3. 原子炉及び炉心

3.1 概 要

原子炉を構成する要素としては，第3.1.1図及び第3.1.2図に示すように，原子炉容器，燃料集合体，炉内構造物，制御棒クラスタ，制御棒クラスタ駆動装置等がある。

炉心は，157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，それぞれ異なった燃料濃縮度を採用する。

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。

燃料集合体の燃料棒の配列は，17×17であり，そのうち264本が燃料棒，24本が制御棒案内シンブル，残り１本が炉内計装用案内シンブルである。制御棒案内シンブルは，制御棒クラスタ，バーナブルポイズン，中性子源及びシンブルプラグアセンブリの挿入に使用する。

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及び下部炉心構造物で構成する。

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を吸収して高温となり，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，熱エネルギは蒸気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。

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原理の異なる二つの方法によって行う。これら

の制御方式に加えて，過剰反応度を抑制し，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二酸化ウラン燃料を使用する。

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，サマリウム等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比較的緩やか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り付けた磁気ジャック式制御棒クラスタ駆動装置により駆動する。ほう素濃度は，化学体積制御設備によるフィードアンドブリード方式又はイオン交換処理方式により調整する。

核設計においては，制御棒クラスタ並びに燃料集合体及びバーナブルポイズンの配置，ウラン燃料のウラン235濃縮度，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料のプルトニウム含有率，１次冷却材中のほう素濃度等のパラメータを決定し，最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引き抜き位置のままで挿入できない場合でも，原子炉制御設備及び原子炉保護設備とあいまって，適切な反応度制御をできるようにする。また，出力分布振動に対し水平方向振動は固有の減衰特性を持ち，軸方向振動に対しては容易に抑制可能である設計とする。

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，反応度制御設備，原子炉保護設備等とあいまって燃料の健全性を確保するようにする。

１次冷却材中の腐食生成物及びこれから生成する放射性物質をで

きるだけ少なくするため，１次冷却材に直接接触する部分には，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，耐食性とともに核特性の優れた材料を選択する。

原子炉及び炉心の主要仕様を第3.1.1表に示す。

3.2　機械設計

3.2.1　燃　料

(1) 概　要

燃料集合体は，多数の二酸化ウラン焼結ペレット，ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレット又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットを「ジルカロイ－４の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金」若しくは「ジルコニウム－ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」又はジルカロイ－４で被覆した燃料棒，制御棒案内シンブル，炉内計装用案内シンブル，支持格子，上部ノズル，下部ノズル等で構成する。申請書本文における五　原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備　ハ．原子炉本体の構造及び設備　（ロ）燃料体　（２）被覆材の種類に示す「ジルカロイ－４の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金」又は「ジルコニウム－ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」（以下3.2.1では「ジルコニウム基合金」という。）の主成分は第 3.2.1表のとおりである。[(1)(6)] 燃料棒の配列は，17×17であり，そのうち264本が燃料棒，24本が制御棒案内シンブル，残り１本が炉内計装用案内シンブルである。制御棒案内シンブルは，制御棒クラスタ，バーナブルポイズン，中性子源及びシンブルプラグアセンブリの挿入に使用する。

(2) 設計方針[(1)(2)(33)(35)]

燃料の機械設計においては，燃料材料，使用温度，圧力条件及び照射効果を考慮し，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，原子炉施設の各設備とあいまって燃料の健全性

を確保するため，次の設計方針を満足するようにする。

a. 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，以下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，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，ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融点未満となる設計とし，それぞれの焼結ペレットと被覆管との熱膨張差によって生じる応力を抑える。

(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設計とする。

(c) 被覆管応力は，被覆材の耐力以下となる設計とする。被覆材の耐力は，使用温度及び放射線照射の効果を考慮すると，約310N/mm^2～約590N/mm^{2}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％以下となる設計とする。

(e) 累積疲労サイクルは，設計疲労寿命以下となる設計とする。設計疲労曲線としては，Langer and O'Donnellの曲線

を使用する。

b. 燃料集合体

燃料集合体には，ウラン燃料集合体とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体があり，ウラン燃料集合体には，二酸化ウラン燃料集合体とガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体がある。

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により確保する。

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，以下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 Sec.Ⅲの規格に準拠して十分な強度を有し，その機能が保持できる設計とする。

(b) 輸送及び取扱い時に，ウラン燃料集合体に加わる荷重を設計上，軸方向について６Ｇ，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できる設計とする。

また，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体については，燃料集合体最高燃焼度を48,000MWd/tとするウラン燃料集合体と同一の構成部品を使用し，ウラン燃料集合体と同様，常温において６Ｇの荷重に対して燃料集合体としての機能が保持できる設計とする。ただし，ウラン・プル

トニウム混合酸化物新燃料集合体は，輸送中に高温となり，強度が低下することから，輸送及び取扱い時の荷重を４Ｇと制限し，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ことを確認する。

(3) 主要設備

a. 燃料棒

燃料棒は，第3.2.1図に示すように二酸化ウラン焼結ペレット，ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレット又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットをジルコニウム基合金又はジルカロイ－４被覆管に挿入し，輸送時及び取扱い時のペレットの移動を防ぐためにコイルばねを入れ，両端にジルカロイ－４端栓を溶接した密封構造のもので，ヘリウムを加圧充てんする。

二酸化ウラン焼結ペレットは約97％又は約95％理論密度，ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットは約96％又は約95％理論密度，ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットは約95％理論密度とする。

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，ペレット中央部の軸方向膨張を吸収する。さらに，端面角部の面取り成型を行い，ペレットと被覆管の機械的相互作用を軽減する。ペレットから放出される核分裂生成ガス，ペレットと被覆管との熱膨張差，燃焼に伴う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ため，ペレットと被覆管に適当な間隙を設け，燃料棒にはプレナムを設ける。

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充てんする。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。(1)(2)(3)(4)(33)(35)

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考慮している。

b. 燃料集合体

燃料集合体は，第3.2.2図及び第3.2.3(1)図に示すように,17×17の正方配列を形成する燃料棒264本,制御棒案内シンブル24本，炉内計装用案内シンブル１本，支持格子９個（最上部及び最下部は，ニッケル・クロム・鉄合金，中間部は，ジルカロイ－４又はニッケル・クロム・鉄合金を材料とする),上部ノズル及び下部ノズル各１個等で構成する。(1)(5)(33)(35)

二酸化ウラン燃料集合体は，すべての燃料棒が二酸化ウラン燃料棒であり,ガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体は,うち24本又は16本がガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒である。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒の配置を第3.2.3(2)図及び第3.2.3(3)図に示す。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体は，すべての燃料棒がウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒であり，こ

れらは３種類のプルトニウム含有率を持つ。集合体内のプルトニウム含有率分布を第3.2.3(4)図に示す。

燃料集合体は，外側板のない，いわゆるキャンレスタイプで，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特徴を有する構造であり，燃料棒を各支持格子の単位格子当たり６点で支持することにより燃料棒相互の位置，すなわち水路間隔を保持している。

制御棒は，制御棒案内シンブルとの間に十分な間隙があり，容易に挿入又は引き抜きができる。制御棒案内シンブルの下部は，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。

(4) 主要仕様

a. 燃料棒

ペレット及び被覆管の仕様を第3.2.1表に示す。

b. 燃料集合体

燃料集合体の仕様を第3.2.1表に示す。

(5) 評　価

a. 構成材料

二酸化ウラン焼結ペレット，ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレット及びウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットは，炉心の運転温度及び圧力において，被覆材（ジルコニウム基合金又はジルカロイ－４）及び充てんガス（ヘリウム及び空気,又はヘリウム)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。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は，ウランとプルトニウムを混合するため，ペレット内にプルトニウム含有率の不均一が生じる可能性があるが，この不均一性は燃料の健全性に影響を与えない範囲である。

ジルコニウム基合金及びジルカロイ－４は，小さな吸収断面積を有し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，ガドリニア入り二酸化ウラン，ウラン・プルトニウム混合酸化物，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。(1)(6)

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，耐熱性，耐食性及び耐放射線性を有する。

b. 照射効果

燃料の燃焼が進むとペレット及び被覆管の材料特性が影響を受ける。すなわち，被覆管は中性子の照射を受けると材料の強度が増加し，延性が低下する。ペレットは，燃焼の初期段階においてわずかながら体積が減少する。これを焼きしまりと呼んでいる。更に燃焼が進むと核分裂による気体状及び固体状の核分裂生成物がペレット内に蓄積すること等により，ペレット体積が増大する。これを照射スエリングと呼んでいる。

ペレットの焼結に当たっては，二酸化ウラン焼結ペレット

は約97％又は約95％理論密度，ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットは約96％又は約95％理論密度，ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットは約95％理論密度にするとともに，照射中の焼きしまりを小さくするような方法を採用する。これにより照射中の焼きしまりは十分小さく抑えられ，その核設計及び熱水力設計への影響は小さい。（7）（8）（9）

燃料寿命を通じて，熱膨張及び照射スエリングにより被覆管に過大な歪が生じないように，また，燃料温度が過大にならないように，ペレットと被覆管の間隙を決定している。

ペレットと被覆管の間隙の熱伝達率は，主として間隙中のガスの熱伝導率，間隙の大きさ及びペレットと被覆管が接触する場合はその接触圧に依存する。

燃料が燃焼するにつれ，間隙中にはペレットから放出されたキセノン，クリプトン等の核分裂生成物及びペレット中に含まれる揮発性不純物が蓄積してくる。これらの核分裂生成物及び揮発性不純物は，一般的に間隙の熱伝達率を小さくするが，本原子炉の燃料では，間隙に充てんするヘリウムの圧力を高めて，核分裂生成物及び揮発性不純物の影響が小さくなるように考慮している。

また，後に述べる燃料の温度計算においては，核分裂生成物が燃料ペレットの溶融点及び熱伝導率に及ぼす影響も考慮している。

核分裂生成物が蓄積すると，燃料の溶融温度はわずかな割合（10,000MWd/tあたり約32℃）で低下する傾向にある。また，燃焼に伴い，ペレット熱伝導率は低下する。（1）（6）（33）（34）

燃焼により発生する核分裂生成ガスの一部はペレットから放出され，燃料棒の内部圧力は燃焼が進むにつれて上昇する。燃料性能に影響を与えるこれらの照射効果を考慮して燃料の機械設計を行っている。

c. 燃料棒[1][2][33][35]

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以下のように保たれている。

なお，燃料棒の性能評価には，計算値を実験により検証して，その妥当性が確認されている燃料棒挙動解析モデル[10][11]を用いる。

(a) 燃料中心最高温度

二酸化ウランの溶融点は，実験結果[12]を基に，未照射二酸化ウランでは約2,800℃，燃焼に伴う溶融点の低下を10,000MWd/t当たり32℃とし，燃焼度71,000MWd/tでは約2,570℃とする。燃料中心最高温度の解析における制限値は，計算モデルの不確定性及び燃料の製造公差を考慮して，未照射燃料では2,580℃，燃焼に伴う溶融点の低下を10,000MWd/t当たり32℃とし，燃焼度71,000MWd/tでは2,350℃とする。

ガドリニア入り二酸化ウランの溶融点は，二酸化ウランに比し幾分低下することを考慮して，未照射燃料では約2,700℃とし，燃焼に伴う溶融点の低下は10,000MWd/t当たり32℃とする。ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は，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2,480℃，燃料

中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd/tでは更に溶融点の燃焼に伴う低下を考慮して2,440℃とする。

このため，ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度を同一集合体内の通常の二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度より1.6wt%下げ,ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒の線出力密度を低減させる設計としている。なお，取替燃料のうち第４～第11領域燃料のガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度については，同一集合体内の通常の二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度より1.5wt%下げる。

ウラン・プルトニウム混合酸化物の溶融点は，二酸化ウランの溶融点に対し，プルトニウム含有率の増加に伴い低下し，想定される最大プルトニウム含有率13wt%の未照射ウラン･プルトニウム混合酸化物燃料では約2,730℃とする。燃焼に伴う溶融点の低下は，二酸化ウラン燃料と同じく，10,000MWd/t当たり32℃とし，燃焼度62,000MWd/tでの溶融点は約2,530℃とする。燃料中心最高温度の解析における制限値は，プルトニウム含有率に応じた溶融点の低下，計算モデルの不確定性及び燃料の製造公差を考慮して，未照射燃料では2,510℃，燃焼に伴う溶融点の低下を10,000MWd/t当たり32℃とし，燃焼度62,000MWd/tでは2,310℃とする。

二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは，燃料中心温度が最高となり，かつ，燃料中心温度と制限値との差が最も小さくなるペレット初期密度約95%理論密度の場合の燃料寿命初期約1,200MWd/tであり，

その制限値は2,570℃となるが,定格出力時の最大線出力密度41.1kW/m並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度59.1kW/mに対する燃料中心最高温度は,第3.2.4(1)図に示すようにそれぞれ約1,770℃及び約2,270℃であり，制限値を十分下回っている。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については，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31.9kW/m，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度は44.3kW/mとしているが，これらの線出力密度に対するガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度はそれぞれガドリニア濃度約10wt％の場合の約1,630℃及び約2,040℃であり，ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対する解析上の制限値2,440℃を十分下回っている。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料については，燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは，燃料中心温度が最高となり，かつ，燃料中心温度と制限値との差が最も小さくなる燃料寿命初期約1,200MWd/tであり，その制限値は2,500℃となるが，定格出力時の最大線出力密度41.1kW/m並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度59.1kW/mに対する燃料中心最高温度は，第3.2.4(2)図に示すようにそれぞれ約1,740℃及び約2,230℃であり，制限値を十分下回っている。

したがって，いずれの燃料の燃料中心最高温度も，それぞれの溶融点より十分低い。

(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,最高燃焼度を有する燃料棒内圧でも,通常運転時において,第 3.2.5図に示すように過大となることはなく，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である約18.6MPa～約19.7MPaを超えることはない。

(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内部ガス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っても,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至る。ペレットと接触後は，第3.2.6図に示すように，ペレットのスエリングによる膨張速度，接触圧及び内圧によるクリープ速度が釣合った状態で，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増加は過大なものとはならず，被覆管の歪の増加量を設計方針で示した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，停止及び負荷変化による応力サイクルがかかり，熱応力，内外圧差及び接触圧が変化する。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Langer and O'Donnellの曲線に基づく許容累積疲労サイクルを十

分下回る。

その他の考慮事項として，被覆管には燃料寿命中，１次冷却材との反応により酸化膜が形成され，これに伴って被覆管肉厚は減少するが，その減肉は小さく，肉厚の減少による被覆管の応力増加は問題とならない。また，被覆管の腐食により発生する水素の一部は被覆管に吸収されるが，この水素吸収を考慮しても被覆管の延性は確保されている。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における線出力密度は，燃料棒破損の起きないことが確認されている範囲にあり，ペレット－被覆管相互作用による燃料棒破損は発生しない。

d. 燃料集合体（1）（2）（33）（35）

燃料集合体には，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時並びに輸送及び取扱い時に種々の荷重が加わるが，以下のようにその機能が維持されている。

燃料集合体の性能評価は，実験，有限要素法構造解析等により行う。

(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

支持格子のばね強度を適切に選ぶこと，又は支持格子が燃料棒の動きに追従することにより，燃料棒と制御棒案内シンブルとの相対変位による過度の応力及び燃料棒曲がりは発生しない。また，燃料集合体の全長並びに燃料棒と上部ノズル及び下部ノズル，又は燃料棒と上部ノズルとの間隙を適切に選ぶことにより，燃料集合体の照射による軸方

向の伸び並びに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抑えられている。これによって燃料集合体に生じる応力は十分小さい。

燃料棒は，適切に選ばれたばね強度を有する支持格子により単位格子当たり６点で支持されるとともに，支持格子は隣接する燃料集合体の支持格子と過大な位置ずれを起こさないことから，燃料棒の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ティング摩耗も問題とならない。

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，上部ノズル，下部ノズル及び制御棒案内シンブルの疲労に与える影響は小さい。

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る。熱水力設計では，燃料棒曲がりＤＮＢ試験を踏まえて燃料寿命中の燃料棒のわん曲の程度及び頻度を考慮した設計としている。（１３）（１６）

なお，燃料集合体の構成部品は，１次冷却材に対して高い耐食性を有するとともに，燃料棒を除き非発熱体であることから，その１次冷却材による腐食は問題とならない。

(b) 輸送及び取扱い時の健全性

燃料取扱い時のクレーンによる荷重は，上部ノズル及び下部ノズルに加わるが，荷重の大きさは，使用されるクレ

ーンの特性で決まり４Ｇ以下である。

また，輸送時には上部ノズル，下部ノズル及び各支持格子に荷重が加わるが，荷重の大きさを輸送容器に装備したショック指示計又は加速度計で監視し，ウラン燃料集合体は６Ｇ以下，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体は４Ｇ以下であることを確認する。

以上より，ウラン燃料集合体については，輸送及び取扱い時の荷重を，軸方向について６Ｇ，横方向についても，各支持格子部固定の条件で６Ｇとして設計しているので，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。

また，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体については,燃料集合体最高燃焼度48,000MWd/tとするウラン燃料集合体の構成部品がウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料集合体輸送中の高温状態でも，４Ｇの荷重に対して十分な強度を有することを確認しているため，同一の構成部品を使用することにより，燃料集合体としての機能は保持される。

なお，ウラン燃料集合体に６Ｇ，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体に４Ｇを超える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。

(6) 燃料の製造及び検査

燃料集合体の製造工程の概要を第3.2.7図に示す。

品質管理は，燃料製造工程のすべての段階において厳しく行い，設計仕様を満たしているか確認する。各段階での品質管理

は，製造工程書類及び品質管理計画書によって定める。

ペレットについては，ペレットの密度，化学成分，表面仕上げ等の検査を行う。被覆管については，寸法検査，管壁欠陥を検出するための超音波探傷試験等を行い，さらに破壊試験として，化学分析，引張試験等を行う。端栓溶接部の健全性は，X線検査又は超音波検査によって確認する。燃料棒については，ヘリウム漏えい試験を行い，被覆管及び端栓溶接部からのヘリウムの漏れがないことを確認する。燃料集合体の組立後には，燃料棒間隙のような重要部分についての寸法検査及び目視検査を行う。

また，現地到着後は，燃料集合体の変形の有無等を検査し，その健全性を確認する。

また，燃料の使用中は，運転時の１次冷却材中の放射性物質の濃度の監視及び燃料取替え時の検査によりその健全性を確認する。

(7) 燃料の使用実績（１７）（１８）（３６）

ジルカロイ被覆燃料は1960年代より商業用加圧水型原子炉で本格的に使用され，今日に至るまで多数の使用実績を有しており，それらの使用経験や多数の開発試験燃料の使用経験はその後の商業用加圧水型原子炉の燃料設計，運転条件，燃料製造技術等の向上に反映されている。国内における2004年3月までのジルカロイ被覆燃料の商業炉の使用実績は，約460万本に達している。このジルカロイと成分がほとんど同じジルコニウム基合金被覆燃料についても海外の試験炉，商業炉で先行照射されており，さらに国内における先行照射が1997年から2002年にかけ

て実施されている。

試験燃料の中には，ウラン燃料では，最大線出力密度約69kW/mで照射されたものやペレット最高燃焼度が約80,000MWd/tに達したものがあり，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料では，最大線出力密度約60kW/mで照射されたものやペレット最高燃焼度約82,000MWd/tまで達したものがあり,本原子炉の定格出力時における最大線出力密度41.1kW/m，ウラン燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/t及びウラン･プルトニウム混合酸化物燃料集合体最高燃焼度45,000MWd/t相当を十分に上回る照射実績が得られている。

また，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料については，国内においても，美浜１号機において1988年から少数体実証が行われ，照射後試験まで終了した。これにより，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒はウラン燃料棒と同等の健全性を確保していたこと，両者の照射挙動は同等であること及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒の照射挙動は予測の範囲内であることを確認した。

3.2.2　炉内構造物

3.2.2.1　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。全体構造を第3.1.1図に示す。

炉内構造物は次の機能を果たす。

(1) 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。

(2) 燃料集合体を支持し，位置決めする。

(3) 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。

3.2.2.2　設計方針

(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，熱遮へい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，燃料取替え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。

3.2.2.3　主要設備の仕様

炉内構造物の設備仕様を第 3.2.2 表に示す。

3.2.2.4　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。

(1) 上部炉心構造物

上部炉心構造物は，第 3.2.8 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し管を固定する。

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

決められる高さのところに 90° 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。

(2) 下部炉心構造物

下部炉心構造物は，第 3.2.9 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，熱遮へい体，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フル，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。

炉心バッフ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フル板間げき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. 熱遮へい体は分割型であり，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用案内シンブルに挿入できるように案内する。

f. 熱遮へい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，燃料集合体の荷重，制御棒クラスタ落下時の荷重，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。

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すようにステンレス鋼等を使用する。

3.2.2.5　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ので，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げき及び流路穴によって，その流量を制限している。

(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) 中性子遮へい

１次冷却材自身の放射線遮へい効果に加えて，原子炉容器への中性子照射を少なくするための熱遮へい体の設置により，

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，熱遮へい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) 燃料取替え

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，燃料の取替えは安全かつ適切にできる。

3.2.2.6　試験検査

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へ取出しできる構造としている。

3.2.3　反応度制御設備

3.2.3.1　概　要

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。そのほか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。

(1) 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，自重により炉心に落下する。

(2) 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。

(3) 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に必要に応じて使用する。

ほう素濃度調整については「5.8 化学体積制御設備」において，詳細説明をする。

3.2.3.2　設計方針

(1) 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を設ける。

(2) 想定される事故時において，原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの挿入により高温状態において炉心を臨界未満にできるよう設計する。

また，キセノン濃度変化及び１次冷却材温度変化による反応度変化がある場合には化学体積制御設備のほう酸注入により炉心を臨界未満に維持できるように設計する。

(3) 反応度制御設備は，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。

a.　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。

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設計とする。

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できるように設計する。

(4) 制御棒クラスタ駆動装置は以下のとおり設計する。

a. 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を定める告示」に従って，設計，製作並びに検査を行う。

b. 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。

c. 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。

3.2.3.3 主要設備の仕様

制御棒クラスタの設備仕様を第 3.2.3 表に示す。

バーナブルポイズン棒の設備仕様を第 3.2.4 表に示す。

制御棒クラスタ駆動装置の設備仕様を第 3.2.5 表に示す。

3.2.3.4 主要設備

(1) 制御棒クラスタ

制御棒クラスタは，第 3.2.10 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ブル内を，上下に移動する。

制御棒案内シンブルの下部は，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。

(2) バーナブルポイズン[14][15]

バーナブルポイズンは，ほうけい酸ガラス又はほう素入りアルミナペレットを耐食性の被覆管に充てんし，第 3.2.11 図に示すように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ブルに挿入する。初装荷炉心のバーナブルポイズン棒の総数は 1,342 本で，第 3.2.12 図に示すように 24 本，20 本，16 本，12 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制御効果の分だけ，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，水平方向出力分布が更に平たん化する。

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，減速材温度係数もより負側の値となる。続く各サイクルにおいて，1 次冷却材中のほう素濃度を小さくし，高温出力運転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に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1,342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棒はその使用期間を通じて，ほう素入り吸収材の温度が，吸収材の安定領域にあり，被覆管の応力がＡＳＭＥ Sec.Ⅲ等に準じた許容応力を超えないこととする。

(3) 制御棒クラスタ駆動装置

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。この制御棒クラスタ駆動装置は，第3.2.13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後,動作コイルを励磁することにより行う。

a. 圧力ハウジング

制御棒クラスタ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り付けたふた用管台に取り付ける。

b. コイルアセンブリ

第3.2.14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，制御棒クラスタ駆動装置冷却装置を設け常時制御棒クラスタ駆動装置を冷却する。

c.　ラッチアセンブリ

ラッチアセンブリは，第 3.2.14 図に示すように圧力ハウジング内に収容するラッチ，プランジャ等から構成し，駆動軸に付けられた円環状の溝とかみ合うラッチと，駆動軸周りのプランジャの動作により，駆動軸を上下に駆動する。プランジャは，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，ステーショナリグリッパコイルを励磁して保持するとともにムーバブルグリッパコイルを励磁する。ステーショ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に設計する。

d.　駆動軸

駆動軸には，ラッチとかみ合う円環状の溝を設け，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外しは，遠隔操作で行うことができる。

3.2.3.5　評　価

(1) 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ので，独立性を維持できる。

(2) 反応度制御機能

反応度制御設備は，「3.3 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。

(3) 制御棒クラスタ駆動装置

a.　ステーショ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。

b.　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。

3.2.3.6　試験検査

制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置は，定期的に作

動試験ができる。

3.2.4　その他の設備

燃料集合体の制御棒案内シンブルには，制御棒クラスタ，バーナブルポイズンのほかにシンブルプラグアセンブリ及び中性子源を挿入する。シンブルプラグアセンブリは，炉心内のバイパス流量を制限するために使用し，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。

3.2.4.1　シンブルプラグアセンブリ

制御棒，中性子源棒又はバーナブルポイズン棒のいずれも入らない制御棒案内シンブルを通るバイパス流量を制限するため，シンブルプラグを挿入する。シンブルプラグアセンブリは，第3.2.15図に示すようにシンブルプラグで構成されており，炉心に装着する場合は，燃料集合体の制御棒案内シンブルに挿入し，上部炉心板で固定する。

シンブルプラグアセンブリの材料は，コイルばね以外はステンレス鋼を使用する。コイルばねはニッケル・クロム・鉄合金を使用する。

シンブルプラグは，バーナブルポイズン棒，中性子源棒と組み合わせて使用する場合もある。

3.2.4.2　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２体と２次中性子源２体を第3.2.12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ンブルに挿入し，上部炉心板で固定する。１次中性子源は，第3.2.16図に示すように１本の１次中性子源棒，23本のバーナブルポイズン棒から構成する。また，２次中性子源は，第3.2.17図に示すように４本の２次中性子源棒及び20本のシンブルプラグから構成する。１次中性子源棒の材料は，約３×10^{9}Ｂｑの線源強度を持つカリフォルニウム－２５２であり，２次中性子源棒の材料はアンチモン・ベリリウムの混合物である。１次冷却材にさらされる材料は，コイルばね以外すべてステンレス鋼を用い，コイルばねはニッケル・クロム・鉄合金を用いる。

中性子源棒の設備仕様を第3.2.6表に示す。

3.3　核設計

3.3.1　概　要

原子炉は，低濃縮二酸化ウラン，ガドリニア入り低濃縮二酸化ウラン及び低濃縮二酸化ウラン燃料と同等の反応度を持つウラン・プルトニウム混合酸化物を燃料とする軽水減速の加圧水型原子炉であり，核分裂は，主として軽水で減速された熱中性子によるものである。核特性上の主要因子である減速材／ウラン体積比，減速材／ウラン及びプルトニウム体積比は約3.4である。原子炉は，起動時には高温状態まで加熱後臨界とし，停止時には高温状態で臨界未満とした後低温状態まで冷却する。

出力運転時における炉心内での蒸気ボイドの発生は無視できる。また，定格出力運転中は制御棒クラスタがほぼ全引き抜き状態にあり，燃料の燃焼に伴う反応度制御をほう素濃度により調整するため，燃料の燃焼に伴う炉心内出力分布の変化は小さい。燃料集合体の燃料棒は，約12.6mmのピッチで17×17の正方格子をなすように配置しており，そのうち25本は燃料棒が入らない水穴となるが，ピッチが小さいため局所的な水平方向出力ピーキングは大きくならない。また，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体においては，ウラン燃料集合体との混在による影響を考慮し，３種類のプルトニウム含有率の燃料棒を適切に配置することにより，水平方向出力ピーキングを平坦化する。さらに，燃料集合体を適切に配置し，必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用することで水平方向出力ピーキングを適切な範囲に抑えることができる。

ドップラ係数は常に負であり，減速材温度係数は高温出力運転

状態では負に保たれているため，原子炉に固有の安全性を与えている。また，キセノンによる出力振動は，径方向振動は収束性であり，軸方向振動は炉心寿命中の大部分は収束性である。サイクル末期では軸方向振動が起こる可能性があるが，たとえ振動が生じても制御棒クラスタの操作によって容易に抑制可能である。

3.3.2　設計方針

(1) 原子炉の安全上及び運転上の見地から次のことを考慮して設計する。

a.　通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，原子炉施設の各設備の保護動作とあいまって燃料の健全性を確保できる炉心特性を有すること。

b.　最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引き抜き状態であっても，常に炉心を臨界未満にすることができること。

c.　原子炉制御設備により炉心を連続的に，かつ，安定に制御できること。

d.　通常の運転制御を行うのに十分な負の反応度効果を有すること。

(2) これらを基本とし，次のことを考慮して具体的設計を行う。

a.　反応度停止余裕

制御棒クラスタは，最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引き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0.018Δk/k以上の反応度停止余裕を与える設計とする。さらに，化学体積制御設備によるほう酸注入により，

