

制御棒クラスタ数	48
制御棒クラスタ要素有効長さ	約3.6m
吸収材直径	約10mm
被覆厚さ	約0.5mm

3.3.3 制御棒クラスタ駆動装置

(1) 制御棒クラスタ駆動装置の構造

制御棒クラスタは、原子炉容器上部ふたに取り付ける磁気ジャック式駆動装置により駆動する。駆動装置は、第3.3.2図に示すように、圧力ハウジング、動作コイル、内部機構及び駆動軸よりなる。

原子炉容器上部ふた取り外しの際は、全動作コイルを消磁して駆動軸と駆動機構を切離し、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、駆動軸以外の全部の装置を上部ふたとともに取り外す。機構の結合は、上部ふた取り付けの際、動作コイルを励磁することにより行うことができる。

a 圧力ハウジング

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、アダプタにねじ込みシール溶接する。アダプタは、原子炉容器上部ふたのノズルに溶接取り付けし、また、圧力ハウジングには機械的シールは全くないので、1次冷却材が外部に漏えいすることはない。

b 動作コイルスタック

圧力ハウジングの外側に独立した3個のコイルよりなる動作コイルスタックを設ける。

コイルスタックの上に外部配線と連絡するターミナルを設け、取り外しを容易にする。コイルは電流制御により駆動する。

動作コイルの運転中の発生熱を除去するため、空気冷却設備を設け常時通風を行う。

c 内部機構

内部機構は、圧力ハウジング内に収容されるグリッパラッチとアマチュアよりなり、駆動軸の円周状のみぞとかみあうラッチと駆動軸周りの可動アマチュアの動作により、上下に動作する。アマチュアは外部の動作コイルで操作する。コイルは、適当な時間とシーケンスで励磁できるようにする。

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

プラント運転中、駆動軸とラッチは、2個の動作コイルの励磁で引き抜き位置に保持する。コイルへの給電は、炉のトリップ信号又は電源喪失事故のためしゃ断されると、制御棒クラスタと駆動軸の重量によりラッチが外れ、制御棒クラスタは炉心内に自重で落下する。

圧力ハウジング内の部品は常に1次冷却材中に浸され、高温高圧下でも安全に作動するよう設計する。

d 駆動軸

駆動軸には、ラッチとかみあう円周状のみぞを設け、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。

(2) 制御棒駆動装置の動作

駆動装置の動作順序は、引抜きサイクルの場合には次の段階により行う。（第3.3.3図参照）

- a サイクルは、ムーバブルグリッパコイルを消磁、ムーバブルグリッパコイルが励磁された状態から始まり、この場合、ムーバブルグリッパラッチが駆動軸をおさえる。ステーションナリグリッパコイルを消磁し、ステーションナリラッチを解放する。
- b リフトコイルを励磁して、リフト磁極とリフトアマチュア・ムーバブルグリッパ磁極の間にギャップを閉じると、ムーバブルグリッパラッチにより支えられている駆動軸がリフトアマチュアとともに1ステップ（約16mm）上昇する。
- c ムーバブルグリッパラッチに荷重をかけた状態でステーションナリグリッパコイルを励磁し、ステーションナリアマチュアを上げ、ステ

ーショナルリグリップアマチュアに連結されたステーションリグリップラッチを駆動軸のみぞの中にかみ合わせる。

ラッチは駆動軸に接触し、約1.6 mmだけ駆動軸を持ち上げる。約1.6mmの動きによって、それまでムーバブルグリップラッチにかかっていた駆動軸の荷重が、ステーションリグリップラッチに移行する。

d ムーバブルグリップコイルを消磁し、ムーバブルグリップアマチュアを自重とバネの力で落下させ、グリップラッチを駆動軸のみぞから外す。

e リフトコイルを消磁し、リフトアマチュアを元の位置まで、すなわち約16mmだけ落下させる。

f ムーバブルグリップコイルを励磁し、ムーバブルグリップラッチを駆動軸のみぞにかみ合わせる。このとき、約1.6mmの軸方向の隙間があり、駆動軸の重量はラッチに伝えられていない。

g ステーションリグリップコイルを消磁して、駆動軸の荷重をムーバブルグリップラッチに移す。同時に、ステーションリグリップラッチは、駆動軸のみぞから外れる。これによりサイクルを完了する。1サイクルで駆動軸は約16mm持ち上げられる。挿入操作の場合は、上記とほぼ逆の動作により行い、いずれの場合も、ラッチアームとみぞとのかみ合いが常に無荷重の状態で行われるので、ラッチ先端と駆動軸の摩耗は少ない。運転中、制御棒クラスタの多くは炉心から引き抜かれた位置に保つ。

このとき、ステーションリグリップコイル及びムーバブルグリップコイルを励磁して駆動軸の荷重を保持する。このコイルの電源が原子炉トリップ信号などの原因によりしゃ断された場合には、制御棒クラスタの自重によりラッチが外れ、制御棒クラスタは重力により炉心内に落下する。

制御棒クラスタ駆動装置の仕様の概要は、次のとおりである。

駆 動 方 式	通 常 時	磁気ジャック
	トリップ時	重力

駆動装置数	約48
駆動速度（最大）	約114cm/min
トリップ時間	約2秒
1ステップ移動距離	約16mm
電源の種類	交流260V

3.3.4 バーナブルポイズン

従来のバーナブルポイズン（以下A型バーナブルポイズンという。）は第3.3.4(1)図に示すようにほうけい酸ガラス管をステンレス鋼で被ふくしたものであり、これをクラスタ状に成型し燃料集合体の制御棒案内シンブルに挿入する。A型バーナブルポイズンはそ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、被ふく管の応力はA S M E S e c IIIに準じた許容応力を超えないように設計する。

設計の一部異なるバーナブルポイズン(以下B型バーナブルポイズンという。)は第3.3.4(2)図に示すようにほう素入りアルミナペレットをジルカロイ-4で被ふくしたものであり、これをクラスタ状に成型し燃料集合体の制御棒案内シンブルに挿入する。また、B型バーナブルポイズンは、寿命初期の反応度価値をA型バーナブルポイズンに一致させ、その使用期間を通じてほう素入りアルミナペレットの温度は熔融点を超えず、被ふく管の応力はジルカロイ-4の耐力以下、被ふく管の円周方向引張歪は1%以下となるように設計する。⁽¹⁾なお、B型バーナブルポイズンの設計使用期間は5 E F P Y（全出力換算年）とした。

バーナブルポイズンは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低くすることができ、したがって運転温度ではサイクル初期においても減速材温度係数が負になる。また、バーナブルポイズンの採用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、その損耗の割合は充分小さいので、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低くなり、したがって減速材温度係数

は運転温度では常に負になる。

A型及びB型バーナブルポイズンの設計仕様の概要を下記に示す。

	A型	B型
吸収材長さ	約3.6m	約3.5m
吸収材外径	約10mm	約9mm
吸収材の種類	ほうけい酸ガラス	ほう素入りアルミナペレット
被ふく材料	ステンレス鋼	ジルカロイ－4
バーナブルポイズン棒の個数		
初装荷炉心	896本	
取替炉心	896本	以下

3.3.5 参考文献

- (1) 「原燃工B型バーナブルポイズンの概要」 NFK-8079
原子燃料工業，昭和59年

3.4 炉心構造物

3.4.1 概要および機能

原子炉容器内に取り付ける炉心構造物は、第3.1.1図に示すように、上部炉心支持構造物と炉心バレル構造物の二つに大別できる。前者は制御棒クラスタ案内管、上部炉心支持板、炉心支柱、上部炉心板よりなり、その構造は第3.4.1図のとおりでおもな機能は次のとおりである。

- (1) 燃料集合体上端の位置決めおよび整列を行なう。
- (2) 引き抜かれた制御棒クラスタを横方向水流に対して保護し、たわみによつて抜け出さないようにする。
- (3) 制御棒クラスタおよび駆動軸を案内する。

炉心バレル構造物は下部炉心板、炉心支柱、下部炉心支持板、炉心バレル、炉心バツフル、熱しやへい体などよりなり、その構造は第3.4.2図のとおりでおもな機能は次のとおりである。

- (1) 炉心重量を原子炉容器フランジに伝える。
- (2) 燃料集合体下端の位置決めおよび整列を行なう。
- (3) 制御棒クラスタのスクラムによる落下の際の減速による荷重を原子炉容器フランジに伝える。
- (4) 原子炉容器および炉心内の1次冷却材の流路の案内を行なう。
- (5) 熱しやへい体により原子炉容器壁への放射線量を減少する。

3.4.2 機械的設計条件

炉心構造物の設計は応力よりむしろ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、ねじれなどの変形を生じないように保護する。応力レベルが低いので、使用中の荷重による破損の可能性はほとんどない。

小部品の破損が起こつても、他の部品の破損に発展することはなく、耐用期間中完全かつ安全にその機能を果たし、燃料取替を安全かつ迅速に行なえるよう設計する。

3.4.3 使用材料

炉心構造物は、原子炉容器内の熱的、化学的、圧力および放射線などの種々の厳しい条件下で安全にその機能を果たすよう304型ステンレス鋼を使用する。

ほう酸溶液中の使用についても材質上有害な影響は全くない。

3.5 原子炉容器

3.5.1 概要

原子炉容器は、第3.5.1図に示すように、底部が半球状のたて置円筒形で、上部ふたはフランジにＯリングを入れてボルト締めする。原子炉容器内には、炉心、炉心構造物、制御棒クラスタ、その他炉心付属部品を収容する。１次冷却材出入口ノズルは、容器のフランジと炉心上端との間に設け、炉心位置以下の高さには大口径ノズルは設けない。

原子炉容器は、日本の法規を満足するように設計、製作及び検査を行う。高速中性子束照射を受ける容器の炉心高さ部分は、不連続点又は応力集中を生じるような形状のない平滑な円筒形とする。容器の材料は低合金鋼で、内面の１次冷却材と接触する部分はステンレス鋼で肉盛りし、腐食を防止する。

容器上部ふたは本体にボルト締めで取り付け、燃料取替え及び保守のとき取り外し可能とする。上部ふたには制御棒クラスタ用ノズルを設け、アダプタにより正確に位置決めした後、制御棒クラスタ駆動装置の圧力ハウジングを溶接により取り付けする。

上部ふたのシールは、フランジ当たり面に同心円状に二重に設けたみぞにニッケル・クロム・鉄合金製Ｏリングを取り付けて行う。

Ｏリングは、その内側に設ける小孔により容器の内圧をリング内面に受け、おのずから接触面圧を増す構造とする。シール部の漏えいは、胴側フランジの２本のリングの間に設けるタップ孔から温度指示装置へ配管し、漏えいする高温水による高温度警報によって検出する。起動中の低温度時には、この系に設ける弁により漏えい監視する。

原子炉容器は、１次冷却材ノズル部に溶接取り付けする鋼製支持パッドで支持する。支持パッドは鋼板製リングガーダ上に取り付けるベースプレート上に置き、リングガーダは原子炉容器周囲のコンクリート壁の棚状の部分で支持する。

温度変化による容器の膨張収縮は、ベースプレートと支持パッド間の滑りにより吸収し、地震時の横荷重はベースプレート上のサイドストップによって支え、容器の中心位置を常に確保するようにする。

原子炉容器外面はすべて保温材でおおい、水滴防止式でほう酸溶液の酸性に耐える保温材を選択する。

3.5.2 使用材料

原子炉容器には、原子力発電用マンガン－モリブデン－ニッケル鋼圧延材相当品を用いる。これらの鋼材は、すぐれた抗張力及び必要な寸法のものが容易に得られるので採用する。さらに、機械的性質及び高速中性子照射効果について比較的豊富な実績が得られていることも理由の一つである。この鋼材は溶接性も良く、多数の原子炉容器に用いられている。

容器内面は、すべてコバルト量0.2%以下の304型ステンレス鋼で溶接肉盛りする。この材料は溶接性がすぐれ、水質管理を行う1次冷却材中では重大な腐食を生じるおそれはない。塩化物などステンレス鋼に有害な化合物による1次冷却材の汚染は、運転中の化学管理によって避けるようにする。製作中もステンレス鋼肉盛りの汚染防止に注意し、水圧試験に使用する水の水質についても厳重に管理する。

制御棒クラスタ用管台には、機械的性質及び耐食性にすぐれ、熱膨張係数が原子炉容器材とほぼ等しいニッケル・クロム・鉄合金を用いる。

シール用Ｏリングには、耐食性、機械的性質及び加工の容易さからニッケル・クロム・鉄合金を用い、Ｏリングには銀メッキを施こし、軟らかい接触面によりシール効果を良くする。

ボルトには、機械的強度及び衝撃強さのすぐれたボルト用低合金鋼を用いる。

原子炉容器の設計仕様の概要は、次のとおりである。

型	式	たて置円筒形上下半球鏡容器
設 計 圧 力		17.16MPa [gage]
設 計 温 度		343℃
全	高	約12m
胴	内 径	約4.0m
材	質	

本体、上部ふた	低合金鋼 (JIS G3120相当品及びJIS G3204相当品)
肉盛り スタッドボルト	ステンレス鋼 低合金鋼
推定中性子照射量 ($E > 1 \text{ MeV}$)	原子炉容器内面から1/4板厚の位置において 約 $5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ (40定格負荷相当年時点)
NDT温度初期(計画値)	-12℃以下
加熱・冷却率	55℃/h以下

3.5.3 設計条件

原子炉容器は定常負荷及び設計過渡運転状態における温度及び圧力変化に耐えるよう設計する。応力解析は、内圧、内部荷重、外部荷重、定常温度、温度変化の効果及び疲労荷重を考慮して行う。

原子炉容器材料については、高速中性子照射によるぜい化を監視するため、カプセルに収容した試験片を熱遮へい体と原子炉容器の間に挿入し、計画的に取り出して破壊試験が実施できる設計とする。

3.5.4 放射線損傷の考慮

原子炉容器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時においてぜい性的挙動を示さず、かつ急速な伝播型破断を生じないように材料選定、設計、製作及び運転に留意する。

3.6 核設計

3.6.1 概要

原子炉は、低濃縮二酸化ウラン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／ウラン体積比は約 3.4～約 3.6 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変化をほう素濃度調整により制御するため、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 14.3mm のピッチで 15×15 の正方格子をなすように配列しており、そのうち 21 本は燃料棒が入らない水路等となるが、ピッチが小さいため局所的な出力ピーキングは大きくならない。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のうち、径方向振動は収束性であり、軸方向振動も炉心寿命中の大部分において収束性である。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。

3.6.2 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、濃縮度、ガドリニア濃度等を考慮した上で、以下の方針に基づき具体的設計を行う。

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 $0.0177 \Delta k/k$ 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 $0.010 \Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を確保できる設計とする。

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、高温全出力時で $0.0015 \Delta k/k$ 以下、高温零出力時サイクル初期で $0.0075 \Delta k/k$ 以下、サイクル末期で $0.010 \Delta k/k$ 以下となる設計とする。また、最大反応度添加率は 2 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、 $86 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$ 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 $2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ 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D N B Rの制限を満足するため、通常運転時の熱水路係数を3.6.5.3の(2)に記載する条件を満たす設計とする。

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、55,000MWd/t 以下となる設計とする。ただし、第1～第15領域燃料については、燃料集合体の最高燃焼度は39,000 MWd/t 以下、第16～第31領域燃料については、48,000 MWd/t 以下となる設計とする。

3.6.3 解析方法^{(1) (2) (3) (4) (5)}

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、炉心寿命等を求める。

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、詳細出力分布再構成法又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。

3.6.4 核設計値及び炉心内の配置

3.6.2 の設計方針を満足させる核設計値を、第 3.6.1.1 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 3.6.1 図及び第 3.6.5 図に示す。

3.6.5 核設計の内容

3.6.5.1 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2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反応度制御能力を第 3.6.1.1 表に示し、バーナブルポイズンの初装荷炉心内配置を第 3.6.3 図に示す。

(1) 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られており、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 3.6.1 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小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タービンバイパス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の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、3.6.2 に述べた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 3.6.3 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る。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。

代表的なケースとして、平衡炉心及び予定外取出しのある炉心における所要制御反応度及び制御棒クラスタの反応度は第 3.6.1.2 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 114cm/min であり、2 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 $86 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$ 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、 $2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ 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、高温全出力時で $0.0015 \Delta k/k$ を、高温零出力時サイクル初期で $0.0075 \Delta k/k$ 、サイクル末期で $0.010 \Delta k/k$ を十分下回っている。

(2) 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 $0.010 \Delta k/k$ 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／高圧注入ポンプ 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 8ppm/min 以下であり、正の反応度添加率は $0.8 \times 10^{-3} (\Delta k/k)/\text{min}$ 以下である。一方、ほう酸ポンプ 1 台及び充てん／高圧注入ポンプ 1 台使用時のほう素添加速度は、約 16 ppm/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、 $1.1 \times 10^{-3} (\Delta k/k)/\text{min}$ 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、2,600ppm 以上であり、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臨界未満にできる。

3.6.5.2 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 3.6.1.1 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及び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。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 2 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。

3.6.5.3 出力分布^{(6) (7) (8) (9)}

(1) 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 ($F_{\Delta H}^N$)

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_{XY}^N ）である。

b. 核的熱流束熱水路係数 (F_Q^N)

核的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、以下の因子からなっている。

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

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。

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

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、濃縮度、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 1.03 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。

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

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

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、ペレット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。

$$F_Q = \text{Max}\{F_Q(Z) \times s(Z)\}_Z$$

(2) 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。

$$F_{\Delta H}^N \leq 1.60\{1+0.3(1-P)\}$$

$$F_Q(Z) \leq 2.25 \times K(Z) / P \quad (P > 0.5)$$

(燃料ペレット焼きしまり効果を含まない)

$$F_Q(Z) \leq 4.50 \times K(Z) \quad (P \leq 0.5)$$

(燃料ペレット焼きしまり効果を含まない)

ここで、

P : 相対出力

$K(Z)$: 第 3.6.4 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 3.6.2 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、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. 出力分布の状態を示すパラメータとして、アキシシャルオフセットがある。アキシシャルオフセットは、炉外中性子束検出器の上部信号 (ϕ_t) 及び下部信号 (ϕ_b) を用いて次のように定義する。

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

通常運転時は、アキシ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、アキシシャルオフセットを定められた範囲内に抑える。

種々の出力分布におけるアキシ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。

(3) 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D N B R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。

3.6.5.4 安定性^{(9) (10)}

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、アキシヤ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って容易に抑制可能である。もし、アキシヤ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。

3.6.5.5 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、比較的燃焼の進んだ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。⁽¹¹⁾

(1) 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濃縮度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等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代表的なケースである平衡炉心で約 44 体であり、その際の取出し燃料の平均燃焼度は、約 49,000MWd/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。

(2) 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平衡炉心及び予定外取出しのある炉心の 2 ケース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 3.6.1.3 表に、燃料集合体配置図を第 3.6.5 図及び第 3.6.6 図に示す。

各ケースの炉心の安全性確認項目の評価結果は第 3.6.1.4 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。

3.6.6 参考文献

(1) 「ガドリニア入り燃料の核設計」

MAPI-1066 改 6

- 三菱重工業、平成 17 年
- (2) 「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
- (3) 「三菱 PWR の P H O E N I X - P / A N C による核設計
の信頼性」
MHI-NES-1025 改 2
三菱重工業、平成 18 年
- (4) 「PWR 核設計手法と信頼性（改良 N U L I F システム）」
NFK-8102
原子燃料工業、平成 7 年
- (5) 「改良 N U L I F システムにおける PWR 核設計手法の
信頼性」
NFK-8113 改 3
原子燃料工業、平成 18 年
- (6) 「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
- (7) 「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
- (8) 「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
- (9) 「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
- (10) 「PWR のキセノン振動制御」
原子力学会誌、Vol.19 No.1(1977)
- (11) 「A 型及び B 型燃料集合体の共存する炉心特性（3 ループ

15×15型ステップ2燃料集合体) 」

NFK-8128

原子燃料工業、平成 15 年

3.7 熱水力設計

3.7.1 概要

炉心の熱水力設計は、3.6 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。

定格出力時の炉心熱出力約 2,432MW は、157 体の燃料集合体による実効熱伝達面積約 3,926m² と炉心の平均熱流束約 603kW/m² 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 45.2×10⁶kg/h、圧力約 15.4MPa[gage]、原子炉容器入口温度約 289℃、原子炉容器出口温度約 323℃である。

3.7.2 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、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウラン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 2,350℃とし、この間は燃焼に伴って低下するものとする。ただし、第 1～第 31 領域の二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では 2,600℃、燃焼に伴う溶融点の低下を考慮して燃焼度 62,000MWd/t では 2,400℃とする。なお、3.7 における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

また、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 2,480℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約 10,000MWd/t で 2,440℃とする。ただし、第 14～第 31 領域のガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では 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。なお、3.7 における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。このため、定格出力時に次の条件を満足する設計とする。

- | | |
|----------------|----------|
| (1) 最小 DNB R | 2.03 |
| (2) 燃料棒最大線出力密度 | 47.6kW/m |

3.7.3 解析方法

3.7.3.1 炉心の熱水力解析^{(1) (2)}

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。

(1) 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、圧力損失、温度、ボイド率、燃料集合体間のエネルギーの収支及び流量の収支を求める。

(2) 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、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ー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、(1)と同様の熱水力特性諸量を求める。

(3) 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、(2)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。

DNB R 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、D N B 熱流束は冷却材の条件に応じて、3.7.5.1 に述べる相関式に基づいて計算する。

3.7.3.2 燃料温度解析^{(3) (4)}

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又はガドリニア入り二酸化ウランの熱伝導率、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、実験値と良い一致が得られている。

なお、燃料温度の解析においては、濃縮度、ガドリニア濃度等を考慮する。

3.7.4 熱水力設計値

3.7.2 に示す設計方針を満足する炉心の熱水力設計値は第 3.7.1 表のとおりである。

3.7.5 熱水力設計の内容

3.7.5.1 D N B R ^{(1) (2) (5) (6) (7) (8) (9) (10) (11)}

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D N B R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。

D N B R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、D N B 熱流束は冷却材条件に応じてD N B 相関式により求める。D N B 熱流束の値に影響を与える冷却材条件は、3.7.3.1 に述べた炉心の熱水力解析による結果を使用する。

本評価には、D N B 相関式として「M I R C - 1 相関式」又は「N F I - 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。

「M I R C - 1 相関式」及び「N F I - 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、T H I N C - IVコード又は改良C O B R A - 3 Cコードによるサブチャンネル解析により求められる。

「M I R C - 1 相関式」又は「N F I - 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。

$$DNBR_{SL} = DNBR_{DL} / F_{DNBRZ}^M$$

$$1.0 = DNBR_{DL} \times F_{DNBRZ}^U$$

ここで、

DNBR_{SL} : 最小DNBRの許容限界値

DNBR_{DL} : DNBR設計限界値

F_{DNBRZ}^M : DNBペナルティのための余裕

F_{DNBRZ}^U : 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。

(1) DNBR 相関式の不確定性

平均値を 1.0 とし、DNBR 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。

(2) 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。

(a) 原子炉容器上部ふた部へ向かう流れ

(b) 制御棒案内シンブルを通る流れ

(c) 原子炉容器と炉心槽の間隙を経て 1 次冷却材出口ノズルに至る流れ

(d) 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 ($F_{\Delta H}^N$)

