

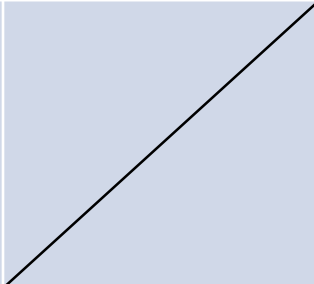
STACY施設 設工認  
(実験用装荷物の製作及びデブリ模擬炉心の新設)  
【指摘事項回答】

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24日

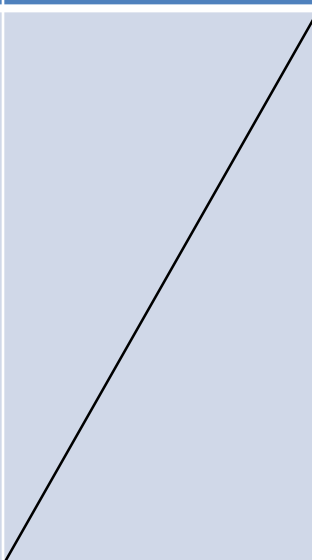
No.	指摘事項	対応状況	該当ページ
1	<p>試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則(以下「技術基準規則」という。)との適合性説明の第8条(外部からの衝撃による損傷の防止)について、実験用装荷物が原子炉建家に内包され外部事象から護られるのであれば適合性説明の要否を再検討すること。</p>	<p>適合性説明要否の表において、第8条に係る適合性説明は、実験用装荷物が原子炉建家に内包され外部事象から護られるため、不要(×表記)とする。            具体的な記載については、指摘事項 No.1～3をまとめて次回審査会合で説明する。</p>	/
2	<p>技術基準規則第38条(実験設備等)第1項第1号について、耐震設計以外のことも要求しているため、すべての要求事項に対する適合性を記載すること。その他の条項についても設計方針や適合性の説明を拡充させること。</p>	<p>要求事項に対する適合性の記載を拡充させる。            具体的な記載については、指摘事項 No.1～3をまとめて次回審査会合で説明する。</p>	/
3	<p>設置(変更)許可申請書との整合性について、設計条件の数値(表)だけではなく、文章部分(設計条件、炉心構成の考え方等)についても記載すること。</p>	<p>設計条件及び設計仕様に関する文章を記載し、それらについても設置(変更)許可申請書との整合性を説明する。            具体的な記載については、指摘事項 No.1～3をまとめて次回審査会合で説明する。</p>	/

No.	指摘事項	対応状況	該当ページ
4	<p>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するとしているが、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。</p>	<p>燃料試料挿入管に求められる放射線の漏えい防止、放射性物質の漏えい防止、上部端栓の水密性に対する設計の考え方を説明する。</p> <p>その内容を第1編 実験用装荷物の添付書類に記載して補正する。</p> <p>燃料試料挿入管の検査については、補足説明資料1で説明する。その内容を第1編 実験用装荷物の添付書類に追加して補正する。</p>	<p>【資料1-1】 P.7</p> <p>【資料1-2】 補足説明資料1 P.1~4</p>
5	<p>燃料試料挿入管のOリングについて、熱、放射線、着脱時の摩擦による影響を説明すること。</p>	<p>Oリングの使用環境、使用形態(上部端栓の脱着頻度、Oリングの交換頻度)において必要とされる耐熱性、耐放射線性、耐摩耗性について説明する。</p> <p>その内容を第1編 実験用装荷物の添付書類に追加して補正する。</p> <p>また、第1編 実験用装荷物の本文構造図にOリングの材質(フッ素ゴム)を記載して補正する。</p>	<p>【資料1-1】 P.10</p>

No.	指摘事項	対応状況	該当ページ
6	<p>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挙げること。</p>	<p>第1編 実験用装荷物のデブリ構造材模擬体(コンクリート)の設計仕様(主要材料)にコンクリートを記載して補正する。            詳細については、補足説明資料2で説明する。            その内容を第2編デブリ模擬炉心(1)の添付書類に追加して補正する。</p>	<p>【資料1-1】 P.12            【資料1-3】 補足説明資料2 P.1~2</p>
7	<p>コンクリートの組成が具体的に示されていない。STACYの反応度は燃料棒周りの水素原子の量に影響されると理解している。コンクリート中の水素原子の量及びその範囲について上限値などを示すこと。</p>	<p>コンクリートの組成が反応度に与える影響は、コンクリートに含まれる水分量の変化によるものが支配的であるため、第1編 実験用装荷物の本文構造図にコンクリートの水分量(水分率)の上限値を記載して補正する。            詳細については、補足説明資料2で説明する。            その内容を第2編デブリ模擬炉心(1)の添付書類に追加して補正する。</p>	<p>【資料1-1】 P.13            【資料1-3】 補足説明資料2 P.1~2</p>
8	<p>実験用装荷物による最大添加反応度を0.3ドルとしているが、コンクリートの水分量を決めずに0.3ドルをどのように担保するのか。</p>	<p>実験用装荷物による最大添加反応度は、原子炉運転中に出し入れすることによって炉心に反応度を与える制限値である。デブリ構造材模擬体は、運転中にその位置も長さも変わらないのでこの反応度制限値0.3ドルを適用するものではない。  <b>【審査会合(令和5年1月30日)にて回答済み】</b></p>	

