

令 01 原機（安） 012

令和 2 年 3 月 23 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

[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、令和元年 9 月 26 日付け令 01 原機（安） 004 及び令和 2 年 1 月 27 日付け令 01 原機（安） 010 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 [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）のうち、「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」から「八 使用済燃料の処分の方法」まで及び「第1図」から「付図」までについて、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。

添付書類五を別添3のとおり変更する。

添付書類八を別添4のとおり変更する。

添付書類九を別添5のとおり変更する。

添付書類十を別添6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3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 m² 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

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)

ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

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)

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

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)

ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

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)

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

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) 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14基のモニタリングポストで構成され、敷地周辺及び中央付近に設置し、各モニタリングポストに無停電電源装置及び非常用発電機（可搬型含む。）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9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。

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)

リ 原子炉格納施設の構造及び設備

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)

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 ²³⁵ U 約 66 kg	最大装荷量 ²³⁵ 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 $\left(\frac{\text{ウラン}235}{\text{ウラン及びトリウム}} \right)$ 平均 約 6 wt%	ウラン 235 約 19 kg トリウム 約 4 kg $\left(\text{炉心平均取出し燃焼度} \right)$ $\left(\text{約}22,000\text{MWd/t} \right)$ 高温試験運転のみの場合、 ウラン 235 約 37 kg $\left(\text{炉心平均取出し燃焼度} \right)$ $\left(\text{約}11,000\text{MWd/t} \right)$	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。

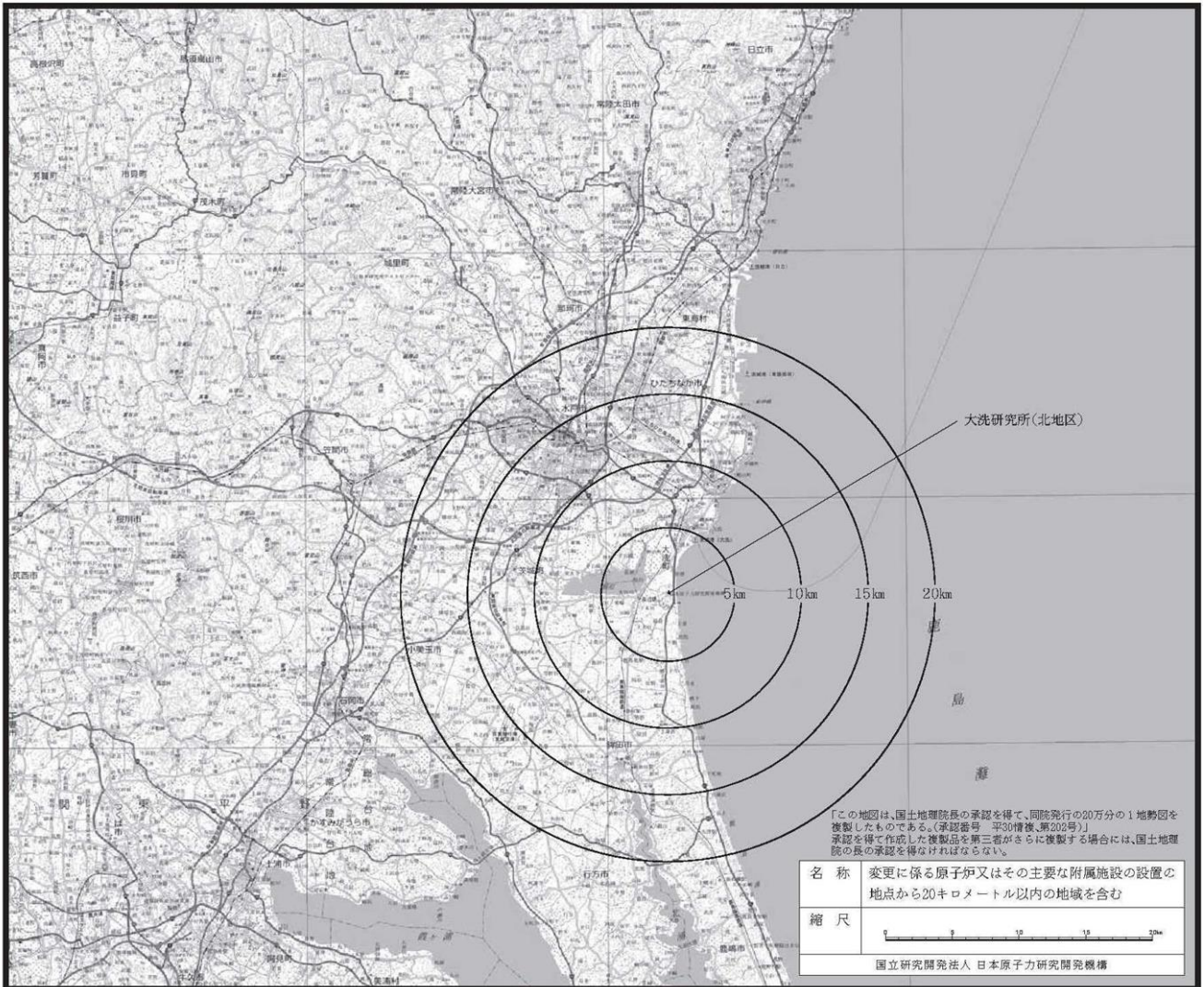
申請書添付参考図面一覧表

- 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

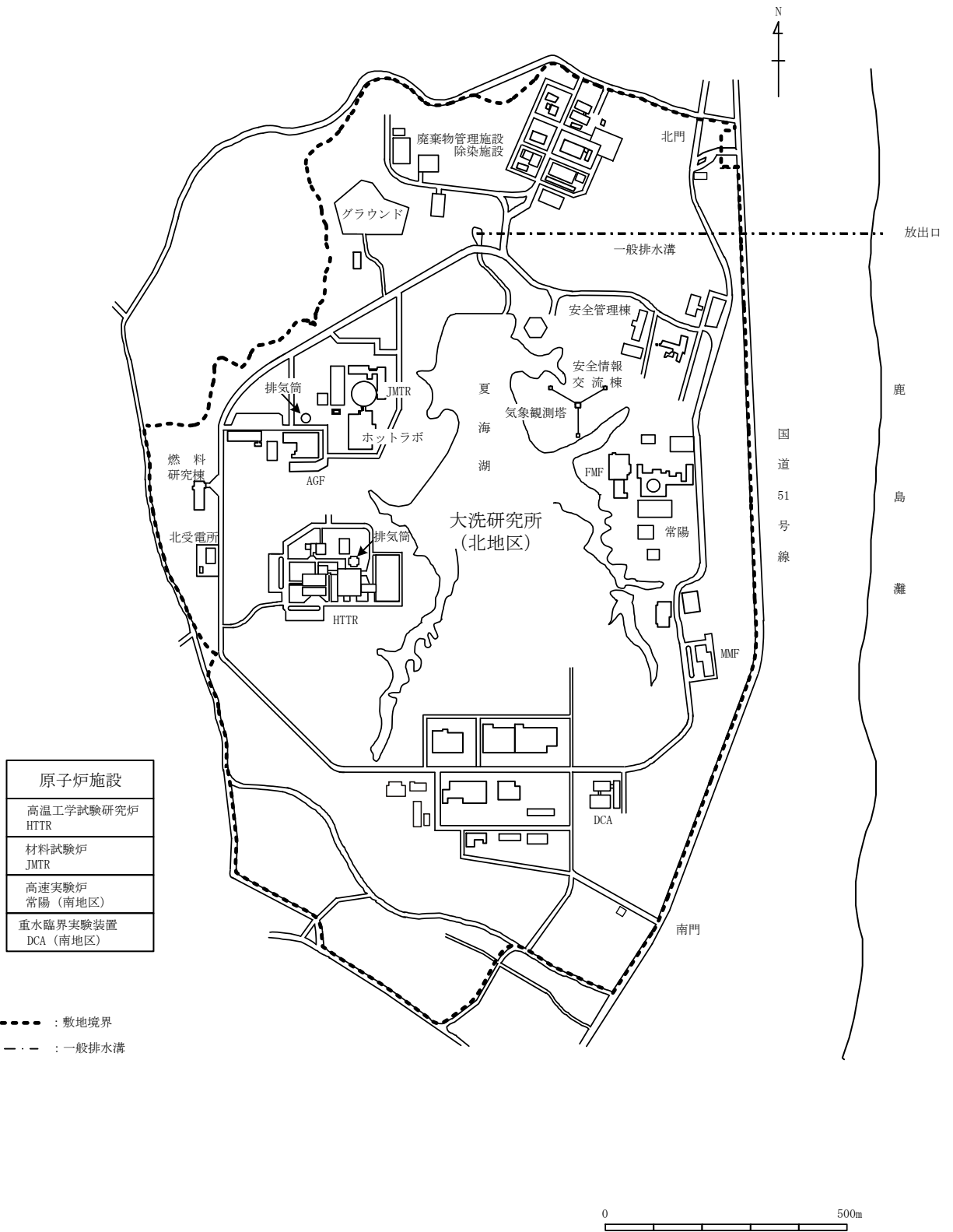
JMTRについては、別冊1に記載のとおりである。

HTTRについては、別冊3に記載のとおりである。

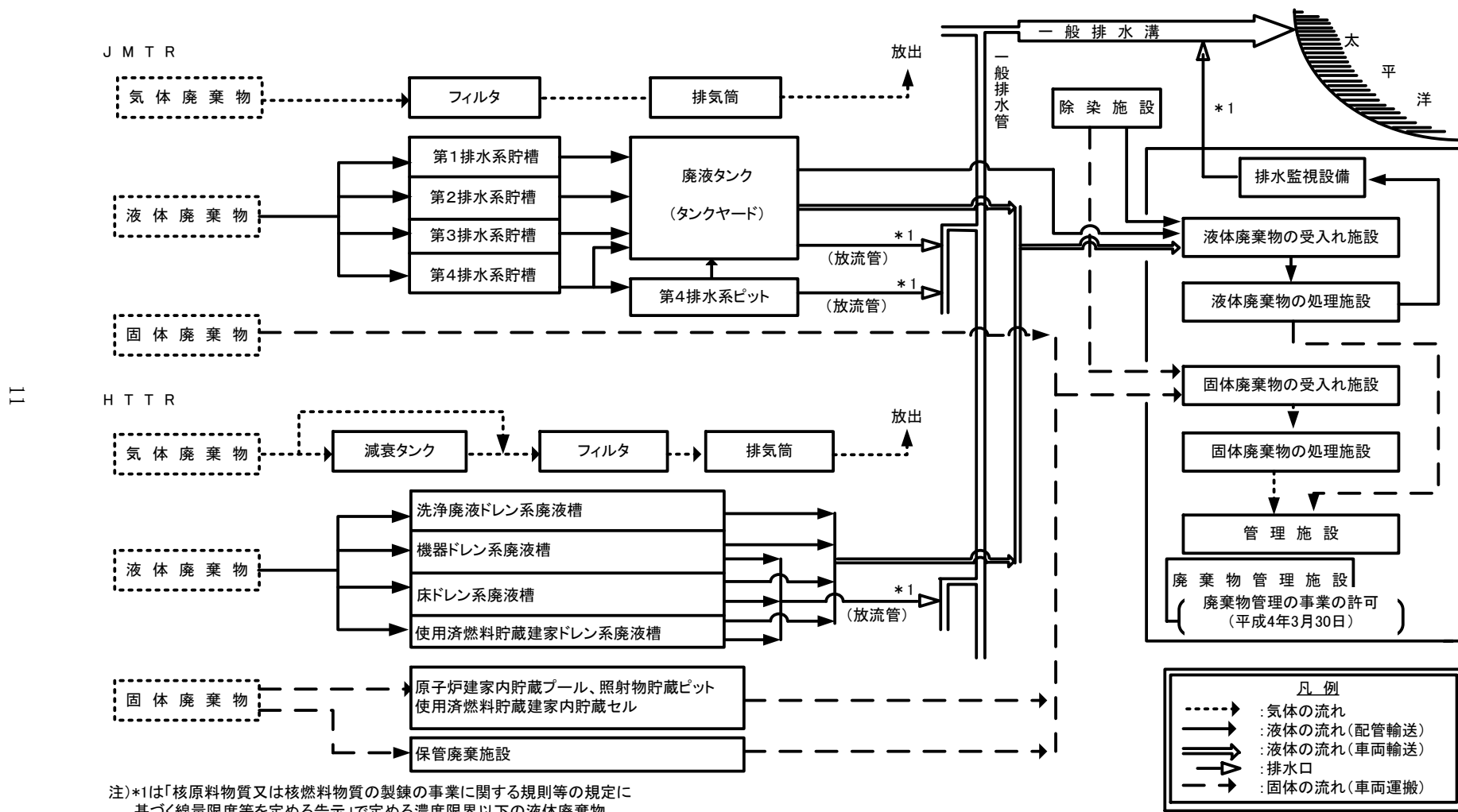
(別冊2は欠番)



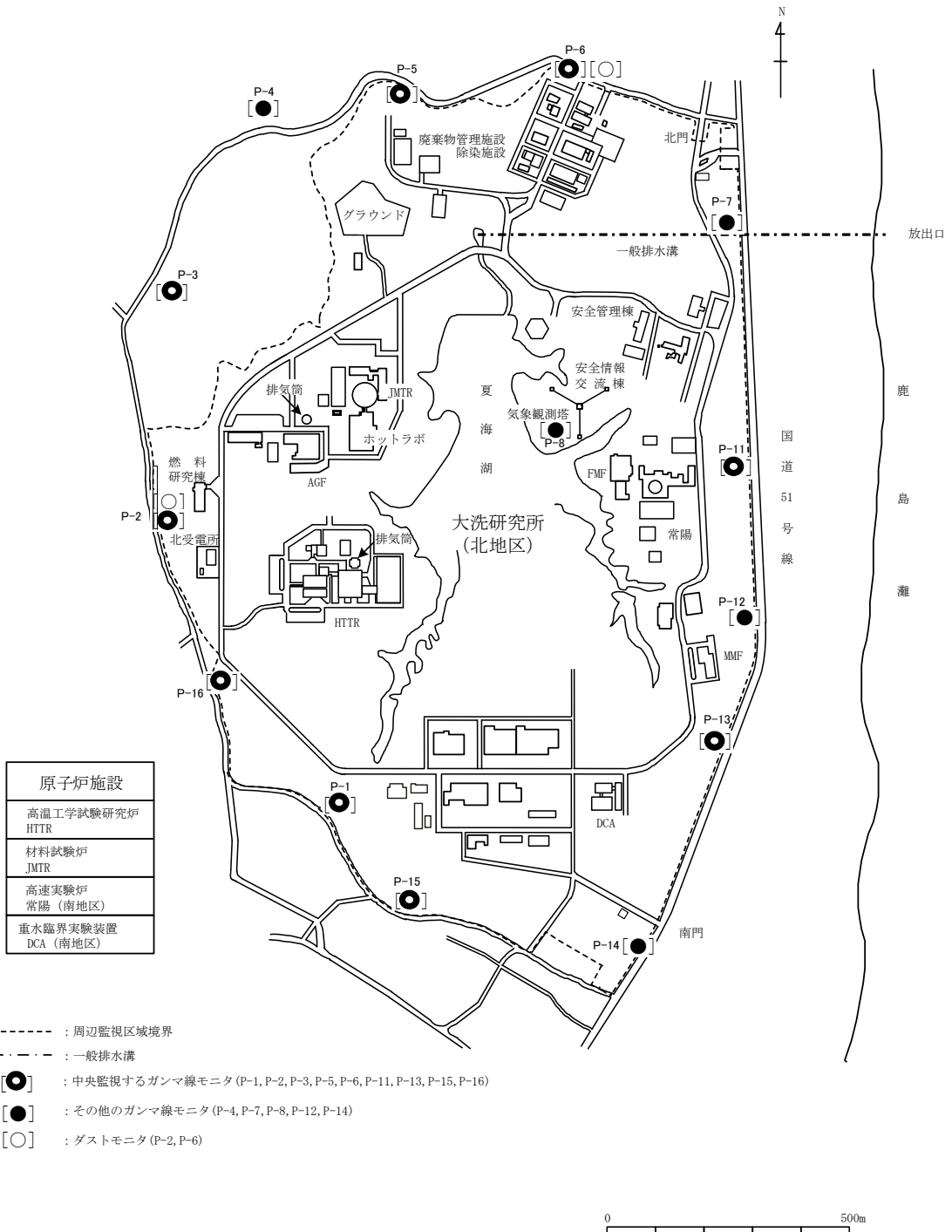
第1図 敷地付近の図面



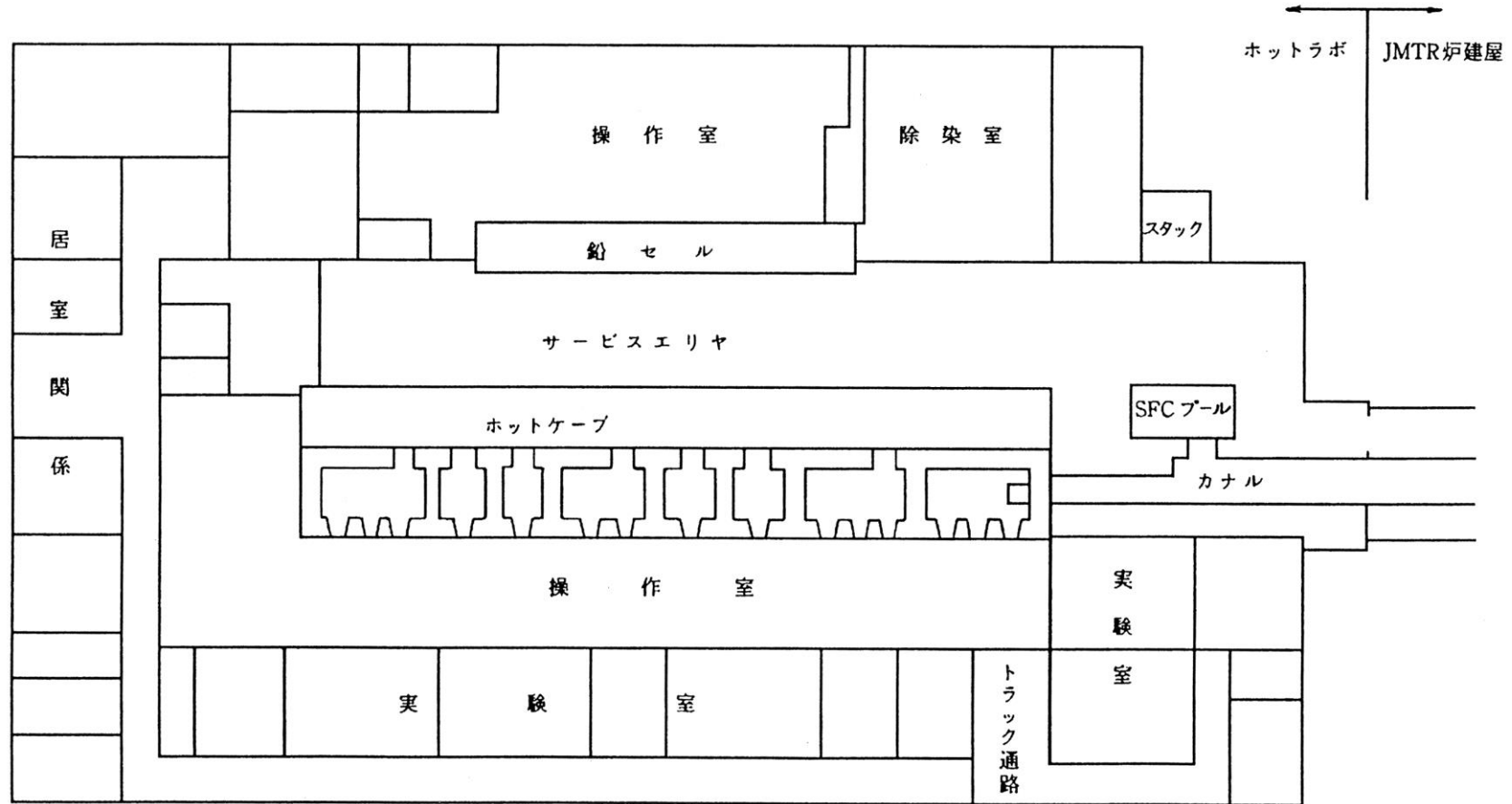
第2図 事業所の配置図



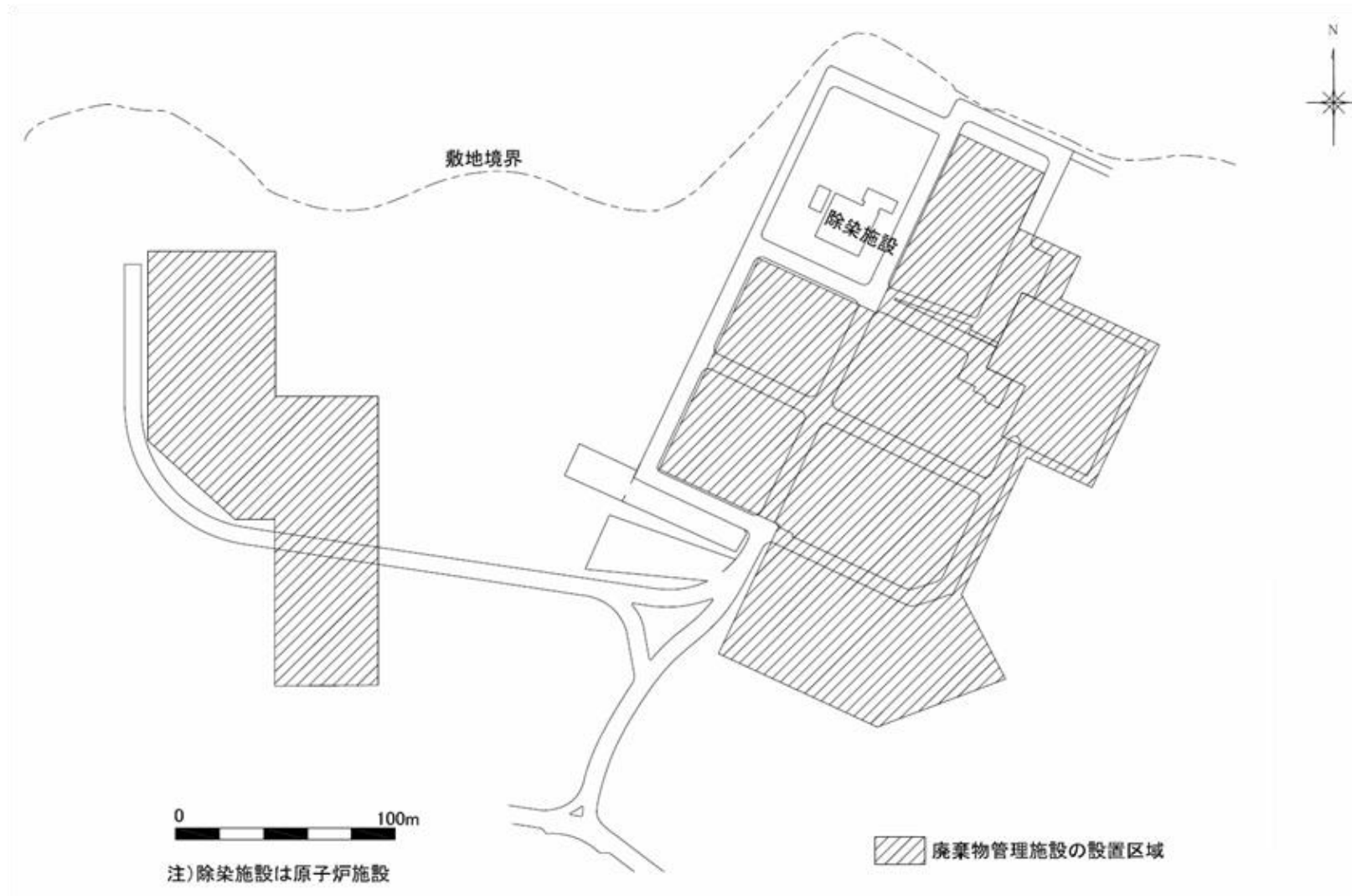
第3図 放射性廃棄物処理系統図



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	47

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っ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、爆発性又は可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っても、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っ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っ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℃)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、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℃)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。

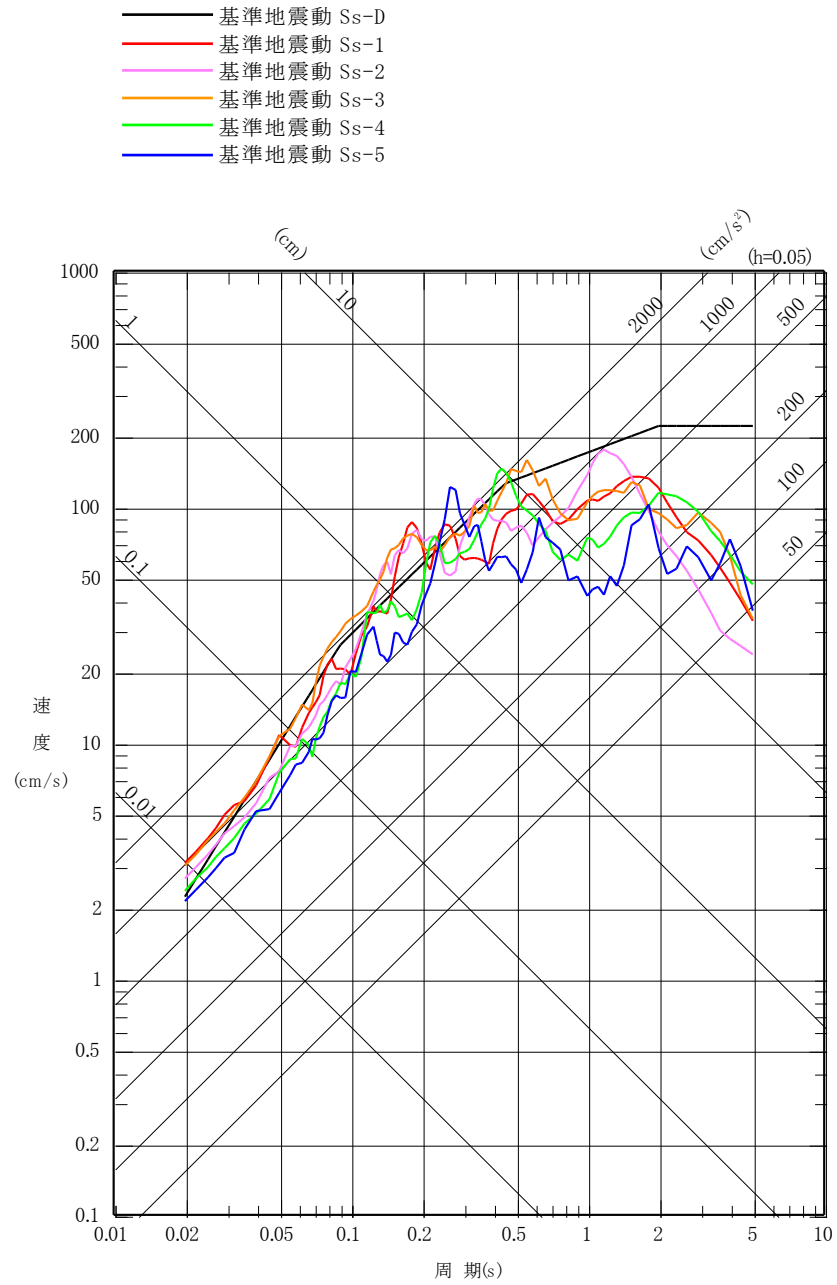
原子炉施設は、設計基準事故時に、原子炉圧力容器内にある黒鉛構造物の酸化により発生する可燃性ガスの燃焼を防止するため、原子炉格納容器内の自由体積を小さくし、酸化に寄与する空気の総量を制限することにより、原子炉格納容器内での可燃性ガス、空気及びヘリウムの濃度割合を制限し、可燃性ガスが燃焼しないようにする。これにより、設計基準事故時に生ずる可燃性ガス及び酸素により原子炉格納容器の健全性を損なうおそれがない設計とする。

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)

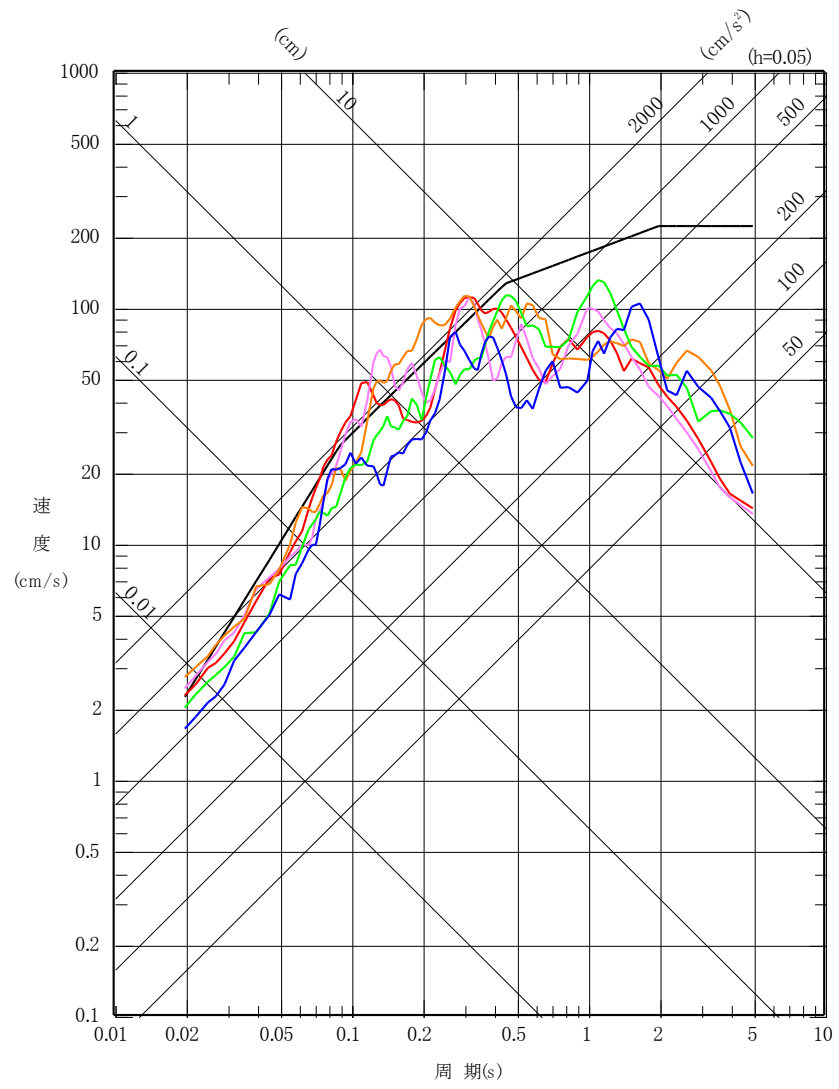
原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

- (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。



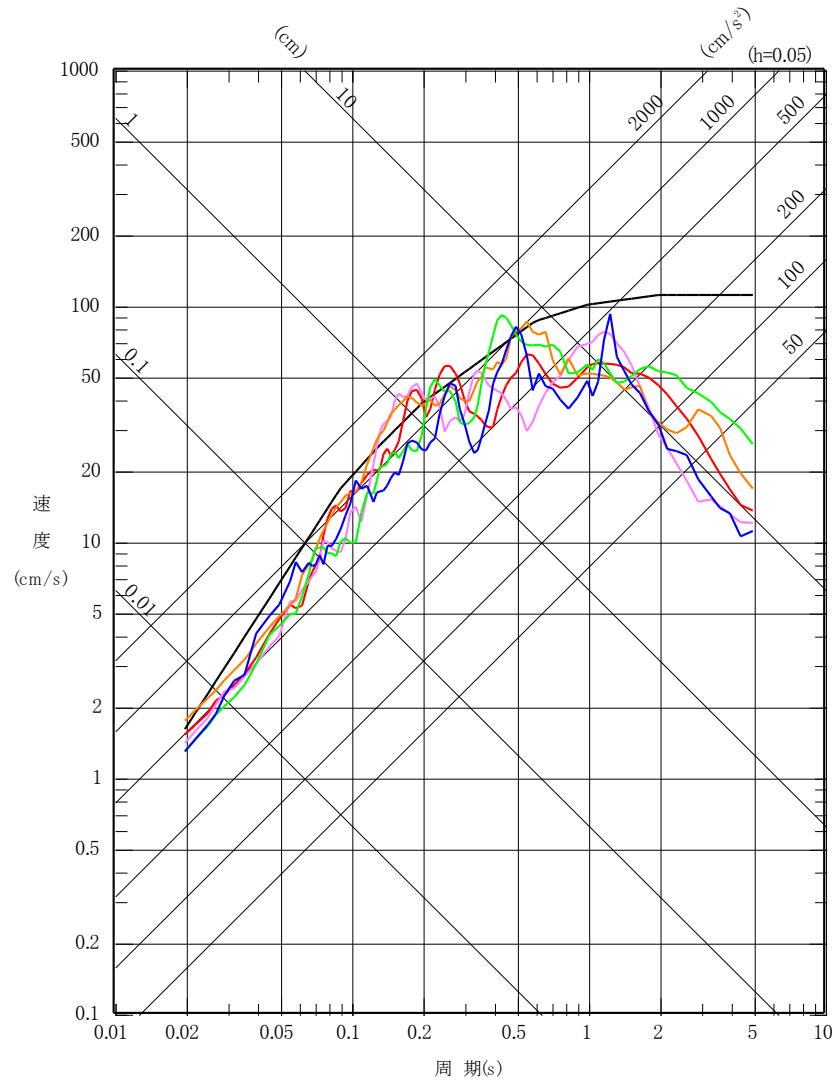
第 5.1 図 基準地震動 S_s の応答スペクトル
 (NS 成分)

- 基準地震動 S_s-D
- 基準地震動 S_s-1
- 基準地震動 S_s-2
- 基準地震動 S_s-3
- 基準地震動 S_s-4
- 基準地震動 S_s-5

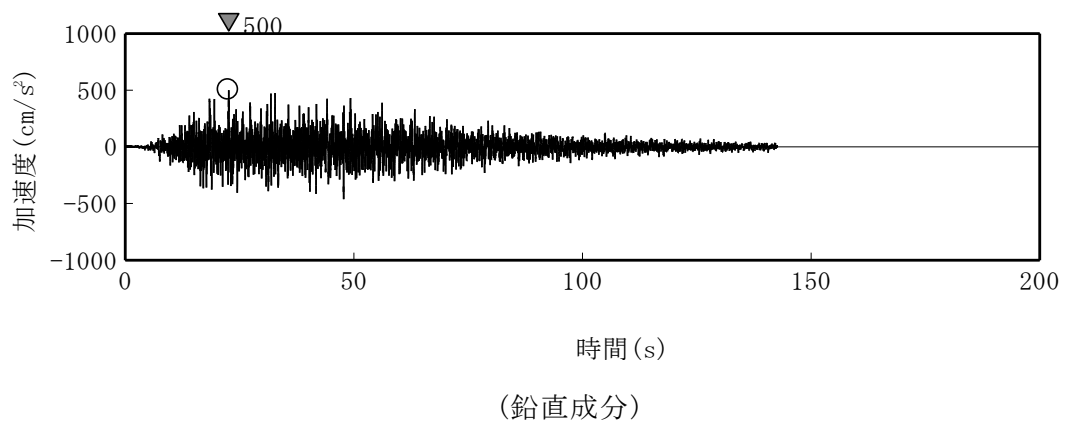
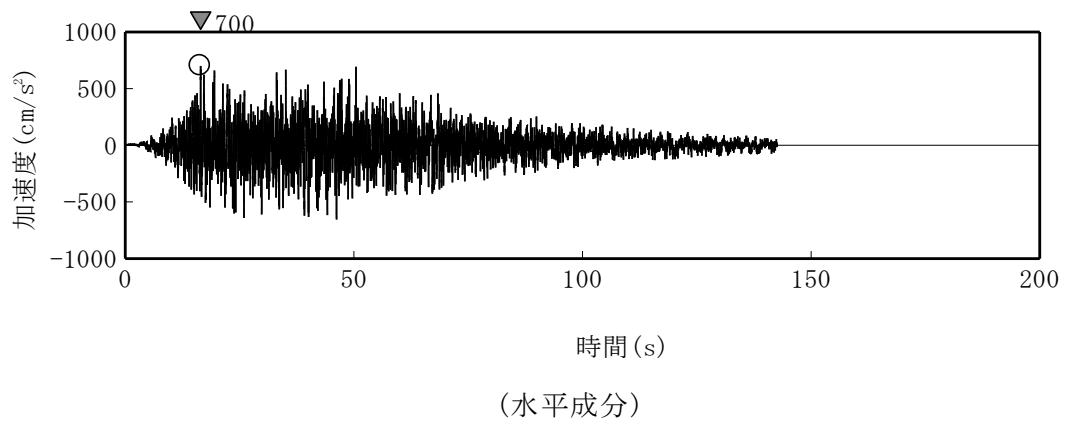


第 5.2 図 基準地震動 S_s の応答スペクトル
(EW 成分)

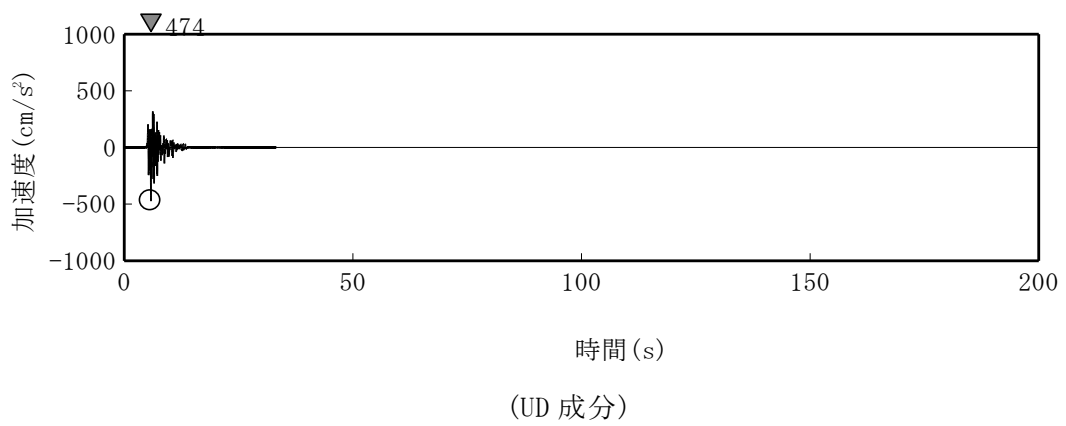
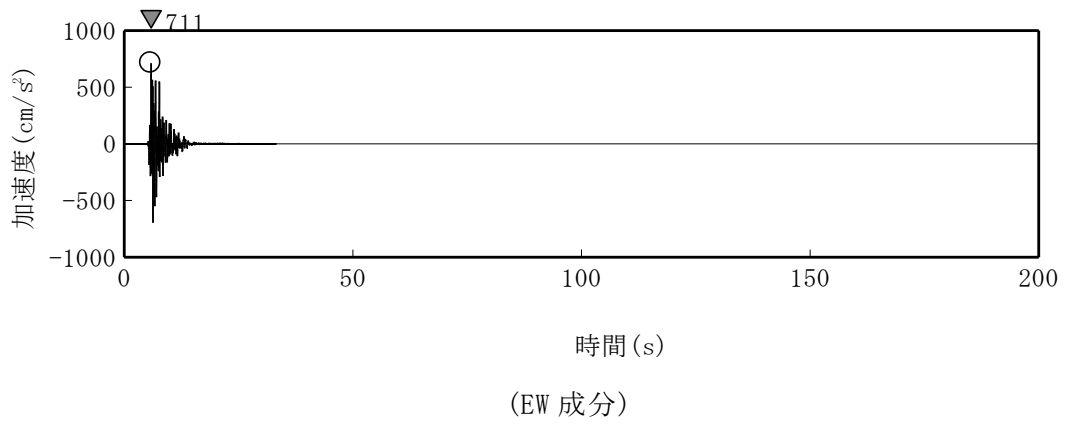
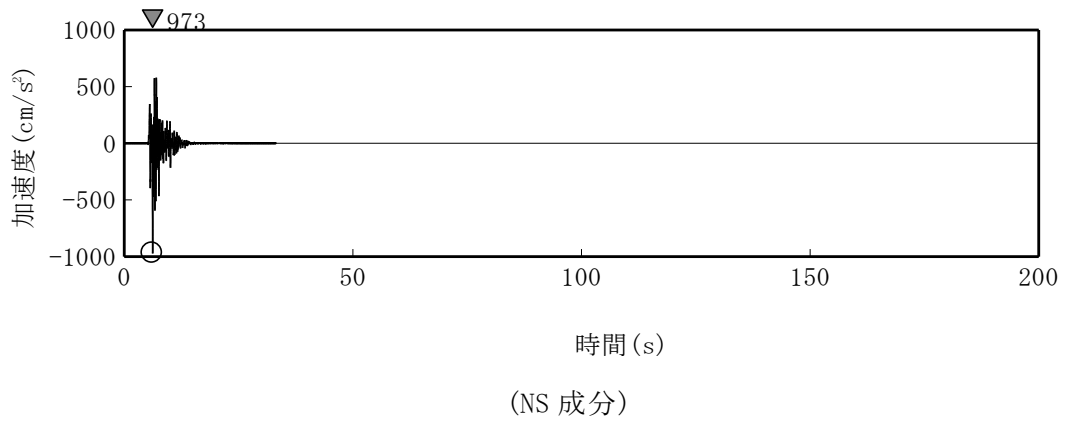
- 基準地震動 S_s-D
- 基準地震動 S_s-1
- 基準地震動 S_s-2
- 基準地震動 S_s-3
- 基準地震動 S_s-4
- 基準地震動 S_s-5



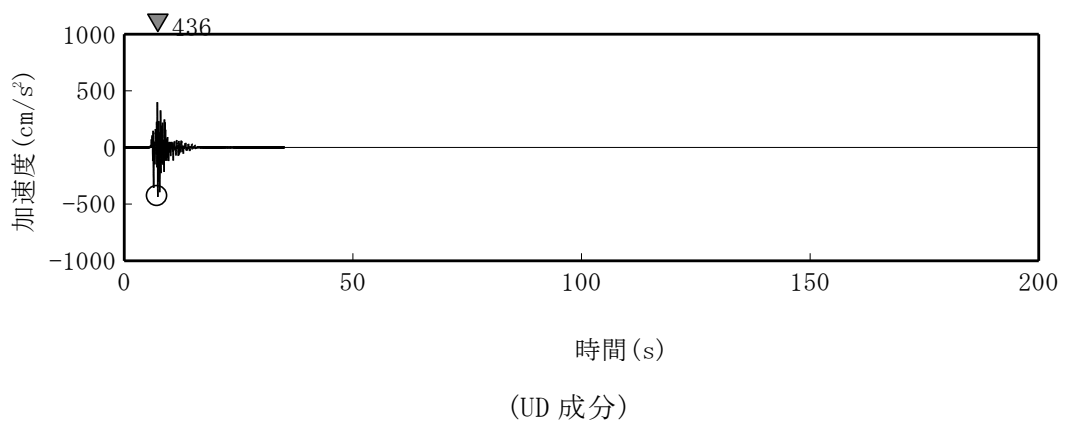
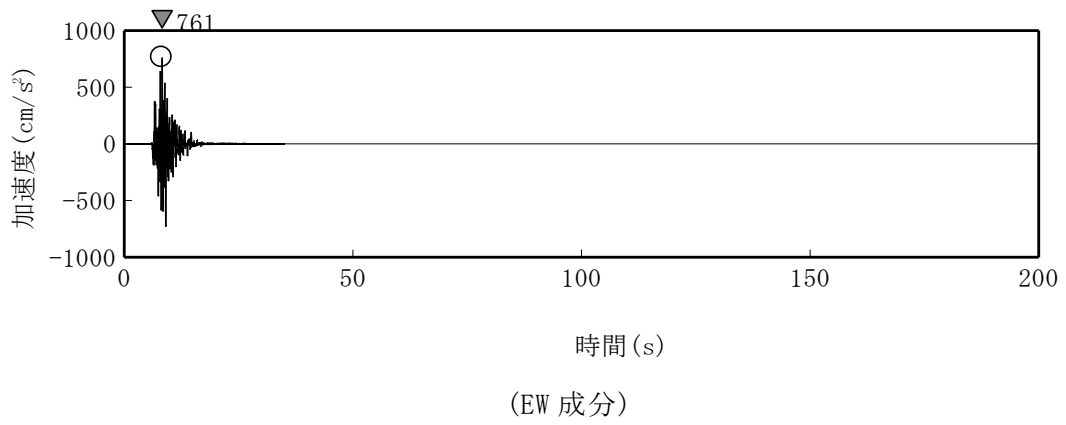
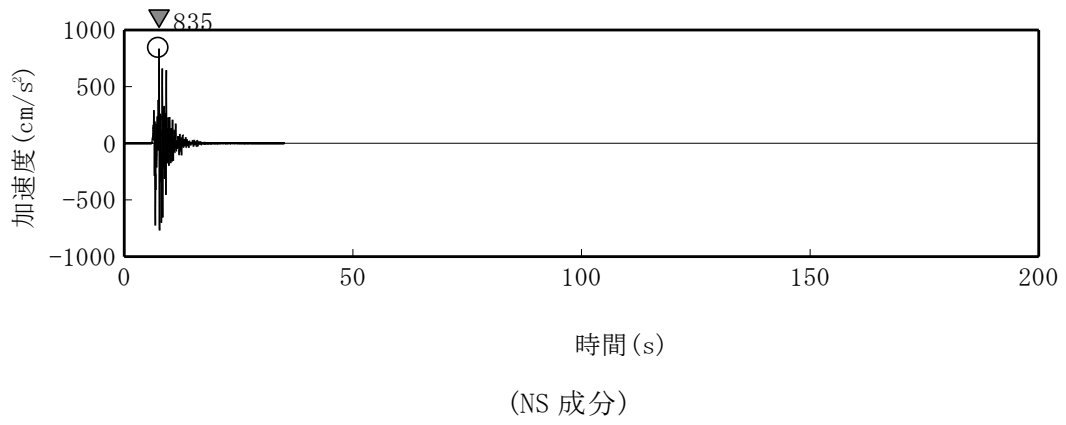
第 5.3 図 基準地震動 S_s の応答スペクトル
(UD 成分)



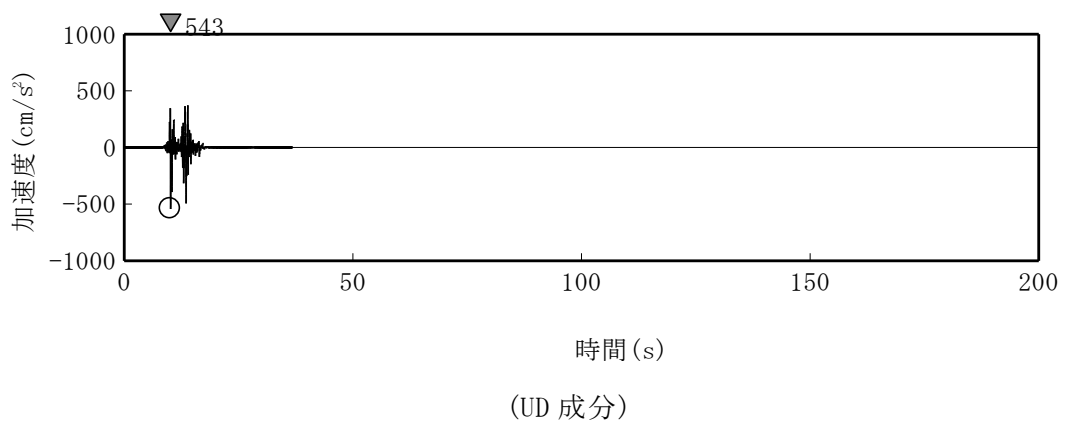
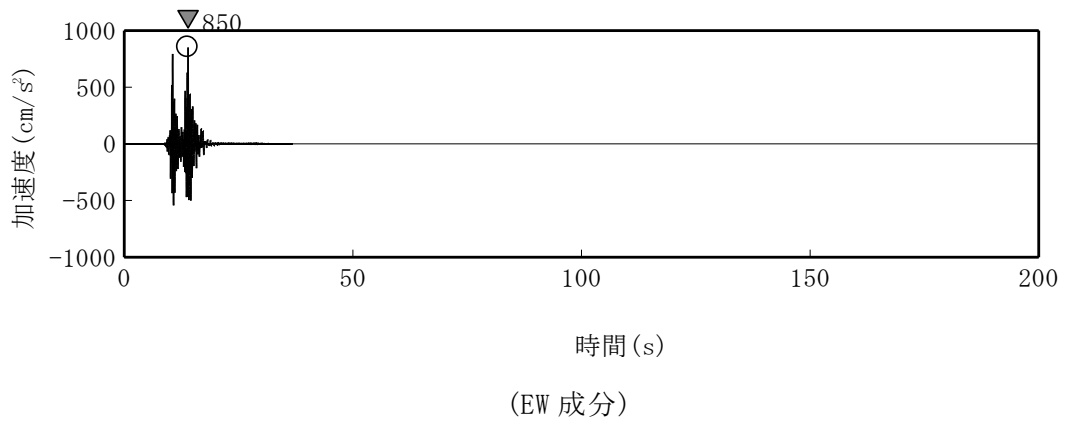
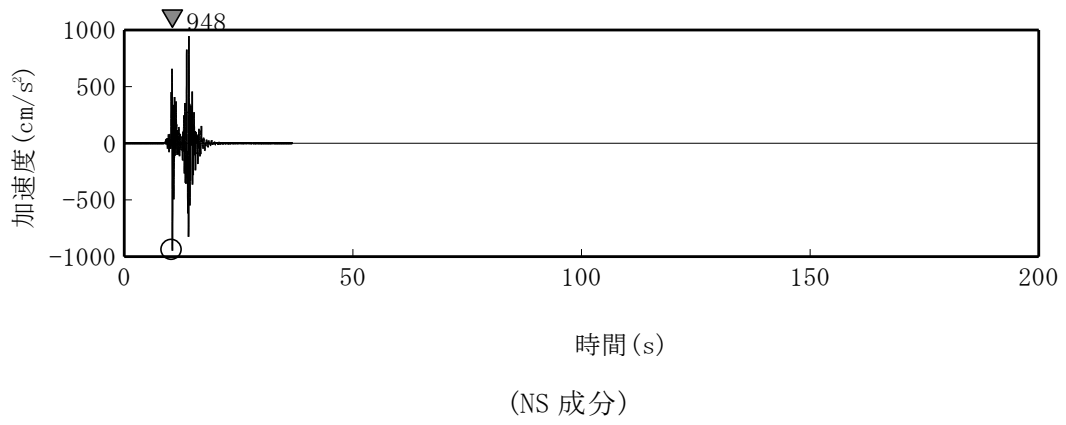
第 5.4 図 基準地震動 S_S-D の時刻歴波形



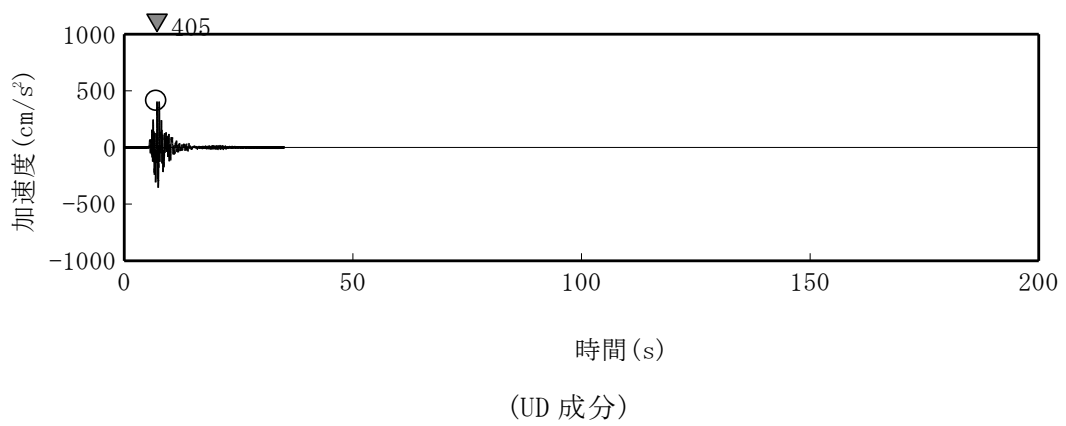
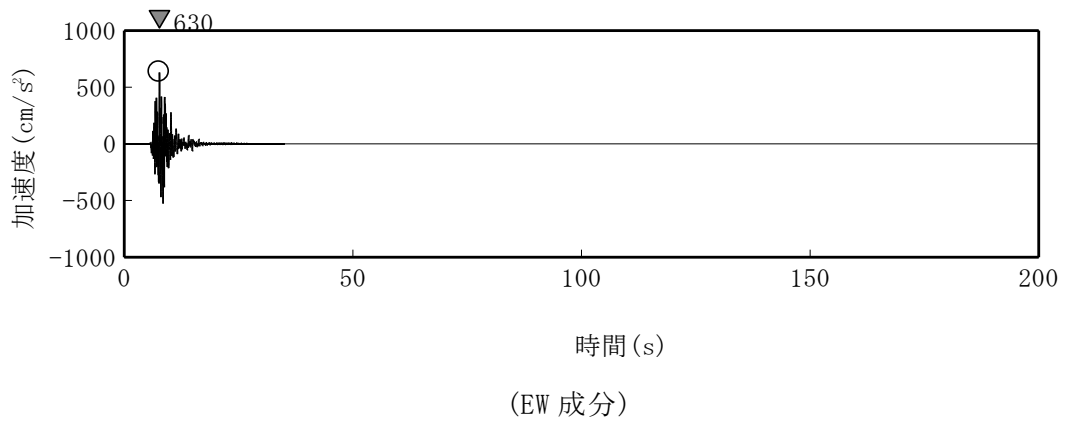
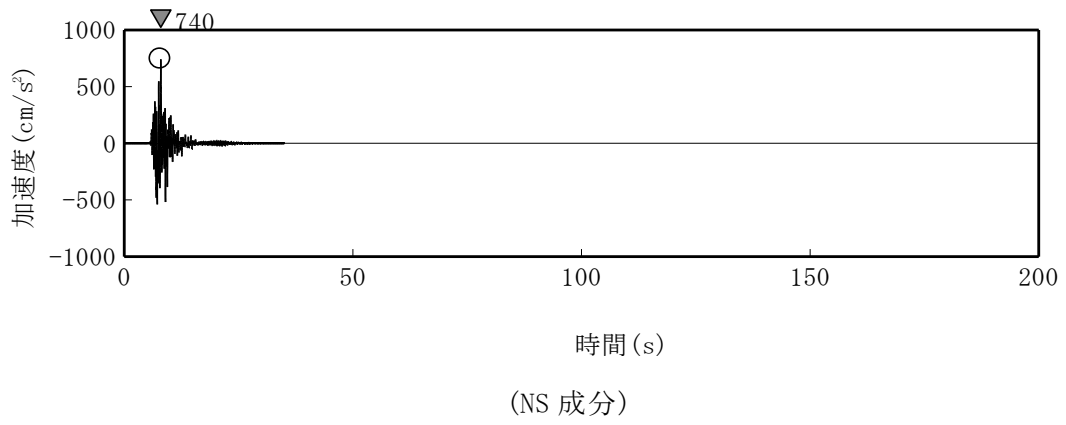
第 5.5 図 基準地震動 S_S-1 の時刻歴波形



