

別添2

別 冊 3

5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

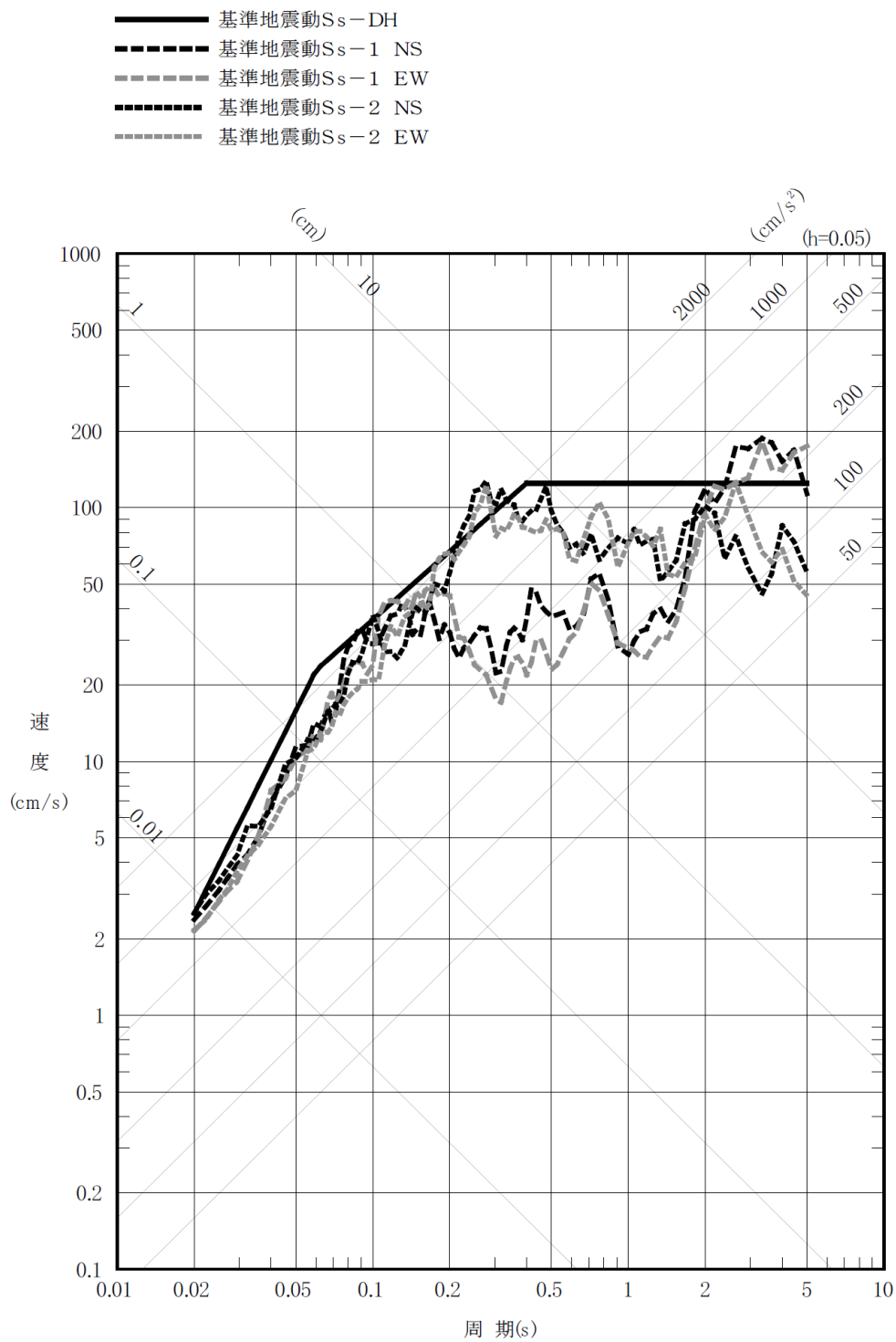
ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造

(1) 耐震構造

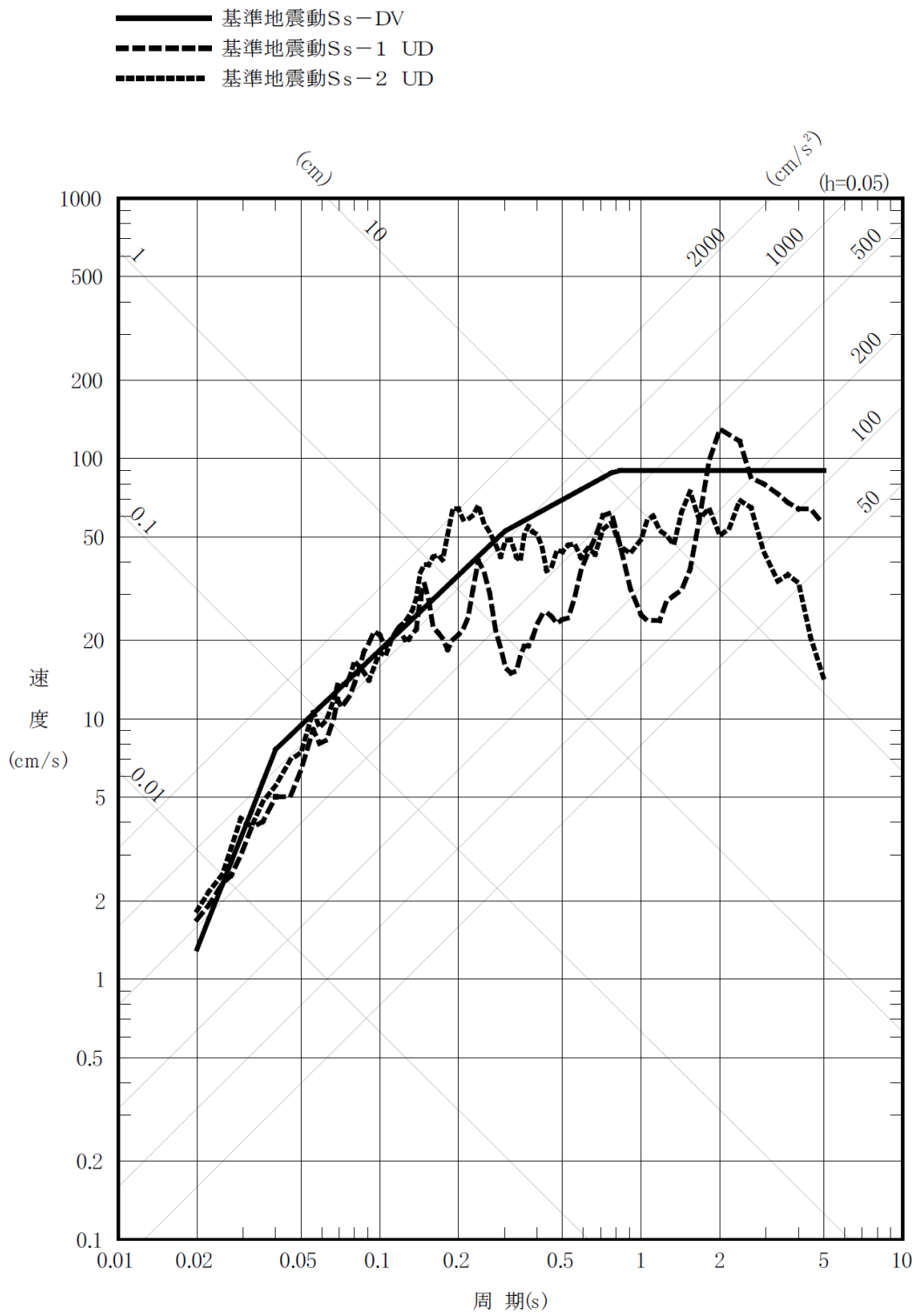
安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起した場合は安全への影響を考慮して、耐震設計上の区分をするとともに、適切な設計用地震力に十分耐えられるように、次の方針に基づき設計を行う。

- a. 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。
- b. 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。
- c. 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。
- d. 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。
- e. 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。
- f. 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ように設計する。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。
- g. 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。
- h. 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。

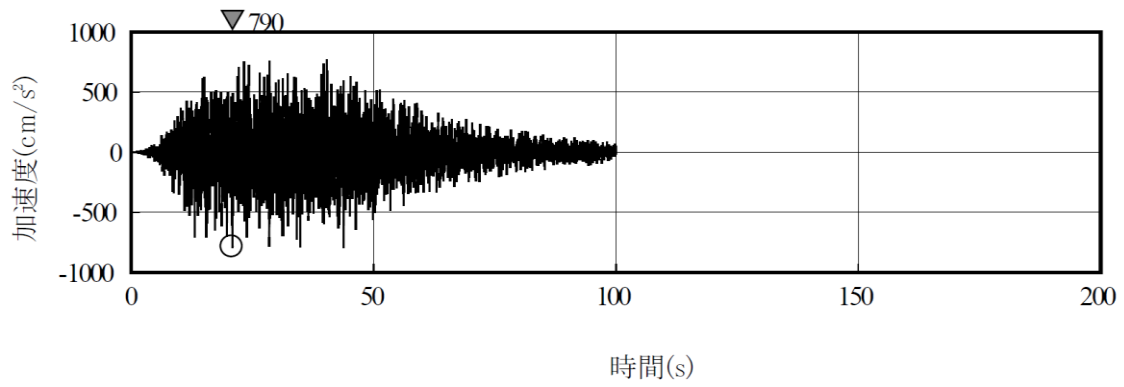
基準地震動は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動を考慮して、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定する。策定した基準地震動 S_s の応答スペクトルを第1図に、時刻歴波形を第2図及び第3図に示す。



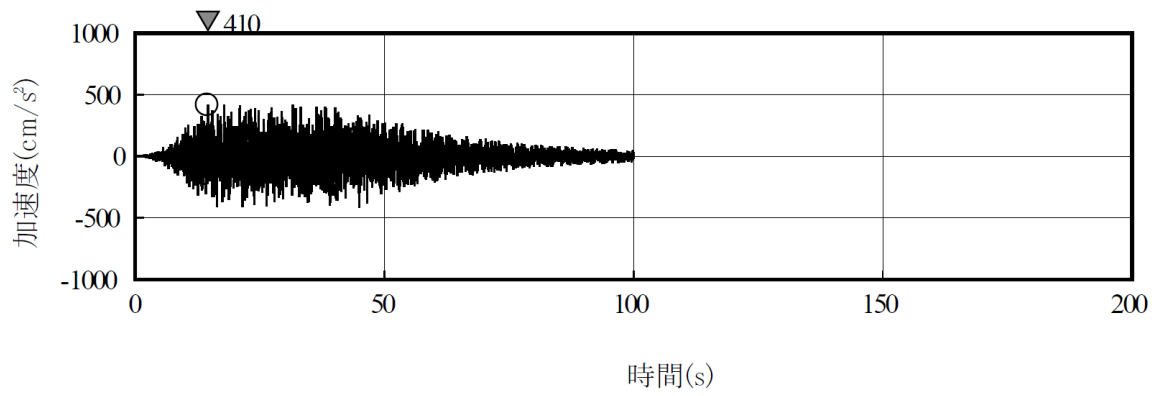
第1図(1) 基準地震動 S_s の応答スペクトル (水平方向)