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、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。D N B 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 ($F_{\Delta H}^N$) 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り扱う。

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： $\{1+0.3(1-P)\}$ (P ：相対出力) を乗じたものを用いる。出力の低下に伴って $F_{\Delta H}^N$ 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、密度及び濃縮度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。

模擬燃料集合体を用いた TDC 実験を行い、TDC の平均値として約 0.042 以上の値を得たが、設計には十分な余裕を見込んで 0.034 を使用する。

(3) 最小 DNB R 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 DNB R 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 DNB R の許容限界値 ($DNBR_{SL}$) を設定する。

本原子炉における最小 DNB R 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 DNB R 最確値、すなわち DNB R 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 ペナルティを見込んだ余裕 (F_{DNBRZ}^M) を考慮して 1.35 とする。

以上に述べた最小 DNB R の許容限界値に対し、定格出力時の最小 DNB R を求めると第 3.7.1 表に示すように 2.03 である。

3.7.5.2 燃料温度^{(3) (4) (5) (12)}

燃料温度の解析は、3.7.3.2 で述べたように半径方向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。

(1) 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。

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。

(2) 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。

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

ここで、

$K(T)$: 均一的な密度分布を持つ二酸化ウラン熱伝導率
(W/(m・℃))

q' : 線出力密度 (W/m)

T_s : ペレット表面温度 (℃)

T_c : ペレット中心温度 (℃)

(3) ギャップコンダクタンス

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。

(4) 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 ($\text{W}/(\text{m}^2 \cdot ^\circ\text{C})$)
- De : 水力的等価直径 (m)
- K : 流体の熱伝導率 ($\text{W}/(\text{m} \cdot ^\circ\text{C})$)
- 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。

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

ここで、

- ΔT_{sat} : $T_w - T_{\text{sat}}$ ($^\circ\text{C}$)
- P : 原子炉圧力 (MPa)
- q'' : 局所熱流束 (W/m^2)
- T_w : 被覆管表面温度 ($^\circ\text{C}$)
- T_{sat} : 飽和温度 ($^\circ\text{C}$)
- 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 $^\circ\text{C}$ となるが、定格出力運転時の最大線出力密度 47.6kW/m 時の燃料中心最高温度は約 1,970 $^\circ\text{C}$ 、3.7.6 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 $^\circ\text{C}$ であり、制限値を十分下回っている。

また、ペレット初期密度約 97%理論密度の場合は、燃料寿命初期 0MWd/t において、燃料中心温度が最高となり、この場合の制限値は 2,580 $^\circ\text{C}$ となるが、定格出力時の最大線出力密度 47.6kW/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、それぞれ約 1,920℃及び約 2,220℃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、ペレット初期密度約 96%理論密度、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 36.9kW/m 時の燃料中心最高温度は約 1,790℃、3.7.6 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 2,010℃であり、制限値を十分下回っている。

なお、ペレット初期密度約 95%理論密度、ガドリニア濃度約 6wt% の場合は、燃焼度約 10,000MWd/t において、燃料中心温度が最高となり、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 36.9kW/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 44.3kW/m に対する燃料中心最高温度は、それぞれ約 1,700℃及び約 1,930℃であり、制限値を十分下回っている。

3.7.6 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、3.7.5.1 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 ΔT 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、3.7.2 に示す D N B R 設計方針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及びガドリニア入り二酸化ウラン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、3.7.2 に示す燃料温度設計方針は十分に満足される。

3.7.7 参考文献

(1) 「THINC-IVコードの概要」

MAPI-1044

三菱原子力工業、昭和 51 年

(2) 「PWR 熱水力設計手法」

NFK-8024 改 6

原子燃料工業、平成 14 年

(3) 「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

(4) 「燃料棒性能解析コード (FPAC)」

NFK-8011 改 11

原子燃料工業、平成 21 年

(5) 「三菱 PWR 高燃焼度化ステップ 2 燃料の機械設計」

MNF-1001

三菱原子燃料、平成 21 年

(6) 「原燃工製 PWR ステップ 2 燃料集合体の開発」

NFK-8114 改 2

原子燃料工業、平成 15 年

- (7) 「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

- (8) 「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

- (9) 「三菱新 DNB 相関式 (M I R C - 1) について」

MAPI-1075 改 4

三菱重工業、平成 18 年

- (10) 「原燃工新 DNB 相関式 (N F I - 1) について」

NFK-8087 改 2

原子燃料工業、平成 19 年

- (11) 「A 型及び B 型燃料集合体の共存する炉心特性 (3 ループ
1 5 × 1 5 型ステップ 2 燃料集合体)」

NFK-8128

原子燃料工業、平成 15 年

- (12) 「原燃工製 PWR ステップ 2 燃料の機械設計について
(1 5 × 1 5 型・3 ループ炉)」

NFK-8127 改 2

原子燃料工業、平成 21 年

3.8 動特性⁽¹⁾

3.8.1 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。

3.8.2 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限値内に収まり、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. $\pm 10\%$ 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. 急激な負荷減少

(タービンバイパス (約 40% 容量) 制御系併用)

3.8.3 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。なお、解析は代表的なケースとして 3.6 で述べた平衡炉心を対象とする。

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、タービンバイパス制御系、加圧器圧力制御系、給水制御系等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。

これらは国内の加圧水型原子炉プラント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 3.8.1 図に示す。

3.8.4 過渡応答

(1) $\pm 10\%$ ステップ状負荷変化

第 3.8.2 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 3.8.3 図は 90% 定格負荷状態から 10% ステップ状負荷増加時の応答を示す。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、3.8.2 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) $\pm 5\%/min$ のランプ状負荷変化

第 3.8.4 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 3.8.5 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 3.8.4 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、3.8.2 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、タービンバイパス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 3.8.6 図は、タービンバイパス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るとともに、定格主蒸気流量の約 40%の設計容量を持つタービンバイパス制御系が自動的に作動する。タービンバイパス制御系は 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、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。

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、3.8.2 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。

3.8.5 参考文献

(1) 「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

第3.1.1表 原子炉及び炉心の主要仕様

炉心熱出力	約2,432MW
1次冷却材全流量	約 45.2×10^6 kg/h
原子炉容器入口1次冷却材温度	約289℃
原子炉容器出口1次冷却材温度	約323℃
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73t
冷却回路数	3

第3.2.1表 燃料の主要仕様

(1) ペレット

材 料		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2.7wt%
	第3領域	約3.4wt%
取 替 燃 料		約4.6wt%以下 ガドリニア入り燃料については、濃縮度約3.0wt%以下、ガドリニア濃度約10wt%以下
ただし、	第4～第6領域	約3.3wt%
	第7～第11領域	約2.8wt%
	第12～第15領域	約3.4wt%
		第14～第15領域燃料のうちガドリニア入り燃料については、濃縮度約1.9wt%、ガドリニア濃度約6wt%
	第16～第31領域	約4.0wt%～約3.4wt% ガドリニア入り燃料については、濃縮度約2.5wt%～約1.9wt%、ガドリニア濃度約6wt%
初期密度		理論密度の約97% ガドリニア入り燃料については、理論密度の約96%
ただし、	第1～第31領域	理論密度の約95%
ペレット直径		約9.29mm又は約9.21mm
ペレット長さ		約12.6mm、約11.2mm又は約10.0mm
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1,970℃
	約1,790℃（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2,010℃（ガドリニア入り燃料）
(2) 被 覆 管	
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%、 Nb：0.8～1.2wt%、 Zr：残り）
ただし、 第1～第31領域	ジルカロイ－4

外 径	約10.72mm
厚 さ	約0.62mm又は約0.66mm
被覆管－ペレット間隙（直径）	約0.19mm
表面最高温度	
定格出力時	約350℃
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	15×15
集合体当たり燃料棒本数	204
全燃料棒本数	32,028
燃料棒全長（端栓とも）	約3.9m
燃料棒ピッチ	約14.3mm
集合体全長	約4.1m
集合体断面寸法	約214mm×約214mm
支持格子材料	ニッケル・クロム・鉄合金
集合体当たり支持格子数	7
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本数	20
制御棒案内シンブル	
外 径 { 上 部	約13.9mm
{ 下 部	約12.4mm（ダッシュポット部）
厚 さ { 上 部	約0.43mm
{ 下 部	約0.43mm（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本数	1
---------------------	---

炉内計装用案内シンプル

外 径	約13.9mm
厚 さ	約0.43mm

燃 焼 度

取替燃料集合体平均	約49,000MWd/t (3.6で述べる平衡炉心)
-----------	-------------------------------

燃料集合体最高	55,000MWd/t
---------	-------------

ただし、 第1～第15領域	39,000MWd/t
第16～第31領域	48,000MWd/t

第3.6.1.1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～約3.6
燃料集合体数		157
燃料集合体中の燃料棒配列		15×15
燃料集合体中の燃料棒本数		204
濃 縮 度		
初装荷燃料	第1領域	約2.0wt%
	第2領域	約2.7wt%
	第3領域	約3.4wt%
取 替 燃 料		約4.6wt%以下
		ガドリニア入り燃料については、濃縮度約3.0wt%以下、ガドリニア濃度約10wt%以下
ただし、	第4～第6領域	約3.3wt%
	第7～第11領域	約2.8wt%
	第12～第15領域	約3.4wt%
		第14～第15領域燃料のうちガドリニア入り燃料については、濃縮度約1.9wt%、ガドリニア濃度約6wt%
	第16～第31領域	約4.0wt%～約3.4wt%
		ガドリニア入り燃料については、濃縮度約2.5wt%～約1.9wt%、ガドリニア濃度約6wt%
平均燃焼度		
取替燃料集合体（平衡炉心）		約49,000MWd/t

(2) 熱水路係数（定格出力時）

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

(3) 線出力密度

定格出力時平均	約20.3kW/m
定格出力時最大	45.7kW/m (燃料ペレット焼きしまり効果を含まない) 35.4kW/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（取替炉心サイクル初期）

燃料取替停止（全制御棒クラスタ挿入）	0.95（約1,800ppm）
低 温 停 止（全制御棒クラスタ引き抜き）	0.99（約1,900ppm）
高 温 停 止（全制御棒クラスタ引き抜き）	0.98（約2,100ppm）
高 温 全 出 力（全制御棒クラスタ引き抜き）	1.00（約1,600ppm）
高 温 全 出 力（全制御棒クラスタ引き抜き、 キセノン、サマリウム平衡）	1.00（約1,200ppm）

(5) 反応度制御能力（取替炉心）

制御棒クラスタ (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)	約0.05 Δ k/k
ほう素濃度調整	0.17 Δ k/k以上 (約2,600ppm)
バーナブルポイズン（サイクル初期）	約0.08 Δ k/k以下

(6) 反応度係数

減速材温度係数	$(+0.5 \sim -8.1) \times 10^{-4}$	(Δ k/k)/°C
ドップラ係数	$(-1.7 \sim -4.8) \times 10^{-5}$	(Δ k/k)/°C

ボ イ ド 係 数	$(+0.5 \sim -2.5) \times 10^{-3}$	$(\Delta k/k)/\%$ ボイド
圧 力 係 数	$(+7.9 \sim -0.4) \times 10^{-4}$	$(\Delta k/k)/\text{MPa}$
減速材密度係数	$(+0.37 \sim 0)$	$(\Delta k/k)/(\text{g/cm}^3)$

(減速材温度係数は、高温出力運転状態では負である)

(7) 実効遅発中性子割合及び即発中性子寿命

実効遅発中性子割合	$0.75 \sim 0.44$	(%)
即発中性子寿命	$20 \sim 10$	($\mu \text{ sec}$)

第3.6.1.2表 反応度停止余裕

	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2.92% $\Delta k/k$	約2.88% $\Delta k/k$
出力欠損	約2.87% $\Delta k/k$	約2.83% $\Delta k/k$
ボイド減少	約0.05% $\Delta k/k$	約0.05% $\Delta k/k$
2. 制御棒クラスタの反応度 ^(注)	約5.13% $\Delta k/k$	約5.00% $\Delta k/k$
3. 反応度停止余裕	約2.21% $\Delta k/k$	約2.12% $\Delta k/k$

(注) 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3.6.1.3表 炉心の主要パラメータ

サイクル 領 域			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	(M-3)A 4.6wt% (Gd入り*)	8	
		(M-3)B 4.6wt%	17	
	第(M-2)領域	(M-2)A 4.6wt% (Gd入り*)	16	8
		(M-2)B 4.6wt%	28	17
	第(M-1)領域	(M-1)A 4.6wt% (Gd入り*)	16	16
		(M-1)B 4.6wt%	28	28
	第 M 領域	MA 4.6wt% (Gd入り*)	16	16
		MB 4.6wt%	28	20
	第(M+1)領域	(M+1)A 4.6wt% (Gd入り*)		16
		(M+1)B 4.6wt%		36
サイクル燃焼度 (MWd/t)			13,800	13,800
バーナブルポイズン棒本数			0	0
サイクル初期 臨界ほう素濃度(ppm)			1,550	1,520
取出し燃料集合体の 平均燃焼度 (MWd/t)			49,000	48,900

* 3.0wt%²³⁵U-10wt%Gd₂O₃燃料棒20本を含む。

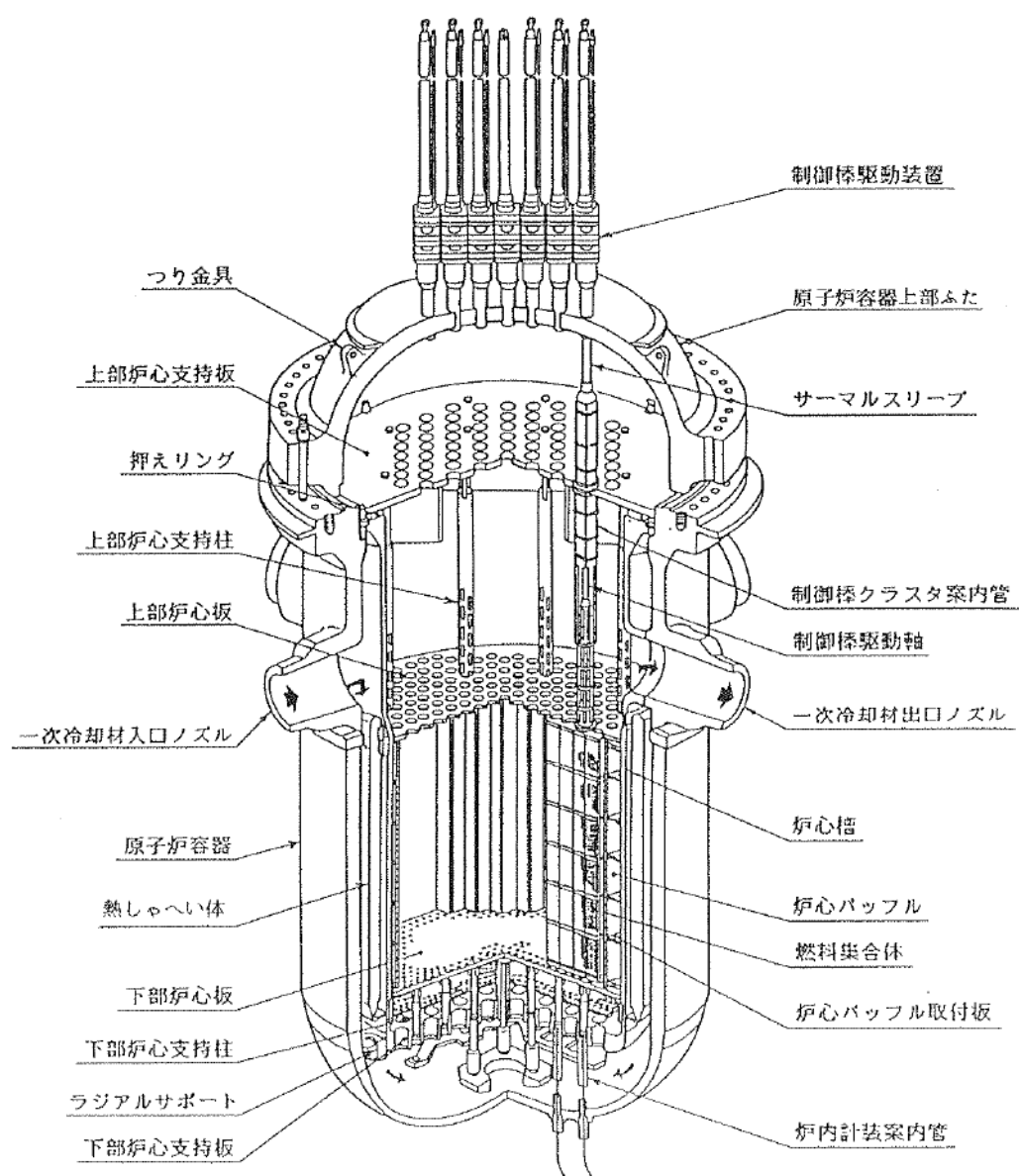
第3.6.1.4表 炉心の安全性確認項目

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 (サイクル末期)			%Δk/k	≧ 1.77	2.21	2.12
最大線出力密度 ^(注)			kW/m	≦ 45.7	41.8	40.2
燃料集合体最高燃焼 度			MWd/t	≦ 55,000	54,400	54,000
F _{XY} ^N			—	≦ 1.48	1.46	1.42
減速材温度係数 (∂ ρ / ∂ T _m)			×10 ⁻⁵ (Δk/k)/℃	-81 ~ +5	-64 ~ -3.0	-64 ~ -3.8
ドップラ係数 (∂ ρ / ∂ T _f)			×10 ⁻⁵ (Δk/k)/℃	-4.8 ~ -1.7	-3.2 ~ -2.3	-3.2 ~ -2.3
制御棒 落下時	落下制御棒価値		%Δk/k	≦ 0.25	0.17	0.17
	F _{ΔH} ^N		—	≦ 1.80	1.71	1.68
制御棒 飛び出し時 F ₀	サイクル 初 期	高温 零出力	—	≦ 14	5.2	8.8
		高温 全出力	—	≦ 5.0	2.3	2.2
	サイクル 末 期	高温 零出力	—	≦ 25	17	17
		高温 全出力	—	≦ 5.0	2.5	2.4
飛び出し 制御棒 価値	サイクル 初 期	高温 零出力	%Δk/k	≦ 0.75	0.29	0.43
		高温 全出力	%Δk/k	≦ 0.15	0.03	0.03
	サイクル 末 期	高温 零出力	%Δk/k	≦ 1.0	0.82	0.71
		高温 全出力	%Δk/k	≦ 0.15	0.04	0.04
最大反応度添加率			×10 ⁻⁵ (Δk/k)/s	≦ 86	62	59

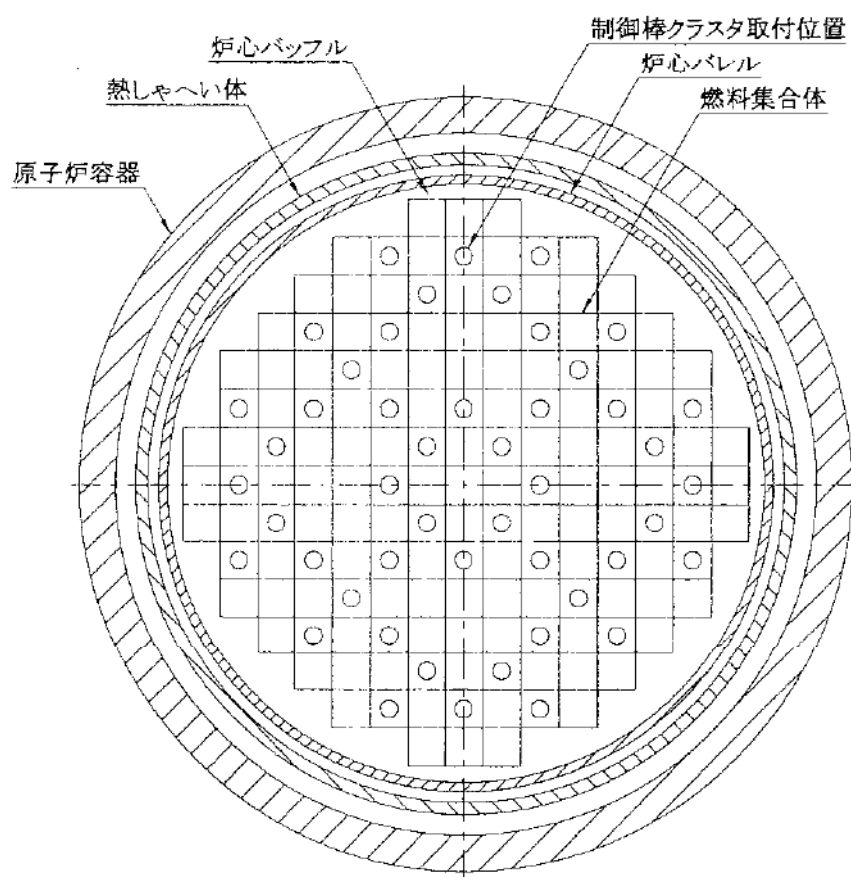
(注) 燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。

