

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8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最大添加反応度を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、その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、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。

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0.3ドル以下、反応度添加率を3セント/s以下に制限することによって、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 $7.6 \times 10^{-3} \text{ } ^\circ\text{C/s}$ 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 4.3×10^{-2} セント/sであり、その反応度変化は無視できる。また、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、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。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°C程度、減速材温度は1°C程度)、炉心を、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。

なお、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。

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 1.6×10^{14} (中性子発生数 4.0×10^{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 3.37×10^{17} 回、総発生中性子数約 8.43×10^{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/cm²以上である^{[1][2]}。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 1.42×10^{16} n/cm²程度であり、 10^{19} n/cm²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/cm² [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(= 1.08×10^7 J)/年
1核分裂当たりの発生エネルギー	200 MeV ^[3] (= 3.204×10^{-11} J)
1核分裂当たりの発生中性子数	2.5個 ^[3]
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 ² (≡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>8.43×10^{17}個 / 119.4 cm² × 2 = 1.42×10^{16} n/cm²</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/cm²)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).

* : 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

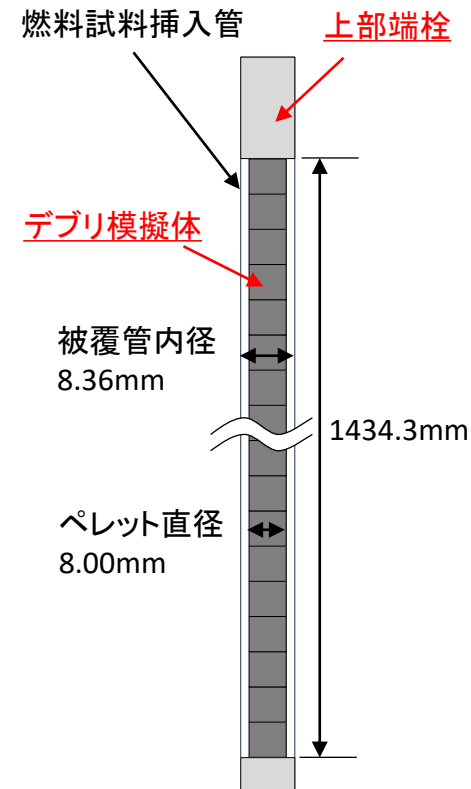
- ① 設計基準事故(棒状燃料の機械的破損)で想定している事故時の気体状核分裂生成物(希ガス)の放出量(棒状燃料20本同時破損を想定)を計算
- ② 放出される希ガスの全量が、1本の燃料試料挿入管のペレットと被覆管のギャップに入ると想定した場合の分圧を計算し、希ガスの分圧を上部端栓のペレットの密封性能と比較

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
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 1.12×10^{-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 4.97×10^{-2} Paとなり、上部端栓の密封性能(静水頭2.0 m= 2×10^4 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 1.12×10^{-10} molであり、その分圧 4.95×10^{-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こ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				
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} ▽材 ^{※1}			▽性 ^{※2} ▽材 ^{※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) 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デブリ模擬炉心 (1) に使用する。燃料試料挿入管、内挿管 (細) 及び内挿管 (太) 並びにデブリ構造材模擬体 (鉄) を装荷したデブリ模擬炉心 (1) は、同規則第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。デブリ構造材模擬体 (コンクリート) は、同規則第3条の4第1号に基づく、試験使用承認を受けてデブリ模擬炉心 (1) に使用する。デブリ構造材模擬体 (コンクリート) を装荷したデブリ模擬炉心 (1) は、同規則第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。

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。[\(p.3回答と同様\)](#)

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。