

資料ST-26-1からの修正箇所

黄色: 審査班のコメント対応箇所

水色: 検査班のコメント対応箇所

# 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)

### コメント回答

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12月27日

技術基準適合性確認(第10条 原子炉の機能)の条文に但し書き(臨界実験装置の許容条件)が抜けているため、追記すること。また、第10条では、①反応度を安全に制御できること、②反応度を安定的に制御できること、③反応度を制御することにより原子核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有することを要求している。それぞれの要求事項にどのように適合しているか説明すること。

## <回答>

技術基準規則第10条第1項について、以下のとおり記載して補正する。下線部はSTACY設工認審査会合(令和5年9月28日)資料1-1(通しページ123)からの変更箇所。

### <第1項>

STACY施設は、通常運転時の臨界近傍において、反応度を安全に制御するため、給水系の流量を炉心タンク水位上昇速度1mm/s以下、かつ、反応度添加率(=炉心タンク水位上昇速度×水位反応度係数)3セント/sに相当する流量以下に制限する。また、給水停止スイッチにより添加反応度を0.3ドル以下に制限する。このとき、給水流量が制限値を超えた場合は警報が発報し、運転員が給水を停止させる。その後も流量異常が解消されず水位上昇が続いた場合、給水停止スイッチが水面を検知することにより給水が停止する。なお、給水停止スイッチを超えて給水が継続した場合、給水停止スイッチの同軸上方にある排水開始スイッチが水面を検知し、炉心タンクから軽水が排水される。給水停止スイッチ及び排水開始スイッチを超えて給水が継続された場合、給水停止スイッチ及び排水開始スイッチの上方に設置した最大給水制限スイッチが水面を検知することによりスクラムする。反応度添加による出力上昇があった場合は、核計装の炉周期が20s以下になるとアラーム、5s以下になるとスクラムする設計となっている。運転開始前に原則として計算解析により給水停止スイッチ及び最大給水制限スイッチの設置位置を定め、運転中(臨界近接)の臨界水位推定結果により必要に応じて位置を変更する。設置位置の設定及び変更には複数名で確認を行う。確認の手順は原子力科学研究所原子炉施設保安規定(下部規定を含む。)に定め、遵守する。

また、反応度制御系として給排水系を設け、通常運転時に予想される温度変化及び実験用装荷物の位置変化による反応度変化を調整することで、反応度を安定的に制御できる設計となっている。なお、熱出力は最大200Wと低いため、温度上昇率は、出力密度が最大となる位置でも $7.6 \times 10^{-3}$  °C/s以下となり、この温度上昇による反応度添加率は、最大の正の炉心温度反応度係数を仮定しても $4.3 \times 10^{-2}$  セント/sであり、その反応度変化は無視できる。また、原子炉設置(変更)許可申請書において、運転に伴って生成するキセノンの反応度変化は無視できると評価している。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉停止系統(安全板装置、排水系)、反応度制御系統(給排水系及び安全板装置)、計測制御系統及び安全保護回路(水位スイッチ、核計装)により原子炉を制御し、原子炉停止余裕に係る核的制限値を満足するようにすることで、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計となっている。

これらの設備及び機能により、原子炉施設を安全かつ安定的に制御し、核分裂の連鎖反応を制御する考え方は、既認可の「基本炉心(1)」と同様である。

(つづく)

技術基準適合性確認(第10条 原子炉の機能)の条文に但し書き(臨界実験装置の許容条件)が抜けているため、追記すること。また、第10条では、①反応度を安全に制御できること、②反応度を安定的に制御できること、③反応度を制御することにより原子核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有することを要求している。それぞれの要求事項にどのように適合しているか説明すること。

(つづき)

STACYでの実験炉心は、**原子炉**設置(変更)許可を受けた炉心構成、核的制限値及び炉心特性の範囲内において、実験計画に基づき、格子板及び炉心に装荷する機器等を選定し、核的制限値を満足するよう構成する。また、実験炉心を構成する前に原則として計算解析を実施し、核的制限値や炉心特性範囲を満足していることを確認する。このとき、STACYは第10条第1項ただし書の規定の適用を受ける臨界実験装置であり、原子炉固有の出力抑制特性を有することを要しないため、総合的な反応度フィードバックが正となる炉心を許容できる設計とする。**原子炉**設置(変更)許可を受けた炉心構成条件の範囲内であれば正の反応度係数の絶対値は小さい。また、安全保護系(熱出力変化の早期検知)及び原子炉停止系(1.5s以内の安全板挿入他)により出力上昇が制限され、原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御することができる。STACYの運転中(最大200W)の温度変化は小さく、事故時でも温度上昇は小さいため(棒状燃料温度は7℃程度、減速材温度は1℃程度)、炉心を、**原子炉**設置(変更)許可を受けた炉心特性の範囲で構成することにより、総合的な反応度フィードバックが正となる炉心においても十分な安全性を有する。

**原子炉**設置(変更)許可申請書に定めた炉心特性の範囲(第2編 本文 3. 1 設計条件 表1及び表2に示す。)で運転する。また、運転に当たっては、炉心が核的制限値を満足し、かつ、炉心特性の範囲になるよう、原則として計算解析により評価し、確認する。評価の結果、炉心特性の範囲を逸脱する場合は、当該臨界炉心を「構成してはならない炉心」として識別し、炉心構成範囲外とする。さらに、想定を超えた津波による浸水に対し炉心の未臨界を確保するため、安全板又は未臨界板の性能とあいまって、海水による全水没を想定したときにも臨界とならないことを計算解析により評価し、確認する。評価の結果、臨界となるおそれがある場合は、当該臨界炉心を「構成してはならない炉心」として識別し、炉心構成範囲外とする。計算解析の方針は、添付書類「2-2 デブリ模擬炉心についての評価書」に従うものとし、確認の手順は原子力科学研究所原子炉施設保安規定(その下部規定を含む。)に定め、遵守する。

