

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 8 月 30 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)

本日ご提示範囲

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) 燃料体の最高燃焼度及び最大挿入量

a. 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。

b. 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}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。

第2表 主要な熱的制限値

項目	燃料最高温度				被覆管最高温度 (肉厚中心) *1				燃料最大 溶融割合
	2,350℃				620℃				
集合体									
炉心燃料集合体									
装填燃料要素	A型照射燃料 集合体装填時	B型照射燃料 集合体装填時	C型照射燃料 集合体装填時	D型照射燃料 集合体装填時	A型照射燃料 集合体装填時	B型照射燃料 集合体装填時	C型照射燃料 集合体装填時	D型照射燃料 集合体装填時	B型照射燃料集 合体装填時のみ
III型特殊燃料要素	2,540℃	同左	同左	同左	700℃	同左	同左	同左	—
IV型特殊燃料要素	2,540℃	同左	同左	同左	610℃	同左	同左	同左	—
III型限界照射試験用要素	2,540℃ [2,680℃]	同左	—	2,540℃ [2,680℃]	750℃ [890℃]	700℃ [890℃]	—	700℃ [890℃]	—
IV型限界照射試験用要素	2,540℃ [2,680℃]	同左	—	2,540℃ [2,680℃]	660℃ [810℃]	610℃ [810℃]	—	610℃ [810℃]	—
先行試験用要素	—	溶融温度以下*2	—	—	—	750℃	—	—	20%*3
基礎試験用要素	—	溶融温度以下	—	—	—	750℃	—	—	—
A型炉心燃料要素	2,350℃	—	—	—	620℃	—	—	—	—
限界照射試験用補助要素	—	2,540℃ (2,680℃)	—	2,540℃ (2,680℃)	—	700℃ (890℃)	—	700℃ (890℃)	—
内壁構造容器	—	—	—	—	—	675℃	—	—	—
密封構造容器	—	—	—	—	—	675℃	—	—	—
照射用実験装置	溶融温度 (熱分解するものの場合、過度の分解が生じない温度) 以下*4				750℃*5 (外側容器：675℃)				—

※ []の値は、被覆管開孔時のみに適用する。〈 〉の値は、限界照射試験用要素の被覆管の開孔時のみに適用する。

*1 : 内壁構造容器及び密封構造容器にあっては、内壁構造容器または密封構造容器の最高温度。

*2 : 酸化燃料を除く。

*3 : 酸化燃料の場合。

*4 : 照射物最高温度。

*5 : 照射試験用キャプセル最高温度。

(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、ワイヤスペーサを巻いた状態で、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。

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								
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価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 ⁻³ 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 ⁻⁶ Δk/k/°C
構造材温度係数	— (0.8~1.7) × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C
冷却材温度係数	— (6.6~12.5) × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C
炉心支持板温度係数	— (1.1~1.7) × 10 ⁻⁵ Δk/k/°C
ナトリウムボイド反応度	— (1.3~2.5) × 10 ⁻² 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（燃料最高温度：2350°C、被覆管最高温度：620°C）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、燃料ペレットが溶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。

通常運転時の最高温度については、最大線出力密度を核設計結果より約330W/cmとし、冷却材流量を被覆管最高温度の計算結果が熱的制限値となるようにし、工学的安全係数も考慮して計算し、熱的制限値を超えないことを確認した（燃料最高温度：約2300°C、被覆管最高温度：620°C以下）。

また、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℃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、燃料集合体の過度の変形・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、過度の変形・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、被覆管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}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) 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}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。