第1図(2) 基準地震動 Ss の応答スペクトル (鉛直方向)

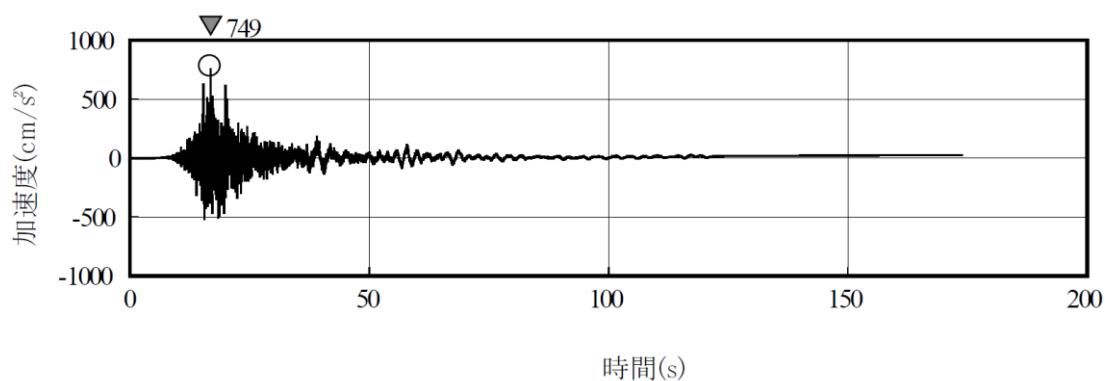


基準地震動 Ss-DH

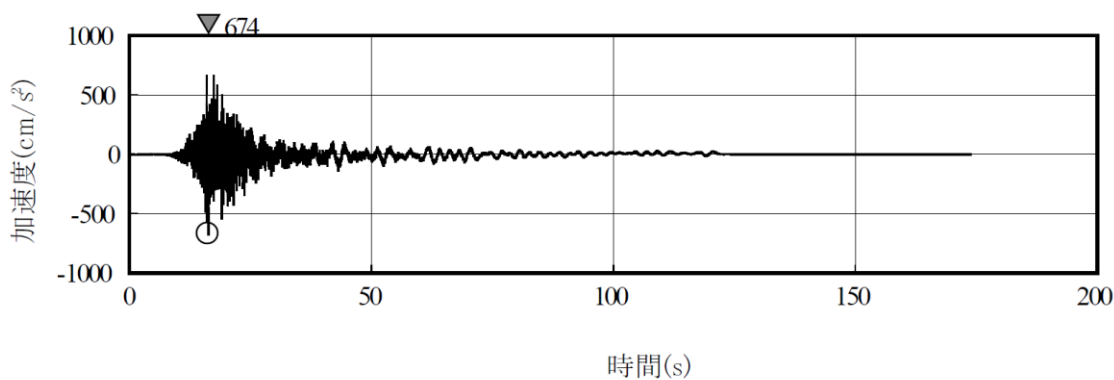


基準地震動 Ss-DV

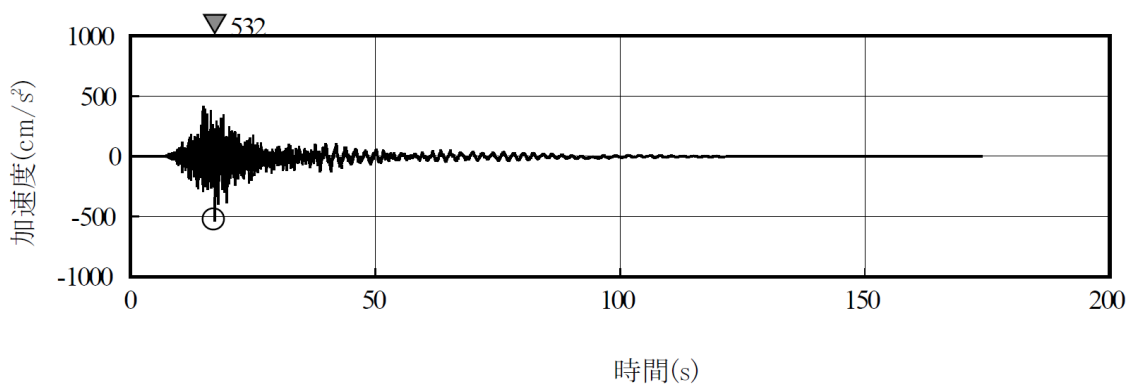
第 2 図 基準地震動 Ss-DH, Ss-DV の時刻歴波形



基準地震動 Ss-1NS

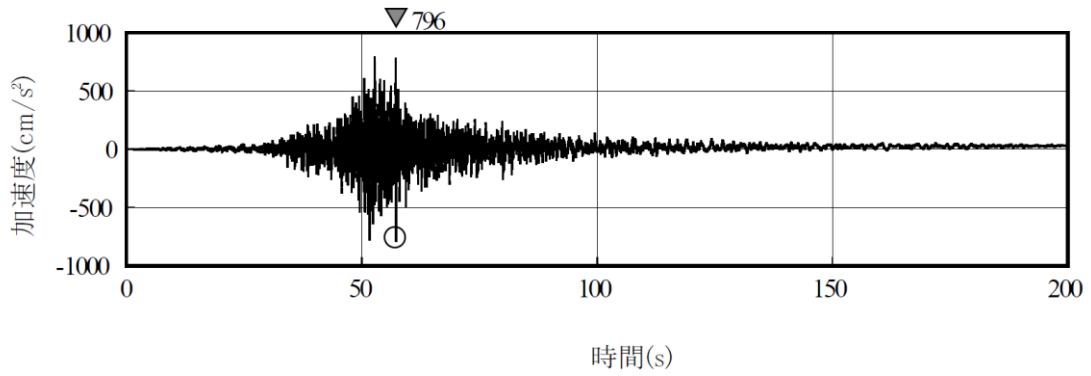


基準地震動 Ss-1EW

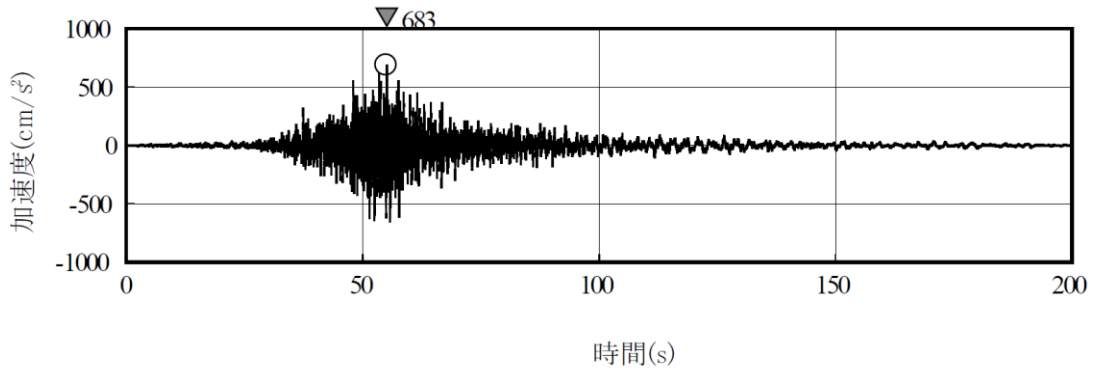


基準地震動 Ss-1UD

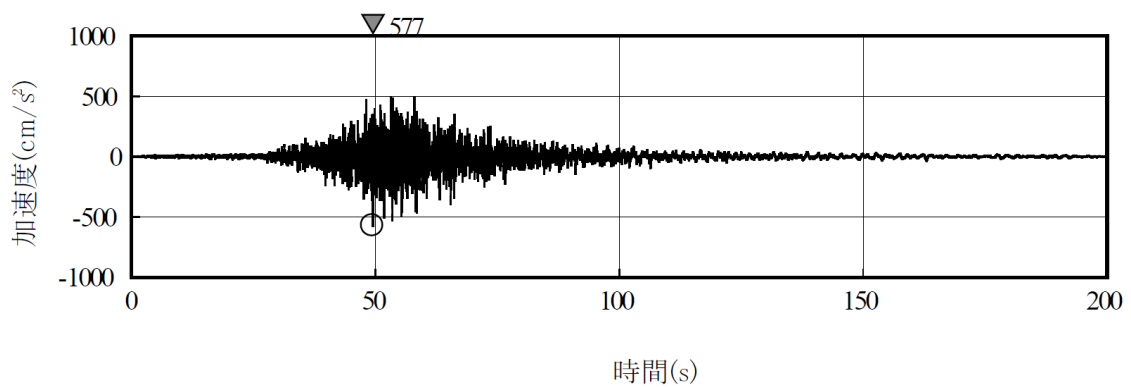
第3図(1) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 Ss-1 の時刻歴波形



基準地震動 Ss-2NS



基準地震動 Ss-2EW



基準地震動 Ss-2UD

第 3 図(2) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形

(2) 耐津波構造

原子炉施設は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」を参考に基準津波を設定した上で、必要に応じて耐津波設計を行い、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構造とする。

ただし、JRR-3には基準津波は到達しないため、対策の必要はない。

(3) その他の主要な構造

(i) 本原子炉施設は、以下の基本的方針の下に安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び関連法令の要求に適合する構造とする。

- a. 通常運転時、原子炉施設周辺の一般公衆及び従事者に対し「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設計する。さらに、国際放射線防護委員会の勧告の精神を尊重し、本原子炉施設から放出される放射性廃棄物による施設周辺の一般公衆に対する被ばく線量を、合理的に達成できる限り低くするとの考え方にに基づき設計する。
- b. 燃料から放出される放射性物質が施設周辺に放散されるのを防ぐための防壁を何重にも設け、万一事故が起こった場合にも施設周辺の一般公衆の安全を確保するよう設計する。
- c. 本原子炉施設は、設計、製作、建設、試験及び検査を通じて、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、万一これらの措置動作がとられない場合にも、原子炉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。
- d. 本原子炉施設は、施設敷地で予想される地震、台風、竜巻、火山、森林火災、高潮及び津波等の自然現象や外部人為事象によっても損傷されることのない構造及び配置とする。また、本原子炉施設は、火災発生によりその安全性が損われないよう配慮する。
- e. 原子炉施設への不法な侵入を防止するために出入管理が適切に行えるように設計する。
- f. 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。
- g. 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ように設計する。また、想定される放射性物質を含む溢水について、管理区域からの漏えいを防止できるように設計する。
- h. 原子炉施設内の人々に対し、必要な指示ができるように通信連絡設備を設けるとともに、避難通路を設ける。
- i. 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ように設計する。

