

模擬燃料体の部分装荷に係るコメント回答

資料2

2020/1/24

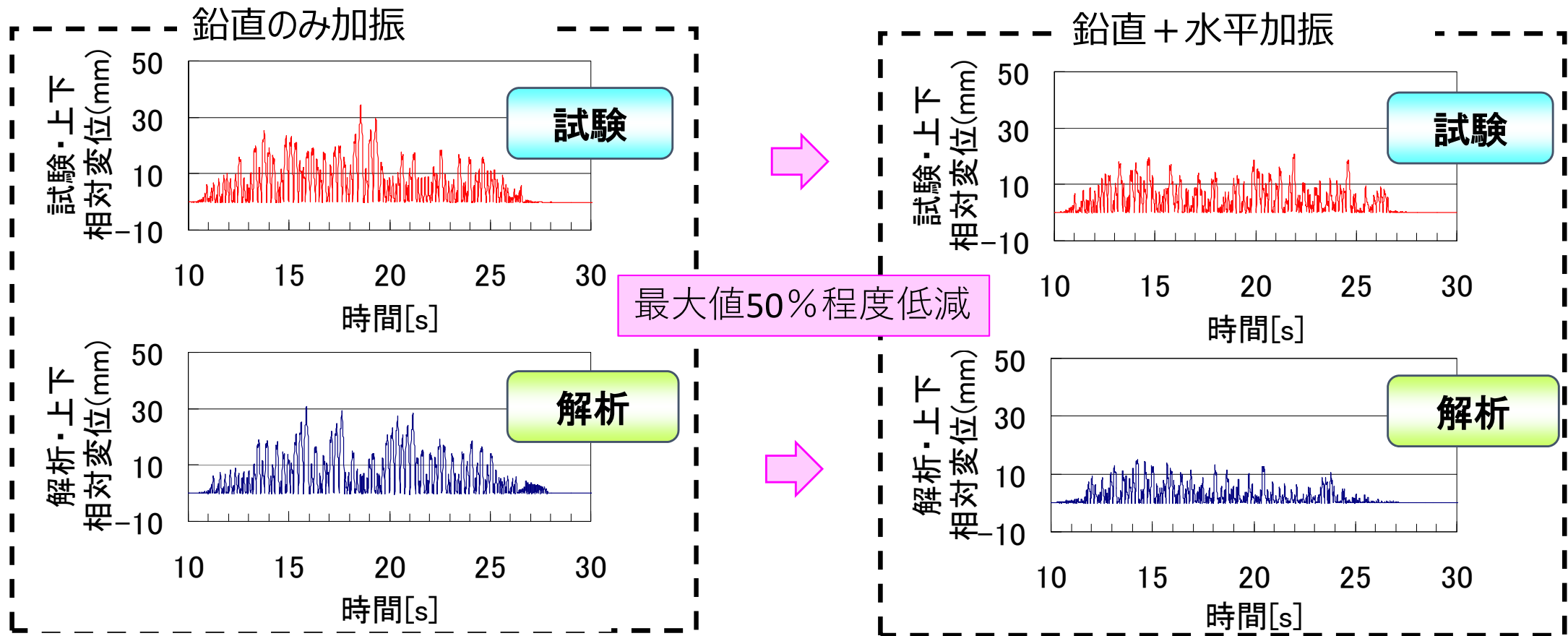
No.	コメント内容	回答
16	解析で試験を概ね再現ができたとしているが、その考え方を説明すること	<p>炉心群振動解析コードREVIAN-3Dの開発は、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・群振動挙動への主要な影響因子を特定 ・その影響を確認できる体系の試験を実施し、試験データを取得 ・解析コードで、影響因子の効果を確認 <p>というステップを踏みながら進めてきた。</p> <p>具体的には、試験は4つの体系：①単体、②37体群体系、③18体及び32体列体系、④127体及び313体多数体系で試験を実施した。</p> <p>試験で得られた群振動挙動の特徴のうち、代表的事例として</p> <ol style="list-style-type: none"> 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 ②試験：流路網の流体力により衝突荷重が低減する効果 ③試験：内部流水により跳び上がり量が増加する効果 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 <p>等を確認した。</p> <p>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。</p> <p>なお、解析の精度の観点から、試験結果全体を俯瞰すると、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・最大跳び上がり量に関しては、±20～30%程度の精度で評価できる。 ・最大衝突荷重に関しては、+60%程度（保守側[※]）の精度で評価できる。 <p>※：解析モデルでは、燃料体のZ軸廻りの回転を考えていない。この結果、解析モデル上では燃料体同士の衝突がパッド部の面同士の衝突となり、解析により算出された衝突荷重は実際の衝突現象に比べ大きな値となる。</p>
17	燃料体の跳び上がり評価ではどのような保守性を考慮しているのか説明すること	<p>燃料体の保有する崩壊熱も放射能レベルも十分減衰しており、冷却機能を喪失しても燃料被ふく管が破損することもなく、燃料取扱事故が発生しても、周辺公衆に対し著しい被ばくリスクを与えることはなく安全性は確認されている。このため、燃料体の跳び上がり評価では、現実的に想定される条件設定の下で基本的にノミナル値ベースの解析評価を実施している。</p> <p>例えば、構造物の地震応答解析では、設計値を使うことが基本となっている。これは構造物の剛性は固有周期に影響を与えることによる。今回の炉心群振動解析においても、解析に用いる定数は、設計値あるいは200℃における材料の物性値、実験による実測値を使用している。従って、燃料体の跳び上がり評価で考慮している保守性は、評価に用いる地震動、機器の減衰定数、炉心支持板の応答に含まれる。</p> <ol style="list-style-type: none"> ①基準地震動策定に当たっては、考慮対象とする活断層の規模、断層面及びアスペリティの設定位置、応力降下量等の不確かさを考慮して、保守的に策定する。また、もんじゅにおいては大きな地震は、距離が近い活断層によってもたらされるが、逆に地震動の継続時間は短い。しかし、応答スペクトル手法に基づく地震動設定では、震源が遠い活断層の規模と距離を考慮しており、地震動の継続時間は十分長い。この結果、応答スペクトル手法に基づく地震動設定は、地震動継続時間の観点から保守的な設定となっている。 ②機器の減衰定数は、設備機器設計側の評価では、規格値を採用しているが、実際の機器・構造が有する減衰定数はこの数値よりも高いことから、地震時の応答は保守側の評価となる。 ③炉心支持板は、周辺部に比べ振動が最も大きくなる中央部の応答を用いて評価を実施している。炉心支持板中央部の地震応答を用いることで、最大跳び上がり量が保守的な値が得られるようにしている。
18	極値統計を分かり易く説明すること	<p>燃料体の跳び上がりは、炉心支持板との衝突現象を伴うため、確定論的に燃料体の挙動を追うことには限界がある。しかし、炉心支持板の振動が一定の振幅の中で振動すること、燃料体の炉心支持板への衝突速度も一定の幅の中で変動することを考えれば、確率論的に取り扱うことは可能である。</p> <p>評価の対象としているのは、燃料体の最大跳び上がり量である。燃料体個々の跳び上がり量も分布を持つ。解析や実験によって評価対象としている値は、それぞれの燃料体跳び上がりの最大値である。これは、個々に分布を有したデータの中から、最大値を抽出し、その最大値の分布がどうなるかを調べることに等しい。</p> <p>このような、最大値の分布を調べる方法として、極値統計論がある。この理論を37体群体系実験に適用し、跳び上がり量がどのように整理されるか調べた。</p> <p>燃料体の最大跳び上がり量の分布は概ね二重指数分布(Gumbel分布)に従うことを確認し、燃料体跳び上がり量の最大値は、一定の信頼度を有して推定可能なことを確認した。また、37体群体系の跳び上がり実験では、解析が実験結果を保守側に評価することも確認した。</p> <p>解析によりもんじゅの燃料体最大跳び上がり量を評価すると約20mmとなる。燃料体の最大跳び上がり量が、二重指数分布に従うとすれば、この跳び上がり量は99.7%以上の信頼度をもって最大値を推定している。</p>

模擬燃料体の部分装荷に係るコメント回答

No.	コメント内容	回答
19	想定を超えた燃料体の跳び上がりが発生した場合の影響を説明すること	<p>燃料体の跳び上がりが40mmを超えると燃料体頂部が燃料交換装置等との干渉、45mmを超えると燃料体同士の上部パッド外れが発生し、燃料取出し機能に影響を与える可能性がある。40～90mmの範囲で跳び上がり量とその影響を整理し示す。</p> <p>なお、パッド部は上下に7.5 mmのテーパを有しているため、パッド部高さ(45mm程度)を超えて跳び上がり、燃料体が隣接燃料体のパッド部上に乗り上がったままとする可能性は小さく、元の位置に戻る。</p> <p>仮に、想定を超えた燃料体の跳び上がりが発生し、装置や設備に異常が発生し、燃料体の取出しが不能となった場合、原子炉容器の液面を下げる等して炉内の状況を確認し、設備の復旧・補修を行う。</p>
20	パッド外れが起きた場合について、試験結果を含め説明すること	<p>実際にパッド外れが生じる炉心構成要素は一部であり、全体的な水平挙動は殆ど変化がないことが強加振条件による振動試験によっても確認されている。パッド外れが生じた場合は、パッドの接触条件が代わり、パッド部のギャップが大きくなる。これにより、炉心構成要素の水平方向の可動域が広がり、水平変位が大きくなるが、パッド部は角度の浅いテーパを持っており、跳び上がりによって乗り上げたとしても自重により落下する。</p> <p>なお、水平変位が大きくなった場合、特に、運転時における制御棒挿入性を評価する際に影響が大きいと、今回の廃止措置計画においては、制御棒は既に挿入されており、パッド外れが生じて安全上の問題は無い。</p>
21	炉心支持板の変位はどの程度となるのか説明すること	<p>燃料体の跳び上がり評価に用いた炉心支持板の鉛直方向の加速度時刻歴波を、2回積分すれば炉心支持板の鉛直方向の変位が求まる。ただし、建物も鉛直方向に揺れていることから、基準位置を設定する必要がある。原子炉容器の鉛直方向の振動は、ペDESTAL部から原子炉容器側に伝わることから、ペDESTAL部を基準に、炉心支持板の鉛直変位を算定する。</p> <p>ペDESTAL部の鉛直変位と炉心支持板の鉛直変位の差から炉心支持板の鉛直方向の変位量(ペDESTAL部に対する炉心支持板の相対変位)を評価すると、最大4.2mmとなる。炉心支持板はこの程度、鉛直方向に変位しているものと推定される。</p>
22	本解析手法の限界(適用できる範囲)について説明すること。また、本解析手法を仮に許認可解析に使用する際の課題は何か説明すること	<p>- 解析手法の限界(適用範囲)について 炉心群振動は、多数体の複数個所による衝突・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±30%程度の誤差、衝突荷重最大値は安全側に評価)</p> <p>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。</p> <p>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、現象としては発生の可能性が著しく小さいが、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(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。</p> <p>- 解析の課題について(許認可解析に適用する上での課題) 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ない。</p> <p>しかし、本手法を許認可に関わる解析に適用する上では、以下の課題がある。</p> <p>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、摩擦係数などがあるが、評価値ごとにパラメータが保守的となる方向は異なる。</p> <p>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検討する必要があり、許認可に関わる解析を行う際の課題と考えている。</p>
23	炉心支持板の応答は適切か。(刺激係数の値からは炉心重量が小さい様に推察されるが、過小評価されていないか)	<p>本評価で使用した原子炉構造の鉛直方向の応答評価モデルは、耐震バックチェック時に使用したモデルを用いて、廃止措置段階の条件に修正(温度、ヤング率など)したものである。今回使用したモデルは、耐震バックチェック時のモデルと固有値を比較することで解析モデルの妥当性を確認しており、炉心支持板の応答は適切である。</p> <p>また、ご質問の炉心の燃料体の質量に関しては、炉心質量163ton及び炉心支持構造の内部構造物(連結管など)22.5tonを、炉心支持板に付加重量として入力しており、適切に設定している。</p> <p>なお、原子炉構造応答解析モデル(鉛直方向)は、汎用FEMコードのFINASを使用しているが、このFINASにおける刺激係数が一般の定義とは異なる。NRAにおいて計算された質量が大きく異なったのは、この定義の違いによるものと推察される。</p>
24	跳び上がり量について、加振方向(X方向、X-Y方向)との関係を説明すること	(別途回答)

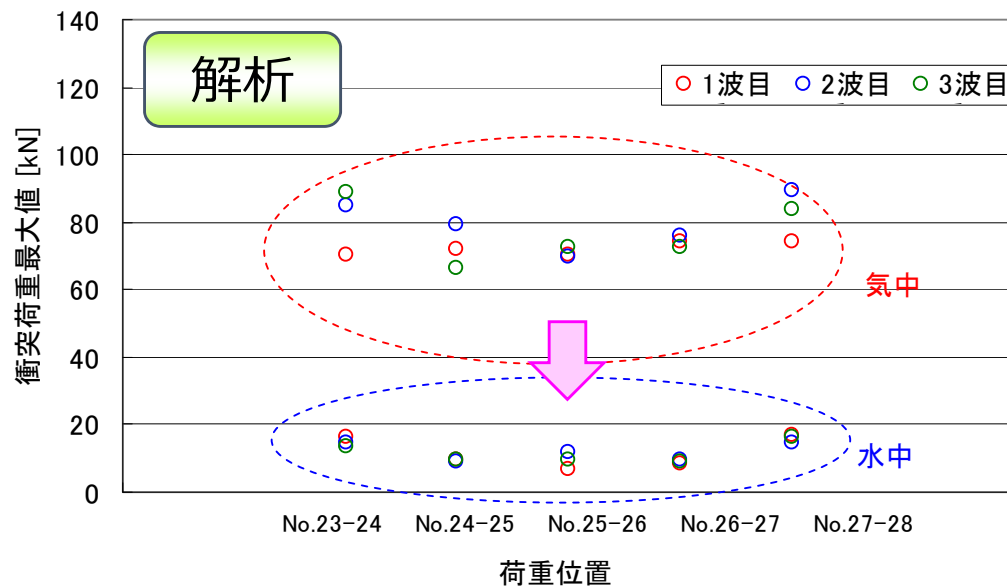
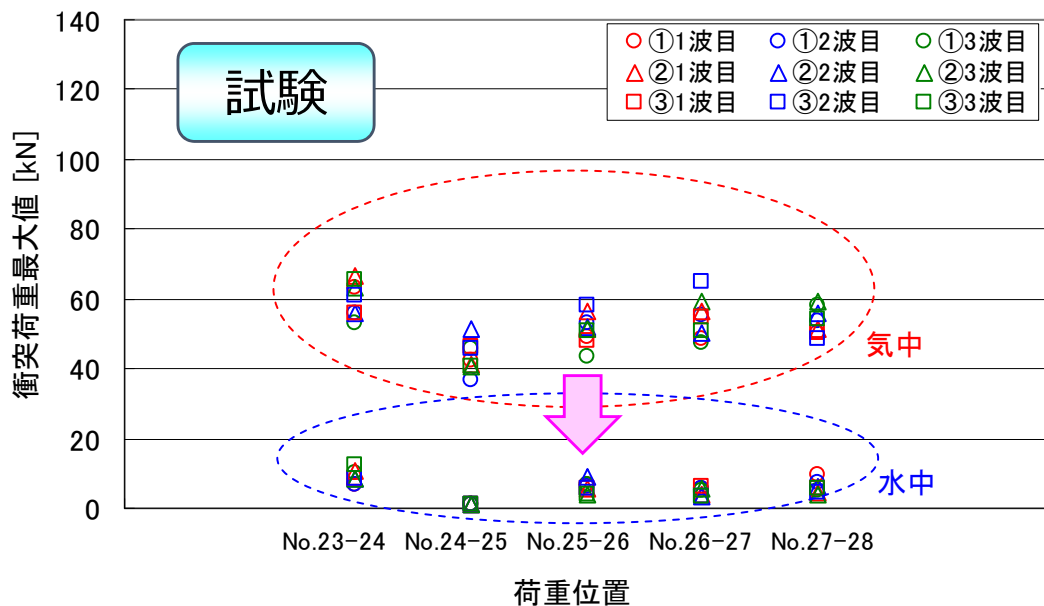
コメント	解析で試験を概ね再現ができたとしているが、その考え方を説明すること
回答	<p>炉心群振動解析コードREVIAN-3Dの開発は、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・群振動挙動への主要な影響因子を特定 ・その影響を確認できる体系の試験を実施し、試験データを取得 ・解析コードで、影響因子の効果を確認 <p>というステップを踏みながら進めてきた。</p> <p>具体的には、試験は4つの体系：①単体、②37体群体系、③18体及び32体列体系、④127体及び313体多数体系で試験を実施した。</p> <p>試験で得られた群振動挙動の特徴のうち、代表的事例として</p> <ol style="list-style-type: none"> 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（P2） ②試験：流路網の流体力により衝突荷重が低減する効果（P3） ③試験：内部流水により跳び上がり量が増加する効果（P4） 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（P5） <p>等を確認した。</p> <p>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。</p> <p>なお、解析の精度の観点から、試験結果全体を俯瞰すると、</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 最大跳び上がり量に関しては、±20～30%程度の精度で評価できる。 ➤ 最大衝突荷重に関しては、+60%程度（保守側※）の精度で評価できる。 <p style="text-align: center;">※：解析モデルでは、燃料体のZ軸廻りの回転を考えていない。この結果、解析モデル上では燃料体同士の衝突がパッド部の面同士の衝突となり、解析により算出された衝突荷重は実際の衝突現象に比べ大きな値となる。</p>

単体 正弦波試験



- 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

37体群体系 正弦波試験



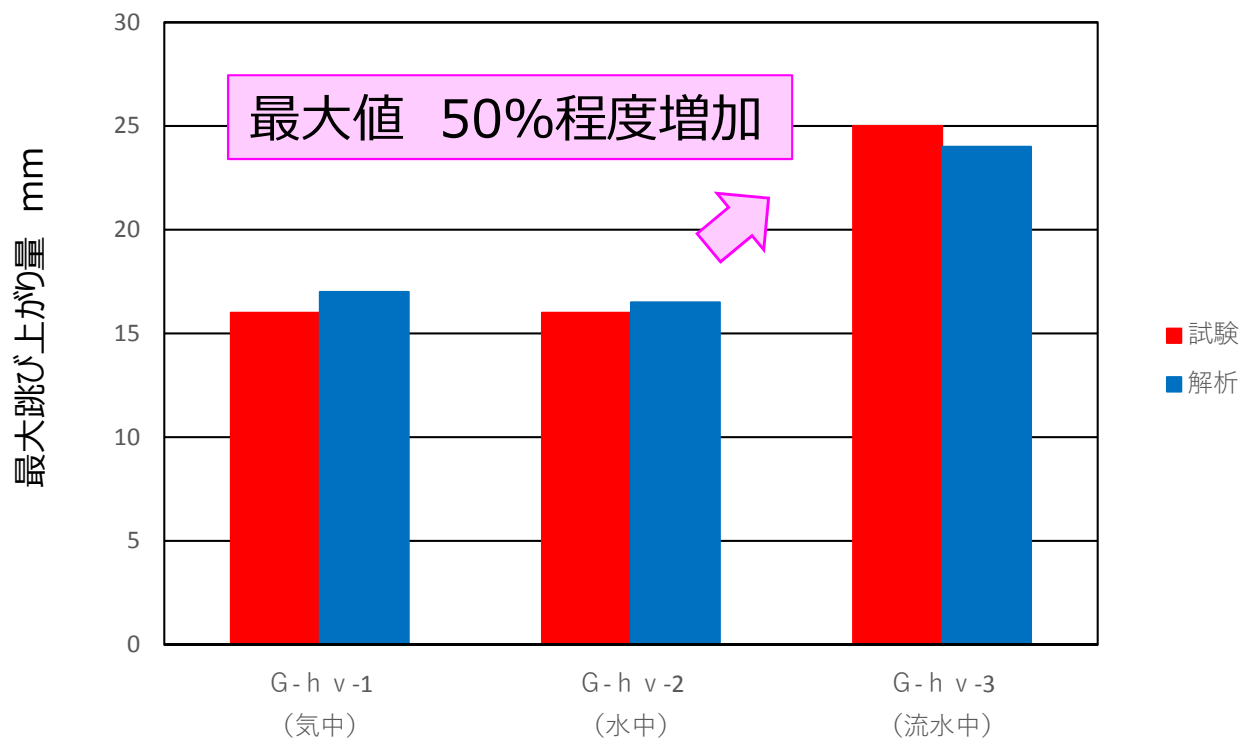
最大値分布 85%程度低減

最大値分布 85%程度低減

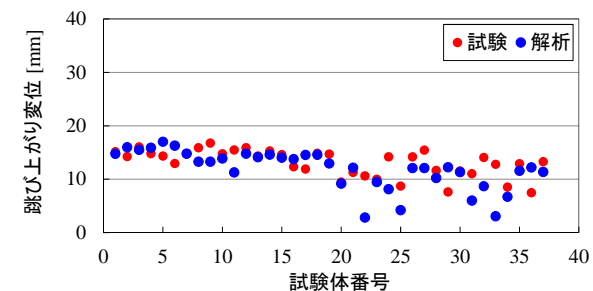
- 流路網流体力により、空気中に比べ水中での衝突荷重の最大値は85%程度低減。解析でも同様に85%程度低減しており、流路網流体力の効果を解析で再現できたと判断（最大値分布による確認）
- 本試験の場合、衝突荷重を30%程度大きめ（保守側）に評価