第 3.7.1 表 熱 水 力 設 計 値

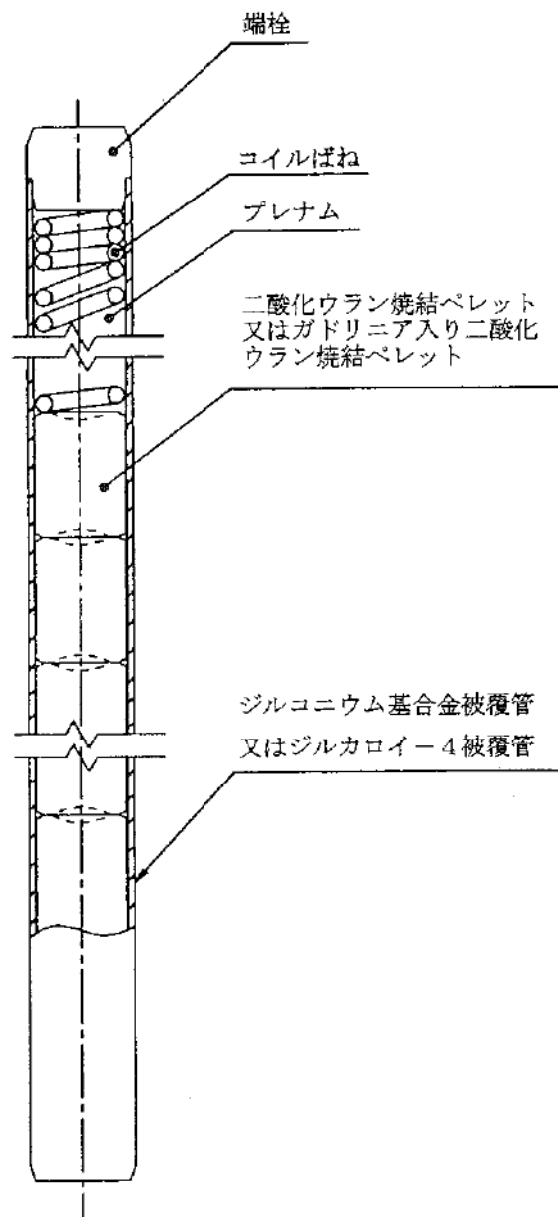
炉心熱出力	約2,432MW
燃料棒からの熱発生割合	約97.4%
1 次冷却材圧力	約15.4MPa[gage]
1 次冷却材流量	約 45.2×10^6 kg/h
炉心バイパス流量割合	約4.0%
実効熱伝達面積	約3,926m ²
原子炉容器入口 1 次冷却材温度	約289℃
原子炉容器出口 1 次冷却材温度	約323℃
平均出力密度	約92kW/ℓ
熱 流 束	
定格出力時平均	約603kW/m ²
定格出力時最大	約1,412kW/m ²
線出力密度	
定格出力時平均	約20.3kW/m
定格出力時最大	47.6kW/m
	36.9kW/m（ガドリニア入り燃料）
熱水路係数（定格出力時）	
F_Q	2.34
$F_{\Delta H}^N$	1.60
燃料中心最高温度	
定格出力時	約1,970℃
	約1,790℃（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	約2,010℃（ガドリニア入り燃料）
ついては44.3kW/m時）	
最小DNBR	
定格出力時	2.03
運転時の異常な過渡変化時	1.35以上



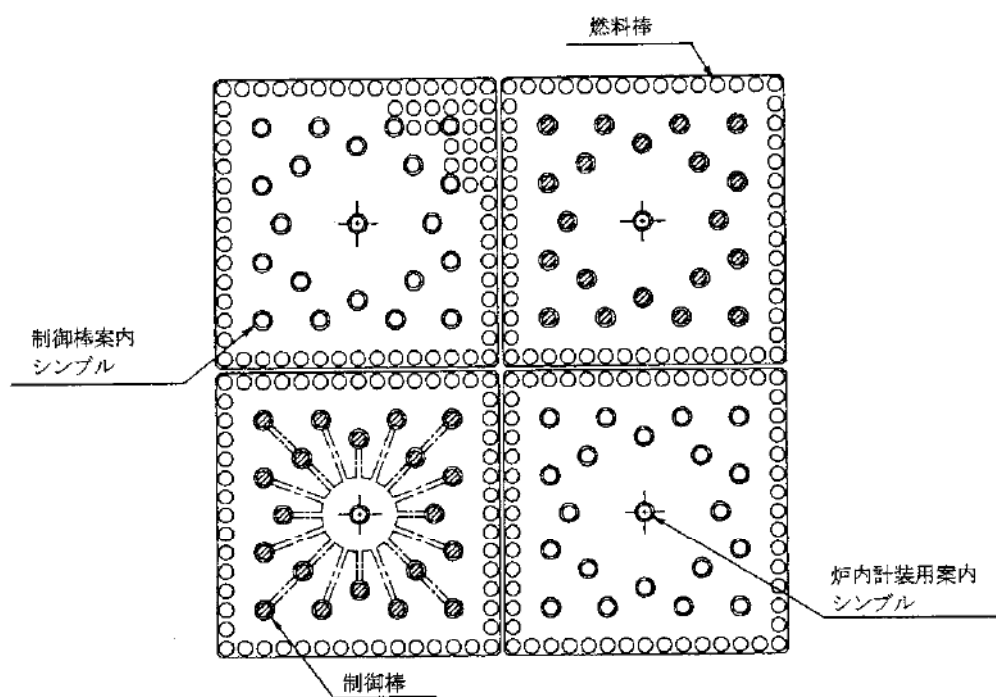
第3.1.1図 原子炉容器内構造説明図



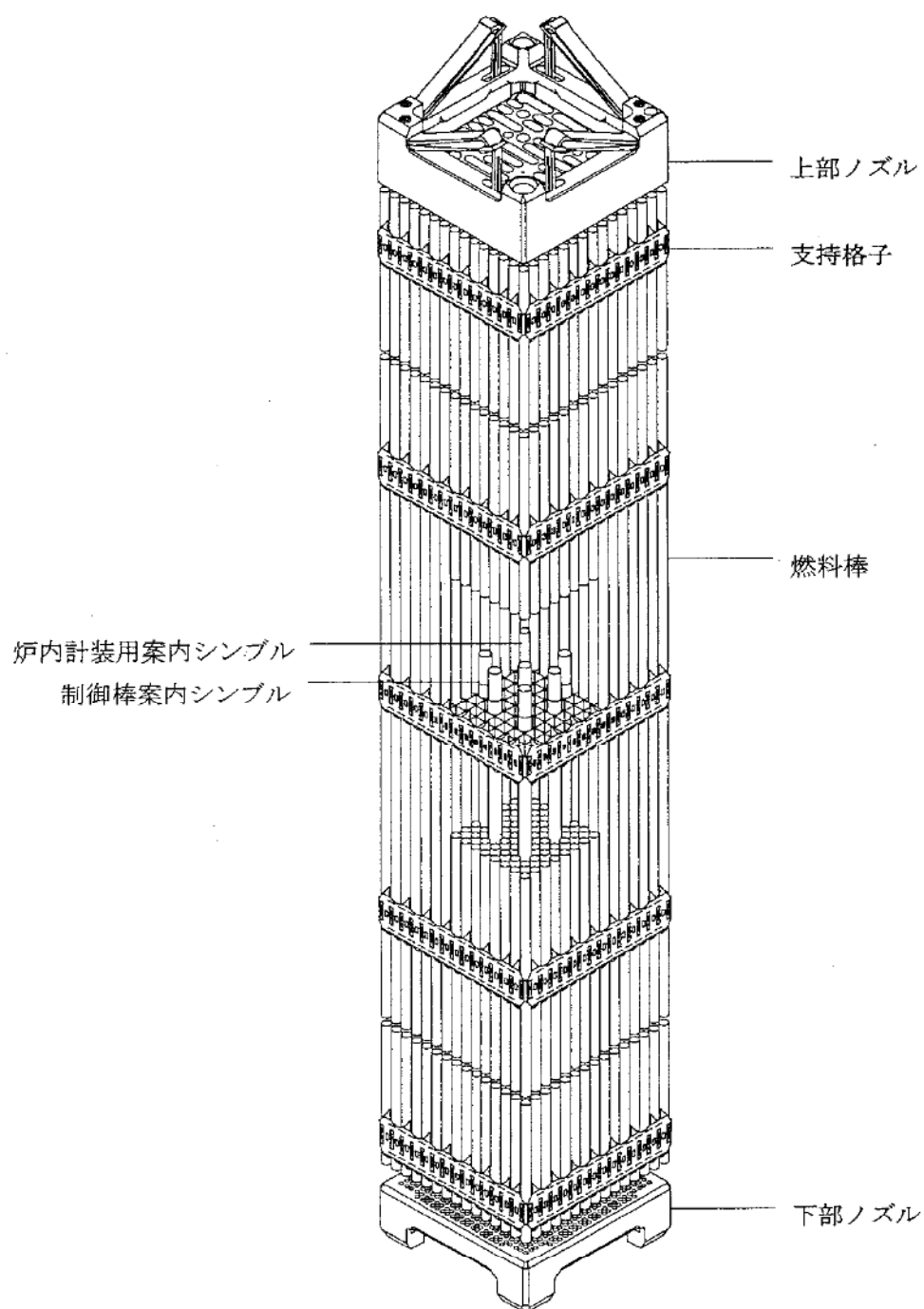
第3.1.2図 炉心断面図



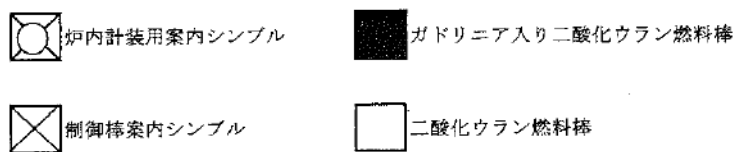
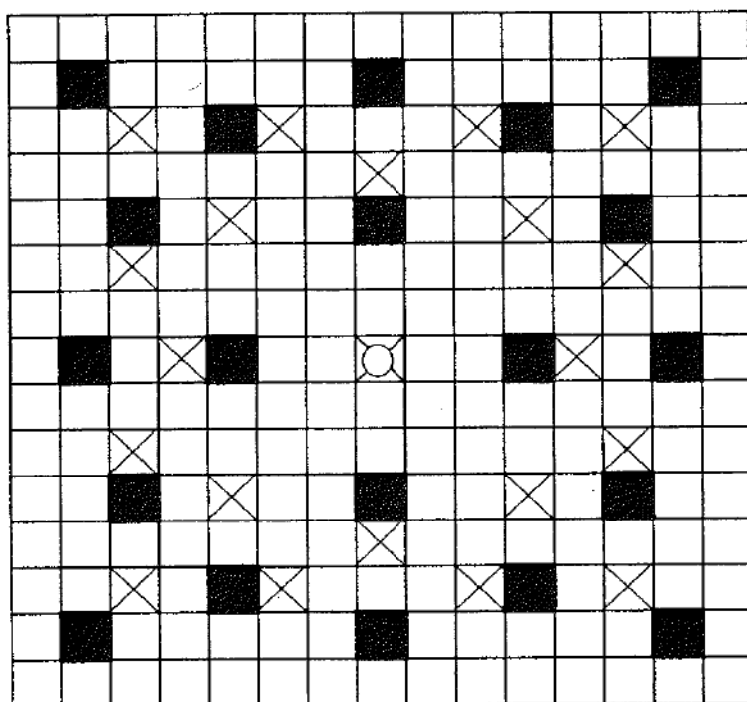
第3.2.1図 燃料棒断面図



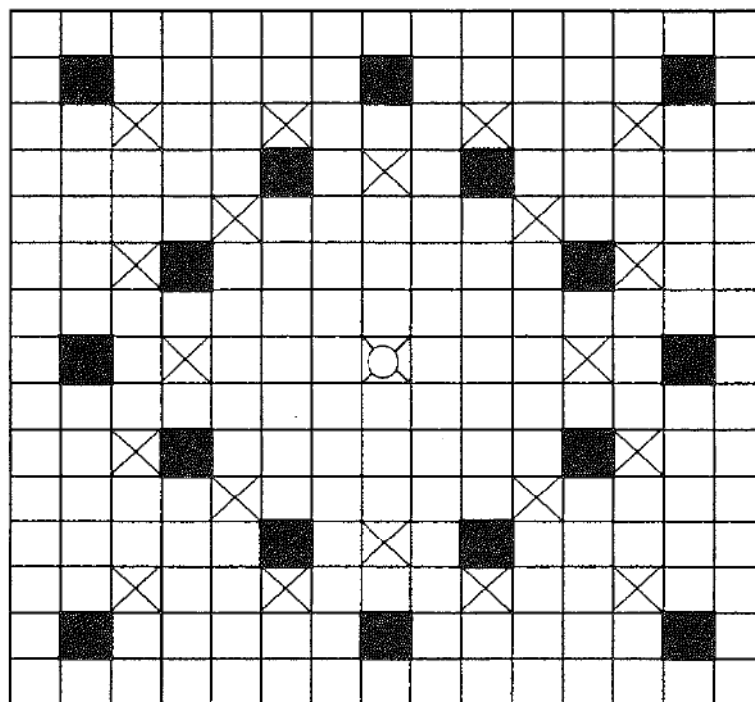
第3.2.2図 燃料集合体断面図



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二酸化ウラン燃料棒配置図
(ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒本数；20本)



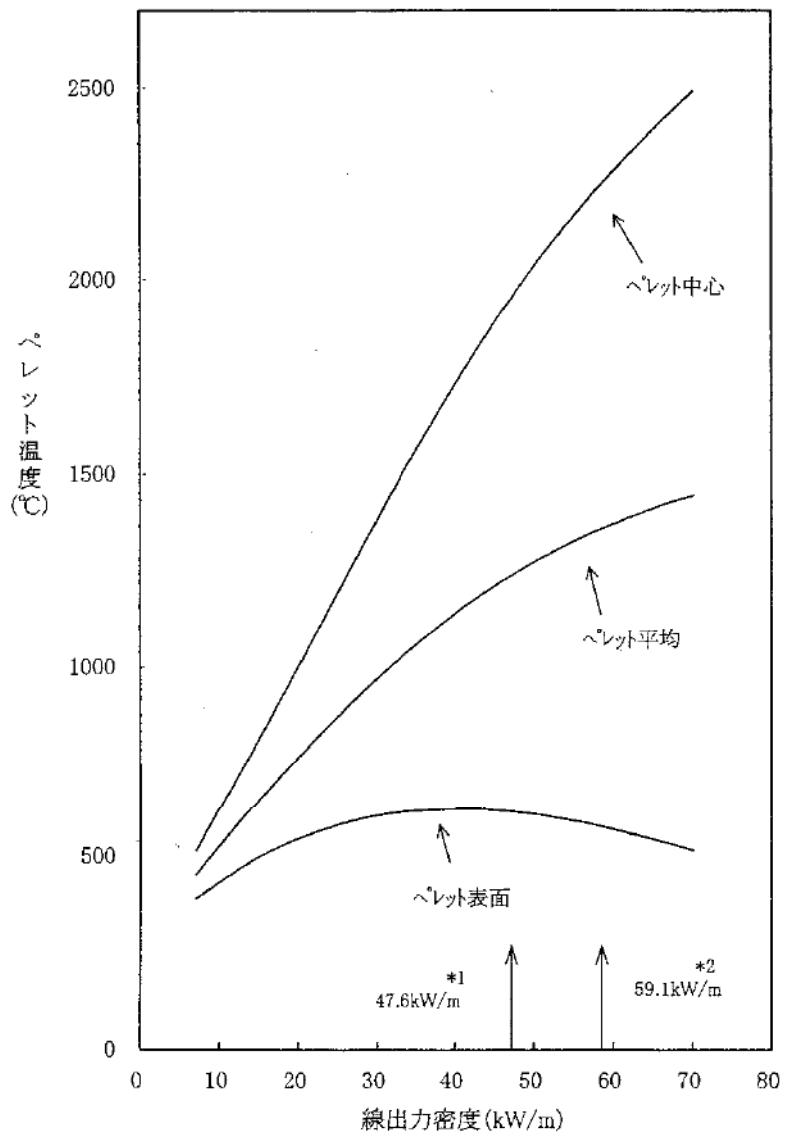
 炉内計装用案内シンブル

 ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒

 制御棒案内シンブル

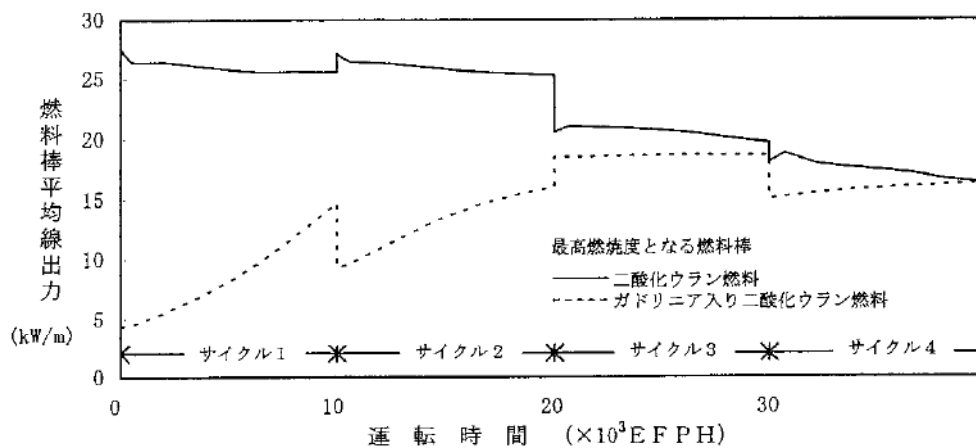
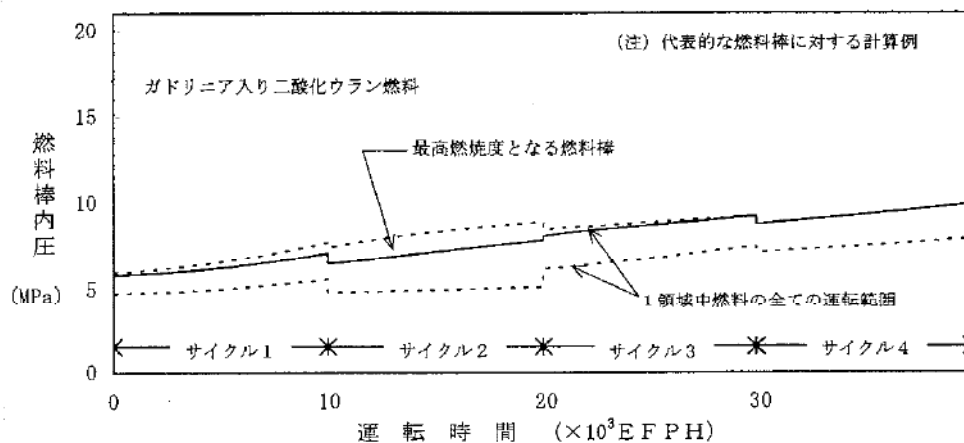
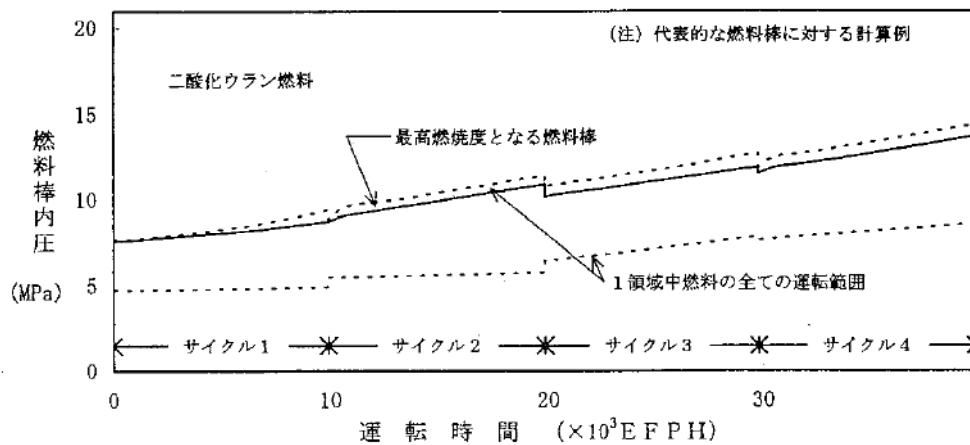
 二酸化ウラン燃料棒

第3.2.3 (3) 図 集合体内ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒配置図
(ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒本数 ; 16本)



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

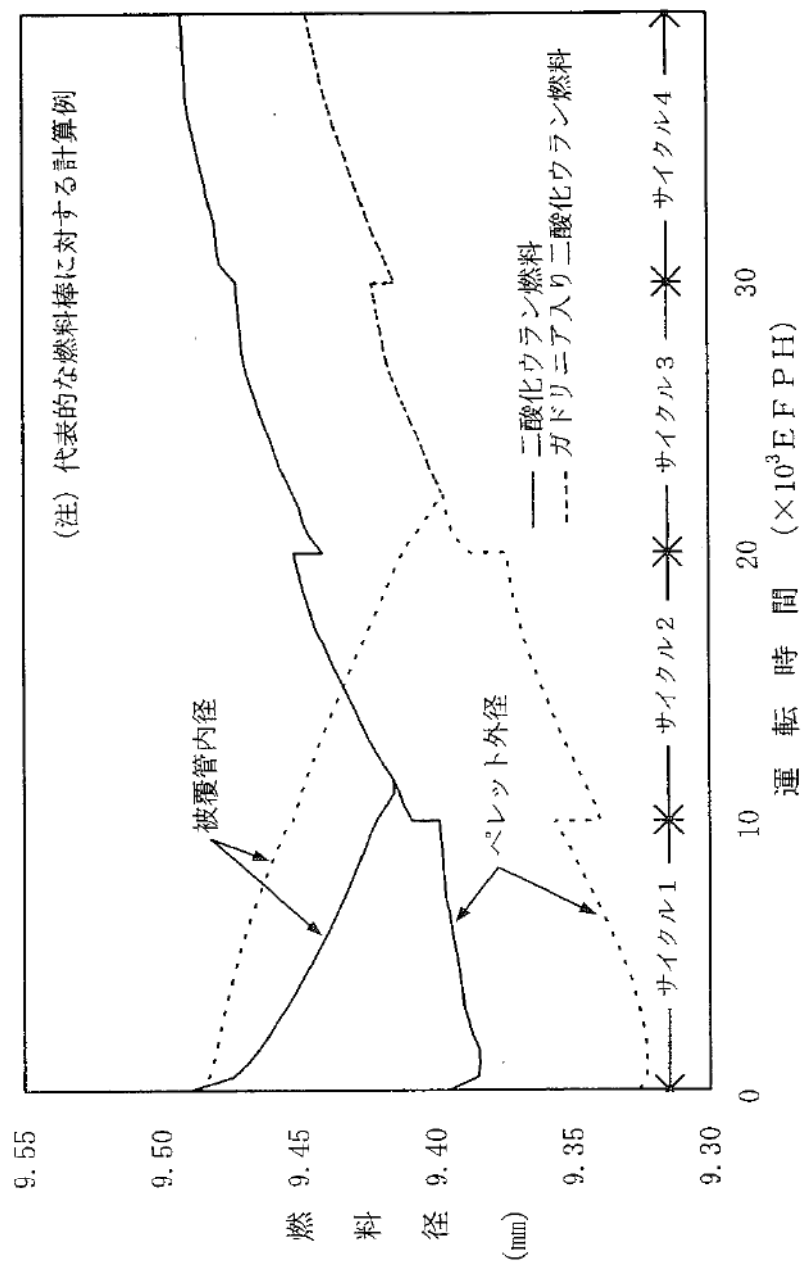
第3.2.4図 ペレットの中心、平均、表面温度対線出力密度
(寿命中の最高温度、参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)



