

STACY施設 設工認 (実験用装荷物の製作及びデブリ模擬炉心の新設) 【指摘事項回答】

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所
臨界ホット試験技術部

令和5年3月●日

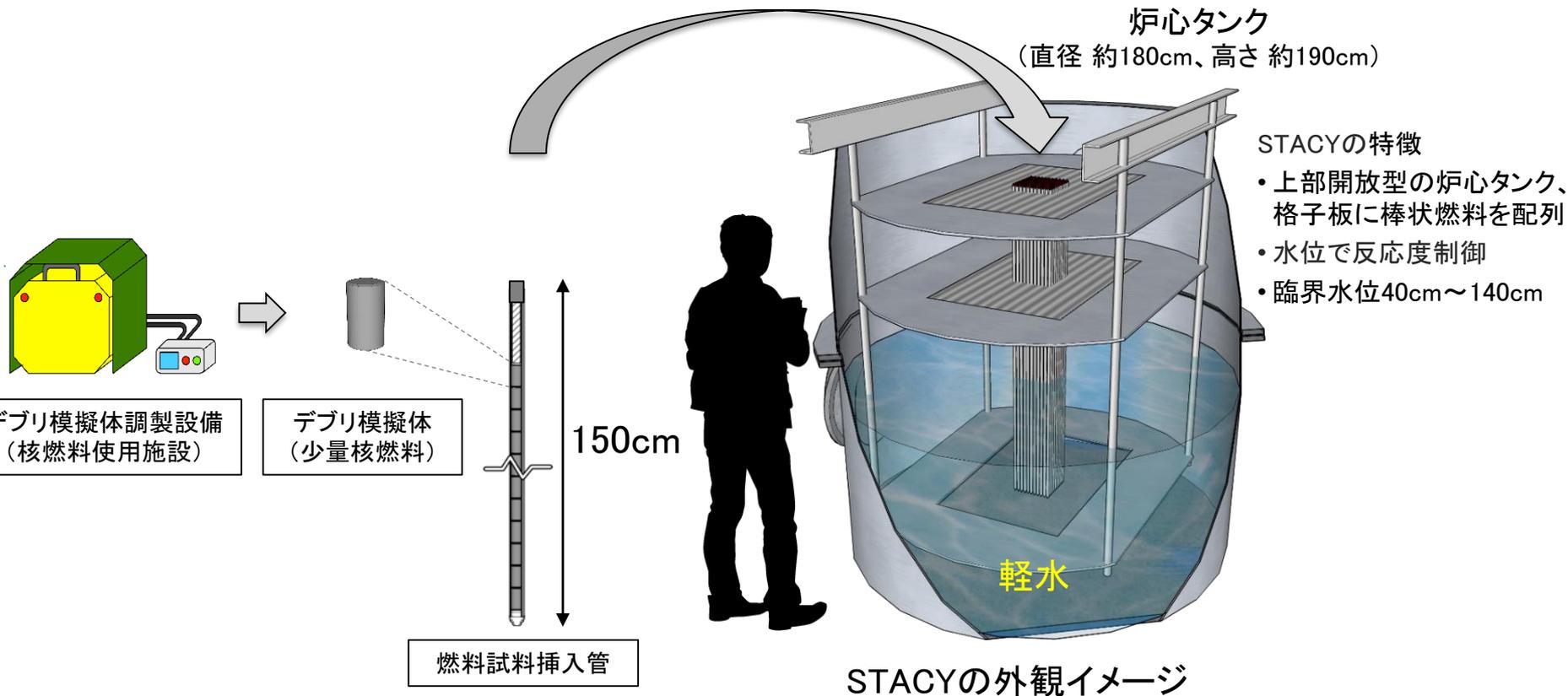
令和5年1月30日に開催されたSTACY設工認(実験用装荷物の製作及びデブリ模擬炉心の新設)に係る審査会合にて以下に関する指摘事項があった。以降、それぞれ回答する。

1. 燃料試料挿入管の設計(水密性、Oリングの材質)
2. コンクリートの設計仕様(密度及び水分量の影響)
3. 核的制限値が制限された範囲に収まる見通し
4. 核的制限値の担保
5. 全体に係る事項

1. 燃料試料挿入管の設計(1/4)

<指摘事項>

- 燃料試料挿入管は、放射線又は放射性物質の著しい漏えいを防止するにあたり、上部端栓を取り扱う時に容易に外れず、水密性を有する脱着式端栓にしているが、脱着式端栓はどの程度の水密性をどのように担保するのか、設計の考え方を説明すること。



<燃料試料挿入管の使用方法>

- 内部にペレット状のウラン酸化物(単一種類又は複数種類。実験計画に応じて中性子毒物、構造材模擬材を添加する。)を充填し密封して使用
- 炉心(STACY炉心タンクの高さは約1.9m)に装荷して使用(上部端栓は水没しない高さにある)

1. 燃料試料挿入管の設計(2/4)

<指摘事項>

- 燃料試料挿入管は、放射線又は放射性物質の著しい漏えいを防止するにあたり、上部端栓を取り扱う時に容易に外れず、水密性を有する脱着式端栓にしているが、脱着式端栓はどの程度の水密性をどのように担保するのか、設計の考え方を説明すること。

<設計条件>

- 炉心に装荷して使用するため、静水頭(2.0 m)相当の圧力環境下で、水圧により燃料試料挿入管に変形等の異常が発生することなく、燃料試料挿入管の内部に水が浸入しない水密性を有すること
- 内包する放射性物資が著しく漏えいしないよう上部端栓が容易に外れない構造であること



水密性は、**密封性確認検査**で確認

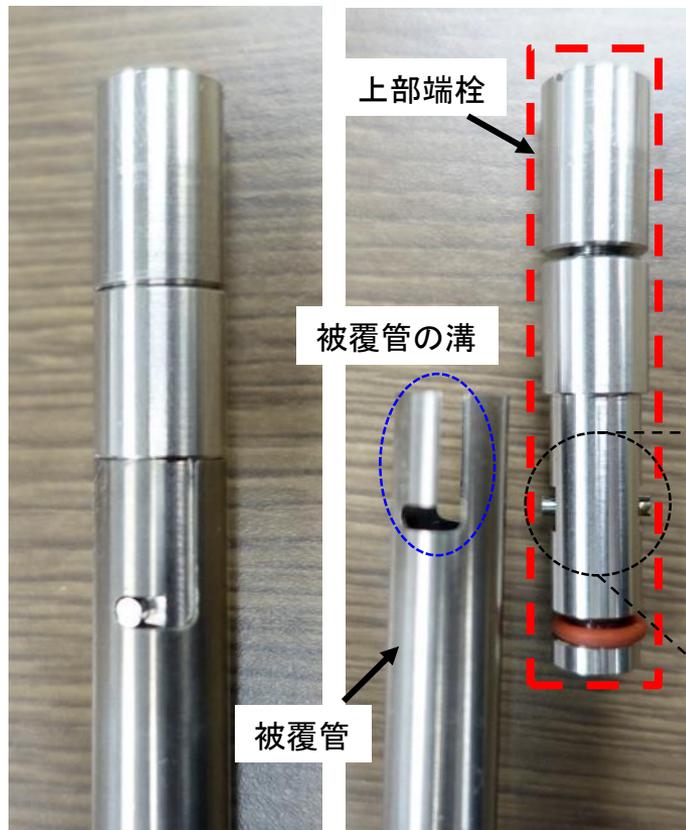
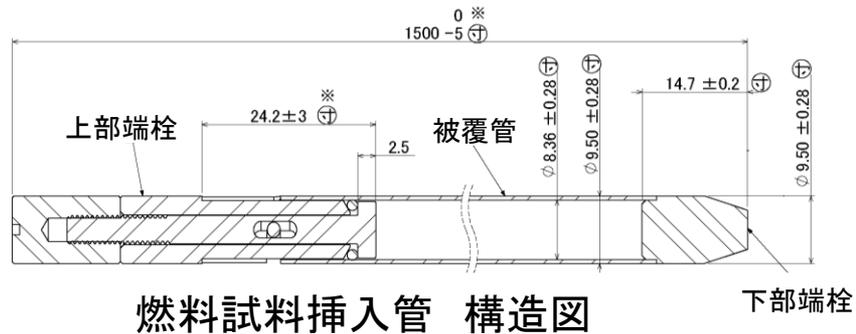
<密封性確認検査>

静水頭(2.0m)以上の圧力条件下で、水が浸入しないこと及び変形等の異常が無いことを確認

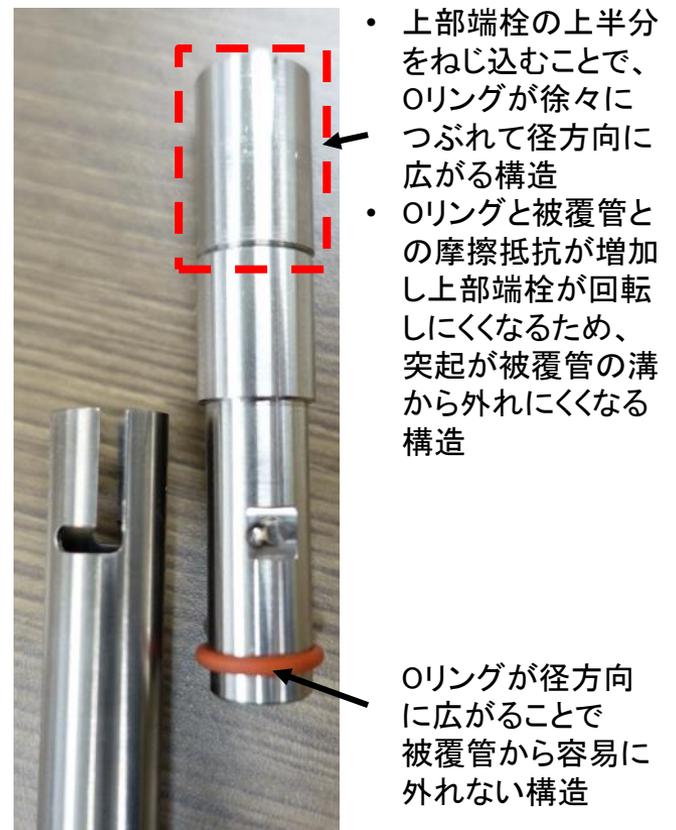
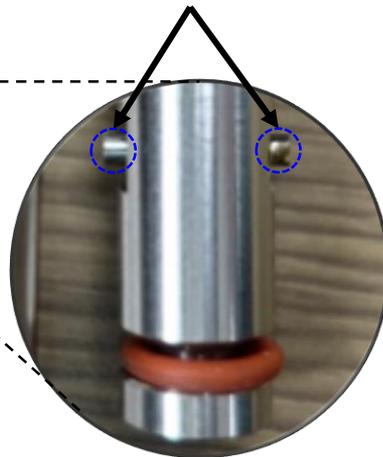


上部端栓の構造については次頁

1. 燃料試料挿入管の設計(3/4)



上部端栓の突起部分を被覆管の溝に引っ掛けることで、上方に引っ張るだけでは外れない構造



燃料試料挿入管(試作品)の外観(上部)

1. 燃料試料挿入管の設計(4/4)

<指摘事項>

- 燃料試料挿入管のOリングの材質によっては、熱、放射線、着脱時の摩擦で影響を受けると思う。それらは機能に影響はないのか？

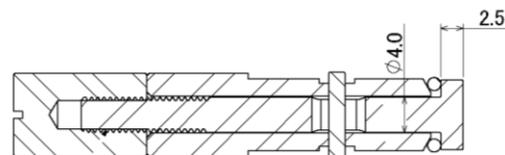
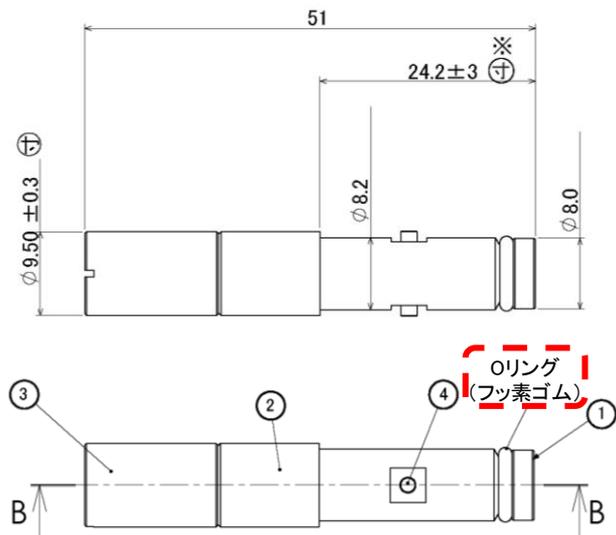
<回答>