37体群体系 正弦波試験

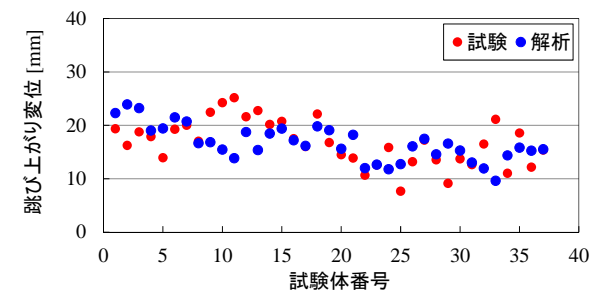
水平 + 鉛直加振



水中試験での最大跳び上がり量の分布

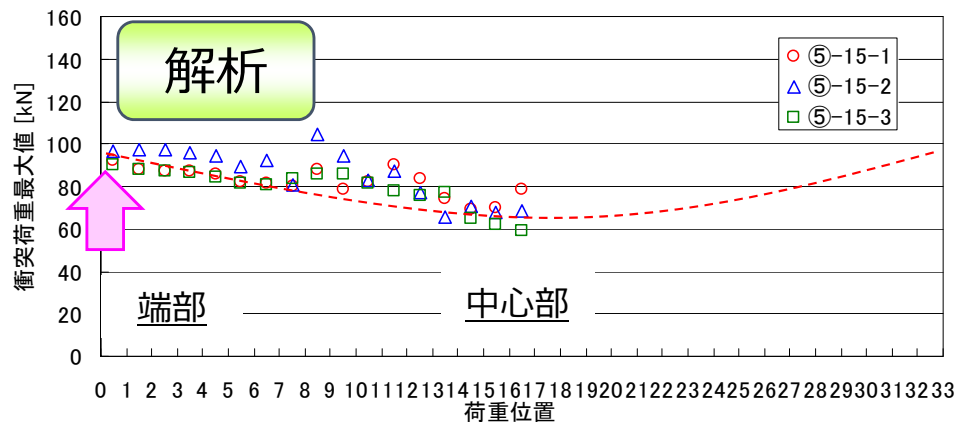
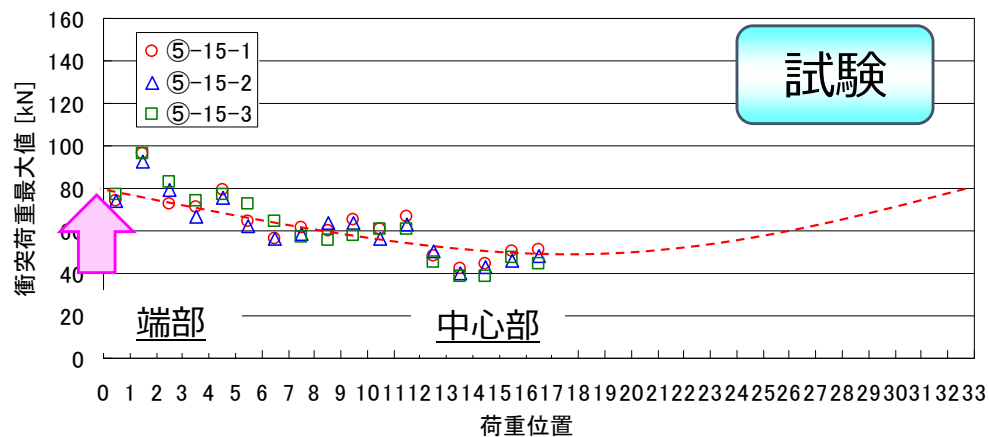
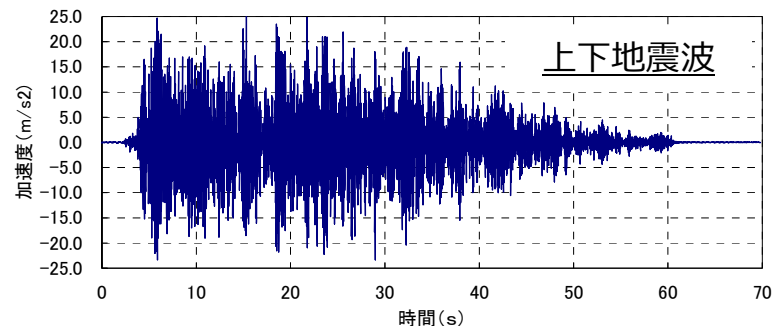
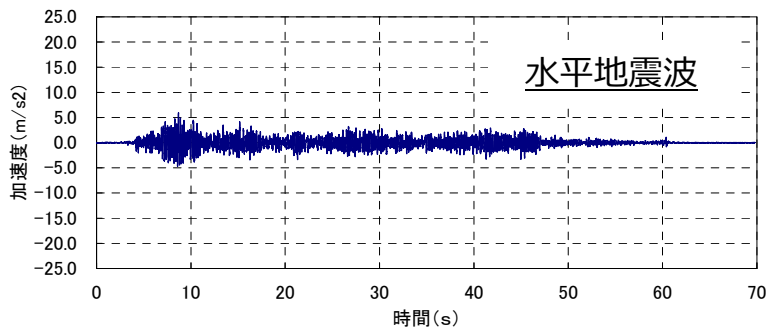


流水中試験での最大跳び上がり量の分布



- 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、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

32体列体系 地震波試験



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

解析で試験を再現できたと判断する場合の考え方

- 群振動挙動は影響因子が多く、また衝突の前後で燃料体の挙動が大きく変化する現象。燃料体挙動に与える個別の影響因子を定量的に評価することには限界がある。
- 群振動試験では、定性的な挙動の「再現性」に着目し、影響因子の定性的な効果と影響の度合いを定量的に確認しながら進める。
- 影響因子の効果確認のための試験は、その効果が顕著に現れる（予測される）体系を用いて試験を実施。
- 「再現」できたとする判断材料（試験データ）は時刻歴波形、最大値、最大値の分布などであり、これらを解析値と比較することで総合的に「再現性」を判断。

ばらつきの大きい現象の中での、解析精度を整理すると

- 4種類の試験体系（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）で群振動試験を実施し、コードの妥当性を検証するデータを取得。
- 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99%以上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、 $\pm 20\sim 30\%$ 程度の精度で評価可能。
 - 衝突荷重に関しては、 $+60\%$ 程度の精度で評価可能。
- 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。

質問	燃料体の跳び上がり評価ではどのような保守性を考慮しているのか説明すること
回答	<p>燃料体の保有する崩壊熱も放射能レベルも十分減衰しており、冷却機能を喪失しても燃料被ふく管が破損することもなく、燃料取扱い事故が発生しても、周辺公衆に対し著しい被ばくリスクを与えることはなく安全性は確認されている。このため、燃料体の跳び上がり評価では、現実的に想定される条件設定の下で基本的にノミナル値ベースの解析評価を実施している。</p> <p>例えば、構造物の地震応答解析では、設計値を使うことが基本となっている。これは構造物の剛性は固有周期に影響を与えることによる。今回の炉心群振動解析においても、解析に用いる定数は、設計値あるいは200℃における材料の物性値、実験による実測値を使用している。従って、燃料体の跳び上がり評価で考慮している保守性は、評価に用いる地震動、機器の減衰定数、炉心支持板の応答に含まれる。</p> <p>①基準地震動策定に当たっては、考慮対象とする活断層の規模、断層面及びアスペリティの設定位置、応力降下量等の不確かさを考慮して、保守的に策定する。また、もんじゅにおいては大きな地震は、距離が近い活断層によってもたらされるが、逆に地震動の継続時間は短い。しかし、応答スペクトル手法に基づく地震動設定では、震源が遠い活断層の規模と距離を考慮しており、地震動の継続時間は十分長い。この結果、応答スペクトル手法に基づく地震動設定は、地震動継続時間の観点から保守的な設定となっている。</p> <p>②機器の減衰定数は、設備機器設計側の評価では、規格値を採用しているが、実際の機器・構造が有する減衰定数はこの数値よりも高いことから、地震時の応答は保守側の評価となる。</p> <p>③炉心支持板は、周辺部に比べ振動が最も大きくなる中央部の応答を用いて評価を実施している。炉心支持板中央部の地震応答を用いることで、最大跳び上がり量が保守的な値が得られるようにしている。</p>

1. 燃料体損傷による放射線の被ばくリスク

初回の廃止措置計画申請書の中で以下の①～③を確認している。

①冷却機能喪失：

廃止措置段階にあるもんじゅの場合、炉心燃料の持つ崩壊熱は約30kW(部分装荷段階では約10kW)と小さい。このため、除熱機能を喪失しても、炉心の燃料体はナトリウム中に漬かっていれば燃料被ふく管の肉厚中心温度は運転中の制限温度である675℃を超えることはなく、被ふく管の健全性は維持され、燃料被ふく管に内包された放射性ガスが放出されることはない。この除熱機能喪失時の評価では、炉心燃料の熱移送は周方向への熱伝導のみを想定し、極めて保守的な評価としている。なお、ナトリウムを内包する機器の地震時における健全性は②に示すように確認しており、地震時において炉心燃料体がナトリウムから露出することもない。

②施設の耐震安全性評価：

使用済燃料を貯蔵する設備、あるいは使用済燃料を内蔵かつ放射性ナトリウムを内包する設備である、原子炉容器、1次主冷却系機器、炉外燃料貯蔵槽、燃料出入機、燃料貯蔵ラック等、及びそれら設備への波及影響防止の観点から、燃料交換装置、燃料移送機等を対象に耐震性を評価し、耐震安全性が確保されることを確認している(次頁参照)。従って、地震時に燃料体の破損が生じたとしても、燃料体が内包する放射性物質は、ナトリウム機器内から雰囲気中に直接出て行くことはなく、地震時の安全性は確保される。

③燃料取扱い中の事故：

燃料体1体が内包する放射性ガスの最大値は、放射性よう素：約 1.4×10^7 Bq(I-131等価換算)、放射性希ガス：約 1.8×10^9 Bq(0.5 MeV換算)と減衰している。このため、燃料体取扱い中の事故を想定し、燃料体1体中に内包する放射性ガスの放出を考えても、周辺公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えない。

また、もんじゅが保有する燃料体全数538体が保有する放射性ガスの保有量は、放射性よう素：約 2.2×10^9 Bq(I-131等価換算)、放射性希ガス：約 3.0×10^{11} Bq(0.5MeV換算)である。この全量が瞬時に放出される極めて保守的な事故を仮定(先験的な評価)しても、周辺公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認している。

燃料体に損傷が発生しても、周辺公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えないことから、廃止措置段階にあるもんじゅにおいては、燃料体の耐震安全性は、施設の安全性を担保する上で必ずしも必要条件とはならない。このため、炉心燃料体の耐震安全性は、現実的に想定される条件設定の下で評価し健全性が確認されれば、放射線障害発生の防止という観点から十分安全性は確保されているものと考え、基本的にノミナル値ベース(設計又は200℃の値)で評価を実施した。

2. 原子炉容器及び炉外燃料貯蔵槽等の耐震安全性

1次主冷却系循環ポンプ

吸込口		
Ss-D波	1.4	応答倍率法
軽水炉参考波	2.3	応答倍率法

燃料交換装置

昇降駆動装置取付ボルト		
Ss-D波	1.2	時刻歴応答解析
軽水炉参考波	1.4	応答倍率法

燃料出入機本体A

支持円筒		
Ss-D波	1.2	応答倍率法
軽水炉参考波	1.4	応答倍率法

評価用地震動に対し耐震安全性は確認されており、燃料体の破損が生じて、放射性物質が直接雰囲気中に出て行くことはない

1次主冷却系主配管

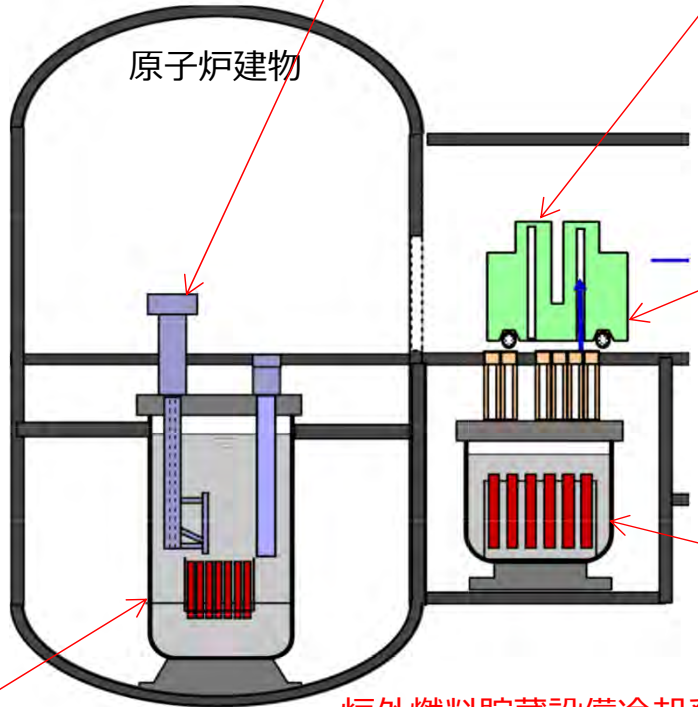
エルボ		
Ss-D波	2.1	λ° 外ルモーダル法
軽水炉参考波	1.9	応答倍率法

1次主冷却系中間熱交換器

伝熱管		
Ss-D波	1.3	応答倍率法
軽水炉参考波	1.8	応答倍率法

原子炉容器

下部支持構造物基礎ボルト		
Ss-D波	1.5	λ° 外ルモーダル法
軽水炉参考波	1.6	応答倍率法



走行台車

ローケータピン		
Ss-D波	1.2	時刻歴応答解析
軽水炉参考波	1.8	応答倍率法

炉外燃料貯蔵槽

外容器ボルト		
Ss-D波	1.6	時刻歴応答解析
軽水炉参考波	1.6	応答倍率法

炉外燃料貯蔵設備冷却系配管

冷却系配管ティ		
Ss-D波	1.3	応答倍率法
軽水炉参考波	1.1	応答倍率法

表の数値は耐震裕度を示す
 Ss-D波：
 水平760gal、鉛直507gal
 軽水炉参考波：
 水平EW方向995gal、鉛直464gal

3. 評価用地震動策定における保守性

①評価に用いる地震動の策定：

技術基準では、耐震安全性の評価に用いる地震動（基準地震動）の策定に当たっては、敷地に大きな影響を与えると予想される地震を複数選定し、以下の②、③に示す2種類の方法で地震動を策定することが求められている。地震の発生源として内陸地殻地震、プレート間地震、海洋プレート内地震を想定する。もんじゅの場合においては、プレート間地震、海洋プレート内地震は、震源までの距離が遠いことから、内陸地殻内地震が基準地震動を決める。

また、実際の地震では震源と活断層を関連づけることが困難な地震もある。技術基準では「震源を特定せず策定する地震動」の策定も求めているが、もんじゅの場合、この地震動は応答スペクトル手法に基づいて策定した基準地震動Ss-Dのスペクトルを下回る。

②応答スペクトル手法による地震動評価：

震源の規模と、震源からの距離と地震が伝播する地盤の地質状況から敷地の揺れの大きさを評価する手法。耐震バックチェック時に地震発生源として考慮した断層は、C断層、白木-丹生断層、浦底-内池見断層、和布-干飯沖断層～甲楽城断層、大陸棚外縁～B～野坂断層を想定し、地質調査結果を元に断層長さ、断層の傾きを設定。断層端部が不明確な場合は長い方向あるいは断層帯として保守側に断層長さを設定。地震規模は松田式により断層長さから設定。地震発生層は地盤構造モデルから上限4kmと下限18kmを設定。アスペリティの位置は保守側の評価となるように敷地近くの断層上端に置く。また震源パラメータの不確かさとして断層上端深さを浅くして3kmに設定。地震動の大きさを決める距離減衰式については文献をもとに設定し、断層ごとの地震動の応答スペクトルを評価。これらのすべての地震動の応答スペクトルを包絡するように基準地震動Ss-Dを設定する。

応答スペクトル手法による地震動の場合、鉛直方向の地震動は水平方向の2/3倍とする。

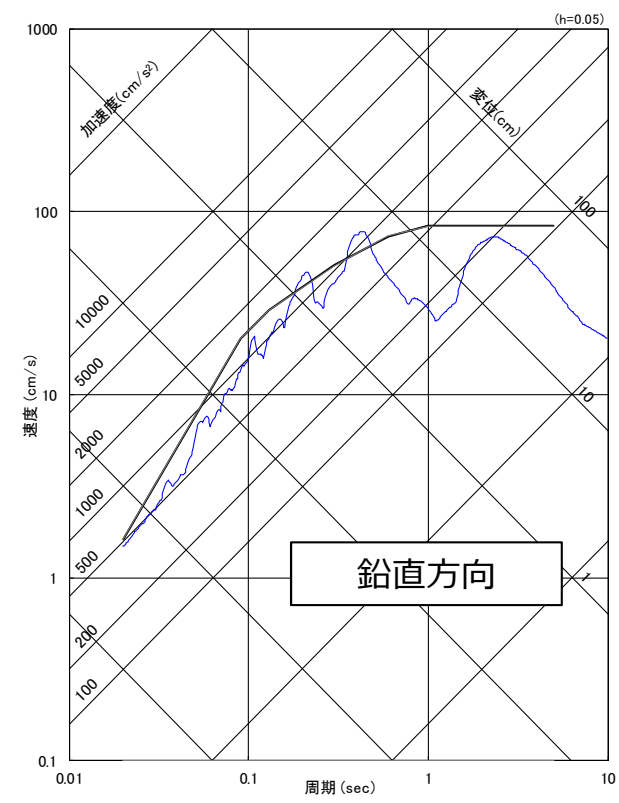
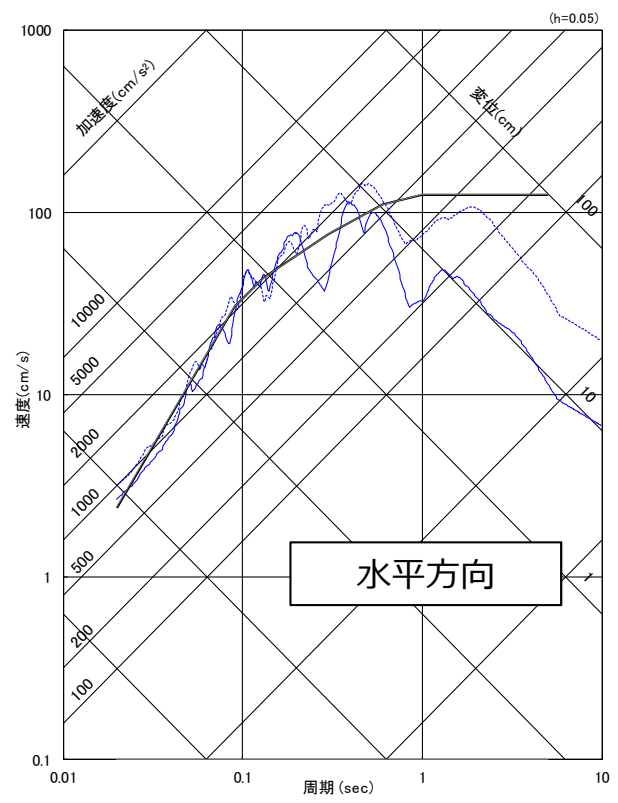
新規制基準への適合性が確認された近隣の軽水炉の基準地震動と、耐震バックチェックの際に策定したもんじゅの基準地震動Ss-Dはほぼ同等レベルである。このため廃止措置段階における評価用地震動の一つとして、耐震バックチェックで策定した基準地震動Ss-Dを採用。

③断層モデル手法による地震動評価：

震源となる断層を面としてとらえ小領域に分割し、個々の小領域から発生する地震の波を重ね合わせて、敷地の揺れを評価する手法。耐震バックチェックでは一部周期でSs-Dを上回るため、断層モデル手法により策定した地震動に対しても基準地震動に選定し耐震評価を実施。新規制基準への適合性が確認された近隣の軽水炉の地震動を参考に、同等の地震動レベルとなる断層モデル波を簡易的に1組設定し、評価用地震動として採用。

地震動の策定に当たっては、震源断層の長さ、地震発生層の上端深さ、断層の傾斜角、アスペリティの位置・大きさ、応力降下量、破壊開始点等の不確かさを考慮している。このような不確かさを考慮して策定した検討用地震動は、評価用地震動として保守的な地震動となる。また、耐震バックチェック時にSs-Dの年超過確率を評価しているが、その値は 10^{-4} ～ 10^{-5} /炉・年である。部分装荷状態となる期間が約1ヶ月であることを考えれば、確率論的に、この間に評価用に用いた規模の地震が発生するリスクはさらに小さい。

4. 評価に用いた地震動 (応答スペクトル)

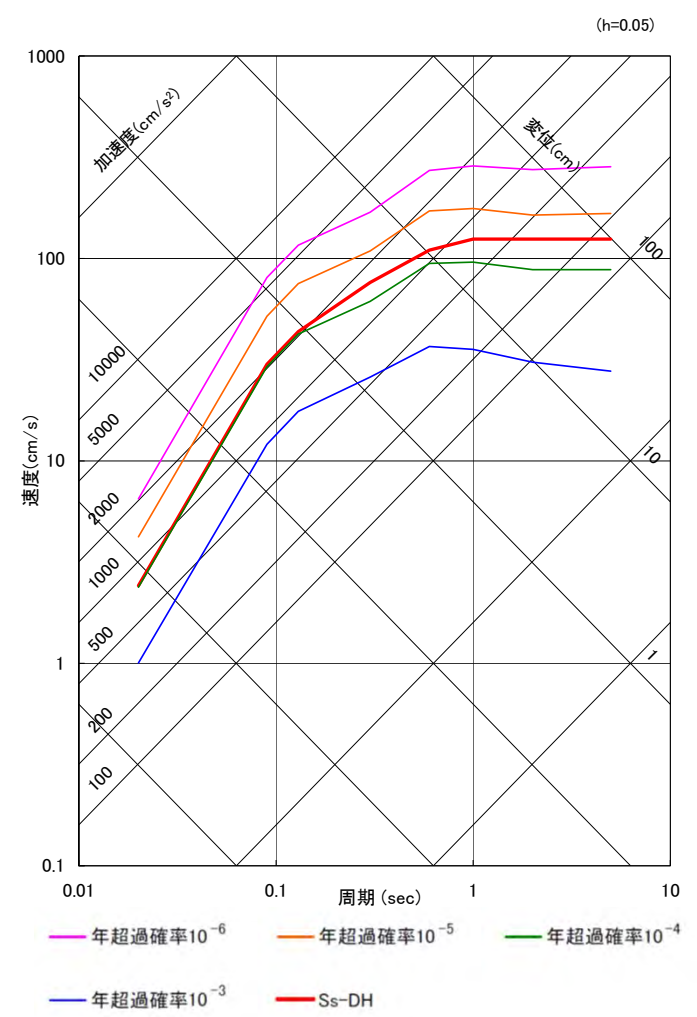


凡例 (Gal)

- : 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

Ss-Dの年超過確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度



水平方向Ss-Dの応答スペクトルと一様ハザードスペクトル

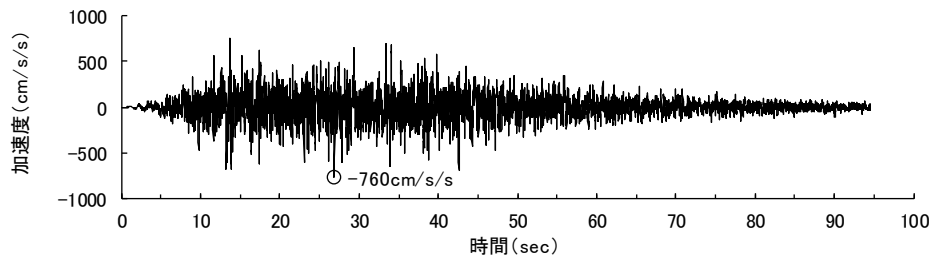
出典：高速増殖原型炉もんじゅ「発電用原子炉施設に関する耐震設計指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果報告書 改訂 平成22年2月 より

5. 評価に用いた地震動 (加速度時刻歴波形)