No.	指摘事項	対応状況	該当ページ
9	<p>臨界実験装置は様々な炉心構成の組合せができるが、それらが核的制限値を満たしているか説明すること。その計算に水分が含まれていない場合は、その計算結果の不確かさについて説明すること。</p>	<p>事前解析では、水分を含む標準的なコンクリートの組成で解析している。様々な炉心構成の組合せに対し密度と水分量をパラメータとして解析した結果、核的制限値(原子炉停止余裕)を満足できる見通しが得られた。            詳細については、補足説明資料2で説明する。            その内容を第2編デブリ模擬炉心(1)の添付書類に追加して補正する。</p>	<p>【資料1-1】 P.14            【資料1-3】 補足説明資料2 P.3~4</p>
10	<p>①デブリ構造材模擬体(コンクリート又は鉄)を装荷したデブリ模擬炉心(1)において、核的制限値を満たすかどうかの見通しを示すこと。</p> <p>②コンクリートの密度が核特性に影響するのであれば、その説明をすること。</p>	<p>①デブリ構造材模擬体の種別及び挿入本数に依らず、すべての体系で核的制限値(原子炉停止余裕)を満足できる見通しが得られた。            なお、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。            詳細については、補足説明資料2で説明する。            その内容を第2編デブリ模擬炉心(1)の添付書類に追加して補正する。</p> <p>②コンクリートの密度変化に対する反応度への影響は、コンクリートの主成分であるSi及びCaではなく、水分量が支配的であることが確認できた。このため、第1編 実験用装荷物の本文構造図にコンクリートの設計仕様として水分量(水分率)を記載して補正する。            詳細については、補足説明資料2で説明する。            その結果を踏まえ、第1編 実験用装荷物の本文構造図にコンクリートの設計仕様として水分量(水分率)を記載して補正する。</p>	<p>【資料1-1】 P.15            【資料1-3】 補足説明資料2 P.3~4</p> <p>【資料1-1】 P.16            【資料1-3】 補足説明資料2 P.1~2</p>

No.	指摘事項	対応状況	該当ページ
11	<p>臨界実験装置で核的制限値をどのように満足させるか、考え方を説明すること。</p>	<p>当該設工認申請範囲において代表炉心を定める。その炉心には検証が必要なデブリ構造材模擬体を含むことから、少数本を装荷した炉心で性能検査を行い、核的制限値の範囲内にあることを確認する。その後、事前解析と実測値を比較・検証しつつ、徐々に実験範囲を拡大する。</p> <p>その際、炉心の配置換えに伴う炉心核特性の算定及びその結果の承認に関する手順として、保安規定に定める炉心構成書及び炉心証明書を作成と原子炉主任技術者等による確認を行う。</p> <p>原子炉の運転に当たっては、核的制限値を担保するために①過剰反応度に係る炉心タンク水位の制限、②反応度添加率に係る水位上昇速度の制限、③原子炉停止余裕に係る安全板の位置及び挿入性の確認を行う。</p> <p>また、それらの手順が正しく行われていることを事業者検査(品質マネジメントシステム検査)により確認する。</p> <p>詳細については、補足説明資料3で説明する。</p> <p>これらの内容を第2編デブリ模擬炉心(1)の添付書類に追加して補正する。</p>	<p>【資料1-1】 P.17</p> <p>【資料1-4】 補足説明資料3 P.1~7</p>

No.	指摘事項	対応状況	該当ページ
12	<p>①デブリ模擬炉心(1)の核特性値が制限された範囲に収まる見通しを示すために、実際に製作する本数のデブリ構造材模擬体を配置した炉心で核的制限値(原子炉停止余裕、ワンロッドスタックマージン)が確保できる見通しを示すこと。</p> <p>②コンクリートの水分及び密度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。</p>	<p>①指摘事項 No.10 ①の回答に同じ。</p> <p>②指摘事項 No.10 ②の回答に同じ。</p>	

## <指摘事項 No.4>

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。

## <回答>

燃料試料挿入管は、少量核燃料物質であるデブリ模擬体を封入して使用するため、上部端栓が容易に外れない設計としている。燃料試料挿入管の使用概要をP.8に、上部端栓の構造をP.9に示す。

ただし、デブリ模擬体は少量核燃料物質であり、かつ、STACYの熱出力最大200W、積算出力最大3kW・h/年であり、デブリ模擬体中の核分裂生成物の蓄積及び放射線の放出は極めて小さく、燃料試料挿入管は直接手で取り扱うことができる。万一放射性物質が漏えいした場合においても棒状燃料の破損事故の評価(約 $3.1 \times 10^{-4}$ mSv)に包含され、公衆に著しい被ばくを及ぼすおそれ\*はない。

