

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）

第 32 条（炉心等）

（その 1：第 32 条第 1～3 項）

2022 年 7 月 1 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
大洗研究所高速実験炉部

## 第 32 条：炉心等（その 1：第 32 条第 1～3 項）

### 目 次

1. 要求事項の整理
2. 設置許可申請書における記載
3. 設置許可申請書の添付書類における記載
  - 3.1 安全設計方針
  - 3.2 気象等
  - 3.3 設備等
4. 要求事項への適合性
  - 4.1 炉心の概要
  - 4.2 炉心構成
  - 4.3 標準平衡炉心を用いた核熱設計における保守性の確保
  - 4.4 核設計
  - 4.5 熱設計（燃料集合体）
  - 4.6 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 32 条第 1 項～3 項）への適合性説明

(別紙)

- 別紙 1 : 「炉心の変更」に関する基本方針
- 別紙 2 : 炉心構成要素等の概略構造
- 別紙 3 : 標準平衡炉心の作成方法
- 別紙 4 : 標準平衡炉心を用いた核熱設計における保守性の確保
- 別紙 5 : 核設計に用いる寸法・組成データ
- 別紙 6 : 炉内燃料貯蔵ラックに装荷された燃料の影響
- 別紙 7 : MK-IV 炉心における核設計計算の方法
- 別紙 8 : MK-IV 炉心の核特性評価における実測値の考慮
- 別紙 9 : MK-IV 炉心の核特性評価における炉心構成等の違いによる変化幅の考慮

- 別紙 10 : MK-IV炉心の出力ピーキング係数
- 別紙 11 : MK-IV炉心の動特性の計算方法と信頼性確認
- 別紙 12 : MK-IV炉心における熱設計基準値、熱的制限値の設定
- 別紙 13 : MK-IV炉心の熱設計における冷却材温度の計算方法と信頼性確認
- 別紙 14 : MK-IV炉心の熱設計における工学的安全係数
- 別紙 15 : MK-IV炉心における熱設計結果等の整理
- 別紙 16 : MK-IV炉心における安全評価事象と評価結果
- 別紙 17 : 設置許可段階で定める制限値等と安全評価における設定
- 別紙 18 : MK-IV炉心の途中出力での反応度係数
- 別紙 19 : 核特性評価結果の比較 (MK-II、III、IV炉心)
- 別紙 20 : 直近に想定される炉心構成を用いた核熱設計結果の概要
- 別紙 21 : 制御棒と制御棒下部案内管の位置関係

(添付)

- 添付 1 : 設置許可申請書における記載
- 添付 2 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (安全設計)
- 添付 3 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (適合性)
- 添付 4 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (設備等)

< 概 要 >

試験研究用等原子炉施設の設置許可基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する高速実験炉原子炉施設の適合性を示す。



1. 要求事項の整理

「常陽」の炉心は、増殖炉心（以下「MK-I 炉心」という。）から照射用炉心（以下「MK-II 炉心」という。）へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を 140MW とした照射用炉心（以下「MK-III 炉心」という。）に変更された。本申請では、更に変更を加え、熱出力を 100MW とした照射用炉心（以下「MK-IV 炉心」という。）を対象とする【「炉心の変更」に関する基本方針：別紙 1 参照】。試験炉設置許可基準規則第 32 条第 1～3 項における要求事項等を第 1.1 表に示す。

第 1.1 表 試験炉設置許可基準規則第 32 条第 1～3 項における要求事項  
及び本申請における変更の有無 (1/2)

要求事項	変更の有無
<p>1 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とともに、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。</p> <p>【解釈】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「原子炉固有の出力抑制特性を有する」とは、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度反応度係数、減速材温度反応度係数、減速材ボイド反応度係数等を総合した反応度フィードバックが、急速な固有の出力抑制効果を有することを意味する。</li> <li>「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」とは出力振動が発生した場合にあっても、それを容易に制御できることを含む。なお、「容易に制御できる」とは、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないよう十分な減衰特性を持ち、又は出力振動を制御し得ることを意味する。</li> </ul>	有
<p>2 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、原子炉冷却系統、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。</p> <p>【解釈】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料の許容設計限界の設定は、最小限界熱流束比、燃料最高温度、燃料被覆材の最高温度等が判断の基礎となる。</li> </ul>	有

第 1.1 表 試験炉設置許可基準規則第 32 条第 1～3 項における要求事項  
及び本申請における変更の有無 (2/2)

要求事項	変更の有無
<p>3 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し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 所要の運転期間において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、燃料被覆材による放射性物質の閉じ込め機能、制御棒の挿入性及び冷却可能な形状が確保されるものであることが求められる。</li> </ul>	有

2. 設置許可申請書における記載

添付 1 参照

3. 設置許可申請書の添付書類における記載

3.1 安全設計方針

(1) 設計方針

添付 2 参照

(2) 適合性

添付 3 参照

3.2 気象等

該当なし

3.3 設備等

添付 4 参照

※ 添付の朱書き：審査進捗を踏まえて記載を見直す箇所

## 4. 要求事項への適合性

### 4.1 炉心の概要

#### 4.1.1 構造

炉心は、MK-I 炉心からMK-II 炉心へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を 140MW としたMK-III 炉心に変更された。本申請では、更に変更を加え、熱出力を 100MW としたMK-IV 炉心を対象とする。MK-IV 炉心の構造等を以下に示す。

##### (1) 構造

炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等を、第 4.1.1 図に示すように、蜂の巣状に配列した構造で、内側燃料領域、外側燃料領域、軸方向反射体領域、半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域及び熱遮へいペレット領域から構成し、全体をほぼ円柱形状とする。

炉心燃料集合体は、内側燃料集合体及び外側燃料集合体から構成する。内側燃料領域は、炉心第 0 列から炉心第 2 列に装荷される内側燃料集合体から構成する。外側燃料領域は、炉心第 3 列から炉心第 5 列に装荷される外側燃料集合体から構成する。炉心燃料集合体の装荷個数は、照射燃料集合体及び照射用実験装置の核分裂性物質質量の変化、装荷位置及び個数の変化等に対して、必要な反応度を維持するように調整される。また、炉心第 3 列には、制御棒 4 本が、炉心第 5 列には後備炉停止制御棒 2 本が配置される。制御棒及び後備炉停止制御棒の位置を第 4.1.1 図に示す。なお、制御棒は、通常運転時において、ほぼ等しい引き抜き位置にあるように、後備炉停止制御棒は、全引き抜き位置にあるように操作される。【炉心構成要素等の概略構造：別紙 2 参照】

半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域は、燃料集合体装荷位置の外周 3 層及び最外周 2 層に配置される反射体及び遮へい集合体から構成する。反射体は、炉心燃料集合体の周囲に配置され、半径方向反射体領域を構成し、炉心から漏えいする中性子を散乱反射し、炉心内の中性子束分布を平坦化するとともに、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。反射体は、炉心第 5 列から炉心第 6 列に装荷される内側反射体、炉心第 6 列から炉心第 8 列に装荷される外側反射体 (A)、及び原子力材料の照射を目的として装荷される材料照射用反射体から構成する。遮へい集合体は、反射体の外側に配置され、炉心から漏えいする中性子を吸収し、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。遮へい集合体は、炉心第 9 列から炉心第 10 列に装荷される。また、炉心第 7 列には、中性子源 1 体が配置され、原子炉の起動時に、炉心に中性子を供給する役割を有する。

また、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、それらの装荷により炉心の核熱特性に過大な影響を与えないように、装荷位置及び装荷個数を決定する。なお、照射燃料集合体は燃料集合体装荷位置に、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、試験の目的に応じて、燃料集合体装荷位置及び反射体装荷位置に配置される。

炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力振動が発生した場合であっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力振動を制御し得るように設計する。また、燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並びに炉心構造物等は、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、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるように設計する。炉心の主要寸法を以下に示す。

炉心燃料領域高さ	約 50cm
炉心燃料領域等価直径（最大）	約 78cm
軸方向反射体領域等価厚さ 上部	約 30cm
下部	約 38cm
半径方向反射体領域等価厚さ（最小）	約 24cm
半径方向遮へい集合体領域等価厚さ	約 13cm
炉心構成要素ピッチ	約 81.5mm

## (2) 炉心構成要素の最大挿入量及び装荷位置

燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）及び熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）を以下に示す。なお、照射燃料集合体は、炉心燃料領域に装荷するものとする。燃料集合体の種類毎の最大個数を第 4.1.1 表に示す。

燃料集合体の最大個数	79 体
炉心燃料集合体の最大個数	79 体
照射燃料集合体の最大個数	4 体
炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）	
$^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$	約 150kg
$^{235}\text{U}$	約 100kg
熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）	
天然ウラン	約 1kg
劣化ウラン	約 50kg

照射燃料集合体の 1 体当たりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体のそれを超えないものとする。また、B型、C型及びD型照射燃料集合体のそれぞれの 1 体当たりの核分裂性物質質量は、A型照射燃料集合体のその最大を超えないものとする。なお、照射用実験装置を半径方向反射体領域に装荷した場合にあっては、炉心燃料領域及び熱遮へいペレット領域の核分裂性物質質量に、半径方向反射体領域の核分裂性物質質量を加えても、核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。

また、材料照射用反射体は、炉心燃料領域又は反射体領域に装荷され、原子力材料（ステンレス鋼又は制御棒用材料等）の照射試験に用いられる。炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体は最大 1 体とする。ラップ管内には、原子力材料の照射用試験片が収納される。

なお、炉心燃料領域に計測線付実験装置を装荷する場合は、材料照射用反射体との合計を最大 1 体とする。制御棒用材料を照射する材料照射用反射体の装荷は反射体領域に限る。反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置（本体設備）は、炉心の 6 方向の各領域で最大 1 体までとする。また、反射体領域に装荷する照射用実験装置（本体設備）の周囲に設置する照射用実験装置（スペクトル調整設備）は最大 6 体とする。

なお、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、制御棒及び後備炉停止制御棒の隣接位置に装荷しないものとする。

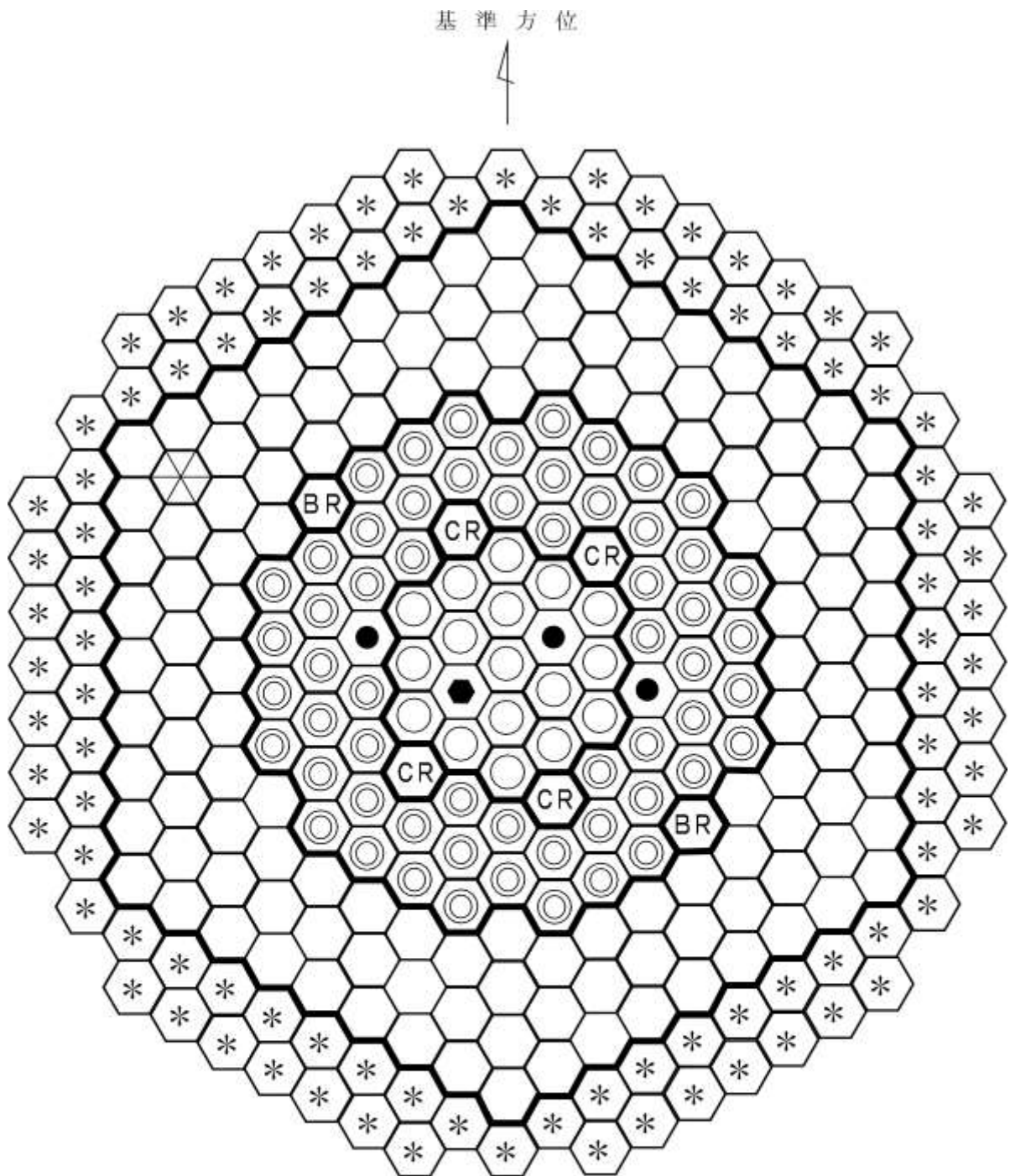
照射燃料集合体及び炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体の装荷範囲を第 4.1.2 図に示す。

反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲を第 4.1.3 図に示す。

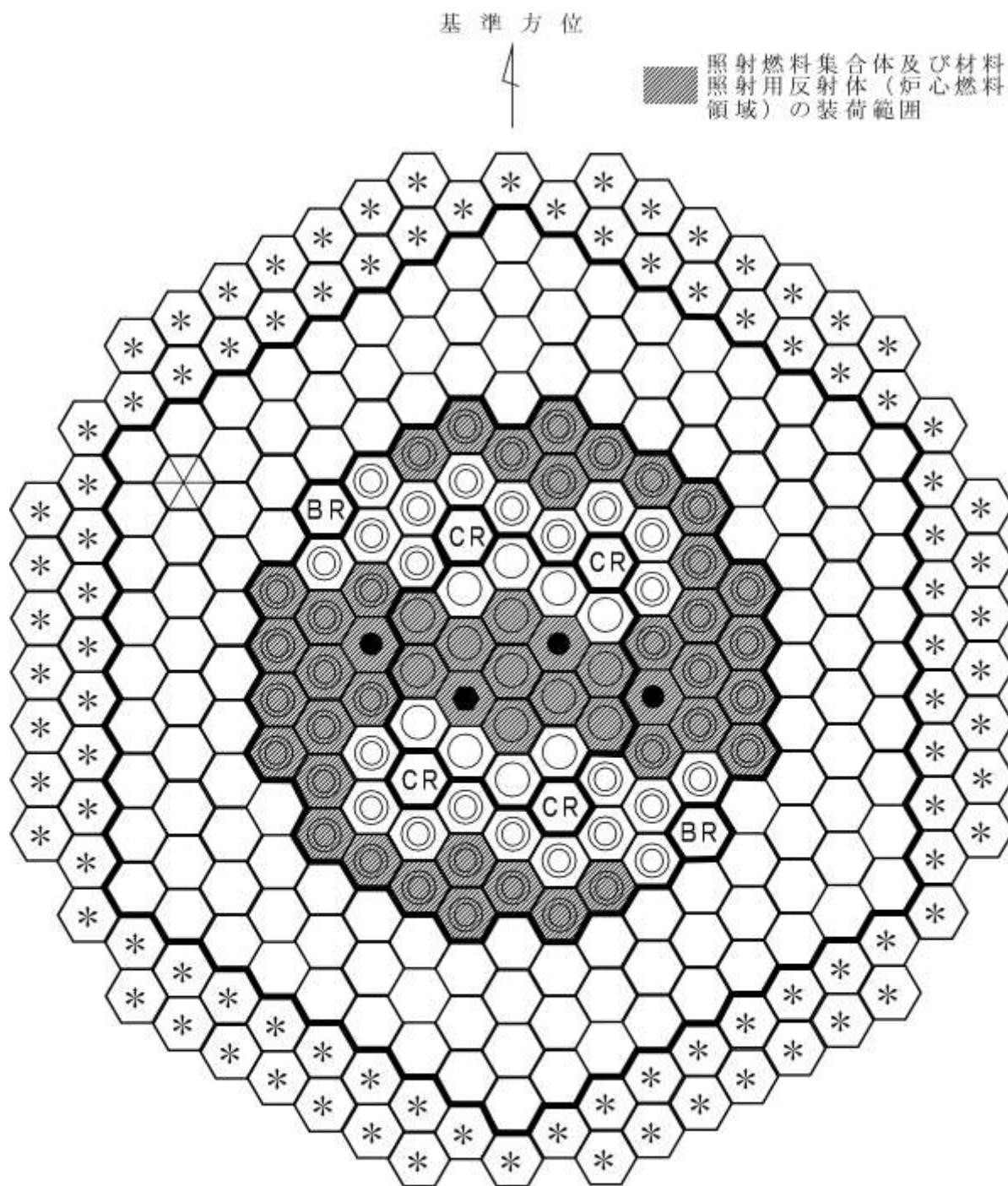
第 4.1.1 表 燃料集合体の種類毎の最大個数

燃料集合体	最大個数	備考
炉心燃料集合体	79体	
内側燃料集合体	19体	
外側燃料集合体	60体	
照射燃料集合体	4体	照射用実験装置を炉心燃料領域に装荷する場合には、照射用実験装置との合計
A型照射燃料集合体	4体	
試験用要素装填時	2体	
B型照射燃料集合体	4体	
先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く 試験用要素装填時	1体	D型照射燃料集合体の試験用要素装填時との合計
C型照射燃料集合体	4体	
D型照射燃料集合体	4体	
試験用要素装填時	1体	B型照射燃料集合体の先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く場合との合計

※ 試験用要素は、照射燃料集合体の燃料要素のうち、III型特殊燃料要素、IV型特殊燃料要素、A型用炉心燃料要素及び限界照射試験用補助要素を除く燃料要素である。



第 4.1.1 図 標準平衡炉心構成図









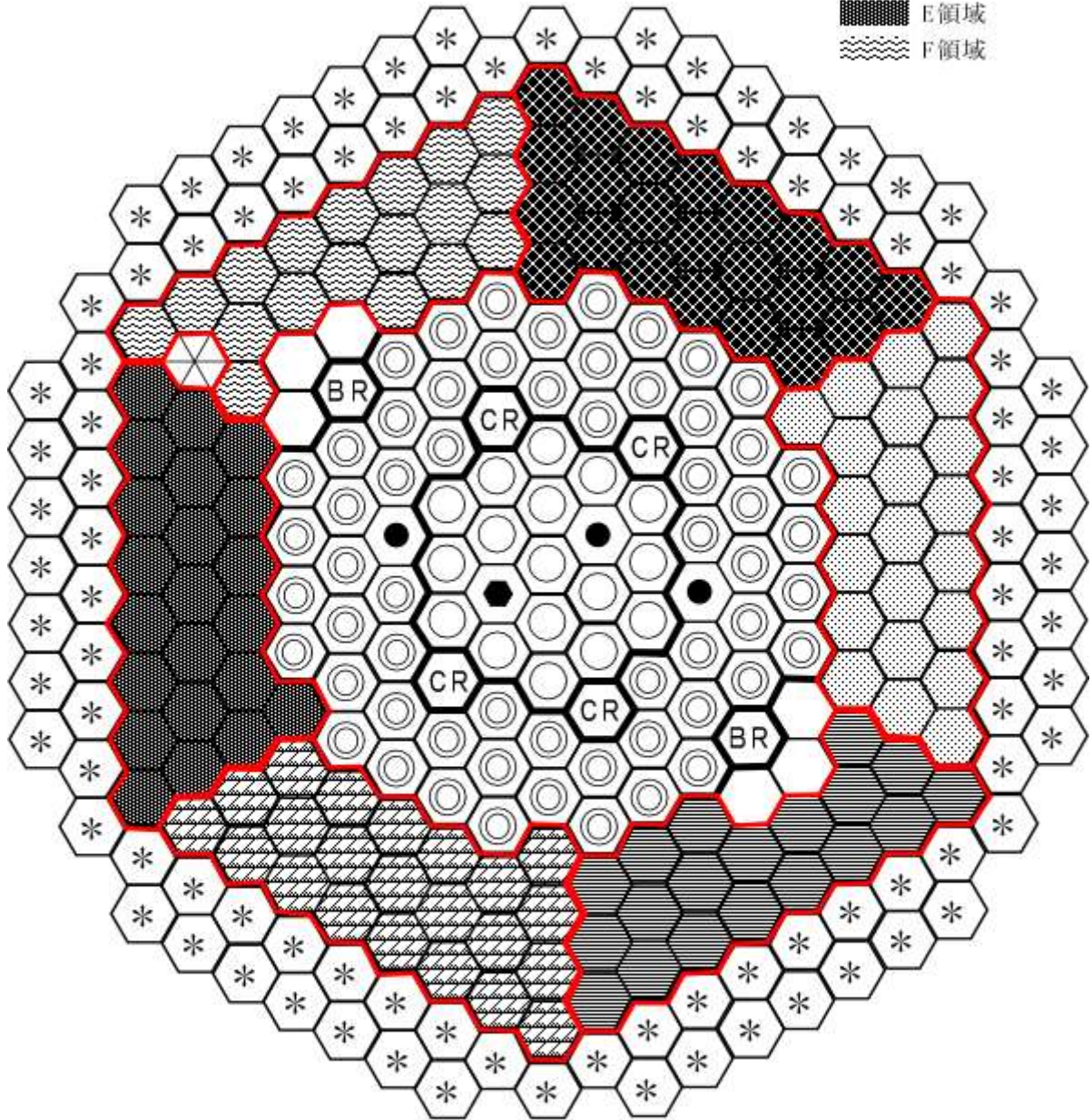
第 4. 1. 2 図 照射燃料集合体及び材料照射用反射体（炉心燃料領域）の装荷範囲



反射体領域の材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲及び領域区分

基準方位

-  A領域
-  B領域
-  C領域
-  D領域
-  E領域
-  F領域



- |   |   |   |
|---|---|---|
|  内側燃料集合体 |  BR 後備炉停止制御棒 |  * 遮へい集合体   |
|  外側燃料集合体 |  中性子源        |  ● 照射燃料集合体  |
|  CR 制御棒  |  反射体         |  ● 材料照射用反射体 |

第 4.1.3 図 反射体領域の材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲

## 4.2 炉心構成

「常陽」は、高速炉開発に係る燃料や材料の照射試験を運転目的の一つとしており、炉心は、炉心燃料集合体だけでなく、照射試料を有する照射燃料集合体等を含む。また、照射燃料集合体等は、試験目的に応じて装荷位置を変更する。

炉心構成は、運転サイクルにより変動する。一方、設置変更許可段階の炉心設計に当たっては、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、設計用の代表的な炉心構成の設定を必要とする。設置変更許可段階における炉心の設計にあたっては、燃料交換による反応度変化及び取り出した炉心燃料集合体の平均燃焼度がほぼ平衡に達した炉心（以下「標準平衡炉心」という。）を設定する【炉心構成：第4.1.1図参照】。

標準平衡炉心は、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷パターンが、装荷パターンが異なる他の炉心の核熱特性を代表するものとして選定したものであり、C型照射燃料集合体1体を炉心第3列に、B型照射燃料集合体2体をそれぞれ1体ずつ炉心第1列と炉心第3列に、材料照射用反射体1体を炉心第1列に装荷したものである。標準平衡炉心の構成要素の内訳を第4.2.1表に示す。炉心燃料集合体の交換計画は、炉心燃料集合体について、一様かつ高い燃焼度が得られるように、また、出力分布の変動が小さくなるように策定する。原子炉の運転サイクルは、約60日間の定格出力運転期間及び約19日間の休止期間（出力上昇及び出力降下期間を含む。）を合計した約2.5ヶ月／サイクルを標準とし、出力分布に応じて5～9バッチの分散方式で、炉心燃料集合体を交換する。1サイクルあたりに取り出す炉心燃料集合体の個数は、平均約10体となる。また、取り出した炉心燃料集合体の燃焼度は、燃料集合体最高燃焼度を80,000Mwd/t、燃料要素最高燃焼度を90,000Mwd/tとし、平均で約60,000Mwd/tとなる【標準平衡炉心の作成方法：別紙3参照】。なお、標準平衡炉心は、設置変更許可段階の設計用炉心構成であり、全て新燃料の状態を仮想し、平衡に至るまで炉心燃料集合体を交換したものである。実炉心におけるMK-IV炉心への移行は、燃料仕様がMK-III炉心と同じであり、継続使用することを踏まえ、一部内側燃料集合体の脱荷、一部外側燃料集合体の内側反射体への交換等により達成する。すでに燃焼が進んでいることから、MK-IV炉心は、平衡炉心組成に近い状態から開始することとなる。

第4.2.1表 標準平衡炉心の構成要素の内訳

炉心構成要素	装荷数（体）
炉心燃料集合体	内側 17
	外側 58
照射燃料集合体	3
制御棒	4
後備炉停止制御棒	2
反射体	131
材料照射用反射体	1
遮へい集合体	96
中性子源	1

#### 4.3 標準平衡炉心を用いた核熱設計における保守性の確保

設置変更許可段階の炉心設計にあつては、標準平衡炉心を用いて、以下の運転上の制限又は条件の範囲を定める。

- ・ 過剰反応度
- ・ 反応度制御能力（主炉停止系）／反応度停止余裕（主炉停止系）
- ・ 最大反応度添加率（主炉停止系）
- ・ 反応度制御能力（後備炉停止系）／反応度停止余裕（後備炉停止系）
- ・ 反応度係数（ドップラ係数、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数、炉心支持板温度係数、ナトリウムボイド係数）

これらの運転上の制限又は条件は、不確かさ・余裕を考慮して評価した核特性範囲の上限値又は下限値等を使用するものとし、設置変更許可段階では、当該上下限値を保守的に組み合わせた条件で安全評価を実施し、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、原子炉冷却系統、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（熱設計基準値）を超えないことを確認することで、炉心構成が運転サイクルで変動する場合にあつても、以下に示す後段規制において、運転上の制限又は条件の範囲内にあることを確認することで、炉心の安全性を担保することができるものとしている【標準平衡炉心を用いた保守性の確保：別紙4参照】。

- ・ 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第27条に基づく設計及び工事の計画の認可申請の段階にあつては、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置について、照射試験の目的に応じた装荷位置を決定し、その装荷パターンに応じた原子炉施設の炉心構成における燃料集合体の装荷個数、過剰反応度、反応度制御能力、反応度添加率及び反応度停止余裕を運転上の制限又は条件の範囲内になるように設計する。当該照射燃料集合体等の装荷による核熱特性への影響は、設置変更許可段階での評価結果に包絡されるため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、原子炉冷却系統、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（熱設計基準値）を超えない。
- ・ さらに、炉心構成の運用の手続きについては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。運転段階においても、原子炉施設保安規定に基づき、サイクル運転に先立ち、炉心構成の制限事項（個数、熱的制限値、核的制限値）の遵守や核特性への影響が所定の範囲内であることを評価・確認するため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、原子炉冷却系統、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（熱設計基準値）を超えない。

#### 4.4 核設計

##### 4.4.1 設計方針（核設計基準）

核設計基準を以下に示す。炉心は、核設計基準を満足するように設計する。なお、核設計計算手法及び炉定数は、核的モックアップ実験及びMK-II炉心やMK-III炉心の性能試験の解析により、それらの精度を確認し、公称値及び不確かさ幅の信頼度を高めるものとし、また、核設計にあたっては、炉心が、照射用炉心として十分な機能を発揮できることに留意する。

- (1) 制御棒は、反応度価値の最も大きな制御棒1本が全引き抜き位置のまま挿入できない場合（以下「ワンロッドスタック時」という。）にあっても、原子炉を未臨界に移行することができ、100℃の体系において、未臨界を維持できること。
- (2) 後備炉停止制御棒は、原子炉を未臨界に移行することができ、350℃の体系において、未臨界を維持できること。
- (3) 炉心は、予想される全ての運転範囲において、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが負であること。

#### 4.4.2 計算方法

核設計計算には、多群中性子拡散理論及び多群中性子輸送理論を用いるものとし、3次元モデルを使用する。なお、モデルに使用する炉心寸法及び組成は定格出力時のものを基準とする【核設計に用いる寸法・組成データ：別紙5参照】。3次元モデルは、Tri-Zモデル及びXYZモデルの2種類とし、主要な核設計計算に使用する。XYZモデルは、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度価値計算に使用する。モデルの一例として、標準平衡炉心の軸方向計算体系を第4.4.1図に示す。なお、炉心最外周には遮へい集合体を設置しており、炉内燃料貯蔵ラックに装荷した燃料集合体の影響は排除可能である【炉内燃料貯蔵ラックに装荷された燃料の影響：別紙6参照】。

核設計計算で使用する主な計算コードを第4.4.1表に示す。また、炉定数は、JFS-3-J3.2Rセットを使用する。エネルギー群数は70群を基本とするが、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度価値計算では、7群縮約定数を使用する。

なお、当該解析手法は、公開コードを用いて、原子力機構が高速炉の標準的な解析手法として確立したものである【MK-IV炉心の核設計計算の方法：別紙7参照】。核設計で用いる計算方法及び炉定数については、MK-II炉心やMK-III炉心の性能試験等で得られた実験値と計算値を比較することで、その信頼性を確認する【MK-IV炉心の核特性評価における実測値の考慮：別紙8参照】。検証結果を以下に示す。

- ・ 実効増倍率については、MK-III炉心の性能試験における実験値が1.0308、計算値が1.0276となった。過剰反応度の評価において、標準平衡炉心（平衡組成）作成時の過剰反応度の計算値を、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の差を用いて補正（標準平衡炉心の臨界性の判断に使用）している。
- ・ 制御棒反応度価値については、MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は1.04となった。制御棒反応度価値の補正係数の一つとして、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の比を使用している。
- ・ 等温温度係数（ドップラ反応度及び熱膨張反応度）については、MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は1.04となった。反応度係数の不確かさの設定において、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の比を使用している。
- ・ 出力分布については、MK-II炉心の性能試験における核種毎の核分裂率分布解析を行った結果、計算値は実験誤差内で一致した。

第 4.4.1 表 核設計用主要計算コード

計算コード	内容	用途
CASUP	1次元格子計算	実効断面積作成
SLAROM	均質格子計算	実効断面積作成
JOINT	インターフェース	断面積縮約
CITATION	拡散及び燃焼計算	一般核特性
PERKY	拡散摂動計算	反応度係数
TRITAC	輸送計算	輸送補正

0.0	ハンドリングヘッド				制御棒上部	後備炉停止 制御棒上部	ハンドリングヘッド			マトリックス外側	
5.0	ガस्पレナム				材料照射用反射体 上部	制御棒吸収体	後備炉停止 制御棒吸収体	内側反射体上部	外側反射体上部		ガस्पレナム
22.0								上部反射体ペレット			材料照射用反射体 中央部
63.0	インシュレータ				材料照射用反射体 下部	制御棒引抜部	後備炉停止 制御棒引抜部				
69.2	内側炉心燃料	外側炉心燃料	B型照射燃料	C型照射燃料				下部空間部			エントランスノズル
71.7	インシュレータ				下部反射体		エントランスノズル				
87.0	下部反射体ペレット								エントランスノズル		
93.0	下部空間部				エントランスノズル						
94.2	下部反射体						エントランスノズル				
144.8	エントランスノズル				エントランスノズル						
146.0	エントランスノズル						エントランスノズル				
148.2	エントランスノズル				エントランスノズル						
148.5	エントランスノズル						エントランスノズル				
167.3	エントランスノズル				エントランスノズル						
167.5	エントランスノズル						エントランスノズル				
169.8	エントランスノズル				エントランスノズル						
202.5	エントランスノズル						エントランスノズル				
208.5	エントランスノズル				エントランスノズル						

↓  
Z (cm)

第 4. 4. 1 図 標準平衡炉心軸方向計算体系

#### 4.4.3 運転上の制限又は条件の範囲

各種の核的特性値については、実験値と計算値の比、及び実験値の実験誤差、外挿誤差、制御棒及び後備炉停止制御棒の配置の非対称性に係る計算誤差等の不確かさを考慮して、最大値及び最小値を設定し、安全側の評価となる値を用いる【MK-IV炉心の核特性評価における炉心構成等の違いによる変化幅の考慮：別紙9参照】。

##### (1) 最大過剰反応度

最大過剰反応度は、サイクル運転(60日)末期に過剰反応度が零となることを想定し、燃焼補償用反応度、温度補償用及び出力補償用反応度並びに運転余裕用を積み上げて設定する。定格出力時における最大過剰反応度は $0.020 \Delta k/k$ となる。当該反応度は、燃焼による反応度低下を補償し、これに運転余裕を見込んだものである。また、 $100^{\circ}\text{C}$ の体系から定格出力時の体系における温度及び出力による反応度低下を補償するために必要な過剰反応度は、計算上の余裕を含めて最大 $0.015 \Delta k/k$ となる。上記より、 $100^{\circ}\text{C}$ の体系における最大過剰反応度は、 $0.035 \Delta k/k$ 以下となる。標準平衡炉心の過剰反応度の内訳を第4.4.2表に示す。

第4.4.2表 標準平衡炉心の過剰反応度の内訳

(単位： $\Delta k/k$ )

反応度バランス		主炉停止系	後備炉停止系
定格出力時の最大の過剰反応度		0.020	-
内訳	燃焼補償用	0.014	-
	運転余裕用	0.006	-
温度補償用及び出力補償用		0.0149	0.0053
内訳	$100^{\circ}\text{C} \sim 250^{\circ}\text{C}$	0.0057	-
	$250^{\circ}\text{C} \sim 350^{\circ}\text{C}$	0.0039	-
	$350^{\circ}\text{C} \sim$ 定格	0.0053	0.0053
所要反応度の合計		0.035 (0.0349)	0.006 (0.0053)
反応度制御能力		0.050	0.014
反応度停止余裕		0.015	0.008

##### (2) 反応度停止余裕

制御棒は、ワンロードスタック時にあっても、原子炉を未臨界に移行することができ、 $100^{\circ}\text{C}$ の体系において、未臨界を維持できるものとする。後備炉停止制御棒は、原子炉を未臨界に移行することができ、 $350^{\circ}\text{C}$ の体系において、未臨界を維持できるものとする。なお、反応度停止余裕の評価に当たっては、保守的な制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入パターンで評価するとともに、反応度値に補正係数を乗じることで、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値の計算の不確かさ、制御棒及び後備炉停止制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構成の変動等を考慮するものとする。上述の評価により、制御棒4本挿入時の反応度値



は  $0.070 \Delta k/k$  以上となる。また、反応度停止余裕は  $0.015 \Delta k/k$  以上（ワンロードスタック時）となる。また、後備炉停止制御棒 2 本挿入時の反応度値は  $0.014 \Delta k/k$  以上となり、 $350^\circ\text{C}$  の体系における反応度停止余裕は  $0.008 \Delta k/k$  以上となる。

(3) 制御棒ストローク曲線

制御棒ストローク曲線を第 4.4.2 図に示す。制御棒ストローク曲線に対する炉心構成の変動及び炉心の燃焼等の影響は小さく、制御棒による最大反応度添加率は約  $0.00016 \Delta k/k/s$  である。なお、最大反応度添加率の評価に当たっては、保守的な制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入パターンで評価するとともに、反応度値に補正係数を乗じることで、制御棒の反応度値の計算の不確かさ、制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構成の変動等を考慮する。

なお、燃焼に伴い制御棒の反応度値の絶対値及び最大変化率は減少し、最大反応度添加率は、未燃焼時に最大となる。

(4) 反応度係数

反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさ等を考慮し、炉心支持板温度係数については  $\pm 20\%$ 、それ以外については  $\pm 30\%$  の範囲を制限値として設定する。計算結果を以下に示す。

(i) ドップラ係数

通常運転時及び 1 次冷却材全喪失時における標準平衡炉心のドップラ係数を第 2.4.3 表に示す。第 4.4.3 表に示すように、ドップラ係数は負となる。

第 4.4.3 表 標準平衡炉心のドップラ係数

(単位 :  $\text{Tdk/dT}$ )

	ドップラ係数	運転上の制限又は条件の範囲
通常運転時	$-2.4 \times 10^{-3}$	$-(1.3 \sim 3.3) \times 10^{-3}$
1 次冷却材全喪失時	$-2.0 \times 10^{-3}$	

(ii) 温度係数（ドップラ効果を除く。）

温度係数は、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数及び炉心支持板温度係数から構成する。標準平衡炉心の温度係数を第 4.4.4 表に示す。これらの温度係数は、燃料ペレット、構造材(被覆管を含む。)、冷却材及び炉心支持板の膨張に起因するものであり、全て負となる。

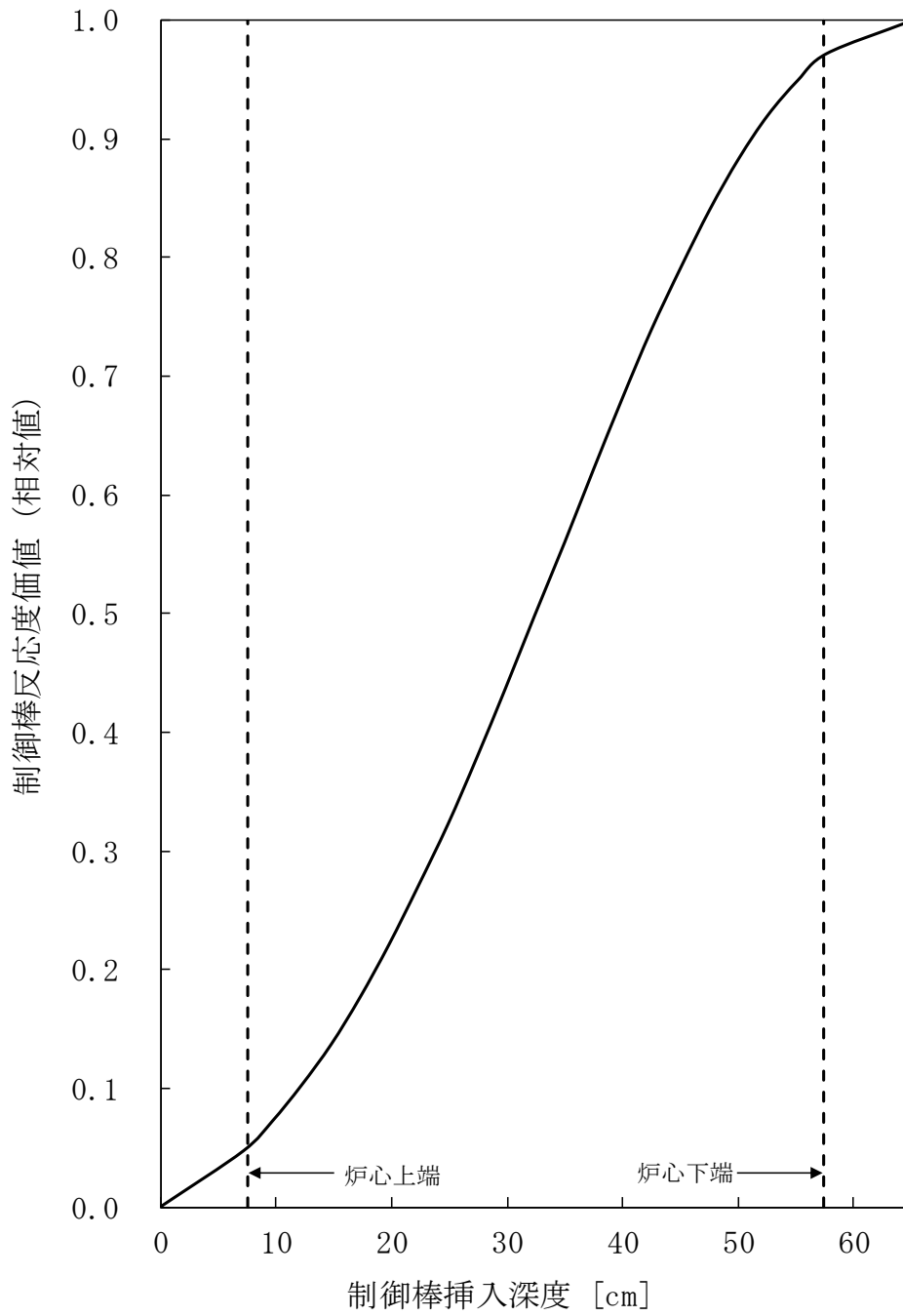
第 4.4.4 表 標準平衡炉心の温度係数

(単位： $\Delta k/k/^\circ C$ )

	温度係数	運転上の制限又は条件の範囲
燃料温度係数	$-3.2 \times 10^{-6}$	$-(2.2 \sim 4.2) \times 10^{-6}$
構造材温度係数	$-1.3 \times 10^{-6}$	$-(0.8 \sim 1.7) \times 10^{-6}$
冷却材温度係数	$-9.6 \times 10^{-6}$	$-(6.6 \sim 12.5) \times 10^{-6}$
炉心支持板温度係数	$-14.2 \times 10^{-6}$	$-(1.1 \sim 1.7) \times 10^{-5}$

(iii) ナトリウムボイド反応度

ナトリウムボイド反応度は、原子炉容器内の全ての場所において負である。標準平衡炉心の 1 次冷却材全喪失時の反応度の変化（ナトリウムボイド反応度）は  $-0.019 \Delta k/k$  となる。運転上の制限又は条件の範囲は、 $-(1.3 \sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$  とする。



第 4. 4. 2 図 制御棒ストローク曲線

#### 4.4.4 出力分布及び最大中性子束

標準平衡炉心の出力分布及び炉内最大中性子束を第 4.4.5 表に示す。出力分布には、制御棒の挿入により歪みが生じるため、その評価に当たっては、制御棒の挿入量を考慮する必要がある。通常運転時における制御棒の挿入量は、そのストロークの 5/13 以下であるため、出力ピーキング係数は、制御棒の挿入量を、そのストロークの 5/13 として評価したものである。出力ピーキング係数は、径方向出力ピーキング係数、軸方向出力ピーキング係数及び局所出力ピーキング係数に分類し、径方向出力ピーキング係数を燃料集合体当たりの最大出力と平均出力との比、軸方向出力ピーキング係数を燃料要素の軸方向最大出力密度と平均出力密度との比、局所出力ピーキング係数を燃料要素当たりの最大出力と平均出力との比と定義する【MK-IV 炉心の出力ピーキング係数：別紙 10 参照】。

第 4.4.5 表 出力分布及び炉内最大中性子束

		標準平衡炉心
出力分布	出力分担 (MW)	
	炉心燃料集合体	95.7
	照射燃料集合体	1.1
	その他 (反射体、制御棒等)	3.2
	出力ピーキング係数	1.63
	径方向	1.33
	軸方向	1.17
	局所	1.04
炉内最大中性子束 ( $n/cm^2/s$ )		
	0.1MeV 以上	$2.9 \times 10^{15}$
	全中性子束	$4.2 \times 10^{15}$

#### 4.4.5 動特性

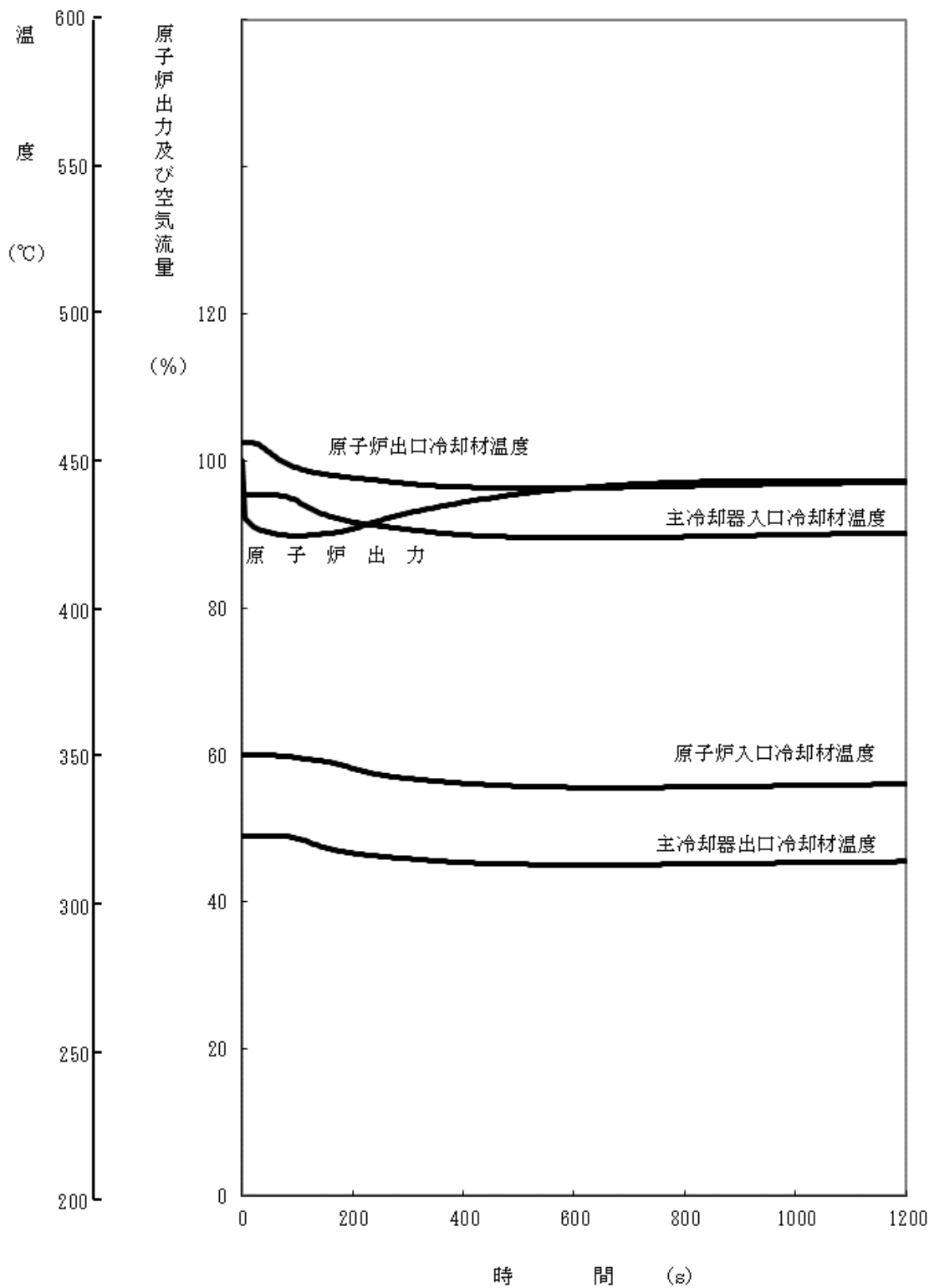
動特性に係る計算には、動特性解析コードMIMIRを使用する【MK-IV炉心の動特性の計算方法と信頼性確認：別紙11参照】。代表的な過渡応答計算結果を以下に示す。炉心は、反応度や主冷却器空気流量のステップ状の変化に起因する出力振動が発生した場合であっても、固有の出力抑制効果及び原子炉冷却材温度制御系の適切な応答動作等により、原子炉の出力、原子炉入口冷却材温度、原子炉出口冷却材温度等の主要諸変数を、十分な減衰性をもたせて安定に制御することができる。

##### (1) 反応度のステップ状変化に対する応答

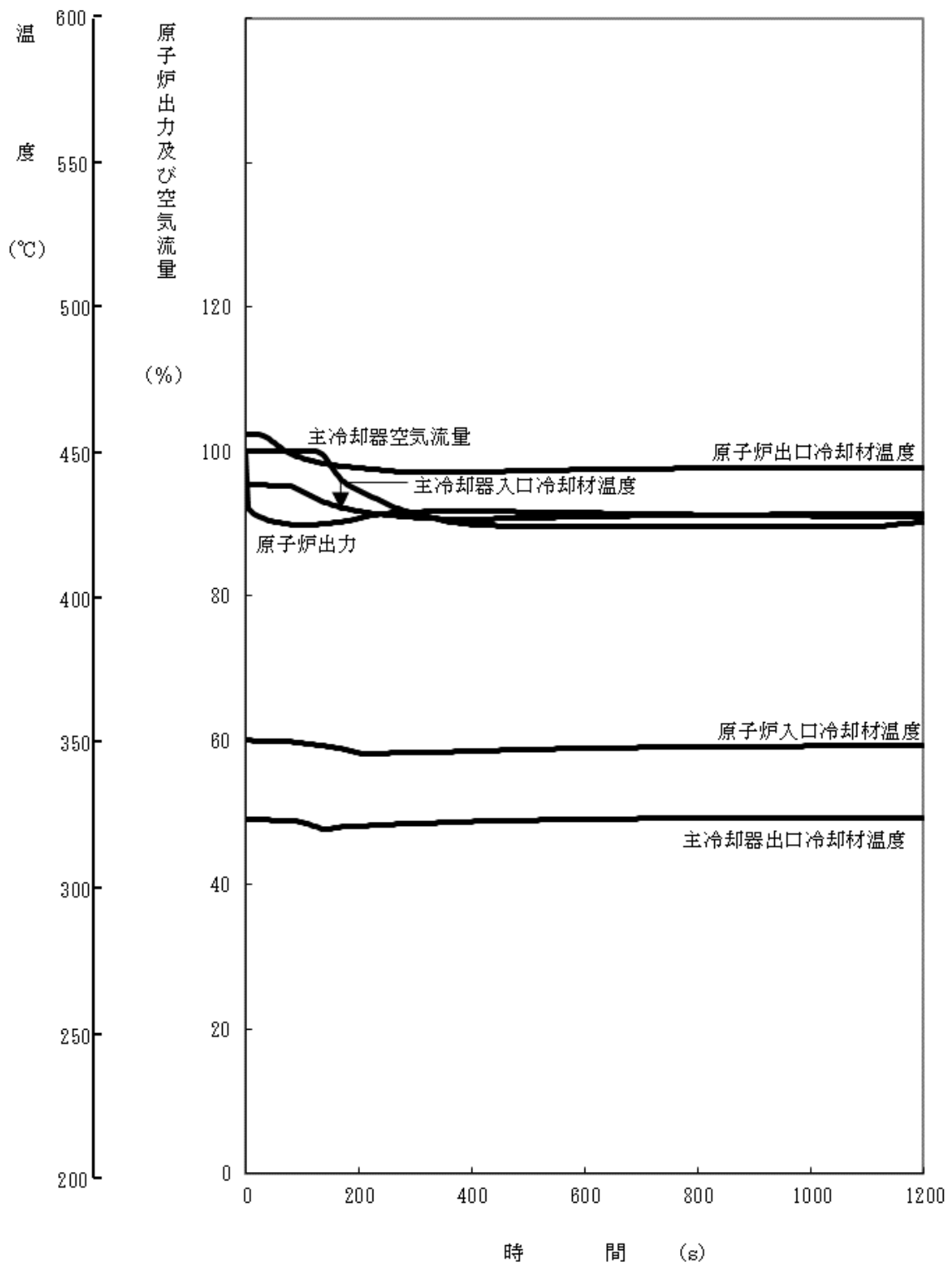
通常運転時に、 $-10\phi$ の反応度がステップ状に投入された際の過渡応答計算結果を第4.4.3図、第4.4.4図に示す。原子炉の出力は、負の反応度投入により急速に低下するが、燃料、冷却材及び構造材の温度低下に伴う正の反応度フィードバックにより、その低下量は抑制され、約89%で安定する。その後、原子炉冷却材温度制御系が動作しない場合には、原子炉出力の低下に伴う原子炉入口冷却材温度の低下による正の反応度の投入により、原子炉出力は緩やかに約98%まで上昇する。一方、原子炉冷却材温度制御系が動作する場合には、主冷却器空気流量が減少して原子炉入口冷却材温度の低下幅が小さくなり、原子炉出力は緩やかに約91%まで上昇する。

##### (2) 主冷却器空気流量のステップ状変化に対する応答

通常運転時に、1ループの主冷却器空気流量がステップ状に10%減少した際の過渡応答計算結果を第4.4.5図に示す。主冷却器の除熱量の減少により、原子炉入口冷却材温度が緩やかに約 $8^{\circ}\text{C}$ 上昇するが、冷却材、構造材の温度上昇に伴う負の反応度フィードバックにより、原子炉の出力は緩やかに約97%まで低下する。



第 4.4.3 図 反応度 $-10\phi$ のステップ変化に対する応答  
 (原子炉冷却材温度制御系：OFF)  
 [熱出力：100MW]



第 4. 4. 4 図 反応度 $-10\phi$ のステップ変化に対する応答  
 (原子炉冷却材温度制御系 : ON)  
 [熱出力 : 100MW]

#### 4.5 熱設計（炉心燃料集合体）

##### 4.5.1 設計方針

炉心燃料集合体の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、以下の方針に基づいて行う。

- (i) 炉心燃料集合体が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、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（以下「熱設計基準値」という。）を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和（設計疲労寿命に対する累積疲労サイクルの比）を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。
- (ii) 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。
- (iii) 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。



#### 4.5.2 熱設計基準値及び熱的制限値

##### 4.5.2.1 熱設計基準値【MK-IV炉心における熱設計基準値、熱的制限値の設定：別紙12参照】

- (1) 燃料ペレットの最高温度（以下「燃料最高温度」という。）は、2,650℃とする。なお、この温度は運転時の異常な過渡変化時に燃料ペレットの溶融に起因して被覆管が破損することを防止するため、適切な安全余裕を考慮して定めるものである。
- (2) 被覆管最高温度（肉厚中心）は、840℃とする。なお、この温度は被覆管が運転時の異常な過渡変化時に急速な温度上昇により破損することを防止するため、照射済燃料要素の被覆管の炉外急速加熱試験データを基に、適切な安全余裕を考慮して定めるものである。
- (3) 冷却材最高温度は、910℃とする。なお、この温度は、運転時の異常な過渡変化時に冷却材が沸騰することにより被覆管表面の熱伝達特性が変化して、被覆管が過度の温度上昇により破損することを防止するため、冷却材が沸騰しない値として定めるものである。

##### 4.5.2.2 熱的制限値【MK-IV炉心における熱設計基準値、熱的制限値の設定：別紙12参照】

燃料最高温度 2,350℃

被覆管最高温度（肉厚中心） 620℃

### 4.5.3 計算方法

#### (1) 設計計算手法

炉心燃料集合体の熱設計計算は、以下の (i) ~ (v) に示すコード又は式により行う。

##### (i) 冷却材温度

冷却材温度は、ASFREコードにより計算する。本コードは、1体の燃料集合体について、流路断面を多流路に分割してこれを解析上の単位流路とするサブチャンネルとし、サブチャンネル間の質量移動、熱的ミキシング等を考慮して、軸方向に分割したステップ毎に運動量・質量・エネルギー保存則を解くものである【MK-IV炉心の熱設計における冷却材温度の計算方法と信頼性確認：別紙13参照】。

##### (ii) 被覆管表面温度

被覆管表面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Co} = T_{Na} + \frac{D_e}{K_{Na}} \cdot \frac{1}{Nu} \cdot \frac{ql}{\pi d_{Co}}$$

ここで  $T_{Co}$  : 被覆管表面温度 (°C)

$T_{Na}$  : 冷却材温度 (°C)

$D_e$  : 水力等価直径 (cm)

$d_{Co}$  : 被覆管外径 (cm)

$K_{Na}$  : 冷却材熱伝導度 (W/cm/°C)

$Nu$  : ヌセルト数

$ql$  : 線出力密度 (W/cm)

##### (iii) 被覆管内面温度

被覆管内面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Ci} = T_{Co} + \frac{\ln(d_{Co}/d_{Ci})}{2\pi K_C} \cdot ql$$

ここで  $T_{Ci}$  : 被覆管内面温度 (°C)

$K_C$  : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C)

$d_{Ci}$  : 被覆管内径 (cm)

