



令 01 原機 (安) 010

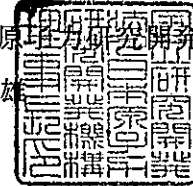
令和 2 年 1 月 27 日

原子力規制委員会 殿

茨城県那珂郡東海村大字舟石川 765 番地 1

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

理事長 児玉 敏雄



国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
大洗研究所 (北地区)  
原子炉設置変更許可申請書

[HTTR (高温工学試験研究炉) 原子炉施設の変更]  
の本文及び添付書類の一部補正について

平成 26 年 11 月 26 日付け 26 原機 (安) 099 (平成 28 年 10 月 27 日付け 28 原機 (安) 019、平成 29 年 6 月 29 日付け 29 原機 (安) 009、平成 29 年 12 月 21 日付け 29 原機 (安) 022、平成 30 年 2 月 23 日付け 29 原機 (安) 029、平成 30 年 7 月 11 日付け 30 原機 (安) 008、平成 30 年 10 月 17 日付け 30 原機 (安) 012 及び令和元年 9 月 26 日付け令 01 原機 (安) 004 で一部補正) をもって申請した独立行政法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター (北地区) 原子炉設置変更許可申請書 [HTTR (高温工学試験研究炉) 原子炉施設の変更] の本文及び添付書類を一部補正いたします。

## 記

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（北地区）原子炉設置変更許可申請書[H T T R（高温工学試験研究炉）原子炉施設の変更]の本文及び添付書類を以下のとおり一部補正する。

本文（共通編）を別添 1 のとおり変更する。

本文（別冊 3）を別添 2 のとおり変更する。

添付書類三を別添 3 のとおり変更する。

添付書類六を別添 4 のとおり変更する。

添付書類八を別添 5 のとおり変更する。

添付書類九を別添 6 のとおり変更する。

添付書類十を別添 7 のとおり変更する。

以上

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
大洗研究所(北地区)  
原子炉設置変更許可申請書  
(完本)

[ 共 通 編 ]

本文  
添付書類

令和2年1月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
大洗研究所(北地区)  
原子炉設置変更許可申請書

一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

氏名又は名称 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

住 所 茨城県那珂郡東海村大字舟石川 765 番地 1

代表者の氏名 理事長 児玉 敏雄

二 使用の目的

原子炉の名称	目 的
1. JMTR	動力炉に係る安全性研究等のための材料照射、放射性同位元素生産、教育訓練
2. (欠番)	
3. HTTR	高温ガス炉技術の基盤の確立及び高度化のための試験研究並びに高温に関する先端的基礎研究

ただし、平和の目的に限る。

三 試験研究用等原子炉の型式、熱出力及び基数

原子炉の名称	型 式	熱 出 力	基 数
1. JMTR	濃縮ウラン、軽水減速軽水冷却タンク型	50,000kW	1
2. (欠番)			
3. HTTR	低濃縮二酸化ウラン被覆粒子燃料黒鉛減速 ヘリウムガス冷却型	約 30MW	1
			合 計 2

四 試験研究用等原子炉を設置する事業所の名称及び所在地

名 称 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(北地区)

所在地 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 番地

## 五 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

### イ 試験研究用等原子炉施設の位置

#### (1) 敷地の面積及び形状

原子炉施設を設置する敷地は、茨城県東茨城郡大洗町の南部に位置している。敷地東側は太平洋に面し、標高 35～40m の台地があり、敷地内には 13～16m 位の高低がある。敷地の西側約 1.5km には涸沼があり、東側には敷地に沿ってほぼ南北に国道 51 号がある。

敷地の広さは東西約 1,200m、南北約 1,900m であり、総面積は約 160 万 m<sup>2</sup> である。

H T T R 原子炉施設は以下の地盤に設ける。

地震の発生によって生じ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施設（以下「耐震重要施設」という。）は、その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（以下「基準地震動」という。）による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

耐震重要施設は、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。

耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

耐震重要施設については、基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

#### (2) 敷地内における主要な試験研究用等原子炉施設の位置

敷地内は、北門の南南西約 650m にある気象観測塔から西方約 450m に J M T R 原子炉施設が設置されており、敷地境界までの最短距離は約 200m である。H T T R 原子炉施設は、同観測塔より南西約 600m の位置に設置し、原子炉炉心の中心から敷地境界までの最短距離は、南西方向約 280m である。

### ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造

J M T R については別冊 1 に記載のとおりである。

H T T R については別冊 3 に記載のとおりである。

(別冊 2 は欠番)

### ハ 原子炉本体の構造及び設備

J M T R については別冊 1 に記載のとおりである。

H T T R については別冊 3 に記載のとおりである。

(別冊 2 は欠番)

ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

J M T Rについては別冊 1 に記載のとおりである。  
H T T Rについては別冊 3 に記載のとおりである。  
(別冊 2 は欠番)

ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

J M T Rについては別冊 1 に記載のとおりである。  
H T T Rについては別冊 3 に記載のとおりである。  
(別冊 2 は欠番)

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

J M T Rについては別冊 1 に記載のとおりである。  
H T T Rについては別冊 3 に記載のとおりである。  
(別冊 2 は欠番)

ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

J M T Rについては別冊 1 に記載のとおりである。  
H T T Rについては別冊 3 に記載のとおりである。  
(別冊 2 は欠番)

チ 放射線管理施設の構造及び設備

(1) 屋内管理用の主要な設備の種類

J M T Rについては別冊 1 に記載のとおりである。  
H T T Rについては別冊 3 に記載のとおりである。  
(別冊 2 は欠番)

(2) 屋外管理用の主要な設備の種類

野外の放射能レベルを監視及び測定するため、周辺環境モニタリング設備として固定モニタリング設備及び気象観測設備を設ける。固定モニタリング設備は、敷地周辺及び中央付近に設置し、それらについては無停電電源装置を設ける。

敷地周辺に設置する固定モニタリング設備のうち設計基準事故時における迅速な対応のためのモニタリングポスト 6 基について中央監視するものとし、中央制御室、現地対策本部等に必要な情報を表示するとともに、伝送系は有線及び無線により多様性を確保する。

J M T Rについては別冊 1 に記載のとおりである。  
H T T Rについては別冊 3 に記載のとおりである。  
(別冊 2 は欠番)

リ 原子炉格納施設の構造及び設備

J M T Rについては別冊 1 に記載のとおりである。

HTTRについては別冊3に記載のとおりである。  
(別冊2は欠番)

ヌ その他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

JMTRについては別冊1に記載のとおりである。  
HTTRについては別冊3に記載のとおりである。  
(別冊2は欠番)

(2) 主要な実験設備の構造

JMTRについては別冊1に記載のとおりである。  
HTTRについては別冊3に記載のとおりである。  
(別冊2は欠番)

(3) その他主要な事項

照射後試料など、高放射性物質取扱いのためホットラボをJMTR炉室南側に附設しカナルにより連絡させる。

ホットラボ施設は、鉄筋コンクリート地下1階、地上1階で1階にはホットケブ、材料試験用ケブなどの試験設備を設け、地下1階にはこれらケブの運転に必要な給排気、給排水設備を設ける。

試験研究用等原子炉施設において放射性物質によって汚染された原子炉等の機械器具等を除染するために除染施設を設ける。除染施設では、HTTR原子炉施設に係る除染は行わない。

JMTRについては別冊1に記載のとおりである。  
HTTRについては別冊3に記載のとおりである。  
(別冊2は欠番)

六 試験研究用等原子炉施設の工事計画

— [変更に伴う工事計画] —

(HTTR原子炉施設の試験炉設置許可基準規則への適合)

項目	令和	元年度				2年度			
		I	II	III	IV	I	II	III	IV
モニタリングポスト等の情報伝達設備及び制御室における監視設備の追加設置									
外部火災対策工事（防火帯の設置）									
内部火災対策工事等（火災報知器の追加設置、ケーブルトレイの遮熱対策等）									



七 試験研究用等原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量

原子炉の 名称	種 類	年間予定 使用量	備 考
JMTR	濃縮ウラン (濃縮度約 20 %) ウランシリコン アルミニウム 分散型合金	U 約 330 kg <sup>235</sup> U 約 66 kg	最大装荷量 <sup>235</sup> U 11 kg/炉心 年間取替数 約 6 炉心 最高燃焼度 燃料要素平均 60 % (改良 LEU 炉心) 50 % (LEU 炉心)
HTTR	二酸化ウラン及びウ ラン・トリウム混合 酸化物 ウラン 235 富化度 ( $\frac{\text{ウラン}235}{\text{ウラン及びトリウム}}$ ) 平均 約 6 wt%	ウラン 235 約 19 kg トリウム 約 4 kg (炉心平均取出し燃焼度 約 22,000 MWd/t) 高温試験運転のみの場合、 ウラン 235 約 37 kg (炉心平均取出し燃焼度 約 11,000 MWd/t)	初期装荷量 ウラン 235 約 55 kg

## 八 使用済燃料の処分の方法

原子炉名称	処 分 の 方 法
JMTR	使用済燃料は、わが国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国である米国のエネルギー省に引き渡す。
HTTR	使用済燃料は、我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国である英国又はフランスの再処理事業者、若しくは米国のエネルギー省に再処理を委託又は引き取りを依頼して引き渡す。引渡しまでの間は、HTTR原子炉施設の使用済燃料貯蔵設備において貯蔵する。

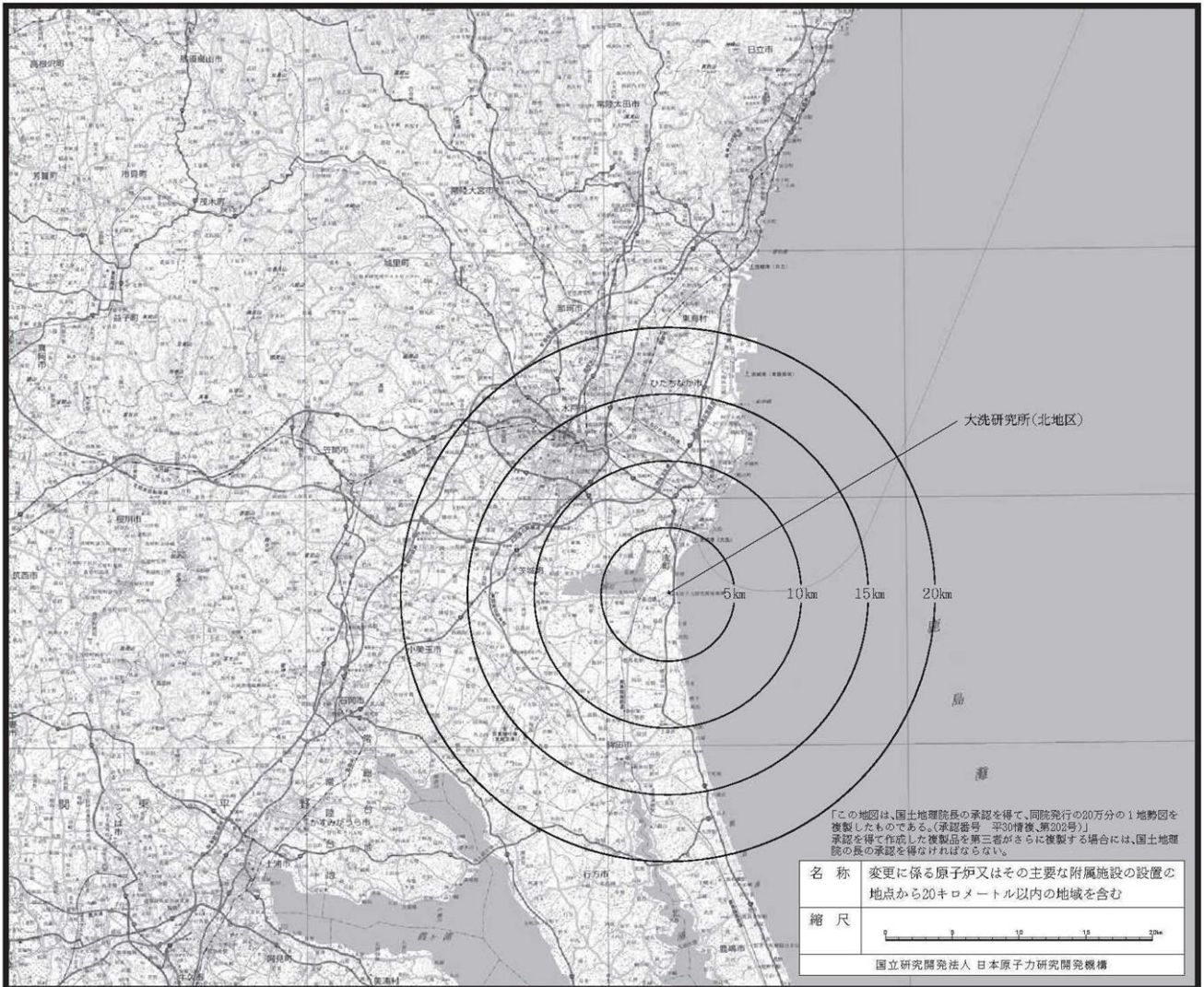
## 申請書添付参考図面一覧表

- 第 1 図 敷地付近の図面
- 第 2 図 事業所の配置図
- 第 3 図 放射性廃棄物処理系統図
- 第 4 図 放射線管理施設配置図
- 第 5 図 ホットラボ施設配置図
- 付 図 廃棄物管理施設配置図

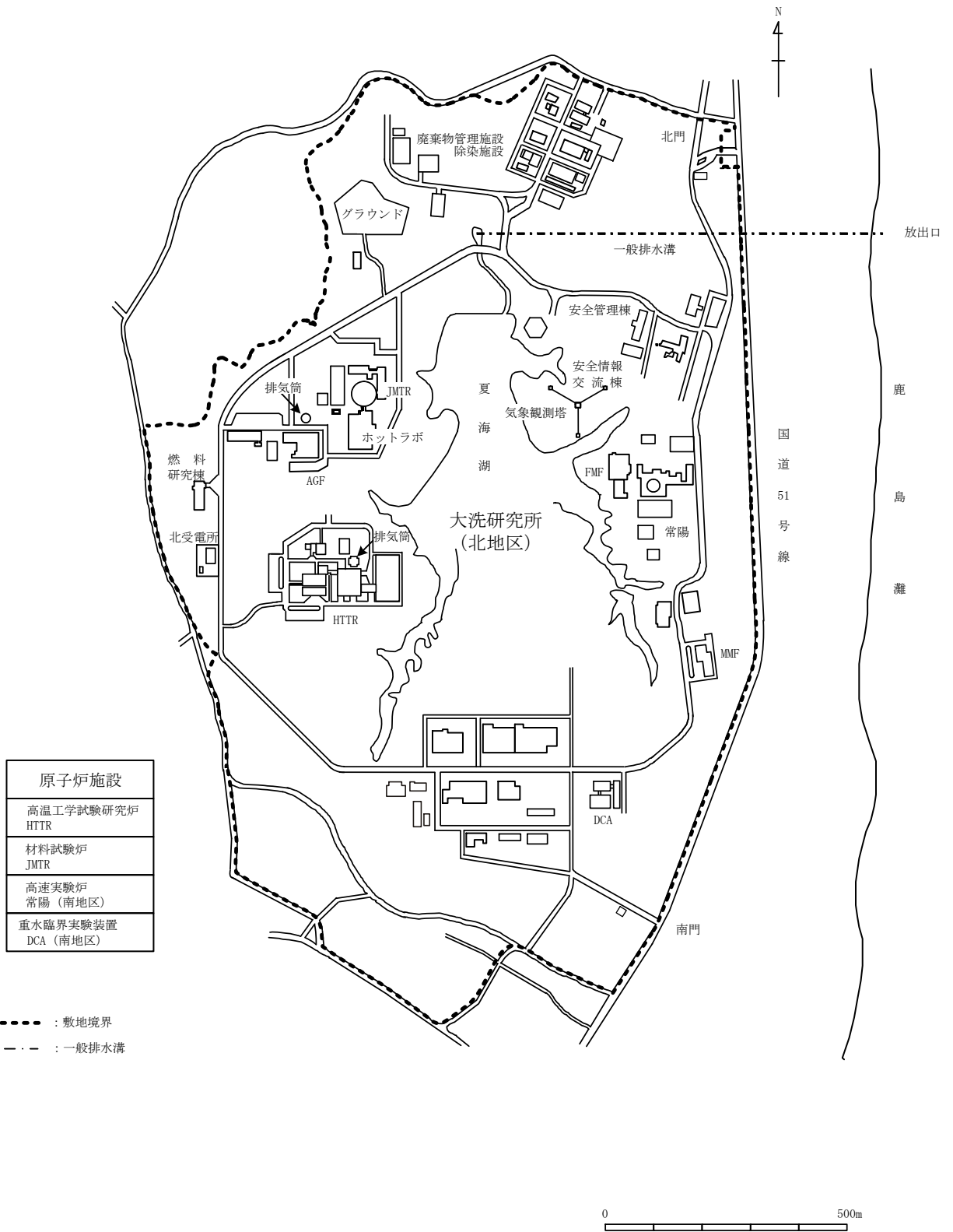
JMTRについては、別冊1に記載のとおりである。

HTTRについては、別冊3に記載のとおりである。

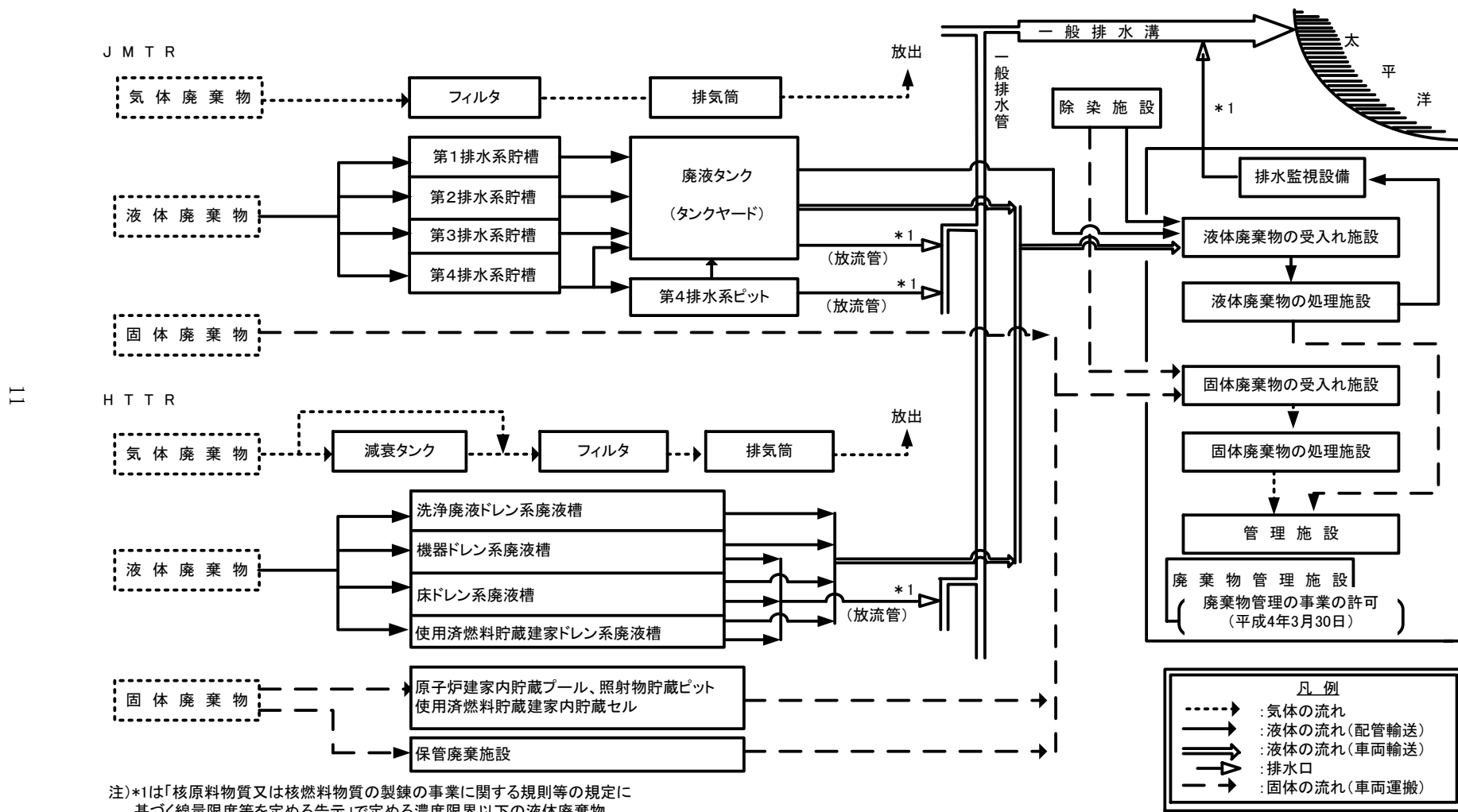
(別冊2は欠番)