以上のことから、燃料試料挿入管は高度な密封性を担保する必要はないが、軽水を用いる炉心タンク(高さ約1.9m)内に装荷して使用するため、想定される最大圧力(静水頭(2.0m)圧力)に対して密封性を有する設計としている。

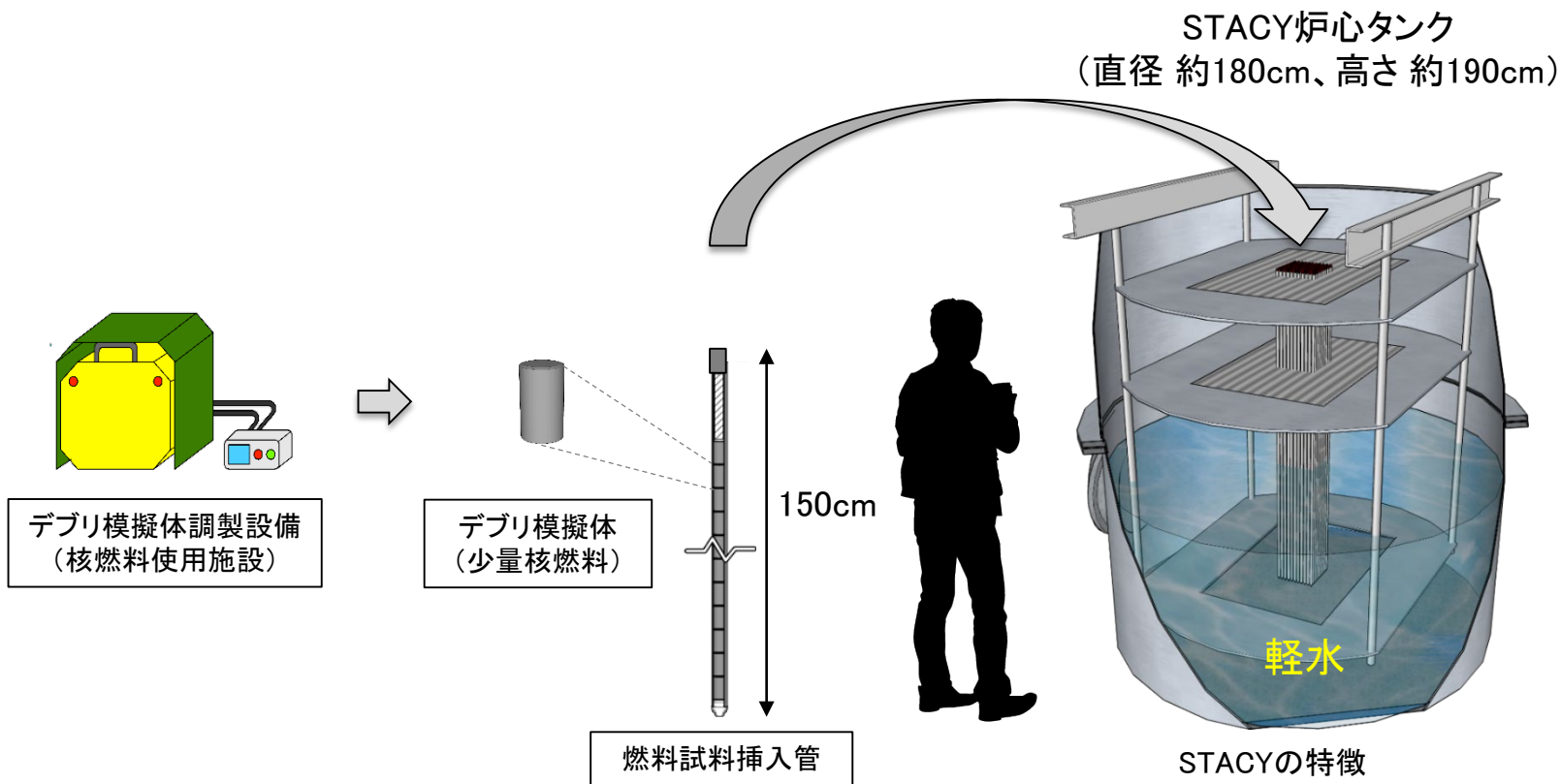
上記の回答内容を第1編 実験用装荷物の添付書類に記載して補正する。

その他、燃料試料挿入管の検査については、補足説明資料1で説明する。その内容を第1編 実験用装荷物の添付書類に追加して補正する。

\* 周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えるおそれ。