(注) EFP H: 全出力換算時間

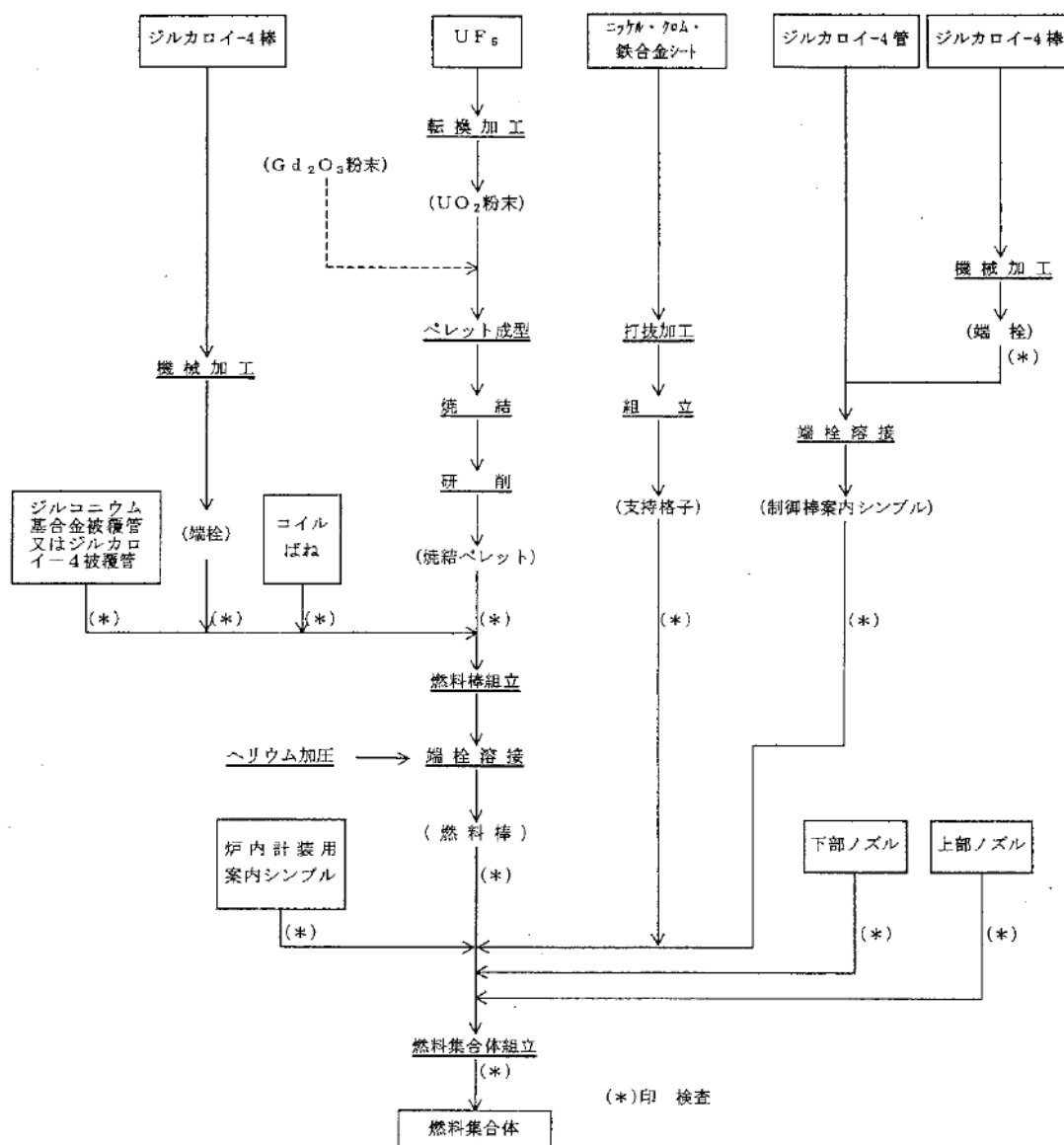
第3.2.5図 燃料棒内圧の燃焼度変化

(参考文献 (1) 及び (10) のモデルで計算)

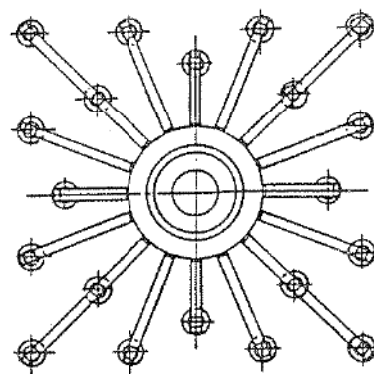
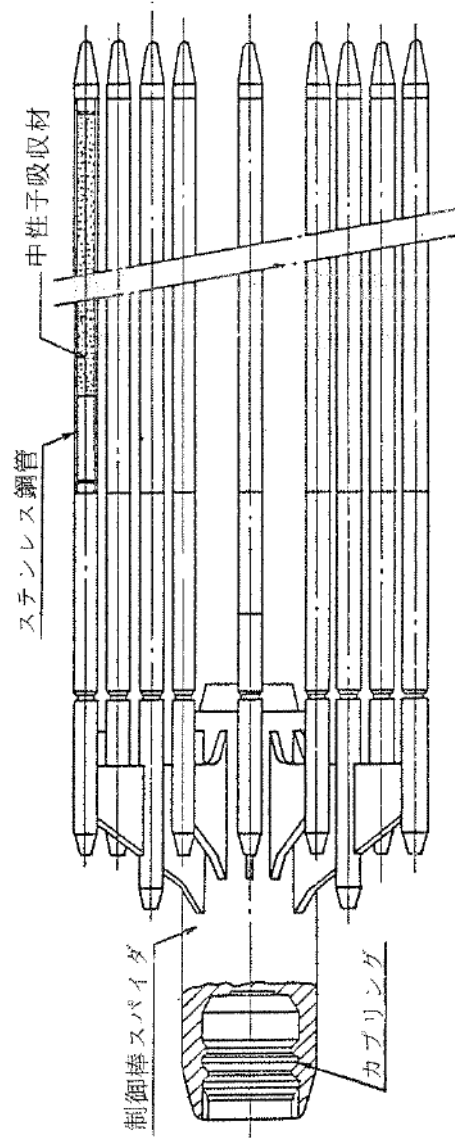


(注) EFPH: 全出力換算時間

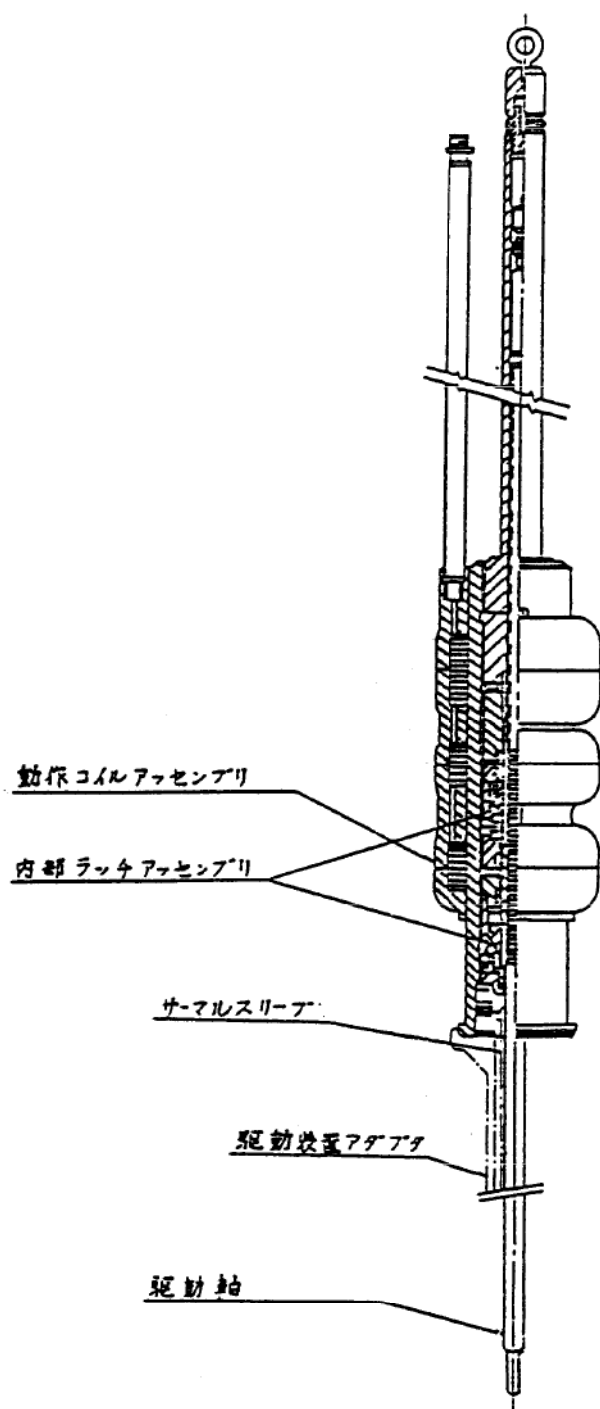
第3.2.6図 燃料径の燃焼度変化 (参考文献 (1) 及び (10) のモデルで計算)



