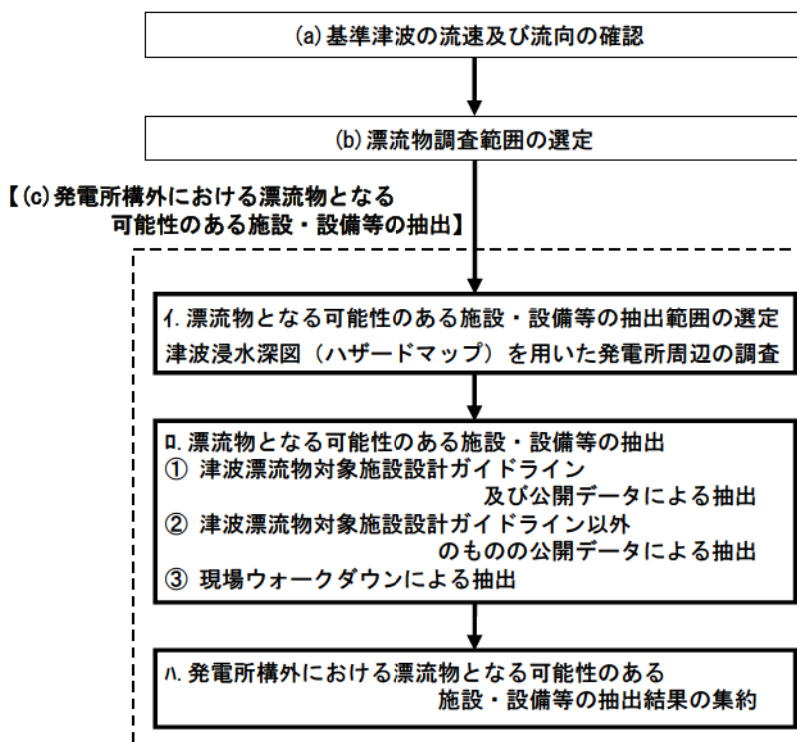
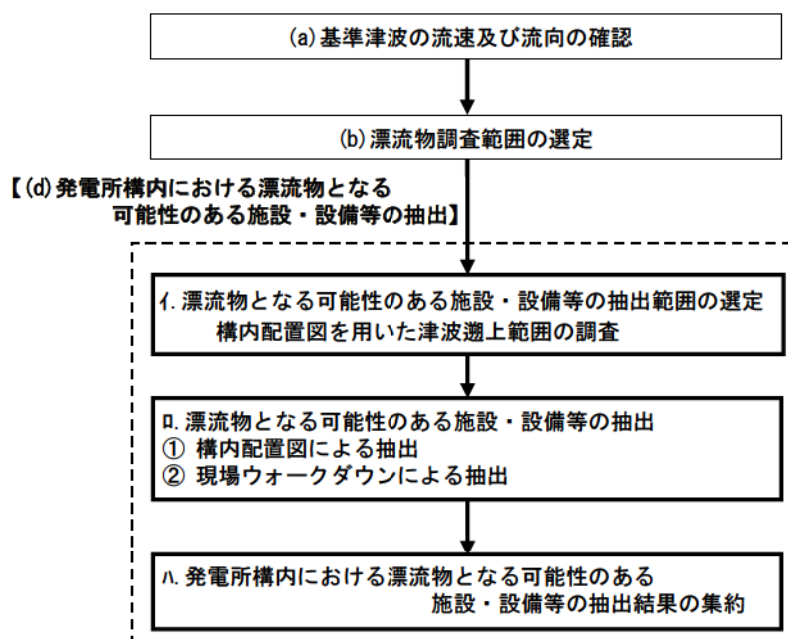
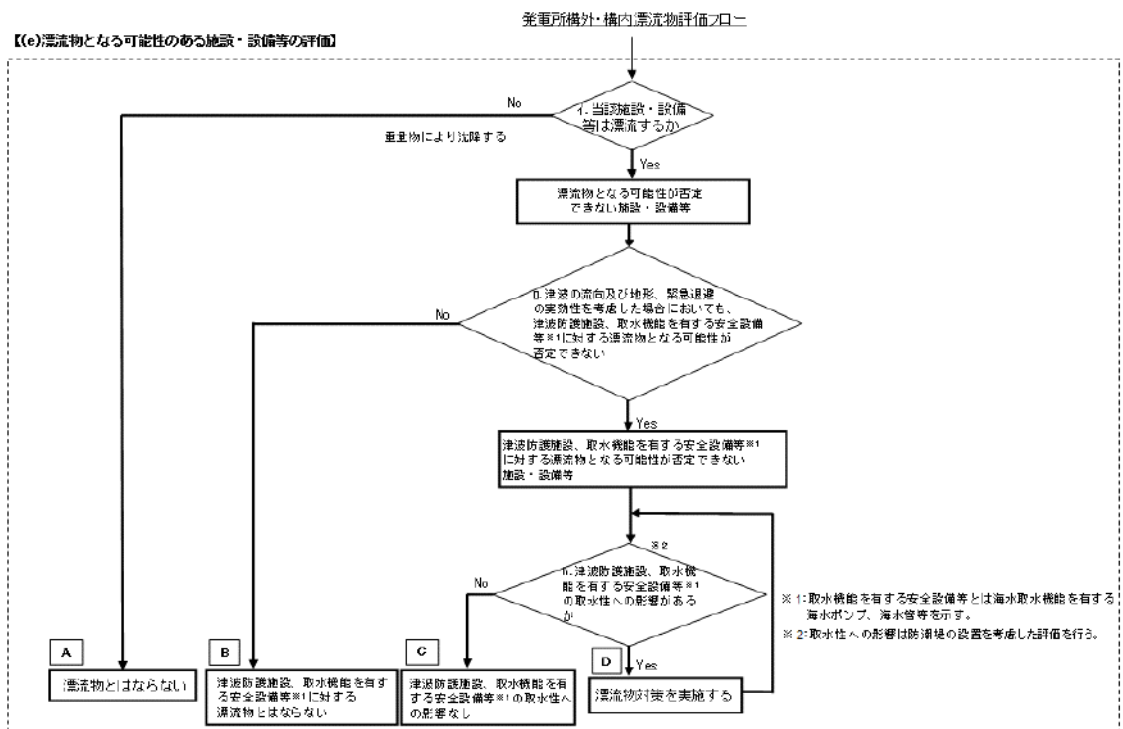




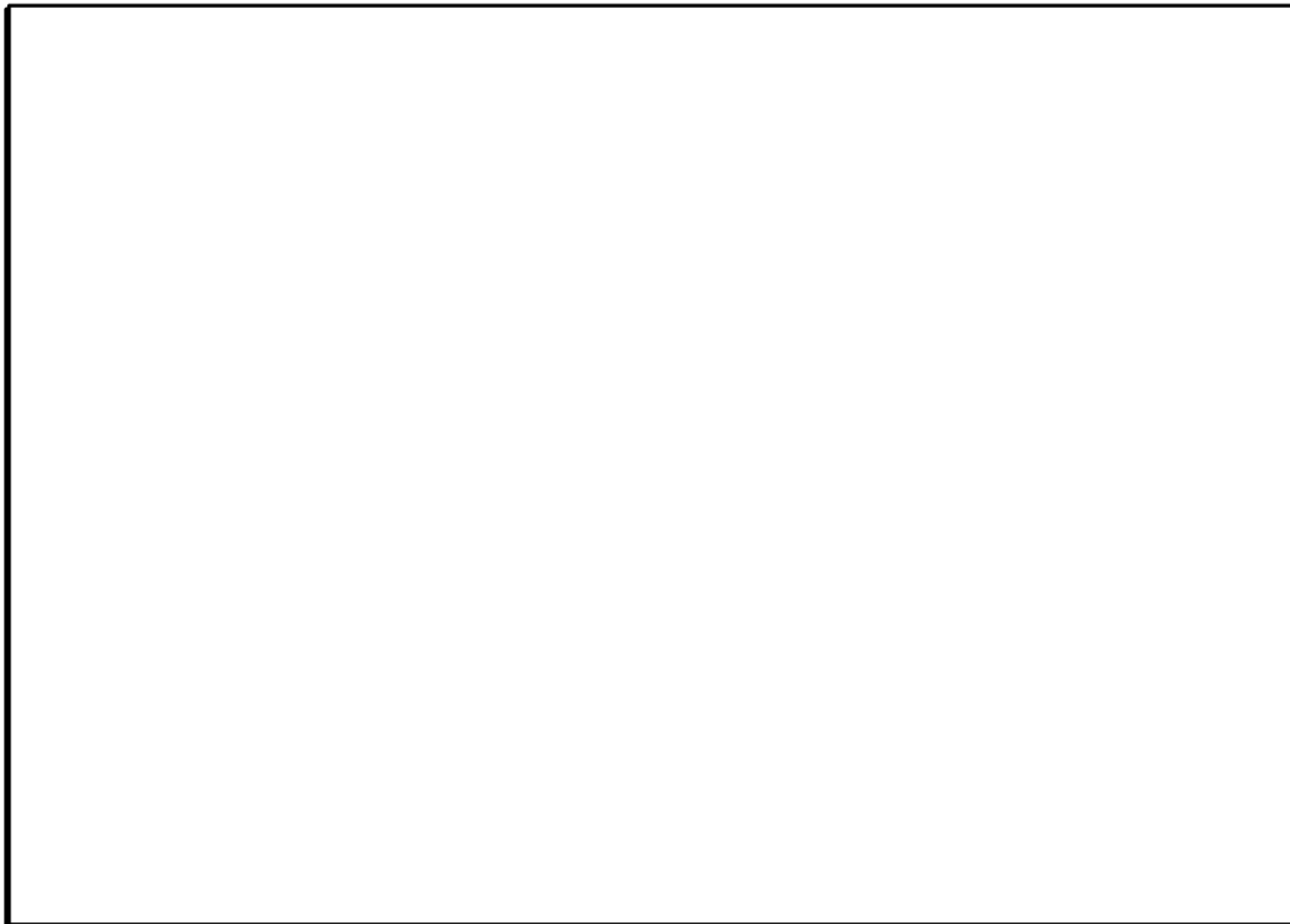
第 1.4.24 図 漂流物評価フロー（構外）



第 1.4.25 図 漂流物評価フロー（構内）



第 1.4.26 図 漂流物評価フロー



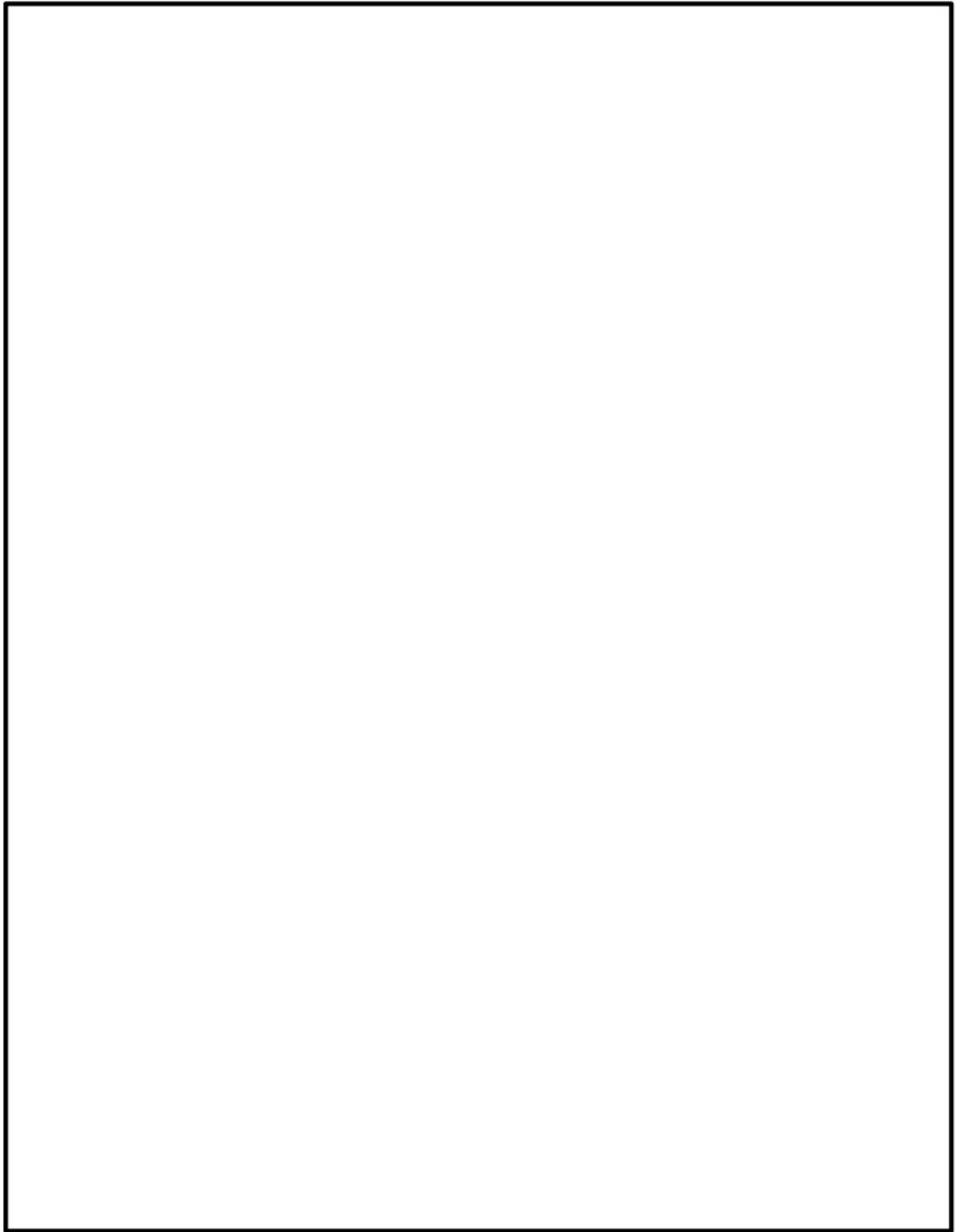
第 1.4.27 図 重大事故等対処施設の津波防護対象範囲

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.4.28 図 特定重大事故等対処施設の津波防護対象範囲

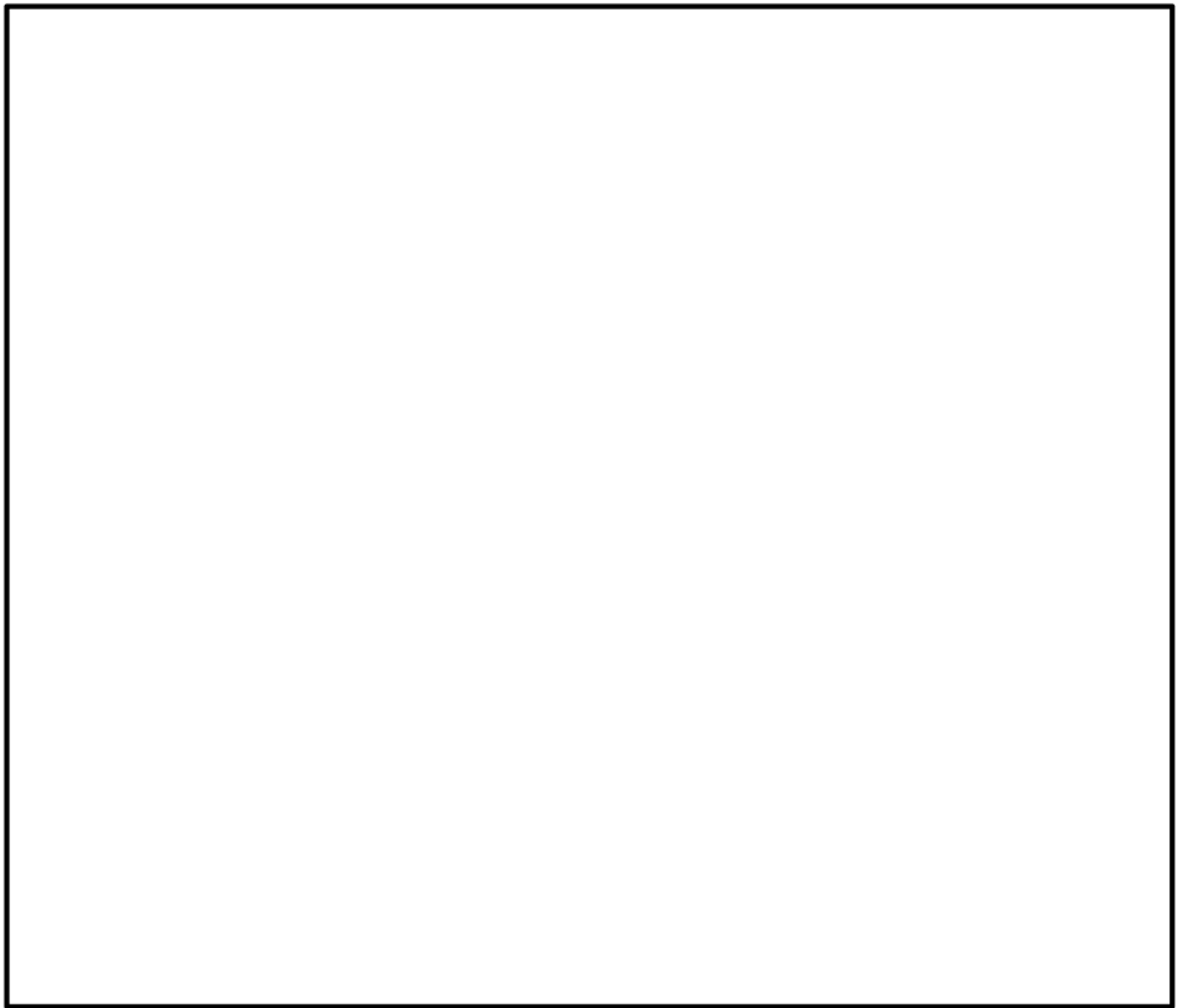
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.4.29 図 入力津波波形



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.4.30 図



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.4.31 図



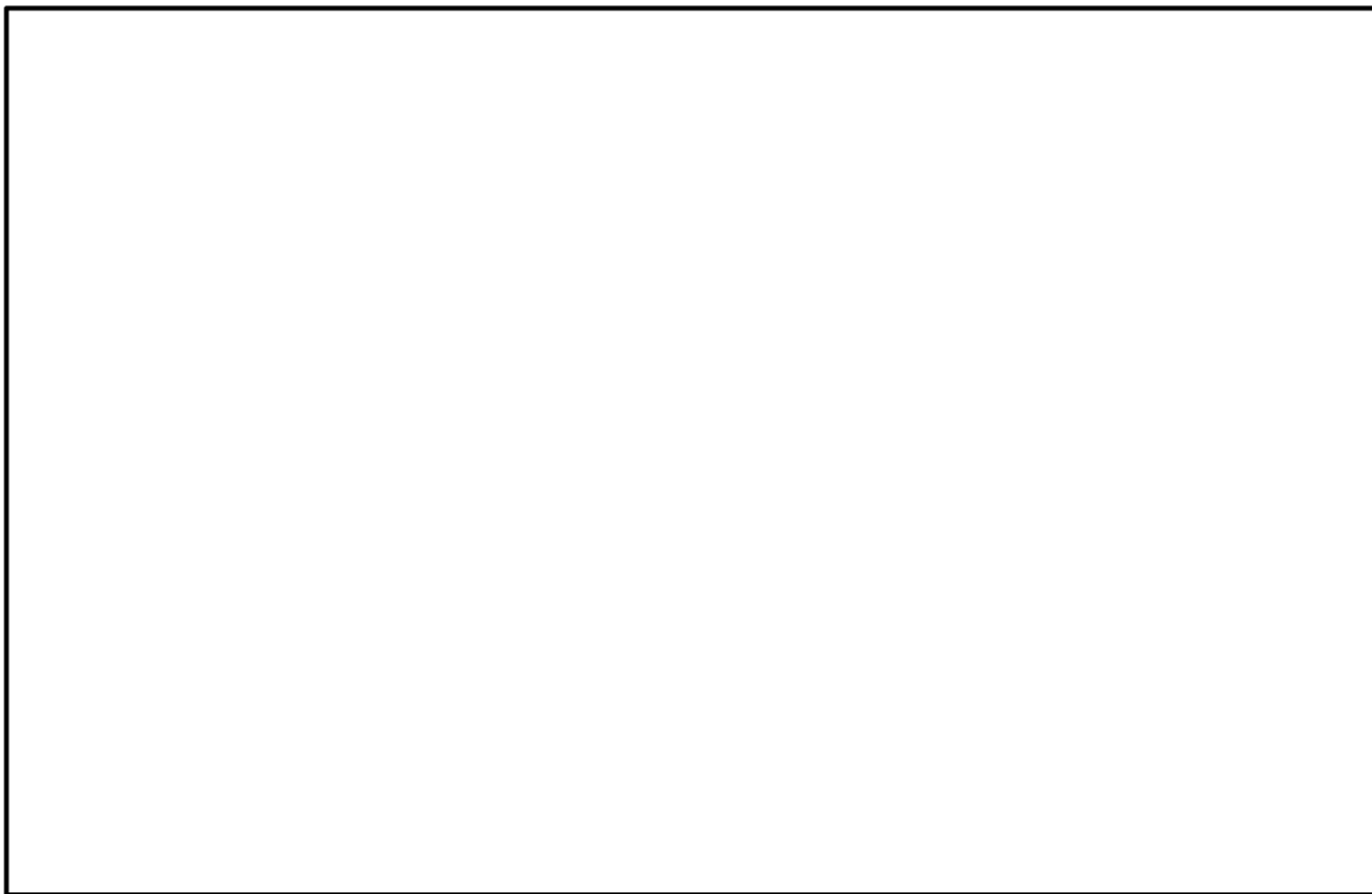
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.4.32 図

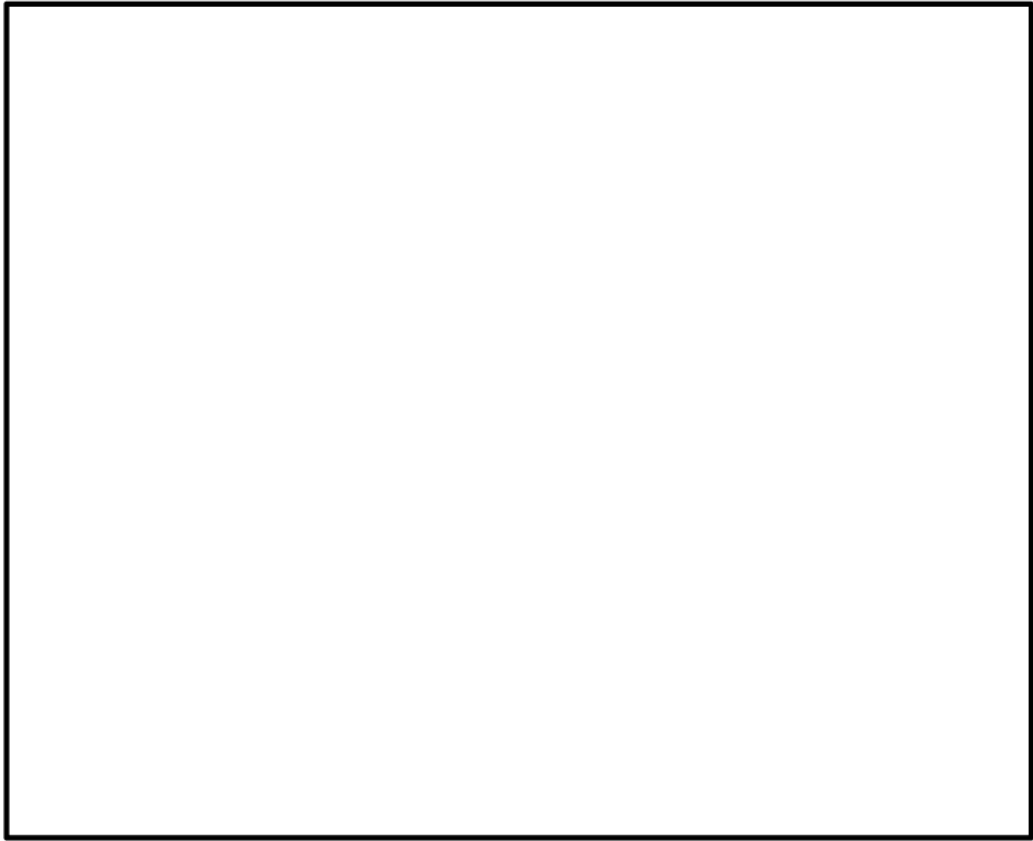


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

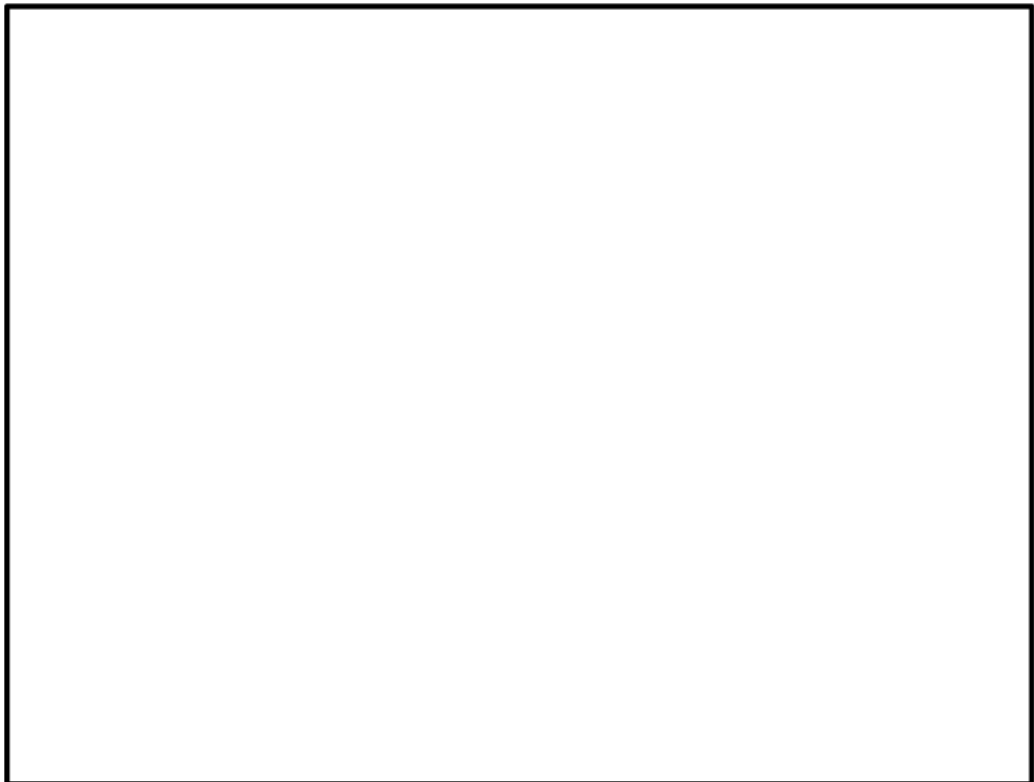


第 1.4.33 図 特定重大事故等対処施設の敷地の特性に応じた津波防護の概要

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

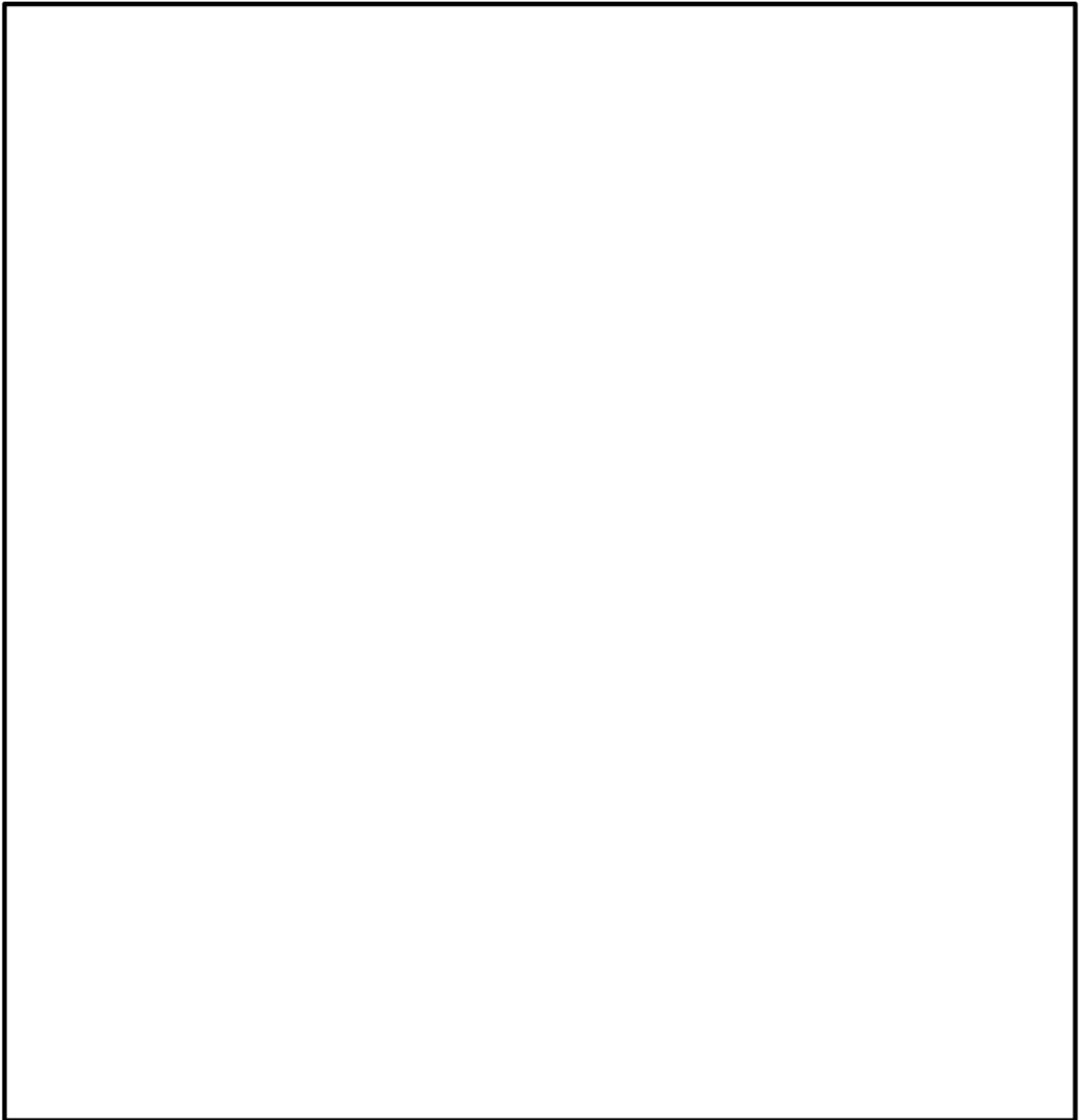


第 1.4.34 図 基準津波に対する漂流物評価フロー（構外）



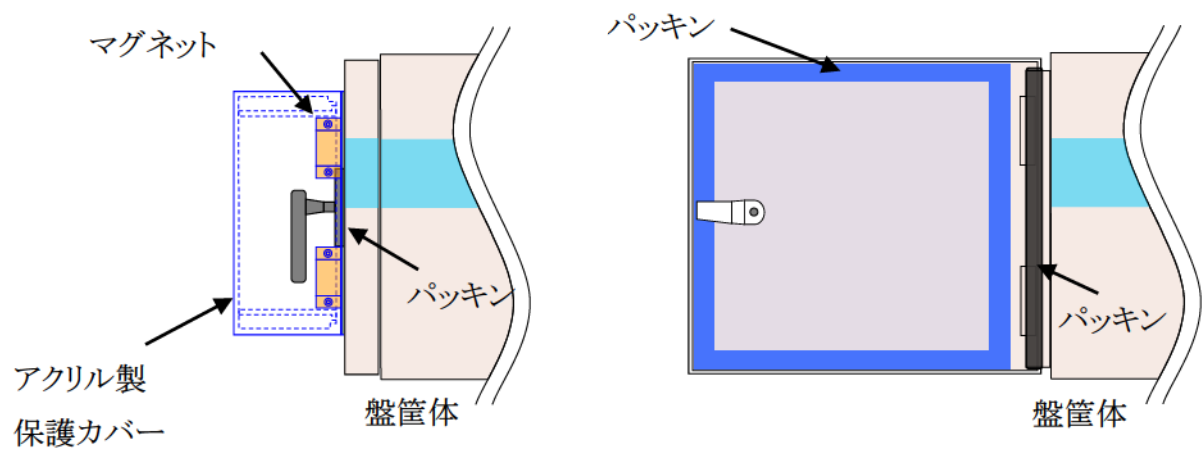
第 1.4.35 図 基準津波に対する漂流物評価フロー（構内）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