上記の回答内容を第1編 実験用装荷物の添付書類に記載して補正する。補足説明資料1の内容を第1編 実験用装荷物の添付書類に追加して補正する。



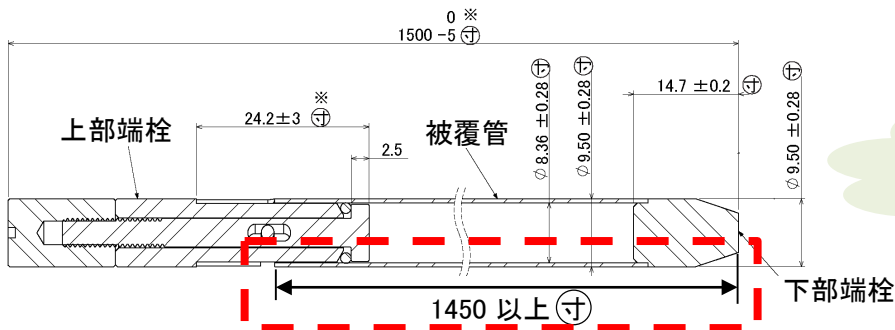


### STACYの特徴

- 上部開放型の炉心タンク、格子板に棒状燃料を配列
- 水位で反応度制御
- 臨界水位40cm～140cm

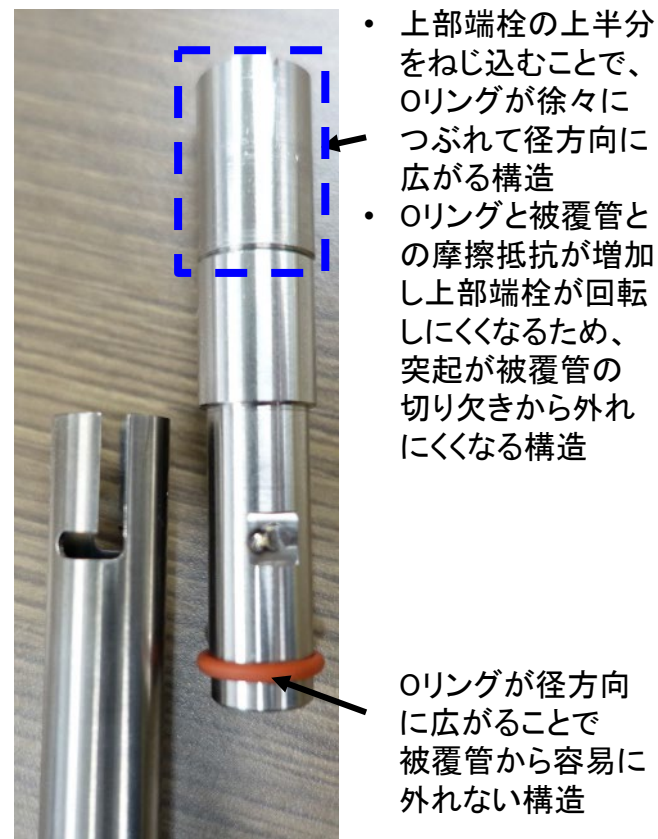
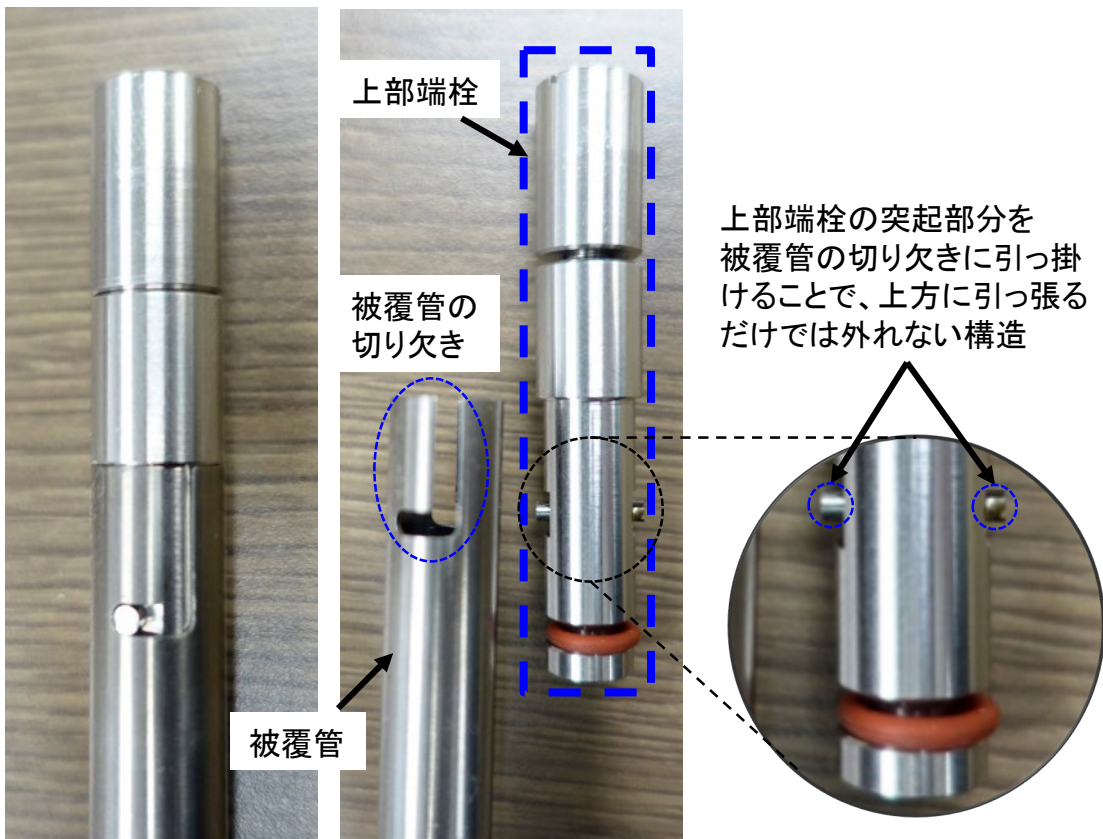
### 燃料試料挿入管の使用概要