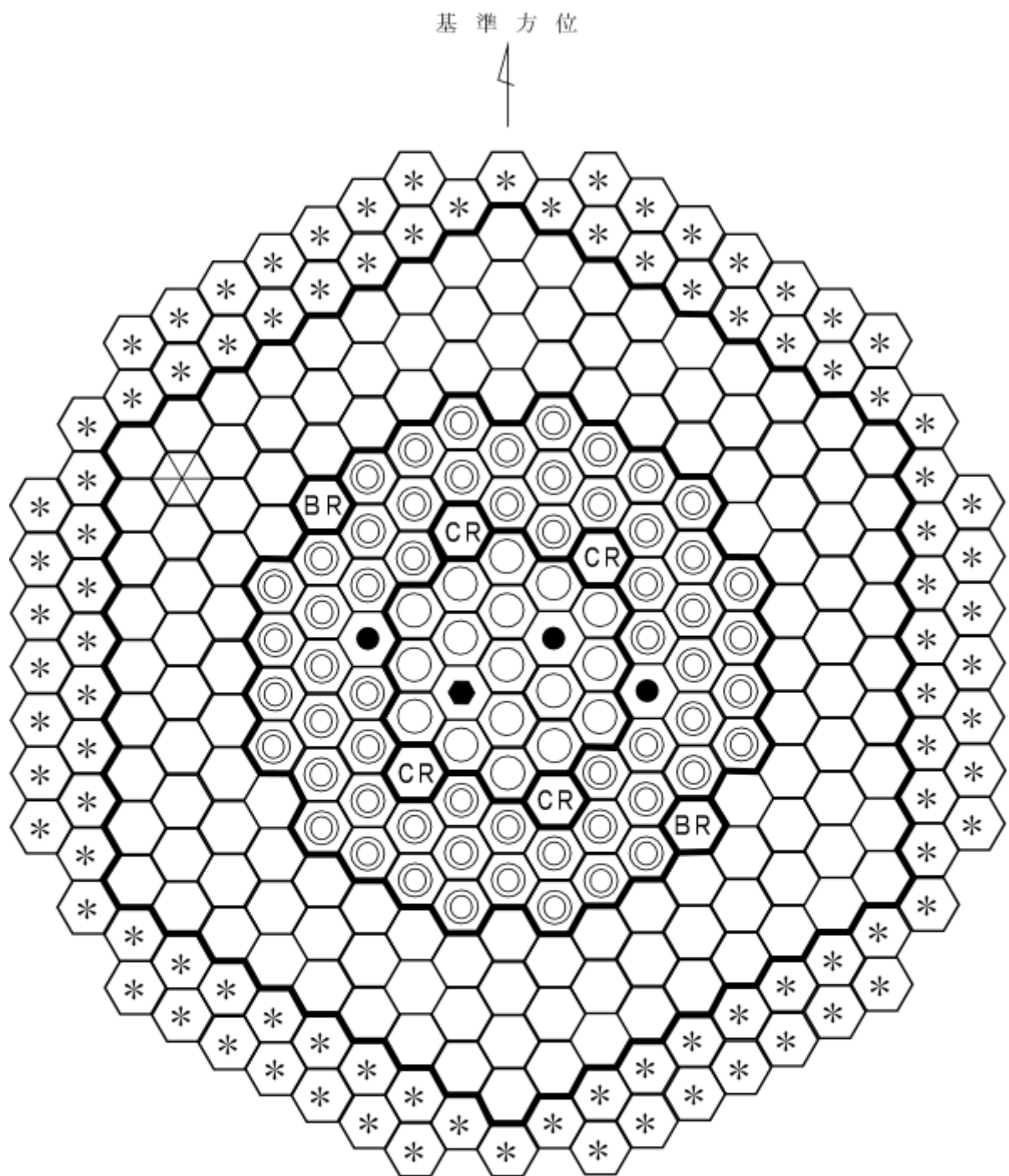
照射燃料集合体及び炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体の装荷範囲を第3.2.2図に示す。