低温停止状態でも0.010Δk/k以上の反応度停止余裕を維持できる設計とする。

b. 制御棒クラスタの最大反応度価値及び最大反応度添加率

制御棒クラスタの最大反応度価値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たせるように制限する。

すなわち，制御棒クラスタの最大反応度価値は制御棒クラスタ１本が挿入限界位置から飛び出した場合，高温全出力時0.0015Δk/k以下，高温零出力時サイクル初期で0.0090Δk/k以下，サイクル末期で0.010Δk/k以下となる設計とする。また，最大反応度添加率は二つのバンクの制御棒クラスタが引き抜き手順上可能な最大速度で引き抜かれても，8.6×10^{-4} (Δk/k)/s以下となる設計とする。さらに，高温全出力運転中全引き抜き位置から制御棒クラスタ１本が落下した場合の負の最大添加反応度は，2.5×10^{-3} Δk/kを上回らない設計とする。

c. 反応度係数

炉心が負の反応度フィードバック特性を有するように，ドップラ係数は常に負であり，かつ，高温出力運転状態で減速材温度係数は負となる設計とし，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有する設計とする。

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，燃料中心最高温度及び最小ＤＮＢＲの制限を満足するため，通常

運転時の熱水路係数が3.3.5(3)b.に記載する値以下となる設計とする。

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，容易に抑制できる設計とする。

f. 燃料燃焼度

燃料集合体の最高燃焼度は，ウラン燃料集合体については，55,000MWd/t以下となる設計とする。

ただし，初装荷燃料及び取替燃料のうち第４～第11領域燃料については，燃料集合体の最高燃焼度は48,000MWd/t以下となる設計とする。

また，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体については，45,000MWd/t以下となる設計とする。

g. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体のプルトニウム含有率（37）

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に使用されるプルトニウム組成比は，核分裂性プルトニウム割合約55～約82wt%の範囲で変動すると想定されるため，プルトニウム組成比によってウラン・プルトニウム混合酸化物燃料のプルトニウム含有率を変化させる。このときウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の集合体平均のプルトニウム含有率は，等価フィッサイル法によりプルトニウムと混合する劣化ウランの反応度寄与分も含んで約4.1wt%濃縮ウラン相当以下とし，かつ，約11wt%以下となる設計とする。

また，ペレット最大プルトニウム含有率は13wt%以下，ペレット最大核分裂性プルトニウム富化度は８wt%以下となる設計とする。

3.3.3　解析方法[19][20][21][22][23]

原子炉の核的性能を評価するための核設計計算には，多群中性子輸送理論及び少数群中性子拡散理論を使用する。

原子炉の核的性能の計算は，少数群定数計算及び炉心核計算の２種類に大別される。

(1) 少数群定数計算

本計算は，燃料ペレット，被覆管，減速材等で構成される燃料集合体の集合体単位又は各構成要素の単位セルごとの均質化した少数群定数（高速中性子群定数及び熱中性子群定数）を求める。少数群定数は燃料集合体の各物質の多群断面積を用いて燃料集合体を対象とした中性子輸送計算又は中性子拡散計算を行い，中性子スペクトル及び中性子束空間分布を計算し，これに基づいてスペクトル加重平均を行うことにより求める。燃料集合体単位の少数群定数を求める場合は，集合体均質化に伴う誤差を除去するための中性子束不連続因子を同時に求める。

(2) 炉心核計算

本計算は，炉心の出力分布，燃焼度，制御棒価値，停止余裕，炉心寿命等を計算する。

本計算においては，少数群定数計算で得られた群定数及び中性子束不連続因子を用いて，少数群中性子拡散理論に基づく３次元拡散計算を行う。さらに，ピンパワーリカバリ法あるいは

詳細出力分布合成法を用いて，燃料棒単位の詳細な出力分布を求める。

(3) 実測値との比較

前述の方法による計算結果と臨界実験との比較及び国内外の加圧水型軽水炉の運転試験結果や実績との比較があり，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。

3.3.4 核設計値及び炉心内の配置

3.3.2の設計方針を満足させる核設計値を，第3.3.1表及び第3.3.2表に示す。

制御棒クラスタ及び取替炉心の代表的なケースとして平衡炉心の燃料集合体の配置を第3.3.1図,第3.3.3図及び第3.3.5図に示す。

3.3.5 核設計の内容

(1) 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原理の異なる二つの方法によって行う。これらの制御方式に加えて,炉心の過剰反応度を抑制するため,必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。炉心の実効増倍率及び制御装置の反応度制御能力を第 3.3.1 表に示し，バーナブルポイズンの初装荷炉心内配置を第 3.2.12 図に示す。

a. 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の２バンクからなる停止グループに分け，バンク単位で挿入又は引き抜きを行う。制御グループは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 48 本が重力で炉心に落下する。制御棒クラスタは，第 3.3.1 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有する。

(a) 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。

(b) 制御グループの制御棒クラスタは，ほう素濃度，１次冷却材温度，キセノン濃度等が微少変化したときの反応度変化を制御する。

(c) 制御グループの制御棒クラスタは，タービン負荷が５％/min のランプ状変化，10％ステップ状変化及び主蒸気ダンプ制御系作動を伴う急激なステップ状減少をしたとき，原子炉が安定に応答できるに十分な反応度の微分価値を有する。

(d) 停止グループ及び制御グループの制御棒クラスタは，最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引き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，原子炉を高温全出力から十分速く高温停止状態とする能力を有する。

制御棒クラスタは，以上の能力を有するとともに，中性子吸収材の減損等を考慮して，十分余裕がある設計とする。原

子炉運転中は，出力分布の平坦化，反応度停止余裕の確保及び制御棒クラスタ飛び出し時の添加反応度を制限するため，停止グループは全引き抜き位置に保持し，制御グループは挿入限界以上に保持する。

上に述べたように，高温全出力から高温停止に移行する場合は,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。反応度停止余裕は，制御棒クラスタの反応度と制御棒クラスタにより制御すべき所要制御反応度との差であり，これらは 3.3.3 に述べた核設計計算により求める。

所要制御反応度は出力欠損とボイド減少による反応度の和となる。出力欠損による反応度は，高温全出力から高温零出力までの燃料温度低下，減速材温度低下及び中性子束再分布により添加される正の反応度であり，また，ボイド減少による反応度は，高温全出力でわずかに発生しているボイドが出力低下により消滅することによって添加される正の反応度である。制御棒クラスタの反応度は，制御棒クラスタのバンクＤが挿入限界まで挿入されている状態から，最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引き抜き位置のまま挿入できないものとし，さらに，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。

所要制御反応度は，主として減速材温度係数がより負側に移行するため，サイクル末期で最大となる。

所要制御反応度及び制御棒クラスタの反応度は第 3.3.2 表に示すとおりであり，所要の反応度停止余裕を十分確保してい

る。

制御棒クラスタ引き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及び制御棒クラスタの各バンクの反応度価値で定まる。制御棒クラスタ最大駆動速度は，約 114 cm/min であり，二つの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 8.6×10^{-4} (Δk/k)/s を十分下回っている。

また，定格出力運転中，全引き抜き位置から制御棒クラスタ１本が落下した場合の負の最大添加反応度は，2.5×10^{-3} Δk/k を上回ることはない。

さらに，制御棒クラスタ飛び出し時の添加反応度は，高温全出力時0.0015Δk/kを,高温零出力時サイクル初期で0.0090Δk/k，サイクル末期で0.010Δk/k を十分下回っている。

b.　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，次のような比較的緩やかな反応度変化を制御する。

(a) 高温状態から低温状態までの１次冷却材温度変化に伴う反応度変化

(b) キセノン，サマリウム等の濃度変化に伴う反応度変化

(c) 燃料の燃焼に伴う反応度変化

本設備によるほう酸注入により，低温停止状態でも0.010Δk/k以上の反応度停止余裕を確保できる。

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定まり，ほう素濃度が高いほど反応度添加率は大きい。

１次冷却材のほう素濃度を高めに考慮し，充てんポンプ３台を最大流量で運転して純水を１次冷却系に注入した場合でも，ほう素希釈速度は約15ppm/min以下であり，正の反応度添加率は1.5×10^{-3}(Δk/k)/min以下である。一方，ほう酸ポンプ１台及び充てんポンプ１台使用時の最大ほう素添加速度は，約16ppm/minであり，この場合，ほう素による反応度効果を低めに考慮しても，0.8×10^{-3}(Δk/k)/min以上の負の反応度添加が可能である。

燃料取替え時のほう素濃度は，4,400ppm以上であり，制御棒クラスタ全挿入の状態で実効増倍率を0.95以下に，また，制御棒クラスタなしでも炉心を十分臨界未満にできる。

(2) 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の変化に対する反応度の変化の割合を示すパラメータである。各反応度係数の値を第3.3.1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燃料，ガドリニア入り低濃縮二酸化ウラン燃料及び低濃縮二酸化ウラン燃料と同等の反応度を持つウラン・プルトニウム混合酸化物燃料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。しかし，減速材中にほう素が存在する場合には，その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二酸化ウラン燃料を使用することにより，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減速材温度係数を負に保つ限り正である。

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二つの効果，ドップラ係数及び減速材温度係数は，高温出力運転中常に負に保たれており，原子炉に固有の安全性を与えている。

(3) 出力分布[7][8][9][24]

a. 熱水路係数の定義

核設計及び熱水力設計で定義する熱水路係数は次のとおりである。

(a) 核的エンタルピ上昇熱水路係数（$F^N_{\Delta H}$）

核的エンタルピ上昇熱水路係数は，炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比である。

なお，定格出力時全制御棒クラスタ引き抜き状態における核的エンタルピ上昇熱水路係数は，水平方向出力分布に関する核設計上のパラメータ（水平方向ピーキング係数F^N_{XY}）である。

(b) 核的熱流束熱水路係数（F^N_Q）

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

からなっている。

$F_Q^N = Max\{P(X,Y,Z)\} \times F_U^N$

ここで，

$P(X,Y,Z)$　　：炉心位置(X,Y,Z)における局所相対出力

F_U^N　　：核的不確定性因子（1.05）

また，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される。

$F_Q^N = Max\{P(X,Y,Z) \times S(Z)\} \times F_U^N$

ここで，

$S(Z)$　　：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

(c) 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，ウラン235濃縮度，プルトニウム含有率，組成，被覆管直径等の製造公差を統計的に組み合わせた設計値であり，ウラン燃料に対しては1.03を，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対しては1.04を使用する。

(d) 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，次式で表される。

$F_Q(Z) = Max\{P(X,Y,Z) \times F_U^N \times F_Q^E\}_{X,Y}$

$F_Q = Max\{F_Q(Z)\}_Z$

ここで，

$F_Q(Z)$　　：炉心高さＺにおける最大線出力密度と

炉心平均線出力密度の比

また，燃料焼きしまりの効果を含める場合の熱流束熱水路係数は次式で表される。

$F_Q = \mathrm{Max}\{F_Q(Z) \times S(Z)\}_Z$

b. 通常運転時の出力分布

通常運転時の出力分布が以下を満足する設計とする。

$F^N_{\Delta H} \leqq 1.64 \times \{1 + 0.3(1 - P)\}$

$F_Q(Z) \leqq 2.32 \times K(Z) / P \quad (P > 0.5)$

(燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。)

$\leqq 4.64 \times K(Z) \quad (P \leqq 0.5)$

(燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。)

ここで，

P　：原子炉相対出力

K(Z)　：第3.3.7図に示す炉心高さZに依存するF_Q制限係数

上記方針を満足させるため，次により出力分布を平坦化する。

(a) 初装荷炉心においては，炉心を３領域に分け，それぞれ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，チェッカーボード状に配置し，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。初装荷炉心の燃料集合体配置を第 3.3.2 図に示す。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，水平方向出力分布の平坦化等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二酸化ウラン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。

(b) 通常運転時は，アキシャルオフセットを適正な範囲に保つ。このため，通常運転時はアキシャルオフセットを常時炉外核計装で監視し，必要があれば制御グループの制御棒クラスタを操作して，アキシャルオフセットを定められた範囲内に抑える。

アキシャルオフセットは，炉外中性子束検出器信号の上半分（ϕ_t）及び下半分（ϕ_b）を用いて次のように定義する。

$$\text{アキシャルオフセット}=\frac{\phi_t-\phi_b}{\phi_t+\phi_b}$$

種々の出力分布におけるアキシャルオフセットと熱流束熱水路係数（F_Q）との対応を整理した結果によると，アキシャルオフセットをある範囲内に保てば熱流束熱水路係数もある範囲に保たれる。このため，アキシャルオフセットを定められた範囲内に抑えることによって，$F_Q(Z)$を許容値以下にすることができる。

(c) ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体においては，ウラン燃料集合体との混在による影響を考慮し，３種類のプルトニウム含有率の燃料棒を適切に配置することにより，水平方向出力分布を平坦化する。

c. 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，「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」がある。「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」が発生すると，制御棒クラスタが自動制御の場合，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，「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」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。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，燃料中心最高温度及び最小ＤＮＢＲに対する制限を超えるような出力分布が起こらないようにする。

(4) 安定性[25][26]

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，炉心寿命中十分な減衰性を有する。軸方向振動に対しては，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抑制に大きな効果を有している。サイクル末期では軸方向振動が起こる可能性があるが，この軸方向振動は，制御グループの制御棒クラスタを操作して，アキシャルオフセットを適正な範囲に維持することにより，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，制御グループ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，アキシャルオフセットが運転目標値から大きく逸脱した場合には，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原子炉トリップを行う。

(5) 燃料取替えと取替炉心の安全性

燃料の燃焼に伴って炉心の過剰反応度が低下すると，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，水平方向出力分布の平坦化等を考慮して決定する。

燃料取替えは，約400EFPD（全出力換算日）ごとに行う予定である。

炉心には仕様の一部異なる燃料が混在することもあるが，その共存性については問題ないことを確認している。(26)

a. 燃料取替え

定期的な燃料取替えにおいては，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のウラン235濃縮度又はプルトニウム含有率及び燃料取替え体数を決定する。取出し燃料，炉心内の燃料配置等は，燃料取替え時の燃焼度実績を考慮したうえ決定する。標準的な燃料取替え方式を想定した場合，取出し燃料の体数は，多少の変動はあるがウラン燃料平衡炉心で約48体，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心で約52体であり，その際の取出し燃料の平均燃焼度は，ウラン燃料平衡炉心で約49,000MWd/t，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心のウラン燃料が約48,000MWd/t，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料が約38,000MWd/tである。

運転上の要求，燃料損傷等により，予定した定期的燃料取替え以外の時期に燃料取替えを行う必要が生じることも考えられる。このような場合，取出し燃料の平均燃焼度が変わる

ことはあり得る。

b.　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安全解析使用値から逸脱していないことを実測あるいは計算により確認する。

燃料取替えの詳細は，最終的には実際の運転実績に応じて燃料取替え時に決定するが，ここでは代表的なケースとして，ウラン燃料炉心及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の平衡炉心及び予定外取出しのある炉心の燃料取替え方式を想定し，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3.3.3表に，燃料集合体配置図を第3.3.3図～第3.3.6図に示す。

炉心の安全性確認項目及び各ケースの詳細評価は第3.3.4表に示すとおりであり，安全解析使用値を満足する炉心が設計できる。

3.4　熱水力設計

3.4.1　概　要

炉心の熱水力設計は，3.3に記載した核設計とあいまって，炉心熱出力，熱流束，熱伝達面積，１次冷却材流量，原子炉圧力，１次冷却材温度，熱水路係数，燃料中心温度，最小ＤＮＢＲ等を勘案して決定される。

炉心の定格熱出力2,652MWは，157体の燃料集合体による実効熱伝達面積約4,515m^2と炉心の平均熱流束約572kW/m^2とによって達成される。

これを冷却する１次冷却材は，全流量約45.7×10^6kg/h，圧力約15.4MPa[gage]，原子炉容器入口温度約284℃，原子炉容器出口温度約321℃である。

3.4.2　設計方針

熱水力設計は，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，燃料の健全性を確保するため，以下の方針の下に行う。

(1) 最小ＤＮＢＲは，許容限界値以上である設計とする。

ここで，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(これを「ＤＮＢ熱流束」という。）と実際の熱流束との比で定義される。

(2) 燃料中心最高温度は，二酸化ウラン，ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融点未満となる設計とする。

ここで，二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制

限値は，未照射燃料で2,580℃，燃焼度71,000MWd/tでは2,350℃とし，この間は燃焼に伴って低下するものとする。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は，未照射燃料では2,480℃，燃料中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd/tでは2,440℃とする。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は，未照射燃料では2,510℃，燃焼度62,000MWd/tでは2,310℃とする。

このため，定格出力時に次の条件を満足する設計とする。

a. 最小ＤＮＢＲ　　2.36

b. 燃料棒最大線出力密度　　41.1kW/m

3.4.3 解析方法

(1) 炉心の熱水力解析[27][28]

炉心の熱水力解析では，軸方向流路に沿って１次冷却材の密度，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。本解析は次の３段階に分けて行う。

a. 炉心全体の解析

炉心入口流速分布及び炉心出口圧力を境界条件とし，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，ボイド率並びに燃料集合体間のエネルギの収支及び流量の収支を求める。

b. 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四つに分割し，入口流量条件，各軸方向高さにおける隣接燃料集合体との運動量の収支及び

エネルギの収支等について炉心全体の解析で得られる値を境界条件として，a.と同様の熱水力特性諸量を求める。

c.　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，b.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。

ＤＮＢＲの評価には実際の熱流束に対応するものとして設計出力分布を用いるが，ＤＮＢ熱流束は冷却材の条件に応じて，3.4.5(1)に述べる相関式に基づいて計算する。

(2) 燃料温度解析[10][11][33][35]

燃料温度の解析は半径方向熱伝導モデルにより行う。

燃料温度に影響を与える因子，すなわち二酸化ウラン，ガドリニア入り二酸化ウラン又はウラン・プルトニウム混合酸化物の熱伝導率，被覆管・１次冷却材熱伝達係数，ギャップコンダクタンスに影響を与える内部ガスの成分及び圧力，ギャップ寸法（又は接触圧）等は実験式又は半実験的モデルで適切に計算する。

この解析モデルによる温度計算値は，実験値とよい一致が得られている。

3.4.4　熱水力設計値

3.4.2に示す設計方針を満足する炉心の熱水力設計値は第3.4.1表のとおりである。

3.4.5　熱水力設計の内容

(1) ＤＮＢＲ［1］［5］［13］［16］［26］［29］［30］［31］

熱水力設計では，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が許容限界値を下回ることを防ぐため，炉心運転限界を設定する。

ＤＮＢＲはＤＮＢ熱流束と実際の熱流束の比であり，この評価には，実際の熱流束に対応するものとして設計出力分布を用い，ＤＮＢ熱流束は冷却材条件に応じてＤＮＢ相関式により求める。ＤＮＢ熱流束の値に影響を与える冷却材条件は，3.4.3(1)に述べた炉心の熱水力解析の結果を使用する。

本評価には，ＤＮＢ相関式として主に「ＭＩＲＣ－１相関式」又は「ＮＦＩ－１相関式」を使用する。

ＤＮＢは，水力的条件及び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，圧力及び蒸気重量率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ＤＮＢ試験結果から求めたものであり，本原子炉のＤＮＢ熱流束を適切に求めることができる。

ＤＮＢ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。

「ＭＩＲＣ－１相関式」又は「ＮＦＩ－１相関式」を用いた最小ＤＮＢＲの評価には，改良統計的熱設計手法を使用する。

改良統計的熱設計手法では，ＤＮＢ試験の結果より得られたＤＮＢ相関式の不確定性と，統計的に取り扱う入力パラメータの不確定性を一括して統計的に取り扱い，これらの不確定性は最小ＤＮＢＲの許容限界値の中で考慮する。

統計的に取り扱う入力パラメータについては，最確値を入力としてサブチャンネル解析を行い，得られた局所冷却材条件をＤＮＢ相関式に入力して求められるＤＮＢＲ最確値を最小ＤＮＢＲの評価値とする。

最小ＤＮＢＲの評価値は，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，次式で与えられる最小ＤＮＢＲの許容限界値（$DNBR_{SL}$）以上である設計とする。

$$DNBR_{SL} = DNBR_{DL} / F^{M}_{DNBR,Z}$$

$$1.0 = DNBR_{DL} \times F^{U}_{DNBR,Z}$$

ここで，

$DNBR_{SL}$：最小ＤＮＢＲの許容限界値

$DNBR_{DL}$：ＤＮＢＲ設計限界値

$F^{M}_{DNBR,Z}$：ＤＮＢペナルティのための余裕

$F^{U}_{DNBR,Z}$：ＤＮＢ相関式の不確定性を表す確率分布と入力パラメータの不確定性に基づく最小ＤＮＢＲの確率分布を一括して統計的に取り扱った確率分布の不確定性因子

本原子炉での改良統計的熱設計手法における最小ＤＮＢＲの許容限界値の設定については，以下のとおりとする。

a.　ＤＮＢ相関式の不確定性

平均値を1.0とし，ＤＮＢ相関式の不確定性に基づいて設定

した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

b.　統計的に取り扱う入力パラメータの不確定性

(a)　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り扱う。

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。

(b)　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。

ⅰ．　原子炉容器ふた部へ向かう流れ

ⅱ．　制御棒案内シンブルを通る流れ

ⅲ．　原子炉容器と炉心槽の間隙を経て原子炉容器出口ノズルに至る流れ

ⅳ．　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り扱う。

(c)　原子炉出力

定格値を最確値とし，熱出力校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り扱う。

(d)　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り扱う。

(e) 炉心圧力

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り扱う。

(f) 核的エンタルピ上昇熱水路係数（$F^{N}_{\Delta H}$）

炉心の出力分布は，主としてウラン235濃縮度，プルトニウム含有率，組成，燃料集合体装荷パターン，バーナブルポイズン配置，原子炉出力，制御棒クラスタ位置，燃焼度等によって変化する。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上昇の水平方向分布すなわち核的エンタルピ上昇熱水路係数（$F^{N}_{\Delta H}$）が重要になる。$F^{N}_{\Delta H}$の最確値は水平方向ピーキング係数（F^{N}_{XY}）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り扱う。

なお，部分出力時における$F^{N}_{\Delta H}$の最確値としては，定格出力時での値に係数：｛１＋0.３（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$F^{N}_{\Delta H}$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」設定にこの影響を盛り込んでいるので，炉心の安全性は確保されている。

(g) エンタルピ上昇に関する工学的熱水路係数

ペレットの直径，密度，ウラン235濃縮度及びプルトニウム含有率，組成の製造公差によるエンタルピ上昇への影響については，定格値（1.0）を最確値とし，製造公差及び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り扱う。

なお，統計的に取り扱わない以下のものについては，固定値として取り扱う。

(a) 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1.62であるコサイン分布をＤＮＢ評価に用いる。

(b) 熱拡散係数

水路間のエンタルピの混合割合は，水路間エンタルピ差，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）によって表現する。

９段の支持格子を持つ17×17燃料集合体を模擬したＴＤＣ実験等を行い，ＴＤＣの平均値として約0.030以上の値を得たが，設計には十分な余裕を見込んで0.026を使用する。

c. 最小ＤＮＢＲの許容限界値の設定

ＤＮＢ相関式の不確定性を表す確率分布と入力パラメータの不確定性に基づく最小ＤＮＢＲの確率分布を一括して統計的に取り扱った確率分布に基づき，最小ＤＮＢＲの許容限界値（$DNBR_{SL}$）を設定する。

本原子炉における最小ＤＮＢＲの許容限界値は，上記の一

括して統計的に取り扱った確率分布の95%下限値が1.0となる時のＤＮＢＲ最確値，すなわちＤＮＢＲ設計限界値（ＤＮＢＲ$_{DL}$）に，燃料棒曲がりによるＤＮＢペナルティ及び支持格子の圧損係数の異なる燃料集合体が同一炉心に混在することにより生じ得るＤＮＢペナルティに対応するための余裕（$F^{M}_{DNBR,Z}$）を考慮して1.42とする。

以上に述べた最小ＤＮＢＲの許容限界値に対し，定格出力時の最小ＤＮＢＲを求めると第3.4.1表に示すように2.36である。

なお,運転時の異常な過渡変化時において,炉心圧力が9.8MPa未満に低下する事象に関しては「Ｗ－３相関式」を使用する。

「Ｗ－３相関式」は，種々の冷却材条件下におけるＤＮＢ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」を使用した評価では，入力パラメータとして固定値を用い，最小ＤＮＢＲの許容限界値は1.30とする。

(2) 燃料温度（１）（２）（１０）（１１）（３３）（３５）

燃料温度の解析は，3.4.3(2)で述べたように半径方向の熱伝導モデルにより行うが，本解析に影響する諸因子については，以下のように取り扱う。

a. 燃料ペレット熱伝導率

二酸化ウランの熱伝導率は，その溶融点までの積分値が実験値と一致するように定めたモデルにより評価する。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の熱伝導率は，ガドリニ

アの添加により若干低下するので，その効果を適切に考慮したモデルにより評価する。

ウラン・プルトニウム混合酸化物の熱伝導率は，二酸化ウランに比して幾分低下するので，その効果を適切に考慮したモデルにより評価する。

また，燃焼に伴いペレット熱伝導率が低下するので，その効果を適切に考慮したモデルにより評価する。

b. 燃料棒内半径方向出力分布

燃料棒内半径方向出力分布は核設計コード等により計算され，これを半径方向熱伝導モデルに適用して燃料ペレット内の温度分布を計算する。

半径方向出力係数ｆは次のように定義され，燃料棒内半径方向出力分布の形を表すものである。

$$\int_{Ts}^{Tc} K(T)\,dT = \frac{q'f}{4\pi}$$

ここで，

K（T）：均一的な密度分布をもつペレット熱伝導率

（W/(m･℃)）

q′　：線出力密度（W/m）

Ｔｓ　：ペレット表面温度（℃）

Ｔｃ　：ペレット中心温度（℃）

c. ギャップコンダクタンス

燃料ペレット－被覆管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

導モデルと組み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定める。

d. 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，レイノルズ数及びプラントル数各々の指数式として表される。

$$\frac{hDe}{K} = a \cdot Re^{b} \cdot Pr^{c}$$

ここで，

h　　：熱伝達率（W/(m²・℃)）

De　　：水力的等価直径（m）

K　　：流体の熱伝導率（W/(m・℃)）

Re　　：レイノルズ数

Pr　　：プラントル数

a，b，c：定数

熱伝達係数は上式のa，b，cを実験により適切に定めることにより表される。

核沸騰が始まった後の被覆管表面温度はThomの式で決定される。

$$\Delta Tsat = \alpha \cdot \exp(-\beta P)(q'')^{0.5}$$

ここで，

ΔTsat：Tw－Tsat（℃）

P　　：原子炉圧力（MPa）

q″　　：局所熱流束（W/m²）

Tw　　：被覆管表面温度（℃）

Ｔsat　：飽和温度（℃）

α，β　：定数

以上により，二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度を求めると，燃料中心温度が最高となるのは，ペレット初期密度約95%理論密度の場合の燃料寿命初期約1,200MWd/tであり，この場合の制限値は2,570℃となるが，定格出力運転時の最大線出力密度41.1kW/m時の燃料中心最高温度は約1,770℃，3.4.6で述べる燃料の健全性確保のための安全保護系の二酸化ウラン燃料に対する設計上の目標値である最大線出力密度59.1kW/m時の燃料中心最高温度は約2,270℃であり，制限値を十分下回っている。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心温度が最高となるのは,ガドリニア濃度約10wt%の場合の燃焼度約10,000MWd/tであり，この場合の制限値は2,440℃となるが，定格出力運転時の最大線出力密度31.9kW/m時の燃料中心最高温度は約1,630℃，3.4.6で述べる燃料の健全性確保のための安全保護系のガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対する設計上の目標値である最大線出力密度44.3kW/m時の燃料中心最高温度は約2,040℃であり，制限値を十分下回っている。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度が最高となるのは，燃料寿命初期約1,200MWd/tであり，この場合の制限値は2,500℃となるが，定格出力運転時の最大線出力密度41.1kW/m時の燃料中心最高温度は約1,740℃，3.4.6で述べる燃料の健全性確保のための安全保護系のウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対する設計上の目標値である最大線出力密度59.1kW/m時の燃料中心最高温度は約2,230℃であり,制限値を十分下

回っている。

3.4.6　運転時のＤＮＢ及び燃料過出力の防止

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，燃料の健全性を確保するため，ＤＮＢ及び燃料過出力の観点より次のような防護を行う。

(1) 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が許容限界値を下回ることを防ぐための炉心運転限界は，１次冷却材平均温度，原子炉圧力，１次冷却材温度差及び軸方向中性子束偏差の関数として定められる。この炉心運転限界は，3.4.5(1)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△Ｔ高原子炉トリップ」の設定点が自動的に下がる設計としているので，炉心の安全性は確保される。

したがって，ＤＮＢＲ設計基準は十分に満足される。

(2) 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，ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融点以上となることを防ぐための炉心運転限界は，前項で記した「過大温度ΔＴ高原子炉トリップ」と同様に「過出力ΔＴ高原子炉トリップ」により保護される。

「過出力ΔＴ高原子炉トリップ」の設定は，二酸化ウラン燃

料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対し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対しては最大線出力密度44.3kW/mを目標として行われるので，燃料温度設計方針は十分に満足される。

