

1.4 原子炉

1.4.1 概要説明

発電用原子炉及び炉心を構成する要素としては、原子炉容器、燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ、制御棒駆動装置等がある。原子炉及び炉心の概要を第1.4-1図及び第1.4-2図に、構造図及び他の装置又は系統との接続箇所を参考資料-1に示す。

炉心は、193体の燃料集合体を円柱状に配列して構成し、初装荷炉心では、炉心を3領域に分け、3つの異なった濃縮度を採用する。

また、炉心は、1次冷却設備の軽水により冷却、減速され、その減速材中には、中性子吸収材としてほう酸を入れる。

燃料集合体は、燃料棒を17×17に正方配列し、燃料棒264本、その他制御棒案内シングル24本、炉内計装用案内シングル1本などで構成され、制御棒案内シングルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源等の挿入に使用する。

燃料集合体を支持する炉内構造物は、大別して上部炉心構造物と、下部炉心構造物から構成する。

1次冷却材は、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器内に入り、炉心槽と原子炉容器間の円環部を下方に流れ、下部プレナム部で上向き流となり、ほぼ均一流量分布で炉心下部に入り、炉心内で発生する熱エネルギーを吸収して高温となり、炉心上部プレナムで混合した後、原子炉容器出口ノズルを経て蒸気発生器に至り、熱エネルギーはタービンを駆動する高温高圧の蒸気の発生に用いられる。

発電用原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの操作及び1次冷却材中のほう素濃度調整の独立した2つの方法によって行う。これらの制御方式に加えて、過剩増倍率を抑制し減速材温度係数を負にするため、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り燃料を使用する。

制御棒クラスタは、起動、停止、負荷変化等に伴う比較的急速な反応度変化を制御するのに用い、ほう素濃度調整は、燃料の燃焼に伴う反応度変化、キセノン、サマリウムの変化に伴う反応度変化、常温から運転温度までの温度変化に伴う反応度変化等の緩慢な反応度変化を制御するのに用いる。制御棒クラスタは、原子炉容器ふたに取付けた磁気ジャック式制御棒駆動装置により駆動する。ほう素濃度は、化学体積制御系による「フィードアンドブリード」方式により調整する。

核設計においては、制御棒クラスタ及びバーナブルポイズン又はガドリニア入り燃料の配置、燃料濃縮度、1次冷却材中のほう素濃度等のパラメータを決定し、最大反応度効果を持つ制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合でも、原子炉制御保護設備とともに適切な反応度制御ができるようにする。また、核設計では水平方向及び軸方向の出力振動に対する安定性並びに軸方向出力分布の制御について解析する。

熱水力設計においては、燃料被覆管と1次冷却材との間で適切な熱伝達が行われるように、燃料集合体の構造、出力分布、炉心流量分布等について適切な設計をするとともに、反応度制御系、原子炉保護設備等とあいまって燃料が損傷しないようにする。

1次冷却材中の腐食生成物及びこれに伴う放射能をできるだけ少なくするため、直接、1次冷却材に接触する部分には、耐食性材料を用いるか、又は表面を耐食性材料で被覆する。炉心には、耐食性ととも核特性のすぐれた材料を選択する。

1.4.2 燃料設計

1.4.2.1 系統及び装置の機能

「1.4.1 概要説明」を参照。

1.4.2.2 安全設計基準

A型及びB型燃料の構造設計は以下の方針で行う。またB型燃料は、A型燃料との共存性を考慮して設計を行う。

(1) 燃料棒

燃料棒は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪を制限することにより、その健全性を確保する。このため、燃料寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、下記の方針を満足するように燃料棒の設計を行う。

設計に当たっては、ペレットの熱膨張、スエリング及び焼きしまり、核分裂生成ガスの生成及び放出、被覆管の熱膨張、クリープ及び弾性変形等の原子炉運転中に生じる諸現象を考慮する。

a. 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの熔融点未満となるように設計し、被覆管と二酸化ウランペレット及びガドリニア入り二酸化ウランペレットとの相対的膨張差によって生ずる応力を抑える。

二酸化ウランの熔融点は未照射燃料に対しては約2,800°Cであるが、燃焼の進行に伴って10,000MWd/t当たり約32°C低下し、燃焼度62,000MWd/tでは約2,600°Cとなる。燃料中心温度の各燃焼度に対する解析上の制限値は熔融点の燃焼に伴う低下、計算モデルの不確定性及び燃料製造公差を考慮するため燃焼に伴い変化し、未照射燃料では2,600°C、燃焼度62,000MWd/tでは2,400°Cとする。

また、ガドリニア入り二酸化ウランの熔融点は、二酸化ウランに比べ幾分低下し、未照射燃料に対して約2,730℃であり、燃焼の進行に伴って10,000MWd/t当たり約32℃低下する。ガドリニア入り燃料の燃料中心温度の解析上の制限値は、熔融点の燃焼に伴う低下、計算モデルの不確実性及び燃料製造公差を考慮して、未照射燃料では2,530℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd/tでは2,490℃とする。

このため、ガドリニア入り燃料棒のウラン濃縮度を、同一集合体内の通常ウラン燃料棒の濃縮度より約1.5wt%下げ、ガドリニア入り燃料棒の線出力密度を低下させる設計とする。

- b. 燃料棒内圧は、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形により、ペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないように設計する。
- c. 被覆管応力はジルカロイ-4の耐力以下となるように設計する。ジルカロイ-4の耐力は、使用温度及び放射線照射の効果を考慮すると、約310N/mm²～約590N/mm²(約32kg/mm²～約60kg/mm²)となる。
- d. 被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して1%以下となるように設計する。
- e. 累積疲労サイクルは設計疲労寿命以下となるように設計する。

設計疲労曲線としては、Langer and O'Donnellの曲線を使用する。

(2) 燃料集合体

燃料集合体の健全性は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することで確保する。

また、燃料集合体が他の構成部品の機能に影響を与えないようにする。このため下記の方針で燃料集合体を設計する。

- a. 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変

化時において加わる荷重に対して、各構成要素がASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III(以下「ASME Sec. III」という。)の規格に準拠して十分な強度を有し、その機能が保持されるように設計する。

- b. 輸送及び取扱い時に、燃料集合体に加わる荷重を設計上軸方向について6G(「G」は重力加速度($\times 9.8\text{m/s}^2$)、以下同様。)、また横方向についても各支持格子部固定の条件で6Gと設定し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持されるように設計する。

1.4.2.3 説明

(1) 燃料の設備仕様

a. 燃料棒

燃料棒の仕様を第1.4-1表に示す。

b. 燃料集合体

燃料集合体の仕様を第1.4-1表に示す。

(2) 主要設備

a. 燃料棒

燃料棒は、第1.4-3図及び第1.4-4図に示すように二酸化ウラン焼結ペレット又はガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットをジルカロイ-4被覆管に挿入し、輸送時、取扱い時などのペレットの移動を防ぐためにA型燃料棒では、上部にステンレス鋼コイルばね、B型燃料棒では、上部にステンレス鋼コイルばね、下部にニッケル・クロム・鉄合金コイルばねを入れ、両端にジルカロイ-4端栓を溶接した密封構造のものでヘリウムを加圧封入している。

ペレットは約95%理論密度になるように焼結するとともに、照射中の焼きしま

りを小さくするような製造方法を採用する。これにより照射中の焼きしまりは十分小さく抑えられ、その核、熱水力設計への影響は小さい。

ペレットの形状は円柱状であり、その両端は、凹状に成型し(ディッシュ付ペレット)、ペレット中央部の軸方向膨張を吸収する。更に、端面角部の面取り成形を行い、ペレットと被覆管の機械的相互作用を軽減する。

ペレットと被覆管に適当な間隙を設け、かつA型燃料棒では上部に、B型燃料棒では上部と下部にプレナムを設けて、ペレットから放出される核分裂生成ガス、被覆管とペレットの熱膨張差、燃焼に伴う燃料ペレット密度変化等により、被覆管やシール溶接部に過大な応力が加わるのを防止する。

被覆管の1次冷却材定格運転圧力による圧縮応力及びクリープを低減するため、燃料棒にヘリウムを加圧封入する。このヘリウム加圧及びペレットの焼きしまりへの考慮により、燃料寿命中、被覆管にコラプスが起こることはない。

初期加圧量の設定に当たっては、燃料棒内圧が通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形により、ペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないように設計する。

b. 燃料集合体

燃料集合体は、第1.4-5図、第1.4-6図及び第1.4-7図に示すように、17×17の正方配列を形成する燃料棒264本、炉内計装用案内シンプル1本、制御棒案内シンプル24本、支持格子9個、上部ノズル及び下部ノズル各1個等から構成する。

9個の支持格子数は、燃料棒のわん曲軽減対策として採用されたものであり、これにより燃料寿命中の燃料棒のわん曲の程度は十分小さく、燃料棒同士の接触の起る可能性は非常に小さい。また、15×15燃料集合体で接触及び非接触のわん曲燃料棒を模擬した熱流動試験から考えて燃料寿命中のわ

ん曲の程度及び頻度は、十分余裕を持って熱水力設計でとられている設計上の余裕内にあることが判明している。

燃料集合体は、9個の支持格子に炉内計装用案内シンプル、燃料棒及び24本の制御棒案内シンプルを挿入し、骨格を形成した後、ノズルを取付けて燃料集合体を組立てる。

なお、A型燃料集合体の場合、燃料棒と上、下部ノズル間には、適正な間隙を設ける。B型燃料集合体の場合、燃料棒は下部ノズルと接触させ、上部ノズルとの間に適正な間隙を設ける。

燃料集合体は、外側板のない、いわゆるキャンレストाइプで、1次冷却材の混合を良好にして熱除去効率を高める等の考慮を払った構造とする。

A型燃料集合体では、燃料棒を各支持格子あたり6点で支持するが、そのうち4点は、支持格子に固定した1対の突起(ディンプル)による2点ずつの支持点であり、あとの2点は、板ばね(支持格子ばね)による支持点である。

B型燃料集合体では、燃料棒は各支持格子あたり6点で支持するが、そのうち4点は、支持格子に固定された1対のハードストップによる2点ずつの支持点であり、あとの2点は、ソフトストップによる支持点である。

この支持構造により燃料棒相互の位置、すなわち水路間隔を保持する。

A型燃料集合体では、支持格子は制御棒案内シンプルに固定された構造であるのに対し、B型燃料集合体では、7個の中間支持格子は燃料棒に保持された構造である。A型及びB型燃料集合体が隣り合って装荷された場合、制御棒案内シンプルと燃料棒では原子炉内での伸びが異なるので7個の中間支持格子でわずかに位置の差が生じる。しかし、あらかじめB型燃料集合体の支持格子の位置をわずかに下げておくことにより、A型及びB型燃料集合体の支持格子の位置の差は燃焼期間を通じて約16mm以下である。

また、B型燃料集合体同士が、隣り合って装荷された場合の支持格子の位

置の差は、燃焼期間を通じて約26mm以下である。

なお、A型燃料集合体とB型燃料集合体の構造の差異による燃料集合体剛性の差は小さい。

制御棒と制御棒案内シンプルとの間には、十分な間隙があり、容易に挿入、引抜きができる。制御棒案内シンプルの下部は径を小さくして内部の水によるダッシュポット効果により制御棒落下を緩衝する構造としている。

ガドリニア入り燃料集合体は、集合体内に16本のガドリニア入り燃料棒が組みこまれるほかは、構造及び機械的特性について、通常燃料集合体と同一構造である。

ガドリニア入り燃料集合体のガドリニア入り燃料棒配置を第1.4-8図に示す。

1.4.2.4 材料

具体的な材料については第1.4-1表を参照。

1.4.2.5 他の装置又は系統との接続点

燃料は「1.4.7 炉心構成機器」に示す炉内構造物に装荷される。

1.4.2.6 系統及び装置の運転

「1.16 運転上の制限及び条件」に基づき実施している。

1.4.2.7 モニタリング、検査、試験及び保守

「1.3.10 供用期間中モニタリング、試験、保守及び検査」を参照。

1.4.2.8 放射線的側面

「1.12 放射線防護」に基づき実施している。

1.4.2.9 性能及び安全評価

(1) 解析方法

a. 燃料棒

燃料棒の性能評価は、燃料棒照射挙動を追跡するFINEコード又はFPACコードを用いて行う。

この場合、核分裂生成ガスの生成及び放出、ペレットの熱膨張、スエリング及び焼きしまり、被覆管の熱膨張、弾性変形、クリープ及び照射成長、ペレットと被覆管の相互作用等の原子炉運転中に生じる諸現象を考慮し、燃料温度、内圧、被覆管応力、歪、疲労等を計算する。

この計算コード及び組みこまれている燃料棒挙動解析モデルは、計算値を実験値により検証して、その妥当性が確認されている。

計算された結果を前述の設計方針と比較することにより通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料棒の寿命期間中の健全性が保たれることを確認する。

b. 燃料集合体

燃料集合体の性能評価は、実験及び有限要素法構造解析コード等により行い、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時、輸送及び取扱い時に加わる種々の荷重に対して各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持されることを確認する。

(2) 評価

a. 構成材料

二酸化ウラン焼結ペレット及びガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆材(ジルカロイ-4)及び充填ガス(A

型燃料ではヘリウム及び空気、B型燃料ではヘリウム)に対して化学的に不活性であり、高温水による腐食も無視し得る程度である。

また、ガス状あるいは高い揮発性を有するものを含めて、核分裂生成物を保持する能力がある。

ジルカロイ-4は、小さな吸収断面積を持ち中性子経済性に優れ、ペレット-被覆管の相互作用や内外圧差による変形に十分耐える高い強度を有し、1次冷却材、二酸化ウラン、核分裂生成物等に対して高い耐食性を示し、かつ高い信頼性を有する材料である。

また、ニッケル・クロム・鉄合金及びステンレス鋼も、使用条件下で十分な強度と、耐熱性、耐食性、耐放射線性を有する。

b. 燃料棒

A型燃料では、現在までに類似の燃料棒に対する照射実績として本原子炉の最高燃焼度を十分上回る約70,000MWd/tのペレット最高燃焼度が得られており設計の信頼性が確認されている。

B型燃料では、既に同型の燃料棒に対する照射実績として約58,000MWd/tのペレット最高燃焼度が得られており、また、キャプセルでの燃料棒照射では、約75,000MWd/tの最高燃焼度が得られており設計の信頼性が確認されている。

また、ガドリニア入り燃料棒は溶融点と熱伝導率が低下するが、その安全性はガドリニア入り燃料棒のウラン濃縮度を通常ウラン燃料棒に比べ低くし、ガドリニア入り燃料棒の線出力密度を低下させる設計としているため問題となることはない。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料棒の寿命期間中の健全性は下記のように保たれている。

(a) 燃料中心最高温度

燃料中心温度は、燃焼度、焼きしまり等の影響から燃料寿命初期に最高となる。この場合、二酸化ウランの定格出力時及び最大線出力密度59.1kW/m時における燃料中心最高温度は、第1.4-9図に示すように約1,830°C及び約2,270°Cであり、制限値2,590°Cを十分下まわっている。

また、ガドリニア入り燃料については、ウラン濃縮度を二酸化ウラン燃料よりも下げることにより定格出力時の最大線出力密度は34.5kW/m、運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度は39.4kW/mとしているが、これらの線出力密度に対応するガドリニア入り燃料の燃料中心最高温度は約1,800°C及び約1,990°Cであり、ガドリニア入り燃料に対する解析上の制限値2,490°Cを十分下まわっている。

(b) 燃料棒内圧

燃料棒内圧は燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積により徐々に上昇するが、プレナムを十分大きくとっているので、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形により、ペレットと被覆管ギャップが増加する圧力を超えることはない。代表的な燃料棒に対する燃料棒内圧の計算例を第1.4-10図及び第1.4-11図に示す。

(c) 被覆管の応力

燃料寿命初期においては、1次冷却材定格運転圧力と燃料棒内圧との内外圧差によって被覆管には圧縮応力が生じるが、燃料棒をヘリウムガスで加圧しているため、定常状態での圧縮応力は小さい。燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積等により内外圧差は低下し、ペレットと被覆管の接触後はペレットのスエリングにより、また、その後内圧が上昇した場合は内圧によ

でも、被覆管には引張応力が生じるが、被覆管の外側への変形は非常に小さく、また、変形には長時間を要し、その間には被覆管のクリープによる応力緩和が起こるので、定常状態での引張応力は小さくなる。

被覆管の応力として、内外圧差による応力、ペレットの接触圧による応力、熱応力及び水力振動による応力を考えるが、これらの応力を組み合わせた場合でも被覆材の耐力を十分下回る。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、定常状態からの線出力密度の増加は過大なものとはならず、被覆管の応力を被覆材の耐力以下に保つことができる。

(d) 被覆管の歪

燃料棒の内圧は、燃料寿命初期においては、1次冷却材定格運転圧力より低いので、被覆管は運転中内外圧差による圧縮荷重を受け、クリープにより徐々に径が減少し、ペレットとの接触にいたる。

ペレットと接触後は、第1.4-12図及び第1.4-13図に示すようにペレットのスエリングによる膨張速度と接触圧及び内圧によるクリープ速度が釣りあった状態で、径が徐々に増加する。接触してから燃料寿命末期までの歪増加は極めて小さく問題にならない。

なお、スエリングによる歪増加率は小さく、このような場合、被覆管は10%以上の歪に至るまで定常クリープ領域にあり不安定化は生じない。

通常運転中の過渡変化時及び運転時の異常な過渡変化時においても、定常状態からの線出力密度の上昇は過大なものとはならず、被覆管の歪の変化量を設計方針の1%以下に保つことができる。

(e) 疲労サイクル

被覆管には燃料寿命中、起動停止や負荷変化による応力サイクルがかかり、熱応力、内外圧差、接触圧が変化する。燃料棒のヘリウム加圧は、外圧の影響を一部相殺し、被覆管のクリープ速度を減少させ、ペレットと被覆管の接触が生じる時点を遅らせるため、被覆管に生じる周期的な歪の回数及びその程度を減少させる。

このヘリウム加圧により、累積疲労サイクルは設計方針を十分下まわる。

c. 燃料集合体

(a) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における健全性

A型燃料集合体においては、支持格子のばね強度を適切に選ぶことにより、燃料棒と制御棒案内シングルとの相対変位を吸収できるようにする。また、燃料棒と上、下部ノズルの間隙を適切に選ぶことにより、燃料棒の照射成長及び熱膨張による軸方向の伸びを吸収できる。

B型燃料集合体においては、支持格子は燃料棒の動きに追従するため、制御棒案内シングルとの相対変位による応力は問題にならない。また、燃料棒と上部ノズルの間隙を適切に選ぶことにより、燃料棒の照射成長及び熱膨張による軸方向の伸びを吸収できる。

1次冷却材の流動に伴って燃料集合体に生じる揚力は、上部ノズル押えばねの変位による反力でおさえられている。

これによって燃料集合体に生じる応力は十分小さい。

A型燃料棒はディンプルと板ばねによって、B型燃料棒はハードストップとソフトストップによって支持格子に支持されているので、水力振動の振幅は小さく、燃料棒に発生する応力による疲労は無視できる程度に小さい。同様に燃料寿命中の水力振動によるフレットング摩耗も重大とならない。

制御棒クラスタのトリップ挿入は、燃料寿命中の回数が少ないので、上、下部ノズル及び制御棒案内シンプルの疲労に与える影響は小さい。

(b) 輸送及び取扱い時の健全性

燃料取扱い時の取扱クレーンによる荷重は、上、下部ノズルに加わる。

荷重の大きさは使用されるクレーンの特性で決まり3G～4G程度である。

また、輸送時には上、下部ノズルと各支持格子部に荷重に加わるが、荷重の大きさを輸送容器に装備したショック指示計で監視し、6G以下であることを確認する。

以上より輸送時及び取扱い時の荷重を鉛直方向について6G、横方向についても各支持格子部固定の条件で6Gとして設計するので、構成部品はこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能は保持される。

なお、燃料集合体に6G以上の荷重が加わったと考えられる場合には、健全性について再評価を行う。

1.4.3 核設計

1.4.3.1 設計基準

(1) 核設計

a. 反応度停止余裕

制御棒クラスタは、最大反応度効果を持つ制御棒クラスタ1本が全引抜き位置のまま挿入できない場合でも、高温停止状態では、 $0.016\Delta K/K$ 以上の反応度停止余裕を与えるよう設計する。更に、化学体積制御設備によるほう酸注入により、低温状態でも $0.010\Delta K/K$ 以上の反応度停止余裕を維持できる設計とする。

b. 添加反応度及び反応度添加率

制御棒クラスタの最大添加反応度及び最大反応度添加率は、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なわず、炉内構造物が炉心冷却の機能を果せるように制限する。すなわち、最大添加反応度は、制御棒クラスタの飛出し事故時に添加反応度が過度とならないように設計し、最大反応度添加率は、制御棒クラスタが引抜き手順上可能な最大速度で引き抜かれても反応度添加率が $7.5 \times 10^{-4}(\Delta K/K)/s$ 以下となるように設計する。

c. 反応度係数

炉心が負の反応度フィード・バック特性を持つようにドップラ係数は負であり、かつ、高温出力運転状態で減速材温度係数は正とならないように設計し、これらを総合した反応度出力係数が運転時の異常な過渡変化時においても出力抑制効果をもつように設計する。

d. 出力分布

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心最高温度を二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの熔融点未満とする。定格出力時の最大線出力密度は、燃料焼きしまり効果を含めずに二酸化ウランでは41.5kW/m以下、ガドリニア入り二酸化ウランでは33.2kW/m以下となるように設計する。また、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、最小DNBRが許容限界値を下まわるような出力分布が起らないように設計する。

e. 安定性

出力分布の振動が生じないように、炉心に十分な減衰特性を持たせた設計とするか、又はたとえ振動が生じても、それを検出し抑制できるよう設計する。

f. 燃焼度

燃料集合体の最高燃焼度は48,000MWd/t以下となるように設計する。

(2) 動特性

定格出力の約15%以上での、通常運転時における発電用原子炉及び原子炉制御設備の設計方針は、次のとおりである。

a. 設計負荷変化に対して、原子炉制御系を含めた原子炉系の応答が安定で、原子炉出力、1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度等の主要諸変数が十分な減衰性を持って新たな平衡負荷に相当した設定値に制御されるように設計する。

b. 原子炉出力、1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度等の主要諸変数は過渡時に許容される制限値内におさまり、通常運転時の偏差は、適当な範囲内に制御されるように設計する。

- c. 下記の負荷変化に対しては制御系の適切な動作により、発電用原子炉はトリップすることなく上記a.b.の設計方針を満足して運転を継続できるように設計する。
- (a) $\pm 10\%$ ステップ状負荷変化(定格出力の15%から100%の範囲内)
 - (b) $\pm 5\%/min$ のランプ状負荷変化(定格出力の15%から100%の範囲内)
 - (c) 50%を超えない急激な負荷減少(タービンバイパス制御系併用)

1.4.3.2 説明

(1) 核設計

a. 核設計値及び炉心内の配置

「1.4.3.1 設計基準」の設計方針を満足させる核設計値を第1.4-2表及び第1.4-3表に示し、バーナブルポイズン、制御棒クラスタ、及び燃料集合体の配置をそれぞれ第1.4-14図、第1.4-15図及び第1.4-16図に示す。

b. 核設計の内容

炉心の核設計値の概略を、第1.4-2表に示す。

(a) 反応度制御

炉心の反応度制御は、制御棒クラスタの操作及び1次冷却材中のほう素濃度調整の独立した2つの方法によって行う。これらの制御方式に加えて、高温出力運転状態で減速材温度係数を負にするため、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り燃料を使用する。炉心の実効増倍率及び制御装置の反応度を第1.4-2表に示し、バーナブルポイズンの初装荷炉心内配置を第1.4-14図に示す。

イ 制御棒クラスタ

制御棒クラスタは、その機能によってA、B、C、Dの4バンクからなる制御グループとS_A、S_B、S_C、S_Dの4バンクからなる停止グループに分けバンク単位で挿入、引抜きを行う。制御グループは、発電用原子炉の出力を制御し、停止グループは、制御グループとともに原子炉トリップを行う。原子炉トリップ時には、制御棒クラスタ53本が、自重で炉心に挿入される。制御棒クラスタは第1.4-15図のように炉心内に配置し、次のような反応度制御能力を持つ。

- (イ) 制御グループの制御棒クラスタは、原子炉出力が高温零出力から高温全出力まで変化したときの、1次冷却材温度変化、燃料温度変化、少量のボイド生成等による反応度変化を制御する。
- (ロ) 制御グループの制御棒クラスタは、ほう素濃度、減速材温度、キセノン濃度等が微小変化したときの反応度変化を制御する。
- (ハ) 制御グループの制御棒クラスタは、発電所負荷が、5%/minのランプ状変化、10%ステップ状変化及びタービンバイパス制御系作動を伴う50%ステップ状減少をしたとき、発電用原子炉をトリップしないで応答できる十分な反応度の微分効果を持つ。
- (ニ) 停止グループ及び制御グループの制御棒クラスタは、最大反応度効果を持つ制御棒クラスタ1本が全引抜き位置のまま挿入できない場合でも、残りの制御棒クラスタのみで、発電用原子炉を高温全出力から十分速く高温停止状態とし、その状態で0.016ΔK/K以上の反応度停止余裕を与える。更に、化学体積制御設備によるほう酸注入により、低温状態でも0.010ΔK/K以上の反応度停止余裕を維持できる。

制御棒クラスタは、以上の能力を持つとともに、中性子吸収材の燃焼等を考慮して十分余裕がある設計とする。通常運転中は出力分布

の平坦化と反応度停止余裕の確保及び制御棒クラスタ飛出し事故時の添加反応度を制限するため、停止グループは全引抜き位置に保持し、制御グループは挿入限界以上に保持する。

制御棒クラスタ引抜きによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタ最大駆動速度と、制御棒クラスタバンクの反応度効果で制限される。制御棒クラスタ最大駆動速度は、約114cm/minであり、2バンクが同時に最大速度で引き抜かれた場合でも、最大反応度添加率は、 7.5×10^{-4} ($\Delta K/K$)/sを十分下まわっている。また、定格出力運転中、全引抜き位置から制御棒クラスタ1本が落下した場合の添加反応度は、 $-2.5 \times 10^{-3} \Delta K/K$ を上まわることはない。

ロ ほう素濃度調整

1次冷却材中のほう素濃度調整は、化学体積制御設備により行い、次のような比較的ゆっくりした反応度変化を制御する。

(イ) 低温状態から高温停止状態までの1次冷却材温度変化に伴う反応度変化

(ロ) キセノン、サマリウム濃度変化に伴う反応度変化

(ハ) 燃料の燃焼に伴う反応度変化

ほう素希釈による正の反応度添加率は、ほう素希釈速度とほう素による反応度効果で制限され、ほう素濃度が高いほど反応度添加率は大きい。

ほう素濃度を高めに考慮し、充てんポンプ3台を最大速度で運転した場合でも、ほう素希釈速度は11ppm/min以下であり、正の反応度添加率は $1.1 \times 10^{-3} (\Delta K/K)/min$ 以下である。一方、ほう酸ポンプ1台、充てんポンプ1台使用時の最大ほう素添加速度は、4.1ppm/minであり、ほう素による反応度効果を低めに考慮しても、 $-0.24 \times 10^{-3} (\Delta K/K)/min$ の負の反応度添加が

可能である。

燃料取替時のほう素濃度は、約2,500ppmであり、制御棒クラスタ全挿入の状態を実効増倍率を0.95以下に、また、制御棒クラスタなしでも炉心を十分未臨界にできる。

(b) 反応度係数

反応度係数は、燃料温度、減速材温度、減速材密度、圧力、ボイド等の炉心状態量が増加することによる反応度の変化を示すパラメータである。各反応度係数の値を第1.4-2表に示す。

ドップラ係数は、燃料実効温度の変化に対する反応度変化の割合であり、低濃縮二酸化ウラン又はガドリニア入り低濃縮二酸化ウランを使用している本原子炉では、常に負である。

減速材温度係数は、減速材温度の変化に対する反応度変化の割合であり、一般に負である。ほう素濃度も減速材温度係数に影響を与え、濃度が高くなると減速材温度係数が正になることもあり得る。これは、温度上昇により、減速材密度が減少すると炉心中のほう素の量が減ることになり、反応度に正の増分効果を及ぼすためであるが、バーナブルポイズン又はガドリニア入り燃料を採用することにより、減速材温度係数を、高温出力運転状態において負の値とする。

減速材密度係数は減速材密度の変化に対する反応度変化の割合であり、高温出力運転状態において正である。

圧力係数及びボイド係数による反応度が、炉心に与える影響は小さい。

このように、反応度変化を補償する主な2つの効果、ドップラ係数と減速材温度係数は、高温出力運転中常に負に保たれており、発電用原子炉に固有の安定性を与えている。

(c) 所要制御反応度

高温全出力から高温零出力に下げる場合は制御棒クラスタを用いて反応度制御を行うが、その際、設計方針の反応度停止余裕が確保される必要がある。所要制御反応度は高温全出力から高温零出力に下げる際のドップラ効果、減速材温度変化、中性子束再分布、ボイド減少等による反応度から成り立っている。

所要制御反応度はサイクル末期で最大となるが、これは主として減速材温度係数が、より負側へ移行するためである。

イ ドップラ効果

高温全出力から高温零出力に下げると、燃料実効温度は低下し、ドップラ係数が負であるため正の反応度が添加される。

ロ 減速材温度変化

高温全出力から高温零出力に下げると、減速材温度は低下し、減速材温度係数が負であるため正の反応度が添加される。

ハ 中性子束再分布

高温全出力運転状態では、軸方向出力分布は平坦であるが、高温零出力では炉心上部に片寄った分布となる。炉心上部では相対的に燃料の燃焼が小さく、反応度が高いので、高温全出力から高温零出力に下げると正の反応度が添加される。

ニ ボイド減少

高温全出力運転状態では、わずかのボイドが発生しているが、出力を低

下させるとボイドが消滅し正の反応度がわずかに添加される。

ホ 制御棒クラスタ挿入限界

制御棒クラスタは、挿入限界と引抜き限界の範囲内に納めて運転するが、反応度停止余裕を評価する際には、余裕をみて挿入限界まで入っているものとし、全引抜き位置からその位置までの制御棒クラスタの反応度を所要制御反応度に加える。

本原子炉における所要制御反応度及び制御棒クラスタの反応度を第1.4-3表に示すが、所要の反応度停止余裕は十分確保されている。制御棒クラスタの反応度としては、最大反応度効果をもつ制御棒クラスタ1本が、全引抜き位置のまま挿入できないものとし、更に、計算上の不確定性を考慮して10%の余裕をみて評価している。

所要制御反応度設計値の妥当性は実測により確かめられている。

所要制御反応度の値と、反応度停止余裕の値を第1.4-3表に示す。

(d) 出力分布

イ 定義

(イ) 核的エンタルピ^o上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$)

核的エンタルピ^o上昇熱水路係数は、炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比である。燃料の製作公差、燃料棒のわん曲及び最大出力燃料棒周辺の出力量分布は熱水力設計の計算過程で考慮している。

(ロ) 核的熱流束熱水路係数 (F_Q^N)

核的熱流束熱水路係数は、設計仕様に基づいた炉心最大線出力

密度と炉心平均線出力密度の比であり、以下の因子から成っている。

$$F_Q^N = \text{Max}\{F_{XY}^N(Z) \times P(Z)\} \times F_U^N$$

$F_{XY}^N(Z)$: 炉心高さZにおける水平方向ピーキング係数

$P(Z)$: 炉心高さZにおける炉心平均軸方向相対出力

F_U^N : 核的不確定性因子 (1.05)

なお、燃料焼きしまりの効果を含める場合の核的熱流束熱水路係数は次式で表わされる。

$$F_Q^N = \text{Max}\{F_{XY}^N(Z) \times P(Z) \times S(Z)\} \times F_U^N$$

$S(Z)$: 炉心高さZにおける燃料焼きしまりによる出力スパイク係数

(ハ) 工学的熱流束熱水路係数 (F_Q^E)

工学的熱流束熱水路係数は、燃料製造上の公差が熱流束熱水路係数に与える影響を考慮する因子である。ペレットの直径、密度、濃縮度及び被覆管直径の製作公差を統計的に組み合わせた設計値1.03を使用する。

(ニ) 熱流束熱水路係数 (F_Q)