デブリ模擬炉心(1)が、制御設備の能力とあいまって、主要な核的制限値についての条件を満足していることに関する評価の基本方針及び評価結果については、添付書類「2-2 デブリ模擬炉心についての評価書」に示す。

<第2項>

STACY施設は、船舶に設置しないため、該当しない。

給水停止スイッチ及び最大給水制限スイッチが作動した場合、給水流量計が指定値を超えた場合について、説明すること。

## <回答>

給水停止スイッチ及び最大給水制限スイッチが作動した場合、給水流量計が指定値を超えた場合は以下のとおり。

### ➤ 給水停止スイッチ

給水中に給水停止スイッチが水面を検知すると、反応度添加停止インターロックが作動し、給水系の吐出弁及び流量調整弁が閉になり、給水が停止する。なお、給水停止スイッチを超えて給水が継続した場合、その上方にある排水開始スイッチが水面を検知し、排水開始インターロックが作動し、急速排水弁及び通常排水弁が開となり、炉心タンクから軽水が排水される。

### ➤ 最大給水制限スイッチ

給水停止スイッチ及び排水開始スイッチを超えて給水が継続され、最大給水制限スイッチが水面を検知すると、ただちに原子炉がスクラムする。(水面検知から1.5s以内に安全板が挿入されるとともに、同じく水面検知から1s以内に急速排水弁が開となり炉心タンクの減速材(軽水)が排水される。)

### ➤ 給水流量計が指定値を超えた場合

給水流量高の警報は、炉心タンク水位上昇速度1mm/s以下、かつ、反応度添加率(=炉心タンク水位上昇速度×水位反応度係数)3セント/sに相当する流量以下に設定する。給水流量が設定値を超えた場合は警報が発報し、それに気付いた運転員が給水を停止させる。なお、その後も流量異常が解消されず反応度を添加し続け、核計装の炉周期短で20s以下になるとアラーム、5s以下になるとスクラムする。

基本炉心の設工認では、中性子吸収材(ボロン)添加の運用について記載がある。デブリ模擬炉心の設工認においても記載すること。

## <回答>

設計条件及び設計仕様に以下のとおり記載して補正する。

### 設計条件

可溶性中性子吸収材は、実験計画に応じて軽水に添加することとし、軽水の使用温度範囲において析出しないよう濃度を管理する。また、可溶性中性子吸収材を添加した軽水は反応度係数が正となる場合があることから、使用する場合は核的制限値に関する炉心特性範囲内に制限するとともに、津波水没時においても未臨界性を確保できる範囲に制限する。

### 設計仕様

可溶性中性子吸収材を使用する場合は、ボロン、ガドリニウムその他の中性子吸収材(軽水に対し可溶性のものに限る。)を軽水に溶解させて使用する。最大濃度は、常温の軽水に対する溶解度の $1/2$ 以下とする。ただし、可溶性中性子吸収材を2種類以上溶解させる場合は、各吸収材の溶解度の $1/5$ 以下、かつ、それらの吸収材のそれぞれの溶解度に対する割合の和が $1/2$ 以下とする。さらに、運転に先立ち、可溶性中性子吸収材が使用温度範囲において析出しないことを、溶解試験により確認する。

また、可溶性中性子吸収材を添加した軽水を用いる場合は、運転に先立ち、炉心の特性が炉心特性範囲内であることを、計算解析又は実測データにより確認する。さらに、炉心への給水に当たっては、あらかじめ分析等によって可溶性中性子吸収材の濃度が計画されたとおりであることを確認する。

以上については、原子力科学研究所原子炉施設保安規定(その下部規定を含む。)に定め、遵守する。

実験用装荷物は共振について、固有振動数20Hzを超えて共振しないという説明であれば、それがわかるように記載すること。

<回答>

設計条件に以下のとおり記載して補正する。

## 設計条件

- (1) 共振するおそれのない設計とする。なお、装荷した状態におけるデブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、炉心支持構造物に固定されていないが、固定されているとして評価した場合でも固有振動数は20Hz以上であり、共振するおそれがないことを確認している。
- (2) Bクラスの静的地震力と地震力以外の荷重を組み合わせ(地震による軽水の揺動で生じる実験用装荷物に対する付加荷重を含む。)、その結果発生する応力が、安全上適切と認められる規格及び基準(JEAG-4601 補-1984等)を参考に設定される許容限界を超えず、おおむね弾性状態に留まるよう耐震設計を行う。



技術基準適合性確認(第11条 機能の確認等)において、デブリ構造材模擬体等の外観点検の頻度と点検内容を追記すること。

<回答>

STACY設工認審査会合(令和5年9月28日)資料1-1(通しページ120)において、以下のとおり説明している。

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管について、原子炉運転後にそれらの外観に有意な変形、有意な傷がないことを目視により確認するためには、放射線業務従事者の被ばくを考慮する必要がある。以下の運用とすることで、放射線業務従事者が著しく被ばくするおそれはなく、機能の確認をするための検査及びこれらの機能を健全に維持するための保守が可能である。デブリ構造材模擬体及び内挿管については炉心装荷前の保守、燃料試料挿入管については炉心装荷前後及び保管中の定期的な保守、並びにそれら三品の検査において、外観に有意な変形、有意な傷が確認された場合には、使用しない。

技術基準適合性確認(第21条 安全設備)で、「通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の環境条件において影響を受けない材料を用いること」について、その環境条件等(事故時の最高出力及び最高温度)との比較の形で定量的に説明すること。

