

別 冊 3

# 目 次

1. 安全設計	
1.1 安全設計の方針	8-1- 1
1.1. 1 安全設計の基本方針	8-1- 1
1.1. 2 原子炉固有の安全性	8-1- 1
1.1. 3 原子炉施設の設計、製作における安全上の考慮	8-1- 1
1.1. 4 核設計及び熱水力設計の基本方針	8-1- 2
1.1. 5 放射性物質放散の防止対策	8-1- 2
1.1. 6 計測制御系統施設設計の基本方針	8-1- 3
1.1. 7 工学的安全施設設計の基本方針	8-1- 3
1.1. 8 崩壊熱の除去に対する設計上の考慮	8-1- 3
1.1. 9 火災に対する設計上の考慮	8-1- 4
1.1.10 電源喪失に対する設計上の考慮	8-1- 4
1.1.11 重水設備設計の基本方針	8-1- 4
1.1.12 強度設計の基本方針	8-1- 4
1.1.13 品質保証の基本方針	8-1- 5
1.2 低濃縮ウラン軽水減速冷却プール型炉施設の 安全設計方針及びその適合	8-1- 6
1.2. 1 用語の定義	8-1- 6
1.2. 2 安全設計方針及びその適合のための設計方針	8-1- 8
1.3 耐震設計方針	8-1-47
1.3. 1 耐震設計の基本方針	8-1-47
1.3. 2 耐震設計上の重要度分類	8-1-47
1.3. 3 地震力の算定法	8-1-48
1.3. 4 荷重の組合せと許容限界	8-1-49
1.3.4.1 耐震設計上考慮する状態	8-1-49
1.3.4.2 荷重の種類	8-1-49
1.3.4.3 荷重の組合せ	8-1-50
1.3.4.4 許容限界	8-1-50
1.3. 5 主要施設の耐震構造	8-1-51
1.3. 6 そ の 他	8-1-52

1.4	耐津波設計方針	8-1-52
1.5	竜巻防護に関する設計方針	8-1-53
1.6	火山事象に関する設計方針	8-1-53
1.7	外部火災防護に関する設計方針	8-1-53
2.	施設・設備の配置	
2.1	概要	8-2-1
2.2	設計方針	8-2-1
2.3	主要施設	8-2-1
2.4	全体配置	8-2-1
2.5	建物及び構築物	8-2-2
2.5.1	概要	8-2-2
2.5.2	原子炉建家	8-2-2
2.5.3	原子炉制御棟	8-2-2
2.5.4	実験利用棟	8-2-2
2.5.5	使用済燃料貯槽室	8-2-3
2.5.6	燃料管理施設	8-2-3
2.5.7	使用済燃料貯蔵施設（北地区）	8-2-3
2.5.8	コンプレッサ棟	8-2-4
2.5.9	冷却塔	8-2-4
2.5.10	排気筒	8-2-4
2.5.11	事務管理棟	8-2-4
3.	原子炉及び炉心	
3.1	概要	8-3-1
3.2	機械設計	8-3-1
3.2.1	燃料	8-3-1
3.2.1.1	概要	8-3-1
3.2.1.2	設計方針	8-3-1
3.2.1.3	解析方法	8-3-2
3.2.1.4	主要仕様	8-3-3
3.2.1.5	主要設備	8-3-4

3.2.1.6	評 価	8-3-4
3.2.1.7	燃料照射実績	8-3-6
3.2.2	炉心構造物	8-3-7
3.2.2.1	概 要	8-3-7
3.2.2.2	設計方針	8-3-7
3.2.2.3	主要設備の仕様	8-3-8
3.2.2.4	主要設備	8-3-8
3.2.2.5	評 価	8-3-9
3.2.2.6	試験検査	8-3-9
3.2.3	原子炉停止系	8-3-9
3.2.3.1	概 要	8-3-9
3.2.3.2	設計方針	8-3-9
3.2.3.3	主要設備の仕様	8-3-10
3.2.3.4	主要設備	8-3-10
3.2.3.5	評 価	8-3-11
3.2.4	その他の主要な設備	8-3-11
3.2.4.1	概 要	8-3-11
3.2.4.2	設計方針	8-3-12
3.2.4.3	主要設備の仕様	8-3-12
3.2.4.4	主要設備	8-3-12
3.2.4.5	評 価	8-3-14
3.3	核 設 計	8-3-14
3.3.1	概 要	8-3-14
3.3.2	設計方針	8-3-15
3.3.3	解析方法	8-3-15
3.3.4	核設計値	8-3-16
3.3.5	核設計の内容	8-3-16
3.4	熱水力設計	8-3-18
3.4.1	概 要	8-3-18
3.4.2	設計方針	8-3-19
3.4.3	熱水力設計の解析方法	8-3-19
3.4.4	熱水力設計の内容	8-3-24

3.4.5	評    価	8-3-24
3.5	動特性	8-3-25
3.5.1	概    要	8-3-25
3.5.2	設計方針	8-3-26
3.5.3	解析方法	8-3-26
3.5.4	過渡応答	8-3-26
3.5.5	評    価	8-3-26
4.	1次冷却系設備	
4.1	概    要	8-4-1
4.2	設計方針	8-4-1
4.3	主要設備の仕様	8-4-1
4.4	主要設備	8-4-1
4.5	試験検査	8-4-2
5.	2次冷却系設備	
5.1	概    要	8-5-1
5.2	設計方針	8-5-1
5.3	主要設備の仕様	8-5-1
5.4	主要設備	8-5-1
6.	重水冷却系設備	
6.1	概    要	8-6-1
6.2	設計方針	8-6-1
6.3	主要設備の仕様	8-6-1
6.4	主要設備	8-6-1
6.5	試験検査	8-6-3
7.	その他の冷却系付属設備	
7.1	概    要	8-7-1
7.2	設計方針	8-7-1
7.3	主要設備の仕様	8-7-1

7.4	主要設備	8-7- 1
8.	工学的安全施設	
8.1	概要	8-8- 1
8.2	冠水維持設備	8-8- 1
8.2.1	概要	8-8- 1
8.2.2	設計方針	8-8- 1
8.2.3	主要設備の仕様	8-8- 1
8.2.4	主要設備	8-8- 1
8.2.5	評価	8-8- 2
8.2.6	試験検査	8-8- 2
8.3	非常用排気設備	8-8- 2
8.3.1	概要	8-8- 2
8.3.2	設計方針	8-8- 3
8.3.3	主要設備の仕様	8-8- 3
8.3.4	主要設備	8-8- 3
8.3.5	評価	8-8- 3
8.3.6	試験検査	8-8- 3
9.	原子炉補助設備	
9.1	概要	8-9- 1
9.2	崩壊熱除去設備	8-9- 1
9.2.1	概要	8-9- 1
9.2.2	設計方針	8-9- 1
9.2.3	主要設備の仕様	8-9- 1
9.2.4	主要設備	8-9- 1
9.2.5	評価	8-9- 1
9.3	試料採取設備	8-9- 2
9.3.1	概要	8-9- 2
9.3.2	設計方針	8-9- 2
9.3.3	主要設備	8-9- 2
9.4	燃料取扱設備及び貯蔵施設	8-9- 2

9.4.1	概 要	8-9-2
9.4.2	設計方針	8-9-3
9.4.3	主要設備の仕様	8-9-3
9.4.4	主要設備	8-9-3
9.4.5	評 価	8-9-4
10.	計測制御系統施設	
10.1	概 要	8-10-1
10.2	中性子計装設備	8-10-1
10.2.1	概 要	8-10-1
10.2.2	設計方針	8-10-1
10.2.3	主要設備	8-10-2
10.2.4	評 価	8-10-3
10.3	プロセス計装設備	8-10-3
10.3.1	概 要	8-10-3
10.3.2	設計方針	8-10-3
10.3.3	主要設備	8-10-4
10.3.4	評 価	8-10-5
10.4	原子炉出力制御設備	8-10-5
10.4.1	概 要	8-10-5
10.4.2	設計方針	8-10-5
10.4.3	主要設備	8-10-6
10.4.4	評 価	8-10-6
10.5	原子炉保護設備	8-10-6
10.5.1	概 要	8-10-6
10.5.2	設計方針	8-10-6
10.5.3	主要設備	8-10-7
10.5.4	評 価	8-10-7
10.6	工学的安全施設作動設備	8-10-7
10.6.1	概 要	8-10-7
10.6.2	設計方針	8-10-8
10.6.3	主要設備	8-10-8

10.6.3.1	工学的安全施設作動回路	8-10-8
10.6.3.2	監視装置	8-10-8
10.6.4	評価	8-10-8
10.7	プロセス放射能監視設備	8-10-9
10.7.1	概要	8-10-9
10.7.2	設計方針	8-10-9
10.7.3	主要設備	8-10-9
10.7.4	評価	8-10-10
10.8	制御室	8-10-10
10.8.1	概要	8-10-10
10.8.2	中央制御室	8-10-10
10.8.2.1	設計方針	8-10-10
10.8.2.2	主要設備	8-10-11
10.8.3	中央制御室外原子炉停止盤	8-10-11
10.8.3.1	設計方針	8-10-11
10.8.3.2	主要設備	8-10-11
10.8.4	通信連絡設備	8-10-11
10.8.4.1	設計方針	8-10-11
10.8.4.2	主要設備	8-10-11
11.	電気設備	
11.1	概要	8-11-1
11.2	設計方針	8-11-1
11.3	主要設備	8-11-1
11.4	停電時の電源切替え	8-11-2
11.5	非常用電源系の試験及び検査	8-11-2
12.	放射性廃棄物廃棄施設	
12.1	概要	8-12-1
12.2	気体廃棄物廃棄設備	8-12-1
12.3	液体廃棄物廃棄設備	8-12-1
12.3.1	概要	8-12-1

12.3.2	設計方針	・ ・ ・ ・ ・	8-12- 1
12.3.3	主要設備	・ ・ ・ ・ ・	8-12- 1
12.4	固体廃棄物廃棄設備	・ ・ ・ ・ ・	8-12- 3
12.4.1	概    要	・ ・ ・ ・ ・	8-12- 3
12.4.2	設計方針	・ ・ ・ ・ ・	8-12- 3
12.4.3	主要設備の仕様	・ ・ ・ ・ ・	8-12- 3
12.4.4	主要設備	・ ・ ・ ・ ・	8-12- 3
13	放射線管理施設		
13.1	遮蔽設計	・ ・ ・ ・ ・	8-13- 1
13.1.1	概    要	・ ・ ・ ・ ・	8-13- 1
13.1.2	設計方針	・ ・ ・ ・ ・	8-13- 1
13.1.3	主要設備	・ ・ ・ ・ ・	8-13- 1
13.1.4	評    価	・ ・ ・ ・ ・	8-13- 2
13.2	放射線管理設備	・ ・ ・ ・ ・	8-13- 2
13.2.1	概    要	・ ・ ・ ・ ・	8-13- 2
13.2.2	設計方針	・ ・ ・ ・ ・	8-13- 3
13.2.3	主要設備	・ ・ ・ ・ ・	8-13- 3
13.2.4	評    価	・ ・ ・ ・ ・	8-13- 5
14.	換気空調設備		
14.1	概    要	・ ・ ・ ・ ・	8-14- 1
14.2	設計方針	・ ・ ・ ・ ・	8-14- 1
14.3	主要設備	・ ・ ・ ・ ・	8-14- 1
14.3.1	原子炉建家換気空調設備	・ ・ ・ ・ ・	8-14- 1
14.3.2	実験利用棟換気空調設備	・ ・ ・ ・ ・	8-14- 1
14.3.3	燃料管理施設等換気空調設備	・ ・ ・ ・ ・	8-14- 1
14.3.4	事務管理棟管理区域換気空調設備	・ ・ ・ ・ ・	8-14- 1
15.	補助施設		
15.1	圧縮空気設備	・ ・ ・ ・ ・	8-15- 1
15.1.1	概    要	・ ・ ・ ・ ・	8-15- 1
15.1.2	設計方針	・ ・ ・ ・ ・	8-15- 1

15.1.3	主要設備	8-15-1
15.2	給排水設備	8-15-1
15.2.1	概要	8-15-1
15.3	消火設備	8-15-1
15.3.1	概要	8-15-1
15.3.2	設計方針	8-15-2
15.3.3	主要設備	8-15-2
16.	実験利用設備	
16.1	水平実験孔設備	8-16-1
16.2	照射利用設備	8-16-1
16.2.1	概要	8-16-1
16.2.2	設計方針	8-16-1
16.2.3	主要設備の仕様	8-16-1
16.2.4	主要設備	8-16-1
16.2.4.1	水力照射設備	8-16-1
16.2.4.2	気送照射設備	8-16-2
16.2.4.3	放射化分析用照射設備	8-16-2
16.2.4.4	均一照射設備	8-16-2
16.2.4.5	回転照射設備	8-16-2
16.2.4.6	垂直照射設備	8-16-2
16.2.4.7	詰替セル	8-16-3
16.2.5	評価	8-16-3
16.3	冷中性子源装置	8-16-3
16.3.1	概要	8-16-3
16.3.2	設計方針	8-16-3
16.3.3	主要設備の仕様	8-16-3
16.3.4	主要設備	8-16-3
16.3.4.1	CNS 本体設備	8-16-3
16.3.4.2	ヘリウム冷凍設備	8-16-4
16.3.5	評価	8-16-4

17.	運転保守	
17. 1	運転保守の基本方針	8-17- 1
17. 2	組織及び職務	8-17- 1
17. 3	運転管理	8-17- 1
17. 4	燃料管理	8-17- 1
17. 5	放射性廃棄物管理	8-17- 1
17. 6	放射線管理	8-17- 1
17. 7	保 守	8-17- 1
17. 8	非常事態の措置	8-17- 2
17. 9	教育及び訓練	8-17- 2
17.10	健康管理	8-17- 2
17.11	従事者等以外の者に対する保安措置	8-17- 2
17.12	核燃料物質の防護	8-17- 2
17.13	記録及び報告	8-17- 2
18.	試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則に対する適合	
		8-18- 1

## 1. 安全設計

### 1.1 安全設計の方針

#### 1.1.1 安全設計の基本方針

本原子炉施設は、以下の基本方針の下に安全設計を行い、「原子炉等規制法」その他関係法令の要求を満足するとともに、原子力安全委員会が定めた、「原子炉立地審査指針」に適合する構造とする。

また、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の要求を満足し、低濃縮ウラン軽水減速冷却プール型である本原子炉施設の特徴を踏まえた「安全設計方針」を作成し、これに適合するよう以下のことを十分に考慮した設計とする。

- (1) 平常運転時において、原子炉施設周辺の一般公衆及び従事者等に対し、原子炉等規制法に定められている許容基準を超える放射線被ばくを与えないようにする。
- (2) 原子炉施設は、設計、製作、建設及び試験を通じて信頼性の高いものとし、運転員の誤操作等による異常状態に対しては、警報により運転員が措置し得るようにするとともに、もし、これらの修正動作が取られない場合にも、原子炉の固有の安全性及び安全保護系の動作により、過渡変化が安全に終止するように設計する。
- (3) 燃料板から放出される核分裂生成物が、原子炉施設周辺に放散されるのを防ぐための防壁を設け、万一設計基準事故が発生した場合にも原子炉施設周辺の一般公衆の安全を確保する。
- (4) 原子炉施設の設置される場所の地震、気象、水理等の自然現象及び火災等の人為事象によって原子炉施設の安全性が損なわれないように設計する。
- (5) 原子炉の運転に際し、異常の発生を早期に検知し、その拡大を防止するように設計する。

また、機器の故障、誤操作等が生じても燃料の健全性、冠水維持設備の健全性が損なわれないよう設計する。

- (6) 実験利用設備の故障、誤操作等が生じても炉心の健全性が損なわれないように設計する。

#### 1.1.2 原子炉固有の安全性

低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料を用いるプール型である本原子炉では、なんらかの原因で出力が上昇することがあっても、減速材温度効果、減速材ボイド効果、ドプラ効果等による固有の負の反応度フィードバック特性によって出力上昇を抑制することができる。

また、温度上昇に起因する燃料板の熱膨脹が負の反応度フィードバック効果として寄与する。

これら原子炉固有の安全性を持った設計にすることにより、反応度の異常な増大により重大な事故になることを防止する。

#### 1.1.3 原子炉施設の設計、製作における安全上の考慮

- (1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その果たすべき機能について安全上の重要度に応じて分類し、1.2 で述べる「安全設計方針」の要求に適合した設計を行うものとする。
- (2) 製作段階では、適切な試験・検査を実施するとともに、設置及び運転開始後も主要機器については必要に応じて試験を行い、その機能及び性能が確認できるようにする。

#### 1.1.4 核設計及び熱水力設計の基本方針

- (1) 炉心は、低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型合金の板状の燃料要素 26 体、制御棒（フォロワ型燃料要素付）6 体及び照射筒 5 体で構成する。
- (2) 原子炉の出力制御及び原子炉停止は制御棒によって行う。制御棒は最大反応度効果を持つ 1 本が全引き抜き位置のまま挿入できない場合でも、十分な反応度停止余裕を与えるように設計する。
- (3) 炉心が負の反応度フィードバック特性を持つように、減速材温度係数、ボイド係数及びドプラ係数が負であるように設計する。
- (4) 通常運転時には、炉心のいかなる点においても、1 次冷却材が沸騰を起こさないように設計する。
- (5) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えないように設計する。

#### 1.1.5 放射性物質放散の防止対策

##### (1) 放散防止の多重防護

燃料板内で生成した核分裂生成物の原子炉施設周辺への放散防止は、次のような多重防護によって行う。

- (i) 低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型合金による燃料板は、それ自体核分裂生成物を保持する能力を有している。
- (ii) 燃料板はアルミニウムにより被覆し、核分裂生成物を密封する。
- (iii) 燃料板被覆が損傷しても、1 次冷却材中に漏えいした核分裂生成物は、冠水維持設備内に保持する。
- (iv) 原子炉プールから炉室内空間に移行した核分裂生成物は、必要に応じて非常用排気設備を介して排気する。

##### (2) 放射性物質放出の低減

通常運転時の放射性物質濃度を抑え、また、本原子炉施設周辺への放射性物質の放出を合理的に達成できる限り低減するため、次の対策を行う。

- (i) 1 次冷却系及び重水系には精製系を設け、純度を高く保ち系内の放射性物質の濃度を低減する。
- (ii) 運転に伴い発生する放射性液体及び固体廃棄物は、本原子炉施設内で適切に一時保管、管理し、本研究所放射性廃棄物処理場に運搬し、この処理施設において、環境に対する放射性物質の濃度及び量を低減するよう処置する。

(iii) 改造に伴う撤去の際に生じた大型固体廃棄物は、大型廃棄物保管庫に貯蔵し、保管廃棄する。

#### 1.1.6 計測制御系統施設設計の基本方針

- (1) 計測制御系統施設は、その有する機能により計測制御系と安全保護系に区分して設計する。
- (2) 計測制御系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、主要なパラメータを適切な範囲に維持制御し、監視できる設計とする。
- (3) 安全保護系は、異常状態を検知し、制御棒を作動させるとともに、工学的安全施設を作動させるように設計する。
- (4) 安全保護系は、想定される単一故障によってもその安全保護機能を失わない設計とするとともに、駆動源が喪失した場合にも安全側に作動するフェールセーフ設計とする。
- (5) 計測制御系と安全保護系は、基本的には分離する設計とし、部分的共有のある場合は、安全保護系の機能を失わないような設計とする。

#### 1.1.7 工学的安全施設設計の基本方針

工学的安全施設は、本原子炉施設の破損、故障等に起因して燃料の破損等による多量に放射性物質の放散の可能性のある場合に、これを防止又は抑制するために設けられるものであり、次の基本方針に従って設計する。

- (1) 工学的安全施設は、作動時に設計どおりの機能が発揮できるように信頼性の高い設計とする。また、動的機器の単一故障に対しても、対処できるように多重性を備えた設計とする。
- (2) 工学的安全施設は、停止時点検又は定期点検時に試験及び検査ができる設計とする。
- (3) 工学的安全施設の動的機器は、商用電源系の他非常用電源系からも給電できる設計とする。

#### 1.1.8 崩壊熱の除去に対する設計上の考慮

崩壊熱の除去に係る系統は、1次冷却系、2次冷却系により構成し、次の基本方針により設計する。

- (1) 崩壊熱の除去に係る系統は、原子炉の停止時に燃料の許容設計限界を超えないように、また、冠水維持設備の設計条件を超えないように、崩壊熱が除去できるよう設計する。
- (2) 1次冷却材主ポンプが故障しても1次冷却材補助ポンプにより原子炉停止直後における崩壊熱の除去ができ、長時間にわたる冷却は、自然循環弁を作動させることにより崩壊熱を除去できるよう設計する。
- (3) 1次冷却材補助ポンプは、非常用電源系に接続し、商用電源喪失時にも崩壊熱除去に必要な流量を確保するよう設計する。

また、1次冷却材流出事故が生じて、炉心を冷却するのに必要な原子炉の最低水位を確保するため、1次冷却系の一部配管位置を炉心頂部より高くし、その位置に流出防止の

ためのサイフォンブレイク弁を設けることにより、炉心の冠水を維持するように設計する。

#### 1.1.9 火災に対する設計上の考慮

火災の発生により、本原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するために、下記の方針により設計する。

##### (1) 火災発生の予防

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する。特にケーブルは難燃性のケーブルを使用し、必要に応じて延焼防止塗料等の防火材料を使用する。また、落雷から防護する設計とする。

##### (2) 火災検知及び消火

早期に火災を検知して早期消火を行うため、適切な火災感知器、消火設備、消火器具を設置する。

##### (3) 火災の影響の低減

万一火災が発生しても、原子炉の停止及び炉心の冷却の機能が失われることのない設計とする。

#### 1.1.10 電源喪失に対する設計上の考慮

(1) 商用電源喪失時にも原子炉を安全に停止すること、及び原子炉停止後の冷却に必要な電源を確保できるように、非常用電源系（無停電電源装置及び非常用発電機）を持つよう設計する。

(2) 無停電電源装置は、非常用発電機からの給電が可能な設計とする。

(3) 商用電源喪失により制御棒は、直ちに駆動機構から切り離され、自重で炉心に挿入されて原子炉は停止するように設計する。

#### 1.1.11 重水設備設計の基本方針

(1) 重水設備は、重水をダンプすることにより原子炉を未臨界にすることができる設計とする。

(2) 重水設備は、確実にダンプ動作ができるよう、重水ダンプ弁を多重に設ける設計とする。

(3) 大気中へのトリチウム放散を防止するため、重水系は密閉方式に設計する。

(4) 重水系の設備は、漏えいを防止する構造とする。

(5) 重水系の設備には、万一の漏えいに備え漏えい検知器を設ける。

(6) 重水漏えいが生じた場合は、環境への放散を抑制するよう適切な設備を設ける。

#### 1.1.12 強度設計の基本方針

(1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器の設計、材料の選定、製作及び検査については、安全上適切と認められる規格及び基準によるとともに、自重、内圧、外圧、熱荷重、

- 地震荷重等の条件に対し、十分な強度を有し、かつその機能を維持できるように設計する。
- (2) また、安全機能の重要度に応じて十分に高い信頼性を確保するために、本原子炉施設に適合した重要度分類を行い設計することとする。

#### 1.1.13 品質保証の基本方針

原子炉施設の機器、装置の安全性、信頼性の向上のために設計、製作、据付け等は、「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及び検査のための組織の技術基準に関する規則」に基づき、各段階において、以下の方針で適切な品質保証活動を実施する。

- (1) 品質保証活動に参画する組織、業務分担、責任を明確にし、確実に品質保証活動を遂行する。
- (2) 原子炉施設の設計・製作者の分担する品質保証活動が正しく遂行されることを確認するため、これらに対する原子炉施設の設計・製作者の体制、要領、能力を事前に確認するとともに、実施状況についても、必要に応じて立会検査等により確認する。
- (3) 仕様決定、設計、製作、据付け、試験、検査の各段階では、これらに適用される法令、基準、規格の要求及び原子炉施設の機能、安全に係る基本的設計条件を満足することを資料検討、立会検査等により確認の上承認する。
- (4) 文書、図面、仕様書、図書、資料、品質管理記録等については、処理手順、管理方法を明確にし、確実に保管する。

## 1.2 低濃縮ウラン軽水減速冷却プール型炉施設の安全設計方針及びその適合

原子炉施設は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に適合するように作成した「安全設計方針」に基づいて設計する。

各方針に対する適合のための設計上の具体的な考え方は、次のとおりである。

### 1.2.1 用語の定義

本安全設計方針に使用する用語の定義は、下記のとおりである。

#### (1) 安全機能

「安全機能」とは、原子炉施設の安全性を確保するために必要な構築物、系統及び機器の有する機能（設計基準事故に加えて考慮すべき事故の防止対策及び影響緩和対策のための機能を除く。）であって、以下に掲げるものをいう。

- (i) その喪失により、原子炉施設を運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に陥れ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの。
- (ii) 原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和するもの。

#### (2) 安全機能を有する構築物、系統及び機器

「安全機能を有する構築物、系統及び機器」とは、その果たすべき機能の中に、安全機能を含む構築物、系統及び機器をいう。

#### (3) 安全機能の重要度

「安全機能の重要度」とは、原子炉施設の安全性確保の見地からの安全機能の重要性の度合いをいう。

#### (4) 冠水維持設備

「冠水維持設備」とは、1次冷却材の流出を伴う異常が発生した場合に、原子炉プール水位の過度の低下を防止し、燃料を冠水状態に維持する機能を備えた設備をいう。

#### (5) 原子炉停止系

「原子炉停止系」とは、原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持するために原子炉を停止する系統をいう。

#### (6) 反応度制御系

「反応度制御系」とは、炉心の反応度を制御することにより、原子炉の出力、燃焼、核分裂生成物等の変化に伴う反応度変化を調整する設備をいう。

#### (7) 安全保護系

「安全保護系」とは、原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故を検知し、必要な場合、原子炉停止系、工学的安全施設の作動を直接開始させる設備をいう。

#### (8) 工学的安全施設

「工学的安全施設」とは、原子炉施設の破損、故障等に起因して、原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放散の可能性がある場合に、これを抑制又は防止するための機能を有する施設をいう。

(9) 非常用排気設備

「非常用排気設備」とは、設計基準事故時に放射性物質が環境に放出されることを抑制するために設計された設備であり、原子炉建家の負圧維持機能を合せもつものをいう。

(10) 単一故障

「単一故障」とは、単一の原因によって一つの機器が所定の安全機能を失うこと（従属要因に基づく多重故障を含む。）をいう。

(11) 動的機器

「動的機器」とは、作動信号や動力等の当該機器以外からの入力によって能動的に所定の機能を果たす機器をいう。

(12) 多重性

「多重性」とは、同一の機能を有する同一の性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう。

(13) 多様性

「多様性」とは、同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が二つ以上あることにより、想定される環境条件及び運転状態において、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

(14) 独立性

「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

(15) 燃料の許容設計限界

「燃料の許容設計限界」とは、原子炉の設計と関連して、安全上許容される範囲内で、かつ、原子炉を安全に運転することができる燃料の損傷の程度の限界をいう。

(16) 通常運転

「通常運転」とは、計画的に行われる起動、停止、出力運転、燃料取替え等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるものをいう。

(17) 運転時の異常な過渡変化

「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態をいう。

(18) 設計基準事故

「設計基準事故」とは、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるものをいう。

## 1.2.2 安全設計方針及びその適合のための設計方針

### 方針1. 準拠規格及び基準

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、設計、材料の選定、製作及び検査について、それらが果たすべき安全機能の重要度に応じて適切と認められる規格及び基準によるものであること。

### 適合のための設計方針

原子炉施設のうち安全機能を有する構築物、系統及び機器の設計、材料の選定、製作及び検査については、

- (a) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32.6.10 法律第 166 号）
- (b) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和 32.11.21 政令第 324 号）
- (c) 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年原子力規制委員会規則第 21 号）
- (d) 試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則（昭和 32.12.9 総理府令第 83 号）
- (e) 試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、線量限度等を定める告示（昭和 63 年科学技術庁告示第 20 号）

等の法令に基づくとともに、原則として以下に示す国内の法令、規格、基準等に準拠し、又はこれらを参酌するものとする。

- (1) 建築基準法
- (2) 労働基準法
- (3) 労働安全衛生法
- (4) 消防法
- (5) 高圧ガス保安法
- (6) 放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律
- (7) 電気設備に関する技術基準を定める省令
- (8) 日本工業規格（J I S）
- (9) 日本電機工業会規格（J E M）
- (10) 日本電気学会電気規格調査会標準規格（J E C）
- (11) 日本建築学会各種構造設計基準及び指針
- (12) その他

なお、国内法令、規格、基準等において規定されていないものについては、必要に応じて本原子炉施設に対する方針等を定めてこれに準拠するか、あるいは十分使用実績があり、かつ信頼性の高い以下に示す国外の規格、基準等を参酌する。

- (13) A S M E 規格
- (14) A N S I 基準
- (15) A S T M 規格
- (16) I E E E 基準
- (17) その他

これら法令、規格、基準等を適用するに当たって、構築物、系統及び機器の安全上の重要度分類は、第 1.2-1 表に示すとおりとし、主要なものに対する具体的な適用状況は第 1.2-2 表に示すとおりである。

## 方針2. 自然現象に対する考慮

### (地震・津波)

1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それらの安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失や破損を起こした場合の安全上の影響を考慮して、耐震設計上の区分がなされるとともに、最も適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること。また、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、津波によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響を考慮して、適切と考えられる津波に十分耐えられる設計であること。

### (地震・津波以外の自然現象)

2. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震、津波（地震随伴事象を含む。）以外の想定される自然現象によって、原子炉施設の安全が損なわれない設計であること。特に、重要度の高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象のうち最も過酷と考えられる条件又は自然力に、事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。

## 適合のための設計方針

### 1. 地震・津波

#### (1) 地震

原子炉施設の耐震設計は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の基本的考えを参考にして下記の項目に従って行い、その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起こした場合の安全への影響を考慮して、耐震設計上の区分をするとともに、適切な設計用地震力に十分耐えられるように、次の方針に基づき設計を行う。

- (i) 原子炉施設は、地震により発生するおそれのある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、耐震重要度に応じてSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた耐震設計を行う。
- (ii) 原子炉施設は、耐震重要度に応じて定める地震力が作用した場合においても当該原子炉施設を十分に支持することができる地盤に設置する。
- (iii) Sクラスの原子炉施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液化化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。
- (iv) Sクラスの原子炉施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がないことを

確認した地盤に設置する。

- (v) Sクラスの原子炉施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計する。また、Sクラスの原子炉施設は、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性範囲にとどまる設計とする。
- (vi) Bクラス及びCクラスの原子炉施設は、静的地震力に対しておおむね弾性範囲にとどまる設計とする。また、Bクラスの原子炉施設のうち、共振のおそれのある施設については、必要に応じてその影響についての検討を行う。
- (vii) Sクラスの原子炉施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。
- (viii) Sクラスの原子炉施設の周辺斜面は、基準地震動による地震力に対して、施設の安全機能に重大な影響を与えるような崩壊を起こすおそれがないものとする。

## (2) 津波

添付書類六に記載した基準津波による原子力科学研究所敷地内の最大遡上高さ T.P. +約13mを考慮して、その影響により原子炉の安全性が損なわれないように海拔約19mの台地上に建設する。

## 2. 地震・津波以外の自然現象

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象に耐え得るよう設計する。設計条件は、次の事項を考慮して定める。

### (1) 降水・洪水

敷地は那珂台地にあり地形的にみて、降水や洪水による被害は考えられない。

### (2) 風（台風）

風荷重に対する設計は、日本の最大級の台風を考慮した建築基準法に基づいて行う。

### (3) 竜巻

耐震Sクラスの設備機器が、添付書類六に記載した設計竜巻の影響を受けないような設計とする。

### (4) 凍結

添付書類六に記載した最低気温に適切な余裕を持った設計値で凍結防止対策を行う。

### (5) 積雪

添付書類六に記載した過去の積雪を考慮して、茨城県建築基準法関係条例に基づき積雪単位重量指定値にて設計を行う。

### (6) 落雷

原子炉建家、原子炉制御棟等の関連建家には、避雷針を設け、落雷による火災の発生を防止する設計とする。

### (7) 地滑り

原子炉施設は、地滑りのおそれのない敷地に設置する。

### (8) 火山の影響

原子炉施設を設置する敷地は、原子炉の安全性に影響を及ぼすような火山の影響を受けることはない。敷地周辺の火山については、添付書類六に記載してある。

(9) 生物学的事象

換気系が枯葉等の影響を受けないように管理する。なお、原子炉施設の冷却のための海水取水口を持たないことから、海藻等による取水口への影響はない。

(10) 森林火災

敷地内の森林で火災が発生しないように、敷地内での火気の手扱いについて適切に管理する。また、森林火災が発生した場合にもその影響を受けないように、研究所に自衛消防隊を配置し、森林火災が発生した場合には消火に努める。

以上のような自然状況を鑑み、安全機能を有する構築物、系統及び機器の設計条件を設定し、予想される自然条件の最も苛酷なものに対しても、寿命期間を通じその安全機能を失うことがないよう設計する。

### 方針3. 外部人為事象に対する考慮

(偶発事象)

1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、想定される偶発的な外部人為事象（故意によるものを除く。）によって、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。

(第三者の不法な接近等)

2. 安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近等の人為事象に対して、これを防御するための適切な措置を講じた設計であること。

#### 適合のための設計方針

##### 1. 偶発事象

「偶発的な外部人為事象」として、次の事象を考慮して設計する。

###### (1) 飛来物（航空機落下等）

JRR-3 原子炉施設への航空機の落下確率については「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき評価した結果、約  $8.8 \times 10^{-8}$  回/炉・年であり、防護設計の可否を判断する基準である  $10^{-7}$  回/炉・年を超えない。したがって、航空機落下に対する考慮をする必要はなく、航空機落下により安全施設が安全機能を損なうことはない。

###### (2) ダムの崩壊

本研究所の約2.5km北側を流れる久慈川には、その崩壊により原子力科学研究所の原子炉施設に被害を与えるような大規模なダムが存在しない。

###### (3) 外部火災

外部火災により原子炉施設の安全性を損なうことのないように、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機落下による火災を考慮して必要な防護対策等を施す。

###### a. 爆発

本研究所の敷地内に重油タンク、LNGタンク等を設置する場合は、その爆発による原子炉への影響を考慮して設置する。

###### b. 近隣工場等の火災

本研究所の敷地外の近隣工場等において火災が発生した場合に、原子炉の安全性に影響を与えるおそれがあるときは、必要に応じて防護対策をとる。

###### c. 航空機落下による火災

敷地への航空機の墜落で発生する火災を想定しても、原子炉の安全性に影響を及ぼさないことを評価し、必要に応じて対策を講じる。

(4) 有毒ガス

施設周辺で有毒ガスが発生した場合は、必要に応じて、原子炉を停止し運転員は退避する。なお、本原子炉は停止操作のために、運転員が中央制御室又は施設に長期間にわたってとどまる必要はない。

(5) 船舶の衝突

原子炉施設の冷却のために海水取水口を持たないことから、仮に船舶が本研究所の海岸線に衝突したとしても、原子炉の安全性に影響を及ぼすことはない。

(6) 電磁的障害

高圧配電盤、携帯電話等及び情報通信所、携帯電話アンテナ等からの電波の影響等を考慮した設計とする。

2. 第三者の不法な接近等

(1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器を含む区域を設定し、これらの区域への出入管理が適切に行える設計とする。

(2) 外部との通信連絡ができる設計とする。

(3) 原子炉の運転及び制御に直接使用するコンピュータ類は外部と切断して使用する。

#### 方針4. 環境条件に対する考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能が期待されている全ての環境条件に適合できる設計であること。

#### 適合のための設計方針

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、安全機能上からの重要度分類に基づき、適切な構造設計の手法を用いて設計し、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予想される温度、圧力、静的荷重あるいは動的荷重に対して十分余裕をもって耐えられ、その機能が維持できるように設計する。また、運転中の放射線、腐食等による材料の損耗、劣化あるいは特性の変化等についても考慮して設計する。

## 方針 5. 内部発生飛来物等に対する考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原子炉施設内部で発生が想定される飛来物に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。

### 適合のための設計方針

本原子炉施設においては、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対して、原子炉施設内部で発生が想定される飛来物（高圧ガス等を内蔵する容器、弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発、重量機器の落下等によって発生する飛来物）により健全性が損なわれないよう、その配置、機器の設計、製作等に際し配慮する。

また、飛来物による二次的影響（二次的飛来物、火災、溢水、化学反応、電氣的損傷、配管の破損、機器の故障等）についても考慮する。

## 方針6. 内部溢水に対する考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。また、発生が想定される溢水が放射性物質を含むものである場合については、管理区域からの漏えいを防止する設計であること。

### 適合のための設計方針

原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動、原子炉プール、カナル、使用済燃料プール又は使用済燃料貯槽のスロッシングにより溢水が発生したとしても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。使用済燃料プールは、貯蔵中の使用済燃料の健全性を確保するため、給水が容易に行える設計とする。

また、放射性物質を含む溢水の管理区域からの漏えいを防止する設計とする。

## 方針 7. 運転員操作に対する考慮

運転員の誤操作を防止するための適切な措置を講じること。また、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その運転が想定される環境条件下で運転員が容易に操作できる設計であること。

### 適合のための設計方針

1. 運転員の誤操作を防止するため、以下の措置を講じる。
  - (1) 人間工学上の諸因子を考慮して、制御盤の配置及び操作器具、弁等の操作性に留意する。
  - (2) 計器表示及び警報表示において原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるよう留意する。
  - (3) 保守点検において誤りを生じにくいよう留意する。
2. 制御棒の誤引き抜きに対しては、次のような防止対策を行う。
  - (1) 制御棒位置指示計を設け、運転員はこの指示計を監視しながら所定の手順で制御棒の操作を行うことにより、制御棒の誤操作が起きないようにする。
  - (2) 制御棒は、3本以上同時に引き抜きができないようインターロックを設ける。
3. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故においては、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計する。

## 方針 8. 内部火災に対する考慮

火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の低減の三方策を適切に組み合わせて、火災により原子炉の安全が損なわれることを防止できる設計であること。

### 適合のための設計方針

1. 火災により原子炉施設の安全性を損なうことのないように、各防護対策を考慮した設計とする。
2. 発火性又は引火性の液体あるいは気体の漏えい及び電気系統の地絡、短絡による加熱に起因する火災の発生を防止するために、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、漏えい防止、過電流保護装置等を備えた設計とする。また、必要に応じて火災感知器、消火設備を設け、火災による原子炉の安全が損なわれることのないよう配慮する。
3. 安全機能を有する構築物、機器及びケーブルは、合理的に達成できる限り不燃性又は難燃性材料を使用する。
4. 原子炉建家、原子炉制御棟等の関連建家には、避雷針を設け、落雷による火災の発生を防止する設計とする。また、地震による構築物、機器等の破損又は倒壊による火災の発生を防止するために耐震性を考慮した設計とする。
5. 仮に、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合でも、原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。

## 方針 9. 共用に関する考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器が共用される場合には、共用する施設について安全の確保に支障がない設計であること。

### 適合のための設計方針

J R R - 3 原子炉施設に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原則として他の原子炉施設から独立した設計とする。なお、J R R - 2 原子炉施設及び J R R - 4 原子炉施設と共用する使用済燃料貯槽 No. 2 については、共用によって原子炉の安全性を損なうことのない設計とする。

## 方針 10. 信頼性に対する考慮

1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ維持する設計であること。
2. 特に重要度の高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮して、多重性又は多様性及び独立性を有する設計であること。
3. 前項の系統は、商用電源系が利用できない場合も含め、その系統を構成するいかなる単一の機器の故障を仮定しても、その系統の安全機能を失わない設計であること。

### 適合のための設計方針

1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成 3 年 7 月 18 日原子力安全委員会決定、一部改訂（最終）平成 13 年 3 月 29 日）の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」を参考に、要求される安全機能の重要度に応じて、第 1.2-1 表及び第 1.2-2 表に示す重要度に分類する。
2. 安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保するため、各クラスの信頼度の目標は次のとおりとする。  
クラス 1： 合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持し得ること。  
クラス 2： 高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。  
クラス 3： 一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
3. 第 1.2-1 表の重要度分類のうち、MS-1 及び MS-2 のうち異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき系統に属する系統の動的機器は、原則として商用電源系が利用できない場合も含め、単一の故障を仮定しても系統の安全機能が損なわれないように、多重性又は多様性を有し、かつ独立性を有する設計とする。

## 方針 11. 外部電源喪失に対する考慮

1. 非常用電源設備は、外部電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ停止後の冷却を確保できる設計であること。
2. 非常用電源設備は、全交流電源の喪失に備え、原子炉の安全停止、停止後に監視等の必要な電源を一定時間確保できる設計であること。

### 適合のための設計方針

外部電源が喪失した場合は、原子炉は自動的に停止し、電源喪失直後の炉心冷却は非常用発電機及び無停電電源装置より給電される1次冷却材補助ポンプにより行い、燃料の許容設計限界を超えない設計とする。長期にわたる炉心冷却は、自然循環によって行える設計とする。

さらに、非常用発電機から給電ができない場合でも、無停電電源装置からの給電により、原子炉の停止状態を確認するための必要なパラメータの監視が一定時間行える設計とする。

## 方針 12. 試験等可能性に対する考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、これらの健全性及び能力を確保するために、その重要度に応じ、原子炉の定期点検停止時若しくは燃料取替停止中に適切な方法により試験又は検査ができる設計であること。

### 適合のための設計方針

本原子炉施設は、原子炉の核特性、燃料交換及び実験装置等の調整あるいは照射物の装荷、取り出し等を考慮して、運転期間及び停止期間を定めるとともに、停止期間において安全機能を有する構築物、系統及び機器の健全性が適切な方法により試験、検査が行えるよう設計する。

### 方針 13. 避難通路に対する考慮

通常の照明用電源喪失時においても、その機能を失うことのない照明を設備し、かつ、単純、明確、永続性のある標識のついた安全避難通路を有する設計であること。

#### 適合のための設計方針

原子炉施設の建家内には、避難通路、避難口を設けるほか、設計基準事故時対応に必要な通路を確保する。また、中央制御室、避難通路等には、必要に応じて標識並びに保安灯及び誘導灯を設ける。保安灯及び誘導灯は、内部に電池を内蔵若しくは蓄電池より給電し通常の照明用電源喪失時にその機能を失うことがないようにし、容易に避難できる設計とする。

#### 方針 14. 通信連絡設備に対する考慮

適切な警報系統及び通信連絡設備を備え、設計基準事故時に施設内にいる全ての人々に対し、中央制御室から指示ができる設計であること。

#### 適合のための設計方針

設計基準事故時又は必要時に、原子炉施設内にいる全ての人々に対し、中央制御室から指示できるように多様性をもった通信連絡設備を設ける。

## 方針 15. 炉心等

### (炉心)

1. 原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系、計測制御系並びに安全保護系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、それぞれの機能を果たし得る設計であること。
2. 炉心を構成する燃料以外の構成要素及び炉心近辺に位置する構成要素は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保し得る設計であること。

### (原子炉の特性)

3. 炉心及びそれに関連する系統は、固有の出力抑制特性を有し、また、出力振動が生じてもそれを容易に抑制できる設計であること。

## 適合のための設計方針

### 1. 原子炉設計

原子炉の炉心は、燃料要素、制御棒（フォロー型燃料要素付）、反射体要素及び中性子計装系等で構成し、研究用原子炉の運転経験、試験及び実験の結果等に基づき、十分安全な構造設計を行う。また、原子炉冷却設備、計測制御設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、燃料を冷却するのに必要な冷却材流量を確保するよう設計する。

原子炉の炉心及びそれに関連する1次冷却系設備、計測制御系、安全保護系等は通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料の許容設計限界を超えないように、次の方針を満足するように設計する。

- (1) 最小 DNBR 1.5 以上であるように設計する。
- (2) 燃料板最高温度は、燃料芯材のブリスタ発生温度未満であるように設計する。
- (3) 燃料板は、有意な変形が生じないよう設計する。
- (4) 通常運転時には炉心内のいかなる点においても、1次冷却材に沸騰を起こさないように設計する。

なお、炉心の状態を監視し、上記の条件を超えるおそれのある場合には、安全保護系の動作により、原子炉を自動的に停止するように設計する。

### 2. 原子炉の固有な特性

原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系は、全ての運転範囲で急速な固有の負の反応度フィードバック特性を有する設計とする。

原子炉は、出力運転中に何らかの原因で出力が上昇することがあっても、減速材温度効果、減速材ボイド効果、ドプラ効果等による固有の負の反応度フィードバック特性により、出力上昇を抑制する設計とする。このうち、減速材温度効果及びボイド効果は、それぞれ温度上昇及びボイド発生に伴う減速材密度の変化を介して得られる反応度フィードバックであり、これらがいかなる状態においても負の反応度フィードバック特性を有するよう設計する。

また、ドプラ効果は、燃料温度の変化に対する反応度変化の割合であり、急激な反応度増加があった場合も十分な出力抑制効果を有するよう常に負になるよう設計する。

さらに、温度上昇に起因する燃料板の熱膨脹が、ボイド効果と等価な負の反応度フィードバック効果として添加されるよう設計する。

以上のように原子炉固有の安全性を持った設計にすることにより、反応度の異常な増大により重大な事故になることを防止する。

### 3. 出力振動の抑制

原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系、計測制御系並びに安全保護系は、燃料の許容設計限界を超える状態となる出力振動が生じないように、十分な減衰特性を持たせるため、原子炉は、減速材温度効果、ボイド効果、ドプラ効果等に基づく負の反応度フィードバック特性を有する設計とし、負荷変動、反応度変化等の外乱に対し十分な自己制御性を有する設計とするとともに、高応答の制御系により出力振動を抑制する設計とする。

また、出力振動が生じても、それを確実にかつ容易に検出して抑制し、必要に応じて安全保護系を作動させることにより、燃料許容設計限界を超えない設計とする。

## 方針 16. 燃料要素

1. 燃料要素は、原子炉内における使用期間中を通じ、他の炉心構造物との関係を含め、その健全性を失うことがなく、炉心の性能を十分に発揮し得る設計であること。
2. 燃料要素は、燃料及び他の材料の照射による変化、炉心の圧力、温度変化、化学的変化、静的及び動的荷重、変形を考慮した設計であること。
3. 燃料要素は、輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。

### 適合のための設計方針

1. 燃料要素は、原子炉内における使用期間中を通じ、各構成要素が十分な強度を有し、その機能を保持するとともに、他の炉心構造物の機能に影響を及ぼさないように設計する。
2. 燃料要素は、放射線、熱、荷重及び水力学的影響を十分考慮した設計とし、機械的及び熱的に十分安全であるようにする。また、燃料板は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、燃料板に生じる温度変化、化学的変化、照射効果等を考慮してもその健全性が失われないように設計する。
3. 輸送及び取扱い時に燃料要素の加わる荷重に対して十分な強度を有し、燃料要素としての機能が保持されるよう設計する。

## 方針 17. 計測制御系

1. 計測制御系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、次の事項を十分考慮した設計であること。
  - (1) 原子炉の炉心、冠水維持設備及び原子炉建家並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、適切な予想範囲に維持制御されること。
  - (2) 上記のパラメータについては、予想変動範囲内での監視が可能であること。
2. 計測制御系は、設計基準事故時において、事故の状況を知り対策を講じるのに必要なパラメータについて、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録ができる設計であること。

### 適合のための設計方針

1. 計測制御系は、通常運転時に起り得る運転条件の変化及び外乱に対して監視及び制御が行えるようにする。原子炉の炉心、冠水維持設備、原子炉建家及びその関連系統の健全性を確保するために、中性子束、1次冷却系、重水系及び2次冷却系の圧力、温度、流量、原子炉プール水位及び温度の重要なパラメータを適切な範囲に維持制御し、監視できる設計とする。
2. 設計基準事故時に事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータとして、前述のパラメータについて監視し、必要なものについては記録できる設計とする。さらに、原子炉建家内の空気中の放射性物質の濃度等については、サンプリングによって測定できる設計とする。

## 方針 18. 電気系統

1. 重要度の高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を確保するために電源を必要とする場合には、必要な電源として商用電源及び非常用電源系を有する設計であること。
2. 非常用電源系は、多重性及び独立性を有し、単一故障を仮定しても、所要の系統及び機器の安全機能が確実に行われるための十分な容量及び機能を有する設計であること。

### 適合のための設計方針

安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を確保するため、商用電源系と非常用電源系を設置する。非常用電源系は、非常用発電機及び無停電電源装置で構成し、十分な信頼度を期待できる設計とする。

## 方針 19. 制御室等

(制御室)

1. 制御室は、原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータが監視できる設計であること。
2. 制御室は、安全性を確保するために急速な手動操作を要する場合には、これを行うことができる設計であること。
3. 制御室は、設計基準事故時において必要な期間、放射線業務従事者が制御室にとどまり、事故対策操作が可能であるような設計であること。

(制御室外からの原子炉停止機能)

4. 制御室外の適切な場所から、原子炉の停止操作及び原子炉の状態監視ができる設計であること。

### 適合のための設計方針

中央制御室は、設計基準事故時の滞在性を考慮して、原子炉建家に隣接する原子炉制御棟に設置する。中央制御室において、原子炉施設の運転に必要な監視及び操作が集中して行えるように設計する。

中央制御室には、手動による急速な原子炉の停止操作を行うことができるように手動停止スイッチを設ける。

何らかの原因により中央制御室にとどまることができない場合には、中央制御室外の適切な場所に設けた中央制御室外原子炉停止盤により、原子炉の停止及び原子炉状態の確認のために必要最小限のパラメータの監視が行える設計とする。

また、実験利用設備に異常が生じた場合にも、原子炉を停止するための安全スイッチを原子炉建家内に設ける設計とする。

## 方針 20. 反応度制御系及び原子炉停止系

### (反応度制御系)

1. 反応度制御系は、実験物等による反応度変化、キセノン濃度変化、温度変化、燃料の燃焼等によって生じることが予想される反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計であること。
2. 制御棒は、炉心からの落下を防止する設計であるとともに、制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度事故に対して、燃料の許容設計限界を超えない設計であること。

### (原子炉停止系)

3. 原子炉停止系は、燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にできる2つの独立した系を有する設計であること。
4. 原子炉停止系の少なくとも1つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、炉心を臨界未満にでき、かつ臨界未満を維持できる設計であること。
5. 制御棒による原子炉停止系は、反応度効果の最も大きい制御棒が完全に炉心の外に引抜かれ固着して挿入できない時でも、炉心を臨界未満にできる設計であること。
6. 原子炉停止系の少なくとも1つは、設計基準事故時において、炉心を臨界未満にでき、また、原子炉停止系の少なくとも1つは、炉心を臨界未満に維持できる設計であること。

### (反応度制御系と原子炉停止系の共用)

7. 原子炉停止系と反応度制御系の部分的な共用によって、反応度制御系の想定される故障も考慮して、原子炉停止系の所要の信頼性及び能力を損なうことのない設計であること。

## 適合のための設計方針

### 1. 反応度制御系の安全機能

炉心の反応度制御系としては、制御棒の挿入度を制御することによって反応度を制御する原子炉出力制御設備を設け、十分な反応度制御能力を有するよう設計する。原子炉出力制御設備は、実験物等による反応度変化、零出力から全出力までの反応度変化の調整、キセノン濃度変化、1次冷却材温度変化及び燃料の燃焼に伴う反応度変化の調整を行う設計とし、所要の運転状態に維持できるように設計する。

### 2. 制御棒の最大反応度価値

制御棒は、スクラム状態より下方へ抜け出ることのない設計とする。急激な反応度添加は、制御棒の連続引き抜きによって起こるが、この場合には制御棒の引き抜き最大速度及び最大引き抜き本数を制限することにより、過度の反応度印加率とならないよう設計する。

さらに、これら反応度事故に対しては「安全系中性子束高（低設定及び高設定）」等の信号を設けて原子炉を自動的に停止し、過渡状態を早く終結させ、炉内構造物の損傷に至ることがないように設計する。

### 3. 原子炉停止系の独立性

原子炉停止系としては、原理の全く異なる2つの独立の系統である「制御棒系」及び「重水ダンプ系」を設ける。制御棒系は、全ての制御棒に対して個々に設け、それぞれ独立性をもたせる。

重水ダンプ系は、制御棒が挿入不能の場合に、原子炉を停止できる機能を有する設計とする。

### 4. 原子炉停止能力

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、制御棒の挿入により、原子炉を未臨界にできるように設計する。

制御棒の挿入により反応度変化を制御し、かつ燃料温度変化、キセノン濃度変化に対しても、十分な反応度停止余裕を維持できるように設計する。

### 5. 原子炉停止系の反応度停止余裕

制御棒は、最も反応度効果の大きい制御棒1本が完全引き抜き位置のまま固着して挿入できない時でも、十分な反応度停止余裕を持つように設計する。

### 6. 原子炉停止系の設計基準事故時の維持能力

想定される設計基準事故時において、原子炉スクラム信号による制御棒の挿入により、炉心を臨界未満に維持できるように設計する。

### 7. 反応度制御系と原子炉停止系の共用

原子炉停止系と反応度制御系で共用する制御棒系の故障を考慮して、原子炉停止系はそれぞれ独立した制御棒系と重水ダンプ系を設置する。

## 方針 21. 安全保護系

1. 安全保護系は、その系を構成するいかなる機器又はチャンネルの単一故障が起こっても、安全保護機能を失うことにならないような多重性を有する設計であること。
2. 安全保護系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、補修時、試験時及び設計基準事故時において、安全保護機能が喪失しないように、その系を構成するチャンネル相互を分離し、重複したそれぞれのチャンネル間の独立性を合理的に達成できる限り考慮した設計であること。
3. 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉停止系を含む適切な系の作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。
4. 安全保護系は、設計基準事故時にあつては、直ちにこれを検知し、原子炉停止系及び必要な工学的安全施設の作動を自動的に開始させる設計であること。
5. 安全保護系は、駆動源の喪失、系の遮断及びその他の不利な状況になつても、最終的に安全な状態に落ち着くような設計であること。
6. 安全保護系は、計測制御系との部分的共用によって、安全保護系の機能を失わないように、計測制御系から機能的に分離されている設計であること。
7. 安全保護系は、外部からの侵入防止などサイバーセキュリティが考慮された設計であること。

### 適合のための設計方針

#### 1. 安全保護系の多重性

安全保護系は多重性を有するチャンネル構成とし、チャンネルの単一故障を想定しても、所定の安全保護機能を失うことがないように“1 out of 2”の設計とする。

#### 2. 安全保護系の独立性

安全保護系を構成するチャンネルは、同一原因で同時に機能喪失を起こさず、かつ相互干渉を起こさないようにすることを原則として、独立性を持たせた設計とする。

すなわち、分離装置を適切に配置することにより、一方の系統の故障が他の系統の機能喪失を招くことがないように、合理的に達成できる限り電氣的にも物理的にも独立性を維持するように設計する。

検出器からの各ケーブル、電源ケーブルは、独立に各盤に導く。

各スクラム系の回路は、盤内で独立して設ける。

#### 3. 安全保護系の過渡時の機能

- (1) 原子炉の運転中は、中性子束、1次冷却材温度及び流量、原子炉プール水位を常時監

視するとともに、これらのパラメータについては、必要に応じて適切な原子炉スクラム設定値を規定する。原子炉の運転中にこれらのパラメータがスクラム設定値を超えた場合には、安全保護系は自動的にかつ速やかにこれを検知し、原子炉停止系を作動させて炉心を臨界未満にし、かつ原子炉停止後の炉心の核分裂生成物による崩壊熱を除去できる設計とする。

このようにすることにより、運転時の異常な過渡変化時においても、燃料の許容設計限界を超えないようにする。

- (2) 原子炉停止系のスクラム遮断器は、たとえ制御棒駆動機構に制御棒の引き抜きあるいは挿入の信号が入っている場合においても、スクラム信号が入れば無条件に作動するように設計すること。

#### 4. 安全保護系の設計基準事故時の機能

安全保護系は、中性子束、1次冷却材温度及び流量、原子炉プール水位等の安全上重要なパラメータを常時監視するとともに、これらのパラメータの異常によって事故を検知し、原子炉停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に行う設計とする。

#### 5. 安全保護系の故障時の機能

安全保護系は、駆動源の喪失に対してフェールセーフの設計をすることにより、原子炉を停止できるようにする。

具体的には次のような設計とする。

- (1) 制御棒駆動機構の電源喪失や電源回路の断線が起これば、制御棒は、自動的に落下するようにする。
- (2) 原子炉スクラム遮断器操作回路の断線が起これば、不足電圧により、スクラム遮断器が作動するようにする。
- (3) 安全保護系の回路は2回路で構成し、合理的に達成できる限り電氣的にも物理的にも分離させる。たとえ、単一故障が起こっても、残りのチャンネルでその機能を果たすようにする。

#### 6. 安全保護系と計測制御系との分離

- (1) 安全保護系と計測制御系とは、電源、検出器、ケーブル、ケーブル・ルート及び盤等を原則的に分離し、計測制御系の故障によって、安全保護系がその機能を失わない設計とする。

- (2) 安全保護系と計測制御系とで検出部及び計測配管等を部分的に共用する場合は、共用機器又はチャンネルの単一故障により、安全保護系の機能が失われない設計とする。

そのための信号の分岐箇所には、絶縁増幅器等を使用し、これを介して計測制御系に信号を伝達することにより、計測制御系側における故障が対応する安全保護系のチャンネルの機能を損なうことのないようにする。また、この絶縁増幅器等は安全保護系の機器として分類し、信頼性の高いものとする。

#### 7. 安全保護系の外部からの分離

安全保護系は、外部から切断した設計とする。

## 方針 22. 原子炉の冷却

### (1次冷却系設備の健全性)

1. 1次冷却系設備は、冷却材の漏えい、又は損傷の発生する可能性が小さくなるよう考慮された設計であること。
2. 1次冷却系設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、適切な炉心冷却能力を有する設計であり、構造物の変形、破損、はく離等により、燃料要素の冷却が阻害される可能性が小さくなるよう考慮した設計であること。

### (冠水維持設備の機能)

3. 冠水維持設備は、1次冷却材の流出を伴う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、冷却材の過度の漏えいを防止し、燃料の破損が発生する可能性を極めて小さくなるよう考慮された設計であること。また、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、冠水維持設備の健全性が確保できる設計であること。

### (冠水維持設備からの漏えい検出)

4. 冠水維持設備から冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できる設計であること。

## 適合のための設計方針

### 1. 1次冷却系設備の健全性

1次冷却系設備は、燃料の冷却を行うために必要な冷却材を喪失しないように設計するとともに、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、適切な炉心冷却能力を有する設計とする。

また、1次冷却系設備は、重要度分類に応じて、設計、製作、据付け及び検査を実施し、運転条件に対して、十分な余裕を持って耐え得るように設計する。

### 2. 冠水維持設備の機能

冠水維持設備は、燃料の冷却を行うために必要な冷却材を喪失しないよう十分な耐震性を有する設計とする。また、冠水維持設備を形成する配管には、燃料の冠水を維持できる位置にサイフォンブレイク弁を設け、冷却材の喪失を防止できる設計とする。

さらに、原子炉プール内面は、ステンレス鋼でライニングすることにより、原子炉プール水の漏えいが生じないようにする。

なお、原子炉プール水の水位を監視するための警報を設ける。

冠水維持設備は、その機能を失うことがないよう、設計、製作、据付け及び検査を通じて高い品質を維持するとともに、運転条件に対して、十分余裕をもって耐え得るように設計する。

### 3. 冠水維持設備からの漏えい検出

冠水維持設備は、漏えいが検出できるような構造に設計する。溶接部からの漏えいがあった場合には、これを細管で集めて検出するように設計する。また、冠水維持設備の貫通部には、漏えい検出器を適切に配置し、貫通部からの漏えいが検出できる設計とする。

## 方針 23. 崩壊熱及び残留熱を除去する設備等

(崩壊熱及び残留熱を除去する設備)

1. 原子炉の停止時に、燃料の許容設計限界及び冠水維持設備の設計条件を超えないように、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去できる設計であること。

(最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統)

2. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統は、崩壊熱及び残留熱を最終的な熱の逃がし場に輸送できる設計であること。

### 適合のための設計方針

1. 核分裂生成物の崩壊熱は、原子炉停止直後においては1次冷却材熱交換器により除去し、2次冷却材を介して大気放出する設計とする。  
また、崩壊熱が十分低下した後は、原子炉プール水の自然循環により冷却できる設計とする。
2. 商用電源喪失時に際しての崩壊熱除去は、1次冷却材補助ポンプにより行う。また、崩壊熱が十分低下した後は、原子炉プール水の自然循環により冷却できる設計とする。
3. 1次冷却材流出に際しての崩壊熱除去は、原子炉プール水位確保のための工学的安全施設であるサイフォンブレイク弁を作動させるとともに、自然循環により冷却できる設計とする。
4. 崩壊熱除去設備は、崩壊熱及び残留熱を冷却塔を介して大気へ熱を輸送できる設計とする。

## 方針 24. 原子炉建家の機能

1. 原子炉建家は、通常運転時に建家内の負圧を維持し所定の漏えい率を超えないこと。
2. 放射性物質の放出を伴うような設計基準事故時には、環境に放出される核分裂生成物質の濃度と放出量を低減させる機能を有すること。

### 適合のための設計方針

1. 原子炉建家に設ける炉室給気系及び炉室排気系は、建家内を適切な負圧に維持するように設計する。
2. 放射性物質の放出を伴うような設計基準事故時には、放射性物質の放散を防止するため原子炉建家の炉室給気系及び炉室排気系の隔離弁を閉鎖し、非常用排気設備により負圧を維持する設計とする。さらに、負圧維持のための排気は、フィルタを介し、放射性物質の濃度と放出量の低減化を計る設計とする。

## 方針 25. 実験利用施設に関する考慮

1. 実験利用施設は、その異常又は損傷によって原子炉の安全を損なわない設計とすること。
2. 実験利用施設は、実験物の状態変化、移動等により運転中の原子炉に過度の反応度変化を与えない設計であること。
3. 実験利用施設は、照射試料等を含めその内蔵する放射性物質の量に応じて適切な設計上の考慮がなされるとともに、その放射線及び放射性物質の著しい漏えいのおそれのないこと。
4. 制御室と実験利用施設の設置されている場所とは、相互に連絡ができる設計であること。

### 適合のための設計方針

1. 実験利用施設は、使用期間中を通じ、各構成要素が十分な強度及び耐食性を有し、その機能が保持されるように設計するとともに、発熱、爆発、変形等により、原子炉施設に損傷を与えないように設計する。
2. 実験利用施設は、施設及び照射試料等の損傷、状態変化及び移動等によって、原子炉に加えらるる反応度変化が、原子炉の許容反応度変化を超えないように設計する。
3. 実験利用施設は、過度の放射能及び放射線の漏えいが生じないように設計する。
4. 中央制御室と実験利用施設の設置されている場所とは、相互に連絡ができるように設計する。

## 方針 26. 燃料取扱系

1. 未使用燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、次の事項を満足する設計であること。
  - (1) 貯蔵設備は、適切な貯蔵容量を有すること。
  - (2) 取扱設備は、移送操作中の燃料要素の落下を防止できること。
2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の事項のほか、次の事項をも満足する設計であること。
  - (1) 放射線防護のための適切な遮蔽を有すること。
  - (2) 貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去できる冷却水系及びその浄化系を有すること。
  - (3) 貯蔵設備の冷却水保有量が著しく減少することを防止し、適切な漏えい検知を行うことができること。
3. 核燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、幾何学的な安全配置、又は他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止する設計であること。
4. 核燃料の取扱場所は、残留熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルが検出できる設計とするとともに、適切な場所にこれらの警報を発する設計であること。

### 適合のための設計方針

#### 【核燃料の貯蔵及び取扱】

1. 核燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、未使用燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの貯蔵及び取扱いを安全かつ確実に行うことができるよう、次の方針により設計することとする。
  - (1) 核燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設及び使用済燃料貯蔵施設（北地区）に設ける。
  - (2) 未使用燃料の貯蔵容量は、燃料の交換時に必要となる燃料体数を考慮し十分余裕を持たせた容量とする。
  - (3) 使用済燃料の貯蔵容量は、燃料交換時に取り出される燃料及び通常運転時に炉心に装荷されている燃料体数を考慮し十分余裕を持たせた容量とする。
  - (4) 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料要素落下防止について考慮を払った設計とする。
2. 使用済燃料貯蔵設備及び取扱設備は、以下の方針により設計することとする。
  - (1) 使用済燃料プールの遮蔽壁面及び底部については、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに十分な水深を持たせた設計とする。
  - (2) 使用済燃料プールはプールに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できるように設計する。また、使用済燃料プール水に含まれる固形状及びイオン状不純物を除去し、プール水からの放射線量が十分低くなるように浄化設備を設ける。

(3) 使用済燃料プールは、冷却水の喪失を防止するため十分な耐震性を有する設計とするとともに、配管等に十分な安全対策を考慮した設計とする。また、内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。

なお、プール水位監視のための水位低警報設備を設ける。

(4) 使用済燃料の貯蔵容量は、使用済燃料貯槽No. 1 及びNo. 2 並びに使用済燃料貯蔵施設（北地区）の施設による貯蔵能力を考慮した設計とする。

#### 【核燃料の臨界防止】

燃料の貯蔵設備として未使用燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールを設ける。

使用済燃料プール中の使用済燃料貯蔵ラックは、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は 0.95 以下であるように設計する。

また、使用済燃料プール及び貯蔵ラックは、地震時に破損しないよう十分な耐震性を有する設計とし、燃料要素どうしが互いに接近しないようにする。

未使用燃料は、未使用燃料貯蔵庫の未使用燃料貯蔵ラックに貯蔵する。

未使用燃料貯蔵ラックは、燃料要素の間隔を十分にとり実効増倍率が 0.95 以下になるように設計する。

#### 【核燃料取扱場所のモニタリング】

使用済燃料プールには漏えい監視のための検知器を設ける。

また、水位監視のため、水位低警報設備を設け、警報を発する設計とする。

使用済燃料プールエリアにはエリア放射線モニタを設け、過度の放射線レベルに達したときは、警報を発する設計とする。

## 方針 27. 放射性廃棄物の処理

### (放射性気体廃棄物の処理)

1. 運転に伴い発生する放射性気体廃棄物の廃棄施設は、適切なる過、管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

### (放射性液体廃棄物の処理)

2. 運転に伴い発生する放射性液体廃棄物の廃棄施設は、適切なる過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰、管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。
3. 放射性液体廃棄物の廃棄施設は、液体状の放射性物質の漏えい及び敷地外への管理されない放出を防止できること。

### (放射性固体廃棄物の処理)

4. 運転に伴い発生する放射性固体廃棄物の廃棄施設は、遮蔽、遠隔操作等によって、従事者の被ばく線量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

## 適合のための設計方針

### 1. 放射性気体廃棄物の処理

放射性気体廃棄物廃棄設備の設計に際しては、原子炉の運転に伴い周辺環境に排出する放射性気体廃棄物による原子炉周辺の一般公衆の被ばく線量を合理的に達成できる限り低減できる設計とし、排気空気は空気浄化装置を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から排出する方法により濃度及び量を低減できる設計とする。

### 2. 放射性液体廃棄物の処理

本原子炉施設から生ずる放射性廃液は、施設内の廃液貯槽設備に一時貯留し、放射性物質の濃度を測定し、排水基準値以下のものは排水し、これを超えるものは本研究所放射性廃棄物処理施設へ運搬して処理する。

### 3. 放射性固体廃棄物の処理

本原子炉施設から生ずる放射性固体廃棄物は、可燃性、不燃性に分けて廃棄物容器に詰め所定の場所に一時保管し、表面線量率を確認した後、本研究所放射性廃棄物処理施設へ搬出し処理する。

引き渡した固体廃棄物は、必要な処理後、本研究所放射性廃棄物処理施設の保管廃棄施設に保管廃棄する。

## 方針 28. 放射線防護・放射線管理施設

### (放射線業務従事者の放射線防護)

1. 放射線業務従事者の作業性等を考慮して、放射線業務従事者が立入場所において不必要な放射線被ばくを受けないように、遮蔽、機器の配置、放射性物質の漏えい防止及び換気等所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。

### (放射線業務従事者の放射線管理)

2. 放射線業務従事者を放射線から防護するために、放射線被ばくを十分に監視及び管理するための放射線管理施設を設けた設計であること。また、これらの管理施設は、必要な情報を制御室又は適当な管理場所に、表示できる設計であること。

## 適合のための設計方針

### 1. 放射線防護

放射線防護については、放射線業務従事者が受ける被ばく線量が、試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、線量限度等を定める告示（昭和63年科学技術庁告示第20号）に定められた許容値を超えないようにすることはもちろん、合理的に達成できる限り不必要な放射線被ばくを防止するよう放射性物質の漏えい防止、換気及び遮蔽等を行う。

換気については、汚染の拡大を防止し、各区域の換気を行うように設計する。

遮蔽については、放射線業務従事者の関係各場所への立入り頻度、立入り時間等を考慮して基準を設け、これに適合するように設計する。また、放射線量率の高い区域は立入りを制限するよう隔離を行うとともに、この箇所にある機器の操作は極力自動又は遠隔操作で行う。

漏えい防止については、高放射能流体を扱う配管の弁については可能な限り漏えいのない構造に設計し、管理区域外への漏出を防止するため、床面にピットを設け、回収できるように設計する。

### 2. 放射線管理施設

管理区域に立ち入る者の被ばく管理ができるようにするため、出入管理室、更衣室、手洗い、シャワー室、ハンドフットクロスモニタ及び個人線量計等を設ける。

原子炉施設内の放射線の監視のため、放射線エリアモニタを設け、中央制御室で表示及び記録を行い、放射線レベルが設定値を超えた時は警報を発するようにする。また、人が常時立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度サーベイメータによる空間線量率、サンプリング等による空気中の放射性物質濃度及び床等の表面の放射性物質の表面密度の測定を行い適切な場所に表示する。

## 方針 29. 監視設備

敷地周辺の放射線を監視するため、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、少なくとも次の場所を適切にモニタリングできる設計であるとともに、必要な情報を制御室又は適切な場所に表示できること。

- (1) 原子炉建家内雰囲気
- (2) 放射性物質の放出経路
- (3) 原子力科学研究所の周辺

### 適合のための設計方針

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、次のようにモニタリングできる設計とする。

1. 原子炉建家内雰囲気のモニタリングは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には室内ダストモニタ及び室内ガスモニタによって連続的に行い、設計基準事故時は原子炉建家内の空気をサンプリングすることによって放射性物質の濃度等を知ることができるとともに原子炉建家内の空間線量率を知ることができる設計とする。また、原子炉施設の周辺監視区域周辺をモニタリングポスト等で監視できる設計とする。
2. 放射性物質の放出経路については、排気筒からの放出を監視できるモニタリング設備を設置するほか、必要箇所をサンプリングできる設計とする。なお、設計基準事故時にもモニタリングできるモニタを設置する。

## 1.3 耐震設計方針

### 1.3.1 耐震設計の基本方針

原子炉施設の耐震設計は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の基本的考えを参考にして下記の項目に従って行い、基準地震動による地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう原子炉施設に十分な耐震性をもたせる。なお、耐震評価に当たっては、JRR-3が既設炉であることを踏まえ、実際に保有している耐力等を考慮して行うことができるものとする。

- (1) 原子炉は、基準地震動による地震力に対しても、原子炉プール水の喪失を防止し、炉心部が露出しない構造とする。
- (2) 原子炉は、基準地震動による地震力に対しても、安全に核的停止ができる機能を有する。
- (3) 重要度分類及び地震によって安全機能が喪失した場合の放射線による周辺公衆への影響の程度に応じて、原子炉施設の耐震設計上の重要度を3つのクラスに分類する。
- (4) 原子炉施設の構造設計及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。

### 1.3.2 耐震設計上の重要度分類

#### (1) 分類の原則

原子炉施設の耐震設計上の重要度を次のS、B、Cのクラスに分類する。

Sクラス：安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばく（安全機能の喪失による周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えることをいう。）を与えるおそれのある設備・機器等を有する施設。

Bクラス：安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設。

Cクラス：Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設。

#### (2) 重要度によるクラス別施設

プール型炉であることの特徴を考慮し、耐震設計上の重要度分類に従った各クラスに属する施設を下記に示す。

Sクラス：

- (a) 炉心及び冠水維持設備を構成する機器・配管系
- (b) 炉心から取りだした直後の使用済燃料を貯蔵するための施設
- (c) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設
- (d) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設

- (e) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設
- (f) その他

Bクラス：

- (a) 1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設
- (b) 1次冷却系に直接つながっている施設
- (c) 十分冷却した使用済燃料を保管するための施設
- (d) 放射性廃棄物を内蔵している施設
- (e) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設
- (f) 放射性物質の放出を伴うような場合その外部放散を抑制するための施設
- (g) 放射線の監視をするための設備
- (h) 重水冷却系設備
- (i) 炉心を保護する施設
- (j) その他

Cクラス：

- (a) Sクラス、Bクラスに属さない施設

### 1.3.3 地震力の算定法

原子炉施設に適用する設計用地震力は、以下の方法で算定される静的地震力及び動的地震力のうちいずれか大きい方とする。

#### (1) 静的地震力

##### a. 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数 $C_i$ に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに、当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

Sクラス 3.0

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで、地震層せん断力係数 $C_i$ は、標準せん断力係数 $C_0$ を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 $C_i$ に乘じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、耐震重要度分類の各クラスともに1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数 $C_0$ は1.0以上とする。

Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

##### b. 機器・配管系

耐震重要度分類の各クラスの地震力は、上記a.に示す地震層せん断力係数 $C_i$ に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記a.の

鉛直震度をそれぞれ 20%増しとした震度より求めるものとする。なお、水平地震力と鉛直地震力とは同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

## (2) 動的地震力

動的地震力は、Sクラスの施設の設計に適用することとする。また、動的地震力は、添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動から定める入力地震動を入力として、動的解析により算定する。

### 1.3.4 荷重の組合せと許容限界

#### 1.3.4.1 耐震設計上考慮する状態

地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。

##### (1) 建物・構築物

###### (i) 運転時の状態

原子炉施設が運転状態にあり、通常 of 自然条件下におかれている状態。ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。

###### (ii) 設計基準事故時の状態

原子炉施設が設計基準事故時にある状態。

##### (2) 機器・配管

###### (i) 通常運転時の状態

原子炉の起動、停止、出力運転及び燃料交換等が計画的に行われた場合、運転条件が所定の制限値内にある運転状態。

###### (ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態

原子炉の運転状態において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一誤操作によって外乱が加えられた状態及びこれらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転状態が計画されていない状態。

###### (iii) 設計基準事故時の状態

運転時の異常な過渡変化時を超える異常状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定される設計基準事故事象が発生した状態。

#### 1.3.4.2 荷重の種類

##### (1) 建物・構築物

(i) 原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重、すなわち固定荷重、積載荷重、土圧、水圧、並びに通常 of 気象条件による荷重。

(ii) 運転時の状態で施設に作用する荷重

(iii) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重

ただし、設計基準事故時に建物・構築物に加わる荷重は特にない。

(iv) 地震力

地震力には、地震時土圧、機器・配管からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。

(2) 機器・配管

- (i) 通常運転時の状態で施設に作用する荷重
- (ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重
- (iii) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重
- (iv) 地震力

1.3.4.3 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは以下による。

(1) 建物・構築物

- (i) 地震力と常時作用している荷重、運転時（通常運転時、運転時の異常な過渡変化時）に施設に作用する荷重とを組み合わせる。
- (ii) 常時作用している荷重と弾性設計用地震力又は静的地震力とを組み合わせる。