熱流束熱水路係数は、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比であり、次式で表わされる。

$$F_Q = F_Q^N \times F_Q^E$$

ロ 通常運転時の出力分布

炉心の出力分布を平坦化するため、次のような方法を採用する。

(イ) 初装荷炉心においては、炉心を3領域に分け、3つの異なった濃縮度を採用し、外周部の濃縮度を高くする。また、中央2領域は、チェッ

カーボード配置とし、バーナブルポイズン配置と組み合わせて、良好な水平方向出力分布が得られるようにする。取替炉心の新燃料集合体及び再使用燃料集合体の装荷位置は出力分布の平坦化を考慮して決定するが、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り燃料を使用することにより、良好な水平方向出力分布が得られるようにする。

(ロ) 制御棒をクラスタ方式とし、バンク分けを行う。

(ハ) ほう素を反応度制御に併用し、出力運転中は制御棒クラスタをなるべく炉心に挿入しないようにして出力分布の乱れを防ぐ。

出力分布の状態を示すパラメータとして、アキシヤルオフセット(以下「AO」という。)がある。AOは、炉外中性子束検出器の上半分と下半分の指示値、 ϕ_t と ϕ_b を用いて次のように定義する。

$$AO = \frac{\phi_t - \phi_b}{\phi_t + \phi_b}$$

種々の出力分布におけるAOと熱流束熱水路係数との対応を整理した結果によると、AOをある範囲内に保てば熱流束熱水路係数を設計値以下にすることができる。

したがって、通常運転時はAOを常時炉外核計装で監視し、必要があれば出力制御用の制御棒クラスタを操作して、AOを定められた範囲内に抑える。

以上のような方法により、炉心寿命中、通常運転時の出力分布を適正に保つことができ、 $F_Q \times P$ (Pは相対出力、 F_Q は燃料ペレット焼きしまりの効果を含まない)は2.32以下に、また、最大線出力密度は41.5kW/m (燃料ペレット焼きしまり効果を含まない)以下となる。

ガドリニア入り燃料では、ウラン濃縮度を約1.5wt%低くしているため、最大線出力密度は33.2kW/m (燃料ペレット焼きしまり効果を含まない)

以下となる。

ハ 運転時の異常な過渡変化時における出力分布

運転時の異常な過渡変化時において、出力分布は通常運転時と異なった分布となる。出力分布に影響を与え、かつ燃料棒線出力密度が最も増大する運転時の異常な過渡変化としては、「ほう素の異常な希釈又は濃縮」及び「制御棒クラスタ引抜き」がある。「ほう素の異常な希釈又は濃縮」が発生すると、制御棒クラスタが自動の場合、炉心熱出力は一定に保たれるが、通常運転時と異なった出力分布となる。また、「制御棒クラスタ引抜き」が発生すると、炉心熱出力の上昇とともに出力分布が変化する。いずれの場合にも、出力分布の変化により、最大線出力密度は通常運転時に比べて増加する。本原子炉では、これらの異常な出力分布状態においても、原子炉保護設備の働きにより、燃料焼きしまりの効果を考慮して最大線出力密度は59.1kW/m以下となり、また、最小DNBRに対する制限を超えるような出力分布は起らない。

(e) 安定性

キセノンによる出力分布の空間振動で、問題となるのは軸方向振動のみであり、水平方向振動は、炉心寿命中安定である。軸方向出力振動に対しては減速材温度係数による効果は小さいが、ドップラ係数が振動の制御に大きな効果を持っている。本炉心では、サイクル末期で軸方向振動が起こる可能性がある。しかし、この軸方向振動は、出力制御用の制御棒クラスタを操作して、AOを定められた範囲内に保つことにより、容易に避けることができるとともに、たとえ振動が生じてもそれを検出し、出力制御用の制御棒クラスタの操作により抑制することができる。もし、AOが運転目標値から大きく

はずれた場合には、原子炉制御設備の作動による出力低下、あるいは、原子炉保護設備の作動によるトリップを行う。

(f) 燃料取替と取替炉心の安全性

燃料の燃焼に伴って炉心の過剰増倍率が低下すると、比較的高燃焼度の燃料集合体を取り出し、同数の燃料集合体を装荷する。

新燃料集合体及び再使用燃料集合体の装荷位置は、出力分布の平坦化を考慮して決定する。

初装荷炉心の燃料集合体配置を第1.4-16図に示す。

最初の燃料取替は、約490EFPD(全出力換算日)後に行い、それ以後は最高で約400EFPDごとに行う予定である。

イ 燃料取替

定期的な燃料取替は、設備利用率等の運転条件を考慮のうえ、所定のサイクル寿命を与えるのに必要な取替燃料濃縮度と燃料取替体数を決定する。取出し燃料及び炉心内の燃料配置等は、燃料取替時の燃焼度実績を考慮したうえ決定する。

運転上の要求又は燃料損傷等により、予定した定期的燃料取替以外の時期に燃料取替を行う必要が生ずることも考えられる。このような場合、目標燃焼度が変わることはあり得る。

ロ 取替炉心の安全性

取替炉心の安全性は、各取替サイクルにおいて核的熱水路係数等の炉心パラメータが本節に記載している値と矛盾がないことを実測あるいは計算により確認する。

このように燃料取替の詳細は、最終的には実際の運転実績に応じて、取替時に決定するが、ここでは初装荷炉心から平衡炉心までの標準的なケース及び予定外取出しのある炉心のケースについて燃料取替方式を想定し、各サイクルの炉心特性から取替炉心の安全性について示す。

想定したケースの炉心の主要パラメータを第1.4-4表～第1.4-5表に燃料集合体配置を第1.4-16図～第1.4-20図に示す。

炉心の安全性確認項目及び各ケースの評価結果は第1.4-6表～第1.4-7表に示すとおりであり、安全解析使用値は評価結果に余裕をもって決定している。

(2) 動特性

a. 過渡応答

(a) $\pm 10\%$ ステップ状負荷変化

第1.4-21図は定格負荷状態から10%ステップ状負荷減少時の応答を示す。

負荷の急減により、制御棒クラスタが自動挿入され、原子炉出力は初期に急減するが、1次冷却材平均温度が低下するに従って、減少が緩やかとなり、1次冷却材平均温度が落ち着くと一定となる。

1次冷却材平均温度は原子炉出力の減少により初期に急減するが、原子炉出力の減少が緩やかになるにつれて減少傾向も緩やかとなり、減少した負荷に対応する温度に向って低下する。1次冷却材圧力は、1次冷却材の温度低下に伴う加圧器からの流出サージの影響により低下する。1次冷却材圧力が加圧器液相温度に対応する飽和圧力に達すると、加圧器液相部は蒸発を開始し、圧力低下は抑制される。その後加圧器ヒータの動作により定格運転圧力に回復する。

第1.4-22図は90%定格負荷状態から10%ステップ状負荷上昇時の応答曲線である。1次冷却材平均温度は初期に低下し、これに伴って1次冷却材圧力も低下するが、加圧器圧力信号による加圧器ヒータの投入により、過渡変化は低減される。その後、1次冷却材平均温度の上昇に伴って1次冷却材圧力は上昇するが、加圧器スプレイと比例ヒータの動作により定格運転圧力に回復する。制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるにつれて、1次冷却材平均温度は上昇し、増加した負荷に対応する温度に向う。

(b) $\pm 5\%/min$ のランプ状負荷変化

第1.4-23図は、最大変化率 $5\%/min$ で15%定格負荷から定格負荷まで負荷を増加させた場合の応答を示す。1次冷却材平均温度は初期に減少するが、制御棒クラスタの自動引抜きにより原子炉出力が上昇するにつれて定格負荷に対応する温度に近づく。1次冷却材圧力は加圧器からの流出サージ又は加圧器への流入サージ量に影響されるが、その程度は小さく1次冷却材平均温度が新たな平衡値に近づくにつれ定格運転圧力に回復する。

第1.4-24図は $5\%/min$ で定格負荷から15%定格負荷まで負荷を減少させた場合の応答を示す。応答は第1.4-23図のほぼ逆応答となるが、1次冷却材圧力は温度の低下につれて減少し、その減少割合は加圧器ヒータの働きで緩和される。最終的には1次冷却材平均温度が整定した時点で定格運転圧力に回復する。

(c) 50%ステップ状負荷減少時の過渡応答

10%以上50%以下のステップ状負荷減少時には、タービンバイパス制御系が自動的に作動し、発電用原子炉はトリップすることなく新しい出力平衡

値に達する。タービンバイパス制御系は、吸熱源として働き、1次冷却系に加わる負荷減少を系自体と制御棒クラスタ動作によって処理し得る程度に抑え、1次冷却材平均温度ピークを許容値以内にとどめる。第1.4-25図は、タービンバイパス制御系作動を伴う定格負荷から50%ステップ状負荷減少時の応答曲線である。制御棒クラスタの挿入により、1次冷却材平均温度が低下するにしたいが、タービンバイパス流量は減少し、新しい定常状態ではタービンバイパス弁は完全に閉じている。

b. 評価

定格出力の約15%以上での通常運転時における $\pm 10\%$ ステップ状負荷変化、 $\pm 5\%/min$ ランプ状負荷変化及び50%を超えない急激負荷減少に対し、制御棒クラスタによる原子炉出力制御、加圧器スプレイ、ヒータによる加圧器圧力制御及びタービンバイパス制御等の適切な動作により原子炉出力、1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度等の主要諸変数を十分な減衰性を持って設定値に制御し、過渡時のピーク値も制限値内におさめることができる。

(3) A型及びB型燃料集合体の共存する炉心特性

A型及びB型燃料集合体の共存する炉心の炉心特性及び安全性は下記に示すように両燃料集合体間の機械、核、熱水力特性に有意な差がないのでA型燃料集合体のみが装荷された炉心(以下「A型炉心」という。)の特性と同じである。

a. 機械的共存性

A型及びB型燃料集合体は材料の面からも寸法の面からも十分炉心内で共存性を保つように設計されているが、支持格子の保持方法が異なることによ

る、両者の炉心内における機械的共存性について述べる。

A型燃料では、支持格子は制御棒案内シングルに固定されているのに対し、B型燃料では、上・下端の2個を除いた7個の中間支持格子は燃料棒に保持されている。このような両型式の燃料が隣り合って装荷された場合、制御棒案内シングルと燃料棒では、原子炉内での伸びが異なるので、7個の中間支持格子で位置の差が生ずる可能性がある。このような点を考慮し、B型燃料では7個の中間支持格子の位置を下げることにより、隣接するA型燃料集合体とのずれが最小限になるよう設計されており、燃料集合体の耐震性が問題となることはない。

b. 核的共存性

A型及びB型燃料集合体は、次に示すように核的特性が等価となるように設計されている。

すなわち、A型及びB型燃料集合体の基本的な核パラメータ(燃料濃縮度、燃料棒外径、燃料棒ピッチ等の寸法及び材質)を同一にしている。

但し、B型燃料集合体は、A型燃料集合体に比べて燃料被覆管肉厚及びペレット直径がわずかに異なるが、以下に示すようにこれらの核特性に及ぼす影響は無視できる。

(a) 燃焼に伴う燃料集合体増倍率変化

A型及びB型燃料集合体増倍率の差は、NULIFコードによる解析結果によると、 $0.4\% \Delta K/K$ 程度である。

(b) 燃料集合体反応度係数

イ 減速材温度係数

A型及びB型燃料集合体の燃料寿命初期から燃料寿命末期までの減速材温度係数の最大差異は、NULIFコードによる解析結果によると 4×10^{-5} ($\Delta K/K$)/ $^{\circ}C$ 程度である。

ロ ドップラ係数

A型及びB型燃料集合体の燃料寿命初期から燃料寿命末期までのドップラ係数の最大差異は、NULIFコードによる解析結果によると 0.05×10^{-5} ($\Delta K/K$)/ $^{\circ}C$ 程度である。

ハ ボイド係数

A型及びB型燃料集合体の燃料寿命初期から燃料寿命末期までのボイド係数の最大差異は、NULIFコードによる解析結果によると 11×10^{-5} ($\Delta K/K$)/%ボイド程度である。

ニ 圧力係数

A型及びB型燃料集合体の燃料寿命初期から燃料寿命末期までの圧力係数の最大差異は、NULIFコードによる解析結果によると 0.3×10^{-5} ($\Delta K/K$)/(kg/cm^2)程度である。

(c) 燃焼に伴う出力ピーキングの変化

A型及びB型燃料集合体が混在して装荷された場合(2×2集合体配列体系)の出力ピーキングの変化量は、SHARP-XYコードによる解析によると、第1.4-26図に示すとおりとなる。

最大変化量は、サイクル長さを15,400MWd/tとしても約1%程度であり、この程度の差異は問題とならない。

実際の炉心では、A型、B型燃料の混在による出力ピーキングの変化は、同一領域内での燃焼度のばらつきによる出力ピーキングの変化より小さくなるため、問題とならない。

(d) 全制御棒価値

全燃料集合体がA型又はB型で構成されている炉心についてSHARP-XYコードにより解析した結果、全制御棒価値の差異は、サイクルを通じて $2.5 \times 10^{-5} \Delta K/K$ 程度であり、問題とならない。

c. 熱水力的共存性

A型及びB型燃料集合体は、次に示すように熱水力特性が等価のように設計されている。すなわち、A型及びB型燃料集合体の基本的な熱水力パラメータ(燃料棒外径、燃料棒ピッチ、上、下部ノズル及び支持格子部における圧損、支持格子による混合特性及び支持格子間隔)を同一にしている。

したがって、A型及びB型燃料集合体の熱水力特性及び燃料温度特性は、下記に示すように等価である。

(a) 熱水力特性

イ B型燃料集合体各部の圧損特性はA型燃料集合体と同じにしているの
で、両型燃料集合体間で特異な横流れを発生させることはない。

ロ B型燃料集合体の混合特性は、第1.4-27図に示すようにA型燃料集合
体と等価である。支持格子に取付けた混合羽根の配置と曲げ方向は、A
型及びB型燃料集合体で同じであるので、A型及びB型燃料集合体が隣

接した場合でも両型燃料集合体の冷却材混合効果を低下させることはない。

ハ A型及びB型燃料集合体が隣接したときの支持格子位置の差は、最大約16mmであり、これに起因する軸方向流量変化は、1.5%以下である。この流量変化がDNB熱流束に及ぼす影響は、DNBRで0.5%以下であるので、問題とならない。支持格子の位置の差に起因する横流れは小さく、燃料棒あるいは燃料集合体の振動に及ぼす影響は無視できる。

なお、支持格子位置の差は、B型燃料集合体同士が隣接した場合に最も大きく最大約26mmとなる。これに起因する軸方向流量変化は、上記同様1.5%以下でありDNB熱流束に及ぼす影響は、問題とならない。

ニ B型燃料集合体のDNB特性は、伝熱試験ループによるDNB試験の結果、第1.4-28図及び第1.4-29図に示すようにA型燃料集合体と有意な差はない。

(b) 燃料温度特性

燃料中心最高温度は最高線出力密度59.1kW/m時、約30°C A型燃料棒の方が高くなるが、「1.4.2 燃料設計」で述べたように制限値の2,590°Cに対して十分余裕があるのでこの差は問題にならない。

d. A型及びB型燃料集合体混在炉心における安全性

A型及びB型燃料集合体が混在して装荷された炉心の安全性についてA型炉心との比較を行ったが、炉心核特性パラメータはA型炉心の範囲を超えないことなく、また、B型燃料棒の熱応答特性もA型燃料棒とほとんど差がない。

(a) 炉心核特性パラメータの比較

A型及びB型燃料集合体混在炉心における核特性パラメータを検討したが、A型及びB型燃料集合体混在炉心の核特性パラメータは、A型炉心の安全解析に用いられている核特性パラメータの範囲内にあり、炉心の過渡変化時における核的な応答特性は、A型炉心と変わることはない。

(b) 熱応答特性の比較

A型燃料とB型燃料とは、ペレット直径及び被覆管肉厚が異なるため、ペレット熱容量、ペレット内出力密度及び被覆管熱容量にわずかの差があるので、A型燃料とB型燃料の熱応答特性を比較したが、B型燃料の熱応答特性は、A型燃料とほとんど同じであり、B型燃料装荷炉心の特性がA型炉心と特に変わることはない。

したがって、混在炉心の通常運転時、運転時の異常な過渡変化時並びに事故時の安全性は、A型炉心と等価である。

1.4.3.3 解析方法

(1) 核設計

核設計計算には、多組中性子輸送理論及び少数組中性子拡散理論を使用する。核設計計算には次に述べるLEOPARD、HAMMER-AIM、PANDA、HIDRAコードで構成される計算システムと、NULIF、GDLUX、SHARP-A、SHARP-XYコードで構成される計算システムのいずれかが使用される。これらのシステムは種々の実験により、その妥当性が確かめられている。

a. 少数組定数

(a) 速中性子組定数

速中性子組に対する少数組定数は、計算コードLEOPARD、HAMMER-AIM、NULIF、GDLUXに内蔵したMUFTコードを使って計算する。MUFTは、多組（LEOPARD及びHAMMER-AIM; 54組、NULIF及びGDLUX; 31組）の速中性子組から少数組定数を作るコードで、無限均質系に対して、核分裂中性子エネルギーの上限（10MeV）から熱中性子組の上限（LEOPARD及びHAMMER-AIM; 0.625eV、NULIF及びGDLUX; 1.855eV）までの範囲の中性子のエネルギースペクトルを求め、得られたスペクトルを使って加重平均少数組定数を計算する。体系が有限であることによる中性子の漏えいの効果は、幾何学的バックリングにより考慮する。

(b) 熱中性子組定数

熱中性子組定数は、LEOPARD及びNULIFに内蔵したSOFOCATEコード、あるいは、HAMMER-AIM及びGDLUXに内蔵したTHERMOSコードによって計算する。SOFOCATE及びTHERMOSは、吸収物質と水（LEOPARD及びHAMMER-AIM; 水素ガスモデル、NULIF及びGDLUX; 改良ネルキンモデル）の混合物に対して、SOFOCATEでは均質混合物として減速の方程式を解き、また、THERMOSでは非均質混合物として減速の方程式を解く。

熱中性子組定数は得られた熱中性子スペクトルを基にエネルギー加重平均することにより求める。

LEOPARD及びHAMMER-AIMに使用される水素ガスモデルは、実際の体系を表現していないが、実験とこのモデルを比較したところではほとんど誤差はないことが確かめられている。

また、NULIF及びGDLUXに使用する改良ネルキンモデルは、中性子の水素による散乱の取扱いで、水素原子の水分子結合の効果を考慮したネルキンモデルに、更に実験データに基づいて修正が加えられたものである。

SOFOCATEにおける熱中性子領域に対する非均質効果は、Amouyal & Benoistの方法による中性子損失因子を取り入れることにより考慮する。Amouyal & Benoistの補正は、他の解析とよく一致している。

b. 少数組拡散計算

軸方向及び水平方向出力分布は、1次元及び2次元の拡散計算コード（PANDA及びHIDRA、SHARP-A及びSHARP-XY）にLEOPARD、NULIFあるいはHAMMER-AIM、GDLUXから得られた組定数を入れて計算し、これらのコードによって実効増倍率も同時に求める。また、炉心寿命の計算もPANDA及びHIDRA、SHARP-A及びSHARP-XYによって行う。

c. 実測値との比較

上述の方法による計算結果と臨界実験との比較及び美浜1号機、2号機及び3号機、高浜1号機及び2号機、大飯1号機及び2号機、玄海1号機及び2号機、伊方1号機及び2号機等の実際の発電所の運転試験結果や実績との比較があるが、いずれも非常に良い一致を得ており、十分な計算の信頼性を確認している。

(2) 動特性

応答解析は、計算機によるプラントシミュレーションによって行う。シミュレーションモデルは、原子炉動特性、燃料熱系、1次冷却系、蒸気発生器、加圧器及び種々の制御系等プラント全体を含み、6群の遅発中性子群及び反応度フ

ード・バックを含む1点近似中性子動特性モデル、燃料棒及び1次冷却材配管を含めた熱水力モデル、また、蒸気発生器2次側における飽和気水2相系の熱水力モデル、加圧器での飽和断熱モデル等詳細な計算モデルを使用し、併せて種々の制御系を忠実に模擬し得るものである。

これらは美浜1号機、2号機及び3号機、高浜1号機及び2号機、玄海1号機、伊方1号等の発電所においてその妥当性を確かめたものである。シミュレーションモデルの概略を第1.4-30図に示す。

1.4.3.4 先行炉の設計からの変更

先行炉の設計からの変更はない。

1.4.4 熱水力設計

1.4.4.1 設計根拠

炉心寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、下記の方針を満足するように、熱水力設計を行う。

- (1) 最小DNBRは、許容限界値以上であるように設計する。
- (2) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの溶融点未満となるように設計する。

二酸化ウランの溶融点は未照射燃料に対しては約 $2,800^{\circ}\text{C}$ であるが、燃焼の進行に伴って $10,000\text{MWd/t}$ 当たり約 32°C 低下し、燃焼度 $62,000\text{MWd/t}$ では約 $2,600^{\circ}\text{C}$ となる。

燃料中心温度の各燃焼度に対する解析上の制限値は、溶融点の燃焼に伴う低下、計算モデルの不確定性及び燃料製造公差を考慮するため燃焼に伴い変化し、未照射燃料では $2,600^{\circ}\text{C}$ 、燃焼度 $62,000\text{MWd/t}$ では、 $2,400^{\circ}\text{C}$ とする。

また、ガドリニア入り二酸化ウランの溶融点は、未照射燃料に対しては約 $2,730^{\circ}\text{C}$ であり、燃焼の進行に伴って $10,000\text{MWd/t}$ 当たり約 32°C 低下する。ガドリニア入り燃料の燃料中心温度の解析上の制限値は、溶融点の燃焼に伴う低下、計算モデルの不確定性及び燃料製造公差を考慮して、未照射燃料では $2,530^{\circ}\text{C}$ 、燃料中心温度が最高となる燃焼度約 $10,000\text{MWd/t}$ では $2,490^{\circ}\text{C}$ とする。

このため、ガドリニア入り燃料棒のウラン濃縮度を、同一集合体内の通常ウラン燃料棒の濃縮度より約 $1.5\text{wt}\%$ 下げ、ガドリニア入り燃料棒の線出力密度を低下させる設計とする。

1.4.4.2 炉心の熱水力設計の説明

(1) 解析方法

a. DNBRの解析方法

DNBRは限界熱流束、すなわち沸騰熱伝達の過程において核沸騰からの離脱が起こるときの熱流束と実際の熱流束との比で定義される。

DNBRは、「MIRC-1相関式」又は「NFI-1相関式」により計算し、これらの相関式に入力される局所冷却材条件は「MIRC-1相関式」ではTHINC-IVコード、「NFI-1相関式」では改良COBRA-3Cコードにより計算する。

なお、炉心圧力が9.8MPa(100kg/cm²)未満に低下する運転時の異常な過渡変件事象に対しては「W-3相関式」を使用する。

(a) DNB相関式

イ 「MIRC-1相関式」及び「NFI-1相関式」

DNBが起こると、燃料被覆管と1次冷却材の熱伝達特性が低下し、燃料被覆管が損傷する可能性がある。DNBは、水力的条件と熱伝達現象の効果によって起こるもので、その場所での流量、圧力、蒸気重量率等の局所的条件のみならず、流路長さ、支持格子間隔等の上流の条件や流路の形状等の影響を受ける。

「MIRC-1相関式」及び「NFI-1相関式」は、上記局所的パラメータ及びシステムパラメータの各種条件下における混合羽根付支持格子を用いた管群の限界熱流束測定試験結果から求めたものであり、本原子炉の限界熱流束を求めることができる。

「MIRC-1相関式」、「NFI-1相関式」に対する最小DNBRの許容限界値は1.17とする。

ロ 「W-3相関式」

「W-3相関式」は、種々の冷却材条件下におけるDNB熱流束測定試験の結果より求めた等価一様DNB熱流束に関する相関式を基本として、発熱分布の効果等を考慮した相関式であり、圧力9.8MPa(100kg/cm²)未満においてもDNB熱流束を適切に求めることができる。

「W-3相関式」に対する最小DNBRの許容限界値は1.30とする。

(b) THINC-IVコード及び改良COBRA-3Cコードによる解析手法

THINC-IVコード及び改良COBRA-3Cコードは、軸方向流路に沿って、1次冷却材の密度及び流量、エンタルピ、ボイド率、静圧等の熱水力パラメータを計算するコードである。THINC-IVコード及び改良COBRA-3Cコードは、炉心を小さな要素に分け、各要素間の質量、運動量及びエネルギー収支を計算する。解析は次の3段階で行う。

イ 炉心全体の解析

炉心を燃料集合体ごとに分け、各燃料集合体ごとの流量、エンタルピ、圧損、温度、ボイド率等を求める。解析手法としては、炉心入口流速分布及び炉心出口圧力を境界条件として熱水路を含む燃料集合体とそれに隣接する燃料集合体間のエネルギー及び流れの収支を計算する。

ロ 熱水路を含む燃料集合体の解析

熱水路を含む燃料集合体を4つに分割して解析を行う。入口流れ条件、各軸方向高さにおける隣接燃料集合体との運動量及びエネルギーの収支は、炉心全体の解析で得られる値を境界条件として使用する。

ハ 各水路ごとの解析

熱水路を含む1/4燃料集合体について各水路ごとの発熱量を入力し、ロで得られる結果を境界条件として各水路ごとの熱水力パラメータを解析する。

b. 燃料温度の解析方法

燃料温度の解析はFINEコード又はFPACコードにより行う。

燃料ペレット内の温度分布は主に局所出力密度及び二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウラン熱伝導率の関数であり、更に半径方向温度分布の計算には被覆材、ギャップ及びペレットを組み合わせてギャップコンダクタンスを考慮する必要がある。このギャップコンダクタンスを左右する因子すなわちギャップの寸法(又は接触圧)、内部ガスの成分と圧力、ペレット密度、ペレット内出力分布等は、半実験的モデルとして解析コードに組込まれている。この解析モデルによる温度計算値は実験値と良い一致が得られている。

1.4.4.3 原子炉冷却材系統の熱水力設計の説明

「1.4.1 概要説明」を参照。

1.4.4.4 熱水力設計技術の妥当性評価

(1) 熱水力設計値

「1.4.4.1 設計根拠」に示す設計方針を満足する炉心の熱水力設計値は第1.4-8表のとおりである。

(2) 熱水力設計の内容

a. DNBRの評価

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においてDNBRが許容限界値を下まわること防ぐため、炉心の運転領域を設定する。

本評価には、DNB相関式として「1.4.4.2(1)a. DNBRの解析方法」に述べた「MIRC-1相関式」又は「NFI-1相関式」を用いるが、これらの相関式に入力される炉心内局所的冷却材条件はTHINC-IVコード又は改良COBRA-3Cコードによるサブチャンネル解析により求められる。

(a) DNB解析

入力パラメータの一部を統計量として取扱い、DNBRの確率分布を求めることにより、最小DNBRを計算する。ここで統計的に取扱うパラメータは以下のものである。

イ 1次冷却材流量

ロ 炉心バイパス流量

ハ 原子炉出力

ニ 1次冷却材平均温度

ホ 原子炉圧力

ヘ 水平方向出力分布 ($F_{\Delta H}^N$)

ト エンタルピ上昇に関する工学的熱水路係数 ($F_{\Delta H,1}^E$)

サブチャンネル解析において、これら統計的に取扱うパラメータについては最確値を入力としてDNB評価を行い、得られたDNBR値(これをDNBR最確値という)から以下の式により最小DNBRを求める。

$$MDNBR = DNBR_{NOM} \times F_{DNBR}$$

$$F_{DNBR} = F_{DNBR}^U \times F_{DNBR}^M$$

MDNBR : 最小DNBR

DNBR_{NOM} : DNBR最確値

F_{DNBR} : DNBR乗数

F_{DNBR}^U : DNBR不確定性因子

F_{DNBR}^M : 余裕

ここで、F_{DNBR}^Uは上記パラメータの不確定さを統計的に考慮する因子であり、F_{DNBR}としてはF_{DNBR}^Uに更に余裕(F_{DNBR}^M)を考慮した安全側な値0.75を用いる。

以下に、DNB評価における主要な入力パラメータのうち、統計的に取り扱うものについて説明する。

イ 1次冷却材流量

定格流量を最確値とし、流量測定誤差に基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取扱う。

なお、炉心入口流量の不均一性については、熱水路を含む燃料集合体への冷却材流量を平均より5%減少させることにより考慮する。

ロ 炉心バイパス流量

炉心の冷却材流量には、熱除去に寄与しないバイパス流量として以下を考慮する。

(イ) 原子炉容器ふた部へ向かう流れ

(ロ) 制御棒案内シンブルを通る流れ

(ハ) 原子炉容器と炉心槽の間げきを経て原子炉容器出口ノズルに至る流れ

(ニ) 炉心バッフルと炉心槽の間を通る流れ

これらのバイパス流路の定格寸法及び各部圧力損失に基づいて設定した最確値と、各バイパス流路の寸法公差及び各部圧力損失の不確定性による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取扱う。

ハ 原子炉出力

定格値を最確値とし、熱出力較正誤差に基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取扱う。

ニ 1次冷却材平均温度

定格値を最確値とし、温度測定誤差及び制御系による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取扱う。

ホ 原子炉圧力

炉心部分の圧力評価値に基づいて設定した最確値と、圧力測定誤差及び制御系による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取扱う。

ヘ 水平方向出力分布 ($F_{\Delta H}^N$)

炉心の出力分布は、主として濃縮度、燃料集合体装荷パターン、バーナブルポイズン配置パターン、原子炉出力、制御棒クラスタ配置パターン、制御棒クラスタ位置、燃焼度等によって変化する。限界熱流束(DNB熱流束)の評価には、水路に沿って出力を積分したエンタルピー上昇の水平方向分布すなわち核的エンタルピー上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$) が重要になる。 $F_{\Delta H}^N$ の最確値は、水平方向ピーキング係数 (F_{XY}^N) の上限値に基づいて設定し、

実炉心及び臨界実験装置での測定結果を用いた誤差評価に基づいて標準偏差を設定することにより統計的に取扱う。

なお、部分出力時における $F_{\Delta H}^N$ の最確値としては、定格出力時での値に係数： $\{1+0.2(1-P)\}$ (P : 相対出力)を乗じたものを用いる。出力の低下に伴って $F_{\Delta H}^N$ の値を大きくするのは、制御棒クラスタを挿入することにより水平方向出力ピークが上昇するためであるが、「過大温度 ΔT 高」原子炉トリップ設定にこの影響をもち込んでいるので、炉心の安全性は確保されている。

ト エンタルピ^o上昇に関する工学的熱水路係数 ($F_{\Delta H,1}^E$)

ペレットの直径、密度及び濃縮度の製造公差によるエンタルピ^o上昇への影響については、定格値(1.0)を最確値とし、燃料製造実績データに基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取扱う。

以下に、DNB評価における主要な入力パラメータのうち、固定値として取扱うものについて説明する。

チ 軸方向出力分布

軸方向出力分布は制御棒クラスタの動き、負荷変動、キセノン再分布等によって大幅に変化するが、運転中の出力分布変動に余裕をもって対処できるように最大と平均の比が1.55であるコサイン分布をDNB評価に用いる。

リ 熱拡散係数(TDC)

水路間のエンタルピ^oの混合割合は、水路間エンタルピ^o差、1次冷却材の密度及び流速に比例する。この混合割合を無次元の熱拡散係数(TDC)

によって表現し、THINC-IVコード又は改良COBRA-3Cコードによる解析において使用する。

A型燃料では、7段の支持格子を持つ17×17燃料集合体を模擬したTDC実験を行いTDCの平均値として0.059を得たが、設計には、十分な余裕を見込んで0.045を使用する。15×15燃料集合体を模擬したTDC実験でグリッドスパン長が短いほどTDCが大きくなる傾向が確認されており、9段の支持格子を用いた17×17燃料集合体のグリッドスパン長は実験のものより短いので、0.045という値は十分安全側の値である。

一方、B型燃料では、9段の支持格子を持つ17×17燃料集合体を模擬したTDC実験を行いTDCの平均値として0.062を得たが、設計には十分な余裕を見込んでA型燃料と同様0.045を使用する。

(b) 運転時のDNB防護

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、DNBRが許容限界値を下まわること防ぐための炉心運転限界は、1次冷却材温度、圧力、炉心出力及び軸方向出力偏差の関数として定められる。この運転限界の中での最小DNBRは、許容限界値より小さくなることはない。この運転限界は、「1.4.4.4(2)a.(a) DNB解析」で述べた設計出力分布に基づいて計算されているが、原子炉保護設備により、炉外核計装からの軸方向中性子束偏差が過大になると「過大温度ΔT高」原子炉トリップの設定点が自動的に下がるように設計しているので炉心の安全性は確保される。