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。

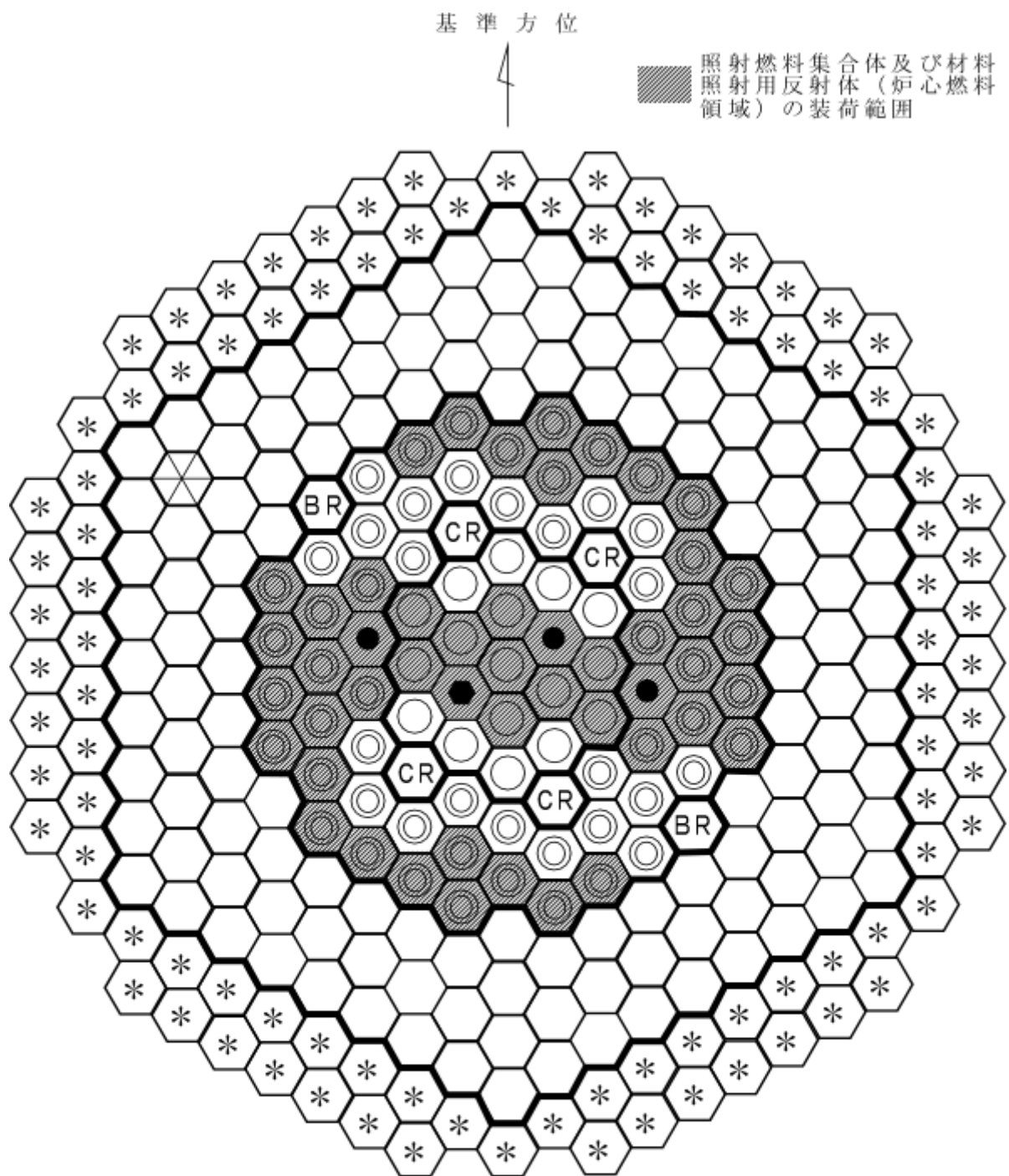
第3.2.1表 燃料集合体の種類毎の最大個数

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

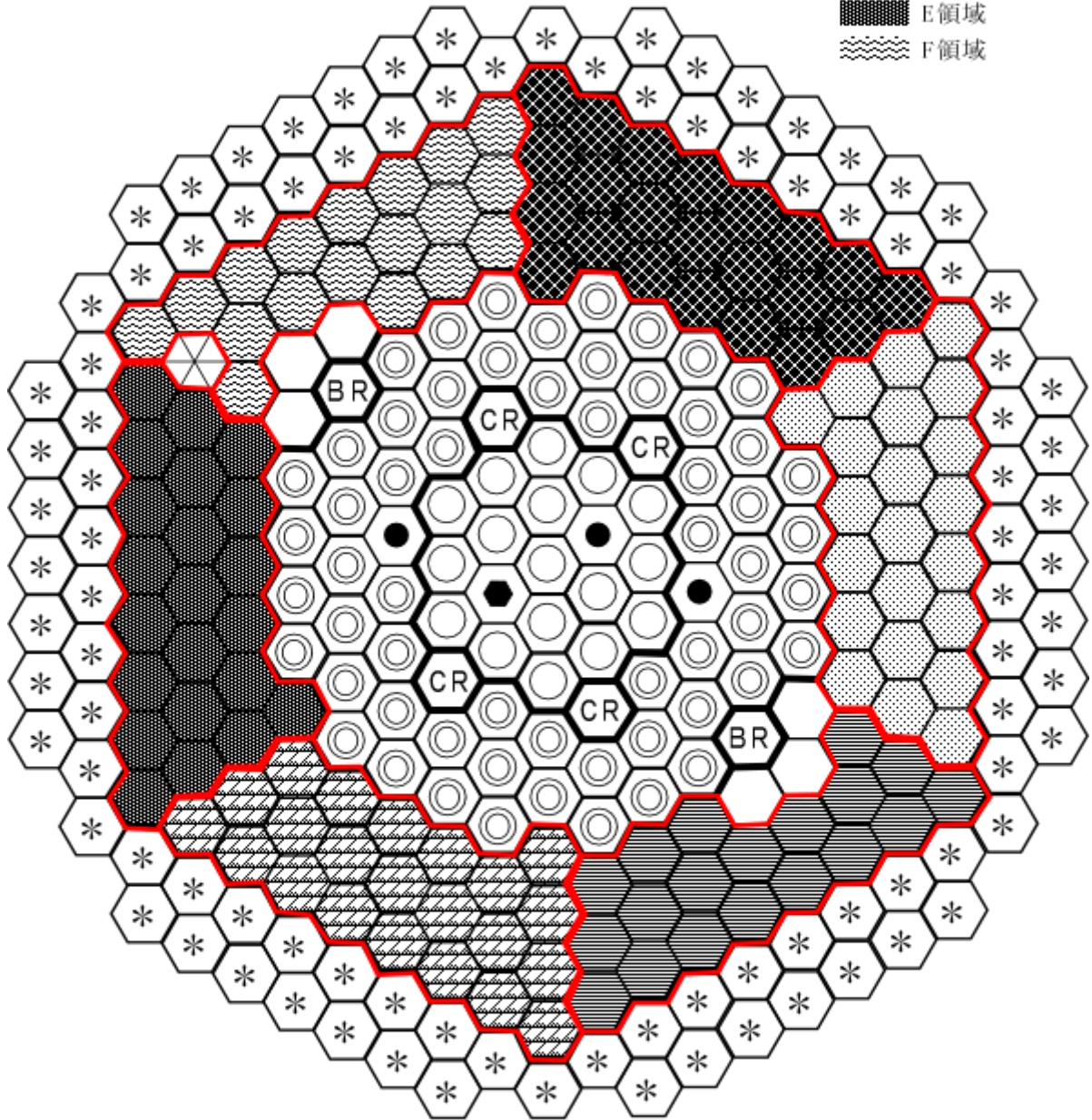


第 3. 2. 2 図 照射燃料集合体及び材料照射用反射体（炉心燃料領域）の装荷範囲

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⁽¹⁾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^{(2), (3), (4)}。

