せず、既認可の事故想定は保守的な設定。また、全燃料体が内包する放射性ガスが放出される現実的には生じ得ない事態の評価も実施済み。部分装荷状態では炉内に残る燃料体数は全数より少ないため、既認可の放射性ガス放出量は最大となる想定。事故想定が部分装荷時の事故状態を上回っており、部分装荷は既評価に影響を与えない。

全装荷状態、部分装荷状態、いずれも燃料体の取扱いは気密性を有する容器内で実施。事故評価時の放射性物質閉込めの境界条件が変わらず、部分装荷時と全装荷時で事故評価に差はない。なお、事故が発生すれば、いずれの場合も燃料取出し作業は中断し、安全を確認。原因究明、再発防止対策を検討。復旧後、燃料体の取出し再開となる。燃料体の取出し工程が遅延する。

既認可では、1次冷却材漏えい事故として1次冷却材が全量放出された事態を想定し、冷却材中の放射化Naによる周辺公衆に与える放射線被ばくリスクを評価。燃料体は直接Na漏えいと関係しないため、炉心燃料の部分装荷状態がNa漏えい事故評価に影響を与えない。

Na漏えい事故が発生すれば、全装荷、部分装荷に関わらず燃料取出し作業は中断し、安全を確認。原因究明、再発防止対策を検討。復旧後、燃料体の取出し再開となる。燃料体の取出し工程が遅延する。なお、原子炉容器、1次主冷却設備に変更はなく、Na漏えい事故後も原子炉容器内のNa液位は、燃料体が漬かる液位が確保され、燃料被ふく管の過熱による燃料被ふく管の破損はない。燃料体から放射性物質の放出がなく、Na漏えい事故評価にも影響を与えない。

もんじゅでは燃料破損は起きておらず、かつ、1次Arガス中の放射性ガス濃度も極めて低く、廃止措置計画では事故評価対象としていない。燃料被ふく管に損傷があれば放射性ガスが放出されるが、その評価は燃料取扱事故評価に包含される。

Arガス漏えいが発生すれば、漏えい部位を隔離し、カバーガスへの空気混入を防止する。この対応は全装荷、部分装荷に関わらず同じ。漏えい箇所が復旧するまで燃料取出し作業は中断し、安全を確認。原因究明、再発防止対策を検討。復旧後、燃料体の取出し再開となる。燃料体の取出し工程が遅延する。Arガス系の設備に変更はなく、炉心体系はArガス漏えい要因と設備的に直接関係せず、炉心燃料の部分装荷がArガス漏えいリスクを増やす要因とはならない。

表1-2 事故評価への影響

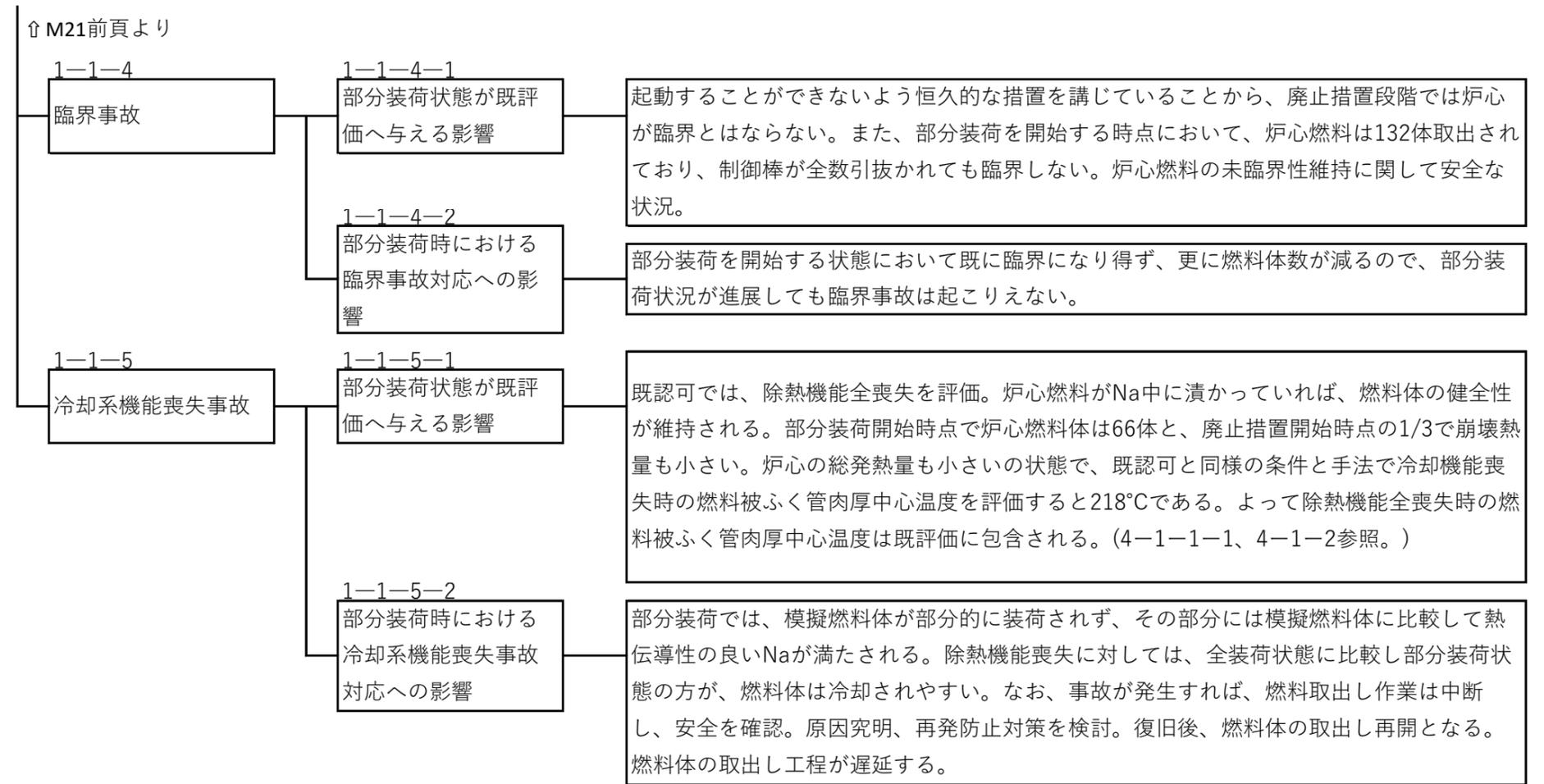
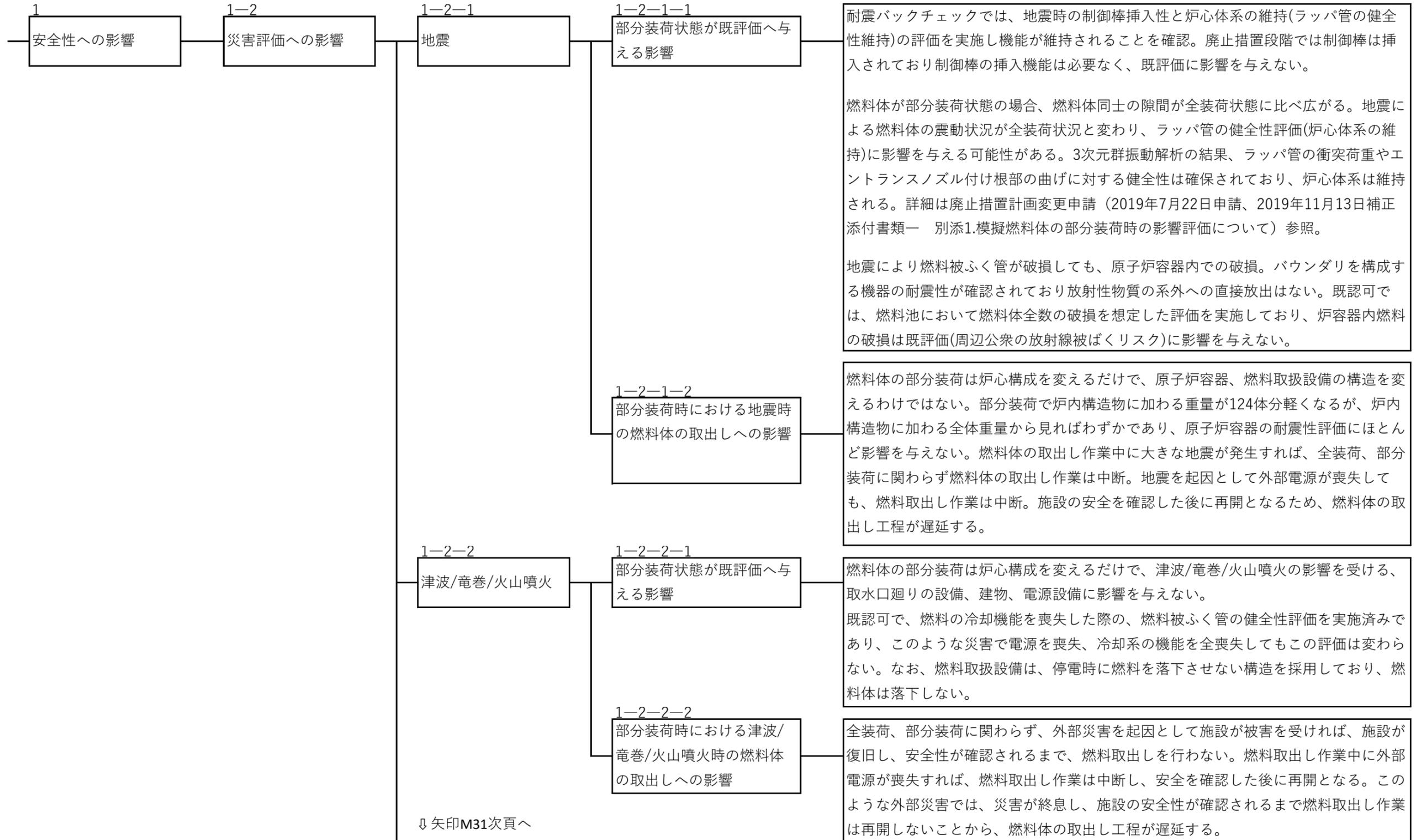


表1-3 災害評価への影響



耐震バックチェックでは、地震時の制御棒挿入性と炉心体系の維持(ラッパ管の健全性維持)の評価を実施し機能が維持されることを確認。廃止措置段階では制御棒は挿入されており制御棒の挿入機能は必要なく、既評価に影響を与えない。

燃料体が部分装荷状態の場合、燃料体同士の隙間が全装荷状態に比べ広がる。地震による燃料体の震動状況が全装荷状況と変わり、ラッパ管の健全性評価(炉心体系の維持)に影響を与える可能性がある。3次元群振動解析の結果、ラッパ管の衝突荷重やエントランスノズル付け根部の曲げに対する健全性は確保されており、炉心体系は維持される。詳細は廃止措置計画変更申請(2019年7月22日申請、2019年11月13日補正添付書類一 別添1.模擬燃料体の部分装荷時の影響評価について)参照。

地震により燃料被ふく管が破損しても、原子炉容器内での破損。バウンダリを構成する機器の耐震性が確認されており放射性物質の系外への直接放出はない。既認可では、燃料池において燃料体全数の破損を想定した評価を実施しており、炉容器内燃料の破損は既評価(周辺公衆の放射線被ばくリスク)に影響を与えない。

燃料体の部分装荷は炉心構成を変えるだけで、原子炉容器、燃料取扱設備の構造を変えるわけではない。部分装荷で炉内構造物に加わる重量が124体分軽くなるが、炉内構造物に加わる全体重量から見ればわずかであり、原子炉容器の耐震性評価にほとんど影響を与えない。燃料体の取出し作業中に大きな地震が発生すれば、全装荷、部分装荷に関わらず燃料体の取出し作業は中断。地震を起因として外部電源が喪失しても、燃料取出し作業は中断。施設の安全を確認した後に再開となるため、燃料体の取出し工程が遅延する。

燃料体の部分装荷は炉心構成を変えるだけで、津波/竜巻/火山噴火の影響を受ける、取水口廻りの設備、建物、電源設備に影響を与えない。

既認可で、燃料の冷却機能を喪失した際の、燃料被ふく管の健全性評価を実施済みであり、このような災害で電源を喪失、冷却系の機能を全喪失してもこの評価は変わらない。なお、燃料取扱設備は、停電時に燃料を落下させない構造を採用しており、燃料体は落下しない。

全装荷、部分装荷に関わらず、外部災害を起因として施設が被害を受ければ、施設が復旧し、安全性が確認されるまで、燃料取出しを行わない。燃料取出し作業中に外部電源が喪失すれば、燃料取出し作業は中断し、安全を確認した後に再開となる。このような外部災害では、災害が終息し、施設の安全性が確認されるまで燃料取出し作業は再開しないことから、燃料体の取出し工程が遅延する。

表1-3 災害評価への影響

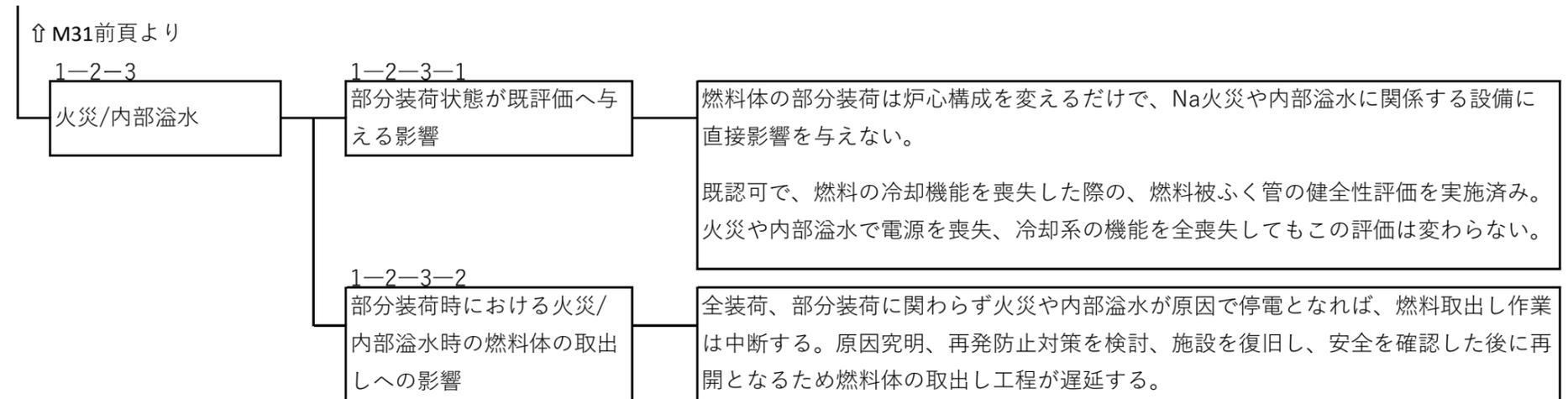
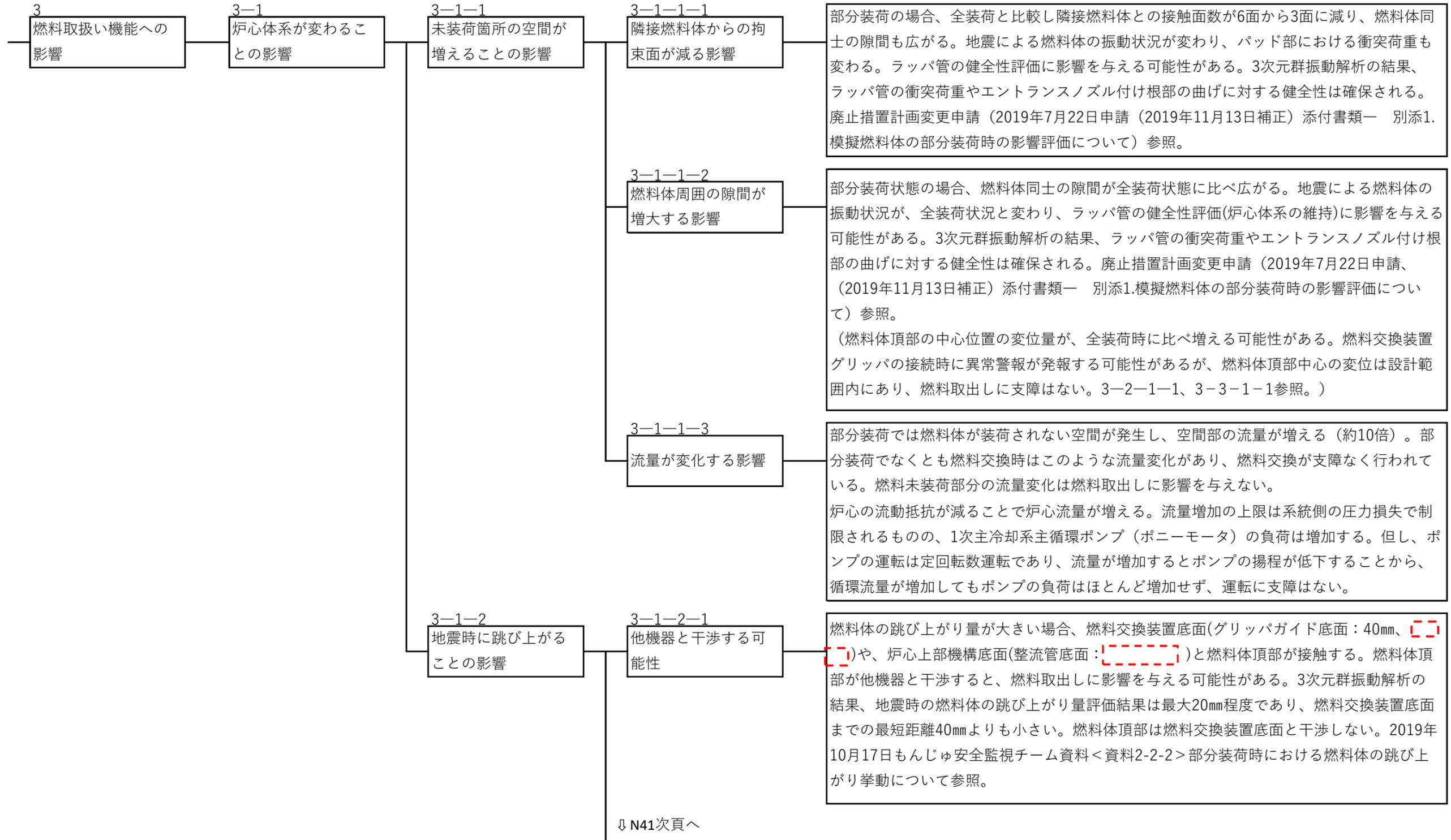


表1-4 炉心体系が変わることの影響



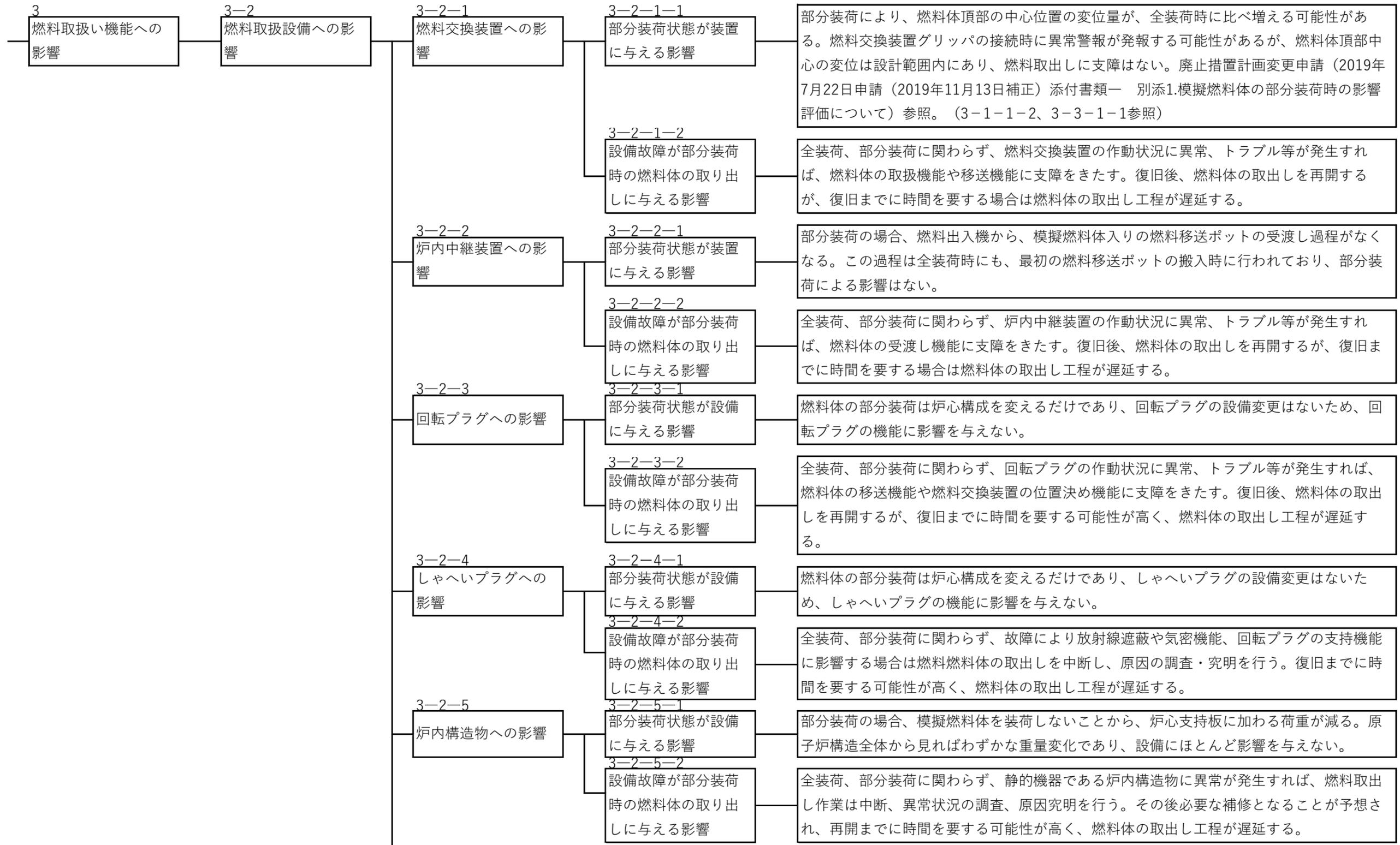
↓ N41次頁へ

表1-4 炉心体系が変わることの影響

↑ N41前頁よりへ

3-1-2-2 燃料体頂部変位が大きくなる可能性	燃料体の跳び上がり量が多い場合、ラッパ管上部パッド部高さ(45mm)や、ラッパ管エントランスノズルと連結管との嵌合部深さ(60mm)を超えると、燃料体頂部中心位置の変位量が大きくなり、燃料取出しに影響を与える可能性がある。3次元群振動解析の結果、地震時の燃料体の跳び上がり量評価は最大20mmを超えない程度であり、ラッパ管上部パッド部高さ45mmよりも小さい。燃料体頂部中心位置の変位量は、エントランスノズルと連結管との嵌合部の隙間から制限される傾きを超えて変位することはない。2019年10月17日もんじゅ安全監視チーム資料<資料2-2-2>部分装荷時における燃料体の跳び上がり挙動について参照。
3-1-2-3 炉心支持板への衝突による影響	跳び上がった燃料体が着地する際に炉心支持板へ衝突するが、実験に用いたラッパ管が座屈により損傷しないことを確認している。地震によって燃料体が跳び上がり、炉心支持板に衝突した際、ラッパ管の荷重は座屈荷重を超えないこと、燃料被ふく管は169本が束となっており、剛性が高く、全長で座屈することは無い。燃料被ふく管の局所的な座屈を評価しても座屈荷重を超えることは無い。