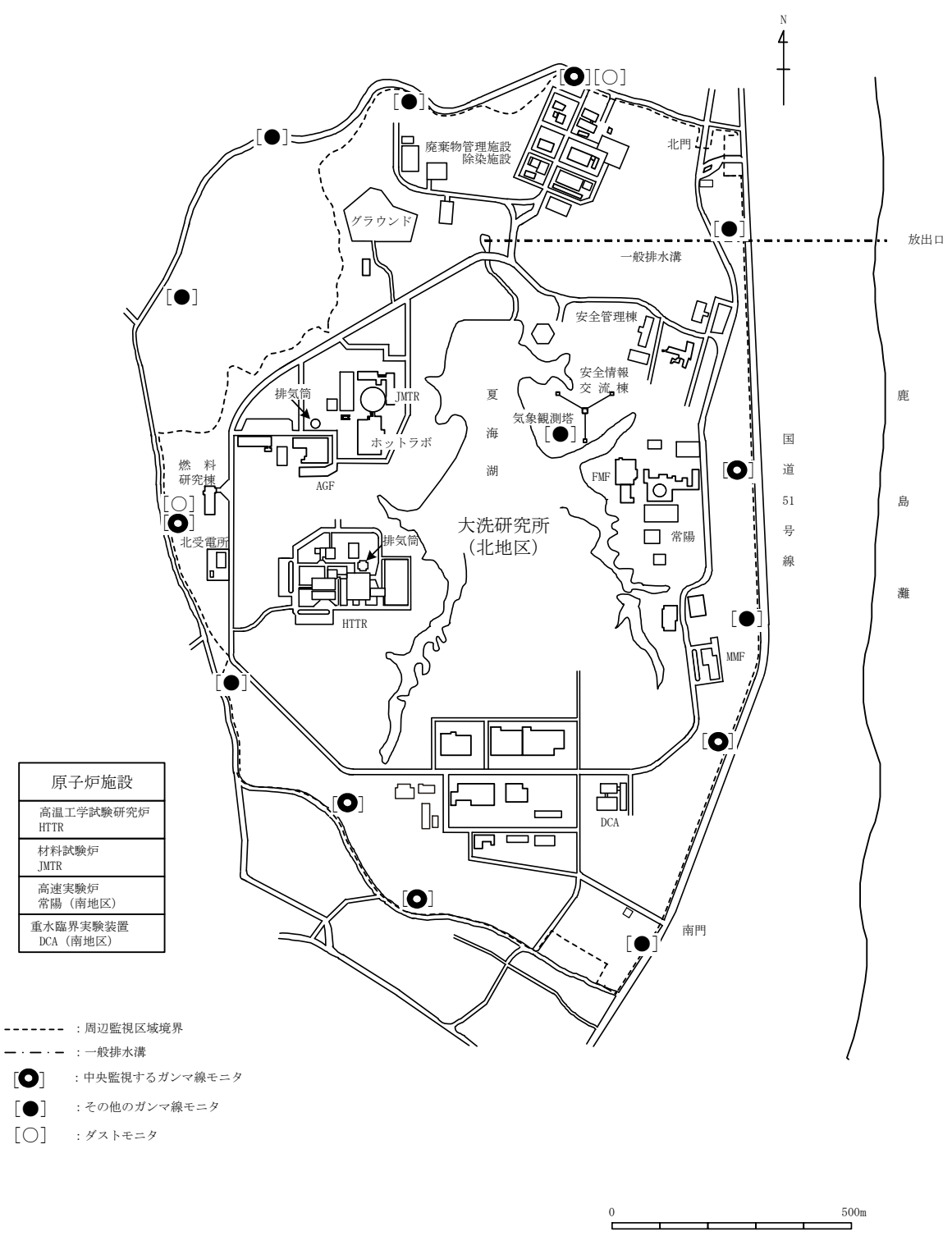
第1図 敷地付近の図面



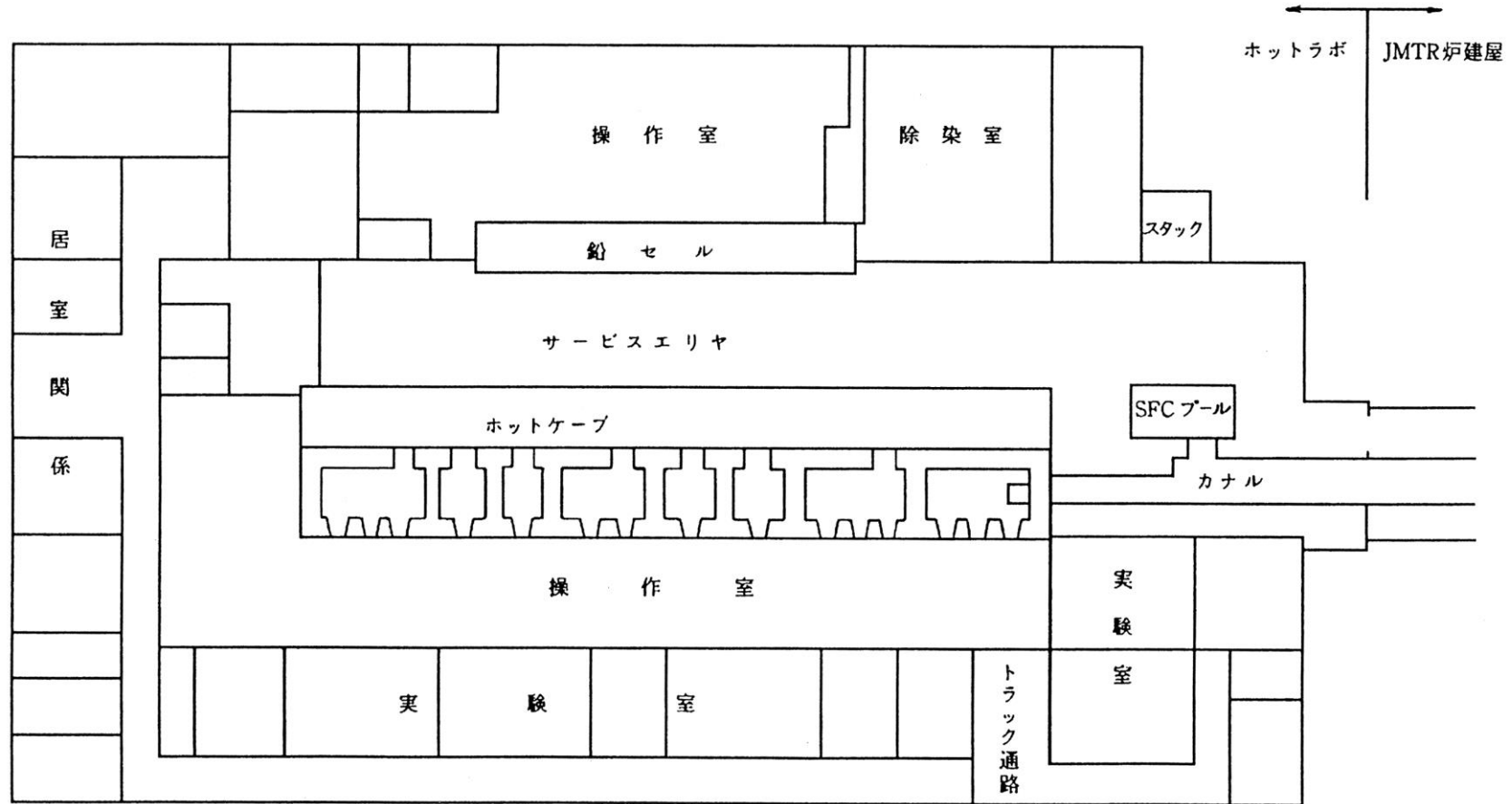
第2図 事業所の配置図



第3図 放射性廃棄物処理系統図

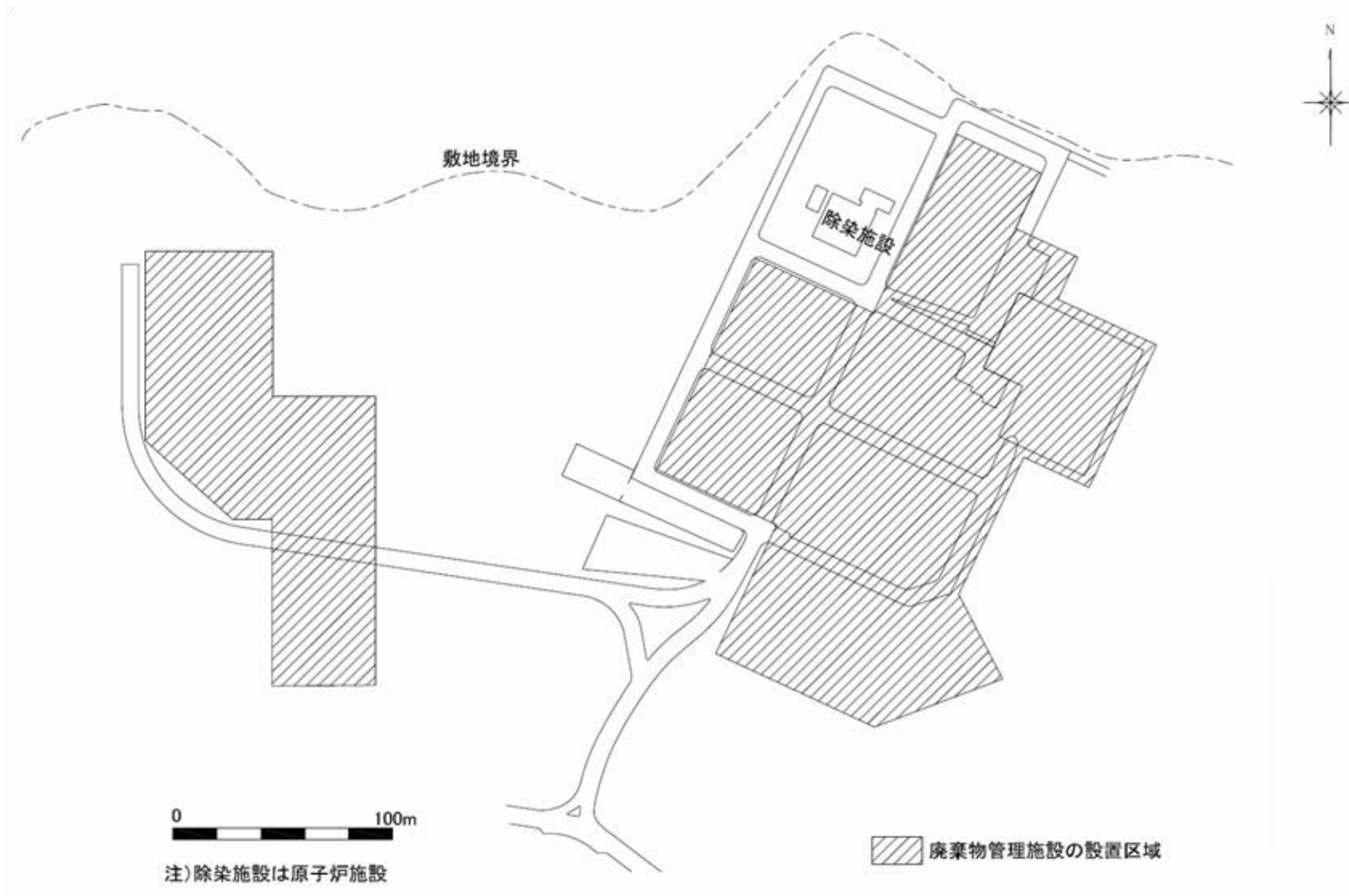


第 4 図 放射線管理施設配置図



第5図 ホットラボ施設配置図





付図 廃棄物管理施設配置図

# 本 文（別冊 3）

五 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

## 目 次

五	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	1
ロ	試験研究用等原子炉施設の一般構造	1
ハ	原子炉本体の構造及び設備	19
ニ	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備	26
ホ	原子炉冷却系統施設の構造及び設備	28
ヘ	計測制御系統施設の構造及び設備	34
ト	放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備	39
チ	放射線管理施設の構造及び設備	41
リ	原子炉格納施設の構造及び設備	42
ヌ	その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備	44
	申請書添付参考図面一覧表	46

## 五 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

原子炉施設は、「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。）、「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」、「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」（以下「試験炉設置許可基準規則」という。）等の国内の法令、規格、基準等の要求を満足する構造とする。さらに、黒鉛構造及び高温構造に関する設計については、「高温ガス炉炉心支持黒鉛構造物の構造設計指針」及び「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」並びに「高温ガス炉第1種機器の高温構造設計指針」に基づき、これを満足する設計とする。

これらの法令、規格、基準等で規定されていないものについては、必要に応じて国外の規格に準拠する。

#### (1) 耐震構造

原子炉施設は、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、機械棟等からなり、原子炉建家には、原子炉、1次冷却設備、2次冷却設備、計測制御設備等を設置し、次の方針に基づき耐震設計を行い、「試験炉設置許可基準規則」に適合する設計とする。

(i) 建物及び構築物は原則として剛構造にする。また、主要な建物・構築物は、想定される地震に対して十分に安全な地盤に支持させる。炉心は、黒鉛ブロックの積層構造であり、剛構造の炉心支持鋼構造物を介して原子炉圧力容器に支持させる。

(ii) 原子炉施設については、その耐震設計上の重要度に応じて適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設計とする。

(iii) 原子炉施設の耐震設計上の重要度を、地震により発生するおそれが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、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、耐震重要度分類を以下のとおり、Sクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。

Sクラス……安全機能を有するもの(以下「安全施設」という。)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。

(iv) 前項のS、B及びCクラスの施設は、建物・構築物については、地震層せん断力係数 $C_i$ に、それぞれ係数3.0、1.5及び1.0を乗じて求められる水平地震力、機器・配管系については、これらを20%増して求められる水平地震力に対して耐える設計とする。

ここに、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。

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、建物・構築物については震度0.3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られる鉛直震度、機器・配管系については、これを20%増した鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は、高さ方向に一定とする。

(v) Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対して安全機能が保持できる設計とする。また、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おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。なお、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

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について、敷地における解放基盤表面における水平成分及び鉛直成分の地震動としてそれぞれ策定する。策定した基準地震動の応答スペクトルを第5.1図から第5.3図に、時刻歴波形を第5.4図から第5.9図に示す。解放基盤表面は、S波速度が0.7 km/s以上であるG.L. - 172.5 mとする。

また、弾性設計用地震動は、基準地震動との応答スペクトルの比率が目安として0.5を下回らないような値で、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(昭和56年7月20日原子力安全委員会決定)」における基準地震動 $S_1$ を踏まえ、工学的判断から基準地震動に係数0.5を乗じて設定する。

なお、Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に2分の1を乗じた地震動によりその影響についての検討を行う。

(vi) 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわない設計とする。波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、事象選定及び影響評価を行う。なお、影響評価においては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

## (2) 耐津波構造

原子炉施設は、高台に設置してあり、津波により重大な影響を受けるおそれがないことから、津波による損傷の防止は設計上考慮しない。

## (3) その他の主要な構造

(i) 原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、次の基本的方針のもとに安全設計を行う。

### a. (外部からの衝撃による損傷の防止)

安全施設は、原子炉施設敷地で予想される自然現象(洪水・降水、風(台風)、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災)又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として原子炉施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計とする。

上記に加え、重要安全施設は、科学的技術的知見を踏まえ、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じる応力をそれぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して、適切に組み合わせる。

また、安全施設は、敷地及びその周辺において想定される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(飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害)に対して安全機能を損なわない設計とする。

想定される自然現象及び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つて人為によるものに対しては、必要に応じて設備と運用による対策を組み合わせた措置を講じることにより、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含める。

b. (原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)

原子炉施設への人の不法な侵入、爆発性又は易燃性の物件の不正な持ち込み、不正アクセス行為等を防止できる設計とする。

c. (火災による損傷の防止)

原子炉施設は、想定される火災によつても、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こと、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。さらに、使用済燃料貯蔵プールにおいては、貯蔵プール冷却機能及び貯蔵プールへの給水機能を維持できる設計とする。

このため、必要に応じて、火災の発生を防止し、火災発生を早期に感知し、消火を行う設備を有し、火災の影響軽減を適切に考慮した設計とする。

また、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計とする。

d. (溢水による損傷の防止等)

安全施設は、原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、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こと、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。さらに、使用済燃料貯蔵プールにおいては、貯蔵プール冷却機能及び貯蔵プールへの給水機能を維持できる設計とする。

また、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備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設計とする。

e. (誤操作の防止)

原子炉施設は、運転員の誤操作を防止する設計とする。

安全施設は、操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもつて同時にもたらされる環境条件及び施設で有意な可能性をもつて同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に設備を操作ができる設計とする。また、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保できる設計とする。

f. (安全避難通路等)

原子炉施設には、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及び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を設けるとともに、設計基準事故対策のため作業が生じた場合に、作業が可能となる照明を設ける。

g. (安全施設)

安全施設は、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、維持し得る設計とする。このうち、重要度が特に高い安全機能を有するものについては、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合を仮定しても所定の安全機能を達成できるよう、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とする。

安全施設の設計条件を設定するに当たっては、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想定される各種の環境条件(圧力、温度、湿度、放射線等)を考慮し、十分に安全側の条件を与えるとともに、必要に応じて、それらの変動時間、繰返し回数等の過渡条件を設定し、材料の疲労、クリープ、劣化等に対しても、十分な余裕をもって、機能を維持できる設計とする。

また、安全施設は、それらの健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

安全施設は、回転機器等の損壊に伴う飛散物により安全性が損なわれない設計とする。

安全施設は、二以上の原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

#### h. (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)

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、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できる設計とする。

設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、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とし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない設計とする。

#### i. (安全保護回路)

安全保護回路は、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(燃料最高温度 1,600℃)を超えないとともに、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設計とする。

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設計とする。

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設計とする。

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、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、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。

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設計とする。

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設計とする。

#### j. (反応度制御系統)

反応度制御系統は、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設計とする。

制御棒を用いる場合にあつては、炉心からの飛び出しを防止する設計とする。

また、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(燃料最高温度 1,600°C)を超えない設計とする。

k. (放射性廃棄物の廃棄施設)

放射性廃棄物の廃棄施設は、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に、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設計とする。

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、及び原子炉施設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設計とする。

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設計とする。

l. (保管廃棄施設)

原子炉施設には、当該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(以下「保管廃棄施設」という。)を設ける。保管廃棄施設は、放射性廃棄物が漏えいし難い設計とする。また、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設計とする。

m. (工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護)

通常運転時、原子炉施設周辺の一般公衆及び放射線業務従事者に対し、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下「線量告示」という。)に定められている線量限度を超える線量を与えない設計とする。また、通常運転時において、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敷地周辺の空間線量率が「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」を参考に、年間 50 マイクログレイ以下となるような設計とする。

n. (放射線からの放射線業務従事者の防護)

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、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、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設計とする。

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、放射線管理に必要な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設計とする。

o. (保安電源設備)

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設計とする。

また、原子炉施設には、非常用電源設備を設ける設計とする。



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設計とする。

p. (実験設備等)

燃料限界照射試料を除く照射試料及び実験設備(以下「実験設備」という。)の損傷その他の異常が発生した場合においても、原子炉の安全性を損なうおそれがない設計とする。また、実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の原子炉に反応度が異常に投入されない設計とする。

実験設備は、放射線又は放射性物質の著しい漏えいが生じることなく、原子炉施設の健全性を確保するために実験設備の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の原子炉の安全上必要なパラメータを中央制御室に表示できる設計とする。

実験設備が設置されている場所は、中央制御室と相互に連絡することができる設計とする。

q. (通信連絡設備等)

設計基準事故が発生した場合、敷地内にいる人に対し、必要な指示ができる通信連絡設備を設けるとともに、原子炉施設内については、中央制御室から指示できる通信連絡設備を設ける設計とする。また、設計基準事故が発生した場合において、原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡は、多重性又は多様性を確保した設計とする。

r. (炉心等)

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、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設計とする。

炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に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(燃料最高温度 1,600°C)を超えない設計とする。

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、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設計とする。

燃料体は、通常運転時における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設計とする。また、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じない設計とする。

s. (外部電源を喪失した場合の対策設備等)

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停止系統及び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る設計とする。

原子炉施設には、必要に応じ、全交流動力電源喪失時に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る設計とする。

t. (試験用燃料体)

燃料限界照射試料は、試験計画の範囲内において、試験用燃料体の健全性を維持できない場合においても、燃料体の性状又は性能に悪影響を与えない設計とする。

燃料限界照射試料は、設計基準事故時において、試験用燃料体が破損した場合においても、原子炉の停止及び冷却に支障のない設計とする。

燃料限界照射試料は、他の系統の機能とあいまって、試験に伴って放出される核分裂生成物を確実、かつ、速やかに検出できる設計とする。

燃料限界照射試料は、輸送中及び取扱中において有意な損傷を生じない設計とする。

u. (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

通常運転時に使用する燃料体、試験用燃料体又は使用済燃料(以下「燃料体等」という。)の取扱施設は、燃料体等を取り扱う能力を有し、燃料体等が臨界に達するおそれがなく、崩壊熱により燃料体等の健全性を損なわず、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、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設計とする。

燃料体等の貯蔵施設は、燃料体等を貯蔵することができる容量を有し、燃料体等が臨界に達するおそれがない設計とする。

使用済燃料の貯蔵施設は、適切な遮蔽能力を有し、燃料体が崩壊熱により健全性を損なわず、燃料体が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できる設計とする。また、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設計とする。

原子炉施設には、燃料取扱場所の放射線量の異常を検知して警報を発することができ、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て警報を発することができる設備を設ける設計とする。

v. (一次冷却系統設備)

1次冷却設備は、破損し、1次冷却材の漏えいが発生せず、適切な冷却能力を有し、原子炉圧力容器内部構造物の変形、破損その他の1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設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐え、冷却材の流出を制限するため隔離装置を有し、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瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有し、原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えいを検出する装置を有する設計とする。

w. (残留熱を除去することができる設備)

原子炉施設には、燃料の許容設計限界(燃料最高温度 1,600°C)を超えないようにし、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉停止時に原子炉圧力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る設計とする。

x. (最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備)

原子炉施設には、原子炉圧力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る設計とする。

y. (計測制御系統施設)

計測制御系統施設は、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ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を、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とともに、想定される範囲内で監視できる設計とする。

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設計とする。

z. (原子炉停止系統)

原子炉停止系統は、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設計とする。

原子炉停止系統のうち制御棒系は、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、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設計とする。

制御棒系は、反応度価値の最も大きな制御棒一対が固着した場合においても、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設計とする。

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に対して原子炉冷却材圧力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、炉心支持構造物又は原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさない設計とする。

原子炉停止系統を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設計とする。

aa. (原子炉制御室等)

中央制御室は、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とともに、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設計とする。

中央制御室は、設計基準事故が発生した場合に原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入り、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中央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設計とする。

中央制御室は、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。

原子炉施設には、火災その他の異常な事態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視

する装置を設ける設計とする。

ab. (監視設備)

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設計とする。

周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定し、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中央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のうち常設のものには、上述のほか、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る設計とする。

ac. (原子炉格納施設)

原子炉格納施設は、通常運転時において、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設計とする。また、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設計とする。

原子炉格納容器バウンダリを構成する設備は、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瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがない設計とする。

原子炉格納容器を貫通する配管には、原則として隔離弁を設ける設計とする。

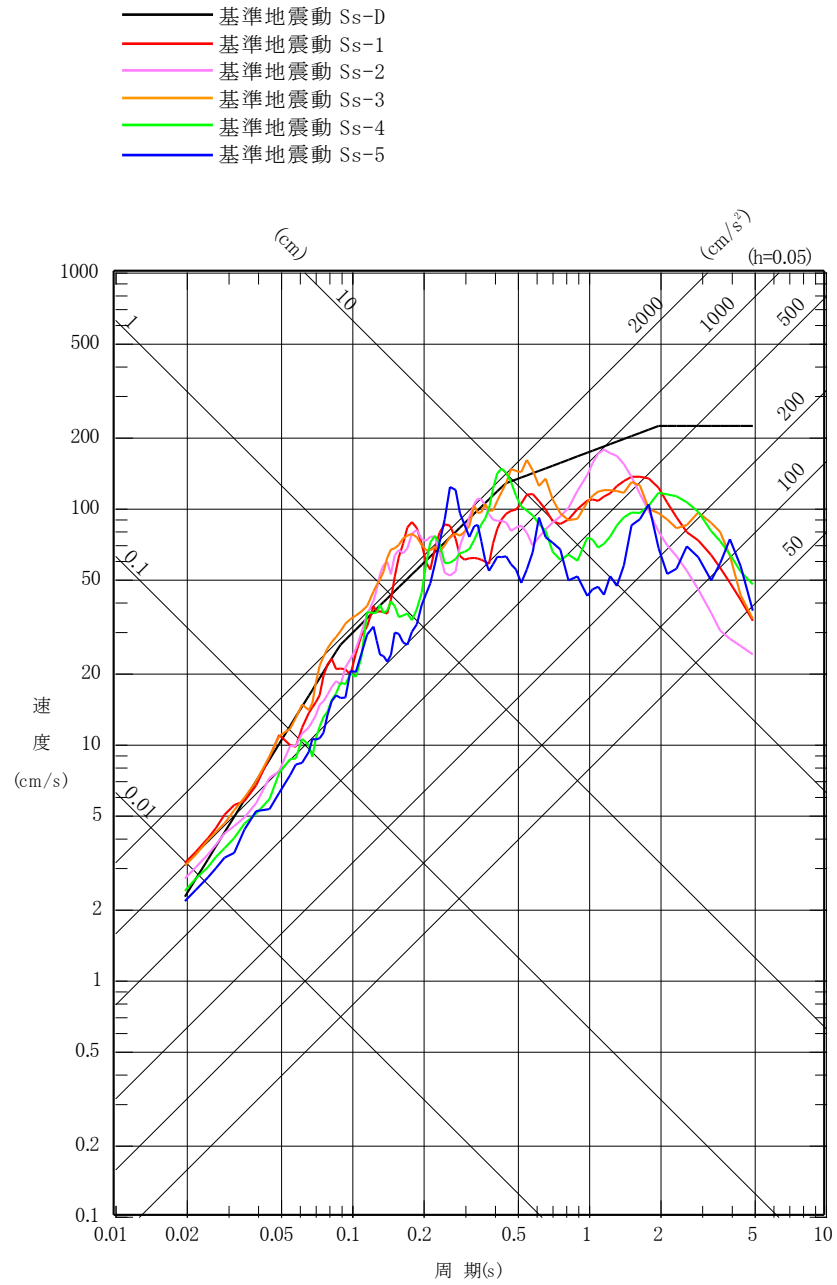
原子炉施設は、設計基準事故時に、原子炉圧力容器内にある黒鉛構造物の酸化により発生する可燃性ガスの燃焼を防止するため、原子炉格納容器内の自由体積を小さくし、酸化に寄与する空気の総量を制限することにより、原子炉格納容器内での可燃性ガス、空気及びヘリウムの濃度割合を制限し、可燃性ガスが燃焼しないようにする。これにより、設計基準事故時に生ずる可燃性ガス及び酸素により原子炉格納容器の健全性を損なうおそれがない設計とする。

原子炉施設には、設計基準事故その他の原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下させる設備を設ける設計とする。

ad. (多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)

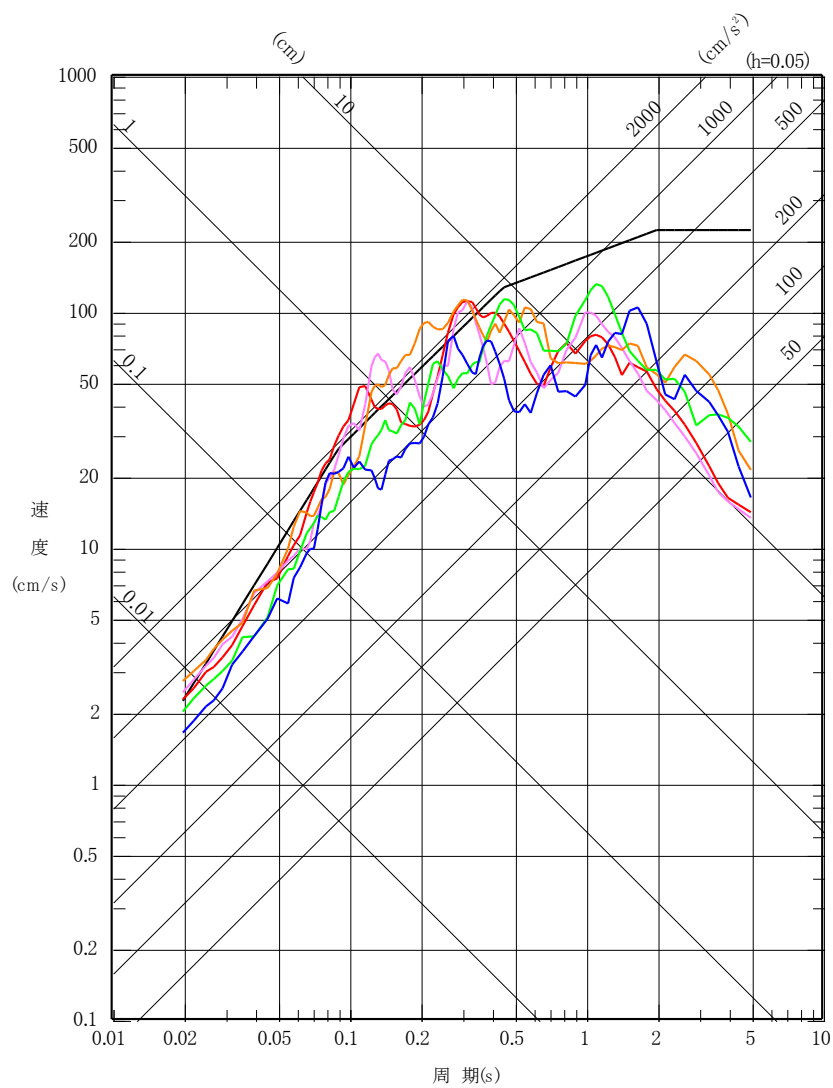
原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