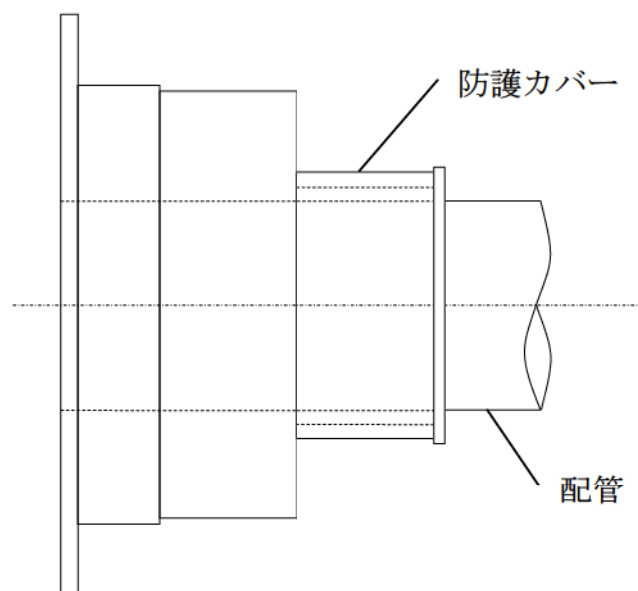


第 1.4.36 図 基準津波に対する漂流物評価フロー

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第1.6.1図 保護カバー等の概要



第1.6.2図 防護カバーの概要



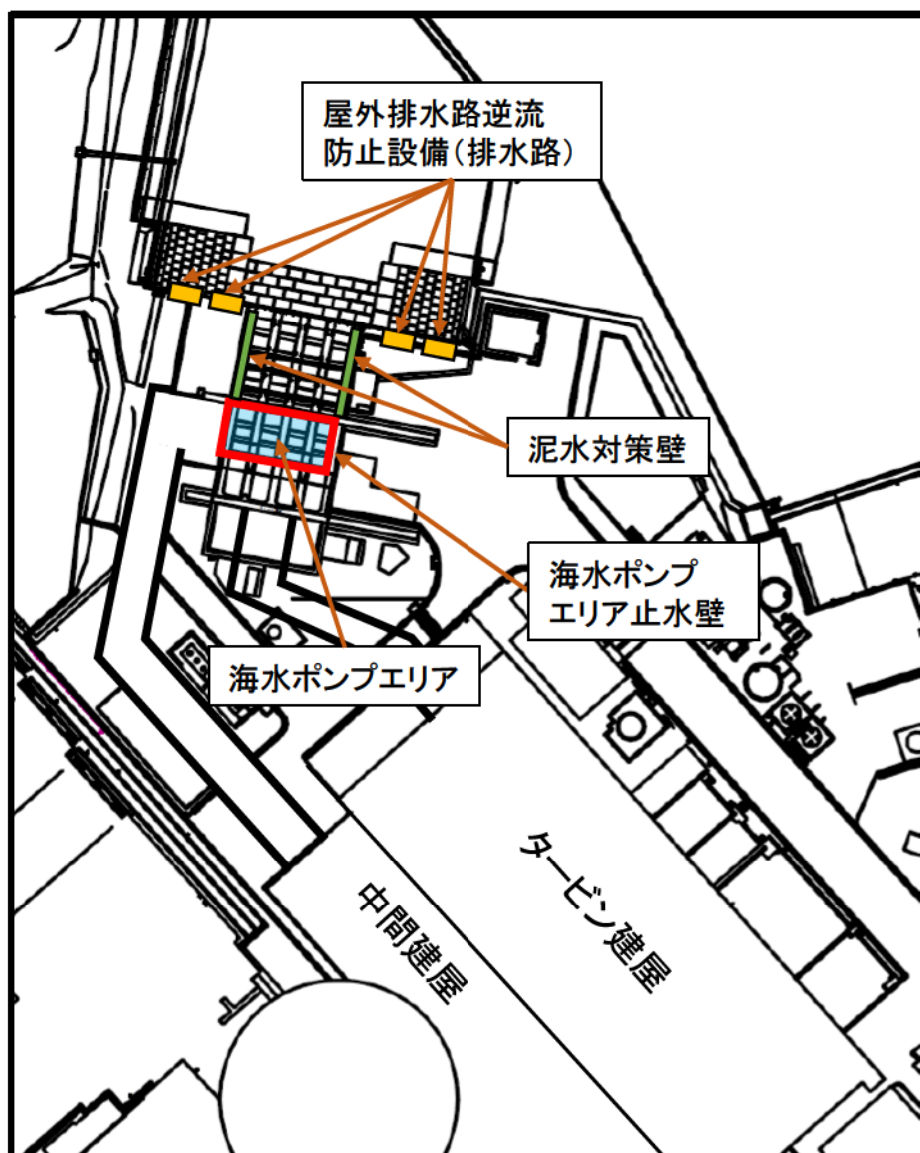
第1.6.3図 水密扉配置図(1/2)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

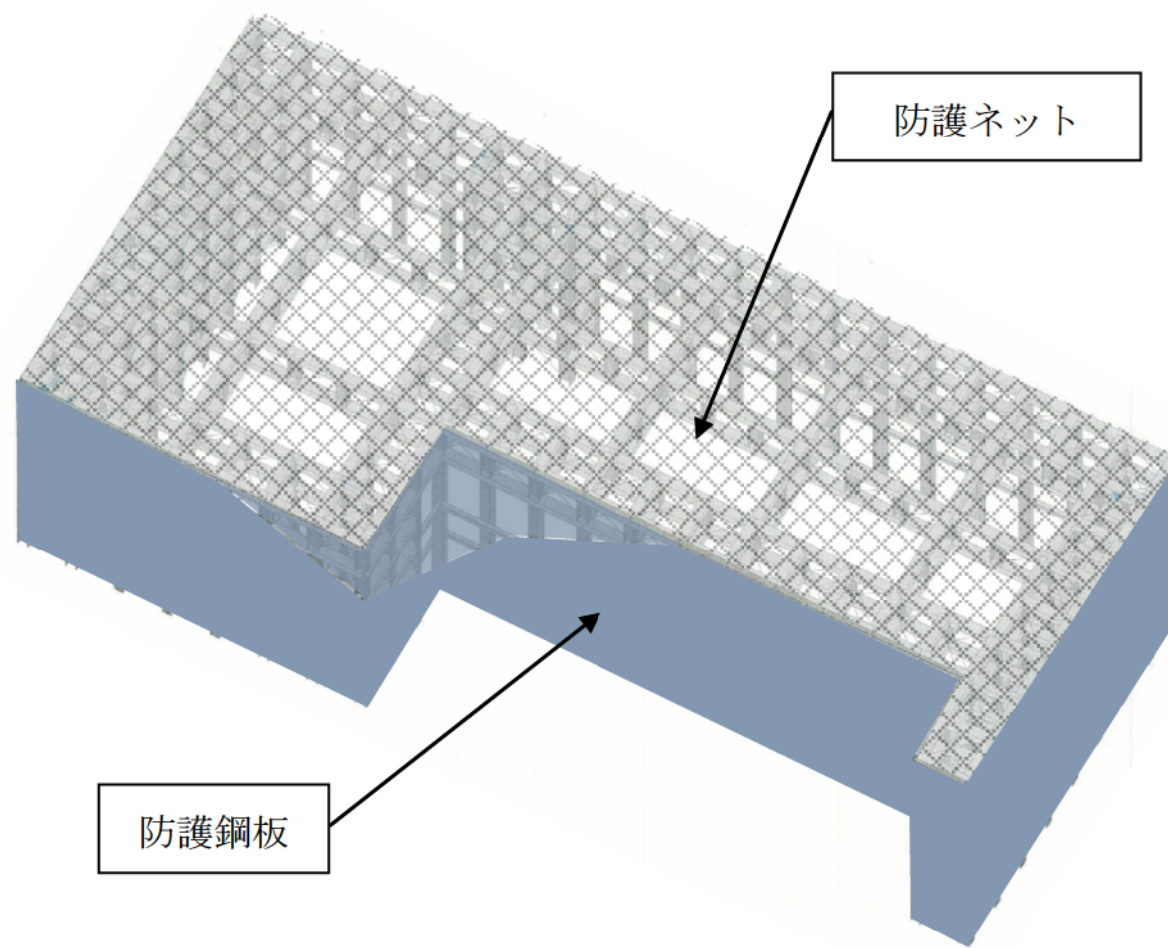


第1.6.3図 水密扉配置図(2/2)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



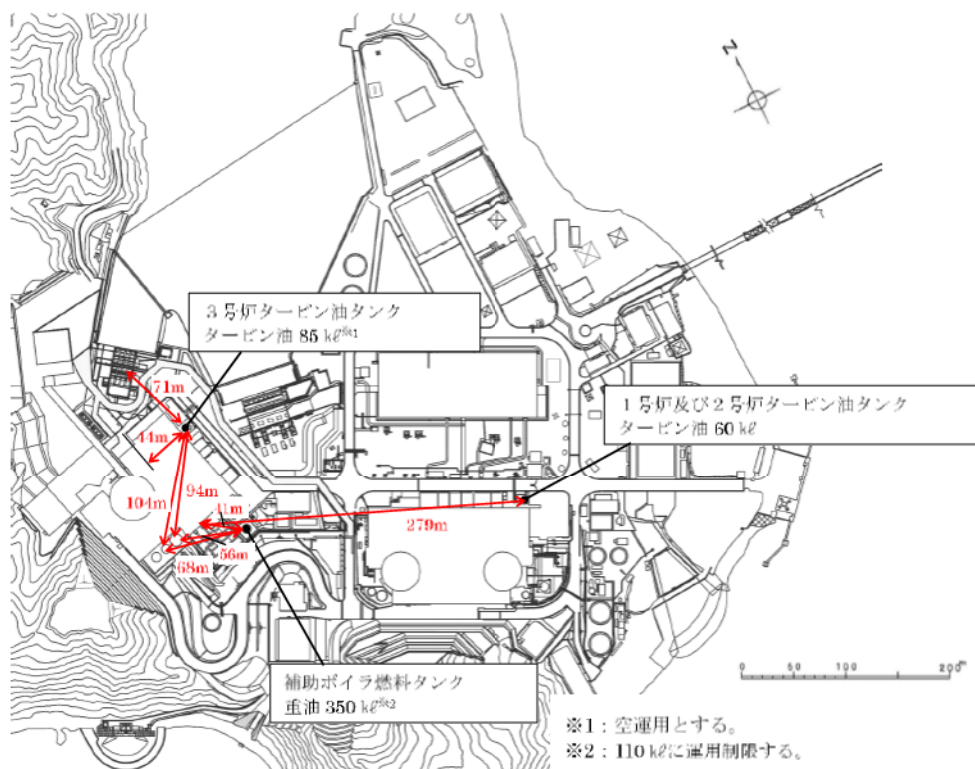
第1.6.4図 海水ポンプエリア止水壁他配置図



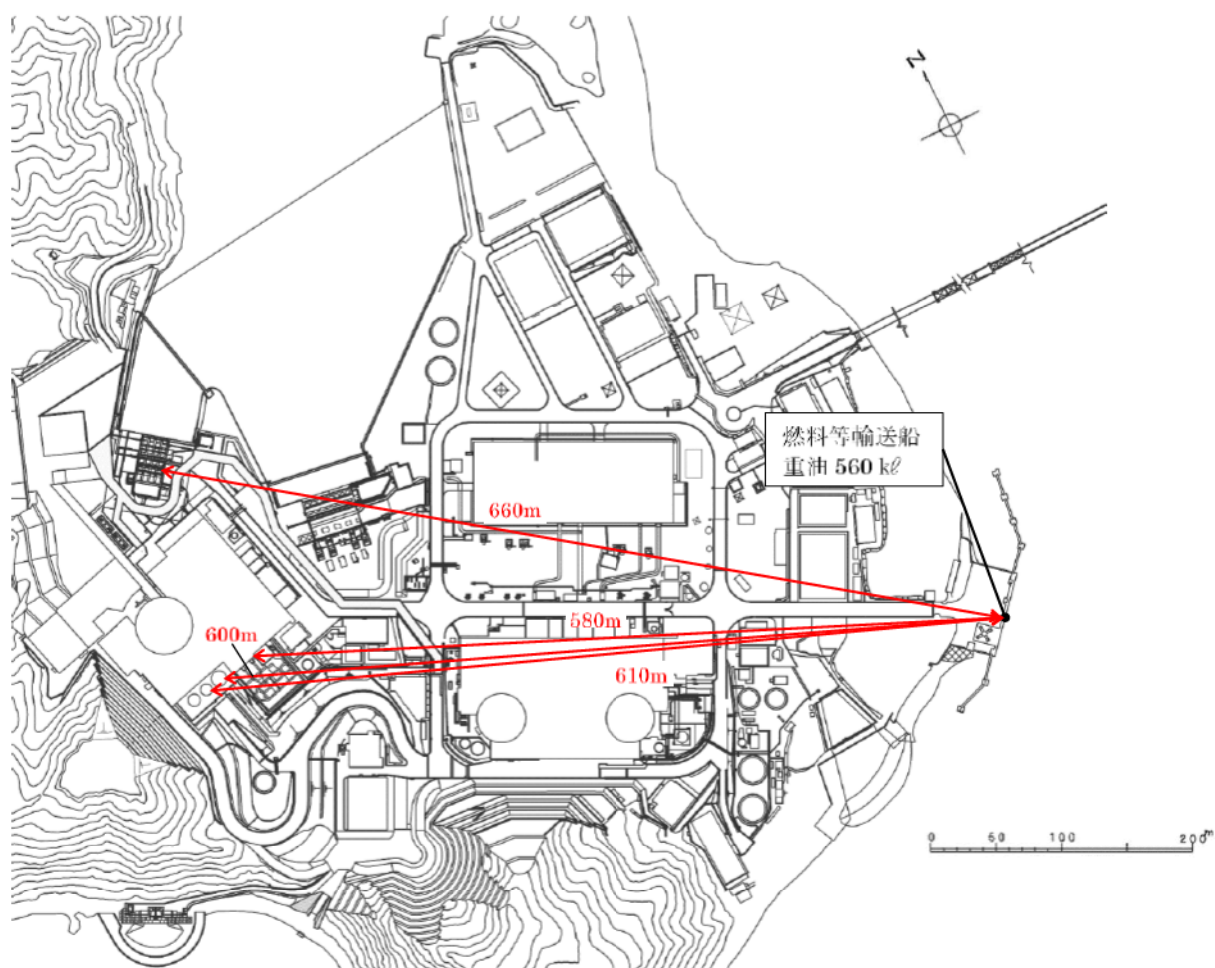
第1.7.1図 竜巻飛来物防護対策設備概念図



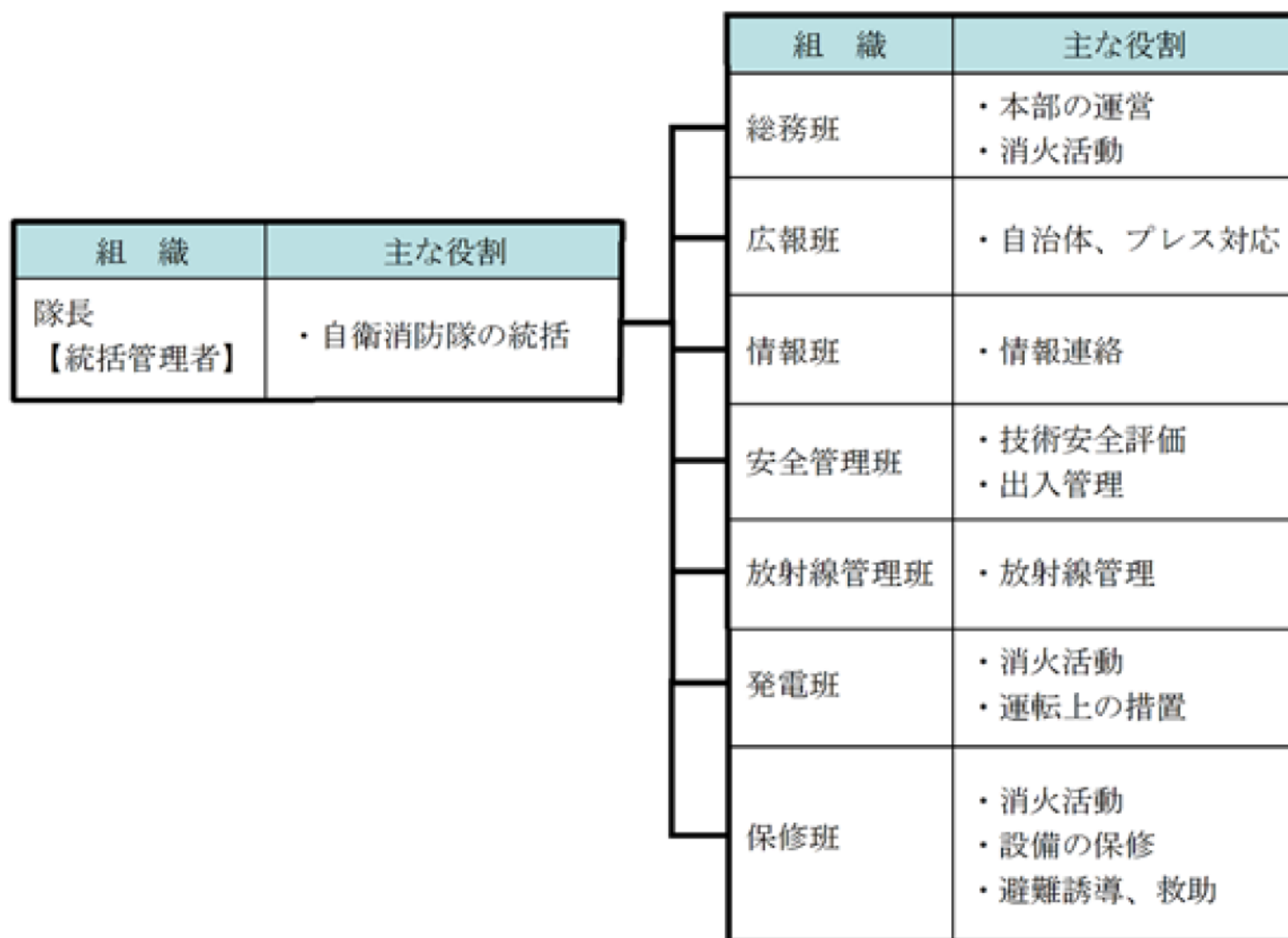
第1.9.1図 防火帯設置図



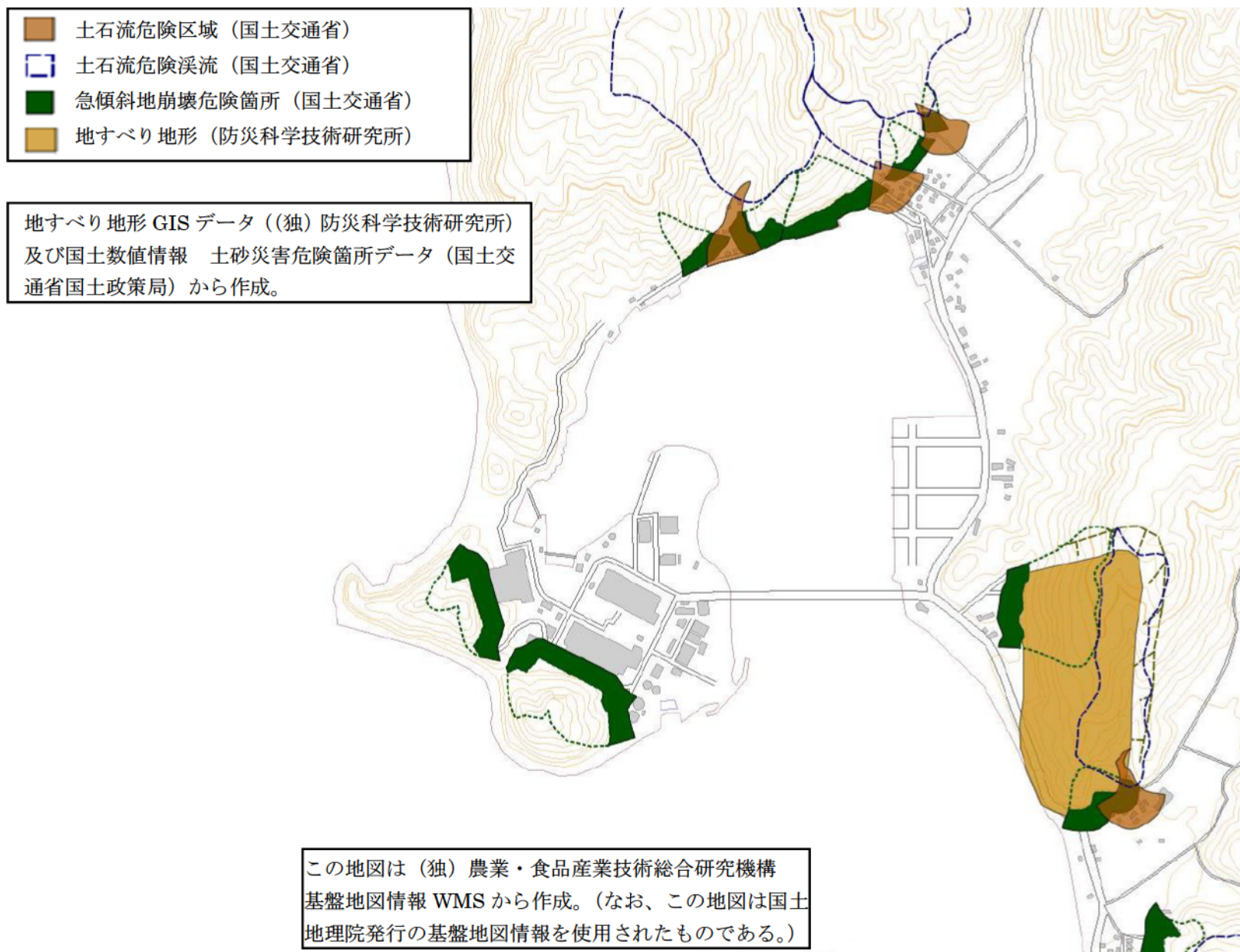
第1.9.2図 危険物タンク配置図



第 1.9.3 図 船舶配置図



第 1.9.4 図 自衛消防隊体制図



第 1.11.7.1 図 発電所周辺における地滑り地形分布図

2. プラント配置

発電所内には、下記の建物及び構築物を設ける。各建屋及び構築物は、運転及び保守に便利であり、かつ、安全を十分考慮に入れた配置とする。

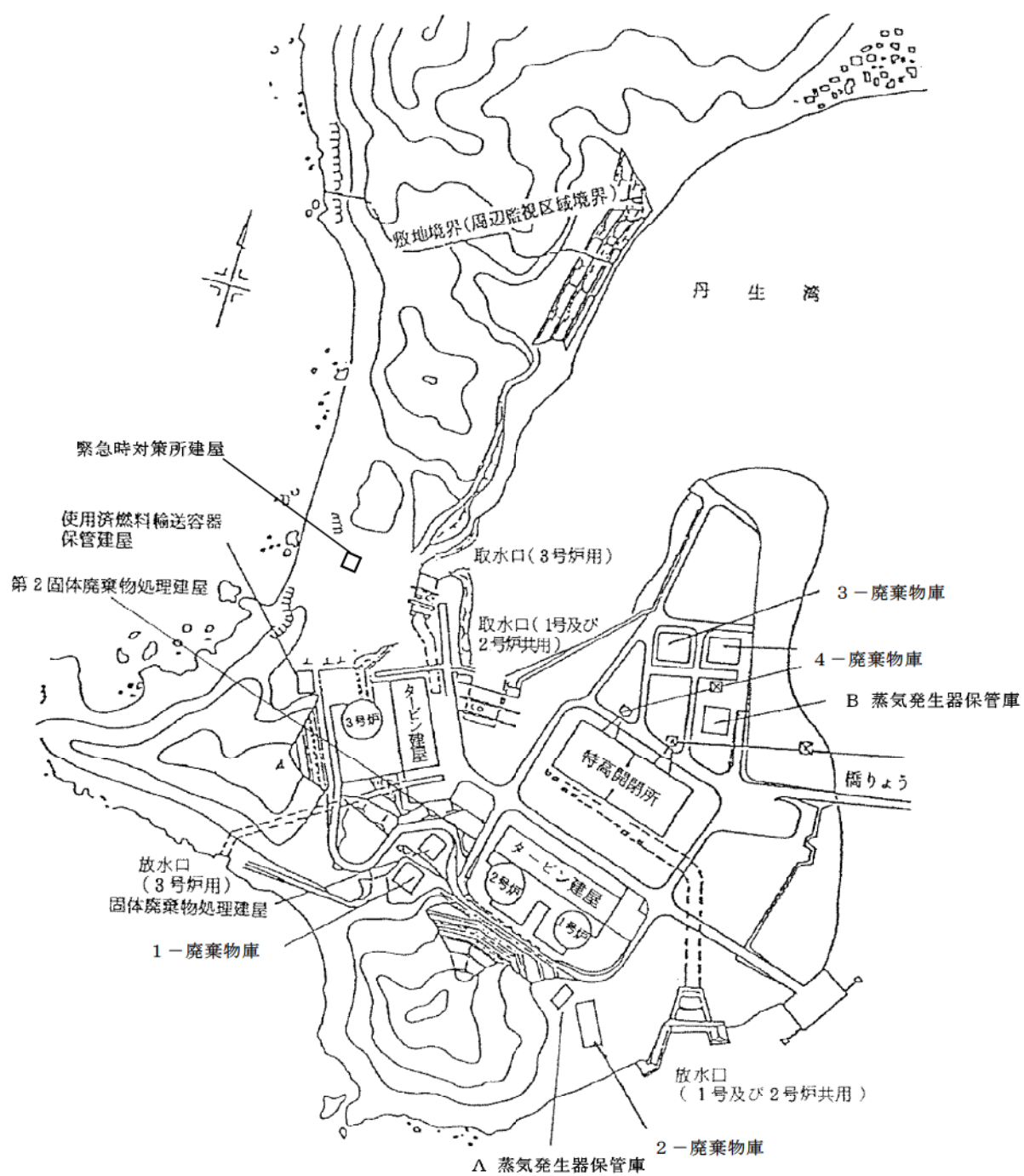
- (1) 原子炉格納容器
- (2) 原子炉補助建屋（一部 1 号、2 号及び 3 号炉共用）
- (3) タービン建屋
- (4) 屋内式開閉所（一部 1 号、2 号及び 3 号炉共用）
- (5) サービス建屋（1 号、2 号及び 3 号炉共用）
- (6) 固体廃棄物処理建屋（1 号、2 号及び 3 号炉共用）
- (7) 第 2 固体廃棄物処理建屋（1 号、2 号及び 3 号炉共用）
- (8) 固体廃棄物貯蔵庫（1 号、2 号及び 3 号炉共用）
- (9) 使用済燃料輸送容器保管建屋（1 号、2 号及び 3 号炉共用）
- (10) 蒸気発生器保管庫（1 号、2 号及び 3 号炉共用、既設、並びに 1 号、2 号及び 3 号炉共用）
- (11) 取水口
- (12) 放水口
- (13) 岸壁（1 号、2 号及び 3 号炉共用）
- (14) 緊急時対策所建屋
- (15)
- (16)