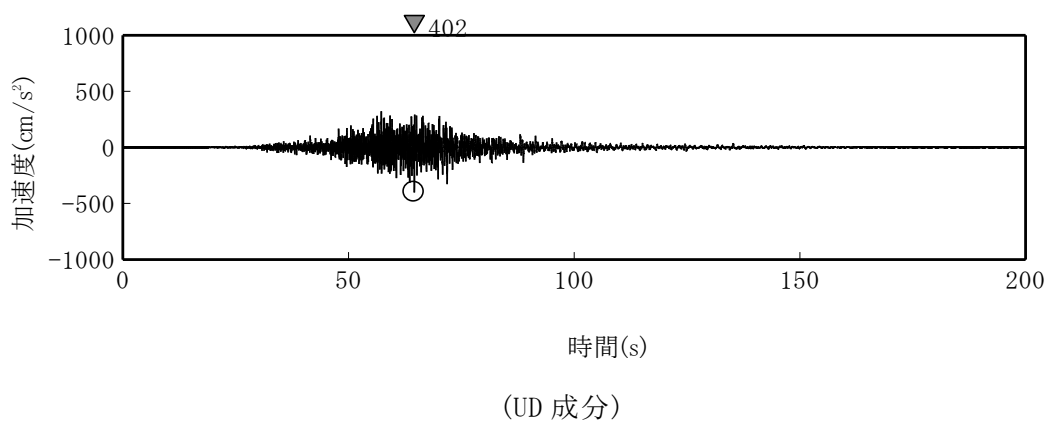
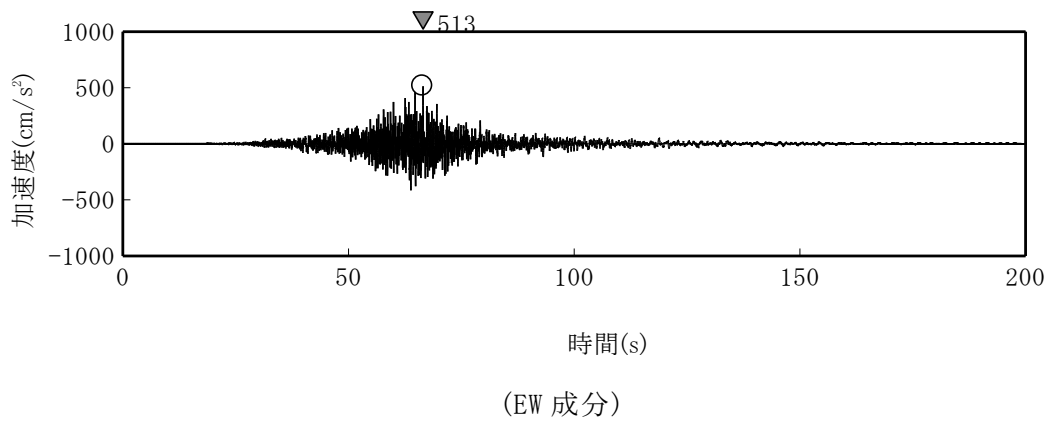
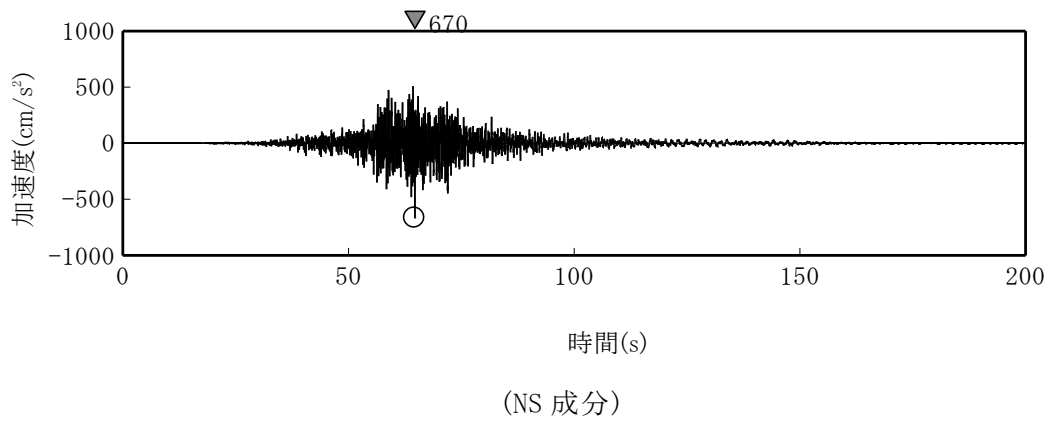
第 5.6 図 基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形



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_S-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 μm
燃 料 核	
材 質	二酸化ウラン
直 径	約 600 μm
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 μm
燃 料 核	
材 質	二酸化ウラン
直 径	約 570 μm
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 μm
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 μm

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 燃料体当り)	33 本(ただし、燃料領域最外周 コラム 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 ² 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 ² 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/cm² 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/cm² 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	炭素鋼

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	炭素鋼

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	炭素鋼

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
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)
(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)
(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)
(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 ³ /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及び非常用発電機(可搬型含む。)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9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 ² 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 ³
-----	-------------------------

(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 m³/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。水源としては、HTTR 機械棟の共用水槽及び夏海湖の貯水等を利用する。

d. 可搬型発電機

全交流電源喪失時に直流電源設備の蓄電池枯渇以降の原子炉を監視するため、原子炉停止機能の喪失に電源喪失が重畳した場合に中性子束を連続的に監視するため及び原子炉停止機能の喪失に電源喪失が重畳した場合に後備停止系駆動装置を直接駆動するために必要な可搬型発電機 3 台 2 組を用意する。

原子炉を監視するための可搬型発電機（温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機）は、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ために必要な容量 2 kVA/基以上の

もの1台2組を用意する。中性子束を連続的に監視するための可搬型発電機（中性子束監視用可搬型発電機）は、1.5 kVA/基以上のもの1台2組を用意し、温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機を活用して、可搬型発電機の燃料補給時においても中性子束を連続的に監視できるようにする。後備停止系駆動装置を直接駆動するための可搬型発電機（後備停止系駆動装置駆動用可搬型発電機）は、1.8 kVA/基以上のもの1台2組を用意する。

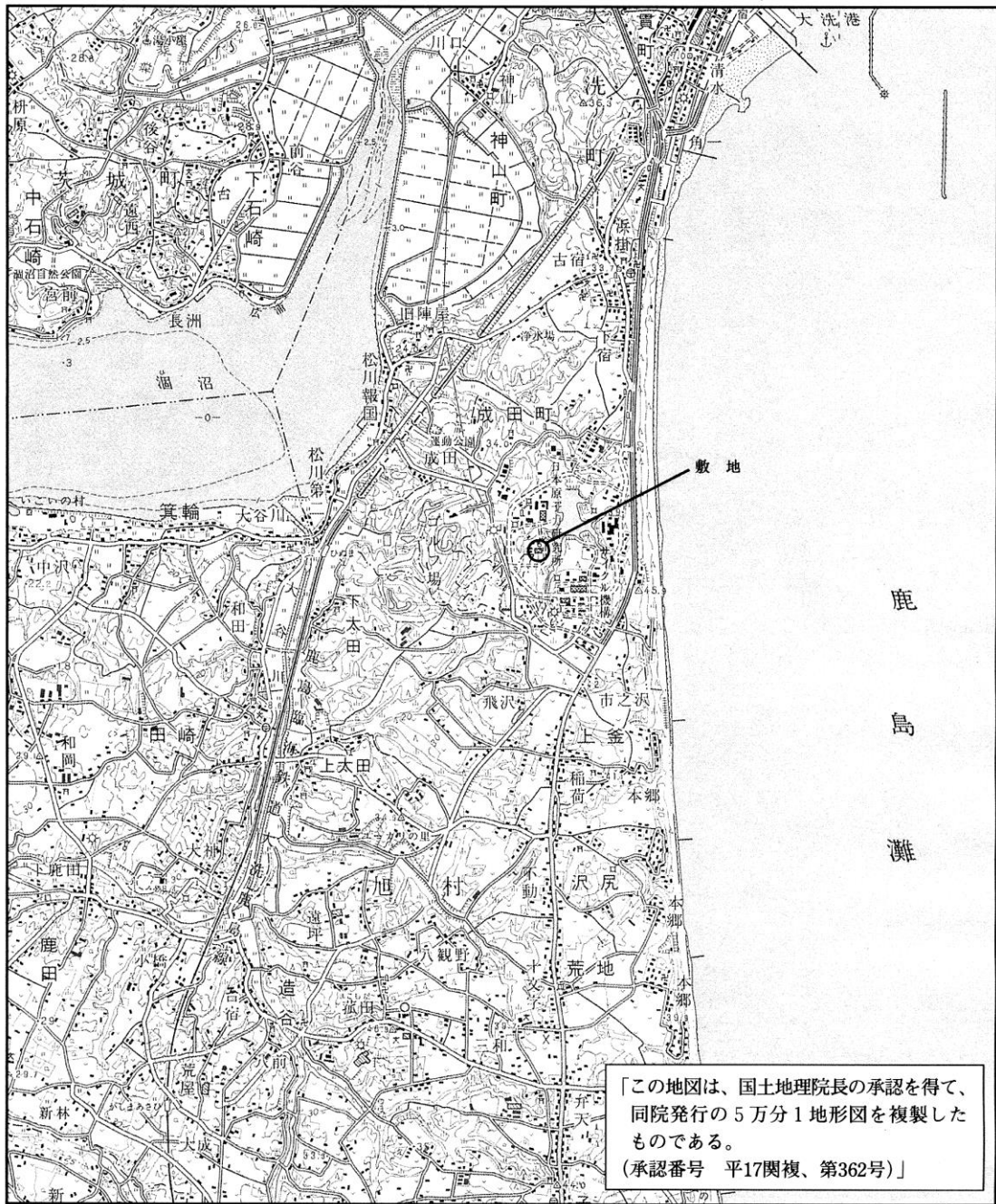
可搬型発電機は、多重性を考慮して3台2組をそれぞれ原子炉建家以外の独立した場所に保管する。

可搬型発電機は、直流電源設備の蓄電池枯渇前にまでに、原子炉建家の設置場所へ搬入して接続し電源を供給できるようにする。

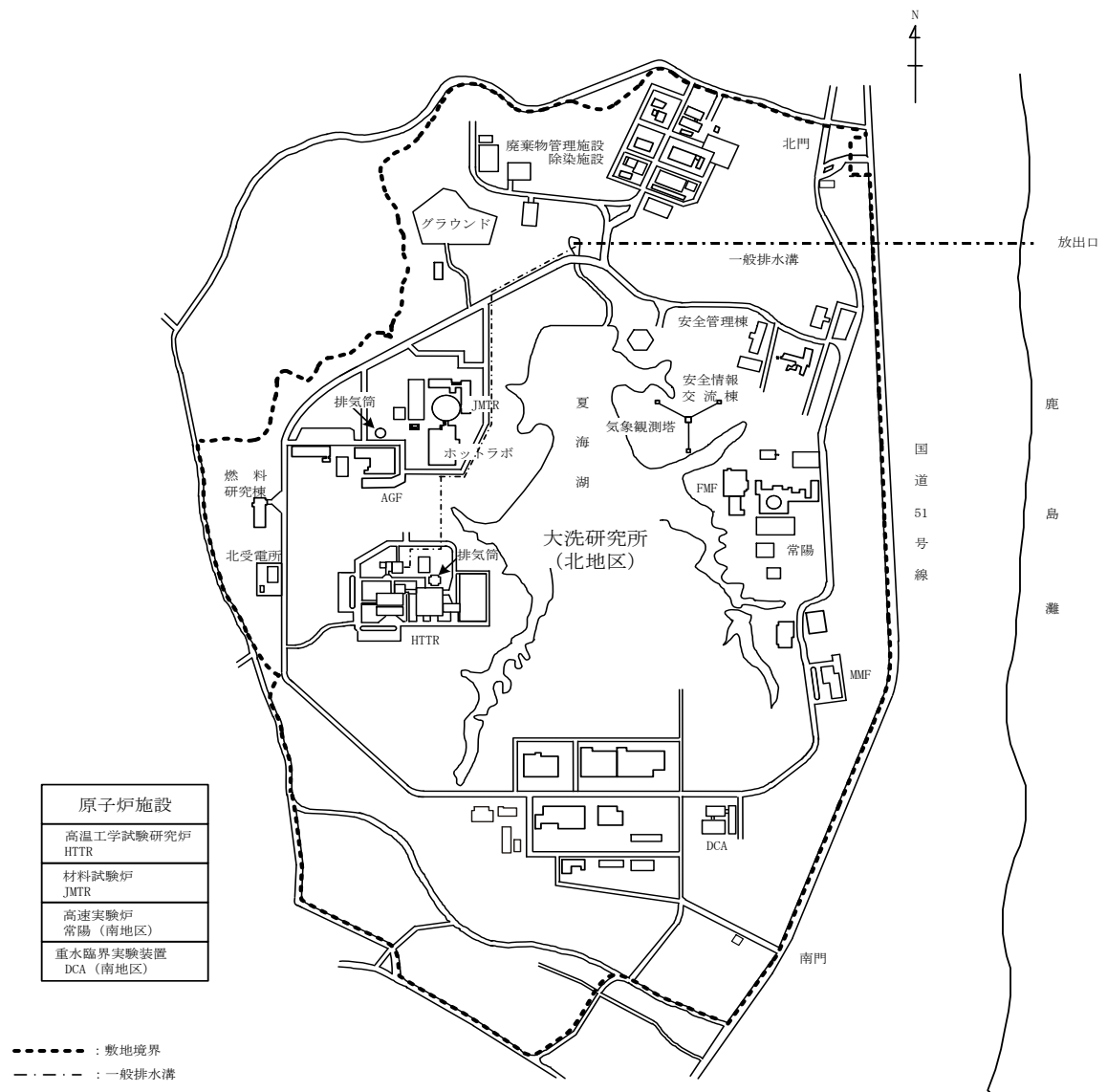
申請書添付参考図面一覧表

申請書添付参考図目録

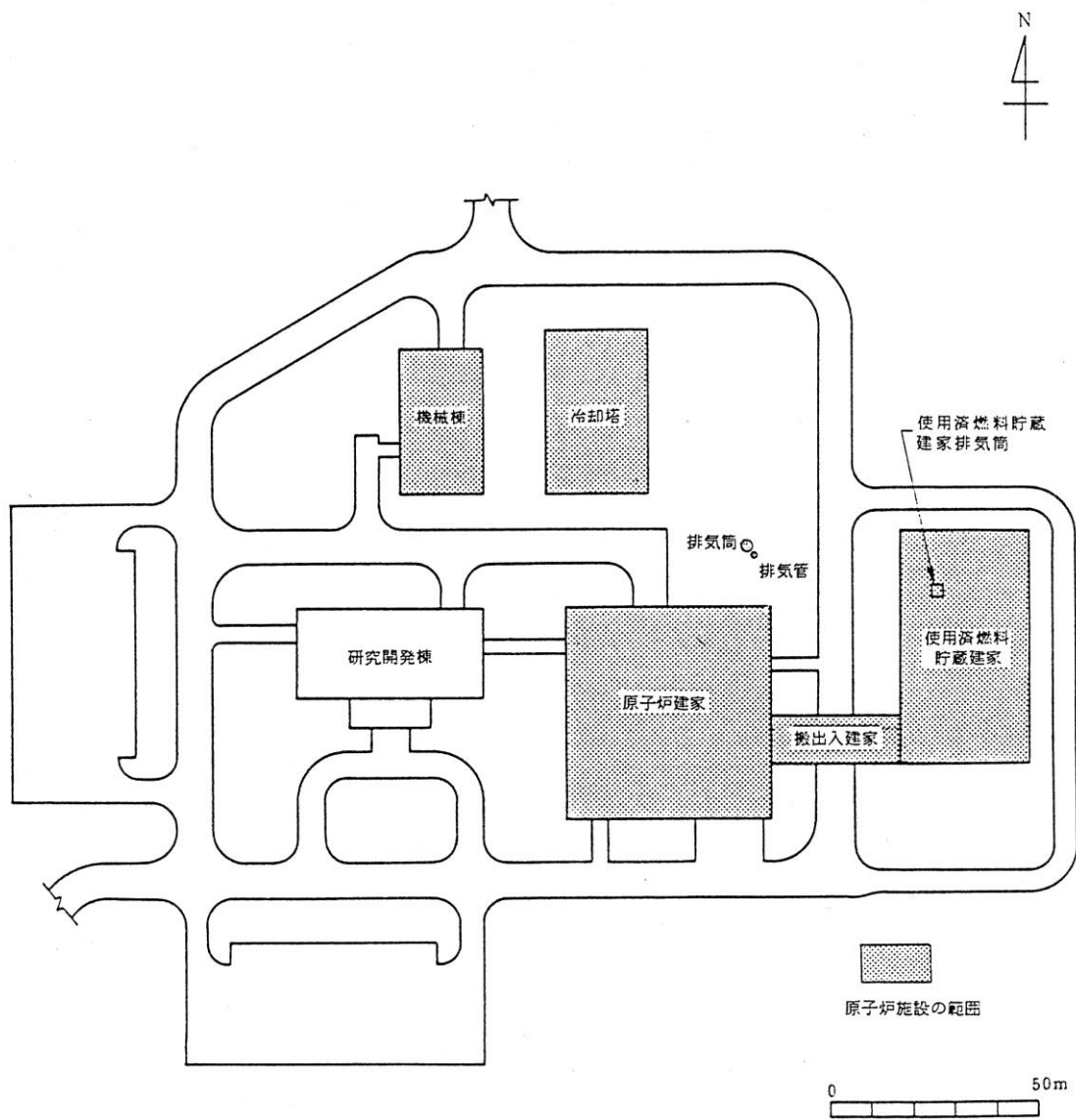
- 第1図 原子炉施設付近図
- 第2図 原子炉施設位置図
- 第3図 原子炉施設全体配置図
- 第4図 原子炉建家平面図(地下3階)
- 第5図 原子炉建家平面図(地下2階)
- 第6図 原子炉建家平面図(地下1階)
- 第7図 原子炉建家平面図(1階)
- 第8図 原子炉建家平面図(2階)
- 第9図 原子炉建家断面図
- 第10図 原子炉本体構造説明図
- 第11図 炉心配置説明図
- 第12図 燃料要素説明図
- 第13図 燃料体説明図
- 第14図 炉内構造物説明図
- 第15図 主要冷却設備系統説明図
- 第16図 中間熱交換器構造説明図
- 第17図 1次加圧水冷却器構造説明図
- 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。

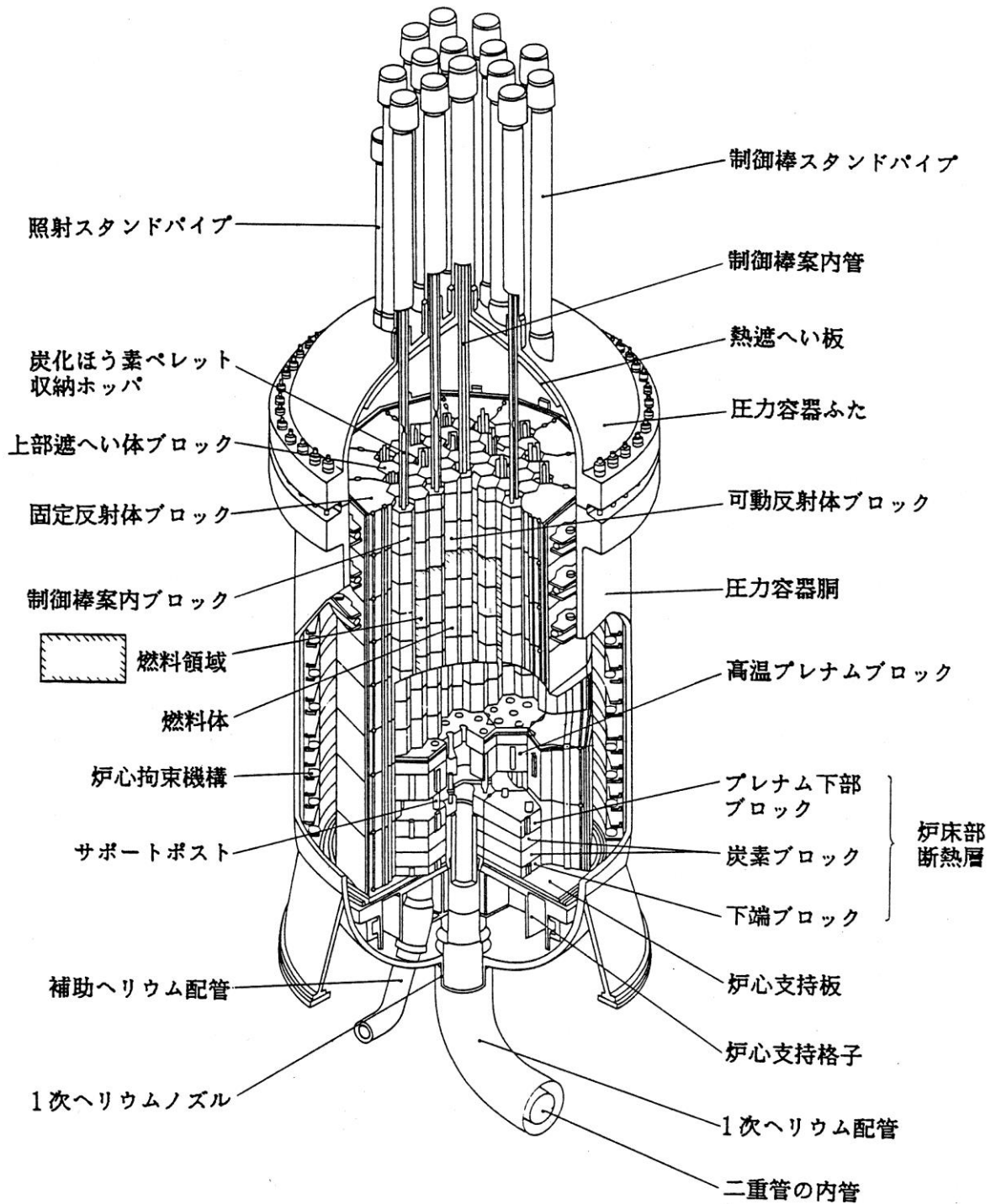
第7図 原子炉建家平面図(1階)

核物質情報が含まれているため公開できません。

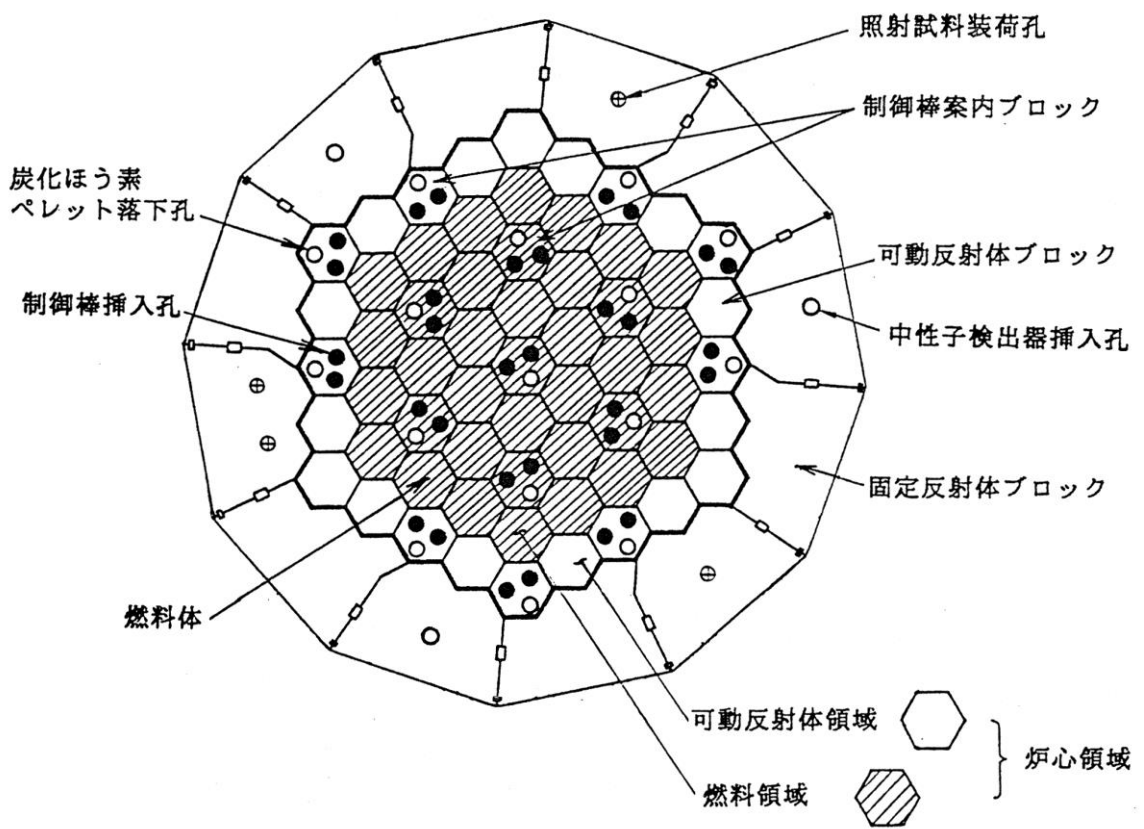
第8図 原子炉建家平面図(2階)

核物質情報が含まれているため公開できません。

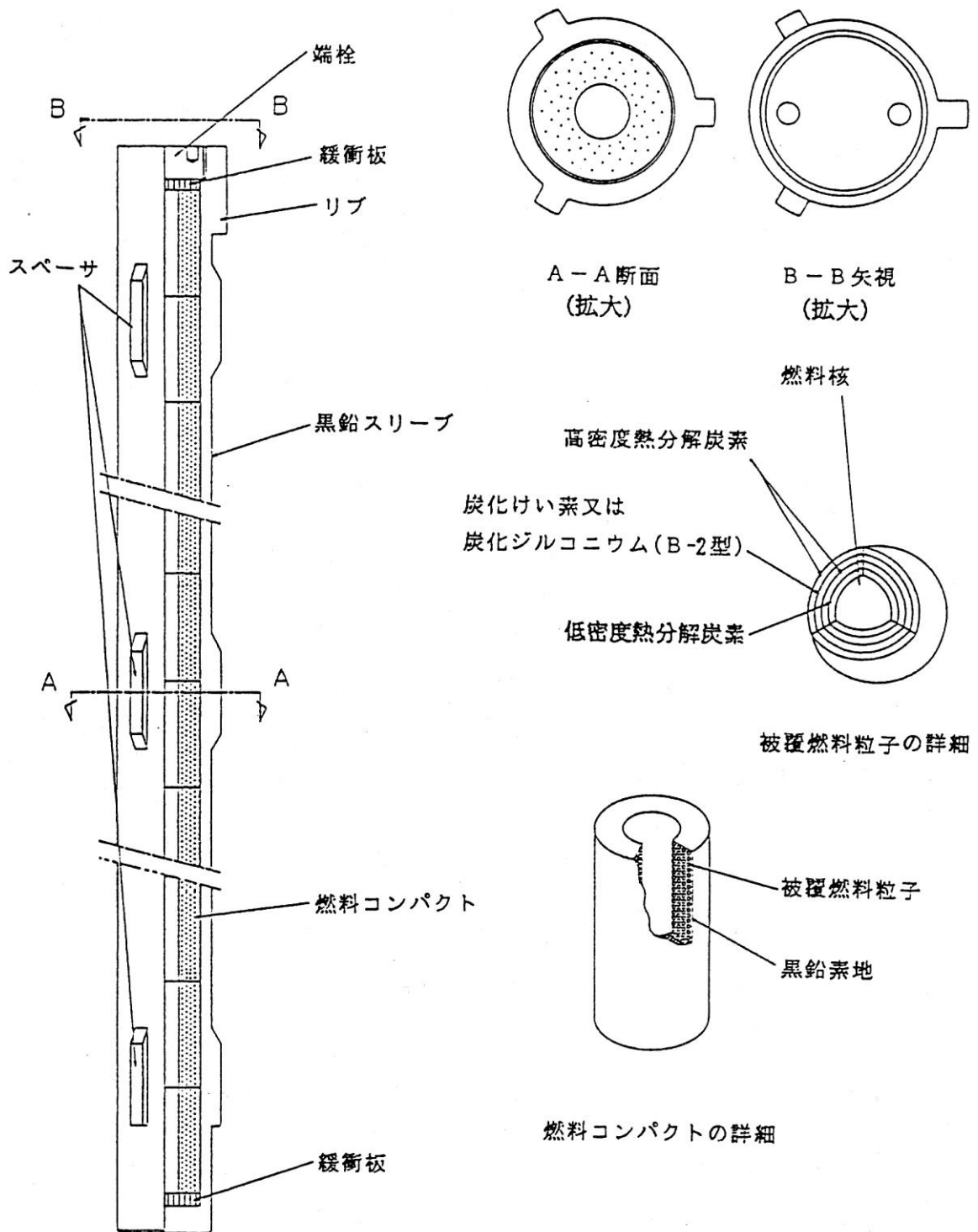
第9図 原子炉建家断面図



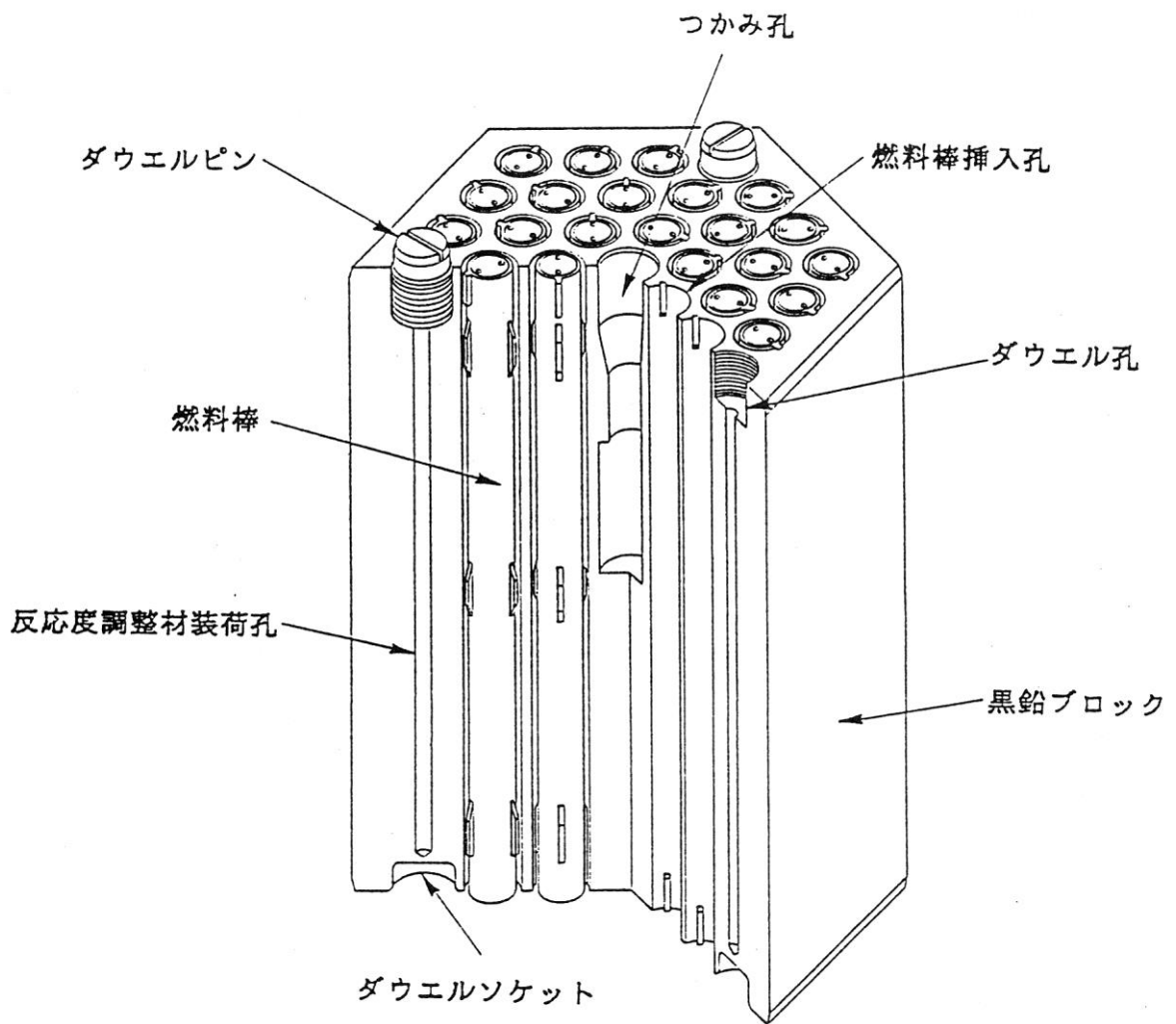
第10図 原子炉本体構造説明図



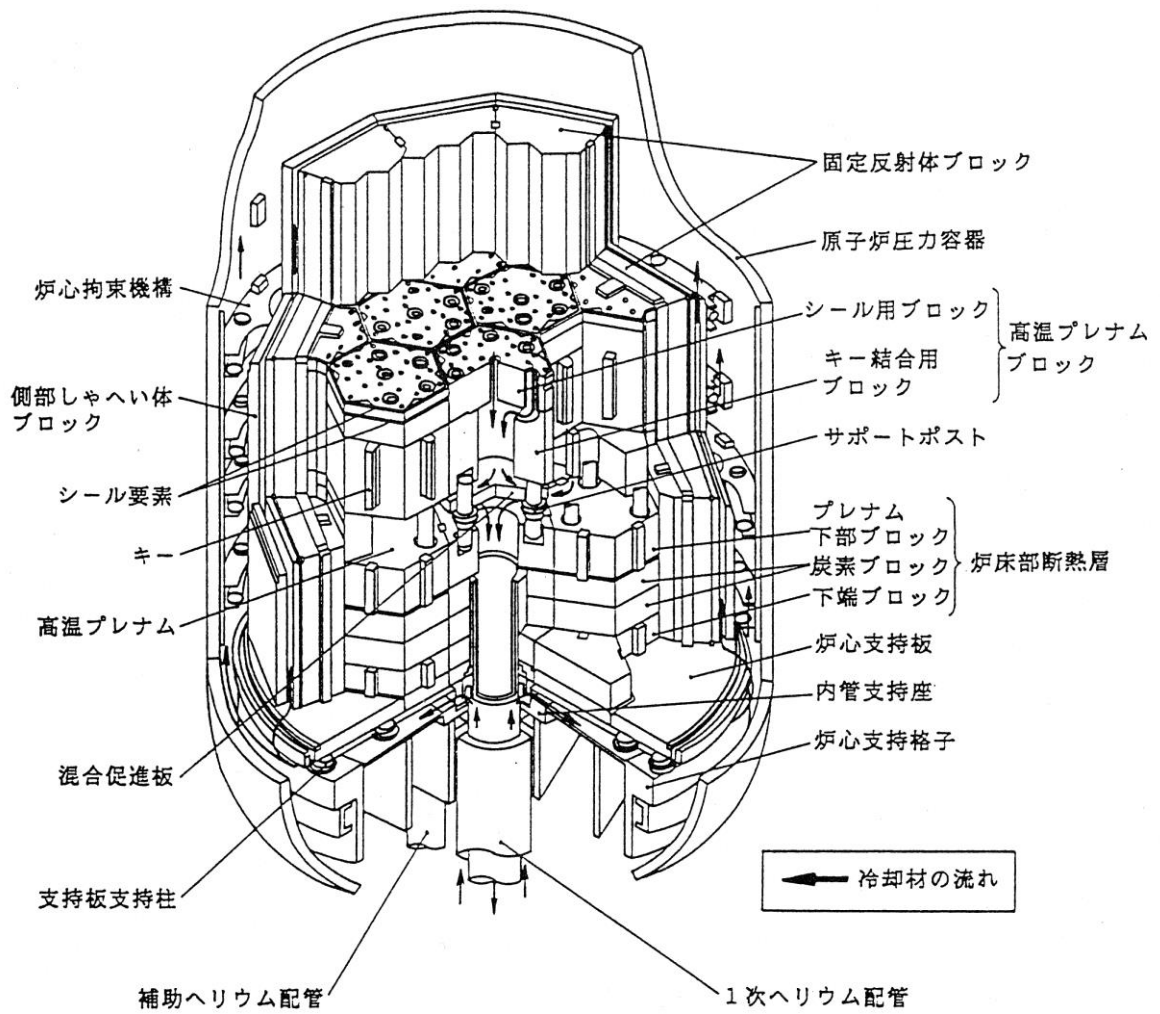
第11図 炉心配置説明図



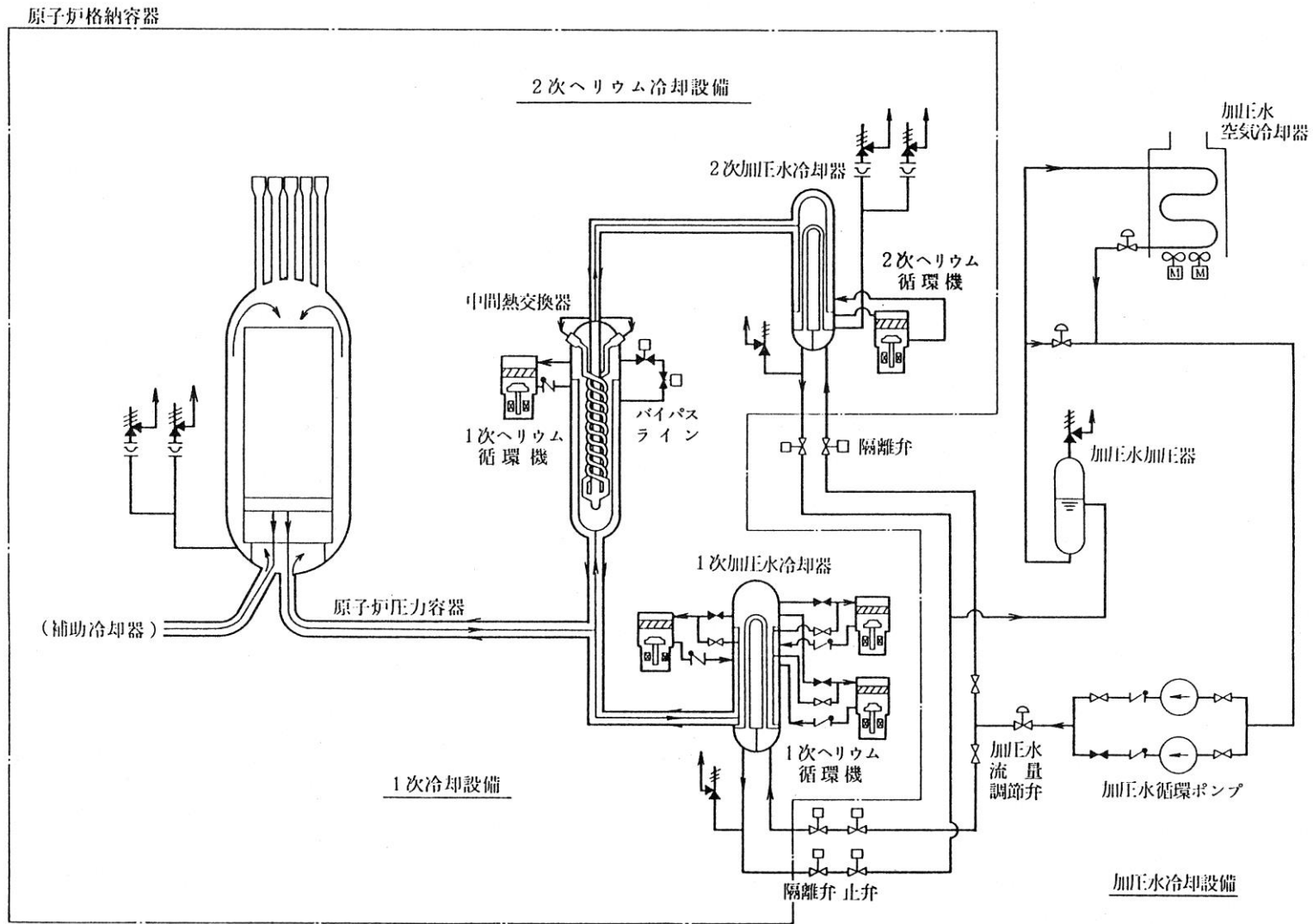
第12図 燃料要素説明図



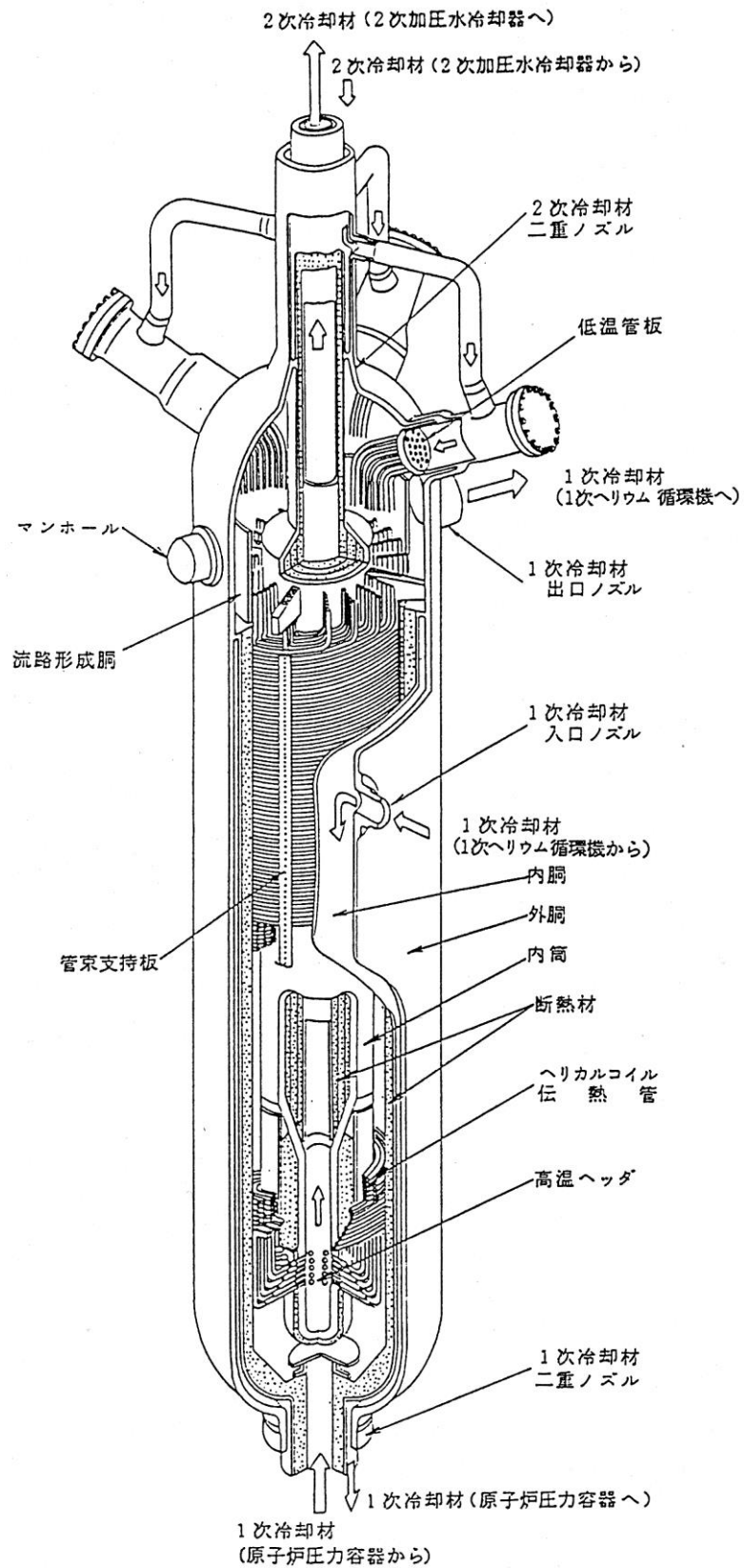
第 13 図 燃料体説明図



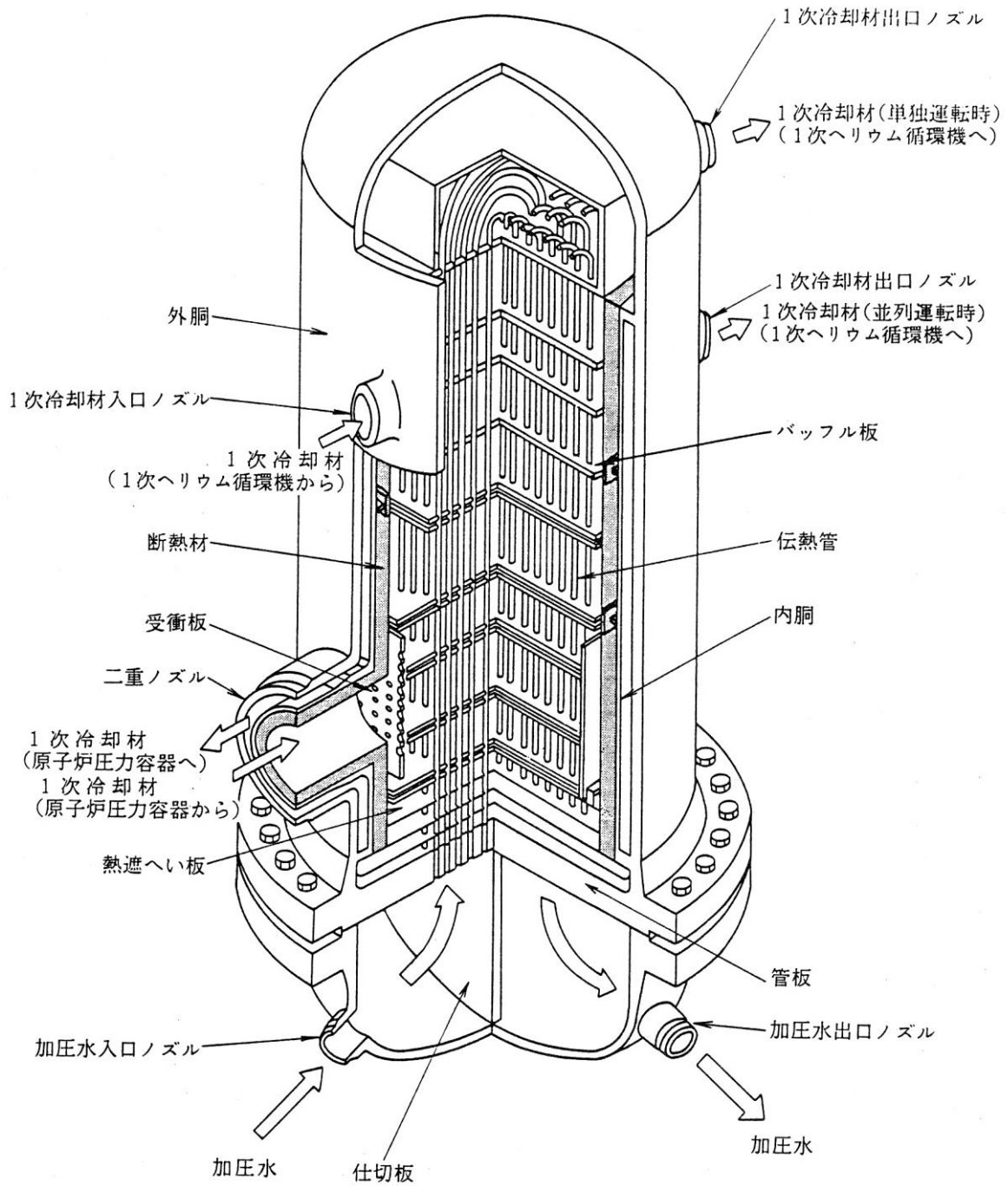
第 14 図 炉内構造物説明図



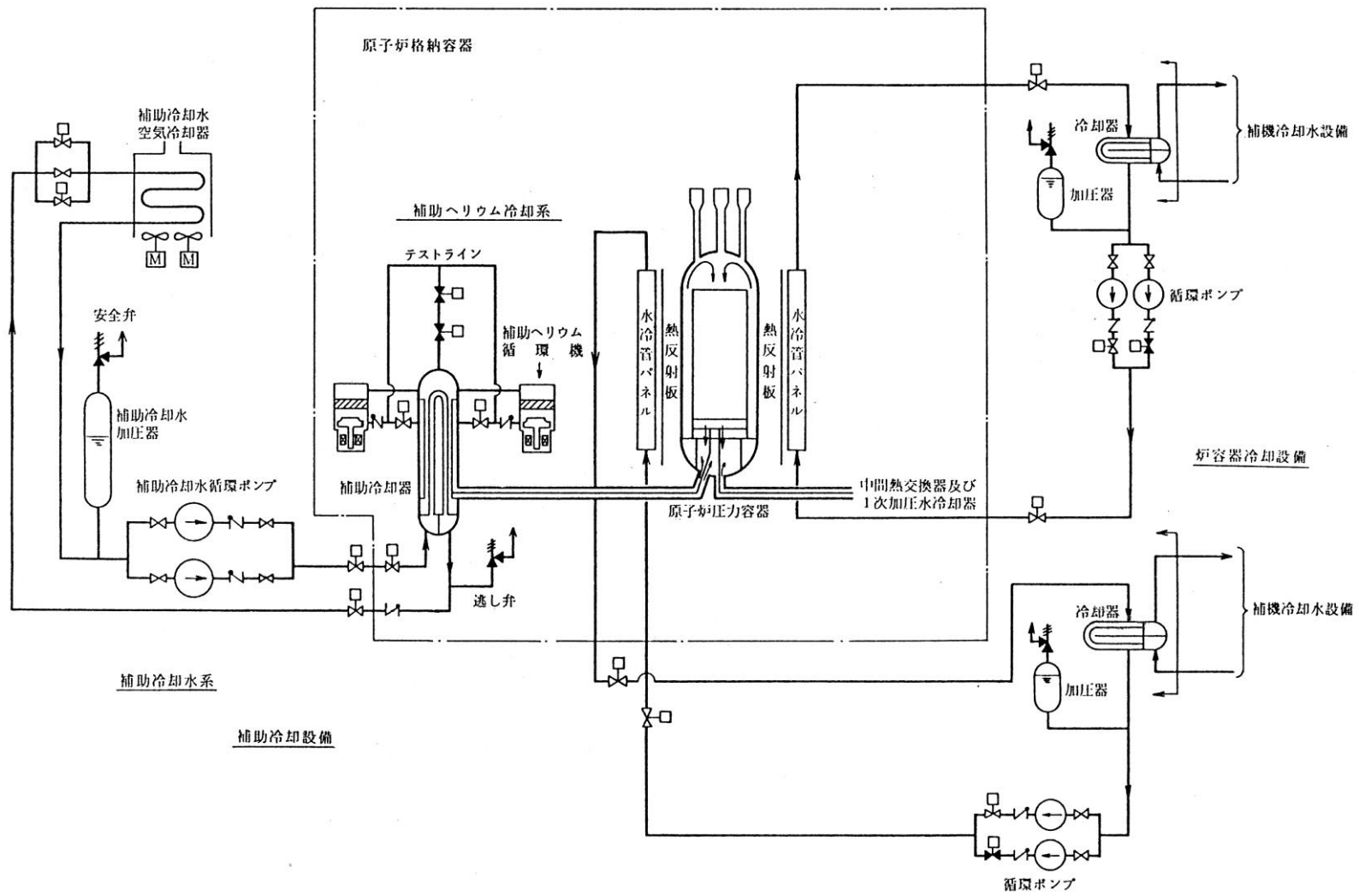
第 15 図 主要冷却設備系統説明図



第 16 図 中間熱交換器構造説明図

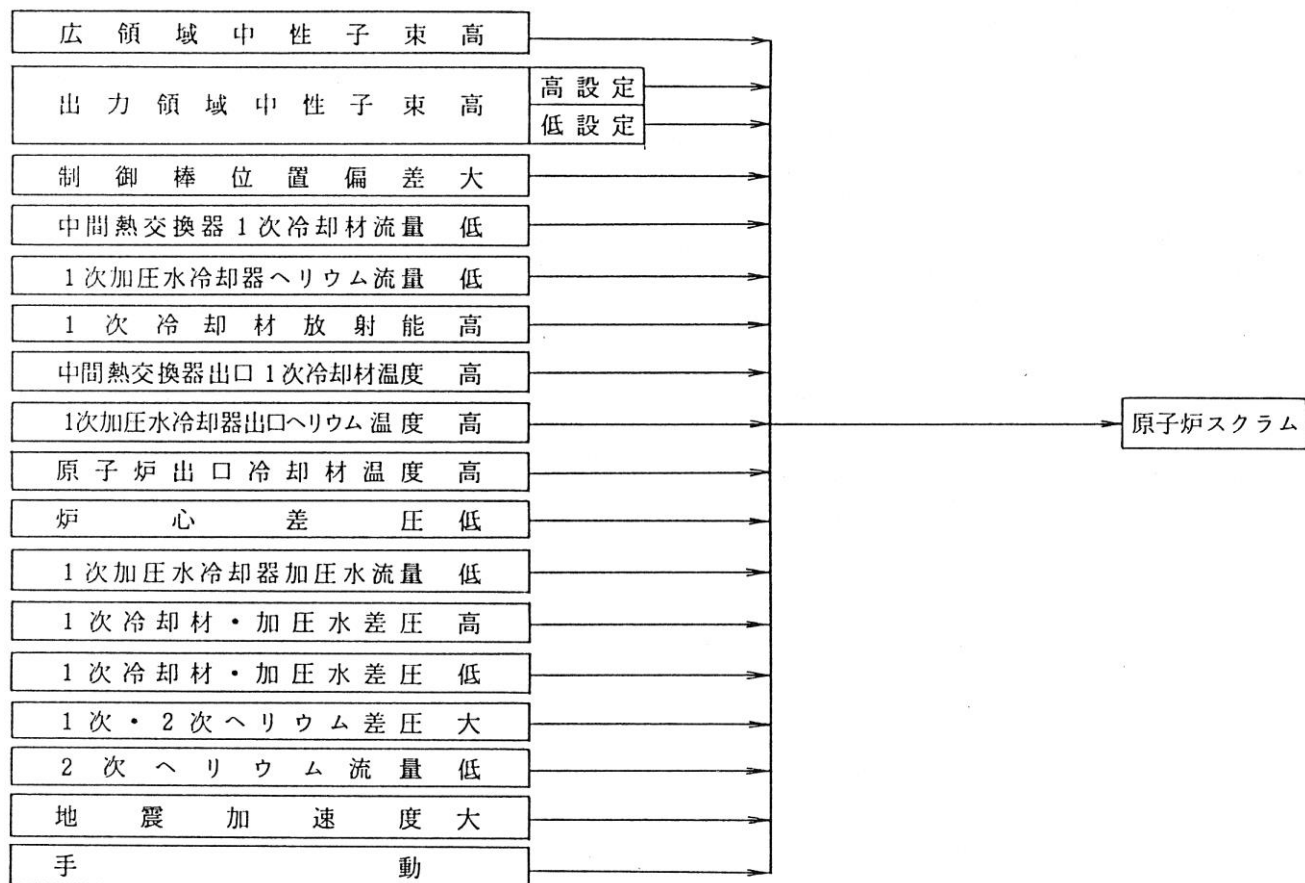


第 17 図 1 次加圧水冷却器構造説明図

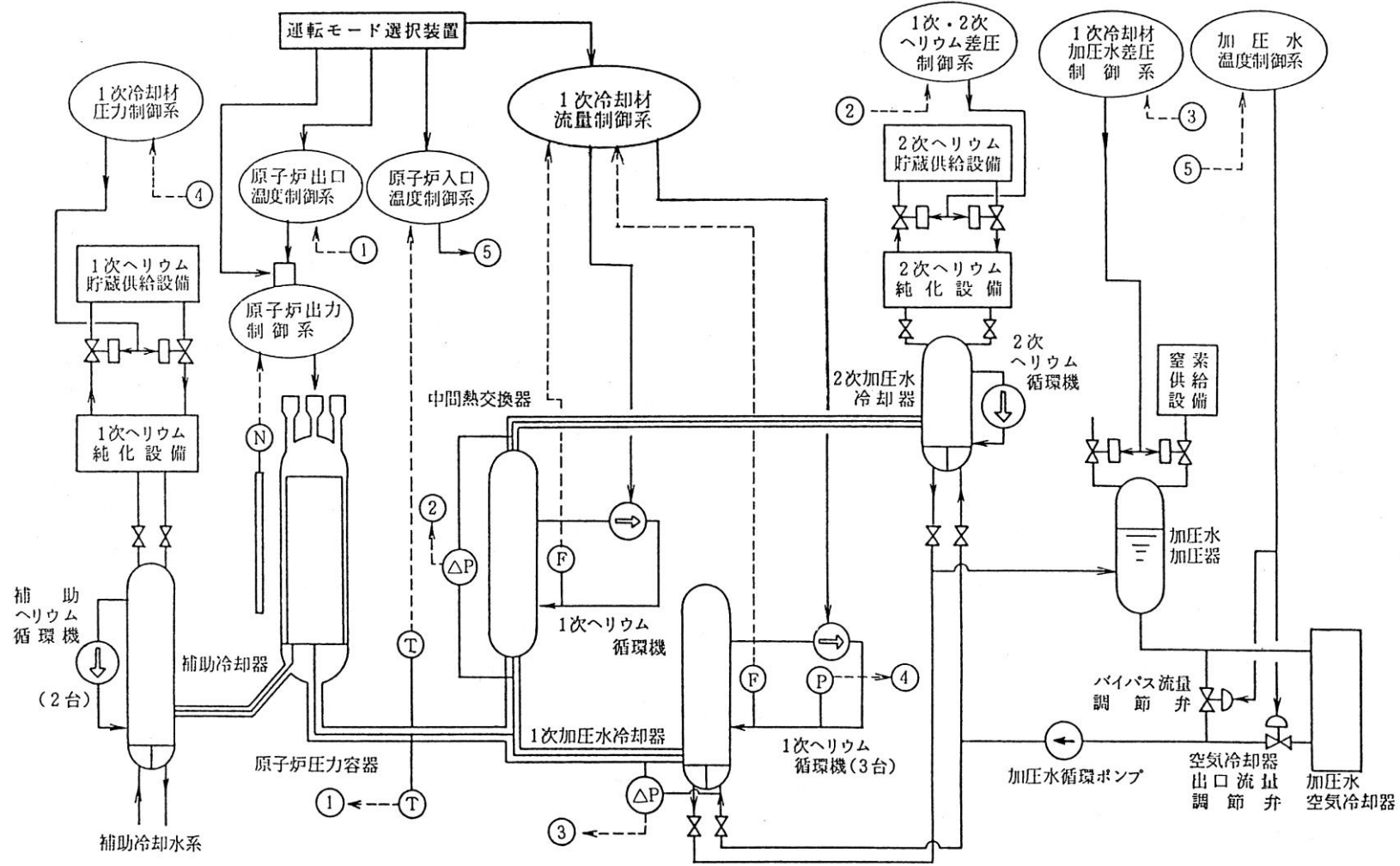


第 18 図 補助冷却設備及び炉容器冷却設備系統説明図

(原子炉スクラム信号)