- ・ 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°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°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°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°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°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

- (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 ⁽⁵⁾	1次元格子計算	実効断面積作成
SLAROM ⁽⁶⁾	均質格子計算	実効断面積作成
JOINT ⁽⁷⁾	インターフェース	断面積縮約
CITATION ⁽⁸⁾	拡散及び燃焼計算	一般核特性
PERKY ⁽⁹⁾	拡散摂動計算	反応度係数
TRITAC ⁽¹⁰⁾	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	-2.4×10^{-3}	$-(1.3 \sim 3.3) \times 10^{-3}$
1次冷却材全喪失時	-2.0×10^{-3}	

第 3.4.4 表 標準平衡炉心の温度係数

(単位： $\Delta k/k/^\circ\text{C}$)

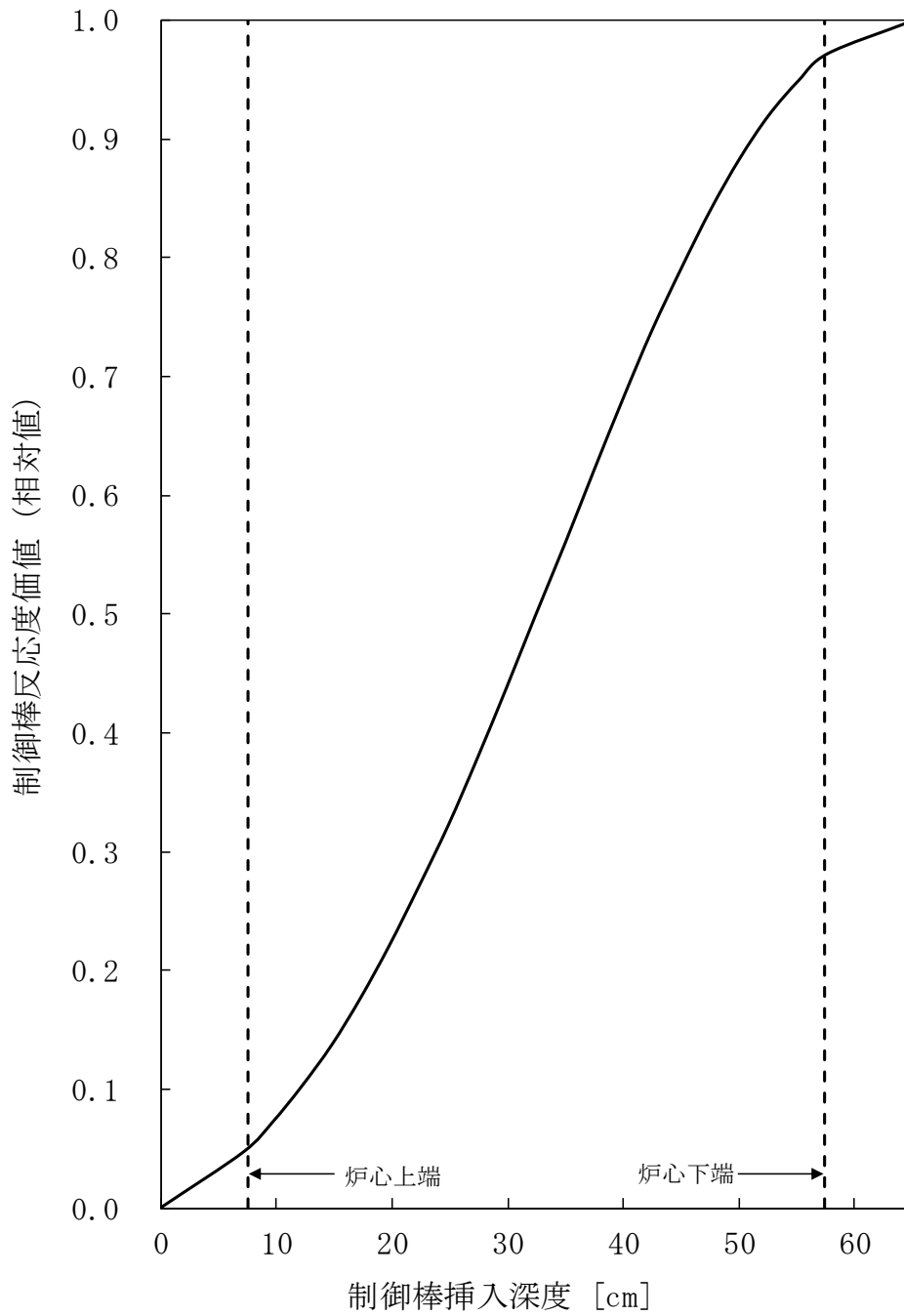
	温度係数	運転上の制限又は条件の範囲
燃料温度係数	-3.2×10^{-6}	$-(2.2 \sim 4.2) \times 10^{-6}$
構造材温度係数	-1.3×10^{-6}	$-(0.8 \sim 1.7) \times 10^{-6}$
冷却材温度係数	-9.6×10^{-6}	$-(6.6 \sim 12.5) \times 10^{-6}$
炉心支持板温度係数	-14.2×10^{-6}	$-(1.1 \sim 1.7) \times 10^{-5}$