- j. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、重要度に応じて適切な設計とし、予想される環境条件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。
- k. 原子炉施設間で共用する施設は、安全の確保に支障がないように設計する。
 - 1. 直接線量及びスカイシャイン線量について、人の居住の可能性のある本研究所敷地境界外において十分低くなるような遮蔽とする。
- (ii) 本原子炉施設のうち主要な施設である原子炉建家、原子炉制御棟、実験利用棟、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設及び使用済燃料貯蔵施設（北地区）は、鉄筋コンクリート造り、耐火構造とする。
- (iii) 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。
- (iv) 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あたり 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。

ハ 原子炉本体の構造及び設備

原子炉本体は、炉心及び炉心構造物で構成する。炉心は、燃料要素、制御棒（フォロー型燃料要素付）、照射筒及びベリリウム反射体等で構成し、その形状は円筒形を成す。炉心構造物は、炉心構造体及び重水タンク等で構成する。炉心構造体の一部には、1次冷却材出口配管を取り付ける。原子炉本体は、原子炉プール底部に設置する。

(1) 試験研究用等原子炉の炉心

(i) 構造

炉心は、燃料要素（26体）、制御棒（6体）、照射筒（5体）及びベリリウム反射体等で構成する。これらの炉心構成要素を格子板上に配列し、その荷重を格子板及び格子板支持胴を介して原子炉プール底面で支持する構造とする。制御棒案内管は、炉心部及び格子板支持胴を貫通させ、下部遮蔽体上部において制御棒駆動機構案内管と連結する。炉心内での発生熱は、炉心上部から流入し、プレナム部出口ノズルより流出する1次冷却材によって除去する。炉心部外周を取り囲む重水タンクには、重水タンク内の発生熱を除去するための重水循環用の出入口ノズルを設ける。また、重水タンクには、照射孔ノズル、水平実験孔ノズル及び重水ダンプノズル等を設ける。

炉心の主要寸法は以下のとおりである。

炉心の高さ	約	75 cm	
炉心等価直径	約	60 cm	（ベリリウム反射体を含む。）

(ii) 燃料体の最大挿入量

燃料要素数	32 体(フォロワ型燃料要素 6 体を含む。)
炉心ウラン量 (U-235)	約 14 kg

(iii) 主要な核的制限値

最大過剰反応度	0.21 $\Delta k/k$
反応度停止余裕 (最大反応度 制御棒 1 本引抜時)	0.01 $\Delta k/k$ 以上
制御棒による最大反応度添加率	7.5×10^{-4} $\Delta k/k/s$
実験物による最大の負の反応度	0.037 $\Delta k/k$
反応度係数	反応度係数は全運転範囲において正にならないように設計する。

(iv) 主要な熱的制限値

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化において、燃料板が温度上昇によって損傷を受けないよう燃料芯材最高温度を、ブリスタ発生温度未満になるよう設計する。このため定格出力時に以下の条件を満たすこととする。

燃料芯材最高温度	約 400 °C
----------	----------

(2) 燃料体

(i) 燃料芯材の種類

燃料芯材の種類	低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型合金
ウラン 2 3 5 濃縮度	約 20 wt%
燃料芯材のウラン密度	約 4.8 g/cm ³

(ii) 被覆材の種類

被覆材の種類	アルミニウム合金
--------	----------

(iii) 燃料要素の構造

燃料要素は、燃料板、側板（取付板）、ノズル及び把手で構成する。燃料板は、等間隔に側板に配列した構造とする。

主要寸法は以下のとおりである。

a. 標準型燃料要素

燃料板	21 枚
燃料要素寸法	約 76 mm 角 × 約 1,150 mm

b. フォロワ型燃料要素

燃料板	17 枚
燃料要素寸法	約 64 mm 角 × 約 880 mm

(iv) 燃料集合体の構造

該当事項なし

(v) 最高燃焼度

燃料要素平均の最大値	60 %
------------	------

(3) 減速材及び反射材の種類

- | | |
|----------|-----------|
| (i) 減速材 | 軽水 |
| (ii) 反射材 | |
| 半径方向 | ベリリウム及び重水 |
| 軸方向 | 軽水 |

(4) 原子炉容器

(i) 構造

- a. 原子炉容器は、原子炉プール及び上部遮蔽体で構成する。原子炉プールは、円筒形の鉄筋コンクリート壁構造のプールに鋼製内張を施したものである。原子炉プールには、1次冷却材出入口用貫通孔及び各種実験孔用貫通孔等を設ける。通常運転時は、原子炉プール内に軽水を満たし、所定の水位を維持する。原子炉プール上面には、上部遮蔽体を設置する。

なお、原子炉プール底面には、制御棒駆動機構案内管用の貫通孔を設ける。

b. 主要寸法

原子炉容器

- | | |
|----|---------|
| 内径 | 約 4.5 m |
| 全高 | 約 8.5 m |

c. 主要材料

母材 ステンレス鋼及び鉄筋コンクリート

d. 支持方法

原子炉プール底部の基礎鉄筋コンクリートにより支持する。

e. 主要ノズル及び貫通孔取付箇所

原子炉プールに1次冷却材出入口用貫通孔及び各種実験孔用貫通孔等を設ける。また、原子炉プール底部には、制御棒駆動機構案内管が貫通した下部遮蔽体を設ける。

(ii) 最高使用圧力及び最高使用温度

- a. 最高使用圧力 常圧
- b. 最高使用温度 約 43 °C

(5) 放射線遮蔽体の構造

主要な放射線遮蔽体は、原子炉プールを形成する鉄筋コンクリート壁、原子炉プール水及び上部遮蔽体である。上部遮蔽体は、開閉可能な構造とする。

(6) その他の主要な事項

なし

ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

(1) 核燃料物質取扱設備の構造

(i) 核燃料物質取扱設備は、以下の物で構成し、安全に燃料の取扱いができる構造とする。

燃料搬送装置	一式
使用済燃料取扱装置	一式
使用済燃料移送装置	一式

(ii) 未使用燃料は、燃料管理施設の未使用燃料貯蔵庫から搬出し、燃料取扱治具を用いて炉心に装荷する。使用済燃料は、燃料取扱治具を用いて炉心より引き抜き、燃料搬送装置を用いて使用済燃料プールに搬出し、使用済燃料貯蔵ラックにおいて貯蔵する。また、長期冷却は、使用済燃料貯蔵槽室及び使用済燃料貯蔵施設（北地区）において行う。

(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(i) 未使用燃料貯蔵設備

a. 構造

未使用燃料貯蔵設備は、燃料管理施設内に設ける。未使用燃料は、未使用燃料貯蔵ラックに挿入して貯蔵し、臨界に達することがない構造とする。

b. 貯蔵能力

未使用燃料受入貯蔵設備 150 体

(ii) 使用済燃料貯蔵設備

a. 構造

使用済燃料貯蔵設備は、原子炉建家、使用済燃料貯蔵槽室、燃料管理施設及び使用済燃料貯蔵施設に設ける。原子炉建家内には使用済燃料プールを設け、使用済燃料は使用済燃料貯蔵ラックに挿入して貯蔵する。また、長期冷却のために使用済燃料は、使用済燃料貯蔵槽室の使用済燃料貯蔵槽 No. 1 及び燃料管理施設の使用済燃料貯蔵槽 No. 2 の使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵し、使用済燃料貯蔵施設では、保管孔に貯蔵する。

ただし、使用済燃料貯蔵槽 No. 2 に最大 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。

b. 貯蔵能力

使用済燃料プール 標準型燃料要素、フォロー型燃料要素
130 体

使用済燃料貯蔵槽 No. 1 標準型燃料要素、フォロー型燃料要素
520 体
及びUO₂燃料、金属天然ウラン燃料
450 体

使用済燃料貯蔵槽 No. 2 標準型燃料要素、フォロー型燃料要素
及び J R R - 2, 4 の燃料要素
80 体
又はUO₂燃料、金属天然ウラン燃料
450 体

使用済燃料貯蔵施設（北地区） 金属天然ウラン燃料

ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

(1) 1次冷却設備

- (i) 冷却材の種類 軽水
(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

1次冷却設備は、1ループで構成する。1次冷却材は、原子炉、¹⁶N減衰タンク、1次冷却材主ポンプ及び1次冷却材熱交換器を経て原子炉プールに環流する。1次冷却系には、1次冷却材補助ポンプを設け、1次冷却材主ポンプがトリップした場合の炉心冷却に備える。

a. 1次冷却材主ポンプ

型 式	横型遠心式
基 数	2 基
容 量	約 1,200 m ³ /h/基

b. 1次冷却材補助ポンプ

型 式	横型斜流式
基 数	2 基
容 量	約 270 m ³ /h/基

c. 1次冷却材熱交換器

型 式	シェルアンドチューブ型
基 数	2 基
容 量	約 10 MW/基

d. ¹⁶N減衰タンク

型 式	横型円筒式
基 数	1 基
容 量	約 30 m ³

(iii) 冷却材の温度及び圧力

炉心出口温度	約 42 °C	(定格出力時)
炉心入口圧力	約 1 気圧	(定格出力時)

(2) 2次冷却設備

- (i) 冷却材の種類 軽水
(ii) 主要な機器の個数及び構造

2次冷却設備は、1ループで構成する。2次冷却設備は、1次冷却材熱交換器及び重水熱交換器等を介して1次冷却材及び重水等と熱交換を行い、冷却塔により熱放散する設備である。

a. 2次冷却材ポンプ

型式	横型遠心式
基数	2 基
容量	約 1,600 m ³ /h/基

(3) 非常用冷却設備

なし

(4) その他の主要な事項

(i) 重水冷却設備

重水冷却設備は、重水の熱除去を行うための設備で、重水ポンプ、重水熱交換器、重水溢流タンク、重水ダンプ弁及び重水タンクのカバーガスヘリウム系設備で構成する。

a. 重水ポンプ

型式	横型キャンドモータ型
基数	1 基
容量	約 70 m ³ /h

b. 重水熱交換器

型式	シェルアンドチューブ型
基数	1 基
容量	約 1 MW

c. 重水溢流タンク

基数	1 基
容量	約 7 m ³

(ii) 冠水維持設備

冠水維持設備を構成維持する設備として、1次冷却系にサイフォンブレイク弁を設ける。また、漏えい検出器を設ける。

(iii) 自然循環弁

自然循環弁は、原子炉低出力運転時の炉心冷却及び原子炉停止後の崩壊熱除去のために設ける。

(iv) プール水浄化系設備

プール水浄化系設備は、1次冷却材の浄化を行う原子炉プール水浄化設備と、カナル及び使用済燃料プール水を浄化及び冷却し、水質管理を行うための設備を設ける。その他、使用済燃料貯槽水浄化設備がある。