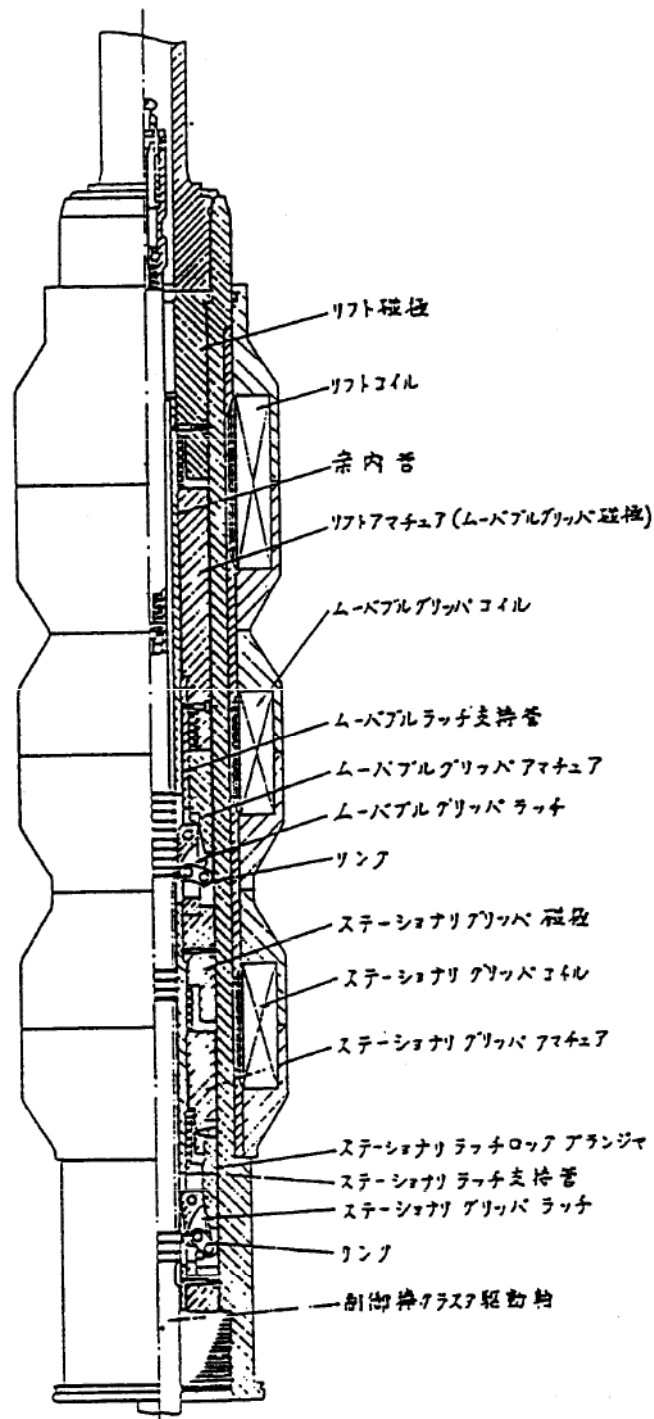
第3.2.7図 燃料の製造工程概要図



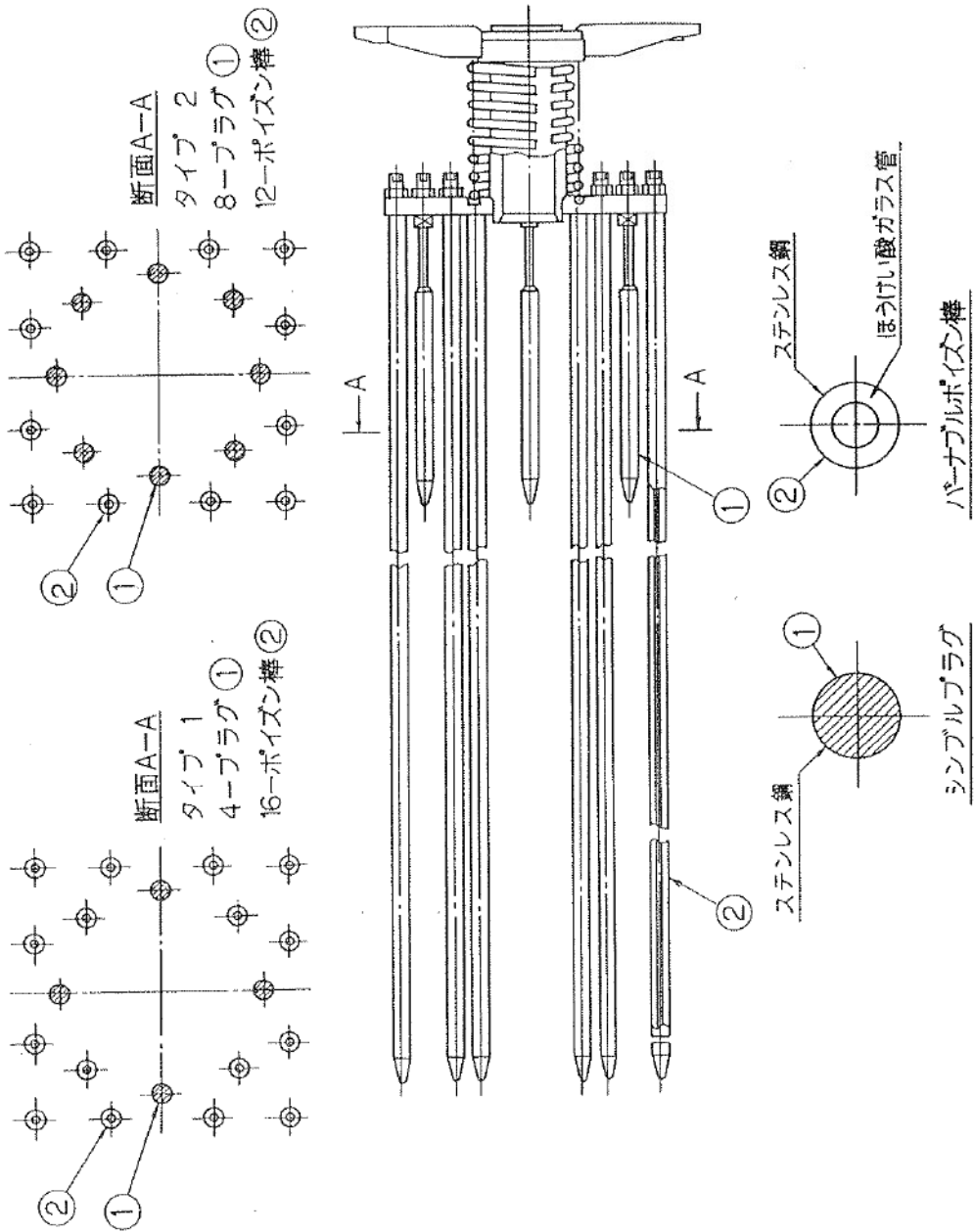
第3.3.1図 制御棒クラスター構造説明図



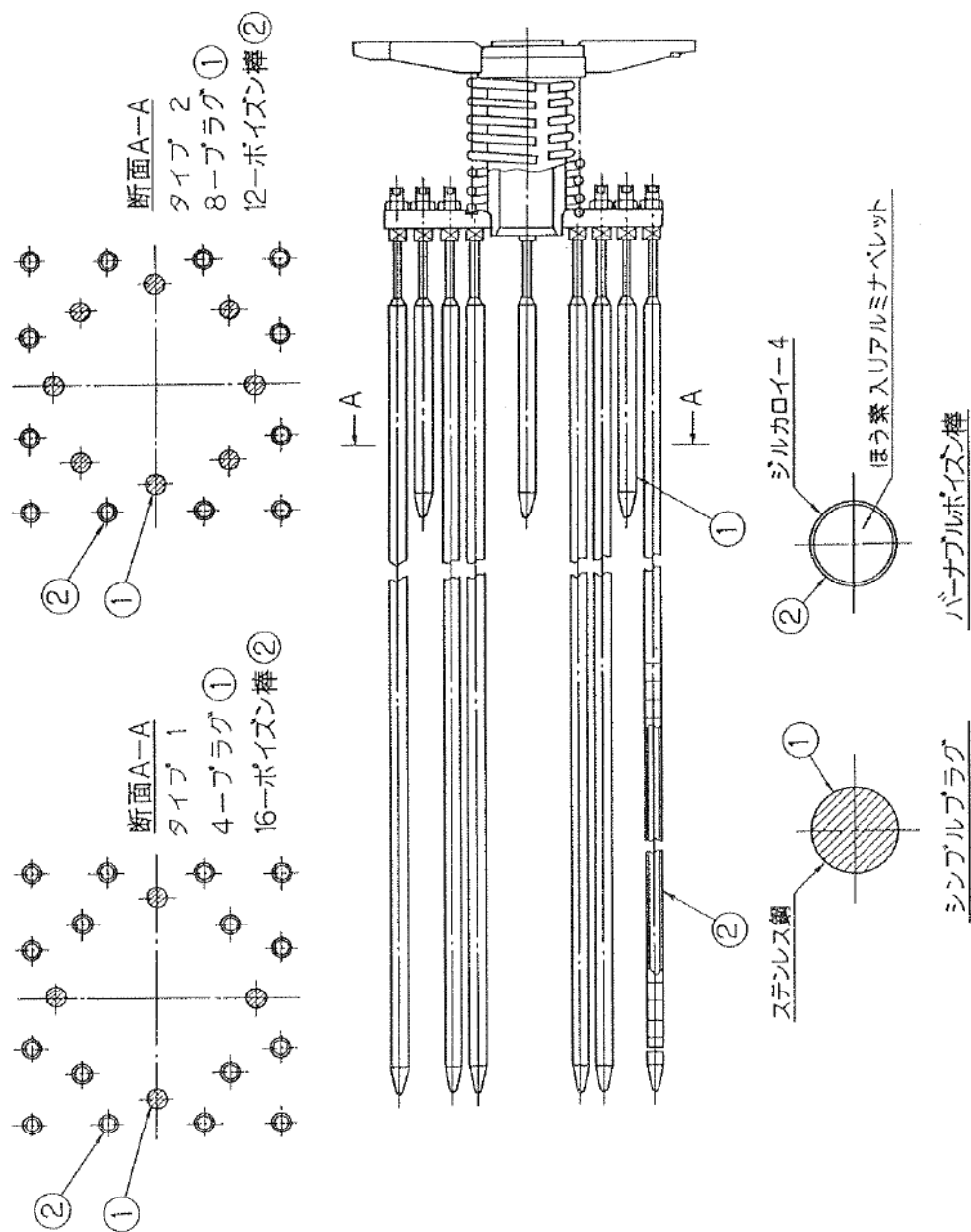
第3.3.2図 制御棒クラスタ駆動装置断面図



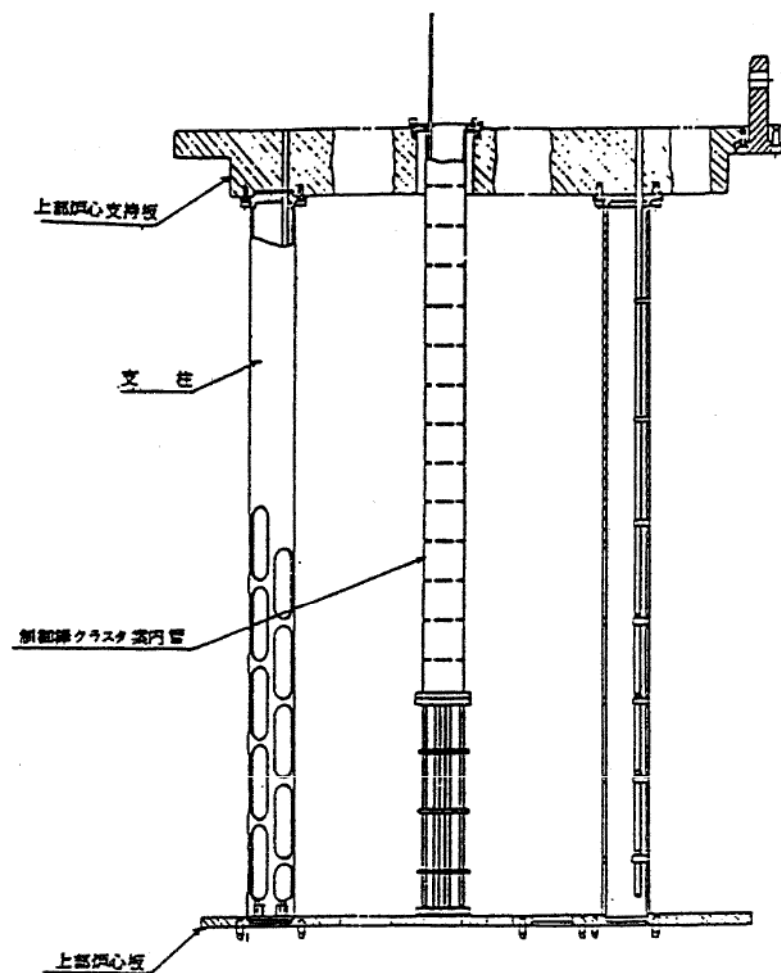
第3.3.3図 制御棒クラスター駆動装置説明図



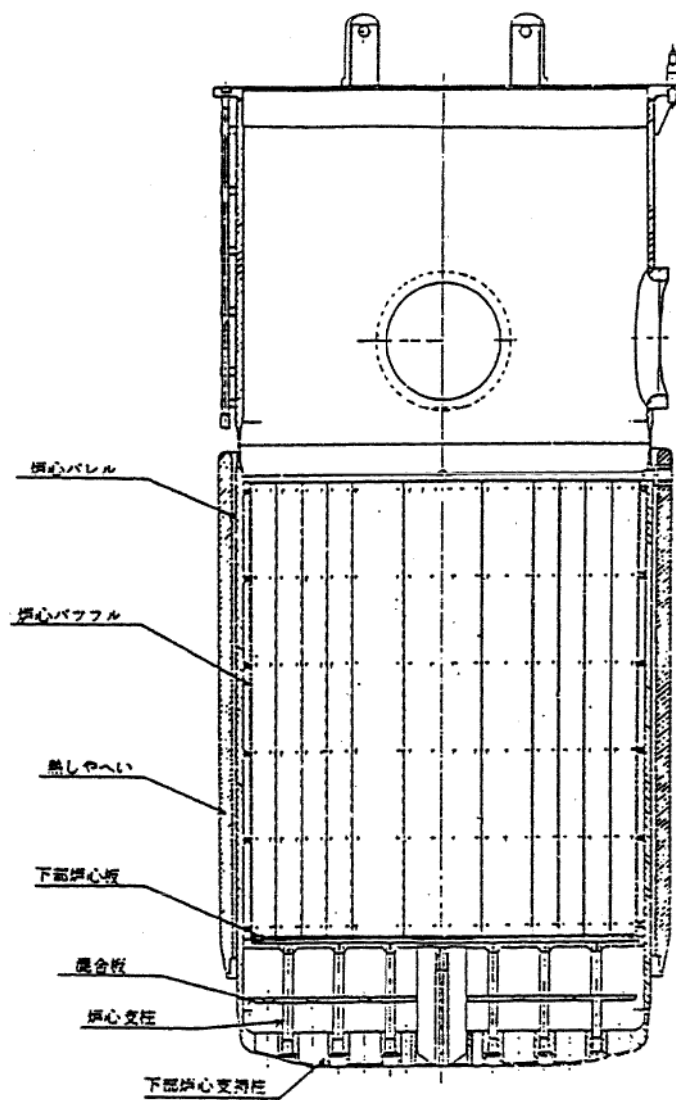
第3.3.4 (1) 図 A型バーナブルポイズンセンサー構造説明図



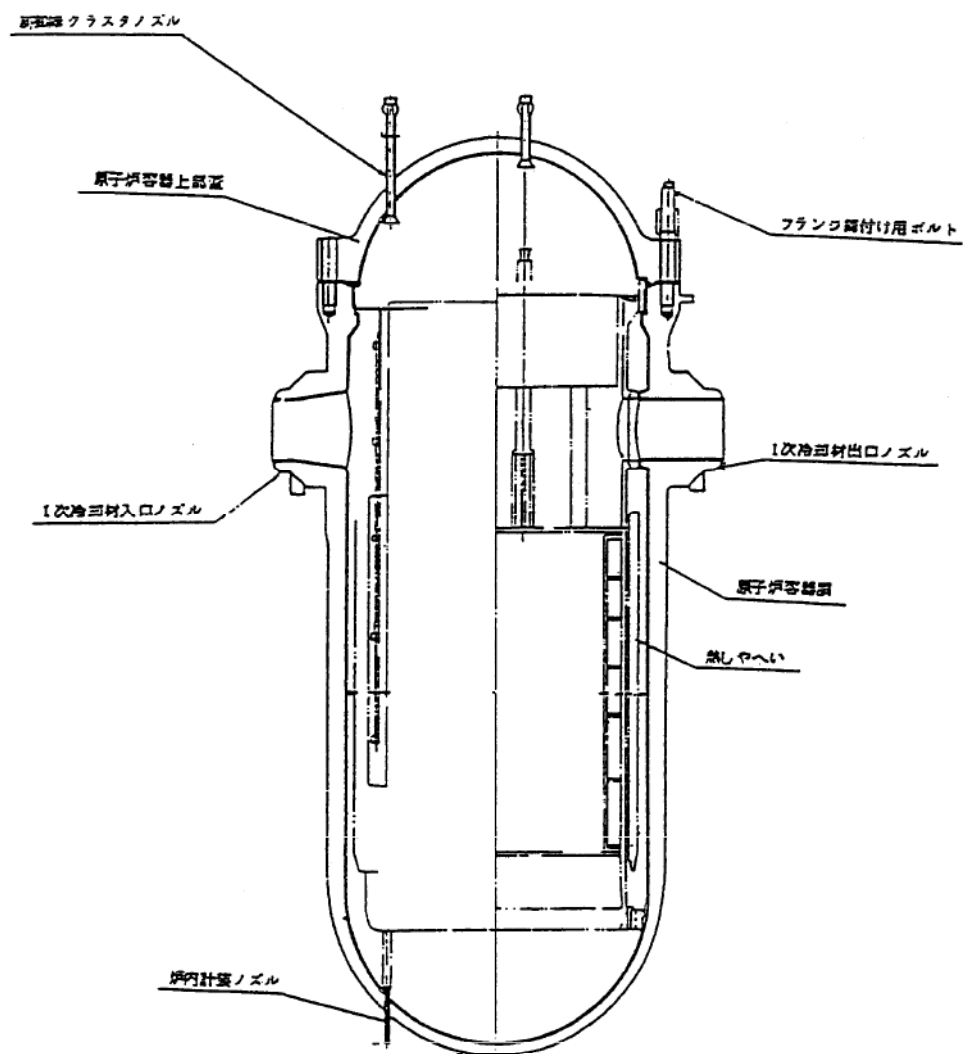
第3.3.4 (2) 図 B型バーナブルポイズンアセンブリ構造説明図



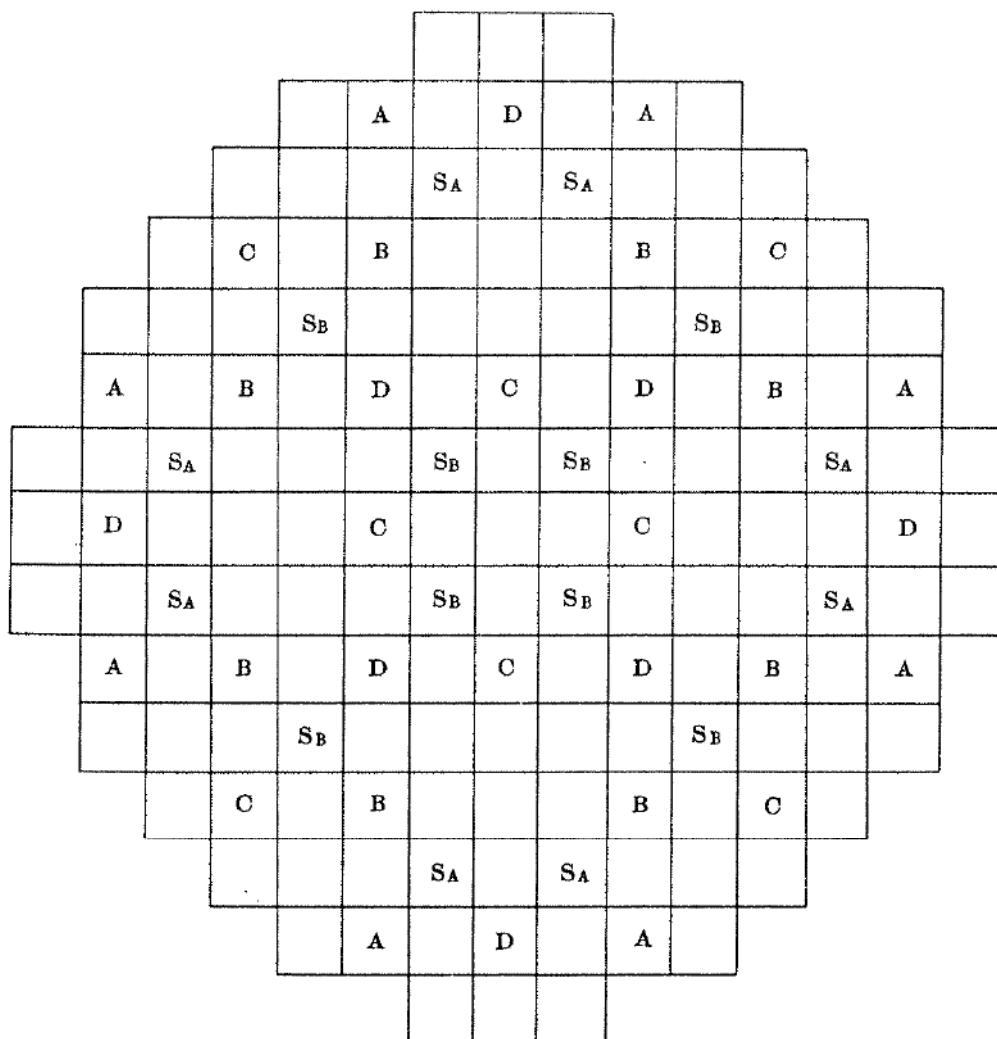
第3.4.1図 上部炉心支持構造物構造説明図



第3.4.2図 炉心バレル構造物構造説明図

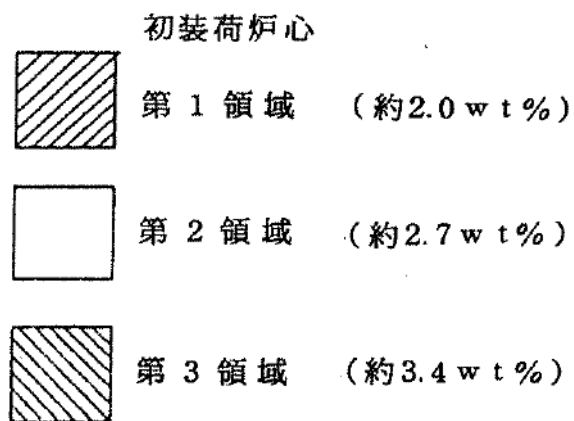
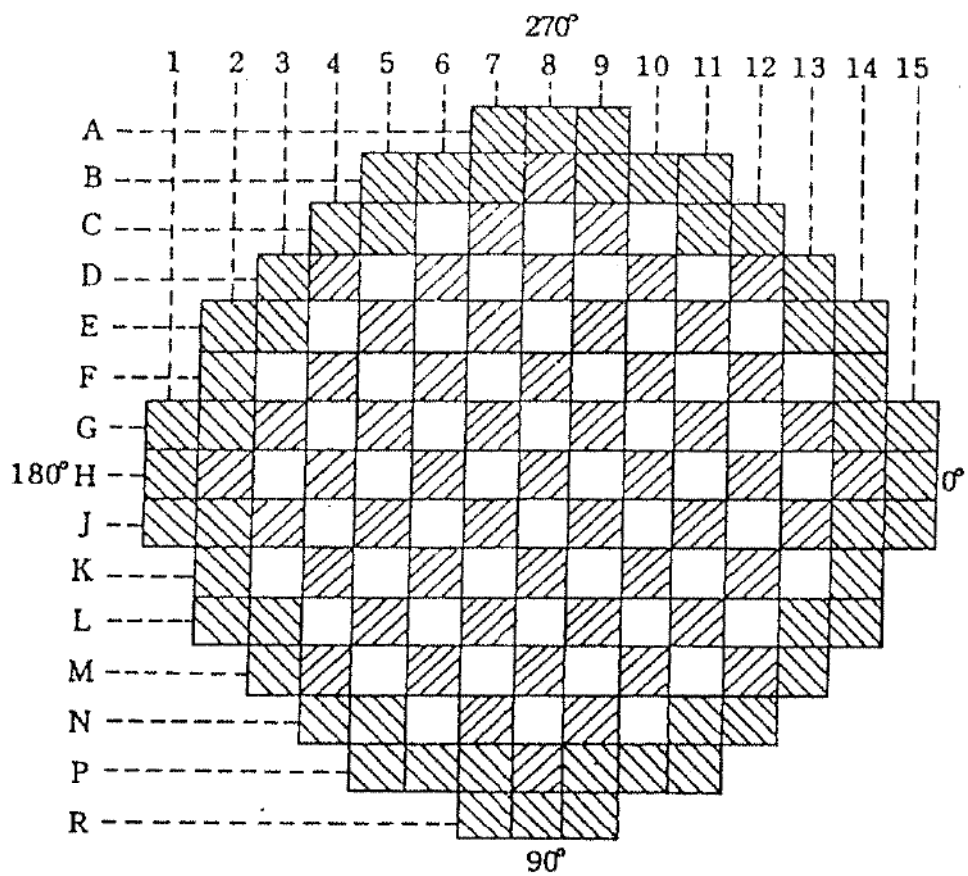


第3.5.1図 原子炉容器構造説明図

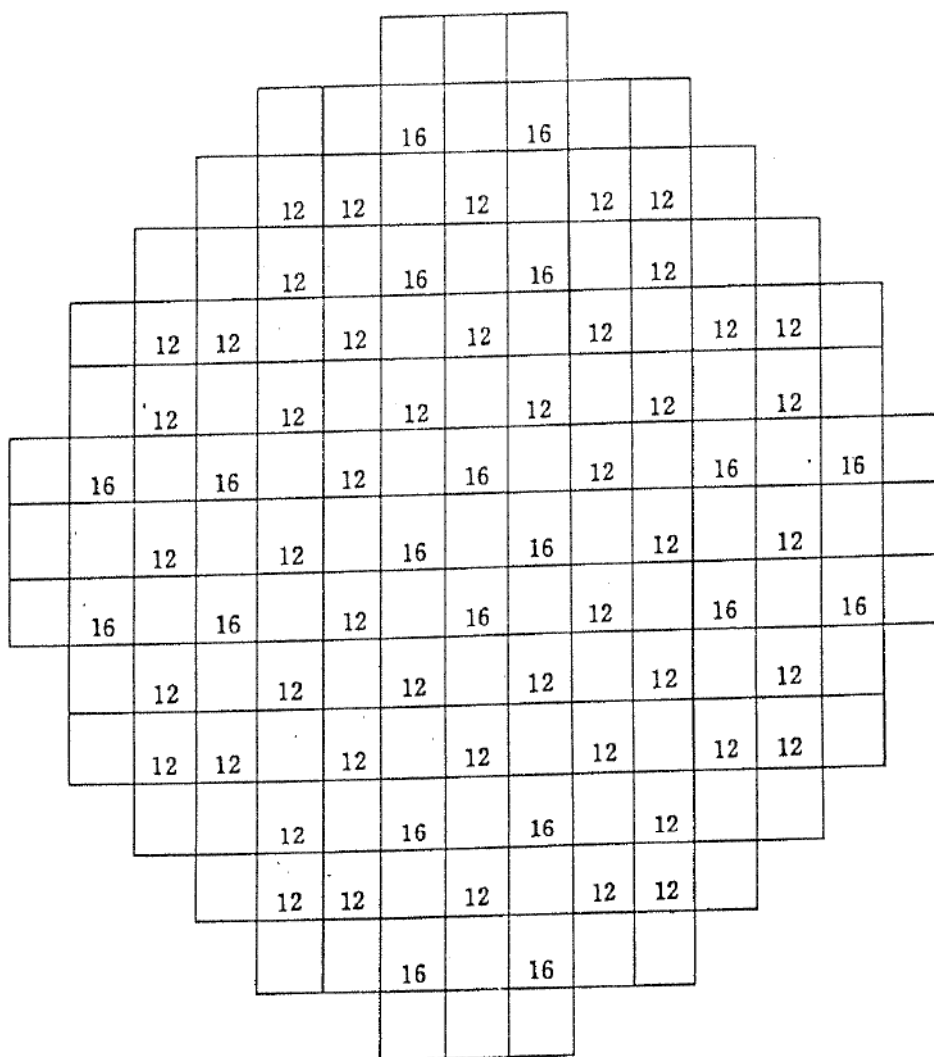


A : 制御用 (バンク A)
 B : 制御用 (バンク B)
 C : 制御用 (バンク C)
 D : 制御用 (バンク D)
 SA : 停止用 (バンク A)
 SB : 停止用 (バンク B)

第3.6.1図 制御棒クラス配置説明図

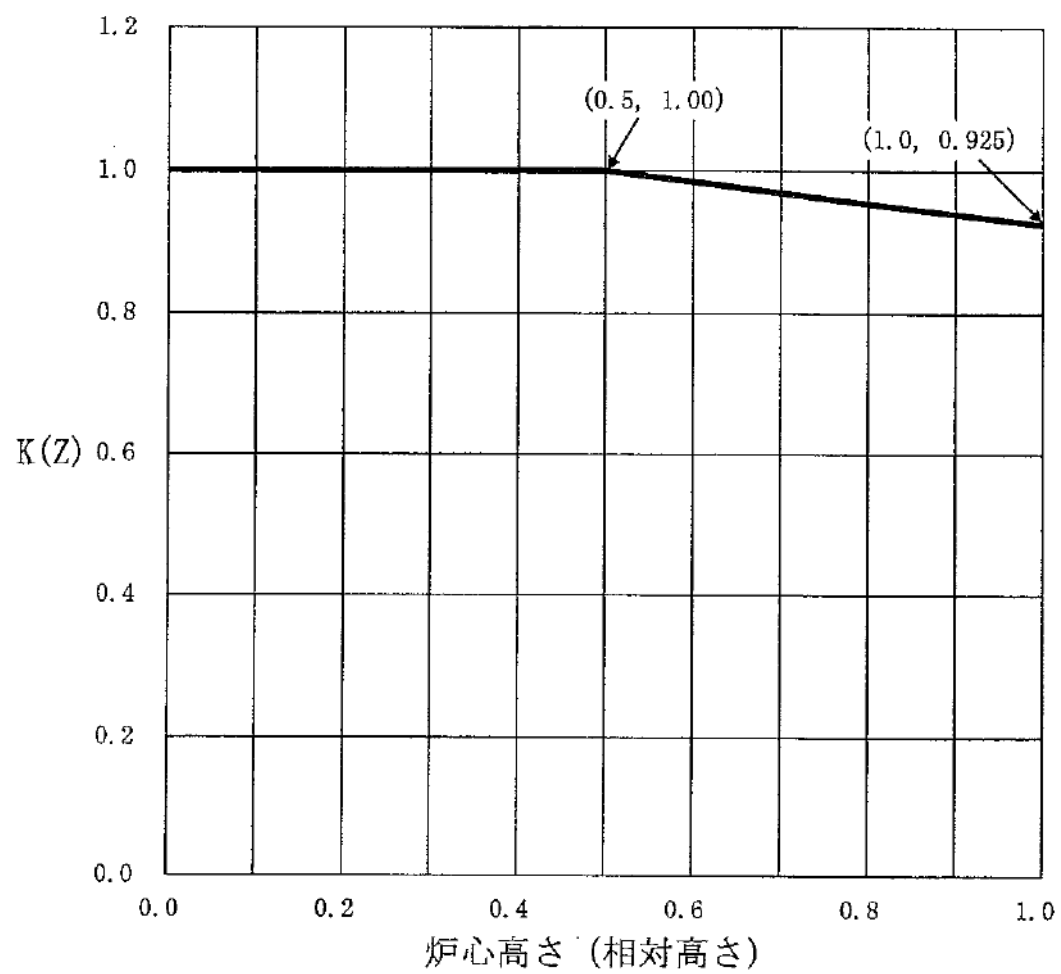


第3.6.2図 燃料集合体配置説明図 (初装荷炉心)

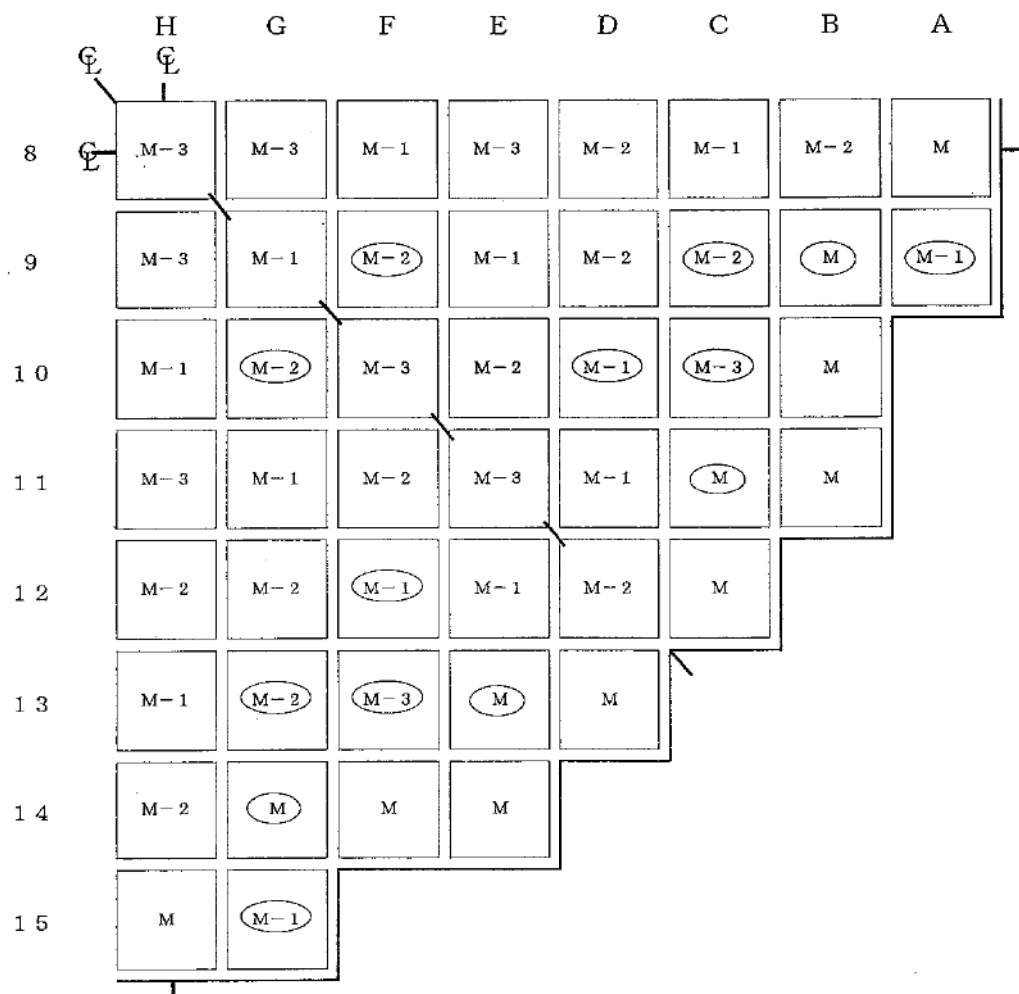


16 16本タイプバーナブルポイズン
12 12本タイプバーナブルポイズン

第3.6.3図 初装荷炉心バーナブルポイズン配置図



第3.6.4図 F_Q 制限係数

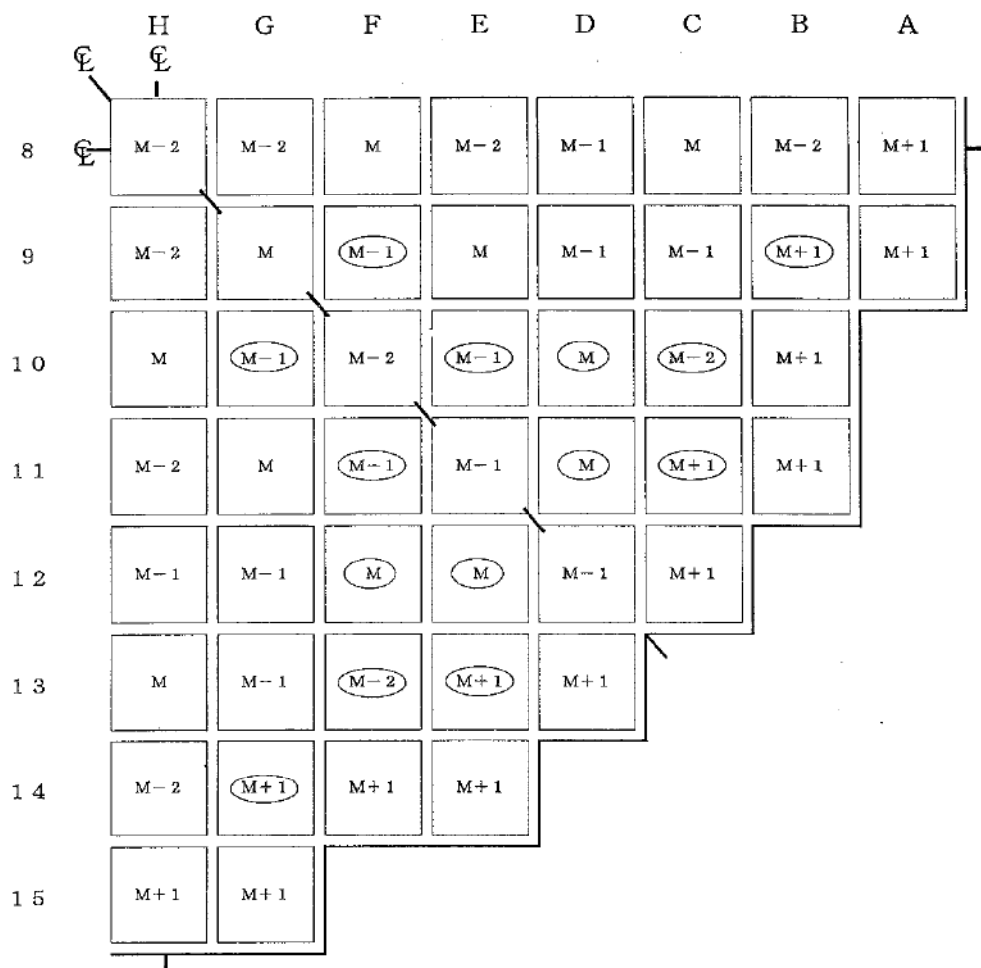


(M-3): 第(M-3)A領域燃料 (4.6wt%(Gd入り) 8体) *
 M-3 : 第(M-3)B領域燃料 (4.6wt% 17体)
 (M-2): 第(M-2)A領域燃料 (4.6wt%(Gd入り) 16体) *
 M-2 : 第(M-2)B領域燃料 (4.6wt% 28体)
 (M-1): 第(M-1)A領域燃料 (4.6wt%(Gd入り) 16体) *
 M-1 : 第(M-1)B領域燃料 (4.6wt% 28体)
 (M) : 第MA領域燃料 (4.6wt%(Gd入り) 16体) *
 M : 第MB領域燃料 (4.6wt% 28体)

