

2021年9月1日提出

2021/09/02 京大 KUCA ヒアリング資料 2

京都大学臨界実験装置 (KUCA)

設置変更承認申請について

【設置許可基準規則との整合性】

第四条 (地震による損傷の防止)	1
第十二条 (安全施設)	6
第十三条 (運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)	12
第十五条 (炉心等)	13
第十六条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	19
第十七条 (計測制御系統施設)	30
第十八条 (安全保護回路)	34
第十九条 (反応度制御系統)	37
第二十条 (原子炉停止系統)	39
第二十四条 (工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護)	43
第二十五条 (放射線からの放射線業務従事者の防護)	50
第二十九条 (実験設備等)	55

【トリウム貯蔵に係る設置許可基準規則との整合性】

第四条 (地震による損傷の防止)	62
第八条 (火災による損傷の防止)	64
第十二条 (安全施設)	65
第十六条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	68
第二十五条 (放射線からの放射線業務従事者の防護)	75

京都大学複合原子力科学研究所

【設置許可基準規則との整合性】

第四条 地震による損傷の防止

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(地震による損傷の防止)

第四条 試験研究用等原子炉施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。

2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある試験研究用等原子炉施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。

3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

2) 適合性の確認を要する条文

本設置変更承認申請によって追加される燃料要素により確認を要する条文は、第1項及び第2項である。

第3項及び第4項については耐震重要施設が存在しないため、設計方針の変更の必要はなく、確認を要する対象ではない。

3) 適合のための設計方針（考え方）

第1項、第2項については、燃料要素の追加に伴い、固体減速炉心では燃料要素が挿入されるさや管、軽水減速炉心では燃料要素が挿入される標準型燃料板支持フレームの耐震性について検討した結果、適合性が確認できるものである。

2. 説明資料

(1) 対象

本申請の対象は低濃縮ウランの燃料要素（固体減速炉心用のウランモリブデン・アルミニウム分散型燃料（角板）および軽水減速炉心用のウランシリサイド・アルミニウム分散型燃料（標準型燃料板））と固体減速炉心では燃料要素が挿入されるさや管、軽水減速炉心では燃料要素が挿入される標準型燃料板支持フレームである。

なお、それぞれの燃料要素自体はさや管や支持フレームに挿入されるもので、耐震部材ではなく、燃料要素に作用する地震力はさや管や支持フレームが負担することになる。従って、燃料要素の重量を考慮した上でさや管や支持フレームの耐震強度を評価することによって燃料要素自体の耐震安全性も確保できる。

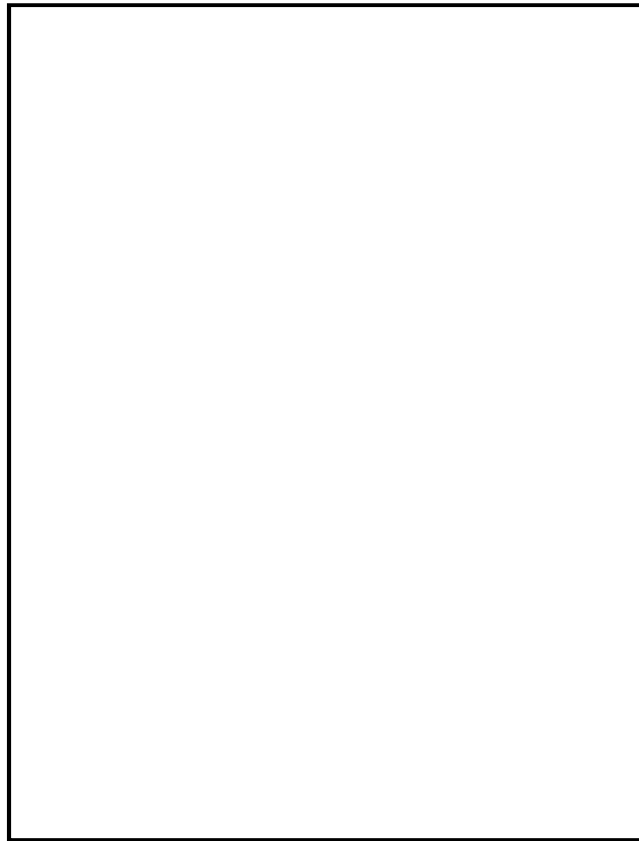


図1 固体減速架台の燃料さや管の概略図（単位：mm）

（左図：鉛直断面、右図：a-a'断面）

「グレーのマスキング範囲は不開示情報

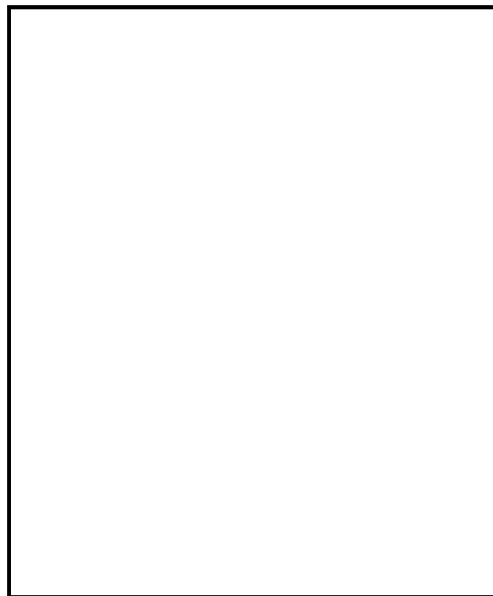


図2 軽水減速架台の燃料支持フレームの概略図
(上図：鉛直断面、下図：a-a'断面)

(2) さや管及び支持フレームの耐震性

1) 評価方針

固体減速架台で使用する燃料さや管（図 1）及び軽水減速炉心で使用する燃料支持フレーム（図 2）の耐震安全性は新規規制基準対応時の設工認申請書（（その 2）、平成 29 年 4 月 25 日付け承認（原規規発第 1704255 号））において確認されている。ここではその評価結果に基づき、燃料の低濃縮化によっても、燃料さや管及び燃料支持フレームの耐震安全性が確保されることを示す。

2) 燃料さや管及び燃料支持フレームに要求される地震力

燃料さや管及び燃料支持フレームは耐震重要度が C クラスに分類されており、地震力は設計震度(水平)を 0.24 として求められる。

3) 燃料さや管及び燃料支持フレームの耐震安全性の評価方法と結果

3)-1 耐震評価方法

燃料さや管及び燃料支持フレームの耐震安全性は、図 1 や図 2 に示したようにそれぞれ燃料板がさや管に収納された状態及び側板によって支持された状態において、図 3 に示すような燃料を含む全体の重量を 1 質点に集中させた単純なモデルによって、固定部の強度を確認している。従って、低濃縮化に伴う耐震安全性の検討においては設計震度とともに、燃料部の重量の影響を受けることになる。以下では燃料さや管及び燃料支持フレームについて、この観点から低濃縮化による耐震安全性を検討する。

3)-2 燃料さや管（固体減速架台用）の評価結果

今回の申請で追加する U-Mo 燃料板（厚さ■■■■■、重量■■■■■、平均密度■■■■■）は従来の U-Al 燃料板（厚さ■■■■■、重量■■■■■、密度■■■■■）に比べて 1 枚あたりの重量は増加している。一方、設工認申請では固体減速架台用の燃料さや管（角管部の材質 A-6063S）の耐震評価では U-Mo 燃料板より密度の大きな天然ウラン金属板（密度約 18.9g/cm³）を燃料領域（高さ約 40cm）にすべて挿入した場合の評価を行っている。燃料さや管に収納される燃料、ポリエチレンに燃料さや管の重量を積算したそれぞれの全重量は、U-Mo 燃料板の場合で■■■■■、U-Al 燃料板の場合で■■■■■、天然ウラン金属板の場合で■■■■■となり、今回の低濃縮化による重量は設工認で想定した重量を下回っており、低濃縮化による燃料さや管の耐震安全性への影響はない。

3)-3 燃料支持フレーム（軽水減速架台用）の評価結果

従来の高濃縮 U-Al 燃料板の重量は 1 枚当たり約■■■■■あったのに対して今回の申請で追加する低濃縮ウランシリサイド燃料板の重量は 1 枚当たり約■■■■■と■■■■■

増加している。燃料板は■■■■で、燃料支持フレームの側板の重量は■■■■であり、高濃縮の場合の燃料体（燃料板と燃料支持フレーム）の重量は■■■■、低濃縮の場合の重量は■■■■であり、燃料体としては■■■■程度重量が増加する。

燃料支持フレーム（材質 A-6061P）については、平成 20 年に同じ形状で側板の一部に細径検出器用の溝を付けたものを製作している（「標準型燃料要素支持フレーム側板の製作」設工認申請書、平成 20 年 9 月 30 日付け承認（20 学文科科第 597 号））。その際の耐震計算では水平震度 0.72 とし、計算結果としての安全率（材料の許容値応力に対する発生応力の比）が 6 倍以上あることが示されている。従って、耐震重要度 C クラスに本来求められる水平震度 0.24 に対して保守的な地震力（3 倍）を想定して設計されており、またその安全率も考慮すると、今回低濃縮燃料を用いることにより燃料体の重量が■■■■増加したとしても低濃縮化による燃料支持フレームの耐震安全性への影響はない。

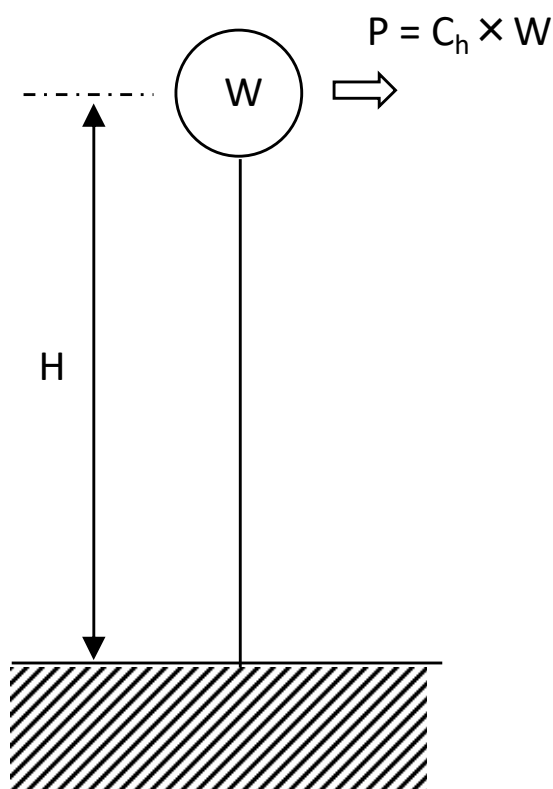


図3 耐震評価モデル（ C_h ：水平震度）

■

第十二条 安全施設

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(安全施設)

第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。

2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。

3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。

4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、試験研究用等原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。

5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。

6 安全施設は、二以上の試験研究用等原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

2) 適合性の確認を要する条文

本設置変更承認申請によって追加される燃料要素により確認を要する条文は、第3項及び第4項である。

第1項、第2項、第5項及び第6項は、本設置変更承認申請によって燃料要素が追加されることとは関係がないため、設計方針の変更の必要はなく、確認を要する対象ではない。

表1 本原子炉施設の構築物、系統及び機器の安全上の機能別重要度分類 (PS)

分類	定義	安全機能	構築物、系統及び機器 ^a
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	—	(該当なし)
PS-2	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	—	(該当なし)
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって PS-1 及び PS-2 以外の構築物、系統及び機器	過剰な反応度の印加防止	制御棒駆動装置、(A)(B)中心架台駆動装置
		炉心の形成	架台支持構造、炉心格子板
			(C)炉心タンク
			燃料要素、(A)(B)さや管、(C)標準型燃料板支持フレーム
		放射性物質の貯蔵	バードケージ、燃料貯蔵棚
			廃液タンク、第1固形廃棄物倉庫、第2固形廃棄物倉庫
	プラント計測・制御	線型出力計、安全出力計、対数出力炉周期計、対数計数率炉周期計 炉室ガンマ線エリアモニタ	
その他	パイルオシレータ、(C)重水タンク		
	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	—	(該当なし)

a 機器等の名称の頭に(A),(B),(C)とあるのはそれぞれの架台特有の機器等であることを示す。

表2 本原子炉施設の構築物、系統及び機器の安全上の機能別重要度分類 (MS)

分類	定義	安全機能	構築物、系統及び機器 ^a
MS-1	1) 異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	—	(該当なし)
	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	—	(該当なし)
MS-2	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	—	(該当なし)
	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	原子炉の緊急停止及び未臨界維持	(A)(B)中心架台駆動装置 ⁺ 、(C)ダンプ弁 ⁺ 、制御棒案内管 ⁺
		工学的安全設備及び原子炉停止系への作動信号の発生	原子炉停止回路 ⁺
3) 安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器	—	(該当なし)	
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があってもMS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	原子炉の緊急停止及び未臨界維持	制御棒、制御棒駆動装置
		放射性物質の閉じ込め、遮蔽及び放出低減	原子炉建屋、燃料要素
		工学的安全設備及び原子炉停止系への作動信号の発生	制御棒電磁石電源
			線型出力計、安全出力計、対数出力炉周期計、制御卓
		安全上重要な関連機能	非常用電源設備、炉心温度計
	その他	消火設備 (ハロン)	
	2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	ガスモニタ、ダストモニタ、炉室ガンマ線モニタ、燃料室ガンマ線モニタ
通信連絡設備			
制御室外安全停止		非常警報鈕 (中央管理室)	

a 機器等の名称の頭に(A),(B),(C)とあるのはそれぞれの架台特有の機器等であることを示す。

b +は信頼性に対する重要安全施設を示す。

3) 適合のための設計方針（考え方）

第3項について、本設置変更承認申請によって追加される燃料要素を用いた炉心において、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件として、反応度の異常な投入（燃料の落下又は燃料誤装荷）による燃料要素の温度上昇を検討した結果、安全施設の機能に影響を与えるものではなく、適合性が確認できるものである。

第4項について、本設置変更承認申請によって追加される燃料要素は、PS及びMSに該当する（表1及び表2参照）。現有燃料要素と同様に作業員が手作業で取り扱うことから、停止中に目視にて容易にその健全性を確認することができることから、適合性が確認できるものである。

2. 説明資料

2.1 第3項について

設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件としては、反応度の異常な投入（燃料の落下又は燃料誤装荷）による燃料要素の温度上昇が想定される。従って、本項の適合性は、本設置変更承認申請で追加する燃料要素の温度上昇がどの程度であるかを調べることによって確認できる。2021年8月31日の審査会合資料1-3における反応度の異常な投入（燃料落下又は燃料誤装荷）を想定した解析から、燃料要素の温度上昇は最大でも1.13℃であり、安全施設は設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間の環境条件において、その機能を発揮することができる。

参考資料

- ・ 2021年8月31日 審査会合資料1-3

■

第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)

第十三条 試験研究用等原子炉施設は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする。
- 二 設計基準事故時において次に掲げるものであること。
 - イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
 - ロ 設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものであること。
 - ハ 試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

2) 適合性の確認を要する条文

本設置変更承認申請によって追加される燃料要素により確認を要する条文は、第1項第一号、第1項第二号イ及び第1項第二号ハである。

第1項第二号ロは、複数想定される KUCA の設計基準事故が互いに独立な事象であって、1つが発生することにより、他が誘発されるという因果関係にないため、設計方針の変更の必要はなく、確認を要する対象ではない。

3) 適合のための設計方針（考え方）

第1項第一号について、本設置変更承認申請書にて追加する燃料要素を用いた炉心について、運転時の異常な過渡変化時において設計基準事故に至ることなく通常運転時の状態に移行することから、適合性が確認できるものである。

第1項第二号イについて、本設置変更承認申請書にて追加する燃料要素を用いた炉心について、設計基準事故時に炉心の著しい損傷が発生する恐れがなく、かつ冷却の必要がないことから、適合性が確認できるものである。

第1項第二号ハについて、本設置変更承認申請書にて追加する燃料要素を用いた炉心について、設計基準事故時に周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないことから、適合性が確認できるものである。