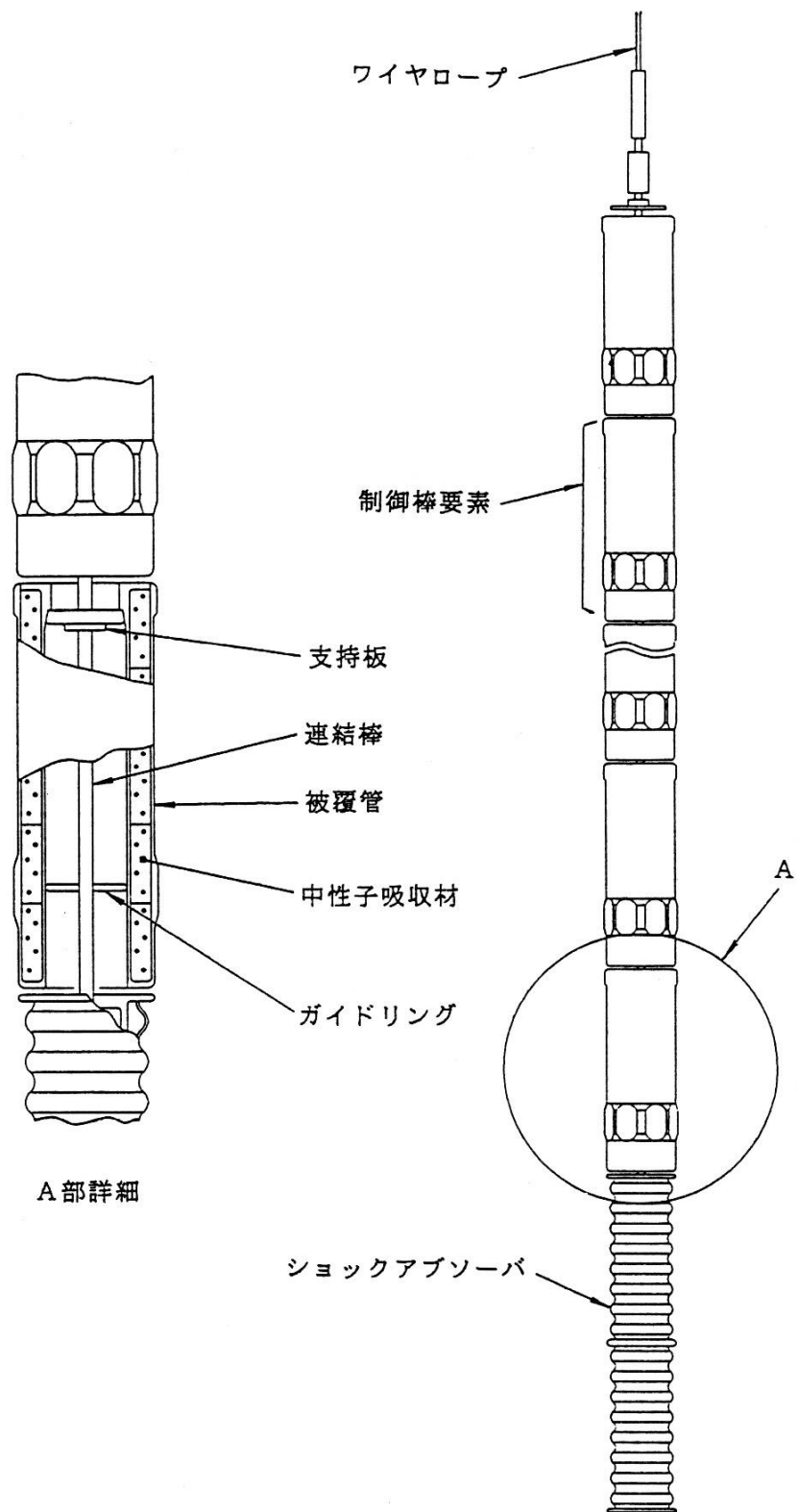


第19図 原子炉保護設備作動説明図

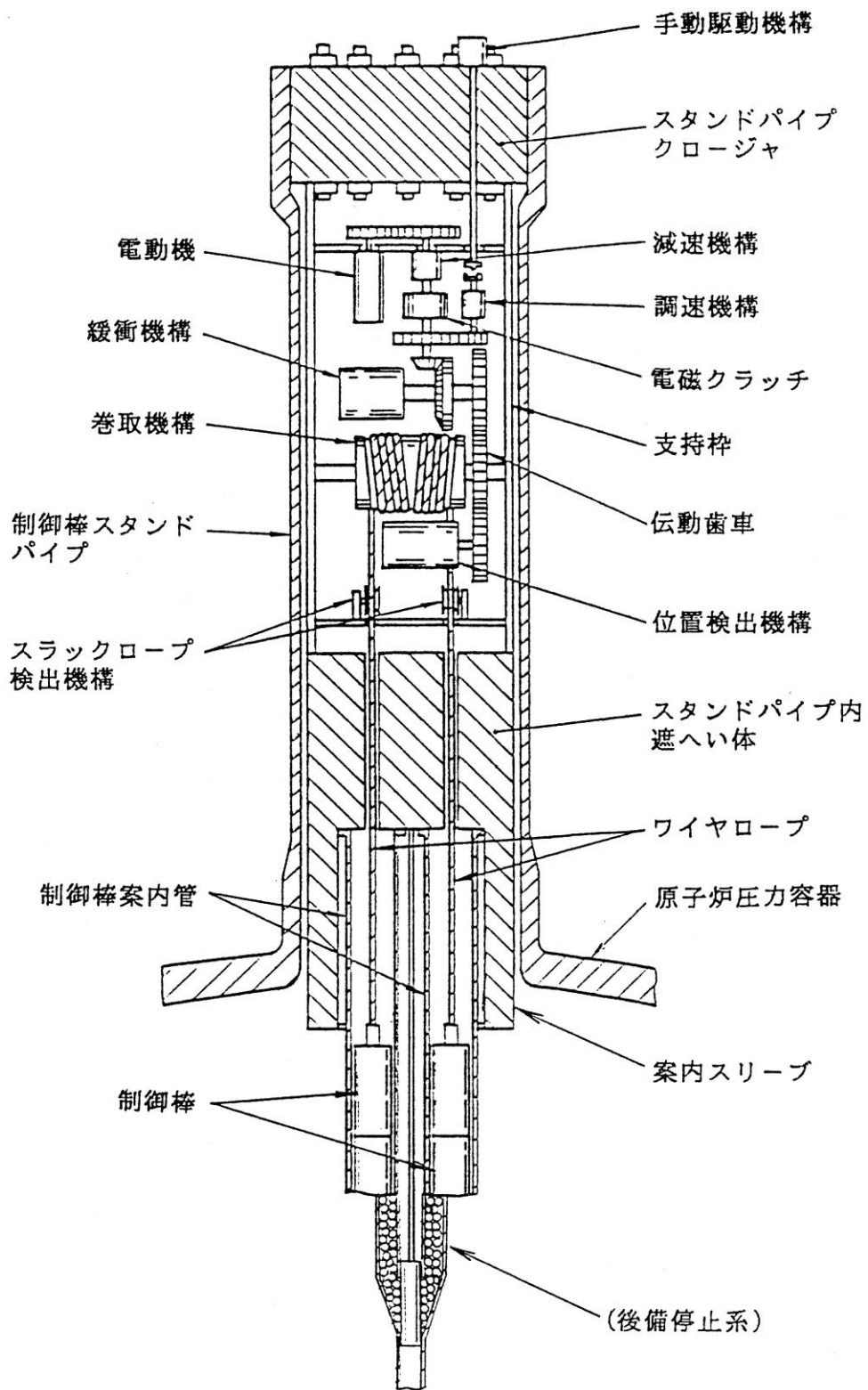


〔注〕 F ; 流量 T ; 温度 P ; 圧力
N ; 中性子束 ΔP ; 差圧

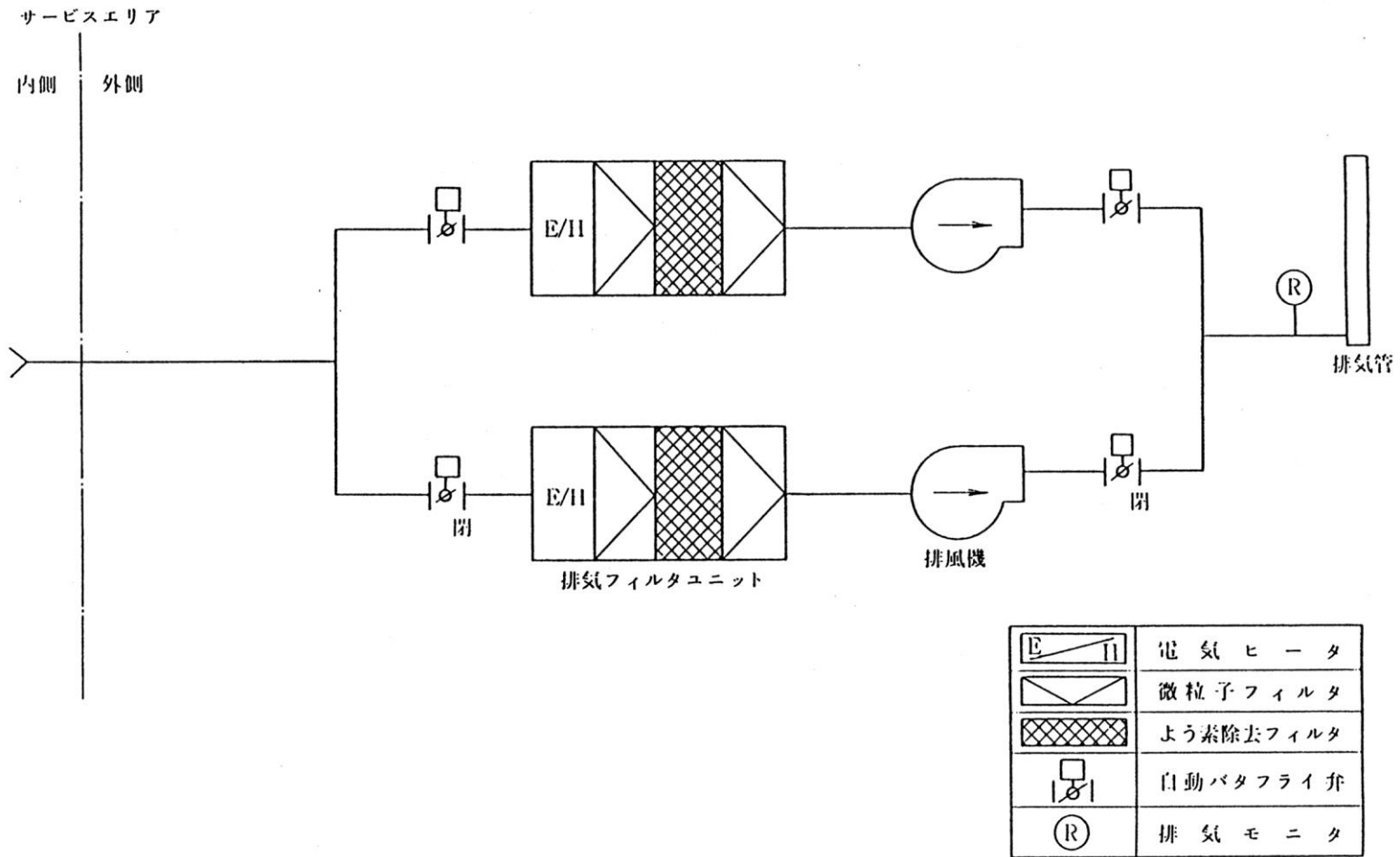
第 20 図 原子炉制御設備説明図



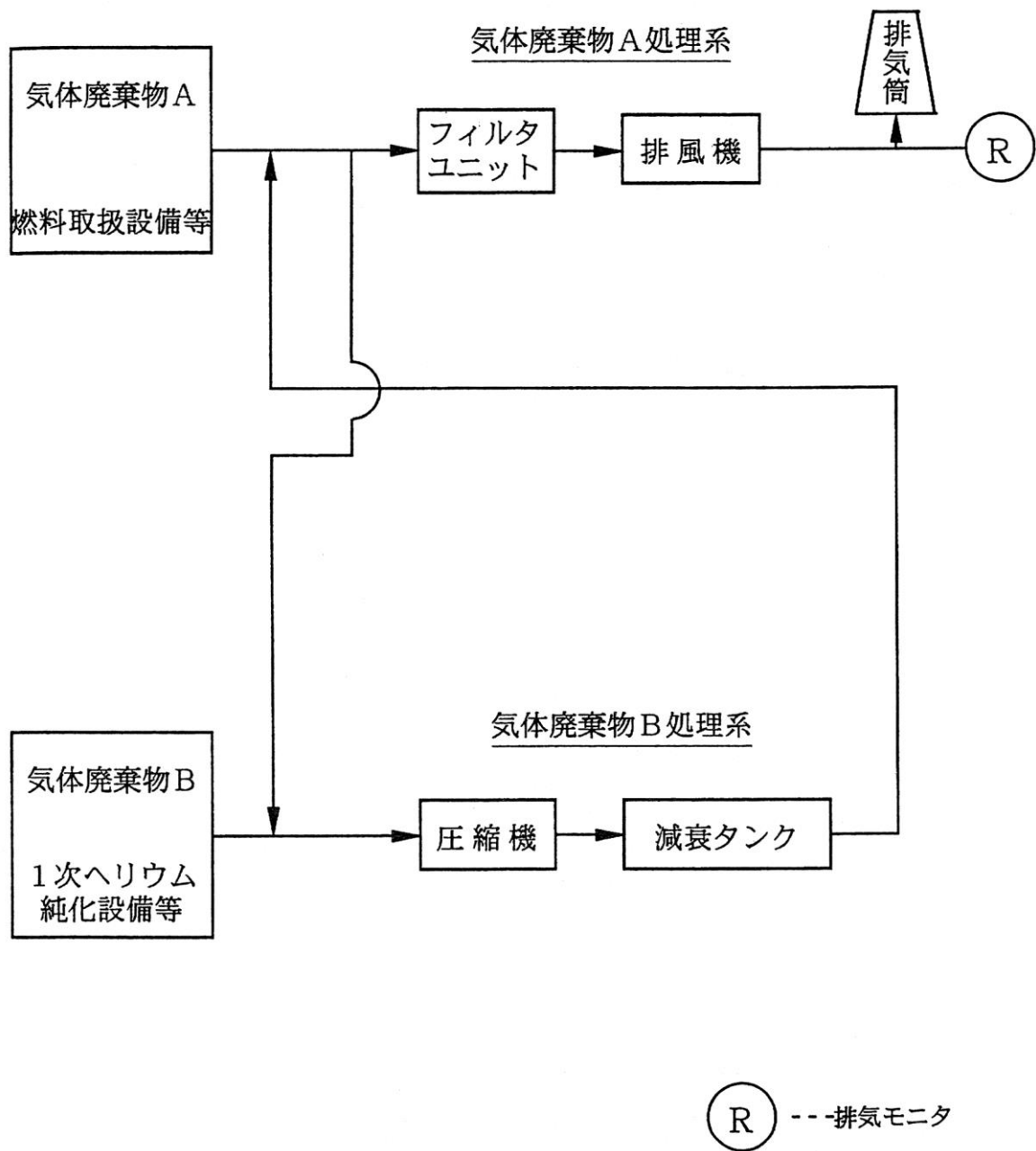
第 21 図 制御棒構造説明図



第 22 図 制御棒駆動装置構造説明図

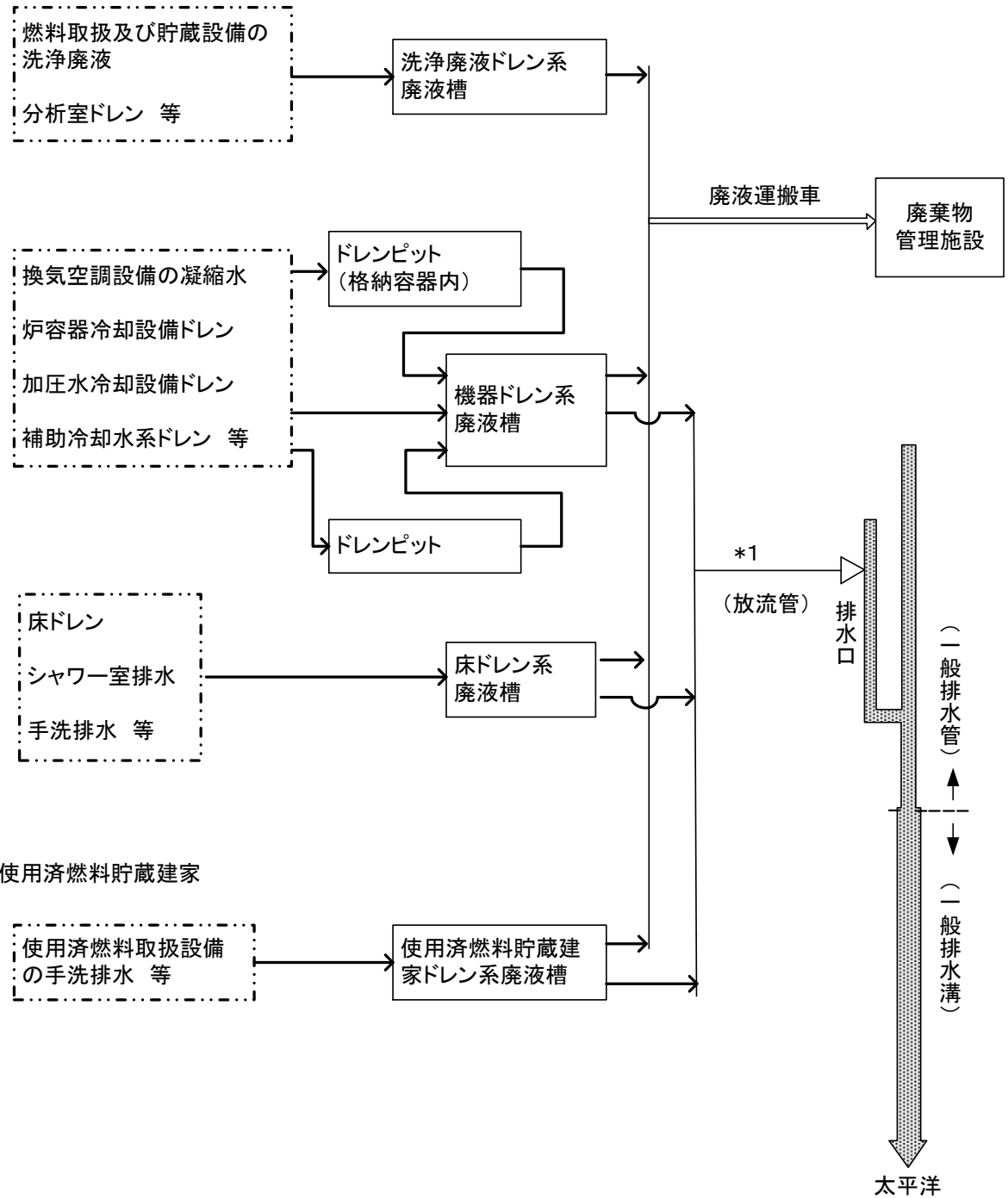


第 23 図 非 常 用 空 気 浄 化 設 備 系 統 説 明 図



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

添付書類五

変更に係る試験研究用等原子炉施設の設置及び運転
に関する技術的能力に関する説明書

[変更に係る試験研究用等原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書]

(HTTR原子炉施設の新規制基準適合性確認)

変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力は、次のとおりである。

1. 設計及び工事のための組織

大洗研究所(北地区)原子炉施設の管理組織を第1図に示す。

理事長は、「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)原子炉施設保安規定」(以下「原子炉施設保安規定」という。)に基づき、原子炉施設に関する保安活動を総理する。

安全・核セキュリティ統括部長は、本部の品質保証活動に係る業務、それに関する本部としての総合調整、指導及び支援の業務並びに中央安全審査・品質保証委員会の庶務に関する業務を行う。

大洗研究所担当理事は、理事長を補佐し、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統理する。

大洗研究所長(以下「所長」という。)は、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統括する。

高温ガス炉研究開発センター長は、所長が行う高温ガス炉研究開発センターにおける原子炉施設に関する保安活動の統括に係る業務を補佐するとともに、高温ガス炉研究開発センターにおける原子炉施設の年間運転計画に係る業務を統括する。

大洗研究所(北地区)の原子炉施設等安全審査委員会では、所長の諮問に基づき設計及び工事に対する安全性の評価、設計内容の妥当性、原子炉施設の保安に関する基本的事項等を審議する。

中央安全審査・品質保証委員会では、理事長の諮問に基づき原子炉の設置許可及びその変更に関する重要事項、原子炉施設の運転等に伴う安全に関する基本的事項、品質保証活動の基本事項等を審議する。

本変更に係る設計及び工事のうち、HTTR原子炉施設については高温工学試験研究炉部長が所管する組織が実施し、また、HTTR原子炉施設等の放射線管理設備については放射線管理部長が所管する組織が実施し、高温工学試験研究炉部長が取りまとめを行う。

高温工学試験研究炉部長は、HTTR原子炉施設の品質保証を統括する部長として、各業務責任を明確にするものとし、以下の者が行う業務を統括する。また、HTTR品質保証委員会を設置し、HTTR原子炉施設の設計及び工事に係る品質保証活動の推進及び評価・改善に関する事項を審議させ、これらの審議事項は適宜業務に反映する。

- ・高温工学試験研究炉部HTTR技術課長は、HTTR原子炉施設の安全設計及び事故評価に関する業務並びに燃料製作、照射装置の設計製作等に関する業務を行う。
- ・同部HTTR運転管理課長は、HTTR原子炉施設の改造工事等に関する設計、施工、検査及び試験管理等の業務を行う。
- ・同部HTTR計画課長は、工程管理等に関する業務を行う。

放射線管理部長は、原子炉施設等の放射線管理設備の設計及び工事の業務を統括する部長として、各業務責任を明確にするものとし、以下の者が行う業務を統括する。また、放射線管理部品質保証技術検討会を設置し、設計及び工事に係る品質保証活動の推進及び評価・改善に関する事項等を審議させる。

- ・放射線管理部放射線管理第2課長は、HTTR原子炉施設の放射線測定機器に関する業務を行う。
- ・同部環境監視線量計測課長は、屋外管理用放射線管理設備に関する業務等を行う。

2. 設計及び工事に係る技術者の確保

(1) 技術者の数

令和2年3月1日現在における高温工学試験研究炉部の技術者の数は60名であり、このうち20年以上の経験年数を有する管理職は12名おり、10年以上の経験年数を有する技術者は38名在籍している。

それらの経験年数は第1表に示すとおりである。

(2) 有資格者数

令和2年3月1日現在における高温工学試験研究炉部の原子力関係在籍技術者のうち原子炉主任技術者の有資格者は2名、放射線取扱主任者(第1種)の有資格者は10名、核燃料取扱主任者の有資格者は2名であり、今後とも各種資格取得を奨励する。

高温工学試験研究炉部、並びに大洗研究所(北地区)及び(南地区)の原子力関係在籍技術者のうち有資格者数を第2表に示す。

3. 設計及び工事の経験

日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構が解散し、平成17年10月1日に独立行政法人日本原子力研究開発機構(平成27年4月1日に国立研究開発法人日本原子力研究開発機構に名称変更)が新たに発足した。国立研究開発法人日本原子力研究開発機構は、旧日本原子力研究所及び旧核燃料サイクル開発機構が長年にわたって蓄積してきた原子炉施設等の建設経験並びに多くの運転・保守経験の技術的能力を有している。

大洗研究所(北地区)は、JMTR原子炉施設、JMTRC原子炉施設及びHTTR原子炉施設的设计・建設の経験と45年間以上に及ぶ運転経験を有している。

HTTR原子炉施設は、平成2年から設計及び工事を開始して、平成8年には機器据付を完了し、平成13年12月に定格出力を達成した。また、供用運転は、平成14年5月から開始し、現在に至るまで順調な運転を行ってきており、運転技術の蓄積が図られている。高温ガス炉技術の高度化を目的とした安全性実証試験は、平成14年6月から実施してきており高温ガス炉基盤技術の高度化のために必要な試験データ及び運転技術の蓄積が図られている。また、平成18年9月には安全性実証試験の更なる高度化を図った改造工事を実施している。

したがって、原子炉施設の運転及び保守に係る経験並びに設計及び工事に関する業務を行うための経験を十分有している。

4. 設計及び工事に係る品質保証活動

(1) 品質保証活動の確立と実施

原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先に位置づけ、原子力安全を達成し、これを維持及び向上するための品質マネジメントシステム(「品質管理監督システム」に相当)を確立し、文書化し、

実施し、かつ維持するとともに、品質マネジメントシステムを継続的に改善する。安全文化の醸成活動を含む原子力安全のための品質保証計画（「品質管理監督システム基準書」に相当）を定め、原子炉施設の安全を確保する上で重要な施設、系統、機器等の設計、製作及び工事等に係る品質保証活動に関しては「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その検査のための組織の技術基準に関する規則」に適合するように品質保証活動の計画、実施、評価及び改善を行う。

(2) 品質保証体制及び役割分担

理事長をトップマネジメントとする品質保証組織を定め、品質保証活動に係る責任と権限を明確にして、体系的な活動を実施する。

理事長は、原子炉施設の品質保証活動のトップマネジメントとして、品質マネジメントシステムを確立し、文書化した品質保証計画書に基づき、その業務責任を明確にして、品質保証活動を第1図に示す管理体制に従って、以下のように実施する。

理事長は、原子炉施設の品質保証活動が適切で、妥当かつ有効であることを評価するため、マネジメントレビューを実施し、品質保証活動を継続的に改善する。また、中央安全審査・品質保証委員会を設置し、理事長の諮問事項について審議させる。

大洗研究所担当理事は、理事長を補佐し、大洗研究所における原子炉施設の品質保証活動を統理する。

所長は、大洗研究所において、原子炉施設の品質保証活動を統括する。また、原子炉施設等安全審査委員会を設置し、原子炉施設の保安上重要な事項に関して所長からの諮問事項について、また、品質保証推進委員会を設置し、品質保証活動の推進及び品質保証上重要な事項並びに所長からの諮問について審議させる。

高温ガス炉研究開発センター長は、所長が行う大洗研究所における原子炉施設の品質保証活動を補佐する。

管理責任者は、原子炉施設の品質保証活動に関する業務の責任者として、原子炉施設の品質保証活動に必要なプロセスの確立、実施及び維持に係る業務、理事長へ品質保証活動の実施状況及び改善の必要性に係る報告並びに原子炉施設の安全確保に対する認識の高揚に係る業務を行う。なお、本部（監査プロセスを除く）においては安全・核セキュリティ統括部長、大洗研究所においては大洗研究所担当理事、監査プロセスにおいては統括監査の職を管理責任者とする。

大洗研究所の各部長は、原子炉施設の品質保証活動の実施及びそれを継続的に改善するための責任と権限を有するとともに、品質保証活動に必要なプロセスの確立、実施及び維持を行う。さらに、供給者における品質保証活動が適切に遂行されるよう、品質保証活動に関する要求事項を明確に提示し、監査等で評価し、品質保証活動の実施状況を確認の上、改善を図る。また、各部長はそれぞれの部署において品質保証に関する委員会を設置し、品質保証活動の推進及び評価・改善に関する事項を審議させ、これらの審議事項は適宜業務に反映する。

また、設計及び工事の方法の認可申請に係るプロセスを管理する者をプロセス管理者とする。プロセス責任者は、所掌する業務に関して、プロセスを確立して実施するとともに、有効性を継続的に改善する。また、プロセス責任者は、業務に従事する要員の業務に対する要求事項についての認識を高

め、成果を含む実施状況について評価し、安全文化を醸成するための活動を促進する。

5. 運転及び保守のための組織

運転及び保守のための組織における、理事長、安全・核セキュリティ統括部長、大洗研究所担当理事、大洗研究所長、高温ガス炉研究開発センター長、原子炉施設等安全審査委員会及び中央安全審査・品質保証委員会の役割は「1. 設計及び工事のための組織」において示したとおり。

高温工学試験研究炉部長は、運転及び保守等を的確に遂行するため、原子炉施設保安規定に基づき、施設管理統括者として保安活動の統括を行う。また、高温工学試験研究炉部長は、HTTR原子炉施設の品質保証を統括する部長としてHTTR品質保証委員会を設置し、原子炉施設の保安に関する事項等を審議させ、これらの審議事項は適宜業務に反映する。

高温工学試験研究炉部長はHTTR原子炉施設に係る運転管理等の各業務責任を明確にするものとし、以下の者が行う業務を統括する。

- ・高温工学試験研究炉部HTTR計画課長は、HTTR原子炉施設の運転計画の作成に関する業務並びに高温工学試験研究炉部長が行う統括に関する業務の補佐を行う。
- ・同部HTTR運転管理課長は、HTTR原子炉施設の運転及び保守の管理に関する業務を行う。
- ・同部HTTR技術課長は、HTTR原子炉施設の炉内燃料体を除く燃料棒及び燃料体の管理並びに安全性実証試験に係る安全解析等に関する業務を行う。

保安管理部長は、原子炉施設保安規定に基づき、各業務責任を明確にするものとし、以下の者が行う保安活動の統括を行う。なお、必要に応じ各部長に対して品質保証活動に関する指示又は助言を行う。

- ・保安管理部施設安全課長は、大洗研究所における品質保証活動の庶務に関する業務及び原子炉施設等安全審査委員会の庶務に関する業務を行う。
- ・同部危機管理課長は、非常の場合に採るべき措置に関する整備及び支援に関する業務並びに総合的な訓練に関する業務を行う。
- ・同部核物質管理課長は、原子炉の周辺監視区域の維持管理に関する業務を行う。

放射線管理部長は、原子炉施設保安規定に基づき、各業務責任を明確にするものとし、以下の者が行う保安活動の統括を行う。また、放射線管理部品質保証技術検討会を設置し、放射線管理施設の保安に関する事項等を審議させる。

- ・放射線管理部放射線管理第2課長は、HTTR原子炉施設の放射線管理に関する業務及び施設管理者として放射線管理設備の管理を行う。
- ・同部環境監視線量計測課長は、周辺監視区域及びその周辺区域の放射線の監視に関する業務及び施設管理者として屋外管理用放射線管理設備等の管理を行う。

環境保全部長は、原子炉施設保安規定に基づき、各業務責任を明確にするものとし、以下の者が行う保安活動の統括を行う。また、環境保全部品質保証技術検討会を設置し、施設の保安に関する事項等を審議させる。

- ・環境保全部廃棄物管理課長は、放射性廃棄物の受入れ及び処理並びに管理に関する業務を行う。

6. 運転及び保守に係る技術者の確保

「2. 設計及び工事に係る技術者の確保」において併せて示した現有の技術者をもって確保している。高

高温工学試験研究炉部の原子炉主任技術者の有資格者は2名であり、今後とも各種資格取得を奨励していく計画である。

7. 運転及び保守の経験

「3. 設計及び工事の経験」において併せて示したとおりで、十分な経験がある。

8. 運転及び保守に係る品質保証活動

(1) 品質保証活動の確立と実施

原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先に位置づけ、原子力安全を達成し、これを維持及び向上するための品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、かつ維持するとともに、その品質マネジメントシステムを継続的に改善する。安全文化を基礎とし、適切な品質保証活動のもとに保安活動を実施することを基本方針とする原子炉施設保安規定に基づき品質保証計画を定め、原子炉施設の運転から解体までの全期間にわたって原子炉施設の機能を確保するために原子炉施設の保安に係る品質保証活動の計画、実施、評価及び改善を行う。

(2) 品質保証体制及び役割分担

「4. 設計及び工事に係る品質保証活動」(2) 品質保証体制及び役割分担に示したとおり。

9. 技術者に対する教育・訓練

原子炉施設における災害の発生を未然に防止し、一般公衆の被ばくを合理的に達成可能な限り低い水準に保つため、保安規定に基づき、原子炉施設に係る設計及び工事を行う者、並びに運転及び保守を行う者に対し、関係法令及び保安規定に関する教育、原子炉施設の構造、性能及び運転に関する教育、非常の場合に採るべき措置に関する教育等の保安教育、並びに原子炉関連施設等における保安訓練を行う。加えて、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 原子力人材育成センター等においても教育訓練を行う。令和2年3月1日現在における高温工学試験研究炉部の原子力関係在籍技術者のうち国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力人材育成センター(旧原子力研修センター及び旧日本原子力研究所国際原子力総合技術センターを含む。)等において教育訓練を修了した者は、第3表のとおりである。これらの原子炉施設に係る設計及び工事、並びに運転及び保守に必要な教育・訓練を必要に応じて今後も継続して行っていく。

さらに、他の原子力施設における事故トラブル事例の周知など安全意識の向上に関する教育、技術者として素養を高めるために必要な教育及び保安活動や意識向上のための啓発活動等を通じて、安全文化の醸成を図っていく。

10. 有資格者の選任・配置

大洗研究所(北地区)では、法令等に基づき、HTTR原子炉施設に原子炉主任技術者を配置している。また、原子炉主任技術者が不在時においても職務に支障がないように、原子炉主任技術者の免状を有する技術者から代行者を1名配置している。

第1表 技術者の経験年数(令和2年3月1日現在)

経験年数	技術者数(人)
5年未満	19
5年以上10年未満	3
10年以上20年未満	16 (4)
20年以上	22 (12)
合計	60 (16)

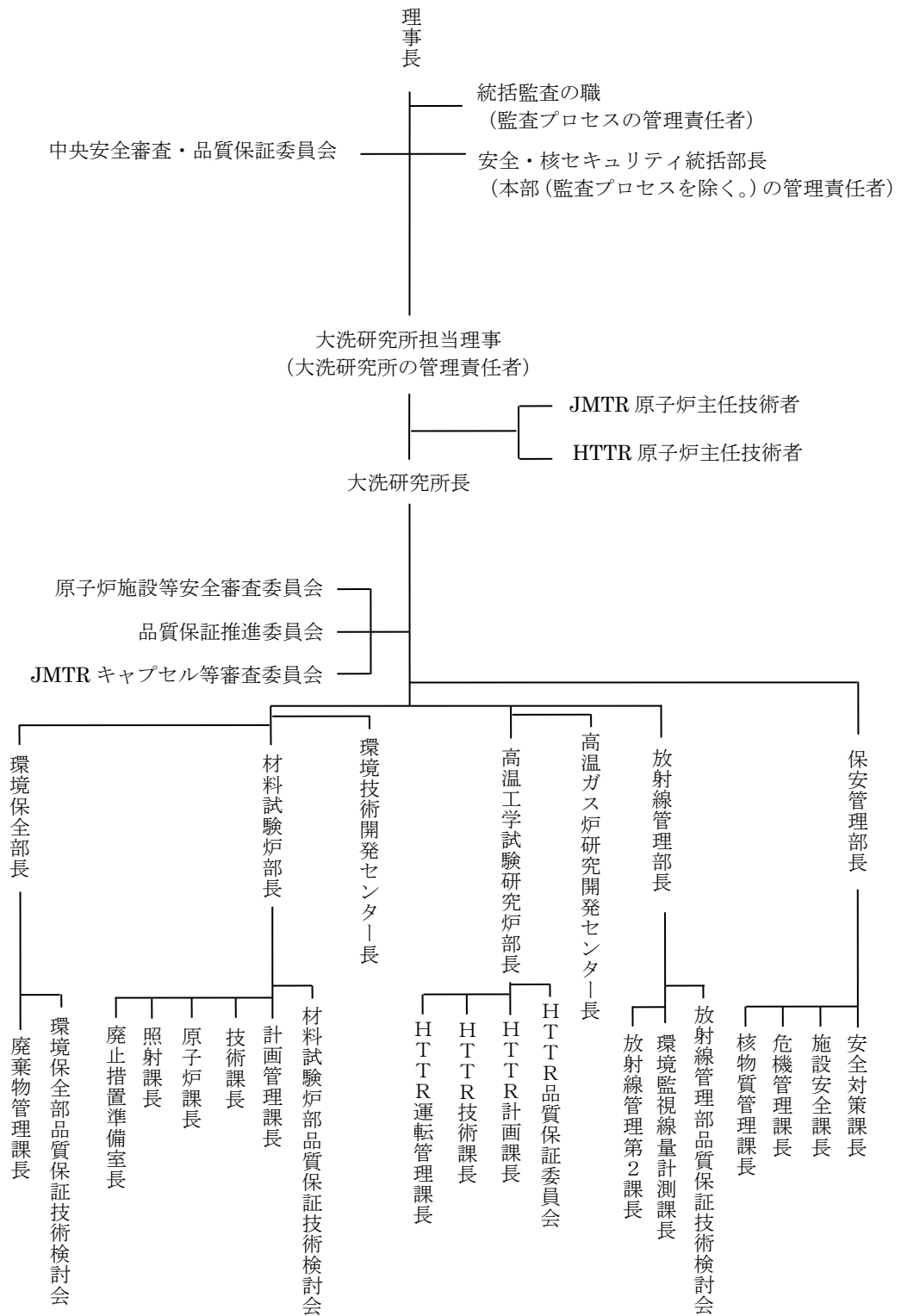
注：()内は、技術者のうち管理職の人数を示す。

第2表 有資格者数(令和2年3月1日現在)

	資格者数(人)	
	高温工学試験 研究炉部	大洗研究所(北地区) 及び(南地区)
原子炉主任技術者	2	8
放射線取扱主任者(第1種)	10	97
核燃料取扱主任者	2	20

第3表 高温工学試験研究炉部における研修派遣者数
(令和2年3月1日現在)

	既訓練者数 (人)
原子力人材育成センター	
一般課程	1
基礎課程	15
原子力入門講座	6
原子炉工学専門課程	3
原子炉工学特別講座	10
原子炉理論短期講座	6
核燃料短期講座	4
合 計	45



第1図 大洗研究所(北地区)原子炉施設の管理組織

添付書類八

変更後における試験研究用等原子炉施設の安全設計
に関する説明書

目 次

1. 安全設計	8-1-1
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 原子炉の固有の安全性	8-1-2
1.1.3 原子炉施設の設計、製作における基本方針	8-1-3
1.1.4 核設計及び熱流力設計の基本方針	8-1-3
1.1.5 核分裂生成物放散の防止・抑制に対する基本方針	8-1-4
1.1.6 計測制御系統施設設計の基本方針	8-1-4
1.1.7 工学的安全施設設計の基本方針	8-1-5
1.1.8 多量の放射性物質を放出するおそれのある事故に対する基本方針	8-1-5
1.1.9 物理的分離に関する基本方針	8-1-5
1.1.10 環境に関する基本方針	8-1-5
1.1.11 強度設計の基本方針	8-1-6
1.1.12 品質保証の基本方針	8-1-6
1.1.13 参考文献	8-1-6
1.2 安全機能の重要度分類	8-1-7
1.2.1 高温工学試験研究炉の特徴	8-1-7
1.2.2 安全上の機能別重要度分類	8-1-7
1.2.3 分類の適用の原則	8-1-8
1.3 重要安全施設の選定	8-1-9
1.3.1 選定の基本方針	8-1-9
1.3.2 第6条に関する重要安全施設	8-1-9
1.3.3 第12条に関する安全機能の重要度が特に高い 安全機能を有する安全施設	8-1-9
1.3.4 第28条に関する重要安全施設	8-1-10
1.4 耐震設計	8-1-10
1.4.1 耐震設計の基本方針	8-1-10
1.4.2 耐震設計上の重要度分類	8-1-11
1.4.3 地震力の算定法	8-1-13
1.4.4 荷重の組合せと許容限界	8-1-15
1.4.5 主要施設の耐震構造	8-1-18

1.4.6	その他	8-1-21
1.4.7	参考文献	8-1-21
1.5	耐津波設計	8-1-21
1.6	火災防護	8-1-21
1.6.1	火災防護に関する基本方針	8-1-21
1.6.2	火災防護対象設備	8-1-22
1.6.3	火災区域及び火災区画の設定	8-1-22
1.6.4	火災の発生防止	8-1-23
1.6.5	火災の感知及び消火	8-1-24
1.6.6	火災の影響軽減のための対策	8-1-26
1.6.7	参考文献	8-1-27
1.7	溢水防護	8-1-28
1.7.1	溢水防護に関する基本方針	8-1-28
1.7.2	溢水防護対象設備	8-1-28
1.7.3	溢水防護区画の設定	8-1-28
1.7.4	溢水影響評価	8-1-28
1.7.5	溢水の影響への対策	8-1-30
1.7.6	参考文献	8-1-32
1.8	竜巻防護	8-1-32
1.8.1	竜巻防護に関する基本方針	8-1-32
1.8.2	竜巻の影響に対する設計方針	8-1-32
1.8.3	参考文献	8-1-34
1.9	火山事象防護	8-1-34
1.9.1	火山事象防護に関する基本方針	8-1-34
1.9.2	火山事象の影響に対する設計方針	8-1-35
1.9.3	参考文献	8-1-35
1.10	外部火災防護	8-1-35
1.10.1	外部火災防護に関する基本方針	8-1-35
1.10.2	外部火災に対する設計方針	8-1-36
1.10.3	参考文献	8-1-37
1.11	原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針	8-1-38
1.11.1	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12月18日施行)への適合	8-1-38

2.	原子炉施設の配置	8-2-1
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	建家及び構築物	8-2-1
2.6	評 価	8-2-3
3.	原子炉及び炉心	8-3-1
3.1	概 要	8-3-1
3.2	機械設計	8-3-2
3.2.1	燃 料	8-3-2
3.2.1.1	概 要	8-3-2
3.2.1.2	設計方針	8-3-3
3.2.1.3	解析方法	8-3-4
3.2.1.4	主要設備の仕様	8-3-6
3.2.1.5	主要設備	8-3-6
3.2.1.6	評 価	8-3-7
3.2.1.7	燃料の製作及び品質管理	8-3-10
3.2.1.8	燃料の誤装荷対策	8-3-10
3.2.1.9	高温試験運転期間の範囲	8-3-11
3.2.2	制御棒案内ブロック	8-3-11
3.2.2.1	概 要	8-3-11
3.2.2.2	設計方針	8-3-11
3.2.2.3	主要設備の仕様	8-3-11
3.2.2.4	主要設備	8-3-11
3.2.2.5	評 価	8-3-12
3.2.2.6	制御棒案内ブロックの品質管理	8-3-12
3.2.3	可動反射体ブロック	8-3-12
3.2.3.1	概 要	8-3-12
3.2.3.2	設計方針	8-3-13
3.2.3.3	主要設備の仕様	8-3-13

3.2.3.4	主要設備	8-3-13
3.2.3.5	評 価	8-3-13
3.2.3.6	可動反射体ブロックの品質管理	8-3-14
3.2.4	炉内構造物	8-3-14
3.2.4.1	概 要	8-3-14
3.2.4.2	設計方針	8-3-14
3.2.4.3	主要設備の仕様	8-3-15
3.2.4.4	主要設備	8-3-15
3.2.4.5	評 価	8-3-17
3.2.4.6	試験検査	8-3-18
3.2.5	反応度制御設備	8-3-18
3.2.5.1	概 要	8-3-18
3.2.5.2	設計方針	8-3-18
3.2.5.3	主要設備の仕様	8-3-19
3.2.5.4	主要設備	8-3-19
3.2.5.5	評 価	8-3-21
3.2.5.6	試験検査	8-3-21
3.2.6	その他の主要な設備	8-3-22
3.3	核設計	8-3-22
3.3.1	概 要	8-3-22
3.3.2	設計方針	8-3-22
3.3.3	解析方法	8-3-23
3.3.4	核設計値及び炉心内の配置	8-3-24
3.3.5	核設計の内容及び評価	8-3-24
3.3.5.1	反応度制御	8-3-24
3.3.5.2	反応度係数	8-3-25
3.3.5.3	出力分布	8-3-25
3.3.5.4	安定性	8-3-26
3.4	熱流力設計	8-3-26
3.4.1	概 要	8-3-26
3.4.2	設計方針	8-3-27
3.4.3	解析方法	8-3-27
3.4.3.1	流量配分	8-3-27

3.4.3.2	燃料温度分布	8-3-28
3.4.4	熱流力設計値	8-3-28
3.4.5	熱流力設計の内容及び評価	8-3-28
3.4.5.1	熱流力設計に用いる出力分布	8-3-28
3.4.5.2	冷却材流量配分	8-3-29
3.4.5.3	燃料温度の評価	8-3-29
3.4.5.4	運転時の過出力防護	8-3-32
3.5	動特性	8-3-32
3.5.1	概 要	8-3-32
3.5.2	設計方針	8-3-32
3.5.3	解析方法	8-3-33
3.5.4	過渡応答	8-3-33
3.5.5	評 価	8-3-34
3.6	参考文献	8-3-34
4.	1次冷却設備	8-4-1
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	8-4-2
4.4	主要設備	8-4-2
4.4.1	原子炉圧力容器	8-4-2
4.4.2	1次ヘリウム循環機	8-4-2
4.4.3	中間熱交換器	8-4-3
4.4.4	1次加圧水冷却器	8-4-4
4.4.5	1次ヘリウム配管	8-4-4
4.4.6	弁 類	8-4-5
4.4.7	スタンドパイプ	8-4-5
4.4.8	支持構造物	8-4-6
4.5	評 価	8-4-6
4.6	試験検査	8-4-7
4.6.1	原子炉圧力容器	8-4-7
4.6.2	1次ヘリウム循環機	8-4-7
4.6.3	中間熱交換器	8-4-7

4.6.4	1次加圧水冷却器	8-4-8
4.6.5	1次ヘリウム配管	8-4-8
5.	2次ヘリウム冷却設備	8-5-1
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
5.4.1	2次ヘリウム循環機	8-5-1
5.4.2	2次加圧水冷却器	8-5-2
5.4.3	2次ヘリウム配管	8-5-2
5.4.4	弁 類	8-5-3
5.4.5	支持構造物	8-5-3
5.5	評 価	8-5-3
5.6	試験検査	8-5-3
6.	加圧水冷却設備	8-6-1
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
6.4.1	加圧水循環ポンプ	8-6-1
6.4.2	加圧水空気冷却器	8-6-2
6.4.3	加圧水加圧器	8-6-2
6.4.4	加圧水配管	8-6-2
6.4.5	弁 類	8-6-2
6.5	評 価	8-6-2
6.6	試験検査	8-6-3
7.	工学的安全施設	8-7-1
7.1	概 要	8-7-1
7.2	補助冷却設備	8-7-1
7.2.1	概 要	8-7-1

7.2.2	設計方針	8-7-1
7.2.3	主要設備の仕様	8-7-2
7.2.4	主要設備	8-7-2
7.2.5	評価	8-7-3
7.2.6	試験検査	8-7-4
7.3	炉容器冷却設備	8-7-4
7.3.1	概要	8-7-4
7.3.2	設計方針	8-7-5
7.3.3	主要設備の仕様	8-7-5
7.3.4	主要設備	8-7-5
7.3.5	評価	8-7-5
7.3.6	試験検査	8-7-6
7.4	原子炉格納施設	8-7-6
7.4.1	概要	8-7-6
7.4.2	設計方針	8-7-6
7.4.3	主要設備の仕様	8-7-7
7.4.4	主要設備	8-7-7
7.4.5	評価	8-7-8
7.4.6	試験検査	8-7-9
7.5	非常用空気浄化設備	8-7-9
7.5.1	概要	8-7-9
7.5.2	設計方針	8-7-9
7.5.3	主要設備の仕様	8-7-9
7.5.4	主要設備	8-7-9
7.5.5	評価	8-7-10
7.5.6	試験検査	8-7-10
8.	原子炉補助施設	8-8-1
8.1	概要	8-8-1
8.2	残留熱除去設備	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	8-8-2
8.2.5	評 価	8-8-2
8.2.6	試験検査	8-8-2
8.3	1次ヘリウム純化設備	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	8-8-4
8.4	1次ヘリウム貯蔵供給設備	8-8-4
8.4.1	概 要	8-8-4
8.4.2	設計方針	8-8-4
8.4.3	主要設備の仕様	8-8-4
8.4.4	主要設備	8-8-4
8.4.5	評 価	8-8-5
8.5	2次ヘリウム純化設備	8-8-5
8.5.1	概 要	8-8-5
8.5.2	設計方針	8-8-5
8.5.3	主要設備の仕様	8-8-5
8.5.4	主要設備	8-8-5
8.5.5	評 価	8-8-6
8.6	2次ヘリウム貯蔵供給設備	8-8-6
8.6.1	概 要	8-8-6
8.6.2	設計方針	8-8-6
8.6.3	主要設備の仕様	8-8-6
8.6.4	主要設備	8-8-6
8.6.5	評 価	8-8-7
8.7	燃料取扱及び貯蔵設備	8-8-7
8.7.1	概 要	8-8-7
8.7.2	設計方針	8-8-8
8.7.3	主要設備	8-8-9
8.7.4	評 価	8-8-12
8.7.5	試験検査	8-8-13

8.8	試料採取設備	8-8-14
8.8.1	概 要	8-8-14
8.8.2	設計方針	8-8-14
8.8.3	主要設備	8-8-14
8.8.4	評 価	8-8-15
9.	計測制御系統施設	8-9-1
9.1	概 要	8-9-1
9.2	原子炉計装	8-9-1
9.2.1	概 要	8-9-1
9.2.2	中性子計装	8-9-1
9.2.2.1	設計方針	8-9-1
9.2.2.2	主要設備	8-9-2
9.2.2.3	評 価	8-9-3
9.2.3	制御棒位置計装	8-9-3
9.2.3.1	設計方針	8-9-3
9.2.3.2	主要設備	8-9-4
9.2.3.3	評 価	8-9-4
9.2.4	炉心差圧計装	8-9-5
9.2.4.1	設計方針	8-9-5
9.2.4.2	主要設備	8-9-5
9.2.4.3	評 価	8-9-5
9.2.5	高温プレナム部温度計装	8-9-6
9.2.5.1	設計方針	8-9-6
9.2.5.2	主要設備	8-9-6
9.2.5.3	評 価	8-9-6
9.2.6	燃料破損検出装置	8-9-7
9.2.6.1	設計方針	8-9-7
9.2.6.2	主要設備	8-9-7
9.2.6.3	評 価	8-9-7
9.3	プロセス計装	8-9-7
9.3.1	概 要	8-9-7
9.3.2	設計方針	8-9-7

9.3.3	主要設備	8-9-8
9.3.3.1	安全保護系のプロセス計装	8-9-8
9.3.3.2	安全保護系以外のプロセス計装	8-9-8
9.3.4	評価	8-9-10
9.4	原子炉制御設備	8-9-10
9.4.1	概要	8-9-10
9.4.2	設計方針	8-9-11
9.4.3	主要設備	8-9-11
9.4.3.1	運転モード選択装置	8-9-11
9.4.3.2	原子炉出力制御装置	8-9-11
9.4.3.3	プラント制御装置	8-9-12
9.4.4	評価	8-9-13
9.5	原子炉保護設備	8-9-13
9.5.1	概要	8-9-13
9.5.2	設計方針	8-9-13
9.5.3	主要設備	8-9-14
9.5.3.1	原子炉スクラムしゃ断器	8-9-14
9.5.3.2	原子炉スクラム信号	8-9-14
9.5.3.3	原子炉スクラム時のインターロック	8-9-16
9.5.4	評価	8-9-17
9.6	工学的安全施設作動設備	8-9-17
9.6.1	概要	8-9-17
9.6.2	設計方針	8-9-18
9.6.3	主要設備	8-9-18
9.6.4	評価	8-9-19
9.7	制御室	8-9-20
9.7.1	概要	8-9-20
9.7.2	中央制御室	8-9-20
9.7.2.1	設計方針	8-9-20
9.7.2.2	主要設備	8-9-21
9.7.2.3	評価	8-9-21
9.7.3	中央制御室外原子炉停止装置	8-9-22
9.7.3.1	設計方針	8-9-22

9.7.3.2	主要設備	8-9-22
9.7.3.3	評 価	8-9-22
10.	電気施設	8-10-1
10.1	概 要	8-10-1
10.2	設計方針	8-10-1
10.3	主要設備	8-10-2
10.3.1	高圧系統	8-10-2
10.3.2	低圧系統	8-10-3
10.3.3	非常用発電機	8-10-3
10.3.4	直流電源設備	8-10-4
10.3.5	交流無停電電源設備	8-10-4
10.3.6	可搬型発電機	8-10-4
10.3.7	通信連絡設備	8-10-5
10.3.8	電線路	8-10-5
10.3.9	照明用電源設備及び作業用電源設備	8-10-5
10.4	母線切替	8-10-6
10.5	評 価	8-10-6
10.6	試験及び検査	8-10-7
11.	放射性廃棄物の廃棄施設	8-11-1
11.1	概 要	8-11-1
11.2	気体廃棄物の廃棄施設	8-11-1
11.2.1	概 要	8-11-1
11.2.2	設計方針	8-11-2
11.2.3	主要設備の仕様	8-11-2
11.2.4	主要設備	8-11-2
11.2.5	評 価	8-11-2
11.3	液体廃棄物の廃棄設備	8-11-2
11.3.1	概 要	8-11-2
11.3.2	設計方針	8-11-3
11.3.3	主要設備の仕様	8-11-3
11.3.4	主要設備	8-11-3

11.3.5	評 価	8-11-4
11.4	固体廃棄物の廃棄設備	8-11-4
11.4.1	概 要	8-11-4
11.4.2	設計方針	8-11-5
11.4.3	主要設備の仕様	8-11-5
11.4.4	主要設備	8-11-5
11.4.5	評 価	8-11-6
12.	放射線管理施設	8-12-1
12.1	遮蔽設備	8-12-1
12.1.1	概 要	8-12-1
12.1.2	設計方針	8-12-1
12.1.3	主要設備	8-12-1
12.1.4	評 価	8-12-2
12.2	放射線管理設備	8-12-2
12.2.1	概 要	8-12-2
12.2.2	設計方針	8-12-3
12.2.3	主要設備	8-12-3
12.2.4	評 価	8-12-5
13.	プラント補助施設	8-13-1
13.1	淡水供給設備	8-13-1
13.1.1	概 要	8-13-1
13.1.2	主要設備の仕様	8-13-1
13.1.3	主要設備	8-13-1
13.2	補機冷却水設備	8-13-1
13.2.1	概 要	8-13-1
13.2.2	設計方針	8-13-1
13.2.3	主要設備の仕様	8-13-2
13.2.4	主要設備	8-13-2
13.2.5	評 価	8-13-2
13.2.6	試験検査	8-13-2
13.3	一般冷却水設備	8-13-2

13.3.1	概 要	8-13-2
13.3.2	主要設備の仕様	8-13-2
13.3.3	主要設備	8-13-2
13.4	窒素供給設備	8-13-3
13.4.1	概 要	8-13-3
13.4.2	主要設備の仕様	8-13-3
13.4.3	主要設備	8-13-3
13.5	換気空調設備	8-13-3
13.5.1	概 要	8-13-3
13.5.2	設計方針	8-13-3
13.5.3	主要設備	8-13-3
13.5.4	評 価	8-13-7
13.6	蒸気供給設備	8-13-8
13.6.1	概 要	8-13-8
13.6.2	主要設備	8-13-8
13.7	圧縮空気設備	8-13-8
13.7.1	概 要	8-13-8
13.7.2	設計方針	8-13-8
13.7.3	主要設備	8-13-8
13.7.4	評 価	8-13-9
13.8	消火設備	8-13-9
13.8.1	概 要	8-13-9
13.8.2	設計方針	8-13-9
13.8.3	主要設備	8-13-9
13.8.4	評 価	8-13-10
13.9	溢水対策機器	8-13-10
13.9.1	概 要	8-13-10
13.9.2	設計方針	8-13-10
13.9.3	主要設備	8-13-10
13.9.4	評 価	8-13-11
14.	実験設備	8-14-1
14.1	概 要	8-14-1