- (ii) 原子炉施設のうち、主要な施設である原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、鉄筋コンクリート造(一部鉄骨造及び鉄骨鉄筋コンクリート造)とする。敷地の整地地面は、標高約 36.5 m とする。



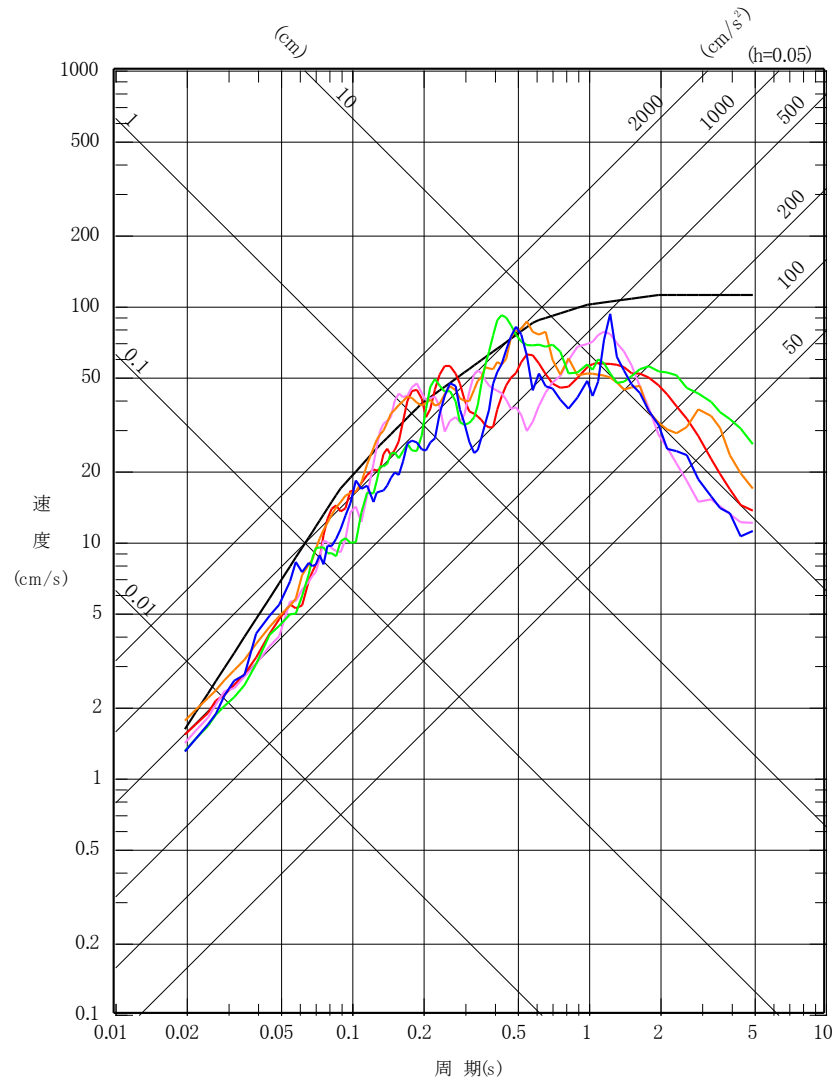
第 5.1 図 基準地震動  $S_s$  の応答スペクトル  
(NS 成分)

- 基準地震動 S<sub>s</sub>-D
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-1
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-2
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-3
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-4
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-5

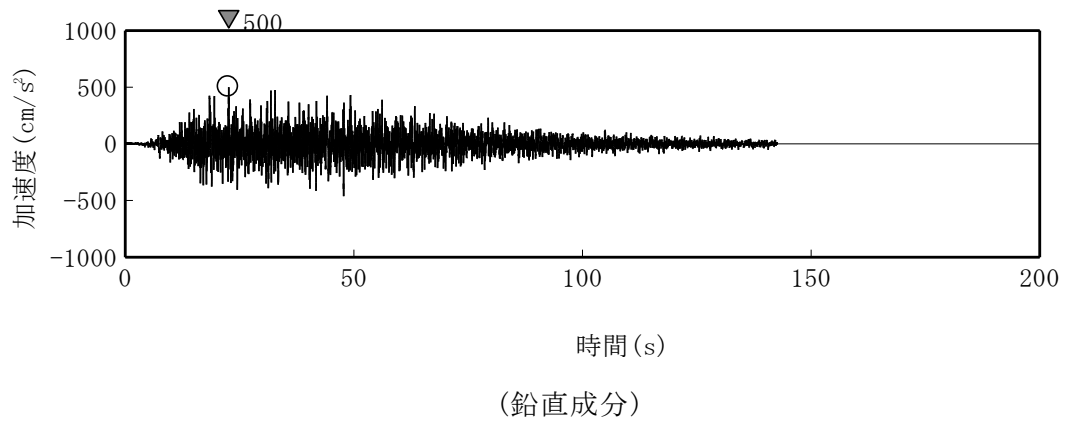
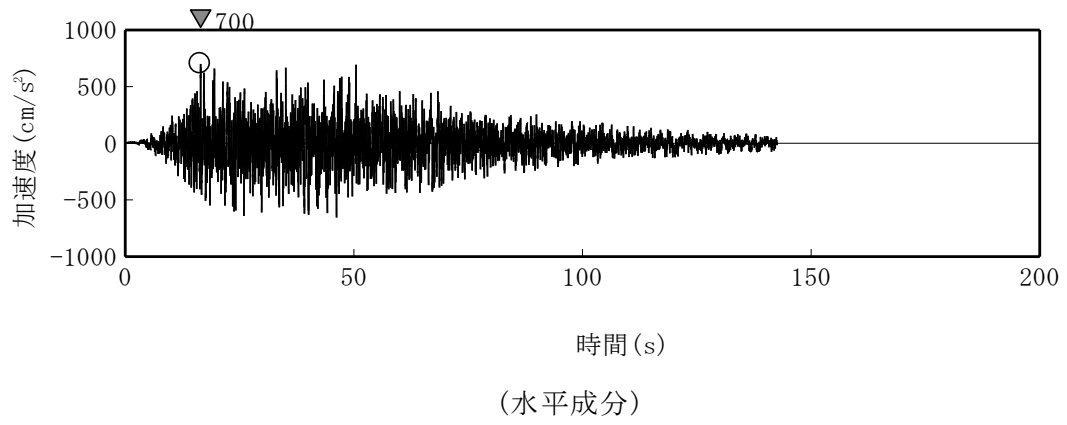


第 5.2 図 基準地震動 S<sub>s</sub> の応答スペクトル  
(EW 成分)

- 基準地震動 S<sub>s</sub>-D
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-1
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-2
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-3
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-4
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-5

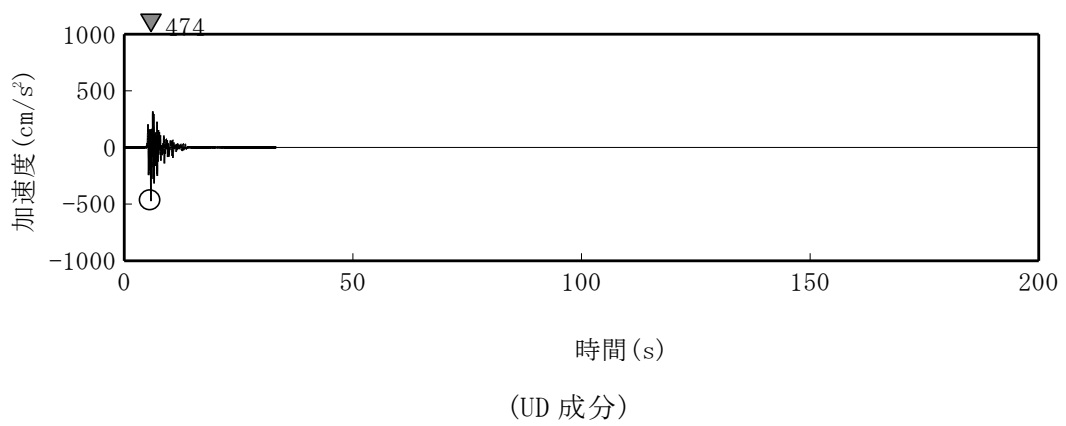
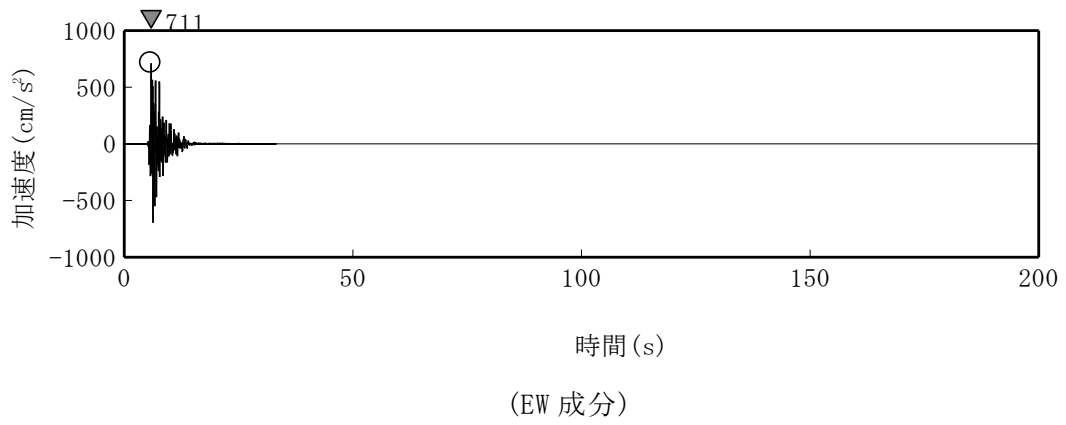
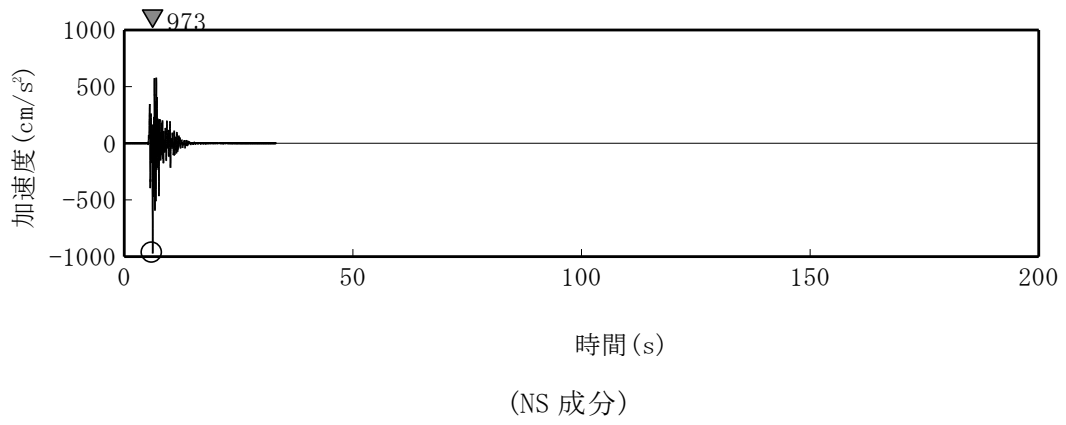


第 5.3 図 基準地震動 S<sub>s</sub> の応答スペクトル  
(UD 成分)

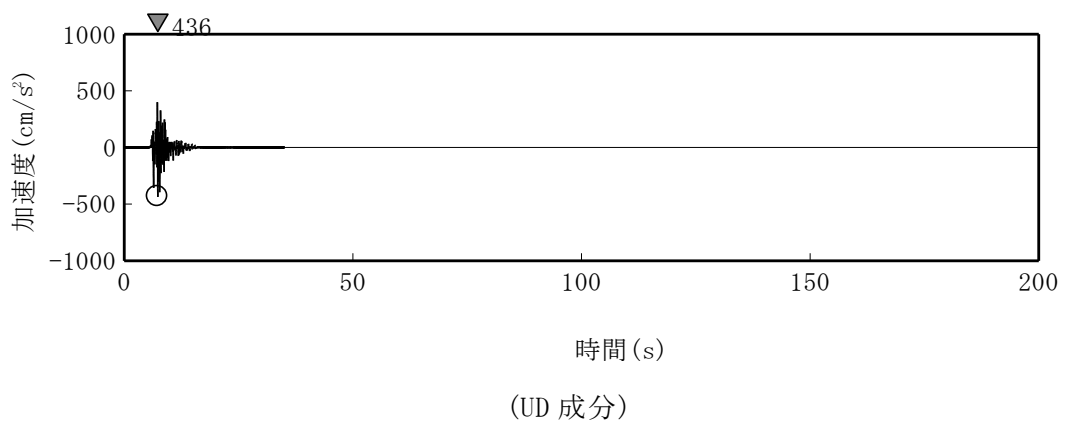
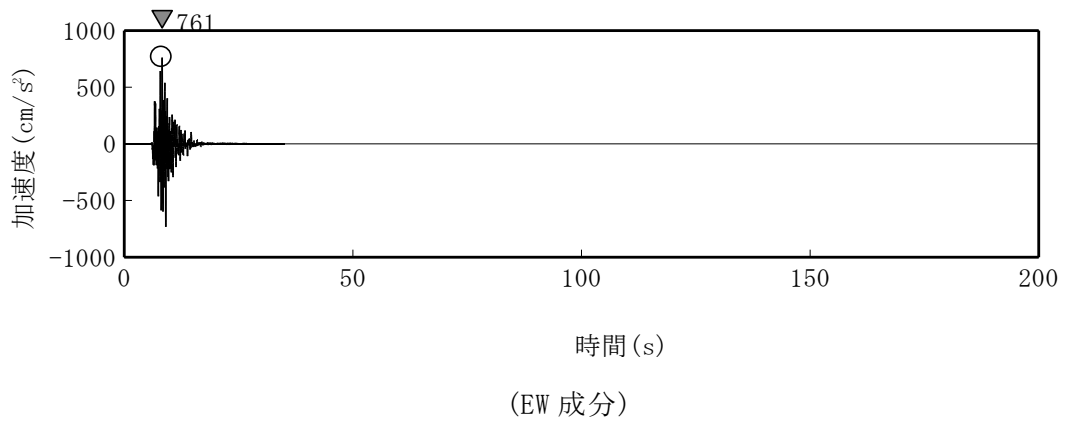
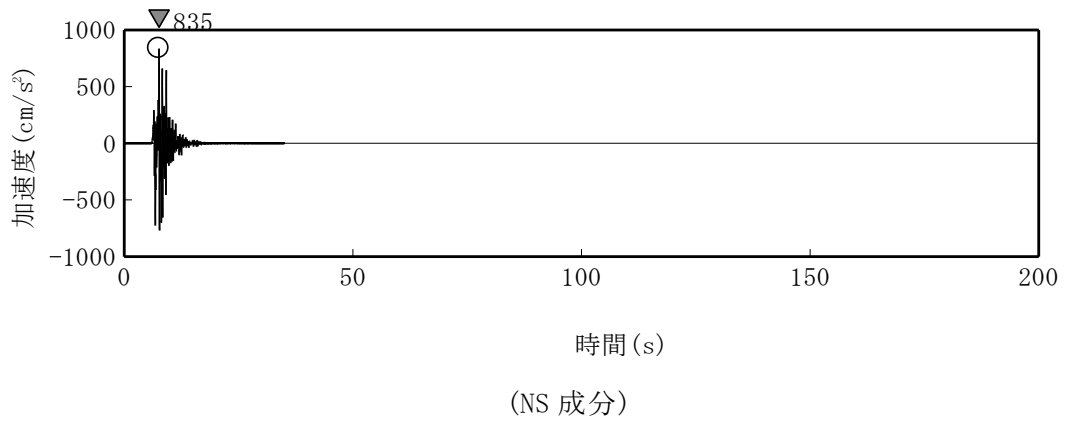


第 5.4 図 基準地震動 S<sub>S</sub>-D の時刻歴波形

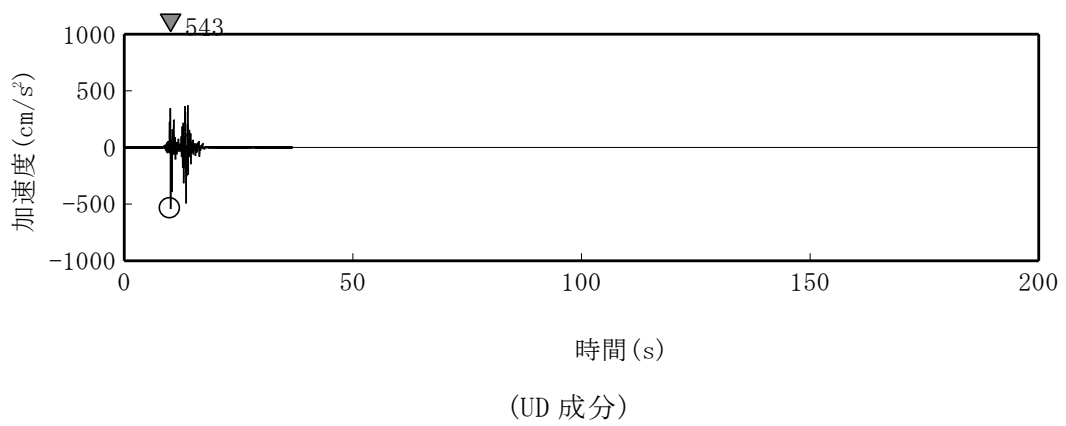
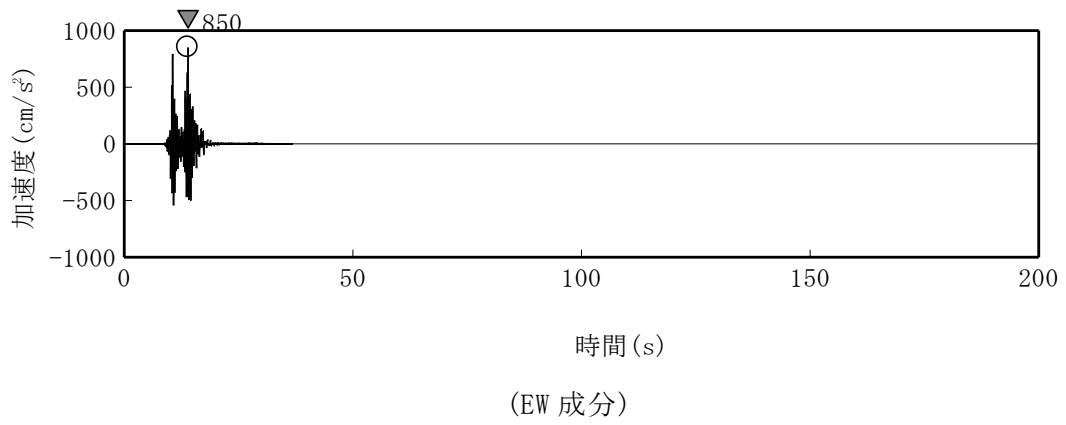
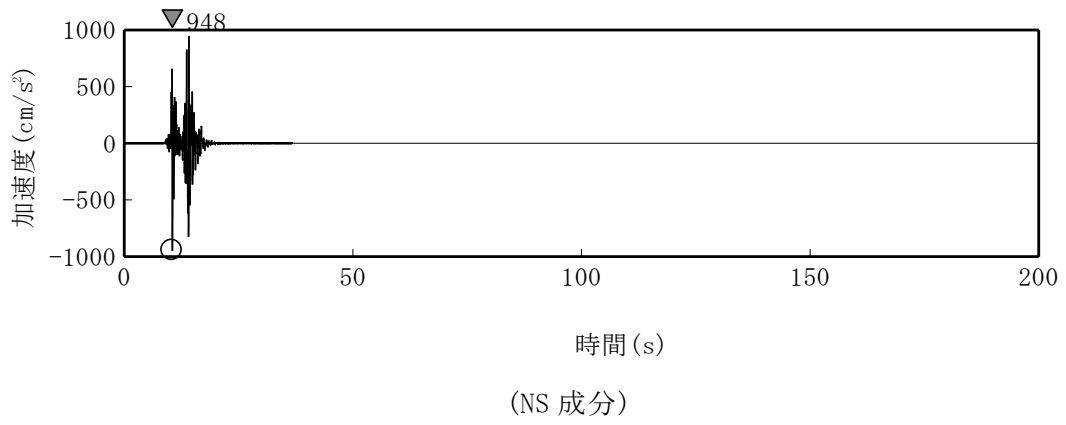




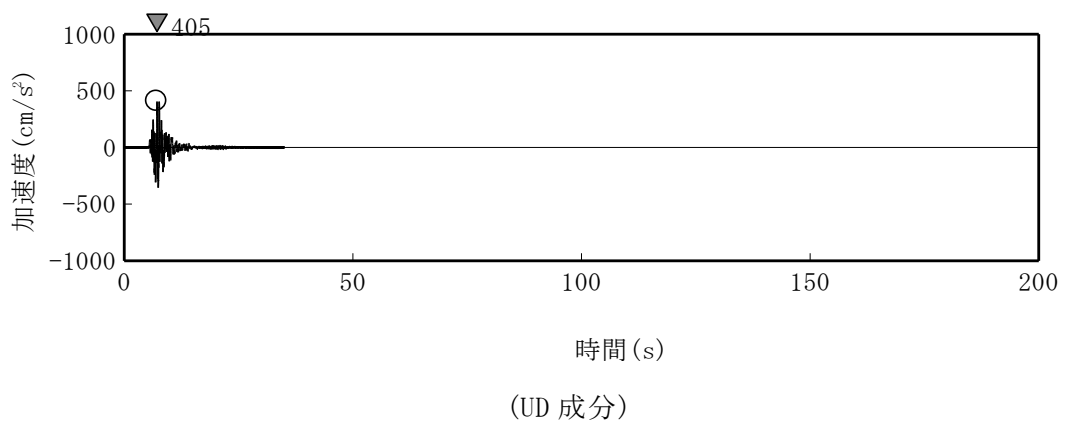
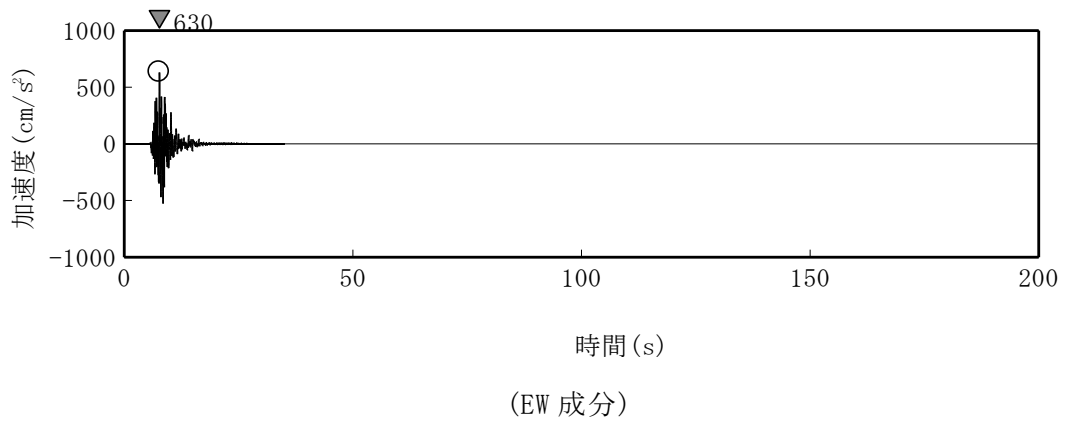
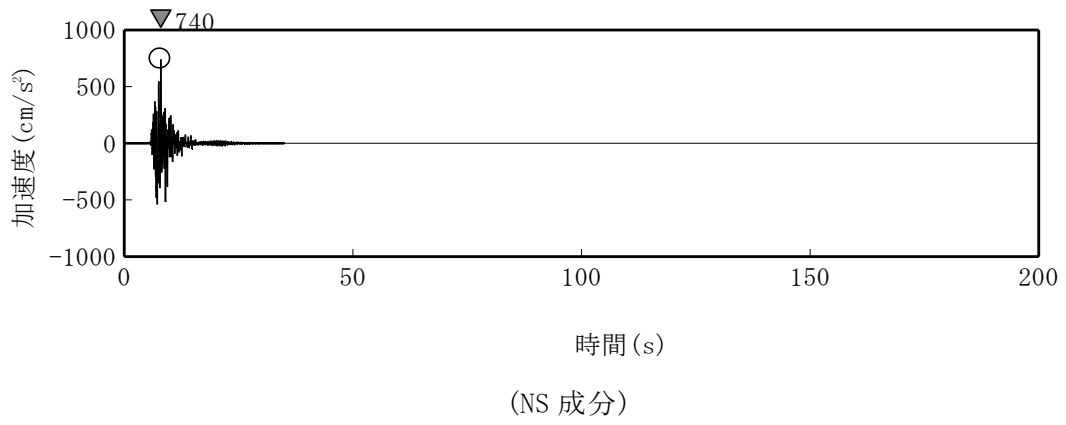
第 5.5 図 基準地震動 S<sub>S</sub>-1 の時刻歴波形