2. 説明資料

2.1 第1項第一号について

添付書類 10 の解析により、運転時の異常な過渡変化時において最も炉心温度上昇が大きくなる場合でも 49.3℃であった（2021 年 8 月 31 日付審査会合資料 1-3）。よって、燃料及び被覆材の温度が許容範囲内（400℃以下）となり、燃料被覆材は機械的には損傷することなく、通常運転時の状態に移行することができる。

参照資料

- ・ 2021 年 8 月 31 日 審査会合資料 1-3

2.2 第1項第二号イについて

添付書類 10 の解析により、炉心配置変更の際に燃料集合体を計画外の位置に誤って装荷した場合について評価したところ、炉心温度上昇は最大でも 1.13℃であった。よって、燃料及び被覆材の温度が許容範囲内（400℃以下）となり、燃料被覆材は機械的には損傷することなく、かつ冷却の必要がない。

参照資料

- ・ 2021 年 8 月 31 日 審査会合資料 1-3

2.3 第1項第二号ハについて

添付書類 10 の解析により、燃料集合体の作成、運搬、炉心装荷作業などの取扱中に誤って燃料集合体を落下させるなどした場合の周辺公衆に対する放射線被ばくについて評価したところ、被ばく量は最大でも 0.19 μ Sv であり基準値の 5mSv を十分下回っていた（2021 年 8 月 31 日付審査会合資料 1-3）。よって、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

参照資料

- ・ 2021 年 8 月 31 日 審査会合資料 1-3

■

第十五条 炉心等

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(炉心等)

第十五条 試験研究用等原子炉施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するものでなければならない。ただし、臨界実験装置に係る試験研究用等原子炉施設であって当該試験研究用等原子炉施設の安全を確保する上で支障がないものは、この限りでない。

2 試験研究用等原子炉施設は、試験研究用等原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。

3 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に試験研究用等原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料の許容設計限界を超えないものでなければならない。

4 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、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おいて、試験研究用等原子炉を安全に停止できるものでなければならない。

5 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。

一 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における試験研究用等原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする

二 輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとする。

2) 適合性の確認を要する条文

本設置変更承認申請によって追加される燃料要素により確認を要する条文は、第1項、第2項、第3項、第4項及び第5項である。

3) 適合のための設計方針（考え方）

第1項について、本設置変更承認申請によって追加する燃料要素を用いた複数の代表炉心において温度係数が正となるものについても、安全を確保する上で支障がないことから、適合性が確認できるものである。

第2項について、本設置変更承認申請によって追加する燃料要素を用いた炉心は、反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有することから、適合

性が確認できるものである。

第3項について、本設置変更承認申請によって追加する燃料要素を用いた炉心において通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時の運転に支障が生ずる場合について、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料及び被覆材の温度が許容範囲内となることから、適合性が確認できるものである。

第4項について、本設置変更承認申請によって追加する燃料要素を用いた炉心において通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時について、燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物がそれらの機能を維持し、原子炉を安全に停止できることから、適合性が確認できるものである。

第5項について、本設置変更承認申請によって追加される燃料要素において自重、付加荷重及びその他通常運転中に加わる可能性のある負荷（固体減速炉心においては中心架台上昇時の加速度、軽水減速炉心においては水圧）に対して十分な耐力を有していることから、適合性が確認できるものである。

2. 説明資料

2.1 第1項について

添付書類 8 の解析より、軽水減速炉心のうち 2 分割炉心の一部 (C45G(6H₂O)4 列、C45G(5H₂O)5 列、C45G(6H₂O)5 列、C45G(7H₂O)5 列) で温度係数が正となるものがあることが確認された (2020 年 11 月 5 日付、第 381 回 審査会合資料 2-1)。添付書類 10 の解析により、固体減速炉心及び温度係数が正となるものを含む軽水減速炉心に関して、運転時の異常な過渡変化の発生時において、炉心温度上昇が最も大きくなる場合でも 49.3℃であり、安全を確保する上で支障がない。

参照資料

- ・ 2020 年 11 月 5 日 第 381 回 審査会合資料 2-1
- ・ 2021 年 8 月 31 日 審査会合資料 1-3

2.2 第2項について

KUCA の固体減速炉心では、制御棒及び中心架台が独立した 2 系統の原子炉停止系統を構成する。炉心の過剰反応度及びそれぞれの原子炉停止系統の反応度抑制効果を以下のように制限しておくことができれば、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、原子炉の反応度を制御することができる能力を有する。

- ・ 炉心の過剰反応度：0.35%Δk/k 以下
- ・ 制御棒の反応度抑制効果：過剰反応度+1%Δk/k 以上
- ・ 中心架台の反応度抑制効果：1%Δk/k 以上

一方、KUCA の軽水減速炉心では、制御棒及びダンプ弁が独立した 2 系統の原子炉停止系統を構成する。炉心の過剰反応度及びそれぞれの原子炉停止系統の反応度抑制効果を以下のように制限しておくことができれば、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、原子炉の反応度を制御することができる能力を有する。

- ・ 炉心の過剰反応度：0.50%Δk/k 以下
- ・ 制御棒の反応度抑制効果：過剰反応度+1%Δk/k 以上
- ・ 中心架台の反応度抑制効果：1%Δk/k 以上

従って、本号の適合性は、本設置変更承認申請で追加する燃料要素を用いる炉心の場合

について、これらの制限を満たす炉心が成立するかどうかを調べることによって確認できる。これまでの解析において、通常運転時、固体減速炉心及び軽水減速炉心の代表炉心がこれらの制限を満たすことを確認した（2020年11月5日付、第381回審査会合資料2-1）。

参照資料

- ・ 2020年11月5日 第381回 審査会合資料 2-1

2.3 第3項について

添付書類10の解析により、固体減速炉心及び軽水減速炉心に関して、最も炉心温度上昇が大きくなる場合でも49.3℃であった（2021年8月31日付審査会合資料1-3）。以上より、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時の運転に支障が生ずる場合において、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料及び被覆材の温度が許容範囲内（400℃以下）となる。

参照資料

- ・ 2020年11月5日 第381回 審査会合資料 2-1
- ・ 2021年8月31日 審査会合資料 1-3

2.4 第4項について

添付書類10の解析により、固体減速炉心及び軽水減速炉心に関して、最も炉心温度上昇が最大でも49.3℃であり、また原子炉を安全に停止できることを確認している（2021年8月31日付審査会合資料1-3）。以上より、本設置変更承認申請によって追加する燃料要素を用いた炉心について、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おいて、燃料体（最高温度400℃）、減速材及び反射材（ポリエチレン又は軽水、最高温度100℃）並びに炉心構造材（アルミニウム、最高温度400℃）がそれらの機能を維持し、原子炉を安全に停止できる。

参照資料

- ・ 2020年11月5日 第381回 審査会合資料 2-1
- ・ 2021年8月31日 審査会合資料 1-3

2.5 第5項について

本設置変更承認申請によって追加される燃料要素のうち、固体減速炉心用の角板は、アルミニウム製の額縁の内部に U-Mo 分散型燃料のコンパクトを入れ、その上にアルミニウム製の板を置いて周囲を溶接する構造である（図1、図2）。また角板は燃料さや管に収納されて炉心に設置されるため、燃料板自体の耐震強度は必要なく、角板を積み重ねたときの圧縮荷重に対する強度を確認する。

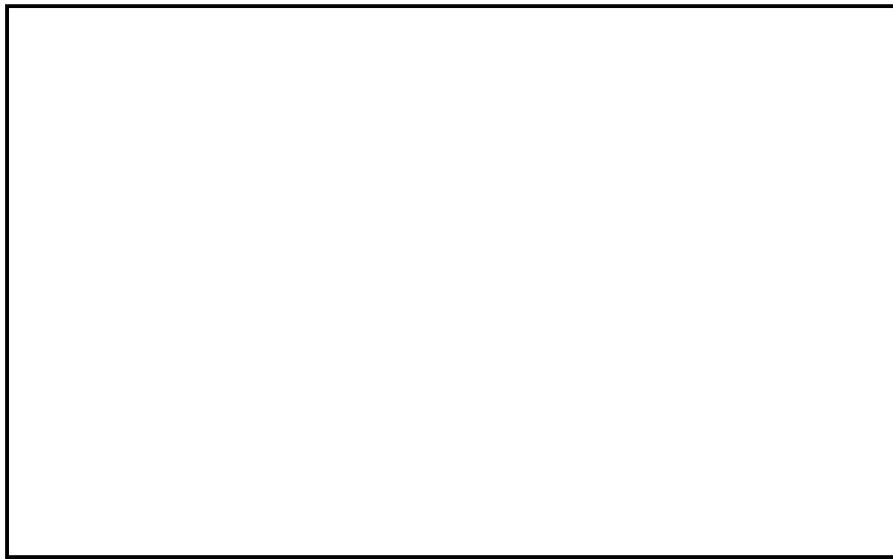


図1 燃料角板外形（単位：mm）



図2 燃料角板構造（断面図）（単位：mm）

荷重条件としては、燃料さや管の燃料領域（下部ポリエチレン反射体の上）に燃料板があり、その上部に KUCA で使用する物質の中で最も密度の大きなウラン金属が高さ 40cm、その上部に 50cm のポリエチレン反射体が挿入されている場合を考える。また圧縮荷重は燃料板周囲の幅約 2mm のアルミ枠（図2、P の矢印の箇所）に作用すると考える。

圧縮荷重：

[REDACTED]

圧縮応力：
[REDACTED]

一方、アルミニウム合金AG3NE相当であるA5052は引張強さ175 N/mm²以上、耐力(0.2%)65 N/mm²以上 (JIS H4000 A5052P-O 板) であり、圧縮強度も同じと考えれば燃料板上部からの圧縮荷重に対して燃料角板は十分安全である。さらに、燃料角板が中心架台で使用された場合、中心架台の上昇の際の始動時と停止時には加速度を受ける可能性があるが、中心架台の上昇速度は最高でも3.3cm/sであり、無視できる。以上より、燃料角板は十分な耐力を有しているとともに、輸送又は取扱は、作業員による手作業であるため、著しい変形を生じるおそれはない。

本設置変更承認申請によって追加される燃料要素のうち、標準型燃料板については現有のものと同じく [REDACTED] のアルミ板で被覆される。長板は、水中で使用されるため、通常運転中に加わる可能性のある負荷として、水圧を受けるが、炉心タンクの深さは高々2mしかないため、無視できる。以上より、標準型燃料板は十分な耐力を有しているとともに、輸送又は取扱は、作業員による手作業であるため、著しい変形を生じるおそれはない。

参照資料

・ 2019年9月2日 第299回 審査会合資料2

■

第十六条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

第十六条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」と総称する。）の取扱施設を設けなければならない。

- 一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。
- 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
- 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。
- 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
- 五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。

2 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設を設けなければならない。

- 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。
 - イ 燃料体等を貯蔵することができる容量を有するものとする。
 - ロ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
- 二 使用済燃料その他高放射性の燃料体の貯蔵施設にあっては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。ただし、使用済燃料中の原子核分裂生成物の量が微量な場合その他の放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しない場合については、この限りでない。
 - イ 使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
 - ロ 貯蔵された使用済燃料その他高放射性の燃料体が崩壊熱により溶融しないものとする。
 - ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるものとする。
 - ニ 放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去に水を使用する場合にあっては、当該貯蔵施設内における冷却水の水位を測定でき、かつ、その異常を検知できるものとする。

3 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定できる設備を設けなければならない。

- 一 燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。

二 崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。

2) 適合性の確認を要する条文

本設置変更承認申請によって追加される燃料要素により確認を要する条文は、第1項第二号、第1項第三号、第1項第四号及び第2項第一号である。

第1項第一号及び第1項第五号は、本設置変更承認申請によって追加される燃料要素の要素当たりの重量増加が現有の燃料要素と比べてごくわずかであり、形状も固体減速炉心用燃料角板の厚みが■■■■■■■■■■程度であることから、従来どおり全て作業員の手作業で確実に把持して取り扱うこととするため、設計方針の変更の必要はなく、確認を要する対象ではない。第2項第二号及び第3項は、当該原子炉施設が低出力炉であり、放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しないため、確認を要する対象ではない。

3) 適合のための設計方針（考え方）

第1項第二号について、現有燃料要素と追加される燃料要素とでは、1枚当たりのU235量が異なっているが、組み立てエリアにおける燃料要素の制限（京都大学複合原子力科学研究所原子炉施設保安指示書4.2.3.4）、燃料机上において仮置きする燃料要素の制限（京都大学複合原子力科学研究所原子炉施設保安規定第62条）及び組み立てエリアから炉心への移動時の燃料要素の制限（京都大学複合原子力科学研究所原子炉施設保安規定第68条）の変更により適合性が確保されることから、設計方針の変更は不要である。

第1項第三号、第1項第四号について、第1項第二号の適合性が確保されることにより、取扱施設が臨界に達するおそれがなく、放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しないため、適合性が確保されることから、設計方針の変更は不要である。

第2項第一号イについて、貯蔵施設に燃料要素を貯蔵することができる容量を検討した結果、適合性が確認できるものである。

第2項第一号ロについて、貯蔵施設における燃料要素の臨界計算を実施し、検討した結果、適合性が確認できるものである。

2. 説明資料

2.1 第2項第一号イについて

本設置変更承認申請によって追加される燃料要素は、現有燃料要素と同様、浸水のおそれのない臨界集合体棟の■■■■■■■■■■の燃料室を設け、■■■■■■■■■■の棚をもつ貯蔵棚（最大で■■■■■■■■■■まで拡張することが可能）が設置されており、これにバードケージに収納して貯蔵する（図1、図2参照）。