(v) 軽水貯留設備

軽水貯留設備は、原子炉プール水の給水、貯留を行うための設備である。

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

(1) 計装

(i) 核計装の種類

重水タンク外周部に設置した中性子検出器により、次の3領域に分けて中性子束を測定する。

線源領域	比例計数管	2	チャンネル
広域領域	補償型電離箱	2	チャンネル
	補償型電離箱	2	チャンネル
出力領域	補償型電離箱	2	チャンネル

(ii) その他の主要な計装の種類

原子炉施設のプロセス計装として、1次冷却材の流量、温度、原子炉プール水位等の計装及び制御棒位置指示計装等を設ける。

(2) 安全保護回路

安全保護回路は、多重チャンネル構成とし、測定変数に対して「1 out of 2」方式の回路を形成し、原子炉スクラム及び工学的安全施設の作動等を行う。また、外部からの侵入防止などサイバーセキュリティを考慮して設計する。

(i) 原子炉停止回路の種類

次に示す信号により、原子炉をスクラムさせる原子炉停止回路を設ける。

- 安全系中性子束高（高設定）
- 安全系中性子束高（低設定）
- 対数出力炉周期短
- 1次冷却材流量低
- 1次冷却材炉心出口温度高
- 1次冷却材炉心出入口温度差大
- 原子炉プール水位低
- サイフォンブレイク弁開
- 1次冷却材主ポンプ停止
- 1次冷却材補助ポンプ停止
- 重水温度高
- 重水流量低
- 重水溢流タンク水位高
- 自然循環弁開
- 重水ダンプ弁開
- 実験利用設備異常
- 電源電圧異常
- 水平地震動大
- 鉛直地震動大
- 安全スイッチ
- 手動スクラム

燃料事故モニタ高

(ii) その他の主要な安全保護回路の種類

次に示す信号により、工学的安全施設を作動させる回路を設ける。

原子炉プール水位低低

燃料事故モニタ高高

(3) 制御設備

(i) 制御材の個数及び構造

原子炉の反応度制御は、制御棒（微調整棒及び粗調整棒）の位置調整により行う。

a. 個数

微調整棒 2

粗調整棒 4

b. 中性子吸収材の種類 ハフニウム

c. 構造

制御棒は、上部の中性子吸収部と下部のフォロー燃料部で構成する。

中性子吸収部は、ハフニウムを溶接加工したボックス形のもので、これを制御棒案内管内に挿入する。

(ii) 制御材駆動設備の個数及び構造

a. 個数

微調整棒用 2

粗調整棒用 4

b. 構造

駆動機構は、駆動モータ、減速機、可動コイル及びボールスクリュ等で構成する。

駆動力は、可動コイルに磁気結合されたプランジャの上下駆動による。

c. 駆動方式

通常運転時 ボールスクリュ方式

スクラム時 重力による落下方式

d. 挿入時間及び駆動速度

最大挿入時間 約 1 s

(スクラム時全ストロークの 80 %挿入時間)

通常挿入、引き抜き最大速度 約 30 cm/min

(iii) 反応度制御能力

最大反応度効果を有する制御棒 1 本が全引抜位置のまま挿入できない場合でも、次の能力及び余裕を持たせることとする。

a. 反応度制御能力 0.22 $\Delta k/k$ 以上

(最大過剰反応度のとき)

b. 反応度停止余裕 0.01 $\Delta k/k$ 以上

(4) 非常用制御設備

(i) 制御材の個数及び構造

制御棒による原子炉停止が不可能な場合でも、重水タンク内の重水をダンプすることにより原子炉を停止できるようにする。

(ii) 主要な機器の個数及び構造

a. 重水ダンプ弁

個数 2

(iii) 反応度制御能力

重水ダンプによる最大の負の反応度添加 約 0.06 $\Delta k/k$

(5) その他の主要な事項

(i) 制御棒引き抜き阻止

制御棒の異常な引き抜きを阻止するために、以下のインターロック回路を設ける。

粗調整棒引き抜きインターロック

自動制御運転インターロック

(ii) ポンプ起動停止

1次冷却材主ポンプ及び1次冷却材補助ポンプの誤起動を阻止するために、以下のインターロックを設ける。

自然循環運転インターロック

(iii) リバース回路

原子炉スクラムに至らない異常時に、原子炉出力の上昇を抑制するためのリバース回路を設ける。

(iv) 警報回路

中性子束、温度、流量、圧力及び水位等のプロセス変数が設定値を超えた場合、原子炉建家排気等の放射能が設定値を超えた場合、その他原子炉の安全性に関連する設備が作動した場合に、警報を発する回路を設ける。

(v) 中央制御室

原子炉施設の主要な計装及び制御機器は、中央制御室に配置し、集中的に監視及び制御を行う。また、施設内の作業員等に対して必要な通信連絡を行う。

ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

(1) 気体廃棄物の廃棄施設

(i) 構造

a. 原子炉建家及び実験利用棟等

気体廃棄物の廃棄施設は、空気浄化装置、排風機、排気筒及びこれらを結ぶ排気風道で構成する。

原子炉建家、実験利用棟、使用済燃料貯槽室及び燃料管理施設等で発生する放射性

廃ガスは、空気浄化装置を通過させた後、排風機により排気口から排出する。排出に当たっては、放射性物質の濃度が低いことを確認する。

b. 使用済燃料貯蔵施設（北地区）

使用済燃料は、保管孔内で密封貯蔵するため気体廃棄物の排出はないが、排出の必要が生じた場合は、空気浄化装置を通過させたのち、排風機により排気口から排出する。

(ii) 廃棄物の処理能力

廃棄施設は、発生する気体廃棄物のうち、放射能低減を要するものを通常運転時、本原子炉施設外排出が可能な程度にまで低減させるのに十分な能力を有するものとする。

(iii) 排気口の位置

a. 原子炉建家及び実験利用棟等

排気筒の位置 原子炉建家北東側約 30 m

排気筒の地上高さ 約 40 m

b. 使用済燃料貯蔵施設（北地区）

排気筒の位置 貯蔵施設東側外壁

排気筒の地上高さ 約 16 m

(2) 液体廃棄物の廃棄設備

(i) 構造

a. 原子炉建家及び実験利用棟等

液体廃棄物の廃棄施設は、排水ピット、排水ポンプ及び廃液貯槽等で構成する。原子炉建家等から排出される放射性廃液は、一時廃液貯槽に貯留し、放射能濃度に応じて排水溝へ排水し、又は放射性廃棄物処理場に運搬して処理する。また、原子炉プール水の大量排水にあつては、放射性物質の濃度が許容濃度以下であることを確認の上、排水溝へ排出する。

b. 使用済燃料貯蔵施設（北地区）

液体廃棄物は、貯蔵施設内の低レベル廃液貯槽に一時貯留した後、放射性物質の濃度が許容濃度以下であることを確認の上処理する。

(ii) 廃棄物の処理能力

排水ピット及び廃液貯槽等の貯留容量は、通常運転時に発生が予想される最大の廃液量に十分対処できるものとする。

(iii) 排水口の位置

本原子炉施設の排水口は、本研究所の第2排水溝に接続する。

(3) 固体廃棄物の廃棄設備

(i) 構造

固体廃棄物の発生源は、主に照射用キャプセル、使用済フィルタ及び使用済イオン交換樹脂等である。固体廃棄物は、放射能レベルに応じて高、中、低レベルに区分し、固

体廃棄物一時保管室に集積処理したのち、放射性廃棄物処理場に運搬して処理する。撤去に伴い発生する固体廃棄物は、大型廃棄物保管庫等に保管廃棄する。

(ii) 廃棄物の処理能力

固体廃棄物一時保管室は、発生が予想される最大の固体廃棄物量を貯蔵するに十分な能力を有する。

チ 放射線管理施設の構造及び設備

原子力科学研究所周辺の一般公衆、放射線業務従事者等の安全管理を確実にを行うため屋内管理設備と屋外管理設備で構成する放射線管理施設を以下のように設ける。

なお、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（屋内管理設備のうち作業環境モニタリング設備及び屋外管理設備のうち排気筒モニタリング設備の情報）を中央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る。

(1) 屋内管理用の主要な設備の種類

屋内管理設備は、次のものから構成する。

(i) 放射線監視設備

作業環境モニタリング設備 一式

放射線サーベイ設備 一式

(ii) 放射線管理関係設備

放射線業務従事者等の出入管理及び被ばく管理並びに汚染の管理等を行うため、出入管理設備、汚染管理設備、放射能測定設備、個人被ばく管理設備及び放射線防護設備を設ける。

(2) 屋外管理用の主要な設備の種類

共通編 5. ち (2) に記載するとおりである。

リ 原子炉格納施設の構造及び設備

(1) 構造

原子炉格納施設は、原子炉建家から成り、その基礎は岩盤で支持する。原子炉建家は、放射性物質の放散抑制上必要とする気密性を持たせる。

型 式 鉄骨構造鉄板張ドーム屋根
鉄筋コンクリート円筒構造壁

寸 法

内 径 約 32 m

全 高 約 27 m (地上高さ)

主要貫通部 配管貫通部、ダクト貫通部、電気配線貫通部、

トラックエアロック、パーソナルエアロック、
実験利用設備貫通部

(2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率

設計圧力	常圧
設計温度	常温
漏えい率	10 %/日以下 (原子炉建家内負圧約 20 mm 水柱)

(3) その他の主要な事項

(i) 原子炉建家換気空調設備

通常運転時に原子炉建家内の空気の温度調和及び放射性物質の除去低減のための設備を設ける。

空気調和機

基数	1 基
容量	約 46,000 m ³ /h

排気系排風機

基数	4 基
容量	約 46,000 m ³ /h

空気浄化装置

基数	3 基
容量	約 50 % /基 (炉室排気系)
	約 100 %/基 (実験利用設備排気系)