3.5 動特性（32）

3.5.1　概　要

加圧水型原子炉は，固有の自己制御性及び原子炉制御設備により，タービン負荷に応じて原子炉出力を追従させる制御方式としている。定格出力の 15%以上での設計負荷変化による外乱に対し，原子炉はトリップすることなく，主要諸変数を許容される制限値内に制御し，十分な減衰性を持って安定性を維持する設計とし，これを解析により確認している。

3.5.2　設計方針

加圧水型原子炉は，通常運転時において炉心内の体沸騰を許容しない設計としているので原子炉の熱水力特性は安定であり，また，ドップラ係数は常に負であり，かつ，減速材温度係数は高温出力運転状態で負になる設計としていることから，原子炉は固有の自己制御性を有する。

本原子炉は,この固有の自己制御性及び原子炉制御設備により，タービン負荷に応じて原子炉出力を追従させる制御方式とし，負荷変化時の外乱に対し安定性を維持する設計としている。

定格出力の 15%以上での通常運転時における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。

(1) 負荷変化に対して，原子炉制御設備を含めた原子炉系の応答が安定で，原子炉出力，原子炉圧力，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設計とする。

(2) 原子炉出力，原子炉圧力，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御値内に収まり，通常運転時の偏差は適当な範囲内に制御される設計とする。

上記(1)及び(2)の設計方針を許容する負荷変化の範囲として，以下の設計負荷変化を設計条件とする。

a. ±10%ステップ状負荷変化
（定格出力の 15%から 100%の範囲内）

b. ±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. 急激な負荷減少
（主蒸気ダンプ（約 40%容量）制御系併用）

3.5.3 解析方法

応答解析は，加圧水型原子炉プラントの動特性を模擬した計算プログラムにより解析する。解析モデルは，原子炉動特性，燃料熱系，１次冷却系，蒸気発生器，加圧器，種々の制御系等を含んでいる。

以下に解析モデルの概要を示す。

(1) ６群の遅発中性子並びに制御棒反応度，減速材温度及び燃料温度の反応度フィードバックを含む１点近似中性子動特性モデルを用いる。

(2) 燃料熱系は,燃料ペレットを径方向に外部及び内部の２領域，被覆管を１領域として扱う。

(3) １次冷却系は，炉心流路部，炉心出入口混合部，配管部，蒸気発生器流路部等に分割した熱水力モデルとする。

(4) 蒸気発生器は，蒸気流量，給水流量及び１次側からの伝達熱

量の影響を含めたモデルとする。

(5) 加圧器は，液相及び気相に分割した非平衡モデルとし，加圧器ヒータ，加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の制御系を模擬する。

(6) 制御系は，制御棒制御系，主蒸気ダンプ制御系，加圧器圧力制御系，給水制御系統の主要な制御系を模擬する。

(7) 必要な安全保護系を模擬する。

これらは美浜１，２，３号，高浜１，２号，玄海１，２号，伊方１，２号等の発電所においてその妥当性を確認したものである。

シミュレーションモデルの全体構成を第 3.5.1 図に示す。

3.5.4 過渡応答

(1) ±10%ステップ状負荷変化

第3.5.2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速に低下するが，原子炉出力の減少が緩やかになるにつれて低下傾向も緩やかとなり，減少した負荷に対応する温度に向かって低下する。原子炉圧力は初期に加圧器への流入サージの影響により一時上昇するが，1 次冷却材平均温度の低下が大きくなると，加圧器からの流出サージの影響により低下する。原子炉圧力が

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3.5.3図は90%定格負荷状態から10%ステップ負荷増加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，これに伴って原子炉圧力も低下するが，その低下割合は加圧器圧力信号による加圧器ヒータの動作により緩和される。その後，１次冷却材平均温度の上昇に伴って原子炉圧力は上昇するが，加圧器スプレイ及び加圧器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かう。

以上のように原子炉出力，１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の主要パラメータは，原子炉固有の自己制御性，原子炉制御設備等により十分な減衰性を持って設定値に制御され，3.5.2に示す設計方針を満足して運転継続できることを示している。

(2) ±５%/minのランプ状負荷変化

第3.5.4図は，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低下するが，制御棒クラスタの自動引き抜きにより原子炉出力が増加するにつれて定格負荷に対応する温度に近づく。原子炉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3.5.5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 3.5.4 図のほぼ逆応答となるが，原子炉圧力は温度の低下につれて低下し，その低下割合は加圧器ヒータの動作により緩和される。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。

以上のように原子炉圧力，１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の主要パラメータは，原子炉固有の自己制御性，原子炉制御設備等により，十分な減衰性を持って設定値に制御され，3.5.2 に示す設計方針を満足して運転継続できることを示している。

(3) 急激な負荷減少

10%以上 50%以下のステップ状負荷減少時には，主蒸気ダンプ制御系が自動的に作動し，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。

第 3.5.6 図は，主蒸気ダンプ制御系作動を伴う定格負荷からの 50%ステップ状負荷減少時の応答曲線である。負荷の急減により，制御棒クラスタが自動挿入されるとともに，定格主蒸気流量の約 40%の設計容量を持つ主蒸気ダンプ制御系が自動的に作動する。主蒸気ダンプ制御系は１次冷却系に過渡的に蓄えられる熱を除去し，負荷減少により１次冷却系に加わる影響を系自体と制御棒クラスタ動作によって対処し得る程度に緩和し，１次冷却材平均温度ピークを許容値内にとどめる。１次冷却材平均温度が低下するに従い，主蒸気ダンプ流量は減少し，新しい定常状態では主蒸気ダンプ弁は完全に閉じている。

以上のように原子炉出力，１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の主要パラメータは，原子炉固有の自己制御性，原子炉制御設備等により十分な減衰性を持って新しい平衡状態に制御され，

3.5.2に示す設計方針を満足して運転継続できることを示している。

第3.1.1表　原子炉及び炉心の主要仕様

炉心熱出力	約2,652MW
１次冷却材全流量	約45.7×10^{6}kg/h
原子炉容器入口１次冷却材温度	約284℃
原子炉容器出口１次冷却材温度	約321℃
原子炉圧力	約15.4MPa[gage]
炉心有効高さ	約3.66m
炉心等価直径	約3.04m
炉心全ウラン量	約74t
炉心全ウラン・プルトニウム量	約74t
冷却回路数	３

第3.2.1表　燃料の主要仕様

(1)　ペレット

a. ウラン燃料

材　　料		二酸化ウラン （一部ガドリニアを含む。）
ウラン235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4.8wt％以下 ガドリニア入り燃料については 濃縮度約3.2wt％以下 ガドリニア入り燃料のガドリニア濃度は約10wt％以下
ただし，	第４～第11領域	約4.1wt％～約3.6wt％ ガドリニア入り燃料については 濃縮度約2.6wt％～約2.1wt％ ガドリニア入り燃料のガドリニア濃度は約６wt％
初期密度		約97％理論密度 ガドリニア入り燃料については 約96％理論密度
ただし，	第１～第11領域	約95％理論密度
ペレット直径		約8.19mm

ペレット長さ	約11.5mm又は約9.2mm
ペレット最高燃焼度	約71,000MWd/t
ペレット中心最高温度	
定格出力時	約1,770℃
	約1,630℃（ガドリニア入り燃料）
最大線出力密度59.1kW/m時	約2,270℃
（ガドリニア入り燃料については44.3kW/m時）	約2,040℃（ガドリニア入り燃料）

b. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

材　　料	ウラン・プルトニウム混合酸化物
プルトニウム含有率	
取替燃料　集合体平均	約4.1wt％濃縮ウラン相当(*)以下
	（約11wt％以下）
ペレット最大	13wt％以下
核分裂性プルトニウム富化度	
取替燃料　ペレット最大	８wt％以下
プルトニウム組成比	原子炉級
	（核分裂性プルトニウム割合 約55wt％～約82wt％）
ウラン235濃度	約0.2wt％～約0.4wt％

（＊）プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。

原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約68wt％，プルトニウムと混合するウラン母材のウラン235濃度が約0.2wt％の場合には，燃料集合体平均プルトニウム含有率は約９wt％となる。

初期密度	約95％理論密度
ペレット直径	約8.19mm又は約8.05mm
ペレット長さ	約11.5mm
ペレット最高燃焼度	約62,000MWd/t
ペレット中心最高温度	
定格出力時	約1,740℃
最大線出力密度59.1kW/m時	約2,230℃

(2) 被　覆　管

a. ウラン燃料

材　　料　ジルカロイ－４の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金

・Sn-Fe-Cr-Nb系ジルコニウム基合金

(Sn：0.7～0.9wt％,
Fe：0.18～0.24wt％,
Cr：0.07～0.13wt％,
Fe＋Cr：0.28～0.37wt％,
Nb：0.45～0.55wt％,
Zr：残り)

・Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金

(Sn：0.90～1.15wt％,
Fe：0.24～0.30wt％,
Cr：0.13～0.19wt％,

Nb：0.08～0.14wt%，

Ni：0.007～0.014wt%，

Zr：残り）

ジルコニウム－ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金

・Sn-Fe-Nb系ジルコニウム基合金

（Sn：0.9～1.3wt%，

Fe：0.08～0.12wt%，

Cr：0.8～1.2wt%，

Zr：残り）

ただし，	第１～第11領域	ジルカロイ－４
外　　径		約9.50mm
厚　　さ		約0.57mm
ただし，	第４及び第５領域	約0.57mm又は約0.64mm
被覆管－ペレット間隙（直径）		約0.17mm
表面最高温度		
定格出力時		約349℃
最大線出力密度59.1kW/m時		約350℃

b. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

材　　料	ジルカロイ－４
外　　径	約9.50mm
厚　　さ	約0.57mm又は約0.64mm
被覆管－ペレット間隙（直径）	約0.17mm

表面最高温度

定格出力時	約349℃
最大線出力密度59.1kW/m時	約350℃

(3) 燃料集合体

集合体数	157
燃料棒配列	17×17
集合体当たり燃料棒数	264
全燃料棒数	41,448
燃料棒全長（端栓とも）	約3.9m
燃料棒ピッチ	約12.6mm
集合体　全　　長	約4.1m
断面寸法	約214mm×約214mm
支持格子材料	
ウラン燃料	
最上下部	ニッケル・クロム・鉄合金
中間部	ジルカロイ－４又はニッケル・クロム・鉄合金
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	ニッケル・クロム・鉄合金
集合体当たり支持格子数	9
制御棒案内シンブル材料	ジルカロイ－４
集合体当たり制御棒案内シンブル数	24
制御棒案内シンブル	
外径　上部	約12.2mm

	下　部	約10.9mm（ダッシュポット部）
厚　さ	上　部	約0.41mm
	下　部	約0.41mm（ダッシュポット部）
炉内計装用案内シンブル材料		ジルカロイ－４
集合体当たり炉内計装用案内シンブル数		１

炉内計装用案内シンブル

外　径	約12.2mm
厚　さ	約0.41mm

燃 焼 度

取替燃料集合体平均

ウラン燃料炉心　約49,000MWd/t

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心

約 48,000MWd/t（ウラン燃料）

約 38,000MWd/t（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）

燃料集合体最高

ウラン燃料	55,000MWd/t
ただし，　第１～第11領域	48,000MWd/t
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	45,000MWd/t

第 3.2.2 表　炉内構造物の設備仕様

型　　式	上・下２分割型
	１７×１７型制御棒クラスタ案内管装着
主要寸法	上部・下部炉心板間　約 4.1m
	炉心槽内径　　約 3.4m
主要材料	ステンレス鋼

第 3.2.3 表　制御棒クラスタの設備仕様

クラスタの数	48
クラスタ当たりの制御棒本数	24
制御棒有効長さ	約 3.6m
吸収材直径	約 8.7mm
中性子吸収材	銀・インジウム・カドミウム（80%，15%，５%）合金
被覆管厚さ	約 0.5mm
被覆管材料	ステンレス鋼

第 3.2.4 表　バーナブルポイズン棒の設備仕様

バーナブルポイズン棒本数	
初装荷炉心	1,342
取 替 炉 心	1,342 以下
有効長	
初装荷炉心	約 3.6m
取 替 炉 心	約 3.6m 又は約 3.5m
吸収材外径	
初装荷炉心	約 8.5mm
取 替 炉 心	約 8.5mm 又は約 7.7mm
中性子吸収材	ほう素
被覆管外径	約 9.7mm
被覆管材料	
初装荷炉心	ステンレス鋼
取 替 炉 心	ステンレス鋼又はジルカロイ-4

第 3.2.5 表　制御棒クラスタ駆動装置の設備仕様

駆動方式	通常運転時	ラッチ式磁気ジャック駆動
	トリップ時	重力による落下
駆動装置数		52（うち４本は，将来の燃料設計変更に備えた予備）
駆動速度（最大）		約 114cm/min
挿入時間（トリップ時，全ストロークの 85%挿入までの時間）		2.2 秒以下
１ステップ移動距離		約 16mm
電源の種類		交流 260Ｖ

第 3.2.6 表　中性子源棒の設備仕様

(1) 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	約３×10^9Ｂｑ（１本当たり）
本　　数	２
線 源 外 径	約 8.4mm
線 源 長 さ	約 38mm
被覆管材料	ステンレス鋼
被覆管外径	約 9.7mm

(2) 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	約 8.6mm
線 源 長 さ	約 2,235mm
被覆管材料	ステンレス鋼
被覆管外径	約 9.7mm

第3.3.1表　核設計値

(1) 炉　心

有効高さ		約3.66m
等価直径		約3.04m
減速材／ウラン体積比（低温時）		約3.4
減速材／ウラン及びプルトニウム体積比（低温時）		約3.4
燃料集合体数		157
燃料集合体中の燃料棒配列		17×17
燃料集合体中の燃料棒数		264
ウラン235濃縮度又はプルトニウム含有率		
ウラン燃料		
ウラン235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4.8wt%以下 ガドリニア入り燃料については 濃縮度約3.2wt%以下 ガドリニア入り燃料のガドリニア 濃度は約10wt%以下
ただし，第４～第11領域		約4.1wt%～約3.6wt% ガドリニア入り燃料については 濃縮度約2.6wt%～約2.1wt%

ガドリニア入り燃料のガドリニア
濃度は約６wt％

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

プルトニウム含有率

取替燃料　集合体平均　　約4.1wt％濃縮ウラン相当(*)以下
（約11wt％以下）

ペレット最大　13wt％以下

核分裂性プルトニウム富化度

取替燃料　ペレット最大　８wt％以下

プルトニウム組成比　　原子炉級
（核分裂性プルトニウム割合
約55wt％～約82wt％）

ウラン 235 濃度　　約 0.2wt％～約 0.4wt％

(*) プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。
原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約68wt％，プルトニウムと混合するウラン母材のウラン235濃度が約0.2wt％の場合には，燃料集合体平均プルトニウム含有率は約９wt％となる。

平均燃焼度

取替燃料集合体

ウラン燃料炉心　　約49,000MWd/t

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心
約48,000MWd/t（ウラン燃料）
約38,000MWd/t（ウラン・プルトニウム
混合酸化物燃料）

(2) 熱水路係数（定格出力時）

$F_Q(Z)$	2.32×K(Z)以下	（燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。）
$F^N_{\Delta H}$	1.64 以下	

(3) 線出力密度

定格出力時平均	約17.1kW/m	
定格出力時最大		
二酸化ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	39.6kW/m	（燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。）
ガドリニア入り二酸化ウラン燃料	30.7kW/m	（燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。）

(4) 実効増倍率（取替炉心サイクル初期）

	（ウラン燃料炉心）	（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心）
燃料取替停止	0.95（約2,000ppm）	0.95（約2,100ppm）
（全制御棒クラスタ挿入）		
低温停止	0.99（約2,100ppm）	0.99（約2,300ppm）
（全制御棒クラスタ引き抜き）		
高温停止	0.98（約2,100ppm）	0.98（約2,200ppm）
（全制御棒クラスタ引き抜き）		
高温全出力	1.00（約1,600ppm）	1.00（約1,600ppm）
（全制御棒クラスタ引き抜き）		
高温全出力	1.00（約1,200ppm）	1.00（約1,200ppm）

（全制御棒クラスタ引き抜き，キセノン，サマリウム平衡）

(5) 反応度制御能力（取替炉心）

制御棒クラスタ	約0.05Δk/k

（最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本挿入不能時）

ほう素濃度調整	0.20Δk/k以上（3,400ppm以上） （ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料が装荷されるまでのサイクル） 0.22Δk/k以上（4,400ppm以上） （ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料が装荷されたサイクル以降）
バーナブルポイズン （サイクル初期）	約0.07Δk/k以下

(6) 反応度係数等

減速材温度係数	$(+0.8 \sim -7.8) \times 10^{-4}$	(Δk/k)/℃
ドップラ係数	$(-1.8 \sim -5.2) \times 10^{-5}$	(Δk/k)/℃
ボイド係数	$(+0.6 \sim -2.5) \times 10^{-3}$	(Δk/k)/%ボイド
圧力係数	$(+7.3 \sim -0.7) \times 10^{-4}$	(Δk/k)/(MPa)
減速材密度係数	(+0.43～0)	(Δk/k)/(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。）

実効遅発中性子割合	0.75～0.40（%）
即発中性子寿命	21～5（μsec）

第 3.3.2.1 表　反応度停止余裕（ウラン燃料炉心）

	平衡炉心 サイクル末期	予定外取出炉心 サイクル末期
1. 所要制御反応度	約 2.81％Δk/k	約 2.74％Δk/k
出力欠損	約 2.76％Δk/k	約 2.69％Δk/k
ボイド減少	約 0.05％Δk/k	約 0.05％Δk/k
2. 制御棒クラスタの反応度(注1)	約 5.08％Δk/k	約 5.29％Δk/k
3. 反応度停止余裕	約 2.27％Δk/k	約 2.55％Δk/k

（注 1）　制御棒クラスタのバンクＤが挿入限界まで挿入されている状態から，最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引き抜き位置のまま挿入できないものとし，他の制御棒クラスタを全挿入させて反応度を求め，さらに，設計裕度 10％を差し引いた値。

第3.3.2.2表　反応度停止余裕

（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心）

	平衡炉心 サイクル末期	予定外取出炉心 サイクル末期
1. 所要制御反応度	約2.86％Δk/k	約2.81％Δk/k
出力欠損	約2.81％Δk/k	約2.76％Δk/k
ボイド減少	約0.05％Δk/k	約0.05％Δk/k
2. 制御棒クラスタの反応度(注1)	約5.34％Δk/k	約5.40％Δk/k
3. 反応度停止余裕	約2.48％Δk/k	約2.59％Δk/k

（注１）　制御棒クラスタのバンクＤが挿入限界まで挿入されている状態から，最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引き抜き位置のまま挿入できないものとし，他の制御棒クラスタを全挿入させて反応度を求め，さらに，設計裕度10％を差し引いた値。

第3.3.3.1表　炉心の主要パラメータ（ウラン燃料炉心）

領域＼サイクル			第Nサイクル（平衡炉心）	第(N+1)サイクル（予定外取出炉心）
燃料集合体装荷体数	第(M-3)領域	A　4.8wt%（Gd入り）*		
		B　4.8wt%	13	
	第(M-2)領域	A　4.8wt%（Gd入り）*	24	
		B　4.8wt%	24	13
	第(M-1)領域	A　4.8wt%（Gd入り）*	24	24
		B　4.8wt%	24	24
	第M領域	A　4.8wt%（Gd入り）*	24	24
		B　4.8wt%	24	16
	第(M+1)領域	A　4.8wt%（Gd入り）*		32
		B　4.8wt%		24
サイクル燃焼度（MWd/t）			14,800	14,800
バーナブルポイズン本数(本)			0	0
サイクル初期臨界ほう素濃度（ppm）			1,590	1,510
取出し燃料集合体の平均燃焼度（MWd/t）			48,600	48,200

＊　3.2wt%U235-10wt%Gd_2O_3燃料棒24本を含む。

第3.3.3.2表　炉心の主要パラメータ
（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心）

領域＼サイクル			第Nサイクル（平衡炉心）	第(N+1)サイクル（予定外取出炉心）
燃料集合体装荷体数	第(M-3)領域	A　4.8wt%ウラン燃料（Gd入り）*		
		B　4.8wt%ウラン燃料	9	
		C　ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 **		
	第(M-2)領域	A　4.8wt%ウラン燃料（Gd入り）*	20	
		B　4.8wt%ウラン燃料	16	9
		C　ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 **	8	
	第(M-1)領域	A　4.8wt%ウラン燃料（Gd入り）*	20	20
		B　4.8wt%ウラン燃料	16	16
		C　ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 **	16	8
	第M領域	A　4.8wt%ウラン燃料（Gd入り）*	20	20
		B　4.8wt%ウラン燃料	16	8
		C　ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 **	16	16
	第(M+1)領域	A　4.8wt%ウラン燃料（Gd入り）*		20
		B　4.8wt%ウラン燃料		24
		C　ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 **		16
サイクル燃焼度（MWd/t）			14,800	14,800
バーナブルポイズン本数(本)			640	640
サイクル初期臨界ほう素濃度（ppm）			1,530	1,590
取出し燃料集合体の平均燃焼度（MWd/t）			44,700	44,500

＊　3.2wt%U235-10wt%Gd_2O_3燃料棒24本を含む。

＊＊4.1wt%濃縮ウラン相当プルトニウム含有率

第3.3.4.1表　炉心の安全性確認項目（ウラン燃料炉心）

項　　目			単　位	安全解析使用値	第Nサイクル （平衡炉心）	第(N+1)サイクル （予定外取出炉心）
反応度停止余裕			%Δk/k	≦1.8	2.27	2.55
最大線出力密度(注)			kW/m	≦39.6	34.5	33.9
燃料集合体最高燃焼度			MWd/t	≦55,000	54,700	53,100
F^N_{XY}			－	≦1.52	1.46	1.40
減速材温度係数（δρ/δTm）			10^{-5}(Δk/k)/℃	−78～8	−63～−8.1	−63～−8.2
ドップラ係数（δρ/δTf）			10^{-5}(Δk/k)/℃	−5.2～−1.8	−3.5～−2.4	−3.4～−2.4
制御棒落下時	落下制御棒価値		%Δk/k	≦0.25	0.17	0.17
制御棒落下時	$F^N_{\Delta H}$		－	≦1.84	1.73	1.67
制御棒飛び出し F_Q	サイクル初期	高温零出力	－	≦14	10.2	5.7
制御棒飛び出し F_Q	サイクル初期	高温全出力	－	≦5.0	2.2	2.1
制御棒飛び出し F_Q	サイクル末期	高温零出力	－	≦26	11.5	12.8
制御棒飛び出し F_Q	サイクル末期	高温全出力	－	≦5.0	2.0	2.0
飛び出し制御棒価値	サイクル初期	高温零出力	%Δk/k	≦0.90	0.62	0.31
飛び出し制御棒価値	サイクル初期	高温全出力	%Δk/k	≦0.15	0.02	0.02
飛び出し制御棒価値	サイクル末期	高温零出力	%Δk/k	≦1.0	0.42	0.53
飛び出し制御棒価値	サイクル末期	高温全出力	%Δk/k	≦0.15	0.03	0.03
最大反応度添加率			10^{-5}(Δk/k)/s	≦86	50	43

（注）燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。

第3.3.4.2表　炉心の安全性確認項目
（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心）

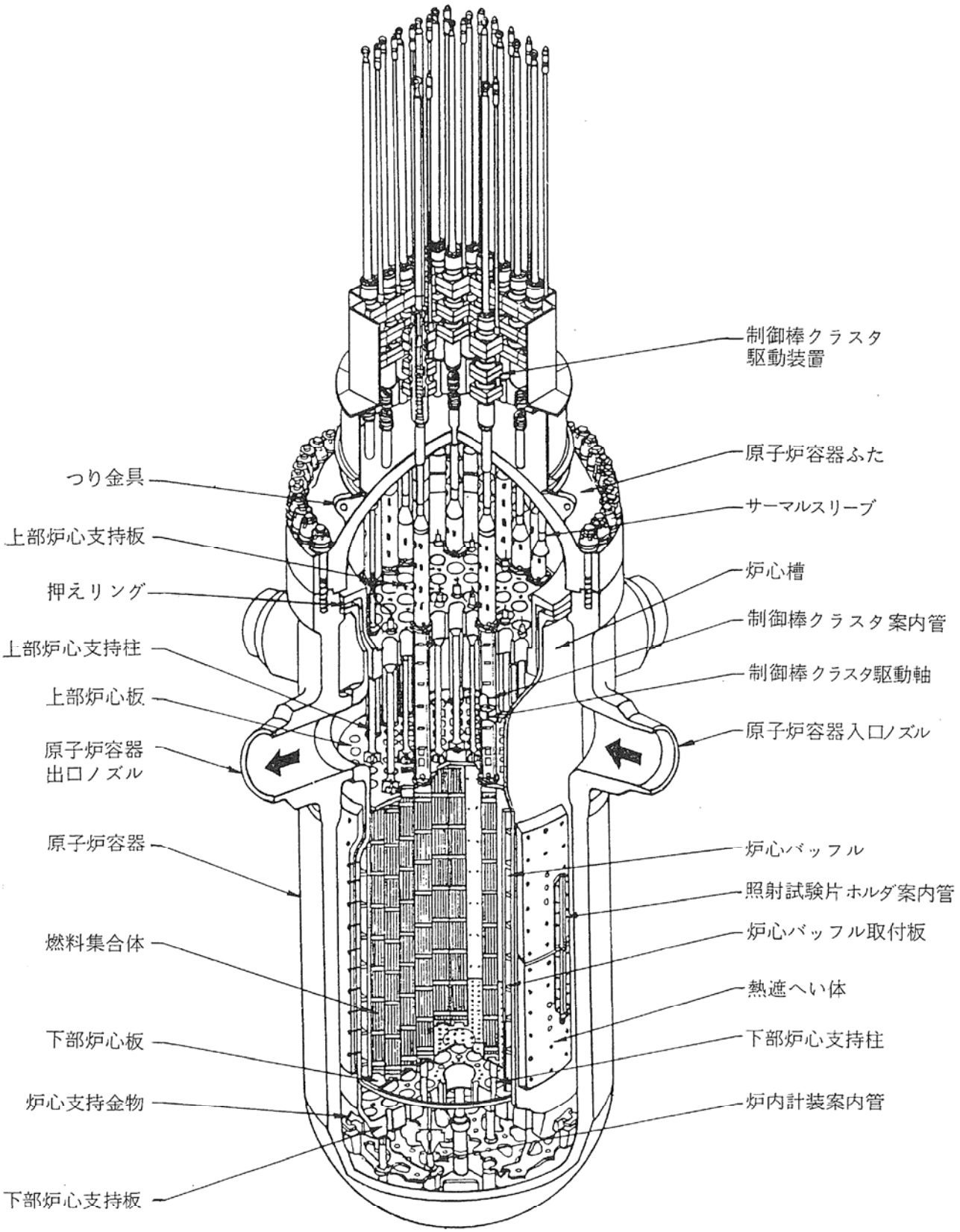
項　　目			単　位	安全解析使用値	第Nサイクル（平衡炉心）	第(N+1)サイクル（予定外取出炉心）
反応度停止余裕			%Δk/k	≦1.8	2.48	2.59
最大線出力密度(注)			kW/m	≦39.6	33.1	33.5
燃料集合体最高燃焼度	ウラン燃料		MWd/t	≦55,000	53,500	53,800
	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料		MWd/t	≦45,000	41,900	42,300
F^N_{XY}			—	≦1.52	1.45	1.43
減速材温度係数（δρ/δTm）			10^{-5}(Δk/k)/℃	-78～8	-66～-11.3	-66～-11.0
ドップラ係数（δρ/δTf）			10^{-5}(Δk/k)/℃	-5.2～-1.8	-3.6～-2.6	-3.6～-2.6
制御棒落下時	落下制御棒価値		%Δk/k	≦0.25	0.18	0.18
	$F^N_{\Delta H}$		—	≦1.84	1.68	1.67
制御棒飛び出し F_Q	サイクル初期	高温零出力	—	≦14	6.2	6.2
		高温全出力	—	≦5.0	2.1	2.1
	サイクル末期	高温零出力	—	≦26	14.3	13.9
		高温全出力	—	≦5.0	2.2	2.2
飛び出し制御棒価値	サイクル初期	高温零出力	%Δk/k	≦0.90	0.33	0.37
		高温全出力	%Δk/k	≦0.15	0.03	0.02
	サイクル末期	高温零出力	%Δk/k	≦1.0	0.59	0.58
		高温全出力	%Δk/k	≦0.15	0.03	0.03
最大反応度添加率			10^{-5}(Δk/k)/s	≦86	49	43