表1-5 燃料取扱設備への影響



↓ M51次頁へ

表1-5 燃料取扱設備への影響

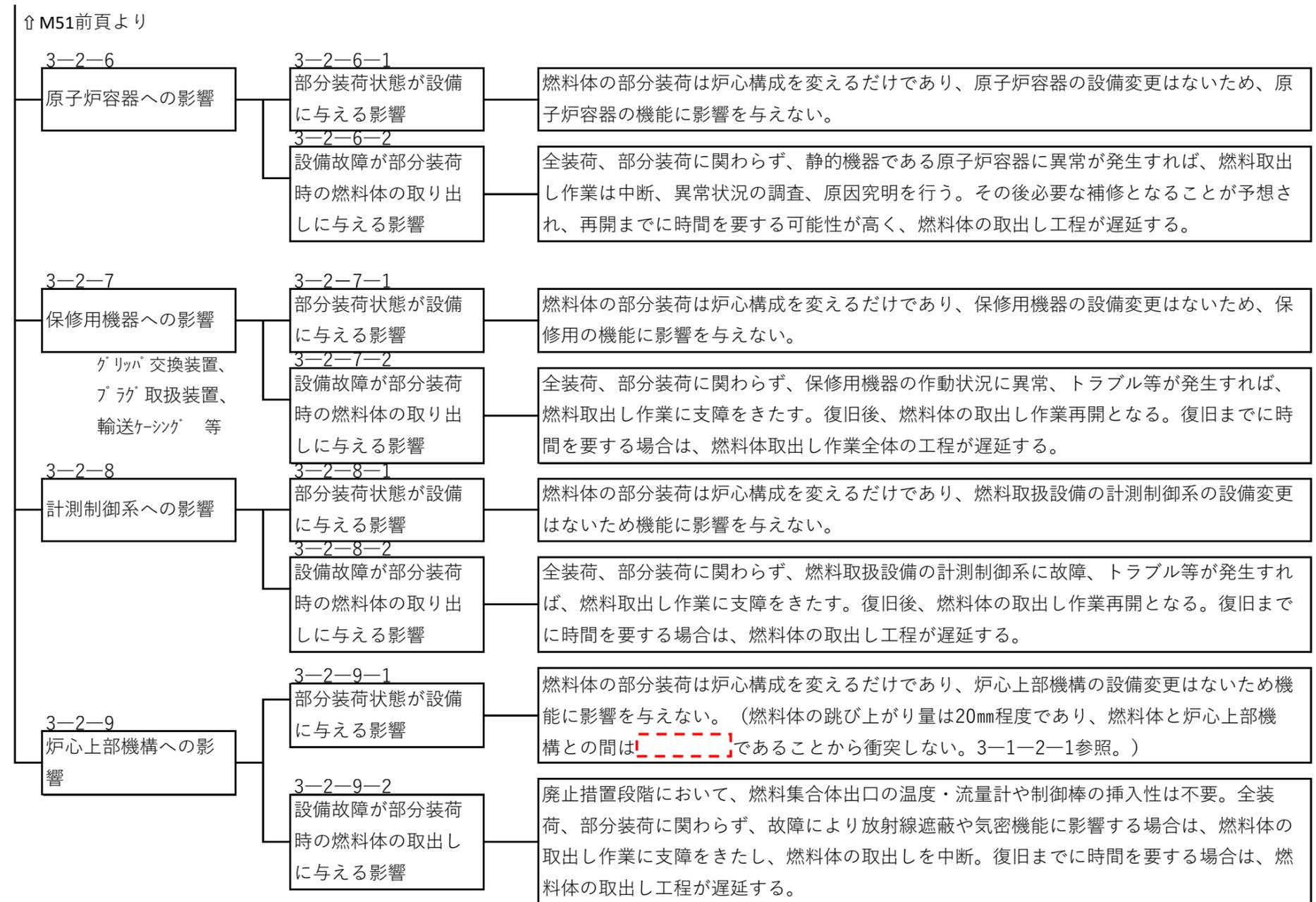


表1-6 燃料取扱設備操作性への影響

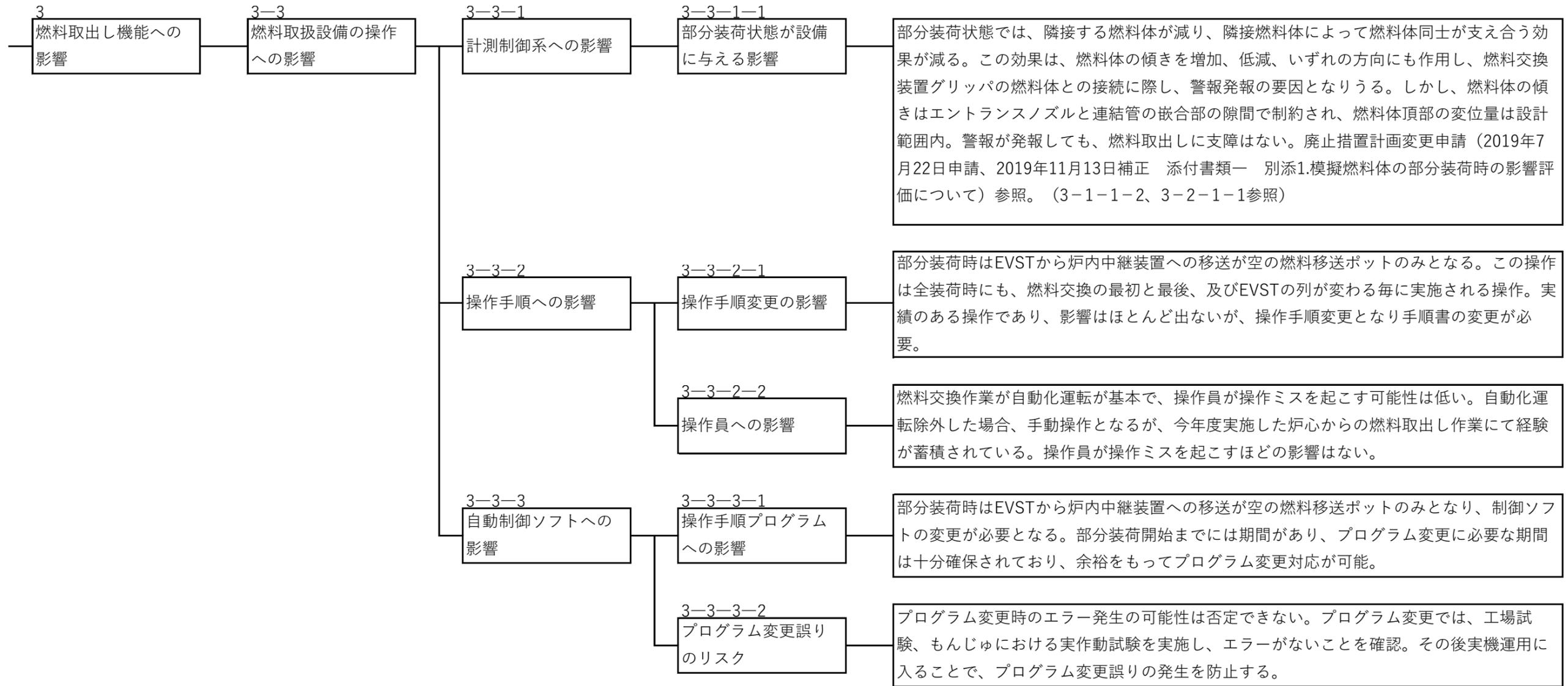


表1-7 冷却機能/ナトリウム内包機器等への影響

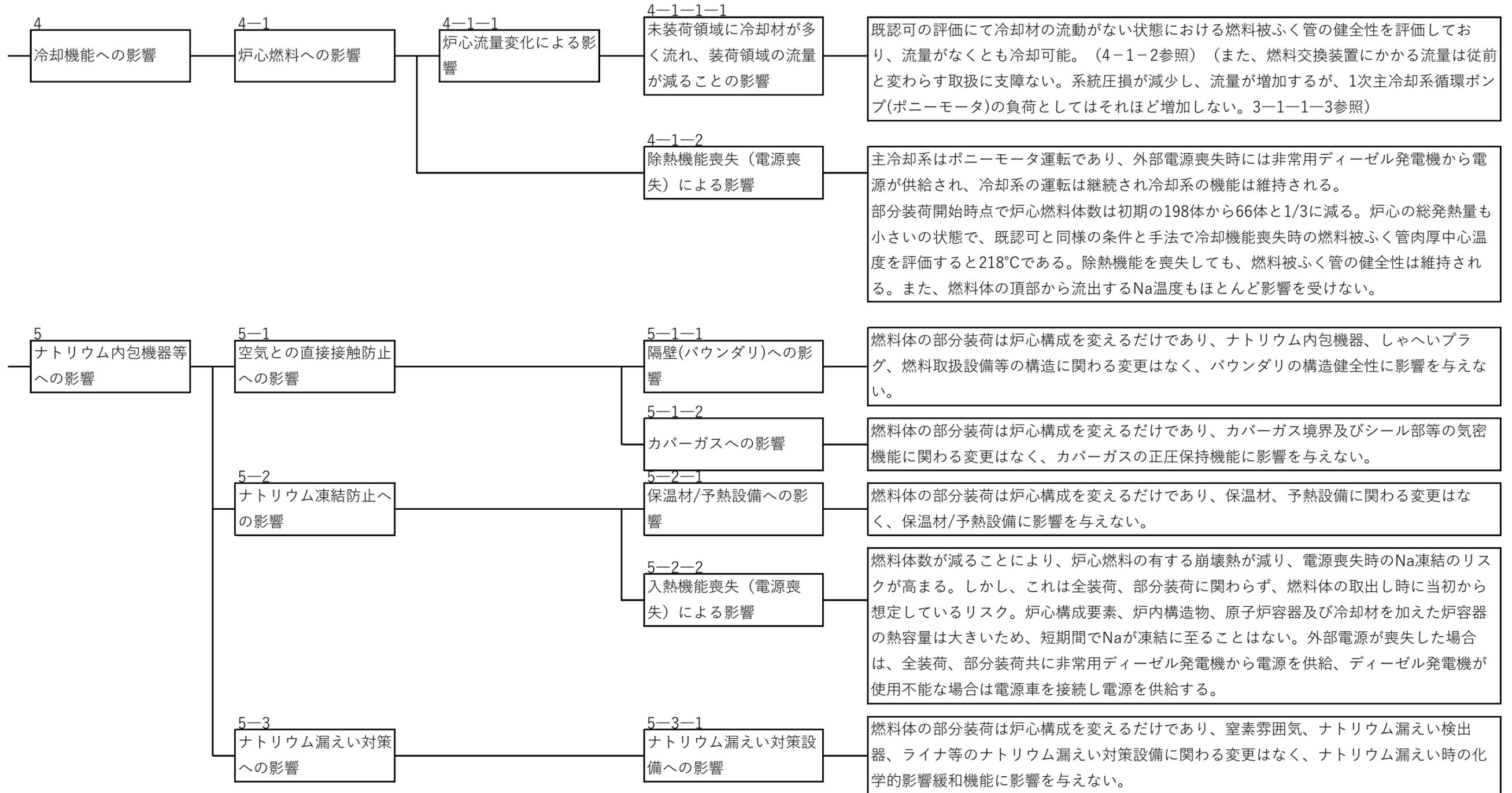
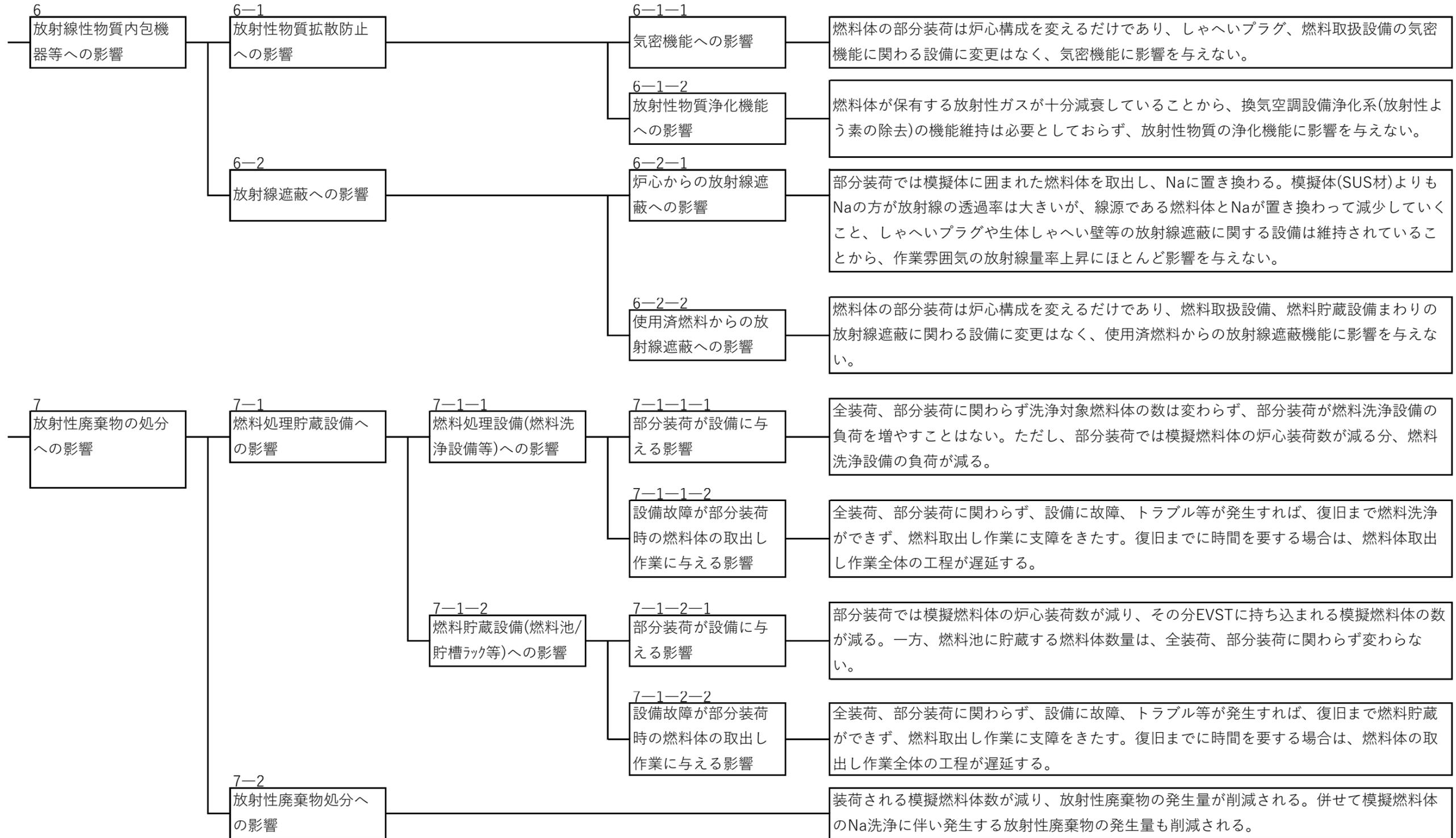


表1-8 放射性物質内包機器・放射性廃棄物処理/処分等への影響



赤枠内は機微情報につき公開できません。

3 次元炉心群振動解析評価手法の概要と適用性

本資料に記載の内容には、経済産業省からの受託事業である「発電用新型炉等技術開発」、
「高速炉等技術開発」及び「高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

3次元炉心群振動解析コードの概要

項目 \ コード名	REVIAN-3D
開発機関	三菱重工業株式会社
開発時期	2009年
使用したバージョン	Ver.8.0
使用目的	地震応答解析
コードの概要	<p>高速炉炉心を対象とした水平方向の炉心構成要素の3次元炉心群振動挙動を評価するために作成されたコードである。</p> <p>各炉心構成要素は質点系モデルにより構成され、時々刻々の運動方程式をモーダル解析の手法を取り入れた時刻歴応答解析により、炉心構成要素の時刻歴挙動を求めるものである。</p> <p>隣接炉心構成要素間の衝突・摩擦や、作用する流体効果は、運動方程式の外力項に入力することで考慮する。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>本解析コードの開発にあたり、米国機械学会 (ASME) が公表した「V&V 10-2006」^{※1} の考え方を念頭に置き、個別の計算 (数理) モデルを検証 (Verification) し、実験による妥当性確認 (Validation) を行い、解析と試験の差が大きければ計算モデルを修正することで解析コードの信頼性を確保している。また、これらの結果^{※2}は、日本機械学会の査読論文、米国機械学会主催の Pressure Vessels & Piping Conference (査読有)、日本原子力学会大会において公開している。</p> <p>【検証 (Verification)】</p> <p>本コードの検証の内容は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本解析コードの計算機能が適正であることは、計算モデルと理論解とを比較することで確認している。 ・ モデルに組み込まれる物理定数は実験により得た値を使用している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>高速増殖原型炉もんじゅの炉心の地震時の3次元炉心群振動解析に使用していることは、次の通り妥当である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高速炉の炉心構成要素を模擬した試験体を用い、試験体系を単純な体系からより多数体系へと (単体→列及び群の複数体→多数体) 段階的に振動試験を実施し、それぞれの結果と本解析コードによる結果との比較により、炉心の衝突力、水平変位応答、跳び上がり挙動が概ね模擬できていることを確認している。 ・ 今回の申請で行った地震応答解析の用途及び適用範囲が、上述の妥当性確認範囲内にあることを確認している。

※1: Guide for Verification and Validation in Computational Solid Mechanics

※2: 経済産業省からの受託事業「発電用新型炉等技術開発」、「高速炉等技術開発」及び「高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果

目 次

1. 一般事項.....	4
2. 本解析コードの特徴.....	4
3. 解析手法.....	5
3.1. 解析モデル.....	5
3.2. 運動方程式.....	6
3.3. 外力.....	8
3.3.1. 考慮する外力.....	8
3.3.2. 衝突荷重・摩擦力.....	10
3.3.3. 流路網理論によって導出される流体力.....	11
3.3.4. その他の流体力.....	12
3.3.5. 外力マトリクス.....	15
3.4. 解析モデルの検証 (Verification).....	17
3.4.1. 積分精度(自由落下時の挙動).....	18
3.4.2. 跳び上がり現象.....	20
3.4.3. 摩擦現象.....	22
3.4.4. 流体連成現象.....	23
4. 群振動試験による REVIAN-3D の妥当性確認 (Validation).....	25
4.1. 群振動試験計画.....	25
4.2. 試験体系.....	25
4.2.1. 実寸大試験装置.....	25
4.2.2. 縮尺 37 体群体系試験装置.....	29
4.2.3. 縮尺 32 体・18 体列体系試験装置.....	30
4.2.4. 縮尺 313 体多数体系試験装置.....	31
4.3. 入力地震波.....	32
4.4. 衝突挙動の検証.....	33
4.4.1. 縮尺 37 体群体系.....	33
4.4.2. 縮尺 32 体・18 体列体系.....	37
4.5. 水平変位応答の検証.....	39
4.5.1. 縮尺 32 体・18 体列体系.....	39
4.5.2. 縮尺 313 体多数体系.....	41
4.6. 上下変位応答(跳び上がり挙動)の検証.....	43
4.6.1. 実寸大単体.....	43
4.6.2. 縮尺 37 体群体系.....	46
4.7. 妥当性確認のまとめ.....	49

5.	REVIAN-3D の適用性.....	50
5.1.	REVIAN-3D の解析精度	50
5.2.	REVIAN-3D による跳び上がり量の解析結果の妥当性確認.....	61
5.2.1.	比較対象.....	61
5.2.2.	比較結果.....	61
5.2.3.	比較のまとめ	62
5.3.	REVIAN-3D の解析限界と課題.....	64
5.3.1.	解析手法の限界（適用範囲）	64
5.3.2.	設計ツールとして汎用的に使用する上での課題	64
6.	参考文献.....	65

1. 一般事項

本資料は高速炉炉心を対象とした 3 次元炉心群振動解析コード REVIAN-3D (CoRe Element **V**ibration **A**nalysis Code-**3** **D**imension) の概要を説明したものである。

高速炉の炉心、炉心構成要素、炉心支持構造物の設計・評価を行うには、地震時における炉心群振動挙動を把握する必要があるため、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が必要である。本解析コードは、炉心を対象とした水平 2 方向及び鉛直方向の 3 次元炉心群振動挙動を評価するものであり、耐震安全性・信頼性の向上に用いられる。

2. 本解析コードの特徴

高速炉の炉心は多数の燃料集合体等の炉心構成要素で構成されており、地震時には、炉心構成要素は地震力により炉心構成要素間及び炉心支持構造物と衝突、摩擦しながら水平方向に変位し、上下方向に跳び上がり、落下する 3 次元挙動を示す。また、炉心構成要素は流体中に密に設置されるため、流体を介して隣接する炉心構成要素の振動の影響を受ける。本解析コードでは、このような多数の炉心構成要素に衝突や流体力が作用する複雑な 3 次元群振動挙動を解析対象としている。炉心構成要素全数に対し、運動方程式を立て、流体による効果も加味して時刻歴応答解析により、全炉心構成要素の挙動を求めるところから、計算を効率的に行う(計算時間短縮、容量の増大化防止)ためモーダル解析の手法を採用する。

3. 解析手法

3.1. 解析モデル

炉心構成要素の群振動解析モデルの考え方を以下に示す。

- ・ 炉心構成要素全数に対し、地震力、衝突力及び流体による効果も加味した連立運動方程式を立て、時刻歴応答解析により、全炉心構成要素の挙動を求める。
- ・ 炉心構成要素の応答挙動は、各要素の重心の剛体運動とはり部の弾性運動に分割して考える。
- ・ 各要素の重心の剛体運動のうち、並進運動の自由度については水平 XY の 2 方向、鉛直 Z の 1 方向を考える。回転運動の自由度については水平 XY の 2 方向のみ考慮し、鉛直 Z 軸廻りの回転運動については拘束する。
- ・ 弾性運動については水平 XY の 2 方向は 1 次から 3 次モードまでの低次の振動モードを考慮(図 3.1)。4 次以降の高次モードについては、周波数 100Hz を超える十分剛な周波数領域となるため切り捨てる(図 3.2)。
- ・ 炉心構成要素はエントランスノズル部にて 0.1mm オーダーの隙間で嵌合されているので、炉心構成要素はエントランスノズルの上部及び下部で支持された”片持ちはり”として固有振動モードを算定する。この際、数十 mm 程度の跳び上がりが生じても、支持状態は変わらないので振動モードへの影響はない。
- ・ 流体中においては、炉心構成要素内部の流体は炉心構成要素と一緒に動くと考え、炉心構成要素の質量には内部流体の質量も含める(モード質量・振動モード・固有振動数・全体質量・慣性モーメントなどに反映させる)。
- ・ 衝突時における炉心構成要素の振動特性への影響については、衝突が生じても、その継続時間は数ミリ秒のオーダーであり、地震荷重の交番性から振動特性に及ぼす影響はないと考える。

このような解析モデルに、炉心支持板から地震時の加速度時刻歴波を入力し、炉心構成要素の挙動を解析し、パッド部の衝突荷重、エントランスノズル部に発生する応力、跳び上がり量を算定した。

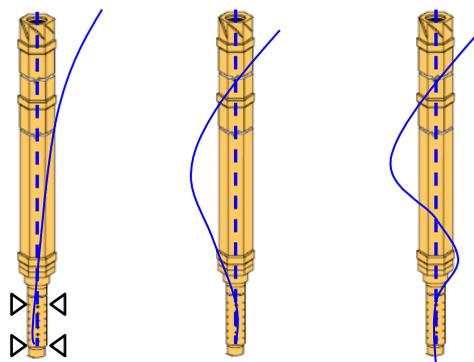


図 3.1 1 次～3 次までの振動モードのイメージ図

モード次数	固有周波数 (Hz)
1	3.54
2	18.0
3	53.1
4	172

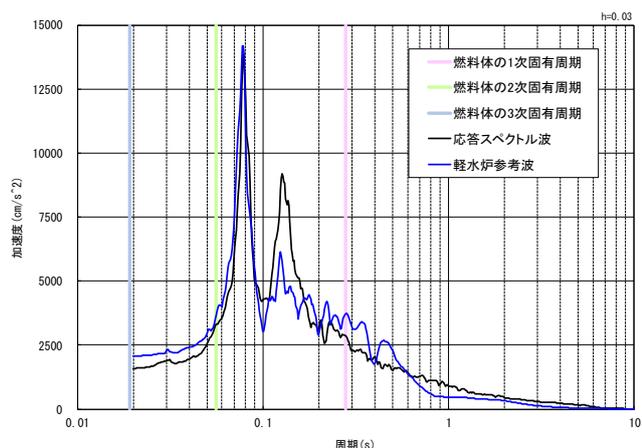


図 3.2 1 次～4 次の振動モードにおける固有周波数

3.2. 運動方程式

炉心構成要素 1 体当たりの自由度は、弾性運動 6 自由度 (水平 2 方向×3 次モード) 及び剛体運動 5 自由度 (水平 2 方向の並進と回転+鉛直方向の並進) で合計 11 自由度となる。多数の炉心構成要素群体系に対する運動方程式を次式に示す。

$$[M][\ddot{x}] + [C][\dot{x}] + [K][x] = \{F\} \quad (1)$$

ここで、 $[x]$, $[\dot{x}]$, $[\ddot{x}]$ は変位, 速度, 加速度マトリクスであり, その構成を図 3.3 に示す。

$[M]$ は質量マトリクスであり, 炉心構成要素の種類に応じて作成する。構成を図 3.4 に示す。 M_{xn} , M_{yn} は n 次のモード質量, m_x , m_y , m_z は炉心構成要素質量 (内部流体を含む, 基本的には 3 つとも同じ) であり, I_x , I_y は炉心構成要素の重心位置における慣性モーメント (内部流体を含む) である。また, β_{xn} , β_{yn} は水平動における n 次の刺激係数, β''_{xn} , β''_{yn} は回転動における n 次の刺激係数であり, 質量マトリクスの非対角項に配置され, 剛体運動と弾性運動の慣性力が相互に作用する。

減衰マトリクス $[C]$ と剛性マトリクス $[K]$ を次式に示す。

$$[C] = 2[M][\zeta][\omega] \quad (2)$$

$$[K] = [\omega][M][\omega] \quad (3)$$

ここで、 $[\zeta]$ は減衰比, $[\omega]$ は角固有振動数であり, その構成を図 3.5 に示す。剛体運動 (並進・回転) と鉛直方向の運動には減衰や角固有振動数は不要であり, 0 マトリクスとなる。

$\{F\}$ は炉心構成要素に作用する外力マトリクスである。



図 3.3 変位, 速度, 加速度マトリクスの構成

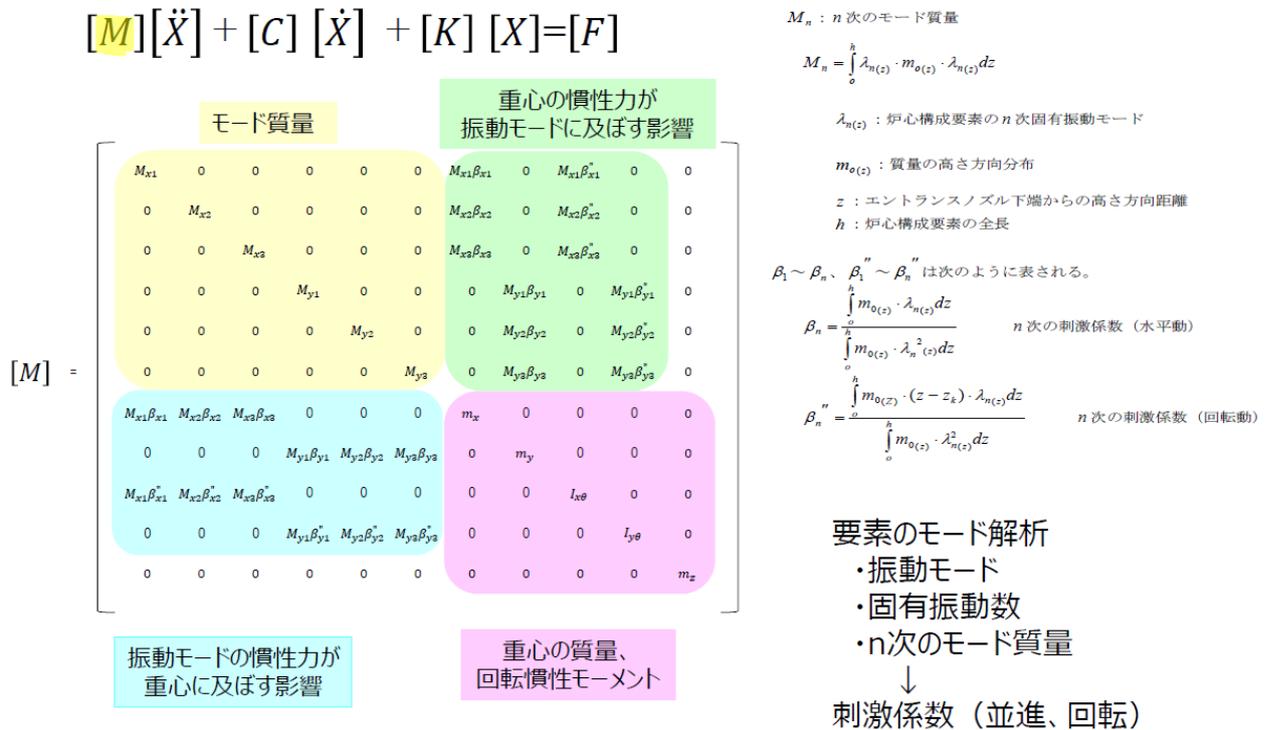


図 3.4 質量マトリクスの構成

0マトリクス

$$[\zeta] = \begin{bmatrix} \zeta_{x1} & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & \zeta_{x2} & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & \zeta_{x3} & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & \zeta_{y1} & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & \zeta_{y2} & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & \zeta_{y3} & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \end{bmatrix}$$

ζ_n : n次のモード減衰

0マトリクス

$$[\omega] = \begin{bmatrix} \omega_{x1} & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & \omega_{x2} & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & \omega_{x3} & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & \omega_{y1} & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & \omega_{y2} & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & \omega_{y3} & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \end{bmatrix}$$

ω_n : n次の固有振動数

図 3.5 減衰及び固有振動数マトリクスの構成

3.3. 外力

3.3.1. 考慮する外力

炉心構成要素に作用する外力(衝突荷重・流体力)とその影響の大きさ及び解析モデルへの取り込み方について図 3.6 にまとめた。

- ・ 衝突は、上部パッド、中間部パッド、エントランスノズル上部、エントランスノズル下部、球面座において生じる。パッド部の衝突荷重は数万 N のオーダーであり影響は大きいので、衝突荷重及び摩擦力を外力として考慮する。(図 3.6 の①)
- ・ 流体中における炉心構成要素に作用する浮力は重力の約 12%であり、影響は大きい。重力と合わせて見かけ上の重力加速度により考慮する。(図 3.6 の④)
- ・ 流体中で運動する物体に係る外部流体の流体排除質量は、炉心構成要素の約 20%程度となりその影響は大きい。水平方向に流体網による流体力として考慮する。鉛直方向には外力として考慮する。(図 3.6 の⑤)
- ・ 炉心構成要素の内部を流れる内部流水による浮き上がり荷重は、重力に対し約 40%程度なのでその影響は大きいので外部荷重として適切に考慮する。(図 3.6 の⑥)
- ・ エントランスノズル下部空間でのダッシュポット効果によって発生する上下方向の荷重については、下部空間の形状によっては効果が大きくなるので、外力として考慮できるようにした(もんじゅの構造ではこの荷重は発生しない)。(図 3.6 の⑦)
- ・ ラッチスプリングによる機械的な跳び上がり抑制機構の効果(もんじゅの構造では制御棒下部案内管に適用)。
- ・ その他、REVIAN-3D においては、以下に示す荷重・効果についても解析上考慮できる。
 - パッドやノズルの嵌合部外れによるダッシュポット効果(設計地震レベル増大等の想定外事象時の評価に対応可能とするため)
 - 炉心支持板の上下方向の面外 1 次振動モード(図 3.7)

一方、以下の因子については、影響の大きさが小さく後述するばらつきの中に包含されると考え、モデル化しない。

- ・ 外力作用点と炉心構成要素の重心のずれ(偏心)により炉心構成要素の軸廻りの回転により発生するモーメントについては、隣接する炉心構成要素に回転を拘束されるため影響は小さい。
- ・ エントランスノズル部を支点とした炉心構成要素の振れによる遠心力は、重力加速度の高々0.7%程度なので影響は小さい。
- ・ 流体による炉心構成要素壁面のせん断力は、炉心構成要素の自重に比べ小さい。
- ・ 炉心構成要素の先端部が受ける流体力は、自重の0.5%程度なので影響は小さい。

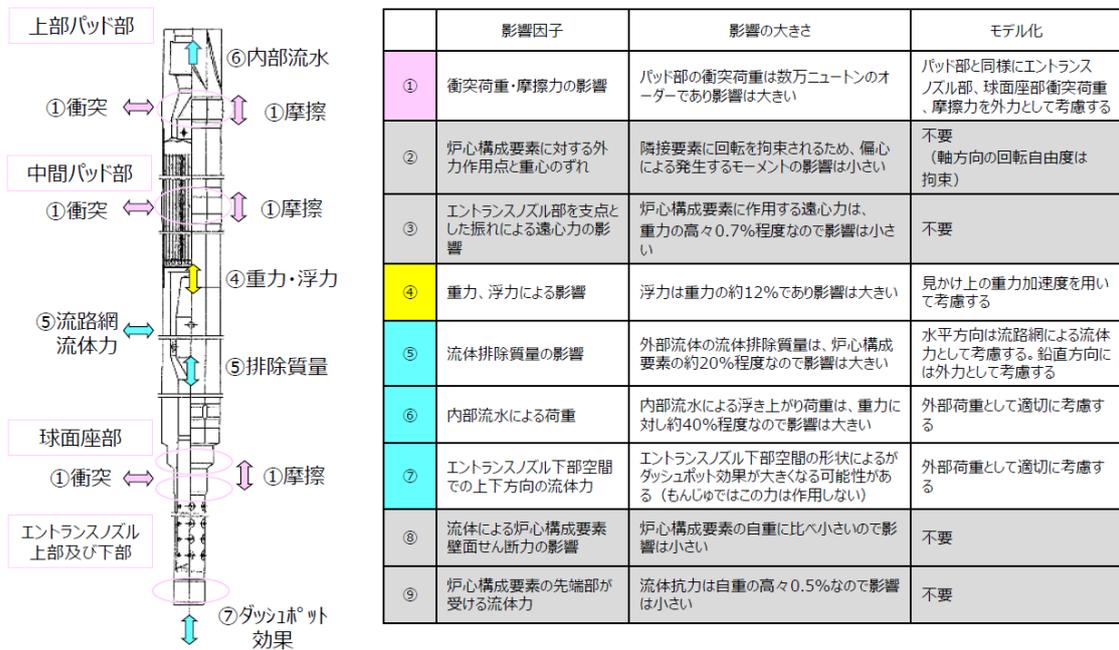


図 3.6 炉心構成要素に作用する外力

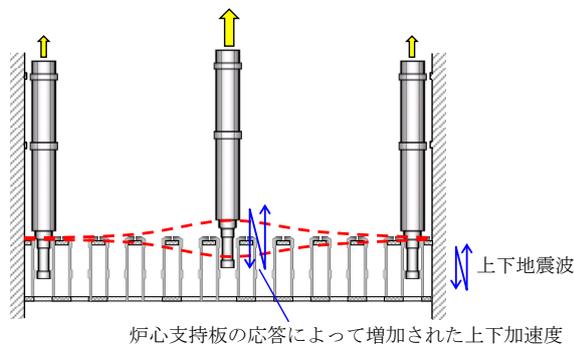


図 3.7 炉心支持板の応答

3.3.2. 衝突荷重・摩擦力

衝突は、上部パッド、中間部パッド、エントランスノズル上部、エントランスノズル下部、および球面座において考慮している。図 3.8 に示すように、衝突荷重は、落下試験等で取得した反発挙動から力学的に等価となる衝突剛性と衝突減衰による荷重で置き換える。また、摩擦力は衝突荷重に直交する方向に働き、その大きさは衝突荷重に摩擦係数を乗じたものとする。

球面座と連結管受座との衝突荷重(連結管受座の法線方向)と摩擦力(連結管受座の傾き方向)を図 3.9、パッド間の衝突を図 3.10、エントランスノズルと連結管の衝突を図 3.11 に示す。