発電所全体配置図は、第 2.1 図に示すとおりである。

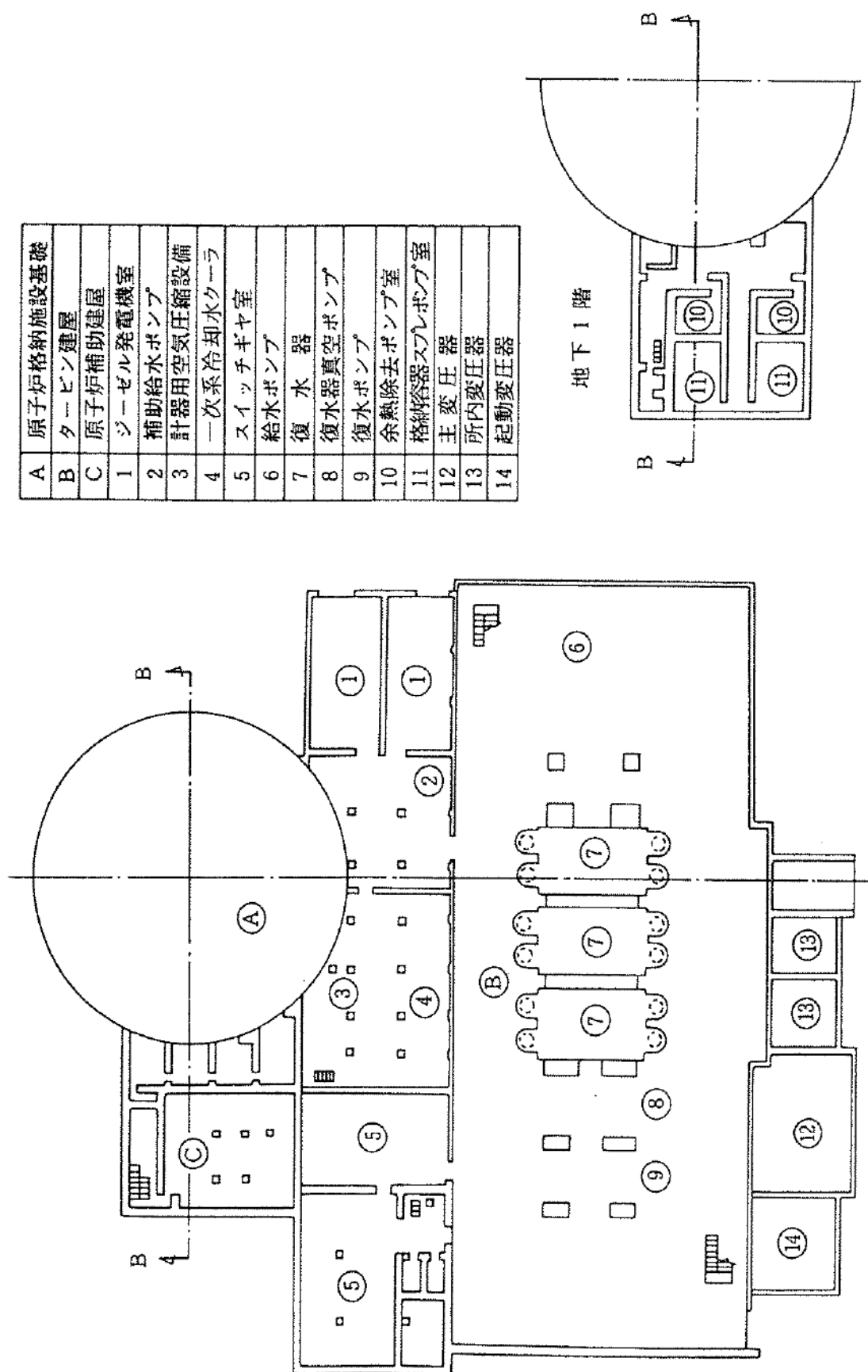
建屋内の機器配置図は、第 2.2 図～第 2.8 図に示す。

特定重大事故等対処施設を含む全体配置図を第 2.9 図に示す。

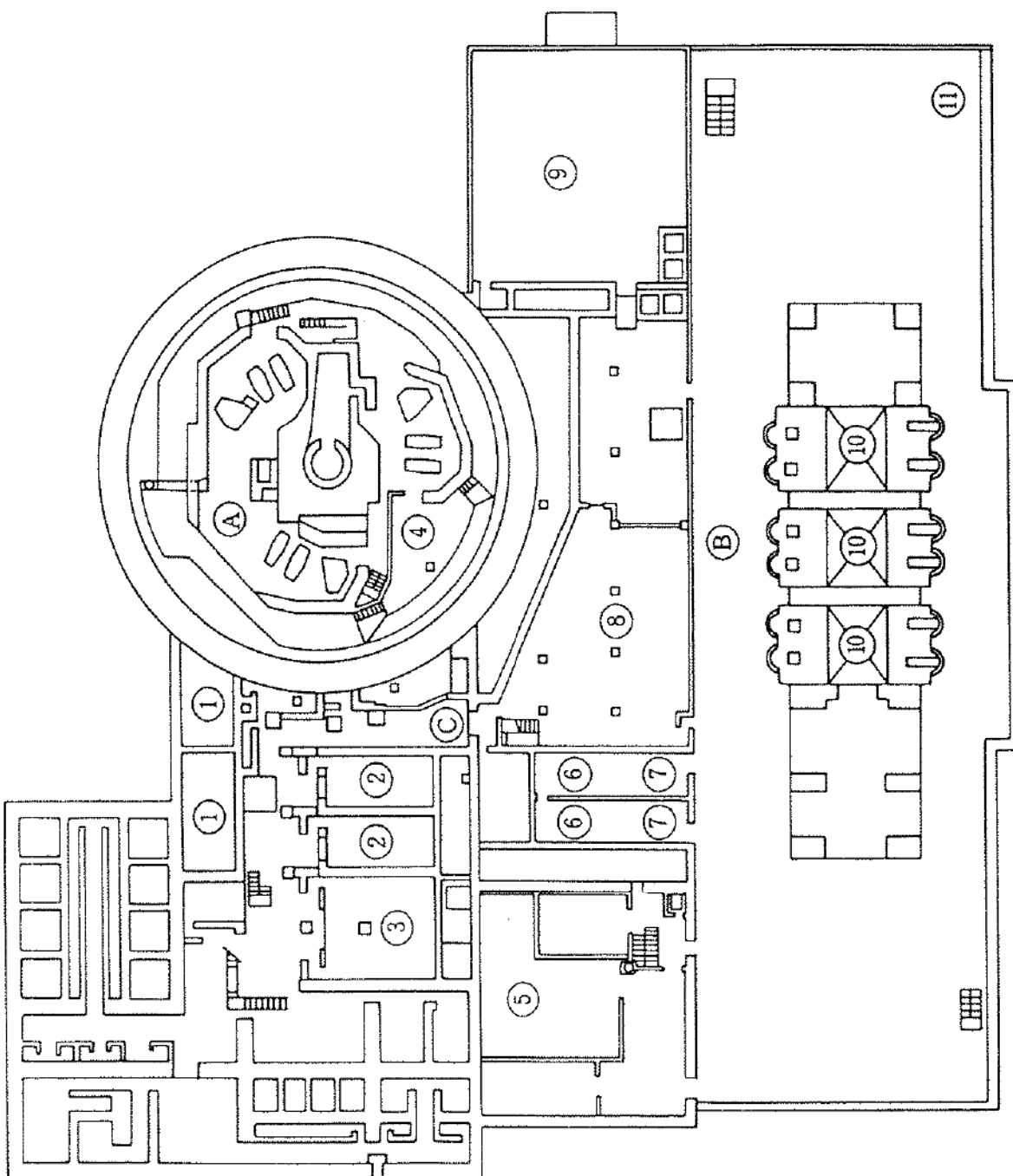
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 2.1 図 発電所全体配置図



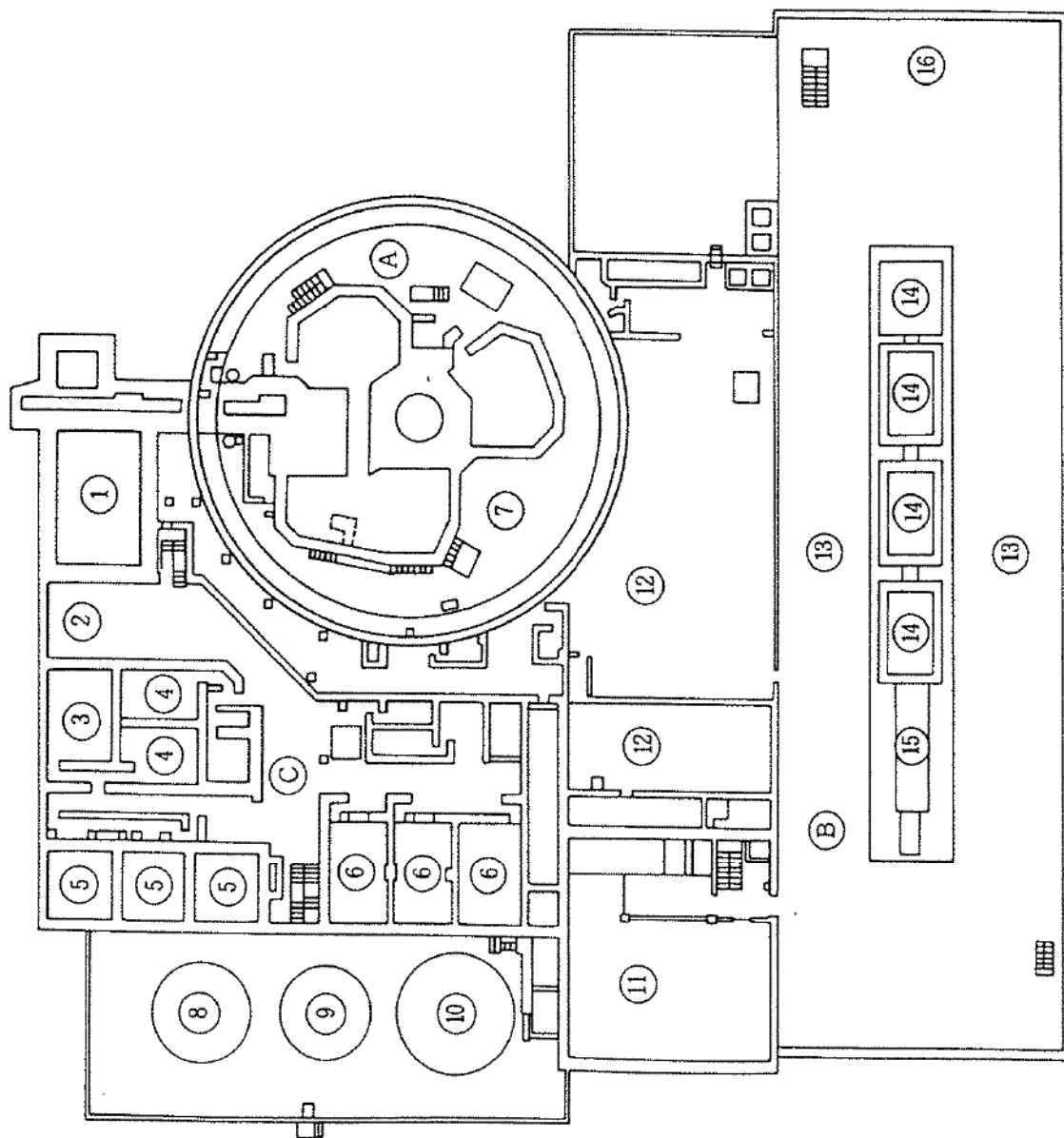
第2.2図 主要建屋平面図（1階、地下1階）



A	原子炉格納施設
B	タービン建屋
C	原子炉補助建屋
1	廃液ホールドアップタンク室
2	余熱除去クーラ室
3	格納容器スプレッドラ室
4	原子炉格納容器気相隔離設備
5	リレー室
6	バッテリー室
7	バッテリー充電室
8	一次系冷却水ポンプ
9	主蒸気ヘッダ室
10	復水器
11	給水加熱器

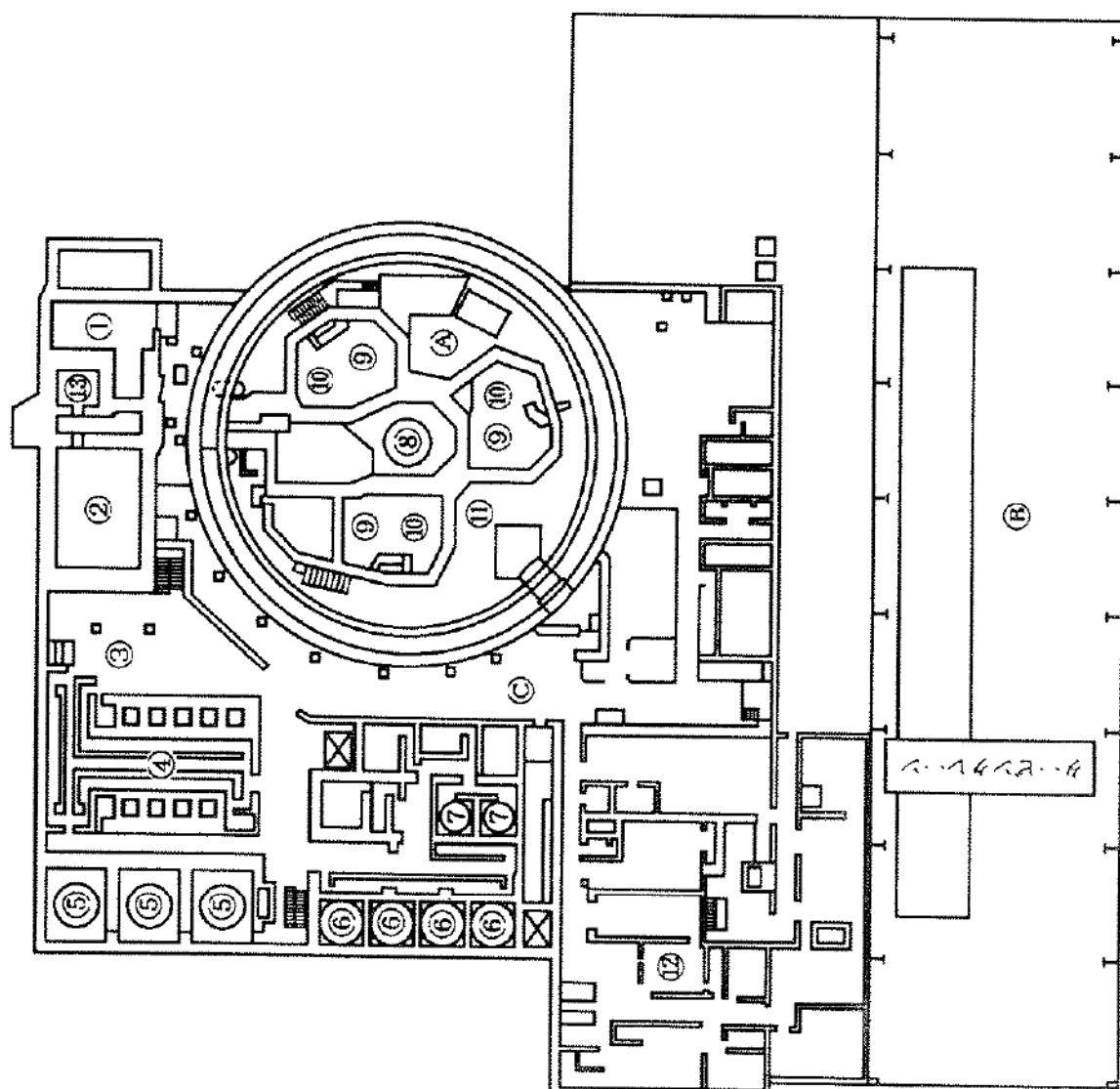
第2.3図 主要建屋平面図（2階）

A	原子炉格納施設
B	タービン建屋
C	原子炉補助建屋
1	使用済燃料ピット
2	使用済燃料ピットクーラ
3	ほう酸回収装置、脱ガス装置
4	廃液蒸発装置室
5	ホールドアップタンク室
6	充てん/高圧注入ポンプ室
7	原子炉格納容器空気再循環設備
8	一次系純水タンク
9	復水タンク
10	燃料取替用水タンク
11	中央制御室
12	換気装置室
13	湿分分離加熱器
14	タービン
15	発電機
16	給水加熱器



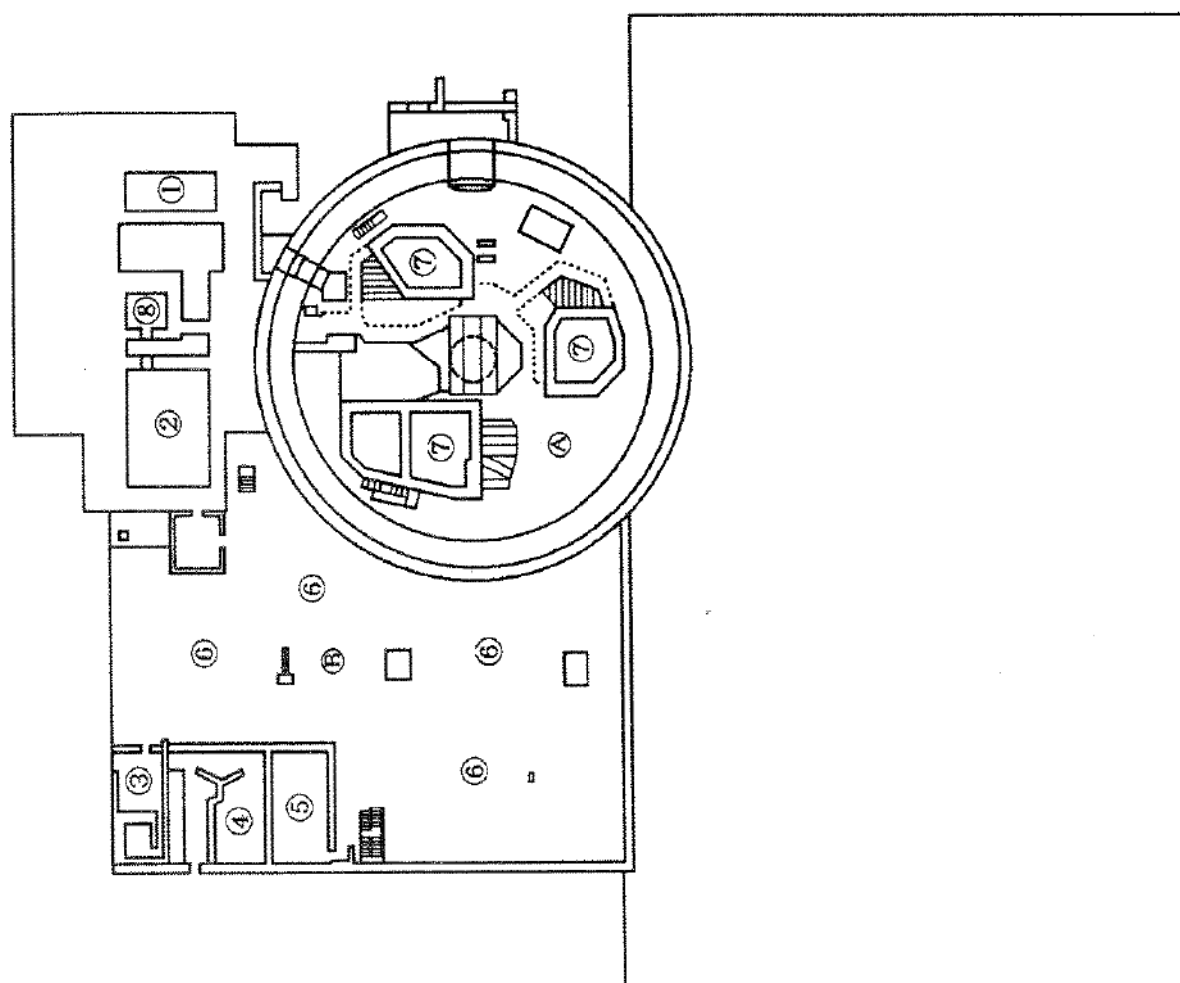
第2.4図 主要建屋平面図（3階）

A	原子炉格納施設
B	タービン建屋
C	原子炉補助建屋
1	除染区域
2	使用済燃料ピット
3	モニタリング
4	脱塩塔室
5	ホールドアップタンク室
6	ガス減衰タンク室
7	圧縮装置室
8	原子炉容器
9	蒸気発生器
10	一次冷却材ポンプ
11	原子炉格納容器空気再循環設備
12	放射線管理室
13	キャスクピット



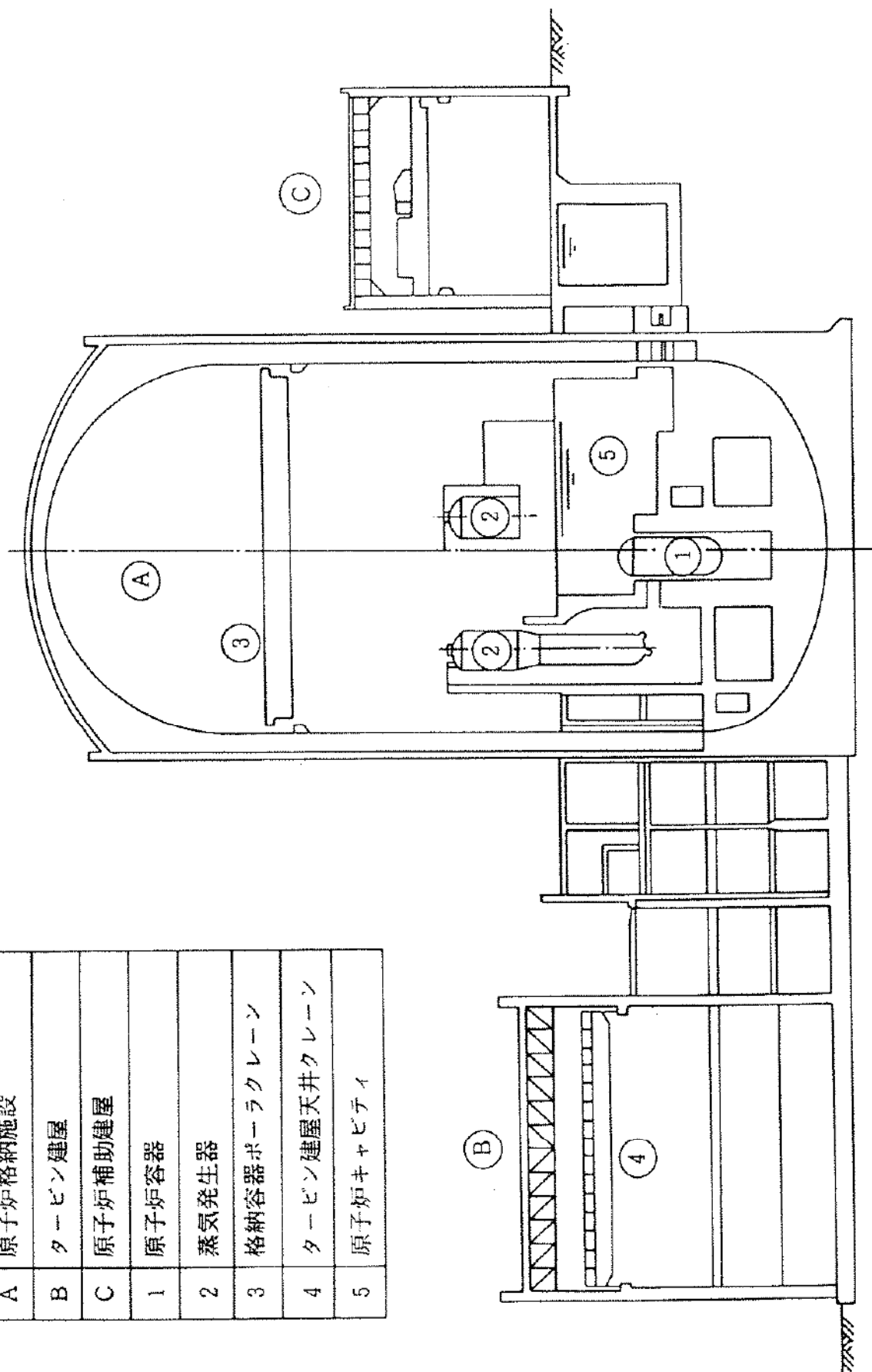
第2.5図 主要建屋平面図（4階）

A	原子炉格納施設	
B	原子炉補助建屋	
1	新燃料貯蔵庫	
2	使用済燃料ピット	
3	水素及び窒素貯蔵区域	
4	ドラム詰室	
5	ほう酸タンク室	
6	換気装置	
7	蒸気発生器	
8	キャスクピット	



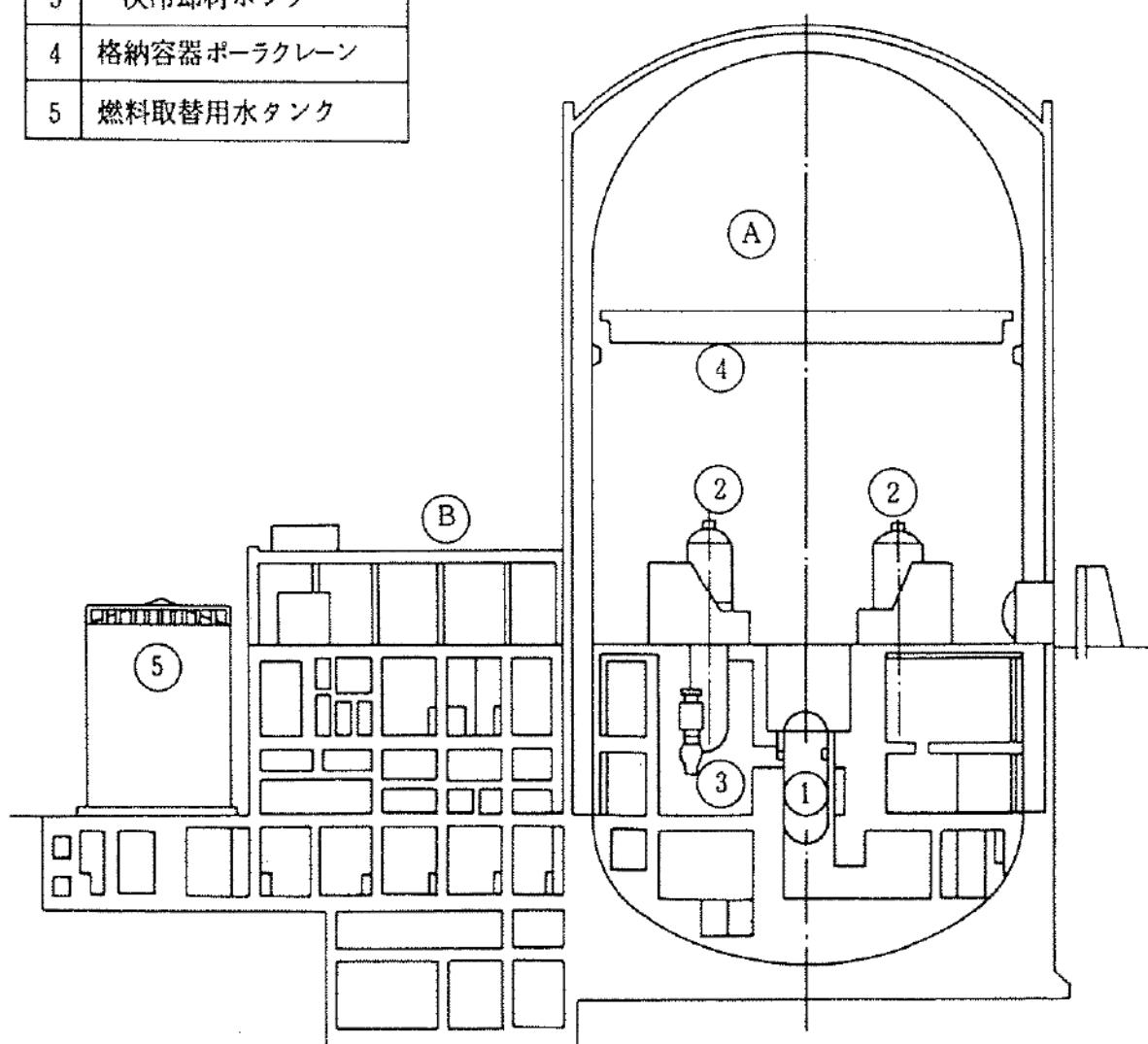
第2.6図 主要建屋平面図（5階）

A	原子炉格納施設
B	タービン建屋
C	原子炉補助建屋
1	原子炉容器
2	蒸気発生器
3	格納容器ポークレーン
4	タービン建屋天井クレーン
5	原子炉キャビティ