（注）燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。

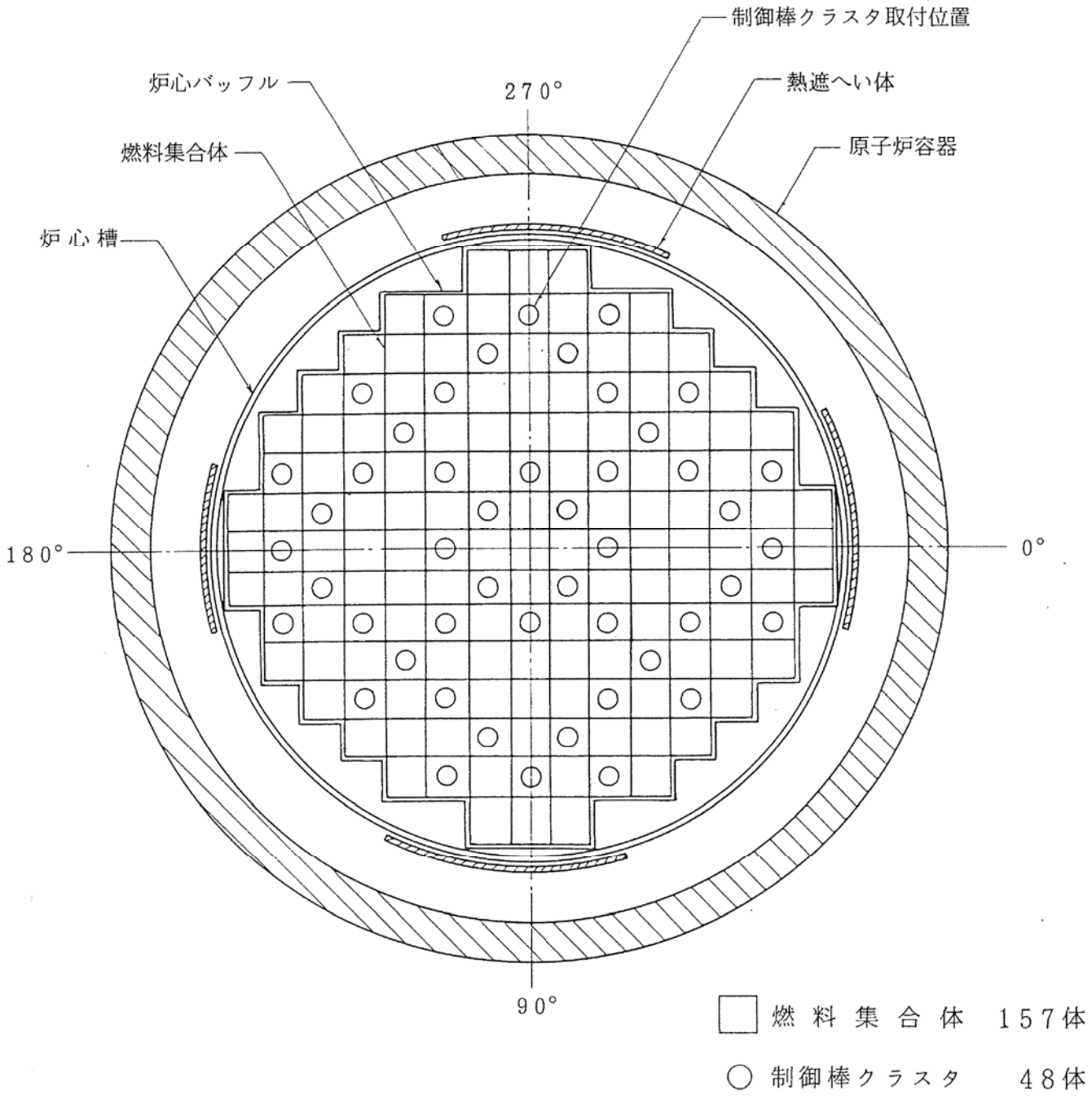
第3.4.1表　熱水力設計値

炉心熱出力	約2,652MW
燃料棒中での熱発生	約97.4%
原子炉圧力	約15.4MPa[gage]
１次冷却材全流量	約45.7×10^6kg/h
炉心バイパス流量	約4.0%
実効熱伝達面積	約4,515m^2
原子炉容器入口１次冷却材温度	約284℃
原子炉容器出口１次冷却材温度	約321℃
平均出力密度	約100kW/ℓ
熱　流　束	
定格出力時平均	約572kW/m^2
定格出力時最大	約1,379kW/m^2
線出力密度	
定格出力時平均	約17.1kW/m
定格出力時最大	41.1kW/m（二酸化ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料） 31.9kW/m（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）
熱水路係数（定格出力時）	
F_Q	2.41
$F^N_{\Delta H}$	1.64
燃料中心最高温度	

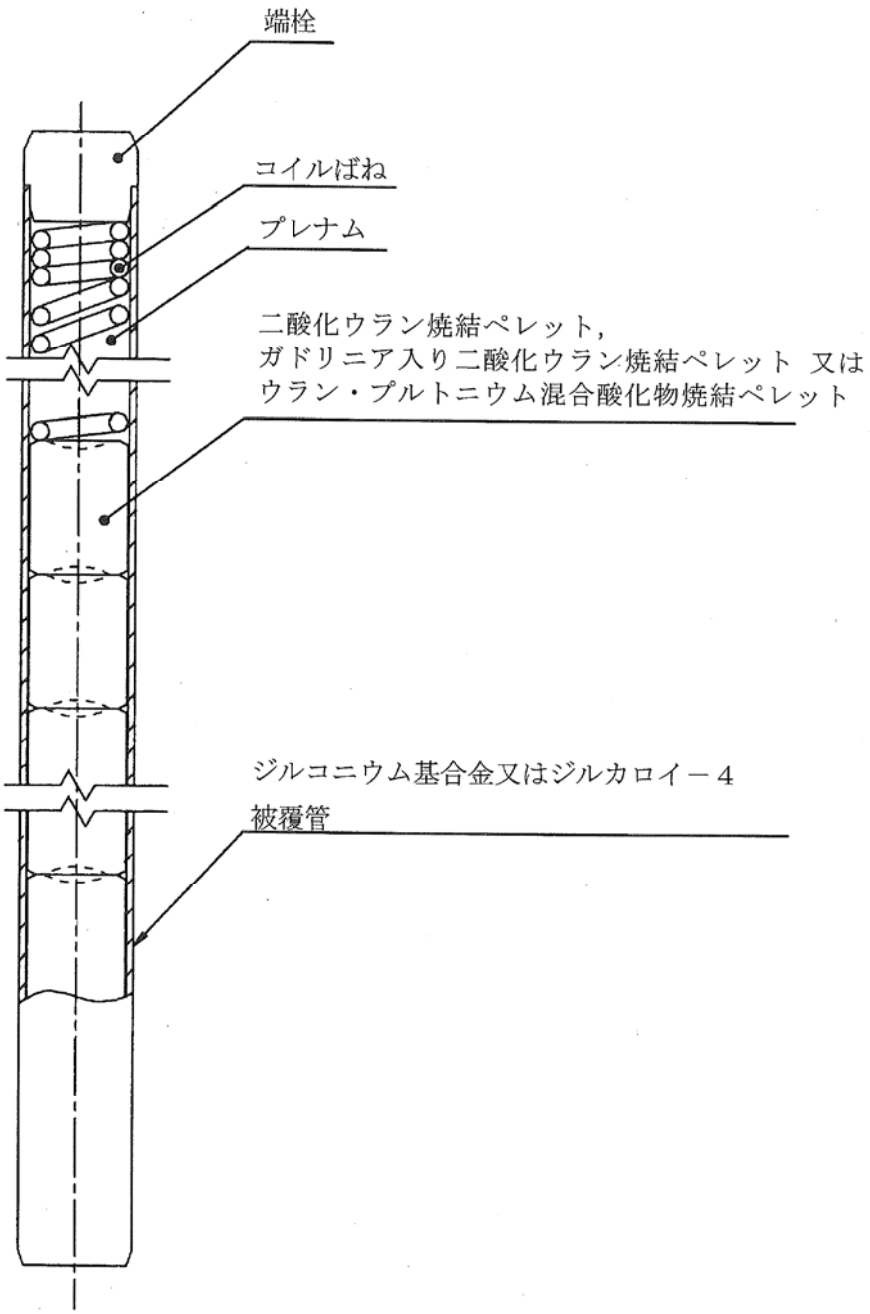
定格出力時	約1,770℃（二酸化ウラン燃料） 約1,630℃（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料） 約1,740℃（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）
最大線出力密度59.1kW/m時 （ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については44.3kW/m時）	約2,270℃（二酸化ウラン燃料） 約2,040℃（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料） 約2,230℃（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）
最小ＤＮＢＲ	
定　格　出　力　時	2.36
運転時の異常な過渡変化時	1.42以上（ＭＩＲＣ－１相関式又はＮＦＩ－１相関式） 1.30以上（Ｗ－３相関式）



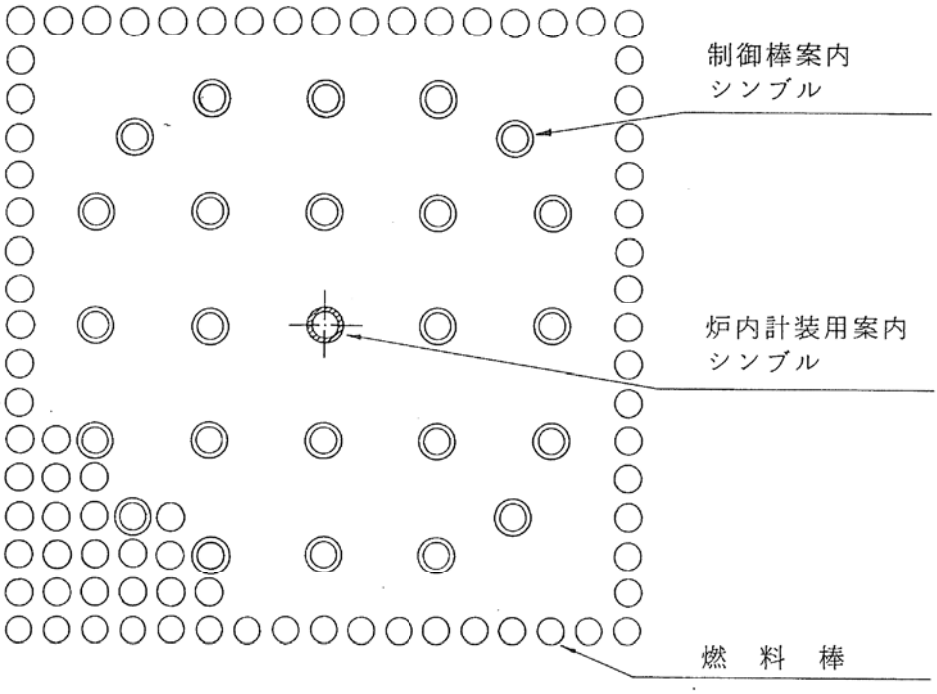
第 3.1.1 図　原 子 炉 容 器 内 構 造 図


制御棒クラスタ取付位置
炉心バッフル
270°
熱遮へい体
燃料集合体
原子炉容器
炉心槽
180°
0°
90°
燃料集合体 157体
制御棒クラスタ 48体

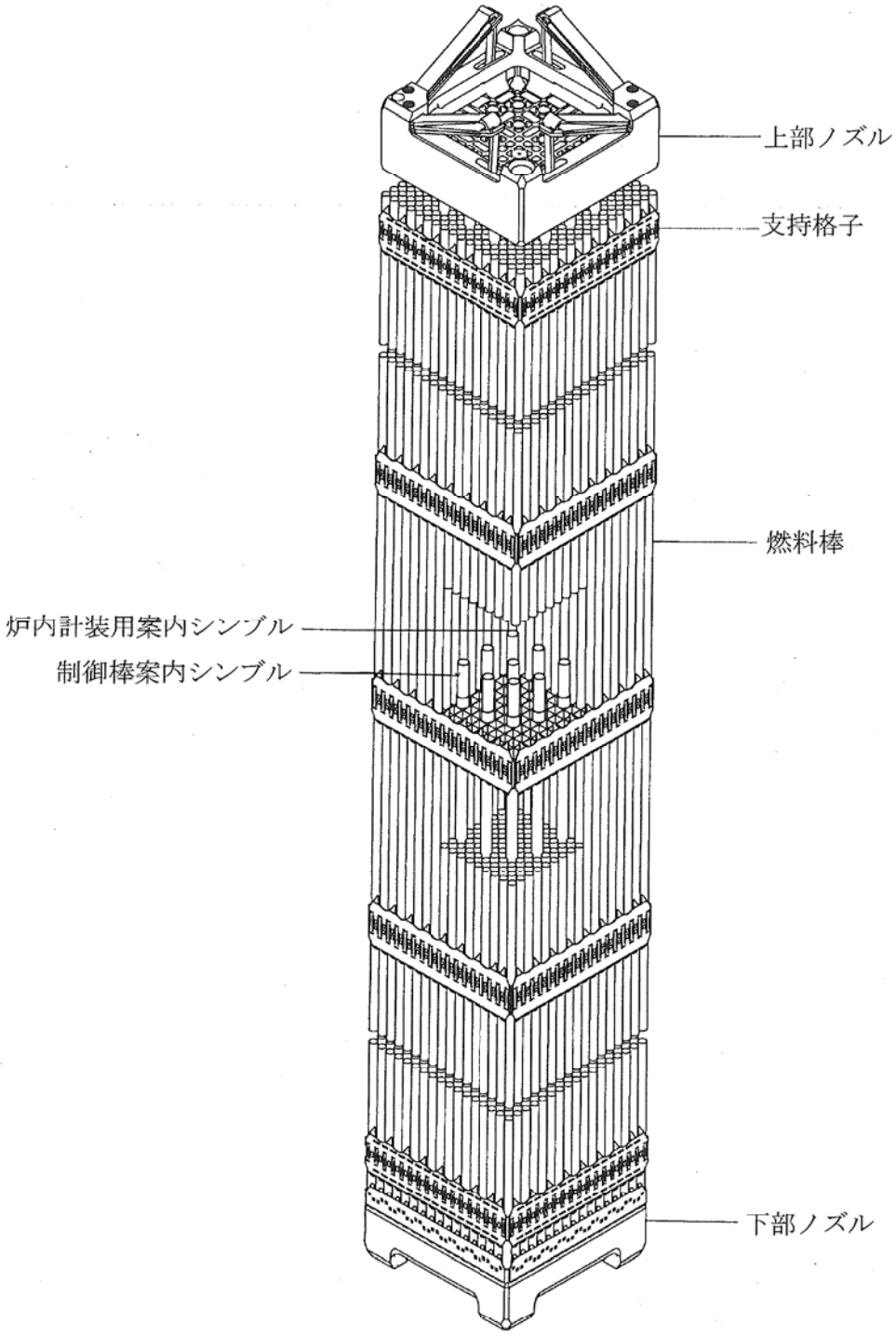
第3.1.2図　炉　心　断　面　図



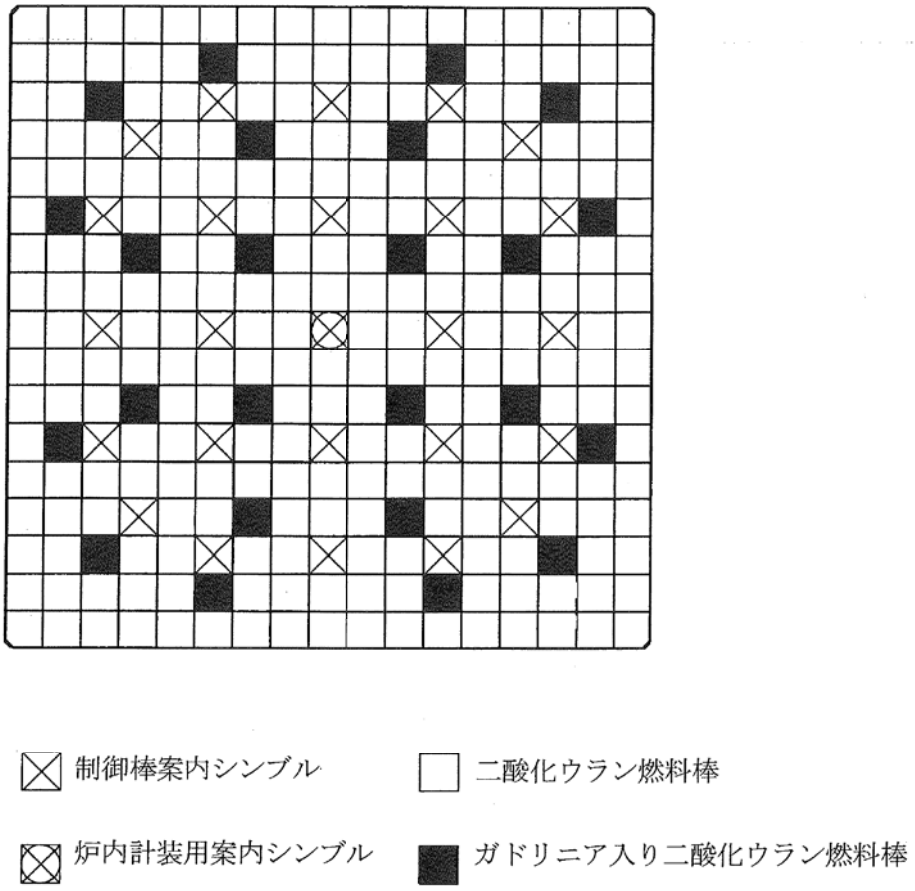
第3.2.1図　燃料棒断面図



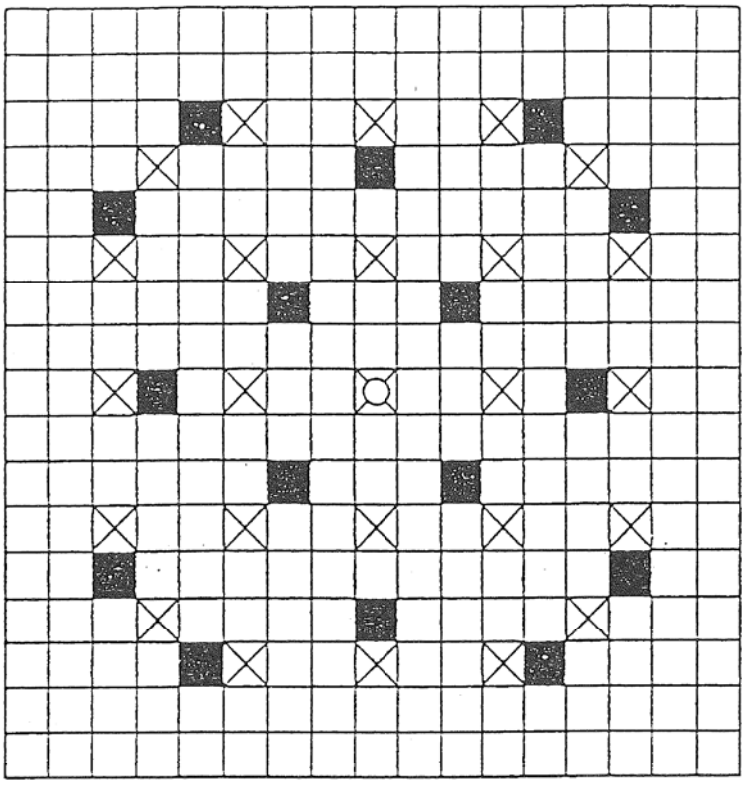
第 3.2.2 図　　燃　料　集　合　体　断　面　図



第 3.2.3.1 図　　燃料集合体構造概要図



第 3.2.3.2 図　集合体内ガドリニア入り燃料棒配置図(1)



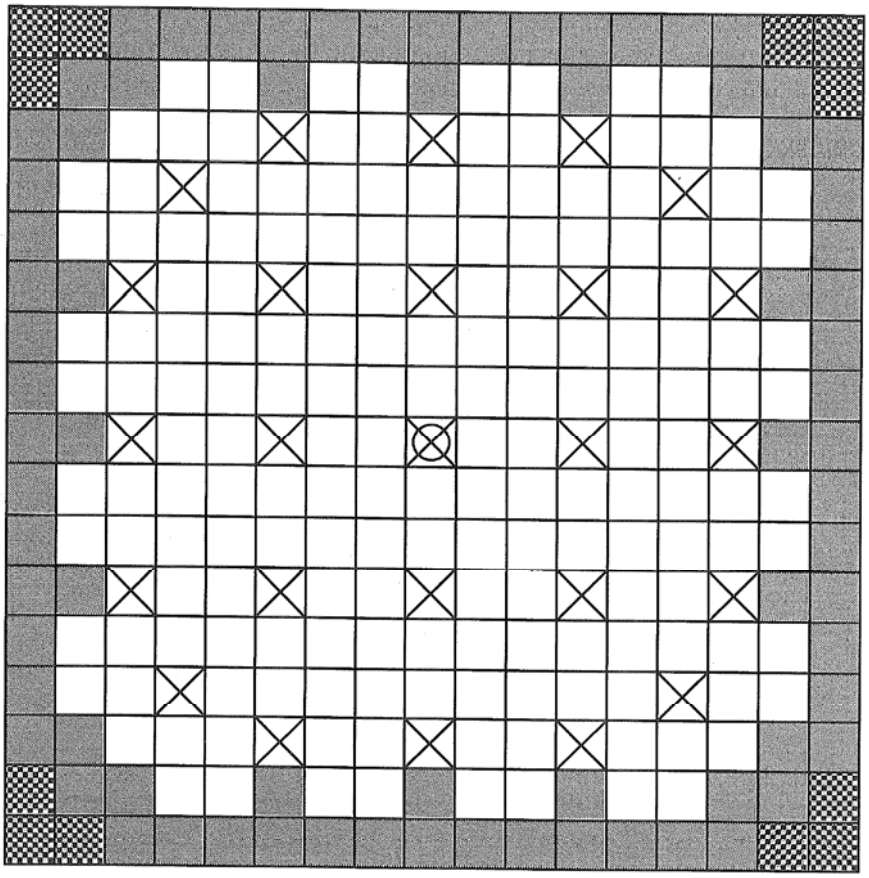
制御棒案内シンブル

炉内計装用案内シンブル

二酸化ウラン燃料棒

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒

第 3.2.3.3 図　集合体内ガドリニア入り燃料棒配置図(2)



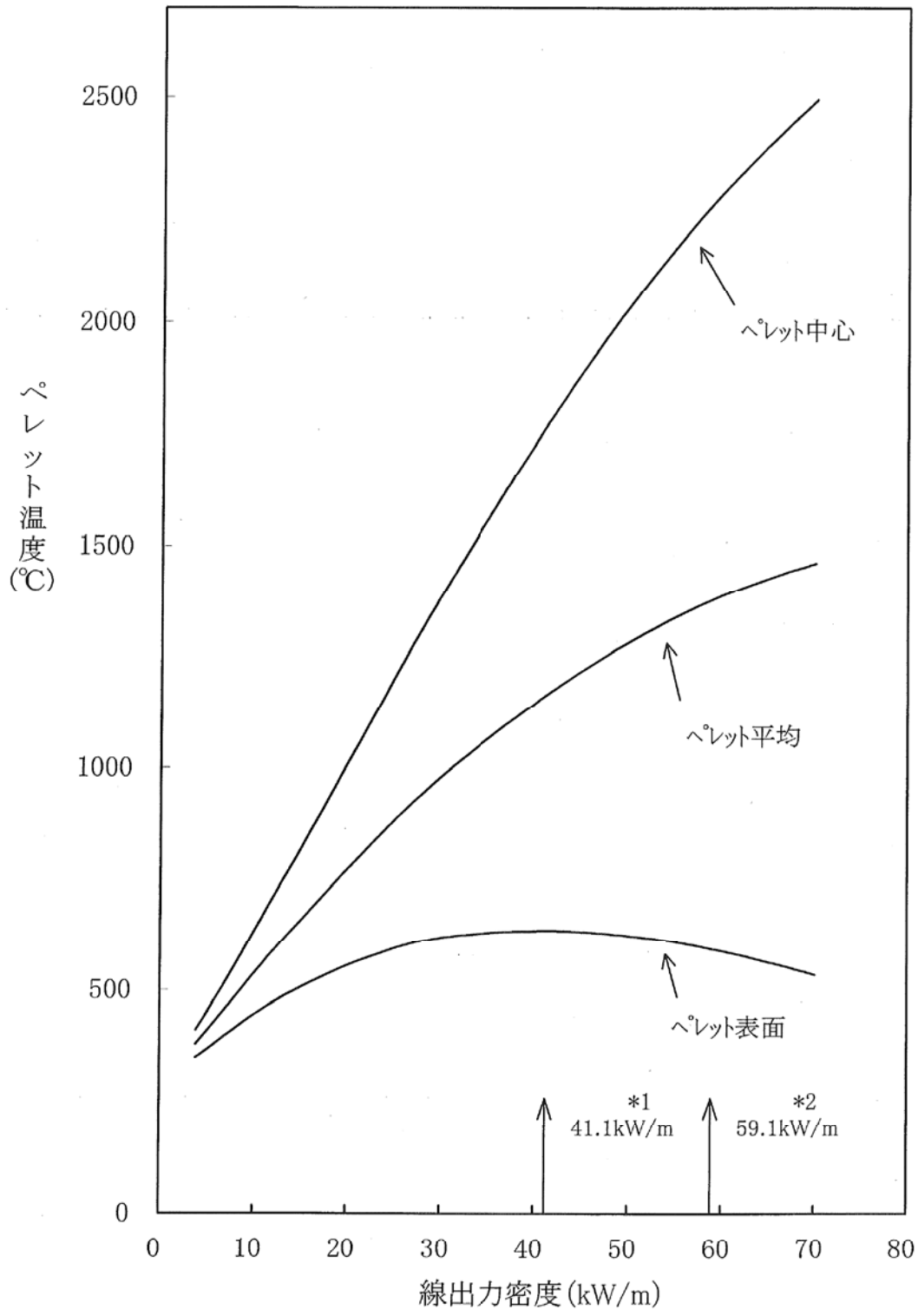
ｳﾗﾝ・ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ混合酸化物燃料棒（高Ｐｕ含有率棒　約10.6wt%Pu-t）

ｳﾗﾝ・ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ混合酸化物燃料棒（中Ｐｕ含有率棒　約6.2wt%Pu-t）

ｳﾗﾝ・ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ混合酸化物燃料棒（低Ｐｕ含有率棒　約4.5wt%Pu-t）

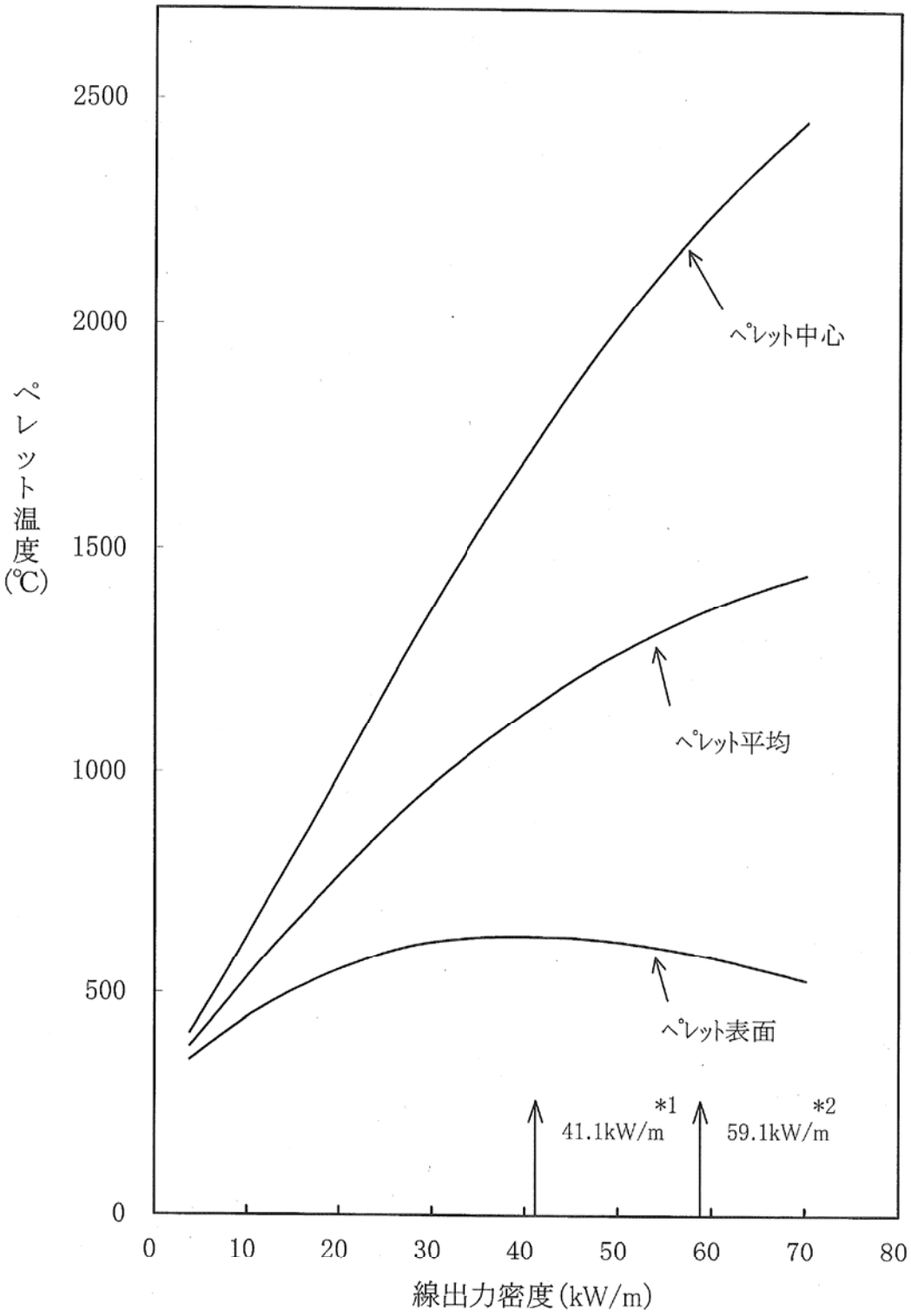
制御棒案内シンブル　　炉内計装用案内シンブル

第3.2.3.4図　ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の
プルトニウム含有率分布
（核分裂性プルトニウム割合約68wt%,
ウラン母材のウラン235濃度0.2wt%の場合）