Oリングの材質は、耐熱性、耐放射線性、耐摩耗性を有し、実用発電炉の制御棒駆動系水圧制御ユニット等のパッキンとして使用実績のあるフッ素ゴムである。そのため、熱、放射線、着脱時の摩擦に耐える設計となっている。また、Oリングは消耗品であるため上部端栓開封時のつど交換する。材質を構造図に明記し、補正する。なお、STACYは常温*・常圧で運転する低出力炉(最大200W)であるため、その使用環境は過酷ではない。

* :一部昇温試験はあるが、水温70℃以下の範囲

部品番号	部品名	材質
1	シールシャフト	SUS304
2	シールキャップ	SUS304
3	ノブ	SUS304
4	ピン	SUS304

寸 : 寸法検査対象箇所



断面図 B-B

燃料試料挿入管(上部端栓)構造図

<指摘事項>

- コンクリートの組成が具体的に示されていない。STACYは燃料棒周りの水素原子の量で反応度を制御すると理解している。コンクリート中の水分などによる水素原子の量、その範囲について上限値などを示す必要があると思う。臨界実験装置は様々な炉心構成の組合せがあると思うが、それらが核的制限値を満たしているかの説明は、計算結果になると思う。その計算に水分量が含まれていない場合は、その計算結果の不確かさが大きくなると思うがどうか。
- デブリ模擬炉心(1)が設置許可の核的制限値を満たすかどうかの見通しをすることが重要な点である。コンクリートの密度が核特性に影響するとのことであれば、それについて技術的な観点で整理しその妥当性を説明すること。
- デブリ構造材模擬体の設計仕様の材料にコンクリートを記載すること。

<回答>

コンクリートの組成が反応度に与える影響を確認するため、密度及び水分量を変化させた感度解析を行った。その結果、反応度に対するコンクリートの組成変化の影響は、水分量の変化によるものが支配的であることが確認できた。それに加え、コンクリートの主要成分であるSi及びCaの反応度に与える影響は小さいことを確認した。また、コンクリートの密度及び水分量が原子炉停止余裕に与える影響を評価し、顕著な影響を及ぼさないことを確認した。製作に当たっては、解析の範囲に収まるよう、コンクリートの設計仕様として水分率を記載する。

解析条件、解析結果(感度解析、原子炉停止余裕)を次頁以降に示す。

2. コンクリートの設計仕様(2/10)

<解析条件>

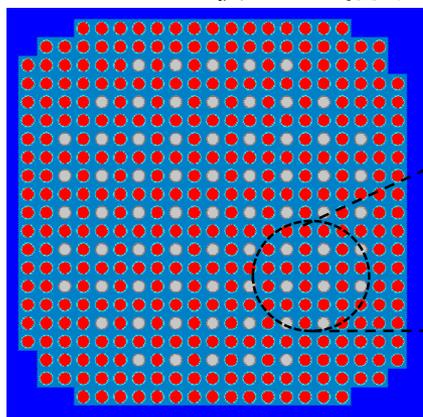
- デブリ構造材模擬体: 現実的に最大に近い69本挿入(製作本数70本)
- 棒状燃料: 現有する400本以下
- 臨界水位: 実験時の代表的な基準水位として狙う90cm
- 格子間隔: 1.27cm、1.50cm、2.54cm
- 配列: 1of4、2of4、4of4(2x2配列4本を単位セルとしたときの模擬体本数をNof4と表記。下図参照。)
- コンクリート組成

密度: 普通コンクリート(密度 2.3g/cm^3)*を基本とし、製作上コンクリート材料の公差から想定される密度の振れ幅を十分包含できる範囲として最大2.0倍から最小0.5倍とした。その他、密度変化の傾向を確認するため密度0(ボイド状態)を追加

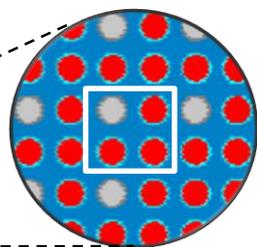
水分量: 普通コンクリート(水分率約9wt%)*を基本とし、密度と同様に最大2.0倍から最小0.5倍、その他、水分0(水なし)

Si、Ca: 普通コンクリート(Si 0.775g/cm^3 、Ca 0.1g/cm^3)*を基本とし、密度と同様に最大2.0倍から最小0.5倍(一例として2of4の解析結果を示す。)

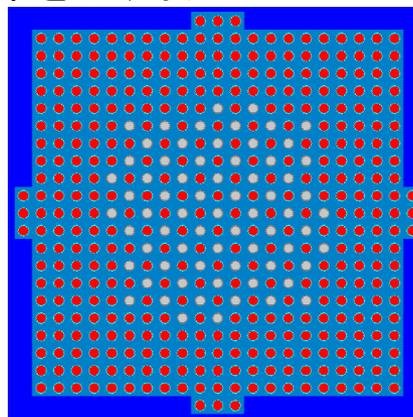
*: 臨界安全ハンドブック標準組成



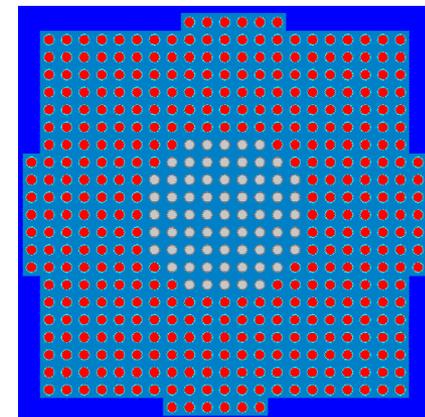
1of4配列; 棒状燃料354本



単位セル4本のうち1本が
デブリ構造材模擬体となっ
ている配列を1of4と呼ぶ



2of4配列; 棒状燃料384本



4of4配列; 棒状燃料398本

(凡例) ●棒状燃料、○デブリ構造材模擬体

デブリ構造材模擬体配列パターン

<計算条件>

計算コード、断面積ライブラリ及び群定数

- 中性子実効増倍率の計算

計算コード: MVP2

断面積ライブラリ: JENDL-3.3

- 核特性パラメータの計算

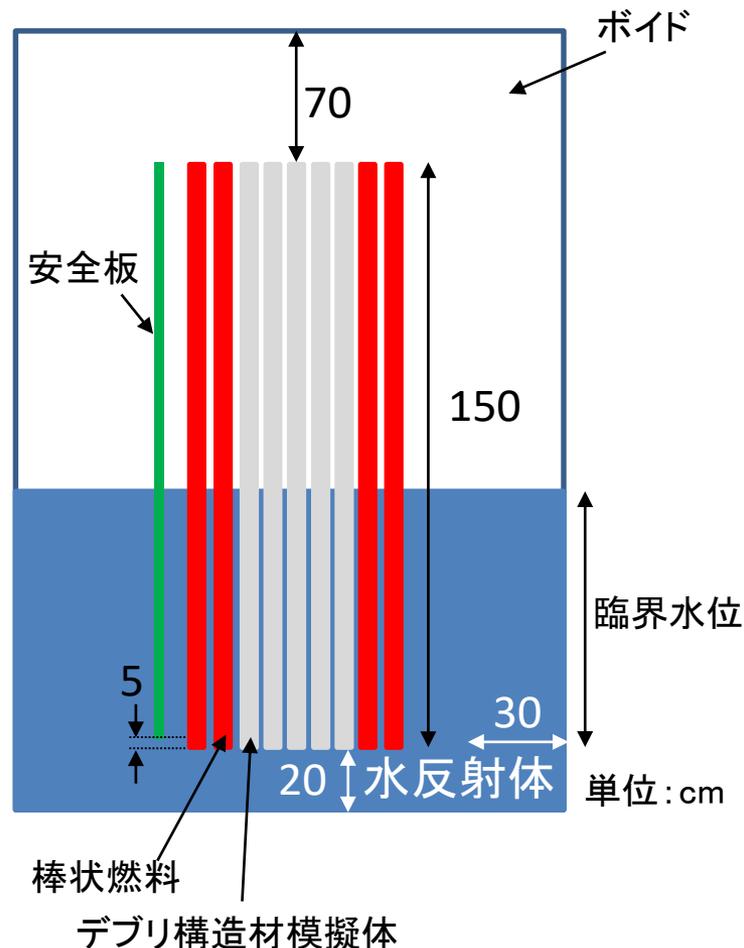
計算コード: DANTSYS

群定数: JENDL-3.3を基にした統合核計算コードシステムSRACライブラリ107群定数をSRAC内の衝突確率法に基づくPIJモジュールで求めた空間依存スペクトルを重みとして縮約したもの

MVPの解析条件

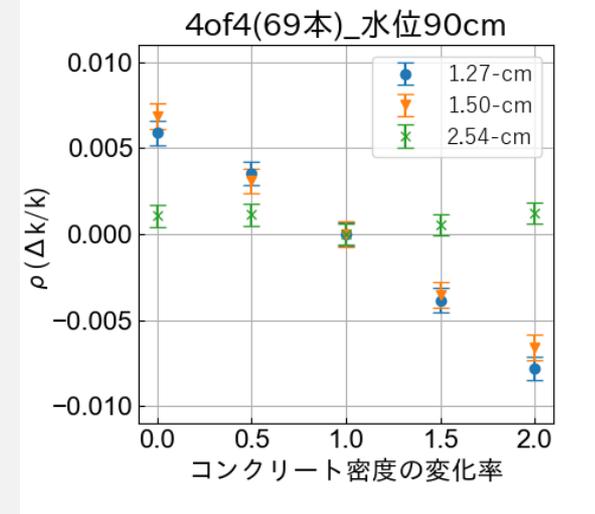
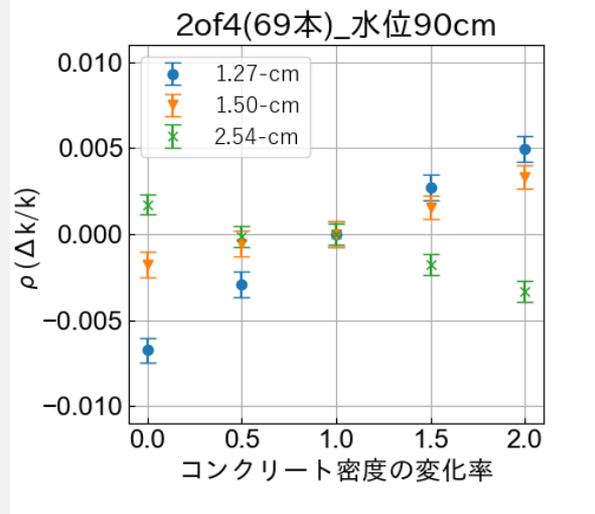
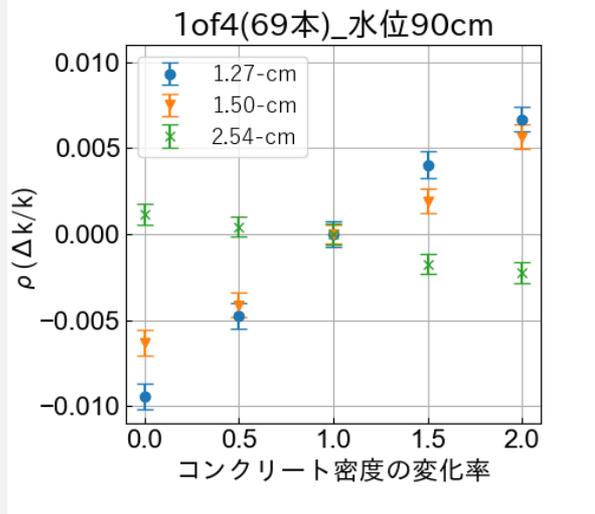
バッチあたりの粒子数	10000
バッチ数	500
スキップバッチ数	200