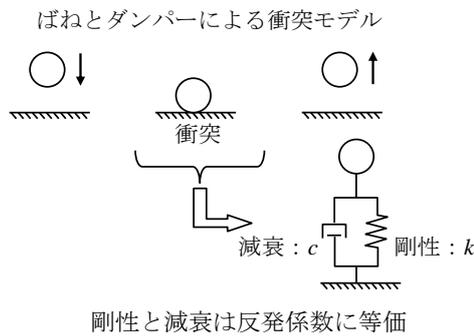


図 3.8 衝突荷重と摩擦力のモデル化

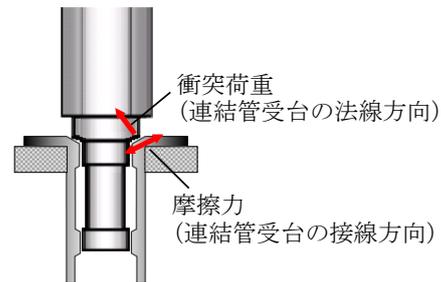


図 3.9 球面座における衝突

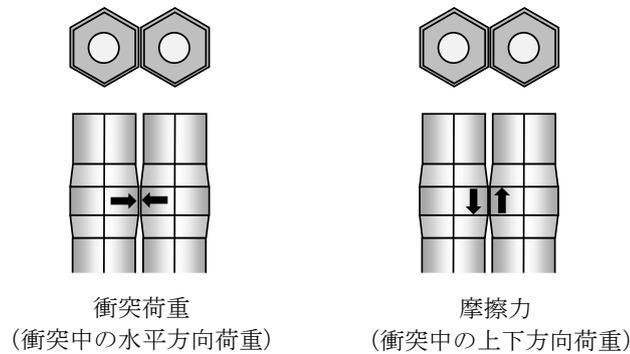


図 3.10 上部パッドと中間パッドの衝突荷重

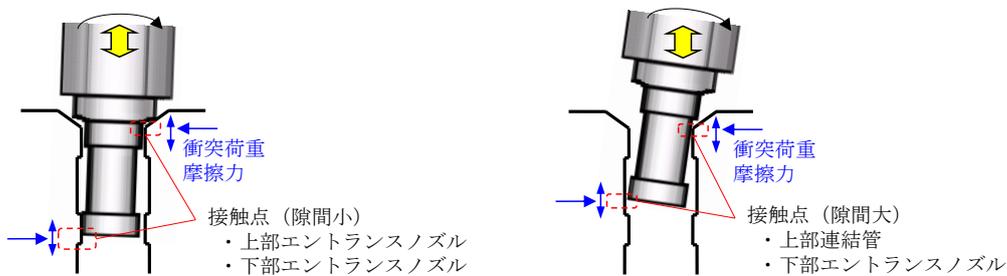


図 3.11 エントランスノズルと連結管の接触状態

3.3.3. 流路網理論によって導出される流体力

多くの炉心構成要素で構成される管群の振動時には、流体を介して炉心構成要素間に作用する流体力が作用することが知られている[1]. REVIAN-3D では、この流体網理論により導出される流体力を考慮しており、その概略を以下に示す。図 3.12 に炉心構成要素群モデルを示す。

- ・ 流路網理論は、炉心構成要素間の流路の交点における流量と圧力の釣り合いに基づいて流体力(流体付加質量)を導出する。
- ・ 流体は非圧縮性、非粘性の完全流体と仮定する。流路網間の隙間は均等であり、振動時の隙間の時間変化は無視できるものとする。さらに、流体の鉛直方向の流れの影響は小さいものとする。
- ・ 上述の前提条件下で、図 3.12(c)に示すところの相対する炉心構成要素の辺間の流路空間(ζ, δ)において、オイラーの運動方程式が成立する。

$$-\frac{1}{\rho_L} \frac{\partial p}{\partial \xi} = \frac{dv}{dt} \quad (4)$$

ρ_L は流体密度、 p は流体圧力、 v は流体速度、 (ξ, ζ) は流路における直角座標系

また、流速 v と流路隙間 δ と流量 Q (隙間 $\xi\delta$ の領域に流れ込む流量を $Q|_{\xi=0}$ 、流れ出る流量 $Q|_{\xi=\xi}$)の間には、次式の関係が成り立つ。

$$v = \frac{Q}{\delta} \quad (5)$$

$$Q|_{\xi=\xi} - Q|_{\xi=0} = -\xi\dot{\delta} \quad (6)$$

上記の(4),(5),(6)式より、次式が得られる。

$$-\frac{1}{\rho_L} \frac{\partial p}{\partial \xi} = \frac{1}{\delta} \dot{Q}|_{\xi=0} - \frac{\xi}{\delta} \ddot{\delta} - \frac{Q|_{\xi=0}}{\delta^2} \dot{\delta} + \frac{\xi}{\delta^2} \dot{\delta}^2 \quad (7)$$

ここに流路隙間 δ は、時間的平均隙間 $\bar{\delta}$ と微小時間 dt の間に変動した隙間 $d\delta$ の和とし、2次の微小項 $\dot{\delta}^2$ を0とし、さらに右辺の δ を近似的に $\bar{\delta}$ とにおいて、流路長さ方向に ξ を0~ l まで積分すると次式が得られる。

$$p|_{\xi=0} - p|_{\xi=l} = \frac{\rho_L l}{\bar{\delta}} \dot{Q}|_{\xi=0} - \frac{\rho_L l^2}{2\bar{\delta}} \ddot{\delta} - \frac{\rho_L l^2}{\bar{\delta}^2} Q|_{\xi=0} \dot{\delta} \quad (8)$$

また、流路内の壁面に作用する液体圧による力は以下ようになる。

$$f = \int_0^l p d\xi = \frac{l}{2} (p|_{\xi=0} + p|_{\xi=l}) - \frac{\rho_L l^3}{12\bar{\delta}} \ddot{\delta} \quad (9)$$

(8)式を図 3.12(d)に示す番号に基づき整理すると、例えば燃料集合体角部(①~⑫)の圧力 P_α と燃料集合体間の隙間の相対加速度 $\ddot{\delta}_\beta$ の関係は次式となる。

$$3P_{①} - P_{⑥} - P_{②} - P_{⑧} = -\frac{\rho \cdot l_w^2}{2 \cdot \bar{\delta}} (\ddot{\delta}_1 + \ddot{\delta}_2 + \ddot{\delta}_8) \quad (10)$$

ここで、 P_α : 流路角での液体圧力 (α : ①~⑫), l_w : 燃料集合体一辺の長さ, $\bar{\delta}$: 隣接する各集合体との隙間量の時間的平均値, $\ddot{\delta}_\beta$: 流路網(集合体間の隙間)相対加速度である. また, 燃料集合体まわりの流路内の側壁に作用する液体圧による力は次式となる.

$$f_1 = \int_{\textcircled{6}}^{\textcircled{1}} p \cdot d\xi = \frac{l_w}{2} (P_{\textcircled{1}} + P_{\textcircled{6}}) - \frac{\rho_L \cdot l_w^3}{12 \cdot \bar{\delta}} \ddot{\delta}_1 \quad (11)$$

- 一方, 最外層の炉心構成要素の周囲の圧力は, 炉心構成要素全体をひとつの円筒とみなしたときの圧力分布と等しくなると考える(図 3.13). このとき, 炉心構成要素の最外周の面に作用する流体力は, 以下のようなになる.

$$f_{iw} = \frac{\rho_L l R_{ij1}^2}{R_2^2 - R_{ij1}^2} \left[\left(r_{iw} + \frac{R_2^2}{r_{iw}} \right) \cos \theta_{iw}, \left(r_{iw} + \frac{R_2^2}{r_{iw}} \right) \sin \theta_{iw} \right] \begin{bmatrix} \ddot{X}_1 \\ \ddot{Y}_1 \end{bmatrix} \\ - \frac{\rho_L l R_2^2}{R_2^2 - R_{ij1}^2} \left[\left(r_{iw} + \frac{R_{ij1}^2}{r_{iw}} \right) \cos \theta_{iw}, \left(r_{in} + \frac{R_{ij1}^2}{r_{iw}} \right) \sin \theta_{iw} \right] \begin{bmatrix} \ddot{X}_2 \\ \ddot{Y}_2 \end{bmatrix} \quad (12)$$

$$\text{ここで, } r_{iw} \cong \sqrt{x_i^2 + y_i^2} + \frac{3}{4}l, \quad \theta_{iw} \cong \tan^{-1} \left(\frac{y_i}{x_i} \right)$$

- 炉心構成要素は高さによって応答加速度が異なるため, 炉心構成要素の高さごとに流体力を計算する. 各断面の加速度を用いて, 流路網理論で導出された式(10)により, 角部の圧力が算出できる. ここで算出された角部の圧力と隙間の相対加速度から, 式(11)により各辺に作用する流体荷重を算出する. この際, 最外層の角部の境界条件は, 式(12)を用いる.

3.3.4. その他の流体力

- 上下に振動する炉容器内の炉心構成要素には, 図 3.14 に示すように流体排除質量に関する流体力 F_{wmass} が作用するが, これは Fritz [2] の慣性連成項に対応し, 流体排除質量 m_w に炉容器の上下加速度 \ddot{Z}_0 を乗じた荷重である. ここでは上下方向流体慣性力と呼ぶ.
- 炉心構成要素の上下動によって, 連結管下部領域にあるドレン用の小さい孔(オリフィス)の流れによる圧損でダッシュポットの効果が生じる(図 3.15). オリフィス以外にも流路がある場合はそれも考慮して圧損係数の計算に反映させる.
- プラント通常運転時には, 図 3.16 に示すようにエントランスノズル側面の孔から冷却材が流入し, 炉心構成要素内部の下から上に流れる. この冷却材の流れによって炉心構成要素の上下に差圧 P_{dp} が生じ, エントランスノズル下面(面積 A_1) で受圧することで炉心構成要素を浮上させる向きに流体力 $F_{upw} = P_{dp} \cdot A_1$ が発生する. 炉心構成要素や炉心支持板の挙動などによらず, 流れによる差圧は一定とする.

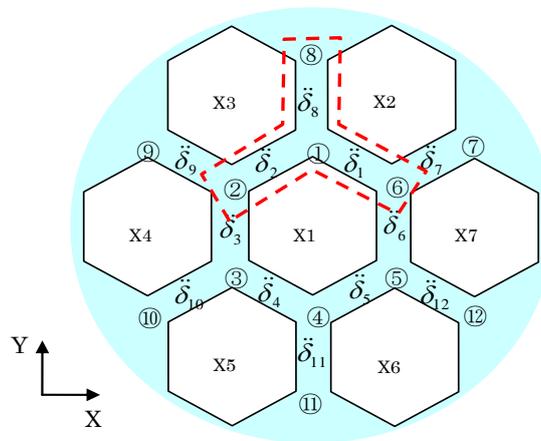
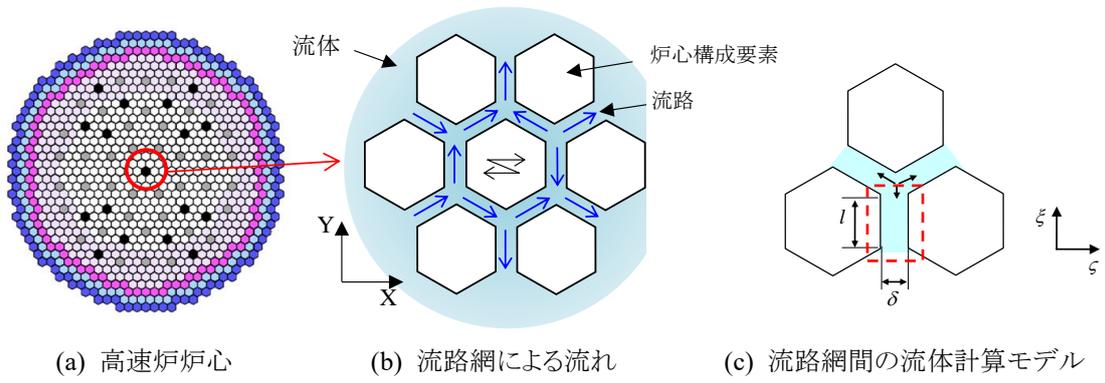


図 3.12 流路網による流体力(流体付加質量)

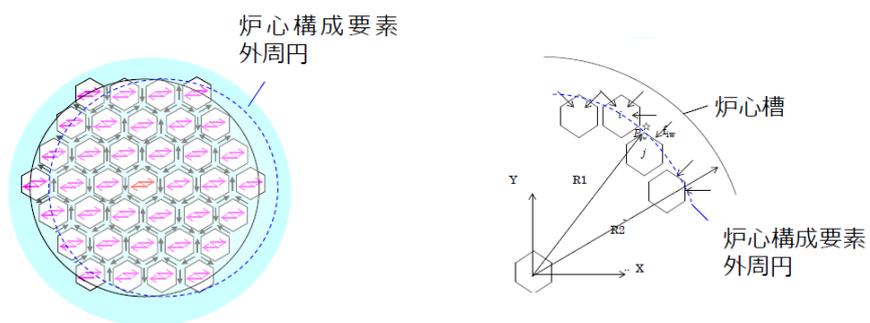


図 3.13 最外周の境界条件

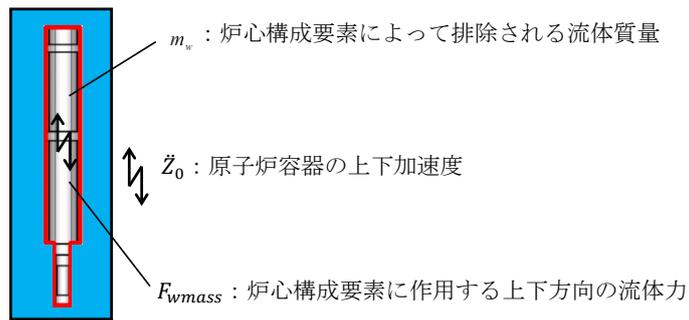


図 3.14 炉心構成要素によって排除された流体質量と上下加速度による流体力

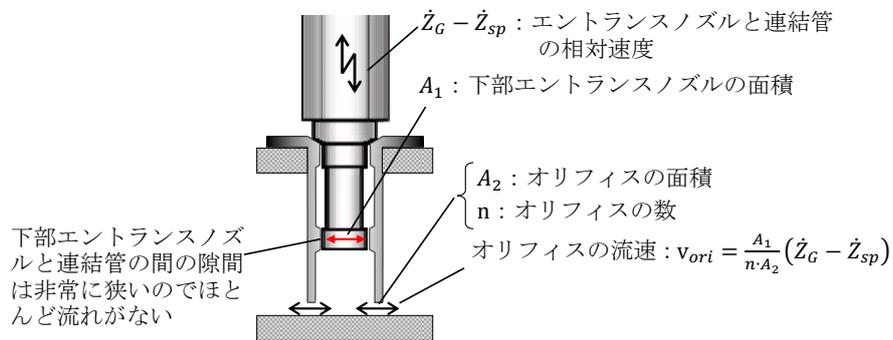


図 3.15 連結管の下部領域のダッシュポットによる流体力

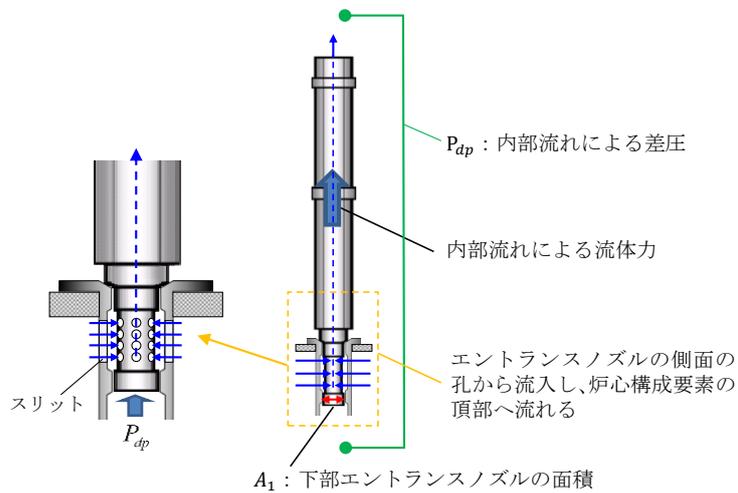


図 3.16 内部流れによる流体力

3.3.5. 外力マトリクス

3.2 節で示した運動方程式(1)式の外力マトリクスの構成を図 3.17 に示す。外力マトリクスは、自由度数に対応して 11 行のマトリクスである。図 3.17 では n 次モードの一般力は水平 2 方向×3 次モードで 6 行、重心における水平荷重及び回転モーメントは水平 2 方向でそれぞれ 2 行となるが省略している。

衝突力及び流体力から、n 次モードの一般力に変換する流れを図 3.18 及び図 3.19 に示す。

地震力は、エントランスノズルの上部及び下部，球面座における衝突荷重として運動方程式に時々刻々入力される。

	① 上部パッドの衝突	② 中間パッドの衝突	③ エントランスノズル上部の衝突	④ エントランスノズル下部の衝突	⑤ 球面座の衝突	⑥ 球面座の摩擦	⑦ 流路網流体力	⑧ タッチボットの差圧荷重	⑨ 排除質量による流体慣性力	⑩ 内部流水による荷重	質量
n次モードの一般力	n次モードの一般力	n次モードの一般力					n次モードの一般力				
重心における水平荷重	衝突荷重	衝突荷重	衝突荷重(地震力)	衝突荷重(地震力)	衝突荷重(地震力)	摩擦荷重	流体力荷重				
重心における回転モーメント	衝突回転モーメント	衝突回転モーメント	衝突回転モーメント	衝突回転モーメント	衝突回転モーメント	摩擦回転モーメント	流体力回転モーメント				
重心における鉛直荷重	摩擦荷重	摩擦荷重	摩擦荷重	摩擦荷重	衝突荷重(地震力)	摩擦荷重		差圧による荷重	流体慣性力	内部流水による荷重	炉心構成要素の全質量

図 3.17 外力マトリクスの構成

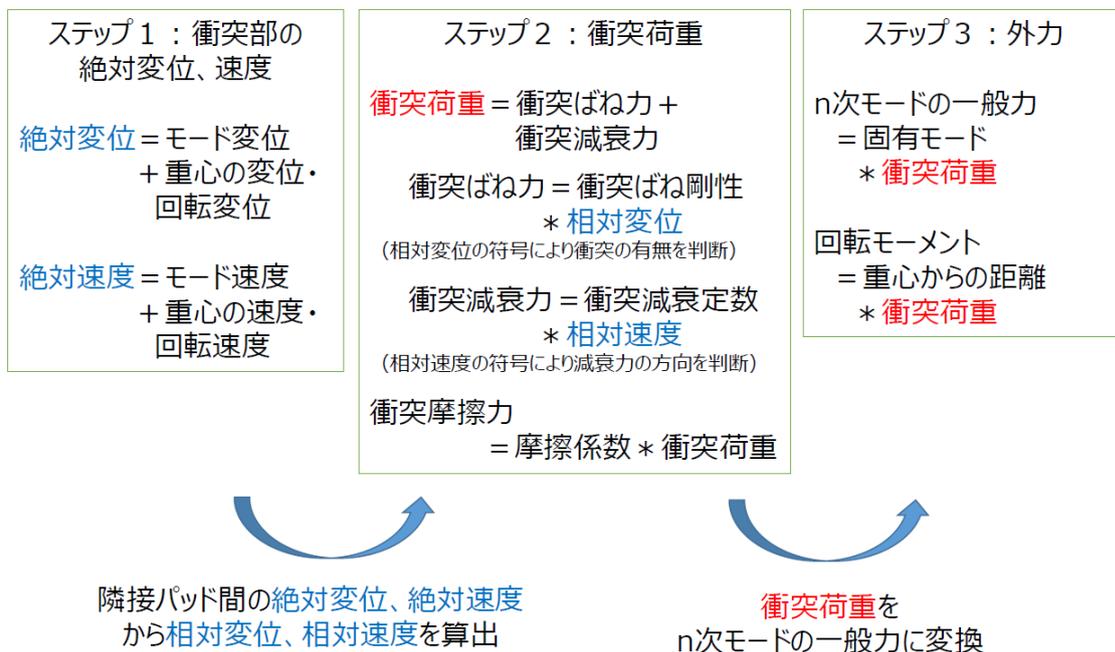
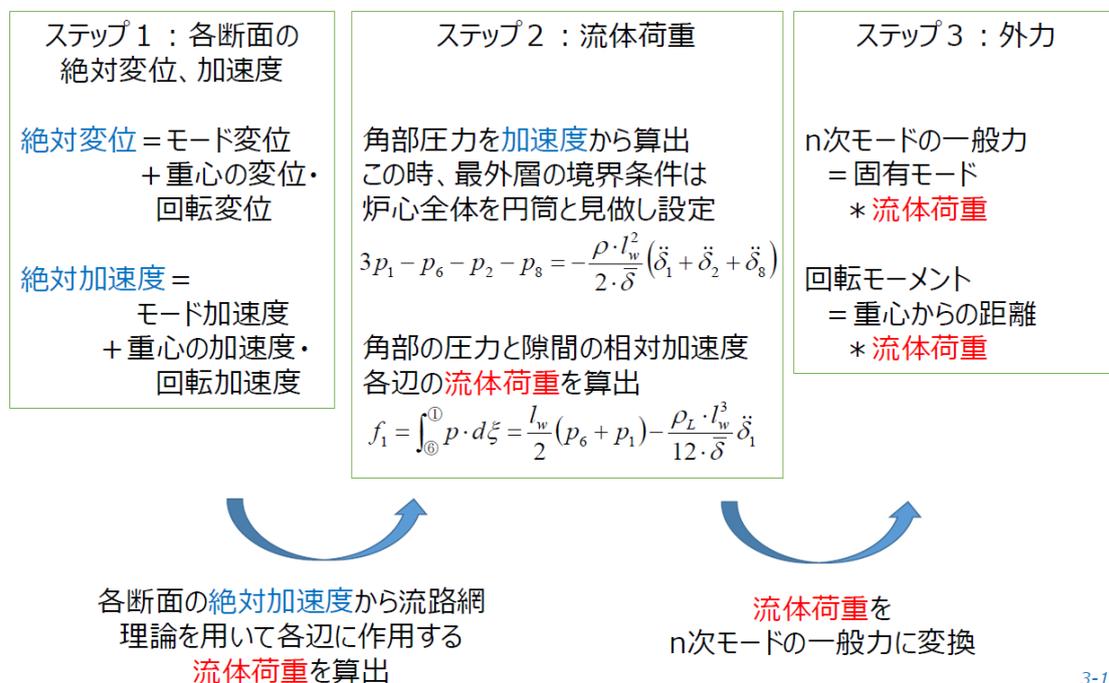


図 3.18 衝突荷重の計算の流れ



3-13

図 3.19 流体荷重の計算の流れ

3.4. 解析モデルの検証(Verification)

炉心群振動挙動を3次元でシミュレーションする解析コード REVIAN-3D は、群振動挙動を解析的に評価するために、単体の試験から着手し、段階的に試験体系を拡大し、解析コードの整備を進めてきた。解析コードの開発は、平成 20年(2008年)から着手した。その当時、ASMEにおいてV&V 10-2006(図3.21)が公表され、日本においても解析コードの V&V の考え方が認識されるようになっていた。このため解析コードは、ASME の V&V の考え方を念頭に置き開発を進めてきた(図 3.20)。

実験と解析とを比較しながら、解析コード開発を進めてきたが、具体的には個別の計算(数値)モデルを検証し(Verification)、実験による妥当性確認を行い(Validation)、解析と試験の差が大きければ計算モデルの修正を行い、解析コードの信頼性を確保してきた。

本節では、群振動解析の核となる解析モデルの Verification として区分される代表的な事例として、①自由落下挙動の計算モデルを理論解と比較(解析刻み時間が適正であることの確認)、②自由落下時の跳び上がり挙動を理論解と比較(衝突時の跳び上がり高さ、滞空時間の確認)、③自由落下時の隣接燃料体との摩擦力効果を理論解と比較、④流路網流体力の固有値解析を理論解と比較について示す。この結果、REVIAN-3D に取り入れた数値モデルは十分な精度であることを確認した。

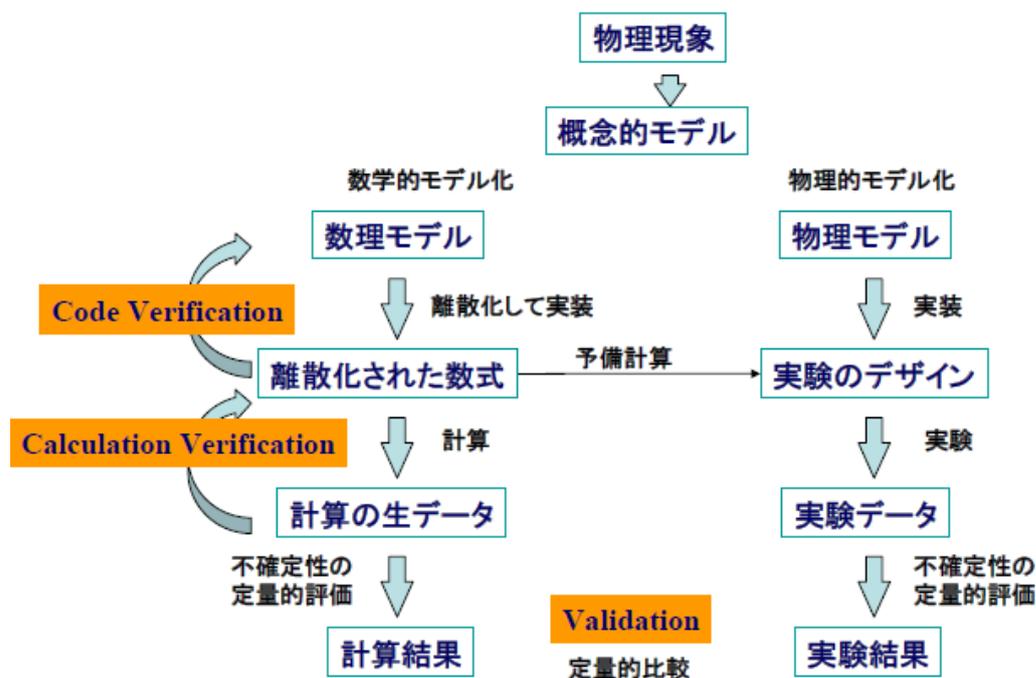
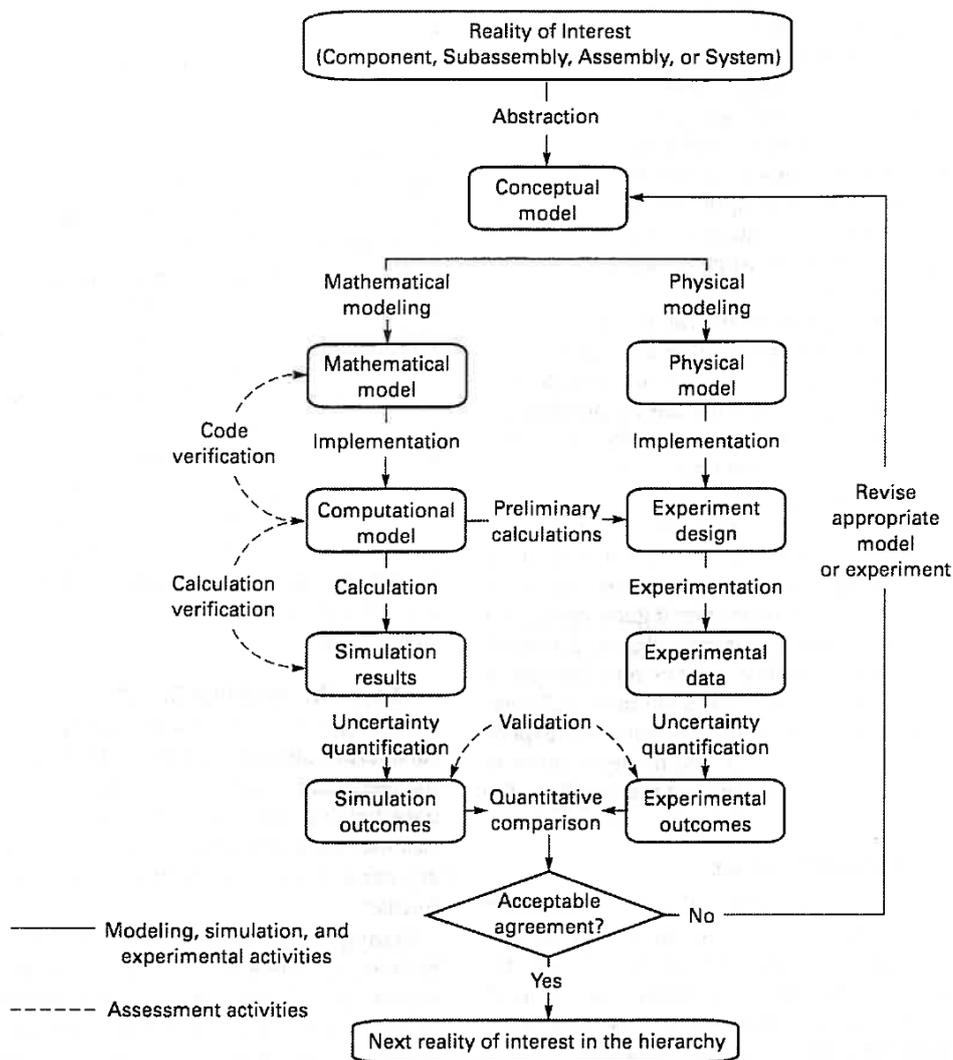


図 3.20 ASME V&V-10 ガイドを意識した解析コードの開発



V&V Activities and products

図 3.21 ASME V&V 10-2006 Guide for Verification and Validation in Computational Solid Mechanics

3.4.1. 積分精度(自由落下時の挙動)

陽解法による解析評価では、解析時間刻みによって解析精度が変化するため、解析時間刻みをパラメータにして、0.1m 高さからの自由落下の解析を行い、上下方向の反発係数精度を考察した。

衝突荷重は、力学的に等価となる衝突ばねによる荷重と衝突減衰による荷重の和で与えるモデル化を行っている。衝突振動系と衝突現象により再現される反発係数の関係は、次式で与えられる。

$$e = \exp\left(\frac{-\pi\zeta}{\sqrt{1-\zeta^2}}\right) \tag{13}$$

ここで、 $c = 2\zeta\sqrt{mk}$

- c : 球面座減衰(上下方向特性値)
- k : 球面座剛性(上下方向特性値)
- m : 衝突質量
- e : 反発係数

解析ケースを表 3.2 に, 解析結果の時刻歴応答を図 3.22 に, 解析時間刻みと反発係数の関係を図 3.23 に示す. また, 表 3.3 に上下方向反発係数として示した理論値と解析値の比較結果を示す. なお, 鉛直方向の反発時エネルギー損失には, 重力も寄与するため, 重力による影響を補正した反発係数にて比較した.

解析時間刻みを細かくすることにより, 反発係数理論値に収束する. 衝突部固有値の 1000 倍程度の解析時間刻みを設定することで, 衝突現象を理論解に対して±1%以内の誤差で評価することが可能である.