* : 3.0wt%²³⁵U-1.0wt%Gd₂O₃ 燃料棒20本を含む。

注) (M)、Mは新燃料

第3.6.5図 燃料集合体配置図 (第Nサイクル炉心 (平衡炉心)) [1/4炉心]



(M-2): 第(M-2)A領域燃料 (4.6wt%(Gd入り) 8体) *
 M-2: 第(M-2)B領域燃料 (4.6wt% 17体)
 (M-1): 第(M-1)A領域燃料 (4.6wt%(Gd入り) 16体) *
 M-1: 第(M-1)B領域燃料 (4.6wt% 28体)
 (M): 第MA領域燃料 (4.6wt%(Gd入り) 16体) *
 M: 第MB領域燃料 (4.6wt% 20体)
 (M+1): 第(M+1)A領域燃料 (4.6wt%(Gd入り) 16体) *
 M+1: 第(M+1)B領域燃料 (4.6wt% 36体)

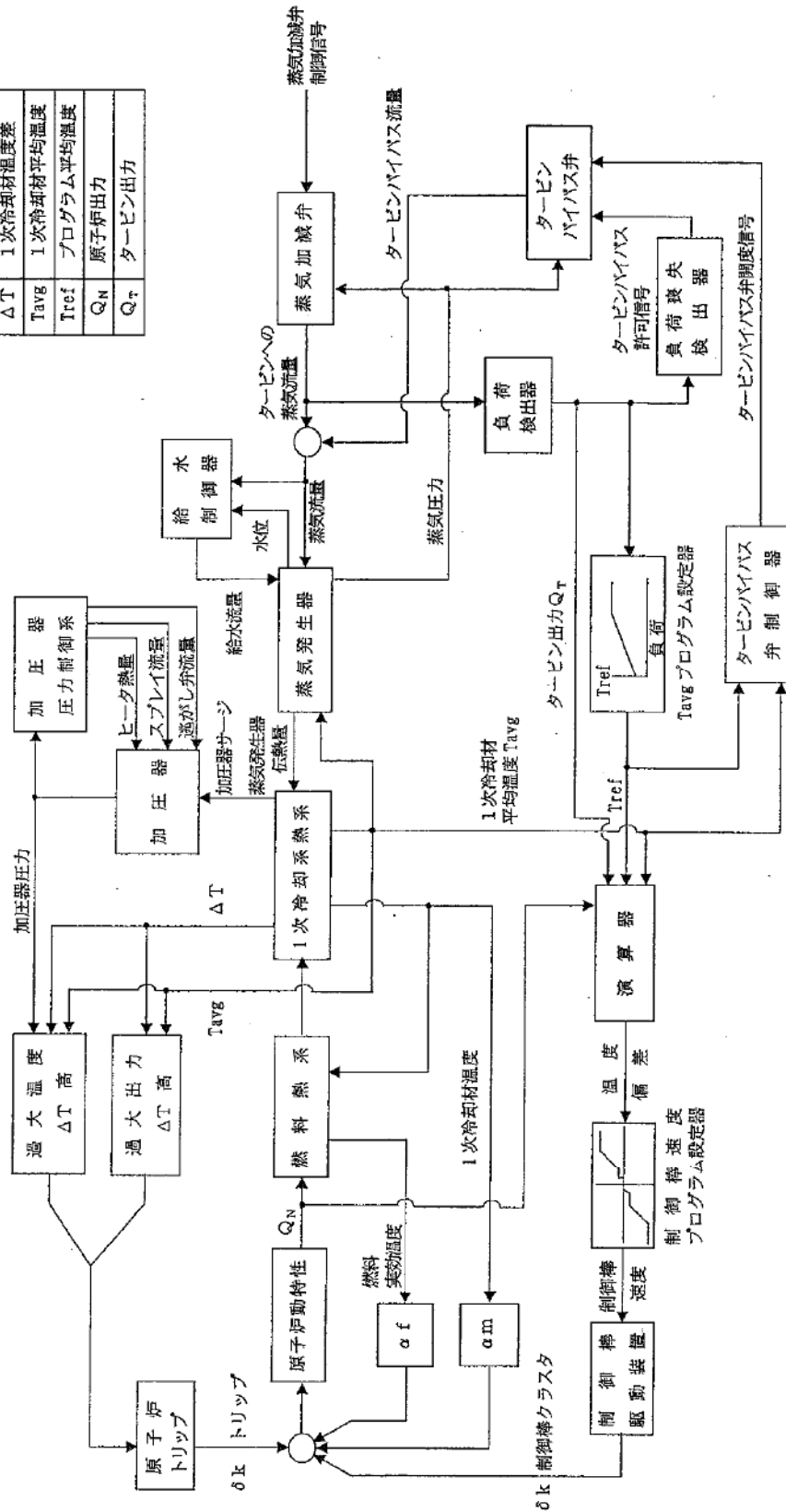
* : 3.0wt%²³⁵U-1.0wt%Gd₂O₃ 燃料棒20本を含む。

注) (M+1)、M+1は新燃料

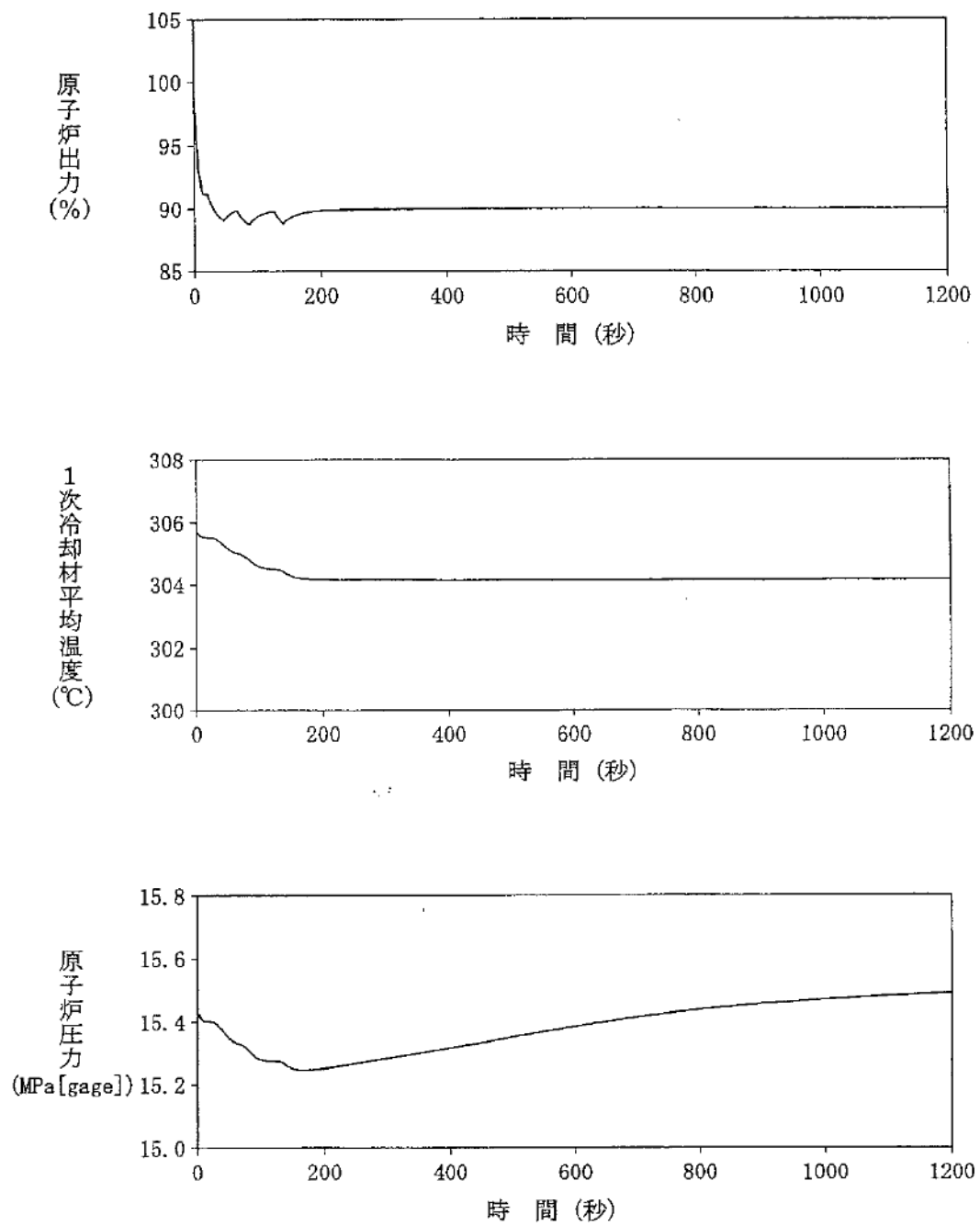
第3.6.6図 燃料集合体配置図 (第N+1サイクル炉心 (予定外取出炉心)) [1/4炉心]

凡 例

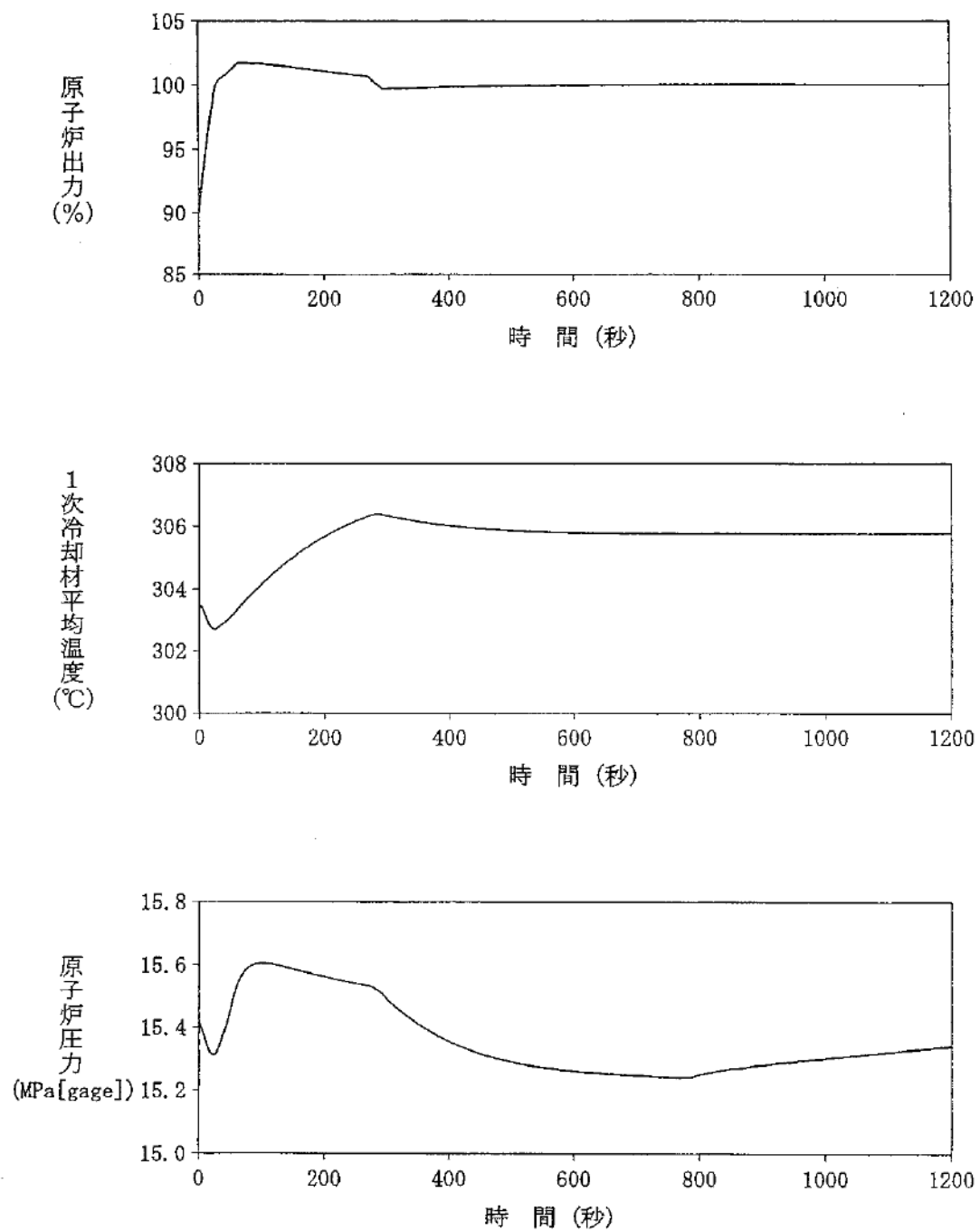
δk	反応度
αf	ドップラ係数
αm	減速材温度係数
ΔT	1次冷却材温度差
T_{avg}	1次冷却材平均温度
T_{ref}	プログラム平均温度
Q_N	原子炉出力
Q_T	タービン出力



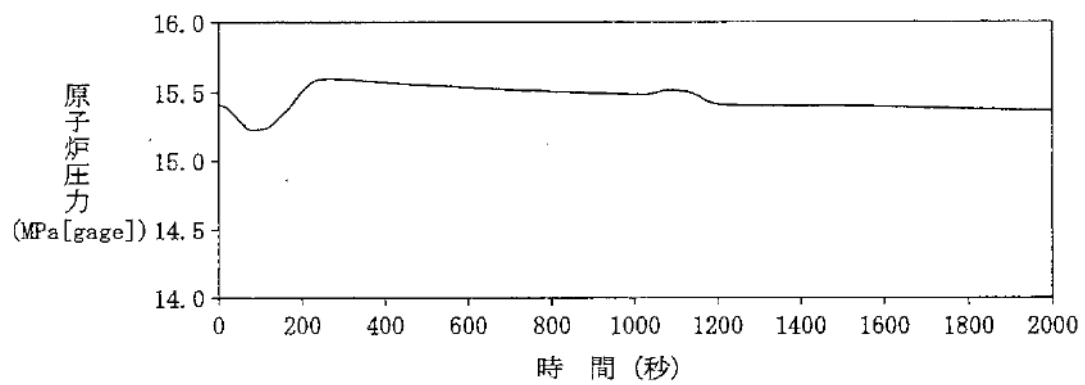
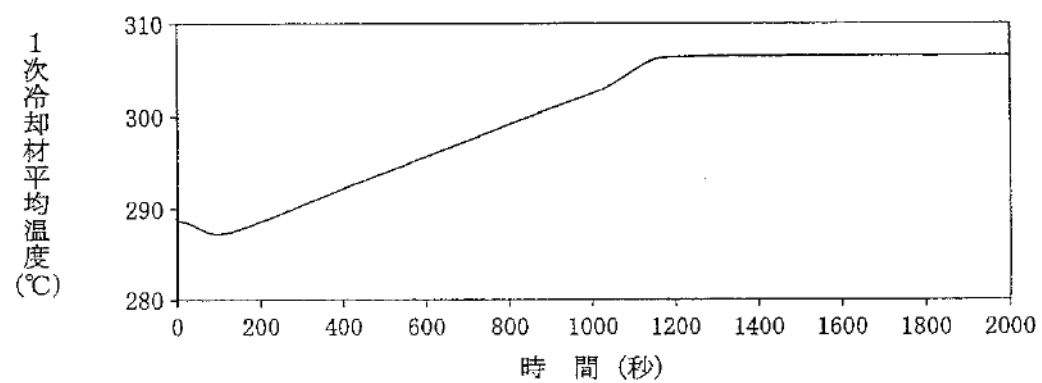
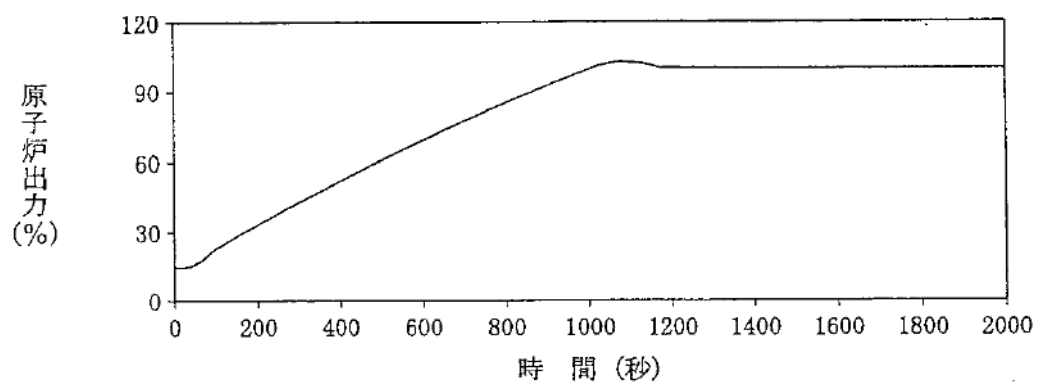
第3.8.1図 動特性シミュレーションモデル



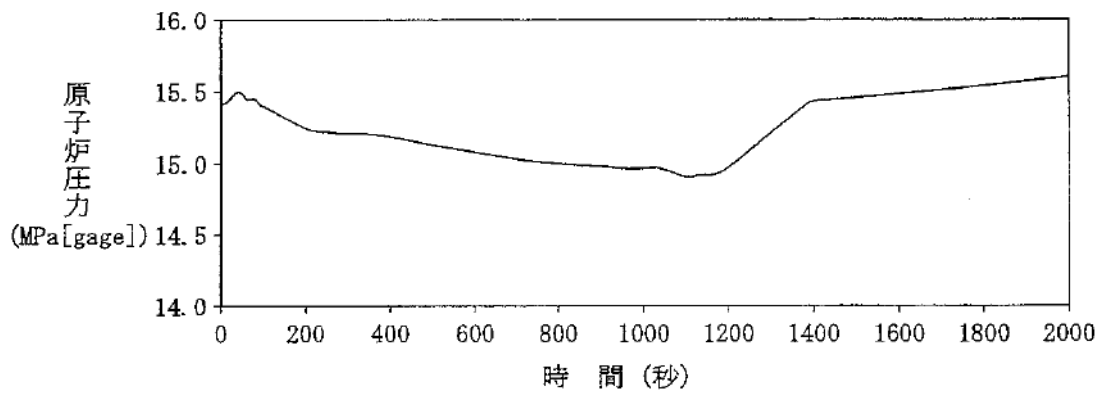
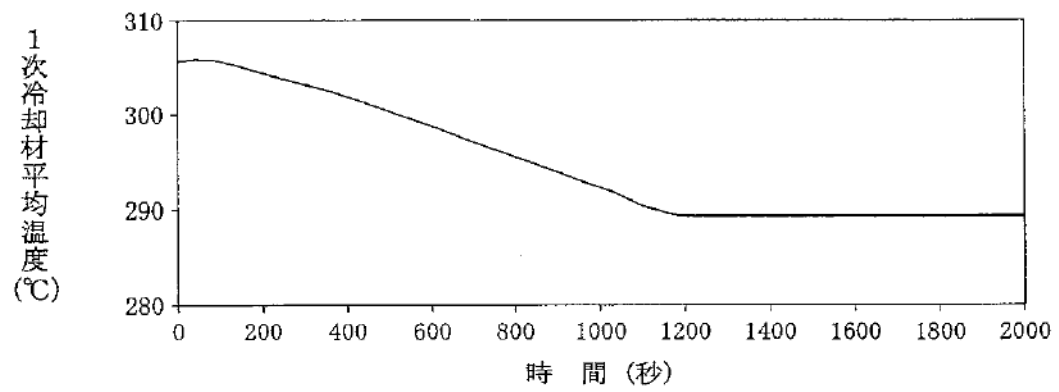
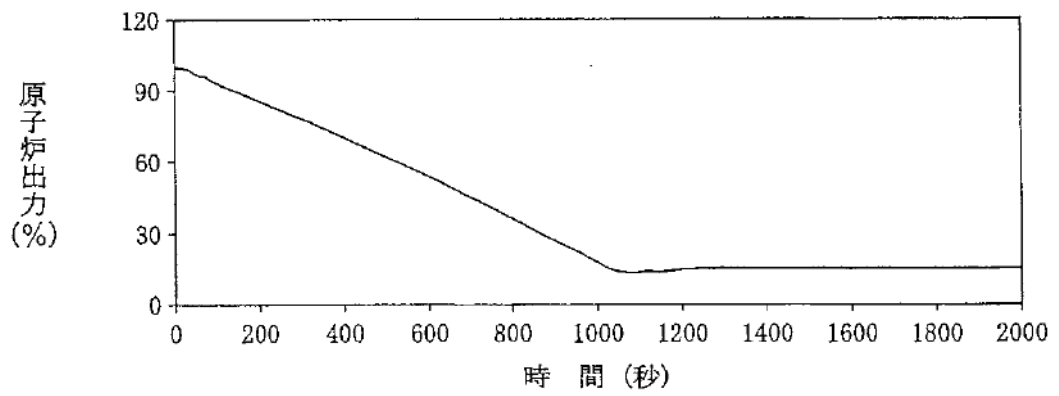
第3.8.2図 10%ステップ状負荷減少の場合 (100%→90%)