##### (iv) 燃料表面温度

燃料表面温度は以下の式により計算する。

$$T_s = T_{Ci} + \frac{ql}{h_g \cdot \pi(d_p + d_{Ci})/2}$$

ここで  $T_s$  : 燃料表面温度 (°C)

$h_g$  : ギャップ熱伝達率 (W/cm<sup>2</sup>/°C)

$d_p$  : ペレット直径 (cm)

##### (v) 燃料最高温度

燃料最高温度は以下の式により計算する。なお、燃料ペレットの相変化及び密度変化を考慮する。

$$\int_{T_s}^{T_p} k dT = \frac{ql}{4\pi}$$

ここで  $T_p$  : 燃料最高温度 (°C)

$k$  : ペレット熱伝導度 (W/cm/°C)

(2) 物性定数

熱設計計算における物性定数は、第 4.5.1 表に示す値を使用する。また、先行試験用要素及び基礎試験用要素の被覆管については、オーステナイト系ステンレス鋼の場合はオーステナイト系ステンレス鋼の、フェライト系ステンレス鋼 (マルテンサイト系ステンレス鋼及びフェライト-マルテンサイト系ステンレス鋼を含む。) の場合は高速炉用フェライト系ステンレス鋼の物性定数を使用する。

第 4.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (1/3)

項目	物性定数	出典
燃料ペレット熱伝導度 $\lambda = \frac{1-p}{1+0.5p} \cdot \lambda_0$ $\lambda_0 = \frac{1}{0.01595 + 2.713x + 0.35834m + 0.06317Np + (2.493 - 2.625x) \times 10^{-4}T} + \frac{1.541 \times 10^{11}}{T^{2.5}} \cdot \exp\left(-\frac{15220}{T}\right)$ <p> <math>\lambda</math> : 気孔率 p における燃料ペレット熱伝導度 (W/m/K)  <math>\lambda_0</math> : 100%TD における熱伝導度 (W/m/K)                      p : 気孔率 (=1-<math>\rho</math>)  <math>\left[ \begin{array}{l} \rho = 0.99 \text{ (柱状晶領域)} \\ \rho = 0.97 \text{ (等軸晶領域)} \end{array} \right. \left. \begin{array}{l} 1,900^\circ\text{C} \leq T_p \\ 1,400^\circ\text{C} \leq T_p &lt; 1,900^\circ\text{C} \\ T_p &lt; 1,400^\circ\text{C} \end{array} \right]</math>                      T : 燃料ペレット温度 (K)                      X : 2.00- 0/M    0/M : 化学量論比                      Am : Am 含有率    Np : Np 含有率                 </p>	プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料	加藤らの式

第 4.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (2/3)

項目	物性定数	出典
ギャップ熱伝達率	炉心燃料集合体の場合 $hg=0.70$ 照射燃料集合体の場合 $hg = \frac{C1 + C2Q}{G_0 - C3D_{pin}Q + C4}$ $hg$ : ギャップ熱伝達率 ( $W/cm^2/^\circ C$ ) $G_0$ : 製造時直径ギャップ幅 (cm) $D_{pin}$ : 製造時被覆管内径 (cm) $Q$ : 線出力 ( $W/cm$ ) $C1 \sim C4$ は照射試験及び物性値から評価し設定される係数で、以下の通り。 $C1$ : ギャップ部のガス熱伝導度由来する係数 ( $W/cm/^\circ C$ ) $C2$ : 燃料ペレットの熱膨張係数由来する係数 ( $1/^\circ C$ ) $C3$ : 燃料ペレットの熱膨張係数由来する係数 ( $cm/W$ ) $C4$ : 温度ジャンプ距離由来する係数 (cm)	
被覆管熱伝導度	オーステナイト系ステンレス鋼 $K_c = 0.132 + 1.3 \times 10^{-4} T_c$ $K_c$ : 被覆管熱伝導度 ( $W/cm/^\circ C$ ) $T_c$ : 被覆管温度 ( $^\circ C$ ) 高速炉用フェライト系ステンレス鋼 $K_c = (25.475 - 2.038 \times 10^{-2} T_c + 1.665 \times 10^{-4} T_c^2 - 3.040 \times 10^{-7} T_c^3 + 1.727 \times 10^{-10} T_c^4) \times 10^{-2}$ $K_c$ : 被覆管熱伝導度 ( $W/cm/^\circ C$ ) $T_c$ : 被覆管温度 ( $^\circ C$ )	International Nickel Company PNC-TN9430 90-003

第 4.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (3/3)

項目	物性定数	出典
被覆管表面熱伝達率	$h_{fi,lm} = \left[ \frac{K_N}{D} \right] Nu$ <p> <math>h_{fi,lm}</math> : 被覆管表面熱伝達率 (cal/cm<sup>2</sup>/s/°C)  <math>D</math> : 水力等価直径 (cm)  <math>K_N</math> : 冷却材熱伝導度 (cal/cm/s/°C)  <math>Nu</math> : ヌセルト数 <math>Nu = 7.0 + 0.025Pe^{0.8}</math>  <math>Pe</math> : ペクレ数                 </p>	<p>Dwyer の式</p> <p>Lyon の式</p>
冷却材比熱	$C_p = 0.3433 - 1.387 \times 10^{-4}T_N + 1.106 \times 10^{-7}T_N^2$ $C_p$ : 冷却材比熱 (cal/g/°C) $T_N$ : 冷却材温度 (°C)	ANL - 7323
冷却材密度	$\gamma = 0.9500 - 2.298 \times 10^{-4}T_N - 1.461 \times 10^{-8}T_N^2 + 5.638 \times 10^{-12}T_N^3$ $\gamma$ : 冷却材密度 (g/cm <sup>3</sup> ) $T_N$ : 冷却材温度 (°C) (100°C ~ 1,400°C)	ANL - 7323
冷却材粘性係数	$\log \mu = -1.4892 + 220.65/T_N - 0.49251 \log T_N$ $\mu$ : 冷却材粘性係数 (g/cm/s) $T_N$ : 冷却材温度 (K)	ANL - 7323
冷却材熱伝導度	$K_N = 0.93978 - 3.2505 \times 10^{-4}T_N + 3.6192 \times 10^{-8}T_N^2$ $K_N$ : 冷却材熱伝導度 (W/cm/°C) $T_N$ : 冷却材温度 (°F)	ANL - 7323
冷却材エンタルピー	$H = 1.628393T_N - 4.16517 \times 10^{-4}T_N^2 + 1.534903 \times 10^{-7}T_N^3 - 554.5873$ $H$ : 冷却材エンタルピー (W・s/g) $T_N$ : 冷却材温度 (K)	ANL - 7323

#### 4.5.4 出力分布

熱設計計算では、第 4.4.5 表に示す出力ピーキング係数を使用する。

#### 4.5.5 冷却材流量配分

炉心燃料集合体の冷却材流量配分は、炉心を 5 分割してそれぞれの流量領域の炉心燃料集合体の被覆管最高温度が均一になるよう、炉心支持板の連結管のオリフィスと炉心燃料集合体のエントランスノズルのオリフィスとの組合せにより行う。

照射燃料集合体の冷却材流量配分については、炉心燃料集合体のそれと同様に行うが、必要に応じて照射燃料集合体等の内部に設ける流量調節機構により行う。照射用実験装置の冷却材流量配分については、照射燃料集合体のそれと同様に行う。

標準平衡炉心の各流量領域における炉心燃料集合体の冷却材流量配分及び最大出力を第 4.5.2 表に示す。

第 4.5.2 表 標準平衡炉心の各流量領域における冷却材流量配分及び最大出力  
(炉心燃料集合体)

流量領域	炉心燃料集合体 個数	炉心燃料集合体当たり の流量 (kg/s)	炉心燃料集合体 最大出力 (MW)
1	5	8.80	1.64
2	12	8.76	1.58
3	12	8.27	1.65
4	24	7.81	1.49
5	22	6.85	1.24
合計	75	586.7	—

#### 4.5.6 工学的安全係数

熱設計計算における工学的安全係数は、燃料ペレット、被覆管、冷却材等の温度上昇の最大値を求めるための係数であり、炉心燃料集合体にあつては、製作公差、物性定数のばらつき、出力分布の不確かさ、冷却材の温度及び流量等の変動、原子炉熱出力の測定誤差等を含む。熱設計計算に用いる炉心燃料集合体の工学的安全係数を以下に示す【MK-IV炉心の熱設計における工学的安全係数：別紙14参照】。

##### 工学的安全係数

###### 炉心燃料集合体

燃料ペレット	約 1.19
被覆管	約 1.19
冷却材	約 1.18

##### ※ (参考) MK-III炉心設計からの主な変更点

- ・ 核設計手法の変更に伴い、出力分布の計算の信頼性を再確認したところ、計算値は実験誤差内で一致する良好な結果であった(4.4.2参照)。MK-III設計では、炉心外周部の炉心燃料集合体において、実験値と計算値に相違があったため、出力分布に対しバイアス補正を実施していたが、MK-IV設計では、バイアス補正をせずE/C値を出力分布誤差に加算したため、同誤差が増加した。
- ・ 原子炉熱出力の変更に伴い、原子炉出入口温度差がMK-III炉心の150°CからMK-IV炉心では106°Cに縮小したため、相対的に温度測定誤差が増加した。一方、冷却材流量の測定誤差は、MK-III性能試験時に実施した再評価<sup>[1]</sup>を反映し、減少した。総じて、原子炉熱出力誤差は、 $\Delta T_{Na}$ に対し増加し、 $\Delta T_{Na}$ 以外に対し減少した。
- ・ 燃料ペレット熱伝導度及びギャップ熱伝達率の物性値の変更に伴い、それらの誤差を再評価した。

[1] 大山一弘他、「「常陽」MK-III性能試験 -熱出力校正 (PT-311) -」、JNC TN9410 2005-004 (2005)



#### 4.5.7 過出力因子

過出力因子は、運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが達し得る最高温度及びペレット最大溶融割合を求めるための因子である。熱設計計算に用いる過出力因子を以下に示す。

#### 過出力因子

炉心燃料集合体 1.07

#### 4.5.8 熱特性主要目

熱設計計算に用いる熱特性の主要目を第4.5.4表に示す。

第4.5.4表 熱特性主要目

原子炉熱出力	100MW	
1次冷却材全流量	約2,700t/h	
原子炉入口冷却材温度	約350℃	
原子炉出口冷却材温度	約456℃	
原子炉プレナム最高圧力	約4kg/cm <sup>2</sup> [gage] (約0.39MPa[gage]) *1	
燃料要素最大線出力密度	定格出力時	過出力時
炉心燃料集合体 炉心燃料要素	約330W/cm	約360W/cm

\*1：水頭圧を除く。

#### 4.5.9 評価

炉心燃料集合体及び照射燃料集合体の定格出力時における燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度並びに過出力時における燃料最高温度の評価結果を第 4.5.5 表に示す【MK-IV 炉心における熱設計結果等の整理：別紙 15 参照】。

また、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燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度の解析結果を第 4.5.6 表に示す（MK-IV 炉心における安全評価事象と評価結果：別紙 16 参照）。なお、安全評価に使用するパラメータは、標準平衡炉心を用いて求めた下限値又は上限値等を保守的に使用している【設置許可段階で定める制限値等と安全評価における設定：別紙 17 参照】。

第 4.5.5 表 熱特性解析結果

	燃料最高温度		被覆管最高温度 (肉厚中心)	冷却材最高温度
	定格出力時	過出力時		
炉心燃料集合体				
炉心燃料要素 (内側)	約2, 300°C	約2, 410°C	620°C以下	約600°C
炉心燃料要素 (外側)	約2, 300°C	約2, 410°C	620°C以下	約600°C

第 4.5.6 表 安全評価対象事象と評価結果

事象	燃料最高温度 (°C)		被覆管最高温度 (°C) (肉厚中心)		冷却材最高温度 (°C)	
	評価結果	熱設計基準値	評価結果	熱設計基準値	評価結果	熱設計基準値
未臨界状態からの 制御棒の異常な引抜き	約 1,270	2,650	約 470	840	約 470	910
出力運転中の 制御棒の異常な引抜き	約 2,390		約 630		約 620	
1次冷却材流量増大	約 2,410		初期値を 超えない		初期値を 超えない	
1次冷却材流量減少	初期値を 超えない		約 700		約 690	
外部電源喪失	初期値を 超えない		約 650		約 640	
2次冷却材流量増大	約 2,440		約 630		約 620	
2次冷却材流量減少	初期値を 超えない		約 630		約 610	
主冷却器空気流量の増大	約 2,440		約 630		約 620	
主冷却器空気流量の減少	初期値を 超えない		約 630		約 620	
燃料スランピング事故	約 2,410		約 640		約 630	
1次主循環ポンプ軸固着事故	初期値を 超えない		約 730		約 720	
1次冷却材漏えい事故	初期値を 超えない		約 650		約 640	
冷却材流路閉塞事故 (流路閉塞)			約 690			
冷却材流路閉塞事故 (核分裂生成ガスジェット衝突)			約 740			
2次主循環ポンプ軸固着事故	初期値を 超えない		約 630		約 610	
2次冷却材漏えい事故	初期値を 超えない		約 630		約 620	
主送風機風量瞬時低下事故	初期値を 超えない		約 630		約 620	

#### 4.6 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 32 条第 1～3 項）への適合性説明

(炉心等)

第三十二条 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とともに、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。

2 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、原子炉冷却系統、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。

3 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し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

##### 1 について

反応度制御は、ポールナットスクリュ方式による制御棒操作により実施。制御棒の位置を調整することにより反応度（原子炉の出力）を制御する。炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有する【MK-IV炉心の途中出力での反応度係数：別紙 18 参照】とともに、出力変動が発生した場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力変動を制御し得るように設計するものとしており、反応度や主冷却器空気流量のステップ状の変化に起因する出力振動に対して、固有の出力抑制効果及び原子炉冷却材温度制御系の応答動作等により、十分な減衰特性をもたせて安定に制御可能である。また、炉心構成にあっては、燃料集合体の最大個数を 79 体（炉心燃料集合体の最大個数：79 体／照射燃料集合体の最大個数：4 体）に制限するとともに、制御棒や反射体（材料照射用反射体を含む）、照射用実験装置等の炉心構成要素の体数や配置を限定し、原子炉固有の出力抑制特性や反応度制御能力への影響を所定の範囲内とした。標準平衡炉心における反応度係数の核設計計算結果を以下に示す。反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさを考慮し、±20%又は±30%の範囲を制限値として設定する【MK-IV炉心の核特性評価における実測値の考慮：別紙 8 参照／MK-IV炉心の核特性評価における炉心構成等の違いによる変化幅の考慮：別紙 9 参照】。また、最大過剰反応度は、サイクル運転（60 日）末期に過剰反応度が零となることを想定し、燃焼補償用反応度、温度補償用反応度及び出力補償用反応度並びに運転余裕用を積み上げて設定し、反応度制御能力、反応度停止余裕及び最大反応度添加率は、保守的となる制御棒挿入パターンで計算するとともに、計算で求めた反応度値に補正係数を乗じ設定する。これらの遵守状況は設工認段階や運転段階の各段階で確認する。なお、炉内燃料貯蔵ラックに装荷された燃料は、炉心の臨界性に影響を及ぼすことがないものとしている。【炉内燃料貯蔵ラックに装荷された燃料の影響：別紙 6

## 参照】

ドップラ係数	—	$(1.3 \sim 3.3) \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$
温度係数（ドップラ効果を除く。）		
燃料温度係数	—	$(2.2 \sim 4.2) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$
構造材温度係数	—	$(0.8 \sim 1.7) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$
冷却材温度係数	—	$(6.6 \sim 12.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$
炉心支持板温度係数	—	$(1.1 \sim 1.7) \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$
ナトリウムボイド反応度	—	$(1.3 \sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$

※（参考）【核特性評価結果の比較（MK－Ⅱ、Ⅲ、Ⅳ）：別紙 19 参照】

※（参考）【直近に想定される炉心構成を用いた核熱設計結果の概要：別紙 20 参照】

## 2 について

炉心燃料集合体は、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、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よう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、通常運転時における熱的制限値を設定し、これを満たすように設計し、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないようにする。ここでは、反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさを考慮し、±20%又は±30%の範囲を制限値として設定した上で、さらに+10%の変化幅を考慮した上で、事象に応じて上下限值又はゼロを保守的に組み合わせて設定するものとしても、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、原子炉冷却系統、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（熱設計基準値）を超えないことを確認した。燃料最高温度に係る熱設計基準値は、保守的に評価した燃料の融点（約 2720℃）に、さらに測定誤差（35℃）及び工学的判断に基づく安全裕度（35℃）を考慮して 2650℃に設定した。被覆管最高温度に係る熱設計基準値は、照射済被覆管の炉外急速加熱バースト試験データを基に、安全余裕を考慮して 840℃に設定した。冷却材最高温度に係る熱設計基準値は、冷却材が沸騰しない値として 910℃に設定した。【MK－Ⅳ炉心における熱設計基準値、熱的制限値の設定：別紙 12 参照】

## 3 について

燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並びに炉心構造物等は、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、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるように設計する。ここでも、反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさを考慮し、±20%又は±30%の範囲を制限値として設定した上で、さらに+10%の変化幅を考慮した上で、事象に応じて上下限值又はゼロを保守的に組み合わせて設定するものとしても、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の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、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（熱設計基準値）を超えないことを確認した。設計基準事故にあっても、燃料の許容設計限界を超えることはないことから、燃料集合体の変形・破壊が生じることはない。また、これらを支持する炉心構造物についても、変形・破壊が生じることはなく、所要の運転期間において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、燃料被覆材による放射性物質の閉じ込め機能、制御棒の挿入性及び冷却可能な形状は確保される【制御棒と制御棒下部案内管の位置関係：別紙 21 参照】。また、これらは、経年変化に際し、主要な影響因子である中性子照射量に対して、燃料集合体については燃焼度を制限することで、制御棒の挿入性及び冷却可能な形状の確保にあっては、原子炉容器の設計制限中性子照射量（ $>1\text{MeV}$ ）を  $10^{20}\text{n/cm}^2$  とし、有効運転時間 20 年間の寿命中に中性子照射に起因する損傷によって、原子炉の運転に支障が生じることがないものとし、かつ、原子炉容器は、中性子照射に起因する非延性破壊を考慮し、原子炉容器材料の中性子照射による機械的性質の変化を監視するための各種試験片を、原子炉容器内で照射し、定期的に取り出して、その健全性を確認できる構造としている。

## 「炉心の変更」に関する基本方針



## 1. 概要

「常陽」の炉心は、増殖炉心（以下「MK-I炉心」という。）から照射用炉心（以下「MK-II炉心」という。）へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を140MWとした照射用炉心（以下「MK-III炉心」という。）に変更された。本申請では、更に変更を加え、熱出力を100MWとした照射用炉心（以下「MK-IV炉心」という。）を対象とする。「炉心の変更」に関する基本方針を以下に示す。

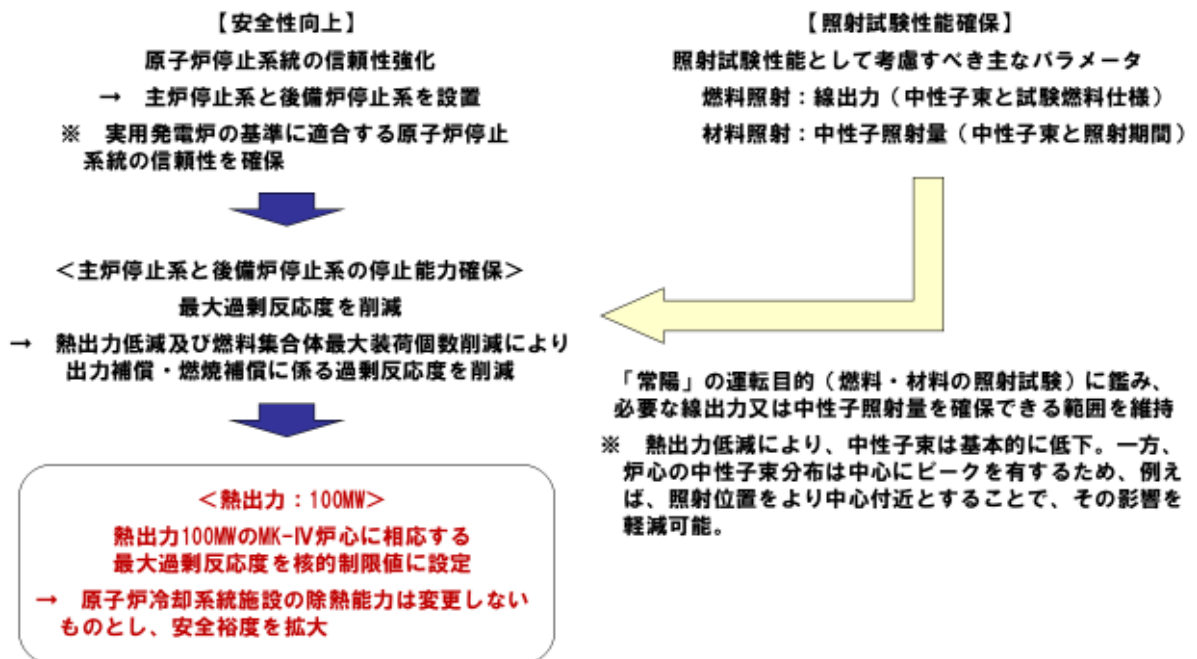
## 2. 「炉心の変更」に関する基本方針

「炉心の変更」は、「常陽」を「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」等に適合させるための変更を行うにあたり、原子炉停止システムの信頼性を強化し、安全性を向上させること、一方で、高速炉燃料材料の開発等のための照射試験に必要な性能を維持することを目的とする（別図 1.1 参照）。

原子炉停止システムは、独立した主炉停止系と後備炉停止系を設けることで信頼性を向上する。それぞれの原子炉停止システムに要求される停止能力の確保には、最大過剰反応度の削減が必要であり、ここでは、熱出力の低減及び燃料集合体最大装荷個数の削減により、出力補償や燃焼補償に係る過剰反応度を削減して対応することとした。一方で、照射試験性能として考慮すべき主なパラメータである線出力と中性子照射量は、熱出力低減により基本的に低下する。必要な線出力又は中性子照射量を確保できる範囲に維持することも「常陽」の運転目的として肝要である。

熱出力を100MWとしたMK-IV炉心は、これらの要件を満足するものであり、当該炉心に相応する最大過剰反応度を核的制限値とする。なお、原子炉冷却システム施設の除熱能力は変更しないものとし、安全裕度を拡大することとしている。

「炉心の変更」に伴って生じる主な変更点等を別図 1.2 に示す。本申請にあつては、MK-IV炉心（熱出力100MW）での核設計や熱設計を実施するとともに、当該設計結果を炉心燃料集合体の機械設計や被ばく評価、安全評価等に反映する。



別図 1.1 「炉心の変更」に関する基本方針

**MK-IV炉心（熱出力100MW）条件として、以下の変更・評価等を実施（最新知見の反映を含む）**

**【核設計における主な変更点】**

- ・ 炉心構成（燃料集合体最大装荷個数削減に対応）
- ・ 核的制限値（最大過剰反応度削減に対応）
- ・ 反応度係数（炉心構成の変更に対応）
- ・ 動特性パラメータ（炉心構成の変更に対応）



**【核熱設計結果の反映】**

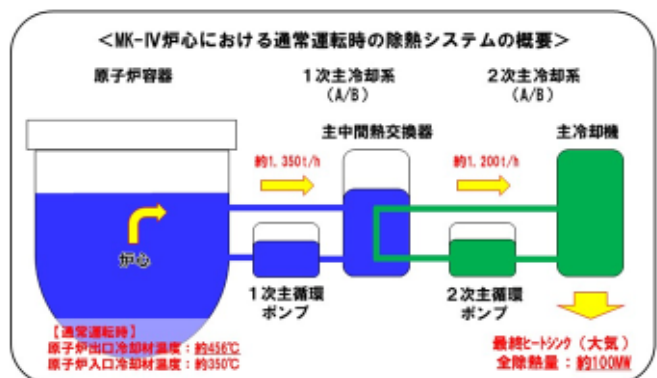
- ・ 炉心燃料集合体の機械設計（使用期間長期化対応を含む）
- ・ 動特性
- ・ 被ばく評価
- ・ 運転時の異常な過渡変化の評価
- ・ 設計基準事故の評価
- ・ 多量の放射性物質等を放出する事故の対策検討・評価

**【熱設計における主な変更点】**

- ・ 熱的制限値（熱出力低下に伴う使用期間長期化に対応）
- ・ 線出力密度や集合体冷却材流量（炉心構成の変更に対応）

**熱的制限値：** 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉停止系統及び安全保護系等の機能とあわせて**熱設計基準値（燃料の許容設計限界）**を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である1.0を超えないよう、定格出力時における制限値として設定

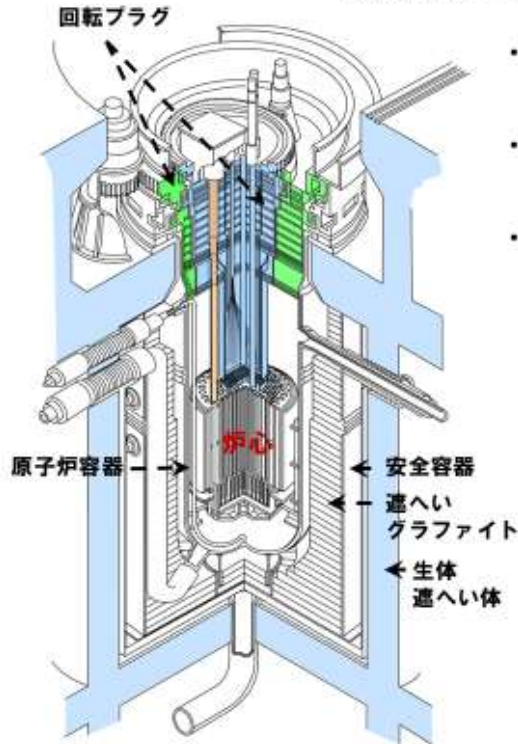
	MK-III炉心（140MW）		MK-IV炉心（100MW）	
	熱的制限値	熱設計基準値	熱的制限値	熱設計基準値
燃料最高温度	2,530℃	2,650℃	2,350℃	2,650℃
被覆管最高温度（肉厚中心）	675℃	830℃	620℃	840℃
冷却材最高温度		910℃		910℃



別図 1.2 「炉心の変更」に伴って生じる主な変更点等

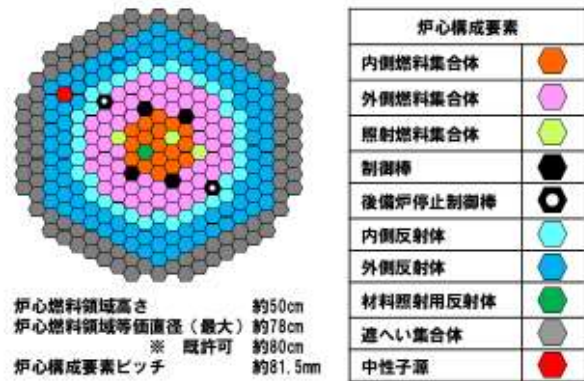
## 炉心構成要素等の概略構造

## 原子炉本体の構造概要

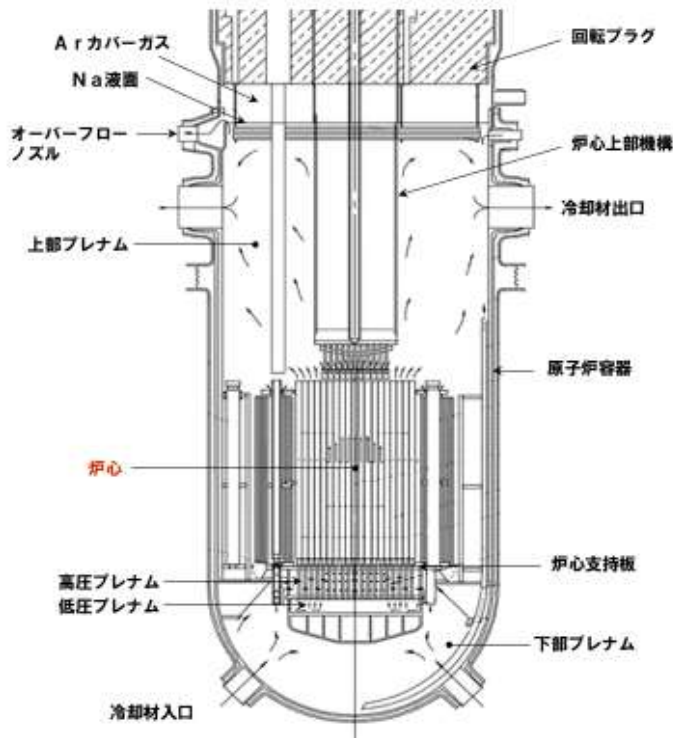


- 燃料集合体、反射体、遮へい集合体、制御棒、後備炉停止制御棒、炉心構造物及び原子炉容器等から構成
- 炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等を蜂の巣状に配列し、全体をほぼ円柱形状とした構造
- 原子炉容器の上部には回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグラファイト及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設置

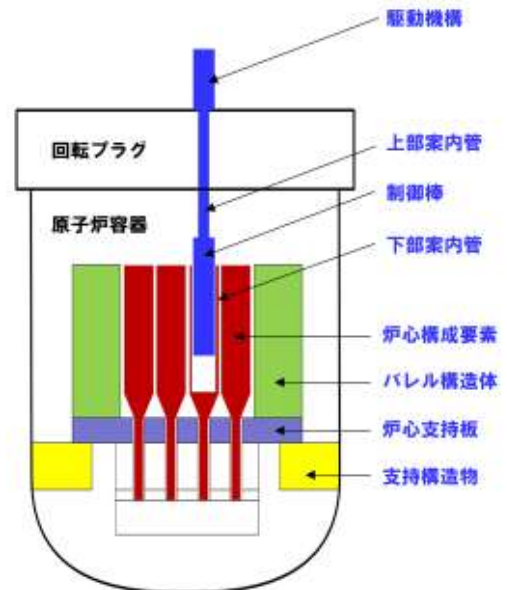
炉心構成例



## 原子炉容器内部の構造概要



構造イメージ図



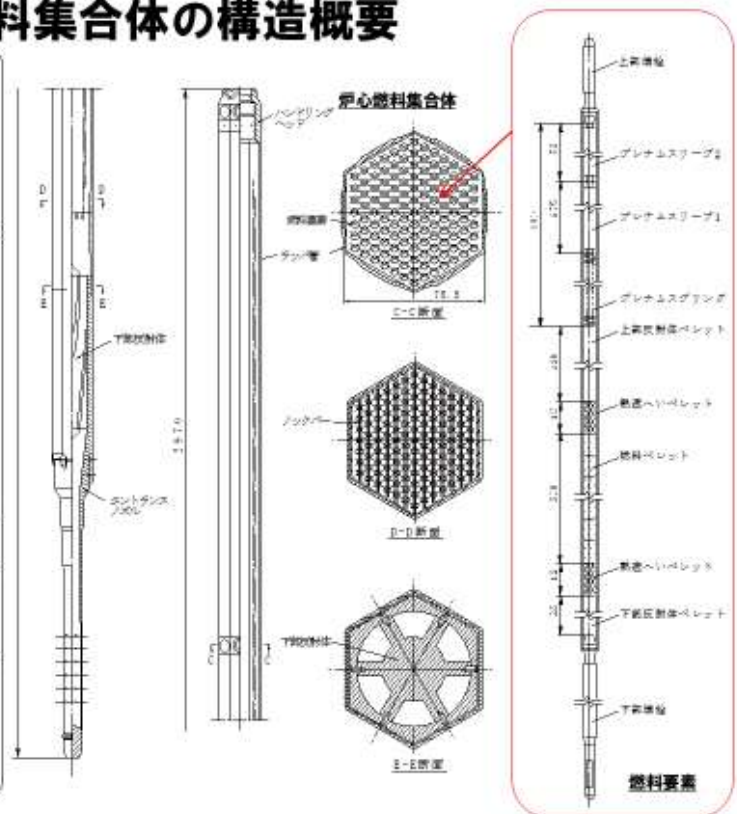


## 炉心構成要素の概要

炉心構成要素	概要
炉心燃料集合体 ・ 内側燃料集合体 ・ 外側燃料集合体	<ul style="list-style-type: none"> <li>核分裂性プルトニウム富化度等が異なる内側/外側燃料集合体の2種類から構成。</li> <li>燃料集合体は、燃料要素、ラッパ管、ハンドリングヘッド、下部反射体及びエントランスノズル等から構成。</li> </ul>
照射燃料集合体 ・ A型照射燃料集合体 ・ B型照射燃料集合体 ・ C型照射燃料集合体 ・ D型照射燃料集合体	<ul style="list-style-type: none"> <li>高速増殖炉用燃料の開発等に使用。</li> <li>燃料要素の被覆管が開孔する可能性のある条件で照射を行う限界照射試験、照射挙動が不明確な材料を燃料材に用いた燃料要素を照射する先行試験、及び照射挙動が不明確な材料を被覆材に用いた燃料要素を照射する基礎試験を実施可能。</li> </ul>
反射体 ・ 内側反射体 ・ 外側反射体 (A) ・ 材料照射用反射体	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心第5、6列に装荷される内側反射体、第6、7、8列に装荷される外側反射体 (A)、及び原子力材料の照射を目的として装荷される材料照射用反射体から構成。</li> <li>外形は炉心燃料集合体と同じ。</li> </ul>
遮へい集合体	<ul style="list-style-type: none"> <li>遮へい集合体は炉心の第9、10列に装荷。外形は炉心燃料集合体と同じ。</li> <li>炭化ほう素ペレットを封入した遮へい要素7本をラッパ管内に収納した構造。</li> </ul>
制御設備及び非常用制御設備 ・ 制御棒及び制御棒駆動系 (主炉停止系) ・ 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系 (後備炉停止系)	<ul style="list-style-type: none"> <li>独立した4式の制御棒及び制御棒駆動系を炉心第3列に配置。</li> <li>独立した2式の後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系を炉心第5列に配置。</li> <li>制御棒は、通常運転時において、ほぼ等しい引き抜き位置にあるように、後備炉停止制御棒は、全引き抜き位置にあるように操作。</li> <li>中性子吸収材には炭化ほう素のペレットを使用。中性子吸収材充填部をヘリウム雰囲気とするヘリウムボンド型と、ナトリウム雰囲気とするナトリウムボンド型を使用。</li> </ul>
実験設備 ・ 計測線付実験装置 ・ 照射用実験装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>計測線付実験装置は、照射中の温度等をオンラインで測定できるように、試料部等に検出器を取付け、試験目的に応じ原子炉運転中に試料部を上下駆動できる構造。</li> <li>照射用実験装置は、燃料体に該当しない核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物、高速炉用材料等の照射試験等に使用。本体設備と必要に応じてスペクトル調整設備で構成。</li> </ul>
中性子源	<ul style="list-style-type: none"> <li>中性子源として、Sb-Beを使用。</li> </ul>

## 炉心燃料集合体の構造概要

- 核分裂性プルトニウム富化度等が異なる内側燃料集合体 (炉心第0列から第2列に装荷) 外側燃料集合体 (炉心第3列から第5列に装荷) の2種類から構成。
- 燃料要素は、燃料材を有する炉心燃料要素 (内側) 及び炉心燃料要素 (外側) の2種類から構成。隣接する燃料要素間の間隙を保持するため、燃料要素にはスパイラルワイヤを巻く。
- 燃料材として、プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレットを使用。  
ウラン濃縮度：約18wt%  
核分裂性プルトニウム富化度：約16wt% (内側) 約21wt% (外側)
- 被覆管材料として、SUS316相当ステンレス鋼又は高Niオーステナイト系ステンレス鋼 (A) を使用。
- 燃料集合体は、燃料要素、ラッパ管、ハンドリングヘッド、下部反射体及びエントランスノズル等から構成し、127本の燃料要素を正三角格子状に配列して、これらをラッパ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造。
- 炉心燃料集合体の装荷個数は、照射燃料集合体及び照射用実験装置の核分裂性物質質量の変化、装荷位置及び個数の変化等に対して、必要な反応度を維持するように調整。  
(最大個数：79体 (内側：19体、外側：60体))



## 照射燃料集合体の概要（1/2）

A型	B型	C型	D型
<ul style="list-style-type: none"> <li>試料部の周囲に、スパイラルワイヤを巻いたA型用炉心燃料要素を炉心燃料集合体と同じ燃料要素ピッチで正三角格子状に配置した構造。</li> <li>試料部は、燃料要素7本のバンドルとし二重のステンレス鋼の試料部六角管に納めた「バンドル型」、α型コンパートメント1本又はβ型コンパートメント1本をステンレス鋼の試料部六角管に納めた「コンパートメント型」を使用。</li> <li>コンパートメント型は、コンパートメントを適宜取り出すことにより、照射中の燃料要素の健全性を確認可能。</li> <li>燃料材が占める体積比率が比較的大きいため、高い中性子束による照射試験が可能。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>試料部を装填したγ型コンパートメント6本を、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに配置した構造。</li> <li>ほぼ同一の照射条件下でパラメトリックなデータの取得が可能。また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を確認可能。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料要素最大91本のバンドルをステンレス鋼の試料部六角管に納めた構造。</li> <li>同時に多数の照射データを取得可能。燃料要素の健全性を統計的に確認可能。</li> <li>照射条件をオンライン計測するものによっては、検出器を取り付け、計測線を炉外に引き出す構造。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、γ型コンパートメント6本、δ型コンパートメント18本、又は、混在させて配置した構造。</li> <li>ほぼ同一の照射条件下で燃料要素1本ごとに最大18のパラメータを設定して照射データを取得可能。また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を確認可能。</li> </ul>

※ コンパートメント：照射燃料集合体の内部において独自に冷却材流量を設定できる二重の内筒管（α型コンパートメントにおいては、外管に六角管も使用）。装填する燃料要素の種類及び本数並びに構造及び主要寸法等の組合せによりα型、β型、γ型及びδ型コンパートメントの4種類に分類。

α型	ワイヤスペース型/グリッドスペース型
β型	ワイヤスペース型/シュラウド管型
γ型	ワイヤスペース型/グリッドスペース型
	先行試験用（ワイヤスペース型/シュラウド管型） 基礎試験用（ワイヤスペース型/シュラウド管型）
δ型	ワイヤスペース型/シュラウド管型

## 照射燃料集合体の概要（2/2）

- 計画された範囲でその健全性を喪失するものとして、  
燃料要素の被覆管が開孔する可能性のある条件で照射を行う限界照射試験  
（A型：年間最大4回、B又はD型：年間最大1回）  
照射挙動が不明確な材料を燃料材に用いた燃料要素を照射する先行試験  
（B型：年間最大14回（定格出力を上回らない目標出力の場合がある。））  
照射挙動が不明確な材料を被覆材に用いた燃料要素を照射する基礎試験  
（B型：年間最大14回）  
を実施可能。
- 照射燃料集合体は、炉心燃料集合体と同様に、燃料要素、ラッパ管、ハンドリングヘッド及びエントランスノズル等から構成。  
⇒ 炉心燃料集合体に準じて、輸送中又は取扱中において、著しい変形が生じないことを確認。
- 照射燃料集合体の装荷により炉心の核熱特性に過大な影響を与えないように、装荷位置及び装荷個数を決定。  
照射燃料集合体は炉心燃料領域に装荷。

照射燃料集合体の最大個数 4体 ※ 炉心燃料集合体+照射燃料集合体+照射用実験装置（炉心燃料領域）≦79体  
※ 照射燃料集合体1体の核分裂性物質質量≦炉心燃料集合体の核分裂性物質質量  
※ A型（試験用要素装填時）≦2体、  
B型（限界照射試験用要素装填時）又はD型（限界照射試験用要素装填時）≦1体

⇒ 照射燃料集合体1体の核分裂性物質質量、装荷個数、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において計画された範囲でその健全性を喪失する限界照射試験用要素によっては年間照射試験回数を制限することで、放射性物質の漏えい量を抑制。放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が所定の値を超える場合には、当該廃ガスを貯留タンクに圧入貯蔵。

## 照射燃料集合体に装填する燃料要素の概要 (1/2)

種類*	装荷可能な照射燃料集合体	燃料仕様
III型特殊燃料要素	A、B、C、D	燃料材 : プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット 燃料ペレット外径 : 5.3~7.5mm / 燃料ペレット内径 (中空) : 約2mm、燃料要素有効長さ : 50cm以下*2 最高燃焼度 : 130,000MWd/t、Pu含有率 : 32wt%以下、Pu同位体組成比 : 原子炉級、U濃縮度 : 26wt%以下
IV型特殊燃料要素	A、B、C、D	燃料材 : プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット 燃料ペレット外径 : 5.18~6.18mm / 燃料ペレット内径 (中空) : 約2mm、燃料要素有効長さ : 50cm以下*2 最高燃焼度 : 130,000MWd/t、Pu含有率32wt%以下、Pu同位体組成比 : 原子炉級、U濃縮度 : 24wt%以下
III型限界照射試験用要素	A*2、B、D	燃料材 : プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット 燃料ペレット外径 : 5.3~7.5mm / 燃料ペレット内径 (中空) : 約2mm、燃料要素有効長さ : 50cm以下*2 最高燃焼度 : 200,000MWd/t*4、Pu含有率 : 32wt%以下、Pu同位体組成比 : 原子炉級、U濃縮度 : 26wt%以下
IV型限界照射試験用要素	A*2、B、D	燃料材 : プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット 燃料ペレット外径 : 5.18~6.18mm / 燃料ペレット内径 (中空) : 約2mm、燃料要素有効長さ : 50cm以下*2 最高燃焼度 : 200,000MWd/t*4、Pu含有率32wt%以下、Pu同位体組成比 : 原子炉級、U濃縮度 : 24wt%以下
先行試験用要素	B	燃料材 : プルトニウム又はウランの単体、又は混合物の酸化物、炭化物、窒化物又は金属*3 燃料材外径 : 4.6~7.5mm / 燃料ペレット内径 (中空) : 約2mm、燃料要素有効長さ : 50cm以下*2 最高燃焼度 : 200,000MWd/t、Pu同位体組成比 : 原子炉級
基礎試験用要素	B	燃料材 : プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット、プルトニウム・ウラン混合炭化物焼結ペレット、プルトニウム・ウラン混合窒化物焼結ペレット、プルトニウム・ウラン混合金属スラグ (Pu含有率それぞれ32wt%以下、25wt%以下、30wt%以下、20wt%以下) 燃料ペレット外径 : 4.6~7.5mm / 燃料ペレット内径 (中空) : 約2mm、燃料要素有効長さ : 50cm以下*2 最高燃焼度 : 200,000MWd/t、Pu同位体組成比 : 原子炉級
A型用炉心燃料要素 (内/外)	A	燃料材 : プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット 燃料ペレット外径 : 約4.6mm、燃料要素有効長さ : 50cm以下*2 最高燃焼度 : 90,000MWd/t、Pu含有率32wt%以下、Pu同位体組成比 : 原子炉級、U濃縮度 : 約18wt%
限界照射試験用補助要素	B、D	燃料材 : プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット (Pu含有率32wt%以下、U濃縮度26wt%以下) 燃料ペレット外径 : 5.3~6.6mm、燃料要素有効長さ : 50cm以下*2 最高燃焼度 : 130,000MWd/t、Pu含有率 : 32wt%以下、Pu同位体組成比 : 原子炉級、U濃縮度 : 26wt%以下

\*1 : 今後の照射試験計画等を踏まえ、I型特殊燃料要素、II型特殊燃料要素、I型限界照射試験用要素、II型限界照射試験用要素、高線出力試験用要素、炭化物試験用要素、窒化物試験用要素、FFDL試験用要素を削減。

\*2 : コンパートメント型を使用。

\*3 : MK-II炉心から継続して使用する燃料要素の場合は55cm以下

\*4 : B型又はD型照射燃料集合体装填時

\*5 : 試験目的に応じて、マイナーアクチノイドや核分裂生成物を混入 (≦50wt%)。また、ペレットでない酸化物において、ウラン金属を混入し、O/M比を調整可能 (≦10wt%)。

## 照射燃料集合体に装填する燃料要素の概要 (2/2)

種類	被覆管仕様	熱的制限値	熱設計基準値
III型特殊燃料要素	被覆管外径 : 6.4~8.5mm / 被覆管肉厚 : 0.4~0.7mm 被覆管材料 : オーステナイト系ステンレス鋼	燃料最高温度 : 2,540°C 被覆管最高温度 : 700°C	燃料最高温度 : 2,680°C 被覆管最高温度 : 890°C 冷却材最高温度 : 910°C
IV型特殊燃料要素	被覆管外径 : 6.5~7.5mm / 被覆管肉厚 : 0.56~0.76mm 被覆管材料 : 高速炉用フェライト系ステンレス鋼	燃料最高温度 : 2,540°C 被覆管最高温度 : 610°C	燃料最高温度 : 2,680°C 被覆管最高温度 : 810°C 冷却材最高温度 : 910°C
III型限界照射試験用要素	被覆管外径 : 6.4~7.5mm / 被覆管肉厚 : 0.4~0.7mm 被覆管材料 : オーステナイト系ステンレス鋼	燃料最高温度 : 2,540°C、2,680°C (試験用要素の被覆管開孔時) 被覆管最高温度 : 750°C (A型)、700°C (B型及びD型)	燃料最高温度 : 2,680°C 被覆管最高温度 : 890°C 冷却材最高温度 : 910°C
IV型限界照射試験用要素	被覆管外径 : 6.5~7.5mm / 被覆管肉厚 : 0.56~0.76mm 被覆管材料 : 高速炉用フェライト系ステンレス鋼	燃料最高温度 : 2,540°C、2,680°C (試験用要素の被覆管開孔時) 被覆管最高温度 : 660°C (A型)、610°C (B型及びD型)	燃料最高温度 : 2,680°C 被覆管最高温度 : 810°C 冷却材最高温度 : 910°C
先行試験用要素	被覆管外径 : 5.4~8.5mm / 被覆管肉厚 : 0.3~0.8mm 被覆管材料 : オーステナイト系ステンレス鋼又は高速炉用フェライト系ステンレス鋼 (酸化物分散強化型を含む) ※ 先行試験用Y型コンパートメント (内壁構造容器 : SUS316相当ステンレス鋼) に装填	燃料最高温度 : 溶解温度以下 燃料最大溶解割合 : 20% (酸化物) 被覆管最高温度 : 750°C 内壁構造容器最高温度 : 675°C	燃料最高温度 : 溶解温度以下 燃料最大溶解割合 : 30% (酸化物) 被覆管最高温度 : 890°C 内壁構造容器最高温度 : 890°C 冷却材最高温度 : 910°C
基礎試験用要素	被覆管外径 : 5.4~8.5mm / 被覆管肉厚 : 0.3~0.8mm 被覆管材料 : ステンレス鋼 ※ 基礎試験用Y型コンパートメント (密封構造容器 : SUS316相当ステンレス鋼) に装填	燃料最高温度 : 溶解温度以下 被覆管最高温度 : 750°C 密封構造容器最高温度 : 675°C	燃料最高温度 : 溶解温度以下 被覆管最高温度 : 890°C 密封構造容器最高温度 : 890°C 冷却材最高温度 : 910°C
A型用炉心燃料要素 (内/外)	被覆管外径 : 5.5mm / 被覆管肉厚 : 約0.35mm	燃料最高温度 : 2,350°C 被覆管最高温度 : 620°C	燃料最高温度 : 2,650°C 被覆管最高温度 : 840°C 冷却材最高温度 : 910°C
限界照射試験用補助要素	被覆管外径 : 6.4~7.5mm / 被覆管肉厚 : 0.4~0.6mm	燃料最高温度 : 2,540°C、2,680°C (試験用要素の被覆管開孔時) 被覆管最高温度 : 700°C、890°C (試験用要素の被覆管開孔時)	燃料最高温度 : 2,680°C 被覆管最高温度 : 890°C 冷却材最高温度 : 910°C

# 照射燃料集合体のコンパートメントの概要

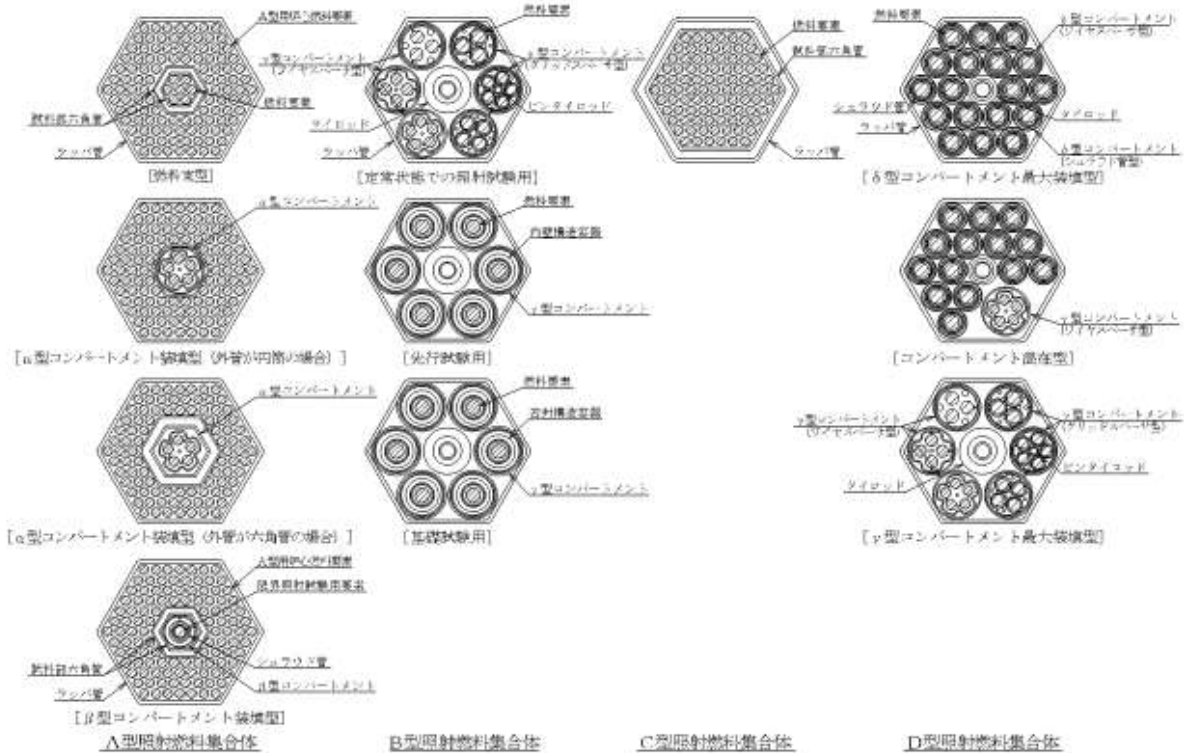
コンパートメントの種類		装填可能な燃料要素（燃料要素の本数）	装荷可能な照射燃料集合体（コンパートメントの本数）	
α型コンパートメント ※ 燃料要素最大5本をピンタイロッドの周囲に配置	ワイヤスペース型	III型特殊燃料要素（最大5本）/IV型特殊燃料要素（最大5本）	A（最大1本）	
	グリッドスペース型	III型特殊燃料要素（最大5本）/IV型特殊燃料要素（最大5本）		
β型コンパートメント ※ 燃料要素1本をシュラウド管に装填	ワイヤスペース型	III型限界照射試験用要素（最大1本）*1 IV型限界照射試験用要素（最大1本）*1	A（最大1本）	
	シュラウド管型	III型限界照射試験用要素（最大1本）*1 IV型限界照射試験用要素（最大1本）*1		
γ型コンパートメント	ワイヤスペース型 ※ 燃料要素最大5本をピンタイロッドの周囲に配置	III型特殊燃料要素（最大5本）/IV型特殊燃料要素（最大5本） III型限界照射試験用要素（最大1本）*1 IV型限界照射試験用要素（最大1本）*1 限界照射試験用補助要素（最大3本）	B（6本）	
		III型特殊燃料要素（最大5本）/IV型特殊燃料要素（最大5本） III型限界照射試験用要素（最大1本）*1 IV型限界照射試験用要素（最大1本）*1 限界照射試験用補助要素（最大3本）		
	先行試験用 ※ 内壁構造容器に燃料要素1本を装填。内壁構造容器1本を収納。	ワイヤスペース型	先行試験用要素（1本）*2	D（最大6本）
		シュラウド管型	先行試験用要素（1本）*2	
	基礎試験用 ※ 密封構造容器に燃料要素1本を装填。密封構造容器1本を収納。	ワイヤスペース型	基礎試験用要素（1本）*2	D（最大6本）
		シュラウド管型	基礎試験用要素（1本）*2	
δ型コンパートメント ※ 燃料要素1本をシュラウド管に装填	ワイヤスペース型	III型特殊燃料要素（最大1本）/IV型特殊燃料要素（最大1本）	D（最大18本）	
	シュラウド管型	III型特殊燃料要素（最大1本）/IV型特殊燃料要素（最大1本）		

\*1：コンパートメントの冷却材出口部は多数の小口径の孔とし、万一、限界照射試験用要素の開口部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。

\*2：燃料溶融状態の先行試験用要素の被覆管の破損が生じた場合でも、内壁構造容器の健全性が確保される構造とするとともに、内壁構造容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とし、万一、先行試験用要素の被覆管の破損部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。

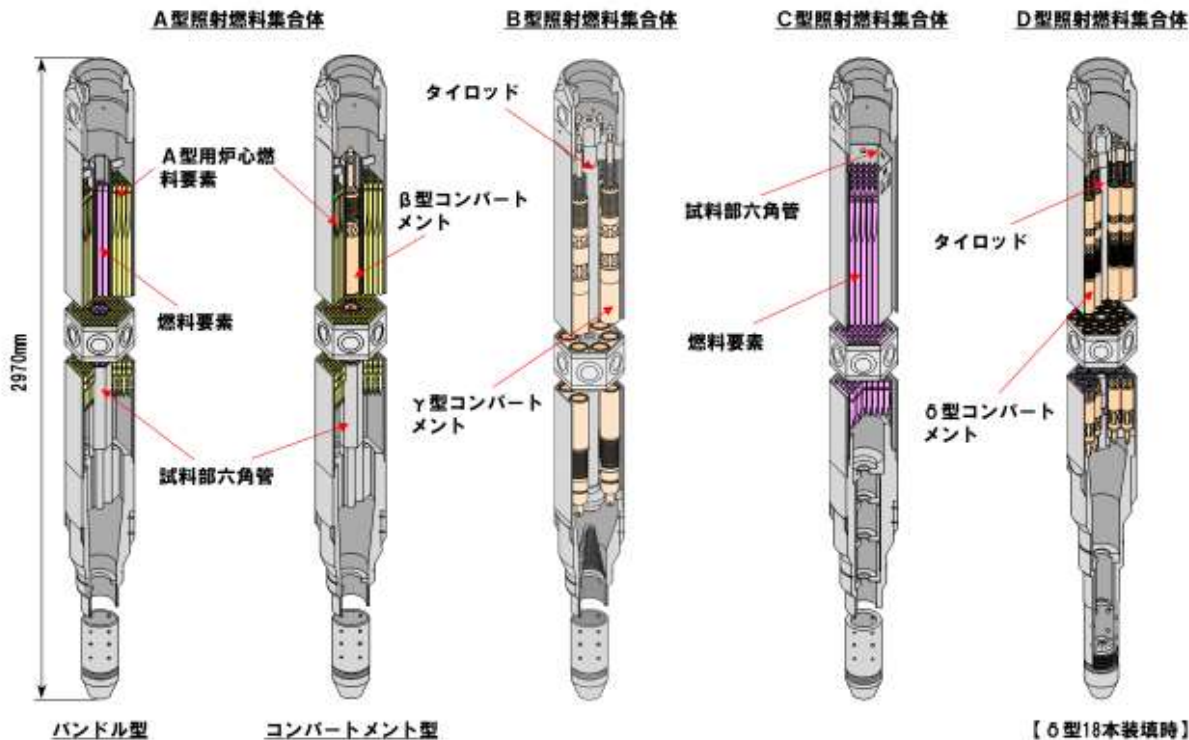
\*3：基礎試験用要素の被覆管が開口した場合でも、密封構造容器の健全性が確保される構造とする。