(2) 機器・配管

- (i) 地震力と通常運転時の状態で作用する荷重とを組み合わせる。
- (ii) 地震力と運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重とを組み合わせる。
- (iii) 地震によって引き起こされるおそれがなく、かつその事象によって作用する荷重が短時間で終結する場合には地震力とは組み合わせない。

(3) 荷重の組合せ上の留意事項

- (i) Sクラスの施設においては、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向に作用するものとする。
- (ii) 明らかに他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合には、その荷重の組合せ状態での評価は行わない場合がある。
- (iii) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかなずれがあることが判明しているならば、必ずしもそれぞれの応力のピーク値を重ねなくてもよいものとする。
- (iv) 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物等の当該部分の支持機能を検討する場合においては、支持される施設の耐震クラスに応じた地震力と常時作用している荷重、運転時に施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。

なお、第 1.3-1 表に、対象となる建物・構築物等及びその支持機能が維持されることを検討すべき地震動について記載する。

1.3.4.4 許容限界

各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は以下のとおりと

する。

(1) 建物・構築物

(i) Sクラスの建物・構築物

(a) 弾性設計用地震力又は静的震度による地震力との組合せに対する許容限界

建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

(b) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界

建物・構築物が構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕を持たせることとする。なお、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形、又は歪みが著しく増加するに至る限界の最大耐力とする。

(ii) B、Cクラスの建物・構築物

建築基準法に定める「短期応力に対する許容応力度」を許容限界とする。

(iii) 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物

上記「(i) (a) Sクラスの建物・構築物、(b) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界」の項を適用するほか、耐震クラスの異なる施設がそれを支持する建物・構築物の変形等に対して、その機能が損なわれないものとする。

(2) 機器・配管

(i) Sクラスの機器・配管

(a) 弾性設計用地震力又は静的震度による地震力との組合せに対する許容限界

降伏応力はこれと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。

(b) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界

構造物の相当部分が降伏し、塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じ、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力を制限する。

(ii) B、Cクラスの機器・配管

降伏応力又はこれと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。

(iii) 動的機器

地震時又は地震後に動作を要求されるSクラスの動的機器については、解析又は実験等により動作機能が阻害されないことを確認する。

### 1.3.5 主要施設の耐震構造

主要施設は以下に示すように設計され、適切な耐震解析モデルに基づく動的解析などにより、それらの重要度に応じた耐震性を確認する。

(1) 原子炉建家

原子炉建家は地上1階地下1階の壁式鉄筋コンクリート造、屋根を鉄骨シェル構造とした地上高さ約27m炉室内径約32mの建家で、基礎は砂質泥岩層に厚さ2.3mの基礎版を設けている。

## (2) 原子炉制御棟

中央制御室を設ける原子炉制御棟は、地上2階地下1階の鉄筋コンクリート造の建家で、地上高さ約11m、幅約18m×約20mである。基礎は砂質泥岩層に貫入された杭により支持されるよう設計する。

## (3) 実験利用棟

実験利用棟は、約50m×約30mの地上2階建物の鉄筋コンクリート造の建家で、1階には、大型廃棄物保管庫が設けられる。基礎は原子炉建家と同様砂質泥岩層に直接支持された大型廃棄物保管庫の部分と同一地層に貫入された杭により支持された基礎部分とからなる。

## (4) 原子炉本体

砂質泥岩層の上に建てられた炉室地下部分と井桁に組んだ支持壁を介して支持される。

## (5) 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構は、駆動部及び制御棒駆動機構案内管から構成される。これらの機構は、下部遮蔽体及び炉下室から支持構造物により固定され、地震時に過大な変位が生じないように設計されている。

## (6) 炉心構造物

炉心構造物は、炉心構成要素及びこれらを支持する格子板、格子板支持胴から構成され、格子板支持胴は、プレナムを介して原子炉プール底にボルトで固定する。

## (7) 上部遮蔽体

原子炉プール最上部に設けられ、重量約65トンの鉄製遮蔽用の扉である。想定される地震時には、炉心を保護できる様に十分な耐震性を有する設計とする。

## (8) その他

その他の機器・配管類については、運転時荷重、地震荷重、熱膨脹による荷重等により不都合な応力が生じないように必要に応じリジッドストップ、スナバその他の装置を使用し耐震性を確保する。

### 1.3.6 その他

#### (1) 地震感知器

ある程度以上の地震が起こった場合に原子炉を自動的に停止させるために地震感知器を設置する。

地震感知器は、試験及び保守が可能な原子炉建家内の適切な場所に設置する。

### 1.4 耐津波設計方針

原子炉施設の耐津波設計は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の基本的考えを参考にして下記の方針によって行い、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

(1) 原子炉施設の安全性を確保する上で必要な施設は、原則として、津波による遡上波が

到達しない十分高い場所に設置すること。

(2) 津波による遡上波が到達する高さにある場合には、遡上波によって臨界防止等の安全機能を損なうおそれがないこと。「安全機能が損なわれるおそれがない」とは、遡上波による安全機能への影響を評価し、施設の一部の機能が損なわれることがあっても、原子炉施設全体としては、臨界防止等の機能が確保されることを確認することをいう。

#### 1.5 竜巻防護に関する設計方針

耐震 S クラスの設備（以下「竜巻防護施設」という。）が、添付書類六に記載した設計竜巻（最大風速 92m/s）の影響を受けないような設計とする。

竜巻防護施設の外殻である原子炉建家は、設計竜巻により作用する「風圧力」、「気圧差による圧力」及び「設計飛来物による衝撃荷重」を適切に組み合わせた設計竜巻荷重を考慮して、その構造健全性が確保できる設計とする。また、設計竜巻による設計飛来物として鋼製材及び乗用車を選定し、これらが竜巻防護施設の外殻である原子炉建家に衝突した場合においても、竜巻防護施設の健全性が確保される設計とする。

#### 1.6 火山事象に関する設計方針

火山事象に対しては、原子炉施設の安全性を確保するため、安全機能を損なわない設計とする。具体的には、添付書類六で抽出した将来の活動可能性が否定できない火山により敷地内に影響を及ぼし得る火山事象は降下火砕物（層厚 40cm）のみであり、その影響に対して安全機能を損なわないようにする。さらに、安全機能を維持するために必要な除灰等の作業手順について、あらかじめ運用等を整備し、的確に実施できるようにする。

#### 1.7 外部火災防護に関する設計方針

安全施設が外部火災に対して、想定される最も厳しい火災が発生した場合においても必要な安全機能を損なわない設計とする

##### (1) 森林火災

原子力科学研究所敷地外の 10km 以内の範囲に発火点を設定して評価する。原子力科学研究所周辺の植生については、敷地南西に接している村松虚空蔵尊付近にはヤブコウジースダジイ群集、シラカン群集が分布している。また、気象データとして風速については、過去 10 年（2004 年～2013 年）の水戸気象台の観測データの最大風速 17.4m/s（2013 年 10 月）を使用する。原子炉建家コンクリート外壁表面温度が、コンクリートの強度に影響がないとされている許容温度（200℃）以下とすることで、原子炉建家の安全機能を損なわない設計とする。

##### (2) 近隣の産業施設の火災・爆発

評価対象範囲は、原子力科学研究所敷地外の半径 10km 以内に存在する石油コンビナート等とする。近隣の主な産業施設としては、東京電力株式会社常陸那珂火力発電所、株式会社日立ハイテクマテリアルズ日立オイルターミナル、出光興産株式会社日立油槽所等が

存在する。これらの産業施設等において火災・爆発が起きた際に、火災については原子炉建家外壁表面温度が、コンクリートの強度に影響がないとされている許容温度（200℃）以下とし、爆発については石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が、危険限界距離以上になるよう確保することで、原子炉建家の安全機能を損なわない設計とする。

### (3) 航空機落下による火災の影響評価

航空機種別ごとの墜落確率が  $10^{-7}$  以上になる面積を求め、その外周部に航空機が落下し炎上した際の原子炉建家コンクリート外壁表面温度が、コンクリートの強度に影響がないとされている許容温度（200℃）以下とすることで、原子炉建家の安全機能を損なわない設計とする。

第1.2-1表 安全上の機能別重要度分類表

機能による分類 重要度による分類		安全機能を有する構築物、 系統及び機器		安全機能を有し ない構築物、系 統及び機器
		異常発生防止機能 を有するもの (PS)	異常の影響緩和の 機能を有するもの (MS)	
安全に関連す る構築物、系 統及び機器	クラス1	PS-1	MS-1	
	クラス2	PS-2	MS-2	
	クラス3	PS-3	MS-3	
安全に関連しない構築物、 系統及び機器				安全機能以外の 機能のみを行う もの

(注) 上記の分類は、安全機能に着目した分類であるから、構築物等が2つ以上の安全機能を有する時は、2個以上の欄に現れることになる。

第 1.2-1 表の各欄に対する定義とそれに含まれる機能は第 1.2-2 表のとおりである。

第 1.2-2 表 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び機能

異常発生機能を有するもの (PS)

重要度 クラス	定義	安全機能	構築物、系統及び機器
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	該当無し	—
PS-2	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	過大な反応度の添加防止	制御棒駆動装置
		炉心の形成	炉心構築物
			燃料要素
		炉心の冷却	冠水維持設備 (サイフォンブレイク弁を除く。)
			1次冷却系設備
			自然循環弁
		炉心の保護	上部遮蔽体
			原子炉プールコンクリート躯体
重水を内蔵する機能	重水冷却系設備		
放射性物質の貯蔵機能	使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む。)		

重要度 クラス	定義	安全機能	構築物、系統及び機器
P S - 3	原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	炉心の冷却	2次冷却系設備
			自然循環弁
		放射性物質の貯蔵機能	未使用燃料貯蔵庫
			使用済燃料貯蔵槽 No.1 及び No.2 (使用済燃料貯蔵ラックを含む。)
			使用済燃料貯蔵施設 (北地区)
			放射性廃棄物の貯蔵設備
		燃料を安全に取扱う機能	燃料取扱設備
		1次冷却材の循環及び2次冷却材の循環	1次冷却系設備 (1次冷却材主ポンプ)
			2次冷却系設備 (2次冷却材ポンプ)
		原子炉プール水位の維持	原子炉プール溢流系
		計測・制御 (安全保護機能を除く。)	中性子計装設備
			原子炉出力制御設備
			プロセス計装設備
			制御棒引抜阻止インターロック
	電源設備	非常用電源系以外の設備	
	過大な反応度の添加防止	実験利用設備	
原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	冷却材へのFP放散防止	燃料板 (被覆材)	
	原子炉プール水及び使用済燃料プール水の浄化	原子炉プール水浄化系	
		使用済燃料プール水浄化冷却系	

異常の影響緩和の機能を有するもの (MS)

重要度 クラス	定義	安全機能	構築物、系統及び機器
MS-1	異常状態発生時に、敷地 周辺公衆への過度の放射 線の影響を防止する構築 物、系統及び機器	原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構
		未臨界維持	制御棒
	安全上必要なその他の構 築物、系統及び機器	工学的安全施設及び原子 炉停止系への作動信号の 発生	安全保護系（停止系）
MS-2	PS-2の構築物、系統 及び機器の損傷又は故障 が及ぼす敷地周辺公衆へ の放射線の影響を十分小 さくするようにする構築 物、系統及び機器	原子炉停止後の除熱	1次冷却材補助ポンプ
		炉心の冠水維持	冠水維持設備（サイフォ ンブレイク弁を含む。）
		放射性物質の閉じ込め、 遮蔽及び放出低減	非常用排気設備、換気系 隔離弁
			冠水維持設備
			原子炉建家、排気筒
		原子炉の停止	重水ダンプ系
	工学的安全施設及び原子 炉停止系への作動信号の 発生	安全保護系（工学的安全 施設）	
	異常状態への対応上特に 重要な構築物、系統及び 機器	安全上特に重要な関連施 設	非常用電源系
事故時のプラント状態の 把握		放射線監視設備（事故時 用ガンマ線エリアモニ タ）	

重要度 クラス	定義	安全機能	構築物、系統及び機器	
MS-3	運転時の異常な過渡変化があってもMS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	中央制御室外からの安全停止	中央制御室外原子炉停止盤（スクラム）	
		放射性物質の放出低減	原子炉プール水浄化系	
		原子炉プール水の補給	連通管、弁（原子炉プール・カナル間）	
	異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	緊急時の防災対策上重要なもの	事故後のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部
				事故時サンプリング系
				通信網、消火系、非常用照明
				安全避難通路及びアクセス通路
		放射線監視設備（事故時用ガンマ線エリアモニタ及び放射線サーベイ設備を除く。）、排気筒モニタリング設備		

第1.3-1表 耐震重要度分類

耐震クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を認める地震動	備考
S	燃料要素 ベリリウム反射体 照射筒 炉心構造体 重水タンク 冠水維持設備	原子炉プールの躯体及びライニング 原子炉プール貫通部のシール構造 サイフォンブレイク弁(接続配管を含む。) 制御棒駆動機構案内管	原子炉プール 当該施設の支持構造物	S s	
	炉心及び冠水維持設備を構成する機器・配管系	下部遮蔽体	原子炉プール 当該施設の支持構造物	S s	
	炉心から取りだした直後の使用済燃料を貯蔵するための施設	使用済燃料プール 使用済燃料貯蔵ラック	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物	S s	
	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒案内管	原子炉プール 当該施設の支持構造物	S s	
	その他	カナル、サブ・プール、詰替セル(炉室内)	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物	S s	

耐震クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を認める地震動	備考
B	炉心を保護する施設	上部遮蔽体 注.3	原子炉プール 当該施設の支持構造物	注.1	
	原子炉の緊急停止のため に負の反応度を添加 するたための施設及び原 子炉の停止状態を維持 するたための施設	重水ダンプ系	原子炉プール 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物	注.1	
	原子炉の緊急停止のため に急激に負の反応度を添 加するたための施設	安全保護系			
	原子炉停止後、炉心か ら崩壊熱を除去するた めの施設	崩壊熱除去設備 ┌ 1次冷却材補助ポンプ └ 自然循環弁	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物	注.1	
	放射性物質の放出を伴 うような事故の際に、 その外部放散を抑制す るたための施設	非常用排気設備	原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物	注.1	
	1次冷却材を内蔵して いるか又は内蔵し得る 施設	冠水維持設備以外の1次冷却系設備 原子炉プール水浄化系 使用済燃料プール水浄化系 原子炉プール溢流系	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物	注.1	
	重水を内蔵しているか 又は内蔵し得る施設	重水冷却系設備	原子炉建家(地下部分)	注.1	
	1次冷却系に接して いる施設	2次冷却系設備の一部	原子炉建家(地上部) 当該施設の支持構造物	注.1	原子炉建家外の遮 断弁まで
	十分冷却した使用済燃 料を保管するたための施 設	使用済燃料貯槽No.1、No.2 使用済燃料貯蔵ラック 使用済燃料貯蔵施設(北地区)	使用済燃料貯槽室 燃料管理施設 当該施設の支持構造物	注.1	

耐震クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を認める地震動	備考	
B	放射性廃棄物を内蔵している施設	廃液貯槽 廃樹脂貯留設備	実験利用棟1階部分 当該施設の支持構造物	注.1		
	放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設	大型廃棄物保管庫	当該施設の支持構造物	注.1		
	放射性物質の放出を伴うような場合、その外部放散を抑制するための施設	原子炉建家（円筒壁及び屋根） 注.3	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物	注.1		
	放射線の監視をするための設備	放射線監視設備の一部	原子炉建家（地上部） 原子炉制御棟 当該施設の支持構造物	注.1	事故時用ガンマエリアモニタ	
	その他	実験利用設備	実験利用設備	当該施設の支持構造物	注.1	原子炉建家外を除く
		非常用電源系	非常用電源系	原子炉制御棟	注.1	
		冷中性子源装置のうちクライオスタット	冷中性子源装置のうちクライオスタット	原子炉プール 当該施設の支持構造物	注.1	

耐震クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を確認する地震動	備考	
C	クラスS、Bに属さない施設	2次冷却系設備のうち炉室外の設備	冷却塔及び付属建家	注.2		
		未使用燃料貯蔵庫	燃料管理施設	注.2		
		未使用燃料貯蔵ラック	原子炉建家	注.2		
		その他の原子炉補助設備	実験利用棟	注.2		
			コンプレッサ棟	注.2		
			燃料管理施設	注.2		
		排気筒				
		実験利用設備	実験利用棟	注.2		
			コンプレッサ棟	注.2		
			当該施設の支持構造物	注.2		

注.1 耐震Bクラス施設に適用される地震力

注.2 耐震Cクラス施設に適用される地震力

注.3 下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備

## 2. 施設・設備の配置

### 2.1 概要

本原子炉施設の建物及び構築物は、運転、保守及び安全性を十分に考慮に入れた配置とする。本原子炉施設は原子炉建家、原子炉制御棟、実験利用棟、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、使用済燃料貯蔵施設、コンプレッサ棟、冷却塔、排気筒等の建物及び施設から構成される。

### 2.2 設計方針

- (1) 通常運転時において、周辺監視区域境界での被ばく線量が、「原子炉等規制法」に定められている許容基準を十分に下回るとともに、立地評価のための重大事故及び仮想事故時における原子力科学研究所敷地境界での被ばく線量が、「原子炉立地審査指針」のめやす線量を十分下回るように、原子炉施設の位置は、敷地境界から離隔距離をとるものとする。
- (2) 本原子炉施設の実績と特性、自然条件を考慮し、安全性の確保、設備機能が十分発揮出来る配置とする。
- (3) 安全機能を有する構築物等への不法な接近、侵入の防止措置を考慮する。

### 2.3 主要施設

- (1) 原子炉建家
- (2) 原子炉制御棟
- (3) 実験利用棟（大型廃棄物保管庫を含む。）
- (4) 使用済燃料貯槽室
- (5) 燃料管理施設
- (6) 使用済燃料貯蔵施設（北地区）
- (7) コンプレッサ棟
- (8) 冷却塔
- (9) 排気筒
- (10) 事務管理棟

### 2.4 全体配置

本原子炉施設の全体配置を第 2.4-1 図に示す。

原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、排気筒及び事務管理棟は、EL+19.0m の位置に設置されている。原子炉制御棟、実験利用棟、コンプレッサ棟及び冷却塔を同位置に設置する。

使用済燃料貯蔵施設（北地区）は、原子炉建家の北北東約 1500m の位置に設けられている。

なお、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近、妨害破壊行為及び核物質の不法な移動を未然に防止するため、安全機能を有する構築物、系統及び機器を含む区域を設定し、これらの区域への接近管理、入退域管理を徹底する。また、警報施設を設け、集中監視する設計とする。

## 2.5 建物及び構築物

### 2.5.1 概要

原子炉建家等の主要な建物及び構築物は、第 1.3-1 表による耐震重要度分類を行い、設計施工する。

また、これらの建物及び構築物は、機器の運転、保守を考慮した配置とする。配置は、第 2.5-1 図～第 2.5-6 図に示す。

### 2.5.2 原子炉建家

原子炉建家は、円筒形で、地下 1 階及び地上 1 階の建物である。

本建物は、地下約 10.75m の所にある砂質泥岩層の上に、厚さ 2.3m、直径 32.8m の基礎版が置かれ、地下外壁厚さ 70cm、高さ 7.65m、地上部外壁 40cm、高さ 26.65m の鉄筋コンクリート造りであり、地下部は特に基礎版、地下外壁とも外側にアスファルト防水層を施してある。屋根は鉄筋シェル構造によりドームを形成しており、その外側には厚さ 4.5mm の鋼板が張られている。この建物の漏えい率は 10%/日以下に設計されている。

1 階には、原子炉プール、カナル、使用済燃料プールが一体構造となったプールを設置し、原子炉プール内に原子炉本体を設置する。また、実験利用棟方向へは炉心を中心に扇状の中性子ガイドトンネルを設置する。

地下 1 階には、制御棒駆動装置、原子炉冷却系統機器、計器類を収容する部屋を設ける。

本建物の出入口は、全て気密扉であり、一般用及び機器搬入用の扉が設置されている。また、1 階天井には、主巻 30t、補巻 5t の旋回クレーンが設置されている。

### 2.5.3 原子炉制御棟

原子炉制御棟は、原子炉建家の南西約 25m の位置に設ける約 18m×約 20m、地上 2 階建鉄筋コンクリート造りの建物である。

本建物の基礎は、杭地業により、砂質泥岩層に支持される。

本建物内の 2 階には、制御室及び計算機室を設置し、地下 1 階には、電気設備を設置する。

### 2.5.4 実験利用棟

実験利用棟は、原子炉建家の東側に隣接した、約 50m×約 30m、地上 2 階建鉄骨鉄筋コンクリート造り（一部鉄骨造り）の建物である。

本建物内 1 階には、廃樹脂貯留設備、気体・液体廃棄物廃棄設備、大型廃棄物保管庫、照射利用設備、空気調和設備及び本原子炉施設用の圧縮空気設備等を設置する。2 階には中性子ガイドトンネル、ビームホール、実験準備室等を設置する。原子炉からビームホールまでは、中性子導管を設置し、中性子ビーム実験に供する設計とする。

大型廃棄物保管庫の基礎は、原子炉建家と同じ砂質泥岩層に直接支持させ、他の部分は、同一地層に貫入させる杭により支持させる。

#### 2.5.5 使用済燃料貯槽室

使用済燃料貯槽室は、事務管理棟と直角に炉室の南側に接して設けられた約 10m×約 24m（柱真間）、地面よりの高さ約 14m の平家建（一部地下 1 階）鉄筋コンクリート造り（一部鉄骨鉄筋コンクリート造り）の建物である。

内部に使用済燃料貯槽 No.1 が設けられており、この貯槽には使用済燃料プールから使用済燃料が送り込まれ冷却される。また、建物内天井面に 18t の天井走行クレーンが設けられ 1 階床面よりクレーンレールまでの高さは約 10m で、また、貯槽の天端は 1 階床面より約 1m の高さにある。これら貯槽天端にそってレールが引いてあり使用済燃料取扱装置が走行し得るようになっている。

この貯槽の構造は、水圧に耐える鉄筋コンクリート壁内面にステンレス鋼等で内張りし防錆と水密を保つとともに除染に便利になっている。

炉室へのトラック搬入路は、この建家内を貫通している。このトラック搬入路の地下には重水保管タンク室があり、重水保管タンクが設置されている。

本建物の基礎は、良質な礫層に直接支持されている。

#### 2.5.6 燃料管理施設

燃料管理施設は、使用済燃料貯槽室の南側に接して設けられた約 11m×約 23m、地面よりの高さ約 15m の地下 1 階、地上 1 階建の鉄筋コンクリート造りの建物である。この室内には使用済燃料貯槽 No.2 が設けられており、貯槽は使用済燃料貯槽 No.1 と使用済燃料移送管で連結され、使用済燃料の移動が可能な構造となっている。

この貯槽の構造は、水圧に耐える鉄筋コンクリート壁内面にステンレス鋼で内張りし防錆と水密を保つとともに除染に便利になっている。貯槽上面にはステンレス鋼製の天板を敷きつめてある。建家内の天井面には、主巻 30t、補巻 5t の天井走行クレーンが設けられている。

また、本建物内に未使用燃料貯蔵庫を設置する。

原子炉建家へのトラック搬入路は、この建家内を貫通している。

本建物の基礎は、良質な砂礫層に直接支持される。

#### 2.5.7 使用済燃料貯蔵施設（北地区）

使用済燃料貯蔵施設（北地区）は、原子炉建家北北東約 1500m の位置に設けられた約 35m×約 20m、高さ約 14m の地下 1 階、地上 1 階建鉄筋コンクリート造りの建物である。

本施設の 1 階には、作業室、更衣室及び監視室が設けられており、地下 1 階には、循環系機器室及び貯蔵設備が設置されている。また、本施設内には、建家と一体構造の高さ約 16m の排気筒及び使用済燃料取り扱いのための主巻 30t、補巻 5t の天井走行クレーンが設置されている。貯蔵施設建家の南側には貯蔵施設建家内の空気調整、給排水及び給電等を行うための機械室が設置されている。

本建物の基礎は、杭地業により砂質泥岩層で支持されている。

#### 2.5.8 コンプレッサ棟

コンプレッサ棟は、原子炉建家の南東側約 70m の位置に設ける平家建鉄筋コンクリート造りの建物である。

建物内には、CNS用のヘリウム冷凍設備を設置する。また、天井には 10t の走行クレーンを設置する。

#### 2.5.9 冷却塔

冷却塔は、原子炉建家北東約 35m の位置に設ける鉄筋コンクリート造りである。本施設内には約 600m<sup>3</sup> の水槽、2次冷却設備のポンプ及びファン等を設置する。

#### 2.5.10 排気筒

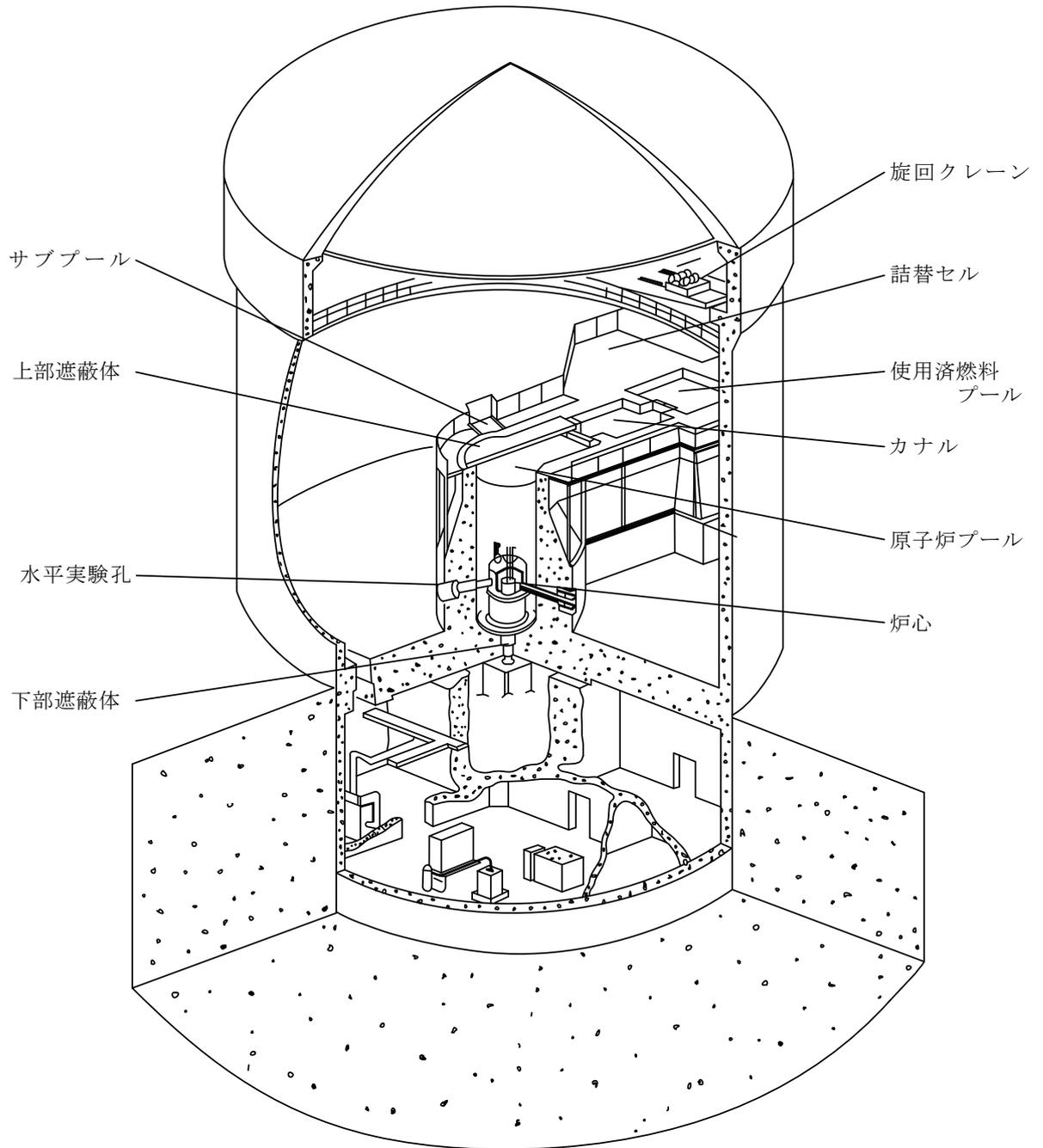
排気筒は、原子炉建家の北東側約 30m の位置に設置されている高さ約 40m、内径頂部で約 3.5m、下部で約 3.9m の鉄筋コンクリート造りである。

#### 2.5.11 事務管理棟

事務管理棟は、正面道路にそって南北方向に長く、炉室より約 8m 離れて建てられた約 50m×約 15m（柱真間）の鉄筋コンクリート造りの建物である。

本建家 1 階に居室及び付属研究室等があり、地階に給排水設備及び空気調和設備が設けられている。

第 2.4-1 図 建 家 配 置 図



第 2.5-1 図 原子炉建家概要図

第 2.5-2 図 建 家 平 面 図 (1 階)

第 2.5-3 図 建 家 平 面 図 (地階)

第 2.5-4 图 建 家 断 面 图 (A-A 断面)

第 2.5-5 图 建 家 断 面 图 (B-B 断面)

第 2.5-6 图 原子炉制御棟建家平面図

### 3. 原子炉及び炉心

#### 3.1 概要

原子炉を構成する設備は、第 3.1-1 表に示すように燃料要素、炉心構造物、制御棒及び原子炉プール等で構成する。

炉心は、第 3.1-1 図に示すように標準型燃料要素、制御棒吸収体と接続するフォロー型燃料要素、照射筒並びにこれらの周囲を取り囲むベリリウム反射体等によって構成され、全体として円形の断面をなす。さらに、炉心は円環状の重水タンクによって取り囲み、炉心構造物により原子炉プールの底部中央に配置する。原子炉プールは、1次冷却材を貯留する役目とともに、放射線に対する遮蔽体の役目を果たす。

炉内で発生した熱エネルギーは、下向流の1次冷却材に伝達され、熱交換器を介して2次冷却材に伝達される。重水タンク内で発生した熱エネルギーは、重水冷却材に伝達され重水熱交換器を介して2次冷却材に伝達される。

制御棒駆動機構は、炉心直下の炉下室に配置し、制御棒の操作により原子炉出力を制御する。

原子炉プールは、1次冷却材を保有し炉心を常に冠水状態に維持できるように設計する。

#### 3.2 機械設計

##### 3.2.1 燃料

###### 3.2.1.1 概要

燃料については、温度変化、化学的变化、変形、核分裂生成ガスの放出、スウェリング、ブリスタ等を考慮して、その健全性が確保されるように設計する。このため、使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、下記の方針を満足するように燃料の設計を行う。

###### 3.2.1.2 設計方針

###### (1) 燃料板

- (i) 燃料芯材最高温度が、ブリスタ発生温度未満になるように設計する。
- (ii) 最大燃焼度におけるスウェリングが冷却材流路の減少に影響することを考慮し、安全余裕をもって設計する。
- (iii) 燃料板にかかる応力は、被覆材の耐力を超えないように設計する。被覆材の耐力は、高速中性子の照射量及び使用温度によって変化する。従って材料は、高速中性子の照射量及び使用温度による耐力の変化を考慮し、安全余裕をもって選定する。
- (iv) 燃料板は、冷却材流速に起因するたわみにより塑性変形しないよう設計する。流れに平行な燃料板間に生じる圧力差は、燃料板のたわみを誘引する。これを防ぐために燃料板の厚みを妥当に定めるとともに、燃料板が外力に対して十分な強度をもつよう設計する。
- (v) 使用する材料は供用期間を通じて十分な耐食性を有するものを選定する。

(vi) 燃料芯材には、冶金学的に安定したウラン合金及び母材を選定する。

(2) 燃料要素

燃料要素の健全性は、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、燃料要素が他の構造部品の機能に影響を与えないようにする。このため、下記の方針で燃料要素を設計する。

(i) 原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、燃料要素が十分な強度を有し、その機能が保持されるよう設計する。

(ii) 輸送及び取扱時に燃料要素に加わる荷重に対して十分な強度を有し、燃料要素としての機能が保持されるよう設計する。

3.2.1.3 解析方法

(1) 燃料板

燃料板の性能評価は、実験及び熱水力計算コードCOOLOD<sup>(1)</sup>、熱水力過渡解析コードTHYDE-W<sup>(2)</sup>等を用いて行う。

燃料芯材最高温度を評価する場合、十分安全余裕を有する核的熱水路係数及び工学的熱水路係数を用いる。また、燃料板に生ずる熱応力等の評価は、厚さ方向の温度分布が最も厳しくなるよう解析条件を選んで行う。さらに、流速に起因する燃料板のたわみを評価する場合、限界流速は燃料芯材の強度を無視した値を用いる。

(i) スウェリング

スウェリングによる体積増加率 $\Delta V/V$ は、次式<sup>(3)-(5)</sup>によって計算される。

$$\Delta V/V = (6.3 \times 10^{-21}) \cdot B - V_0$$

ここで、 $\Delta V/V$  : スウェリングによる体積増加率 (%)  
 $B$  : 核分裂密度 (fissions/cm<sup>3</sup>)  
 $V_0$  : 初期ボイド率 (%)

(ii) 燃料板の応力

被覆材には、アルミニウム合金である A6061、AG3NE 又はこれらの相当品のうち、第図 3.2-1 図<sup>(6)</sup>に示す耐力以上の強度を有するものを使用する。なお、AG3NE は、仏国で開発されたアルミニウム合金であり、純アルミニウムにマグネシウムを 2.5~3.0% 添加した Al-Mg 系合金で J I S 規格の A5052 と類似のものである。

燃料板には、厚さ方向の温度差によって熱応力が生ずる。この熱応力は被覆材外面において最大(引張応力)となり、次式により評価できる。

$$(\sigma_c)_{\max} = \frac{E_c \cdot \alpha_c \cdot (T_{av} - T_c)}{(1 - \nu_c)}$$

ここで、 $\sigma_c$  : 被覆材の熱応力 (kg/mm<sup>2</sup>)  
 $T_{av}$  : 燃料芯材の平均温度 (°C)  
 $T_c$  : 被覆材の表面温度 (°C)

- $E_c$  : 被覆材のヤング率 (kg/mm<sup>2</sup>)  
 $\alpha_c$  : 被覆材の熱膨張率 (1/°C)  
 $\nu_c$  : 被覆材のポアソン比 (—)

(iii) 限界流速

流れに平行して固定された燃料板は、冷却材流速がある流速を超えるころから圧力差による燃料板のたわみが増加し、塑性変形に至る。この流速を限界流速と呼び、運転中の冷却材流速は、この値を下回る必要がある。

限界流速は、次式<sup>(6)</sup>で表される。

$$V_c = \left\{ \frac{15g \cdot E \cdot a^3 \cdot h}{\rho \cdot b^4 \cdot (1-\nu^2)} \right\}^{1/2}$$

- ここで、 $V_c$  : 限界流速 (cm/s)  
 $\rho$  : 冷却材の比重 (g/cm<sup>3</sup>)  
 $b$  : 冷却材の流路幅 (cm)  
 $\nu$  : ポアソン比 (—)  
 $g$  : 重力加速度 (cm/s<sup>2</sup>)  
 $E$  : ヤング率 (g/cm<sup>3</sup>)  
 $a$  : 燃料板厚さ (cm)  
 $h$  : 冷却材流路の間隙 (cm)

限界流速を求めるに当たって、安全側に評価するため燃料芯材の強度を無視すると、上式で  $a^3$  の項を  $(a^3 - t^3)$  に置き換えた式となる。t は燃料芯材の厚さである。

(iv) 耐食性

燃料板に使用される被覆材は、A6061、AG3NE 又はこれらの相当品を用いる。腐食層厚さに関しては、米国の ATR における研究<sup>(8)</sup>から、次の実験式が導き出されている。

$$X = 0.0608\theta^{0.2578} \cdot \exp(-1340/T)$$

- ここで、 $X$  : 腐食層厚さ (mm)  
 $T$  : 燃料板表面温度 (K)  
 $\theta$  : 燃料板表面温度 (T) が持続する時間 (h)

(2) 燃料要素

燃料要素の性能評価は、実験及び解析によって行う。

3.2.1.4 主要仕様

燃料板及び燃料要素の設計仕様を標準型燃料要素とフォロー型燃料要素に分類して第 3.2-1 表に示す。

### 3.2.1.5 主要設備

#### (1) 燃料板

燃料要素を構成する燃料板は、世界各国の材料試験炉等で広く使用され多くの運転実績を有している ETR 型である。燃料板は、燃料芯材のウランシリコンアルミニウム分散型合金 ( $U_3Si_2-Al$ ) をアルミニウム合金製の額縁板にはめ込み、両側からサンドウィッチ状にアルミニウム合金製の被覆板ではさみ、圧延成型したものである。

#### (2) 燃料要素

標準型燃料要素は、燃料板 21 枚を等間隔に配列し、ロールスウェージ法により側板に固定したものである。燃料要素の上部には燃料を取り扱うための把手を取り付け、下部にはノズルを取り付ける。下部のノズルは長方形とし、冷却材の均一な流れを得るとともに、燃料要素の正確な配列を確保する構造となっている。なお、燃料板を固定する側板の溝には、アルミニウム合金で被覆したカドミウムワイヤを可燃性吸収体として取り付けている。

フォロワ型燃料要素は、燃料板 17 枚を等間隔に配列したものである。これは、上部に制御棒吸収体を接続したもので、全体が連結部を介して制御棒機構と一体となり、制御棒案内管内を上下に駆動する。

燃料要素の構造を第 3.2-2 図及び第 3.2-3 図に示す。

### 3.2.1.6 評価

#### (1) 燃料板

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料板の健全性は、次のように保たれる。

##### (i) 燃料芯材最高温度

ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料のブリスタ発生温度に関する実験結果<sup>(9)-(13)</sup>を第 3.2-4 図に示す。同図に示すように核分裂密度が  $2.5 \times 10^{21}$ fissions/cm<sup>3</sup> 以下では、ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料のブリスタ発生温度は、約 500°C から約 600°C の範囲にあり、燃焼度に依存しない。JRR-3 における燃料の局所最高燃焼度は約 90% であり、その場所における最大核分裂密度は、約  $2.16 \times 10^{21}$ fissions/cm<sup>3</sup> である。したがって、JRR-3 で用いるウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料のブリスタ発生温度は、同図の実験結果を基に安全余裕を考慮して 400°C とする。

これに対して、運転時の異常な過渡変化の「実験物の異常等による反応度の付加」及び「重水反射体への軽水流入」時に燃料芯材最高温度は、約 119°C であり、ブリスタ発生温度を十分下回る。

##### (ii) スウェリング<sup>(3)-(5)</sup>

最高燃焼度で予測されるスウェリングによる体積の増加率は最大 13.6% であり、その変化量が全て厚さ方向に現われたとしても、厚さの変化は約 0.07mm であって、冷却材流路の間隙約 2.35mm に対して十分小さい。

(iii) 燃料板の応力<sup>(6)(14)</sup>

燃料板の厚さ方向の温度差は、原子炉がスクラムするまでの発熱量が最大となる運転時の異常な過渡変化の「重水反射体への軽水流入」時に最大約 9°C となり、燃料板表面に最大約 2.2kg/mm<sup>2</sup> (約 21.6N/mm<sup>2</sup>) の引張り応力が生ずるが、アルミニウム合金の耐力約 5.7kg/mm<sup>2</sup> (約 55.9N/mm<sup>2</sup>) に比べて十分小さい。

(iv) 限界流速<sup>(7)</sup>

燃料板の限界流速は約 16m/s である。これは、通常運転時の冷却材流路の最大流速の約 5.86m/s に比較して十分大きく、冷却材による燃料板の塑性変形は生じない。

(v) 耐食性<sup>(8)</sup>

耐食性に優れたアルミニウム合金を使用するとともに、原子炉プール等の水質管理により腐食対策を講ずる。

なお、燃料板表面最高温度 120°C における照射時間を 9,100 時間とし、腐食層厚さを求めると、0.021mm となる。さらに照射後、水温 30°C のプールに 20 年間貯蔵されるとすると、腐食層厚さは 0.016mm となる。腐食層厚さは両者を合わせても 0.04mm であり、被覆材の最小厚さ 0.25mm に比べて十分小さい。

(vi) 燃料芯材の冶金学的特性

JRR-3 の燃料芯材は、ウランシリコン合金粉末とアルミニウム粉末を混合し、圧延成型したウランシリコンアルミニウム分散型合金である。このウランシリコン合金はシリコン重量率が約 7.5% であり、融解及び均質化処理によって U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> と USi の 2 相からなり、第 3.2-5 図<sup>(15)</sup> に示すように 1,570°C までは安定している。また、燃料芯材の組織は、この 2 相に母材のアルミニウムを加えた 3 相からなるが、ウランシリコン合金と母材のアルミニウムとの反応は、300°C 以下では極めて少ない<sup>(3)</sup>。

運転時の異常な過渡変化の「実験物の異常等による反応度の付加」及び「重水反射体への軽水流入」時に燃料芯材最高温度は、約 119°C であり、冶金学的に安定している。

(2) 燃料要素

(i) 燃料要素の強度

燃料要素は、燃料板の長手方向の両側が側板の溝にはめ込まれ、ロールスウェージ法によってかしめ固定(燃料板 1 枚のかしめ強さは、破壊荷重で 27kg/cm (265N/cm) 以上) され、燃料板と側板が一体となった構造であり、十分な強度を有している。

(ii) 輸送及び取扱い時の健全性

燃料輸送時には、燃料要素をそれぞれ衝撃緩衝材で囲み、輸送容器に独立して封入する。このため輸送時に受ける荷重は、通常状態では無視できる。

また、燃料取扱い時に受ける荷重は、炉心部及び使用済燃料貯蔵ラックに挿

入する際に取扱治具の衝撃によって受ける荷重である。取扱治具の操作は水中で行われるとともに、十分注意して取り扱われるため、これによる荷重は小さい。

### 3.2.1.7 燃料照射実績

ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料の照射試験は、ミニプレート、実寸法の燃料板及び燃料要素について行われている。

ミニプレートについては、ウラン密度  $3.8\text{g/cm}^3 \sim 5.7\text{g/cm}^3$  のものが米国の ORR (30MW) 及びドイツの FRJ-2 (23MW) において合計 44 枚照射されており、その最大燃焼度は 96% である。いずれも良好な照射結果が得られている。<sup>(3)</sup> <sup>(12)</sup> また、JMTR においても 7 枚のミニプレートを最大燃焼度約 38% まで照射し、その健全性を確認している。<sup>(13)</sup>

実寸法の燃料板については、ウラン密度  $4.8\text{g/cm}^3 \sim 5.4\text{g/cm}^3$  のものが仏国の SILOE (30MW) 及びドイツの FRG-2 (15MW) において合計 9 枚照射されており、その最大燃焼度は 78% である。いずれも良好な照射結果が得られている。<sup>(3)</sup> <sup>(17)</sup>

燃料要素については、ウラン密度  $3.5\text{g/cm}^3 \sim 5.2\text{g/cm}^3$  のものが ORR で 82 体<sup>(3)</sup>、SILOE で 1 体<sup>(3)</sup>、FRG-2 で 4 体<sup>(16)</sup> <sup>(17)</sup>、スウェーデンの R-2 (50MW) で 7 体<sup>(18)</sup> 及びオランダの HFR (50MW) で 2 体<sup>(19)</sup> の合計 96 体が照射終了又は照射中であり、最大燃焼度は 82% である。これらの燃料のウラン密度は  $3.5\text{g/cm}^3 \sim 5.2\text{g/cm}^3$  であるが、このうち 80 体は JRR-3 と同じ  $4.8\text{g/cm}^3$  で、いずれも良好な結果が得られている。

なお、1994 年 1 月より JMTR (50MW) で全炉心低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料による運転を行っているのを始め、デンマークの DR-3 (10MW)、ドイツの FRG-1 (5MW)、R-2、オーストラリアの ASTRA (8MW) 等でもウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料による運転に移行している。

### 3.2.1.8 参考文献

- (1) 渡辺 終吉: "板状燃料を使用する研究炉の熱水力計算コード COOLOD", JAERI-M 84-162 (1984)
- (2) Y. Asahi, et al.: "THYDE-W: RCS (Reactor-Coolant System) ANALYSIS CODE", JAERI-M 90-172 (1990)
- (3) "Safety Evaluation Report Related to the Evaluation of Low-Enriched Uranium Silicide-Aluminium Dispersion Fuel for Use in Non-Power Reactors", NUREG-1313 (1988)
- (4) G. W. Gibson: "The Development of Powdered Uranium-Aluminide Compounds for Use as Nuclear Fuels", IN 1133 (1967)
- (5) M. M. Martin, et al.: "Irradiation Behavior of Aluminium-Base Fuel Dispersions", ORNL-4856 (1973)
- (6) W. R. Martin, et al.: "Mechanical Properties of X8001 and 6061 Aluminium-Alloys and Aluminium-Base Fuel Dispersion at Elevated Temperatures", ORNL-3557 (1964)

- (7) D. R. Miller : "Critical Flow velocities for collapse of Reactor Parallel-Plate Fuel Assemblies", Journal of Engineering for Power (1960)
- (8) G. H. Hanson, et al. : "ATR-ETR Rates of Oxide Film Formation on Aluminum Fuel Plates", Trans. Am. Nucl. Soc., Vol. 18, P127 (1974)
- (9) J. M. Beeston, et al. : "Development and Irradiation Performance of Uranium Aluminide Fuels in Test Reactor", Nucl. Technol., Vol. 49 (1980)
- (10) J. L. Snelgrove, et al. : "RERTR Program Fuel Testing and Demonstration-An Update", ANL/RERTR/TM-6 (1984)
- (11) G. L. Copeland, et al. : "Performance of Low-Enriched  $U_3Si_2$ -aluminum Dispersion Fuel Elements in the Oak Ridge Research Reactor", ANL/RERTR/TM-10 (1987)
- (12) W. Krug, et al. : "Final Results of Test-Irradiations with LEU-Plates at KFA Julich", RERTR Meeting (1988)
- (13) H. Sakai, et al. : "Post-Irradiation Examinations of LEU Miniplates in the JMTR", ANL/RERTR/TM-9 (1988)
- (14) H. D. Gronbeck : "ETR Radiation Damage Surveillance Programs Progress Report II", IN-1036 (1976)
- (15) J. L. Snelgrove, et al. : "The Use of  $U_3Si_2$  Dispersed in Aluminum in Plate-Type Fuel Elements for Research and Test Reactors" ANL/RERTR/TM-11 (1987)
- (16) W. Krull, et al. : "Reduced Enrichment Activities at GKSS", RERTR Meeting (1985)
- (17) W. Krull, et al. : "Enrichment Reduction Activities for the FRG-1 and FRG-2 Research Reactors Status and Future Plans", RERTR Meeting (1988)
- (18) I. Pazsit et al. : "Experience with the RE Fuel Transition at the Studsvik R2 Reactor", RERTR Meeting (1989)
- (19) F. Wijtsma : "Status Report on the Irradiation Testing of Four Low-Enriched Fuel Elements ( $U_3Si_2$ -Al and  $U_3Si_{1.6}$ -Al) by the Netherlands Energy Research Foundation (ECN)", ANL/RERTR TM-18 (1993)

### 3.2.2 炉心構造物

#### 3.2.2.1 概要

炉心構造物は、炉心構造体、重水タンク、照射筒、ベリリウム反射体から構成する。炉心構造物の構造を第 3.2-6 図に示す。

#### 3.2.2.2 設計方針

炉心構造物は、次の方針により設計する。

- (1) 炉心構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時にそれぞれ必要な強度及び機能を保持するように設計する。
- (2) 炉心構造物は、炉心構成要素に必要な流量配分が行えるように設計する。
- (3) 炉心構造物は、炉心構成要素のスウェリング及び熱膨脹による変形に対して、炉心

構成要素の鉛直方向及び径方向の変形を許容する設計とする。

(4) 炉心構造物は、炉心構造物用材料の監視試験片を保持できるように設計する。

(5) 炉心構造物は、耐食性に優れ、放射線損傷、中性子吸収及び誘導放射能の少ない材料を使用する。

(6) 炉心構造物は、放射性物質を含む重水が漏えいしないように設計する。

### 3.2.2.3 主要設備の仕様

炉心構造物の主要設備の仕様を第 3.2-2 表に示す。

### 3.2.2.4 主要設備

#### (1) 炉心構造体

炉心構造体は、格子板、格子板支持胴、プレナム及び制御棒案内管等の構造物で構成し、燃料要素、制御棒、照射筒及びベリリウム反射体等を保持するとともに、原子炉プールから各炉心構成要素への冷却材流路を形成し、炉心設計に基づく冷却材の流量配分を行う。

炉心構造体の構造を第 3.2-7 図に示す。

格子板及び格子板支持胴は、炉心に装荷される炉心構成要素を、所定の間隔と位置に配列、支持するものである。

また、格子板は、炉心構成要素の位置精度を確保するための格子板A、強度を確保するための格子板Bで構成する。

プレナムは、ベースプレート上面に設置し、重水タンクを支持するとともに、1次冷却材の流路を形成するものである。

制御棒案内管は、炉心部、格子板及び格子板支持胴を通過して、その下端を格子板支持胴下部の制御棒案内管受座によって支持、固定する構造としている。

#### (2) 重水タンク

重水タンクは、中性子の反射材である重水を保持する円環状のタンクであり、本タンクにはビーム実験用、照射実験用、プロセス用の各種シングル及びノズル等が設置される。

重水タンクの構造を第 3.2-8 図に示す。

#### (3) 照射筒

照射筒は、垂直照射設備のための照射孔を持つ炉心構成要素の一つである。

照射筒の構造を第 3.2-9 図に示す。

#### (4) ベリリウム反射体

ベリリウム反射体は、燃料要素等と重水タンク内胴との間に円環状に配置する炉心構成要素の一つであり、A型、B型及びC型で構成する。

B型及びC型には照射孔を設け、その一部に炉心構造物用材料の監視試験片も装荷できる。

ベリリウム反射体の構造を第 3.2-10 図に示す。

### 3.2.2.5 評価

- (1) 炉心構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時において応力及び変形が制限値内に収まる設計となっている。
- (2) 炉心構造物は、その流路形状により、原子炉プールからの冷却材流量を、炉心構成要素への流れ及びその他のバイパス流に、適切に流量配分することができる。
- (3) 炉心構造物は、炉心構成要素の熱膨脹、スウェリングによる鉛直方向及び径方向の変形を受けないので、炉心構成要素の拘束による高応力の発生を防止できる。
- (4) ベリリウム反射体（照射孔付）は、照射孔内に炉心構造物用材料の材質変化の程度を監視するための監視試験片を組み込んだキャプセルを保持することができる。
- (5) 炉心構造物は、耐食性、放射線損傷、中性子吸収及び誘導放射能を考慮してアルミニウム合金を使用する。
- (6) 炉心構造物の重水タンクは、溶接及びガスケットで気密が保たれる構造となっており、重水漏えいのおそれはない。
- (7) 制御棒は、制御棒案内管部によって適切に保持、案内することができる。また、炉心構造物及び制御棒駆動装置は、十分な剛性を有しているので地震時にも確実に制御棒を挿入することができる。

### 3.2.2.6 試験検査

炉心構造物の製作に当たっては、適用法規等に基づき必要に応じて素材の段階で化学的、機械的試験及び非破壊検査を、製作中には非破壊検査を実施し、十分な品質管理を行う。また、炉心構造物の健全性を確認するため、供用期間中検査を実施する。

## 3.2.3 原子炉停止系

### 3.2.3.1 概要

原子炉停止系は、制御棒による制御棒系と重水ダンプによる重水ダンプ系で構成する。原子炉の緊急停止及び通常の起動及び停止は、制御棒で行う。制御棒挿入不能の場合は、重水ダンプにより原子炉の停止を行う。

### 3.2.3.2 設計方針

原子炉停止系は、以下の方針で設計する。

#### (1) 制御棒系

- (i) 制御棒系は、重水ダンプ系と独立な系統で原子炉を停止できるように設計する。
- (ii) 制御棒系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時に確実かつ安全に原子炉を停止できるように設計する。
- (iii) 制御棒系は、フェールセーフであるように設計する。
- (iv) 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度事故に対して、炉心冷却を損なわずかつ、炉心及び炉心構造物の破壊を生じさせない設計とする。

(v) 制御棒系は、原子炉を運転するために必要な反応度を制御する機能をも有する設計とする。

(2) 重水ダンプ系

(i) 重水ダンプ系は、制御棒が挿入不能の場合に、原子炉を停止できる設計とする。

3.2.3.3 主要設備の仕様

制御棒系の主要設備の仕様を第 3.2-3 表及び第 3.2-4 表に示す。

3.2.3.4 主要設備

(1) 制御棒系

制御棒系は、制御棒、案内管及び制御棒駆動機構で構成する。

(i) 制御棒

制御棒は、ハフニウムを用いたボックス型の中性子吸収体と、フォロー型燃料要素とが接続される。

制御棒の構造を第 3.2-11 図に、制御棒の駆動説明を第 3.2-12 図に示す。

(ii) 案内管

案内管は、炉心内の角形の制御棒案内管及び管内駆動部を収納する制御棒駆動機構案内管で構成する。

制御棒駆動機構案内管は、上部仕切弁、着座器、緩衝器及び下部弁等で構成する。

(iii) 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構は、原子炉プール下部遮蔽体に据付けられ、管外駆動部及び管内駆動部を有する。

管外駆動部は、駆動モータ、減速機、ボールスクリュ、可動コイル及び位置指示検出機構等で構成する。管内駆動部は、制御棒バヨネットロック機構、連結桿及びプランジヤ等で構成する。

原子炉スクラム時の挿入時間（全ストロークの 80%挿入までの時間）は、原子炉スクラム遮断器開後約 1 S 以下である。

制御棒駆動機構の構造を第 3.2-13 図に示す。

(iv) 制御棒駆動機構の動作

制御棒駆動機構は、通常運転時には駆動モータの回転力を減速機を介してボールスクリュに伝達し、回転運動を直線運動に変換して、可動コイル及び可動コイルに磁気結合された管内駆動部を上昇及び下降させる。駆動モータの最大回転数と減速機により物理的に制限され、この回転数に対応した引き抜き速度以上の急激引き抜きは起こらない。

原子炉スクラム時は、スクラム信号により可動コイルを消磁すると、管内駆動部と制御棒が結合されたまま一体となって重力落下する。

一方、フォロー型燃料要素交換時には、制御棒バヨネットロック機構をアンロックして制御棒駆動機構と制御棒を切り離す。

## (2) 重水ダンプ系

重水ダンプ系は、重水タンク、重水ダンプ弁及び重水溢流タンク等で構成し、重水ダンプ弁を開にすることにより原子炉を未臨界にすることができる。

重水ダンプ弁は、電動駆動式ダイヤフラム弁とし、2基並列に設置する。また、この弁の電源は非常用電源設備から供給される。

### 3.2.3.5 評価

(1) 原子炉停止系は、互いに独立な制御棒系と重水ダンプ系の2系統を有している。単一故障を想定しても、それぞれの所定の機能を果たすことができる設計となっている。

(2) 制御棒系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時に確実かつ安全に原子炉を停止できる設計となっている。

なお、制御棒駆動機構は、次のとおり設計されており、その機能は実験及び試験により確認している。

(i) 制御棒駆動機構は、通常運転時には管内駆動部を上昇、下降させる機能を有し、原子炉スクラム時には、スクラム信号により管内駆動部と制御棒が一体となって重力落下させる。

(3) 制御棒駆動機構の可動コイルへの電流が電源喪失により遮断されると、可動コイルと管内駆動部との磁気結合が外れて制御棒が炉心に挿入され、原子炉がスクラムするフェールセーフの設計となっている。

(4) 制御棒系は「3.3 核設計」に詳細を述べるように、想定される反応度事故に対して、必要な反応度制御機能を果たす設計となっている。

(5) 制御棒系は、原子炉の緊急停止機能を有するとともに、原子炉を運転するために必要な反応度を制御する機能を有する設計となっている。

(6) 重水ダンプ系は、運転状態から制御棒による停止が不可能な場合に、原子炉を停止できる設計となっている。

## 3.2.4 その他の主要な設備

### 3.2.4.1 概要

(1) 原子炉建家1階に原子炉プール、カナル及び使用済燃料プールを設置する。原子炉プールには炉心及び炉心構造物を収容し、使用済燃料プールには炉心から取出した使用済燃料を一時貯蔵する。原子炉プール、カナル及び使用済燃料プールの間は、それぞれゲートで仕切る。

原子炉プールの底部には制御棒連結桿貫通孔のある下部遮蔽体を設け、プール上面には放射線遮蔽のための上部遮蔽体を設ける。

その他、原子炉プール側壁外にはサブプールを、また、使用済燃料プール側壁には詰替セルを設ける。

(2) 原子炉プール側壁のほぼ炉心中心高さに水平実験孔を設け、種々のビーム実験に供する。

#### 3.2.4.2 設計方針

- (1) 原子炉プール、カナル及び使用済燃料プールは、設計、製作、据付け及び検査を通して高い品質を維持するとともに、運転条件に対して十分な余裕をもって耐え得るよう設計する。
- (2) 原子炉プール、カナル、使用済燃料プール及び上部遮蔽体は、十分な耐震性を有する設計とする。
- (3) 原子炉プール、カナル及び使用済燃料プールは、水の漏えいがない設計とする。また、若し漏れてもこれを確実に検出できるよう設計する。
- (4) 原子炉プール、カナル、使用済燃料プールの壁、上部遮蔽体及び下部遮蔽体は、十分な遮蔽能力を有する設計とする。
- (5) 水平実験孔は、実験上の要請を満たし、かつ原子炉の安全性を損なうことがないよう設計する。

#### 3.2.4.3 主要設備の仕様

主要設備の仕様を第 3.2-5 表～第 3.2-10 表に示す。

#### 3.2.4.4 主要設備

##### (1) 原子炉プール、カナル及び使用済燃料プール

原子炉プール、カナル及び使用済燃料プールは、鉄筋コンクリートの一体構造のプールで構成し、炉室 1 階に設置する。これらのプールの基礎は、耐震設計の要求を満たすように地下支持壁を補強する。

各プールの内壁にステンレス鋼によるライニングを施し、プール水の漏えいを防止する。また、万一漏えいが生じても検出できるよう漏えい検出器を設置する。

プール全体の概略を第 3.2-14 図に、構造を第 3.2-15 図に示す。

##### (i) 原子炉プール

原子炉プールは、内径約 4.5m、高さ約 8.5m（1階床面から約 7.5 m）の鍵穴形をしており、底部には下部遮蔽体、側壁炉心中心高さに水平実験孔用の貫通孔を設ける。また、本プール上面には上部遮蔽体を設置する。

##### (ii) 使用済燃料プール

使用済燃料プールは、縦約 4.5m、横約 3 m、高さ約 7.5 m であり、使用済燃料の一時貯蔵に対する遮蔽壁を有する。

本プール側壁に接合して、照射利用設備の詰替セルを設置する。

##### (iii) カナル

原子炉プール、使用済燃料プールを結ぶもので、縦約 3 m、横約 3.3m、高さ約 7.5 m であり、使用済燃料移送時及び 1 次冷却系配管からの放射線遮蔽に必要な遮蔽壁を有する。

##### (iv) 下部遮蔽体

下部遮蔽体は、原子炉プール中央底部に設置する。本遮蔽体には制御棒連結桿貫通のための案内管を設置する。

下部遮蔽体と原子炉プールとのシールは多重シールとし、プール水の漏えいを防止する。また、万一の漏えいに備えて漏えい検出器を設置する。

なお、多量に原子炉プール水が炉下室に漏えいした場合、炉心冠水を喪失することがないように炉下室を水密構造とする。

(v) 上部遮蔽体

上部遮蔽体は、原子炉上面に設置する。本遮蔽体は燃料交換、実験利用設備の作業時等に一部が開放できる構造とする。

上部遮蔽体の構造を第 3.2-16 図に示す。

(vi) プールゲート (No.1 ゲート及びNo.2 ゲート)

プールゲートは、各プール間を仕切るよう設置する。本ゲートは相互のプール水流入を防止できる構造とする。

プールゲートの構造を第 3.2-17 図に示す。

(vii) その他

原子炉プール内には、3段のステージを設け、保守点検作業及び実験利用設備の支持等に利用する。また、原子炉プール側壁に接合して、実験利用設備のサブプールを設置する。

(2) 水平実験孔

水平実験孔は、重水タンクより中性子を導き出し、炉室1階及び実験利用棟での種々の実験に供するものである。

水平実験孔は、ビームチューブ、ビームチューブ接続管、プラグ及び補助遮蔽体から構成され、実験の目的に応じた形状のものを9基設置する。

水平実験孔の原子炉プール壁フランジには、水封用止板を取り付けるとともに、万一、漏えいが生じて検知できるように漏えい検出器を設置する。

水平実験孔の全体配置を第 3.2-18 図に示す。

(i) 水平実験孔 (1 G ~ 6 G)

炉室内での一般のビーム実験用として6基設ける。

プラグは、原子炉プール壁のスリーブに挿入され、固定プラグ、回転プラグ及び駆動機構で構成する。

水平実験孔 (1 G ~ 6 G) の構造を第 3.2-19 図に示す。

(ii) 水平実験孔 (7 R)

炉室内でのニュートロンラジオグラフィ用の水平実験孔として1基設ける。

プラグは、固定プラグ、駆動プラグ及び駆動機構で構成する。固定プラグは原子炉プール壁のスリーブに挿入する。

水平実験孔 (7 R) の構造を第 3.2-20 図に示す。

(iii) 水平実験孔 (8 T、9 C)

実験利用棟内でのビーム実験用として水平実験孔を2基設ける。

プラグは、固定プラグ、駆動プラグ及び駆動機構で構成する。固定プラグは原子炉プール壁のスリーブに挿入する。

水平実験孔（8 T、9 C）の構造を第 3.2-21 図及び第 3.2-22 図に示す。

(iv) その他

水平実験孔（1 G～6 G）には補助遮蔽体を設け、実験装置を設置するときには必要に応じて取り外せるようにする。

(3) 中性子源

原子炉を起動するために中性子源を置く。中性子源は、Sb-Be 型とし、照射筒に挿入できる外形形状とする。

3.2.4.5 評価

(1) 原子炉プール、カナル及び使用済燃料プールは、適切な品質保証活動のもとで十分な強度設計、製作、据付け及び検査を考慮した設計となっており、高い品質が維持されるときともに運転条件に対して十分な余裕をもって耐え得る。

(2) 原子炉プール、カナル及び使用済燃料プールは、十分な耐震性を有しており、原子炉プール水を喪失することはない。

また、上部遮蔽体は十分な耐震性を有しており、原子炉の安全性を損なうことはない。

(3) 原子炉プール、カナル及び使用済燃料プールの内面はステンレス鋼でライニングしており、プール水の漏えいがない構造である。万一、漏えいしても早期に検出できる構造となっている。

(4) 原子炉プール、カナル、使用済燃料プールの壁及び上部遮蔽体は十分な放射線遮蔽能力を有している。

(5) 水平実験孔は実験上の要請を満たし、かつ原子炉の安全性を損なうことがない構造である。

3.3 核設計

3.3.1 概要

核設計では、制御棒系及び重水ダンプ系とからなる原子炉停止系の機能と制御すべき反応度を設定し、原子炉停止系が所定の機能を有するように設計する。また、原子炉の性能上必要な反応度係数が負になるよう設計し、固有の安全性を有することを示す。さらに、原子炉熱出力に関しては、出力分布が平坦になるよう設計で配慮するとともに、出力レベルと出力分布に振動が生じないように設計する。

3.3.2 設計方針

原子炉の寿命中、下記の方針を満足するように核設計を行う。

(1) 反応度停止余裕

制御棒系は、反応度効果の最も大きい制御棒が完全引き抜き位置のまま、挿入できない時でも、炉心を臨界未満にできる設計とする。このため、制御棒は、最大反応度効果を持つ制御棒1本が未挿入の場合でも  $0.01 \Delta k/k$  以上の反応度停止余裕を有するように設計する。さらに制御棒が作動しないと仮定しても、重水ダンプ系により  $0.01 \Delta k/k$  以上の反応度停止余裕を持って炉心を臨界未満にできるように設計する。

(2) 添加反応度及び反応度添加率

制御棒の最大添加反応度及び最大反応度添加率は、冠水維持設備の健全性を損なわず、また、炉心冷却を損なうような炉心損傷を生じないように制限する。このため、最大添加反応度は、制御棒の異常な引き抜き等において添加反応度が過度とならないように設計し、また、最大反応度添加率は、制御棒が引き抜き手順上可能な最大駆動速度で引き抜かれても  $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$  以下になるように設計する。

(3) 過剰反応度

炉心の過剰反応度は、温度による反応度変化、燃焼による反応度変化及び実験物等による反応度を補償するとともに、反応度停止余裕の条件を満たすように設計する。

(4) 反応度係数

炉心は、出力レベルが変動した場合、その変動を減衰させるような反応度係数を有する設計とする。このため、炉心が固有の負の反応度フィードバック特性を持つように減速材温度係数、ボイド係数及びドプラ係数は負となるように設計し、これらを総合した反応度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ように設計する。

(5) 出力分布

炉心は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えるような出力分布が生じないように設計する。

(6) 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、それを確実に、かつ容易に検出して抑制できるように設計する。

(7) 燃料燃焼度

燃料要素平均の最大燃焼度は 60%以下となるように設計する。

### 3.3.3 解析方法

核設計計算には、種々の実験によりその妥当性が確かめられている SRAC コードシステム<sup>(1)</sup>を使用する。また、3次元輸送計算が必要な場合には、連続エネルギーモンテカルロコード・MVP<sup>(2)</sup>を用いる。

(1) 群定数、群縮約計算

SRACでの全体系計算に用いる少数群定数は、SRAC内蔵の多数群核データライブラリから作成する。この核データは、日本で編集された評価済み核データライブラリから JENDL<sup>(3),(4)</sup>を基に、SRAC用に編集したもので中性子のエネルギー範囲は

10MeV から  $10^{-5}$ eV までである。多数群定数 (72 群) の作成に際しては、燃料要素については 1 次元あるいは 2 次元の格子計算を行い、得られた中性子束の空間分布を重み関数として均質化を行う。また、その他の炉心構成要素は、原子数密度による均質化を行う。多数群均質化定数の少数群 (8 群) への縮約は、1 次元及び 2 次元の全体系拡散計算により炉心構成要素ごとの中性子エネルギースペクトルを計算し、これを重み関数として行う。

(2) 出力分布、実効増倍率及び制御棒価値計算

実効増倍率及び制御棒価値は、3 次元拡散計算モジュールを使用して計算する。また、必要に応じて輸送計算モジュール及びコードを使用し、輸送理論による補正を行う。

炉心の燃焼及び出力分布は、3 次元拡散計算により求める。

(3) 反応度係数計算

反応度係数は、減速材密度、減速材及び燃料の温度を変化させて作成した群定数を用いて、3 次元拡散計算により求める。

(4) 実測値との比較による検証

核設計計算の手法については、低濃縮燃料を装荷した JRR-3 炉心の運転データの解析により、その妥当性を確認している。

### 3.3.4 核設計値

3.3.2 の設計方針を満足させる核設計値を第 3.3-1 表に示す。また、燃料要素、制御棒及び反射体等の配置を第 3.3-1 図に示す。

### 3.3.5 核設計の内容

(1) 反応度制御

原子炉の反応度制御は制御棒で行う。制御棒は、粗調整棒と微調整棒で構成し、通常の起動及び停止はこれらの制御棒によって行う。原子炉停止系は、制御棒系と重水ダンブ系で構成し、それぞれ原子炉の停止機能を有する。

a. 制御棒

制御棒系は、原子炉を運転するために必要な反応度を制御する機能と原子炉を安全に、かつ急速停止する機能を有する。制御棒は、最大反応度効果をもつ制御棒 1 本が全引き抜き位置のまま挿入できない場合でも、残りの制御棒のみで速やかに原子炉を停止するに十分な反応度停止余裕を有する。

制御棒の反応度挿入曲線を第 3.3-2 図に示す。

(i) 粗調整棒

イ. 粗調整棒は、主として炉心の実効増倍率の調整、燃料の燃焼補償及び実験物挿入等に伴う反応度変化を制御する。

ロ. 粗調整棒の引き抜きによる最大反応度添加率は、粗調整棒の最大駆動速度と反応度価値から定まる。粗調整棒の最大駆動速度は約 1.7mm/s であり、最大反応度添加率は 2 本の粗調整棒が同時に最大駆動速度で引き抜かれた場合でも 6.0

$\times 10^{-4} \Delta k/k/s$  であり制限値を下回る。

(ii) 微調整棒

イ. 微調整棒は主として原子炉出力が変化した時の燃料温度変化又は冷却材温度変化等による反応度変化、実験物の挿入及び取り出し等に伴う反応度変化を制御する。

ロ. 微調整棒は、反応度変化が  $\pm 3.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$  のランプ状変化及び  $\pm 7.3 \times 10^{-4} \Delta k/k$  のステップ状の変化をした時、原子炉が速やかにもとの状態に戻るよう十分に応答できる設計とする。

b. 重水ダンプ

重水ダンプ系は、重水ダンプにより運転状態にある原子炉を未臨界にし得るよう設計する。すなわち、重水ダンプにより添加される負の反応度は  $0.07 \Delta k/k$  である。また、燃料有効部上端から下へ約 20cm 重水をダンプした場合に添加される負の反応度は約  $0.012 \Delta k/k$  であり、それに要する時間は約 80 秒である。ただし、重水を重水溢流タンクに回収する時間は約 100 秒である。

(2) 所要反応度及び制御棒の機能

制御棒が制御すべき反応度は次のとおりである。

(i) 出力補償

原子炉停止状態から定格出力運転状態までの出力変化に伴う反応度変化を補償する。

(ii) 燃焼補償

運転サイクル間の燃料の燃焼に伴う反応度変化を補償する。

(iii) 実験物に対する補償

実験物の挿入及び取出しに伴う反応度変化を補償する。

(iv) 反応度停止余裕

原子炉を定格出力運転状態から停止し、さらに、十分臨界未満となるように反応度停止余裕をもつ。

本原子炉における反応度停止余裕を第 3.3-1 表に、所要反応度を第 3.3-2 表に示す。

(3) 反応度係数

反応度係数は、減速材温度、減速材密度、ボイド率及び燃料板温度等の炉心状態量が増加することによる反応度の変化を示すパラメータである。各反応度係数の値を第 3.3-1 表に示す。

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、運転状態において常に負である。ボイド係数は、減速材中のボイド発生による反応度変化であるが、減速材温度係数と同様に負である。また、ドブ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本原子炉においては常に負である。

以上、減速材温度効果、ボイド効果及びドブラ効果は、常に負の反応度効果として働く。このため原子炉は固有の安定性を有する。

(4) 出力分布

炉心の出力分布を平坦化するために以下の配慮をする。

(i) 制御棒は異常な出力分布状態にならないように操作する。

(ii) 炉心の構成要素の配置に対称性をもたせ、かつ異常な出力分布にならないよう実験物の挿入に配慮する。

#### (5) 安定性

本原子炉は、反応度係数が全て負であるため、所定の運転範囲において原子炉出力レベルの変動に対しては強い自己制御性を有している。また、本原子炉は炉心寸法が小さいために、中性子束分布の空間的振動の発生の可能性がなく、炉心内の出力分布は安定である。

#### (6) 燃料交換

燃料交換方式としては、燃焼度を管理して、燃料要素平均の最大燃焼度が60%を超えないように燃料交換を行う。

### 3.3.6 参考文献

- (1) K. Tsuchihashi, et al.: “RevisedSRACCodeSystem”, JAERI-1302(1986)
- (2) T. Mori, et al.: “MVP/GMVP 連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード” JAERI-Data/Code94-007(1994)
- (3) K. Shibata, et al.: “Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version-3-JENDL-3-”, JAERI-1319(1990)
- (4) T. Nakagawa, et al.: “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2 : JENDL-3.2”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 32, No. 12, pp. 1259~1271 (1995)

## 3.4 熱水力設計

### 3.4.1 概要

本原子炉の熱水力設計は、核設計から得られた径方向及び軸方向の出力分布、燃料要素内の出力分布等を基に、熱出力、伝熱面積、冷却材流量、圧力及び工学的熱水路係数等を勘案して行う。

本原子炉の熱出力20MWは、標準型燃料要素、フォロワ型燃料要素、ベリリウム反射体及び重水反射体等で発生するが、その大部分は標準型燃料要素及びフォロワ型燃料要素における発生熱である。炉心及び重水タンク内で発生する熱は、1次冷却材及び重水の循環により、それぞれの熱交換器を経て2次冷却系から大気に放散する。

炉心の効果的な冷却を行うために、炉心の熱発生に応じた冷却材流量の設定を行うとともに、燃料温度及び1次冷却材温度等を適切に設定する。

炉心の主要な熱的仕様を第3.4-1表に示す。

### 3.4.2 設計方針

炉心寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において下記の方針を満足する

ように、熱水力設計を行う。

- (1) 通常運転時には、炉心内のいかなる点においても1次冷却材が沸騰を起こさないように設計する。
- (2) 運転時の異常な過渡変化時には、最小DNBRは1.5以上であるように設計する。
- (3) 運転時の異常な過渡変化時には、燃料芯材最高温度は400℃を超えないように設計する。

### 3.4.3 熱水力設計の解析方法

#### (1) 流量配分計画

炉心内の流量配分をより均一になるように、炉心構成要素各部の圧力損失特性及び冷却特性等に配慮する。また、ベリリウム反射体、照射筒及び制御棒等の冷却のための流量配分についても十分考慮した設計を行う。

#### (2) 沸騰開始温度の解析方法

沸騰開始温度はBergles-Rohsenowの相関式を用いて計算する。本相関式に入力するパラメータはCOOLODコード<sup>(1)</sup>により計算する。

##### a. Bergles-Rohsenowの相関式

燃料板表面において沸騰が開始する温度を、核沸騰を開始する温度（ONB温度）として定義する。

下記のBergles-Rohsenowの相関式は、ONB温度が評価点における静圧、熱流束及び飽和温度により定まるとして導き出した実験式である。

$$T_s = T_{SAT} + \frac{5}{9} \left( \frac{q_o}{911P^{1.156}} \right)^{\left( \frac{P^{0.0234}}{2.16} \right)}$$

ここで、

$T_s$	:	核沸騰を起こすときの燃料板表面温度	(°C)
$T_{SAT}$	:	飽和温度	(°C)
$q_o$	:	評価点における局所熱流束	(kcal/(m <sup>2</sup> ・h))
$P$	:	評価点における局所冷却材圧力	(kgf/cm <sup>2</sup> )

##### b. COOLODコードによる解析方法

COOLODコードは、一次元熱伝導方程式、Bergles-Rohsenowの相関式等を解いて1次冷却材の温度、圧力、燃料温度分布及びONB温度等を計算する。

#### (3) 最小DNBRの解析方法

##### a. 相関式<sup>(4), (5)</sup>

限界熱流束を沸騰熱伝達の過程において、核沸騰から離脱（DNB）する時の熱流束と定義する。DNBが起これば、燃料被覆材と冷却材との間の熱伝達が低下し、燃料被覆材が高温になって損傷する可能性がある。DNBは、流量、圧力及び流れの向きのみならず、流路入口エンタルピや流路形状等の影響を受ける。

採用するDNB相関式としては、各種条件で得られた単流路での実験結果から求めたもののうちから、限界熱流束（DNB熱流束）を支配する、すなわち、流量、圧力、流れの向き、流路入口サブクールエンタルピ及び流路形状等のパラメータが本原子炉の条件に近いものを採用する。