## <回答>

技術基準規則第21条第3号について、以下のとおり記載して補正する。また、中性子照射による材料脆化に係る評価方法及び結果を次頁に示す。

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、放射線量等の各種の環境条件を考慮し、十分安全側の設計条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能(炉心の形成)を発揮できる設計とする。そのため、設計条件は、最高使用圧力(静水頭 2.0m)及び最高使用温度(80℃)並びに最大熱出力(200W)及び最大積算出力(3 kW・h/年)において影響を受けない材料を用いることとしている。

**原子炉設置(変更)許可申請書**における運転時の異常な過渡変化の評価によると、ピーク出力は最大989W、最終エネルギーは5.13kW・s、総核分裂数は $1.6 \times 10^{14}$ (中性子発生数 $4.0 \times 10^{14}$ 個に相当)であり、棒状燃料と減速材の温度上昇はそれぞれ7.0℃、1.2℃である。燃料中心の初期温度が通常運転時の最高温度である70℃であったとしても、最高使用温度の80℃を超えることはない。デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管の被覆の材料のうち最小の許容応力はアルミニウム合金(融点約600℃)の55MPa(使用温度80℃)であり、静水頭2.0mによる圧力(約0.02MPa)より大きい材料に變形が生じることはない。

STACYの最大積算出力は3kW・h/年であり、これは、総核分裂数約 $3.37 \times 10^{17}$ 回、総発生中性子数約 $8.43 \times 10^{17}$ 個に相当する。中性子照射による材料脆化の兆候が現れるのは、ステンレス鋼、ジルコニウム合金、アルミニウム合金では $10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>以上である<sup>[1][2]</sup>。総発生中性子のすべてが実験用装荷物1本の表面に照射されたと仮定しても、中性子照射量は $1.42 \times 10^{16}$  n/cm<sup>2</sup>程度であり、 $10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>を超えない。

(後略)



## 1. 評価方法

- ① STACYの運転によって発生する中性子数を計算
- ② 発生する中性子がすべて1本の実験用装荷物に照射されると仮定し、中性子脆化の目安とされる照射量 ( $10^{19}$  n/cm<sup>2</sup> [1][2])と比較

## 2. 評価結果

### ① 中性子の発生量の計算

STACYの最大積算出力	3 kW・h (= $1.08 \times 10^7$ J) / 年
1核分裂当たりの発生エネルギー	200 MeV <sup>[3]</sup> (= $3.204 \times 10^{-11}$ J)
1核分裂当たりの発生中性子数	2.5個 <sup>[3]</sup>
総発生中性子数	$1.08 \times 10^7 / 3.204 \times 10^{-11} \times 2.5 = \underline{8.43 \times 10^{17}}$ 個

### ② 実験用装荷物への照射

実験用装荷物の表面積	119.4 cm <sup>2</sup> (≡直径0.95cm × π × 最小臨界水位40cm)
<u>ピーキング係数</u>	<u>2 (鉛直方向1.55*を保守的に2とする。)</u>
総照射量	<u><math>8.43 \times 10^{17}</math>個 / 119.4 cm<sup>2</sup> × 2 = <math>1.42 \times 10^{16}</math> n/cm<sup>2</sup></u>

以上の結果から、中性子脆化の目安とされる照射量 ( $10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>) より3桁低く、十分な余裕がある。

[1] 長谷川正義, 三島良績(監修), 原子炉材料ハンドブック, 日刊工業新聞社(1977).

[2] S. A. Santa and Suwoto, "Neutron Radiation Damage Estimation in the Core Structure Base Metal of RSG GAS," J. Phys.: Conf. Ser., 962, 012050 (2018).

[3] ラマーシュ他, 「原子炉の初等理論」, 吉岡書店, (1974).

\* : 原子炉設置(変更)許可申請書 添付書類十 別1 1. 安全評価に関する基本方針 1.4 解析に用いた計算コード.

第2編デブリ炉心について、技術基準規則第22条(炉心等)の説明を不要とする理由を記載すること。

<回答>

技術基準規則第22条との適合性説明において、以下のとおり記載して補正する。

本申請の範囲は、炉心(棒状燃料、格子板、安全板装置、実験用装荷物等の機器を組み合わせたもの)であり、それら炉心構成設備についてはそれぞれ適合性を確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。

核分裂生成物(気体)の分圧が静水頭2.0mの圧力より十分に低いことの定量的に説明すること。

<回答>

核分裂生成物(気体)の分圧が静水頭2.0mの圧力より十分に低いことについては、以下のとおり。

## 1. 評価方法

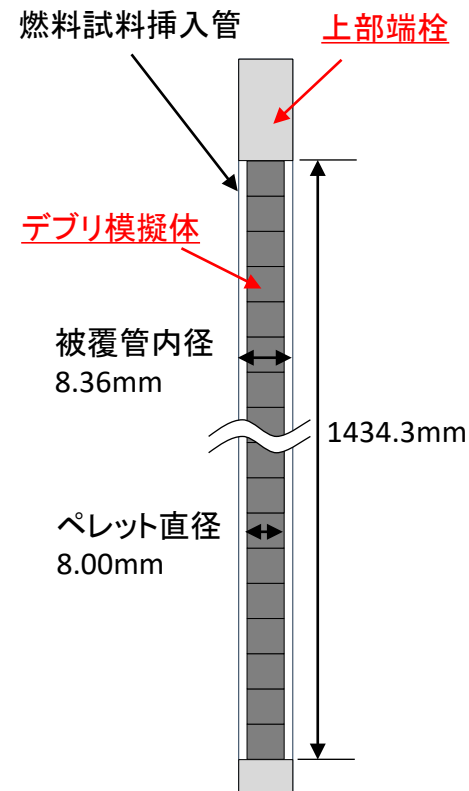
- ① 設計基準事故(棒状燃料の機械的破損)で想定している事故時の気体状核分裂生成物(希ガス)の放出量(棒状燃料20本同時破損を想定)を計算
- ② 放出される希ガスの全量が、1本の燃料試料挿入管のペレットと被覆管のギャップに入ると想定した場合の分圧を計算し、希ガスの分圧を上部端栓のペレットの密封性能と比較