粒子源発生分布
 XY軸方向: 燃料ペレット部に均一分布
 Z軸方向: 水没部: 余弦分布

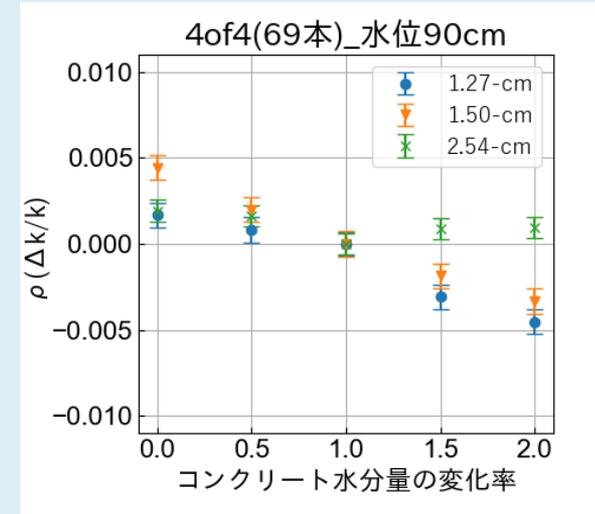
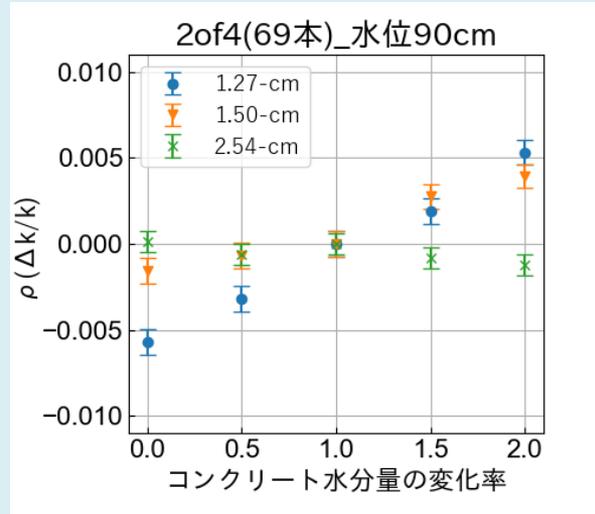
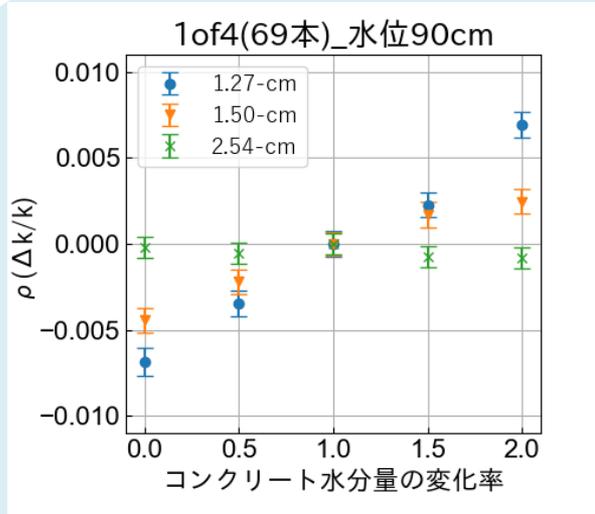


デブリ構造材模擬体25本
 (4of4; 中心に5×5配列)
 垂直断面モデル図

2. コンクリートの設計仕様 (4/10)

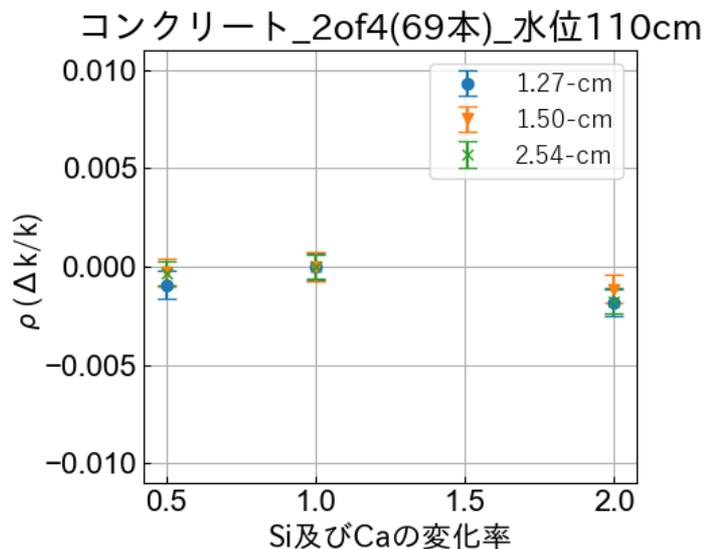


密度の感度解析の結果



水分量の感度解析の結果

コンクリート中のSi及びCaの組成を0.5倍～2.0倍に変化させた場合の反応度の変化



Si及びCaの感度解析の結果

Si及びCaの反応度に与える影響は小さく、コンクリートの組成変化の反応度に対する影響は、水分量の変化によるものが支配的であることが裏付けられた。

<コンクリート密度及び水分量が安全板の原子炉停止効果に与える影響を評価>

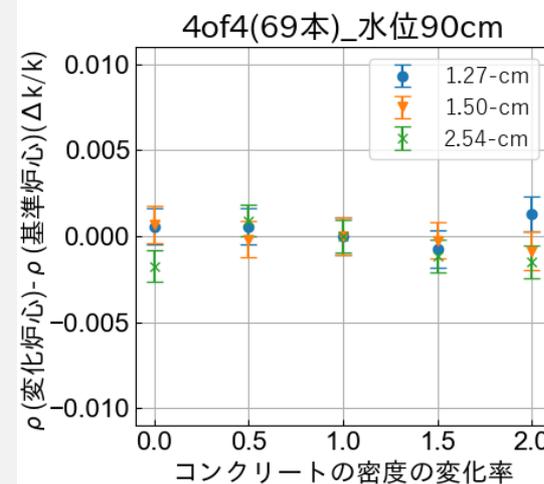
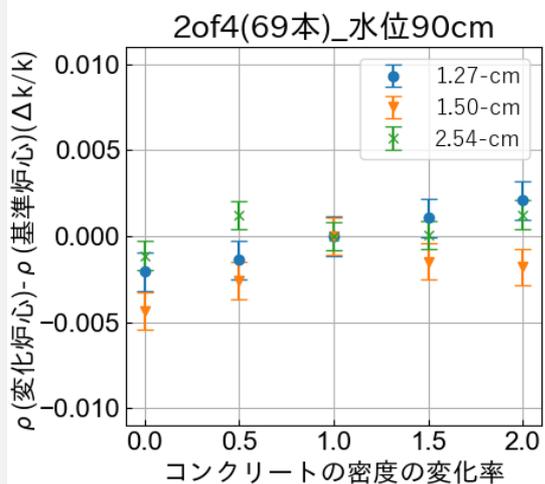
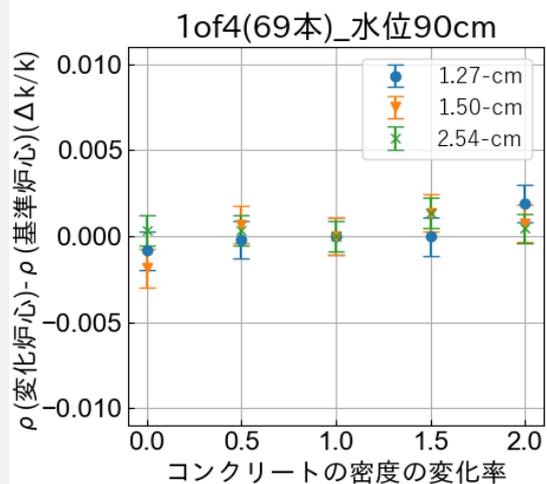
- 密度及び水分量が、重要な核的制限値である原子炉停止余裕(ワンロッドスタックマージン)に及ぼす影響を評価
- 「密度及び水分量を変化させた炉心」と「基準となる密度及び水分量の炉心」にそれぞれ安全板を挿入し、その反応度差を計算

<結果>

- コンクリート密度及び水分量の変化に対する顕著な応答は見られなかった。
- 正の反応度効果はモンテカルロ計算に由来する統計誤差で説明できる範囲である。
- これらの結果から、コンクリート密度及び水分量を2倍まで変化させても、原子炉停止余裕(ワンロッドスタックマージン)に顕著な影響を及ぼさないことを確認した。

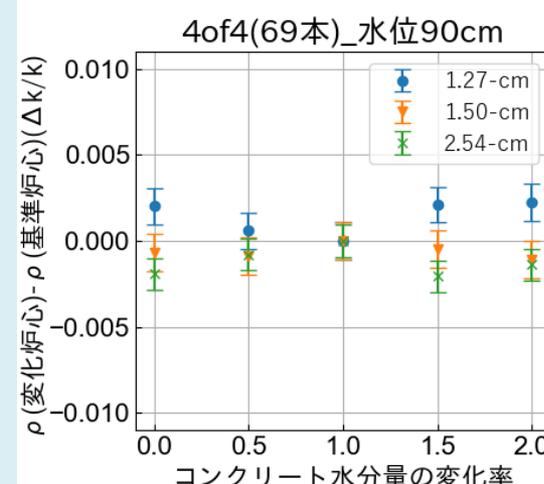
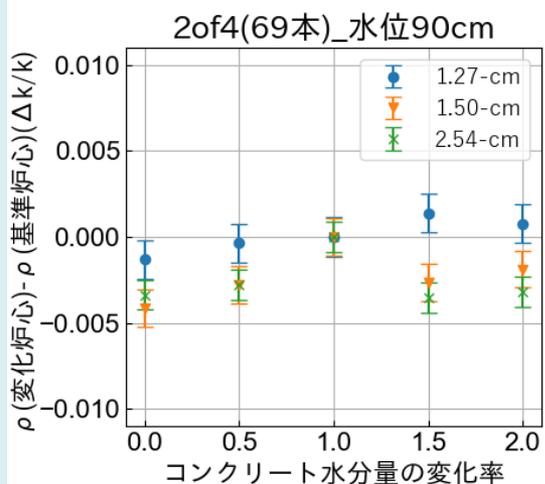
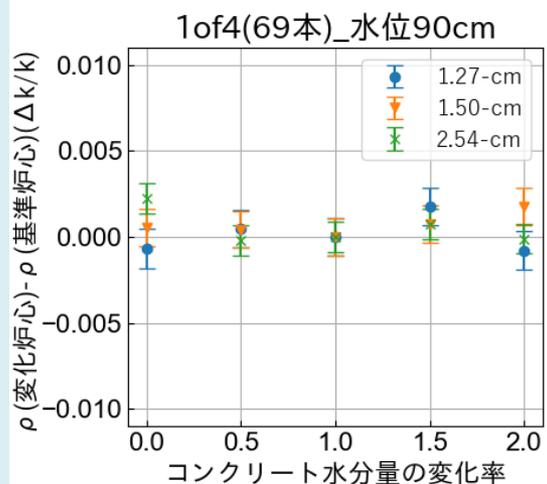
解析結果を次頁以降に示す。

2. コンクリートの設計仕様 (7/10)



密度の感度解析の結果

負の値(図の下側)は、安全板の原子炉停止効果がより高まった安全側の変化を示す



水分量の感度解析の結果

2. コンクリートの設計仕様 (8/10)