燃料棚は、KUCA建設時に製作されたもので、昭和48年9月の設工認申請書に、以下のように記載されている。

形状：鉄骨製棚

材質：JIS G3101 SS41

数量：固体用棚■■■■、軽水用棚■■■■

詳細な寸法については、図3及び図4に示す（固体用棚は1個に1ユニットを使用、軽水用棚は1個に2ユニットを使用）。

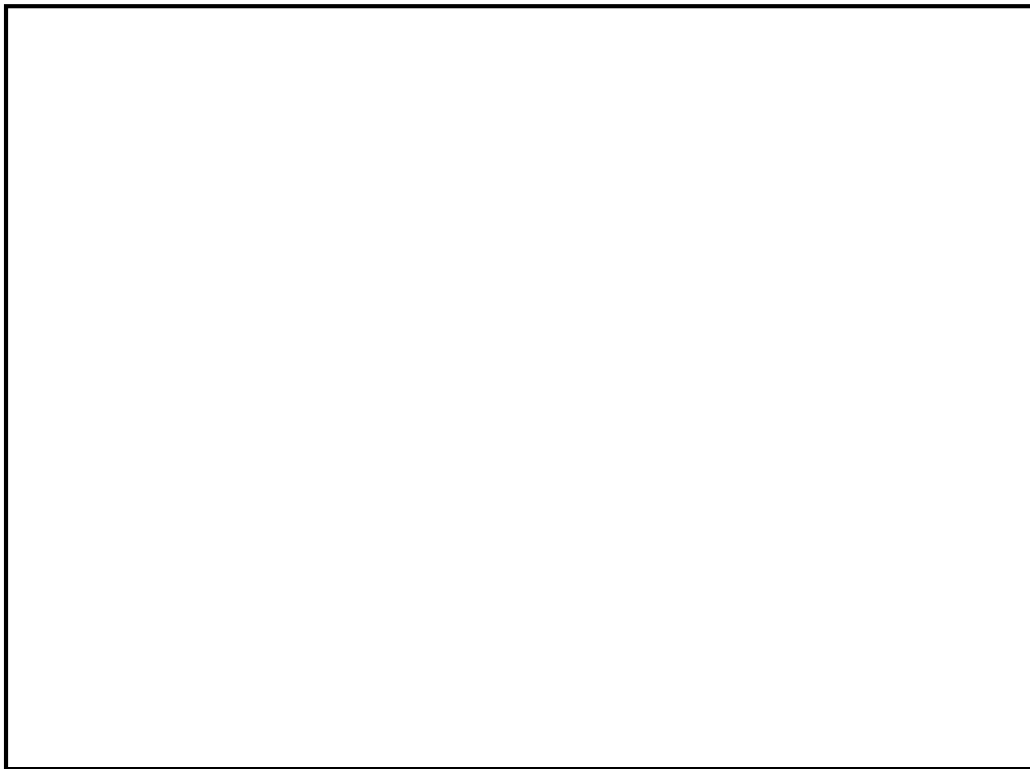


図1 臨界集合体棟 2階平面図

「グレーのマスキング範囲は不開示情報

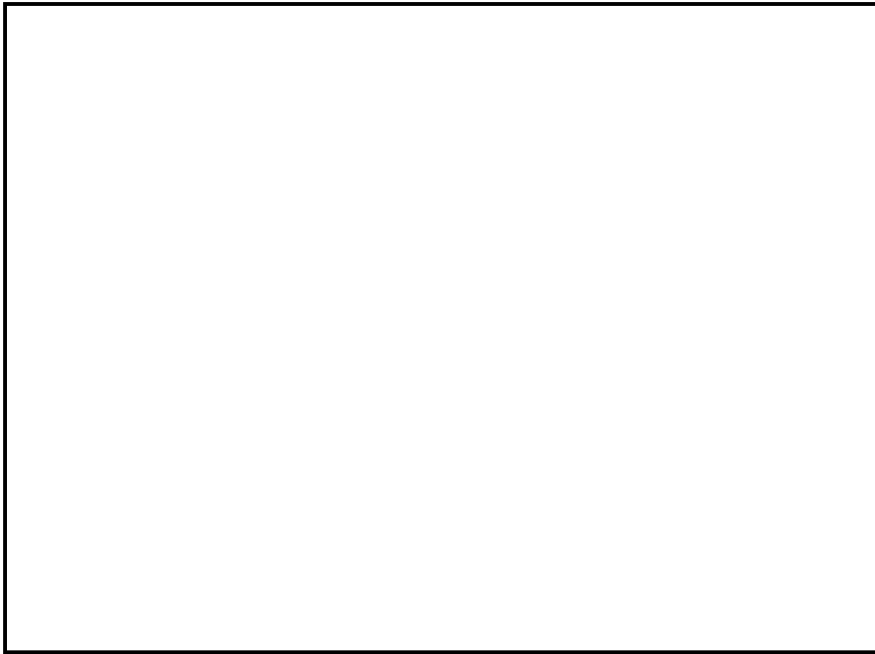
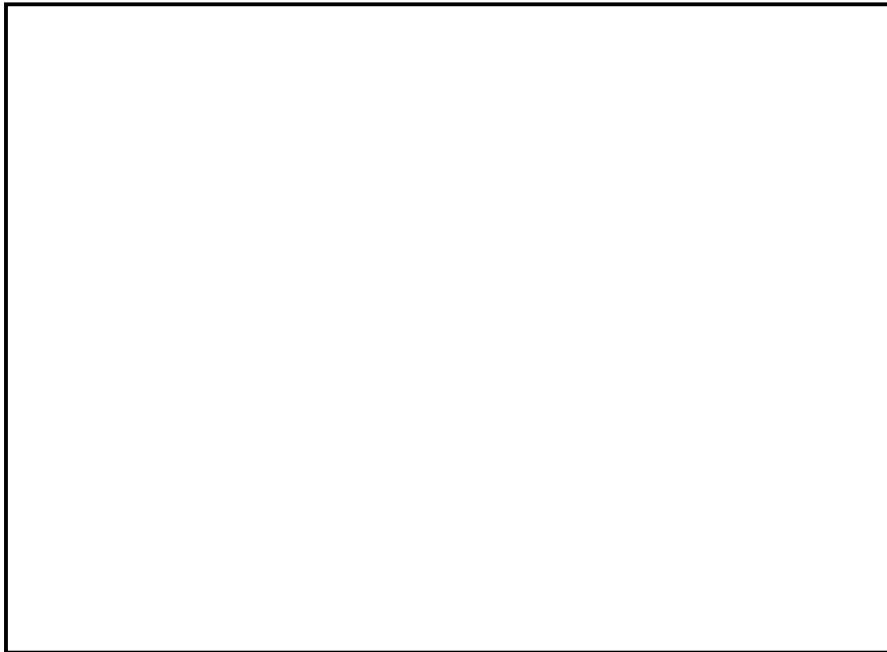
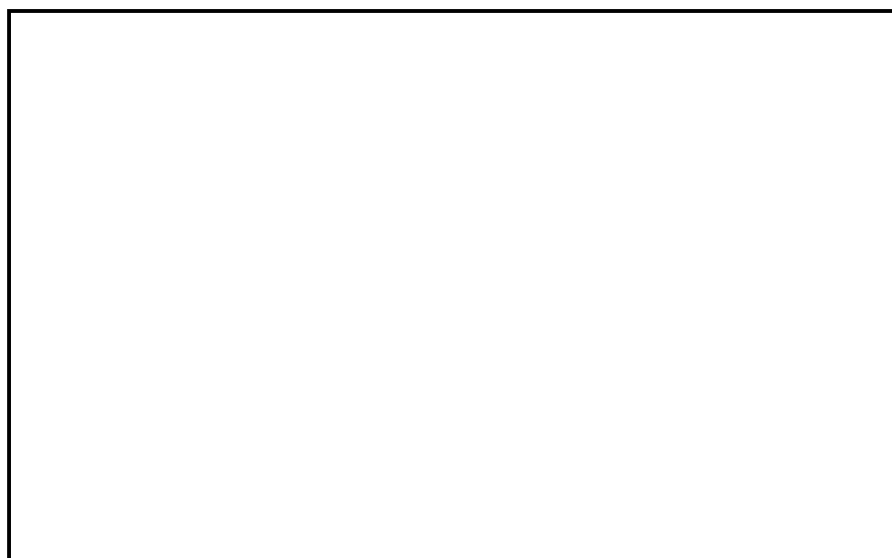


図2 燃料棚の概略図



記号	寸法(mm)
A(全高)	■
B(奥行き)	■
C(1段有効幅)	■
D(1段有効高さ)	■

図3 固体減速炉心用燃料棚



記号	寸法(mm)
A(全高)	■
B(奥行き)	■
C(1段有効幅)	■
D(1段有効高さ)	■

図4 軽水減速炉心用燃料棚

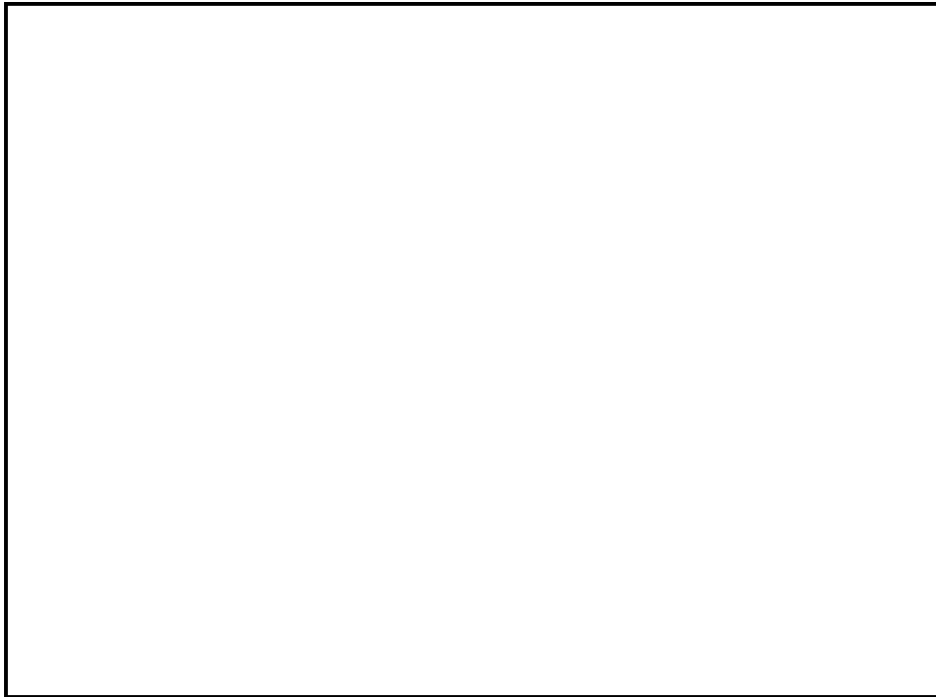
使用前検査では、外観検査（目視）、寸法検査（測定）、据付検査（目視＋水平加速度 0.3g に相当する横向き荷重をかけてたわみ量を測定）を行った。燃料棚は、鉄製の枠組を組み合わせで作られており、燃料室床面の埋め込みボルトによって固定され、側壁にも埋め込みボルトによって固定されている。各ユニットの前面方向、横方向の枠にはバーが設置されており、バードケージが前面から落ちたり横ユニットに移動することを防ぐ構造となっている。

図5 にバードケージの概略図を、表1 にバードケージの仕様を示す。バードケージの材質は厚さ 1.5 mm の SS41 の鋼板である（設工認申請書には記載無し）。

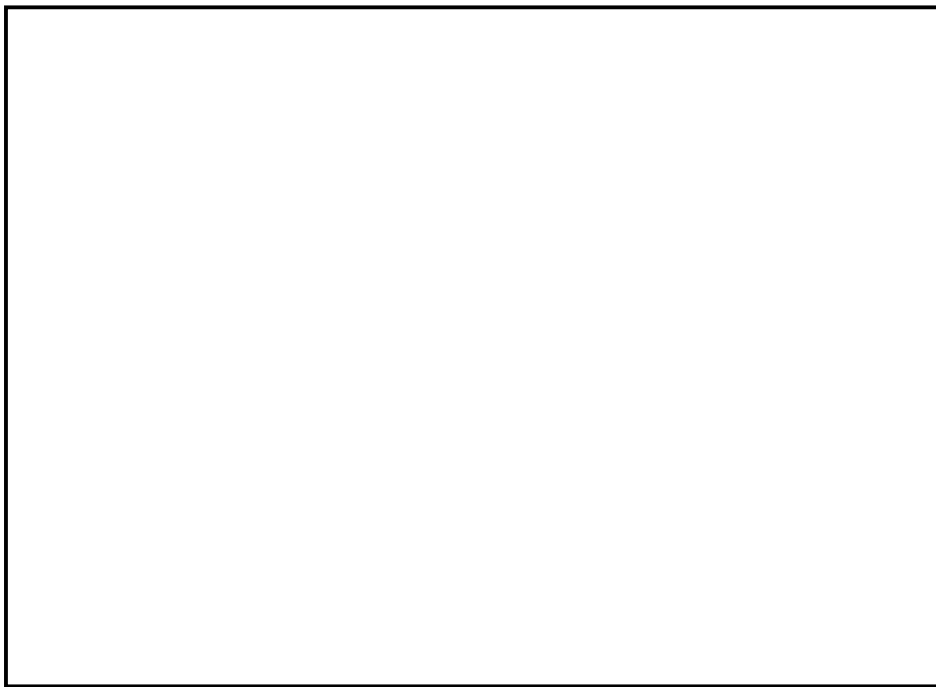
表1 バードケージの仕様

	固体減速架台用	軽水減速架台用
サイズ (幅×高さ×奥行)	■	■
材料	炭素鋼	
収納燃料板枚数 (制限値) HEU	■	■
収納燃料板枚数 (制限値) LEU	■	■

「グレーのマスキング範囲は不開示情報



(a) 固体減速炉心用燃料板のボードケージ



(b) 軽水減速炉心用燃料板のボードケージ

図5 バードケージ概念図 (単位: mm)

(数字はボードケージの外寸、内部ボックスは燃料板の入るボックスの内寸)

固体減速炉心用の現有及び追加燃料要素は、U235量でそれぞれ [] 及び [] の計 [] である。ユニット当たりの最大量は [] であるので、 [] が必要となる。

一方、軽水減速炉心用の現有及び追加燃料要素は、U235量でそれぞれ [] 及び [] の計 [] である。従って、 [] のバードケースが必要となる。

以上より、すべての燃料要素を収納するためには、合計で [] が必要であるが、燃料室に既設の貯蔵棚は [] あるため、十分な貯蔵容量を有する。

なお、現在、固体減速炉心用のバードケース（図 5(a)参照）は、 [] 所有している（1基は1ユニットに相当）。一方、軽水減速炉心用のバードケース（図 5(b)参照）は、 [] 所有している（1基は2ユニットに相当）。不足する場合は、必要に応じて製作する。

2.2 第2項第一号ロについて

バードケースを収納する燃料棚は、バードケース毎に十分な隔離距離を設け、臨界に達するおそれのない配置となっている。また、バードケースは、現有燃料要素を物理的に収納可能な最大枚数まで燃料板を収納し、かつ、その状態のバードケースが完全に水没した状態で三次元的に無限に隣接した場合であっても、臨界に達するおそれはない設計となっている。

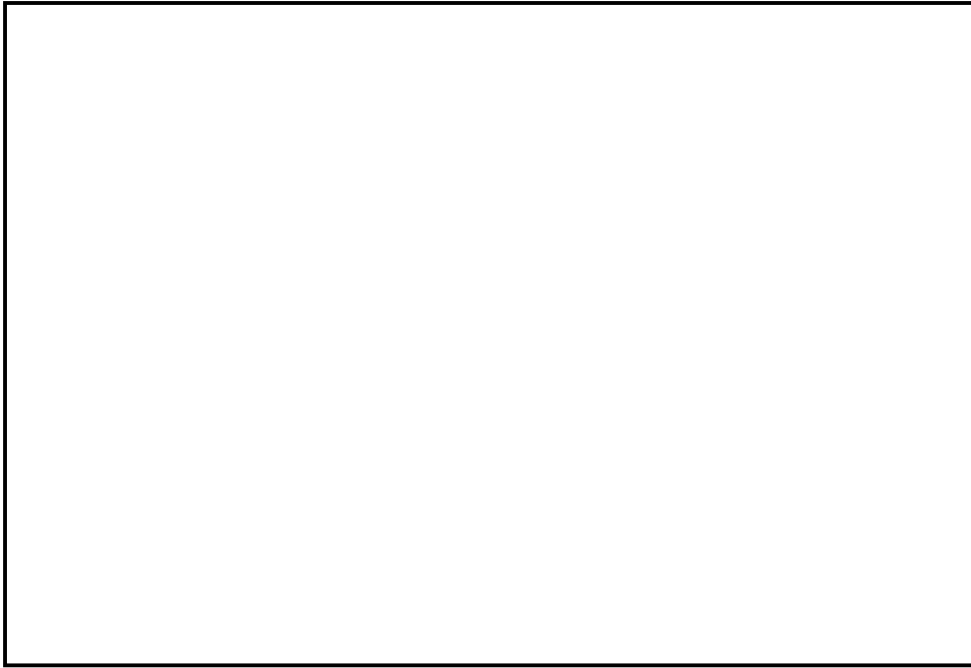
本設置変更承認申請で追加する燃料要素について、バードケースに最大数収納した状態で周囲を軽水で満たしてそれらを隣接させ、バードケース内部ボックスの周囲の鋼板のみを考慮し（原子個数密度： $\text{Fe } 8.49 \times 10^{22} \text{ (1/cm}^3\text{)}$ ）、反射境界条件を用いた場合の実効増倍率を MCNP6 (version 1.0) + JENDL-4.0 により計算した。その結果は、以下のとおりである。