したがって、上記運転状態でのDNB設計基準は十分に満足されている。

ちなみに定格出力時の最小DNBRは第1.4-8表に示すように1.80であり、許容限界値より十分に大きい。

b. 燃料温度

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心最高温度は二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの溶融点未満であることが設計基準であり、本評価はFINEコード又はFPACコードにより行われる。

燃料温度の評価においては、燃料ペレット熱伝導率、局所出力密度、ギャップコンダクタンス、被覆管表面熱伝達係数を考慮し、以下に示す解析モデルにより評価する。

(a) 燃料温度解析

イ 燃料ペレット熱伝導率

理論密度95%の二酸化ウランの熱伝導率として0°Cから2,800°Cの積分が93 W/cmである次式を燃料温度評価に用いる。

・ FINEコード

$$K = \frac{1}{11.8 + 0.0238T} + 8.775 \times 10^{-13}T^3$$

ここで、K:熱伝導率(W/cm・°C)

T:温度(°C)

・ FPACコード

$$K = -0.0066 + \frac{57.88}{11.38 + 0.0132T} + 8.56 \times 10^{-12}T^3$$

ここで、K:熱伝導率(Btu/h・ft・°F)

T:温度(°F)

ガドリニア入り燃料の熱伝導率は、ガドリニアの添加により若干低下し、0°Cから2,730°Cの積分値を、FINEコードの場合60W/cmとし、FPACコードの場合62W/cmとする。

ロ 燃料棒内半径方向出力分布

半径方向出力係数 f は LASER コードにより計算される半径方向出力分布にもとづき計算され、次のように定義される。

$$\int_{T_s}^{T_c} K(t) dT = \frac{q' \cdot f}{4\pi}$$

ここで、

$K(t)$: 均一的な密度分布をもつ二酸化ウラン熱伝導率 (Btu/h·ft·°F)

q' : 線出力 (Btu/h·ft)

T_s : ペレット表面温度 (°F)

T_c : ペレット中心温度 (°F)

ハ ギャップコンダクタンス

燃料ペレット-被覆材間のギャップにおける温度低下はギャップの寸法及びギャップ内のガスの熱伝導率の関数である。ギャップコンダクタンスの計算モデルは燃料ペレット熱伝導モデルと組合わせて使用されるとき、燃料中心温度の計算値が実験値と一致するように決定されている。

・ FINEコード

ギャップコンダクタンス h (Btu/h·ft²·°F) の計算式は、

$$h = \frac{K_{\text{gas}}}{\frac{\delta}{2} + 14.4 \times 10^{-6}}$$

あるいは、

$$h = 1,500K_{\text{gas}} + \frac{4.0}{0.006 + 12\delta}$$

ここで、

K_{gas} : 混合ガスの熱伝導率 (Btu/h·ft·°F)

δ : ダイアメトラルギャップ (ft)

であり、上式のうち大きい方の値がギャップ温度差の計算に用いられる。

ペレット-被覆材間のギャップが零となった場合は接触時のコンダクタンスが別に考慮される。接触時のコンダクタンスは接触圧、ギャップ内のガス成分、表面粗さに依存することがわかっている。この結果と加圧水型炉において得られた表面粗さとから接触時のコンダクタンスは次式で表わせる。

$$h = 0.6P + \frac{K_{\text{gas}}}{14.4 \times 10^{-6}}$$

ここで、

P : 接触圧 (psi)

K_{gas} : 混合ガスの熱伝導率 (Btu/h・ft・°F)

・ FPACコード

ギャップコンダクタンスh(Btu/h・ft²・°F)の計算式は、ペレットと被覆管が接触している場合と接触していない場合を区別せず次式で表わせる。

$$h = \frac{K_{\text{gas}}}{\theta\delta + G} + hr + \alpha P$$

ここで、

K_{gas} : 混合ガスの熱伝導率 (Btu/h・ft・°F)

δ : ラディアルギャップ (ft)

θ : 補正係数

hr : 輻射による熱伝達係数 (Btu/h・ft²・°F)

α : 圧力補正係数 (Btu/h・ft²・°F・psi)

(温度の関数)

P : 接触圧 (psi)

G : 温度飛躍距離 (ft)

混合ガスの熱伝導率K_{gas}は次式により計算する。

$$K_{\text{gas}} = \prod_i K_i^{X_i}$$

ここで、K_i : ガスiの熱伝導率 (Btu/h・ft・°F)

X_i : ガスiのモル分率

ニ 熱伝達係数

強制対流熱伝達係数はよく知られたDittus-Boelterの式から得られる。

$$\frac{hD_e}{K} = 0.023 \left(\frac{D_e G}{\mu} \right)_b^{0.8} \left(\frac{C_p \mu}{K} \right)_b^{0.4}$$

ここで、

- h : 熱伝達率 (Btu/h·ft²·°F)
- D_e : 水力的等価直径 (ft)
- K : 流体の熱伝導率 (Btu/h·ft·°F)
- μ : 粘性係数 (lb/h·ft)
- C_p : 定圧比熱 (Btu/lb·°F)
- b : 流体平均温度を表す添字
- G : 質量速度 (lb/h·ft²)

核沸騰がはじまった後の被覆材表面温度はThomの式で決定される。

$$\Delta T_{\text{sat}} = \{0.072_{\text{exp}}(-P/1,260)\} (q'')^{0.5}$$

ここで、

- ΔT_{sat} : $T_w - T_{\text{sat}}$ (°F)
- q'' : 局所熱流束 (Btu/h·ft²)
- P : 冷却材圧力 (psia)
- T_w : 被覆材表面温度 (°F)
- T_{sat} : Pに対する飽和温度 (°F)

(b) 運転時の燃料過出力防護

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心最高温度が二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの溶融点以上となることを防ぐために炉心運転限界は前項で記した「過大温度ΔT高」原子炉トリ

ップと同様に「過大出力ΔT高」原子炉トリップにより保護される。

「過大出力ΔT高」原子炉トリップの設定は二酸化ウラン燃料については最大線出力密度59.1kW/m、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については最大線出力密度39.4kW/mを超えないように設定しているため、上記運転状態での燃料温度設計基準は十分に満足され、最大線出力密度時の燃料中心最高温度は「1.4.2.9(2) 性能及び安全評価」で述べたごとく二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの溶融点よりも十分低い。

1.4.4.5 試験及び検証

「1.3.10 供用期間中モニタリング、試験、保守及び検査」を参照。

1.4.4.6 計装の要求事項

計装に対する運転上の制限を「1.16.4 通常運転に関する制限及び条件、サーベイランス並びに試験に関する要件 (15) 計測及び制御設備」に示す。

1.4.5 原子炉制御、停止及び監視系統の設計

1.4.5.1 原子炉制御系統

(1) 系統及び装置の機能

a. 反応度制御設備

発電用原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの操作及び1次冷却材中のほう素濃度調整によって行う。その他に、反応度制御設備としてバーナブルポイズンを設ける。

反応度制御設備は次の機能を有する。

(a) 制御棒クラスタは、反応度変化を制御し、磁気ジャック式駆動装置により駆動され、原子炉トリップ時には、自重により炉心に挿入される。

(b) ほう素濃度調整により、低温から高温零出力までの1次冷却材温度変化に伴う反応度変化、キセノン、サマリウム等による反応度変化、燃料の燃焼による反応度変化等を制御する。

(c) バーナブルポイズンは、過剰増倍率を抑制し、高温出力状態で減速材温度係数を負にするため及び出力分布調整のため必要に応じて使用する。

ほう素濃度調整については、「1.5.12.1 化学体積制御系統」において、詳細説明をする。

b. その他の設備

燃料集合体の制御棒案内シムプルには、制御棒クラスタ、バーナブルポイズンのほかにシムプルプラグ及び中性子源を挿入する。シムプルプラグは、炉心内のバイパス流量を小さくするために使用し、中性子源は低中性子束における中性子束監視及び原子炉起動用に使用する。

(2) 安全設計根拠

a. 反応度制御設備

(a) 高温待機状態又は高温運転状態から燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる少なくとも2つの独立した系として制御棒制御系と化学体積制御設備とを設ける。

(b) 反応度制御設備は、発電用原子炉の反応度変化を以下のとおり制御する設計とする。

イ 制御棒クラスタは、高温零出力から高温全出力にわたる出力の変化に伴う反応度変化を制御する設計とする。

ロ バーナブルポイズンは、過剰増倍率を抑制し、高温出力状態で減速材温度係数を負にできるように設計する。

ハ ほう素濃度調整により、低温から高温零出力までの1次冷却材温度変化に伴う反応度変化、キセノン、サマリウム等による反応度変化、燃料の燃焼による反応度変化等を制御する設計とする。

以上の反応度制御に対する詳細説明は、「1.4.3 核設計」において行う。

(c) 制御棒駆動装置は以下のとおり設計する。

イ 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する耐圧部は「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45年9月3日通商産業省告示501号)」等の規定に従って、設計、製作並びに検査を行う。

ロ 原子炉トリップ時には制御棒クラスタをその自重により炉心に挿入できる設計とする。

ハ 制御棒クラスタを炉心内上下に反応度制御上必要な位置へ駆動できる設計とする。

(3) 説明

a. 反応度制御設備

制御棒クラスタの設備仕様を第1.4-9表に示す。

バーナブルポイズンの設備仕様を第1.4-10表に示す。

制御棒駆動装置の設備仕様を第1.4-11表に示す。

(a) 制御棒クラスタ

制御棒クラスタは、第1.4-31図に示すように制御棒24本をスパイダ継手で対称位置に配置した構造で、各制御棒は、各燃料集合体内の24本の制御棒案内シンプル内を、上下に移動する。

制御棒案内シンプルの下部は、径を小さくするとともに数個の小孔を設け、原子炉トリップ動作の終りにダッシュポット効果による緩衝作用を行わせる。

制御棒は、中性子吸収材である銀・インジウム・カドミウム合金をステンレス鋼管で被覆し、両端に端栓を溶接したもので、上端はスパイダ継手により固定する。スパイダ継手と駆動軸はカップリングで連結する。

制御棒には、中性子吸収材を全長にわたって配置する。

(b) バーナブルポイズン

バーナブルポイズンは、ほう素入り吸収材(ほうけい酸ガラス管)を耐食性の被覆管に充填し、クラスタ状に成形したもので、燃料集合体の制御棒案内シンプルに挿入する。初装荷炉心のバーナブルポイズン棒の総数は1,830本で、第1.4-32図及び第1.4-14図に示すように24本・20本・16本・10本の4種類を炉心全体に分布して配置する。

バーナブルポイズンの有する反応度抑制効果の分だけ、1次冷却材中のほう素濃度を小さくすることができ、高温出力運転状態で減速材温度係数を容易に負とすることができる。また、バーナブルポイズンを炉心内に適切に配置することにより、炉心水平面内の出力分布が更に平坦化する。

バーナブルポイズン中のほう素は、燃焼が進行するに伴って損耗するが、その損耗の割合は燃料の燃焼に比較して小さいので、第1サイクル全期間を通じて、1次冷却材中のほう素濃度は初期の値より小さくなり、したがって減速材温度係数も、より負側の値となる。続く各サイクルでは、燃料が一部損耗していること、サマリウム等の核分裂生成物が蓄積していること等のために、1次冷却材中のほう素濃度は小さくなると予想されるが、ほう素濃度が高く、減速材温度係数を負にする必要がある場合又は出力分布調整が必要な場合は、引き続いてバーナブルポイズンを使用することもあり得る。

取替炉心でバーナブルポイズンを使用する場合は、良好な水平方向出力分布が得られるように1,830本以下を炉心全体に分布して配置する。

バーナブルポイズンの構造図を第1.4-33図に示す。

バーナブルポイズンの使用期間を通じてほうけい酸ガラスの温度は軟化点を超えず、被覆管の応力はASME Sec. IIIに準じた許容応力を超えないこととする。

(c) 制御棒駆動装置

制御棒クラスタは、原子炉容器ふたに取り付けた磁気ジャック式駆動装置により駆動する。この制御棒駆動装置は第1.4-34図に示すように、圧力ハウジング、コイルアセンブリ、ラッチアセンブリ、駆動軸等から構成する。

原子炉容器ふたを取り外す場合は、全動作コイルを消磁して駆動軸とラッチを切り離し、制御棒クラスタを炉心内に放置する。次に制御棒クラスタ動

作用コイル及び位置指示用コイルの電源を切り離し、駆動軸以外の全装置を原子炉容器ふたとともに取り外す。駆動軸とラッチの結合は、原子炉容器ふたを取り付けたのち、動作コイルを励磁することにより行う。

イ 圧力ハウジング

制御棒駆動装置の可動部分は、すべて圧力ハウジング内に設ける。圧力ハウジングは、原子炉容器ふたに取付けた蓋用管台に取付ける。

ロ コイルアセンブリ

第1.4-35図に示すように圧力ハウジングの外側に、独立した3個のコイルからなるコイルアセンブリを設ける。コイルアセンブリの上に、外部配線と連結するターミナルを設け、取り外しを容易にする。コイルアセンブリの運転中の発生熱を除去するため、制御棒駆動装置冷却装置を設け、常時、制御棒駆動装置を冷却する。

ハ ラッチアセンブリ

ラッチアセンブリは、第1.4-35図に示すように圧力ハウジング内に收容するラッチ、プランジャー等から構成し、駆動軸に付けられた円環状のみぞと噛み合うラッチと、駆動軸周りのプランジャーの動作により、駆動軸を上下に駆動する。プランジャーは半導体式制御装置により、所定のシーケンスで励磁される動作コイルで作動する。

ラッチの動作は、常に機械的荷重のない状態で行い、駆動軸の溝及びラッチ先端の摩耗を最小にする。

通常運転時、駆動軸は、ステーションナリグリッパコイル及びムーバブルグリッパコイルを励磁して保持する。ステーションナリグリッパコイル及びムーバ

ブルグリッパコイルへの電流が原子炉トリップ信号又は電源喪失のため遮断されると、ラッチが外れ、制御棒クラスタは炉心内に自重で落下する。

ラッチアセンブリは、運転中は潤滑のため1次冷却材で浸されるが、高温高圧下でも完全に作動するよう設計する。

ニ 駆動軸

駆動軸には、ラッチとかみ合う円周状の溝を設け、その下端には制御棒クラスタと連結するカップリングを設ける。カップリングの連結及び取り外しは、遠隔操作で行うことができる。

(d) ほう素濃度制御系

ほう素濃度制御系は、燃料の燃焼、キセノン、サマリウム量の変化及び1次冷却材温度の低温から高温零出力状態までの変化に伴うような比較的ゆるやかな反応度変化を制御する。

1次冷却材中のほう素濃度は、化学体積制御設備を使用して手動操作で増減する。ほう素濃度を高くする場合には、充てんポンプによって、1次冷却材中へほう酸水を注入し、逆にほう素濃度を低くする場合には純水を補給して所要の濃度に希釈する。

また、1次冷却材中のほう素濃度は、適時試料採取し測定する。

ほう素濃度制御方式を使用することによって、全出力状態では、制御棒クラスタをできるだけ引き抜いた状態で運転でき、出力分布を平坦化することができる。

化学体積制御設備は、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、原子炉を低温停止できる能力を持つものとする。

ほう素添加による負の反応度添加速度の絶対値は 0.24×10^{-3} ($\Delta K/K$)/min以上とする。

(e) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備として以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）及びほう酸水注入）を設ける。

イ フロントライン系故障時に用いる設備

(イ) 手動による原子炉緊急停止

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護ロジック盤の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。

(ロ) 原子炉出力抑制（自動）

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護ロジック盤又は原子炉トリップ遮断器の故障

等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（自動））として、多様化自動作動設備は、発信する作動信号によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、多様化自動作動設備は、復水ピットを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却システムの過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる設計とする。

（ハ） 原子炉出力抑制（手動）

多様化自動作動設備から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動作動しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（手動））として、中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、復水ピットを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却システムの過圧を防止できる設計とする。

（ニ） ほう酸水注入

制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器又は原子炉安全保護ロジック

盤の故障等により原子炉トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸注入弁を介して充てんポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプは、化学体積制御システムにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

b. その他の設備

(a) シンプルプラグ

制御棒、中性子源棒、バーナブルポイズン棒等が入らない制御棒案内シンプルを通るバイパス流量を制限するため、シンプルプラグを挿入する。シンプルプラグは第1.4-36図に示すような構造であり、バーナブルポイズン棒と組み合わせて、使用する場合もある。炉心に装着する場合は、上部炉心板の底部と燃料集合体の上部ノズルにはさんで固定する。

シンプルプラグの材料は、スプリング以外はステンレス鋼を使用する。スプリングはニッケル・クロム・鉄合金を使用する。

(b) 中性子源

中性子源には、1次中性子源と2次中性子源の2種類があり、1次中性子源は最初から放射性であるが、2次中性子源は、原子炉運転中に放射化されて中性子源としての機能を持つ。

本原子炉には、1次中性子源集合体2体と2次中性子源集合体2体を第1.4-14図に示すように、炉心内の対称な位置にある燃料集合体の制御棒

案内シムブルに挿入し、上部炉心板で固定する。1次中性子源集合体は、第1.4-37図に示すように1本の1次中性子源棒及び23本のバーナブルポイズン棒から構成する。また、2次中性子源集合体は、第1.4-38図に示すように4本の2次中性子源棒及び20本のシムブルプラグから構成する。1次中性子源の材料は、約 0.6×10^{10} Bqの線源強度をもつカリフォルニウム-252であり、2次中性子源の材料はアンチモン・ベリリウムの混合物である。その他の材料は、スプリング以外はすべてステンレス鋼を用い、スプリングは、ニッケル・クロム・鉄合金を用いる。中性子源の設備仕様の概略を第1.4-12表に示す。

(4) 材料

具体的な材料については第1.4-9表、第1.4-10表、第1.4-11表及び第1.4-12表を参照。

(5) 他の装置又は系統との接続点

制御棒駆動装置は、原子炉容器上部ふたと一体型の構造物である。ほう素濃度制御には、「1.5.12.1 化学体積制御系統」を使用する。

(6) 系統及び装置の運転

「1.16 運転上の制限及び条件」に基づき実施している。

(7) 計装制御

「1.7.2.1 系統及び装置の機能」を参照。

(8) モニタリング、検査、試験及び保守

「1.3.10 供用期間中モニタリング、試験、保守及び検査」を参照。

(9) 放射線的側面

「1.12 放射線防護」に基づき実施している。

(10) 性能及び安全評価

a. 反応度制御設備

(a) 独立性

反応度制御設備は、制御棒制御系による制御棒クラスタ挿入と、化学体積制御設備によるほう酸注入の原理の異なる2つの系を有しているため、独立性を維持できる。

(b) 反応度制御機能

反応度制御設備は、「1.4.3 核設計」に詳細を述べるようにそれぞれの目的に応じて制御棒制御系及びほう素濃度調整によって必要な反応度制御機能を果たすことができる。

(c) 制御棒駆動装置

イ ステーションナリグリッパコイル及びムーバブルグリッパコイルへの電流が原子炉トリップ信号又は電源喪失のため遮断されると、駆動軸を保持しているラッチが外れ、制御棒クラスタは、炉心内に自重で落下する。

ロ 所定のシーケンスで励磁されるコイルアセンブリによって圧力ハウジング内のラッチアセンブリが動作するので、制御棒クラスタは、炉心内を上下に反応度制御上必要な位置へ駆動できる。

1.4.5.2 原子炉停止系統

原子炉停止系統については、「1.4.5.1 原子炉制御系統」を参照。

1.4.5.3 炉心監視系統

炉心監視系統については、「1.7.6 安全上重要な情報システム」を参照。

1.4.6 反応度制御系統の組合せ性能の評価

発電用原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの位置調整並びに1次冷却材中のほう素濃度調整の2方式により行う。これらの制御方式に加えて、過剰増倍率を抑制し、高温出力状態で減速材温度係数を負にし、また、中性子束分布を平坦化するため、必要に応じてバーナブルポイズンを使用する。

(1) 制御棒クラスタ位置とほう素濃度

制御棒クラスタの位置が制御棒クラスタ引抜き限界あるいは、挿入限界位置から外れそうになると、制御棒クラスタの位置を修正するために、運転員の判断によってほう素濃度を調整する。

制御棒クラスタの挿入限界位置は、炉出力の関数として制御棒クラスタの位置の下限を決めたもので、発電用原子炉を確実に停止するに足る反応度を持つように決定する。また、制御棒クラスタ引抜き限界は、負荷追従が可能なようにその上限を決めたものである。

制御棒クラスタ挿入限界は、第1.4-39図に示す停止余裕監視装置により監視し、警報を発する。警報には「低」及び「異常低」があり、「低」警報は、運転員に通常のほう素濃度調整手順に従ってほう酸添加を行う必要のあることを警報し、「異常低」警報は、緊急ほう酸添加を行う必要のあることを警報する。

制御棒クラスタ位置が、制御棒クラスタ引抜き限界に達すると警報を発する。運転員はほう素濃度の希釈を行い制御棒クラスタを所定の位置に戻す。

(2) ほう素濃度の調整

1次冷却材中のほう素濃度の調整は、化学体積制御設備により行う。

ほう素濃度制御には、「自動補給」、「希釈」、「急速希釈」及び「ほう酸添加」の4つのモードがあり、これらのモード選択は、中央制御盤上のモード選択スイ

ッチにより行う。

(3) 評価

発電用原子炉は、負の反応度フィード・バックによる自己制御性と、原子炉制御系の機能による十分な負荷追従性を有し、負荷に応じた安定な運転ができる。

原子炉制御設備は、自動制御の範囲内では $\pm 5\%/min$ のランプ状負荷変化と、 $\pm 10\%$ のステップ状負荷変化とに応じることができ、更に、タービンバイパス制御系の作動により急激な負荷減少でも、対処できる。（「1.4.3 核設計」参照）

発電所の運転状態を示す主要な諸変数は、中央制御盤上の指示計又は記録計に指示記録すると同時に、設定値に達した場合には、運転員に注意を喚起するよう警報装置及びインターロックを設ける。各制御装置は、必要な場合には運転員の監視のもとに十分安全に手動制御が可能である。

1.4.7 炉心構成機器

1.4.7.1 系統及び装置の機能

(1) 概要

炉内構造物は大別して上部炉心構造物と下部炉心構造物から構成する。概略の全体構造を第1.4-1図に示す。

炉内構造物は次の機能を果たす。

- a. すべての制御棒クラスタが必要時に動作できるように確実に位置決めする。
- b. 燃料集合体を支持し、位置決めする。
- c. 1次冷却材が燃料集合体を冷却するように流路を確保する。

(2) 主要設備

原子炉容器内に取り付ける炉内構造物は、上部炉心構造物と下部炉心構造物から構成する。

a. 上部炉心構造物

上部炉心構造物は、第1.4-40図のように、制御棒クラスタ案内管、上部炉心支持板、上部炉心支持柱、上部炉心板等から構成し、次のような構造と機能を持つ。

- (a) 制御棒クラスタ案内管は、駆動軸及び引き抜かれた制御棒クラスタを横方向水流から保護する。

制御棒クラスタ案内管は、上部を上部炉心支持板に固定され、下部を上部炉心板にピンで拘束されている。

- (b) 上部炉心支持柱は、上部炉心支持板と上部炉心板とを結合するために、上下端をそれぞれの板に固定される。上部炉心支持柱は、2枚の板の間で機械荷重を伝達し、炉内計装用熱電対を案内する熱電対引出管を固定

する。

- (c) 上部炉心板は、その下面に取り付けた燃料ピンにより燃料集合体上端の位置決め及び整列を行う。
- (d) 上部炉心支持板は、原子炉容器フランジ部で支持され、上部炉心板、上部炉心支持柱等に作用する荷重を原子炉容器フランジ部に伝達する。
- (e) 上部炉心構造物は、下部炉心構造物に対して上部炉心板位置決めピンで位置決めされる。

上部炉心板位置決めピンは、炉心槽の上部炉心板が位置決めされる高さのところに90度間隔に位置しており、上部炉心構造物を下部炉心構造物内に挿入するとき、上部炉心板に加工された溝が、上部炉心板位置決めピンで軸方向に案内される。また、上部炉心構造物が所定の位置に下降すると、上部炉心板の下面に取り付けられた燃料ピンが燃料集合体上部ノズルのピン穴に案内され、燃料集合体の位置決めを行う。

- (f) 上部炉心構造物には、自重、地震荷重、水力荷重、燃料集合体の荷重等の垂直方向荷重と、冷却材横流れ、地震荷重等の水平方向荷重が作用する。

垂直方向荷重は、上部炉心板、上部炉心支持柱を通して上部炉心支持板に伝わり、原子炉容器フランジ部で支持される。

水平方向荷重は、上部炉心支持柱により上部炉心支持板と上部炉心板に分配され、原子炉容器フランジ部と上部炉心板位置決めピンを介して下部炉心構造物とで支持される。

b. 下部炉心構造物

下部炉心構造物は、第1.4-41図のように炉心槽、炉心バッフル、下部炉心板、下部炉心支持板、熱遮蔽体、下部炉心支持柱等で構成し、次のような

構造と機能を持つ。

- (a) 炉心槽は、上部フランジ部を原子炉容器フランジ部で支持され、下端は、原子炉容器壁に取り付けた炉心支持金物により水平方向が支持されている。炉心槽の内部には炉心バップル、下部炉心板が取り付けられ、炉心内の1次冷却材の流路を形成している。なお、炉心バップルと炉心槽の間の流れは上向き流とし、1次冷却材の炉心バップル板間隙から燃料集合体方向への横流れの低減を図ることにより、横流れが燃料棒に与える影響を大幅に低減する。
- (b) 下部炉心板は、その上面に取り付けた燃料ピンにより燃料集合体の位置決め及び整列を行う。
- (c) 下部炉心支持柱は、下部炉心板と下部炉心支持板とを結合し、下部炉心支持板に炉心の重量を伝達する。
- (d) 熱遮蔽体は分割型であり、炉心槽の外側で中性子線量の大きい箇所に配置することにより、運転中原子炉容器壁に照射される中性子線量を減少させる。
- (e) 下部炉心支持板の下部の炉内計装案内管は、炉内計装筒より挿入された可動小型中性子束検出器のシンブルが燃料集合体内の炉内計装案内管に挿入できるように案内する。
- (f) 熱遮蔽体の外側に照射試験片ホルダ案内管を取り付け、原子炉容器材料の照射試験片を挿入し、原子炉運転中照射する。
- (g) 下部炉心構造物には、自重、燃料集合体の初期荷重、制御棒クラスタの落下時の荷重、地震荷重、水力荷重等の垂直方向荷重と地震荷重、冷却材の横流れ等の水平方向荷重が作用する。垂直方向荷重は、下部炉心板より下部炉心支持柱を介し下部炉心支持板に伝わる。

更に、下部炉心支持板から炉心槽を通して炉心槽フランジに伝わり、原

子炉容器フランジ部で支持される。水平方向荷重は、炉心槽に伝わり、原子炉容器フランジと炉心支持金物に分配される。

燃料集合体に働く水平方向荷重は、炉心槽に固定された下部炉心板と上部炉心板を支持する位置決めピンによって炉心槽に伝わる。

1.4.7.2 安全設計根拠

- (1) 炉内構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、地震時及び1次冷却材喪失等の事故時に、それぞれ必要な強度及び機能を保持するように設計する。
- (2) 炉内構造物は、燃料集合体とともに1次冷却材の炉心内での流量分布を均一にし、バイパス流量を制限するとともに、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時においても適切な熱伝達が行えるように設計する。
- (3) 炉内構造物は、応力及び変形に対して配慮し、燃料集合体を所定位置に確実に保持し、ねじれ等が生じないように設計する。
- (4) 炉内構造物は、熱遮蔽体を設置して原子炉容器への照射を少なくし、運転期間中、使用材料のじん性が保たれるように設計する。
- (5) 炉内構造物は、炉内中性子束計測用シンブルを案内できるように、また、原子炉容器材料の照射試験片を挿入できるように設計する。
- (6) 炉内構造物は、燃料取替を安全かつ適切に行えるように設計する。

また、炉内構造物は、供用期間中検査が可能なように、原子炉容器外に取り出せるように設計する。

1.4.7.3 説明

炉内構造物の設備仕様を第1.4-13表に示す。

1.4.7.4 材料

炉内構造物は、原子炉容器内の熱的、化学的、圧力、放射線等の種々の厳しい条件下で、安全にその機能を果たすようにステンレス鋼等を使用する。

具体的な材料については第1.4-13表を参照。

1.4.7.5 他の装置又は系統との接続点

炉内構造物は、原子炉容器内に設置される。

1.4.7.6 系統及び装置の運転

炉内構造物は、原子炉容器内で運転される。

1.4.7.7 計装制御

炉内構造物は、炉心を支持する構造物であることから、「1.4.5 原子炉制御、停止及び監視系統の設計」と同じ。

1.4.7.8 モニタリング、検査、試験及び保守

「1.3.10 供用期間中モニタリング、試験、保守及び検査」を参照。

1.4.7.9 放射線的側面

「1.12 放射線防護」に基づき実施している。

1.4.7.10 性能及び安全評価

(1) 強度及び機能

炉内構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、地震時及び1次冷却材喪失等の事故時において応力及び変形を制限しているため、必要

な強度及び機能を果たすことができる。

(2) 流量分布とバイパス流量

流量分布は、下部炉心構造物の流路形状によって、炉心入口で均一化される。また、バイパス流に対しては、バイパスを生じる構造物間の間隙及び流路穴によって、その流量を制限できる。

(3) 燃料集合体の支持

炉心を支持する炉心支持構造物は十分剛であるので、炉心を確実に支持できる。

(4) 中性子遮蔽

1次冷却材自身の放射線遮蔽効果に加えて、原子炉容器への中性子照射を少なくするための熱遮蔽体の設置により、運転期間中、使用材料のじん性を保つことができる。

(5) 炉内計測と照射試験片用カプセルの保持

下部炉心構造物に炉内計装案内管を設置しているので、炉内中性子束計測用シンブルを案内できる。

また、熱遮蔽体に照射試験片ホルダ案内管を設置しているので、照射試験片用カプセルの挿入及び保持ができる。

(6) 燃料取替と供用期間中検査

上部炉心構造物と下部炉心構造物は、押えリングを介してのみ接続しており、安全かつ容易に分離できる構造であるので、燃料の取替は安全かつ適切

にできる。また、原子炉容器外へも取り出すことができ、供用期間中検査が可能である。

第1.4-1表 燃料の設備仕様(4号機)

(1) 燃料

	A型燃料	B型燃料
材料	二酸化ウラン (一部ガドリニアを含む)	二酸化ウラン (一部ガドリニアを含む)
濃縮度		
初装荷燃料		
第1領域	約2.0wt%	—
第2領域	約3.5wt%	—
第3領域	約4.1wt%	—
取替燃料	約4.1wt% ～約3.4wt%	約4.1wt% ～約3.4wt%
	但しガドリニア入り燃料については、 濃縮度約2.6wt%以下～約1.9wt% ガドリニア濃度は約6wt%	
初期密度	約95%理論密度	約95%理論密度
ペレット直径	約8.19mm	約8.05mm
ペレット長さ	約10.0mm	約9.0mm
燃焼度		
初装荷燃料集合体平均	約33,000MWd/t	—
取替燃料集合体平均	約44,000MWd/t ～約31,000MWd/t	約44,000MWd/t ～約31,000MWd/t
燃料集合体最高	48,000MWd/t	48,000MWd/t
ペレット最高	約62,000MWd/t	約62,000MWd/t

ペレット中心最高温度

定格出力時	約1,830°C	約1,830°C
	約1,800°C (ガドリニア入り燃料)	約1,600°C (ガドリニア入り燃料)
最大線出力密度 59.1kW/m時	約2,270°C	約2,240°C
(ガドリニア入り 燃料については 39.4kW/m時)	約1,990°C (ガドリニア入り燃料)	約1,840°C (ガドリニア入り燃料)

(2) 燃料被覆管

材料	ジルカロイ-4	ジルカロイ-4
外径	約9.50mm	約9.50mm
厚さ	約0.57mm	約0.64mm
被覆管－ペレット 間げき(直径)	約0.17mm	約0.17mm
表面最高温度		
定格出力時	約349°C	約349°C
最大線出力密度 59.1kW/m時	約350°C	約350°C

(3) 燃料集合体

集合体数 (A型、B型の合計)	193	
燃料棒配列	17×17	17×17
集合体当たり燃料棒数	264	264
全燃料棒数 (A型、B型の合計)	50,952	
燃料棒全長(端栓とも)	約3.9m	約3.9m
燃料棒ピッチ	約12.6mm	約12.6mm