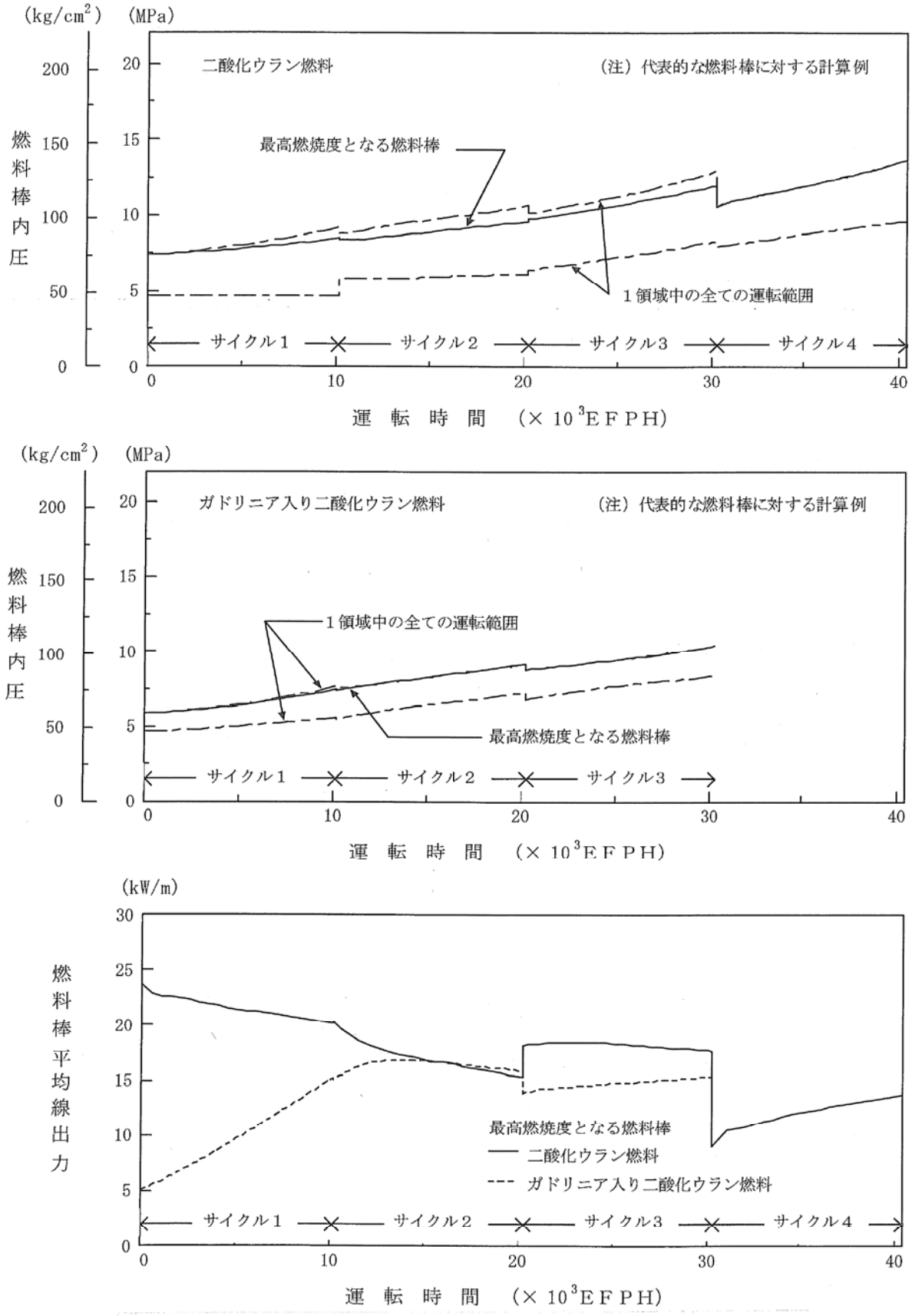
*1:定格出力時の最大線出力密度
*2:通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度

第 3.2.4.1 図　二酸化ウランペレットの中心，平均及び表面の温度対線出力密度
(寿命中の最高温度，参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)

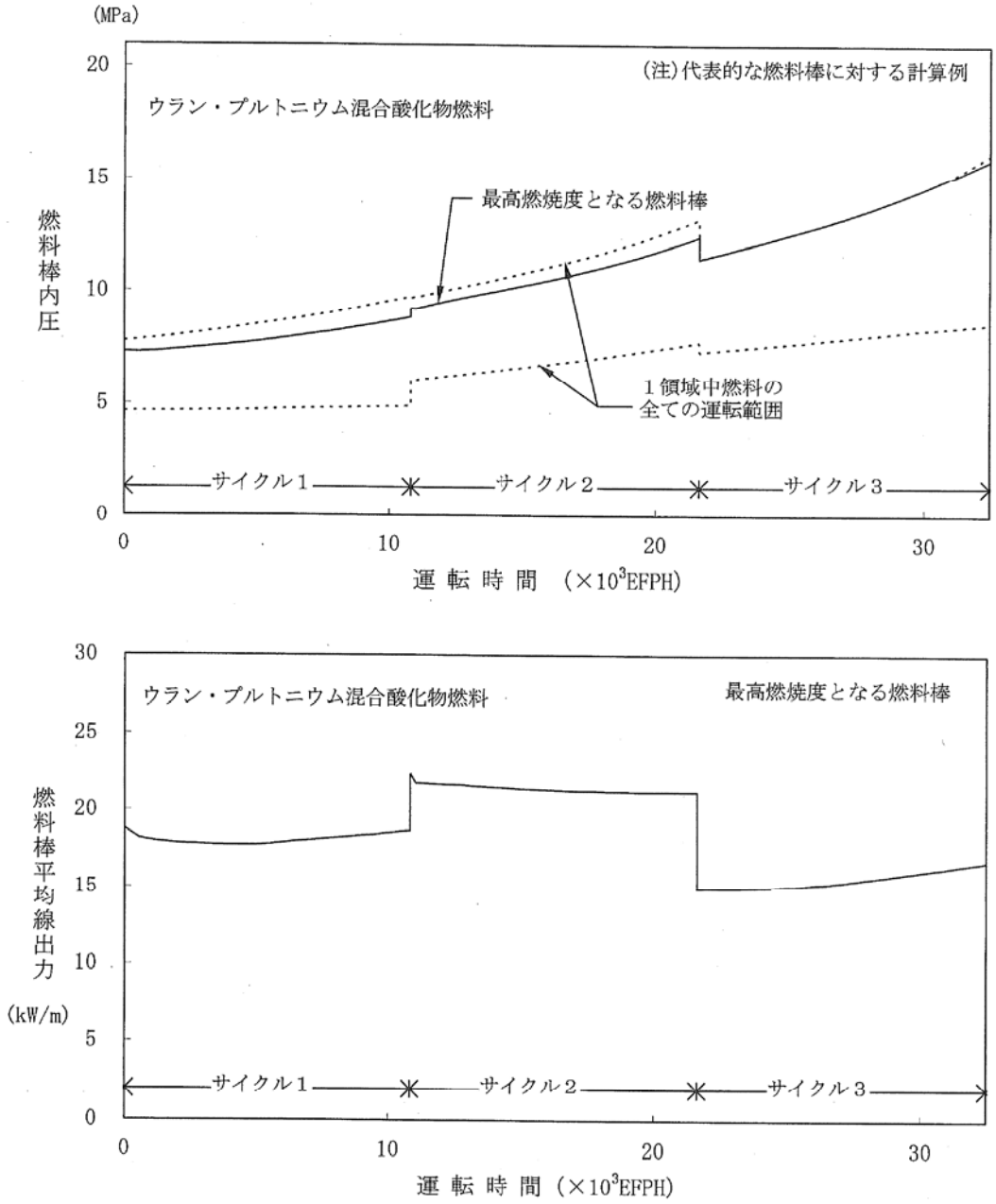


*1:定格出力時の最大線出力密度
*2:通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度

第 3.2.4.2 図　ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットの中心，平均及び表面の温度対線出力密度
(寿命中の最高温度，参考文献(10)及び(33)のモデルで計算)



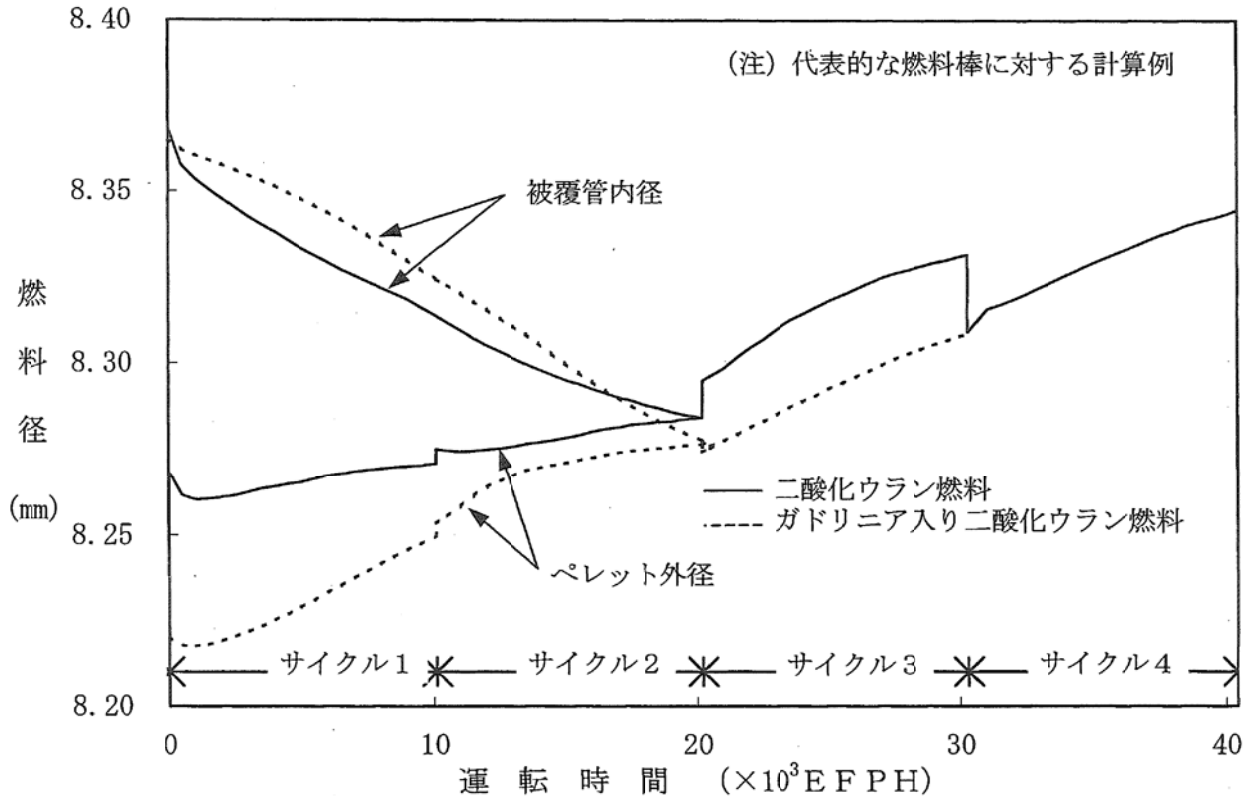
第 3.2.5.1 図　燃料棒内圧の燃焼度変化
(二酸化ウラン燃料，ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)
(参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)



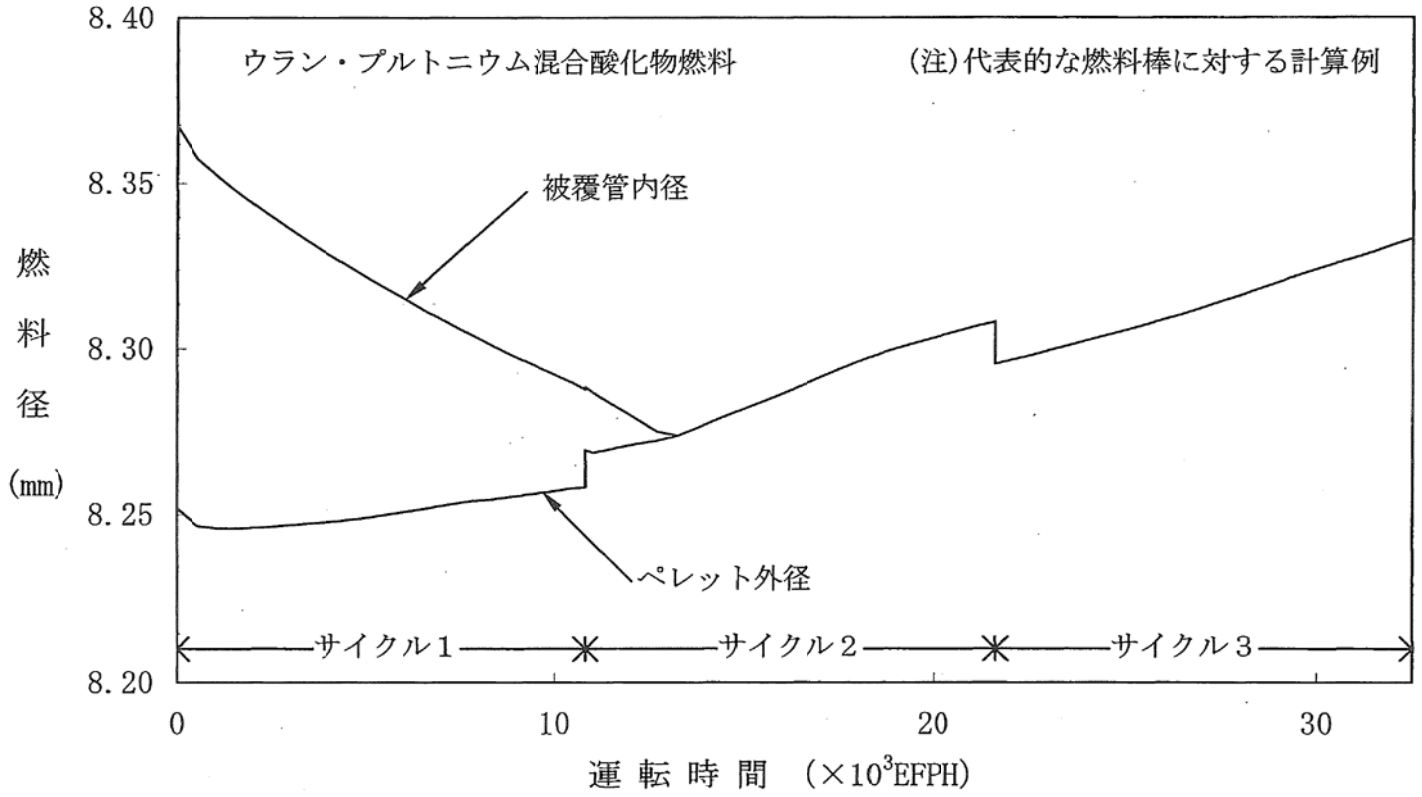
第 3.2.5.2 図　燃料棒内圧の燃焼度変化

(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)

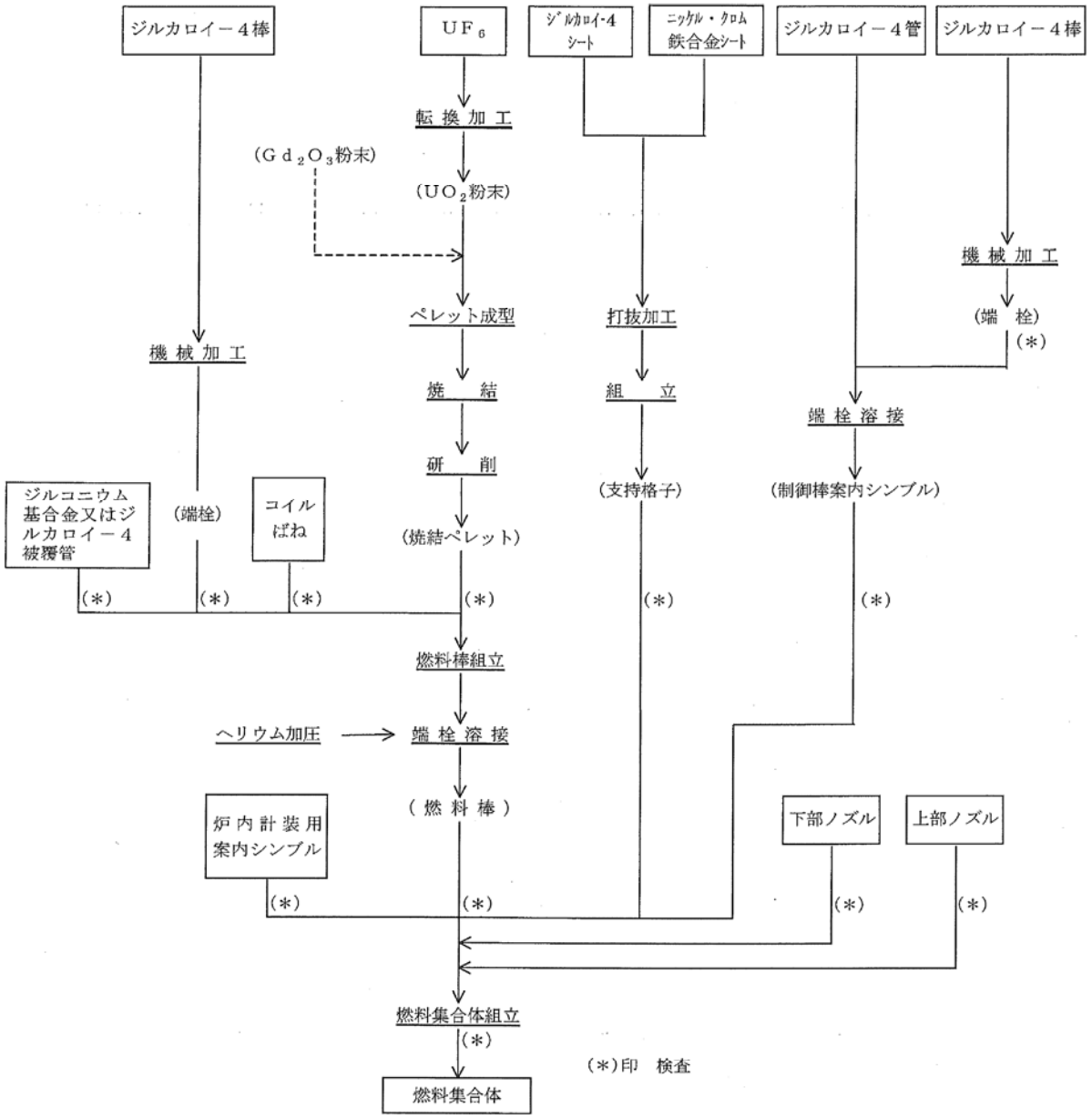
(参考文献(10)及び(33)のモデルで計算)



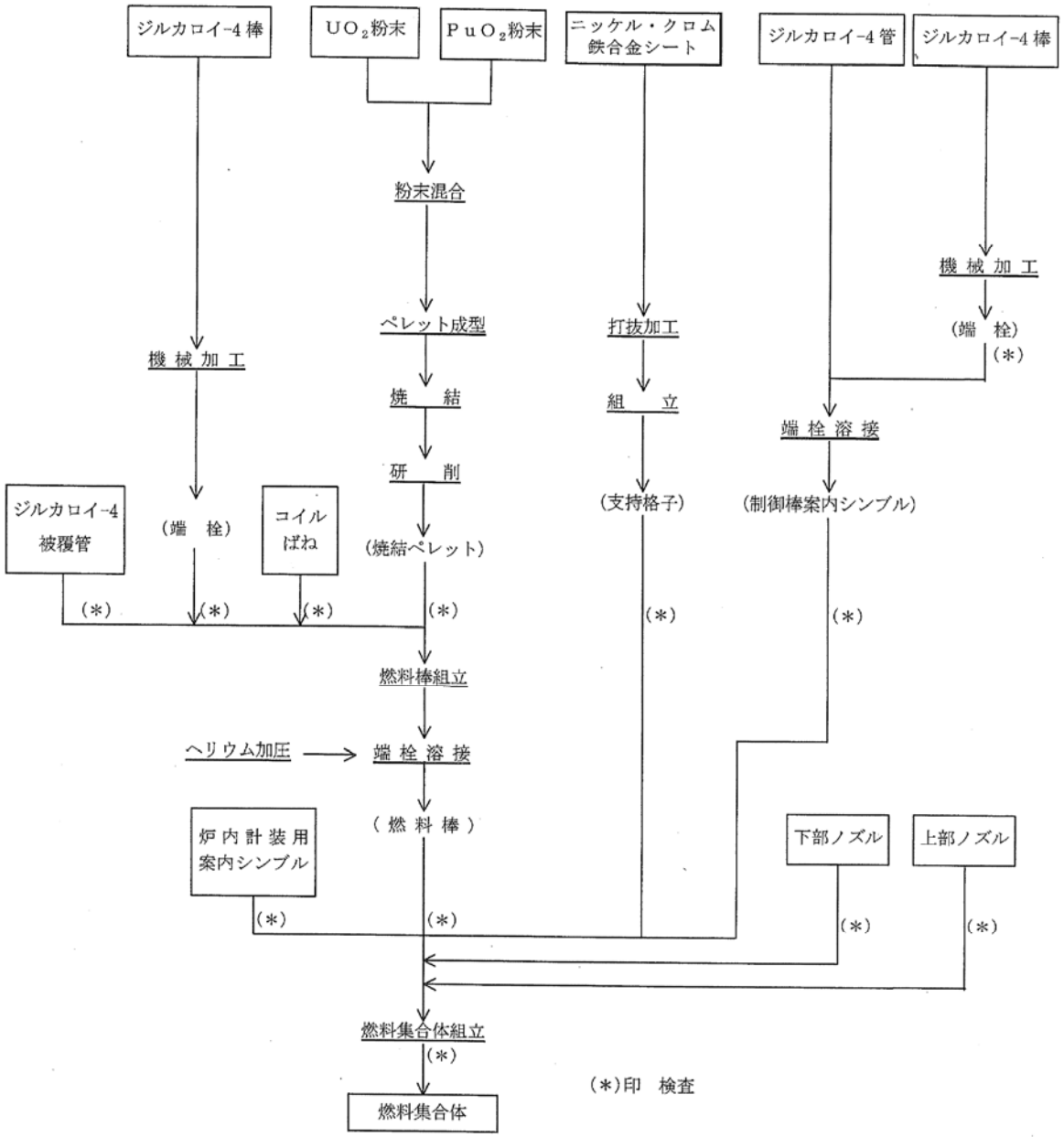
第 3.2.6.1 図　燃料径の燃焼度変化
(二酸化ウラン燃料，ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)
(参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)



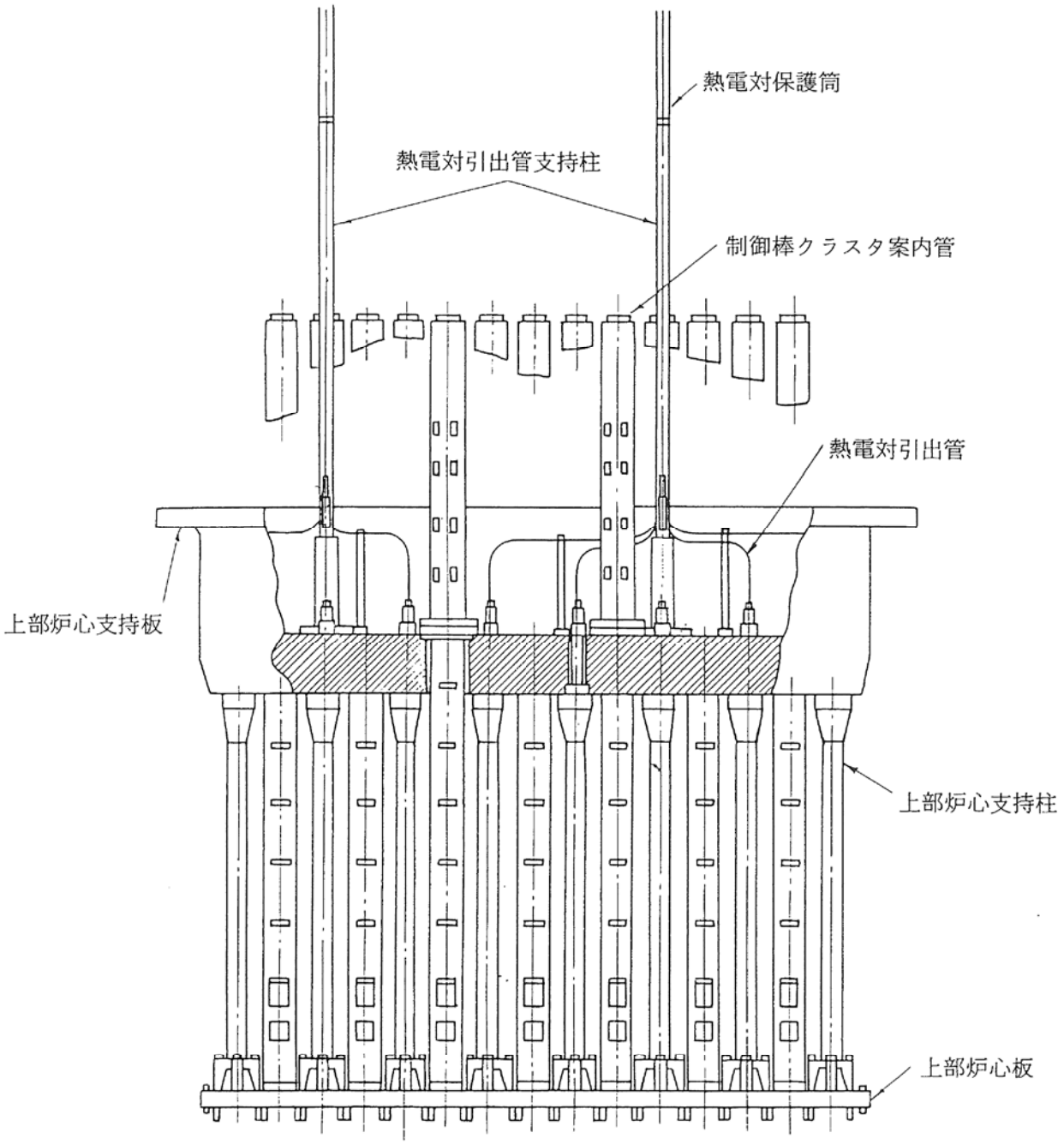
第 3.2.6.2 図　燃料径の燃焼度変化
(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)
(参考文献(10)及び(33)のモデルで計算)