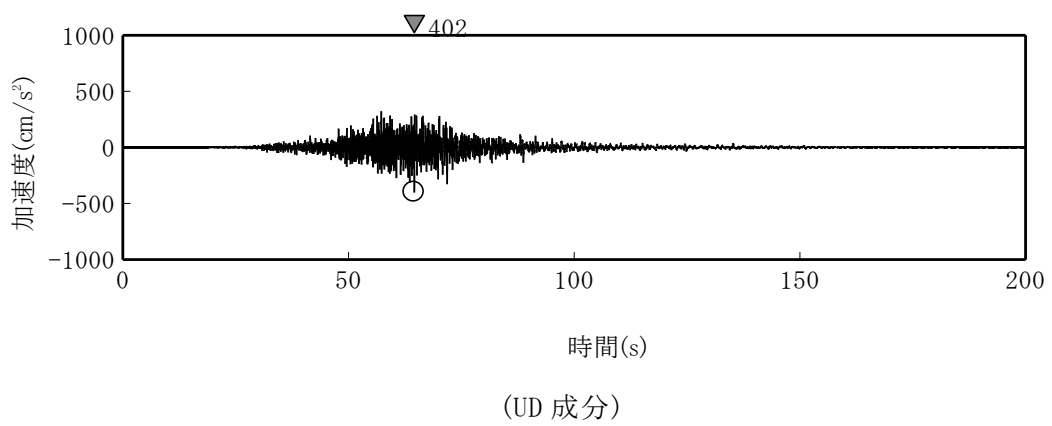
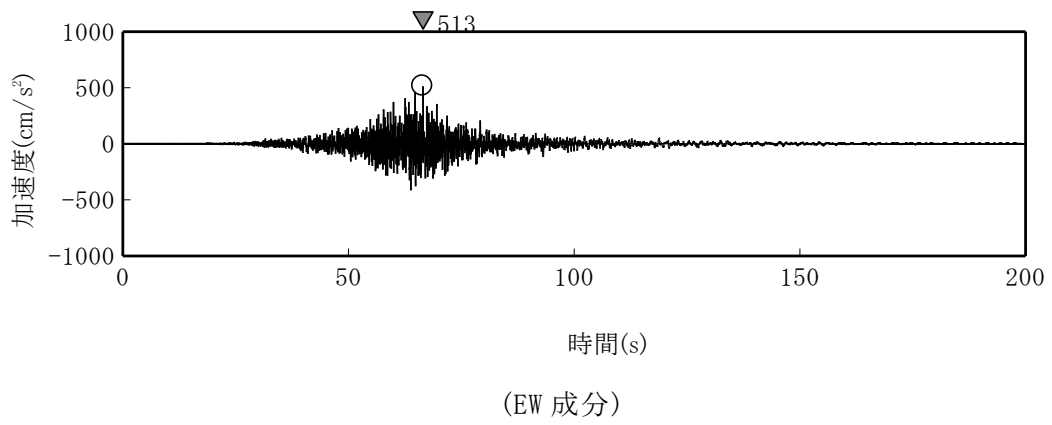
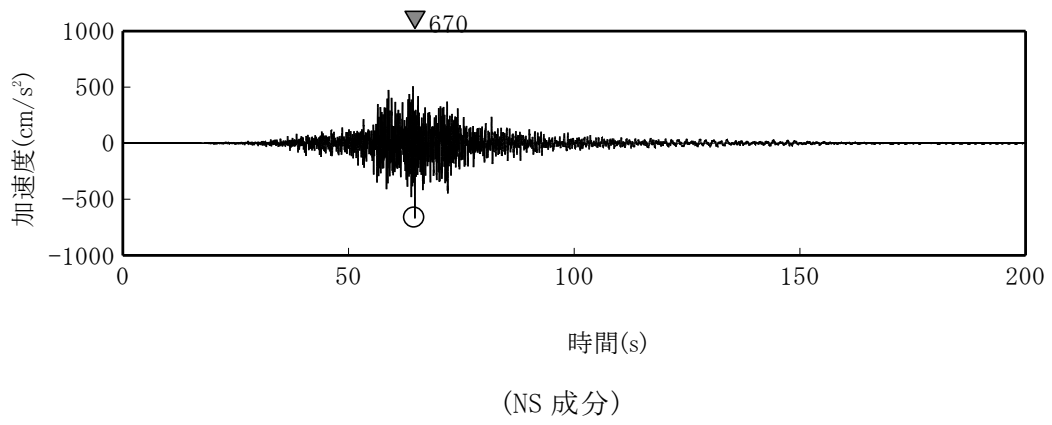
第 5.6 図 基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形



第 5.7 図 基準地震動 Ss-3 の時刻歴波形



第 5.8 図 基準地震動 Ss-4 の時刻歴波形



第 5.9 図 基準地震動 S<sub>S</sub>-5 の時刻歴波形

## ハ 原子炉本体の構造及び設備

原子炉本体は、燃料体、減速材、反射材、制御材、炉内構造物、原子炉容器(原子炉压力容器)等から構成する。

原子炉压力容器の外側には放射線遮へい体を設ける。

### (1) 試験研究用等原子炉の炉心

#### (i) 構造

- a. 炉心は、燃料体、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック等によって構成し、多数の燃料体、制御棒案内ブロック等をほぼ円柱状に積み上げた燃料領域の側部及び上下部を可動反射体ブロック等で囲む。燃料体には、基準炉心を構成するA型燃料体の他、試験燃料体としてA型燃料体の一部と交換して装荷するB型燃料体がある。制御棒は、炉心内に配置した制御棒案内ブロックの挿入孔に挿入する。炉心は、炉内構造物を介して原子炉压力容器で支持する。

1次冷却材であるヘリウムガスは、原子炉压力容器の底部に設けた1次ヘリウムノズルと二重管の内管との間の環状流路から原子炉压力容器内に入り、原子炉压力容器の内壁に沿った流路並びに固定反射体と側部遮へい体の間の流路に分かれて上方向に流れ、炉心上部の空間に至る。その後、ヘリウムガスは、炉心内を下降しながら高温となり、炉心下部の高温プレナムで混合した後、二重管の内管へ送られる。なお、二重管の内管は、1次ヘリウムノズルを通過して高温プレナムまで接続されている。

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、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設計とする。

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、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し得る設計とする。

燃料体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の変化等を考慮してもその健全性を失うことがなく、また輸送及び取扱中において、破損等を生じない設計とする。

- b. 燃料交換は、試験燃料体を除き、原則として全炉心同時取替方式による。

#### c. 主要寸法

炉心(燃料領域)等価直径	約2.3 m
炉心(燃料領域)有効高さ	約2.9 m

#### (ii) 燃料体の最大挿入量

燃料体の個数	150 (うち試験燃料体最大3)
ウラン 235	55 kg(うち試験燃料体最大2kg)
トリウム	11 kg(試験燃料体として装荷)

#### (iii) 主要な核的制限値

- a. 最大過剰反応度 0.165  $\Delta k/k$
- b. 反応度停止余裕 最大反応度効果を有する制御棒1対が全引抜位置のまま挿入できない場合でも、反応度停止余裕は0.01  $\Delta k/k$ 以上とする。
- c. 最大反応度添加率  $2.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$

d. 出力係数

出力係数は、運転モードや燃焼状態等を考慮した全運転範囲において、負になる設計とする。

e. 照射試料の制限

照射物 1 対の挿入による負の最大反応度変化 0.01  $\Delta k/k$

(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時において、被覆燃料粒子被覆層の有意な破損並びに著しい劣化を生じさせないため、次のような通常運転における熱的制限値を設ける。

燃料最高温度 1,495  $^{\circ}\text{C}$

(2) 燃料体

(i) 燃料材の種類

	燃料材の種類	ウラン濃縮度
A 型燃料体	二酸化ウラン	約 3~10 wt% (平均 約 6 wt%)
B 型燃料体		
B-1 型及び	二酸化ウラン	約 5 wt%
B-2 型燃料体		
B-3 型燃料体	ウラン・トリウム混合 酸化物(Th/U 比 約 4)	約 20 wt%

(ii) 被覆材の種類

被覆燃料粒子被覆層	A 型、B-1 型及び B-3 型 熱分解炭素及び炭化けい素
	B-2 型 熱分解炭素及び炭化ジルコニウム

(iii) 燃料要素の構造

a. A 型燃料体燃料要素

A 型燃料体燃料要素は、球形の燃料核を熱分解炭素等で多重被覆した被覆燃料粒子を黒鉛と炭素の混合物中に分散させた燃料コンパクトを黒鉛スリーブに収納し、上端又は両端を端栓で閉じた燃料棒である。

被覆燃料粒子

形 式	4 重被覆型
直 径	約 920 $\mu\text{m}$
燃 料 核	
材 質	二酸化ウラン
直 径	約 600 $\mu\text{m}$
密 度	理論密度の約 95 %
被覆層材質	熱分解炭素及び炭化けい素

燃料コンパクト	
外径／内径	約 26 mm／約 10 mm
高    さ	約 39 mm
粒子充填率	約 30 vol%

燃料棒	
燃料部有効長さ	約 546 mm(燃料コンパクト 14 個)
黒鉛スリーブ厚さ	約 4 mm
外    径	約 34 mm

b. B 型燃料体燃料要素

B 型燃料体燃料要素は、A 型燃料体燃料要素と同一の外形寸法を有する燃料棒であり、B-1 型、B-2 型及び B-3 型燃料体燃料要素の 3 種類がある。B 型燃料体燃料要素は、燃料コンパクトを黒鉛スリーブに収納した A 型燃料体燃料要素と同一構造のものであるが、被覆燃料粒子の仕様の一部が A 型燃料体燃料要素と異なる。

B-1 型及び B-2 型燃料体燃料要素

被覆燃料粒子	
形    式	4 重被覆型
直    径	約 940 $\mu\text{m}$
燃 料 核	
材    質	二酸化ウラン
直    径	約 570 $\mu\text{m}$
密    度	理論密度の約 95 %
被覆層材質	熱分解炭素及び炭化けい素 (B-1 型燃料体) 熱分解炭素及び炭化ジルコニウム (B-2 型燃料体)

燃料コンパクト	
外径／内径	約 26 mm／約 10 mm
高    さ	約 39 mm
粒子充填率	約 35 vol%
燃 料 棒	A 型燃料体燃料要素に同じ

B-3 型燃料体燃料要素

被覆燃料粒子	
形    式	4 重被覆型
直    径	約 830 $\mu\text{m}$
燃 料 核	
材    質	ウラン・トリウム混合酸化物 (Th/U 比 約 4)
直    径	約 500 $\mu\text{m}$



密 度	理論密度の約 95 %
被覆層材質	熱分解炭素及び炭化けい素
燃料コンパクト 及び燃料棒	A 型燃料体燃料要素に同じ

(iv) 燃料集合体の構造

燃料集合体は、燃料棒を六角柱状の黒鉛ブロック内の燃料棒挿入孔に挿入し、1 次冷却材が燃料棒と燃料棒挿入孔の間の環状の冷却材流路を流れる構造(ピン・イン・ブロック型)とする。また、黒鉛ブロック内に、炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体からなる反応度調整材を装荷するための孔を設ける。なお、燃料棒は、燃料棒表面に取り付けたスペーサと黒鉛ブロックの燃料棒挿入孔内に設けた突起とにより支持する。

主要寸法

対面間距離	約 360 mm
高 さ	約 580 mm
燃料棒挿入孔径	約 41 mm
燃料棒本数 (1 燃料体当たり)	33 本(ただし、燃料領域最外周 カラム 31 本)

(v) 最高燃焼度

燃料体平均	33,000 MWd/t
	(高温試験運転のみの場合は)
	16,500 MWd/t
	(B-3 型燃料体は 22,000 MWd/t)

(3) 減速材及び反射材の種類

燃料体の黒鉛ブロック	黒鉛
可動反射体ブロック	黒鉛
制御棒案内ブロック	黒鉛
固定反射体ブロック	黒鉛

(4) 原子炉容器

(i) 構 造

原子炉容器は、半球形の底部を有する圧力容器胴と半球形の圧力容器ふたをボルト締めする鋼製の原子炉圧力容器であり、1 次ヘリウムノズル、補助ヘリウムノズル、制御棒スタンドパイプノズル、照射スタンドパイプノズル等を有する。

原子炉圧力容器は、供用期間中において計画的にその健全性に関する検査を行えるような構造とする。

a. 主要寸法

内 径	約 5.5 m
全 高(内のり)	約 13.2 m

胴部肉厚	約 120 mm	
ふた部肉厚	約 160 mm	
b. 主要材料	低合金鋼	
	( JIS G4109相当品及び )	
	( JIS G3203相当品 )	
c. 主要ノズル取付位置		
1次ヘリウムノズル	圧力容器胴半球鏡部	1箇所
補助ヘリウムノズル	圧力容器胴半球鏡部	1箇所
制御棒スタンドパイプノズル	圧力容器ふた	16箇所
照射スタンドパイプノズル	圧力容器ふた	5箇所
d. 支持方法		
下 部	スカートによる支持	
上 部	スタビライザによる支持	

e. 非延性破壊に対する考慮

原子炉圧力容器は、非延性破壊防止の観点から関連温度を確認し、適切な温度で使用する。  
 なお、中性子照射及び熱時効による破壊じん性の変化を把握するため、原子炉圧力容器内に監視試験片を挿入する。

(ii) 最高使用圧力及び最高使用温度

最高使用圧力	4.7 MPa[gage] (48 kg/cm <sup>2</sup> g)
最高使用温度	440 °C

(5) 放射線遮蔽体の構造

主要な放射線遮蔽体は、原子炉圧力容器周囲を取り囲むコンクリート製の壁、原子炉格納容器外周のコンクリート製の壁及び原子炉格納容器外側のコンクリート製の建家である。  
 原子炉施設周辺の一般公衆及び放射線業務従事者が受けると予想される線量が、「線量告示」に規定される線量限度を十分下回るような遮蔽設計とする。

(6) その他の主要な事項

(i) 燃料体以外の炉心構成要素

a. 制御棒案内ブロック

制御棒案内ブロックは、制御設備としての制御棒及び非常用設備としてのペレット状の炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体(以下「炭化ほう素ペレット」という。)を炉心に挿入するための制御棒挿入孔及び炭化ほう素ペレット落下孔を有する。

形 状	六角柱状ブロック	
寸 法	対面間距離	約 360 mm
	高 さ	約 580 mm 及び約 480 mm
材 質	黒 鉛	

b. 可動反射体ブロック

可動反射体ブロックは、中性子の反射及び減速の機能を有し、燃料領域の周囲に配置する。

形 状	六角柱状ブロック	
寸 法	対面間距離	約 360 mm
	高 さ	約 580 mm 及び約 480 mm
材 質	黒 鉛	

(ii) 炉内構造物

黒鉛ブロックの積層構造である炉心を外側から所定の位置に配置し、炉心重量を支持し、その荷重を原子炉圧力容器に伝えるとともに、原子炉圧力容器内の 1 次冷却材の流量を適正に配分するための流路の形成と、炉心からの中性子漏えい防止、熱遮蔽、放射線遮蔽等のために炉内構造物を設ける。炉内構造物のうち、固定反射体は、炉心からの中性子漏えいを防止するとともに、積層ブロック構造である炉心の水平方向の変位を拘束して、炉心を所定の位置に配置する。炉心拘束機構は、固定反射体ブロックを周方向に緊縛して、ブロック隙間を流れる 1 次冷却材の漏れ流れを抑制するとともに、固定反射体の地震時等における水平方向の変位を拘束する。炉心の下部に配置する高温プレナムブロック、サポートポスト、炉床部断熱層、炉心支持板、炉心支持格子等は、炉心を支持し、その荷重を原子炉圧力容器へ伝えるとともに、1 次冷却材の流路を形成する。固定反射体の外側に配置する側部遮へい体ブロック及び炉心の上部に配置する上部遮へい体ブロックは、炉心からの放射線を遮蔽するとともに、1 次冷却材の流路を形成する。

a. 固定反射体ブロック

形 状	多角形柱状ブロック
高 さ	約 900 mm～約 1,250 mm
材 質	黒 鉛

b. 高温プレナムブロック

形 状	六角柱状ブロック(シール用ブロック とキー結合用ブロックの積層構成)
対面間距離	約 950 mm
積層高さ	約 900 mm
材 質	黒 鉛

c. サポートポスト

形 状	両端球面円柱
直 径	約 150 mm
高 さ	約 600 mm
材 質	黒 鉛

d. 炉床部断熱層

形 状	六角柱状ブロック(黒鉛ブロックと炭 素ブロックの積層構成)
対面間距離	約 950 mm

	積層高さ	約 1.15 m
	材 質	黒鉛及び炭素
e.	炉心支持板	
	形 状	多角形プレート組合せ板
	外 径	約 4.8 m
	厚 さ	約 90 mm
	主要材質	低合金鋼及びオーステナイト系 ステンレス鋼
f.	炉心支持格子	
	形 状	円筒胴と菱形格子状梁組合せ構造
	外 径	約 4.7 m
	高 さ	約 1.0 m
	主要材質	低合金鋼
g.	炉心拘束機構	
	形 状	異種金属組合せ連結バンド
	バンド外径	約 190 mm
	主要材質	オーステナイト系ステンレス鋼 及び低合金鋼
h.	側部遮へい体ブロック	
	形 状	台形平板
	厚 さ	約 90 mm
	高 さ	約 900 mm～約 1,200 mm
	主要材質	
	外 枠	オーステナイト系ステンレス鋼
	中性子吸収体	炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体
i.	上部遮へい体ブロック	
	形 状	六角柱状ブロック
	対面間距離	約 360 mm
	高 さ	約 300 mm
	主要材質	
	外 枠	オーステナイト系ステンレス鋼又は 低合金鋼
	中性子吸収体	炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体

## 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(燃料取扱設備)は、次のものを設け、安全に燃料の取扱いができる構造とする。

燃料交換機 一式

燃料出入機 一式

燃料交換機は、気密構造で放射線の遮蔽機能を有し、燃料体等の炉心への挿入、取出しを行う。燃料出入機は、気密構造で放射線の遮蔽機能を有し、原子炉建家と使用済燃料貯蔵建家との間において、使用済燃料体等の移送を行う。なお、使用済燃料貯蔵設備と使用済燃料検査設備との間の移送も燃料出入機で行う。

燃料交換機及び燃料出入機は、いかなる操作状況にあっても臨界に達することのないよう、一度に取り扱う燃料体数を制限する構造とする。また、燃料体等の取扱中における落下を防止できる設計とする。

(ii) 新燃料は、原子炉建家内の新燃料貯蔵設備から、燃料交換機により原子炉へ装荷する。

(iii) 使用済燃料は、燃料交換機により原子炉建家の使用済燃料貯蔵設備に移送し、その後、燃料出入機により使用済燃料貯蔵建家内へ移送する。

(iv) 燃料交換は、原子炉停止時に、原子炉格納容器の燃料交換ハッチを取り外し、燃料交換機により圧力容器ふたに取り付けた制御棒スタンドパイプを通して行う。

### (2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

#### (i) 新燃料貯蔵設備

##### a. 構造

新燃料貯蔵設備は、原子炉建家内に設置する。新燃料は、新燃料貯蔵設備の貯蔵ラックに挿入して貯蔵するが、想定されるいかなる状態においても臨界に達することのない構造とする。なお、新燃料貯蔵設備には、未照射の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、核燃料物質を含む照射試料等も貯蔵する。

b. 貯蔵能力 燃料体 約 1.5 炉心相当分

#### (ii) 使用済燃料貯蔵設備

##### a. 構造

使用済燃料貯蔵設備は、原子炉建家内及び使用済燃料貯蔵建家内に設置する。使用済燃料は、原子炉建家内においては十分な放射線遮蔽能力を有する貯蔵プール内の貯蔵ラックに、使用済燃料貯蔵建家内においては十分な放射線遮蔽能力を有する貯蔵セル内の貯蔵ラックに挿入して貯蔵するが、想定されるいかなる状態においても臨界に達することのない構造とする。原子炉から取り出した使用済燃料は、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備に一時貯蔵した後、使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備に移送し、貯蔵保管する。

使用済燃料からの崩壊熱の除去は、原子炉建家内にあつては水冷、使用済燃料貯蔵建家内にあつては空冷により行う。原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備には、プール水の冷却及び浄化を行うためのプール水冷却浄化設備を設ける。なお、使用済燃料貯蔵設備には、照射後の可動

反射体ブロック、制御棒案内ブロック、核燃料物質を含む照射試料等も貯蔵する。

原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールは、冷却水の水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設計とする。また、取扱場所周辺の放射線量、貯蔵プール水の温度を監視し、異常を検知した場合には、中央制御室に警報を発する設計とする。

使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備では、崩壊熱は、貯蔵セル内の空気に伝えられるので、雰囲気温度を現場で監視し、異常を検知した場合には、中央制御室に警報を発する設計とする。

b. 貯蔵能力

原子炉建家内	燃料体	約 2 炉心相当分
使用済燃料貯蔵建家内	燃料体	約 10 炉心相当分

## ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

### (1) 一次冷却設備

#### (i) 冷却材の種類

ヘリウムガス

#### (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

1次冷却設備は、中間熱交換器と1次加圧水冷却器の2種類の熱交換器を並列に有しており、1次ヘリウム循環機、1次ヘリウム配管等とともに、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する。中間熱交換器及び1次加圧水冷却器の胴は、二重胴構造とし、外胴と内胴との間の環状流路には、原子炉圧力容器に環流する低温の1次冷却材を流す。1次ヘリウム配管には、二重管と単管がある。二重管は、外管と内管の同心構造で、原子炉圧力容器と中間熱交換器並びに1次加圧水冷却器とを接続する。炉心から出る高温の1次冷却材は内管内を通り、原子炉圧力容器へ戻る低温の1次冷却材は内管と外管との管の環状流路を通る。内管の内側には断熱材を設置し、断熱材の表面をニッケル基耐食耐熱超合金のライナで覆う。単管は、中間熱交換器並びに1次加圧水冷却器とそれぞれの1次ヘリウム循環機とを接続する。中間熱交換器においては2次冷却材であるヘリウムガス、1次加圧水冷却器においては2次冷却材である加圧水と熱交換した低温の1次冷却材の流路となる。1次冷却設備は、中間熱交換器と1次加圧水冷却器を同時に使用する並列運転と、1次加圧水冷却器のみを使用する単独運転が可能とする。

並列運転の場合は、炉心で加熱された1次冷却材は、1次ヘリウム配管を通り、分岐して、中間熱交換器及び1次加圧水冷却器に入る。中間熱交換器及び1次加圧水冷却器に入った1次冷却材は、それぞれの2次冷却材と熱交換され、それぞれの1次ヘリウム循環機によって昇圧されて分岐部で合流し、原子炉圧力容器に環流する。

単独運転の場合は、炉心で加熱された1次冷却材は、1次ヘリウム配管を通り、1次加圧水冷却器に入り、2次冷却材と熱交換を行い、1次ヘリウム循環機によって昇圧され、原子炉圧力容器に環流する。

原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過度変化時及び設計基準事故時において、その健全性を確保できる設計とする。また、原子炉冷却材圧力バウンダリから冷却材の漏えいがあった場合は、その漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できる設計とする。

#### a. 中間熱交換器

形 式	たて置ヘリカルコイル型
基 数	1
容 量	約 10 MW
主要材料	
胴 部	低合金鋼
伝 熱 管	ニッケル基耐食耐熱超合金
主要寸法	
胴 外 径	約 2.0 m
全 高	約 10 m
伝熱管(外径/肉厚)	約 31.8 mm/約 3.5 mm

b. 1次加圧水冷却器

形 式	たて置U字管型
基 数	1
容 量	約 30 MW/約 20 MW(切替方式)
主要材料	
胴 部	低合金鋼
伝 熱 管	オーステナイト系ステンレス鋼
主要寸法	
胴 外 径	約 2.1 m
全 高	約 7.1 m
伝熱管(外径/肉厚)	約 25.4 mm/約 2.6 mm

c. 1次ヘリウム循環機

形 式	たて型遠心式動圧ガス軸受型
台 数	4 (中間熱交換器用 1) 1次加圧水冷却器用 3)
容 量	約 15 t/h/台

d. 1次ヘリウム配管

形 式	二重管	単管
主要材料	低合金鋼	低合金鋼
外 径	約 860 mm(外管) 約 660 mm(内管)	約 270 mm及び 約 510 mm

(iii) 冷却材の温度及び圧力

原子炉圧力容器出口に

おける1次冷却材温度	定格運転時は約 850 °C (高温試験運転時は約 950 °C)
------------	--------------------------------------

原子炉圧力容器入口に

おける1次冷却材温度	約 395 °C
1次冷却材圧力	約 3.9 MPa[gage](約 40 kg/cm <sup>2</sup> g)

(2) 二次冷却設備

2次冷却設備には、中間熱交換器の2次側の冷却系である2次ヘリウム冷却設備並びに1次加圧水冷却器の2次側の冷却系である加圧水冷却設備がある。

2次ヘリウム冷却設備の除熱は、2次加圧水冷却器を介して加圧水冷却設備で行う。加圧水冷却設備に伝えられた熱は、加圧水空気冷却器により大気へ放散する。

(i) 冷却材の種類

ヘリウムガス及び軽水

(ii) 主要な機器の個数及び構造

a. 2次ヘリウム冷却設備



2次ヘリウム冷却設備は、2次加圧水冷却器、2次ヘリウム循環機、2次ヘリウム配管等で構成し、閉回路の1ループである。

2次冷却材(ヘリウムガス)は、中間熱交換器において1次冷却材と熱交換した後、2次ヘリウム配管を通り、2次加圧水冷却器に入る。2次加圧水冷却器に入った2次冷却材は、加圧水(軽水)と熱交換を行い、2次ヘリウム循環機を経て再び中間熱交換器に環流する。