14.2	設計方針	8-14-1
14.3	主要設備	8-14-2
14.3.1	炉内設備	8-14-2
14.3.2	炉外設備	8-14-3
14.4	燃料限界照射試験	8-14-3
14.5	照射試験上の制限	8-14-3
14.6	評価	8-14-4
14.7	試験検査	8-14-5
15.	特殊運転	8-15-1
15.1	概要	8-15-1
15.2	設計方針	8-15-2
15.3	主要設備	8-15-2
15.4	特殊運転上の制限	8-15-2
15.5	評価	8-15-3
15.6	参考文献	8-15-3
16.	運転保守	8-16-1
16.1	運転保守の基本方針	8-16-1
16.2	組織及び職務	8-16-1
16.3	運転管理	8-16-1
16.4	燃料管理	8-16-1
16.5	放射性廃棄物管理	8-16-1
16.6	放射線管理	8-16-1
16.7	保守	8-16-2
16.8	非常時の措置	8-16-2
16.9	教育及び訓練	8-16-2
16.10	健康管理	8-16-2
16.11	放射線業務従事者以外の者に対する保安措置	8-16-2
16.12	核燃料物質の防護	8-16-2
16.13	記録及び報告	8-16-2
17.	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	8-17-1

追補 1. 耐震重要度分類変更の妥当性	8-追 1-1
追補 2. 安全機能の重要度分類変更の妥当性	8-追 2-1

表

第 1.2.1 表	安全上の機能別重要度分類表	8-1-103
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	8-1-104
第 1.3.1 表	第 6 条に関する重要安全施設	8-1-110
第 1.3.2 表	第 12 条に関する安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設	8-1-111
第 1.3.3 表	第 28 条に関する重要安全施設	8-1-112
第 1.4.1 表	クラス別施設	8-1-113
第 1.8.1 表	竜巻防護施設に対する竜巻防護対策等	8-1-118
第 3.1.1 表	原子炉及び炉心の設備仕様	8-3-37
第 3.2.1 表	IG-110 黒鉛、PGX 黒鉛及び ASR-ORB 炭素の 主要な特性値(標準値)	8-3-38
第 3.2.2 表	被覆燃料粒子の破損評価用温度計算に用いる因子	8-3-39
第 3.2.3 表	燃料の仕様	8-3-40
第 3.2.4 表	SiC 層を厚くした被覆燃料粒子の燃料コンパクトの照射試験 の実績	8-3-45
第 3.2.5 表	ZrC 四重被覆燃料粒子の照射試験の実績	8-3-46
第 3.2.6 表	(U, Th) ₂ O ₇ 核-四重被覆燃料粒子の照射試験の実績	8-3-47
第 3.2.7 表	Pd による SiC 層の腐食の観察・分析を実施した燃料コンパクト 試料の照射条件	8-3-48
第 3.2.8 表	制御棒案内ブロックの設備仕様	8-3-49
第 3.2.9 表	可動反射体ブロックの設備仕様	8-3-50
第 3.2.10 表	炉内構造物の設備仕様	8-3-51
第 3.2.11 表	制御棒の設備仕様	8-3-56
第 3.2.12 表	制御棒駆動装置の設備仕様	8-3-57
第 3.2.13 表	後備停止系の設備仕様	8-3-57
第 3.3.1 表	核設計値	8-3-58
第 3.3.2 表	燃料及び反応度調整材の炉心内装荷	8-3-59
第 3.4.1 表	熱流力設計値	8-3-60
第 3.4.2 表	熱流力設計用物性値及び相関式	8-3-61

第 4.3.1 表	1 次冷却設備の設備仕様	8-4-9
第 4.3.2 表	原子炉圧力容器の設備仕様	8-4-10
第 4.3.3 表	1 次ヘリウム循環機の設備仕様	8-4-11
第 4.3.4 表	中間熱交換器の設備仕様	8-4-12
第 4.3.5 表	1 次加圧水冷却器の設備仕様	8-4-13
第 4.3.6 表	1 次ヘリウム配管の設備仕様	8-4-15
第 4.3.7 表	主な弁類の設備仕様	8-4-16
第 5.3.1 表	2 次ヘリウム循環機の設備仕様	8-5-4
第 5.3.2 表	2 次加圧水冷却器の設備仕様	8-5-5
第 5.3.3 表	2 次ヘリウム配管の設備仕様	8-5-6
第 5.3.4 表	主な弁類の設備仕様	8-5-7
第 6.3.1 表	加圧水循環ポンプの設備仕様	8-6-4
第 6.3.2 表	加圧水空気冷却器の設備仕様	8-6-4
第 6.3.3 表	加圧水加圧器の設備仕様	8-6-5
第 6.3.4 表	加圧水配管の設備仕様	8-6-5
第 6.3.5 表	主な弁類の設備仕様	8-6-6
第 7.2.1 表	補助冷却器の設備仕様	8-7-11
第 7.2.2 表	補助ヘリウム循環機の設備仕様	8-7-12
第 7.2.3 表	補助冷却水空気冷却器の設備仕様	8-7-13
第 7.2.4 表	補助冷却水循環ポンプの設備仕様	8-7-14
第 7.2.5 表	補助冷却水加圧器の設備仕様	8-7-14
第 7.2.6 表	補助冷却設備の配管の設備仕様	8-7-15
第 7.2.7 表	補助冷却設備の主要弁の設備仕様	8-7-16
第 7.3.1 表	炉容器冷却設備の設備仕様	8-7-17
第 7.4.1 表	原子炉格納容器の設備仕様	8-7-18
第 7.5.1 表	非常用空気浄化設備の設備仕様	8-7-19
第 8.3.1 表	1 次ヘリウム純化設備の設備仕様	8-8-16
第 8.4.1 表	1 次ヘリウム貯蔵供給設備構成機器の設備仕様	8-8-18
第 8.5.1 表	2 次ヘリウム純化設備の設備仕様	8-8-19

第 8.6.1 表	2 次ヘリウム貯蔵供給設備構成機器の設備仕様	8-8-20
第 8.7.1 表	原子炉建家内燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様	8-8-21
第 8.7.2 表	使用済燃料貯蔵建家内燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様	8-8-22
第 9.3.1 表	安全保護系のプロセス計測項目	8-9-23
第 9.5.1 表	原子炉スクラム信号一覧表	8-9-24
第 9.5.2 表	原子炉スクラム信号及び工学的安全施設作動信号に関する パーミッシブ信号一覧表	8-9-25
第 9.6.1 表	工学的安全施設作動信号一覧表	8-9-26
第 9.7.1 表	中央制御室外原子炉停止盤の主要な設置機器	8-9-27
第 10.3.1 表	メタルクラッド開閉装置の設備仕様	8-10-8
第 10.3.2 表	パワーセンタの設備仕様	8-10-8
第 10.3.3 表	非常用発電機の設備仕様	8-10-9
第 10.3.4 表	直流電源設備の設備仕様	8-10-10
第 10.3.5 表	交流無停電電源設備の設備仕様	8-10-11
第 10.3.6 表	可搬型発電機の仕様	8-10-12
第 10.3.7 表	構内一斉放送設備専用の非常用発電機の仕様	8-10-12
第 10.3.8 表	照明用の可搬型発電機の仕様	8-10-12
第 11.2.1 表	気体廃棄物の廃棄施設の設備仕様	8-11-7
第 11.3.1 表	液体廃棄物の廃棄設備の設備仕様	8-11-8
第 11.4.1 表	固体廃棄物保管室の設備仕様	8-11-10
第 12.1.1 表	遮蔽設計基準	8-12-7
第 12.2.1 表	放射線監視設備の概要	8-12-7
第 12.2.2 表	固定モニタリング設備の非常用発電機（可搬型含む。）の仕様	8-12-8
第 13.1.1 表	淡水供給設備の設備仕様	8-13-12
第 13.2.1 表	補機冷却水設備の設備仕様	8-13-12
第 13.3.1 表	一般冷却水設備の設備仕様	8-13-13
第 13.4.1 表	窒素供給設備の設備仕様	8-13-13
第 13.5.1 表	格納容器再循環冷却装置の設備仕様	8-13-14

第 13. 5. 2 表	格納容器減圧装置の設備仕様	8-13-14
第 13. 5. 3 表	原子炉建家Ⅰ系換気空調装置の設備仕様	8-13-15
第 13. 5. 4 表	放射能測定室系換気空調装置の設備仕様	8-13-16
第 13. 5. 5 表	実験設備換気装置の設備仕様	8-13-17
第 13. 5. 6 表	中央制御室系換気空調装置の設備仕様	8-13-18
第 13. 5. 7 表	電気設備室系換気空調装置の設備仕様	8-13-19
第 13. 5. 8 表	原子炉建家Ⅱ系換気空調装置の設備仕様	8-13-20
第 13. 5. 9 表	空調用冷水装置Ⅰの設備仕様	8-13-21
第 13. 5. 10 表	空調用冷水装置Ⅱの設備仕様	8-13-21
第 13. 5. 11 表	使用済燃料貯蔵建家管理区域換気空調装置の設備仕様	8-13-22
第 13. 7. 1 表	制御用圧縮空気設備の設備仕様	8-13-24
第 13. 7. 2 表	一般用圧縮空気設備の設備仕様	8-13-24
第 15. 4. 1 表	運転モード選択装置の機能	8-15-4
第 17. 1 表	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための 資機材等の仕様	8-17-3

図

第 1. 4. 1 図	原子炉施設全体としての具体的な分類方法	8-1-119
第 1. 4. 2 図	試験研究用等原子炉施設に係る個別の設備・機器等の 具体的な分類方法	8-1-120
第 1. 4. 3 図	弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(NS 成分)	8-1-121
第 1. 4. 4 図	弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(EW 成分)	8-1-122
第 1. 4. 5 図	弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(UD 成分)	8-1-123
第 1. 4. 6 図	弾性設計用地震動 Sd-D の時刻歴波形	8-1-124
第 1. 4. 7 図	弾性設計用地震動 Sd-1 の時刻歴波形	8-1-125
第 1. 4. 8 図	弾性設計用地震動 Sd-2 の時刻歴波形	8-1-126
第 1. 4. 9 図	弾性設計用地震動 Sd-3 の時刻歴波形	8-1-127
第 1. 4. 10 図	弾性設計用地震動 Sd-4 の時刻歴波形	8-1-128
第 1. 4. 11 図	弾性設計用地震動 Sd-5 の時刻歴波形	8-1-129
第 1. 4. 12 図	弾性設計用地震動 Sd-D と基準地震動 S ₁ の 応答スペクトルの比較(水平成分)	8-1-130
第 1. 4. 13 図	弾性設計用地震動 Sd の一様ハザードスペクトル (水平成分)	8-1-131
第 1. 4. 14 図	弾性設計用地震動 Sd の一様ハザードスペクトル (鉛直成分)	8-1-132
第 2. 4. 1 図	原子炉施設全体配置図	8-2-4
第 2. 5. 1 図	原子炉建家平面図(地下 3 階)	8-2-5
第 2. 5. 2 図	原子炉建家平面図(地下 2 階)	8-2-6
第 2. 5. 3 図	原子炉建家平面図(地下 1 階)	8-2-7
第 2. 5. 4 図	原子炉建家平面図(1 階)	8-2-8
第 2. 5. 5 図	原子炉建家平面図(2 階)	8-2-9
第 2. 5. 6 図	原子炉建家断面図(1)	8-2-10
第 2. 5. 7 図	原子炉建家断面図(2)	8-2-11
第 3. 1. 1 図	原子炉本体構造説明図	8-3-63
第 3. 1. 2 図	原子炉平断面説明図	8-3-64
第 3. 1. 3 図	B 型燃料体装荷位置	8-3-65

第 3. 2. 1 (a) 図	燃料温度と被覆燃料粒子の破損の関係 (1)	8-3-66
第 3. 2. 1 (b) 図	燃料温度と被覆燃料粒子の破損の関係 (2)	8-3-67
第 3. 2. 2 図	燃料要素説明図	8-3-68
第 3. 2. 3 図	燃料棒支持方法説明図	8-3-69
第 3. 2. 4 図	燃料体説明図	8-3-70
第 3. 2. 5 図	H T T R 用燃料の照射試験の範囲	8-3-71
第 3. 2. 6 図	O G L - 1 燃料照射試験における ^{88}Kr の放出率	8-3-72
第 3. 2. 7 図	(U, Th) $_2\text{O}_3$ 燃料核被覆燃料粒子の燃料核移動速度係数の 実測データ及び H T T R 設計曲線	8-3-73
第 3. 2. 8 図	黒鉛ブロック中に発生する照射応力 (膜応力) の 燃焼による変化	8-3-74
第 3. 2. 9 (a) 図	燃料体の製造工程概略図 (1)	8-3-75
第 3. 2. 9 (b) 図	燃料体の製造工程概略図 (2)	8-3-76
第 3. 2. 9 (c) 図	燃料体の製造工程概略図 (3)	8-3-77
第 3. 2. 10 図	IG-110 黒鉛素材及び PGX 黒鉛素材の製造工程概略図	8-3-78
第 3. 2. 11 図	高温試験運転期間の範囲	8-3-79
第 3. 2. 12 (a) 図	制御棒案内ブロック構造説明図 (1)	8-3-80
第 3. 2. 12 (b) 図	制御棒案内ブロック構造説明図 (2)	8-3-81
第 3. 2. 12 (c) 図	制御棒案内ブロック構造説明図 (3)	8-3-82
第 3. 2. 12 (d) 図	制御棒案内ブロック構造説明図 (4)	8-3-83
第 3. 2. 12 (e) 図	制御棒案内ブロック構造説明図 (5)	8-3-84
第 3. 2. 13 (a) 図	可動反射体ブロック構造説明図 (1)	8-3-85
第 3. 2. 13 (b) 図	可動反射体ブロック構造説明図 (2)	8-3-86
第 3. 2. 13 (c) 図	可動反射体ブロック構造説明図 (3)	8-3-87
第 3. 2. 13 (d) 図	可動反射体ブロック構造説明図 (4)	8-3-88
第 3. 2. 14 図	炉内構造物構造説明図	8-3-89
第 3. 2. 15 図	炉内構造物説明図	8-3-90
第 3. 2. 16 (a) 図	固定反射体構造説明図 (1)	8-3-91
第 3. 2. 16 (b) 図	固定反射体構造説明図 (2)	8-3-92
第 3. 2. 17 図	炉床部構成要素の構造説明図	8-3-93
第 3. 2. 18 図	炉心拘束機構構造説明図	8-3-94
第 3. 2. 19 (a) 図	上部遮へい体ブロック構造説明図 (1)	8-3-95
第 3. 2. 19 (b) 図	上部遮へい体ブロック構造説明図 (2)	8-3-96

第 3. 2. 19(c) 図	上部遮へい体ブロック構造説明図 (3)	8-3-97
第 3. 2. 20 図	側部遮へい体ブロック構造説明図	8-3-98
第 3. 2. 21 図	混合促進板概略構造説明図	8-3-99
第 3. 2. 22 図	制御棒構造説明図	8-3-100
第 3. 2. 23 図	制御棒駆動装置構造説明図	8-3-101
第 3. 2. 24 図	後備停止系構造説明図	8-3-102
第 3. 3. 1 図	炉心配置説明図	8-3-103
第 3. 5. 1 図	原子炉出力と原子炉入口温度制御系の設定値	8-3-104
第 3. 5. 2 図	動特性解析ブロック図	8-3-105
第 3. 5. 3 図	10%ステップ状出力増加の場合(定格運転) (1)	8-3-106
第 3. 5. 4 図	10%ステップ状出力増加の場合(定格運転) (2)	8-3-107
第 3. 5. 5 図	10%ステップ状出力減少の場合(定格運転) (1)	8-3-108
第 3. 5. 6 図	10%ステップ状出力減少の場合(定格運転) (2)	8-3-109
第 3. 5. 7 図	1%/min ランプ状出力増加の場合(定格運転)	8-3-110
第 3. 5. 8 図	1%/min ランプ状出力減少の場合(定格運転)	8-3-111
第 3. 5. 9 図	10%ステップ状出力増加の場合(高温試験運転) (1)	8-3-112
第 3. 5. 10 図	10%ステップ状出力増加の場合(高温試験運転) (2)	8-3-113
第 3. 5. 11 図	10%ステップ状出力減少の場合(高温試験運転) (1)	8-3-114
第 3. 5. 12 図	10%ステップ状出力減少の場合(高温試験運転) (2)	8-3-115
第 3. 5. 13 図	1%/min ランプ状出力増加の場合(高温試験運転)	8-3-116
第 3. 5. 14 図	1%/min ランプ状出力減少の場合(高温試験運転)	8-3-117
第 4. 1. 1 図	1次冷却設備系統説明図	8-4-17
第 4. 1. 2 図	原子炉冷却材圧力バウンダリ説明図	8-4-18
第 4. 4. 1 図	原子炉圧力容器構造説明図	8-4-19
第 4. 4. 2 図	圧力容器ふたの熱遮へい板構造説明図	8-4-20
第 4. 4. 3 図	1次ヘリウム循環機構造説明図	8-4-21
第 4. 4. 4 図	中間熱交換器構造説明図	8-4-22
第 4. 4. 5 図	1次加圧水冷却器構造説明図	8-4-23
第 4. 4. 6 図	二重管構造説明図	8-4-24
第 4. 4. 7 図	制御棒スタンドパイプ構造説明図	8-4-25
第 4. 4. 8 図	スタンドパイプ固定装置構造説明図	8-4-26

第 5. 1. 1 図	2 次ヘリウム冷却設備系統説明図	8-5-8
第 5. 4. 1 図	2 次ヘリウム循環機構造説明図	8-5-9
第 5. 4. 2 図	2 次加圧水冷却器構造説明図	8-5-10
第 6. 1. 1 図	加圧水冷却設備系統説明図	8-6-7
第 7. 2. 1 図	補助冷却設備系統説明図	8-7-20
第 7. 2. 2 図	補助冷却器構造説明図	8-7-21
第 7. 3. 1 図	炉容器冷却設備系統説明図	8-7-22
第 7. 4. 1 図	原子炉格納容器説明図	8-7-23
第 7. 4. 2 図	原子炉格納容器バウンダリ説明図	8-7-24
第 7. 5. 1 図	非常用空気浄化設備系統説明図	8-7-25
第 8. 3. 1 図	1 次ヘリウム純化設備系統説明図	8-8-23
第 8. 4. 1 図	1 次ヘリウム貯蔵供給設備系統説明図	8-8-24
第 8. 5. 1 図	2 次ヘリウム純化設備系統説明図	8-8-25
第 8. 6. 1 図	2 次ヘリウム貯蔵供給設備系統説明図	8-8-26
第 8. 7. 1 図	原子炉建家内燃料取扱及び貯蔵設備説明図	8-8-27
第 8. 7. 2 図	使用済燃料貯蔵建家内燃料取扱及び貯蔵設備説明図	8-8-28
第 8. 7. 3 図	燃料取扱いルート説明図	8-8-29
第 8. 7. 4 図	新燃料貯蔵設備構造説明図	8-8-30
第 8. 7. 5 図	燃料交換機構造説明図	8-8-31
第 8. 7. 6 図	使用済燃料貯蔵設備(原子炉建家内)構造説明図	8-8-32
第 8. 7. 7 図	プール水冷却浄化設備系統説明図	8-8-33
第 8. 7. 8 図	使用済燃料貯蔵設備(使用済燃料貯蔵建家内)構造説明図	8-8-34
第 9. 2. 1 図	中性子計装測定領域関係説明図	8-9-28
第 9. 2. 2 図	中性子束検出器の配置説明図	8-9-29
第 9. 2. 3 図	広領域及び出力領域中性子計装説明図	8-9-30
第 9. 2. 4 図	制御棒位置計装説明図	8-9-31
第 9. 2. 5 図	炉心差圧検出用導圧管の設置場所説明図	8-9-32
第 9. 2. 6 図	高温プレナム部温度計装用熱電対配置説明図	8-9-33
第 9. 2. 7 図	燃料破損検出装置構成説明図	8-9-34

第 9.4.1 図	原子炉出力制御装置基本構成説明図	8-9-35
第 9.4.2 図	プラント制御装置基本構成説明図(並列運転)	8-9-36
第 9.5.1 図	原子炉保護設備説明図	8-9-37
第 9.5.2 図	原子炉保護設備作動信号説明図	8-9-38
第 9.5.3 図	原子炉スクラム信号及び工学的安全施設 作動信号の主な測定点説明図	8-9-39
第 9.6.1 図	工学的安全施設作動信号説明図	8-9-40
第 9.6.2 図	原子炉格納容器隔離信号発生時の隔離弁状態説明図	8-9-41
第 10.3.1 図	主単線結線説明図	8-10-13
第 10.3.2 図	直流電源設備の単線結線説明図	8-10-14
第 10.3.3 図	交流無停電電源設備の単線結線説明図	8-10-15
第 11.1.1 図	気体廃棄物の廃棄施設系統説明図	8-11-11
第 11.1.2 図	液体廃棄物の廃棄設備系統説明図	8-11-12
第 11.1.3 図	固体廃棄物の廃棄設備系統説明図	8-11-13
第 12.1.1 図	遮蔽設計区分概略図(1/6)	8-12-9
第 12.1.1 図	遮蔽設計区分概略図(地下 3 階)(2/6)	8-12-10
第 12.1.1 図	遮蔽設計区分概略図(地下 2 階)(3/6)	8-12-11
第 12.1.1 図	遮蔽設計区分概略図(地下 1 階)(4/6)	8-12-12
第 12.1.1 図	遮蔽設計区分概略図(1 階)(5/6)	8-12-13
第 12.1.1 図	遮蔽設計区分概略図(2 階)(6/6)	8-12-14
第 12.1.2 図	使用済燃料貯蔵建家遮蔽設計区分概略図	8-12-15
第 13.1.1 図	淡水供給設備系統説明図	8-13-25
第 13.2.1 図	補機冷却水設備系統説明図	8-13-26
第 13.3.1 図	一般冷却水設備系統説明図	8-13-27
第 13.4.1 図	窒素供給設備系統説明図	8-13-28
第 13.5.1 図	原子炉建家 I 系換気空調装置 及び格納容器再循環冷却装置系統説明図	8-13-29
第 13.5.2 図	格納容器減圧装置系統説明図	8-13-30
第 13.5.3 図	放射能測定室系換気空調装置系統説明図	8-13-31

第 13. 5. 4 図	実験設備換気装置系統説明図	8-13-32
第 13. 5. 5 図	中央制御室系換気空調装置系統説明図	8-13-33
第 13. 5. 6 図	電気設備室系換気空調装置系統説明図	8-13-34
第 13. 5. 7 図	原子炉建家Ⅱ系換気空調装置系統説明図	8-13-35
第 13. 5. 8 図	空調用冷水装置Ⅰ系統説明図	8-13-36
第 13. 5. 9 図	空調用冷水装置Ⅱ系統説明図	8-13-37
第 13. 5. 10 図	使用済燃料貯蔵建家換気空調設備系統説明図	8-13-38
第 13. 7. 1 図	圧縮空気設備系統説明図	8-13-39
第 14. 1. 1 図	照射試料装荷位置図	8-14-6
第 14. 3. 1 図	燃料照射キャプセル構造説明図	8-14-7
第 14. 3. 2 図	材料クリーブ照射キャプセル構造説明図	8-14-8
第 14. 3. 3 図	リチウム照射キャプセル構造説明図	8-14-9
第 14. 4. 1 図	燃料照射キャプセル炉外装置系統説明図	8-14-10
第 14. 4. 2 図	リチウム照射キャプセル炉外装置系統説明図	8-14-11
第 15. 5. 1 図	循環機 3 台停止試験時の原子炉の挙動(1)	8-15-6
第 15. 5. 2 図	循環機 3 台停止試験時の原子炉の挙動(2)	8-15-6
第 15. 5. 3 図	炉容器冷却設備停止試験時の原子炉の挙動(1)	8-15-7
第 15. 5. 4 図	炉容器冷却設備停止試験時の原子炉の挙動(2)	8-15-7

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

原子炉施設は、次の基本方針のもとに安全設計を行い、「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。）等の要求を満足するとともに、「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。）に適合する設計とする。

1.1.1.1 放射線被ばく

通常運転時、原子炉施設周辺の一般公衆及び原子炉施設の従事者に対し、「原子炉等規制法」に基づき定められている線量限度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、原子炉施設から放出される放射性廃棄物による原子炉施設周辺の一般公衆に対する線量を、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。

1.1.1.2 異常時対応

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な状態に対しては、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とられない場合にも、原子炉の固有の安全性並びに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。

また、原子炉施設は、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれて1次冷却材が漏えいした後、原子炉格納容器内の空気が炉内に侵入し、炉内の黒鉛構造物が酸化するような事故等の発生を想定しても、事故の拡大を防止し、放射性物質の放出を抑制できるように設計する。

1.1.1.3 多重防護

燃料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障壁を何重にも設け、万一事故が起こった場合にも、原子炉施設周辺の一般公衆の安全を確保するように設計する。

1.1.1.4 外部からの衝撃

安全施設は、原子炉施設敷地で想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。また、自然現象の組合せにおいては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮した設計とする。

上記に加え、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じる応力を適切に考慮した設計とする。

さらに、安全施設は、原子炉施設敷地内又はその周辺において想定される飛来物(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、電磁的障害等の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設計とする。

1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止

原子炉施設は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する人の不法な接近等に対し、これを防御できるように設計する。

1.1.1.6 多重性又は多様性及び独立性

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、重要度の特に高い安全機能を有する系統は、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器の単一故障が生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。

1.1.1.7 試験検査

安全施設は、そ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、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。

1.1.1.8 誤操作防止及び容易な操作

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っ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っ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、異常な過渡変化又は設計基準事故の発生時においては、運転員が状況を判断し必要な操作が行えるよう、異常発生後 10 分間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。

1.1.1.9 避難通路、照明、通信連絡設備

原子炉施設には、標識を設置した安全避難通路、避難用及び事故対策用照明、通信連絡設備等を設ける設計とする。

1.1.1.10 全交流動力電源喪失対策

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。

1.1.2 原子炉の固有の安全性

低濃縮ウランを燃料、黒鉛を減速材及び構造材として用いる本原子炉では、次の特性を有する。

炉心は、発熱密度に比して大きな熱容量を有し、出力の過渡変化及び冷却能力の異常な低下に対する炉心構成要素の温度変化が少なく、かつ、緩慢であり、ドプラ効果に基づく負の反応度温度係数を有する。

このドプラ効果と減速材温度効果等を総合した出力係数が、負の反応度フィードバック特性を有することにより、出力の上昇を伴う変化に対して、出力抑制効果を有するように設計する。

また、炉心構成要素は、黒鉛、炭素又はセラミックス材料で構成されているため、2,800℃近くまで溶融のおそれがなく、かつ、冷却材にヘリウムを用いるので化学的に安定である。

1.1.3 原子炉施設の設計、製作における基本方針

原子炉施設の安全性を確保するため、設計及び製作において、次に示す安全上の考慮を払う。

- (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、「試験炉設置許可基準規則」の要求に適合した設計を行うとともに、安全機能を有しないものについては、十分余裕をとった設計を行う。
- (2) 製作の過程においては材質を吟味し、厳重な検査を行うとともに、設置時及び運転開始後も、主要機器については必要に応じて試験ないし検査を行い、その性能を確認できるようにする。

1.1.4 核設計及び熱流力設計の基本方針

炉心は、多数の六角柱状の燃料体をほぼ円柱状に積上げ、その上下及び半径方向を可動反射体ブロックによって囲む構造である。炉心の径方向及び軸方向を多領域に分けて濃縮度の異なる燃料を装荷することにより、燃料温度分布の平坦化を図る。燃料交換は、原子炉を停止して行う。

核設計及び熱流力設計は、次の方針により行う。

- a. 炉心の反応度制御及び原子炉の停止は、制御棒系によって行う。加えて、反応度調整材を使用して過剰反応度を抑制する。反応度調整材は、良好な出力分布が得られるように炉心内に配置する。制御棒系は出力変化、キセノン濃度変化、高温から低温までの温度変化、燃料の燃焼や反応度調整材の減少等によって生じる反応度変化を制御できるように設計する。原子炉停止のために用いる制御棒系が、何らかの原因で挿入できない場合にも、原子炉を停止できるようにバックアップとして、後備停止系を設ける。
- b. 制御棒系は、最大反応度効果をもつ1対の制御棒が全引抜き位置のまま挿入できない場合にも、適切な反応度停止余裕を与えるように設計する。後備停止系は、高温の運転状態から適切な反応度余裕をもって原子炉を停止できる設計とする。
- c. 制御棒系の最大反応度添加率は、最大反応度効果をもつ1対の制御棒が、引抜き可能な最大速度で引抜かれても、炉心の冷却を損なうような炉心及び炉内構造物等の破壊を生じないように設計する。
- d. 炉心は、負の反応度フィードバック特性をもち、反応度出力係数が負となるようにするとともに、不安定な出力振動が起らないように設計する。
- e. 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、通常運転時における熱的制限値を設け、これを超えないように設計する。

- f. 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、運転時の異常な過渡変化時において、燃料最高温度が1,600℃を超えないように設計する。

1.1.5 核分裂生成物放散の防止・抑制に対する基本方針

(1) 放散防止の多重防護

燃料内で生成した核分裂生成物の原子炉施設周辺への放散を、次の方法によって多重に防止及び抑制する。

- a. 燃料核は、それ自体が核分裂生成物を保持する能力を有しており、燃料核内で発生した核分裂生成物の大部分は燃料核内に保持されるが、燃料核から放出された核分裂生成物は、燃料粒子被覆層により保持される。
- b. 燃料粒子被覆層が破損しても、漏えいした核分裂生成物の1次冷却材中への漏えいは、燃料要素を構成する黒鉛スリーブ等により抑制される。
- c. 1次冷却材中へ漏えいした核分裂生成物は、原子炉冷却材系内に保持される。
- d. 原子炉冷却材圧力バウンダリから核分裂生成物が漏えいしても、原子炉格納容器によりこれを保持する。

(2) 放射性物質放出の低減

通常運転時における1次冷却材中の放射性物質の濃度を抑え、また、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。

- a. 1次ヘリウム純化設備により、放射性物質の濃度を低減する。
- b. 1次冷却材を内包する機器は、合理的に達成できる限り1次冷却材中の放射性物質を漏えいさせない構造とする。
- c. 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性廃棄物は、廃棄物を処理する設備を設け、適切な処理及び管理を行うことにより、周辺環境に対する放出放射性物質の濃度及び量を低減する。

1.1.6 計測制御系統施設設計の基本方針

- (1) 運転、制御及び保護動作に必要な中性子束、温度、圧力等を測定する原子炉計装及びプロセス計装を設けるとともに、通常運転時に起こり得る運転条件の変化及び外乱に対して、自動的に原子炉を制御する原子炉制御設備を設ける。
- (2) 通常運転時に異常又は故障が発生した場合は、これを早期に検知し所要の対策が講じられるように中性子束、温度、圧力、放射能等を常時連続的に監視し、異常時には警報を発する装置を設けるとともに、安全上設定した値を超える場合には、炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることのないよう、異常状態の発生を検知し、原子炉を停止するためのスクラムを行うため、原子炉保護設備を設ける。

また、誤動作若しくは誤操作による異常又は故障の拡大を防止し設計基準事故に至らないよう制御棒の引抜きを阻止する等のインターロックを設ける。

- (3) 原子炉保護設備は、必要な場合に確実に作動するように、多重性及び独立性を有し、単一故障によって、その機能を喪失しないように設計する。万一、駆動源が喪失した場合には、安全側に動作するなどのフェイルセーフ設計とする。また、その機能が喪失していないことを運転中に確認でき

るように設計する。

- (4) 工学的安全施設を作動させる工学的安全施設作動設備を設ける。工学的安全施設作動設備は、必要な場合に確実に作動するように、多重性及び独立性を有し、単一故障によって、その機能を喪失しないように設計する。また、その機能が喪失していないことを運転中に確認できるように設計する。
- (5) 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を監視できるように設計する。

1.1.7 工学的安全施設設計の基本方針

原子炉施設の設計基準事故時に、大量の燃料の破損や原子炉施設外への放射性物質の放散を防止若しくは抑制して、原子炉施設周辺の一般公衆の安全を確保するために、補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納施設及び非常用空気浄化設備からなる工学的安全施設を設け、次の方針に基づいて設計する。

- (1) 工学的安全施設作動が必要な際に、設計どおりの機能を発揮できるように信頼性の高い設計とし、想定される単一故障に対しても対処できるように十分な多重性及び独立性を有するようにする。
- (2) 工学的安全施設が原子炉施設の寿命を通じて、必要な際にその機能を発揮できることを確認するため、施設の設置時及び運転開始後も原子炉運転中あるいは停止時に、その機能確認の試験及び検査が行えるようにする。
- (3) 工学的安全施設には、必要な際に機能が発揮できるように、電源やその他の駆動源を常に確保する。

1.1.8 多量の放射性物質を放出するおそれのある事故に対する基本方針

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目張り等による原子炉建家の気密の改善、さらに使用済燃料貯蔵プールへの冷却水の注入による使用済燃料の冷却等、必要な措置を講じる設計とする。

1.1.9 物理的分離に関する基本方針

工学的安全施設、安全保護系(原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備)等の安全機能を有する系統で、多重性又は多様性及び独立性を要求される系統は、必要に応じて、各系統それぞれ互いに機器、配管、ケーブル等を十分な距離をとって分離配置するか、又は障壁を設ける等によって、万一一方の系統が火災や機器、配管等の破損等により運転不能になっても、他の系統にその影響が波及して、その安全機能が喪失しないように設計する。

1.1.10 環境に関する基本方針

原子炉施設の構築物、系統及び機器は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、それぞれが設置される場所に応じた圧力、温度、湿度及び放射線に関する環境条件下で、所定の機能を維持できるように設計する。特に、高温の冷却材に直接接する構造物については、十分な強度、耐食

性及び安定性を有するように設計する。

また、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、設計基準事故時においても、それぞれが設置される場所に応じた圧力、温度、湿度及び放射線に関する環境条件下で所定の安全機能を維持できるように設計する。

1.1.11 強度設計の基本方針

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。

また、荷重の組合せと許容応力については、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準を定める告示」、「原子力発電所の耐震設計技術指針」(JEAG4601、同補)、「建築基準法」、「日本建築学会各種構造設計及び計算規準」等に準拠するものとする。

ただし、国内法令、規格、基準等に規定されていないもののうち、高温機器及び黒鉛構造物については、「高温ガス炉第1種機器の高温構造設計指針」⁽¹⁾及び「高温ガス炉炉心支持黒鉛構造物の構造設計指針」⁽²⁾並びに「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」⁽³⁾により設計するとともに、その他については、必要に応じて十分使用実績があり、信頼性の高い国外の規格に準拠する。

1.1.12 品質保証の基本方針

原子炉施設の機器及び装置の安全性並びに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、次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、業務分担及び責任を明確にし、確実に品質保証活動を遂行する。
- (2) 原子炉施設の設計者及び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、これに対する原子炉施設の設計者及び製作者の体制、要領及び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) 原子炉施設の設計者又は製作者の外注品についても、上記と同様の確認を行うものとする。
- (4) 仕様決定、設計、製作、据付け、試験及び検査の各段階では、これらに適用される法令、基準及び規格の要求並びに原子炉施設の機能と安全に係る基本的設計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。
- (5) 立会検査若しくは承認を必要とする項目については、事前に原子炉施設の設計者ないし製作者と協議決定し、確実に実施されることを確認する。
- (6) 文書、図面、仕様書、図書、資料、品質管理記録等については、処理手順及び管理方法を明確にし、確実に保管する。

1.1.13 参考文献

- (1) 「高温ガス炉第1種機器の高温構造設計指針」(平成2年12月科学技術庁原子力安全局内規(平成15年5月30日改定))

- (2) 「高温ガス炉炉心支持黒鉛構造物の構造設計指針」(平成2年12月科学技術庁原子力安全局内規(平成15年5月30日改定))
- (3) 「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」(平成2年12月科学技術庁原子力安全局内規(平成15年5月30日改定))

1.2 安全機能の重要度分類

試験研究用等原子炉施設の安全機能の相対的重要度を、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計指針」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」(以下「研究炉の重要度分類の考え方」という。)の基本的な考え方、及び基本的な考え方に示される高出力炉における重要度分類例を参考に、高温工学試験研究炉の特徴を十分踏まえて、次のように定め、これらの機能を果たすべき構築物、系統及び機器を適切に設計する。

1.2.1 高温工学試験研究炉の特徴

安全上の重要度分類を定めるに当たり、考慮する高温工学試験研究炉の主要な特徴は、次のとおりである。

- (1) 発電用軽水炉と比べて、原子炉の熱出力、発熱密度は低く、原子炉の炉心で蓄積される核分裂生成物の量は少ないため、潜在的リスクは小さい。一方、水冷却型試験研究用原子炉と比べ冷却材の温度、圧力が高いことを考慮する必要がある。
- (2) 原子炉は、セラミックス等で多重被覆した被覆燃料粒子、減速材及び構造材として黒鉛、冷却材としてヘリウムガスを用いる。

燃料は、耐熱性に優れ、燃料最高温度が1,600°C以下ならば核分裂生成物の保持機能が損なわれることはない。

炉心構造物の黒鉛は、耐熱性に優れ、高温でも炉心構成材としての健全性を保つことができる。ヘリウムガスは、化学的に不活性で構造材との化学反応はない。また、冷却材の相変化による冷却条件の急激な変化はない。

- (3) 炉心は、発熱密度に比して大きな熱容量を有し、出力の過渡変化及び冷却能力の異常な低下に対する炉心構成要素の温度変化が少なく、かつ、緩慢である特性を有する。

事故時の炉心の温度上昇は発電用軽水炉に比べると極めて緩慢であり、事故の拡大を防止するための処置をとる時間的余裕が大きい。

- (4) 万一、冷却材喪失時に制御棒が挿入されなくても、固有の特性により原子炉の核出力は低下する。この場合に、炉心の強制冷却を行わなくても、原子炉圧力容器外面からの熱除去により炉心からの残留熱除去が可能である。

高温工学試験研究炉を用いた安全性実証試験(特殊運転として実施)によって、炉心流量が喪失した場合に制御棒挿入操作を行わなくても、各種の制限値を上回ることなく、固有の特性により原子炉が安定な状態に維持されることが実証されている。

1.2.2 安全上の機能別重要度分類

安全機能を有する構築物、系統及び機器を、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種に

分類する。

- (1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、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(異常発生防止系。以下「PS」という。)
- (2) 原子炉施設の異常状態において、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、又は緩和する機能を有するもの(異常影響緩和系。以下「MS」という。)

また、PS及びMSのそれぞれに属する構築物、系統及び機器を、それが有する安全機能の重要度に応じ、第1.2.1表に示すように、三つのクラスに分類する。

上記に基づく原子炉施設の安全上の機能別重要度分類を第1.2.2表に示す。

なお、各クラスに属する構築物、系統及び機器の基本設計ないし基本設計方針は、確立された設計、建設及び試験の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次の各号に掲げる基本的目標を達成できるようにする。

- ① 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、維持すること。
- ② クラス 2：高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
- ③ 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。

1.2.3 分類の適用の原則

試験研究用等原子炉施設の安全上の機能別重要度分類を具体的に適用するに当たっては、原則として次によることとする。

- (1) 安全機能を直接果たす構築物、系統及び機器(以下「当該系」という。)が、その機能を果たすために直接又は間接に必要とする構築物、系統及び機器(以下「関連系」という。)の範囲と分類は、次の各号に掲げるところによるものとする。
 - a. 当該系の機能遂行に直接必要となる関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとみなす。
 - b. 当該系の機能遂行に直接必要はないが、その信頼性を維持し、又は担保するために必要な関連系は、当該系より下位の重要度を有するものとみなす。ただし、当該系がクラス3であるときは、関連系はクラス3とみなす。
- (2) 一つの構築物、系統及び機器が、二つ以上の安全機能を有するときは、果たすべきすべての安全機能に対する設計上の要求を満足させるものとする。
- (3) 安全機能を有する構築物、系統又は機器は、これら二つ以上のもの間において、又は安全機能を有しないものとの間において、その一方の運転又は故障等により、同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され、もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように、機能的隔離及び物理的分離を適切に考慮する。
- (4) 重要度の異なる構築物、系統又は機器を接続するときは、下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等の設計上の要求を課すか、又は上位の重要度のものと同等の隔離装置等によって、下位の重要度のものの故障等により上位の重要度のものの安全機能が損なわれないように、適切な機能的隔離が行われるよう考慮する。

1.3 重要安全施設の選定

1.3.1 選定の基本方針

重要安全施設は、安全機能を有する安全施設のうち特に安全機能の重要度が高いものであり、試験炉設置許可基準規則第6条第2項、第12条第2項及び第28条第1項の要求事項を満たす設計とする。

選定に当たっては、以下に示す高温工学試験研究炉の固有の安全性を考慮した安全確保のために必要な機能(「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」及び「使用済燃料冷却」)を確保できるよう考慮する。

- ① 原子炉の緊急停止機能
- ② 放射性物質の閉じ込め機能(原子炉冷却材圧力バウンダリ及び周辺公衆へ過度の被ばくを及ぼす可能性のある系統)
- ③ 原子炉の停止及び放射性物質の閉じ込めの状態監視に必要な監視機能
- ④ 原子炉建家使用済燃料貯蔵プールの貯蔵機能

なお、炉心冷却機能について、高温工学試験研究炉では、炉心の形成の維持ができれば、原子炉の固有の安全性から自然放熱により炉心の冷却が可能である。

1.3.2 第6条に関する重要安全施設

試験炉設置許可基準規則第6条第2項に規定されている重要安全施設(以下「第6条に関する重要安全施設」という。)は、試験炉設置許可基準規則の解釈に従い、「研究炉の重要度分類の考え方」の「4.(1)自然現象に対する設計上の考慮」を参考に、次の系統を選定する。

- ① クラス1
- ② PS-2のうち機能喪失した場合に周辺公衆へ過度の被ばくを及ぼす可能性のある系統及びMS-2のうち設計基準事故時にプラント状態を把握する機能を有する系統

上記の系統は、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する設計とする。

第6条に関する重要安全施設を第1.3.1表に示す。

1.3.3 第12条に関する安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設

試験炉設置許可基準規則第12条第2項に規定されている安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設は、試験炉設置許可基準規則の解釈に従い、「研究炉の重要度分類の考え方」の「4.(2)信頼性に対する設計上の考慮」を参考に、次の系統を選定する。

- ① PS-1のうち、通常運転時に開であって、閉動作によって原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する弁
- ② MS-1の系統
- ③ MS-2のうち、異常状態発生時に、過度の放射線影響を防止するために必要な異常の影響緩和機能を果たすべき系統及び設計基準事故時のプラント状態を把握する機能を有する系統

上記①～③の系統は、当該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、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設計とする。

第 12 条に関する安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設を第 1.3.2 表に示す。

1.3.4 第 28 条に関する重要安全施設

試験炉設置許可基準規則第 28 条第 1 項に規定されている重要安全施設(以下「第 28 条に関する重要安全施設」という。)は、試験炉設置許可基準規則の解釈に従い、「研究炉の重要度分類の考え方」の「4. (3)電気系統に対する設計上の考慮」を参考に、次の系統を選定する。

- ① PS-1 のうち、通常運転時に開であって、閉動作によって原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する弁
- ② MS-1 の系統
- ③ MS-2 のうち、異常状態発生時に、過度の放射線影響を防止するために必要な異常の影響緩和機能を果たすべき系統及び設計基準事故時のプラント状態を把握する機能を有する系統

上記①～③の系統は、その機能を達成するために電源を必要とする場合には、商用電源又は非常用電源のいずれからも電気の供給を受けられる設計とする。

第 28 条に関する重要安全施設を第 1.3.3 表に示す。

1.4 耐震設計

1.4.1 耐震設計の基本方針

原子炉施設の耐震設計は、「試験炉設置許可基準規則」に適合するように、以下の項目に従って行う。

- (1) 地震により生ずるおそれがある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。)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、その安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。
- (2) 原子炉施設は、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(以下「耐震重要度」という。)に応じて、S クラス、B クラス及びC クラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐える設計とする。
- (3) 原子炉施設は、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定す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。
- (4) S クラスの施設は、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対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐える設計とする。
- (5) S クラスの施設については、静的地震力は、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。

また、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合せて算定するものとする。

- (6) Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐える設計とする。

また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。

なお、当該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合せて算定するものとする。

- (7) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐える設計とする。

- (8) 地震時に動作を要求する動的機器の原子炉格納容器バウンダリに属する弁(1次冷却材を内蔵するもの)は、基準地震動による応答に対して、当該設備に要求される機能を維持する設計とする。

- (9) 耐震重要施設は、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設計とする。また、間接支持構造物及び相互影響を考慮すべき設備に対しては、基準地震動を用いて以下に示す影響を確認し、耐震重要施設の安全機能を損なわない設計とする。

- a. 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
- b. 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部及び支持部における相互影響
- c. 建家内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
- d. 建家外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

b.については、耐震重要施設の隔離弁に下位クラスの配管が接続されている場合は、基準地震動に対して隔離弁の機能が損なわれない設計とする。

c.及びd.については、原子炉建家屋根トラス、原子炉格納容器、原子炉建家天井クレーン、排気筒、燃料交換機及び制御棒交換機を評価対象施設として、離隔位置確認、耐震解析又は衝突解析により、評価対象施設がSクラス施設の安全機能を損なわないことを確認する。離隔位置確認では、Sクラス施設と評価対象施設の設置位置を考慮し、評価対象施設の損傷が発生しても、Sクラス施設の安全機能が損なわれないことを確認する。耐震解析では、評価対象施設がSクラス施設に影響を及ぼさないことを確認する。耐震解析により評価対象施設が影響を及ぼす可能性がある場合は、評価対象施設とSクラス施設等の相互影響を衝突解析で評価し、Sクラス施設の安全機能が損なわれないことを確認する。耐震解析に関しては、実挙動を評価するために実挙動評価又は保守性が高い簡易評価でも評価する。

1.4.2 耐震設計上の重要度分類

原子炉施設の耐震重要度を、「試験炉設置許可基準規則解釈 別記1「試験研究用等原子炉施設に係る耐震重要度分類の考え方」」に基づき分類する。

1.4.2.1 分類の方法に係る考え方

原子炉施設における設備・機器等の耐震重要度分類は、以下の(1)及び(2)による。以下は、耐震重要施設(Sクラス施設)について考え方を示しているが、Bクラス施設についても同様の考え方とする。

- (1) 原子炉施設において、停止機能、冷却機能、閉じ込め機能の全てが失われた場合を想定し、第 1.4.1 図のフローに従い、その影響が大きい場合は、耐震重要施設を必要とする原子炉施設として選定する。
- (2) (1)の分類に基づき、耐震重要施設を必要とする原子炉施設に選定された場合は、第 1.4.2 図のフローに従い、原子炉施設の個別設備・機器等について、停止機能、冷却機能、閉じ込め機能のそれぞれの喪失を組合せた想定により、耐震重要施設に該当する設備・機器等を選定する。

1.4.2.2 機能上の分類

- 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

1.4.2.3 クラス別施設

耐震設計上の重要度分類によるクラス別施設を次に示す。

- (1) S クラスの施設
 - (i) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系
 - (ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設(原子炉建家に係る施設)
 - (iii) 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
- (2) B クラスの施設
 - (i) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1 次冷却材を内蔵しているか又は内蔵しうる施設
 - (ii) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
 - (iii) 原子炉冷却材圧力バウンダリの破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な施設
 - (iv) 原子炉冷却材圧力バウンダリの破損事故の際に圧力障壁となり、放射性物質の拡散を直接防ぐための施設
 - (v) 放射性物質の放出を伴うような設計基準事故の際に、その外部放散を抑制するための施設で上記(iv)以外の施設
 - (vi) 使用済燃料を貯蔵するための施設(使用済燃料貯蔵建家に係る施設)
 - (vii) 放射性廃棄物を内蔵している施設、ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損によって公衆に与える放射線の影響が、年間の周辺監視区域外の線量当量限度に比べ、十分小さいものは除く。
 - (viii) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により公衆及び放射線業務従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設

- (ix) 使用済燃料を冷却するための施設
 - (x) 放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設
- (3) Cクラスの施設
上記S、Bクラスに属さない施設

各施設のクラス分類は、第1.4.1表に示すとおりである。

1.4.3 地震力の算定法

設計用地震力は、次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。

1.4.3.1 静的地震力

静的地震力は、Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれの耐震重要度分類に応じて、次の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定する。

(1) 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、更に当該層以上の重量を乗じて算定する。

Sクラス	3.0
Bクラス	1.5
Cクラス	1.0

ここに、 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、地盤の種類等を考慮して求められる値である。

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 に乗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とする。

Sクラスの建物・構築物については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、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。

(2) 機器・配管系

静的地震力は、上記(1)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(1)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、Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力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。

1.4.3.2 動的地震力

動的地震力は、Sクラスの施設に適用し、添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動及び弾

性設計用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、水平2方向及び鉛直方向について適切に組合せて算定する。

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を乗じた動的地震力を適用する。

添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動は、「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、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。

弾性設計用地震動は、原子炉施設の安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率が0.5程度であるという知見⁽⁶⁾を踏まえ、また、弾性設計用地震動を原子炉建家設計時より保守的な設定とするため、応答スペクトルに基づく基準地震動 S_s-D に係数0.5を乗じた弾性設計用地震動 S_d-D が、設計時に用いた「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）」に基づく基準地震動 S_1 の応答スペクトルを下回らないものとして、工学的判断により基準地震動に係数0.5を乗じて設定する。弾性設計用地震動による年超過確率は、 10^{-3} ～ 10^{-4} 程度となる。弾性設計用地震動の応答スペクトルを第1.4.3図から第1.4.5図に、弾性設計用地震動の時刻歴波形を第1.4.6図から第1.4.11図に、弾性設計用地震動 S_d-D 及び基準地震動 S_1 の応答スペクトルの比較を第1.4.12図に、弾性設計用地震動と解放基盤表面における地震動の一樣ハザードスペクトルの比較を第1.4.13図及び第1.4.14図に示す。

(1) 入力地震動

解放基盤表面は、S波速度が0.7km/s以上となる深度G. L. -172.5mの位置に設定する。

建物・構築物の地震応答解析に用いる入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動及び弾性設計用地震動の伝播特性や地盤の非線形応答に関する動的変形特性等を適切に考慮して1次元波動論又は必要に応じ2次元有限要素法解析により応答計算し算定する。

(2) 動的解析法

a. 建物・構築物

動的解析は、スペクトル・モーダル解析法又は時刻歴応答解析法を用いて行うものとする。

建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性は、それらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系に置換した解析モデルを設定する。

動的解析には、地盤-建家間の動的相互作用を考慮する。解析は、地盤-建家をスウェーロッキングモデルに置換して行う。

弾性設計用地震動に対しては、弾性応答解析を行う。

基準地震動に対しては、主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、規格・基準又は実験式等に基づき、該当する部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。

また、施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための応答解析において、建物・構築物等の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その弾塑性挙動を適切

に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。

b. 機器・配管系

(a) 金属構造物

機器については、その形状を考慮したモデル化を行い、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析又は時刻歴応答解析等により応答を求める。

配管系については、熱的条件及び構造を考慮して分類し、それぞれ適切なモデルを作成し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析により応答を求める。

動的解析に用いる減衰定数は、「原子力発電所の耐震設計技術指針」(JEAG4601、同補)⁽¹⁾、振動実験⁽²⁾⁽³⁾、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。

なお、剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大床応答加速度の1.2倍の加速度を用いて地震力を算定する。

(b) 黒鉛構造物

炉心を構成する黒鉛ブロックは、地震時に相互に衝突を繰返す非線形振動挙動を示す。そのため、黒鉛ブロック群の振動解析法としては、ブロック間の衝突現象を考慮する方法を用いる⁽⁴⁾。各黒鉛ブロックに作用する衝突力、ブロックの変位等は、時刻歴応答解析により求める。

1.4.4 荷重の組合せと許容限界

1.4.4.1 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次に示す。

(1) 建物・構築物

a. 運転時の状態

原子炉施設が運転状態にあり、通常自然条件下におかれている状態。

ただし、運転状態には、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。

b. 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。

c. 設計用自然条件

設計上基本的に考慮しなければならない自然条件。

(2) 機器・配管系

a. 通常運転時の状態

原子炉施設の起動、停止、出力運転、燃料交換等が計画的又は頻繁に行われた場合、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態。

b. 運転時の異常な過渡変化時の状態

通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の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発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。

c. 設計基準事故時の状態

発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。

1.4.4.2 荷重の種類

(1) 建物・構築物

- a. 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、即ち固定荷重、積載荷重、土圧、水圧並びに通常の気象条件による荷重
- b. 運転時の状態で施設に作用する荷重
- c. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重
- d. 地震力、風荷重、積雪荷重

運転時及び設計基準事故時の荷重には、機器・配管から作用する荷重が含まれるものとし、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・配管系

- a. 通常運転時の状態で施設に作用する荷重
- b. 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
- c. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重
- d. 地震力

1.4.4.3 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは次による。

(1) 建物・構築物

- a. Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に対して、地震力と常時作用している荷重、運転時(通常運転時及び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合せる。
- b. Sクラスの施設に対して、常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち、長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力とを組合せる。

(2) 機器・配管系

- a. Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に対して、地震力と、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重とを組合せる。
- b. Sクラスの施設に対して、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合せる。
- c. Sクラスの施設に対して、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、地震によって起こされるおそれのない事象によって作用する荷重で、その作用が長時間続く場合には、その荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力とを組合せる。

なお、地震によって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、地震力と組合せない。

(3) 荷重の組合せ上の留意事項

- a. Sクラスの施設に作用する地震力のうち動的地震力については、水平2方向と鉛直方向の地震力を適切に組合せ算定するものとする。
- b. 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くてもよいものとする。
- c. 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になぜ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ともよいものとする。
- d. 上位の耐震クラスの施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を検討する場合には、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合せる。

なお、対象となる建物・構築物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を第1.4.1表に示す。

1.4.4.4 許容限界

各施設の地震力と他の荷重とを組合せた状態に対する許容限界は、次のとおりとする。

(1) 建物・構築物

a. Sクラスの建物・構築物

(a) 弾性設計用地震動による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、終局耐力に対して妥当な安全余裕をもたせることとする。

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、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、日本建築学会「建築耐震設計における保有耐力と変形性能」実験式⁽⁵⁾等に基づき適切に定めるものとする。

b. B、Cクラスの建物・構築物

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。

c. 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物

上記の「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」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。

d. 建物・構築物の保有水平耐力

建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が、必要保有水平耐力に対し

て、妥当な安全余裕をもたせることとする。

(2) 機器・配管系

a. Sクラスの機器・配管系

(a) 弾性設計用地震動による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

金属構造物については、JEAG その他の安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、降伏応力又はこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とする。金属構造物のうち高温に達するものについては、「高温ガス炉第1種機器の高温構造設計指針」による許容応力を許容限界とする。

炉心支持黒鉛構造物については、引張強さ及び圧縮強さを基準にし、「高温ガス炉炉心支持黒鉛構造物の構造設計指針」による許容応力を許容限界とする。

なお、対象はサポートポストの炉心支持機能とする。

(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

金属構造物については、JEAG その他の安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、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、破損等が生じず、その施設の機能に影響を及ぼすことがない程度に応力を制限する値を許容限界とする。金属構造物のうち高温に達するものについては、「高温ガス炉第1種機器の高温構造設計指針」による許容応力を許容限界とする。

炉心支持黒鉛構造物については、引張強さ及び圧縮強さを基準にし、「高温ガス炉炉心支持黒鉛構造物の構造設計指針」による許容応力を許容限界とする。

なお、対象はサポートポストの炉心支持機能とする。

b. B、Cクラスの機器・配管系

JEAG その他の安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、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。

c. 炉心構成要素(燃料体、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック)

炉心構成要素については、地震時に作用する荷重に対して、崩壊熱除去可能な形状が阻害されないこと、及び過大な変形や破損を生じることにより、制御棒の挿入が阻害されないことを確認するため、「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」による許容応力を許容限界とする。

d. 動的機器

地震時に動作を要求される動的機器については、解析により確認されている機能確認済加速度等を許容限界とする。

1.4.5 主要施設の耐震構造

主要施設は、「1.4.3.2(2) 動的解析法」で示す解析により、それらの重要度に応じた耐震安全性を有していることを確認する。

1.4.5.1 原子炉格納施設及び原子炉建家

原子炉建家は、約50m×約48mのほぼ正方形の平面形状を有し、基礎底面からの高さが、約55mの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)である。原子炉建家は、地表面下約30mまで埋込まれ、基礎は安定な地盤に直接支持される。耐震設計に当たっては、原子炉建家の常時及び地震時の荷重が地盤に安全に伝達されるようにする。

原子炉格納容器は、原子炉建家のほぼ中央に収容され、鋼製上下部皿形鏡円筒型である。その内径及び全高は、それぞれ約18.5m及び約30mであり、下部鏡部で原子炉建家基礎に固定される。

1.4.5.2 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器は、上部及び底部が半球形のたて置円筒型であり、それ自体が剛な構造である。その内径及び内高は、それぞれ約5.5m及び約13.2mである。