## 照射燃料集合体の構造概略図（1/3）





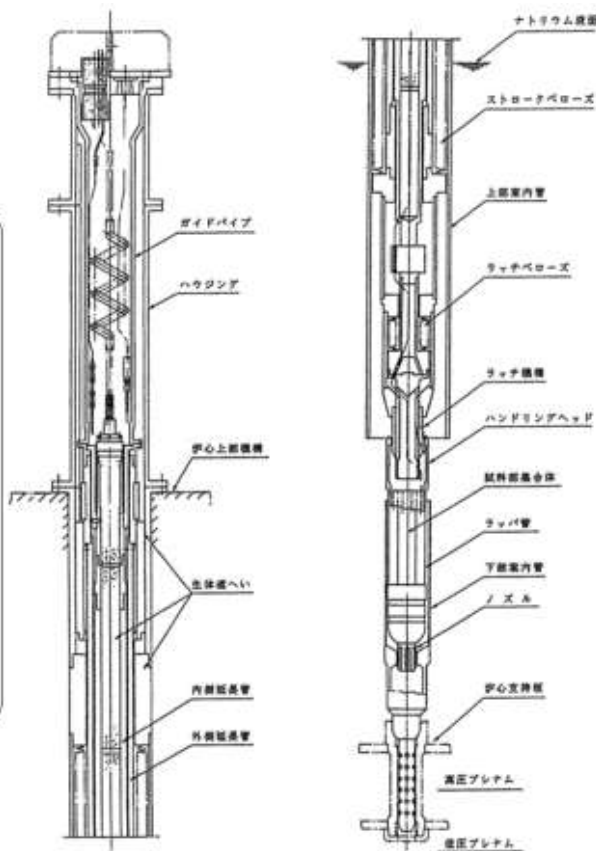
## 照射燃料集合体の構造概略図 (2/3)



## 照射燃料集合体の構造概略図 (3/3)

### 計測線付C型照射燃料集合体

- 試料部等に検出器を取り付け、計測線を炉外に引き出す構造。
- 内側延長管、外側延長管、ハウジング等の上部構造により炉心上部機構に支持。上部案内管、外側延長管及び内側延長管の間隙には、ステンレス鋼、炭化ほう素等の遮蔽体を設置。
- 試料部は、燃料交換時に回転プラグが回転できるように、下部案内管によりガイドして上部案内管に引き上げる。
- 計測線は、照射試験終了後、計測線付C型照射燃料集合体の取り出し時に、内側延長管と外側延長管により切断する。



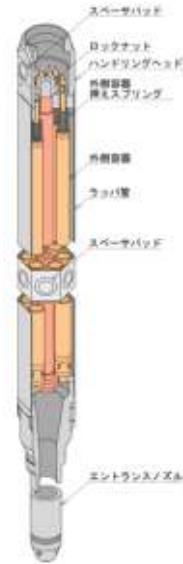
## 実験設備の概要 (1/2)

計測線付 実験装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高速増殖炉用機器・システム開発のための炉内試験等を行うための設備。</li> <li>・ 上部構造、案内管及び試料部から構成。</li> <li>・ 試料部には、試験目的に応じ、上部構造に設置した電磁石により保持できる試験体、原子炉用構造材料等からなる照射試験片を収納した試験体及び熱電対等のモニタ類を装備した試験体等を使用（核燃料物質及び放射性物質：無）。</li> <li>・ 案内管及び試料部は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷。</li> <li>・ 試験目的に応じ、原子炉運転中に試料部を案内管内で上下駆動できる構造とする場合、試料部を上下駆動させても、炉心の核特性に有意な影響を与えないように設計。また、試料部を上下駆動するための設備は、中央制御室と相互に連絡することができる場所に設置。</li> <li>・ 試料部等に検出器を取り付け、計測線を上部構造を通じて原子炉容器外に引き出すことで、照射中の温度等をオンラインで測定。</li> <li>・ 原子炉施設の健全性を確保するために当該実験装置の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の原子炉の安全上必要なパラメータを有する場合には、これらを中央制御室に表示。</li> </ul>
--------------	---

## 実験設備の概要 (2/2)

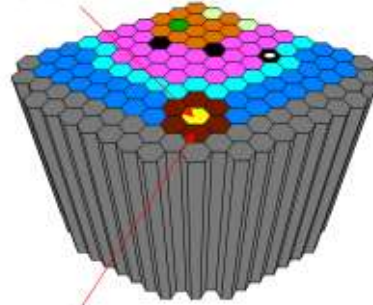
照射用 実験装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高速増殖炉用燃料・材料の照射試験等を行うための設備</li> <li>・ 照射物には、燃料体に該当しない核燃料物質（プルトニウム、ウラン又はトリウムの単体又は混合物の化合物又は金属）、マイナーアクチニド、核分裂生成物、高速炉用材料等（これらの混合物を含む。）を使用。照射物はステンレス鋼の照射試料キャプセルに密封。</li> <li>・ 核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填する場合は、照射試料をSUS316相当ステンレス鋼の外側容器に装填。外側容器は、先行試験用γ型コンパートメントの内壁構造容器若しくは基礎試験用γ型コンパートメントの密封構造容器と同等の構造。             <ul style="list-style-type: none"> <li>⇒ 照射試料キャプセルの破損が生じた場合でも、外側容器の健全性を確保。内壁構造容器と同等の構造の外側容器を使用する場合にあっては、外側容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とする等、万一、照射試料キャプセルが破損した場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の照射試料粒子が照射用実験装置の外側へ漏れ出ない構造とし、原子炉の安全機能を損なうことがないように設計。</li> </ul> </li> <li>・ 本体設備は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷して使用。スペクトル調整設備は、ベリリウム若しくは水素含有金属等をラッパ管に内包した構造。照射試験の目的に応じて、照射位置における中性子スペクトルを調整するため、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、本体設備の周囲に装荷（炉心燃料領域を除く）。             <ul style="list-style-type: none"> <li>※ 最大過剰反応度及び反応度停止余裕、反応度係数、熱設計基準値及び熱的制限値、熱特性主要目等の記載値を超えないように装荷。</li> </ul> </li> <li>・ 核燃料物質を装填する場合にあっては、本体設備1体あたりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体（内側）1体あたりの核分裂性物質質量の15%を超えないものに制限。             <ul style="list-style-type: none"> <li>また、炉心燃料領域に装荷する本体設備の最大装荷個数は、照射燃料集合体及び照射用実験装置の合計が4体を超えないものとする等により、原子炉容器内の核分裂性物質質量を制限（最高燃焼度：200,000MWd/t（核分裂するものの場合））。</li> <li>本体設備1体あたりの最大発熱量を140kW以下に制限。</li> </ul> </li> </ul>
-------------	--

## 照射用実験装置の概要



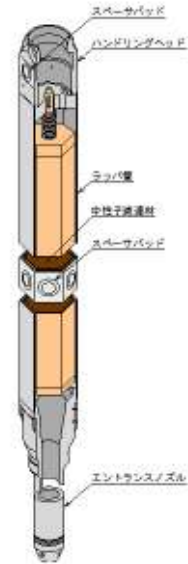
本体設備

照射用実験装置（本体設備）



照射用実験装置（スペクトル調整設備）

※必要に応じて周囲に中性子減速材を配置



スペクトル調整設備

## 反射体及び遮へい集合体の概要

- ・反射体は、
  - 炉心の第5、6列に装荷される内側反射体
  - 第6、7、8列に装荷される外側反射体（A）
  - 原子力材料の照射を目的として装荷される材料照射用反射体から構成。

遮へい集合体は炉心の第9、10列に装荷。

反射体・遮へい集合体の外形は炉心燃料集合体と同じ。

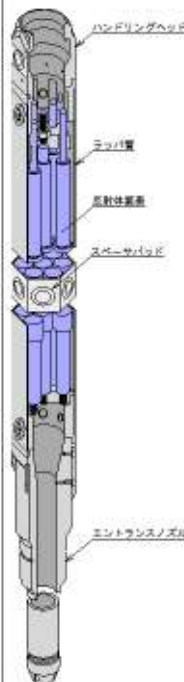
- ・内側反射体は、ステンレス鋼丸棒の反射体要素7本を上下グリッド板にて支持し、7本ロッドクラスタとしてラッパ管に収納した構造。

- ・外側反射体（A）は、正六角断面のステンレス鋼製の積層板から構成する反射体要素をラッパ管に収納した構造。

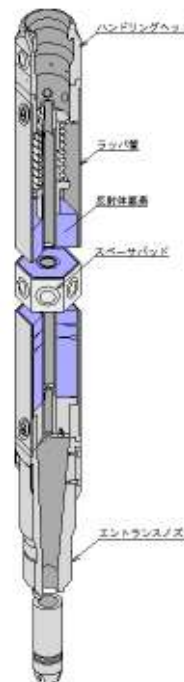
- ・材料照射用反射体は、炉心燃料領域、反射体領域又は遮へい集合体領域に装荷され、原子力材料の照射試験に使用。

炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体は最大1体。ラッパ管内には、原子力材料の照射用試験片を収納。

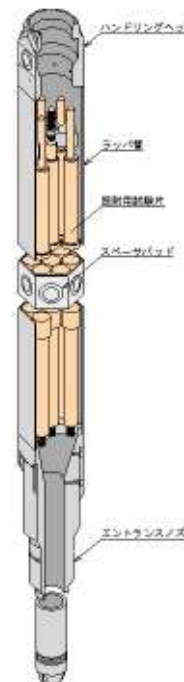
- ・遮へい集合体は、炭化ほう素ペレットを封入した遮へい要素7本を上下グリッド板で支持し、ラッパ管内に収納した構造。



内側反射体



外側反射体 (A)



材料照射用反射体



遮へい集合体



## 照射燃料集合体、計測線付実験装置、照射用実験装置 及び材料照射用反射体に係る安全確保の考え方 －安全確保のための設置変更許可段階における規定－

### 設置変更許可段階

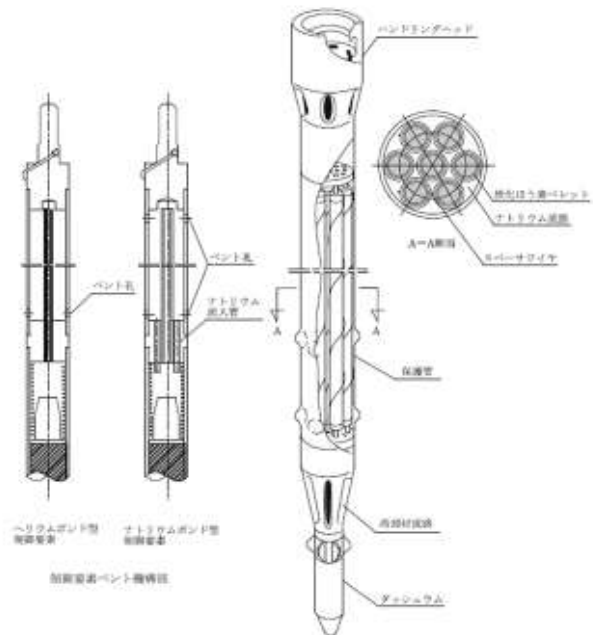
基本仕様に係る制限事項を規定	: 燃料材や被覆管材料の種類・寸法の範囲、集合体等の基本構造他
試験計画の範囲に係る制限事項を規定	: 熱設計基準値、熱的制限値、機械設計方針他
核熱特性への影響抑制や放射性物質の漏えい量抑制に係る制限事項を規定	: 装荷個数、装荷位置、核分裂性物質質量他

### <参考>

- ➡ **設工認段階**
  - ・ 試験目的に応じた照射燃料集合体等の設計条件・設計仕様及び炉心装荷位置（列）の確定
  - ・ 当該照射燃料集合体等の設計仕様に基づき熱設計・機械設計を実施
  - ・ 当該照射燃料集合体等の装荷による炉心核特性への影響を評価  
(核的制限値及び熱的制限値、また、核特性値の変化範囲を満足することを評価)
- ➡ **運転段階**
  - ・ 設工認に基づき、必要な使用前検査を受検
  - ・ 原子炉施設保安規定に基づき、サイクル運転に先立ち、炉心構成の制限事項（個数、熱的制限値、核的制限値）の遵守や、核特性への影響が所定の範囲内であることを評価・確認

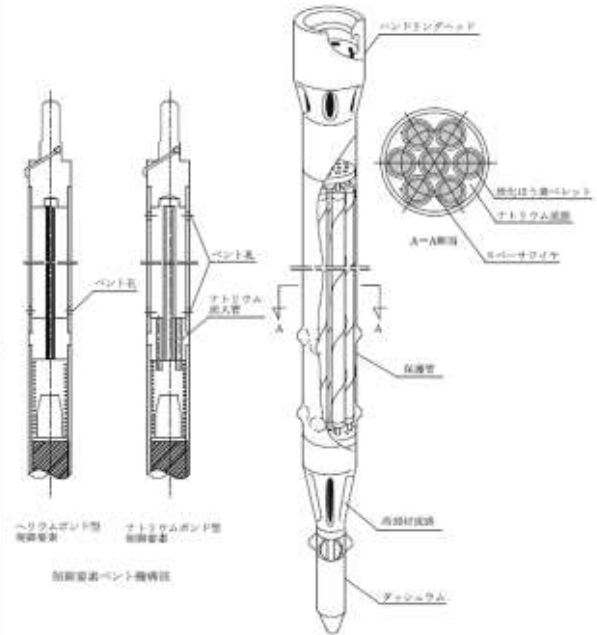
### 制御棒及び制御棒駆動系（主炉停止系） 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系（後備炉停止系）の概要（1/2）

- ・ 独立した4式の制御棒及び制御棒駆動系を設置。  
制御棒4本を炉心第3列に配置。
- ・ 独立した2式の後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系を設置。  
後備炉停止制御棒2本を炉心第5列に配置。
- ・ 制御棒は、通常運転時において、ほぼ等しい引き抜き位置にあるように、後備炉停止制御棒は、全引き抜き位置にあるように操作。
- ・ 中性子吸収材には炭化ほう素のペレットを使用  
中性子吸収材有効長さ：約65cm  
核的寿命：10%（軸方向平均<sup>10</sup>B燃焼度）。
- 中性子吸収材充填部を、  
ヘリウム雰囲気とするヘリウムボンド型と、  
ナトリウム雰囲気とするナトリウムボンド型がある。
- ・ 炉心の反応度（原子炉の出力）は、制御棒の位置を調整することで制御。  
ボールナットスクリュを回転させることで、制御棒を上下駆動  
（駆動速度：13cm/min以下（引抜・挿入時））。



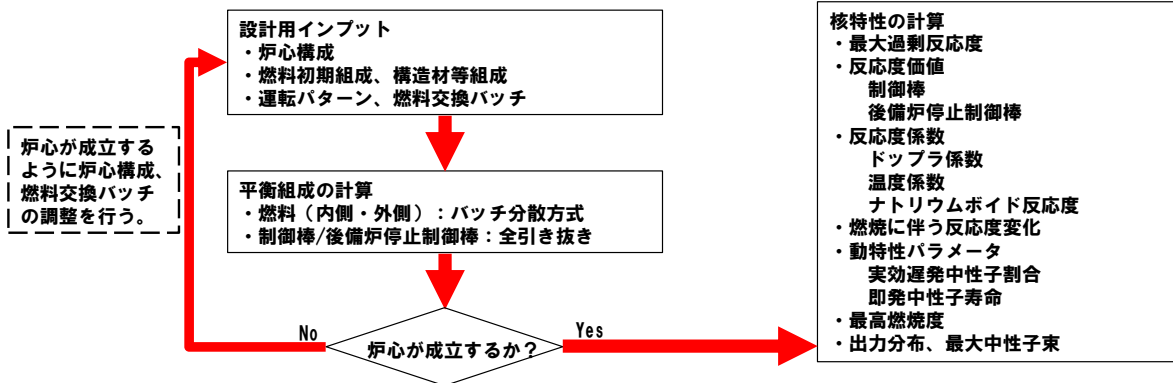
**制御棒及び制御棒駆動系（主炉停止系）  
後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系（後備炉停止系）の概要（2/2）**

- ・原子炉スクラム時には、保持電磁石励磁断により、制御棒がテラッチ。  
制御棒は、自重及びスプリングにより加速されて、炉心に落下・挿入され、原子炉は停止（バネ加速重力落下方式）。
- ・後備炉停止系は、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、原子炉を停止するように設計。  
後備炉停止制御棒駆動系は、後備炉停止制御棒駆動機構、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管及び後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管から構成（主炉停止系に同じ）。  
原子炉スクラム時には、バネ加速重力落下方式により、原子炉を停止。
- ・原子炉スクラムに必要な機能（バネ加速重力落下方式）は、炉心の反応度（原子炉の出力）を制御するために使用する機能（ボールナットスクリュ方式）の故障が発生した場合においても動作可能。
- ・スクラム時挿入時間は、保持電磁石励磁断から反応度値90%挿入までを0.8秒以下。  
制御棒及び後備炉停止制御棒は、基準地震動 $S_3$ の設計用地震波に基づく最大想定変位時においても十分な余裕をもって挿入できるように設計。  
個々の制御棒及び後備炉停止制御棒は全て別々に取付け、取外しが可能。



## 標準平衡炉心の作成方法

# 炉心設計方法

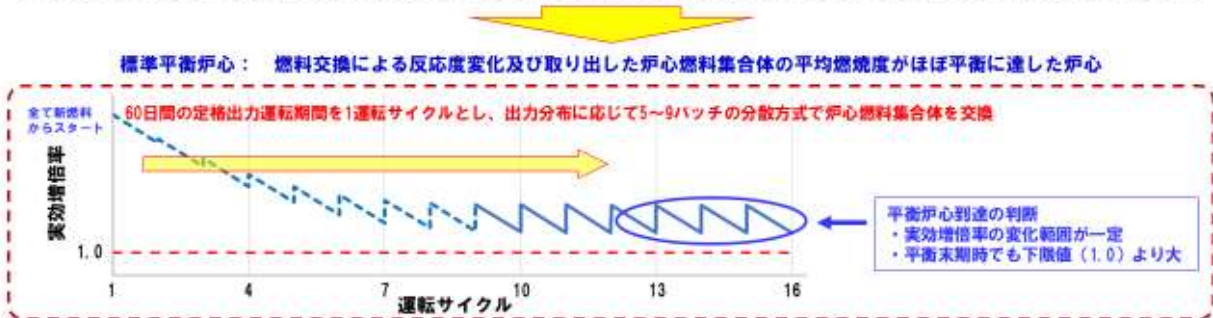


## MK-IV炉心の核熱設計に使用する標準平衡炉心の作成方法

**標準炉心**

- 炉心燃料集合体や照射燃料集合体等の個数を最大あるいは最小として設定するのではなく、照射燃料集合体及び材料照射用反射体の装荷パターンが、今後の運転期間を代表するものとする。
- 装荷パターンが異なる他の炉心の核熱特性を代表できるものとし、核燃料物質の充填率が少ないあるいはまったく充填されない集合体が燃料領域に装荷される効果を、現実的な範囲で想定したものとする。

炉心構成要素	装荷数(体)
内側燃料集合体	17
外側燃料集合体	58
照射燃料集合体	3
制御棒	4
後備炉停止制御棒	2
内側反射体	36
外側反射体	95
材料照射用反射体	1
遮へい集合体	96
中性子源	1

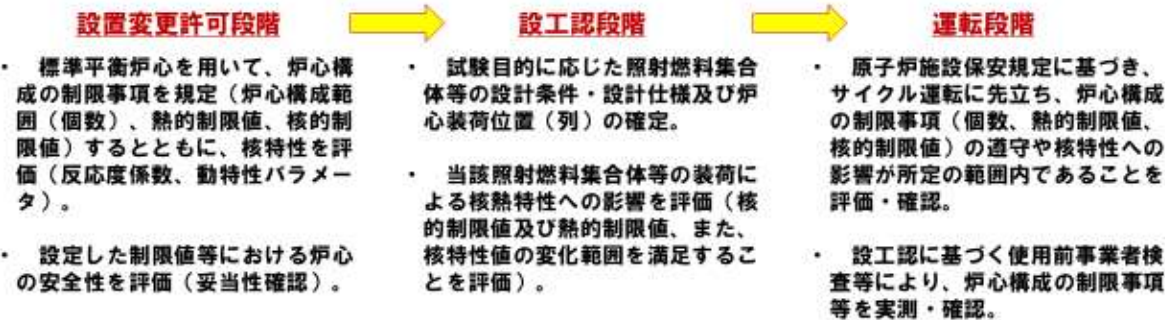


標準平衡炉心を用いた核熱設計における保守性の確保

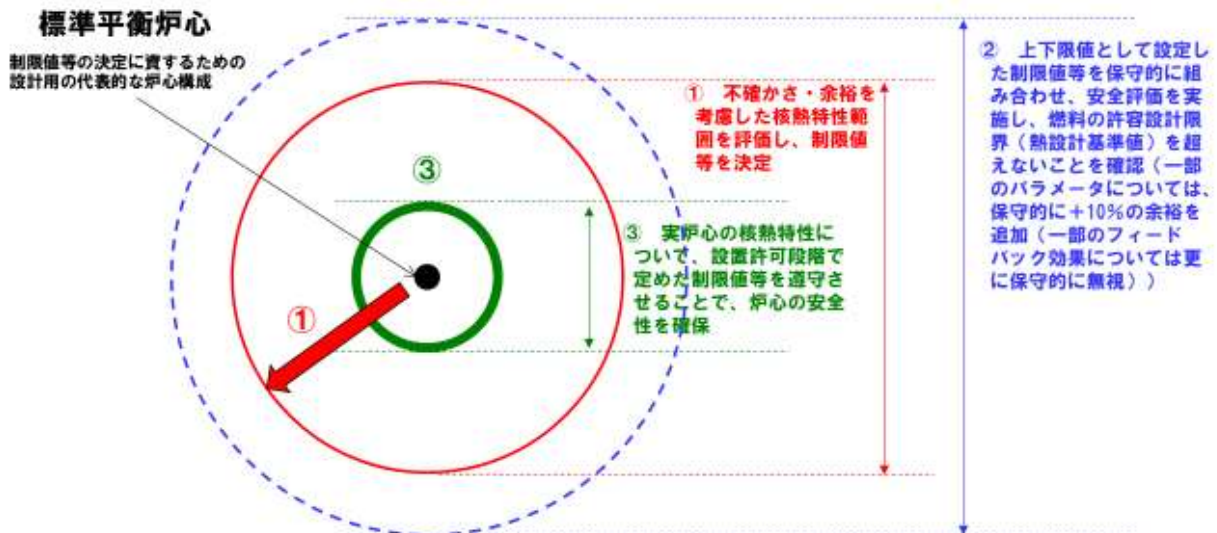


## 標準平衡炉心の設定の目的と安全確保

- ・ 高速炉開発に係る燃料や材料の照射試験が、運転目的の一つである。発電用原子炉と異なり、炉心は、炉心燃料集合体だけでなく、**照射試料を有する照射燃料集合体等を含む**。また、照射燃料集合体等は、**試験目的に応じて装荷位置を変更する**。
- ・ 炉心構成は、運転サイクルにより変動する。一方、設置変更許可段階の炉心設計にあたっては、制限値等の決定に資するため、**設計用の代表的な炉心構成の設定を必要とする**。そのため、当該設計用炉心構成として**標準平衡炉心**を用いる。

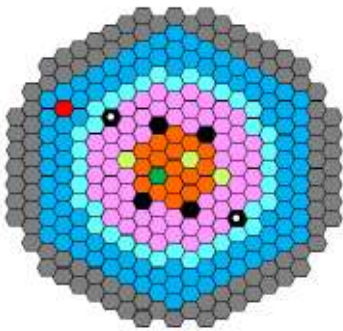


## 核熱特性における標準平衡炉心の位置付けと設置許可段階での保守性の確保



①②により、設置許可段階で保守性を確保し、  
③により、その範囲にあることを確認することで安全性を確保

# 標準平衡炉心の設定における熱設計への考慮



炉心構成要素	装荷数(体)
内側燃料集合体	17
外側燃料集合体	58
照射燃料集合体	3
材料照射用反射体	1

- 燃料集合体の最大装荷個数79体に対して、1体を減じることで、燃料集合体の出力分担を増加(線出力密度→高)。  
 ※ 当該減への対応として、材料照射用反射体を装荷。
- 燃料集合体のうち3体を核分裂性物質量の少ない照射燃料集合体にすることで、炉心燃料集合体の出力分担を増加(線出力密度→高)。

### 【特記事項】

- 炉心設計において、炉心構成の変動による影響を受けるのは、主に熱特性。熱特性については、炉心サイズが比較的小さく、また、高速中性子の割合が大きいため、影響が小さい。
- 照射燃料集合体の最大装荷個数は4体であり、例えば、79体の内訳を炉心燃料集合体74体、照射燃料集合体4体、材料照射用反射体1体とすることは可能であるが、運転に必要な過剰反応度を確保するため、低燃焼度で炉心燃料集合体を交換する必要がある。代表的な観点で不適。
- 単純に、燃料集合体の装荷個数を減じる場合も同様。低燃焼度で炉心燃料集合体を交換する必要がある。代表的な観点で不適。
- 照射燃料集合体の炉内装荷位置については、照射試験計画を参考に、代表的な位置を選定。炉心設計における標準平衡炉心の設定の考え方は、既許可(MK-III炉心)に同じ。

## MK-IV炉心の標準平衡炉心を用いて規定・評価するパラメータと安全評価

炉心構成	→ 炉心構成範囲(個数)	→ 上限値として設定	
	核設計	→ 最大過剰反応度(核的制限値)	→ 上限値として設定
熱設計	→ 反応度制御能力	→ 下限値として設定	
	→ 反応度停止余裕	→ 下限値として設定	
	→ 最大反応度添加率	→ 上限値として設定	
	→ 反応度係数	→ 中間値として設定	→ 20%又は30%を変化幅とし、上下限を設定
	→ 動特性パラメータ	→ 中間値として設定	※ 結果への影響が小さいことを確認
	→ 熱設計基準値		
	→ 熱的制限値	→ 上限値として設定	

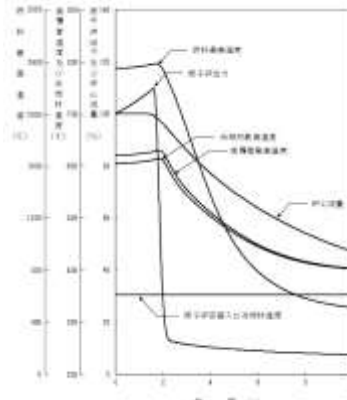
### 【安全評価のポイント】

- 安全評価の対象とする炉心の構成や組成には、標準平衡炉心を使用。
- ただし、安全評価において使用するパラメータには、標準平衡炉心を用いて求めた下限値又は上限値等を保守的に使用。
- 反応度係数については、さらに+10%の変化幅を考慮(合計で30%又は40%の変化幅を考慮)

運転時において、炉心の構成や組成が異なっても、設置許可段階で定めた制限等が遵守されれば、運転時の異常な過渡変化において、また、設計基準事故にあっても、安全保護回路等の機能により、燃料の許容設計限界(熱設計基準値)を超えないことを確認。



一例：出力運転中の制御棒の異常な引抜き



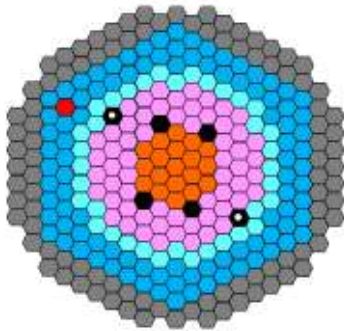
燃料温度等が上昇する事象  
 → フォードバック効果が小さくなる反応度係数を使用

項目	反応度係数
ドップラ係数	絶対値が最小の負の値
燃料温度係数	ゼロ
冷却材温度係数	絶対値が最小の負の値
構造材温度係数	絶対値が最小の負の値
炉心支持板温度係数	ゼロ

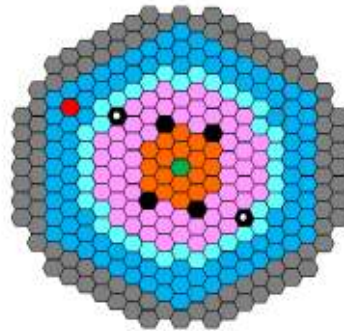
  

	評価結果	熱設計基準値
燃料最高温度	約2,390℃	2,650℃
被覆管最高温度(肉厚中心)	約630℃	840℃
冷却材最高温度	約620℃	910℃

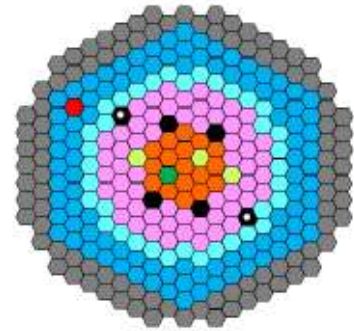
## 参考：炉心構成例



炉心構成要素		装荷数(体)
内側燃料集合体		19
外側燃料集合体		60
照射燃料集合体		0
材料照射用反射体		0



炉心構成要素		装荷数(体)
内側燃料集合体		18
外側燃料集合体		60
照射燃料集合体		0
材料照射用反射体		1



炉心構成要素		装荷数(体)
内側燃料集合体		17
外側燃料集合体		58
照射燃料集合体		3
材料照射用反射体		1

なお、照射燃料集合体の核燃料物質装填量は、炉心燃料集合体を超えないことと制限しているため、組成の観点では核燃料物質が装填されない材料照射用反射体と炉心燃料集合体の間に位置するものである。

核設計に用いる寸法・組成データ



## 炉心燃料集合体 (1/2)

項目	許可書	設計用入力値	(参考) 設工認 (第2次取替)
<b>燃料要素</b>	プルトニウム・ウラン混合 酸化物焼結ペレット	プルトニウム・ウラン混合 酸化物焼結ペレット	プルトニウム・ウラン混合 酸化物焼結ペレット
燃料要素の個数 (S/A)	127	127	127
ペレット直径 mm	約4.6	4.63	4.63
燃料要素有効長さ	約50cm	500mm	500mm
核分裂性Pu富化度 wt% (内側/外側)	約16/約21	16.0/21.0	16.3/20.5
<sup>235</sup> U濃縮度 wt%	約18	18.0	18.4
Pu同位体組成 ( <sup>238</sup> Pu/ <sup>239</sup> Pu/ <sup>240</sup> Pu/ <sup>241</sup> Pu/ <sup>242</sup> Pu/ <sup>244</sup> Am)	原子炉級	1/66/24/4/3/2	
O/M比		1.97	1.97
初期密度 %T. D.	約94	94	94
<b>熱遮へいペレット</b>	ウラン酸化物焼結ペレット (劣化ウラン)	ウラン酸化物焼結ペレット (U濃縮度: 0.2wt%)	ウラン酸化物焼結ペレット (U濃縮度: ≦0.7wt%)
ペレット直径 mm		4.60	4.60
高さ mm		12	12
O/U比		2.00	2.00~2.02
初期密度 %T. D.		94	94

## 炉心燃料集合体 (2/2)

項目	許可書	設計用入力値	(参考) 設工認 (第2次取替)
<b>被覆管</b>	SUS316相当ステンレス鋼ま たは高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)	SUS316相当ステンレス鋼	高Niオーステナイト系ステ ンレス鋼(A)
外径 mm	約5.5	5.500	5.500
肉厚 mm	約0.35	0.350	0.350
<b>ラッパ管</b>	SUS316相当ステンレス鋼ま たは高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)	SUS316相当ステンレス鋼	高Niオーステナイト系ステ ンレス鋼(A)
対辺間距離 mm	78.5	78.5	
内対辺間距離 mm		74.70	74.70
肉厚 mm		1.90	1.90

## 制御棒/後備炉停止制御棒

項目	許可書	設計用入力値	(参考) 設工認 (第10次取替制御棒/下部案内管)
吸収材	炭化ほう素	炭化ほう素	炭化ほう素
要素数	7	7	7
吸収材有効長さ	65cm	650.0mm	650.0mm
吸収材ペレット外径 mm	16.3	16.30	16.30
<sup>109</sup> B濃縮度 wt%		90.0	90.0
全B量 wt%		77.0	77.0
密度 %T. D.		90.0	90.0
核的寿命(ほう素-10 燃焼度、軸方向平均) at%	10	10	3.8
被覆管	SUS316相当ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼
外径 mm		18.90	18.90
肉厚 mm	0.5	0.50	0.50
保護管	ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼
外径 mm	64.7	64.7	64.7
内径 mm		61.7	61.7
案内管		SUS316相当ステンレス鋼	高Ni オーステナイト系ステンレス鋼(A)
内径 mm		74.7	74.7
肉厚 mm		1.8	1.8

## 内側反射体

項目	許可書	設計用入力値	(参考) 設工認 (第4次取替反射体)
反射体要素	SUS304、SUS316又は高Ni オーステナイト系ステンレ ス鋼(B)	高Ni オーステナイト系ステ ンレス鋼(B)	高Ni オーステナイト系ステ ンレス鋼(B)
要素直径(中心部) mm	約26	26.0	26.0
要素直径(上下端部) mm	約20	20.0	20.0
反射体要素個数 本	7	7	7
反射体要素ピッチ mm	約27	27.0	
ステンレス鋼の充填割合	中心部約70% 上下部約50%	中心部73% 上下部47%	
ラッパ管	SUS316相当ステンレス鋼又 は高速炉用フェライト系ス テンレス鋼	高速炉用フェライト系ステ ンレス鋼	高速炉用フェライト系ステ ンレス鋼
対辺間距離 mm	約78.5	78.5	78.5
内対辺間距離 mm		74.70	74.70
肉厚 mm	約1.9	1.90	1.90

## 外側反射体（A）

項目	許可書	設計用入力値	(参考) 設工認 (第5次取替反射体)
反射体要素	SUS304、SUS316又は高Ni オーステナイト系ステン レス鋼 (B)	高Ni オーステナイト系ステ ンレス鋼 (B)	高Ni オーステナイト系ステ ンレス鋼 (B)
内径 mm	約25	25.0	25.0
厚さ mm (要素A/B)	約25又は約100	25.0/100.0	25.0/100.0
対辺間距離 mm (要素A/B)		71.6	71.6/74.0
反射体要素個数 (要素A/B)	37/10	37/10	37/10
反射体要素支持管			
外径 mm		24.0	
内径 mm		20.0	20.0
ラッパ管	SUS316相当ステンレス鋼又 は高速炉用フェライト系ス テンレス鋼	高速炉用フェライト系ステ ンレス鋼	高速炉用フェライト系ステ ンレス鋼
対辺間距離 mm	約78.5	78.5	78.5
内対辺間距離 mm		74.70	74.70
肉厚 mm	約1.9	1.90	1.90

## 遮へい集合体

項目	許可書	設計用入力値	(参考) 設工認
遮へい要素	炭化ほう素	炭化ほう素	炭化ほう素
遮へい要素個数 本	7	7	7
<sup>10</sup> B濃縮度 at%		45.0	45.0
全B量 wt%		77.8	77.8
密度%T.D.		92.0	92.0
ペレット直径 mm	約20	20.55	20.55
被覆管	オーステナイト系ステン レス鋼	SUS316相当ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼
外径 mm		25.6	25.6
肉厚 mm	約2	1.7	1.7
シュラウド管			
外径 mm		20.95	
内径 mm		20.73	
ラッパ管	SUS316相当ステンレス鋼又は 高速炉用フェライト系ステン レス鋼	高速炉用フェライト系ステ ンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼
対辺間距離 mm	約78.5	78.5	
内対辺間距離 mm		74.70	74.70
肉厚 mm	約1.9	1.90	1.90

## B型照射燃料集合体

B型照射燃料集合体（先行試験用）の構造を参考に組成を作成  
燃料の核分裂性Pu富化度、<sup>235</sup>U濃縮度、Pu同位体組成、O/M比、初期密度は  
外側燃料集合体と同じとした。構造材についてはSUS316相当ステンレス鋼と  
した。

項目	設計用入力値
燃料要素有効長さ mm	500
燃料領域組成比（断面積比）	
燃料/構造材/冷却材/ボイド	2.4/41.6/48.3/7.7
熱遮へいベレット	炉心燃料集合体熱遮へいベレットと同一

## C型照射燃料集合体

C型照射燃料集合体（37ピンバンドル）の構造を参考に組成を作成  
燃料の核分裂性Pu富化度、<sup>235</sup>U濃縮度、Pu同位体組成、O/M比、初期密度は  
外側燃料集合体と同じとした。構造材についてはSUS316相当ステンレス鋼と  
した。

項目	設計用入力値
燃料要素有効長さ mm	500
燃料領域組成比（断面積比）	
燃料/構造材/冷却材/ボイド	21.6/21.3/56.0/1.1
熱遮へいベレット	炉心燃料集合体熱遮へいベレットと同一



## 材料照射用反射体 (1/2)

材料照射用反射体 (24) の構造を参考に組成を作成  
構造材及び照射試料はSUS316相当ステンレス鋼とした。

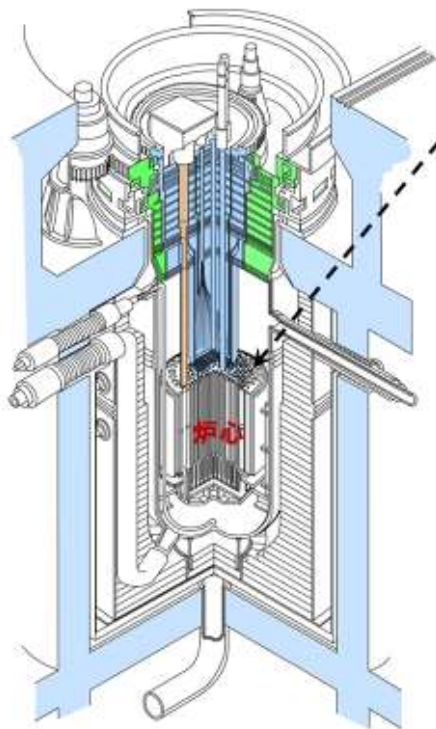
項目	許可書	設計用入力値	(参考) 設工認 (材料照射用反射体 (24))
コンパートメント			
タイロッド 外径 mm		4.0	
照射試料			
外径 mm		22.0	
内径 mm		14.4	
内側コンパートメント			
外径 mm		24.6	
内径 mm		23.6	
外側コンパートメント			SUS316相当ステンレス鋼
外径 mm		26.40	26.40
内径 mm		25.20	25.20

## 材料照射用反射体 (2/2)

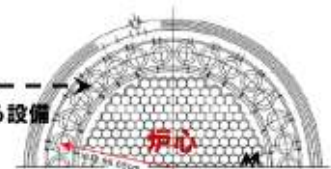
項目	許可書	設計用入力値	(参考) 設工認 (材料照射用反射体 (24))
コンパートメント除く			
照射試料 外径 mm		16.0	
キャプセル			
外径 mm		20.0	
内径 mm		18.0	
軸心管			SUS316相当ステンレス鋼
外径 mm		25.0	25.0
肉厚 mm		1.20	1.20
ラッパ管			SUS316相当ステンレス鋼
対辺間距離 mm	約78.5		78.5
内対辺間距離 mm		74.7	74.7
肉厚 mm		1.9	1.9

## 炉内燃料貯蔵ラックに装荷された燃料の影響

## 炉内燃料貯蔵ラックに装荷された燃料の影響



【炉内燃料貯蔵ラック】-----  
新燃料や使用済燃料を一時的に中継貯蔵する設備



炉心最外周：遮へい集合体

左記より、炉内燃料貯蔵ラックに装荷された燃料の影響は極めて小さいレベルであるため、最大過剰反応度の設定において、保守側への切り上げにて考慮。

- 炉心最外周には遮へい集合体を設置しており、炉内燃料貯蔵ラックに装荷した燃料集合体の影響は排除可能。
- 新燃料（fissile量の大きい外側燃料集合体を想定）を炉内燃料貯蔵ラックに27体装荷したと仮定した場合において、当該燃料がない場合の実効増倍率への影響は約0.0015%。

実効増倍率（燃料有）：  
1.001643

実効増倍率（燃料無）：  
1.001628

※ 2次元RZ体系にてCITATION  
コードにより評価

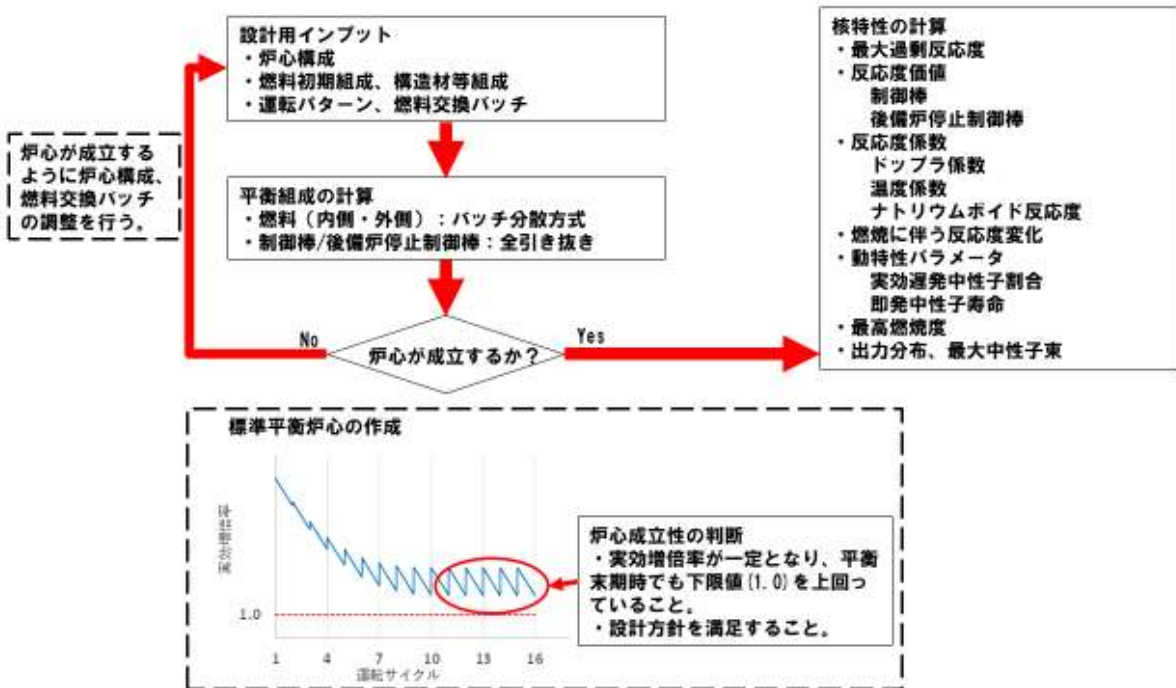
項目	値	単位	注
実効増倍率 (燃料有)	1.001643		
実効増倍率 (燃料無)	1.001628		
影響率	0.0015%		
最大過剰反応度	0.0349	$\Delta k/k$	
保守側への切り上げ	0.035	$\Delta k/k$	

計算体系図（一例）

- 炉心最外周には遮へい集合体を設置しており、炉内燃料貯蔵ラックに装荷した燃料集合体の影響は排除可能。
- 新燃料（fissile量の大きい外側燃料集合体を想定）を炉内燃料貯蔵ラックに27体装荷したと仮定した場合において、当該燃料がない場合の実効増倍率への影響は約0.0015%。
- 最大過剰反応度の設定にあたっては、0.0349  $\Delta k/k$  を 0.035  $\Delta k/k$  に切り上げており、その影響は考慮済。

## MK-IV炉心における核設計計算の方法

# 炉心設計方法



## 核設計計算の方法の概要

- 核設計計算には、多群中性子拡散理論及び多群中性子輸送理論を用いるものとし、3次元モデルを使用する。なお、モデルに使用する炉心寸法及び組成は定格出力時のものを基準とする。
- 3次元モデルは、Tri-Zモデル及びXYZモデルの2種類とし、主要な核設計計算に使用する。XYZモデルは、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値計算に使用する。
- 炉定数は、JFS-3-J3. 2Rセットを使用する。エネルギー群数は70群を基本とするが、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値計算では、7群縮約定数を使用する。核設計で用いる計算方法及び炉定数については、MK-II炉心やMK-III炉心の性能試験等で得られた実験値と計算値を比較することで、その信頼性を確認する。

### JUPITER標準解析手法を適用

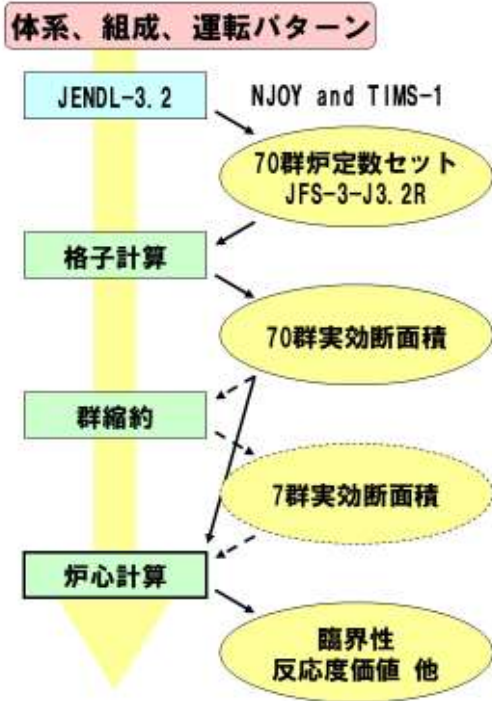
計算コード	内容	用途
CASUP <sup>(1)</sup> SLAROM <sup>(2)</sup> JOINT <sup>(3)</sup> CITATION <sup>(4)</sup> PERKY <sup>(5)</sup> TRITAC <sup>(6)</sup>	1次元格子計算 均質格子計算 インターフェース 拡散及び燃焼計算 拡散摂動計算 輸送計算	実効断面積作成 実効断面積作成 断面積縮約 一般核特性 反応度係数 輸送補正

(1) S. Ono, et al., "CASUP: Cell Calculation Code for Fast Reactor Analysis", Technol. Rep. Osaka Univ. 33, 1708, 207 (1983)  
 (2) M. Nakagawa, et al., "SLAROM: A Code for Cell Homogenization Calculation of Fast Reactor", JAERI 1294 (1984)  
 (3) 中川正幸他, 「高速炉の核特性解析コードシステム」, JAERI-M 83-066 (1983)  
 (4) T. B. Fowler, et al., "Nuclear Reactor Analysis Code: CITATION", ORNL-TM-2496 Rev. 2 (1971)  
 (5) 飯島進他, 「高速炉設計用計算プログラム(2次元・3次元拡散摂動理論計算コード: PERKY)」, JAERI-M 6993 (1977)  
 (6) M. Bando, et al., "Three-Dimensional Transport Calculation Method for Eigenvalue Problems Using Diffusion Synthetic Acceleration", Journal of Nuclear Science and Technology 22 (1985)



# JUPITER標準解析手法

## 解析フロー

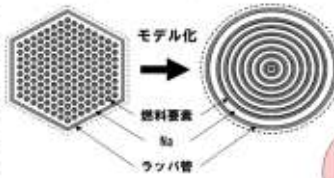


### 格子計算

#### 炉心燃料集合体 (CASUPコード) 制御棒 (CASUPコード)

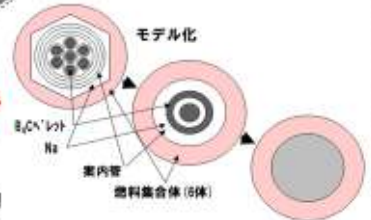
> 1次元リングモデル使用  
 ※ 燃料要素及び炉心燃料集合体の非均質性を考慮

> 1次元リングモデル使用  
 ※ 制御要素及び制御棒の非均質性を考慮するとともに、反応率割合保存法を適用し、周辺の燃料領域に対する制御棒・吸収体部の反応率割合を保存



#### 炉心燃料集合体・制御棒以外 (SLAROMコード)

> 均質モデル使用  
 ※ モンテカルロ計算より均質・非均質の影響を無視できることを確認



### 炉心計算

臨界性/出力分布: 拡散・燃焼計算 (CITATIONコード)

反応度値: 輸送計算 (TRITACコード)

反応度係数/動特性パラメータ: 摂動計算 (PERKYコード)

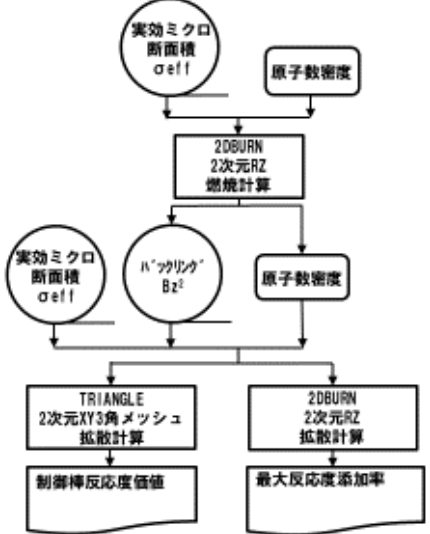
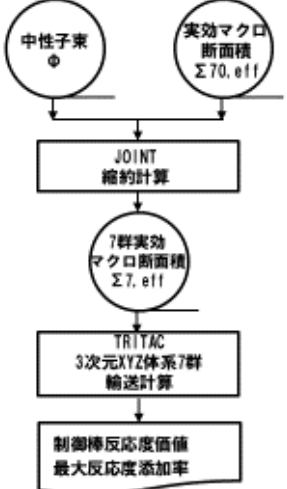
核設計手法の比較 - 実効断面積 -

旧 (既許可設計)	新 (MK-IV炉心設計)	備考
		<p>・炉定数の変更</p> <p>・炉心燃料集合体、制御棒 (主/後備) は、二重非均質性を考慮</p> <p>・制御棒反応度値及び制御棒ストローク曲線の計算を除き、縮約しないように変更</p>

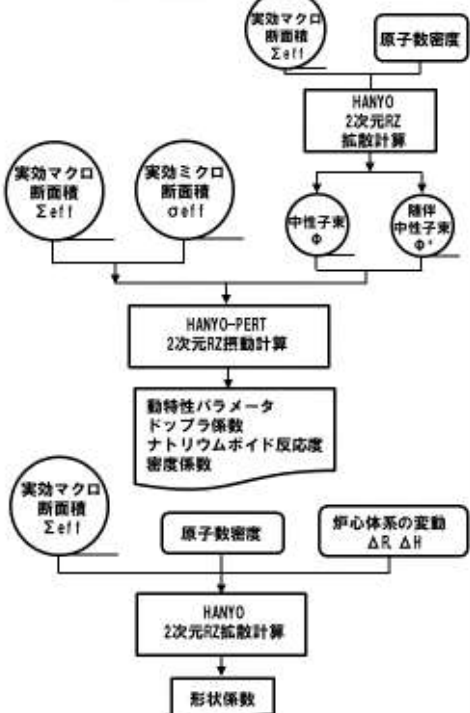
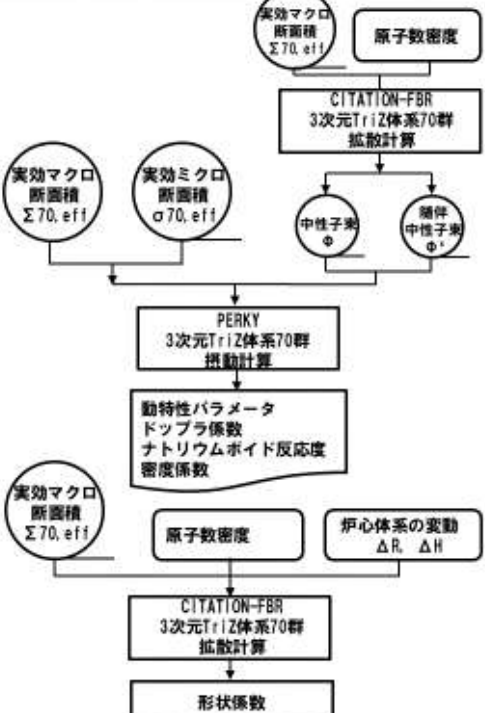
核設計手法の比較 - 実効増倍率、燃焼計算、出力分布 -

旧 (既許可設計)	新 (MK-IV炉心設計)	備考
		<p>・3次元モデルで拡散燃焼計算を実施</p>

核設計手法の比較 — 制御棒反応度値 —

旧 (既許可設計)	新 (MK-IV炉心設計)	備考
		<p>・3次元モデルで制御棒反応度値計算を実施</p>

核設計手法の比較 — 反応度係数、動特性パラメータ —

旧 (既許可設計)	新 (MK-IV炉心設計)	備考
		<p>・3次元モデルで反応度係数及び動特性パラメータ計算を実施</p>



## MK-IV炉心の核特性評価における実測値の考慮

## 核設計で用いる計算方法や炉定数の信頼性確認

核設計で用いる計算方法及び炉定数については、MK-II炉心やMK-III炉心の性能試験等で得られた実験値と計算値を比較することで、その信頼性を確認する。検証結果を以下に示す<sup>(1), (2), (3)</sup>。

- ・ 実効増倍率については、MK-III炉心の性能試験における実験値が1.0308、計算値が1.0276となった。
- ・ 制御棒反応度値については、MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は1.04となった。
- ・ 等温温度係数（ドッブラ反応度及び熱膨張反応度）については、MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は1.04となった。
- ・ 出力分布については、MK-II炉心<sup>\*</sup>の性能試験における核種毎の核分裂率分布解析を行った結果、計算値は実験誤差内で一致した。

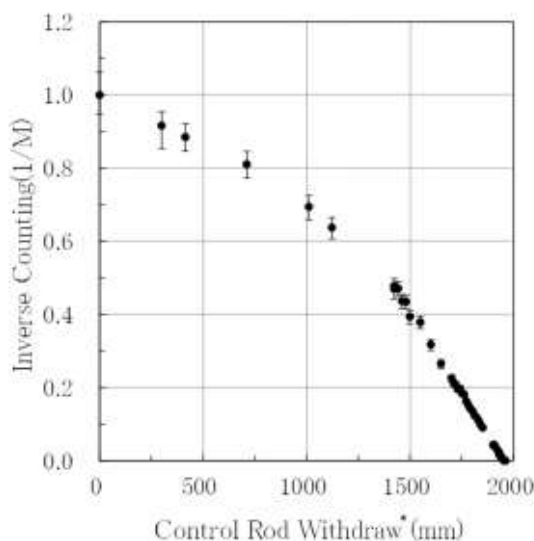
<sup>\*</sup> MK-III炉心では、出力分布評価において重要な<sup>239</sup>Puの核分裂率測定が行われていないため、<sup>239</sup>Puの核分裂率測定が行われたMK-II炉心で信頼性を確認した。

なお、各種の核的特性値については、実験値と計算値の比、及び実験値の実験誤差、外挿誤差、制御棒及び後備炉停止制御棒配置の非対称性に係る計算誤差等の不確かさを考慮して、最大値及び最小値を設定し、安全側の評価となる値を用いる。

- (1) S. Maeda, et al., "Verification of JUPITER Standard Analysis Method for Upgrading Joyo MK-III Core Design and Management", Journal of Power and Energy Systems, Vol. 6, No. 2 (2012)  
 (2) 前田茂貴他, 「「常陽」MK-III性能試験炉心の過剰反応度解析」, JNC TN9400 2003-083 (2003)  
 (3) 千葉豪他, 「高速実験炉「常陽」MK-III性能試験 - 制御棒校正 (NT-321) -」, JNC TN9400 2004-057 (2004)

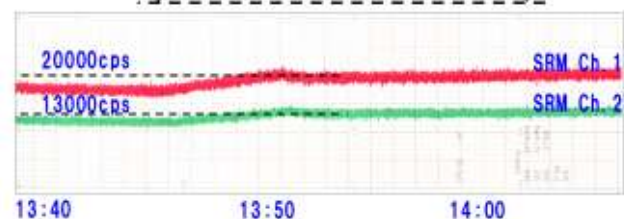
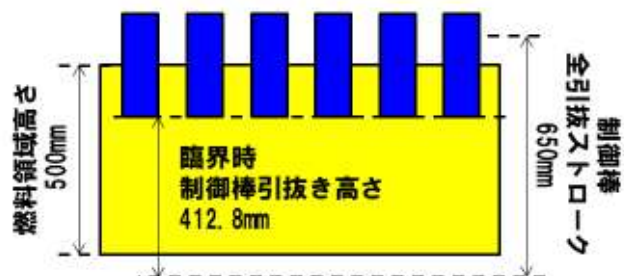
## 実効増倍率計算に係る信頼性確認結果 (過剰反応度測定)