解析結果を踏まえ、コンクリートの設計仕様にコンクリートの標準的な水分率を記載し、その範囲を構造図に記載する。

コンクリートの設計仕様

名称		デブリ構造材模擬体 (コンクリート)
型式		棒状形状
主要寸法	被覆管外径	9.5 mm
	被覆管内径	7.5 mm
	全長	1500 mm
主要材料	被覆管	アルミニウム合金 ^{*1}
	上部端栓	アルミニウム合金 ^{*2}
	下部端栓	アルミニウム合金 ^{*2}
	コンクリート	水分率 9 wt% ^{*3}
本数		70 本

*1 JIS H 4080相当

*2 JIS H 4000相当

*3 臨界安全ハンドブックの標準組成

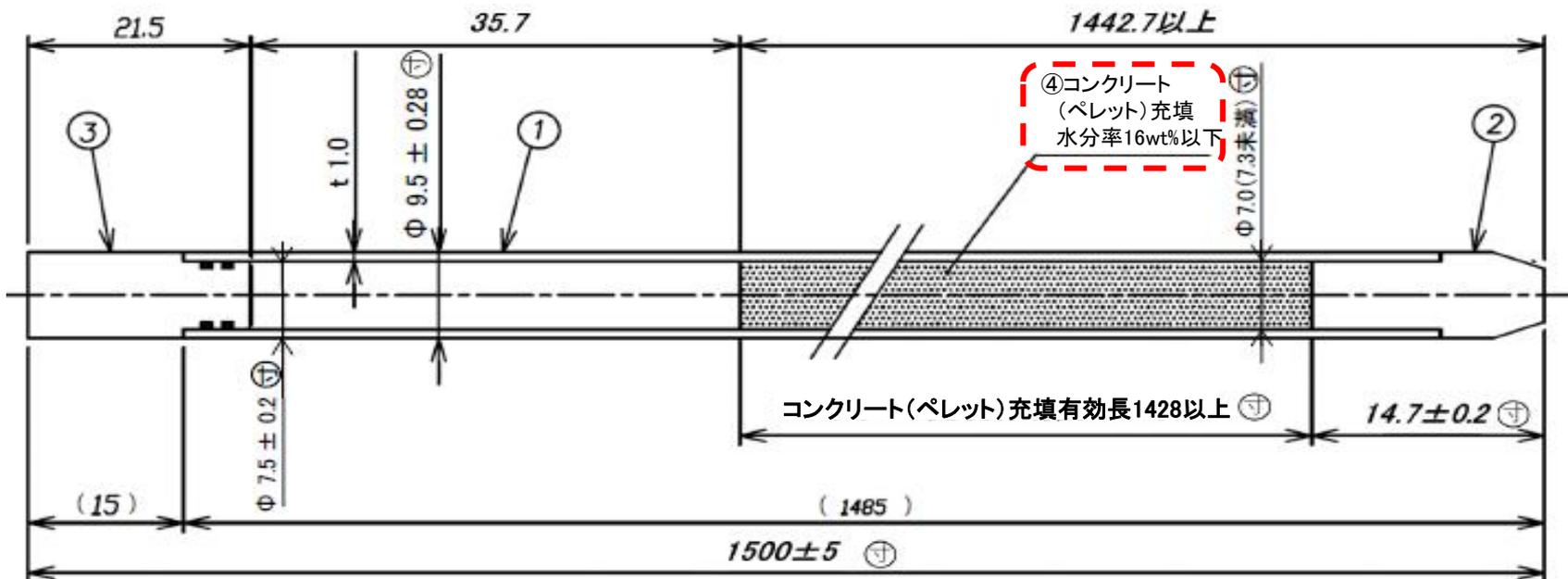
2. コンクリートの設計仕様(9/10)

部品番号	部品名	材質
1	被覆管	アルミニウム合金
2	下部端栓	アルミニウム合金
3	上部端栓	アルミニウム合金
4	コンクリート(ペレット)	コンクリート

(参考)コンクリートの水分量

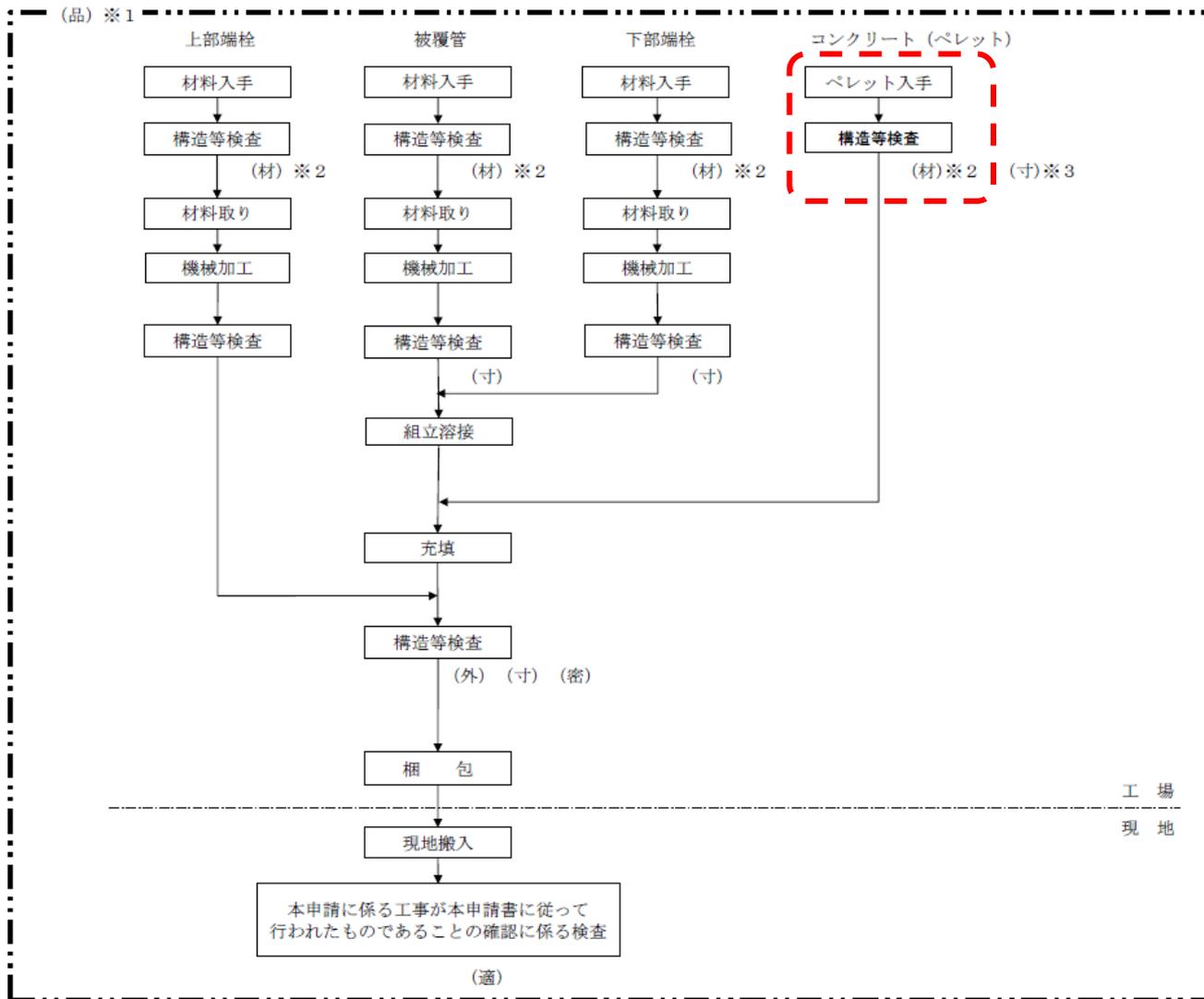
組成	水分量 w (g/cm ³)	水分以外の組成 o (g/cm ³)	水分率 w/(w+o) (wt%)
標準組成	0.206	2.094	9.0
水分量0.5倍	0.103	2.094	4.7
水分量2.0倍	0.412	2.094	16.4

⊕ : 寸法検査対象箇所



デブリ構造材模擬体(コンクリート)構造図

2. コンクリートの設計仕様(10/10)



【凡例】
 構造等検査
 (材) : 材料検査
 (寸) : 寸法検査
 (外) : 外観検査
 (密) : 密封性確認検査

本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査
 (適) : 適合性確認検査
 (品) : 品質マネジメントシステム検査

※1 : 品質マネジメントシステム検査は、工事の状況等を踏まえ適切な時期で実施する。
 ※2 : 立会又は記録確認により実施する。
 ※3 : 記録確認により実施する。

デブリ構造材模擬体(コンクリート)の
 工事フローシート

<指摘事項>

- 炉心性能の説明に「核特性値が制限された範囲に収まる見通しを示す」とあり、これがポイントである。JAEAは、最大過剰反応度、最大添加反応度を説明するとしているが、安全板の反応度価値(原子炉停止余裕、ワンロードスタックマージン)が要点である。現時点で具体的な実験は決まっていないと思うが、実際にデブリ構造材模擬体を配置した炉心で必要な安全板反応度価値が確保できることを示す必要がある。仮にコンクリートの水分でなく密度でパラメータの代表ができるのであればそれでもよい。ある程度の範囲があってそれが核的制限値に影響するのであればそのパラメータの範囲を設工認で示すこと。

<回答>

デブリ構造材模擬体の挿入本数が原子炉停止余裕に及ぼす影響を確認するため、コンクリート及び鉄のデブリ構造材模擬体の挿入本数をパラメータとした解析を実施した。その結果、鉄のデブリ構造材模擬体がコンクリートのデブリ構造材模擬体に比べて安全板の原子炉停止効果を弱める傾向が見られた。また、棒状燃料本数が大きくなる(すなわち炉心が大きくなる)と安全板の効果が弱まる炉心が現れてくるが、適切な安全板配置により、デブリ構造材模擬体の種別及び挿入本数に依らず制限値を満足できる見通しを得た。

<解析内容>

今回の申請で実際に構成できる最大に近いデブリ構造材模擬体挿入炉心として、今回製作するデブリ構造材模擬体70本のうち69本を挿入した炉心の臨界量(棒状燃料本数)を解析した。また、デブリ構造材模擬体の挿入量に対する炉心核特性の傾向を確認するため、デブリ構造材模擬体25本を装荷した炉心についても評価した。それに加え、水位反応度係数(炉心水位上昇1mm当たりの反応度効果)についても解析した。

解析条件、解析結果を次頁以降に示す。

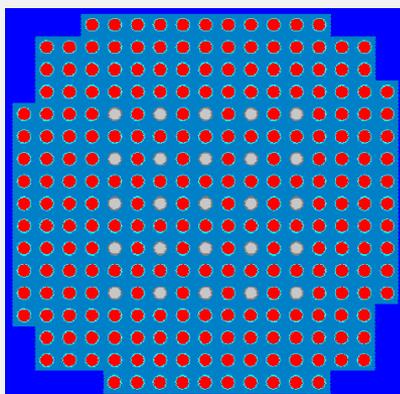
3. 核的制限値が制限された範囲に収まる見通し(2/11)

<解析条件>

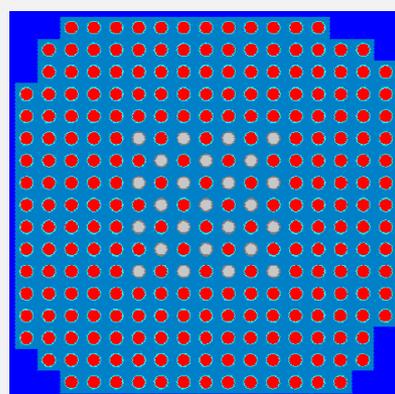
- デブリ構造材模擬体: 25本、69本(製作本数70本)
- 棒状燃料: 900本以下(許可上の制限本数)
- 臨界水位: 40、70、110、140cm
- 格子間隔: 1.27cm、1.50cm、2.54cm
- 配列: 1of4、2of4、4of4