原子炉圧力容器は、底部の圧力容器スカートで支持し、圧力容器スカートは、原子炉格納容器の内部コンクリート構造物にボルトで固定する。

更に、胴上部は、スタビライザによって、原子炉格納容器の内部コンクリート構造物で支持する。スタビライザは、原子炉圧力容器の熱膨張を拘束しないように、半径方向及び上下方向の伸びは自由とし、周方向のみを拘束する構造にすることで、水平地震動に対する原子炉圧力容器の振れ止めとなる。

即ち、原子炉圧力容器は、圧力容器スカートで下端固定、スタビライザで上部支持となっている。

1.4.5.3 制御棒駆動装置

制御棒駆動装置は、電動式駆動装置であり、原子炉圧力容器ふたに取付けられた制御棒スタンドパイプ内に収納される。制御棒スタンドパイプは、下部は原子炉圧力容器ふたに固定され、上部は防振支持梁で支持される。また、制御棒は、可撓性を有しており、地震時にも確実に炉心に挿入される。

1.4.5.4 炉内構造物

炉心に作用する水平力は、炉心周辺の固定反射体で支持する。固定反射体は、炉心拘束機構により周方向に締め付けられ、地震時の変位は、炉心拘束機構のレストレイントリング及びラジアルキーを介して原子炉圧力容器により拘束される。

1.4.5.5 炉心構成要素

炉心は、燃料体、制御棒案内ブロック等を積み上げて構成する。炉心構成要素は、それぞれダウエルピンとダウエルソケット構造により、水平方向に相互に位置決めされ、炉心は全体として炉内構造物により支持される。

1.4.5.6 1次冷却設備

1次冷却設備は、1次ヘリウム配管、中間熱交換器、1次加圧水冷却器、1次ヘリウム循環機等で構成する。

1次ヘリウム配管は、熱膨張及び耐震性を考慮した構造であり、二重管と単管により構成する。

1次ヘリウム配管の二重管の外管は、原子炉圧力容器と中間熱交換器及び1次加圧水冷却器のノズルで支持する。

中間熱交換器は、コンスタントハンガで、1次加圧水冷却器は、支持コラムで、それぞれ上方より支持する。

中間熱交換器及び1次加圧水冷却器の支持構造は、熱膨張による変位を拘束せず、地震時には剛支持となるように、適切なスナバ若しくはダンパ等を設ける。

1次ヘリウム循環機は、中間熱交換器及び1次加圧水冷却器に、それぞれ短い配管により固定し、剛構造とする。

1.4.5.7 2次ヘリウム冷却設備

2次ヘリウム冷却設備は、2次ヘリウム配管、2次加圧水冷却器、2次ヘリウム循環機等で構成する。

2次ヘリウム配管は、高温となるため、熱膨張に対する十分な配慮を行った上で、地震時には剛支持となるように、中間熱交換器、2次加圧水冷却器等のノズルで支持する。

2次加圧水冷却器は、コンスタントハンガにて支持し、地震時には剛支持となるように、適切なスナバ若しくはダンパを設ける。2次ヘリウム循環機は、短い配管により2次加圧水冷却器に固定し、剛構造とする。

1.4.5.8 補助冷却設備

補助冷却設備は、補助ヘリウム配管、補助冷却器、補助ヘリウム循環機、補助冷却水配管、空気冷却器、補助冷却水ポンプ、加圧器等から構成する。

補助ヘリウム配管は、二重管と単管により構成する。

補助ヘリウム配管、補助冷却器及び補助ヘリウム循環機は、高温となるため、熱膨張に対する十分な配慮を行った上で、地震時には剛支持となるように、スナバ若しくはダンパにより適切に支持する。

1.4.5.9 その他の設備

その他の機器・配管類については、運転荷重、地震荷重、熱膨張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て耐震性を確保する。

1.4.6 その他

1.4.6.1 地震感知器

ある程度以上の地震が起こった場合、原子炉を自動的に停止させるための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の適切な場所に設置する。

1.4.6.2 耐震性の確認

原子炉施設のうち、安全上特に重要なものに対しては、必要に応じて振動試験、地震観測等により振動性状の測定を行い、また、それらの測定結果に基づく解析等により、施設の機能に支障のないことを確認するものとする。

1.4.7 参考文献

- (1) JEAG 4601-1987「原子力発電所耐震設計技術指針」。
- (2) M.Futakawa et al.; “Vibrational Characteristics of a Co-axial double pipe”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 94, 1986.
- (3) 幾島 他; 「垂直 2 次元炉心模型による高温ガス炉の炉心耐震・試験と解析」、JAERI-1282(1983年)。
- (4) T. Ikushima; “SONATINA-2V: A Computer Program for Seismic Analysis of the Two-dimensional Vertical Slice HTGR Core”, JAERI-1279(1982)。
- (5) 日本建築学会; 「建築耐震設計における保有耐力と変形性能」(1982年)。
- (6) 社団法人日本電気協会 電気技術基準調査委員会原子力発電耐震設計特別調査委員会建築部会; 「静的地震力の見直し(建築編)に関する調査報告書(概要)」(1994年)。

1.5 耐津波設計

原子炉施設は、標高約 36.5m の台地上に設置しており、添付書類六で示した津波による遡上を考慮しても、原子炉施設に津波は到達しない。したがって、津波により原子炉施設の安全性が損なわれることはなく、津波を設計上考慮しない。

1.6 火災防護

1.6.1 火災防護に関する基本方針

原子炉施設は、想定される火災によっても、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、使用済燃料の貯蔵機能を維持できる設計とする。また、使用済燃料の貯蔵プールについては、プール水の供給配管に接続口から注水を行える設計とすることで、冷却機能及び給水機能を維持できる設計とする。火災防護対策は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」⁽¹⁾及び「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」⁽²⁾を参考に、高温工学試験研究炉の安全上の特徴を考慮し、必要に応じて火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の三方策を適切に組み合わせ、原子炉の停止機能、原子炉の冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び使用済燃料

の貯蔵機能を維持する。

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。

なお、火災が発生した場合は、速やかに初期消火活動を行うとともに、大洗研究所内通報連絡系統に従って通報し、火災の消火、拡大防止のための活動を行う。また、火災延焼のおそれがある場合には原子炉を停止する措置を行う。

1.6.2 火災防護対象設備

火災防護対象設備は、安全施設の中から、原子炉を安全に停止・維持でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための設備を選定する。これらの設備は、第1.3.1表に示す第6条に関する重要安全施設として選定しており、第1.3.1表に示す設備を火災防護対象設備として選定する。また、第1.3.1表に示す設備が損傷した場合、これらの事象に対処するための多重化された系統が火災により同時に機能を失わないよう、第1.3.2表及び第1.3.3表に示す重要安全施設を火災防護対象設備として選定する。使用済燃料の貯蔵機能を維持するための設備については、原子炉建家内の貯蔵プール及び貯蔵ラック並びに使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セル並びに貯蔵ラックを火災防護対象設備として選定する。また、貯蔵プールの冷却機能及び給水機能を維持するため、プール水の供給配管の接続口までを火災防護対象設備として選定する。

1.6.3 火災区域及び火災区画の設定

耐火壁、耐火扉、貫通部シール及び換気系統によって、他の区域と分離されている区域を火災区域として設定する。また、火災区域において、系統分離を勘案して火災区画を設定する。火災区画は、建設省告示第1399号において定められた構造方法に準拠した耐火能力を有する耐火壁、建設省告示第1369号において定められた構造方法に準拠した耐火能力を有する耐火扉及び消防法が定める基準を満たした防火ダンパ及びモルタル等の不燃材料による貫通部シールにより分離する。

多重化された系統のケーブルトレイ若しくは機器が同一の火災区域又は火災区画に混在し、耐火壁等による分離が困難な場合は、相互に分離されたケーブルトレイ・機器間に可燃物がないことを確認し、米国電気電子工学会(IEEE)規格384(1992年版)を参考とした分離により、多重化された系統の安全機能が損なわれないようにする。

なお、多重化された原子炉の停止系及び冷却系に係るケーブルを収納するケーブルトレイのうち、系統が混在する火災区域又は火災区画内に設置されるケーブルトレイの1系統については、建設省告示1369号を参考とした鉄板厚さ(1.5mm)以上により1時間の遮炎性を確保することに加え、ケーブルトレイが過熱されることによるケーブルへの熱的影響を考慮し、ケーブルトレイに1時間の耐火性を有する障壁材を巻設する。

上記により、火災区域又は火災区画内において火災が発生しても、火災伝播により火災防護対象設備の安全機能を損なわないことを火災影響評価にて確認する。また、火災区域及び火災区画内には消防法が定める基準を満たした煙感知器、熱感知器及び火災受信機盤から構成する火災感知設備並びに消防法が定める基準を満たした消火器、消火栓及び二酸化炭素消火設備から構成する消火設備を消防法に基づき配置する。

1.6.4 火災の発生防止

想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、以下の火災の発生防止対策を講じる。

(1) 発火性物質及び引火性物質の漏えいの防止

発火性又は引火性の液体としては、原子炉施設内に設置されるポンプ、ファン、循環機、圧縮機、非常用発電機、冷凍機等に内包される潤滑油及び燃料油があり、これらを内包する機器についてはパッキンの挿入又は堰の設置により漏えいを防止する設計とする。

(2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

火災防護対象設備の材料については、鋼等の不燃性材料を用いるとともにケーブルについては難燃性材料を使用することで、火災の発生を防止する設計とする。電源用のしゃ断器については、絶縁油を使用しないしゃ断器を使用する。火災防護対象設備に係るケーブルについては、米国電気電子工学会 (IEEE) 規格 383 等の垂直トレイ燃焼試験及び ICEA 垂直燃焼試験若しくは UL 垂直燃焼試験に合格する難燃ケーブルを使用する。

ケーブルの自己消火性を確保する ICEA 垂直燃焼試験は、UL 垂直燃焼試験と同様に 60 秒以内の残炎時間を確認する試験であり、試験方法及び試験条件は、ケーブルシースを取り除き、絶縁体を剥き出しの状態加熱する点を除き UL 垂直燃焼試験と同等である。また、UL 垂直燃焼試験により加熱するケーブルシースは、自己消火性を示す酸素指数が ICEA 垂直燃焼試験で加熱する絶縁体よりも大きく、絶縁体よりも燃焼し難いことから、ケーブルの自己消火性は絶縁体よりもケーブルシースの寄与が大きい。このため、ICEA 垂直燃焼試験により絶縁体の自己消火性を確認しているケーブルについては、絶縁体よりも燃焼し難いケーブルシースの自己消火性は確保できるため、当該試験によりケーブルの自己消火性を確保する。ICEA 垂直燃焼試験により、絶縁体の自己消火性を確認していない火災防護対象設備に係るケーブルについては、敷設されている既設の余長ケーブルに対する UL 垂直燃焼試験を行う。

中性子計装ケーブル及び放射線モニタケーブルは耐ノイズ性能確保のため難燃性以外のケーブルを使用していることから電線管内に敷設するとともに、電線管の開口部を熱膨張性及び耐火性を有したシール材で閉塞させ酸素の供給を防止することで、難燃ケーブルと同等の耐延焼性及び自己消火性を確保する。火災防護対象設備に使用している保温材は、ロックウール、グラスウール、けい酸カルシウムからなる不燃性材料を使用する。

(3) 電気系統の過熱、焼損の防止

電気系統に接続する負荷のうち、高圧回路用の気中しゃ断器、真空しゃ断器を用いている配線については、過電流継電器等の保護装置としゃ断器の組合せ等により、地絡・短絡等に起因する過電流による過熱や損傷を防止する設計とする。ケーブルの火災については、高圧回路用の気中しゃ断器、真空しゃ断器によって配線されている動力ケーブルについて想定する。

(4) 蓄電池から発生する水素ガスの蓄積防止

蓄電池から発生する水素ガスの蓄積防止は換気設備により行い、停電が発生した場合においても非常用発電機からの給電により運転を継続する設計とする。蓄電池室の換気設備が異

常により停止した場合は、中央制御室に警報を発信する設計とする。また、換気停止時における水素ガスの滞留防止の処置を蓄電池室の水素濃度が2%に達するまでに講じ、蓄電池室の水素濃度を燃焼限界濃度以下に抑える。滞留防止の処置は、蓄電池室の扉を開放するとともに、蓄電池室上部に水素ガスが滞留することを防止する目的でブローによる送風を行う。

1.6.5 火災の感知及び消火

想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、早期に火災感知及び消火活動ができる設計とする。また、消火設備に破損、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。このため以下を踏まえた設計とする。

1.6.5.1 火災の感知

- (1) 原子炉建家内（原子炉格納容器内を除く。）及び冷却塔並びに使用済燃料貯蔵建家内の火災感知

原子炉建家内（原子炉格納容器内を除く。）及び冷却塔並びに使用済燃料貯蔵建家内は、換気空調設備の運転により湿度が一定に保たれていることに加え、通常運転時において、粉塵、水蒸気及び腐食性ガスを発生させる火災区域及び火災区画を有しておらず、有炎火災を発生させる有機溶剤を保管していない。このため、アナログ式の煙感知器ではなく非アナログ式の煙感知器を消防法に基づき設置する。非常用発電機の燃料移送ポンプ室には、燃料の気化を考慮して、消防法に基づき防爆型熱感知器を設置することで火災を検知する。

中央制御室には、消防法が定める基準を満たした火災受信機盤を設置し、火災の警戒範囲を示す火災警戒区画線に囲まれた範囲で火災の発生場所を特定できる設計とする。

なお、作動した感知器を特定できる受信機は設置しないが、警戒範囲を示す警報を運転員が確認した後、空気呼吸器を装着の上、現場に赴き、火災の発生場所を特定し、消火器又は屋内消火栓による消火活動を開始するまでに、短時間（10分以内）で実施することが可能である。

火災感知設備は、外部電源喪失時においても非常用発電機から給電できる設計とする。

- (2) 原子炉格納容器内の火災感知

原子炉格納容器内には、ヘリウム循環機用動力ケーブルからの発火を想定した火災感知とヘリウムの漏えい感知を目的として、非アナログ式の熱感知器を消防法に基づき設置する。また、原子炉格納容器は、通常運転時において、粉塵、水蒸気及び腐食性ガスを発生させる区画を有していないことから、アナログ式の煙感知器ではなく、熱感知器と比較して早期に火災を検知できる非アナログ式の煙感知器を消防法に基づき設置する。火災を感知した場合には、中央制御室に設置されている、消防法が定める基準を満たした煙感知器・熱感知器表示盤に火災警報を発信する設計とする。

なお、熱感知器については、原子炉運転中において高温のヘリウム漏えいにより作動することがあるため、熱感知器が作動した場合には、原子炉格納容器圧力の上昇、原子炉格納容器内放射能の上昇、1次冷却材圧力又は2次ヘリウム冷却材圧力の低下を確認することによ

り、ヘリウム漏えいあるいは火災の発生を判断できる設計とする。

1.6.5.2 火災の消火

(1) 原子炉建家内（原子炉格納容器を除く。）及び使用済燃料貯蔵建家内の消火

原子炉建家内及び使用済燃料貯蔵建家内には、消防法が定める基準を満たした消火器及び屋内消火栓を消防法に基づき配置する。屋内消火栓ポンプは、想定する火災に要求される必要な消火用水量を消火設備に供給できる設計とするとともに、外部電源喪失時においても機能を喪失することがないように非常用発電機から給電できる設計とする。消火用水の水源は、HTTR機械棟の共用水槽にて確保することに加え、大洗研究所（北地区）内の浄水場と接続することで、消火用水を確保する。また、消火用水の供給配管は専用配管とするとともに、屋内消火栓ポンプの故障時には、中央制御室へ警報を発信する設計とする。

なお、消火活動に係る煙の影響については、火災区画内の可燃物量及び火災区画の容積を考慮しても煙が充満する前に消火活動が開始できるとともに、放射線の影響については、原子炉の定格運転中において原子炉格納容器外の放射線が上昇することはないことから、人員による消火活動を実施する。

煙の充満により消火器及び屋内消火栓による消火が困難となる非常用発電機室には、消防法により性能が確認されている二酸化炭素消火設備を設置するとともに、消防法に定める必要薬剂量を備える。また、火災源となる動力ケーブルが集中し消火器及び屋内消火栓による消火が困難であり、かつ他の火災防護対象機器に係るケーブルへの延焼を早期に防止する必要がある非常用電源盤室についても、消火剤による汚損を生じず、短時間で確実な消火を期待できるよう、消防法により性能が確認されている二酸化炭素消火設備を設置するとともに、消防法に定める必要薬剂量を備える。また、二酸化炭素消火設備は、外部電源喪失時においても機能を喪失することがないように非常用発電機から給電できる設計とする。二酸化炭素消火設備を作動させる場合は、警報により作業者の安全を図るとともに起動状態及び放出状態を中央制御室に表示できる設計とする。

なお、二酸化炭素消火設備は、中央制御室から起動できる設計ではないが、中央制御室での火災警報の確認から、退避警報の発信も含め、短時間（5分以内）での起動操作により早期消火が可能である。

潤滑油を内包するポンプ室の消火については、潤滑油の漏えい量及び火災区画の容積を考慮しても煙が充満する前に消火活動が開始できることから、消火器又は屋内消火栓を用い、人員により実施する。

なお、消火にあたっては空気呼吸器の装着に加え、人員の安全を確保した上で実施する。

また、移動式消火設備として、大洗研究所（北地区）内に消防自動車を配備する。

(2) 原子炉格納容器内の消火

原子炉格納容器内の消火は、消火器等を用いて人員により実施する。消火活動にあたり、煙の影響については、原子炉格納容器の内部構造を考慮すると、煙は原子炉格納容器上部に拡散するため、煙が充満する前に消火活動を開始できる。また、雰囲気温度及び放射線の影響については、消火活動に支障をきたすほど温度及び放射線量が上昇することは想定されず

消火活動の妨げとはならない。

なお、消火活動においては、空気呼吸器の装着に加え、原子炉格納容器内の温度、圧力、線量率、酸素濃度等を確認し、プラントの運転状態の確認及び人員の安全を確保した上で実施する。

(3) 冷却塔の消火

補機冷却水設備が設置される冷却塔には、消防法が定める基準を満たした消火器及び屋外消火栓を消防法に基づき配置する。屋外消火栓の消火用水の水源は、大洗研究所（北地区）内に設置されている高架水槽にて確保し、高架水槽は大洗研究所（北地区）内の浄水場と接続することで、消火用水を確保する。消火用水は、高架水槽からの水頭圧により供給し、消火用水の供給配管は専用配管とする。

また、移動式消火設備として、大洗研究所（北地区）内に消防自動車を配備する。

1.6.5.3 自然現象等に対する対応

消火設備は、地震等の自然現象を考慮し、以下の設計とする。

- (1) 屋外の消火設備の凍結を防止するため、屋内消火栓に係る屋外配管には、凍結防止ヒータを設置する。
- (2) 屋内消火栓ポンプは、風水害により性能が阻害されないよう屋内に設置する。
- (3) トレンチ内に設置されている屋内消火栓用配管の接続部には、地震による地盤変位対策としてフレキシブル継手を使用する。
- (4) 屋内消火栓又は屋外消火栓が使用できない場合には、火災区域又は火災区画に配置されている消防法が定める基準を満たした消火器及びバックアップ用として中央制御室に配置されている消防法が定める基準を満たした消火器により、自衛消防隊及び公設消防が到着するまでの消火活動を行う。

1.6.5.4 消火設備の破損、誤作動又は誤操作による影響

消火設備の破損による溢水の影響について、消火配管は火災防護対象設備と隔壁又は距離により分離するとともに、被水のおそれのある火災防護対象設備については防滴仕様の機器を使用することで直接影響を及ぼさない設計とする。また、手動により屋内消火栓ポンプの起動操作及び起動後の手元バルブの開操作を行うことで誤操作を防止する設計とする。

1.6.6 火災の影響軽減のための対策

1.6.6.1 火災の影響軽減のための対策

火災により他の火災区域又は火災区画の火災防護対象設備の安全機能に影響を及ぼさないよう、火災の影響を軽減する以下の対策を講じる設計とする。

- (1) 火災区域又は火災区画は、他の火災区域又は火災区画に影響を及ぼさないよう、耐火壁、耐火扉、防火ダンパ及び貫通部シールにより分離する。

なお、非常用発電機室の火災等価時間を1時間未満、その他の火災区域又は火災区画の火災等価時間を20分未満に設定していることから、火災区域又は火災区画の耐火壁について

は建設省告示 1399 号、耐火扉については建設省告示 1369 号に基づき、耐火壁及び耐火扉について 1 時間以上の耐火時間を設定する。

- (2) 原子炉の停止機能、原子炉の冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及びそれらに必要な監視機能に係る火災防護対象ケーブルは電線管又はケーブルトレイに格納し、系統が複数ある場合には、米国電気電子工学会(IEEE)規格 384 を参考に、互いの系列を分離する。また、火災防護対象設備のうち原子炉の停止機能及び冷却機能を有する設備に係るケーブルを格納するケーブルトレイのうち、系統が混在する火災区画内に設置されるケーブルトレイの 1 系統については、原子炉の停止が制御棒の 2 段階挿入によって完了する時間(40 分)及び非常用発電機室を除く全ての火災区域又は火災区画の火災等価時間(20 分)を考慮し、建設省告示 1369 号を参考として 1.5mm 厚の鉄板で覆うことで遮炎性を確保する。また、ケーブルへの熱的影響を考慮し、1 時間の耐火性を有する障壁材を巻設する。
- (3) 中央制御室には火災発生時の煙を排気するため、建築基準法が定める基準を満たした排煙設備を設置する。
- (4) 非常用発電機の燃料地下タンク近傍でおこる火災により、タンク内の圧力が上昇することによる爆発の潜在的可能性を排除する観点から、非常用発電機の燃料地下タンクには排気用のベント管を設置する。
- (5) 火災区域又は火災区画で可燃物を保管する場合は、原則として建設省告示 1360 号において定められた構造方法に準拠した防火性能を有する鋼製のキャビネットに収納する。鋼製のキャビネット以外で保管する場合は、火災影響評価により設定した火災区域又は火災区画ごとの制限量を超えないように、可燃物の量を管理するとともに、発火源や火災防護対象設備との適切な分離距離を保てるよう、米国電気電子工学会(IEEE)規格 384 の分離距離を参考に可燃物の位置を管理する。さらに、可燃物は、不燃シートで覆うことによる火災予防措置を講じる。

1.6.6.2 火災影響評価

火災区域又は火災区画内における火災源の火災荷重及び燃焼率から、当該火災区域又は火災区画内の火災等価時間を算出する。火災区域又は火災区画内で想定される火災に対して、当該火災区域又は火災区画内に設置されている火災感知設備の種類及び消火設備を確認し、火災の感知及び消火方法が適切であること並びに他の火災区域又は火災区画に火災が伝播しないことを確認する。また、想定される火災による火災防護対象設備への影響を確認する。

1.6.7 参考文献

- (1) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」(平成 25 年 6 月 原子力規制委員会)
- (2) 「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」(平成 25 年 6 月 原子力規制委員会)

1.7 溢水防護

1.7.1 溢水防護に関する基本方針

原子炉施設内で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、使用済燃料の貯蔵機能を維持できる設計とする。また、使用済燃料貯蔵プールについてはプール水の供給配管に接続口から注水を行える設計とすることで冷却機能及び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。

1.7.2 溢水防護対象設備

溢水防護対象設備は、安全施設の中から、原子炉を安全に停止・維持でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための設備を選定する。これらの設備は、第1.3.1表に示す第6条に関する重要安全施設として選定しており、第1.3.1表に示す設備を溢水防護対象設備として選定する。また、第1.3.1表に示す設備が損傷した場合、これらの事象に対処するための多重化された系統が溢水により同時に機能を失わないよう、第1.3.2表及び第1.3.3表に示す重要安全施設を溢水防護対象設備として選定する。使用済燃料の貯蔵機能を維持するための設備については、原子炉建家内の貯蔵プール及び貯蔵ラック並びに使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セル及び貯蔵ラックを溢水防護対象設備として選定する。また、貯蔵プールの冷却機能及び給水機能を維持するため、プール水の供給配管の接続口までを溢水防護対象設備として選定する。

1.7.3 溢水防護区画の設定

溢水防護区画は、溢水防護対象設備が設置されている全ての区画について設定する。溢水防護区画は、壁、扉等で他の区画と分離されている区画とする。

1.7.4 溢水影響評価

1.7.4.1 溢水影響評価で想定する溢水

(1) 原子炉施設内で発生した溢水の溢水防護対象設備への影響評価

原子炉施設における溢水の影響評価は、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」⁽¹⁾を参考に、次に示す溢水を想定して行う。

- a. 機器の破損等により生じる溢水
- b. 原子炉施設内で生じる火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水
- c. 地震による機器の破損（スロッシングを含む。）により生じる溢水

これらの想定する溢水に対して、溢水防護対象設備に対する没水、被水及び蒸気による影響を評価し、溢水防護対象設備が溢水の影響を受けてもその安全機能を損なわない設計とする。

溢水防護対象設備に対する没水の影響評価では、溢水の影響を受けて溢水防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を設定し、発生した溢水による水位（以下「溢水水位」という。）が機能喪失高さを上回らないことをもって溢水防護対象設備が安

全機能を損なうおそれがないことを評価する。機能喪失高さは、溢水防護対象設備の各付属品の設置状況を踏まえ、没水によって安全機能を損なうおそれのある最低の高さを設定する。

なお、機器の破損等により生じる溢水について、多重化された設備の破損による溢水では、破損した系統と別の系統は健全であり、当該設備の安全機能は維持されているものとする。

(2) 放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいの影響評価

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。

放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいの影響評価では、溢水の管理区域外への漏えいの有無を設備の配置の観点から評価するとともに、配置上管理区域外への漏えいが否定できない箇所については、設けられた段差を上回らないことをもって管理区域外へと漏えいしないことを評価する。

1.7.4.2 溢水影響評価で想定する溢水源及び溢水量

溢水の評価に当たり以下の事項を考慮している。

- (1) 機器の破損等により生じる溢水では、それぞれの溢水防護対象設備に対して影響が最も大きくなる単一の設備破損による溢水源（多重化された系統を有する設備の破損による溢水では、単一の系統破損による溢水源）を想定し、その影響を評価する。

溢水量は、漏水を検知し、現場又は中央制御室からの隔離により漏えいを停止するまでの時間を考慮して算出することとし、排水ポンプによる排水を期待する場合には、ポンプの性能を考慮して溢水量を算出する。溢水量を算出する際の運転員による対応として、実測値を基に設定した次の時間を考慮する。

- a. 検知器の作動により運転員が溢水に気付くまでの時間
- b. 検知器の作動により運転員が溢水に気付いてから漏えい箇所の確認までの時間
- c. 運転員が漏えい箇所を確認してから溢水源のポンプ等の停止までの時間
- d. 運転員が溢水源のポンプ等を停止してから溢水源の弁を閉止するまでの時間

配管の破損について、低エネルギー配管については、任意の箇所で貫通クラックを想定する。高エネルギー配管については、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」を参考に完全全周破断とし、一部、応力評価及び非破壊検査を実施しているものについては想定破損から除外する。ただし、加圧水冷却設備の配管については、原子炉格納容器貫通部以外の配管を原子炉格納容器貫通部の配管と同等の配管として区分している。

- (2) 原子炉施設内で生じる火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水では、それぞれの溢水防護対象設備に対して影響が最も大きくなる単一の放水による溢水源を想定し、その影響を評価する。放水による溢水量は、火災等価時間に基づき設定した放水時間（20分）にポンプの吐出量を乗じて求める。
- (3) 地震による機器の破損（スロッシングを含む。）により生じる溢水では、流体を内包する機器のうち、基準地震動 S_s によって破損が生じる可能性のある機器について破損を想定し、その影響を評価する。評価では、複数系統、複数箇所の同時破損を想定し、最大の溢水量を算出する。

なお、使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水については、貯蔵プールには貯蔵ラックと厚さ約2mのプール上蓋が設置されており、スロッシングによる溢水が発生するおそれがないことから、想定する溢水源としない。

1.7.4.3 溢水影響評価で想定する溢水経路

溢水経路の想定にあたり、以下の事項を考慮する。

- (1) 溢水防護区画の溢水水位が最も高くなるように、扉の漏水の状態並びに貫通部及び堰の有無を考慮する。
- (2) 溢水防護区画の溢水水位が最も高くなるように、ハッチ及び目皿からの流出はないものとする。ただし、ハッチ及び目皿からの流出を溢水防護設計として実施又は機能を期待する場合は、これらからの流出を考慮する。
一方、上階で生じた溢水に起因する没水の評価では、ハッチがない単純な開口部として、上階で生じた溢水がそのまま当該フロアに落水してくるものとする。
- (3) 地下3階の排水ポンプによる排水を考慮する。
- (4) 放射性物質を含む液体の管理区域外への溢水の影響評価では、管理区域より非管理区域への漏えいがないことを確認するため、管理区域に設けられた段差を考慮する。

1.7.5 溢水の影響への対策

1.7.5.1 没水の影響への対策

溢水防護対象設備が没水により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれか又は組合せによる対策を講じる設計とする。

- (1) 漏水検知器等により溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。
- (2) 排水設備により溢水を排水し、溢水防護対象設備が没水せず、安全機能を損なわない設計とする。
- (3) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。壁等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。
- (4) 溢水防護対象設備の設置高さを嵩上げし、溢水防護対象設備の機能喪失高さが、溢水水位を上回る設計とする。

1.7.5.2 被水の影響への対策

溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれか又は組合せによる対策を講じる設計とする。

- (1) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁等による被水防止対策を図り溢水の被水を防止する設計とする。壁等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とする

もに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。

- (2) 消火水の放水による溢水に対しては、溢水防護区画において区画壁等の設置により区画分離を行い、屋内消火栓を使用した消火活動の際に発生する被水の影響を受けない設計とする。
- (3) 電源盤等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段（二酸化炭素消火設備、消火器等）を採用し、被水の影響がない設計とする。
- (4) 被水する溢水防護対象設備は、「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IP コード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有する機器を用い、被水の影響を受けない設計とする。
- (5) 被水する溢水防護対象設備は、保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行い、被水の影響を受けない設計とする。
- (6) 多重性又は多様性を有している溢水防護対象設備は、別区画に設置し、溢水が発生した場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。

1.7.5.3 蒸気の影響への対策

溢水防護対象設備が放出された蒸気により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれか又は組合せによる対策を講じる設計とする。

- (1) 漏水検知器等により蒸気の溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。
- (2) 溢水防護区画外の蒸気放出に対しては、壁等による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。壁等は、放出された蒸気流入を防止できるとともに、溢水の要因となる地震等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。
- (3) 放出された蒸気を原子炉建家外へと逃がすブローアウトパネルを設け、溢水防護区画へ影響が及ばない設計とするとともに、溢水の要因となる地震等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。
- (4) 蒸気に曝される溢水防護対象設備は、蒸気に対して耐性を有する機器を用い、蒸気の影響を受けない設計とする。

1.7.5.4 放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えい防止対策

放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備の破損によって当該容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれた場合においても当該液体が管理区域外へ漏えいしないよう、以下に示すいずれか又は組合せによる対策を講じる設計とする。

- (1) 放射性物質を含む液体を内包する機器及び配管は、全て管理区域内に設置する。
- (2) 放射性物質を含む液体が管理区域内に漏えいした場合に、非管理区域に漏えいすることがないように、管理区域の下階が管理区域となるように配置上できる限り考慮する。
- (3) 配置上、管理区域内より非管理区域に漏えいするおそれが否定できない箇所については、段差を設けることにより非管理区域側へ漏えいしない設計とする。

1.7.6 参考文献

- (1)「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」(平成25年6月 原子力規制委員会)

1.8 竜巻防護

1.8.1 竜巻防護に関する基本方針

原子炉施設は、供用期間中に極めてまれであっても、その発生により原子炉施設に影響を与える竜巻として「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(以下「竜巻評価ガイド」という。)⁽¹⁾を参考に想定した竜巻に対して原子炉の安全性を損なわない設計とする。想定する竜巻に対しては、設備と運用による対策を組み合わせ、安全確保上重要な原子炉の「停止」、「冷却」、「閉じ込め」及び「使用済燃料冷却」機能を損なわない設計とする。このため、竜巻に対して防護する安全機能として、高温工学試験研究炉の特徴を考慮した原子炉の緊急停止機能、放射性物質の閉じ込め機能(原子炉冷却材圧力バウンダリ及び周辺公衆に過度の被ばくを与える可能性のある系統)及びそれらに必要な監視機能並びに使用済燃料の貯蔵機能を抽出する。

なお、炉心冷却機能については、原子炉の停止後は原子炉の固有の安全性により、自然放熱による炉心の冷却が可能であること、及び使用済燃料の冷却機能については、冷却機能が喪失しても十分な時間的余裕をもって貯蔵機能が維持できることから防護する安全機能として抽出しない。

竜巻から防護する施設(以下「竜巻防護施設」という)は「第1.2 安全機能の重要度分類」に示すクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器のうち、防護する安全機能を有するものとして第1.3.1表に示す重要安全施設並びに使用済燃料貯蔵建家の貯蔵セル及び貯蔵ラックを選定し、竜巻の影響を評価し、安全機能を損なわない設計とする。評価に当たっては、竜巻防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を対象とする。

なお、建家が損傷する可能性がある場合には、その損傷の影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわないことを評価し設計する。

竜巻に対しては、原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作を講じるとともに、停止後の状態及び使用済燃料の冷却の状態を監視する。これらの状態の監視に必要な電源は竜巻防護施設である直流電源設備の蓄電池から供給する設計とし、さらに蓄電池の枯渇後(60分以降)は、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、商用電源が復旧するまでの間、必要な監視を継続して行う。

竜巻防護施設以外のクラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器は、竜巻による損傷を受けたとしても原子炉は安全に停止・維持でき、また放射性物質の閉じ込め及び使用済燃料の貯蔵は確保できることから、竜巻による影響を評価する対象とせず、代替措置や修復等の対応により必要な機能を確保する。

1.8.2 竜巻の影響に対する設計方針

竜巻評価ガイド⁽¹⁾を参考にして設定した設計竜巻の最大風速は92m/sとする。

なお、竜巻の影響に対する設計に当たっては、設計竜巻の最大風速92m/sに余裕を考慮して最大風速100m/sを用いる。また、竜巻評価ガイド⁽¹⁾を参考にして設定した最大接線風速は85m/sとする。

設計飛来物は、現地調査により抽出した建家に衝突する可能性がある飛来物について、竜巻評価ガイド⁽¹⁾を参考に、形状、剛性及び飛散時の運動エネルギーを考慮して鋼製材(質量、長さ、幅、奥

行き：135kg、4.2m×0.3m×0.2m)及び鋼製パイプ(質量、長さ、直径：8.4kg、2m×φ0.05m)を選定する。

竜巻防護施設は、竜巻により生じる風圧力による荷重、気圧差による荷重及び設計飛来物の衝撃による荷重を組み合わせた複合荷重とその他の荷重（常時作用する荷重、運転時荷重）を適切に組み合わせた設計荷重に対して、安全機能を損なわない設計とする。

なお、設計竜巻と設計基準事故が同時に発生する頻度は低いことから、設計竜巻による荷重と設計基準事故時荷重との組合せは考慮しない。また、竜巻以外の自然現象として雷、雪、雹及び大雨が想定されるが、いずれも施設への影響が相乗しないことから、竜巻以外の自然現象による荷重と設計竜巻との組み合わせは考慮しない。

また、竜巻防護施設は、設計飛来物の衝突による影響に対して、安全機能を損なわない設計とする。このため、竜巻防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護する設計とする。

ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわないことを評価し設計する。

竜巻随伴事象として、HTTR機械棟屋外タンクに飛来物が衝突することによる火災、飛来物が衝突することによる屋外配管等の損傷による溢水及び外部電源喪失を想定し、これらに対して、竜巻防護施設の安全機能を損なわない設計とする。火災については、「1.10 外部火災防護」にてHTTR 機械棟屋外タンクの火災を評価し影響のないことを確認している。溢水に対しては、飛来物が衝突することによる屋外配管等の損傷による溢水の発生を考慮しても、竜巻防護施設を原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家内に設置していることから、建家外壁により水の侵入を防止できるため、竜巻防護施設への影響はない。外部電源喪失に対しては、原子炉停止後の監視に必要な直流電源設備及び安全保護系用交流無停電電源装置を竜巻防護施設として安全機能を損なわない設計とする。

竜巻防護対策として、資機材等の設置状況を踏まえ、飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物よりも大きいものについては、飛来物のサイズや剛性を考慮し、飛来物とならないように、竜巻防護施設を内包する建家からの離隔、撤去、固縛、固定を行う。また、竜巻防護対策の状況及び新規飛来物の有無について、原子炉起動前に飛来物調査を実施し確認する。竜巻防護施設に対する竜巻防護対策等を第1.8.1表に示す。

竜巻の近接予測及び近接時の対策として、気象庁が発表する竜巻注意情報、雷注意報等の気象情報により、1時間先までに竜巻等の発生する可能性が高まっている領域に敷地が含まれると予測された場合、原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作を行うとともに、車両の退避等の必要な措置を講ずる。

また、竜巻により商用電源が喪失し、さらに非常用発電機による給電も期待できない場合は、直流電源設備の蓄電池による電源供給により、原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。さらに、蓄電池の枯渇後(60分以降)は、商用電源が復旧するまでの間、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力、貯蔵プール水位等の必要な監視を継続して行う措置を講じる。可搬型発電機の設置場所は、竜巻飛来物の影響を考慮し原子炉建家内の2箇所とするとともに、可搬型発電機の接続先は竜巻飛来物の影響が及ばない原子

炉建家内の地下とする。また、可搬型発電機は原子炉建家外の2箇所に各1式を設計竜巻の直径(60m)以上の距離を離して保管するものとし、可搬型計器、ケーブル等は外殻として防護する原子炉建家内の2箇所に各1式を分散して保管することにより、監視に必要な資機材を竜巻の影響から防護する。

なお、可搬型発電機の原子炉建家内への設置作業は、竜巻の通過後等、竜巻による環境影響が緩和した後に行う。

1.8.3 参考文献

- (1)「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(平成25年6月 原子力規制委員会)

1.9 火山事象防護

1.9.1 火山事象防護に関する基本方針

原子炉施設は、供用期間中に極めてまれであっても、その発生により原子炉施設に影響を与える火山事象として「原子力発電所の火山影響評価ガイド」(以下「火山評価ガイド」という。)⁽¹⁾を参考に想定した火山事象に対して原子炉の安全性を損なわない設計とする。想定する火山事象に対しては、設備と運用による対策を組合せ、安全確保上重要な原子炉の「停止」、「冷却」、「閉じ込め」及び「使用済燃料冷却」機能を損なわない設計とする。

このため、火山事象に対して防護する安全機能として、高温工学試験研究炉の特徴を考慮した原子炉の緊急停止機能、放射性物質の閉じ込め機能(原子炉冷却材圧力バウンダリ及び周辺公衆に過度の被ばくを与える可能性のある系統)及びそれらに必要な監視機能並びに使用済燃料の貯蔵機能を抽出する。

なお、炉心冷却機能については、原子炉の停止後は原子炉の固有の安全性により、自然放熱による炉心の冷却が可能であること、及び使用済燃料の冷却機能については、冷却機能が喪失しても十分な時間的余裕をもって貯蔵機能が維持できることから防護する安全機能として抽出しない。

火山事象から防護する施設(以下「火山防護施設」という。)は、「第1.2 安全機能の重要度分類」に示すクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器のうち、防護する安全機能を有するものとして第1.3.1表に示す重要安全施設並びに使用済燃料貯蔵建家の貯蔵セル及び貯蔵ラックを選定し、火山事象の影響を評価し、安全機能を損なわない設計とする。評価に当たっては、火山防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を対象とする。

火山事象に対しては、火山の噴火及び降灰予報に係る情報を気象庁の発表等により入手し、火山の噴火情報を確認し降灰予報による降灰の到達範囲に敷地が含まれる場合には、原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作を講じるとともに、停止後の状態及び使用済燃料の冷却の状態を監視する。これらの状態の監視に必要な電源は、火山防護施設である直流電源設備の蓄電池から供給する設計とし、さらに蓄電池の枯渇後(60分以降)は、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、商用電源が復旧するまでの間、必要な監視を継続して行う。

火山防護施設以外のクラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器は、火山による損傷を受けたとしても原子炉は安全に停止・維持でき、また放射性物質の閉じ込め及び使用済燃料の貯蔵は確保できることから、火山事象による影響を評価する対象とせず、代替措置や修復等の対応によ

り必要な機能を確保する。

1.9.2 火山事象の影響に対する設計方針

火山評価ガイド⁽¹⁾を参考に将来の活動可能性が否定できない火山について、原子炉施設に影響を及ぼし得る火山事象を抽出した結果、該当する火山事象は降下火砕物のみである。

火山防護施設は、降下火砕物による影響に対して、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計とする。このため、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、想定する降下火砕物の層厚 50cm (湿潤密度 1.5g/cm³) の荷重に加え、常時作用する荷重及び自然現象 (積雪、風) の荷重を適切に組み合わせた荷重に耐える設計とする。

なお、降下火砕物の降灰と設計基準事故が同時に発生する頻度は低いことから、降下火砕物による荷重と設計基準事故時荷重との組合せは考慮しない。

降下火砕物により施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉の停止、換気系の停止、建家屋根に堆積した降下火砕物の除去作業等の必要な措置を行う。また、降下火砕物により商用電源が喪失し、さらに、非常用発電機による給電も期待できない場合は、直流電源設備の蓄電池による電源供給により、原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。さらに、蓄電池の枯渇後 (60 分以降) は、商用電源が復旧するまでの間、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力、貯蔵プール水位等の必要な監視を継続して行う措置を講じる。可搬型計器、ケーブル等は外殻として防護する原子炉建家内の 2 箇所に各 1 式を分散して保管する。また、可搬型発電機は原子炉建家外の 2 箇所に各 1 式を分散して保管し、降下火砕物により施設に影響が及ぶ前に原子炉建家内に搬入することにより、監視に必要な資機材を降下火砕物の影響から防護する。

1.9.3 参考文献

- (1) 「原子力発電所の火山影響評価ガイド」 (平成 25 年 6 月 原子力規制委員会)

1.10 外部火災防護

1.10.1 外部火災防護に関する基本方針

原子炉施設は、想定される外部火災の発生を想定しても、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。外部火災から防護する安全施設は、「1.2 安全機能の重要度分類」に示すクラス 1、クラス 2 及びクラス 3 に属する構築物、系統及び機器とする。このうち、第 1.3.1 表に示す重要安全施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵設備を内包する使用済燃料貯蔵建家並びに冷却塔及び排気筒については、外部火災に対して外殻のコンクリート表面温度を評価し、防火帯を設けること等によりコンクリート表面温度を許容温度以下とすることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

固定モニタリング設備については、代替措置を講じることで安全機能を損なわない設計とする。

コンクリート表面温度の評価に当たっては、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」 (以下「外部火災評価ガイド」という。)⁽¹⁾を参考にする。外部火災としては、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機墜落による火災を想定する。

火災発生時には、発見者が大洗研究所通報連絡系統に従って、公設消防、連絡責任者等に連絡するとともに、日中は従業員により編成する自衛消防隊、休日・夜間は常駐消防班により消火活動を行う。

1.10.2 外部火災に対する設計方針

(1) 森林火災

森林火災に対して、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。森林火災の評価に当たっては以下の項目を考慮して行う。

なお、敷地内で火災が発生した場合は、公設消防隊による消火活動の他、自衛消防隊が出動し、散水等の延焼防止措置を行う。

a. 森林火災の想定

森林火災として、敷地外 10km(原子炉施設からの距離)以内に発火点を設定し、原子炉施設に迫る火災を考慮した評価を実施する。

評価に当たっては、外部火災評価ガイドにおいて推奨されている森林火災シミュレーション解析コード(FARSITE)で使用されている計算式を使用する。

(a) 森林の植生を把握するため、植生図を参考とし、ウォークダウンにより、樹種や生育状況について調査する。

(b) 風向及び風速は、過去 10 年間(2004 年～2013 年)の水戸気象台の気象観測データを調査して設定する。

(c) 発火点は、卓越風向と敷地内外の植生の分布を考慮して設定する。

b. 外殻のコンクリートの熱影響評価

原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度は、許容温度 200℃(火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度)以下とすることで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

c. 防火帯の設定

原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の周囲に幅 9.5m の防火帯を確保することにより、延焼による安全施設の安全機能を損なわない設計とする。外部火災評価ガイドを参考に、必要な防火帯幅及び延焼防止に必要な距離である危険距離(外殻のコンクリート表面温度が許容温度(200℃)を超える距離)を算出し、防火帯の外縁(火炎側)までの距離を、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の危険距離を上回るように設定する。

防火帯では、原則として、駐車を禁止するとともに可燃物を置かないよう管理し、工事や物品の搬出入等に伴い、やむをえず防火帯に停車する必要がある場合や一時的に可燃物を置く必要がある場合についても、長時間の停車や仮置を禁止するとともに速やかに車両や物品を移動できるよう人員を配置する等の運用上の措置を講じる。

(2) 近隣の産業施設の火災・爆発

近隣の産業施設の火災・爆発に対して、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。外部火災評価ガイドを参考に、これらの火災・爆発に対しては、敷地外 10km(原子炉施設からの距離)以内の石油コンビナート等の火災・爆発及び敷地内の危険物貯蔵設備等の火災を考慮した評価を

施する。

a. 石油コンビナート等の施設の影響

敷地外 10km(原子炉施設からの距離)以内の範囲において、石油コンビナート施設、LNG基地は存在しない。

敷地外 10km(原子炉施設からの距離)以内の範囲において、石油コンビナート施設以外の産業施設としては、危険物貯蔵施設屋外タンク等が存在するが、これらの施設と原子炉施設までの距離は十分あり、火災・爆発の影響を受けることはない。

b. 敷地内の危険物貯蔵設備等の影響

敷地内に存在する危険物貯蔵施設屋外タンクの火災として、原子炉施設までの距離が最短かつ燃料量が最大であるHTTR機械棟屋外タンクの火災が発生した場合の影響評価を実施した結果、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度が許容温度 200℃を下回ることを確認することで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

敷地内に存在するナトリウム取扱施設(一般取扱施設)のナトリウム火災に対して、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度が許容温度 200℃を下回ることを確認することで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

なお、敷地内に存在する高圧ガス貯蔵設備の危険限界距離は原子炉施設までの距離を十分に下回っており安全施設の安全機能を損なうおそれはない。

(3) 航空機墜落による火災

航空機墜落による火災に対して、外部火災評価ガイドを参考に、航空機落下による火災について落下カテゴリごとに選定した航空機を対象に影響評価を実施する。航空機落下確率が 10^{-7} 回/炉・年以上になる標的面積から離隔距離を算出し、離隔距離の地点での火災を想定する。航空機は、燃料を満載した状態を想定し、航空機墜落による火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面が昇温するものとする。外殻のコンクリート表面温度が、許容温度 200℃を下回ることを確認することで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。また、森林火災と航空機墜落による火災の重畳及び危険物貯蔵施設屋外タンクの火災と航空機墜落による火災の重畳に対して影響評価を実施し、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度が許容温度 200℃を下回ることを確認することで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

(4) 二次的影響

森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機墜落による火災において発生するばい煙等に対して、中央制御室系換気空調装置の外気遮断循環運転を行うことにより、中央制御室での活動性に影響を及ぼさない設計とする。

1.10.3 参考文献

- (1) 「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」 (平成 25 年 6 月 原子力規制委員会)

1.11 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

1.11.1 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 12 月 18 日施行)への適合

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」に適合するように設計する。各条文に対する適合のための設計方針は次のとおりである。

(適用範囲)

第一条 この規則は、次に掲げる原子炉及びその附属施設について適用する。

- 一 試験研究の用に供する試験研究用等原子炉(船舶に設置するものを除く。)
- 二 船舶に設置する軽水減速加圧軽水冷却型原子炉(減速材及び冷却材として加圧軽水を使用する原子炉であって蒸気発生器が構造上原子炉圧力容器の外部にあるものをいう。)であって研究開発段階にある試験研究用等原子炉

適合のための設計方針

原子炉施設及びその附属施設の設計及び材料の選定に当たっては、設計及び工事の方法の認可、使用前検査及び施設定期検査等にも配慮して、原則として現行国内法規に基づく規格及び基準によるものとする。ただし、外国の規格及び基準による場合又は規格及び基準で一般的でないものを適用する場合には、それらの規格及び基準の適用の根拠、国内法規に基づく規格及び基準との対比並びに適用の妥当性を明らかにする。

添付書類八の次の項目参照

3. 原子炉及び炉心
4. 1次冷却設備
5. 2次ヘリウム冷却設備
6. 加圧水冷却設備
7. 工学的安全施設
8. 原子炉補助施設
9. 計測制御系統施設
10. 電気施設
11. 放射性廃棄物の廃棄施設
12. 放射線管理施設
13. プラント補助施設
14. 実験設備
16. 運転保守

(定義)

第二条 この規則において使用する用語は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律において使用する用語の例による。

2 この規則において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

一 「放射線」とは、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(昭和三十二年総理府令第八十三号。以下「試験炉規則」という。)第一条の二第二項第一号に規定する放射線をいう。

二 「管理区域」とは、試験炉規則第一条の二第二項第四号に規定する管理区域をいう。

三 「放射性廃棄物」とは、試験炉規則第一条の二第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。

四 「周辺監視区域」とは、試験炉規則第一条の二第二項第六号に規定する周辺監視区域をいう。

五 「放射線業務従事者」とは、試験炉規則第一条の二第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。

六 「臨界実験装置」とは、炉心構造を容易に変更することができる試験研究用等原子炉であって、核燃料物質の臨界量等当該試験研究用等原子炉の核特性を測定する用に専ら供するものをいう。

七 「水冷却型研究炉」とは、一次冷却材として水を使用する試験研究の用に供する試験研究用等原子炉(船舶に設置するものを除く。)をいう。

八 「中出力炉」とは、熱出力五百キロワット以上、十メガワット未満の水冷却型研究炉をいう。

九 「高出力炉」とは、熱出力十メガワット以上、五十メガワット以下の水冷却型研究炉をいう。

十 「ガス冷却型原子炉」とは、気体状の一次冷却材を用いる試験研究の用に供する試験研究用等原子炉(船舶に設置するものを除く。)であって熱交換器を有するものをいう。

十一 「ナトリウム冷却型高速炉」とは、試験研究の用に供する試験研究用等原子炉(船舶に設置するものを除く。)であって、一次冷却材としてナトリウムを用い、かつ、その原子核分裂の連鎖反応が主として高速中性子により行われるものをいう。

十二 「安全機能」とは、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機能であって、次に掲げるものをいう。

イ その機能の喪失により試験研究用等原子炉施設に運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、これにより公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある機能

- ロ 試験研究用等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の拡大を防止し、又は速やかにその事故を収束させることにより、公衆又は従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止し、及び放射性物質が試験研究用等原子炉を設置する工場又は事業所(以下「工場等」という。)外へ放出されることを抑制し、又は防止する機能
- 十三 「安全機能の重要度」とは、試験研究用等原子炉施設の安全性の確保のために必要な安全機能の重要性の程度をいう。
- 十四 「通常運転」とは、試験研究用等原子炉施設において計画的に行われる試験研究用等原子炉の起動、停止、出力運転、燃料体の取替えその他の試験研究用等原子炉の計画的に行われる運転に必要な活動をいう。
- 十五 「運転時の異常な過渡変化」とは、通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の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発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には試験研究用等原子炉の炉心(以下単に「炉心」という。)又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。
- 十六 「設計基準事故」とは、発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には試験研究用等原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。
- 十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の試験研究用等原子炉施設に存在することをいう。
- 十八 「多様性」とは、同一の機能を有する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、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因(二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。)又は従属要因(単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。)によって同時にその機能が損なわれないことをいう。
- 十九 「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。
- 二十 「燃料体」とは、試験炉規則第一条の二第二項第三号に規定する燃料体であって、試験用燃料体を除いたものをいう。
- 二十一 「燃料材」とは、熱又は中性子を発生させるために成形された核燃料物質をいう。
- 二十二 「燃料被覆材」とは、原子核分裂生成物の飛散を防ぎ、かつ、一次冷却材による侵食を防ぐための金属管、金属板、炭化ケイ素皮膜その他の燃料材を覆う

ものをいう。

二十三 「燃料の許容設計限界」とは、燃料材を覆う燃料被覆材の損傷の程度であつて、安全設計上許容される範囲内で、かつ、試験研究用等原子炉を安全に運転することができる限界をいう。

二十四 「反応度価値」とは、制御棒の挿入又は引き抜き、液体制御材の注入その他の試験研究用等原子炉の運転に伴う試験研究用等原子炉の反応度の変化量をいう。

二十五 「制御棒の最大反応度価値」とは、試験研究用等原子炉が臨界(臨界近傍を含む。)にある場合において、制御棒を一本引き抜くことにより炉心に生ずる反応度価値の最大値をいう。

二十六 「反応度添加率」とは、試験研究用等原子炉の反応度を調整することにより炉心に添加される単位時間当たりの反応度の量をいう。

二十七 「原子炉停止系統」とは、試験研究用等原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持するために試験研究用等原子炉を停止する系統をいう。

二十八 「反応度制御系統」とは、通常運転時に反応度を調整する系統をいう。

二十九 「安全保護回路」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を検知し、これらの事象が発生した場合において原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させる設備をいう。

三十 「安全施設」とは、試験研究用等原子炉施設のうち、安全機能を有するものをいう。

三十一 「重要安全施設」とは、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものをいう。

三十二 「工学的安全施設」とは、試験研究用等原子炉施設の損壊又は故障その他の異常による試験研究用等原子炉内の燃料体の著しい損傷又は炉心の著しい損傷により多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制し、又は防止するための機能を有する安全施設をいう。

三十三 「一次冷却材」とは、炉心において発生した熱を試験研究用等原子炉から直接に取り出すことを主たる目的とする流体をいう。

三十四 「一次冷却系統設備」とは、一次冷却材が循環する回路を構成する設備をいう。

三十五 「最終ヒートシンク」とは、試験研究用等原子炉施設において発生した熱を最終的に除去するために必要な熱の逃がし場をいう。

三十六 「冠水維持設備」とは、水冷却型研究炉に係る試験研究用等原子炉施設において、一次冷却材の流出を伴う異常が発生した場合に、原子炉容器内の水位の過度の低下を防止し、炉心全体を冷却材中に保持するための機能を有する設備をいう。

三十七 「試験用燃料体」とは、燃料体の研究及び開発を行うことを目的とする燃

料体をいう。

三十八 「カバーガス」とは、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設において、ナトリウムの自由液面部を覆うことを主たる目的とする不活性ガスをいう。

三十九 「原子炉カバーガス」とは、カバーガスのうち、一次冷却材に係るものをいう。

四十 「炉心冠水維持バウンダリ」とは、水冷却型研究炉に係る試験研究用等原子炉施設において、原子炉容器及びそれに接続する配管で構成され、燃料体を冠水状態に保持するための隔壁となる部分をいう。

四十一 「原子炉格納容器バウンダリ」とは、ガス冷却型原子炉又はナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設のうち、原子炉格納容器において想定される事象が発生した場合において、圧力障壁及び放射性物質の放出の障壁となる部分をいう。

四十二 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設のうち、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、圧力障壁となる部分をいう。

四十三 「原子炉冷却材バウンダリ」とは、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設において一次冷却材を内包するものであって、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障壁を形成するもので、かつ、それが破壊することにより一次冷却材漏えい事故となる部分をいう。

四十四 「原子炉カバーガス等のバウンダリ」とは、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設の通常運転時に原子炉カバーガス又は一次冷却材を内包する部分のうち、原子炉冷却材バウンダリを除いたものをいう。

適合のための設計方針

本申請書において使用する用語の定義は、上記当該各号及び以下に定めるところによる。

- (1) 「原子炉冷却材系」とは、原子炉の通常運転時に原子炉を直接冷却する冷却材を内包する系統をいい、具体的には、1次冷却設備及び補助ヘリウム冷却系をいう。
- (2) 「原子炉冷却系」とは、原子炉の通常運転時及び異常状態時において、原子炉から熱を除去する系統をいい、具体的には、原子炉冷却材系、残留熱を除去する系統、最終的な熱の逃し場へ熱を輸送する系統等をいう。
- (3) 「異常状態」とは、通常運転を逸脱させるような、何らかの外乱が原子炉施設に加えられた状態であって、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故をいう。
- (4) 「減圧事故」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊により、原子炉冷却材の圧力が急速に低下する事故をいう。

(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 について

耐震重要施設については、基準地震動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。

2 について

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、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 について

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ことが確認された地盤に設置する。

添付書類六の次の項目参照

3. 地 盤

(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 について

原子炉施設は、耐震重要度分類を 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対しておおむね弾性範囲の設計を行う。

なお、耐震重要度分類及び地震力については、「2 について」に示すとおりである。

2 について

原子炉施設は、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、以下のとおり、耐震重要度分類を 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を算定する。