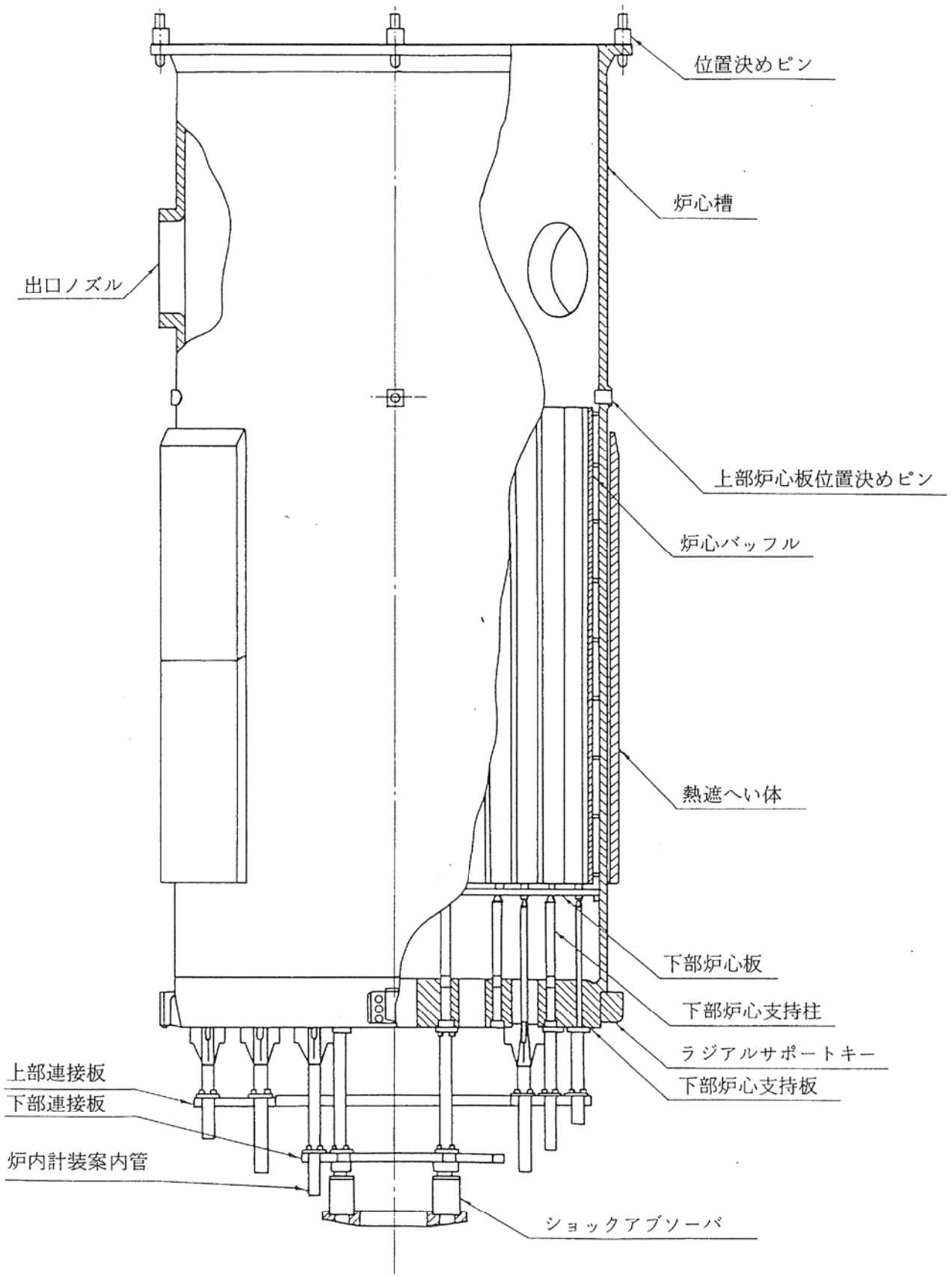
第 3.2.7.1 図　ウラン燃料集合体の製造工程概要図



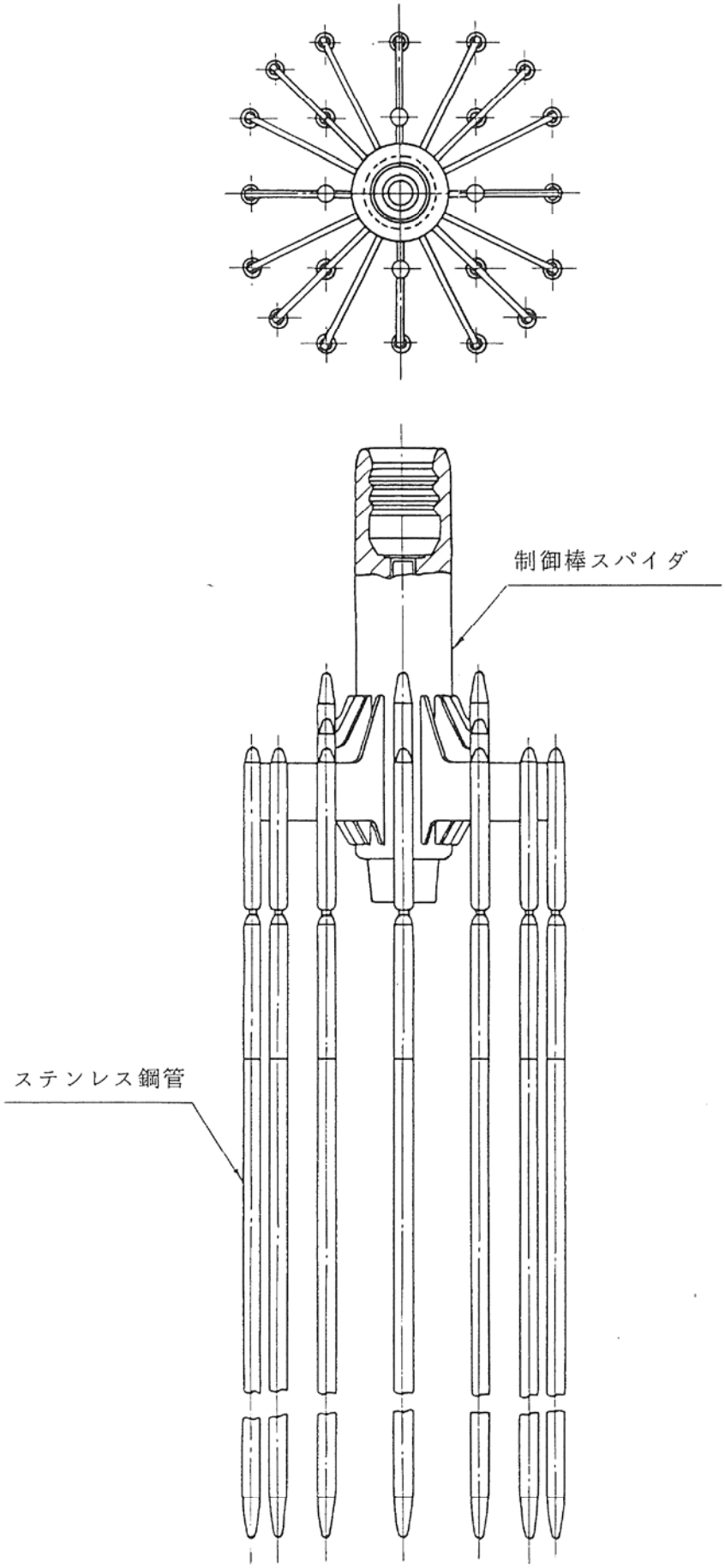
第 3.2.7.2 図　ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の製造工程概要図