# 燃料試料挿入管の設計の考え方 (3/3)



燃料試料挿入管 構造図

設工認申請書の構造図に被覆管の下端から切り欠き位置までの寸法を記載して補正する。  
(赤破線部)



燃料試料挿入管(試作品)の上部外観

## <指摘事項 No.5>

燃料試料挿入管のOリングについて、熱、放射線、着脱時の摩擦による影響を説明すること。

## <回答>

燃料試料挿入管は、常温から最高使用温度80℃の範囲で使用する。また、STACYの最大熱出力は200Wと低い。そのため、高度な耐熱性、耐放射線性を担保する必要はないが、炉心に挿入して使用することから、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を使用する設計とする。燃料試料挿入管(上部端栓)の構造図(Oリングの装着状態)をP.11に示す。

また、このOリングは消耗品であるため、あらかじめ必要量を確保し、上部端栓開封のつど交換\*1することから、着脱時の摩耗による影響は問題とならない。

なお、燃料試料挿入管の開封頻度は実験目的に応じて異なるが、長期間開封しない場合でも最大数年程度と想定される。フッ素ゴムの耐用年数は、110℃の環境で30年以上と報告\*2されており、STACYの使用環境ではOリングの密封性能を喪失することはない。

上記の回答内容を第1編 実験用装荷物の添付書類に記載して補正する。

また、第1編 実験用装荷物の本文構造図にOリングの材質(フッ素ゴム)を記載して補正する。

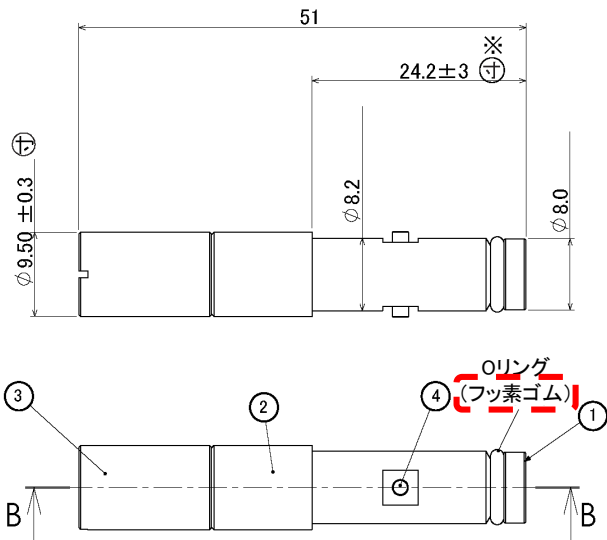
上記の回答内容を第1編 実験用装荷物の添付書類に記載して補正する。また、第1編 実験用装荷物の本文構造図にOリングの材質(フッ素ゴム)を記載して補正する。Oリングの補正に係る記載は次頁参照。

\*1 Oリングの交換頻度については保安規定の下部規定で定める。

\*2 田村珠美, 金澤幸雄, 中野修, ゴム材料の寿命評価技術, 東芝レビュー Vol.70 No.1, p.40-43, (2015).

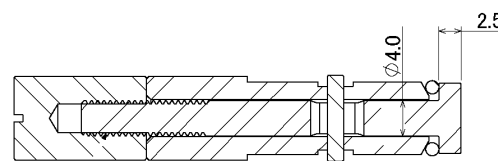
# 燃料試料挿入管のOリング(2/2)

設工認申請書の構造図にOリングの材質を記載して補正する。(赤破線部)



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 No.6>

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挙げること。

## <回答>

第1編 実験用装荷物のデブリ構造材模擬体(コンクリート)の設計仕様(主要材料)にコンクリートを記載して補正する。

詳細については、補足説明資料2で説明する。

その内容を第2編 デブリ模擬炉心(1)の添付書類に追加して補正する。

設工認申請書第1編 実験用装荷物のデブリ構造材模擬体(コンクリート)の設計仕様(主要材料)に、その水分率を記載(赤破線部)し、補足説明資料2の内容を第2編 デブリ模擬炉心(1)の添付書類に追加して補正する。