MK-III性能試験において、臨界時の制御棒位置と校正曲線より  
過剰反応度を測定



<sup>\*</sup> Equivalent withdraw of CR in 3<sup>rd</sup> row

実験値 (E) : 1.0308 ± 0.0010 (250°C)  
 計算値 (C) : 1.0276 (Error: 1σ)



## 制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値 の評価における実測値等の考慮

制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値は、パラメータに応じて保守的に補正を実施

- 反応度制御能力 → 補正係数（最小値）をノミナル値※に乘じて設定  
 ◇ 反応度制御能力（制御棒等の有する反応度値）を小さくすることで、炉停止余裕やスクラム反応度を保守的に設定
- 最大反応度添加率 → 補正係数（最大値）をノミナル値※に乘じて設定  
 ◇ 最大反応度添加率を大きくすることで、制御棒誤引抜に係る安全評価において、保守的な条件を設定

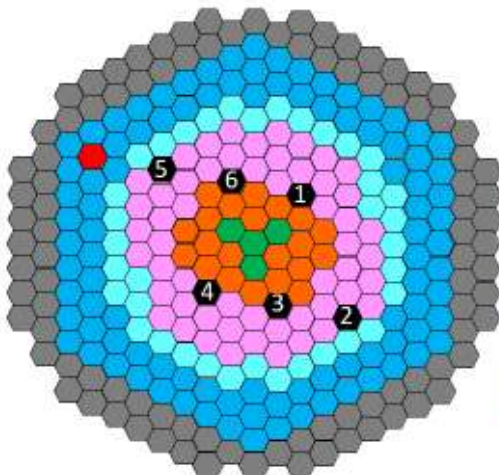
### 反応度値に対する補正係数

※ 標準平衡炉心における計算値

項目		最小値	最大値
実測値に基づく補正（MK-III性能試験の計算値と実測値の比を使用：E/C=1.04）		1.000	1.040
<sup>10</sup> B燃焼に伴う反応度値の減少		0.900	1.000
累計（積）		0.900	1.040
計算誤差	炉心サイズの不確かさ（炉心燃料±4体）	-8%	+8%
	制御棒及び後備炉停止制御棒の配置の非対称に伴う不確かさ		
	安全余裕	-2%	+2%
	B <sub>4</sub> Cペレットの製造公差	-10%	+10%
合計（和）		(0.900)	(1.100)
総計（積）		0.810	1.144

## 制御棒反応度値計算に係る信頼性確認結果 （制御棒校正）

MK-III性能試験において、ペリオド法により、6本の制御棒の  
全挿入から全引抜までの微分反応度値を測定して積算



MK-III性能試験炉心構成図

### 全制御棒値

No.	列	制御棒値 (% Δk/k)		E/C	偏差 (1σ)
		実験値 (E)	計算値 (C)		
1	3 <sup>rd</sup>	2.09±0.07	2.01	1.04	< ±1%
3	3 <sup>rd</sup>	2.03±0.07	1.97	1.03	
4	3 <sup>rd</sup>	2.08±0.07	2.01	1.03	
6	3 <sup>rd</sup>	2.06±0.07	1.97	1.04	
2	5 <sup>th</sup>	0.80±0.03	0.79	1.01	< ±1%
5	5 <sup>th</sup>	0.78±0.03	0.79	0.99	

実験値と計算値の比は最大1.04

# 反応度係数の評価における実測値の考慮

反応度係数は、実測値に基づく不確かさの他、炉心構成等の違いに安全裕度を考慮して設定

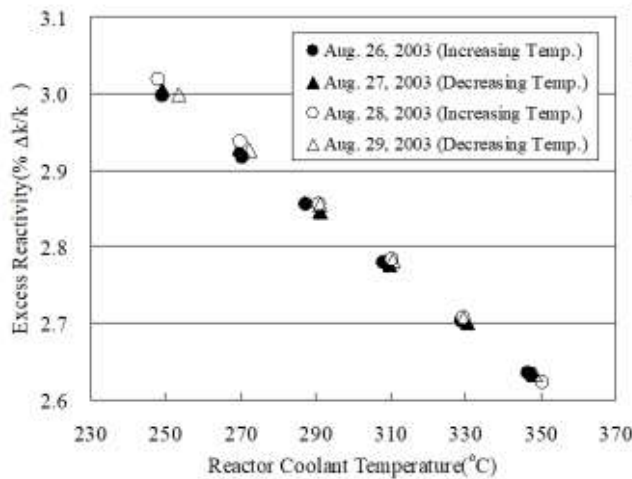
実測値に基づく不確かさ → 等温温度係数測定におけるE/C=1.04（約4%の誤差）に、測定誤差（約5%）を考慮し、±10%<sup>(1)</sup>に設定

項目	統計処理項			累積項		制限値
	実測値に基づく不確かさ (E/C及び測定誤差)	熱膨張率の不確かさ	合計 (二乗平均)	炉心構成等の違い	合計	
ドブラ係数	10%	—	10%	17%	27%	30%
燃料温度係数	10%	10%	15%	9%	24%	30%
構造材温度係数	10%	4%	11%	15%	26%	30%
冷却材温度係数	10%	2%	11%	12%	23%	30%
炉心支持板温度係数	10%	4%	11%	6%	17%	20%
ナトリウムボイド反応度	10%	2%	11%	13%	24%	30%

(1) S. Maeda, et al., "Verification of JUPITER Standard Analysis Method for Upgrading Joyo MK-III Core Design and Management", Journal of Power and Energy Systems, Vol. 6, No. 2 (2012)

## 等温温度係数計算に係る信頼性確認結果 (等温温度係数測定)

MK-III性能試験において、系統昇温時及び降温時の制御棒位置の変化から等温温度係数を測定



実験値と計算値の比は1.04

Date	Exp. Coef. (% $\Delta k/k/^{\circ}C$ )	E/C
Aug. 26	-0.00380	1.03
Aug. 28	-0.00380	1.03
Aug. 27	-0.00385	1.05
Aug. 29	-0.00384	1.04

平均 1.04

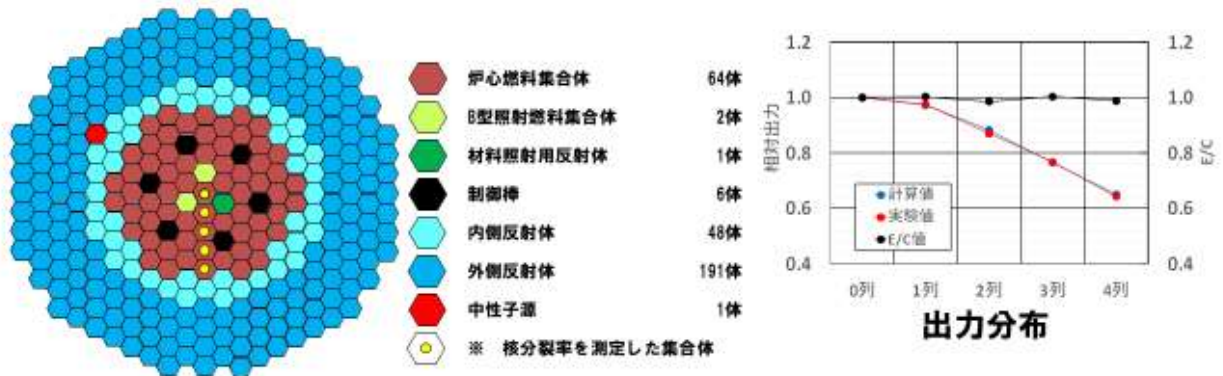
等温温度係数の内訳 (MK-III炉心)





## 出力分布に係る信頼性確認結果

MK-II 性能試験において、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{238}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ の軸方向及び径方向の核分裂率を測定集合体内における核分裂率実験値、燃料組成、核種毎の核分裂当たりの発熱量を用い、測定に基づく集合体出力を算出。計算値と比較した結果、1.5%以内で一致することを確認。実験値の誤差は約2%であることから、出力分布に係る核設計計算方法の信頼性を確認。



MK-II 性能試験炉心構成図

MK-IV炉心の核特性評価における  
炉心構成等の違いによる変化幅の考慮

## 最大過剰反応度の設定根拠

### 最大過剰反応度の設定根拠

最大過剰反応度は、燃焼補償、温度・出力補償及び運転余裕から設定。  
 反応度停止余裕を保守的に小さく評価するため、最大過剰反応度は大きくなるように評価。

【上限値を設定 →  $0.035 \Delta k/k$ 】

燃料交換後の原子炉停止時（出力ゼロ）状態で、  
 系統温度 $100^{\circ}\text{C}$ を仮想した場合に、  
 過剰反応度が最大となる。



## 反応度制御能力の設定根拠

### 制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値に対する補正係数

制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値は、パラメータに応じて保守的に補正を実施

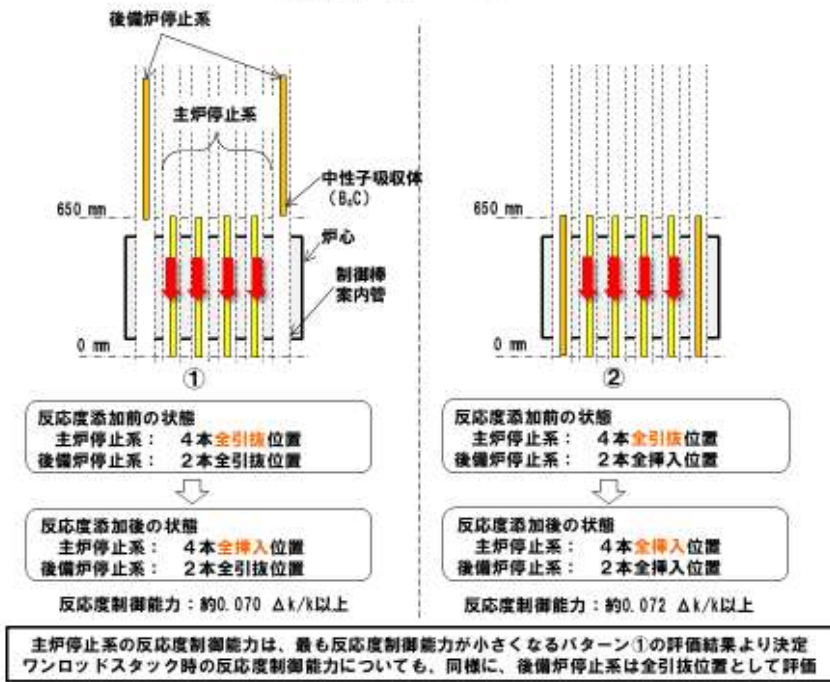
- 反応度制御能力 → 補正係数（最小値）をノミナル値に乗じて設定  
 ※ 反応度制御能力（制御棒等の有する反応度値）を小さくすることで、炉停止余裕やスクラム反応度を保守的に設定
- 最大反応度添加率 → 補正係数（最大値）をノミナル値に乗じて設定  
 ※ 最大反応度添加率を大きくすることで、制御棒誤引抜に係る安全評価において、保守的な条件を設定

#### 反応度値に対する補正係数

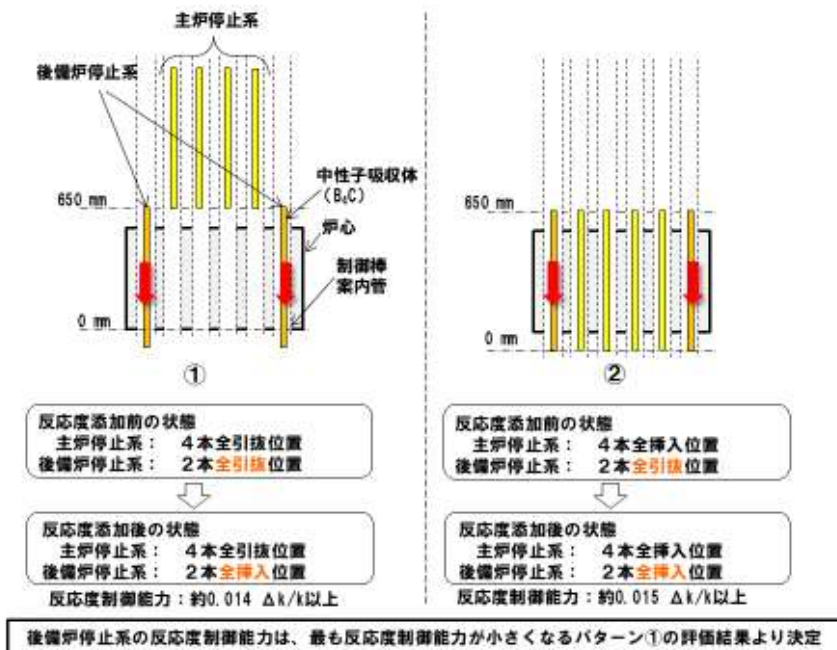
項目		最小値	最大値
実測値に基づく補正（MK-III性能試験の計算値と実測値の比を使用：E/C=1.04）		1.000	1.040
<sup>10</sup> B燃焼に伴う反応度値の減少		0.900	1.000
累計（積）		0.900	1.040
計算誤差	炉心サイズの不確かさ（炉心燃料±4体）	-8%	+8%
	制御棒及び後備炉停止制御棒の配置の非対称に伴う不確かさ		
	安全余裕	-2%	+2%
	B <sub>2</sub> Cペレットの製造公差	-10%	+10%
合計（和）		(0.900)	(1.100)
総計（積）		0.810	1.144



# 主炉停止系反応度制御能力評価における 制御棒パターン

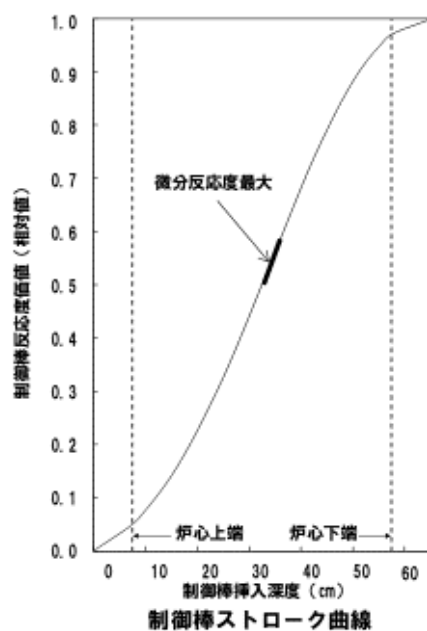


# 後備炉停止系反応度制御能力評価における 制御棒パターン



## 最大反応度添加率の設定根拠

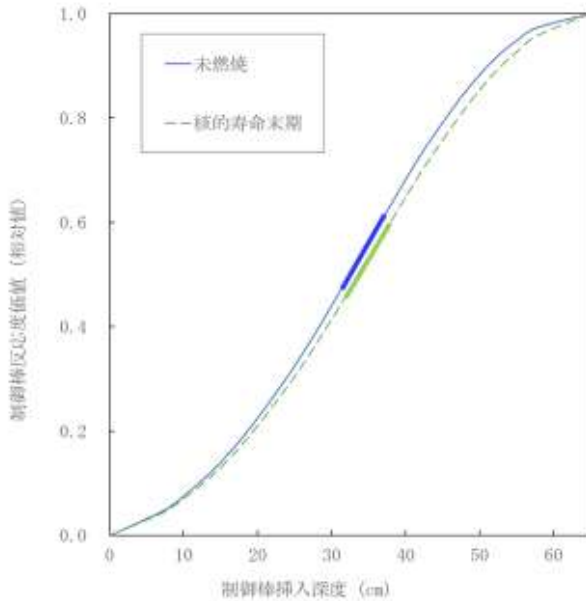
### 最大反応度添加率の評価



最大反応度添加率は、実験値と計算値の比や炉心サイズの不確かさを考慮した補正係数の最大値を適用し、微分反応度の最大値に制御棒駆動速度の最大値※を乗じて求めた最大値を、制限値として規定。

※ 制御棒駆動速度:13cm/min以下

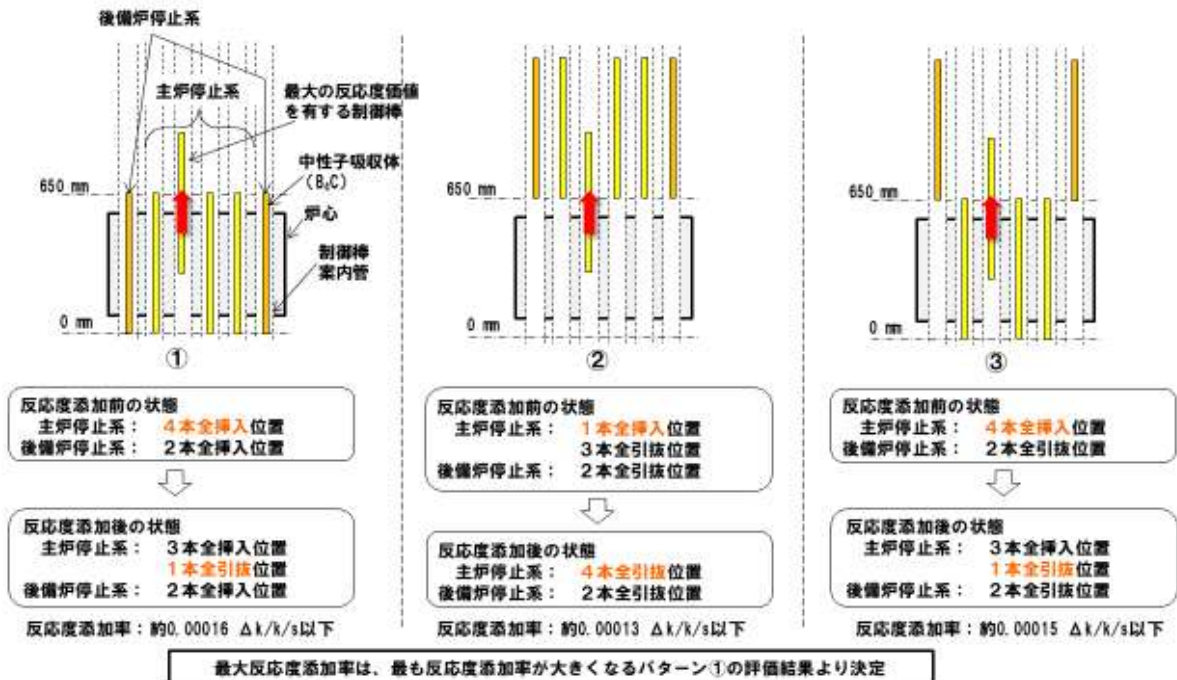
## 10B 燃焼に伴う制御棒ストローク曲線への影響



10B 燃焼に伴う制御棒ストローク曲線への影響

- 10Bの軸方向平均燃焼度が核的寿命末期 (10at%) に到達するまでの燃焼解析を実施。
- 制御棒ストローク曲線の最大変化率 (微分反応度相対値) は、核的寿命末期において、未燃焼時に比べ約3%減少。
- 燃焼に伴い制御棒の反応度値の絶対値及び最大変化率は減少するため、最大反応度添加率は、未燃焼時に最大となる。

## 最大反応度添加率評価における制御棒パターン



## 反応度係数の設定根拠

### 反応度係数の炉心構成等の違いによる影響：1/3

#### 炉心構成の影響評価

	合計	燃料集合体		材料照射用 反射体
		内訳：炉心燃料集 合体	内訳：照射燃料集 合体	
標準平衡炉心	78	75	3	1
構成パターン①	79	79	0	0
構成パターン②	79	76	3	1
構成パターン③	79	75	4	1
構成パターン④	73	73	0	0

項目	単位	標準平衡 炉心	構成パ ターン ①	構成パ ターン ②	構成パ ターン ③	構成パ ターン ④
ドップラ 係数	$\times 10^{-3}$ Tdk/dT	-2.4	-2.2 (-9.5%)	-2.4 (-0.6%)	-2.4 (0.7%)	-2.2 (-6.6%)
燃料 温度係数	$\times 10^{-6}$ $\Delta k/k/^\circ C$	-3.2	-3.1 (-3.0%)	-3.2 (-0.6%)	-3.2 (0.4%)	-3.2 (1.7%)
構造材 温度係数		-1.3	-1.2 (-6.0%)	-1.3 (-1.2%)	-1.3 (1.0%)	-1.3 (1.8%)
冷却材 温度係数	-9.6	-8.9 (-6.8%)	-9.5 (-1.1%)	-9.7 (1.1%)	-9.5 (-1.1%)	
炉心支持板 温度係数	-14.2	-13.6 (-4.2%)	-14.1 (-0.6%)	-14.2 (0.5%)	-14.1 (-0.7%)	
ナトリウム ボイド反応度	$\times 10^{-3} \Delta k/k$	-1.9	-1.8 (-5.9%)	-1.9 (-0.9%)	-1.9 (1.0%)	-1.9 (0.2%)

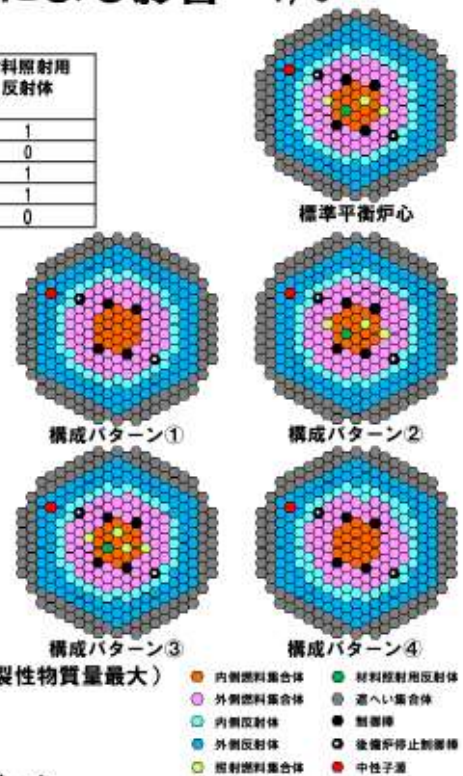
※ ( )内は標準平衡炉心との相対偏差(%)

構成パターン①：炉心燃料集合体の装荷個数が最大となるパターン（核分裂性物質質量最大）

構成パターン②：標準平衡炉心に炉心燃料集合体1体を増やしたパターン

構成パターン③：標準平衡炉心に照射燃料集合体1体を増やしたパターン  
（照射燃料集合体及び材料照射用反射体の装荷個数最大）

構成パターン④：パターン①から炉心燃料集合体の装荷個数を減らしたパターン



## 反応度係数の炉心構成等の違いによる影響：2/3

### 燃料初期組成の影響評価

項目	単位	標準平衡炉心	組成パターン①	組成パターン②	組成パターン③
同位体組成比 <sup>※1</sup>	wt%	1/66/24/4/3/2	1/66/24/2/3/4	1/66/24/1/3/5	1/69/22/1/2/5
ドッブラ係数	$\times 10^{-3}$ Tdk/dT	-2.4	-2.4 (-0.2%)	-2.3 (-2.0%)	-2.3 (-4.2%)
燃料温度係数	$\times 10^{-6}$ $\Delta k/k/^\circ C$	-3.2	-3.2 (2.1%)	-3.3 (3.3%)	-3.2 (1.4%)
構造材温度係数		-1.3	-1.2 (-3.9%)	-1.2 (-6.0%)	-1.2 (-5.7%)
冷却材温度係数		-9.6	-9.4 (-1.3%)	-9.4 (-2.1%)	-9.3 (-2.8%)
炉心支持板温度係数		-14.2	-14.4 (1.9%)	-14.6 (2.8%)	-14.3 (1.2%)
ナトリウムボイド反応度	$\times 10^{-2} \Delta k/k$	-1.9	-1.9 (-2.7%)	-1.8 (-4.2%)	-1.8 (-4.3%)

※1 Pu-238/239/240/241/242/Am-241

### 燃焼影響評価

項目	単位	標準平衡炉心BOC	標準平衡炉心EOC	(参考) 初装荷炉心 <sup>※2</sup> BOC
ドッブラ係数	$\times 10^{-3}$ Tdk/dT	-2.4	-2.4 (2.4%)	-2.2 (-6.8%)
燃料温度係数	$\times 10^{-6}$ $\Delta k/k/^\circ C$	-3.2	-3.2 (1.8%)	-3.0 (-5.9%)
構造材温度係数		-1.3	-1.3 (-0.1%)	-1.3 (-2.1%)
冷却材温度係数		-9.6	-9.7 (1.1%)	-9.2 (-4.2%)
炉心支持板温度係数		-14.2	-14.4 (1.7%)	-13.4 (-5.2%)
ナトリウムボイド反応度	$\times 10^{-2} \Delta k/k$	-1.9	-1.9 (0.4%)	-1.9 (-2.9%)

※2 MK-IV炉心では新燃料のみの初装荷炉心は構成しない。

標準平衡炉心：MK-III炉心燃料集合体の製造実績に基づく平均組成（平均2003年）  
 組成パターン①：設計組成から<sup>241</sup>Puの1半減期（約14年）崩壊（2017年）  
 組成パターン②：設計組成から<sup>241</sup>Puの2半減期（約28年）崩壊（2031年）  
 組成パターン③：在庫燃料の平均組成（2022年）

BOC: 運転サイクル初期  
 EOC: 運転サイクル末期

## 反応度係数の炉心構成等の違いによる影響：3/3

### 反応度係数の炉心構成等の違いによる変化幅

単位：%

項目	構成パターン影響			初期組成影響			燃焼影響			累計			炉心構成等の違い
	下限	中央	上限	下限	中央	上限	下限	中央	上限	下限	中央	上限	
ドッブラ係数	-9.5	~	0.7	-4.2	~	0.0	0.0	~	2.4	-13.7	~	3.1	±17 ±9 ±15 ±12 ±6 ±13
燃料温度係数	-3.0	~	1.7	0.0	~	3.3	0.0	~	1.8	-3.0	~	6.8	
構造材温度係数	-6.0	~	1.8	-6.0	~	0.0	-0.1	~	0.0	-12.1	~	1.8	
冷却材温度係数	-6.8	~	1.1	-2.8	~	0.0	0.0	~	1.1	-9.6	~	2.2	
炉心支持板温度係数	-4.2	~	0.5	0.0	~	2.8	0.0	~	1.7	-4.2	~	5.0	
ナトリウムボイド反応度	-5.9	~	1.0	-4.3	~	0.0	0.0	~	0.4	-10.2	~	1.4	

反応度係数の炉心構成等の違いによる変化幅は、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響を累積し、上下限を算出。さらに、絶対値が大きくなる側に20%の余裕をみて、変化幅を設定。



## 反応度係数の評価

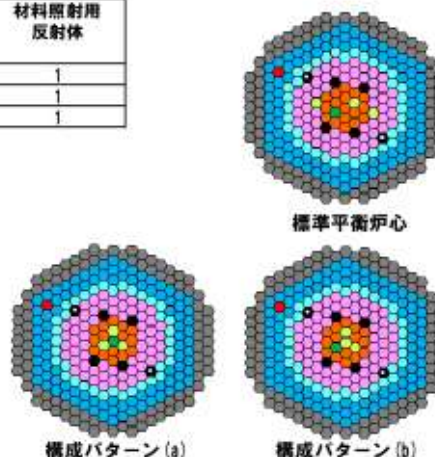
反応度係数は、実測値に基づく不確かさ、熱膨張率の不確かさ、炉心構成等の違いに安全裕度を考慮して設定

項目	統計処理項			累積項	合計	制限値
	実測値に基づく不確かさ (E/C及び測定誤差)	熱膨張率の不確かさ	合計 (二乗平均)	炉心構成等の違い		
ドブブラ係数	10%	—	10%	17%	27%	30%
燃料温度係数	10%	10%	15%	9%	24%	30%
構造材温度係数	10%	4%	11%	15%	26%	30%
冷却材温度係数	10%	2%	11%	12%	23%	30%
炉心支持板温度係数	10%	4%	11%	6%	17%	20%
ナトリウムボイド反応度	10%	2%	11%	13%	24%	30%

## 参考：照射燃料集合体等の配置による影響

	燃料集合体			材料照射用反射体
	合計	内訳：炉心燃料集合体	内訳：照射燃料集合体	
標準平衡炉心	78	75	3	1
構成パターン(a)	78	75	3	1
構成パターン(b)	78	75	3	1

項目	単位	標準平衡炉心	構成パターン(a)	構成パターン(b)
ドブブラ係数	$\times 10^{-3}$ Tdk/dT	-2.4	-2.4 (-0.5%)	-2.4 (-0.5%)
燃料温度係数	$\times 10^{-4}$ $\Delta k/k/^\circ C$	-3.2	-3.2 (0.5%)	-3.2 (0.5%)
構造材温度係数		-1.3	-1.3 (-1.5%)	-1.3 (-1.6%)
冷却材温度係数		-9.6	-9.5 (-0.7%)	-9.5 (-0.7%)
炉心支持板温度係数		-14.2	-14.2 (0.1%)	-14.2 (0.1%)
ナトリウムボイド反応度	$\times 10^{-2} \Delta k/k$	-1.9	-1.9 (-1.2%)	-1.9 (-1.3%)



仮想的に第0列及び第1列に照射燃料集合体等を配置したパターンを評価

構成パターン(a)：照射燃料集合体を第1列、材料照射用反射体を第0列に装荷したパターン

構成パターン(b)：照射燃料集合体を第0列及び第1列、材料照射用反射体を第1列に装荷したパターン

照射燃料集合体等の配置による影響は小さく、これらのパターンを仮想しても、先述の炉心構成等の違いの範囲に包絡される。

## MK-IV炉心の出力ピーキング係数

出力ピーキング係数 ( $F_q$ ) は、以下により算出し、径方向出力ピーキング係数 ( $F_{xy}$ )、軸方向出力ピーキング係数 ( $F_z$ ) 及び局所出力ピーキング係数 ( $F_{ass}$ ) に分類される。これらは、関係式： $F_q = F_{xy} \times F_z \times F_{ass}$  が成立する。なお、出力ピーキング係数は、炉心構成に応じて変動する。また、制御棒引抜位置や炉心の燃焼状況によっても変わり得る。安全上の範囲や制限に該当するものではなく、炉心の出力分布特性を把握するための出力分布を表すパラメータの一つである。

(1) 出力ピーキング係数  $F_q$  ; 1.63

炉心における最大線出力密度と平均線出力密度の比を出力ピーキング係数としている。最大線出力密度は、CITATION-BURN による 3 次元 Tri-Z 体系 70 群拡散計算により算出したメッシュ出力の計算結果から燃料要素位置における最大線出力密度を内挿により求め、制御棒の挿入<sup>※</sup>及び新燃料の装荷による出力分布の歪に係る補正係数を乗じて算出する (最大線出力密度 ; 313W/cm)。また、平均線出力密度は、熱遮へいペレットを除く炉心部 (炉心燃料集合体及び照射燃料集合体) の出力 (96.4MW) を燃料集合体数 (78 体)、燃料要素数 (127 本) 及び炉心高さ (50.6cm) で割ることにより求める (平均線出力密度 ; 192W/cm)。

(2) 径方向出力ピーキング係数  $F_{xy}$  ; 1.33

炉心における燃料集合体当たりの最大出力と平均出力の比を径方向出力ピーキング係数としている。燃料集合体当たりの最大出力は、CITATION-BURN による 3 次元 Tri-Z 体系 70 群拡散計算により求められた結果に、制御棒の挿入<sup>※</sup>及び新燃料の装荷による出力分布の歪に係る補正係数を乗じて算出する (燃料集合体当たりの最大出力 ; 1.65MW)。なお、熱遮へいペレットの出力を除く。また、平均出力は、熱遮へいペレットを除く炉心部の出力 (96.4MW) を燃料集合体数 (78 体) で割ることにより求める (燃料集合体当たりの平均出力 ; 1.24MW)。

(3) 局所出力ピーキング係数  $F_{ass}$  ; 1.04

最大線出力密度が最も大きくなる炉心燃料集合体における燃料要素当たりの最大出力と平均出力の比を局所出力ピーキング係数としている。燃料要素当たりの最大出力は、CITATION-BURN による 3 次元 Tri-Z 体系 70 群拡散計算により算出したメッシュ出力の計算結果から燃料要素位置における最大出力を内挿により求め、制御棒の挿入<sup>※</sup>及び新燃料の装荷による出力分布の歪に係る補正係数を乗じて算出する (燃料要素当たりの最大出力 ; 13.5kW)。なお、熱遮へいペレットの出力を除く。また、平均出力は燃料集合体当たりの最大出力 (1.65MW) を燃料要素数 (127 本) で割ることにより求める (燃料要素当たりの平均出力 ; 13.0kW)。

(4) 軸方向出力ピーキング係数  $F_z$  ; 1.17

最大線出力密度が最も大きくなる炉心燃料集合体における軸方向最大出力密度と平均出力密度の比を軸方向出力ピーキング係数としており、出力ピーキング係数の関係式により算出する。

※ 制御棒 (4 本) を全引き抜きとした場合の出力又は線出力密度とストロークの 5/13 挿入した場合の出力又は線出力密度の比を補正している。



## 燃料集合体 75 体炉心の出力ピーキング係数

標準平衡炉心には、照射燃料集合体が 3 体装荷されている。照射燃料集合体は、炉心燃料集合体と比べて、装填される核燃料物質が少ないため、出力分担が小さい。照射燃料集合体を装荷しないものとし、炉心燃料集合体のみで炉心を構成した場合であっても、最大線出力密度が過度に上昇することはない（第 1 表参照）。なお、出力ピーキング係数は、炉心の平均線出力密度の増加に伴い低下する。

第 1 表 出力ピーキング係数の比較

	標準平衡炉心	燃料集合体 75 体炉心
装荷個数		
炉心燃料集合体	75 体	75 体
照射燃料集合体	3 体	0 体
材料照射用反射体	1 体	0 体
燃料集合体当たりの最大出力 (熱遮へいペレット除く)	1.65MW	1.66MW <sup>※</sup>
燃料要素当たりの最大出力 (熱遮へいペレット除く)	13.5kW	13.8kW
最大線出力密度	313W/cm	316W/cm
平均線出力密度	192W/cm	200W/cm
出力ピーキング係数	1.63	1.58
径方向出力ピーキング係数	1.33	1.29
軸方向出力ピーキング係数	1.17	1.16
局所出力ピーキング係数	1.04	1.06

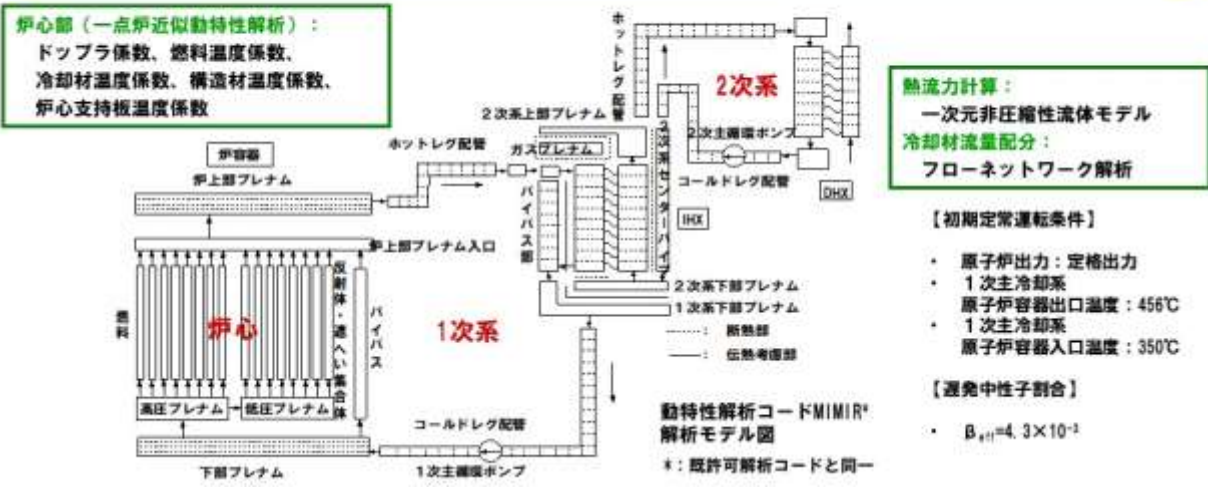
※ 最大線出力密度が最も大きくなる炉心燃料集合体の最大出力

## MK-IV炉心の動特性の計算方法と信頼性確認

## 炉心動特性の基本方針と解析手法

炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力振動が発生した場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力振動を制御し得るように設計する。

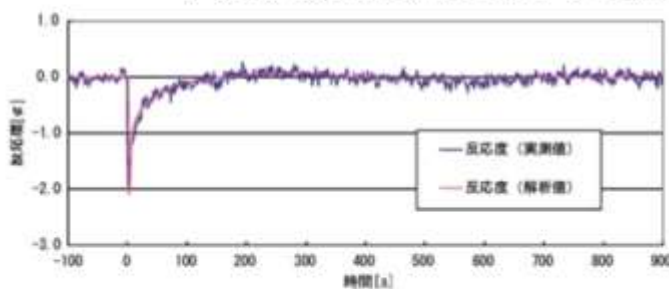
- ※ 炉心の反応度（原子炉の出力）は、制御棒の位置を調整することで制御
- ※ 原子炉制御系として、通常運転時の原子炉入口冷却材温度を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つように、主冷却器の空気流量を調整する原子炉冷却材温度制御系、及び通常運転時の1次冷却材流量を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つための1次冷却材流量制御系を使用



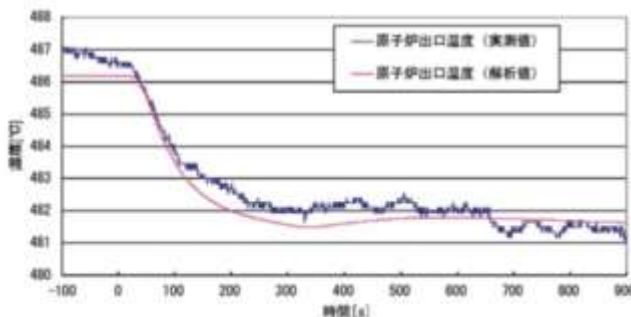
## 動特性解析コードMIMIRの信頼性確認 (MK-II炉心におけるステップ応答解析)

2

原子炉出力約89MWのプラント安定状態において、制御棒操作により-3.1¢の負の反応度をステップ状に投入。



ステップ応答試験結果とMIMIR解析結果の比較  
(反応度)



ステップ応答試験結果とMIMIR解析結果の比較  
(原子炉出口温度)

実測値と解析値が概ね一致することを確認。

## MK-IV炉心における熱設計基準値、熱的制限値の設定

# 1. 熱設計基準値

## 1-1. 熱設計基準値の設定方針

### 熱設計基準値の設定

「熱設計基準値」＝許容設計限界

燃料の許容設計限界：原子炉の設計と関連して、燃料の損傷が安全設計上許容される程度であり、かつ、継続して原子炉施設の運転をすることができる限界であって、燃料要素の仕様、原子炉の運転状態から定まる燃料要素の使用条件と、燃料の「故障」の形態等から定められる。

燃料の「故障」

「燃料の許容設計限界」

- 被覆管の溶融 ————— 冷却材の沸騰の防止
- 被覆管の過大歪 ————— 燃料ペレット溶融の防止
- 被覆管の機械的破損 ————— 被覆管クリーブ破損の防止

	燃料の「故障」	評価基準	設定理由	
①	被覆管の溶融	炉心ナトリウム温度<ナトリウム沸点 (冷却材の沸騰防止)	被覆管の焼損防止	冷却材温度に係る熱設計基準値
②	被覆管の過大歪	燃料最高温度<燃料融点 (燃料の溶融防止)	燃料溶融による被覆管の機械的損傷防止	燃料温度に係る熱設計基準値
③	被覆管のクリーブ破損	被覆管最高温度<840℃	被覆管の機械的破損防止	被覆管温度に係る熱設計基準値

## 1-2. 燃料最高温度に係る熱設計基準値

### 燃料最高温度に係る熱設計基準値の設定方針

- ・ 運転時の異常な過渡変化時の被覆管の過大歪は、主に出力急上昇時の燃料ペレットの溶融による膨張により生じる
- ・ TREAT炉での出力急上昇試験での新燃料、照射燃料の破損の有無と、その燃料の断面溶融割合の関連が整理されており、照射燃料の破損しきい値は断面溶融割合約25%、新燃料の破損しきい値は断面溶融割合約75%にある。
- ・ この実験データに裕度を取って、燃料ペレットが溶融しないことを「燃料の許容設計限界」として設定する。

#### 基本方針：燃料の融点に対して安全裕度を考慮して設定

##### 【燃料の主要仕様】

種類	プルトニウム含有率	核分裂性プルトニウム富化度	ウラン濃縮度
プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット	32wt%以下※1	約16wt%（内側）、約21wt%（外側）	約18wt%

※1 Am含有率は～2%

##### 【熱設計基準値の設定の流れ】

- ・ 燃料の仕様範囲、使用条件から想定されるPu含有率、Am含有率、O/M比を考慮して、燃料の融点を設定
- ・ 燃料融点に対して安全裕度を考慮して設定

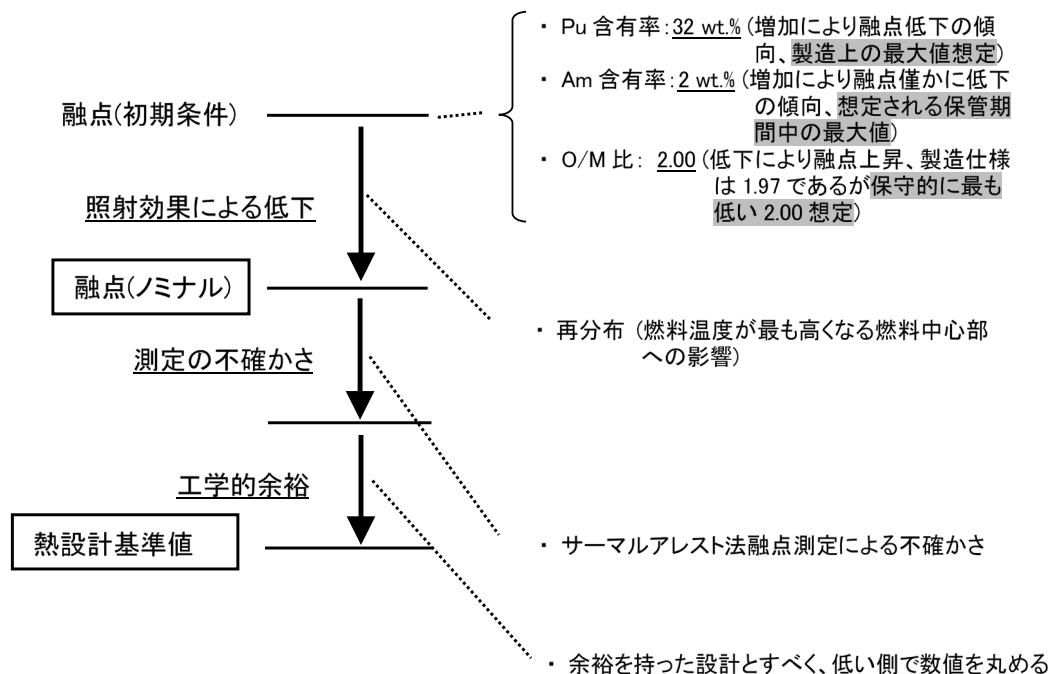
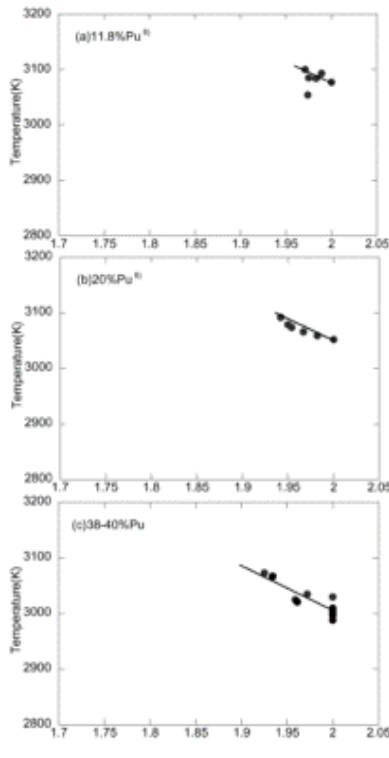


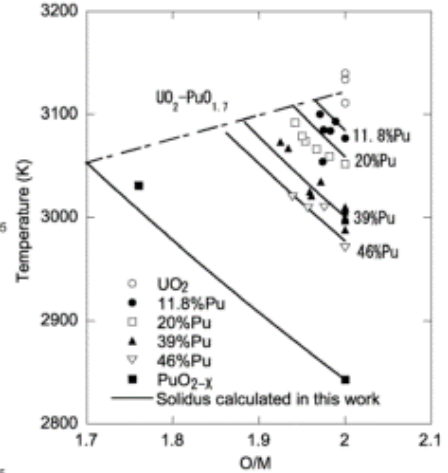
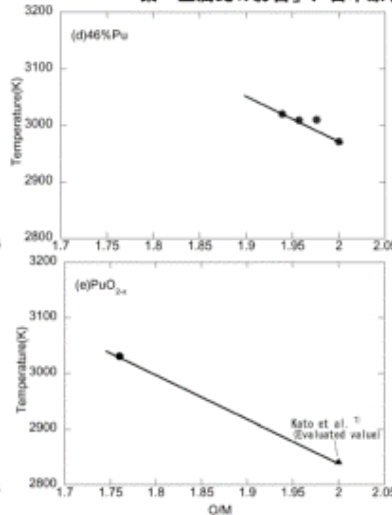
図 熱設計基準値設定の考え方

## 燃料最高温度に係る熱設計基準値の設定



加藤らの測定結果\*では、Pu濃度が11.8%~46%のいずれの組成においてもO/M=1.7~2.0の範囲でO/Mが低くなるほど固相線温度は上昇する傾向を示した（左図、下図）。また、PuO<sub>1.7</sub>の相を仮定したUO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>-AmO<sub>2</sub>-PuO<sub>1.7</sub>系の四元系の理想溶液モデルによりMOXおよびPuO<sub>2-x</sub>の融点についてO/M依存性を矛盾なく説明できている（右下図）。

\* 加藤ら、「高速炉用ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の融点に及ぼす酸素・金属比の影響」、日本原子力学会和文論文誌、2008年。



## Pu含有率及びAm含有率の設定

- ・ 製造時のPu含有率は最大で32wt%である。一方、Amについては在庫燃料の長期保管に伴うAmの蓄積を考慮し2wt%とする。
- ・ 高速炉においては燃料温度が高くまた温度勾配が大きいため組織変化が生じる。また、その際にPu及びAmが気相や固相を介して移動し、最高温度部である燃料中心部の濃度が高くなる現象「再分布」が生じる。
- ・ Pu含有率、Am含有率が高くなると融点が低下するので、2720°Cの設定においては、再分布（Pu：1.3倍、Am：1.5倍）を考慮してPu含有率42wt%、Am含有率3wt%とする。

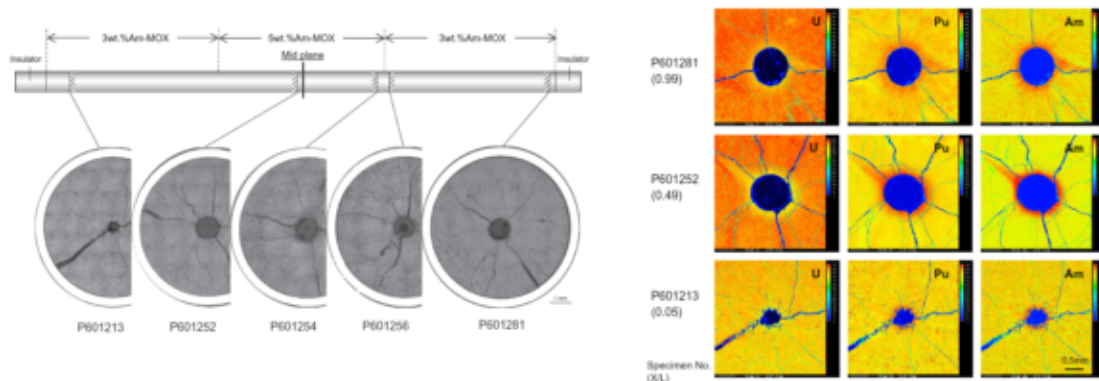


図 常陽で照射されたAm-MOX燃料照射試験の金相写真とPu、Am再分布の例

K. Tanaka et al., Journal of Nuclear Materials 440(2013)480-488



## Pu含有率及びAm含有率の設定の保守性

Pu、Amの再分布量については、「常陽」で照射した照射試験結果（B8-HAM試験<sup>1)</sup>、<sup>2)</sup>、Am-1試験<sup>3)</sup>）に基づきPuについては1.3倍、Amについては1.5倍と設定し、融点評価におけるPu含有率及びAm含有率をそれぞれ42wt%及び3wt%としている。

- ・ B8-HAM試験：「常陽」MK-II炉心での低密度燃料（もんじゅ燃料タイプ）の照射試験。Pu及びAmの再分布はそれぞれ約1.3倍、約1.2倍と評価されている。
- ・ Am-1試験：「常陽」MK-III炉心での照射試験。Pu及びAmの再分布量はそれぞれ約1.2倍、約1.5倍と評価されている。

表 「常陽」MK-IV燃料とAm-MOX燃料照射試験

集合体	「常陽」MK-IV	Am-MOX (B8-HAM) <sup>1)</sup> 、 <sup>2)</sup>	Am-MOX (Am-1) <sup>3)</sup>
Pu含有率 (wt%)	32	29	29
Am含有率 (wt%)	2	1	3.5
ペレット径 (mm)	4.63±0.05	5.4	6.52
ペレット密度 (NTD)	94±2	85	93
O/M比 (-)	1.97+0.02-0.03	1.99	1.95, 1.98
最大線出力 (w/cm)	320	410	450

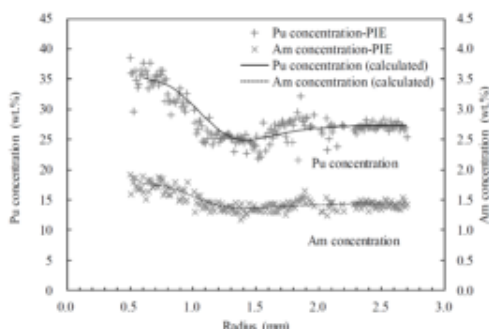


図 4. Pu、Amの径方向分布（B8-HAM試験）<sup>2)</sup>

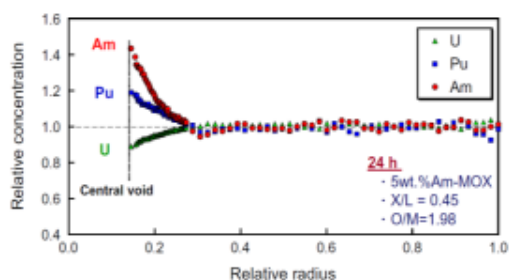


図 5. U、Pu、Amの径方向分布（Am-1試験）<sup>3)</sup>

<sup>1)</sup> JNC-TN9430 2000-002 Am含有燃料照射試験(B8-HAM)のAm再分布挙動  
<sup>2)</sup> T. Ozawa, "Analysis of fast reactor fuel irradiation behavior in the MA-recycle system" ICONE25-66129  
<sup>3)</sup> K. Tanaka et al., Journal of Nuclear Materials 440(2013) 480-488

- ・ 再分布は組織変化に伴い生じるため出力に依存する<sup>1)</sup>。
- ・ 「常陽」MK-IV燃料の照射条件に近い「常陽」MK-II炉心燃料（線出力371W/cm）で得られたPu再分布量は約 1.19倍（製造時27wt%から32wt%に増加）と報告されている<sup>2)</sup>。

B8-HAM試験やAm-1試験の再分布量は、「常陽」MK-IV燃料よりも出力が高いため再分布量が多い。さらに、B8-HAM試験は低密度燃料で、「常陽」燃料よりも組織変化が生じやすく再分布もしやすい。

「常陽」MK-IV燃料における再分布量は出力条件に近い「常陽」MK-II炉心燃料と同等以下と考えられるが、これら照射試験結果（B8-HAM試験、Am-1試験）に基づき設定した再分布量は、保守側の設定となっている。

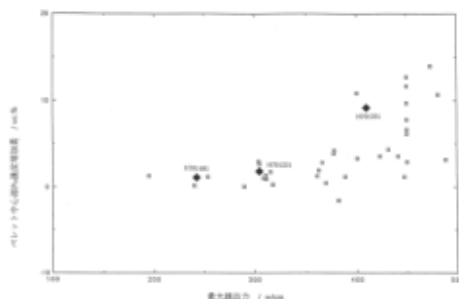


図 6. Pu再分布量の出力依存性<sup>1)</sup>

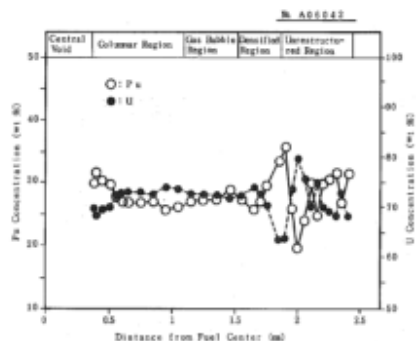


図 7. 「常陽」MK-II燃料のPu、Uの径方向分布の測定例（線出力371W/cm、燃焼度60GWd/t）<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> JNC-TN9430 2000-002 Am含有燃料照射試験(B8-HAM)のAm再分布挙動

<sup>2)</sup> JNC-TN9410 88-186 「常陽」MK-II炉心燃料(PFD105)の照射後試験：燃料要素の組織観察及び機器分析

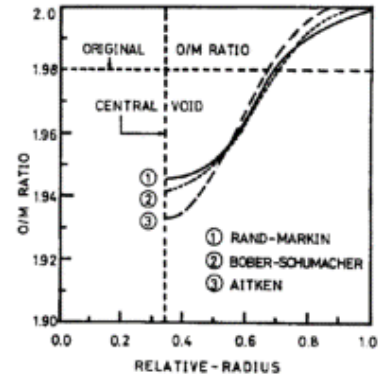


## O/M比の設定

- O/M比は、燃料物性、照射挙動へ影響を与えることが知られている。照射挙動のうち、特に被覆管の内面腐食の観点からは、低O/M比の燃料が望ましい。一方、燃料製造の観点から、低O/M比の燃料製造は、ペレット焼結時の雰囲気管理（酸素ポテンシャルの調整）など問題がある。
- このような観点から、高速炉MOX燃料は一般的にO/M比は1.98以下に設定されており、「常陽」燃料においては、1.97としている。（表1）
- O/M比は照射中の温度勾配による熱拡散及び気相輸送により、燃料中心部で低下し外周部で高くなる「再分布」が生じるが、融点設定のO/M比は融点が最も低くなる2.00を対象とする。

表1 O/M比の仕様例

炉	O/M比仕様	備考
「常陽」MK-IV燃料	1.97	
「常陽」MK-II燃料	1.97	
もんじゅ初装荷燃料Ⅰ・Ⅱ型	1.97	
もんじゅ初装荷燃料Ⅲ型	1.98	
FFTF	1.97	米国
Phenix	1.98	仏国

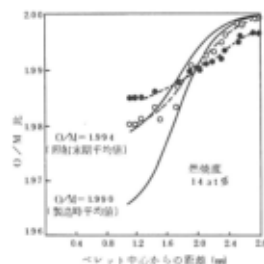


O/M比再分布の解析評価例<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup>杉崎 昌和, 古閑 義典, “酸化燃料(MOX土x)のO/M比再分布” 日本原子力学会誌, Vol.22, No.6 (1980)

## O/M比の設定の保守性

- O/M比の径方向再分布について、照射済みMOX燃料に対して測定されている<sup>1)</sup>、<sup>2)</sup>。
- O/M比は照射中の温度勾配により径方向に再分布し、中心部では製造時より大きく低下する。
- 最高温度部である中心部ではO/M比は低下するため、融点設定のO/M比を2.00とすることは保守的である。



- 本実験で求めた酸素ポテンシャルから、Blackburnの関係式を用いてO/M比に換算した値
- 同じくWoodleyの関係式を用いてO/M比に換算した値
- Aitkenモデルに基づく計算値