集合体	全長	約4.1m	約4.1m
	断面寸法	約214mm×約214mm	約214mm×約214mm
支持格子材料		ニッケル・クロム・鉄合金	ニッケル・クロム・鉄合金
集合体当たり支持格子数		9	9
制御棒案内シンプル材料		ジルカロイ-4	ジルカロイ-4
集合体当たり制御棒案内シンプル数		24	24
制御棒案内シンプル	外径	上部 約12.2mm 下部 約10.9mm (タッチユホット部)	約12.2mm 約10.9mm (タッチユホット部)
	厚さ	上部 約0.41mm 下部 約0.41mm (タッチユホット部)	約0.41mm 約0.41mm (タッチユホット部)
炉内計装用案内シンプル材料		ジルカロイ-4	ジルカロイ-4
集合体当たり炉内計装用案内シンプル数		1	1
炉内計装用案内シンプル	外径	約12.2mm	約12.2mm
	厚さ	約0.41mm	約0.41mm

第1.4-2表 核設計値(4号機)

(1) 炉心

有効高さ		約3.66m
等価直径		約3.37m
減速材／ウラン体積比(低温時)		A型燃料集合体 約3.43 B型燃料集合体 約3.56
燃料集合体数		193
燃料集合体中の燃料棒配置		17×17
燃料集合体中の燃料棒数		264
濃縮度		
初装荷燃料	第1領域	約2.0wt%
	第2領域	約3.5wt%
	第3領域	約4.1wt%
取替燃料		約4.1wt%～約3.4wt%
		但しガドリニア入り燃料については、 濃縮度約2.6wt%～約1.9wt%、ガ ドリニア濃度は約6wt%
平均燃焼度		
初装荷燃料集合体		約33,000MWd/t
取替燃料集合体		約44,000MWd/t ～約31,000MWd/t

(2) 核的熱水路係数(定格出力時)

F_Q^N	2.25 (燃料ペレット焼きしまり効果を含まない)
$F_{\Delta H}^N$	1.60

(3) 線出力密度

定格出力時平均	約17.9kW/m
定格出力時最大	41.5kW/m(燃料ペレット焼きしまり効果を含まない)
	33.2kW/m(ガドリニア入り燃料)
	(燃料ペレット焼きしまり効果を含まない)

(4) 実効増倍率(サイクル初期)

	<u>初装荷炉心</u>	<u>取替炉心</u>
燃料取替停止 (全制御棒クラスタ挿入)	0.95 (約1,800ppm)	0.95 (約2,000ppm)
低温停止 (全制御棒クラスタ引抜き)	0.99 (約1,900ppm)	0.99 (約2,100ppm)
高温停止 (全制御棒クラスタ引抜き)	0.98 (約1,900ppm)	0.98 (約2,100ppm)
高温全出力 (全制御棒クラスタ引抜き)	1.00 (約1,600ppm)	1.00 (約1,700ppm)
高温全出力 [全制御棒クラスタ引抜き キセノン、サマリウム平衡]	1.00 (約1,200ppm)	1.00 (約1,300ppm)

(5) 制御装置の反応度制御能力

	<u>初装荷炉心</u>	<u>取替炉心</u>
制御棒クラスタ (最大反応度効果を有する制御 棒クラスタ1本挿入不能時)	約0.06ΔK/K	約0.06ΔK/K
ほう素濃度調整(約2,500ppm)	0.18ΔK/K以上	0.18ΔK/K以上
バーナブルポイズン (サイクル初期)	約0.08ΔK/K	約0.08ΔK/K以下

(6) 反応度係数

減速材温度係数 $(+0.8 \sim -9.4) \times 10^{-4} (\Delta K/K) / ^\circ C$

ドップラ係数 $(-1.8 \sim -5.2) \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ C$

ボイド係数 $(+0.7 \sim -3.1) \times 10^{-3} (\Delta K/K) / \% \text{ボイド}$

圧力係数 $(+8.2 \sim -0.5) \times 10^{-4} (\Delta K/K) / (\text{MPa})$

$((+8.0 \sim -0.5) \times 10^{-5} (\Delta K/K) / (\text{kg/cm}^2))$

減速材密度係数 $(+0.51 \sim 0) (\Delta K/K) / (\text{g/cm}^3)$

(減速材温度係数は、高温出力運転状態では負である。)

第1.4-3表 反応度停止余裕(4号機)

	<u>第1サイクル末期</u>	<u>取替サイクル末期</u> ^(注1)
1. 所要制御反応度	約3.65%ΔK/K	約3.68%ΔK/K
ドップラ	約1.12%ΔK/K	約1.11%ΔK/K
減速材温度	約1.13%ΔK/K	約1.17%ΔK/K
ボイド	約0.05%ΔK/K	約0.05%ΔK/K
中性子束再分布	約0.85%ΔK/K	約0.85%ΔK/K
挿入限界	約0.50%ΔK/K	約0.50%ΔK/K
2. 制御棒クラスタの反応度 ^(注2)	約5.64%ΔK/K	約5.57%ΔK/K
3. 反応度停止余裕	約1.99%ΔK/K	約1.89%ΔK/K

(注1) 標準的取替炉心での例

(注2) 最大反応度効果を持つ制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できないものとし、更に、計算上の不確定性を考慮して10%の余裕をみて評価している。

第1.4-4表 炉心の主要パラメータ(1)(4号機)

領域		サイクル	1	2	3	4 (平衡炉心)
第1領域	約2.0wt%		65			
第2領域	約3.5wt%		64	61	1	
第3領域	約4.1wt%		64	64	56	
第4領域	約4.1wt%			40	40	40
	約4.1wt% (Gd入り) ^(注1)			28	28	17
第5領域	約4.1wt%				40	40
	約4.1wt% (Gd入り) ^(注1)				28	28
第6領域	約4.1wt%					40
	約4.1wt% (Gd入り) ^(注1)					28
第7領域	約4.1wt%					
	約4.1wt% (Gd入り) ^(注1)					
サイクル燃焼度 (MWd/t)			18,700	15,400	15,400	15,400
バーナブルポイズン本数(本)			1,830	0	0	0
サイクル初期臨界ほう素濃度 (ppm)			1,510	1,790	1,660	1,680
取出し燃料集合体の平均燃焼度 (MWd/t)			18,500	36,300	44,300	43,400

(注1) 約2.6wt%U²³⁵-6wt% Gd₂O₃燃料棒を16本含む

第1.4-5表 炉心の主要パラメータ(2) (4号機)

領域		サイクル	4 (平衡炉心)	5 (予定外取出炉心)
第 1 領域		約2.0wt%		
第 2 領域		約3.5wt%		
第 3 領域		約4.1wt%		
第 4 領域		約4.1wt%	40	
		約4.1wt% (Gd入り) ^(注1)	17	
第 5 領域		約4.1wt%	40	40
		約4.1wt% (Gd入り) ^(注1)	28	17
第 6 領域		約4.1wt%	40	32
		約4.1wt% (Gd入り) ^(注1)	28	28
第 7 領域		約4.1wt%		48
		約4.1wt% (Gd入り) ^(注1)		28
サイクル燃焼度 (MWd/t)			15,400	15,400
バーナブルポイズン本数(本)			0	160
サイクル初期臨界ほう素濃度 (ppm)			1,680	1,660
取出し燃料集合体の平均燃焼度 (MWd/t)			43,400	43,600

(注1) 約2.6wt%²³⁵U-6wt% Gd₂O₃燃料棒を16本含む

第1.4-6表 炉心の安全性確認項目(1)(4号機)

項目		単位	安全解析 使用値	第1 サイクル	第2 サイクル	第3 サイクル	第4 サイクル (平衡炉心)	
反応度停止余裕 (サイクル末期)		%ΔK/K	≧1.6	1.99	2.11	1.95	1.89	
最大線出力密度		kW/m	≦41.5	39.1	38.8	37.1	36.2	
燃料集合体最高燃焼度		MWd/t	≦48,000	22,300	37,200	47,500	47,300	
F_{XY}^N		—	≦1.48	1.41	1.42	1.42	1.41	
減速材温度係数		$10^{-5}(\Delta K/K)/^{\circ}C$	-94~+8	-63~-1.9	-66~-0.5	-67~-4.9	-66~-3.7	
ドップラ係数		$10^{-5}(\Delta K/K)/^{\circ}C$	-5.2~-1.8	-3.9~-2.7	-3.6~-2.6	-3.6~-2.6	-3.8~-2.8	
制御棒落下時	落下制御棒 値	%ΔK/K	≦0.25	0.13	0.14	0.13	0.13	
	$F_{\Delta H}^N$	—	≦1.87	1.73	1.70	1.71	1.68	
制御棒 飛出し時 F_Q	サイクル初期	HZP	—	≦15	12.1	12.0	10.8	7.73
		HFP	—	≦7.0	5.75	4.96	6.16	4.23
	サイクル末期	HZP	—	≦25	21.8	22.6	23.5	20.8
		HFP	—	≦6.8	5.36	5.68	5.66	3.47
飛出し 制御棒 値	サイクル初期	HZP	%ΔK/K	≦0.66	0.44	0.41	0.42	0.26
		HFP	%ΔK/K	≦0.12	0.08	0.08	0.09	0.08
	サイクル末期	HZP	%ΔK/K	≦0.87	0.79	0.56	0.57	0.49
		HFP	%ΔK/K	≦0.18	0.14	0.09	0.12	0.09
最大反応度添加率		$10^{-5}(\Delta K/K)/S$	≦75	39	38	38	40	

(注) HZP:高温零出力
HFP:高温全出力

第1.4-7表 炉心の安全性確認項目(2)(4号機)

項目		単位	安全解析 使用値	第4サイクル (平衡炉心)	第5サイクル (予定外取出炉心)	
反応度停止余裕 (サイクル末期)		%ΔK/K	≥1.6	1.89	1.83	
最大線出力密度		kW/m	≤41.5	36.2	37.0	
燃料集合体最高燃焼度		MWd/t	≤48,000	47,300	47,500	
F_{XY}^N			≤1.48	1.41	1.41	
減速材温度係数		$10^{-5}(\Delta K/K)/^{\circ}C$	-94~+8	-66~-3.7	-66~-4.3	
ドップラ係数		$10^{-5}(\Delta K/K)/^{\circ}C$	-5.2~-1.8	-3.8~-2.8	-3.8~-2.8	
制御棒落下時	落下制御棒 値	%ΔK/K	≤0.25	0.13	0.14	
	$F_{\Delta H}^N$	—	≤1.87	1.68	1.77	
制御棒飛出し時 F_Q	サイクル初期	HZP	—	≤15	7.73	11.5
		HFP	—	≤7.0	4.23	6.40
	サイクル末期	HZP	—	≤25	20.8	21.9
		HFP	—	≤6.8	3.47	5.57
飛出し制御棒 値	サイクル初期	HZP	%ΔK/K	≤0.66	0.26	0.55
		HFP	%ΔK/K	≤0.12	0.08	0.10
	サイクル末期	HZP	%ΔK/K	≤0.87	0.49	0.62
		HFP	%ΔK/K	≤0.18	0.09	0.12
最大反応度添加率		$10^{-5}(\Delta K/K)/S$	≤75	40	40	

(注) HZP:高温零出力
HFP:高温全出力

第1.4-8表 熱水力設計値(4号機)

炉心熱出力	約3,411MW
燃料棒中での熱発生	約97.4%
1次冷却材圧力	約15.4MPa(約157kg/cm ²)
1次冷却材流量	約60.1×10 ⁶ kg/h
実効熱伝達面積	約5,550m ²
原子炉容器入口1次冷却材温度	約289°C
原子炉容器出口1次冷却材温度	約325°C
平均出力密度	約105kW/ℓ
熱流束 定格出力時平均 定格出力時最大	約599kW/m ² (約515,000kcal/(m ² ・h)) 約1,443kW/m ² (約1,241,000kcal/(m ² ・h))
線出力密度 定格出力時平均 定格出力時最大	約17.9kW/m 43.1kW/m 34.5kW/m(ガドリニア入り燃料)
熱水路係数(定格出力時) 熱流束(F _Q) エンタルピー上昇(F _{ΔH} ^N)	2.41 1.60
燃料中心最高温度 定格出力時 最大線出力密度59.1kW/m時 (ガドリニア入り燃料については39.4kW/m時)	約1,830°C 約1,800°C(ガドリニア入り燃料) 約2,270°C 約1,990°C(ガドリニア入り燃料)
最小DNBR 定格出力時 運転時の異常な過渡変化時	1.80 1.17以上(MIRC-1相關式、NFI-1相關式) 1.30以上(W-3相關式)

第1.4-9表 制御棒クラスタの設備仕様

名		称	制御棒クラスタ
種	類	—	クラスタ形
組成	制御材	—	銀・インジウム・カドミウム合金
反応度制御能力		$\Delta K/K$	(最大反応度効果を有するクラスタ1本挿入不能時) 約0.06
停止余裕		$\Delta K/K$	(最大反応度効果を有するクラスタ1本挿入不能時) 0.0160以上
主要寸法	クラスタ全長	mm	4,088 ^(注1)
	クラスタ有効長さ	mm	3,607 ^(注1)
	クラスタたて	mm	160.1 ^(注1)
	クラスタ横	mm	160.1 ^(注1)
	制御棒外径	mm	9.7 ^(注1)
	制御棒被覆管厚さ	mm	0.5(0.5 ^(注1))
個数		—	53

(注1) 公称値

第1.4-10表 バーナブルポイズンの設備仕様

名	称		バーナブルポイズン
種	類	—	バーナブルポイズンアセンブリ
組	成	—	ほうけい酸ガラス
反 応 度 制 御 能 力	$\Delta K/K$		約0.08以下
主 要 寸 法	ア セ ン ブ リ 全 長	mm	3,961 ^(注1)
	ア セ ン ブ リ 有 効 長 さ	mm	3,607 ^(注1)
	ア セ ン ブ リ た て	mm	160.5 ^(注1)
	ア セ ン ブ リ 横	mm	160.5 ^(注1)
	ポ イ ズ ン 棒 外 径	mm	9.7 ^(注1)
	ポ イ ズ ン 棒 被 覆 管 厚 さ	mm	0.5 (0.5 ^(注1))
個	数	—	1,830本以下 (バーナブルポイズン棒)

(注1) 公称値

第1.4-11表 制御棒駆動装置の設備仕様

名		称	制御棒クラスタ駆動装置											
制 御 棒 駆 動 装 置	種	類	—	磁気ジャック式駆動装置										
	最	高	使	用	圧	力	MPa	17.16						
	最	高	使	用	温	度	℃	343						
	主 要 寸 法	長	さ	mm	5,707 ^(注1)									
			た	mm	274 ^(注1)									
			横	mm	274 ^(注1)									
			厚	mm	参考資料-1参照(12.436 ^(注1))									
	材	料	—	SUSF316										
	駆	動	方	法	—	磁気ジャック式								
	個	数	—	53(予備4)										
	取 付 箇 所	系	統	名	—									
			(ラ	イ	ン	名)	—					
			設	置	床	—	原子炉格納容器 EL.+2.75m							
			溢	水	防	護	上	の	区	画	番	号	—	
溢	水	防	護	上	の	配	慮	が	必	要	な	高	さ	—
駆	動	速	度	cm/min	(最大)114.3									
挿	入	時	間	s	2.5以下 (原子炉トリップ信号発信から 全ストロークの85%に至るまでの時間)									
原 動 機	種	類	—	電動発電機										
	出	力	kVA/個	438										
	個	数	—	2										
	取 付 箇 所	系	統	名	—	A M-Gセット	B M-Gセット							
			(ラ	イ	ン	名)	—					
			設	置	床	—	原子炉周辺建屋 EL.+3.7m	原子炉周辺建屋 EL.+3.7m						
溢			水	防	護	上	の	区	画	番	号	—		
溢	水	防	護	上	の	配	慮	が	必	要	な	高	さ	—

(注1) 公称値

第1.4-12表 中性子源の設備仕様

(1) 1次中性子源

名	称	1次中性子源
中性子源材料	—	カリフォルニウム-252
線源強度	Bq	約 0.6×10^{10} (1本当たり)
本数	—	2
線源外径	mm	約8.4
線源長さ	mm	約38
被覆管材料	—	ステンレス鋼
被覆管外径	mm	約9.7

(2) 2次中性子源

名	称	2次中性子源
中性子源材料	—	アンチモン・ベリリウム
本数	—	8
線源外径	mm	約8.6
線源長さ	mm	約2,235
被覆管材料	—	ステンレス鋼
被覆管外径	mm	約9.7

第1.4-13表 炉内構造物の設備仕様

(1) 上部炉心構造物

a. 制御棒クラスタ案内管

名		称	制御棒クラスタ案内管
種	類	—	鋼製管
主要寸法	一辺の長さ	mm	187 ^(注1)
	厚さ	mm	参考資料-1参照(6.4 ^(注1))
	全長	mm	4,051 ^(注1)
材	料	—	SUS304
個	数	—	57

(注1) 公称値

b. 上部炉心支持板

名		称	上部炉心支持板 ^(注1)
種	類	—	円筒胴付鋼製円板
最高使用圧力	MPa	—	(差圧) — ^(注2)
最高使用温度	℃	—	343 362 ^(注3)
主要寸法	フランジ外径	mm	4,371 ^(注4)
	胴外径	mm	3,741 ^(注4)
	円板厚さ	mm	305(305 ^(注4))
	フランジ厚さ	mm	127(127 ^(注4))
	胴厚さ	mm	76.2(76.2 ^(注4))
	高さ	mm	1,201 ^(注4)
材料	胴	—	SUS304
	円板	—	SUSF304
	フランジ	—	SUSF304
個	数	—	1

(注1) 原子炉冷却系統施設のうち一次冷却材の循環設備及び計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備と兼用。

(注2) 有意な差圧が発生しない構造のため、設計上、最高使用圧力(差圧)を設定していない。

(注3) 重大事故等時における使用時の値。

(注4) 公称値

c. 上部炉心板

名	称	上部炉心板 ^(注1)		
種	類	—	鋼製円板	
最	高	使	用	
圧	力	MPa	(差圧) — ^(注2)	
最	高	使	用	
温	度	℃	343 362 ^(注3)	
主 要 寸 法	外	径	mm	3,735 ^(注4)
	厚	さ	mm	76.2(76.2) ^(注4)
材	料	—	SUS304	
個	数	—	1	

(注1) 原子炉冷却系統施設のうち一次冷却材の循環設備及び計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備と兼用。

(注2) 有意な差圧が発生しない構造のため、設計上、最高使用圧力(差圧)を設定していない。

(注3) 重大事故等時における使用時の値。

(注4) 公称値

d. 上部炉心支持柱

名	称	上部炉心支持柱 ^(注1)					
種	類	—	鋼製管				
最	高	使	用				
圧	力	MPa	(差圧) — ^(注2)				
最	高	使	用				
温	度	℃	343 362 ^(注3)				
主 要 寸 法	外	径	mm	88.9 ^(注4)			
	厚	さ	mm	14.0(14.0) ^(注4)			
	炉	心	板	間	距	離	mm
材	料	—	SUS304TKA				
個	数	—	50				

(注1) 原子炉冷却系統施設のうち一次冷却材の循環設備及び計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備と兼用。

(注2) 差圧が発生しない構造のため、設計上、最高使用圧力(差圧)を設定していない。

(注3) 重大事故等時における使用時の値。

(注4) 公称値

(2) 下部炉心構造物

a. 炉心槽

名		称	炉心槽 ^(注1)
種	類	—	鋼製円筒
最	高	使	用
圧	力	MPa	(差圧)参考資料-1参照
最	高	使	用
温	度	℃	343 362 ^(注2)
主 要 寸 法	内	径	mm
	厚	さ	mm
	高	さ	mm
材	料	—	SUS304
個	数	—	1

(注1) 原子炉冷却系統施設のうち一次冷却材の循環設備及び計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備と兼用。

(注2) 重大事故等時における使用時の値。

(注3) 公称値

b. 炉心バッフル

名		称	炉心バッフル
種	類	—	鋼製板
主 要 寸 法	全高	mm	参考資料-1参照
	厚さ	mm	参考資料-1参照
材	料	—	SUS304

c. 下部炉心支持板

名	称	下部炉心支持板 ^(注1)	
種	類	—	鋼製円板
最	高	使	用
圧	力	MPa	(差圧) — ^(注2)
最	高	使	用
温	度	℃	343 362 ^(注3)
主要 寸法	外	径	mm
	厚	さ	mm
材	料	—	SUSF304
個	数	—	1

(注1) 原子炉冷却系統施設のうち一次冷却材の循環設備及び計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備と兼用。

(注2) 有意な差圧が発生しない構造のため、設計上、最高使用圧力(差圧)を設定していない。

(注3) 重大事故等時における使用時の値。

(注4) 公称値

d. 下部炉心板

名	称	下部炉心板 ^(注1)	
種	類	—	鋼製円板
最	高	使	用
圧	力	MPa	(差圧) — ^(注2)
最	高	使	用
温	度	℃	343 362 ^(注3)
主要 寸法	外	径	mm
	厚	さ	mm
材	料	—	SUS304
個	数	—	1

(注1) 原子炉冷却系統施設のうち一次冷却材の循環設備及び計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備と兼用。

(注2) 有意な差圧が発生しない構造のため、設計上、最高使用圧力(差圧)を設定していない。

(注3) 重大事故等時における使用時の値。

(注4) 公称値

e. 下部炉心支持柱

名		称	下部炉心支持柱 ^(注1)	
種	類	—	鋼製棒	
最	高	使	用	圧
力	MPa	(差圧) — ^(注2)		
最	高	使	用	温
度	℃	343 362 ^(注3)		
主 要 寸 法	外	径	mm	76.2 ^(注4)
	内	径	mm	9.7 ^(注4) — ^(注5)
	高	さ	mm	1,085 ^(注4)
材	料	—	SUS304	
個	数	—	32	64

(注1) 原子炉冷却系統施設のうち一次冷却材の循環設備及び計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備と兼用。

(注2) 差圧が発生しない構造のため、設計上、最高使用圧力(差圧)を設定していない。

(注3) 重大事故等時における使用時の値。

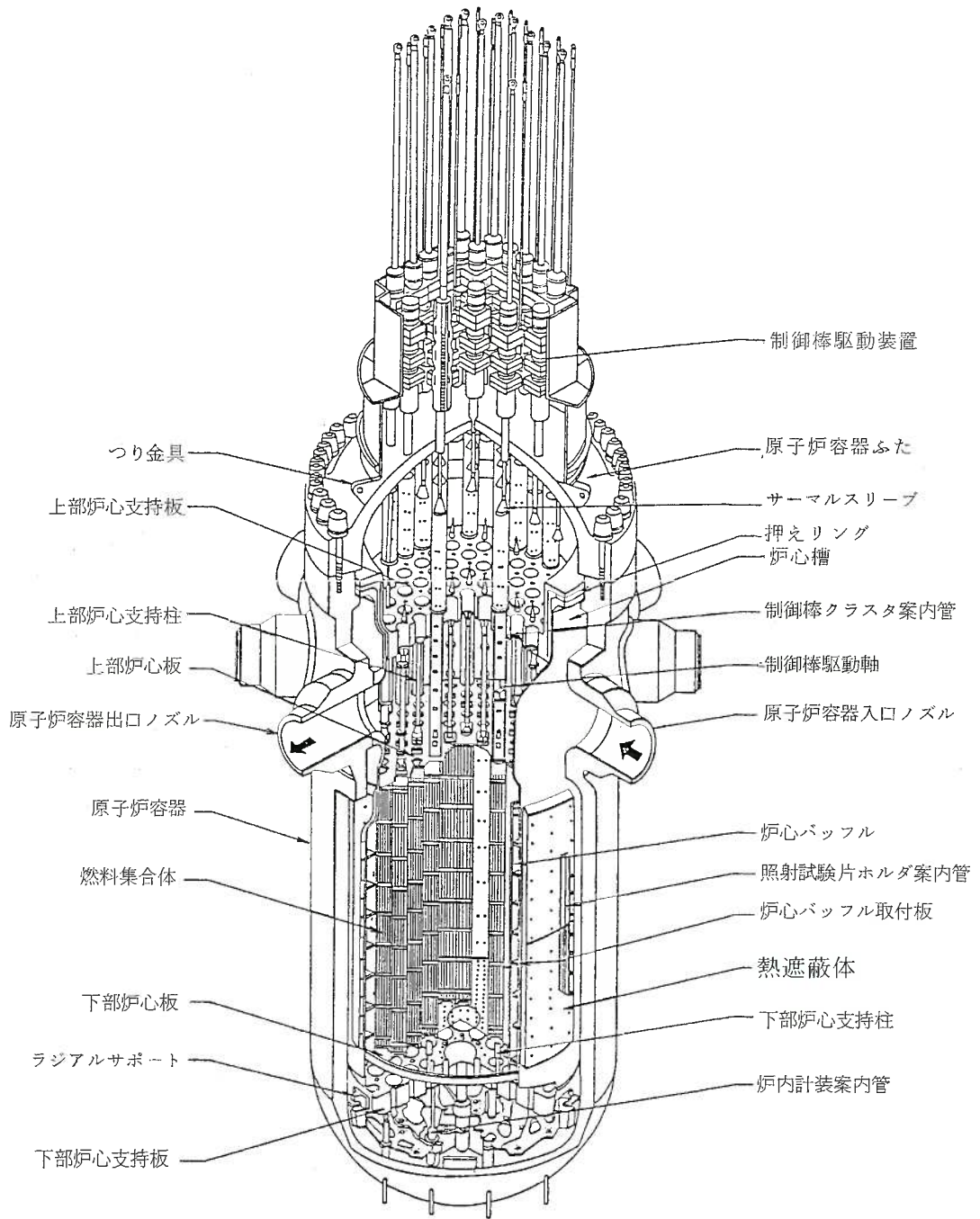
(注4) 公称値

(注5) 中実棒のため対象外。

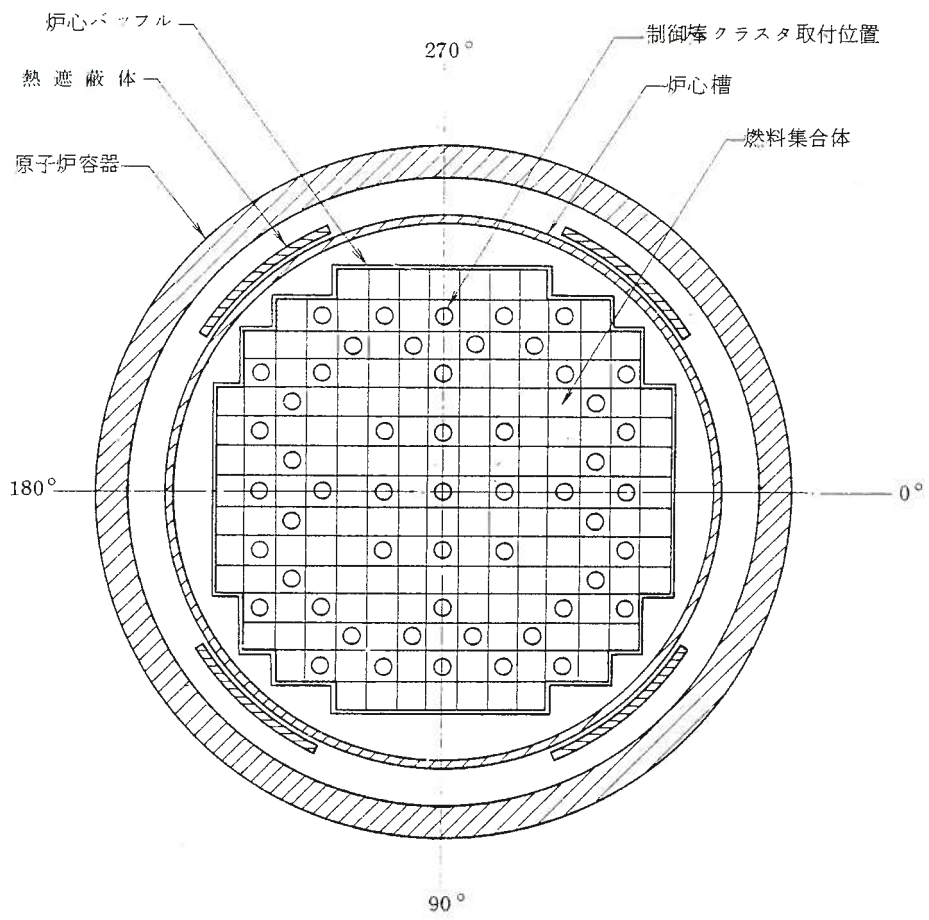
f. 熱遮蔽体

名		称	熱遮蔽体	
種	類	—	4分割円筒型	
主 要 寸 法	厚	さ	mm	69.8 (69.8 ^(注1))
	円	弧	長	さ
	mm	1,233 ^(注1)	1,145 ^(注1)	
高	さ	mm	3,734 ^(注1)	
材	料	—	SUS304	
個	数	—	2	2