## 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 <sup>*1</sup>
	上部端栓	アルミニウム合金 <sup>*2</sup>
	下部端栓	アルミニウム合金 <sup>*2</sup>
	コンクリート	水分率 9 wt% <sup>*3</sup>
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

# コンクリートの水分量(水分率)の範囲

## <指摘事項 No.7>

コンクリートの組成が具体的に示されていない。STACYの反応度は燃料棒周りの水素原子の量に影響されると理解している。コンクリート中の水素原子の量及びその範囲について上限値などを示すこと。

## <回答>

コンクリートの組成が反応度に与える影響は、コンクリートに含まれる水分量の変化によるものが支配的であるため、第1編 実験用装荷物の本文構造図にコンクリートの水分量(水分率)の上限値を記載して補正する。

詳細については、補足説明資料2で説明する。

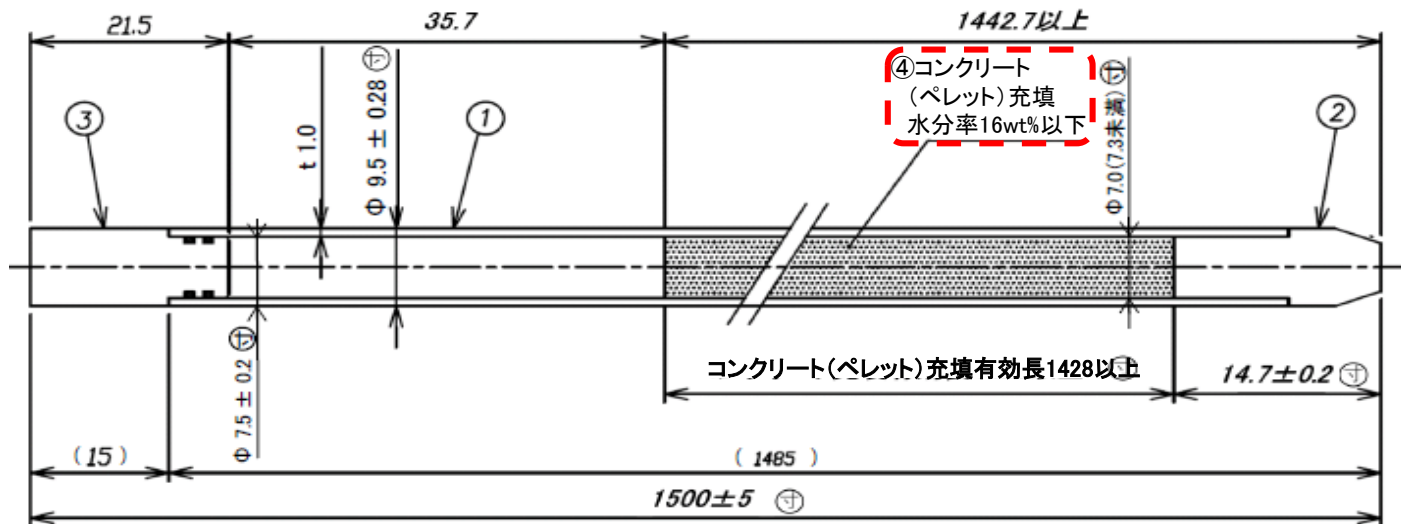
その内容を第2編 デブリ模擬炉心(1)の添付書類に追加して補正する。

設工認申請書第1編 実験用装荷物の本文構造図に水分率の上限を記載(赤破線部)し、補足説明資料2の内容を第2編 デブリ模擬炉心(1)の添付書類に追加して補正する。

(参考)コンクリートの水分量

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

組成	水分量 w (g/cm <sup>3</sup> )	水分以外の組成 o (g/cm <sup>3</sup> )	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

## <指摘事項 No.9>

臨界実験装置は様々な炉心構成の組合せができるが、それらが核的制限値を満たしているか説明すること。その計算に水分が含まれていない場合は、その計算結果の不確かさについて説明すること。

## <回答>

事前解析では、水分を含む標準的なコンクリートの組成で解析している。様々な炉心構成の組合せに対し密度と水分量をパラメータとして解析した結果、核的制限値(原子炉停止余裕)を満足できる見通しが得られた。