表 3.2 解析ケース

	質量 m [kg]	球面座剛性 k [N/m]	球面座減衰 c [Ns/m]	上下方向反発 係数 e	時間刻み [s]
解析ケース 1					
解析ケース 2					
解析ケース 3					
解析ケース 4					
解析ケース 5					
解析ケース 6					
解析ケース 7					

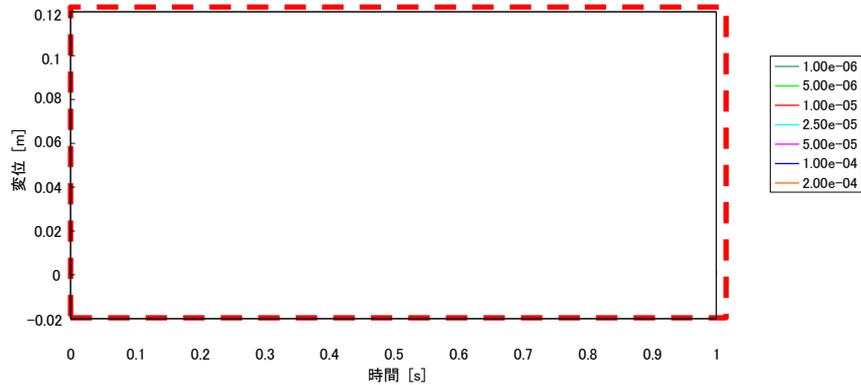


図 3.22 上下方向の時刻歴応答

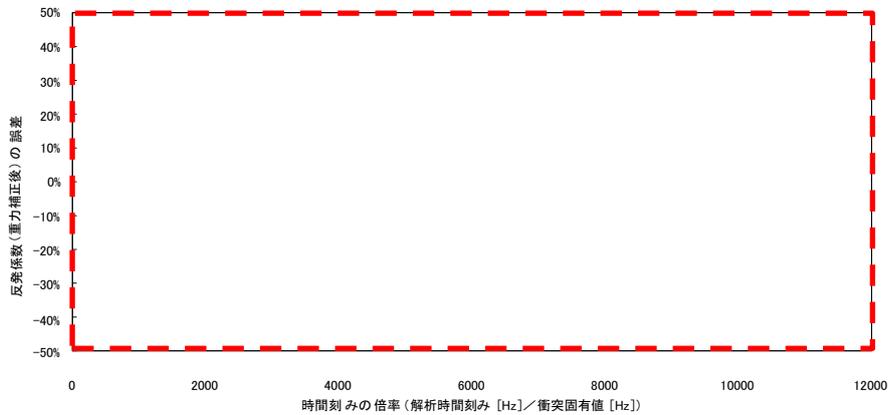


図 3.23 解析時間刻みと反発係数の関係

表 3.3 理論値と解析値の比較

	時間刻み [s]	跳び上がり量 [m]	反発係数	補正反発係数 ^{※1}	比率 ^{※2}
解析ケース 1					-0.1%
解析ケース 2					0.2%
解析ケース 3					0.6%
解析ケース 4					1.7%
解析ケース 5					4.6%
解析ケース 6					9.4%
解析ケース 7					18.4%

※1 初回衝突後の跳び上がり高さを比較し、衝突時の重力がなす仕事分を補正した

※2 比率は、表に示した理論反発係数(0.573)と補正反発係数の差

3.4.2. 跳び上がり現象

衝突後の炉心構成要素初速に対する跳び上がり高さや加速度について、気中／水中それぞれの雰囲気
気中にて、適切に評価できるか検討した。

表 3.4 に示す諸元の炉心構成要素を、炉心支持板(面外変形しない)に自由落下させた場合の跳び上
がり高さを理論値と比較した。解析結果を図 3.24 に示す。

解析時間刻みは 1×10^{-5} 秒としており、衝突固有値の 1000 倍程度とした。衝突後の跳び上がり高さ、加
速度、滞空時間について理論値と解析値を比較した結果を表 3.5 に示す。解析値は理論値と一致してお
り、本解析評価手法により跳び上がり現象がほぼ誤差なく評価できることが分かる。

表 3.4 解析ケース

	質量 m [kg]	水中質量 [kg]	球面座剛性 K [N/m]	球面座減衰 C [N・s/m]	上下方向の反発係数 e
解析ケース 1					
解析ケース 2					

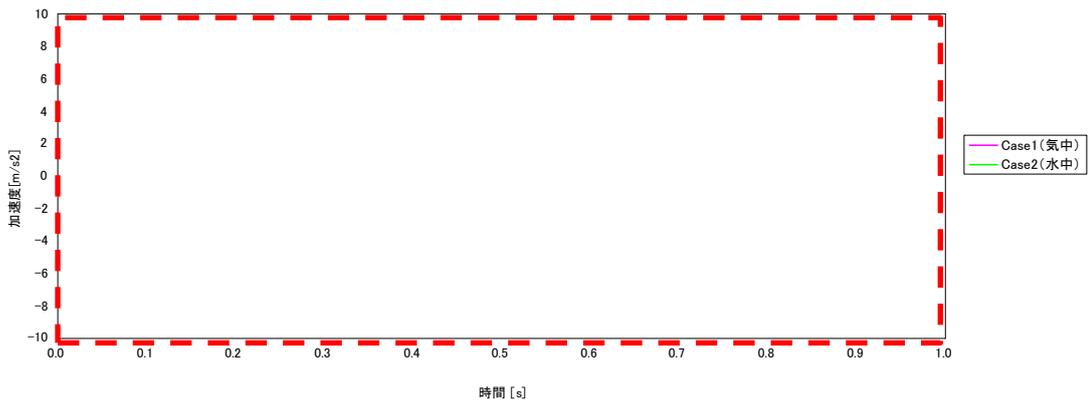
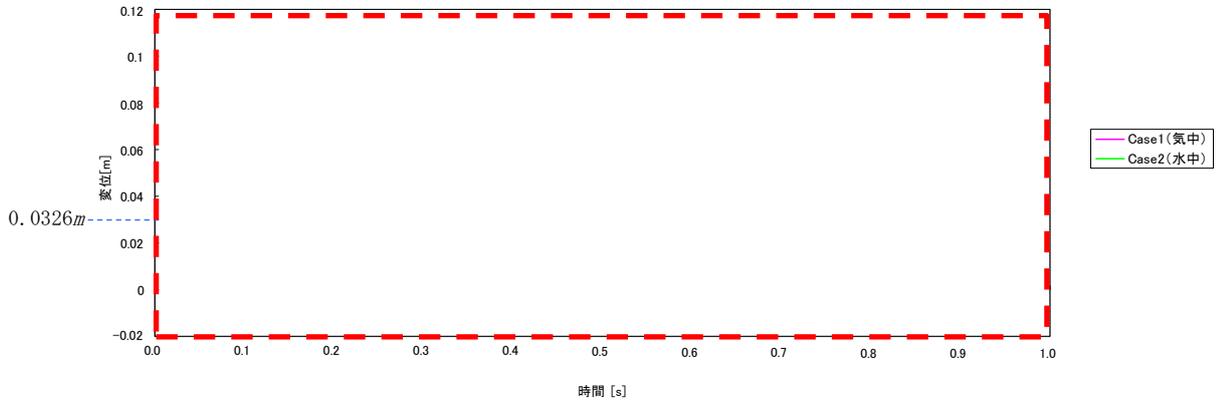


図 3.24 自由落下時応答

表 3.5 理論値と解析値の比較

		理論値	解析値	比率
Case 1	跳び上がり高さ			1.00
	加速度			1.00
	滞空時間			1.00
Case 2	跳び上がり高さ			1.00
	加速度			1.00
	滞空時間			1.00

3.4.3. 摩擦現象

中央要素(1番)の炉心構成要素に上向き初期変位を与え、空中に浮遊した状態にした。この炉心構成要素に対して、衝突パッドへの押し付け荷重に応じた摩擦力を発生させた場合に、静止状態、すべり状態の再現精度を検討した。

検討モデルを図 3.25 に、設定パラメータを表 3.6 に示す。

1番要素を0.05m高さに設定し、両隣の4番要素と7番要素を、1番要素側に寄せて固定し、所定の摩擦力を上部パッドにのみ与えた(中間パッド荷重はなし)。

1番要素共通パラメータを以下に示す。

- ・ 質量 M : 650.0kg
- ・ 雰囲気: 気中
- ・ 上部パッド摩擦係数 μ : 0.1
- ・ 上部パッド剛性 K_{cpu} : $1.94 \times 10^9 \text{N/m}$
- ・ 上部パッド間隙 δ : 0.0005m

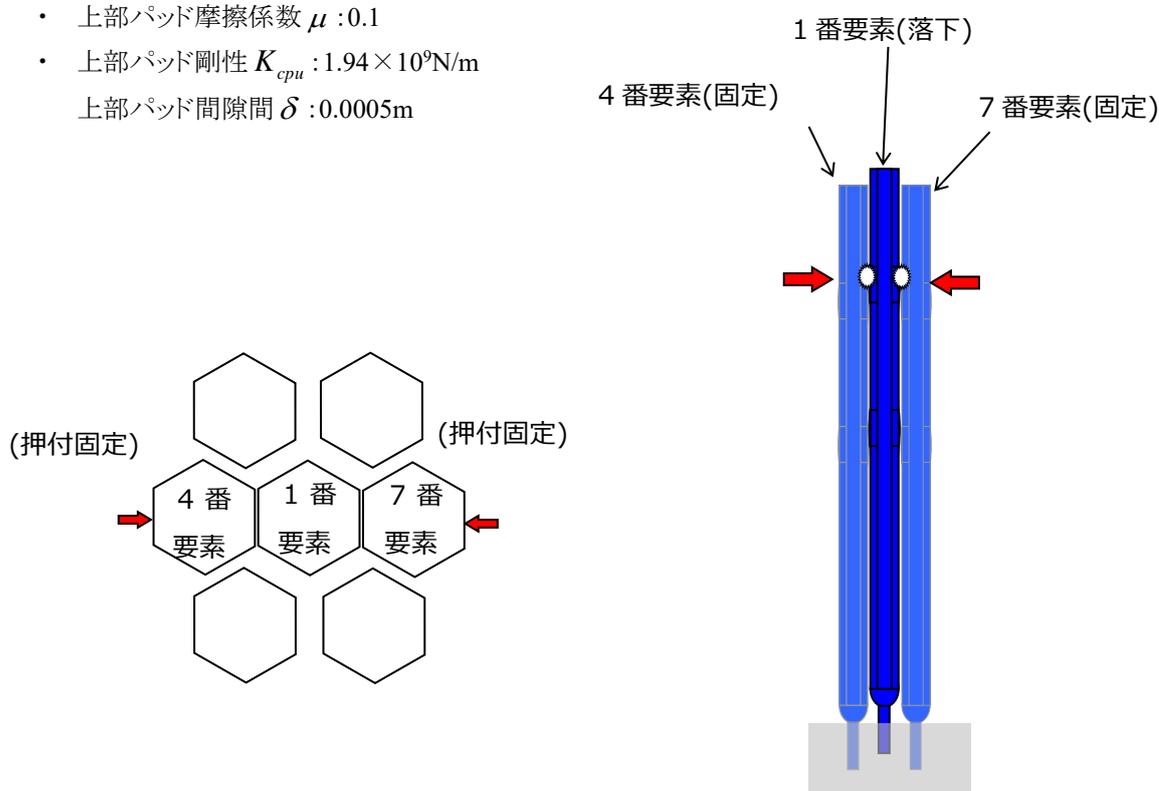


図 3.25 摩擦現象検討モデル

表 3.6 設定パラメータ

	Case1	Case2
時間刻み[s]*1		
初期変位[m]*2		

*1 衝突固有値の 1000 倍程度

*2 初期変位は、4番要素と7番要素の1番要素側への移動量である。

摩擦現象の再現解析結果を図 3.26 に示す。押し付け力が小さい Case1 ではすべりが生じ、押し付け力が強い Case2 では、すべらずに停止している。

それぞれの Case におけるすべり変位と加速度について、理論解と解析値を比較した結果を表 3.7 に示す。解析値は理論値と一致しており、本解析手法により摩擦現象がほぼ誤差なく評価できることが分かる。

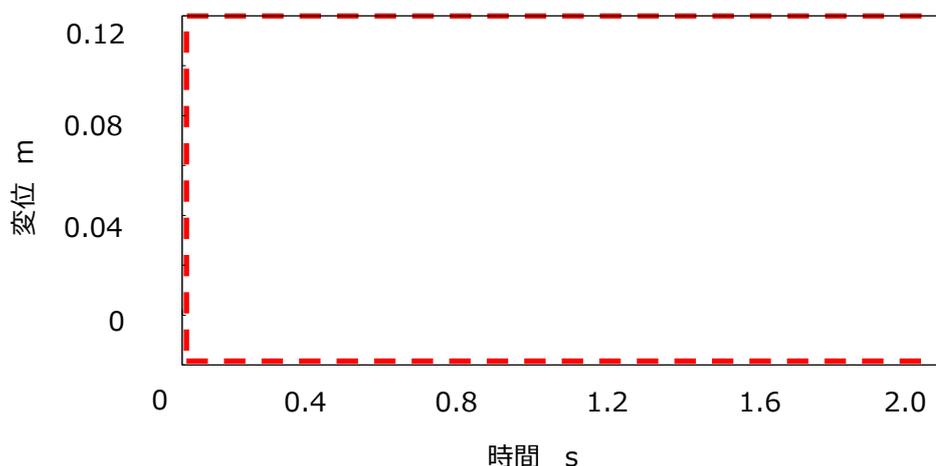


図 3.26 摩擦現象再現解析結果

表 3.7 理論値と解析値の比較

		理論値	解析値	比率
Case1	すべり変位 ^{※1}			1.00
	加速度			1.00
Case2	すべり変位 ^{※1}			-
	すべり加速度 ^{※2}			1.00

※1 0.1s 後の変位相対値

※2 加速度は生じないが、摩擦力から換算したすべり加速度

3.4.4. 流体連成現象

本解析手法で考慮した流体連成モデルの精度を検討する。

群体系の隙間(流路)の流体圧力の連続性を考慮した流路網理論を適用しており、流路網流体力の連成効果の解析結果を、文献^[1]と比較した。図 3.27 に固有振動モード、表 3.8 に固有振動数を比較する。本解析手法にて考慮した流体連成現象のモデル化は、文献に提示されている 2 次元モデル解と同等の結果を算出することが確認された。

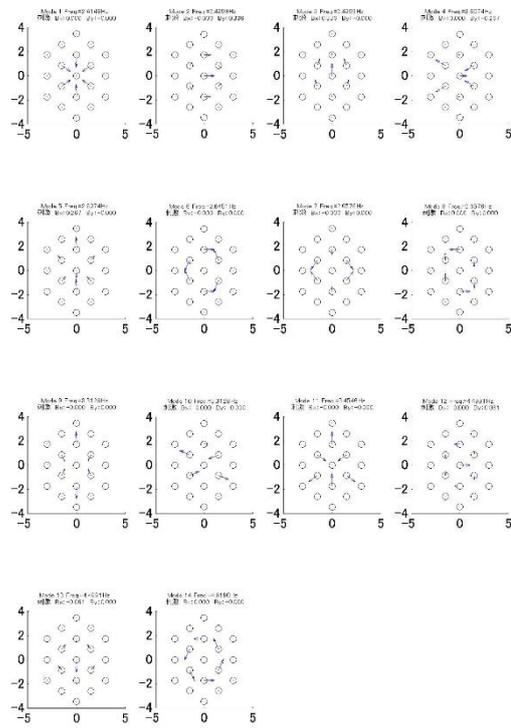
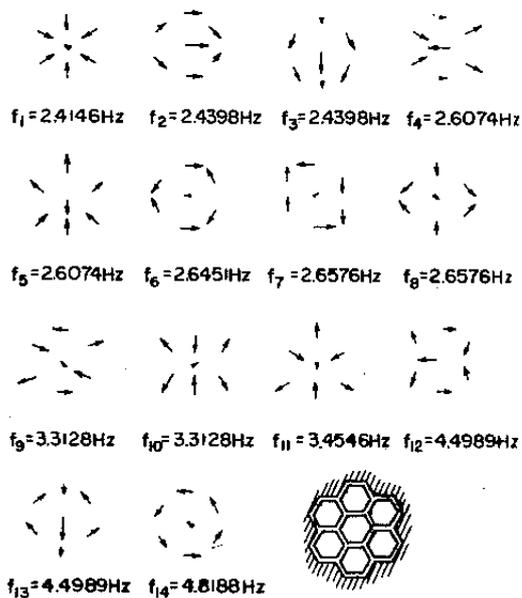


図4.16 7本の正六角形群の固有振動数と振動モード(境界条件I), $\delta/\ell = 7.83 \times 10^{-4}$

(a) 文献^[1]

(b) 本解析手法による解析結果

図 3.27 流路網流体力との連成効果を考慮した固有振動数とモード形状

表 3.8 固有振動数の理論値と解析値の比較

次数	境界条件 I		
	理論値	解析値	比率
1			1.000
2			1.000
3			1.000
4			1.000
5			1.000
6			1.000
7			1.000
8			1.000
9			1.000
10			1.000
11			1.000
12			1.000
13			1.000
14			1.000

4. 群振動試験による REVIAN-3D の妥当性確認 (Validation)

本計算機コード REVIAN-3D は, 3 章に示す一般性のある理論モデルに基づき構築されたオリジナルコードである. 3.4 節に示すように数値モデルとしての精度は十分であることを検証 (Verification) した. 本節では, 炉心構成要素を模擬した試験体による加振試験結果と解析結果の比較により, 解析コードの妥当性確認について説明する. 以下に, 衝突挙動, 水平変位応答, 上下変位応答 (跳び上がり挙動) について検証した結果を示す. なお, 検証結果の一部については参考文献に示す複数の論文にて公開している.

4.1. 群振動試験計画

表 4.1 に群振動挙動に影響を及ぼす主要な因子, 解析評価に必要なパラメータ, 及びパラメータを取得するために必要な試験体系をまとめる. 試験体系の検討に当たっては, 影響を確実に捉えるためには, 可能な限り実機体系・実機規模に近いものが好ましい. 加振装置の制約もあるが, 今回は群振動解析手法の妥当性確認が可能な体系を最優先に選定した. 表 4.2 に試験体系の概略, 表 4.3 に試験体の主要寸法を示す. 炉心構成要素同士の衝突データを取得するためには群体系の試験が必要, 列を構成する多数の炉心構成要素を実現するためには列体系の試験が必要, 可能な限り多数の試験体での水平変位や跳び上がり現象を把握するための多数体系試験が必要とそれぞれ判断した.

これらの群振動試験とは別に, 衝突現象を評価するためには, 衝突部モデルの落下試験等を実施し, 反発係数及び摩擦係数を取得する.

図 4.1 に解析評価手法の整備と群振動試験計画を示す. 試験, 解析コードの検証は, 単純な体系から複雑な体系に, 段階的に妥当性を確認して進めた.

4.2. 試験体系

上下変位応答の検証には実寸大試験装置, 衝突挙動の検証には縮尺 32 体・18 体列体系試験装置および縮尺 37 体群体系試験装置, 水平変位応答の検証には縮尺 32 体・18 体列体系試験装置および縮尺 313 体多数体試験装置を用いている. 各試験装置の概要について以下に示す.

4.2.1. 実寸大試験装置

ナトリウム冷却高速炉実用炉 (JSFR: Japan Sodium-cooled Fast Reactor) の炉心構成要素 (炉心燃料集合体等) の実寸大試験体は, 内部構造物の燃料要素 (Fuel pin) や遮蔽体 (Shield) の質量分布を模擬して, 炉心構成要素の固有振動数や振動モードに合うように設計した. 架台で支持された試験容器を振動台上に設置し, 試験容器下部に設置した連結管に炉心構成要素を挿入する. 加振中に炉心構成要素の上下差圧を調整できるように試験容器の下部から上部へ水を流すことのできる流動装置を使用した. 試験装置と主な計測点の概要を図 4.2 に示す. また, 燃料集合体を模擬した試験体の概要を図 4.3 に示す.

表 4.1 主要な影響因子と確認に必要な試験体系

	影響因子	解析評価に必要なパラメータ	必要な試験
1	パッド部・エントランスノズルの衝突	反発係数（バネ剛性、減衰定数） 摩擦係数	パッド部の衝突試験 ノズル部の衝突試験 集合体の落下試験
2	パッド部の隙間	パッド部のギャップ	単体試験、列体系試験
3	エントランスノズル部の隙間	エントランスノズル部の隙間	単体試験
4	隣接要素との衝突状況	六角柱に対する加振方向	単体試験、群体系試験
5	水平方向の変位の拘束状況	列数	列体系試験、群体系試験
6	重力、浮力、内部流水による差圧	等価重力加速度	単体試験、群体系試験
7	流体排除質量	流速	単体試験
8	集合体壁面 水平方向の流体力	流体付加質量	単体試験、群体系試験

表 4.2 試験体系

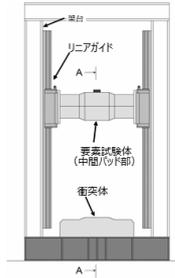
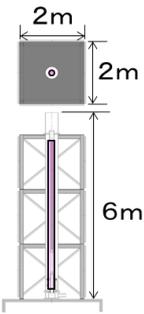
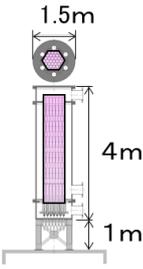
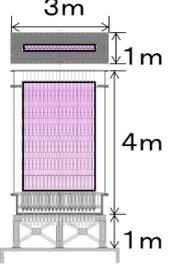
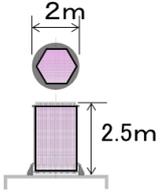
要素試験 各試験体の 衝突部位モデル	実寸単体試験 縮尺 1/1 1 体	群体系試験 縮尺 1/1.5 最大 37 体	列体系試験 縮尺 1/1.5 最大 32 体	多数体系試験 縮尺 1/2.5 最大 313 体
				
<p>各縮尺試験体について、以下の衝突部位のパラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> 上部パッド（ハンドリングヘッド） 中間パッド エントランスノズル 	<ul style="list-style-type: none"> 気中、水中、流水中 試験容器と衝突⇒炉心構成要素同士の衝突データを取得できるように群体系試験が必要 	<ul style="list-style-type: none"> 気中、水中、流水中 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 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 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）

表 4.3 もんじゅ燃料体と各試験体系の試験体主要寸法比較

	もんじゅ 燃料体	実寸試験体 (JSFR)	1/1.5 縮尺 試験体	1/2.5 縮尺 試験体
主要材質	SUS316 鋼 SUS316 相当鋼	SUS304	SUS304	SUS304 (模擬重 量体:炭素鋼)
全長	4.2m	約 4.6m	約 3m	約 1.9m
重量	約 180kg	約 650kg	約 185kg	約 38kg
ラップ管板厚	3mm	5mm	2mm	1.5mm
パッド部 対辺間距離	114.9mm	205mm	136.7mm	82.0mm
燃料体内部 の構造 (流体効果)	ピンバンドル	オリフィス設置によ り上部/下部プレナ ム差圧模擬	同左	中空構造, 重量模 擬(内部の流体効 果は考慮せず)

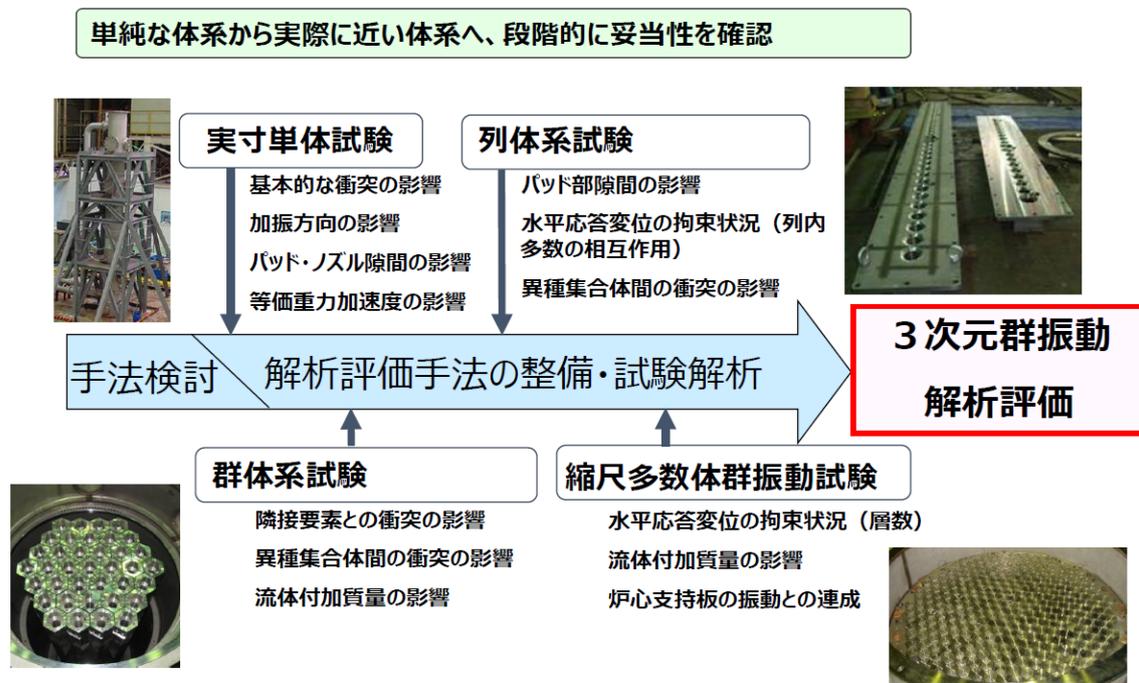


図 4.1 解析評価手法の整備と群振動試験計画

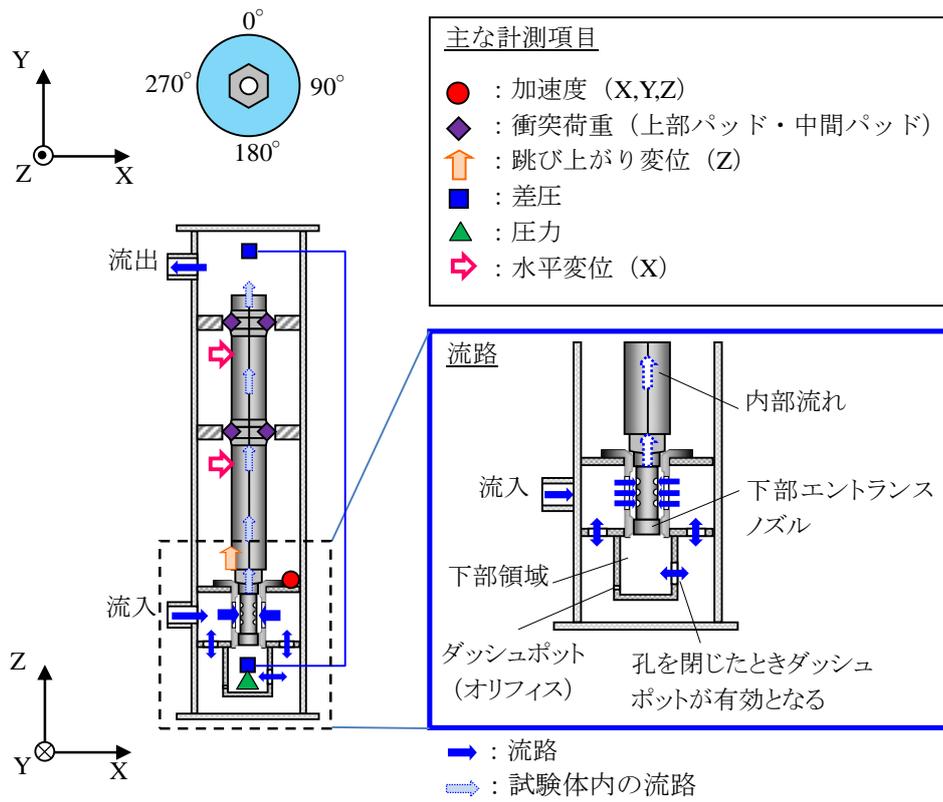


図 4.2 実寸大試験装置

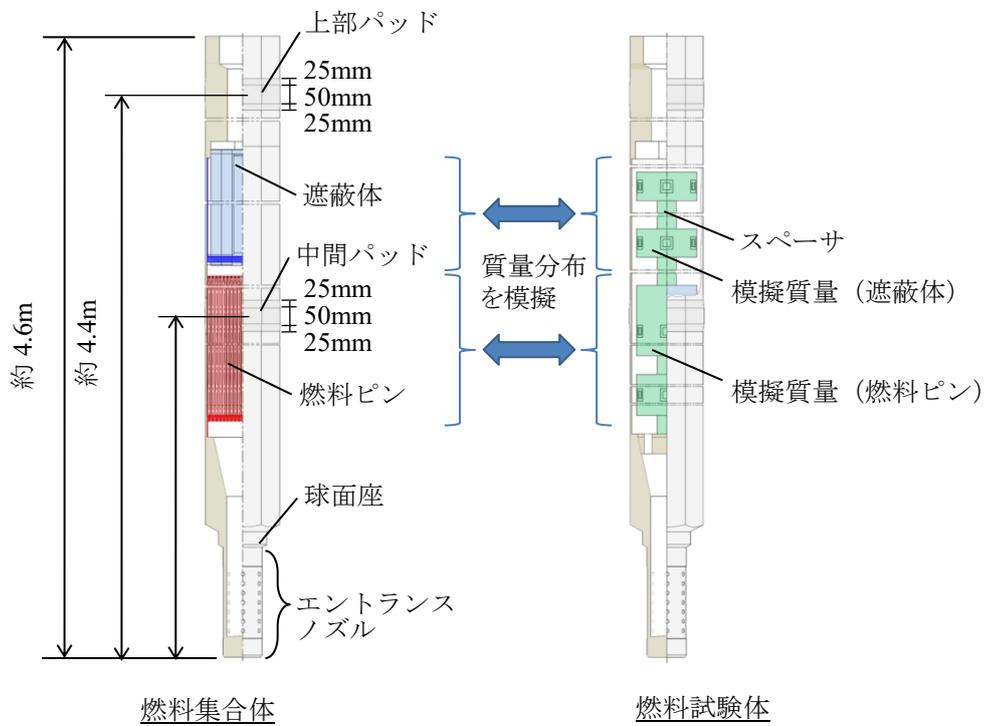


図 4.3 燃料集合体と試験体

4.2.2. 縮尺 37 体群体系試験装置

縮尺 37 体群体系試験では、試験容器下部の炉心支持板に設置された連結管に 37 体の 1/1.5 縮尺試験体を挿入した。試験装置および主な計測点の概要を図 4.4 に示す。重力に対する内部流れによる上向き流体力の影響が実機と同等になる流水中条件(炉心構成要素の上下における圧力差)を調整可能とした。