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	2.9×10^{15}
	全中性子束	4.2×10^{15}

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spre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spreナム
22.0								上部反射体ペレット	内側反射体中央部		外側反射体中央部
63.0	インシュレータ				材料照射用反射体 中央部	制御棒アダプタ	後備炉停止 制御棒アダプタ				
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							
71.7	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	内側反射体下部	外側反射体下部		
87.0	下部反射体ペレット										
93.0	下部空間部				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	内側反射体下部	外側反射体下部		
94.2	下部反射体										
144.8	エントランスノズル				エントランスノズル						
146.0											
148.2											
148.5											
167.3											
167.5											
169.8											
202.5											
208.5											

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^{(1),(2)}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/cm²/°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/cm²/°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⁽³⁾。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> λ : 気孔率 p における燃料ペレット熱伝導度 (W/m/K) λ_0 : 100%TD における熱伝導度 (W/m/K) p : 気孔率 (=1-ρ) $\left[\begin{array}{l} \rho = 0.99 \text{ (柱状晶領域)} \\ \rho = 0.97 \text{ (等軸晶領域)} \end{array} \right. \left. \begin{array}{l} 1,900^\circ\text{C} \leq T_p \\ 1,400^\circ\text{C} \leq T_p < 1,900^\circ\text{C} \\ T_p < 1,400^\circ\text{C} \end{array} \right]$ 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 ⁽⁴⁾

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) $C4$: 温度ジャンプ距離に由来する係数 (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 ⁽⁵⁾ PNC-TN9430 90-003 ⁽⁶⁾

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> $h_{fi,lm}$: 被覆管表面熱伝達率 (cal/cm²/s/°C) D : 水力等価直径 (cm) K_N : 冷却材熱伝導度 (cal/cm/s/°C) Nu : ヌセルト数 $Nu = 7.0 + 0.025Pe^{0.8}$ Pe : ペクレ数 </p>	<p>Dwyer の式⁽⁷⁾</p> <p>Lyon の式⁽⁸⁾</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 ⁽⁹⁾
冷却材密度	$\gamma = 0.9500 - 2.298 \times 10^{-4} T_N - 1.461 \times 10^{-8} T_N^2 + 5.638 \times 10^{-12} T_N^3$ γ : 冷却材密度 (g/cm ³) T_N : 冷却材温度 (°C) (100°C ~ 1,400°C)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材粘性係数	$\log \mu = -1.4892 + 220.65 / T_N - 0.49251 \log T_N$ μ : 冷却材粘性係数 (g/cm/s) T_N : 冷却材温度 (K)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
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 ⁽⁹⁾
冷却材エンタルピー	$H = 1.628393 T_N - 4.16517 \times 10^{-4} T_N^2 + 1.534903 \times 10^{-7} T_N^3 - 554.5873$ H : 冷却材エンタルピー (W・s/g) T_N : 冷却材温度 (K)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾

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 ² [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	約2,300°C	約2,410°C	620°C以下	約600°C
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⁽¹⁾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、 -10ϕ 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