(i) 上昇流 ( $G \geq 0$ ) の場合、下記2式の値のうち、大きい方の値をとる。

$$q_{\text{DNB}}^* = 0.005G^{*0.611}$$

$$q_{\text{DNB}}^* = 0.7 \left( \frac{A}{A_H} \right) \cdot \left\{ W \left( \frac{\gamma_l}{\sigma} \right)^{1/2} \right\}^{1/2} / \left\{ 1 + \left( \frac{\gamma_g}{\gamma_l} \right)^{1/4} \right\}^2$$

ここで、

$$q_{\text{DNB}}^* : \text{無次元DNB熱流束} = \frac{q_{\text{DNB}}}{h_{fg} \sqrt{\left( \frac{\sigma}{\gamma_l} \right)^{1/2} g \cdot \gamma_l \cdot \gamma_g}}$$

$$G^* : \text{無次元質量流束} = \frac{G}{\sqrt{\left( \frac{\sigma}{\gamma_l} \right)^{1/2} g \cdot \gamma_l \cdot \gamma_g}}$$

$q_{\text{DNB}}$	: DNB熱流束	(kcal/(m <sup>2</sup> ·s))
$h_{fg}$	: 蒸発潜熱	(kcal/kg)
$\sigma$	: 表面張力	(kg/m)
$\gamma_l$	: 飽和水の比重量	(kg/m <sup>3</sup> )
$\gamma_g$	: 飽和蒸気の比重量	(kg/m <sup>3</sup> )
$G$	: 質量流量	(kg/(m <sup>2</sup> ·s))
$A$	: 流路面積	(m <sup>2</sup> )
$A_H$	: 加熱面積	(m <sup>2</sup> )
$W$	: 流路の幅	(m)
$g$	: 重力加速度	(m/s <sup>2</sup> )

(ii) 下向流 ( $G < 0$ ) の場合、下記の2式の値のうち、小さい方の値をとる。

$$q_{\text{DNB}}^* = 0.005 |G^*|^{0.611}$$

$$q_{\text{DNB}}^* = \frac{A}{A_H} \cdot \frac{\Delta h_i}{h_{fg}} \cdot |G^*|$$

上記2式から選んだ値が、下記の式の値より小さい時は、下記の式の値をとる。

$$q_{\text{DNB}}^* = 0.7 \left( \frac{A}{A_H} \right) \cdot \left\{ W \left( \frac{\gamma_l}{\sigma} \right)^{1/2} \right\}^{1/2} / \left\{ 1 + \left( \frac{\gamma_g}{\gamma_l} \right)^{1/4} \right\}^2$$

ここで、

$$q_{\text{DNB}}^* : \text{無次元DNB熱流束} = \frac{q_{\text{DNB}}}{h_{fg} \sqrt{\left( \frac{\sigma}{\gamma_l} \right)^{1/2} g \cdot \gamma_l \cdot \gamma_g}}$$

$$G^* : \text{無次元質量流束} = \frac{G}{\sqrt{\left( \frac{\sigma}{\gamma_l} \right)^{1/2} g \cdot \gamma_l \cdot \gamma_g}}$$

$q_{\text{DNB}}$	: DNB熱流束	(kcal/(m <sup>2</sup> ·s))
$G$	: 質量流量	(kg/(m <sup>2</sup> ·s))
$h_{fg}$	: 蒸発潜熱	(kcal/kg)
$\sigma$	: 表面張力	(kg/m)
$\gamma_l$	: 飽和水の比重量	(kg/m <sup>3</sup> )
$\gamma_g$	: 飽和蒸気の比重量	(kg/m <sup>3</sup> )
$g$	: 重力加速度	(m/s <sup>2</sup> )
$A$	: 流路面積	(m <sup>2</sup> )
$A_H$	: 加熱面積	(m <sup>2</sup> )
$\Delta h_i$	: 入口サブクールエンタルピ	(kcal/kg)
$W$	: 流路の幅	(m)

#### b. COOLODコードによる解析方法

COOLODコードは、燃料板の局所出力密度、燃料芯材及び被覆材の熱伝導率、冷却材流量等を入力パラメータとして燃料温度、熱流束、冷却材流速、圧力及びDNB熱流束等を計算する。

#### c. EUREKA-2コード<sup>(2)</sup>による解析方法

EUREKA-2コードは、反応度投入事象における核熱水力的挙動を解析するコードで、核的には中性子束の空間分布が時間的に一定とした1点近似動特性方程式を解いて原子炉出力を得る。熱的には、炉心等を小さい要素に分け各要素間の質量、運動量及びエネルギーの収支を計算して冷却材の密度、流量、温度及び圧力等を求める。

また、燃料温度及び熱流束等は、冷却材に係る状態量を用いてコード内で計算する。

d. THYDE-Wコード<sup>(3)</sup>による解析方法

THYDE-Wコードは、原子炉プラントの過渡的事象を解析するコードで、1次冷却系ループ及び炉心等を小さい要素に分け、各要素間の質量、運動量及びエネルギーの収支を計算して冷却材の密度、流量、温度及び圧力等を求める。また、燃料温度及び熱流束等は、冷却材に係る状態量を用いてコード内で計算する。

(4) 燃料芯材の熱伝導率

ウラン密度 4.8g/cm<sup>3</sup> のウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料の熱伝導率の測定値に安全余裕を見込んだ値として、27.5kcal/(m・h・°C)<sup>(6)</sup>を用いる。

(5) 熱伝達率<sup>(4)</sup>の解析方法

a. 相関式

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の温度解析に用いる熱伝達率は、次のとおりとする。

(i) 乱流域 (Re≥2,500) の場合は、Dittus-Boelter の(1)式を用いる。

$$\frac{h \cdot De}{K} = 0.023 Re^{0.8} \cdot Pr^{0.4} \dots \dots \dots (1)$$

- ここで、h : 熱伝達率 (kcal/(m<sup>2</sup>・h・°C))
- De : 等価水力直径 (m)
- K : 冷却材の熱伝導率 (kcal/(m・h・°C))
- Re : レイノルズ数 (—)
- Pr : プラントル数 (—)

(ii) 層流域 (Re<2,000) の場合は、自然対流の影響を受けるため、下向流と上昇流とに分けて計算する。

イ. 下向流

下向流には(2)式の層流に対する理論解を用いる。

$$Nu = 4.0 \dots \dots \dots (2)$$

ここで、Nu : ヌセルト数(—)

ロ. 上昇流

上昇流には、(2)式と自然対流の影響を考慮した Collier の熱伝達相関式<sup>(7)</sup>である(3)式とから求めた値のうち、大きい方の値を用いる。

$$Nu = 0.17 Re_b^{0.33} \cdot Pr_b^{0.43} \cdot \left( \frac{Pr_b}{Pr_w} \right)^{0.25} \cdot Gr_b^{0.1} \dots \dots \dots (3)$$

- ここで、Nu : ヌセルト数 (—)
- Re : レイノルズ数 (—)
- Pr : プラントル数 (—)
- Gr : グラスホフ数 (—)

添字 **b** : 1次冷却材平均温度に対する値  
**w** : 燃料板表面における値

(iii) 遷移域 ( $2,000 \leq Re < 2,500$ ) の場合は、下向流には上記(1)式と(2)式を直線的に内そうして求めた値、また、上昇流には上記(1)式と(3)式を直線的に内そうして求めた値を、それぞれ用いる。

(iv) 核沸騰開始後の燃料板表面温度の計算には Chen<sup>(8)</sup>の式を用いる。  
 Chen の式

$$q = 0.023 Re_b^{0.8} \cdot Pr_b^{0.4} \cdot \frac{k}{De} \cdot (T_w - T_b) \\
+ 7.228 S \cdot \frac{k_f^{0.79} \cdot C_{p_f}^{0.45} \cdot \rho_f^{0.49}}{\sigma^{0.5} \cdot \mu_f^{0.29} \cdot h_{fg}^{0.24} \cdot \rho_g^{0.24}} \cdot (T_w - T_{sat})^{1.24} \cdot (P_w - P_b)^{0.75}$$

$$S = 1 / (1 + 0.12 Re'^{1.14}) \quad Re' < 32.5$$

$$S = 1 / (1 + 0.42 Re'^{0.78}) \quad 32.5 \leq Re' < 70.0 \quad Re' = \frac{G \cdot De}{\mu_f \cdot g} \times 10^{-4}$$

$$S = 0.080 \quad 70.0 \leq Re'$$

ここで、

**h** : 熱伝達係数 (kcal/ (m<sup>2</sup>·h·°C) )  
**k** : 熱伝導率 (kcal/ (m<sup>2</sup>·h·°C) )  
**De** : 等価水力直径 (m)  
**Pr** : プラントル数 (－)  
**Re** : レイノルズ数 (－)  
**μ** : 粘性係数 (kg·s/m<sup>2</sup>)  
**C<sub>p</sub>** : 定圧比熱 (kcal/ (kg·°C) )  
**h<sub>fg</sub>** : 蒸発潜熱 (kcal/kg)  
**T<sub>sat</sub>** : 飽和温度 (°C)  
**T** : 温度 (°C)  
**q** : 熱流束 (kcal/ (m<sup>2</sup>·h) )  
**P** : 圧力 (kg/cm<sup>3</sup>)  
**ρ** : 密度 (kg/m<sup>3</sup>)  
**G** : 質量流量 (kg/ (m<sup>2</sup>·s))  
**g** : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>)  
**σ** : 表面張力 (kg/m)

添字

**b** : 1次冷却材平均温度に対する値 (バルク温度)  
**f** : バルク温度と燃料板表面温度の平均値に対する値 (フィルム温度)

- g : 飽和蒸気  
w : 燃料板表面における値

b. 燃料温度の解析方法

通常運転時の燃料温度はCOOLODコードにより、運転時の異常な過渡変化時の燃料温度はEUREKA-2コード及びTHYDE-Wコードにより、それぞれ計算する。燃料板内の温度分布は、燃料板の局所出力密度、燃料芯材及び被覆材の熱伝導率、燃料板表面温度等を入力パラメータとして熱伝導方程式を解いて求める。

3.4.4 熱水力設計の内容

(1) 熱水力設計に用いる出力分布

燃料温度の設計値が最大になるように、炉心の出力分布及び工学的熱水路係数等を考慮する。計算に使用する核的熱水路係数及び工学的熱水路係数を第3.4-2表に示す。

a. 出力分布因子

半径方向出力分布は、運転状態、燃焼特性及び炉心パターン等を考慮して最も厳しい出力分布因子を用いる。半径方向出力分布因子は、炉心内半径方向出力分布因子 ( $F_R$ ) と燃料要素内局部的出力分布因子 ( $F_L$ ) の積に計算誤差を考慮した値約 2.26 を使用する。また、軸方向出力分布因子 ( $F_Z$ ) は、半径方向出力分布と同様に核設計で求めた値約 1.34 を使用する。

なお、実際の運転に際しては、各炉心についての核計算を行い、出力分布を求め、核的熱水路係数の積 ( $F_R \times F_L \times F_Z$ ) が 3.03 を超えないことを確認する。

b. 工学的熱水路係数

燃料製作公差、流量分布の不均一性等の不確定因子を工学的熱水路係数として熱水力設計に考慮する。

(2) 冷却材流量配分

炉心部の冷却材流量配分は、炉心をいくつかの流量領域に分割した場合、各流量領域の流量は炉心構成要素の設計温度を十分下回るような流量を確保するようにする。

燃料要素の燃料板間冷却材流速は約 5.86m/s となるように設計する。また、1次冷却材流量約 2400m<sup>3</sup>/h のうち、標準型燃料要素へ約 1860m<sup>3</sup>/h、フォロワ型燃料要素へ約 290m<sup>3</sup>/h、その他の構成要素及びバイパス流路へ約 250m<sup>3</sup>/h を配分する。

第3.4-1図に炉心の流量配分領域図を示す。

3.4.5 評価

通常運転時の熱特性の解析結果を第3.4-3表に示す。

(1) 1次冷却材の評価

通常運転時の燃料板表面最高温度は約 99°C であり、ONB 温度 (約 113°C) を超えないことから燃料板表面において1次冷却材が沸騰することはなく、また、通常運転時の1次冷却材最高温度は約 61°C であり、設計方針 (沸騰を起こさない) を満足する。

なお、運転時の異常な過渡変化時の1次冷却材最高温度は「商用電源喪失」時に約80℃であり、この場合も1次冷却材は沸騰を起こさない。

#### (2) 最小DNBRの評価

通常運転時の最小DNBRは約2.5であり、運転時の異常な過渡変化時の最小DNBRは「1次冷却材流量低下」及び「重水反射体への軽水流入」時に約2.0であり、いずれも設計方針（1.5以上）を満足する。

#### (3) 燃料温度の評価

通常運転時の燃料芯材最高温度は約107℃であり、運転時の異常な過渡変化時の燃料芯材最高温度は、「実験物の異常等による反応度の付加」及び「重水反射体への軽水流入」時に約119℃であり、いずれも設計方針（400℃未満）を満足する。

### 3.4.6 参考文献

- (1) 渡辺 終吉 : “板状燃料を使用する研究炉の熱水力計算コード COOLOD”, JAERI-M84-162(1984)
- (2) 大西 信秋 : “軽水炉の反応度投入事象解析コード EUREKA-2”, JAERI-M84-071(1984)
- (3) Y. Asahi, et al. : “THYDE-W:RCS (ReactorCoolantSystem) ANALYSIS CODE”, JAERI-M90-172(1990)
- (4) 数土 幸夫、他 : “JRR-3 改造炉熱水力解析用熱伝達相関式の検討”, JAERI-M84-066(1984)
- (5) Y. Sudo, et al. : “A New CHF Correlation Scheme Proposed for Vertical Rectangular Channels Heated From Both Sides in Nuclear Research Reactor”, J. of Heat Trns., Vol. 115 (1993)
- (6) “Safety Evaluation Report related to the Evaluation Low-Enriched Uranium Silicide-Aluminum Dispersion Fuel for Use in Non-Power Reactors” nureg-1313(1988)
- (7) J. G. Collier : “Convective Boiling and Condensation” McGraw-Hill Book co., New York (1972)
- (8) J. C. Chen : “A Correlation for Boiling Heat Transfer to Saturated Fluids in Convective Flow”, ASME paper No. 63-HT-34(1963)

### 3.5 動特性

#### 3.5.1 概要

本原子炉は、減速材温度係数、ボイド係数及びドプラ係数が全て負で、強い自己制御性を持っているが、さらに、自動制御系を設け、原子炉が十分な減衰特性を持つようにする。

自動制御系は、重水タンク外周に設置する中性子検出器の出力が一定となるように制御する。ステップ状又はランプ状の出力変動を与える反応度外乱があっても、速やかに、微調整棒によりこれを補償し、所定の出力になるよう適切な応答をもった自動制御系を設ける。

### 3.5.2 設計方針

定常運転時において、以下のような反応度外乱に対して、所定の出力状態に復帰するように、自動制御系を設計する。

- (1)  $\pm 7.3 \times 10^{-4} \Delta k/k$  ステップ状反応度外乱
- (2)  $\pm 3.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$  ランプ状反応度外乱（全反応度添加量  $\pm 7.3 \times 10^{-4} \Delta k/k$ ）

### 3.5.3 解析方法

応答解析は、計算機による制御棒自動制御系シミュレーションによって行い、定常運転中に反応度外乱を加えた炉心の出力変化を解析した。

シミュレーション・モデルの概要を第 3.5-1 図に示す。

以下に計算モデルの主な特徴を示す。

- (1) 原子炉の動特性方程式として、一点近似の動特性モデルを用い、遅発中性子は 6 群とする。
- (2) 自動制御系を伝達関数で表し、伝達関数の各定数は設計値を用いる。
- (3) 動特性パラメータ  $\lambda$ 、 $\beta$  は第 3.3-1 表に示した値を用いる。
- (4) 添加反応度としては、 $7.3 \times 10^{-4} \Delta k/k$  のステップ状及び  $3.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$  のランプ状とする。

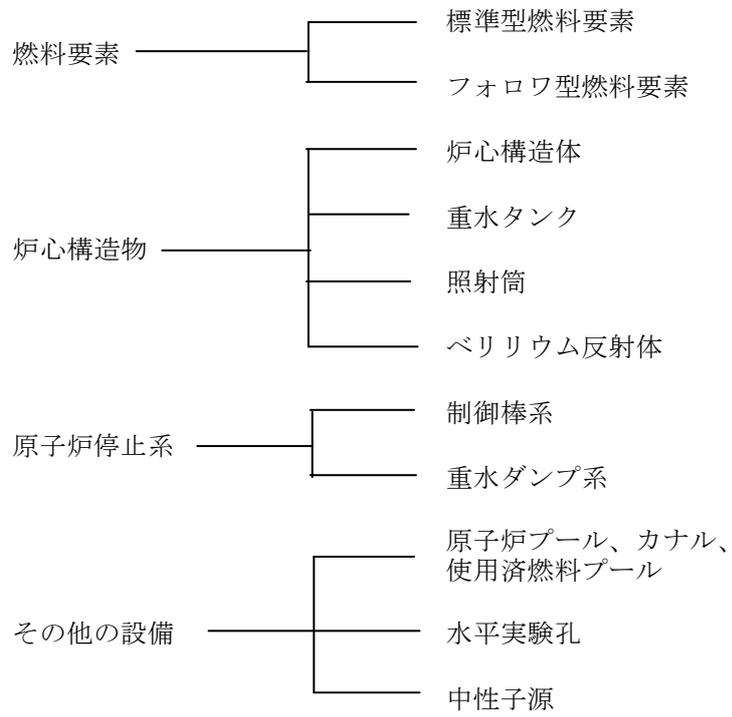
### 3.5.4 過渡応答

ステップ状及びランプ状の反応度添加に対する出力変化の応答結果を第 3.5-2 図及び第 3.5-3 図に示す。

### 3.5.5 評価

定常運転時における設計値のステップ状及びランプ状の反応度変化に対し、自動制御系は適切な応答動作をする。よって、本原子炉は、その自己制御性とともな十分な減衰特性を有し安定に制御することができる。

第3.1-1表 原子炉及び炉心の構成



第3.2-1表 燃料要素の主要仕様

項目		燃料要素	
		標準型燃料要素	フォロー型燃料要素
外形 (mm)		約76.2×76.2×1150	約64×64×880
U-235濃縮度 (w%)		約20	約20
U-235含有量 (g)		約472	約302
ウラン密度 (g/cm <sup>3</sup> )		約4.8	約4.8
芯材	厚さ (mm)	約0.51	約0.51
	幅 (mm)	約62	約49
	長さ (mm)	約750	約750
被覆	厚さ (mm)	約0.38	約0.38
燃料板	厚さ (mm)	約1.27	約1.27
	幅 (mm)	約71	約60
	長さ (mm)	約770	約770
冷却材流路数		20	16
冷却材流路厚さ (mm)		約2.35	約2.40
燃料芯材		ウランシリコンアルミニウム分散型合金 (U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al)	
被覆材		アルミニウム合金 A6061、AG3NE*又は相当品	
可燃性吸収体	種類	カドミウム	カドミウム
	線径 (mm)	約0.4	約0.4
	長さ (mm)	約750	約750
	被覆材種類	アルミニウム合金	アルミニウム合金
	被覆材厚さ (mm)	約0.20	約0.20
本数		42	34
最大燃焼度		燃料要素平均60%	

注：\*；AG3NEは仏国で開発されたアルミニウム合金である。

第3.2-2表 炉心構造物主要設備の仕様

(1) 炉心構造体	
主要寸法	
外径	約2.0m
全高	約1.7m
主要材料	アルミニウム合金
(2) 重水タンク	
主要寸法	
外径	約2.0m
全高	約1.6m
主要材料	アルミニウム合金
(3) 照射筒	
主要寸法	
外寸法	約7.5cm×約7.5cm
全高	約110cm
主要材料	アルミニウム合金
数量	5体
(4) ベリリウム反射体	
主要材料	金属ベリリウム
数量	12体

第3.2-3表 制御棒の設備仕様

本数	微調整棒用 粗調整棒用	2本 4本
(1) 吸収体		
本数		6本
吸収材材料		ハフニウム
吸収材有効長さ		約 790mm
吸収材口径		約64mm×約64mm
吸収材厚さ		約5mm
1本あたりの ガイドローラの数		8個
(2) フォロワ型燃料要素		
数量		6体
仕様		第3.2-1表参照

第3.2-4表 制御棒駆動機構の設備仕様

数量	微調整棒用 粗調整棒用	2式 4式
方式	可動コイル型ボールスクリュウ駆動	
ストローク	約 800mm	
駆動速度	微調整棒用 粗調整棒用	最大約30cm/min 最大約10cm/min
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼 アルミニウム合金	

第3. 2-5表 原子炉プール等の主要設備の仕様

(1) 原子炉プール	
主要寸法	
高さ	約 8.5m
水深	約 8.0m
内径	約 4.5m
主要材料	
躯体	重コンクリート及び普通コンクリート
ライニング	ステンレスクラッド鋼
(2) 使用済燃料プール	
主要寸法	
高さ	約 7.5m
水深	約 7.0m
縦幅	約 4.5m
横幅	約 3.0m
主要材料	
躯体	普通コンクリート
ライニング	ステンレスクラッド鋼
(3) カナル	
主要寸法	
高さ	約 7.5m
水深	約 7.0m
縦幅	約 3.0m
横幅	約 3.3m
主要材料	
躯体	普通コンクリート
ライニング	ステンレスクラッド鋼

第3.2-6表 下部遮蔽体の主要設備の仕様

主要寸法	
外径	約 0.7m (上部) 約 0.6m (下部)
全高	約 1.6m
主要材料	
躯体	オーステナイト系ステンレス鋼 重コンクリート

第3.2-7表 上部遮蔽体の主要設備の仕様

主要寸法	
最大幅	約 5.1m
最大長さ	約 6.8m
厚さ	約 0.25m
主要材料	
	炭素鋼、ステンレスクラッド鋼

第3.2-8表 プールゲートの主要設備の仕様

(1) No. 1ゲート	
主要寸法	
横幅	約 1.2m
最大長さ	約 5.1m
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
(2) No. 2ゲート	
主要寸法	
横幅	約 1.3m
最大長さ	約 5.7m
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼

第3.2-9表 水平実験孔の主要設備の仕様

主要寸法	
ビーム呼び口径	
1G～6G	約11cm×約6cm
7R	約3cm×約3cm
8T	約23cm×約5cm
9C	約15cm×約7cm
主要材料	アルミニウム合金、オーステナイト系ステンレス鋼、 重コンクリート、鉛等

第3.2-10表 中性子源の仕様

形    式	S b - B e 型中性子源
数    量	1 個
中性子発生率	約 $10^7$ n/s

表3.3-1 核設計値

燃料交換方式	燃焼度管理方式
燃料最大取り出し燃焼度 (要素平均)	60%
最大過剰反応度	
初装荷炉心	約 0.18 Δk/k
過剰反応度最大炉心	0.20 Δk/k
平衡炉心	約 0.09 Δk/k
制御棒反応度	
全制御棒価値	
初装荷炉心	約 0.27 Δk/k
過剰反応度最大炉心	約 0.28 Δk/k
平衡炉心	約 0.31 Δk/k
粗調整棒価値	
初装荷炉心	約 0.05 Δk/k /rod
過剰反応度最大炉心	約 0.04 Δk/k /rod
平衡炉心	約 0.04 Δk/k /rod
微調整棒価値	
初装荷炉心	約 0.04 Δk/k /rod
過剰反応度最大炉心	約 0.04 Δk/k /rod
平衡炉心	約 0.04 Δk/k /rod
炉停止余裕	
初装荷炉心	約 0.13 Δk/k
過剰反応度最大炉心	約 0.13 Δk/k
平衡炉心	約 0.22 Δk/k
ワンロッドスタックマージン	
初装荷炉心	約 0.04 Δk/k
過剰反応度最大炉心	約 0.03 Δk/k
平衡炉心	約 0.11 Δk/k
反応度係数	
減速材温度係数 (0°C~200°C)	
初装荷炉心	$(-2.3 \sim -4.2) \times 10^{-4} \Delta k/k / ^\circ C$
過剰反応度最小炉心	$(-2.1 \sim -3.2) \times 10^{-4} \Delta k/k / ^\circ C$
平衡炉心	$(-2.3 \sim -3.5) \times 10^{-4} \Delta k/k / ^\circ C$

表3.3-1 核設計値 (つづき)

減速材ボイド係数 (0%~50%)			
初装荷炉心	$(-4.1 \sim -7.0) \times 10^{-3} \Delta k/k \text{ / \%void}$		
過剰反応度最小炉心	$(-2.7 \sim -4.8) \times 10^{-3} \Delta k/k \text{ / \%void}$		
平衡炉心	$(-2.9 \sim -5.1) \times 10^{-3} \Delta k/k \text{ / \%void}$		
ドプラ係数 (0°C~200°C)			
初装荷炉心	$(-3.4 \sim -1.8) \times 10^{-5} \Delta k/k \text{ / } ^\circ\text{C}$		
過剰反応度最小炉心	$(-3.0 \sim -2.2) \times 10^{-5} \Delta k/k \text{ / } ^\circ\text{C}$		
平衡炉心	$(-2.5 \sim -2.3) \times 10^{-5} \Delta k/k \text{ / } ^\circ\text{C}$		
反応度添加率			
粗調整棒	$6.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 以下		
微調整棒	$7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 以下		
重水ダンブ反応度価値			
	0.07 $\Delta k/k$ 以上 (全量排出時)		
中性子束			
炉心平均中性子束 ( $\times 10^{14}n/(cm^2 \cdot s)$ )			
	高速群	熱外群	熱群
初装荷炉心	約1.4	約1.0	約0.5
平衡炉心	約1.4	約1.1	約0.6
重水反射体内最大熱中性子束 ( $\times 10^{14}n/(cm^2 \cdot s)$ )			
初装荷炉心	約2.7		
平衡炉心	約2.7		
即発中性子寿命			
初装荷炉心	約 $1.5 \times 10^{-4}$ s		
過剰反応度最小炉心	約 $1.6 \times 10^{-4}$ s		
平衡炉心	約 $1.5 \times 10^{-4}$ s		
実効遅発中性子放出割合			
初装荷炉心	約 $7.2 \times 10^{-3}$		
過剰反応度最小炉心	約 $6.6 \times 10^{-3}$		
平衡炉心	約 $6.8 \times 10^{-3}$		

第3.3-2表 所要反応度（例）

$\times 10^{-2} \Delta k/k$

		初装荷炉心	過剰反応度最大炉心	平衡炉心
過剰反応度		18.1	20.0	9.3
所要 反応度	燃焼補償	9.1	10.0	4.5
	実験物補償	3.7	3.7	3.7
	運転余裕*	5.3	6.3	1.1

\* : 温度補償反応度を含む。

第3.4-1表 主要な熱的仕様

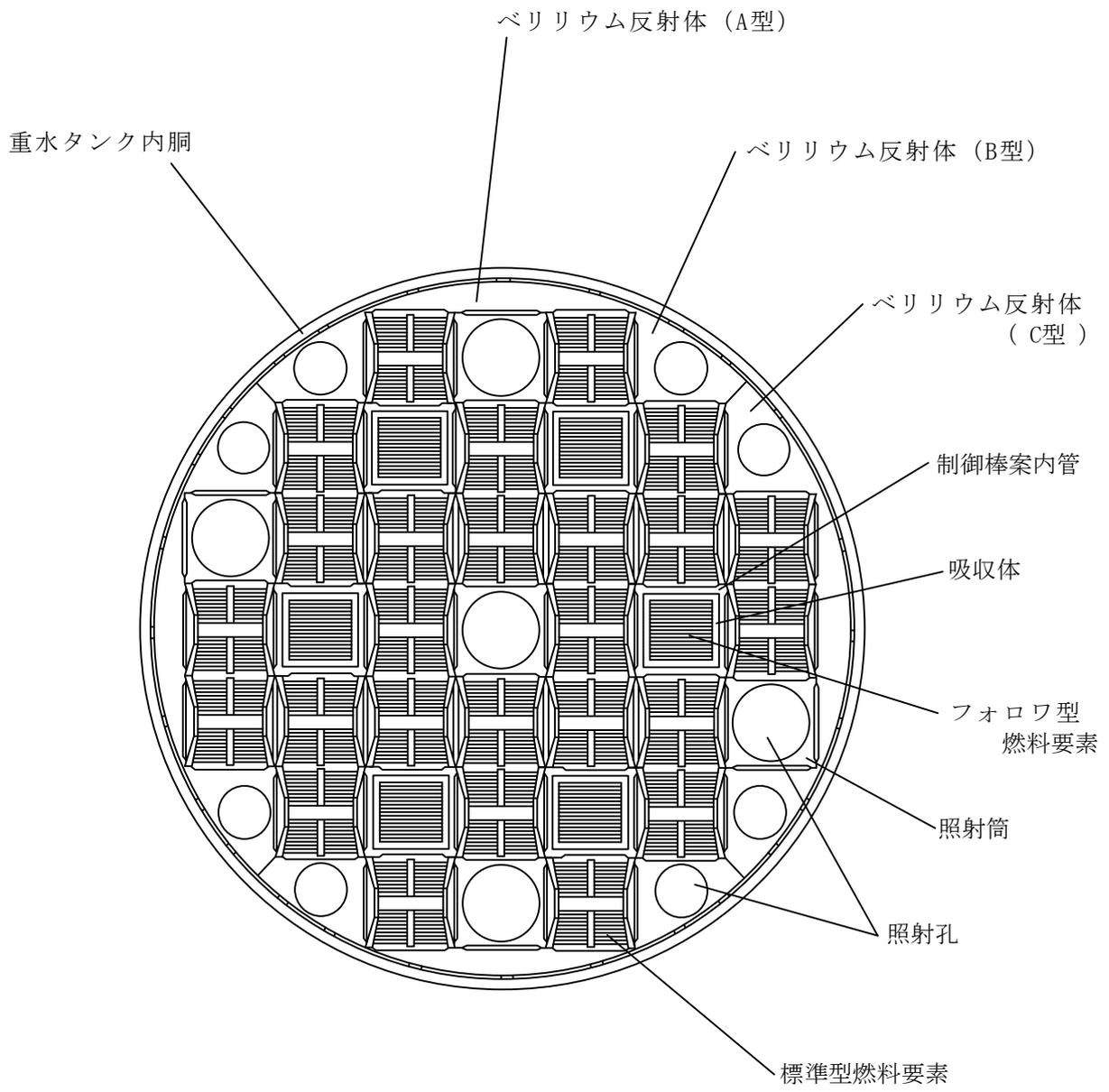
炉心熱出力	約 20	MW
平均出力密度	約 155	kW/l
1次冷却材流量	約 2400	m <sup>3</sup> /h
1次冷却材炉心入口温度	約 35	°C
1次冷却材炉心出口温度	約 44	°C (平均)
炉心入口圧力	約 1.55	kg/cm <sup>2</sup> -abs
	(約 0.152	MPa-abs)
炉心全伝熱面積	約 56	m <sup>2</sup>
平均熱流束	約 36	W/cm <sup>2</sup>

第3.4-2表 熱水路係数

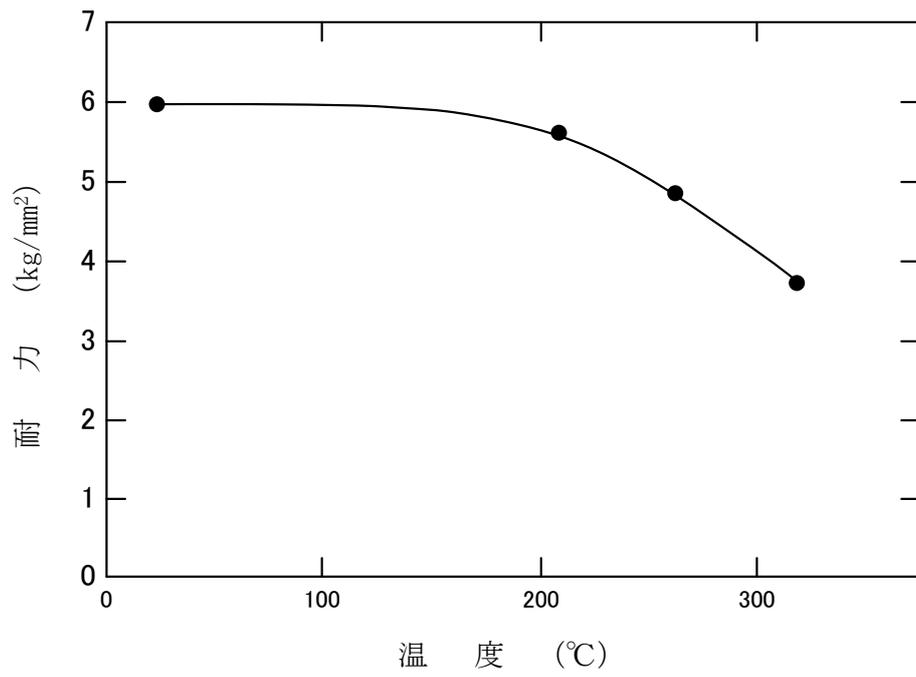
核的熱水路係数		
半径方向出力分布因子	$F_R$	約 2.26 ( $F_R \times F_L$ )
局所的出力分布因子	$F_L$	
軸方向出力分布因子	$F_Z$	約 1.34
工学的熱水路係数		
冷却水バルク温度上昇因子	$F_b$	約 1.32
フィルム温度上昇因子	$F_f$	約 1.36
熱流束因子	$F_q$	約 1.16

第3.4-3表 定格出力運転時の熱特性

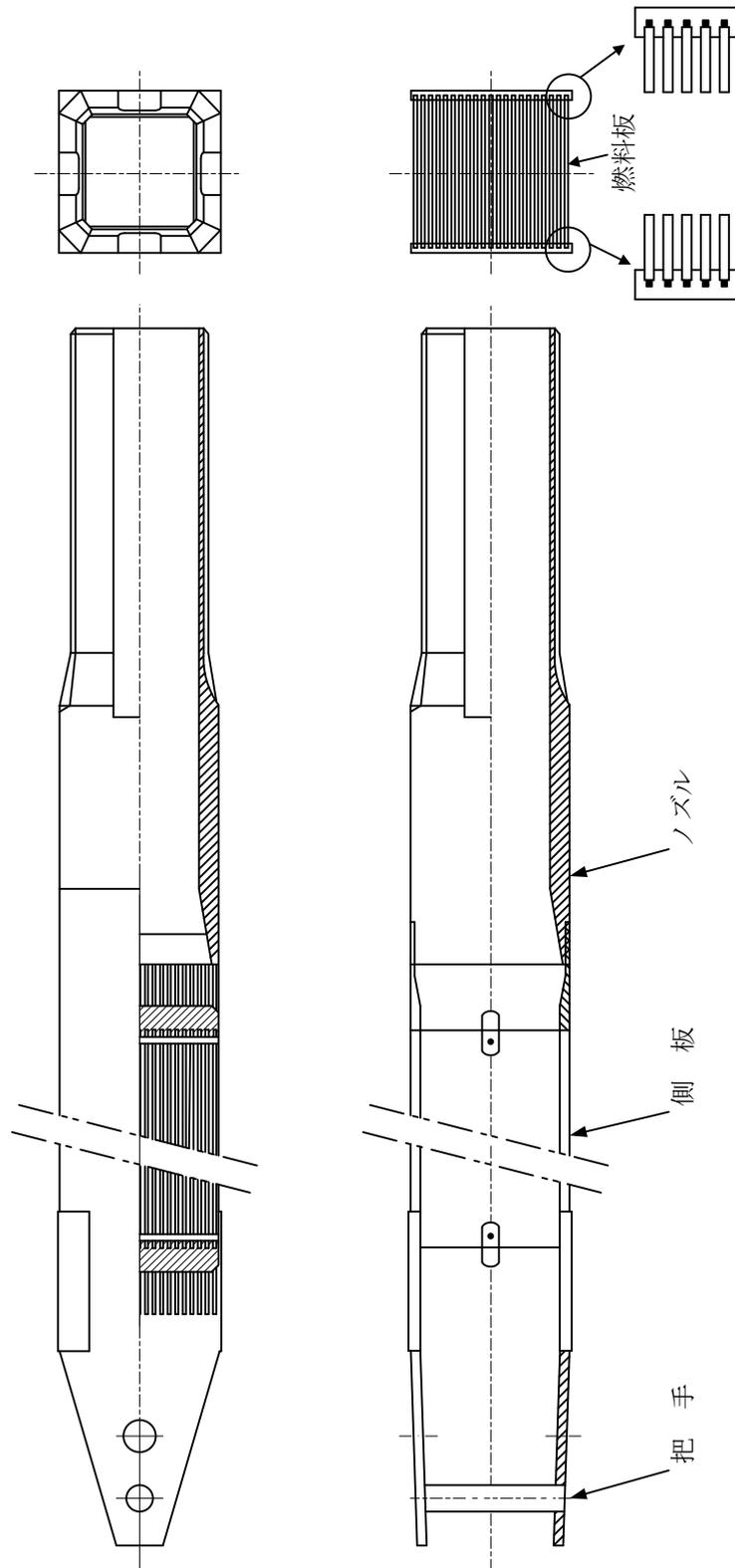
燃料板表面最高温度	約 58 °C	(平均)
	約 99 °C	(ホットスポット)
燃料芯材最高温度	約 61 °C	(平均)
	約 107 °C	(ホットスポット)
1次冷却材最高温度	約 44 °C	(平均)
	約 61 °C	(ホットチャンネル)
沸騰開始温度	約 113 °C	(ホットスポット)
最小DNBR	約 2.5	



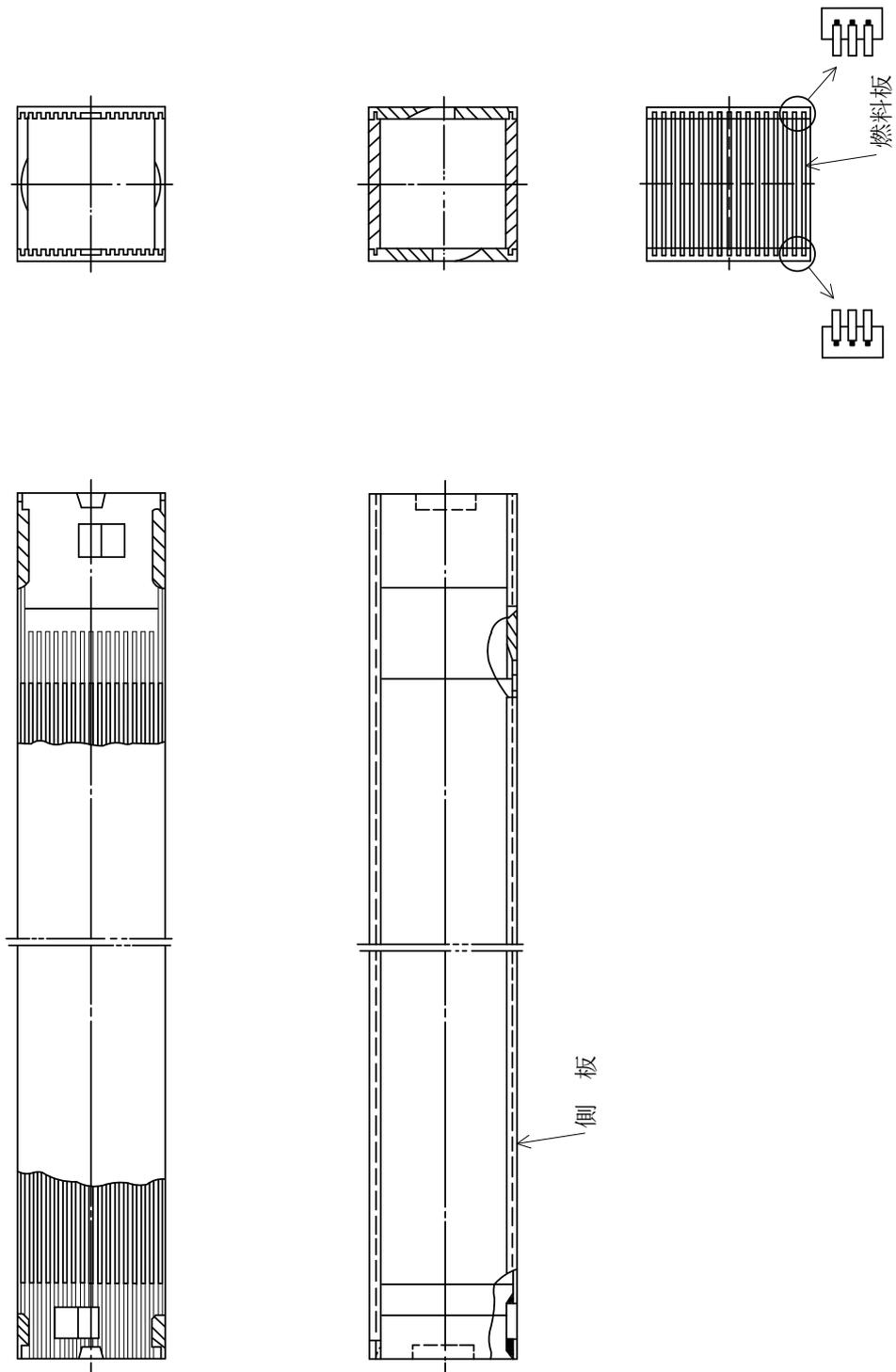
第 3.1-1 図 炉心配置説明図



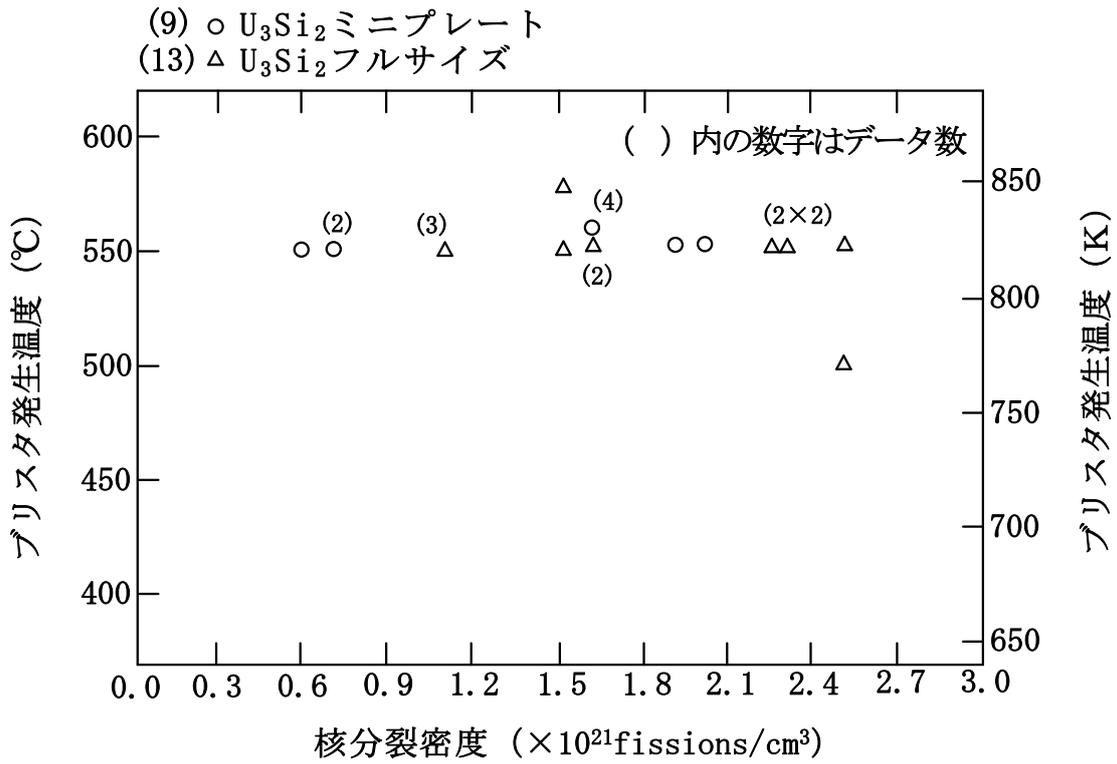
第3.2-1 図 アルミニウム合金A6061-O材の耐力



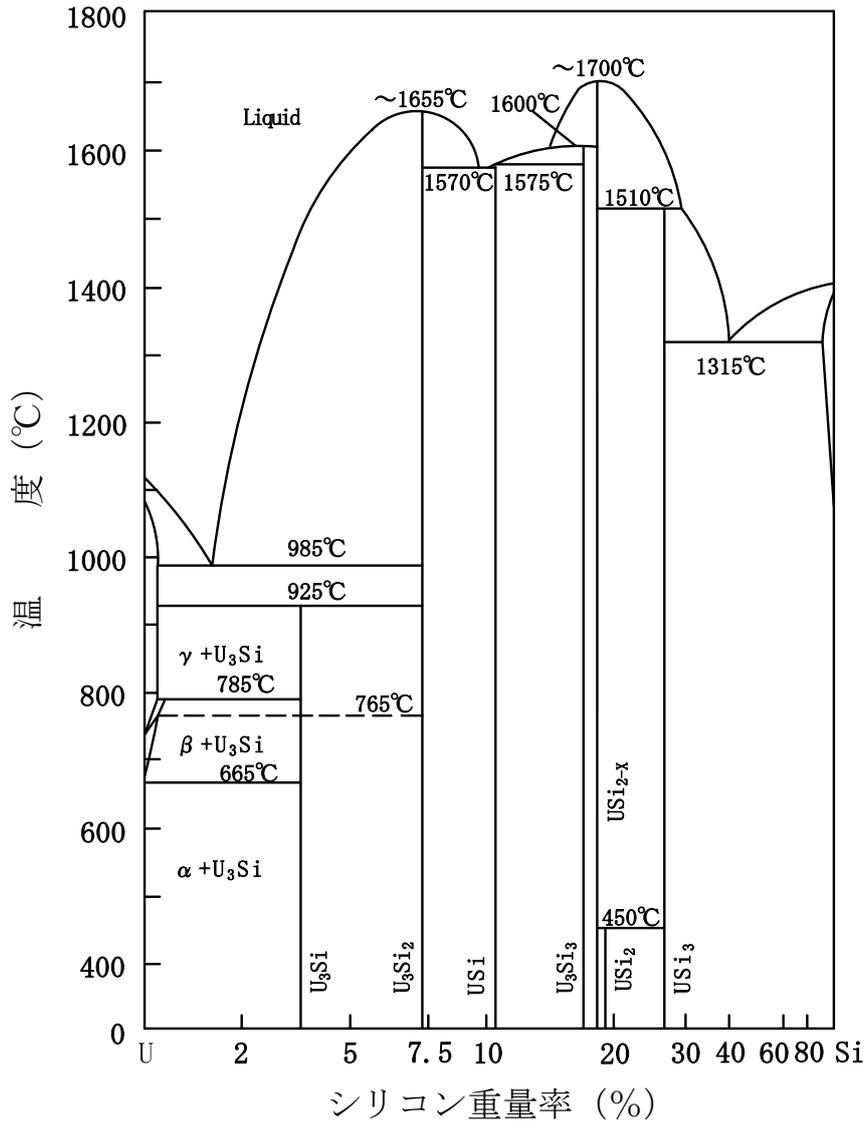
第 3.2-2 図 標準型燃料要素説明図 (燃料板：21枚)



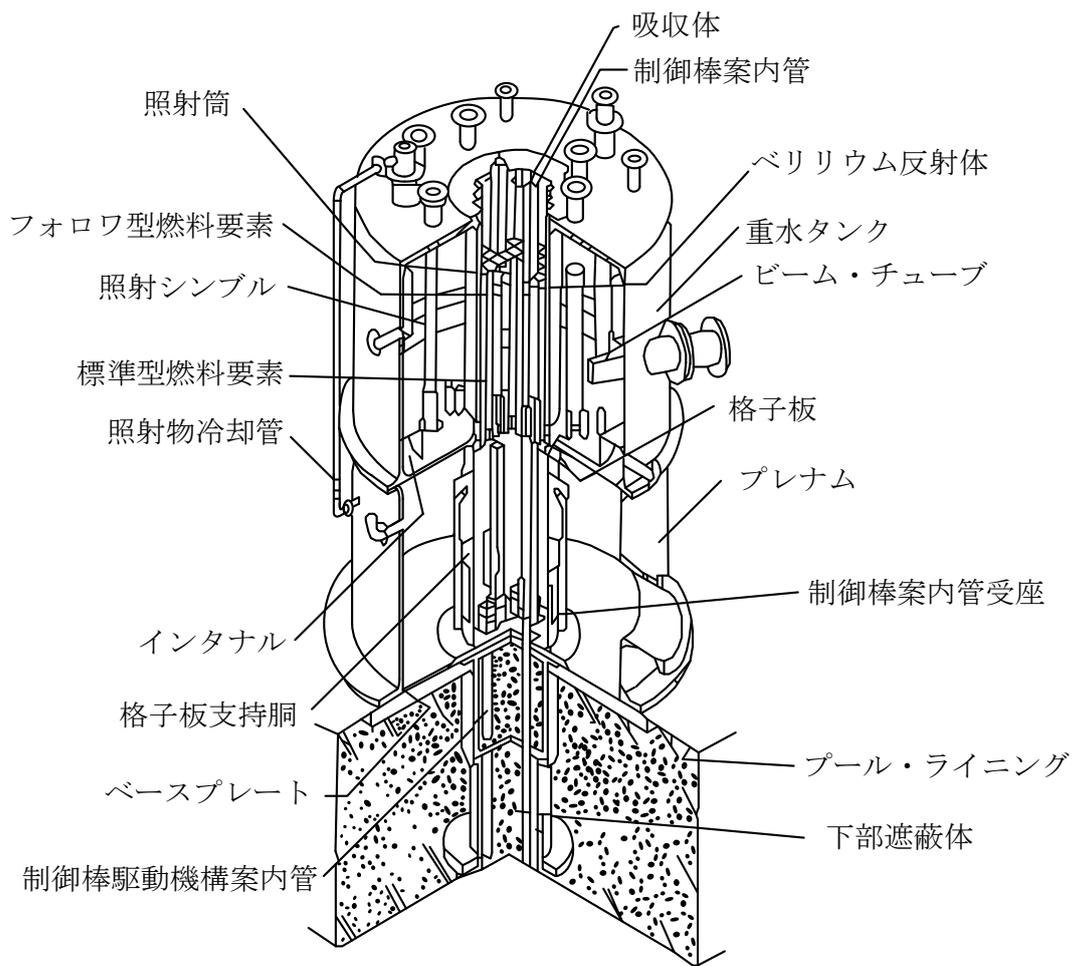
第3.2-3図 フォロワ型燃料要素説明図 (燃料板：17枚)



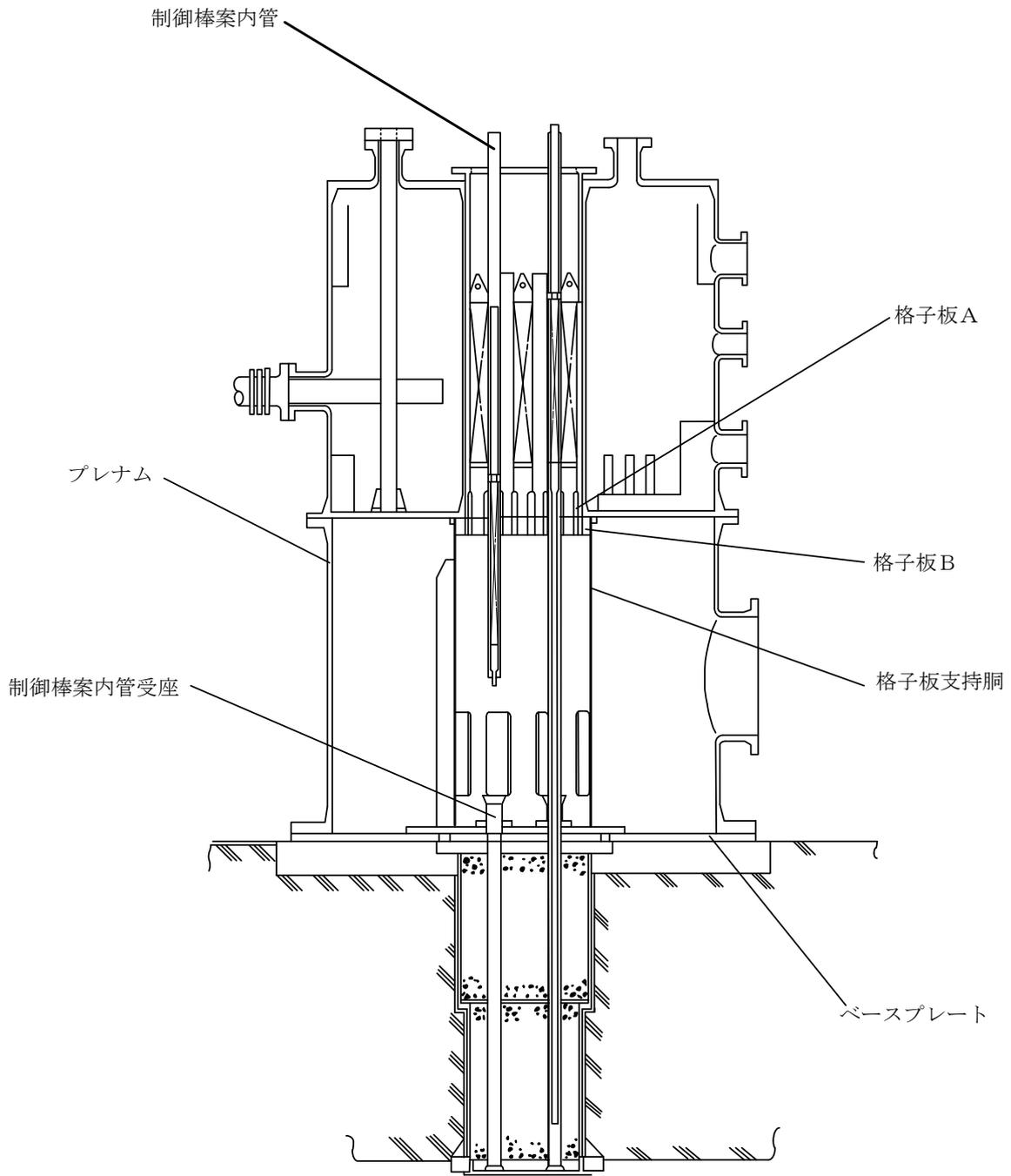
第3.2-4 図 板状分散型燃料のブリスタ発生温度



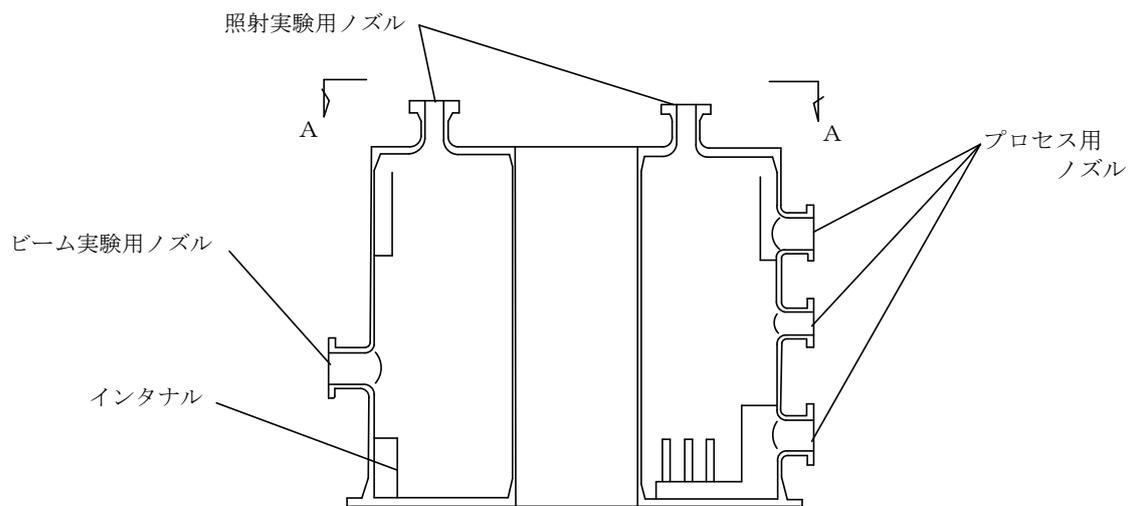
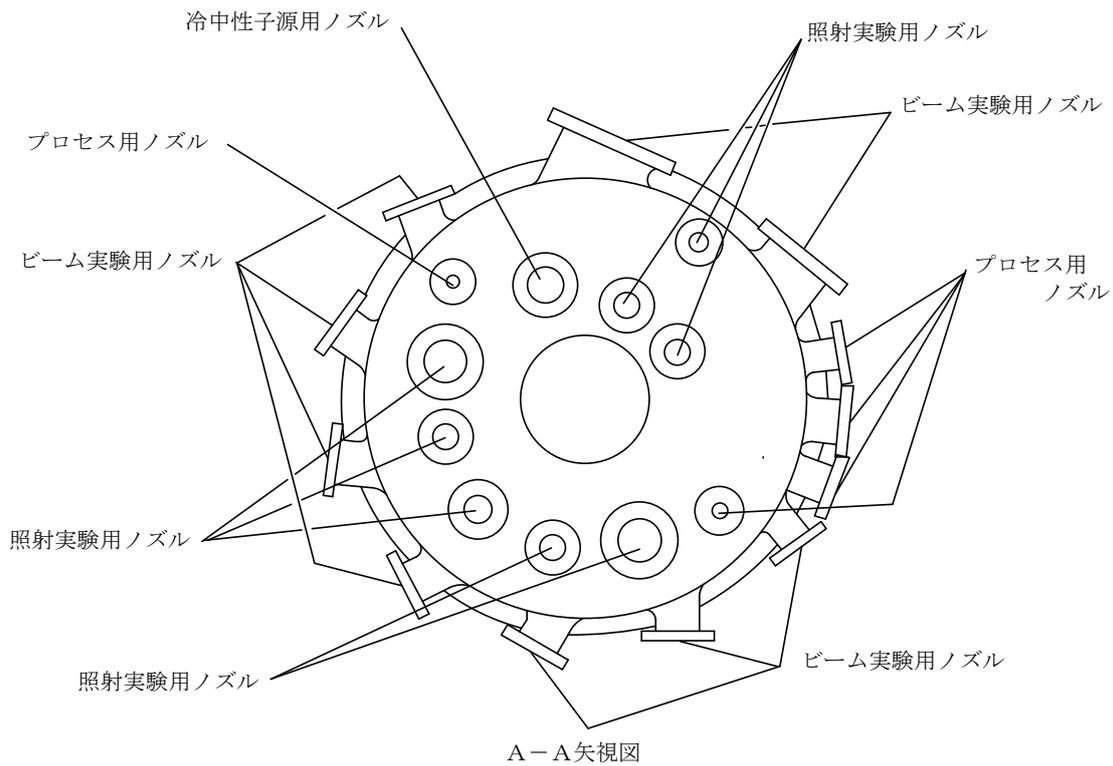
第3.2-5 図 ウラン-シリコン2元系合金状態図



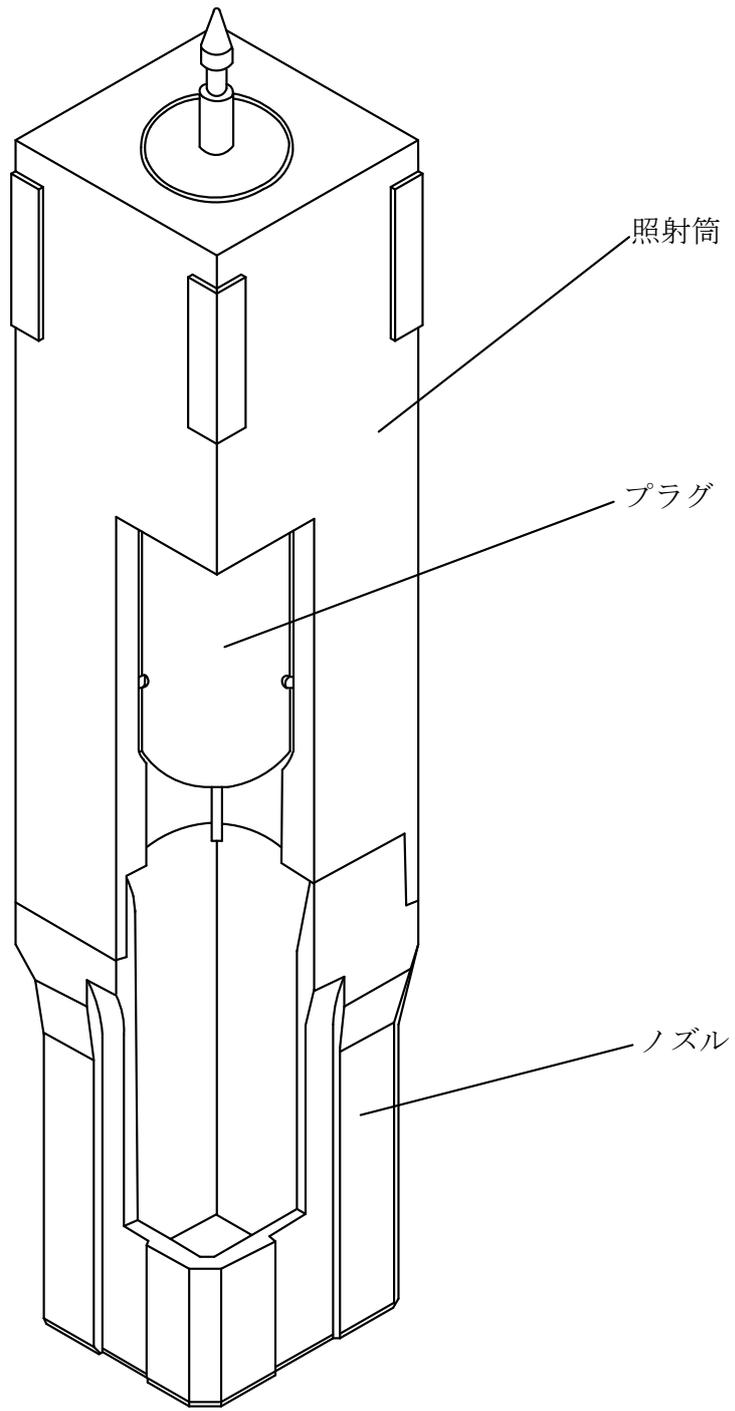
第 3.2-6 図 炉心構造物構造説明図



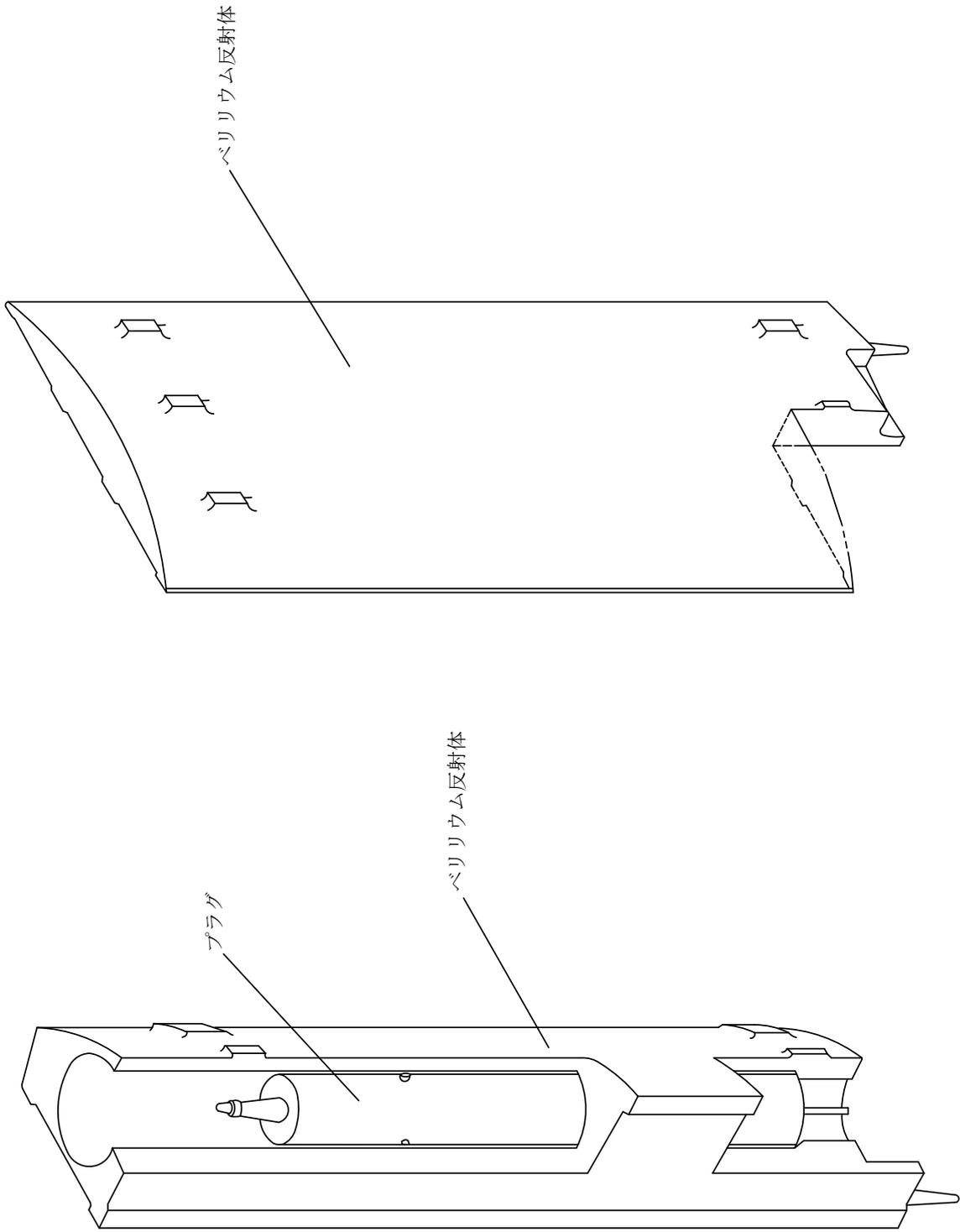
第 3.2-7 図 炉心構造体構造説明図 (断面)