(凡例) ●棒状燃料、○デブリ構造材模擬体

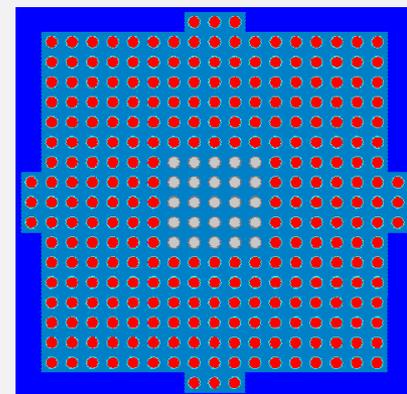
デブリ構造材
模擬体(25本)



1of4配列; 棒状燃料241本

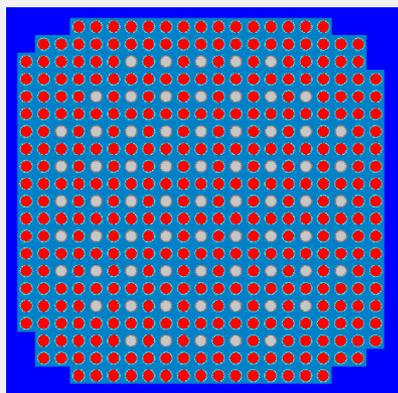


2of4配列; 棒状燃料249本

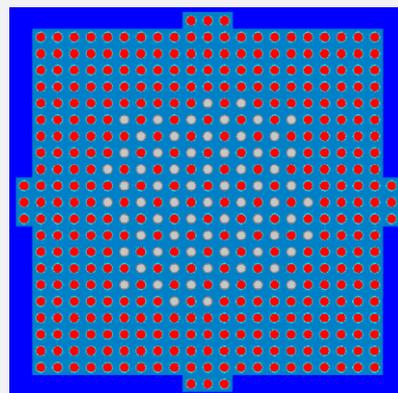


4of4配列; 棒状燃料276本

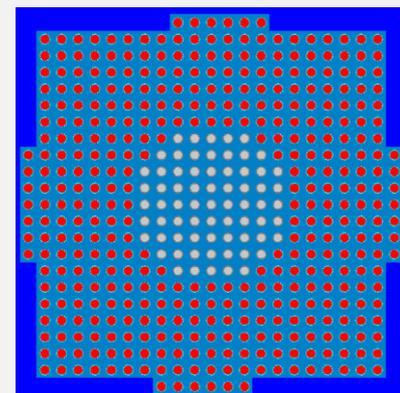
デブリ構造材
模擬体(69本)



1of4配列; 棒状燃料354本



2of4配列; 棒状燃料384本

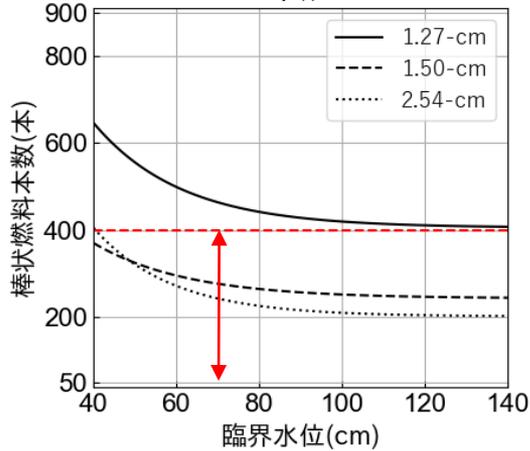


4of4配列; 棒状燃料398本

デブリ構造材模擬体 配列パターン例

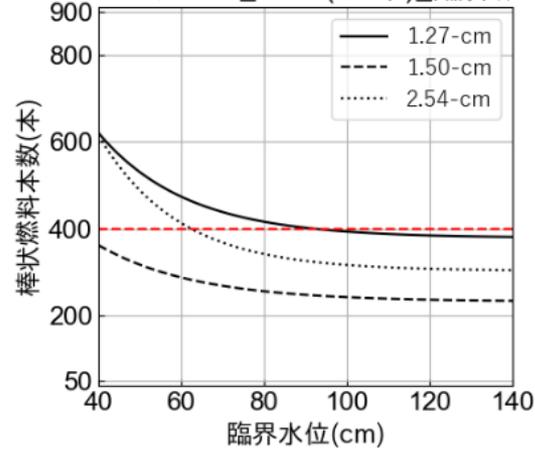
<臨界量>

基本炉心

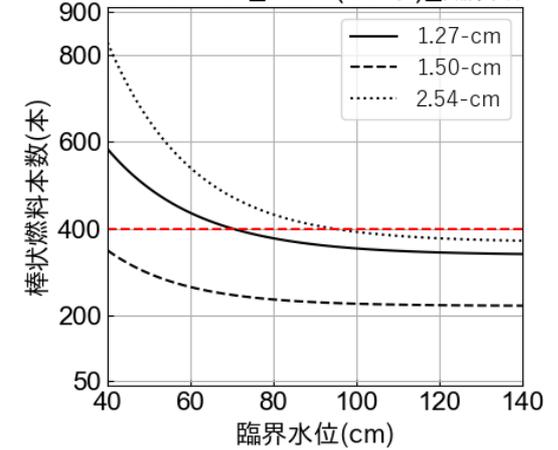


棒状燃料400本の点線は現有燃料本数
現状、構成できる炉心は、
許可上の制限値である50本以上
現有棒状燃料400本以下の範囲

コンクリート_1of4(25本)_臨界炉心

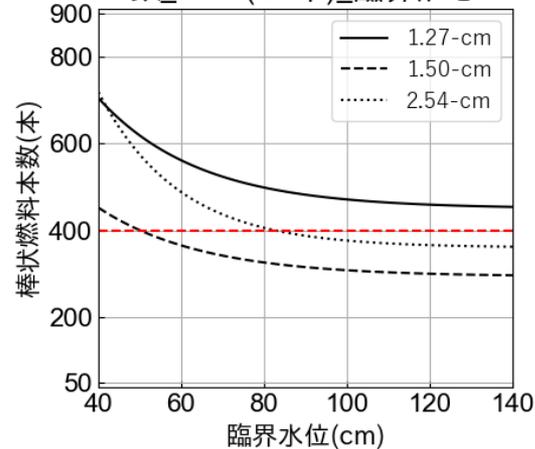


コンクリート_1of4(69本)_臨界炉心

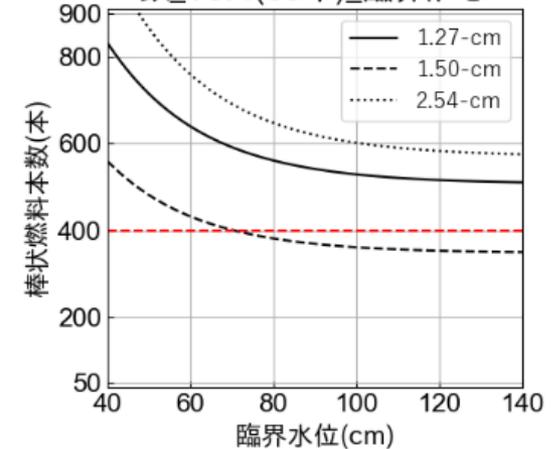


コンクリート(1of4)の臨界量 結果

鉄_1of4(25本)_臨界炉心

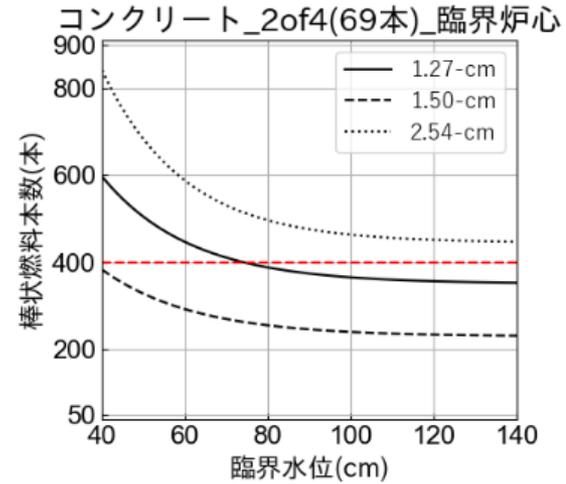
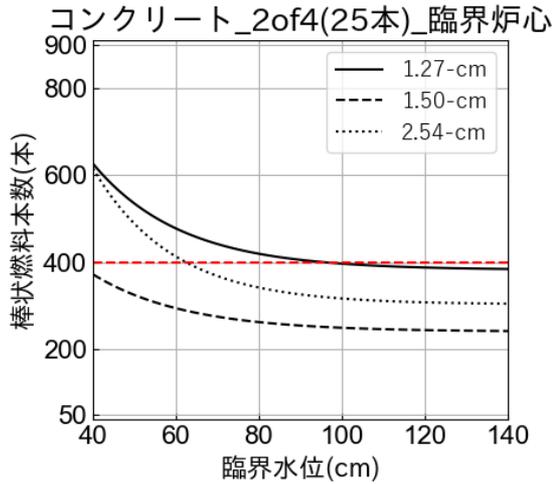


鉄_1of4(69本)_臨界炉心

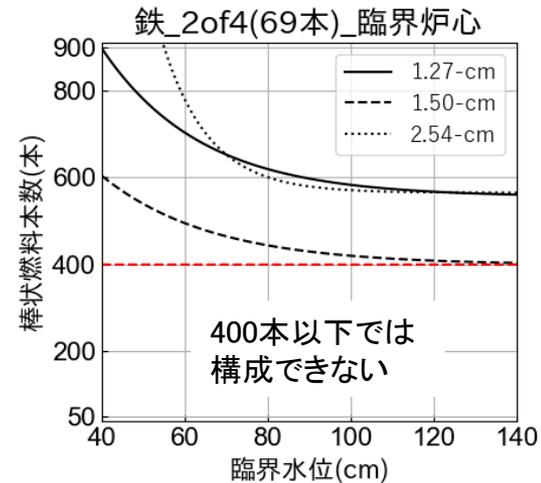
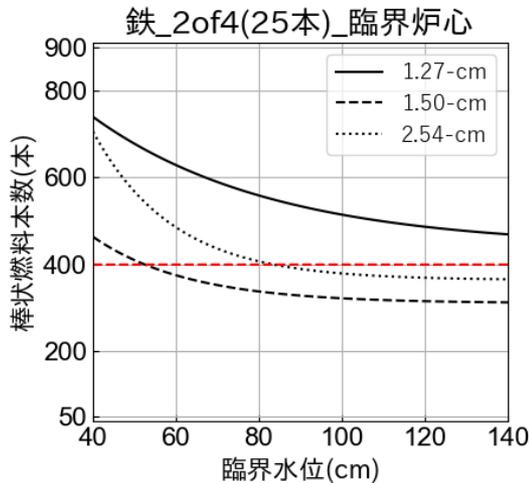


鉄(1of4)の臨界量 結果

<臨界量>

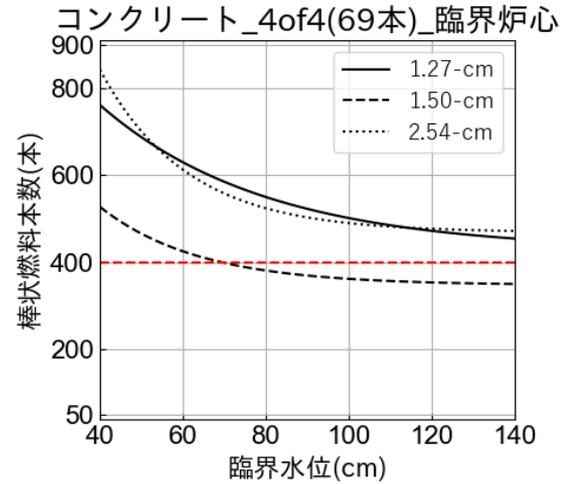
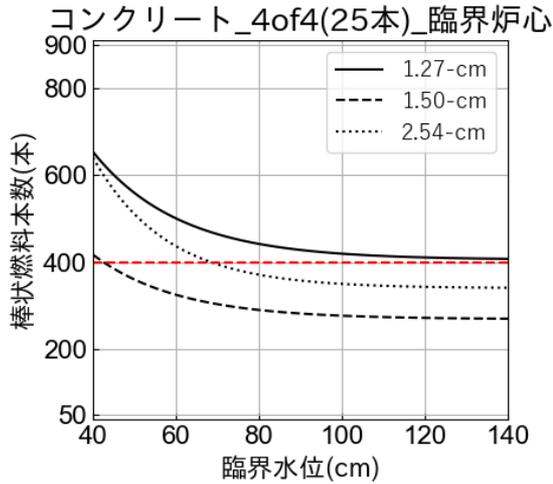