(ii) 非常用排気設備

非常用排気設備は、事故時に放射性物質の環境への放出を抑制する。

空気浄化装置

基数	2 基
容量	約 100 %/基
よう素除去効率	97 %以上

排風機

基数	2 基
容量	約 90 m ³ /h

又 その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備

(1) 非常用電源設備の構造

(i) 無停電電源装置

蓄電池	アルカリ蓄電池
-----	---------

数 量	2 系統
主要負荷	安全保護系 非常用排気設備 1 次冷却材補助ポンプ 隔離弁 サイフォンブレイク弁

無停電電源装置の容量は、非常用発電機が起動するまでの間、原子炉を安全に停止し、炉心を冷却するために必要な負荷を賄えるものとする。

(ii) 非常用発電機

台 数	2 台
起動時間	約 60 s

非常用発電機の容量は、商用電源が完全に喪失した場合でも原子炉を安全に停止し、炉心を冷却するために必要な負荷をまかなえるものとする。

(2) 主要な実験設備の構造

実験利用設備は、水平実験孔設備及び照射利用設備並びに冷中性子源装置（以下「CNS」という。）等から成る。

(i) 水平実験孔設備

水平実験孔	9 本（うち 1 本は、CNS 用）
-------	--------------------

(ii) 照射利用設備

a. 水力照射設備

照射筒	2 本
冷却材の種類	軽水
照射する核燃料物質の種類及び最大量	約 0.5 g ²³⁵ U 相当量 約 0.5 g Pu

b. 気送照射設備

照射筒	2 本
冷却材の種類	窒素ガス
照射する核燃料物質の種類及び最大量	約 0.05g ²³⁵ U 相当量 約 0.05g Pu

c. 放射化分析用照射設備

照射筒	1 本
冷却材の種類	窒素ガス

d. 均一照射設備

照射筒	1 本
冷却材の種類	軽水

e. 回転照射設備

照射筒	1 本
冷却材の種類	軽水

照射する核燃料物質の種類及び最大量 約 15g ^{235}U 相当量
約 15g Pu

f. 垂直照射設備

照射筒 10 本

冷却材の種類 軽水

照射する核燃料物質の種類及び最大量 約 15g ^{235}U 相当量
約 15g Pu

(iii) CNS

照射筒 (真空容器) 1 本

減速材 液体水素

冷媒 低温ヘリウム

(iv) その他の附属設備

実験附属施設として、原子炉建家及び実験利用棟に詰替セルを設ける。

(3) その他の主要な事項

(i) 常用電源設備

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ように設計する。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持たせる。

(ii) 重水を貯蔵するために、重水保管タンクを設ける。

重水保管タンク設備 一式

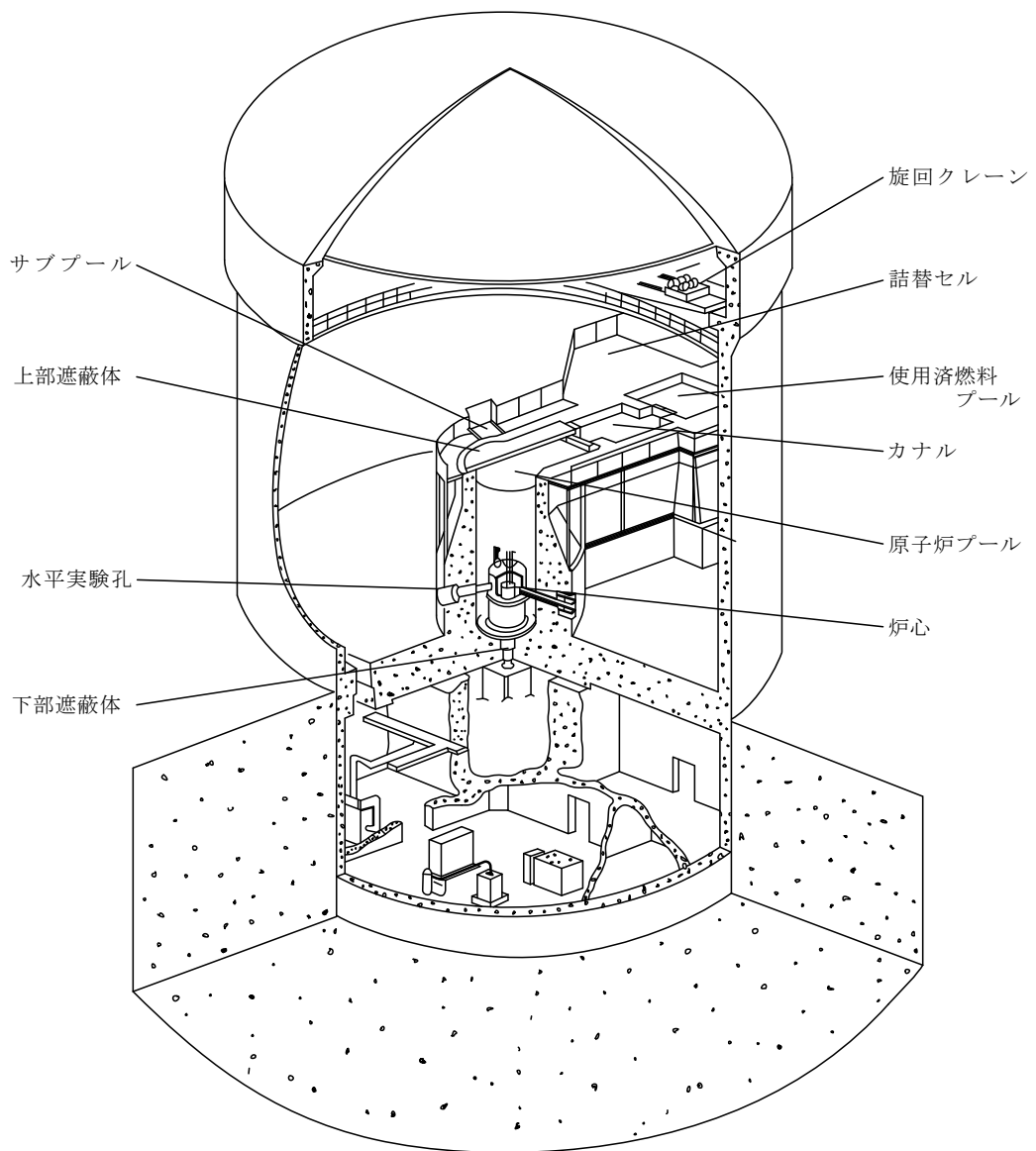
(iii) 火災防護のために、火災感知器及び消火設備を設ける。

火災感知器及び消火設備 一式

申請書添付参考図面目録

参考第 1 図	建家配置図
参考第 2 図	原子炉建家概要図
参考第 3 図	建家平面図（1 階）
参考第 4 図	建家平面図（地階）
参考第 5 図	建家断面図（A－A 断面）
参考第 6 図	建家断面図（B－B 断面）
参考第 7 図	原子炉制御棟建家平面図
参考第 8 図	原子炉本体平面図
参考第 9 図	原子炉本体断面図
参考第 10 図	標準型燃料要素説明図
参考第 11 図	主要な冷却設備系統説明図
参考第 12 図	原子炉出力制御系統説明図
参考第 13 図	原子炉保護設備説明図
参考第 14 図	制御棒駆動装置概要説明図
参考第 15 図	放射性廃棄物廃棄施設系統説明図
参考第 16 図	原子炉建家換気空調設備系統説明図

参考第1図 建家配置図



参考第 2 図 原子炉建家概要図

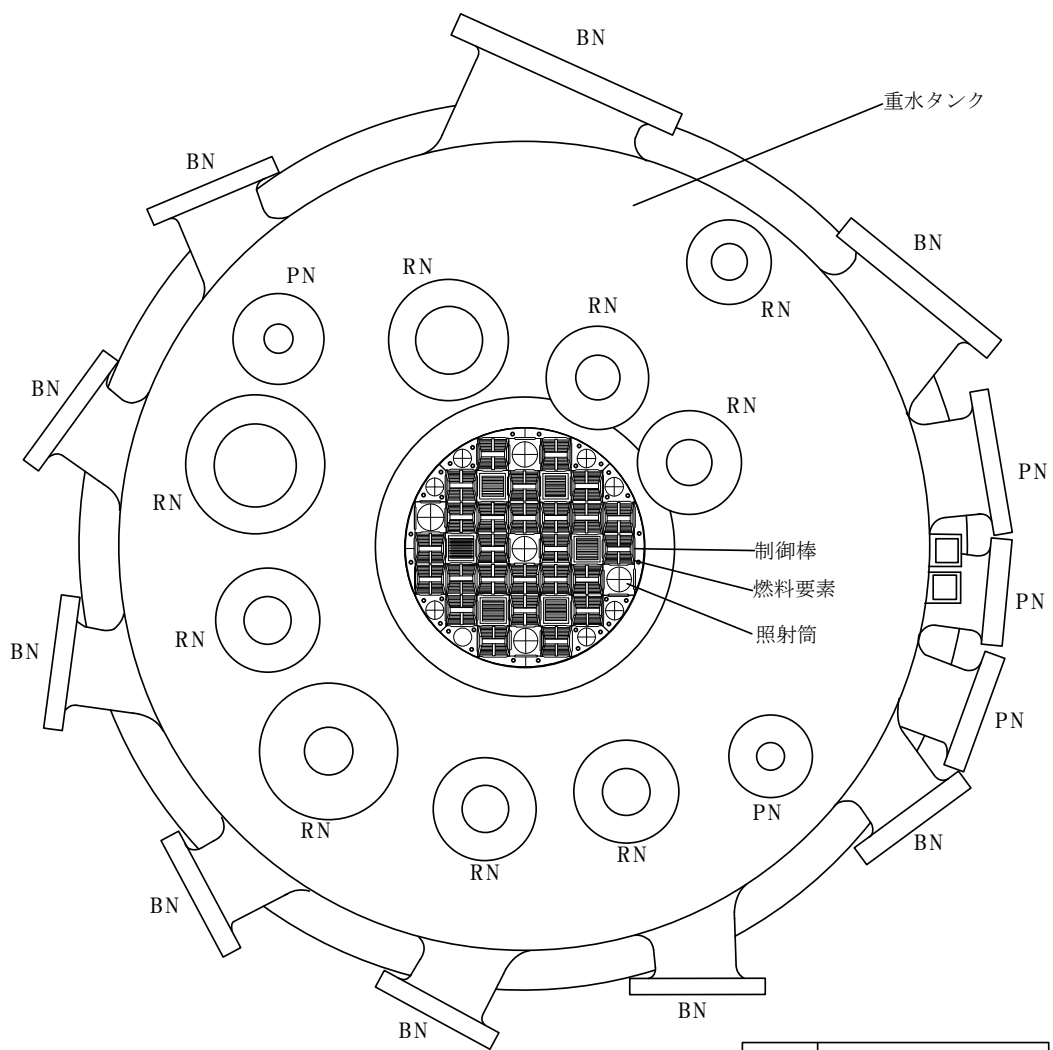
参考第 3 图 建 家 平 面 图 (1 階)