固体減速炉心用燃料要素： 0.46645 ± 0.00034

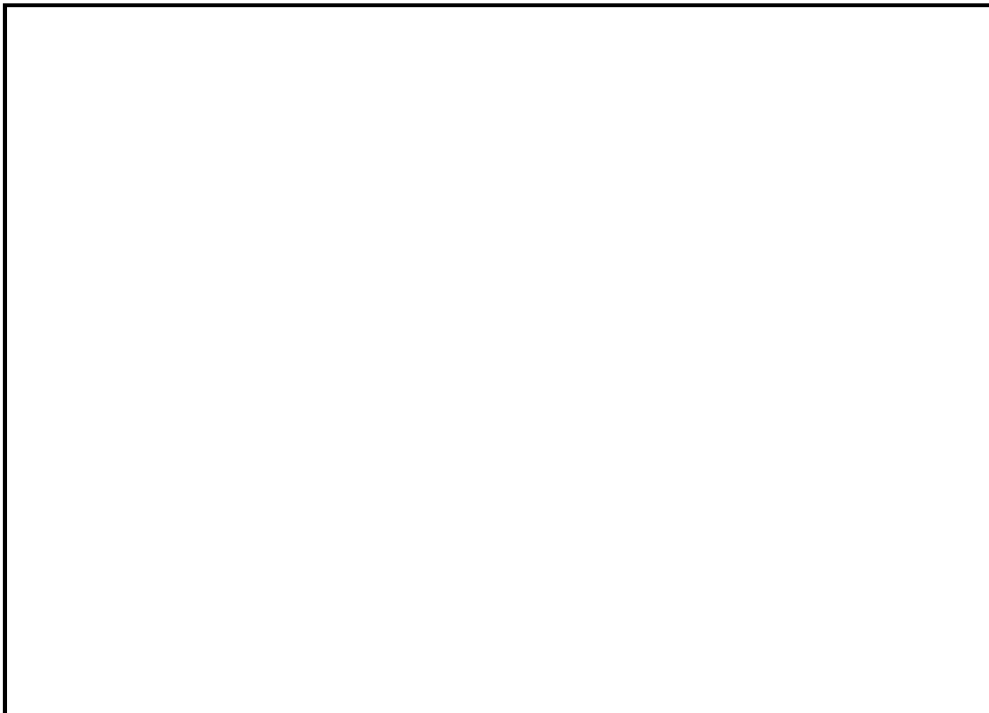
軽水減速炉心用燃料要素： 0.52072 ± 0.00036

実効増倍率は、0.95より十分に小さな値となっており、本バードケース及びそれを収納する燃料棚は、臨界に達するおそれのない設計となっている。なお、固体及び軽水減速炉心用燃料要素の概略図を図6に示す。また、計算体系の概略図を図7に示す。固体減速炉心用の計算体系は [] の水の中心に、燃料角板 [] を積み重ねたスタック [] を束ねて設置したものとなっている。一方、軽水減速炉心用の計算体系は [] の水の中心に標準型燃料板 [] を並べたものを [] 積み重ねたものとなっている。さらに、表2～表5に燃料ミート部及び被覆の原子個数密度を示す。

「グレーのマスクング範囲は不開示情報



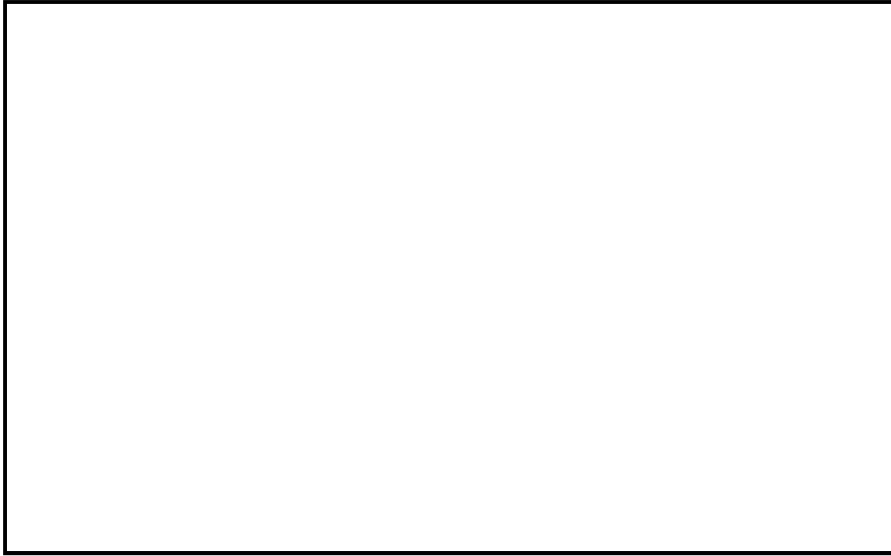
(a) 固体減速炉心用



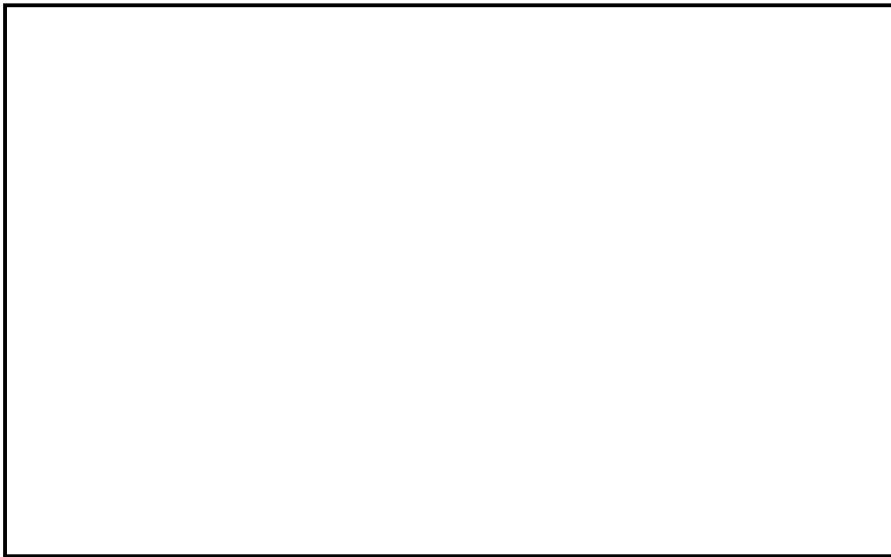
(b) 軽水減速炉心用

図6 追加する燃料要素の概念図

「グレーのマスキング範囲は不開示情報



(a) 固体減速炉心用



(b) 軽水減速炉心用

図7 計算体系の概念図

表 2 固体減速炉心用燃料角板 燃料コンパクト 原子個数密度.

Isotope	Number Density ($\times 10^{24}$ 1/cm ³)
■	■
■	■
■	■
■	■
■	■
■	■
■	■
■	■
■	■
■	■
■	■
■	■
■	■
■	■

Specific gravity : ■、Enrichment: ■
Mo-ratio in U-Mo : ■、Aluminum: ■

表 3 固体減速炉心用燃料角板 被覆材 原子個数密度.

Isotope	Number Density ($\times 10^{24}$ 1/cm ³)
■	■

表 4 軽水減速炉心用燃料板 燃料ミート部 原子個数密度.

Isotope	Number Density ($\times 10^{24}$ 1/cm ³)
■	■
■	■
■	■
■	■
■	■
■	■
■	■
■	■

Specific gravity : ■、Enrichment: ■

U3Si2 Specific gravity : ■

表 5 軽水減速炉心用標準型燃料板 アルミニウム被覆材 原子個数密度.

Isotope	Number Density ($\times 10^{24}$ 1/cm ³)
■	■

Number Density の計算に必要な情報 : Specific gravity : ■

■

第十七条 計測制御系統施設

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(計測制御系統施設)

第十七条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。

- 一 炉心及びこれに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする。
- 二 前号のパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できるものとする。
- 三 設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとする。

2) 適合性の確認を要する条文

本設置変更承認申請によって追加される燃料要素により確認を要する条文は、第1項第一号、第1項第二号、第1項第三号である。

3) 適合のための設計方針（考え方）

第1項第一号及び第二号について、炉心及びこれに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータである炉心温度、架台室内エリアモニタ値及び中性子束密度を測定する線型出力計が通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御・監視できることから、適合性が確認できるものである。

第1項第三号について、設計基準事故が発生した場合の状況を把握するためのパラメータである炉心温度、架台室内エリアモニタ値及び炉心出力が、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲で監視及び記録でき、外部電源喪失時においても原子炉の停止が確認できることから、適合性が確認できるものである。

2. 説明資料

2.1 第1項第一号及び第二号について

KUCAにおいて、炉心温度の測定には、Tタイプの熱電対が使用される。同熱電対が監視できる温度範囲は-270℃～+400℃である。添付書類10の解析により、固体減速炉心及び軽水減速炉心に関する運転時の異常な過渡変化時において、最も炉心温度上昇が大きくなる場合でも49.3℃であることを確認し(2021年8月31日付審査会合資料1-3)、監視できる温度の範囲に含まれている。

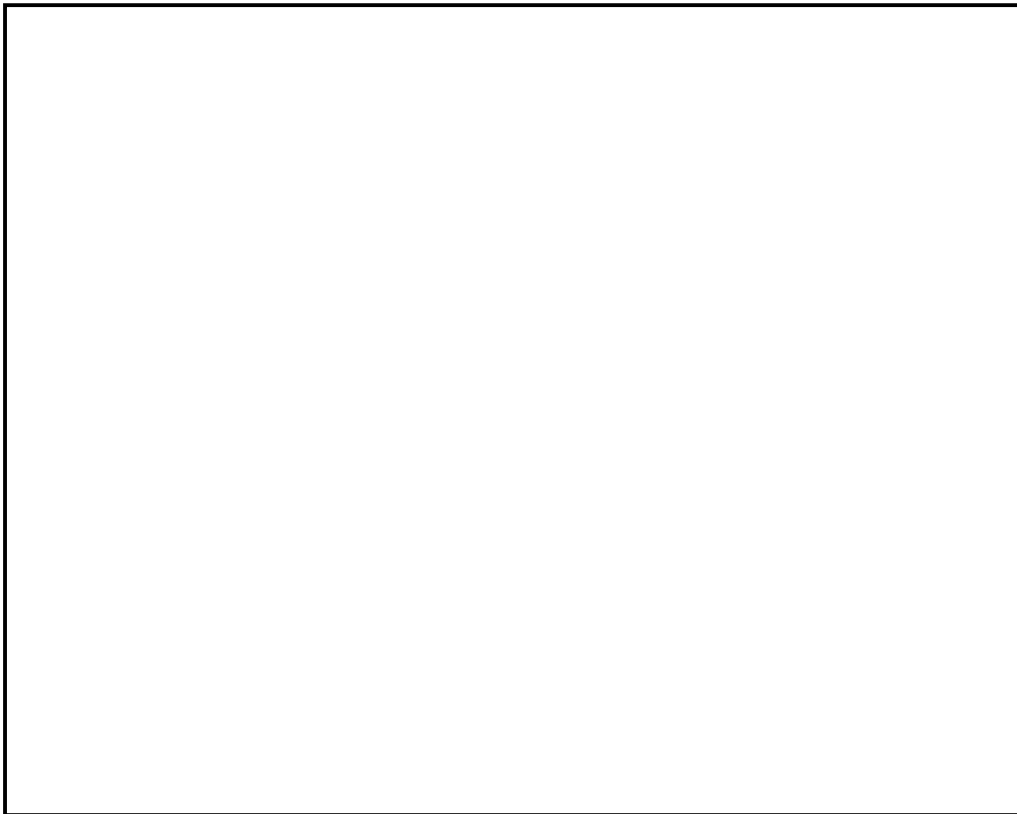


図1 臨界集合体棟 2階平面図 (●: エリアモニタの設置場所)

KUCAの架台室に設置されているエリアモニタ(図1参照)の測定範囲の最大値は1Sv/hである。2020年度の定期事業者検査における出力校正の結果によると、固体減速炉心(A炉心、B炉心)及び軽水減速炉心における校正定数は、

固体減速炉心(A炉心): 0.00542 W/(μ Sv/h)

固体減速炉心(B炉心): 0.00207 W/(μ Sv/h)

軽水減速炉心: 0.00205 W/(μ Sv/h)

(A炉心及びB炉心では、炉心とモニタの位置関係が異なるので校正定数が異なる)

であったため、各エリアモニタが監視できる出力の範囲は、

固体減速炉心 (A 炉心) : 最大 5.42 kW

固体減速炉心 (B 炉心) : 最大 2.07 kW

軽水減速炉心 : 最大 2.05 kW

となる。従って、最も保守的な軽水減速炉心用のエリアモニタであっても測定範囲の上限値は、出力に換算して 2.05kW となる。本設置変更承認申請により追加する燃料要素を用いた炉心の運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における最高到達出力については、添付書類 10 における解析により、190W 未満である (2021 年 8 月 31 日付審査会合資料 1-3)。従って、監視できる線量の範囲に含まれている。

KUCA において使用している線型出力計 (非補償型電離箱) は、炉心格子板の範囲内で任意の場所に設置することができ、監視範囲は設置位置により決まる。昭和 49 年 12 月 9 日には、1 分間の 1kW の高出力試験を実施したことがあり、最大で 1kW の範囲で炉心の中性子束密度を監視した実績がある (当時の KUCA の最大熱出力は 1kW であった)。図 2 に、当日の炉心配置図を示す。図中の FC#1~#3 は起動系、UIC#4~#6 は、それぞれ対数出力炉周期系、線型出力系、安全出力系である。線型出力系の指示値は 300W×48%であった (当時はこのような表示であった)。なお、温度計の位置、安全出力系及びエリアモニタの指示値については記録が残っていなかった。本設置変更承認申請により追加する燃料要素を用いた炉心の運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における最高到達出力については、添付書類 10 における解析により、190W 未満であるとの結果を得ている (2021 年 8 月 31 日付審査会合資料 1-3)。従って、監視できる中性子束密度の範囲に含まれている。

参照資料

- ・ 2021 年 8 月 31 日 審査会合資料 1-3

2.2 第 1 項第三号について

設計基準事故が発生した場合の状況を把握するためのパラメータである炉心温度、架台室内エリアモニタ値及び炉心出力がそれぞれ 400°C と 2.05kW、1kW を超えないことは、添付書類 10 における解析により確認している (2021 年 8 月 31 日付審査会合資料 1-3)。

KUCA において、原子炉停止後に炉心の冷却は必要ないため、設計基準事故が発生した場合に講ずるべき対策としては、原子炉停止の確認のみである。KUCA では外部電源喪失時においても、炉心温度及び架台室内エリアモニタ値並びに停止確認が実施できるように、3kVA 以上の蓄電池容量を持つ非常用電源設備により、核計装設備 (各計装記録計 3 台及び温度記録計 1 台を含む) 及び放射線モニタが停止確認に必要となる 5 分間以上にわたって

機能を維持できる。従って、本設置変更承認申請は、非常用電源設備の設計方針を変更するものではないことから、第1項第三号にのうち、十分な期間にわたり監視及び記録できる。