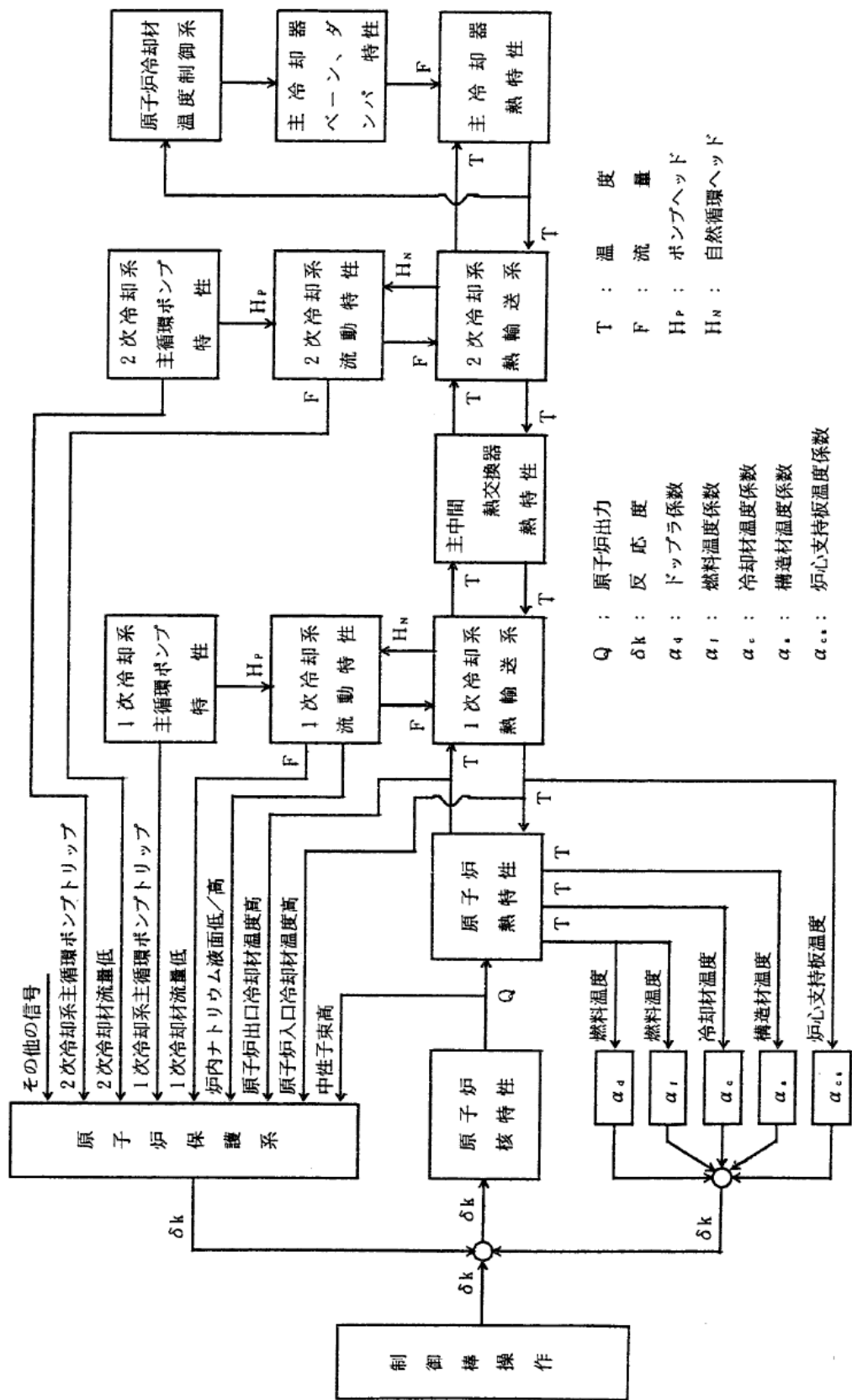
入により、原子炉出力は緩やかに約 98%まで上昇する。一方、原子炉冷却材温度制御系が動作する場合には、主冷却器空気流量が減少して原子炉入口冷却材温度の低下幅が小さくなり、原子炉出力は緩やかに約 91%まで上昇する。

(2) 主冷却器空気流量のステップ状変化に対する応答

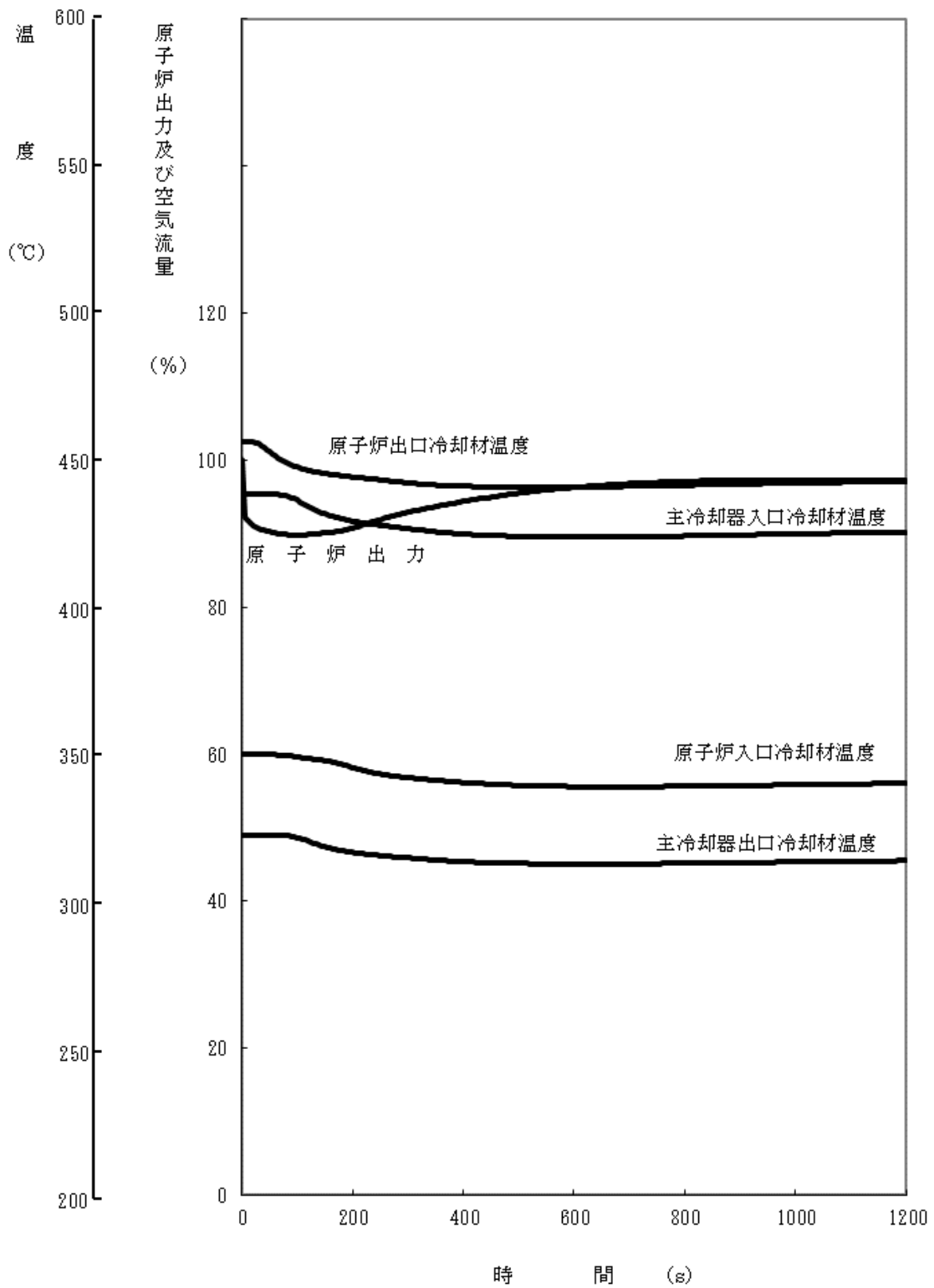
通常運転時に、1 ループの主冷却器空気流量がステップ状に 10%減少した際の過渡応答計算結果を第 3.6.4 図に示す。主冷却器の除熱量の減少により、原子炉入口冷却材温度が緩やかに約 8°C上昇するが、冷却材、構造材の温度上昇に伴う負の反応度フィードバックにより、原子炉の出力は緩やかに約 97%まで低下する。