(1) 耐震重要度分類

原子炉施設は「試験炉設置許可基準規則解釈 別記 1 「試験研究用等原子炉施設に係る耐震重要度分類の考え方」により以下のとおり分類する。

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を与えるおそれのある設備・機器等を有する施設

上記の「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5 ミリシーベルトを超えることをいう。

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) 上記(1)の S クラス、B クラス及び C クラスの施設に適用する地震力は以下のとおり算定する。

なお、S クラス施設について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

大きい方の地震力を適応する。

a. 静的地震力

静的地震力は、Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれの耐震重要度分類に応じて、次の地震層せん断係数 C_i 及び震度に基づき算定する。

(a) 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断係数 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、更に当該層以上の重量を乗じて算定する。

Sクラス	3.0
Bクラス	1.5
Cクラス	1.0

ここで、 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、地盤の種類等を考慮して求められる値である。

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・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度により算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

(b) 機器・配管系

静的地震力は、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。

なお、Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力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。

b. 弾性設計用地震動による地震力

弾性設計用地震動による地震力は、Sクラスの施設に適用する。

弾性設計用地震動は、原子炉施設の安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率が 0.5 程度であるという知見⁽⁶⁾を踏まえ、また、弾性設計用地震動を原子炉建家設計時より保守的な設定とするため、応答スペクトルに基づく基準地震動 S_s -D に係数 0.5 を乗じた弾性設計用地震動 S_d -D が、設計時に用いた「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）」に基づく基準地震動 S_1 の応答スペクトルを下回らないものとして、工学的判断により添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動に係数 0.5 を乗じて設定する。

また、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合せたものとして算定する。

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。当該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合せて算定するものとする。

3 について

耐震重要施設については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切な地震動、即ち添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。

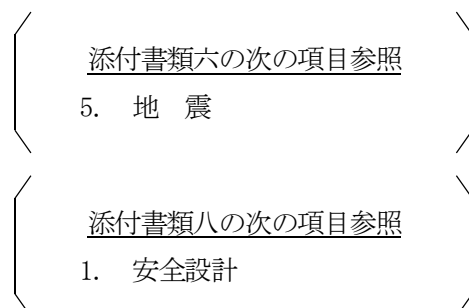
基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて、水平2方向及び鉛直方向について適切に組合せたものとして算定する。

なお、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。また、次に示す影響を確認する。

- a. 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
- b. 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部及び支持部における相互影響
- c. 建家内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
- d. 建家外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

4 について

原子炉施設を設置する敷地に該当する斜面はない。



(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ない。

適合のための設計方針

津波による影響については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から適切な波源を想定し、津波の遡上による敷地への影響を確認する。また、津波発生の要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊等地震以外の要因も検討し、不確かさを考慮した数値解析により評価を実施する。

原子炉施設は、標高約 36.5m の台地上に設置しており、添付書類六で示した津波による遡上を考慮しても、原子炉施設に津波は到達しない。したがって、津波により原子炉施設の安全性が損なわれることはなく、津波を設計上考慮しない。

添付書類六の次の項目参照

7. 津波

添付書類八の次の項目参照

1. 安全設計

(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つて人為によるもの(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 について

安全施設は、以下のとおり構造物及び機器の条件を設定し、地震及び津波以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれないようにする。

(1) 風(台風)

敷地付近で観測された瞬間最大風速は、水戸地方気象台の観測記録(1937年～2013年)によれば44.2m/s(1939年8月5日)であるが、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。

(2) 洪水・降水

敷地は、太平洋に面した標高約35～40mの鹿島台地にあり、原子炉施設は標高約36.5mに設置している。敷地内には、窪地をせき止めて造成した夏海湖があり、水位は標高約29m、水深は約6mである。敷地に降った雨水等の表流水のほとんどは夏海湖に集まり、一般排水溝に流れる経路となるが、大雨等により万一夏海湖から溢れた場合でも、地形的な関係から敷地北部の谷地を流れる経路となり、谷地や水路を伝って潤沼に流れる。このような地形及び表流水の状況からみて洪水による被害は考えられない。また、夏海湖は那珂川から中継ポンプ場を介して取水しているため、河川の増水等の影響により夏海湖へ流入することはない。

(3) 積雪

水戸地方気象台の観測記録(1897年～2013年)によれば積雪量の日最大値は32cm(1945年2月26日)であるが、積雪40cm相当とし、茨城県建築基準法関係条例に基づく積雪単位重量指定値により設計を行う。

(4) 凍結

敷地付近の水戸地方気象台での記録(1897年～2013年)によれば、最低気温は-12.7℃(1952年2月5日)、月平均最低気温は-3.1℃(1月)であるが、屋外機器で凍結のおそれのあるものは、必要に応じ、上記の最低気温に、適切な余裕をもった設計値で凍結防止対策を行う。

(5) 落雷

雷害防止として、建築基準法に基づき排気筒へ避雷針を設置する。また、避雷針の接地極

として、接地網を布設して接地抵抗の低減を図る。

安全保護系である原子炉保護設備及び工学的安全施設の計装ケーブル及び制御ケーブルはシールドケーブルを採用するとともに、屋外に敷設されるケーブルについては、鉄筋コンクリートトレンチ、金属製トレイ又は金属製電線管に収納し接地する。

(6) 火山の影響

火山防護施設は、降下火砕物による影響に対して、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計とする。このため、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、想定する降下火砕物の層厚 50cm（湿潤密度 1.5g/cm³）の荷重に加え、常時作用する荷重及び自然現象（積雪、風）の荷重を適切に組み合わせた荷重に耐える設計とする。また、降下火砕物の降灰と設計基準事故が同時に発生する頻度は低いことから、設計基準事故時荷重と降下火砕物との組合せは考慮しない。

降下火砕物により施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉の停止、換気系の停止、建家屋根に堆積した降下火砕物の除去作業等の必要な措置を行う。

(7) 生物学的事象

原子炉施設は、海水及び夏海湖の取水を行っていないため、海生生物や微生物等による影響はない。補機冷却水設備冷却塔は、微生物等の発生による影響を軽減するため、薬液注入による対策を行い、定期的に点検・清掃を行えるよう点検口等を設ける。

小動物の侵入については、屋外設置の端子箱貫通部等にシールを行うことにより防止する。

(8) 竜巻

竜巻防護施設は、最大風速 100m/s の竜巻が発生した場合においても、竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝突荷重を組み合わせた荷重等に対して、安全機能を損なわない設計とする。また、設計竜巻と設計基準事故が同時に発生する頻度は低いことから、設計基準事故時荷重と設計竜巻との組合せは考慮しない。

施設に影響が及ぶおそれがある竜巻の接近が予測された場合は、原子炉の停止操作を行うとともに、車両の退避等の必要な措置を講ずる。

(9) 森林火災

森林火災について外部火災評価ガイドを参考に影響評価を実施し、防火帯を確保することにより、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度を許容温度(200℃)以下とすることで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。固定モニタリング設備については、代替措置を講ずることにより安全機能を損なわない設計とする。

また、敷地内において火災が発生した場合は、公設消防隊による消火活動の他、自衛消防隊が出動し、散水等の延焼防止措置を行う。

(10) 地滑り

敷地には、地滑りの素因となるような地形の存在は認められないことから、安全施設の安全機能を損なうような地滑り等が生じることはない。

自然現象の組合せについては、原子炉施設敷地で想定される自然現象（地震を除く。）として

抽出された 10 事象のうち、素因となる地形の存在が認められない地滑りを除いた 9 事象について、自然現象が施設に与える影響（荷重、浸水、温度及び電氣的影響）の観点から、同時に発生することにより影響が大きくなる事象の組合せを検討した結果、自然現象の組合せによる影響が生じる可能性があるものとして、風（台風）、積雪及び火山の降下火災物による荷重の組合せを抽出する。抽出した自然現象の組合せに対して、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

2 について

原子炉施設のうち、次に示す重要安全施設は、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設計とする。

(1) クラス 1

(2) PS-2 のうち機能喪失した場合に周辺公衆へ過度の被ばくを及ぼす可能性のある系統及び MS-2 のうち設計基準事故時にプラント状態を把握する機能を有する系統

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は、第 1 項において選定した自然現象に含まれる。HTTR では、重要安全施設は全て原子炉建家内に内包されており、自然現象に対しては建家を外殻として防護する設計としている。このため、自然現象の衝撃が重要安全施設に作用することはない。また、設計基準事故時に建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じることもない。

このことから、自然現象により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組み合わせる必要はなく、重要安全施設は、個々の自然現象に対して、安全機能を損なわない設計とする。

3 について

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（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない設計とする。

想定される人為事象としては、航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害が挙げられる。

(1) 航空機落下

原子炉施設への航空機の落下確率の評価については「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））等に基づき実施する。航空機の落下確率の評価に当たっては、標的面積を算出する際に考慮する施設は、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家及び冷却塔とする。また、HTTR 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家及び冷却塔の特徴を踏まえ、有視界飛行方式民間航空機の落下事故に係る小型機の係数を 1 として評価を行う。評価した結果、約 6.0×10^{-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、航空機落下を考慮する必要はない。

(2) ダムの崩壊

原子炉施設の近くには、崩壊により原子炉施設に影響を及ぼすようなダムはないため、ダムの崩壊による安全施設への影響については考慮する必要はない。

(3) 爆発

原子炉施設の近くには、爆発により安全施設に影響を及ぼすような爆発物の製造及び貯蔵設備はない。

(4) 近隣工場等の火災

近隣の産業施設の火災・爆発について外部火災評価ガイドを参考に、敷地外 10km 以内の石油コンビナート等の火災・爆発及び敷地内の危険物貯蔵設備等の火災を考慮した評価を実施した結果、以下のとおり、安全施設の安全機能を損なうおそれはない。

石油コンビナート等の施設の影響については、敷地外 10km 以内の範囲において、石油コンビナート施設、LNG基地は存在しないため考慮する必要はない。敷地外 10km 以内の範囲において、石油コンビナート施設以外の産業施設としては、危険物貯蔵施設屋外タンク等が存在するが、これらの施設と安全施設までの距離は十分あり、火災・爆発の影響を受けることはない。

敷地内に存在する危険物貯蔵施設屋外タンクの火災として、原子炉施設までの距離が最短かつ燃料量が最大であるHTTR機械棟屋外タンクの火災が発生した場合の影響評価を実施した結果、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度は許容温度 200℃を下回り、安全施設の安全機能を損なうおそれはない。

敷地内に存在するナトリウム取扱施設（一般取扱施設）のナトリウム火災が発生した場合の影響評価を実施した結果、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度は許容温度 200℃を下回り、安全施設の安全機能を損なうおそれはない。また、ナトリウム火災で発生する燃焼生成物の濃度は、HTTR 施設周辺では十分に低く、燃焼生成物に対する防護の必要性はない。

なお、敷地内には高圧ガス貯蔵設備があるが、危険限界距離が原子炉施設までの距離を十分に下回っており安全施設の安全機能を損なうおそれはない。

航空機墜落による火災について、外部火災評価ガイドを参考に、落下カテゴリごとに選定した航空機を対象に影響評価を実施した結果、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度は許容温度 200℃を下回り、安全施設の安全機能を損なうおそれはない。また、森林火災と航空機墜落による火災の重畳及び危険物貯蔵施設屋外タンクの火災と航空機墜落による火災の重畳について影響評価を実施した結果、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度は許容温度 200℃を下回り、安全施設の安全機能を損なうおそれはない。

(5) 有毒ガス

原子炉施設周辺には、石油コンビナート等の大規模な有毒物質を貯蔵する固定施設はない。陸上輸送等の可動施設についても、敷地は幹線道路と幹線道路以外の一般道路（以下「生活道路」という。）に隣接しているが、幹線道路から原子炉施設は十分に離れているため、敷地に隣接する生活道路を除く敷地外を発生源とした有毒ガスの影響を考慮する必要はない。

敷地に隣接する生活道路において、危険物を搭載した車両の事故等により有毒ガスが発生し、中央制御室での活動性に影響を及ぼすおそれが生じた場合は、中央制御室系換気空調装置の外気遮断運転や原子炉の停止等の必要な措置を行う。

敷地内については、有毒ガスの発生源になると考えられる有毒物質を保管する屋外タンクや運搬するタンクローリー等は保有しておらず、有毒ガスの発生源になると考えられる有毒物質のHTTR原子炉施設周辺の屋内取扱場所には吸着材を有する排気処理設備を設置しているため、敷地内を発生源とした有毒ガスの影響を考慮する必要はない。

(6) 船舶の衝突

原子炉施設の東側には海岸があるが、原子炉施設からは十分離れており、船舶の衝突を考慮する必要はない。

(7) 電磁的障害

安全機能を有する安全保護回路は、施設内で発生する電磁干渉や無線電波干渉等により機能が喪失しないよう、絶縁回路の設置によるサージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体の適用等により電磁波の侵入を防止し、電磁的障害の発生を防止する設計とする。

添付書類六の次の項目参照

2. 気象
3. 地盤
4. 水理
6. 社会環境
8. 火山
9. 竜巻
10. 生物

添付書類八の次の項目参照

1. 安全設計

(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) 人の不法な侵入の防止措置

原子炉施設への人の不法な侵入を防止するため、大洗研究所(北地区)に人及び車両の立入りを制限するための区域を設定し、柵等の障壁を設置する。区域の出入口については、常時監視又は施錠管理を行える設計とする。また、原子炉施設においても、区域を設定し、鉄筋コンクリート造の障壁その他の堅固な構造の障壁等により区画する。区域の出入口は施錠管理し、人の不法な侵入を防止する設計とする。

また、緊急時に外部へ確実に通報するための通信連絡設備として、警備室に固定電話、携帯電話等を設ける。

(2) 爆発性又は易燃性を有する物件等の持ち込みの防止措置

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(以下「不正な物品」という。)が持ち込まれることがないように、柵等の障壁で区画し、人の立入りを制限するとともに持ち込み点検を行える設計とする。外部から搬入される郵便物や宅配物については、大洗研究所(北地区)の立入りを制限するための区域外に確認場所を設け、検査装置を用いて確認を行うことにより、不正な物品の持ち込みを防止する設計とする。原子炉施設の立入りを制限するための区域へ入域する際は、警備員等による携帯品等の持込品確認を行うことにより、不正な物品の持ち込みを防止する設計とする。

(3) 不正アクセス行為の防止措置

原子炉施設の運転制御に関する設備又は装置及び核物質防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムは、電気通信回路を通じた外部からのアクセスを遮断するため、外部通信回路と接続しない設計とする。また、外部から電子媒体が持ち込まれてコンピュータウィルスに感染する等によるシステムの異常動作を防ぐため、出入管理及び盤等を施錠管理することにより物理的アクセスを制限する設計とする。

(1)～(3)について、核物質防護に係るものについては核物質防護対策の一環としても実施する。

添付書類八の次の項目参照

16. 運転保守

(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 について

原子炉施設は、想定される火災によっても、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、使用済燃料の貯蔵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、火災の影響軽減を考慮した設計とする。

2 について

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。

添付書類八の次の項目参照

1. 安全設計
2. 原子炉施設の配置
9. 計測制御系統施設
10. 電気施設
13. プラント補助施設

(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、配管その他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ものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

原子炉施設内に設置された機器及び配管の想定破損による溢水、火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水、地震による機器の破損（スロッシングを含む。）により生じる溢水が生じた場合においても、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。さらに使用済燃料の貯蔵機能を維持できる設計とする。

2 について

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。

添付書類八の次の項目参照

1. 安全設計

(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 について

運転員の誤操作を防止するため、中央制御室等の制御盤は次の方針により設計する。

- (1) 安全機能を有する機器及び弁については運転表示灯を設け、作動状態を確認できる設計とする。
- (2) 警報表示は、重要度に応じて色分け区分すること、中央制御盤の上部に系統ごとにまとめて配置すること等により、運転員への情報伝達の的確化及び判断の容易さを考慮した設計とする。
- (3) 指示計、記録計、操作器等には、確認が容易に、かつ、正確にできるよう機器名称等を取付けるとともに、配置を考慮した設計とする。異常発生時に短時間で系統状態の把握及び操作を要求される設備に係る操作器については、プロセスの流れに沿って機器の機能的な関係を系統線図で表示する等の配置を考慮した設計とする。

なお、操作スイッチには、その重要性を考慮して操作方式の異なるものを用いる。

- (4) プラントの主要なパラメータは、ディスプレイ等に表示する設計とする。
- (5) 現場の盤及び弁に対して銘板の取付けによる識別を行い、保守点検における誤操作を防止する設計とする。

2 について

原子炉を安全に停止するために必要な原子炉保護設備及び工学的安全施設関係の操作は、中央制御室に集中して設ける。中央制御室は、放射線防護措置(遮蔽及び換気空調)、火災防護措置を講じ、異常状態時においては、同時にもたらされる環境条件下においても操作可能な設計とする。また、異常状態時においては、運転員が状況を判断し必要な操作が行えるよう、異常発生後 10 分間は運転員の操作を期待しなくても、その異常を検知し自動的に原子炉保護設備及び工学的安全施設を作動させる設計とする。

添付書類八の次の項目参照

9. 計測制御系統施設
15. 特殊運転

(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

- 一 原子炉施設の建家内には、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を設ける。
- 二 安全避難通路には、非常用照明及び誘導灯を設ける。非常用照明及び誘導灯は、灯具に内蔵された蓄電池又は直流電源設備の蓄電池より給電し、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。
- 三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、非常用発電機からの給電が可能な交流非常灯(保安灯)又は蓄電池内蔵の照明を設ける。また、蓄電池による給電時間以降も対応を可能とするため、携帯用照明等を備えることにより、昼夜、場所を問わず、必要な照明が確保できる設計とする。

添付書類八の次の項目参照

2. 原子炉施設の配置
9. 計測制御系統施設
10. 電気施設

(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に、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 について

安全施設は、要求される安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ、維持し得るように設計する。

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、維持すること。

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。

2 について

安全機能を有する系統のうち、次に示す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商用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。

- (1) PS-1 のうち、通常運転時に開であって、閉動作によって原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する弁
- (2) MS-1 の系統
- (3) MS-2 のうち、異常状態発生時に、過度の放射線影響を防止するために必要な異常の影響緩和機能を果たすべき系統及び設計基準事故時のプラント状態を把握する機能を有する系統

3について

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するにあたっては、通常運転時及び異常状態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。

4について

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、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、原子炉の運転中又は停止中に次のような試験又は検査ができる設計とする。

- (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中検査
- (2) 原子炉格納容器漏えい率試験、貫通部漏えい試験又は漏えい率試験並びに隔離弁作動試験
- (3) 補助冷却設備の作動試験
- (4) 炉容器冷却設備の作動試験
- (5) 非常用空気浄化設備の作動試験
- (6) 非常用発電機の作動試験
- (7) 安全保護系の試験

なお、上記の(1)については、接近の可能性を配慮するとともに、(2)の漏えい率試験については、試験に必要な器具の取付け等を考慮する。

5について

想定される飛来物及び配管破断に伴う影響により原子炉の安全を損なうことのないよう、次の方針に基づいて設計する。

- (1) 高温高圧の流体を内包する1次冷却設備の配管及び2次ヘリウム冷却設備の配管等については、内圧、熱、地震力等による応力の合計値が相対的に高い箇所、配管の瞬時破断を想定する。この想定破断による配管のむち打ち、流出流体のジェット力、雰囲気の変化及び溢水により、安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能が損なわれないよう、破断想定箇所と防護対象機器は、十分な隔離距離をとるか、破断想定箇所又は防護対象機器を障壁で囲む。これらのいずれの対策もとれない場合には、破断時の荷重に耐える配管ホイッププレストレストを設ける。

また、防護対象機器は、配管破断による雰囲気変化により、安全機能が損なわれないように設計するとともに、加圧水冷却設備等の配管破断による溢水に対しては、配置上の配慮を行う。

- (2) 回転機器の損傷により、安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能が損なわれないように、回転機器の配置、機器の設計、製作等に際し配慮する。
- (3) 局所的な小規模漏えいによる影響が、安全機能を有する系統及び機器の安全機能を損なうことのない設計とする。

6 について

原子炉の停止及び放射性物質の閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器並びに故障により同時に2基以上の試験研究用等原子炉施設の事故をもたらすおそれのある構築物、系統及び機器は、他の原子炉施設と共用しない設計とする。

なお、敷地周辺の放射線監視のための周辺環境モニタリング設備、現地対策本部において所内外へ通信連絡するための通信連絡設備、及び消防自動車、消防ポンプ、屋外消火栓等の消火設備は共用する。

添付書類八の次の項目参照

3. 原子炉及び炉心
4. 1次冷却設備
5. 2次ヘリウム冷却設備
6. 加圧水冷却設備
7. 工学的安全施設
8. 原子炉補助施設
9. 計測制御系統施設
10. 電気施設
11. 放射性廃棄物の廃棄施設
12. 放射線管理施設
13. プラント補助施設
14. 実験設備

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化の解析
3. 設計基準事故解析

(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

原子炉施設は、その安全設計の基本方針の妥当性を確認するため、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について解析を行い、判断基準を満足する設計とする。

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化の解析
3. 設計基準事故解析

(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

- 一 安全保護系は、予想される各種の運転時の異常な過渡変化に対処し得る複数の原子炉スクラム信号及び工学的安全施設作動信号を設け、運転時の異常な過渡変化時に、原子炉スクラム設定値を超えた場合には、その異常を自動的に、かつ、速やかにこれを検出し、原子炉停止系統を作動させて炉心を臨界未満にするとともに、補助冷却設備を作動させて原子炉停止後の炉心の核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去することにより、燃料の許容設計限界を超えないよう設計する。
- 二 安全保護系は、設計基準事故時に異常な状態を検知し、原子炉スクラム設定値を超えた場合には、これを検出し、原子炉停止系統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安全保護機能を有する設計とする。
- 三 安全保護系は、使用状態からの単一の取外しを行っても、あるいは異常状態時において、チャンネル又はトレインの単一故障を想定しても安全保護機能を失うことがないよう、チャンネル及びトレインを次のように多重化する。

(1) チャンネルは偽の信号発生等による誤動作を防止することも考慮して「2 out of 3」構成とする。

(2) トレインは「1 out of 2」構成とする。

四 安全保護系を構成するチャンネルに対しては、各チャンネル相互を分離し、独立性を図る設計とする。具体的には、次のとおりである。

(1) 計装用配管は、原子炉格納容器貫通部を含めてチャンネルごとに分離、独立した設計とする。

(2) 各チャンネルに専用のケーブルトレイ、計器ラック等を設けるとともに、安全保護系の論理回路はトレインごとに独立した設計とする。

(3) 各チャンネルの電源は、無停電電源よりそれぞれ独立に供給する設計とする。

五 安全保護系の双安定回路、原子炉スクラムしゃ断器等は、駆動源の喪失、系のしゃ断に対して、原子炉をスクラムさせる方向に作動するように設計する。

その他の安全保護回路は、駆動源の喪失、系のしゃ断に対して安全保護動作が作動するか又はそのまま現在の状態を維持する。この現状維持の場合でも多重化された他の回路が保護動作を行い、安全上支障がない設計とする。

六 安全保護系回路は、インターロック回路を含めリレーやスイッチング素子等の電気部品を用いた制御機器で構成されており、ソフトウェアを用いた装置を使用していないこと、原子炉建家及び中央制御室の出入管理並びに盤の施錠管理により物理的アクセスを制限していることから、外部ネットワークからの侵入防止等のサイバーセキュリティを考慮する必要はない。

七 安全保護系は、安全保護機能を失うような影響を受けないように、安全保護系以外の計測制御系から分離した設計とする。安全保護系の一部から、安全保護系以外の計測制御系の信号を取出す場合には、信号の分岐箇所絶縁増幅器を使用し、出力側(安全保護系以外の計測制御系)で回路の短絡、開放等の故障が生じても入力側(安全保護系)へ影響を与えない設計とする。

添付書類八の次の項目参照

9. 計測制御系統施設

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な

過渡変化の解析

3. 設計基準事故解析

(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

- 一 炉心の反応度は、制御棒系によって制御する。制御棒系は、出力変化、キセノン濃度変化、高温から常温までの温度変化、更に燃料の燃焼に伴う反応度変化の補償を行って、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を制御するのに十分な反応度制御能力を有する設計とする。
- 二 制御棒の浮き上がりに対しては原子炉内における冷却材の流れを下降流とする流体力学的な対策により、また、制御棒の飛び出しに対してはスタンドパイプ及びスタンドパイプ固定装置の構造的な対策により、制御棒の浮き上がり又は飛び出しが起らない設計とする。

万一、制御棒系を収納、支持しているスタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャが破損したとしても、スタンドパイプ固定装置によりスタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャの飛び上りを防止し、過大な反応度が添加されるような制御棒の飛び出しを防止できる設計とする。

制御棒引き抜きによる反応度添加については、制御棒パターンインターロックで制御棒引き抜きパターンを規制することにより、制御棒の最大反応度添加量を制限し、かつ、制御棒引き抜き最大速度を制限することにより、過度の反応度添加率とならない設計とする。また、原子炉の出力が異常に上昇した場合には、原子炉保護設備の信号により、原子炉は自動停止し、燃料の許容設計限界を超えない設計とする。

添付書類八の次の項目参照

- 3. 原子炉及び炉心
- 4. 1次冷却設備
- 9. 計測制御系統施設

添付書類十の次の項目参照

- 2. 運転時の異常な過渡変化の解析
- 3. 設計基準事故解析

(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

- 一 気体廃棄物の廃棄施設は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を適切に考慮して、周辺環境に放出する放射性廃棄物による周辺公衆の線量が、合理的に達成できる限り低くなるように濃度及び量を低減できる設計とする。
 - (1) 燃料取扱設備のパージガス等の気体廃棄物 A は、フィルタにより微粒子、放射性よう素等を除去した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。
 - (2) 1次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップ再生オフガス等の気体廃棄物 B は、減衰タンクに一定期間(約 30 日)貯留することにより、放射能を減衰させた後、気体廃棄物 A を処理する系を通して、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。
 - (3) 気体廃棄物の廃棄施設を設置している区域からの排気空気は、換気空調設備の原子炉建家 I 系換気空調装置により、微粒子用フィルタ等を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。
- 二 液体廃棄物の廃棄設備は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を適切に考慮して、周辺環境に放出する放射性廃棄物による周辺公衆の線量が、合理的に達成できる限り低くなるように濃度及び量を低減できる設計とする。原子炉施設から生じる液体廃棄物は、液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽に回収し、一時貯留後、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液運搬車により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液運搬車により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。

液体廃棄物の廃棄設備からの液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため、液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽を収納している機器室の床面及び壁面は、液体状の放射性物質が室外に漏えいし難い構造にし、かつ、漏えいの拡大を防止するため、廃液槽の周辺には堰等を設ける設計とする。廃液運搬車に設ける廃液移送容器は、液体廃棄物が漏えいし難い構造にし、漏えいの拡大を防止するため、周辺には受け皿を設ける設計とする。

三 原子炉施設には、放射性固体廃棄物の焼却、固型化等の処理を行う設備はない。

添付書類八の次の項目参照

11. 放射性廃棄物の廃棄施設

添付書類九の次の項目参照

4. 放射性廃棄物処理

(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

保管廃棄施設として固体廃棄物保管室を設ける。原子炉施設で発生した固体廃棄物は、固体廃棄物保管室へ保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。固体廃棄物保管室は、固体廃棄物を廃棄物管理施設へ移送するまでの間、発生が予想される量を保管できる容量とするとともに、ドラム缶等の容器に保管する等の方法により放射性廃棄物が漏えいし難く、また放射性廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計とする。

なお、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、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡す。

添付書類八の次の項目参照
11. 放射性廃棄物の廃棄施設

添付書類九の次の項目参照
4. 放射性廃棄物処理

(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

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に設計する。

添付書類八の次の項目参照
12. 放射線管理施設

(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。
- 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。
- 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 について

一 原子炉施設は、「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」に基づいて管理区域を定めるとともに、通常運転時、定期検査時等において放射線業務従事者が受ける線量が「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。)に定められた線量限度を超えないようにし、無用の放射線被ばくを防止するように遮蔽及び機器の配置を行う。

なお、遮蔽設計に当たっては、放射線業務従事者の立入り頻度、滞在時間等を考慮して基準線量率を設け、これを満足するようにする。

放射性物質濃度の高い液体は、系外へ漏えいしない設計とする。また、万一漏えいが生じた場合でも汚染が拡大しないように、機器を独立した区画に配置する等の対策を施し、漏えいの拡大防止及び早期発見ができるように設計する。

換気空調設備は、放射線業務従事者が常駐するあるいは頻繁に立ち入る中央制御室、通路等の立入り頻度の高い区域及びその他の区域に区分し、それぞれ適切な換気を行い、原子炉施設内の雰囲気浄化が行える設計とする。

二 中央制御室は、異常状態時においても中央制御室にとどまり各種の操作を行う運転員が「線量告示」に定められた限度を超える被ばくを受けないように、遮蔽を設ける等の放射線防護措置を講じた設計とする。

2 について

放射線業務従事者の放射線被ばくを十分に監視及び管理するために、作業環境モニタリング設備、放射線サーベイ設備、個人被ばくモニタリング設備(個人線量計)を備えるほか、管理区域内への立入り及び物品の搬出入を管理するための出入管理設備及び表面汚染管理設備を設ける。

3 について

作業環境モニタリング設備は、管理区域内の主要箇所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。

また、放射線業務従事者が特に頻繁に立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外部被ばくによる線量当量率、サンプリング等による空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度の測定を行う。

添付書類八の次の項目参照

2. 原子炉施設の配置
8. 原子炉補助施設
9. 計測制御系統施設
11. 放射性廃棄物の廃棄施設
12. 放射線管理施設
13. プラント補助施設

添付書類九の次の項目参照

2. 原子炉施設の放射線管理

(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

1 について

原子炉施設は、第 1.3.3 表に示す重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器がその安全機能を達成するため、大洗研究所(北地区)北受電所から 6.6kV 配電線 1 回線で商用電源を受電する。

2 について

原子炉施設に、非常用電源として、非常用発電機 2 台及び蓄電池、充電器等から構成する 2 系統の直流電源設備並びに 3 系統の安全保護系用交流無停電電源装置を設ける。

3 について

非常用電源は、電氣的及び物理的に独立な複数の系統で構成し、1 系統の故障が他系統に影響を及ぼすことのない設計とする。

また、非常用電源は、1 系統が作動しないと仮定しても、他の系統で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及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく、

原子炉を停止、冷却でき、あるいは減圧事故等の設計基準事故時の炉心の冷却を行い、かつ、安全機能の維持に必要な系統及び機器の安全機能を確保できる機能及び容量を有する設計とする。

添付書類八の次の項目参照

10. 電気施設

(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に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

- 一及び二 燃料限界照射試料を除く照射試料及び実験設備は、その脱落等によって原子炉に過度の反応度を与えないようにし、かつ、その異常又は損傷によって、原子炉の停止機能及び冷却機能を損なわない等、原子炉の安全を損なわないように各構成要素が十分な強度を有する設計とする。
- 三 実験設備は、放射線業務従事者等の放射線被ばくを低減させるため、遮蔽に留意した設計とするとともに、放射性物質の著しい漏えいが生じることがない設計とする。
- 四 実験設備に関する安全上必須なパラメータについては、照射試験中に中央制御室で監視できる設計とする。
- 五 実験設備が設置されている場所には、送受話器等を設置し、中央制御室と相互に連絡ができる設計とする。

添付書類八の次の項目参照

- 9. 計測制御系統施設
- 14. 実験設備

添付書類十の次の項目参照

- 2. 運転時の異常な
過渡変化の解析
- 3. 設計基準事故解析

(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

1 について

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ように、敷地内に構内一斉放送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非常用放送設備(H T T R)及び中央制御室と原子炉施設内の各所との間で通信連絡を行うための送受話器(ページング)を設ける。構内一斉放送設備、非常用放送設備(H T T R)及び送受話器(ページング)は、商用電源喪失時において使用できる設計とする。

2 について

大洗研究所(北地区)には、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、次のような設計とする。

(1) 大洗研究所(北地区)内に設置される現地対策本部から関係官庁等の異常時通報連絡先機関等へ連絡を行うための通信連絡設備は、一般電話回線、災害時優先回線、衛星回線等により多様性を確保した設計とする。

なお、多量の放射性物質等を放出する事故が発生した場合においては、災害時優先回線及び衛星回線の携帯電話により多様性を確保した設計とする。

(2) 大洗研究所(北地区)内部における必要箇所との間の通信連絡設備は、一般電話回線、災害時優先回線等により多様性を備え、相互に連絡ができる設計とする。

添付書類八の次の項目参照

- 10. 電気施設
- 16. 運転保守

(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 について

低濃縮二酸化ウラン黒鉛減速型の本原子炉は、ドプラ効果による固有の負の反応度フィードバック特性を有するので、反応度の増加を伴う変化の場合に対しても、ドプラ効果により十分な出力抑制効果を有する。

ドプラ効果、減速材温度効果などを総合した反応度出力係数は、全ての運転範囲で負となり、出力の上昇を伴う変化に対して、出力抑制効果を有するように設計する。

通常運転時に起こり得る出力変化及び外乱に対し、固有の負の反応度フィードバック特性と原子炉出力制御装置により、原子炉の出力振動が十分な減衰特性をもつように設計する。

キセノンによる出力の空間振動については、固有の負の反応度フィードバック特性により安定であるように設計する。

2 について

原子炉の炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系統、安全保護系を含む計測制御系統施設の機能とあいまって、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及び Pd による炭化けい素層の腐食や燃料核の移動による被覆燃料粒子被覆層の著しい劣化を生じさせないため、燃料最高温度が 1,600°C を超えないようにする。

燃料最高温度が 1,600°C を超えるおそれがある場合には、原子炉出力等の監視による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。

また、運転時の異常な過渡変化時において、燃料最高温度が 1,600°C を超えないようにすると

ともに、通常運転時においても被覆燃料粒子被覆層の破損率を十分許容し得る小さな値に制限するため、通常運転時における熱的制限値を定め、これを超えないように設計する。

3 について

燃料要素以外の炉心を構成する要素及び炉心近辺に位置する炉内構造物は、通常運転時及び異常状態時において、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ように、次の方針に基づき設計する。

- (1) 燃料要素以外の炉心を構成する要素(黒鉛ブロック、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロックなど)及び炉心を支持する構造物(高温プレナムブロック、サポートポスト、炉心支持格子、固定反射体ブロック、炉心拘束機構など)は、通常運転時及び異常状態時において、炉心の変位等により制御棒の挿入性を阻害しないように、また、炉心の冷却を確保できるようにする。
- (2) 制御棒は、通常運転時及び異常状態時における機械荷重、温度、温度勾配を考慮しても、破壊又は過度の変形により炉心内への挿入が阻害されないようにする。

4 について

一 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劣化等を考慮しても、その構成要素である燃料要素及び黒鉛ブロックが十分な強度を有し、その機能が保持されるように、次の方針により設計する。

- (1) 燃料要素は、被覆燃料粒子被覆層の有意な破損及びPdによる炭化けい素層の腐食や燃料核の移動による被覆燃料粒子被覆層の著しい劣化を生じさせないため、運転時の異常な過渡変化時において、燃料最高温度が1,600°Cを超えないようにするとともに、通常運転時における熱的制限値を超えないようにする。
- (2) 燃料要素及び黒鉛ブロックは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、照射による変形や物性値の変化等を考慮しても、破損を生ずることがないようにする。

なお、上記(1)及び(2)の設計方針を十分満足するよう、高温試験運転期間を制限する。

二 燃料体は、輸送及び取扱いに際して加わる荷重により、き裂の発生等がないように設計する。また、輸送及び取扱いに当たっては、燃料体に過度な外力が作用しないよう十分配慮するとともに、輸送後に健全性を目視等により確認する。

添付書類八の次の項目参照

3. 原子炉及び炉心
4. 1次冷却設備
5. 2次ヘリウム冷却設備
6. 加圧水冷却設備
7. 工学的安全施設
8. 原子炉補助施設
9. 計測制御系統施設
13. プラント補助施設

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な
過渡変化の解析
3. 設計基準事故解析

第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設

(外部電源を喪失した場合の対策設備等)

第四十二条 試験研究用等原子炉施設(ガス冷却型原子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なければならない。

2 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

1 について

外部電源が喪失した場合に、第 1.3.3 表に示す構築物、系統及び機器に必要な電力を供給する非常用電源を設ける。非常用電源は、非常用発電機 2 台及び蓄電池、充電器等から構成する 2 系統の直流電源設備並びに 3 系統の安全保護系用交流無停電電源装置を設け、安全保護系(停止系)、安全保護系(工学的安全施設)、補助冷却設備及び炉容器冷却設備に対し、必要な電力を供給できる設計とする。

2 について

全交流動力電源が喪失した場合、安全保護系(停止系)からの作動指令により、反射体領域の原子炉スクラムしゃ断器が開放され同領域の制御棒が速やかに炉心内に落下挿入される。次いで、40 分経過後に燃料領域の原子炉スクラムしゃ断器が開放され同領域の制御棒が炉心内に落下挿入され、全制御棒の落下挿入が完了する。原子炉の安全な停止を確認するため全制御棒の落下挿入が完了するまでの間(40 分間)、炉内の中性子束を監視する。また、炉心からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、原子炉压力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を監視する。これらに必要な電源を一定時間(60 分)確保する事を目的に、必要な容量を有した蓄電池等の直流電源設備及び安全保護系用交流無停電電源装置を設け、安全保護系(停止系)、事故時監視計器の一部(中性子束、原子炉压力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力)に給電できる設計とする。

蓄電池の枯渇後(60 分以降)は、炉心からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、可搬型の計器等を用いて原子炉压力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を監視する。これらの可搬型の計器等に必要な電源は、蓄電池枯渇前に準備する可搬型発電機から給電する設計とする。

使用済燃料からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、蓄電池を内蔵する可搬型の計器により使用済燃料貯蔵プール水位を適宜監視する。

また、原子炉施設及び原子炉施設の周辺監視区域の周辺の放射線量は、サーベイメータにより測定及び監視する設計とする。

原子炉施設から関係官庁等への通信連絡については、携帯電話及び衛星携帯電話により相互に連絡できる設計とする。

添付書類八の次の項目参照

3. 原子炉及び炉心
9. 計測制御系統施設
10. 電気施設

添付書類十の次の項目参照

4. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る基本方針
5. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

(試験用燃料体)

第四十三条 試験用燃料体は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 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ものであること。
- 二 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、試験研究用等原子炉を安全に停止するために必要な機能及び炉心の冷却機能を損なうおそれがないものであること。
- 三 放射性物質の漏えい量を抑制するための措置を講じたものであること。
- 四 輸送中又は取扱中において、著しい変形が生じないものであること。

適合のための設計方針

- 一 燃料限界照射試料は、その量及び装荷位置を制限する等、その異常により原子炉の安全性を損なわないように、次の方針に基づいて設計する。
 - (1) 燃料限界照射試料の構造及び材料は、適切な強度、耐食性、耐放射線性等を有する設計とする。
 - (2) 炉心への装荷により、核的制限値及び熱的制限値を超えることがないようにする。
 - (3) その異常が生じて、燃料の破損が生ずることがない等、原子炉の安全性を損なわないようにする。
- 二 燃料限界照射試料は、運転時の異常な過渡変化時においては、燃料限界照射試料の著しい破損が生じないように、また、設計基準事故時においては、原子炉の停止及び冷却に支障を与えることのないようにする。
- 三 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よう配慮する。
- 四 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ようにする。

添付書類八の次の項目参照

9. 計測制御系統施設
14. 実験設備

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化の解析
3. 設計基準事故解析

(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

第四十四条 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、試験用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つては、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つては、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

1 について

燃料体等の取扱設備は、次の事項を考慮した設計とする。

- 一 新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器間を連携し、当

該燃料体等を搬入、搬出できる設計とする。

- 二 燃料取扱設備の燃料交換機及び燃料出入機は、一度に取り扱う燃料体数を制限する構造とし、機器容量分の燃料体等を収容した状態でいかなる場合においても、臨界を防止する設計とする。
- 三 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。燃料交換機及び燃料出入機は一度に取り扱う燃料体数（崩壊熱）を制限することにより、燃料体の健全性を損なわない設計とする。
- 四 使用済燃料の取扱設備は、放射線防護のための適切な遮蔽を有する設計とする。
- 五 燃料取扱設備は、取扱中の燃料体等の落下を防止できる設計とする。

2について

- 一 燃料体等の貯蔵設備は、以下のように設計する。
 - イ 新燃料の貯蔵容量は、約 1.5 炉心相当分とする。使用済燃料の貯蔵容量は、原子炉建家内で約 2 炉心相当分、使用済燃料貯蔵建家内で約 10 炉心相当分とする。
 - ロ 新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備は、設備容量分の新燃料を収納した状態で、万一純水で満たされたとしても、更に、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても実効増倍率が 0.90 以下で臨界未満となるようにする。

原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備は、設備容量分の新燃料を収納した状態で実効増倍率が最も高くなるような水分雰囲気で貯蔵ラック内が満たされたと仮定しても、実効増倍率が 0.90 以下で臨界未満となるようにする。

また、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラックは燃料体の間隔を十分確保し、地震時にも健全性を維持して燃料体同士が接近することのないようにする。
- 二 使用済燃料の貯蔵設備は、以下のように設計する。
 - イ 貯蔵設備は、放射線防護のための適切な遮蔽を有する設計とする。
 - ロ 原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備では、使用済燃料の崩壊熱の除去はプール水冷却浄化設備で行う。プール水冷却浄化設備は、十分な熱除去能力を有し、使用済燃料から除去した熱を補機冷却水設備に輸送する。

なお、補機冷却水設備は冷却塔を介して、最終的な熱の逃し場である大気に熱を輸送する。

使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料の崩壊熱は、構造物及び雰囲気の空気に伝えられ、大気に放散する。
 - ハ 使用済燃料は、貯蔵ラックに格納し間接的に冷却されることから、使用済燃料が直接プール水に触れることはなく、燃料体の著しい腐食を考慮する必要はない。
 - ニ 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設計とする。また、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールの水位を監視し異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。

3について

- 一 核燃料の取扱い場所には、周辺の放射線監視のためのエリアモニタを設け、過度の放射線レベルに達した場合には中央制御室に警報を発する設計とする。
- 二 原子炉建家内の貯蔵プール水の温度を監視し、異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。また、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は、中央制御室に警報を発する設計とする。

添付書類八の次の項目参照

8. 原子炉補助施設
9. 計測制御系統施設
12. 放射線管理施設

添付書類九の次の項目参照

2. 原子炉施設の放射線管理

(一次冷却系統設備)

第四十五条 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 原子炉圧力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。
- 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、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器を設けなければならない。
- 一 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るものとする。
 - 二 冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。
 - 三 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するものとする。
 - 四 原子炉冷却材圧力バウンダリ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 について

- 一 原子炉冷却材圧力バウンダリは、異常な冷却材の漏えい又は破損の発生する可能性が極めて小さくなるように材料選定、設計、製作及び試験を行うとともに品質管理を十分に行い、通常運転時及び異常状態時において、その健全性を確保できる設計とする。
- 二 1次冷却設備は、中間熱交換器及び1次加圧水冷却器の伝熱特性の経年変化や伝熱管のプラグ等を考慮しても、通常運転時において原子炉で発生した熱を2次冷却設備及び加圧水冷却設備に確実に伝えることができる設計とする。
- 三 1次冷却設備は、構造物等の変形、破損、はく離等により、燃料体の冷却機能が阻害される可能性が小さくなるよう材料選定、設計、製作及び試験を行うとともに品質管理を十分に行う。

2 について

- 一 1次冷却材が高温であることを考慮して、1次冷却設備及び補助ヘリウム冷却系の原子炉冷却材圧力バウンダリのうち、大気との境界を形成する二重管の外管、中間熱交換器の外胴等については、高温の1次冷却材が直接接しない構造とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保する設計とする。

原子炉圧力容器、中間熱交換器、加圧水冷却器等の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器については、想定されるそれぞれの過渡状態条件下において、十分な強度を有するこ

とを詳細設計における解析により確認する。

二 原子炉冷却材系に接続する配管系には、その配管を通じての漏えいが十分許容できるほどに少ないものを除き、次のとおり隔離弁を設ける設計とする。

なお、計装用の小口径配管には、手動弁を設ける。

(1) 通常原子炉冷却材圧力バウンダリに開口し、設計基準事故時に隔離を必要とする配管系には2個の隔離弁を設ける。

(2) 通常時隔離されており、設計基準事故時にも隔離されている配管系には1個の隔離弁を設け、事故時には原子炉冷却材圧力バウンダリに開口する必要がある配管系は、前記の(1)に準ずる。

三 通常運転時、保守時、試験時及び異常状態時において、原子炉冷却材圧力バウンダリは、脆性的挙動を示さず、かつ、急激な伝播型破断を生じないように、フェライト系鋼材で製作する機器に対しては、破壊じん性を考慮した材料選択、設計及び製作を行う。また、原子炉圧力容器、加圧水冷却器胴、中間熱交換器胴等は、脆性破壊防止の観点から、黒鉛減速ヘリウムガス冷却型原子炉施設に関する構造等の技術基準に基づき破壊じん性を確認し、適切な温度で使用するものとする。

さらに、1次冷却設備の加熱時及び冷却時の運転に対しては、適切な加熱率及び冷却率(50℃/h以下)を設けて運転を制限する。

なお、原子炉圧力容器は、中性子照射及び熱時効によって、破壊じん性が低下する可能性があるため、試験片を原子炉圧力容器の中に挿入して照射し、計画的に取り出し、破壊じん性を確認する。

四 原子炉冷却材圧力バウンダリから原子炉格納容器への1次冷却材の漏えいの検出用として、原子炉格納容器内雰囲気放射能濃度を測定するガスモニタ、ダストモニタ等を設ける。更に、1次冷却設備の圧力変化によっても漏えいが検出できる設計とする。

加圧水冷却設備の伝熱管から加圧水への1次冷却材の漏えい及び加圧水の1次側への漏えいは、1次冷却材と加圧水の差圧、加圧水冷却設備の放射能濃度及び1次冷却材中の水分濃度により、検出できる設計とする。

また、中間熱交換器の伝熱管での1次側への2次ヘリウムの漏えいは、1次冷却材と2次ヘリウムの差圧により、検出できる設計とする。

冷却材の漏えいを検出した場合は、中央制御室に警報を発するように設計する。

添付書類八の次の項目参照

4. 1次冷却設備
7. 工学的安全施設
8. 原子炉補助施設
9. 計測制御系統施設

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な
過渡変化の解析
3. 設計基準事故解析

(残留熱を除去することができる設備)

第四十六条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、試験研究用等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なければならない。

- 一 燃料の許容設計限界を超えないようにするものとする。
- 二 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ものとする。

適合のための設計方針

一及び二 炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱は、原子炉の通常停止時においては、1次冷却設備、2次ヘリウム冷却設備(中間熱交換器と1次加圧水冷却器で除熱を行う並列運転時のみ)を経て、最終的には加圧水空気冷却器により、大気に伝達されることによって除去される。また、運転時の異常な過渡変化に伴う原子炉スクラム時には、核分裂生成物等の崩壊熱及び他の残留熱は、補助冷却設備により、最終的には補助冷却水空気冷却器によって大気に伝達される。これらの設備により、燃料の許容設計限界を超えることなく、また、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なうことなく、核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去できる設計とする。

添付書類八の次の項目参照

4. 1次冷却設備
5. 2次ヘリウム冷却設備
6. 加圧水冷却設備
7. 工学的安全施設
8. 原子炉補助施設

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化の解析
3. 設計基準事故解析

(最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備)

第四十七条 試験研究用等原子炉施設には、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なければならない。

適合のための設計方針

1 について

通常運転時及び異常状態時において、重要安全施設で発生したか、又は蓄積された熱は、補機冷却水設備の冷却塔及び補助冷却水空気冷却器により、最終的な熱の逃し場である大気へ確実に伝達できるように設計する。

補機冷却水設備は、炉容器冷却設備の冷却器、補助ヘリウム循環機の電動機、補助冷却水循環ポンプ等の重要安全施設の熱を除去し、また、補助冷却水系は、補助冷却器を介し1次冷却材の熱を除去する。

添付書類八の次の項目参照

7. 工学的安全施設
8. 原子炉補助施設

(計測制御系統施設)

第四十八条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。

- 一 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も想定される範囲内に制御できるものとする。
- 二 前号のパラメータは、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。
- 三 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

- 一 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、炉心の中性子束、炉心の差圧、制御棒の位置及び各制御棒間の位置の偏差、1次冷却材中の放射能濃度、1次冷却材と加圧水の差圧、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温度及び流量、原子炉格納容器内の圧力及び温度等のパラメータを適切な範囲に維持制御できる設計とする。また、炉容器冷却設備の温度及び流量については、監視できる設計とする。
- 二 前号のパラメータについては、原子炉計装、プロセス計装等により、想定される範囲内での監視が可能な設計とする。
- 三 設計基準事故時において、事故状態を知り、対策を講じるのに必要なパラメータである原子炉格納容器内の圧力、放射能レベル等を適切な方法で、十分な範囲にわたり監視し、必要なものについては、記録できる設計とする。

添付書類八の次の項目参照

9. 計測制御系統施設
12. 放射線管理施設

添付書類九の次の項目参照

2. 原子炉施設の放射線管理

(原子炉停止系統)

第四十九条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、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つて、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压力容器内部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 について

一 原子炉停止系統としては、制御棒系と後備停止系の原理の異なる2つの独立した系を設ける設計とする。

原子炉の最大過剰反応度は、 $0.165 \Delta k/k$ 以下である。これに対して、制御棒系による反応度制御能力は、最大反応度効果をもつ1対の制御棒が完全引き抜き位置において固着し、炉心に挿入できない場合でも、 $0.18 \Delta k/k$ 以上になるよう設計するので、 $0.01 \Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕をもって、高温の運転状態から、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。

後備停止系は、 $0.01 \Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕をもって、高温の運転状態から、炉心を臨界未満とし、その状態を維持できる設計とする。

二 原子炉停止系統の1つである制御棒系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、まず可動反射体領域の制御棒を挿入することにより、燃料の許容設計限界を超えるこ

となく、速やかに炉心を臨界未満にし、次いで炉心が所定の温度に下がるのを待って、あるいは所定の時間間隔をおいて、燃料領域へ制御棒を挿入することにより、臨界未満を維持できるようにする。

なお、過渡状態が収束したのちキセノン濃度が変化しても、十分に臨界未満を維持できる設計とする。

三 原子炉停止系統の1つである制御棒系は、最大の反応度値をもつ1対の制御棒が完全に引き抜かれ炉心に挿入できない場合でも、 $0.01 \Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を与えることができる設計とする。

2 について

反応度が大きく、かつ、急激に投入される事象としては、制御棒の浮き上がり又は飛び出しがある。制御棒の浮き上がりに対しては原子炉内における冷却材の流れを下降流とする流体力学的な対策により、また、制御棒の飛び出しに対してはスタンドパイプ及びスタンドパイプ固定装置の構造的な対策により、制御棒の浮き上がり又は飛び出しが起こらない設計とする。

万一、制御棒系を収納、支持しているスタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャが破損したとしても、スタンドパイプ固定装置によりスタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャの飛び上りを防止し、過大な反応度が添加されるような制御棒の飛び出しを防止できる設計とする。

また、反応度が急激に投入される事象である制御棒の連続引き抜きに対しては、制御棒パターンインターロックで制御棒引き抜きパターンを規制することにより、制御棒の最大反応度添加量を制限し、かつ、制御棒引き抜き最大速度を制限することにより、過度の反応度添加率とならない設計とする。

更に、制御棒パターンインターロック等のインターロック機能を考慮せず、制御棒が最大速度で連続的に引き抜かれたと仮定しても、制御棒系の作動により速やかに原子炉を臨界未満にし、炉心及び炉内構造物は大きく損傷することなく、冷却形状が維持できる設計とする。

3 について

反応度制御設備のうち、制御棒系は反応度制御系及び原子炉停止系統を共用している。制御棒系は、フェイルセーフの設計とし、反応度制御系統の想定される故障を考慮しても、原子炉停止系統としての機能を損なうことのない設計とする。

添付書類八の次の項目参照

3. 原子炉及び炉心
4. 1次冷却設備
9. 計測制御系統施設

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な
過渡変化の解析
3. 設計基準事故解析

(原子炉制御室等)

第五十条 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、火災その他の異常な事態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なければならない。

適合のための設計方針

1 について

- 一 中央制御室には、原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要なパラメータの監視ができるよう、次の機能を有する設備を設ける設計とする。
 - (1) 制御棒の動作状態の表示
 - (2) 原子炉及び原子炉冷却系に係る主要な循環機及びポンプの起動・停止状態の表示
 - (3) 原子炉及び原子炉冷却系に係る主要な弁の開閉表示
 - (4) 原子炉の炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらに関連する系統並びに実験設備等の健全性を確保するために必要なパラメータを監視するための指示又は記録
- 二 原子炉の安全を確保するために、原子炉停止系統、原子炉冷却系の手動操作を中央制御室において、速やかに行える設計とする。
- 三 中央制御室において火災が発生する可能性を極力抑えるように、制御室内のケーブル、制御盤等は、不燃性又は難燃性の材料を使用するとともに、中央制御室には消火設備を設置する。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤に格納し、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。

設計基準事故が発生した際には、運転員が原子炉の停止、補助冷却設備の起動、原子炉格納容器の隔離等必要な安全機能の作動確認などを含む事故時の対策に必要な各種の操作を行えるよう、中央制御室に接近でき、かつ、留まることができるよう、室内に留まる運転員の

線量が「線量告示」に定められた緊急作業に係る線量限度を十分下回るように、遮蔽を設ける。

また、中央制御室系換気空調装置は、設計基準事故時には外気としゃ断でき、フィルタを通る閉回路循環運転を行うことにより、運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。

四 中央制御室の近傍には、通常の出入口以外に直接原子炉建家外に退避可能な非常口を設ける。

2について

原子炉は、中央制御室外の適切な場所から停止することができるように、次の方針により設計する。

- (1) 継電器室の原子炉スクラムしゃ断器を開くことにより、原子炉を停止できるようにする。
- (2) 中央制御室外の適切な場所に中央制御室外原子炉停止盤を設け、崩壊熱を除去するために必要な機器の操作及び必要最小限のパラメータの監視が行えるようにする。

添付書類八の次の項目参照

9. 計測制御系統施設
12. 放射線管理施設
13. プラント補助施設

(監視設備)

第五十一条 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

1 について

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ける原子炉施設及び敷地周辺の放射線モニタリングを行うために、作業環境モニタリング設備、排気モニタリング設備及び周辺環境モニタリング設備により、次に示すとおりモニタリングできる設計とする。

なお、設計基準事故時用の放射線監視設備は、商用電源喪失時において監視できる設計とする。

原子炉格納容器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、室内空気モニタによって連続的に行い、設計基準事故時には原子炉格納容器内のガンマ線エリアモニタ及び事故時ガンマ線モニタによって連続的に行い、中央制御室で監視及び測定できる設計とする。また、原子炉格納容器内の空気をサンプリングすることによって行い、放射性物質の濃度等を知ることができる設計とする。

放射性物質の放出経路については、排気筒及び排気管並びに使用済燃料貯蔵建家排気筒にモニタを設置するほか、排気空気及び排水をサンプリングできる設計とする。また、これら必要な情報を中央制御室又は適当な場所に表示できる設計とする。

原子炉施設の周辺監視区域の境界付近の放射線量の監視及び測定は、14基のモニタリングポストにより行う設計とする。

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9基について、必要な情報を中央制御室、現地対策本部等に表示するとともに、伝送系は有線及び無線により多様性を確保する。

2 について

固定モニタリング設備は、無停電電源装置及び非常用発電機(可搬型含む。)を設ける設計とし、無停電電源装置は非常用発電機(可搬型含む。)の稼働が整うまでの一定時間(90分)を給電できる設計とする。

なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータを用いて、モニタリングポスト14基に

よる測定を代替できるものとする。

添付書類八の次の項目参照

12. 放射線管理施設

添付書類九の次の項目参照

2. 原子炉施設の放射線管理
3. 周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線管理

(原子炉格納施設)

第五十二条 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ものとする。
 - 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。
- 2 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ものでなければならない。
- 3 原子炉格納容器を貫通する配管には、隔離弁を設けなければならない。ただし、計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものについては、この限りでない。
- 4 試験研究用等原子炉施設には、一次冷却系統の配管の損壊その他の一次冷却系統内の圧力が降下する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ある場合は、当該可燃性ガス及び酸素の濃度を低下させる設備を設けなければならない。
- 5 試験研究用等原子炉施設には、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なければならない。

適合のための設計方針

1 について

- 一 通常運転時において、サービスエリアは負圧状態に維持し得る設計とし、かつ、原子炉格納容器は所定の漏えい率を超えることがない設計とする。
- 二 想定される減圧事故時等においては、核分裂生成物を原子炉格納容器内に閉じ込めることにより、環境に放出される濃度を低減する。減圧事故時等において、原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素及び粒子状放射性物質を除去し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を低減させるために、非常用空気浄化設備を設ける。即ち、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質を直接外気へは放出せず、フィルタを通して排気管へ導く設計とする。