コンクリート(2of4)の臨界量 結果

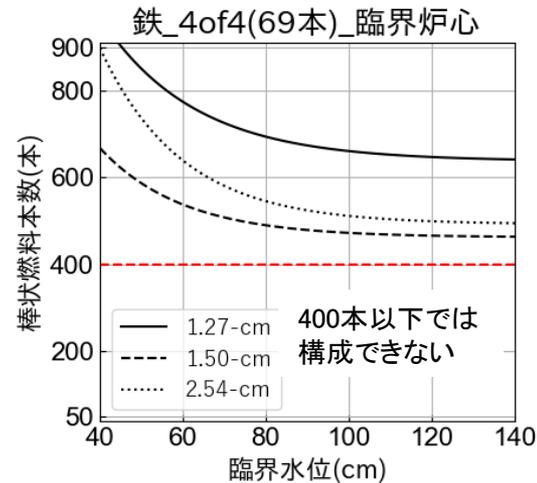
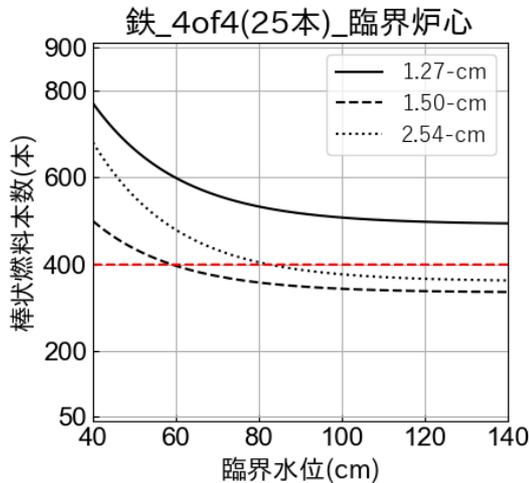


鉄(2of4)の臨界量 結果

<臨界量>

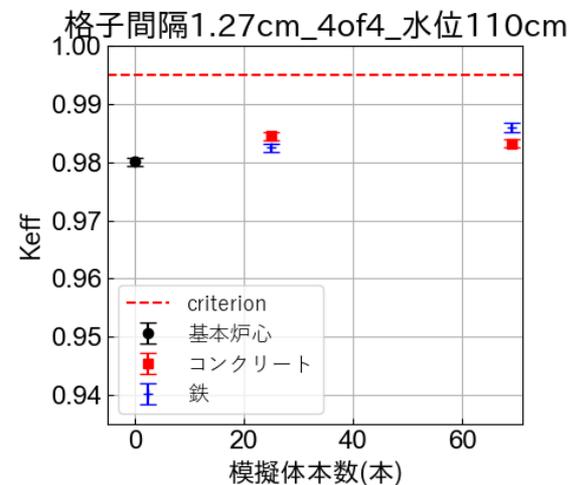
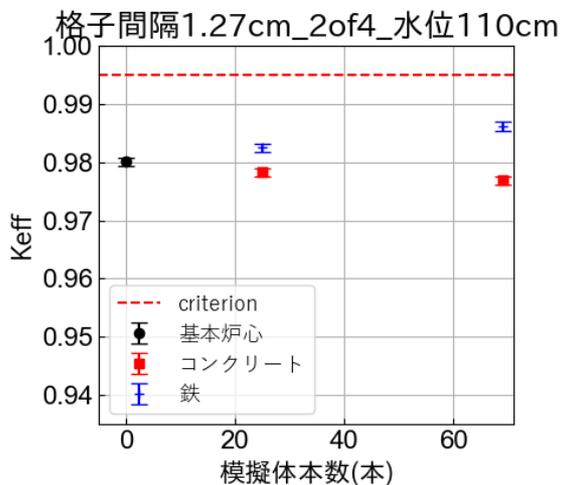
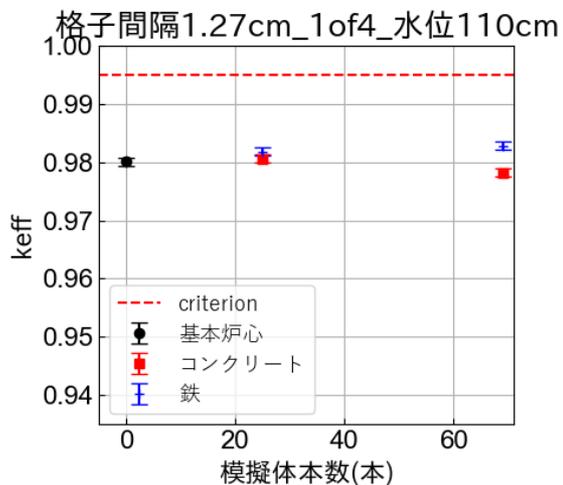


コンクリート(4of4)の臨界量 結果

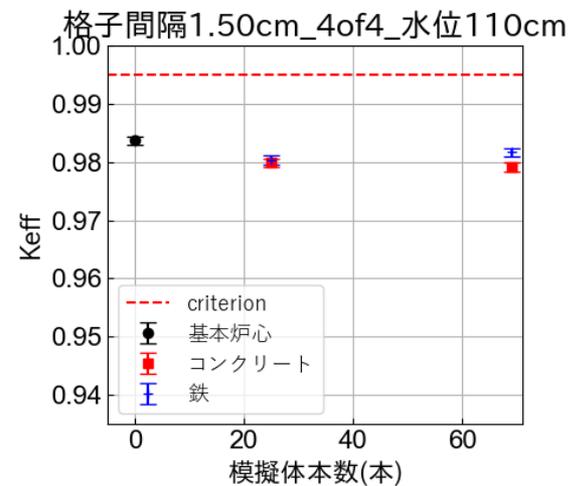
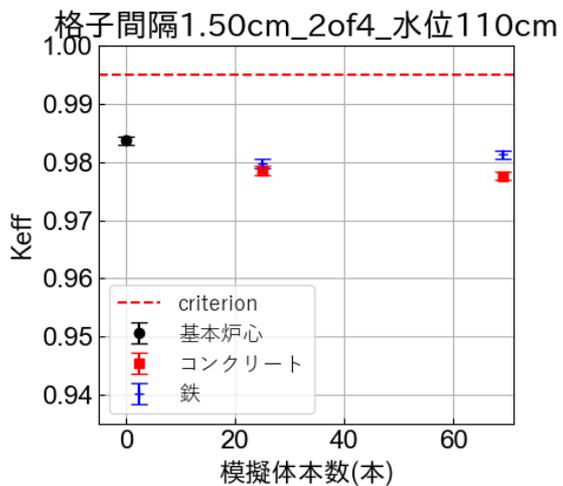
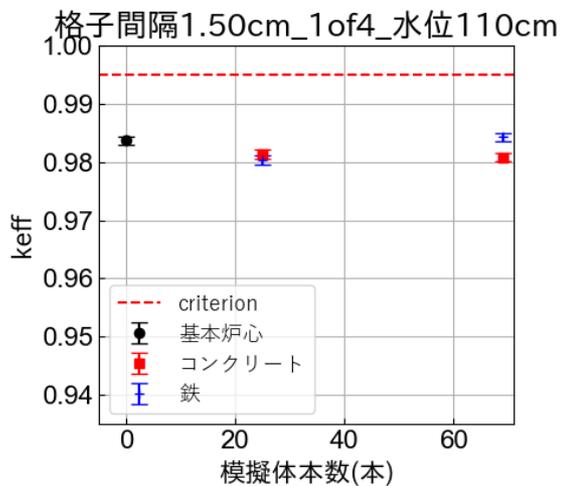


鉄(4of4)の臨界量 結果

<ワンロッドスタックマージン>

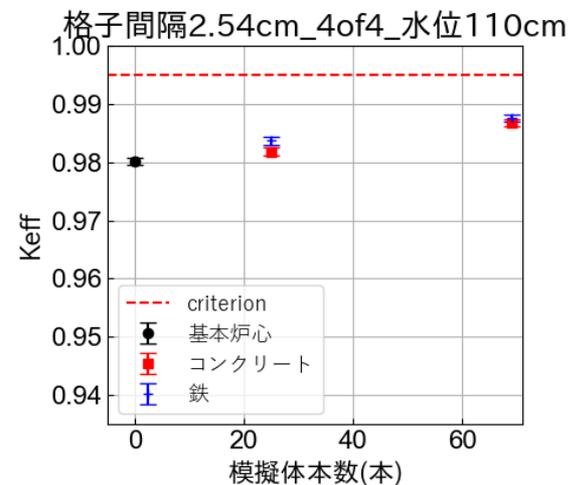
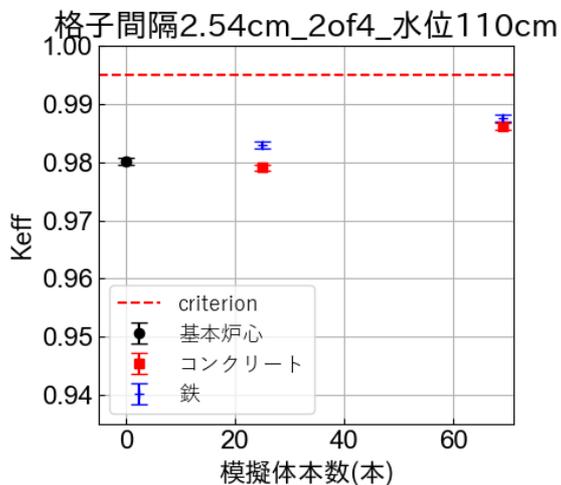
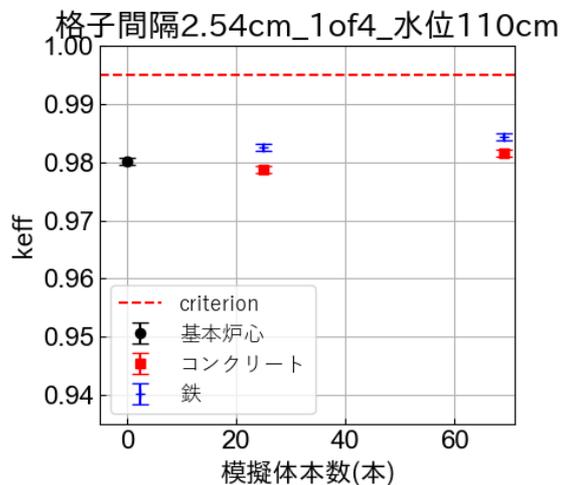


ワンロッドスタックマージン 解析結果(格子間隔1.27cm)