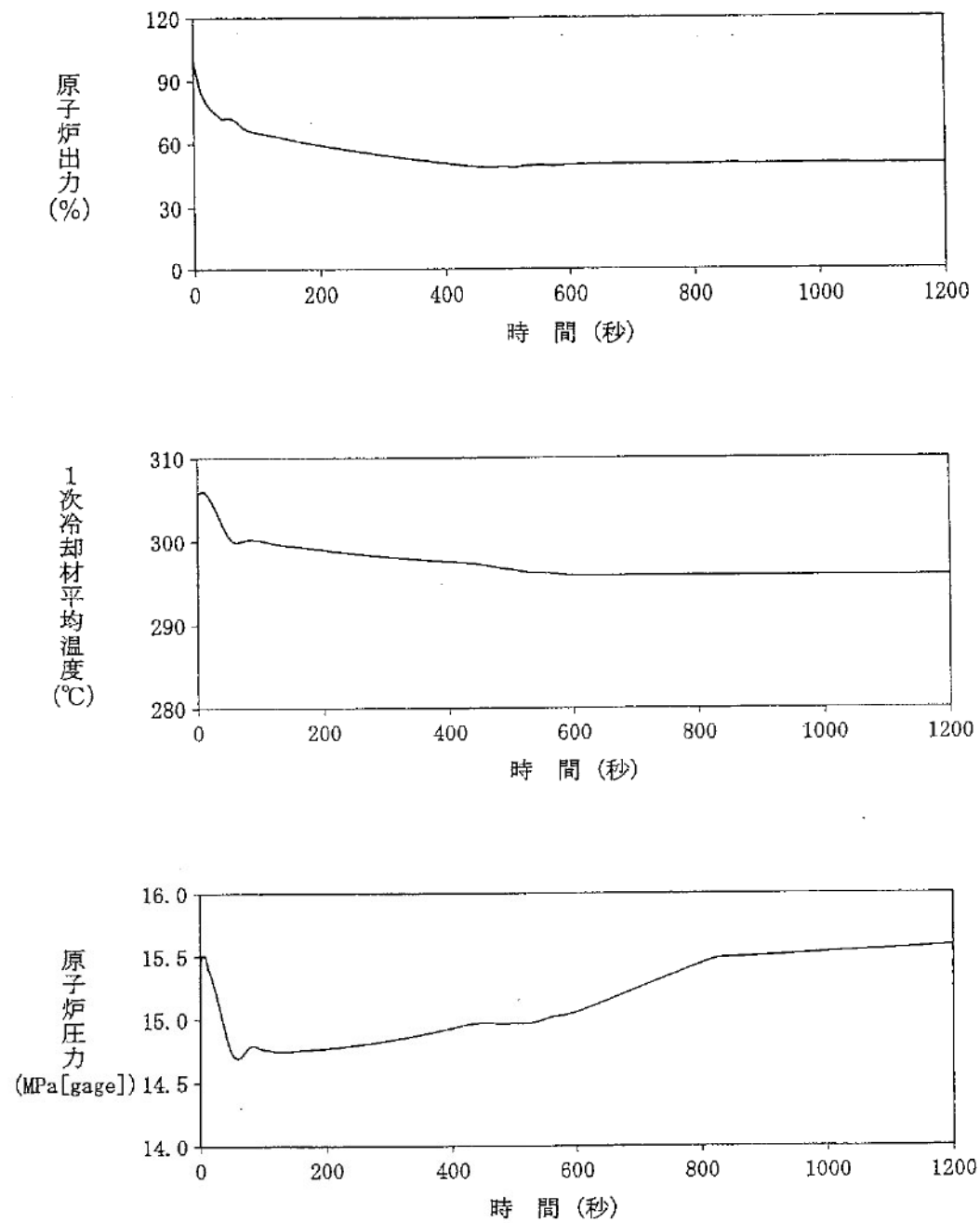
第3.8.3図 10%ステップ状負荷増加の場合 (90%→100%)



第3.8.4図 5%/minランプ状負荷増加の場合 (15%→100%)



第3.8.5図 5%/minランプ状負荷減少の場合 (100%→15%)



第3.8.6図 50%ステップ状負荷減少の場合 (100%→50%)

4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

4.1 燃料の取扱設備及び貯蔵設備

4.1.1 通常運転時等

4.1.1.1 概要

燃料の取扱設備及び貯蔵設備は、新燃料を発電所内に搬入してから使用済燃料を発電所外に搬出するまでの燃料取扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うものである。

燃料取替えは、平衡時には年に約 1 回行い、この時に取り出す燃料集合体は約 50 体を予定している。

燃料取扱設備の配置を第 4.1.1.1 図に示す。

発電所に搬入したウラン新燃料は、補助建屋クレーン等を使用して、受取検査後、原子炉補助建屋内の新燃料貯蔵庫又は使用済燃料ピットに貯蔵する。

原子炉停止後、原子炉より取り出す使用済燃料は、燃料取替クレーン、燃料移送装置、使用済燃料ピットクレーン等を使用して、ほう酸水を張ったキャビティ、チャネル及び燃料移送管を通して使用済燃料ピットへ移動する。

これらの使用済燃料の移送は、遮蔽及び冷却のため、すべて水中で行う。

使用済燃料は、使用済燃料ピットに貯蔵するが、必要に応じて使用済燃料ピット内で別に用意した容器に入れて貯蔵する。

また、ウラン使用済燃料は必要に応じて使用済燃料ピットで 21 箇月以上冷却し、使用済燃料の再処理工場への輸送に使用する使用済燃料輸送容器に入れて 3 号炉又は 4 号炉原子炉補助建屋へ構内運搬し、同建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵する。

使用済燃料は、使用済燃料ピット内で通常 12 箇月間以上冷却し、冷却を終えた使用済燃料は、使用済燃料ピットクレーン等を使用して水中で使用済燃料輸送容器に入れ再処理工場へ搬出する。

さらに、3 号炉及び 4 号炉の燃料取扱及び貯蔵設備のうち、3 号炉原子炉補助建屋内の燃料取扱設備の一部及び使用済燃料貯蔵設備並び

に 4 号炉原子炉補助建屋内の燃料取扱設備の一部及び使用済燃料貯蔵設備を共用する。

使用済燃料ピットの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を中央制御室で監視できるとともに、異常時は警報を発信する。

4.1.1.2 設計方針

燃料の取扱設備及び貯蔵設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うことができるよう以下の方針により設計する。

- (1) 燃料の取扱設備及び貯蔵設備のうち安全上重要な機器は、適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。
- (2) 燃料貯蔵設備は、適切な格納性と補助建屋送気系統及び補助建屋排気系統を有する区画として設計する。
- (3) ウラン新燃料の貯蔵設備は、1 回の燃料取替えに必要とする燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有し、また、使用済燃料の貯蔵設備は、全炉心燃料の約 130%相当数の燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有する設計とする。
- (4) 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料体等の落下を防止するため 2 重ワイヤ等の適切な保持装置を有する設計とする。
- (5) 使用済燃料の取扱設備及び貯蔵設備は、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。
- (6) 使用済燃料の貯蔵設備は、使用済燃料ピット冷却装置を有する設計とする。使用済燃料ピット冷却装置は、使用済燃料ピット水を冷却して使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できるとともに、使用済燃料ピット水を適切な水質に維持できる設計とする。
- (7) 使用済燃料ピットは、冷却用の使用済燃料ピット水の保有量が著しく減少することを防止するため、基準地震動に対して機能を維持する設計とするとともに、使用済燃料ピットに接続する配管は、使用済燃料ピット水の減少を引き起こさない設計とする。

使用済燃料ピット水位は、水位の異常な低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常時に警報を発信する設計とする。また、使用済燃料ピット温度は、ピット水の過熱状態を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常時に警報を発信する設計とする。燃料取扱場所の線量当量率を測定する使用済燃料ピット区域エリアモニタは、管理区域境界における線量当量率限度から設置区域における立入り制限値を包絡する計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常時に警報を発信する設計とする。さらに、使用済燃料ピット内張りからの漏えい検知のための装置を有する設計とする。

外部電源が利用できない場合においても、非常用所内電源からの給電により使用済燃料ピットの温度、水位及び放射線量が監視可能な設計とする。

さらに、万一漏えいが生じた場合には、燃料取替用水タンクからほう素濃度 2,600ppm 以上のほう酸水を注水できる設計とする。

(8) 使用済燃料の貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時においても著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷が生じない設計とする。

(9) 使用済燃料の貯蔵設備は、ほう素濃度 2,600ppm 以上のほう酸水で満たし、定期的にほう素濃度を分析する。また、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は 0.98 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。

ウラン新燃料の貯蔵設備は、浸水することのないようにするが、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は 0.95 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。

さらに、いかなる密度の水分雰囲気でも満たされたと仮定しても未臨界性を確保できる設計とする。

(10) 落下時に使用済燃料ピットの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料ピット周辺の状況、現場における作業実績、図

面等にて確認することにより、落下時のエネルギーを評価し、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー（39.3kJ）以上となる設備等を抽出する。抽出された設備等については、使用済燃料ピットからの離隔を確保するとともに基準地震動による地震力に対しても、床面や壁面へ固定する等により、地震時にも落下を防止できる設計とする。

a. 原子炉補助建屋

原子炉補助建屋の天井を支持する鉄骨梁及び柱は、基準地震動に対して健全性が確保される設計とする。天井は、鋼板の上に鉄筋コンクリート造の床を設け、地震による剥落のない構造とする。壁は、梁や柱の外側に取り付け、使用済燃料ピット内に落下しない構造とする。

b. 使用済燃料ピットクレーン

使用済燃料ピットクレーンは、基準地震動による地震力に対し、クレーン本体、転倒防止金具及び走行レールにおける評価を行い、使用済燃料ピットへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とする。

(a) クレーン本体に発生する地震力が、保守的な吊荷の条件で、耐震性が確保される設計とする。

(b) クレーンの転倒防止金具等に発生する地震力が、保守的な吊荷の条件で、許容応力以下であること。

(c) 走行レールの基礎ボルトに発生する地震力が、走行方向、走行直角方向及び鉛直方向について、地震時に基礎ボルトに発生する荷重が、許容応力以下であること。

c. 補助建屋クレーン

補助建屋クレーンは、使用済燃料ピットの一部走行レールがあるが、走行範囲を制限する措置を講ずること及び建屋の構造により、仮に脱落したとしても、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物とならない設計とする。仮に落下後の移動を想定しても、使用済燃料ピットとの間に燃料取替

用キャナルがあるため、クレーン本体及び吊荷が使用済み燃料ピットへの落下物となることはない。

また、使用済燃料輸送容器をキャスクピット上で取り扱う場合は、燃料ピットゲートを閉止するとともに、使用済燃料輸送容器の移動範囲や移動速度の制限に関する運用上の措置を講ずる。

補助建屋クレーンの走行限界位置を第 4.1.1.2 図に示す。

d. 使用済燃料ピット竜巻飛来物防護対策設備

使用済燃料ピット竜巻防護対策設備は、基準地震動による地震力に対し、評価を行い、使用済燃料ピットへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とする。

(a) 使用済燃料ピット竜巻飛来物防護対策設備に発生する地震力が、保守的な条件で、耐震性が確保される設計とする。

(b) 使用済燃料ピット竜巻飛来物防護対策設備に発生する地震力が、水平方向、直角方向及び鉛直方向について、地震時に使用済燃料ピット竜巻飛来物防護対策設備の架台の基礎ボルト等、評価対象部位を定め、評価対象部位に発生する荷重が、許容応力以下であること。

(11) 新燃料及び使用済燃料貯蔵設備は、原子炉補助建屋内に設け、これらと炉心との間には燃料集合体の移動等のために、原子炉格納容器を貫通する燃料移送装置を含む燃料取扱設備を設ける。

(12) 燃料移送装置の原子炉格納容器貫通部は、原子炉格納容器ハウンドリの健全性を保証できるよう設計する。

(13) 冷却後の使用済燃料を、輸送容器に収容し、容器表面を除染して再処理工場へ輸送できるように設計する。

4.1.1.3 主要設備の仕様

燃料の取扱設備及び貯蔵設備の設備仕様を第 4.1.1.1 表に示す。

4.1.1.4 主要設備

(1) 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、原子炉補助建屋内の独立した区画に設け、キャン型のラックに新燃料を1体ずつ挿入する構造とし、乾燥状態で貯蔵する。

新燃料貯蔵庫は、万一純水で満たされたとしても実効増倍率が0.95以下になるよう設計する。さらに、いかなる密度の水分雰囲気でも満たされたと仮定しても臨界未満となるよう設計する。

貯蔵容量は全炉心燃料の約54%相当分とする。

貯蔵庫は浸水することのない構造とし、さらに、排水口を設ける。また、水消火設備は設けない。

(2) 使用済燃料ピット

使用済燃料ピットは、原子炉補助建屋内に設け鉄筋コンクリート造で、耐震設計Sクラスとする。壁は遮蔽を考慮して十分厚くする。使用済燃料ピット内面は、漏水を防ぎ保守を容易にするために、ステンレス鋼板で内張りした構造とする。

使用済燃料ピット水の減少防止のために、使用済燃料ピット冷却装置の取水のための配管は使用済燃料ピット上部に取り付け、また、注水のための配管にはサイフォンブレーカを取り付ける。さらに、使用済燃料ピット底部には排水口は設けない。

サイフォンブレーカの配置を第4.1.1.3図に示す。

使用済燃料ピットのステンレス鋼板内張りから、万一漏えいが生じた場合に漏えい水の検知ができるように、漏えい検知装置を設置し、燃料取替用水タンクからほう素濃度2,600ppm以上のほう酸水を注水できる設計とする。

貯蔵容量は、全炉心燃料の約270%相当分とする。

使用済燃料ピット内には、原子炉容器から取り出した使用済燃料を鉛直に保持し、ほう素濃度2,600ppm以上のほう酸水中に貯蔵するためのアングル型の使用済燃料ラックを配置する。使用済燃料ラックは、各ラックのセルに1体ずつ燃料集合体を挿入する構造で、

耐震設計 S クラスとする。使用済燃料ラックは、材料としてステンレス鋼を使用し、ラック中心間隔は、たとえ設備容量分の新燃料を貯蔵し、純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は0.98以下になるように決定する。

使用済燃料ピットには、ウラン新燃料を初装荷時に気中で、また、燃料取替え時に水中に一時的に保管する。また、使用済燃料ピットにはバーナブルポイズン、使用済制御棒等を貯蔵する。

また、使用済燃料輸送容器を置くためにキャスクピットを設ける。

なお、使用済燃料ピット（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用並びに4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用）は、3号炉及び4号炉添付書類八「4.1.1.4(2) 使用済燃料ピット」に同じ。

(3) 輸送容器除染装置

輸送容器除染装置は、使用済燃料ピットに隣接して設け、使用済燃料輸送容器等の除染を行う。

また、除染場ピット（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設、並びに4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉及び4号炉添付書類八 4.1.1.4(3)除染場ピットに同じ。

(4) キャビティ及びキャナル

キャビティは原子炉容器上方に設け、燃料取扱い時にほう酸水を満たすことにより燃料取扱い時に必要な遮へいが得られるようにする。

原子炉容器とキャビティ底面のすきまは、水張りに先立ってシーリングによってシールする。

キャビティは、鉄筋コンクリート造で、内面はステンレス鋼板で内張りし、炉内構造物及びその他の必要な工具を置くことができる十分な広さを持たせる。

キャナルは、キャビティと原子炉補助建屋の間で燃料集合体を移送するための水路である。この水路は原子炉格納容器を貫通する燃

料移送管を介して原子炉補助建屋内チャンネルと原子炉格納容器内チャンネルに分かれる。

原子炉格納容器内チャンネルの側壁の高さ及び内張り材料はキャビティと同じとし、燃料取替え時にキャビティとつながるプールを形成する。

また、3号炉原子炉補助建屋内チャンネル（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）及び4号炉原子炉補助建屋内チャンネル（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉及び4号炉添付書類ハ4.1.1.4(4)原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネルのうち原子炉補助建屋内チャンネルに同じ。

(5) 燃料取替クレーン

燃料取替クレーンは、キャビティと原子炉格納容器内チャンネルの上に設けたレール上を水平に移動するブリッジと、その上を移動するトロリーよりなるブリッジクレーンである。

トロリー上には、運転台及び燃料集合体をつかむためのグリップチューブを内蔵した外部マスト・アセンブリがあり、燃料集合体はマストチューブ内に入った状態でキャビティ及び原子炉格納容器内チャンネルの適当な位置に移動することができる。

グリップチューブの下部にあるグリップは、空気作動式とし、燃料集合体をつかんだ状態で空気が喪失しても、安全側に働いて燃料集合体を落とすことのない構造とする。

ブリッジ・トロリーの駆動及びグリップチューブの昇降を安全かつ確実にを行うために、各装置にはインターロックを設ける。

燃料取替クレーンは、地震時にも転倒することがないように設計し、さらに、走行部はレールを抱え込む構造とする。

(6) 使用済燃料ピットクレーン

使用済燃料ピットクレーンは、使用済燃料ピット上を移動するブリッジクレーンであり、使用済燃料ピット内での燃料集合体の移動はブリッジ上のホイスト、取扱工具等によって行う。

使用済燃料ピットクレーンは、駆動源の喪失に対しフェイル・ア

ズ・イズの設計とするとともに、フックは2重ワイヤとし、取扱工具は、燃料取扱い中に燃料集合体が外れて落下することのないような機械的インターロックを設ける。

使用済燃料ピットクレーンは、地震時にも転倒することがないように設計し、さらに、走行部はレールを抱え込む構造とする。

燃料取扱作業中は、通常、補助建屋排気設備により使用済燃料ピット区域の排気を補助建屋排気筒から放出しているが、万一、燃料取扱事故が発生した場合は、燃料集合体落下信号を発生させ、補助建屋排気設備の自動起動（運転中の場合は運転継続）、ダンパの切替等により確実に使用済燃料ピット区域の排気を補助建屋排気筒から放出する。なお、燃料集合体落下信号は、多重性をもった設計とする。

また、使用済燃料ピットクレーン（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設、並びに4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉及び4号炉添付書類八4.1.1.4(6)使用済燃料ピットクレーンに同じ。

(7) 燃料移送装置

燃料移送管を通して燃料を移送するために、水中でレール上を走行する移送台車及び燃料移送管の両端のトラックフレームに燃料集合体の姿勢を変えるリフティング機構を設ける。

移送台車及びリフティング機構には、燃料集合体の受渡しを安全かつ確実にできるようにインターロックを設ける。

燃料取替え時以外は、移送台車を使用済燃料ピット側に納め、燃料移送管の隔離弁を閉止し、閉止ふたをする。

(8) 制御棒クラスタ取替装置

制御棒クラスタ取替装置は、キャナル内に設け、燃料集合体に挿入されている制御棒クラスタを取り出し、他の燃料集合体に装着する装置である。

この制御棒クラスタ取替作業は、すべて水中で行う。

(9) 新燃料エレベータ

新燃料エレベータは、1体の燃料集合体を載せることのできる箱型エレベータで、補助建屋クレーンから使用済燃料ピットクレーンに新燃料を受渡しする装置である。新燃料エレベータは、駆動源の喪失に対しフェイルセーフ設計とし、燃料集合体の落下を防止する構造とする。

(10) 使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位は、通常水位からの水位の低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室において監視可能とする。

また、使用済燃料移送時に必要な水遮蔽厚さ等を考慮し、使用済燃料ピットの水位の異常を検知した場合は中央制御室において警報を発信する。

(11) 使用済燃料ピット温度

使用済燃料ピット温度は、使用済燃料ピット水の水温を監視できる計測範囲を有し、中央制御室において監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発信する。

(12) 使用済燃料ピット区域エリアモニタ

使用済燃料ピット区域エリアモニタは、使用済燃料ピット周辺の放射線量を監視できる計測範囲を有し、中央制御室において監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発信する。

4.1.1.5 手順等

(1) 使用済燃料ピットへの重量物落下防止対策

- a. 使用済燃料ピット周辺の設備やクレーンで取り扱う吊荷については、4.1.1.2 設計方針(10)の考え方にに基づき使用済燃料ピットに影響を及ぼす落下物となる可能性を評価し、落下防止措置を実施する。
- b. 使用済燃料ピット上の燃料集合体取扱作業において、燃料集合体下端の吊上げの上限高さはピット底部より 5.4m とすることを手順等で整備し、的確に操作を実施する。

- c. 使用済燃料ピットの健全性を維持するため、燃料取扱設備の吊荷に対する落下防止対策として、ワイヤ２重化や可動範囲制限等を施した設備を使用することとし、それらを手順等に整備し、的確に実施する。
 - d. 補助建屋クレーンにより、使用済燃料輸送容器をキャスクピット上で取り扱う場合は、燃料ピットゲートを閉止する。また、使用済燃料輸送容器の移動範囲や移動速度の制限に関する運用上の措置を講ずることとし、それらを手順等に整備し、的確に実施する。
 - e. クレーン等安全規則に基づき、定期点検及び作業開始前点検を実施するとともに、クレーンの運転、玉掛は有資格者が実施する。
 - f. 使用済燃料ピットの健全性を維持するため、重量物落下防止に係る設備等については、適切に保守管理を実施するとともに必要に応じ補修を行う。
 - g. 使用済燃料ピットへの重量物落下防止に係る落下防止措置及び当該設備の保守管理に関する教育を行う。
- (2) 使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度及び使用済燃料ピット区域エリアモニタに要求される機能を維持するため、適切に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
- (3) 使用済燃料ピットの計測設備に係る保守管理に関する教育を行う。

4.1.2 重大事故等時

4.1.2.1 概要

使用済燃料ピットは、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、使用済燃料ピットの注水機能喪失、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいにより使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等で想定される注水、

スプレイ及び蒸気条件においても臨界を防止する設計とする。

具体的には、制御棒クラスタ等の中性子吸収効果を考慮せずに未臨界を維持できる設計とし、以下の条件で評価する。

解析の条件設定については、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、実効増倍率に対して余裕が小さくなるような設定とする。また、解析条件の不確かさ影響を考慮する必要がある場合には、影響評価において感度解析を行う。