評価に用いた地震動の加速度時刻歴波形を以下に示す。

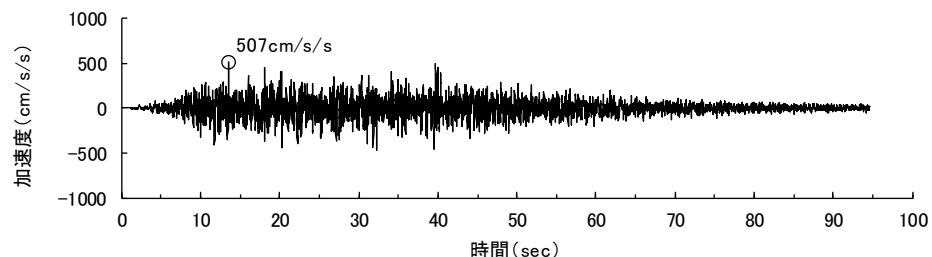
「応答スペクトル」手法による地震動

最大加速度値 -760 cm/s/s



水平方向

最大加速度値 507 cm/s/s

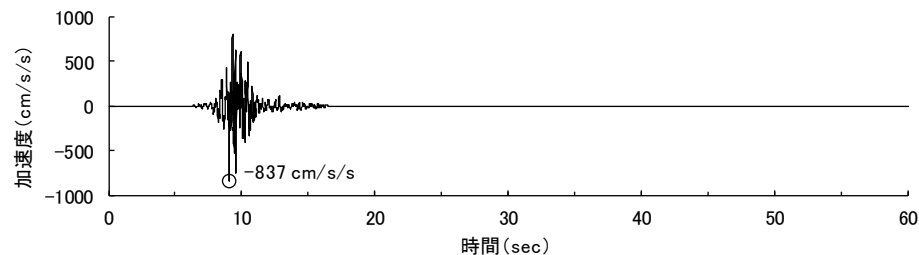


鉛直方向

「断層モデル」手法による地震動は、水平方向の加速度が「応答スペクトル」手法による地震動を超える。しかし、継続時間が5秒程度と短いため、衝突を繰り返し燃料体が高く跳び上がる現象の評価においては、大きく揺れる継続時間が短く、必ずしも保守的とは言えない。しかし、「応答スペクトル」手法による地震動は強震動領域の継続時間が長く、燃料体の跳び上がり評価では定性的に保守的な地震動となる。

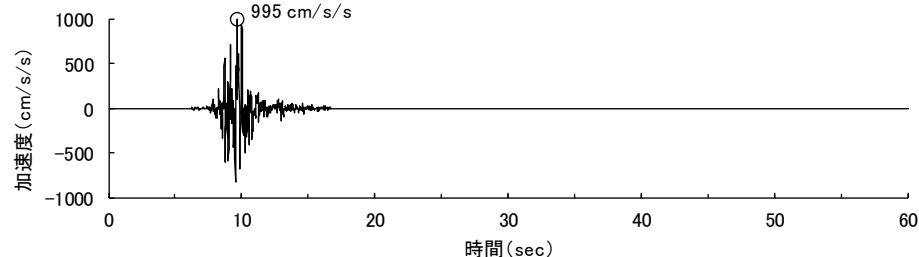
「断層モデル(軽水炉の基準地震動レベルを参考)」手法による地震動

最大加速度値 -837 cm/s/s



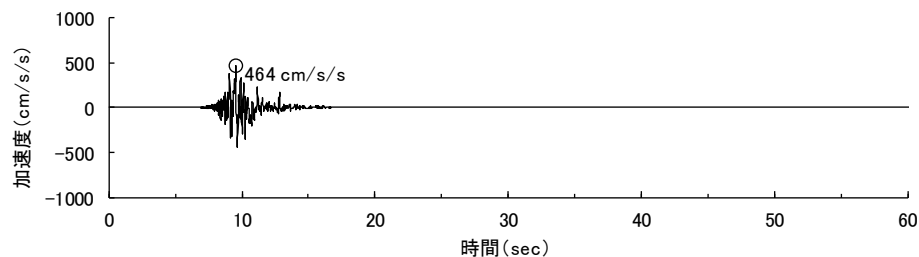
NS方向

最大加速度値 995 cm/s/s



EW方向

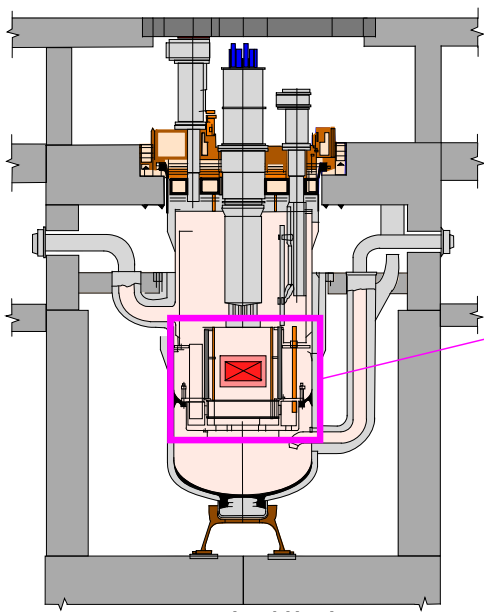
最大加速度値 464 cm/s/s



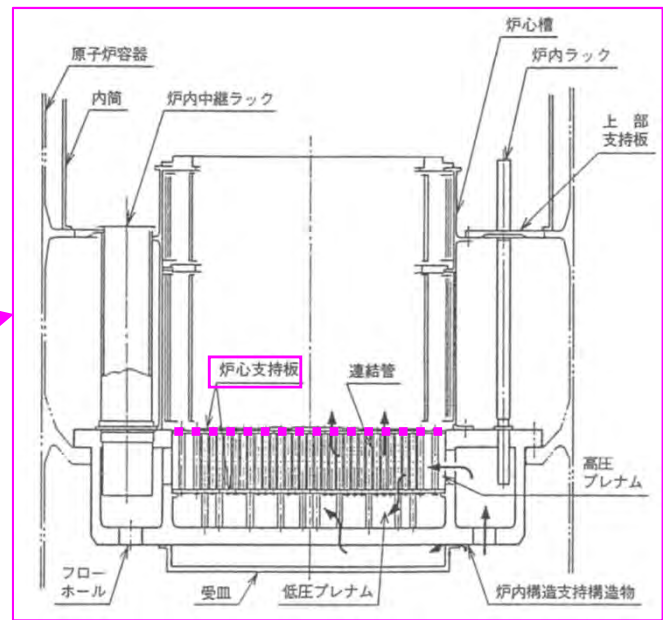
UD方向

6. 炉心支持板の状況と地震動の入力条件

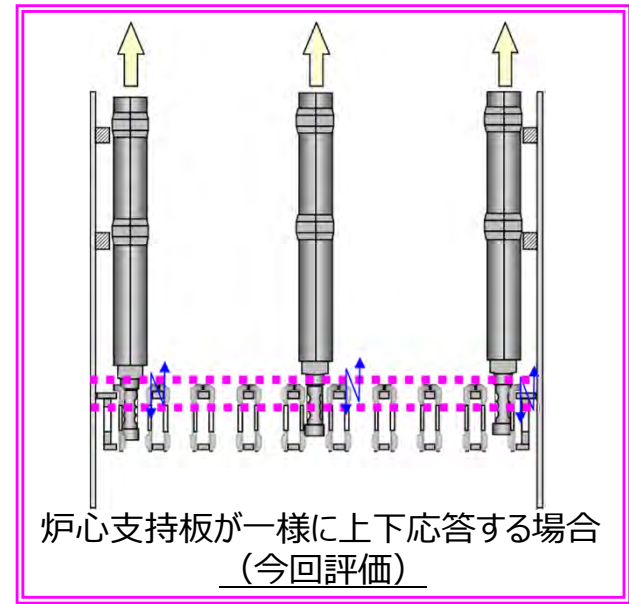
- ◆ 炉心支持板は2枚の多孔円盤（板厚50mm）が700本以上の連結管で接続され、更に炉内構造支持構造物とも連結された構造で、非常に剛性は高いものの、地震時応答の際は、太鼓の様に周辺部より中央部の変位が大きくなる。このため、炉心支持板の位置により上下の変位量に差が生じ、燃料体等に与える上下方向の力に差が生じる。
- ◆ 今回の評価では、原子炉構造応答解析により、一番大きい挙動となる炉心支持板中央部の応答時刻歴を用い、炉心支持板の中央部も周辺部も一様に上下に応答するとして評価を実施している。
- ◆ このため、特に炉心支持板の周辺部に装荷される燃料体/模擬体の跳び上がり量は保守的な評価となる。



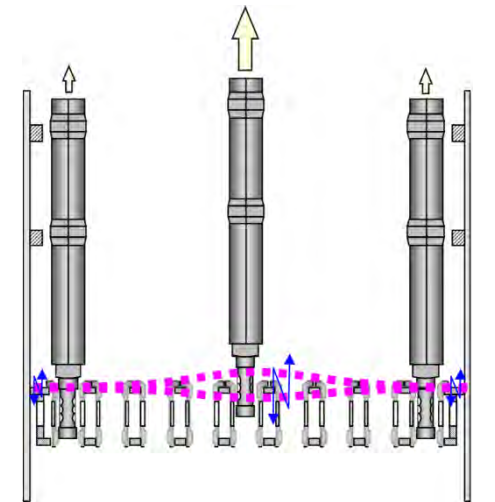
原子炉構造



炉内構造物



炉心支持板が一様に上下応答する場合
(今回評価)



炉心支持板の変形を考慮した場合

①建物の応答解析：

固有周期が変化すると建物内に設置される機器の振動に影響を与える。例えば、コンクリートの弾性係数を変えると、建物の固有周期が変わり、建物の上に設置される機器の応答も変わる。このため、建物の地震応答解析は平均象を示すように、建物の解析パラメータとしては設計値を用いるのが基本。建物固有の課題を評価する場合は、解析パラメータを変えて評価することもあるが、建物応答の不確かさは、機器側の評価（例えば床応答スペクトルの $\pm 10\%$ 拡幅等）で考慮される。

②機器・配管の応答解析：

振動現象の評価では、固有周期が変わるとその影響が大きいため、機器・配管の応答解析では平均象を示すように、解析パラメータは設計値を用いるのが基本。

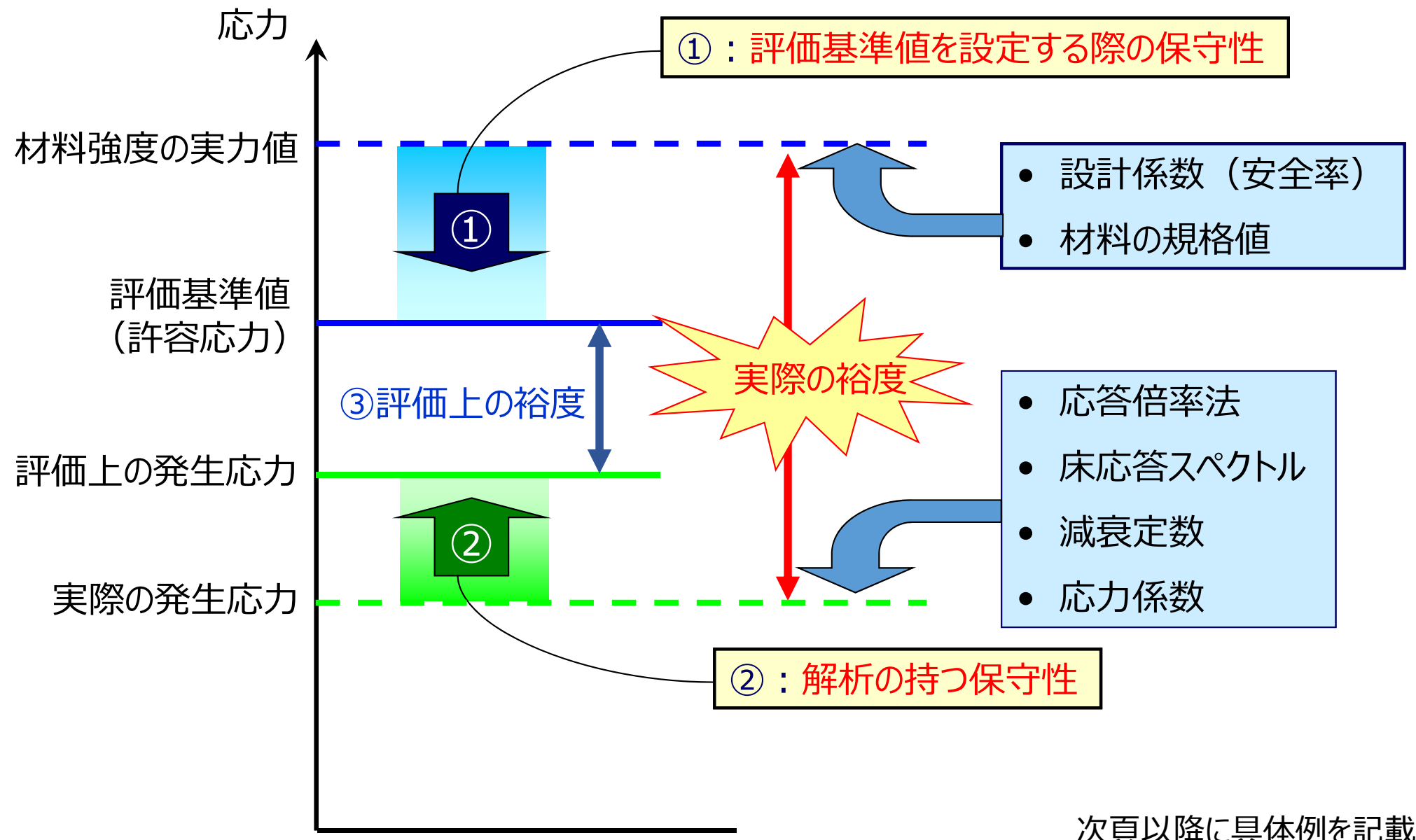
③機器・配管の評価が有する保守性：

材料強度基準が有する保守性（規格値であって実力値は更に大きい）、応力制限に含まれる保守性（1次一般膜応力、1次膜+曲げ応力の制限は余裕を考慮した値）、スペクトルモーダル解析における床応答スペクトルの $\pm 10\%$ 拡幅、配管評価に用いる応力係数は保守性を見込んだ値、設計評価で用いる減衰定数は実測データの下限を使用、複数階に渡って設置される配管は最も床応答が大きくなる床レベルの床応答で評価、等の保守性を有す。

さらに、評価手法を簡易評価から詳細化することにより、精緻な評価が可能となり評価値と基準値の間に余裕が生まれる。また、学会の規格となっている非線形解析を適用すれば、さらに余裕が生まれる。

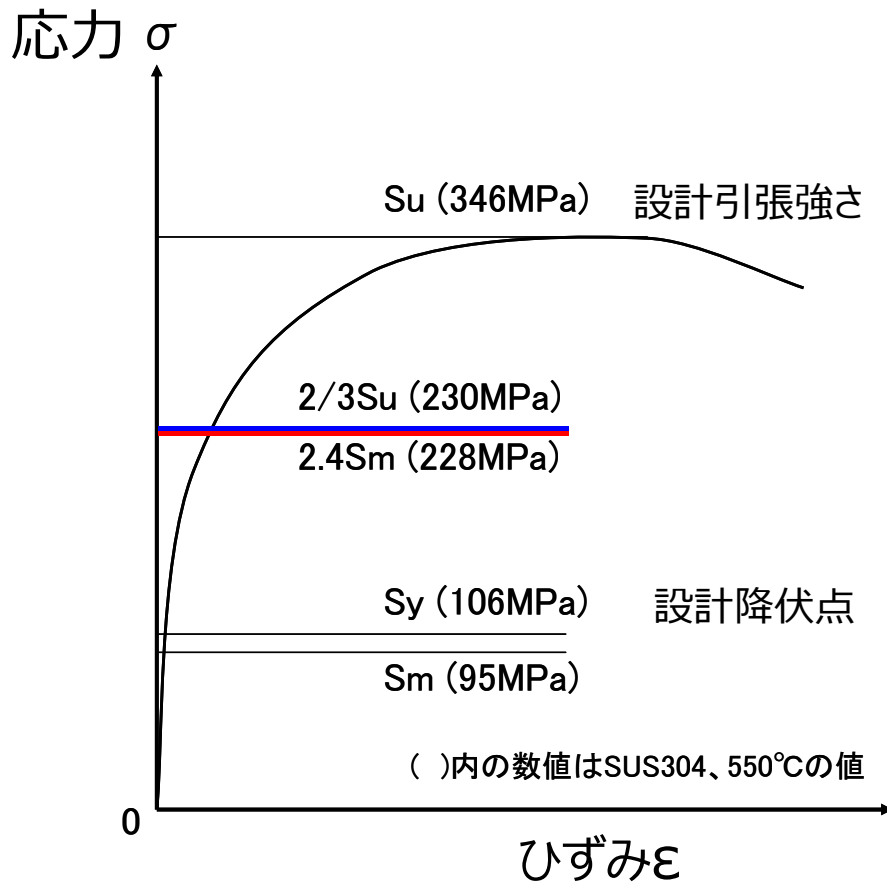
構造物の地震応答解析では、物性値を変えると、固有周期が変化することから、構造物の物性値等は設計値を使用して評価することが基本。また、評価手法及び評価基準は保守性を有しており、構造物に発生する実際の応力と材料強度の実力値との間には、設計評価以上の余裕を内在する。

8. 評価の保守性と裕度の関係



次頁以降に具体例を記載

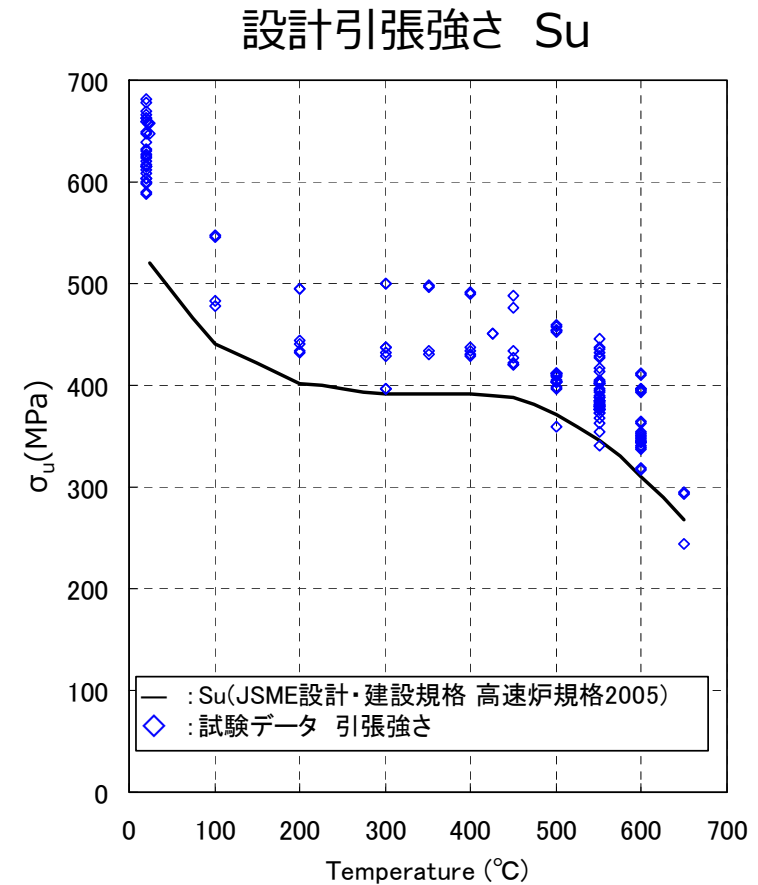
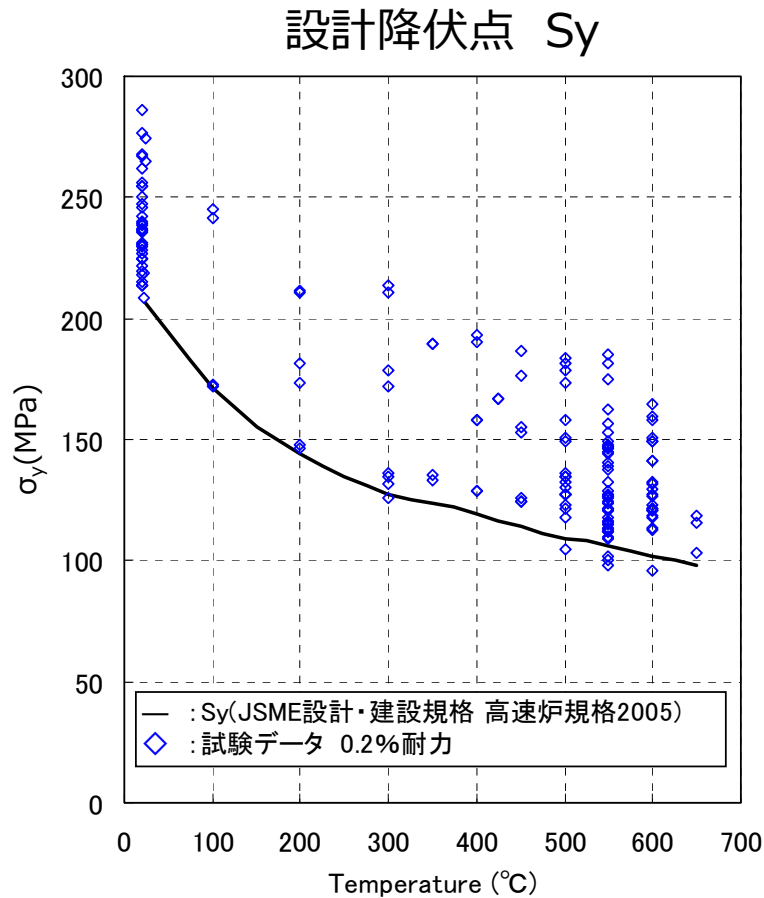
SUS304の応力ひずみ関係と許容応力
(制限値)



もんじゅの主要機器、配管の材料であるSUS 304 は、左図から分かるように、延性に優れ、降伏点を超えても高い耐荷重能力を有す

仮に、発生応力が1次一般膜応力の許容応力 (Min [2.4Sm, 2/3Su], 228 MPa) に達したとしても、材料の設計引張強さ Su, 346 MPa はその1.5倍程度である

さらに、Su, Sy等は設計規格値であり、材料強度の実力値はこれを上回る (後述)



設計降伏点 (S_y)、設計引張強さ (S_u) 等の材料の規格値は、国産材料の試験データに基づき、そのほぼ下限となるよう定められている

実際に使用された材料（2次主冷却系配管材）のミルシートの分析(147個)から、
 設計降伏点 (205 MPa) に対して実材料の降伏点の99%信頼下限は約10%高め
 設計引張強さ (520 MPa) に対して実材料の引張強さの99%信頼下限は約10%高め