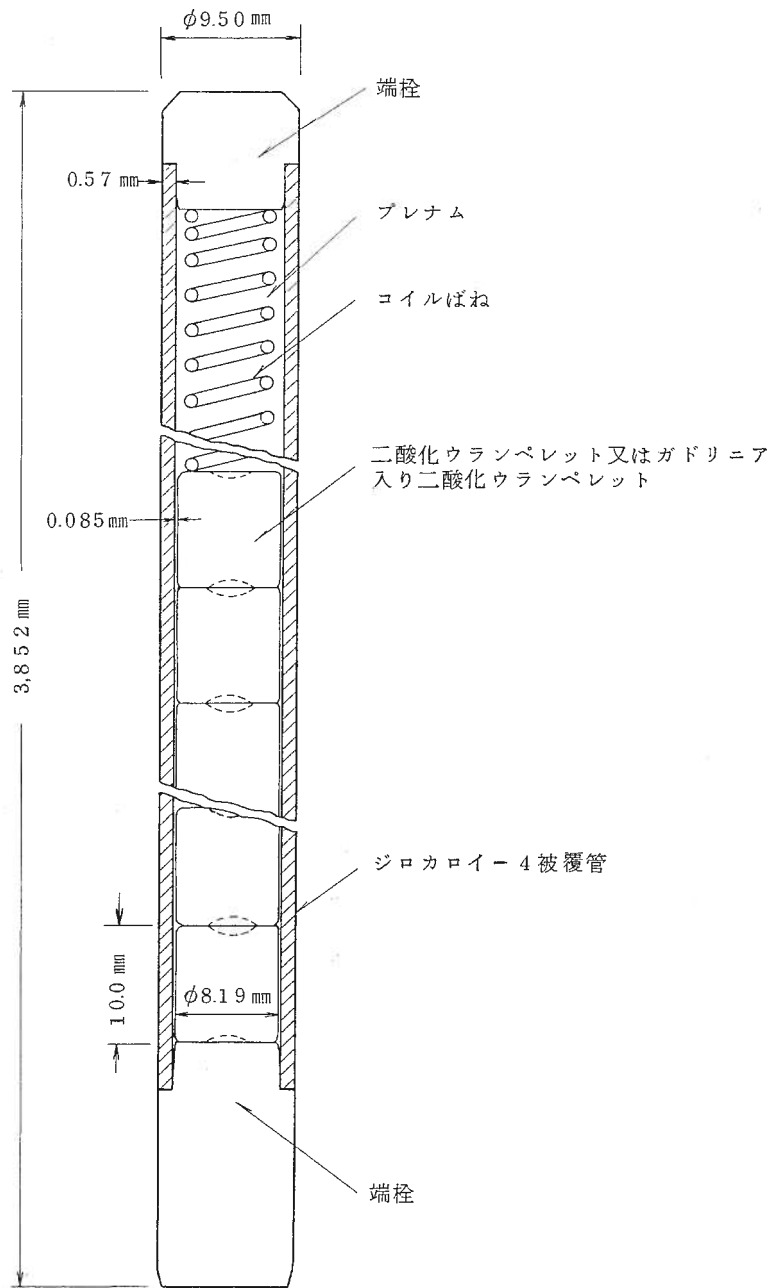
(注1) 公称値



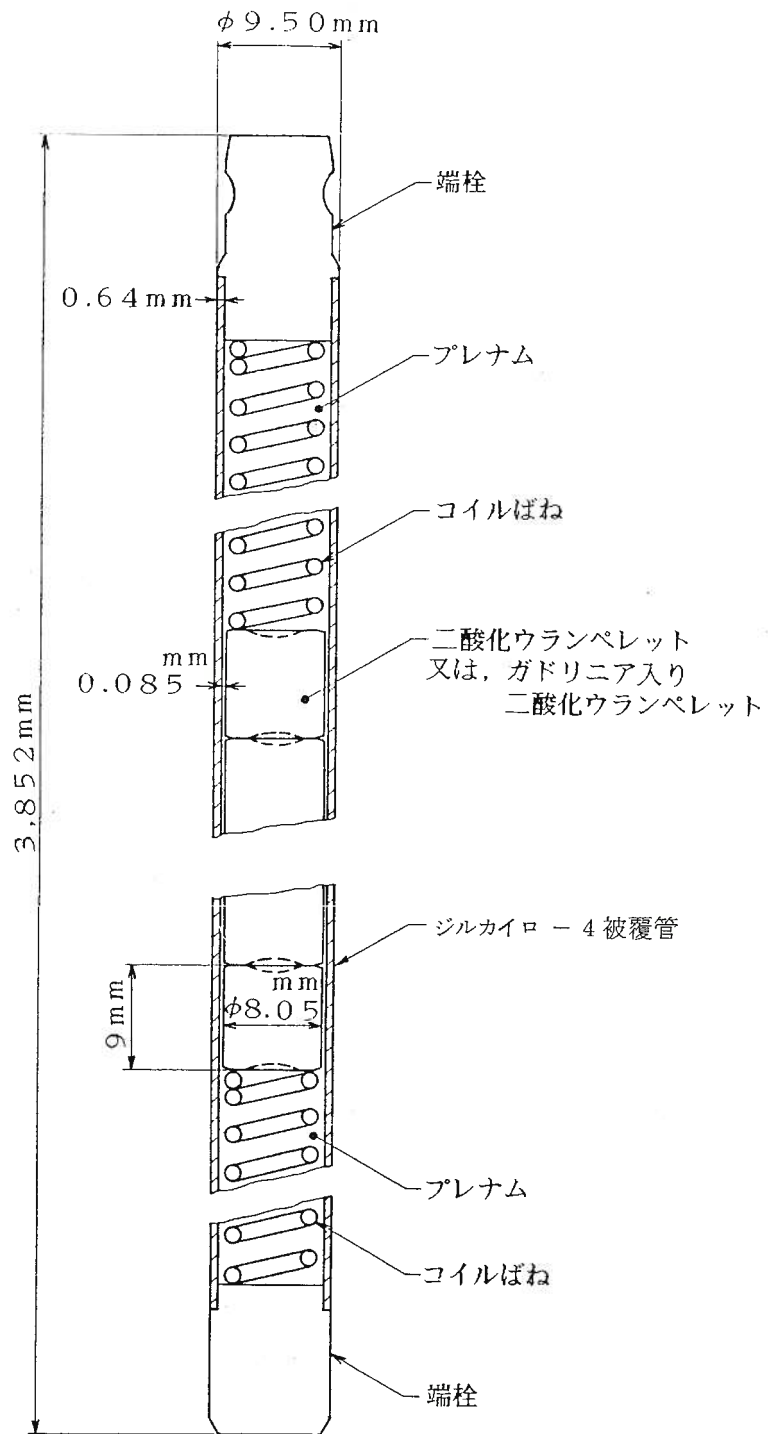
第1.4-1図 原子炉容器内構造説明図



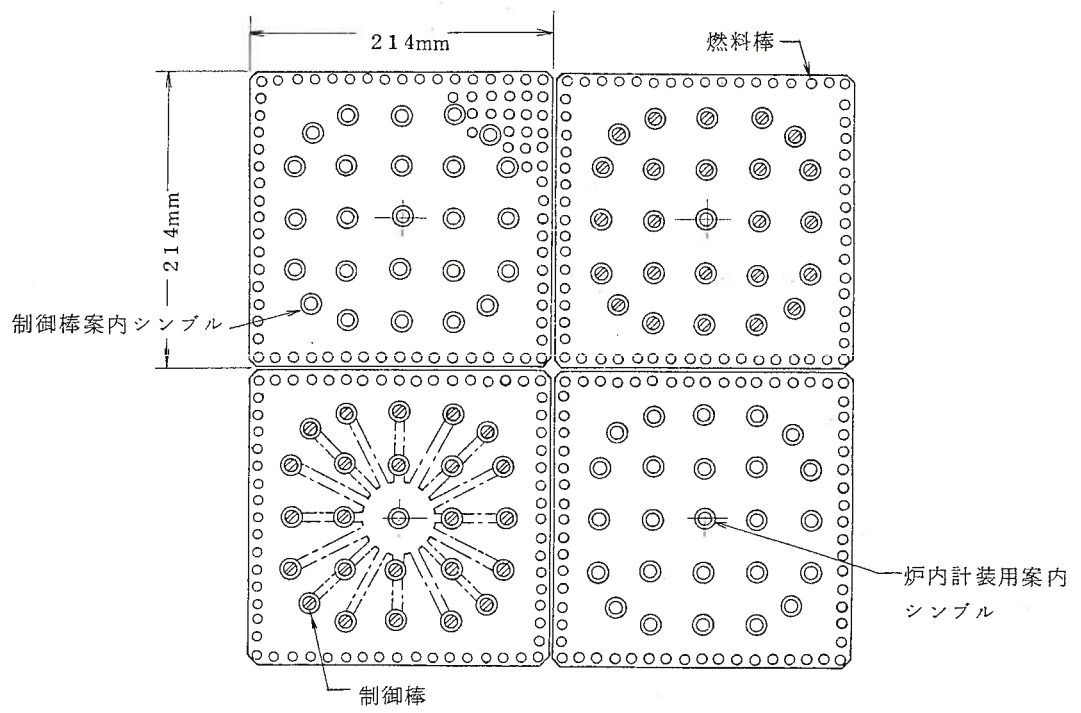
第1.4-2図 炉心断面説明図



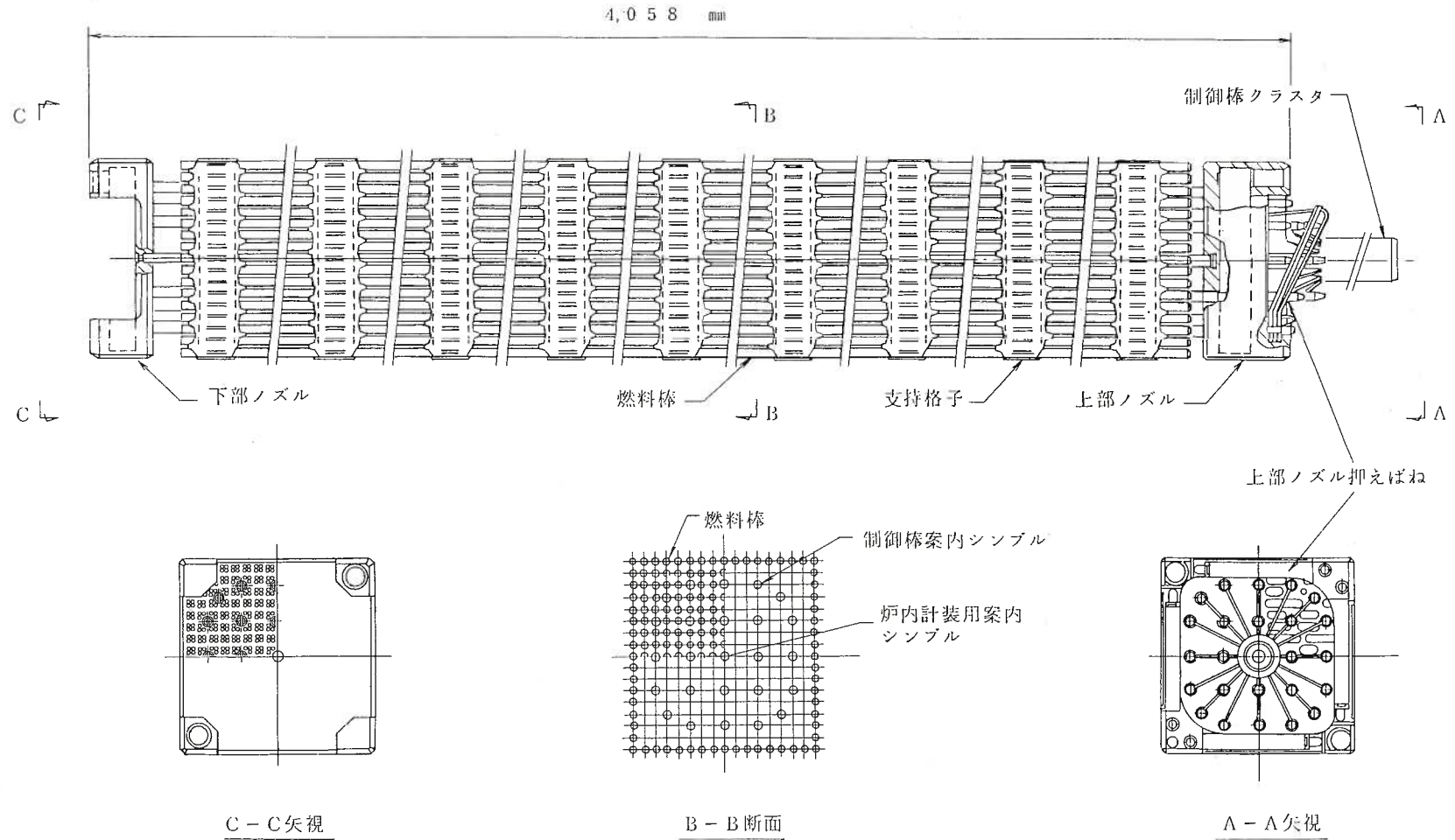
第1.4-3図 A型燃料棒説明図(4号機)



第1.4-4図 B型燃料棒説明図(4号機)

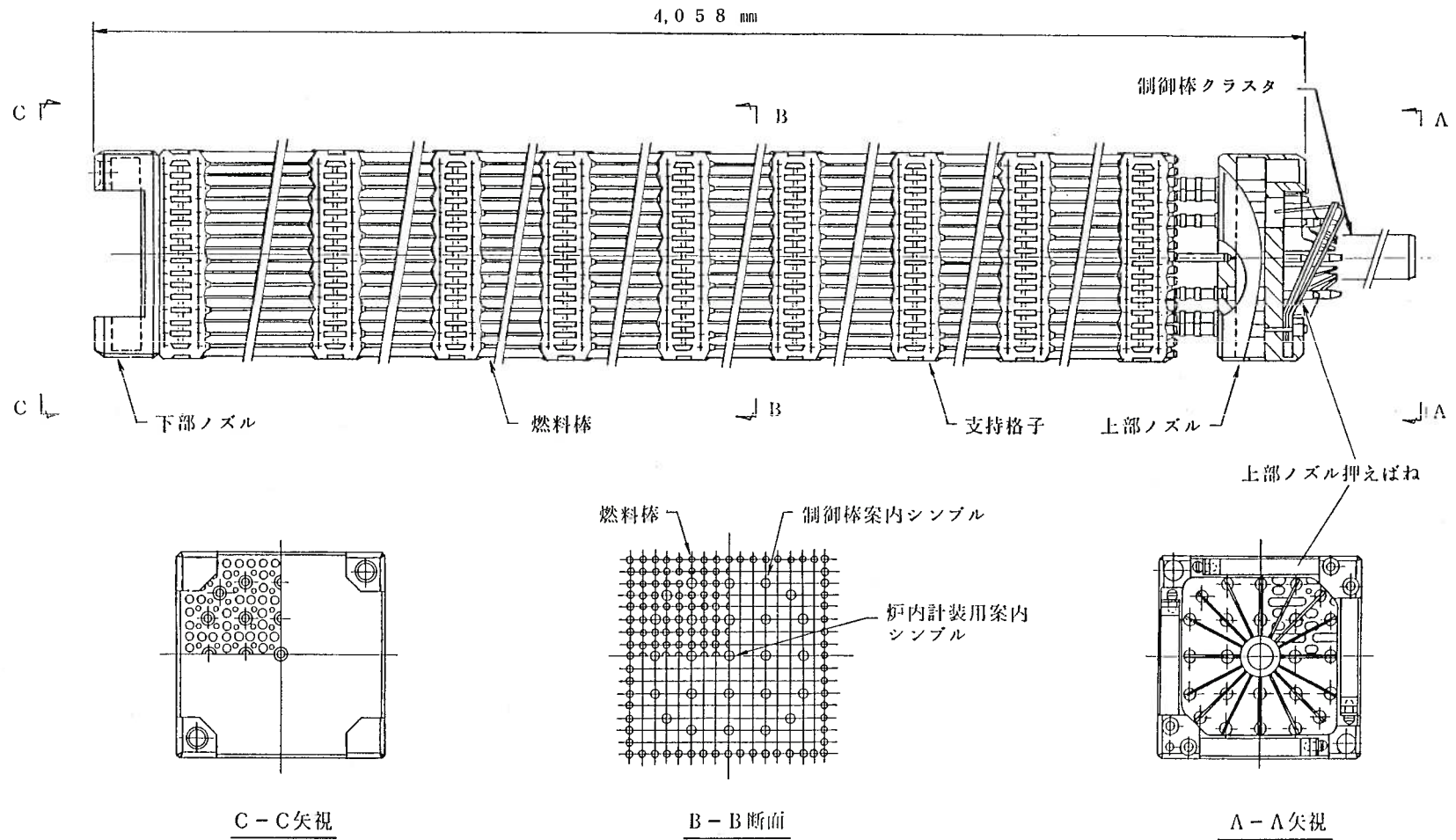


第1.4-5図 燃料集合体断面説明図

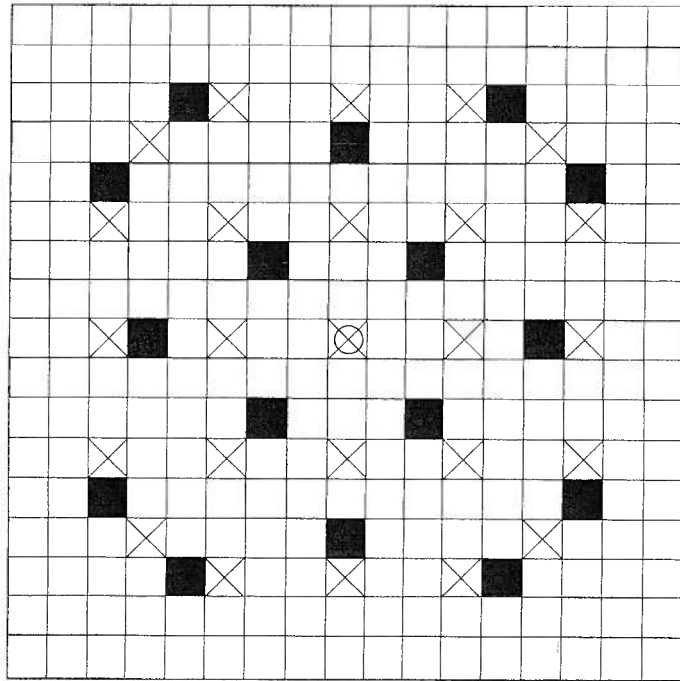


第1.4-6図 A型燃料集合体構造説明図(4号機)

1.4-101



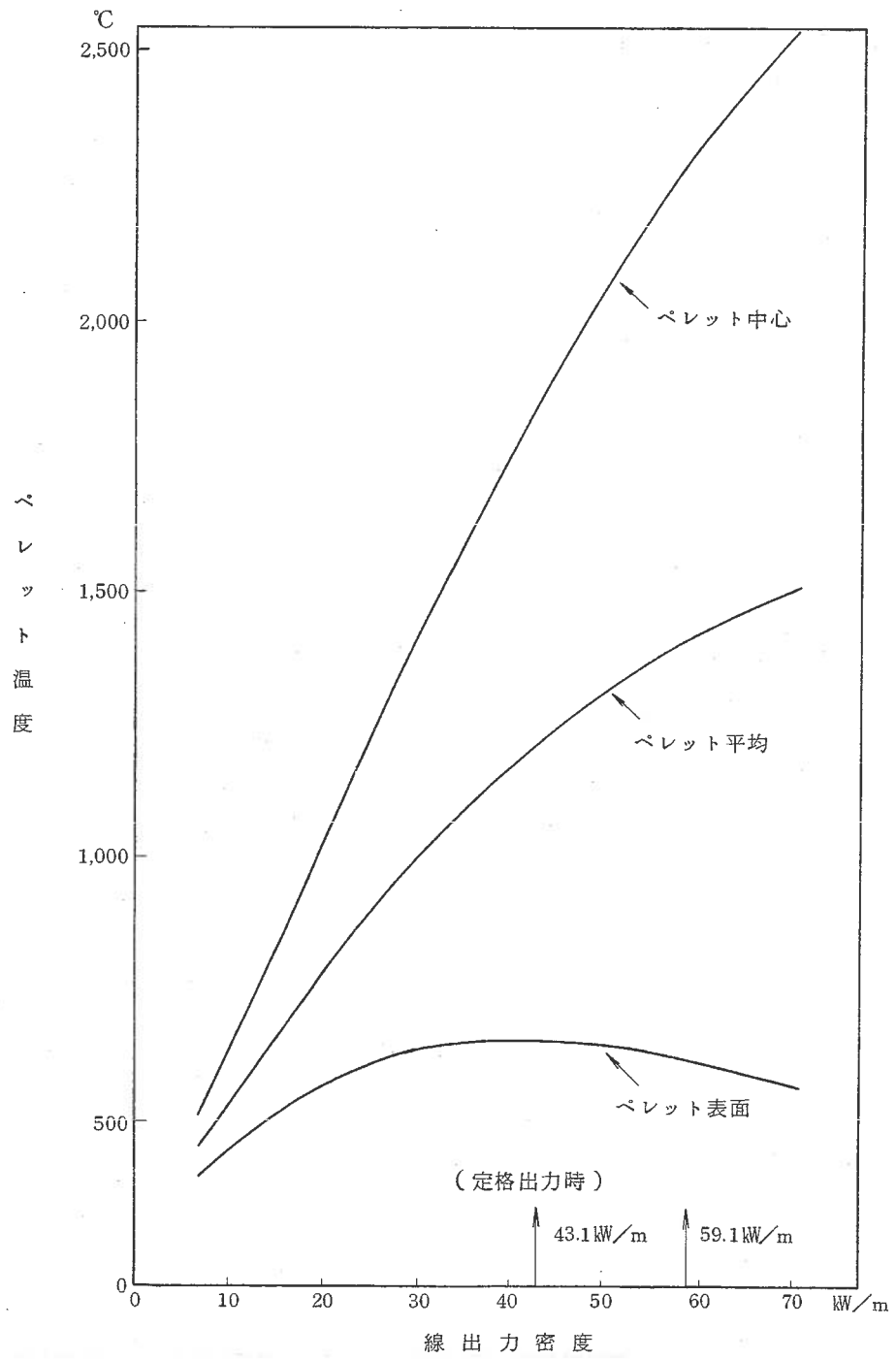
第1.4-7図 B型燃料集合体構造説明図(4号機)



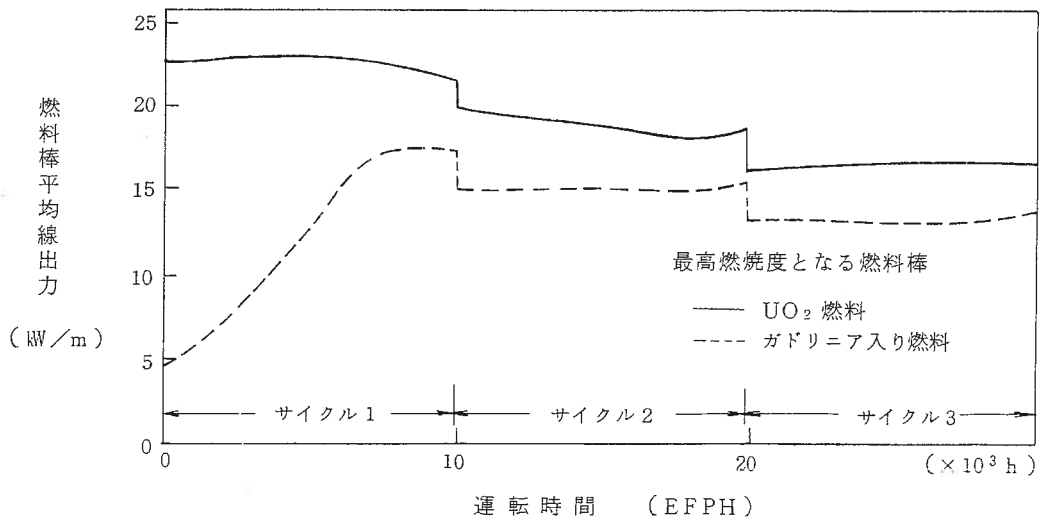
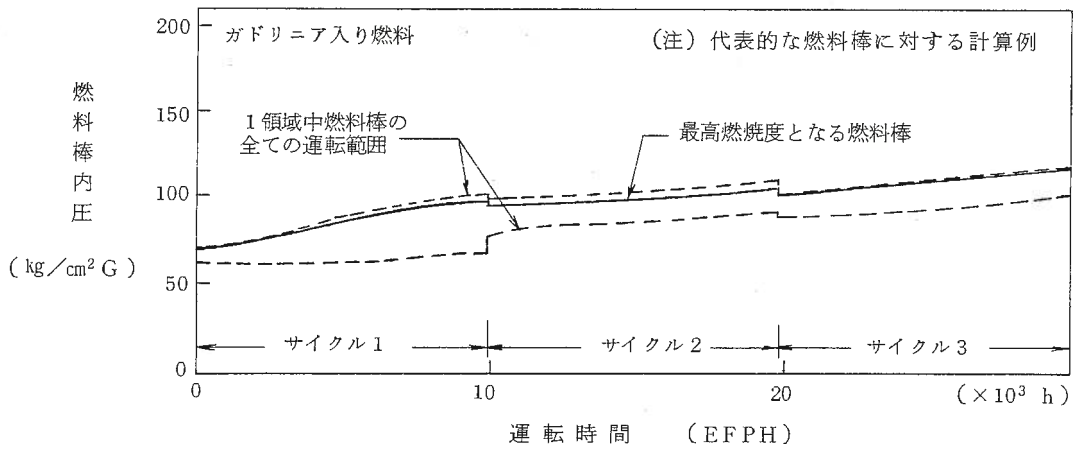
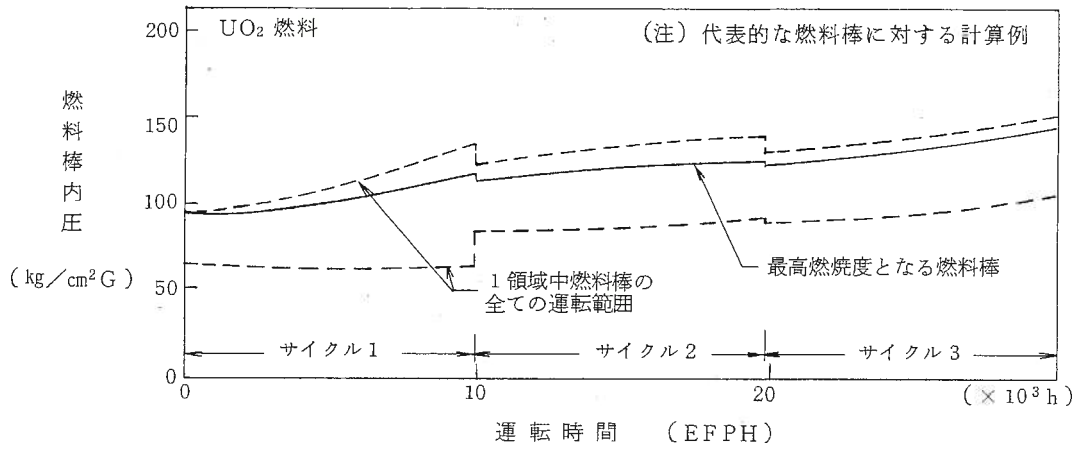
⊗ 炉内計装用案内シンプル
 ガドリニア入り燃料棒

⊗ 制御棒案内シンプル

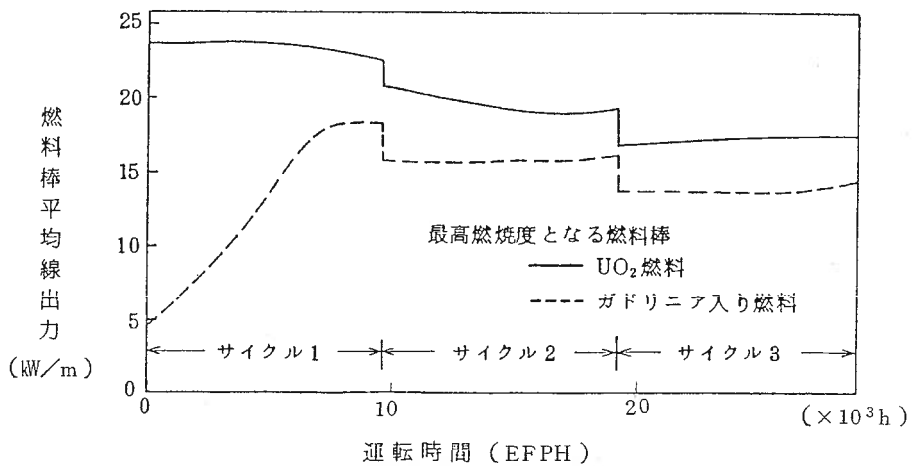
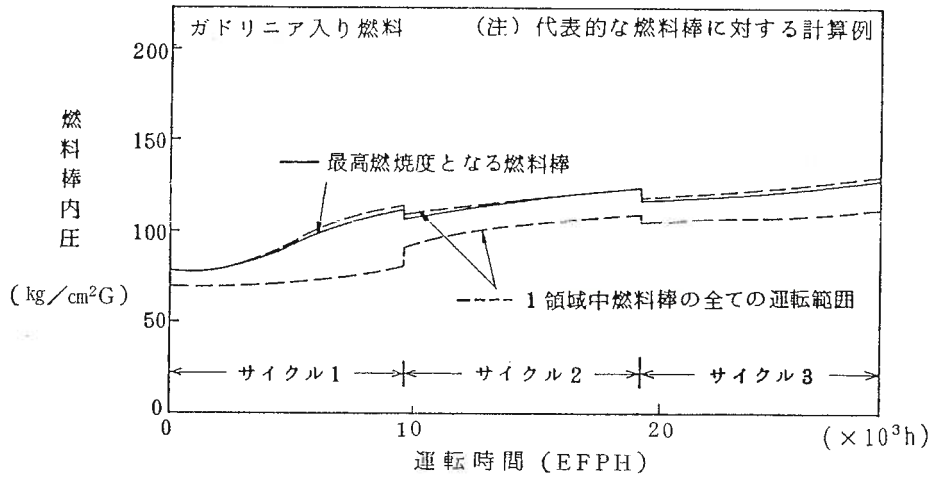
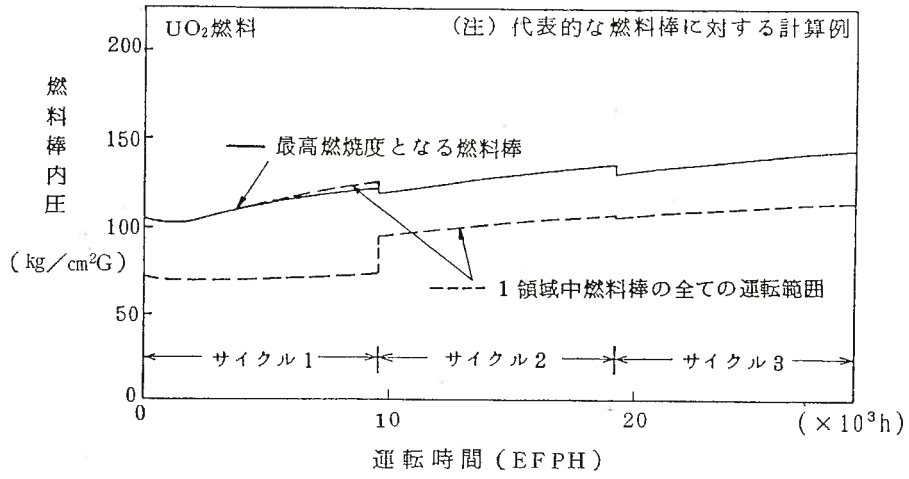
第1.4-8図 集合体内ガドリニア入り燃料棒配置



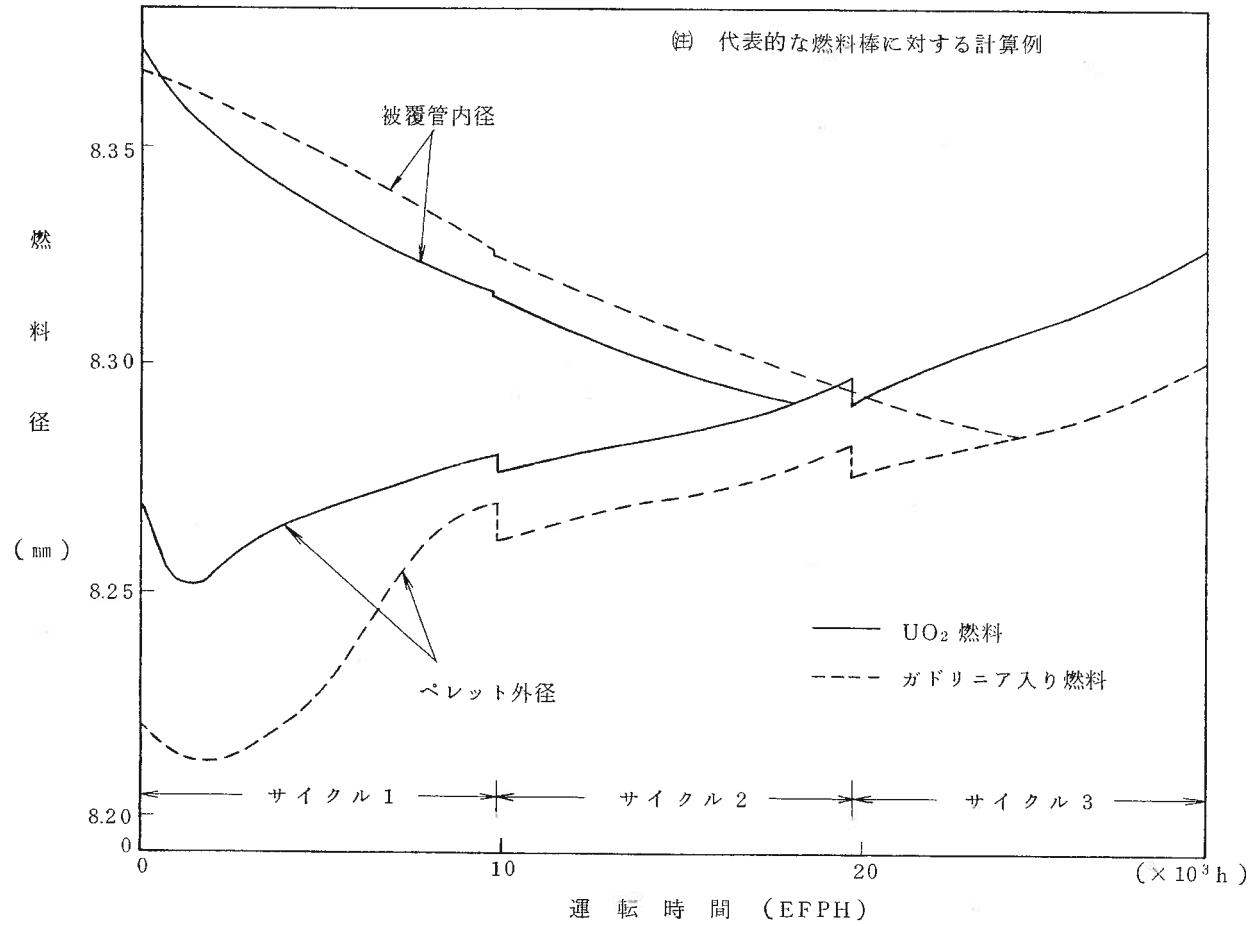
第1.4-9図 二酸化ウランペレットの中心、平均及び表面温度対線出力密度 (寿命中の最高温度)