3.6.4 参考文献

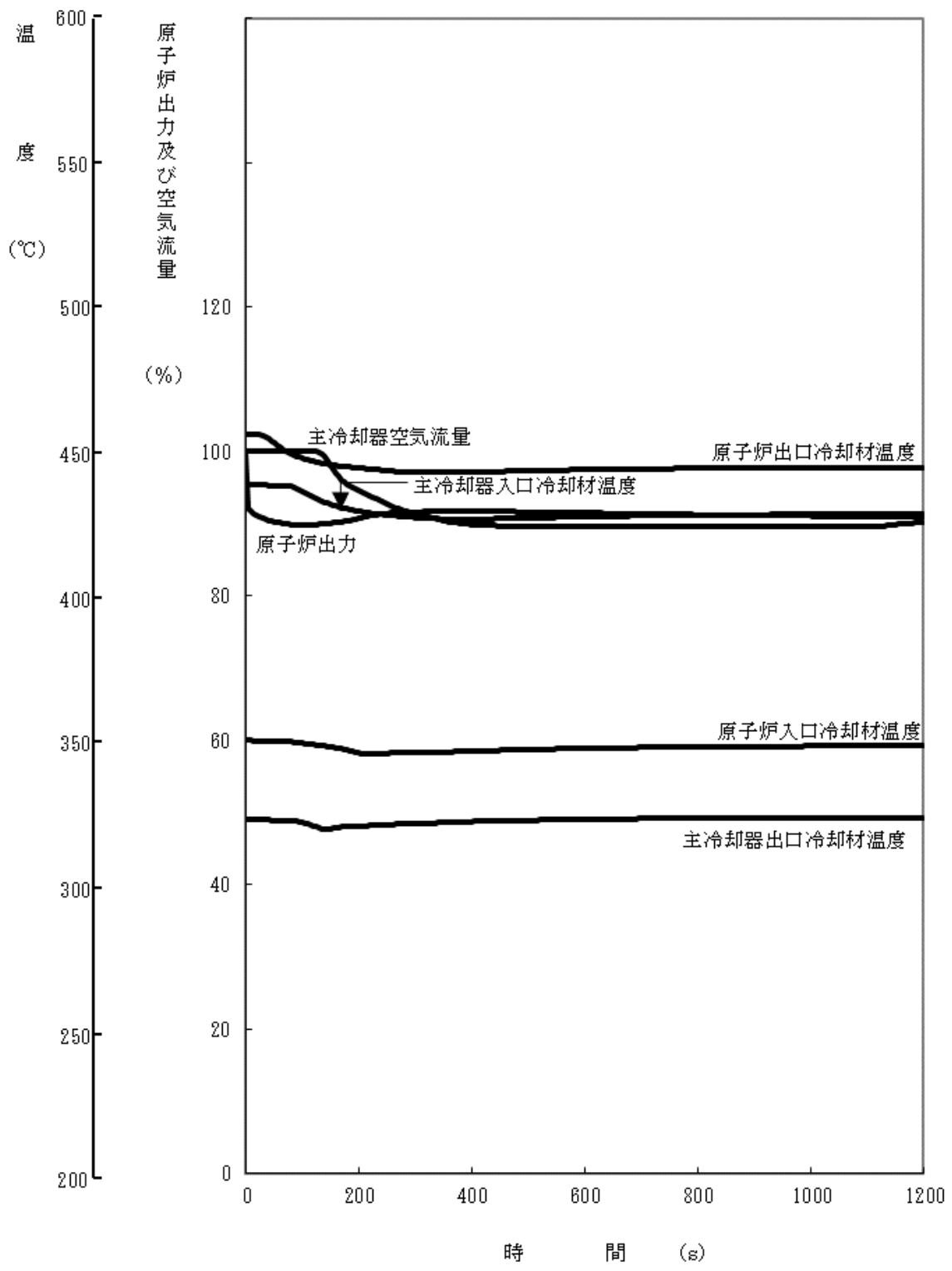
- (1) 動力炉・核燃料開発事業団、「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」、PNC TN241 85-12(1985)