参考 3. 配管の減衰データと設計用減衰定数

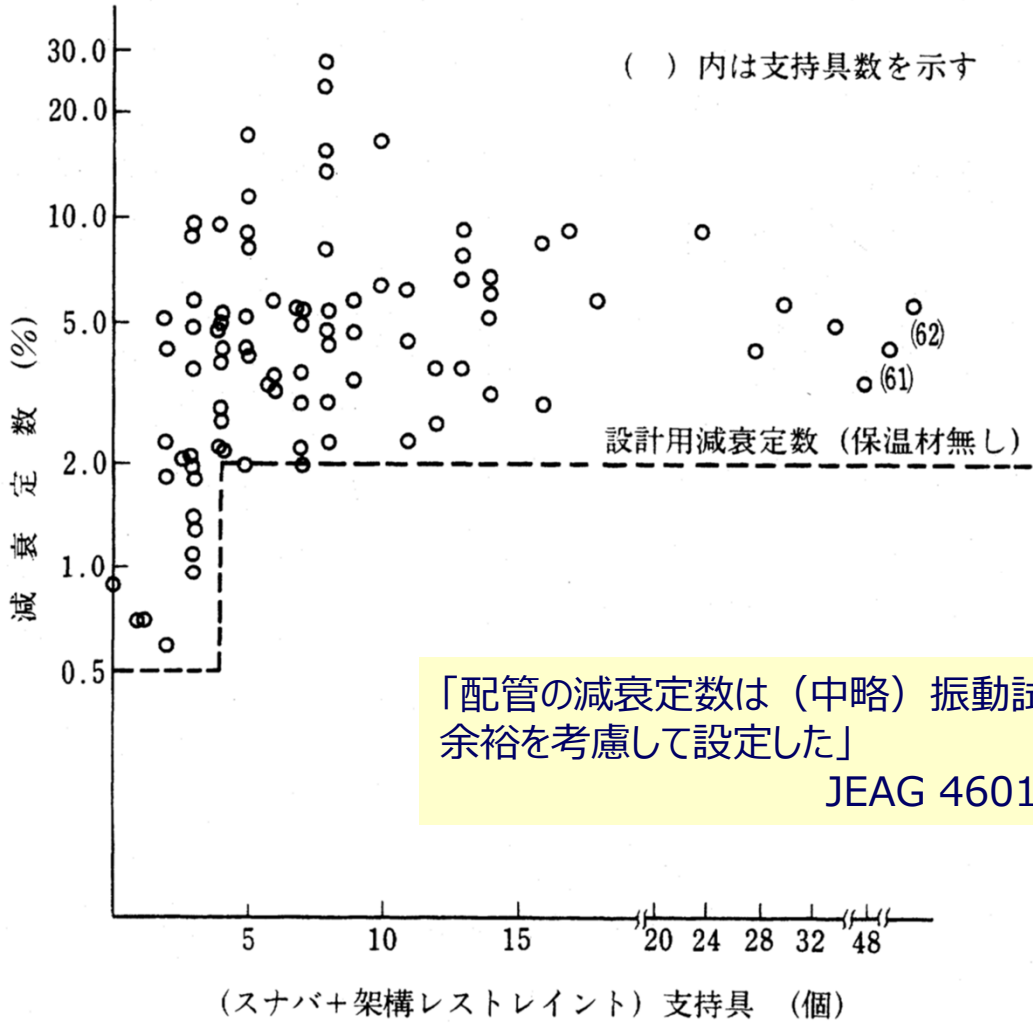
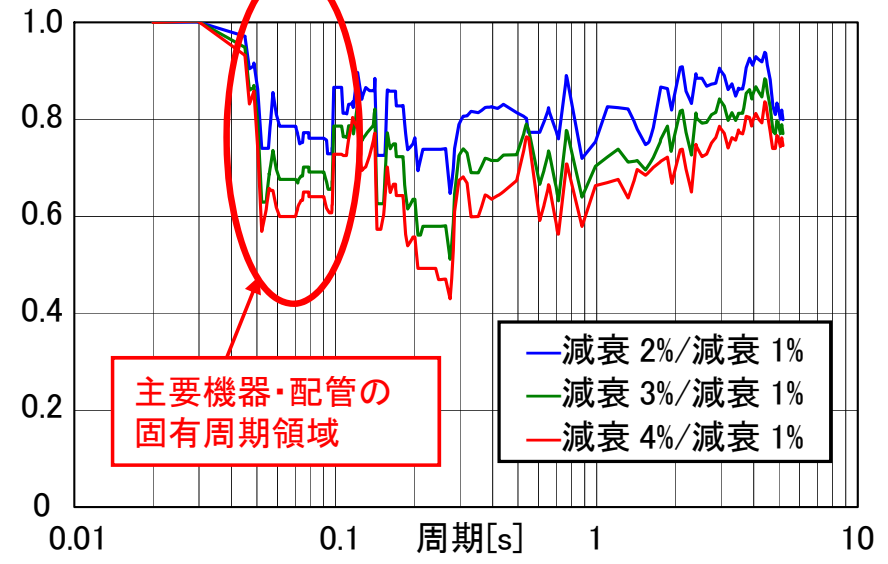
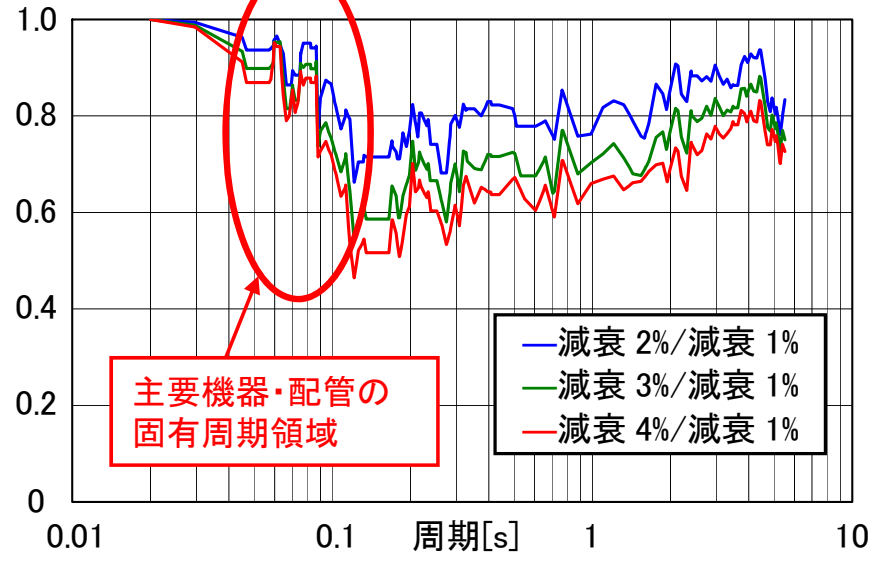
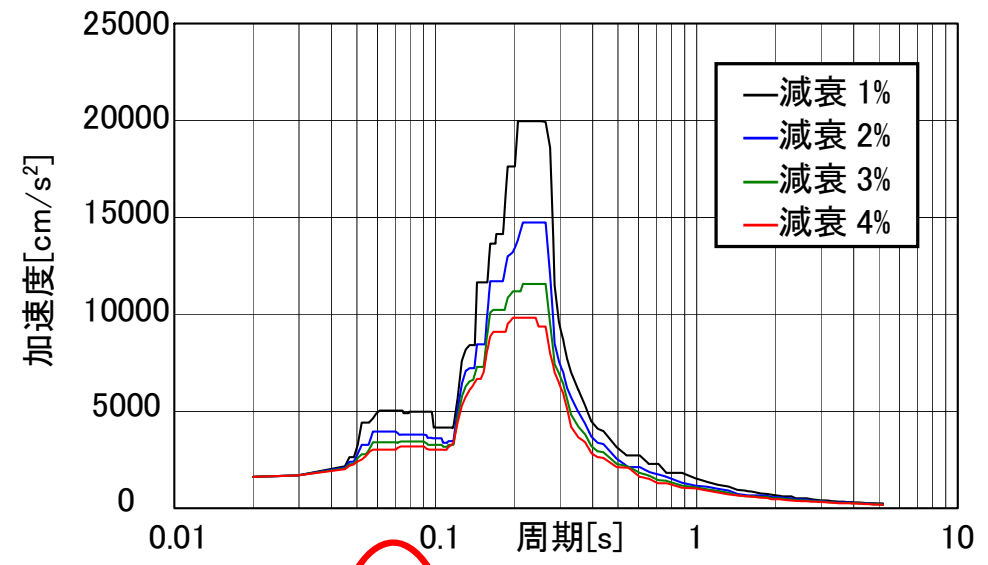
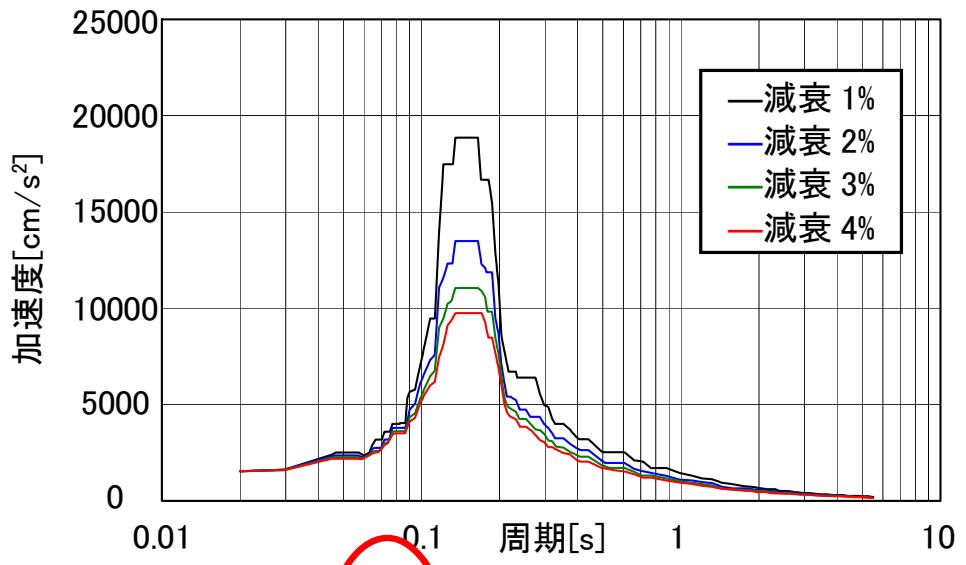


図1.2-7 (スナバ+架構レストレイント) 数と減衰定数の関係

原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1991 追補版 より引用

参考 4. 減衰定数が有する地震応答への影響程度



IC05(EW 方向)

AB18(EW 方向)

主要機器・配管の固有周期領域($\leq 0.12\text{sec}$)では、例えば減衰を1%→2%とすることで応答は10%~20%低減

耐震設計に用いる減衰定数 (日米基準の比較)

	減衰定数(%)				
	耐震安全性 評価 *1	NRC *2	ASME *3	ASCE *4	HEDL文献 *5
機器 溶接構造物	1.0	4.0	4.0	2.0	-
配管	0.5~3.0	4.0	5.0	5.0	3inch以下 9% 3inch~8inch 6%

*1 JEAG4601 (原子炉容器の減衰定数は1%を使用)

*2 U.S.NUCLEAR REGULATORY COMMISSION REGULATORY GUIDE 1.61(2007)

*3 ASME 2004 SECTION III, DIVISION 1-APPENDICES

*4 ASCE/SEI 43-05 Seismic Design Criteria for Structures, Systems, and Components in Nuclear Facilities

*5 HANFORD ENGINEERING DEVELOPMENT LABORATORY

M.J.ANDERSON et al. "DAMPING IN LMFBR PIPE SYSTEM", 5th Annual PVP Conference June, 1984-San Antonio, Texas

コメント	極値統計を分かり易く説明すること
回答	<p>燃料体の跳び上がりは、炉心支持板との衝突現象を伴うため、確定論的に燃料体の挙動を追うことには限界がある。しかし、炉心支持板の振動が一定の振幅の中で振動すること、燃料体の炉心支持板への衝突速度も一定の幅の中で変動することを考えれば、確率論的に取り扱うことは可能である。</p> <p>評価の対象としているのは、燃料体の最大跳び上がり量である。燃料体個々の跳び上がり量も分布を持つ。解析や実験によって評価対象としている値は、それぞれの燃料体跳び上がりの最大値である。これは、個々に分布を有したデータの中から、最大値を抽出し、その最大値の分布がどうなるかを調べることに等しい。</p> <p>このような、最大値の分布を調べる方法として、極値統計論がある。この理論を37体群体系実験に適用し、跳び上がり量がどのように整理されるか調べた。</p> <p>燃料体の最大跳び上がり量の分布は概ね二重指数分布(Gumbel分布)に従うことを確認し、燃料体跳び上がり量の最大値は、一定の信頼度を有して推定可能なことを確認した。また、37体群体系の跳び上がり実験では、解析が実験結果を保守側に評価することも確認した。</p> <p>解析によりもんじゅの燃料体最大跳び上がり量を評価すると約20mmとなる。燃料体の最大跳び上がり量が、二重指数分布に従うとすれば、この跳び上がり量は99.7%以上の信頼度をもって最大値を推定している。</p>

1. 燃料体の跳び上がり評価に極値統計を適用する背景

炉心群振動は、隣接燃料体との衝突、跳び上がった燃料体の炉心支持板への衝突現象を含む。衝突前と衝突後では、燃料体の挙動が大きく変化するため、確定論的に燃料体の挙動を追うことには限界がある。

一方、振動現象は一定の幅で振れるため、確率論的に取り扱うことが可能。振動の分布を確率分布関数と見做せば、燃料体の挙動を確率論的に推定することができる。

燃料体が跳び上がり落下して炉心支持板と衝突する。衝突後の燃料体の跳び上がり高さは、衝突現象のため衝突時の炉心支持板の速度によって異なる。逆に、炉心支持板が下向き方向に振れている場合は、燃料体は跳び上がることなく炉心支持板上へ着床して跳び上がりが収束する場合もある。燃料体の落下速度、即ち炉心支持板との衝突速度は、常に一定ではなく、一定の幅の中で変化する。

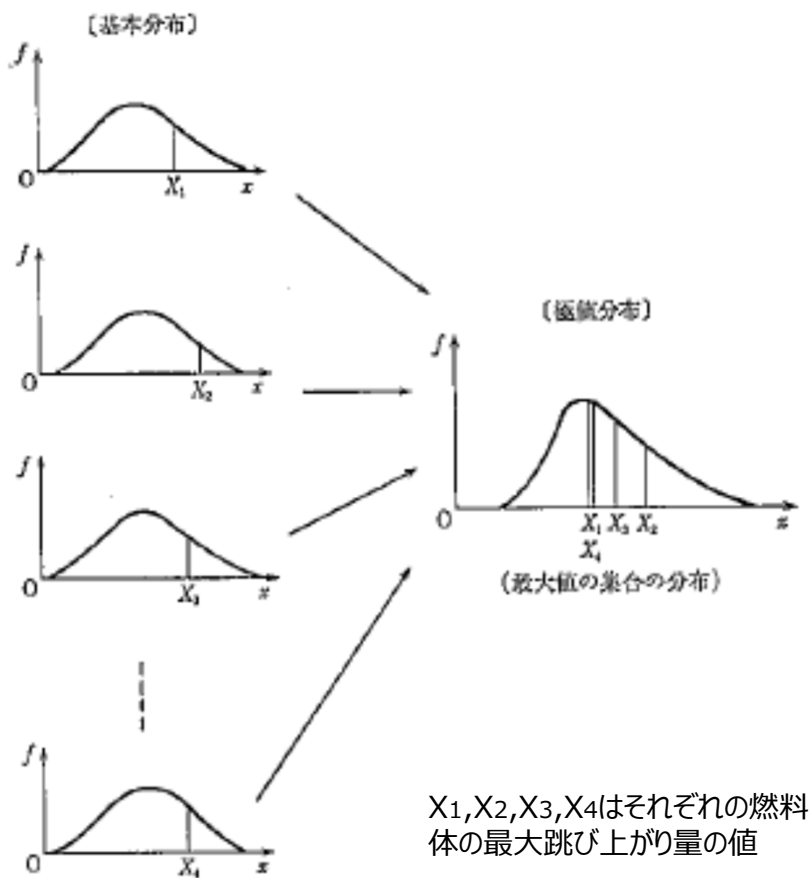
燃料体と炉心支持板は、それぞれの確率的な速度分布をもって衝突すると考えれば、燃料体の跳び上がり量の定量値推定は確率論的に取り扱うことが適切な領域。

今回評価したい値は、跳び上がり量の最大値、あるいはその推定値。従って、統計論的には極値を推定することになり、気象学、水文学、信頼性工学等の分野で利用されている、極値統計の手法を適用した。

2. 極値統計論の概要

個々の燃料体は、それぞれの跳び上がり量の基本分布に従っていると仮定する。このうち、最大値の分布が極値分布である。基本分布から極値分布へ整理する模式図を左下に示す。このような極値の分布は、Gumbelによって3つの分布に分類され、その数学的基礎が議論されている。その分類を右下に示す。数学的には、正規分布やワイブル分布等に従う母集団から、ランダムに抽出した最大値や最小値のサンプリングは、サイズが大きくなると二重指数分布に従う。

極値分布の分類



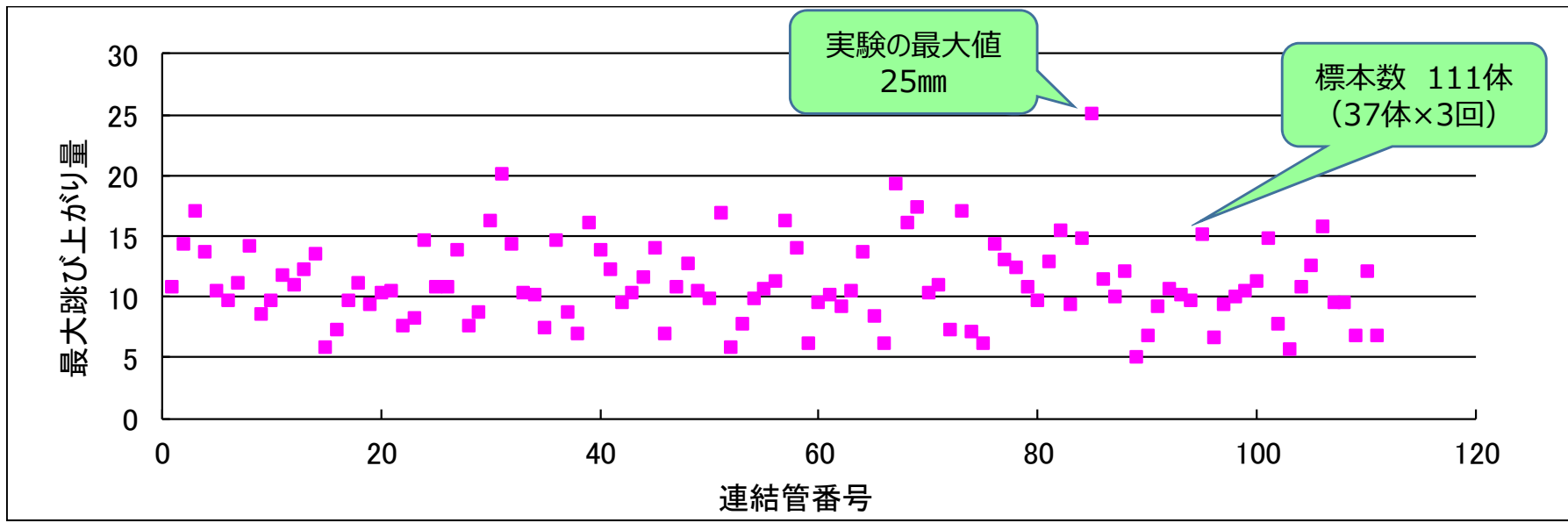
	最大値分布	最小値分布
第1タイプ (2重指数分布)	$F_I(x) = \exp\left[-\exp\left(-\frac{x-\lambda}{\alpha}\right)\right]$ $f_I(x) = \frac{1}{\alpha} \exp\left[-\frac{x-\lambda}{\alpha}\right] \exp\left[-\exp\left(-\frac{x-\lambda}{\alpha}\right)\right] \quad -\infty < x < \infty$ $-\infty < \lambda < \infty, \alpha > 0$	$F_{-I}(x) = 1 - \exp\left[-\exp\left(\frac{x-\lambda}{\alpha}\right)\right]$ $f_{-I}(x) = \frac{1}{\alpha} \exp\left[\frac{x-\lambda}{\alpha}\right] \exp\left[-\exp\left(\frac{x-\lambda}{\alpha}\right)\right] \quad -\infty < x < \infty$ $-\infty < \lambda < \infty, \alpha > 0$
第2タイプ	$F_{II}(x) = \exp\left[-\left(\frac{x-\gamma}{\eta}\right)^{-m}\right]$ $f_{II}(x) = \frac{m}{\eta} \left(\frac{x-\gamma}{\eta}\right)^{-m-1} \times \exp\left[-\left(\frac{x-\gamma}{\eta}\right)^{-m}\right]$ $-\infty < \gamma \leq x < \infty, \eta > 0, m > 0$	$F_{-II}(x) = 1 - \exp\left[-\left(\frac{\gamma-x}{\eta}\right)^{-m}\right]$ $f_{-II}(x) = \frac{m}{\eta} \left(\frac{\gamma-x}{\eta}\right)^{-m-1} \times \exp\left[-\left(\frac{\gamma-x}{\eta}\right)^{-m}\right]$ $-\infty < x \leq \gamma < \infty, \eta > 0, m > 0$
第3タイプ	$F_{III}(x) = \exp\left[-\left(\frac{\gamma-x}{\eta}\right)^m\right]$ $f_{III}(x) = \frac{m}{\eta} \left(\frac{\gamma-x}{\eta}\right)^{m-1} \times \exp\left[-\left(\frac{\gamma-x}{\eta}\right)^m\right]$ $-\infty < x \leq \gamma < \infty, \eta > 0, m > 0$	$F_{-III}(x) = 1 - \exp\left[-\left(\frac{x-\gamma}{\eta}\right)^m\right]$ $f_{-III}(x) = \frac{m}{\eta} \left(\frac{x-\gamma}{\eta}\right)^{m-1} \times \exp\left[-\left(\frac{x-\gamma}{\eta}\right)^m\right]$ $-\infty < \gamma \leq x < \infty, \eta > 0, m > 0$