#### 2次加圧水冷却器

形 式	たて置U字管型
基 数	1
容 量	約 10 MW
主要材料	
胴 部	低合金鋼
伝 熱 管	オーステナイト系ステンレス鋼
主要寸法	
胴 外 径	約 1.4 m
全 高	約 5.4 m

#### 2次ヘリウム循環機

形 式	たて型遠心式動圧ガス軸受型
台 数	1
容 量	約 15 t/h

#### 2次ヘリウム配管

形 式	二重管	単管
主要材料	低合金鋼	低合金鋼
外 径	約 610 mm(外管)	約 270 mm
	約 460 mm(内管)	

#### b. 加圧水冷却設備

加圧水冷却設備は、加圧水空気冷却器、加圧水循環ポンプ、配管等で構成し、閉回路の1ループである。

1次加圧水冷却器あるいは2次加圧水冷却器で加熱された加圧水は、合流して加圧水空気冷却器に入る。加圧水空気冷却器に入った加圧水は、大気に熱を放散した後、加圧水循環ポンプで昇圧され、加圧水配管を通り分岐して、1次加圧水冷却器及び2次加圧水冷却器に環流する。

#### 加圧水空気冷却器

形 式	フィン付管型
基 数	1
容 量	約 30 MW
主要材料	炭素鋼

#### 加圧水循環ポンプ

形 式	横置遠心式
台 数	2(1台は予備)

流 量 約 630 t/h/台

(iii) 冷却材の温度及び圧力

a. 2次ヘリウム冷却設備

2次加圧水冷却器入口における

2次冷却材(ヘリウムガス)温度 定格運転時は約 775 °C  
(高温試験運転時は約 860 °C)

2次加圧水冷却器出口における

2次冷却材(ヘリウムガス)温度 約 300°C

2次冷却材圧力

約 4.0 MPa[gage] (約 41kg/cm<sup>2</sup> g)

b. 加圧水冷却設備

加圧水空気冷却器入口における加圧水温度 約 190 °C

加圧水空気冷却器出口における加圧水温度 約 150 °C

加圧水圧力

約 3.4 MPa[gage] (約 35kg/cm<sup>2</sup> g)

(3) 非常用冷却設備

異常状態時における原子炉の冷却は、(4)(i)で述べる補助冷却設備及び炉容器冷却設備によって行う。

補助冷却設備は、強制循環による炉心冷却が可能な異常状態時において、また、炉容器冷却設備は、補助冷却設備による炉心冷却が期待できない異常状態時において、原子炉から崩壊熱及びその他の残留熱を除去する。

(4) その他の主要な事項

(i) 残留熱除去設備

残留熱除去設備は、1次冷却設備、2次冷却設備並びに工学的安全施設の一部である補助冷却設備及び炉容器冷却設備で構成する。

1次冷却設備及び2次冷却設備は、通常の停止時において崩壊熱及びその他の残留熱を除去し、加圧水空気冷却器を介して大気に放散する。

補助冷却設備は、補助ヘリウム冷却系及び補助冷却水系で構成し、異常状態時等において、強制循環による炉心の冷却が可能な場合に起動して崩壊熱及びその他の残留熱を除去し、補助冷却水空気冷却器を介して大気に放散する。なお、通常運転時には、補助ヘリウム冷却系は1次ヘリウム純化設備に流す1次冷却材で予熱を行い、補助冷却水系は待機運転を行う。

炉容器冷却設備は、1次冷却設備又は補助ヘリウム冷却系の二重管の内管及び外管の同時破断、内管の破断等の設計基準事故時のように、補助冷却設備による炉心の冷却が期待できない場合、原子炉圧力容器を取り囲む1次側部遮へい体等の表面に設けた水冷管パネルにより、崩壊熱及びその他の残留熱を除去し、補機冷却水設備の冷却塔を介して大気に放散する。なお、炉容器冷却設備は、1次側部遮へい体等を冷却するために、通常運転時においても運転する。

a. 補助冷却設備

(a) 補助ヘリウム冷却系

補助冷却器	
形 式	たて置U字管型
基 数	1
容 量	約 3.5 MW
主要材料	
胴 部	低合金鋼
伝 熱 管	オーステナイト系ステンレス鋼
主要寸法	
胴 外 径	約 1.1 m
全 高	約 5.2 m
補助ヘリウム循環機	
形 式	たて型遠心式動圧ガス軸受型
台 数	2
容 量	約 3.0 t/h/台
(b) 補助冷却水系	
補助冷却水空気冷却器	
形 式	フィン付管型
基 数	1
容 量	約 3.5 MW
主要材料	
補助冷却水循環ポンプ	
形 式	横置遠心式
台 数	2
流 量	約 60 t/h/台
b. 炉容器冷却設備	
水冷管パネル	
系 統 数	2
主要材料	
冷却器	
形 式	横置U字管型
基 数	1/系統
容 量	約 0.3 MW/基
主要材料	
循環ポンプ	
形 式	横置遠心式
台 数	2/系統(1台は予備)
流 量	約 90 t/h/台

(ii) 1次ヘリウム純化設備

1次ヘリウム純化設備は、1次冷却材中の化学的不純物及び放射性物質の濃度を低減する設備である。1次ヘリウム純化設備は、補助冷却器から1次冷却材の一部を抜き出し、不純物を除去した後、補助冷却器と原子炉圧力容器の制御棒スタンドパイプへ戻す。

ヘリウム流量 約 200 kg/h

(iii) 2次ヘリウム純化設備

2次ヘリウム純化設備は、2次冷却材(ヘリウムガス)中の化学的不純物濃度を低減する設備である。2次ヘリウム純化設備は、2次加圧水冷却器から2次冷却材の一部を抜き出し、不純物を除去した後、2次加圧水冷却器へ戻す。

(iv) 1次ヘリウム貯蔵供給設備

1次ヘリウム貯蔵供給設備は、貯蔵タンク、供給タンク、ヘリウム移送圧縮機等から構成し、通常運転時に1次冷却材の圧力を所定の値に維持するために、1次冷却材を供給及び貯蔵する。

(v) 2次ヘリウム貯蔵供給設備

2次ヘリウム貯蔵供給設備は、貯蔵タンク、供給タンク、ヘリウム移送圧縮機等から構成し、通常運転時に2次冷却材(ヘリウムガス)の圧力を所定の値に維持するために、2次冷却材を供給及び貯蔵する。

## 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

原子炉圧力容器内及び1次側部遮へい体内面に設置する中性子束検出器により、次の2領域に分けて中性子束を測定する。

広 領 域	核分裂計数管	3チャンネル
出力領域	電離箱	3チャンネル

#### (ii) その他の主要な計装の種類

原子炉施設の計測制御のために、1次冷却材の圧力、流量、温度及び放射能並びに2次冷却材の圧力、流量等の計測装置を設ける。

また、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ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、想定される範囲内で制御及び監視できる設計とする。

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設計とする。

### (2) 安全保護回路

安全保護回路は、原子炉停止系統を作動させる回路及び工学的安全施設を作動させる回路で構成する。安全保護回路は、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(燃料最高温度1,600℃)を超えないとともに、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設計とする。

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設計とする。

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設計とする。

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、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、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。

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設計とする。

#### (i) 原子炉停止回路の種類

原子炉停止系統を作動させる回路(原子炉保護設備)は、次に示す信号により原子炉をスクラムさせる回路であり、「2 out of 3」方式の論理回路で構成する。また、循環機3台停止試験及び炉容器冷却設備停止試験においては、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」及び「炉心差圧低」の信号についてあらかじめ定めた試験継続時間後にスクラム信号を発信させる回路を設ける。

広領域中性子束高  
 出力領域中性子束高  
 制御棒位置偏差大  
 中間熱交換器 1 次冷却材流量低  
 1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低  
 1 次冷却材放射能高  
 原子炉出口冷却材温度高  
 中間熱交換器出口 1 次冷却材温度高  
 1 次加圧水冷却器出口ヘリウム温度高  
 炉心差圧低  
 1 次加圧水冷却器加圧水流量低  
 1 次冷却材・加圧水差圧高  
 1 次冷却材・加圧水差圧低  
 1 次・2 次ヘリウム差圧大  
 2 次ヘリウム流量低  
 地震加速度大

なお、手動操作で原子炉をスクラムさせることができる。

(ii) その他の主要な安全保護回路の種類

安全保護回路として、次の工学的安全施設を作動させる回路(工学的安全施設作動設備)を設ける。

- a. 原子炉格納容器内圧力高、原子炉格納容器内放射能高、1 次冷却材・加圧水差圧低、1 次ヘリウム純化設備流量高、サービスエリア放射能高のいずれかの信号により、原子炉格納容器を隔離し、非常用空気浄化設備を起動する回路
- b. スクラム信号により補助冷却設備を起動する回路
- c. 1 次冷却材・補助冷却水差圧低信号により、補助冷却器の隔離弁、1 次ヘリウム純化設備の隔離弁を閉鎖する回路

(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、制御棒の位置調整により行う。この制御方式に加えて、過剰反応度を抑制するため反応度調整材を使用する。

a. 制御棒

- |               |                               |
|---------------|-------------------------------|
| (a) 個 数       | 16 対(32 本)                    |
|               | (中央カラムを使用する<br>照射試験時は15対とする。) |
| (b) 中性子吸収材の種類 | 炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体              |
| (c) 構 造       |                               |

制御棒は、中性子吸収材を内蔵した二重円筒ベント型の制御棒要素を 1 本の連結棒に 10 個

取り付けたものであり、その最下部にショックアブソーバを設けている。制御棒の有効長さは、約 3.1 m である。制御棒要素の被覆管材料は、耐食耐熱超合金である。制御棒は、2 本を 1 対として、炉心全体にわたり一様に配置する。

b. 反応度調整材

- |               |                   |
|---------------|-------------------|
| (a) 装荷孔数      | 3 孔以下(燃料体 1 体当たり) |
| (b) 中性子吸収材の種類 | 炭化ほう素と黒鉛の焼成体      |

(ii) 制御材駆動設備の個数及び構造

制御材駆動設備の個数及び構造等は、次のとおりである。

- |        |                               |
|--------|-------------------------------|
| a. 個 数 | 16 基                          |
|        | (中央カラムを使用する<br>照射試験時は15基とする。) |

b. 構 造

制御棒駆動装置は、電動機、減速機構、電磁クラッチ、调速機構、ワイヤロープの巻取機構、位置検出機構等から構成され、電動機により減速機構、電磁クラッチ、巻取機構等を介してワイヤロープを巻き上げ、巻き下げることにより、制御棒を駆動する構造である。また、電動機の駆動トルクにより、制御棒の位置を保持する。

原子炉スクラム時は、スクラム信号により電磁クラッチを切離し、调速機構により落下速度を一定に保持し、制御棒を炉心内に重力で落下挿入する。

- |         |             |
|---------|-------------|
| c. 取付箇所 | 制御棒スタンドパイプ内 |
|---------|-------------|

d. 駆動方式

- |          |             |
|----------|-------------|
| 通常運転時    | ワイヤロープ巻取り駆動 |
| 原子炉スクラム時 | 重力による落下     |

e. 挿入時間及び駆動速度

- |              |                       |
|--------------|-----------------------|
| 原子炉スクラム時挿入時間 | 12 秒以下(原子炉スクラムしゃ断器開後) |
|--------------|-----------------------|

(制御棒要素下端部が炉心  
有効長さの80%挿入され  
るまでの時間)

- |         |                        |
|---------|------------------------|
| 通常時駆動速度 | 約 1 mm/s～約 10 mm/s(可変) |
|---------|------------------------|

f. 挿入方法

原子炉のスクラムは、まず、可動反射体領域へ制御棒を挿入し、次いで炉心温度が所定の温度以下に下がるのを待って、あるいは所定の時間間隔において燃料領域の制御棒を挿入する 2 段階方式で行う。

(ただし、減圧事故の場合には、全制御棒を同時に挿入する。)

(iii) 反応度制御能力

最大反応度効果を有する制御棒 1 対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もたせることとする。

- |            |                      |
|------------|----------------------|
| a. 反応度制御能力 | 0.18 $\Delta k/k$ 以上 |
| b. 反応度停止余裕 | 0.01 $\Delta k/k$ 以上 |

(4) 非常用制御設備

非常用制御設備として後備停止系を設ける。後備停止系は、万一制御棒系による原子炉停止が不能の場合でも、手動操作によりホッパ内に収納した炭化ほう素ペレットを制御棒案内ブロックに設けた落下孔に重力で落下させ、原子炉を停止するものである。

(i) 制御材の個数及び構造

- |              |                                |
|--------------|--------------------------------|
| a. 落下孔数      | 16                             |
|              | (中央カラムを使用する)<br>(照射試験時は15とする。) |
| b. 中性子吸収材の種類 | 炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体               |
| c. 構造        |                                |
| 形状           | ペレット                           |
| 直径           | 約 10 mm                        |
| 長さ           | 約 10 mm                        |

(ii) 主要な機器の個数及び構造

ホッパ

- |       |  |
|-------|--|
| a. 個数 | 16   |
|       | (中央カラムを使用する)<br>(照射試験時は15とする。)   |
| b. 構造 |  |
|       | 後備停止系は、炭化ほう素ペレット、ホッパ、電動機、電動プラグ及び案内管等で構成し、動作時には電動プラグを引き上げ、ホッパを開放することにより、炭化ほう素ペレットを制御棒案内ブロックの落下孔に重力で落下挿入する構造である。 |

(iii) 反応度制御能力

非常用制御設備は、何らかの原因で制御棒が挿入できない場合でも、炉心の実効増倍率を 0.99 以下にできるものとする。

(5) その他の主要な事項

(i) 原子炉制御設備

主要な原子炉制御設備として、次のものを設ける。

- 通常運転時の原子炉出口 1 次冷却材温度を設定値に保つように、原子炉出力制御系の設定値を制御する原子炉出口温度制御系
- 原子炉出力をあらかじめ設定された値、又は原子炉出口温度制御系より与えられた値に保つように、制御棒を操作する原子炉出力制御系
- 通常運転時の原子炉入口 1 次冷却材温度を設定値に保つように、2 次冷却材(加圧水)温度を制御する原子炉入口温度制御系
- 通常運転時に、1 次冷却材の流量を設定値に保つように制御する 1 次冷却材流量制御系
- 1 次冷却設備、2 次ヘリウム冷却設備及び加圧水冷却設備の圧力を設定値に保つように制御する 1 次冷却材圧力制御系、1 次・2 次ヘリウム差圧制御系及び 1 次冷却材・加圧水差圧制御系



(ii) 制御棒引抜き阻止回路

広領域中性子束、出力領域中性子束、出力領域中性子束変化率、原子炉出口冷却材温度が設定値を超えた場合、制御棒引抜きを阻止するインターロックを設ける。

(iii) 警報回路

中性子束、温度、流量、圧力、放射能等のプロセス量が設定値を超えた場合、制御棒が落下した場合及び工学的安全施設が作動した場合に警報を発する回路を設ける。

(iv) 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。

中央制御室は、原子炉施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視できるとともに、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設計とする。

中央制御室には、想定される最も過酷な設計基準事故時においても運転員がとどまり、必要な操作及び措置がとれるように遮蔽、換気空調設備等を設ける。

中央制御室は、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。

また、何らかの原因により中央制御室にとどまることのできない場合、中央制御室外の適切な場所から原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視する装置を設ける設計とする。

ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

H T T Rから発生する放射性廃棄物は、次のように取り扱う。

気体廃棄物は、必要に応じて減衰させた後、放射性物質の濃度を測定し、排気筒から放出する。

液体廃棄物は、廃液槽に回収し、放射性物質の濃度を測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。

固体廃棄物は、放射性物質の飛散防止措置を施し、保管廃棄施設の固体廃棄物保管室に保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。一部の固体廃棄物については、貯蔵プール、照射物貯蔵ピット又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、必要に応じて廃棄物管理施設へ引き渡す。

注) ここでいう「廃棄物管理施設」とは、平成4年3月30日付けで廃棄物管理の事業の許可を受けた大洗研究所の廃棄物管理施設をいう。(以下同じ)

(1) 気体廃棄物の廃棄施設

(i) 構造

気体廃棄物の主要な発生源は、1次ヘリウム純化設備、燃料取扱設備、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備等から発生する放射性廃ガスである。気体廃棄物の廃棄施設は、原子炉建家内の気体廃棄物B処理系と気体廃棄物A処理系から構成する。

気体廃棄物B処理系では、1次ヘリウム純化設備等で発生した気体廃棄物を減衰タンクにより、短半減期核種を十分崩壊減衰させた後、気体廃棄物A処理系へ送る。気体廃棄物A処理系では、燃料取扱設備、使用済燃料貯蔵設備等で発生した気体廃棄物及び気体廃棄物B処理系からの気体廃棄物を放射性物質の濃度が低いことを確認し、排気筒から放出する。

減衰タンク

基 数	2
容 量	約 10 m <sup>3</sup> /基

(ii) 廃棄物の処理能力

気体廃棄物B処理系では、減衰タンクで、放射性廃ガスを約30日間貯留できる。

(iii) 排気口の位置

排気筒位置	原子炉の炉心中心から北東約45 m
排気口地上高さ	約80 m(標高約116.5 m)

(2) 液体廃棄物の廃棄設備

(i) 構造

液体廃棄物の主要な発生源は、燃料取扱設備、使用済燃料貯蔵設備、加圧水冷却設備、補助冷却水系等によるものである。

原子炉建家内の燃料取扱設備及び使用済燃料貯蔵設備で発生する洗浄、分析室等の液体廃棄物は、原子炉建家内の廃液槽に回収及び一時貯留し、放射性物質の濃度を測定する。その後、廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

原子炉建家内の加圧水冷却設備、補助冷却水系等で発生する液体廃棄物及びシャワー室排水等

の液体廃棄物は、原子炉建家内の廃液槽に回収及び一時貯留し、放射性物質の濃度を測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。

使用済燃料貯蔵建家内で発生する液体廃棄物は、使用済燃料貯蔵建家内の廃液槽に回収及び一時貯留し、放射性物質の濃度を測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。

液体廃棄物の処理に係る設備は、これらの設備から液体状の放射性物質が漏えいすることを防止し、及び敷地外への管理されない放出を防止できる設計とする。

(ii) 廃棄物の処理能力

原子炉建家内のそれぞれの廃液槽の容量は、通常運転時に発生が予想される液体廃棄物の最大量に十分対処できる大きさとする。また、使用済燃料貯蔵建家内の廃液槽の容量は、使用済燃料等の貯蔵保管時等に発生が予想される液体廃棄物の最大量に十分対処できる大きさとする。

(iii) 排水口の位置

本原子炉施設の排水口の位置は、機械棟の中和処理設備の放流管が機械棟東側の一般排水管と接続する位置とする。

(3) 固体廃棄物の廃棄設備

(i) 構造

固体廃棄物の主要な発生源は、使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、フィルタ類、雑固体等である。

可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒等は、貯蔵プール、照射物貯蔵ピット又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、必要に応じて廃棄物管理施設へ引き渡す。その他の固体廃棄物は、放射能レベルに応じて区分し、ドラム缶等の容器に収納した後、原子炉建家内にある保管廃棄施設の固体廃棄物保管室に保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。

(ii) 廃棄物の処理能力

使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セル、原子炉建家内の貯蔵プール及び照射物貯蔵ピットは、それぞれの固体廃棄物を貯蔵保管するに十分な能力を有するものを設ける。

固体廃棄物保管室は、固体廃棄物を廃棄物管理施設へ引き渡すまでの間、発生が予想される最大の量を保管するに十分な能力を有する。固体廃棄物保管室の保管能力を以下に示す。

固体廃棄物保管室

保管能力

200L ドラム缶換算：約 150 本相当

## チ 放射線管理施設の構造及び設備

原子炉施設周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の安全管理を確実にを行うための放射線管理施設を次のように設ける。

### (1) 屋内管理用の主要な設備の種類

#### (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

作業環境モニタリング設備は、管理区域内の主要箇所での線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、これを中央制御室に指示又は記録するとともに、異常状態が発生したときには、中央制御室及びその他必要な箇所に警報を発する設計とする。

#### (ii) 放射線管理関係設備

放射線業務従事者等の被ばく管理、出入り管理、汚染の管理等を行うため、個人被ばくモニタリング設備、出入管理設備、表面汚染管理設備及び放射能測定設備を設ける。

#### (iii) 遮蔽設備

放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するため、遮蔽設備を設ける。

### (2) 屋外管理用の主要な設備の種類

#### (i) 放射線監視設備

排気モニタリング設備 一式

排気モニタリング設備は、排気筒及び排気管から放出される空気中の放射性物質の濃度を測定し、中央制御室で表示を行う。

大洗研究所(北地区)に周辺環境モニタリング設備として次の設備を設ける。

固定モニタリング設備 一式

気象観測設備 一式

固定モニタリング設備は 14 基のモニタリングポストで構成され、各モニタリングポストに無停電電源装置を設ける。設計基準事故時における迅速な対応のためのモニタリングポスト 6 基は、必要な情報を中央制御室、現地対策本部等で表示を行い、伝送系は有線及び無線により多様性を確保した設計とする。

## リ 原子炉格納施設の構造及び設備

### (1) 構造

原子炉格納施設として原子炉格納容器を設け、サービスエリアで取り囲む。

原子炉格納容器バウンダリは、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非延性破壊を防止するため、最低使用温度(-12.7℃)を考慮した温度で破壊じん性試験を行い、規定値を満足する材料を使用する。

原子炉格納容器を貫通する配管系は、原則として、原子炉格納容器隔離弁を設ける。

また、原子炉格納容器内の自由体積を小さくすることにより、想定される減圧事故後の原子炉格納容器内に発生するか、又は存在する可燃性ガスの濃度を抑制できる設計とする。

#### 原子炉格納容器

形式	鋼製上下部皿形鏡円筒型
主要材料	炭素鋼(JIS G3118 相当品)
寸法	
内 径	約 18.5 m
全 高	約 30 m
主要貫通部	燃料交換ハッチ、メンテナンスハッチ、熱電対交換ハッチ、エアロック、非常用避難口、配管貫通部、電線貫通部、ダクト貫通部

### (2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率

最高使用圧力	0.39 MPa [gage] (4.0 kg/cm <sup>2</sup> g)
最高使用温度	150 °C
漏えい率	原子炉格納容器内の空気重量の 0.1%/d 以下 (常温、空気、最高使用圧力の) 0.9倍の圧力において)

### (3) その他の主要な事項

#### (i) サービスエリア

サービスエリアは、原子炉格納容器を取り囲む原子炉建家の一部であり、原子炉格納容器、燃料取扱設備、1次ヘリウム純化設備等から放射性物質の漏えいがあっても、周辺に直接放出されることを防止するために非常用空気浄化設備により負圧を維持する。

容 積	約 23,000 m <sup>3</sup>
-----	-------------------------

#### (ii) 非常用空気浄化設備

非常用空気浄化設備は、想定される減圧事故時等において、環境に放出される放射性物質の濃度を低減させる機能を有する設計とする。非常用空気浄化設備は、微粒子フィルタ、よう素除去フィルタを含む排気フィルタユニット及び排風機からなり、放射性物質の放出のおそれのある設計基準事故時に原子炉格納容器隔離信号により起動し、サービスエリアの負圧を維持しながら排気フィルタユニットを通して放射性物質の濃度を低減させ、排気筒に沿って設ける排気

管(地上高約80 m)から放出する。

排風機

台 数 2

容 量 約56 m<sup>3</sup>/min/台

排気フィルタユニット

基 数 2

よう素除去効率 95 %以上

( 相対湿度約80%、  
温度約50℃において )

ヌ 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

商用電源が喪失した場合でも、非常用発電機及び蓄電池で原子炉を安全に停止するために必要な工学的安全施設等の負荷をまかなうものとする。

全交流動力電源喪失(外部電源喪失及び非常用交流動力電源喪失の重畳)に備えて、停止後の監視に必要な電源を蓄電池により一定時間確保できる設計とする。

(i) 非常用発電機

台数	2
原動機の種類	ガスタービン
起動時間	約 50 秒
容量	約 2,500 kVA/台

(ii) 蓄電池

種類	鉛蓄電池
組数	2
主要負荷	安全保護系

(2) 主要な実験設備の構造

燃料試料及び材料試料等を照射キャプセル内に封入するか、又はそのまま黒鉛ブロック内に装荷して照射試験を行い、必要に応じて計装配管等を炉外部まで引き出して各種実験を行うための設備である。実験設備は、その異常又は損傷によって、原子炉の安全性を損なわない設計とする。

(i) 炉内設備

炉内設備は、次に示すように照射試験別に設備を分類し、それぞれの照射位置を定める。

a. 燃料照射試験用設備

照射位置	可動反射体領域
------	---------

b. 材料照射試験用設備

照射位置	中央カラム領域
	可動反射体領域
	固定反射体領域

c. リチウム照射試験用設備

照射位置	可動反射体領域
------	---------

d. 燃料限界照射試験用設備

照射位置	中央カラム領域
------	---------

(ii) 炉外設備

炉外設備は、上記(i)の a. ~c. の各炉内設備と接続して実験を行う燃料照射キャプセル炉外装置、材料クリープ照射キャプセル炉外装置、リチウム照射キャプセル炉外装置からなる。