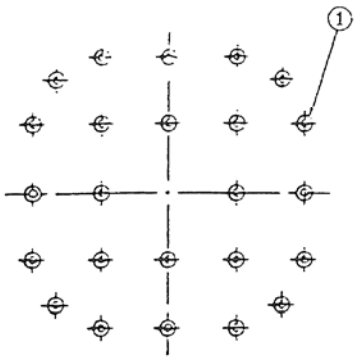
第 3.2.8 図　上 部 炉 心 構 造 物 構 造 図



第 3.2.9 図　下 部 炉 心 構 造 物 構 造 図



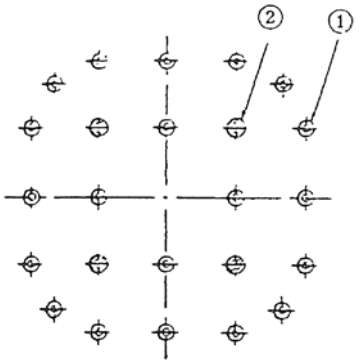
第 3. 2.10図　　制 御 棒 ク ラ ス タ 構 造 図



断面Ａ－Ａ

ＴＹＰＥ１

①バーナブルポイズン棒24本

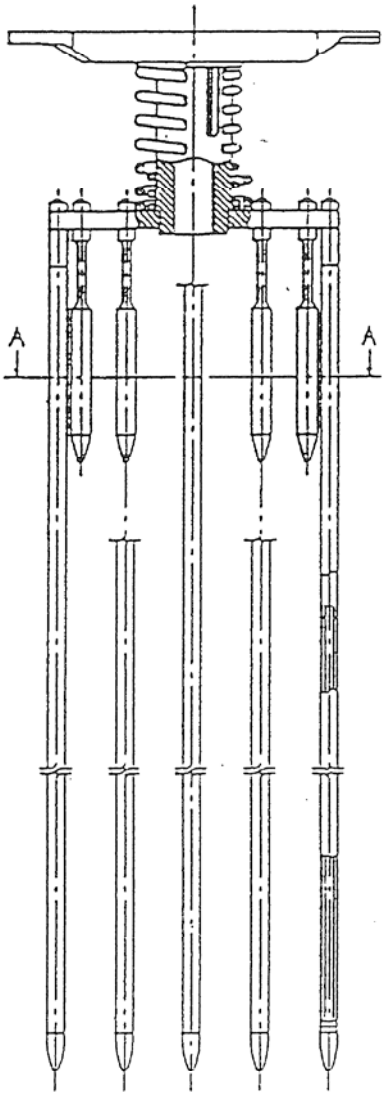


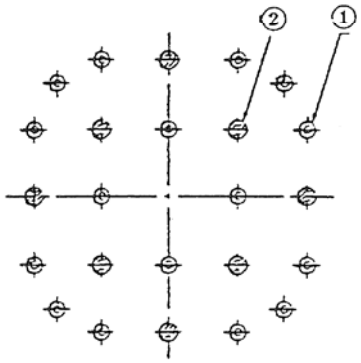
断面Ａ－Ａ

ＴＹＰＥ２

①バーナブルポイズン棒20本

②シンブルプラグ　　４本



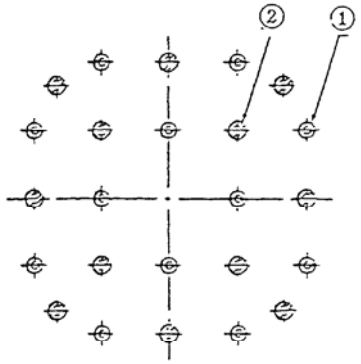


断面Ａ－Ａ

ＴＹＰＥ３

①バーナブルポイズン棒16本

②シンブルプラグ　　８本



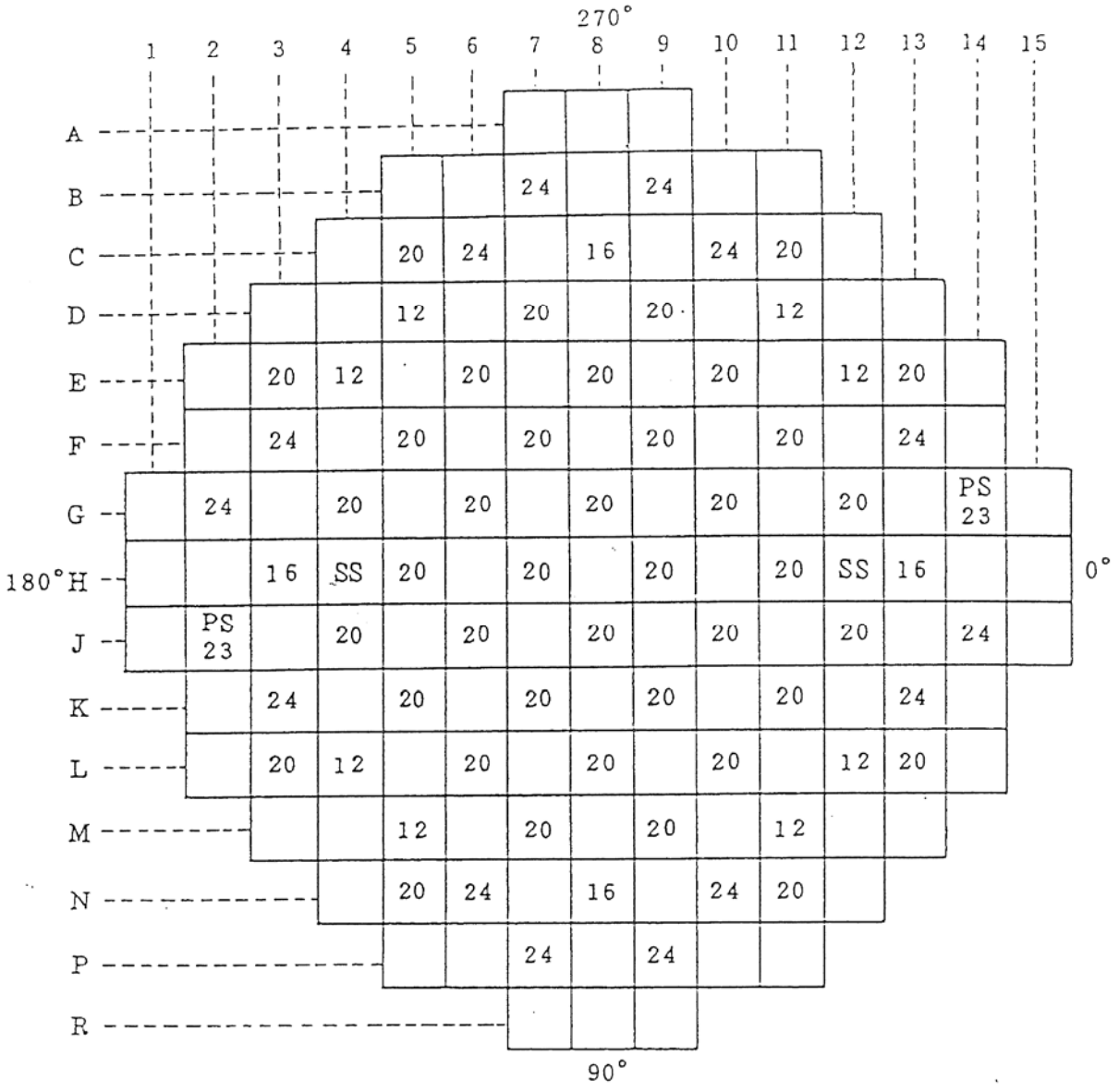
断面Ａ－Ａ

ＴＹＰＥ４

①バーナブルポイズン棒12本

②シンブルプラグ　　12本

第 3. 2.11図　バーナブルポイズン構造図

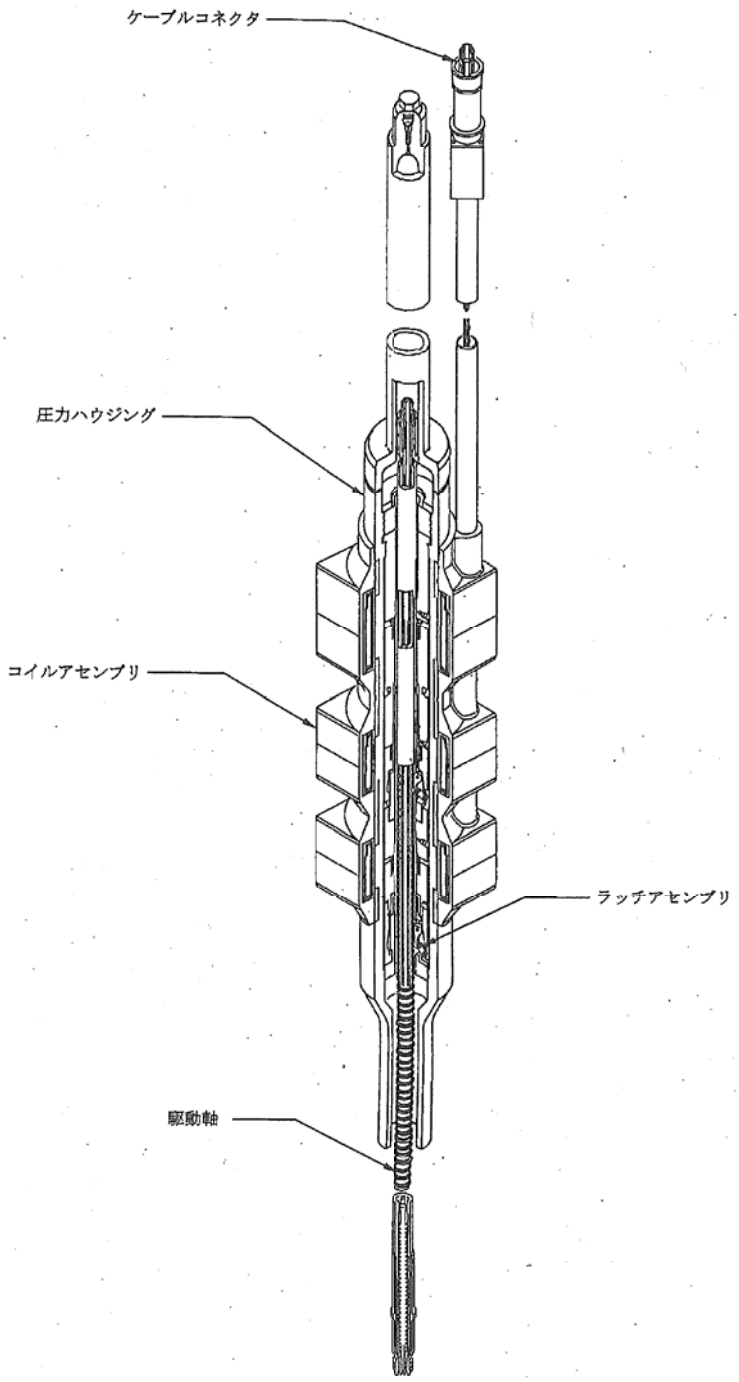


数字はバーナブルポイズン棒の本数を示す。

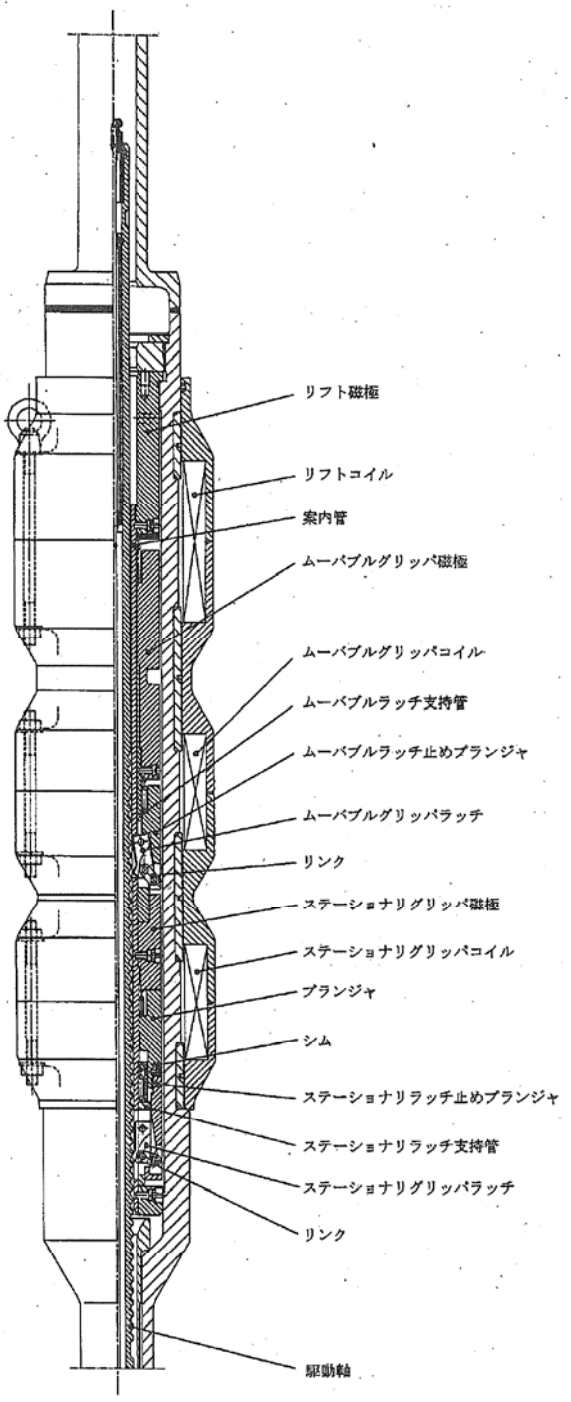
ＰＳ　：　１次中性子源

ＳＳ　：　２次中性子源

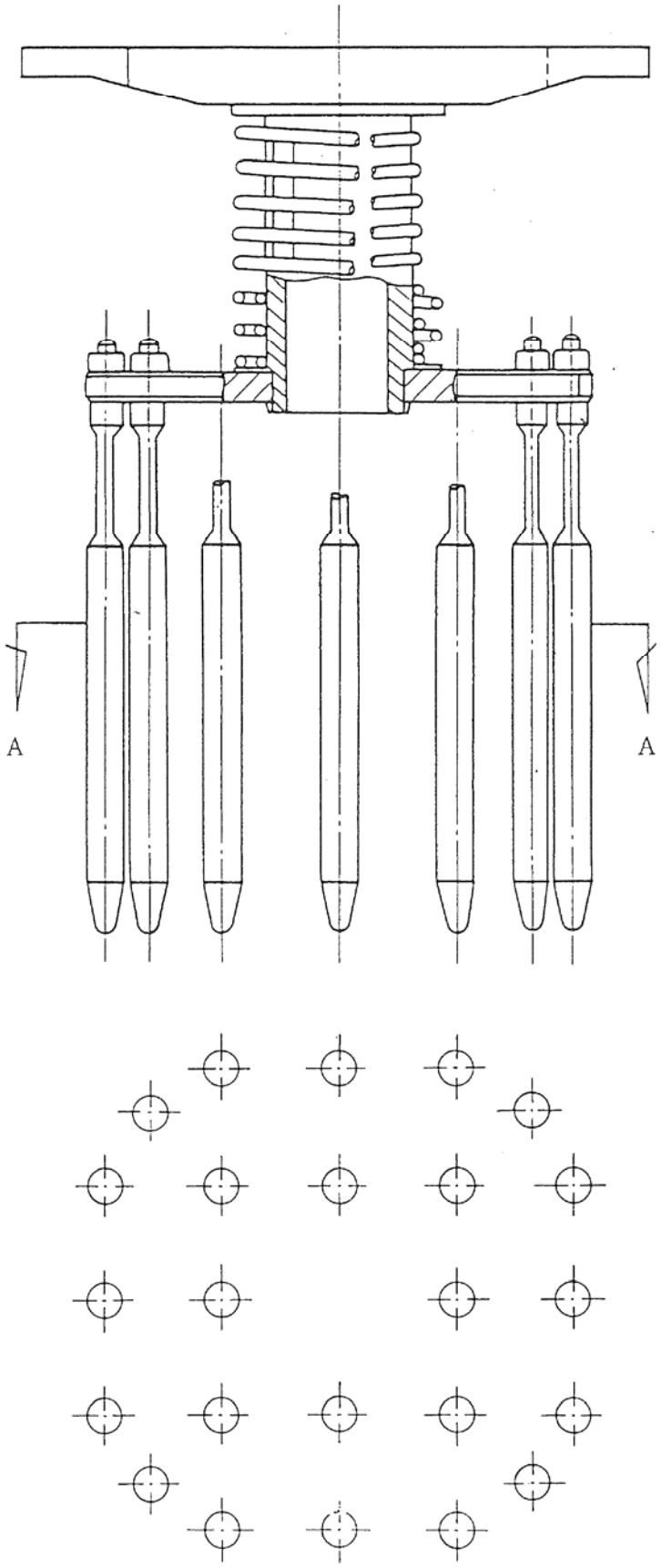
第 3.2.12 図　　バーナブルポイズン棒本数及び配置図（初装荷炉心）



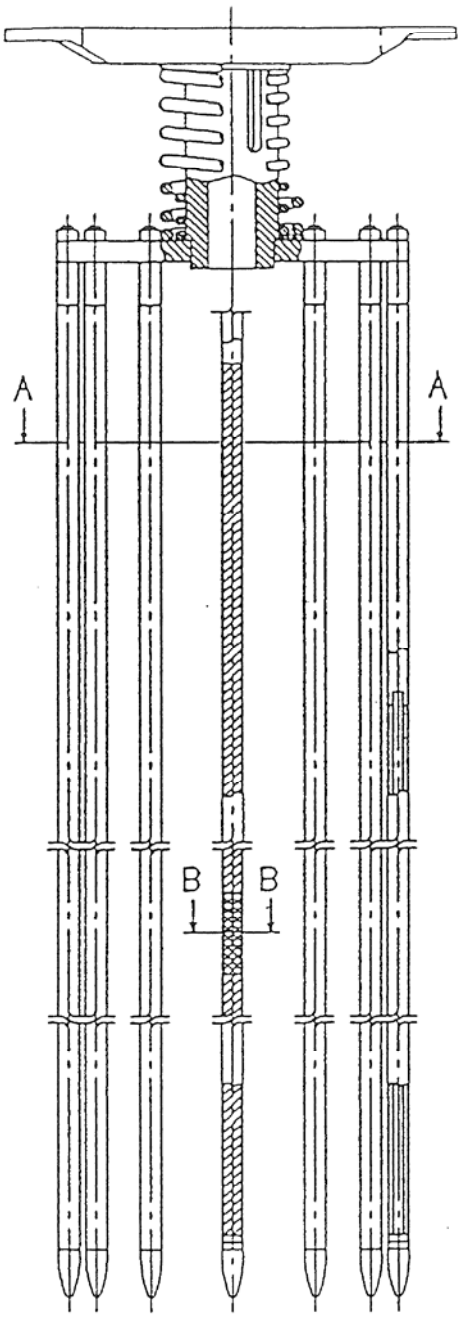
第 3.2.13 図　制御棒クラスタ駆動装置構造図

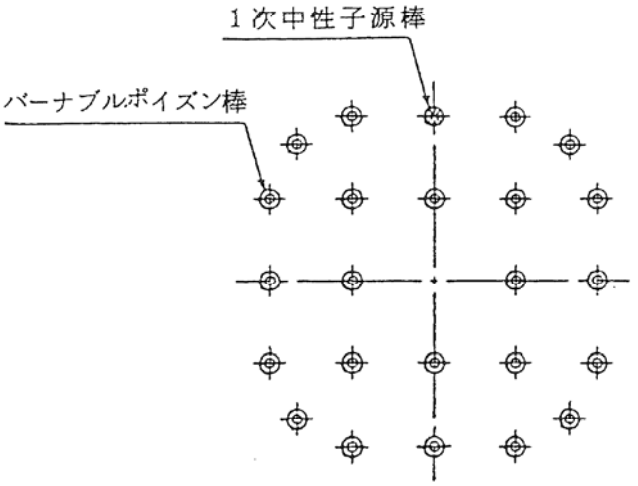


第 3.2.14 図　制御棒クラスタ駆動装置断面図



第 3. 2.15図　シンブルプラグアセンブリ構造図





断面Ａ－Ａ

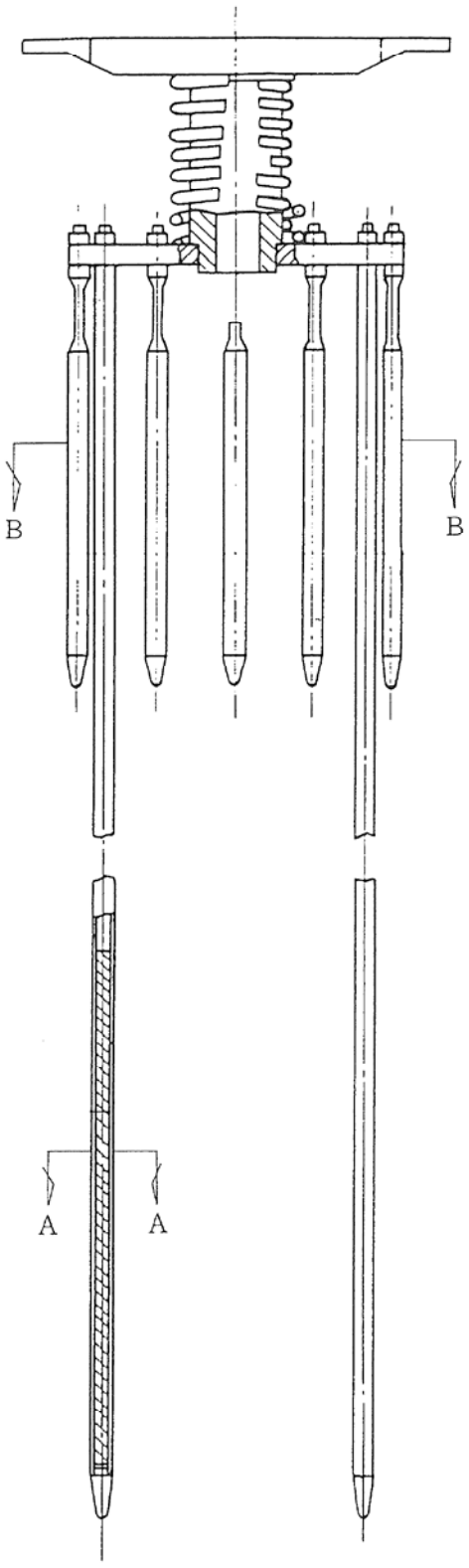
１次中性子源棒　　１本

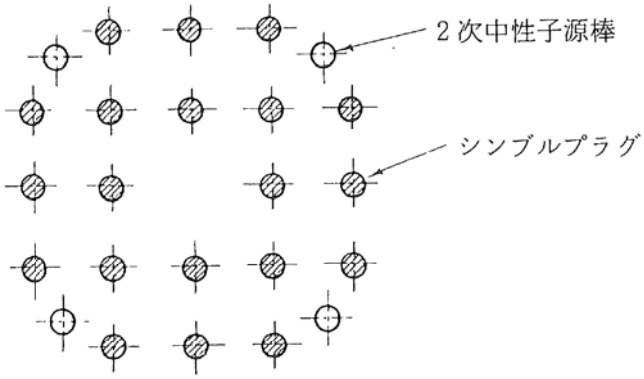
バーナブルポイズン棒23本

（１次中性子源棒）

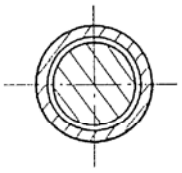
断面Ｂ－Ｂ

第 3. 2.16図　中性子源構造図（１次中性子源）





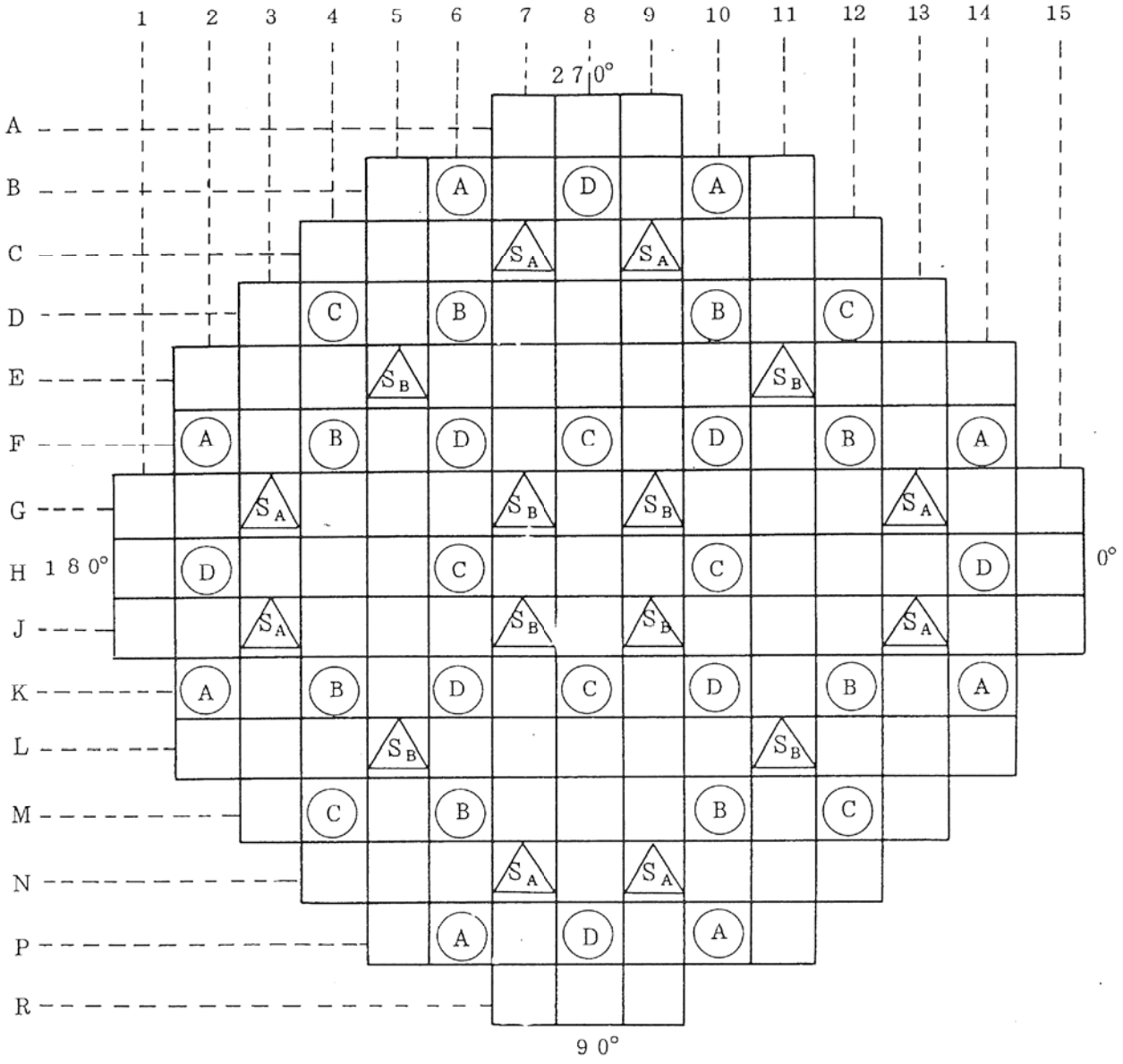
断面B－B



（2次中性子源棒）

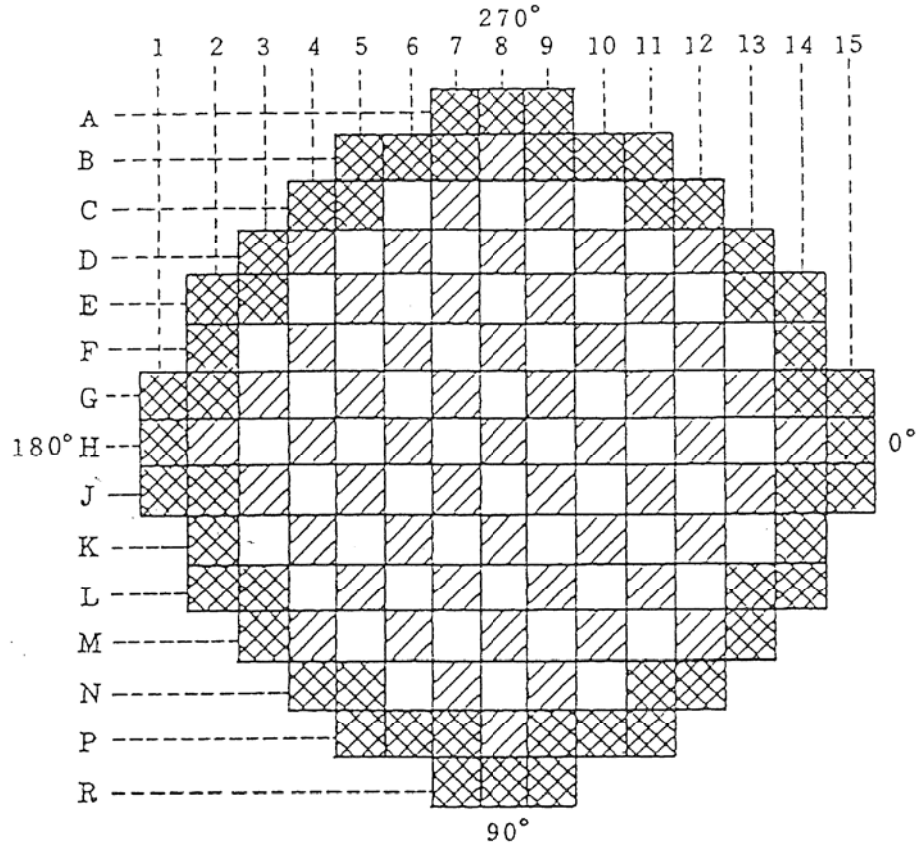
断面A－A

第3.2.17図　　中性子源構造図（2次中性子源）

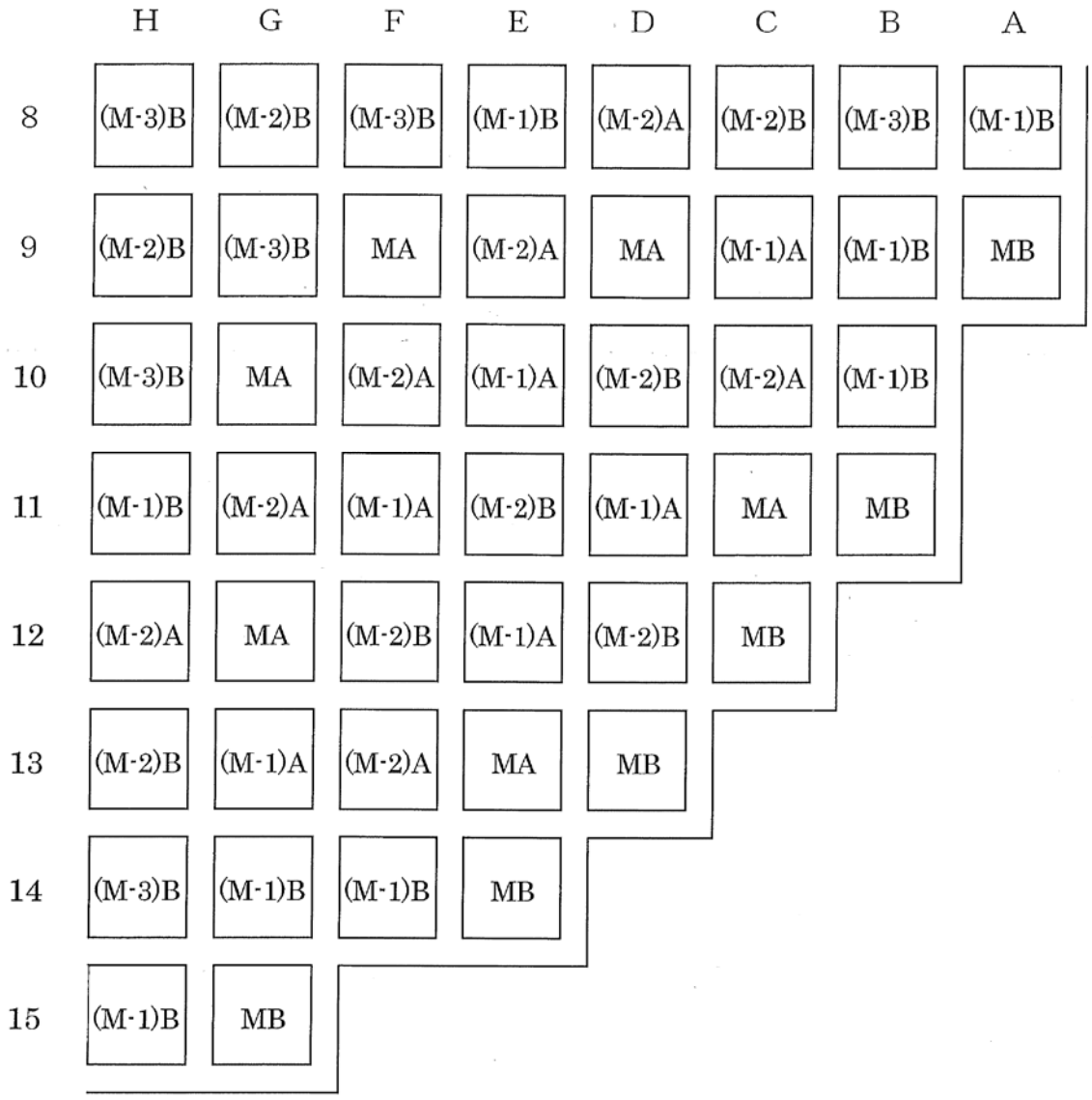


		制御棒クラスタ本数
Ⓐ	：制御グループ・バンクA	8
Ⓑ	：制御グループ・バンクB	8
Ⓒ	：制御グループ・バンクC	8
Ⓓ	：制御グループ・バンクD	8
S_A	：停止グループ・バンクS_A	8
S_B	：停止グループ・バンクS_B	8

第 3. 3. 1 図　　制御棒クラスタ配置図



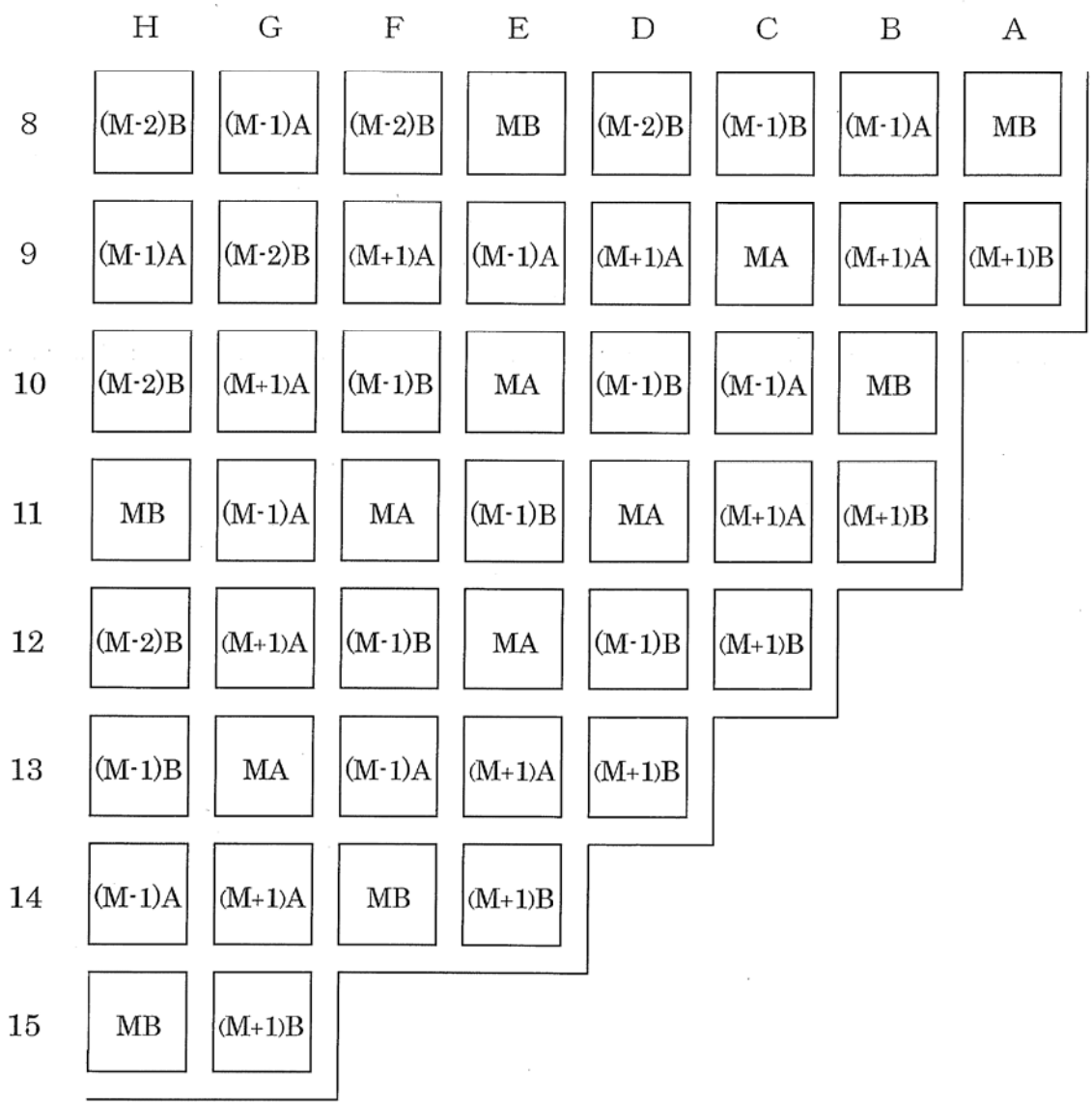
第 3.3.2 図　燃料集合体配置図（初装荷炉心）



(M-3)B：第(M-3)B領域（4.8wt%） 13体
(M-2)A：第(M-2)A領域（4.8wt%，Gd入り）* 24体
(M-2)B：第(M-2)B領域（4.8wt%） 24体
(M-1)A：第(M-1)A領域（4.8wt%，Gd入り）* 24体
(M-1)B：第(M-1)B領域（4.8wt%） 24体
MA ：第 M A領域（4.8wt%，Gd入り）* 24体
MB ：第 M B領域（4.8wt%） 24体

注）MA及びMBは新燃料
＊）3.2wt%U235-10wt%Gd_2O_3燃料棒24本を含む。

第3.3.3図　燃料集合体配置図
（ウラン燃料平衡炉心，第Nサイクル）

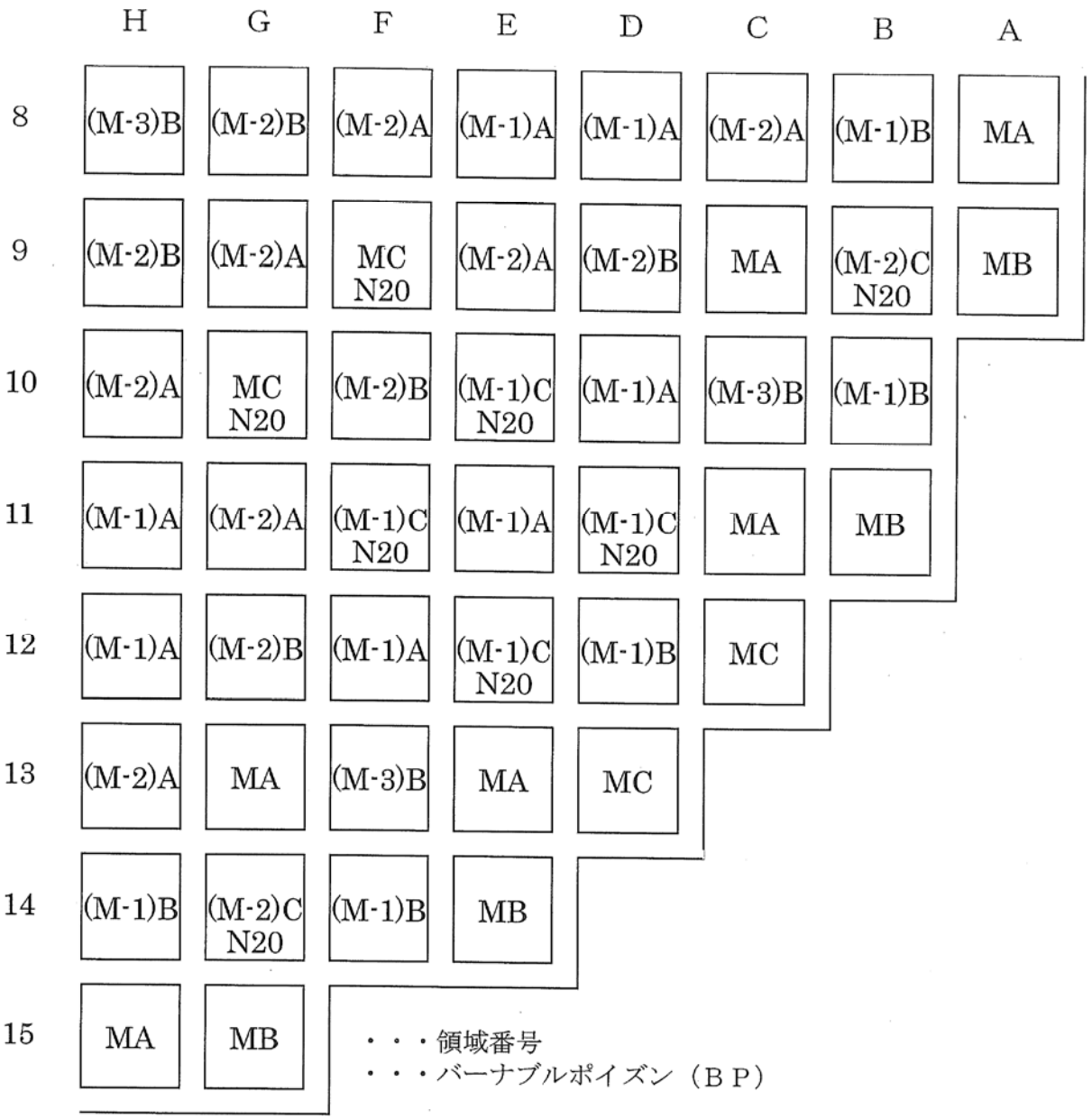


(M-2)B：第(M-2)B領域 (4.8wt%) 13体
(M-1)A：第(M-1)A領域 (4.8wt%, Gd入り) * 24体
(M-1)B：第(M-1)B領域 (4.8wt%) 24体
MA ：第 M A領域 (4.8wt%, Gd入り) * 24体
MB ：第 M B領域 (4.8wt%) 16体
(M+1)A：第(M+1)A領域 (4.8wt%, Gd入り) * 32体
(M+1)B：第(M+1)B領域 (4.8wt%) 24体

注) (M+1)A及び(M+1)Bは新燃料

＊) 3.2wt%U235-10wt%Gd_2O_3燃料棒24本を含む。

第3.3.4図 燃料集合体配置図
(ウラン燃料予定外取出炉心，第N＋1サイクル)



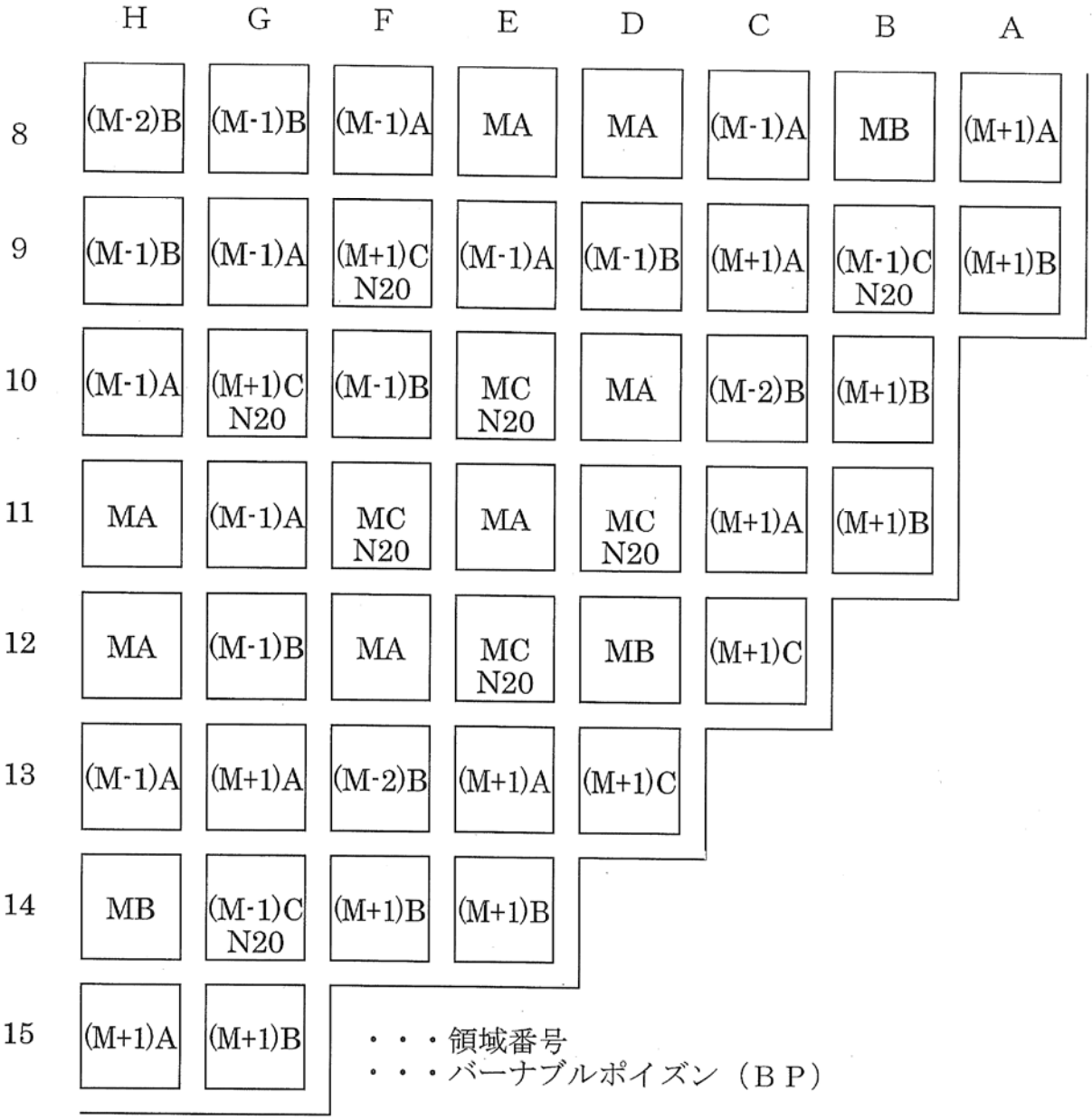
(M-3)B	第(M-3)B領域（4.8wt%ウラン燃料）	9 体
(M-2)A	第(M-2)A領域（4.8wt%ウラン燃料，Gd入り）*	20 体
(M-2)B	第(M-2)B領域（4.8wt%ウラン燃料）	16 体
(M-2)C	第(M-2)C領域（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）**	8 体
(M-1)A	第(M-1)A領域（4.8wt%ウラン燃料，Gd入り）*	20 体
(M-1)B	第(M-1)B領域（4.8wt%ウラン燃料）	16 体
(M-1)C	第(M-1)C領域（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）**	16 体
MA	第 M A領域（4.8wt%ウラン燃料，Gd入り）*	20 体
MB	第 M B領域（4.8wt%ウラン燃料）	16 体
MC	第 M C領域（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）**	16 体

注）MA，MB及びMCは新燃料
N20は新20本タイプBP（32体）

*）3.2wt%U235-10wt%Gd_2O_3燃料棒24本を含む。

**）4.1wt%濃縮ウラン相当プルトニウム含有率

第3.3.5図　燃料集合体配置図
（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心，第Ｎサイクル）



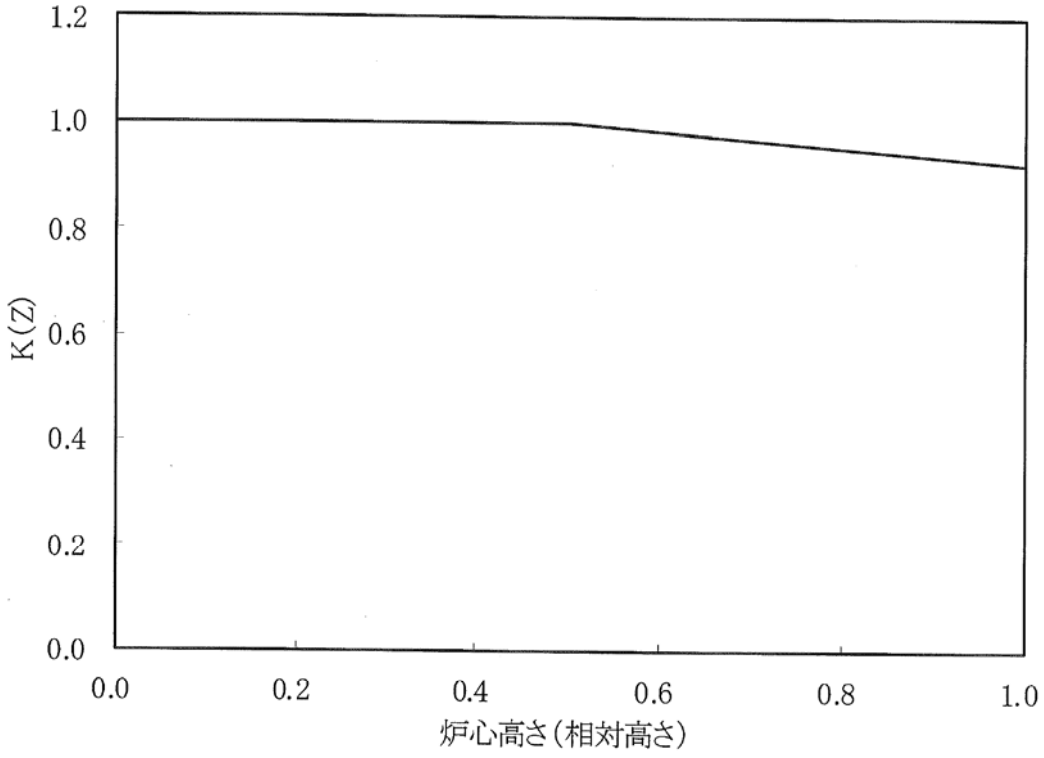
(M-2)B	第(M-2)B領域（4.8wt%ウラン燃料）	9 体
(M-1)A	第(M-1)A領域（4.8wt%ウラン燃料，Gd入り）*	20 体
(M-1)B	第(M-1)B領域（4.8wt%ウラン燃料）	16 体
(M-1)C	第(M-1)C領域（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）**	8 体
MA	第 M A領域（4.8wt%ウラン燃料，Gd入り）*	20 体
MB	第 M B領域（4.8wt%ウラン燃料）	8 体
MC	第 M C領域（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）**	16 体
(M+1)A	第(M+1)A領域（4.8wt%ウラン燃料，Gd入り）*	20 体
(M+1)B	第(M+1)B領域（4.8wt%ウラン燃料）	24 体
(M+1)C	第(M+1)C領域（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）**	16 体