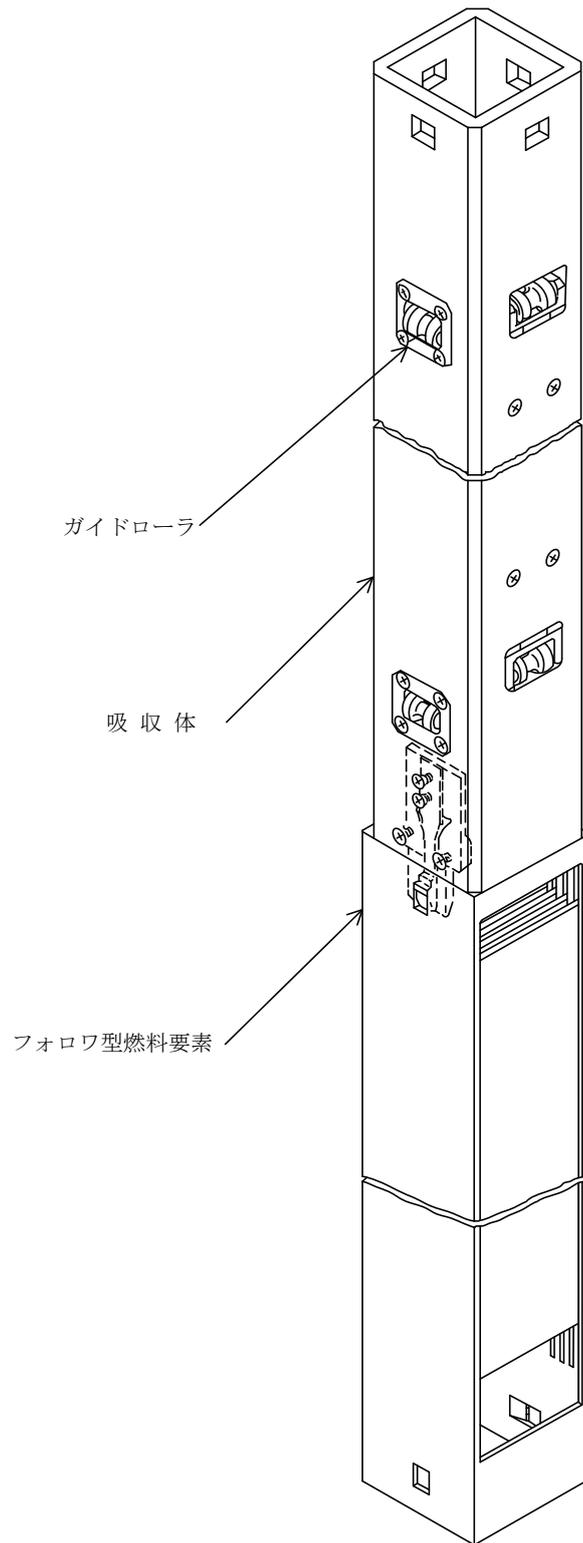
第 3.2-8 図 重水タンク構造説明図



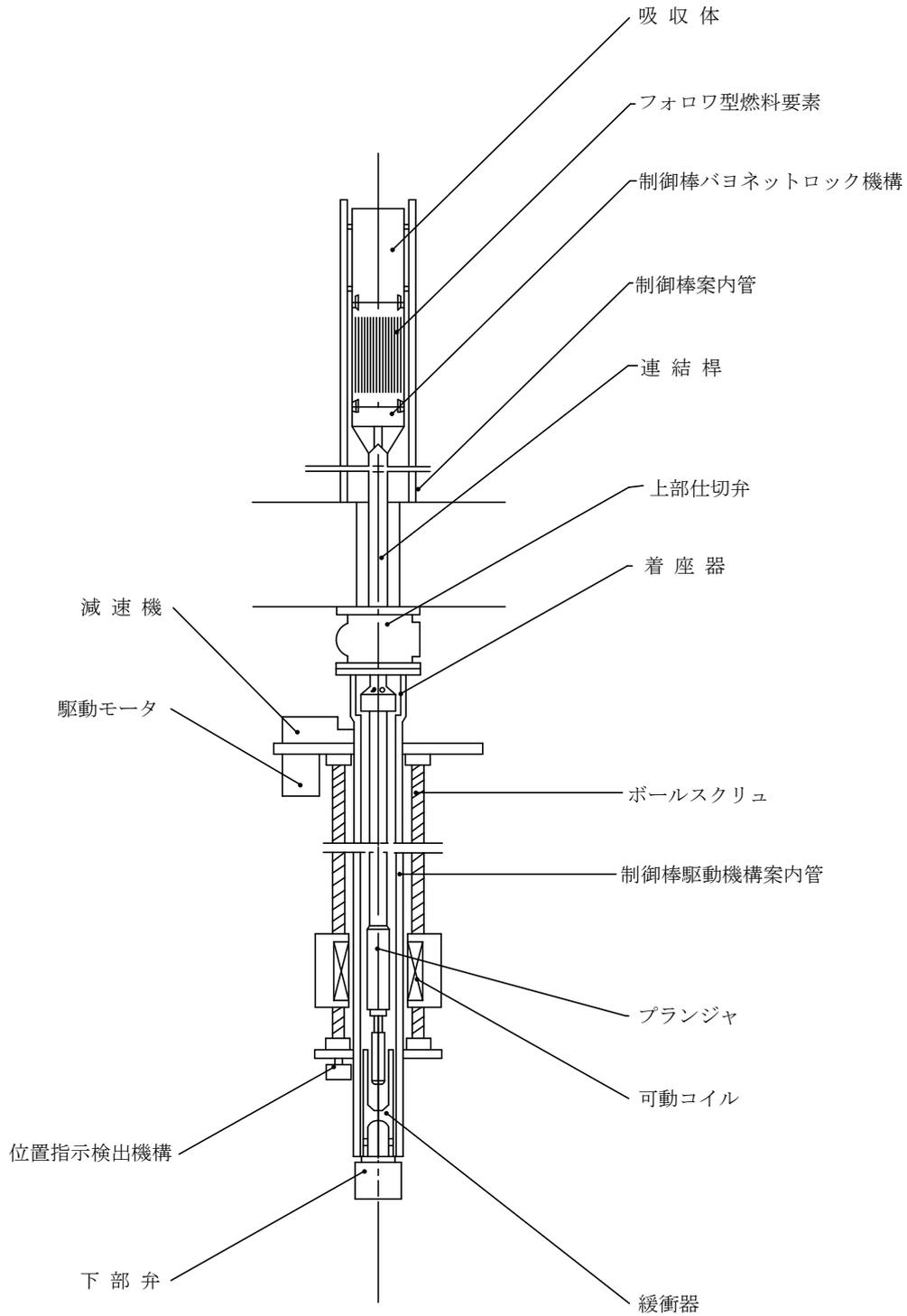
第 3.2-9 図 照射筒構造説明図



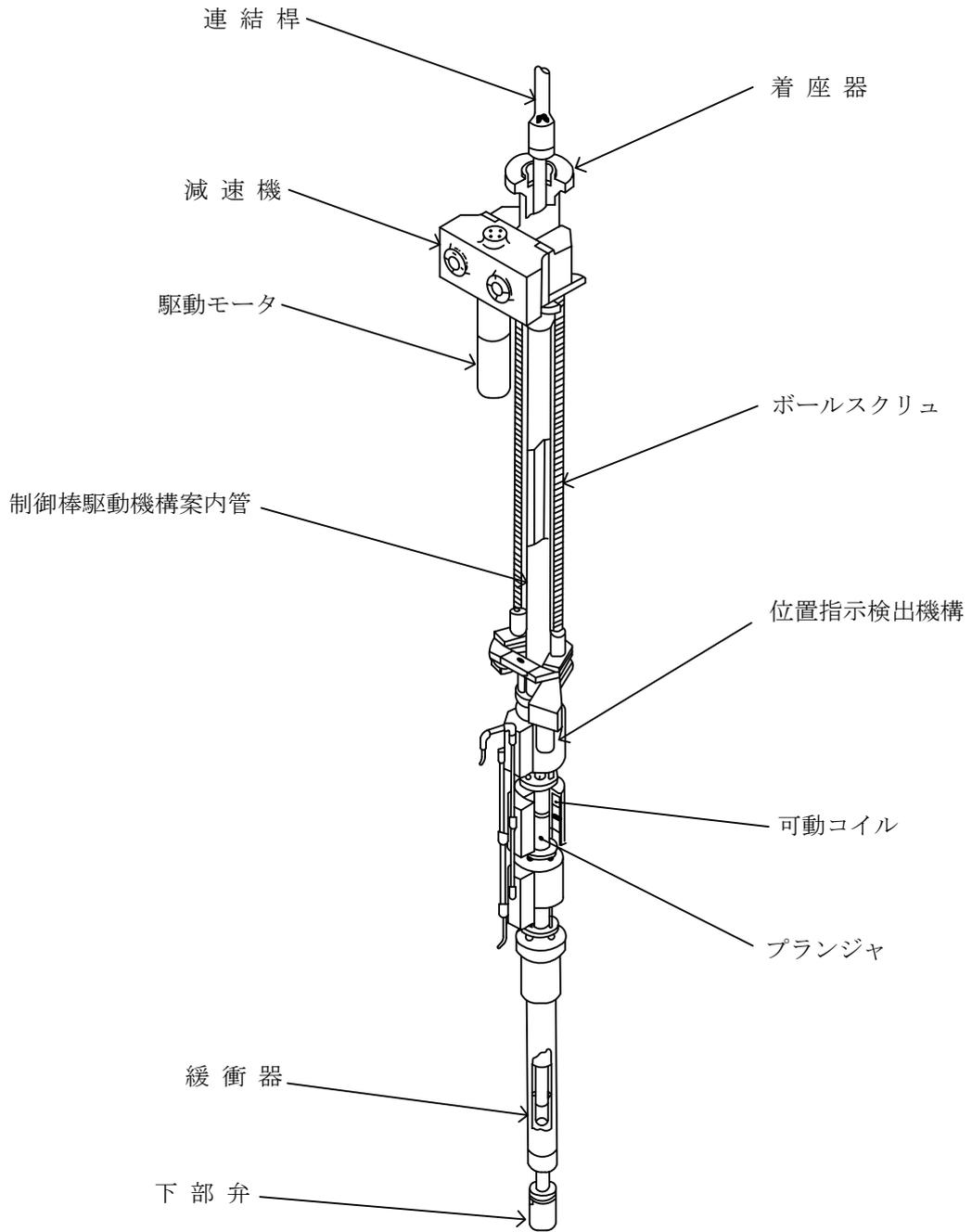
第3.2-10図 ベリリウム反射体構造説明図



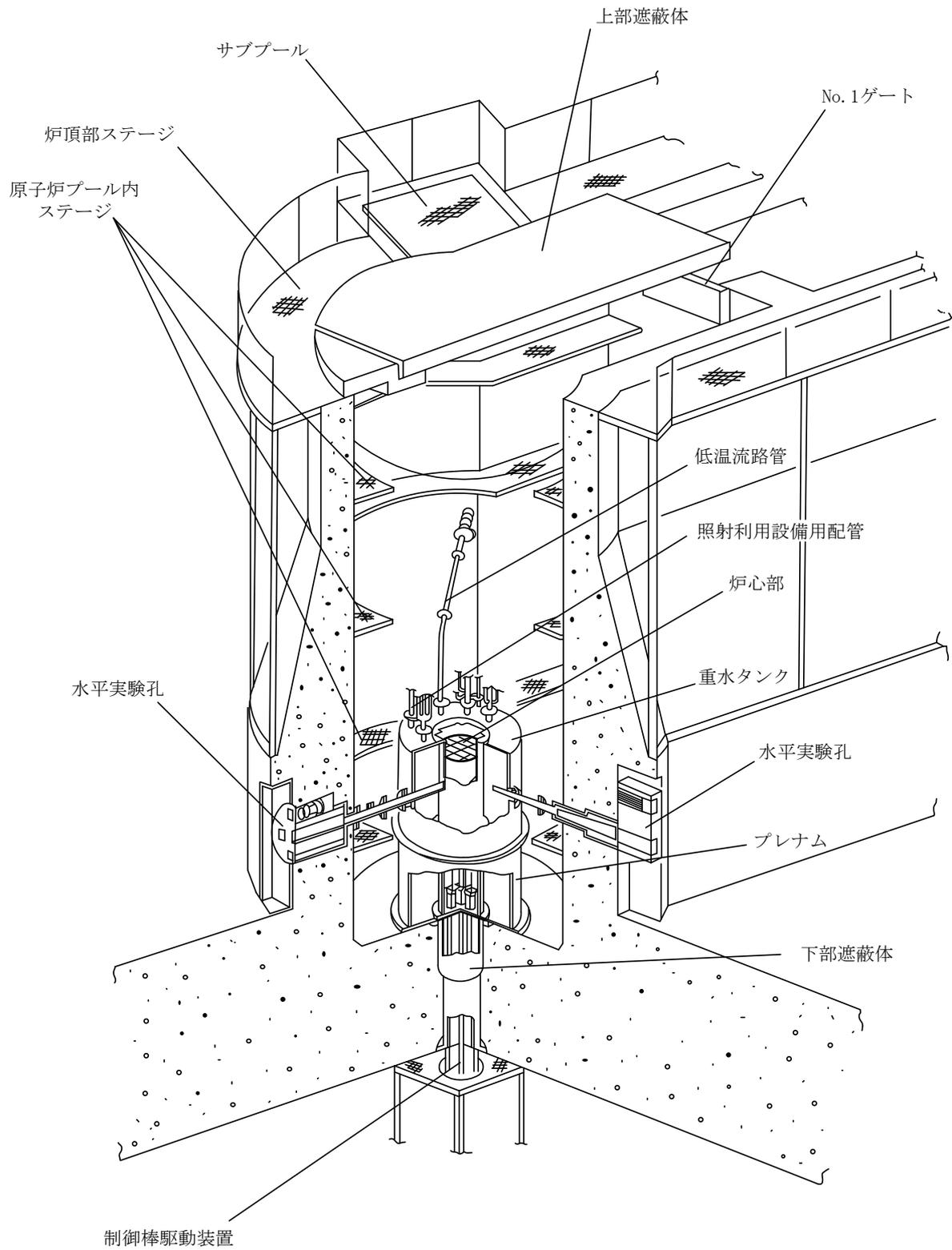
第3.2-11図 制御棒構造説明図



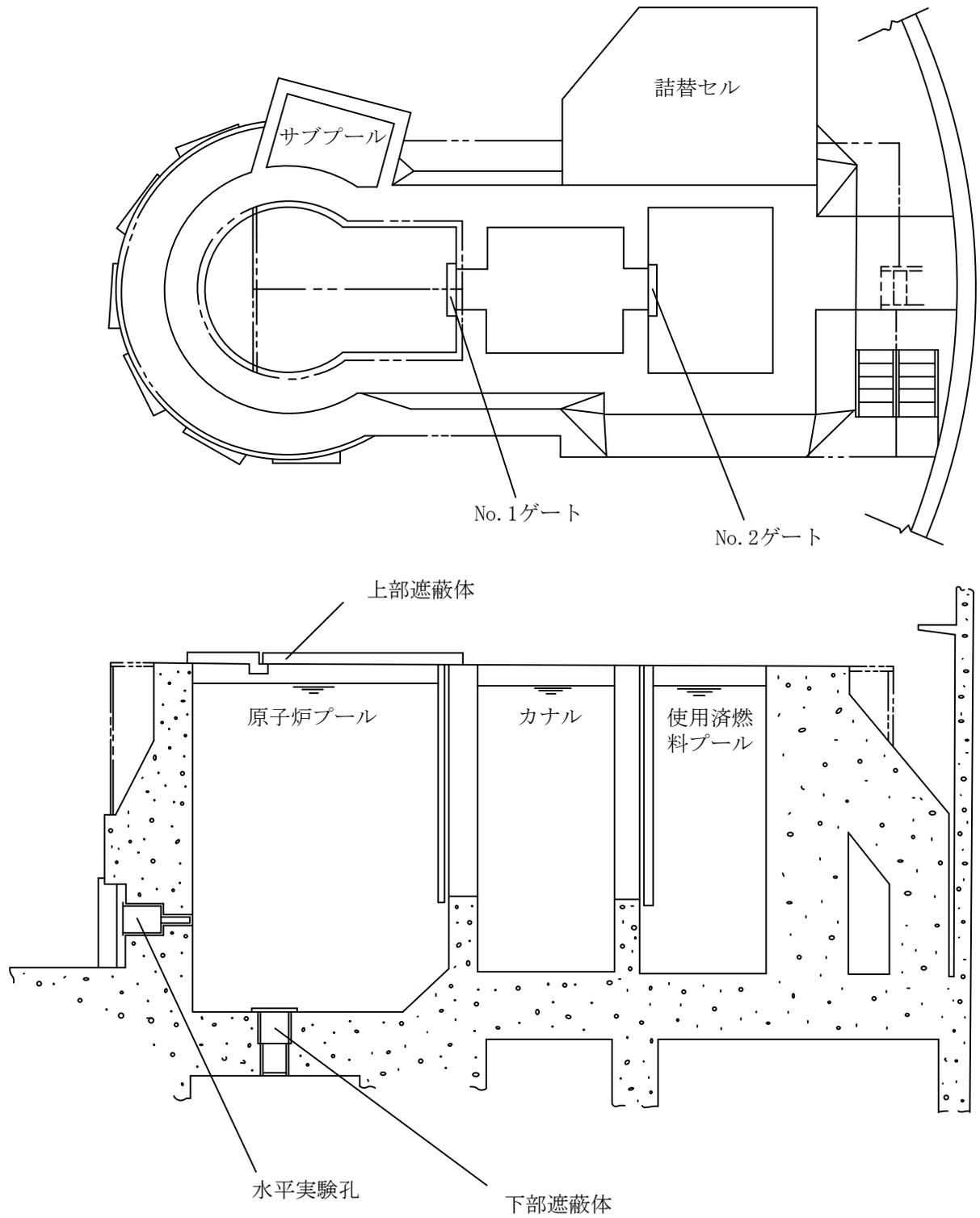
第3.2-12 図 制御棒駆動装置概要説明図



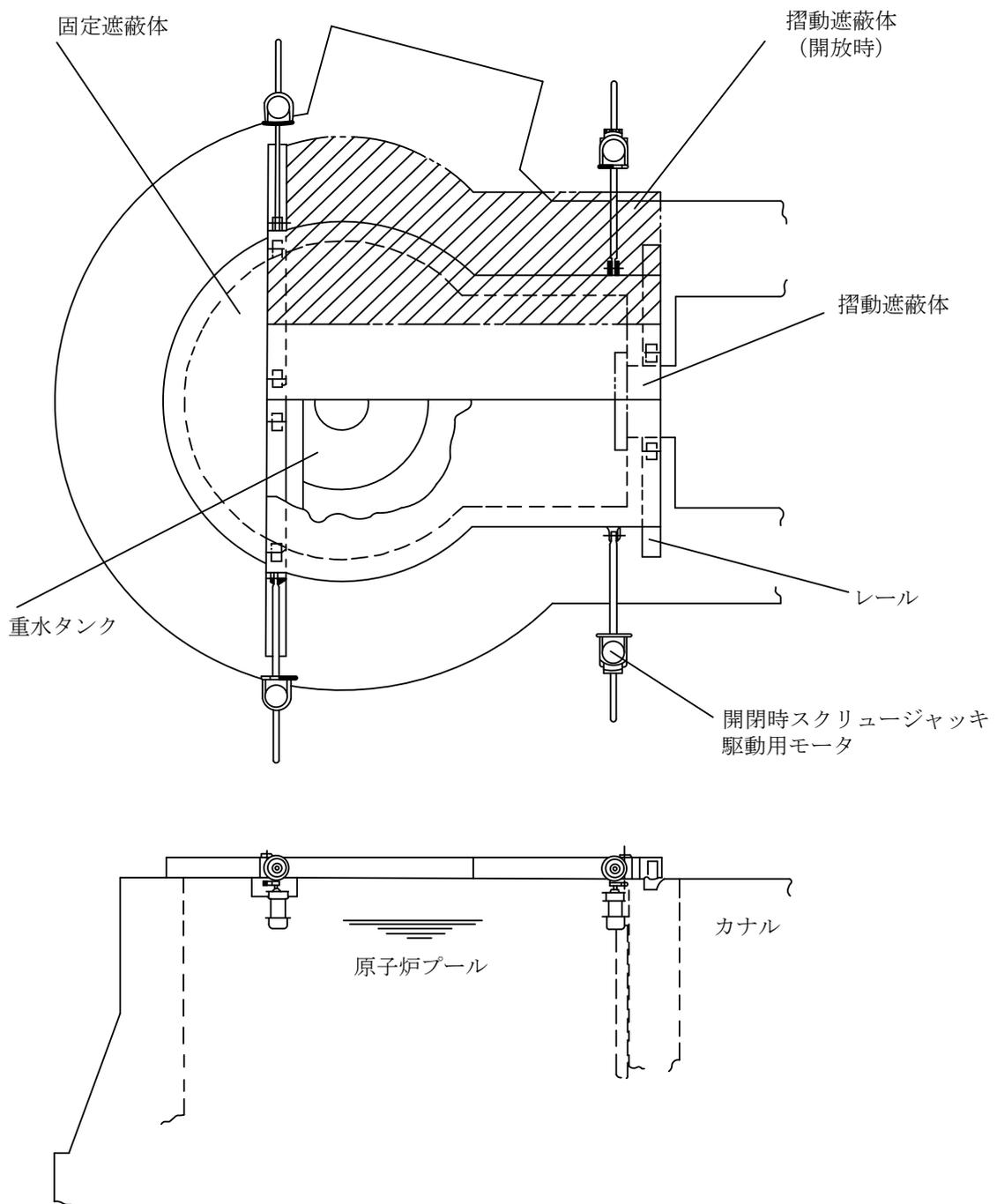
第3.2-13図 制御棒駆動機構構造説明図



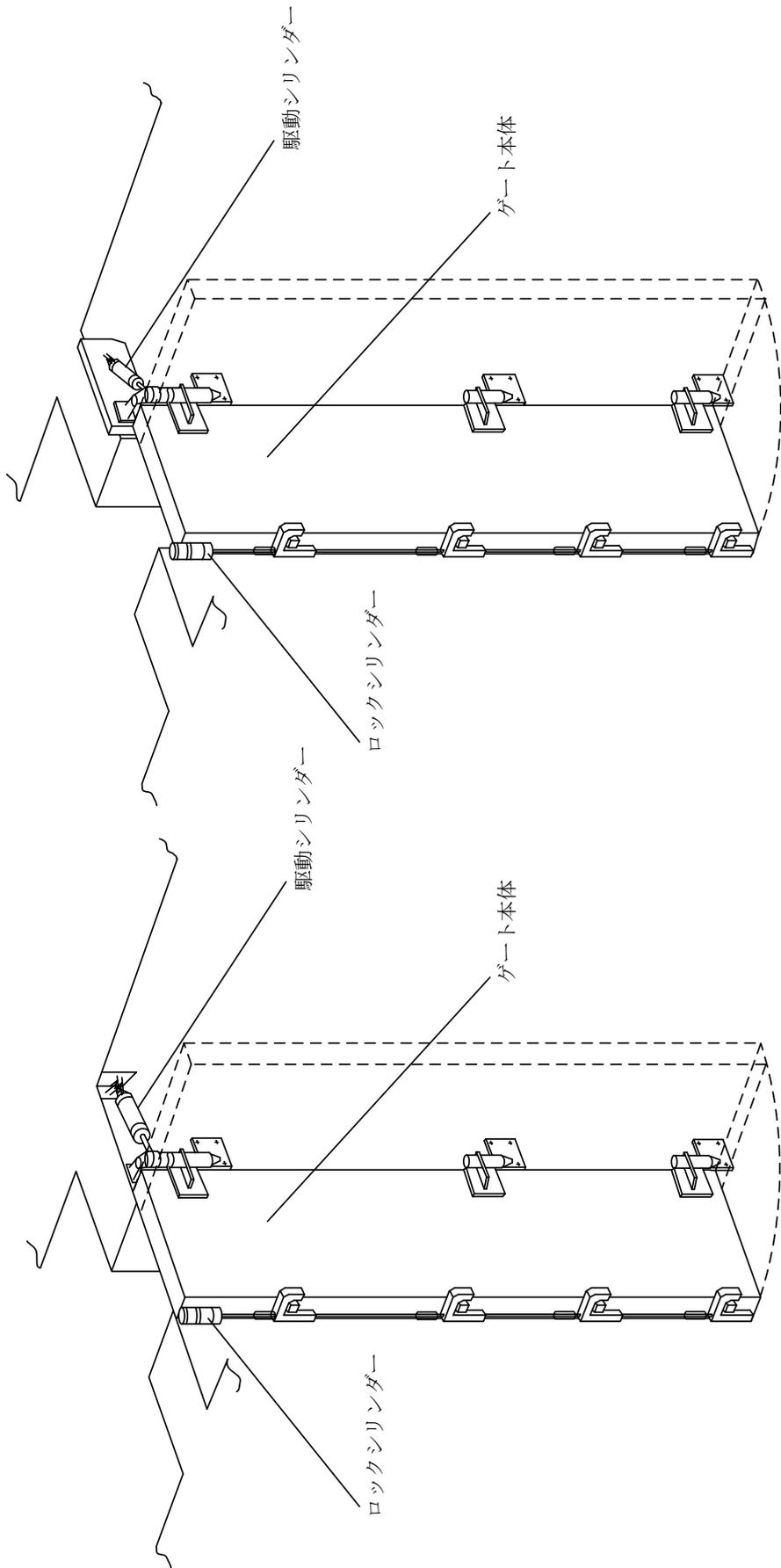
第 3.2-14 図 原子炉プール説明図



第 3.2-15 図 原子炉プール構造説明図



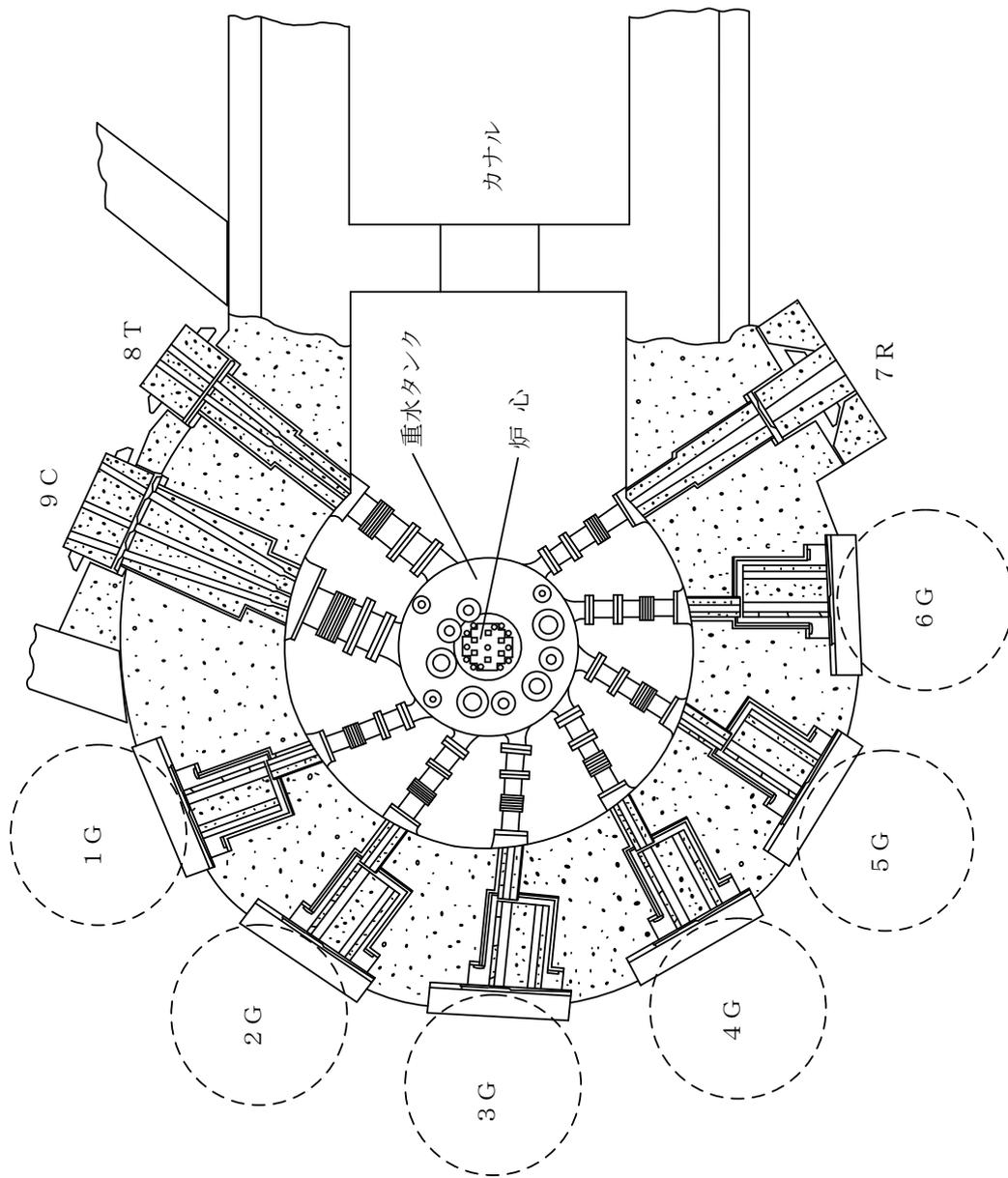
第 3.2-16 図 上部遮蔽体説明図



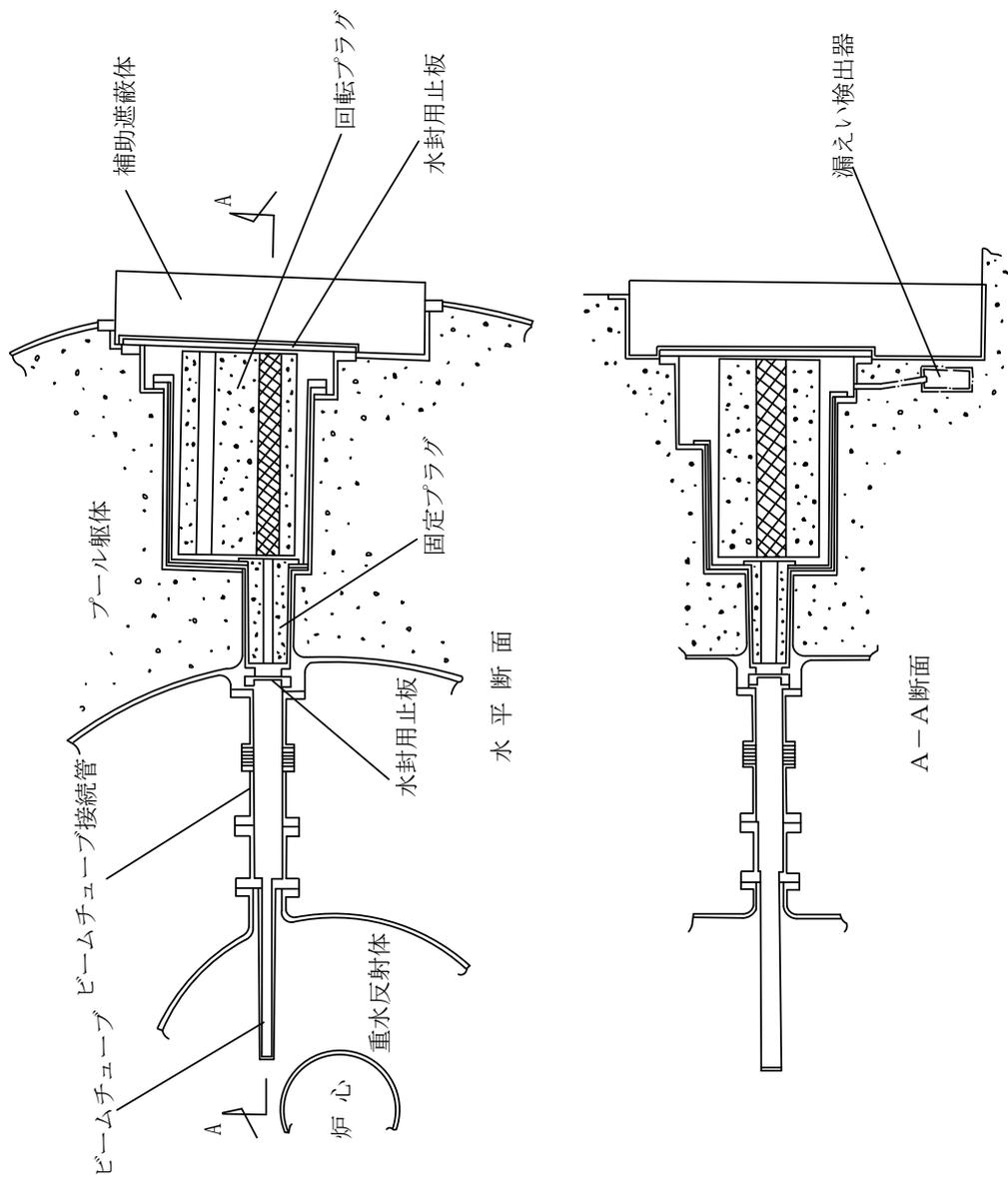
No. 2 ゲート

No. 1 ゲート

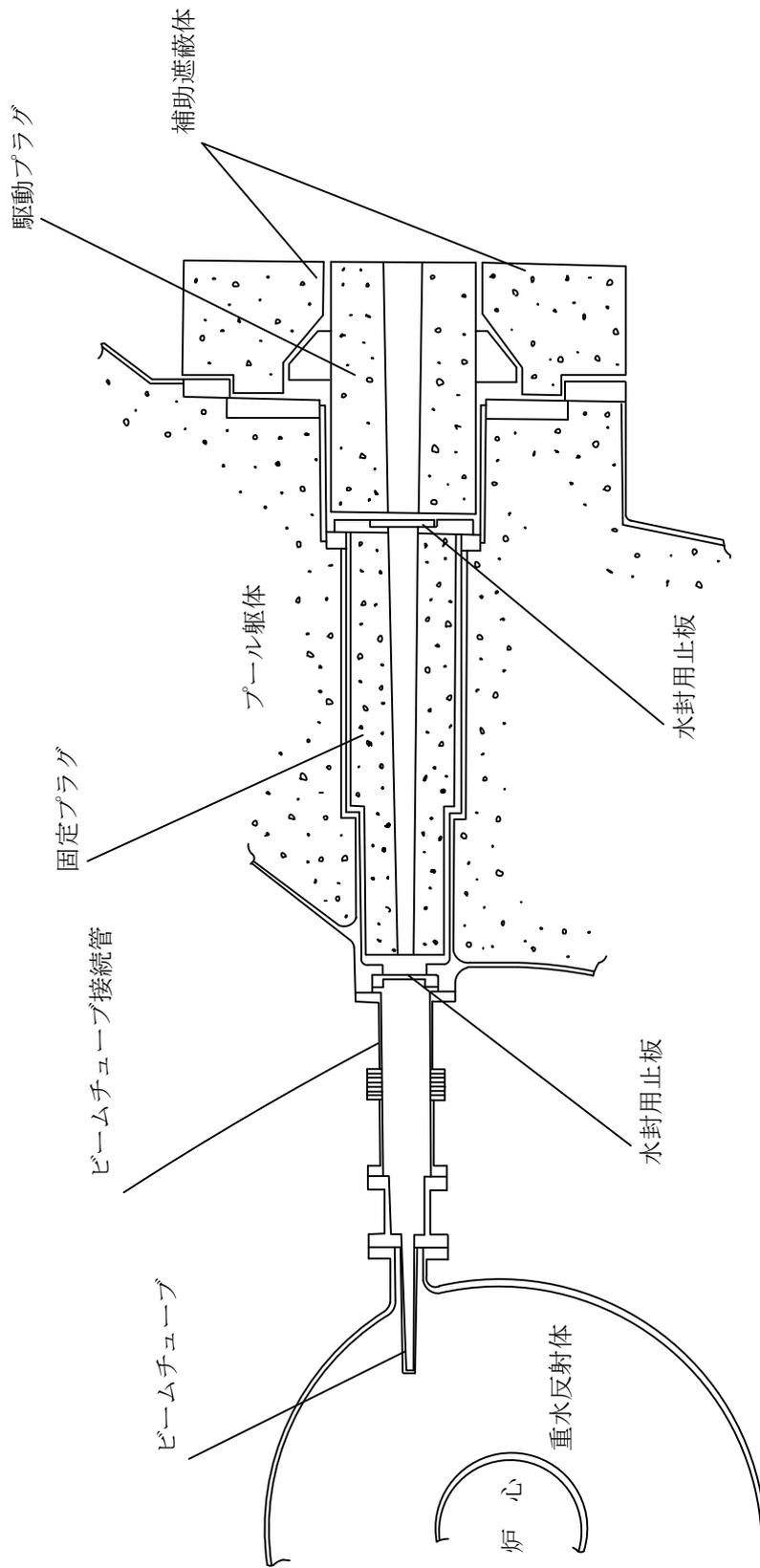
第 3.2-17 図 プールゲート説明図



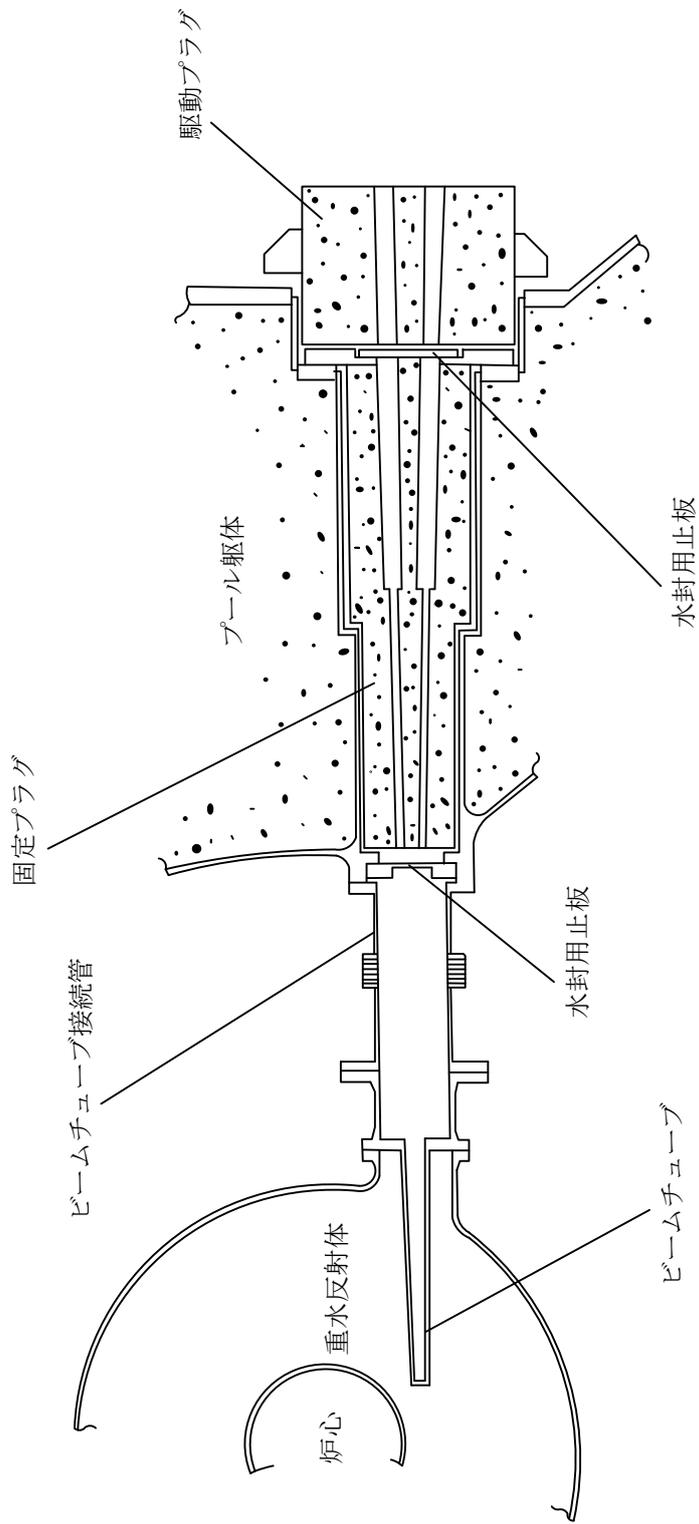
第 3.2-18 図 水平実験孔配置図



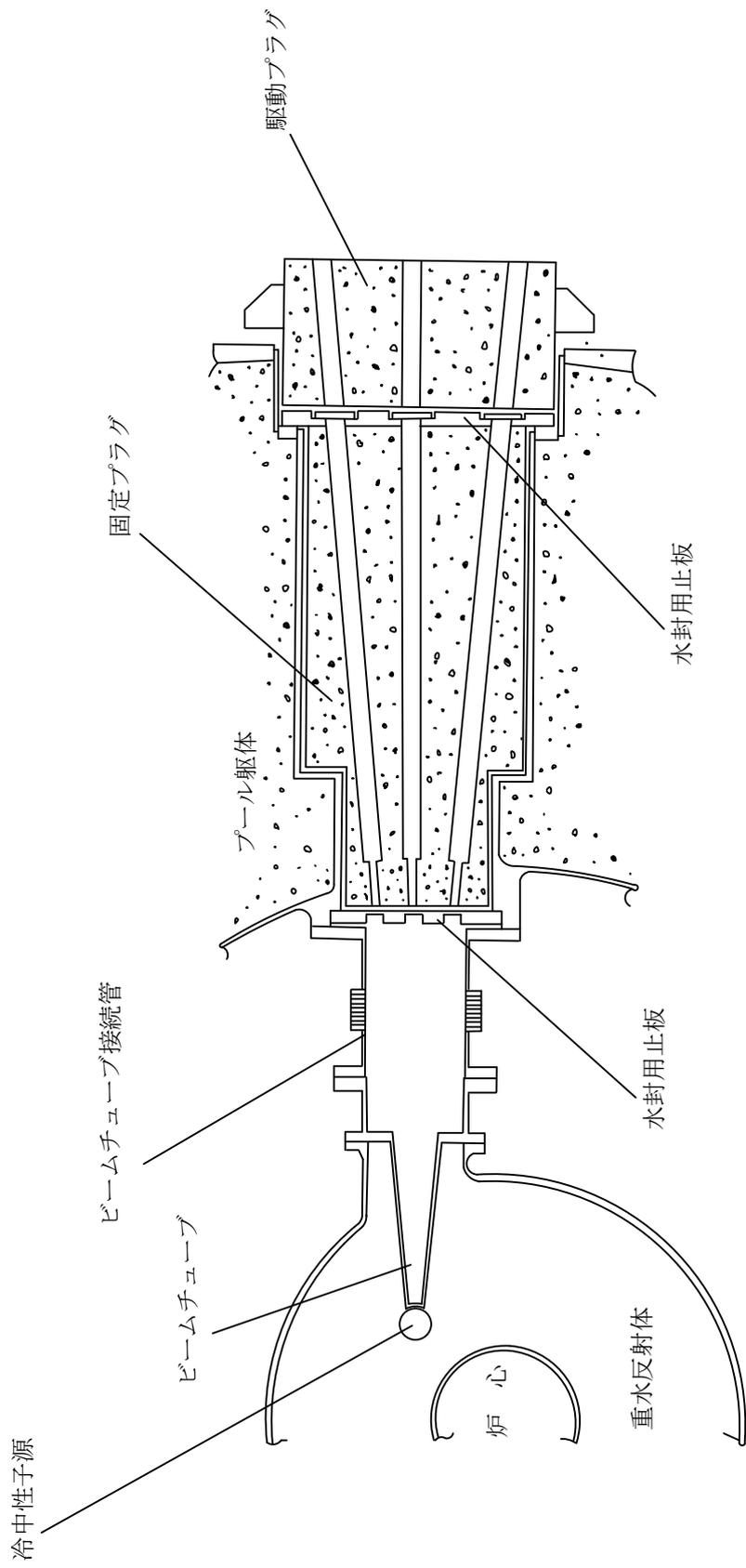
第 3.2-19 図 水平実験孔 (1G~6G) 構造説明図



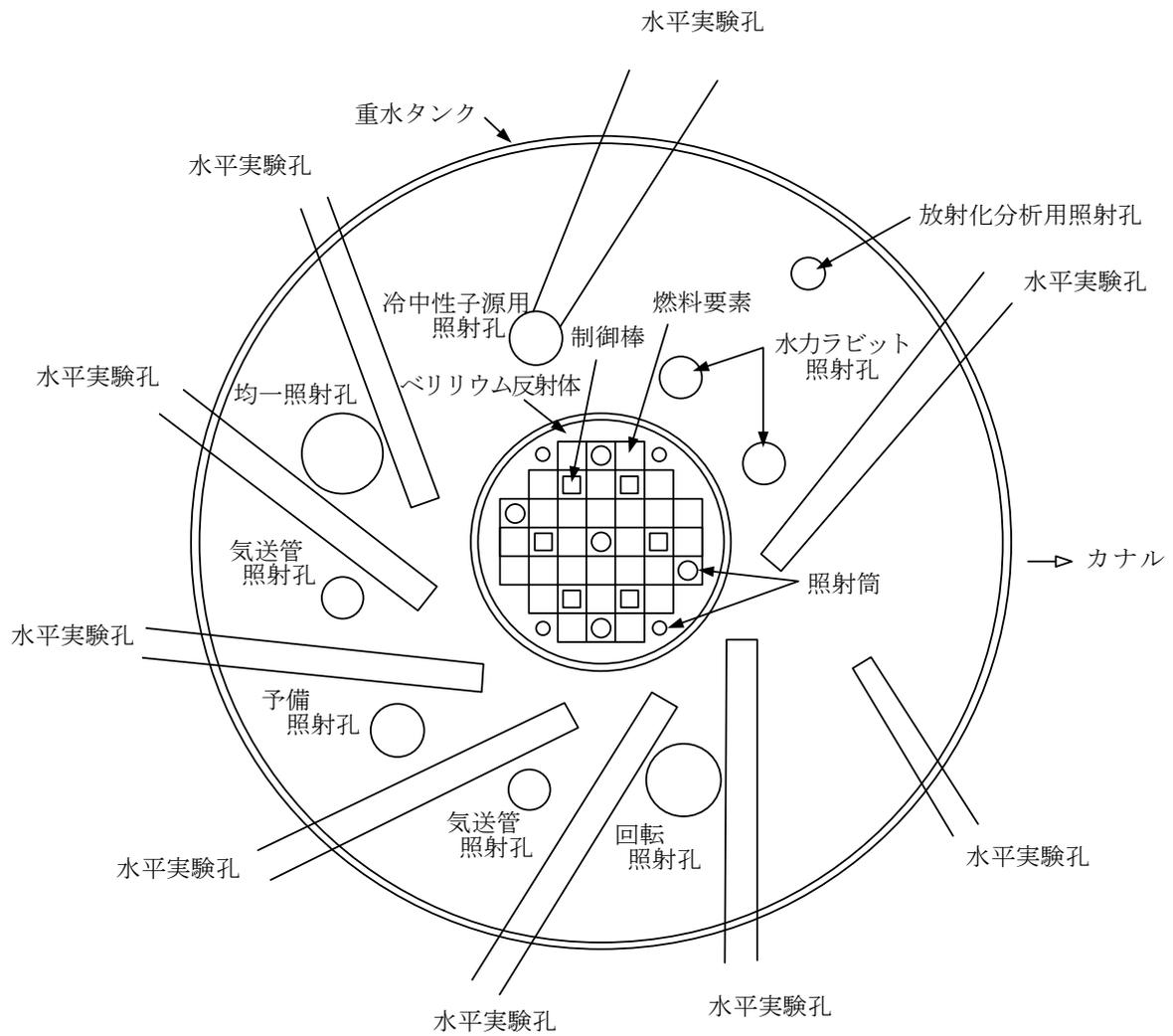
第 3.2-20 図 水平実験孔 (7R) 構造説明図



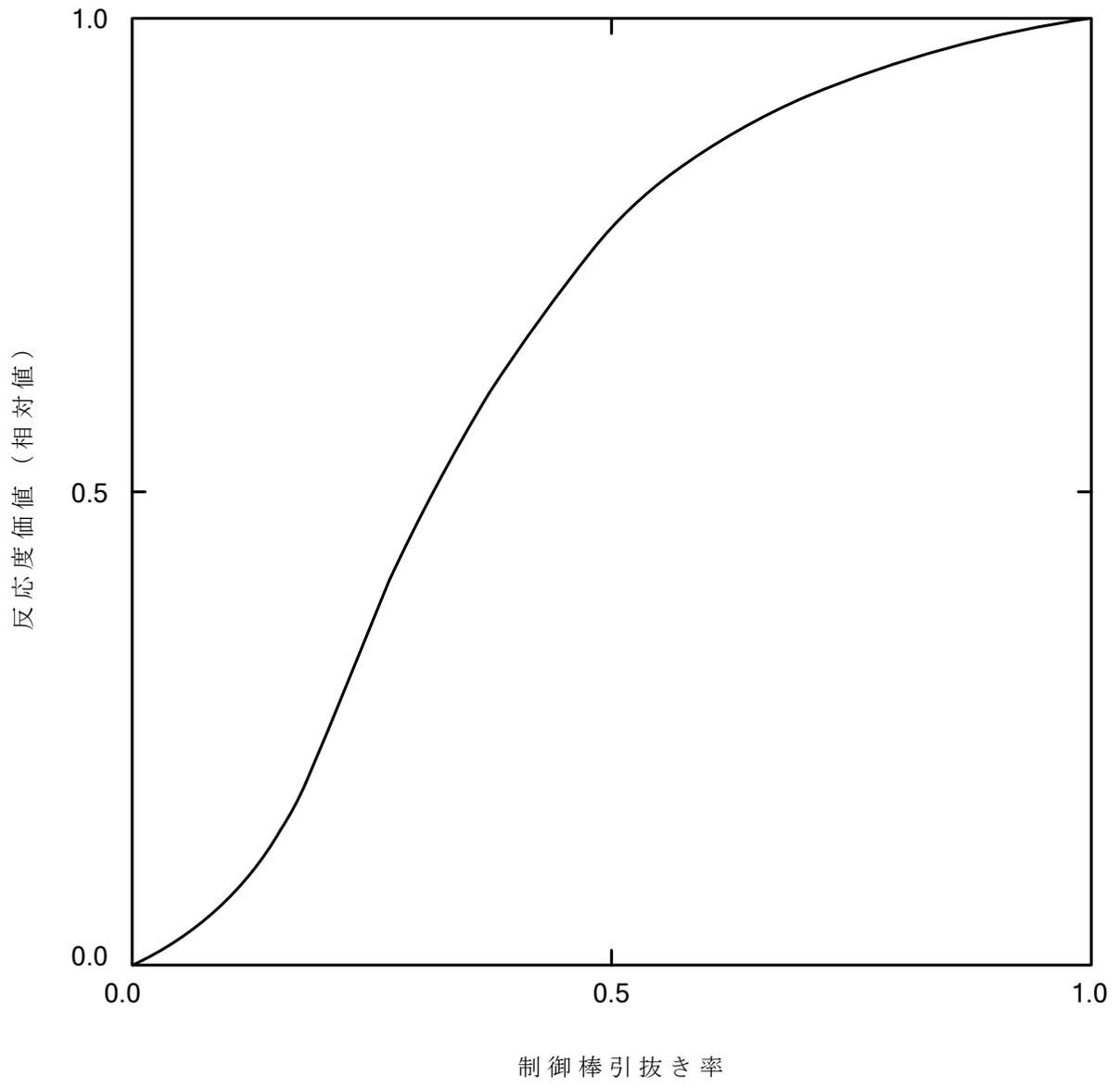
第 3.2-21 図 水平実験孔（8 T）構造説明図



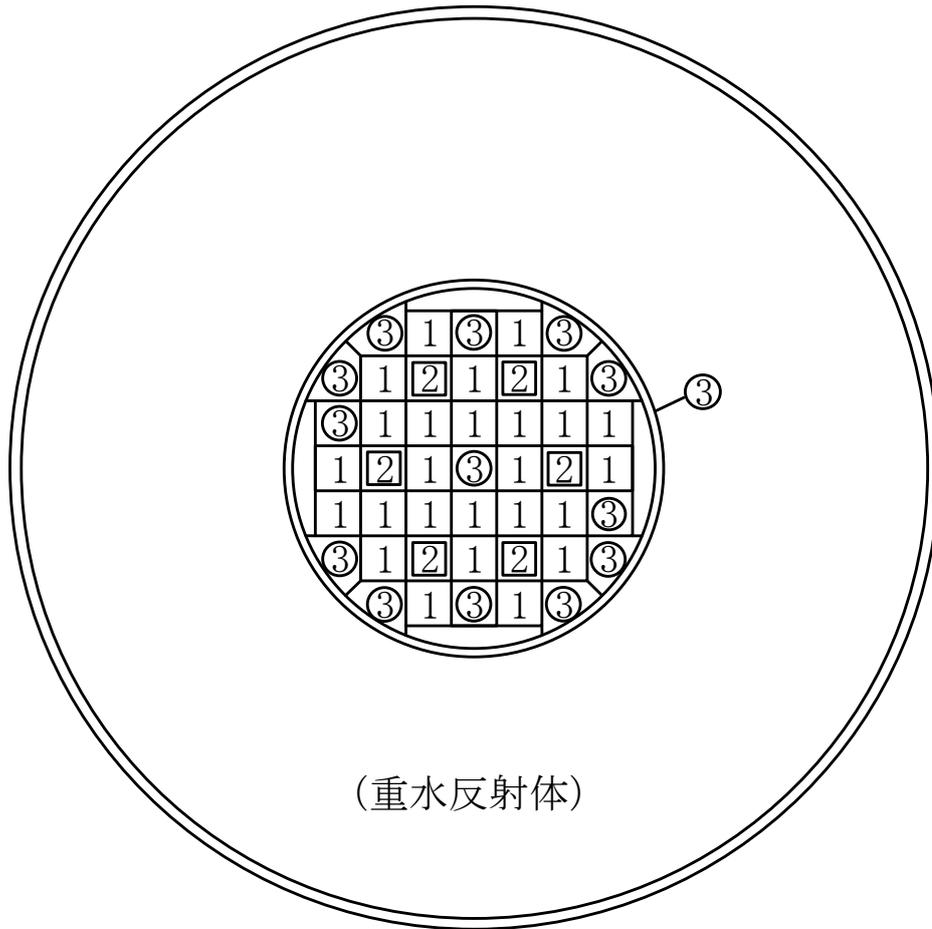
第 3.2-22 図 水平実験孔 (9C) 構造説明図



第 3.3-1 図 炉心断面説明図



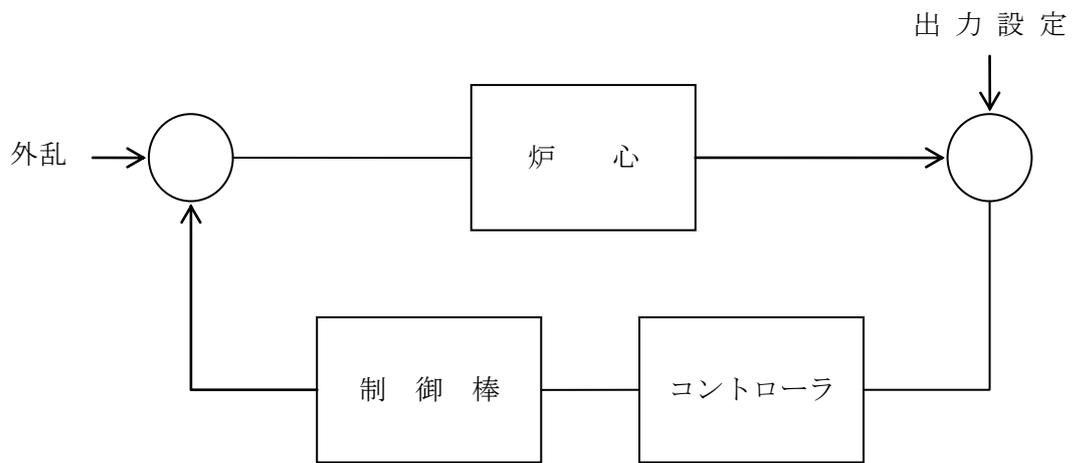
第 3.3-2 図 制御棒反応度曲線



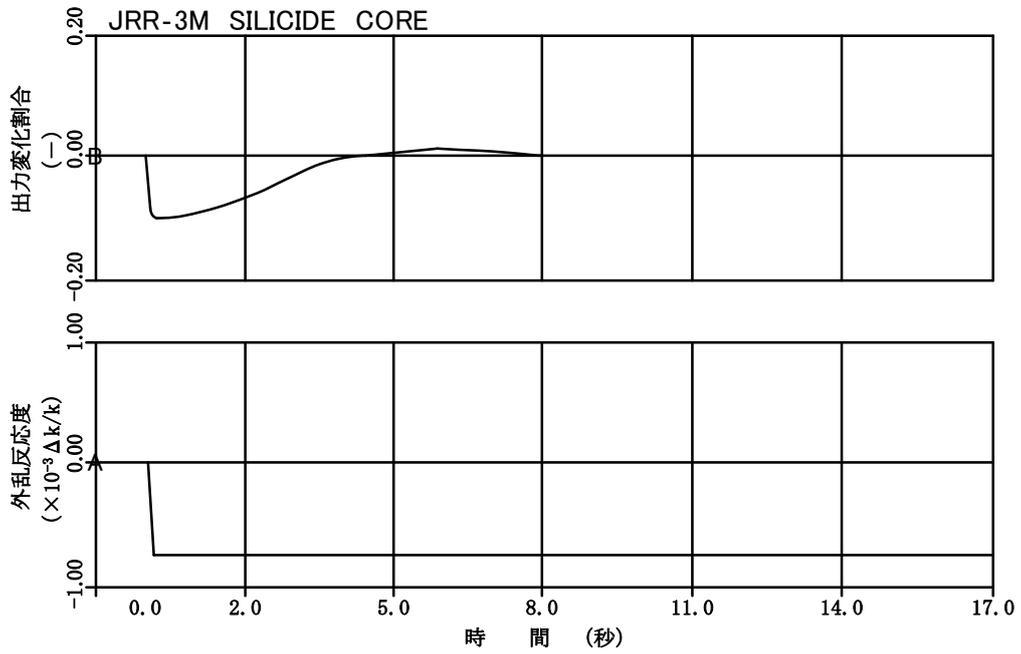
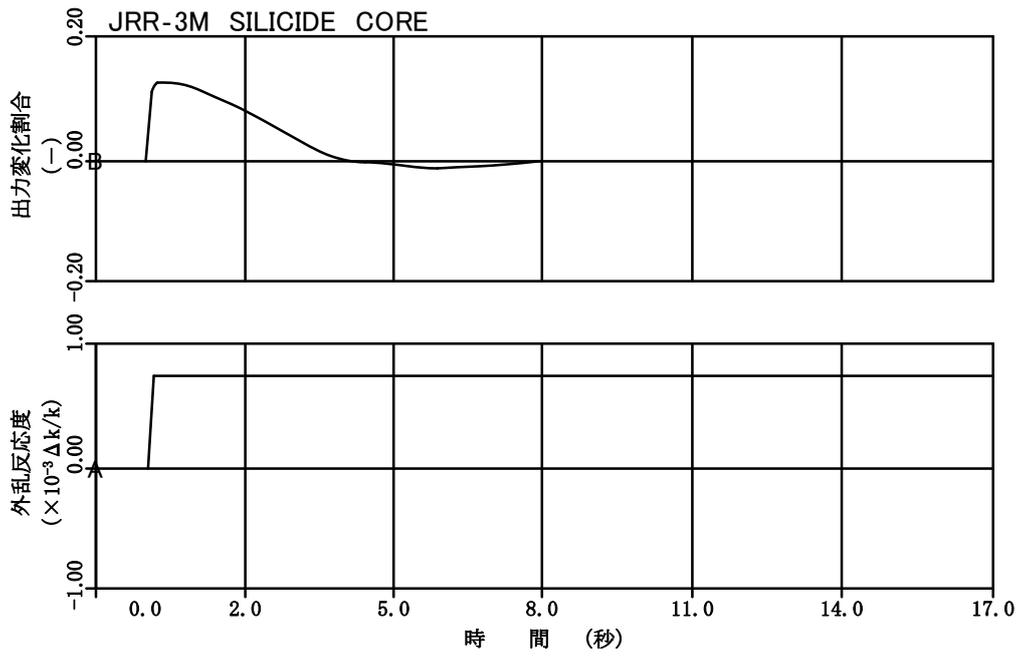
(重水反射体)

領域番号	領域名称
1	標準型燃料要素
2	フォロー型燃料要素
3	その他

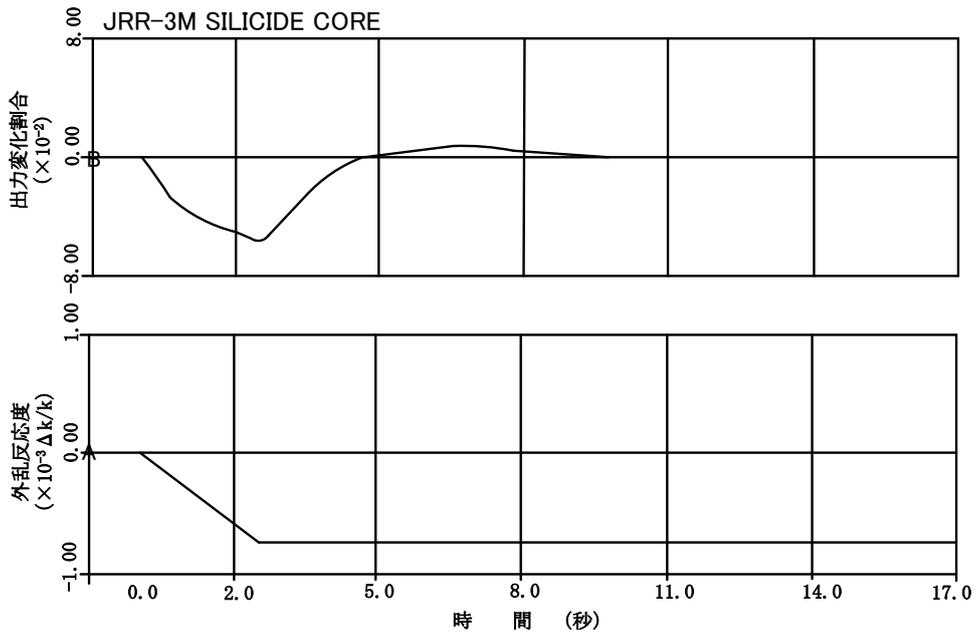
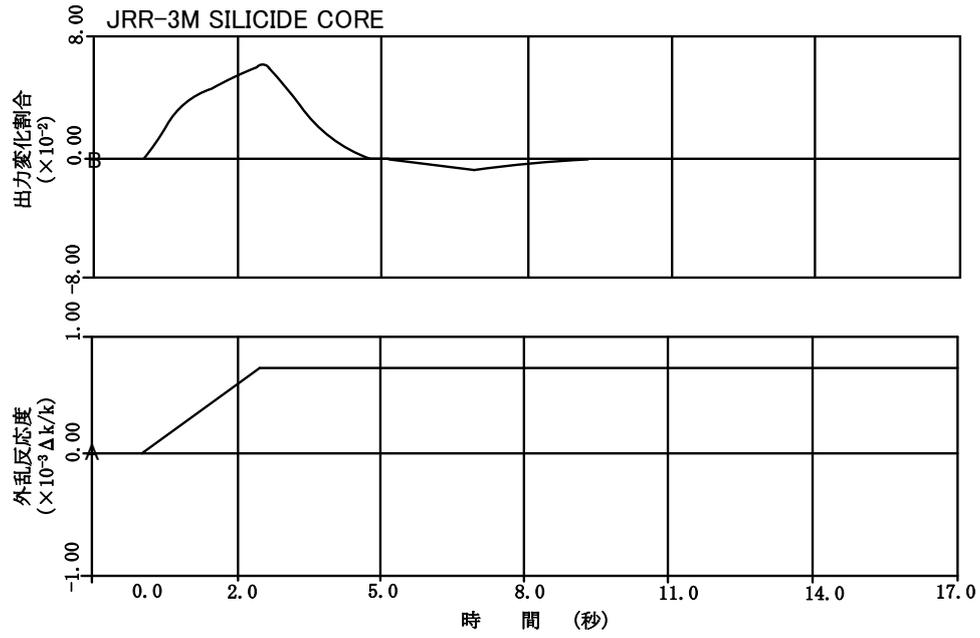
第 3.4-1 図 炉心の流量配分領域図



第 3.5-1 図 自動制御系統図



第 3.5-2 図 ステップ状反応度外乱 ( $\pm 7.3 \times 10^{-4} \Delta k/k$ )



第3.5-3図 ランプ状反応度外乱 ( $\pm 3.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/\text{sec}$ )

## 4. 1次冷却系設備

### 4.1 概要

1次冷却系設備は、1次冷却材を循環させて炉心を冷却する設備であり、1次冷却材主ポンプ、1次冷却材補助ポンプ、1次冷却材熱交換器、<sup>16</sup>N減衰タンク、1次冷却系配管及び弁類等で構成し、原子炉建家地階に設置する。

1次冷却系設備の系統図を第4.1-1図に示す。

### 4.2 設計方針

1次冷却系設備は、次の方針に従い設計する。

- (1) 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、適切な炉心冷却能力を有する設計とする。
- (2) 1次冷却系設備は、設計、製作、据付け及び検査を通じて高い品質を維持するとともに、運転条件に対して十分に耐えるよう設計する。
- (3) 1次冷却材の漏えいを防止するため適切な漏えい防止設計を行うとともに、万一、漏れた場合には検知できる設計とする。
- (4) 1次冷却系設備の接液部には、耐食性を考慮してステンレス鋼を用いる。
- (5) 1次冷却系設備は、十分な耐震性を有する設計とする。
- (6) 1次冷却材中の放射性物質<sup>16</sup>N濃度を減衰させる設計とする。
- (7) 1次冷却系設備の系統及び機器は、供用期間中これらの健全性及び性能維持を確認するため試験検査ができる設計とする。

### 4.3 主要設備の仕様

1次冷却系設備の設備仕様を第4.3-1表に示す。また、構成機器類の設備仕様を第4.3-2表に示す。

### 4.4 主要設備

#### (1) 1次冷却材主ポンプ

本ポンプは、シール性にすぐれた横型遠心式メカニカルシールポンプとし、同容量のものを並列に2基設ける。

本ポンプの接液部にはステンレス鋼を使用する。

本ポンプの構造を第4.4-1図に示す。

#### (2) 1次冷却材補助ポンプ

本ポンプは、シール性にすぐれた横型斜流式メカニカルシールポンプとし、1次冷却材主ポンプに並列に2基設ける。

本ポンプは、原子炉運転中は1次冷却材主ポンプとともに動作しており、商用電源喪失時においても瞬時停止もなく非常用電源から給電され、その機能を失うことはない。また、原子炉停止時の崩壊熱除去も行う。

本ポンプの接液部にはステンレス鋼を使用する。

本ポンプの構造を第 4.4-2 図に示す。

(3) 1次冷却材熱交換器

本熱交換器は、横型シェルアンドチューブ式2胴熱交換器とし、同容量のものを並列に2基設け、炉心で発生する熱に対し十分な熱交換容量を有する。

本熱交換器は、胴体側に1次冷却材を伝熱管内側に2次冷却材を流す。また、2次冷却系への漏えい防止のため、1次側圧力を2次側圧力より低く保つ。

本熱交換器の接液部にはステンレス鋼を使用する。

本熱交換器の構造を第 4.4-3 図に示す。

(4)  $^{16}\text{N}$ 減衰タンク

本タンクは、横型円筒タンクとし、1基設ける。

本タンク内には仕切板を設け、1次冷却材を一定時間滞留させ、1次冷却材中の放射性物質  $^{16}\text{N}$  を減衰させる。

本タンクの接液部にはステンレス鋼を使用する。

本タンクの構造を第 4.4-4 図に示す。

(5) 配管

1次冷却系設備の配管は、 $^{16}\text{N}$ 減衰タンク、1次冷却材主ポンプ、1次冷却材補助ポンプ及び1次冷却材熱交換器を接続し循環回路を形成する。これら配管の口径は、炉心冷却を十分に行うための流量を確保し得るよう選定する。

1次冷却系設備の配管はステンレス鋼を使用し、接続部は溶接及びフランジ構造とする。

(6) 弁類

1次冷却系設備には、止め弁、調整弁及び逆止弁を設ける。これらの弁類のうち調整弁は、中央制御室から遠隔手動信号で開閉できる。

1次冷却系設備の弁類はステンレス鋼を使用する。

(7) 漏えい監視設備

原子炉プールには水位計を設け、水位低下を監視する。また、1次冷却材の漏えいに備え、最終的に集まる1次区画排水ピットに水位計を設け、漏えい監視する。

#### 4.5 試験検査

1次冷却系設備の製作に当たっては、適用法規等に基づき必要に応じて素材の段階で化学的、機械的試験及び非破壊検査を、また、製作中には非破壊検査及び耐圧試験を実施し十分な品質管理を行う。

また、1次冷却系の健全性を確認するため、供用期間中検査として外観検査及び漏えい検査を実施する。

第 4.3-1 表 1 次冷却系設備の仕様

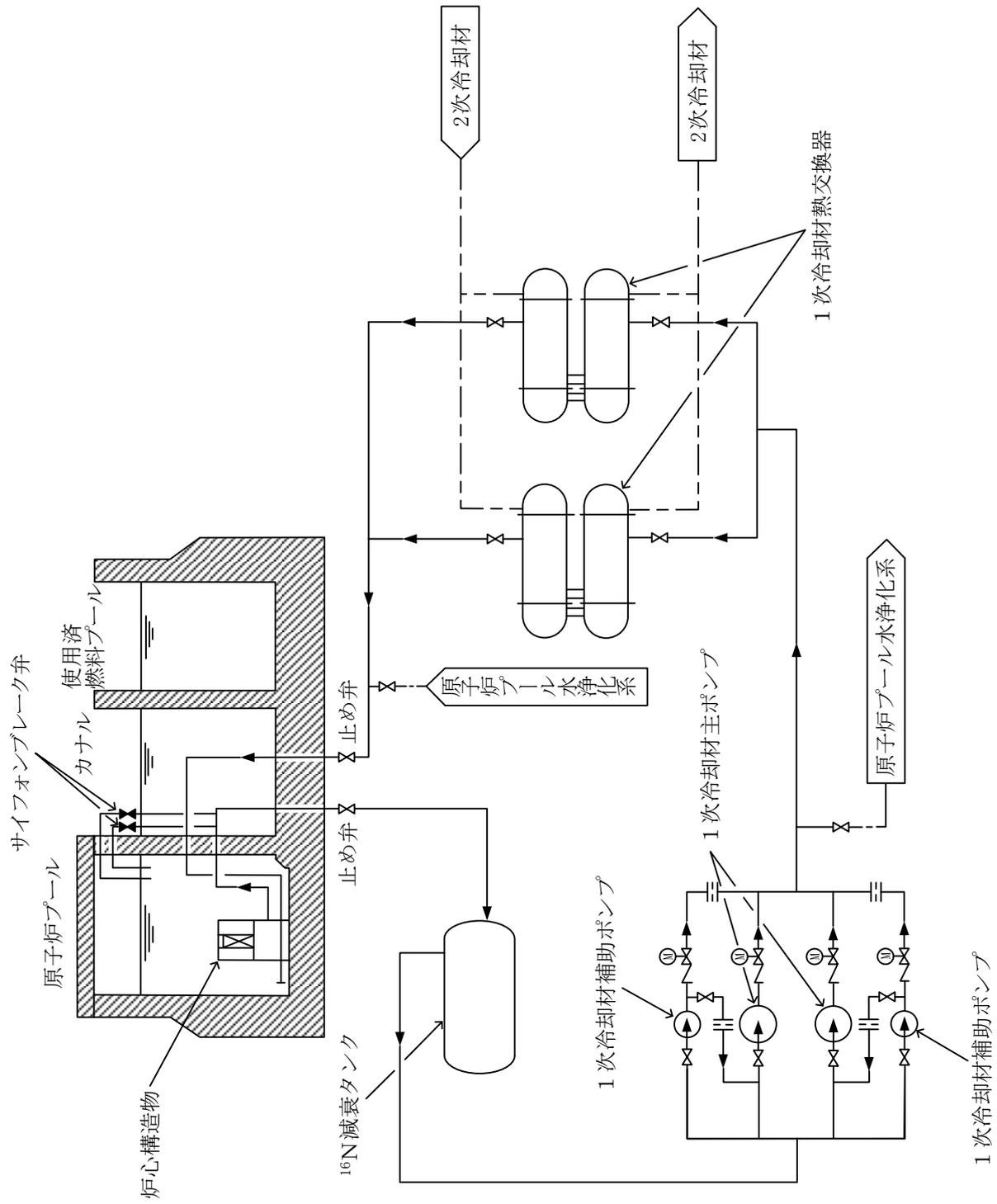
1次冷却材	軽水
循環流量	約2400 m <sup>3</sup> /h
最高使用圧力	8kg/cm <sup>2</sup> G (0.78 MPaG)
最高使用温度	55 °C

第 4.3-2 表 1 次冷却系設備の構成機器仕様

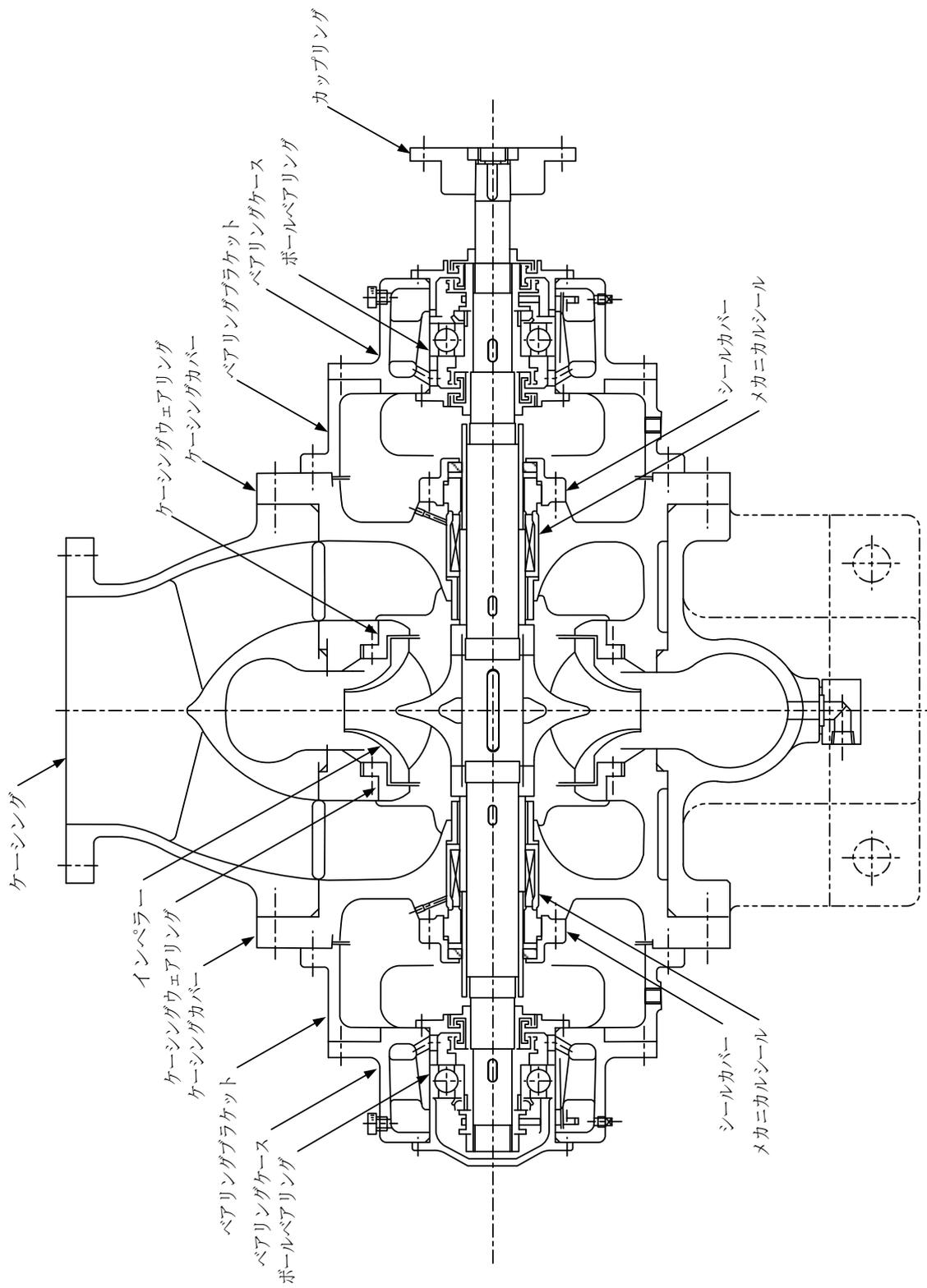
1 次冷却材主ポンプ	
型 式	横型遠心式メカニカルシールポンプ
基 数	2 基
容 量	約1200m <sup>3</sup> /h/基
揚 程	約46m
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
1 次冷却材補助ポンプ	
型 式	横型斜流式メカニカルシールポンプ
基 数	2 基
容 量	約270m <sup>3</sup> /h/基
揚 程	約4m
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼

第 4.3-2 表 1 次冷却系設備の構成機器仕様 (つづき)

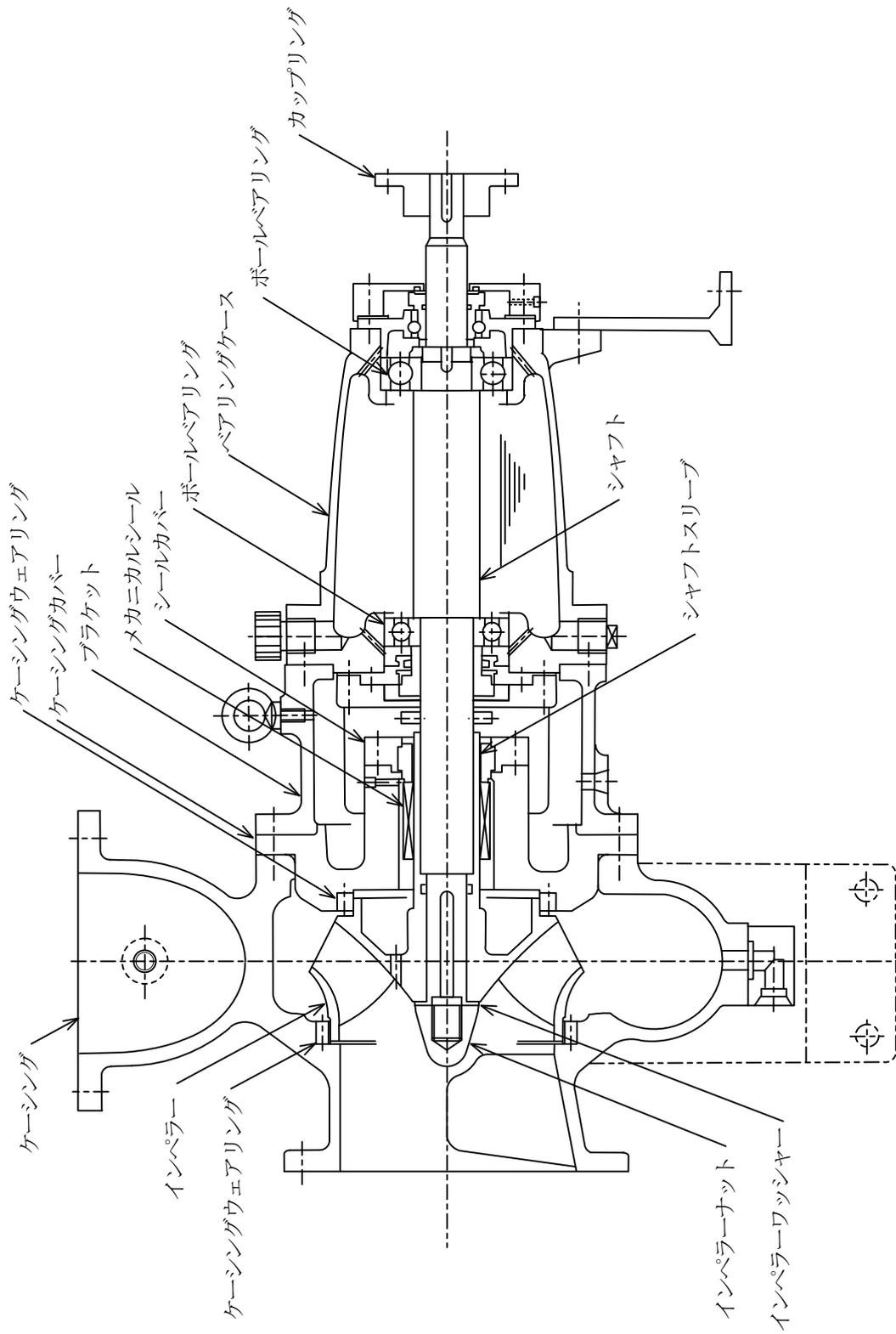
1 次冷却材熱交換器		
型 式		横型シェルアンドチューブ式 2 胴熱交換器
基 数		2 基
容 量		約 10000kW/基
流 量		1 次側 約 1200m <sup>3</sup> /h/基 2 次側 約 1450m <sup>3</sup> /h/基
最高使用圧力		1 次側 8kg/cm <sup>2</sup> G (0.78 MPaG) 2 次側 8kg/cm <sup>2</sup> G (0.78 MPaG)
主要材料		オーステナイト系ステンレス鋼
<sup>16</sup> N 減衰タンク		
型 式		横型円筒式タンク
基 数		1 基
容 量		約 30m <sup>3</sup>
滞留時間		約 40s
主要材料		オーステナイト系ステンレス鋼
配 管		
最高使用圧力		8kg/cm <sup>2</sup> G (0.78 MPaG)
最高使用温度		55℃
主要材料		オーステナイト系ステンレス鋼
弁 類		
最高使用圧力		8kg/cm <sup>2</sup> G (0.78 MPaG)
最高使用温度		55℃
主要材料		オーステナイト系ステンレス鋼
(1) 止め弁		
型 式		ゲート式
(2) 調整弁		
型 式		グローブ式
(3) 逆止弁		
型 式		スイング式