注) 第1漸近タイプの最大値分布を Gumbel 分布とよぶ。
第3漸近タイプの最小値分布を Weibull 分布とよぶ。

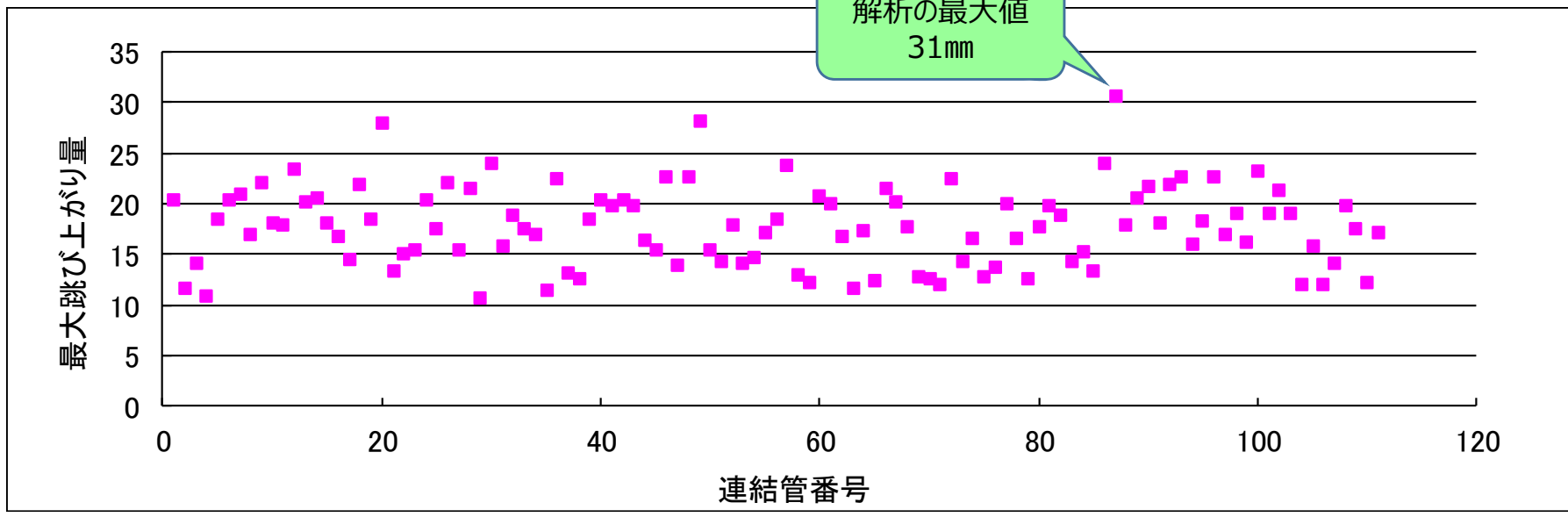
3. 37体群体系試験における最大跳び上がり量の実験値と解析値

37体群体系 流水中 正弦波3回連続加振試験 上下単独加振 (10.8m/s² 14.6Hz)

実験値



解析値



4. 37体群体系跳び上がり試験データの整理

Xを燃料体の最大跳び上がり量とし、その分布関数を $F(X)$ とおき、以下の形（二重指数分布）を考える

$$F(X) = \text{Exp}\{-\text{Exp}(-Y)\}$$

ここで、 $Y = \alpha(X-u)$ とおき、2回自然対数をとれば

$$Y = -\ln\{\ln(1/F(X))\} = \alpha(X-u)$$

となる。

従って、 $1/F(X)$ の2回対数を取り、そのグラフが直線となれば、分布関数 $F(X)$ は二重指数分布（Gumbel分布）に従うことが、視覚的に分かり易い。

37体群体系試験における実験及び解析の標本データはそれぞれ111個。跳び上がり量の小さい方から順に、縦軸目盛に2回対数値をとった確率紙にプロットすると、右図になる。

プロットは概ね直線状に並び、燃料体の最大跳び上がり量の分布は二重指数分布に従うことが推定される。

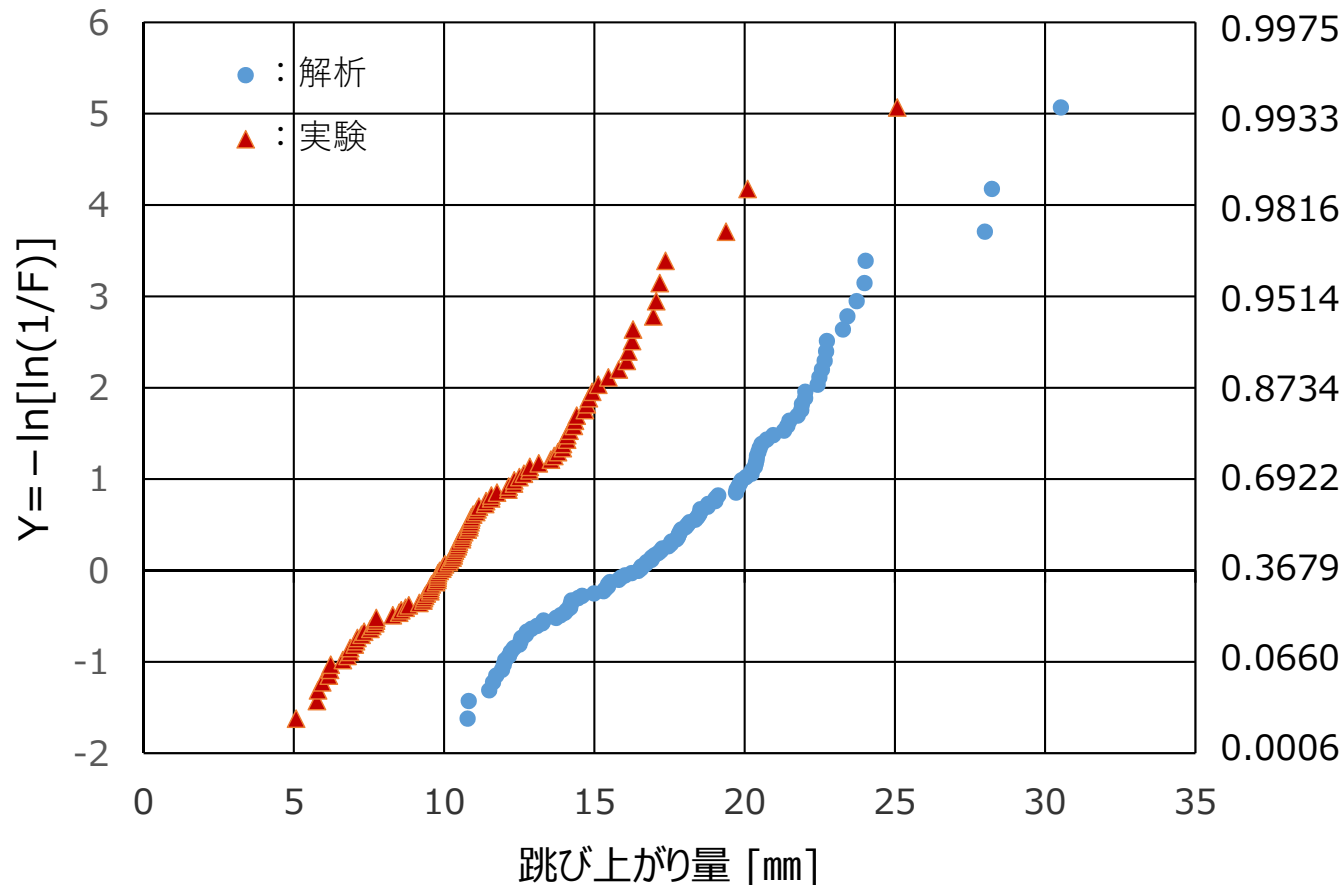
なお、標本データ F_i の割り当てとしてミーンランク法とメジアンランク法があるが、この図ではメジアンランク法を適用して整理した。

ミーンランク法 : $F_i = i/(n+1)$

メジアンランク法 : $F_i = (i-0.3)/(n+0.4)$

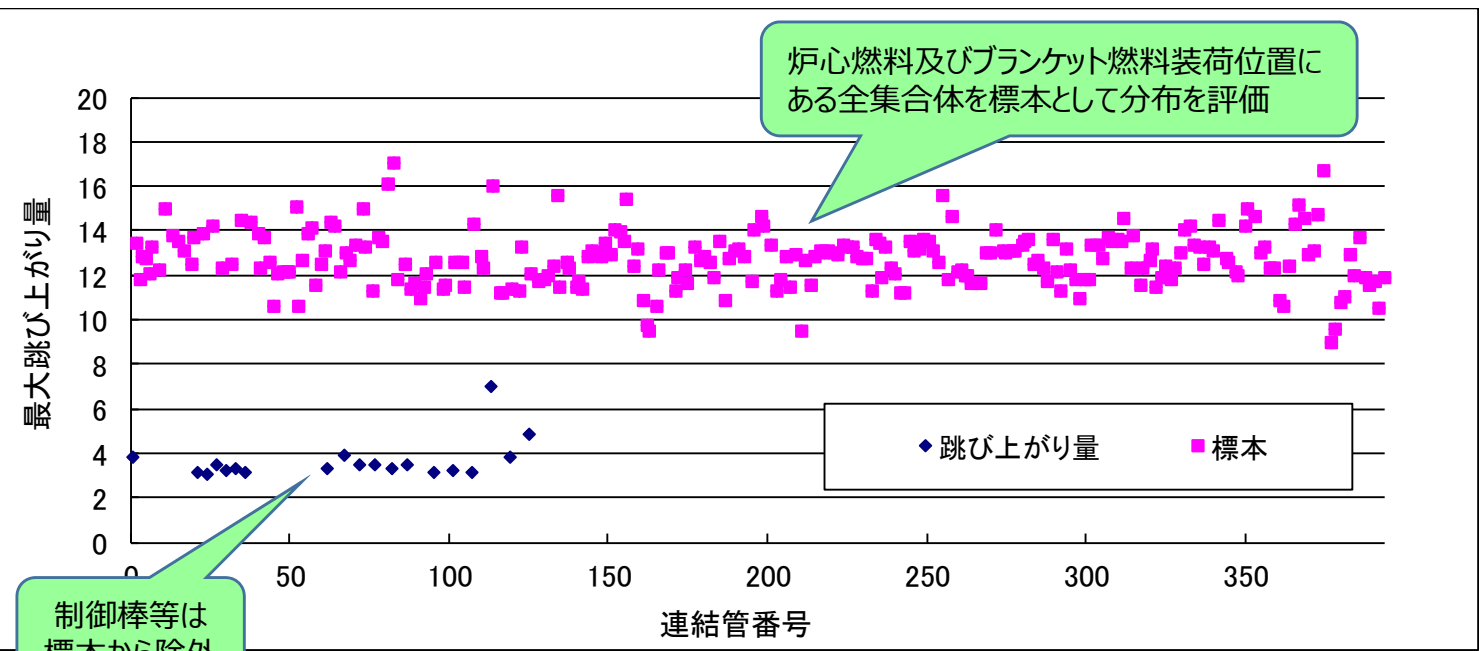
ここで n は標本数

跳び上がり量の累積分布



実験及び解析による燃料体の最大跳び上がり量の分布は概ね二重指数分布に従う。また解析は実験結果を保守側に評価する。

5. 二重指数分布によるもんじゅ燃料体の跳び上がり量解析値の整理



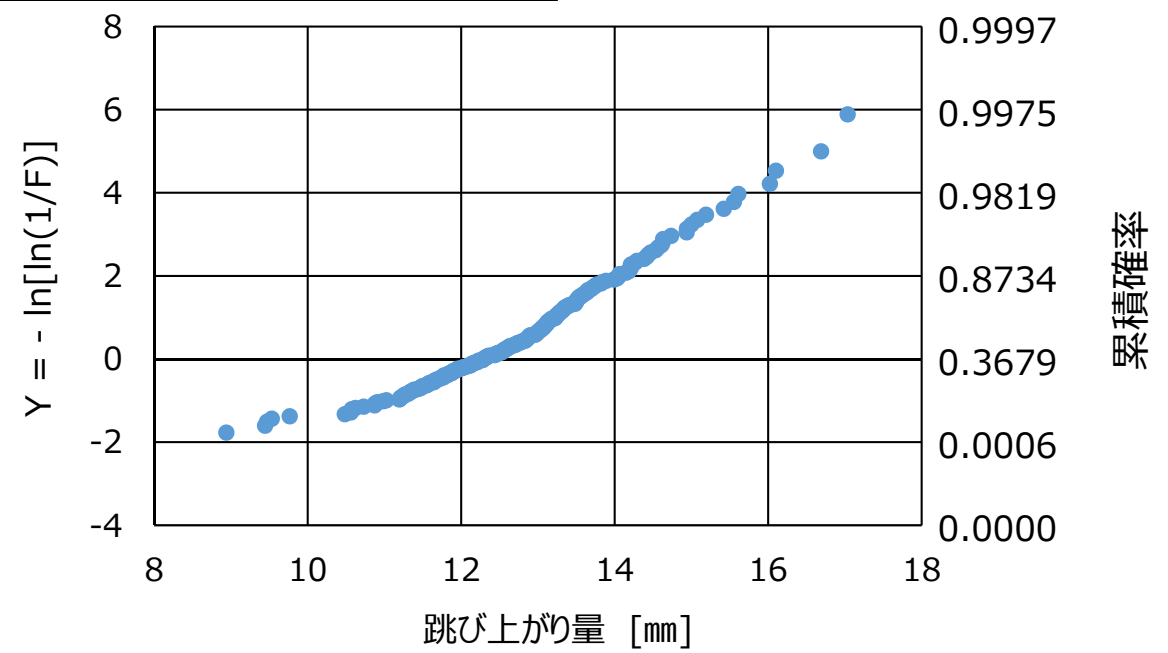
左図はもんじゅ燃料体の跳び上がり量の最大値を解析コードで評価した結果を示す。

燃料体の跳び上がり量は、様々な値を取りうるが、最大値を抽出したことを考えると、左図は統計論的には、最大値のバラツキを示した図となる。

前頁と同様に、跳び上がり量の小さい順に二重指数分布の確率紙上にプロットする(右図参照)。

跳び上がりデータは、ほぼ直線上に並び、最大跳び上がりの分布は二重指数分布(Gumbel分布)に従うことが推定される。

解析評価による最大跳び上がり量17mmは、99.7%程度の信頼度をもって、燃料体の跳び上がり量を推定したことを意味する。

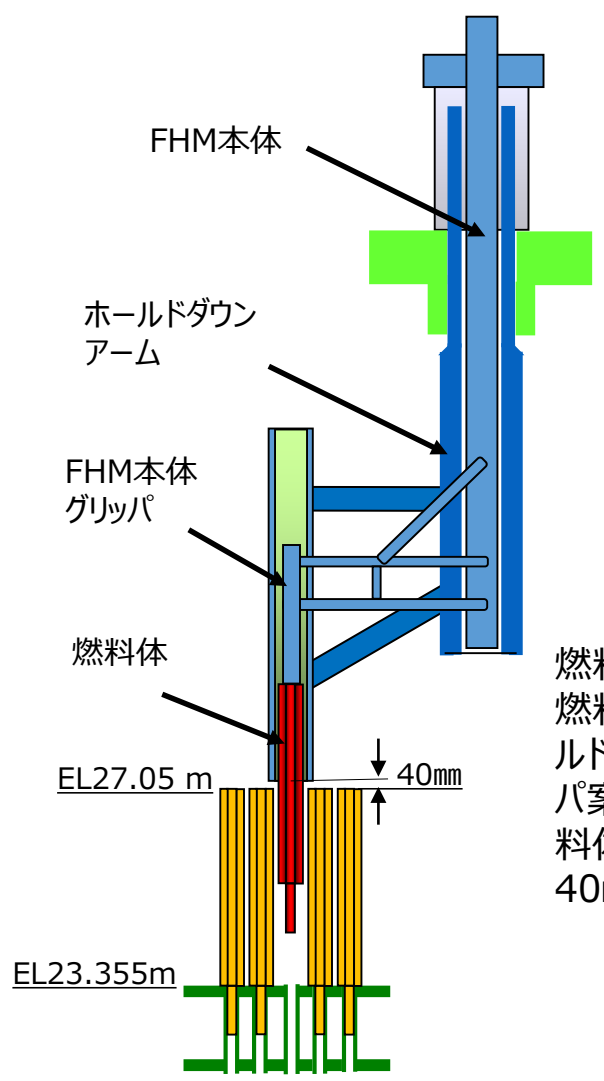


最大跳び上がり量の累積分布

質問	想定を超えた燃料体の跳び上がりが発生した場合の影響を説明すること
回答	<p>燃料体の跳び上がりが40mmを超えると燃料体頂部が燃料交換装置等との干渉、45mmを超えると燃料体同士の上 部パッド外れが発生し、燃料取出し機能に影響を与える可能性がある。40～90mmの範囲で跳び上がり量とその影響 を整理し下欄に示す。</p> <p>なお、パッド部は上下に7.5 mmのテーパを有しているため、パッド部高さ（45mm程度）を超えて跳び上がり、燃料体が 隣接燃料体のパッド部上に乗上がったままとなる可能性は小さく、元の位置に戻る。</p> <p>仮に、想定を超えた燃料体の跳び上がりが発生し、装置や設備に異常が発生し、燃料体の取出しが不能となった場 合、原子炉容器の液面を下げる等して炉内の状況を確認し、設備の復旧・補修を行う。</p>

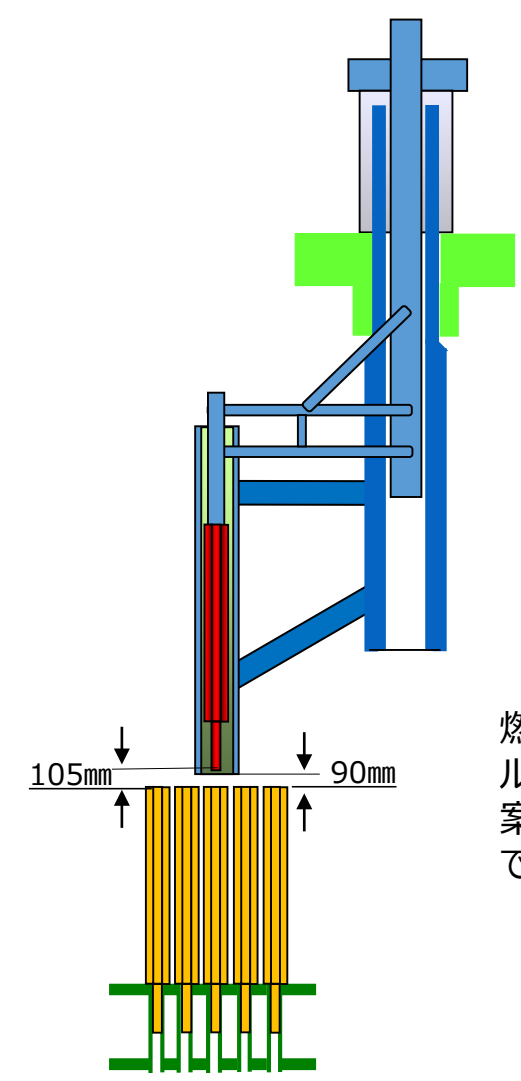
No	跳び上がり量	影 響
1	40 mm 超	燃料体頂部がホールドダウンアームのグリッパ案内筒下端面(燃料体取出中の位置)と干渉する。
2	45 mm 超	燃料体の上部パッド部同士の外れが発生し、地震時の燃料体同士の接触位置が変わる。
3	 mm 超	燃料体頂部が、炉心上部機構下端面(燃料体取出し期間外の位置)と干渉する。
4	 mm 超	燃料体エントランスノズルと連結管との嵌合部外れが発生する。
5	 mm 超	燃料体頂部が、炉心上部機構下端面 (燃料体取出し期間中の位置)と干渉する。
6	90 mm 超	燃料体頂部がホールドダウンアームのグリッパ案内筒下端面(燃料体移送中の位置)と干渉する。

1. 燃料体頂部とホールドダウンアーム案内筒下端面との隙間



燃料体取出し時は、燃料交換装置のホールドダウンアームグリッパ案内筒下端は、燃料体頂部位置から40mmまで近接。

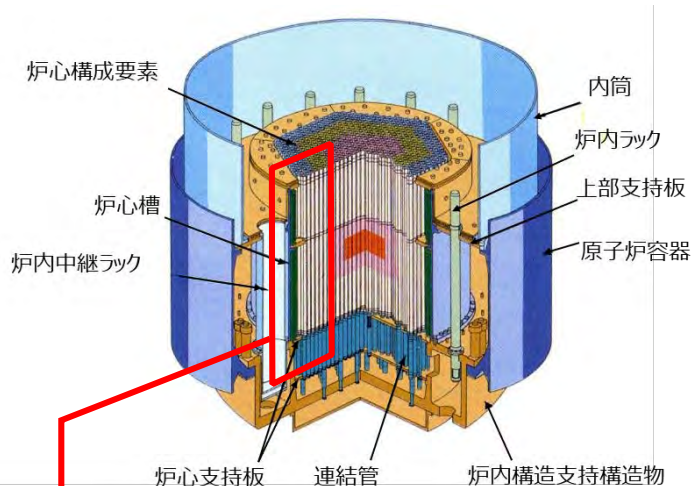
①燃料体取扱い中



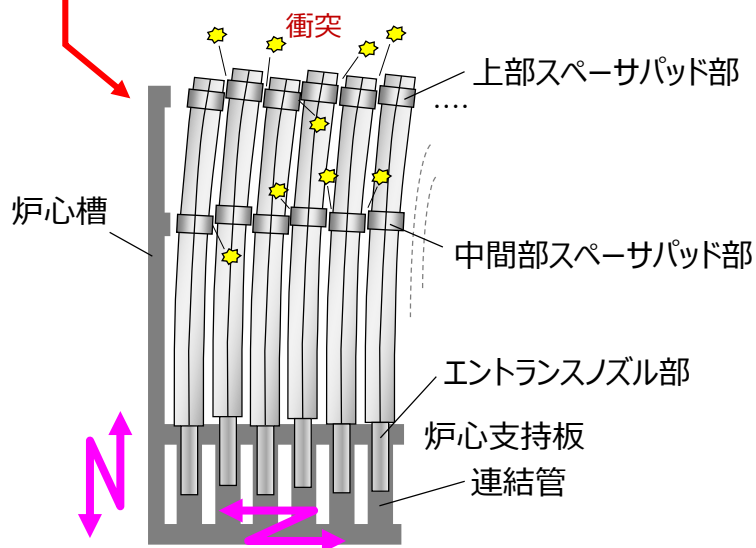
燃料体移送時は、ホールドダウンアームグリッパ案内筒下端を90mmまで引上げ旋回。

②ホールドダウンアーム旋回中(燃料体移送中)

2. パッド部外れ



炉内構造及び炉心



地震時の炉心の挙動（模式図）

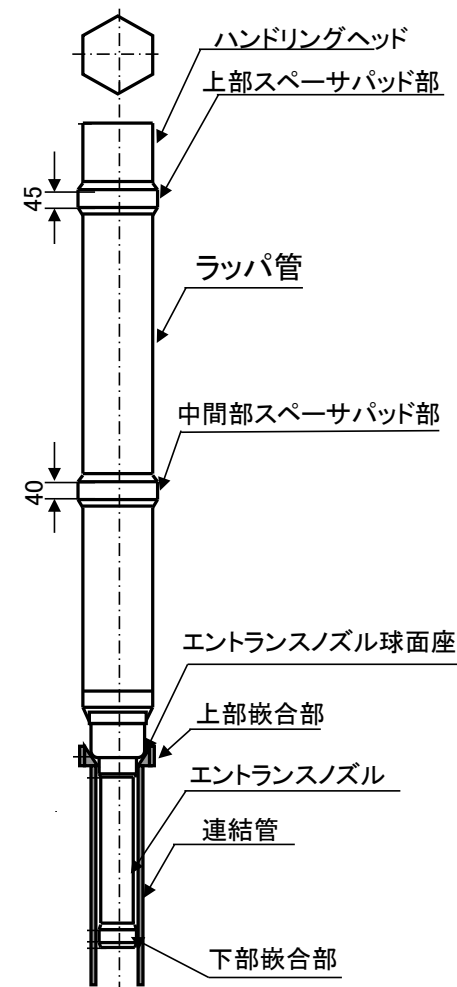
もんじゅの燃料は、炉心支持板の連結管に差し込まれて自立しており、地震時は燃料体同士がパッド部で接触し、お互いを支え合う構造的特徴を有す。また、最外周の中性子しゃへい体のパッド部は、炉心槽の支持枠で外側から支持される。