図 「常陽」で照射された燃料のO/M比再分布の測定結果<sup>1)</sup>

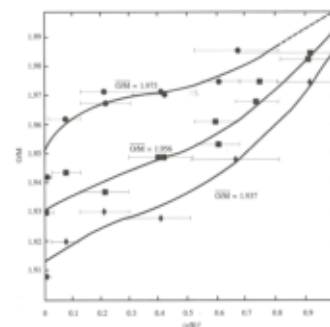


図 海外試験炉で照射された燃料のO/M比再分布の測定結果<sup>2)</sup>

1) 磯野他 日本原子力学会「昭和61年年会」、F32

2) Henri Bailly et al., “The Nuclear Fuel of Pressurized Water Reactors and Fast Neutron Reactors: Design and Behaviour”, Intercept Ltd, 1989, p103

# サーマルアレスト法による燃料融点測定技術

- 燃料融点はサーマルアレスト法により測定される。

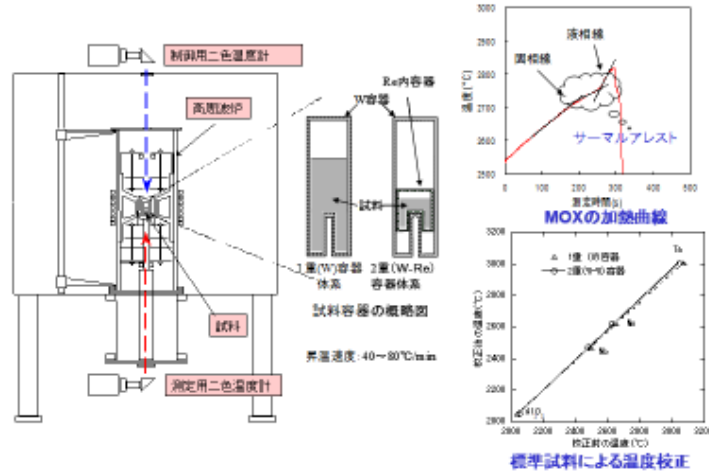


図 サーマルアレスト法による融点測定装置の概要

プルトニウム (Pu) 含有率が高いMOX燃料の試料に対しては、試料とタングステン (W) 製試料容器との反応し融点測定結果へ影響があることから、レニウム (Re) 製の内容器内に試料を収納し、これをW製試料容器に真空封入する方法 (2重容器体系) を用いている。

\*試料が溶融する際の潜熱により昇温速度が停滞若しくは低下する際の熱曲線の変化を読み取ることで試料の融点を求める方法

## 温度校正時に現れる不確かさ (±20°C)

- Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>、Nb、Mo、Taを用いた標準試料を測定することで温度校正線を作成している。
- 温度校正時に現れる不確かさとしては、温度校正線と標準試料の測定結果との差から±20°Cとしている。
- 数点のデータにおいて±20°Cを超えるものがあるが、燃料融点 (約2720°C) に近いMo及びTaの温度校正時の差は、2重容器体系において±20°Cの範囲に入っており、燃料融点測定に対する不確かさとして±20°Cを適用する。

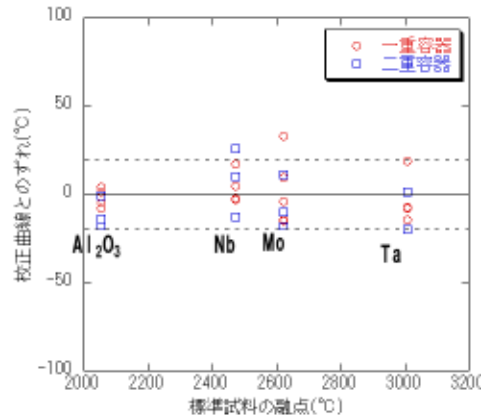
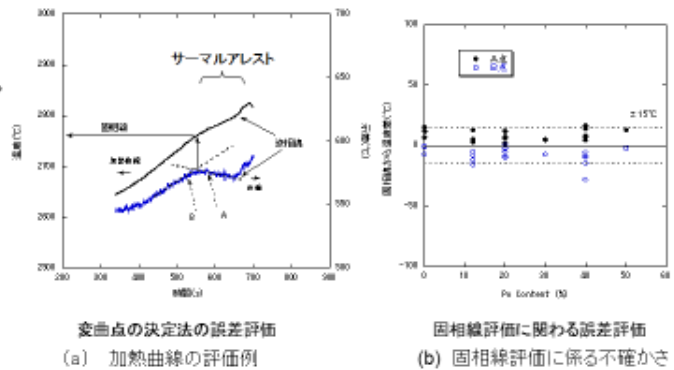


図 温度校正線と標準試料の融点測定値とのばらつき

高速炉MOX燃料の融点測定は二重容器系で測定されており、二重容器の測定精度に基づき誤差を設定している。

加熱曲線に係る不確かさ (±15℃)

- 融点は測温孔を観測する2色温度計から得られる加熱曲線においてアレストを観察し、アレスト開始点を固相線に、終了点を液相線として評価する。このアレスト開始点の読み取り時の不確かさも融点（固相線）測定での誤差の要因となる。
- アレスト開始点は測温孔の加熱曲線の変曲点として現れるが、制御用2色温度計と測定用2色温度計の指示値の差（示差）の曲線を観察し、その変化をアレストの開始時期の特定の際に考慮している（図（a））。
- 当該装置を用いて得られる多くの加熱曲線の分析経験から固相線評価に係る不確かさを±15℃と評価している（図（b））。



変曲点の決定法の誤差評価

(a) 加熱曲線の評価例

固相線評価に係る誤差評価

(b) 固相線評価に係る不確かさ

図 融点測定時の加熱曲線の評価例と固相線評価に係る不確かさ

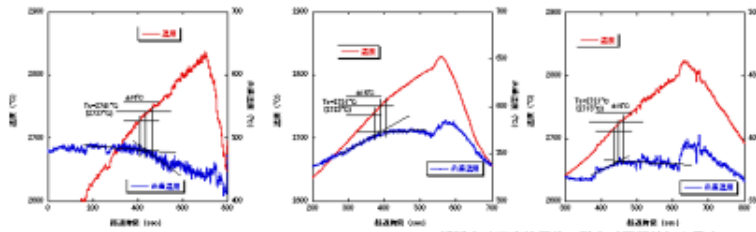
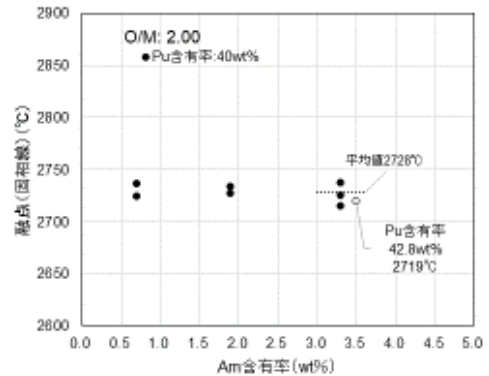
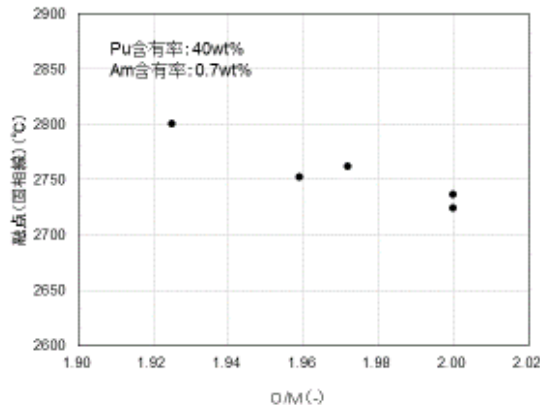


図 MOX燃料 (Pu: 約40wt%、Am: 約3wt%、O/M比: 2.00) の融点測定時の加熱曲線例

- 代表的な加熱曲線及び評価の例  
アレスト開始点の読み取り誤差として±15℃を考慮しておけば、保守的となる。

# 燃料最高温度に係る熱設計基準値の設定

- ・ 熱設計基準値は、「常陽」燃料の製造時のPu含有率及び保管期間中のAmの蓄積に加え、Pu、Am再分布を考慮してPu含有率42wt%、Am含有率3wt%での融点を基に設定されている。
- ・ Pu含有率が40wt%の燃料について、O/M比及びAm含有率をパラメータとして、レニウム内容器を用いたサーマルアレスト法によって融点が測定されている<sup>1)</sup>。
- ・ O/M比により融点が低下するが、Am含有率については融点が顕著に低下していない。
- ・ 融点が最も低くなるO/M比2.00において、Pu含有率40wt%、Am含有率3.3wt%での平均値は約2730℃であり、更に「常陽」の仕様範囲での再分布考慮後の最大含有率を超えるPu含有率42.8wt%、Am含有率3.5wt%においても融点は約2720℃である。
- ・ これより、「常陽」燃料の融点は測定誤差±35℃を考慮しても熱設計基準値（2650℃）以上となる。



1) 加藤ら、「高速炉用ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の融点に及ぼす酸素・金属比の影響」、日本原子力学会和文論文誌、2008年

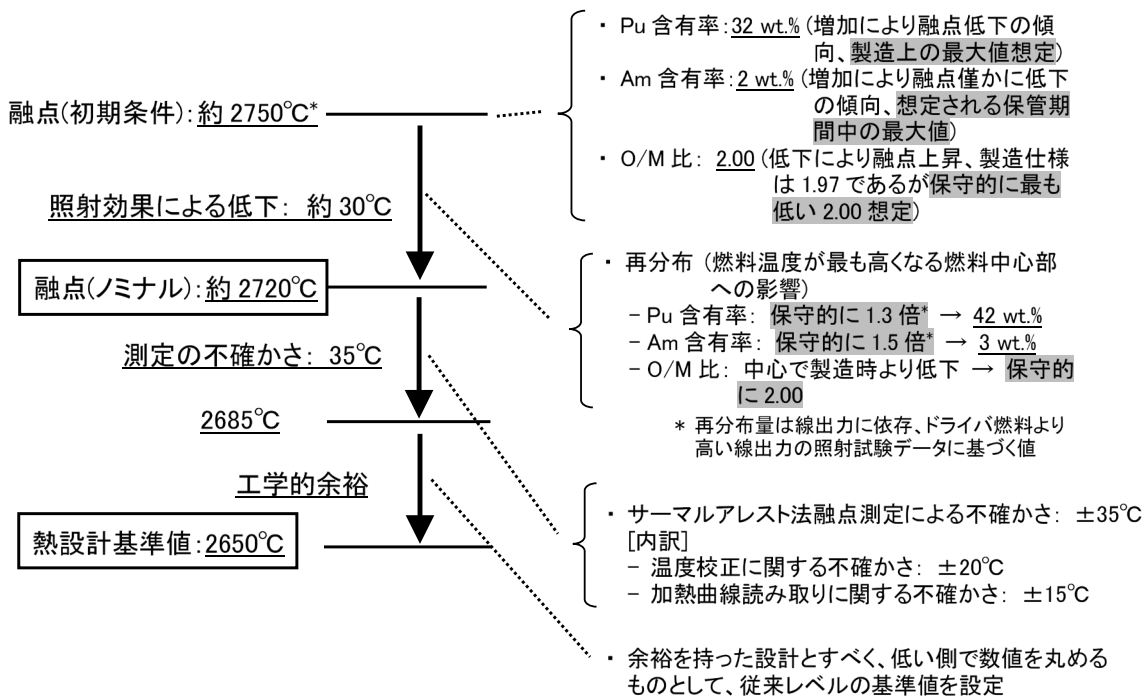


図 熱設計基準値 2650℃設定の考え方

\*評価式<sup>1)</sup>に基づく値 ( $T=3128-397y+213y^2-78y^3$  T:融点(K)、y:PuO<sub>2</sub>のモルフラクション(-))

1) JAEA-Technology 2006-049 高速炉燃料の熱物性評価: 融点と熱伝導率

### 1-3. 被覆管最高温度に係る熱設計基準値

#### 被覆管最高温度に係る熱設計基準値の設定方針

- ・ 運転時の異常な過渡変化時には、冷却材流量の減少により被覆管の急激な温度上昇を生じることがある。
- ・ 使用末期の高い内圧がかかった被覆管を急速に加熱すると、被覆管がクリーブ破損に至ることがある。
- ・ 運転時の異常な過渡変化の温度上昇率を考慮して、被覆管のクリーブ破損防止を「燃料の許容設計限界」とする。

基本方針：照射済燃料要素の被覆管の炉外急速加熱試験データを基に、適切な安全余裕を考慮して設定

##### 【被覆管の主要仕様】

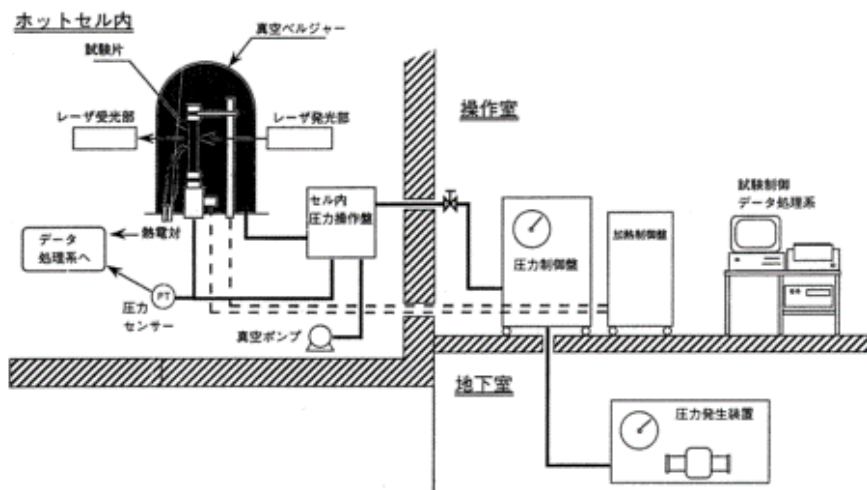
種類	通常運転時最高温度
SUS316相当ステンレス鋼または高Niオーステナイト系ステンレス鋼 (A)	620℃

##### 【熱設計基準値の設定の流れ】

- ・ 被覆管の最高使用条件から”被覆管温度”、使用条件・被覆管材質から設定される応力制限値から”周方向応力”、運転時の異常な過渡変化時の解析結果から”温度上昇率”、を設定
- ・ 上記設定値と照射済燃料要素被覆管の炉外急速加熱試験データから、破損温度を計算
- ・ 破損温度に対して安全余裕を考慮して設定

# 急速加熱バースト試験の概要

急速加熱バースト試験では、被覆管試験片に一定内圧を负荷した後、所定の一定加熱速度で試験片を加熱し、試験片の破損温度等を測定する。結果を破損温度と周応力で整理。



急速加熱バースト試験の試験構成例

## 急速加熱バースト試験に基づく破損評価式の設定

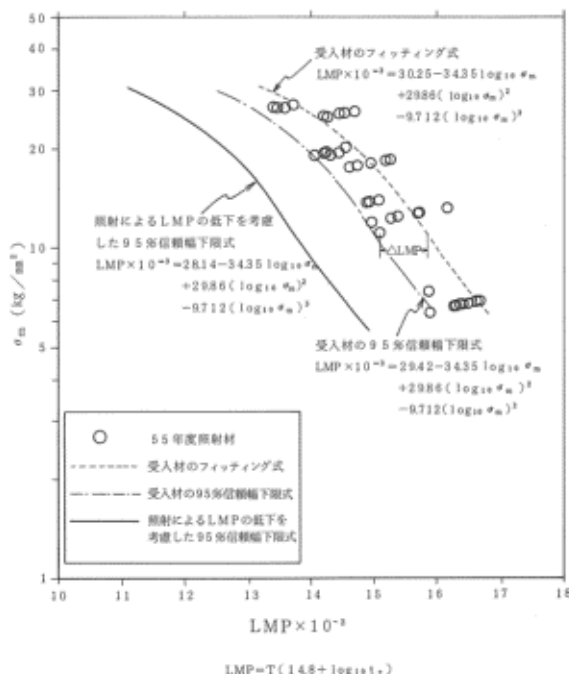


図30 昭和55年度材照射済燃料被覆管(急速加熱試験)のLMPとσθの関係

出典：瀬下他、「燃料被覆管許容設計限界の検討」、PNC TN9410 89-122、1989年、p. 41。

・ 破損予測の手法として、Larson-Miller Parameter Life Fraction法により急速加熱試験のデータを評価。

JNCの照射材での急速加熱試験結果をLMP-σ<sub>θ</sub>で整理

LMP-σ<sub>θ</sub>の95%信頼下限値を評価\*

高フルエンス照射による影響としてΔLMPの低下を考慮

(ΔLMPの低下は高フルエンスで飽和し、照射量に依らず一定値を取るとする)

照射材のLMP-σ<sub>θ</sub>評価式を策定

\* 比較対象がホットスポットファクターを含んだ被覆管温度でその出現率は極めて小さく厳しい評価結果であり、95%信頼下限データで判定する。



## 被覆管最高温度に係る熱設計基準値の設定

燃料の応力条件、及び過渡事象の解析結果のうち被覆管温度の上昇幅が大きい事象の温度上昇率の中で最も温度上昇率の小さい値を包絡する条件の下で、照射済被覆管の急速加熱バースト試験結果に基づく評価式により求めた破損温度に安全裕度を考慮して設定。

### MK-IV炉心での被覆管破損温度の算出

#### 初期条件

- ・初期被覆管温度：620℃（MK-IV炉心での熱的制限値）
- ・初期応力：過渡時の応力がSmと等しくなる条件での定格時の応力
- ・被覆管温度上昇率：20℃/s（被覆管温度が高温となる過渡事象の被覆管温度上昇率を安全側に切り下げた値）

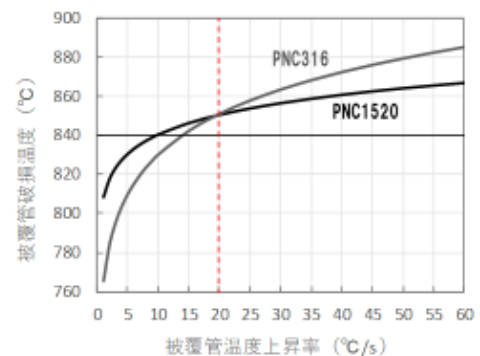
過渡事象	被覆管温度上昇率 [℃/s]	被覆管最高温度 [℃]
1次冷却材流量減少	27	700
外部電源喪失	26	650

	過渡時Sm [N/mm <sup>2</sup> (kgf/mm <sup>2</sup> )]	過渡時応力がSmとなる条件での 定格時応力 [N/mm <sup>2</sup> (kgf/mm <sup>2</sup> )]	破損温度 [℃]
高Niオーステナイト系ステンレス鋼(A) (PNC1520)	170 (17.3)	156 (15.9)	851
SUS316 ステンレス相当鋼 (PNC316)	141 (14.4)	129 (13.2)	851

#### 安全裕度

- ・急速加熱バースト試験に基づく式は試験データの95%信頼下限の式であること
- ・被覆管温度上昇率を20℃/sとしており、評価条件ですでに裕度を見込んでいることから過度の安全裕度は要しない。

しかし、さらに安全裕度を10℃見込む（MK-II炉心でも約10℃の安全裕度を見込んでいた\*）として、熱設計基準値を840℃と設定する。



\*【参考】MK-II～IV炉心における安全裕度を見込んでの熱設計基準値の設定

	MK-II炉心	MK-III炉心	MK-IV炉心
SUS316ステンレス相当鋼 (PNC316) 破損温度	約820℃	約890℃	約850℃
熱設計基準値	810℃	830℃	840℃

## 参考：Larson-Miller Parameter Life Fraction法

ラーソン・ミラー・パラメータは次式で定義される。

$$LMP = T(\log t_r + C)$$

ここで、 $T$ ：絶対温度 (K)、 $t_r$ ：破断時間 (h)、 $C$ ：定数

この場合、ラーソン・ミラー・パラメータは次式のように応力の一義的な関数として整理することができる。

$$LMP = f(\sigma) \quad \dots (1)$$

温度又は応力が変動する場合のクリーブ破断時間の予測として、「以下の $L(t)$ が1になったときに破断に至る」とするLife Fraction法を用いる。

$$L(t) = \sum_i \left( \frac{\Delta t}{t_r(\sigma, t)} \right)_i \quad \dots (2)$$

ここで、 $t$ ：時間 (h)、 $t_r(\sigma, t)$ ：応力 $\sigma$ 、温度 $T$ における破断時間 (h)

一連のクリーブ破断データから(1)式の回帰式を得ることで、任意の温度、応力条件下におけるクリーブ破断時間を(2)式により予測することが可能となる。

## 参考：Larson-Miller Parameterについて

クリーブ歪速度 $\dot{\epsilon}$ が次式で与えられるとする。

$$\dot{\epsilon} = A \exp\left(-\frac{Q(\sigma)}{RT}\right)$$

( $T$ ：絶対温度、 $R$ ：気体定数、 $\sigma$ ：応力、 $Q(\sigma)$ ：活性化エネルギー、 $A$ ：定数)

破断伸び $\epsilon_r$ が温度、応力にかかわらず一定と仮定すると破断時間 $t_r$ は次式で求まる。

$$t_r = \frac{\epsilon_r}{\dot{\epsilon}} = \frac{\epsilon_r}{A} \exp\left(\frac{Q(\sigma)}{RT}\right)$$

$$\log t_r = \log \frac{\epsilon_r}{A} + \frac{Q(\sigma)}{2.3RT}$$

$$T(\log t_r + C) = \frac{Q(\sigma)}{2.3R}$$

ここで、ラーソン・ミラー・パラメータを

$$LMP = T(\log t_r + C)$$

と定義すると、ラーソン・ミラー・パラメータが応力のみ依存する関数として整理可能となる。



## 参考：急速加熱バースト試験における破損温度の照射量依存性

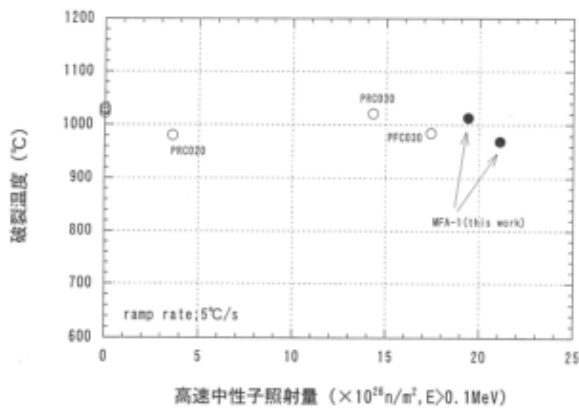


図6.4-6 PNC316の破損温度と高速中性子照射量の関係 (周応力 $\sim 98$ MPa)

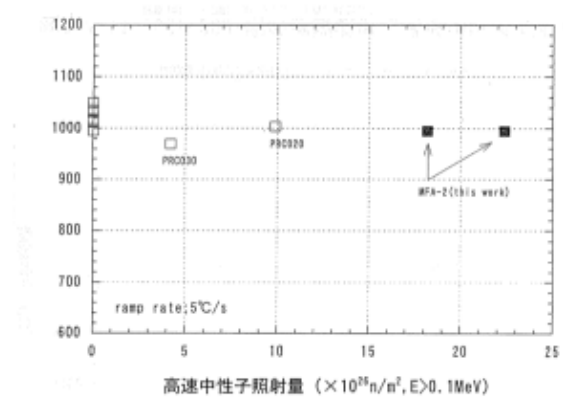


図6.4-10 15Cr-20Ni鋼の破損温度と高速中性子照射量の関係 (周応力 $\sim 98$ MPa)

- ・ 照射済み被覆管の急速加熱バースト試験を実施
- ・ 温度上昇率 $5^{\circ}\text{C}/\text{s}$ で試験した結果、MK-IV炉心の使用範囲 ( $\sim 100$ MPa,  $\sim 1.4 \times 10^{23} \text{n}/\text{cm}^2$ ) において、照射量の増大に伴う破損温度の低下は見られない
- ・ 加熱により照射組織の回復が起こるため照射効果が小さくなっていると考えられ、常陽での $20^{\circ}\text{C}/\text{s}$ の条件下でも同様と考えられる。

出典：吉武他、「「もんじゅ」型燃料集合体(MFA-1,2)被覆管の急速加熱破裂挙動評価」、JNC TN9400 2000-095、2000年、p. 49, 53。

## 1-4. 冷却材最高温度に係る熱設計基準値

### 冷却材最高温度に係る熱設計基準値の設定

- ・ 被覆管の溶融は燃料線出力と冷却材流量のアンバランスにより生じる
- ・ この場合、被覆管の溶融の前にまず冷却材の沸騰が生じる

**基本方針：冷却材の沸点に対し、適切な安全余裕を考慮して設定**

#### 【冷却材の主要仕様】

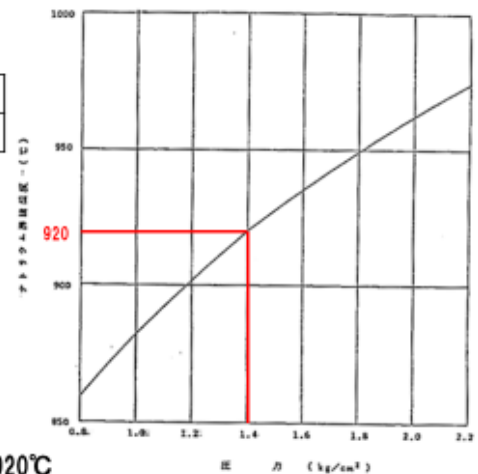
種類	炉心頂部（燃料集合体頂部）冷却材圧力（静圧）
ナトリウム	約0.04N/mm <sup>2</sup> （約0.4kgf/cm <sup>2</sup> ）

#### 【熱設計基準値の設定の流れ】

- ・ 炉内の使用条件から、冷却材の沸点を設定
- ・ 冷却材沸点に対して安全余裕を考慮して設定

#### 【冷却材沸点と熱設計基準値】

- ・ 炉内の燃料集合体頂部の冷却材圧力における沸騰温度は約920℃
- ・ 安全余裕を10℃考慮して熱設計基準値を910℃と設定



第4図 ナトリウム沸騰温度

## 2. 熱的制限値

### 2-1. 熱設計基準値に対する熱的制限値の位置づけ

#### 熱設計基準値：燃料の許容設計限界に該当

目的	熱設計基準値
燃料溶融による被覆管の過大歪による破損防止	燃料最高温度：2,650℃ (燃料の融点以下)
内圧による被覆管のクリープ破損防止	被覆管最高温度：840℃ <sup>※1</sup>
冷却材沸騰による被覆管の焼損・溶融防止	冷却材最高温度：910℃ (ナトリウムの沸点以下)

※1： 照射済被覆管の急速加熱ハースト試験の結果に基づき設定

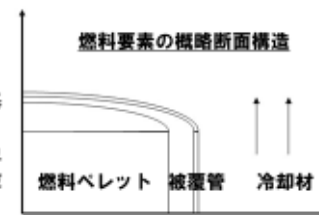
#### 熱設計基準値に対する熱的制限値の位置付け

熱的制限値： 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉停止系統及び安全保護系等の機能とあいまって熱設計基準値を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である1.0を超えないよう、定格出力時における制限値として設定

#### 【運用イメージ】

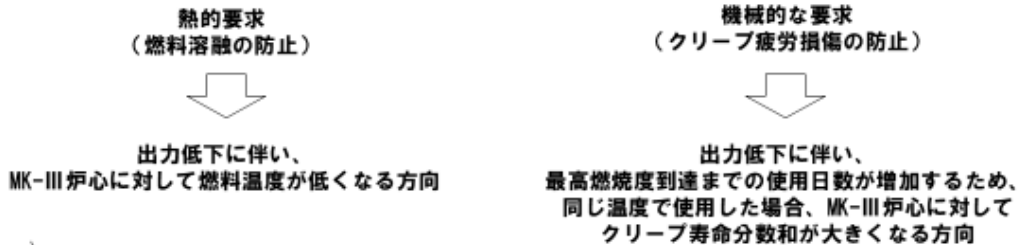
燃料最高温度、被覆管最高温度を熱的制限値以下として定格出力運転を実施

- ・ 右記構造において、正の反応度が投入された場合、主に、燃料温度が上昇  
→ 原子炉停止系統及び安全保護回路等の機能とあいまって、燃料最高温度は熱設計基準値を超えない（炉心燃料集合体の健全性を確保）
- ・ 右記構造において、冷却材流量が低下した場合、主に、冷却材及び被覆管温度が上昇  
→ 原子炉停止系統及び安全保護回路等の機能とあいまって、被覆管最高温度等は熱設計基準値を超えない（炉心燃料集合体の健全性を確保）

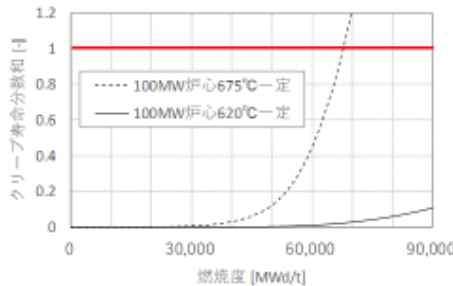


## 2-2. 熱的制限値の設定

### MK-IV炉心における熱的制限値の設定の考え方（MK-III炉心との比較）

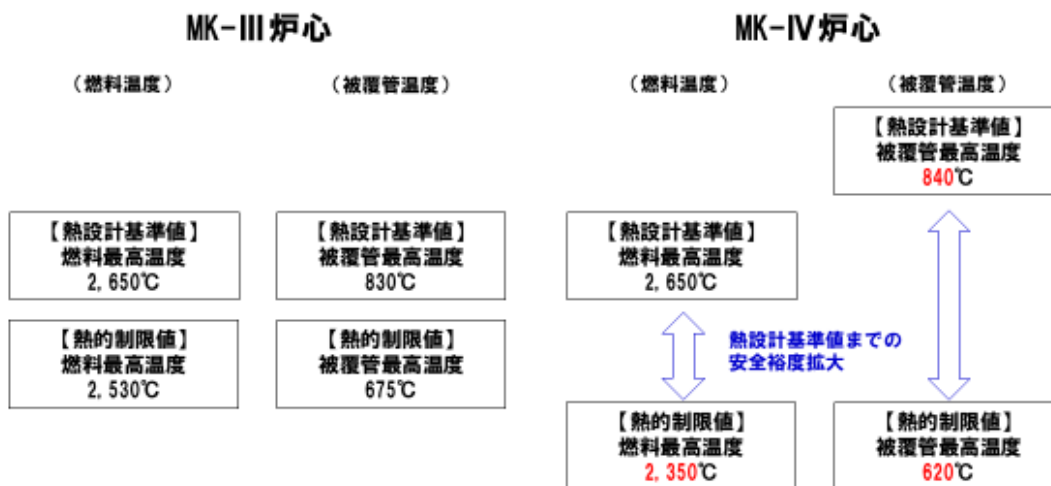


クリープ破損は温度と時間に依存するため被覆管最高温度に係る熱的制限値を変更（675℃→620℃）  
（燃料最高温度に係る熱的制限値についても変更（2,530℃→2,350℃））



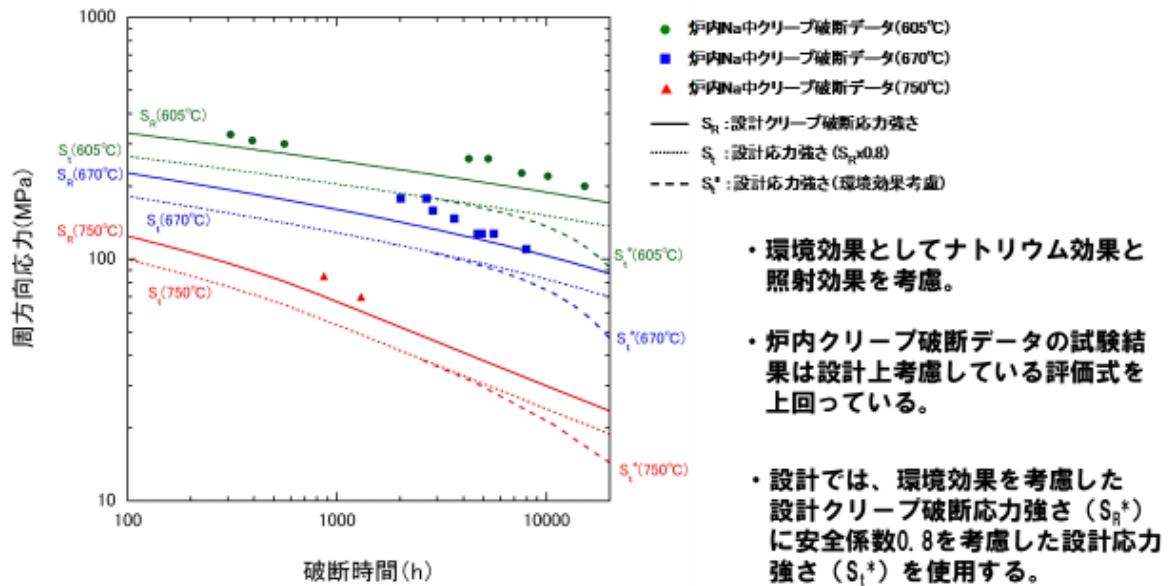
- ・ 熱的制限値を620℃に設定することで、被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和が設計上の制限値である1.0を超えない。

## 参考：MK-III炉心とMK-IV炉心における熱的制限値及び熱設計基準値の相関



- ・ MK-III炉心では、熱的要求に基づき、熱的制限値を設定  
→ 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉停止系統及び安全保護系等の機能とあいまって熱設計基準値を超えないよう、定格出力時における制限値として設定
- ・ MK-IV炉心では、機械設計の条件変更を反映し、熱的制限値を設定  
→ 被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である1.0を超えないよう、定格出力時における制限値として設定

## 参考：環境効果を考慮した設計上のクリープ強度 SUS316相当ステンレス鋼



出典：原子力安全・保安院、「独立行政法人日本原子力研究開発機構高速増殖炉研究開発センター原子炉設置変更許可申請 燃料機械設計について」、資料111A-1-5号、平成19年、p. 21。

## 高Niオーステナイト系ステンレス鋼 (A)

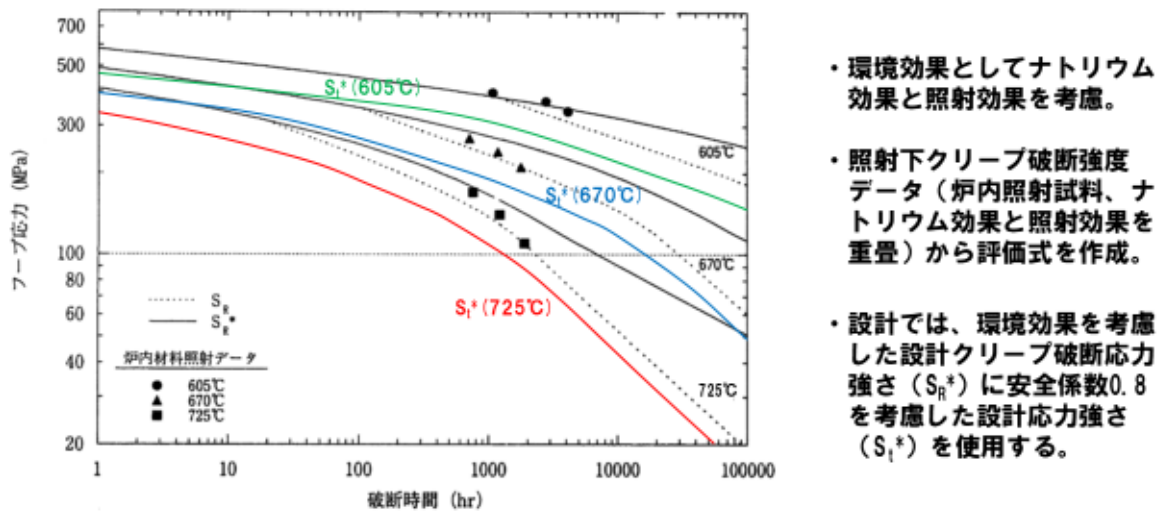


図2.4 クリープ強度補正係数 $\gamma$ を考慮したクリープ破断強度 $S_R^*$  (材料強度基準(案))

出典：皆藤他、「改良オーステナイト鋼(PNC1520)のクリープ破断強度に関する評価」、JNC TN9400 99-036、1999年、p. 26。

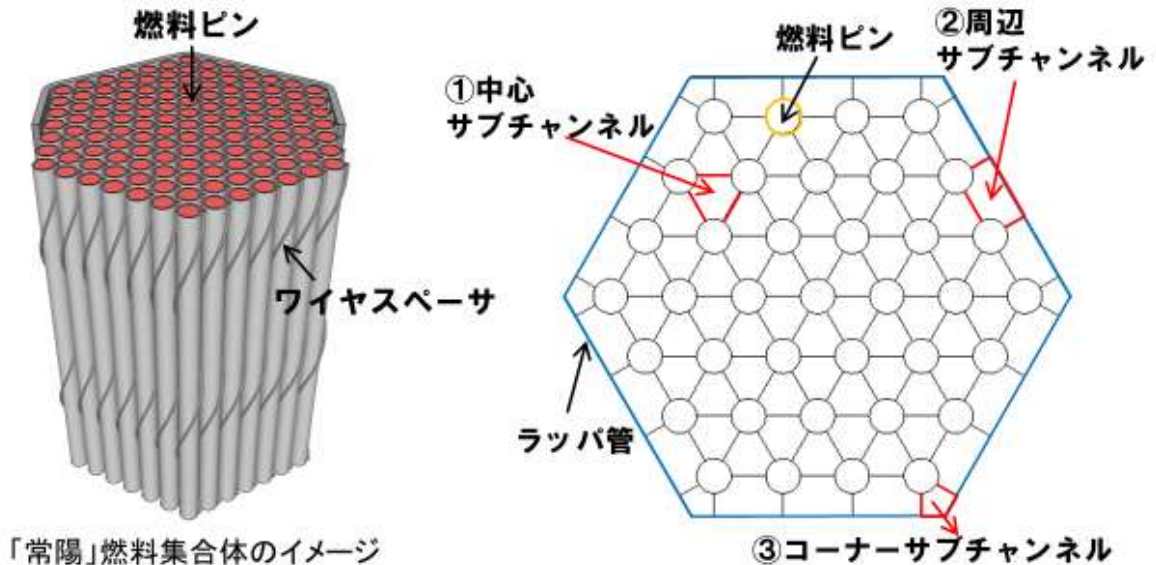
MK-IV炉心の熱設計における冷却材温度の  
計算方法と信頼性確認



# 1. 計算方法

## (1) 解析モデル

- サブチャンネル解析コード (ASFRE) では、燃料集合体内の熱流動挙動を効率的に解析評価するため、燃料ピン及びラッパ管で囲まれる領域を1つの流路 (サブチャンネル) としてモデル化 (形状の違いにより①~③の3種類に分類)
- ワイヤスペーサの影響は流動抵抗の分布を考慮 (分布抵抗モデル)



## (2) ASFREコード\*1概要 (解析条件)

サブチャンネル解析コード	
基礎方程式	質量, 運動量, エネルギーの3つの保存式
離散化手法	三角座標系における有限差分法 時間項: 前進差分法, 対流項: 一次風上法
行列解法	ILUBCG法
工学モデル	分布抵抗モデル (DRM) *2 ※燃料ピンおよびワイヤスペーサによる抗力を各方向の運動量保存式に外力として組み込む
	乱流ミキシングモデル (Todreas-Turiの相関式) $\beta \equiv w'_{ij}/Gd_w$ , $G = (G_i + G_j)/2$ , $w'_{ij} = \beta d_w (G_i + G_j)/2$ $\beta$ : ミキシングファクター, $G$ : 鉛直方向質量流束, $d_w$ : ワイヤスペーサ径 $w'_{ij}$ : 単位長さ単位時間における隣接セルとの乱流混合量 (乱流による質量交換量)
	燃料ピンと冷却材の熱伝達 (FFTF相関式) • $P/D \geq 1.2$ $Nu = 4.0 + 0.16 (P/D)^{5+0.33 (P/D)^{3.8} (Pe/100)^{0.86}}$ • $P/D < 1.2$ - $Pe > 150$ : $Nu = (-16.15 + 24.96 (P/D) - 8.55 (P/D)^2) Pe^{0.3}$ - $Pe \leq 150$ : $Nu = (-16.15 + 24.96 (P/D) - 8.55 (P/D)^2) 4.496$

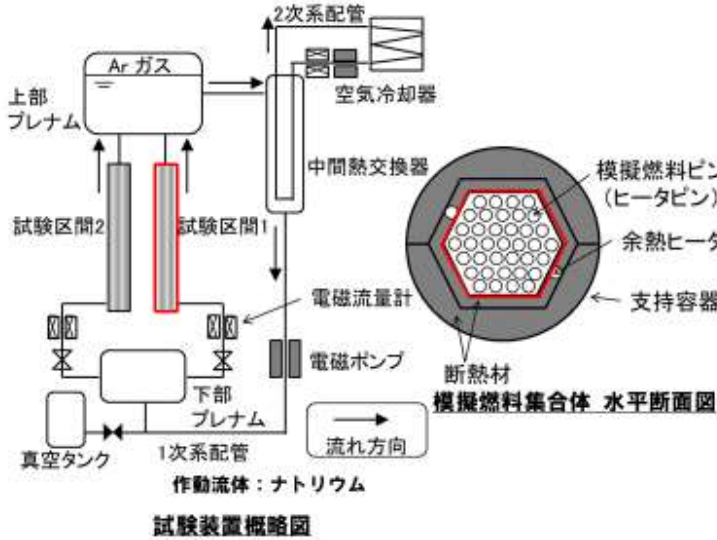
\*1 大高雅彦他, 「サブチャンネル解析コードASFRE-IIIの検証」, PNC-TN9410 96-212 (1984)

\*2 H. Ninokata, A. Efthimiadis, and N.E. Todreas, Nucl. Eng. Des. vol. 104, (1987), pp. 93-102.

## 2. ASFREコード妥当性確認

### ・ASFREコードの妥当性確認例（Na試験による温度分布との比較）

高流量条件下における模擬37ピンバンドルを用いたナトリウム試験  
 PLANDTL (PLANt Dynamics Test Loop)



### 37ピンバンドル仕様

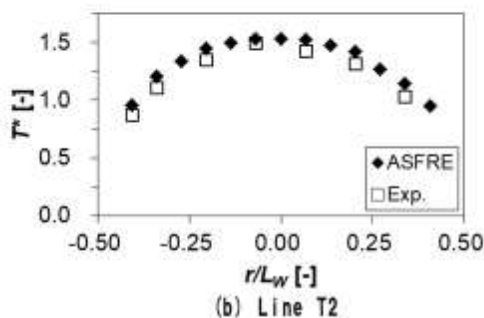
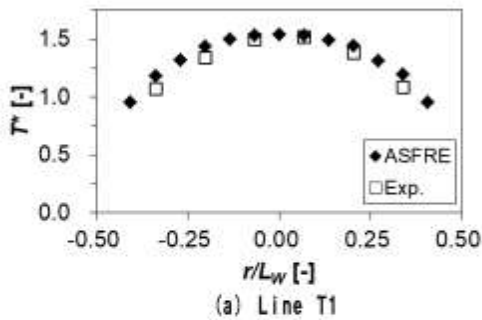
項目	値
ピンピッチ (P) [mm]	7.87
ピン直径 (D) [mm]	6.50
ワイヤスペース直径 (d <sub>w</sub> ) [mm]	1.32
ワイヤスペース巻きピッチ (M) [mm]	307
ラッパ管内対面間距離 [mm]	50.2
発熱長 (L) [mm]	930

### 境界条件

項目	値
入口温度 [°C]	406
発熱量 [kW]	544
軸方向ピン出力分布	Chopped cosine
質量流量 [m <sup>3</sup> /sec]	2.30x10 <sup>-3</sup>
入口温度におけるRe数	25,500

### ・ASFREコードの妥当性確認例（Na試験による温度分布との比較）

PLANDTL試験：高流量条件



発熱部上端水平断面におけるナトリウム温度分布

規格化温度

$$\begin{aligned} & \text{(各評価点での規格化上昇温度 } T) \\ & = \text{(各評価点の上昇温度)} / \text{(平均上昇温度)} \end{aligned}$$

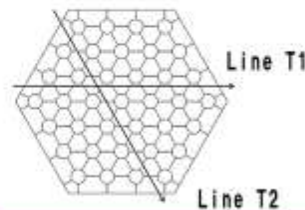
推定平均上昇温度

(試験部断面平均の上昇温度)

$$\begin{aligned} & \text{(平均上昇温度)} \\ & = \text{(ヒータ発熱量)} / \text{(平均質量} \times \text{比熱)} \end{aligned}$$

相対誤差

$$\begin{aligned} & \text{(相対誤差)} \\ & = \frac{\text{(上昇温度(解析値))} - \text{(上昇温度(実験値))}}{\text{(上昇温度(実験値))}} \end{aligned}$$



解析結果は試験データと良く一致した。  
 解析値の方が温度上昇を高く見積もっている。



MK-IV炉心の熱設計における工学的安全係数

## 工学的安全係数の内訳

企業機密が含まれているため、  
公開できません。

工学的 安全 係数	燃料温度	約1.19			
	被覆管温度	約1.19	-	-	-
	冷却材温度	約1.18	-	-	-

## 工学的安全係数の係数処理

$$T_{HS}^I = T_{in} + \sum_{j=1}^l \left( \prod_{i=1}^m G_{ij} \right) \Delta T_j + \left[ \sum_{k=1}^n \left\{ \sum_{j=1}^l (F_{kj} - 1) \left( \prod_{i=1}^m G_{ij} \right) \Delta T_j \right\}^2 \right]^{\frac{1}{2}}$$

ただし、 $G_{ij}$ は累積項、 $F_{kj}$ は統計項の係数、 $\Delta T_j$ は各部公称温度差である。  
また、 $m$   $n$ は、累積項因子及び統計項因子の個数を表す。

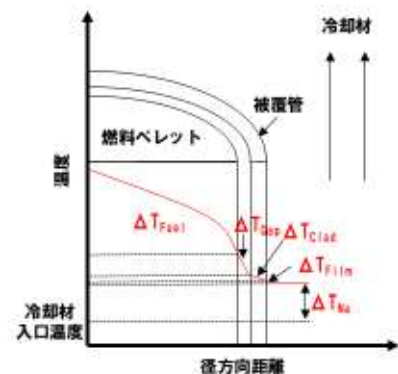
また、 $T_{HS}^I$ と $\Delta T_j$ の定義は以下の通りである。

- $T_{HS}^1$  : 冷却材
- $T_{HS}^2$  : 被覆管表面
- $T_{HS}^3$  : 被覆管内面
- $T_{HS}^4$  : 燃料ペレット表面
- $T_{HS}^5$  : 燃料ペレット中心

の工学的安全係数を考慮した最高温度、

- $\Delta T_1 = \Delta T_{Na}$  : 冷却材
- $\Delta T_2 = \Delta T_{film}$  : 冷却材-被覆管表面
- $\Delta T_3 = \Delta T_{clad}$  : 被覆管内
- $\Delta T_4 = \Delta T_{gap}$  : 被覆管内面-燃料ペレット表面
- $\Delta T_5 = \Delta T_{fuel}$  : 燃料ペレット内

の公称温度差。



## MK-IV炉心における熱設計結果等の整理

# 炉心燃料集合体の熱設計の概要

## 【基本方針】

- 原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、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（熱設計基準値）を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数と疲労寿命分数和（設計疲労寿命に対する累積疲労サイクルの比）を加えた累積損傷和が設計上の制限値である1.0を超えないよう、**定格出力時における熱的制限値**を設定し、これを満たすこと。

## 【熱的制限値及び熱設計基準値】

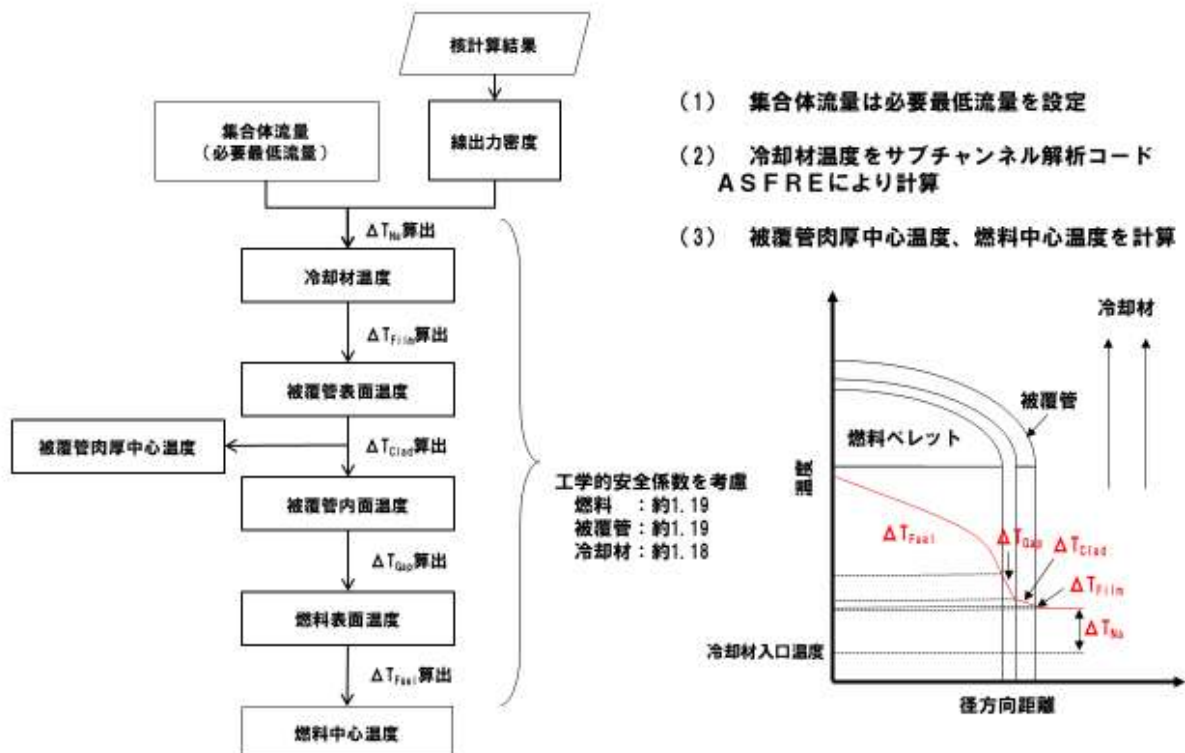
	MK-III炉心（140MW）		MK-IV炉心（100MW）	
	熱的制限値	熱設計基準値	熱的制限値	熱設計基準値
燃料最高温度	2,530℃	2,650℃	2,350℃	2,650℃
被覆管最高温度（肉厚中心）	675℃	830℃	620℃	840℃
冷却材最高温度		910℃		910℃

## 【熱設計結果（MK-IV炉心）】

	燃料最高温度		被覆管最高温度 （肉厚中心）	冷却材最高温度
	定格出力時	過出力時	定格出力時	
炉心燃料集合体				
炉心燃料要素（内側）	約2,300℃	約2,410℃	620℃以下※1	約600℃
炉心燃料要素（外側）	約2,300℃	約2,410℃	620℃以下※1	約600℃

※1 熱設計では、保守的に、定格出力時における集合体中の冷却材流量を、被覆管最高温度が熱的制限値と同じ620℃となる必要最低流量として、燃料最高温度や冷却材最高温度を評価している。

## 熱設計における計算方法



## 熱特性主要目

原子炉出力	100MW	
1次冷却材全流量	約2,700t/h	
原子炉入口冷却材温度	約350℃	
原子炉出口冷却材温度	約456℃	
原子炉プレナム最高圧力	約0.39MPa [gage]	
燃料要素最大線出力密度 (炉心燃料要素)	定格出力	約330W/cm
	過出力	約360W/cm

## 熱設計結果

	燃料最高温度		被覆管最高温度 (肉厚中心)	冷却材最高温度
	定格出力時	過出力時	定格出力時	定格出力時
炉心燃料集合体				
炉心燃料要素 (内側)	約2,300℃	約2,410℃	620℃以下	約600℃
炉心燃料要素 (外側)	約2,300℃	約2,410℃	620℃以下	約600℃
熱的制限値 熱設計基準値	2,350℃	2,650℃	620℃	—
判定	○	○	○	—

## MK-IV炉心における安全評価事象と評価結果

## 炉心関連の安全評価対象事象

### 【運転時の異常な過渡変化】

分類	事象	事象の概要
炉心内の反応度 又は 出力分布の異常な変化	未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	原子炉の起動時に運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される。
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	原子炉を定格出力又はその近傍の出力で運転している際に、運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される。
炉心内の熱発生 又は 熱除去の異常な変化	1次冷却材流量増大	原子炉の出力運転中に、電気的故障等の原因により1次主循環ポンプの回転数が上昇し、炉心流量が異常に増大する。
	1次冷却材流量減少	原子炉の出力運転中に、電気的故障等の原因により1次主循環ポンプの主電動機が停止して、1次冷却材流量が減少する。
	外部電源喪失	原子炉の出力運転中に、送電システムの故障や電気設備の故障などにより系統機器の動力の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱される。
	2次冷却材流量増大	原子炉の出力運転中に、電気的故障等の原因により2次主循環ポンプの回転数が上昇し、2次冷却材流量が異常に増大する。
	2次冷却材流量減少	原子炉の出力運転中に、電気的故障等の原因により2次主循環ポンプが停止して、2次冷却材流量が減少する。
	主冷却器空気流量の増大	原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材温度制御系の故障等の原因により主冷却機のベーン、ダンパが全開状態となり、主冷却器空気流量が異常に増大する。
	主冷却器空気流量の減少	原子炉の出力運転中に、電気的故障等の原因により主送風機が停止して、主冷却器空気流量が減少する。

### 【設計基準事故】

分類	事象	事象の概要
炉心冷却能力 の低下に至る事故	燃料スランピング事故	原子炉の出力運転中に、何らかの熱的あるいは機械的原因で燃料ペレットが燃料被覆管内で下方に密に詰まり、炉心に異常な正の反応度が付加される。
	1次主循環ポンプ 軸固着事故	原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により1次主循環ポンプ1台の軸が固着し、1次冷却材流量が減少する。
	1次冷却材漏えい事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管が破損し、1次冷却材が漏えいする。
	冷却材流路閉塞事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞される。
	2次主循環ポンプ 軸固着事故	原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により2次主循環ポンプ1台の軸が固着し、2次冷却材流量が減少する。
	2次冷却材漏えい事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次主冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えいする。
	主送風機風量 瞬時低下事故	原子炉の出力運転中に、何らかの電気的又は機械的原因により主送風機1台の風量が瞬時に低下し、主冷却器空気流量が減少する。

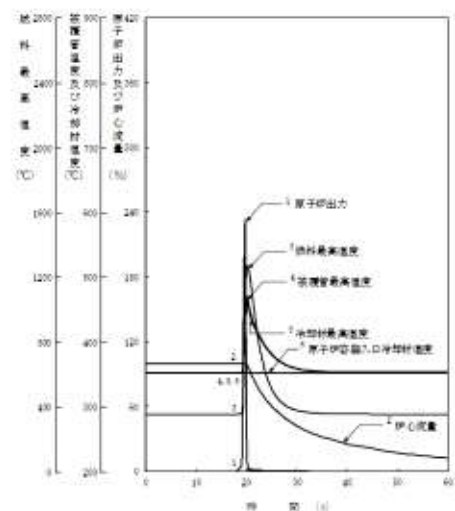
## 「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」における主要な解析条件及び評価結果

初期状態	原子炉出力	10 <sup>-7</sup> %
	原子炉入口温度	352 °C
	原子炉出口温度	352 °C
燃料、被覆管初期温度 <sup>※1</sup>	燃料	約352 °C
	被覆管	約352 °C
起回事象	反応度係数の最も大きな制御棒1本を最大速度で引抜き (ランブ状の正の反応度の投入: 5 c/g)	
事象推移	原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇 ⇒ 原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止	
スクラム反応度	0.050 Δk/k (ワンロッドスタック+後継炉停止系未動作)	
反応度 係数 <sup>※2</sup>	ドップラ係数	-1.1 × 10 <sup>-3</sup> Tdk/dT (最大値(絶対値が最小の負の値))
	燃料温度係数	零
	構造材温度係数	-0.76 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C (最大値(絶対値が最小の負の値))
	冷却材温度係数	-5.7 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C (最大値(絶対値が最小の負の値))
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	中性子束高(出力領域) (定格出力の107%)	