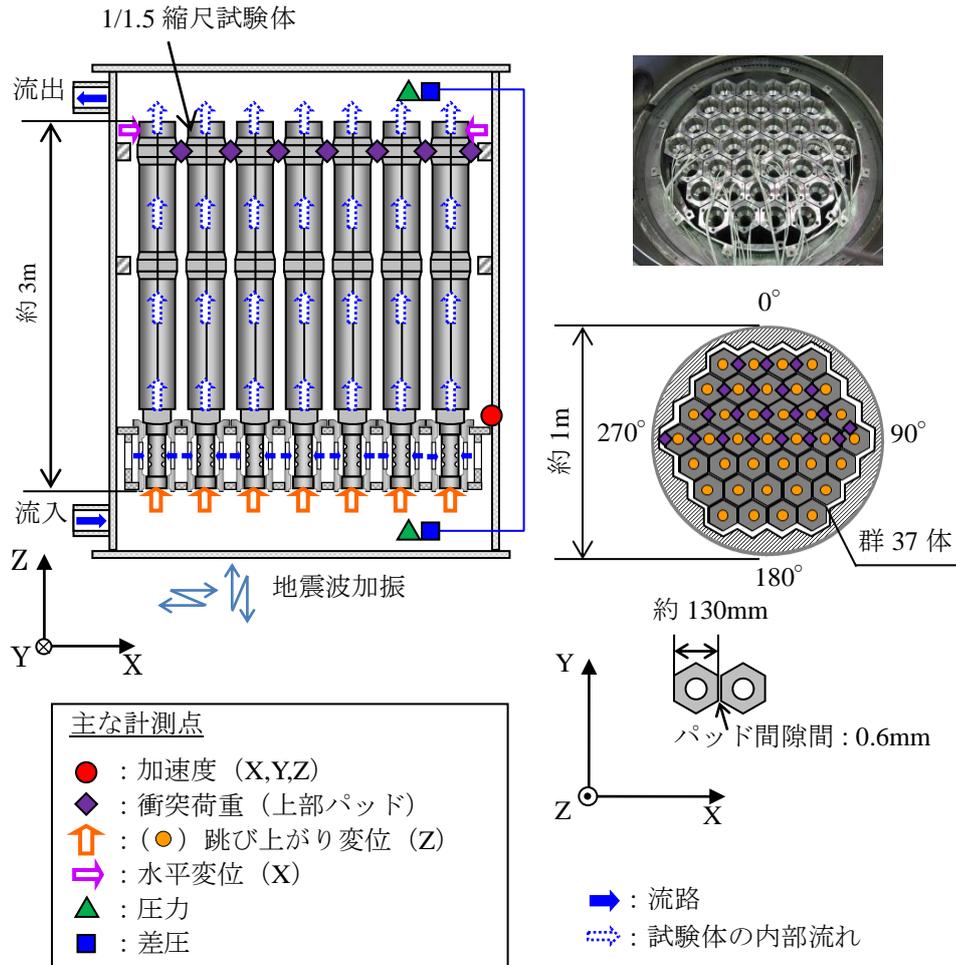


図 4.4 群体系試験体と計測点

4.2.3. 縮尺 32 体・18 体列体系試験装置

縮尺 32 体列体系試験では、試験容器下部の支持板に設置された連結管に 32 体の 1/1.5 縮尺試験体を挿入した。試験装置および主な計測点の概要を図 4.5 に示す。多数体の列体系における水平挙動を確認するための試験であり、気中条件を対象とした。

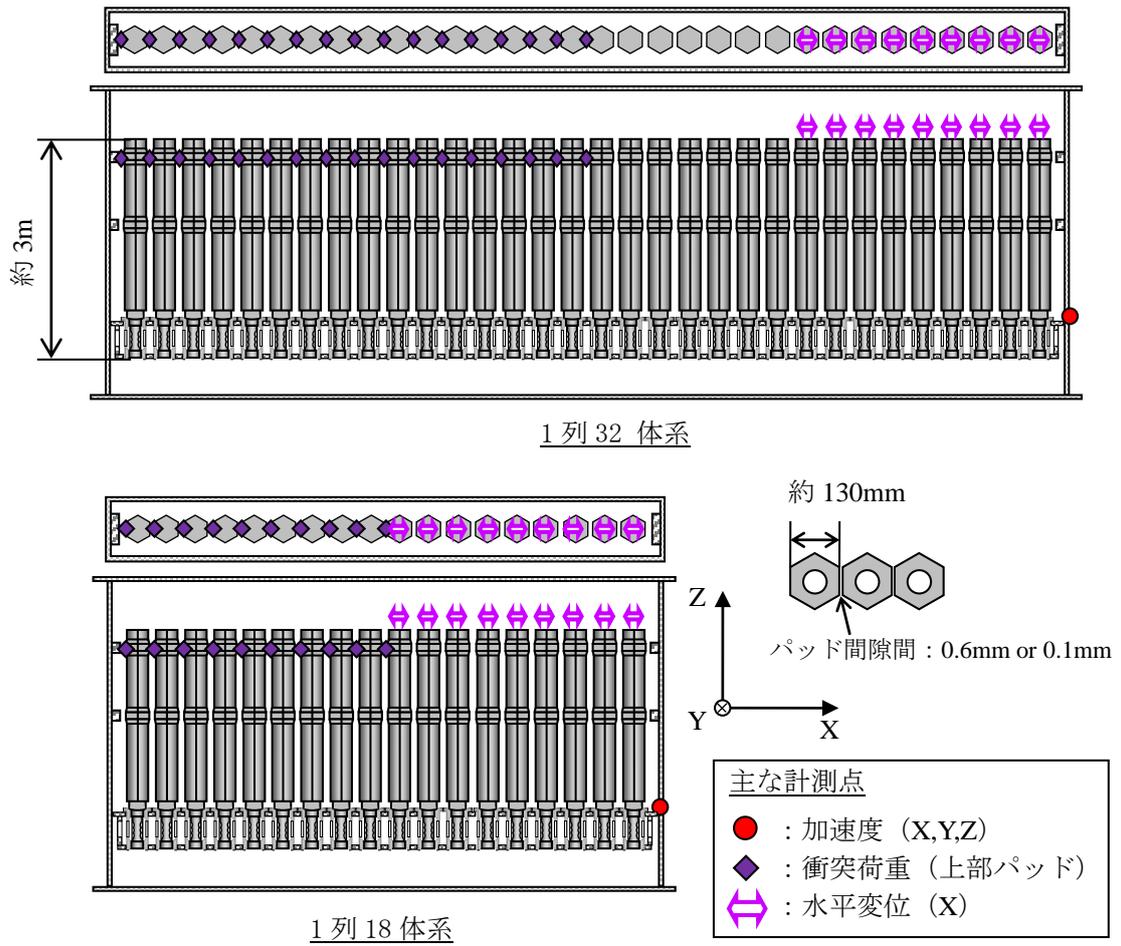


図 4.5 32 体列体系試験体と計測点

4.2.4. 縮尺 313 体多数体系試験装置

313 体多数体系試験は、最長列 19 体で、周囲の炉心構成要素との干渉が生じる群体系である。炉心構成要素の試験体は縮尺比 1/2.5 とし、試験容器下部の炉心支持板に設置された連結管に 313 体の 1/2.5 縮尺試験体を挿入した。試験装置および主な計測点の概要を図 4.6 に示す。炉心支持板端の加速度、試験体頂部水平変位を計測した。

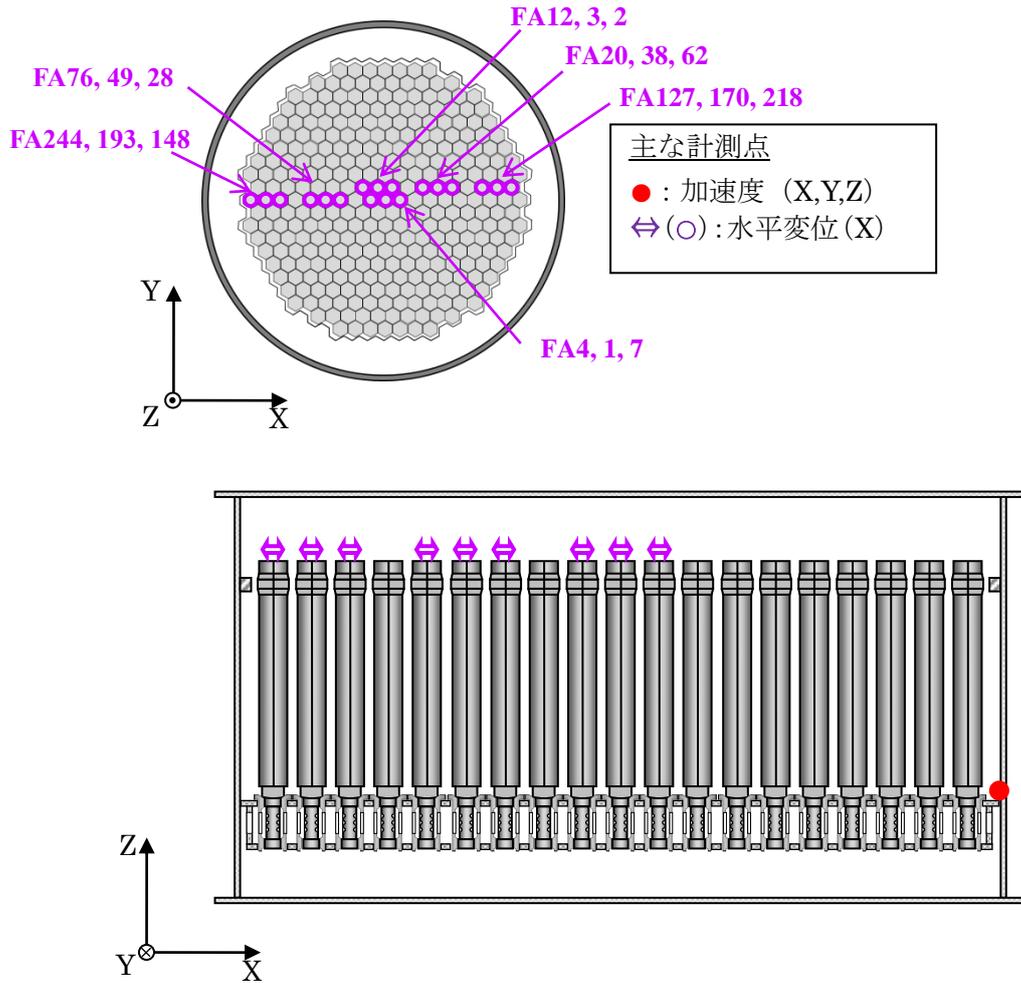


図 4.6 313 体多数体系試験体と計測点

4.3. 入力地震波

地震の際は、地盤の揺れが建物に伝わり、建物の揺れが原子炉容器に伝わり、原子炉容器炉心支持板の揺れが燃料体へ伝わる。このため、建物(原子炉建物・原子炉補助建物)の地震応答解析を行い、建物の基礎版の床応答を求める。この基礎版の床応答を基にして、原子炉容器の地震応答解析を行う。この解析から得られる炉心支持板の地震時の加速度時刻歴波を用いて炉心の群振動解析を実施した。

群振動試験の入力に用いた地震動は、実証炉 JSFR 開発用の地震動に対する建物基礎版の応答時刻歴波を基に、原子炉容器の地震応答解析を実施。原子炉容器の地震応答解析は、①水平方向:内部コンクリートと原子炉容器とを連成させた多質点はりモデル、②鉛直方向:炉容器内のナトリウムとの流体連成を考慮した2次元軸対象モデルを用いた。それぞれのモデルに、原子炉建物基礎版(水平方向モデル)、または内部コンクリートペDESTAL(鉛直方向)から建物の地震応答解析で求めた応答時刻歴波を入力し原子炉容器の応答解析を実施した。

この結果得られた、炉心支持板の水平方向、鉛直方向の地震動を用い、炉心の群振動解析を実施した。正弦波加振試験は、それぞれの卓越周波数を用いて実施した。入力波の大きさは、装置容量及び有意な応答量が得られるように適宜調整(係数倍)した(図4.7)。

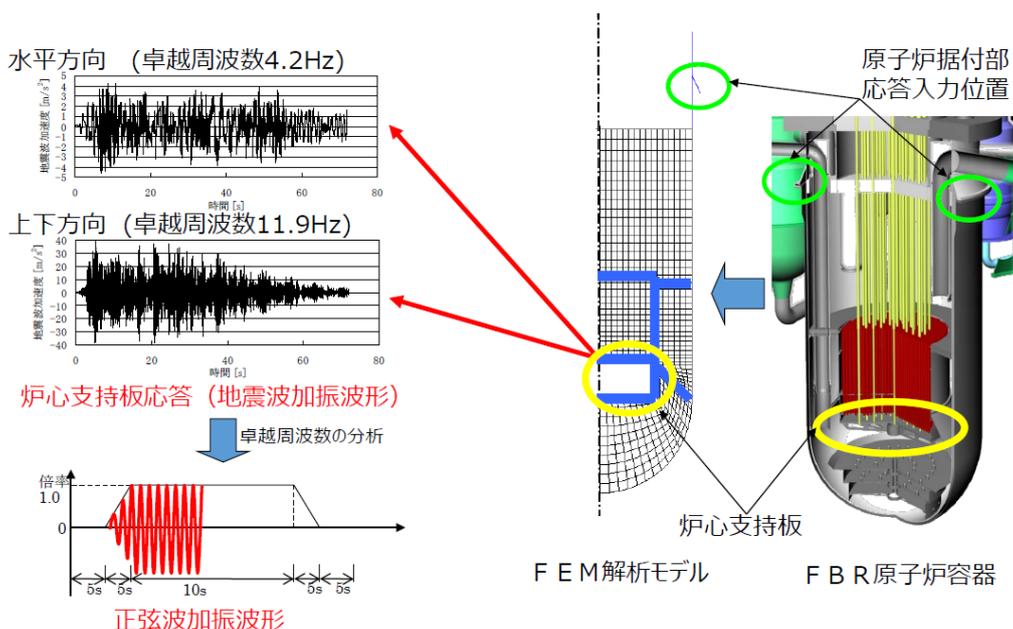


図 4.7 群振動試験の入力地震動

4.4. 衝突挙動の検証

衝突挙動は、縮尺 32 体・18 体列体系と縮尺 37 体群体系の試験装置を用いて検証を行った。

4.4.1. 縮尺 37 体群体系

縮尺 37 体群体系の気中と水中の水平加振において、試験と解析を比較することで、群体系の解析における衝突挙動の妥当性を検証した。加振波は正弦波と地震波にて実施した。試験条件を表 4.4 に示し、上部パッドの衝突荷重の計測位置とその付番を図 4.8 に示す。また、試験で用いた地震波加速度と床応答スペクトルを図 4.9 に示す。

全計測点における最大衝突荷重を試験条件毎に図 4.10 にまとめて示す。気中と水中の雰囲気の違いや、加振波の違いに関わらず、衝突荷重は試験に対して解析が保守側となることがわかる。

また、各計測点に生じた最大衝突荷重を図 4.11 に示す。各試験ケースにおいて試験と解析の衝突箇所に対する衝突荷重の傾向は概ね一致しているが、解析の方が試験より衝突荷重は大きい。解析の衝突荷重が試験より大きい傾向である原因として、下記が挙げられる。

- ・ 試験では試験体が衝突することで軸廻りの回転が生じて衝突荷重が低減し得るが、解析では軸廻りの回転を無視している。
- ・ 解析では図 4.12 (a)のように衝突荷重が生じるが、試験では試験体の初期曲がりや据付状態などによって加振方向以外の応答成分が生じ、図 4.12 (b)のようにコアフォーマに斜めに当たって衝突荷重が分散する可能性がある。
- ・ 水中条件において、試験では流体付加減衰が生じるが、解析では無視している。

いずれも解析の衝突荷重を保守側に評価することとなるため、群体系の解析手法としては妥当である。

表 4.4 縮尺 37 体群体系 試験条件(衝突挙動の検証)

試験ケース	雰囲気	加振条件	
		方向	加振波
G-h-1	気中	X	正弦波: 3.9m/s ² , 5.1Hz
G-h-2	水中		
G-s-1	気中		地震波(図 4.9)
G-s-2	水中		

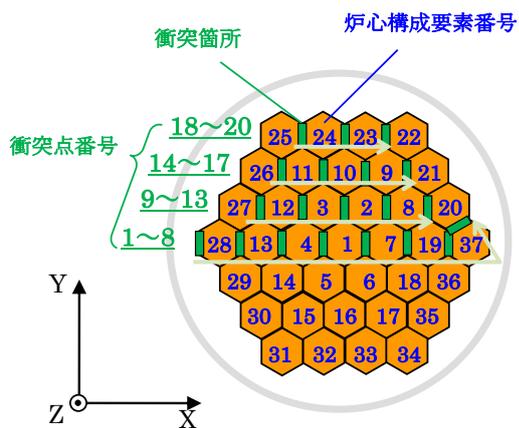


図 4.8 衝突荷重の計測点番号(群体系)

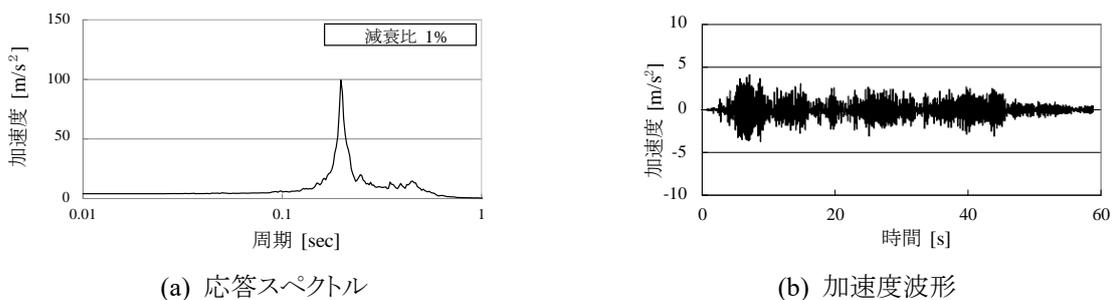


図 4.9 地震波加速度と応答スペクトル(減衰 1%)

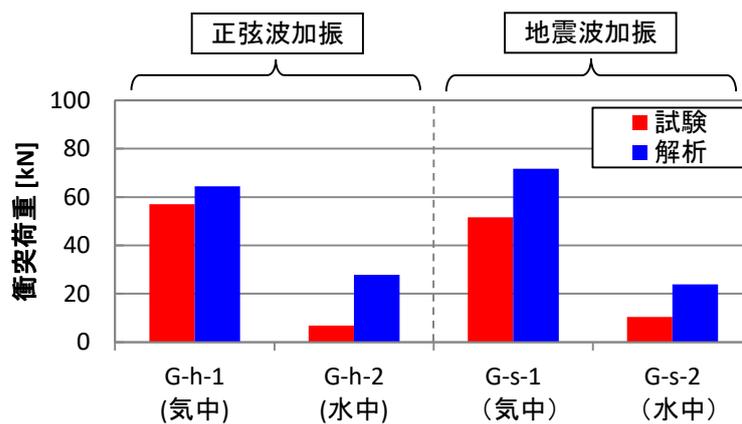
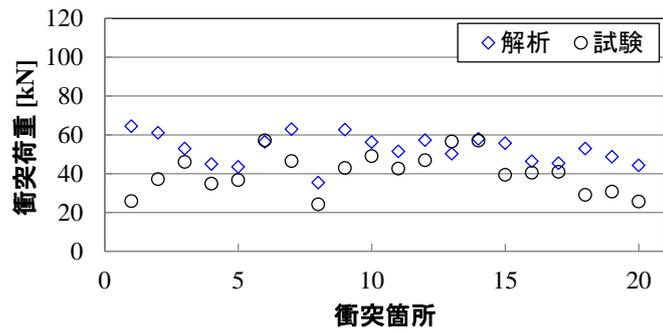
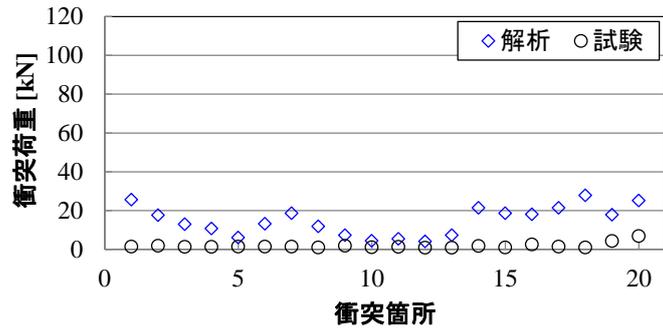


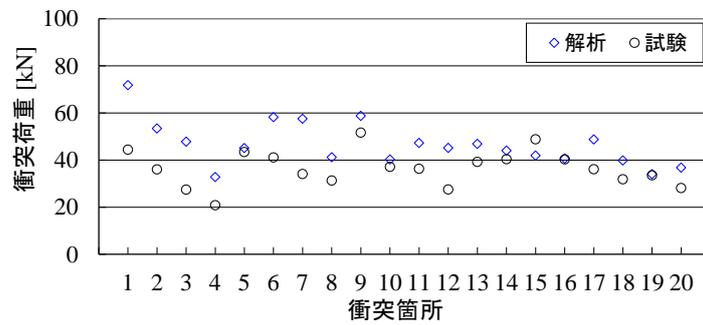
図 4.10 最大衝突荷重まとめ(縮尺 37 体群体系)



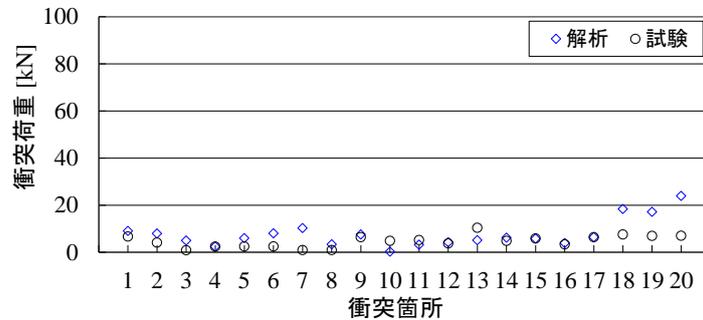
(a) 気中 (G-h-1: 水平単独正弦波加振 X 方向 3.9m/s^2 5.1Hz)



(b) 水中 (G-h-2: 水平単独正弦波加振 X 方向 3.9m/s^2 5.1Hz)

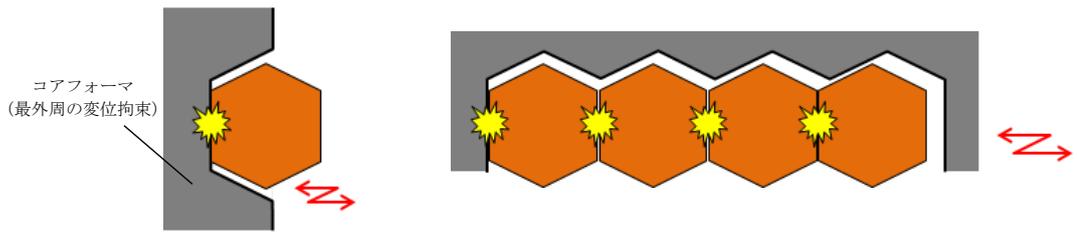


(c) 気中 (G-s-1: 水平単独地震波加振 X 方向)

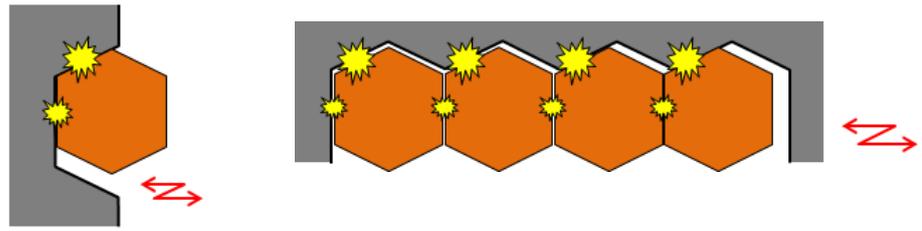


(d) 水中 (G-s-2: 水平単独地震波加振 X 方向)

図 4.11 群体系における衝突荷重



(a) 加振方向のみの振動による衝突



(b) 斜め当たりの衝突

図 4.12 最外周試験体のコアフォームとの干渉

4.4.2. 縮尺 32 体・18 体列体系

縮尺 32 体・18 体列体系の気中の正弦波水平加振において、試験と解析を比較することで、多数体列の解析における衝突挙動の妥当性を検証した。試験条件を表 4.5 に示し、上部パッドの衝突荷重の計測位置とその付番を図 4.13 に示す。

全計測点における最大衝突荷重を試験条件毎に図 4.14 にまとめて示す。最大衝突荷重は全試験ケースにおいて試験と解析でよい一致を示しており、列体系試験体数およびパッド間隙間の差異による最大衝突荷重の傾向を解析で適切に評価できていることがわかる。

また、試験ケース毎に各計測点で生じた最大衝突荷重を図 4.15 に示すが、試験と解析において衝突箇所に対する衝突荷重の傾向は概ね一致しており、解析の方が試験より衝突荷重は大きい。解析の衝突荷重が試験より大きい傾向である原因として、下記が挙げられる。

- ・ 試験では試験体が衝突することで軸廻りの回転が生じて衝突荷重が低減し得るが、解析では軸廻りの回転を無視している。
- ・ 多数体列であるため、試験では衝突するタイミングにばらつきを持つ。

いずれも解析の衝突荷重を保守側に評価することとなるため、多数体の列における解析手法としては妥当である。

表 4.5 縮尺 32 体・18 体列体系 試験条件(衝突挙動の検証)

試験ケース	雰囲気	体数	加振波(正弦波)			パッド間隙間
			方向	レベル	振動数	
R-h-1	気中	18 体	X	3.9m/s ²	5.1Hz	0.1
R-h-2	気中	18 体				0.6
R-h-3	気中	32 体				0.6

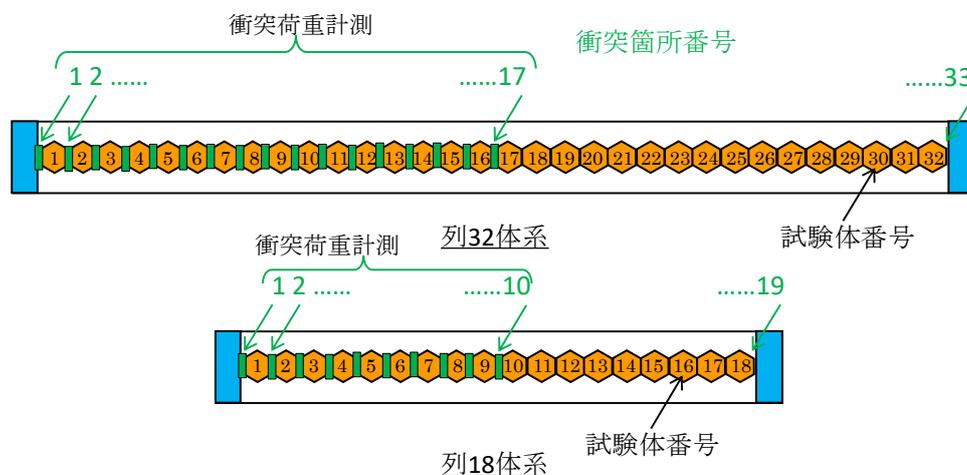


図 4.13 衝突荷重の計測点番号(列体系)

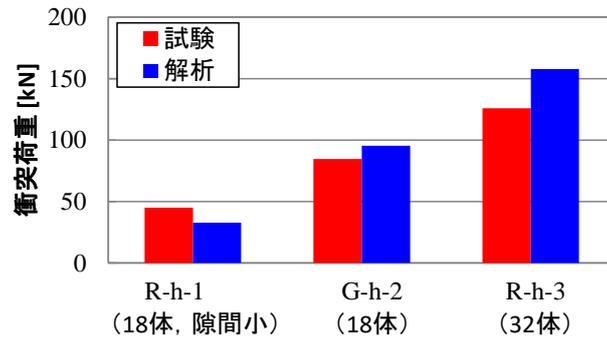
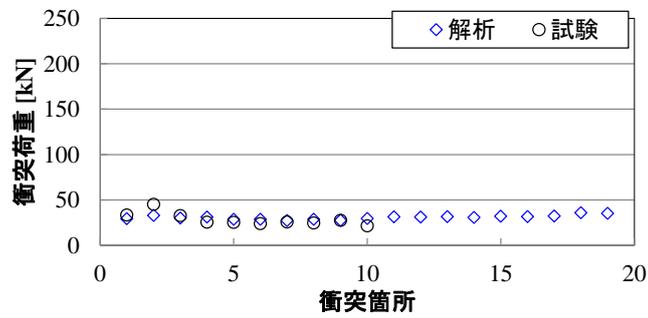
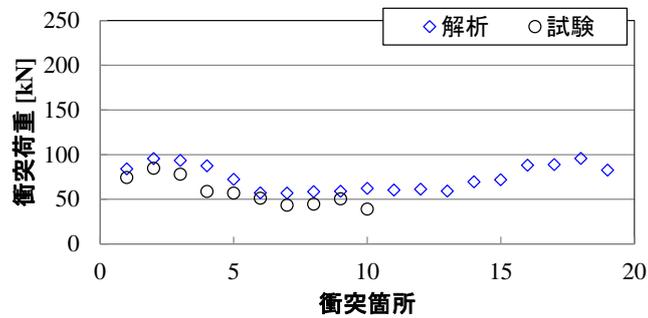


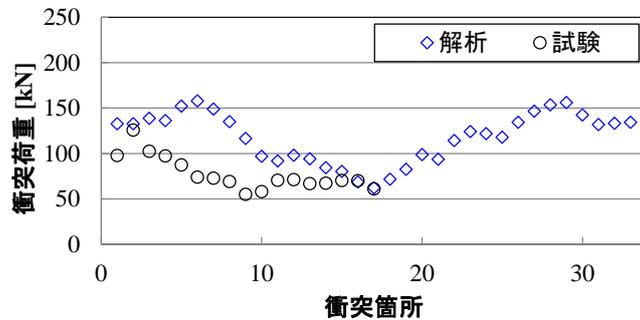
図 4.14 最大衝突荷重まとめ(縮尺 32 体・18 体列体系)



(a) 気中(R-h-1:水平単独正弦波加振 X 方向 3.9m/s^2 5.1Hz 18 体列体系 パッド間隙間 0.1mm)



(b) 気中(R-h-2:水平単独正弦波加振 X 方向 3.9m/s^2 5.1Hz 18 体列体系 パッド間隙間 0.6mm)



(c) 気中(R-h-3:水平単独正弦波加振 X 方向 3.9m/s^2 5.1Hz 32 体列体系 パッド間隙間 0.6mm)

図 4.15 列体系における衝突荷重

4.5. 水平変位応答の検証

水平変位応答について、縮尺 32 体・18 体列体系と縮尺 313 体多数体系の試験装置を用いて検証を行った。

4.5.1. 縮尺 32 体・18 体列体系

縮尺 32 体・18 体列体系の気中の正弦波水平加振において、試験と解析を比較することで、多数体列の解析における水平変位応答の妥当性を検証した。上部パッドの衝突荷重の計測位置とその付番を図 4.16 に示す。

最大水平変位を試験条件毎に図 4.17 にまとめて示す。最大水平変位は全試験ケースにおいて試験と解析でよい一致を示しており、列体系試験体数およびパッド間隙間の差異による最大水平変位の傾向を解析で適切に評価できていることがわかる。

また、試験ケース毎に各計測点で生じた最大水平変位を図 4.18 に示すが、試験と解析において計測位置に対する水平変位の傾向は概ね一致しており、多数体の列における解析手法としては妥当である。