補足

- 燃料試料挿入管は、棒状燃料とほぼ同寸法で製作するため、棒状燃料中の燃料ペレットと燃料試料挿入管中のデブリ模擬体の体積は同等である。また、燃料試料挿入管に封入するデブリ模擬体は、ウラン酸化物に実験計画に応じて中性子毒物、鉄等の原子炉構造材を添加したものである。そのため、燃料試料挿入管内部で発生する希ガスの量は、棒状燃料に対して同等以下になる。
- 封入するデブリ模擬体を交換する場合は、グローブボックス内で上部端栓を解放するため、作業環境中に希ガスを放出することはない。

## 2. 評価結果

- ① 希ガスの放出量の計算  
原子炉設置(変更)許可申請書添付書類十に示す希ガスの放出量(Bq)及び崩壊定数(1/s)から、希ガスの放出量は合計 $1.12 \times 10^{-10}$  molとなる。
- ② 希ガスの分圧の計算及び評価  
算出した希ガスの放出量から燃料試料挿入管内の分圧を計算すると $4.97 \times 10^{-2}$  Paとなり、上部端栓の密封性能(静水頭2.0 m= $2 \times 10^4$  Pa)に対して6桁低く、希ガスの分圧は燃料試料挿入管の閉じ込め機能に影響を及ぼさない。



燃料試料挿入管 モデル

技術基準規則第38条第4号の周辺環境の状況について、監視範囲を炉室フード内のみとし、実験用装荷物の外観を監視する記載となっている。例えば、燃料試料挿入管が破損した場合に放射性物質が放出されるが、それらについてのどの設備で監視するのか説明がない。放射性物質の放出量が少なく安全に影響しないのであればその旨を記載すること。

## <回答>

技術基準規則第38条第4号について、以下のとおり記載して補正する。下線部はSTACY設工認審査会合(令和5年9月28日)資料1-1(通しページ122)からの変更箇所。

炉心タンク周辺における発煙などの異常及び地震時等の周辺環境(炉室フード内)の異常の有無を監視できるよう、炉室(S)にカメラ、制御室にTVモニタが設置されている。

目視では確認することができない運転中の重要なパラメータである中性子束密度、温度及び水位に関する有意な変化は、既認可の計測制御系統施設で監視できる設計となっている。なお、燃料試料挿入管は静水頭2.0mの密封性能を有する上部端栓で密封されているが、被覆管とペレットのギャップに放出される気体状核分裂生成物(希ガス)の放出量の合計は大きく見積もっても $1.12 \times 10^{-10}$  molであり、その分圧 $4.95 \times 10^{-2}$  Paは上部端栓の密封性能(静水頭2.0m= $2 \times 10^4$  Pa)に対して6桁低く破損することはないため、上記の監視量に有意な変化を起こすおそれはない。

浸水の影響を考慮する対象が内挿管のみ(デブリ構造材模擬体及び燃料試料挿入管については説明していない)の理由を説明すること。

<回答>

内挿管以外の実験用装荷物(燃料試料挿入管及びデブリ構造材模擬体(鉄及びコンクリート))は、内挿管の上部が開放されているのに対して密封構造若しくは稠密であるため、浸水を想定する必要はない。審査会合説明資料「燃料試料挿入管及び内挿管の核的影響について」に以下のとおり追記した内容を補正に加える。下線部はSTACY設工認審査会合(令和5年9月28日)資料1-1(通しページ203)からの変更箇所。

以下では、内挿管が万一浸水した場合でも核的制限値を満足できること、及び、内挿管を挿入した典型的な炉心の安全板挿入時の中性子実効増倍率について示す。なお、内挿管以外の実験用装荷物(燃料試料挿入管及びデブリ構造材模擬体(鉄及びコンクリート))は、内挿管の上部が開放されているのに対してデブリ構造材模擬体(コンクリート)及び燃料試料挿入管は密封構造、デブリ構造材模擬体(鉄)は稠密であるため、浸水を想定する必要はない。また、密封構造とするデブリ構造材模擬体(コンクリート)及び燃料試料挿入管は製作時に密封性確認検査を行う。

品質マネジメント計画書QS-P10が炉規法第23条9号(試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項)に該当するものであることを記載すること。

## <回答>

QS-P10が炉規法第23条第9号に該当するものであること(下線部)を示すため、「設計及び工事に係る品質管理等についての説明書」に、以下のとおり記載して補正する。

本申請に係る設計及び工事に係る品質管理の方法等は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第23条(設置の許可)第2項第9号に係る基準として定められた「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」(令和2年原子力規制委員会規則第2号)の規定に適合するよう令和2年4月22日付け令02原機(科保)010をもって届け出た試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項を踏まえて策定した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」(QS-P10)(以下「品質マネジメント計画書」という。)により、設計及び工事の品質管理を行う。

なお、今後「品質マネジメント計画書」が変更された際には、変更後の「品質マネジメント計画書」に基づき品質管理を行うものとする。



実験用装荷物の一部使用承認を受けるとしているが、工事工程表ではそのことがわかるように記載すること。

## <回答>

工事工程表について、一部使用承認を受けるとを明確にするために、注記2を記載(下線部)して補正する。

### 4. 工事工程表

設 備	令和5年度		令和6年度					
	12	2	4	6	8	10	12	
第1編 その他試験研究用等原子炉の附属施設								
I. 実験設備								
イ. 実験用装荷物								
c(1). デブリ構造材模擬体(鉄)	▽材	▽外・寸						
		▽寸						
c(2). デブリ構造材模擬体(コンクリート)	▽材		▽寸	▽材			▽外・寸・密	
e. 燃料試料挿入管			▽材	▽外・寸		▽外・寸・密		
f(1). 内挿管(細)			▽材	▽寸		▽外・寸		
f(2). 内挿管(太)			▽材	▽寸		▽外・寸		
第2編 原子炉本体								
I. 炉心								
ロ. デブリ模擬炉心(1)				▽性※1 ▽炉※1			▽性※2 ▽炉※2	