燃料体同士の最小隙間はパッド部であり、この隙間は0.7 mm程度。

燃料体の跳び上がり量が45mmを超えると、燃料体同士の隙間が広がり、定性的に燃料体頂部の振幅は大きくなる。

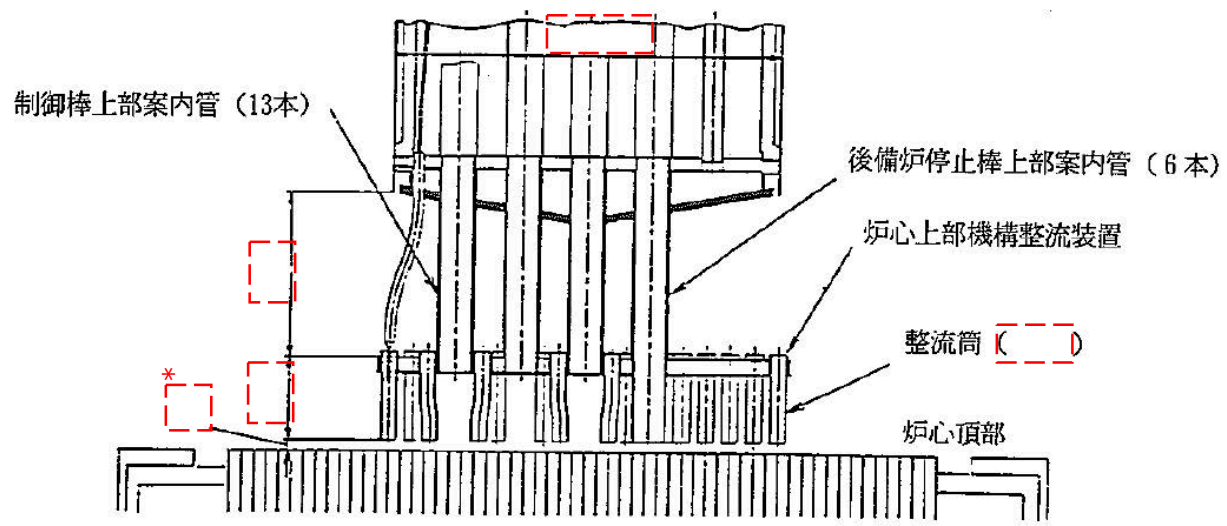
パッド部は上下に \square mmのテーパを有しているため、45mm程度の跳び上がりでは、燃料体が隣接燃料体のパッド部上に乗り上がったままとなる可能性は小さい。

しかし、 \square mmを超えて跳び上がるような状態では、エントランスノズル部の嵌合部外れが発生することから、両者の効果が相俟って地震終息後も燃料体頂部位置が、通常位置から飛び出たままとなる可能性がある。



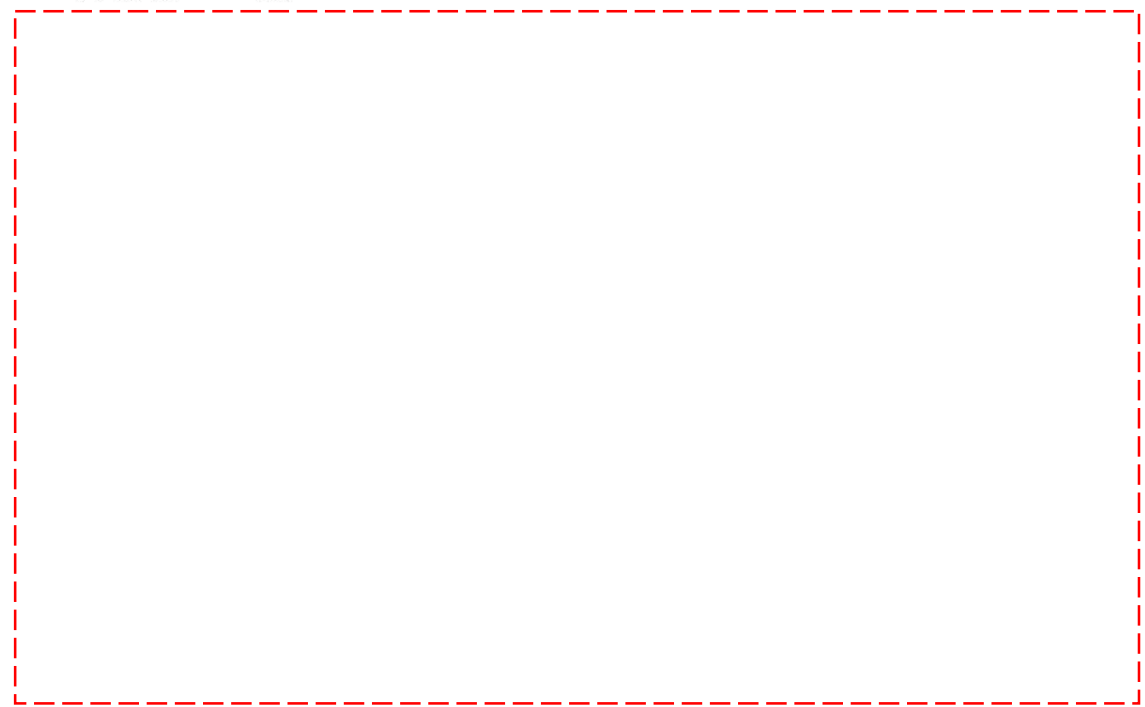
燃料体及び連結管の概要図

3. 燃料体頂部と炉心上部機構下端面との隙間

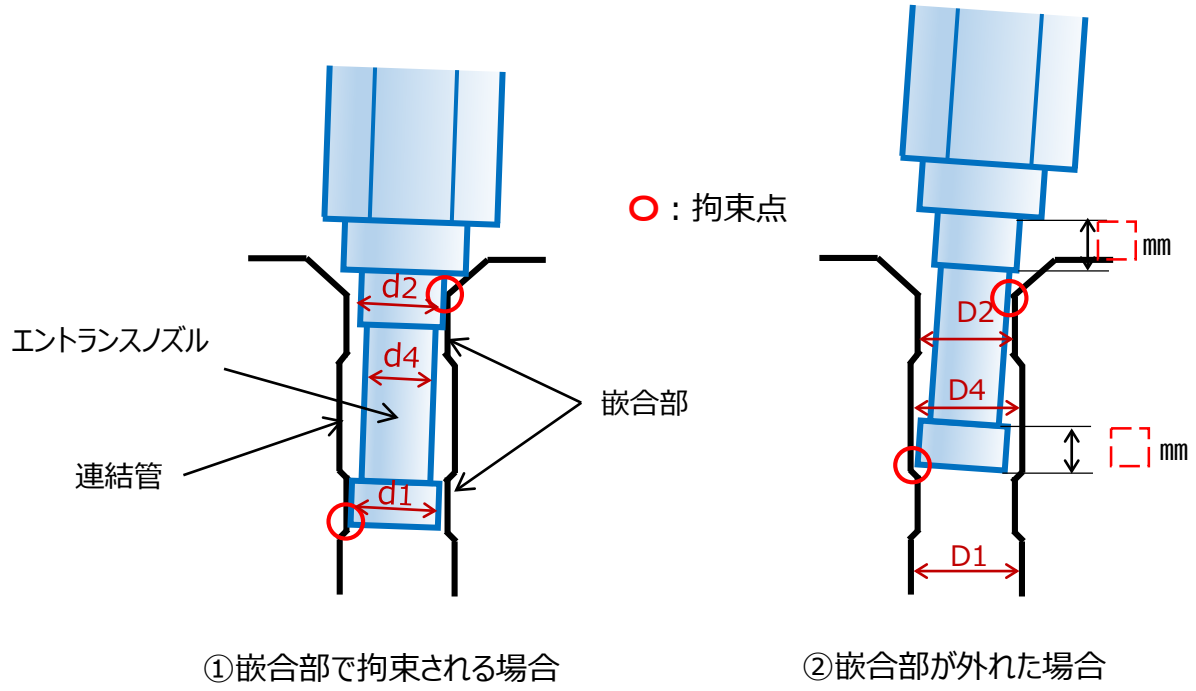


mmは燃料取出期間外の状態。燃料取出期間中は回転プラグがmm上昇、隙間はmmとなる。

炉心上部の構造



4. エントランスノズルと連結管嵌合部との関係



炉心燃料体のエントランスノズル外径 d と連結管内径 D と寸法関係を左下表に示す。

炉心燃料体の場合 [] mm以上跳び上がると下部の嵌合部が、 [] mm以上跳び上がると上部の嵌合部が連結管の嵌合部から外れる。拘束点のギャップが増加し、連結管の拘束により制限される燃料体傾きが増加。燃料体頂部位置の変位可能範囲が増え、燃料交換装置グリッパとの接続に影響を与える。

ただし、燃料体の傾きが大きくなると、燃料体は、周囲の燃料体、炉心支持枠から拘束を受けることから、連結管とエントランスノズルの寸法差分燃料体が傾くわけではない。

炉心燃料領域 I			
エントランスノズル外径 d	$d1$: []	$d2$: []	$d4$: []
連結管内径 D	$D1$: []	$D2$: []	$D4$: []
炉心燃料領域 II			
エントランスノズル外径 d	$d1$: []	$d2$: []	$d4$: []
連結管内径 D	$D1$: []	$D2$: []	$D4$: []

ブランケット燃料			
エントランスノズル外径 d	$d1$: []	$d2$: []	$d4$: []
連結管内径 D	$D1$: []	$D2$: []	$D4$: []

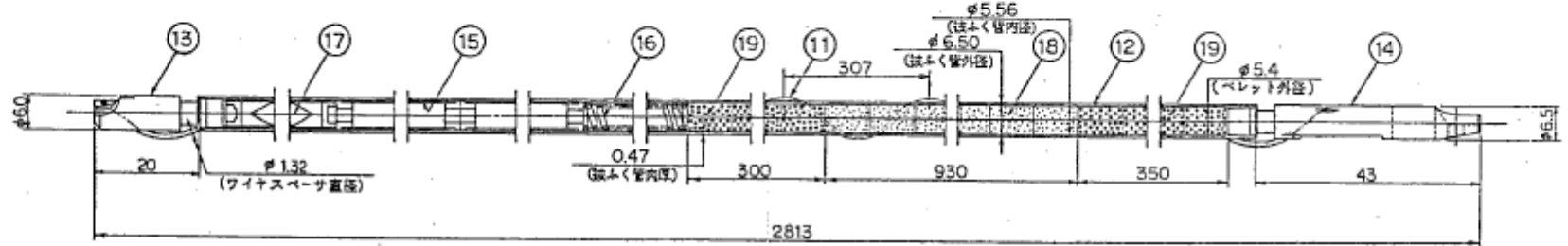
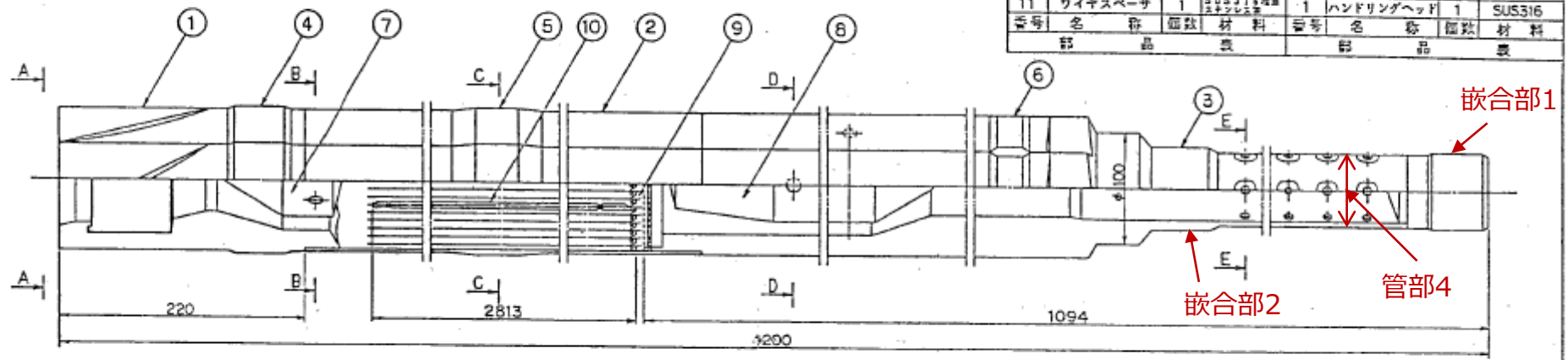
[mm]

[mm]

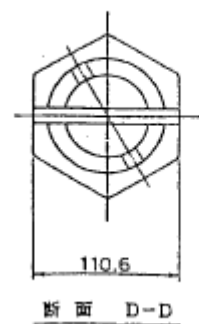
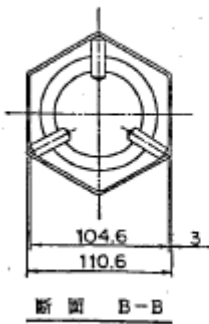
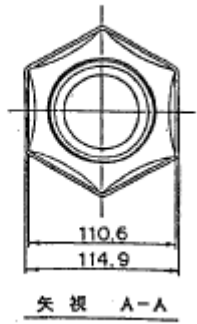
5. 炉心燃料集合体構造図

区分	嵌合部 1	嵌合部 2	管部 4
領域 I	mm	mm	mm
領域 II	mm	mm	mm

番号	名称	個数	材料	番号	名称	個数	材料
19	燃料要素	169	—	10	燃料要素	169	—
18	炉心燃料ペレット	—	UO ₂	9	ノックバー	15	SUS316
17	タグガスキャセル	1	PuO ₂ -UO ₂	8	下部しゃへい体	1	SUS316
16	プレナムスプリング	1	SUS304wpb	7	上部しゃへい体	1	SUS316
15	プレナムスリーブ	2	SUS316	6	下部スペーサパッド	1	SUS316
14	下部端柱	1	SUS316	5	中間スペーサパッド	1	SUS316
13	上部端柱	1	SUS316	4	上部スペーサパッド	1	SUS316
12	被ふく管	1	SUS316	3	エントランスノズル	1	SUS316
11	ワイヤスペーサ	1	SUS316	2	ラッパ管	1	SUS316
				1	ハンドリングヘッド	1	SUS316



燃料要素の構造図

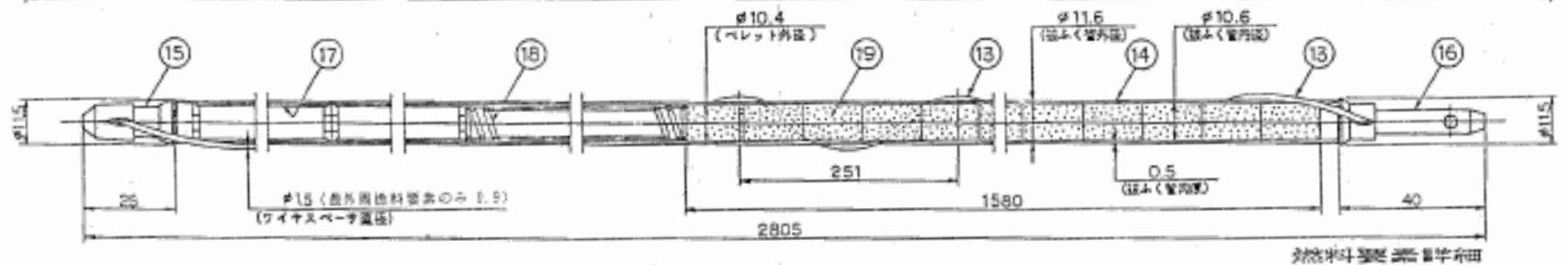
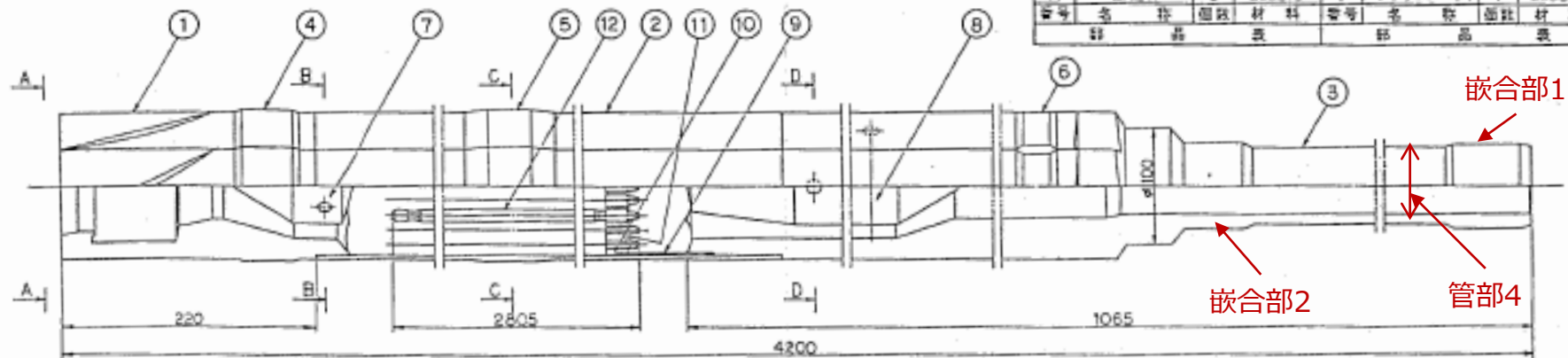


第 5 回認可申請	第 1-1 図
高速増殖炉もんじゅ発電所	
原子炉本体（その 7）のうち	
炉心燃料集合体構造図	
動力炉・核燃料開発事業団	

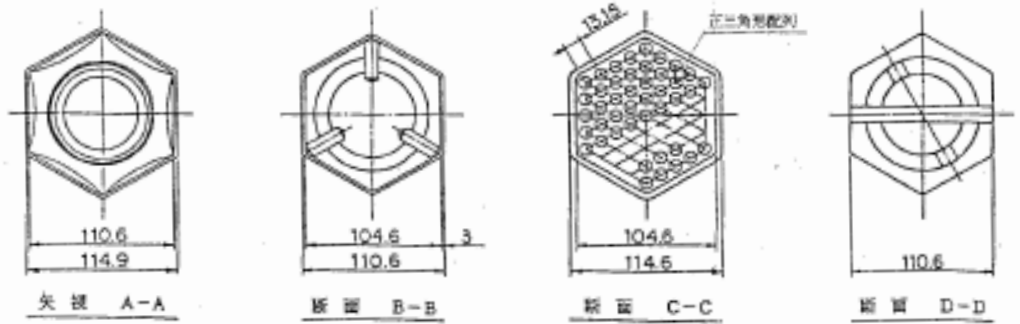
6. ブランケット燃料集合体構造図

区分	嵌合部 1	嵌合部 2	管部 4
ブランケット	mm	mm	mm

番号	名称	個数	材料	番号	名称	個数	材料
19	ブランケット嵌合部		UC ₂	10	支持グリッド	1	SCS14
18	プレナムスプリング	1	SUS304wps	9	コネクタ部	1	SUS316
17	プレナムスリーブ	2	SUS316	8	下部シールド体	1	SUS316
16	下部流路	1	SUS316	7	上部シールド体	1	SUS316
15	上部流路	1	SUS316	6	F管スペーサパッド	1	SUS316
14	詰ふく管	1	SUS316wps	5	中間スペーサパッド	1	SUS316
13	ワイヤスペーサ	1	SUS316wps	4	上部スペーサパッド	1	SUS316
12	燃料要素	61		3	エントランスノズル	1	SUS316
11	固定棒	9	SUS316	2	ラップ管	1	SUS316wps
				1	ハンドリングヘッド	1	SUS316