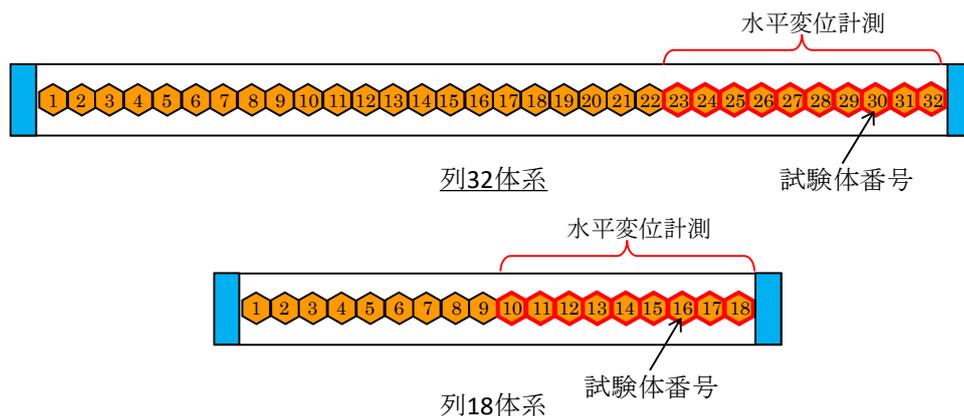


図 4.16 水平変位の計測点番号(列体系)

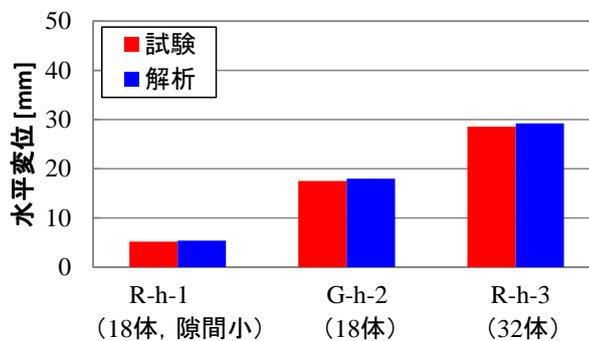
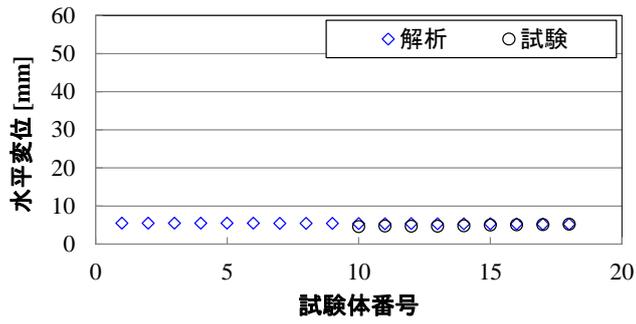
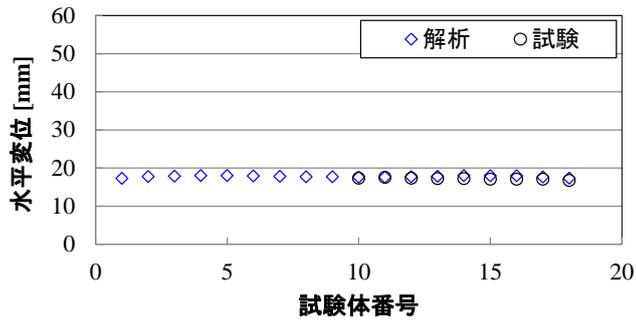


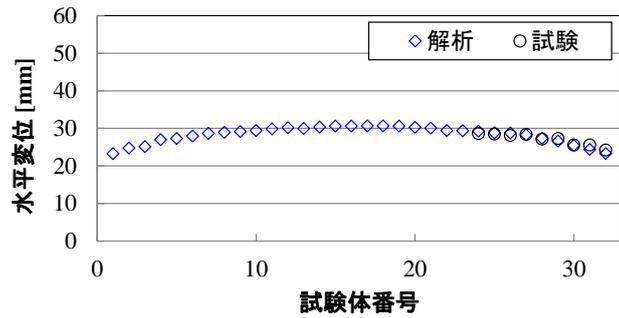
図 4.17 最大水平変位まとめ(縮尺 32 体・18 体列体系)



(a) 気中 (R-h-1: 水平単独正弦波加振 X 方向 3.9m/s^2 5.1Hz 18 体列体系 パッド間隙間 0.1mm)



(b) 気中 (R-h-2: 水平単独正弦波加振 X 方向 3.9m/s^2 5.1Hz 18 体列体系 パッド間隙間 0.6mm)



(c) 気中 (R-h-3: 水平単独正弦波加振 X 方向 3.9m/s^2 5.1Hz 32 体列体系 パッド間隙間 0.6mm)

図 4.18 列体系における水平変位

4.5.2. 縮尺 313 体多数体系

313 体多数体系の水中条件での地震波水平加振において、試験と解析を比較することで解析における水平応答の妥当性を検証した。試験条件を表 4.6 に示す。また、試験で用いた地震波加速度と床応答スペクトルを図 4.19 に示す。

多数体群の外周側の層から試験体 FA244, 193, 148, 中間層から試験体 FA76, 49, 28, 中央側の層から試験体 FA4, 1, 7 における試験と解析の頂部水平変位の時刻歴波形を図 4.20 に示す。多数体群のいずれの層においても、試験と解析の頂部水平変位の傾向が良く一致していることが確認できた。また、水平変位計測点における試験と解析の頂部水平両振幅変位の最大値を図 4.21 に示す。多数体群の中央に近いほど水平両振幅変位は大きく、端になるほど水平両振幅変位は小さくなっており、試験と解析は近い傾向を示している。

以上より、多数体系における水平変位応答が解析で適切に評価できることを確認した。

表 4.6 313 体多数体系試験体 試験条件(水平変位応答の検証)

試験ケース	試験体数	雰囲気	加振条件	
			方向	加振波
M-h-1	313	水中	X	地震波(図 4.19)

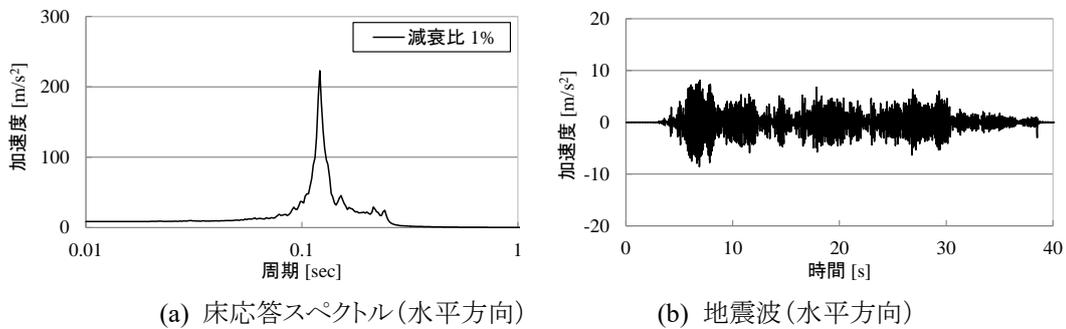
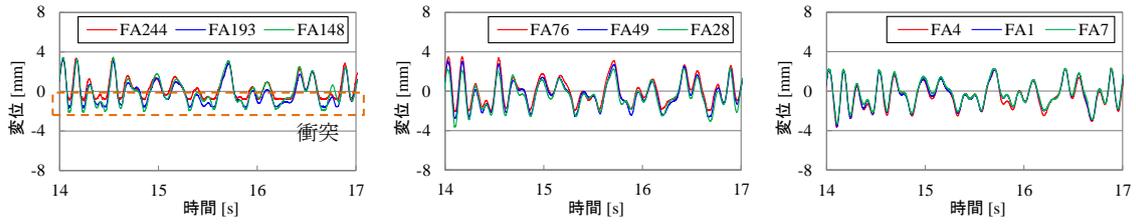
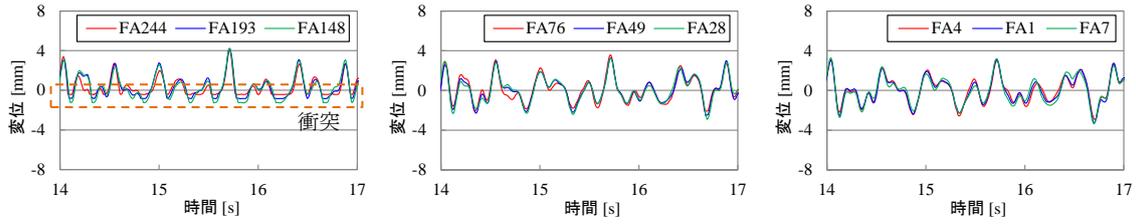


図 4.19 地震波加速度と床応答スペクトル(減衰比 1%)



(a) 試験結果



(b) 解析結果

図 4.20 多数体系試験における試験と解析の頂部水平変位 (M-h-1: 水平単独地震波加振)

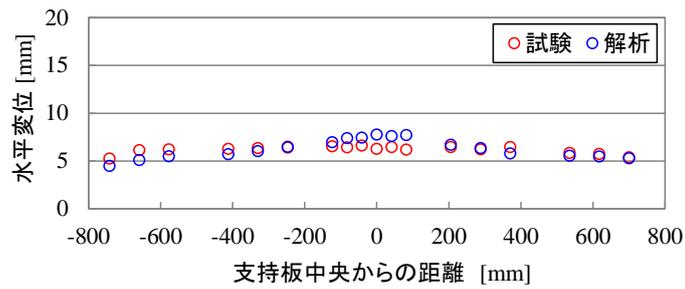


図 4.21 試験と解析の最大水平両振幅変位 (M-h-1: 水平単独地震波加振)

4.6. 上下変位応答(跳び上がり挙動)の検証

上下変位応答について、実寸大単体と縮尺 37 体群体系の試験装置を用いて検証を行った。

4.6.1. 実寸大単体

実寸大単体の正弦波加振において、上下変位応答(跳び上がり挙動)を試験と解析で比較することで、解析の妥当性を検証する。加振試験の試験条件を表 4.7 に示す。U-v-1 と U-v-2 は気中と流水中の雰囲気の違い、U-hv-1 と U-hv-2 は水平応答が及ぼす影響、U-v-3 は長周期波への適用を評価するために実施している。

最大跳び上がり変位を試験条件毎に図 4.22 に示す。最大跳び上がり変位は全試験ケースにおいて試験と解析でよい一致を示しており、気中と流水中の雰囲気の違いと、水平応答による摩擦力の有無および長周期波の有無が、跳び上がり変位に及ぼす影響を解析で適切に評価できていることがわかる。

以下に各試験ケースの時刻歴応答結果について記す。気中および流水中の正弦波上下加振の跳び上がり変位を図 4.23 および図 4.24 に示す。跳び上がりのタイミングによって変位波形は一致しないが、気中で約 20mm、流水中で約 30mm の跳び上がり変位は試験と解析で近い傾向を示した。次に、気中および流水中の正弦波水平+上下加振における跳び上がり変位を図 4.25 および図 4.26 に示す。水平加振が加わることで気中では跳び上がりほとんど生じなくなり、流水中では約 15mm に低減し、跳び上がり変位の波形は試験と解析で近い傾向を示した。これは、上下加振に水平加振が加わることで、炉心構成要素の水平応答で生じるエントランスノズルの摩擦力が跳び上がり変位を抑制したためと考えられる。

次に、上下単独加振において、長周期波を含むケース(U-v-3:14.7m/s² 11.9Hz に 1.48m/s² 1.0Hz を重畳させた上下正弦波加振)の跳び上がり変位を示す。これは、解析が上下の長周期地震動に対応していることを検証するものである。図 4.27 に長周期波を含む U-v-3 の結果を示すが、支持板の変位約 40mm に対して試験体の跳び上がりによる上下絶対変位は約 60mm であり、応答波形からも支持板と試験体の間の相対変位(跳び上がり変位)が支持板の変位に大きく影響を受けていることが確認できる。一方、長周期波がない U-v-2(図 4.24)の応答波形は、支持板と試験体で振幅や周波数成分が大きく異なっている。以上より、長周期波が跳び上がり変位へ及ぼす影響を本解析手法で模擬できており、長周期地震動による大振幅に対応可能である。

表 4.7 実寸大単体 試験条件(跳び上がり挙動の検証)

試験ケース	雰囲気	加振波(正弦波)		
		方向	レベル	振動数
U-v-1	気中	Z	14.7m/s ²	11.9Hz
U-v-2	流水中 (上下差圧 0.3MPa)			
U-hv-1	気中	X+Z	X : 3.9m/s ² Z : 14.7 m/s ²	X : 4.2Hz Z : 11.9Hz
U-hv-2	流水中 (上下差圧 0.3MPa)			
U-v-3	流水中 (上下差圧 0.3MPa)	Z	14.7m/s ² +1.48m/s ²	11.9Hz +1.0Hz

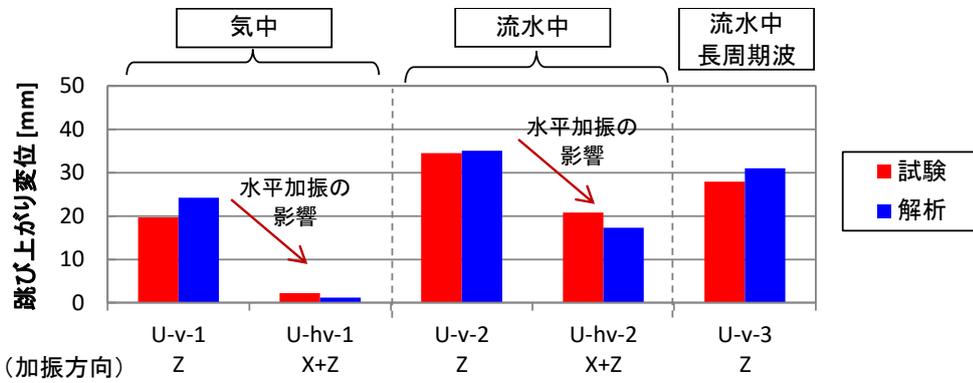


図 4.22 最大跳び上がり変位

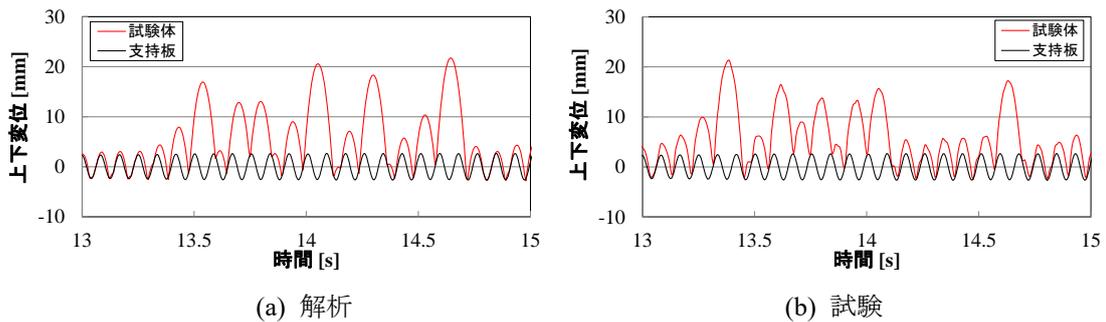
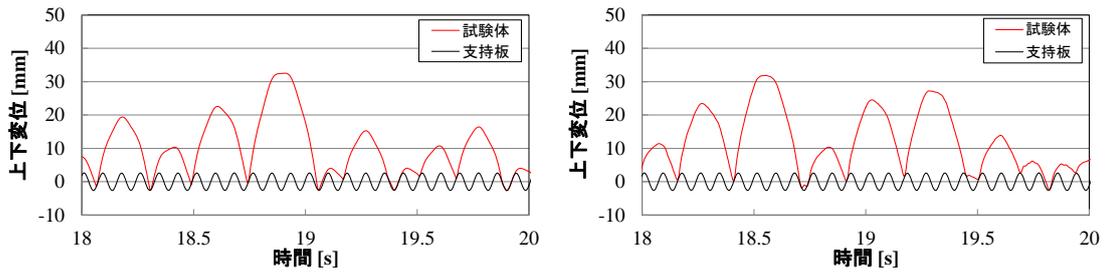


図 4.23 上下加振(U-v-1)における跳び上がり挙動

(気中 正弦波 上下単独加振: 11.9Hz 14.7m/s²)

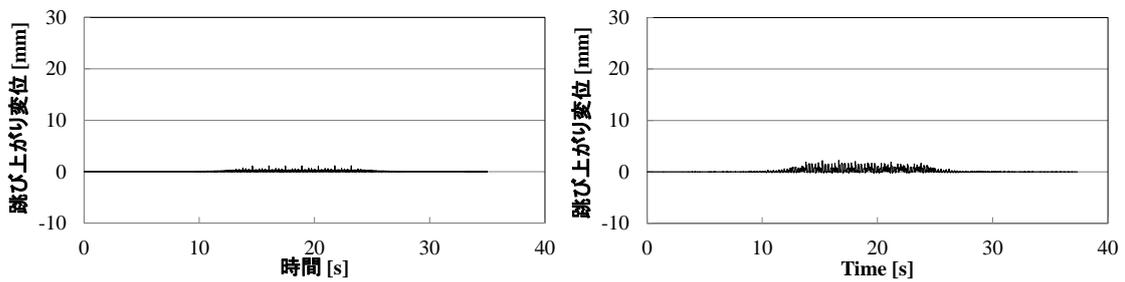


(a) 解析

(b) 試験

図 4.24 上下加振(U-v-2:流水中)における跳び上がり挙動

(流水中 正弦波 上下単独加振:11.9Hz 14.7m/s²)

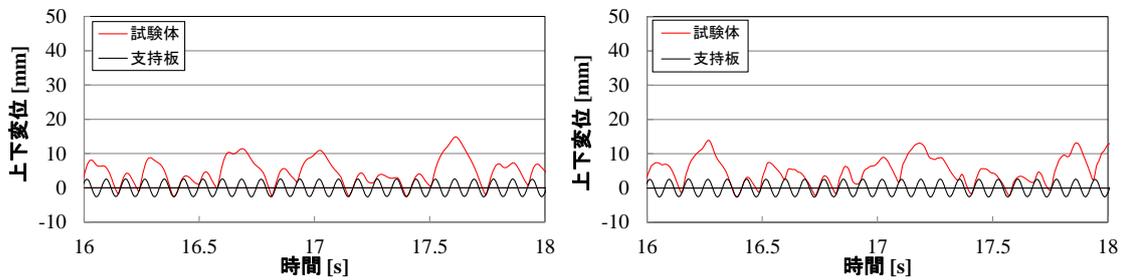


(a) 解析

(b) 試験

図 4.25 水平+上下加振(U-hv-1)における跳び上がり挙動

(気中 正弦波 水平+上下加振:4.2Hz 3.9m/s² + 11.9Hz 14.7m/s²)

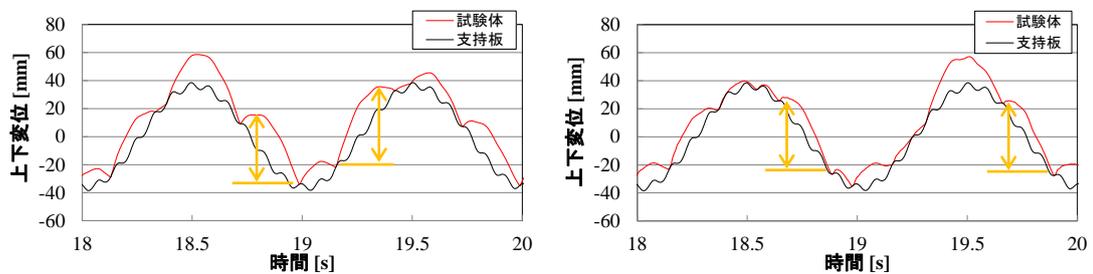


(a) 解析

(b) 試験

図 4.26 水平+上下加振(U-hv-2:流水中)における跳び上がり挙動

(流水中 正弦波 水平+上下加振:4.2Hz 3.9m/s² + 11.9Hz 14.7m/s²)



(a) 解析

(b) 試験

図 4.27 上下変位(U-v-3)

(流水中 正弦波 上下単独加振:11.9Hz 14.7m/s² + 1Hz 1.48 m/s²)

4.6.2. 縮尺 37 体群体系

縮尺 37 体群体系の正弦波加振において、上下変位応答(跳び上がり挙動)を試験と解析で比較することで、解析の妥当性を検証する。加振試験の試験条件を表 4.8 に示す。

全計測点における最大跳び上がり変位を試験条件毎に図 4.28 に示す。なお、各試験ケースにおける最大跳び上がり変位は、各加振(9 回)の最大跳び上がり変位の平均値としている。最大跳び上がり変位は全試験ケースにおいて試験と解析でよい一致を示しており、気中、水中および流水中の雰囲気の違いと、水平応答の有無が、跳び上がり変位に及ぼす影響を解析で適切に評価できていることがわかる。

以下に試験ケース毎に各計測位置の最大跳び上がり変位について示す。気中、水中および流水中の正弦波上下加振の最大跳び上がり変位を図 4.29 に示す。いずれの条件においても跳び上がり変位は試験と解析で近い傾向を示した。群内側になるほど跳び上がり変位は大きくなっており、炉心支持板の上下応答による影響を解析で模擬できていることが確認できる。次に、正弦波水平+上下加振における跳び上がり変位を図 4.30 に示す。上下加振に水平加振が加わることで、水平応答によって生じるエンタランスノズルの摩擦力が跳び上がり変位に及ぼす影響を解析で適切に評価できていることがわかる。

表 4.8 縮尺 37 体群体系 試験条件(跳び上がり挙動の検証)

試験ケース	雰囲気	加振波(正弦波)			加振回数
		方向	レベル	振動数	
G-v-1	気中	Z	10.4m/s ²	14.6Hz	9
G-v-2	水中				9
G-v-3	流水中 (上下差圧 0.2MPa)				9
G-hv-1	気中	X+Z	X : 3.9 m/s ² Z : 14.7m/s ²	X : 5.1 Hz Z : 14.6 Hz	9
G-hv-2	水中				9
G-hv-3	流水中 (上下差圧 0.2MPa)				9

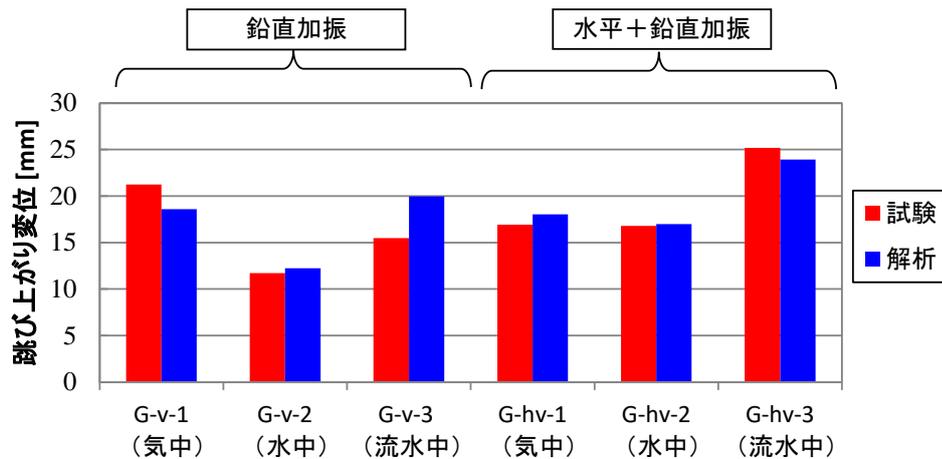
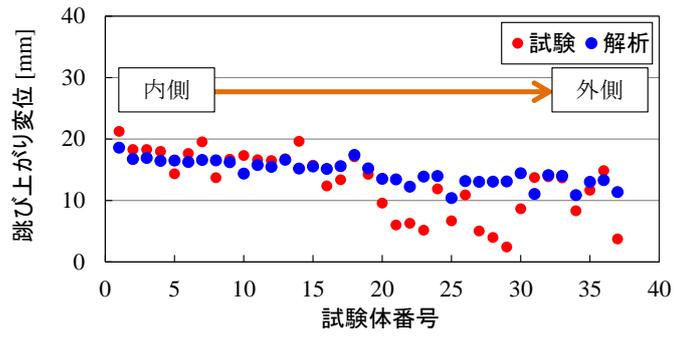
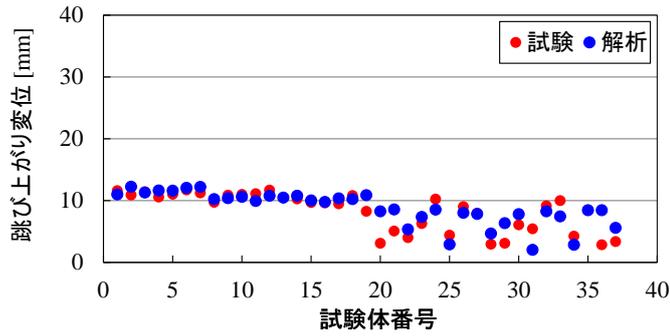


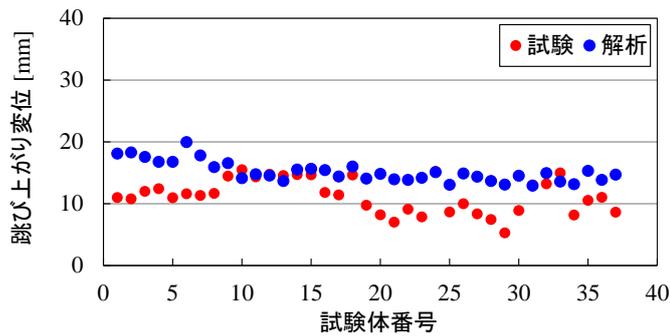
図 4.28 最大跳び上がり変位まとめ(縮尺 37 体群体系)



(a) 気中 (G-v-1)

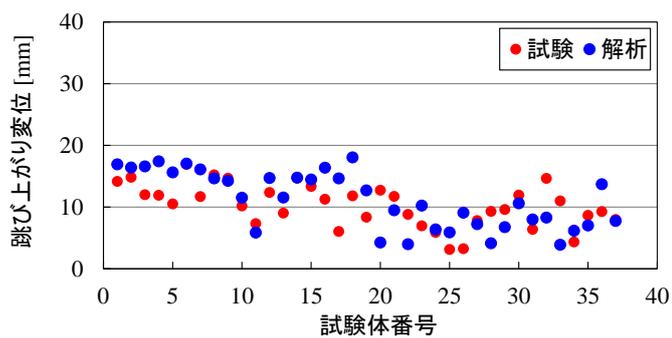


(b) 水中 (G-v-2)

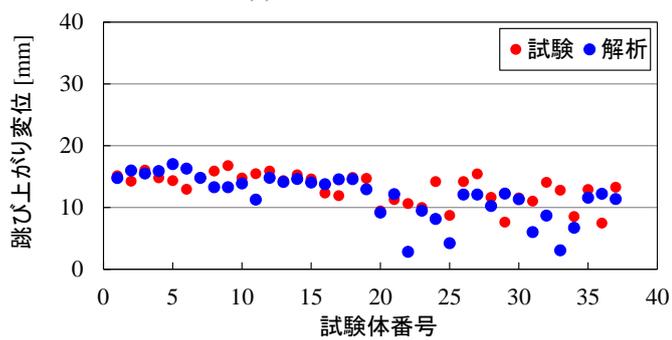


(c) 流水中 (G-v-3)

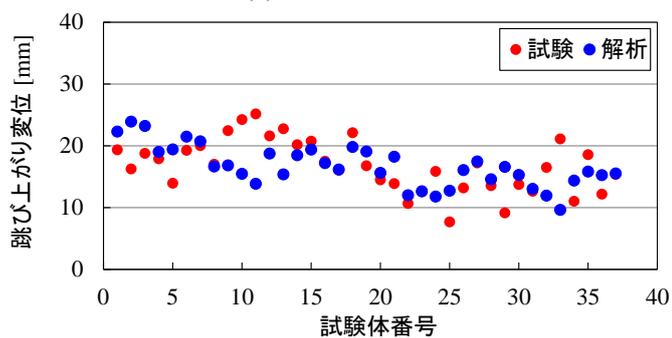
図 4.29 上下加振における跳び上がり挙動
(正弦波 上下単独加振: 14.6Hz 10.4m/s²)



(a) 気中 (G-hv-1)



(b) 水中 (G-hv-2)



(c) 流水中 (G-hv-3)

図 4.30 水平+上下加振における跳び上がり挙動
(正弦波 水平+上下加振: 5.1Hz 3.9m/s²+14.6Hz 14.7m/s²)

4.7. 妥当性確認のまとめ

本計算機コードにおける3次元炉心群振動挙動の解析の妥当性を確認した結果を以下に示す。

- ・ 縮尺37体群体系における気中と水中の正弦波水平加振条件において、試験と解析の衝突荷重は概ね一致しており、パッド部の衝突および流体による影響が解析で再現できていることを確認した。
- ・ 縮尺32体・18体列体系における気中の正弦波水平加振条件において、試験と解析の衝突荷重及び水平変位の傾向は概ね一致しており、体数が長い列体系において水平挙動が解析で再現できていることを確認した。
- ・ 水中の313体多数体系の地震波水平加振において、試験と解析の頂部水平変位の傾向は良く一致しており、多数の群体系においても水平変位応答が適切に評価できていることを確認した。
- ・ 実寸大単体の気中と流水中において、正弦波上下加振と正弦波水平+上下加振を実施し、試験と解析で跳び上がり挙動は近い傾向であることを確認した。気中と流水中の雰囲気の違いと、水平応答による摩擦力の有無が跳び上がり変位に及ぼす影響について、解析で適切に評価できていることを確認した。
- ・ 実寸大単体において、長周期波を重畳させた上下正弦波加振を実施し、長周期波が跳び上がり変位へ及ぼす影響を本解析手法で模擬できていることを確認した。
- ・ 縮尺37体群体系において、正弦波上下加振と正弦波水平+上下加振を実施し、試験と解析で跳び上がり挙動は近い傾向であることを確認した。炉心支持板の上下応答が跳び上がり変位に及ぼす影響について、解析で適切に評価できていることを確認した。

従って、本計算機コードの当該機能は適切なものである。

また、上記に加えて、今回の申請で行う解析の用途、適用範囲が、上述の妥当性確認範囲内にあることを確認している。

以上から、本計算機コードを3次元炉心群振動挙動の解析に使用することは妥当であると判断した。

5. REVIAN-3D の適用性

5.1. REVIAN-3D の解析精度

3次元炉心群振動解析コード REVIAN-3D の開発は、4.1.章に記載した通り以下のステップを踏みながら進めてきた。

- ・群振動挙動への主要な影響因子を特定
- ・その影響を確認できる体系の試験を実施し、試験データを取得
- ・解析コードで、影響因子の効果を確認

具体的には、試験は4つの体系:①単体, ②37体群体系, ③18体及び32体列体系, ④127体及び313体多数体系で試験を実施した。試験で得られた群振動挙動の特徴のうち、代表的事例として