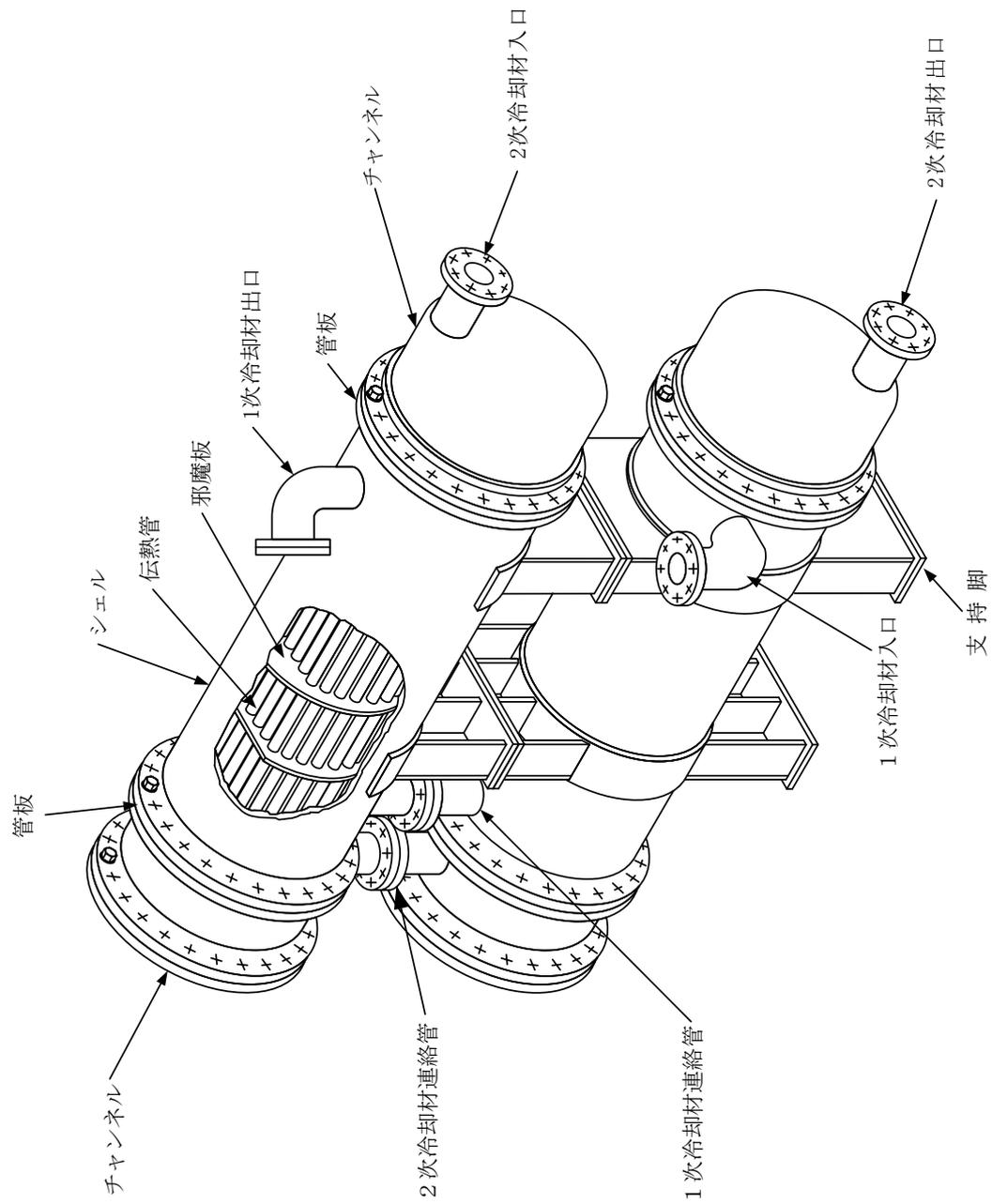
第 4.1-1 図 1 次冷却系設備系統図



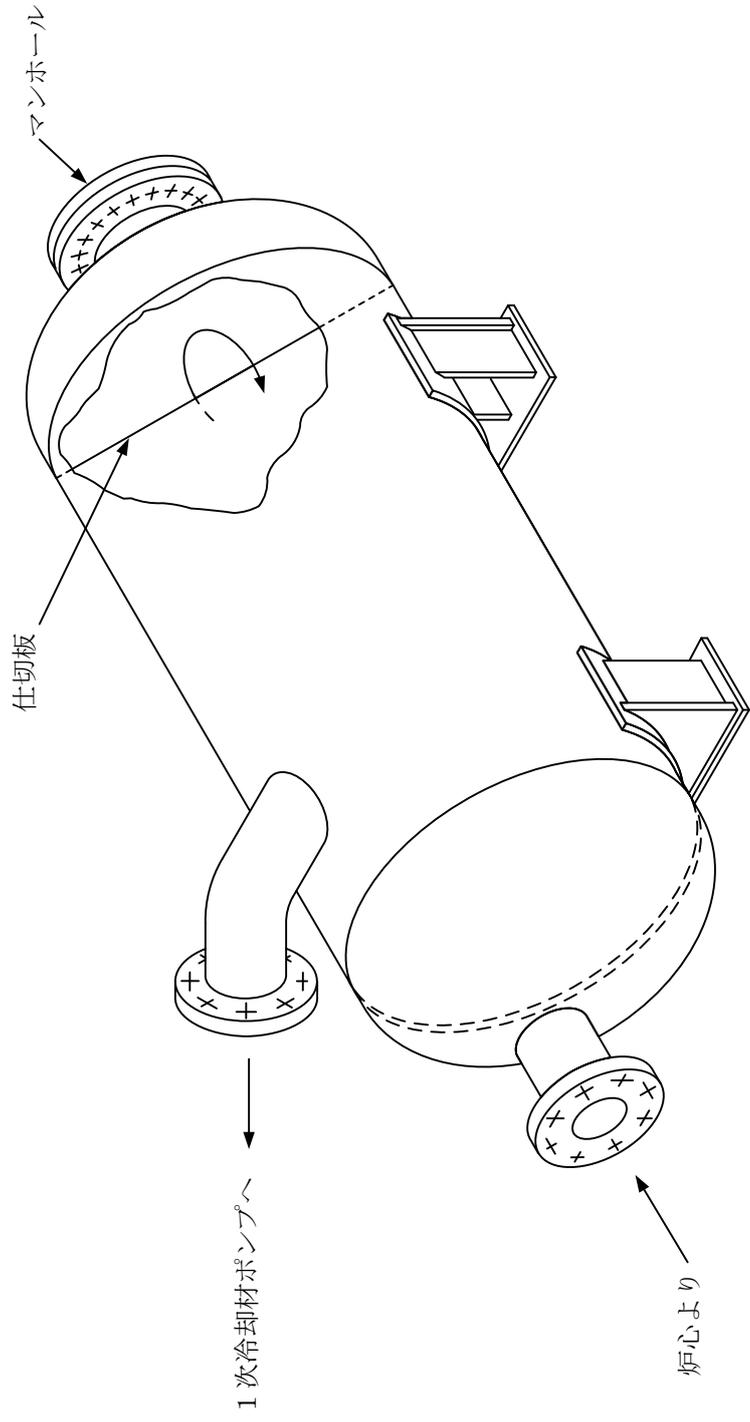
第 4.4-1 図 1 次冷却材主ポンプ説明図



第 4.4-2 図 1 次冷却材補助ポンプ説明図



第 4.4-3 図 1 次冷却材熱交換器説明図



第 4.4-4 図  $^{16}\text{N}$ 減衰タンク説明図

## 5. 2次冷却系設備

### 5.1 概要

2次冷却系設備は、冷却系統設備の各系（1次冷却系設備、重水冷却系設備等）から伝えられた熱を冷却塔より大気中に放散させるための設備であり、2次冷却材ポンプ、冷却塔、配管及び弁類等で構成する。

2次冷却系設備の系統図を第 5.1-1 図に示す。

### 5.2 設計方針

2次冷却系設備は、次の方針に従い設計する。

- (1) 1次冷却系及び重水冷却系等の熱を熱交換器を介して十分冷却する能力を有するよう設計する。
- (2) 運転時の2次冷却系の圧力を各系統より高く保つことにより、1次冷却材や重水中の放射性物質が2次冷却系に漏えいするのを防ぐよう設計する。

### 5.3 主要設備の仕様

2次冷却系設備の設備仕様を第 5.3-1 表に示す。また、構成機器の設備仕様を第 5.3-2 表に示す。

### 5.4 主要設備

2次冷却系設備の主要設備は、主に冷却塔内に設置する。

#### (1) 2次冷却材ポンプ

本ポンプは横型遠心式グランドシールポンプとし、同容量のものを並列に2基設ける。

本ポンプは、2次冷却材を循環させるとともに運転時に1次冷却材や重水中の放射性物質が2次冷却系に漏えいするのを防ぐため、2次冷却材側の圧力を他系統より高く保つ機能を有する。

本ポンプの構造を第 5.4-1図に示す。

#### (2) 冷却塔

冷却塔は鉄筋コンクリート造りの強制通風誘引向流型とし1基設け、各冷却系設備から熱交換器を介して2次冷却系に伝えられた熱を大気中に放散する。

#### (3) 配管

2次冷却系設備の配管材料には炭素鋼を使用する。また、冷却塔と原子炉建家の間は埋設管とする。

#### (4) 弁類

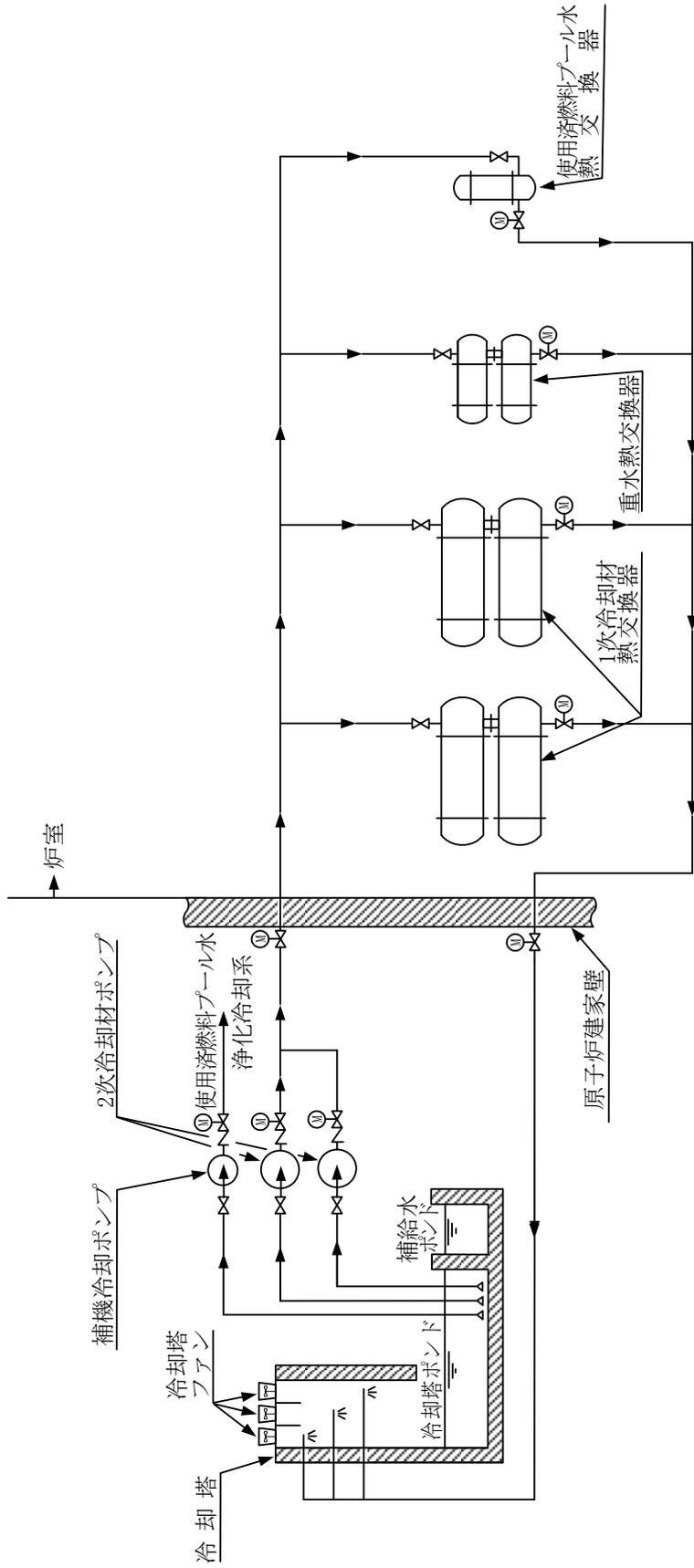
2次冷却系設備には、遮断弁、止め弁、調整弁及び逆止弁を設ける。これらの弁類のうち、遮断弁は原子炉建家を貫通する部分に設置する。

第 5.3-1 表 2 次冷却系設備の仕様

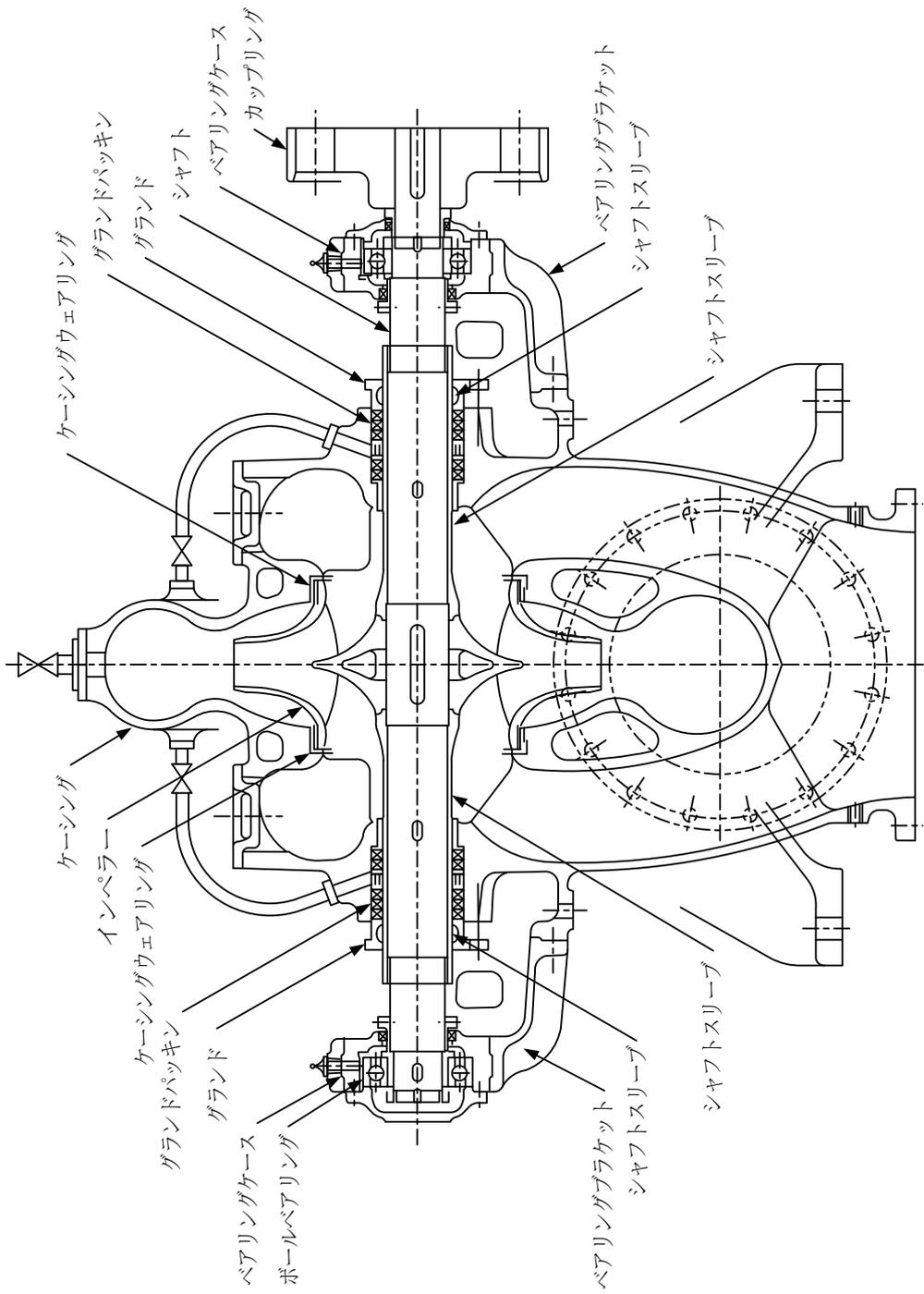
2 次冷却材	軽水（ろ過水）
循環流量	約 3200m <sup>3</sup> /h
最高使用圧力	8kg/cm <sup>2</sup> G (0.78 MPaG)
最高使用温度	55℃
冷却塔出口温度	約 30℃

第 5.3-2 表 2 次冷却系設備の構成機器仕様

2 次冷却材ポンプ		
型 式		横型遠心式グランドシールポンプ
基 数		2 基
容 量		約 1600m <sup>3</sup> /h/基
揚 程		約 50m
主要材料		鋳鉄
冷却塔		
型 式		強制通風式誘引向流型
容 量		約 20000kW
水槽容量		約 600m <sup>3</sup>
構造体材質		鉄筋コンクリート
配 管		
最高使用圧力		8kg/cm <sup>2</sup> G (0.78 MPaG)
最高使用温度		55℃
主要材料		炭素鋼
弁 類 (2 次冷却系遮断弁)		
型 式		バタフライ弁
基 数		2 基
主要材料		鋳鉄



第 5.1-1 図 2 次冷却系設備系統図



第 5.4-1 図 2 次冷却材ポンプ説明図

## 6. 重水冷却系設備

### 6.1 概要

重水冷却系設備は、重水系及びヘリウム系で構成する。

重水系は重水タンクで発生する熱を2次冷却系に伝えるために、重水ポンプ、重水熱交換器、重水溢流タンク、イオン交換樹脂塔、配管及び弁類等で構成する。また本設備には「3.2.3 原子炉停止系」で述べた重水ダンプ系を設ける。

ヘリウム系は重水の劣化防止及び重水の放射線分解により生じる分解ガスを重水に戻し回収するために、ヘリウム圧縮機、凝縮器、再結合器、ヘリウムタンク、配管及び弁類で構成する。

重水冷却系設備の系統図を第6.1-1図に示す。

### 6.2 設計方針

重水冷却系設備は、次の方針に従い設計する。

- (1) 重水冷却系設備は、重水タンクで発生する熱を十分に除去できる設計とする。また、重水ダンプ機能を有する設計とする。
- (2) 重水冷却系設備は、設計、製作、据付け及び検査を通じて高い品質を維持するとともに、運転条件に対して十分に耐えるよう設計する。
- (3) 重水冷却系設備は、漏えいを防止するため適切な漏えい防止設計を行うとともに、万一、漏れた場合は検知できる設計とする。
- (4) 重水冷却系設備の接液部には、耐食性を考慮してステンレス鋼等を用いる。
- (5) 重水冷却系設備は、十分な耐震性を有する設計とする。
- (6) 重水冷却系設備の系統及び機器は、供用期間中これらの健全性及び性能維持を確認するため、試験検査ができる設計とする。

### 6.3 主要設備の仕様

重水冷却系設備の設備仕様を第6.3-1表に示す。また、構成機器の仕様を第6.3-2表に示す。

### 6.4 主要設備

#### (1) 重水系

重水系の主要設備は、原子炉建家地階の重水区画及びイオン交換塔区画に設置する。

##### (i) 重水ポンプ

本ポンプは、シール性にすぐれた横型遠心式キャンドモーターポンプとし、1基設ける。

本ポンプの重水接液部にはステンレス鋼を使用する。

本ポンプの構造を第6.4-1図に示す。

##### (ii) 重水ドレン汲上げポンプ

本ポンプは、シール性にすぐれた横型遠心式キャンドモーターポンプとし、1基設

ける。

本ポンプの重水接液部にはステンレス鋼を使用する。

(iii) 重水熱交換器

本熱交換器は、横型シェルアンドチューブ式2胴熱交換器とし、1基設け、重水タンク内で発生する熱を2次冷却系に十分伝えることのできる熱交換容量を有する。

また、2次冷却系への漏えい防止のため重水側圧力を2次側圧力より低く保つ。

本熱交換器の重水接液部にはステンレス鋼を使用する。

本熱交換器の構造を第6.4-2図に示す。

(iv) 重水溢流タンク

本タンクは、縦型円筒タンクとし、1基設ける。

本タンクの重水接液部にはステンレス鋼を使用する。

(v) 重水ドレンタンク

本タンクは、横型円筒タンクとし、1基設ける。

本タンクの重水接液部にはステンレス鋼を使用する。

(vi) イオン交換樹脂塔

本樹脂塔は混床式とし、同容量のものを並列に2基設け1基を予備とする。

本樹脂塔の重水接液部にはステンレス鋼を使用する。

(vii) フィルタ

各イオン交換樹脂塔の入口側に前置フィルタを各1基設ける。また、両イオン交換樹脂塔の出口側に後置フィルタを1基設ける。

フィルタの重水接液部にはステンレス鋼を使用する。

(2) ヘリウム系

ヘリウム系の主要設備は、原子炉建家地階の重水区画に設置する。

(i) ヘリウム圧縮機

本圧縮機は、縦型単段式とし、1基設ける。

本圧縮機の主要部にはステンレス鋼を使用する。

(ii) 凝縮器

凝縮器は、2重管式熱交換器とし、再結合器の上流側及び下流側に各1基設ける。

凝縮器の主要部にはステンレス鋼を使用する。

(iii) 再結合器

再結合器は、縦型円筒外部加熱式とし、1基設ける。

再結合器の主要部にはステンレス鋼を使用する。

(iv) ヘリウムタンク

本タンクは、縦型円筒タンクとし、1基設ける。

本タンクの主要部にはステンレス鋼を使用する。

(3) 配管

重水冷却系設備の配管は、ステンレス鋼等を使用し、接続部は、溶接及びフランジ構造とする。また、ヘリウム系配管は、凝縮した重水が管内に滞留しないよう、適当な勾配を

もたせる。

(4) 弁類

重水冷却系設備には止め弁、調整弁、遮断弁、逆止弁及びヘリウム逃し弁を設ける。また、重水系に電動式の重水ダンプ弁を並列に2基設ける。

弁類の主要部にはステンレス鋼を使用する。

重水タンブ弁の構造を第6.4-3図に示す。

(5) 漏えい監視設備

重水冷却系設備の機器、配管シール部での重水の漏れを漏えい検出器で監視する。また、重水区画排水ピットに水位計を設け、漏えい監視する。さらに、トリチウムガスモニタを用いて、重水及びヘリウムガスの漏えいを監視する。

## 6.5 試験検査

重水冷却系設備の製作に当たっては、適用法規等に基づき必要に応じて素材の段階で化学的、機械的試験及び非破壊検査を、また、製作中には、非破壊検査及び耐圧試験を実施し十分な品質管理を行う。

また、重水冷却系の健全性を確認するため、供用期間中検査として外観検査及び漏えい検査を実施する。

第 6.3-1 表 重水冷却系設備の仕様

(1) 重水系	
使用流体	重水
循環流量	約70m <sup>3</sup> /h
最高使用圧力	4kg/cm <sup>2</sup> G (0.39MPaG)
最高使用温度	55℃
重水保有量	約7m <sup>3</sup>
(2) ヘリウム系	
使用流体	ヘリウムガス
循環流量	約10Nm <sup>3</sup> /h
最高使用圧力	200mmAq (0.0020MPaG)
最高使用温度	55℃

第 6.3-2 表 重水冷却系設備の構成機器仕様

(1) 重水系	
重水ポンプ	
型式	横型遠心式キャンドモーターポンプ
基数	1基
容量	約70m <sup>3</sup> /h
揚程	約27m
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
重水熱交換器	
型式	横型シェルアンドチューブ式2胴熱交換器
基数	1基
容量	約1000kW
流量	1次側 約70m <sup>3</sup> /h/基 2次側 約140m <sup>3</sup> /h/基
最高使用圧力	1次側 4kg/cm <sup>2</sup> G (0.39MPaG) 2次側 8kg/cm <sup>2</sup> G (0.78MPaG)
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼

第 6.3-2 表 重水冷却系設備の構成機器仕様（つづき）

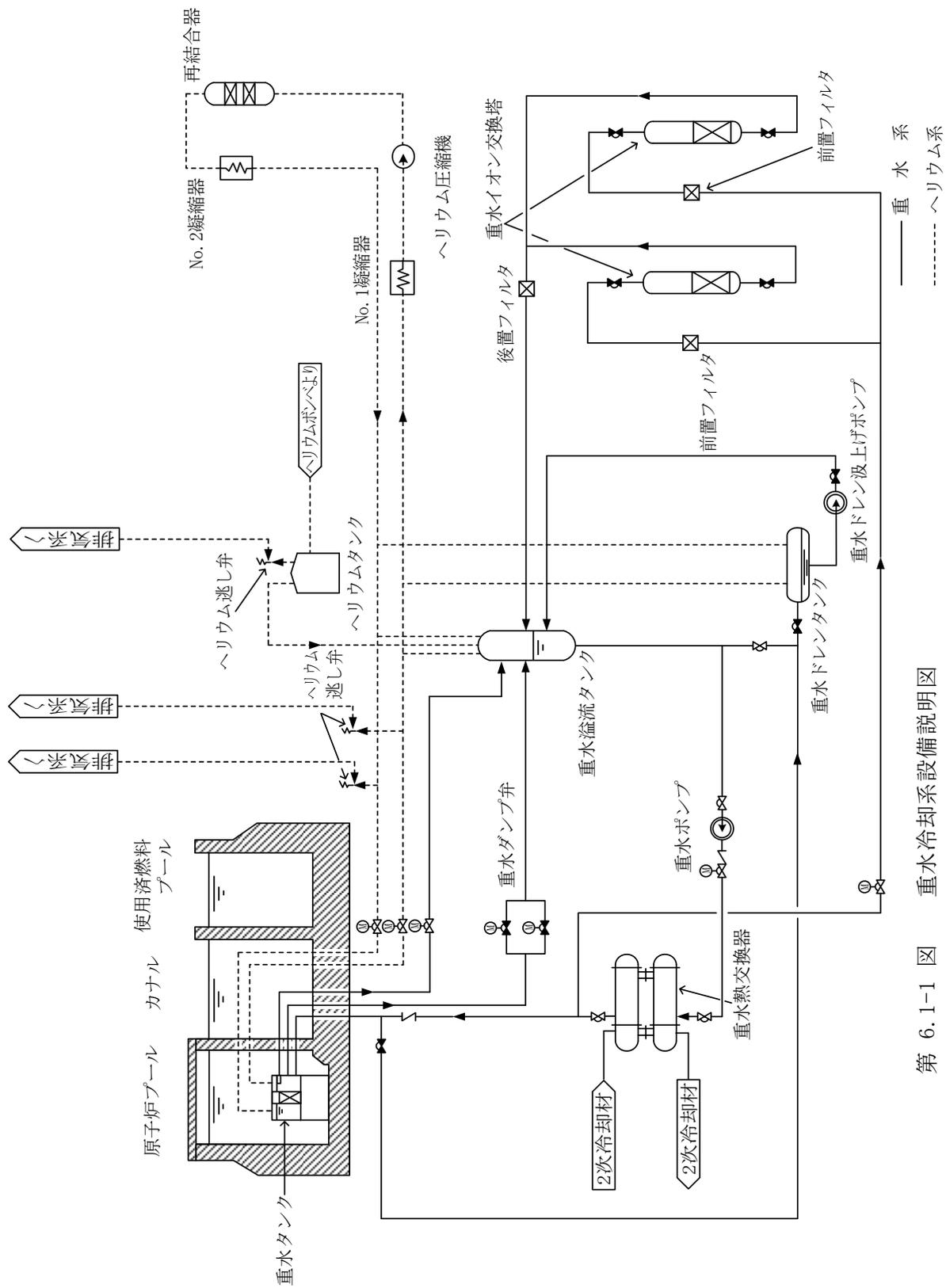
重水溢流タンク	
型式	縦型円筒式
基数	1基
容量	約7m <sup>3</sup>
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
イオン交換樹脂塔	
型式	混床式
基数	2基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
前置フィルタ	
型式	カートリッジ式
基数	2基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
後置フィルタ	
型式	Y型ストレーナ式
基数	1基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
重水ドレン汲上ポンプ	
型式	横型遠心式キャンドモーターポンプ
基数	1基
容量	約1m <sup>3</sup> /h
揚程	約15m
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
重水ドレンタンク	
型式	横型円筒式
基数	1基
容量	約0.2m <sup>3</sup>
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼

第 6. 3-2 表 重水冷却系設備の構成機器仕様 (つづき)

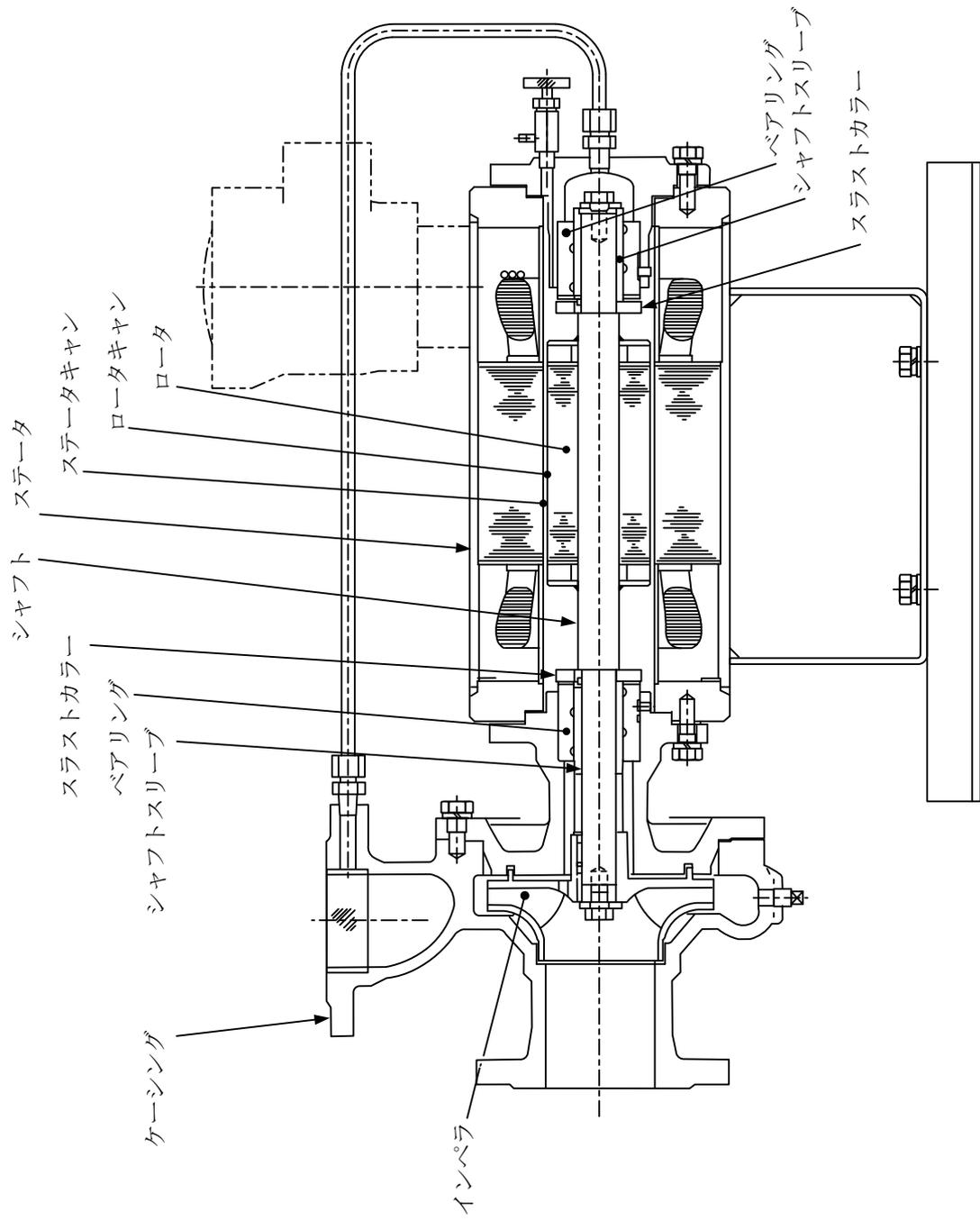
(2) ヘリウム系	
ヘリウム圧縮機	
型式	縦型単段式
基数	1 基
容量	約10Nm <sup>3</sup> /h
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
凝縮器	
型式	2 重管式熱交換器
基数	2 基
容量	No. 1約350kcal/h No. 2約230kcal/h
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
再結合器	
型式	縦型円筒外部加熱式
触媒	アルミナパラジウム
基数	1 基
容量	約7 l
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
ヘリウムタンク	
型式	縦型円筒圧力バランス式
基数	1 基
容量	約1. 5m <sup>3</sup>
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
(3) 配管	
重水系	
最高使用圧力	4kg/cm <sup>2</sup> G (0. 39MPaG)
最高使用温度	55℃
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼 アルミニウム合金
ヘリウム系	
最高使用圧力	200mmAq (0. 0020MPaG)
最高使用温度	55℃
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼 アルミニウム合金

第 6.3-2 表 重水冷却系設備の構成機器仕様（つづき）

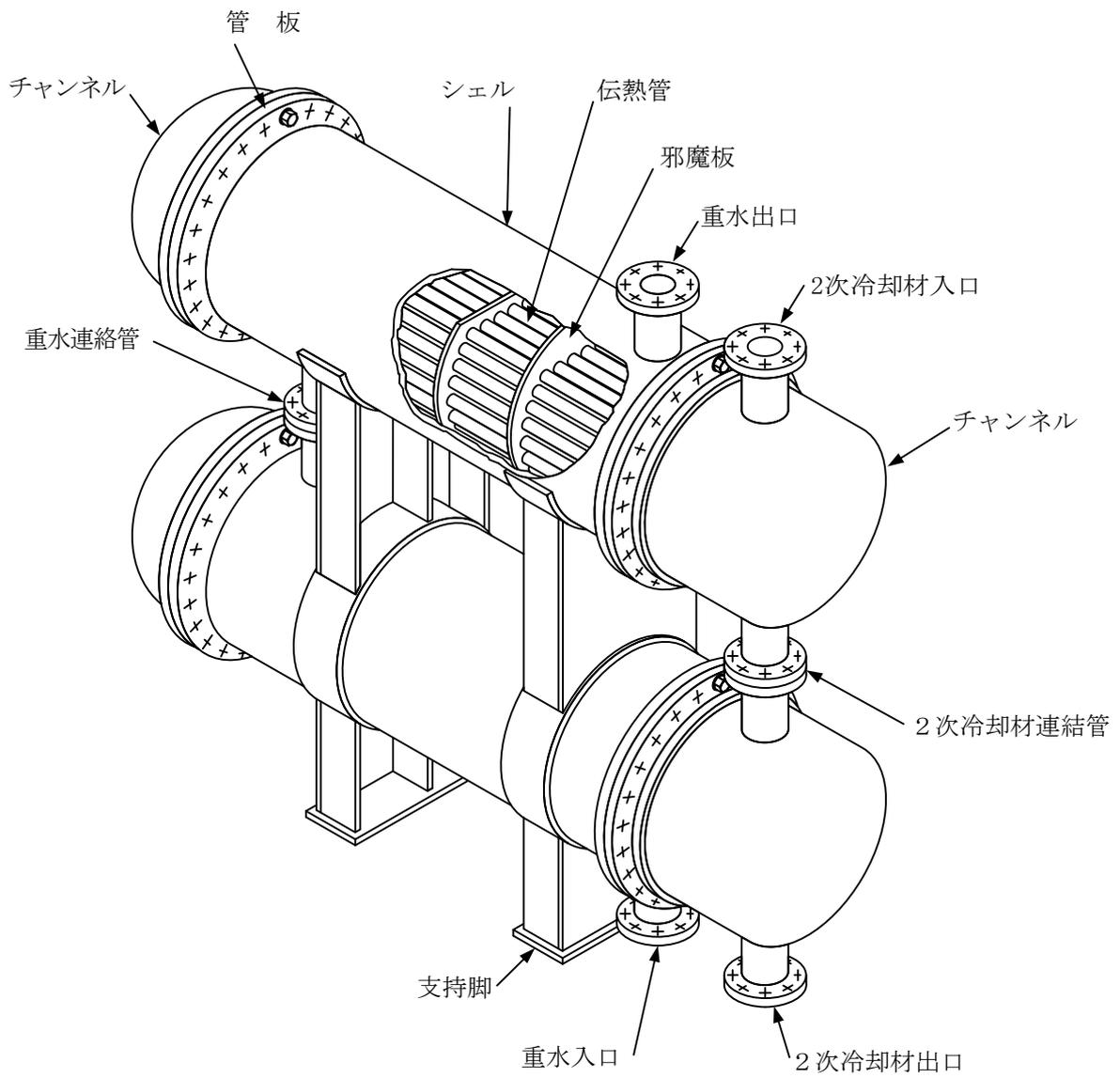
(4) 弁類	
重水ダンプ弁	
型式	電動式ダイヤフラム弁
基数	2 基
口径	約100A
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
遮断弁	
型式	電動式ダイヤフラム弁
基数	3 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
ヘリウム逃し弁	
型式	電磁式ダイヤフラム弁
基数	3 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
止め弁	
型式	ダイヤフラム弁
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
調整弁	
型式	電動式ダイヤフラム弁
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
逆止弁	
型式	スイング式
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼



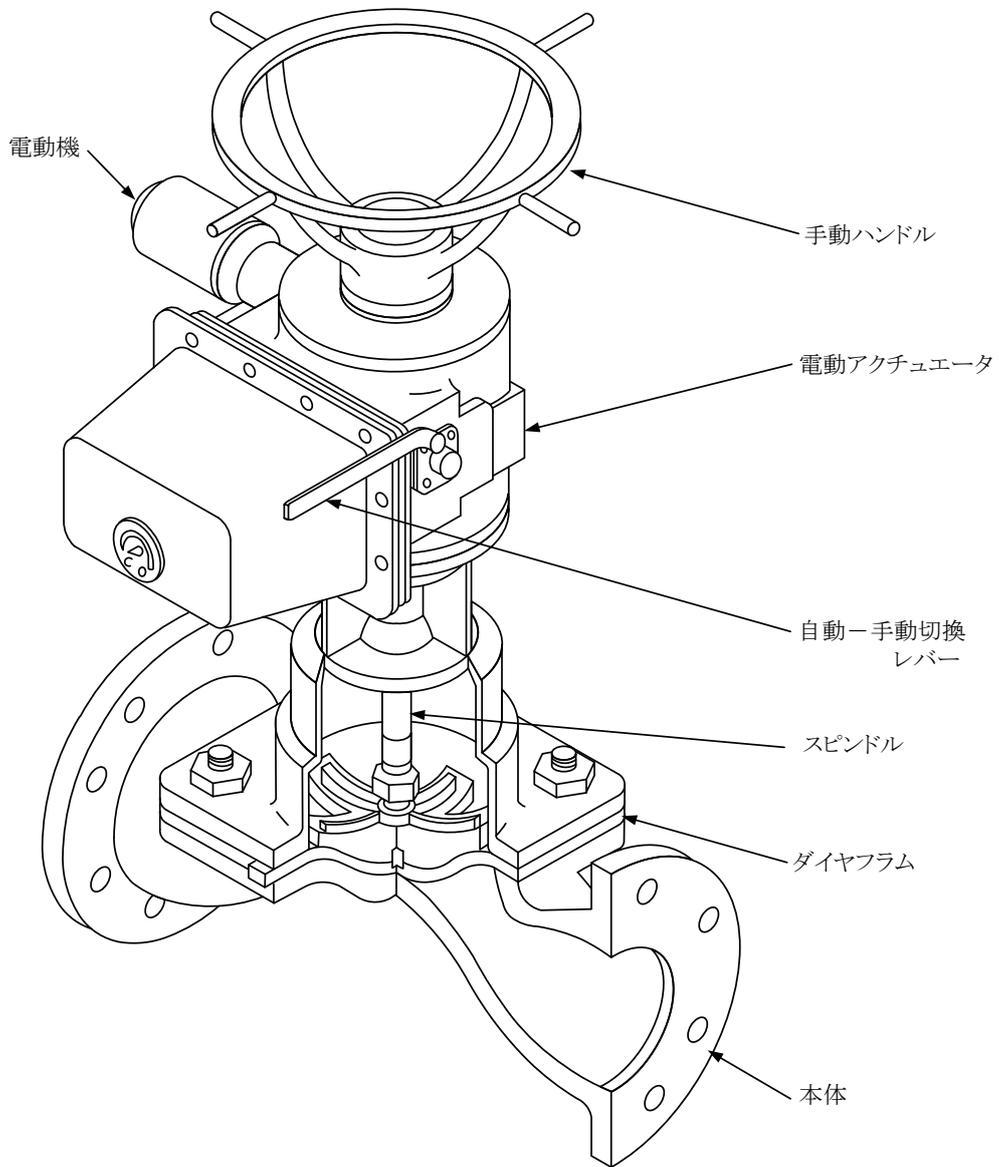
第 6.1-1 図 重水冷却系設備説明図



第 6.4-1 図 重水ポンプ説明図



第 6.4-2 図 重水熱交換器説明図



第 6.4-3 図 重水ダンプ弁説明図

## 7. その他の冷却系付属設備

### 7.1 概要

その他の冷却系付属設備は、原子炉プール溢流系、原子炉プール水浄化系、補機冷却系、使用済燃料プール水浄化冷却系、使用済燃料貯槽水浄化系及び軽水貯留設備で構成する。

### 7.2 設計方針

その他の冷却系付属設備は、次の方針に従い設計する。

- (1) 原子炉プール溢流系は、原子炉プールの水位を一定に維持できる設計とする。
- (2) 原子炉プール水浄化系、使用済燃料プール水浄化冷却系及び使用済燃料貯槽水浄化系は、各系のプール水を浄化できる設計とする。
- (3) 補機冷却系は、原子炉停止中の使用済燃料及び制御棒コイルから発生する熱を熱交換器を介し冷却できる設計とする。
- (4) 使用済燃料プール水浄化冷却系は、使用済燃料及びカナル、使用済燃料プールから発生する熱を除去できる設計とする。
- (5) 軽水貯留設備は、原子炉プール、カナル及び使用済燃料プールの補給水の貯留及びプール内作業に伴うプール水の貯留ができる設計とする。
- (6) プール水及び軽水との接液部には耐食性を有するステンレス鋼を使用する。

### 7.3 主要設備の仕様

- (1) 原子炉プール溢流系の設備仕様を第 7.3-1 表に示す。また、構成機器の仕様を第 7.3-2 表に示す。
- (2) 原子炉プール水浄化系の設備仕様を第 7.3-3 表に示す。また、構成機器の仕様を第 7.3-4 表に示す。
- (3) 補機冷却系の設備仕様を第 7.3-5 表に示す。また、構成機器の仕様を第 7.3-6 表に示す。
- (4) 使用済燃料プール水浄化冷却系の設備仕様を第 7.3-7 表に示す。また、構成機器の仕様を第 7.3-8 表に示す。
- (5) 使用済燃料貯槽水浄化系の構成機器の仕様を第 7.3-9 表に示す。
- (6) 軽水貯留設備の設備仕様を第 7.3-10 表に示す。また、構成機器の仕様を第 7.3-11 表に示す。

### 7.4 主要設備

#### (1) 原子炉プール溢流系

原子炉プール溢流系の主要設備は、溢流ポンプ及び溢流タンクで構成し、原子炉プール水位を一定に維持する。

原子炉プール溢流系の系統図を第 7.4-1 図に示す。

#### (2) 原子炉プール水浄化系

原子炉プール水浄化系の主要設備は、浄化ポンプ、イオン交換樹脂塔及びフィルタで構成する。本浄化系は、通常運転時に 1 次冷却材主ポンプの吐出圧で循環させ、1 次冷却材

主ポンプ停止時には浄化ポンプを運転して浄化を行う。

本浄化系の系統図を第 7. 4-2 図に示す。

(3) 補機冷却系

補機冷却系の主要設備は補機冷却ポンプ及び弁類で構成し冷却を行う。

本補機冷却系の系統図を第 5. 1-1 図に示す。

(4) 使用済燃料プール水浄化冷却系

使用済燃料プール水浄化冷却系の主要設備は、浄化ポンプ、使用済燃料プール熱交換器、イオン交換樹脂塔及びフィルタで構成し、浄化及び冷却を行う。

本浄化系の系統図を第 7. 4-3 図に示す。

(5) 使用済燃料貯槽水浄化系

使用済燃料貯槽水浄化系の主要設備は、浄化ポンプ及びイオン交換樹脂塔で構成されており、貯槽水の浄化を行う。

(6) 軽水貯留設備

軽水貯留設備の主要設備は、軽水供給ポンプ、プール水移送ポンプ及び軽水貯留タンクで構成し、補給水及びプール水の貯留を行う。

本設備の系統図を第 7. 4-1 図に示す。

第 7.3-1 表 原子炉プール溢流系の設備仕様

使用流体	軽水
流量	約12m <sup>3</sup> /h
最高使用圧力	8kg/cm <sup>2</sup> G (0.78MPaG)
最高使用温度	55℃

第 7.3-2 表 原子炉プール溢流系の構成機器仕様

溢流タンク	
型式	縦型円筒式
基数	1 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
溢流ポンプ	
型式	横型遠心式
基数	1 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼

第 7.3-3 表 原子炉プール水浄化系の設備仕様

使用流体	軽水
流量	約25m <sup>3</sup> /h
最高使用圧力	8kg/cm <sup>2</sup> G (0.78MPaG)
最高使用温度	55℃

第 7.3-4 表 原子炉プール水浄化系の構成機器仕様

浄化ポンプ	
型式	横型遠心式
基数	1 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
イオン交換樹脂塔	
型式	混床式
基数	2 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
前置フィルタ	
型式	カートリッジ式
基数	2 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
後置フィルタ	
型式	Y型ストレーナ式
基数	1 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼

第 7.3-5 表 補機冷却系の設備仕様

使用流体	軽水（ろ過水）
流量	約160m <sup>3</sup> /h
最高使用圧力	8kg/cm <sup>2</sup> G (0.78MPaG)
最高使用温度	40℃

第 7.3-6 表 補機冷却系の構成機器仕様

補機冷却ポンプ	
型式	横型遠心式
基数	1 基
主要材料	鋳鉄

第 7.3-7 表 使用済燃料プール水浄化冷却系の設備仕様

使用流体	軽水
冷却流量	約70m <sup>3</sup> /h
浄化流量	約15m <sup>3</sup> /h
最高使用圧力	6kg/cm <sup>2</sup> G (0.59MPaG)
最高使用温度	40℃

第 7.3-8 表 使用済燃料プール水浄化冷却系の構成機器仕様

浄化ポンプ	
型式	横型遠心式
基数	1 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
熱交換器	
型式	縦型シェルアンドチューブ式
基数	1 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼

第 7.3-8 表 使用済燃料プール水浄化冷却系の構成機器仕様（つづき）

イオン交換樹脂塔	
型式	混床式
基数	1 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
前置フィルタ	
型式	カートリッジ式
基数	1 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
後置フィルタ	
型式	Y型ストレーナ式
基数	1 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼

第 7.3-9 表 使用済燃料貯槽水浄化系の構成機器仕様

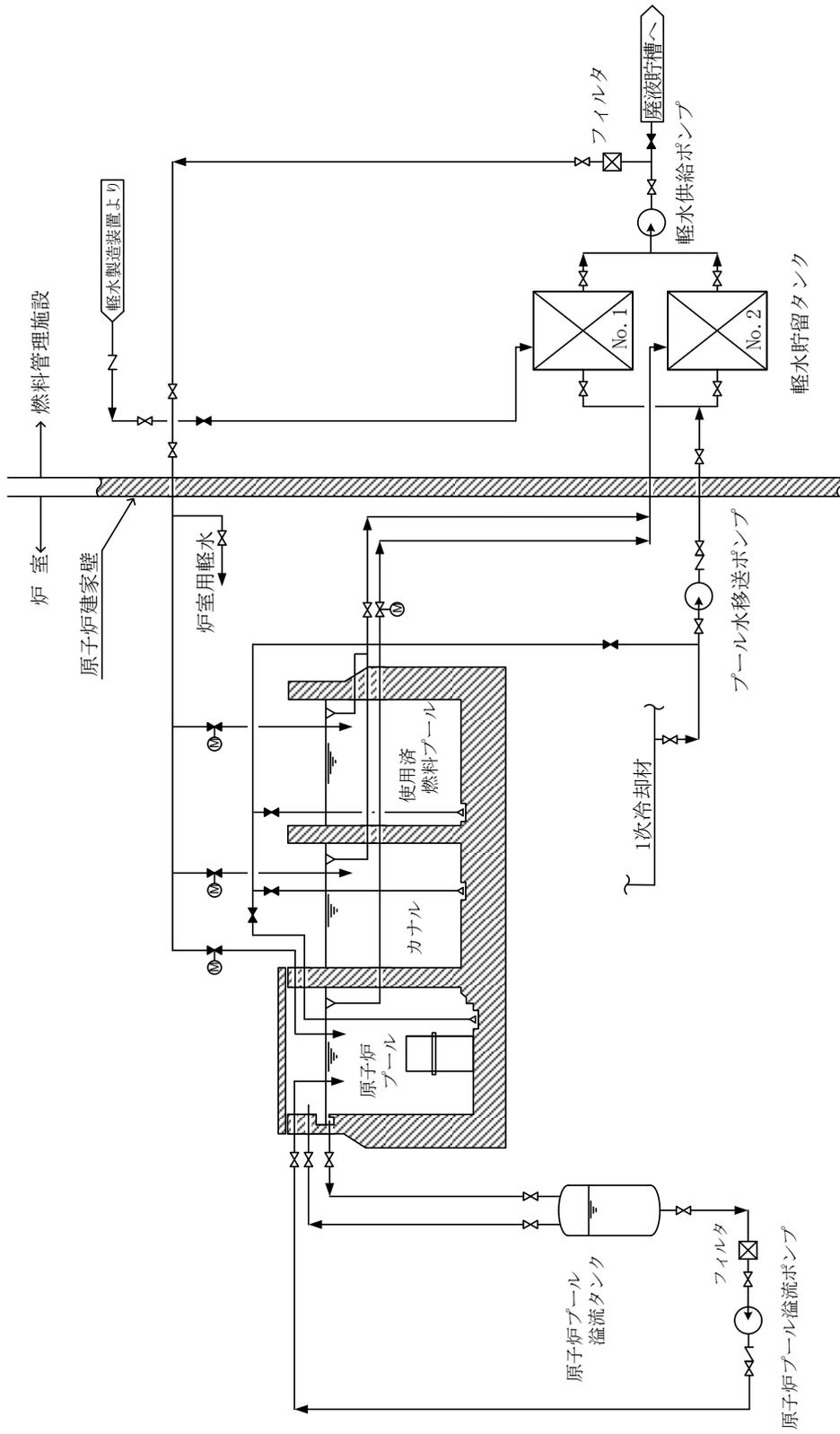
浄化ポンプ	
型式	横型遠心式キャンド型
基数	1 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
イオン交換樹脂塔	
型式	混床式
基数	2 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼

第 7.3-10 表 軽水貯留設備の設備仕様

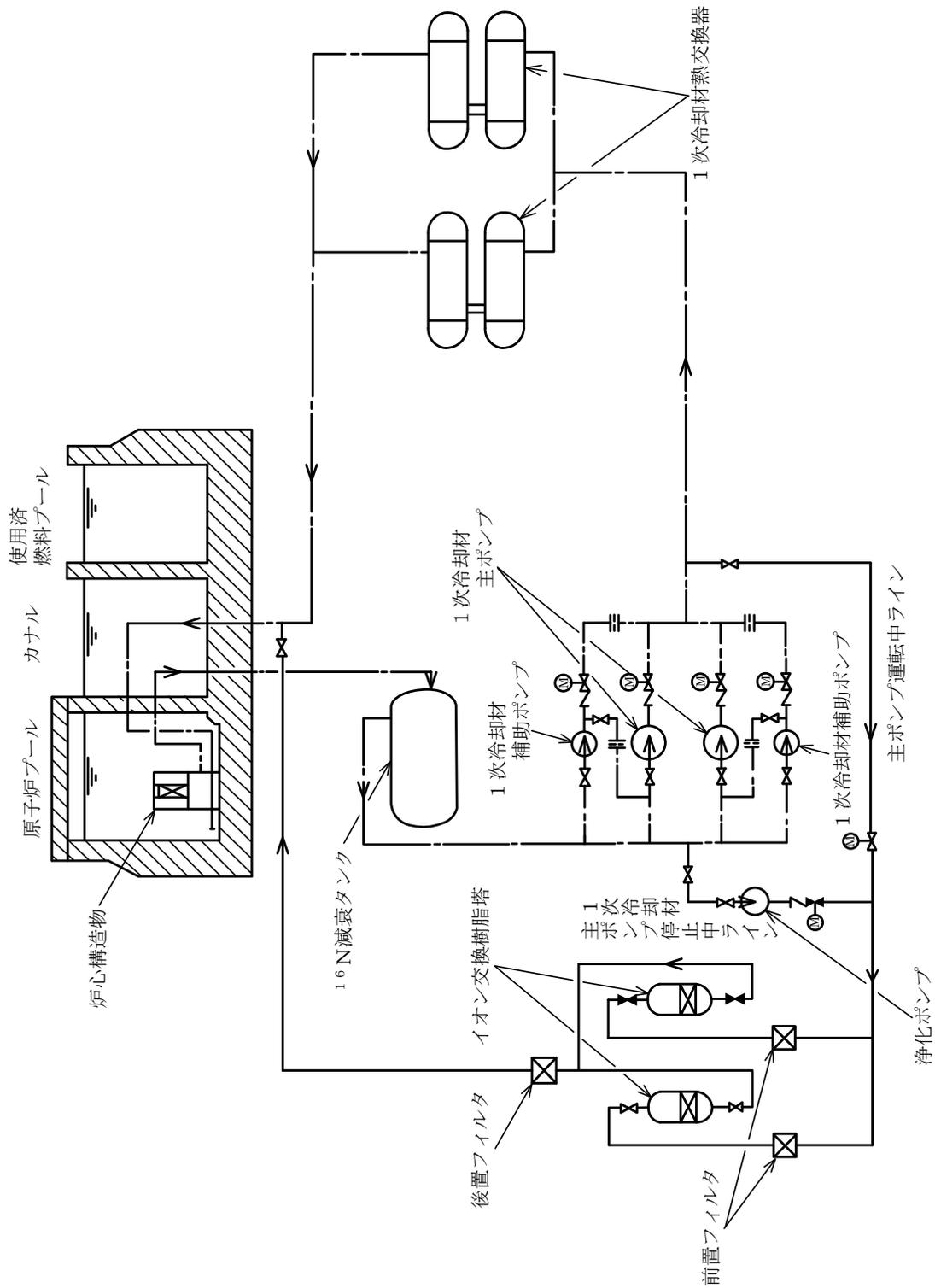
使用流体	軽水
貯留容量	約150m <sup>3</sup>
最高使用圧力	3kg/cm <sup>2</sup> G (0.29MPaG)
最高使用温度	55℃

第 7.3-11 表 軽水貯留設備の構成機器仕様

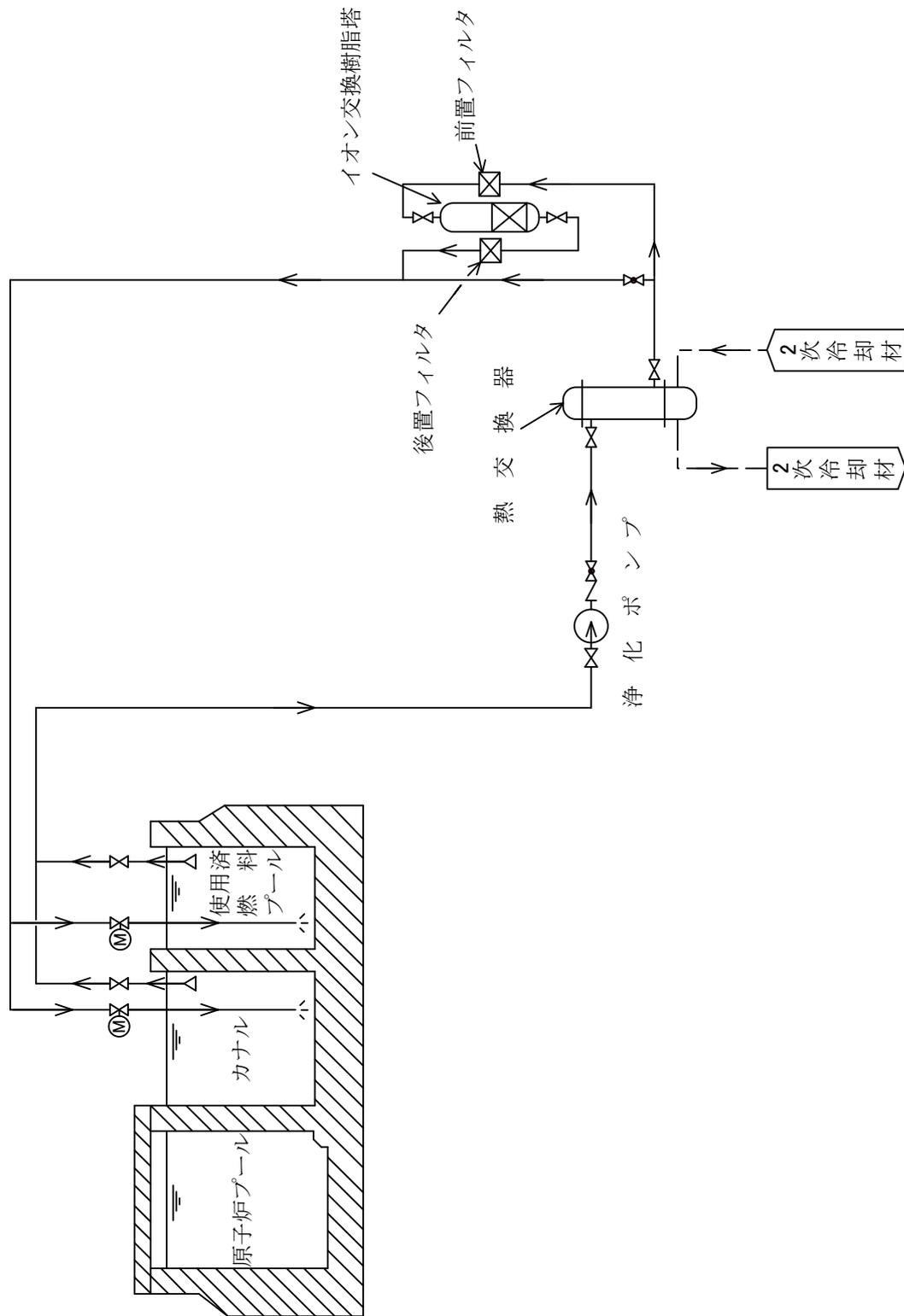
軽水貯留タンク	
型式	角型ライニング式
基数	2 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
軽水供給ポンプ	
型式	横型遠心式
基数	1 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
プール水移送ポンプ	
型式	横型遠心式
基数	1 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼



第7.4-1図 原子炉プール溢流系統図及び軽水貯留設備系統図



第7.4-2図 原子炉ブール水浄化系系統図



第 7.4 - 3 図 使用済燃料プール水浄化冷却系設備説明図

## 8. 工学的安全施設

### 8.1 概要

工学的安全施設は、原子炉施設の破損及び故障等に起因して原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放散の可能性がある場合に、これらを抑制又は防止するための機能を備えるよう設計された施設である。工学的安全施設は、冠水維持設備及び非常用排気設備で構成する。

工学的安全施設は、以下に示す設計方針に適合するように設計する。

- (1) 工学的安全施設は、動的機器の単一故障を想定した場合でも当該施設の所定の安全機能を果し得るように多重性を有する設計であること。
- (2) 工学的安全施設は、停止時点検又は定期点検時に試験及び検査ができる設計とする。
- (3) 工学的安全施設の動的機器は、商用電源の他、非常用電源からも給電できる設計とする。

### 8.2 冠水維持設備

#### 8.2.1 概要

冠水維持設備は、炉心及び炉心構造物を収容するもので、原子炉プール躯体及びライニング、原子炉プール貫通部のシール構造、サイフォンブレイク弁並びに制御棒駆動機構案内管で構成する。

これらは、1次冷却系配管破損時にも炉心を冠水状態に維持するための設備である。

#### 8.2.2 設計方針

冠水維持設備は、「8.1 概要」で述べた基本的な設計方針に加え次の方針に従い設計する。

- (1) 設計、製作、据付け及び検査を通じて高い品質を維持するとともに、運転条件に対して十分余裕を持って耐え得よう設計する。
- (2) 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、炉心を冠水状態に維持できる設計とする。
- (3) 原子炉プール水の漏えいを防止するため適切な漏えい防止設計を行うとともに、万一、漏れた場合は検知できる設計とする。
- (4) 冠水維持設備の接液部には、耐食性を有する材料を選定する。
- (5) 冠水維持設備は、十分な耐震性を有する設計とする。

#### 8.2.3 主要設備の仕様

冠水維持設備の主要設備の仕様を第8.2-1表に示す。

#### 8.2.4 主要設備

冠水維持設備を第8.2-1図に示す。

##### (1) 原子炉プール

原子炉プールは、鉄筋コンクリート造りとし、内面はステンレス鋼でライニングする。

本プールの底部には下部遮へい体を、また、側壁炉心中心高さに水平実験孔の貫通孔を設ける。

本プールのライニングの溶接部には漏えい検出溝を設け、プール水の漏えいを検知できるようにする。また、本プールの基礎及び躯体は耐震設計の要求を満たすよう設計、施工する。

本プール底部より上約 3.5m までを冠水維持設備とする。

#### (2) 原子炉プール貫通部シール構造

原子炉プール貫通部は、水平実験孔、下部遮へい体及び制御棒駆動機構案内管の部分である。

それぞれのシール部は、プール水の漏えいを防止する構造とし、万一、漏れても検知できる構造とする。

#### (3) サイフォンブレイク弁

サイフォンブレイク弁は、電磁駆動型とし、1次冷却系の原子炉プール出口配管側に同容量のものを並列に2基設ける。本弁の電源は商用電源の他、非常用電源からも給電できるようにし、さらに、電源の喪失に対しフェールセーフの構造となるよう設計する。

なお、1次冷却系の原子炉プール入口配管にはサイフォンブレイク孔を設ける。サイフォンブレイク弁の機構を第 8.2-2 図に示す。

### 8.2.5 評価

(1) 冠水維持設備は、適切な品質保証活動のもとで十分な強度設計、製作、据付け及び検査を考慮した設計となっており、高い品質が維持されるとともに、運転条件に対して十分な余裕を持って耐え得る。

(2) 冠水維持設備は、十分な耐震性を有しており、また、1次冷却系配管の破損時にはサイフォンブレイク弁が確実に作動することにより、原子炉プール水を喪失することはない。

(3) 原子炉プールの内面は耐食性にすぐれているステンレス鋼でライニングしており、プール水の漏えいがない構造である。万一、漏えいしても早期に検知できる構造となっている。

### 8.2.6 試験検査

冠水維持設備の製作に当たっては、適用法規等に基づき必要に応じて素材の段階で化学的、機械的試験及び非破壊検査を、製作中には非破壊検査を実施し、十分な品質管理を行う。

また、冠水維持設備の健全性を確認するため、供用期間中検査を実施する。

## 8.3 非常用排気設備

### 8.3.1 概要

非常用排気設備は、事故時に放射性物質が環境へ放出されることを抑制するために設ける設備である。

非常用排気設備の系統図を第 8.3-1 図に示す。

### 8.3.2 設計方針

非常用排気設備は、「8.1 概要」で述べた基本的な設計方針に加え次の方針に従い設計する。

- (1) 燃料損傷に起因して、炉上面空間部から漏えいしてくる放射性物質を、本設備のフィルタで浄化することにより原子炉建家からの放出を低減させる設計とする。
- (2) いかなる場合においても、原子炉建家を負圧に維持できる設計とする。
- (3) 非常用排気設備は、設計、製作、据付け及び検査を通じて高い品質を維持するとともに、運転条件に対して十分な余裕を持って耐え得るよう設計する。
- (4) 非常用排気設備は、十分な耐震性を有する設計とする。

### 8.3.3 主要設備の仕様

非常用排気設備の設備仕様を第 8.3-1 表に示す。

### 8.3.4 主要設備

非常用排気設備に用いる電源は、商用電源の他、非常用電源からも給電できるようにする。また、本設備は耐震設計上の要求を満たす構造とし、原子炉建家の地階に設置する。

#### (1) 非常用排気設備

非常用排気設備は、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタが一体となった空気浄化装置と非常用排風機で構成する。

### 8.3.5 評価

- (1) 本設備は適切な品質保証活動のもとで十分な強度設計、製作、据付け及び検査を考慮した設計となっており、高い品質が維持されるとともに運転条件に対して十分な余裕をもって耐え得る。
- (2) 本設備は、事故時における放射性物質の原子炉建家からの放出を低減化できる設計となっている。
- (3) 本設備は 2 系統で構成し、単一故障が生じてもその機能を喪失することはない。また、本設備は商用電源が喪失しても、非常用電源からの給電が可能な設計となっており、所定の機能を喪失することはない。
- (4) 本設備は十分な耐震性を有しており、地震時においても、所定の機能を喪失することはない。

### 8.3.6 試験検査

非常用排気設備の製作に当たっては、適用法規等に基づき必要に応じて素材の段階で化学的、機械的試験及び非破壊検査を、また製作中には非破壊検査を実施し十分な品質管理を行う。

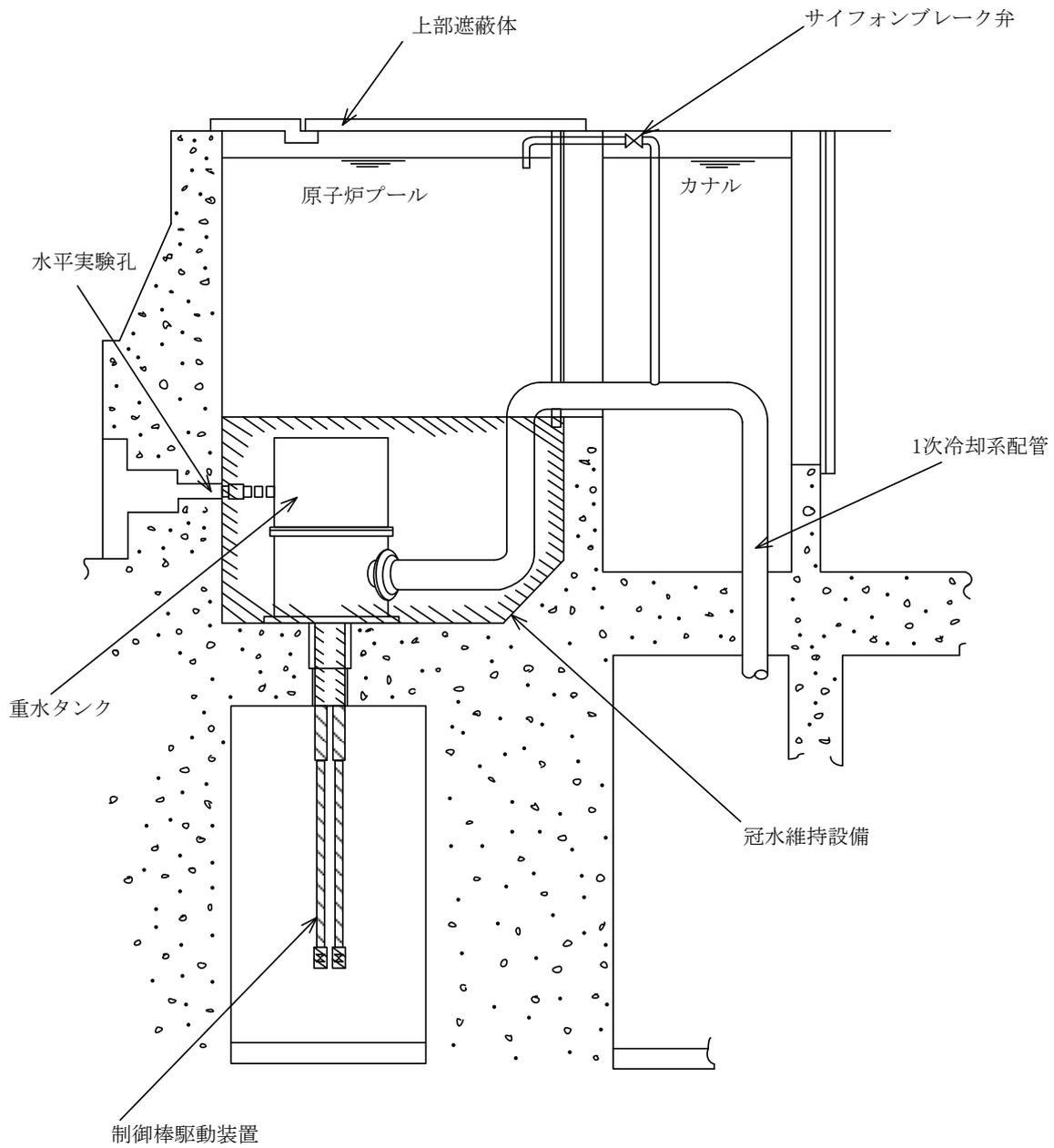
本設備の健全性を確認するため、供用期間中検査を実施する。

第 8. 2-1 表 冠水維持設備の主要設備仕様

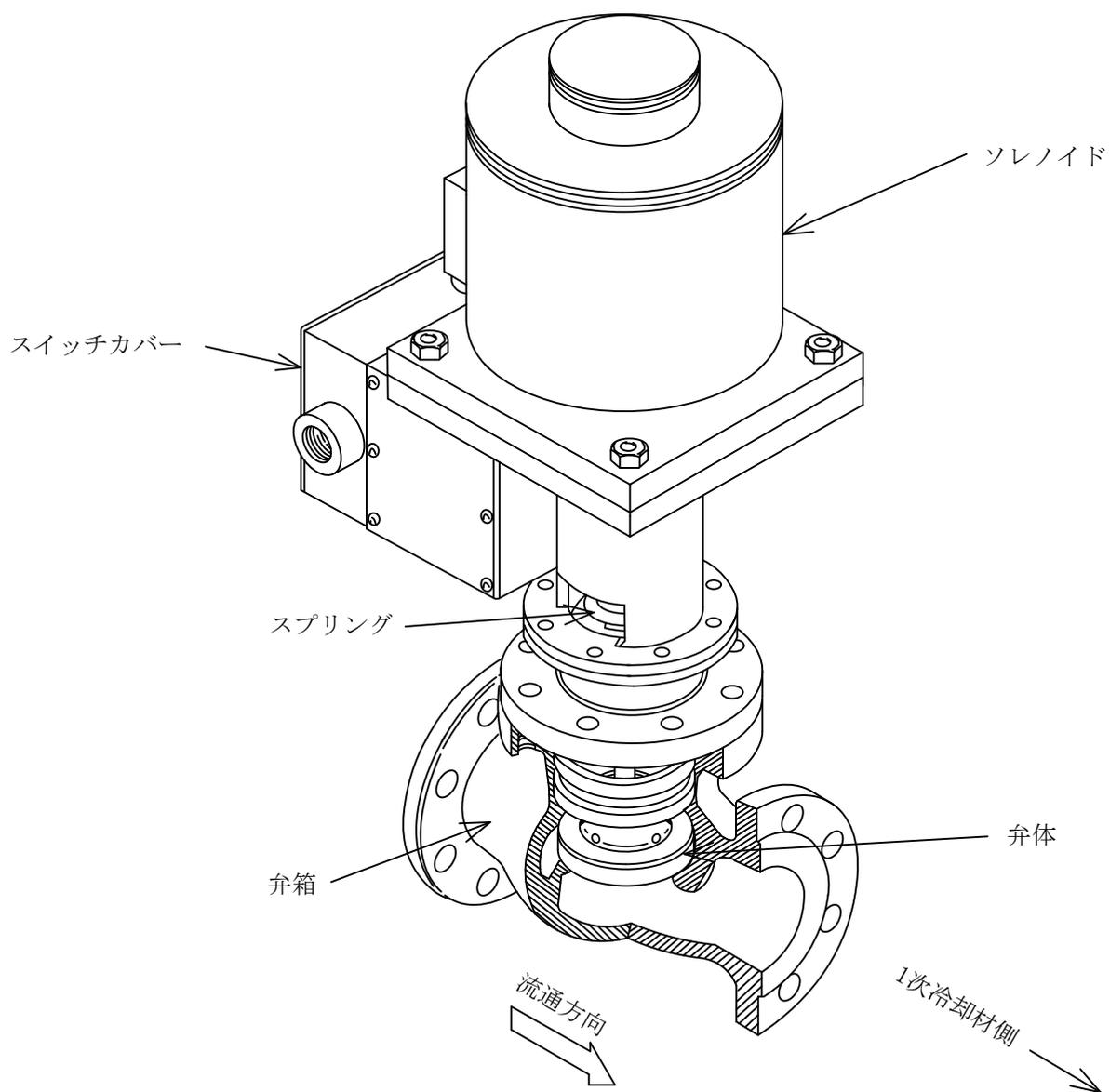
(1) 原子炉プール	
躯体	重コンクリート、普通コンクリート
ライニング	ステンレスクラッド鋼
(2) 原子炉プール貫通部	
水平実験孔	水封用止板 2重 材質：アルミニウム合金
下部遮へい体	シール部：2重シール
(3) サイフォンブレイク弁	
型式	電磁駆動弁
基数	2基
口径	約80A
サイフォンブレイク孔	約80A

第 8. 3-1 表 非常用排気設備の主要設備仕様

(1) 非常用排風機	
基数	2基
容量	約90m <sup>3</sup> /h/基
(2) 空気浄化装置	
型式	微粒子フィルタ、 よう素除去フィルタ内蔵型
基数	2基
容量	100%/基
よう素除去効率	97%以上(相対湿度80%以下、 温度約50℃において)
微粒子除去効率	99%以上(0.4μm 平均粒径)



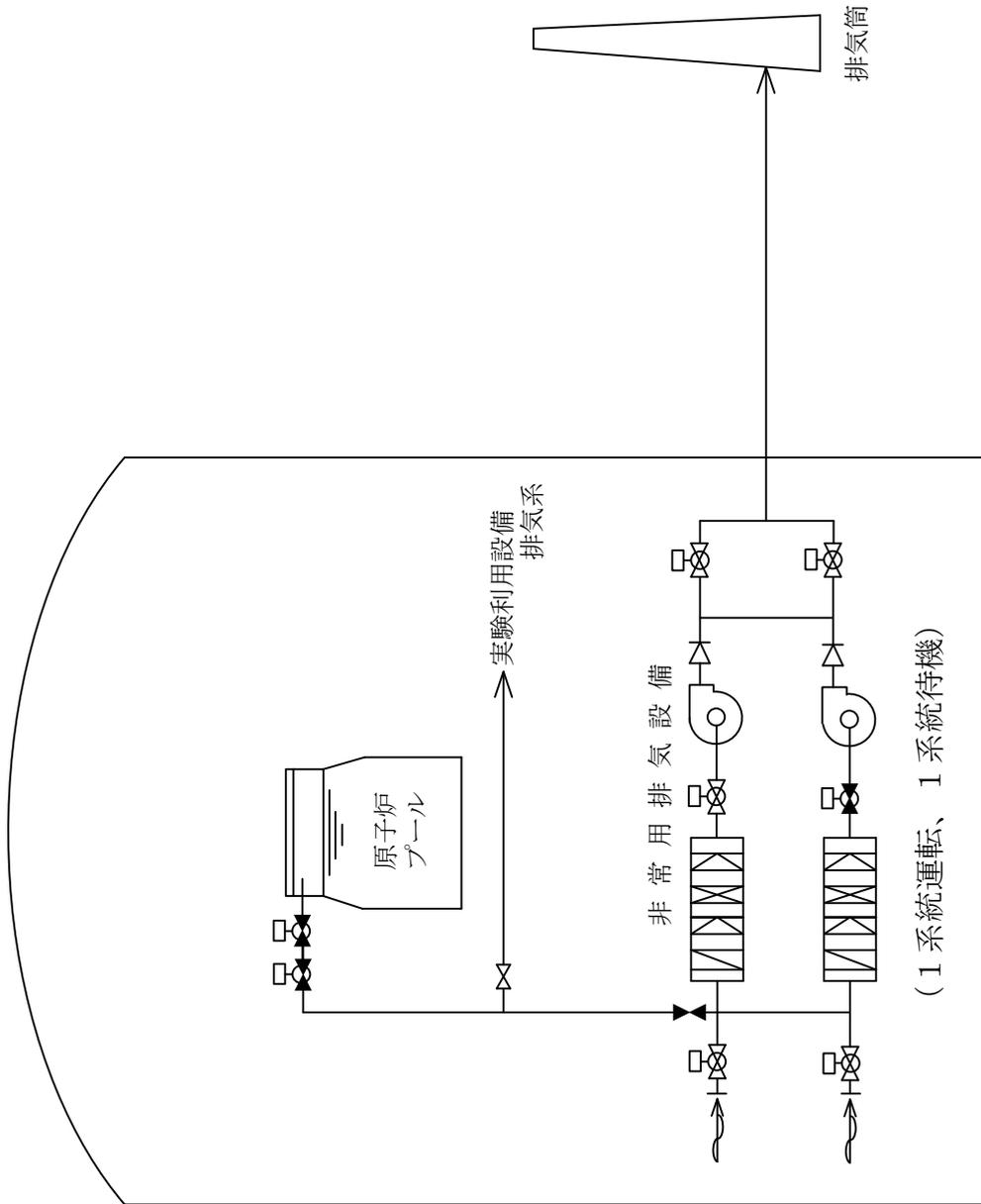
第 8.2-1 図 冠水維持設備説明図



第 8.2-2 図 サイフォンブレーク弁構造図

原子炉建家

	粗	フ	イ	ル	タ
	微	粒	子	フ	イ
	よ	う	素	除	去
	自	動	バ	タ	フ
	逆	止	弁		
	遠	隔	手	動	弁
	排	風	機		



第 8.3-1 図 非常用排気設備系統図

## 9. 原子炉補助設備

### 9.1 概要

原子炉補助設備は、原子炉の運転及び安全を保持するための施設であり、次の各設備を含む。

崩壊熱除去設備

試料採取設備

燃料取扱設備及び貯蔵施設

### 9.2 崩壊熱除去設備

#### 9.2.1 概要

崩壊熱除去設備は、1次冷却系設備の一部である1次冷却材補助ポンプ及び原子炉プール内に設置される自然循環弁で構成する。

#### 9.2.2 設計方針

- (1) 1次冷却材補助ポンプは、原子炉停止直後における崩壊熱除去ができる設計とし、自然循環弁は、長期にわたり炉心を冷却することができる設計とする。
- (2) 本設備は商用電源の他、非常用電源からも給電できる設計とする。
- (3) 本設備は耐震設計上の要求を十分満たすよう設計する。