対称半長軸断面標準表示

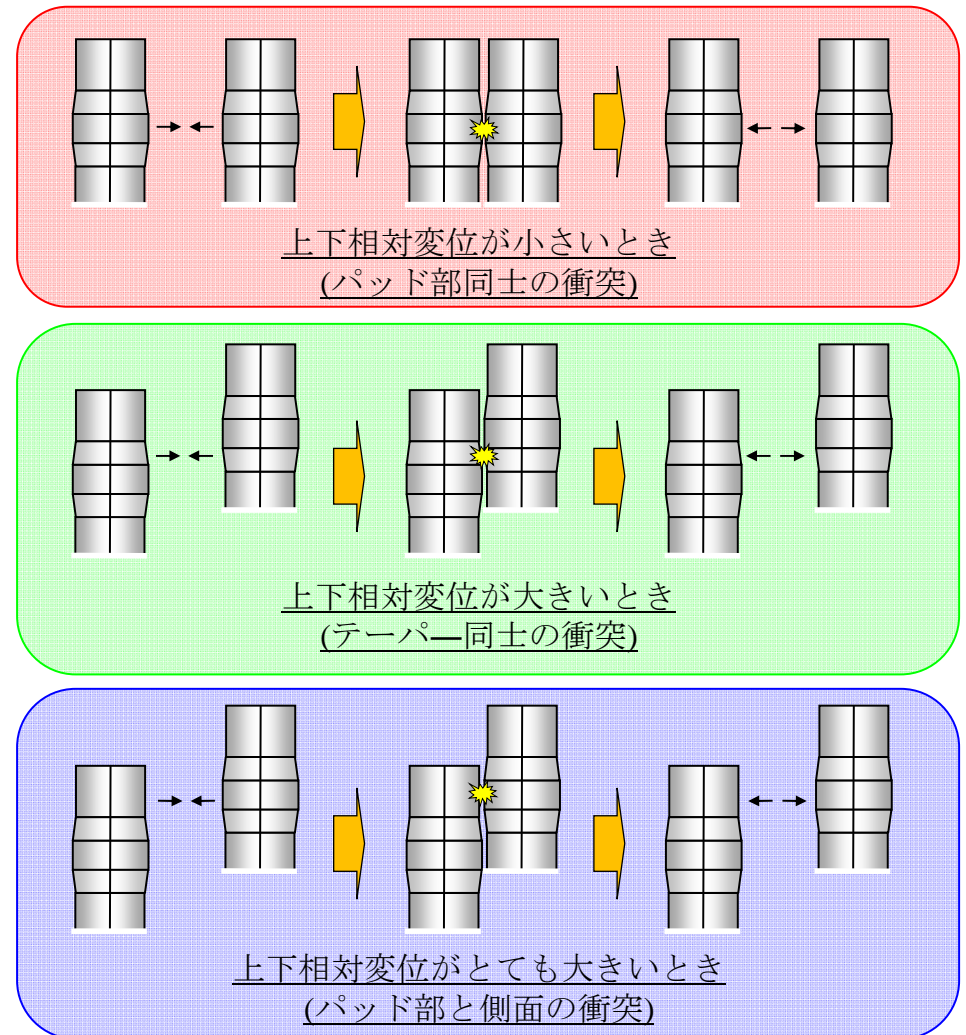
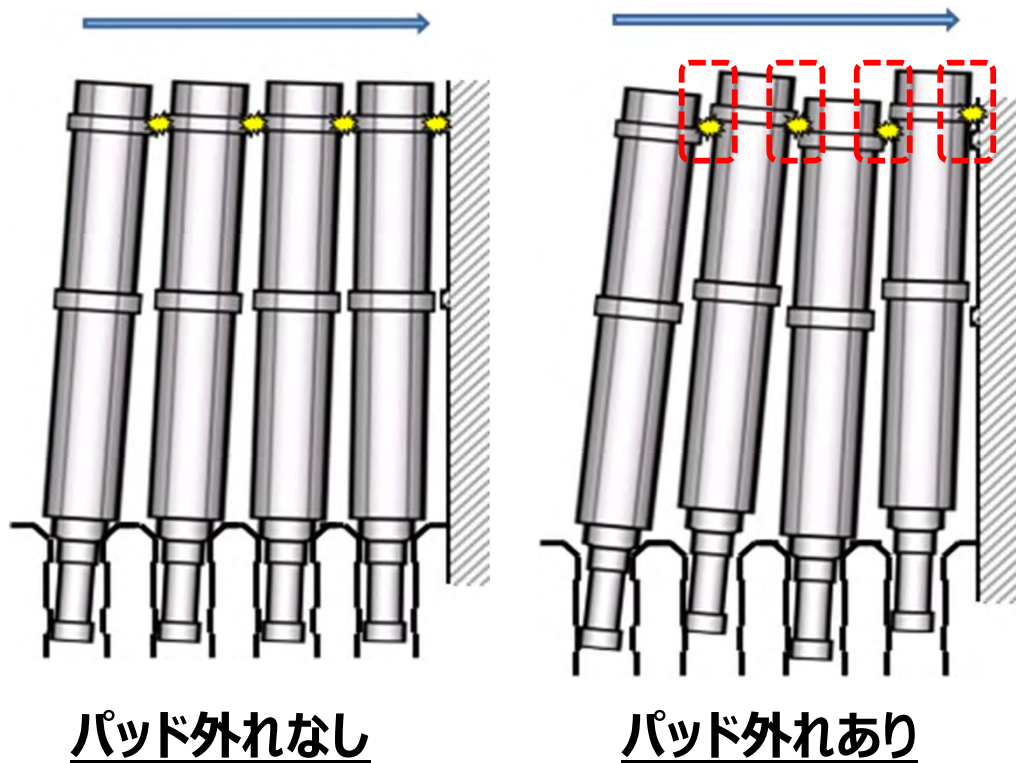


第 5 回認可申請 第1-2図
 高速増殖炉もんじゅ発電所
 原子炉本体（その7）のうち
 ブランケット燃料集合体構造図
 動力炉・核燃料開発事業団

質問	パッド外れが起きた場合について、試験結果を含め説明すること
回答	<p>実際にパッド外れが生じる炉心構成要素は一部であり、全体的な水平挙動は殆ど変化がないことが、パッド外れが生じる強加振条件による振動試験によっても確認されている。パッド外れが生じた場合は、パッドの接触条件が変わり、パッド部のギャップが大きくなる。これにより、炉心構成要素の水平方向の可動域が広がり、水平変位が大きくなるが、パッド部は角度の浅いテーパを持っており、跳び上がりによって乗り上げたとしても自重により元の装荷状態に戻る。</p> <p>なお、水平変位が大きくなった場合、特に、運転時における制御棒挿入性を評価する際に影響が大きいですが、今回の廃止措置計画においては、制御棒は既に挿入されており、パッド外れが生じても安全上の問題はない。</p>

1. パッド外れの概念

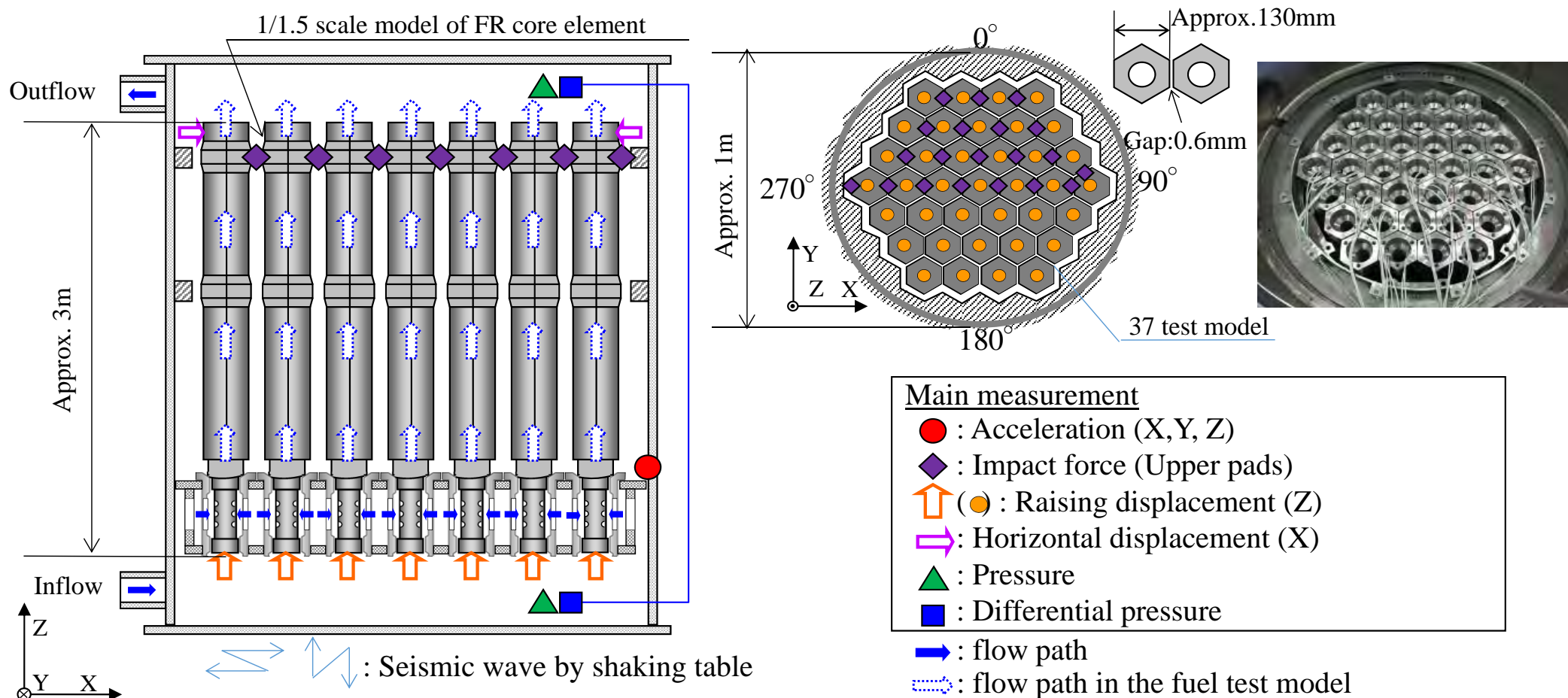
上下方向加振力が大きくなり、嵌合部（パッド部）高さを超えて跳び上がりが生じると、水平方向の支持条件が変化し、水平変位の増大する懸念が生じる。⇒**パッド外れ**
 近年の設計加振力の増加に伴い、本解析評価手法では、このパッド外れを解析上考慮できるようにしている。



2. 試験による確認

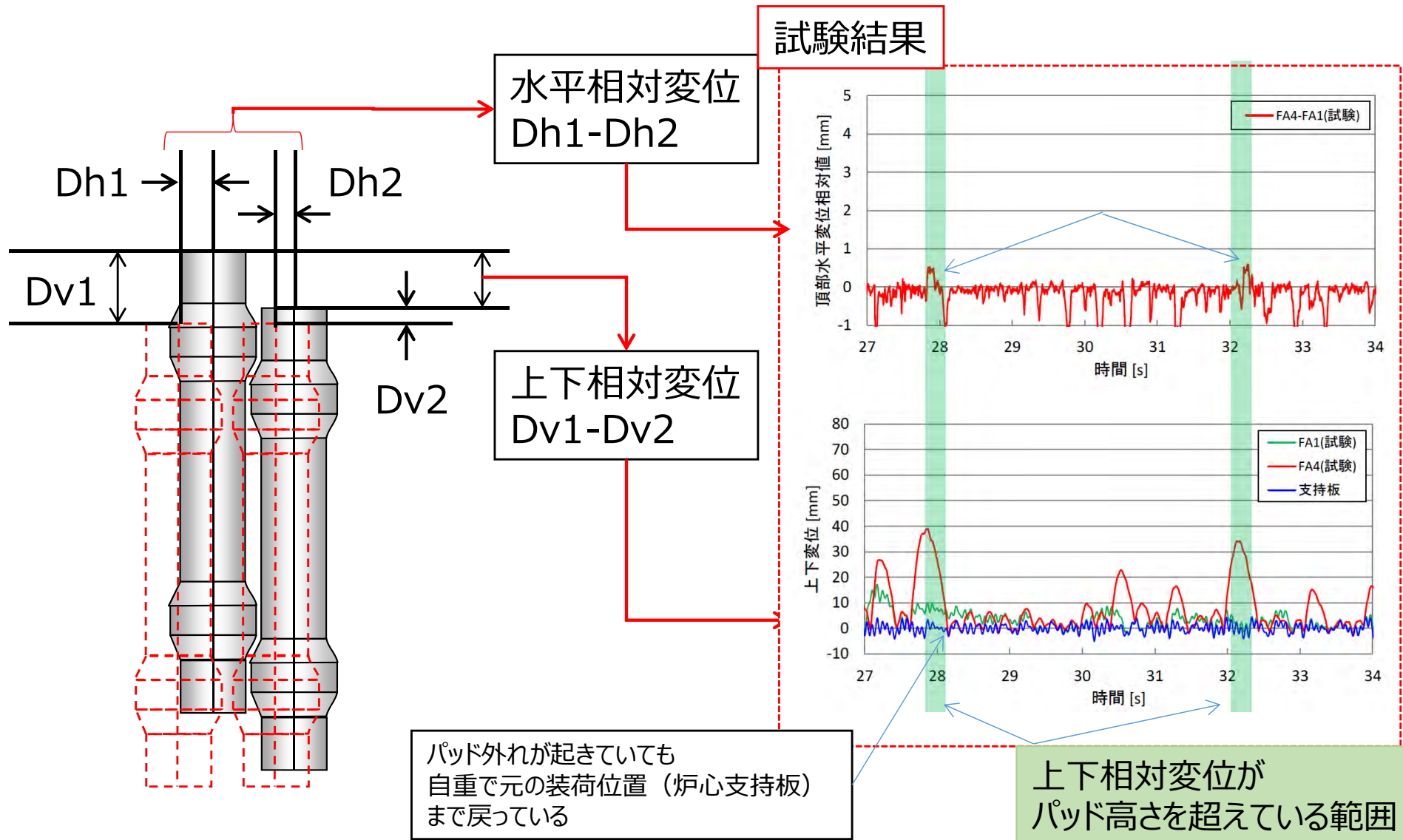
構築した解析モデルの妥当性を確認するため、37本の1/1.5縮尺試験体を用いた群振動試験を実施した。従来の振動試験より大きい加速度の加振により、故意にパッド外れを生じさせて、その挙動を確認した。

試験体系及び主な計測点



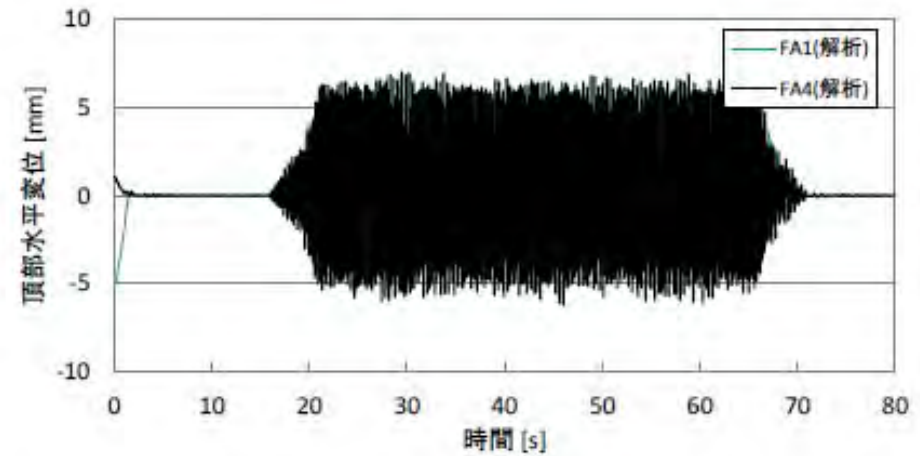
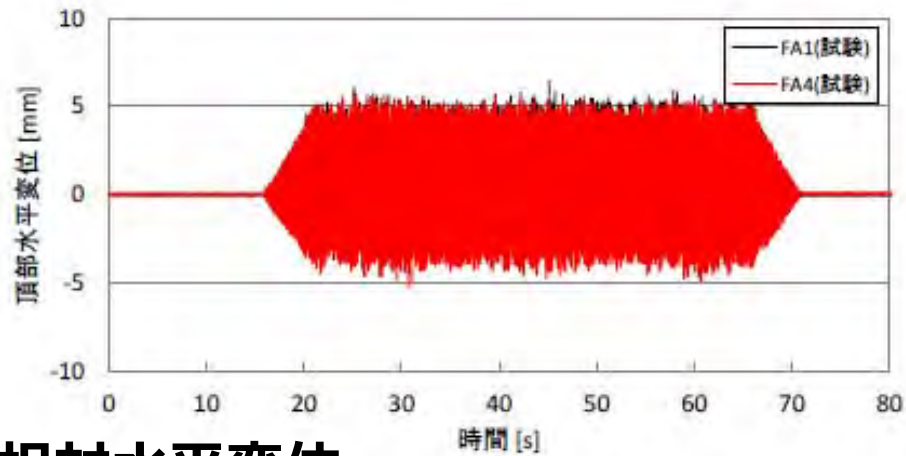
2. 試験による確認

隣接炉心構成要素の上下相対変位がパッド高さを超えた際に、パッド外れが生じ、水平相対変位が増加することを実験にて確認した。

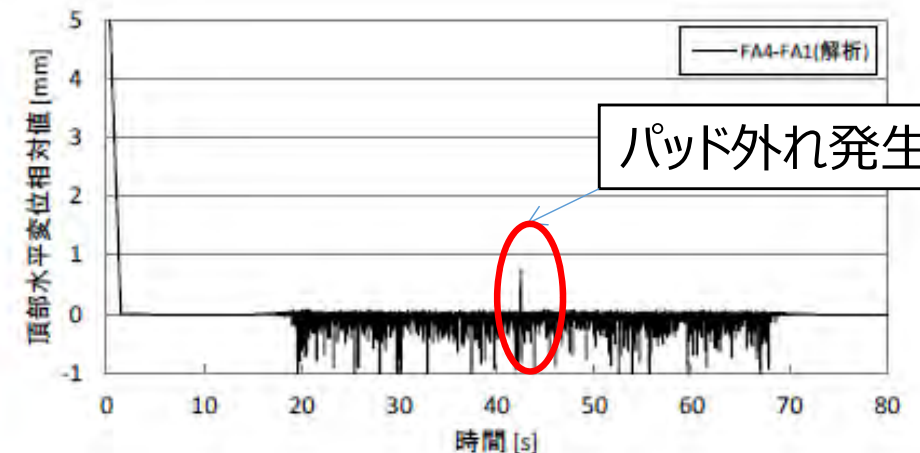
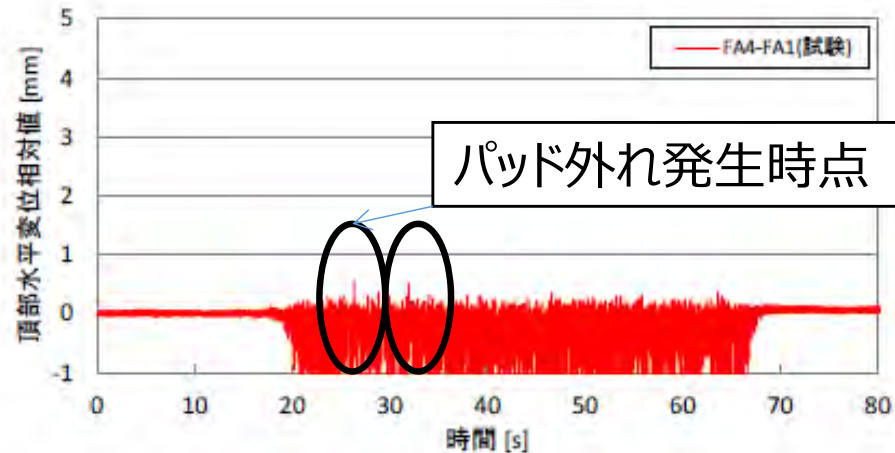


パッド外れが発生し、相対水平変位の変化（可動域の変化）は生じているが、水平変位の絶対値に大きな変化はない。⇒試験と解析で傾向は一致

絶対水平変位



相対水平変位



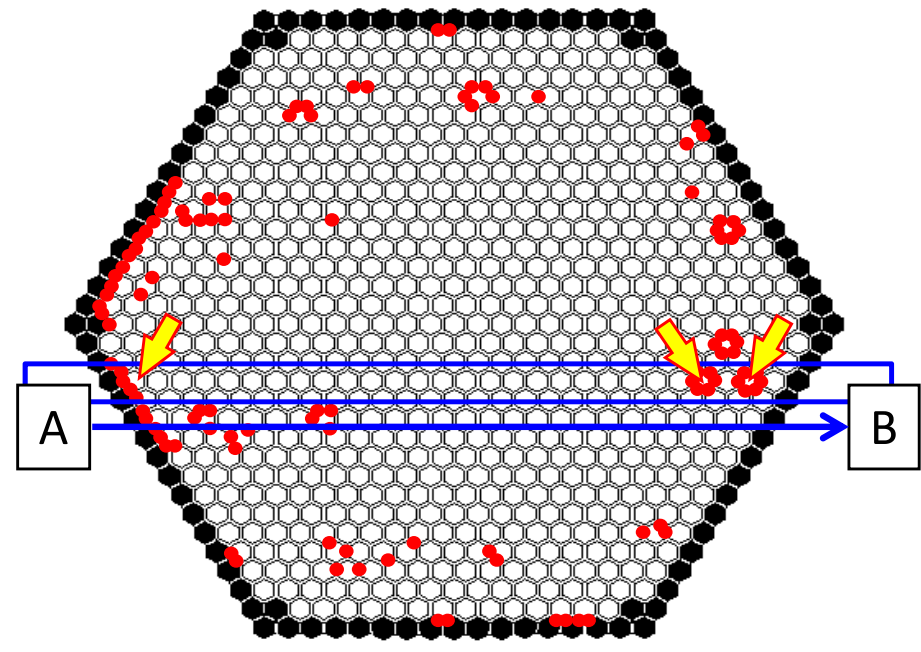
3. もんじゅ 設計基準事故を超える条件相当の耐震解析

実規模解析において、パッド外れが発生した場合の水平変位の絶対値に大きな変化はない。

⇒試験と傾向は一致

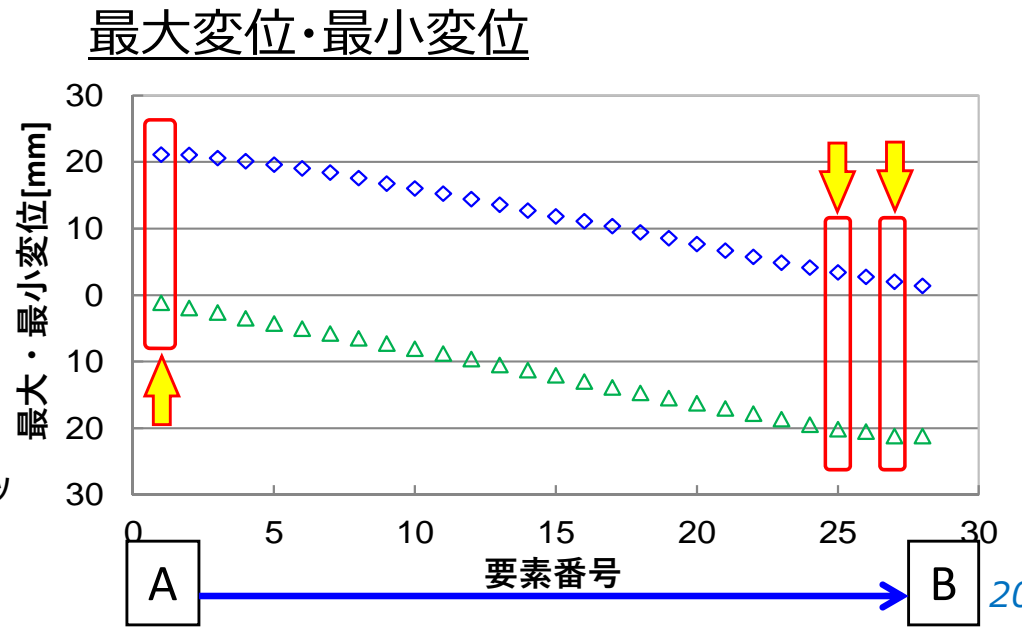
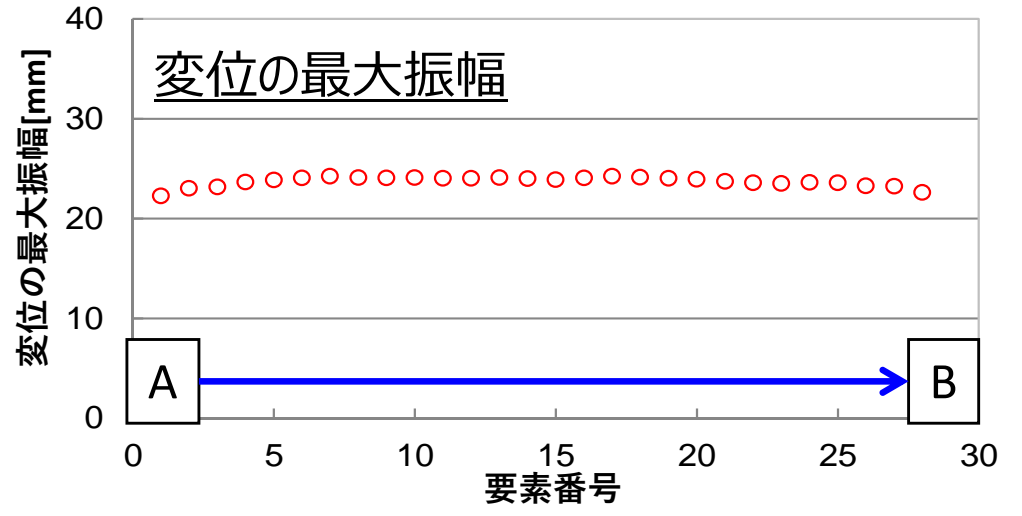
パッド外れ部の水平変位