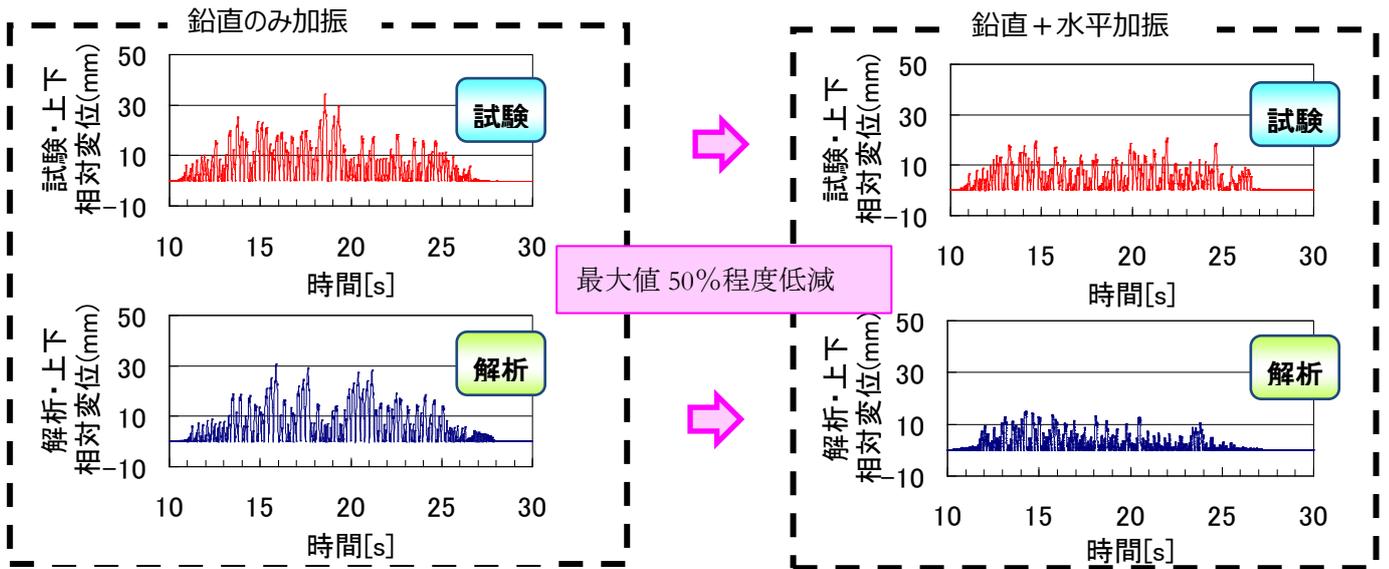
- ① 試験: 垂直加振に水平加振が加わると跳び上がり量が低減する効果(図 5.1)
- ② 試験: 流路網の流体力により衝突荷重が低減する効果(図 5.2)
- ③ 試験: 内部流水により跳び上がり量が増加する効果(図 5.3)
- ④ 試験: 最外周付近で水平方向の衝突荷重が増大する列配置の効果(図 5.4)

等を確認し、主たる影響因子の影響程度を確認した。

解析の跳び上がり量や衝突荷重の計算値と試験結果値の比較は、群振動挙動がばらつきの大きい現象であることを踏まえると、単純に数値の大小関係だけを比較して解析の妥当性を判断することには限界がある。そこで、試験で確認された群振動挙動の特徴を、時刻歴挙動の定性的比較(波形の特徴比較)、解析値の統計量(最大値/RMS 値等)の比較を実施し、それらの比較検討結果を総合的に判断して、解析は試験を概ね「再現」できていると判断した。

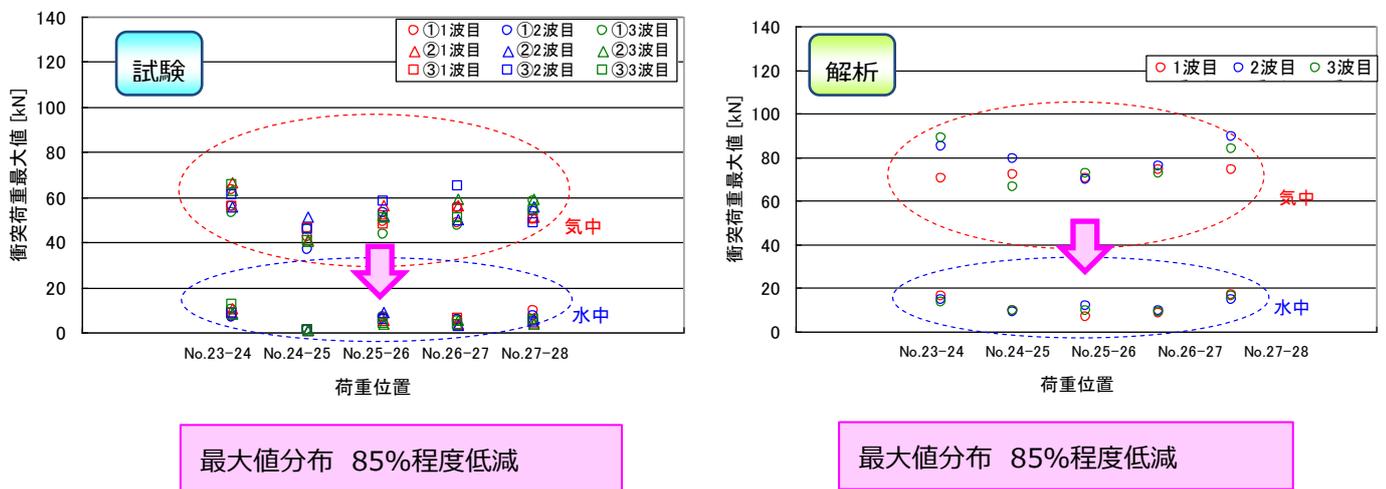
ばらつきの大きい現象の中での、解析精度を整理すると

- ・ 開発した解析手法によりノミナル評価(各種の不確かさを未考慮)を行い、最大値を評価値と選定することで、ばらつきの大きい現象を統計論的には一定の信頼度をもった評価が可能。
- ・ 解析の精度の観点から、試験結果全体を俯瞰すると
 - 跳び上がり量に関しては、 $\pm 20\sim 30\%$ 程度の精度で評価(図 5.5~5.8)。
 - 衝突荷重に関しては、 $0\sim +60\%$ 程度の精度で評価(図 5.9~5.12)。
- ・ なお、試験で得られた跳び上がり量や衝突荷重が小さい場合、上記の精度から外れる(図 5.10)。入力を大きくすると、上記の精度内に納まるようになる(図 5.11)。この原因は、動摩擦を考慮していること、試験計測が適度の応答を確実に捉えるように配置されていることなど起因すると考えている。
- ・ 衝突荷重の評価値が大きめ(保守側)となるのは、常に面同士が面の中心で衝突する(軸方向の回転自由度を拘束)とした仮定に起因するものと推定。



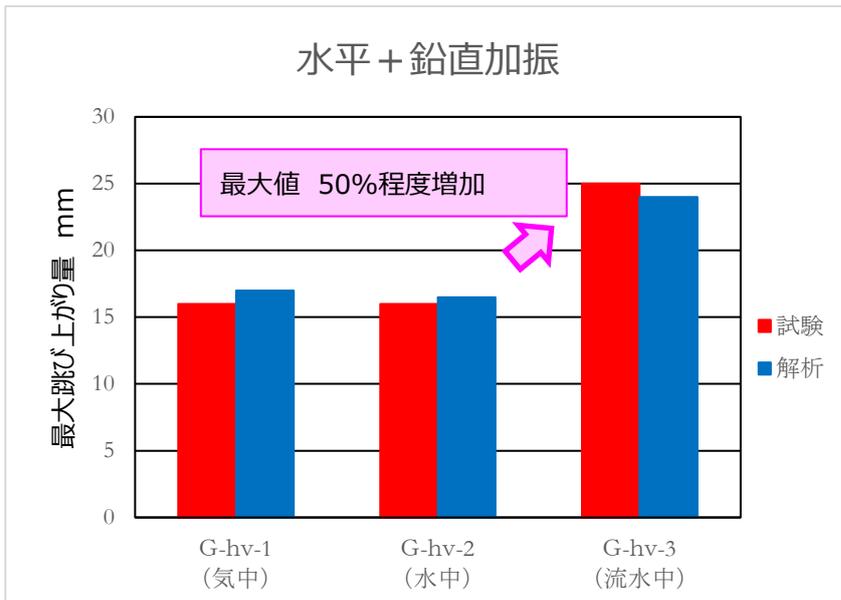
- 水平加振の重畳により、跳び上がり量最大値は 50%程度低減。解析でも同様に 50%程度低減しており、水平加振の効果を解析でも再現できたと判断（時刻歴による確認）
- 本試験の場合、最大跳び上がり量は、20%程度小さく評価

図 5.1 事例① 水平加振による跳び上がり量の低減効果（単体 正弦波試験）

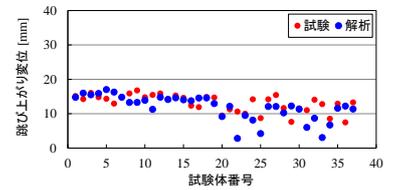


- 流路網流体力により、気中に比べ水中での衝突荷重の最大値は 85%程度低減。解析でも同様に 85%程度低減しており、流路網流体力の効果を解析でも再現できたと判断（最大値分布による確認）
- 本試験の場合、衝突荷重を 30%程度大きめ（保守側）に評価

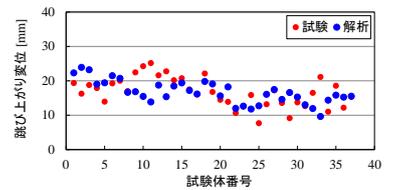
図 5.2 事例②流路網流体力による衝突荷重の低減効果（37 体群体系正弦波試験）



水中試験での最大跳び上がり量

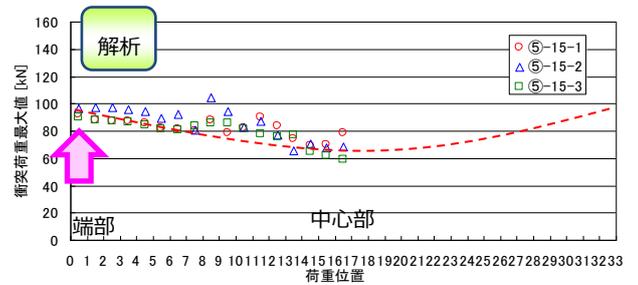
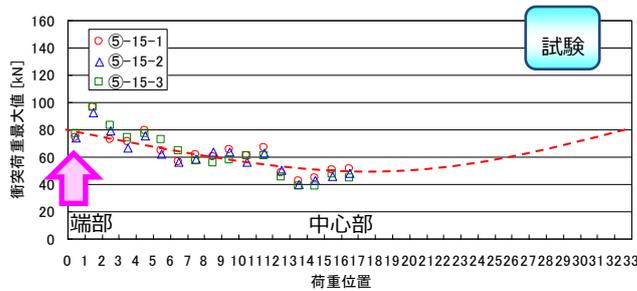


流水中試験での最大跳び上がり量



- 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、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

図 5.3 事例③. 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）



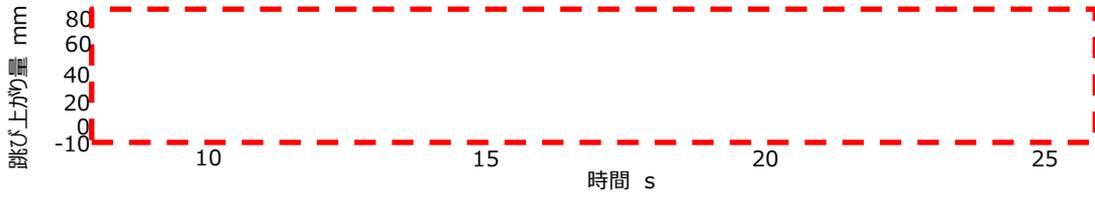
最大値の分布 端部は中央に比べ 40%程度増加

- 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、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

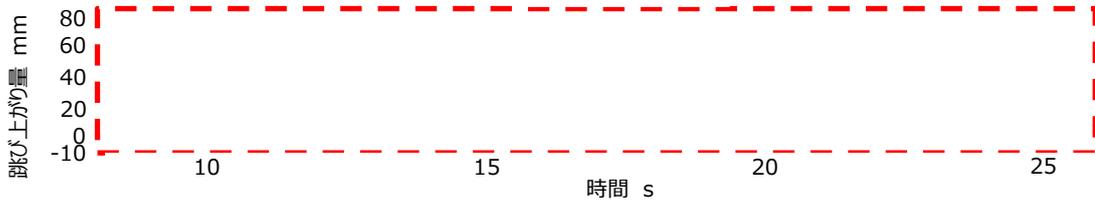
図 5.4 事例④. 最外周付近で水平方向の衝突荷重が増大する列配置の効果（32 体列体系 地震波試験）

気中

解析

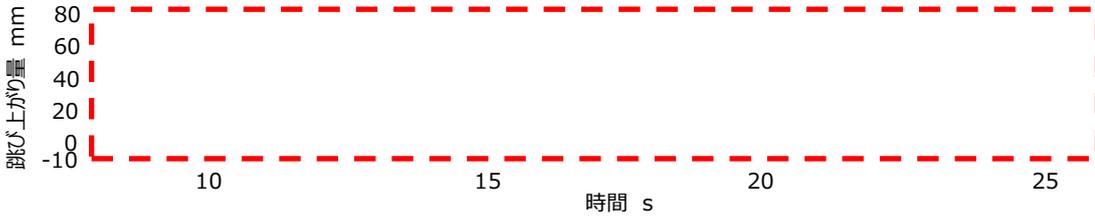


試験

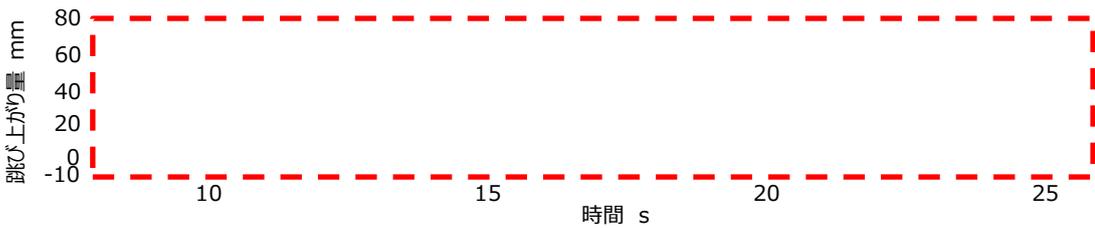


流水中

解析



試験



加振条件

正弦波

水平 3.9m/sec^2

鉛直 19.6m/sec^2

流水中

解析最大値 30mm

試験最大値 32mm

精度 0.94

気中

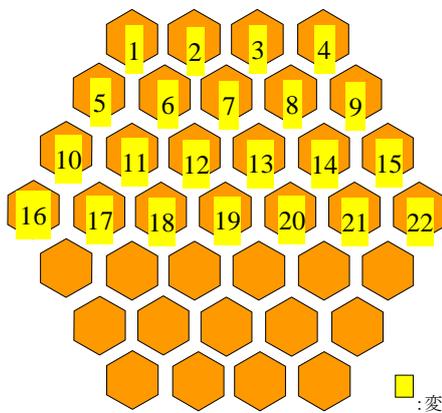
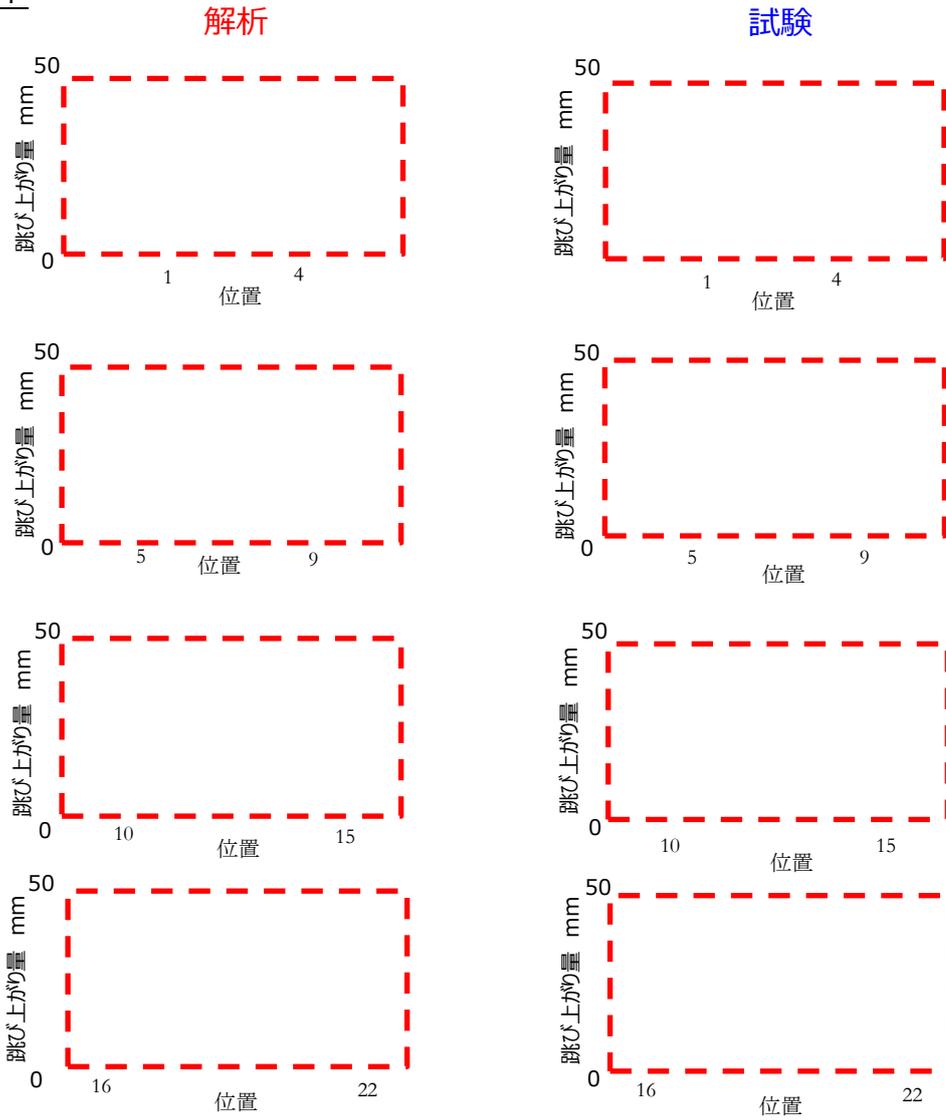
解析最大値 25mm

試験最大値 30mm

精度 0.83

図 5.5 解析精度の整理 跳び上がり量 単体試験

気中



加振条件

正弦波加振

水平 3.9m/sec^2

鉛直 14.7m/sec^2

気中

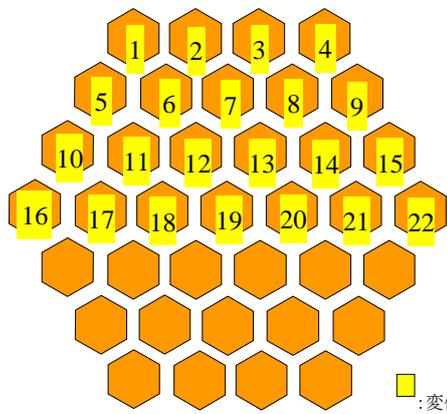
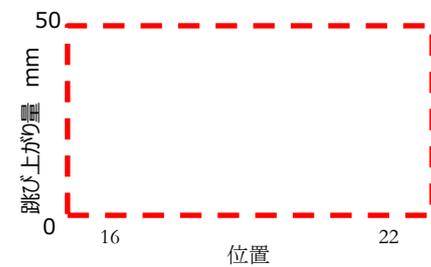
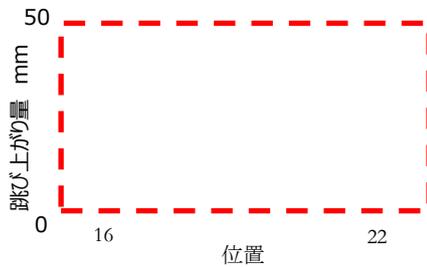
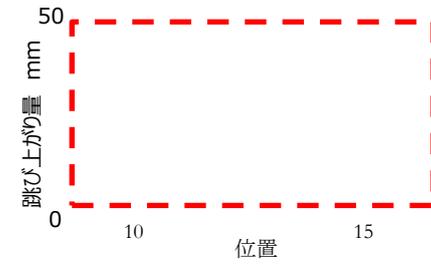
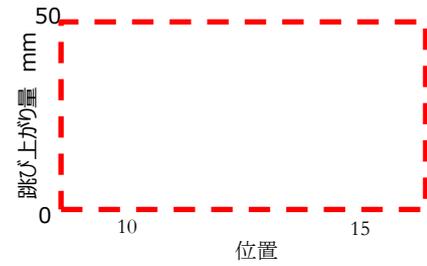
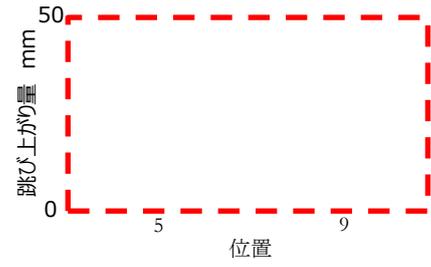
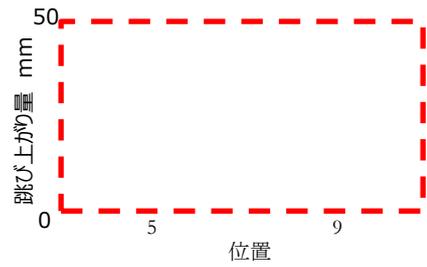
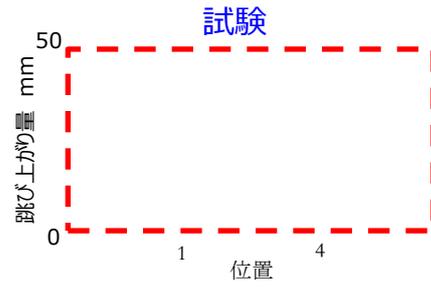
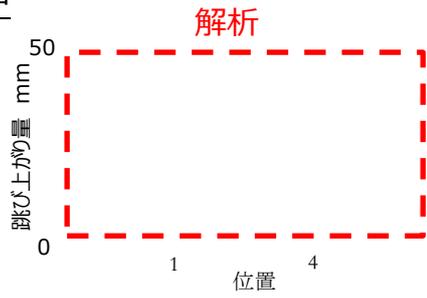
解析最大値 22mm

試験最大値 22mm

精度 1.00

図 5.6 解析精度の整理 跳び上がり量 37 体群体系(気中)

水中



□:変位計測位置

加振条件

正弦波加振

水平 3.9m/sec²

鉛直 14.7m/sec²

水中

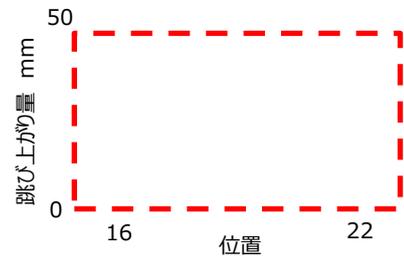
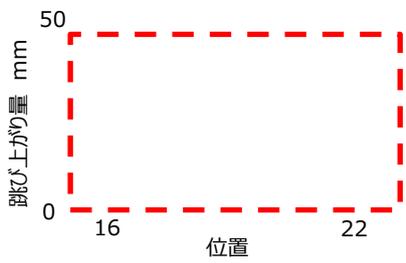
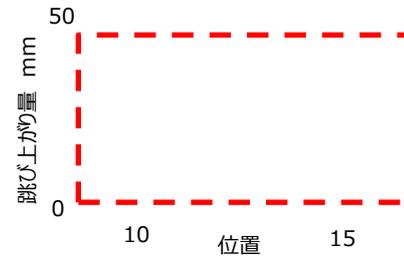
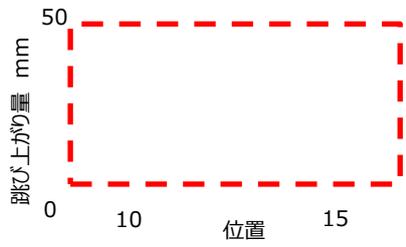
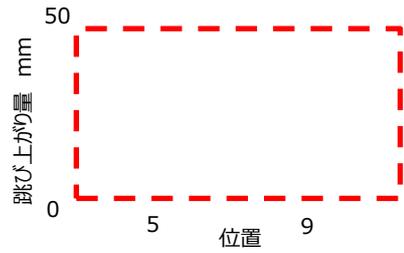
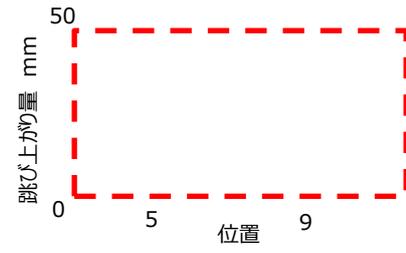
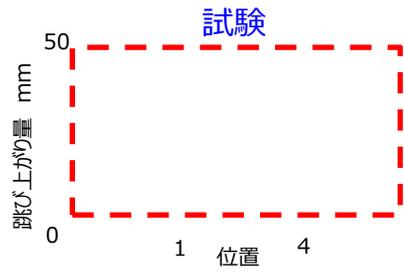
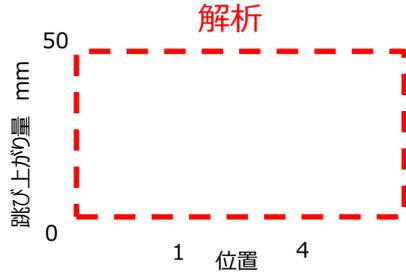
解析最大値 23mm

試験最大値 20mm

精度 1.15

図 5.7 解析精度の整理 跳び上がり量 37 体群体系(水中)

流水中



加振条件

正弦波加振

水平 3.9m/sec^2

鉛直 14.7m/sec^2

流水中

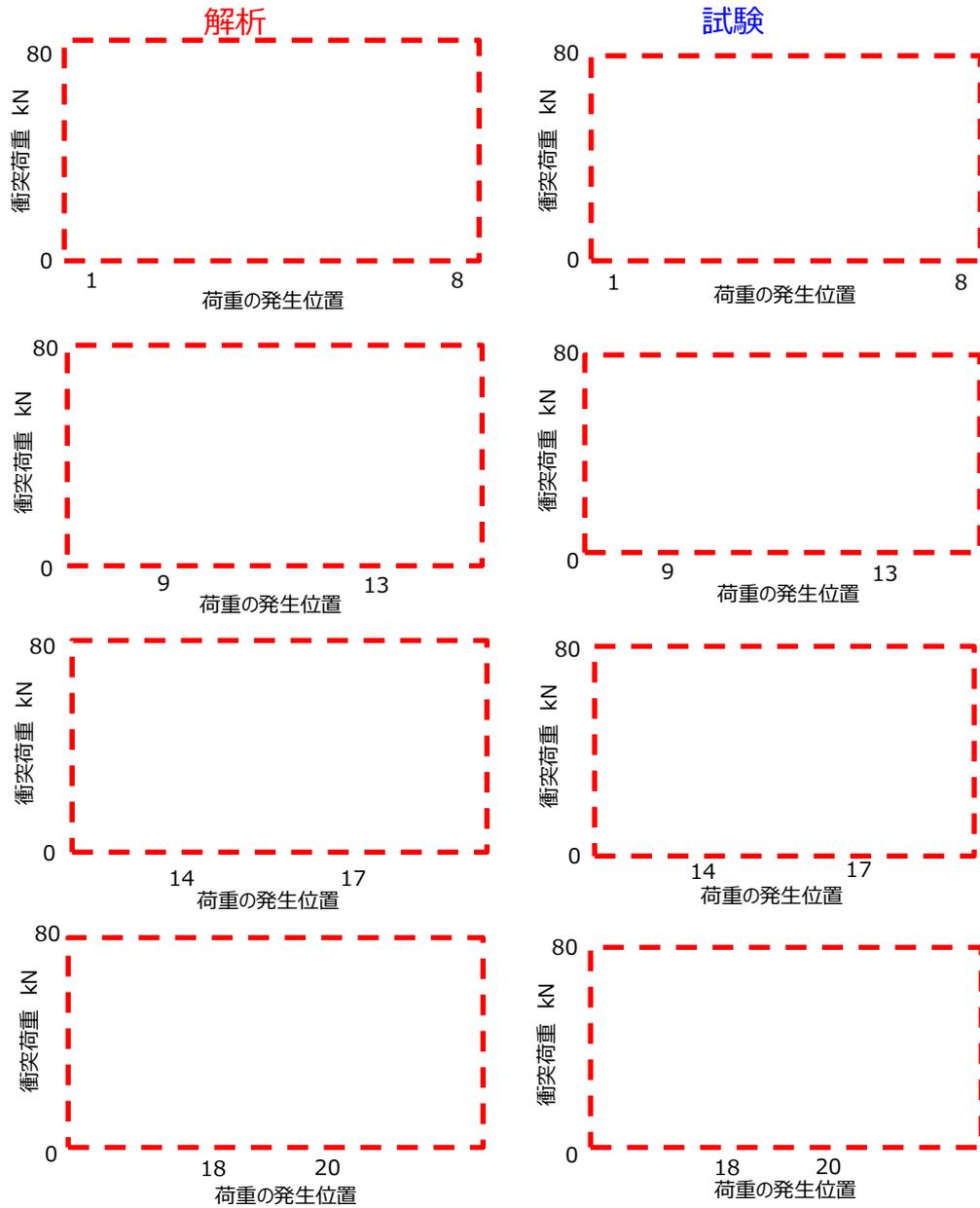
解析最大値 39mm

試験最大値 29mm

精度 1.34

図 5.8 解析精度の整理 跳び上がり量 37 体群体系 (流水中)