※1：初期状態が未臨界状態であることを踏まえ設定。

※2：出力上昇型の事象で、燃料、冷却材及び構造材温度が上昇。

→ フィードバック効果が小さくなる反応度係数を使用。



	評価結果(°C)	熱設計基準値(°C)
燃料最高温度	約1,270	2,650
被覆管最高温度 (肉厚中心)	約470	840
冷却材最高温度	約470	910

評価結果が熱設計基準値を下回ることから、燃料の溶融、被覆管の破損、冷却材の凍結は生じず、燃料の健全性が確保され、炉心冷却能力が維持できることを確認。

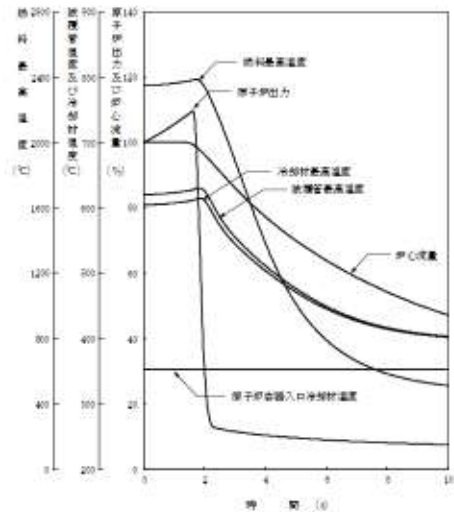


## 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における主要な解析条件及び評価結果

初期状態	原子炉出力	100%
	原子炉入口温度	352℃
	原子炉出口温度	458℃
燃料、被覆管の初期温度 <sup>※1</sup>	燃料	約2,350℃
	被覆管	約620℃
起回事象	反応度係数の最も大きな制御棒1本を最大速度で引抜き (ランプ状の正の反応度の投入:5¢/s)	
事象推移	原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇 ⇒ 原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止	
スクラム反応度	0.050 Δk/k (ワンロッドスタック+後備炉停止系未動作)	
反応度係数 <sup>※2</sup>	ドブブラ係数	$-1.1 \times 10^{-3}$ Tdk/dT (最大値(絶対値が最小の負の値))
	燃料温度係数	零
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6}$ Δk/k/℃ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6}$ Δk/k/℃ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	中性子東高(出力領域)(定格出力の107%)	

※1: 熱的制限値に基づき設定。

※2: 出力上昇型の事象で、燃料、冷却材及び構造材温度が上昇。  
→ フィードバック効果が小さくなる反応度係数を使用。



評価結果が熱設計基準値を下回ることから、燃料の溶融、被覆管の破損、冷却材の沸騰は生じず、燃料の健全性が確保され、炉心冷却能力が維持できることを確認。

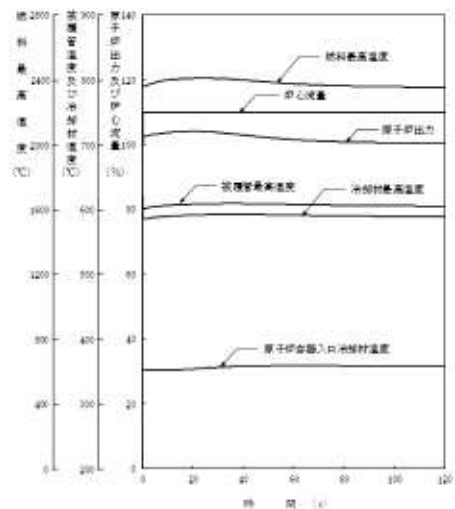
	評価結果(℃)	熱設計基準値(℃)
燃料最高温度	約2,390	2,650
被覆管最高温度 (肉厚中心)	約630	840
冷却材最高温度	約620	910

## 「1次冷却材流量増大」における主要な解析条件及び評価結果

初期状態	原子炉出力	100%
	原子炉入口温度	352℃
	原子炉出口温度	458℃
燃料、被覆管の初期温度 <sup>※1</sup>	燃料	約2,350℃
	被覆管	約620℃
起回事象	1ループの1次主循環ポンプの回転数が上昇 (炉心の冷却材流量が瞬間に110%に増大)	
事象推移	冷却材及び構造材の温度が低下 ⇒ 原子炉出力が上昇 ⇒ フィードバック効果により定格出力近傍まで緩やかに低下し静止	
反応度係数 <sup>※2</sup>	ドブブラ係数	$-1.1 \times 10^{-3}$ Tdk/dT (最大値(絶対値が最小の負の値))
	燃料温度係数	零
	構造材温度係数	$-1.8 \times 10^{-6}$ Δk/k/℃ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	冷却材温度係数	$-14 \times 10^{-6}$ Δk/k/℃ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	支持板温度係数	零

※1: 熱的制限値に基づき設定。

※2: 出力上昇型の事象で、燃料温度が上昇。ただし、除熱量が増大することにより、冷却材、構造材温度は低下。  
→ フィードバック効果が小さくなる反応度係数を使用。

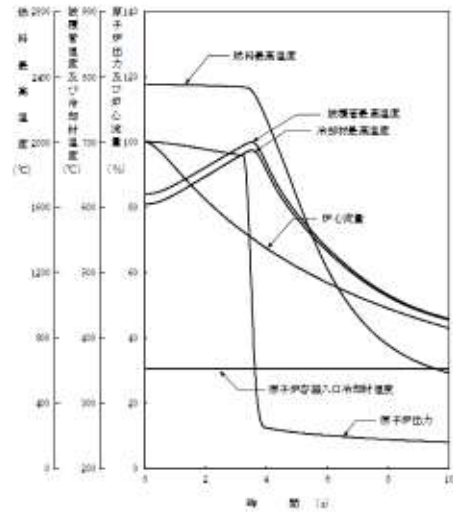


評価結果が熱設計基準値を下回ることから、燃料の溶融、被覆管の破損、冷却材の沸騰は生じず、燃料の健全性が確保され、炉心冷却能力が維持できることを確認。

	評価結果(℃)	熱設計基準値(℃)
燃料最高温度	約2,410	2,650
被覆管最高温度 (肉厚中心)	初期値を超えない	840
冷却材最高温度	初期値を超えない	910

## 「1次冷却材流量減少」における主要な解析条件及び評価結果

初期状態	原子炉出力	100%
	原子炉入口温度	352℃
	原子炉出口温度	458℃
燃料、被覆管の初期温度 <sup>※1</sup>	燃料	約2,350℃
	被覆管	約620℃
起回事象	1次主循環ポンプの主電動機が停止し、1次冷却材流量が減少	
事象推移	被覆管及び冷却材の温度が上昇 ⇒ 原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止	
スクラム反応度	0.050 Δk/k (ワンロッドスタック+後備炉停止系未動作)	
反応度係数 <sup>※2</sup>	ドップラ係数	-3.5×10 <sup>-3</sup> Tdk/dT (最小値(絶対値が最大の負の値))
	燃料温度係数	-4.5×10 <sup>-6</sup> Δk/k/℃ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	構造材温度係数	-0.76×10 <sup>-6</sup> Δk/k/℃ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	冷却材温度係数	-5.7×10 <sup>-6</sup> Δk/k/℃ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	1次冷却材流量低(定格流量の77%)	



※1：熱的制限値に基づき設定。

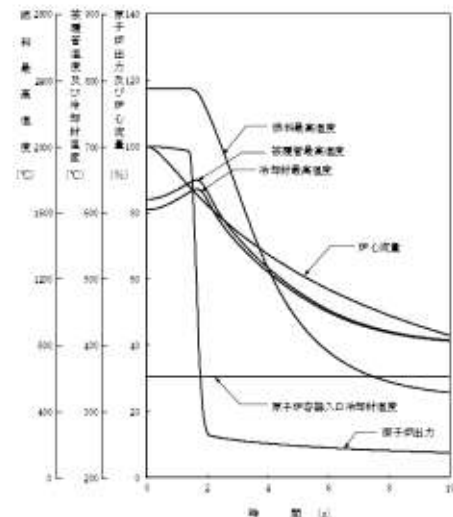
※2：流量低下型の事象で、冷却材、構造材温度が上昇。ただし、原子炉出力が低下することにより、燃料温度は低下。  
→ フィードバック効果が小さくなる反応度係数を使用。

評価結果が熱設計基準値を下回ることから、燃料の溶融、被覆管の破損、冷却材の沸騰は生じず、燃料の健全性が確保され、炉心冷却能力が維持できることを確認。

	評価結果(℃)	熱設計基準値(℃)
燃料最高温度	初期値を超えない	2,650
被覆管最高温度(肉厚中心)	約700	840
冷却材最高温度	約690	910

## 「外部電源喪失」における主要な解析条件及び評価結果

初期状態	原子炉出力	100%
	原子炉入口温度	352℃
	原子炉出口温度	458℃
燃料、被覆管の初期温度 <sup>※1</sup>	燃料	約2,350℃
	被覆管	約620℃
起回事象	外部電源喪失(1次主循環ポンプ(主電動機)及び2次主循環ポンプの駆動電源喪失)	
事象推移	被覆管及び冷却材の温度が上昇 ⇒ 原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止	
スクラム反応度	0.050 Δk/k (ワンロッドスタック+後備炉停止系未動作)	
反応度係数 <sup>※2</sup>	ドップラ係数	-3.5×10 <sup>-3</sup> Tdk/dT (最小値(絶対値が最大の負の値))
	燃料温度係数	-4.5×10 <sup>-6</sup> Δk/k/℃ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	構造材温度係数	-0.76×10 <sup>-6</sup> Δk/k/℃ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	冷却材温度係数	-5.7×10 <sup>-6</sup> Δk/k/℃ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	電源喪失	



※1：熱的制限値に基づき設定。

※2：流量低下型の事象で、冷却材、構造材温度が上昇。ただし、原子炉出力が低下することにより、燃料温度は低下。  
→ フィードバック効果が小さくなる反応度係数を使用。

評価結果が熱設計基準値を下回ることから、燃料の溶融、被覆管の破損、冷却材の沸騰は生じず、燃料の健全性が確保され、炉心冷却能力が維持できることを確認。

	評価結果(℃)	熱設計基準値(℃)
燃料最高温度	初期値を超えない	2,650
被覆管最高温度(肉厚中心)	約650	840
冷却材最高温度	約640	910

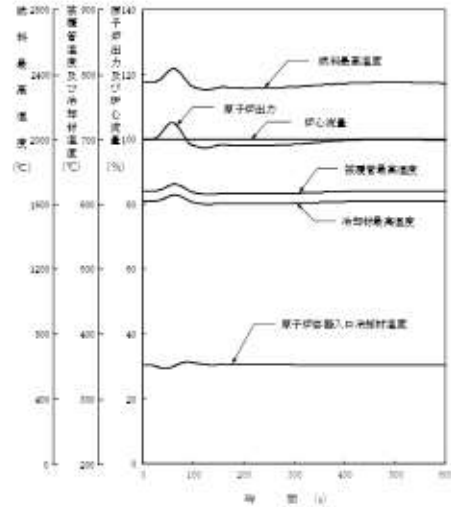


## 「2次冷却材流量増大」における主要な解析条件及び評価結果

初期状態	原子炉出力	100%
	原子炉入口温度	352℃
	原子炉出口温度	458℃
燃料、被覆管の初期温度※1	燃料	約2,350℃
	被覆管	約620℃
起回事象	1ループの2次主循環ポンプの回転数が上昇 (当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大)	
事象推移	原子炉容器入口冷却材温度が低下 ⇒原子炉出力が上昇 ⇒フィードバック効果により定格出力近傍で静定	
反応度係数※2	ドップラ係数	$-1.1 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	燃料温度係数	零
	構造材温度係数	$-1.8 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	冷却材温度係数	$-14 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	支持板温度係数	$-19 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最小値(絶対値が最大の負の値))

※1：熱的制限値に基づき設定。

※2：除熱量が増大することにより、原子炉容器入口冷却材温度が低下、原子炉出力が上昇することにより、燃料温度が上昇。  
→ フィードバック効果が小さくなる反応度係数を使用。



	評価結果(℃)	熱設計基準値(℃)
燃料最高温度	約2,440	2,650
被覆管最高温度 (肉厚中心)	約630	840
冷却材最高温度	約620	910

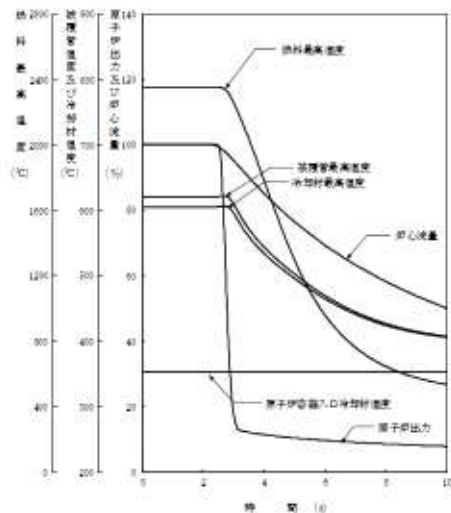
評価結果が熱設計基準値を下回ることから、燃料の溶融、被覆管の破損、冷却材の沸騰は生じず、燃料の健全性が確保され、炉心冷却能力が維持できることを確認。

## 「2次冷却材流量減少」における主要な解析条件及び評価結果

初期状態	原子炉出力	100%
	原子炉入口温度	352℃
	原子炉出口温度	458℃
燃料、被覆管の初期温度※1	燃料	約2,350℃
	被覆管	約620℃
起回事象	1ループの2次主循環ポンプが停止し、2次冷却材流量が減少	
事象推移	原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止 ⇒被覆管及び冷却材の温度が上昇	
スクラム反応度	0.050 Δk/k (ワンロッドスタック+後炉停止系未動作)	
反応度係数※2	ドップラ係数	$-3.5 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	燃料温度係数	$-4.5 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	2次冷却材流量低(定格流量の77%)	

※1：熱的制限値に基づき設定。

※2：除熱量喪失型の事象で、冷却材、構造材温度は上昇。  
→ フィードバック効果が小さくなる反応度係数を使用。

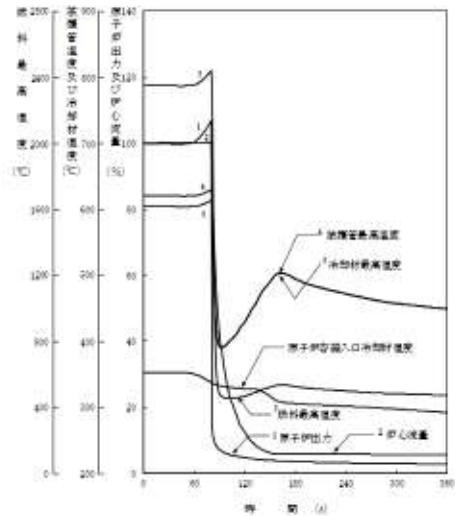


	評価結果(℃)	熱設計基準値(℃)
燃料最高温度	初期値を超えない	2,650
被覆管最高温度 (肉厚中心)	約630	840
冷却材最高温度	約610	910

評価結果が熱設計基準値を下回ることから、燃料の溶融、被覆管の破損、冷却材の沸騰は生じず、燃料の健全性が確保され、炉心冷却能力が維持できることを確認。

## 「主冷却器空気流量の増大」における主要な解析条件及び評価結果

初期状態	原子炉出力	100%
	原子炉入口温度	352℃
	原子炉出口温度	458℃
燃料、被覆管の初期温度 <sup>※1</sup>	燃料	約2,350℃
	被覆管	約620℃
起回事象	1台の主冷却機のベーン及びダンパが全開となり、当該ループの主冷却器空気流量が増大	
事象推移	冷却材及び構造材の温度低下 ⇒ 原子炉出力が上昇 ⇒ 原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止	
スクラム反応度	0.050 Δk/k (ワンロッドスタック+後備炉停止系未動作)	
反応度係数 <sup>※2</sup>	ドブブラ係数	$-1.1 \times 10^{-3}$ Tdk/dT (最大値(絶対値が最小の負の値))
	燃料温度係数	零
	構造材温度係数	$-1.8 \times 10^{-6}$ Δk/k/℃ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	冷却材温度係数	$-14 \times 10^{-6}$ Δk/k/℃ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	支持板温度係数	$-19 \times 10^{-6}$ Δk/k/℃ (最小値(絶対値が最大の負の値))
原子炉スクラム項目	中性子束高(出力領域) (定格出力の107%)	



※1：熱制限値に基づき設定。

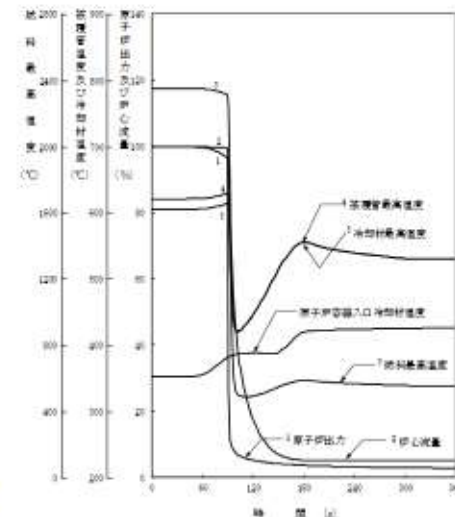
※2：除熱量が増大することにより、原子炉容器入口冷却材温度が低下。原子炉出力が上昇することにより、燃料温度が上昇。  
→ フィードバック効果が小さくなる反応度係数を使用。

評価結果が熱設計基準値を下回ることから、燃料の溶融、被覆管の破損、冷却材の沸騰は生じず、燃料の健全性が確保され、炉心冷却能力が維持できることを確認。

	評価結果(℃)	熱設計基準値(℃)
燃料最高温度	約2,440	2,650
被覆管最高温度 (肉厚中心)	約630	840
冷却材最高温度	約620	910

## 「主冷却器空気流量の減少」における主要な解析条件及び評価結果

初期状態	原子炉出力	100%
	原子炉入口温度	352℃
	原子炉出口温度	458℃
燃料、被覆管の初期温度 <sup>※1</sup>	燃料	約2,350℃
	被覆管	約620℃
起回事象	1ループの主送風機(1台)が停止し、当該ループの主冷却器空気流量が減少	
事象推移	被覆管及び冷却材の温度が上昇 ⇒ 原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止	
スクラム反応度	0.050 Δk/k (ワンロッドスタック+後備炉停止系未動作)	
反応度係数 <sup>※2</sup>	ドブブラ係数	$-3.5 \times 10^{-3}$ Tdk/dT (最小値(絶対値が最大の負の値))
	燃料温度係数	$-4.5 \times 10^{-6}$ Δk/k/℃ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6}$ Δk/k/℃ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6}$ Δk/k/℃ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	原子炉入口冷却材温度高(373℃)	



※1：熱制限値に基づき設定。

※2：除熱源喪失型の事象で、冷却材、構造材温度は上昇。ただし、原子炉出力が低下することにより、燃料温度は低下。  
→ フィードバック効果が小さくなる反応度係数を使用。

評価結果が熱設計基準値を下回ることから、燃料の溶融、被覆管の破損、冷却材の沸騰は生じず、燃料の健全性が確保され、炉心冷却能力が維持できることを確認。

	評価結果(℃)	熱設計基準値(℃)
燃料最高温度	初期値を超えない	2,650
被覆管最高温度 (肉厚中心)	約630	840
冷却材最高温度	約620	910

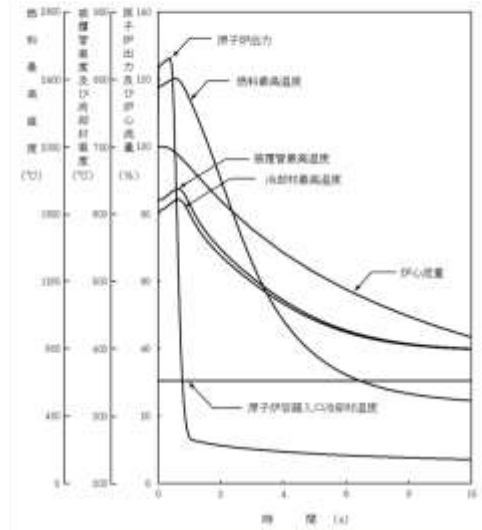


## 「燃料スランピング事故」における主要な解析条件及び評価結果

初期状態	原子炉出力	100%
	原子炉入口温度	352℃
	原子炉出口温度	458℃
燃料、被覆管の初期温度 <sup>※1</sup>	燃料	約2,350℃
	被覆管	約620℃
起回事象	最大の反応度係数を持つ1体の燃料集合体内の全燃料要素で同時にスランピング現象が生じ、20cのステップ状の正の反応度が投入	
事象推移	原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇 ⇒ 原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止	
スクラム反応度	0.050 Δk/k (ワンロッドスタック+後備炉停止系未動作)	
反応度係数 <sup>※2</sup>	ドップラ係数	$-1.1 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	燃料温度係数	零
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	中性子束高(出力領域) (定格出力の107%)	

※1：熱的制限値に基づき設定。

※2：出力上昇型の事象で、燃料、冷却材及び構造材温度が上昇。  
→ フィードバック効果が小さくなる反応度係数を使用。



評価結果が熱設計基準値を下回ることから、燃料の溶融、被覆管の破損、冷却材の沸騰は生じず、燃料の健全性が確保され、炉心冷却能力が維持できることを確認。

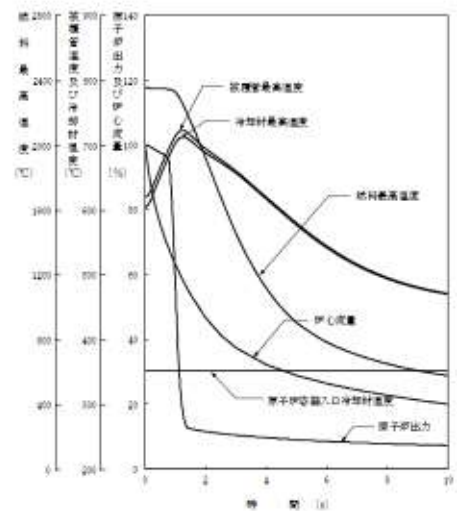
	評価結果(℃)	熱設計基準値(℃)
燃料最高温度	約2,410	2,650
被覆管最高温度 (肉厚中心)	約640	840
冷却材最高温度	約630	910

## 「1次主循環ポンプ軸固着事故」における主要な解析条件及び評価結果

初期状態	原子炉出力	100%
	原子炉入口温度	352℃
	原子炉出口温度	458℃
燃料、被覆管の初期温度 <sup>※1</sup>	燃料	約2,350℃
	被覆管	約620℃
起回事象	1ループの1次主循環ポンプの軸が固着し、1次冷却材流量が減少	
事象推移	被覆管及び冷却材の温度が上昇 ⇒ 原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止	
スクラム反応度	0.050 Δk/k (ワンロッドスタック+後備炉停止系未動作)	
反応度係数 <sup>※2</sup>	ドップラ係数	$-3.5 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	燃料温度係数	$-4.5 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	1次冷却材流量低(定格流量の77%)	

※1：熱的制限値に基づき設定。

※2：流量低下型の事象で、冷却材、構造材温度が上昇。ただし、原子炉出力が低下することにより、燃料温度は低下。  
→ フィードバック効果が小さくなる反応度係数を使用。

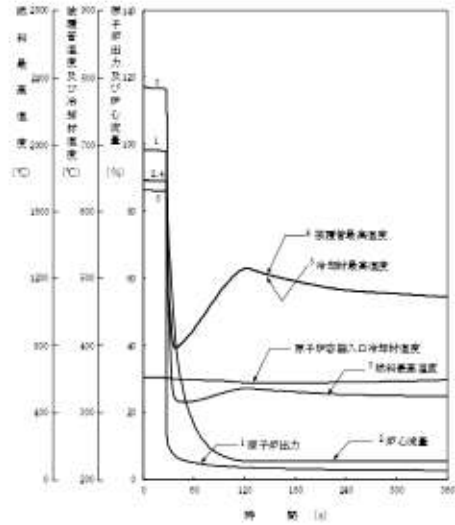


評価結果が熱設計基準値を下回ることから、燃料の溶融、被覆管の破損、冷却材の沸騰は生じず、燃料の健全性が確保され、炉心冷却能力が維持できることを確認。

	評価結果(℃)	熱設計基準値(℃)
燃料最高温度	初期値を超えない	2,650
被覆管最高温度 (肉厚中心)	約730	840
冷却材最高温度	約720	910

## 「1次冷却材漏えい事故」における主要な解析条件及び評価結果

初期状態	原子炉出力	100%
	原子炉入口温度	352℃
	原子炉出口温度	458℃
燃料、被覆管の初期温度 <sup>※1</sup>	燃料	約2,350℃
	被覆管	約620℃
起回事象	1次主冷却系の配管が破損し、1次冷却材が漏れい	
事象推移	炉内ナトリウム液面が低下するとともに1次冷却材流量が減少 → 原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止	
スクラム反応度	0.050 Δk/k (ワンロットスタック+後備炉停止系未動作)	
反応度係数 <sup>※2</sup>	ドップラ係数	-3.5 × 10 <sup>-3</sup> Tdk/dT (最小値(絶対値が最大の負の値))
	燃料温度係数	-4.5 × 10 <sup>-4</sup> Δk/k/℃ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	構造材温度係数	-0.76 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/℃ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	冷却材温度係数	-5.7 × 10 <sup>-4</sup> Δk/k/℃ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	炉内ナトリウム液面低 (NsL <sup>※3</sup> -140 mm)	



※1：熱的制限値に基づき設定。

※2：流量低下型の事象で、冷却材、構造材温度が上昇。ただし、原子炉出力が低下することにより、燃料温度は低下。  
→ フィードバック効果が小さくなる反応度係数を使用。

※3：NsL 原子炉容器過常ナトリウム液位

	評価結果(℃)	熱設計基準値(℃)
燃料最高温度	初期値を 超えない	2,650
被覆管最高温度 (肉厚中心)	約650	840
冷却材最高温度	約640	910

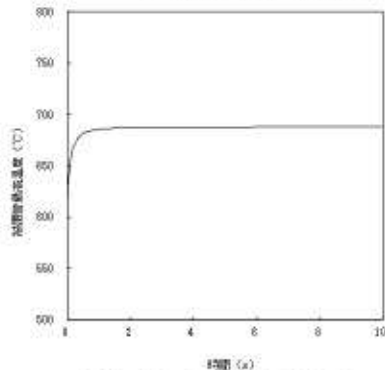
評価結果が熱設計基準値を下回ることから、燃料の溶融、被覆管の破損、冷却材の沸騰は生じず、燃料の健全性が確保され、炉心冷却能力が維持できることを確認。

## 「冷却材流路閉塞事故」における主要な解析条件及び評価結果

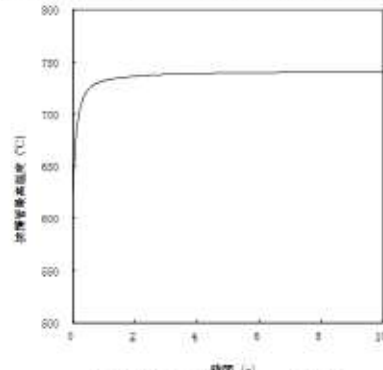
初期状態	原子炉出力	100%
	燃料	約2,350℃
	被覆管	約620℃
起回事象	燃料集合体の1次冷却材の流路が局部的に閉塞	
事象推移	[流路閉塞] 除熱能力が低下 ⇒ 被覆管の温度上昇 ⇒ 熱設計基準値以下で静定 [核分裂生成ガスジェット衝突 <sup>※2</sup> ] 除熱能力が低下 ⇒ 被覆管の温度上昇 ⇒ 熱設計基準値以下で推移	

※1：熱的制限値に基づき設定。

※2：燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞されることで、燃料要素が破損することを仮定し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出される事象を想定。



流路閉塞による被覆管温度変化



核分裂生成ガスジェット衝突による隣接燃料被覆管温度変化

	評価結果(℃)	熱設計基準値(℃)
被覆管最高温度 (肉厚中心)	約690	840

	評価結果(℃)	熱設計基準値(℃)
被覆管最高温度 (肉厚中心)	約740	840

閉塞流路に接する燃料要素及び被ガスジェット燃料要素の評価結果が熱設計基準値を下回ることから、燃料の健全性が確保され、炉心冷却能力が維持できることを確認。

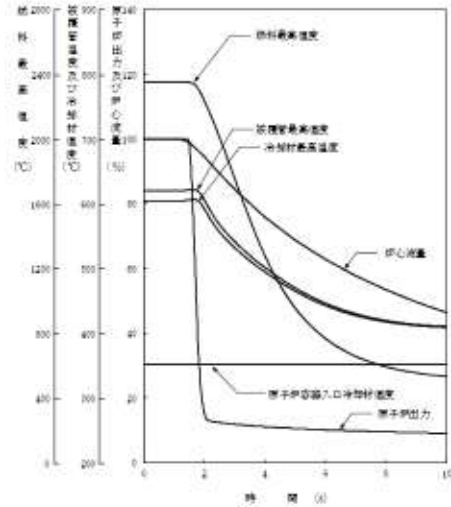


## 「2次主循環ポンプ軸固着事故」における主要な解析条件及び評価結果

初期状態	原子炉出力	100%
	原子炉入口温度	352℃
	原子炉出口温度	458℃
燃料、被覆管の初期温度 <sup>※1</sup>	燃料	約2,350℃
	被覆管	約620℃
起回事象	1ループの2次主循環ポンプの軸固着により、2次冷却材流量が減少	
事象推移	被覆管及び冷却材の温度が上昇 ⇒ 原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止	
スクラム反応度	0.050 Δk/k (ワンロッドスタック+後備炉停止系未動作)	
反応度係数 <sup>※2</sup>	ドップラ係数	$-3.5 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	燃料温度係数	$-4.5 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	2次冷却材流量低 (定格流量の77%)	

※1：熱的制限値に基づき設定。

※2：除熱源喪失型の事象で、冷却材、構造材温度が上昇、  
→ フィードバック効果が小さくなる反応度係数を使用。



評価結果が熱設計基準値を下回ることから、燃料の溶融、被覆管の破損、冷却材の沸騰は生じず、燃料の健全性が確保され、炉心冷却能力が維持できることを確認。

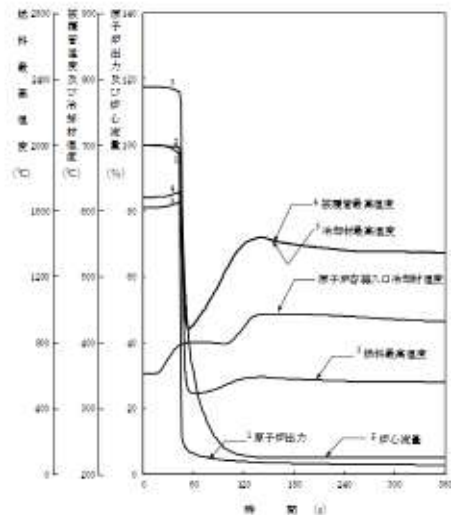
	評価結果(℃)	熱設計基準値(℃)
燃料最高温度	初期値を超えない	2,650
被覆管最高温度 (肉厚中心)	約630	840
冷却材最高温度	約610	910

## 「2次冷却材漏えい事故」における主要な解析条件及び評価結果

初期状態	原子炉出力	100%
	原子炉入口温度	352℃
	原子炉出口温度	458℃
燃料、被覆管の初期温度 <sup>※1</sup>	燃料	約2,350℃
	被覆管	約620℃
起回事象	1ループの2次主冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えい(当該ループの除熱能力喪失)	
事象推移	被覆管及び冷却材の温度が上昇 ⇒ 原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止	
スクラム反応度	0.050 Δk/k (ワンロッドスタック+後備炉停止系未動作)	
反応度係数 <sup>※2</sup>	ドップラ係数	$-3.5 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	燃料温度係数	$-4.5 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	原子炉入口冷却材温度高 (373℃)	

※1：熱的制限値に基づき設定。

※2：除熱源喪失型の事象で、冷却材、構造材温度が上昇、ただし、原子炉出力が低下することにより、燃料温度は低下。  
→ フィードバック効果が小さくなる反応度係数を使用。



評価結果が熱設計基準値を下回ることから、燃料の溶融、被覆管の破損、冷却材の沸騰は生じず、燃料の健全性が確保され、炉心冷却能力が維持できることを確認。

	評価結果(℃)	熱設計基準値(℃)
燃料最高温度	初期値を超えない	2,650
被覆管最高温度 (肉厚中心)	約630	840
冷却材最高温度	約620	910

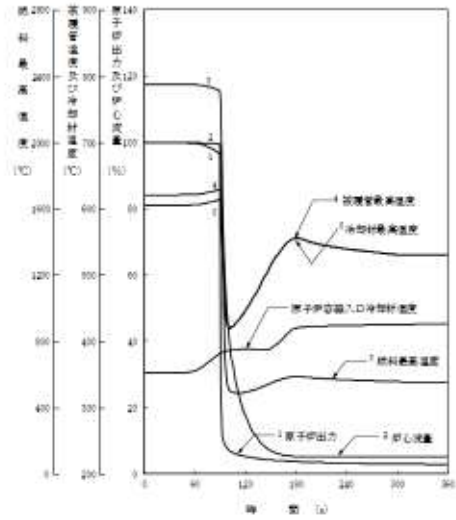


## 「主送風機風量瞬時低下事故」における主要な解析条件及び評価結果

初期状態	原子炉出力	100%
	原子炉入口温度	352℃
	原子炉出口温度	458℃
燃料、被覆管の初期温度 <sup>※1</sup>	燃料	約2,350℃
	被覆管	約620℃
起回事象	1ループの主送風機(1台)の風量が瞬時に低下し、当該ループの主冷却器の空気流量が減少	
事象推移	被覆管及び冷却材の温度が上昇 ⇒ 原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止	
スクラム反応度	0.050 Δk/k (ワンロッドスタック+後備炉停止系未動作)	
反応度係数 <sup>※2</sup>	ドップラ係数	$-3.5 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	燃料温度係数	$-4.5 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最小値(絶対値が最大の負の値))
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/℃}$ (最大値(絶対値が最小の負の値))
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	原子炉入口冷却材温度高(373℃)	

※1：熱的制限値に基づき設定。

※2：除熱源喪失型の事象で、冷却材、構造材温度が上昇。ただし、原子炉出力が低下することにより、燃料温度は低下。  
→ フィードバック効果が小さくなる反応度係数を使用



	評価結果(℃)	熱設計基準値(℃)
燃料最高温度	初期値を超えない	2,650
被覆管最高温度 (肉厚中心)	約630	840
冷却材最高温度	約620	910

評価結果が熱設計基準値を下回ることから、燃料の溶融、被覆管の破損、冷却材の沸騰は生じず、燃料の健全性が確保され、炉心冷却能力が維持できることを確認。

設置許可段階で定める制限値等と安全評価における設定

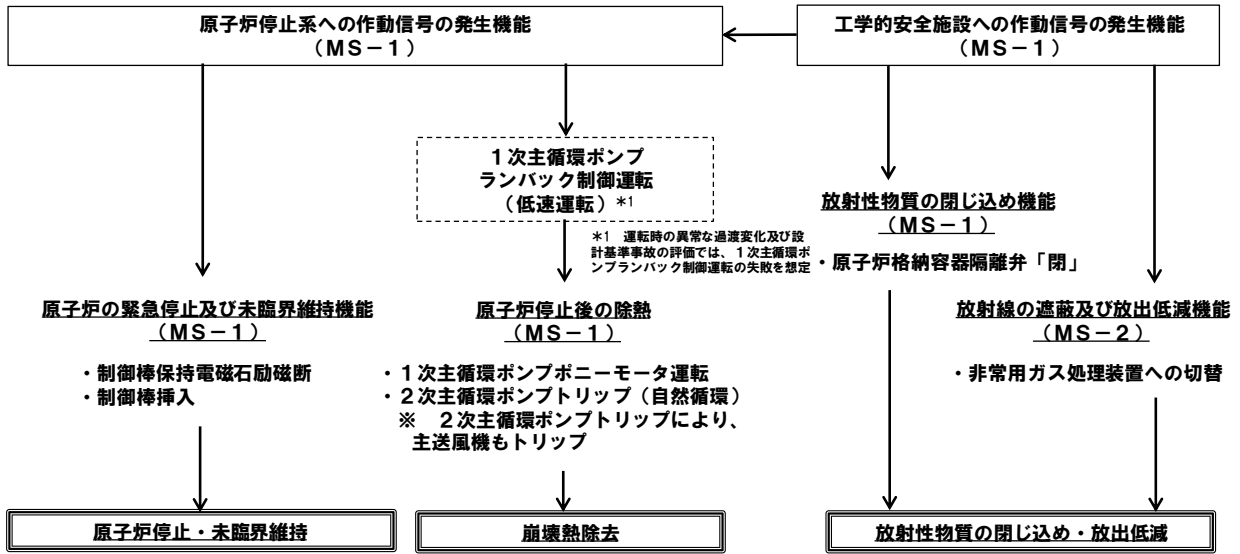
## 設置許可段階で定める核的制限値等と設定の考え方

熱出力	100MW以下	<ul style="list-style-type: none"> <li>主炉停止系と後備炉停止系の停止能力を確保し、原子炉停止機能の信頼性強化を図るとともに、照射試験性能を確保するものとして設定した基本性能</li> </ul>
燃料集合体の最大個数 炉心燃料集合体の最大個数 照射燃料集合体の最大個数 材料照射用反射体の最大個数（炉心燃料領域）	79体 79体 4体 1体	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料インベントリを減じることで事故時のリスクを低減するとともに、原子炉の運転にあたり適切な燃料管理を実施するために設定した基本性能</li> </ul>
最大過剰反応度	0.035 Δk/k（100℃時）	<ul style="list-style-type: none"> <li>サイクル運転（60日）末期に過剰反応度がゼロとなることを想定し、燃焼補償、温度・出力補償及び運転余裕を積み上げて設定した基本性能</li> </ul>
反応度制御能力（主）	0.070 Δk/k以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>標準平衡炉心における計算値に対して、B-10燃焼に伴う反応度値の減少や炉心サイズ・設計余裕等を考慮した最小値を制限値として規定</li> </ul>
反応度停止余裕（主）（ワンロッドスタック時）	0.015 Δk/k以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>上記条件においてワンロッドスタックを考慮し、過剰反応度を差し引くことで制限値として規定</li> </ul>
最大反応度添加率（主）	0.00016 Δk/k/s	<ul style="list-style-type: none"> <li>標準平衡炉心における計算値に対して、実測値に基づく補正を行うとともに、炉心サイズの不確かさ等を考慮した最大値を制限値として規定</li> </ul>
反応度制御能力（後備）	0.014 Δk/k以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>標準平衡炉心における計算値に対して、<sup>10</sup>B燃焼に伴う反応度値の減少や炉心サイズ・設計余裕等を考慮した最小値を制限値として規定</li> </ul>
反応度停止余裕（後備）	0.008 Δk/k以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>上記条件において、所要反応度（出力補償用反応度）を差し引くことで制限値として規定</li> </ul>
反応度係数 ドップラ係数 燃料温度係数 構造材温度係数 冷却材温度係数 炉心支持板温度係数 ナトリウムボイド反応度	$-(1.3\sim 3.3)\times 10^{-3}\text{Tdk/dT}$ $-(2.2\sim 4.2)\times 10^{-6}\Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ $-(0.8\sim 1.7)\times 10^{-6}\Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ $-(6.6\sim 12.5)\times 10^{-6}\Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ $-(1.1\sim 1.7)\times 10^{-5}\Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ $-(1.3\sim 2.5)\times 10^{-2}\Delta\text{k/k}$	<ul style="list-style-type: none"> <li>標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさ等を考慮し、±20%又は±30%の範囲を制限値として規定</li> </ul>

## 設置許可段階で定める制限値等と安全評価における設定

熱出力	100MW以下	初期条件として使用
燃料集合体の最大個数 炉心燃料集合体の最大個数 照射燃料集合体の最大個数 材料照射用反射体の最大個数（炉心燃料領域）	79体 79体 4体 1体	<ul style="list-style-type: none"> <li>※ 被覆管最高温度が熱的制限値と同じとなる保守的な1体を想定</li> </ul>
最大過剰反応度	0.035 Δk/k（100℃時）	スクラム反応度を 0.050 Δk/kに設定
反応度制御能力（主）	0.070 Δk/k以上	
反応度停止余裕（主）（ワンロッドスタック時）	0.015 Δk/k以上	
最大反応度添加率（主）	0.00016 Δk/k/s	安全余裕を考慮し、 5¢/s（約0.00021 Δk/k/s）を使用
反応度制御能力（後備）	0.014 Δk/k以上	—
反応度停止余裕（後備）	0.008 Δk/k以上	※ 当該動作未考慮
反応度係数 ドップラ係数 燃料温度係数 構造材温度係数 冷却材温度係数 炉心支持板温度係数 ナトリウムボイド反応度	$-(1.3\sim 3.3)\times 10^{-3}\text{Tdk/dT}$ $-(2.2\sim 4.2)\times 10^{-6}\Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ $-(0.8\sim 1.7)\times 10^{-6}\Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ $-(6.6\sim 12.5)\times 10^{-6}\Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ $-(1.1\sim 1.7)\times 10^{-5}\Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ $-(1.3\sim 2.5)\times 10^{-2}\Delta\text{k/k}$	+10%の余裕を追加した上で 上下限値として設定した 制限値等を保守的に 組み合わせ使用 ※ 燃料温度係数及び炉心支持板温度係数については保守的にゼロとする場合がある。
燃料最高温度	※ 熱的制限値	2350℃
被覆管最高温度（肉厚中心）	※ 熱的制限値	620℃
		初期条件として使用
燃料最高温度	※ 熱設計基準値	2650℃
被覆管最高温度（肉厚中心）	※ 熱設計基準値	840℃
冷却材最高温度	※ 熱設計基準値	910℃
		燃料や原子炉の安全性を 判断するための基準として使用

# 参考：原子炉保護系作動時のプラントの基本的な挙動



【その他】

- ・ 安全上特に重要な関連機能 (MS-1) ⇒ 運転時の異常な過渡変化「外部電源喪失」において、電源を供給
- ・ 1次冷却材漏えい量の低減機能 (MS-1) ⇒ 設計基準事故「1次冷却材漏えい事故」において、漏えい量を低減

## 参考：安全重要度分類

	「機能」 安全重要度分類	「機能」 安全重要度分類
安全重要度分類	原子炉停止系への作動信号の発生機能 (MS-1)	1. 制御盤 2. 制御回路 3. 制御線 4. 制御電源 5. 制御機器
	原子炉停止後の除熱 (MS-1)	1. 原子炉停止後 2. 原子炉停止後 3. 原子炉停止後 4. 原子炉停止後
	放射性物質の閉じ込め機能 (MS-1)	1. 原子炉停止後 2. 原子炉停止後 3. 原子炉停止後
安全重要度分類	原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能 (MS-1)	1. 原子炉停止後 2. 原子炉停止後 3. 原子炉停止後 4. 原子炉停止後
	崩壊熱除去 (MS-1)	1. 原子炉停止後 2. 原子炉停止後 3. 原子炉停止後
	放射性物質の閉じ込め・放出低減機能 (MS-2)	1. 原子炉停止後 2. 原子炉停止後 3. 原子炉停止後
安全重要度分類	原子炉停止・未臨界維持 (MS-1)	1. 原子炉停止後 2. 原子炉停止後 3. 原子炉停止後
	崩壊熱除去 (MS-1)	1. 原子炉停止後 2. 原子炉停止後 3. 原子炉停止後
	放射性物質の閉じ込め・放出低減 (MS-2)	1. 原子炉停止後 2. 原子炉停止後 3. 原子炉停止後

MK-IV炉心の途中出力での反応度係数

「常陽」における反応度係数は、ドップラ係数、ナトリウムボイド反応度及び温度係数（ドップラ効果を除く。）から構成される。炉心には、燃料材としてウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット、冷却材としてナトリウム、構造材としてステンレス鋼が存在する。燃料材及び構造材については、融点を下回る範囲で使用すること、冷却材であるナトリウムは、熱伝達性に優れるとともに沸点が高く、低圧にあっても大きなサブクール度を有することから、これらの材料に相変化が生じることはない。燃料材、冷却材及び構造材の密度は、温度上昇に対して緩やかに低下するため、以下に示すように、これらの反応度係数の構成要素が正となる要因はなく、MK-IV炉心において、途中出力にあっても反応度フィードバックは固有の出力抑制効果を有する。

#### (1) ドップラ係数

燃料のドップラ効果により生じるフィードバック反応度であり、燃料温度が上昇すれば、負の反応度が投入される現象であり、途中出力においても正となることはない。

#### (2) ナトリウムボイド反応度

冷却材中にボイドが発生した場合、以下の効果がフィードバック反応度に影響を及ぼす。

- ① 中性子スペクトルの硬化                   : 正又は負の反応度フィードバック
- ② 中性子の漏れの増加                       : 負の反応度フィードバック
- ③ ナトリウムの中性子吸収の低下         : 正の反応度フィードバック

「常陽」は、炉心が小さく、ナトリウムボイド反応度にあつては、②の効果が支配的であるため、ナトリウムボイド反応度は負となる。途中出力においても正となることはない。

#### (3) 温度係数

##### a) 燃料温度係数

燃料温度が上昇すると、燃料ペレットの熱膨張により、燃料密度の低下と炉心高さの増大が生じる。燃料密度の低下により、負の反応度が投入される現象であり、途中出力においても正となることはない。

##### b) 構造材温度係数

被覆管及びラップ管の熱膨張により、構造材密度の低下と冷却材流路断面面積減少による冷却材密度の低下が生じる。構造材密度及び冷却材密度の低下により、中性子の漏れが増加し、負の反応度が投入される現象であり、途中出力においても正となることはない。

##### c) 冷却材温度係数

冷却材の熱膨張による冷却材密度の低下に伴い、中性子の漏れが増加し、負の反応度が投入される現象であり、ナトリウムボイド反応度と同様に途中出力においても正となることはない。

##### d) 炉心支持板温度係数

炉心支持板の熱膨張により集合体間隔が広がり、燃料密度が低下することで、負の反応度が投入される現象であり、途中出力においても正となることはない。

核特性評価結果の比較（MK－Ⅱ、Ⅲ、Ⅳ炉心）



## 炉心過剰反応度の内訳

(単位: Δk/k)

反応度バランス	MK-II炉心	MK-III炉心	MK-IV炉心		備考 (MK-III炉心との比較)	
			主炉停止系	後備炉停止系		
定格出力時の最大の過剰反応度	0.035	0.028	0.020	=	・出力低下による 燃焼補償用反応度 低下	
内訳	燃焼補償用	0.019	0.019	0.014		=
	運転余裕用	0.016	0.009	0.006		=
温度補償用及び出力補償用	0.0157	0.0167	0.0149	0.0053		・出力低下による 出力補償用反応度 低下
内訳	100℃~250℃	0.0054	0.0058	0.0057	=	
	250℃~350℃ (MK-II:250℃~370℃)	0.0043	0.0039	0.0039	=	
	350℃~定格 (MK-II:370℃~定格)	0.0060	0.0070	0.0053	0.0053	
所要反応度の合計	0.055 (0.0507)	0.045	0.035 (0.0349)	0.006 (0.0053)		
反応度制御能力	0.074*	0.056*	0.050*	0.014	下線はMK-III炉心からの 変更箇所を示す	
反応度停止余裕	0.019	0.011	0.015	0.008		

※ ワンロッドスタック時

反応度制御能力は、MK-III性能試験における実験値と計算値の比、ほう素-10の燃焼に伴う反応度値の減少、炉心サイズの不確かさ、制御棒及び後備炉停止制御棒の配置の非対称性に係る計算誤差等の不確かさ及び設計余裕を考慮した最小値

## ドブプラ係数及び温度係数

(単位: Tdk/dT)

	MK-II炉心	MK-III炉心	MK-IV炉心	備考 (MK-III炉心との比較)
ドブプラ係数				・炉定数及び 解析手法の変更
通常運転時	$-1.5 \times 10^{-3}$	$-1.7 \times 10^{-3}$	$-2.4 \times 10^{-3}$	
1次冷却材全喪失時	$-1.3 \times 10^{-3}$	$-9.5 \times 10^{-4}$	$-2.0 \times 10^{-3}$	

(単位: Δk/k/℃)

	MK-II炉心	MK-III炉心	MK-IV炉心	備考 (MK-III炉心との比較)
温度係数				・燃料温度低下 ・炉定数及び 解析手法の変更
燃料温度係数	$-3.5 \times 10^{-6}$	$-3.8 \times 10^{-6}$	$-3.2 \times 10^{-6}$	
構造材温度係数	$-1.5 \times 10^{-6}$	$-1.2 \times 10^{-6}$	$-1.3 \times 10^{-6}$	
冷却材温度係数	$-8.3 \times 10^{-6}$	$-9.2 \times 10^{-6}$	$-9.6 \times 10^{-6}$	
炉心支持板温度係数	$-13.7 \times 10^{-6}$	$-13.1 \times 10^{-6}$	$-14.2 \times 10^{-6}$	

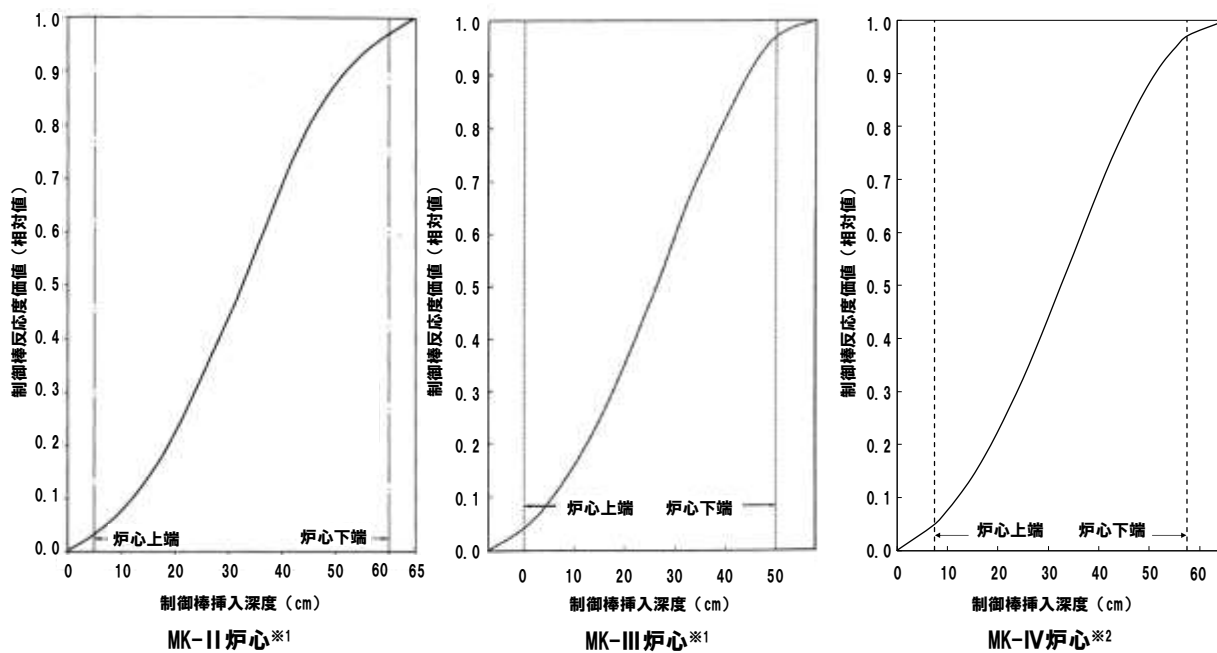
## 出力分布及び炉内最大中性子束

		MK-II 炉心	MK-III 炉心	MK-IV 炉心	備考 (MK-III炉心との比較)
出力分布	出力分担 (MW) 炉心燃料集合体 照射燃料集合体 その他 (反射体、制御棒等)	90.5 (2.9) <sup>※1</sup> (6.6) <sup>※2</sup>	127.4 <u>7.0</u> <u>5.6</u>	95.7 <u>1.1</u> <u>3.2</u>	・熱出力及び 炉心構成等の変更
	出力ピーキング係数 径方向 軸方向 局所	1.84 1.52 1.20 1.01	1.64 <u>1.38</u> <u>1.18</u> <u>1.01</u>	1.63 <u>1.33</u> <u>1.17</u> <u>1.04</u>	
炉内最大中性子束 (n/cm <sup>2</sup> /s) 0.1MeV以上 全中性子束		3.6×10 <sup>15</sup> 4.9×10 <sup>15</sup>	4.0×10 <sup>15</sup> <u>5.7×10<sup>15</sup></u>	2.9×10 <sup>15</sup> <u>4.2×10<sup>15</sup></u>	

※1 反射体の出力分担

※2 その他（特殊燃料集合体、制御棒等）の出力分担

## 制御棒ストローク曲線



※1 制御棒6本均等操作

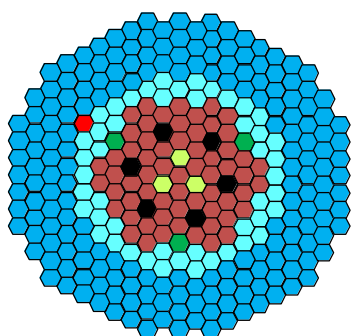
※2 制御棒4本均等操作

## 参考：MK-II炉心、MK-III炉心及びMK-IV炉心の核特性計算結果の比較

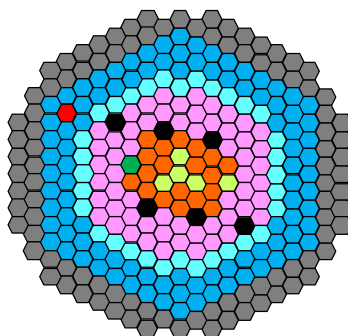
		MK-II炉心	MK-III炉心	MK-IV炉心
反応度係数 (添付書類八)	ドッブラ係数 温度係数(ドッブラ効果を除く。) 燃料温度係数 構造材温度係数 冷却材温度係数 炉心支持板温度係数 ナトリウムボイド反応度	$-(0.37\sim 2.2) \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ $-(2.5\sim 5.6) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(1.1\sim 2.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(5.7\sim 14.0) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(1.1\sim 1.9) \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(1.0\sim 2.2) \times 10^{-2} \Delta k/k$	$-(0.67\sim 2.5) \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ $-(2.7\sim 4.9) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(0.8\sim 1.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(6.4\sim 12.0) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(1.0\sim 1.6) \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(1.3\sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$	$-(1.3\sim 3.3) \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ $-(2.2\sim 4.2) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(0.8\sim 1.7) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(6.6\sim 12.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(1.1\sim 1.7) \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(1.3\sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$
反応度係数 (添付書類十) A00/DBA	ドッブラ係数 温度係数(ドッブラ効果を除く。) 燃料温度係数 構造材温度係数 冷却材温度係数 炉心支持板温度係数	$-(0.37\sim 2.2) \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ $-(2.5\sim 5.6) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(1.1\sim 2.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(5.7\sim 14.0) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(1.1\sim 1.9) \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	$-(0.37\sim 3.1) \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ $-(2.3\sim 5.6) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(0.60\sim 2.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(5.5\sim 14) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(9.2\sim 19) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	$-(1.1\sim 3.5) \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ $-(1.9\sim 4.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(0.76\sim 1.8) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(5.7\sim 14) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ $-(9.9\sim 19) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$

MK-III炉心に戻すことはないため、MK-III炉心の反応度係数の値は申請書から削除するとともに、A00/DBA解析においても、MK-III炉心を包絡する値とはしていない。

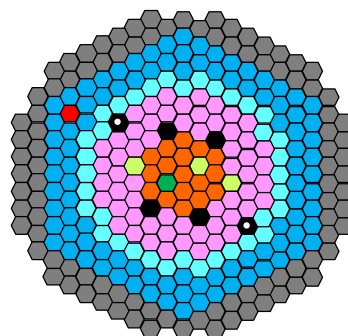
## 参考：標準炉心構成の比較



MK-II炉心



MK-III炉心



MK-IV炉心

- |                        |           |            |            |        |
|------------------------|-----------|------------|------------|--------|
| ● 炉心燃料集合体<br>(MK-II炉心) | ● 内側燃料集合体 | ● 外側反射体    | ● 遮へい集合体   | ● 中性子源 |
|                        | ● 外側燃料集合体 | ● 照射燃料集合体  | ● 制御棒      |        |
|                        | ● 内側反射体   | ● 材料照射用反射体 | ● 後備炉停止制御棒 |        |