2 について

原子炉格納容器バウンダリは、通常運転時及び異常状態時において、原子炉格納容器バウンダリの非延性破壊を防止するために、フェライト系鋼材で製作する部分に対しては、切欠じん性を考慮した材料選択、設計及び製作を行う。原子炉格納容器バウンダリは、非延性破壊を防止するため、最低使用温度(-12.7℃)を考慮した破壊じん性試験を行い、規定値を満足した材料を使用す

る。

また、原子炉格納容器は、隔離機能とあいまって、原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保つように設計する。

3 について

原子炉格納容器隔離弁は、原子炉格納容器に接近して設け、次の方針に基づき設置する。

- (1) 原子炉格納容器内で開口しているか、又は原子炉冷却材圧力バウンダリに連結している配管系のうち、原子炉格納容器外部で閉じていない配管系については、原子炉格納容器の内側に1個、外側に1個の原子炉格納容器隔離弁を設ける。ただし、物理的あるいは環境条件から隔離弁の設置が困難である場合には、外側に2個の隔離弁を設ける。

なお、通常閉、かつ、事故時隔離されている配管系には原子炉格納容器の外側に1個の原子炉格納容器隔離弁を設ける。

隔離弁は、

- a. 自動隔離弁又はロック付閉止弁とする。
- b. 隔離弁に逆止弁を用いる場合には、事故時に十分な隔離機能を発揮し得る設計のものとする。
- c. 2つの自動隔離弁の駆動動力源は、互いに独立なものとし、その系統を構成するいかなる機器の単一故障によっても隔離機能を喪失することのないように設計する。

- (2) 上記の(1)以外の配管系のうち、原子炉格納容器の内側又は外側において閉じている配管系については、原子炉格納容器の外側に1個の原子炉格納容器隔離弁を設ける。

隔離弁は、

- a. 自動隔離弁又はロック付閉止弁とする。
- b. 隔離弁に逆止弁を用いる場合には、事故時に十分な隔離機能を発揮し得る設計のものとする。

また、原子炉格納容器隔離弁は、閉止後駆動動力源の喪失によっても隔離機能が喪失することのないように設計する。

4 について

想定される減圧事故後に、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する。即ち、事故後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。

5について

非常用空気浄化設備の動的機器は多重性を持たせ、また、非常用発電機から給電して、十分にその機能を果たせる設計とする。

添付書類八の次の項目参照

7. 工学的安全施設

添付書類十の次の項目参照

3. 設計基準事故解析

(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)

第五十三条 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つて、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。

適合のための設計方針

1 について

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つて、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、目張り等による原子炉建家の気密の改善、さらに使用済燃料貯蔵プールへの冷却水の注入による使用済燃料の冷却等、必要な措置を講じる設計とする。

添付書類十の次の項目参照

4. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る基本方針
5. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

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		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)	
重要度による分類				
安全に関連する構築物、系統及び機器	クラス 1	PS-1	MS-1	X
	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		X	X	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、構築物が 2 つ以上の安全機能を有するときは、2 個以上の欄に現れることになる。

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

分類	定義	機能	構築物・系統・機器	特記すべき関連系
PS-1	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	i) 原子炉冷却材圧力バウンダリ	①原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系(計装等の小口径配管機器は除く。)	
		ii) 過剰反応度の印加防止	①スタンドパイプ ②スタンドパイプクロージャ	
		iii) 炉心の形成	①炉心支持鋼構造物(炉心拘束機構の拘束バンドは除く。)及び炉心支持黒鉛構造物のうちサポートポスト(支持機能のみ)	

(続き)

分類	定義	機能	構築物・系統・機器	特記すべき関連系
MS-1	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	i) 原子炉の緊急停止	①制御棒系	
		ii) 未臨界維持		
		iii) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	①1次冷却設備の安全弁(開機能)	
	iv) 過剰反応度の抑制	①スタンドパイプ固定装置		
	2) 安全上必要なその他の設備	i) 工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	①安全保護系(停止系)	
ii) 安全上特に重要な関連機能		①中央制御室		

(続き)

分類	定義	機能	構築物・系統・機器	特記すべき関連系
PS-2	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	i) 炉心の形成	①炉心構成要素(燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック) ②炉心支持鋼構造物のうち炉心拘束機構の拘束バンド及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ)を除く。)	
		ii) 放射性物質の貯蔵(ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されているものを除く。)	①気体廃棄物の廃棄施設 ②原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール(冠水維持機能)及び貯蔵ラック(上蓋を除く。) ③使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セル及び貯蔵ラック(上蓋を除く。)	プール水冷却浄化設備 [PS-3] 貯蔵セル排気系 [PS-3]
		iii) 1次冷却材の内蔵(ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。)	①1次ヘリウム純化設備	
		iv) 安全弁の吹止り	①1次冷却設備の安全弁(吹止り機能)	
		v) 実験・照射の関連機能(核分裂生成物の放散防止)	①実験設備の一部	
		vi) 燃料の安全な取扱い	①燃料交換機	

(続き)

分類	定義	機能	構築物・系統・機器	特記すべき関連系	
MS-2	1)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影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	i) 未臨界維持	①後備停止系		
		ii) 工学的安全施設	炉心冷却	①補助冷却設備 ②炉容器冷却設備	
			放射性物質の閉じ込め、放射線の遮蔽及び放出低減	①原子炉格納容器(隔離弁を含む。) ②非常用空気浄化設備	排気筒 [MS-2]
		iii) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止	①補助冷却設備 ②炉容器冷却設備		
		iv) 原子炉停止後の除熱			
		v) 工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	①安全保護系(工学的安全施設)		
		vi) 放射性物質放出の低減	①排気管		
	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	i) 事故時のプラント状態の把握	①事故時監視計器の一部		
		ii) 中央制御室外からの安全停止	①中央制御室外原子炉停止盤		
		iii) 安全上重要な関連機能	①中央制御室系換気空調装置		
3) 安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器	i) 安全上特に重要な関連機能	①非常用発電機 ②補機冷却水設備 ③制御用圧縮空気設備 ④直流電源設備 ⑤安全保護系用交流無停電電源装置			

(続き)

分類	定義	機能	構築物・系統・機器	特記すべき関連系
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1、PS-2以外の構築物、系統及び機器	i) 1次冷却材の保持 (PS-1、PS-2以外のもの)	①計装配管 ②1次ヘリウムサンプリング設備 ③1次ヘリウム貯蔵供給設備	
		ii) 放射性物質の貯蔵	①液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽 ②保管廃棄施設	
		iii) 1次冷却材の循環	①1次ヘリウム循環機	
		iv) 2次冷却系の通常時冷却	①2次ヘリウム冷却設備 ②加圧水冷却設備	
		v) 1次・2次ヘリウムの差圧維持	①2次ヘリウム貯蔵供給設備	
		vi) 電源	①非常用発電機以外の設備	
		vii) プラント計測・制御 (安全保護機能を除く。)	①原子炉制御設備 ②原子炉計装 ③プロセス計装	
		viii) プラント補機	①制御用圧縮空気設備 (MS-2以外のもの)	
		ix) 炉容器冷却設備の通常時冷却	①炉容器冷却設備	
		x) 実験・照射の関連機能	①実験設備 (PS-2以外のもの)	
	2) 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	i) 核分裂生成物の1次冷却材中への放散防止	①被覆層 ②黒鉛スリーブ (金属性核分裂生成物のみ)	
		ii) 1次冷却材の浄化	①1次ヘリウム純化設備	

(続き)

分類	定義	機能	構築物・系統・機器	特記すべき関連系
MS-3	1) 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	i) 出力上昇の抑制	①制御棒引抜阻止インターロック ②制御棒パターンインターロック	
		ii) 炉心の除熱量の減少の抑制	①加圧水循環ポンプの電流しゃ断器 ②1 次加圧水冷却器加圧水入口温度高インターロック ③2 次加圧水冷却器加圧水流量低インターロック	
		iii) 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度上昇の抑制	①ヘリウム循環機の周波数変換器(停止機能)	
		iv) 過冷却による反応度添加の抑制	①ヘリウム循環機の周波数変換器(最大回転数の制限機能)	
	2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	i) 緊急時の防災対策上重要なもの及び異常状態の把握	①事故時サンプリング系 ②通信連絡設備 ③放射線監視設備 ④事故時監視計器の一部 ⑤消火設備 ⑥安全避難通路 ⑦非常用照明	

第 1.3.1 表 第 6 条に関する重要安全施設

No.	安全機能	構築物・系統・機器
1	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系
2	過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ
3	炉心の形成	炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物
4	放射性物質の貯蔵	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール、貯蔵ラック
5	1 次冷却材の内蔵	1 次ヘリウム純化設備(原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲)
6	実験・照射の関連機能 (核分裂生成物の放散防止)	実験設備の一部
7	原子炉の緊急停止、未臨界維持	制御棒系
8	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1 次冷却設備の安全弁
9	原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系(停止系)
10	安全上特に重要な関連機能	中央制御室
11	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部
12	安全上特に重要な関連機能	直流電源設備
13		安全保護系用交流無停電電源装置

第 1.3.2 表 第 12 条に関する安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設

No.	安全機能	構築物・系統・機器
1	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する弁
2	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1 次冷却設備の安全弁
3	原子炉の緊急停止 未臨界維持	制御棒系
4	工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系(停止系)
5		安全保護系(工学的安全施設)
6	炉心冷却	補助冷却設備
		炉容器冷却設備
7	放射性物質の閉じ込め、放射線の遮蔽及び放出低減	原子炉格納容器隔離弁
8		非常用空気浄化設備
9	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部
10	安全上特に重要な関連機能	非常用発電機
11		補機冷却水設備
12		制御用圧縮空気設備
13		直流電源設備
14		安全保護系用交流無停電電源装置

第 1.3.3 表 第 28 条に関する重要安全施設

No.	安全機能	構築物・系統・機器
1	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する弁
2	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1次冷却設備の安全弁
3	原子炉の緊急停止 未臨界維持	制御棒系
4	工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系(停止系)
5		安全保護系(工学的安全施設)
6	炉心冷却	補助冷却設備
		炉容器冷却設備
7	放射性物質の閉じ込め、放射線の遮蔽及び放出低減	原子炉格納容器隔離弁
8		非常用空気浄化設備
9	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部
10	安全上特に重要な関連機能	非常用発電機
11		補機冷却水設備
12		制御用圧縮空気設備
13		直流電源設備
14		安全保護系用交流無停電電源装置

第 1.4.1 表 クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)		補助設備(*2)		直接支持構造物(*3)		間接支持構造物(*4)		相互影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	検討用地震動 (*6)	適用範囲	検討用地震動 (*6)
S	(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	①原子炉圧力容器 ②原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器(中間熱交換器等)・配管(1次ヘリウム配管(二重管)等)・循環機(1次ヘリウム循環機等)・弁(1次冷却設備の主要弁等)	S S	①隔離弁を閉とす るに必要な電気計 装設備	S	1)原子炉圧力容器、中 間熱交換器、1次加 圧水冷却器、1次ヘ リウム循環機等の支 持構造物 2)機器・配管・電気計 装設備等の支持構造 物	S S	1)原子炉建家 2)内部コンクリート 構造物	Ss Ss	1)排気筒	Ss
	(ii) 使用済燃料を貯蔵 するための施設	①使用済燃料貯蔵設 備貯蔵プール ②原子炉建家内の使 用済燃料貯蔵設備 貯蔵ラック(上蓋 を除く。)	S S					1)原子炉建家	Ss	1)原子炉建家天井ク レーン 2)排気筒 3)原子炉建家屋根ト ラス 4)燃料交換機 5)制御棒交換機	Ss Ss Ss Ss
	(iii) 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 を維持する施設	①制御棒及び制御棒 駆動装置(スクラ ム機能に関するも の)	S	①制御棒案内管 ②炉心支持鋼構造 物(拘束バンドは 除く。) ③炉心支持黒鉛構 造物(サポートボ スト(支持機能の み)) ④電気計装設備	S S S S	1)機器・配管、電気計 装設備等の支持構造 物	S	1)原子炉建家 2)内部コンクリート構 造物	Ss Ss		
	(iv) その他	①1次ヘリウム純化 設備(原子炉格納 容器内のもの) ②破損燃料検出系 (原子炉格納容器 内のもの) ③1次ヘリウムサン プリング設備(原 子炉格納容器内の もの) ④原子炉格納容器バ ウンダリに属する 配管・弁(1次冷却 材を内蔵する1次 ヘリウム純化設備 等の原子炉格納容 器貫通部配管・弁)	S S S S	①隔離弁を閉とす るに必要な電気計 装設備	S	1)機器・配管等の支持 構造物 2)電気計装設備の支持 構造物	S S	1)内部コンクリート 構造物 2)原子炉建家	Ss Ss	1)原子炉格納容器	Ss

(続き)

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)		補助設備(*2)		直接支持構造物(*3)		間接支持構造物(*4)		相互影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	検討用地震動 (*6)	適用範囲	検討用地震動 (*6)
B	(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る施設	①1次ヘリウム純化設備(S、Cクラスに属する設備を除く。) ②破損燃料検出系(S、Cクラスに属する設備を除く。) ③1次ヘリウムサンプリング設備(S、Cクラスに属する設備を除く。)	B B B			1)機器・配管等の支持構造物	B	1)内部コンクリート構造物 2)原子炉建家	S _B S _B		
	(ii) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	①補助冷却設備(原子炉冷却材圧力バウンダリ、Cクラスに属するものは除く。)	B	①補機冷却水設備(当該主要設備に係わるもの) ②炉心支持鋼構造物の拘束バンド及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ)を除く。) ③非常用発電機及びその計装設備 ④制御用圧縮空気設備	B B B B	1)機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	B	1)原子炉建家 2)内部コンクリート構造物 3)補機冷却水系の配管トレンチ及び冷却塔基礎	S _B S _B S _B		
	(iii) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な施設	①炉容器冷却設備(Cクラスに属するものは除く。)	B	①補機冷却水設備(当該主要設備に係わるもの) ②中央制御室遮へい ③非常用発電機及びその計装設備 ④制御用圧縮空気設備	B B B B	1)機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	B	1)原子炉建家 2)内部コンクリート構造物 3)補機冷却水系の配管トレンチ及び冷却塔基礎	S _B S _B S _B		
	(iv) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に圧力障壁となり、放射性物質の拡散を直接防ぐための施設	①原子炉格納容器 ②原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁(1次冷却材を含まない補機冷却水設備等の原子炉格納容器貫通部配管・弁)	B B	①隔離弁を閉とするに必要な電気計装設備	B	1)機器・配管等の支持構造物 2)電気計装設備の支持構造物	B B	1)原子炉建家	S _B		

(続き)

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)		補助設備(*2)		直接支持構造物(*3)		間接支持構造物(*4)		相互影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	検討用地震動(*6)	適用範囲	検討用地震動(*6)
B	(v) 放射性物質の放出を伴うような設計基準事故の際にその外部放散を抑制するための設備で上記(iv)以外の施設	①非常用空気浄化設備	B	①非常用発電機及びその計装設備 ②制御用圧縮空気設備	B B	1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	B	1) 原子炉建家 2) 排気筒	S _B S _B		
	(vi) 使用済燃料を貯蔵するための施設	①使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック(上蓋を除く。)	B					1) 使用済燃料貯蔵建家	S _B		
	(vii) 放射性廃棄物を内蔵している施設、ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式によりその破損によって公衆に与える放射線の影響が年間の周辺監視区域外の線量当量限度に比し十分小さいものは除く	①廃棄物の廃棄施設(Cクラスに属する設備を除く。)	B			1) 機器・配管等の支持構造物	B	1) 原子炉建家	S _B		
	(viii) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により公衆及び放射線業務従事者等に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	①燃料交換機 ②原子炉建家天井クレーン ③放射線低減効果の大きい遮へい ④原子炉圧力容器リーク検出配管 ⑤使用済燃料貯蔵建家天井クレーン	B B B B B			1) 機器・配管等の支持構造物	B	1) 内部コンクリート構造物 2) 原子炉建家 3) 使用済燃料貯蔵建家	S _B S _B S _B		
	(ix) 使用済燃料を冷却するための施設	①使用済燃料貯蔵設備プール冷却浄化設備(プール水冷却に関する部分)	B	①補機冷却水設備(当該主要設備に係わるもの) ②電気計装設備 ③制御用圧縮空気設備	B B B	1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	B	1) 原子炉建家 2) 補機冷却水設備の配管トレンチ及び冷却塔基礎	S _B S _B		

(続き)

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)		補助設備(*2)		直接支持構造物(*3)		間接支持構造物(*4)		相互影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	検討用地震動(*6)	適用範囲	検討用地震動(*6)
B	(x) 放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設でSクラスに属さない施設	①使用済燃料貯蔵建家換気空調設備の一部	B			1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	B	1) 使用済燃料貯蔵建家	S _B		
	(xi) その他	①炉内構造物(Sクラスに属するものを除く。) ②後備停止系	B B	①後備停止系案内管 ②非常用発電機及びその計装設備 ③制御用圧縮空気設備	B B B	1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	B	1) 原子炉建家 2) 内部コンクリート構造物	S _B S _B		

(続き)

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)		補助設備(*2)		直接支持構造物(*3)		間接支持構造物(*4)		相互影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	検討用地震動 (*6)	適用範囲	検討用地震動 (*6)
C	(1) S, B クラスに属さない施設	①制御棒駆動装置(スクラム機能に関する部分を除く。) ②補助冷却設備(二重管内管) ③炉容器冷却設備(熱放射板) ④2次ヘリウムサンプリング設備 ⑤新燃料貯蔵設備 ⑥2次ヘリウム冷却設備 ⑦加圧水冷却設備 ⑧1次ヘリウム純化設備、1次ヘリウムサンプリング設備、破損燃料検出系等のうち高放射性物質に関連した部分を除いた部分 ⑨2次ヘリウム純化設備 ⑩1次ヘリウム貯蔵供給設備 ⑪2次ヘリウム貯蔵供給設備 ⑫廃棄物の廃棄施設のうち、高放射性物質に関連した部分を除いた部分 ⑬使用済燃料貯蔵設備(プール冷却浄化設備(プール水補給に関する部分) ⑭消火設備 ⑮換気空調設備 ⑯電気計装設備(S, Bクラスの関するものは除く。) ⑰補機冷却水設備 ⑱一般用圧縮空気設備 ⑲一般冷却水系 ⑳保管廃棄施設 ㉑その他	C C			1)機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	C	1)内部コンクリート構造物 2)原子炉建家	Sc Sc		

(*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。

(*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。

(*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。

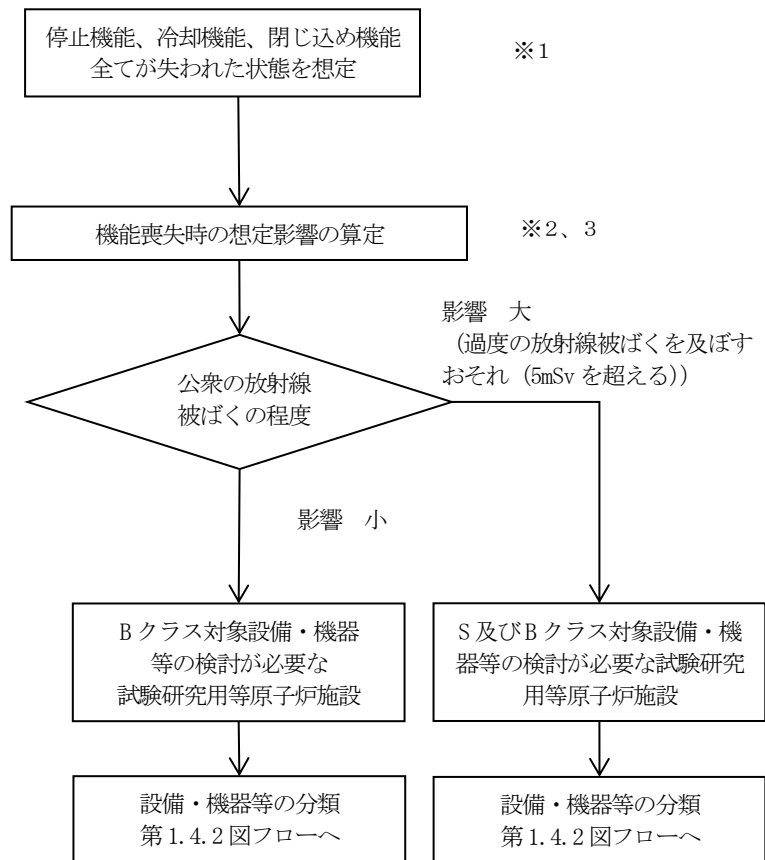
(*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。

(*5) 相互影響を考慮すべき設備とは、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をいう。

(*6) S_s: 基準地震動 S_sにより定まる地震力。S_B: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。S_C: 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

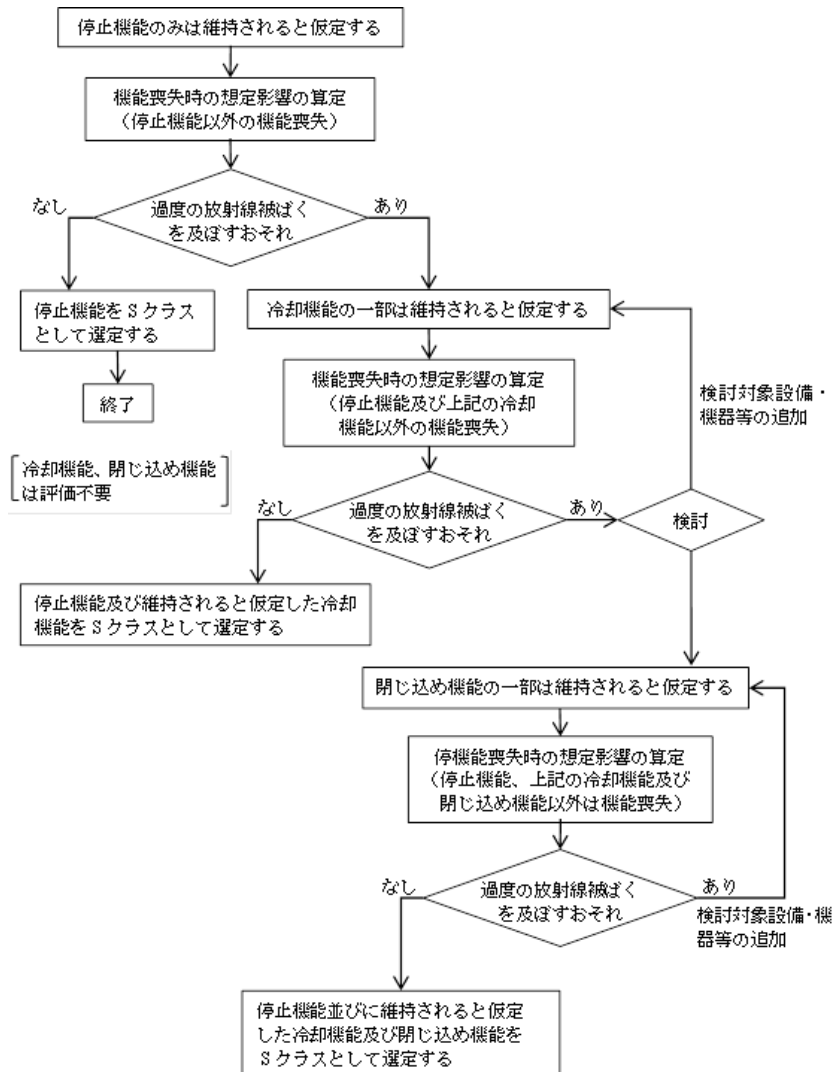
第 1.8.1 表 竜巻防護施設に対する竜巻防護対策等

竜巻防護施設	竜巻の最大風速条件	飛来物対策	竜巻防護施設を内包する建家	想定する設計飛来物
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系	100m/s	固縛等の対策、車両の退避等	原子炉建家	鋼製材、鋼製パイプ
スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ				
炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物				
1次ヘリウム純化設備（原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲）				
制御棒系				
1次冷却設備の安全弁				
事故時監視計器の一部				
安全保護系（停止系）				
直流電源設備・安全保護系用交流無停電装置				
実験設備の一部				
中央制御室				
使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール、貯蔵ラック				
使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セル、貯蔵ラック	使用済燃料貯蔵建家			



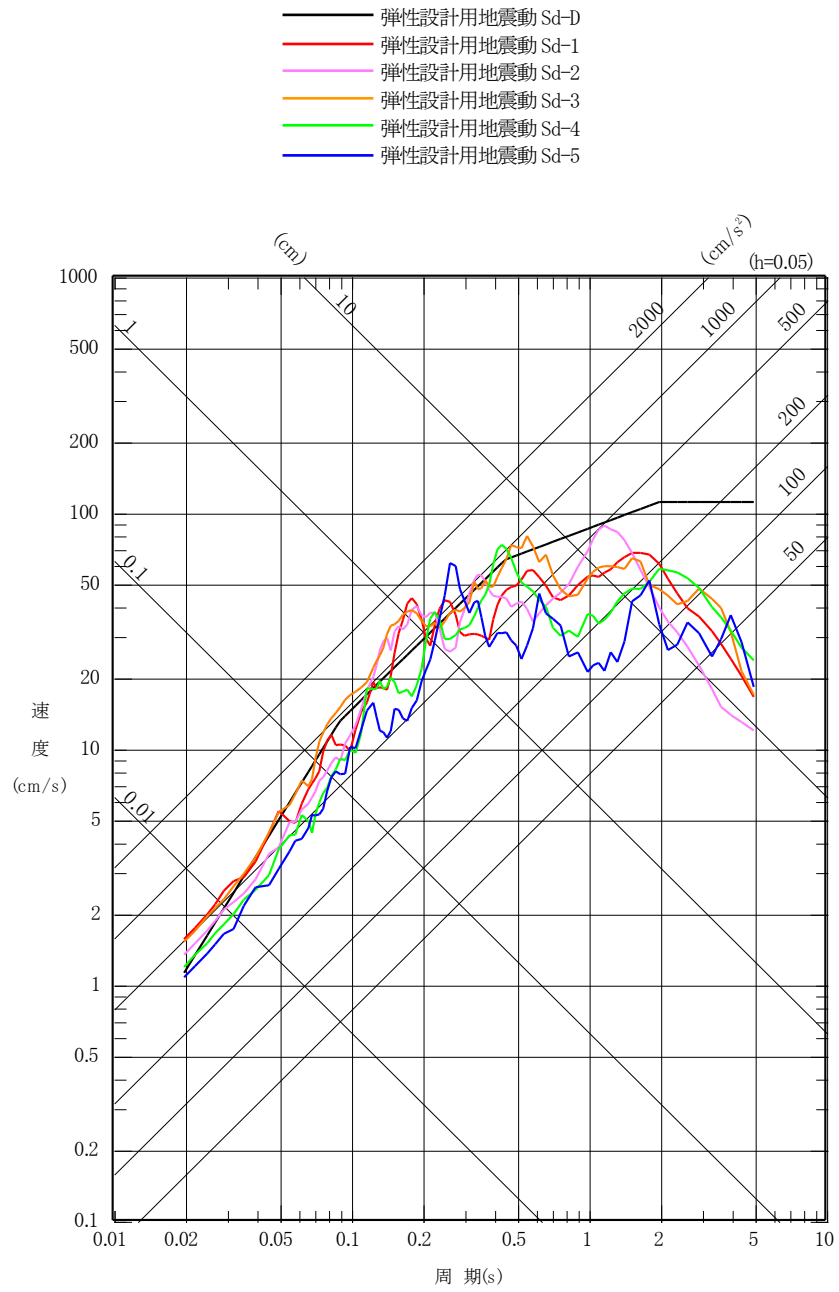
- ※1：「機能が失われた状態」については、技術的にその状態を予測することができる場合には、予測した状態を前提に評価を実施することができるものとする。当該予測に当たっては、Sクラス施設に適用される程度の地震力及び基準津波（第5条1の規定により策定する津波をいう。以下同じ。）相当の津波を想定して、予測を行うこと。ただし、基準津波相当の津波に係る津波高さ及び遡上範囲の設定に当たっては、必ずしも地質学的調査等を行う必要はなく、国や地方公共団体が公表している想定津波高さ及び周辺の原子力施設で設定された津波高さを参考に、試験研究用等原子炉施設の立地状況を考慮して、津波高さ及び遡上範囲を設定することができるものとする。
- ※2：燃料破損が想定される場合には、燃料中の気体状の放射性物質が全量放出されるものとする。ただし、具体的な燃料破損の状態を想定し得る場合には、その破損状態に応じて放出量を設定することができるものとする。
- ※3：気象条件、拡散条件及び被ばく評価条件については、設置（変更）許可申請書の事故評価に用いた条件が使用できるものとする。

第1.4.1図 原子炉施設全体としての具体的な分類方法

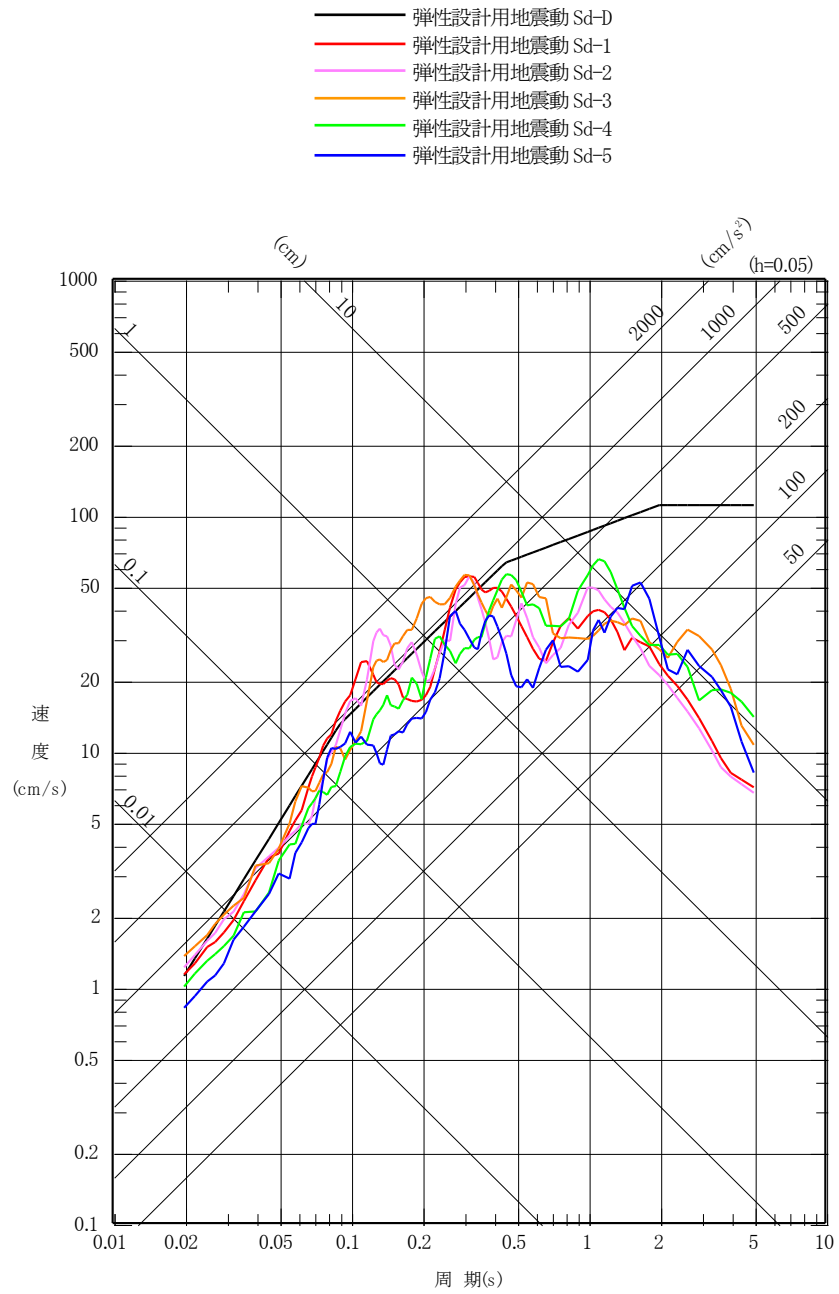


- 注1) 本フロー図は、〈停止機能→冷却機能→閉じ込め機能〉の順で機能喪失した場合の分類方法を示しているが、〈停止機能→閉じ込め機能→冷却機能〉の順についても同様に実施した上で分類すること。
- 注2) 停止機能、冷却機能及び閉じ込め機能を有するBクラスとしての設備・機器等を選定する際の本フロー図の適用については、「過度の放射線被ばくを及ぼすおそれ」とあるのは、「敷地周辺の公衆が被ばくする実効線量が発生事故当たり50マイクロシーベルト以上であるおそれ」とする。
- 注3) 「Bクラス対象設備・機器等の検討が必要な試験研究用等原子炉施設」に分類された試験研究用等原子炉施設のうち、通常運転時にお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含む。）並びに核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設にあっては、本フロー図にかかわらず、安全機能を喪失した場合に敷地周辺の公衆が被ばくする線量が十分に低いものは、Cクラスに分類することができる。この場合において、上記の「敷地周辺の公衆が被ばくする線量が十分に低い」とは、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日原子力委員会決定）を参考に、実効線量が発生事故当たり50マイクロシーベルト以下であることをいう。

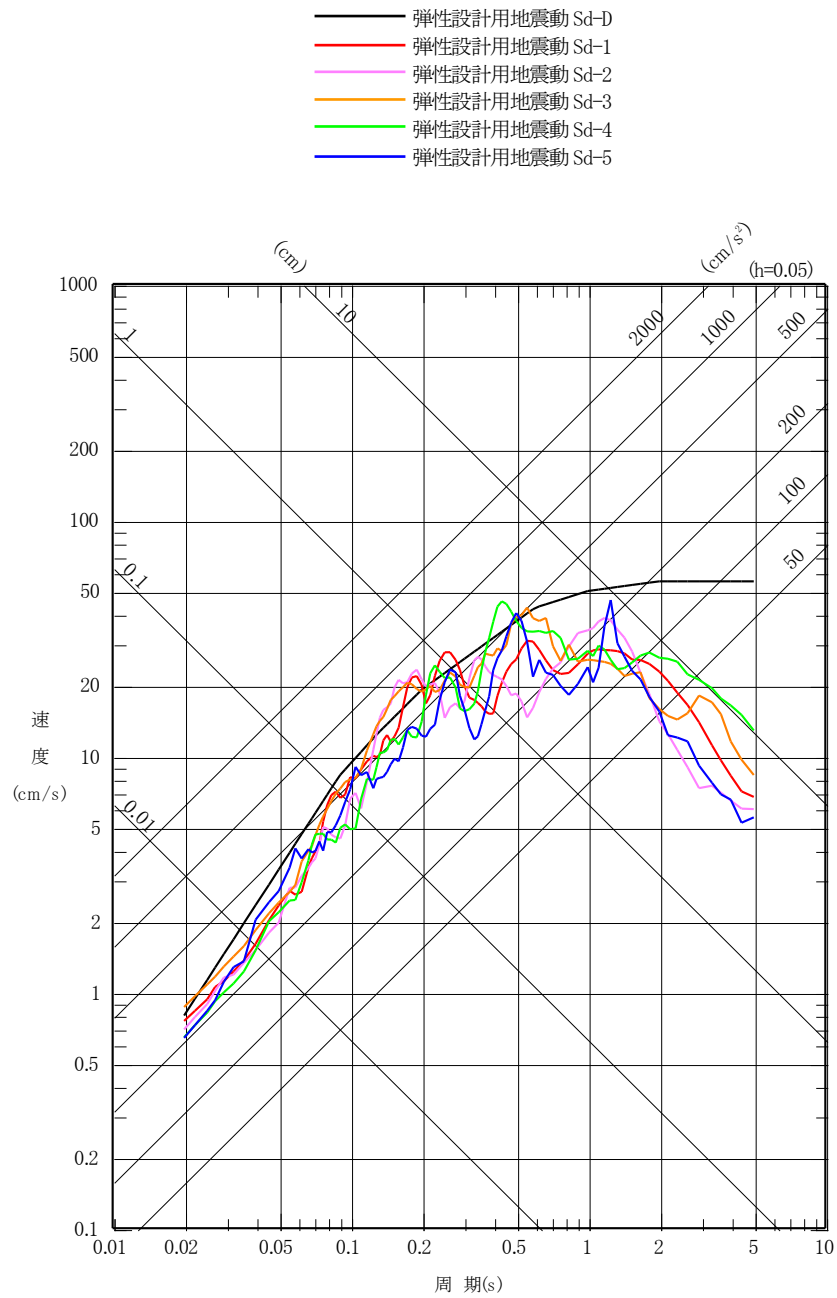
第 1.4.2 図 試験研究用等原子炉施設に係る個別の設備・機器等の具体的な分類方法



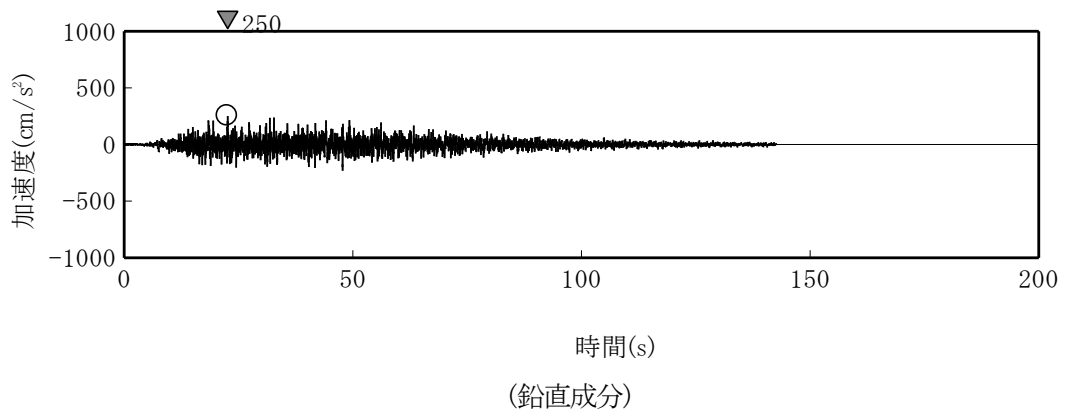
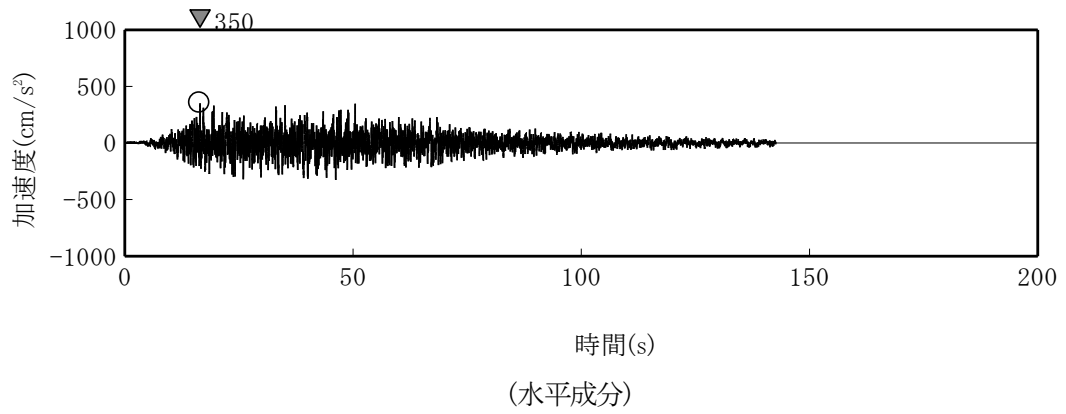
第 1. 4. 3 図 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(NS 成分)



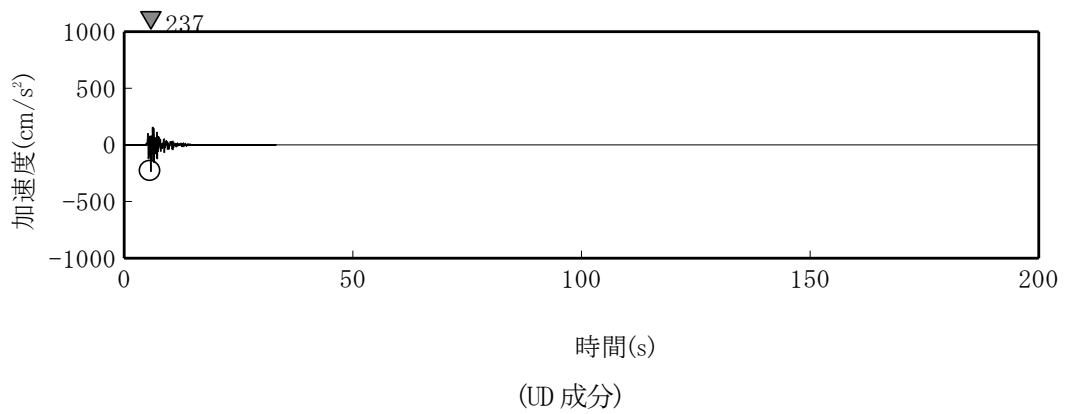
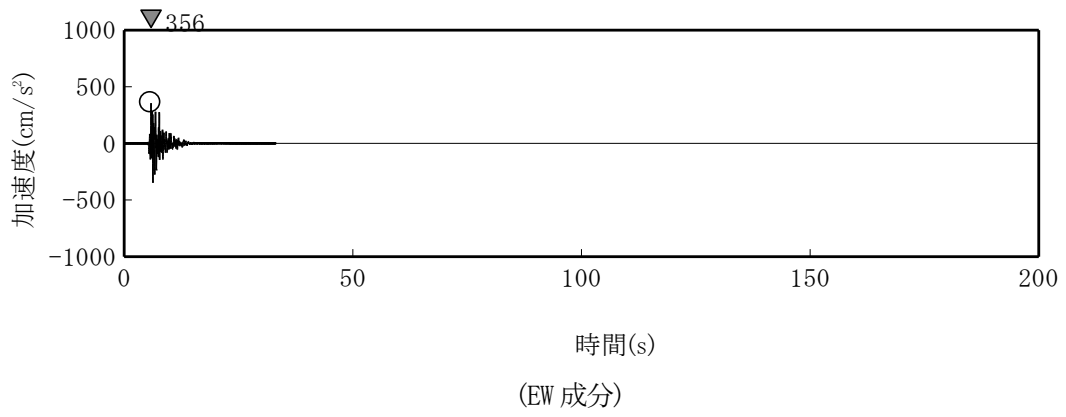
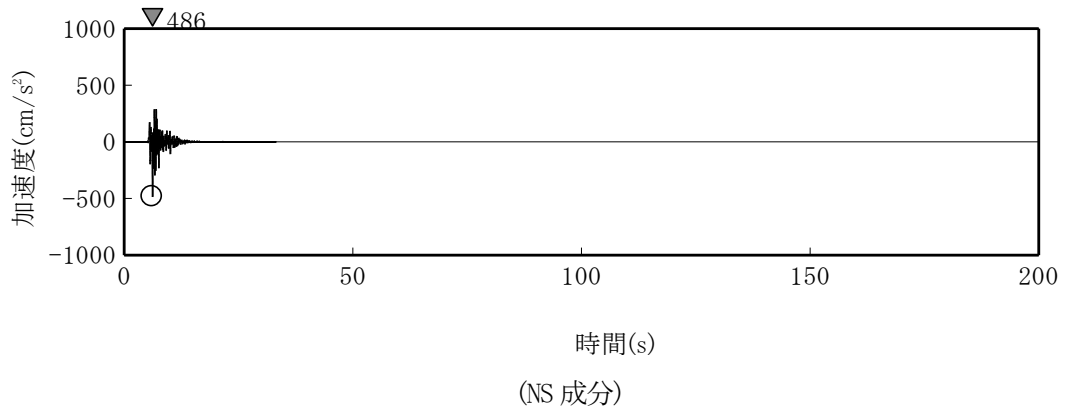
第 1. 4. 4 図 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(EW 成分)



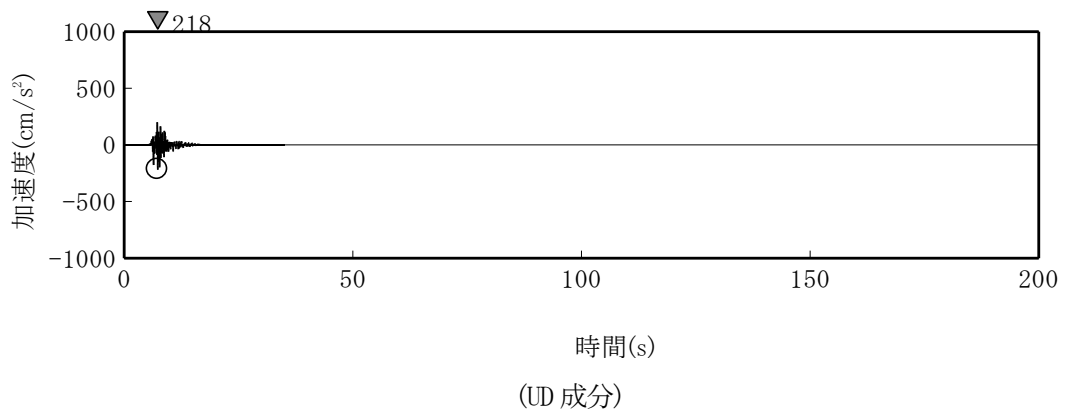
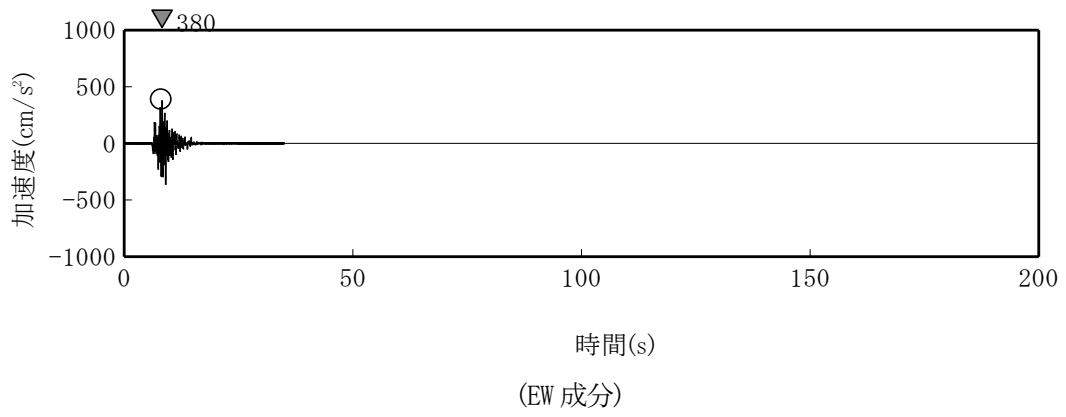
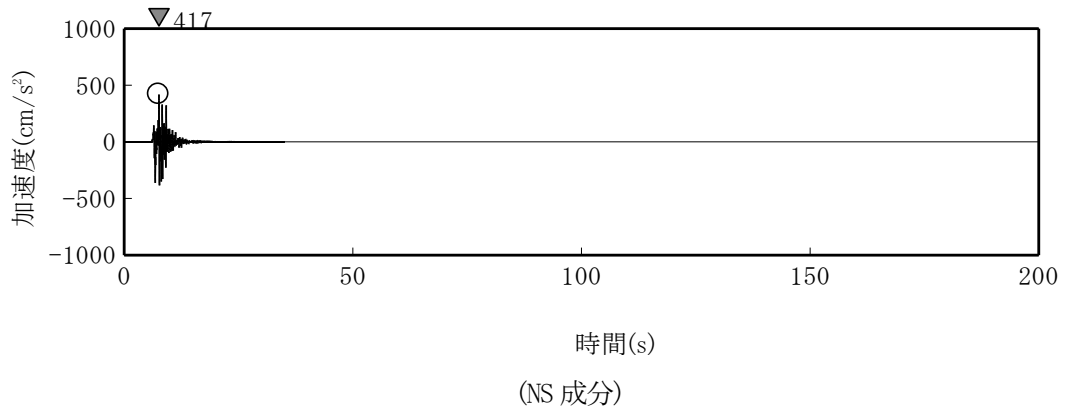
第 1. 4. 5 図 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(UD 成分)



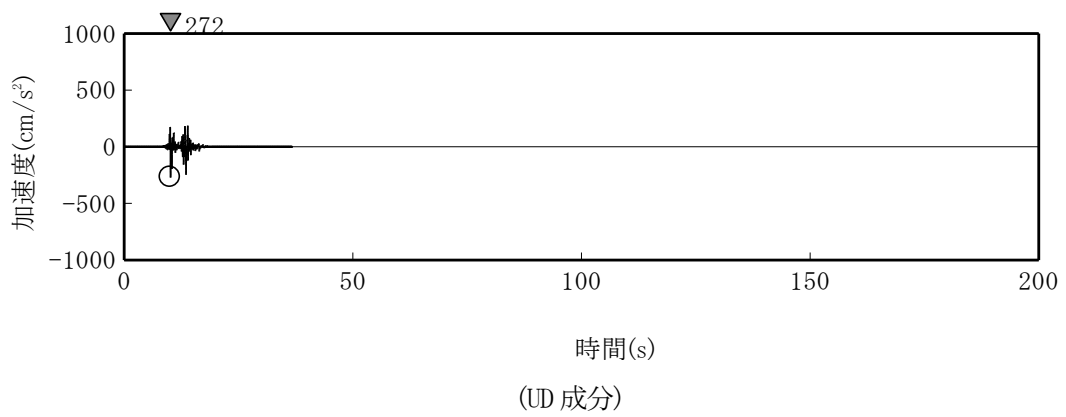
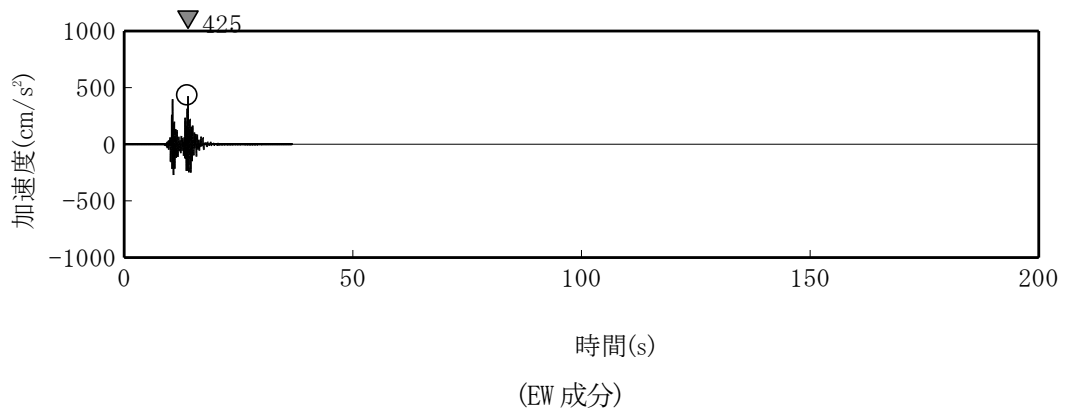
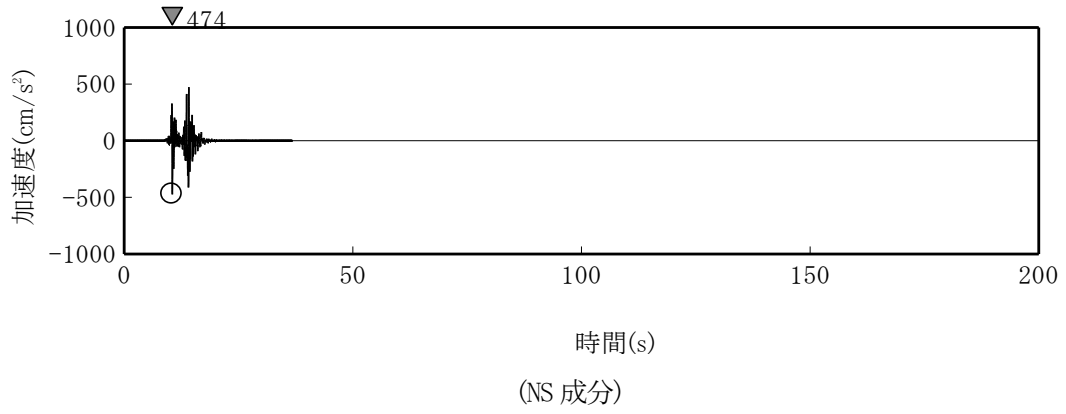
第 1.4.6 図 弾性設計用地震動 Sd-D の時刻歴波形



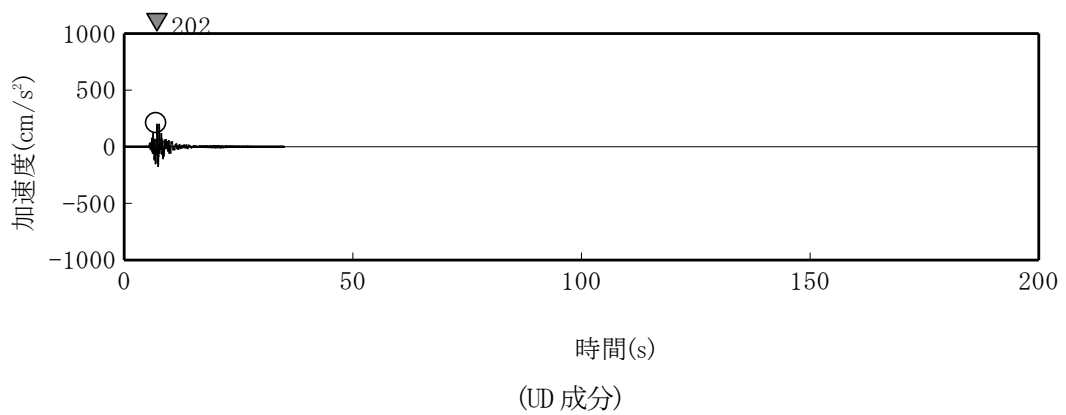
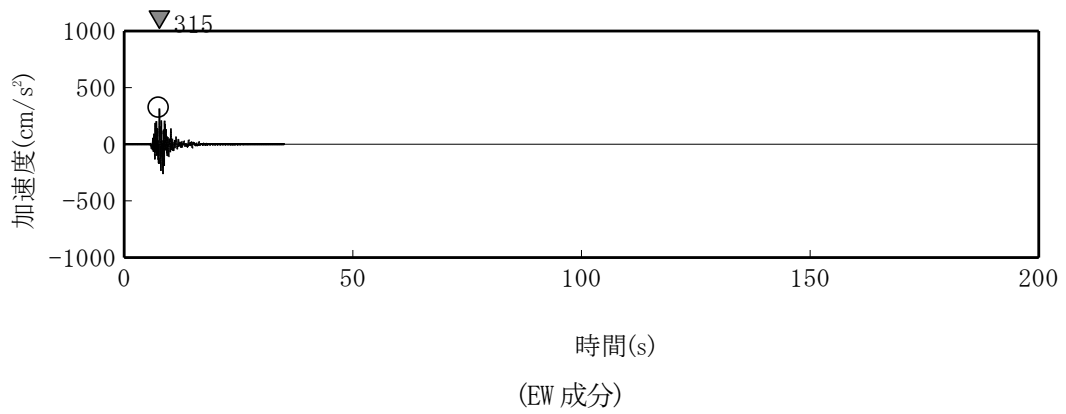
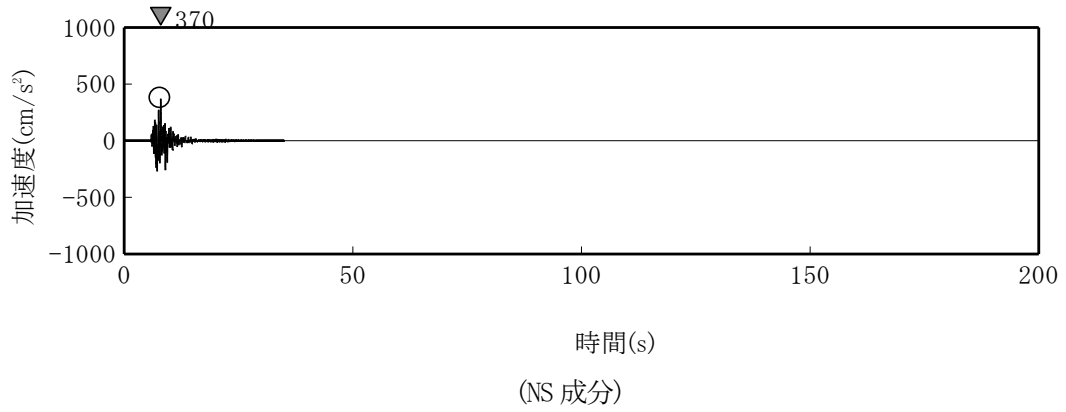
第 1. 4. 7 図 弾性設計用地震動 Sd-1 の時刻歴波形