検査場所：..... 工場、—— 現地

- (1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査  
材：材料検査、外：外観検査、寸：寸法検査、密：密封性確認検査
- (2) 機能及び性能の確認に係る検査  
炉：炉心構成確認検査、性：性能検査
- (3) 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  
品：品質マネジメントシステム検査※3

- ※1：デブリ構造材模擬体(鉄)を装荷した炉心で検査を実施する。
- ※2：デブリ構造材模擬体(コンクリート)を装荷した炉心で検査を実施する。
- ※3：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。

注記1：検査時期は、工事計画の進捗により変更となる場合がある。

注記2： **デブリ構造材模擬体(鉄)及びデブリ模擬炉心(1)のうちデブリ構造材模擬体(鉄)を使用する代表的な炉心は、試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則(以下「規則」という。)第3条の4(使用前確認を要しない場合)第1号に基づく、試験使用承認を受けて性能検査を行う。その後、デブリ構造材模擬体(鉄)及びデブリ構造材模擬体(鉄)を使用するデブリ模擬炉心(1)は、規則第3条の4第3号に基づく、一部使用承認を受けて使用する。**

**燃料試料挿入管、内挿管(細)及び内挿管(太)は、デブリ構造材模擬体(鉄)及びデブリ構造材模擬体(鉄)を使用するデブリ模擬炉心(1)が一部使用承認を受けて使用を開始した後、一部使用承認を受けて使用する。燃料試料挿入管、内挿管(細)及び内挿管(太)は、運転に先立ち、計算解析により、炉心に装荷した場合に核的制限値を満足できることを原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定めた手順に沿って確認する。**

**デブリ構造材模擬体(コンクリート)及びデブリ模擬炉心(1)のうちデブリ構造材模擬体(コンクリート)を使用する代表的な炉心は、規則第3条の4第1号に基づく試験使用承認を受けて性能検査を行う。その後、デブリ構造材模擬体(鉄、コンクリート)、燃料試料挿入管、内挿管(細)及び内挿管(太)並びにそれらを使用するデブリ模擬炉心(1)は、規則第3条の3(使用前確認の申請)に基づく、使用前確認を受けて使用する。燃料試料挿入管、内挿管(細)及び内挿管(太)は、運転に先立ち、計算解析により、炉心に装荷した場合に核的制限値を満足できることを原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定めた手順に沿って確認する。**

デブリ模擬炉心に関する一部使用承認や試験使用承認について、12/15、12/20に検査班に説明し、そでのコメント(デブリ模擬炉心の対象範囲の明確化)を踏まえ修正した。

STACYの運転では、炉心特性の範囲(表1及び表2に示す。)になるようにするとあるが、その範囲を逸脱する炉心は構成しないことを明記すること。

<回答>

設計仕様及び技術基準規則第10条第1項について、以下のとおり記載して補正する。[\(p.3回答と同様\)](#)

**原子炉設置(変更)許可申請書**に定めた炉心特性の範囲(第2編 本文 3.1 設計条件 表1及び表2に示す。)で運転する。また、運転に当たっては、炉心が核的制限値を満足し、かつ、炉心特性の範囲になるよう、原則として計算解析により評価し、確認する。評価の結果、炉心特性の範囲を逸脱する場合は、当該臨界炉心を「構成してはならない炉心」として識別し、炉心構成範囲外とする。さらに、想定を超えた津波による浸水に対し炉心の未臨界を確保するため、安全板又は未臨界板の性能とあいまって、海水による全水没を想定したときにも臨界とならないことを計算解析により評価し、確認する。評価の結果、臨界となるおそれがある場合は、当該臨界炉心を「構成してはならない炉心」として識別し、炉心構成範囲外とする。計算解析の方針は、添付書類「2-2 デブリ模擬炉心についての評価書」に従うものとし、確認の手順は原子力科学研究所原子炉施設保安規定(その下部規定を含む。)に定め、遵守する。

デブリ模擬炉心では、既認可の実験設備である可動装荷物駆動装置も用いる。デブリ模擬炉心において可動装荷物駆動装置を用いる場合、安全性等への影響の有無を確認するため、概要を説明すること。

## <回答>

デブリ模擬炉心においても、可動装荷物の反応度値は0.3ドル以下に制限し、また、駆動速度を反応度添加率3セント/sに相当する速度以下に制限する。この設計の考え方は、令和2年11月に認可を受けた設工認申請書(第3回申請)第3編I. 主要な実験設備と同様である。以下に、可動装荷物駆動装置に係る評価結果の概要※を示す。