#### 9.2.3 主要設備の仕様

本設備の設備仕様を第9.2-1表に示す。

#### 9.2.4 主要設備

##### (1) 1次冷却材補助ポンプ

本ポンプは横型斜流式とし、1次冷却系設備の一部として構成される。

本ポンプは、通常、原子炉の通常運転時に作動しており、商用電源喪失時には非常用電源より給電されることにより停止することはない設備とする。また、耐震設計上の要求を満たした構造とする。

本ポンプの構造を第4.4-2図に示す。

##### (2) 自然循環弁

本弁はバタフライ型とし、原子炉プール内に設置する炉心構造体のプレナム胴に取付ける。

本弁は耐震設計上の要求を満たした構造とする。また、商用電源喪失時には非常用電源から給電され、中央制御室から遠隔手動信号で弁の開閉を行う。

自然循環弁の構造を第9.2-1図に示す。

#### 9.2.5 評価

- (1) 1次冷却材補助ポンプは、2基設けることにより単一故障を想定しても、原子炉停止直

後における崩壊熱除去ができる。また、商用電源喪失時においても非常用電源から給電される設計となっているので、1次冷却材補助ポンプは停止することはない。さらに、引き続き長期にわたる冷却に対しては自然循環弁を開くことにより冷却できる。

### 9.3 試料採取設備

#### 9.3.1 概要

試料採取設備は、原子炉のプロセス流体を採取して電導度、濃度などを測定、分析するための設備であり、これらは原子炉全般、系統又は機器の性能を判断するために設ける。

#### 9.3.2 設計方針

試料採取のうち、放射性物質を含む系統から試料採取する設備は、試料採取時の被ばく、汚染に対して十分な防護設備を設け、試料採取時に発生するこぼれ水、洗いを液体廃棄物廃棄設備に導くようにする。

#### 9.3.3 主要設備

試料採取設備は次に示す設備で構成する。

- (1) 1次冷却材サンプリング装置
- (2) 2次冷却材サンプリング装置
- (3) 重水サンプリング装置
- (4) ヘリウムサンプリング装置
- (5) 事故時サンプリング装置

本設備の系統図を第9.3-1図に示す。

### 9.4 燃料取扱設備及び貯蔵施設

#### 9.4.1 概要

燃料取扱設備及び貯蔵施設は、未使用燃料を本研究所内に搬入してから、使用済燃料を研究所外に搬出するまでの燃料取扱及び貯蔵を安全かつ確実に行うものである。

燃料交換は約1か月に1回、原子炉停止時に行い、過剰反応度及び燃料要素の燃焼度等を考慮し、取り出す燃料要素を決定する。

本研究所に搬入した未使用燃料要素は、受入検査後、未使用燃料貯蔵ラックに貯蔵し、燃料交換開始前に、燃料交換に必要な本数を炉室内に搬入する。

燃料交換は、原子炉停止後に、原子炉の上部遮蔽体を開放して落下防止機構を有する燃料取扱治具を用いて1体ずつ行う。炉心から取出した使用済燃料要素は、カナルを通して使用済燃料プールへ移し、使用済燃料貯蔵ラックに納め、ここで約1年間冷却する。冷却を終えた使用済燃料要素は使用済燃料貯槽 No.1 に移し、その貯槽内で搬出するまで貯蔵する。

使用済燃料貯槽 No.2 から使用済燃料要素を搬出するときは、使用済燃料貯槽 No.2 内で使用済燃料輸送容器に入れて行う。使用済燃料貯槽 No.2 への搬入は、JRR-3 使用済

燃料要素は使用済燃料貯槽 No. 1 から使用済燃料移送装置を使用して行い、J R R - 2 及び J R R - 4 の使用済燃料要素は、各原子炉施設から専用の使用済燃料運搬容器を使用して行う。

なお、使用済燃料貯槽 No. 2 は最大 80 体まで J R R - 2 及び J R R - 4 の使用済燃料を貯蔵することができる。

#### 9.4.2 設計方針

燃料取扱設備及び貯蔵施設は、次の方針に従い設計する。

- (1) 未使用燃料貯蔵ラック及び使用済燃料貯蔵ラックは、燃料要素の間隔を適切にとり、実効増倍率は 0.95 以下となるように設計する。
- (2) 未使用燃料の貯蔵容量は、運転計画を考慮し余裕のある設計とする。また、使用済燃料の貯蔵容量は、燃料交換計画、冷却期間及び搬出を考慮し、使用済燃料プール並びに使用済燃料貯槽 No. 1 及び No. 2 を合わせ、十分に余裕のある設計とする。
- (3) 使用済燃料プールは、「3.2.4 その他の主要な設備」で述べたとおり十分な耐震性及び漏えい監視設備を有した設計とする。
- (4) 使用済燃料の貯蔵施設は、従事者等の被ばくを合理的に達成できる限り低くできるように設計する。

#### 9.4.3 主要設備の仕様

燃料取扱設備及び貯蔵施設の設備仕様を第 9.4-1 表に示す。

#### 9.4.4 主要設備

##### (1) 燃料取扱設備

本設備は、燃料搬送装置、使用済燃料取扱装置及び使用済燃料移送装置で構成する。

##### (i) 燃料搬送装置

本装置は、燃料及び実験物を原子炉プールと使用済燃料プールの間を移送するもので、レール、移動台車及び移動台車上の吊上げ機構で構成する。

##### (ii) 使用済燃料取扱装置

本設備は、使用済燃料プールで冷却した使用済燃料を使用済燃料貯槽 No. 1 へ移送する設備であり、使用済燃料の吊上げ機構、遮蔽能力を有したキャスク、使用済燃料を使用済燃料貯槽 No. 1 へ導く配管及び緩衝機構で構成する。

使用済燃料取扱装置の概要を第 9.4-1 図に示す。

##### (iii) 使用済燃料移送装置

本装置は、使用済燃料を使用済燃料貯槽 No. 1 と No. 2 の間を移送する装置であり、燃料受台、移動台車、駆動装置、水平・垂直機構、ゲートバルブ及び使用済燃料移送管で構成する。

##### (2) 燃料貯蔵施設

本施設は、未使用燃料貯蔵庫、使用済燃料プール、使用済燃料貯槽 No. 1、No. 2 及び使

用済燃料貯蔵施設（北地区）で構成する。

(i) 未使用燃料貯蔵庫

燃料管理施設内に、未使用燃料貯蔵庫を設置する。

未使用燃料貯蔵庫内に、未使用燃料を乾燥状態で貯蔵するが、いかなる水分雰囲気も考慮しても実効増倍率が 0.95 以下となるように設計された未使用燃料貯蔵ラックを設置する。

(ii) 使用済燃料プール

本プールは、「3.2.4 その他の主要な設備」で述べたプールであり、本プール内に実効増倍率が 0.95 以下となるように設計された使用済燃料貯蔵ラックを設置する。また、地震等による溢水がおきた場合でも給水が容易に行えるよう、上部を開放した設計とする。

(iii) 使用済燃料貯槽 No.1

使用済燃料貯槽 No.1 に、実効増倍率が 0.95 以下となるように設計された使用済燃料貯蔵ラックを設置する。

(iv) 使用済燃料貯槽 No.2

使用済燃料貯槽 No.2 の実効増倍率が、0.95 以下となるように設計された使用済燃料貯蔵ラックを設置する。

使用済燃料貯槽 No.2 に貯蔵する使用済燃料の最大発熱量の合計は 3.65kW 以下とする。また、使用済燃料貯槽 No.2 の線量当量率は貯槽水表面で  $50 \mu\text{Sv/h}$ 、貯槽壁外表面で  $20 \mu\text{Sv/h}$  を超えないようにする。

(v) 使用済燃料貯蔵施設（北地区）

JRR-3 金属天然ウラン燃料体を最大 600 体貯蔵する能力を有している。また、本施設は NSRR 実験済燃料の貯蔵も可能となっている。

#### 9.4.5 評価

(1) 未臨界性

主要材料がステンレス鋼の未使用燃料貯蔵ラック及び使用済燃料ラックにおける実効増倍率の計算に当り、未使用燃料貯蔵ラックについては、計算結果が厳しくなるように水密度を仮定し、使用済燃料貯蔵ラックについては、可燃性吸収体がない新燃料要素を貯蔵することを仮定するなど保守的な条件の下にモンテカルロコード KENO-IV を使用して実効増倍率をそれぞれ計算した。その結果、未使用燃料貯蔵ラックの実効増倍率は約 0.85、使用済燃料貯蔵ラックの実効増倍率は約 0.94 であり、いずれも十分に未臨界を確保できる。

(2) 貯蔵能力

常に JRR-3 全炉心分の燃料要素を貯蔵することができる余裕を有するとともに、低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料による運転開始後の使用済燃料の年間発生量 0.9 炉心（約 29 体）に対して、使用済燃料貯槽 No.1 の貯蔵能力が 520 体あり、十分な貯蔵容量が確保できる。

### (3) 除熱能力

JRR-3燃料要素1体当たりの出力分担を20MW/26体とし、燃焼度を低濃縮ウラン・アルミニウム分散型合金燃料については50%、低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料については60%として、ORIGEN-JRコードを使用して使用済燃料要素の崩壊熱による発熱量を計算した。取り出し時期が異なる各々の使用済燃料要素からの発熱量を貯蔵能力の限度になるまで積算した結果、使用済燃料プールでは除熱能力(約125kW)に対して発熱量約112kW、使用済燃料貯槽 No.1 では除熱能力(約9.8kW)に対して発熱量約8.3kW、また使用済燃料貯槽 No.2 では除熱能力(約3.7kW)に対して発熱量約3.6kWであり、いずれも除熱能力を超えることはない。

### (4) 遮蔽

使用済燃料要素の線源計算は上記(3)の条件(1体当たりの出力分担、燃焼度)にてORIGEN-JRコードを使用して実施した。遮蔽計算は、QAD-CGGP2コードを使用して実施した。その結果、使用済燃料プール及び使用済燃料貯槽 No.1 における最大線量当量率は、それぞれ約 $2.5\mu\text{Sv/h}$ 、約 $0.007\mu\text{Sv/h}$ であり、添付書類九の第2.2-1-1表に示す当該基準線量当量率( $6\mu\text{Sv/h}$ 及び $60\mu\text{Sv/h}$ )をいずれも下回る。また、使用済燃料貯槽 No.2 における最大線量当量率は、JRR-2円筒BM型の使用済燃料を保管した場合に、貯水層表面で約 $6\times 10^{-4}\mu\text{Sv/h}$ 、貯槽壁外表面で約 $14\mu\text{Sv/h}$ であり、9.4.4(iv)に示す当該線量当量率( $50\mu\text{Sv/h}$ 及び $20\mu\text{Sv/h}$ )をいずれも下回る。

第 9.2-1 表 崩壊熱除去設備の仕様

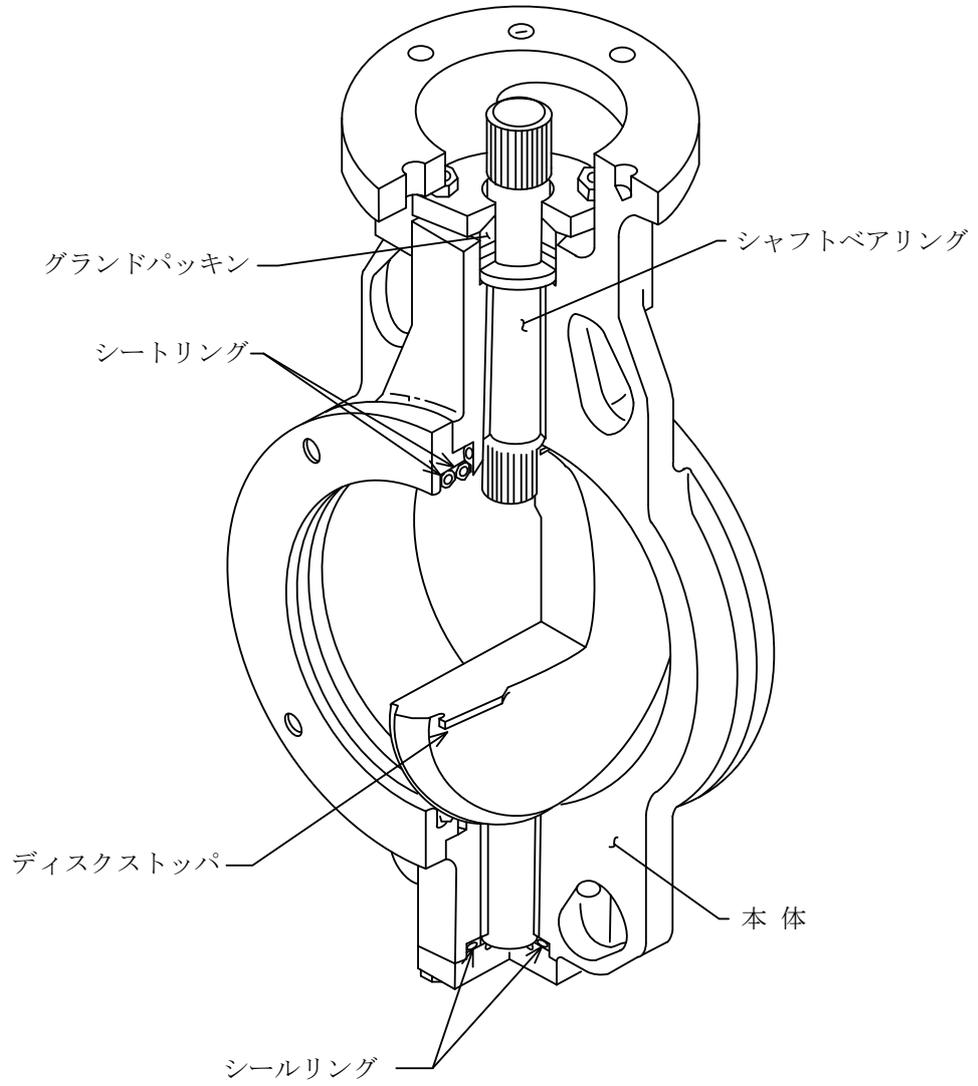
(1) 1次冷却材補助ポンプ	
第4.3-2表参照	
(2) 自然循環弁	
形式	バタフライ弁
基数	1基
口径	約200A
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼

第 9.4-1 表 燃料取扱設備及び貯蔵施設の設置仕様

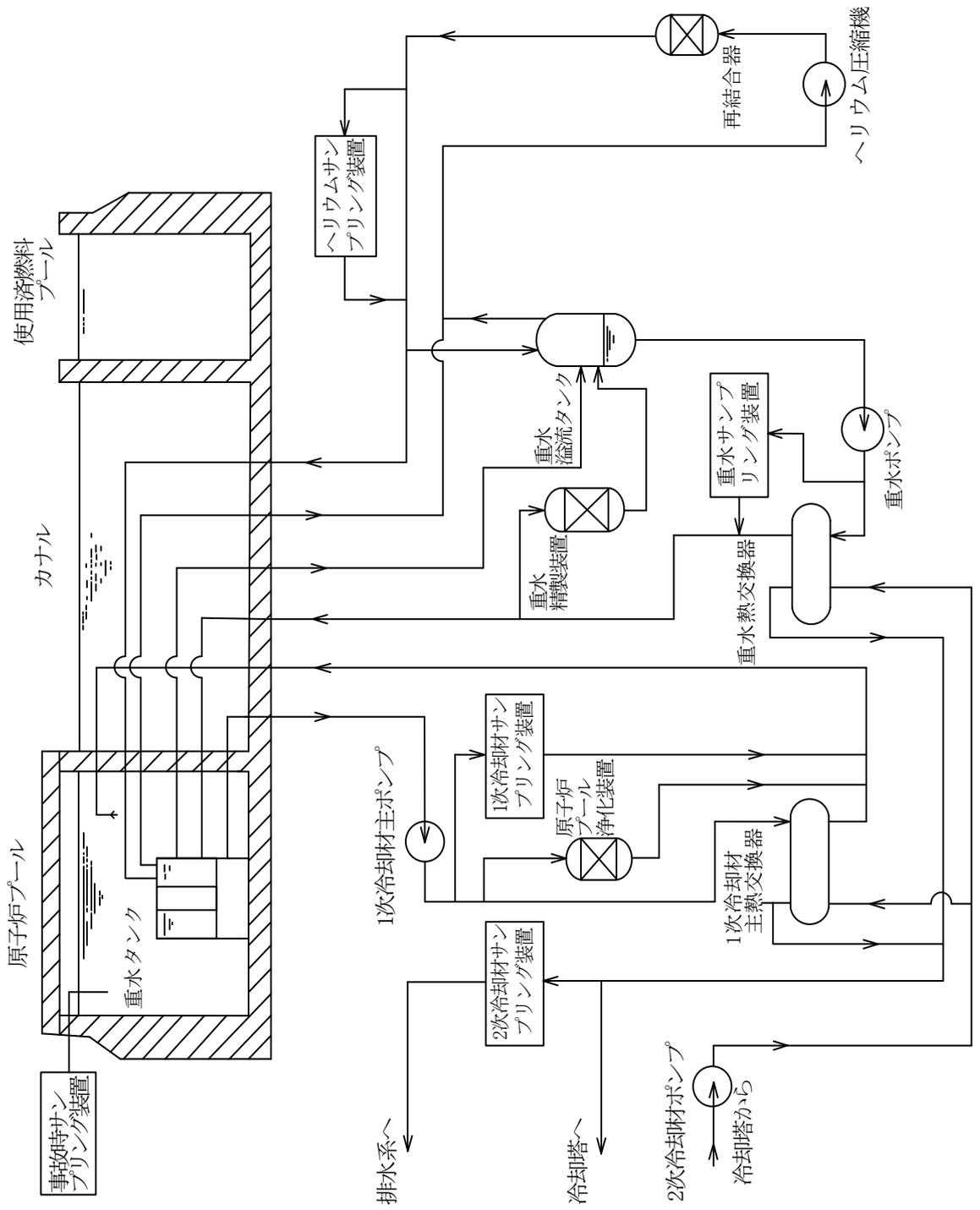
(1) 燃料取扱設備	
a) 燃料搬送装置	
形式	レール走行式
基数	1基
b) 使用済燃料取扱装置	
取扱容量	1体
基数	1基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼、鉛
c) 使用済燃料移送装置	
取扱容量	1体
基数	1基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
(2) 貯蔵施設	
a) 未使用燃料貯蔵庫	
形式	ラック式、乾燥貯蔵
貯蔵容量	標準型燃料要素、フォロー型燃料要素 150体
b) 使用済燃料プール	
形式	ラック式、水中貯蔵
貯蔵容量	標準型燃料要素、フォロー型燃料要素 130体

第 9. 4. 1 表 燃料取扱い設備及び貯蔵施設の設置仕様 (つづき)

c) 使用済燃料貯槽 No. 1	
形式	ラック式、水中貯蔵
貯蔵容量	標準型燃料要素、フォロー型燃料要素 (ウラン・アルミニウム分散型合金燃料及びウラン シリコンアルミニウム分散型合金燃料) 520体 及び UO <sub>2</sub> 燃料、金属天然ウラン燃料 450体
d) 使用済燃料貯槽 No. 2	
形式	ラック式、水中貯蔵
貯蔵容量	標準型燃料要素、フォロー型燃料要素 (ウラン・アルミニウム分散型合金燃料及びウラン シリコンアルミニウム分散型合金燃料) 及び J R R - 2、4 の燃料要素 80体 又は UO <sub>2</sub> 燃料、金属天然ウラン燃料 450体
e) 使用済燃料貯蔵施設 (北地区)	
形式	密封容器封入、乾式貯蔵
貯蔵容量	金属天然ウラン燃料600体 N S R R 実験済燃料



第 9.2 - 1 図 自然循環弁構造図



第 9.3 - 1 図 試料採取設備系統説明図

第 9.4-1 図 使用済燃料取扱装置構造説明図

## 10. 計測制御系統施設

### 10.1 概要

計測制御系統施設は、次の各設備で構成する。

中性子計装設備  
プロセス計装設備  
原子炉出力制御設備  
原子炉保護設備  
工学的安全施設作動設備  
プロセス放射能監視設備  
制御室

### 10.2 中性子計装設備

#### 10.2.1 概要

中性子計装設備は、計測制御系及び安全保護系で構成し、原子炉の停止状態から定格出力運転までの中性子束を連続して測定し、原子炉の運転制御及び安全保護動作に必要な情報を得る。

イ. 計測制御系

起動系

線形出力系

ロ. 安全保護系

対数出力炉周期系

安全系

#### 10.2.2 設計方針

- (1) 中性子計装設備の計測制御系は原子炉の起動から定格出力、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における中性子束を連続して測定でき、必要なものは記録できる設計とする。
- (2) 中性子計装設備の安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉の安全保護動作を自動的に開始させる設計とする。
- (3) 中性子計装設備の安全保護系は、系を構成する機器、チャンネルの単一故障が起こっても安全保護の機能を失わない多重性を持ち、電源の喪失があっても最終的には安全な状態に落ち着く設計とする。
- (4) 中性子計装設備の安全保護系を構成する各チャンネルは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時においてその安全保護機能が喪失しないようにチャンネル相互を分離した設計とする。
- (5) 中性子計装設備の計測制御系と安全保護系は相互に分離し、部分的共用のある場合は安全保護系の機能を失わない設計とする。
- (6) 中性子計装設備の安全保護系は、チャンネルごとに独立した無停電電源装置から給電す

る設計とする。

(7) 中性子計装設備は、原子炉の停止時に試験及び検査ができる設計とする。

(8) 中性子計装設備の安全保護系は、外部ネットワークから切断した設計とする。

### 10.2.3 主要設備

中性子計装設備は、起動系、線形出力系、対数出力炉周期系及び安全系で構成し、それぞれの系統は独立した2チャンネルからなる。

中性子計装設備の構成を第10.2-1図に示す。また、各系の計測範囲を第10.2-2図に示す。

#### (1) 中性子検出器

中性子計装設備に用いる中性子検出器は、以下に示す種類のもので構成し、原子炉プール内の適切な位置に配置する。

起 動 系：比例計数管

線 形 出 力 系：補償型電離箱

対数出力炉周期系：補償型電離箱

安 全 系：補償型電離箱

中性子検出器の配置の概略を第10.2-3図に示す。

#### (2) 起動系

主として臨界近接、初期起動時等の、低出力時の中性子束を監視するもので、中性子検出器、増巾器、計数率計、記録計等で構成する。

この系統からは、起動インターロック及び警報信号を発する。

#### (3) 線形出力系

中性子束による原子炉出力の監視、制御を行うためのもので、中性子検出器、線形出力計、記録計等で構成する。

この系統からは、制御棒引き抜きインターロック及び警報信号を発する。

#### (4) 対数出力炉周期系

中性子束による原子炉出力及び炉周期の監視をするもので、中性子検出器、対数出力計、炉周期計、記録計等で構成する。

この系統からは、炉周期短の警報、リバース及びスクラム信号を発する。

#### (5) 安全系

中性子束による原子炉出力を監視をするもので、中性子検出器、出力指示計等で構成する。

この系統からは、原子炉過出力の警報、リバース及びスクラム信号を発する。

#### (6) 中性子計装盤

中性子計装設備の各系統を構成する、増巾器、絶縁増巾器、高低圧電源等を収納する計装盤であり、計測制御系と安全保護系を分離し、かつ安全保護系はチャンネル相互間を分離した構造とする。

#### 10.2.4 評価

- (1) 中性子計装設備の計測制御系は、起動系及び、線形出力系により原子炉の起動から定格出力、さらに、運転時の異常な過渡変化時における中性子束を連続して測定できる。
- (2) 中性子計装設備の安全保護系は、対数出力炉周期系及び安全系により、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉の安全保護動作を自動的に開始させることができる。
- (3) 中性子計装設備の安全保護系は、単一故障が起こっても安全保護機能を喪失することなく、電源の喪失に対しても原子炉の安全保護動作を行う方向に作動する。
- (4) 中性子計装設備の安全保護系は、その安全保護機能を喪失しないようにチャンネル間で検出器位置、ケーブルルート、中性子計装盤を分離している。
- (5) 中性子計装設備の計測制御系と安全保護系は相互に分離し、安全保護系の信号を計測制御系で使用する場合は、絶縁増巾器等を用いて計測制御系の故障が安全保護系に影響を与えないようにしている。
- (6) 中性子計装設備の安全保護系は、チャンネルごとに独立した無停電電源装置から給電できる設計としている。
- (7) 中性子計装設備は、原子炉の停止時に試験及び検査ができる。

### 10.3 プロセス計装設備

#### 10.3.1 概要

プロセス計装設備は、安全保護系及び計測制御系で構成し、原子炉の起動から定格出力運転まで、原子炉施設の各種プロセス量を測定し、原子炉の安全保護動作及び運転制御に必要な情報を得る。

#### 10.3.2 設計方針

- (1) プロセス計装設備の安全保護系
  - (i) プロセス計装設備の安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時にその異常状態を検知し、原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備を自動的に作動させる設計とする。
  - (ii) プロセス計装設備の安全保護系は、それぞれ分離した2チャンネルで構成し、チャンネルの単一故障が起こっても安全保護機能を失わないよう多重性を有する設計とする。
  - (iii) プロセス計装設備の安全保護系は、電源喪失を含めてフェールセーフを原則とする設計とする。
  - (iv) プロセス計装設備の安全保護系を構成する機器は、計測制御系と分離して配置し、部分的共用を行う場合は、その安全保護機能を失わない設計とする。
  - (v) プロセス計装設備の安全保護系は、原子炉の停止時に試験及び検査ができる設計とする。
  - (vi) プロセス計装設備の安全保護系は、外部のネットワークから切断した設計とする。

## (2) プロセス計装設備の計測制御系

- (i) プロセス計装設備の計測制御系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、主要なパラメータが予想変動範囲内で監視、記録ができるように設計する。

### 10.3.3 主要設備

#### (1) プロセス計装設備の安全保護系

プロセス計装設備の安全保護系は、検出器のほかに各種のアナログ変換器盤、安全保護系制御盤等で構成する。

プロセス計装設備の安全保護系には、下記の項目がある。

- 1次冷却材流量
- 1次冷却材炉心出口温度
- 1次冷却材炉心出入口温度差
- 重水温度
- 重水流量
- 重水溢流タンク水位
- 原子炉プール水位

これらの計装は、単一故障が起こってもその機能を喪失しないよう多重化させそれぞれのチャンネルは独立した計装盤に収納することにより物理的に分離する。

また、それらの計装に必要な電源は、独立した無停電電源装置から給電するとともに、検出器と計装盤間等の関連する配線もチャンネル相互に分離し電氣的にも独立性を保つようにする。

プロセス計装設備の安全保護系の信号を計測制御系に伝達する場合には、絶縁増巾器等を介して絶縁し、計測制御系の故障が安全保護系に影響を与えないようにする。

#### (2) プロセス計装設備の計測制御系

プロセス計装設備の計測制御系は以下に示す計装により監視又は記録できるようにする。

また、運転時及び運転時の異常な過渡変化時において対策を講じるのに必要なパラメータは監視又は記録できるようにする。

##### (i) 1次冷却系計装

1次冷却系の計装では、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度等を指示又は記録し、設定値に達すると警報を発する。

##### (ii) 2次冷却系計装

2次冷却系の計装では、2次冷却材ポンプ出入口圧力、2次冷却塔入口温度、2次冷却系流量等を指示、又は記録し、設定値に達すると警報を発する。

##### (iii) 重水冷却系計装

重水冷却系の計装では、重水ポンプ出入口圧力、重水溢流タンク水位、ヘリウム流量、重水再結合器温度等を指示又は記録し、設定値に達すると警報を発する。

(iv) その他の計装

その他の計装として、原子炉プール溢流系、原子炉プール水浄化系、廃樹脂貯留設備、軽水貯留設備、換気空調設備等のプロセス計装を設ける。

### 10.3.4 評価

(1) プロセス計装設備の安全保護系は、多重化されており、単一故障が起こっても安全機能を喪失することはない。

また、チャンネル間の相互干渉を防止するため各チャンネル相互を実用上可能な限り物理的、電氣的に分離している。また、盤と配線は原則として難燃性あるいは不燃性材料を使用する設計となっている。

(2) プロセス計装設備の安全保護系は、電源の喪失に対して原子炉の保護動作を行う方向に作動するように設計されている。

また、プロセス計装設備の安全保護系及び計測制御系の主要なプロセス計装設備の電源は、無停電電源装置より瞬時停電もなく給電されているので、商用電源喪失時においてもその機能を喪失することはない。

(3) プロセス計装設備の安全保護系の信号を計測制御系に伝達する場合には、絶縁増巾器等により絶縁し、計測制御系で生じた故障が安全保護系に影響を与えないようにしている。

(4) プロセス計装設備の安全保護系は、原子炉の停止時に試験検査ができる。

(5) プロセス計装設備の計測制御系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の炉心、冠水維持設備、原子炉建家及びその関連システムの健全性を確保するために、主要なパラメータを予想変動範囲内に維持制御し、監視できる。

また、設計基準事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータとして、原子炉プール水位を監視、記録できる設計となっている。

## 10.4 原子炉出力制御設備

### 10.4.1 概要

原子炉出力制御設備は、制御棒の挿入度を制御し、照射試料の挿入・取出し、キセノン濃度変化、温度変化、燃料の燃焼等によって生じることが予想される原子炉出力変動を調整し、所要の運転状態に維持するため、反応度制御系、中性子計装設備の線形出力系及び原子炉停止系の制御棒系で構成する。

### 10.4.2 設計方針

(1) 原子炉出力制御設備は、原子炉の制御に関する重要な情報が設定値を超えた場合安全側に作動する設計とする。

(2) 原子炉出力制御設備は、原子炉の自動制御運転時の外乱による反応度変化に対し出力変動を抑制し、安定な運転が行える設計とする。

### 10.4.3 主要設備

#### (1) 反応度制御系

反応度制御系は手動操作回路、自動制御回路、インターロック回路及びリバース回路で構成する。反応度制御系の系統図を第10.4-1図に示す。また、制御棒位置指示系統の概略を第10.4-2図に示す。

粗調整棒は中央制御室から手動で遠隔調整する。この場合、粗調整棒は3本以上は同時に引き抜けないインターロックを設ける。微調整棒は自動制御回路で調整できるほか中央制御室から手動で遠隔調整できる。微調整棒を手動で引き抜く場合、他の制御棒を同時に引き抜けないインターロックを設ける。

自動制御回路は、中性子計装設備の線形出力系の信号と出力設定器からの信号との偏差信号により、微調整棒1本を制御する定値制御回路及び追値制御回路から成る。

インターロック回路は以下の項目のもので構成する。

制御棒手動引き抜きインターロック

自動制御運転インターロック

制御棒リバースは、リバース回路で発生した信号により、全制御棒を挿入し、原因が解除されると挿入を停止する。

### 10.4.4 評価

- (1) 原子炉出力制御設備は、原子炉の制御に関する重要な情報が設定値を超えた場合、インターロック回路又はリバース回路により原子炉出力を抑制するよう設計されている。
- (2) 原子炉出力制御設備は、自動制御運転時に照射試料の挿入・取出し、キセノン濃度変化、温度変化、燃料の燃焼等による反応度外乱に対し、原子炉の出力変動を抑制し、安定な運転ができる。

## 10.5 原子炉保護設備

### 10.5.1 概要

原子炉保護設備は、中性子計装設備、プロセス計装設備、プロセス放射能監視設備の安全保護系からの信号により、運転時の異常な過渡変化時あるいは設計基準事故時に際し、制御棒系を自動的に作動させ、原子炉を停止させる。

### 10.5.2 設計方針

- (1) 原子炉保護設備は、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に異常状態を検知した信号を受け、制御棒系を自動的に作動させ、原子炉を停止する設計とする。
- (2) 原子炉保護設備は、単一故障が起こってもその安全保護機能を喪失しない多重性を有する設計とする。
- (3) 原子炉保護設備は、チャンネル相互を分離し、チャンネル間の独立性を持たせる設計とする。
- (4) 原子炉保護設備は、電源の喪失が発生した場合、安全に原子炉を停止できる設計とする。

- (5) 原子炉保護設備は、作動状況が確認できる設計とする。
- (6) 原子炉保護設備は、原子炉の停止時に試験及び検査ができる設計とする。

### 10.5.3 主要設備

原子炉保護設備説明図を第10.5-1図及び第10.5-2図に示す。

#### (1) 回路

原子炉保護設備の回路は、原子炉スクラム信号を発生するスクラム回路、原子炉スクラム信号により自動的に開く原子炉スクラム遮断器及び監視装置で構成する。

原子炉スクラム回路及び原子炉スクラム遮断器は単一故障が発生しても安全保護機能を喪失しないよう2チャンネルで構成し、かつ、チャンネル相互を分離して設置する。また、電源の喪失が発生しても、安全に原子炉を停止できる回路構成とする。

#### (2) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラム信号の項目を第10.5-1表に示す。

#### (3) 監視装置

原子炉保護設備の作動状況を確認するため、次のような監視装置を設ける。

##### (i) 警報

原子炉保護設備に必要な安全保護系からの信号が警報設定値に達した場合は、中央制御室に警報を発する。

##### (ii) 表示灯

原子炉保護設備が作動した場合には、中央制御室に設ける表示灯において作動状態を示す。

### 10.5.4 評価

- (1) 原子炉保護設備は、制御棒系を自動的に作動させ原子炉を停止する機能を有している。
- (2) 原子炉保護設備の機器及び回路は2チャンネルで構成されており、単一故障が起こってもその安全保護機能を喪失することはない。
- (3) 原子炉保護設備は、相互干渉が起これないよう物理的に独立性をもたせている。
- (4) 原子炉保護設備を構成するリレーは、常時励磁状態とし、電源の喪失が発生しても安全に原子炉を停止できる回路となっている。
- (5) 原子炉保護設備の作動状況は、警報、表示灯及び中性子計装により確認することができる。
- (6) 原子炉保護設備は、原子炉の停止時に試験及び検査ができる。

## 10.6 工学的安全施設作動設備

### 10.6.1 概要

工学的安全施設作動設備は、原子炉設備の破損、故障等に起因して、原子炉の燃料の破損等による多量の放射性物質の放散の可能性がある場合に、これらを抑制、又は防止するための設備を起動するものである。

工学的安全施設作動設備は、プロセス計装設備及びプロセス放射能監視設備の安全保護系からの信号を受けて、サイフォンブレイク弁又は非常用排気設備のほか、換気空調設備の隔離弁を自動作動させるもので、それぞれ2チャンネルで構成する。

#### 10.6.2 設計方針

- (1) 工学的安全施設作動設備は、単一故障が起こってもその安全保護機能を喪失しない多重性を有する設計とする。
- (2) 工学的安全施設作動設備は、チャンネル相互を分離し、チャンネル間の独立性をもたせる設計とする。
- (3) 工学的安全施設作動設備は、電源の喪失に対しても確実に作動し、かつ安全な状態が維持できる設計とする。
- (4) 工学的安全施設作動設備は、作動状況が確認できる設計とする。
- (5) 工学的安全施設作動設備は、原子炉の停止時に試験及び検査ができる設計とする。

#### 10.6.3 主要設備

##### 10.6.3.1 工学的安全施設作動回路

工学的安全施設作動回路には以下のものがある。

これを第10.6-1図に示す。

##### (1) サイフォンブレイク弁作動回路

サイフォンブレイク弁作動回路は、原子炉プール水位低低信号により作動する。

##### (2) 非常用排気設備作動回路

非常用排気設備作動回路は、燃料事故モニタ高高信号により作動する。

##### 10.6.3.2 監視装置

工学的安全施設作動設備の作動状況を確認するため、次のような監視装置を設ける。

##### (1) 警報

工学的安全施設作動設備に必要なプロセス計装設備の安全保護系等からの信号が警報設定値に達した場合は、中央制御室に警報を発する。

##### (2) 表示灯

工学的安全施設が作動した場合には、中央制御室に設ける表示灯において作動状態を示す。

#### 10.6.4 評価

- (1) 工学的安全施設作動設備を構成する機器及び回路は多重性を有しており、単一故障が起こっても、その安全保護機能を喪失することはない。
- (2) 工学的安全施設作動設備は、相互干渉が起こらないよう電氣的、物理的に独立性を有する。
- (3) 工学的安全施設作動設備は、電源の喪失に対して安全保護機能を喪失することはない。

- (4) 工学的安全施設作動状況は、警報、表示灯及びプロセス計装により確認することができる。
- (5) 工学的安全施設作動設備は、原子炉の停止時に試験及び検査ができる。

## 10.7 プロセス放射能監視設備

### 10.7.1 概要

プロセス放射能監視設備は、燃料事故モニタ、プロセスモニタ及び破損燃料検出装置で構成する。

### 10.7.2 設計方針

#### (1) 燃料事故モニタ

- (i) 燃料事故モニタは、設計基準事故時にその異常状態を検知し、放射能レベルが設定値を超えた場合には中央制御室に警報を発するとともに非常用排気設備作動回路を自動的に作動させる設計とする。
- (ii) 燃料事故モニタは、それぞれ分離した2チャンネルで構成し、チャンネルの単一故障が起こっても安全保護機能を失わないよう多重性を有する設計とする。
- (iii) 燃料事故モニタは、電源の喪失に対して原子炉の安全保護機能が喪失しない設計とする。
- (iv) 燃料事故モニタは、設計基準事故時の環境条件によってその機能が損われることのない設計とする。
- (v) 燃料事故モニタは、原子炉の停止時に試験及び検査ができる設計とする。

#### (2) プロセスモニタ

プロセスモニタは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉施設内の必要な系統からの放射能を測定、監視できる設計とする。

#### (3) 破損燃料検出装置

破損燃料検出装置は、原子炉運転中に原子炉内の燃料に破損が生じた場合、破損の発生が検知できる設計とする。

### 10.7.3 主要設備

#### (1) 燃料事故モニタ

- (i) 燃料事故モニタは、設計基準事故時に1次冷却材中の放射性物質の放射能を連続的に測定し、中央制御室でその指示、記録を行い、放射能レベルが設定値を超えた場合は、中央制御室に警報を発するとともに原子炉保護設備及び非常用排気設備作動回路を自動的に作動させる。
- (ii) 燃料事故モニタの検出器は電離箱を使用し、カナル下の炉心出口1次冷却材配管部に2チャンネル設ける。

#### (2) プロセスモニタ

プロセスモニタは、実験利用設備及び炉上面から排出される空気中の放射能及び1次

冷却材、2次冷却材中の放射能を連続して測定し、中央制御室で記録、指示を行う。放射能レベルが設定値を超えた場合は、中央制御室に警報を発する。プロセスモニタの系統を第10.7-1図に示す。

### (3) 破損燃料検出装置

破損燃料検出装置は原子炉運転中に破損した燃料から1次冷却材中へ流出した核分裂生成物の検出を行う。検出信号は、炉室計器室の破損燃料検出盤を介して中央制御室に指示、記録し、設定値を超えると警報を発する。破損燃料検出装置系統概念図を第10.7-2図に示す。

## 10.7.4 評価

### (1) 燃料事故モニタ

- (i) 燃料事故モニタは、設計基準事故時に放射能レベルが設定値を超えると自動的に非常用排気設備作動回路を作動することができる。
- (ii) 燃料事故モニタは、単一故障が起こっても安全機能を失うことなく非常用排気設備作動回路を作動することができる。
- (iii) 燃料事故モニタは、電源の喪失に対しても安全保護動作を行う方向に作動する。
- (iv) 燃料事故モニタは、設計基準事故時の環境によって機能を失うことはない。
- (v) 燃料事故モニタは、原子炉の停止時に試験及び検査ができる。

### (2) プロセスモニタ

プロセスモニタは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に実験利用設備及び炉上面から排出される空気中の放射能及び1次冷却材、2次冷却材中の放射能を連続して測定することができる。

### (3) 破損燃料検出装置

破損燃料検出装置は、原子炉運転中に原子炉内の燃料に微少な破損が生じたときに核分裂生成物を検知し、設定値を超えると中央制御室に警報を発する設計となっている。

## 10.8 制御室

### 10.8.1 概要

計測制御系統設備のうち、原子炉施設の運転に必要な監視及び操作装置は集中化し、原子炉制御棟内の中央制御室に設置する。

また、火災等の原因で中央制御室に止どまることができない場合にも、中央制御室外から原子炉を停止できるように、中央制御室外原子炉停止盤を設ける。

### 10.8.2 中央制御室

#### 10.8.2.1 設計方針

- (1) 原子炉施設の通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に必要な計測制御設備を、中央制御室で集中監視及び制御が行えるように設計する。
- (2) 中央制御室の主要ケーブル、制御盤等は原則として不燃性、又は、難燃性の材料を使用

する設計とする。

- (3) 人間工学上の諸因子を考慮して、制御盤の配置及び操作器具、弁等の操作性に留意する。
- (4) 計器表示及び警報表示において原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるよう留意する。
- (5) 保守点検において誤りを生じにくいよう留意する。
- (6) 原子炉の運転及び制御に直接使用するコンピュータ類は外部と切断して使用する。
- (7) 中央制御室には、手動による急速な原子炉の停止操作を行うことができるように手動停止スイッチを設ける。

#### 10.8.2.2 主要設備

中央制御室は、中性子計装設備、プロセス計装設備等の計装盤、及び原子炉出力制御設備、プロセス計装設備、工学的安全施設等の操作卓等を配置し、原子炉施設の通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に必要な操作器、指示計、記録計及び警報装置を運転員の操作性を考慮して設置する。

#### 10.8.3 中央制御室外原子炉停止盤

##### 10.8.3.1 設計方針

中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室にとどまることができない場合に、原子炉を停止できる設計とする。

##### 10.8.3.2 主要設備

中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室外に設置し、原子炉の停止及び必要最小限のパラメータの監視を行えるようにする。

盤に設置する主要機器は以下のとおりとする。

- 原子炉プール水位計
- 炉下室中性子モニタ
- 原子炉スクラムスイッチ

#### 10.8.4 通信連絡設備

##### 10.8.4.1 設計方針

通常運転時等に、本原子炉施設内で実験や作業をする者と相互に連絡ができる設計とする。

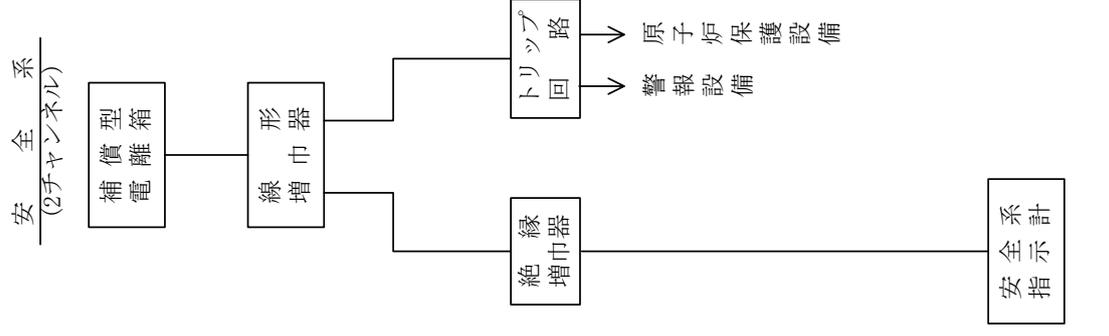
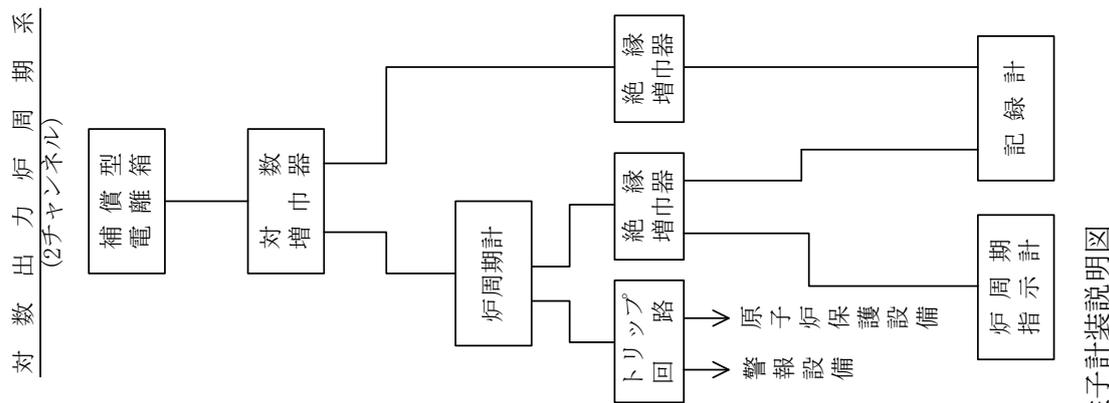
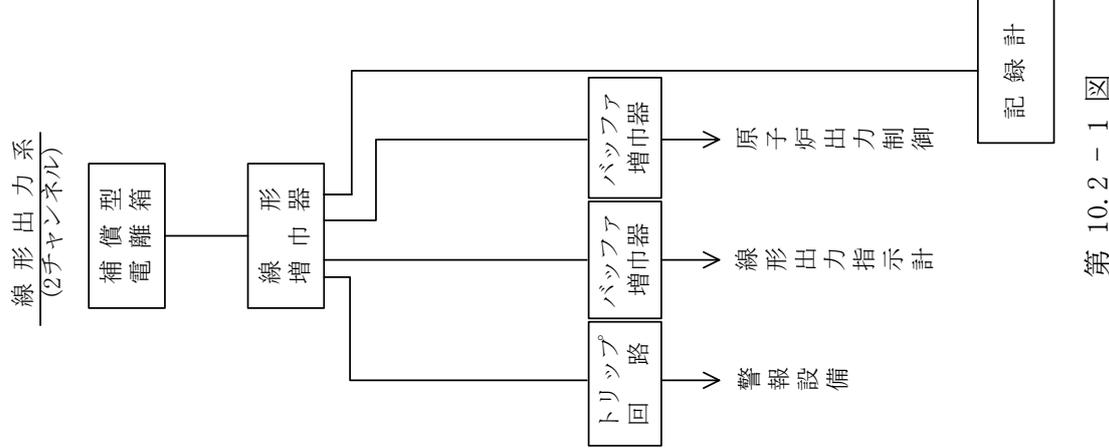
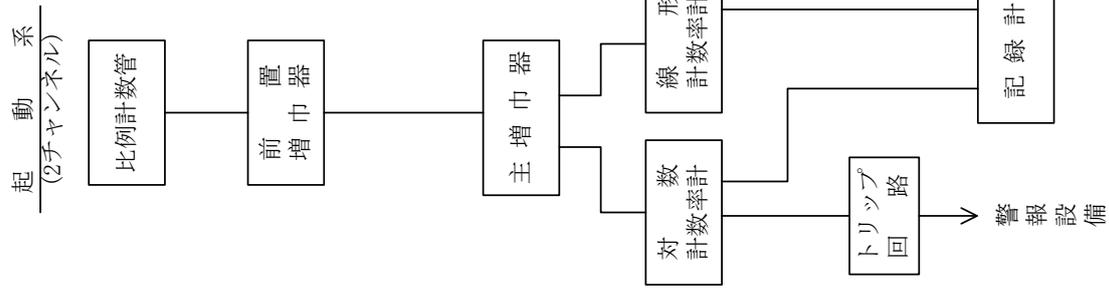
また、設計基準事故時に必要な警報系統及び通信連絡設備は、本原子炉施設内にいる全ての人々に対し、中央制御室から指示できる設計とする。

##### 10.8.4.2 主要設備

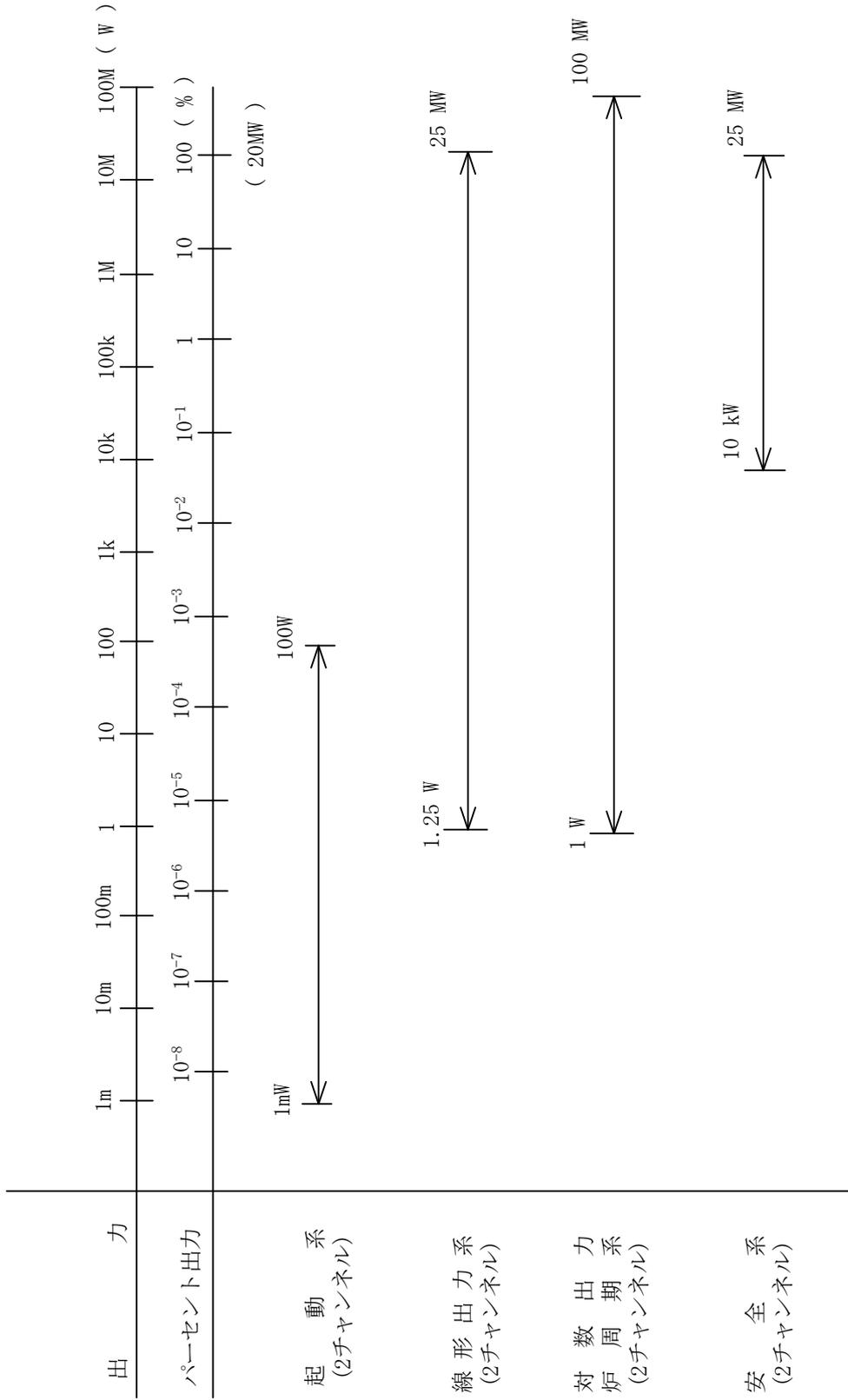
設計基準事故時に原子炉施設内の全員に対し、指令、呼出し等のできる通信連絡設備を設ける。

第 10.5-1 表 原子炉スクラム信号

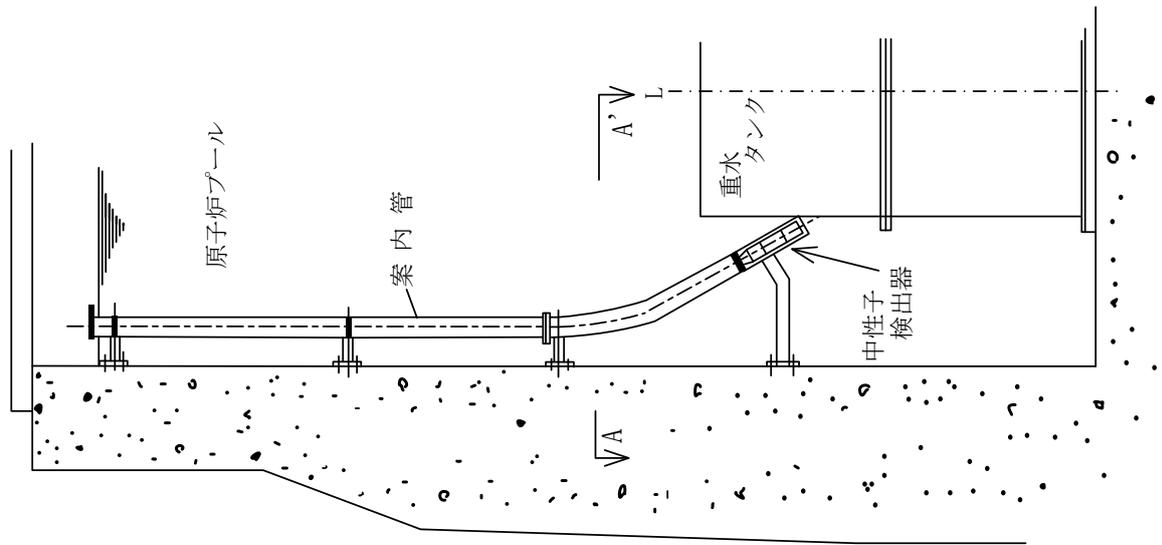
原子炉スクラム信号	検出器	作動ロジック
安全系中性子束高 (低設定・高設定)	安全系中性子検出器	1/2
対数出力炉周期短	対数出力炉周期系中性子検出器	1/2
1次冷却材流量低	1次冷却材流量検出器	1/2
1次冷却材炉心出口温度高	1次冷却材炉心出口温度検出器	1/2
1次冷却材炉心出入口温度差大	1次冷却材炉心出入口温度差検出器	1/2
1次冷却材主ポンプ停止	1次冷却材主ポンプ停止検出器	1/2
原子炉プール水位低	原子炉プール水位低検出器	1/2
サイフォンブレイク弁開	サイフォンブレイク弁開度検出器	1/2
1次冷却材補助ポンプ停止	1次冷却材補助ポンプ停止検出器	1/2
重水温度高	重水温度検出器	1/2
重水流量低	重水流量検出器	1/2
重水溢流タンク水位高	重水溢流タンク水位検出器	1/2
自然循環弁開	自然循環弁開度検出器	1/2
重水ダンプ弁開	重水ダンプ弁開度検出器	1/2
実験利用設備異常	実験利用設備異常検出器	1/2
電源電圧異常	電源電圧異常検出器	1/2
水平地震動大	水平地震動検出器	1/2
鉛直地震動大	鉛直地震動検出器	1/2
燃料事故モニタ高	燃料事故モニタ	1/2
安全スイッチ	安全スイッチ	1/2
手動スクラム	手動スクラムスイッチ	1/2



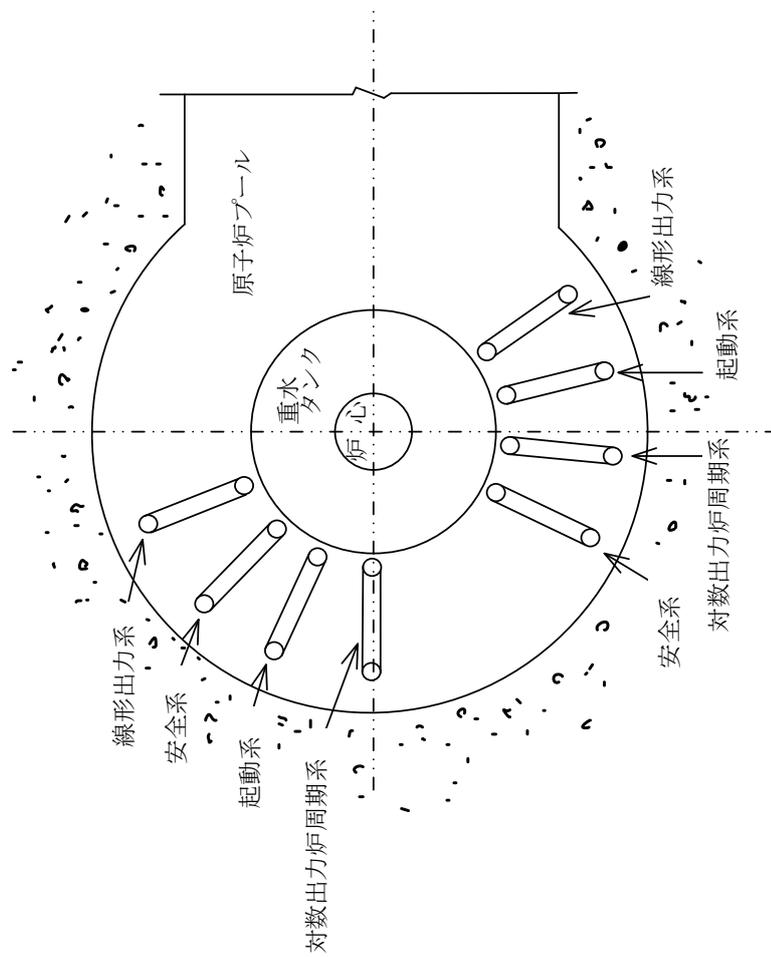
第 10.2 - 1 図 中性子計装説明図



第 10.2 - 2 図 中性子計装設備計測範囲

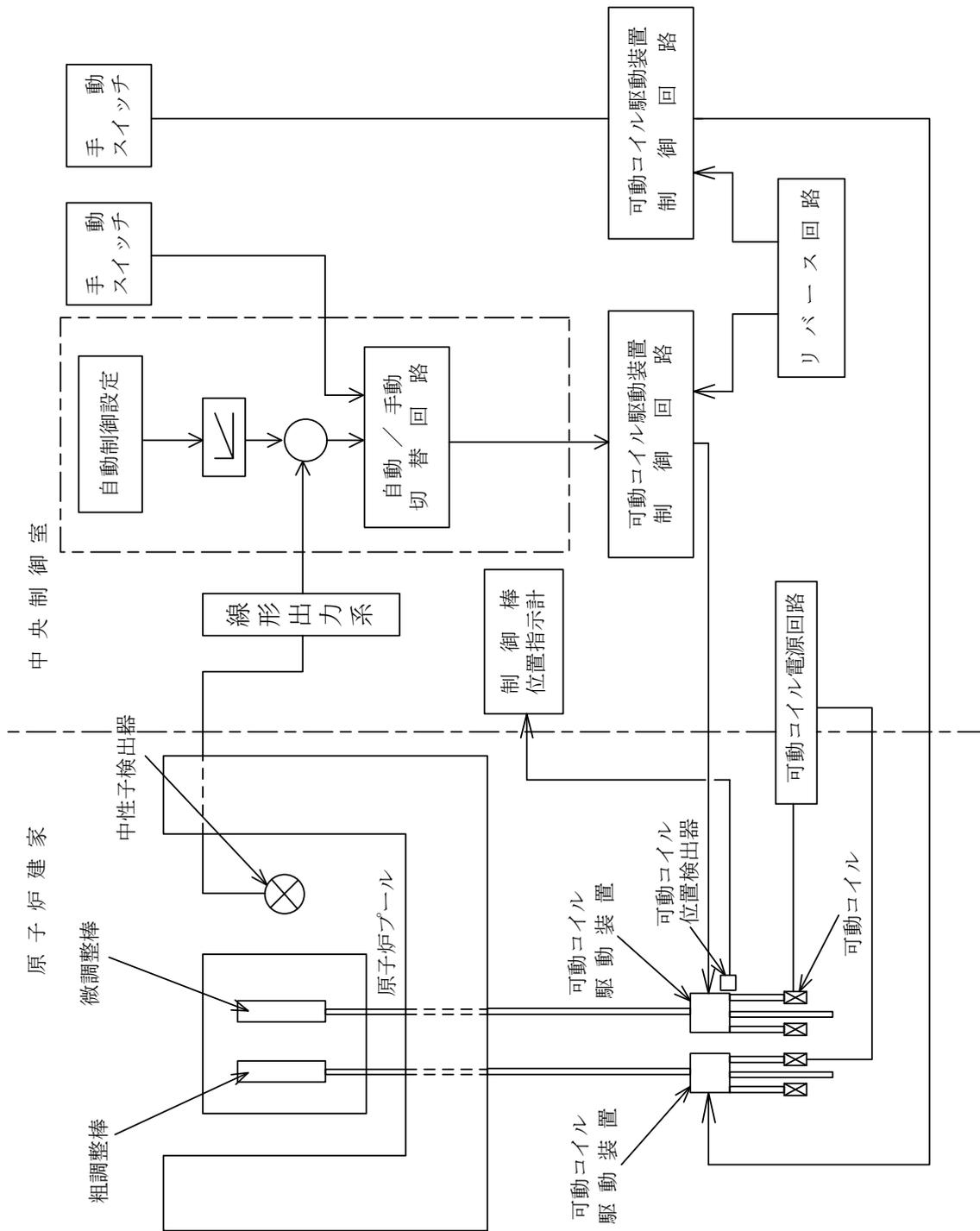


側面図

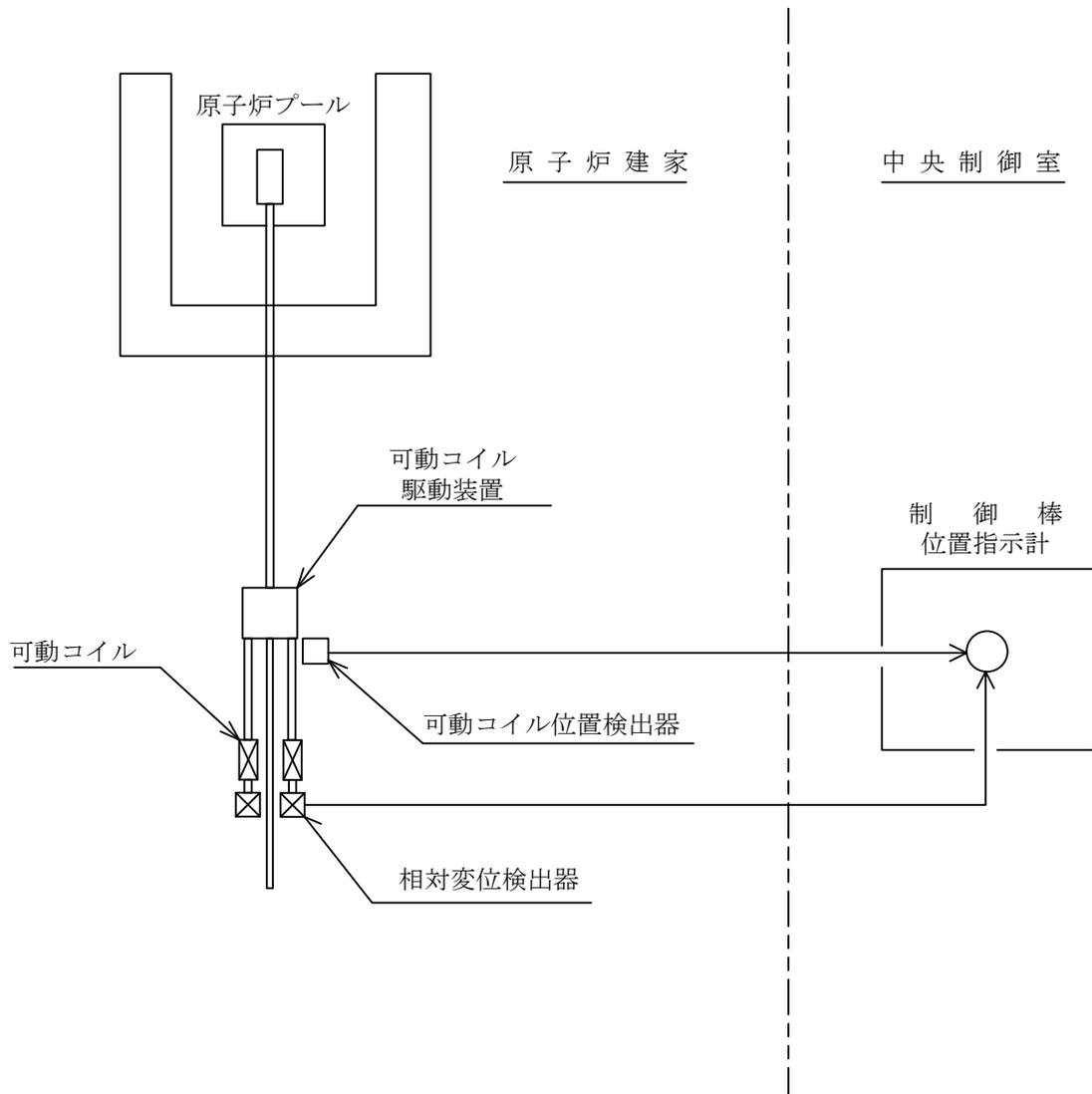


平面図  
(A - A')

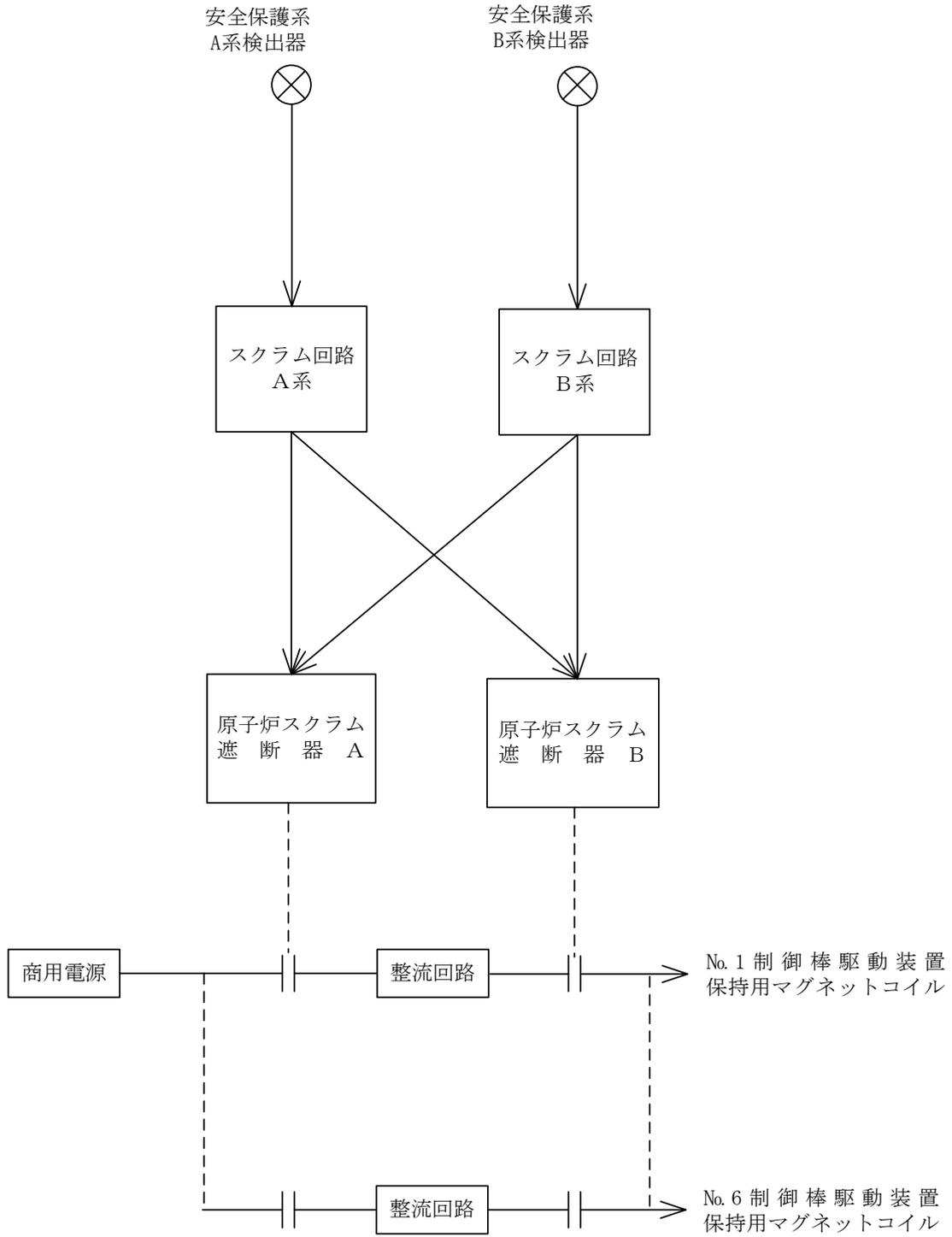
第 10.2-3 図 中性子検出器配置概要図



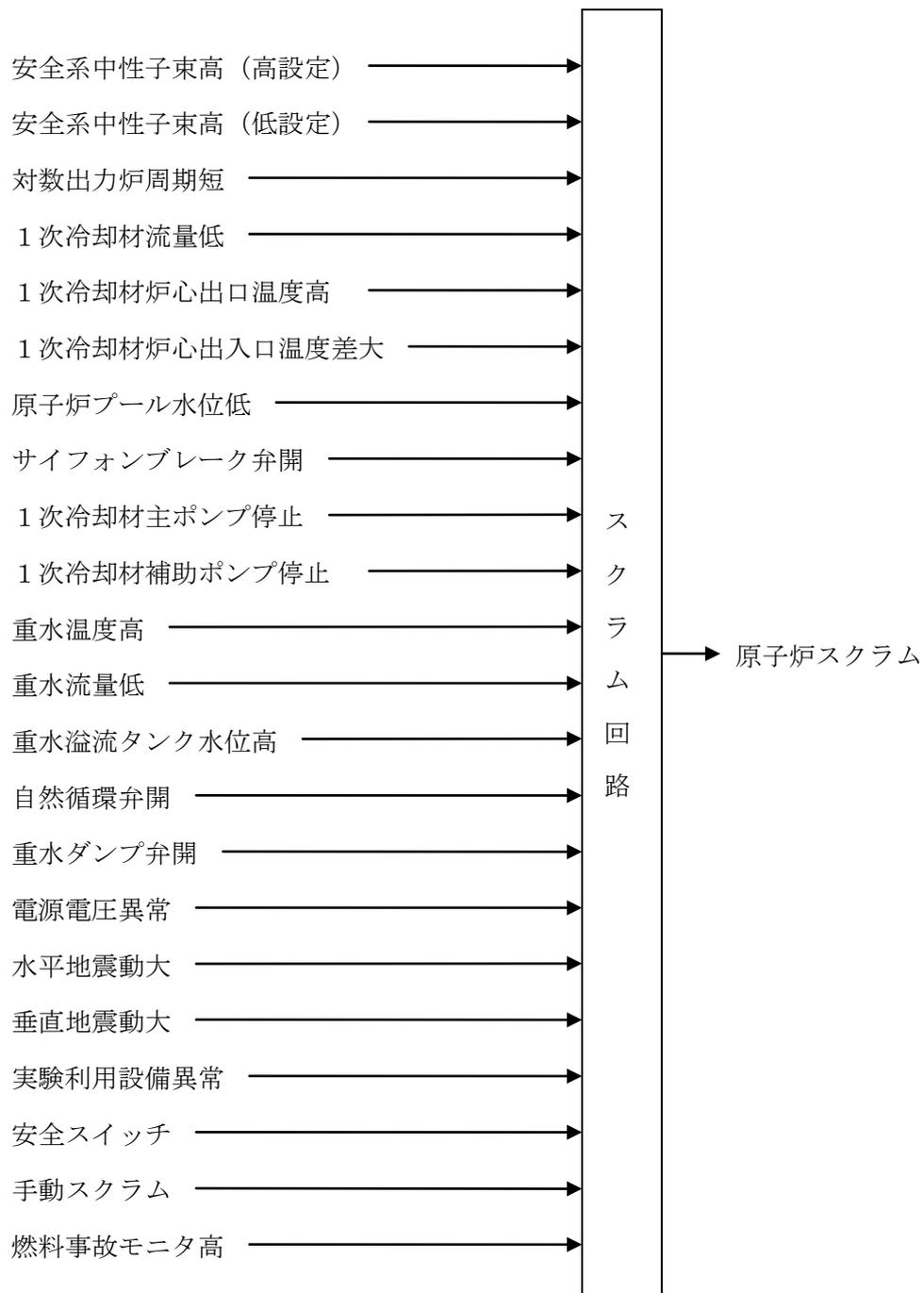
第 10.4-1 図 原子炉出力制御系統説明図



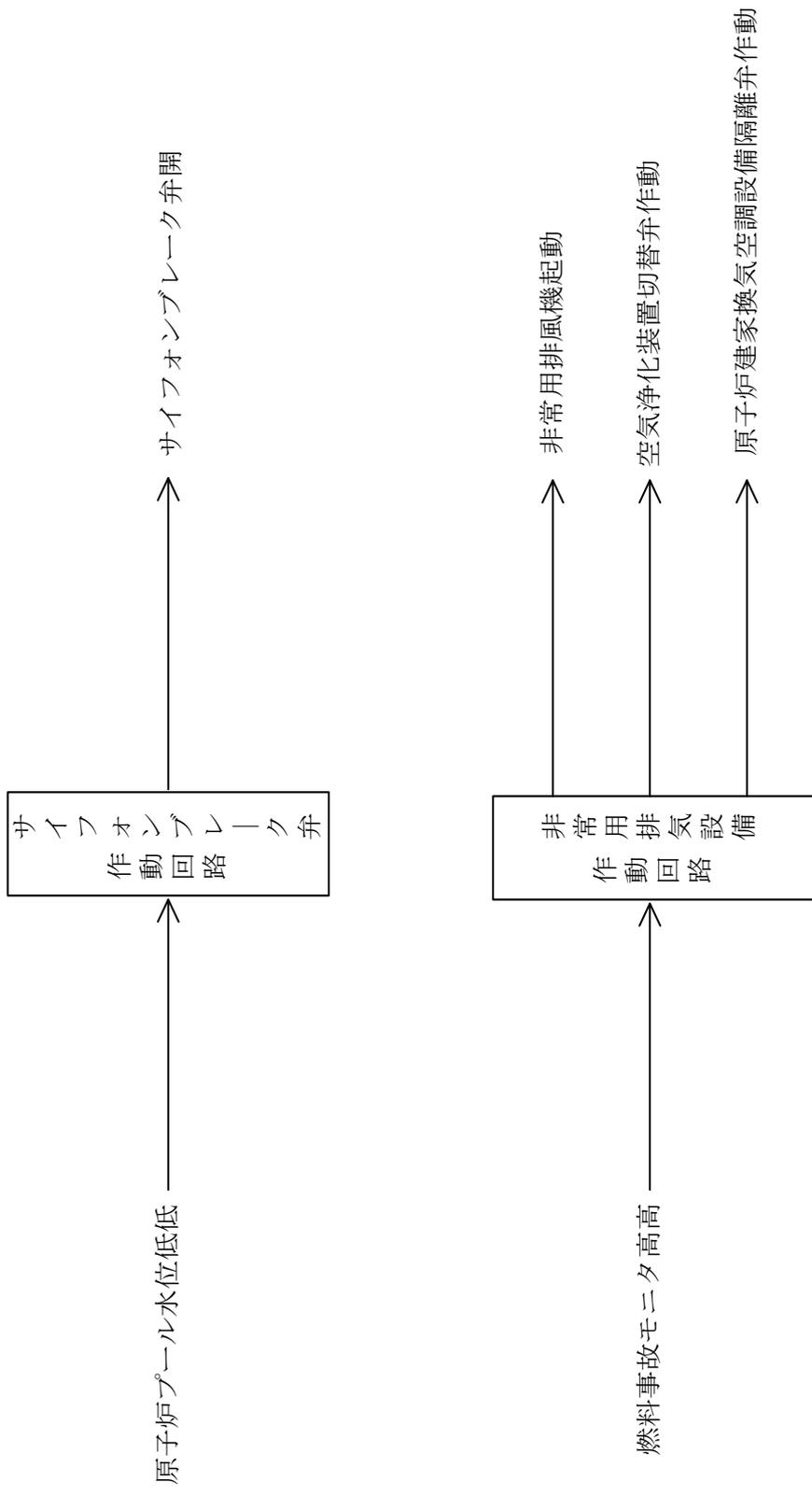
第 10.4-2 図 制御棒位置指示系統説明図



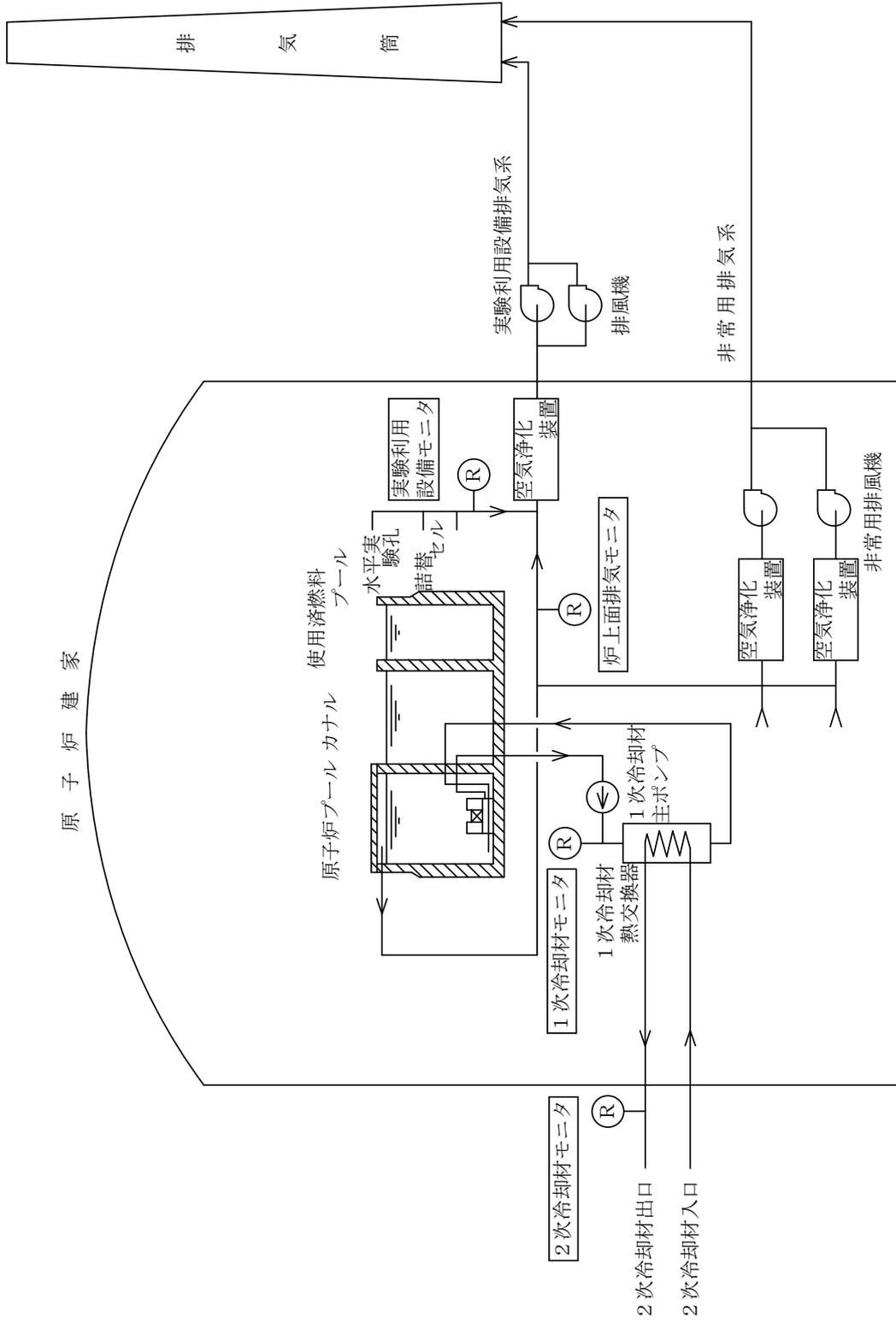
第 10.5 - 1 図 原子炉保護設備説明図



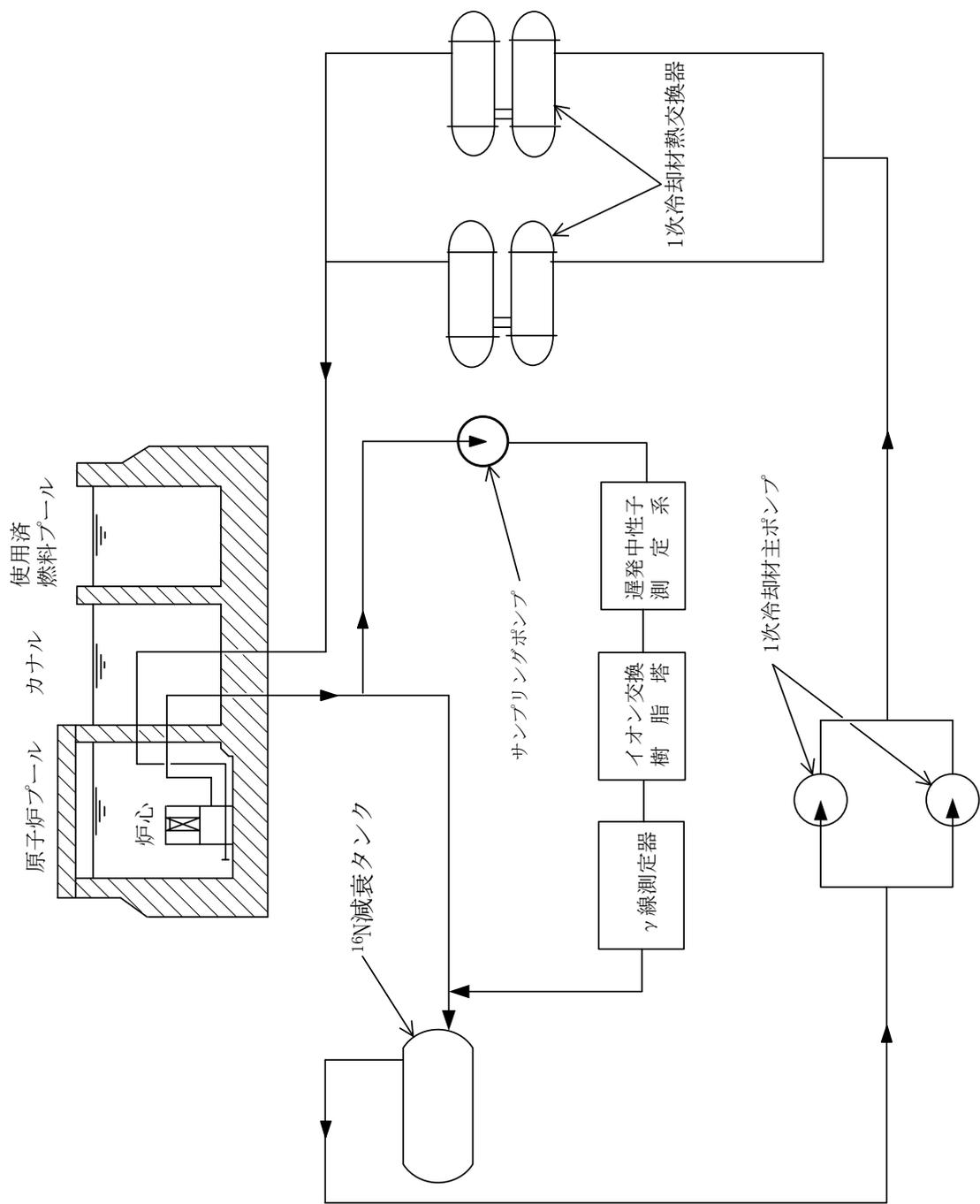
第10.5-2図 原子炉保護設備説明図



第 10.6 - 1 図 工学的安全施設作動説明図



第10.7-1図 プロセスモニタ系統説明図



第10.7-2図 破損燃料検査装置系統概念図

## 11. 電気設備

### 11.1 概要

本原子炉施設の電源は、中央変電所より商用 3 相 6kV で J R R - 3 の電気室に受電できる設計とする。本原子炉施設の電気設備は商用電源系及び非常用電源系で構成する。