詳細については、補足説明資料2で説明する。

その内容を第2編 デブリ模擬炉心(1)の添付書類に追加して補正する。

補足説明資料2の内容を第2編 デブリ模擬炉心(1)の添付書類に追加して補正する。

## <指摘事項 No.10 ①>

デブリ構造材模擬体(コンクリート又は鉄)を装荷したデブリ模擬炉心(1)において、核的制限値を満たすかどうかの見通しを示すこと。

## <回答>

デブリ構造材模擬体の種別及び挿入本数に依らず、すべての体系で核的制限値(原子炉停止余裕)を満足できる見通しが得られた。

なお、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。

詳細については、補足説明資料2で説明する。

その内容を第2編 デブリ模擬炉心(1)の添付書類に追加して補正する。

補足説明資料2の内容を第2編 デブリ模擬炉心(1)の添付書類に追加して補正する。



## <指摘事項 No.10 ②>

コンクリートの密度が核特性に影響するのであれば、その説明をすること。

## <回答>

コンクリートの密度変化に対する反応度への影響は、コンクリートの主成分であるSi及びCaではなく、水分量が支配的であることが確認できた。

詳細については、補足説明資料2で説明する。

その結果を踏まえ、第1編 実験用装荷物の本文構造図にコンクリートの設計仕様として水分量(水分率)を記載して補正する。

補足説明資料2の内容を第2編 デブリ模擬炉心(1)の添付書類に追加し、補正する。  
また、第1編 実験用装荷物の本文構造図にコンクリートの設計仕様として水分量(水分率)を記載して補正する。

## <指摘事項 No.11>

臨界実験装置で核的制限値をどのように満足させるか、考え方を説明すること。

## <回答>

当該設工認申請範囲において代表炉心を定める。その炉心には検証が必要なデブリ構造材模擬体を含むことから、少数本を装荷した炉心で性能検査を行い、核的制限値の範囲内にあることを確認する。その後、事前解析と実測値を比較・検証しつつ、徐々に実験範囲を拡大する。(P.18参照)

その際、炉心の配置換えに伴う炉心核特性の算定及びその結果の承認に関する手順として、保安規定に定める炉心構成書及び炉心証明書を作成と原子炉主任技術者等による確認を行う。(P.19参照)

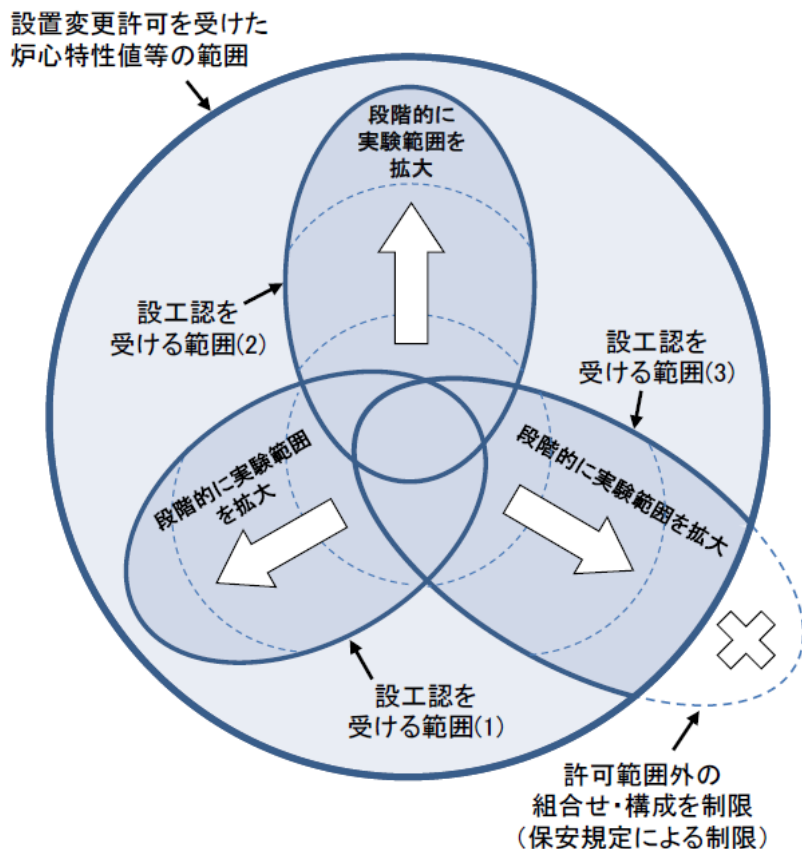
原子炉の運転に当たっては、核的制限値を担保するために①過剰反応度に係る炉心タンク水位の制限、②反応度添加率に係る水位上昇速度の制限、③原子炉停止余裕に係る安全板の位置及び挿入性の確認を行う。(P.20参照)

また、それらの手順が正しく行われていることを事業者検査(品質マネジメントシステム検査)により確認する。

詳細については、補足説明資料3で説明する。

これらの内容を第2編 デブリ模擬炉心(1)の添付書類に追加して補正する。

補足説明資料3の内容を第2編 デブリ模擬炉心(1)の添付書類に追加して補正する。



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。

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。



## 【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。

## 炉心構成書

### 【主な記載事項】

1. 実験の目的
2. 最大熱出力
3. 炉心構成
  - (1) 格子板の種類(格子間隔)
  - (2) 棒状燃料の種類、濃縮度、本数
  - (3) 可溶性中性子吸収材(ボロン濃度)
  - (4) 安全板の枚数
  - (5) 実験用装荷物の種類、本数
4. 臨界水位
5. 減速材及び反射材温度
6. 反応度
  - (1) 給水制限(高速給水速度、低速給水速度)
  - (2) 臨界近傍での反応度添加率
  - (3) 最大過剰反応度
  - (4) 安全板の反応度(原子炉停止余裕、ワンロードスタックマージン、炉心が浸水(海水による全水没)した場合の安全板及び未臨界板の中性子実効増倍率)
  - (5) 可動装荷物の最大添加反応度、反応度添加率