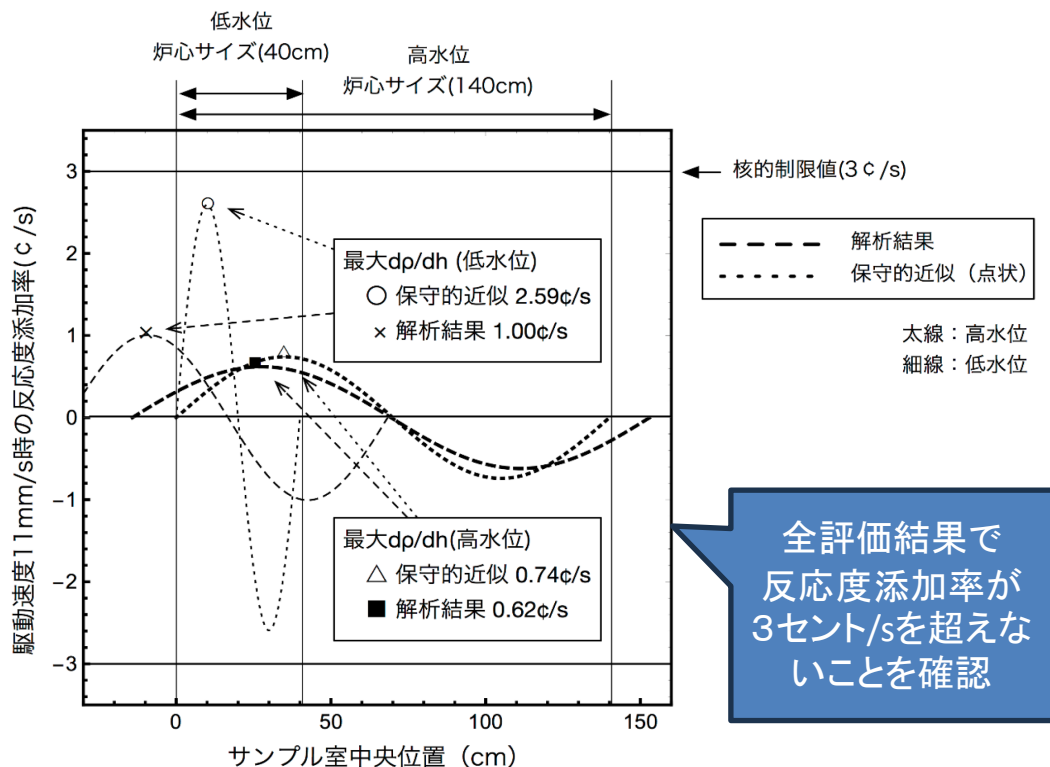


図4 反応度添加率評価結果

可動装荷物駆動装置を最高速度で駆動したときの反応度添加率を、連続エネルギーモンテカルロ計算コードMVPにより計算した結果、核的制限値である3セント/s以下であることを確認している。このとき、可動装荷物の反応度値は最大値である0.3ドルとし、駆動速度は最高速度10mm/sに対して保守的に11mm/sで計算した。この評価は基本炉心とデブリ模擬炉心の違いに影響を受けるものではない。

給水による添加反応度を0.3ドル以下、可動装荷物の移動による添加反応度を0.3ドル以下に制限するため、炉心の過剰反応度は0.6ドル以下である。したがって、最大過剰反応度である0.8ドルを超えない。また、給水及び可動装荷物の移動による反応度添加率はそれぞれ3セント/s以下であり、それらは同時に添加できない設計としているため、反応度添加率は3セント/s以下で制御できる。

なお、可動装荷物の使用に当たっては、運転に先立ち、可動装荷物の駆動による反応度値及び反応度添加率が核的制限値内であることを、原子力科学研究所原子炉施設保安規定(下部規定を含む。)に基づき、計算解析又は実測データにより確認する。

※:「設工認申請書(第3回申請) 第3編I. 主要な実験設備及び添付書類から一部抜粋、編集

STACYの給水流量が多すぎるときには警報が発報し、また、反応度添加率が高すぎるとペリオド高によるインターロックやスクラムで給水を停止するとのことだが、流量高により給水を自動停止する仕組みはないのか。

<回答>

STACYには流量高で給水を自動停止する仕組みはない。これは、以下に示すように、STACYの給水は流量の調整を原則として給水開始前に行い、給水開始後に確認する手順であることから、運転員が意図せず流量が変わることはないためである。

STACYの給水手順

### ○運転開始前

- ・給水ポンプの吐出量と給水バイパス弁の開度を制限し、原子炉設置(変更)許可上の最大給水速度(炉心タンク水位上昇速度1mm/s)を超えないよう設定する。この設定を運転中に変更することはない。
- ・流量調整弁の開度を制限し、原子炉設置(変更)許可上の最大給水速度(臨界近傍において反応度添加率3セント/s以下)を超えないよう設定する。この設定は、運転中の実測により、水位反応度係数が運転前の予測より大きかった場合、より低い値に変更することがある。

### ○運転開始後

- (1) 給水停止スイッチを目標水位に設定する
- (2) 流量調整弁の開度調整により給水流量を設定する※<sup>1</sup>
- (3) 流量調整弁及び給水吐出弁を開く(給水開始)※<sup>2</sup>
- (4) 設定した通りの流量であることを確認※<sup>3</sup>
- (5) 給水停止スイッチが作動して給水停止
- (6) 測定結果により次ステップの水位及び給水流量を決定→(1)へ