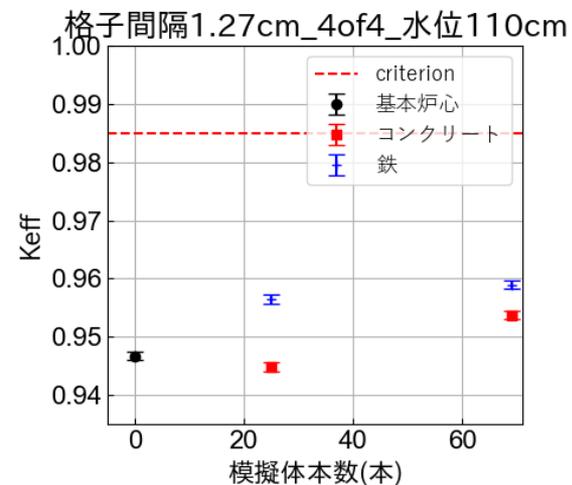
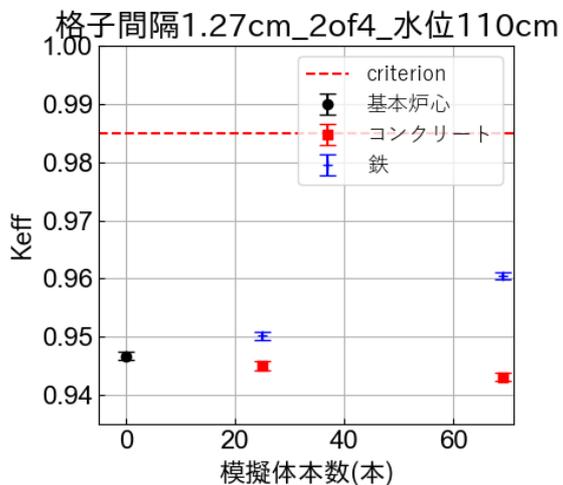
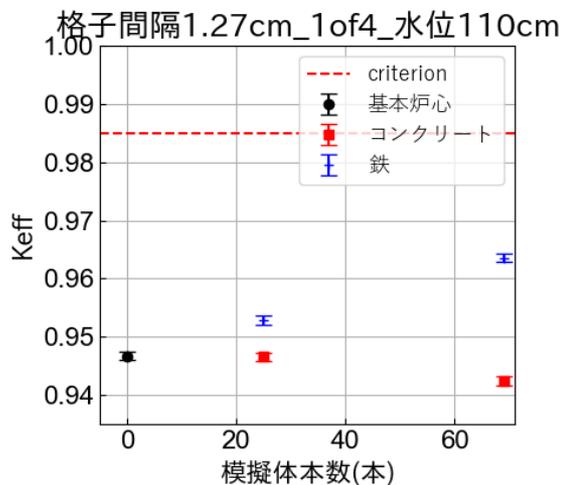
ワンロッドスタックマージン 解析結果(格子間隔1.50cm)

<ワンロッドスタックマージン>

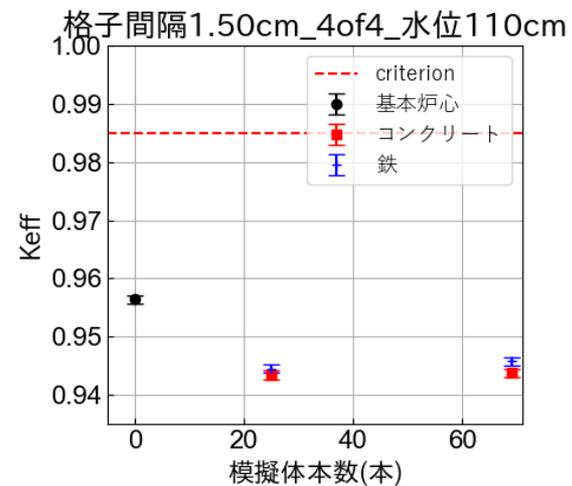
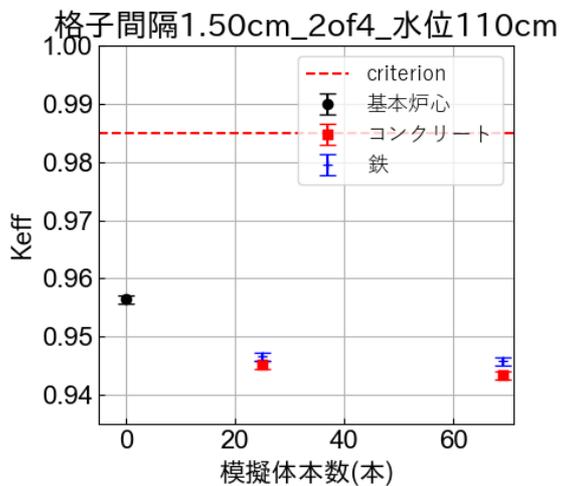
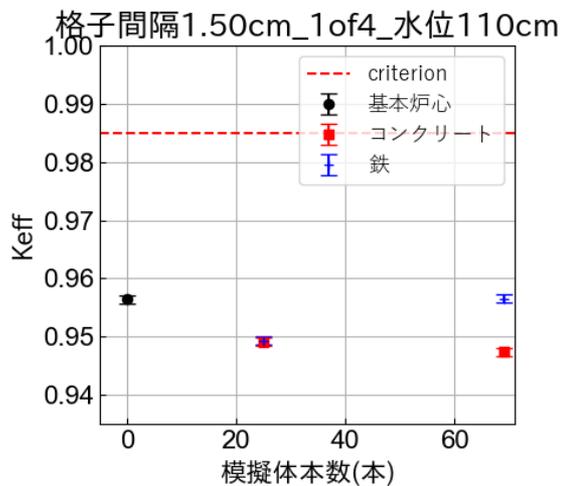


ワンロッドスタックマージン 解析結果(格子間隔2.54cm)

<原子炉停止余裕>

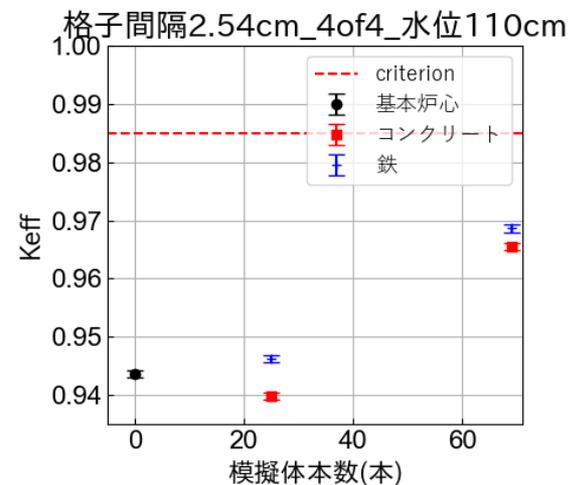
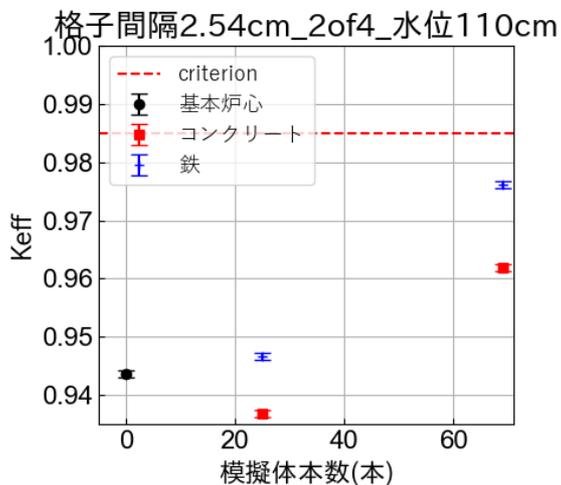
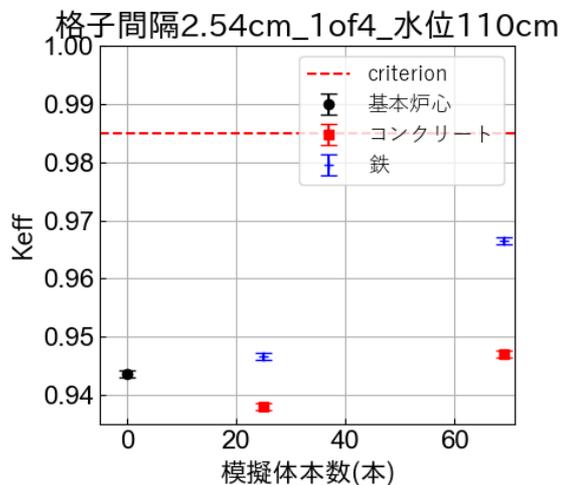


原子炉停止余裕 解析結果(格子間隔1.27cm)



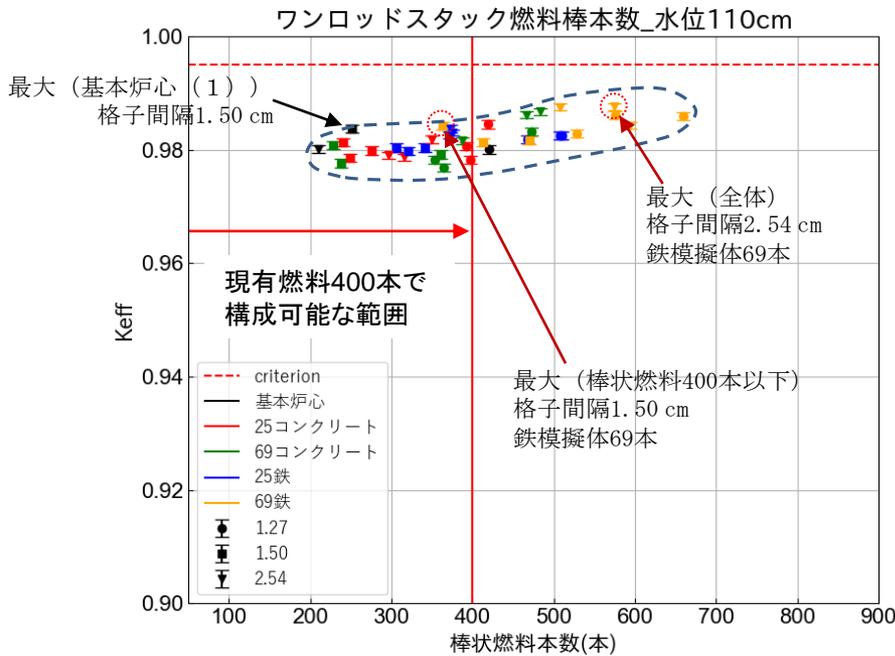
原子炉停止余裕 解析結果(格子間隔1.50cm)

<原子炉停止余裕>

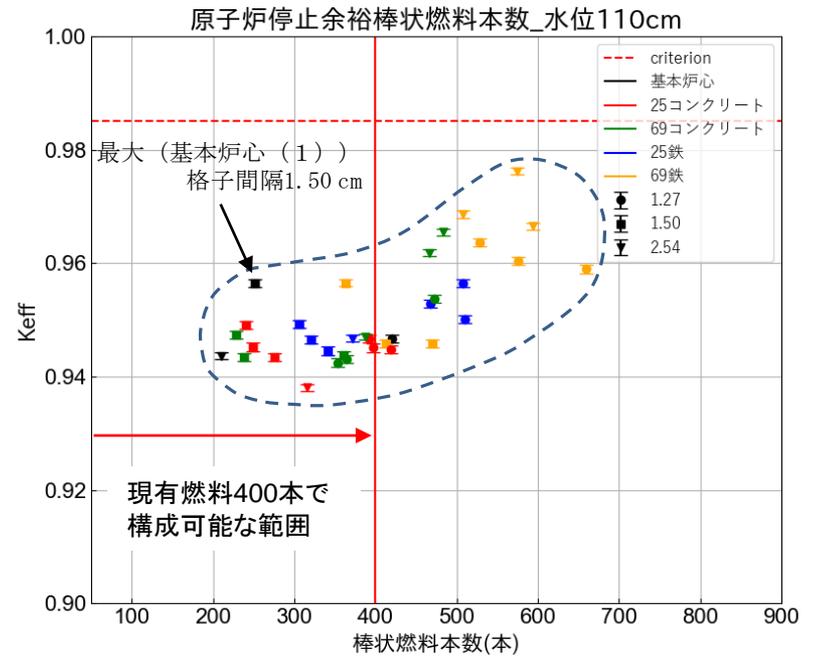


原子炉停止余裕 解析結果(格子間隔2.54cm)