参照資料

・ 2021年8月31日 審査会合資料 1-3

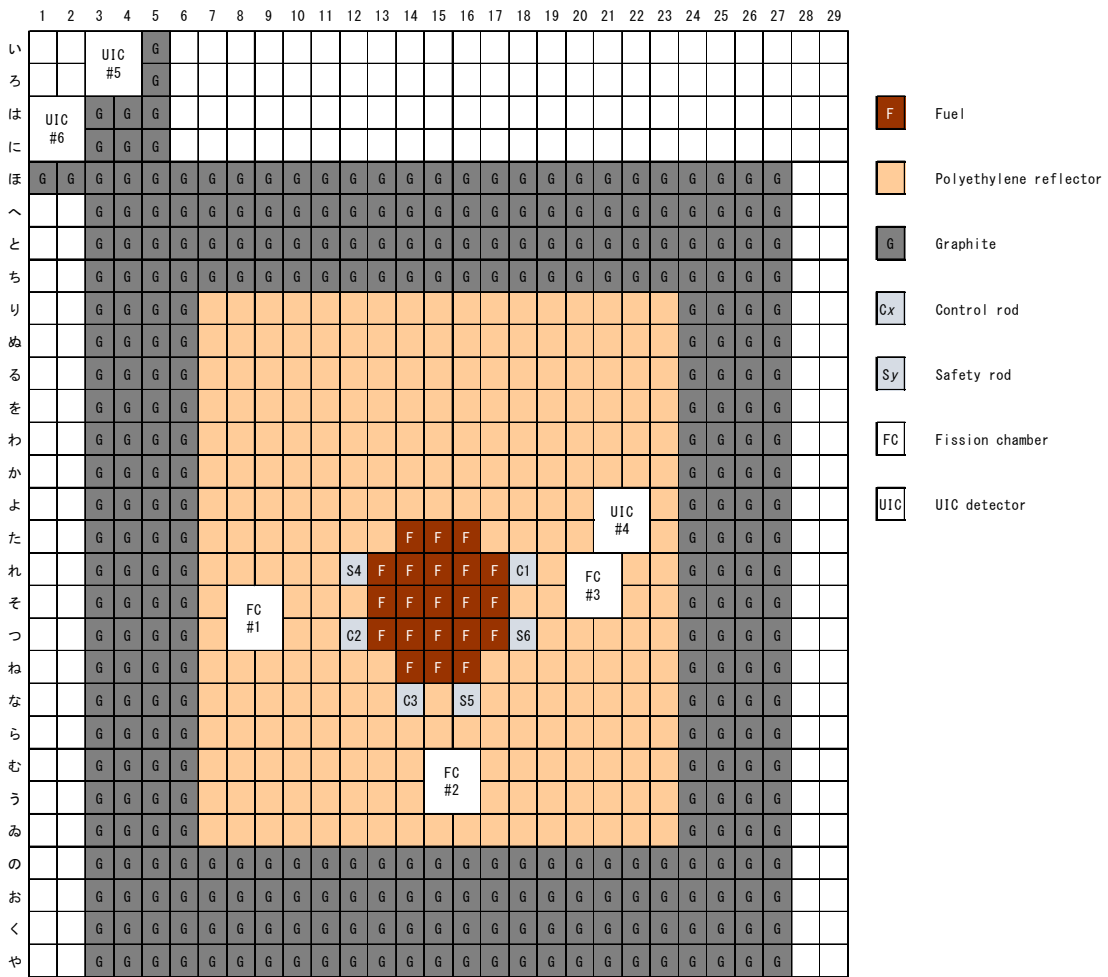


図2 昭和49年12月9日の炉心配置図 (UIC#5:線型出力系、UIC#6:安全出力系)

第十八条 安全保護回路

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(安全保護回路)

第十八条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路を設けなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないようにできるものとする。
- 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び必要な工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。
- 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性又は多様性を確保するものとする。
- 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。
- 五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、試験研究用等原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、試験研究用等原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。
- 六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。
- 七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

2) 適合性の確認を要する条文

本設置変更承認申請によって追加される燃料要素により確認を要する条文は、第1項第一号である。

第1項第二号～第七号については、本設置変更承認申請によって燃料要素が追加されることとは関係がないため、設計方針の変更の必要はなく、確認を要する対象ではない。

3) 適合のための設計方針（考え方）

第1項第一号については、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知でき、炉心温度上昇によって燃料が許容設計限界を超えないことから、適合性が確認できるものである。

2. 説明資料

2.1 第1項第一号について

KUCAにおいて使用している線形出力計（非補償型電離箱）は、炉心格子板の範囲内で任意の場所に設置することができ、監視範囲は設置位置により決まる。昭和49年12月9日には、1kWの高出力試験を実施したことがあり、最大で1kWの範囲で炉心の中性子束密度を監視した実績がある（第17条参照）。本設置変更承認申請により追加する燃料要素を用いた炉心の運転時の異常な過渡変化時における最高到達出力については、添付書類10における解析により、190W未満であるとの結果を得ている（2021年8月31日付審査会合資料1-3）。従って、検知できる中性子束密度の範囲に含まれている。さらに、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、炉心温度上昇が最も大きくなる場合でも49.3℃であり（2021年8月31日付審査会合資料1-3）、燃料の許容設計限界である400℃を超えない。

参照資料

- ・ 2021年8月31日 審査会合資料1-3

■

第十九条 反応度制御系統

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(反応度制御系統)

第十九条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、反応度制御系統を設けなければならない。

- 一 通常運転時に予想される温度変化、キセノンの濃度変化、実験物（構造材料その他の実験のために使用されるものをいう。以下同じ。）の移動その他の要因による反応度変化を制御できるものとする。
- 二 制御棒を用いる場合にあっては、次に掲げるものであること。
 - イ 炉心からの飛び出し、又は落下を防止するものとする。
 - ロ 当該制御棒の反応度添加率は、原子炉停止系統の停止能力と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする。

2) 適合性の確認を要する条文

本設置変更承認申請によって追加される燃料要素により確認を要する条文は、第1項第一号及び第1項第二号ロである。

第1項第二号イについては、本設置変更承認申請によって燃料要素が追加されることとは関係がないため、設計方針の変更の必要はなく、確認を要する対象ではない。

3) 適合のための設計方針（考え方）

第1項第一号について、通常運転時には温度変化及びキセノンの濃度変化は発生しない。一方、実験物の移動及び軽水減速炉心における挿入管が破損し水が流入することによる反応度変化については、第二十九条第1項第二号に関連して導入する制限により、挿入管の破損が単独で、あるいは実験物の移動と挿入管の破損が同時に発生しても反応度変化が制御できることから、適合性が確認できるものである。

第1項第二号ロについて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても燃料の許容設計限界を超えないことから、適合性が確認できるものである。

2. 説明資料

2.1 第1項第二号ロについて

添付書類 10 の運転時の異常な過渡変化における原子炉起動時における制御棒の異常な引抜事象及び出力運転中における制御棒の異常な引抜事象の解析により、固体減速炉心及び軽水減速炉心に関して、最も炉心温度上昇が大きくなる場合でも 27.1℃である（2021 年 8 月 31 日付審査会合資料 1-3）。以上より、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容限界である 400℃を超えない。

参照資料

- ・ 2021 年 8 月 31 日 審査会合資料 1-3

■

第二十条 原子炉停止系統

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(原子炉停止系統)

第二十条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉停止系統を設けなければならない。

一 制御棒その他の反応度を制御する設備による二以上の独立した系統を有するものとする。ただし、当該系統が制御棒のみから構成される場合であって、次に掲げるときは、この限りでない。

イ 試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持することができる制御棒の数に比し当該系統の能力に十分な余裕があるとき。

ロ 原子炉固有の出力抑制特性が優れているとき。

二 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おいて、原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、少なくとも一つは、低温状態において未臨界を維持できるものとする。

三 制御棒を用いる場合にあつては、反応度価値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても前号の規定に適合するものとする。

2 原子炉停止系統は、反応度制御系統と共用する場合には、反応度制御系統を構成する設備の故障が発生した場合においても通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものでなければならない。

2) 適合性の確認を要する条文

本設置変更承認申請によって追加される燃料要素により確認を要する条文は、第1項第二号、第1項第三号及び第2項である。

第1項第一号は、本設置変更承認申請によって燃料要素が追加されることとは関係がないため、設計方針の変更の必要はなく、確認を要する対象ではない。

3) 適合のための設計方針（考え方）

第1項第二号について、本設置変更承認申請によって追加される燃料要素を用いた炉心における通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時について、原子

炉停止系統のうち少なくとも一つにより試験研究用等原子炉を低温状態において未臨界に移行できることから、適合性が確認できるものである。

第1項第三号について、本設置変更承認申請によって追加される燃料要素を用いた炉心において反応度価値の最も大きな制御棒1本が固着して動作しない場合について、動作する残りの原子炉停止系統のみで原子炉を未臨界に移行できることから、適合性が確認できるものである。

第2項について、原子炉停止系統うち反応度制御系統と共用する制御棒が故障した場合において、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試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できることから、適合性が確認できるものである。

2. 説明資料

2.1 第1項第二号について

KUCA の固体減速炉心では、制御棒及び中心架台が独立した 2 系統の原子炉停止系統を構成する。炉心の過剰反応度及びそれぞれの原子炉停止系統の反応度抑制効果を以下のよう
に制限しておくことができれば、一方の原子炉停止系統が動作しない状況であっても、動作するもう一方のみで原子炉を $0.65\% \Delta k/k$ より深い未臨界に移行し、その状態を維持することができる。

- ・ 炉心の過剰反応度： $0.35\% \Delta k/k$ 以下
- ・ 制御棒の反応度抑制効果：過剰反応度 $+1\% \Delta k/k$ 以上
- ・ 中心架台の反応度抑制効果： $1\% \Delta k/k$ 以上

一方、KUCA の軽水減速炉心では、制御棒及びダンプ弁が独立した 2 系統の原子炉停止系統を構成する。炉心の過剰反応度及びそれぞれの原子炉停止系統の反応度抑制効果を以下のよう
に制限しておくことができれば、一方の原子炉停止系統が動作しない状況であっても動作するもう一方のみで、原子炉を $0.50\% \Delta k/k$ より深い未臨界に移行し、その状態を維持することができる。

- ・ 炉心の過剰反応度： $0.50\% \Delta k/k$ 以下
- ・ 制御棒の反応度抑制効果：過剰反応度 $+1\% \Delta k/k$ 以上
- ・ 中心架台の反応度抑制効果： $1\% \Delta k/k$ 以上

従って、本号の適合性は、本設置変更承認申請で追加する燃料要素を用いる炉心の場合について、これらの制限を満たす炉心が成立するかどうかを調べることによって確認できる。これまでの解析において、通常運転時、固体減速炉心及び軽水減速炉心の代表炉心がこれらの制限を満たすことを確認した（2020 年 11 月 5 日付、第 381 回 審査会合資料 2-1）。

運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時においては、添付書類 10 における評価により、独立した 2 系統の原子炉停止系統のうち一方の原子炉停止系統が動作しない状況であっても原子炉を未臨界に移行し、その状態を維持することができることを確認した（2021 年 8 月 31 日付審査会合資料 1-3）。

参照資料

- ・ 2020 年 11 月 5 日 第 381 回 審査会合資料 2-1
- ・ 2021 年 8 月 31 日 審査会合資料 1-3

2.2 第1項第三号について

KUCA では、最大の反応度抑制効果を持つ制御棒の反応度が全制御棒反応度の 1/3 を超えないように制限される。これまでの解析において、通常運転時、固体減速炉心及び軽水減速炉心の代表炉心において、最大の反応度を持つ制御棒が固着して動作しない場合においても、動作する残りの原子炉停止系統のみで、原子炉を未臨界に移行し、その状態を維持することができる（2020年11月5日付、第381回 審査会合資料 2-1）。

運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時においては、添付書類 10 における評価により、最大の反応度を持つ制御棒が固着して動作しない場合においても、動作する残りの原子炉停止系統のみで、原子炉を未臨界に移行し、その状態を維持することができる（2021年8月31日付審査会合資料 1-3）。

参照資料

- ・ 2020年11月5日 第381回 審査会合資料 2-1
- ・ 2021年8月31日 審査会合資料 1-3

2.3 第2項について

原子炉停止系統のうち制御棒は、反応度制御系統と共用するが、固体減速炉心においては中心架台が、軽水減速炉心においてはダンプ弁がそれぞれ制御棒と独立して動作する。通常運転時において、制御棒に故障が生じて動作しない場合にでも、固体減速炉心にあっては中心架台が、軽水減速炉心にあってはダンプ弁が動作することにより、原子炉を未臨界に移行し、その状態を維持することができる（2020年11月5日付、第381回 審査会合資料 2-1）。

添付書類 10 における評価により、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、制御棒に故障が生じて動作しない場合にでも、固体減速炉心にあっては中心架台が、軽水減速炉心にあってはダンプ弁が動作することにより、原子炉を未臨界に移行し、その状態を維持することができる（2021年8月31日付審査会合資料 1-3）。

参照資料

- ・ 2020年11月5日 第381回 審査会合資料 2-1
- ・ 2021年8月31日 審査会合資料 1-3

■

第二十四条 工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護)

第二十四条 試験研究用等原子炉施設は、通常運転時において試験研究用等原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものでなければならない。

2) 適合性の確認を要する条文

本設置変更承認申請によって追加される燃料要素により確認を要する条文は、第1項である。

3) 適合のための設計方針（考え方）

第1項について、試験研究用等原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できることから、適合性が確認できるものである。

2. 説明資料

2.1 評価方法の概要

以下の手順により、現有の燃料要素を用いた場合の KUCA の平常運転時における、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地境界付近における年間空気カーマの評価を行う。なお、線量の計算には QAD-CGGP2¹⁾及び G33-GP2¹⁾の機能を内蔵した γ 線遮蔽計算システム γ -Shielder²⁾を使用する。平常運転時の放射線場は、炉室中央に仮想的な線源をおくことによって模擬する。仮想線源として用いる核種は、比較的 γ 線エネルギーの高い Co-60 とする。Co-60 の γ 線の平均エネルギーは 1.25MeV であり、U-235 の即発 γ 線の平均エネルギーは 1MeV 以下³⁾であることから、仮想線源として Co-60 を用いることは保守的である。

なお、KUCA の平常運転時における壁面での中性子束は、100W 運転時で 5.2×10^3 (n/cm²/sec) (2013 年度定期検査の出力校正運転時の値) であり、壁面の材質との反応断面積を考えると、即発ガンマ線による影響と比較して十分に低く無視し得るため、ここでは考慮しない。

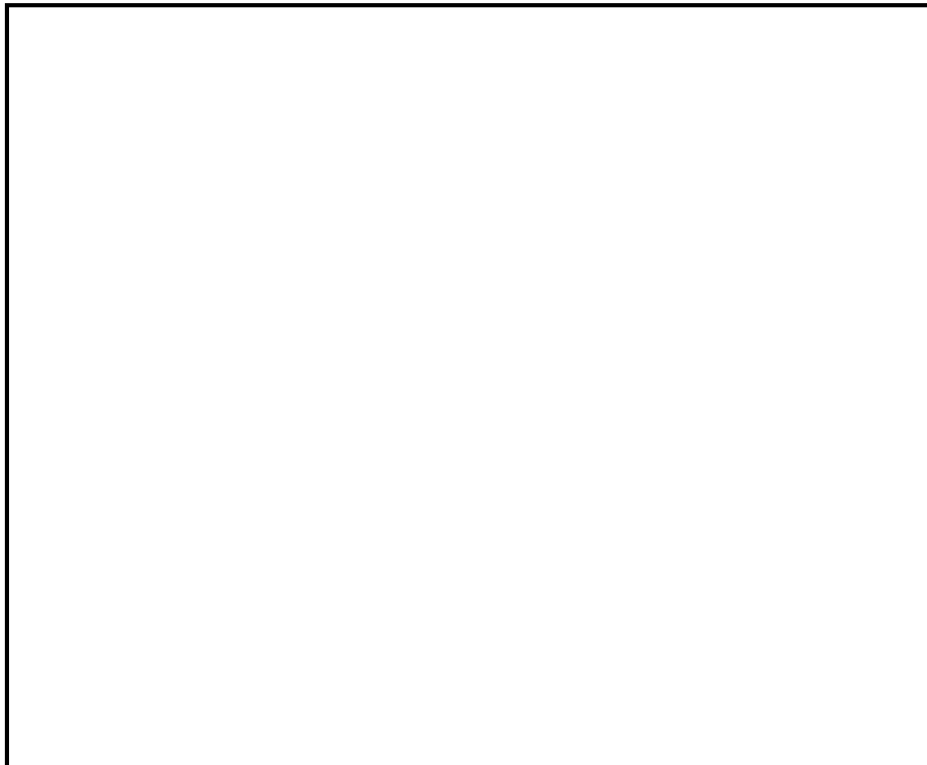


図1 KUCA 炉室の垂直断面図 (概略図)