※<sup>1</sup> このとき弁は閉(給水開始前)である。流量調整弁の開度と流量の関係は運転前に実測により確認してある

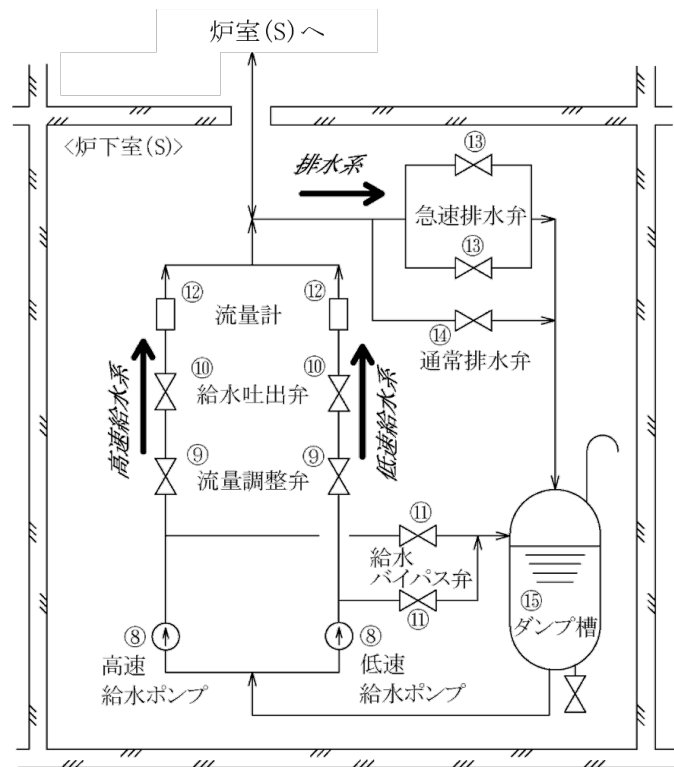
※<sup>2</sup> 流量調整弁は開操作をすると事前に設定した開度まで開く

※<sup>3</sup> 必要に応じて開度設定器で微調整できる

なお、反応度添加に係る給水停止スイッチは、流量異常と関係なく(※)、通常運転時においてスイッチ設定水位に水面が達すると、反応度添加停止インターロックによる給水停止動作(給水吐出弁閉及び流量調整弁閉)が行われる。(※臨界水位よりも低い水位では反応度は正にならないため、流量異常があっても原子炉は危険な状態にはならない。)

また、予期せず給水バイパス弁が閉となる異常時には炉心タンクへの給水流量が増えるが、給水停止スイッチが作動する前又は同時に反応度添加停止インターロックによる給水停止動作(給水ポンプ停止、給水吐出弁閉及び流量調整弁閉)が行われる。

(設工認申請書(第3回申請)、第2編 計測制御系統施設、V. その他の主要な事項、3. 設計 参照)



STACYの給排水系

燃料試料挿入管の水密性について、圧力についての説明は良いが、温度及び放射線に対して、リング素材の耐熱温度と比べるなど、第21条(安全設備)に対する説明と同様な記載をすること。

<回答>

技術基準規則第11条について、以下のとおり記載し、補正する。(令和5年9月28日審査会合 資料1-1 p.18 抜粋)

補正案(※注釈を除く。)

(前略)

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管の保守及び検査のための放射線作業に当たっては、保安規定の下部要領である「放射線安全取扱手引」に定める「放射線作業連絡票」を用いて、放射線業務従事者の被ばく影響について検討し、適切な放射線防護装備(アラーム付き電子ポケット線量計等)、作業時間等を決定する。

なお、STACYを1運転当たりの最大積算出力(0.1kW・h)で運転した場合、運転停止から24時間後の炉心近傍(1m)の空間線量率は400 $\mu$ Sv/h以下であり、上記の運用に支障はない。

その他、燃料試料挿入管の密封性機能を維持するためのリングについて、STACYは、最大熱出力200Wの低出力炉であり、常温から最高使用温度80 $^{\circ}$ C<sup>\*</sup>の範囲で運転を行うため、燃料試料挿入管のリングに高度な耐放射線性、耐熱性は要求されない。ただし、炉心に挿入して使用することから、一般に耐放射線性、耐熱性を有することで原子力施設に用いられているフッ素ゴムを材質とするリングを使用する設計とする。また、この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。このフッ素ゴムは、実用発電炉(高出力・高圧力・高熱の炉心)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がある材質である。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 $^{\circ}$ Cの環境で30年以上と報告<sup>[1]</sup>されており、STACYの使用環境ではリングの密封性能を喪失することはない。さらに、フッ素ゴム製リングの耐放射線性については、1MGy照射後の真空リーク試験でリークがなかったことが報告されている<sup>[2]</sup>。他方、ウラン燃料を用いる臨界実験装置での照射データとして5.2kW・hの積算出力で約1.6kGyの照射量に相当するとの報告<sup>[3]</sup>がある。STACYの年間最大積算出力は3kW・h/年であり、高々1kGy/年の照射量であることから、1MGyに対して3桁(1000年分)の余裕があり、健全性に問題は生じない。

[1] 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).

[2] 伊野浩史他, 真空用リングの $\gamma$ 線による劣化具合の調査, J. Vac. Soc. Jpn, Vol. 46, No. 5, p.397-401, (2003).

[3] 曾野浩樹, 中性子線及びガンマ線人体吸収線量計測技術の開発とその臨界事故影響評価への応用に関する研究, JAEA-Review 2007-025, p.47, (2007).

※炉心を最高温度70 $^{\circ}$ Cで運転した場合に、運転時の異常な過渡変化時の棒状燃料の最高温度が77 $^{\circ}$ Cであることから、実験用装荷物等は最高使用温度80 $^{\circ}$ Cとして設計する。



第21条について、放射線のうち中性子線の影響のみを考慮すればよい理由を説明すること。

<回答>

「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」(原子力規制委員会、最終改正:令和2年3月31日)において、低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、2相ステンレス鋼の熱時効、電気・計装品の絶縁低下、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下を主たる評価すべき経年劣化事象としている。それを踏まえ、低温(最高使用温度80℃)、常圧、最大熱出力200W、最大積算出力3kW・h/年のSTACYの環境条件では、中性子照射脆化を評価対象とした。



炉室(S)のカメラについて、実験用装荷物を死角無く隈無く見られるものかどうか説明すること。

<回答>

炉室(S)のカメラで炉心に装荷された実験用装荷物を死角なく見ることはできない(実験用装荷物を格子板に装荷した状態においては、実験用装荷物の上部のみ確認できる。また、炉心上部には安全板駆動装置が設置され一部死角が発生する。)が、炉心タンク周辺における発煙などの異常及び地震時等の周辺環境(炉室フード内)の異常の有無を確認することができ、目視では確認することができない運転中の重要なパラメータである中性子束密度、温度及び水位に関する有意な変化は、既認可の計測制御系統施設で監視できる設計となっている。