注）(M+1)A，(M+1)B及び(M+1)Cは新燃料
N20は新20本タイプBP（32体）

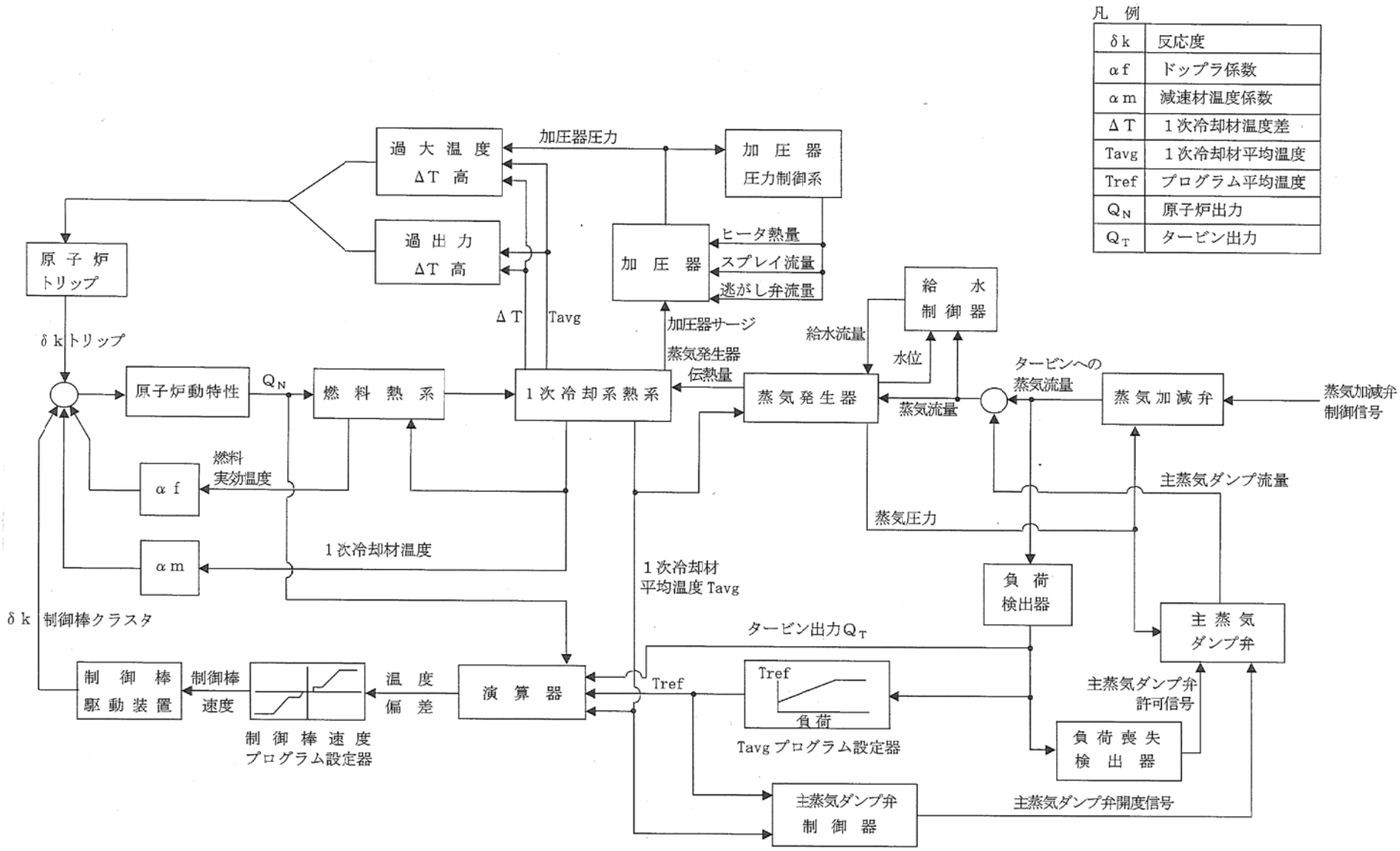
*）3.2wt%U235-10wt%Gd_2O_3燃料棒24本を含む。

**）4.1wt%濃縮ウラン相当プルトニウム含有率

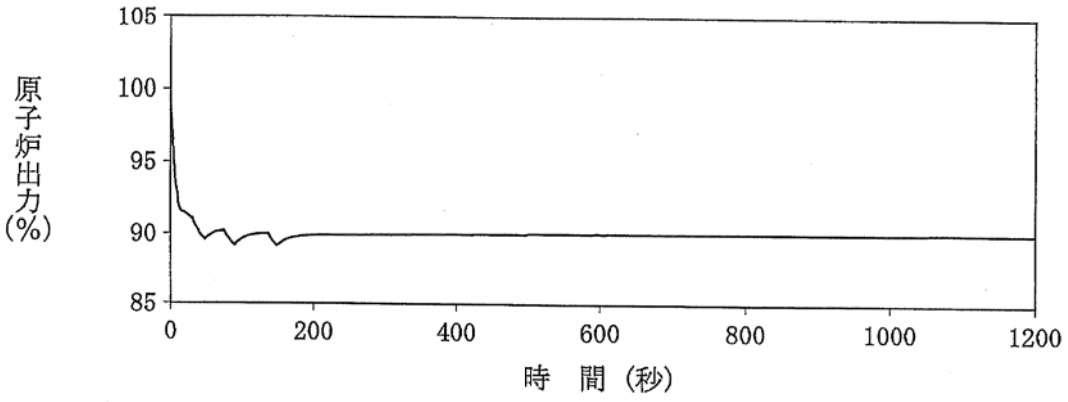
第3.3.6図　燃料集合体配置図
（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料予定外取出炉心，第Ｎ＋１サイクル）

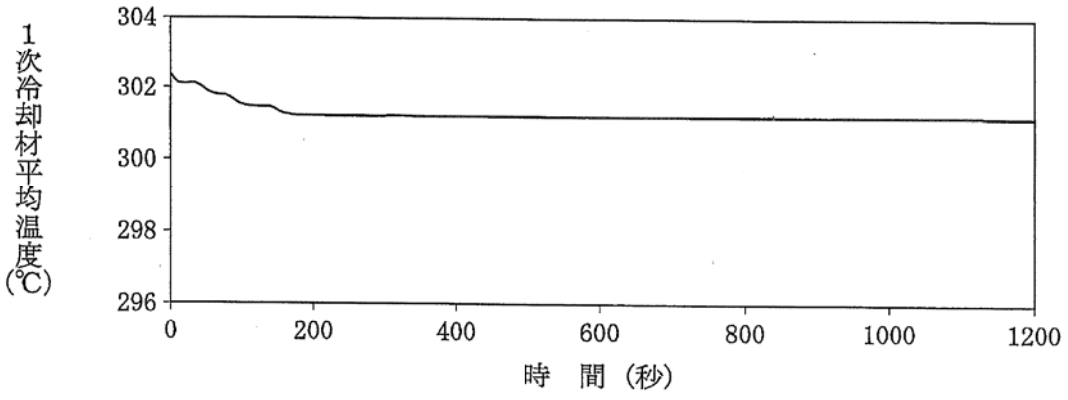


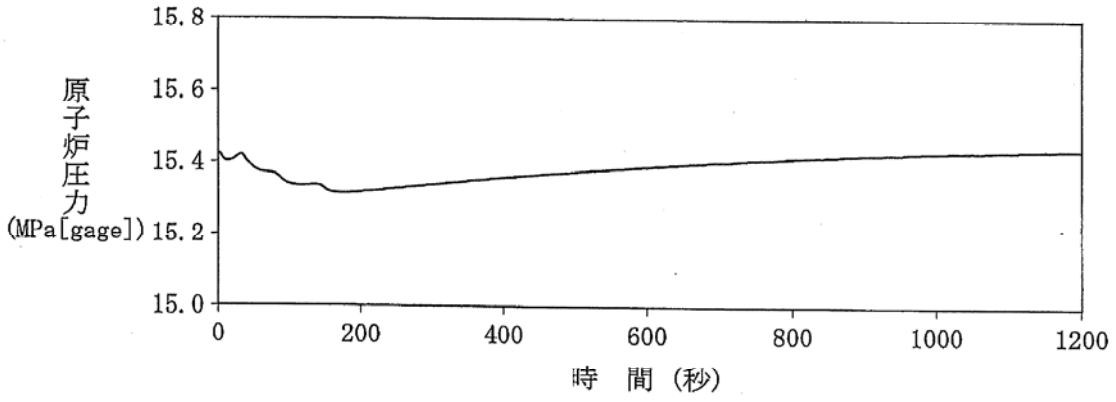
第3.3.7図　炉心高さ方向出力分布係数K(Z)



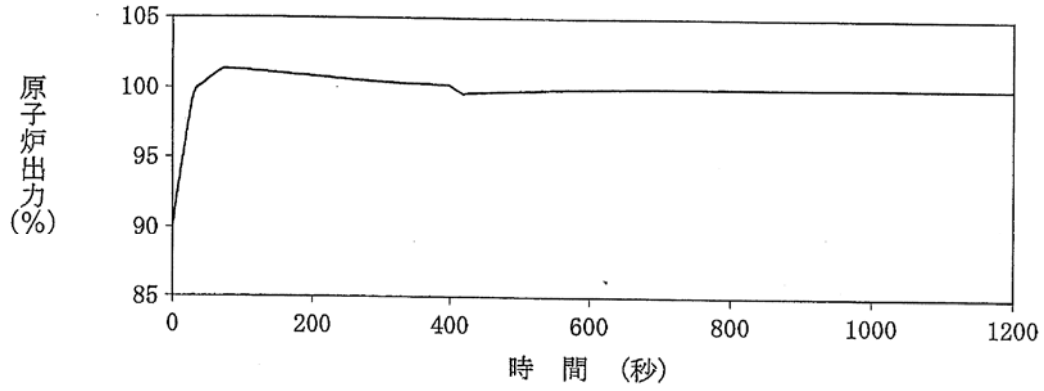
第 3.5.1 図　動特性シミュレーションモデル

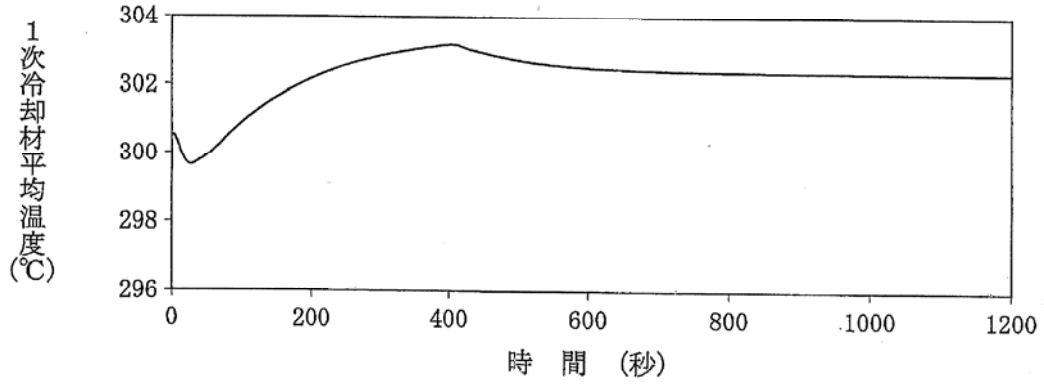


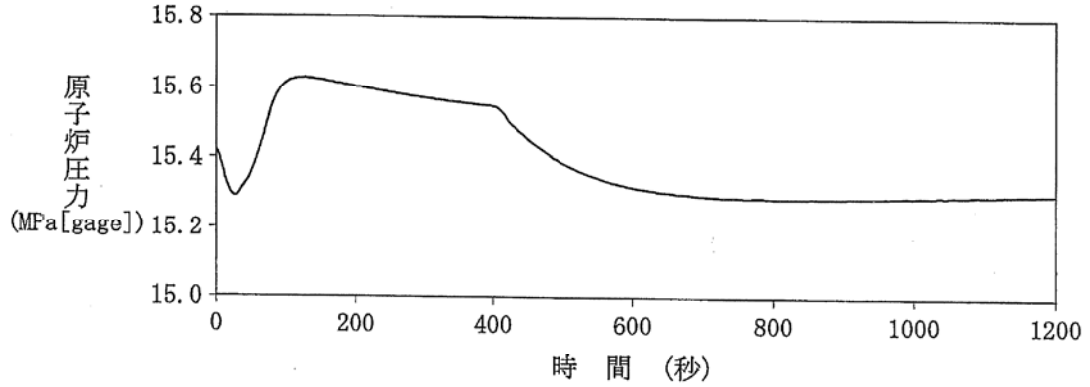




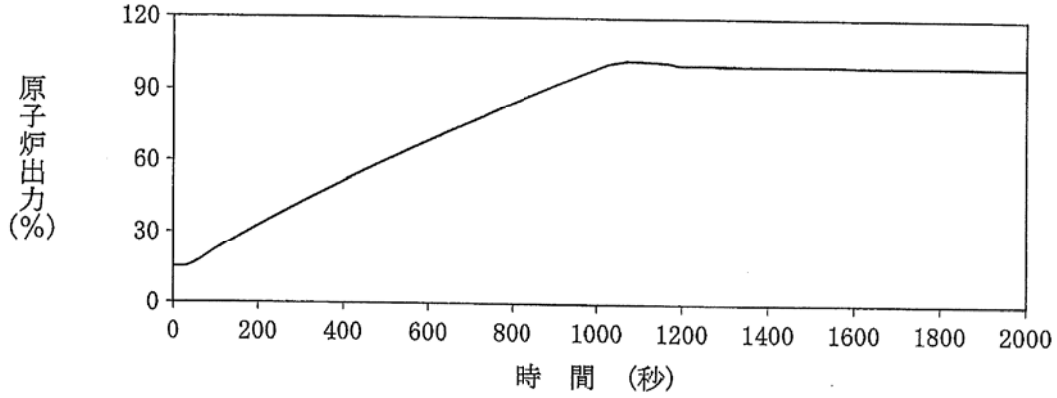
第 3.5.2 図　10%ステップ状負荷減少の場合(100%→90%)

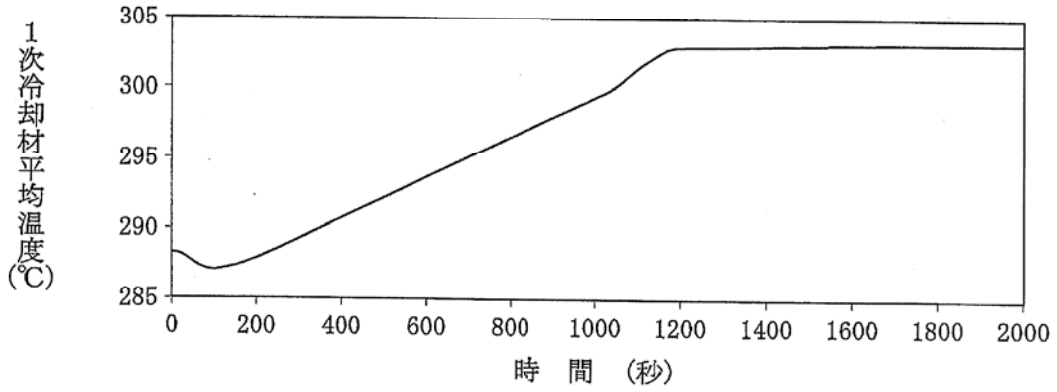


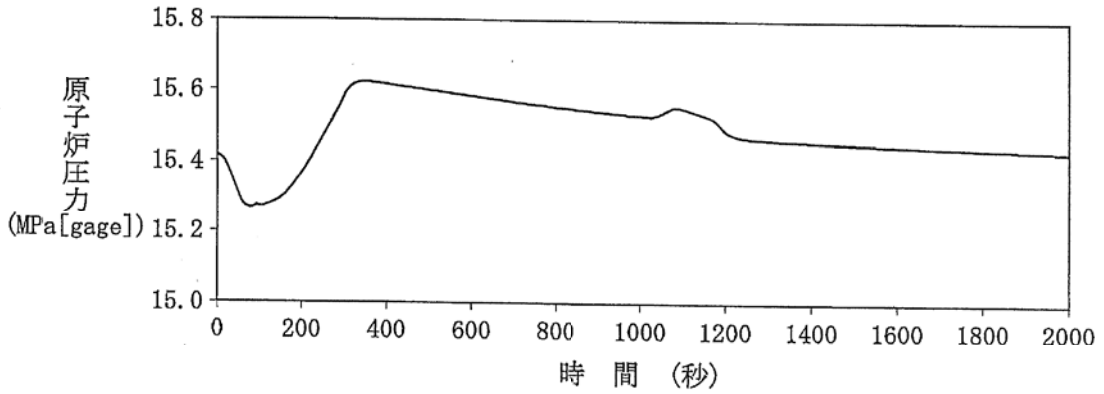




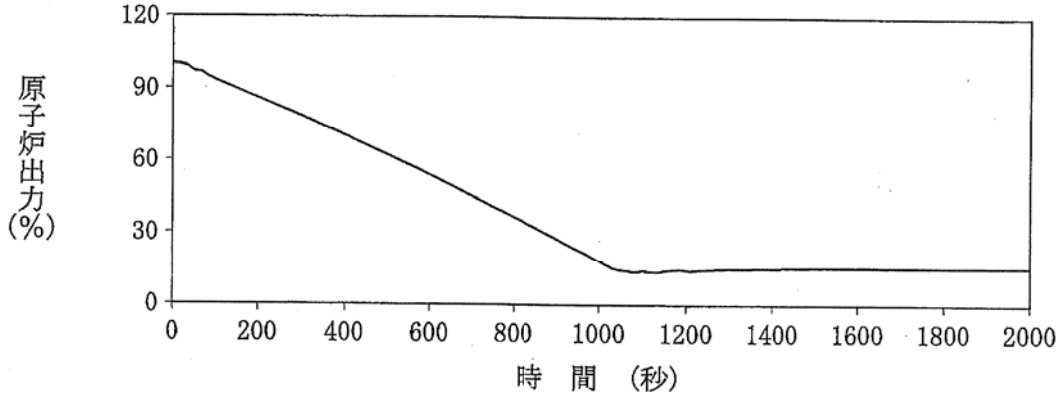
第 3.5.3 図　10%ステップ状負荷増加の場合(90%→100%)

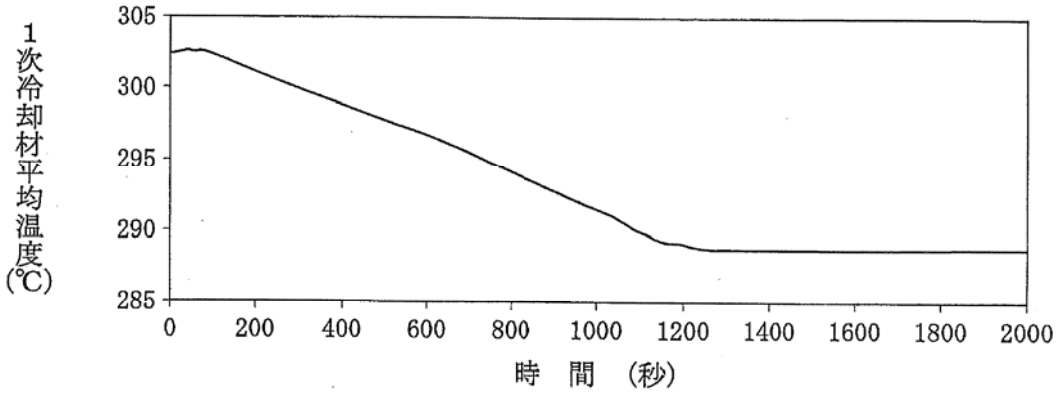


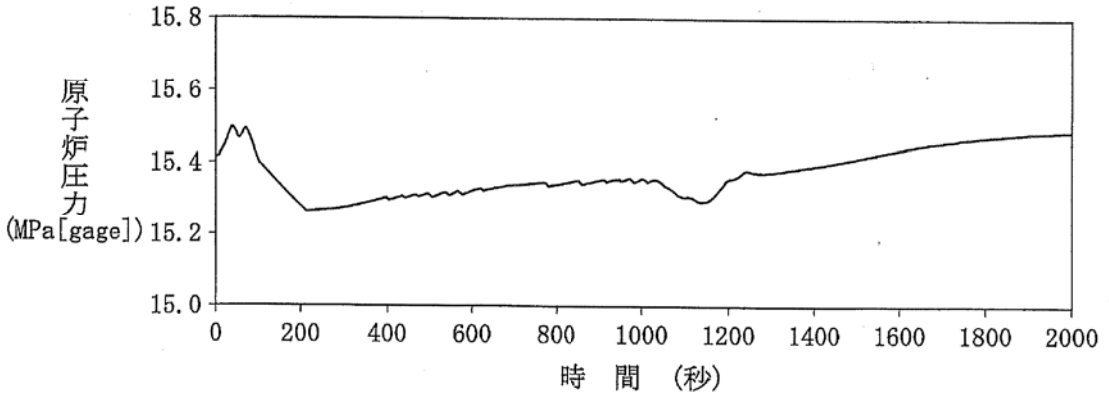




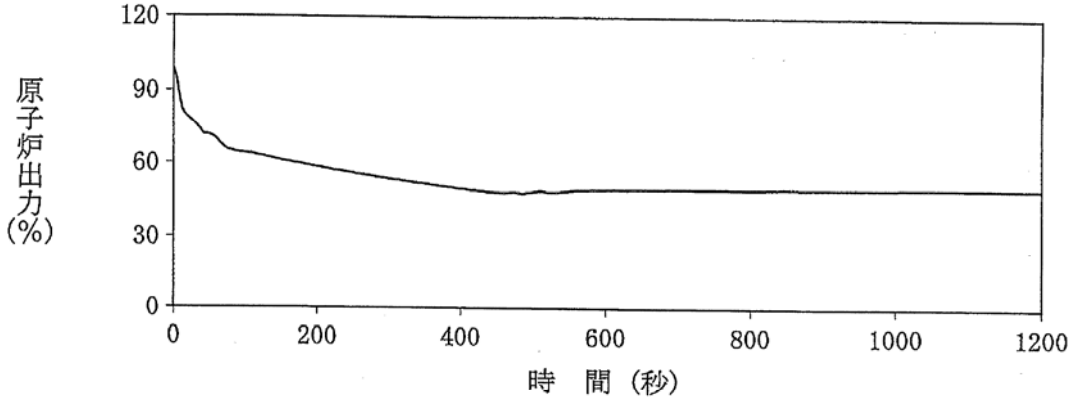
第 3.5.4 図　5%/min ランプ状負荷増加の場合(15%→100%)

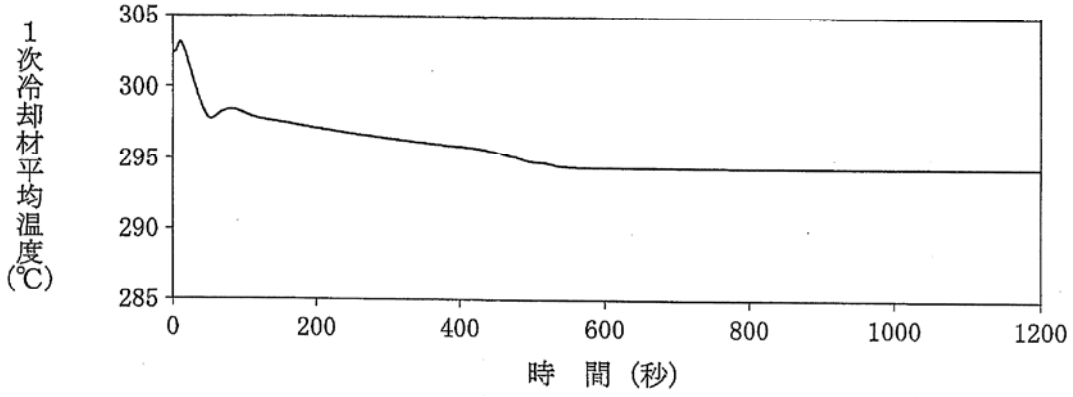


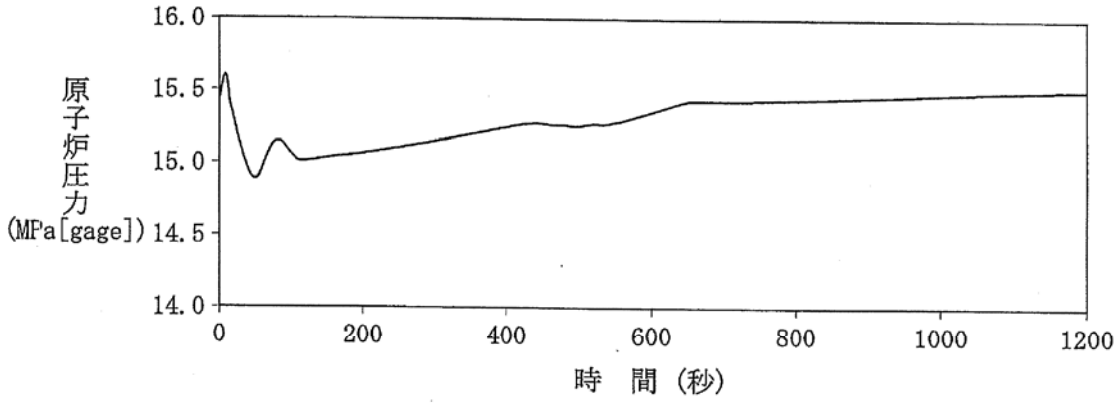




第 3.5.5 図　5%/min ランプ状負荷減少の場合(100%→15%)







第 3.5.6 図　50%ステップ状負荷減少の場合(100%→50%)

3.6　参考文献

(1)　「三菱ＰＷＲ高燃焼度化ステップ２燃料の機械設計」

MHI-NES-1021　改３

三菱重工業，平成14年

(2)　「原燃工製ＰＷＲステップ２燃料の機械設計について（伊方１，２，３号）」

NFK-8115　改１

原子燃料工業，平成14年

(3)　「燃料被覆管のクリープコラプスについて」

MAPI-1030

三菱原子力工業，昭和49年

(4)　「燃料被覆管のクリープコラプスの評価」

NFK-8026　改３

原子燃料工業，昭和56年

(5)　「原燃工製ＰＷＲステップ２燃料集合体の開発」

NFK-8114

原子燃料工業，平成14年

(6)　「原燃工製ＰＷＲステップ２燃料の改良因子について」

NFK-8116　改３

原子燃料工業，平成14年

(7)　「燃料ペレットの焼きしまりについて」

MAPI-1032

三菱原子力工業，昭和50年

(8)　「燃料ペレット焼きしまりの評価」

NFK-8010　改６

原子燃料工業，平成14年

(9)　「燃料ペレット焼きしまりによるパワースパイクについて」

MHI-NES-1002　改１

三菱重工業，平成14年

(10)　「三菱ＰＷＲの燃料設計計算コードの概要」

MAPI-1019　改１

三菱原子力工業，昭和63年

(11)　「燃料棒性能解析コード（ＦＰＡＣ）」

NFK-8011　改８

原子燃料工業，平成16年

(12)　「Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide」

J.A.Christensen, R.J.Allio and A.Biancheria,

WCAP-6065, 1965

(13)　「改良統計的熱設計手法について」

MHI-NES-1009　改１

三菱重工業，平成12年

(14)　「三菱製バーナブルポイズン（ＢＰ）集合体について」

MAPI-1073　改１

三菱重工業，平成12年

(15)　「原燃工Ｂ型バーナブルポイズンの概要」

NFK-8079　改５

原子燃料工業，平成12年

(16)　「改良統計的熱設計手法について」

NFK-8107　改１

原子燃料工業，平成12年

(17)　「ＰＷＲ燃料の使用実績」

MHI-NES-1022　改２

三菱重工業，平成16年

(18)　「原燃工Ｂ型燃料の照射実績」

NFK-8049　改12

原子燃料工業，平成16年

(19)　「ガドリニア入り燃料の核設計」

MAPI-1066　改４

三菱重工業，平成14年

(20)　「三菱ＰＷＲの新核設計手法と信頼性」

MAPI-1087　改６

三菱重工業，平成16年

(21)　「三菱ＰＷＲのＰＨＯＥＮＩＸ－Ｐ／ＡＮＣによる核設計の信頼性」

MHI-NES-1025　改１

三菱重工業，平成16年

(22)　「ＰＷＲ核設計手法と信頼性（改良ＮＵＬＩＦシステム）」

NFK-8102

原子燃料工業，平成７年

(23)　「改良ＮＵＬＩＦシステムにおけるＰＷＲ核設計手法の信頼性」

NFK-8113

原子燃料工業，平成14年

(24)　「三菱ＰＷＲにおける出力分布制御について」

MHI-NES-1027　改２

三菱重工業，平成16年

(25)　「ＰＷＲのキセノン振動制御」

原子力学会誌(Vol.19 No.1)(1977)

(26)　「Ａ型及びＢ型燃料集合体の共存する炉心特性（３ループ17×17型ステップ２燃料集合体）」

NFK-8112，改１

原子燃料工業，平成16年

(27)　「ＴＨＩＮＣ－Ⅳコードの概要」

MAPI-1044

三菱原子力工業，昭和51年

(28)　「ＰＷＲ熱水力設計手法」

NFK-8024　改６

原子燃料工業，平成14年

(29)　「三菱新ＤＮＢ相関式（ＭＩＲＣ－１）について」

MAPI-1075　改３

三菱重工業，平成12年

(30)　「ＤＮＢ相関式について」

MAPI-1029　改３

三菱重工業，平成16年

(31)　「原燃工新ＤＮＢ相関式（ＮＦＩ－１）について」

NFK-8087　改１

原子燃料工業，平成12年

(32)　「三菱ＰＷＲの過渡解析と実測の比較」

MAPI-1046　改１

三菱重工業，平成14年

(33)　「三菱ＰＷＲ高燃焼度化ステップ２炉心におけるＭＯＸ燃料機械

設計」

MHI-NES-1032　改１

三菱重工業，平成16年

(34)　「ＭＯＸ燃料の特性について」

NFK-8130

原子燃料工業，平成16年

(35)　「ＭＯＸ燃料の機械設計について（伊方３号）」

NFK-8131

原子燃料工業，平成16年

(36)　「我が国におけるＭＯＸ燃料の照射実証及び照射後試験」

原子力学会誌（Vol.39 No.2）（1997）

(37)　「ＰＷＲ向けＭＯＸ燃料のプルトニウム富化度について」

MHI-NES-1001　改１

三菱重工業，平成 10 年