<原子炉停止効果>



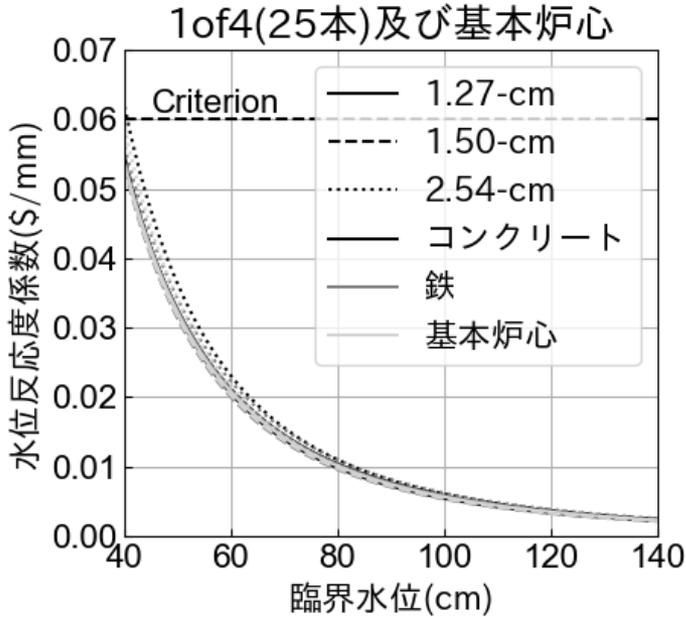
棒状燃料本数と安全板の原子炉停止効果
(ワンロッドスタックマージン)



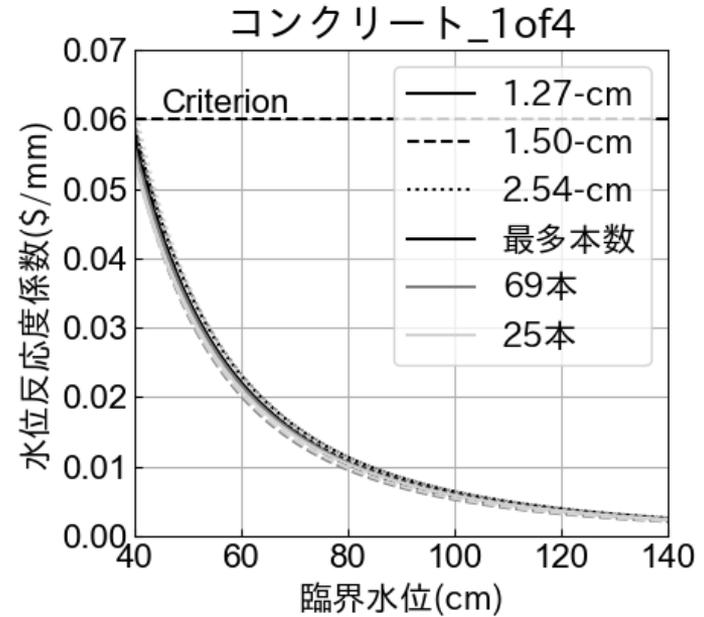
棒状燃料本数と安全板の原子炉停止効果
(原子炉停止余裕)

- 安全板の原子炉停止効果は、棒状燃料本数が増大する(すなわち炉心が大きくなる)に連れて全体として弱まる傾向を見せるが、適切な安全板配置により、デブリ構造材模擬体の種別及び挿入本数に依らず、すべての体系で制限値を満足することができる見通しが得られた。
- 本解析の範囲において制限値に対し最も厳しい結果を与える炉心は、格子間隔2.54cmでデブリ構造材模擬体(鉄)を69本挿入した炉心である。また、STACYの初臨界炉心として想定される現有の棒状燃料400本を使用した場合には、格子間隔1.50cmでデブリ構造材模擬体(鉄)を69本挿入した炉心である。ただし、この場合、基本炉心(1)(デブリ構造材模擬体挿入なし)との反応度差は1標準偏差程度であり、ほとんど違いは見られない。
- 実験に当たっては、既知炉心である基本炉心(1)に少数本の鉄のデブリ構造材模擬体を挿入した炉心において使用前事業者検査を実施し、デブリ構造材模擬体の核特性解析値と実測値を確かめつつ徐々に実験範囲を拡大する方針とする。

<水位反応度係数>



構造材模擬体挿入本数の比較
(コンクリート)



構造材模擬体種別の比較

デブリ構造材模擬体の挿入本数及び種別が 水位反応度に及ぼす影響の評価結果

水位反応度係数は、デブリ構造材模擬体の種別及び挿入本数を変えても基本炉心(1)の水位反応度係数に対して最大約5%の上昇に留まり、水位反応度係数を上限値(6¢/mm)以下で支障なく運転できる見通しが得られた。

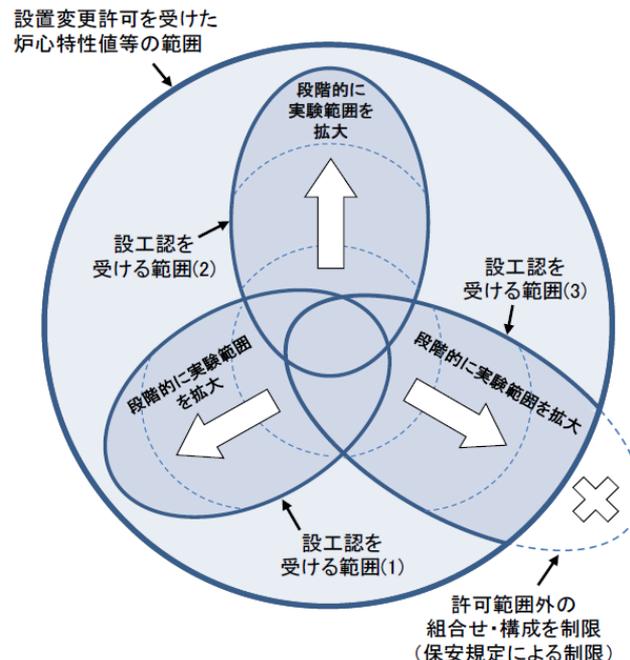
4. 核的制限値の担保(1/2)

<指摘事項>

- 臨界実験装置で核的制限値をどのように満足するか、考え方を審査会合で説明すること。

<回答>

- 臨界実験装置は、許可された範囲において多様な炉心を構成。
- 炉心を構成できる範囲(核的制限値及び炉心核特性値)を定め、その範囲内にあることを手順により遵守。
 - 計算解析により、核的制限値を満足できること及び炉心特定値が許可された範囲にあることを確認(部内、所内、炉主任によるレビュー)。
 - 設工認で認可を受けた範囲内かつ実験計画範囲内において、核特性が比較的良好に知られた炉心から実験を開始。
 - 実測等による検証を進めつつ、段階的に実験範囲を拡大。



新しい炉心を構成する際の方針(概念図)

臨界実験装置は、多種多様の燃料及び実験試料が使用され、炉心構成を変えるたびに制御棒価値、反応度フィードバック等の核特性、核計装の応答性等が異なることから、安全確保上、運転管理に負うところが大きい。



【臨界実験装置の設計(許可)思想】

臨界実験装置の安全確保は運転管理に負うところが大きく、また、よく知られていない新しい炉心に対する潜在的危険性を小さくするために極低出力、極低燃焼度とする設計(許可)思想。

水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成3年7月18日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)より抜粋引用。

4. 核的制限値の担保(2/2)

主要な核的制限値の遵守

➤ 過剰反応度

Hard	主に設備の設計により担保
Soft	主に保安規定により担保

方法: 炉心タンクの水位を制限する

Hard 水位スイッチの性能

Soft 段階的臨界近接手順

Hard 炉心形状の特性(垂直方向に一様とみなせる)

➤ 給水による反応度添加率

方法: 炉心タンクの水面上昇速度を制限する

Hard 給水ポンプの性能

Soft 段階的臨界近接手順

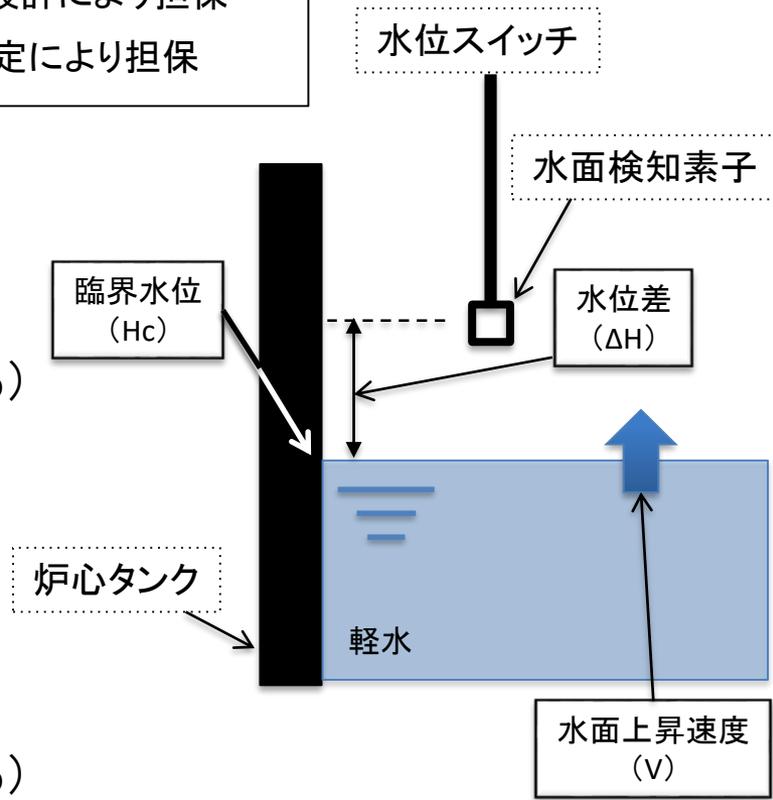
Hard 炉心形状の特性(垂直方向に一様とみなせる)

➤ 原子炉停止余裕

方法: 炉心構成に合わせた適切な位置に安全板を配置し、確実に挿入する

Soft 計算解析による安全板反応度価値評価

Hard 格子板スリットの形状



過剰反応度	$\rho = \Delta H \times dp/dH$
反応度添加率	$dp/dt = v \times dp/dH$

dp/dH は、炉心が垂直方向に一様とみなせるとき、水平断面に依存せず、以下の式に従う(修正一群理論)。このため、STACYは、炉心の水平方向の形状にかかわらず水位制御に係る核的制限値を満足できる。

$$dp/dH = \frac{C}{(Hc + \lambda)^3}$$

C : 炉心毎の定数
 λ : 外挿距離

<指摘事項>

- ハードウェア(機器仕様)とソフトウェア(運転手順)が定まらないから、設工認ではなく保安規定に先延ばしすると聞こえたが、そうとは思わない。設工認で(運転条件や製作公差を含めた)詳細設計を基に評価を行い、その後、保安規定(運転手順)の話を進めるのが筋である。

<回答>

ここまで、ハードウェアとソフトウェアについて、以下の説明をした。

2. コンクリートの設計仕様(ハードウェア)

→コンクリートは水分量が核的に支配的であることが確認できたため、製作公差として水分率の上限値を16wt%に設定した。

3. 核的制限値が制限された範囲に収まる見通し(ソフトウェア)

→デブリ構造材模擬体の挿入本数が原子炉停止余裕に及ぼす変化傾向を把握し、鉄のデブリ構造材模擬体を装荷した炉心が原子炉停止余裕を厳しくさせる代表炉心であることを確認した。また、適切な安全板配置により、デブリ構造材模擬体の種別及び挿入本数に依らず制限値を満足できる見通しを得た。

4. 核的制限値の担保(ハードウェア、ソフトウェア)

→安全確保上運転手順に負うところが大きい臨界実験装置の核的制限値を遵守する考え方(炉心特性の算定及びその結果の承認)並びにそのための設備(設工認による詳細設計)及び方法(保安規定・下部規定に定める運転手順)を説明した。