(3) その他の主要な事項

(i) 補機冷却水設備

補機冷却水設備は、補助冷却設備等の機器の除熱及び炉容器冷却設備を介して、原子炉本体の除熱のために冷却水を供給するもので、循環ポンプ、冷却塔等から構成する。

(ii) 換気空調設備

換気空調設備は、原子炉建家換気空調設備及び使用済燃料貯蔵建家換気空調設備から構成する。原子炉建家換気空調設備として、格納容器再循環冷却装置、格納容器減圧装置、原子炉建家 I 系換気空調装置、中央制御室系換気空調装置等を設ける。

使用済燃料貯蔵建家換気空調設備として、管理区域換気空調装置、管理区域外換気空調装置等を設ける。

(iii) 常用電源

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、大洗研究所(北地区)北受電所から 6.6 kV 配電線 1 回線で商用電源を受電する。

(iv) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材

1 次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳するような事象が発生した場合には、多量の放射性物質等の放出のおそれがある。また、使用済燃料貯蔵プールの冷却機能が喪失する事象が発生した場合には、使用済燃料の破損のおそれがある。これらの多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のため、あらかじめ以下の資機材等を設ける。

a. 防護機材

1 次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳する事象が発生し、多量の放射性物質等を放出するおそれがある場合に運転員の内部被ばく等を抑制するためのチャコールフィルタ付きマスク等の防護機材を用意する。

b. 原子炉建家からの放射性物質の放散を抑制するための資機材

1 次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳する事象が発生し、多量の放射性物質等の放出のおそれがある場合に建家の気密を改善して影響緩和を図るため、気密の低下した開口部の目張り等を行うための資機材を用意する。

c. 使用済燃料貯蔵プールへ注水するための資機材

使用済燃料貯蔵プールの冷却機能が喪失する事象が発生し、使用済燃料の破損のおそれがある場合に使用済燃料の冷却を目的として、使用済燃料貯蔵プールに注水するための消防自動車及び仮設ホース等を配備する。

d. 可搬型発電機

可搬型発電機は、電源喪失時に原子炉を監視するために必要な温度、圧力及び中性子束を監視する計器等へ電源を供給するものと、原子炉停止機能の喪失に電源喪失が重畳した場合、後備停止系駆動装置を直接駆動するために電動機へ電源を供給するものを用意する。可搬型発電機の燃料補給時においては中性子束を連続的に監視できるように、可搬型発電機を 2 台用意する。

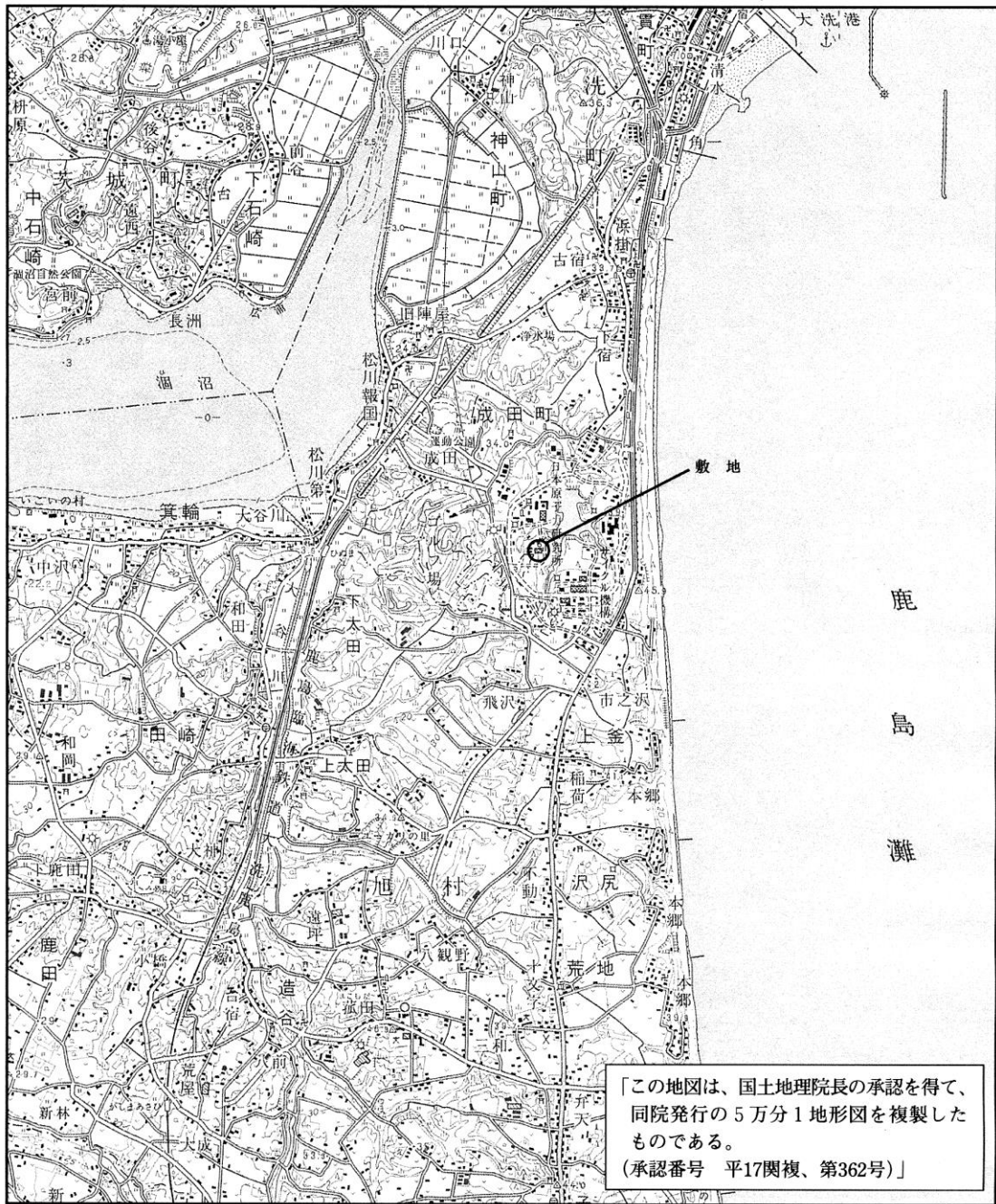
可搬型発電機は、多重性を考慮して、必要な容量のもの 2 台をそれぞれ独立した場所に保管する。



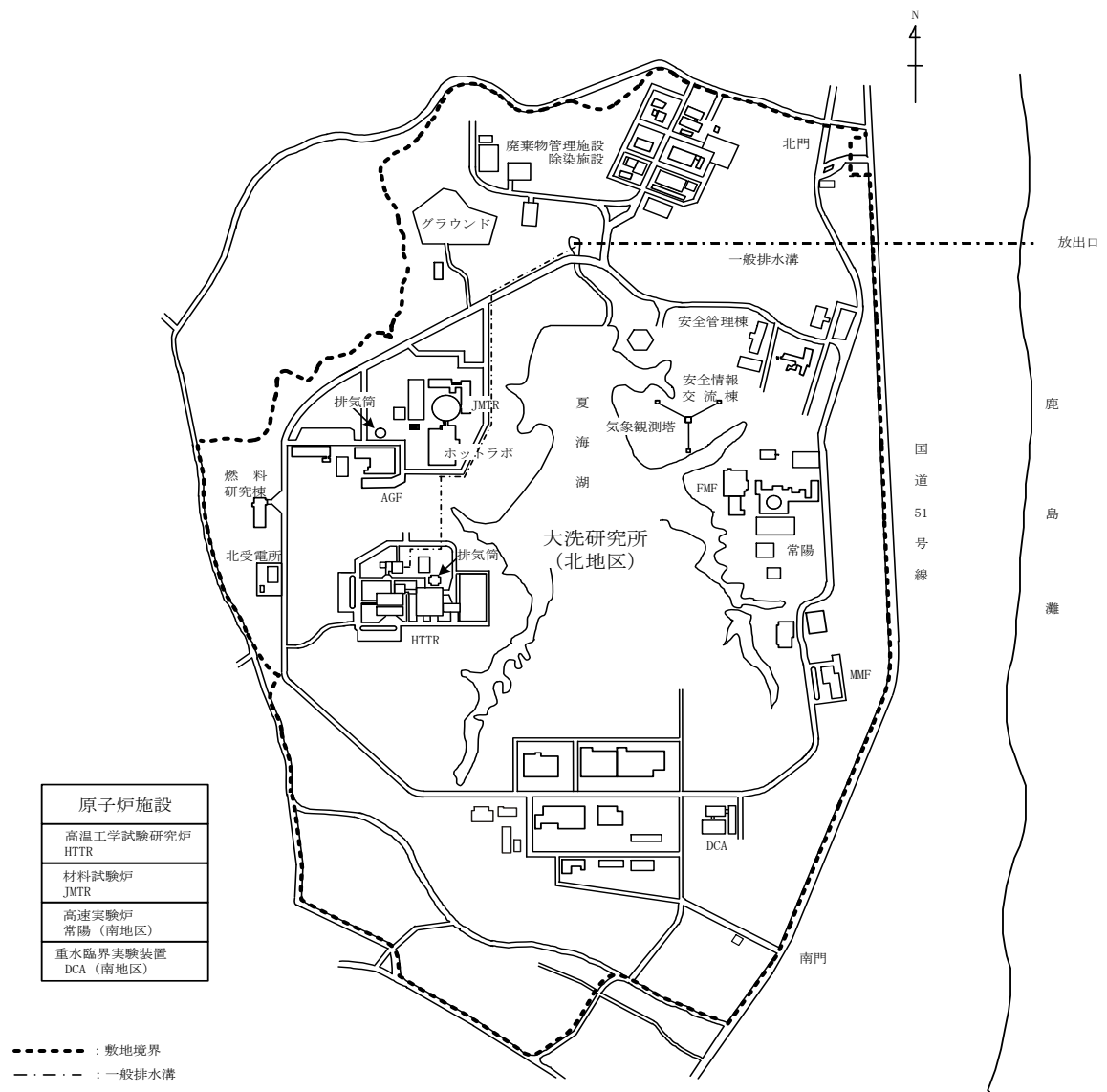
## 申請書添付参考図面一覧表

## 申請書添付参考図目録

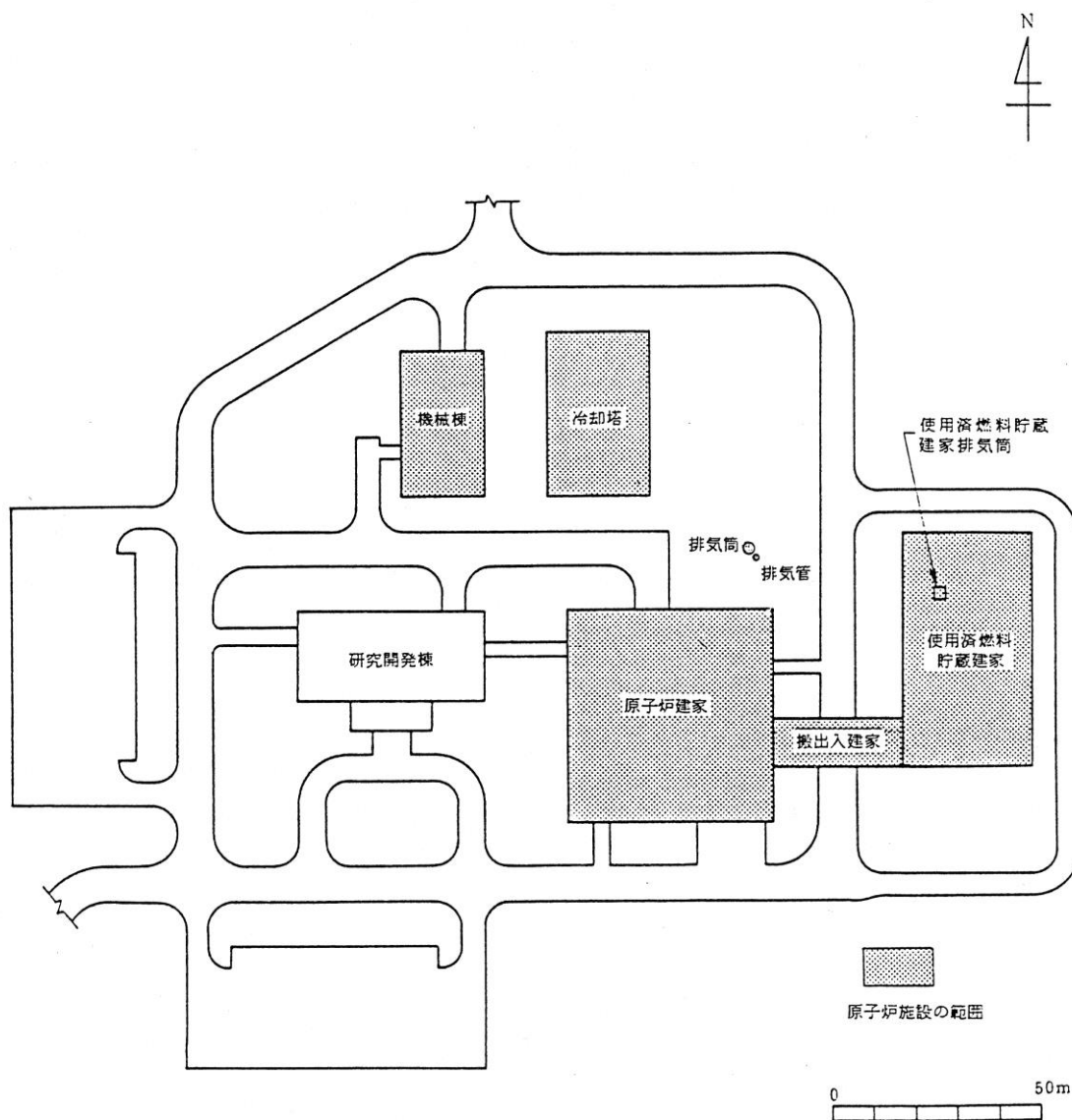
- 第1図 原子炉施設付近図
- 第2図 原子炉施設位置図
- 第3図 原子炉施設全体配置図
- 第4図 原子炉建家平面図(地下3階)
- 第5図 原子炉建家平面図(地下2階)
- 第6図 原子炉建家平面図(地下1階)
- 第7図 原子炉建家平面図(1階)
- 第8図 原子炉建家平面図(2階)
- 第9図 原子炉建家断面図
- 第10図 原子炉本体構造説明図
- 第11図 炉心配置説明図
- 第12図 燃料要素説明図
- 第13図 燃料体説明図
- 第14図 炉内構造物説明図
- 第15図 主要冷却設備系統説明図
- 第16図 中間熱交換器構造説明図
- 第17図 1次加圧水冷却器構造説明図
- 第18図 補助冷却設備及び炉容器冷却設備系統説明図
- 第19図 原子炉保護設備作動説明図
- 第20図 原子炉制御設備説明図
- 第21図 制御棒構造説明図
- 第22図 制御棒駆動装置構造説明図
- 第23図 非常用空気浄化設備系統説明図
- 第24図 気体廃棄物の廃棄施設系統説明図
- 第25図 液体廃棄物の廃棄設備系統説明図



第1図 原子炉施設付近図



第2図 原子炉施設位置図



第3図 原子炉施設全体配置図

核物質情報が含まれているため公開できません。

第4図 原子炉建家平面図(地下3階)

核物質情報が含まれているため公開できません。

第5図 原子炉建家平面図(地下2階)

核物質情報が含まれているため公開できません。

第6図 原子炉建家平面図(地下1階)



核物質情報が含まれているため公開できません。

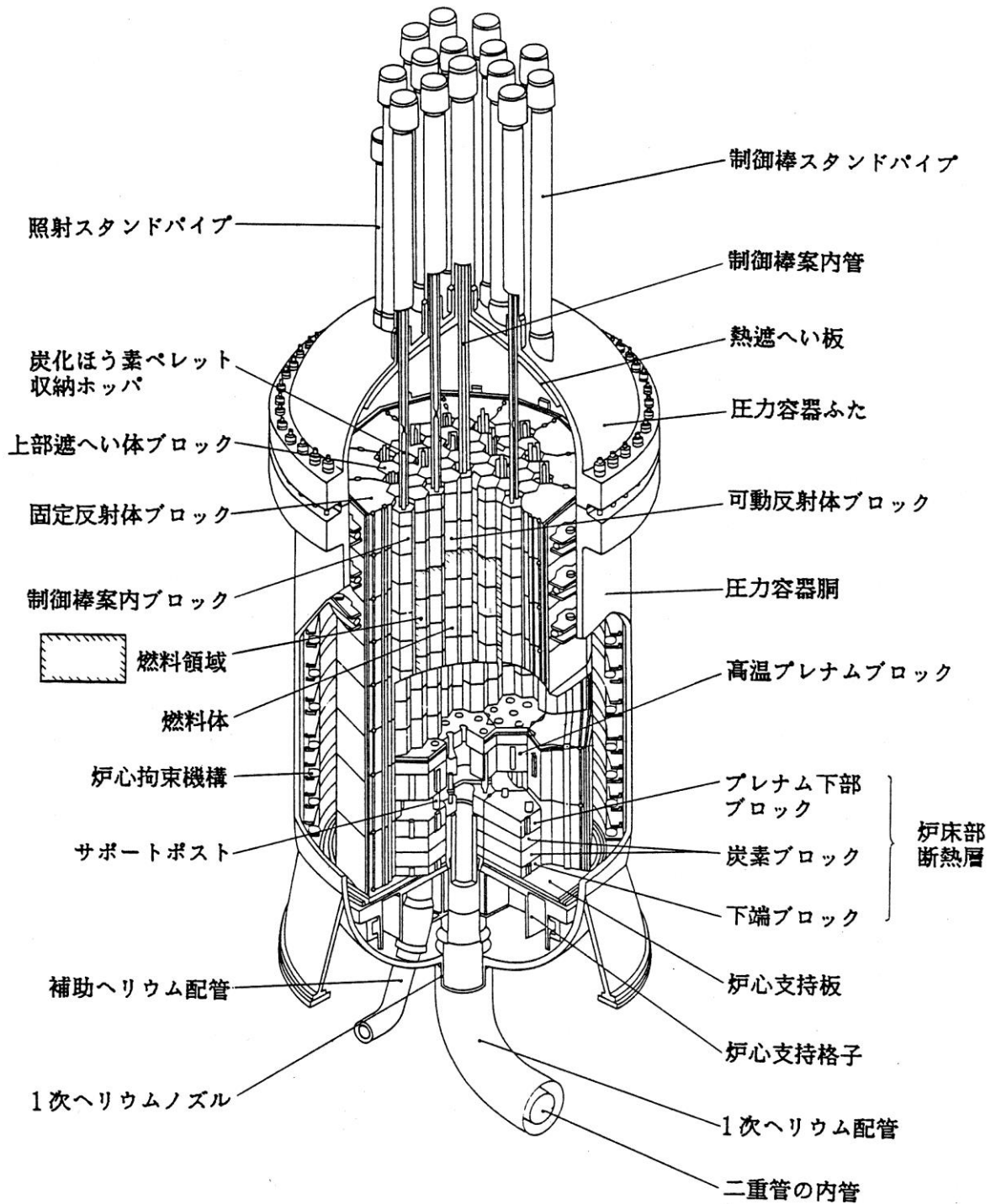
第7図 原子炉建家平面図(1階)

核物質情報が含まれているため公開できません。

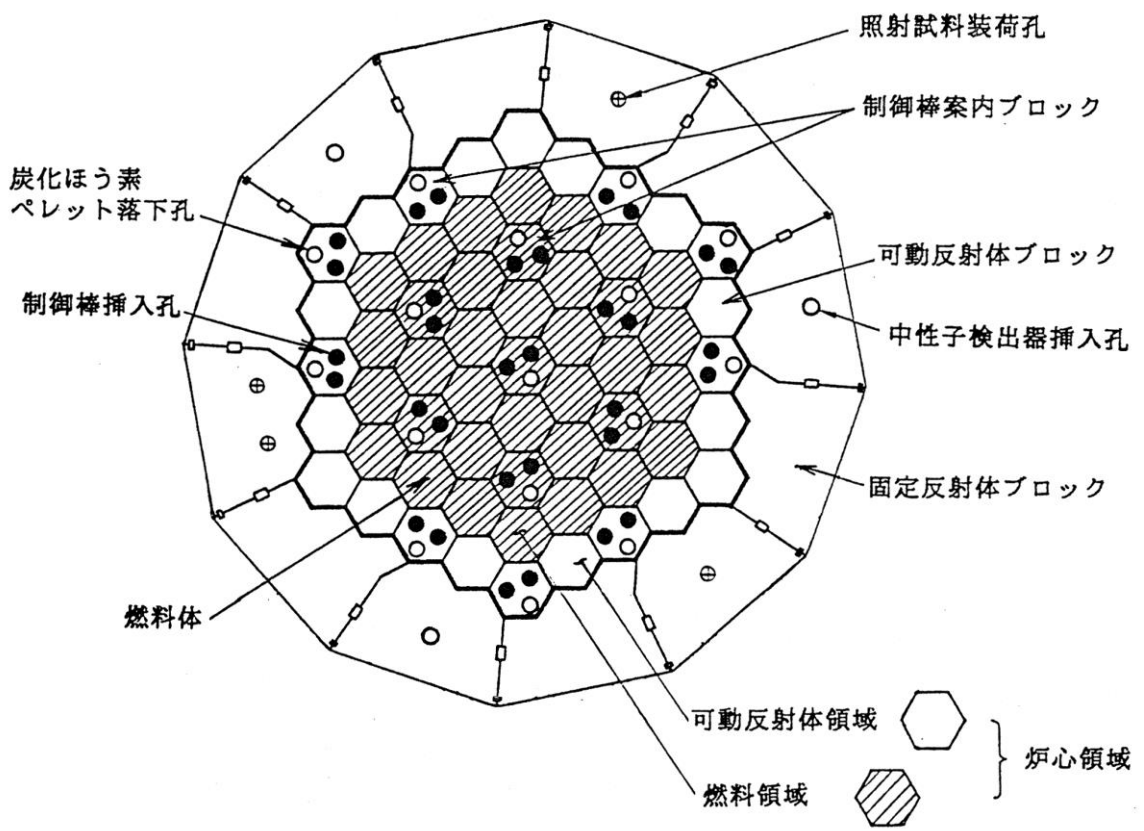
第8図 原子炉建家平面図(2階)