- ・燃料配置については、実効増倍率に対して余裕が小さくなるよう、濃縮度が最も高い取替燃料が新燃料として全てのラックに貯蔵された状態を設定する。
- ・水の状態については、液相部と気相部の2相に分け、水位変化を踏まえて評価する。液相部は純水とし、気相部においては、飽和蒸気存在を考慮する。
- ・流量については、現実的な条件となるよう、重大事故等時対応のため整備している注水及び放水に係る手順全てが同時に実施されたとして設定するとともに、不確かさとして設置されるポンプの全数起動を考慮する。
- ・流入範囲及び流量分布については、現実的な条件となるよう、全流量がラック面積に対し一様に流入するものとして設定するとともに、不確かさとして全流量が局所領域に集中することを考慮する。
- ・燃料集合体内へ流入する水量の割合については、現実的な条件となるよう、ラックの中心間距離と燃料集合体外寸から求まる面積比等から設定するとともに、不確かさとして斜め方向から液滴が流入することを考慮する。
- ・燃料集合体内に流入した水は、実効増倍率に対して余裕が小さくなるよう、全てが液膜となるように設定する。
- ・液膜については、実効増倍率に対して余裕が小さくなるよう、燃料棒全周に対し一様に形成されるとした上で、厚くなるように設定する。

- ・放水の液滴径については、実効増倍率に対して余裕が小さくなるよう、スプレー試験等で得られた知見を踏まえ設定するとともに、不確かさとして有意であると考えられる値の下限を考慮する。
- ・海水中の塩素による中性子吸収を考慮することとし、塩素濃度については、実効増倍率に対して余裕が小さくなるよう、海水の塩分濃度の下限値を踏まえ設定する。

4.1.2.2 設計方針

4.1.2.2.1 悪影響防止

基本方針については、「1.1.8.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

使用済燃料ピットは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

4.1.2.2.2 環境条件等

基本方針については、「1.1.8.3 環境条件等」に示す。

使用済燃料ピットは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

使用済燃料ピットは、代替水源として海水を使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

4.1.2.3 主要設備及び仕様

燃料の取扱設備及び貯蔵設備（重大事故等時）の主要設備及び仕様を第 4.1.2.1 表に示す。

4.1.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.8.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

使用済燃料ピットは、外観の確認が可能な設計とする。また、漏えい等の確認が可能な設計とする。

4.2 使用済燃料ピット冷却装置

使用済燃料ピット冷却装置は、使用済燃料から発生する崩壊熱を十分除去できる能力を持つ。

使用済燃料ピットクーラは 2 基設置し、その冷却容量は過去に取り出された使用済燃料が使用済燃料ピットに貯蔵されているときに燃料取替えで原子炉から全炉心を取り出して貯蔵した場合に、使用済燃料ピット水平平均温度が 52℃を超えないように設計する。また、この場合において、使用済燃料ピットポンプ 1 台運転でも使用済燃料ピット水平平均温度を 65℃以下に保つ。

使用済燃料ピットクーラの胴側に原子炉補機冷却水を通し、管側には使用済燃料ピット水を通す。

使用済燃料ピットフィルタ及び脱塩塔は、使用済燃料ピット水を清浄に保つために設ける。

また、使用済燃料ピット水浄化冷却設備（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用）は、3号炉及び4号炉添付書類八「4.2 使用済燃料ピット水浄化冷却設備」に同じ。

主要機器の設計仕様の概要は、次のとおりである。

使用済燃料ピットクーラ

型	式	横置U字管式
基	数	2
伝	熱	容
量		約 2.9MW 及び約 4.4MW
最	高	使
用	圧	力
管	側	0.98MPa [gage]
胴	側	0.98MPa [gage]
最	高	使
用	温	度
管	側	95℃
胴	側	95℃

材	料	
管	側	ステンレス鋼
胴	側	炭素鋼

使用済燃料ピットポンプ

型	式	うず巻式
台	数	2
容	量	約 523m ³ /h（1 台当たり）
本	体	材
料		ステンレス鋼

使用済燃料ピット脱塩塔

基	数	1
流	量	約 25m ³ /h
最	高	使用圧力
		0.98MPa〔gage〕
最	高	使用温度
		95℃
本	体	材
料		ステンレス鋼

使用済燃料ピットフィルタ

基	数	1
流	量	約 34m ³ /h
最	高	使用圧力
		0.98MPa〔gage〕
最	高	使用温度
		95℃
本	体	材
料		ステンレス鋼

4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

4.3.1 概要

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の概略系統図を第 4.3.1 図から第 4.3.2 図に示す。

4.3.2 設計方針

- (1) 使用済燃料ピット水位の低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の冷却、放射線の遮蔽及び臨界防止

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピット内燃料集合体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても、放射線の遮蔽が維持される水位を確保するための設備として以下の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮蔽必要水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上部にサイフォンブレーカを設ける設計とする。使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮蔽必要水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

なお、冷却及び水位確保により使用済燃料ピットの機能を維持し、純水冠水状態で未臨界を維持できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピットクーラの故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水タンク、2次系純水ポンプ及び2次系純水タンクの故障等によ

り使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）として、送水車、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

海水を送水車により使用済燃料ピットへ注水する設計とし、送水車の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・送水車
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（1号及び2号炉共用）（10.2 代替電源設備）

使用済燃料ピットについては、「4.1 燃料の取扱設備及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」にて記載する。燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。非常用海水路及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

(2) 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出低減

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等で想定される注水、スプレイ及び蒸気条件においても未臨界を維持できることにより臨界を防止し、燃料損傷時に使用済燃料ピット全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）を設ける。

可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）として、送

水車、スプレイヘッダ、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

海を水源とした送水車は、可搬型ホースによりスプレイヘッダを介して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。送水車の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・送水車
- ・スプレイヘッダ
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（1号及び2号炉共用）（10.2 代替電源設備）

使用済燃料ピットについては、「4.1 燃料の取扱設備及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」にて記載する。燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。非常用海水路及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

(3) 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、燃料損傷時に原子炉補助建屋に大量の水を放水することによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の放水設備（使用済燃料ピットへの放水）を設ける。

放水設備（使用済燃料ピットへの放水）として、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする大容量ポンプ（放水砲用）と接続することにより、原子炉補助建屋に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 大容量ポンプ（放水砲用）（１号及び２号炉共用）
- ・ 放水砲（１号及び２号炉共用）
- ・ 燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリー（１号及び２号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

(4) 使用済燃料ピットに係るパラメータの監視

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、重大事故等時に使用済燃料ピットに係る監視に必要な設備として以下のパラメータを計測する計測設備（使用済燃料ピットの監視）を設ける。

使用済燃料ピット水位（広域）、可搬型使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度（AM用）及び可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

使用済燃料ピットに係る重大事故等時の使用済燃料ピットの状態を使用済燃料ピットエリア監視カメラにより監視できる設計とする。

これらの設備は、ディーゼル発電機に加えて代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

可搬型使用済燃料ピット水位は、吊込装置（フロート、シンカーを含む。）、延長ワイヤ等を可搬型とすることにより、ピット内の構造等に影響を受けない設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性を把握し、測定結果の傾向を確認することで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。

使用済燃料ピットエリア監視カメラの耐環境性向上に必要な空気は使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置より供給する設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・使用済燃料ピット水位（広域）
- ・可搬型使用済燃料ピット水位
- ・使用済燃料ピット温度（AM用）
- ・可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ
- ・使用済燃料ピットエリア監視カメラ（使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を含む。）
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・空冷式非常用発電装置用給油ポンプ（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（1号及び2号炉共用）（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう、空冷式非常用発電装置用給油ポンプ及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、使用済燃料ピット水位（広域）、可搬型使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度（AM用）、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ（使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を含む）の電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

4.3.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.8.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

送水車を使用した使用済燃料ピットへの代替注水は、ポンプ付のエンジンによる駆動方式を採用することにより、使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピットクーラを使用した使用済燃料ピットの冷却機能並びに燃料取替用水ポンプ又は2次系純水ポンプを使用した使用済燃料ピットの注水機能に対して多様性を持った起動方式により駆動で

きる設計とする。また、海を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする燃料取替用水ポンプ又は２次系純水タンクを水源とする２次系純水ポンプを使用した使用済燃料ピットの注水機能に対して異なる水源を持つ設計とする。

送水車は、屋外の２次系純水タンク、燃料取替用水タンク、原子炉補助建屋内の燃料取替用水ポンプ、使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピットクーラ並びにタービン建屋内の２次系純水ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）、可搬型使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度（ＡＭ用）及び可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ並びに使用済燃料ピットエリア監視カメラは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

4.3.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.8.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

使用済燃料ピットへの注水に使用する送水車は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する送水車及びスプレイヘッドは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットへの放水に使用する大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、他の設備から独立して一体で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

送水車、スプレイヘッダ、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、アウトリガー等により固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットの監視に使用する使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（AM用）及び使用済燃料ピットエリア監視カメラは、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットの監視に使用する可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

4.3.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.8.2 容量等」に示す。

送水車は、使用済燃料ピットの冷却機能の喪失、注水機能の喪失及び小規模の漏えいによりピット水位が低下した場合の補給設備として使用する。冷却機能の喪失及び注水機能の喪失による水位低下を防止するためには、使用済燃料ピットの蒸散量を上回る補給量を有する必要がある。また、小規模の漏えいによる水位低下については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えいの場合は、サイフォンブレイカの効果によりサイフォンブレイカ開口部の高さで水位の低下は止まり、最も水位が低下する使用済燃料ピット出口配管からの漏えいの場合は、出口配管の高さまで水位が低下することで漏えいは止まるため、出口配管の水位から遮蔽基準値に相当する水位に到達するまでは余裕があることから、使用済燃料ピットの蒸散量を上回る補給量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、2セット2台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の合計3台を分散して保管する設計とする。また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代

替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合において、使用済燃料ピット全面にスプレーすることにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要な容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は、2 セット 2 台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 台（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用、既設）の合計 3 台を分散して保管する設計とする。

スプレーヘッダは、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合において、使用済燃料ピット全面にスプレーすることで、できる限り環境への放射性物質の放出を低減することができるものを 1 セット 1 個使用する。保有数は 1 セット 1 個、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 個（1 号及び 2 号炉共用）の合計 2 個を保管する設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）は、放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による霧状放水により広範囲において原子炉補助建屋等に放水でき、かつ、大容量ポンプ（放水砲用）2 台を接続することで 1 号炉及び 2 号炉の両方に同時放水できる容量を有するものを 1 号炉及び 2 号炉で 1 セット 2 台使用する。保有数は、1 セット 2 台（1 号及び 2 号炉共用）、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 台（原子炉冷却系統施設の大容量ポンプを予備として兼用）の合計 3 台を保管する設計とする。

放水砲は、放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による霧状放水により広範囲において原子炉補助建屋等に放水できる容量を有するものを 1 号炉及び 2 号炉で 1 セット 1 台使用する。保有数は、複数の方向から放水することを考慮して 2 台（1 号及び 2 号炉共用）、保守点

検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 台（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用）の合計 3 台を保管する設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）及び使用済燃料ピット温度（AM 用）は、重大事故等時により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とする。

可搬型使用済燃料ピット水位は、重大事故等時により変動する可能性のある使用済燃料ピット上部から底部近傍までの範囲にわたり測定できる設計とする。保有数は、1 セット 1 個、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 個（1 号及び 2 号炉共用）の合計 2 個を保管する設計とする。

使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置は、使用済燃料ピットエリア監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給し、1 セット 1 個使用する。保有数は 1 セット 1 個、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 個（1 号及び 2 号炉共用）の合計 2 個を保管する設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、重大事故等時により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とし、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性を把握し、測定結果の傾向を確認することで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは 1 セット 2 個使用する。保有数は 1 セット 2 個、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 個（1 号及び 2 号炉共用）の合計 3 個を保管する設計とする。

使用済燃料ピットエリア監視カメラは、重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料ピットの状態及び使用済燃料ピットの水温の傾向を監視できる設計とする。

4.3.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.8.3 環境条件等」に示す。

送水車、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、屋外に保管及び設置するため、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

スプレイヘッダは、屋外に保管し、原子炉補助建屋内に設置するため、重大事故等時における屋外及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

送水車及びスプレイヘッダは、水源として海水を使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。

送水車及び大容量ポンプ（放水砲用）は、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）及び使用済燃料ピット温度（AM用）は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。

可搬型使用済燃料ピット水位は、原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、原子炉補助建屋内に保管し、屋外に設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピット

の水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピットエリア監視カメラは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境を考慮して空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。

4.3.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.8.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

放水砲は、車両等により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にてアウトリガーの設置等により固定できる設計とする。

送水車及び大容量ポンプ（放水砲用）は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。

送水車の接続箇所は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は、1号炉及び2号炉共に同一形状とし、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイを行う場合に使用するスプレイヘッドと送水車の接続は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。スプレイヘッドは、車両等により運搬、移動した後、人力により運搬し、所定の場所に配置できる設計とするとともに、設置場所でアウトリガー等により固定できる設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）と放水砲の接続は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。放水砲は、複数の方向から原子炉補助建屋に向けて放水できる設計とする。大容量ポンプ（放水砲用）は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

可搬型使用済燃料ピット水位の吊込装置（フロート、シンカーを含む。）、延長ワイヤ等、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置は、人力により運搬、移動ができる設計とする。

可搬型使用済燃料ピット水位の吊込装置等の取り付けは、取付金具を用いて確実に取り付けできる設計とする。可搬型使用済燃料ピット水位の水位発信器及び延長ワイヤの接続は、確実に接続ができる設計とする。使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置は、現場での操作が可能な設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタの取付架台への取り付けは、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係を評価及び各設置場所間での関係性を把握している場所のうち設置場所としている箇所で、取付金具を用いて確実に取り付けできる設計とする。可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタのケーブル接続はコネクタ接続とし、規格を統一することにより、ケーブルを確実に接続できる設計とする

4.3.3 主要設備及び仕様

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要設備及び仕様を第 4.3.1 表及び第 4.3.2 表に示す。

4.3.4 試験検査

基本方針については、「1.1.8.4 操作性及び試験・検査性」に示す。使用済燃料ピットへの注水に使用する系統（送水車及びスプレイヘッダ）は他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

送水車は分解が可能な構造とする。さらに、車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する系統（送水車及びスプレイヘッダ）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

スプレイヘッダは、使用済燃料ピット全面に噴霧できることの確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

使用済燃料ピットへの放水に使用する系統（大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲）は、試験系統により独立して機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）は、分解が可能な構造とする。さらに、車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

放水砲は、外観の確認が可能な設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）、可搬型使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピット温度（AM用）は、特性の確認が可能なように、模擬入力ができる設計とする。使用済燃料ピットエリア監視カメラは、機能・性能の確認が可能なように、模擬入力による校正ができる設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、特性の確認が可能なように、線源校正ができる設計とする。

4.4 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

4.4.1 概要

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の概略系統図を第 4.4.1 図から第 4.4.3 図に示す。

4.4.2 設計方針

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合における発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（大気への拡散抑制）を設ける。

重大事故等対処設備（大気への拡散抑制）として、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲並びに燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする、大容量ポンプ（放水砲用）と接続することにより、原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉補助建屋へ放水できる設計とする。大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉補助建屋に向けて放水できる設計とする。大容量ポンプ（放水砲用）の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 大容量ポンプ（放水砲用）（1 号及び 2 号炉共用）
- ・ 放水砲（1 号及び 2 号炉共用）
- ・ 燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリー（1 号及び 2 号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設

備」に記載する。

重大事故等対処設備（大気への拡散抑制）として、送水車、スプレイヘッダ、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

海を水源とした送水車は、スプレイヘッダを介して原子炉補助建屋へ放水できる設計とする。送水車の燃料は、燃料油貯油そうからタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・送水車
- ・スプレイヘッダ
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（1号及び2号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。非常用海水路及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備として、重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）を設ける。

重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）として、シルトフェンスを使用する。

シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する5箇所（取水路側1箇所、放水口側4箇所）に設置できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・シルトフェンス（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための設備として、重大事故等対処設備（航空機燃料火災への泡消火）を設ける。

重大事故等対処設備（航空機燃料火災への泡消火）として、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器並びに燃料油貯油そう及びタン

クローリーを使用する。

放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする、大容量ポンプ（放水砲用）と接続し、泡消火剤と混合しながら原子炉格納容器周辺へ放水できる設計とする。大容量ポンプ（放水砲用）の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 大容量ポンプ（放水砲用）（１号及び２号炉共用）
- ・ 放水砲（１号及び２号炉共用）
- ・ 泡混合器（１号及び２号炉共用）
- ・ 燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリー（１号及び２号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

4.4.2.1 悪影響防止

基本方針については、「1.1.8.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

大気への拡散抑制に使用する大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、他の設備から独立して一体で使用可能なことより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大気への拡散抑制に使用する送水車及びスプレイヘッダは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲、送水車及びスプレイヘッダは、アウトリガー等により固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

海洋への拡散抑制に使用するシルトフェンスは、他の設備から独立して使用可能なことより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

航空機燃料火災への泡消火に使用する大容量ポンプ（放水砲用）、

放水砲及び泡混合器は、他の設備から独立して一体で使用可能なことより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

4.4.2.2 容量等

基本方針については、「1.1.8.2 容量等」に示す。

大容量ポンプ（放水砲用）は、放射性物質の拡散を抑制するため又は航空機燃料火災に対応するため、放水砲による直線状の放水により原子炉格納容器の最高点である頂部に又は噴霧状の放水により広範囲において原子炉補助建屋に放水でき、かつ、大容量ポンプ（放水砲用）2 台を接続することで1号炉及び2号炉の両方に同時放水できる容量を有するものを1号炉及び2号炉で1セット2台使用する。保有数は、1号炉及び2号炉で1セット2台（1号及び2号炉共用）、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（原子炉冷却系統施設の大容量ポンプを予備として兼用）の合計3台を保管する設計とする。

放水砲は、放射性物質の拡散を抑制するため又は航空機燃料火災に対応するため、放水砲による直線状の放水により原子炉格納容器の最高点である頂部に又は噴霧状の放水により広範囲において原子炉補助建屋に放水できる容量を有するものを1号炉及び2号炉で1セット2台使用する。保有数は、1号炉及び2号炉で1セット2台（1号及び2号炉共用）、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の合計3台を保管する設計とする。

送水車は、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至った場合において、原子炉補助建屋に放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、2セット2台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考

慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 台（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用、既設）の合計 3 台を分散して保管する設計とする。

スプレイヘッダは、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至った場合において、原子炉補助建屋に放水することで、できる限り環境への放射性物質の放出を低減できるものを 1 セット 1 個使用する。保有数は、1 セット 1 個、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 個（1 号及び 2 号炉共用）の合計 2 個を分散して保管する設計とする。

シルトフェンスは、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、各設置場所に必要な幅を有するシルトフェンスを 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉共用で取水路側に幅約 12m を 2 組（幅約 12m／本を 2 本で 1 組）、放水口側に幅約 80m を 2 組（幅約 20m／本を 4 本で 1 組）、幅約 70m を 2 組（幅約 20m／本を 3 本、幅約 10m／本を 1 本で 1 組）、幅約 10m を 2 組（幅約 10m／本を 1 本で 1 組）、幅約 3.5m を 2 組（幅約 3.5m／本を 6 本で 1 組）、幅約 5m を 2 組（幅約 5m／本を 1 本で 1 組）、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、破損時のバックアップ用として 1 組（幅約 20m／本を 4 本で 1 組）（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用、既設）を保管する設計とする。

泡混合器は、航空機燃料火災に対応するため、放水砲による放水時、泡消火剤を 1%濃度で注入できる容量を有するものを 1 号炉及び 2 号炉で 1 セット 1 台使用する。保有数は、1 号炉及び 2 号炉で 1 セット 1 台（1 号及び 2 号炉共用）、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 台（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用、既設）の合計 2 台を保管する設計とする。

4.4.2.3 環境条件等

基本方針については、「1.1.8.3 環境条件等」に示す。

大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲、送水車、スプレーヘッド、泡混合器及びシルトフェンスは、屋外に保管及び設置するため、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所で可能な設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲、送水車、スプレーヘッド及び泡混合器は、使用時に海水を通水するため海水の影響を考慮した設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）及び送水車は、海から直接取水するため、海水の影響及び異物の混入防止を考慮した設計とする。

シルトフェンスは、海に設置するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

4.4.2.4 操作性の確保

基本方針については、「1.1.8.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

大容量ポンプ（放水砲用）及び送水車は、車輛として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し設置場所にて固定できる設計とする。

放水砲、スプレーヘッド及び泡混合器は、車輛等により、運搬、移動ができる設計とするとともに、放水砲及びスプレーヘッドは、設置場所にてアウトリガー等により固定できる設計とする。

シルトフェンスは、車輛等により運搬が可能な設計とし、確実に設置できる設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器の接続は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。放水砲は、複数の方向から原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉補助建屋に向けて放水できる設計とする。大容量ポンプ（放水砲用）及び泡混合器は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至った場合において、

原子炉補助建屋に放水する場合に使用する、送水車とスプレイヘッダは、可搬型ホースで確実に接続できる設計とする。

スプレイヘッダは、人力により運搬し、所定の場所に配置できる設計とする。

4.4.3 主要設備及び仕様

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要設備及び仕様は第 4.4.1 表のとおり。

4.4.4 試験検査

基本方針については、「1.1.8.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

大気への拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火に使用する系統（大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器）は、試験系統より独立して機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）は、分解が可能な設計とする。さらに、車輛として運転状態の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

放水砲及び泡混合器は、外観の確認が可能な設計とする。

大気への拡散抑制に使用する系統（送水車及びスプレイヘッダ）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

送水車は、分解が可能な設計とする。さらに、車輛として運転状態の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

スプレイヘッダは、使用済燃料ピット全面に噴霧できることの確認が可能な系統設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

海洋への拡散抑制に使用するシルトフェンスは、外観の確認が可能な設計とする。

4.5 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

4.5.1 概要

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備の概略系統図を第 4.5.1 図から第 4.5.12 図に示す。

4.5.2 設計方針

重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するための設備として以下の重大事故等対処設備（海から復水タンクへの補給、復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給、海から使用済燃料ピットへの注水、代替再循環運転）及び代替水源を設ける。

重大事故等により、蒸気発生器 2 次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である 1 次冷却系のフィードアンドブリードの水源として、代替水源である燃料取替用水タンクを使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 加圧器逃がし弁

ほう酸注入タンクは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁の電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。蒸気発生器、冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器及び主冷却材管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

重大事故等により、蒸気発生器2次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（海から復水タンクへの補給）として、送水車、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。送水車は、可搬型ホースを介して復水タンクへ水を補給できる設計とする。送水車の燃料は、燃料油貯油そうからタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・送水車
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（1号及び2号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。非常用海水路及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

重大事故等により、炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水の水源として、代替水源である復水タンク、送水車、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である原子炉下部キャビティ注水ポンプ又は恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの水源として、代替水源である復水タンク、送水車、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

恒設代替低圧注水ポンプは、原子炉又は原子炉格納容器へ水を注水する設計とする。また、原子炉下部キャビティ注水ポンプは原子炉格納容