- ・パッド間距離0.7mm→ (パッド外れ時) 3mm
- ・対象列において3つの炉心構成要素でパッド外れが生じているが、最大変位の増加は見られない。



負 水平変位 正

矢印で指した要素がパッド外れが発生した要素

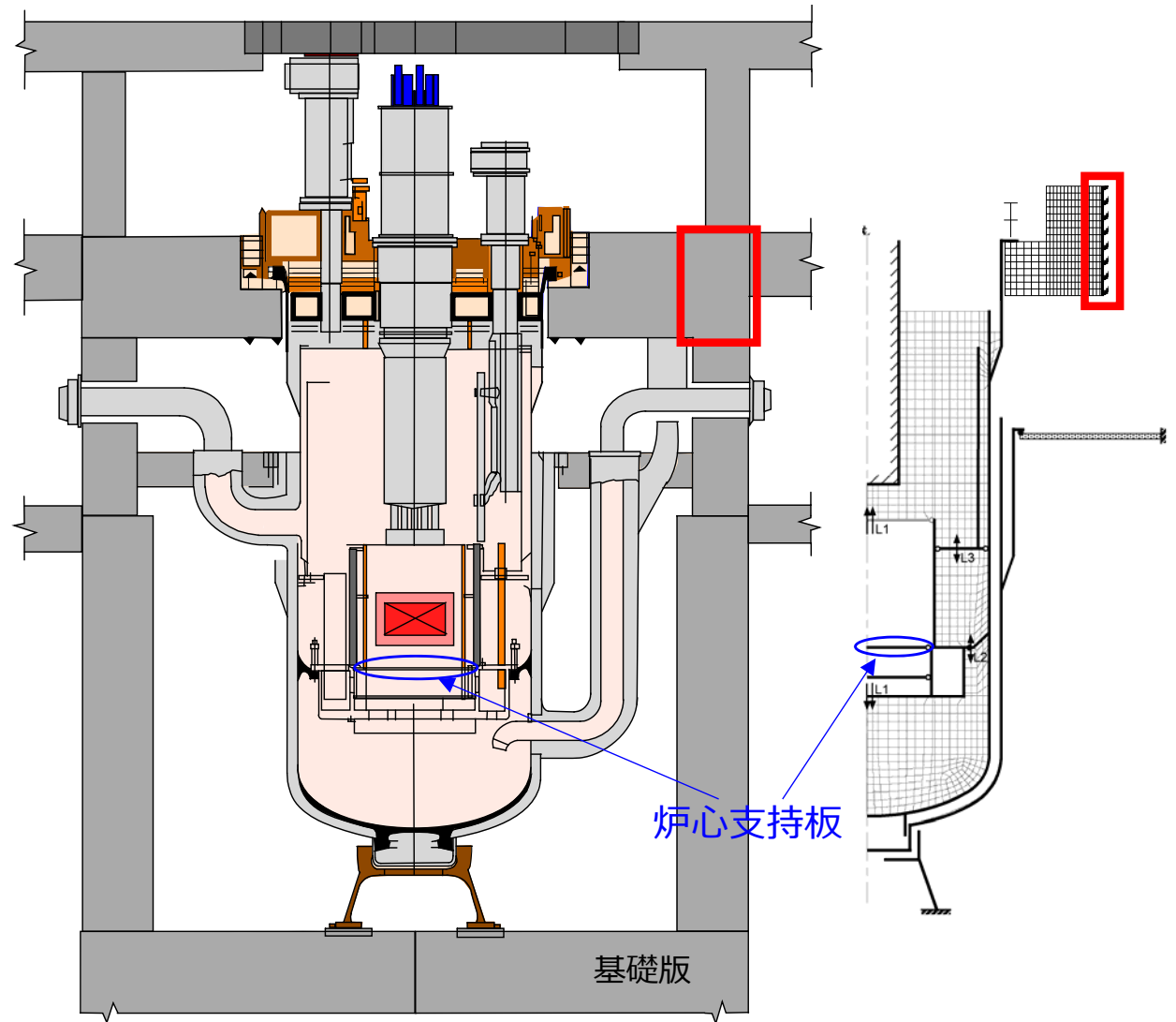


質問	炉心支持板の変位はどの程度となるのか説明すること
回答	<p>燃料体の跳び上がり評価に用いた炉心支持板の鉛直方向の加速度時刻歴波を、2回積分すれば炉心支持板の鉛直方向の変位が求まる。ただし、建物も鉛直方向に揺れていることから、基準位置を設定する必要がある。原子炉容器の鉛直方向の振動は、ペDESTAL部から原子炉容器側に伝わることから、ペDESTAL部を基準に、炉心支持板の鉛直変位を算定する。</p> <p>ペDESTAL部の鉛直変位と炉心支持板の鉛直変位の差から炉心支持板の鉛直方向の変位量（ペDESTAL部に対する炉心支持板の相対変位）を評価すると、最大4.2mmとなる。炉心支持板はこの程度、鉛直方向に変位しているものと推定される。</p>

1. 原子炉構造応答解析 (鉛直方向)

鉛直方向の応答解析モデル

- ◆ 耐震バックチェックで用いた通常運転時の解析モデルに準ずる。流体も含めたモデル化により構造－流体間の連成振動を考慮。軸対称モデルとし、構造はシェル要素、ナトリウムは流体要素でモデル化。
- ◆ 本評価において廃止措置段階及び部分装荷状態を考慮した結果、既往評価と異なる条件は以下の通り。
- ◆ 構造材の温度：
 - R/V及びG/V本体：200℃
 - R/V及びG/Vフランジ：40℃
 - 下部支持構造：110℃
 これに伴い物性値も上記温度に対応
- ◆ Na温度：200℃
これに伴い物性値も上記温度に対応
- ◆ 付加質量：Na重量に関しては温度変化分を考慮
- ◆ 入力：□部に入力
- ◆ 解析コード：FINAS (時刻歴応答解析)

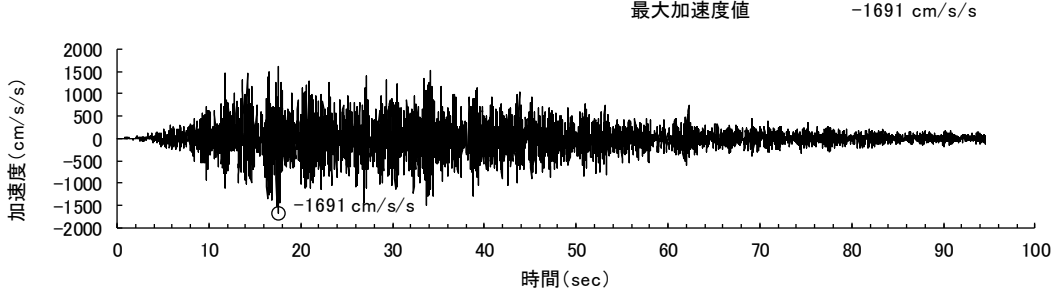


原子炉構造地震応答解析モデル
(鉛直方向)

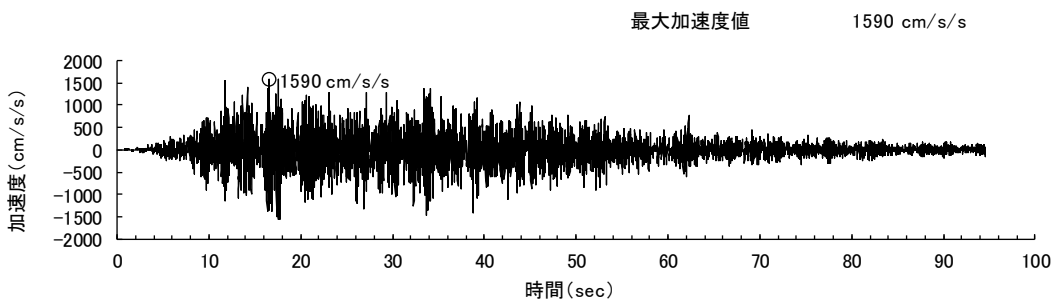
2. 炉心支持板の加速度時刻歴応答

炉心支持板の加速度応答時刻歴波形

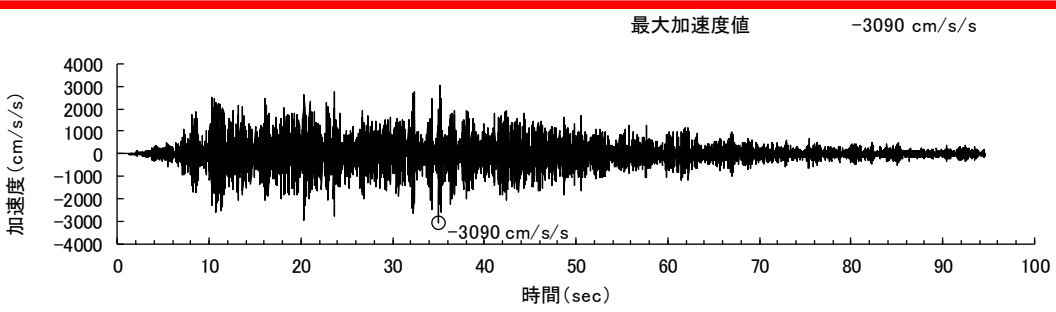
「応答スペクトルに基づく地震動評価」により策定した地震動による
炉心支持板の加速度応答時刻歴波形



NS方向

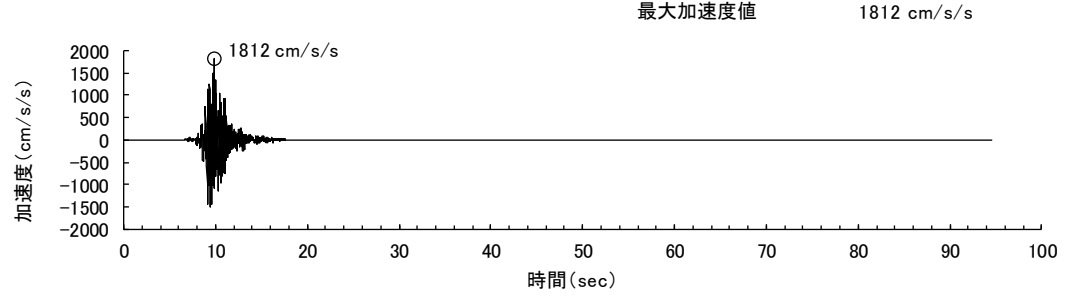


EW方向

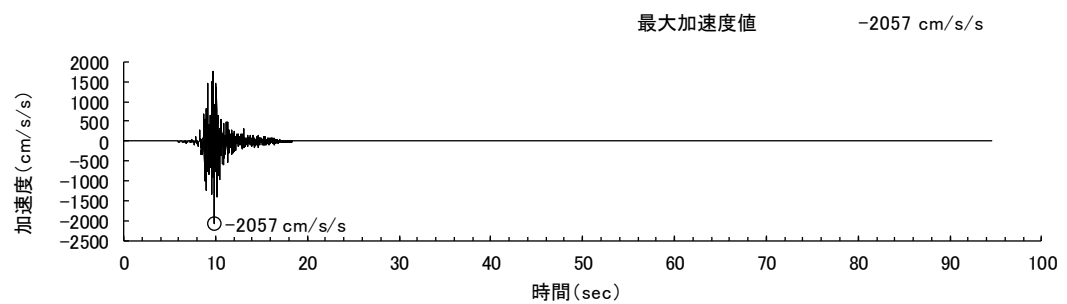


UD方向

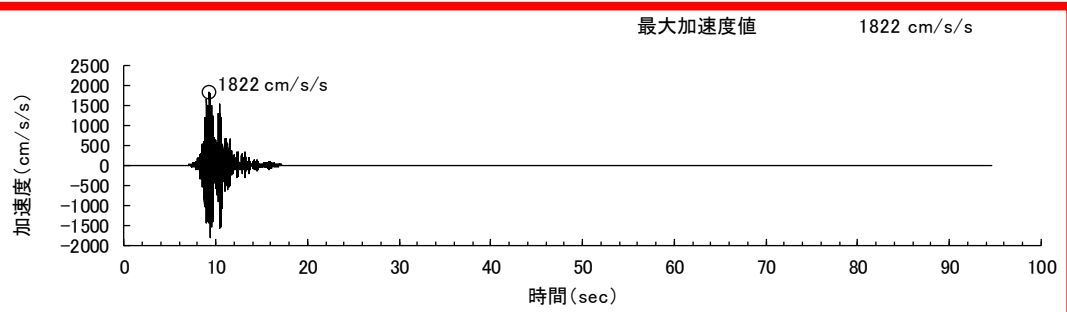
軽水炉の基準地震動レベルを参考に策定した地震動による
炉心支持板の加速度応答時刻歴波形



NS方向



EW方向

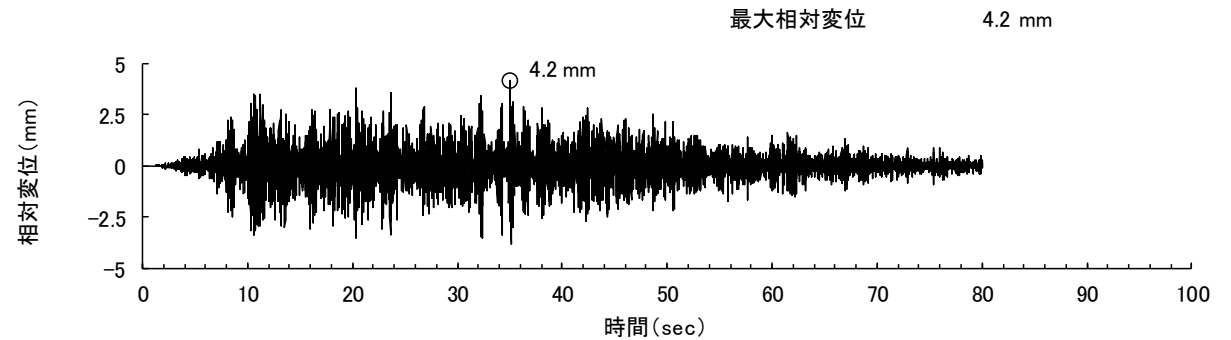
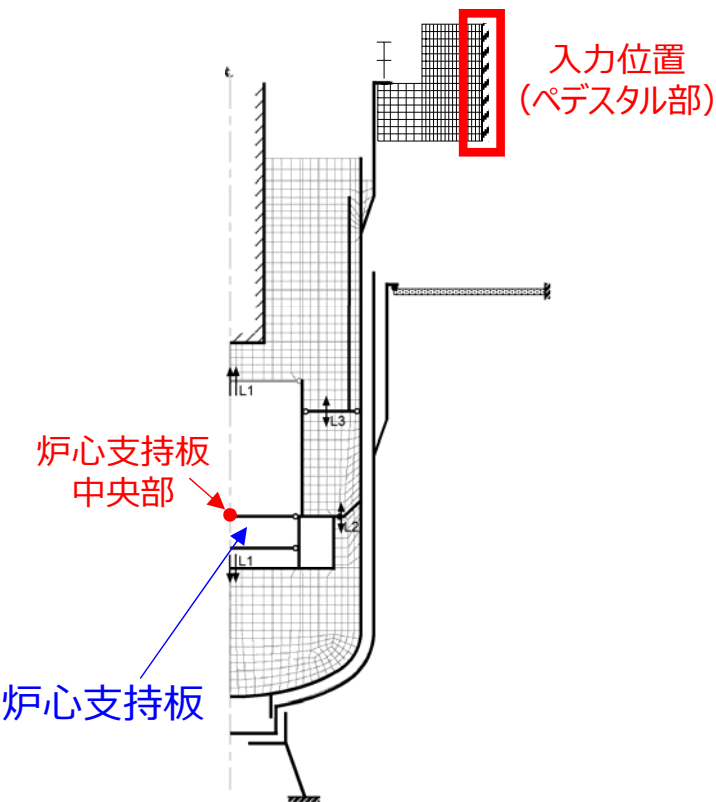


UD方向

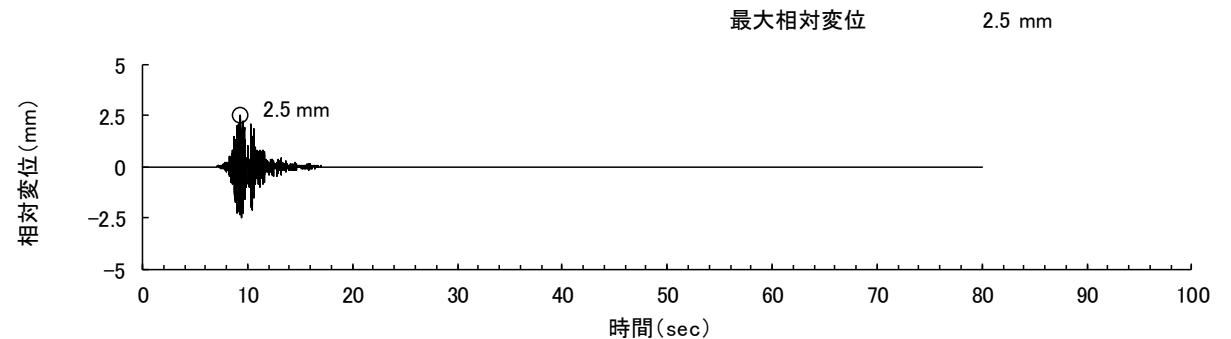
3. 炉心支持板の鉛直方向相対変位応答

炉心支持板の鉛直方向の相対変位応答

- ◆ 原子炉構造応答解析（鉛直方向）により出力された炉心支持板中央部の鉛直方向の応答加速度時刻歴波形を2回積分して炉心支持板の時刻歴変位を求める。
- ◆ 次に、原子炉構造応答解析における入力位置である、原子炉構造搭載部（ペDESTAL部）の応答加速度時刻歴波を2回積分し、ペDESTAL部の時刻歴変位を求める。
- ◆ 上記の差が、原子炉容器内における炉心支持板の鉛直方向の変位（ペDESTAL部に対する炉心支持板の相対変位）となる。



「応答スペクトルに基づく地震動評価」により策定した地震動による
炉心支持板中央部の相対変位応答波形



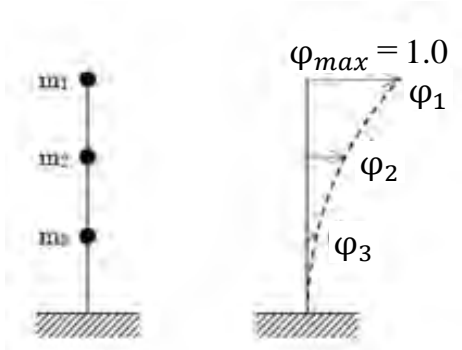
軽水炉の基準地震動レベルを参考に策定した地震動による
炉心支持板中央部の相対変位応答波形

<p>質問</p>	<p>本解析手法の限界（適用できる範囲）について説明すること。また、本解析手法を仮に許認可解析に使用する際の課題は何か説明すること</p>
<p>回答</p>	<p>- 解析手法の限界（適用範囲）について 炉心群振動は、多数体の複数個所による衝突・ガタなどの非線形性を多く含む現象のため、<u>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。</u>一方で、<u>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</u>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±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、現象としては発生の可能性が著しく小さいが、<u>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（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）</u>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。</p> <p>- 解析の課題について(許認可解析に適用する上での課題) 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ない。 しかし、本手法を許認可に関わる解析に適用する上では、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、摩擦係数などがあるが、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検討する必要があり、許認可に関わる解析を行う際の課題と考えている。</p>

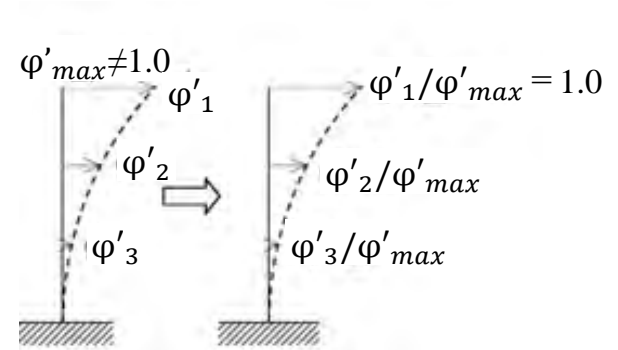
質問	炉心支持板の応答は適切か。（刺激係数の値からは炉心重量が小さい様に推察されるが、過小評価されていないか）
回答	<p>本評価で使用した原子炉構造の鉛直方向の応答評価モデルは、耐震バックチェック時に使用したモデルを用いて、廃止措置段階の条件に修正（温度、ヤング率など）したものである。今回使用したモデルは、耐震バックチェック時のモデルと固有値を比較することで解析モデルの妥当性を確認しており、炉心支持板の応答は適切である。</p> <p>また、ご質問の炉心の燃料体の質量に関しては、炉心質量163ton及び炉心支持構造の内部構造物（連結管など）22.5tonを、炉心支持板に付加重量として入力しており、適切に設定している。</p> <p>なお、原子炉構造応答解析モデル（鉛直方向）は、汎用FEMコードのFINASを使用しているが、このFINASにおける刺激係数が一般の定義とは異なる。NRAにおいて計算された質量が大きく異なったのは、この定義の違いによるものと推察される。</p>

一般的な定義
最大変位モードを1.0で正規化

$$\beta_i = \frac{\sum_{i=1} m_i \times \varphi_i}{\sum_{i=1} m_i \times \varphi_i^2} \dots \textcircled{1}$$



FINAS
モーダルマス $\sum m_i \times \varphi^2 = 1.0$ で正規化



FINASの結果を最大変位モード1.0で正規化するには各モード φ'_{max} で割ればよい。
これを一般的な定義（①）の式に代入すると

$$\beta_i = \frac{\sum_{i=1} m_i \times \left(\frac{\varphi'_i}{\varphi'_{max}}\right)}{\sum_{i=1} m_i \times \left(\frac{\varphi'_i}{\varphi'_{max}}\right)^2} = \frac{\frac{1}{\varphi'_{max}} \sum_{i=1} m_i \times \varphi'_i}{\frac{1}{\varphi'^2_{max}} \sum_{i=1} m_i \times \varphi'^2_i} = \varphi'_{max} \frac{\sum_{i=1} m_i \times \varphi'_i}{\sum_{i=1} m_i \times \varphi'^2_i} \quad \text{となる。}$$

よってFINASの刺激係数に最大変位をかけると一般的な定義の刺激係数となる。