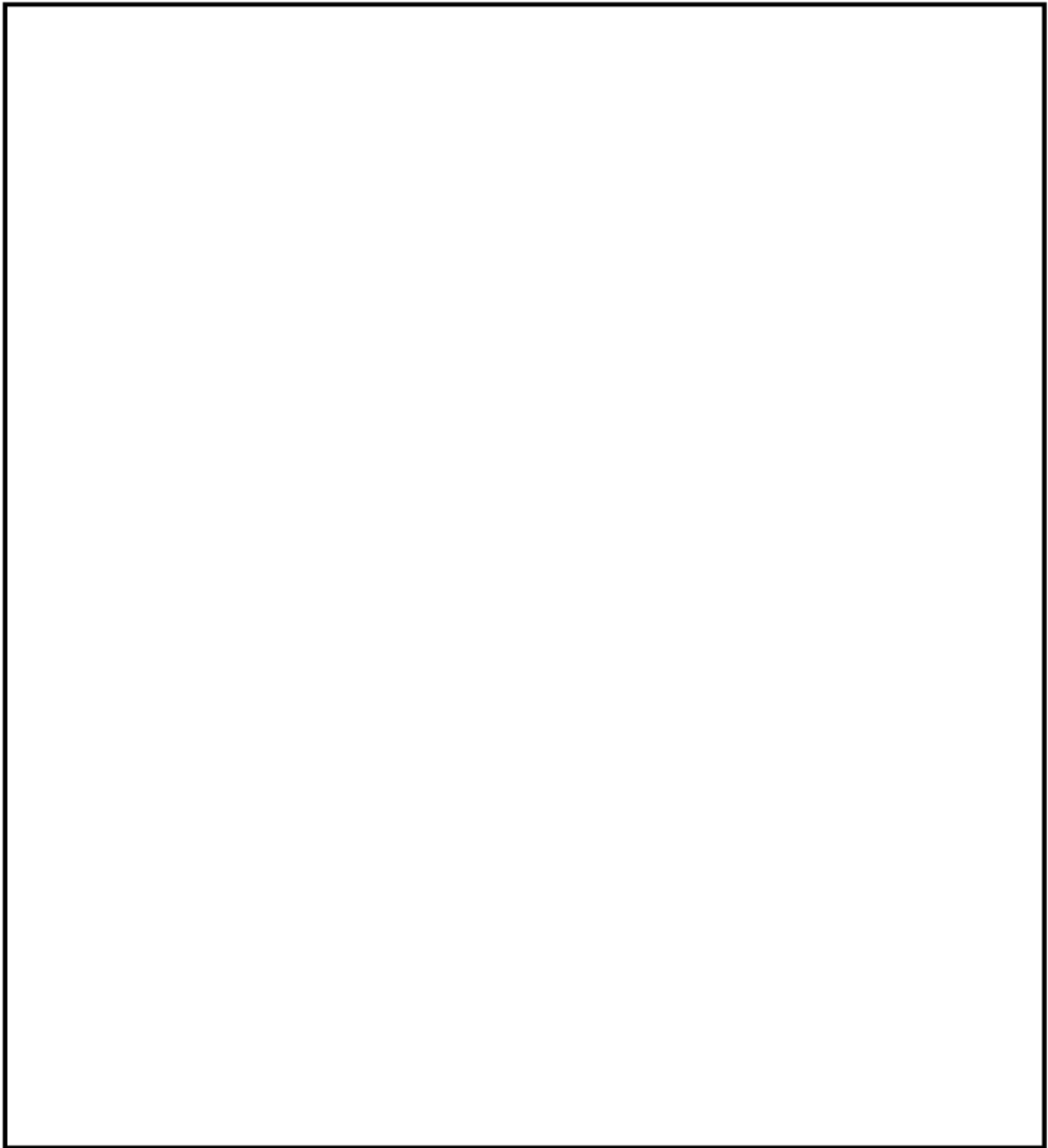


第2.7図 主要建屋断面図 (A-A断面)

A	原子炉格納施設
B	原子炉補助建屋
1	原子炉容器
2	蒸気発生器
3	一次冷却材ポンプ
4	格納容器ポーラクレーン
5	燃料取替用水タンク



第2.8図 主要建屋断面図（B－B断面）



第 2.9 図 発電所全体配置図（特定重大事故等対処施設を含む。）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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、原子炉容器、燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ、制御棒駆動装置等がある。原子炉及び炉心の概要を第3.1.1図及び第3.1.2図に示す。

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、 15×15 であり、そのうち204本が燃料棒、20本が制御棒案内シンプル、残り1本が炉内計装用案内シンプルである。制御棒案内シンプルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源又はシンプ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、1次冷却材入口ノズルから原子炉容器内に入り、炉心そうと原子炉容器間の円環部を下方に流れ、原子炉容器底部で上向き流となり、ほぼ均一流量分布で炉心下部に入り、炉心内で発生する熱エネルギーを吸収して高温となり、炉心上部プレナムで混合した後、1次冷却材出口ノズルを経て蒸気発生器に至り、熱エネルギーは蒸気タービンを駆動する高温高压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2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、減速材温度係数を高温出力運転状態で負にするため、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、原子炉容器上部ふたに取り付けた磁気ジャック式制御棒駆動装置により駆動する。ほう素濃度は、化学体積制御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、燃料集合体及びバーナブルポイズンの配置、燃料の濃縮度、1次冷却材中のほう素濃度等のパラメータを決定し、最大反応度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、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 燃料

3.2.1 概要

燃料集合体は、多数の二酸化ウラン焼結ペレット又はガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットを「ジルカロイ－4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、制御棒案内シンプル、炉内計装用案内シンプル、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、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 ハ．原子炉本体の構造及び設備 (2)燃料体 (ii)燃料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」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」（以下、3.2 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)(2)燃料棒の配列は、15×15であり、そのうち 204 本が燃料棒、20 本が制御棒案内シンプル、残り 1 本が炉内計装用案内シンプルである。制御棒案内シンプルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源又はシンプルプラグアセンブリの挿入に使用する。

3.2.2 設計方針⁽¹⁾⁽³⁾

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。

(1) 燃料棒

燃料棒は、燃料温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、歪及び疲労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。また、濃縮度、ガドリニア濃度等を考慮する。

- a. 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し、それぞれの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/mm²～約590N/mm²となる。
- d. 被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して1%以下となる設計とする。
- 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。

(2) 燃料集合体

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

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、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。

3.2.3 主要設備

(1) 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又はガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットをジルコニウム基合金被覆管又はジルカロイ-4 被覆管に挿入し、輸送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の初期密度は理論密度の約 97%又は約 95%、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットの初期密度は理論密度の約 96%又は約 95%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るとともに、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) (3) (4) (5)

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。

(2) 燃料集合体

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。

燃料集合体は、第 3.2.2 図及び第 3.2.3(1)図に示すように、15×15 の正方配列を形成する燃料棒 204 本、制御棒案内シンプル 20 本、炉内計装用案内シンプル 1 本、支持格子 7 個、上部ノズル及び下部ノズル各 1 個等で構成する。(1) (6)

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、燃料棒のうち 20 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。

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。

3.2.4 主要仕様

(1) 燃料棒

ペレット及び被覆管の仕様を第 3.2.1 表に示す。

(2) 燃料集合体

燃料集合体の仕様を第 3.2.1 表に示す。

3.2.5 評価

(1) 構成材料^{(1) (2)}

二酸化ウラン焼結ペレット及びガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆材（ジル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。

被覆材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、核分裂生成物等に対して高い耐食性

を示し、かつ、高い信頼性を有する材料である。

また、被覆管以外に使用するジルカロイ-4、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。

(2) 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理論密度の約 97%又は約 95%、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットは理論密度の約 96%又は約 95%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ガス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ガス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、核分裂生成ガス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、燃料の溶融点はわずかな割合（10,000MWd/t 当たり約 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) (2)}

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。

(3) 燃料要素^{(1) (3)}

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を用いる。^{(10) (11)}

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上の制限値は、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。ただし、第1～第26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、3.2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。

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。ただし、第16～

第26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、3.2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、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、第16～第26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。

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、この場合制限値は2,570℃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、第3.2.4図に示すようにそれぞれ約1,970℃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36.9kW/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1,790℃及び約2,010℃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。

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等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燃料要素内圧との内外圧差によって被覆管には圧縮応力が生じるが、燃料要素をヘリウムガスで加圧しているため、定常状態での圧縮応力は小さい。燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積等により内外圧差は低下し、ペレットと被覆管の接触後はペレットのスエリングにより、また、その後内圧が上昇した場合は内圧によっても、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応力を受け、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、接触圧及び燃料棒内圧によるクリープ速度が釣り合った状態で、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3.2.2の設計方針で示した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。

(4) 燃料集合体⁽¹⁾⁽³⁾

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プルの間の相対

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。さらに、燃料集合体全長を適切に選ぶことにより、燃料集合体の照射成長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、上部ノズル押さ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プルの疲労に与える影響は小さい。

熱水力設計では、燃料棒曲がりDNB試験の結果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) (14)

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ことから、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3G～4G程度である。

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に加わるが、荷重の大きさを輸送容器に装備したショック指示計又は加速度計で監視し、6G以下であることを確認する。

以上より、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。

なお、燃料集合体に6G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。

3.2.6 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、外観等の検査を行う。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。

発電所到着後は、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。

3.2.7 燃料の使用実績^{(15) (16)}

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 2003 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 450 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 年に実施されている。

試験燃料の中には、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、本原子炉の定格出力時における最大線出力密度 47.6kW/m、燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t 相当を十分に上回る照射実績が得られている。

3.2.8 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 5
三菱重工業、平成 15 年
- (2) 「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
- (3) 「原燃工製 PWR ステップ 2 燃料の機械設計について
(15×15 型・3 ループ炉)」
NFK-8127
原子燃料工業、平成 15 年
- (4) 「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
- (5) 「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
- (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) 「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 (F P A C)」
NFK-8011 改 7
原子燃料工業、平成 14 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) 「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
- (15) 「PWR 燃料の使用実績」
MHI-NES-1022 改 1
三菱重工業、平成 15 年
- (16) 「原燃工 B 型燃料の照射実績」
NFK-8049 改 11
原子燃料工業、平成 15 年

3.3 制御棒及び制御棒駆動装置

3.3.1 概要

本原子炉に用いる制御棒はクラスタ方式で、原子炉トリップは制御棒クラスタの重力落下によって行う。制御棒クラスタは、目的により制御グループ及び停止グループに分けられる。制御グループは、通常運転中、出力、温度等原子炉の運転条件の変化による反応度変化を補償するために使用する。停止グループの制御棒クラスタは、停止の際、制御グループの制御棒クラスタとともに、炉心の余剰反応度を吸収するために用いる。制御棒クラスタは、最も反応度効果の大きい制御棒クラスタ1本が炉心に挿入できない場合でも、十分余裕を持って停止できる制御能力を持つよう設計する。

3.3.2 制御棒クラスタ及び案内管の構造

クラスタの構造は、第 3.3.1 図に示すように、細い制御棒 20 本をスパイダ継手で対称位置に配置する構造で、各制御棒は、各燃料集合体内の燃料要素位置に固定される 20 本の案内シンプル内を上下する。

案内シンプルには多くの小孔を設け、1 次冷却材の自由な出入をゆるし、原子炉トリップ時に支障を生じないようにする。また、案内シンプルの下端を閉じて、原子炉トリップ動作の終りに緩衝作用を行わせる構造とする。

制御棒の吸収体は、銀－インジウム－カドミウム合金棒をステンレス鋼管で被覆したもので、上端はスパイダ継手により固定し、駆動軸と連結する。

制御棒クラスタの設計仕様の概要は、次のとおりである。

クラスタ当たりの制御棒本数	20
被 覆 材 料	ステンレス鋼
吸 収 材	銀－インジウム－カドミウム合金
制 御 棒 ク ラ ス タ 数	48
制御棒クラスタ制御棒有効長さ	約3.61m
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。圧力ハウジングは原子炉容器上部ふたのノズルに溶接取り付けする。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收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、引き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。
- 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の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、ステーションナリグリッパ磁極の下のギャップを閉じる。ステーションナリグリッパアマチュアに連結されたステーションナリグリッパ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1.6mm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パラッチにかかっていた駆動軸の荷重が、ステーションナリグリッパラッチに移行する。

- d. ムーバブルグリッパコイルを消磁し、ムーバブルグリッパアマチュアを自重とバネの力で落下させ、グリッパ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. ムーバブルグリッパコイルを励磁し、ムーバブルグリッパ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. ステーションナリグリッパコイルを消磁して、駆動軸の荷重をムーバブルグリッパラッチに移す。同時にステーションナリグリッパ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、上記と全く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。このときは、ステーションナリグリッパコイルを励磁して駆動軸の荷重を保持するとともに、ムーバブルグリッパコイルも励磁して駆動軸を保持する。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設計仕様の概要は、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		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・アセンブリ

A型バーナブル・ポイズン・アセンブリは第 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、これを十数本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。

B型バーナブル・ポイズン・アセンブリは第 3.3.4(2)図に示すようにほう酸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、これを十数本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。なお、B型バーナブル・ポイズンについては5EFPY（全出力換算年）を超えて使用することはない。

バーナブル・ポイズン・アセンブリは炉心全体に分布して配置する。

バーナブル・ポイズン・アセンブリの有する反応度抑制効果の分だけ、1次冷却材中のほう素濃度を小さくすることができ、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・アセンブリ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・アセンブリ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小さくなり、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・アセンブリの設計仕様の概要を下記に示す。

	A 型	B 型
有 効 長	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

3.4 炉内構造物

3.4.1 概要

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。原子炉容器内構造の概要を第 3.1.1 図に示す。

炉内構造物は、以下の機能を有する。

- (1) 制御棒クラスタを必要時に挿入又は引抜き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形成する。

3.4.2 設計方針

(1) 熱除去

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設計基準事故時においても燃料から適切な熱除去ができる設計とする。

(2) 構造強度

炉内構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の荷重の組合せに対して必要な強度及び機能を有する設計とする。

また、炉内構造物は、応力及び変形に対して配慮することにより、燃料集合体を所定の位置に確実に保持し、ねじれ等が生じない設計とする。

(3) 材料選定

炉内構造物は、圧力、温度、放射線等の種々の厳しい条件下で安全機能を維持できる材料を選定する。また、炉内構造物には、原子炉容器への中性子照射量を少なくするため、熱遮蔽材を設置し、供用期間中、原子炉容器材料のじん性が保たれる設計とする。

(4) 試験検査

炉内構造物は、その健全性を確認するために、原子炉容器外に取り出し供用期間中検査ができる設計とする。

(5) その他

燃料取替えを行うために上部炉心構造物及び下部炉心構造物は、押えリングを介してのみ接続し、安全かつ容易に分離できる設計とする。

炉内構造物は、可動小型中性子束検出器のシンブルを案内し、また、原子炉容器材料の照射試験片を挿入できる設計とする。

3.4.3 主要設備

(1) 上部炉心構造物

上部炉心構造物は、第 3.4.1 図に示すように、制御棒クラスタ案内管、上部炉心板、上部炉心支持板、上部炉心支持柱等で構成し、以下のような構造及び機能を有する。

a. 制御棒クラスタ案内管

制御棒クラスタ案内管は、制御棒クラスタを案内し、駆動軸及び引き抜かれた制御棒クラスタを水平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支持ピンで拘束される。

b. 上部炉心板

上部炉心板は、その下面に取り付けた上部燃料案内ピンにより燃料集合体上端の位置決めを行う。

c. 上部炉心支持板

上部炉心支持板は、円筒胴付鋼製円板であり、原子炉容器フランジで支持され、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に伝達する。

d. 上部炉心支持柱

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枚の板の間で荷重を伝達し、また、炉内計装用熱電対を案内する熱電対引出管を固定する。

上部炉心構造物には、自重、燃料集合体からの荷重、地震荷重、水力荷重等の鉛直方向荷重並びに地震荷重、1次冷却材の横流れによる荷重等の水平方向荷重が作用する。

鉛直方向荷重は、上部炉心板から上部炉心支持柱を介して上部炉心支持板に伝達され、原子炉容器フランジで支持する。水平方向荷重は、上部炉心支持柱により上部炉心支持板及び上部炉心板に分配され、原子炉容器フランジ及び上部炉心板位置決めピンを介して炉心そうに伝達する。

(2) 下部炉心構造物

下部炉心構造物は、第 3.4.2 図に示すように、炉心そう、炉心バップル、下部炉心板、下部炉心支持板、下部炉心支持柱、熱遮蔽材等で構成し、以下のような構造及び機能を有する。

a. 炉心そう

炉心そうは、上部フランジを原子炉容器フランジで支持され、下端は、原子炉容器胴内壁に取り付けた炉心支持金物により水平方向の変位が拘束される。炉心そうの内部には炉心バップル及び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。炉心バップルと炉心そうの間の流れは上向きとし、1 次冷却材の炉心バップル板隙間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。炉心そうの内側には上部炉心板位置決めピンを設け、上部炉心構造物の位置決めを行う。また、外側に照射試験片案内管を取り付け、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。

b. 下部炉心板

下部炉心板は、その上面に取り付けた下部燃料案内ピンにより燃料集合体下端の位置決めを行う。

c. 下部炉心支持板

下部炉心支持板は、下部炉心支持柱に作用する荷重を炉心そうに伝達する。

d. 下部炉心支持柱

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荷重を伝達する。

e. 熱遮蔽材

熱遮蔽材は、炉心そう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、原子炉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。

f. 炉内計装案内管

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。

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、水力荷重等の鉛直方向荷重並びに地震荷重、1次冷却材の横流れによる荷重等の水平方向荷重が作用する。

鉛直方向荷重は、下部炉心板から下部炉心支持柱を介して下部炉心支持板に伝達する。さらに、下部炉心支持板から炉心そうを介して炉心そうフランジに伝達され、原子炉容器フランジで支持する。水平方向荷重は、炉心そうに伝達され、原子炉容器フランジ及び炉心支持金物に分配される。燃料集合体に作用する水平方向荷重は、炉心そうに固定された下部炉心板及び上部炉心板から上部炉心板位置決めピンを介して炉心そうに伝達する。

3.4.4 主要仕様

炉内構造物の主要仕様を第 3.4.1 表に示す。

3.4.5 試験検査

炉内構造物は、その機能の健全性を確認するため、原子炉容器外に取り出し供用期間中検査を行う。

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、炉内構造物、制御棒クラスタ及び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。

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、制御棒駆動装置の圧力ハウジングを正確に位置決めした後、溶接により取り付ける。

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。

シール部の漏れいは、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、漏れいする高温水による高温度警報によって検出する。

原子炉容器は、1 次冷却材ノズル部に溶接取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ナーモリブデン－ニッケル鋼圧延材相当品を用いる。この鋼材は、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。更に、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。

制御棒クラスタ用ノズルには、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	たて置円筒上下半球鏡容器形
設 計 圧 力		17.16MPa[gage]
設 計 温 度		343℃
全 高		約13m
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		ステンレス鋼
スタッドボルト		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)
N D T 温度初期 (計画値)	-12°C 以下
加熱・冷却率	55°C/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。

原子炉容器の実際の運転条件下で放射線損傷の程度を知るため、適用可能な日本電気協会技術規程（原子力編）「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201)に準拠した照射試験を実施する。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炉心そう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。

これは、第 3.5.2 図のように、カプセルに収納した試験片を炉心周囲に挿入して照射し、計画的に取り出して破壊試験を行うことにより、使用中の材料特性の変化を監視する。

カプセルには原子炉容器母材、溶接部等から採取した衝撃試験片、引張試験片、W O L 試験片 (Wedge Opening Load Specimen ; ウェスチングハウス社が開発した破壊応力、破壊じん性を試験する試験片) 等を収容する。

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、保修時、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DNBR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39,000MWd/t以下、第16～第26領域燃料については、48,000MWd/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 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 3.6.4 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3.6.2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、 $1.1 \times 10^{-3}(\Delta k/k)/\text{min}$ 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。

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。

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

(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。

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

$$F_Q^N \leq 2.18/P \text{ (燃料ペレット焼きしまり効果を含まない)}$$

ここで、

P : 相対出力

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、熱流束熱水路係数を上記に示す核的熱流束熱水路係数 (F_Q^N) の上限値に工学的熱流束熱水路係数 (F_Q^E) を乗じることで定まる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。

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って容易に抑制可能である。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。

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3.6.3表に、燃料集合体配置図を第3.6.4図及び第3.6.5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3.6.4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5
三菱重工業、平成15年
- (2) 「三菱PWRの新核設計手法と信頼性」
MAPI-1087改5
三菱重工業、平成10年
- (3) 「三菱PWRのPHOENIX-P/ANCによる核設計の信頼性」
MHI-NES-1025
三菱重工業、平成14年
- (4) 「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
- (5) 「改良NULIFシステムにおけるPWR核設計手法の信頼性」
NFK-8113改1
原子燃料工業、平成14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1

三菱重工業、平成15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熔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26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℃、燃焼に伴う熔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16～第26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D N B 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 炉心の熱水力学解析^{(1) (2)}

炉心の熱水力学解析では、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、静圧等の熱水力学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)と同様の熱水力学特性諸量を求める。

(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学パラメータを解析する。

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 DNB 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DNB 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。

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、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、3.7.3.1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、DNB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D N B試験結果から求めたものであり、本原子炉のD N B熱流束を適切に求めることができる。

D N B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D N B R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、D N B試験の結果より得られたD N B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D N B R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D N B相関式に入力して求められるD N B R最確値を最小D N B Rの評価値とする。

最小D N B R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D N B Rの許容限界値（DNBR_{SL}）以上である設計とする。

$$\text{DNBR}_{\text{SL}} = \text{DNBR}_{\text{DL}} / F_{\text{DNBR,Z}}^{\text{M}}$$

$$1.0 = \text{DNBR}_{\text{DL}} \times F_{\text{DNBR,Z}}^{\text{U}}$$

ここで、

DNBR_{SL} : 最小D N B Rの許容限界値

DNBR_{DL} : D N B R設計限界値

F_{DNBR,Z}^M : D N Bペナルティのための余裕

F_{DNBR,Z}^U : D N B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D N B R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D N B Rの許容限界値の設定については、以下のとおりとする。

(1) D N B 相関式の不確定性

平均値を1.0とし、D N B 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D N B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ペナルティを見込んだ余裕（ $FM_{DNBR,Z}$ ）を考慮して1.35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3.7.1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

ペレットー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 (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。

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

ここで、

ΔT_{sat}	: $T_w - T_{\text{sat}}$	(℃)
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	(℃)
T_{sat}	: 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47.6kW/m時の燃料中心最高温度は約1,970℃、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℃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。

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DNBR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7
原子燃料工業、平成14年
- (5) 「三菱PWR高燃焼度化ステップ2燃料の機械設計」
MHI-NES-1021改5
三菱重工業、平成15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（MIRC-1）について」
MAPI-1075改3
三菱重工業、平成12年
- (10) 「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
- (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

- (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

原子燃料工業、平成15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5領域	約3.3wt%
	第6～第11領域	約2.8wt%
	第12～第15領域	約3.4wt%
	第16～第26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26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	約2,010℃（ガドリニア入り燃料）	

ついては44.3kW/m時)

(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26領域
外 径
厚 さ
被覆管－ペレット間隙（直径）
表面最高温度

ジルカロイ－4
約10.72mm
約0.62mm又は約0.66mm
約0.19mm

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	<table> <tr> <td>上 部</td><td>約13.9mm</td></tr> <tr> <td>下 部</td><td>約12.4mm（ダッシュポット部）</td></tr> </table>	上 部	約13.9mm	下 部	約12.4mm（ダッシュポット部）
上 部	約13.9mm				
下 部	約12.4mm（ダッシュポット部）				
厚 さ	<table> <tr> <td>上 部</td><td>約0.43mm</td></tr> <tr> <td>下 部</td><td>約0.43mm（ダッシュポット部）</td></tr> </table>	上 部	約0.43mm	下 部	約0.43mm（ダッシュポット部）
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ブル					
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26領域 48,000MWd/t

第3.4.1表 炉内構造物の主要仕様

形 式	上・下2分割型 15×15型制御棒クラスター案内管装着
主 要 寸 法	上部・下部炉心板間 約4.1m
炉心そう内径	約3.4m
主 要 材 料	ステンレス鋼

第3.6.1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 5 領域 約 3.3wt%

第 6～第 11 領域 約 2.8wt%

第 12～第 15 領域 約 3.4wt%

第 16～第 26 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) 核的熱水路係数（定格出力時）

F_Q^N 2.18 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 約 0.05 $\Delta k/k$

(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 0.17 $\Delta k/k$ 以上

(約 2,600ppm)

バーナブルポイズン (サイクル初期) 約 0.08 $\Delta k/k$ 以下

(6) 反応度係数

減速材温度係数 $(+0.5 \sim -8.1) \times 10^{-4} (\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$

ドップラ係数 $(-1.7 \sim -4.8) \times 10^{-5} (\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$

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 $(+0.37 \sim 0) (\Delta k/k)/(g/cm^3)$

(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 (μ sec)

第 3.6.2 表 反 応 度 停 止 余 裕

	平 衡 炉 心 <u>サイクル末期</u>	予定外取出炉心 <u>サイクル末期</u>
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 3.6.3 表 炉心の主要パラメータ

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)
領 域				
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% ^{235}U - 10wt% Gd_2O_3 燃料棒 20 本を含む。

第 3.6.4 表 炉 心 の 安 全 性 確 認 項 目

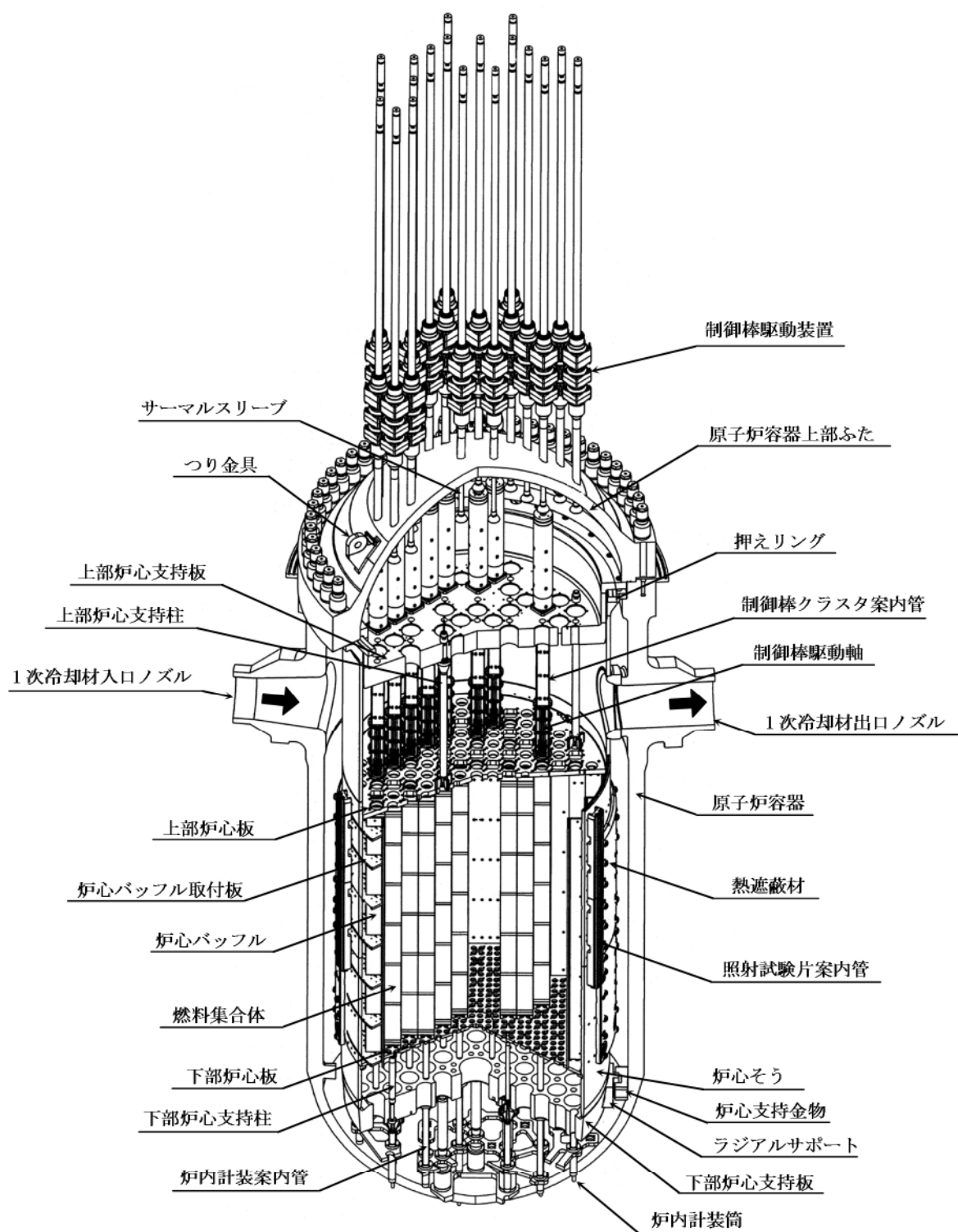
項 目			単 位	安全解析使用値	第 N サイクル (平衡炉心)	第 N+1 サイクル (予定外取出炉心)
反応度停止余裕 (サイクル末期)			%Δk/k	≧ 1.77	2.21	2.12
最大線出力密度 ^(注)			kW/m	≦ 45.7	41.8	40.2
燃料集合体最高燃焼度			MWd/t	≦ 55,000	54,400	54,000
F _{XY} ^N			—	≦ 1.48	1.46	1.42
減速材温度係数 (∂ρ/∂T _m)			×10 ⁻⁵ (Δk/k)/℃	-81 ~ +5	-64 ~ -3.0	-64 ~ -3.8
ドップラ係数 (∂ρ/∂T _f)			×10 ⁻⁵ (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 _Q	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。