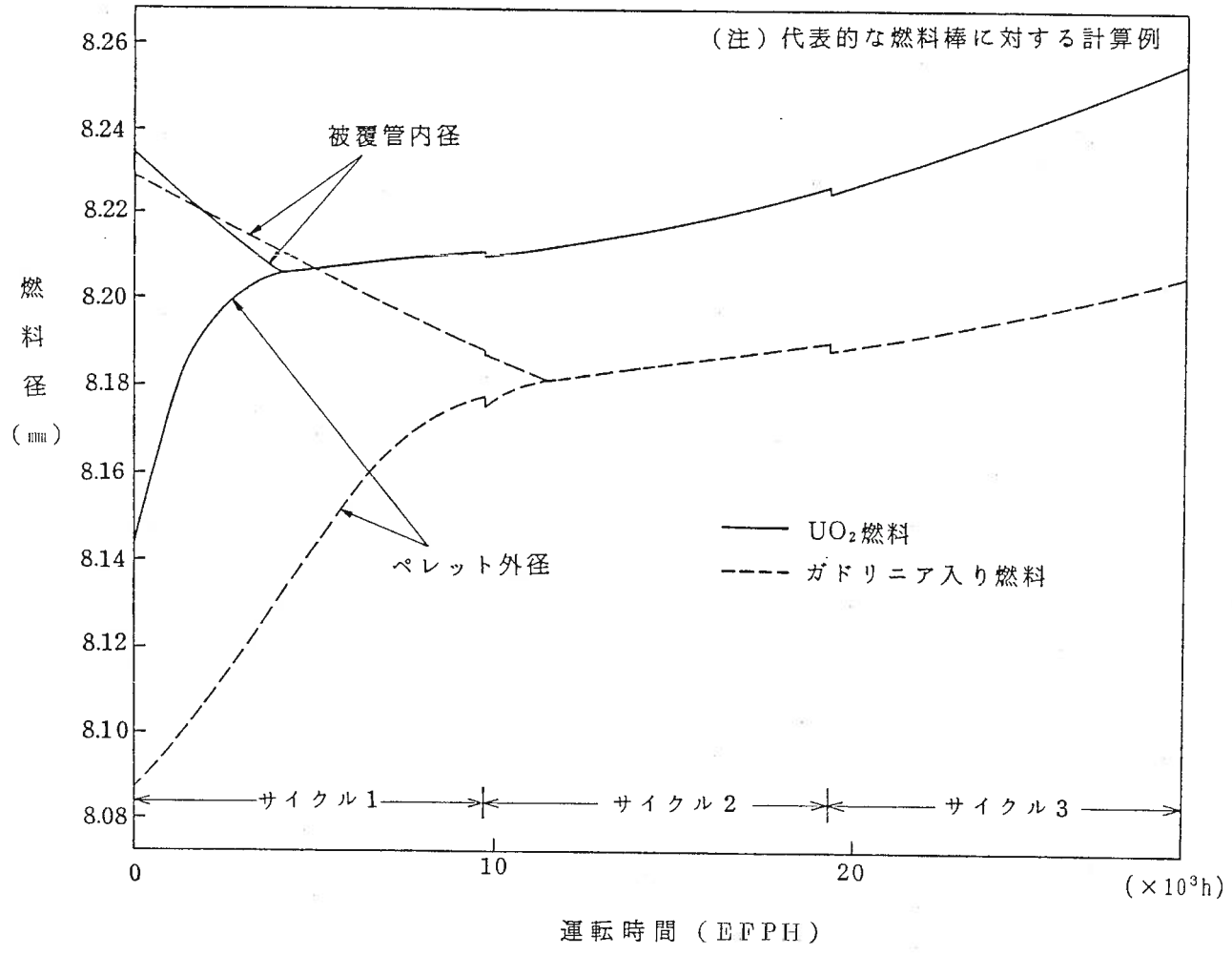
第1.4-10図 燃料棒内圧の燃焼度変化(A型燃料)(4号機)



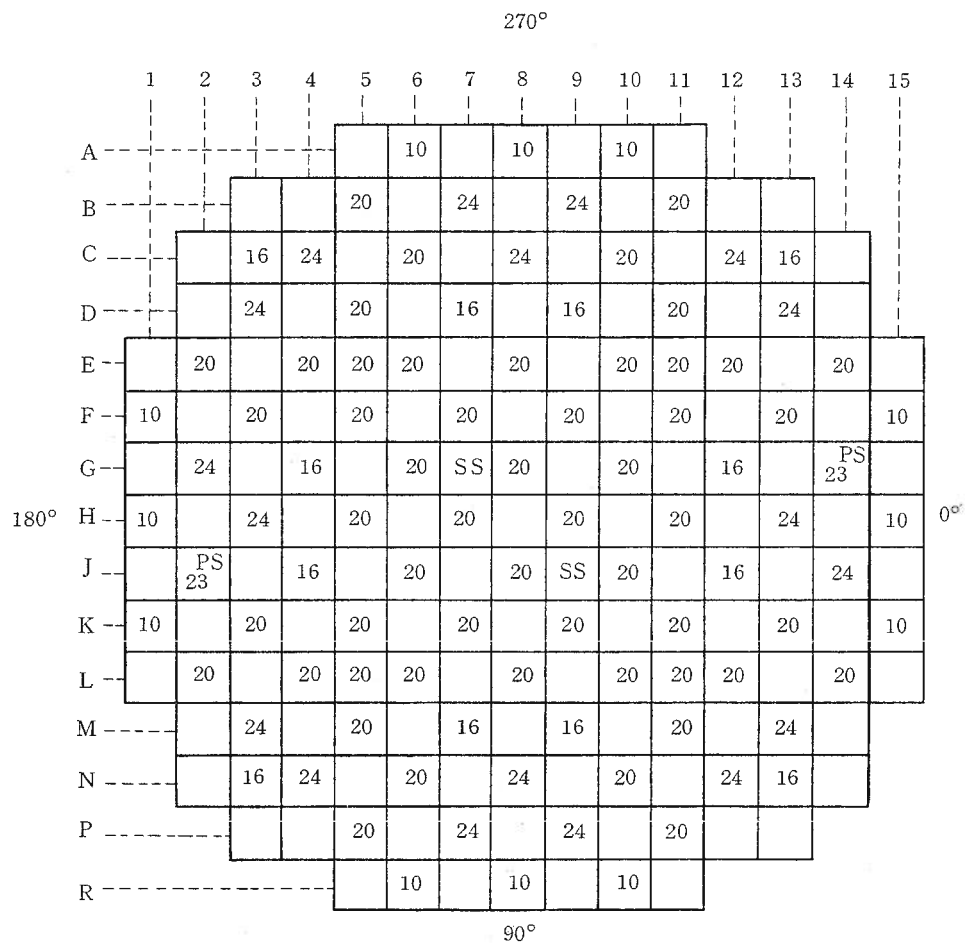
第1.4-11図 燃料棒内圧の燃焼度変化(B型燃料)(4号機)



第1.4-12図 燃料径の燃焼度変化(A型燃料)(4号機)

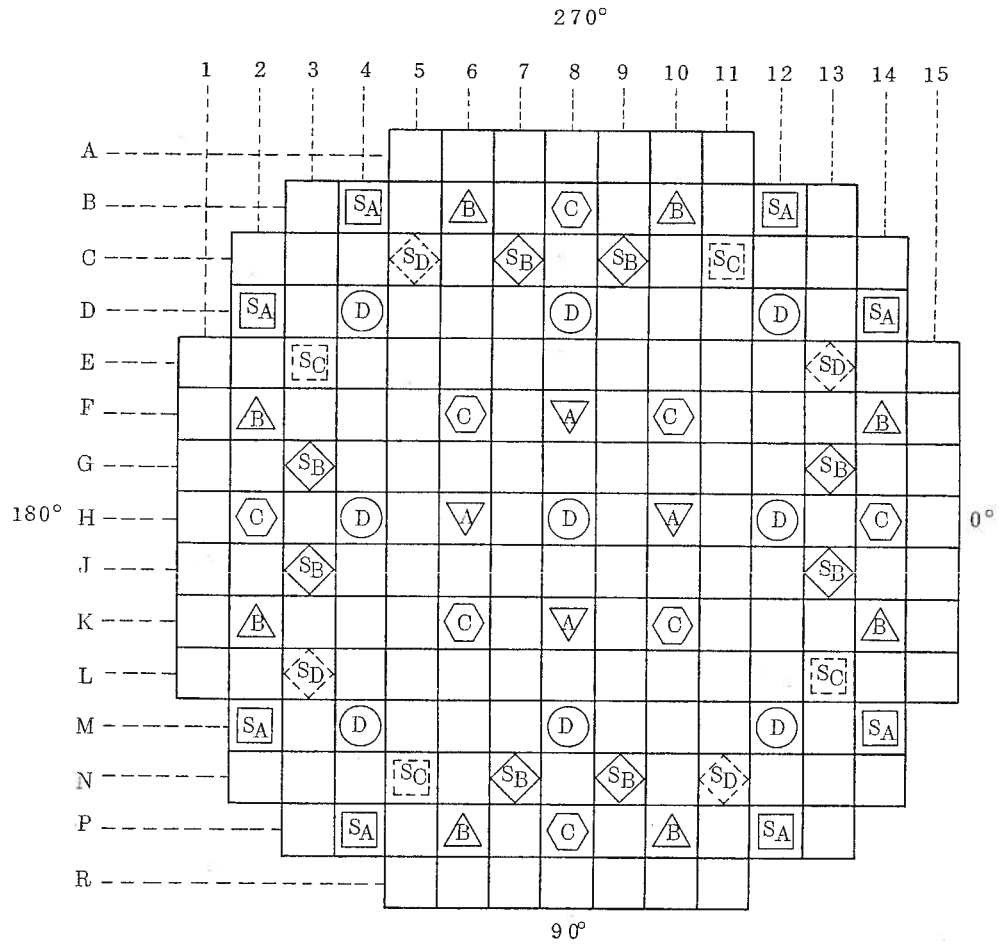


第1.4-13図 燃料径の燃焼度変化(B型燃料)(4号機)



数字はバーナブルポイズン棒の本数を示す。
 PS : 1次中性子源集合体
 SS : 2次中性子源集合体

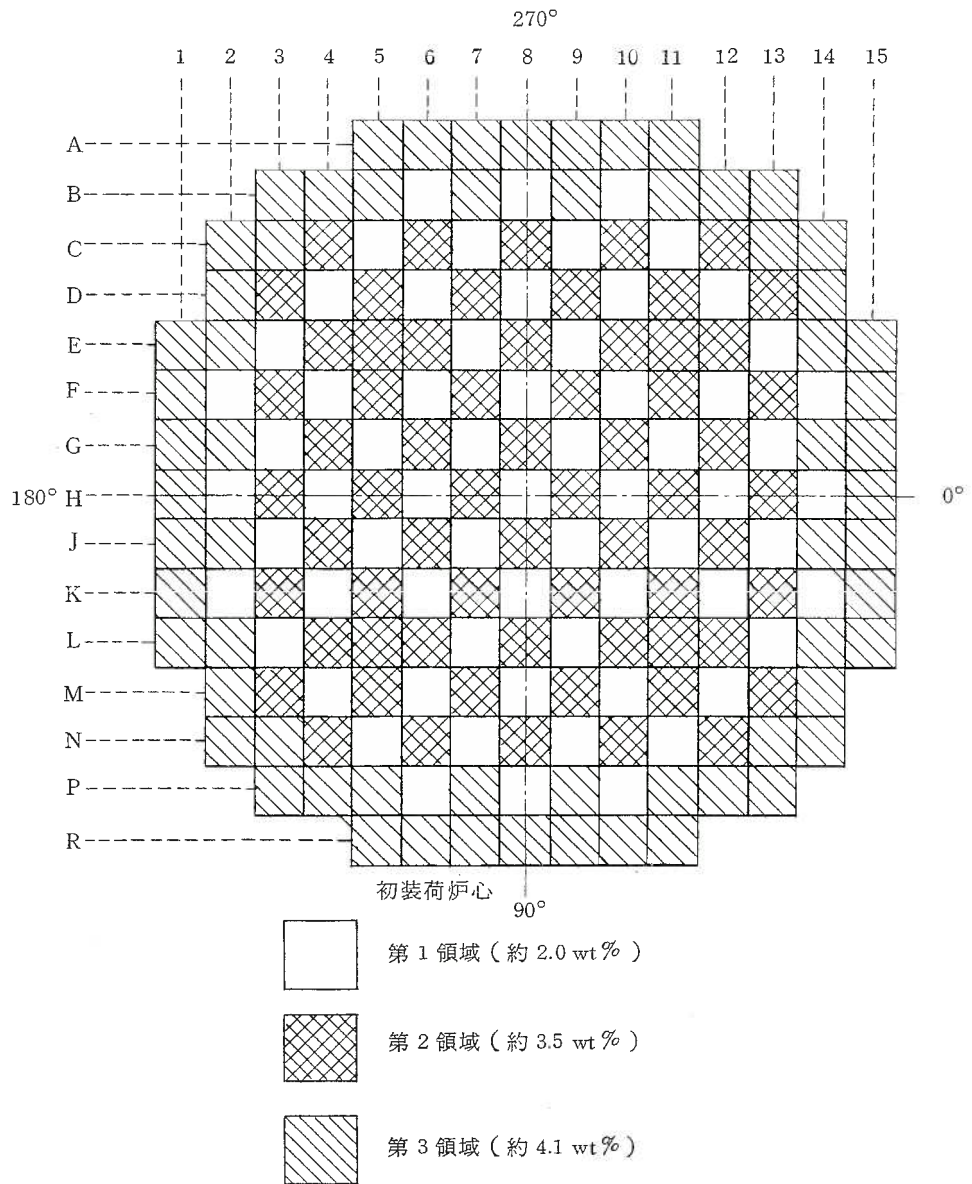
第1.4-14図 バーナブルポイズン棒本数及び配置説明図(初装荷炉心)



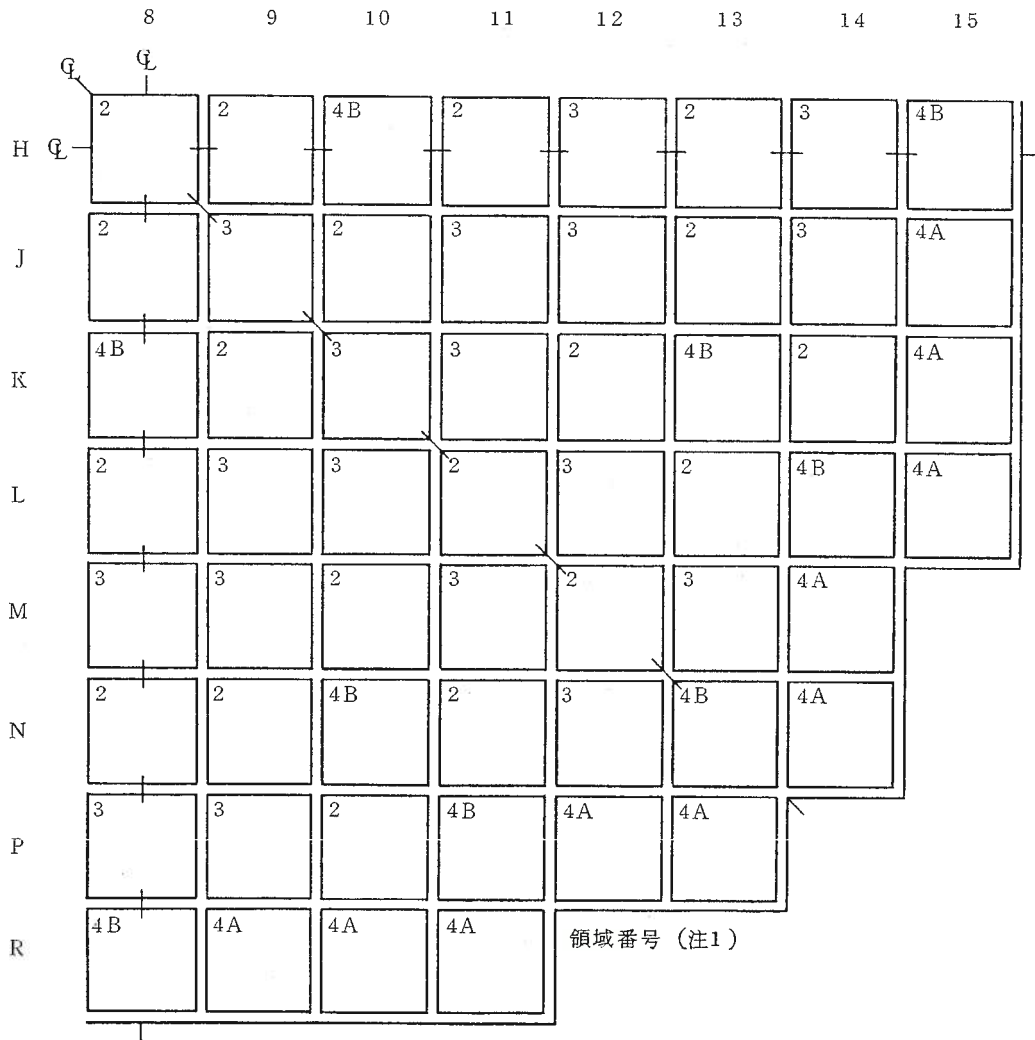
制御棒クラスタ本数

- A : 制御グループ・バンク A 4
- B : 制御グループ・バンク B 8
- C : 制御グループ・バンク C 8
- D : 制御グループ・バンク D 9
- SA : 停止グループ・バンク SA 8
- SB : 停止グループ・バンク SB 8
- SC : 停止グループ・バンク SC 4
- SD : 停止グループ・バンク SD 4

第1.4-15図 制御棒クラスタ配置説明図



第1.4-16図 燃料集合体配置説明図(初装荷炉心)

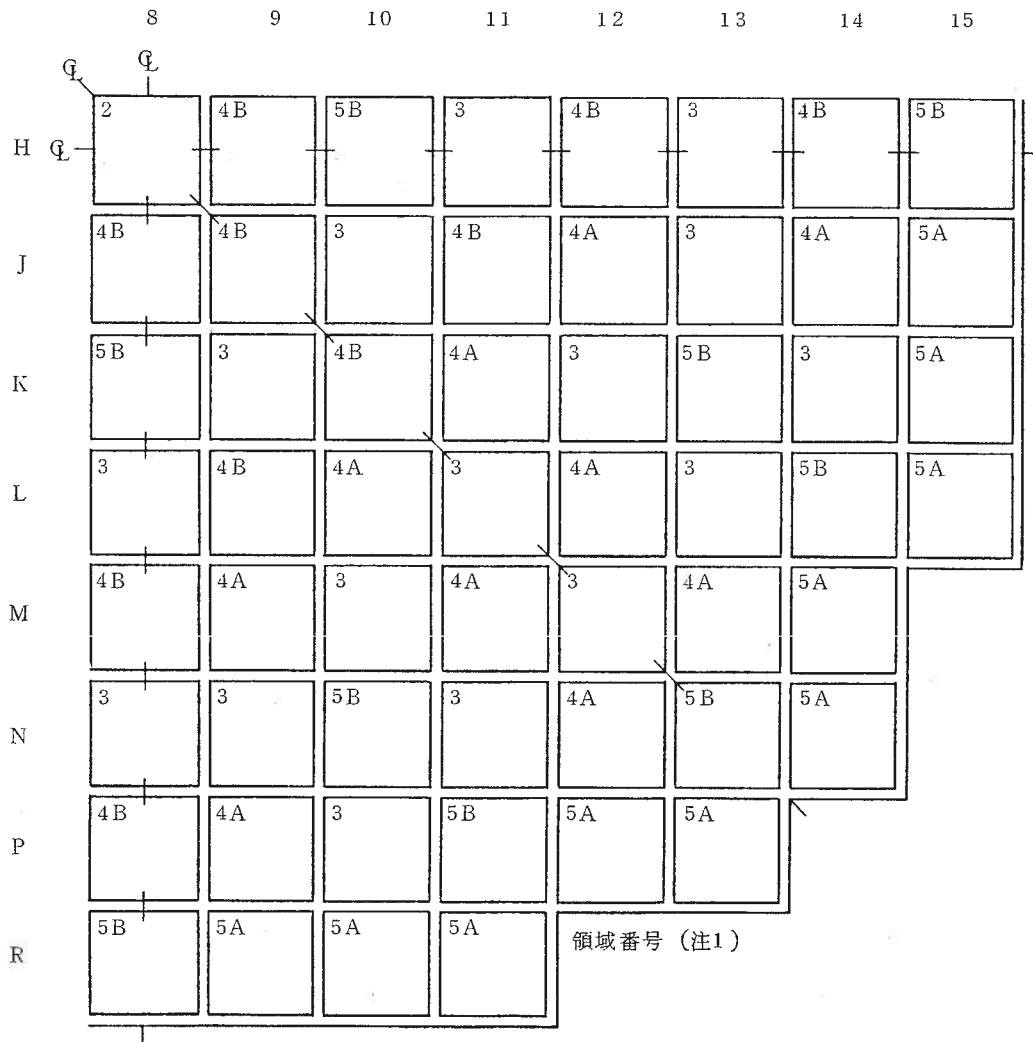


(注1) 領域番号

2	: 第2領域 (約 3.5 wt%)	61体
3	: 第3領域 (約 4.1 wt%)	64体
4A	: 第4A領域 (約 4.1 wt%)	(注2) 40体
4B	: 第4B領域 (約 4.1 wt%, Gd入り)	28体

(注2) 約 2.6 wt% ^{235}U - 約 6 wt% Gd_2O_3 を含む。

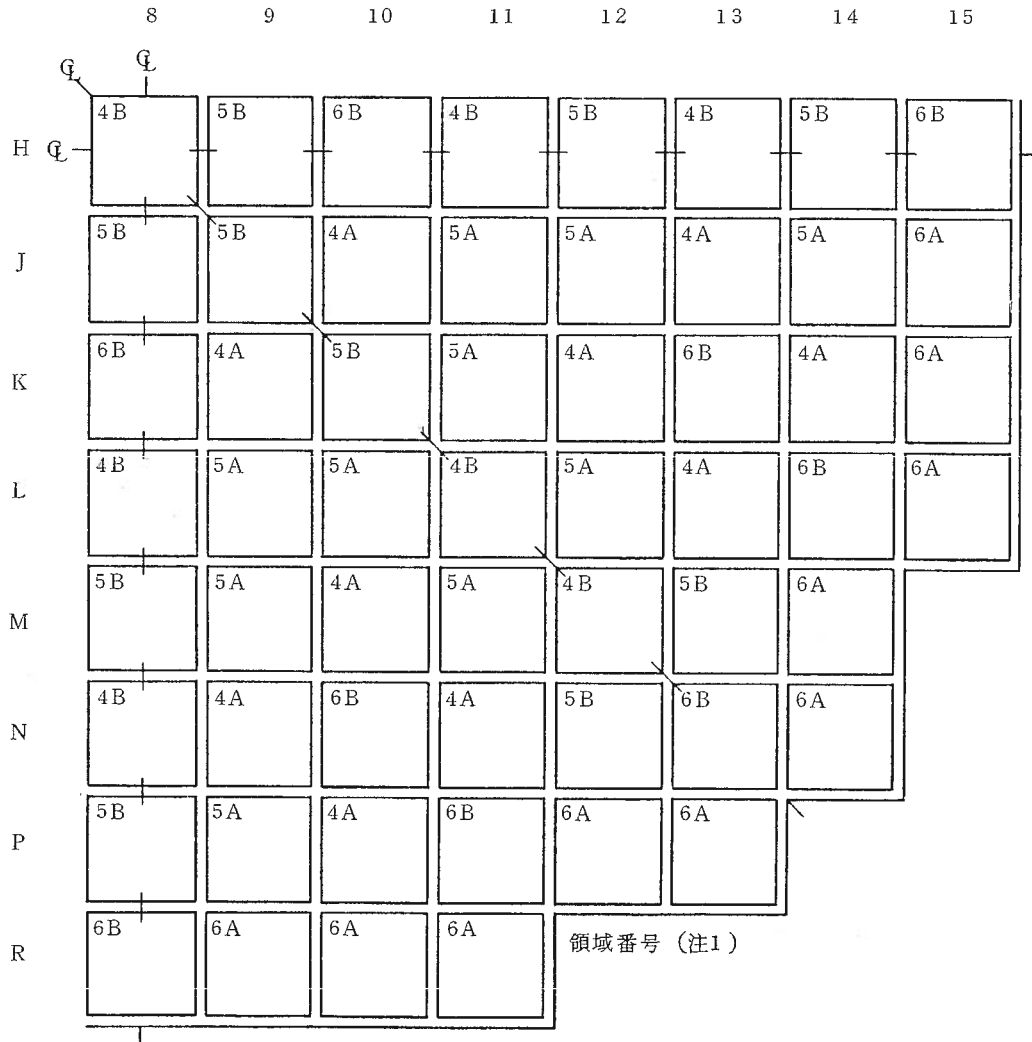
第1.4-17図 燃料集合体配置説明図(第2サイクル)[1/4炉心](4号機)



- (注1) 領域番号
- | | | |
|----|--------------------------|----------|
| 2 | : 第2領域 (約3.5 wt%) | 1体 |
| 3 | : 第3領域 (約4.1 wt%) | 56体 |
| 4A | : 第4A領域 (約4.1 wt%) | (注2) 40体 |
| 4B | : 第4B領域 (約4.1 wt%, Gd入り) | 28体 |
| 5A | : 第5A領域 (約4.1 wt%) | (注2) 40体 |
| 5B | : 第5B領域 (約4.1 wt%, Gd入り) | 28体 |

(注2) 約2.6 wt% ^{235}U - 約6. wt% Gd_2O_3 を含む。

第1.4-18図 燃料集合体配置説明図(第3サイクル)[1/4炉心](4号機)

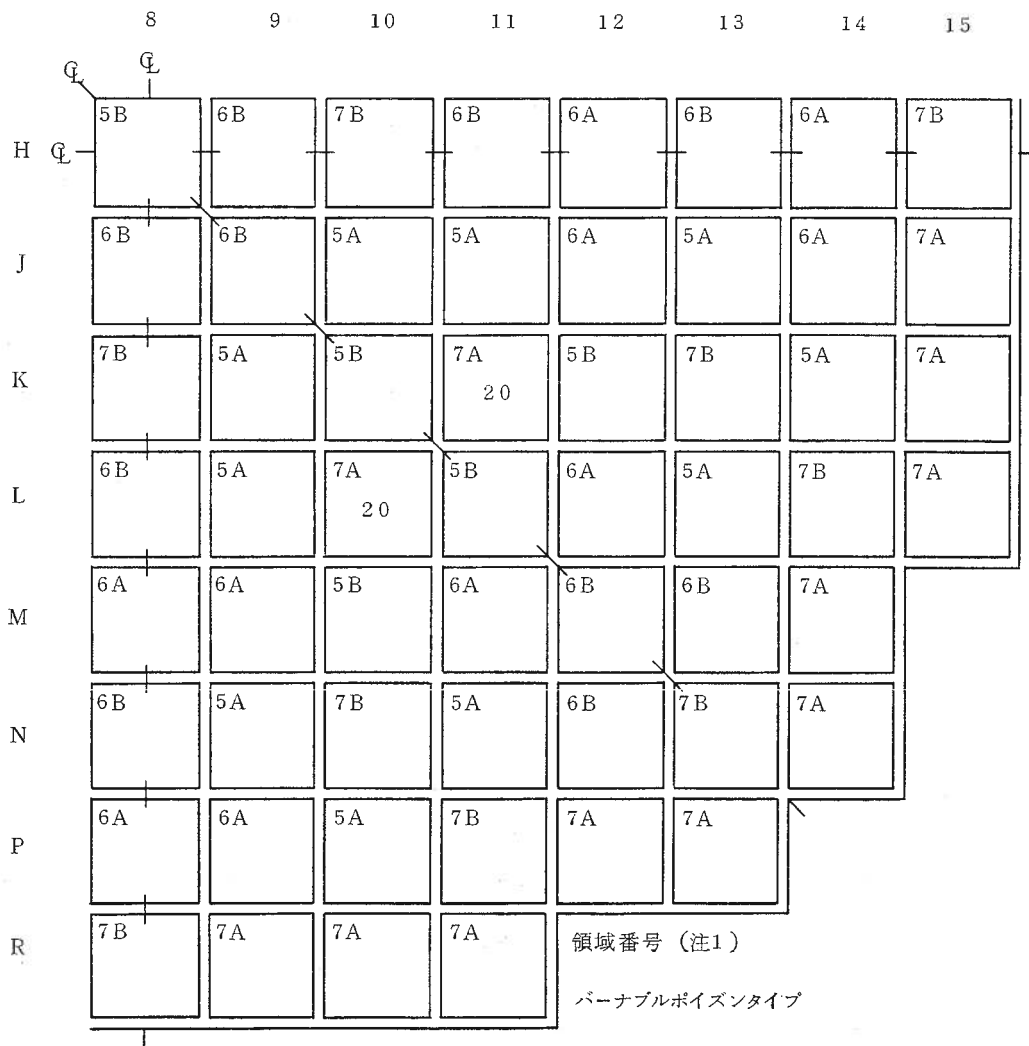


(注1) 領域番号

4A : 第4A領域 (約4.1wt%)	(注2)	40体
4B : 第4B領域 (約4.1wt%, Gd入り)		17体
5A : 第5A領域 (約4.1wt%)	(注2)	40体
5B : 第5B領域 (約4.1wt%, Gd入り)		28体
6A : 第6A領域 (約4.1wt%)	(注2)	40体
6B : 第6B領域 (約4.1wt%, Gd入り)		28体

(注2) 約2.6 wt% ²³⁵U - 約6 wt% Gd₂O₃ を含む。

第1.4-19図 燃料集合体配置説明図(第4サイクル(平衡炉心))[1/4炉心](4号機)

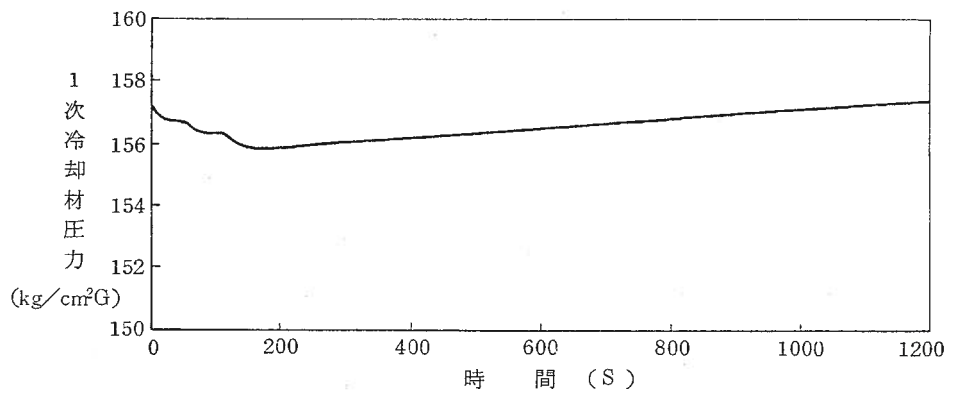
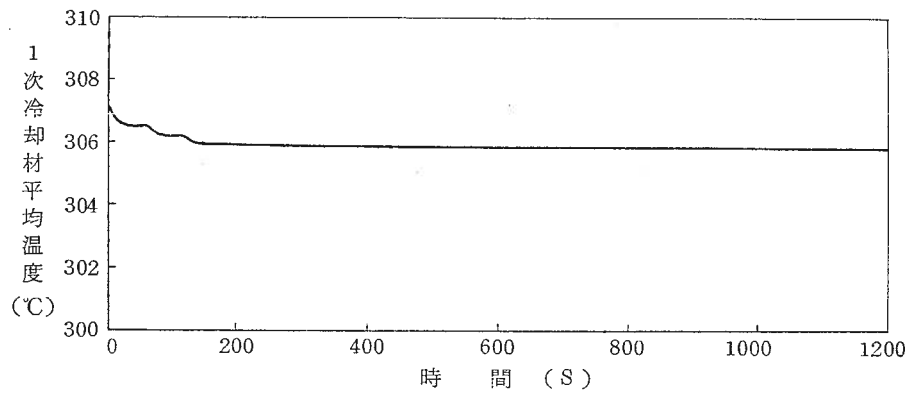
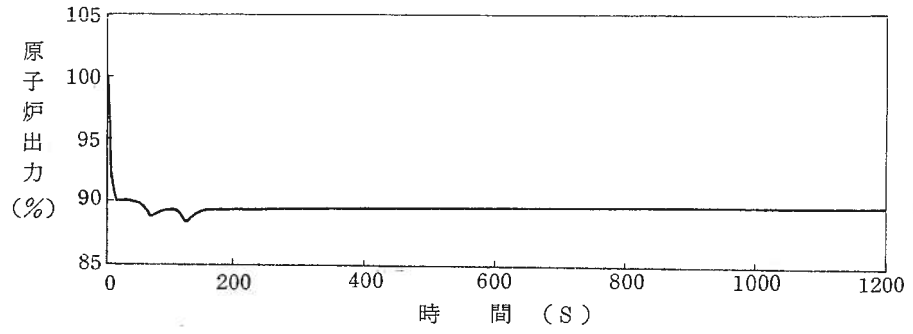