注：照射試験用集合体の個数及び装荷位置は、これまでの試験実績や今後の試験計画を勘案して設定

直近に想定される炉心構成を用いた核熱設計結果の概要

## 設置許可段階で定める核的制限値等

熱出力	100MW以下
燃料集合体の最大個数	79体
炉心燃料集合体の最大個数	79体
照射燃料集合体の最大個数	4体
材料照射用反射体の最大個数（炉心燃料領域）	1体
最大過剰反応度	0.035 Δk/k（100℃時）
反応度制御能力（主）	0.070 Δk/k以上
反応度停止余裕（主）（ワンロッドスタック時）	0.015 Δk/k以上
最大反応度添加率（主）	0.00016 Δk/k/s
反応度制御能力（後備）	0.014 Δk/k以上
反応度停止余裕（後備）	0.008 Δk/k以上
反応度係数	
ドップラ係数	$-(1.3\sim 3.3) \times 10^{-3} Tdk/dT$
燃料温度係数	$-(2.2\sim 4.2) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$
構造材温度係数	$-(0.8\sim 1.7) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$
冷却材温度係数	$-(6.6\sim 12.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$
炉心支持板温度係数	$-(1.1\sim 1.7) \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$
ナトリウムボイド反応度	$-(1.3\sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$
燃料最高温度	2350℃
被覆管最高温度（肉厚中心）	620℃

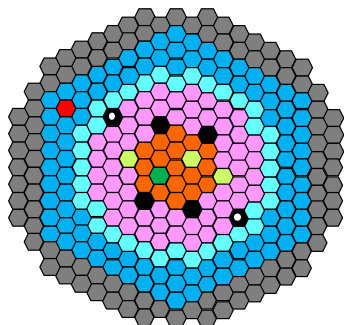
## 設工認段階・運転段階での確認事項（核設計関連）：1/4

設置許可段階で定めた制限等が遵守されることを確認することで、以下に示す設工認基準規則の要件を充足

<p>第四条（試験研究用等原子炉施設の機能）</p>	<p>1 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の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても試験研究用等原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、当該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。</p> <p>2 船舶に施設する試験研究用等原子炉施設は、波浪により生じる動揺、傾斜その他の要因により機能が損なわれることがないものでなければならない。</p>
<p>第五十条（反応度制御系統及び原子炉停止系統）</p>	<p>1 試験研究用等原子炉施設には、通常運転時において、燃料の許容設計限界を超えることがないように反応度を制御できるよう、次に掲げるところにより反応度制御系統を施設しなければならない。</p> <p>一 制御棒を用いるものであること。</p> <p>二 制御棒の炉心からの飛び出し、又は落下を防止するものであること。</p> <p>三 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であること。</p> <p>四 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であること。</p> <p>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原子炉停止系統を施設しなければならない。</p> <p>一 制御棒による二以上の独立した系統を有するものであること。ただし、・・・（省略）。</p> <p>二 運転時において、原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、燃料の許容設計限界を超えることなく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であること。</p> <p>三 試験研究用等原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が生じた場合において、原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、速やか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、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であること。</p> <p>四 一本の制御棒が固着した場合においても、前二号の機能を有するものであること。</p> <p>3 制御棒は、運転時における圧力、温度及び放射線につき想定される最も厳しい条件の下において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</p> <p>4 制御棒を駆動する設備は、次に掲げるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 試験研究用等原子炉の特性に適合した速度で制御棒を駆動し得るものであること。</p> <p>二 制御棒を駆動するための動力の供給が停止した場合に、制御棒が反応度を増加させる方向に動かないものであること。</p> <p>三 制御棒の落下その他の衝撃により燃料体、制御棒その他の設備を損壊することがないものであること。</p> <p>5 制御棒の最大反応度値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉力バーガス等のバウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物又は原子炉容器内部構造物の損壊を起こさないものでなければならない。</p> <p>6 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。</p>

## 設工認段階・運転段階での確認事項（核設計関連）：2/4

【炉心構成（例1）】



炉心構成要素		装荷数（体）
内側燃料集合体		17
外側燃料集合体		58
照射燃料集合体		3
制御棒		4
後備炉停止制御棒		2
内側反射体		36
外側反射体		95
材料照射用反射体		1
遮へい集合体		96
中性子源		1

【評価結果（例1）】

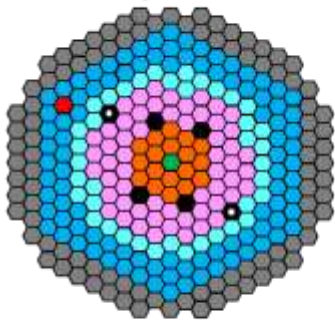
	設置許可段階で定める制限値等	例1炉心の評価結果*	判定
熱出力	100MW以下	100MW	○
燃料集合体の最大個数	79体以下	78体	○
炉心燃料集合体の最大個数	79体以下	75体	
照射燃料集合体の最大個数	4体以下	3体	
材料照射用反射体の最大個数	1体以下	1体	
過剰反応度	0.035 Δk/k以下（100℃時）	0.032 Δk/k（100℃時）	○
反応度制御能力（主）	0.070 Δk/k以上	0.087 Δk/k	○
反応度停止余裕（主）	0.015 Δk/k以上	0.030 Δk/k	○
最大反応度添加率（主）	0.00016 Δk/k/s以下	0.00014 Δk/k/s	○
後備炉停止制御棒（後備）	0.014 Δk/k以上	0.017 Δk/k	○
反応度停止余裕（後備）	0.008 Δk/k以上	0.012 Δk/k	○
反応度係数			○
ドブプラ係数	$-(1.3 \sim 3.3) \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$	$-2.4 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$	
燃料温度係数	$-(2.2 \sim 4.2) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	$-3.2 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	
構造材温度係数	$-(0.8 \sim 1.7) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	$-1.3 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	
冷却材温度係数	$-(6.6 \sim 12.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	$-9.6 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	
炉心支持板温度係数	$-(1.1 \sim 1.7) \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	$-1.4 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	
ナトリウムボイド反応度	$-(1.3 \sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$	$-1.9 \times 10^{-2} \Delta k/k$	
燃料最高温度	2350℃以下	2180℃	○
被覆管最高温度（肉厚中心）	620℃以下	600℃	○

※下線は例1炉心と例2炉心で異なる箇所を示す。

注記：例1炉心は、MK-IV炉心において本格運転開始後に想定している炉心。次ページに示す例2炉心は、「常陽」運転再開後のMK-IV炉心性能試験用として想定している炉心。

## 設工認段階・運転段階での確認事項（核設計関連）：3/4

【炉心構成（例2）】



炉心構成要素		装荷数（体）
内側燃料集合体		18
外側燃料集合体		57
照射燃料集合体		0
制御棒		4
後備炉停止制御棒		2
内側反射体		39
外側反射体		95
材料照射用反射体		1
遮へい集合体		96
中性子源		1

【評価結果（例2）】

	設置許可段階で定める制限値等	例2炉心の評価結果*	判定
熱出力	100MW以下	100MW	○
燃料集合体の最大個数	79体以下	75体	○
炉心燃料集合体の最大個数	79体以下	75体	
照射燃料集合体の最大個数	4体以下	0体	
材料照射用反射体の最大個数	1体以下	1体	
過剰反応度	0.035 Δk/k以下（100℃時）	0.031 Δk/k（100℃時）	○
反応度制御能力（主）	0.070 Δk/k以上	0.086 Δk/k	○
反応度停止余裕（主）	0.015 Δk/k以上	0.031 Δk/k	○
最大反応度添加率（主）	0.00016 Δk/k/s以下	0.00014 Δk/k/s	○
後備炉停止制御棒（後備）	0.014 Δk/k以上	0.017 Δk/k	○
反応度停止余裕（後備）	0.008 Δk/k以上	0.012 Δk/k	○
反応度係数			○
ドブプラ係数	$-(1.3 \sim 3.3) \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$	$-2.3 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$	
燃料温度係数	$-(2.2 \sim 4.2) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	$-3.2 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	
構造材温度係数	$-(0.8 \sim 1.7) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	$-1.2 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	
冷却材温度係数	$-(6.6 \sim 12.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	$-9.4 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	
炉心支持板温度係数	$-(1.1 \sim 1.7) \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	$-1.4 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	
ナトリウムボイド反応度	$-(1.3 \sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$	$-1.9 \times 10^{-2} \Delta k/k$	
燃料最高温度	2350℃以下	2220℃	○
被覆管最高温度（肉厚中心）	620℃以下	600℃	○

※下線は例1炉心と例2炉心で異なる箇所を示す。

注記：「常陽」の運転は、約60日間の定格出力運転期間及び約19日間の休止期間（出力上昇及び出力降下期間を含む）を合計した約2.5ヶ月/サイクルが標準であり、定期事業者検査後の1年間において、最大5サイクルの運転が可能である。各サイクルの炉心の構成や組成は、装荷される照射燃料集合体等に応じて異なるが、設工認では、当該集合体を装荷する最初の炉心を対象に、上記評価等を実施するものとし、継続照射については、原子炉施設保安規定に基づき、サイクル運転に先立ち、炉心構成の制限事項（個数、熱的制限値、核的制限値）の遵守や核特性への影響が所定の範囲内であることを評価・確認する。

## 設工認段階・運転段階での確認事項（核設計関連）：4/4

原子炉施設保安規定に基づき、サイクル運転に先立ち、炉心構成の制限事項の遵守や核特性への影響が所定の範囲内であることを評価・確認（評価・確認する項目は、設工認に同じ）



設工認に基づく使用前事業者検査等により、炉心構成の制限事項等を実測・確認

【例：「常隔」運転再開時（炉心の変更を伴うことから、使用前事業者検査として性能検査を実施することを想定）】

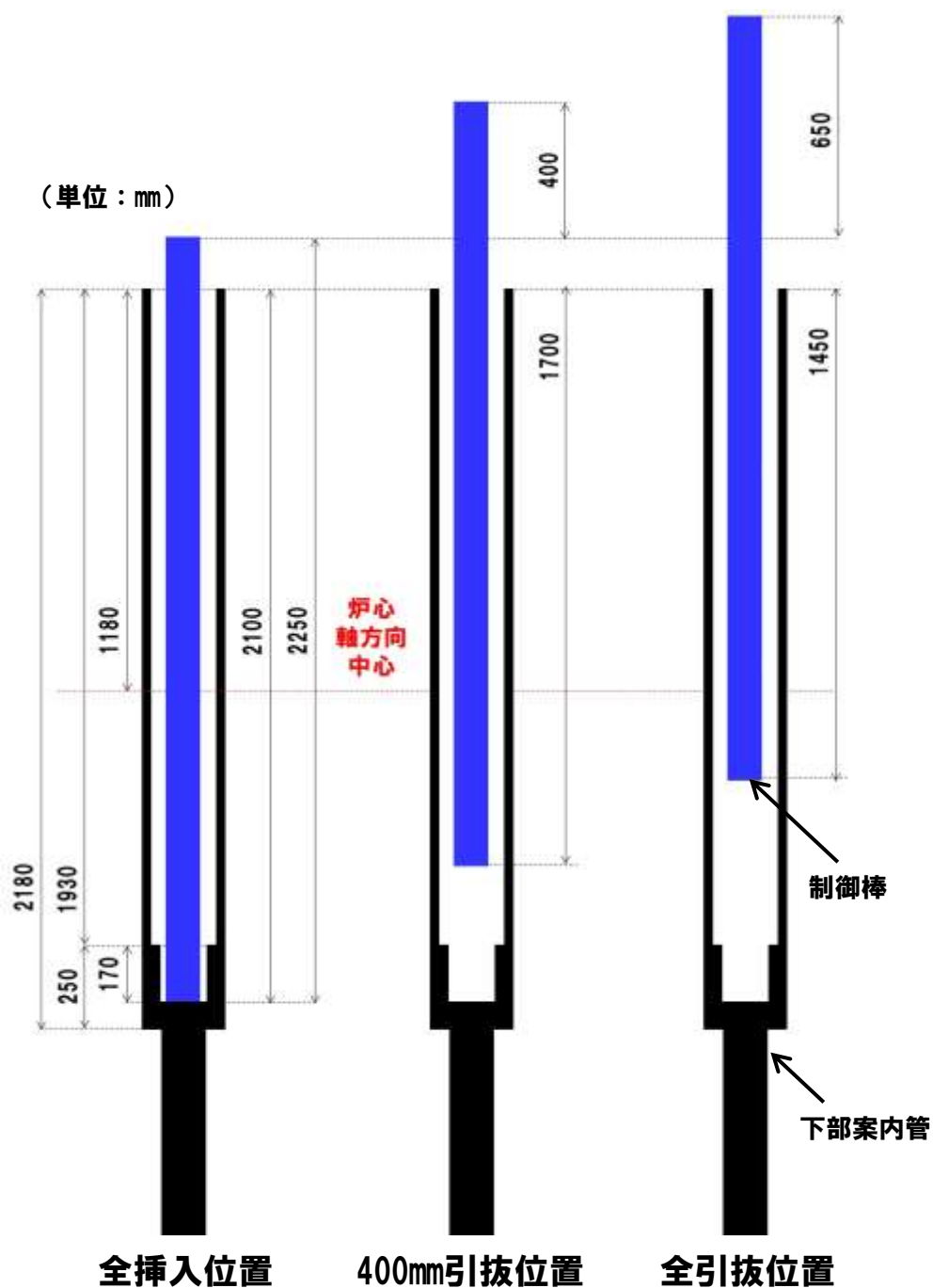
検査項目*	概要
炉心構成確認検査	・ 所定の炉心構成要素が、事前の計画に基づき装荷・配置されていることを確認。
性能検査	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 警報作動値が基準内にあり、各々の警報表示窓が点灯し、警報ブザーが鳴ることを確認。</li> <li>・ 原子炉保護系作動値が基準内にあることを確認。</li> <li>・ 主炉停止系：0.070 Δk/k以上／後備炉停止系：0.014 Δk/k以上であることを確認。</li> <li>・ 最大反応度添加率が0.00016 Δk/k/s以下であることを確認。</li> <li>・ 過剰反応度検査及び反応度抑制効果検査の結果に基づき、反応度停止余裕が主炉停止系：0.015 Δk/k以上（フロードスタックを考慮）／後備炉停止系：0.008 Δk/k以上であることを確認。</li> <li>・ 過剰反応度（100℃時評値）が0.035 Δk/k以下であることを確認。</li> <li>・ 温度係数が負であることを確認。</li> <li>・ 出力係数が負であることを確認。</li> </ul>
その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 熱出力の変更に伴い以下の検査を実施。</li> <li>&gt; 総合負荷検査／冷却材飽和値確認検査／F P 漏洩検査／腐蝕熱除去能力検査</li> <li>&gt; 放射線物質濃度測定検査／処理能力検査／線量率測定検査（停止中／運転中）</li> </ul>

※ MK-III炉心性能検査等の実績を参照



制御棒と制御棒下部案内管の位置関係

制御棒と制御棒下部案内管の相対位置を第1図に示す。制御棒下部案内管は、制御棒の落下・挿入をガイドする役割を果たす。第1図に示すとおり、制御棒は全引抜き時であっても60%以上が下部案内管内部に位置している。また、制御棒下部案内管の下方に制御棒の挿入を阻害するものは存在しないことから制御棒の挿入性は確保されている。



第1図 制御棒と下部案内管の相対位置関係

## 添付 1 設置許可申請書における記載

### 5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

#### ハ. 原子炉本体の構造及び設備

原子炉本体は、燃料体（試験用燃料体を含む。）、反射材、制御材、炉心構造物及び原子炉容器等から構成する。原子炉容器の上部には回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグラファイト及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設ける。

##### (1) 試験研究用等原子炉の炉心

炉心は、増殖炉心（以下「MK-I 炉心」という。）から照射用炉心（以下「MK-II 炉心」という。）へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を 140MW とした照射用炉心（以下「MK-III 炉心」という。）に変更された。本申請書では、更に変更を加え、熱出力を 100MW とした照射用炉心（以下「MK-IV 炉心」という。）を対象とする。

##### (i) 構造

炉心は、六角形の燃料体（以下「燃料集合体」という。）及び反射材等を蜂の巣状に配列した構造で、内側燃料領域、外側燃料領域、軸方向反射体領域、半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域及び熱遮へいペレット領域から構成する。炉心は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、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ように設計する。また、燃料集合体及び反射材並びに炉心構造物等は、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、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるように設計する。炉心の主要寸法を以下に示す。

炉心燃料領域高さ 約 50cm

炉心燃料領域等価直径（最大） 約 78cm

軸方向反射体領域等価厚さ 上部 約 30cm

下部 約 38cm

半径方向反射体領域等価厚さ（最小） 約 24cm

半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約 13cm

##### (ii) 燃料体の最大挿入量

燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）及び熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）を以下に示す。なお、試験用燃料体（以下「照射燃料集合体」という。）は、炉心燃料領域に装荷するものとする。燃料集合体の種類毎の最大個数を第 1 表に示す。

燃料集合体の最大個数 79 体

炉心燃料集合体の最大個数 79 体

照射燃料集合体の最大個数 4 体

炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）

$^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$  約 150kg

$^{235}\text{U}$  約 100kg

熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）

天然ウラン 約 1kg

劣化ウラン 約 50kg

(iii) 主要な核的制限値

最大過剰反応度  $0.035 \Delta k/k$  以下

(iv) 主要な熱的制限値

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、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ることがないように、炉心燃料集合体、照射燃料集合体及び照射用実験装置（本体設備）について、定格出力時の熱的制限値を設ける。

a. 炉心燃料集合体

炉心燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、定格出力時にそれぞれ第2表の熱的制限値を満たす設計とする。

第 1 表 燃料集合体の種類毎の最大個数

燃料集合体	最大個数	備考
炉心燃料集合体	79体	
内側燃料集合体	19体	
外側燃料集合体	60体	
照射燃料集合体	4体	照射用実験装置を炉心燃料領域に装荷する場合には、照射用実験装置との合計
A 型照射燃料集合体	4体	
試験用要素装填時	2体	
B 型照射燃料集合体	4体	
先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く 試験用要素装填時	1体	D 型照射燃料集合体の試験用要素装填時との合計
C 型照射燃料集合体	4体	
D 型照射燃料集合体	4体	
試験用要素装填時	1体	B 型照射燃料集合体の先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く場合との合計

※ 試験用要素は、照射燃料集合体の燃料要素のうち、Ⅲ型特殊燃料要素、Ⅳ型特殊燃料要素、A 型炉心燃料要素及び限界照射試験用補助要素を除く燃料要素である。

## (2) 燃料体

燃料集合体は、炉心燃料集合体及び照射燃料集合体から構成する。炉心燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の炉心燃料集合体に加わる負荷に耐え、かつ、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないように設計する。照射燃料集合体は、設計基準事故時において、照射燃料集合体が破損した場合においても、原子炉を安全に停止するために必要な機能及び炉心の冷却機能を損なうおそれがないように、また、輸送中又は取扱中において、著しい変形が生じないように、さらに、放射性物質の漏えい量を抑制するための措置を講じることができるように設計する。

炉心燃料集合体は、核分裂性プルトニウム富化度等が異なる内側燃料集合体と外側燃料集合体の2種類から構成する。照射燃料集合体は、高速増殖炉用燃料の開発及び高速炉用燃料の設計精度の向上のための試験に使用するものであり、構造がそれぞれ異なるA型、B型、C型及びD型照射燃料集合体の4種類から構成する。

### (i) 燃料材の種類

炉心燃料集合体の燃料ペレット部及び熱遮へいペレット部、照射燃料集合体の燃料部及び熱遮へい部の燃料材の種類は第3表のとおりである。

### (ii) 被覆材の種類

炉心燃料集合体及び照射燃料集合体の被覆材（被覆管）の種類（材料）は第3表のとおりである。

### (iii) 燃料要素の構造

#### a. 炉心燃料集合体

炉心燃料集合体の燃料要素は、燃料材を有する炉心燃料要素（内側）及び炉心燃料要素（外側）の2種類から構成する。炉心燃料要素は、円筒形のステンレス鋼の被覆管にプルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット等を挿入し、その被覆管の両端を密封した構造とする。主要仕様は第3表のとおりである。

### (iv) 燃料集合体の構造

#### a. 炉心燃料集合体

炉心燃料集合体は、燃料要素、ステンレス鋼の六角形のラップ管、ハンドリングヘッド及びエントランスノズル等から構成する。燃料要素は、スパイラルワイヤを巻いた状態で、正三角格子状に配列して、ラップ管に納められる。主要仕様は第4表のとおりである。

### (v) 最高燃焼度

#### a. 炉心燃料集合体

燃料要素の燃料ペレット部の燃焼度の軸方向平均の最高（以下「燃料要素最高燃焼度」という。）は、90,000MWd/tとする。

第3表 燃料要素の主要仕様 (1/3)

項目	燃料材										被覆管		燃料要素有効長さ	
	燃料ペレット部					熱遮へいペレット部種類					材料	外径 (mm)	肉厚 (mm)	燃料ペレット部
	種類	プルトニウム含有率*1	核分裂性プルトニウム富化度*2	プルトニウム同位体組成比	ウラン濃縮度	ウラン酸化物*3 焼結ペレット	種類							
集合体 炉心燃料集合体 炉心燃料要素 (内側)	プルトニウム・ウラン混合酸化物 焼結ペレット	32wt%以下	約16wt%	原子炉級	約18wt%	ウラン酸化物*3 焼結ペレット	同上	同上	同上	同上	オーステナイト系 ステンレス鋼	約5.5	約0.35	約50cm
炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	約21wt%	同上	同上	同上	同上	同上	同上	同上	同上	同上	同上	同上



第4表 燃料集合体の主要仕様 (1/4)

項目	集合体	炉心燃料集合体
装填燃料要素個数		127本
燃料要素ピッチ		約6.5mm

## 添付2 設置許可申請書の添付書類における記載（安全設計）

### 添付書類八

#### 1. 安全設計の考え方

##### 1.1 安全設計の方針

###### 1.1.2 炉心等の設計に関する基本方針

原子炉施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、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とし、かつ、炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、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とする。

- (1) 炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度反応度係数（以下「燃料温度係数」という。）、冷却材温度反応度係数（以下「冷却材温度係数」という。）及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力変動が発生した場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力変動を制御し得るように設計する。
- (2) 炉心燃料集合体は、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、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よう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、通常運転時における熱的制限値を設定し、これを満たすように設計し、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないようにする。
- (3) 燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並びに炉心構造物等は、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、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるように設計する。

## 添付3 設置許可申請書の添付書類における記載（適合性）

### 1. 安全設計の考え方

#### 1.8 「設置許可基準規則」への適合

原子炉施設は、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。各条文に対する適合のための設計方針は次のとおりである。

(炉心等)

第三十二条 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とともに、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。

2 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、原子炉冷却系統、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。

3 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し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならない。

4 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。

### 適合のための設計方針

#### 1 について

反応度制御は、ボールナットスクリュ方式による制御棒操作により実施。制御棒の位置を調整することにより反応度（原子炉の出力）を制御する。炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力変動が発生した場合であっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力変動を制御し得るように設計するものとしており、反応度や主冷却器空気流量のステップ状の変化に起因する出力振動に対して、固有の出力抑制効果及び原子炉冷却材温度制御系の応答動作等により、十分な減衰特性をもたせて安定に制御可能である。また、炉心構成にあつては、燃料集合体の最大個数を79体（炉心燃料集合体の最大個数：79体／照射燃料集合体の最大個数：4体）に制限するとともに、制御棒や反射体（材料照射用反射体を含む）、照射用実験装置等の炉心構成要素の体数や配置を限定し、原子炉固有の出力抑制特性や反応度制御能力へ

の影響を所定の範囲内とした。標準平衡炉心における反応度係数の核設計計算結果を以下に示す。反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさを考慮し、±20%又は±30%の範囲を制限値として設定する。また、最大過剰反応度は、サイクル運転（60日）末期に過剰反応度が零となることを想定し、燃焼補償用反応度、温度補償用反応度及び出力補償用反応度並びに運転余裕用を積み上げて設定し、反応度制御能力、反応度停止余裕及び最大反応度添加率は、保守的となる制御棒挿入パターンで計算するとともに、計算で求めた反応度値に補正係数を乗じ設定する。これらの遵守状況は設工認段階や運転段階の各段階で確認する。なお、炉内燃料貯蔵ラックに装荷された燃料は、炉心の臨界性に影響を及ぼすことがないものとしている。

ドップラ係数	— (1.3~3.3) × 10 <sup>-3</sup> Tdk/dT
温度係数（ドップラ効果を除く。）	
燃料温度係数	— (2.2~4.2) × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C
構造材温度係数	— (0.8~1.7) × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C
冷却材温度係数	— (6.6~12.5) × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C
炉心支持板温度係数	— (1.1~1.7) × 10 <sup>-5</sup> Δk/k/°C
ナトリウムボイド反応度	— (1.3~2.5) × 10 <sup>-2</sup> Δk/k

## 2 について

炉心燃料集合体は、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、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よう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である1.0を超えないよう、通常運転時における熱的制限値を設定し、これを満たすように設計し、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないようにする。ここでは、反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさを考慮し、±20%又は±30%の範囲を制限値として設定した上で、さらに+10%の変化幅を考慮した上で、事象に応じて上下限值又はゼロを保守的に組み合わせて設定するものとしても、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、原子炉冷却系統、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（熱設計基準値）を超えないことを確認した。燃料最高温度に係る熱設計基準値は、保守的に評価した燃料の融点（約2720°C）に、さらに測定誤差（35°C）及び工学的判断に基づく安全裕度（35°C）を考慮して2650°Cに設定した。被覆管最高温度に係る熱設計基準値は、照射済被覆管の炉外急速加熱バースト試験データを基に、安全余裕を考慮して840°Cに設定した。冷却材最高温度に係る熱設計基準値は、冷却材が沸騰しない値として910°Cに設定した。

## 3 について

燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並びに炉心構造物等は、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、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持で

きるように設計する。ここでも、反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさを考慮し、±20%又は±30%の範囲を制限値として設定した上で、さらに+10%の変化幅を考慮した上で、事象に応じて上下限值又はゼロを保守的に組み合わせて設定するものとしても、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の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、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（熱設計基準値）を超えないことを確認した。設計基準事故にあっても、燃料の許容設計限界を超えることはないことから、燃料集合体の変形・破壊が生じることはない。また、これらを支持する炉心構造物についても、変形・破壊が生じることはなく、所要の運転期間において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、燃料被覆材による放射性物質の閉じ込め機能、制御棒の挿入性及び冷却可能な形状は確保される。また、これらは、経年変化に際し、主要な影響因子である中性子照射量に対して、燃料集合体については燃焼度を制限することで、制御棒の挿入性及び冷却可能な形状の確保にあつては、原子炉容器の設計制限中性子照射量 (>1MeV) を  $10^{20}\text{n/cm}^2$  とし、有効運転時間 20 年間の寿命中に中性子照射に起因する損傷によって、原子炉の運転に支障が生じることがないものとし、かつ、原子炉容器は、中性子照射に起因する非延性破壊を考慮し、原子炉容器材料の中性子照射による機械的性質の変化を監視するための各種試験片を、原子炉容器内で照射し、定期的に取り出して、その健全性を確認できる構造としている。

#### 4 について (省略)

添付書類八の以下の項目参照

3. 原子炉本体
5. 原子炉冷却系統施設
6. 計測制御系統施設

添付書類十の以下の項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化
3. 設計基準事故

## 添付 4 設置許可申請書の添付書類における記載（設備等）

### 添付書類八

#### 3. 原子炉本体

##### 3.2 炉心

炉心は、MK－Ⅰ炉心からMK－Ⅱ炉心へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を 140MW としたMK－Ⅲ炉心に変更された。本申請書では、更に変更を加え、熱出力を 100MW としたMK－Ⅳ炉心を対象とする。MK－Ⅳ炉心の構造等を以下に示す。

##### （1）構造

炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等を、第 3.2.1 図に示すように、蜂の巣状に配列した構造で、内側燃料領域、外側燃料領域、軸方向反射体領域、半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域及び熱遮へいペレット領域から構成し、全体をほぼ円柱形状とする。

炉心燃料集合体は、内側燃料集合体及び外側燃料集合体から構成する。内側燃料領域は、炉心第 0 列から炉心第 2 列に装荷される内側燃料集合体から構成する。外側燃料領域は、炉心第 3 列から炉心第 5 列に装荷される外側燃料集合体から構成する。炉心燃料集合体の装荷個数は、照射燃料集合体及び照射用実験装置の核分裂性物質質量の変化、装荷位置及び個数の変化等に対して、必要な反応度を維持するように調整される。また、炉心第 3 列には、制御棒 4 本が、炉心第 5 列には後備炉停止制御棒 2 本が配置される。**制御棒及び後備炉停止制御棒の位置を第 3.2.1 図に示す。**なお、制御棒は、通常運転時において、ほぼ等しい引き抜き位置にあるように、後備炉停止制御棒は、全引き抜き位置にあるように操作される。

半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域は、燃料集合体装荷位置の外周 3 層及び最外周 2 層に配置される反射体及び遮へい集合体から構成する。**反射体は、炉心燃料集合体の周囲に配置され、半径方向反射体領域を構成し、炉心から漏えいする中性子を散乱反射し、炉心内の中性子束分布を平坦化するとともに、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。**反射体は、炉心第 5 列から炉心第 6 列に装荷される内側反射体、炉心第 6 列から炉心第 8 列に装荷される外側反射体（A）、及び原子力材料の照射を目的として装荷される材料照射用反射体から構成する。遮へい集合体は、反射体の外側に配置され、炉心から漏えいする中性子を吸収し、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。遮へい集合体は、炉心第 9 列から炉心第 10 列に装荷される。また、炉心第 7 列には、中性子源 1 体が**配置され、原子炉の起動時に、炉心に中性子を供給する役割を有する。**

また、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、それらの装荷により炉心の核熱特性に過大な影響を与えないように、装荷位置及び装荷個数を決定する。なお、照射燃料集合体は燃料集合体装荷位置に、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、試験の目的に応じて、燃料集合体装荷位置、反射体装荷位置及び遮へい集合体装荷位置に配置される。

炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力振動が発生した場合にあっては、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分

な減衰特性を持ち、又は出力振動を制御し得るように設計する。また、燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並びに炉心構造物等は、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、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるように設計する。炉心の主要寸法を以下に示す。

炉心燃料領域高さ 約 50cm  
炉心燃料領域等価直径（最大） 約 78cm  
軸方向反射体領域等価厚さ 上部 約 30cm  
下部 約 38cm  
半径方向反射体領域等価厚さ（最小） 約 24cm  
半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約 13cm  
炉心構成要素ピッチ 約 81.5mm

## (2) 燃料集合体の最大挿入量

燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）及び熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）を以下に示す。なお、照射燃料集合体は、炉心燃料領域に装荷するものとする。燃料集合体の種類毎の最大個数を第 3.2.1 表に示す。

燃料集合体の最大個数 79 体  
炉心燃料集合体の最大個数 79 体  
照射燃料集合体の最大個数 4 体  
炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）  
 $^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$  約 150kg  
 $^{235}\text{U}$  約 100kg  
熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）  
天然ウラン 約 1kg  
劣化ウラン 約 50kg

照射燃料集合体の 1 体当たりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体のそれを超えないものとする。また、B 型、C 型及び D 型照射燃料集合体のそれぞれの 1 体当たりの核分裂性物質質量は、A 型照射燃料集合体のその最大を超えないものとする。なお、照射用実験装置を半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域に装荷した場合にあっては、炉心燃料領域及び熱遮へいペレット領域の核分裂性物質質量に、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域の核分裂性物質質量を加えても、核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。

また、材料照射用反射体は、炉心燃料領域又は反射体領域に装荷され、原子力材料（ステンレス鋼又は制御棒用材料等）の照射試験に用いられる。炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体は最大 1 体とする。ラップ管内には、原子力材料の照射用試験片が収納される。

なお、炉心燃料領域に計測線付実験装置を装荷する場合は、材料照射用反射体との合計を最大 1 体とする。制御棒用材料を照射する材料照射用反射体の装荷は反射体領域に限る。反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置（本体設備）は、炉心の 6 方向の各領域で最大 1 体までとする。また、反射体領域に装荷する照射用実験装置（本体設備）の



周囲に設置する照射用実験装置（スペクトル調整設備）は最大6体とする。

なお、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、制御棒及び後備炉停止制御棒の隣接位置に装荷しないものとする。

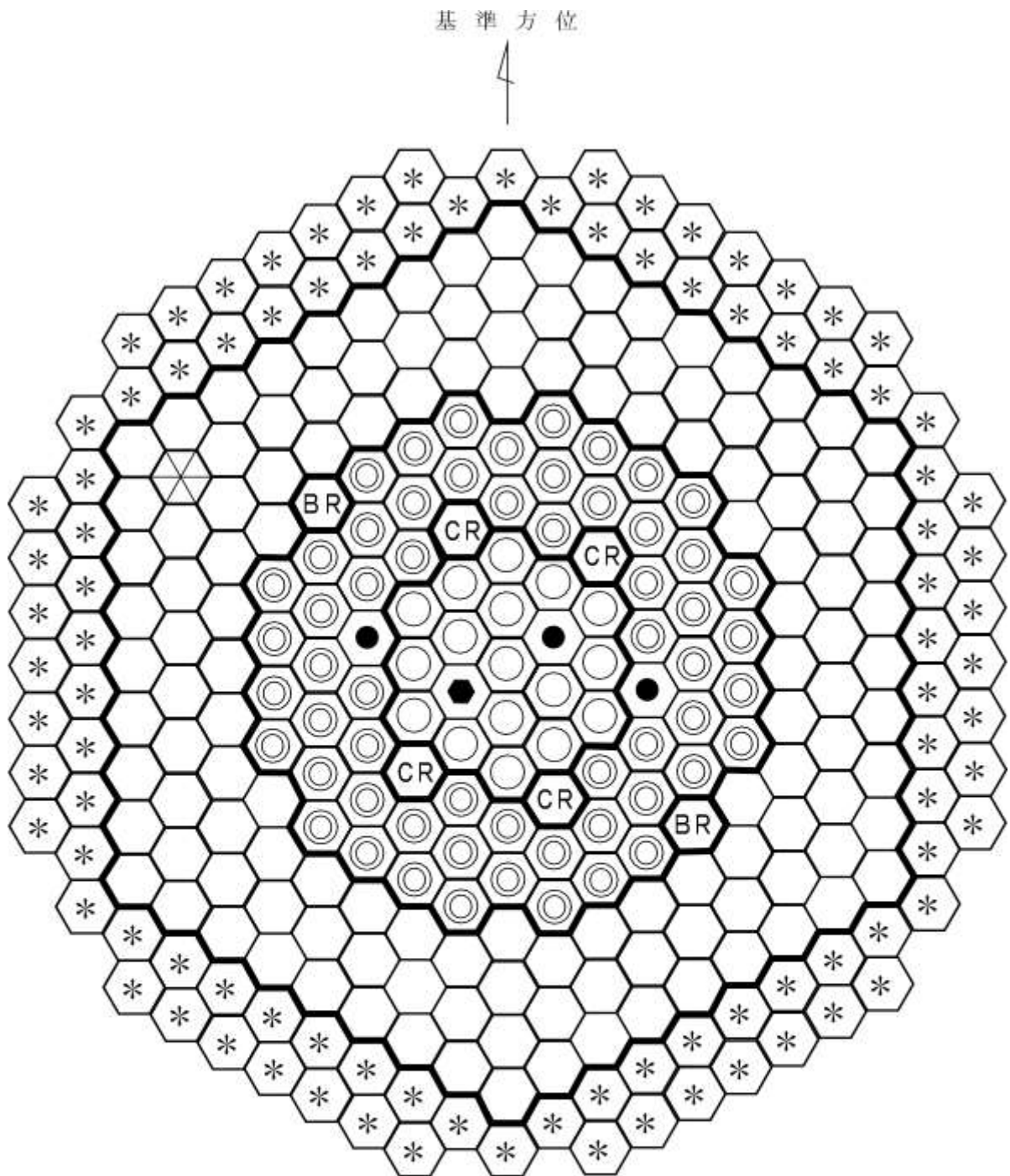
照射燃料集合体及び炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体の装荷範囲を第3.2.2図に示す。

反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲を第3.2.3図に示す。

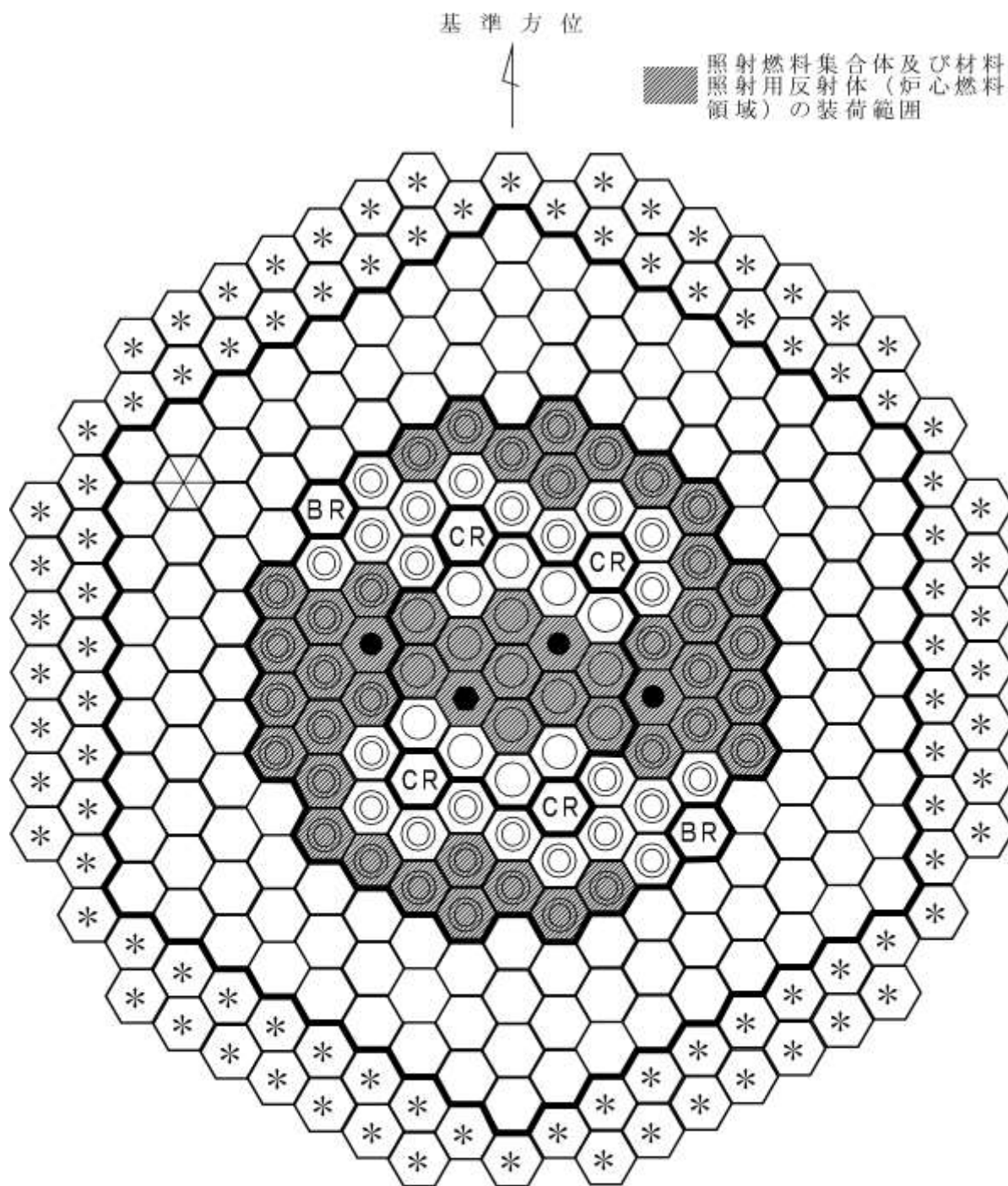
第3.2.1表 燃料集合体の種類毎の最大個数

燃料集合体	最大個数	備考
炉心燃料集合体	79体	
内側燃料集合体	19体	
外側燃料集合体	60体	
照射燃料集合体	4体	照射用実験装置を炉心燃料領域に装荷する場合には、照射用実験装置との合計
A型照射燃料集合体	4体	
試験用要素装填時	2体	
B型照射燃料集合体	4体	
先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く 試験用要素装填時	1体	D型照射燃料集合体の試験用要素装填時との合計
C型照射燃料集合体	4体	
D型照射燃料集合体	4体	
試験用要素装填時	1体	B型照射燃料集合体の先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く場合との合計

※ 試験用要素は、照射燃料集合体の燃料要素のうち、Ⅲ型特殊燃料要素、Ⅳ型特殊燃料要素、A型炉心燃料要素及び限界照射試験用補助要素を除く燃料要素である。



第 3. 2. 1 図 標準平衡炉心構成図





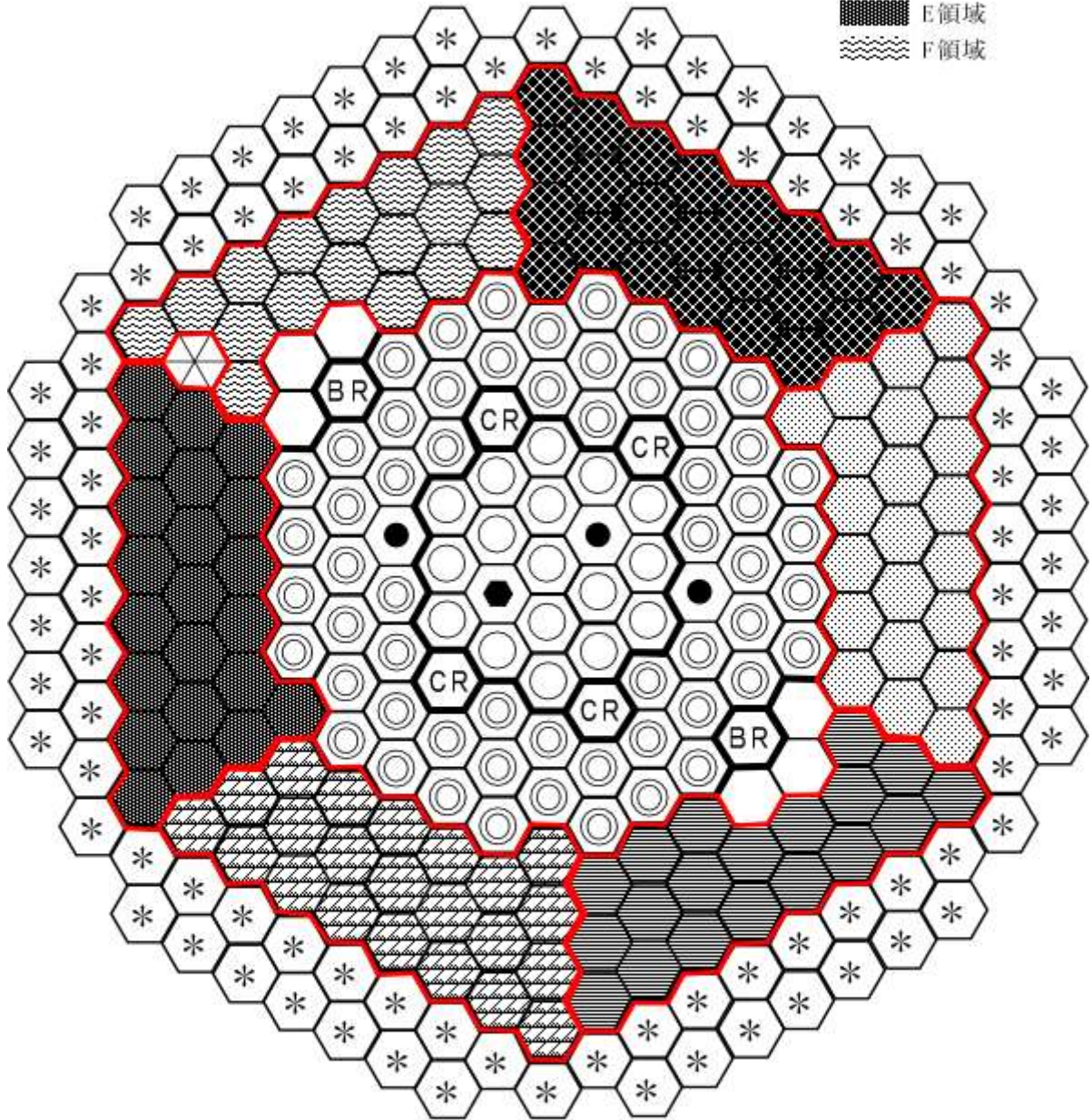
第 3. 2. 2 図 照射燃料集合体及び材料照射用反射体（炉心燃料領域）の装荷範囲



反射体領域の材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲及び領域区分

基準方位

-  A領域
-  B領域
-  C領域
-  D領域
-  E領域
-  F領域



- |   |   |  |
|---|---|--|
|  内側燃料集合体 |  BR 後備炉停止制御棒 |  * 遮へい集合体  |
|  外側燃料集合体 |  中性子源        |  ● 照射燃料集合体 |
|  CR 制御棒  |  反射体         |  材料照射用反射体  |

第 3. 2. 3 図 反射体領域の材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲

### 3.3 炉心構成

「常陽」は、高速炉開発に係る燃料や材料の照射試験を運転目的の一つとしており、炉心は、炉心燃料集合体だけでなく、照射試料を有する照射燃料集合体等を含む。また、照射燃料集合体等は、試験目的に応じて装荷位置を変更する。

炉心構成は、運転サイクルにより変動する。一方、設置変更許可段階の炉心設計に当たっては、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、設計用の代表的な炉心構成の設定を必要とする。設置変更許可段階における炉心の設計にあたっては、燃料交換による反応度変化及び取り出した炉心燃料集合体の平均燃焼度がほぼ平衡に達した炉心（以下「標準平衡炉心」という。）を設定する（炉心構成：第 3.2.1 図参照）。

標準平衡炉心は、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷パターンが、装荷パターンが異なる他の炉心の核熱特性を代表するものとして選定したものであり、C型照射燃料集合体 1 体を炉心第 3 列に、B型照射燃料集合体 2 体をそれぞれ 1 体ずつ炉心第 1 列と炉心第 3 列に、材料照射用反射体 1 体を炉心第 1 列に装荷したものである。標準平衡炉心の構成要素の内訳を第 3.3.1 表に示す。炉心燃料集合体の交換計画は、炉心燃料集合体について、一様かつ高い燃焼度が得られるように、また、出力分布の変動が小さくなるように策定する。原子炉の運転サイクルは、約 60 日間の定格出力運転期間及び約 19 日間の休止期間（出力上昇及び出力降下期間を含む。）を合計した約 2.5 ヶ月／サイクルを標準とし、出力分布に応じて 5～9 バッチの分散方式で、炉心燃料集合体を交換する。1 サイクルあたりに取り出す炉心燃料集合体の個数は、平均約 10 体となる。また、取り出した炉心燃料集合体の燃焼度は、燃料集合体最高燃焼度を 80,000MWd/t、燃料要素最高燃焼度を 90,000MWd/t とし、平均で約 60,000MWd/t となる。なお、標準平衡炉心は、設置変更許可段階の設計用炉心構成であり、全て新燃料の状態を仮想し、平衡に至るまで炉心燃料集合体を交換したものである。実炉心におけるMK-IV炉心への移行は、燃料仕様がMK-III炉心と同じであり、継続使用することを踏まえ、一部内側燃料集合体の脱荷、一部外側燃料集合体の内側反射体への交換等により達成する。すでに燃焼が進んでいることから、MK-IV炉心は、平衡炉心組成に近い状態から開始することとなる。

設置変更許可段階の炉心設計にあつては、標準平衡炉心を用いて、以下の運転上の制限又は条件の範囲を定める。

- ・ 過剰反応度
- ・ 反応度制御能力（主炉停止系）／反応度停止余裕（主炉停止系）
- ・ 最大反応度添加率（主炉停止系）
- ・ 反応度制御能力（後備炉停止系）／反応度停止余裕（後備炉停止系）
- ・ 反応度係数（ドブプラ係数、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数、炉心支持板温度係数、ナトリウムボイド係数）

これらの運転上の制限又は条件は、不確かさ・余裕を考慮して評価した核特性範囲の上限値又は下限値等を使用するものとし、設置変更許可段階では、当該上下限値を保守的に組み合わせた条件で安全評価を実施し、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、原子炉冷却系統、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（熱設計基準値）を超えないことを確認することで、炉心構

成が運転サイクルで変動する場合であっても、以下に示す後段規制において、運転上の制限又は条件の範囲内にあることを確認することで、炉心の安全性を担保することができるものとしている。

照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 27 条に基づく設計及び工事の計画において、照射試験の目的に応じた装荷位置を決定し、その装荷パターンに応じた原子炉施設の炉心構成における燃料集合体の装荷個数、過剰反応度、反応度制御能力、反応度添加率及び反応度停止余裕を運転上の制限又は条件の範囲内になるように設計する。当該照射燃料集合体等の装荷による核熱特性への影響は、設置変更許可段階での評価結果に包絡されるため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、原子炉冷却系統、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（熱設計基準値）を超えない。

運転における炉心は、炉心構成、核的制限値、熱的制限値、炉心特性の範囲において構成する。炉心構成の運用の手続きについては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。運転段階においても、原子炉施設保安規定に基づき、サイクル運転に先立ち、炉心構成の制限事項（個数、熱的制限値、核的制限値）の遵守や核特性への影響が所定の範囲内であることを評価・確認するため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、原子炉冷却系統、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（熱設計基準値）を超えない。

第 3.3.1 表 標準平衡炉心の構成要素の内訳

炉心構成要素	装荷数 (体)
炉心燃料集合体	内側 17 外側 58
照射燃料集合体	3
制御棒	4
後備炉停止制御棒	2
反射体	131
材料照射用反射体	1
遮へい集合体	96
中性子源	1



### 3.4 核設計

#### 3.4.1 設計方針（核設計基準）

核設計基準を以下に示す。炉心は、核設計基準を満足するように設計する。なお、核設計計算手法及び炉定数は、核的モックアップ実験及びMK-II炉心やMK-III炉心の性能試験の解析により、それらの精度を確認し、公称値及び不確かさ幅の信頼度を高めるものとし、また、核設計にあたっては、炉心が、照射用炉心として十分な機能を発揮できることに留意する。

- (1) 制御棒は、反応度価値の最も大きな制御棒1本が全引き抜き位置のまま挿入できない場合（以下「ワンロッドスタック時」という。）にあっても、原子炉を未臨界に移行することができ、100°Cの体系において、未臨界を維持できること。
- (2) 後備炉停止制御棒は、原子炉を未臨界に移行することができ、350°Cの体系において、未臨界を維持できること。
- (3) 炉心は、予想される全ての運転範囲において、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが負であること。

#### 3.4.2 計算方法

核設計計算には、多群中性子拡散理論及び多群中性子輸送理論を用いるものとし、3次元モデルを使用する。なお、モデルに使用する炉心寸法及び組成は定格出力時のものを基準とする。

3次元モデルは、Tri-Zモデル及びXYZモデルの2種類とし、主要な核設計計算に使用する。XYZモデルは、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度価値計算に使用する。モデルの一例として、標準平衡炉心の軸方向計算体系を第3.4.1図に示す。なお、炉心最外周には遮へい集合体を設置しており、炉内燃料貯蔵ラックに装荷した燃料集合体の影響は排除可能である。また、核設計計算で使用する主な計算コードを第3.4.1表に示す。

炉定数は、JFS-3-J3.2Rセット<sup>(1)</sup>を使用する。エネルギー群数は70群を基本とするが、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度価値計算では、7群縮約定数を使用する。なお、当該解析手法は、公開コードを用いて、原子力機構が高速炉の標準的な解析手法として確立したものである。核設計で用いる計算方法及び炉定数については、MK-II炉心やMK-III炉心の性能試験等で得られた実験値と計算値を比較することで、その信頼性を確認する。検証結果を以下に示す<sup>(2), (3), (4)</sup>。

- ・ 実効増倍率については、MK-III炉心の性能試験における実験値が1.0308、計算値が1.0276となった。過剰反応度の評価において、標準平衡炉心（平衡組成）作成時の過剰反応度の計算値を、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の差を用いて補正（標準平衡炉心の臨界性の判断に使用）している。
- ・ 制御棒反応度価値については、MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は1.04となった。制御棒反応度価値の補正係数の一つとして、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の比を使用している。
- ・ 等温温度係数（ドップラ反応度及び熱膨張反応度）については、MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は1.04となった。反応度係数の不確かさの設定において、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の比を使用している。

- ・ 出力分布については、MK-II炉心の性能試験における核種毎の核分裂率分布解析を行った結果、計算値は実験誤差内で一致した。

なお、各種の核的特性値については、実験値と計算値の比、及び実験値の実験誤差、外挿誤差、制御棒及び後備炉停止制御棒の配置の非対称性に係る計算誤差等の不確かさを考慮して、最大値及び最小値を設定し、安全側の評価となる値を用いる。

### 3.4.3 最大過剰反応度及び反応度停止余裕

#### (1) 最大過剰反応度

最大過剰反応度は、サイクル運転(60日)末期に過剰反応度が零となることを想定し、**燃焼補償用反応度、温度補償用及び出力補償用反応度並びに運転余裕用を積み上げて設定する**。定格出力時における最大過剰反応度は $0.020 \Delta k/k$ となる。当該反応度は、燃焼による反応度低下を補償し、これに運転余裕を見込んだものである。また、 $100^{\circ}\text{C}$ の体系から定格出力時の体系における温度及び出力による反応度低下を補償するために必要な過剰反応度は、計算上の余裕を含めて最大 $0.015 \Delta k/k$ となる。上記より、 $100^{\circ}\text{C}$ の体系における最大過剰反応度は、 $0.035 \Delta k/k$ 以下となる。標準平衡炉心の過剰反応度の内訳を第3.4.2表に示す。

#### (2) 反応度停止余裕

制御棒は、ワンロードスタック時であっても、原子炉を未臨界に移行することができ、 $100^{\circ}\text{C}$ の体系において、未臨界を維持できるものとする。後備炉停止制御棒は、原子炉を未臨界に移行することができ、 $350^{\circ}\text{C}$ の体系において、未臨界を維持できるものとする。なお、反応度停止余裕の評価に当たっては、**保守的な制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入パターンで評価するとともに、反応度値に補正係数を乗じることで**、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値の計算の不確かさ、制御棒及び後備炉停止制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構成の変動等を考慮するものとする。上述の評価により、制御棒4本挿入時の反応度値は $0.070 \Delta k/k$ 以上となる。また、反応度停止余裕は $0.015 \Delta k/k$ 以上(ワンロードスタック時)となる。また、後備炉停止制御棒2本挿入時の反応度値は $0.014 \Delta k/k$ 以上となり、 $350^{\circ}\text{C}$ の体系における反応度停止余裕は $0.008 \Delta k/k$ 以上となる。

#### (3) 制御棒ストローク曲線

制御棒ストローク曲線を第3.4.2図に示す。制御棒ストローク曲線に対する炉心構成の変動及び炉心の燃焼等の影響は小さく、制御棒による最大反応度添加率は約 $0.00016 \Delta k/k/s$ である。**なお、最大反応度添加率の評価に当たっては、保守的な制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入パターンで評価するとともに、反応度値に補正係数を乗じることで**、制御棒の反応度値の計算の不確かさ、制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構成の変動等を考慮する。また、燃焼に伴い制御棒の反応度値の絶対値及び最大変化率は減少し、最大反応度添加率は、未燃焼時に最大となる。

#### 3.4.4 反応度係数

反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさを考慮し、炉心支持板温度係数については±20%、それ以外については±30%の範囲を制限値として設定する。計算結果を以下に示す。

##### (1) ドップラ係数

通常運転時及び1次冷却材全喪失時における標準平衡炉心のドップラ係数を第3.4.3表に示す。第3.4.3表に示すように、ドップラ係数は負となる。

##### (2) 温度係数（ドップラ効果を除く。）

温度係数は、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数及び炉心支持板温度係数から構成する。標準平衡炉心の温度係数を第3.4.4表に示す。これらの温度係数は、燃料ペレット、構造材（被覆管を含む）、冷却材及び炉心支持板の膨張に起因するものであり、全て負となる。