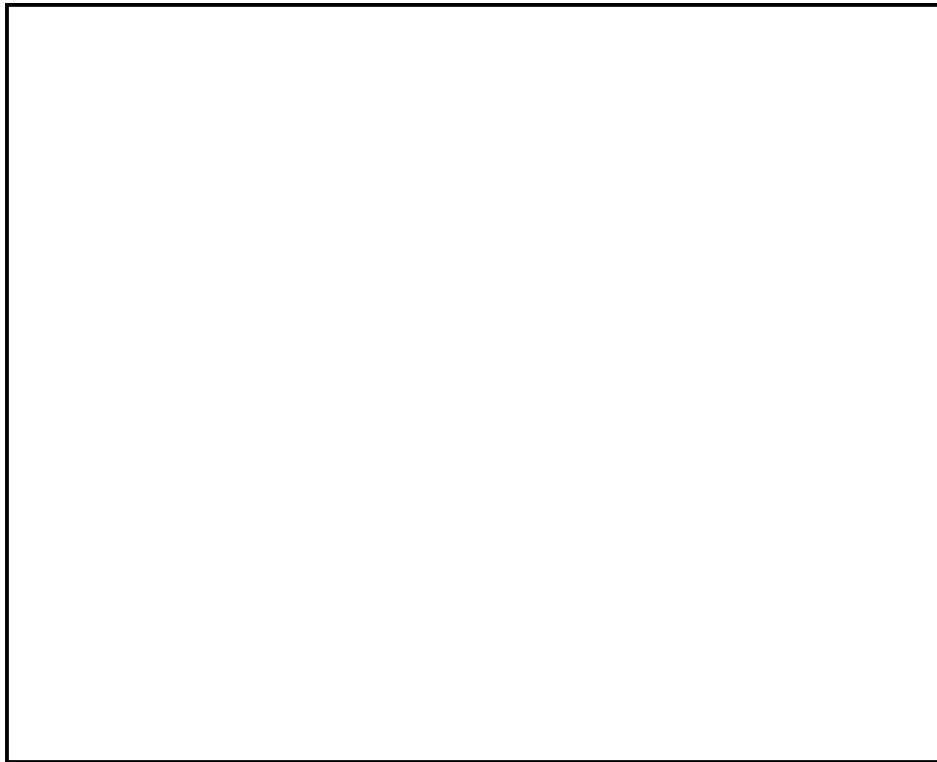


図2 QAD-CGGP2による直接ガンマ線の計算体系

2.2 計算体系の設定

- KUCA 炉室の断面図（概略図）を図1に示す。炉室の中心から最も近い周辺監視区域境界は、炉室中心から140m地点である。
- QAD-CGGP2の計算体系を図2に示す。遮蔽厚さは安全側に最も薄い壁厚（ ）で一定とする。評価点は、炉心の位置が炉室の中心と若干異なることを考慮し、保守的に炉室中心から130m地点とする。なお、壁による散乱線の影響は、ビルドアップ係数によって評価に加えられている。
- G33-GP2の計算体系を図3に示す。散乱領域は球形状とし、半径方向距離は1km、 θ は 20.27° 、 φ は 360° とする。
- 計算に用いた物質組成を表1に示す。なお、コンクリートの組成には「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集2012」⁴⁾の値を用いる。なお、KUCAの壁面のコンクリートの実際の密度は であり、表1の物質組成による評価は保守的となる。

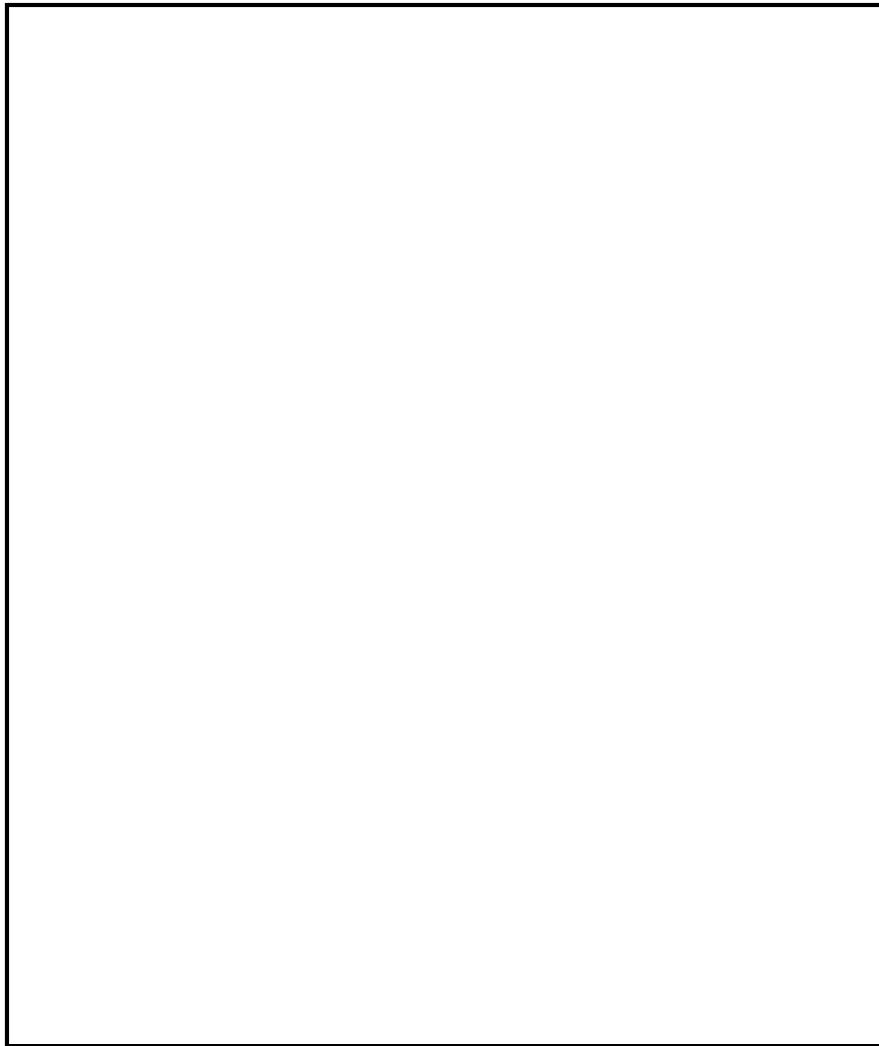


図2 G33-GP2によるスカイシャインガンマ線の計算体系

2.3 計算手順

直接線

- (1) QAD-CGGP2の機能を用いて、単位線源強度のCo-60を図2の線源位置に設置した際の、 γ 線モニタ（架台室エリアモニタ）位置における実効線量率を求める。
- (2) (1)で求めた線量が線量の実測値と一致するように、線源強度を逆算する。実測値は2013年度定期検査の出力校正運転における値である100W運転時で51mSv/hを用いる。
- (3) (2)で求めた線源強度を用い、QAD-CGGP2の機能を用いて、評価点における直接線による空気カーマ率を求める。

表 1 計算に用いた物質組成（密度）

元素	原子量	コンクリート(g/cm ³)	空気(g/cm ³)
H	1.00794	0.0217	1.21E-08
C	12.011	0.0021	1.48E-07
N	14.00674		9.09E-04
O	15.9994	1.1462	2.95E-04
Mg	24.305	0.0046	
Al	26.98154	0.0732	
Si	28.0855	0.7282	
S	30.97376		
Ca	40.078	0.0939	
Fe	55.847	0.0301	
合計		2.1	1.20E-03

散乱線

- (4) QAD-CGGP2 の機能を用いて、(2)で求めた線源強度の場合の天井上面における直接線による実効線量率（天井による遮蔽が考慮されている）を求める。
- (5) G33-GP2 の機能を用いて、(2)で求めた線源強度の場合の天井上面における直接線による実効線量率（天井による遮蔽が考慮されていない）を求める。
- (6) (4)の結果を(5)で除して、G33-GP2 において天井による遮蔽を考慮するための補正係数を算出する。
- (7) G33-GP2 の機能を用いて、(2)で求めた線源強度の場合の散乱線による評価点の空気カーマ率（天井による遮蔽が考慮されていない）を求める。
- (8) (7)に(6)で求めた係数を乗じ、天井による遮蔽を考慮した計算結果の補正を行う。

表 2 補正係数に係る計算値

QAD による天井上面の線量率 (μ Sv/h)	G33 による天井上面における線量率 (μ Sv/h)	補正係数 (QAD/G33)
2.94E+03	4.69E+03	6.27E-01

2.4 線量評価結果

線源強度の計算

線源強度を 1.0×10^{10} (Bq)として、QAD-CGGP2 による計算を行い、 γ 線モニタ位置における実効線量率を求めた。計算結果は、0.204(mSv/h)となり、51mSv/h となる線源強度（100W 運転時に相当する Co-60 線源強度）は 2.5×10^{12} (Bq)となった。

直接線の計算

- (1)で求めた線源強度を使用し、評価点（KUCA 中心から 130m 地点における高さ 1m 地

点)における直接線による空気カーマ率を計算した。その結果、100W 運転時における空気カーマ率は $6.5 \times 10^{-2} \mu\text{Gy/h}$ であった。

散乱線の計算

(1)で求めた線源強度を使用し、QAD-CGGP2 及び G33-GP2 を用いて、天井上面における直接線量を計算し、補正係数を求めた結果を表 2 に示す。次に、G33-GP2 を用いて評価点における散乱線による空気カーマ率を計算した。その結果、100W 運転時における空気カーマ率は $4.7 \times 10^{-2} \mu\text{Gy/h}$ であった。

2.5 平常運転時における年間空気カーマの評価

直接線及び散乱線の結果を合計すると、100W 運転時における評価点の空気カーマ率は $1.2 \times 10^{-1} \mu\text{Gy/h}$ となった。KUCA の年間積算出力は最大 1kWh であることから、KUCA の平常運転時における、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地境界付近の年間空気カーマは最大で $1.2 \mu\text{Gy}$ となる。これに KUR から最も近い周辺監視区域境界における年間空気カーマ $15.0 \mu\text{Gy}$ 及び固形廃棄物倉庫(第 1 及び第 2) から最も近い周辺監視区域境界における年間空気カーマ $16.6 \mu\text{Gy}$ (いずれも現行設置変更承認申請より)を加えても年間 $50 \mu\text{Gy}$ を十分に下回る。

2.6 新規導入燃料要素を用いる炉心の場合の年間空気カーマの評価

U-238 の即発ガンマ線の平均エネルギーは 1MeV 以下であることから、仮想線源として Co-60 を用いることは依然保守的である³⁾。また、熱中性子による U-235 核分裂によって放出される全エネルギーは 202.77MeV であるのに対して、高速中性子による U-238 核分裂によって放出される全エネルギーは 206.04MeV であり、若干大きい。従って、新規導入燃料要素を用いた炉心の場合、現有燃料要素を用いた炉心よりも同じ出力を得るのに必要な核分裂数は少なくなる。また、核分裂当りに放出されるガンマ線数は、U-235 が 8.6 であるのに対して、U-238 では 7.6 となり、核分裂当りに放出されるガンマ線数も少なくなる⁵⁾。以上より、本設置変更承認申請により追加する燃料要素を用いる場合、敷地境界付近の年間空気カーマは $1.2 \mu\text{Gy}$ と同程度あるいは小さくなると思われる。

参照資料

- 1) Y. Sakamoto and S. Tanaka; QAD-CGGP2 and G33-GP2; Revised versions of QAD-CGGP and G33-GP codes with the conversion factors from exposure to ambient and maximum dose equivalents, JAERI-M 90-110 (1990).
- 2) (株) V.I.C. ; γ -Shielder ユーザーズマニュアル(2001).

- 3) I. Stetcu, et al., Evaluation of the prompt fission gamma properties for neutron induced fission of $^{235,238}\text{U}$ and ^{239}Pu , Nuclear Data Sheets 163, 261, 2020.
- 4) (公財) 原子力安全技術センター ; 放射線施設の遮蔽計算実務 (放射線) データ集 2012, 2012.
- 5) A.F. Badalov and V.I. Kopejkin, Uranium and plutonium energy release per fission event in a nuclear reactor,
https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/20/051/20051054.pdf.

■

第二十五条 放射線からの放射線業務従事者の防護

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(放射線からの放射線業務従事者の防護)

第二十五条 試験研究用等原子炉施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。

- 一 放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする。
 - 二 放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。
- 2** 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。
- 3** 前項の放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けなければならない。

2) 適合性の確認を要する条文




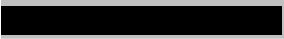

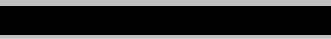
本設置変更承認申請によって追加される燃料要素により確認を要する条文は、第1項第二号である。

第1項第一号、第2項及び第3項は、本設置変更承認申請によって燃料要素が追加されることとは関係がないため、設計方針の変更の必要はなく、確認を要する対象ではない。

3) 適合のための設計方針（考え方）

第1項第二号について、放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができることから、適合性が確認できるものである。

2. 説明資料

KUCA では運転架台以外の場所において放射線量を低下させるために、  
   を設けている (図 1 及び図 2 参照)。

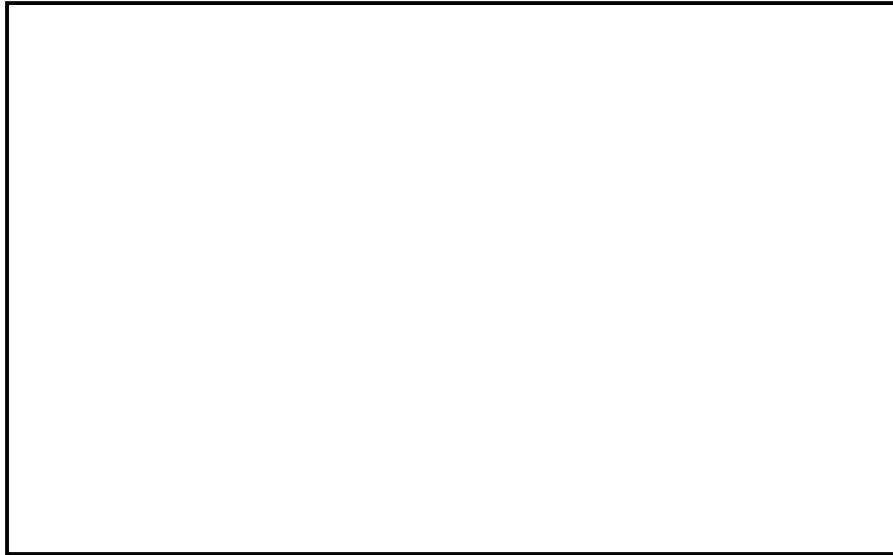


図 1 炉室平面図

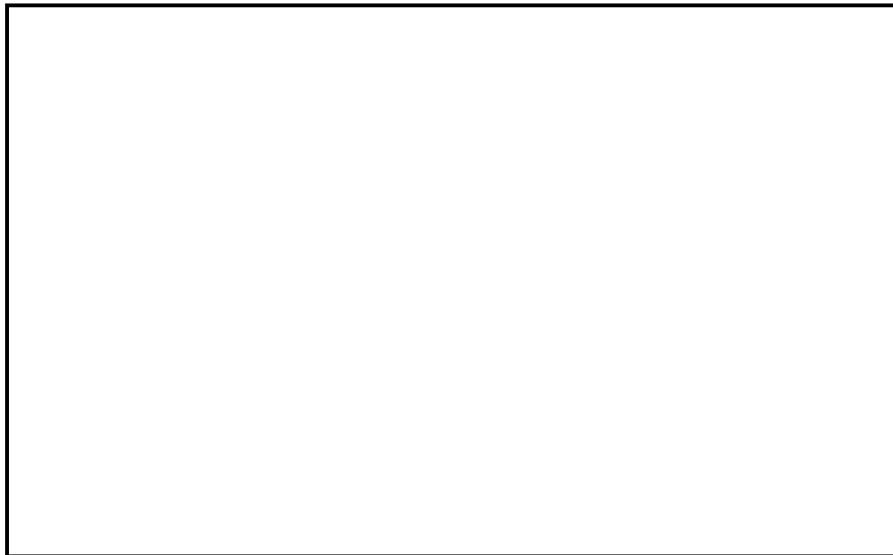


図 2 炉室断面図

U-235 及び U-238 の即発ガンマ線の平均エネルギーはいずれも 1MeV 以下であることを踏まえ、平均エネルギーが 1.25MeV のガンマ線を放出する Co-60 を保守的に想定すると、■■■■ の鉄と ■■■■ の普通コンクリートによるガンマ線の透過率は、それぞれ ■■■ 及び ■■■ 程度であり、有意な遮蔽効果を持つ（図 3 参照）。従って、現有燃料要素を用いた炉心運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において放射線量を十分に低減でき、迅速な対応をするために必要な操作を作業員が制御室にて行うことができる設計となっている。