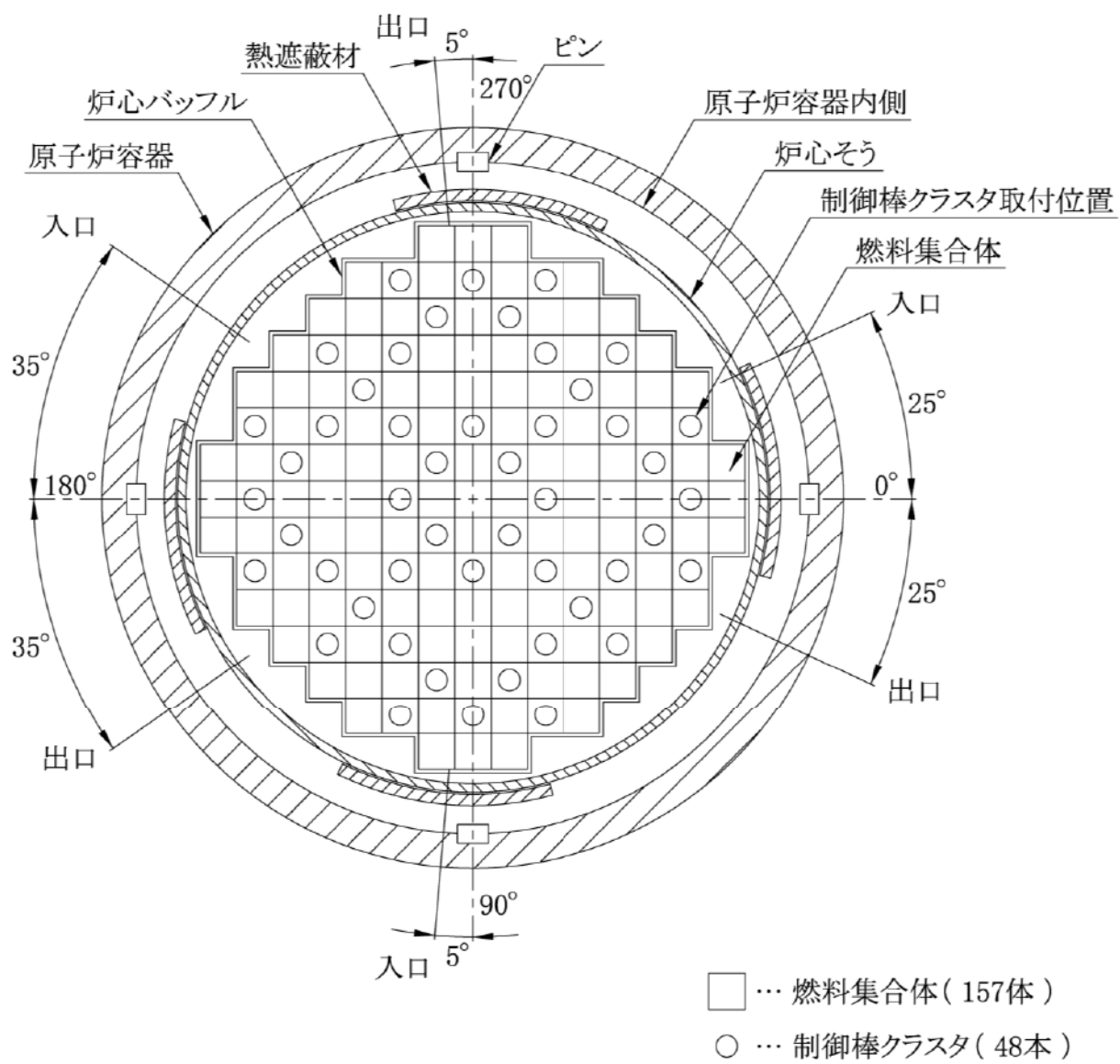
第3.7.1表

熱 水 力 設 計 値

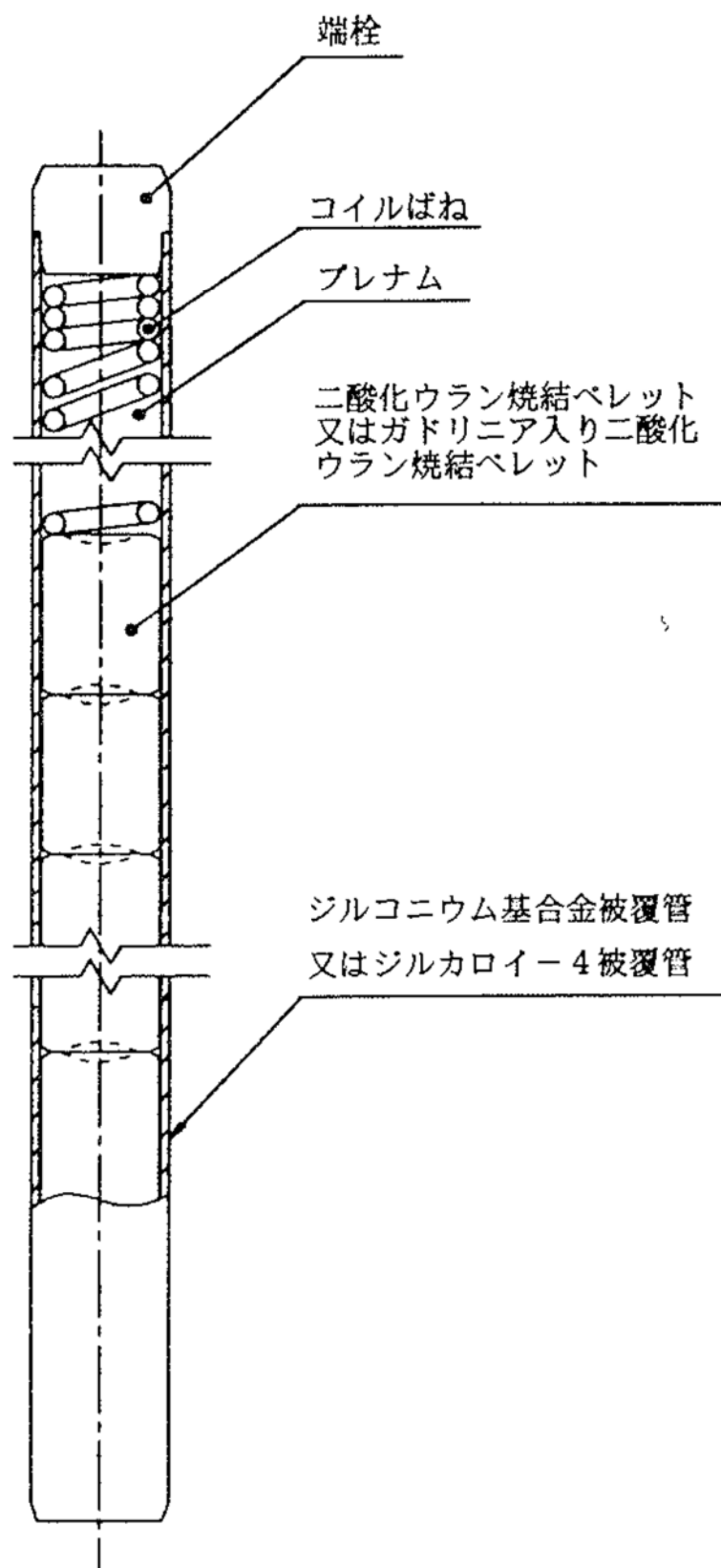
炉心熱出力	約 2,432MW
燃料棒からの熱発生割合	約 97.4%
1 次冷却材圧力	約 15.4MPa[gage]
1 次冷却材流量	約 $45.2 \times 10^6 \text{kg/h}$
炉心バイパス流量割合	約 4.0%
実効熱伝達面積	約 $3,926 \text{m}^2$
原子炉容器入口 1 次冷却材温度	約 289°C
原子炉容器出口 1 次冷却材温度	約 323°C
平均出力密度	約 $92 \text{kW}/\ell$
熱 流 束	
定格出力時平均	約 $603 \text{kW}/\text{m}^2$
定格出力時最大	約 $1,412 \text{kW}/\text{m}^2$
線出力密度	
定格出力時平均	約 $20.3 \text{kW}/\text{m}$
定格出力時最大	$47.6 \text{kW}/\text{m}$ $36.9 \text{kW}/\text{m}$ （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 $1,970^\circ\text{C}$ 約 $1,790^\circ\text{C}$ （ガドリニア入り燃料）
最大線出力密度 $59.1 \text{kW}/\text{m}$ 時	約 $2,270^\circ\text{C}$
（ガドリニア入り燃料に ついては $44.3 \text{kW}/\text{m}$ 時）	約 $2,010^\circ\text{C}$ （ガドリニア入り燃料）
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



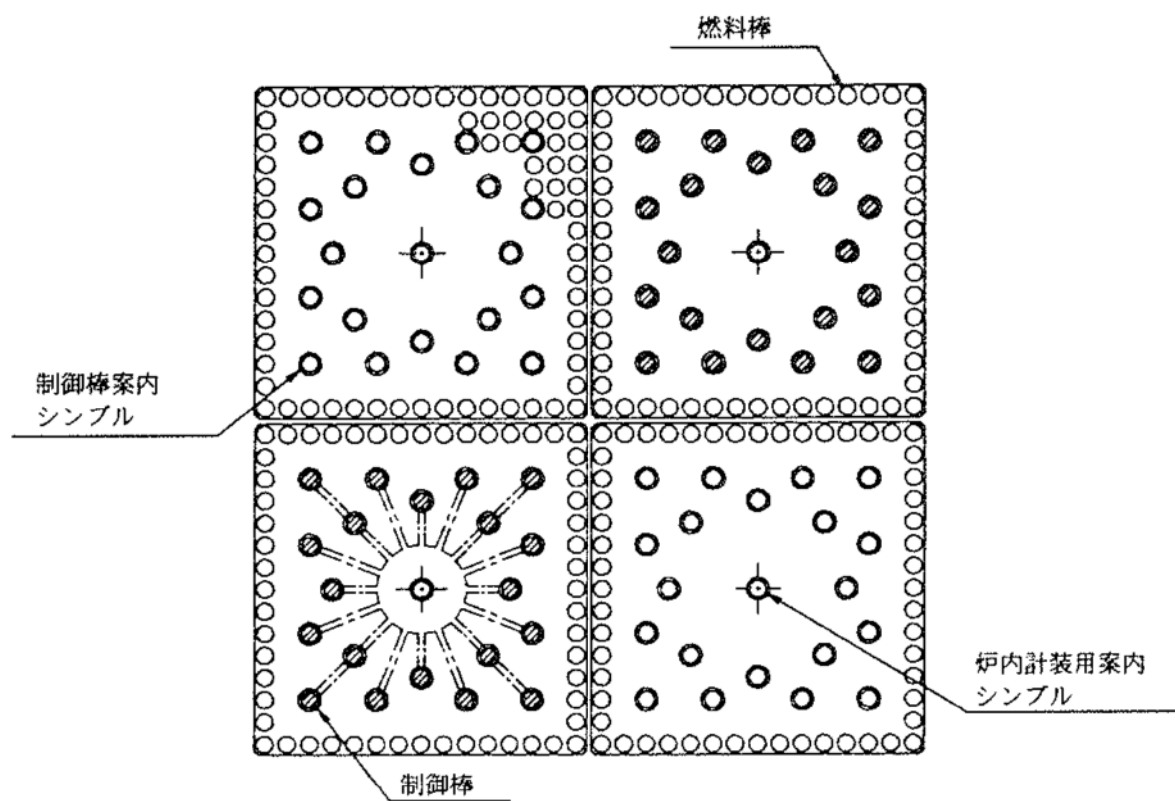
第3.1.1図 原子炉容器内構造説明図



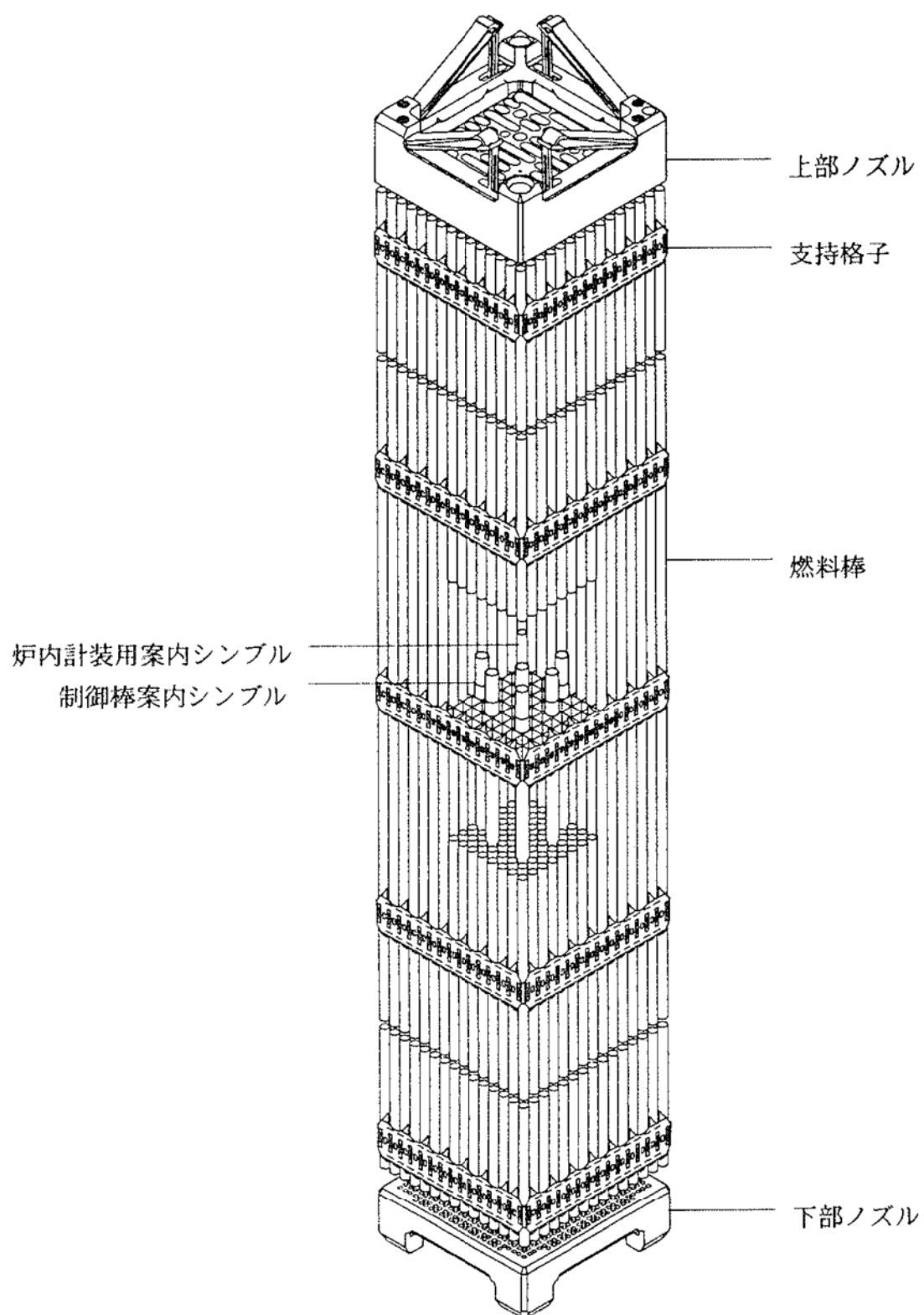
第3.1.2図 炉心断面説明図



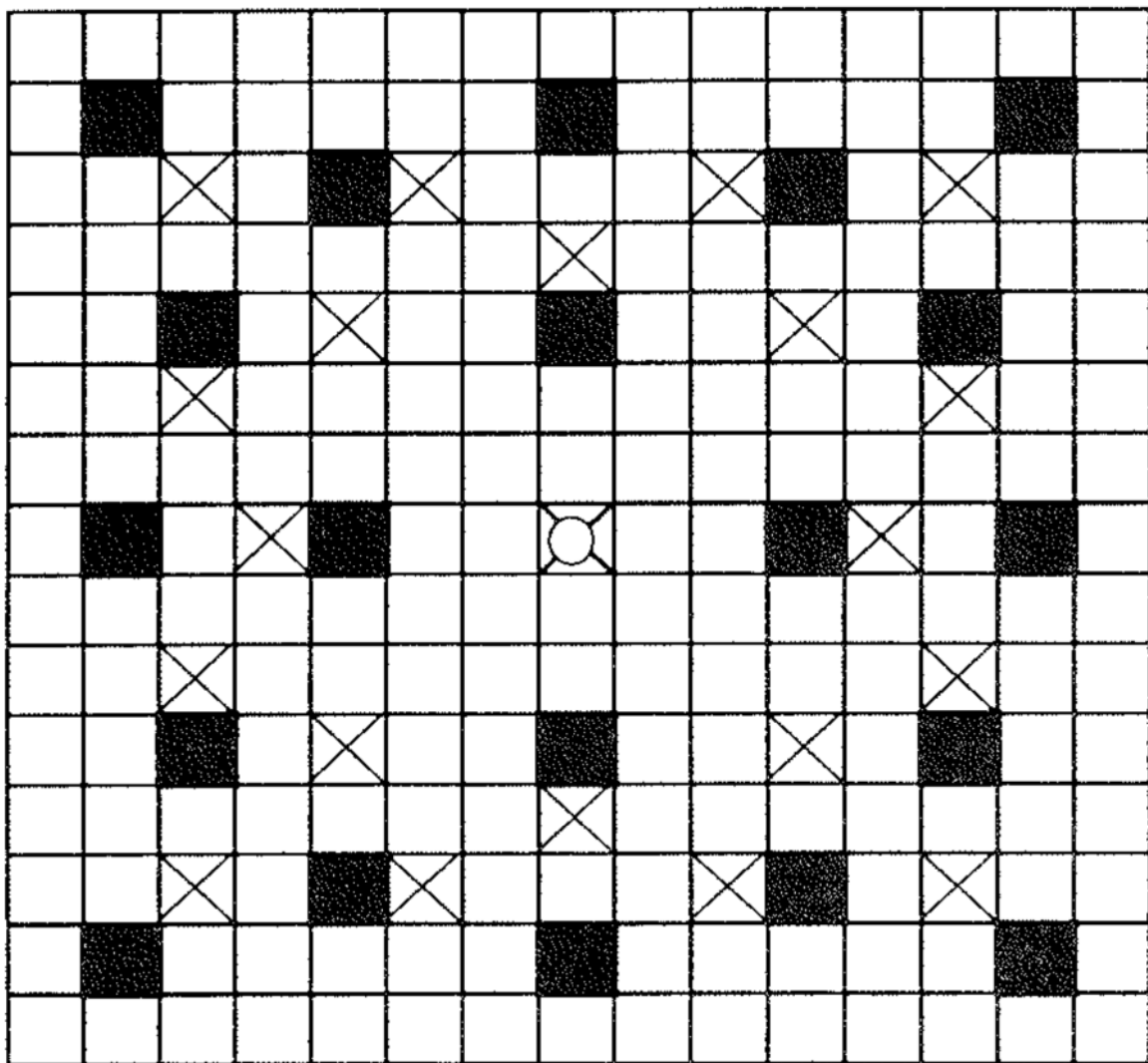
第3.2.1図 燃料棒断面図



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



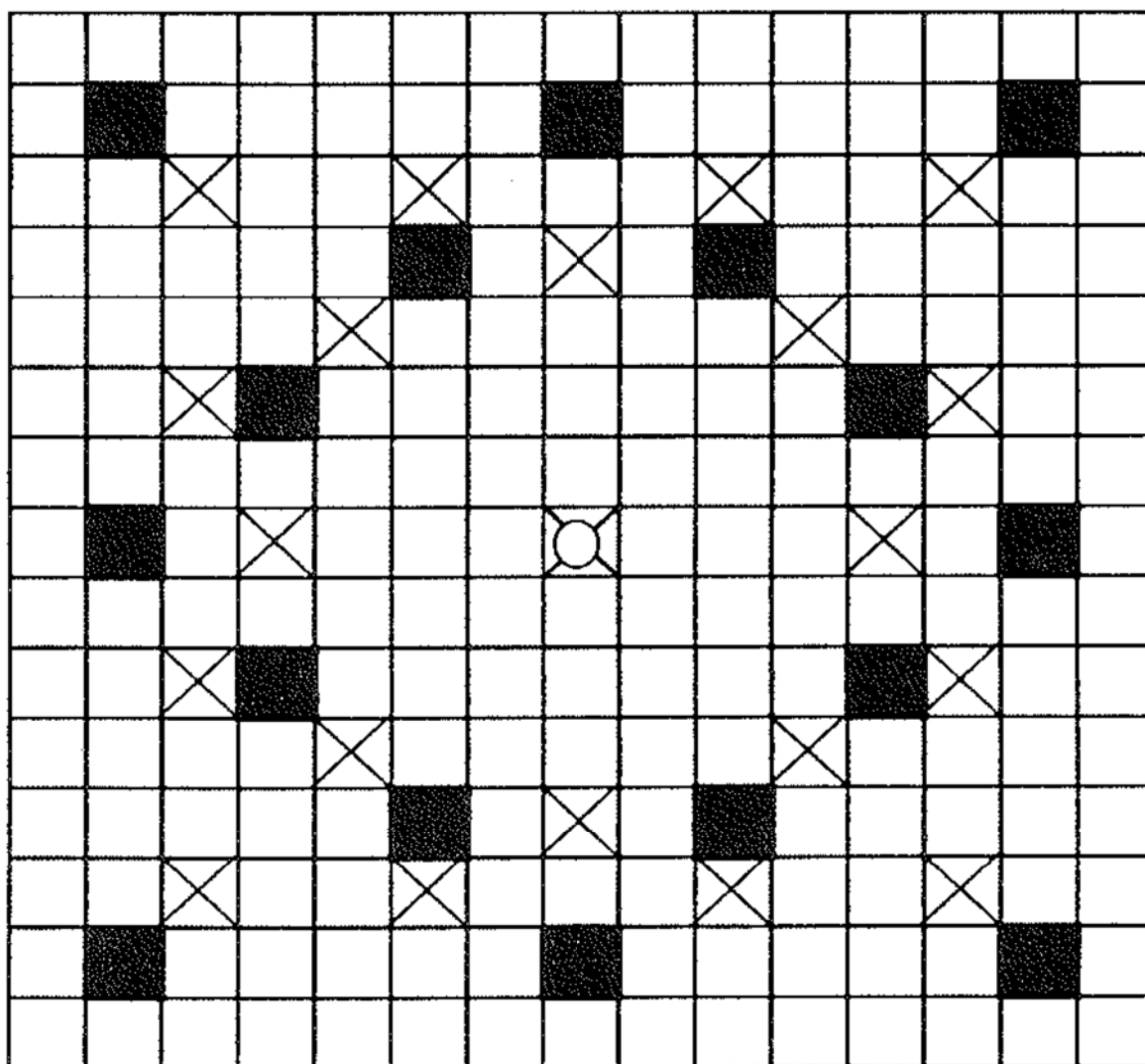
 炉内計装用案内シンプル

 ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒

 制御棒案内シンプル

 二酸化ウラン燃料棒

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)



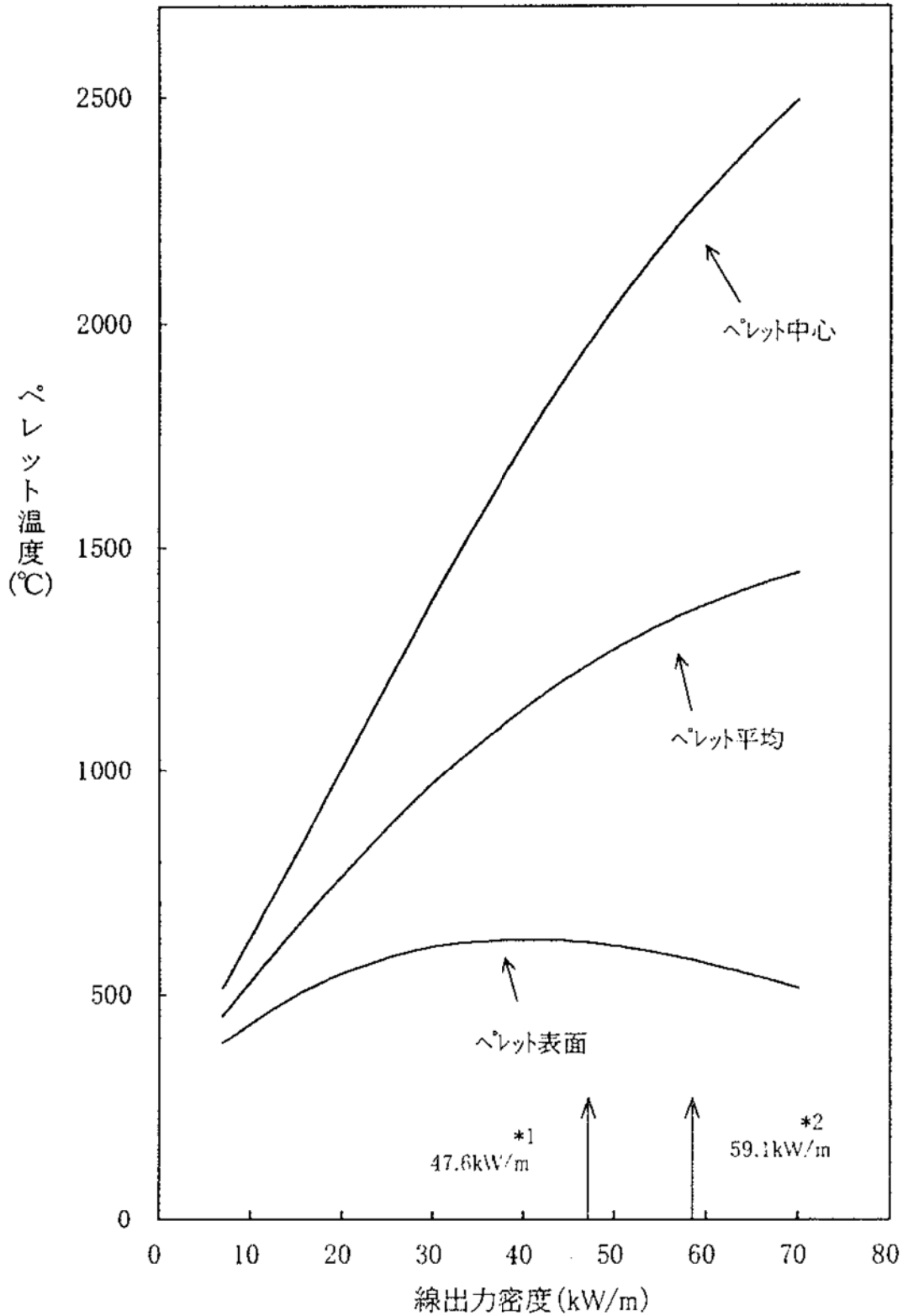
 炉内計装用案内シンプル

 ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒

 制御棒案内シンプル

 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)