(注1) 領域番号

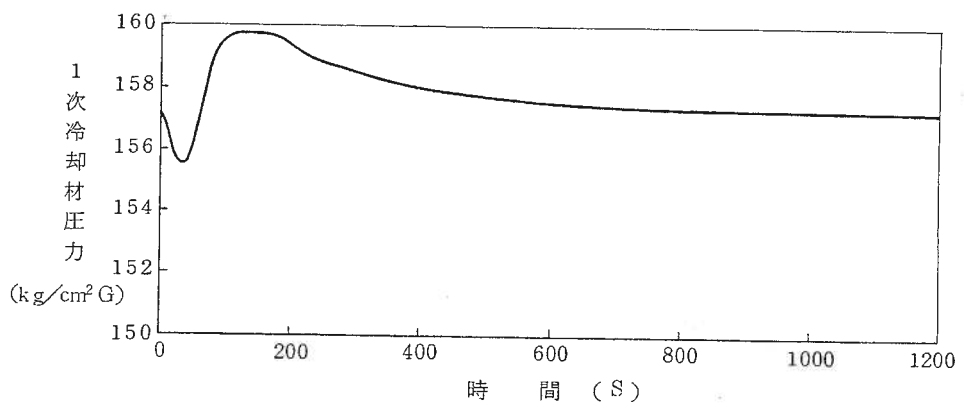
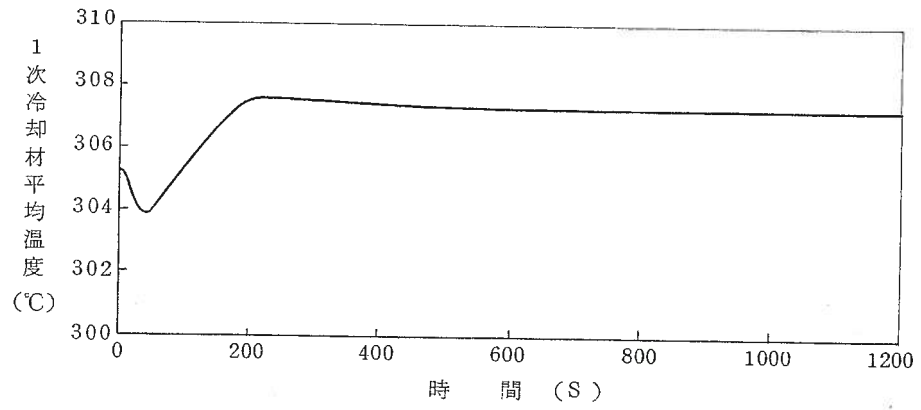
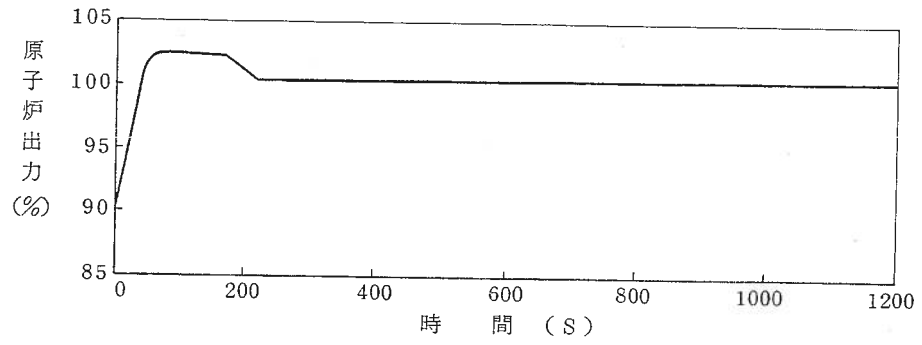
5A : 第5A領域 (約4.1wt%)	40体
5B : 第5B領域 (約4.1wt%, Gd入り) (注2)	17体
6A : 第6A領域 (約4.1wt%)	32体
6B : 第6B領域 (約4.1wt%, Gd入り) (注2)	28体
7A : 第7A領域 (約4.1wt%)	48体
7B : 第7B領域 (約4.1wt%, Gd入り) (注2)	28体

(注2) 約2.6wt% ^{235}U - 約6 wt% Gd_2O_3 を含む。

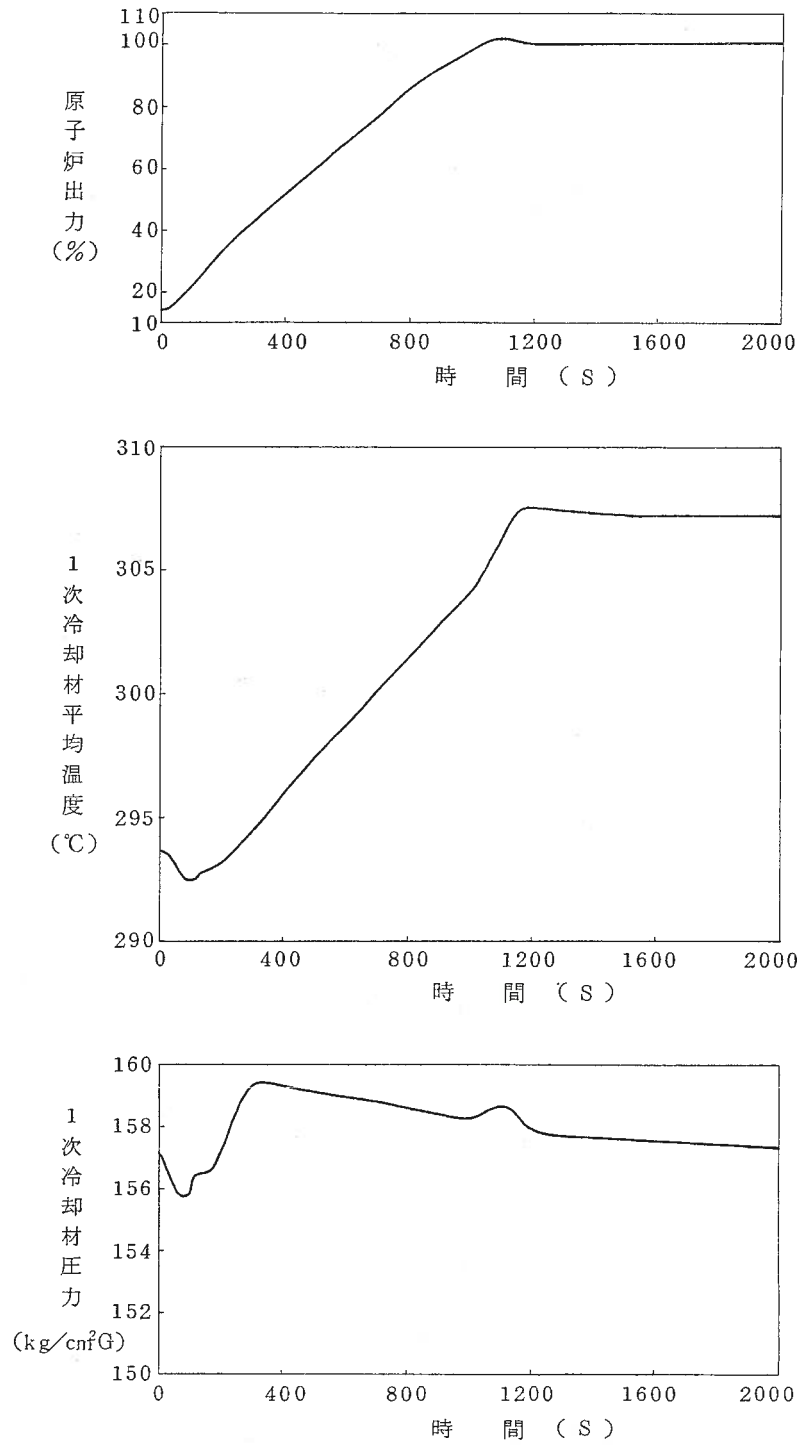
第1.4-20図 燃料集合体配置説明図(第5サイクル(予定外取出炉心)) [1/4炉心] (4号機)



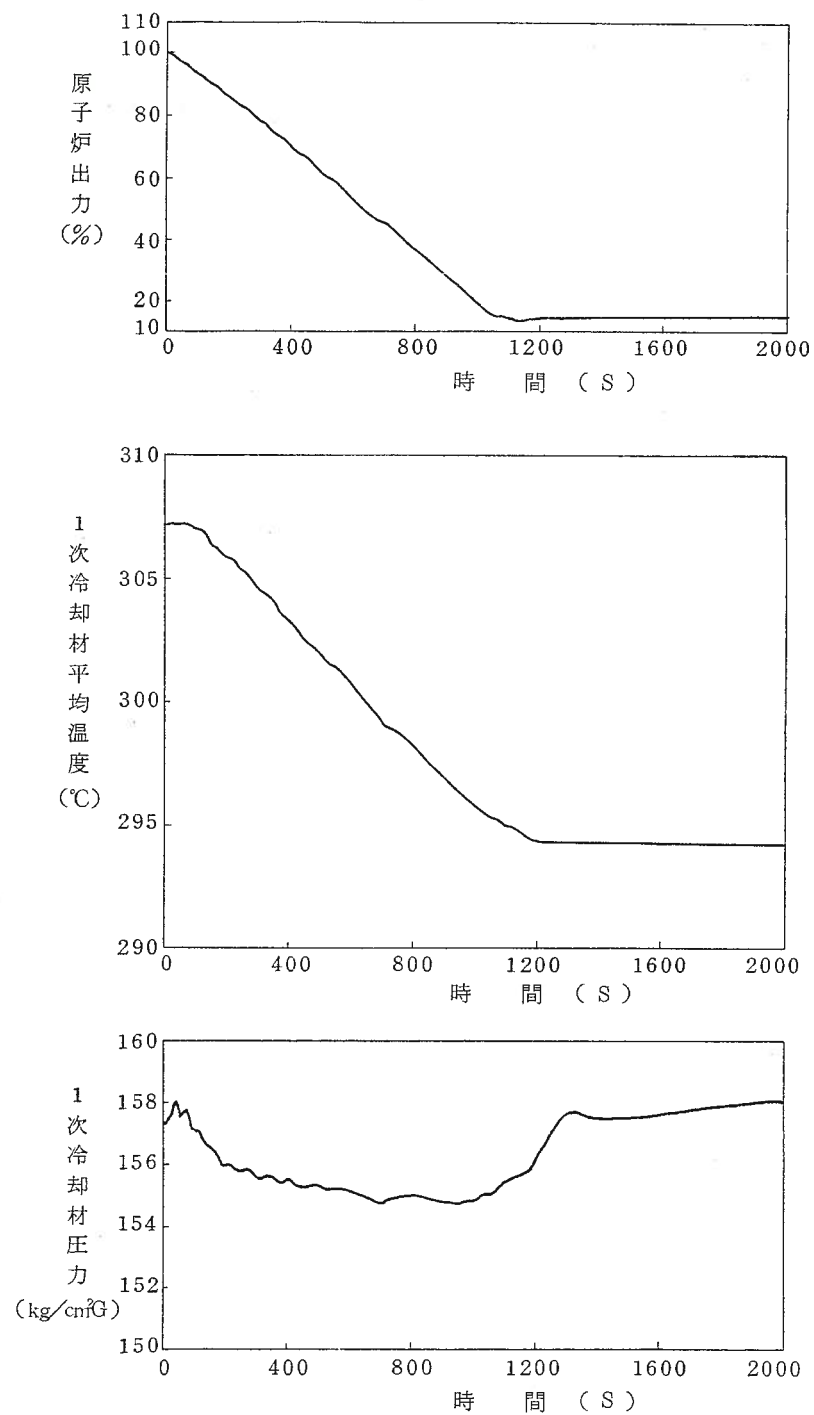
第1.4-21図 10%ステップ状負荷減少の場合(100%→90%)(4号機)



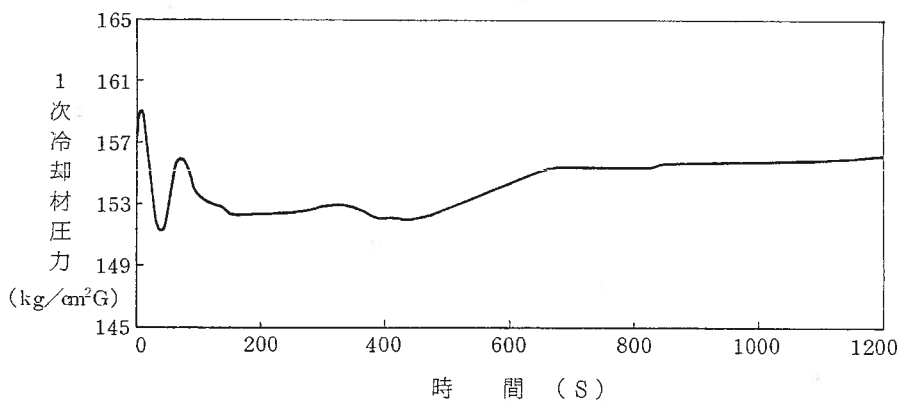
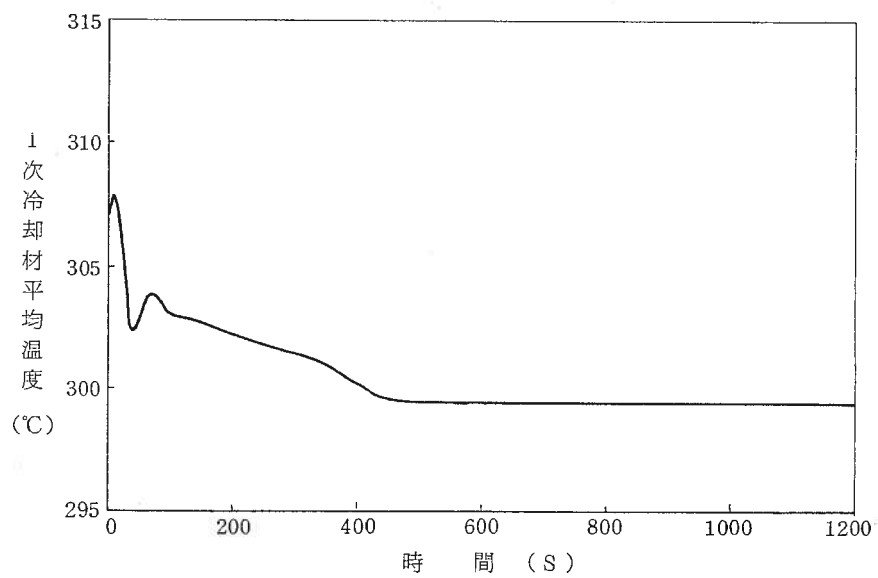
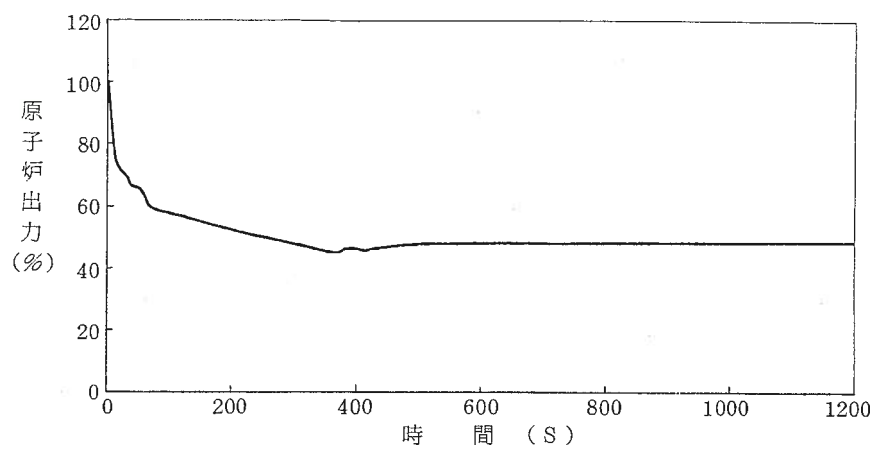
第1.4-22図 10%ステップ状負荷増加の場合(90%→100%)(4号機)



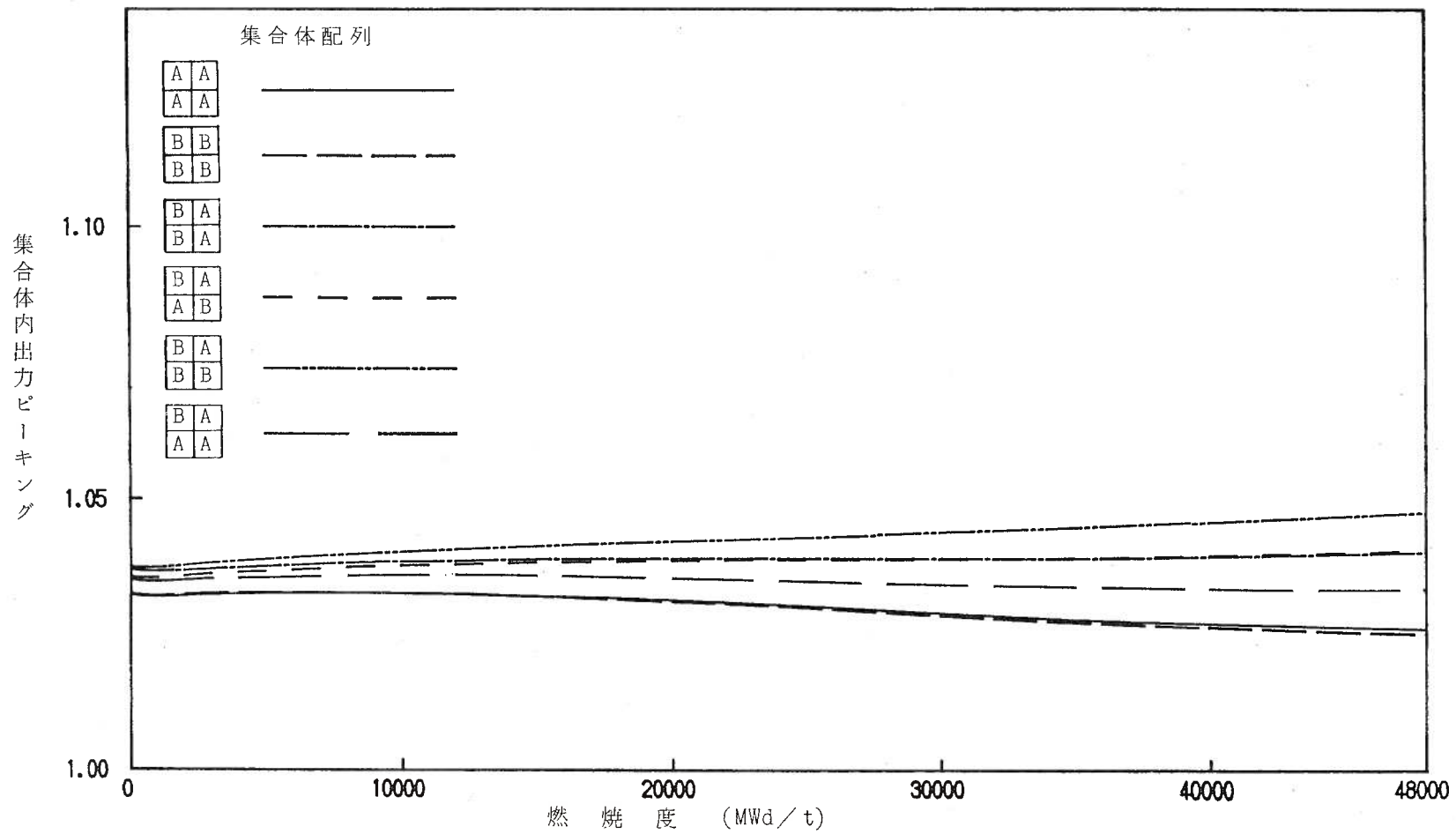
第1.4-23図 5%/minランプ状負荷増加の場合(15%→100%)(4号機)



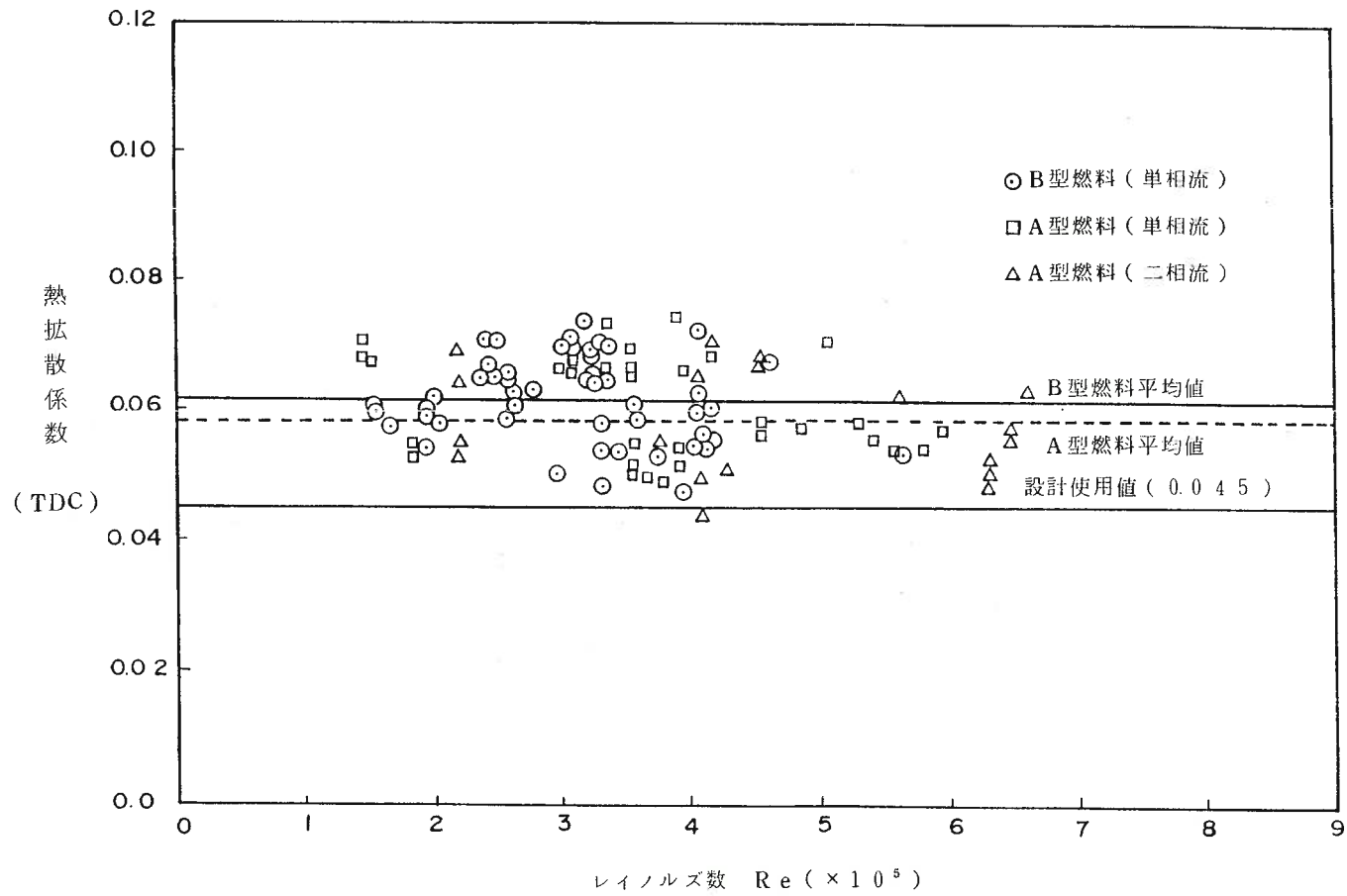
第1.4-24図 5%/minランプ状負荷減少の場合(100%→15%)(4号機)



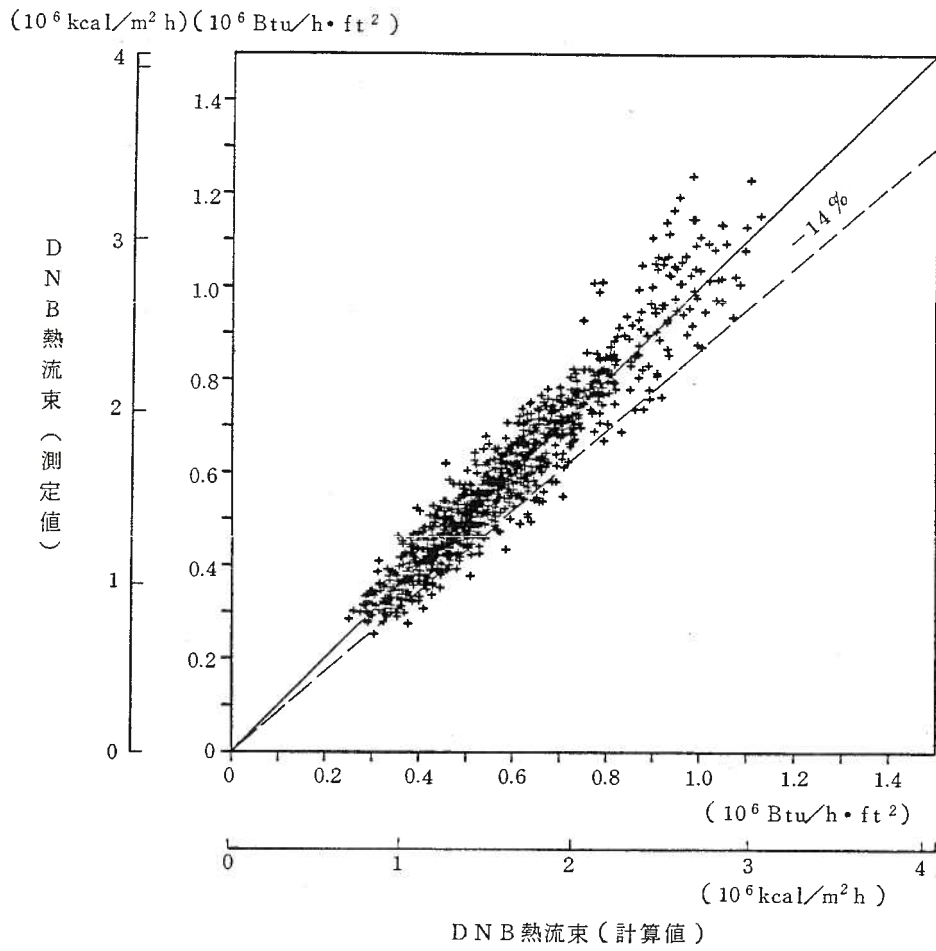
第1.4-25図 50%ステップ状負荷減少の場合(100%→50%)(4号機)



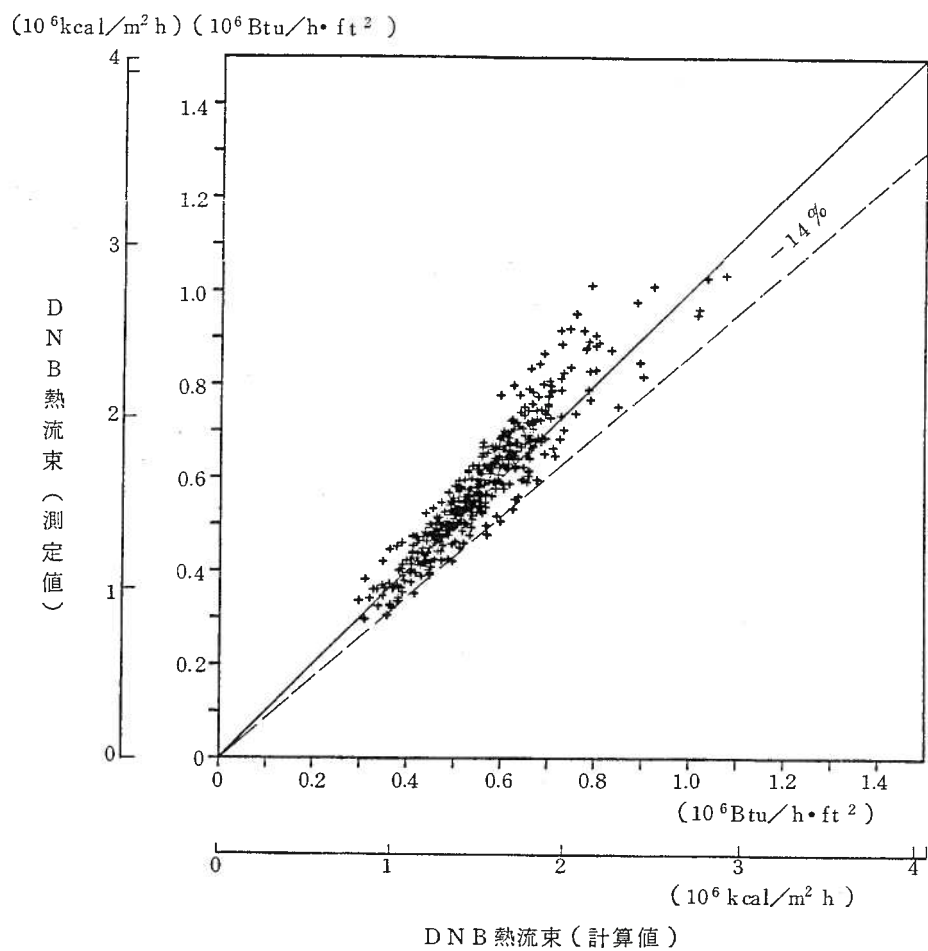
第1.4-26図 燃焼に伴う出力ピーキングの変化



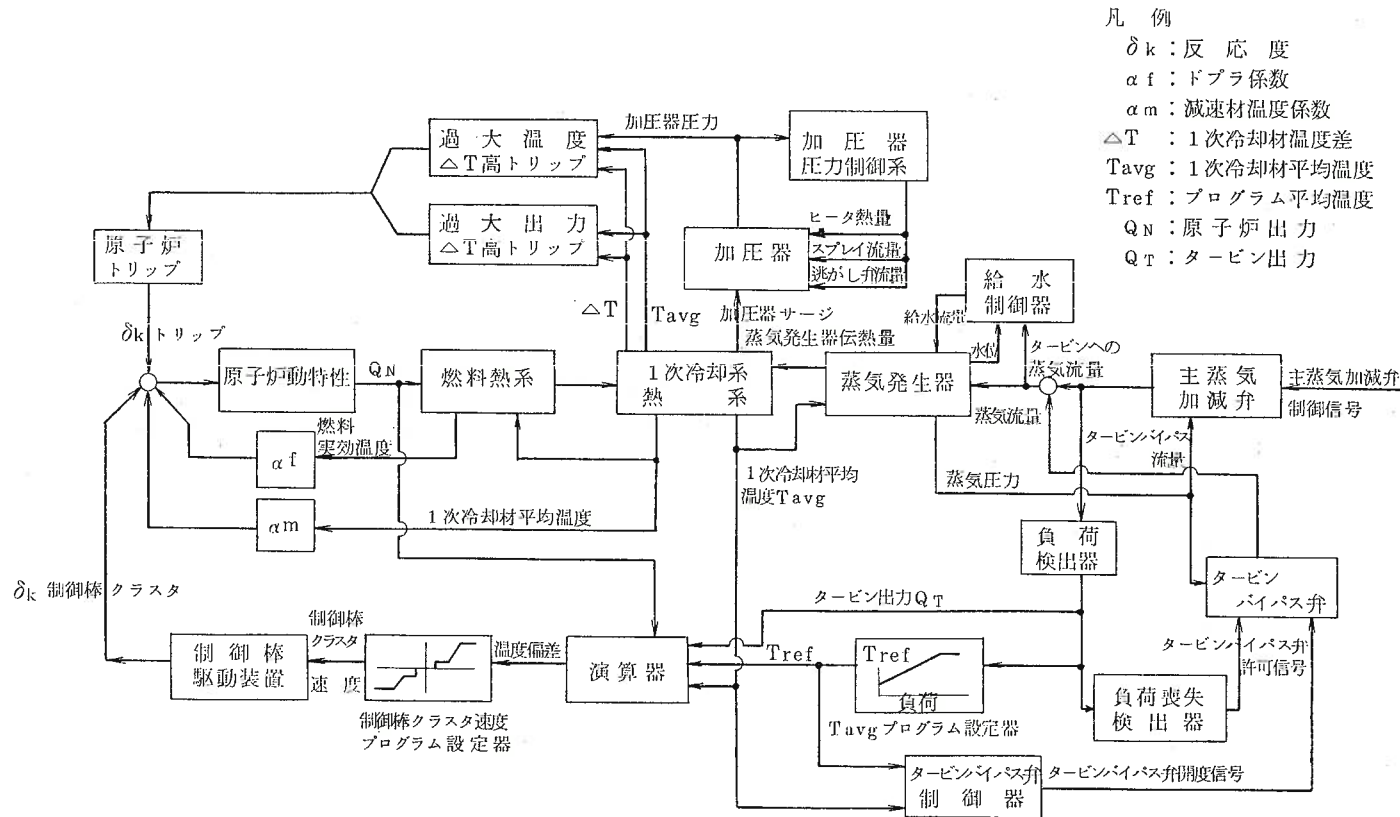
第1.4-27図 熱拡散係数(TDC)