参考第4図 建家平面図 (地階)

参考第 5 图 建 家 断 面 图 (A-A 断面)

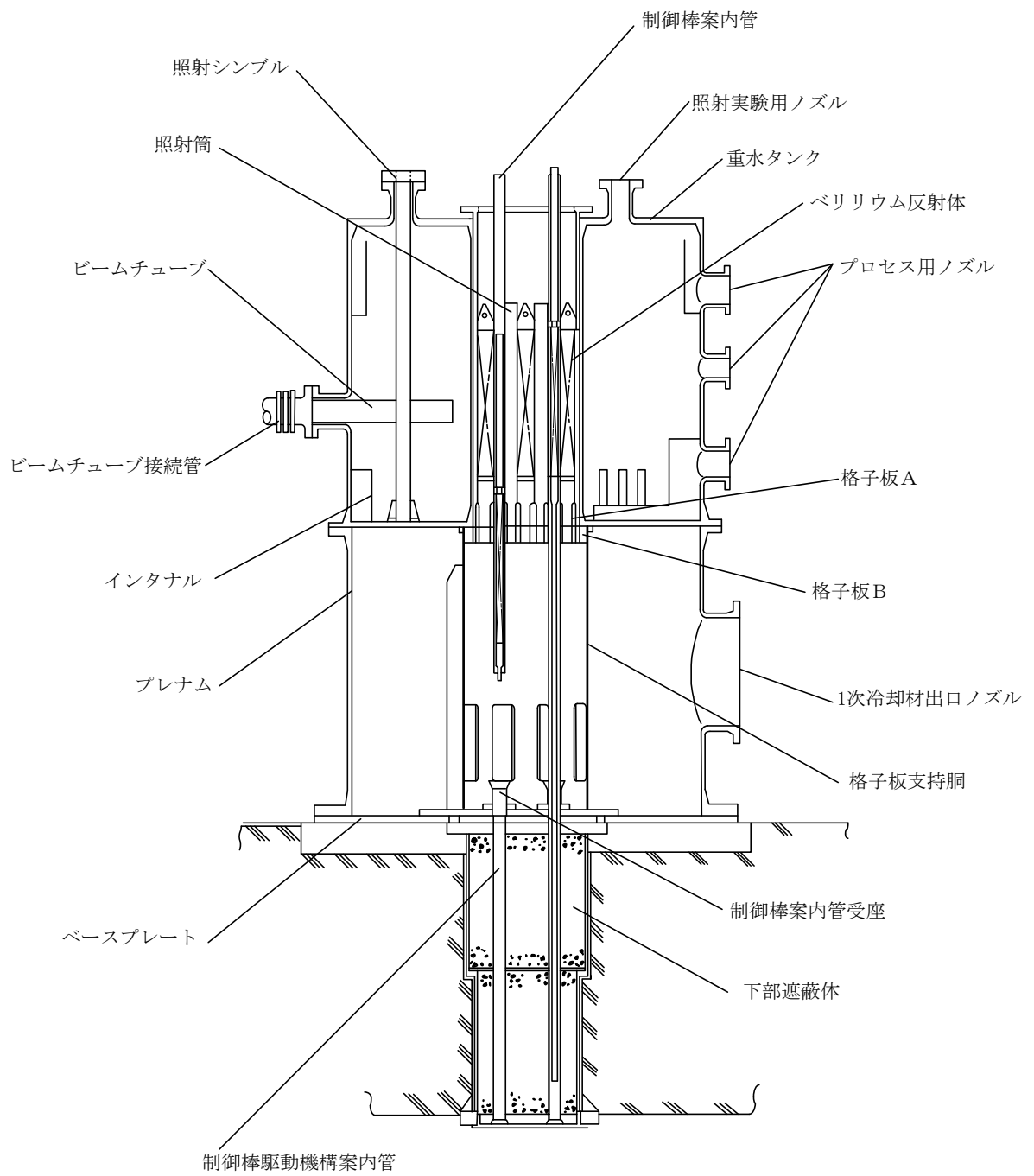
参考第 6 图 建 家 断 面 图 (B-B 断面)