核物質情報が含まれているため公開できません。

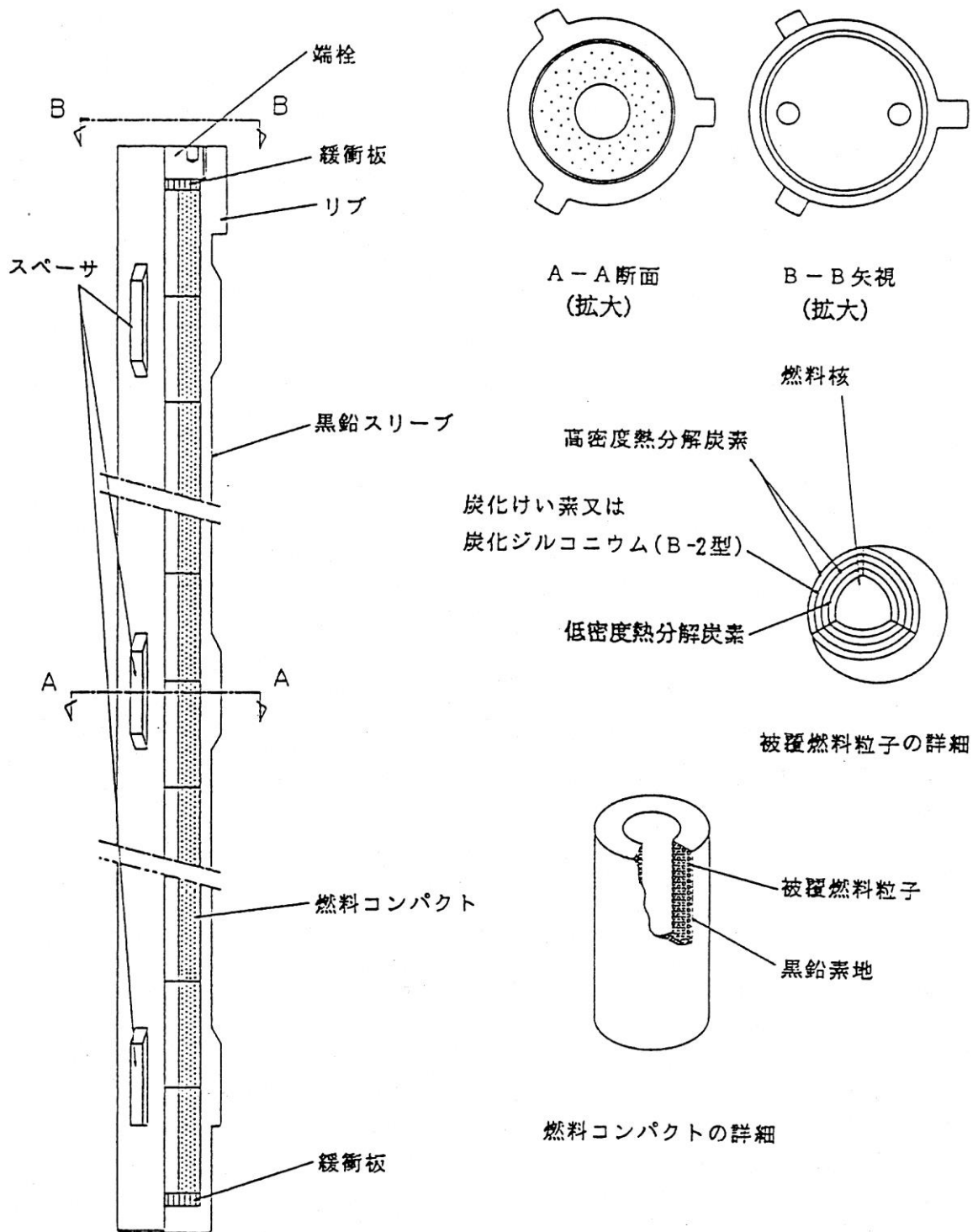
第9図 原子炉建家断面図



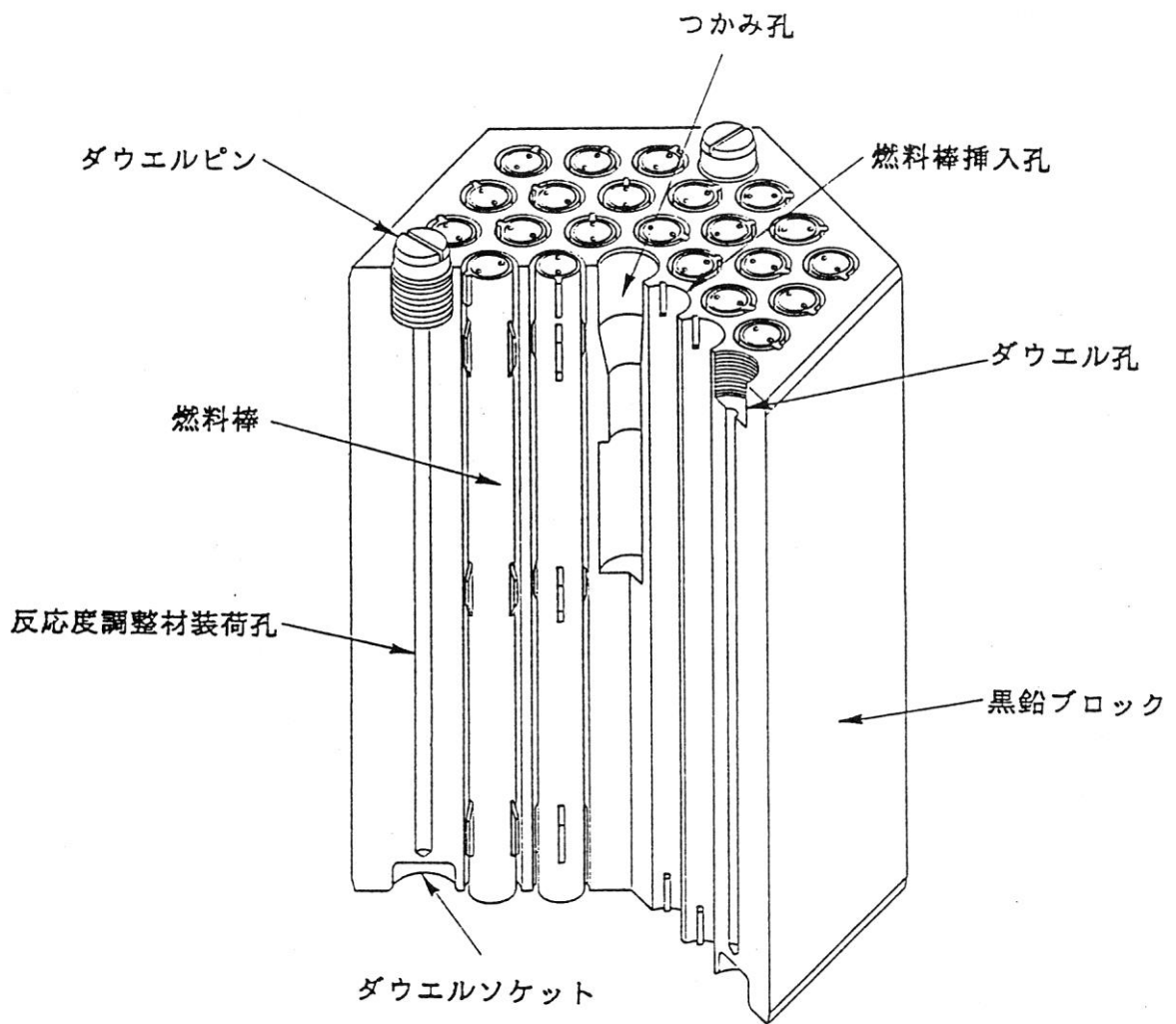
第10図 原子炉本体構造説明図



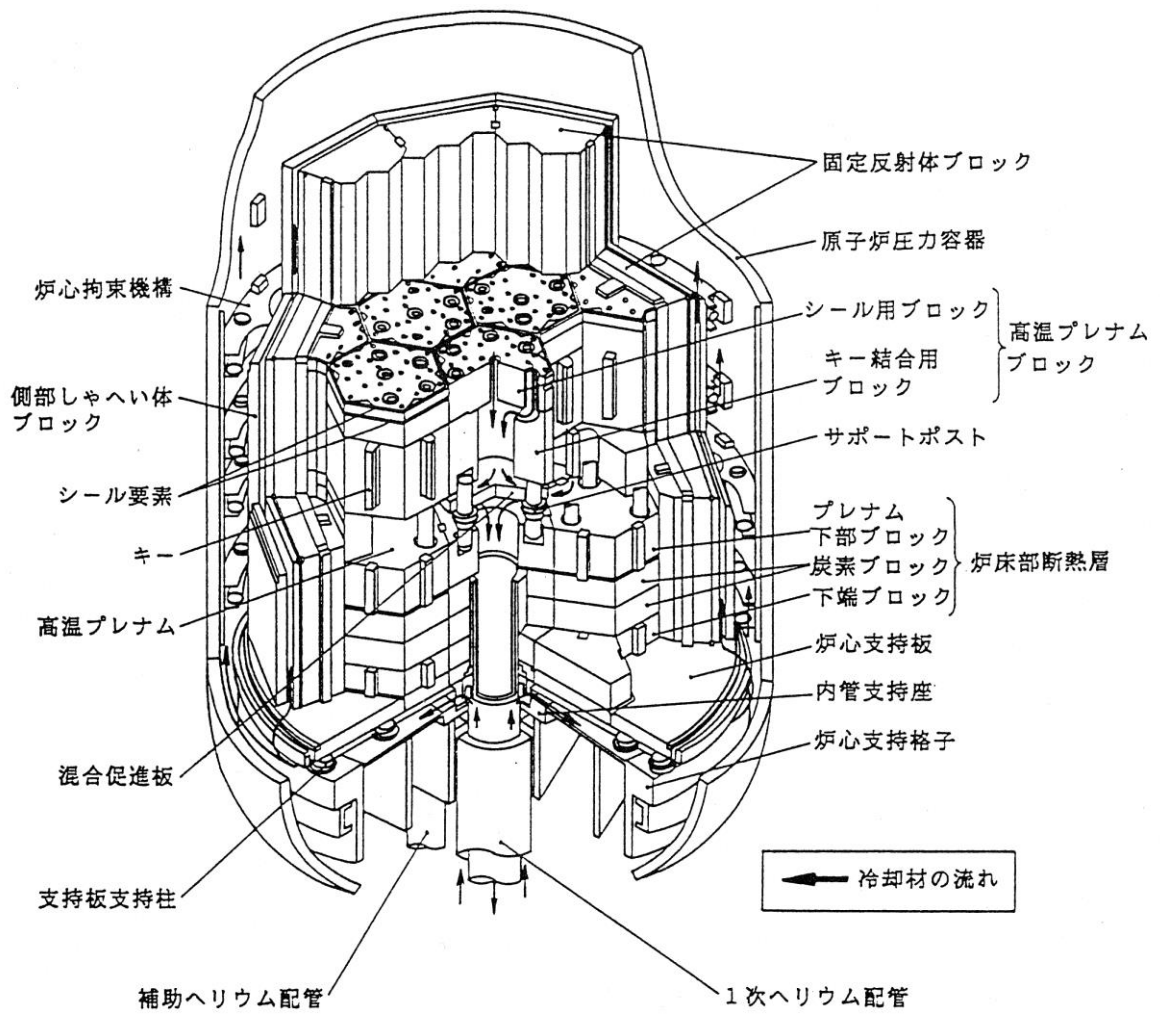
第11図 炉心配置説明図



第12図 燃料要素説明図

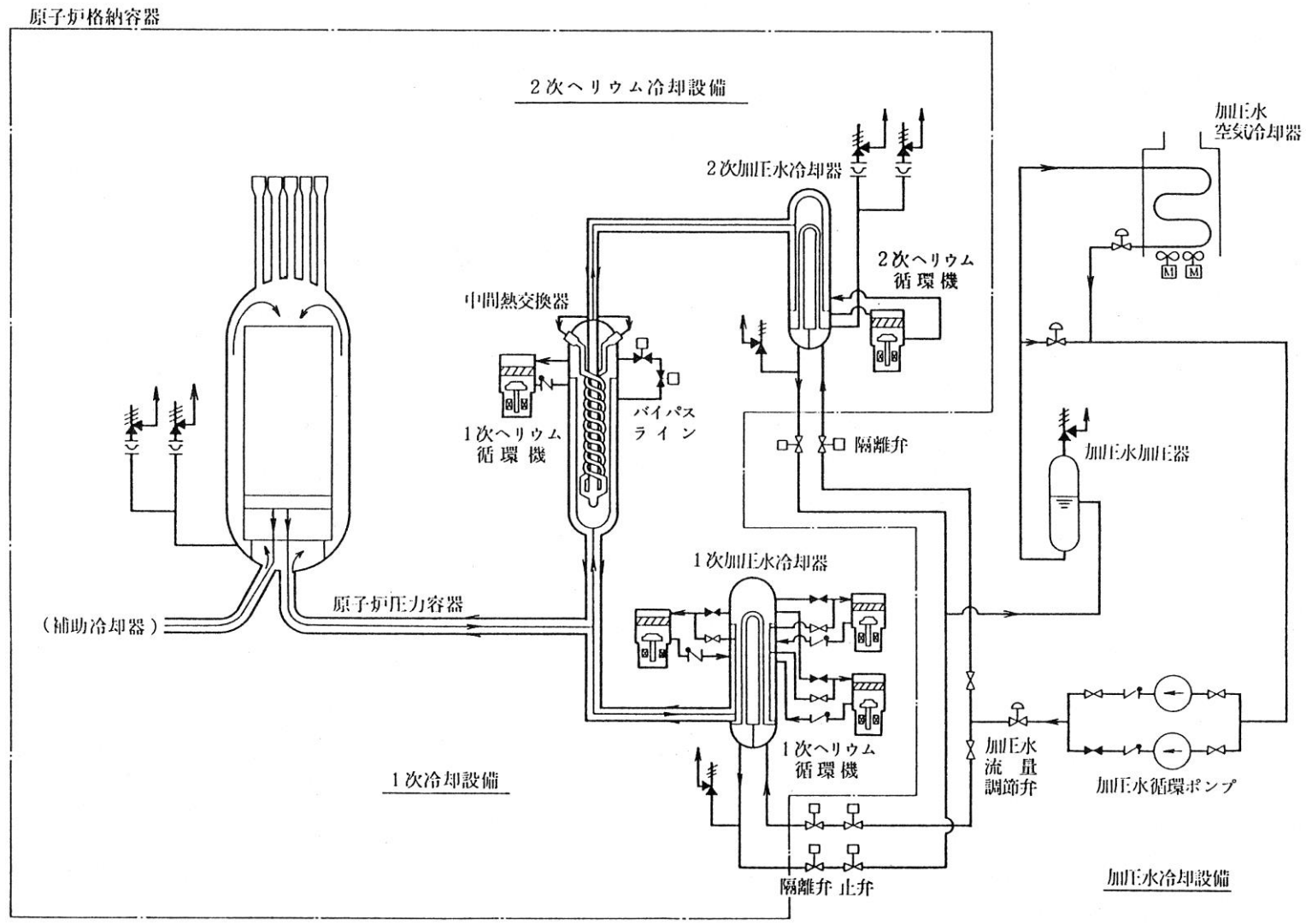


第13図 燃料体説明図

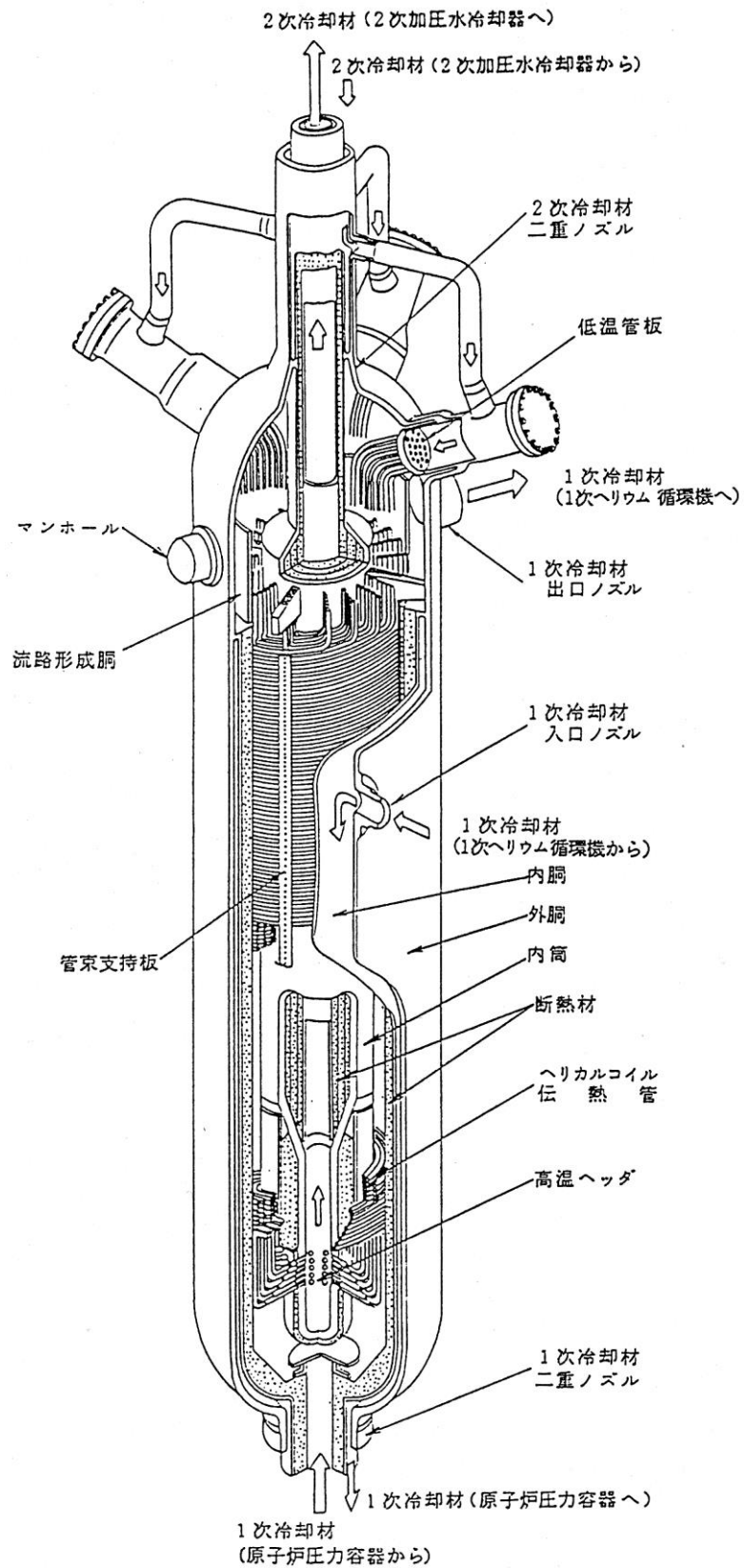


第 14 図 炉内構造物説明図

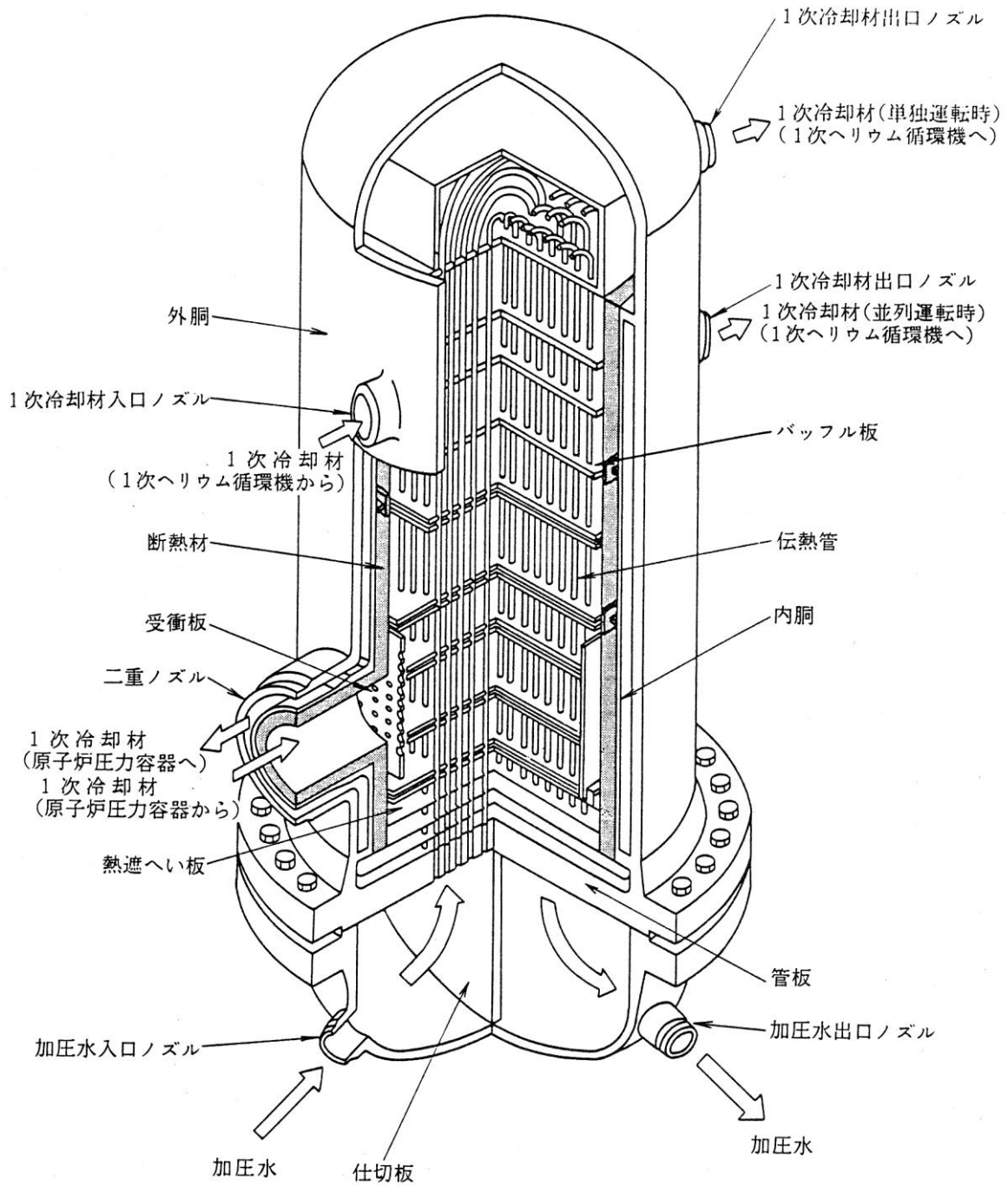




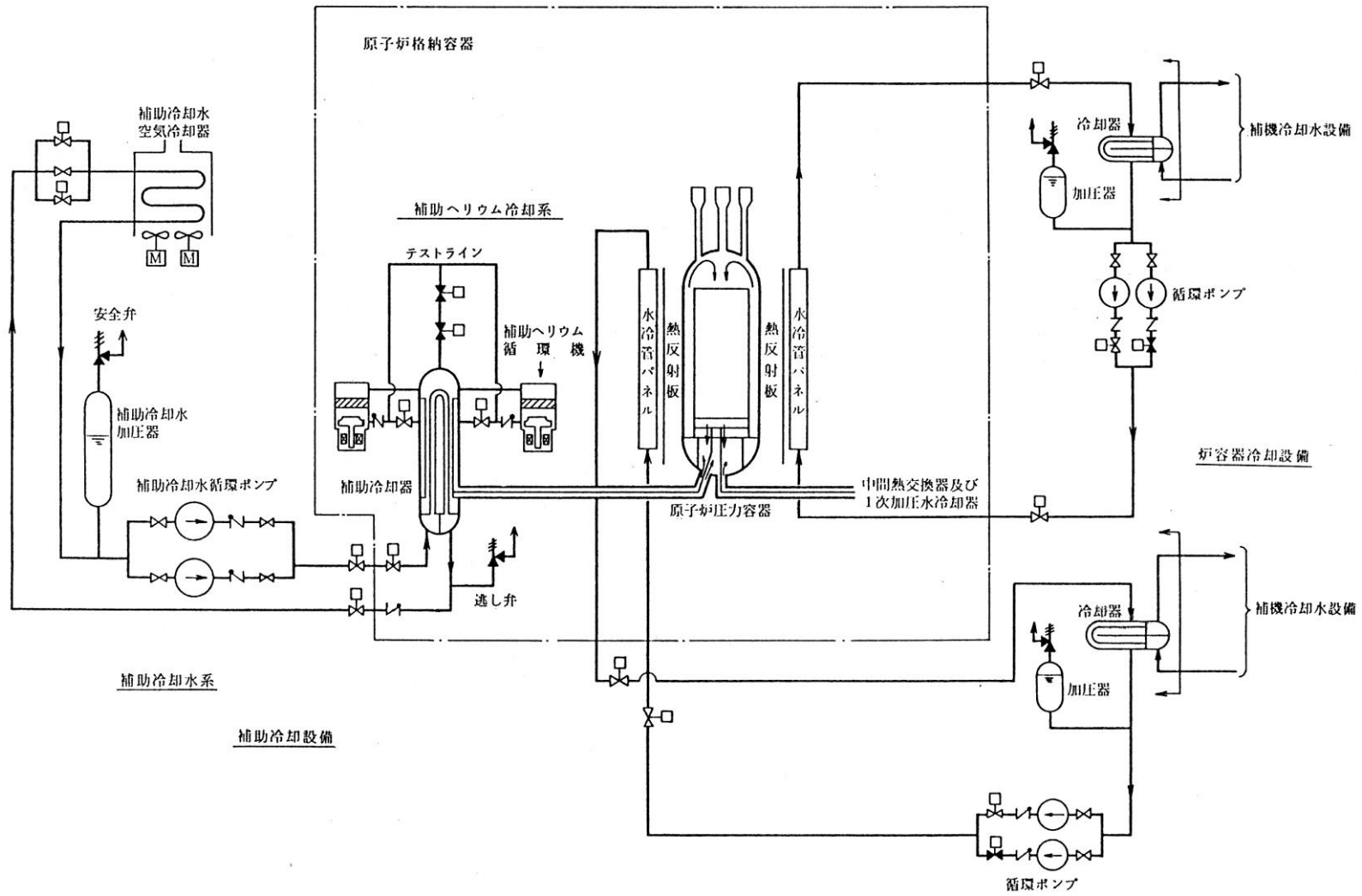
第 15 図 主要冷却設備系統説明図



第 16 図 中間熱交換器構造説明図

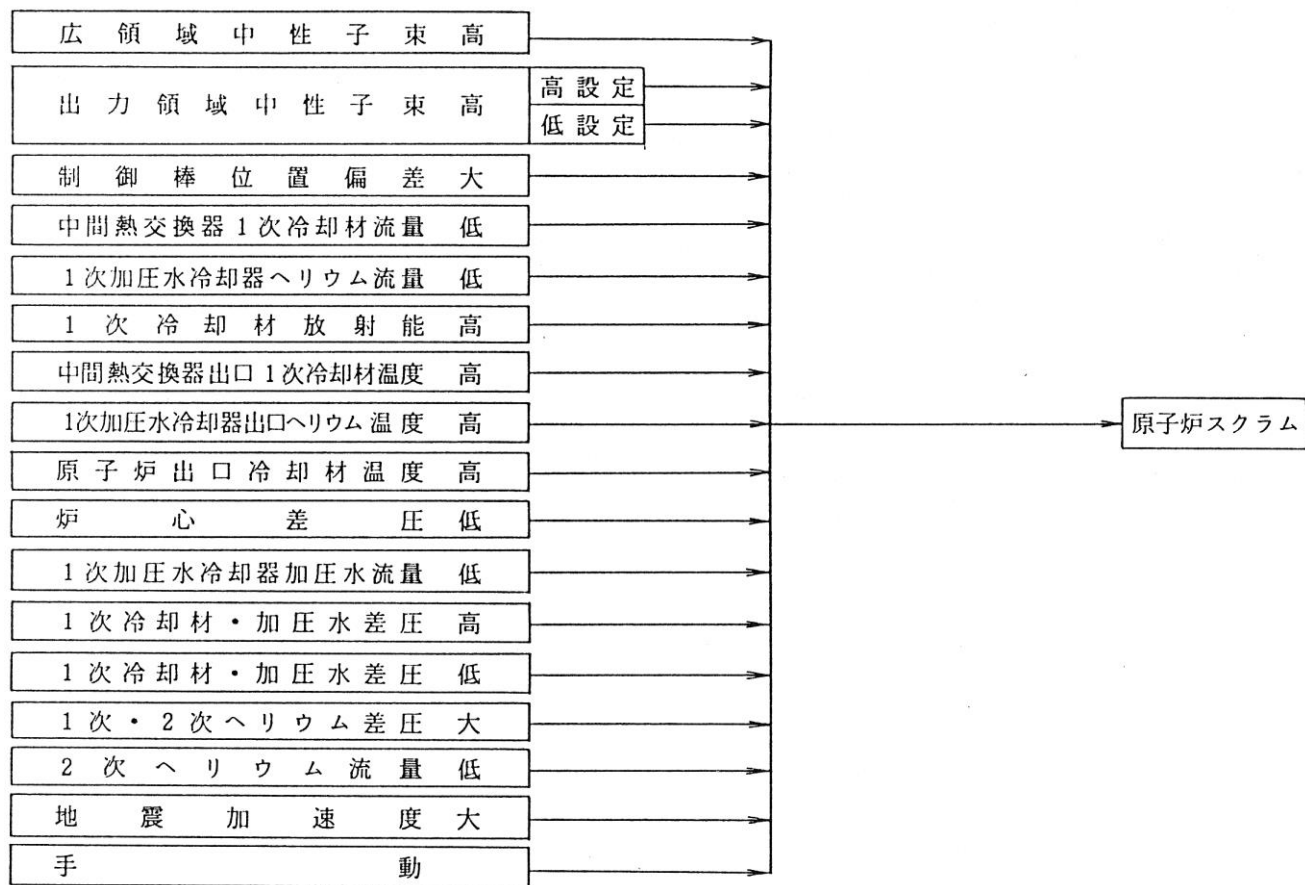


第 17 図 1 次加圧水冷却器構造説明図

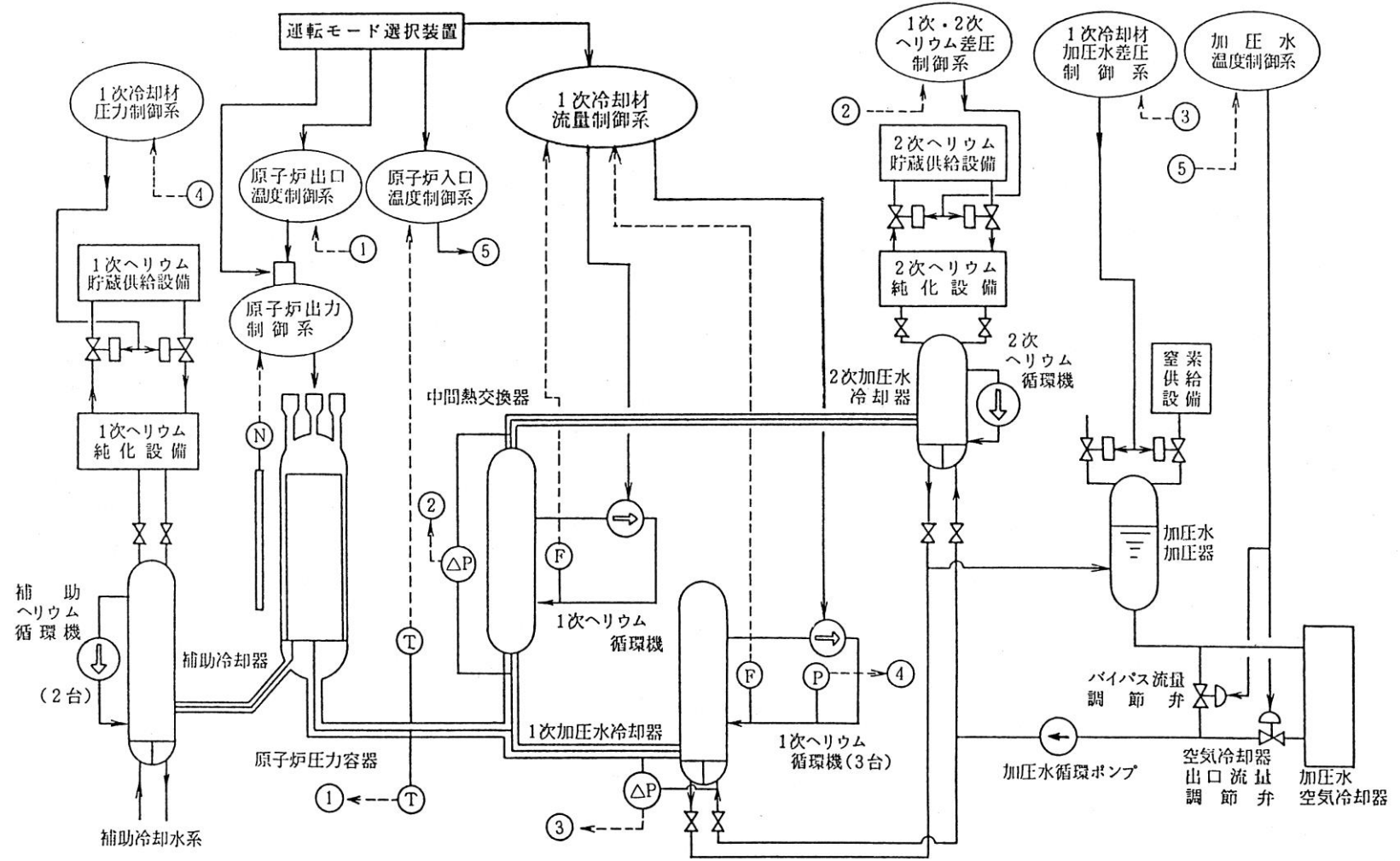