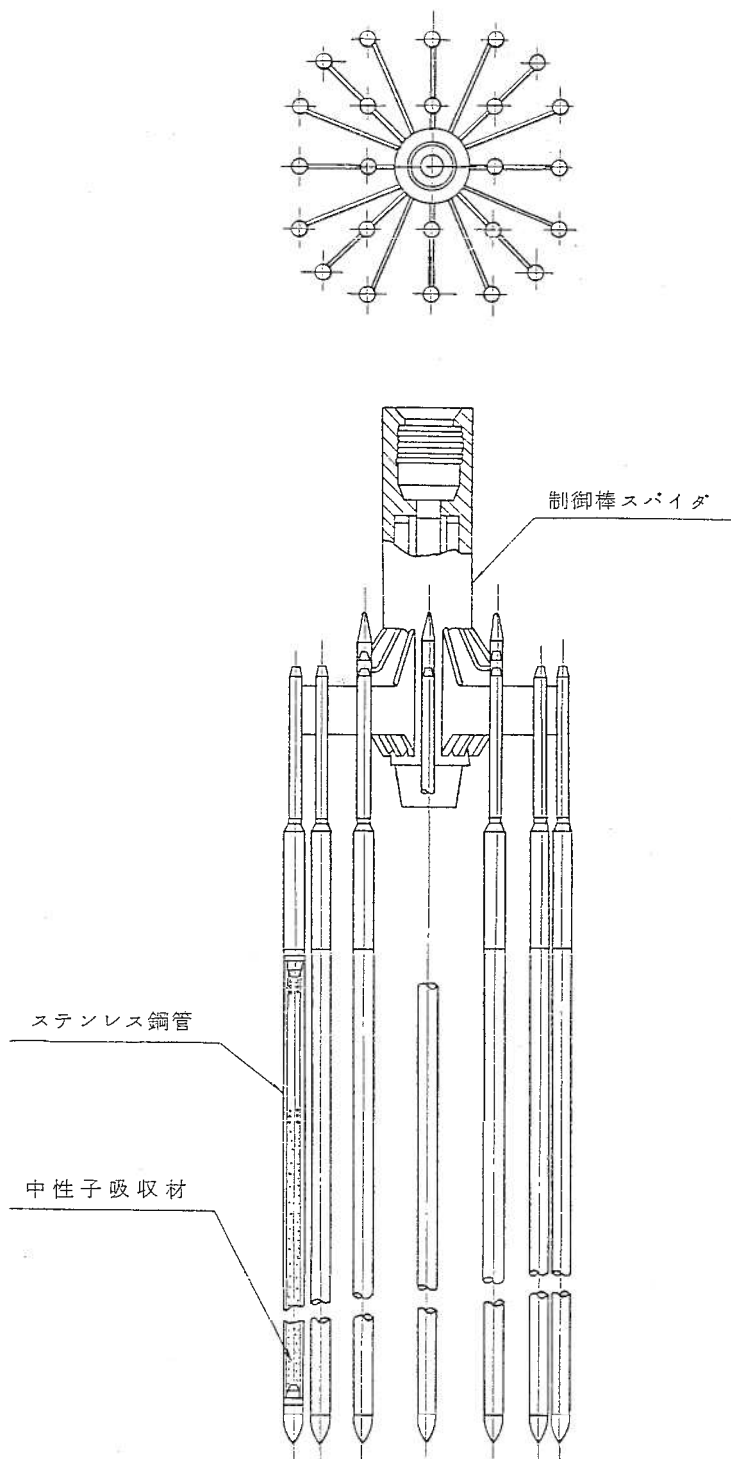
第1.4-28図 A型燃料のDNB熱流束の測定値と計算値との比較 (NFI-1相関式)



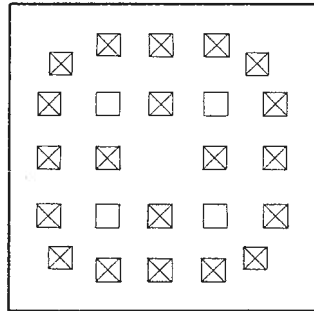
第1.4-29図 B型燃料のDNB熱流束の測定値と計算値との比較 (NFI-1相関式)



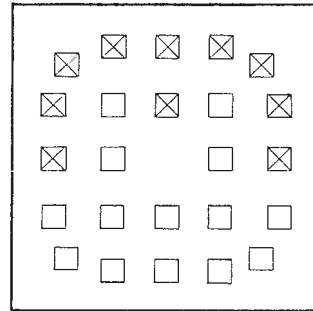
第1.4-30図 動特性シミュレーションモデル概略図



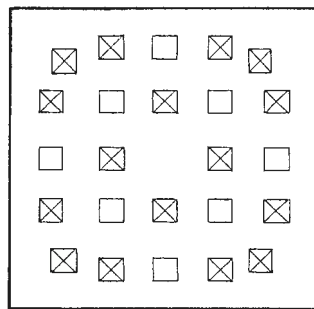
第1.4-31図 制御棒クラスタ構造説明図



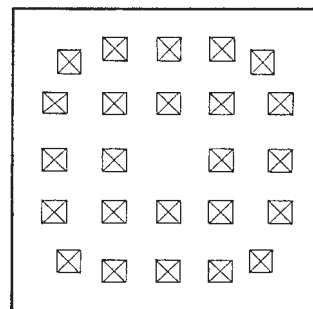
20 バーナブルポイズン棒





10 バーナブルポイズン棒



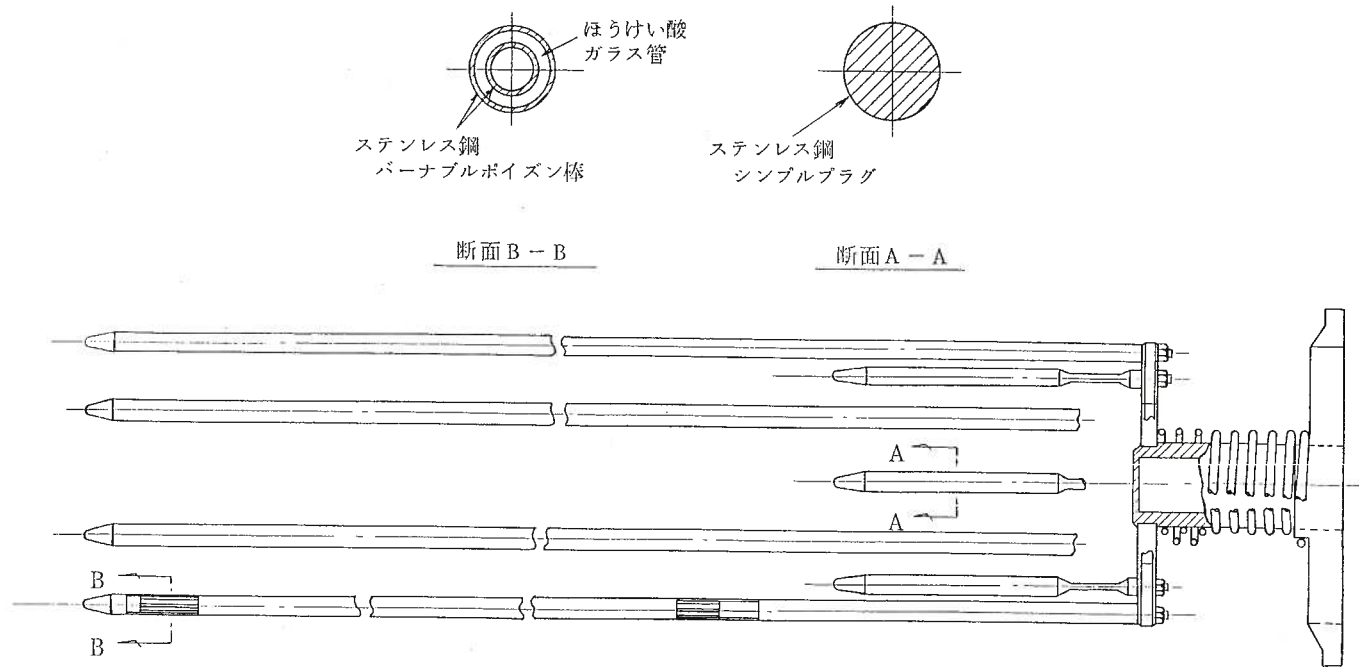
16 バーナブルポイズン棒



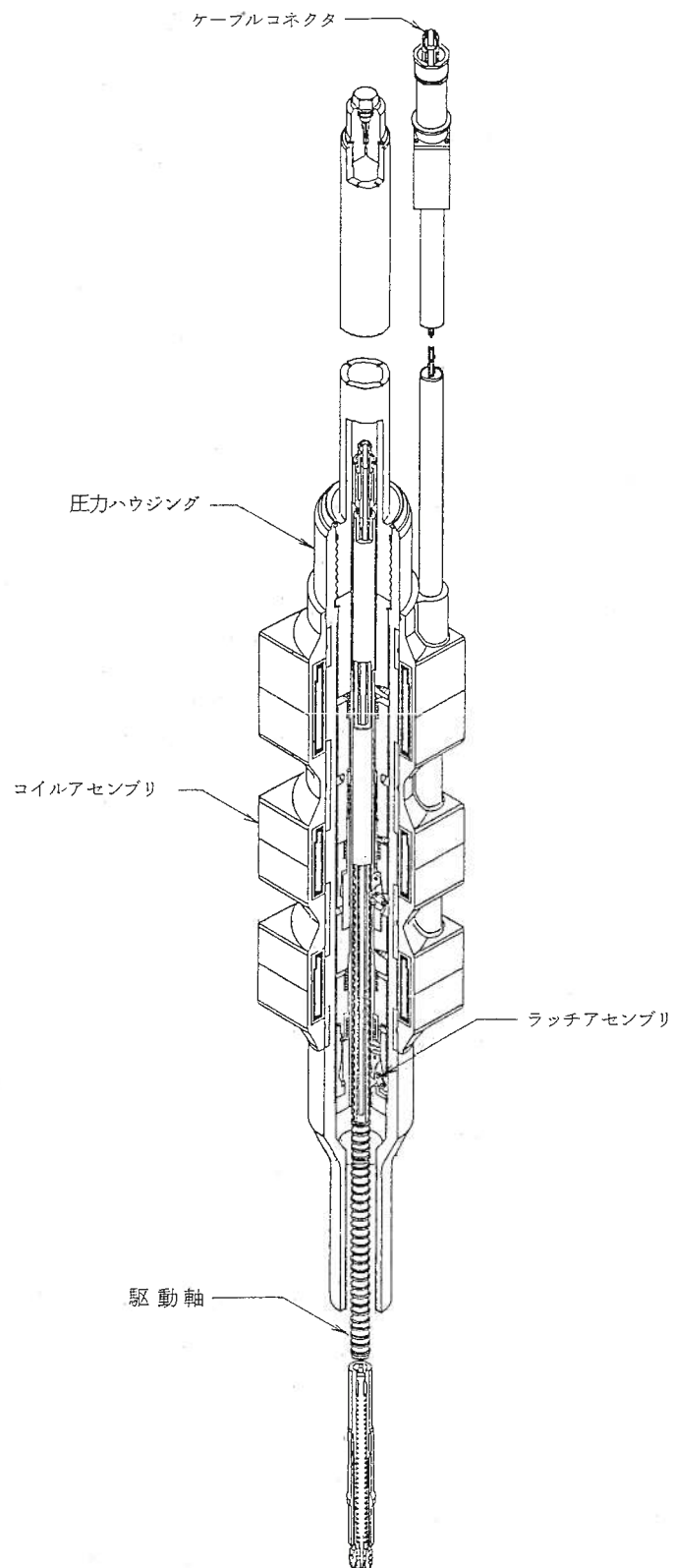
24 バーナブルポイズン棒

 バーナブルポイズン棒
 シンプルプラグ

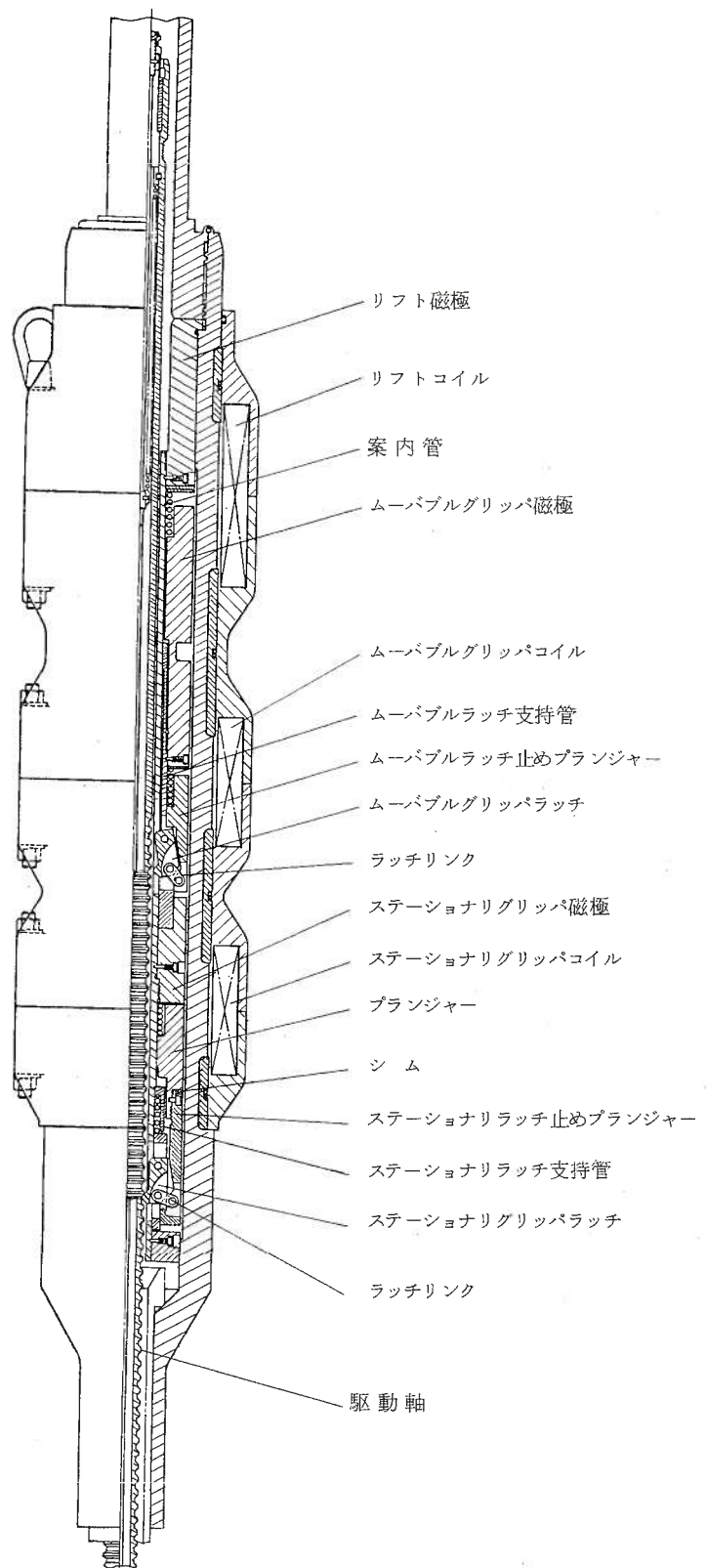
第1.4-32図 バーナブルポイズン棒配置説明図



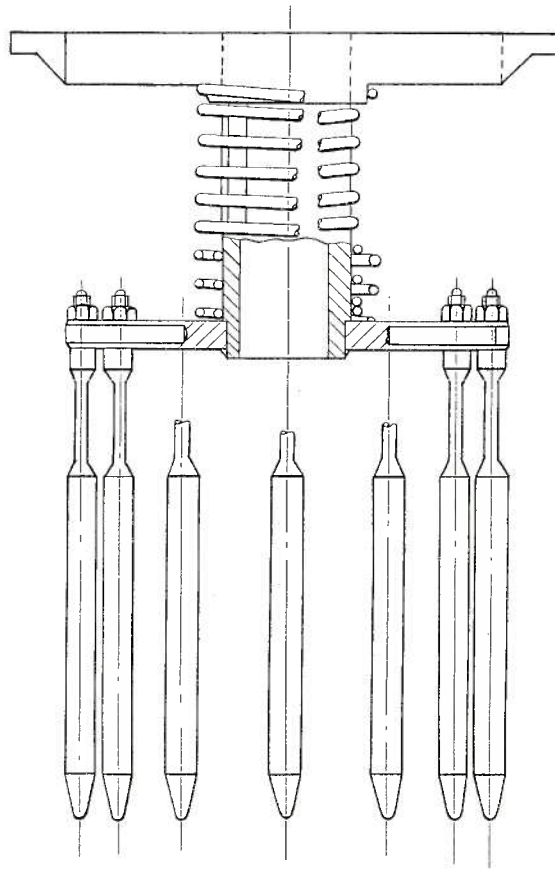
第1.4-33図 バーナブルポイズン構造説明図



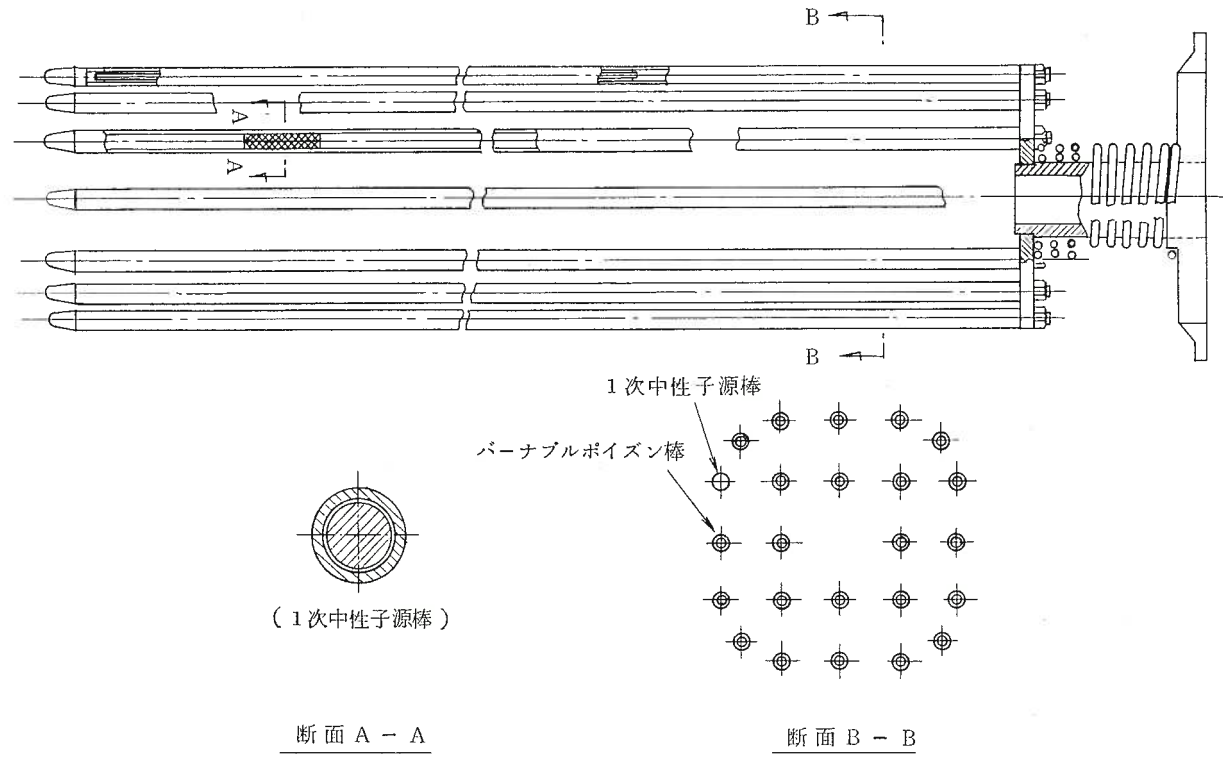
第1.4-34図 制御棒駆動装置説明図



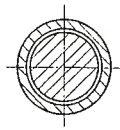
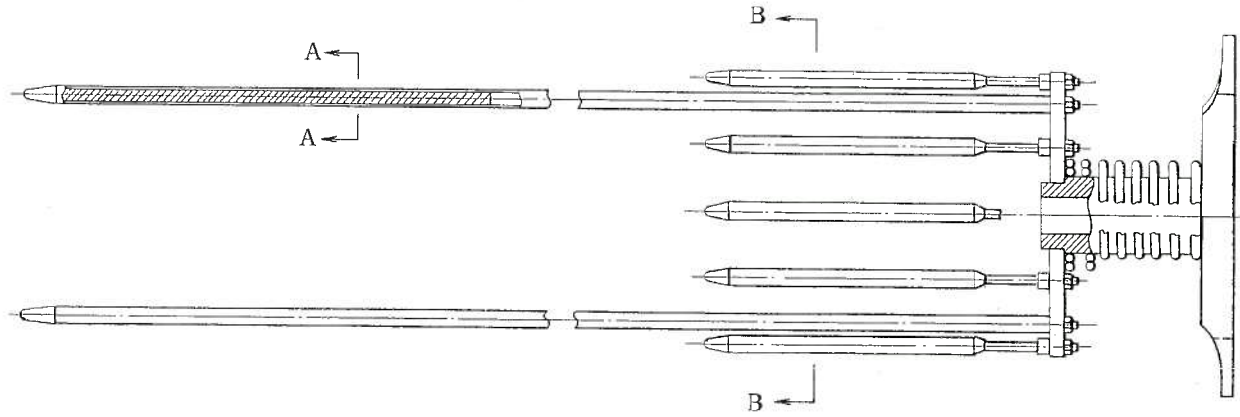
第1.4-35図 制御棒駆動装置断面説明図



第1.4-36図 シンプルプラグ構造説明図

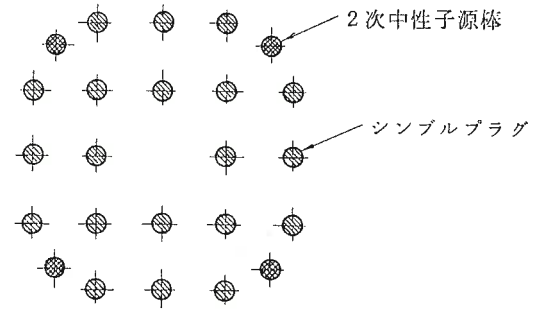


第1.4-37図 中性子源集合体構造説明図(1次中性子源)



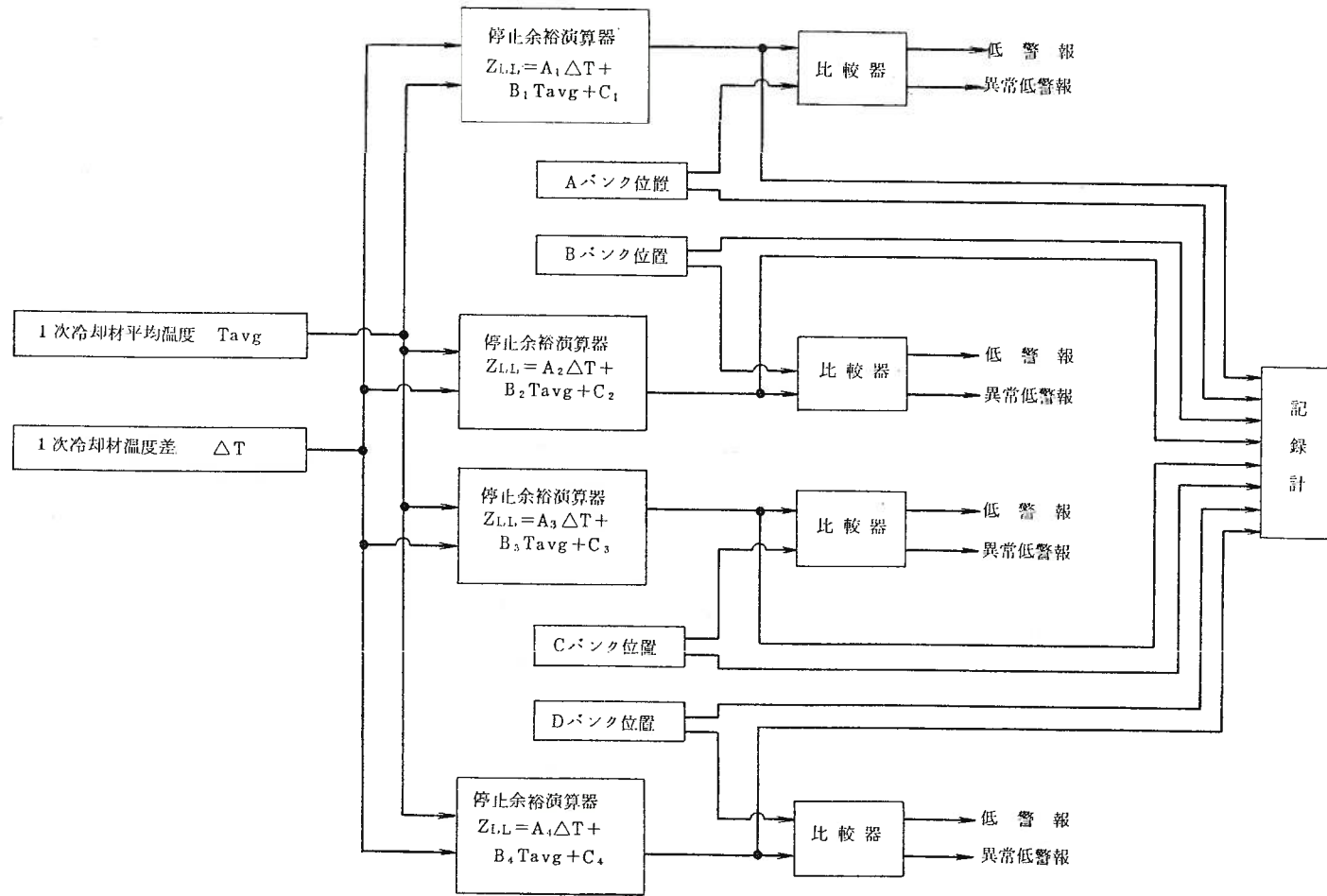
(2次中性子源棒)

断面 A - A

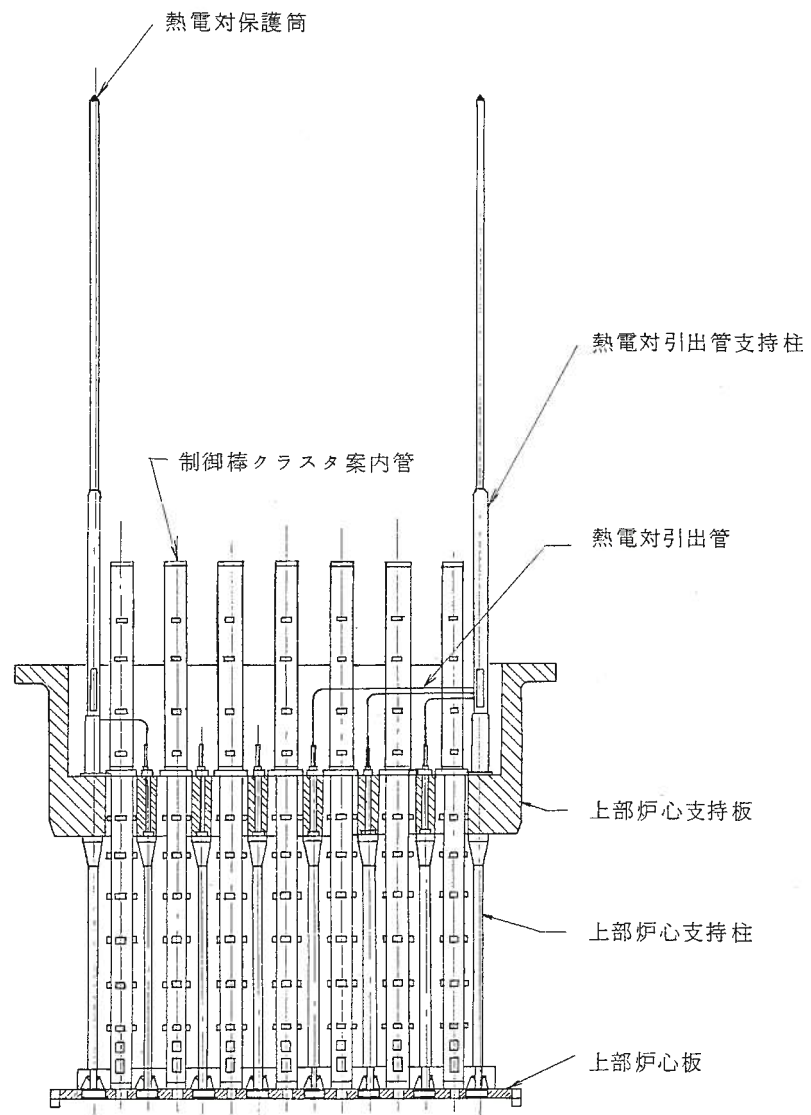


断面 B - B

第1.4-38図 中性子源集合体構造説明図(2次中性子源)

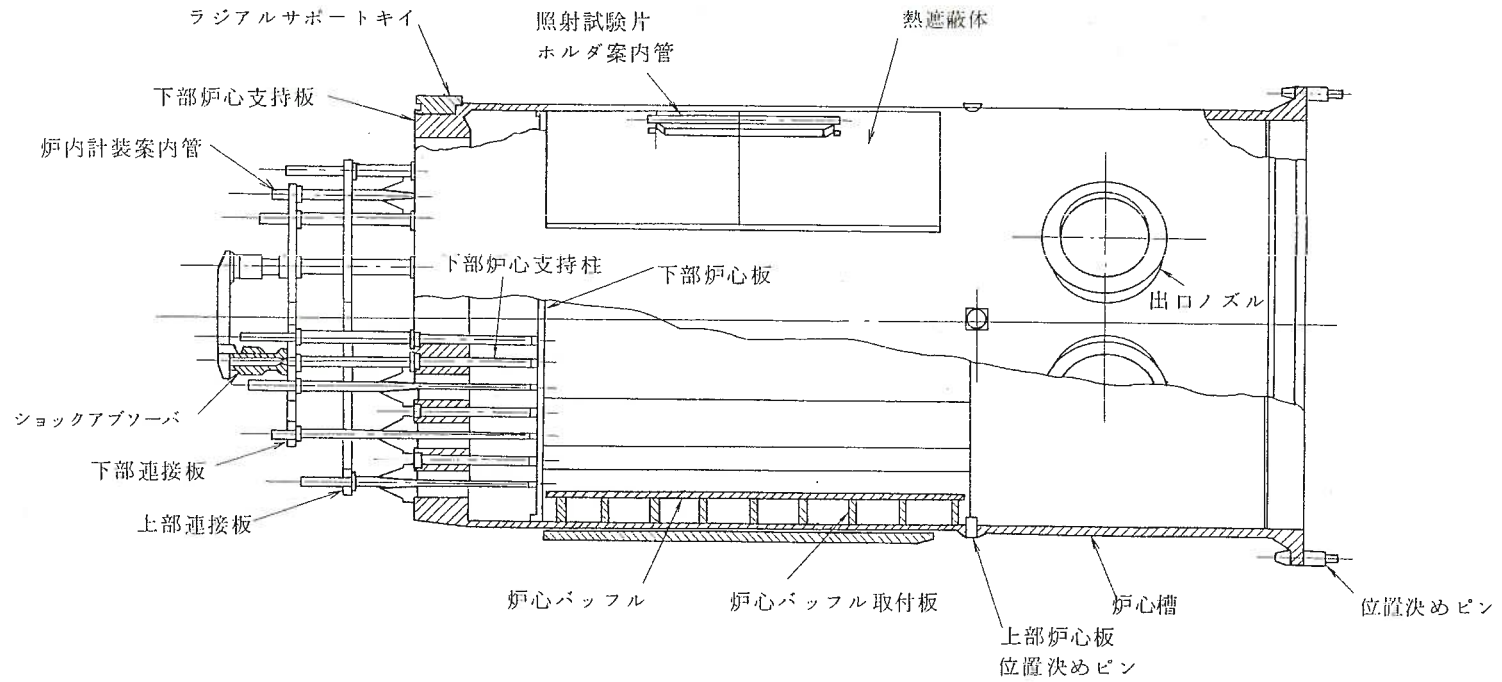


第1.4-39図 停止余裕監視装置説明図



第1.4-40図 上部炉心構造物構造説明図

1.4-135/E



第1.4-41図 下部炉心構造物構造説明図