参考第 7 图 原子炉制御棟建家平面図

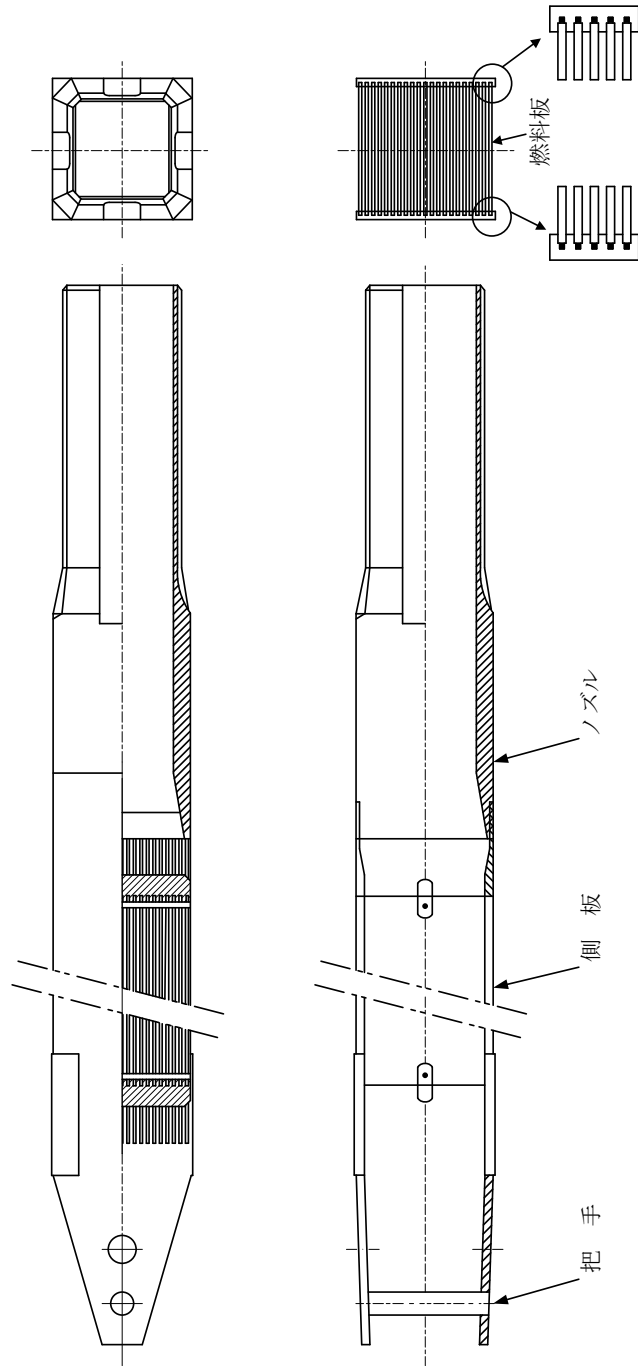


記号	配置名称
RN	照射実験用ノズル
BN	ビーム実験用ノズル
PN	プロセス用ノズル

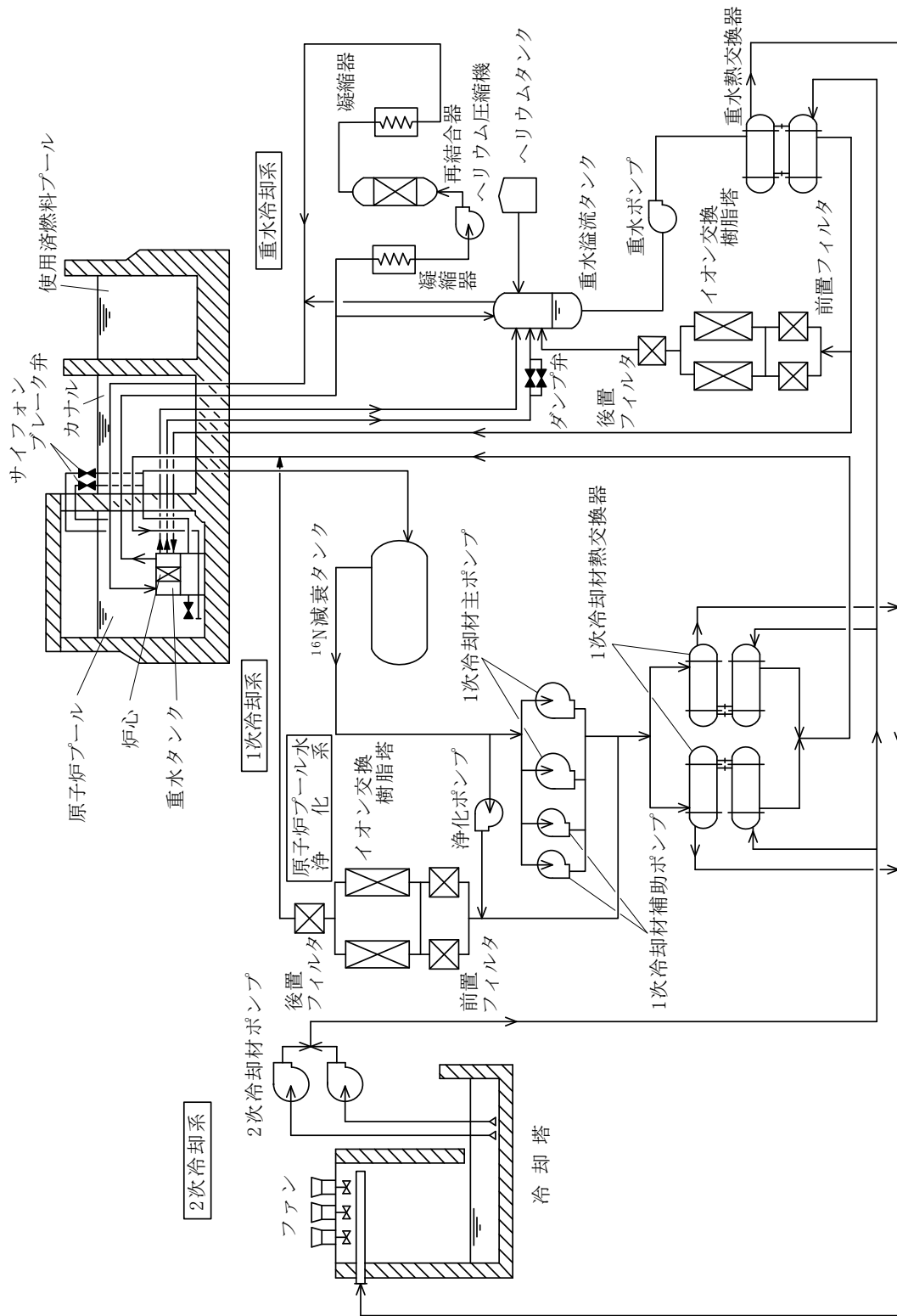
参考第 8 図 原子炉本体平面図



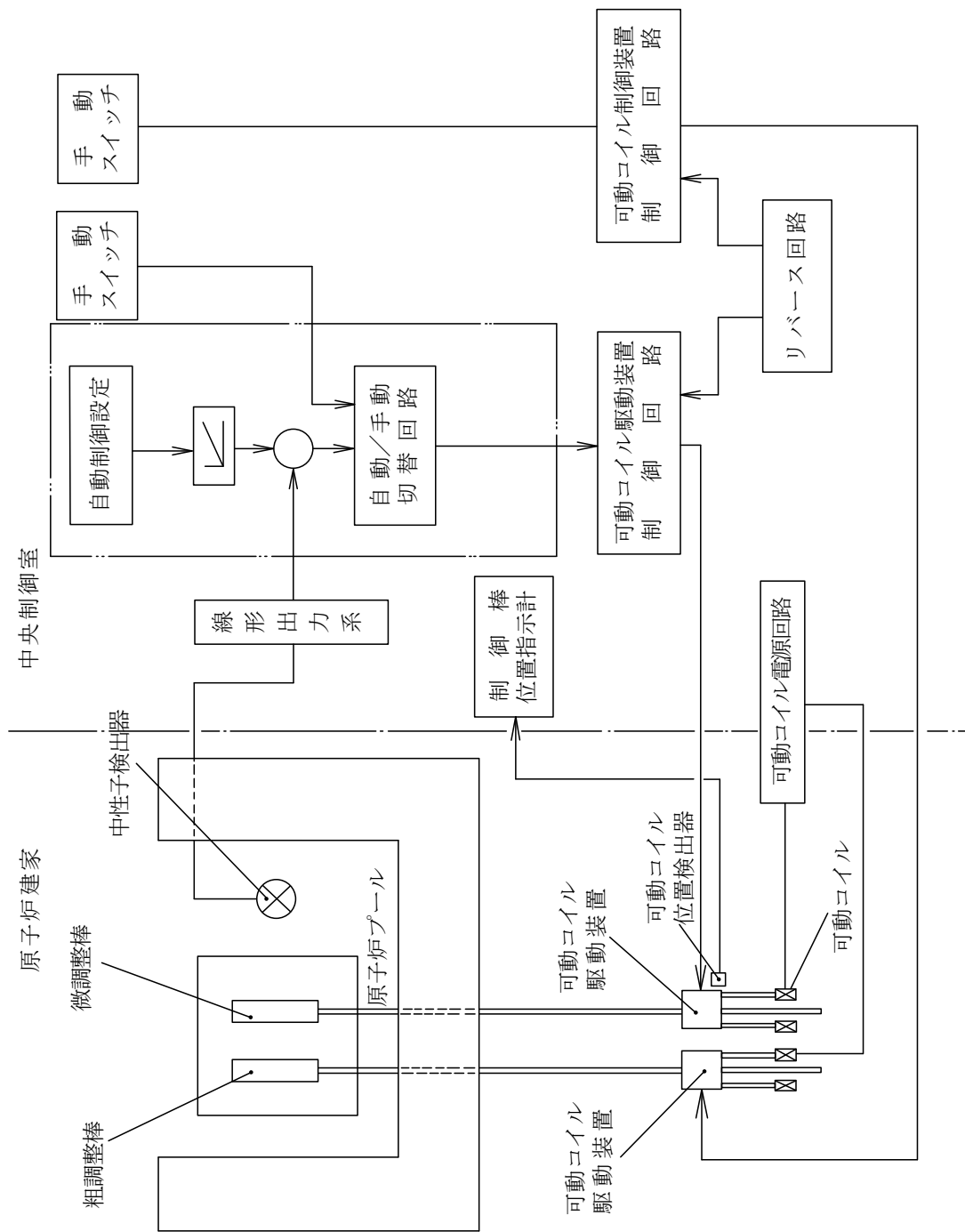
参考第 9 図 原子炉本体断面図



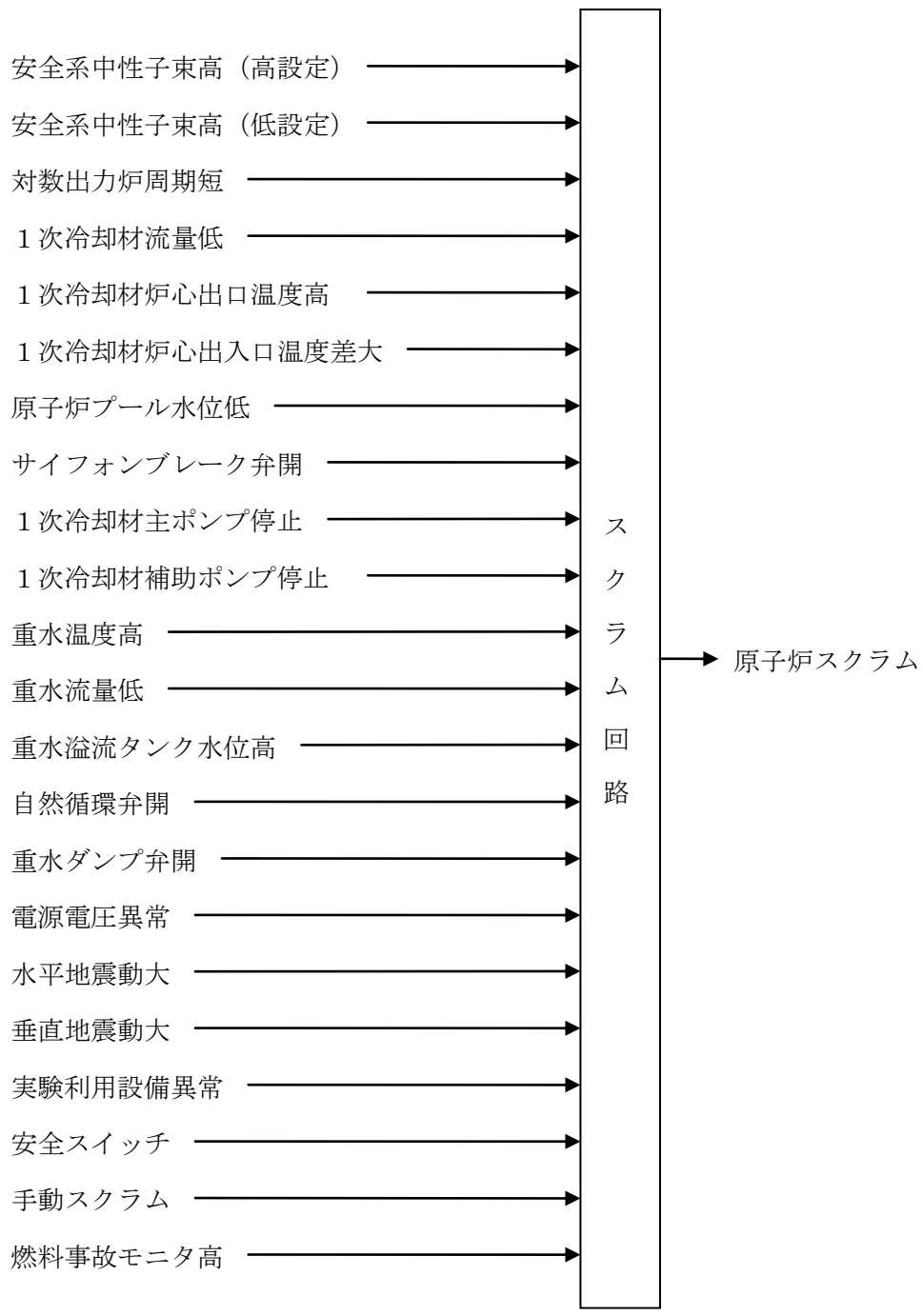
参考第 10 図 標準型燃料要素説明図



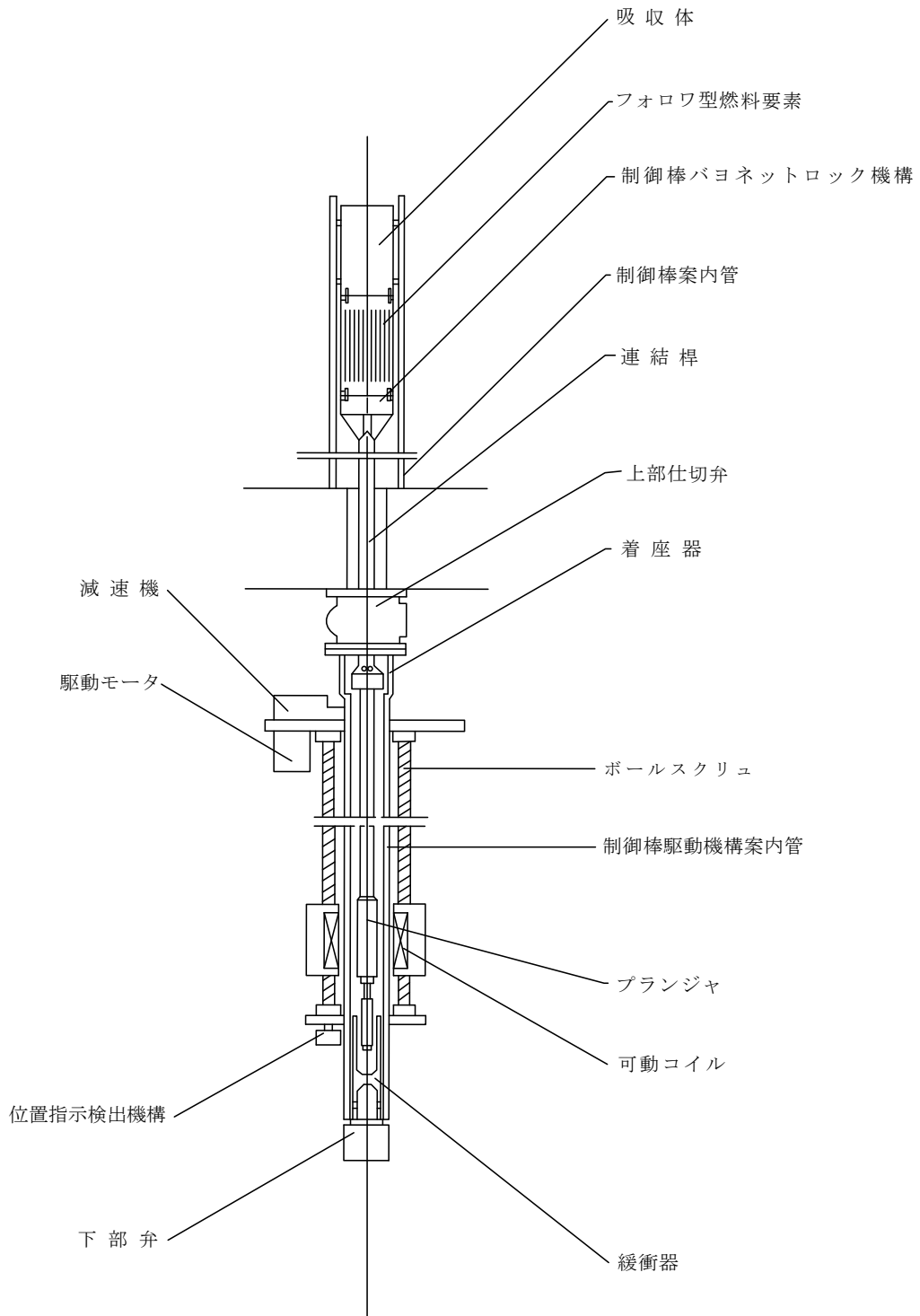
参考第 11 図 主要な冷却設備系統説明図



参考第12図 原子炉出力制御系統説明図