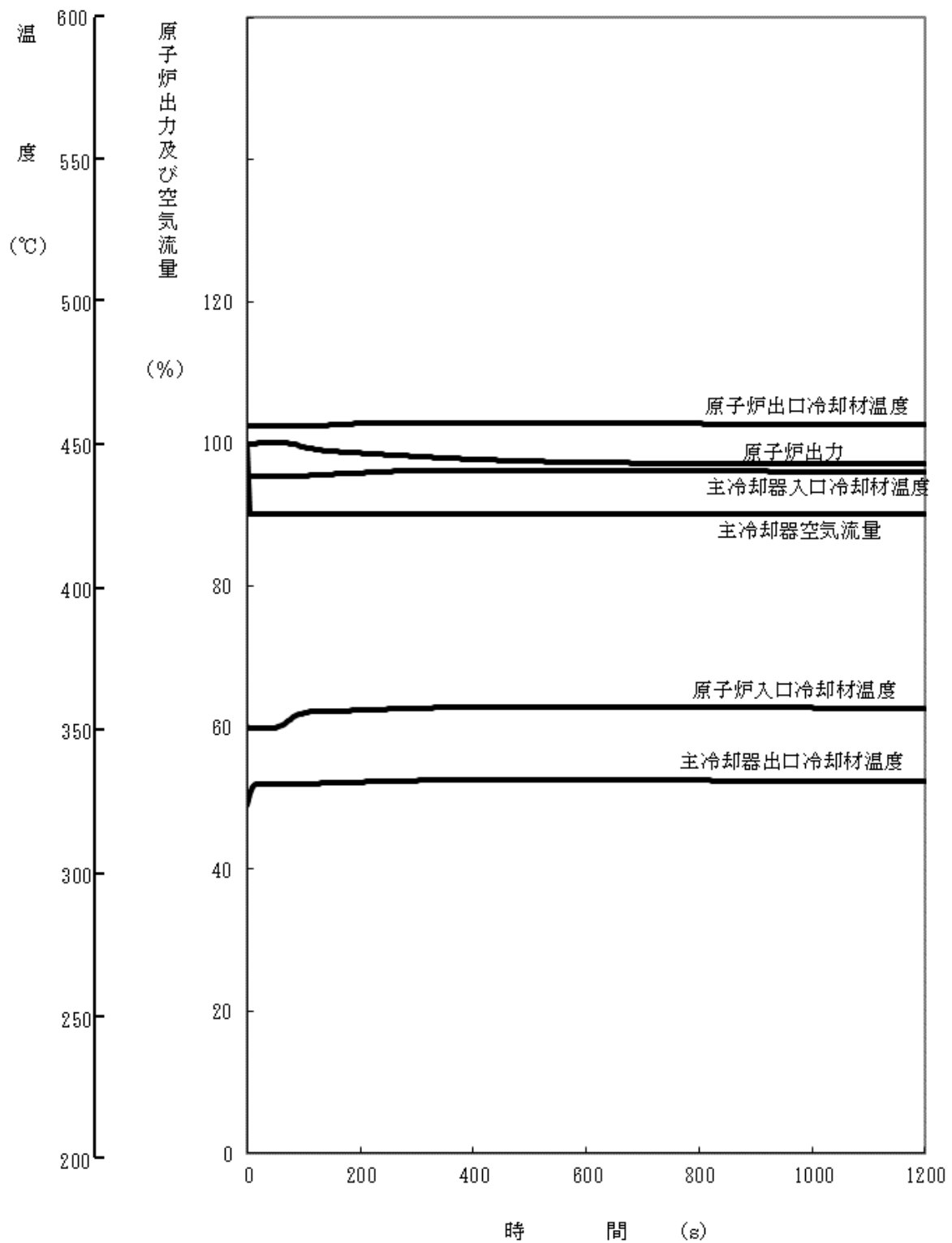
第 3.6.1 図 動特性解析モデル概略図



第 3.6.2 図 反応度 -10ϕ 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 -10ϕ 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]