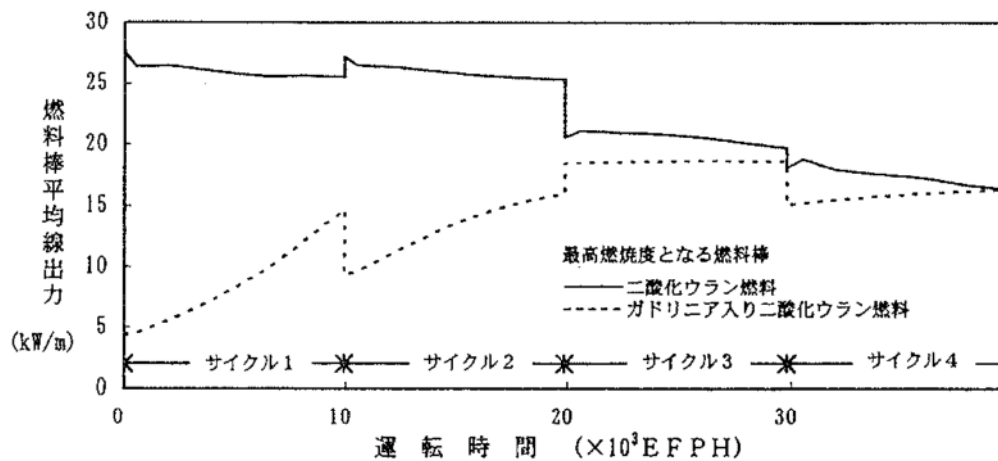
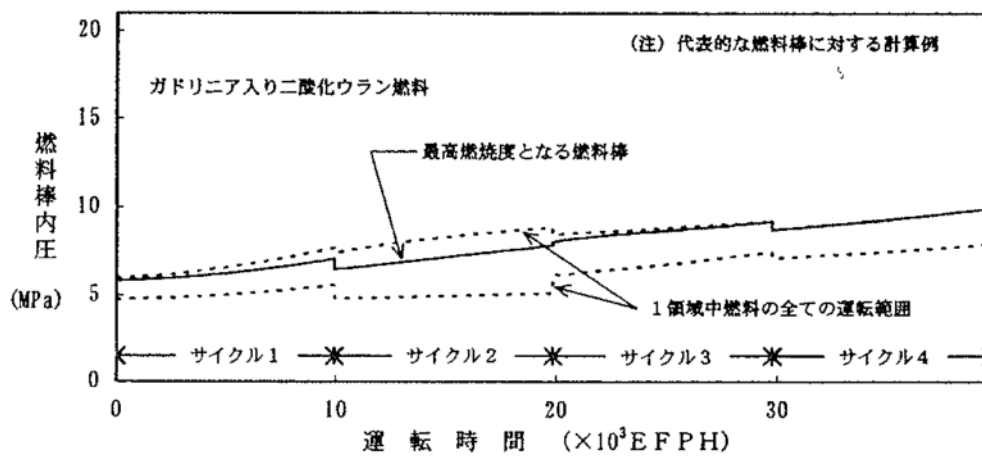
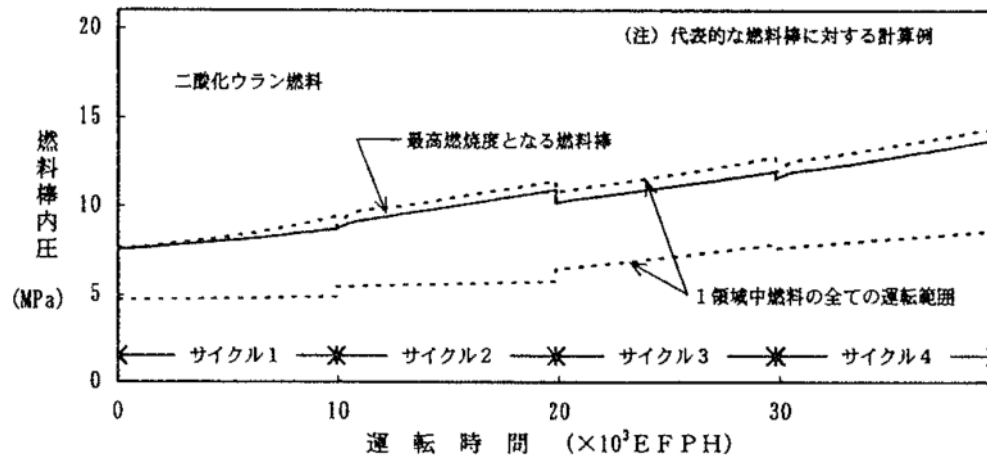


*1 定格出力時の最大線出力密度

*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

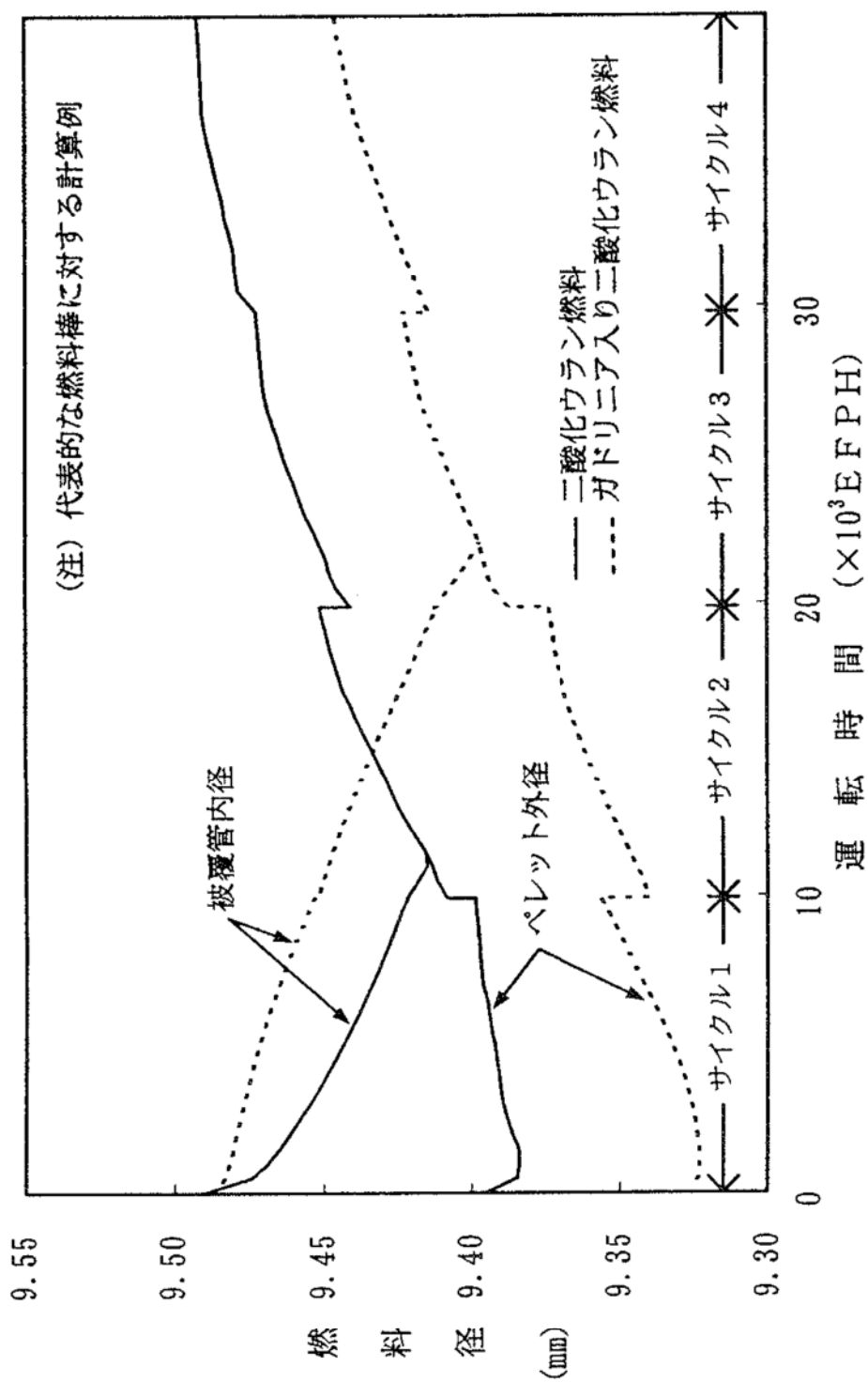
(寿命中の最高温度、参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)



(注) EFPH : 全出力換算時間

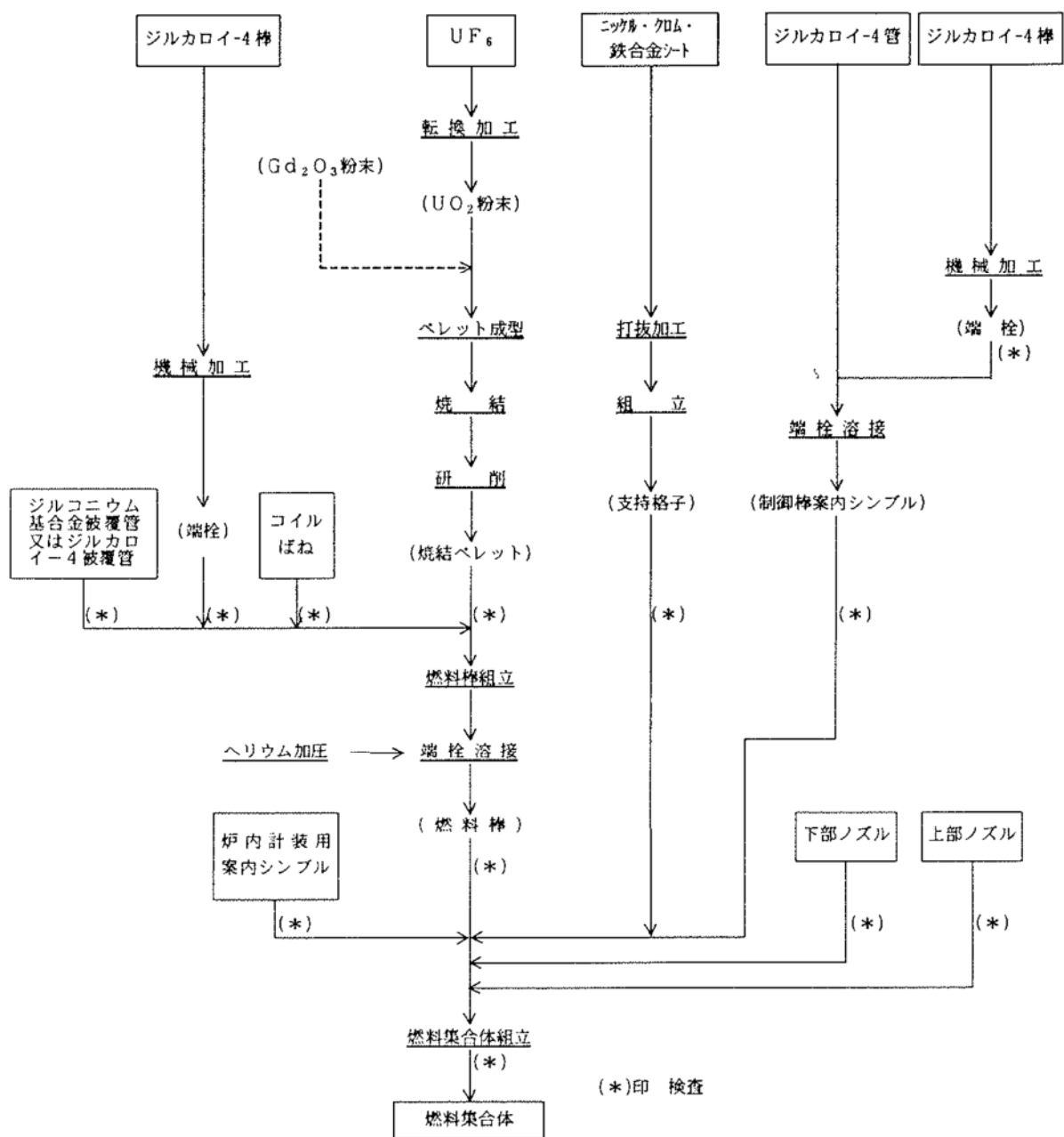
第3.2.5図 燃料棒内圧の燃焼度変化

(参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)

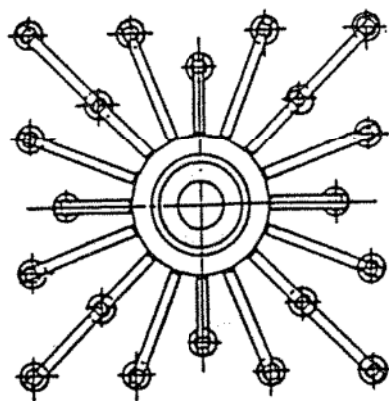
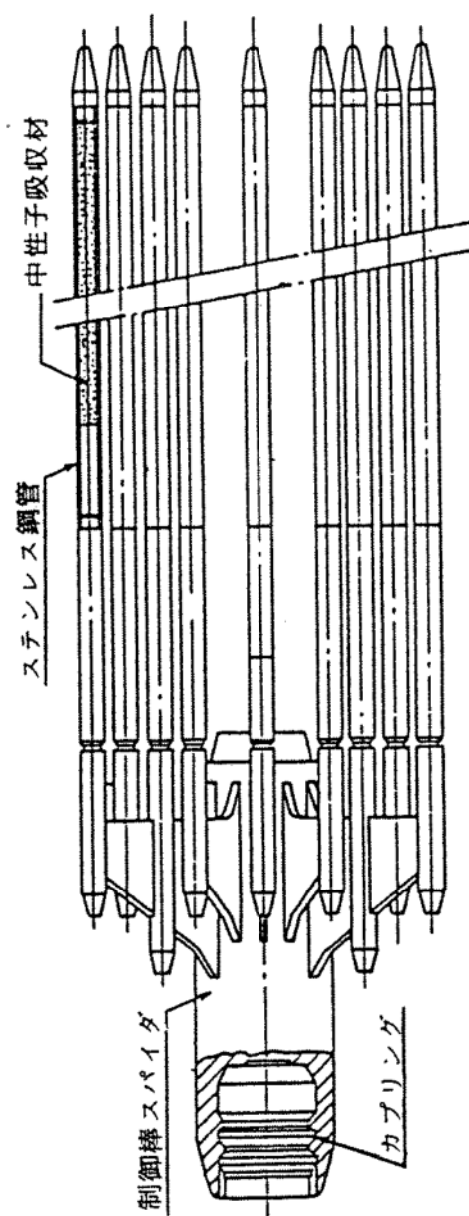