現有燃料要素を用いた炉心の場合、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、出力の最高到達値は 200W を超えるが、本設置変更承認申請により追加する燃料要素を用いた炉心の運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、最高到達出力は 200W を超えなければ、以下に示す理由から作業員が制御室にて迅速な対応をすることができる。

- a) 熱中性子による U-235 核分裂によって放出される全エネルギーは 202.77MeV であるのに対して、高速中性子による U-238 核分裂によって放出される全エネルギーは 206.04MeV であり、若干大きく 1)、本設置変更承認申請によって追加される燃料要素を用いた炉心の場合、現有燃料要素を用いた炉心よりも同じ出力を得るのに必要な核分裂数は少なくなる。
- b) 核分裂当りに放出されるガンマ線数は、U-235 が 8.6 であるのに対して、U-238 では 7.6 となり、核分裂当りに放出されるガンマ線数も少ないため 2)、本設置変更承認申請によって追加される燃料要素を用いた炉心の場合、同じ核分裂数であれば放射線量は少なくなる。

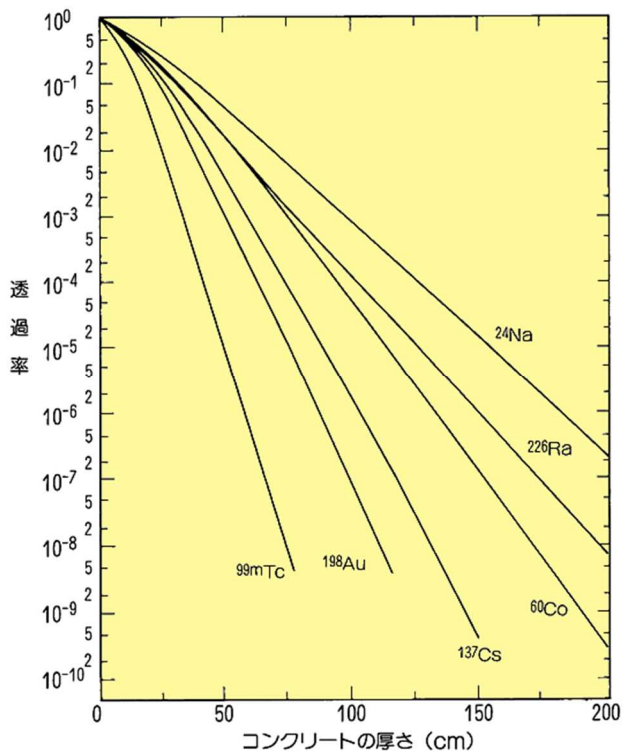
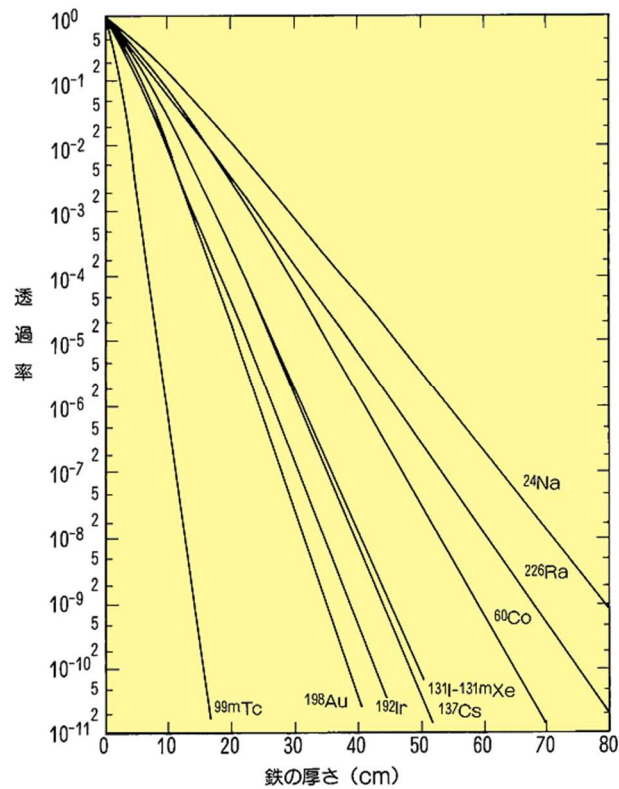


図3 鉄中（上図）及び普通コンクリート中（下図）におけるガンマ線の透過率
（アイソトープ手帳より）

本設置変更承認申請により追加する燃料要素を用いた炉心の運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における最高到達出力については、添付書類 10 における解析により、190W 未満であるとの結果を得た（2021 年 8 月 31 日付審査会合資料 1-3）。

参照資料

- 1) A.F. Badalov and V.I. Kopejkin, Uranium and plutonium energy release per fission event in a nuclear reactor,
https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/20/051/20051054.pdf.
 - 2) I. Stetcu, et al., Evaluation of the prompt fission gamma properties for neutron induced fission of $^{235,238}\text{U}$ and ^{239}Pu , Nuclear Data Sheets 163, 261, 2020.
- ・ 2021 年 8 月 31 日 審査会合資料 1-3

■

第二十九条 実験設備等

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(実験設備等)

第二十九条 試験研究用等原子炉施設に設置される実験設備（試験研究用等原子炉を利用して材料試験その他の実験を行う設備をいう。）及び利用設備（試験研究用等原子炉を利用して分析、放射性同位元素の製造、医療その他の行為を行うための設備をいう。）（以下「実験設備等」と総称する。）は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 実験設備等の損傷その他の実験設備等の異常が発生した場合においても、試験研究用等原子炉の安全性を損なうおそれがないものとする。
- 二 実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の試験研究用等原子炉に反応度が異常に投入されないものとする。
- 三 放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないものとする。
- 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とする。
- 五 実験設備等が設置されている場所は、原子炉制御室と相互に連絡することができる場所とする。

2) 適合性の確認を要する条文

本設置変更承認申請によって追加される燃料要素により確認を要する条文は、第1項第二号及び第1項第三号である。

第1項第一号、第1項第四号及び第1項第五号は、本設置変更承認申請によって燃料要素が追加されることとは関係がないため、設計方針の変更の必要はなく、確認を要する対象ではない。

3) 適合のための設計方針(考え方)

第1項第二号については、軽水減速炉心用挿入管の破損及び照射試料の脱落により反応度が投入される可能性が考えられる。これらの一方、あるいは両方が同時に生じる場合においても、運転中の試験研究用原子炉に反応度が異常に投入されないことが必要であり、設計方針に変更が必要である。

第1項第三号については、パイルオシレーターにおいて実験物として用いた核燃料が

「グレーのマスクング範囲は不開示情報

損傷した場合の周辺公衆への影響を検討した結果、適合性が確認できるものである。

2. 説明資料

2.1 第1項第二号について

挿入管（検出器又は照射試料を挿入するためのアルミニウム等の円管または角管）のうち、軽水減速炉心用のものは、管の下部が密封されて水が内部に入らない構造となっている。しかし、万が一、管の内部に水が流入した場合には反応度が投入される可能性がある。従って、照射物を用いない運転時において、水流入の前後で軽水減速炉心の過剰反応度が $0.5\% \Delta k/k$ 以下となるように制限する。この制限を新たに加えることにより、水流入が発生した場合においても、炉心の核的制限値が満足される。

実験物である照射試料は、燃料体等に貼り付けて固定する。従って、それが脱落することにより、炉心に反応度が異常に投入される可能性が考えられる。さらに、軽水減速炉心においては、挿入管への水の流入による反応度の投入が重畳する可能性が考えられる。従って、以下のような制限を加える。

a) 照射物を装荷することで炉心に負の反応度が加わる場合（例えばカドミウム）

固体減速炉心では、照射物を取り付ける前の状態（照射物を取り除いた状態）での炉心の過剰反応度を $0.35\% \Delta k/k$ 以下に制限する。一方、軽水減速炉心では、照射物を取り付ける前の状態で、挿入管に水が流入する前後で過剰反応度を $0.5\% \Delta k/k$ 以下に制限する。

b) 照射物を装荷することで炉心に正の反応度が加わる場合（例えばウラン箔）

固体減速炉心では、照射物の装荷により反応度が最も大きくなる位置に照射物がある場合での炉心の過剰反応度を $0.35\% \Delta k/k$ 以下に制限する。軽水減速炉心では、照射物の装荷により反応度が最も大きくなる位置に照射物がある状態で、挿入管に水が流入する前後で過剰反応度を $0.5\% \Delta k/k$ 以下に制限する。

これらの制限を新たに加えることにより、仮に照射物が脱落した場合においても、さらに軽水減速炉心において挿入管への水流入が重畳した場合にも炉心の核的制限値が満足される。

参照資料

- ・ 2021年5月17日 第404回 審査会合資料 1-1

2.2 第1項第三号について

パイルオシレーターにおいて実験物として核燃料を用いるとき、当該実験設備が損傷し、実験物より核分裂生成物が放出される可能性がある。本設置変更承認申請により追加される燃料要素について、添付書類 10 の当該設計基準事故の解析により評価したところ、被ばく線量は最大でも $0.19 \mu\text{Sv}$ となり、周辺公衆の実効線量は設計基準事故時の判断基準 (5mSv 以下) を満足しており、著しい放射線被ばくが生じない。

「グレーのマスクング範囲は不開示情報

参照資料

- ・ 2021年8月31日 審査会合資料 1-3

3. 補正案

原子炉設置変更承認申請書（2021年3月承認）	補正案	備考
<p>8-9-5 炉心装荷物</p> <p>炉心の中性子束の測定等のために、実験計画に応じて挿入管を炉心に装荷する。<u>燃料体に貼り付ける又は軽水減速炉心の燃料板の間に挿入する照射物は使用しない。</u></p> <p>8-9-5-1 挿入管</p> <p>種類 検出器を挿入するためのアルミニウム等の円管または角管（固体減速炉心用、軽水減速炉心用）</p> <p>構造 軽水減速炉心用挿入管は管の下部が密封されて水が内部に入らない構造</p> <p>設置場所 <u>軽水減速炉心用については、管の内部に水が流入した場合であっても炉心に反応度が加わらない場所</u></p>	<p>8-9-5 炉心装荷物</p> <p>炉心の中性子束の測定等のために、実験計画に応じて照射物又は挿入管若しくはその両方を炉心に装荷する。</p> <p>8-9-5-1 挿入管</p> <p>種類 検出器又は照射物等を挿入するためのアルミニウム等の円管または角管（固体減速炉心用、軽水減速炉心用）</p> <p>構造 軽水減速炉心用挿入管は管の下部が密封されて水が内部に入らない構造</p> <p>反応度の添加 <u>照射物を装荷しないとき、軽水減速炉心では、挿入管が破損して内部に水が流入することを考え、水流入の前後で炉心の過剰反応度を 0.5%Δk/k 以下に制限</u></p>	<p>第1項第二号に係る変更</p>

<p>固体減速炉心用、軽水減速炉心用ともに運転中に動くことないように固定する</p>	<p>固体減速炉心用、軽水減速炉心用ともに運転中に動くことないように固定する</p> <p><u>8-9-5-2 照射物</u></p> <p><u>種類</u> 金、カドミウム等で燃料体に貼り付ける照射物</p> <p><u>形状</u> 板状、線状等</p> <p><u>反応度の添加</u> a) 照射物を装荷することで炉心に負の反応度が加わる場合</p> <p>固体減速炉心では、照射物を取り付ける前の状態（照射物を取り除いた状態）での炉心の過剰反応度を $0.35\% \Delta k/k$ 以下に制限</p> <p>軽水減速炉心では、照射物を取り付ける前の状態で、かつ挿入管が破損して内部に水が流入することを考え、水流</p>	<p>第1項第二号に係る変更</p>
--	---	--------------------

	<p><u>入の前後で過剰反応度を 0.5%$\Delta k/k$ 以下に制限。</u></p> <p><u>b) 照射物を装荷することで炉心に正の反応度が加わる場合</u></p> <p><u>固体減速炉心では、照射物の装荷により反応度が最も大きくなる位置に照射物がある場合での炉心の過剰反応度を 0.35%$\Delta k/k$ 以下に制限</u></p> <p><u>軽水減速炉心では、照射物の装荷により反応度が最も大きくなる位置に照射物がある状態で、かつ挿入管が破損して内部に水が流入することを考え、水流入の前後で過剰反応度を 0.5%$\Delta k/k$ 以下に制限する。</u></p> <p><u>ただし、運転中は反応度の有意な変動がないようにテープ等で固定する。</u></p>	
--	--	--

■

【トリウム貯蔵に係る設置許可基準規則との整合性】

第四条 地震による損傷の防止

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(地震による損傷の防止)

第四条 試験研究用等原子炉施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。

2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある試験研究用等原子炉施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。

3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

2) 適合性の確認を要する条文

トリウム貯蔵に関して確認を要する条文は、第1項及び第2項である。

第3項及び第4項については、耐震重要施設が存在しないため、設計方針の変更の必要はなく、確認を要する対象ではない。

3) 適合のための設計方針（考え方）

第1項及び第2項について、トリウム貯蔵庫は、耐震重要度分類のうち、Cクラスに該当する施設として設計する（表1）。

表1 本原子炉施設の構築物、系統及び機器の耐震重要度分類

耐震重要度分類	機能上の分類	構築物、系統及び機器 ^a
Sクラス	自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している施設に直接関係しており、その機能の喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの、及びこれらの事態を防止するために必要なもの、並びにこれらの事故発生の際に外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響の大きいもの	(該当なし)
Bクラス	上記において、影響が比較的小さいもの	架台支持構造、(A)(B)中心架台駆動装置、(C)ダンプ弁、制御棒案内管、第2固形廃棄物倉庫
Cクラス	Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの	炉心格子板、(C)炉心タンク
		制御棒駆動装置
		燃料要素、(A)(B)さや管、(C)標準型燃料板支持フレーム
		(C)重水タンク、パイルオシレータ
		原子炉建屋、機械室
		炉室天井クレーン
		スタック、廃液タンク
		燃料貯蔵棚、 トリウム貯蔵庫
		第1固形廃棄物倉庫
		放射線モニタ盤(炉室ガンマ線エリアモニタ、燃料室ガンマ線エリアモニタ、ダストモニタ、ガスモニタ)
		計装盤(線型出力計、安全出力計、対数出力炉周期計、対数計数率炉周期計、制御棒電磁石電源、原子炉停止回路、プロセス計装)
		非常警報鈕(制御卓)
非常用電源設備		
非常警報鈕(中央管理室)		
消火設備(ハロン)		

^a 機器等の名称の頭に(A),(B),(C)とあるのはそれぞれの架台特有の機器等であることを示す。



第八条 火災による損傷の防止

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(火災による損傷の防止)

第八条 試験研究用等原子炉施設は、火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備（以下「消火設備」という。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。

2 消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。

2) 適合性の確認を要する条文

トリウム貯蔵に関して確認を要する条文は、第1項である。

第2項については、トリウム貯蔵に関して設計方針の変更の必要はなく、確認を要する対象ではない。

3) 適合のための設計方針（考え方）

第1項について、火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、トリウム貯蔵庫は難燃性の材料を用いる設計とする。

■

第十二条 安全施設

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(安全施設)

第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。

2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。

3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。

4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、試験研究用等原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。

5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。

6 安全施設は、二以上の試験研究用等原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

2) 適合性の確認を要する条文

トリウム貯蔵に関して確認を要する条文は、第1項及び第4項である。

第2項、第3項、第5項及び第6項は、トリウム貯蔵に関して設計方針の変更の必要はなく、確認を要する対象ではない。

表1 本原子炉施設の構築物、系統及び機器の安全上の機能別重要度分類 (PS)