### 【承認プロセス】

部長が炉心構成書を作成し、所長の承認\*を得る。

## 炉心証明書

### 【主な記載事項】

1. 最大熱出力
2. 炉心構成
  - (1) 格子板の種類(格子間隔)
  - (2) 棒状燃料の種類、濃縮度、本数
  - (3) 可溶性中性子吸収材(ボロン濃度)
  - (4) 安全板の枚数
  - (5) 実験用装荷物の種類、本数
  - (6) 減速材及び反射材温度
4. 臨界量(棒状燃料の本数及び臨界水位)
5. 反応度
  - (1) 給水制限(高速給水速度、低速給水速度)
  - (2) 臨界近傍での反応度添加率
  - (3) 最大添加反応度
  - (4) 最大過剰反応度
  - (5) 安全板の反応度(原子炉停止余裕、ワンロードスタックマージン)
  - (6) 可動装荷物の最大添加反応度、反応度添加率
6. 炉心構成の変化範囲(格子板、棒状燃料、可溶性中性子吸収材、実験用装荷物)

### 【承認プロセス】

課長が、最大熱出力及び炉心構成に係る事項並びに臨界量、過剰反応度及び安全板反応度の推定値(計算解析により算定)を記載した炉心証明書を作成し、部長の承認\*を得る。

承認を受けた炉心において試験運転を行い推定値と実測値を比較・検証する。

その結果を踏まえ、課長が炉心構成の変化範囲を記載した炉心証明書を作成し、部長の承認\*を得る。

\* 承認を得るときは、原子炉主任技術者の同意を得なければならない。

## 主要な核的制限値の遵守

### ① 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)

### ② 給水による反応度添加率

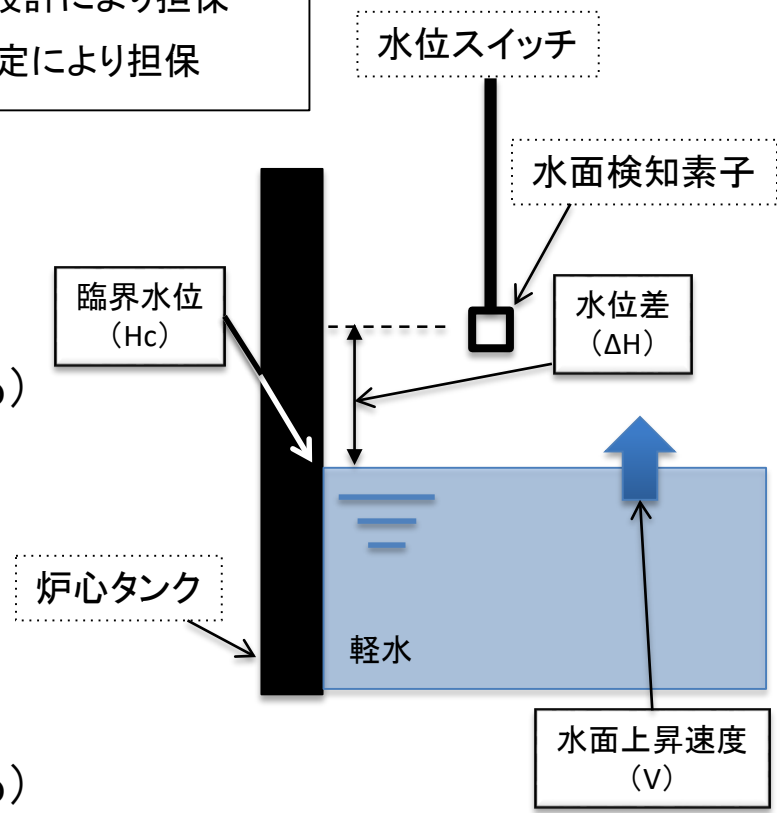
方法: 炉心タンクの水面上昇速度を制限する

- 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)

### ③ 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。

$$dp/dH = \frac{C}{(Hc + \lambda)^3} \quad C, \lambda: \text{炉心毎の定数}$$

## <指摘事項 No.12 ①>

デブリ模擬炉心(1)の核特性値が制限された範囲に収まる見通しを示すために、実際に製作する本数のデブリ構造材模擬体を配置した炉心で核的制限値(原子炉停止余裕、ワンロードスタックマージン)が確保できる見通しを示すこと。

## <回答>

P.15 指摘事項 No.10 ①の回答に同じ。

<指摘事項 No.12 ②>

コンクリートの水分及び密度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>

P.16 指摘事項 No.10 ②の回答に同じ。