(注) EFPH：全出力換算時間

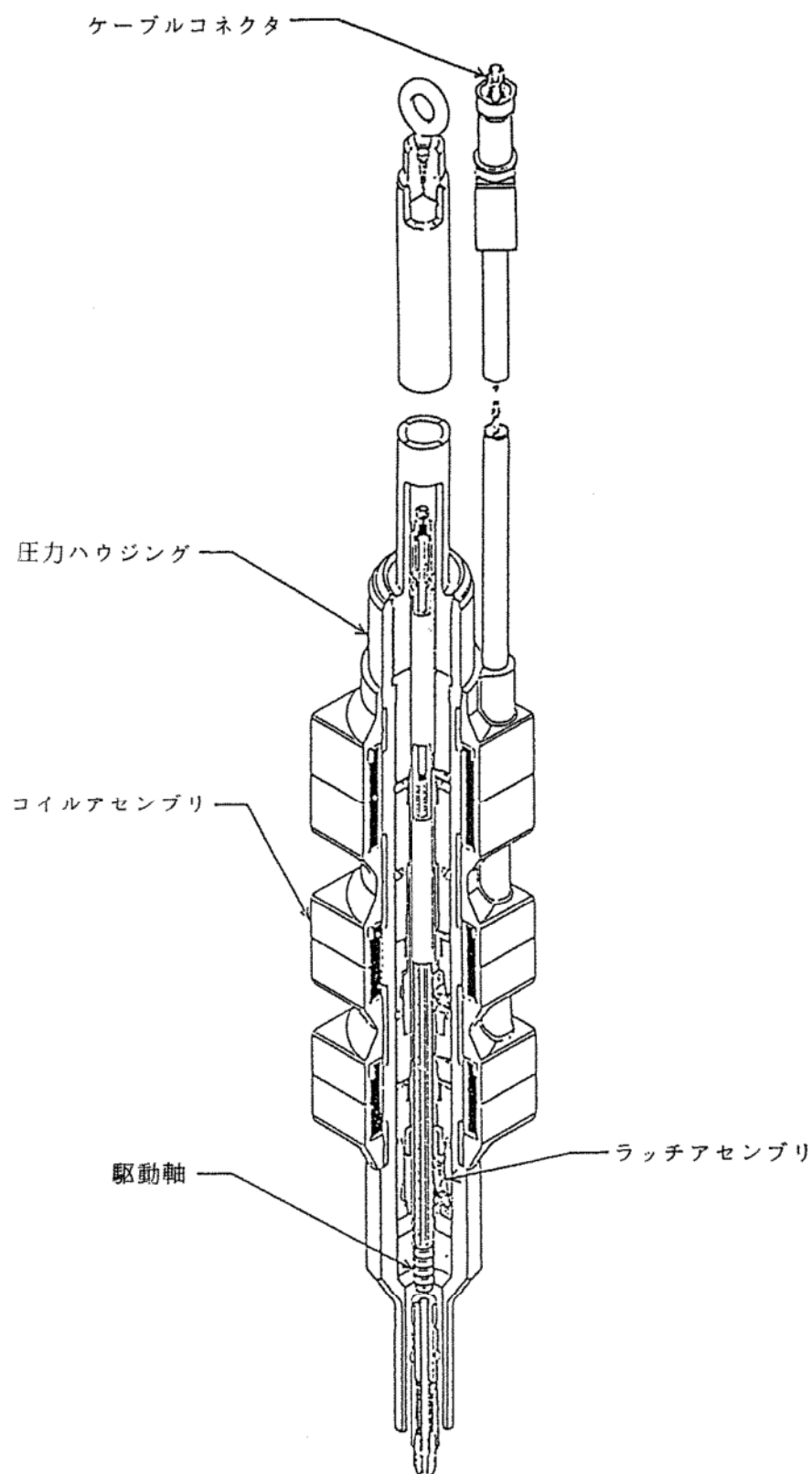
第3.2.6図 燃料径の燃焼度変化（参考文献(1)及び(10)のモデルで計算）



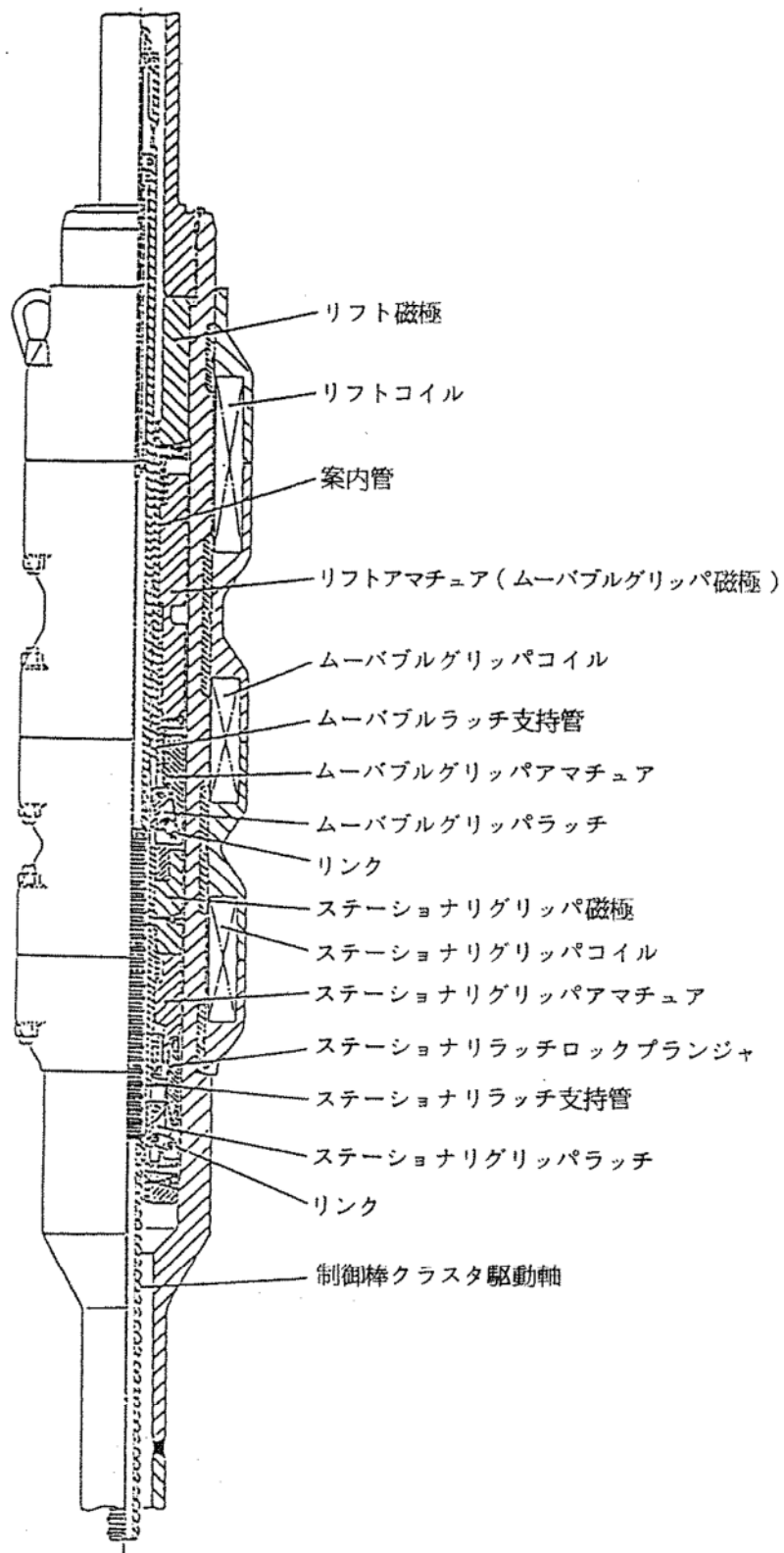
第3.2.7図 燃料の製造工程概要図



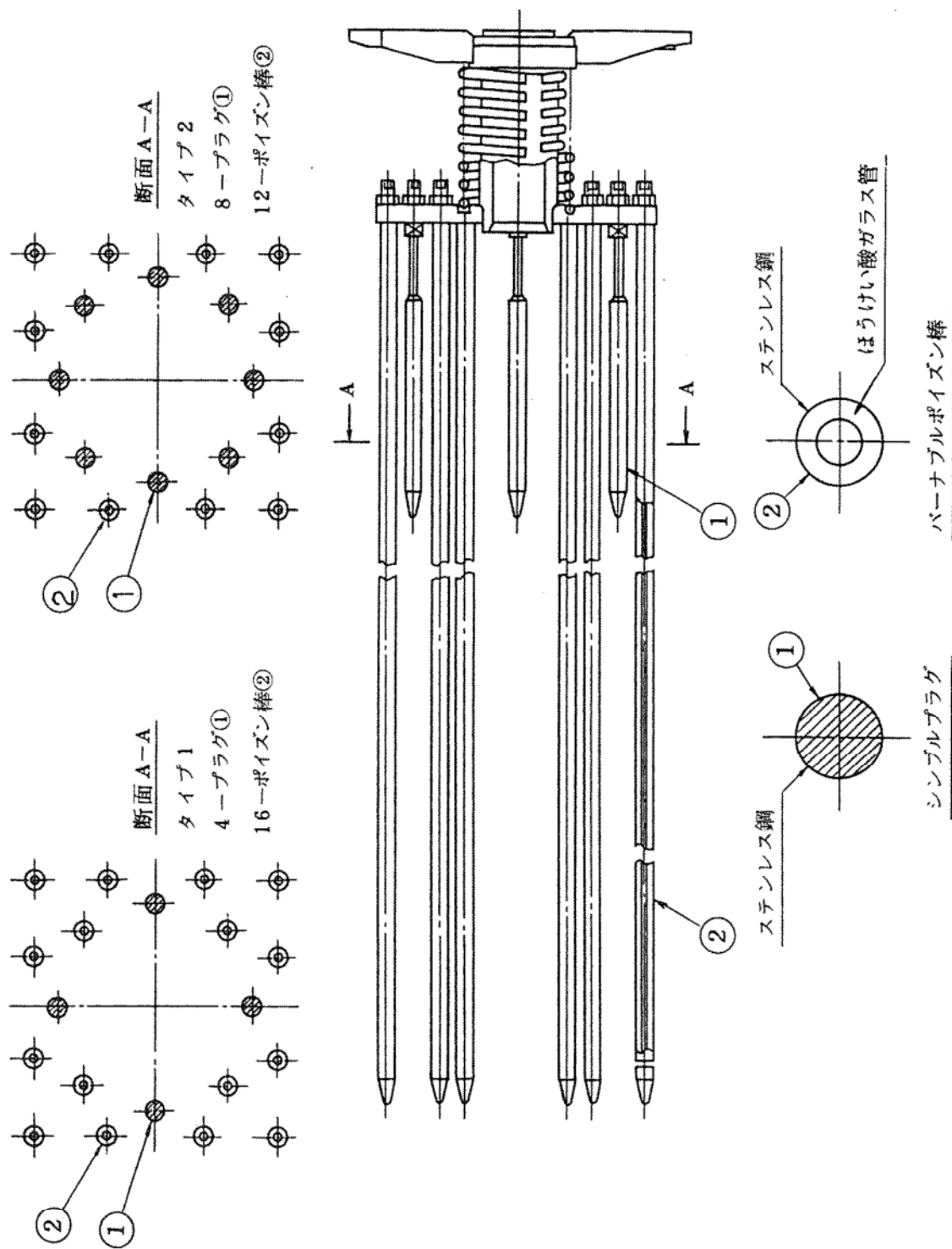
第3.3.1図 制御棒クラスタ構造説明図



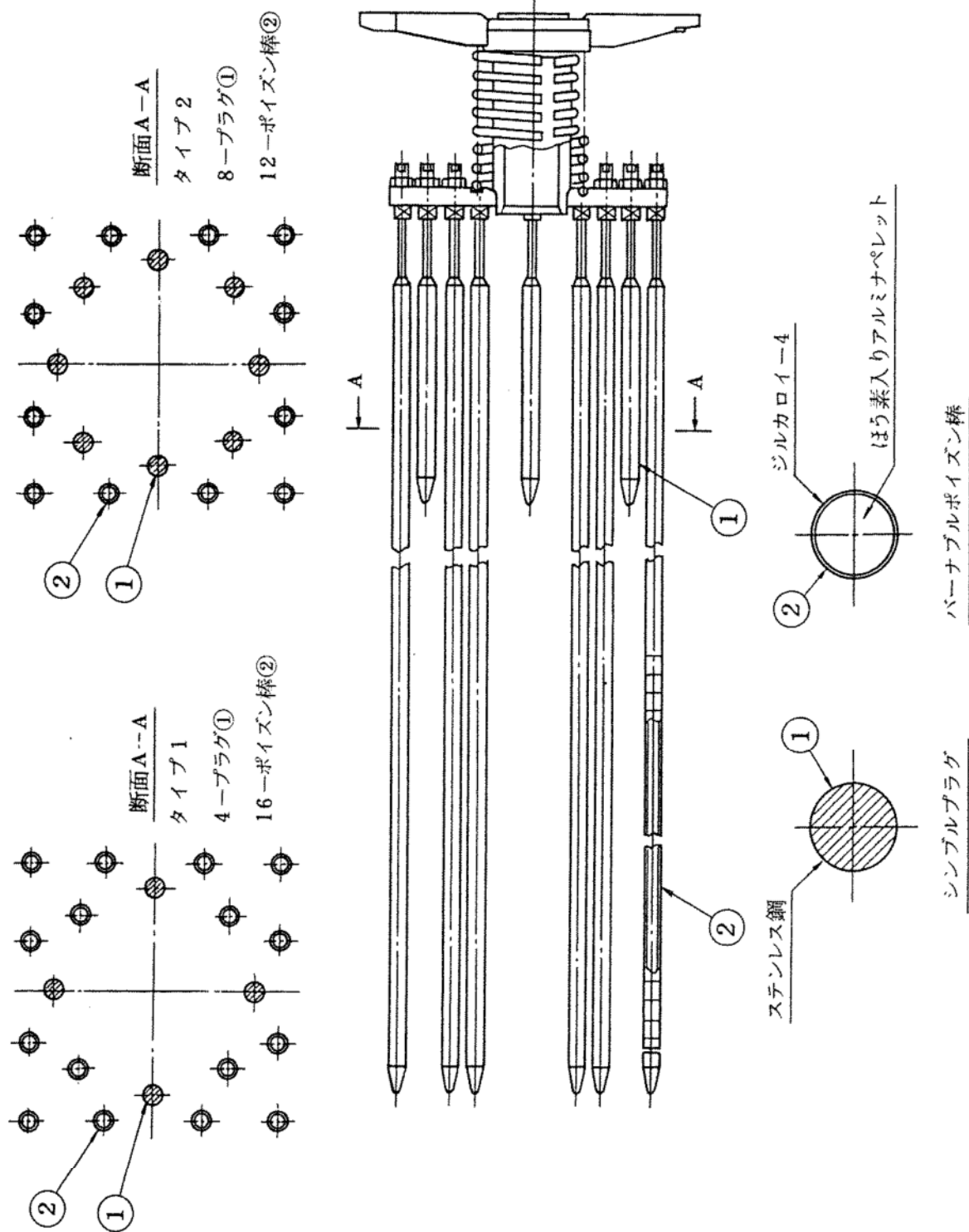
第3.3.2図 制御棒クラスター駆動装置断面図



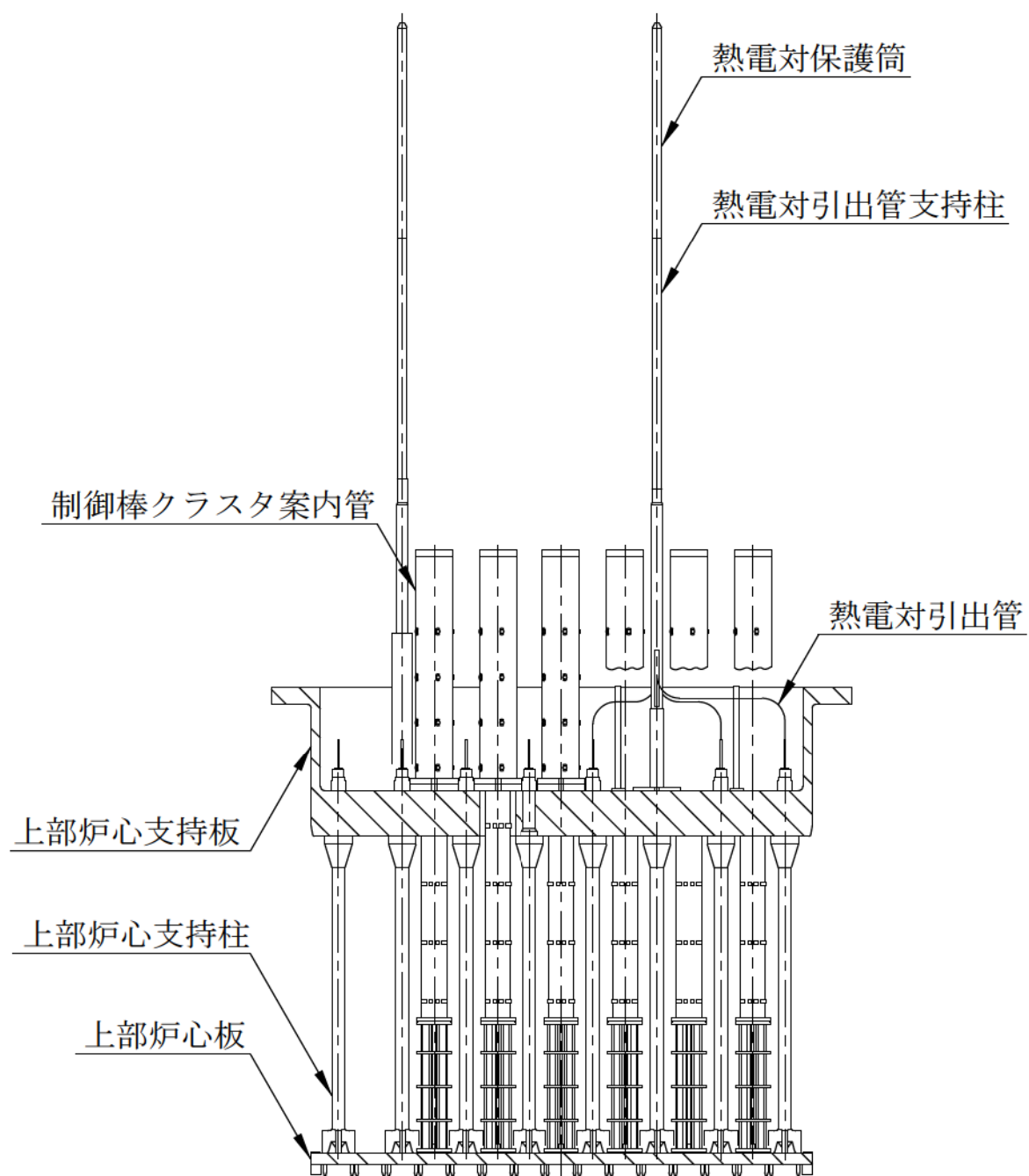
第3.3.3図 制御棒クラスタ駆動装置説明図



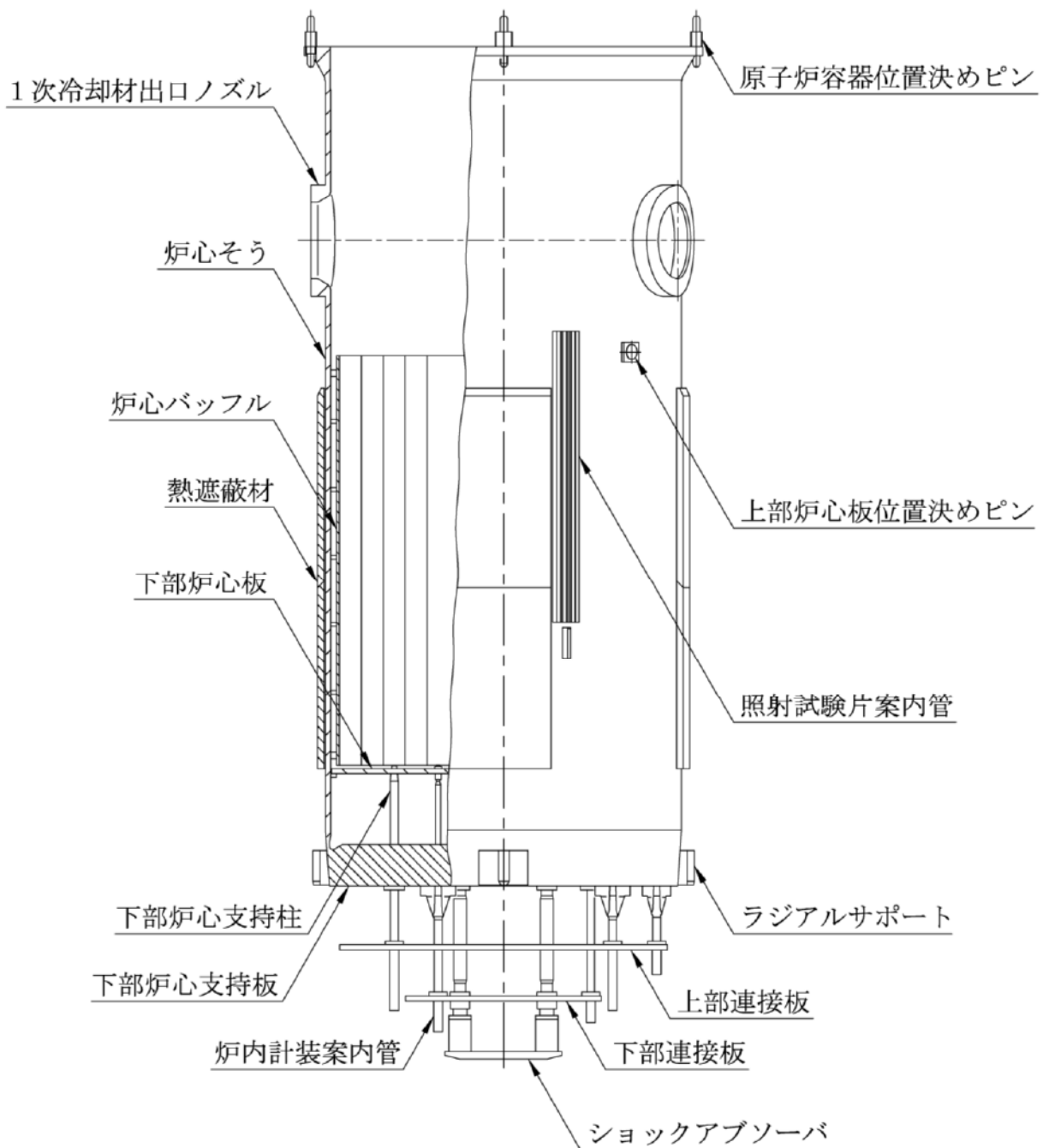
第3.3.4(1)図 A型バーナブルポイズンアセンブリ構造説明図



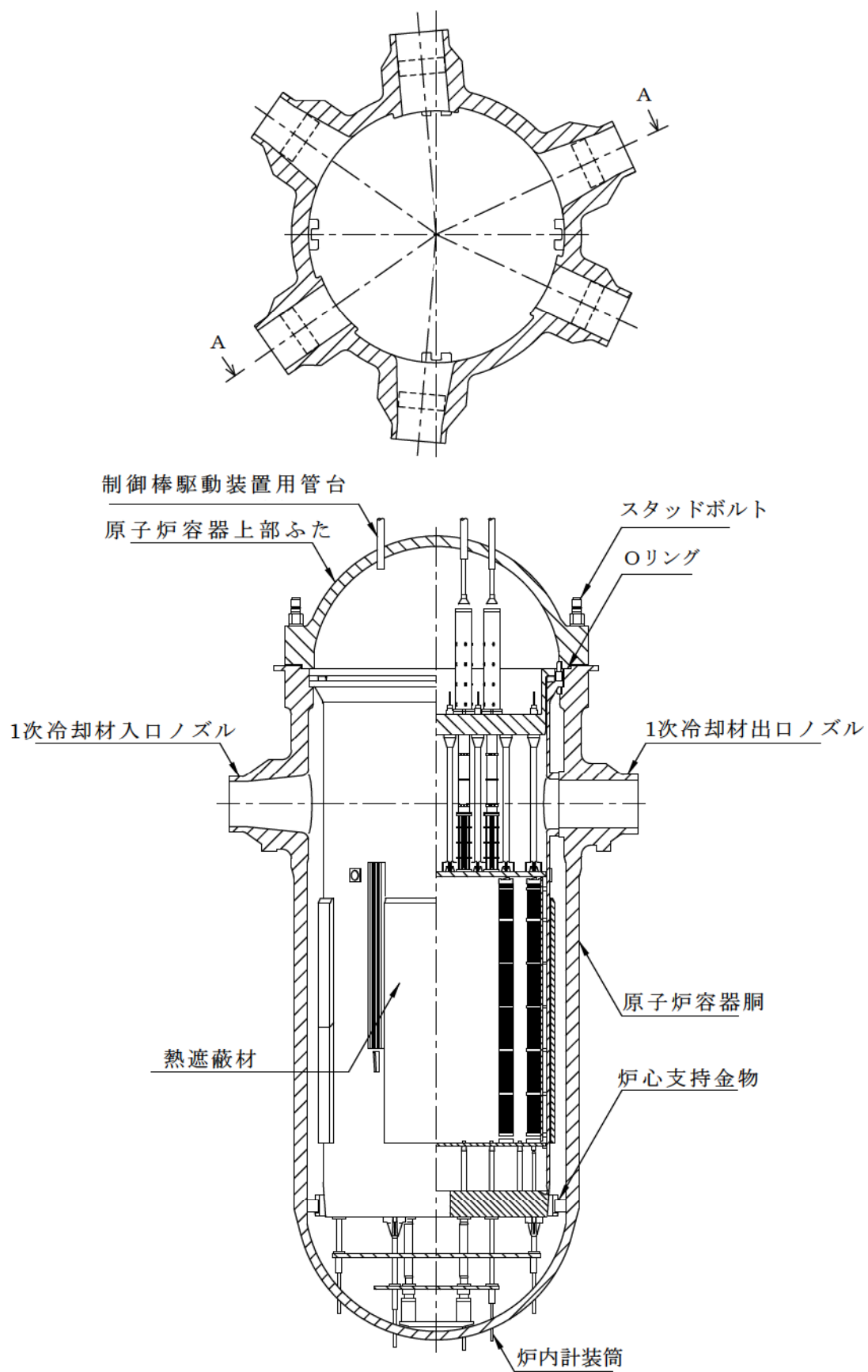
第3.3.4(2)図 B型バーナブルポイズンアセンブリ構造説明図



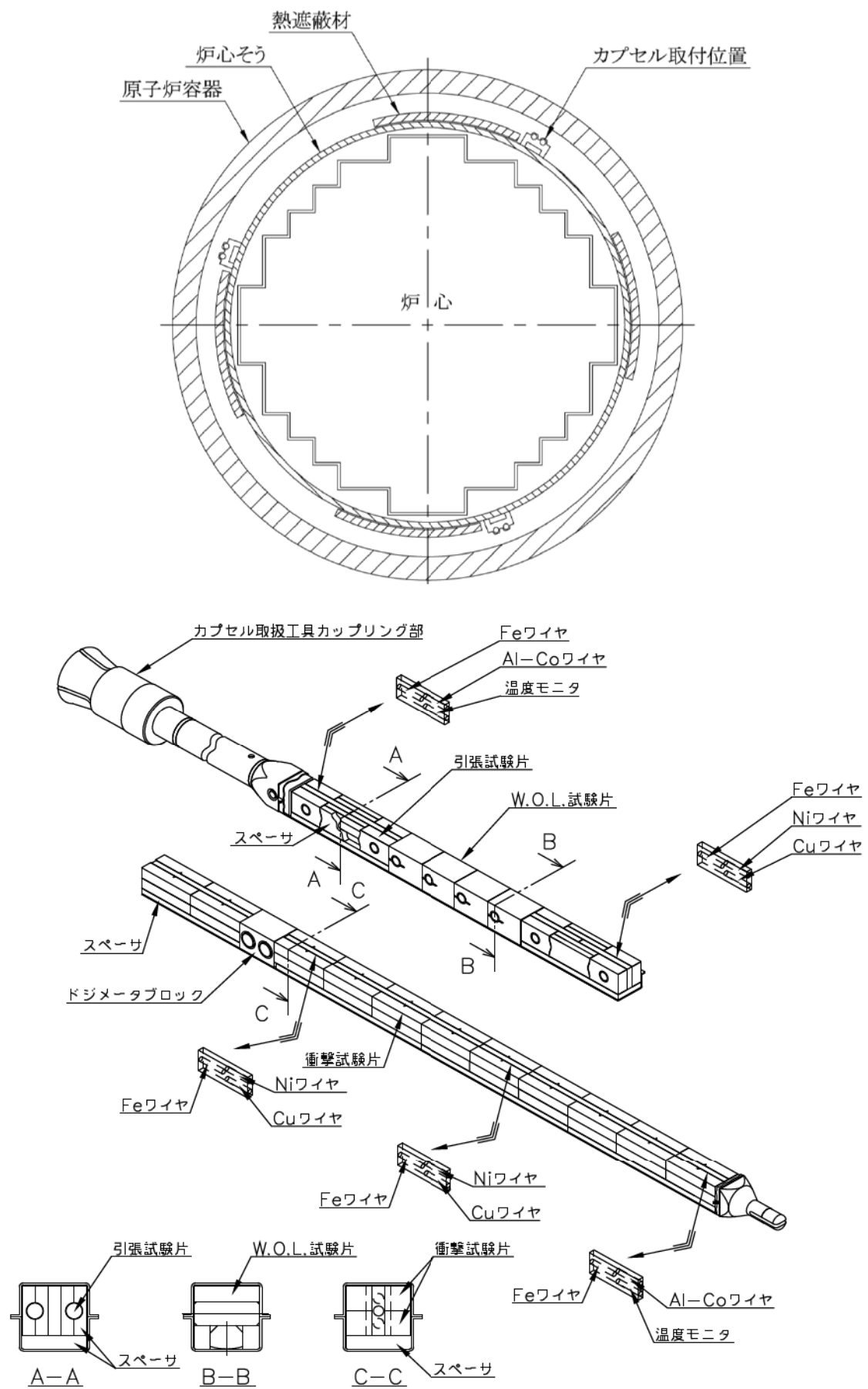
第3.4.1図 上部炉心構造物構造説明図



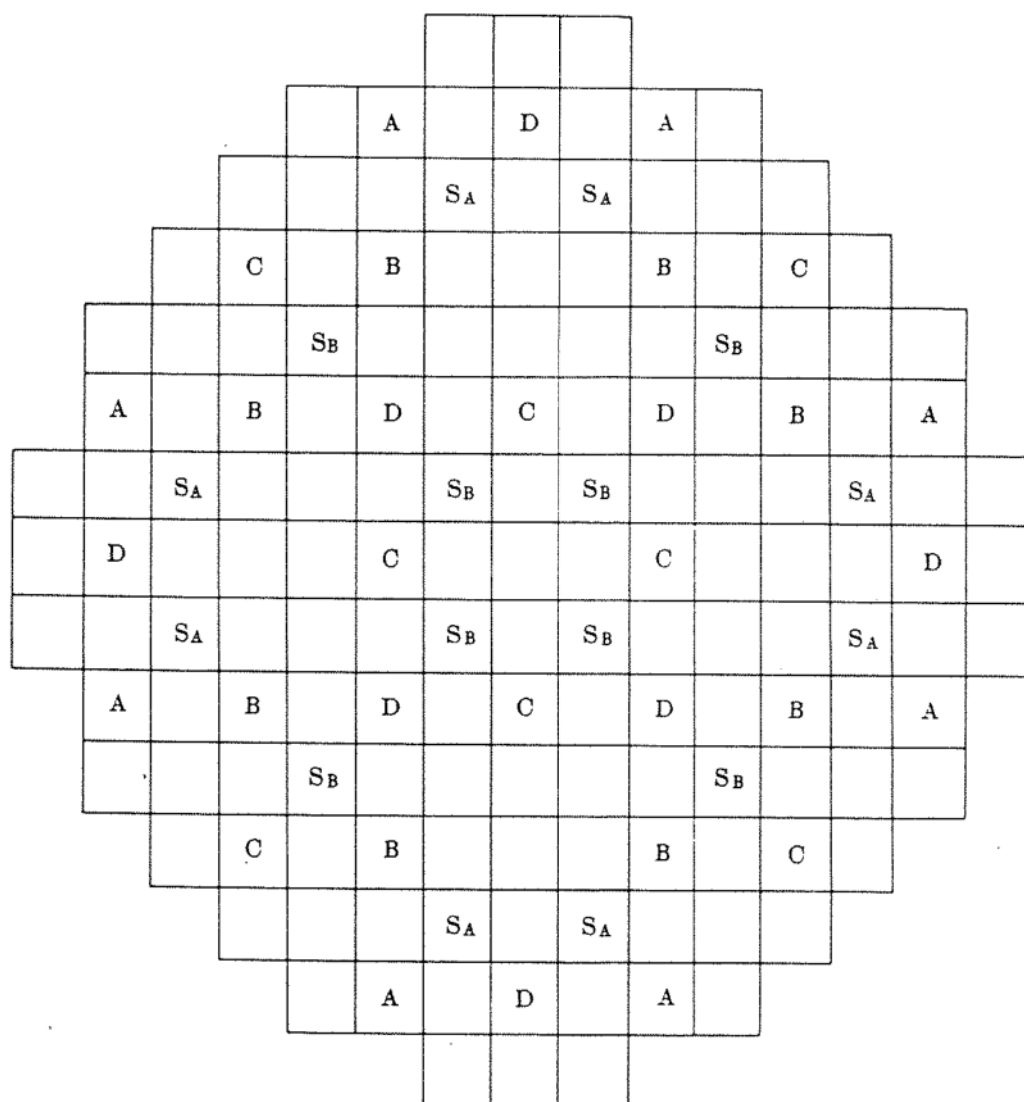
第3.4.2図 下部炉心構造物構造説明図



第3.5.1図 原子炉容器内構造説明図

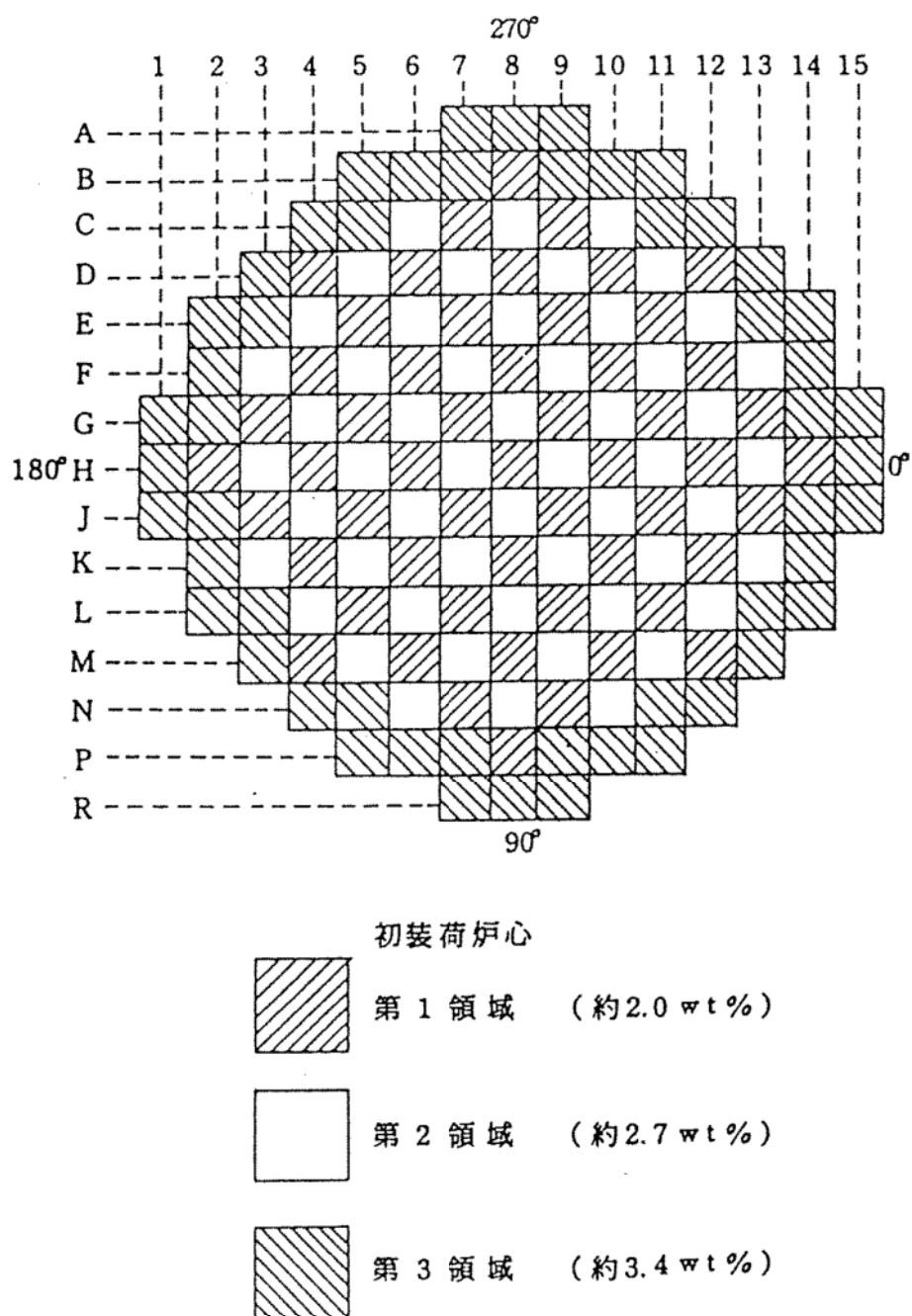


第3.5.2図 原子炉容器構造材監視試験片挿入位置説明図

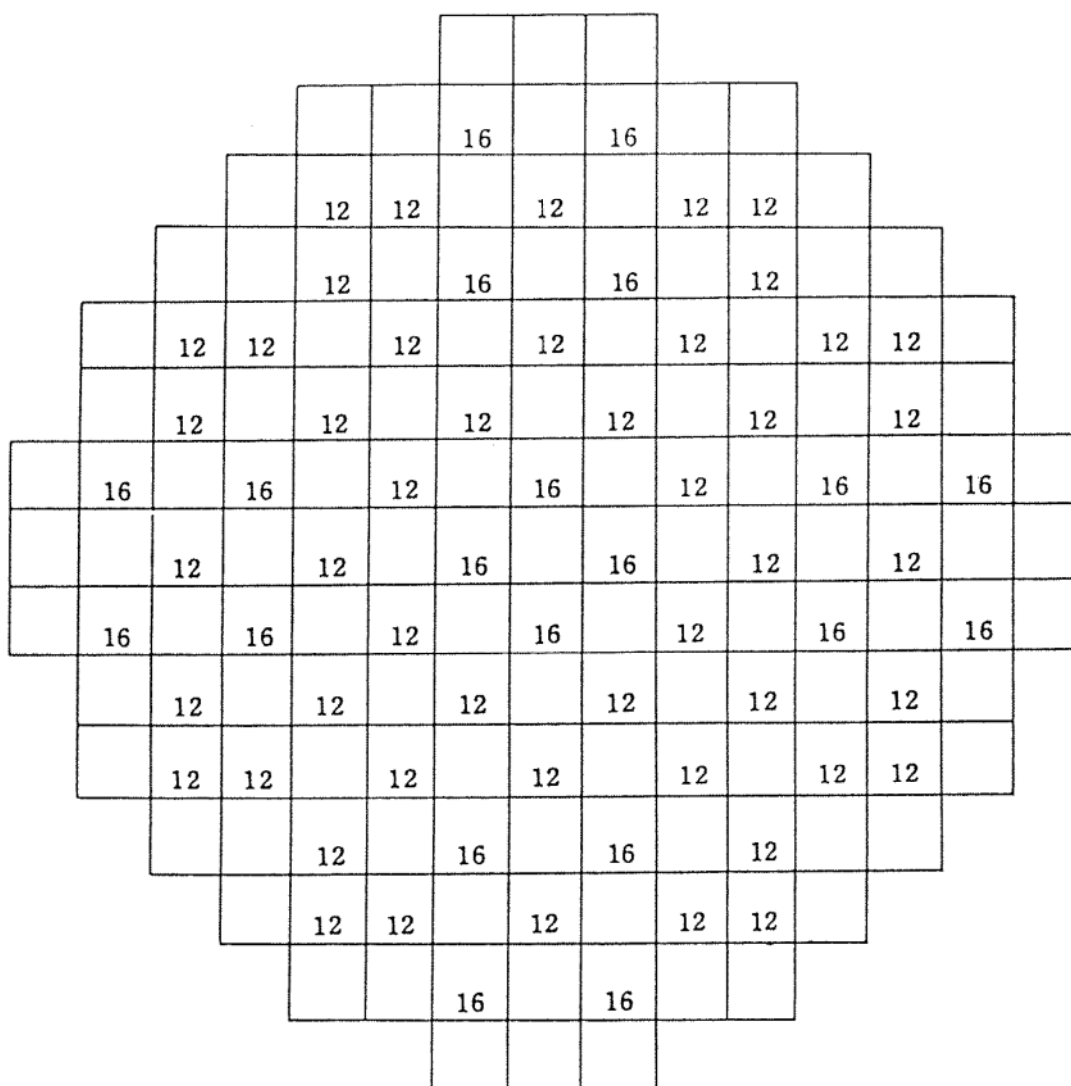


A ; 制御用 (バンク A)
 B ; 制御用 (バンク B)
 C ; 制御用 (バンク C)
 D ; 制御用 (バンク D)
 SA ; 停止用 (バンク A)
 SB ; 停止用 (バンク B)

第3.6.1図 制御棒クラス配置図



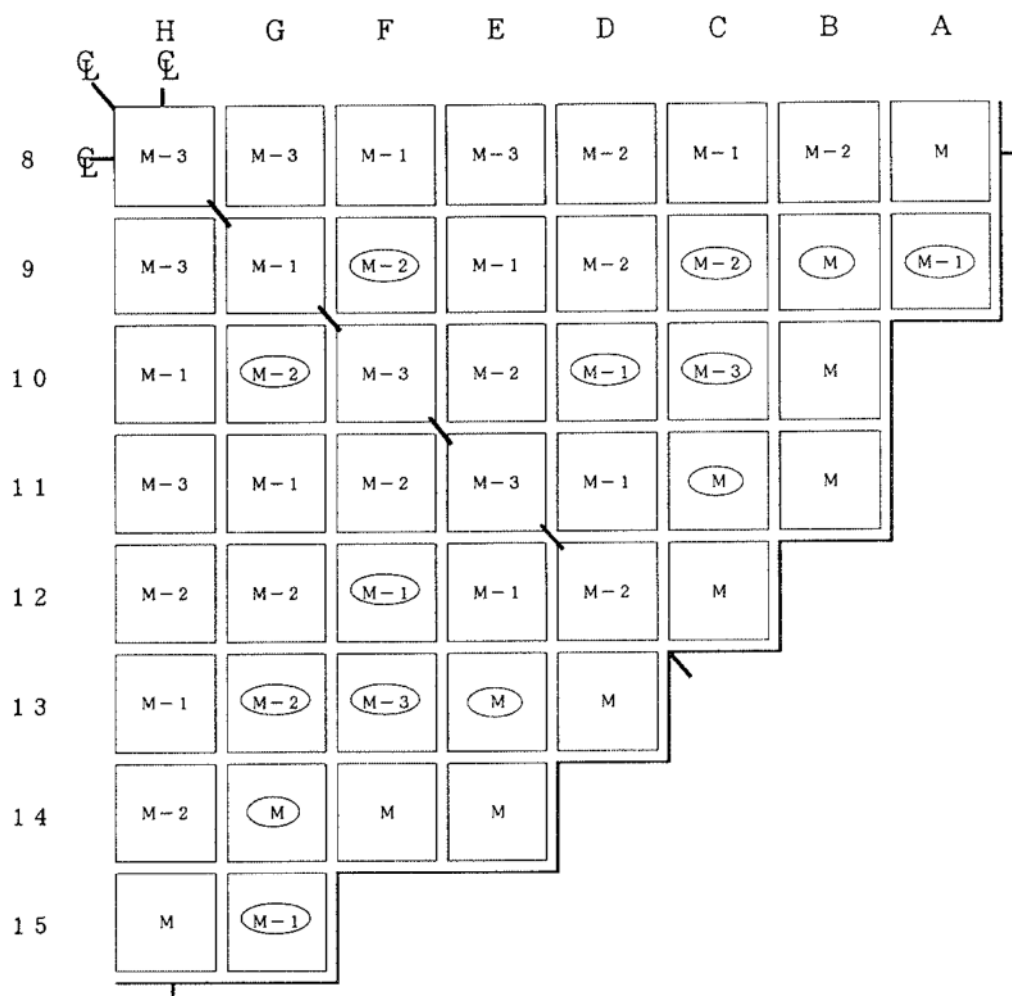
第 3.6.2 図 燃料集合体配置説明図 (初装荷炉心)