第 18 図 補助冷却設備及び炉容器冷却設備系統説明図

(原子炉スクラム信号)

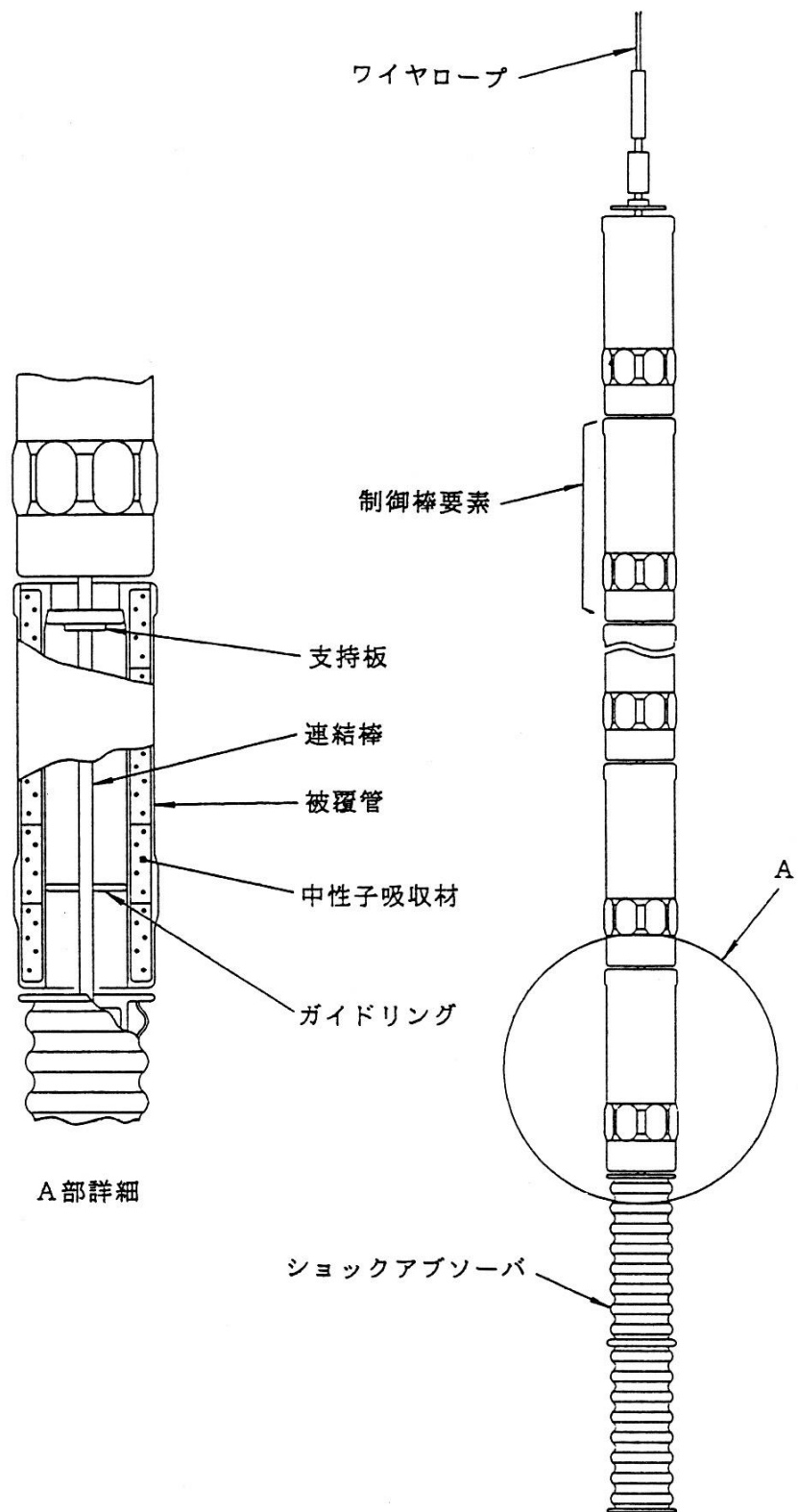


第19図 原子炉保護設備作動説明図

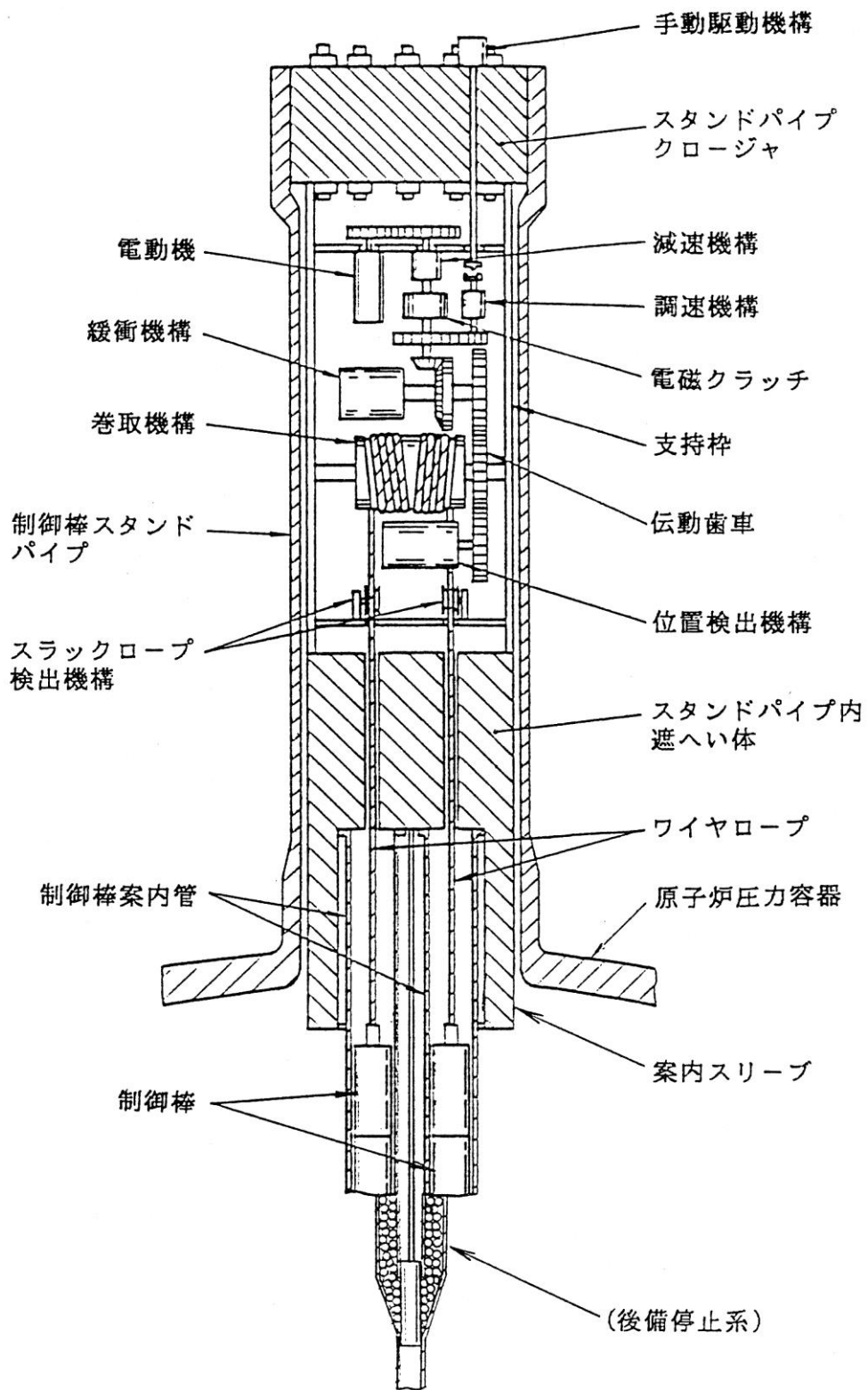


〔注〕 F；流量 T；温度 P；圧力  
N；中性子束 ΔP；差圧

第 20 図 原子炉制御設備説明図

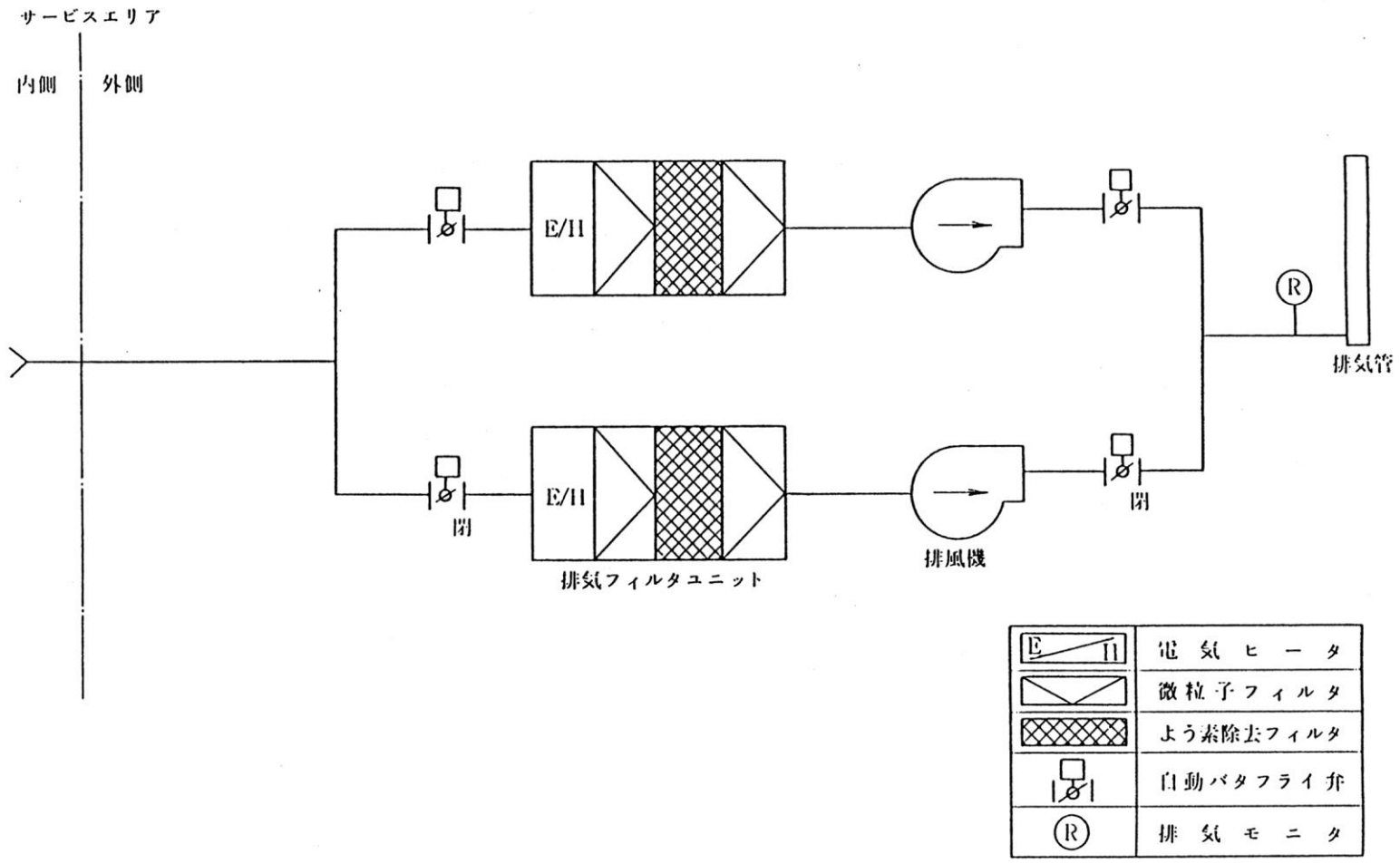


第 21 図 制御棒構造説明図

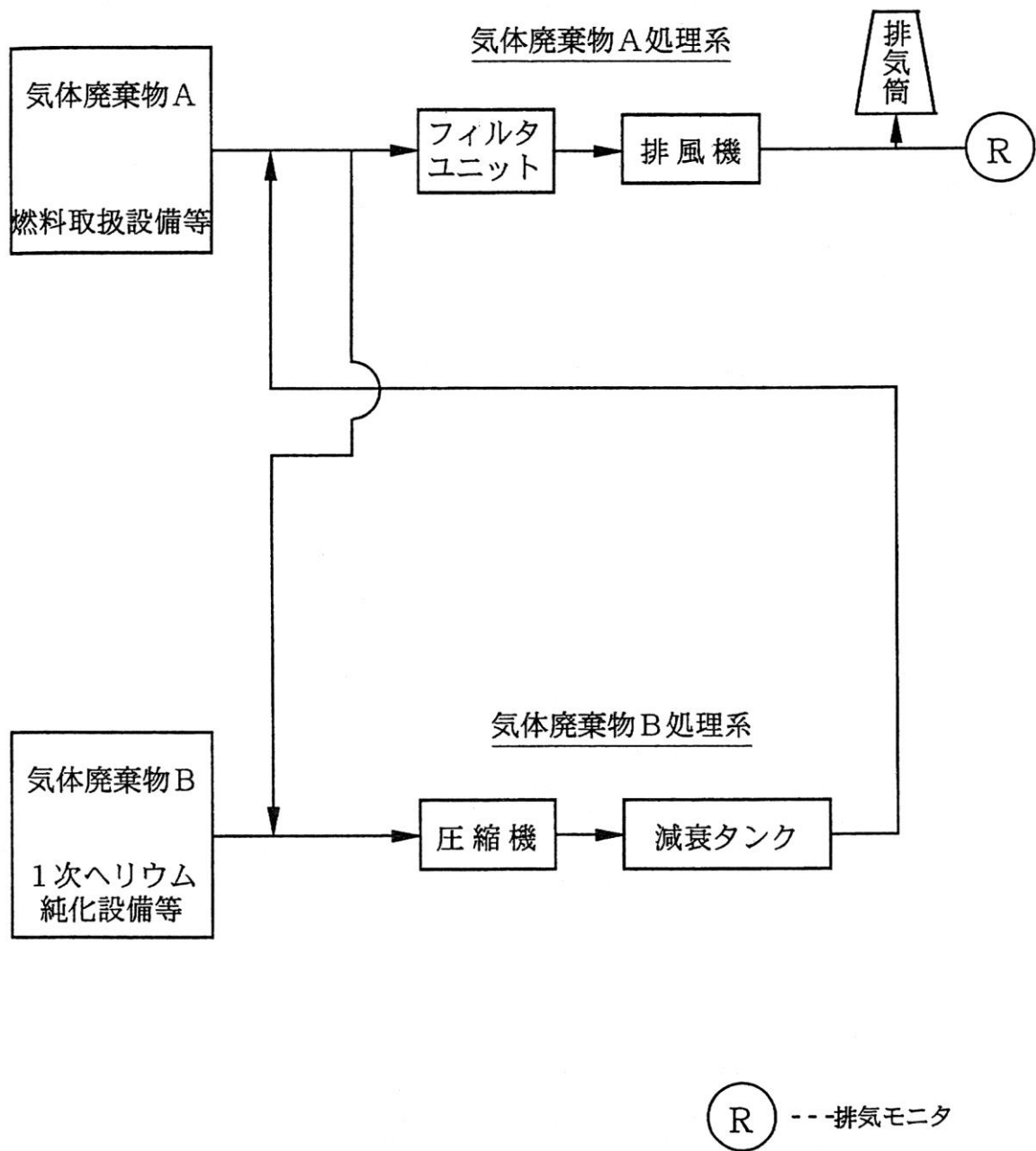


第 22 図 制御棒駆動装置構造説明図



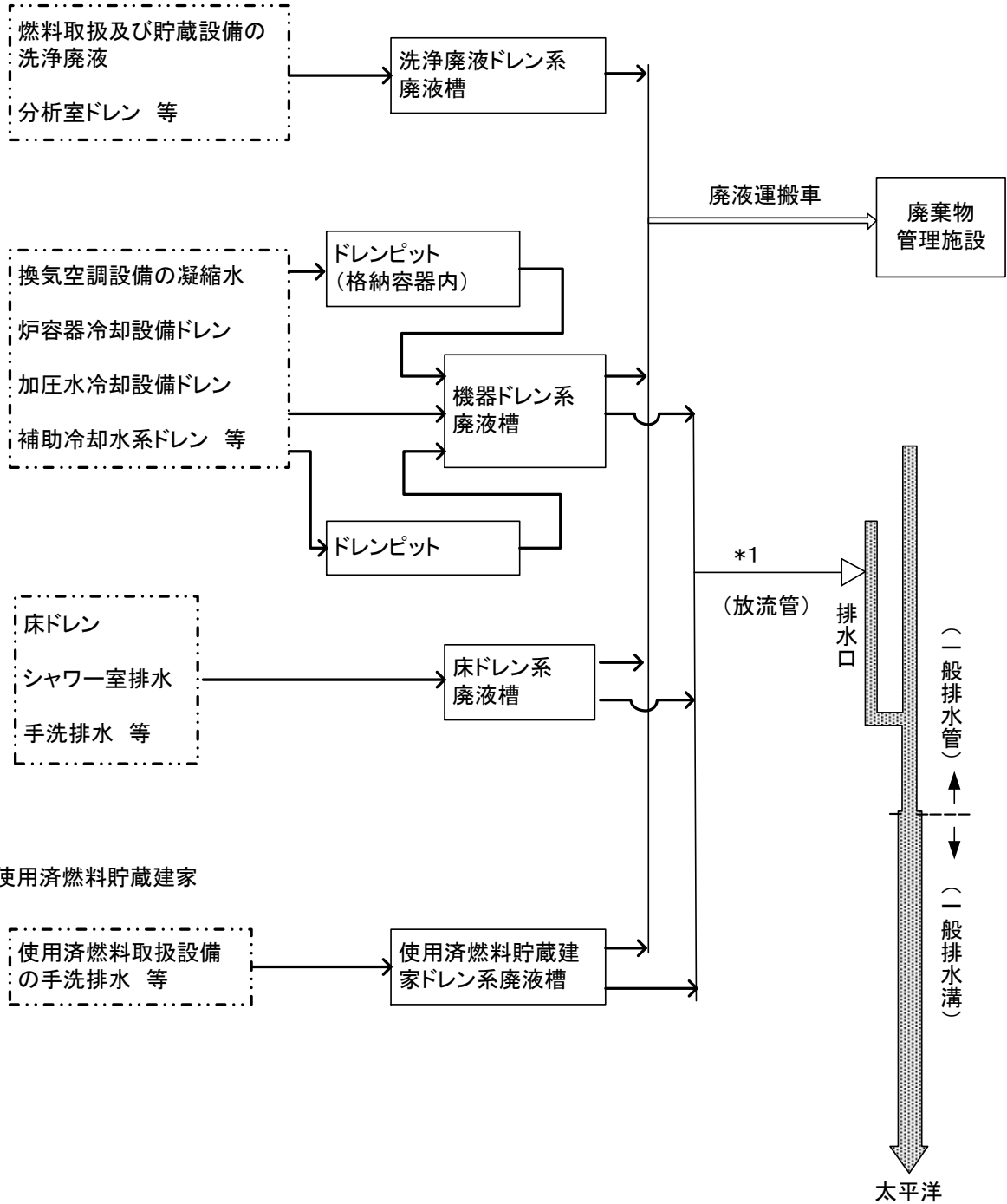


第 23 図 非 常 用 空 気 浄 化 設 備 系 統 説 明 図



第 24 図 氣體廃棄物の廃棄施設系統説明図

原子炉建家



注) \*1は「線量告示」で定める濃度限界以下の液体廃棄物

→ : 配管による移送

⇒ : 廃液運搬車による移送

第 25 図 液体廃棄物の廃棄設備系統説明図