商用電源系は、本原子炉施設の全ての負荷に供給できる容量をもたせる。

非常用電源系は、非常用発電機及び無停電電源装置各 2 台から構成する。非常用発電機は、商用電源系が停電した場合、それぞれの非常用母線に電力を供給し、安全に必要な電源を確保する。

### 11.2 設計方針

- (1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を確保するため、商用電源系及び非常用電源系を有する設計とする。
- (2) 非常用電源系は、商用電源系の機能喪失時に、1 次冷却材補助ポンプ、非常用排気設備等を作動させるのに十分な容量及び機能を有する設計とする。
- (3) 非常用発電機から給電ができない場合でも、無停電電源装置からの給電により、原子炉の停止状態を確認するための必要なパラメータの監視が一定時間行える設計とする。
- (4) 安全上重要な電気系統は、原子炉の停止時に定期的に試験及び検査ができる設計とする。
- (5) 避難通路を確保するための照明設備は、商用電源喪失時においてもその機能を失うことのない設計とする。

### 11.3 主要設備

#### (1) 受変電設備

受変電設備は中央変電所から商用 3 相 6kV で受電し、高低圧ともに単一母線で構成する。

負荷設備への供給電圧は、3 相 6kV、400V、200V 及び単相 200V、100V 系とする。また、高圧側遮断器は油なし遮断器、変圧器はモールド型、低圧側遮断器は主として配線用遮断器を使用し極力難燃化を計る。

なお、主要設備系統図を第 11.3-1 図に示す。

#### (2) 非常用電源系

##### (i) 非常用発電機

非常用発電機は商用電源が喪失した場合、不足電圧継電器により自動的に起動し、電圧確立後、1 次冷却材補助ポンプ、非常用排気設備等に給電する。非常用発電機は、原子炉制御棟地下のそれぞれ独立した室に設置する。

##### (ii) 無停電電源装置

無停電電源装置は、蓄電池と静止型インバータ装置で構成し、非常用発電機から給電されるまで 1 次冷却材補助ポンプ、非常用排気設備等の電源を確保する装置である。

##### (iii) 電線路

安全保護系、工学的安全施設に関連する多重性を必要とする動力回路、制御回路、計装回路のケーブルは、それぞれ相互に分離したケーブルトレイ又は電線管を使用して布設し、原則として相互の独立を損なうことがないようにする。また、これらのケー

ブル、ケーブルトレイ、電線管材料には可能な限り不燃性又は難燃性のものを使用し、必要に応じて延焼防止剤を使用する。

#### 11.4 停電時の電源切替え

商用電源が喪失すると不足電圧継電器により非常用発電機を自動起動するとともに商用電源系低圧側母線開閉器を開路させ、非常用発電機電圧確立後非常用母線に電力の供給を行う。

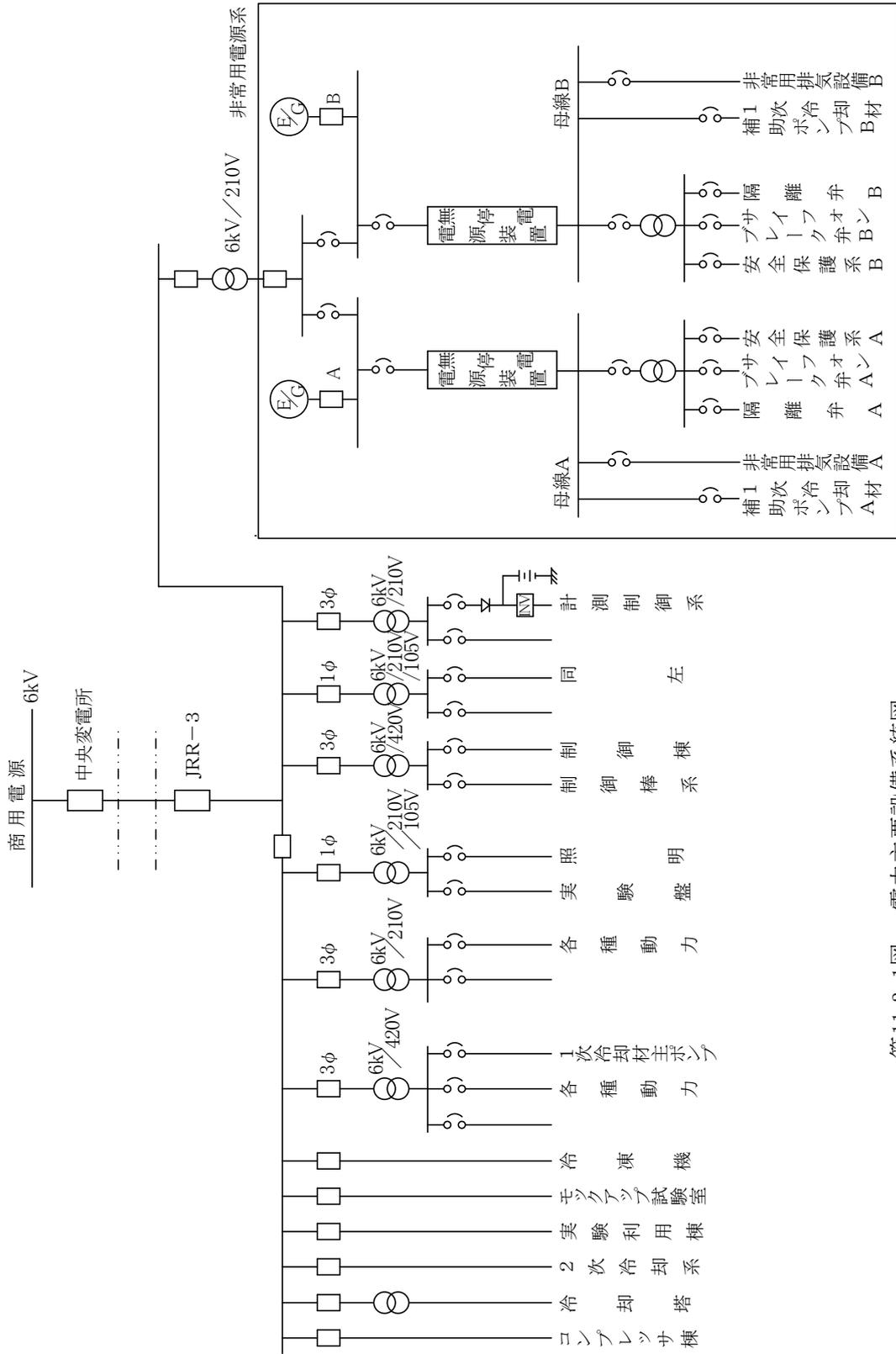
#### 11.5 非常用電源系の試験及び検査

##### (1) 非常用発電機

原子炉停止時に模擬信号により非常用発電機を始動させ非常用電源系負荷に給電できることを確認する。

##### (2) 無停電電源装置

蓄電池は定期的に電解液面の検査、セル電圧の測定及び浮動充電電圧の測定を行い、健全性の確認を行う。



第11.3-1図 電力主要設備系統図

## 12. 放射性廃棄物廃棄施設

### 12.1 概要

放射性廃棄物廃棄施設は、本原子炉施設で発生する放射性廃棄物を収集、処理する施設であり、本施設の設計は、「試験研究の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則」を満足するものとする。本施設は、気体廃棄物廃棄施設、液体廃棄物廃棄施設及び固体廃棄物廃棄施設で構成する。これらの設備は、放射性廃棄物を以下のように処理する。

- (1) 気体廃棄物は、換気浄化装置により、放射性物質の濃度を低減したのち、監視しながら排気筒から排出する。
- (2) 液体廃棄物は、廃液貯槽に一時貯留した後、放射性物質の濃度を測定し、排水基準値以下のものは、排水溝へ排出する。排水基準値を超えるものは、本研究所の放射性廃棄物処理場へ運搬して処理する。
- (3) 固体廃棄物は、不燃性のものと可燃性のものに区分して取扱う。いずれも原則として本研究所の所定の容器に封入し、含まれる放射性物質の種類、量、化学組成等所要事項を記入した記録票を付して放射性廃棄物処理場へ運搬して処理する。また、大型固体廃棄物は、実験利用棟の1階に設ける大型廃棄物保管庫に保管廃棄する。

### 12.2 気体廃棄物廃棄設備

気体廃棄物廃棄設備は、原子炉建家、実験利用棟及び燃料管理施設等において発生した放射性気体廃棄物を、空気浄化装置により、放射性物質を低減したのち排気筒から排出する設備である。本設備は、「14. 換気空調設備」で述べる。

### 12.3 液体廃棄物廃棄設備

#### 12.3.1 概要

液体廃棄物廃棄設備は、原子炉建家、実験利用棟、燃料管理施設、使用済燃料貯槽室及び事務管理棟の管理区域で発生する廃液を実験利用棟1階に設ける廃液貯槽に集め、一時貯留する設備であり、廃液貯槽及び排水ポンプで構成する。液体廃棄物廃棄設備の設備仕様を第12.3-1表に示す。また、設備の系統図を第12.3-1図に示す。

#### 12.3.2 設計方針

液体廃棄物廃棄設備は、次の方針に従い設計する。

- (1) 液体廃棄物専用の排水系統を設ける。
- (2) 廃液貯槽は、一定期間に発生する廃液を貯留することができる容量のものとし、保有量を常時監視することができる設計とする。
- (3) 廃液貯槽は、漏えいを防止する適切な設計とし、かつ、耐食性を考慮した設計とする。
- (4) 廃液貯槽室は、廃液が施設外へ漏えいすることを防止できる設計とする。

#### 12.3.3 主要設備

- (1) 液体廃棄物廃棄設備

本設備は、各建家の廃液を集水し、一時貯留、サンプリング及び排出処理する。廃液貯槽は、交互に使用する。本設備の主要設備は、廃液貯槽 2 基、排水ピット 1 基、排水ポンプ 2 基で構成し、実験利用棟 1 階に設置する。

(i) 廃液貯槽

本設備は、横型円筒式とし、2 基設ける。

(ii) 排水ポンプ

本ポンプは、2 基設ける。

(2) 原子炉建家排水系

原子炉建家排水系の主要設備は、排水ピット 3 基、排水ポンプ 4 基で構成し、原子炉建家地階に設置する。集水した廃液は、廃液貯槽へ移送する。

(i) 排水ピット

本ピットは、1 次区画、重水区画、1 区画にそれぞれ各 1 基設ける。

(ii) 排水ポンプ

本ポンプは、1 次区画に 1 基、重水区画に 1 基、1 区画に 2 基設ける。

(3) 実験利用棟排水系

実験利用棟排水系の主要設備は、排水ピット 3 基、排水ポンプ 3 基で構成し、実験利用棟 1 階に設置する。集水した廃液は、廃液貯槽へ移送する。

(i) 排水ピット

本ピットは、実験利用棟 1 階の廃液貯槽室、廃樹脂貯留室及び大型廃棄物保管庫にそれぞれ 1 基設ける。

(ii) 排水ポンプ

本ポンプは、実験利用棟 1 階の廃液貯槽室、廃樹脂貯留室及び大型廃棄物保管庫にそれぞれ 1 基設ける。

(4) 使用済燃料貯槽室排水系

使用済燃料貯槽室排水系の主要設備は、排水ピット 1 基、排水ポンプ 2 基で構成し、使用済燃料貯槽室地階に設ける。集水した廃液は、廃液貯槽へ移送する。

(i) 排水ピット

本ピットは、1 基設ける。

(ii) 排水ポンプ

本ポンプは、2 基設ける。

(5) 燃料管理施設排水系

燃料管理施設排水系の主要設備は、排水ピット 3 基、排水ポンプ 3 基で構成し、燃料管理施設地階に設ける。

(i) 排水ピット

本ピットは、3 基設ける。

(ii) 排水ポンプ

本ポンプは、3 基設ける。

(6) 事務管理棟管理区域排水系

事務管理棟管理区域排水系は、発生する廃液を直接廃液貯槽へ導く。

## 12.4 固体廃棄物廃棄設備

### 12.4.1 概要

固体廃棄物廃棄設備は、実験利用棟 1 階に大型固体廃棄物保管のための大型廃棄物保管庫と原子炉及び使用済燃料プール水を浄化した廃樹脂を、流体移送方式により移送し一時貯留する廃樹脂貯留設備で構成する。

### 12.4.2 設計方針

- (1) 大型廃棄物保管庫は、大型固体廃棄物保管中適切な点検を行える設計とする。
- (2) 廃樹脂貯留設備は、原子炉運転によって発生する廃樹脂の流体移送及び一時貯留が適切に行える設計とする。

### 12.4.3 主要設備の仕様

- (1) 廃樹脂貯留設備の設備仕様を第 12.4-1 表に示す。また、構成機器の仕様を第 12.4-2 表に示す。

### 12.4.4 主要設備

#### (1) 廃樹脂貯留設備

廃樹脂貯留設備の主要設備は、移送水ポンプ、移送水タンク及び廃樹脂貯留タンクで構成する。

##### (i) 移送水ポンプ

本ポンプは、横型遠心式とし、1 基設ける。

##### (ii) 移送水タンク

本タンクは、縦型円筒式とし、1 基設ける。

##### (iii) 廃樹脂貯留タンク

本タンクは、縦型円筒式とし、2 基設ける。

第 12.3-1 表 液体廃棄物廃棄設備の設備仕様

1. 液体廃棄物廃棄設備		
(1) 廃液貯槽		
基数		2 基
容量		約 20 m <sup>3</sup> /基
(2) 同上用排水ポンプ		
基数		2 基
容量		100% /基
(3) 排水ピット		
基数		1 基
2. 原子炉建家排水系		
(1) 1 区画排水ピット		
基数		1 基
(2) 同上用排水ポンプ		
基数		2 基
容量		100% /基
(3) 1 次区画排水ピット		
基数		1 基
(4) 同上用排水ポンプ		
基数		1 基
(5) 重水区画排水ピット		
基数		1 基
(6) 重水区画排水ポンプ		
基数		1 基
3. 実験利用棟排水系		
(1) 排水ピット		
基数		3 基
(2) 同上用排水ポンプ		
基数		3 基
容量		100% /基

第 12.3-1 表 液体廃棄物廃棄設備の設備仕様 (つづき)

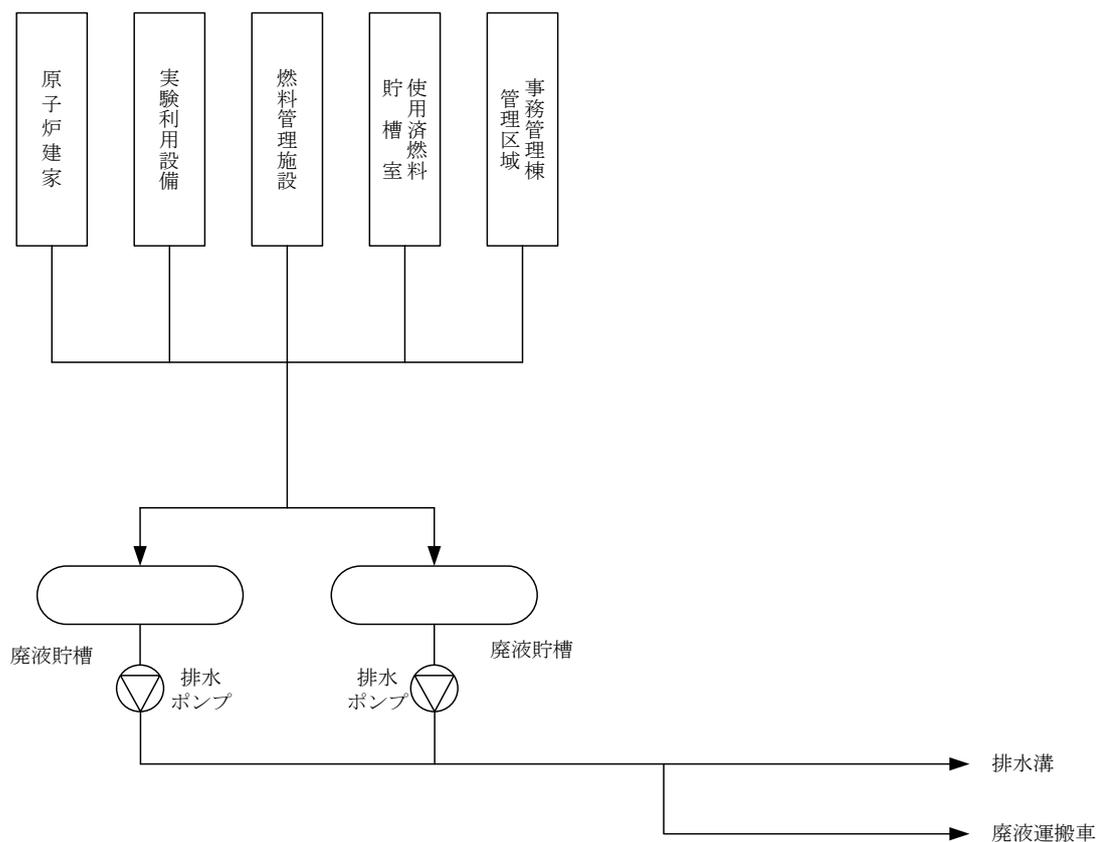
4.	使用済燃料貯槽室排水系	
(1)	排水ピット	
	基数	1 基
	容量	約 5 m <sup>3</sup>
(2)	排水ポンプ	
	基数	2 基
	容量	約 12 m <sup>3</sup> /h /基
5.	燃料管理施設排水系	
(1)	排水ピット	
	基数	1 基
	容量	約 0.9 m <sup>3</sup>
(2)	同上用排水ポンプ	
	基数	2 基
	容量	4.8 m <sup>3</sup> /h /基
(3)	排水ピット	
	基数	1 基
	容量	約 1 m <sup>3</sup>
(4)	同上用排水ポンプ	
	基数	1 基
	容量	4.8 m <sup>3</sup> /h
(5)	排水ピット	
	基数	1 基
	容量	約 0.125 m <sup>3</sup>

第 12.4-1 表 廃樹脂貯留設備の仕様

使用流体	軽水
貯蔵容量	約 10 m <sup>3</sup>

第 12.4-2 表 廃樹脂貯留設備の設備仕様

廃樹脂貯留タンク	
型 式	縦型円筒式
基 数	2 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
移送水ポンプ	
型 式	横型遠心式ポンプ
基 数	1 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
移送水タンク	
型 式	縦型円筒式
基 数	1 基
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼



第12.3 - 1図 液体廃棄物処理設備系統図

## 13. 放射線管理施設

### 13.1 遮蔽設計

#### 13.1.1 概要

遮蔽設備は、原子炉の通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子力科学研究所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するもので、次のものから構成される。

- (1) 原子炉本体の遮蔽
- (2) 原子炉建家地階の遮蔽
- (3) 原子炉建家による外部遮蔽
- (4) 使用済燃料プールの遮蔽
- (5) 実験利用設備の遮蔽

#### 13.1.2 設計方針

- (1) 原子炉の通常運転時、燃料交換時、保守及び補修時において、放射線業務従事者等が受ける被ばく線量を、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を超えないようにするのはもちろん、無用の放射線被ばくを防止するような遮蔽とする。また、直接線量及びスカイシャイン線量については、人の居住の可能性のある原子力科学研究所敷地境界外において年間 50 $\mu$ Gy 以下となるような遮蔽とする。
- (2) 重大事故及び仮想事故時においても、原子力科学研究所周辺の一般公衆が受ける被ばく線量が、「原子炉立地審査指針」のめやす線量を十分に下回る遮蔽とする。
- (3) 遮蔽設計では、放射線業務従事者等が立ち入る場所において、不必要な被ばくを受けないように各関係場所への立入り頻度、滞在時間などを考慮して、放射線業務従事者等の被ばく線量を十分安全に管理できるように、次の基準で設計する。

#### 遮蔽設計基準線量当量率

区 画		基準線量当量率 ( $\mu$ Sv/h)
I	週 48 時間以内の立入り	$\leq 6$
II	週 10 時間以内の立入り	$\leq 30$
III	週 5 時間以内の立入り	$\leq 60$
IV	立入り制限を行う (高線量当量率区域)	$> 60$

通常運転時の区分概略を第 13.1-1 図～第 13.1-3 図に示す。

#### 13.1.3 主要設備

##### (1) 原子炉本体の遮蔽

原子炉本体の遮蔽は、炉心構造物を囲む原子炉プールの側部遮蔽体、上部遮蔽体及び下部遮蔽体からなり、炉心からの放射線を遮蔽する。

側部遮蔽体は、原子炉プール躯体の側壁であり、円筒状の鉄筋コンクリート造りである。側壁の厚さは約 1.9m である。

上部遮蔽体は、原子炉プールの上部の遮蔽体であり、鉄板造りである。その厚さは約 25cm である。

下部遮蔽体は、原子炉プールの底壁であり、鉄筋コンクリート造りである。その厚さは約 1.6m である。

#### (2) 原子炉建家地階の遮蔽

原子炉建家地階の遮蔽は、原子炉建家地階に設置する 1 次冷却系及び重水系のポンプ、配管、機器及び  $^{16}\text{N}$  減衰タンクからの放射線を、適切な遮蔽体を設けて遮蔽する。

#### (3) 原子炉建家による外部遮蔽

原子炉建家による外部遮蔽は、原子炉プール躯体を囲んだ円筒形の鉄筋コンクリート造りによって行う。その壁の厚さは約 40cm である。

通常運転時に原子炉建家外部遮蔽の外側は、区画 I の基準値を下回るようにする。

#### (4) 使用済燃料プールの遮蔽

原子炉建家内の使用済燃料プールの遮蔽体は、原子炉プールの側壁の延長構造であり、その厚さは約 1.8m である。

#### (5) 実験利用設備の遮蔽

水平実験孔及び照射利用設備からの放射線を、適切な遮蔽体を設けて遮蔽する。また、必要に応じて補助遮蔽を行う。

### 13.1.4 評価

(1) 通常運転時、燃料交換時、保守及び補修時における放射線業務従事者等の立入り場所において、不必要な放射線被ばくを受けないよう、立入り頻度、立入り時間等を考慮し、十分安全に管理できる設計となっている。また、直接線量及びスカイシャイン線量は、人の居住の可能性のある本研究所敷地境界外において年間  $50\ \mu\text{Gy}$  以下となるよう遮蔽設計されている。

(2) 重大事故及び仮想事故時において、原子力科学研究所周辺の一般公衆の被ばく線量が、十分低くなるよう遮蔽設計されている。

## 13.2 放射線管理設備

### 13.2.1 概要

放射線管理設備は、原子力科学研究所周辺の一般公衆の被ばく線量及び放射線業務従事者等の被ばく線量を、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を超えないようにすることはもとより、被ばく線量が十分低く保たれていることを監視するとともに、放射線業務従事者等の被ばく線量を監視及び管理するための設備であり、屋内管理設備（放射線管理関係設備、放射線監視設備）及び屋外管理設備（排気筒モニタリング設備、屋外放射線管理設備、気象観測設備）で構成する。

### 13.2.2 設計方針

放射線管理設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子力科学研究所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の被ばく線量が十分低く保たれていることを監視する設備である。放射線管理設備は、次の設計方針に従い設計する。

- (1) 管理区域に立ち入る者及び物品の搬出入に対して、出入管理、汚染管理及び各個人の被ばく管理ができるようにする。
- (2) 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、放射性物質の放出、本研究所内外の放射線量、放射性物質濃度等を測定及び監視できる設計とする。
- (3) 中央制御室、又は適当な管理場所に必要な情報を表示できる設計とする。
- (4) 通常運転時及び設計基準事故に備えて必要な放射線測定器及び防護機器を設ける。
- (5) 通常運転時に環境に放出される放射性物質の測定及び監視については、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」を参考とした設計とする。
- (6) 設計基準事故時における測定及び監視については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針について」を参考とした設計とする。

### 13.2.3 主要設備

#### (1) 屋内管理設備

##### 1) 放射線管理関係設備

出入管理、汚染管理、放射能測定及び個人被ばく管理のため、次の設備を設ける。

##### (i) 出入管理設備

原子炉建家、使用済燃料貯槽室及び燃料管理施設への出入り口に1箇所並びに実験利用棟への出入り口に1箇所の出入管理室を通る設計とし、ここで人員及び物品などの出入管理を行う。

ただし、燃料、大型機器等の搬出入に際しては、燃料管理施設及び実験利用棟のそれぞれの機器搬入口において出入管理を行う。

##### (ii) 汚染管理設備

人の退出及び物品の搬出に伴う汚染の管理を行える設備とし、更衣室、シャワー室、手洗い及びハンドフットクロスモニタを設ける。

##### (iii) 放射能測定設備

放射性廃棄物廃棄施設、その他の設備からの試料の放射能測定を行うために、原子力科学研究所には、放射能測定室及び校正室が設けられている。

##### (iv) 個人被ばく管理設備

放射線業務従事者等の外部被ばく管理及び内部被ばく管理のため、個人線量計、ホールボディカウンタ等が設けられている。

##### (v) 放射線防護設備

放射線防護及び救助活動に必要な防護衣、呼吸器、防護マスク等の防護用機器、汚染除去用器材等を設ける。

## 2) 放射線監視設備

放射線監視設備は、作業環境モニタリング設備及び放射線サーベイ設備で構成する。  
放射線監視設備の概要を次に示す。

### (i) 作業環境モニタリング設備

作業環境モニタリング設備は、本原子炉施設内の空間線量率及び空気中の放射性物質濃度を連続的に測定し、中央制御室で表示、記録を行い、設定値を超えた場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。

#### a. 室内モニタ

原子炉建家内、実験利用棟内等の空気中放射性物質濃度を監視するもので、ガスモニタ及びダストモニタを設ける。

また、設計基準事故時において原子炉建家内の空気をサンプリングできるようにする。

#### b. トリチウムモニタ

重水区画室内の空気中のトリチウム濃度を監視するトリチウムモニタを設ける。

#### c. 放射線エリアモニタ

本原子炉建家内、実験利用棟内等の空間線量率を監視するもので、ガンマ線エリア及び中性子線エリアモニタを設ける。放射線エリアモニタの設置箇所は常時人の立ち入る場所、その他運用上必要な場所とする。放射線エリアモニタの主要設置箇所は次のとおりである。

原子炉建家1階床付近  
原子炉建家炉上面  
原子炉建家使用済燃料プール  
原子炉建家地階床付近  
使用済燃料貯槽室  
燃料管理施設  
実験利用棟2階床付近  
実験利用棟詰替セル室  
実験利用棟機器室

また、設計基準事故時において、原子炉建家内の空間線量率を把握するため、事故時用ガンマ線エリアモニタを設ける。

### (ii) 放射線サーベイ設備

原子炉施設内外の必要箇所、特に管理区域内で放射線業務従事者等が頻繁に立ち入る箇所については、空間線量率、空気中及び水中の放射性物質の濃度及び床等の表面密度のうち必要なものを定期的あるいは必要の都度、測定し適切な場所に表示する。

測定は、空間線量率については携帯用の各種サーベイメータにより、空気中及び水中の放射性物質濃度については、サンプリングによる放射能測定による。また、表面密度については、サーベイメータ又はスミヤ法による放射能測定によって行う。

放射線サーベイ設備として、サーベイメータ、可搬型のサンプリング装置等を備える。

## (2) 屋外管理設備

### 1) 排気筒モニタリング設備

排気筒モニタリング設備は、排気筒から排出される空気中の放射性物質濃度を連続的に測定し、中央制御室で表示、記録を行い、設定値を超えた場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。

排気筒モニタリング設備は、ガスモニタ及びダストモニタを設ける。

排気空気中の放射性ヨウ素及びトリチウムを連続的にサンプリングできる装置を設置し、定期的に測定する。

また、設計基準事故時において放出される放射性希ガスの放出量を把握するガスモニタを設ける。

### 2) 屋外放射線管理設備

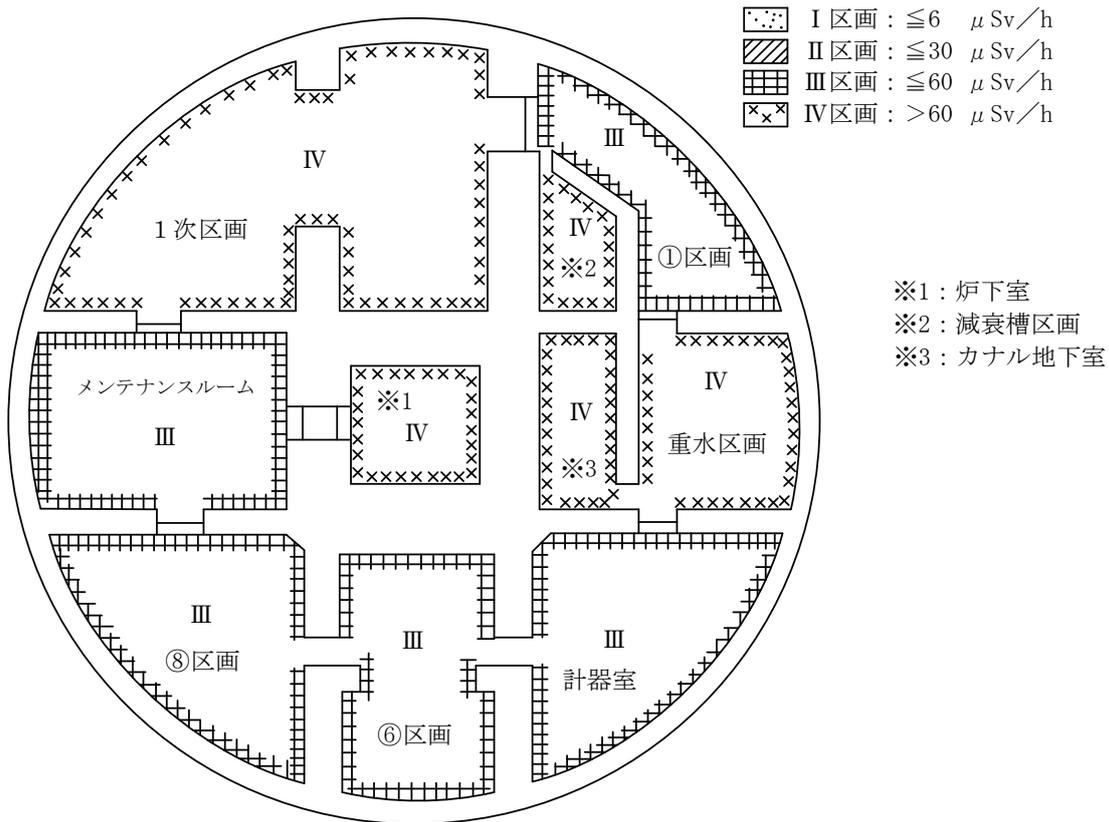
屋外放射線管理設備については、添付書類八共通編の〔放射線管理施設〕8-5(1)に記載のとおりである。

### 3) 気象観測設備

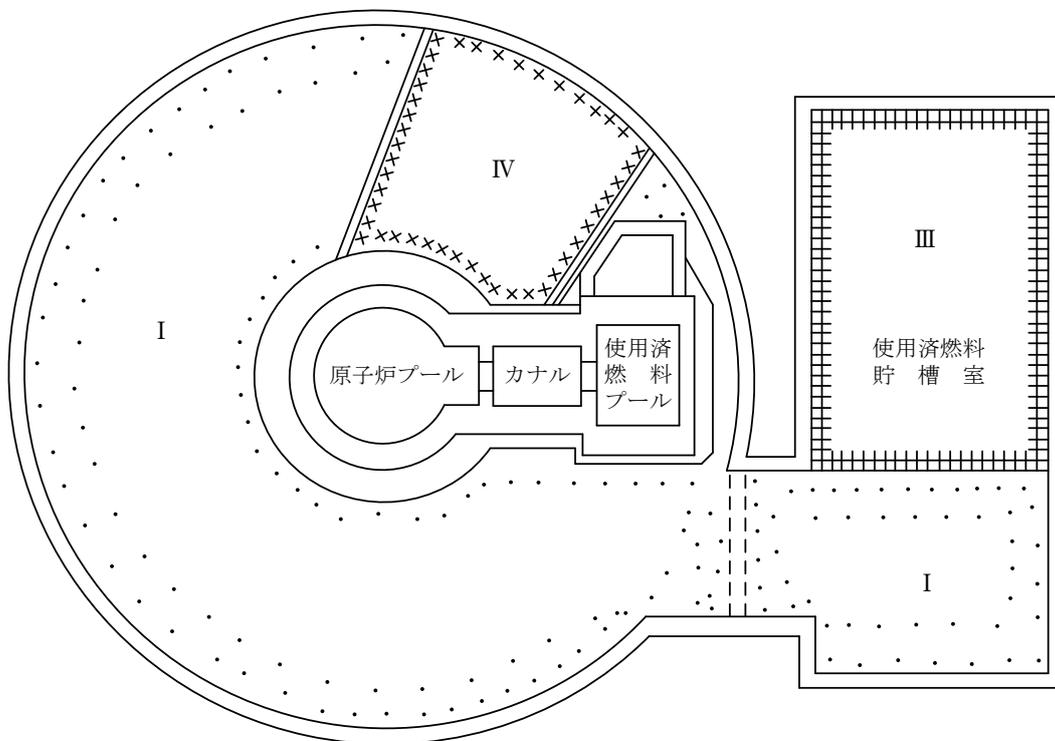
気象観測設備については、添付書類八共通編の〔放射線管理施設〕8-5(2)に記載のとおりである。

## 13.2.4 評価

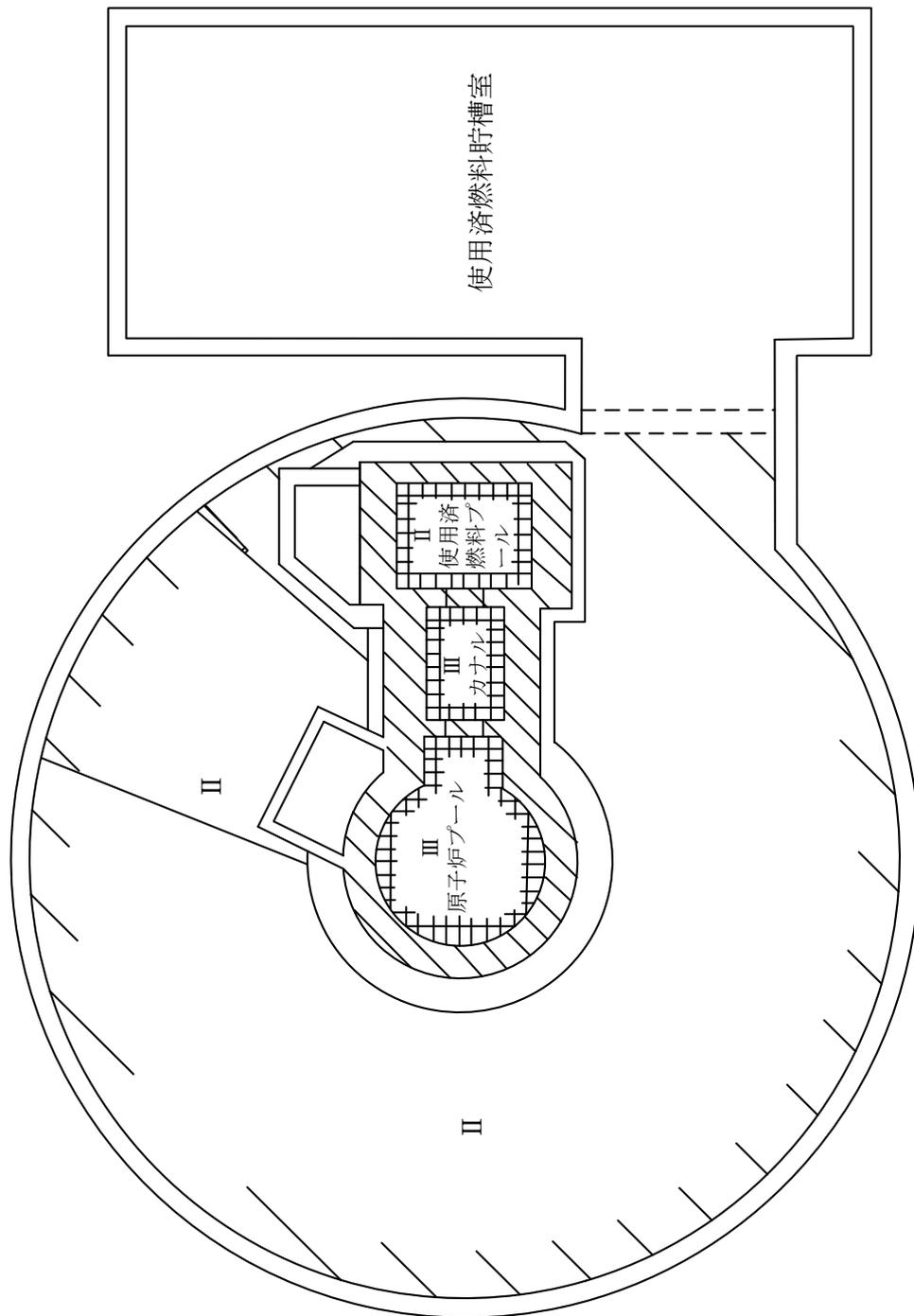
- (1) 運転に伴う放射線業務従事者等の被ばく線量を監視及び管理するため、作業環境モニタリング設備、放射線サーベイ設備及び個人被ばく管理設備を備えるほか、管理区域への立ち入りを管理するための出入管理設備を設け十分な監視及び管理が、可能な設計となっている。
- (2) 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子力科学研究所周辺の一般公衆の被ばく線量の監視のために、屋外管理設備を設置し、必要箇所をサンプリングすることにより、原子力科学研究所周辺の放射線を十分監視できる設計となっている。
- (3) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には、室内ダストモニタ及び室内ガスモニタによって連続的に、設計基準事故後は原子炉建家内の空気をサンプリングすることによって、放射性物質の濃度等を知ることができる設計となっている。
- (4) 放射線エリアモニタは、管理区域内の主要箇所の空間線量率を連続監視し、異常時には中央制御室及び必要な箇所に警報を発する設計となっている。



第 13.1-1 図 原子炉建家地下1階の区分図



第 13.1-2 図 原子炉建家地上1階の区分図



第13.1-3図 原子炉プール上面の区分図

## 14. 換気空調設備

### 14.1 概要

換気空調設備は、原子炉建家、実験利用棟、燃料管理施設、使用済燃料貯槽室及び事務管理棟の各建物の換気空調設備で構成する。建家内各室の雰囲気をもとの温湿度に維持し、適切な換気及び放射性物質の浄化を行い、従事者等の雰囲気内立ち入り、放射線被ばくの防止を行い、かつ大気への放射性物質の放出を低減させる。

### 14.2 設計方針

換気空調設備は、次の方針に従い設計する。

- (1) 換気空調設備は、それぞれの区域内の機能別により、系統を分ける。
- (2) 原子炉建家内を大気圧より負圧に維持できるように設計する。
- (3) 換気は、清浄区域に新鮮な空気を供給して、放射能レベルの高い区域に向かって流れるようにする。排気は、適切な空気浄化装置を通した後、排気筒から排出する。
- (4) 空気浄化装置のフィルタは、点検及び交換ができるように設計する。また、目詰りによる圧力損失を監視できる設計とする。
- (5) 設計基準事故時に原子炉建家を外部と遮断するため、原子炉建家を貫通する給排気風道に隔離弁を設ける。

### 14.3 主要設備

#### 14.3.1 原子炉建家換気空調設備

原子炉建家の換気空調設備は、炉室給気系、炉室排気系、実験利用設備排気系及びオイルダンパ系で構成する。設備仕様を第 14.3-1 表に、系統図を第 14.3-1 図に示す。

#### 14.3.2 実験利用棟換気空調設備

実験利用棟の換気空調設備は、実験室等給気系、ホット機械室等給気系、実験室等排気系、詰替セル室等排気系及びホット機械室等排気系で構成する。

設備の設備仕様を第 14.3-2 表に、系統図を第 14.3-2 図に示す。

#### 14.3.3 燃料管理施設等換気空調設備

燃料管理施設等換気空調設備は、燃料管理施設及び使用済燃料貯槽室を同一の給気系及び排気系で構成する。

設備の設備仕様を第 14.3-3 表に、系統図を第 14.3-3 図に示す。

#### 14.3.4 事務管理棟管理区域換気空調設備

事務管理棟管理区域の換気空調設備は、給気系及び排気系で構成する。

設備の設備仕様を第 14.3-4 表に、系統図を第 14.3-4 図に示す。

第 14.3-1 表 原子炉建家換気空調設備の設備仕様

(1) 炉室給気系		
空気調和機		
型式	粗フィルタ、冷却コイル、加熱コイル、加湿器内蔵型	
基数	1 基	
送風機		
基数	2 基	
容量	50%/基	
隔離弁		
型式	空気作動式	
基数	2 基	
(2) 炉室排気系		
空気浄化装置		
型式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型	
基数	2 基	
容量	50%/基	
排風機		
基数	2 基	
容量	50%/基	
隔離弁		
型式	空気作動式	
基数	4 基	
(3) 実験利用設備排気系		
空気浄化装置		
型式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型	
基数	1 基	
排風機		
基数	2 基	
容量	50%/基	
隔離弁		
型式	空気作動式	
基数	2 基	

第 14.3-1 表 原子炉建家換気空調設備の設備仕様 (つづき)

(4) オイルダンパ系	
空気浄化装置	
型 式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型
基 数	1 基
オイルダンパ	
基 数	1 基

第 14.3-2 表 実験利用棟換気空調設備の設備仕様

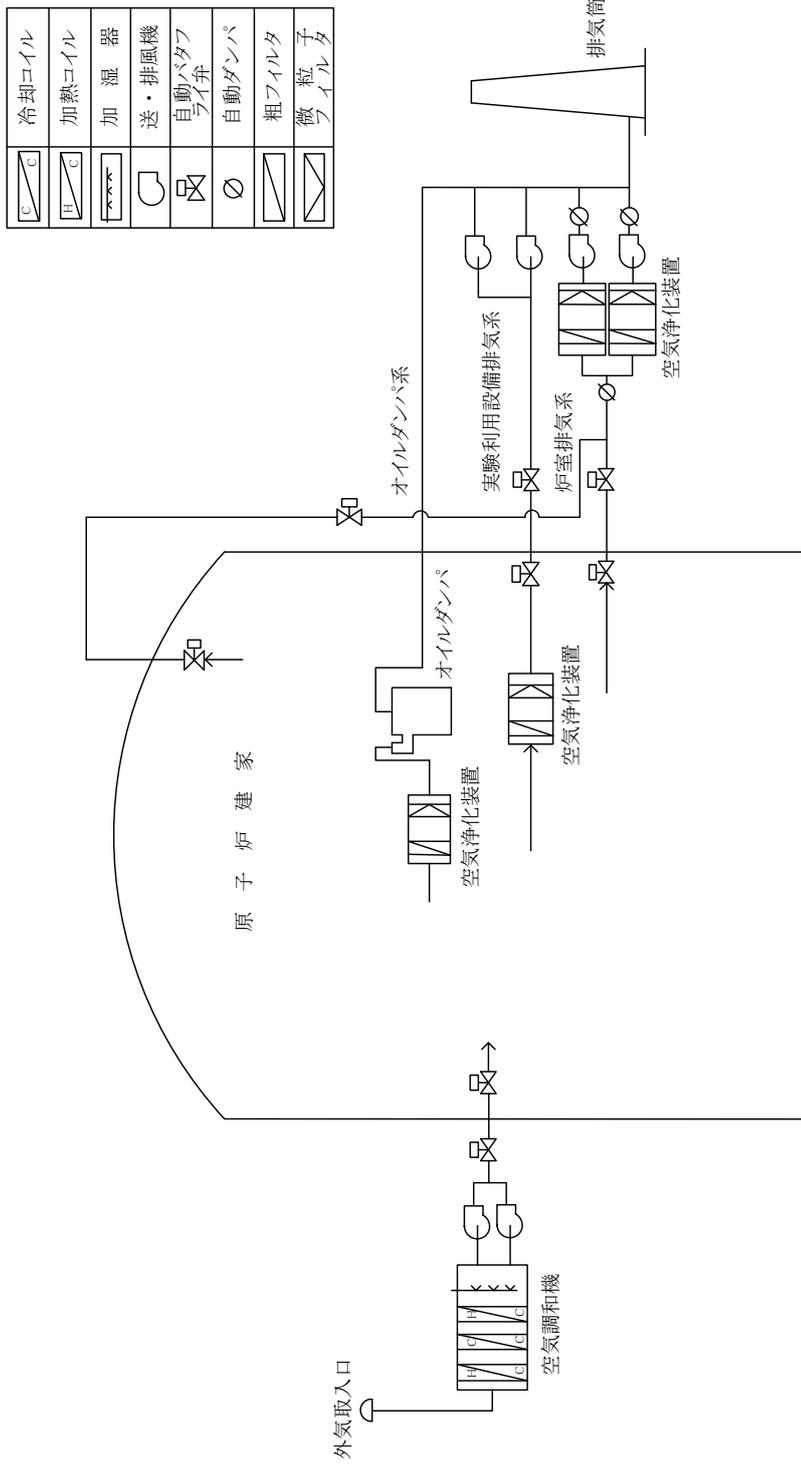
(1) 実験室等給気系		
空気調和機		
型 式	粗フィルタ、冷却コイル、加熱コイル、加湿器及び送風機内蔵型	
基 数	1 基	
(2) ホット機械室等給気系		
空気調和機		
型 式	粗フィルタ、冷却コイル、加熱コイル、加湿器及び送風機内蔵型	
基 数	1 基	
(3) 実験室等排気系		
空気浄化装置		
型 式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型	
基 数	2 基	
容 量	100% / 基	
排風機		
基 数	2 基	
容 量	100% / 基	
(4) 詰替セル室等排気系		
空気浄化装置		
型 式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型	
基 数	2 基	
容 量	100% / 基	
排風機		
基 数	2 基	
容 量	100% / 基	
(5) ホット機械室等排気系		
空気浄化装置		
型 式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型	
基 数	1 基	
排風機		
基 数	1 基	

第 14.3-3 表 燃料管理施設等換気空調設備の設備仕様

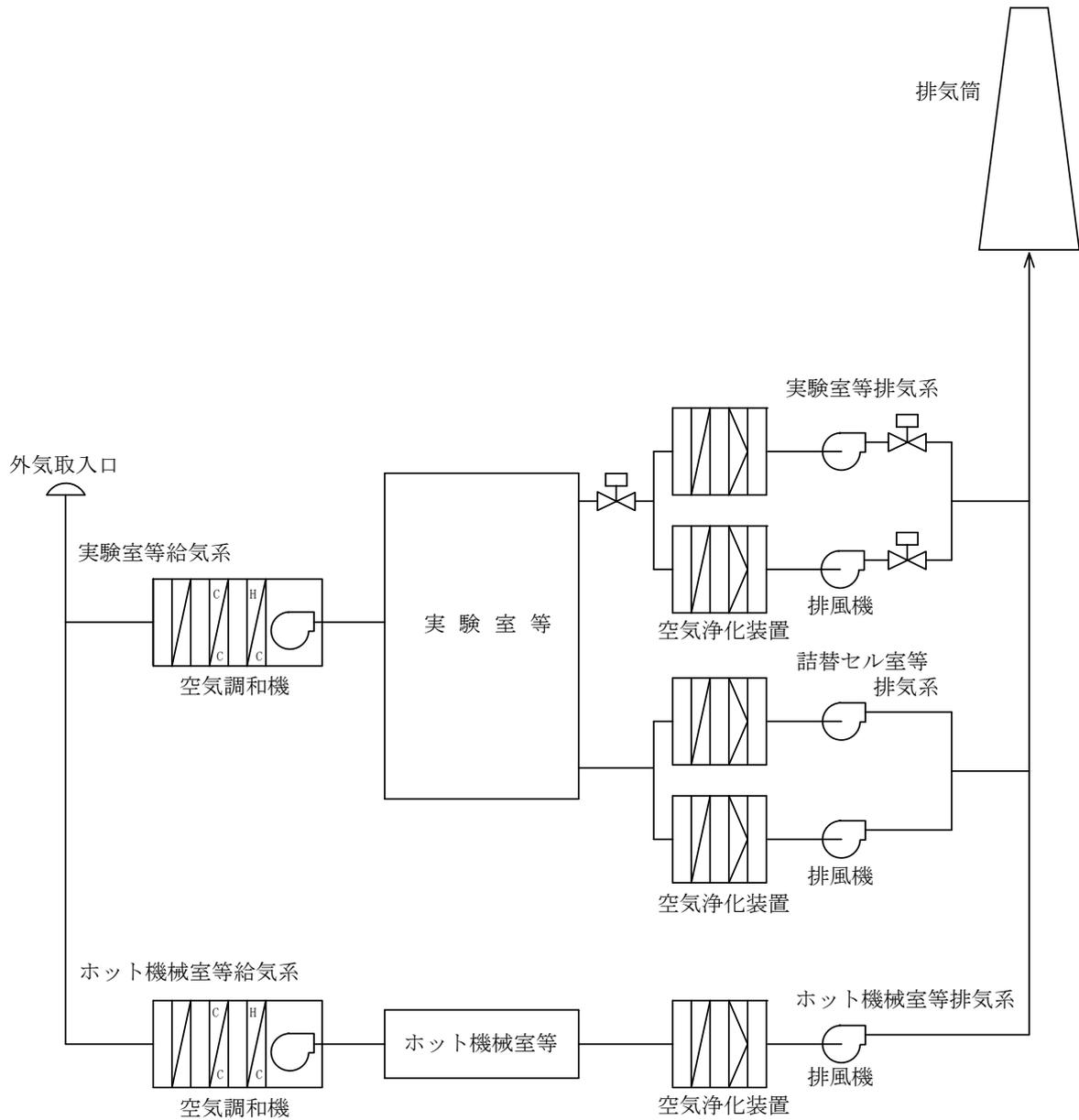
(1) 燃料管理施設等給気系		
空気調和機		
型 式	粗フィルタ、冷却コイル、加熱コイル及び送風機内蔵型	
基 数	1 基	
(2) 燃料管理施設等排気系		
空気浄化装置		
型 式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型	
基 数	1 基	
排風機		
基 数	1 基	

第 14.3-4 表 事務管理棟管理区域換気空調設備の設備仕様

(1) 事務管理棟管理区域給気系		
空気調和機		
型 式	粗フィルタ、冷却コイル、加熱コイル、加湿器及び送風機内蔵型	
基 数	1 基	
(2) 事務管理棟管理区域排気系		
空気浄化装置		
型 式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型	
基 数	1 基	
排風機		
基 数	1 基	

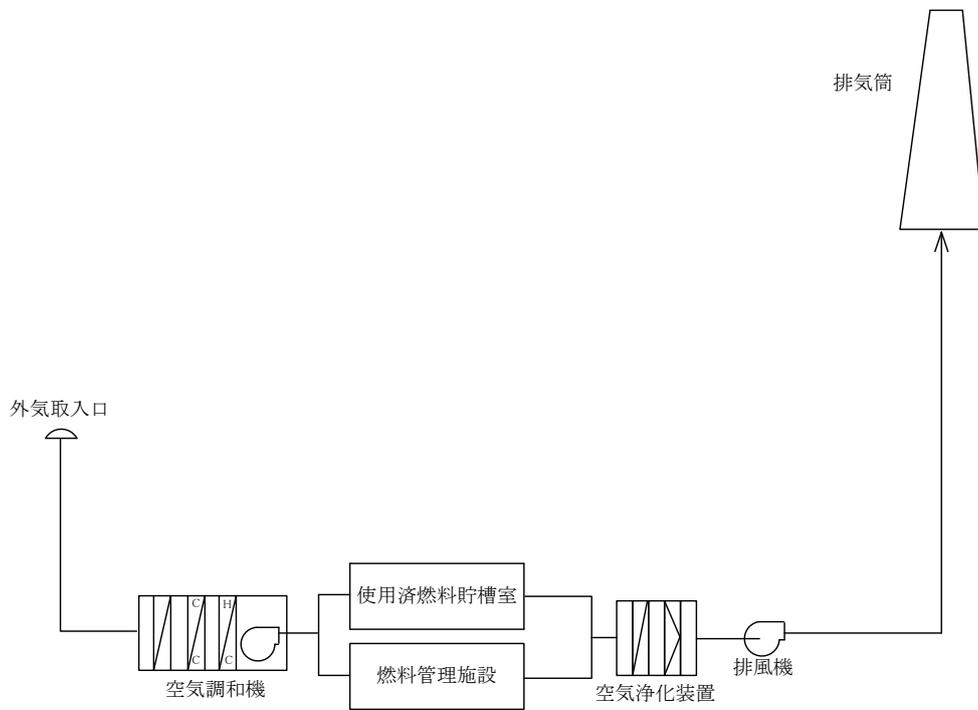


第14.3-1図 原子炉建家の換気空調設備系統図



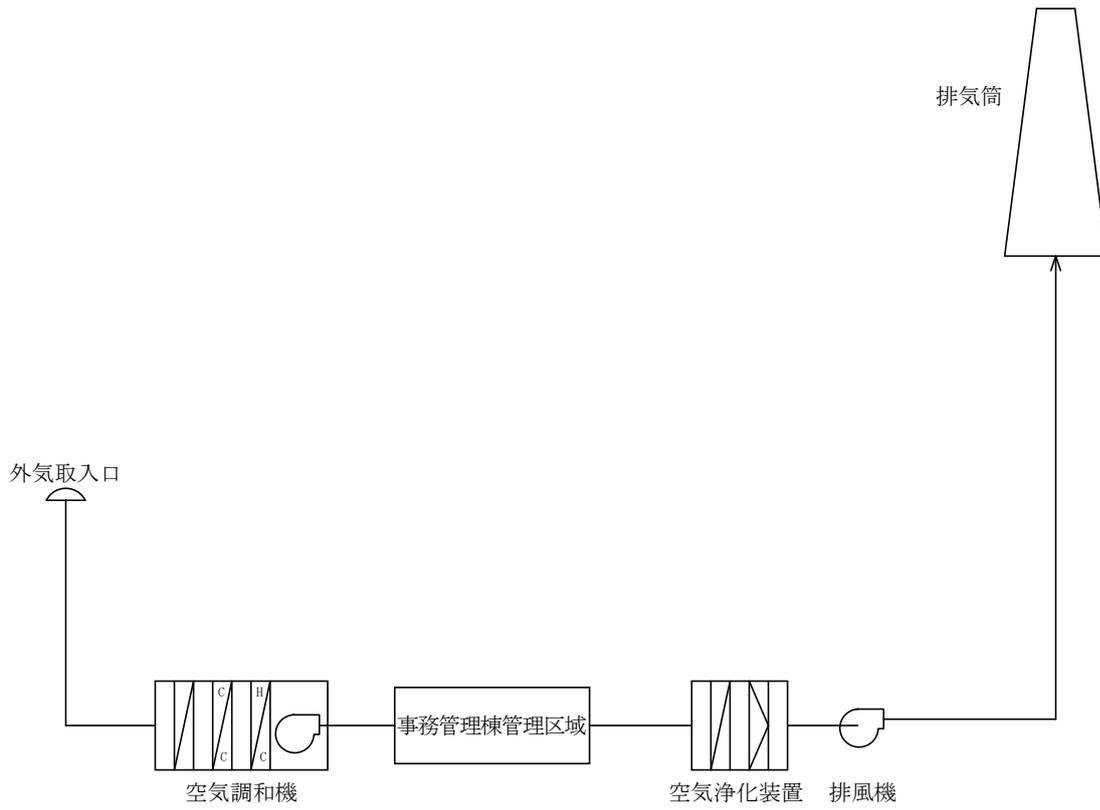
第14. 3-2図 実験利用棟換気空調設備

	冷却コイル
	加熱コイル
	粗フィルタ
	微粒子フィルタ
	自動バタフライ弁
	送風機、排風機



第14.3-3図 燃料管理施設等換気空調設備

	冷却コイル
	加熱コイル
	粗フィルタ
	微粒子フィルタ
	送風機、排風機



第14.3-4図 事務管理棟管理区域換気空調設備

	冷却コイル
	加熱コイル
	粗フィルタ
	微粒子フィルタ
	送風機、排風機

## 15. 補助施設

補助施設は、圧縮空気設備、給排水設備及び消火設備で構成する。

### 15.1 圧縮空気設備

#### 15.1.1 概要

圧縮空気設備は、実験装置、エアラインマスク、隔離弁及び気密扉等に圧縮空気を供給するものである。

#### 15.1.2 設計方針

圧縮空気設備は、次の方針に従い設計する。

- (1) 清浄で乾燥した圧縮空気を供給できる設備とする。
- (2) 圧縮空気を供給する設備のうち、安全上重要な機器には、アキュームレータを設ける。

#### 15.1.3 主要設備

圧縮空気設備の設備仕様を第 15.1-1 表に示す。また、設備の系統図を第 15.1-1 図に示す。

##### (1) 空気圧縮機

空気圧縮機は、清浄な圧縮空気を供給するために、無給油式のものを選定する。

##### (2) 除湿機

除湿機は、圧縮空気を乾燥するために冷却式除湿機を選定する。

##### (3) 空気槽

空気槽は、空気圧縮機吐出空気の圧力の変動をなくすように選定する。

##### (4) アキュームレータ

アキュームレータは、隔離弁等の作動に要する十分な量の圧縮空気を保有できるものを選定する。

### 15.2 給排水設備

#### 15.2.1 概要

給水は、ろ過水、浄水及び雑水の 3 系統で、本研究所の浄水場から供給を受ける。ろ過水は、専用の配水管を設けて本原子炉施設の 2 次冷却系設備等に供給する。

これらの給水は、目的に応じて本原子炉施設に使用する。本原子炉施設からの排水は排水溝へ排出する。

### 15.3 消火設備

#### 15.3.1 概要

消火設備は、火災検出装置及び消火装置によって原子炉施設の火災の検知及び消火を行うもので、火災による人的、物的被害を軽減し、原子炉施設の安全性を損なわな

いように設置する。

### 15.3.2 設計方針

消火設備は、消防法、その他の規則、規定に基づいて設計するが、本原子炉施設における設計では、次の点に配慮する。

- (1) 本原子炉施設は、火災の発生、延焼等の影響を受けても、原子炉の安全性に支障をきたすことのないように、消火設備を設ける設計とする。
- (2) 消火設備は、故障、破損及び不測の作動により、原子炉の安全に支障を及ぼさないように設計する。
- (3) 消火設備は、商用電源喪失時であっても、その機能を果し得るよう設計する。

### 15.3.3 主要設備

火災検出装置及び消火装置として設置する消火設備は、次のとおりである。

#### (1) 自動火災報知設備

自動火災報知設備は、各防火対象物及びその有効区域内に適切に感知器を配置し、中央制御室で火災の検知を確実に行えるように設ける。

#### (2) 屋内消火栓設備

屋内消火栓設備は、各防火対象物及びその有効区域内に消火栓を適切に配置し、消火活動を円滑に行えるように設ける。

#### (3) ハロゲン化物消火設備

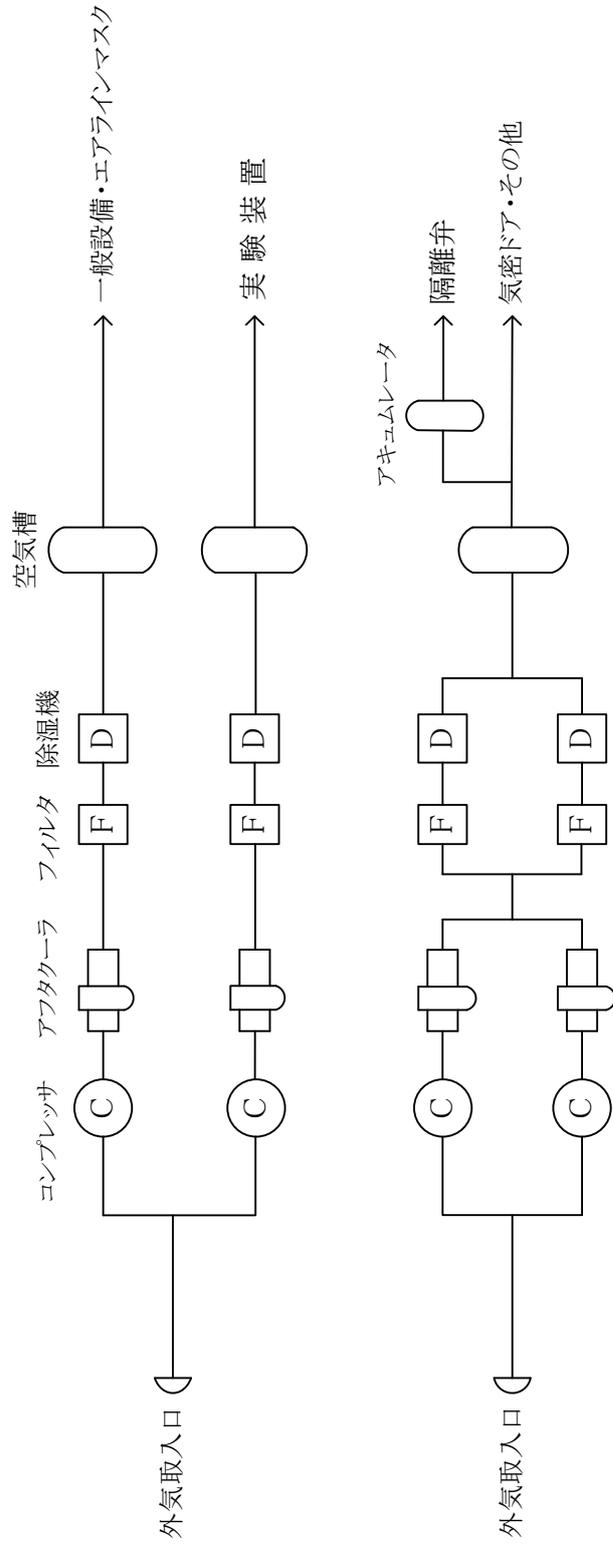
非常用電源設備（発電設備）を火災から防護するために、ハロゲン化物消火設備を設ける。

#### (4) 可搬式消火器

可搬式消火器は、上記設備のほかに、本原子炉施設全体にわたり適切に配置する。

第 15.1-1 表 圧縮空気設備の設備仕様

(1) コンプレッサ		
基数		4 基
容量		100%/基
(2) アフタークーラ		
基数		4 基
容量		100%/基
(3) フィルタ		
基数		4 基
容量		100%/基
(4) 除湿機		
基数		4 基
容量		100%/基
(5) 空気槽		
基数		3 基
(6) アクкумуляター		
基数		1 基



第15.1-1図 圧縮空気設備系統図

## 16. 実験利用設備

### 16.1 水平実験孔設備

種々のビーム実験に供するために、原子炉プール側壁のほぼ炉心中心高さに水平実験孔を設ける。本設備は原子炉と一体構造のものであり、「3.2.4 その他の主要な設備」で述べるとおりである。

### 16.2 照射利用設備

#### 16.2.1 概要

本設備は、試料をラビット及びキャプセルに収納し、それを原子炉の燃料領域、ベリリウム反射体領域及び重水領域で中性子照射するためのものであり、次のような設備により構成する。

水力照射設備

気送照射設備

放射化分析用照射設備

均一照射設備

回転照射設備

垂直照射設備

詰替セル

#### 16.2.2 設計方針

- (1) 照射利用設備に挿入可能な試料による反応度は最大 $0.037 \Delta k/k$ とし、原子炉運転中に炉心内から離脱しない構造となるよう設計する。
- (2) 炉心内の照射利用設備では、原子炉運転中に試料の挿入・取出しは行わない。また、重水領域の照射設備のうち、原子炉運転中に試料の挿入・取出しを行うものについては、試料の反応度を $7.3 \times 10^{-4} \Delta k/k$ 以下になるように設計する。
- (3) 水力照射設備及び気送照射設備に異常及び事故が発生した場合、自動的に原子炉を停止することができる設計とする。

#### 16.2.3 主要設備の仕様

照射利用設備の設備仕様を第 16.2-1 表～第 16.2-6 表に示す。

#### 16.2.4 主要設備

##### 16.2.4.1 水力照射設備

本設備は、ラビットを水力により挿入・取出しを行う照射設備であり、照射系と転送系で構成される。

照射系は、照射筒、循環ポンプ、転送機、減衰タンク等から成りラビットを照射するための設備である。

転送系は、転送用ポンプ、挿入機、取出機、途中取出機、通路変換機、通水タンク等

から成り詰替セル間等のラビット搬送を行う設備である。

本設備の操作及び監視は、実験利用棟において行う。なお、必要に応じ照射系の冷却水流量低信号により原子炉を自動的に停止させる。

本設備の概略を第 16. 2-1 図に示す。

#### 16. 2. 4. 2 気送照射設備

本設備は、ラビットの挿入・取出しを行う照射設備であり、照射系と転送系から構成される。

照射系は、照射筒、循環ブロワ、転送機、緩衝タンク等から構成され、窒素ガスを用いてラビットを照射するための設備である。

転送系は、挿入機、取出機、途中取出機、通路変換機、空気貯留槽、緩衝タンク等から構成され、詰替セル間等のラビット搬送を圧縮空気により行う設備である。

本設備の操作及び監視は、実験利用棟において行う。なお、必要に応じ照射系の冷却材流量低信号により原子炉を自動的に停止させる。

本設備の概略を第 16. 2-2 図に示す。

#### 16. 2. 4. 3 放射化分析用照射設備

本設備は、ラビットを窒素ガス圧力により挿入・取出しを行う照射設備である。

操作及び監視は、放射化分析室で行うとともに、実験利用棟においても主要なパラメータについて監視することができる。

本設備の概略を第 16. 2-3 図に示す。

#### 16. 2. 4. 4 均一照射設備

本設備は、試料を回転、上下駆動させ均等に照射することができる設備である。操作及び監視は、現場制御盤で行うとともに、実験利用棟においても主要なパラメータについて監視することができる。

本設備の概略を第 16. 2-4 図に示す。

#### 16. 2. 4. 5 回転照射設備

本設備は、試料を照射筒内で回転し、均等に照射することができる設備である。操作及び監視は、現場制御盤で行うとともに、実験利用棟においても主要なパラメータについて監視することができる。

本設備の概略を第 16. 2-5 図に示す。

#### 16. 2. 4. 6 垂直照射設備

本設備の照射孔は「3. 2. 2 炉心構造物」で述べたとおり、炉心内の燃料領域及びベリリウム反射体領域、並びに重水領域に設置し、キャプセルを挿入して照射するためのものである。