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(抜粋)

(実験設備等)

第三十八条

四 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために実験設備等の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の試験研究用等原子炉の安全上必要なパラメータを原子炉制御室に表示できるものであること。

補正案

炉心タンク及びその周辺における発煙などの異常及び地震時等の周辺環境(炉室フード内)の異常の有無を監視できるよう、炉室(S)にカメラ、制御室にTVモニタが設置されている。

目視では確認することができない運転中の重要なパラメータである中性子束密度、温度及び水位に関する有意な変化は、既認可の計測制御系統施設で監視できる設計となっている。なお、燃料試料挿入管は静水頭2.0mの密封性能を有する上部端栓で密封されているが、被覆管とペレットのギャップに放出される気体状核分裂生成物(希ガス)の放出量の合計は大きく見積もっても $1.12 \times 10^{-10}$  molであり、その分圧 $4.95 \times 10^{-2}$  Paは上部端栓の密封性能(静水頭2.0m $\approx 2 \times 10^4$  Pa)に対して6桁低く破損することはないため、上記の監視量に有意な変化を起こすおそれはない。

(給水流量高の警報に気付いて)運転員が給水ポンプ停止する際のタイムラグ(運転員、ポンプ)についてどのように見込んでいるのか説明すること。(付随する過剰反応度も見込んでいれば説明すること。)

## <回答>

過剰反応度は給水停止スイッチの設定位置によって制限されるため、運転員が流量高の警報に気付いて給水を停止させるまでのタイムラグ(反応時間)については期待していない。

給水停止スイッチによる停止は、原子炉設置(変更)許可申請書に吐出弁及び流量調整弁の閉止時間が1s以内と定められているため、1s間の給水継続による水位上昇を見込んでも、最大添加反応度(30セント)を超えないように給水停止スイッチの位置を設定する。

なお、STACYの運転中には、運転員の意図しない流量の変化は生じない。このことをより明確に説明するため、流量制限を守る手順が詳細にわかるようコメント回答No.15(p.18)の記載を拡充するとともに以下に詳細を示す。

### ○運転開始前

- ・拡充したコメント回答No.15の手順に示したように、「炉心タンク水位上昇速度1mm/s」を満足するよう、運転開始前に給水バイパス弁の開度を制限する(操作部:次頁写真(1)部)。この設定を運転中に変えることはない。
- ・また、「反応度添加率3セント/s」を満足するよう、運転開始前に流量調整弁の開度を制限する(操作部:次頁写真(1)部)。この設定は、運転中の実測により、水位反応度係数が運転前の予測より大きい場合、より保守的な値に変更することがある。

### ○運転開始後

- ・給水流量は給水開始前に設定(操作部:次頁写真(2)部)し、給水のための弁(給水吐出弁及び流量調整弁)を開くことによって給水を開始(操作部:次頁写真(3)部)し、給水開始直後に設定したとおりの流量であることを確認する(流量計:次頁写真(4)部)。
- ・上記のように、給水を担当する運転員は、次頁写真(3)部の弁を開閉する操作のみを行い、次頁写真(2)部で流量を増減することはしない。このため、運転員の予期しないところで流量が変わることはない。

## 写真: STACYの監視操作盤

(4)【運転員B】  
給水開始後、流量を確認



(2)【運転員B】  
給水開始前に流量調整弁  
の開度を設定(流量を設定)

(1)【運転員A】  
運転開始前に給水バイパス弁の開度制限、  
流量調整弁の開度制限を設定  
(流量の上限を設定)

(3)【運転員C】  
給水吐出弁、流量調整弁を開して給水開始

技術基準規則第11条(機能の確認等)について、実験用装荷物の外観検査において、変形が軽微な場合は目視だけでは安全機能(炉心の形成)を確認することは出来ず、格子板に装荷したときに変形していることが判るのではないか。

<回答>

実験用装荷物の変形は保守・検査の他に、実験用装荷物を格子板に装荷するときに気付くことを追記(黄色マーカー一部)し補正する。

補正案

原子炉設置(変更)許可申請書において、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、安全上の機能別重要度分類PS-3に分類され、安全機能として「炉心の形成」が求められている。

炉心の形成のためには、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管に格子板に装荷できないほどの有意な変形があってはならない。また、デブリ構造材模擬体(コンクリート)、内挿管及び燃料試料挿入管の内部への浸水防止並びに燃料試料挿入管からの放射性物質の漏えい防止のために有意な傷があってはならない。

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管について、原子炉運転後にそれらの外観に有意な変形、有意な傷がないことを目視により確認するためには、放射線業務従事者の被ばくを考慮する必要がある。以下の運用とすることで、放射線業務従事者が著しく被ばくするおそれはなく、機能の確認をするための検査及びこれらの機能を健全に維持するための保守が可能である。デブリ構造材模擬体及び内挿管については炉心装荷前の保守、燃料試料挿入管については炉心装荷前後及び保管中の定期的な保守、並びにそれら三品の検査において、外観に有意な変形、有意な傷が確認された場合には、使用しない。また、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管に、格子板に装荷できない程の有意な変形がある場合には炉心装荷時に気付くことができる。

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(抜粋)

(機能の確認等)

第十一条 試験研究用等原子炉施設は、原子炉容器その他の試験研究用等原子炉の安全を確保する上で必要な設備の機能の確認をするための試験又は検査及びこれらの機能を健全に維持するための保守又は修理ができるものでなければならない。