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

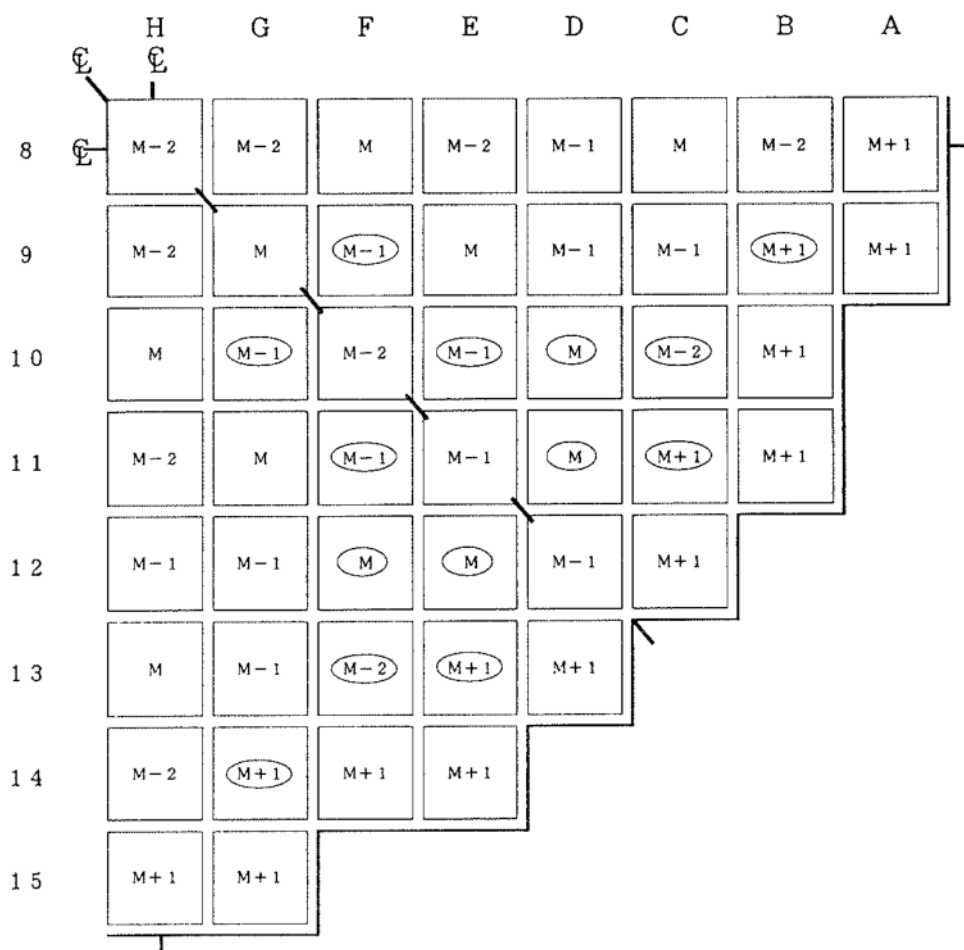


(M-3) : 第(M-3)A領域燃料 (4.6wt%(Gd入り) 8体) *
 M-3 : 第(M-3)B領域燃料 (4.6wt% 17体)
 (M-2) : 第(M-2)A領域燃料 (4.6wt%(Gd入り) 16体) *
 M-2 : 第(M-2)B領域燃料 (4.6wt% 28体)
 (M-1) : 第(M-1)A領域燃料 (4.6wt%(Gd入り) 16体) *
 M-1 : 第(M-1)B領域燃料 (4.6wt% 28体)
 (M) : 第MA領域燃料 (4.6wt%(Gd入り) 16体) *
 M : 第MB領域燃料 (4.6wt% 28体)

* : 3.0wt%²³⁵U-10wt%Gd₂O₃ 燃料棒20本を含む。

注) (M)、Mは新燃料

第 3.6.4 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)

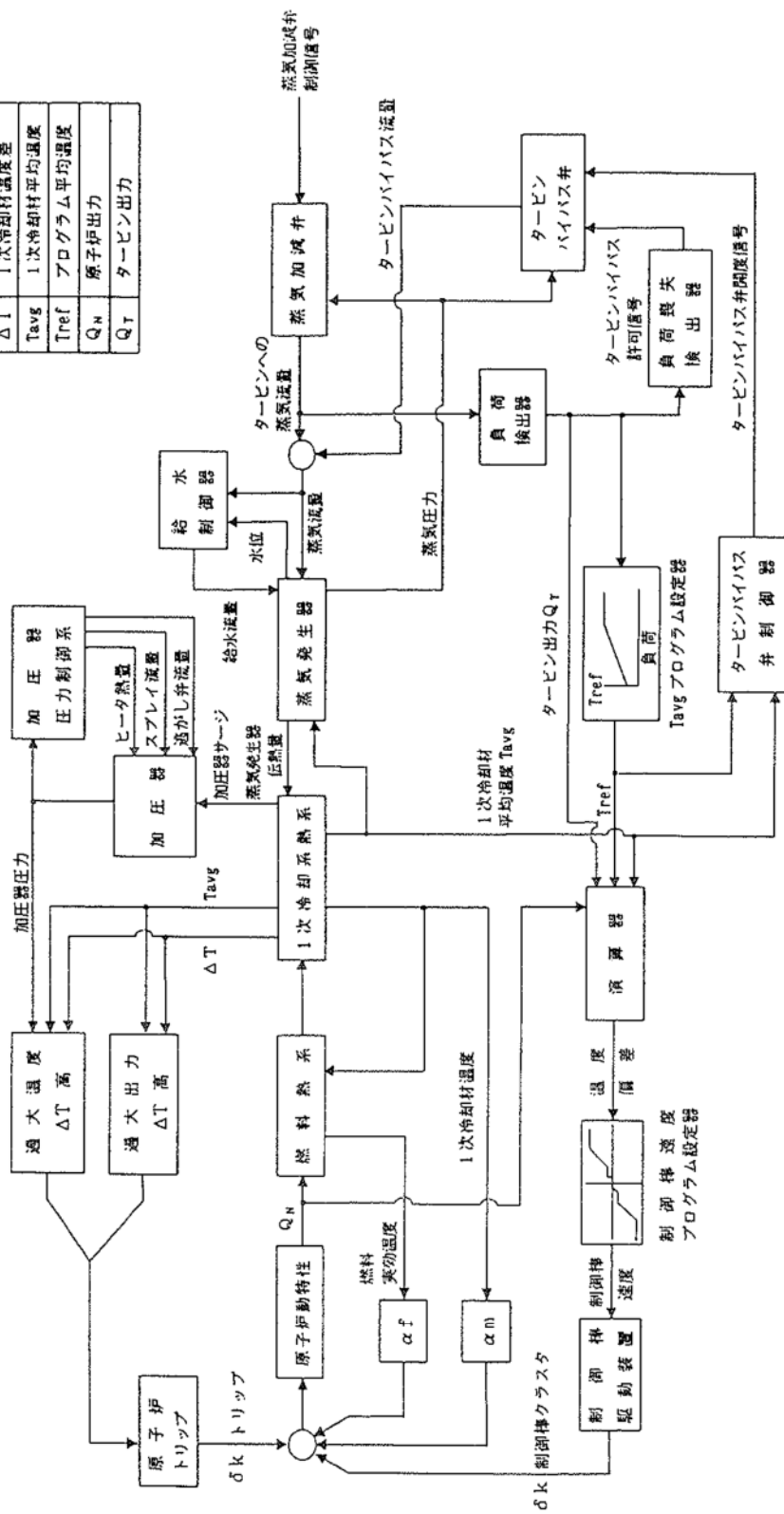
* : 3.0wt%²³⁵U-1.0wt%Gd₂O₃ 燃料棒20本を含む。

注) (M+1) 、M+1は新燃料

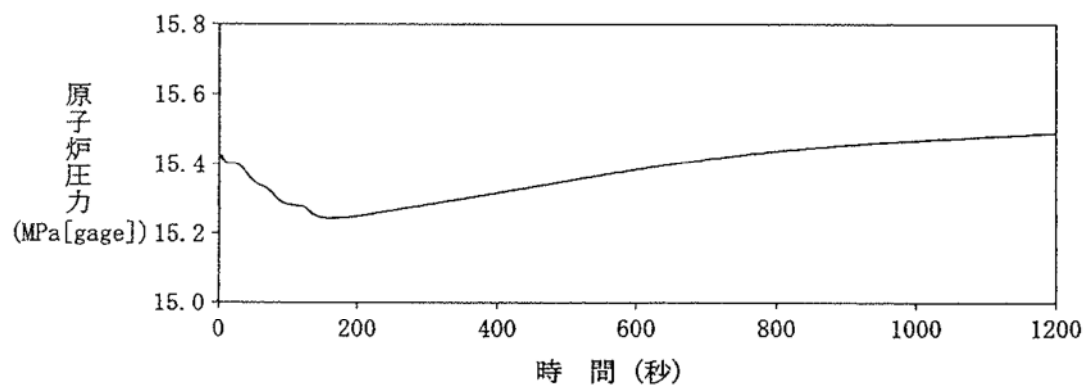
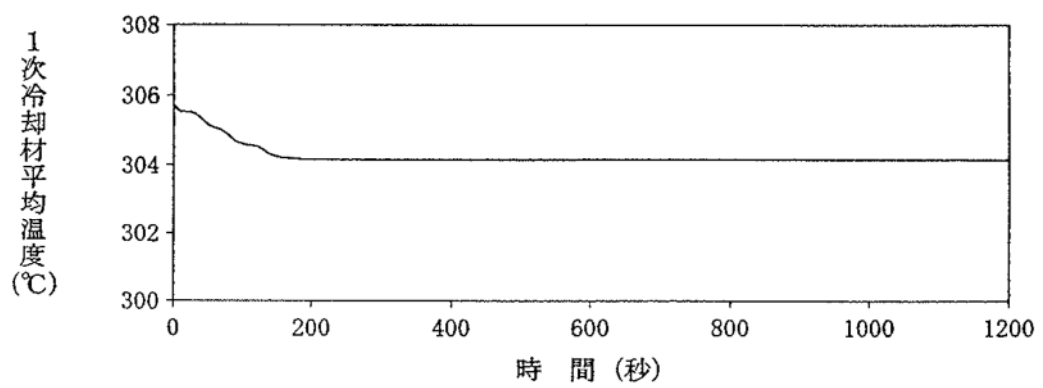
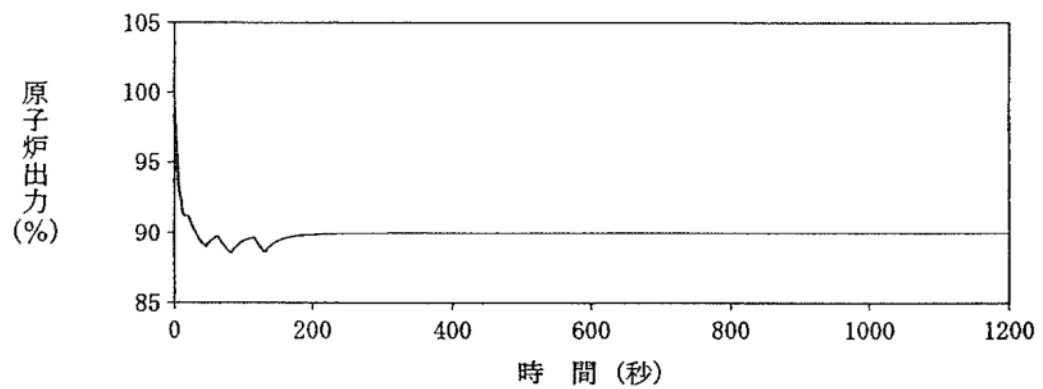
第 3.6.5 図 燃料集合体配置図 (第 N+1 サイクル炉心 (予定外取出炉心)) [1/4 炉心]

凡 例

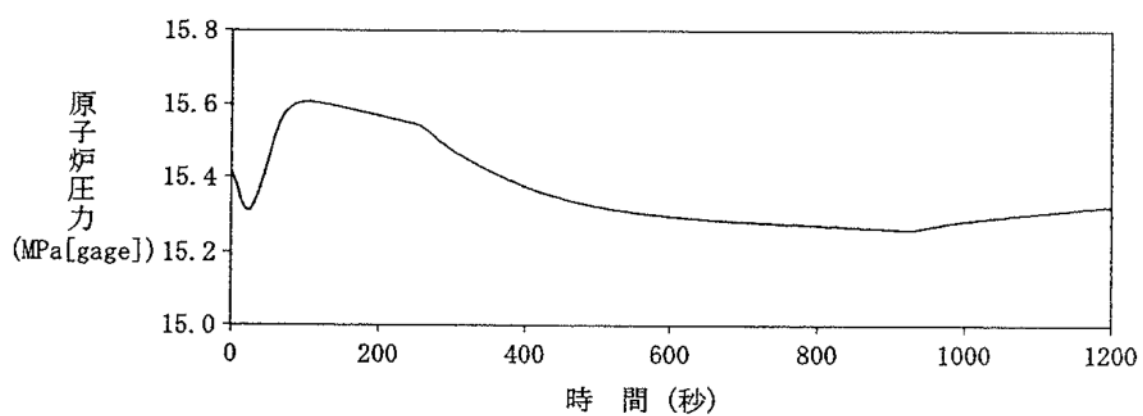
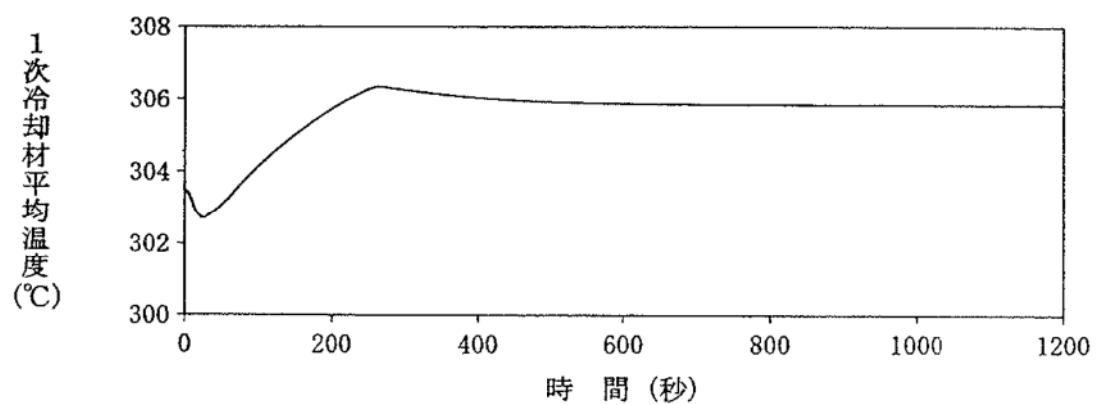
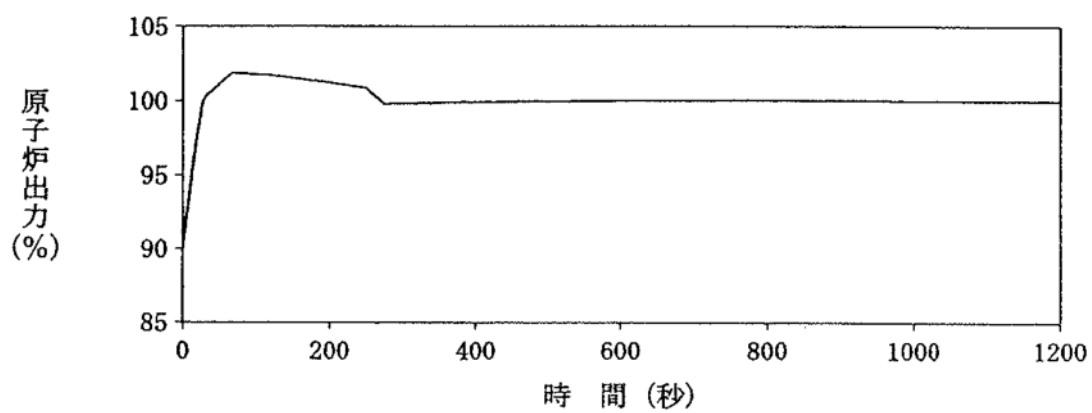
δk	反応度
αf	ドップラ係数
αm	減速材温度係数
ΔT	1次冷却材温度差
T_{avg}	1次冷却材平均温度
T_{ref}	プログラム平均温度
Q_N	原子炉出力
Q_T	タービン出力



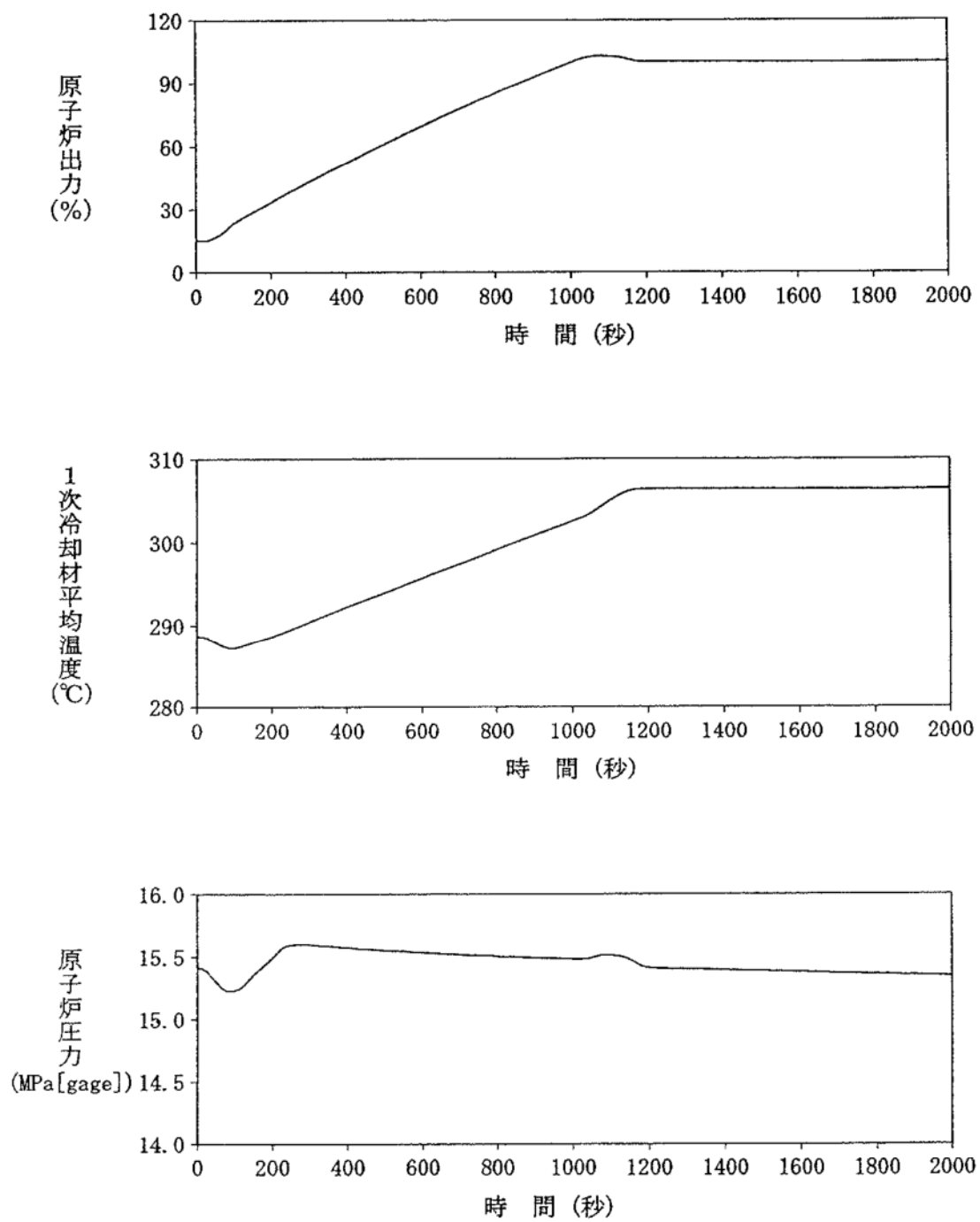
第3.8.1図 動特性シミュレーションモデル



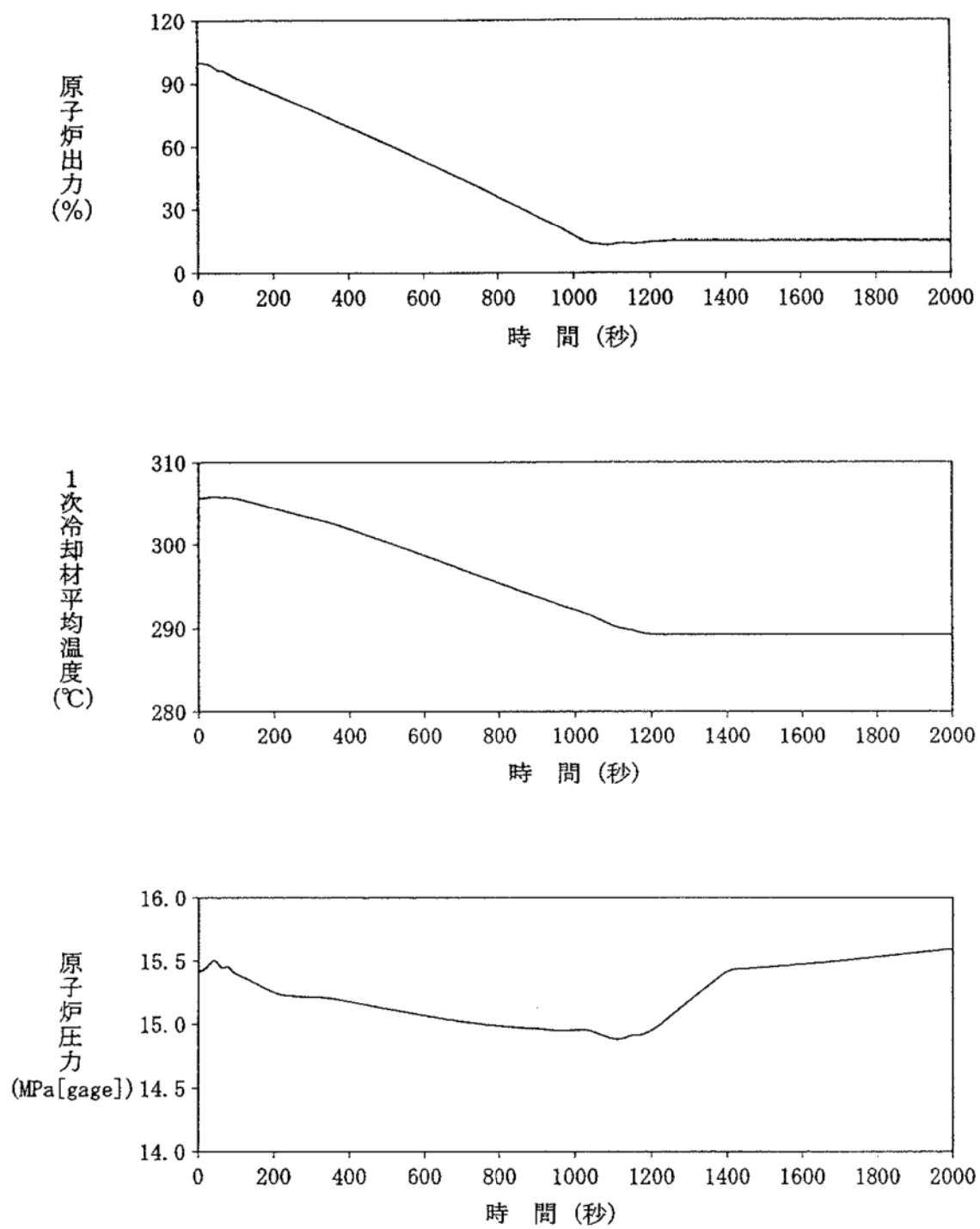
第3.8.2図 10%ステップ状負荷減少の場合 (100%→90%)



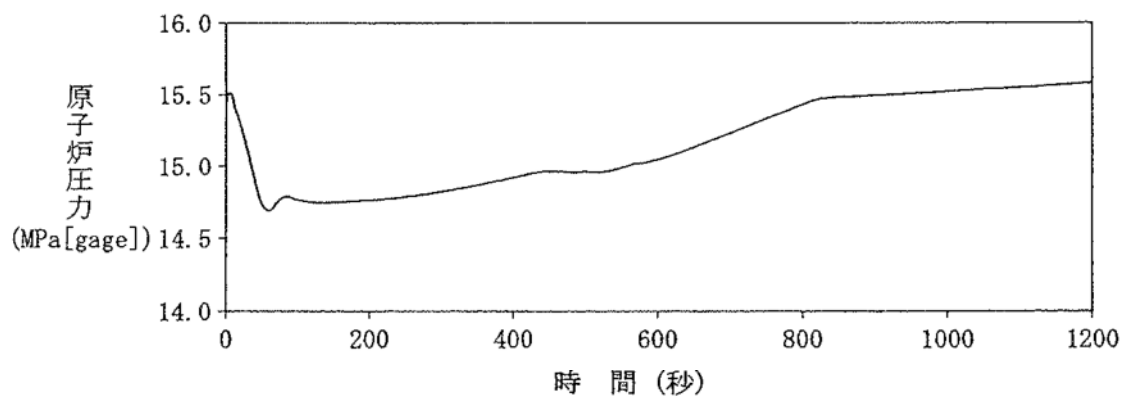
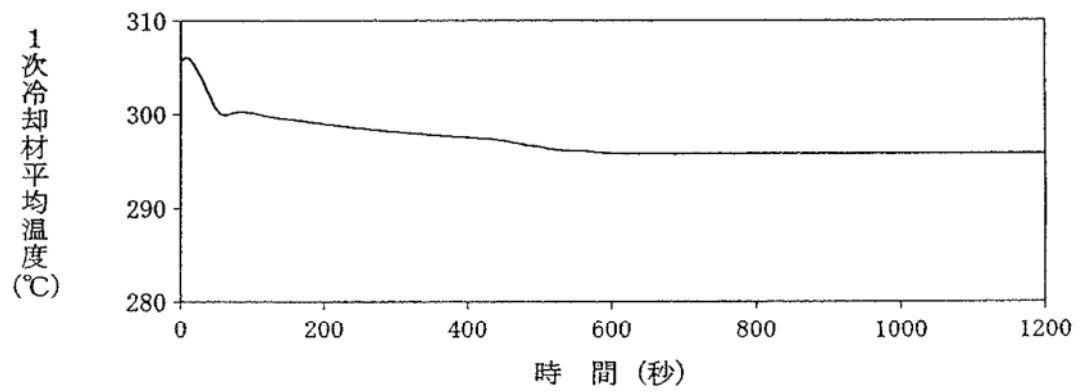
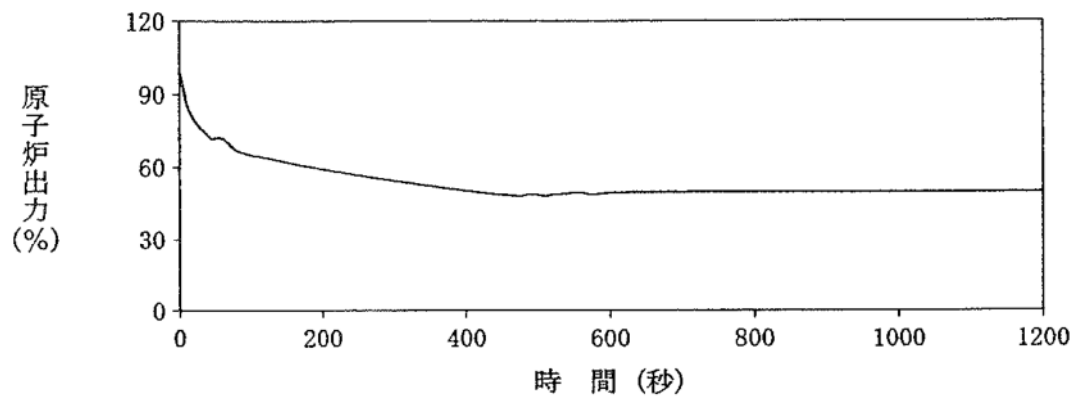
第3.8.3図 10%ステップ状負荷増加の場合 (90%→100%)



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、チャン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、使用済燃料ピットラックに貯蔵するが、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。

使用済燃料は、使用済燃料ピットラック内で通常 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、燃料の取扱設備及び貯蔵設備のうち、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は 1 号、2 号及び 3 号炉共用とする。

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) 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、使用済燃料ピット浄化冷却設備を有する設計とする。使用済燃料ピット浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却して使用済燃料ピットラック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（狭域）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設計とする。また、使用済燃料ピット水位スイッチは、異常時に警報を発信する設計とする。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。

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) クレーン本体は、保守的な吊荷の条件で求める地震力に対し、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は、保守的な条件で求められる荷重に対して、許容応力以下であること。

(c) 走行レールの基礎ボルトは、走行方向、走行直角方向及び鉛直方向に発生する組み合わせた地震力に対して、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に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チャンネルがあるため、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。