分類	定義	安全機能	構築物、系統及び機器 ^a
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	—	(該当なし)
PS-2	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	—	(該当なし)
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって PS-1 及び PS-2 以外の構築物、系統及び機器	過剰な反応度の印加防止	制御棒駆動装置、(A)(B)中心架台駆動装置
		炉心の形成	架台支持構造、炉心格子板
			(C)炉心タンク
			燃料要素、(A)(B)さや管、(C)標準型燃料板支持フレーム
		放射性物質の貯蔵	バードケージ、燃料貯蔵棚、 トリウム貯蔵庫
			廃液タンク、第1固形廃棄物倉庫、第2固形廃棄物倉庫
	プラント計測・制御	線型出力計、安全出力計、対数出力炉周期計、対数計数率炉周期計 炉室ガンマ線エリアモニタ	
その他	パイルオシレータ、(C)重水タンク		
PS-3	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	—	(該当なし)

a 機器等の名称の頭に(A),(B),(C)とあるのはそれぞれの架台特有の機器等であることを示す。

3) 適合のための設計方針（考え方）

第1項について、トリウム貯蔵庫は、PS-3に該当し（表1）、放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼさないよう、鉛を用いて十分な遮蔽性能を持つ設計とするとともに、トリウム燃料要素の健全性を維持するために、それらの全量を収納する容量を持ち、物理的に収納可能な最大量まで燃料要素を収納した場合においても、臨界に達するおそれがない設計とする。

第4項について、トリウム貯蔵庫は、その健全性及び能力を確認するため、試験研究用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

■

第十六条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

第十六条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」と総称する。）の取扱施設を設けなければならない。

- 一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。
- 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
- 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。
- 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
- 五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。

2 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設を設けなければならない。

- 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。
 - イ 燃料体等を貯蔵することができる容量を有するものとする。
 - ロ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
- 二 使用済燃料その他高放射性の燃料体の貯蔵施設にあっては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。ただし、使用済燃料中の原子核分裂生成物の量が微量な場合その他の放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しない場合については、この限りでない。
 - イ 使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
 - ロ 貯蔵された使用済燃料その他高放射性の燃料体が崩壊熱により溶融しないものとする。
 - ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるものとする。
 - ニ 放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去に水を使用する場合にあっては、当該貯蔵施設内における冷却水の水位を測定でき、かつ、その異常を検知できるものとする。

3 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定できる設備を設けなければならない。

- 一 燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。

二 崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。

2) 適合性の確認を要する条文

トリウム貯蔵に関して確認を要する条文は、第2項第一号、第2項第二号イである。

第1項、第2項第二号ロ、ハ、ニ及び第3項は、トリウム貯蔵に関して設計方針の変更の必要はなく、確認を要する対象ではない。

3) 適合のための設計方針（考え方）

第2項第一号について、トリウム貯蔵庫は、トリウム燃料要素を [] まで貯蔵できる容量を有する設計とする。さらに、両貯蔵庫は、物理的に収納可能な最大量まで燃料要素を収納した場合においても、臨界に達するおそれがない設計とする。

第2項第二号イについて、トリウム貯蔵庫は、鉛を使用して十分な遮蔽能力を有するよう設計する。

2. 説明資料

2.1 第2項第一号イについて

現在、厚さの異なる2種類のトリウム板（ ）を燃料室内の2基のトリウム専用保管庫で保管している。写真1及び写真2にその外観を示す。この2基のトリウム専用保管庫で所有している全てのトリウム を保管することができる。



写真1 トリウム保管庫Ⅰ（ ThⅠ用）
（幅： 、奥行き： 、高さ： ）



写真2 トリウム保管庫Ⅱ（ ThⅡ用）
（幅： 、奥行き： 、高さ： ）

2.2 第2項第一号ロについて

トリウムの増倍率について確認した。

① 減速材無し

モンテカルロ計算コードMCNPにより、トリウム（金属）単体の無限増倍率（無限大の体系での増倍率）を計算した。その結果、無限増倍率は 0.06304 ± 0.0005 となり、1より十分に小さな値であるので、無限体積としても未臨界となることを確認した。

② 減速材あり（熱領域での増倍）

Th-232の熱エネルギー領域で断面積等は以下の通りである。（0.0253eVでの値）

$\sigma_{\text{fission}} : 53.71 \mu\text{barn}$ (核分裂断面積)

$\sigma_{\text{capture}} : 7.338 \text{ barn}$ (捕獲断面積)

$\nu_p : 1.851$ $\nu_d : 4.9 \times 10^{-2}$ (1核分裂での中性子発生数)

出典：JENDL-4.0

<https://www.ndc.jaea.go.jp/cgi-bin/Tab80WWW.cgi?lib=J40&iso=Th232>

$$\text{増倍率} = (\nu_p + \nu_d) \times \sigma_{\text{fission}} / \sigma_{\text{capture}} = 1.39 \times 10^{-5}$$

熱領域の増倍率は1より十分に小さな値であるので無限体積としても未臨界となることを確認した。

2.3 第2項第二号イについて

現在、トリウムは写真1と写真2に示すトリウム専用保管庫に保管されている。トリウム専用保管庫内でトリウムは鉛遮へい体で囲まれており、容器表面でのガンマ線線量を低減させるようにしている。保有する全てトリウムをこの2基の保管庫に入れた状態で、写真1の保管庫の表面線量は約5~6 $\mu\text{Sv/h}$ 、写真2の保管庫の表面線量は約5~14 $\mu\text{Sv/h}$ であり、研究所での管理区域内の高線量区域の基準となる20 $\mu\text{Sv/h}$ 以下となっている。

2.4 第3項について

第3項の「燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定できる設備」については既設の設備であり、トリウム貯蔵に関して確認を要する条文には含まれていないと考えられるが、念のための説明を行う。

燃料室には図1に示すように2台の電離箱のガンマ線エリアモニタ (γF1 と γF2) が壁面に設置されている。■■■■のトリウムIIの保管容器(写真2)は γF1 のすぐ下に設置されている。

γF1 と γF2 の指示値の記録紙の例を写真3に示す。 $10^0\sim 10^6\mu\text{Sv/h}$ の対数スケールのため記録紙上での下限値は1 $\mu\text{Sv/h}$ である。保有している高濃縮ウラン燃料板とトリウム板はすべて燃料室に保管されており、記録紙に印字されたデジタル数値から換算すると、トリウム保管庫に近い γF1 は約1.1 $\mu\text{Sv/h}$ 、 γF2 は約0.7 $\mu\text{Sv/h}$ となっている(常に γF1 のほうが γF2 に比べて高い値を示している)。

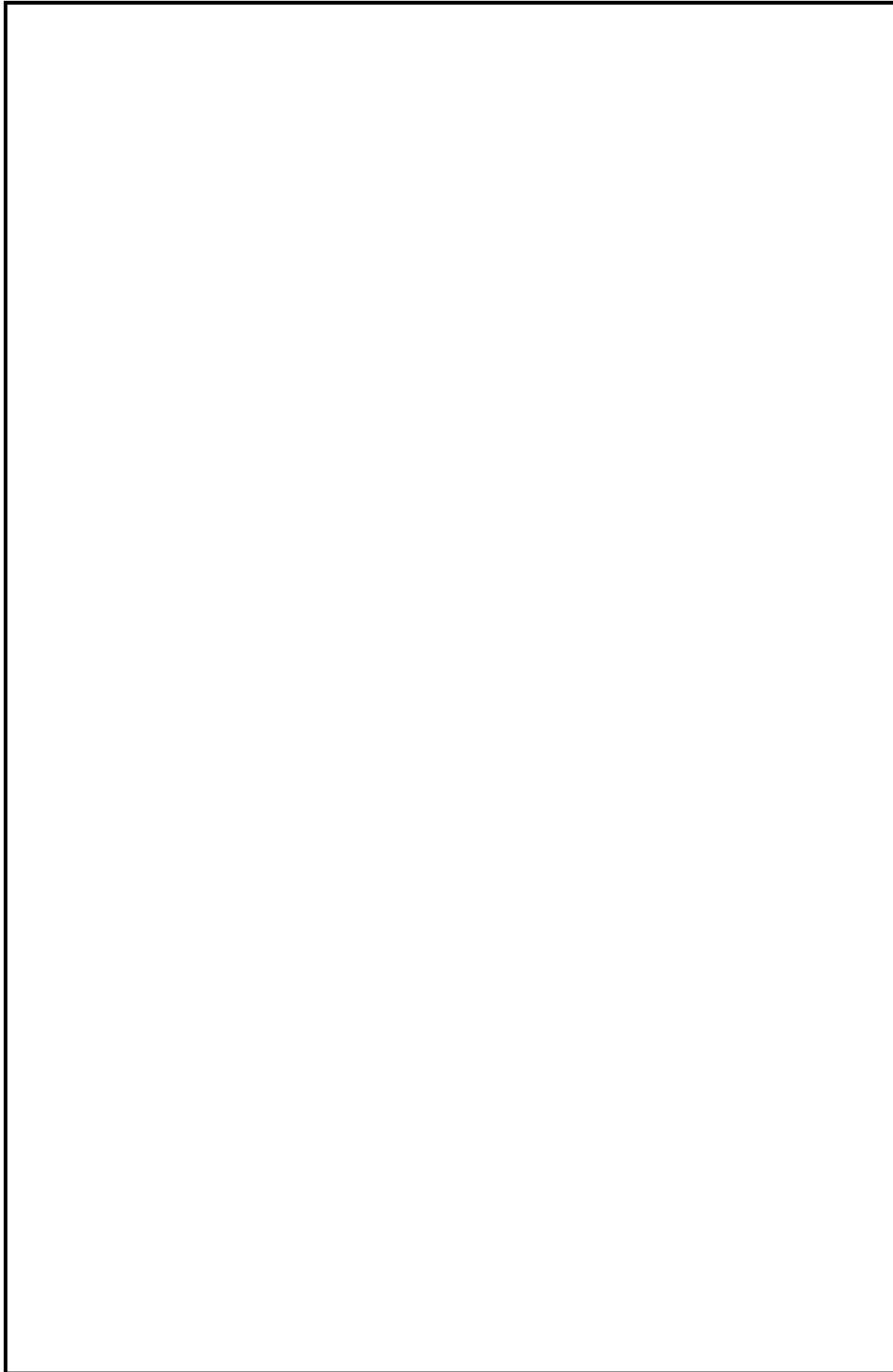


図1 炉室内放射線モニタ配置図

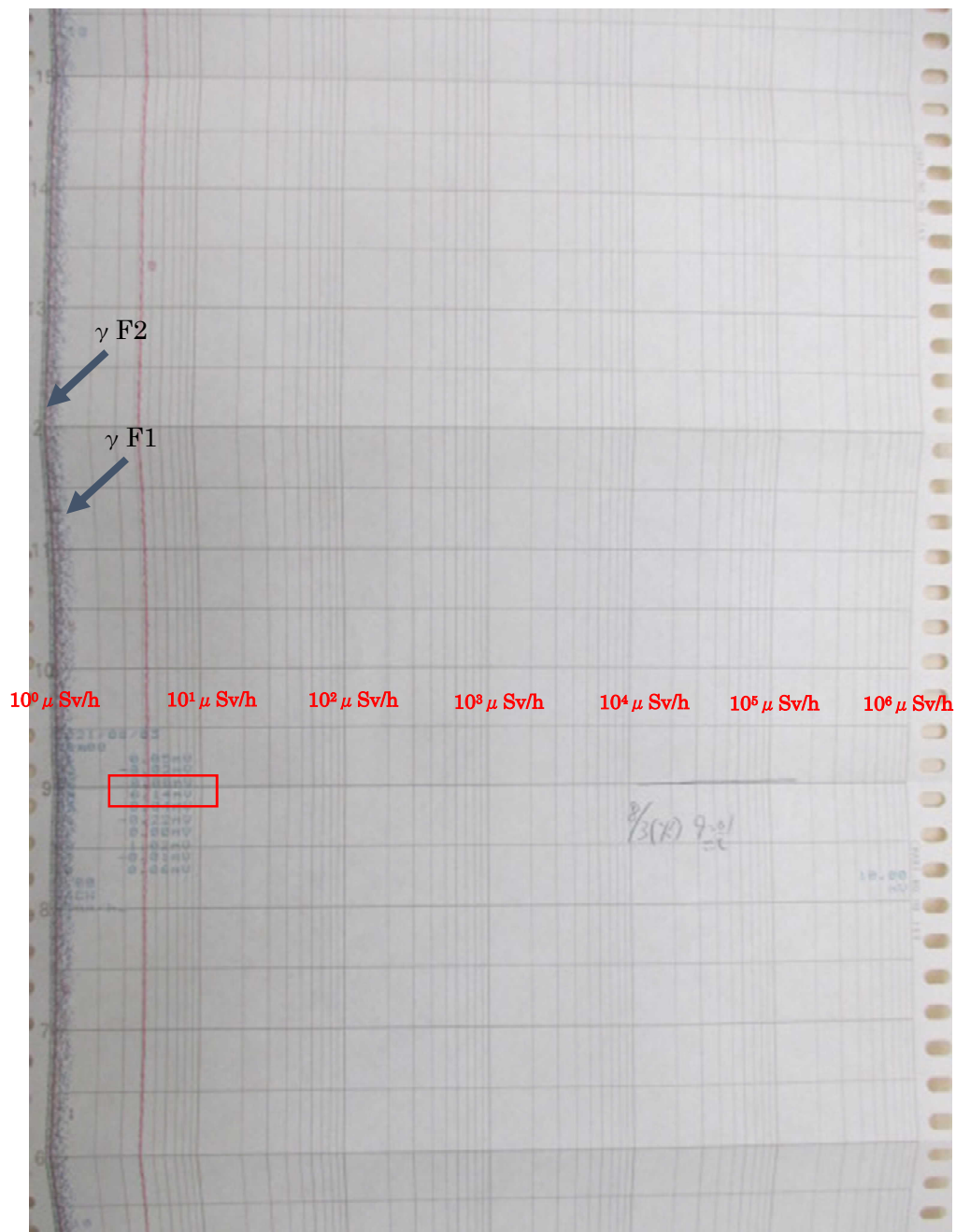


写真3 燃料室ガンマ線エリアモニタ記録紙

記録紙（データは打点式）は6デカードで $10^0 \mu\text{Sv/h}$ から $10^6 \mu\text{Sv/h}$ の範囲を示す。
 γF1 はCh.5、 γF2 はCh.6で、ここでの表示のデジタル値（赤枠）はCh.5が0.04mV
 ($1.1 \mu\text{Sv/h}$)、Ch.6が-0.22mV ($0.7 \mu\text{Sv/h}$)となる。
 (記録紙[mV]と線量率[$\mu\text{Sv/h}$]の換算は、 $[\mu\text{Sv/h}] = 10^{(6/10 \times [\text{mV}])}$)



第二十五条 放射線からの放射線業務従事者の防護

1. 基本方針

(1) 要求事項に対する適合性

1) 要求事項

(放射線からの放射線業務従事者の防護)

第二十五条 試験研究用等原子炉施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。

- 一 放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする。
 - 二 放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。
- 2** 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。
- 3** 前項の放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けなければならない。

2) 適合性の確認を要する条文

トリウム貯蔵に関して確認を要する条文は、第1項第一号である。

第1項第二号、第2項及び第3項は、トリウム貯蔵に関して設計方針の変更の必要はなく、確認を要する対象ではない。

3) 適合のための設計方針（考え方）

第1項第一号について、トリウム貯蔵庫は、放射線業務従事者が業務に従事する場所である燃料室に設置されるため、鉛を使用して十分な遮蔽能力を有するよう設計する。また、放射線業務従事者がトリウムを用いた作業を実施する際は、作業状況に応じて、適宜、鉛エプロンの着用する、あるいは鉛ブロックによる仮遮蔽を設けることで放射線量の低減を行うものとする。