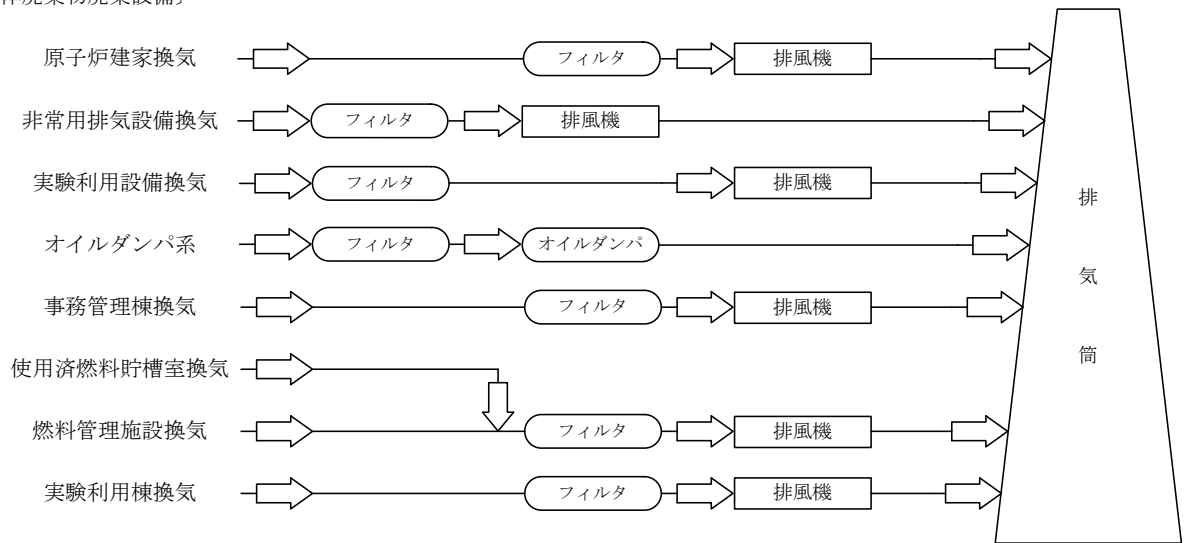


参考第 13 図 原子炉保護設備説明図

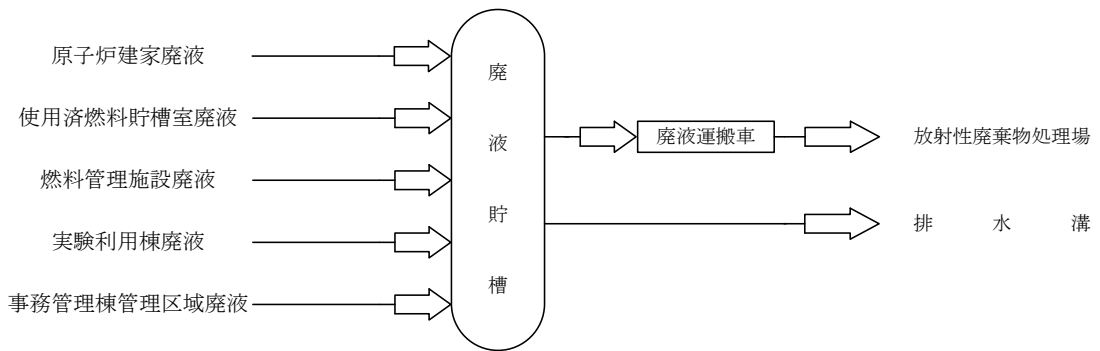


参考第 14 図 制御棒駆動装置概要説明図

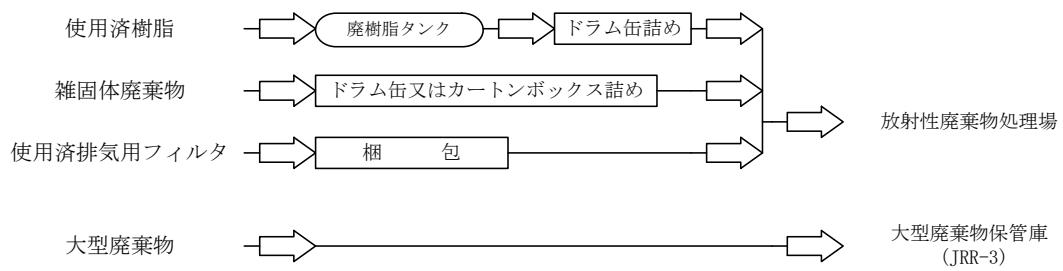
〔気体廃棄物廃棄設備〕



〔液体廃棄物廃棄設備〕

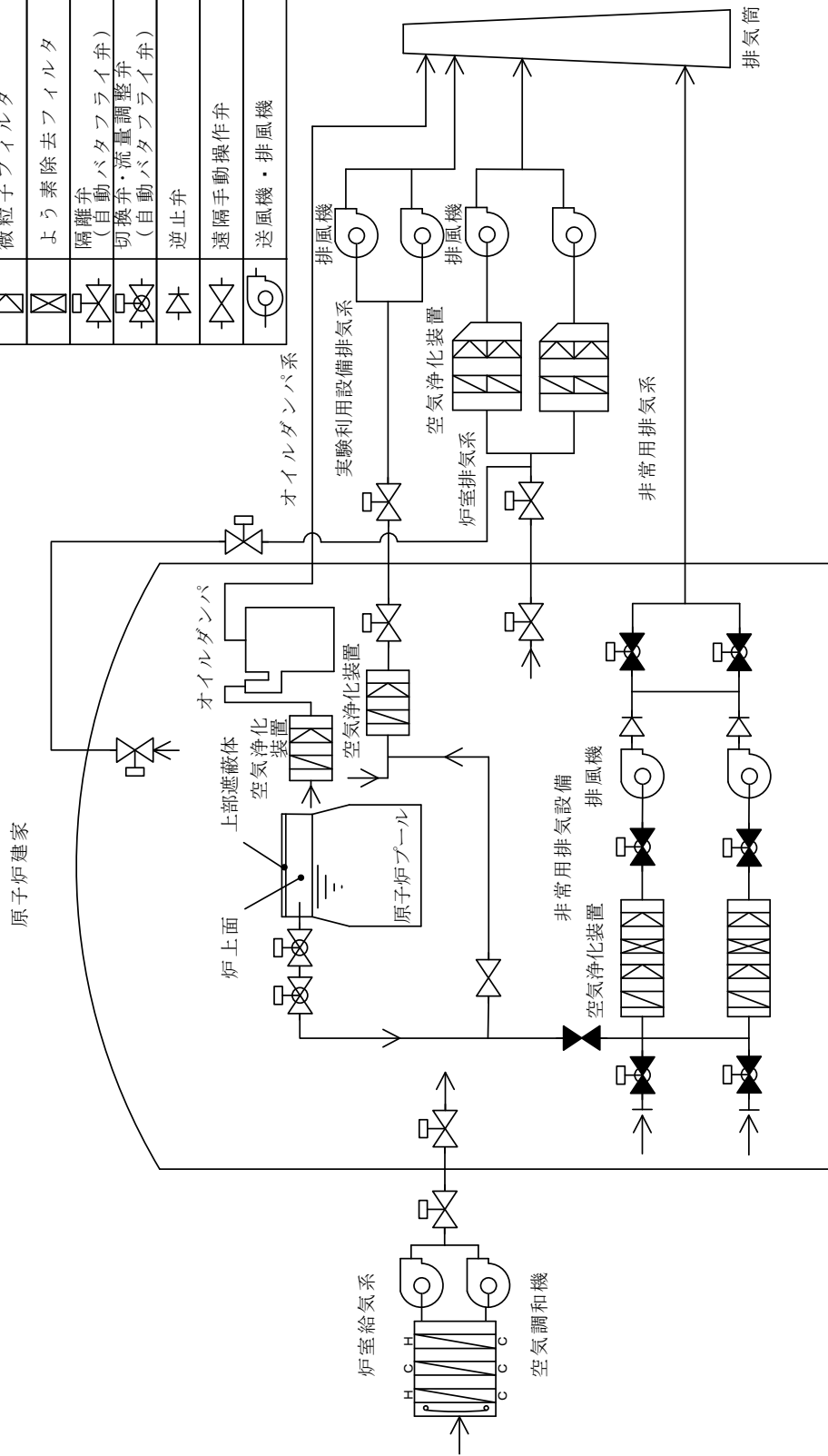


〔固体廃棄物廃棄設備〕



参考第 15 図 放射性廃棄物廃棄施設系統説明図

記号	名称
	粗フィルタ
	微粒子フィルタ
	よう素除去フィルタ
	隔離弁 (自動バタフライ弁)
	切換弁・流量調整弁 (自動バタフライ弁)
	逆止弁
	遠隔手動操作弁
	送風機・排風機



参考第 16 図 原子炉建家換気空調設備系統説明図