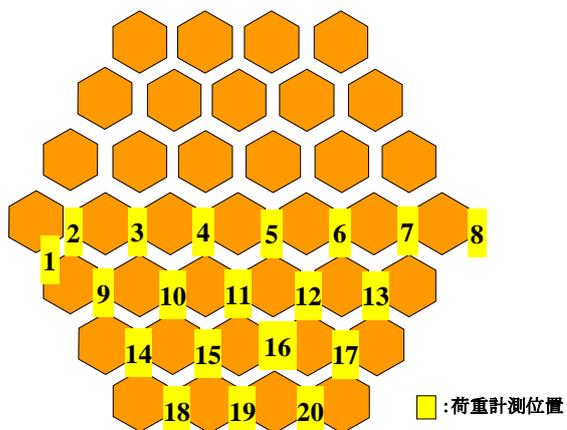
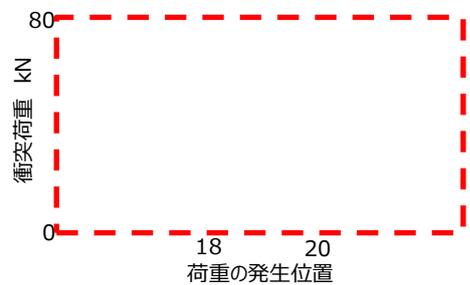
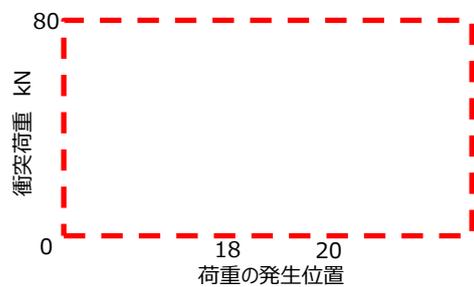
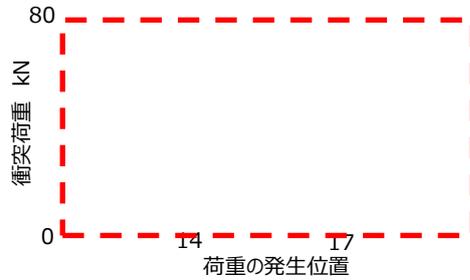
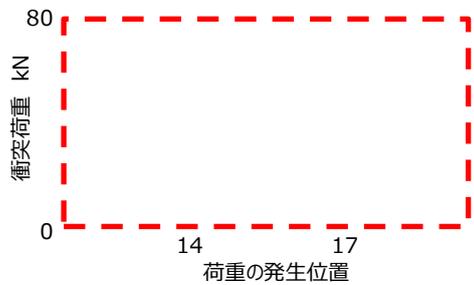
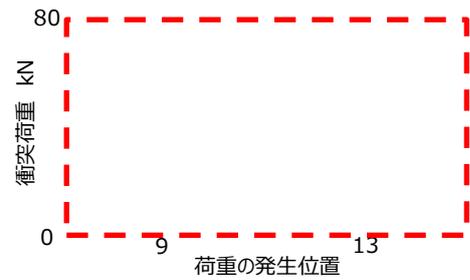
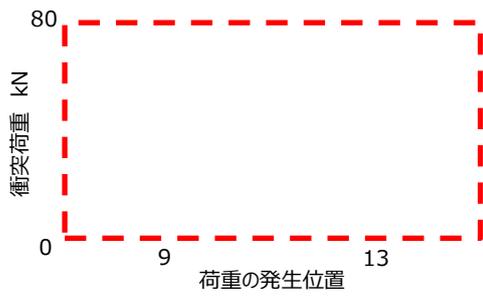
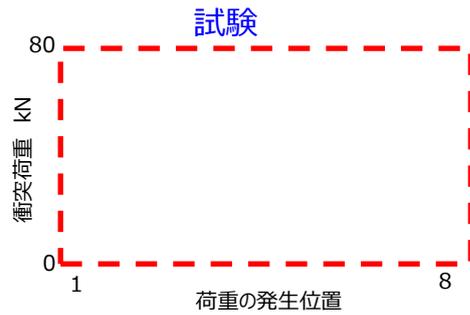
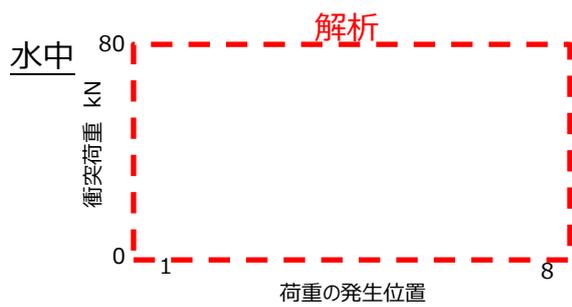
気中



加振条件
 模擬地震波
 水平 100% 単独加振

気中
 解析最大値 80kN
 試験最大値 51kN
 精度 1.57

図 5.9 解析精度の整理 衝突荷重 37 体群体系(気中)



加振条件

正弦波加振

水平 3.9m/sec^2 鉛直 14.7m/sec^2

水中

解析最大値 37kN

試験最大値 15kN

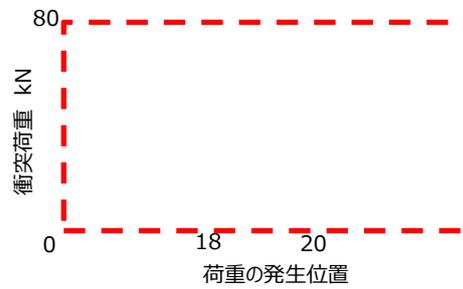
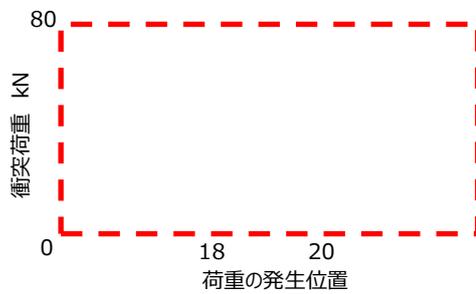
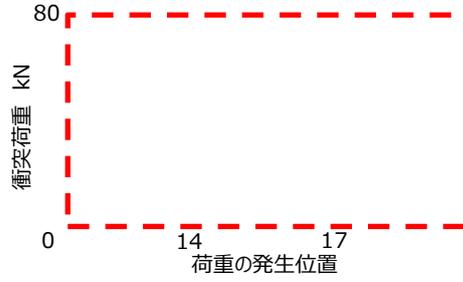
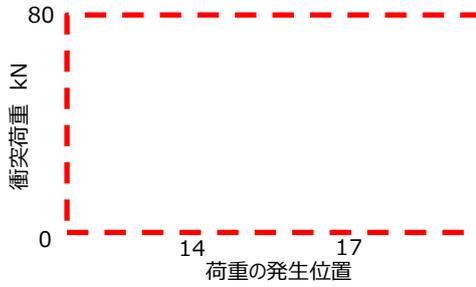
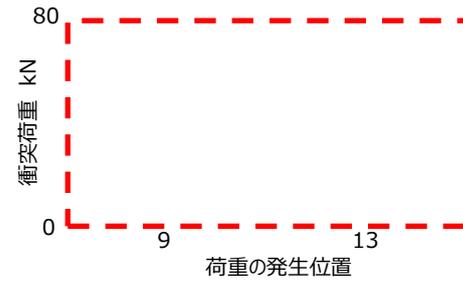
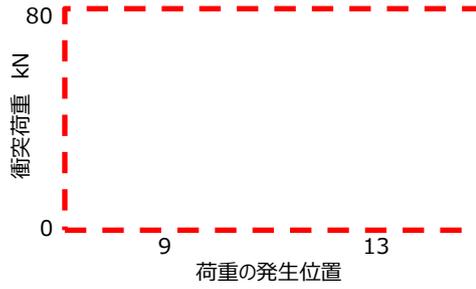
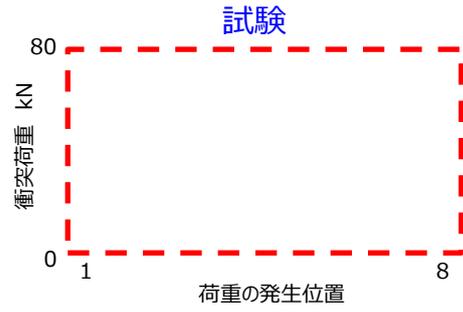
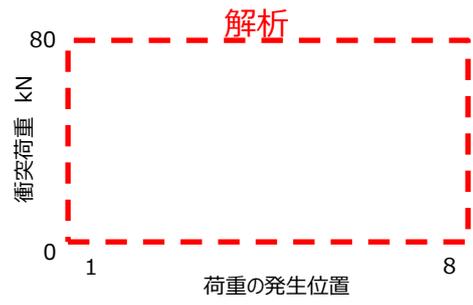
精度 2.47

* 衝突荷重の試験最大値が小さいケースでは、比率による

精度比較は難しい

図 5.10 解析精度の整理 衝突荷重 37 体群体系(水中)

水中



加振条件

正弦波加振

水平 8.0m/sec^2 鉛直 14.7m/sec^2

水中

解析最大値 71kN

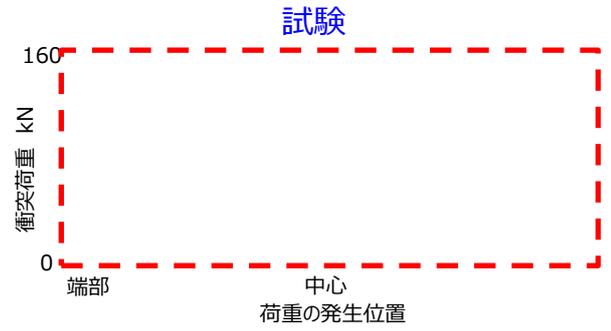
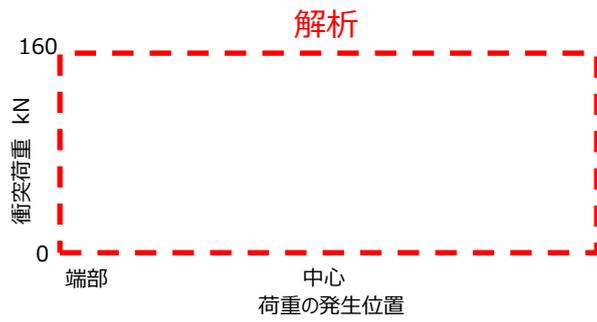
試験最大値 43kN

精度 1.64

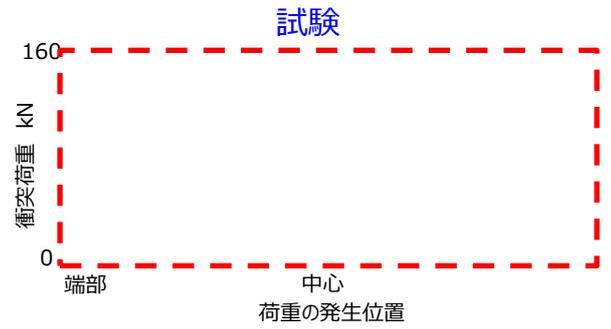
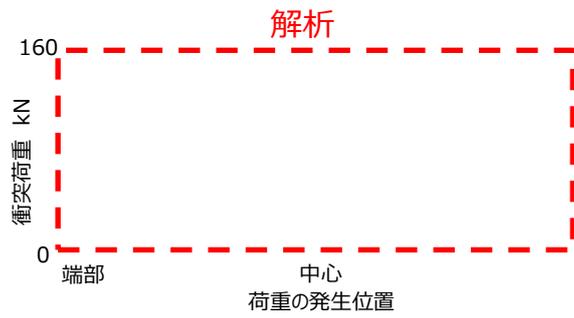
* 水平荷重を大きくし、衝突荷重の試験値を大きくすると、荷重の分布が近づく(比率計算が有意になる)

図 5.11 解析精度の整理 衝突荷重 37 体群体系(水中)

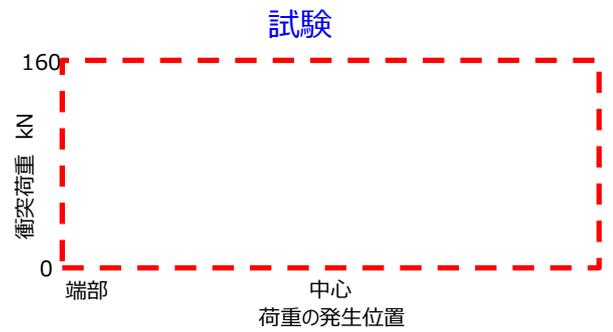
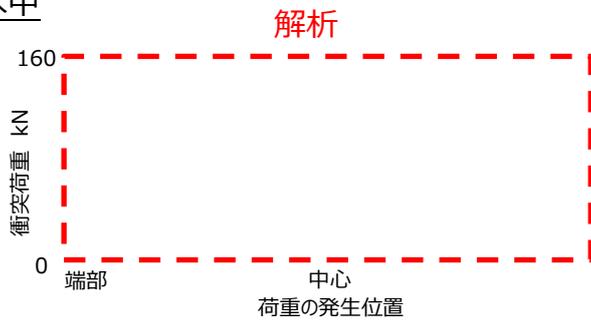
気中



水中



流水中



加振条件

正弦波加振

水平 3.9m/sec^2 鉛直 15.0m/sec^2

気中	解析最大値	133kN	試験最大値	133kN	精度	1.00
水中	解析最大値	118kN	試験最大値	108kN	精度	1.09
流水中	解析最大値	123kN	試験最大値	102kN	精度	1.21

図 5.12 解析精度の整理 衝突荷重 32 体列体系

5.2. REVIAN-3D による跳び上がり量の解析結果の妥当性確認

REVIAN-3D による解析にて得られた跳び上がり量について、類似試験結果との比較を行うことで、解析結果が概ね妥当であることを確認する。

具体的には、平成 21 年度の「高速増殖原型炉もんじゅ 新耐震指針に照らした耐震安全性評価」(耐震バックチェック)の際に実施した「もんじゅ」燃料集合体の模擬集合体を用いた振動試験結果と今回の解析結果を比較し、その差が物理的に整合する(流体力の差異によって変動の説明ができる)ことで、評価結果の妥当性を確認する。

5.2.1. 比較対象

耐震バックチェックの際に実施した振動試験を比較対象に用いる。この試験では、炉心構成要素の跳び上がり量を確認するため、「もんじゅ」実機の炉心燃料集合体と連結管を実寸で模擬した試験体を用い、地震動は S2 地震動を係数倍した地震波形を使用している。比較対象に用いる試験データを図 5.13 に示す。

耐震バックチェックでは、鉛直、水平同時加振を考慮した解析を実施しており、その時の地震動は Ss-D 波を使用している。今回申請での群振動解析においても、地震動として Ss-D 波を使用していることから、参考として解析結果の比較を行う。耐震バックチェック時に評価した、燃料体の跳び上がり評価結果を図 5.14 に示す。

5.2.2. 比較結果

燃料体の跳び上がり量について、模擬燃料集合体を用いて実施した試験の結果、耐震バックチェック時の解析結果、今回の解析結果を比較し表 5.1 に示す。

振動試験、耐震バックチェック、及び、本評価では加振波形がそれぞれ異なるが、全て炉心支持板中央部の加速度応答を使用しているため卓越周波数は同等であり、最大加速度についても同等レベルである。よって、地震波による跳び上がり量へ与える加振波の影響は小さいとみられる。

上向き流体力に差がない振動試験と耐震バックチェック時の解析結果は、跳び上がり量が 40mm 前後となっているのに対し、今回の解析結果は 20mm 以下と約半分程度となっている。

ここで、跳び上がりは、炉心支持板と炉心構成要素の衝突によって発生する。衝突後の炉心構成要素は、周囲からの干渉の影響等を除けば、概ね等加速度運動となるため、衝突直後の速度を用いると、跳び上がり高さは簡易的に以下の式で計算できる。

$$h = \frac{V^2}{2g'}$$

ここで、h:跳び上がり高さ、V:衝突直後の速度、 g' :見かけの重力加速度

一方、廃止措置段階では、1 次主循環ポンプは主モータが停止し、ポニーモータ運転である。このため炉心を流れる流量は定格運転時の約 1/10 と大きく低下し、冷却材が燃料体内を流れることにより作用する上向き流体力も大きく低減する。この結果、燃料体に作用する見かけの重力加速度が、0.5G 程度から 0.9G 程度と大きくなっている。

前記式より、跳び上がり量は見かけの重力加速度に概ね反比例する^{注1}。振動試験や耐震バックチェック時の見かけの重力加速度と今回の解析における見かけの重力加速度の比は、 $0.5/0.9 = 0.55$ 倍であり、この程度跳び上がり量が低下すると概算される。

注1:実際には、周囲からの摩擦力(干渉力)や、上向き流体力以外の流体力(排除質量流体力)などにより、跳び上がり挙動は変化するほか、跳び上がり挙動は非線形性が強い挙動のため、評価結果にはバラつきが生じる。

0.55 倍は、跳び上がり量の比較対象との比率(0.42 倍(17/41)～0.45 倍(17/38))と概ね整合しており、今回の解析結果は妥当な値を算定しているものと推察される。

なお、振動試験との跳び上がり量の比較対象との比率(0.42 倍)が、見かけの重力加速度から推定される値(0.55 倍)より若干小さくなっている。この要因として、比較した振動試験との水平方向の拘束条件の違いが考えられる。振動試験では頂部の水平変位を 5mm に制限しているのに対し、今回の実機解析は 20mm～40mm 程度の頂部水平変位が生じる条件で評価している。実機の頂部変位は、試験に比べてエントランスノズル部の干渉(水平加振による跳び上がり抑制効果を生じさせる主要因)が強く働きやすく、跳び上がりを抑制する方向に作用する。よって、見かけの重力加速度から推定される比率より小さくなるのは物理的に整合性があり、解析結果は妥当と推察される。

表 5.1 跳び上がり量の比較

	今回解析		もんじゅ 振動試験	耐震 BC 解析結果
	部分装荷あり	部分装荷なし		
跳び上がり量	17mm	16mm	41mm	38mm
加振波形	Ss-D		S2 地震波	Ss-D
最大加振加速度	31 m/s ²		35 m/s ²	35 m/s ²
見かけの重力 加速度	8.7 m/s ² (0.89G)		4.7 m/s ² (0.48G)	4.7 m/s ² (0.48G)

5.2.3. 比較のまとめ

炉心群振動解析において評価した燃料体の最大跳び上がり 17mm は、耐震バックチェック時に実施した、実機を模擬した燃料体の振動試験結果である 41mm と比較すると小さな値となっている。しかし、廃止措置段階では炉心を流れる冷却材流量が 1/10 程度となっていることを考えると、燃料体に上向きの流体力がほとんど加わらない。このことと、試験条件と実機条件の差を合わせて考慮すれば燃料体の跳び上がり量は半分程度となることは物理的に整合性があり、跳び上がり量の評価値 17mm は妥当な値であると推察される。

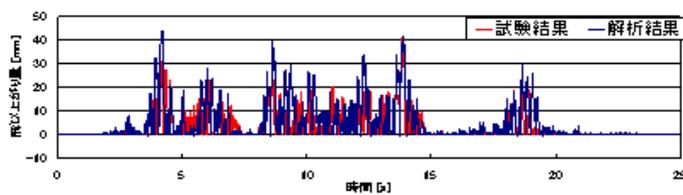
4(4). ⑥ 炉心構成要素飛び上り解析コードの検証

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

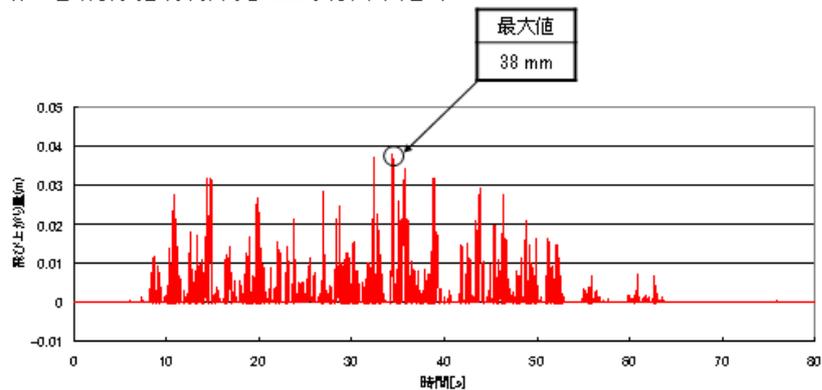
炉心構成要素飛び上り解析結果は、単体加振試験結果と精度良く一致しており、解析コードは妥当である

出典:耐震バックチェック説明資料(原安委 WG2 第 47-8 号)

図 5.13 もんじゅ振動試験の試験結果

4(4). ⑦ 炉心構成要素飛び上り評価結果

炉心構成要素飛び上り解析結果



鉛直・水平同時加振を考慮した解析結果

最大飛び上り量 $38 \text{ mm} \leq$ 評価基準値 45 mm

炉心体系(幾何学的形状)は維持される

出典:耐震バックチェック説明資料(原安委 WG2 第 47-8 号)

図 5.14 耐震バックチェックの解析結果

5.3. REVIAN-3D の解析限界と課題

5.3.1. 解析手法の限界(適用範囲)

炉心群振動は、多数体の複数箇所による衝突・ガタなどの非線形性を多く含む現象のため、個々の集合体の時刻歴挙動を完全に再現することは限界がある。一方で、評価の対象となる跳び上がり量、衝突荷重の発生頻度や最大値については、ある一定の精度*でもって評価が可能であることを確認している。

(*跳び上がり量最大値は±20～30%程度の誤差、衝突荷重最大値は安全側に評価)

本解析手法は、FBR 炉心体系（六角配列）を前提としている。また、炉心構成要素のビームモデル、バネ要素を弾性要素で模擬している。そのため、炉心構成要素や衝突部が弾性的な挙動を示す範囲が解析の適用範囲となる。

さらに、跳び上がりが大きくなると、パッド部など水平方向の支持条件（パッド部ギャップによる可動域）が変化し、水平方向の挙動に影響を与える。本解析手法は、このパッド外れが生じた状態も評価を可能としており、振動試験による検証も実施している。ただし、大多数の炉心構成要素がパッド外れを生じるような条件（炉心支持板からエントランスノズルが抜けてしまうような条件）では、振動試験による検証も困難であり、その妥当性は検証できていないため、解析の適用範囲から外れる。

5.3.2. 設計ツールとして汎用的に使用する上での課題

パッドを外れない程度、もしくは、一部の炉心構成要素がパッド外れを生じる程度の跳び上がり量（～数十 mm）、及び、炉心構成要素が弾性的な挙動を示す範囲での水平変位、衝突荷重を算出するような条件において、炉心群振動解析手法に現時点で把握している技術的な課題はほぼ解決済みである。

しかし、本手法を設計ツールとして汎用的に使用する上では、以下の課題がある。

炉心群振動解析による評価値には、跳び上がり量、パッド部衝突荷重、制御棒案内管頂部変位などがある。解析パラメータには、衝突パラメータ（衝突剛性、減衰）、嵌合部ギャップ、流体力、摩擦係数、物性値など多くのパラメータがあるが、評価値ごとにパラメータが保守的となる方向は異なる。

よって、解析を行うに当たっては、評価の目的に合わせて適切な保守性を確保するためのパラメータの設定が必要となる。これには、各パラメータがもつ影響度合い（感度）を確認するための感度解析を実施し、保守側（安全側）の解析結果が得られるよう、安全余裕などを考慮した適切なパラメータの組み合わせを設定する必要がある。今後は感度解析を実施し、評価目的に応じた保守性を確保するパラメータ設定を明らかにすることが課題と考えている。

6. 参考文献

- [1] 藤田勝久, 流体中の棒群の振動特性と地震応答解析, 日本機械学会論文集 C 編, Vol.47, No.415, 1981, pp.251-262.
- [2] Fritz,R.J., The effect of liquids on the dynamic motions of immersed solids, Transactions of the ASME, Journal of Engineering for Industry, February, 1972, pp.167-173.

査読付き論文

- ① 岩崎晃久, 廣田和夫, 門出匡胤, 碓本岩男, 高速炉の炉心耐震解析手法の構築, 日本機械学会論文集, Vol.82, No.839, 2016.

国際会議講演論文(査読付き)

- ① Iwasaki,A., Hirota,K., Monde,M., Matsubara,S. and Ikarimoto,I., Development of a Core Seismic Analysis Method for a Fast Reactor, Proceedings of the ASME 2016 Pressure Vessels & Piping Division Conference, PVP2016-63454, (2016) .
- ② Iwasaki,A., Sawa,N., Matsubara,S., Kitamura,S. and Okamura,S., Core Seismic Experiment of a Full-Scale Single Model for a Fast Reactor, Proceedings of the ASME 2016 Pressure Vessels & Piping Division Conference, PVP2016-63461, (2016) .
- ③ Iwasaki,A., Matsubara,S., Yamamoto,T., Kitamura,S. and Harada,H., Core Seismic Experiment and Analysis of Full Scale Single Model for Fast Reactor, Proceedings of the ASME 2017 Pressure Vessels & Piping Division Conference, PVP2017-65329, (2017) .
- ④ Iwasaki,A., Matsubara,S., Yamamoto,T., Kitamura,S. and Okamura,S., Core Seismic Experiment and Analysis of Hexagonal Bundle Model for Fast Reactor, Proceedings of the ASME 2017 Pressure Vessels & Piping Division Conference, PVP2017-65354, (2017) .
- ⑤ Iwasaki,A., Matsubara,S., Yamamoto,T., Kitamura,S. and Okamura,S., Core Seismic Experiment and Analysis of a Large Number of Element Models for Fast Reactor, Proceedings of the ASME 2017 Pressure Vessels & Piping Division Conference, PVP2017-65357, (2017) .
- ⑥ Yamamoto,T., Iwasaki,A., Kawamura,K., Matsubara,S., and Harada,H., Fast Reactor Core Seismic Experiment and Analysis under Strong Excitation, Proceedings of the ASME 2018 Pressure Vessels & Piping Division Conference, PVP2018-84466, (2018) .
- ⑦ Iwasaki,A., Matsubara,S., Kawamura,K., Harada,H., and Yamamoto,T., Fast Reactor Core Seismic Experiment of Full Scale Single Model of Control Rod, Proceedings of the ASME 2018 Pressure Vessels & Piping Division Conference, PVP2018-84471, (2018) .
- ⑧ Iwasaki,A., Matsubara,S., Kawamura,K., Harada,H., and Yamamoto,T., Fast Reactor Core Seismic Analysis for Verification of Assessment Model of Control Rod, Proceedings of the ASME 2018 Pressure Vessels & Piping Division Conference, PVP2018-84474, (2018) .

国内学会講演論文

- ① 北村誠司, 澤直樹, 岩崎晃久, 門出匡胤, 松原慎一郎, 岡村茂樹, 高速増殖実証炉に向けた耐震性評価技術開発(1)全体概要と要素試験, 日本原子力学会, 2010年秋の大会.
- ② 北村誠司, 澤直樹, 岩崎晃久, 門出匡胤, 松原慎一郎, 岡村茂樹, 高速増殖実証炉に向けた耐震性評価技術開発(2)実寸単体試験と解析, 日本原子力学会, 2010年秋の大会.
- ③ 岩崎晃久, 澤直樹, 門出匡胤, 松原慎一郎, 岡村茂樹, 北村誠司, 高速増殖実証炉に向けた耐震性評価技術開発(3)1/1.5縮尺模擬集合体群体系試験, 日本原子力学会, 2010年秋の大会.
- ④ 門出匡胤, 澤直樹, 松原慎一郎, 岩崎晃久, 岡村茂樹, 北村誠司, 高速増殖実証炉に向けた耐震性評価技術開発(4)1/1.5縮尺模擬集合体群体系試験解析, 日本原子力学会, 2010年秋の大会.
- ⑤ 岩崎晃久, 門出匡胤, 澤直樹, 松原慎一郎, 谷口善洋, 北村誠司, 高速増殖実証炉に向けた耐震性評価技術開発(1)1/1.5縮尺模擬集合体列体系試験, 日本原子力学会, 2011年秋の大会.
- ⑥ 門出匡胤, 岩崎晃久, 澤直樹, 松原慎一郎, 谷口善洋, 北村誠司, 高速増殖実証炉に向けた耐震性評価技術開発(2)1/1.5縮尺模擬集合体列体系試験解析, 日本原子力学会, 2011年秋の大会.
- ⑦ 岩崎晃久, 門出匡胤, 澤直樹, 碓本岩男, 谷口善洋, 北村誠司, 高速増殖実証炉に向けた耐震性評価技術開発(1)1/2.5縮尺模擬集合体多数体系試験, 日本原子力学会, 2012年春の大会.
- ⑧ 門出匡胤, 岩崎晃久, 澤直樹, 碓本岩男, 谷口善洋, 北村誠司, 高速増殖実証炉に向けた耐震性評価技術開発(2)1/2.5縮尺模擬集合体多数体系試験解析, 日本原子力学会, 2012年春の大会.
- ⑨ 岩崎晃久, 廣田和夫, 門出匡胤, 碓本岩男, 松原慎一郎, 高速炉炉心の3次元集合体変位を考慮した耐震性評価手法の構築(1)3次元炉心群振動解析手法の構築, 日本原子力学会, 2016年春の大会.
- ⑩ 岩崎晃久, 門出匡胤, 碓本岩男, 松原慎一郎, 高速炉炉心の3次元集合体変位を考慮した耐震性評価手法の高度化(1)強地震動による水平方向支持条件の変化, 日本原子力学会, 2016年秋の大会.
- ⑪ 岩崎晃久, 門出匡胤, 松原慎一郎, 碓本岩男, 高速炉炉心の3次元集合体変位を考慮した耐震性評価手法の高度化(2)熱変形・照射変形の影響評価, 日本原子力学会, 2016年秋の大会.
- ⑫ 松原慎一郎, 岩崎晃久, 川村一輝, 碓本岩男, 原田英典, 山本智彦, 高速炉炉心の耐震性評価技術開発(1)37体群体系強加振試験と解析, 日本原子力学会, 2017年秋の大会.
- ⑬ 山本智彦, 原田英典, 岩崎晃久, 松原慎一郎, 碓本岩男, 高速炉炉心の耐震性評価技術開発(2)制御棒集合体単体加振試験, 日本原子力学会, 2017年秋の大会.
- ⑭ 岩崎晃久, 川村一輝, 松原慎一郎, 碓本岩男, 山本智彦, 原田英典, 高速炉炉心の耐震性評価技術開発(3)制御棒評価モデルの検証, 日本原子力学会, 2017年秋の大会.
- ⑮ 松原慎一郎, 岩崎晃久, 川村一輝, 山本智彦, 原田英典, 高速炉炉心の耐震性評価技術開発(4)湾曲試験体を使用した37体群体系強加振試験と解析, 日本原子力学会, 2019年春の大会.
- ⑯ 松原慎一郎, 岩崎晃久, 山本智彦, 原田英典, 高速炉炉心の耐震性評価技術開発(1)313体群体系強加振試験, 日本原子力学会, 2019年秋の大会.

- ⑰ 岩崎晃久, 松原慎一郎, 山本智彦, 原田英典, 高速炉炉心の耐震性評価技術開発(2)313 体群体系加振試験解析, 日本原子力学会, 2019 年秋の大会.
- ⑱ 山本智彦, 松原慎一郎, 岩崎晃久, 川村一輝, 原田英典, 高速炉炉心の耐震性評価技術開発(3)3 次元炉心群振動解析手法の開発まとめ, 日本原子力学会, 2019 年秋の大会.

以上