本設備でのキャプセル装荷状態を第 16. 2-6 図に示す。

#### 16. 2. 4. 7 詰替セル

詰替セルは原子炉建家内及び実験利用棟内にそれぞれ 1 基設置する。

原子炉建家内の詰替セルは、水力照射設備及び気送照射設備の一部の機器を格納し、照射済ラビット、キャプセル等を取り扱えるようコンクリートの遮蔽が施されたものである。

ラビット、キャプセル等の取扱い、搬出入、及び保守等のために、鉛ガラス窓、マニプレータ、出入口扉、蓋、ノズル、照明等を設ける。

実験利用棟内の詰替セルは照射済ラビットの開封・詰替及び引渡しを行うもので、鉛遮蔽が施されている。

#### 16. 2. 5 評価

- (1) 照射利用設備の照射試料の挿入又は取出しに際して過大な反応度添加が生じないように設計されている。
- (2) 水力照射設備及び気送照射設備の安全保護系に用いる計測機器は第10章の計測制御系統施設に準じて設計されており、安全機能を喪失させることはない。

### 16. 3 冷中性子源装置（CNSと略称する）

#### 16. 3. 1 概要

本装置は液体水素を減速材として用い、冷中性子を取り出す設備である。

#### 16. 3. 2 設計方針

CNSは、次の方針に従い設計する。

- (1) 主要部に使用する材料は、十分強度を有し、耐食性、耐放射線性に優れたものを使用する。
- (2) CNSの異常及び事故が発生した場合、自動的に原子炉を停止する設計とする。
- (3) 水素格納部及び真空部は漏えいがない設計とする。
- (4) 水素を格納する主要な機器は、万一漏えいが生じても空気と混合しないよう設計する。

#### 16. 3. 3 主要設備の仕様

CNSの設備仕様を第 16. 3-1 表～第 16. 3-3 表に示す。また、CNS設備の系統図を第 16. 3-1 図に示す。

#### 16. 3. 4 主要設備

##### 16. 3. 4. 1 CNS本体設備

CNS本体設備は、炉プール内に設置するクライオスタット、サブプールに設置するコンデンサ及び水素緩衝タンク、並びに補助設備で構成する。

クライオスタットは、減速材容器、真空容器及び低温流路管で構成し、コンデンサからの液体水素を貯留する設備である。

コンデンサは、真空断熱槽内に、シェル・アンド・チューブ型熱交換器を設けた構造で、低温ヘリウムガスにより水素ガスを液化する設備である。また、水素緩衝タンクは、液体水素がガス化した際の圧力緩衝を行うためのものである。

補助設備は、水素供給装置、真空装置、ヘリウムダンプ装置、窒素供給装置、水素排気装置、分析装置で構成する。

排気する水素ガスは、水素排気装置において窒素ガスにより稀釈し排気する。本設備の操作及び監視は、中央制御室で集中して行える設計とする。なお、水素圧力が異常上昇したときは、自動的に原子炉を停止する。

#### 16.3.4.2 ヘリウム冷凍設備

ヘリウム冷凍設備は、コンデンサに低温ヘリウムガスを供給するためのもので、ヘリウム圧縮機、コールドボックス等で構成する。

#### 16.3.5 評価

- (1) 本装置の水素を格納する機器のうち水素漏えいのおそれのある個所については、2重気密構造としており、水素が系外へ漏えいしない設計としている。
- (2) 水素を格納する主要機器は水中に設置し、万一の漏えい時にも空気が浸入しない設計としている。
- (3) 水素緩衝タンク及びラプチャーディスクを設け、過大な圧力上昇が生じない設計としている。
- (4) 排気する水素ガスは窒素ガスで稀釈することにより安全に排気できる設計としている。
- (5) 安全保護系に用いる計測機器は、第10章の計測制御系統施設に準じて設計しており、安全機能を喪失させることはない設計としている。

第 16.2-1 表 水力照射設備の設備仕様

冷却材	軽 水
基数	2 基
最高使用圧力	10 kg/cm <sup>2</sup> G (0.98 MPa G)
最高使用温度	100°C (耐圧部)
主要材質	ステンレス鋼、アルミニウム合金

第 16.2-2 表 気送照射設備の設備仕様

冷却材	窒素ガス (ただし、転送系の搬送用 として圧縮空気を用いる。)
基数	2 基
最高使用圧力	1 kg/cm <sup>2</sup> G (0.098 MPa G)
最高使用温度	120°C (耐圧部)
主要材質	ステンレス鋼、アルミニウム合金

第 16.2-3 表 放射化分析用照射設備の設備仕様

冷却材	窒素ガス
基数	1 基
最高使用圧力	1 kg/cm <sup>2</sup> G (0.098 MPa G)
最高使用温度	100°C (耐圧部)
主要材質	ステンレス鋼、アルミニウム合金

第 16.2-4 表 均一照射設備の設備仕様

基数	1 基
最高使用圧力	1 kg/cm <sup>2</sup> G (0.098 MPa G)
最高使用温度	60°C
主要材質	ステンレス鋼、普通鋼、アルミニウム合金、鉛

第 16.2-5 表 回転照射設備の設備仕様

基数	1 基
最高使用圧力	1 kg/cm <sup>2</sup> G (0.098 MPa G)
最高使用温度	60°C
主要材質	ステンレス鋼、普通鋼、アルミニウム合金

第 16.2-6 表 詰替セルの設備仕様

基数	2 基 (原子炉建家内及び実験利用棟内各 1)
主要材料	重コンクリート、普通コンクリート、鉛、ステンレス鋼、普通鋼
付属機器	マニプレータ、鉛ガラス窓、照明、出口扉、挿入口等

第16.3-1表 冷中性子源装置の設備仕様

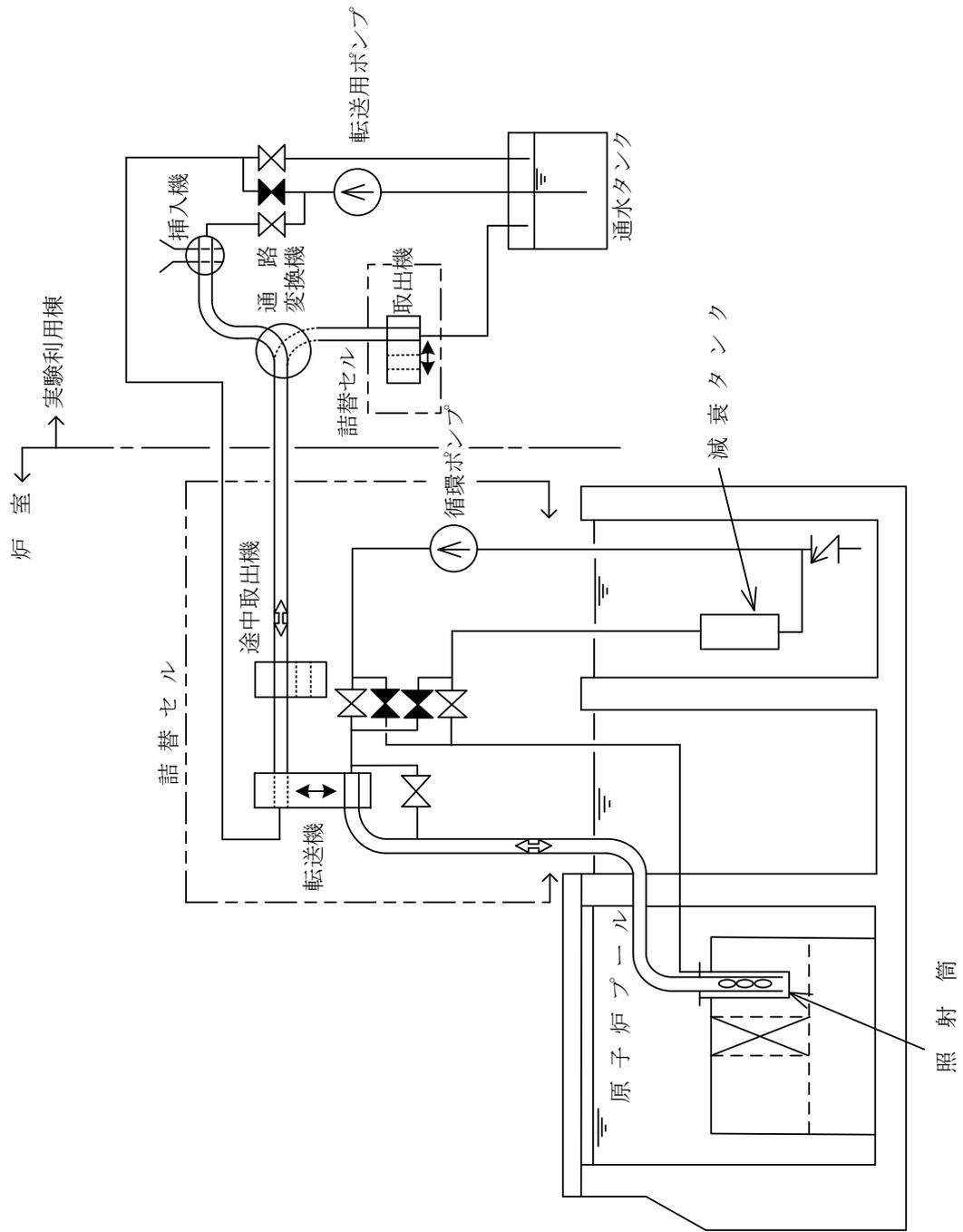
型式	縦型熱サイフォン循環式
基数	1基
減速材	液体水素
運転条件	液体水素温度 約 20 K (運転時) 液体水素圧力 約 1 ata (運転時) (約 0.1 MPa abs (運転時))

第 16.3-2 表 CNS本体設備の仕様

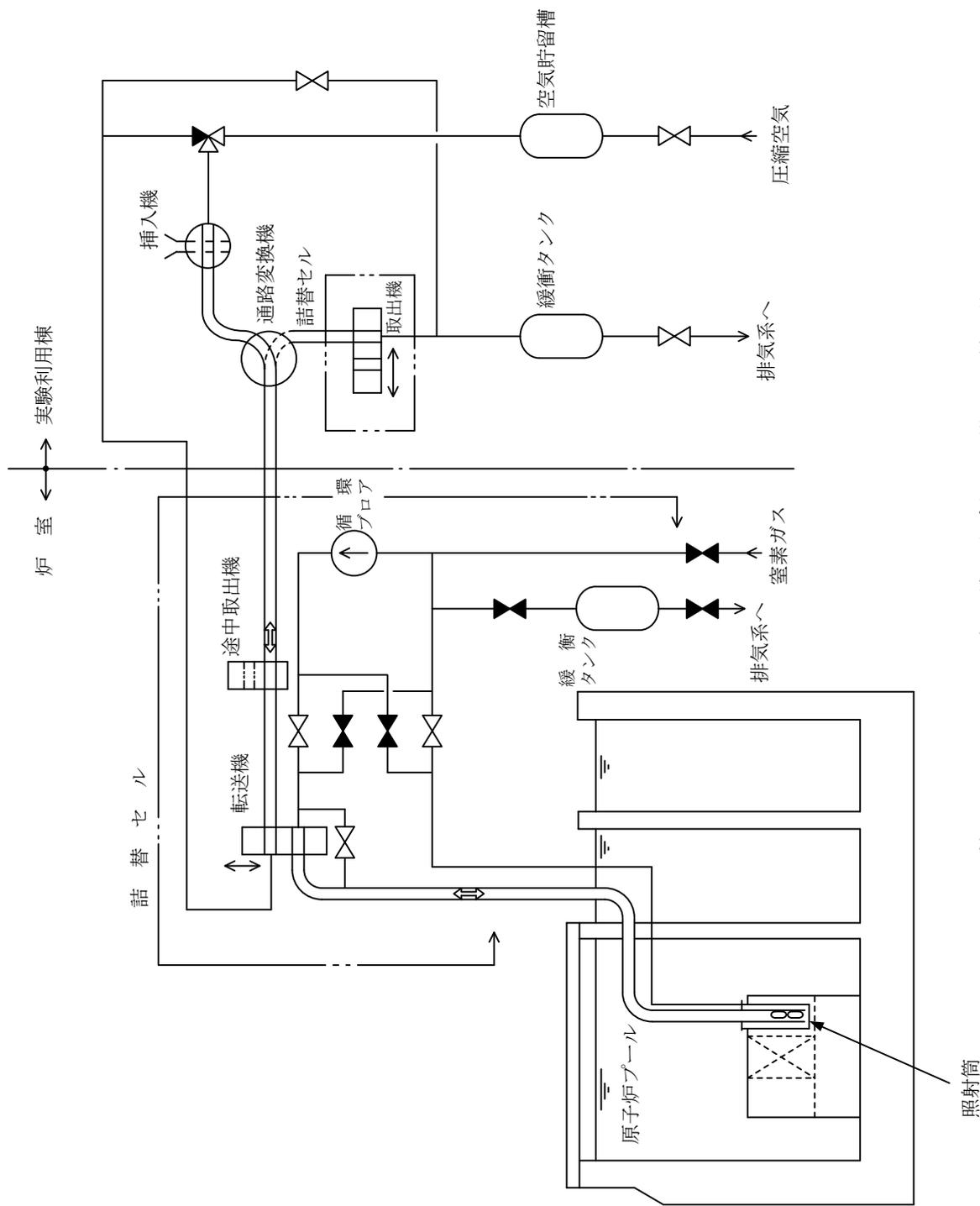
基数	1式
最高使用圧力	6 kg/cm <sup>2</sup> G (0.588 MPa G)
主要材質	アルミニウム合金、ステンレス鋼相当品
主要構成機器	
(1) クライオスタット	1式
(2) コンデンサ	1式
(3) 水素緩衝タンク	1基
(4) 補助設備	1式

第 16.3-3 表 ヘリウム冷凍設備の仕様

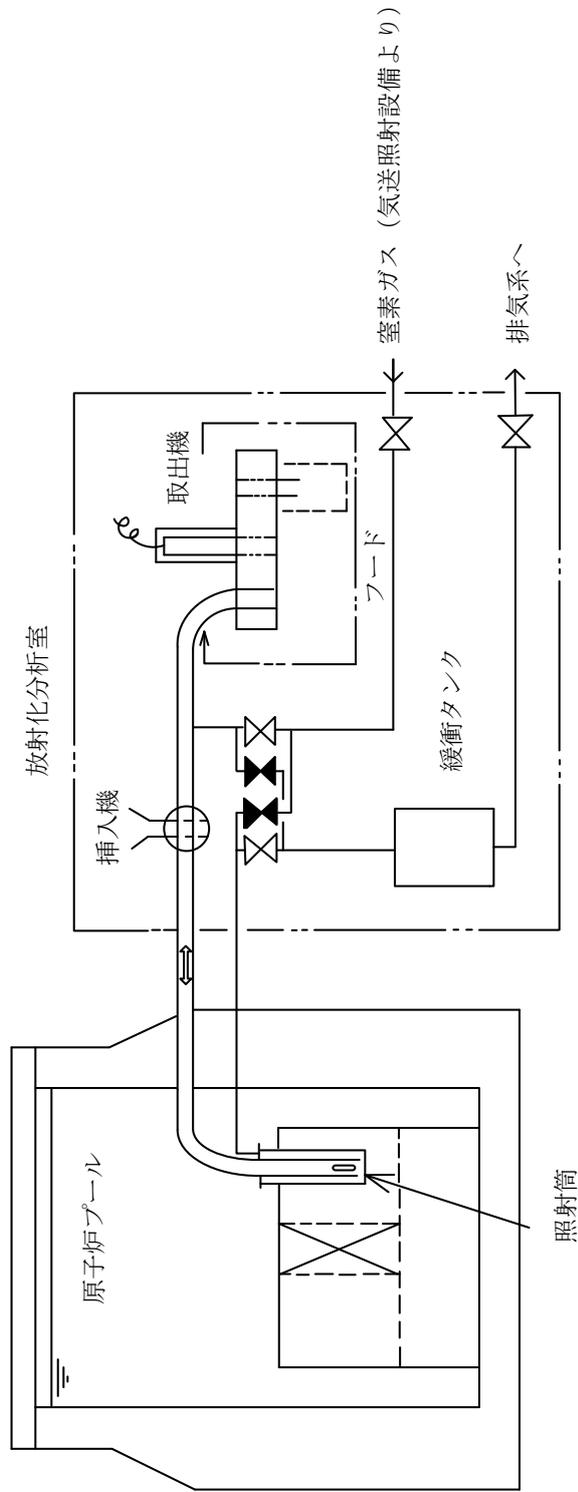
使用流体	ヘリウムガス
基数	1式
冷凍方式	ヘリウムブライトンサイクル
主要構成機器	圧縮機、コールドボックス等



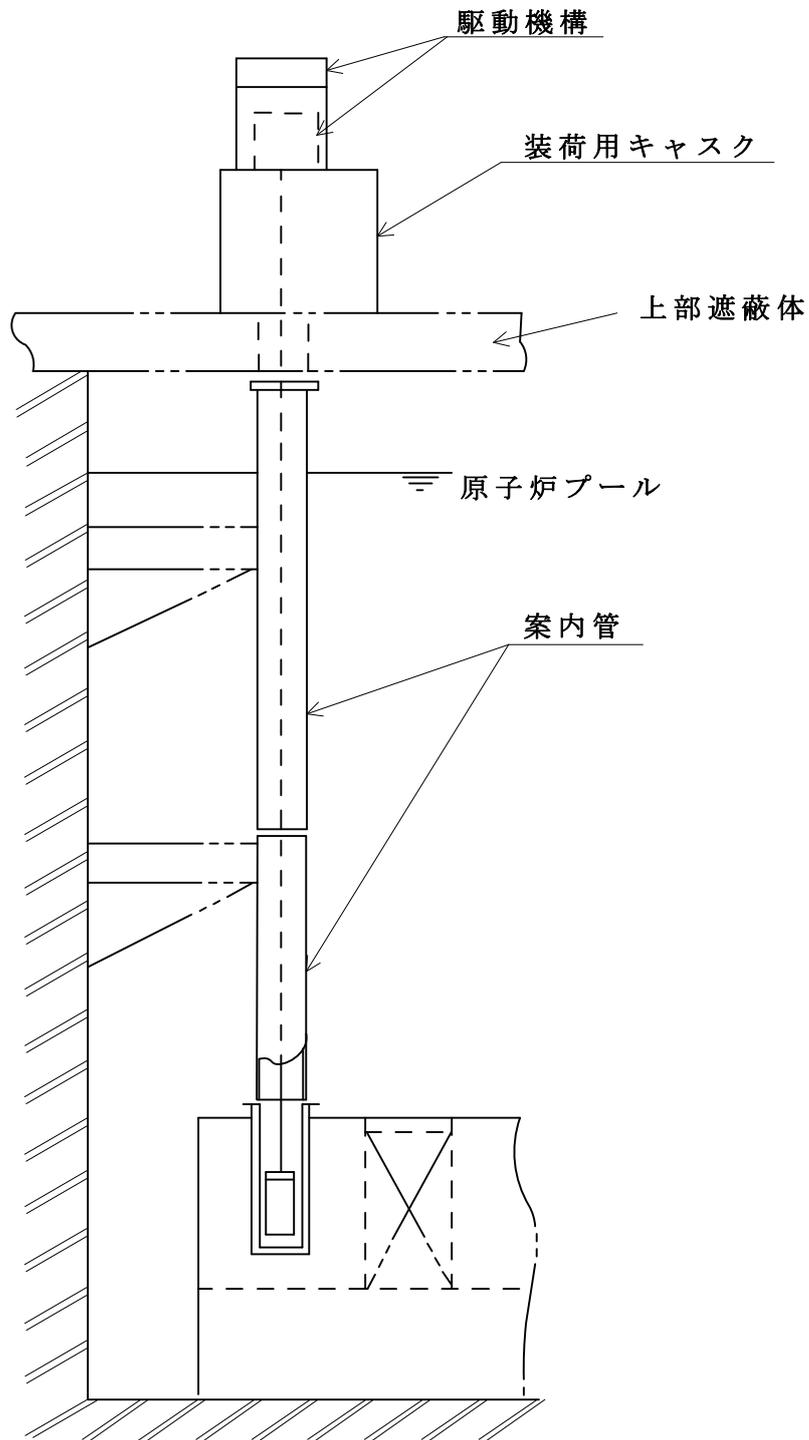
第16.2-1図 水力照射設備系統説明図



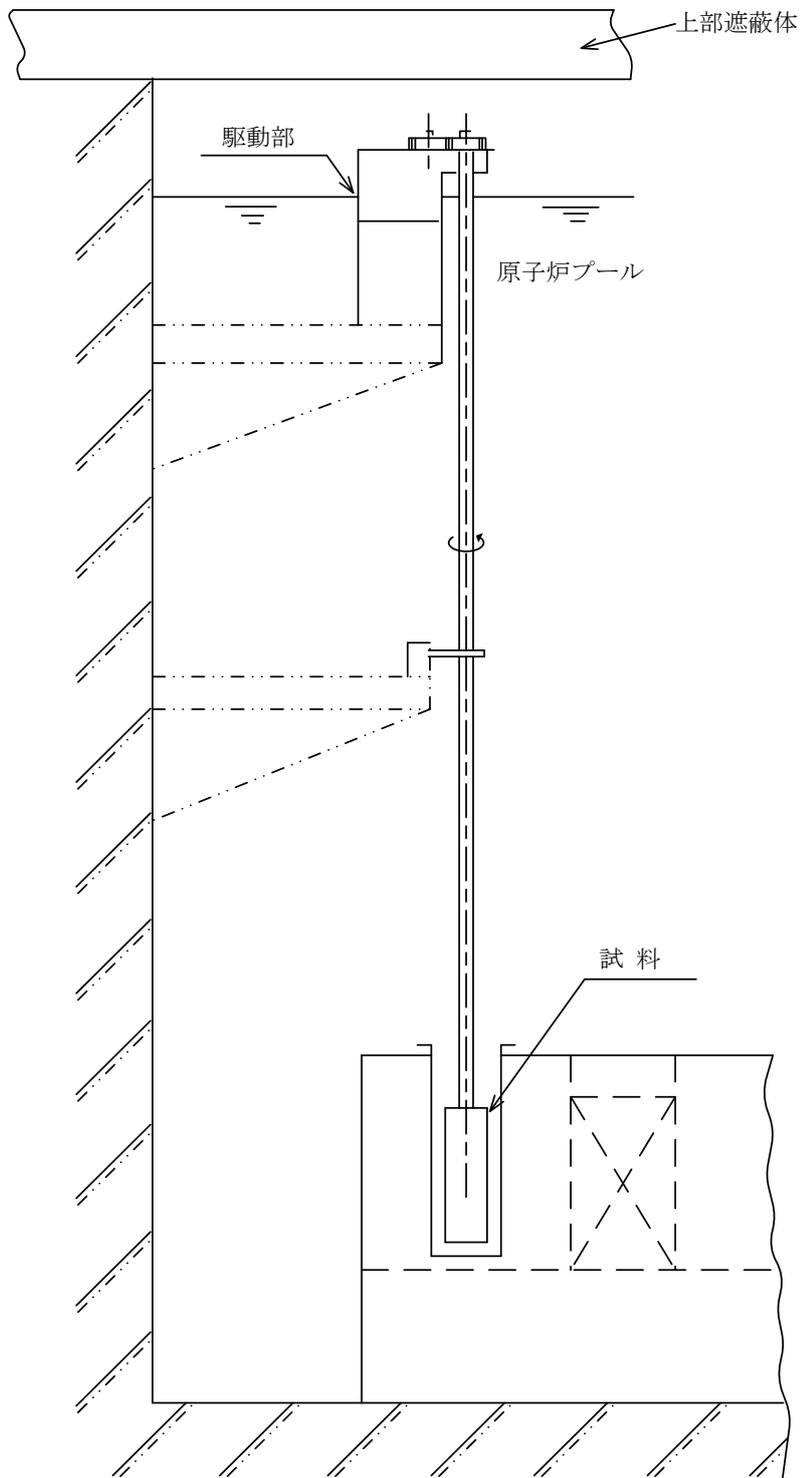
第 16.2-2 図 気送照射設備系統説明図



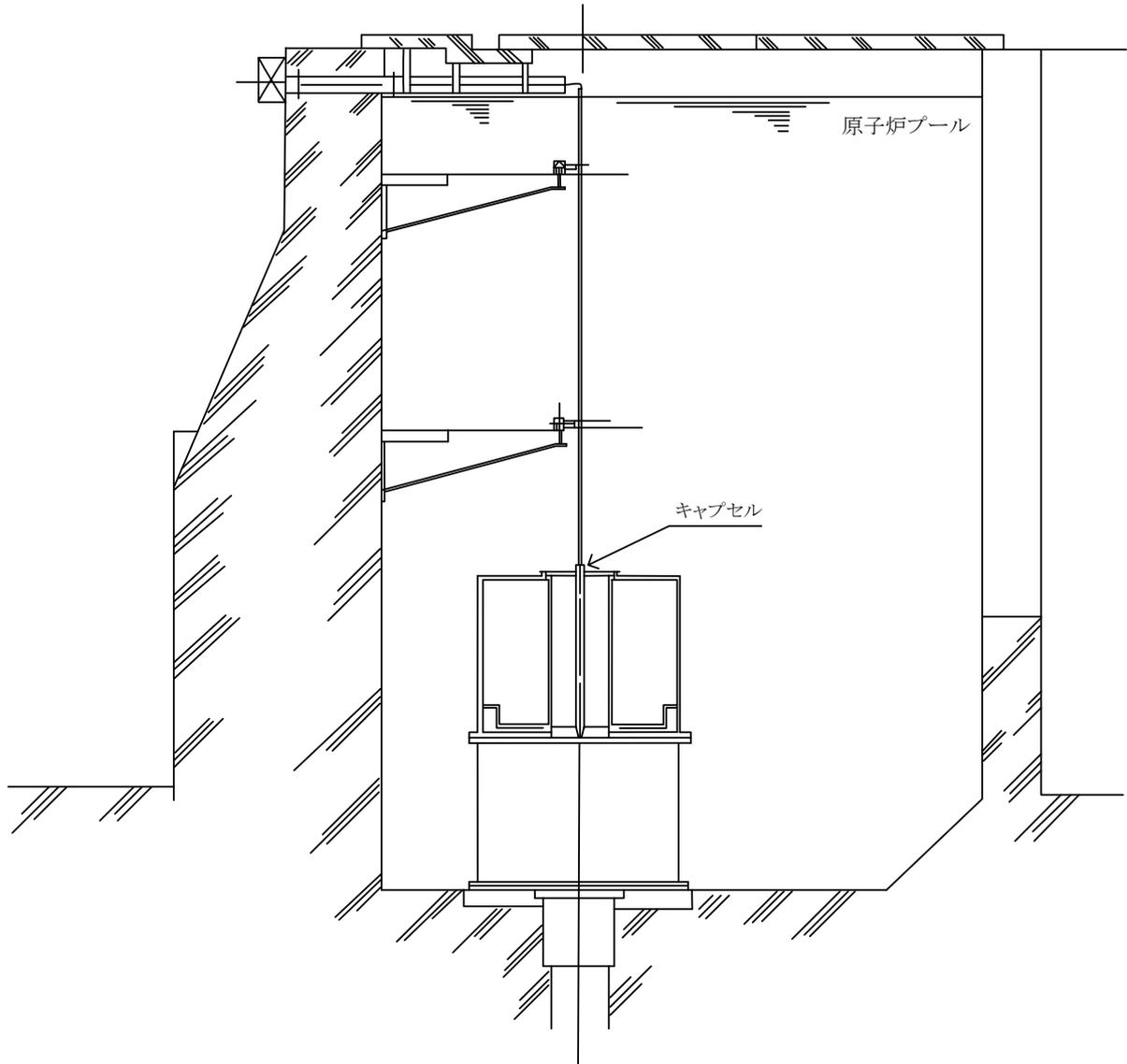
第16.2-3図 放射化分析用照射設備系統説明図



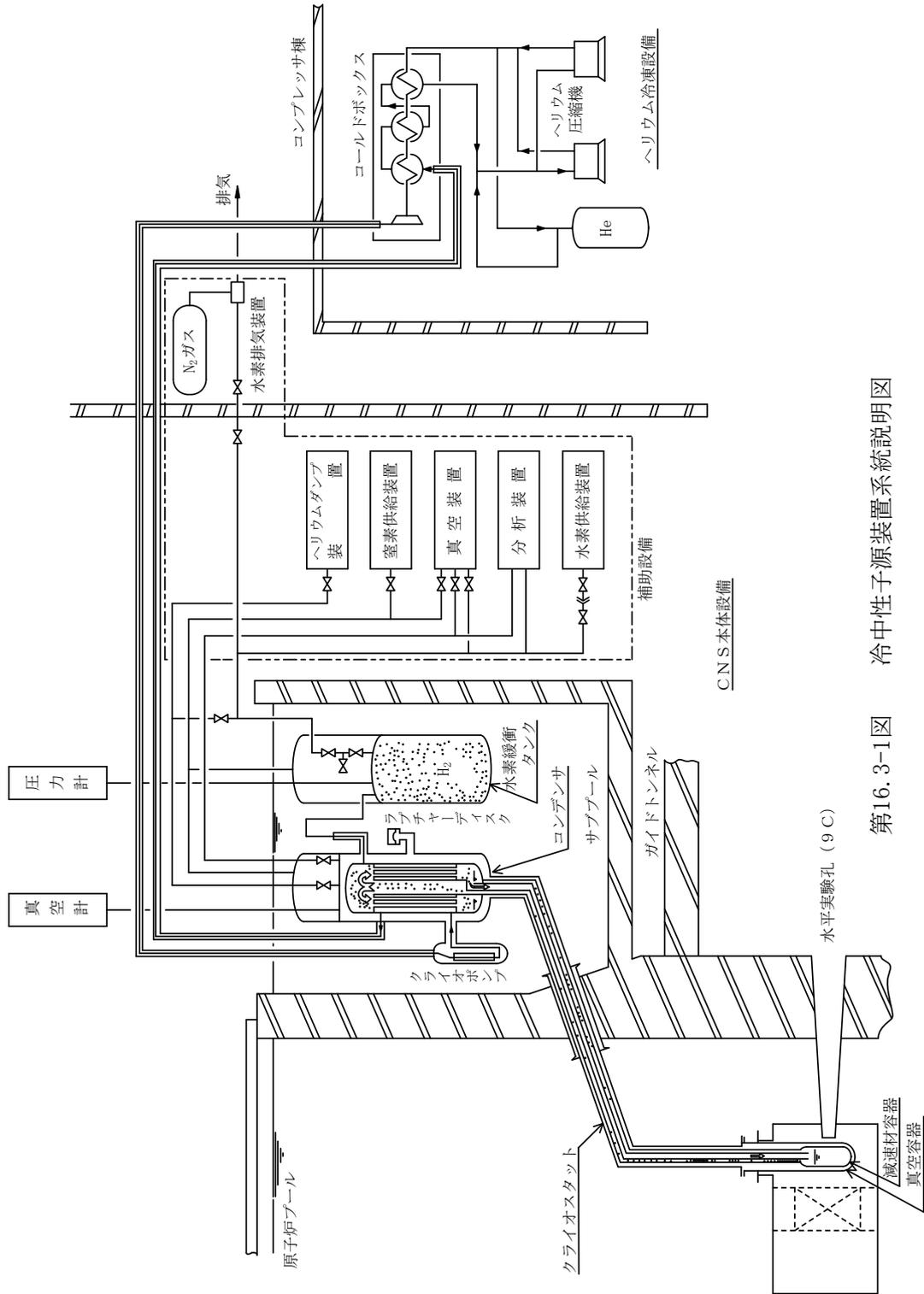
第 16.2-4 図 均一照射設備説明図



第 16.2-5 図 回転照射設備説明図



第 16.2-6 図 垂直照射設備キャプセル装荷状態説明図



第16.3-1図 冷中性子源装置系統説明図

## 17. 運転保守

### 17.1 運転保守の基本方針

原子炉施設の運転保守の基本方針は、「原子炉等規制法」第37条第1項の規定に基づいて定める本研究所原子炉施設保安規定（第5編JRR-3の管理）（以下「保安規定」という。）によるものとする。

### 17.2 組織及び職務

運転保守に関して組織及び職務を保安規定に定める。

また、「原子炉等規制法」第40条の規定に基づいて原子炉主任技術者を選任し、原子炉施設の保安のための業務を行う。

### 17.3 運転管理

JRR-3の運転管理は、保安規定の定めに従って行う。

### 17.4 燃料管理

燃料の輸送、貯蔵、原子炉内への装荷及び原子炉外への取り出し等は、あらかじめ定める燃料交換計画に従い、所定の容器並びに燃料取扱設備及び貯蔵設備を使用し、燃料が臨界に達するおそれがないように必要な措置をとりながら行う。

### 17.5 放射性廃棄物管理

放射性気体及び液体廃棄物を本研究所外に放出する場合は、法令に定められた許容濃度等の制限値を遵守することはもちろん、本研究所周辺の一般公衆の被ばく線量をできるだけ低くするような放出管理を行う。

また、放射性固体廃棄物を本研究所内に保管廃棄する場合は、所定の保管廃棄設備において厳重に管理する。

### 17.6 放射線管理

放射線管理は放射線業務従事者等の被ばく線量を法令に定められた線量限度を超えないようにすることはもちろん、不必要な放射線被ばくを防止する方針で行う。

また、JRR-3に管理区域、保全区域及び周辺監視区域等を設け、出入管理、被ばく管理、管理区域内における作業管理、放射線の測定及び物品の搬出管理等を厳重に実施するとともに、施設の適切な保全管理を行う。

### 17.7 保守

JRR-3の保守は、保安規定の定めに従って、原子炉施設の安全の確保を妨げることをないように行う。

#### 17.8 非常事態の措置

地震、火災、その他の原因によって、相当な規模の放射線災害が発生するおそれがある場合、又は発生した場合には、JRR-3の通常組織とは異なる本研究所防護活動組織を設置して事故の原因除去、拡大防止等のための活動を迅速かつ適切に行う。

#### 17.9 教育及び訓練

従事者等に対して、JRR-3の保守及び放射線防護に関する教育並びに非常事態に対処するための総合的な実施訓練を、定期的及び必要に応じて計画し実施する。

#### 17.10 健康管理

労働安全衛生法に基づいて、従事者等の健康診断を実施し、必要がある場合は、保健指導及び就業上の措置を講じる。

#### 17.11 従事者等以外の者に対する保安措置

従事者等以外の者をJRR-3内に立入らせる場合は、保安上必要な注意を与えるとともに、特に管理区域内で作業する請負業者には、放射線防護上の必要事項を明確にしてこれを遵守させる。

#### 17.12 核燃料物質の防護

JRR-3の核燃料物質の防護のために、原子力科学研究所原子炉施設核物質防護規定の定めるところによる防護措置を講じる。

#### 17.13 記録及び報告

JRR-3の保安に関する事項を法令に定めるところにより記録し、保存するとともに保安規定の定めるところにより報告を行う。

18. 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則に対する適合

試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則と 1.2.2 に示した適合のための設計方針との対応は以下のとおりである。

(試験研究用等原子炉施設の地盤)

第三条 試験研究用等原子炉施設（水冷却型研究炉、ガス冷却型原子炉及びナトリウム冷却型高速炉に係るものを除く。以下この章において同じ。）は、次条第二項の規定により算定する地震力（試験研究用等原子炉施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）にあつては、同条第三項の地震力を含む。）が作用した場合においても当該試験研究用等原子炉施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。

- 2 耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。
- 3 耐震重要施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

1. 原子炉施設は、耐震重要度に応じて定める地震力が作用した場合においても当該原子炉施設を十分に支持することができる地盤に設置する。
2. Sクラスの原子炉施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。
3. Sクラスの原子炉施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がないことを確認した地盤に設置する。

(地震による損傷の防止)

第四条 試験研究用等原子炉施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。

- 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある試験研究用等原子炉施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。
- 3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。
- 4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

1. 原子炉施設は、地震により発生するおそれのある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、耐震重要度に応じてSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた耐震設計を行う。
2. Sクラスの原子炉施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計する。また、Sクラスの原子炉施設は、必要に応じて弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれかの地震力に対して、おおむね弾性範囲にとどまる設計とする。
3. Bクラス及びCクラスの原子炉施設は、静的地震力に対しておおむね弾性範囲にとどまる設計とする。また、Bクラスの原子炉施設のうち、共振のおそれのある施設については、必要に応じてその影響についての検討を行う。
4. Sクラスの原子炉施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。
5. Sクラスの原子炉施設の周辺斜面は、基準地震動による地震力に対して、施設の安全機能に重大な影響を与えるような崩壊を起こすおそれがないものとする。

(津波による損傷の防止)

第五条 試験研究用等原子炉施設は、その供用中に当該試験研究用等原子炉施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならぬ。

#### 適合のための設計方針

添付書類六に記載した基準津波による原子力科学研究所敷地内の最大遡上高さ T.P. +約 13m を考慮して、その影響により原子炉の安全性が損なわれないように海拔約 19m の台地上に建設する。

(外部からの衝撃による損傷の防止)

第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

- 2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。
- 3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

### 適合のための設計方針

#### 1. 自然現象

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象に耐え得るよう設計する。設計条件は、次の事項を考慮して定める。

##### (1) 降水・洪水

敷地は那珂台地にあり地形的にみて、降水や洪水による被害は考えられない。

##### (2) 風（台風）

風荷重に対する設計は、日本の最大級の台風を考慮した建築基準法に基づいて行う。

##### (3) 竜巻

耐震Sクラスの設備機器が、添付書類六に記載した設計基準竜巻の影響を受けないような設計とする。

##### (4) 凍結

添付書類六に記載した最低気温に適切な余裕を持った設計値で凍結防止対策を行う。

##### (5) 積雪

添付書類六に記載した過去の積雪を考慮して、茨城県建築基準法関係条例に基づき積雪単位重量指定値にて設計を行う。

##### (6) 落雷

原子炉建家、原子炉制御棟等の関連建家には、避雷針を設け、落雷による火災の発生を防止する設計とする。

##### (7) 地滑り

原子炉施設は、地滑りのおそれのない敷地に設置する。

##### (8) 火山の影響

原子炉施設を設置する敷地は、原子炉の安全性に影響を及ぼすような火山の影響を受けることはない。敷地周辺の火山については、添付書類六に記載してある。

##### (9) 生物学的事象

換気系が枯葉等の影響を受けないように管理する。なお、原子炉施設の冷却のため

に海水取水口を持たないことから、海藻等による取水口への影響はない。

#### (10) 森林火災

敷地内の森林で火災が発生しないように、敷地内での火気の取扱いについて適切に管理する。また、森林火災が発生した場合にもその影響を受けないように、研究所に自衛消防隊を配置し、森林火災が発生した場合には消火に努める。

以上のような自然状況を鑑み、安全機能を有する構築物、系統及び機器の設計条件を設定し、予想される自然条件の最も苛酷なものに対しても、寿命期間を通じその安全機能を失うことがないよう設計する。

## 2. 外部人為事象

「偶発的な外部人為事象」として、次の事象を考慮して設計する。

#### (1) 飛来物（航空機落下等）

JRR-3 原子炉施設への航空機の落下確率については「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成 14・07・29 原院第 4 号（平成 14 年 7 月 30 日原子力安全・保安院制定））等に基づき評価した結果、約  $8.8 \times 10^{-8}$  回/炉・年であり、防護設計の要否を判断する基準である  $10^{-7}$  回/炉・年を超えない。したがって、航空機落下に対する考慮をする必要はなく、航空機落下により安全施設が安全機能を損なうことはない。

#### (2) ダムの崩壊

本研究所の約 2.5km 北側を流れる久慈川には、その崩壊により原子力科学研究所の原子炉施設に被害を与えるような大規模なダムが存在しない。

#### (3) 外部火災

外部火災により原子炉施設の安全性を損なうことのないように、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機落下による火災を考慮して必要な防護対策等を施す。

##### a. 爆発

本研究所の敷地内に重油タンク、LNGタンク等を設置する場合は、その爆発による原子炉への影響を考慮して設置する。

##### b. 近隣工場等の火災

本研究所の敷地外の近隣工場等において火災が発生した場合には、原子炉の安全性に影響を与えるおそれがあるときは、必要に応じて防護対策をとる。

##### c. 航空機落下による火災

敷地への航空機の墜落で発生する火災を想定しても、原子炉の安全性に影響を及ぼさないことを評価し、必要に応じて対策を講じる。

#### (4) 有毒ガス

施設周辺で有毒ガスが発生した場合は、必要に応じて、原子炉を停止し運転員は退避する。なお、本原子炉は停止操作のために、運転員が中央制御室又は施設に長期間にわたってとどまる必要はない。

(5) 船舶の衝突

原子炉施設の冷却のために海水取水口を持たないことから、仮に船舶が本研究所の海岸線に衝突したとしても、原子炉の安全性に影響を及ぼすことはない。

(6) 電磁的障害

高圧配電盤、携帯電話等及び情報通信所、携帯電話アンテナ等からの電波の影響等を考慮した設計とする。

(試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)

第七条 工場等には、試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入、試験研究用等原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。第十八条第六号において同じ。）を防止するための設備を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器を含む区域を設定し、これらの区域への出入管理が適切に行える設計とする。
2. 原子炉の運転及び制御に直接使用するコンピュータ類は外部と切断して使用する。

(火災による損傷の防止)

第八条 試験研究用等原子炉施設は、火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備（以下「消火設備」という。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。

2 消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

1. 火災により原子炉施設の安全性を損なうことのないように、各防護対策を考慮した設計とする。
2. 発火性又は引火性の液体あるいは気体の漏えい及び電気系統の地絡、短絡による加熱に起因する火災の発生を防止するために、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、漏えい防止、過電流保護装置等を備えた設計とする。また、必要に応じて火災感知器、消火設備を設け、火災による原子炉の安全が損なわれることのないよう配慮する。
3. 安全機能を有する構築物、機器及びケーブルは、合理的に達成できる限り不燃性又は難燃性材料を使用する。
4. 原子炉建家、原子炉制御棟等の関連建家には、避雷針を設け、落雷による火災の発生を防止する設計とする。また、地震による構築物、機器等の破損又は倒壊による火災の発生を防止するために耐震性を考慮した設計とする。
5. 仮に、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合でも、原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。

(溢水による損傷の防止等)

第九条 安全施設は、試験研究用等原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

- 2 試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動、原子炉プール、カナル、使用済燃料プール又は使用済燃料貯槽のスロッシングにより溢水が発生したとしても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。使用済燃料プールは、貯蔵中の使用済燃料の健全性を確保するため、給水が容易に行える設計とする。

また、放射性物質を含む溢水の管理区域からの漏えいを防止する設計とする。

(誤操作の防止)

第十条 試験研究用等原子炉施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。

2 安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

1. 運転員の誤操作を防止するため、以下の措置を講じる。
  - (1) 人間工学上の諸因子を考慮して、制御盤の配置及び操作器具、弁等の操作性に留意する。
  - (2) 計器表示及び警報表示において原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるよう留意する。
  - (3) 保守点検において誤りを生じにくいよう留意する。
  
2. 制御棒の誤引き抜きに対しては、次のような防止対策を行う。
  - (1) 制御棒位置指示計を設け、運転員はこの指示計を監視しながら所定の手順で制御棒の操作を行うことにより、制御棒の誤操作が起きないようにする。
  - (2) 制御棒は、3本以上同時に引き抜きができないようインターロックを設ける。
  
3. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故においては、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計する。

(安全避難通路等)

第十一条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。

- 一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路
- 二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明
- 三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源

適合のための設計方針

原子炉施設の建家内には、避難通路、避難口を設けるほか、設計基準事故時対応に必要な通路を確保する。また、中央制御室、避難通路等には、必要に応じて標識並びに保安灯及び誘導灯を設ける。保安灯及び誘導灯は、内部に電池を内蔵若しくは蓄電池より給電し通常の照明用電源喪失時にその機能を失うことがないようにし、容易に避難できる設計とする。

設計基準事故が発生した場合に必要な操作はないため、設計基準事故時用の照明は必要ない。

(安全施設)

第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。

- 2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。
- 3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。
- 4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、試験研究用等原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。
- 5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。
- 6 安全施設は、二以上の試験研究用等原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成3年7月18日原子力安全委員会決定、一部改訂（最終）平成13年3月29日）の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」を参考に、要求される安全機能の重要度に応じて、第1.2-1表及び第1.2-2表に示す重要度に分類する。
2. 安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保するため、各クラスの信頼度の目標は次のとおりとする。  
クラス1： 合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持し得ること。  
クラス2： 高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。  
クラス3： 一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
3. 第1.2-1表の重要度分類のうち、MS-1及びMS-2のうち異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき系統に属する系統の動的機器は、原則として商用電源系が利用できない場合も含め、単一の故障を仮定しても系統の安全機能が損なわれないように、多重性又は多様性を有し、かつ独立性を有する設計とする。

4. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、安全機能上からの重要度分類に基づき、適切な構造設計の手法を用いて設計し、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予想される温度、圧力、静的荷重あるいは動的荷重に対して十分余裕を持って耐えられ、その機能が維持できるように設計する。また、運転中の放射線、腐食等による材料の損耗、劣化あるいは特性の変化等についても考慮して設計する。
5. 本原子炉施設は、原子炉の核特性、燃料交換及び実験装置等の調整あるいは照射物の装荷、取り出し等を考慮して、運転期間及び停止期間を定めるとともに、停止期間において安全機能を有する構築物、系統及び機器の健全性が適切な方法により試験、検査が行えるよう設計する。
6. 本原子炉施設においては、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対して、原子炉施設内部で発生が想定される飛来物（高圧ガス等を内蔵する容器、弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発、重量機器の落下等によって発生する飛来物）により健全性が損なわれないよう、その配置、機器の設計、製作等に際し配慮する。  
また、飛来物による二次的影響（二次的飛来物、火災、溢水、化学反応、電氣的損傷、配管の破損、機器の故障等）についても考慮する。
7. J R R - 3 原子炉施設に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原則として他の原子炉施設から独立した設計とする。なお、J R R - 2 原子炉施設及び J R R - 4 原子炉施設と共用する使用済燃料貯槽 No.2 については、共用によって原子炉の安全性を損なうことのない設計とする。

(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)

第十三条 試験研究用等原子炉施設は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする。
- 二 設計基準事故時において次に掲げるものであること。
  - イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
  - ロ 設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものであること。
  - ハ 試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

#### 適合のための設計方針

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成3年7月18日原子力安全委員会決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。

(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

第十六条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」と総称する。）の取扱施設を設けなければならない。

- 一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。
- 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
- 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。
- 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
- 五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。

2 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設を設けなければならない。

- 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。
  - イ 燃料体等を貯蔵することができる容量を有するものとする。
  - ロ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
- 二 使用済燃料その他高放射性の燃料体の貯蔵施設にあっては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。ただし、使用済燃料中の原子核分裂生成物の量が微量な場合その他の放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しない場合については、この限りでない。
  - イ 使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
  - ロ 貯蔵された使用済燃料その他高放射性の燃料体が崩壊熱により溶融しないものとする。
  - ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるものとする。
  - ニ 放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去に水を使用する場合にあっては、当該貯蔵施設内における冷却水の水位を測定でき、かつ、その異常を検知できるものとする。

3 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定できる設備を設けなければならない。

- 一 燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。
- 二 崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。

### 適合のための設計方針

#### 【核燃料の貯蔵及び取扱い】

1. 核燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、未使用燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの貯

蔵及び取扱いを安全かつ確実にを行うことができるよう、次の方針により設計することとする。

- (1) 核燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設及び使用済燃料貯蔵施設（北地区）に設ける。
- (2) 未使用燃料の貯蔵容量は、燃料の交換時に必要となる燃料体数を考慮し十分余裕を持たせた容量とする。
- (3) 使用済燃料の貯蔵容量は、燃料交換時に取り出される燃料及び通常運転時に炉心に装荷されている燃料体数を考慮し十分余裕を持たせた容量とする。
- (4) 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料要素落下防止について考慮を払った設計とする。

2. 使用済燃料貯蔵設備及び取扱設備は、以下の方針により設計することとする。

- (1) 使用済燃料プールの遮蔽壁面及び底部については、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに十分な水深を持たせた設計とする。
- (2) 使用済燃料プールはプールに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できるように設計する。また、使用済燃料プール水に含まれる固形状及びイオン状不純物を除去し、プール水からの放射線量が十分低くなるように浄化設備を設ける。
- (3) 使用済燃料プールは、冷却水の喪失を防止するため十分な耐震性を有する設計とするとともに、配管等に十分な安全対策を考慮した設計とする。また、内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。  
なお、プール水位監視のための水位低警報設備を設ける。
- (4) 使用済燃料の貯蔵容量は、使用済燃料貯槽No. 1 及びNo. 2 並びに使用済燃料貯蔵施設（北地区）の施設による貯蔵能力を考慮した設計とする。

#### 【核燃料の臨界防止】

燃料の貯蔵設備として未使用燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールを設ける。

使用済燃料プール中の使用済燃料貯蔵ラックは、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は 0.95 以下であるように設計する。

また、使用済燃料プール及び貯蔵ラックは、地震時に破損しないよう十分な耐震性を有する設計とし、燃料要素どうしが互いに接近しないようにする。

未使用燃料は、未使用燃料貯蔵庫の未使用燃料貯蔵ラックに貯蔵する。

未使用燃料貯蔵ラックは、燃料要素の間隔を十分にとり実効増倍率が 0.95 以下になるように設計する。

#### 【核燃料取扱場所のモニタリング】

使用済燃料プールには漏えい監視のための検知器を設ける。

また、水位監視のため、水位低警報設備を設け、警報を発する設計とする。

使用済燃料プールエリアにはエリア放射線モニタを設け、過度の放射線レベルに達し

たときは、警報を発する設計とする。

## (安全保護回路)

第十八条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路を設けなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないようにできるものとする。
- 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び必要な工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。
- 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性又は多様性を確保するものとする。
- 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。
- 五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、試験研究用等原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、試験研究用等原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。
- 六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。
- 七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

## 適合のための設計方針

### 1. 安全保護系の多重性

安全保護系は多重性を有するチャンネル構成とし、チャンネルの単一故障を想定しても、所定の安全保護機能を失うことがないように“1 out of 2”の設計とする。

### 2. 安全保護系の独立性

安全保護系を構成するチャンネルは、同一原因で同時に機能喪失を起こさず、かつ相互干渉を起こさないようにすることを原則として、独立性を持たせた設計とする。

すなわち、分離装置を適切に配置することにより、一方の系統の故障が他の系統の機能喪失を招くことがないように、合理的に達成できる限り電氣的にも物理的にも独立性を維持するように設計する。

検出器からの各ケーブル、電源ケーブルは、独立に各盤に導く。

各スクラム系の回路は、盤内で独立して設ける。

### 3. 安全保護系の過渡時の機能

(1) 原子炉の運転中は、中性子束、1次冷却材温度及び流量、原子炉プール水位を常時監視するとともに、これらのパラメータについては、必要に応じて適切な原子炉スクラム設定値を規定する。原子炉の運転中にこれらのパラメータがスクラム設定値を超えた場合には、安全保護系は自動的にかつ速やかにこれを検知し、原子炉停止系を作動させて炉心を臨界未満にし、かつ原子炉停止後の炉心の核分裂生成物による崩壊熱を除去できる設計とする。

このようにすることにより、運転時の異常な過渡変化時においても、燃料の許容設計限界を超えないようにする。

(2) 原子炉停止系のスクラム遮断器は、たとえ制御棒駆動機構に制御棒の引き抜きあるいは挿入の信号が入っている場合においても、スクラム信号が入れば無条件に作動するように設計すること。

#### 4. 安全保護系の設計基準事故時の機能

安全保護系は、中性子束、1次冷却材温度及び流量、原子炉プール水位等の安全上重要なパラメータを常時監視するとともに、これらのパラメータの異常によって事故を検知し、原子炉停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に行う設計とする。

#### 5. 安全保護系の故障時の機能

安全保護系は、駆動源の喪失に対してフェールセーフの設計をすることにより、原子炉を停止できるようにする。

具体的には次のような設計とする。

(1) 制御棒駆動機構の電源喪失や電源回路の断線が起これば、制御棒は、自動的に落下するようにする。

(2) 原子炉スクラム遮断器操作回路の断線が起これば、不足電圧により、スクラム遮断器が作動するようにする。

(3) 安全保護系の回路は2回路で構成し、合理的に達成できる限り電氣的にも物理的にも分離させる。たとえ、単一故障が起こっても、残りのチャンネルでその機能を果たすようにする。

#### 6. 安全保護系と計測制御系との分離

(1) 安全保護系と計測制御系とは、電源、検出器、ケーブル、ケーブル・ルート及び盤等を原則的に分離し、計測制御系の故障によって、安全保護系がその機能を失わない設計とする。

(2) 安全保護系と計測制御系とで検出部及び計測配管等を部分的に共用する場合は、共用機器又はチャンネルの単一故障により、安全保護系の機能が失われない設計とする。

そのための信号の分岐箇所には、絶縁増幅器等を使用し、これを介して計測制御系に信号を伝達することにより、計測制御系側における故障が対応する安全保護系

のチャンネルの機能を損なうことのないようにする。また、この絶縁増幅器等は安全保護系の機器として分類し、信頼性の高いものとする。

#### 7. 安全保護系の外部からの分離

安全保護系は、外部から切断した設計とする。

(反応度制御系統)

第十九条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、反応度制御系統を設けなければならない。

- 一 通常運転時に予想される温度変化、キセノンの濃度変化、実験物（構造材料その他の実験のために使用されるものをいう。以下同じ。）の移動その他の要因による反応度変化を制御できるものとする。
- 二 制御棒を用いる場合にあっては、次に掲げるものであること。
  - イ 炉心からの飛び出し、又は落下を防止するものとする。
  - ロ 当該制御棒の反応度添加率は、原子炉停止系統の停止能力と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする。

適合のための設計方針

1. 反応度制御系の安全機能

炉心の反応度制御系としては、制御棒の挿入度を制御することによって反応度を制御する原子炉出力制御設備を設け、十分な反応度制御能力を有するよう設計する。原子炉出力制御設備は、実験物等による反応度変化、零出力から全出力までの反応度変化の調整、キセノン濃度変化、1次冷却材温度変化及び燃料の燃焼に伴う反応度変化の調整を行う設計とし、所要の運転状態に維持できるように設計する。

2. 制御棒の最大反応度価値

制御棒は、スクラム状態より下方へ抜け出ることのない設計とする。急激な反応度添加は、制御棒の連続引き抜きによって起こるが、この場合には制御棒の引き抜き最大速度及び最大引き抜き本数を制限することにより、過度の反応度印加率とならないよう設計する。

さらに、これら反応度事故に対しては「安全系中性子束高（低設定及び高設定）」等の信号を設けて原子炉を自動的に停止し、過渡状態を早く終結させ、炉内構造物の損傷に至ることがないように設計する。

(放射性廃棄物の廃棄施設)

第二十二条 工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物を廃棄する施設（放射性廃棄物を保管廃棄する施設を除く。）を設けなければならない。

- 一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。
- 二 液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。
- 三 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとする。

適合のための設計方針

1. 放射性気体廃棄物の処理

放射性気体廃棄物廃棄設備の設計に際しては、原子炉の運転に伴い周辺環境に排出する放射性気体廃棄物による原子炉周辺の一般公衆の被ばく線量を合理的に達成できる限り低減できる設計とし、排気空気は空気浄化装置を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から排出する方法により濃度及び量を低減できる設計とする。

2. 放射性液体廃棄物の処理

本原子炉施設から生ずる放射性廃液は、施設内の廃液貯槽設備に一時貯留し、放射性物質の濃度を測定し、排水基準値以下のものは排水し、これを超えるものは本研究所放射性廃棄物処理施設へ運搬して処理する。

3. 放射性固体廃棄物の処理

本原子炉施設から生ずる放射性固体廃棄物は、可燃性、不燃性に分けて廃棄物容器に詰め所定の場所に一時保管し、表面線量率を確認した後、本研究所放射性廃棄物処理施設へ搬出し処理する。

引き渡した固体廃棄物は、必要な処理後、本研究所放射性廃棄物処理施設の保管廃棄施設に保管廃棄する。

放射性廃棄物処理施設については共通編に記載する。

(保管廃棄施設)

第二十三条 工場等には、次に掲げるところにより、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を保管廃棄する施設を設けなければならない。

- 一 放射性廃棄物が漏えいし難いものとする事。
- 二 固体状の放射性廃棄物を保管廃棄する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする事。

適合のための設計方針

共通編に記載する。

(工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護)

第二十四条 試験研究用等原子炉施設は、通常運転時において試験研究用等原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

原子炉の通常運転時、燃料交換時、保守及び補修時において、放射線業務従事者等が受ける被ばく線量を、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を超えないようにするのはもちろん、無用の放射線被ばくを防止するような遮蔽とする。また、直接線量及びスカイシャイン線量については、人の居住の可能性のある原子力科学研究所敷地境界外において年間 50 $\mu$ Gy 以下となるような遮蔽とする。

(放射線からの放射線業務従事者の防護)

第二十五条 試験研究用等原子炉施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。

- 一 放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする事。
  - 二 放射線業務従事者が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、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする事。
- 2 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。
- 3 前項の放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

1. 放射線防護

放射線防護については、放射線業務従事者が受ける被ばく線量が、試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、線量限度等を定める告示（昭和63年科学技術庁告示第20号）に定められた許容値を超えないようにすることはもちろん、合理的に達成できる限り不必要な放射線被ばくを防止するよう放射性物質の漏えい防止、換気及び遮蔽等を行う。

換気については、汚染の拡大を防止し、各区域の換気を行うように設計する。

遮蔽については、放射線業務従事者の関係各場所への立入り頻度、立入り時間等を考慮して基準を設け、これに適合するように設計する。また、放射線量率の高い区域は立入りを制限するよう隔離を行うとともに、この箇所にある機器の操作は極力自動又は遠隔操作で行う。

漏えい防止については、高放射能流体を扱う配管の弁については可能な限り漏えいのない構造に設計し、管理区域外への漏出を防止するため、床面にピットを設け、回収できるように設計する。

2. 放射線管理施設

管理区域に立ち入る者の被ばく管理ができるようにするため、出入管理室、更衣室、手洗い、シャワー室、ハンドフットクロスモニタ及び個人線量計等を設ける。

原子炉施設内の放射線の監視のため、放射線エリアモニタを設け、中央制御室で表示及び記録を行い、放射線レベルが設定値を超えた時は警報を発するようにする。また、人が常時立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度サーベイメータによる空間線量率、サンプリング等による空気中の放射性物質濃度及び床等の表面の放射性物質の表面密度の測定を行い適切な場所に表示する。

(原子炉格納施設)

第二十七条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉格納施設を設けなければならない。

- 一 通常運転時に、その内部を負圧状態に維持し得るものであり、かつ、所定の漏えい率を超えることがないものとする。ただし、公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない場合にあつては、この限りでない。
- 二 設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、原子炉格納施設から放出される放射性物質を低減するものとする。ただし、公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない場合にあつては、この限りでない。

適合のための設計方針

1. 原子炉建家に設ける炉室給気系及び炉室排気系は、建家内を適切な負圧に維持するように設計する。
2. 放射性物質の放出を伴うような設計基準事故時には、放射性物質の放散を防止するため原子炉建家の炉室給気系及び炉室排気系の隔離弁を閉鎖し、非常用排気設備により負圧を維持する設計とする。さらに、負圧維持のための排気は、フィルタを介し、放射性物質の濃度と放出量の低減化を計る設計とする。

(保安電源設備)

第二十八条 試験研究用等原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。

- 2 試験研究用等原子炉施設には、非常用電源設備を設けなければならない。
- 3 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。ただし、次の各号のいずれかに該当する場合は、この限りでない。
  - 一 外部電源を喪失した場合その他の非常の場合において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備へ電気を供給するための発電設備が常時作動している場合
  - 二 工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備が、無停電電源装置に常時電氣的に接続されている場合
  - 三 外部電源を喪失した場合であって、次に掲げる全ての要件を満たす場合
    - イ 換気設備（非常用のものに限る。）を作動させる必要がないこと。
    - ロ 試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持することができること。
    - ハ 燃料体の崩壊熱を適切に除去することができること。

適合のための設計方針

安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を確保するため、商用電源系と非常用電源系を設置する。非常用電源系は、非常用発電機及び無停電電源装置で構成し、十分な信頼度を期待できる設計とする。また、非常用電源系は、多重性及び独立性を有し、単一故障を仮定しても、所要の系統及び機器の安全機能が確実に行われるための十分な容量及び機能を有する設計とする。

(実験設備等)

第二十九条 試験研究用等原子炉施設に設置される実験設備（試験研究用等原子炉を利用して材料試験その他の実験を行う設備をいう。）及び利用設備（試験研究用等原子炉を利用して分析、放射性同位元素の製造、医療その他の行為を行うための設備をいう。）（以下「実験設備等」と総称する。）は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 実験設備等の損傷その他の実験設備等の異常が発生した場合においても、試験研究用等原子炉の安全性を損なうおそれがないものとする。
- 二 実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の試験研究用等原子炉に反応度が異常に投入されないものとする。
- 三 放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないものとする。
- 四 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために実験設備等の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の試験研究用等原子炉の安全上必要なパラメータを原子炉制御室に表示できるものとする。
- 五 実験設備等が設置されている場所は、原子炉制御室と相互に連絡することができる場所とする。

適合のための設計方針

1. 実験利用施設は、使用期間中を通じ、各構成要素が十分な強度及び耐食性を有し、その機能が保持されるように設計するとともに、発熱、爆発、変形等により、原子炉施設に損傷を与えないように設計する。
2. 実験利用施設は、施設及び照射試料等の損傷、状態変化、移動等によって、原子炉に加えられる反応度変化が、原子炉の許容反応度変化を超えないように設計する。
3. 実験利用施設は、過度の放射能及び放射線の漏えいが生じないように設計する。
4. 中央制御室と実験利用施設の設置されている場所とは、相互に連絡ができるように設計する。
5. 実験設備に関し、原子炉の安全上必要なパラメータはないため、第1項第4号は適用不要である。

(通信連絡設備等)

第三十条 工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、通信連絡設備を設けなければならない。

2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において試験研究用等原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多重性又は多様性を確保した通信回線を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

設計基準事故時又は必要時に、原子炉施設内にいる全ての人々に対し、中央制御室から指示できるように多様性をもった通信連絡設備を設ける。

原子力科学研究所の通信連絡設備については、共通編に記載する。

(外部電源を喪失した場合の対策設備等)

第三十一条 試験研究用等原子炉施設（水冷却型研究炉に係る試験研究用等原子炉施設に限る。以下この章において同じ。）には、必要に応じ、外部電源が喪失した場合において原子炉停止系統に係る設備を動作させるために必要な発電設備その他の非常用電源設備を設けなければならない。

- 2 中出力炉又は高出力炉に係る試験研究用等原子炉施設には、必要に応じ、外部電源が喪失した場合において原子炉冷却系統に係る設備を動作させるために必要な発電設備その他の非常用電源設備を設けなければならない。
- 3 試験研究用等原子炉施設には、必要に応じ、全交流動力電源喪失時に試験研究用等原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の非常用電源設備を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

外部電源が喪失した場合は、原子炉は自動的に停止し、電源喪失直後の炉心冷却は非常用発電機及び無停電電源装置より給電される1次冷却材補助ポンプにより行い、燃料の許容設計限界を超えない設計とする。長期にわたる炉心冷却は、自然循環によって行える設計とする。

さらに、非常用発電機から給電ができない場合でも、無停電電源装置からの給電により、原子炉の停止状態を確認するための必要なパラメータの監視が一定時間行える設計とする。

(炉心等)

第三十二条 試験研究用等原子炉施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、試験研究用等原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。

- 2 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に試験研究用等原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料の許容設計限界を超えないものでなければならない。
- 3 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、試験研究用等原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならない。
- 4 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。
  - 一 通常運転時における試験研究用等原子炉内の最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。
  - 二 輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとする。

### 適合のための設計方針

#### 1. 原子炉設計

原子炉の炉心は、燃料要素、制御棒（フォロー型燃料要素付）、反射体要素及び中性子計装系等で構成し、研究用原子炉の運転経験、試験及び実験の結果等に基づき、十分安全な構造設計を行う。また、原子炉冷却設備、計測制御設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、燃料を冷却するのに必要な冷却材流量を確保するよう設計する。

原子炉の炉心及びそれに関連する1次冷却系設備、計測制御系、安全保護系等は通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料の許容設計限界を超えないように、次の方針を満足するように設計する。

- (1) 最小 DNBR 1.5 以上であるように設計する。
- (2) 燃料板最高温度は、燃料芯材のプリスタ発生温度未満であるように設計する。
- (3) 燃料板は、有意な変形が生じないよう設計する。
- (4) 通常運転時には炉心内のいかなる点においても、1次冷却材に沸騰を起こさないように設計する。

なお、炉心の状態を監視し、上記の条件を超えるおそれのある場合には、安全保護系の動作により、原子炉を自動的に停止するように設計する。

#### 2. 原子炉の固有な特性

原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系は、全ての運転範囲で急速な固有の負の

反応度フィードバック特性を有する設計とする。

原子炉は、出力運転中に何らかの原因で出力が上昇することがあっても、減速材温度効果、減速材ボイド効果、ドブラ効果等による固有の負の反応度フィードバック特性により、出力上昇を抑制する設計とする。このうち、減速材温度効果及びボイド効果は、それぞれ温度上昇及びボイド発生に伴う減速材密度の変化を介して得られる反応度フィードバックであり、これらがいかなる状態においても負の反応度フィードバック特性を有するよう設計する。

また、ドブラ効果は、燃料温度の変化に対する反応度変化の割合であり、急激な反応度増加があった場合も十分な出力抑制効果を有するよう常に負になるよう設計する。

さらに、温度上昇に起因する燃料板の熱膨脹が、ボイド効果と等価な負の反応度フィードバック効果として添加されるよう設計する。

以上のように原子炉固有の安全性を持った設計にすることにより、反応度の異常な増大により重大な事故になることを防止する。

### 3. 出力振動の抑制

原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系、計測制御系並びに安全保護系は、燃料の許容設計限界を超える状態となる出力振動が生じないように、十分な減衰特性を持たせるため、原子炉は、減速材温度効果、ボイド効果、ドブラ効果等に基づく負の反応度フィードバック特性を有する設計とし、負荷変動、反応度変化等の外乱に対し十分な自己制御性を有する設計とするとともに、高応答の制御系により出力振動を抑制する設計とする。

また、出力振動が生じても、それを確実にかつ容易に検出して抑制し、必要に応じて安全保護系を作動させることにより、燃料許容設計限界を超えない設計とする。

4. 燃料要素は、原子炉内における使用期間中を通じ、各構成要素が十分な強度を有し、その機能を保持するとともに、他の炉心構造物の機能に影響を及ぼさないように設計する。

5. 燃料要素は、放射線、熱、荷重及び水力学的影響を十分考慮した設計とし、機械的及び熱的に十分安全であるようにする。また、燃料板は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、燃料板に生じる温度変化、化学的变化、照射効果等を考慮してもその健全性が失われないように設計する。

6. 輸送及び取扱時に燃料要素の加わる荷重に対して十分な強度を有し、燃料要素としての機能が保持されるよう設計する。

(一次冷却系統設備)

第三十三条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、一次冷却系統設備を設けなければならない。

- 一 破損し、一次冷却材の漏えいが発生しないものとする。
- 二 適切な冷却能力を有するものとする。
- 三 原子炉容器内部構造物の変形、破損その他の一次冷却材の流路が確保されないおそれがある事象が発生した場合において、炉心の冷却機能を維持できるものとする。
- 四 一次冷却材喪失その他の設計基準事故時において、原子炉容器内の水位の過度の低下を防止し、当該容器内の設計水位を確保できるものとする。
- 五 中出力炉又は高出力炉に係る試験研究用等原子炉施設にあつては、一次冷却系統設備からの一次冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。

適合のための設計方針

1. 1次冷却系設備の健全性

1次冷却系設備は、燃料の冷却を行うために必要な冷却材を喪失しないように設計するとともに、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、適切な炉心冷却能力を有する設計とする。

また、1次冷却系設備は、重要度分類に応じて、設計、製作、据付け及び検査を実施し、運転条件に対して、十分な余裕を持って耐え得るように設計する。

2. 冠水維持設備の機能

冠水維持設備は、燃料の冷却を行うために必要な冷却材を喪失しないよう十分な耐震性を有する設計とする。また、冠水維持設備を形成する配管には、燃料の冠水を維持できる位置にサイフォンブレイク弁を設け、冷却材の喪失を防止できる設計とする。

さらに、原子炉プール内面は、ステンレス鋼でライニングすることにより、原子炉プール水の漏えいが生じないようにする。

なお、原子炉プール水の水位を監視するための警報を設ける。

冠水維持設備は、その機能を失うことがないよう、設計、製作、据付け及び検査を通じて高い品質を維持するとともに、運転条件に対して、十分余裕をもって耐え得るように設計する。

3. 冠水維持設備からの漏えい検出

冠水維持設備は、漏えいが検出できるような構造に設計する。溶接部からの漏えいがあった場合には、これを細管で集めて検出するように設計する。また、冠水維持設備の貫通部には、漏えい検出器を適切に配置し、貫通部からの漏えいが検出できる設計とする。

(残留熱を除去することができる設備)

第三十四条 中出力炉又は高出力炉に係る試験研究用等原子炉施設には、試験研究用等原子炉を停止した場合において、燃料の許容設計限界を超えないようにするため、原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去することができる設備を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

1. 核分裂生成物の崩壊熱は、原子炉停止直後においては1次冷却材熱交換器により除去し、2次冷却材を介して大気放出する設計とする。  
また、崩壊熱が十分低下した後は、原子炉プール水の自然循環により冷却できる設計とする。
2. 商用電源喪失時に際しての崩壊熱除去は、1次冷却材補助ポンプにより行う。また、崩壊熱が十分低下した後は、原子炉プール水の自然循環により冷却できる設計とする。
3. 1次冷却材流出に際しての崩壊熱除去は、原子炉プール水位確保のための工学的安全施設であるサイフォンブレイク弁を作動させるとともに、自然循環により冷却できる設計とする。

(最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備)

第三十五条 中出力炉又は高出力炉に係る試験研究用等原子炉施設には、原子炉容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を除去するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

崩壊熱除去設備は、崩壊熱及び残留熱を冷却塔を介して大気へ熱を輸送できる設計とする。

(計測制御系統施設)

第三十六条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。

- 一 炉心及び冠水維持設備並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする。
- 二 原子炉格納施設及びこれに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする。ただし、試験研究用等原子炉施設の安全を確保する上で支障がないと認められるものについては、この限りでない。
- 三 前二号のパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できるものとする。
- 四 設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとする。

適合のための設計方針

1. 計測制御系は、通常運転時に起り得る運転条件の変化及び外乱に対して監視及び制御が行えるようにする。原子炉の炉心、冠水維持設備、原子炉建家及びその関連系統の健全性を確保するために、中性子束、1次冷却系、重水系及び2次冷却系の圧力、温度、流量、原子炉プール水位及び温度の重要なパラメータを適切な範囲に維持制御し、監視できる設計とする。
2. 設計基準事故時に事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータとして、前述のパラメータについて、十分な測定範囲及び期間にわたり監視し、必要なものについては記録できる設計とする。さらに、原子炉建家内の空気中の放射性物質の濃度等については、サンプリングによって測定できる設計とする。

(原子炉停止系統)

第三十七条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉停止系統を設けなければならない。

- 一 制御棒その他の反応度を制御する設備による二以上の独立した系統を有するものとする。ただし、当該系統が制御棒のみから構成される場合であって、次に掲げるときは、この限りでない。
    - イ 試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持することができる制御棒の数に比し当該系統の能力に十分な余裕があるとき。
    - ロ 原子炉固有の出力抑制特性が優れているとき。
  - 二 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、少なくとも一つは、低温状態において未臨界を維持できるものとする。
  - 三 制御棒を用いる場合にあつては、反応度価値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても前号の規定に適合するものとする。
- 2 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象（試験研究用等原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。以下同じ。）に対して炉心冠水維持バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心又は炉心支持構造物の損壊を起こさないものでなければならない。
- 3 原子炉停止系統は、反応度制御系統と共用する場合には、反応度制御系統を構成する設備の故障が発生した場合においても通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものでなければならない。

適合のための設計方針

1. 原子炉停止系の独立性

原子炉停止系としては、原理の全く異なる2つの独立の系統である「制御棒系」及び「重水ダンプ系」を設ける。制御棒系は、全ての制御棒に対して個々に設け、それぞれ独立性をもたせる。

重水ダンプ系は、制御棒が挿入不能の場合に、原子炉を停止できる機能を有する設計とする。

2. 原子炉停止能力

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、制御棒の挿入により、原子炉を未臨界にできるように設計する。

制御棒の挿入により反応度変化を制御し、かつ燃料温度変化、キセノン濃度変化に対しても、十分な反応度停止余裕を維持できるように設計する。

### 3. 原子炉停止系の反応度停止余裕

制御棒は、最も反応度効果の大きい制御棒1本が完全引き抜き位置のまま固着して挿入できない時でも、十分な反応度停止余裕を持つように設計する。

### 4. 原子炉停止系の設計基準事故時の維持能力

想定される設計基準事故時において、原子炉スクラム信号による制御棒の挿入により、炉心を臨界未満に維持できるように設計する。

### 5. 反応度制御系と原子炉停止系の共用

原子炉停止系と反応度制御系で共用する制御棒系の故障を考慮して、原子炉停止系はそれぞれ独立した制御棒系と重水ダンプ系を設置する。

(原子炉制御室等)

第三十八条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室を設けなければならない。

- 一 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。
  - 二 試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。
  - 三 設計基準事故が発生した場合に試験研究用等原子炉の運転の停止その他の試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けること。
  - 四 従事者が、設計基準事故時に、容易に避難できる構造とすること。
- 2 試験研究用等原子炉施設には、火災その他の異常により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉を停止するための装置を設けなければならない。
- 3 前項の場合において、中出力炉又は高出力炉に係る試験研究用等原子炉施設には、必要に応じて、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉内の燃料体の崩壊熱を除去し、かつ、必要なパラメータを監視するための装置を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

中央制御室は、設計基準事故時の滞在性を考慮して、原子炉建家に隣接する原子炉制御棟に設置する。中央制御室において、原子炉施設の運転に必要な監視及び操作が集中して行えるように設計する。

中央制御室には、手動による急速な原子炉の停止操作を行うことができるように手動停止スイッチを設ける。

何らかの原因により中央制御室にとどまることができない場合には、中央制御室外の適切な場所に設けた中央制御室外原子炉停止盤により、原子炉の停止及び原子炉状態の確認のために必要最小限のパラメータの監視が行える設計とする。

また、実験利用設備に異常が生じた場合にも、原子炉を停止するための安全スイッチを原子炉建家内に設ける設計とする。

(監視設備)

第三十九条 試験研究用等原子炉施設には、必要に応じて通常運転時、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、当該試験研究用等原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けなければならない。

- 2 周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他の当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（中出力炉又は高出力炉に係る試験研究用等原子炉施設に属するものに限る。）のうち常設のものには、前項の規定によるほか、非常用電源設備、無停電電源装置又はこれらと同等以上の機能を有する電源設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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、次のようにモニタリングし、必要な情報を中央制御室で表示できる設計とする。

1. 原子炉建家内雰囲気モニタリングは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には室内ダストモニタ及び室内ガスモニタによって連続的に行い、設計基準事故時は原子炉建家内の空気をサンプリングすることによって放射性物質の濃度等を知ることができるとともに原子炉建家内の空間線量率を知ることができる設計とする。また、原子炉施設の周辺監視区域をモニタリングポスト等で監視できる設計とする。
2. 放射性物質の放出経路については、排気筒からの放出を監視できるモニタリング設備を設置するほか、必要箇所をサンプリングできる設計とする。なお、設計基準事故時にもモニタリングできるモニタを設置する。

周辺監視区域の境界付近の監視に関しては共通編に記載する。

(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)

第四十条 中出力炉又は高出力炉に係る試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

#### 適合のための方針

設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の一般公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故について評価し、そのようなおそれがある場合には、事故の拡大を防止するために必要な措置を講じる設計とする。