##### (3) ナトリウムボイド反応度

ナトリウムボイド反応度は、原子炉容器内の全ての場所において負である。標準平衡炉心の1次冷却材全喪失時の反応度の変化（ナトリウムボイド反応度）は $-0.019 \Delta k/k$ となる。運転上の制限又は条件の範囲は、 $-(1.3 \sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$ とする。

#### 3.4.5 炉心燃料集合体の交換計画

炉心燃料集合体の交換計画は、炉心燃料集合体について、一様かつ高い燃焼度が得られるように、また、出力分布の変動が小さくなるように策定する。

原子炉の運転サイクルは、約60日間の定格出力運転期間及び約19日間の休止期間（出力上昇及び出力降下期間を含む。）を合計した約2.5ヶ月/サイクルを標準とし、出力分布に応じて5～9バッチの分散方式で、炉心燃料集合体を交換する。1サイクルあたりに取り出す炉心燃料集合体の個数は、平均約10体となる。また、取り出した炉心燃料集合体の燃焼度は、燃料集合体最高燃焼度を80,000MWd/t、燃料要素最高燃焼度を90,000MWd/tとし、平均で約60,000MWd/tとなる。

#### 3.4.6 出力分布及び最大中性子束

標準平衡炉心の出力分布及び炉内最大中性子束を第3.4.5表に示す。出力分布には、制御棒の挿入により歪みが生じるため、その評価に当たっては、制御棒の挿入量を考慮する必要がある。通常運転時における制御棒の挿入量は、そのストロークの5/13以下であるため、出力ピーキング係数は、制御棒の挿入量を、そのストロークの5/13として評価したものである。出力ピーキング係数は、径方向出力ピーキング係数、軸方向出力ピーキング係数及び局所出力ピーキング係数に分類し、径方向出力ピーキング係数を燃料集合体当たりの最大出力と平均出力との比、軸方向出力ピーキング係数を燃料要素の軸方向最大出力密度と平均出力密度との比、局所出力ピーキング係数を燃料要素当たりの最大出力と平均出力との比と定義する。

#### 3.4.7 核特性主要目

炉心燃料領域高さ 約50cm

炉心燃料領域等価直径（最大） 約 78cm  
 軸方向反射体領域等価厚さ 上部 約 30cm  
 下部 約 38cm  
 半径方向反射体領域等価厚さ（最小） 約 24cm  
 半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約 13cm  
 炉心構成要素ピッチ 約 81.5mm  
 燃料集合体の最大個数 79 体  
 炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）  
 $^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$  約 150kg  
 $^{235}\text{U}$  約 100kg  
 プルトニウム含有率 [Pu / (Pu +  $^{241}\text{Am} + \text{U}$ )] 32wt%以下  
 核分裂性プルトニウム富化度 [ $(^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}) / (\text{Pu} + ^{241}\text{Am} + \text{U})$ ]  
 内側燃料集合体 約 16wt%  
 外側燃料集合体 約 21wt%  
 プルトニウム同位体組成比 原子炉級  
 ウラン濃縮度 約 18wt%  
 炉心燃料領域組成比（断面積比）  
 燃料ペレット 約 37%  
 構造材（被覆管を含む。） 約 23%  
 冷却材 約 37%  
 ボイド 約 3%  
 炉心燃料集合体の燃料要素最高燃焼度 90,000MWd/t  
 定格出力時の最大の過剰反応度 約 0.020  $\Delta k/k$   
 制御棒 4 本の反応度価値 0.070  $\Delta k/k$  以上  
 後備炉停止制御棒 2 本の反応度価値 0.014  $\Delta k/k$  以上  
 反応度係数  
 ドップラ係数 -  $(1.3 \sim 3.3) \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$   
 温度係数（ドップラ効果を除く。）  
 燃料温度係数 -  $(2.2 \sim 4.2) \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}\text{C}$   
 構造材温度係数 -  $(0.8 \sim 1.7) \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}\text{C}$   
 冷却材温度係数 -  $(6.6 \sim 12.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}\text{C}$   
 炉心支持板温度係数 -  $(1.1 \sim 1.7) \times 10^{-5} \Delta k/k/^{\circ}\text{C}$   
 ナトリウムボイド反応度 -  $(1.3 \sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$   
 燃焼に伴う反応度変化 -  $(1.8 \sim 2.3) \times 10^{-4} \Delta k/k/d$   
 炉心燃料集合体の交換方法 5~9 バッチ分散方式  
 実効遅発中性子割合  $(0.38 \sim 0.48) \times 10^{-2}$   
 即発中性子寿命  $(2.8 \sim 4.3) \times 10^{-7} \text{s}$

### 3.4.8 参考文献

- (1) 千葉豪他、「JENDL-3.2に基づく高速炉用炉定数 JFS-3-J3.2R の作成」、JNC TN9400 2001-124 (2002)
- (2) S. Maeda, et al., “Verification of JUPITER Standard Analysis Method for Upgrading Joyo MK-III Core Design and Management”, Journal of Power and Energy Systems, Vol. 6, No. 2 (2012)
- (3) 前田茂貴他、「「常陽」MK-III性能試験炉心の過剰反応度解析」、JNC TN9400 2003-083 (2003)
- (4) 千葉豪他、「高速実験炉「常陽」MK-III性能試験 - 制御棒校正 (NT-321) -」、JNC TN9400 2004-057 (2004)
- (5) S. Ono, et al., “CASUP : Cell Calculation Code for Fast Reactor Analysis”, Technol. Rep. Osaka Univ. 33, 1708, 207 (1983)
- (6) M. Nakagawa, et al., “SLAROM: A Code for Cell Homogenization Calculation of Fast Reactor”, JAERI 1294 (1984)
- (7) 中川正幸他、「高速炉の核特性解析コードシステム」、JAERI-M 83-066 (1983)
- (8) T. B. Fowler, et al., “Nuclear Reactor Analysis Code: CITATION”, ORNL-TM-2496 Rev. 2 (1971)
- (9) 飯島進他、「高速炉設計用計算プログラム (2次元・3次元拡散摂動理論計算コード: PERKY)」、JAERI-M 6993 (1977)
- (10) M. Bando, et al., “Three-Dimensional Transport Calculation Method for Eigenvalue Problems Using Diffusion Synthetic Acceleration”, Journal of Nuclear Science and Technology 22 (1985)

第 3.4.1 表 核設計用主要計算コード

計算コード	内容	用途
CASUP <sup>(5)</sup>	1次元格子計算	実効断面積作成
SLAROM <sup>(6)</sup>	均質格子計算	実効断面積作成
JOINT <sup>(7)</sup>	インターフェース	断面積縮約
CITATION <sup>(8)</sup>	拡散及び燃焼計算	一般核特性
PERKY <sup>(9)</sup>	拡散摂動計算	反応度係数
TRITAC <sup>(10)</sup>	輸送計算	輸送補正

第 3.4.2 表 標準平衡炉心の過剰反応度の内訳

(単位：Δk/k)

反応度バランス		主炉停止系	後備炉停止系
定格出力時の最大の過剰反応度		0.020	-
内訳	燃焼補償用	0.014	-
	運転余裕用	0.006	-
温度補償用及び出力補償用		0.0149	0.0053
内訳	100℃～250℃	0.0057	-
	250℃～350℃	0.0039	-
	350℃～定格	0.0053	0.0053
所要反応度の合計		0.035 (0.0349)	0.006 (0.0053)
反応度制御能力		0.050	0.014
反応度停止余裕		0.015	0.008

第 3.4.3 表 標準平衡炉心のドップラ係数

(単位：Tdk/dT)

	ドップラ係数	運転上の制限又は条件の範囲
通常運転時	$-2.4 \times 10^{-3}$	$-(1.3 \sim 3.3) \times 10^{-3}$
1次冷却材全喪失時	$-2.0 \times 10^{-3}$	

第 3.4.4 表 標準平衡炉心の温度係数

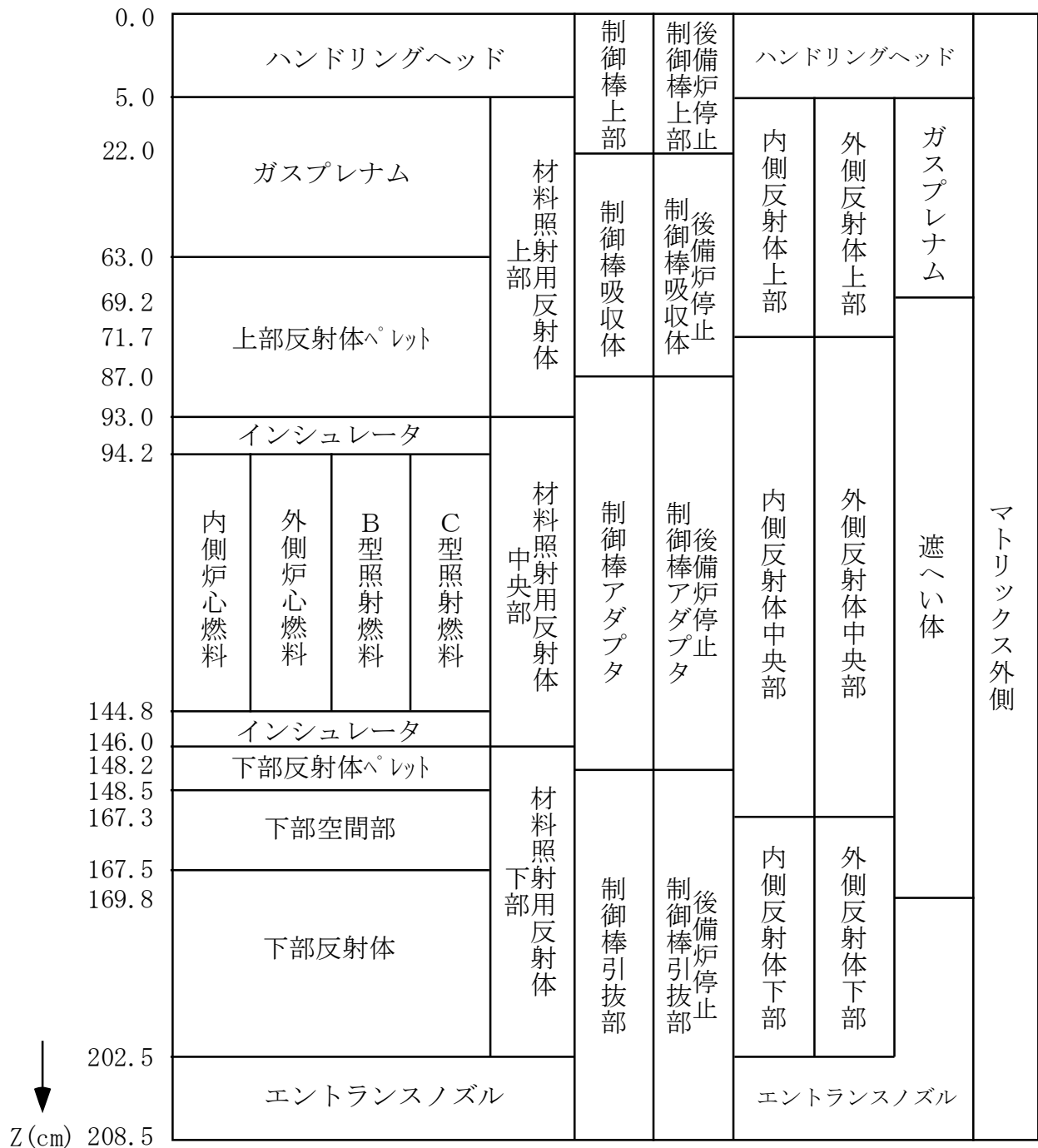
(単位： $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )

	温度係数	運転上の制限又は条件の範囲
燃料温度係数	$-3.2 \times 10^{-6}$	$-(2.2 \sim 4.2) \times 10^{-6}$
構造材温度係数	$-1.3 \times 10^{-6}$	$-(0.8 \sim 1.7) \times 10^{-6}$
冷却材温度係数	$-9.6 \times 10^{-6}$	$-(6.6 \sim 12.5) \times 10^{-6}$
炉心支持板温度係数	$-14.2 \times 10^{-6}$	$-(1.1 \sim 1.7) \times 10^{-5}$

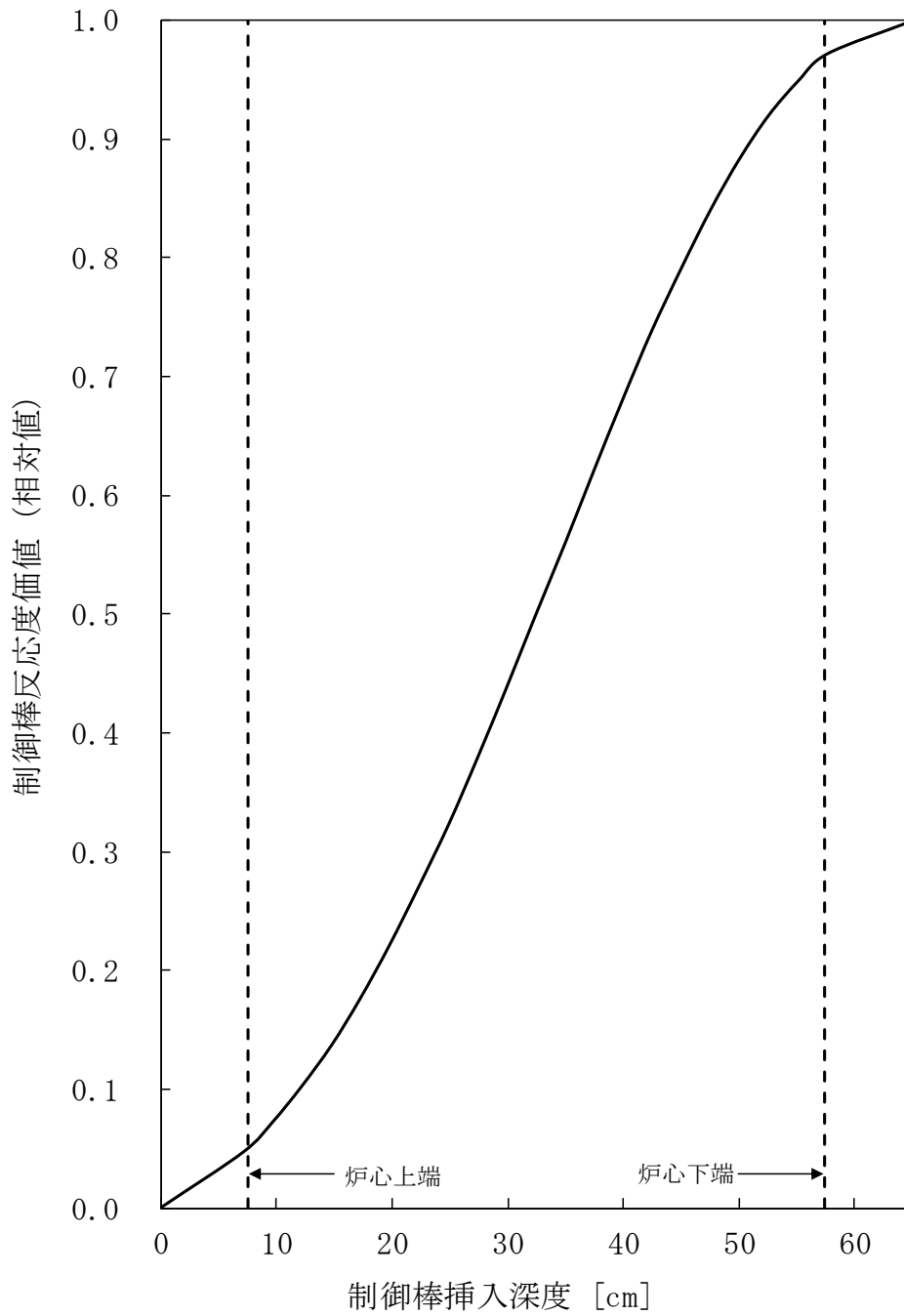
第 3.4.5 表 出力分布及び炉内最大中性子束

		標準平衡炉心
出力分布	出力分担 (MW)	
	炉心燃料集合体	95.7
	照射燃料集合体	1.1
	その他 (反射体、制御棒等)	3.2
	出力ピーキング係数	1.63
	径方向	1.33
軸方向	1.17	
局所	1.04	
炉内最大中性子束 ( $n/cm^2/s$ )		
0.1MeV 以上		$2.9 \times 10^{15}$
全中性子束		$4.2 \times 10^{15}$





第 3. 4. 1 図 標準平衡炉心軸方向計算体系



第 3.4.2 図 制御棒ストローク曲線

### 3.5 熱設計

#### 3.5.1 設計方針

##### (1) 炉心燃料集合体

炉心燃料集合体の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、以下の方針に基づいて行う。

- (i) 炉心燃料集合体が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、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（以下「熱設計基準値」という。）を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和（設計疲労寿命に対する累積疲労サイクルの比）を加えた累積損傷和が設計上の制限値である1.0を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。
- (ii) 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。
- (iii) 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

#### 3.5.2 熱設計基準値及び熱的制限値

##### 3.5.2.1 熱設計基準値

##### (1) 炉心燃料集合体

- (i) 燃料ペレットの最高温度（以下「燃料最高温度」という。ただし、照射燃料集合体にあつては燃料部の最高温度をいう。）は、2,650℃とする。なお、この温度は運転時の異常な過渡変化時に燃料ペレットの熔融に起因して被覆管が破損することを防止するため、適切な安全余裕を考慮して定めるものである。
- (ii) 被覆管最高温度（肉厚中心）は、840℃とする。なお、この温度は被覆管が運転時の異常な過渡変化時に急速な温度上昇により破損することを防止するため、照射済燃料要素の被覆管の炉外急速加熱試験データを基に、適切な安全余裕を考慮して定めるものである。
- (iii) 冷却材最高温度は、910℃とする。なお、この温度は、運転時の異常な過渡変化時に冷却材が沸騰することにより被覆管表面の熱伝達特性が変化して、被覆管が過度の温度上昇により破損することを防止するため、冷却材が沸騰しない値として定めるものである。

##### 3.5.2.2 熱的制限値

##### (1) 炉心燃料集合体

燃料最高温度 2,350℃

被覆管最高温度（肉厚中心） 620℃

#### 3.5.3 計算方法

(1) 設計計算手法

炉心燃料集合体の熱設計計算は、以下の (i) ~ (v) に示すコード又は式により行う。

(i) 冷却材温度

冷却材温度は、ASFRE<sup>(1),(2)</sup>コードにより計算する。本コードは、1体の燃料集合体について、流路断面を多流路に分割してこれを解析上の単位流路とするサブチャンネルとし、サブチャンネル間の質量移動、熱的ミキシング等を考慮して、軸方向に分割したステップ毎に運動量・質量・エネルギー保存則を解くものである。

(ii) 被覆管表面温度

被覆管表面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Co} = T_{Na} + \frac{D_e}{K_{Na}} \cdot \frac{1}{Nu} \cdot \frac{ql}{\pi d_{Co}}$$

ここで  $T_{Co}$  : 被覆管表面温度 (°C)

$T_{Na}$  : 冷却材温度 (°C)

$D_e$  : 水力等価直径 (cm)

$d_{Co}$  : 被覆管外径 (cm)

$K_{Na}$  : 冷却材熱伝導度 (W/cm/°C)

$Nu$  : ヌセルト数

$ql$  : 線出力密度 (W/cm)

(iii) 被覆管内面温度

被覆管内面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Ci} = T_{Co} + \frac{\ln(d_{Co}/d_{Ci})}{2\pi K_C} \cdot ql$$

ここで  $T_{Ci}$  : 被覆管内面温度 (°C)

$K_C$  : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C)

$d_{Ci}$  : 被覆管内径 (cm)

(iv) 燃料表面温度

燃料表面温度は以下の式により計算する。

$$T_S = T_{Ci} + \frac{ql}{h_g \cdot \pi(d_p + d_{Ci})/2}$$

ここで  $T_S$  : 燃料表面温度 (°C)

$h_g$  : ギャップ熱伝達率 (W/cm<sup>2</sup>/°C)

$d_p$  : ペレット直径 (cm)

(v) 燃料最高温度

燃料最高温度は以下の式により計算する。なお、燃料ペレットの相変化及び密度変化を考慮する。

$$\int_{T_s}^{T_p} k dT = \frac{ql}{4\pi}$$

ここで  $T_p$  : 燃料最高温度 (°C)

$k$  : ペレット熱伝導度 (W/cm/°C)

また、限界照射試験用要素の被覆管に開孔が生じ、その開孔部から核分裂生成ガスが放出された場合の影響は、被覆管表面温度を算出する式において考慮する。

照射燃料集合体の熱設計計算では、以下の (i) ~ (vii) に示す式を用いる。なお、内壁構造容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。また、先行試験用要素の被覆管温度については、内壁構造容器の温度から内壁構造容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。密封構造容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。また、基礎試験用要素の被覆管温度については、密封構造容器の温度から密封構造容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。照射用実験装置の熱設計は、照射燃料集合体と同様に行うこととし、外側容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。また、照射燃料キャプセル温度については、外側容器の温度から外側容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。照射物の温度については、以下の燃料最高温度と同様に計算する。

(i) 冷却材温度

冷却材温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Na} = T_{IN} + \frac{1}{W \cdot C_p} \int_0^x ql(x) dx$$

ここで  $T_{Na}$  : 冷却材温度 (°C)

$ql(x)$  : 線出力密度 (W/cm)

$W$  : 冷却材流量 (g/s)

$C_p$  : 冷却材比熱 (W・s/g/°C)

$T_{IN}$  : 冷却材入口温度 (°C)

$x$  : 炉心下端からの距離 (軸方向距離) (cm)

(ii) 被覆管表面温度

被覆管表面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Co} = T_{Na} + \frac{D_e}{K_{Na}} \cdot \frac{1}{Nu} \cdot \frac{ql}{\pi d_{Co}}$$

ここで  $T_{Co}$  : 被覆管表面温度 (°C)

$D_e$  : 水力等価直径 (cm)

$d_{Co}$  : 被覆管外径 (cm)

$K_{Na}$  : 冷却材熱伝導度 (W/cm/°C)

$Nu$  : ヌセルト数

(iii) 被覆管内面温度

被覆管内面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Ci} = T_{Co} + \frac{\ln(d_{Co}/d_{Ci}) \cdot ql}{2\pi K_C}$$

ここで  $T_{Ci}$  : 被覆管内面温度 (°C)

$K_C$  : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C)

$d_{Ci}$  : 被覆管内径 (cm)

(iv) 燃料表面温度

燃料表面温度は以下の式により計算する。

$$T_s = T_{Ci} + \frac{ql}{h_g \cdot \pi(d_p + d_{Ci})/2}$$

ここで  $T_s$  : 燃料表面温度 (°C)

$h_g$  : ギャップ熱伝達率 (W/cm<sup>2</sup>/°C)

$d_p$  : ペレット直径 (cm)

(v) 燃料最高温度

溶融温度に達しない範囲の燃料最高温度は以下の式により計算する。なお、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料では、燃料ペレットの相変化及び密度変化を考慮する。

$$\int_{T_s}^{T_p} k dT = \frac{ql}{4\pi}$$

ここで  $T_p$  : 燃料最高温度 (°C)

$k$  : 燃料熱伝導度 (W/cm/°C)

(vi) 燃料溶融半径

先行試験用要素 (溶融あり) の燃料溶融半径は、以下の式により計算する。

$$\int_{T_s}^{T_m} k dT = \frac{ql}{4\pi} \left( 1 - \frac{r_m^2}{r_o^2} \right)$$

ここで  $r_m$  : 燃料溶融半径 (cm)

$T_m$  : 燃料の溶融温度 (°C)

$r_o$  : 燃料半径 (cm)

(vii) 燃料溶融割合

先行試験用要素 (溶融あり) の燃料溶融割合は、以下の式により計算する。

$$V_m = \frac{r_m^2}{r_o^2}$$

ここで  $V_m$  : 燃料溶融割合

(2) 物性定数

熱設計計算における物性定数は、第 3.5.1 表に示す値を使用する。また、先行試験用要素及び基礎試験用要素の被覆管については、オーステナイト系ステンレス鋼の場合はオーステナイト系ステンレス鋼の、フェライト系ステンレス鋼 (マルテンサイト系ステンレス鋼及びフェライト-マルテンサイト系ステンレス鋼を含む。) の場合は高速炉用フ

ェライト系ステンレス鋼の物性定数を使用する。

#### 3.5.4 出力分布

熱設計計算では、第 3.4.5 表に示す出力ピーキング係数を使用する。なお、照射燃料集合体及び照射用実験装置の出力ピーキング係数は、炉心燃料集合体のそれを上回ることはない。

#### 3.5.5 冷却材流量配分

炉心燃料集合体の冷却材流量配分は、炉心を 5 分割してそれぞれの流量領域の炉心燃料集合体の被覆管最高温度が均一になるよう、炉心支持板の連結管のオリフィスと炉心燃料集合体のエントランスノズルのオリフィスとの組合せにより行う。

照射燃料集合体の冷却材流量配分については、炉心燃料集合体のそれと同様に行うが、必要に応じて照射燃料集合体等の内部に設ける流量調節機構により行う。照射用実験装置の冷却材流量配分については、照射燃料集合体のそれと同様に行う。

標準平衡炉心の各流量領域における炉心燃料集合体の冷却材流量配分及び最大出力を第 3.5.2 表に示す。

#### 3.5.6 工学的安全係数

熱設計計算における工学的安全係数は、燃料ペレット、被覆管、冷却材等の温度上昇の最大値を求めるための係数であり、炉心燃料集合体にあつては、製作公差、物性定数のばらつき、出力分布の不確かさ、冷却材の温度及び流量等の変動、原子炉熱出力の測定誤差等を含み、照射燃料集合体にあつては、原子炉熱出力の測定誤差等を含む<sup>(3)</sup>。熱設計計算に用いる炉心燃料集合体及び照射燃料集合体の工学的安全係数を以下に示す。照射用実験装置にあつては、照射燃料集合体と同じとする。

##### 工学的安全係数

###### 炉心燃料集合体

燃料ペレット 約 1.19

被覆管 約 1.19

冷却材 約 1.18

照射燃料集合体 1.05

#### 3.5.7 過出力因子

過出力因子は、運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが達し得る最高温度及びペレット最大溶融割合を求めるための因子である。熱設計計算に用いる過出力因子を以下に示す。照射用実験装置にあつては、照射燃料集合体と同じとする。

##### 過出力因子

炉心燃料集合体 1.07

照射燃料集合体 1.08



ただし、A型用炉心燃料要素については 1.07

### 3.5.8 熱特性主要目

熱設計計算に用いる熱特性の主要目を第3.5.3表に示す。

### 3.5.9 評価

炉心燃料集合体及び照射燃料集合体の定格出力時における燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度並びに過出力時における燃料最高温度の評価結果を第3.5.4表に示す。

また、照射用実験装置の定格出力時における照射試料キャプセル最高温度、外側容器最高温度及び冷却材最高温度等の評価結果を第3.5.4表に併せて示す。定格出力時及び過出力時における照射物最高温度にあつては、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、定格出力時の最大線出力密度を制限するとともに、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあつても、熔融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないようにすることができる。

なお、運転時の異常な過渡変化時における被覆管最高温度及び冷却材最高温度の解析結果は、添付書類10の「2. 運転時の異常な過渡変化」に示すとおりであり、また、運転時の異常な過渡変化時における内壁構造容器最高温度及び密封構造容器最高温度は、「3.7.3.5 評価」の「(3) 燃料集合体」に示す事故時の密封構造容器の到達温度を超えない。照射用実験装置の外側容器にあつても同じである。運転時の異常な過渡変化時における照射試料キャプセルにあつては、運転時の異常な過渡変化時におけるⅢ型限界照射試験用要素の被覆管最高温度と同じである。設計基準事故時における照射用実験装置の外側容器最高温度は、「3.7.3.5 評価」の「(3) 燃料集合体」に示す事故時の密封構造容器の到達温度と同じである。設計基準事故時における照射試料キャプセルにあつては、設計基準事故時におけるⅢ型限界照射試験用要素の被覆管最高温度と同じである。設計基準事故時における照射物最高温度にあつては、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、定格出力時の最大線出力密度を制限するとともに、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、熔融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないようにすることができる。

### 3.5.10 参考文献

- (1) H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulic analysis of fast reactor fuel subassembly with porous blockages", ISSCA-4(1997), p. 323-333.
- (2) 大高雅彦他、「サブチャンネル解析コードASERE-IIIの検証」、PNC-TN9410 96-212 (1996)
- (3) 池上哲雄他、「(XIV) ホットスポットファクターの見直し」、日本原子力学会昭和59年度炉物理・炉工学分科会予稿集A 5 3 (1984)
- (4) M. Kato et al., "Physical Properties and Irradiation Behavior Analysis of Np- and Am-Bearing MOX Fuels", J. Nucl. Sci. Technol., 48:4, 646-653 (2011)
- (5) "Mechanical and Physical Properties of the Austenitic Chromium-Nickel Stainless Steels at Elevated Temperatures", The International Nickel Company (1963)
- (6) 揃政敏他、「高速炉用フェライト系ステンレス鋼燃料被覆管物性及び特性評価（「常陽」

IV型特殊燃料要素用被覆管)」、PNC-TN9430 90-003 (1990)

(7) O. E. Dwyer et al., At. Energy Rev. 4, 3 (1966)

(8) R. N. Lyon, "Chem. Eng. Progr." , 47, 75/79 (1951)

(9) G. H. Golden et al., "THERMOPHYSICAL PROPERTIES OF SODIUM" , ANL-7323 (1967)

第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (1/3)

項目	物性定数	出典
燃料ペレット熱伝導度 $\lambda = \frac{1-p}{1+0.5p} \cdot \lambda_0$ $\lambda_0 = \frac{1}{0.01595 + 2.713x + 0.35834m + 0.06317Np + (2.493 - 2.625x) \times 10^{-4}T} + \frac{1.541 \times 10^{11}}{T^{2.5}} \cdot \exp\left(-\frac{15220}{T}\right)$ <p> <math>\lambda</math> : 気孔率 p における燃料ペレット熱伝導度 (W/m/K)  <math>\lambda_0</math> : 100%TD における熱伝導度 (W/m/K)                      p : 気孔率 (=1-<math>\rho</math>)  <math>\left[ \begin{array}{l} \rho = 0.99 \text{ (柱状晶領域)} \\ \rho = 0.97 \text{ (等軸晶領域)} \end{array} \right. \left. \begin{array}{l} 1,900^\circ\text{C} \leq T_p \\ 1,400^\circ\text{C} \leq T_p &lt; 1,900^\circ\text{C} \\ T_p &lt; 1,400^\circ\text{C} \end{array} \right]</math>                      T : 燃料ペレット温度 (K)                      X : 2.00- 0/M      0/M : 化学量論比                      Am : Am 含有率      Np : Np 含有率                 </p>	プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料	加藤らの式 <sup>(4)</sup>

第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (2/3)

項目	物性定数	出典
ギャップ熱伝達率	炉心燃料集合体の場合 $hg=0.70$ 照射燃料集合体の場合 $hg = \frac{C1 + C2Q}{G_0 - C3D_{pin}Q + C4}$ $hg$ : ギャップ熱伝達率 ( $W/cm^2/^\circ C$ ) $G_0$ : 製造時直径ギャップ幅 (cm) $D_{pin}$ : 製造時被覆管内径 (cm) $Q$ : 線出力 ( $W/cm$ ) $C1 \sim C4$ は照射試験及び物性値から評価し設定される係数で、以下の通り。 $C1$ : ギャップ部のガス熱伝導度由来する係数 ( $W/cm/^\circ C$ ) $C2$ : 燃料ペレットの熱膨張係数由来する係数 ( $1/^\circ C$ ) $C3$ : 燃料ペレットの熱膨張係数由来する係数 ( $cm/W$ ) $C4$ : 温度ジャンプ距離由来する係数 (cm)	
被覆管熱伝導度	オーステナイト系ステンレス鋼 $K_c = 0.132 + 1.3 \times 10^{-4} T_c$ $K_c$ : 被覆管熱伝導度 ( $W/cm/^\circ C$ ) $T_c$ : 被覆管温度 ( $^\circ C$ ) 高速炉用フェライト系ステンレス鋼 $K_c = (25.475 - 2.038 \times 10^{-2} T_c + 1.665 \times 10^{-4} T_c^2 - 3.040 \times 10^{-7} T_c^3 + 1.727 \times 10^{-10} T_c^4) \times 10^{-2}$ $K_c$ : 被覆管熱伝導度 ( $W/cm/^\circ C$ ) $T_c$ : 被覆管温度 ( $^\circ C$ )	International Nickel Company <sup>(5)</sup>  PNC-TN9430 90-003 <sup>(6)</sup>

第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (3/3)

項目	物性定数	出典
被覆管表面熱伝達率	$h_{fi,lm} = \left[ \frac{K_N}{D} \right] Nu$ <p> <math>h_{fi,lm}</math> : 被覆管表面熱伝達率 (cal/cm<sup>2</sup>/s/°C)  <math>D</math> : 水力等価直径 (cm)  <math>K_N</math> : 冷却材熱伝導度 (cal/cm/s/°C)  <math>Nu</math> : ヌセルト数 <math>Nu = 7.0 + 0.025Pe^{0.8}</math>  <math>Pe</math> : ペクレ数                 </p>	<p>Dwyer の式<sup>(7)</sup></p> <p>Lyon の式<sup>(8)</sup></p>
冷却材比熱	$C_p = 0.3433 - 1.387 \times 10^{-4}T_N + 1.106 \times 10^{-7}T_N^2$ $C_p$ : 冷却材比熱 (cal/g/°C) $T_N$ : 冷却材温度 (°C)	ANL - 7323 <sup>(9)</sup>
冷却材密度	$\gamma = 0.9500 - 2.298 \times 10^{-4}T_N - 1.461 \times 10^{-8}T_N^2 + 5.638 \times 10^{-12}T_N^3$ $\gamma$ : 冷却材密度 (g/cm <sup>3</sup> ) $T_N$ : 冷却材温度 (°C) (100°C ~ 1,400°C)	ANL - 7323 <sup>(9)</sup>
冷却材粘性係数	$\log \mu = -1.4892 + 220.65/T_N - 0.49251 \log T_N$ $\mu$ : 冷却材粘性係数 (g/cm/s) $T_N$ : 冷却材温度 (K)	ANL - 7323 <sup>(9)</sup>
冷却材熱伝導度	$K_N = 0.93978 - 3.2505 \times 10^{-4}T_N + 3.6192 \times 10^{-8}T_N^2$ $K_N$ : 冷却材熱伝導度 (W/cm/°C) $T_N$ : 冷却材温度 (°F)	ANL - 7323 <sup>(9)</sup>
冷却材エンタルピー	$H = 1.628393T_N - 4.16517 \times 10^{-4}T_N^2 + 1.534903 \times 10^{-7}T_N^3 - 554.5873$ $H$ : 冷却材エンタルピー (W・s/g) $T_N$ : 冷却材温度 (K)	ANL - 7323 <sup>(9)</sup>

第 3.5.2 表 標準平衡炉心の各流量領域における冷却材流量配分及び最大出力

(炉心燃料集合体)

流量領域	炉心燃料集合体 個数	炉心燃料集合体当たり の流量 (kg/s)	炉心燃料集合体 最大出力 (MW)
1	5	8.80	1.64
2	12	8.76	1.58
3	12	8.27	1.65
4	24	7.81	1.49
5	22	6.85	1.24
合計	75	586.7	—

第 3.5.3 表 熱特性主要目

原子炉熱出力	100MW	
1 次冷却材全流量	約 2,700t/h	
原子炉入口冷却材温度	約 350℃	
原子炉出口冷却材温度	約 456℃	
原子炉プレナム最高圧力	約 4kg/cm <sup>2</sup> [gage] (約 0.39MPa[gage]) *1	
燃料要素最大線出力密度	定格出力時	過出力時
炉心燃料集合体 炉心燃料要素	約 330W/cm	約 360W/cm
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	約 480W/cm	約 520W/cm
IV型特殊燃料要素	約 500W/cm	約 540W/cm
III型限界照射試験用要素	約 480W/cm	約 520W/cm
IV型限界照射試験用要素	約 500W/cm	約 540W/cm
先行試験用要素	約 1,000W/cm	約 1,080W/cm
基礎試験用要素	約 600W/cm	約 650W/cm
A型用炉心燃料要素	約 330W/cm	約 360W/cm
限界照射試験用補助要素	約 480W/cm	約 520W/cm
照射試料最大線出力密度	定格出力時	過出力時
照射用実験装置 照射試料	約 1,000W/cm	約 1,080W/cm

\*1：水頭圧を除く。



第3.5.4表 熱特性解析結果 (1/3)

	燃料最高温度		被覆管最高温度 (肉厚中心)	冷却材最高温度
	定格出力時	過出力時		
炉心燃料集合体				
炉心燃料要素 (内側)	約2,300°C	約2,410°C	620°C以下	約600°C
炉心燃料要素 (外側)	約2,300°C	約2,410°C	620°C以下	約600°C

### 3.6 動特性

#### 3.6.1 設計方針

炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力振動が発生した場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力振動を制御し得るように設計する。

なお、炉心の反応度（原子炉の出力）は、制御棒の位置を調整することで制御する。また、原子炉施設は、原子炉制御系として、通常運転時の原子炉入口冷却材温度を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つように、主冷却器の空気流量を調整する原子炉冷却材温度制御系、及び通常運転時の1次冷却材流量を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つための1次冷却材流量制御系を有する。

#### 3.6.2 計算方法

動特性に係る計算には、動特性解析コードMIMIR<sup>(1)</sup>を使用する。計算モデルの概要を以下に示す（第3.6.1図参照）。

- (1) 核動特性の計算には、遅発中性子6群の1点近似動特性モデルを使用する。
- (2) 炉心の熱特性の計算には、燃料要素1本で代表させた1チャンネルモデルを使用する。チャンネル内部の燃料の温度については、半径方向及び軸方向に多分割した2次元円筒モデルにより求める。また、主中間熱交換器及び主冷却器の熱特性の計算には、伝熱管1本で代表させた1チャンネルモデルを使用する。
- (3) 原子炉容器の上部及び下部プレナムには、有効体積に対する完全混合モデルを使用する。また、配管部には、輸送遅れモデルを使用する。
- (4) 原子炉制御系として、原子炉冷却材温度制御系を模擬する。また、必要に応じて、原子炉保護系を模擬し、原子炉保護系の作動により、1次主冷却系及び2次主冷却系の冷却材流量が変化する場合には、機器・配管の圧力損失特性、弁特性、主循環ポンプ特性、流体慣性等を考慮して運動量保存式と質量保存式を解き、その変化を計算する。

#### 3.6.3 評価

代表的な過渡応答計算結果を以下に示す。炉心は、反応度や主冷却器空気流量のステップ状の変化に起因する出力振動が発生した場合にあっても、固有の出力抑制効果及び原子炉冷却材温度制御系の適切な応答動作等により、原子炉の出力、原子炉入口冷却材温度、原子炉出口冷却材温度等の主要諸変数を、十分な減衰性をもたせて安定に制御することができる。

##### (1) 反応度のステップ状変化に対する応答

通常運転時に、 $-10\phi$ の反応度がステップ状に投入された際の過渡応答計算結果を第3.6.2図、第3.6.3図に示す。原子炉の出力は、負の反応度投入により急速に低下するが、燃料、冷却材及び構造材の温度低下に伴う正の反応度フィードバックにより、その低下量は抑制され、約89%で安定する。その後、原子炉冷却材温度制御系が動作しない場合には、原子炉出力の低下に伴う原子炉入口冷却材温度の低下による正の反応度の投

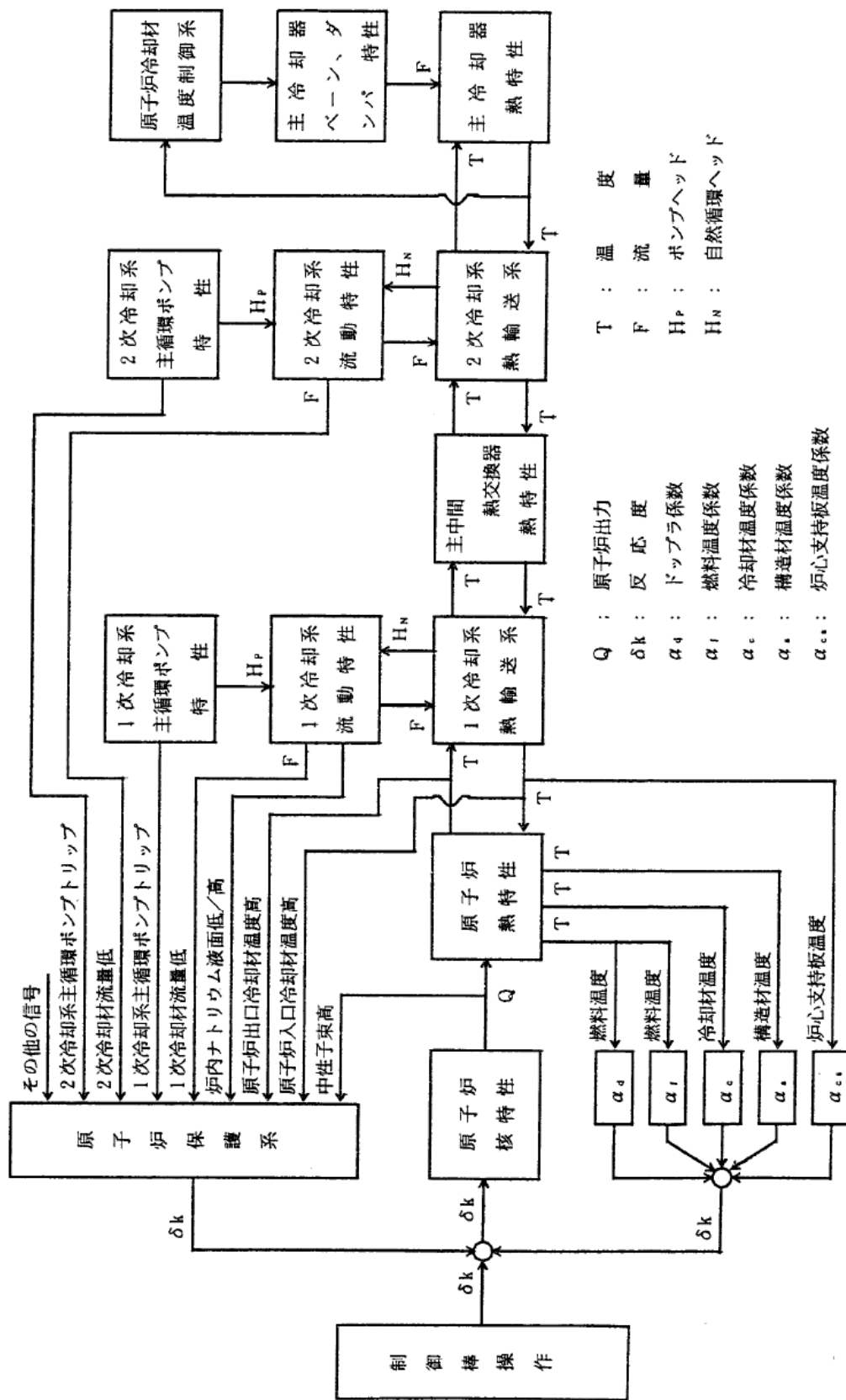
入により、原子炉出力は緩やかに約 98%まで上昇する。一方、原子炉冷却材温度制御系が動作する場合には、主冷却器空気流量が減少して原子炉入口冷却材温度の低下幅が小さくなり、原子炉出力は緩やかに約 91%まで上昇する。

(2) 主冷却器空気流量のステップ状変化に対する応答

通常運転時に、1 ループの主冷却器空気流量がステップ状に 10%減少した際の過渡応答計算結果を第 3.6.4 図に示す。主冷却器の除熱量の減少により、原子炉入口冷却材温度が緩やかに約 8°C上昇するが、冷却材、構造材の温度上昇に伴う負の反応度フィードバックにより、原子炉の出力は緩やかに約 97%まで低下する。

### 3.6.4 参考文献

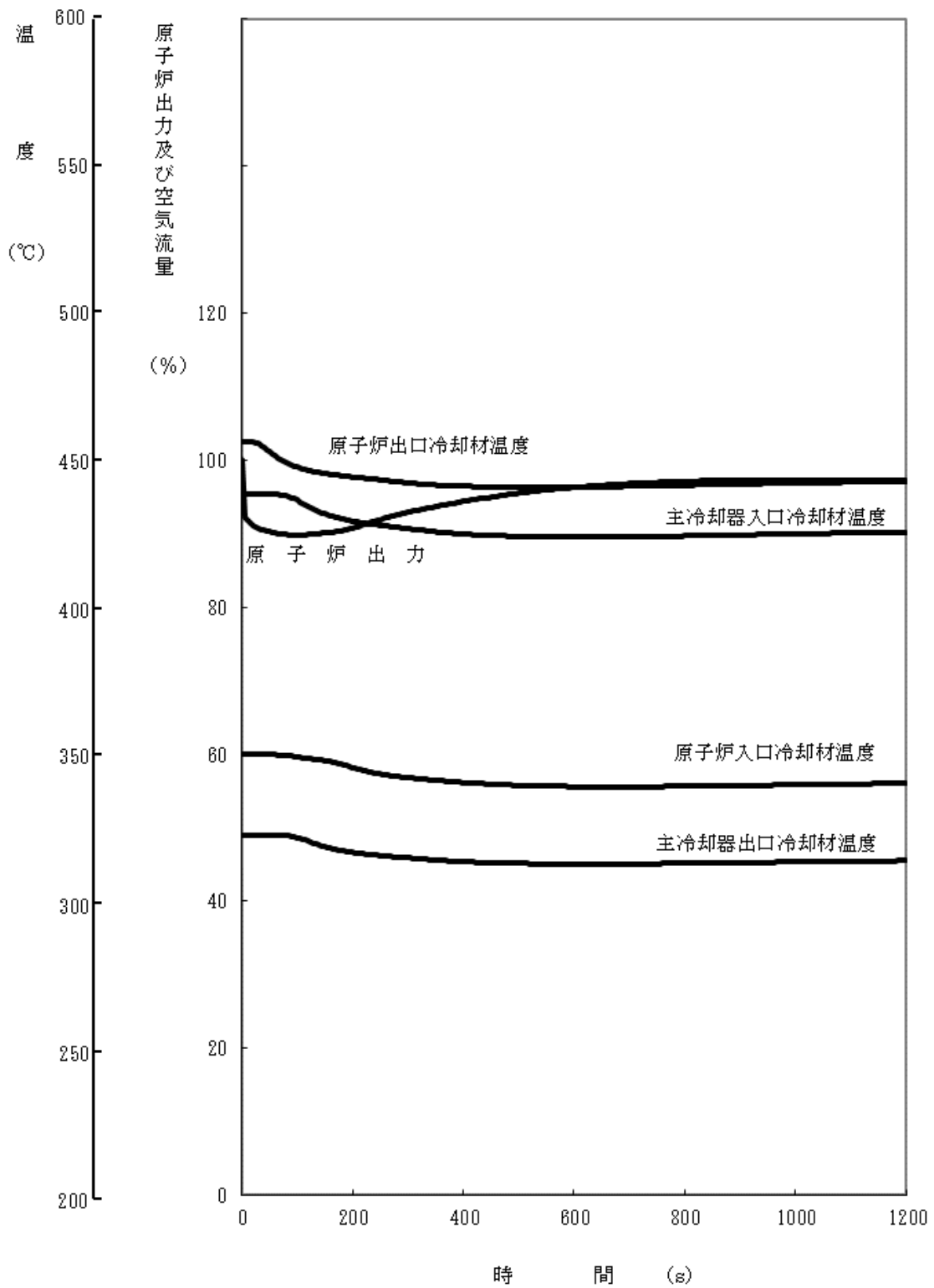
- (1) 動力炉・核燃料開発事業団、「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」、PNC TN241 85-12(1985)



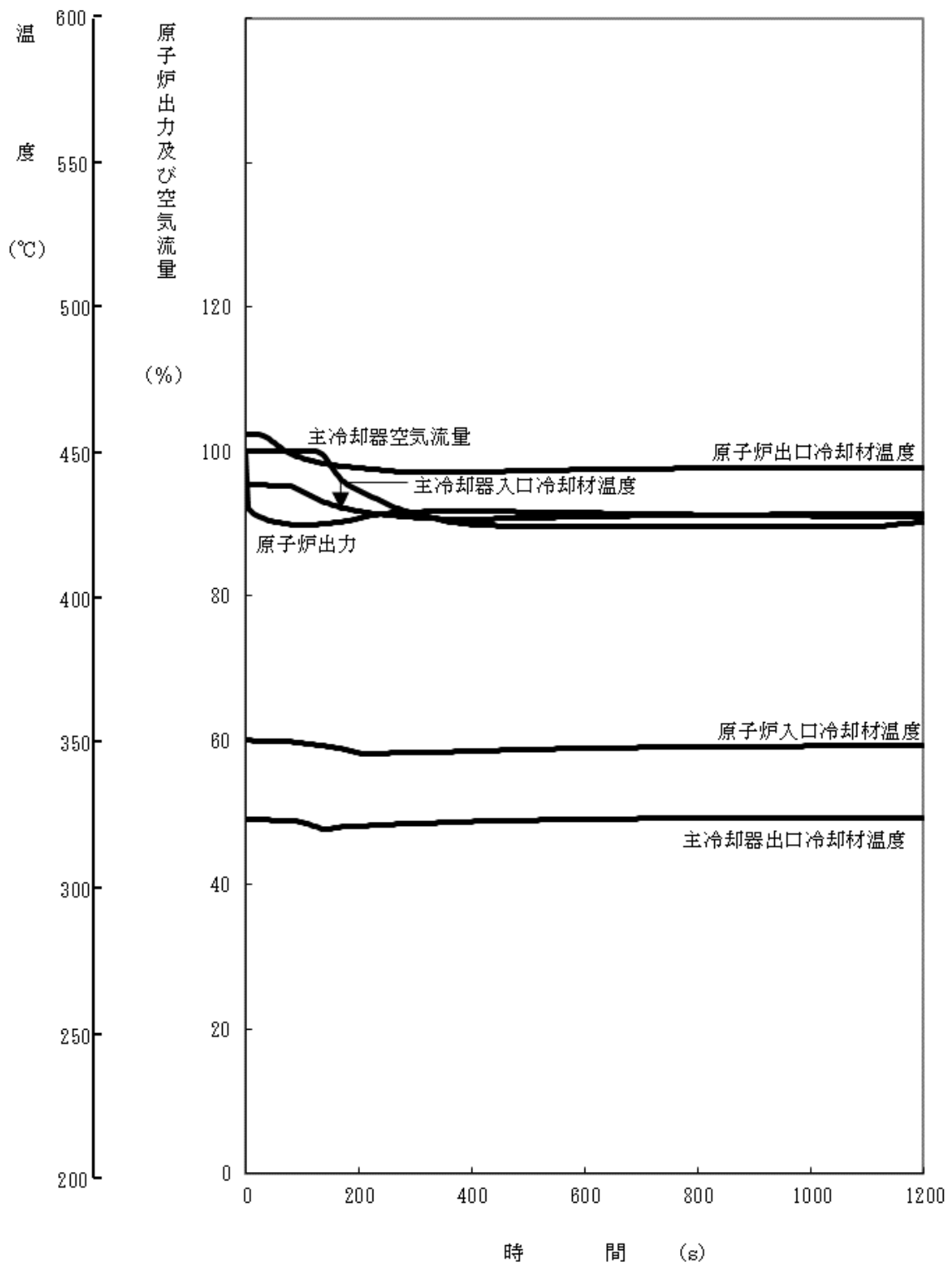
$Q$  : 原子炉出力  
 $\delta k$  : 反応度  
 $\alpha_d$  : ドップラ係数  
 $\alpha_f$  : 燃料温度係数  
 $\alpha_c$  : 冷却材温度係数  
 $\alpha_s$  : 構造材温度係数  
 $\alpha_{cs}$  : 炉心支持板温度係数

$T$  : 温度  
 $F$  : 流量  
 $H_p$  : ポンプヘッド  
 $H_N$  : 自然循環ヘッド

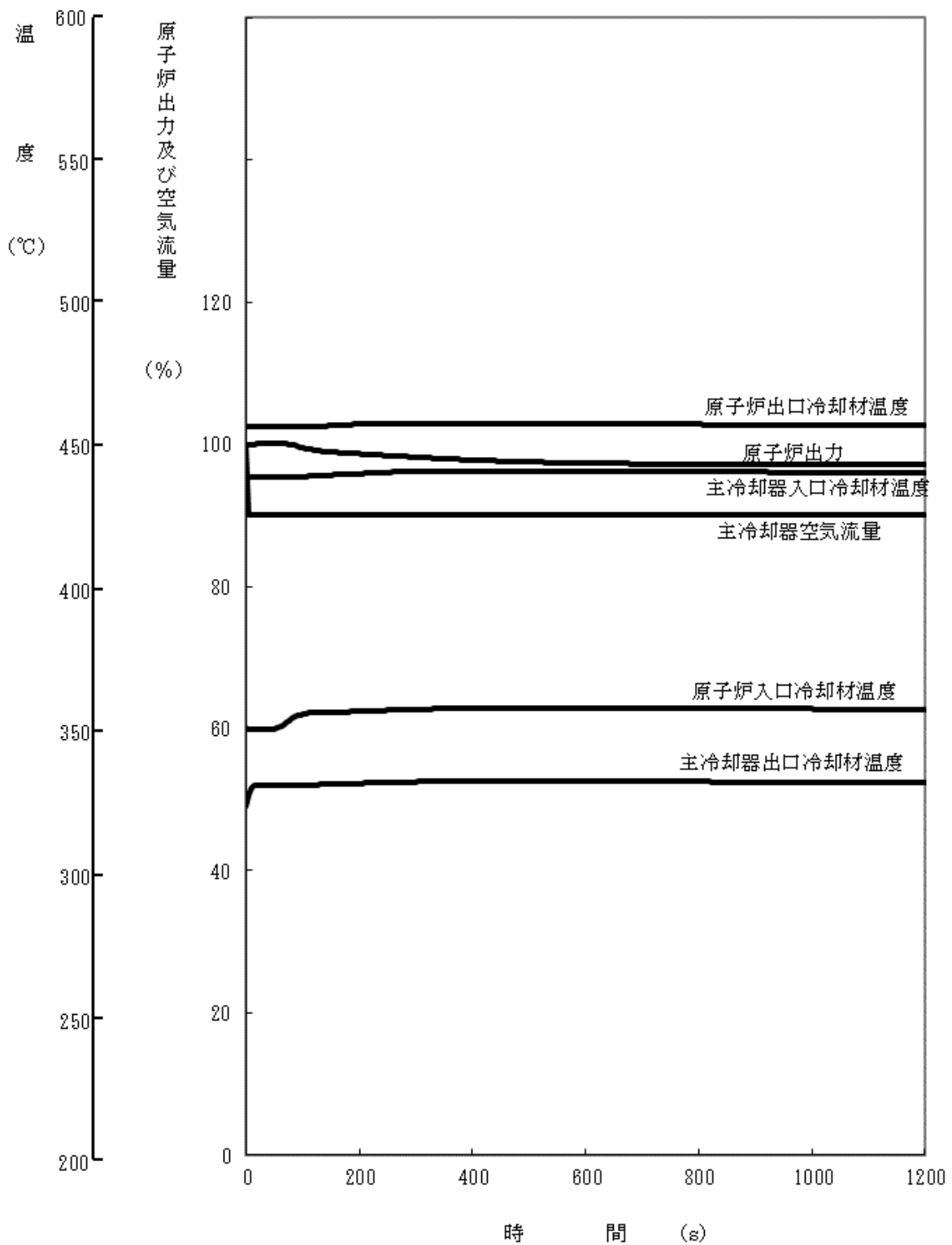
第3.6.1 図 動特性解析モデル概略図



第 3.6.2 図 反応度 $-10\phi$ のステップ変化に対する応答  
 (原子炉冷却材温度制御系: OFF)  
 [熱出力: 100MW]



第 3.6.3 図 反応度 $-10\phi$ のステップ変化に対する応答  
 (原子炉冷却材温度制御系 : ON)  
 [熱出力 : 100MW]



第 3.6.4 図 主冷却器空気流量-10%のステップ変化に対する応答  
 (原子炉冷却材温度制御系：OFF)  
 [熱出力：100MW]