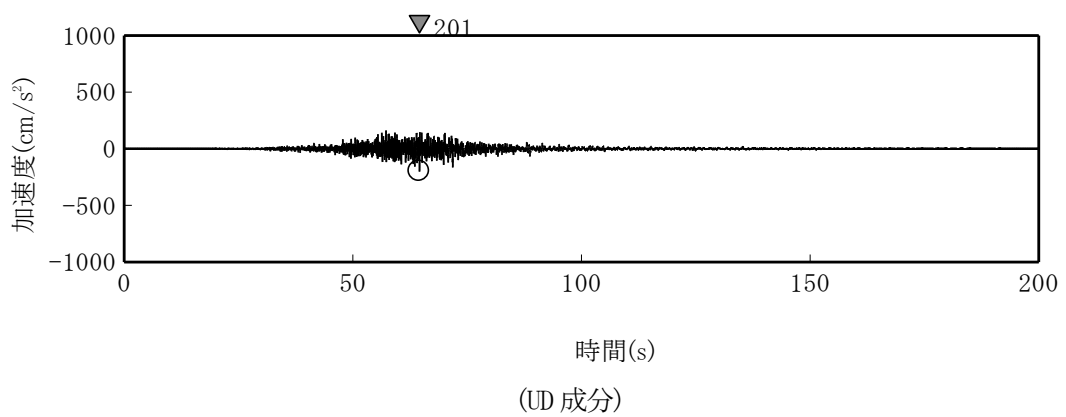
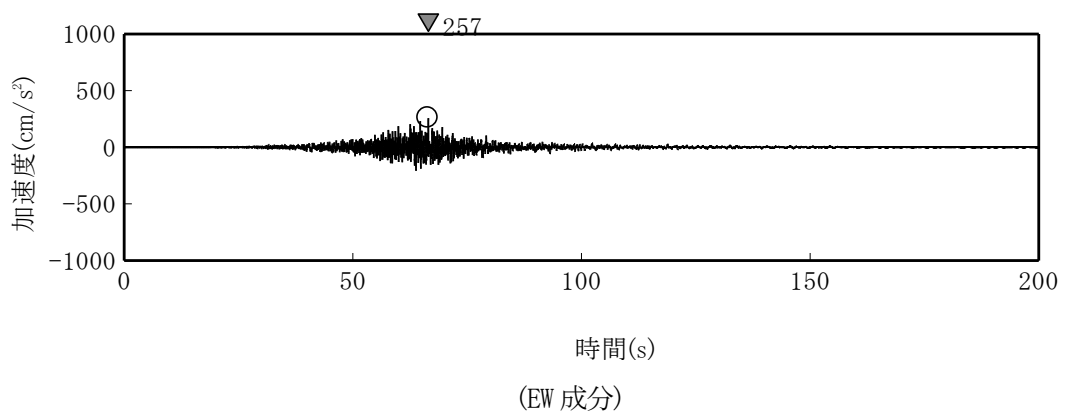
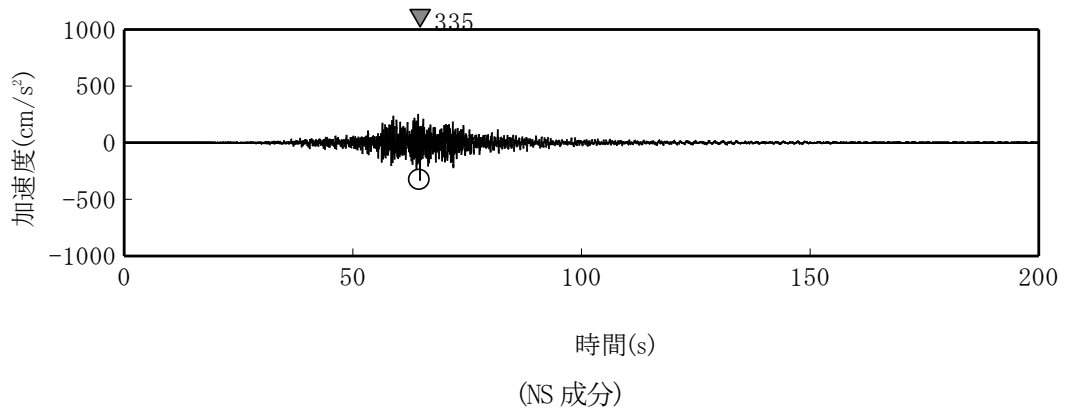
第 1. 4. 8 図 弾性設計用地震動 Sd-2 の時刻歴波形



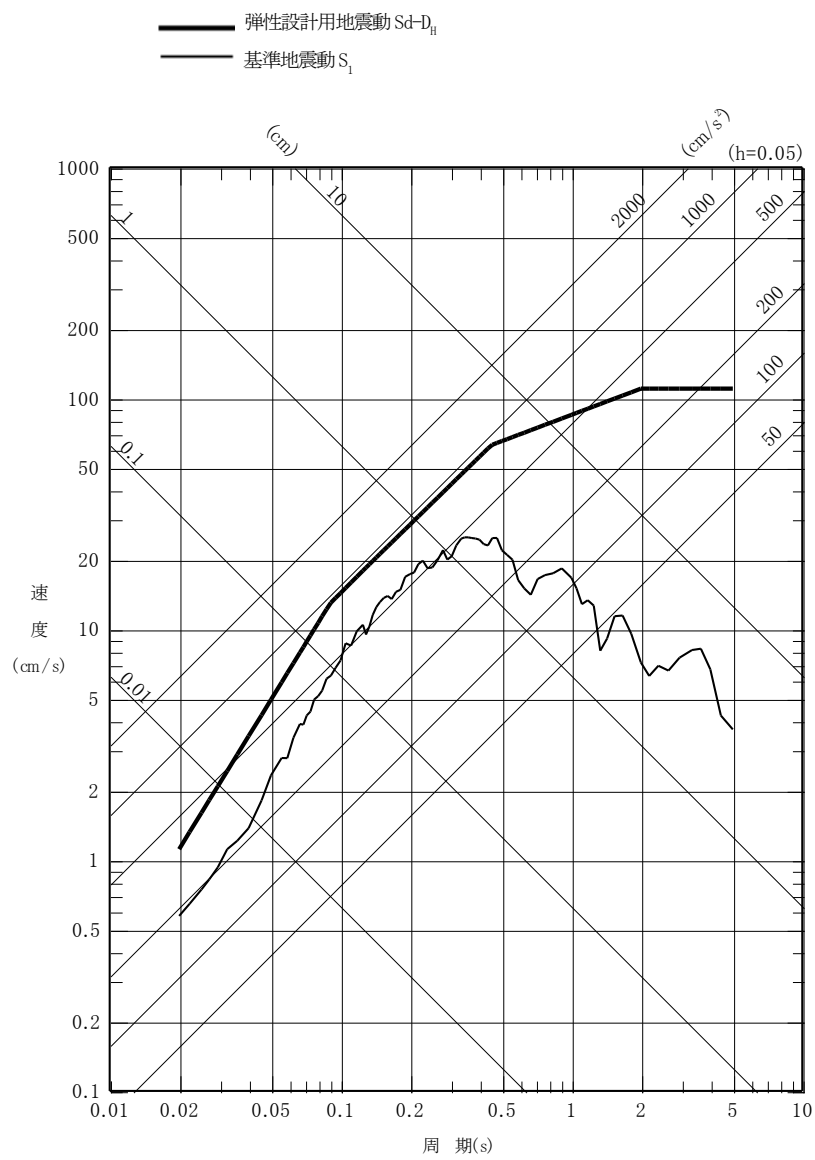
第 1.4.9 図 弾性設計用地震動 Sd-3 の時刻歴波形



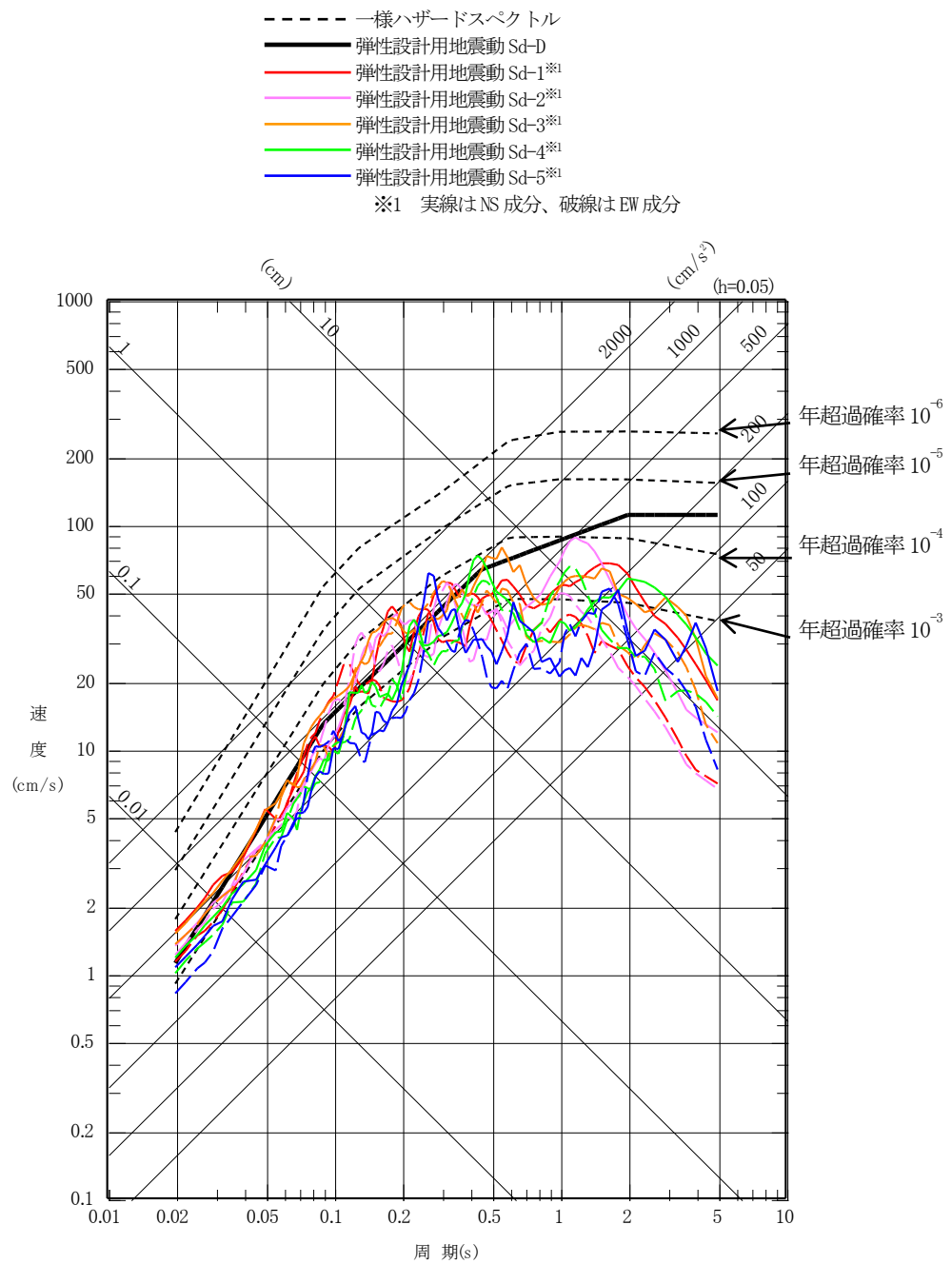
第 1. 4. 10 図 弾性設計用地震動 Sd-4 の時刻歴波形



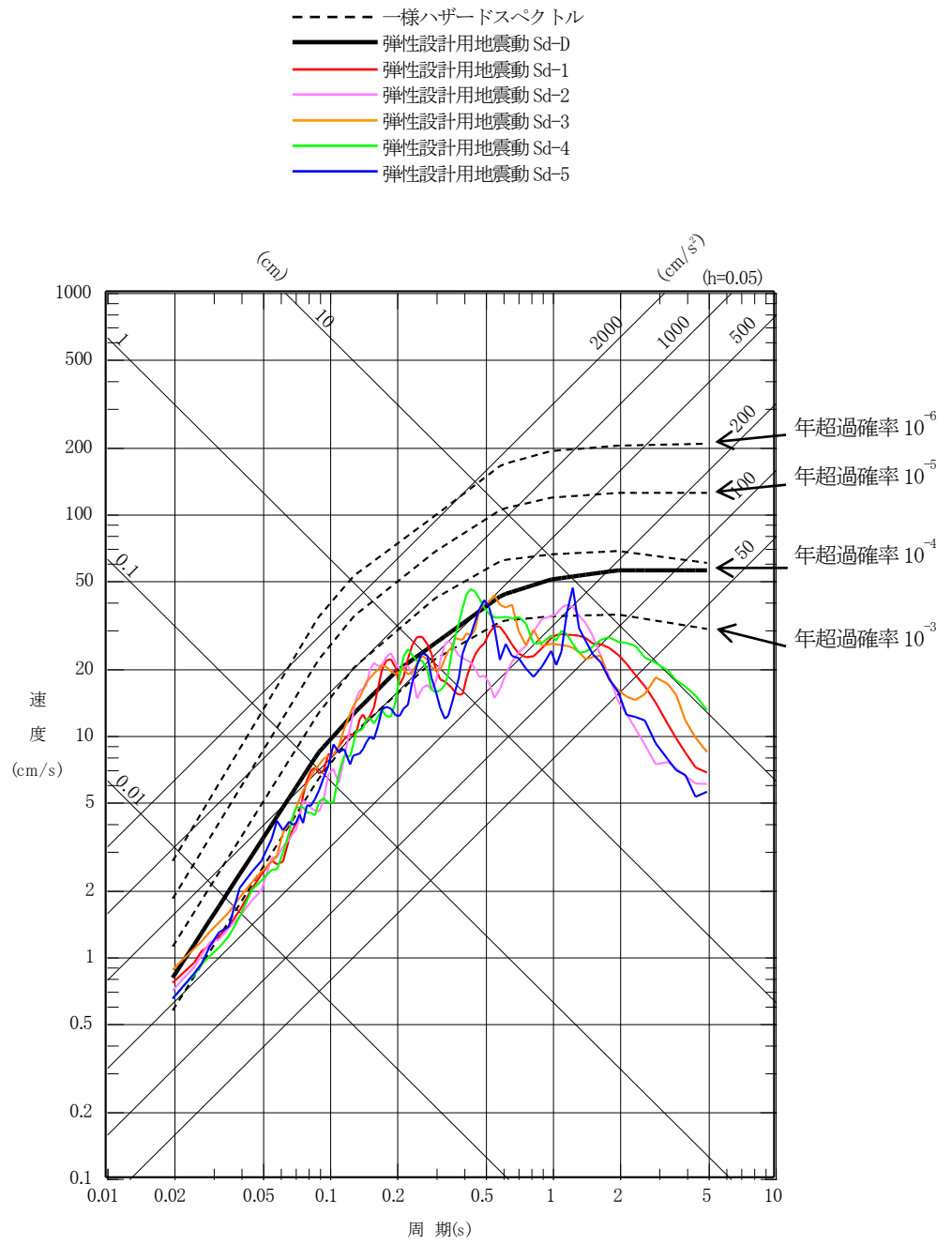
第 1. 4. 11 図 弾性設計用地震動 Sd-5 の時刻歴波形



第 1.4.12 図 弾性設計用地震動 S_d-D と基準地震動 S_1 の応答スペクトルの比較(水平成分)



第 1. 4. 13 図 弾性設計用地震動 Sd の一様ハザードスペクトル(水平成分)



第 1.4.14 図 弾性設計用地震動 Sd の一様ハザードスペクトル(鉛直成分)

2. 原子炉施設の配置

2.1 概要

原子炉施設の建家及び構築物は、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、搬出入建家、機械棟、冷却塔及び排気筒等から構成され、運転、保守及び安全性を十分考慮に入れた配置とする。

2.2 設計方針

- (1) 原子炉施設の敷地内の配置は、平常運転時に線量が原子炉施設の設計との関連において、次の方針を満たす設計とする。
 - a. 周辺監視区域境界での線量が、「線量告示」に定められている線量限度を下回るものとする。
 - b. 原子炉施設の周辺の一般公衆の線量を、合理的に達成できる限り低くするものとする。
- (2) 敷地の特性及び自然条件を考慮し、安全性の確保、原子炉施設の機能が十分発揮できる配置とする。
- (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。
- (4) 安全機能を有する機器の配置は、原子炉施設内部で発生が想定される飛来物により安全機能が損なわれないように考慮する。

2.3 主要施設

- (1) 原子炉建家
- (2) 使用済燃料貯蔵建家
- (3) 搬出入建家
- (4) 機械棟
- (5) 冷却塔
- (6) 排気筒

2.4 全体配置

原子炉施設の全体配置を第 2.4.1 図に示す。敷地は、津波等の影響のない T.P. +約 36.5m に造成し、主要施設を設置する。原子炉建家は、台地状敷地のほぼ中央に設置し、排気筒は敷地境界より離して設置する。

2.5 建家及び構築物

2.5.1 概要

建家及び構築物は、地震、台風等の自然条件並びに回転機器の損傷及び高温、高圧の流体を内包する配管の破断等により安全機能が損なわれないように構築物は十分な隔離距離をとるか、障壁等で囲む等の対策により運転、保守及び安全性の確保を十分考慮した配置とする。

更に、安全上重要な構築物、系統及び機器を含む区画を設定し、これらの区域への第三者による不法な接近、侵入を防止するための施錠、フェンス等の物的障壁を設ける。

原子炉建家の基礎は、十分安定な地盤に設置する。

建家内には、単純、明確、永続性のある標識のついた安全避難通路を設ける。

原子炉建家の機器配置を第 2.5.1 図から第 2.5.7 図に示す。

2.5.2 原子炉建家

原子炉建家は、平面約 50m×約 48m のほぼ正方形で地下 3 階、地上 2 階の建物であり、内部には原子炉格納容器を設置し、それらを取囲む周辺部に関連設備を収納する。

原子炉格納容器は、円筒胴に皿形の鏡を上・下部に取付けた鋼製の耐圧容器で、内径及び全高はそれぞれ約 18.5m 及び約 30m である。原子炉格納容器への出入口としてエアロック、非常用避難口、メンテナンスハッチ及び燃料交換ハッチを設ける。原子炉格納容器内には、原子炉圧力容器、1 次冷却設備等を設置する。

原子炉建家内の原子炉格納容器周辺部には、加圧水冷却設備、放射性廃棄物の廃棄施設、燃料取扱及び貯蔵設備、電気施設、制御室等を設置する。

原子炉建家は、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)で、鉄筋コンクリート造の基礎版上に構築する。

原子炉建家には、天井クレーンを設ける。

2.5.3 使用済燃料貯蔵建家

使用済燃料貯蔵建家は、原子炉建家の東側に設置する。使用済燃料貯蔵建家は、鉄筋コンクリート造で、建家屋上に地上高さ約 20m の使用済燃料貯蔵建家排気筒を設ける。建家内部には、使用済燃料貯蔵設備、検査設備等を設置する。

使用済燃料貯蔵建家には天井クレーンを設ける。

2.5.4 搬出入建家

搬出入建家は、原子炉建家と使用済燃料貯蔵建家との間に設置し、これらの建家への機器の搬入並びに建家相互の間の機器等の移送の際に通路として使用する。

2.5.5 機械棟

機械棟は、原子炉建家の北西に設置し、淡水供給設備、蒸気供給設備等を設置する。

2.5.6 冷却塔

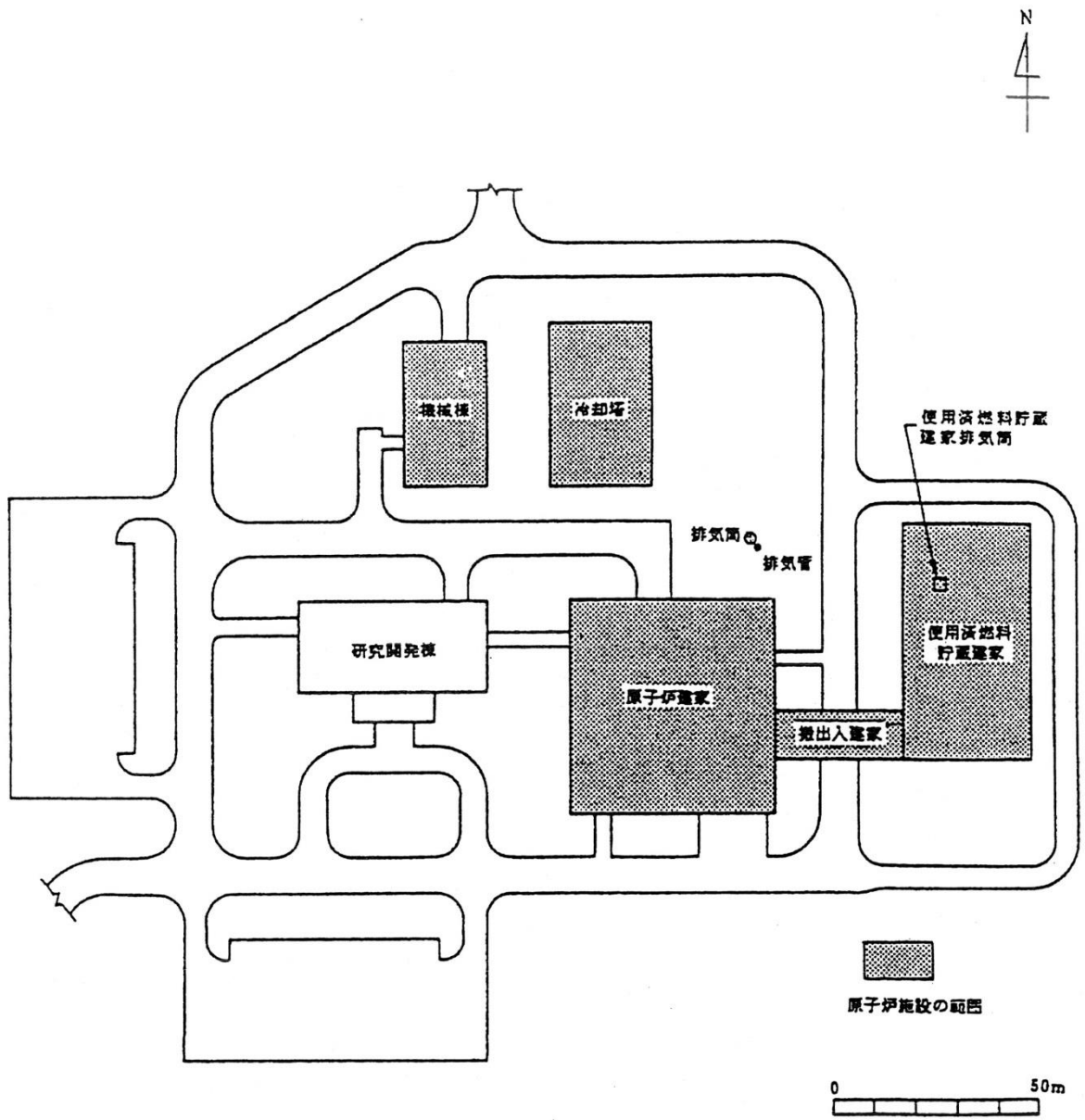
冷却塔は、原子炉建家の北側に設置し、補機冷却水設備用に 2 基、一般冷却水設備用に 1 基設ける。

2.5.7 排気筒

排気筒は、原子炉建家の北東に設置し、その位置は敷地境界より約 320m 離れている。排気筒の地上高さは約 80m である。

2.6 評 価

- (1) 周辺監視区域境界での線量は、添付書類九に示すように線量限度を下回る。
- (2) 原子炉施設は、予想される自然現象及び火災等によって原子炉施設の事故が誘因されることはなく、拡大されることもない。
- (3) 安全機能を有する構築物への第三者の不法な接近、侵入の防止措置を講じているので安全性を損なうことはない。
- (4) 安全機能を有する機器の配置は、内部飛来物に対して十分な離隔距離をとるか障壁等で囲む設計となっており原子炉施設の安全性を損なうことはない。



第 2.4.1 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 2.5.1 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 2.5.2 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 2.5.3 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 2.5.4 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 2.5.5 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 2.5.6 図 原子炉建家断面図(1)

核物質情報が含まれているため公開できません。

第 2.5.7 図 原子炉建家断面図(2)

3. 原子炉及び炉心

3.1 概要

原子炉及び炉心は、炉心を構成する要素(以下「炉心構成要素」という。)、炉内構造物及び反応度制御設備から構成する。

炉心は、六角柱状の黒鉛ブロックである燃料体、制御棒案内ブロック及び可動反射体ブロックから構成し、これらの炉心構成要素を円柱状に積上げたものである。

また、ブロックを積上げた軸方向の1列をカラムと称し、炉心は合計61カラムからなり、第3.1.1図及び第3.1.2図に示すように、燃料体を含む燃料領域及びその外側を囲む可動反射体領域に分けられる。各々の領域には、制御棒を挿入するための制御棒案内ブロックからなるカラムを設ける。

燃料体には、A型燃料体及びB型燃料体があり、更にB型燃料体にはB-1型、B-2型及びB-3型燃料体の3種類がある。B型燃料体は、燃料照射試験時にA型燃料体の一部と交換して、試験燃料体として使用する。炉心には、燃料体としてA型燃料体のみを用い照射試験を行わない炉心(以下「基準炉心」という。核的、熱的に影響を及ぼさない試料の照射を行う炉心を含む。)と照射試験(試験燃料体を装荷しての燃料照射試験、反射体領域での材料・燃料照射試験並びに中央カラムでの材料照射試験及び燃料限界照射試験)を行う炉心(以下「照射炉心」という。)がある。

A型燃料体は、六角柱状の黒鉛ブロックに燃料要素である燃料棒を挿入する構造で、燃料棒は、黒鉛スリーブ、燃料コンパクト等から構成する。燃料コンパクトは、二酸化ウランの燃料核を熱分解炭素層等で四重に被覆した被覆燃料粒子を黒鉛と炭素の混合物からなる素地(以下「黒鉛素地」という。)に分散した中空の円柱形状である。

B型燃料体は、A型燃料体と同じ外形寸法を有する六角柱状の黒鉛ブロックに試験用の燃料要素である燃料棒を挿入する構造である。B-1型、B-2型及びB-3型燃料体の装荷位置は、第3.1.3図に示すとおりである。即ち、各燃料体は、炉心中央の3カラムのA型燃料体と交換して、カラムの燃料領域の上段から2段目に1体、最大3カラム、計最大3体装荷する。

制御棒案内ブロックは、燃料体と同じ対面間距離の六角柱状の黒鉛ブロックで、制御棒案内ブロックには、2本の制御棒を挿入する2個の孔と後備停止系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。)を落下させるための1個の孔、計3個の孔を設ける。

可動反射体ブロックは、燃料体と同じ対面間距離の六角柱状の黒鉛ブロックで、燃料領域の上下及び側部の可動反射体領域に配置する。燃料領域の上下の可動反射体ブロックには、燃料体の冷却材流路に対応した冷却孔を設ける。

炉内構造物は、固定反射体ブロック、高温プレナムブロック、サポートポスト、炉床部断熱層等からなる炉心支持黒鉛構造物と炉心支持板、炉心支持格子、炉心拘束機構等からなる炉心支持鋼構造物及び遮へい体などで構成する。固定反射体ブロックは、積層ブロックからな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し、炉心拘束機構により、固定反射体を半径方向に締付けるとともに、固定反射体ブロックの水平方向の変位を拘束する。高温プレナムブロック、サポートポスト、炉心支持板、炉心支持格子、炉床部断熱層等は、炉心からの荷重を支持し、その荷重を原子炉圧力容器へ伝える。また、遮へい体は、上部遮へい体ブロック及び側部遮へい体ブロックからなり、主に熱中性子遮蔽機能を有する。炉内構造物は、更に、原子炉内での流路の形成、炉心の流量配分、断熱等の機能を有する。

1次冷却材は、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て上方向に流れ、炉心上部のプレナムに至る。その後、1次冷却材は、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して高温プレナムまで配管されている。

1次冷却材の原子炉出口温度は、定格運転時には約850℃であり、高温試験運転時には約950℃である。

なお、高温試験運転は、基準炉心で運転期間を制限して行う。

原子炉の反応度制御は、制御棒の操作により行う。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。制御棒は、常温から運転温度までの温度変化に伴う反応度変化、燃料の燃焼に伴う反応度変化、燃焼によるキセノン、サマリウム濃度変化に伴う反応度変化や反応度調整材の濃度変化に伴う反応度変化等の全ての反応度変化を制御する。

制御棒は、原子炉压力容器ふたに取付けた制御棒スタンドパイプ内部に収容した制御棒駆動装置により駆動する。原子炉停止系としては、制御棒系のほかに後備停止系を有する。後備停止系は、炭化ほう素ペレットを収納するホッパの下部の電動プラグを開放することにより、炉心内に炭化ほう素ペレットを重力で落下させ、原子炉を停止する。制御棒系として16対の制御棒を用いるが、照射炉心で中央カラムを照射用として用いる場合には、中央の制御棒1対は用いず、15対の制御棒を用いる。

核設計においては、制御棒の諸元、燃料の濃縮度と配置、反応度調整材の諸元及び配置等を決定し、同一スタンドパイプ内にある最大の反応度値を有する1対の制御棒が全引抜位置のまま挿入できない場合でも、適切な反応度制御ができるようにする。

熱流路設計においては、原子炉を構成する各種構造物の寸法、出力及び冷却材流量等について、局所的な分布も考慮して、燃料要素の表面と冷却材との間で適切な熱伝達が行われるようにする。

原子炉及び炉心の設備仕様の概略を第3.1.1表に示す。

3.2 機械設計

3.2.1 燃料

3.2.1.1 概要

燃料体はA型及びB型燃料体から構成する。A型燃料体は、基準炉心を構成するもので、B型燃料体は、燃料照射試験を目的とした試験燃料体であり、照射試験時にA型燃料体の一部と交換して使用する。

A型燃料体は、燃料棒を黒鉛ブロック内に挿入したピン・イン・ブロック型である。燃料棒は、被覆燃料粒子を黒鉛素地に分散させた燃料コンパクトを黒鉛スリーブに挿入し、上端又は上下端を黒鉛端栓で閉じたものである。B型燃料体は、A型燃料体と同様に燃料棒を黒鉛ブロック内に挿入したピン・イン・ブロック型であり、B-1型、B-2型及びB-3型燃料体の3種類がある。B-1型、B-2型及びB-3型燃料体は被覆燃料粒子を除き、A型燃料体と同一構造である。

黒鉛ブロックの材料には、第3.2.1表に示す特性を有する原子炉級微粒等方性黒鉛(IG-110相当)を使用する。

燃料体の水平方向の位置決めは、ダウエルピン及びダウエルソケット(以下、それぞれを「ダ

ウエル」及び「ソケット」という。)により行う。

3.2.1.2 設計方針

(1) 燃料要素

燃料要素(燃料棒)は、核分裂生成物の生成及び放出、熱膨張、照射クリープ等を考慮し、健全性が確保されるように設計する。このため、燃料要素は通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、次の方針を満足するように設計する。

- a. 被覆燃料粒子からの核分裂生成物の放出を少なくするため、被覆燃料粒子被覆層(以下「燃料粒子被覆層」という。)の初期(製造時)破損率は、貫通破損率及び炭化けい素層(以下「SiC層」という。)又は炭化ジルコニウム層(以下「ZrC層」という。)破損率の和で0.2%以下とする。燃料粒子被覆層の破損率は、全被覆燃料粒子数に対する燃料粒子被覆層の破損している被覆燃料粒子数の比率で表わす。
- b. 通常運転時の被覆燃料粒子からの核分裂生成物の放出を少なくするため、運転中に発生する燃料粒子被覆層の破損は十分許容しうる小さな値に制限する。
- c. 運転時の異常な過渡変化時において、燃料粒子被覆層の有意な破損及びPdによるSiC層腐食や燃料核の移動による燃料粒子被覆層の著しい劣化を生じさせないため、実験結果⁽¹⁾⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾に基づき、燃料最高温度は1,600°Cを超えないこととする。燃料温度と燃料粒子被覆層の破損に関する試験データを第3.2.1(a)図及び第3.2.1(b)図に示す。
- d. 燃料コンパクトは、熱的効果(主として熱応力)及び照射効果(被覆燃料粒子と黒鉛素地との照射変形の差による相互作用)に対して割れ、欠け等が生じないようにする。
- e. 燃料要素は、熱膨張及び照射変形等による割れ、欠け等の発生により構造健全性が保持し得なくなるような燃料コンパクトと黒鉛スリーブとの機械的相互作用が起らないようにする。このため、運転中に、燃料コンパクトと黒鉛スリーブとの間のギャップを確保できるように、両者間に初期(製造時)ギャップを設ける。
- f. 黒鉛スリーブは、熱的効果(主として熱応力)及び照射効果(主として照射変形差による残留応力)等に対して割れ、欠け等が生じないようにする。

(2) 燃料体(黒鉛ブロック)

- a. 燃料体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に加わる荷重に対して、十分な強度を有し、その健全性が保持できる設計とする。

このため、黒鉛ブロックに作用する荷重に、ブロック内の温度差に起因した熱膨張差、照射変形差等による発生応力を考慮して「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」に定められた許容応力以下となるようにする。

また、黒鉛ブロックは設計基準事故時において、冷却形状が維持できなくなるような損傷がない設計とする。

- b. 燃料粒子被覆層の有意な破損及び著しい劣化を生じさせないよう、燃料最高温度を極力低くするために、燃料体の黒鉛ブロック同士及び他の炉心構成要素との隙間は可能な限り小さくし、燃料体及び制御棒の冷却に直接寄与しない炉心構成要素及び炉内構造物間の隙間を流れる冷却材流量を少なくする。このため、原子炉停止時に燃料交換が可能な隙間を確保する

とともに、通常運転時において燃料体が固定反射体を押広げることのない範囲で、燃料体間の隙間が可能な限り小さくなるよう燃料体の配列を定める。

- c. 燃料体は、通常の輸送及び取扱時に受ける荷重に対して、割れ、欠け等が生じないよう十分な強度を有する設計とする。

3.2.1.3 解析方法

(1) 燃料要素

- a. 初期(製造時)破損率は、燃料の受入れ検査時に、抜取りによる破壊検査によって確認する。
- b. 運転中の燃料粒子被覆層の破損機構としては、これまでの国内外における燃料に関する試験結果に基づき、核分裂生成物の Pd による SiC 層の腐食及び燃料核の移動による破損を考慮する。

なお、ZrC 層は、Pd に対して十分な耐食性を有している⁽⁵⁾ので Pd による ZrC 層の腐食は考慮しない。

(a) Pd による SiC 層の腐食

Pd による SiC 層の腐食に起因する燃料粒子被覆層の有意な破損のないことは試験データにより確認する。

(b) 燃料核の移動

被覆燃料粒子の燃料核は、照射下で温度勾配の方向に沿って燃料粒子被覆層の中に食い込んで行くアメーバ効果と呼ばれる現象によって移動する。その機構は、燃焼に伴って過剰となった酸素が炭素被覆層と反応し、熱力学的な平衡から、反応によって消費された炭素が低温側に輸送され析出し、その結果、燃料核が低温側から高温側に押出されるものと考えられている。

A 型、B-1 型及び B-2 型燃料体については、燃料核の移動速度は、これまでの燃料に関する試験結果⁽¹⁾に基づき次の式を用いる。

$$KMR=2 \times 10^{-6} \exp(-1.48 \times 10^4/T) \cdot 1/T^2 \cdot dT/dr \dots\dots\dots (8-1)$$

ここで、

KMR	:	燃料核移動速度	(m/s)
T	:	燃料温度	(K)
dT/dr	:	燃料温度勾配	(K/m)

である。

上式で求めた燃料核の移動距離が第 3 層の内面までの厚さに達した時点で、燃料粒子被覆層の破損が生じるものとする。

B-3 型燃料体については、燃料核移動による燃料粒子被覆層の有意な破損のないことは、試験データに基づき確認する。

(c) 燃料粒子被覆層の破損の評価に使用する温度

上記の(8-1)式において、燃料核の移動距離を算出するために用いる温度は、出力分布や流量配分の不確かさ及び原子炉熱出力の測定誤差等の系統的な性質を有する工学的安

全係数⁽⁶⁾を考慮して、次に示す式を用いて計算する。被覆燃料粒子の破損評価用温度計算に用いる工学的安全係数の項目と値を第3.2.2表に示す。

$$T = T_{g_{in}} + \sum_{i=1}^5 (f_i \cdot \Delta T_i)$$

ここで、 T : 燃料温度
 $T_{g_{in}}$: 炉心入口冷却材温度

ΔT_i : 温度差又は温度上昇
 f_i : ΔT_i に係る因子

$i=1$: 冷却材温度上昇
 2 : 膜温度差
 3 : 黒鉛スリーブ温度差
 4 : ギャップ温度差
 5 : 燃料コンパクト温度差

である。

温度差又は温度上昇に係る因子 f_i は、次の式により求める。

$$f_i = \prod_{j=1}^{n(i)} S_{i,j}$$

ここで、 $S_{i,j}$: ΔT_i に係る系統的性質を有するシステムティック因子
 $n(i)$: ΔT_i に係る $S_{i,j}$ の数

である。

- c. 通常運転時の燃料最高温度の評価は、3.4.5に示す方法により行う。また、運転時の異常な過渡変化時に、燃料最高温度が1,600°Cを超えないことの確認は、添付書類十「2. 運転時の異常な過渡変化の解析」に示す方法により行う。
- d. 燃料要素の構造健全性の確認は、次の方法により行う。
 - (a) 燃料コンパクトに割れ欠け等が生じない等の構造健全性は、試験データにより確認する。
 - (b) 黒鉛スリーブと燃料コンパクトの機械的相互作用に関しては、初期ギャップ、熱膨張及び照射効果を考慮して寸法変化を計算し、照射期間における両者間のギャップが確保されることを確認する。
 - (c) 黒鉛スリーブの健全性評価では、熱膨張、照射変形等を考慮して、「高温ガス炉炉心黒鉛構造設計方針」に基づいて応力を評価し、許容応力以下であることを確認する。

(2) 燃料体(黒鉛ブロック)

- a. 原子炉内における燃料体の健全性評価は、黒鉛ブロック内の温度差による熱膨張差、照射変形差等を考慮して、「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」に基づいて応力を評価し、許容応力以下であることを確認する。ここで、黒鉛ブロック内に生じる全ひずみは、機械的荷重による弾性ひずみ及び熱膨張差による熱ひずみ以外に、照射による過渡及び定常クリープひずみ並びに照射変形差による照射ひずみの和として求め、その照射によるクリープ現象は Maxwell-Kelvin モデル⁽⁷⁾で表わし、線形粘弾性解析により黒鉛ブロック内の応力値を算出する。

なお、応力の評価に使用する温度境界条件は、カラム間の冷却材の流れ、黒鉛ブロック間のふく射伝熱等を考慮して得られる定常及び非定常状態における炉心内の流量配分及び冷却材温度を適用する。

- b. 燃料体の寸法と配列は、受入れ検査により確認する。
- c. 通常の輸送及び取扱時に受ける荷重に対して、十分な強度を有することを解析又は実験により確認する。解析による評価の場合、有限要素法等により「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」に基づいて応力を評価し、許容応力以下であることを確認する。

3.2.1.4 主要設備の仕様

燃料要素及び燃料体の仕様の概略を第 3.2.3 表に示す。

3.2.1.5 主要設備

(1) 燃料要素

燃料棒は、第 3.2.2 図に示すとおり、底付き又は底なしの黒鉛スリーブ内に燃料コンパクトを挿入し、それぞれ上部又は上、下部を黒鉛端栓でねじ止めをする。挿入した燃料コンパクトの上下部には、輸送時及び取扱時の荷重を低減するため、炭素化合物の緩衝板を挿入する。燃料コンパクトと黒鉛スリーブとの間には、運転中の相互作用を避けるため、直径で約 0.25mm のギャップを設ける。

燃料コンパクトは、被覆燃料粒子を黒鉛素地に分散させた中空の円柱形状である。黒鉛素地は、天然黒鉛粉末及び人造黒鉛粉末を、それぞれ、約 80%及び約 20%の割合で混合して、バインダのフェノール樹脂を添加し、焼成したものであり、バインダの一部は炭素化する。

黒鉛スリーブは、構造健全性を確保するために高い強度を有するとともに、照射に対する寸法変化が少ないことが要求される。また、黒鉛材料の酸化による減肉を少なくするために耐食性に優れているとともに、核的には高純度であることが要求される。そのため、黒鉛スリーブの材料には、機械的性質、照射特性及び腐食特性に優れた高純度の原子炉級微粒等方性黒鉛 (IG-110 相当)を使用する。IG-110 黒鉛の主要な特性を第 3.2.1 表に示す。

全ての燃料棒には、第 3.2.3 図に示すとおり、上部に回り止め用のリブを 1 箇所、側部に偏心防止用のスペーサを軸方向 3 箇所、周方向 3 箇所の計 9 箇所設ける。最下部のスペーサは、黒鉛ブロック突起により支持され、燃料棒は黒鉛ブロック内に保持される。

被覆燃料粒子は、第 3.2.2 図に示すとおり、燃料核を熱分解炭素等で四重に被覆したものである。燃料粒子被覆層は、内側から順に低密度熱分解炭素(第 1 層)、高密度熱分解炭素(第 2 層)、SiC(B-2 型燃料体の粒子では、ZrC)(第 3 層)、高密度熱分解炭素(第 4 層)を材料とし、燃料核で発生する核分裂生成物の放出を防止する。低密度熱分解炭素層は、燃料核表面から核分裂により飛び出した核分裂片を受止め、外側の高密度熱分解炭素層(第 2 層)が、これにより損傷するのを防ぐとともに、気体状の核分裂生成物及び一酸化炭素ガスを蓄えるための空間を提供し、燃料核のスウェリングを吸収する機能を有する。低密度熱分解炭素層の外側の高密度熱分解炭素層(第 2 層)は、特に気体状の核分裂生成物を保持する能力を有する。SiC 層及び ZrC 層は、気体状の核分裂生成物及び金属状の核分裂生成物に対して優れた保持能力を有する。更に、高密度熱分解炭素層(第 4 層)の照射収縮による締付効果とあいまって被覆燃料粒子の機械的強度を保つ機能を有している。最外層の高密度熱分解炭素層(第 4 層)は、気体状の核分裂生成物を保持する能力をもつとともに、高温照射中に収縮することにより外部から SiC 層又は ZrC 層を締付け、SiC 層又は ZrC 層が内部ガス圧により引張り状態になり、破損することを阻止する機能を有している。

(2) 燃料体(黒鉛ブロック)

A 型及び B 型燃料体は、第 3.2.4 図に示すとおり、対面間距離約 360mm、高さ約 580mm の六角柱状の黒鉛ブロック及び燃料棒から構成する。黒鉛ブロックには、炉心最外周カラムの A 型燃料体では 31 箇所、最外周カラム以外の燃料体では 33 箇所の燃料棒挿入孔を設ける。また、第 3.2.3 図に示すように、燃料棒挿入孔の上部には、燃料棒のリップに対応した縦溝を設け、燃料棒の回転を防止するとともに、下部には燃料棒支持用の突起を設け、燃料棒の最下部のスペーサを支持し、燃料棒を保持する。黒鉛ブロックの上部には、燃料体の取扱いのためのつかみ孔を設ける。

黒鉛ブロックの上面のコーナ部 3 箇所にはダウエルを設け、黒鉛ブロックの下面のコーナ部に設けた 3 箇所のソケットにより、積重ねた燃料体の水平方向の位置決めを行う。ダウエル孔の底部には、燃焼に伴う反応度変化の一部を補償する反応度調整材を装荷するための孔を設ける。

燃料棒は、燃料棒と燃料棒挿入孔との間の冷却材流路を下向きに流れる 1 次冷却材により除熱される。

黒鉛ブロックは、減速材としての機能も有し、黒鉛ブロックには、原子炉級微粒等方性黒鉛(IG-110 相当)を使用する。

3.2.1.6 評価

(1) 構成材料

被覆燃料粒子の燃料核の材料(UO_2 、及び $(U, Th)O_2$)、燃料粒子被覆層の材料(熱分解炭素、炭化けい素及び炭化ジルコニウム)及び燃料部の黒鉛素地は、炉心の運転温度及び圧力条件下で、黒鉛スリーブの材料である黒鉛並びに 1 次冷却材(ヘリウムガス)に対して化学的に安定であるとともに、耐熱及び耐照射特性に優れている。

黒鉛ブロック及び黒鉛スリーブの材料である原子炉級微粒等方性黒鉛(IG-110 相当)は、原

子炉における使用条件で十分な強度、耐熱性、耐食性及び耐放射線性を有する。

(2) 被覆燃料粒子の照射実験

A型燃料体の被覆燃料粒子と同一の仕様の国産被覆燃料粒子は、JRR-2、JMTRで第3.2.5図に示す範囲での照射試験を行い、十分な性能及び健全性が確認されている⁽¹⁾。また、第3.2.6図に示すように、実際の運転を模擬した条件下での実験によると、核分裂生成物の放出率は運転期間中ほぼ一定であり、照射中の有意な燃料粒子被覆層の破損はないことが確認されている⁽¹⁾。B-1型、B-2型及びB-3型燃料体については、照射試験により十分な性能及び健全性が確認されている⁽¹⁾⁽¹¹⁾⁽¹²⁾。各燃料体の照射条件を第3.2.4表、第3.2.5表及び第3.2.6表に示す。また、一般に、被覆燃料粒子の照射健全性については、西独のAVR⁽⁸⁾、米国のPeacch Bottom炉⁽⁹⁾、Fort St. Vrain炉⁽¹⁰⁾等で使用実績があり、良好な結果が報告されている。

(3) 燃料要素

- a. 燃料粒子被覆層の初期(製造時)破損率は、受け入れ検査により確認するので0.2%以下とすることができる。

なお、A型燃料体については、燃料粒子被覆層の初期(製造時)破損率は、最近の製造実績に基づけば、貫通破損率は 10^{-5} のオーダー、SiC層破損率は 10^{-4} のオーダーである⁽¹⁾。

- b. A型燃料体について、燃料核の移動距離が厳しくなるのは、高温試験運転時である。この時の燃料核の移動距離は、第3.2.11図に示すA点及びB点の場合で約 $55\mu\text{m}$ 程度であり、第3層までの被覆層の厚さ $90\mu\text{m}$ に比して小さい値である。

B-1型及びB-2型燃料体については、燃料の最高温度、最大温度勾配ともに、高温試験運転を行うA型燃料体の場合より低く、燃料核の最大移動距離はA型燃料体の場合より小さい。B-3型燃料体については、A型燃料体の場合と同様な方法⁽¹⁾で試験が行われた。第3.2.7図に示すように、燃料核移動速度係数(KMC)の試験データは、A型燃料体の設計値より十分小さい。また、B-3型燃料体は燃料最高温度を 995°C 以下に制限するため、燃料核の移動距離は十分小さな値となる。

PdによるSiC層の腐食については、第3.2.7表に示すA型燃料体の使用条件を満たす範囲において照射後の観察を行い、最大腐食距離がほぼ $10\mu\text{m}$ を超えるものがないことを確認している⁽¹⁾。SiC層の腐食距離がSiC層の厚さに達した時点で燃料粒子被覆層の核分裂生成物に対する閉じ込め機能が損われると考えられ、SiC層の初期厚さは約 $25\mu\text{m}$ であるので、PdによるSiC層の腐食に起因する燃料粒子被覆層の有意な破損は生じないと評価できる。

B-1体型燃料体については、燃料最高温度が高温試験運転時のA型燃料体の燃料最高温度より低いため、全運転期間を通じての燃料核からのPd放出量がA型燃料体の場合より少なく、従って、PdによるSiC層腐食距離がより小さい。B-2型燃料体については、ZrC層がPdに対して十分な耐食性を有している⁽⁵⁾ので、PdによるZrC層の腐食は考慮する必要がない。B-3型燃料体については、使用条件を満たす範囲において、PdによるSiC層の有意な腐食が観察されていない⁽¹²⁾ことから、PdによるSiC層の腐食に起因する運転中の燃料粒子被覆層の有意な破損は生じないと評価できる。

以上のことより、運転中に発生する燃料粒子被覆層の有意な破損はないと評価できる。

- c. 運転時の異常な過渡変化時における燃料最高温度は、添付書類十「2. 運転時の異常な過渡変化の解析」に示すように、1,600°Cを超えることはない。
- d. A型及びB型燃料体の燃料コンパクトとほぼ同一の仕様の燃料コンパクトについての照射試験実績⁽¹⁾より、燃料コンパクトの構造健全性は、使用条件において十分確保できると評価できる。
- e. 燃料コンパクトは熱的効果及び照射効果を考慮しても、黒鉛スリーブとのギャップ幅は確保され、構造健全性が保持し得なくなるような黒鉛スリーブとの機械的相互作用はない。即ち、燃料コンパクトと黒鉛スリーブ間の初期ギャップ幅は、製作公差を考慮しても直径で0.05mm以上確保されており、一般に、燃料コンパクトの照射による寸法収縮は、黒鉛スリーブの照射による寸法収縮より大きいいため、燃料コンパクトが照射中に黒鉛スリーブを押広げることはない。
- f. 黒鉛スリーブには、通常時に内・外面の温度差に起因する熱応力の他、照射による寸法変化及び照射クリープ変形によるひずみに起因する応力(以下「照射応力」という。)が発生する。運転中の熱応力は、クリープ現象により運転に伴って減少するため、運転初期が最も厳しくなる。一方、照射応力は、運転末期の原子炉停止時に最も厳しくなる。これらの発生応力は、高温試験運転を考慮しても「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」に定めた許容応力以下とするので、黒鉛スリーブの構造健全性は確保できる。

(4) 燃料体

- a. 黒鉛ブロックには、通常時に黒鉛スリーブと同様に、熱応力及び照射応力が発生する。これらの応力は、高温試験運転を考慮しても燃焼期間を通じて許容応力以下であり、黒鉛ブロックの健全性は維持できる。第3.2.8図に高温試験運転を実施する場合の最も厳しいケースを含めて照射応力(膜応力)の燃焼による変化を示す。

なお、膜応力以外の(膜+曲げ)応力及び全応力並びに運転中の熱応力は、それぞれの許容応力に対して十分小さい。また、設計基準事故時における黒鉛ブロックの温度は、添付書類十「3. 設計基準事故解析」に示すように、2,500°Cを超えることがないので、黒鉛ブロックの機械的強度は確保される⁽¹³⁾。更に、設計基準事故時に黒鉛ブロックに有意な機械的荷重も作用することがないので、黒鉛ブロックの構造健全性は確保でき、炉心の冷却形状は維持できる。

- b. 原子炉停止時の燃料体カラム間の隙間は、据付後の初期において1mm以上あり、黒鉛ブロックは、燃焼とともに寸法収縮するので、燃料交換を行うのに十分な隙間を確保している。また、通常運転時には、隣合う燃料体は熱膨張、寸法公差、物性値誤差等を考慮しても押合うことはなく、かつ、固定反射体を押広げることもない。
- c. 燃料取扱時の燃料交換機による荷重は、グリッパ駆動装置の特性で決まり、最大でも6G程度である。また、輸送時には必要に応じてショックアブソーバ等を設けることなどにより、燃料体に加わる荷重が6G以下になることを目標にする。一方、黒鉛ブロックの自重約100kgの6Gの荷重が、最も厳しい側部に集中荷重として加わったとしても、発生応力は、「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」に定めた許容応力以下となるようにするので、燃料

体は通常の輸送及び取扱時に受ける荷重に対して、十分な強度を確保できる。

3.2.1.7 燃料の製作及び品質管理

燃料体の製造工程の概略を第3.2.9図(a)から第3.2.9図(c)に示す。また、黒鉛スリーブ及び黒鉛ブロックの素材であるIG-110黒鉛の製造工程の概略を第3.2.10図に示す。

製造工程中、原材料及び各部品について、必要な化学分析、強度試験、寸法及び外観検査、燃料粒子被覆層の破損率測定等を行い、厳重に品質管理をする。

製造工程の段階では、製造工程書類と品質保証計画によって、設計仕様書を満たしていることの確認及び燃料の品質保証のための非破壊及び破壊試験を行う。破壊試験には、金相試験、密度測定、化学分析、強度試験、燃料粒子被覆層の破損率測定等がある。燃料粒子被覆層の破損率測定は、硝酸等を用いて燃料粒子被覆層からウランを浸出させる方法等によって行う。燃料粒子被覆層が健全な場合には、ウランの浸出は生じないので、全ウラン量に対する浸出ウラン量の比によって破損率を定める。

製造後の燃料要素及び黒鉛ブロックの全数について、寸法検査及び外観検査を行うとともに、燃料体の完成品については、燃料要素が正しく装荷されていることの確認を目視検査によって行う。

3.2.1.8 燃料の誤装荷対策

燃料要素の黒鉛ブロックへの装荷及び燃料体の炉心への装荷に関しては、誤装荷を避けるため十分な注意を払うとともに、燃料受入れから燃料装荷まで、保管場所、装荷手順、装荷位置等の確認を多重に管理するとともに更に次の対策を講じる。

- a. 各燃料要素、燃料体には識別番号、記号等の刻印を付すことにより、それぞれが十分識別できるようにする。
- b. 濃縮度ごとに、燃料体の黒鉛ブロックのダウエルの頂部の形状、寸法、マーキングを変えること等により、濃縮度が容易に判別できるようにする。
- c. 燃料棒に取付けるリブ、下部スペーサ等を濃縮度ごとに異なる形状、寸法、位置とし、黒鉛ブロックの縦溝、突起等をそれぞれ対応させた構造とする。このようにすることにより、濃縮度の異なる燃料棒が誤って別の黒鉛ブロックに装荷した場合には、容易に識別できる。なお、1燃料体内の燃料棒の濃縮度は全て同一である。
- d. 各新燃料体を貯蔵ラックに保管する場合、原則として、炉心の1カラムに対応させて、1カラムごとに1つの貯蔵ラックに燃料体を保管する。燃料体を原子炉に装荷する場合、1カラム分の燃料体を同時に取扱う燃料交換機により、原則として、原子炉内の1カラム分の燃料体(初装荷炉心ではダミーの燃料体)を取除いた後、新燃料体を1カラムごとに炉心に装荷する。従って、1燃料体だけが炉心内の他のカラムに誤装荷される可能性はない。また、燃料体の装荷に際し、燃料体の方位が変らないように、燃料交換機のグリッパを2本のチェーンで吊る構造とする。

3.2.1.9 高温試験運転期間の範囲

原子炉出口冷却材温度は、定格 850°Cであるが、原子炉外への安定な高温の熱の取出しに関する技術基盤を確立するため、950°Cの高温試験運転を実施する。

高温試験運転の期間は、3.2.1.2 に示す設計方針を満足するよう、1 燃焼サイクルにおける高温試験運転の積算運転日数を第 3.2.11 図に示す範囲とする。ただし、高温試験運転のみを実施する場合は、積算運転日数を最大 330 日とする。

第 3.2.11 図は、基準炉心のみで運転を行う場合と基準炉心及び照射炉心で運転を行う場合について、高温試験運転終了日の関数として高温試験運転期間の範囲を示したもので、高温試験運転終了の日以降は定期検査等の短期間の運転を除き、高温試験運転は実施しない。

高温試験運転期間を上記のように定める理由は、運転履歴を考慮した燃料粒子被覆層の劣化、黒鉛ブロックに発生する照射応力の増加等を所定の範囲内とし十分安全余裕を持って燃料体の健全性を確保するためである。

3.2.2 制御棒案内ブロック

3.2.2.1 概要

制御棒案内ブロックは、燃料領域及び可動反射体領域に配置し、制御棒及び炭化ほう素ペレットを炉心に挿入するための案内機能とともに、中性子の減速・反射等の機能を有する構造とする。

制御棒案内ブロックは、燃料体と同じ対面間距離の六角柱状の黒鉛ブロックで、原子炉停止時に必要に応じて燃料交換機により取替える。制御棒案内ブロックの装荷総数は、144 体(中央カラムを使用する照射試験時には 135 体)である。

3.2.2.2 設計方針

制御棒案内ブロックは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、地震時及び設計基準事故時において加わる荷重に対して十分な強度を有するとともに、制御棒及び炭化ほう素ペレットを炉心に挿入するための案内機能が保持できる設計とする。また、燃料体と同様に、制御棒案内ブロックの交換が可能で、かつ、固定反射体を押広げることのない範囲で、燃料体又は可動反射体ブロックとの隙間が可能な限り小さくなるように、制御棒案内ブロックの配列を定める。

3.2.2.3 主要設備の仕様

制御棒案内ブロックの設備仕様を第 3.2.8 表に示す。

3.2.2.4 主要設備

制御棒案内ブロックは、燃料領域の 7 カラム(中央カラムを使用する照射試験時には 6 カラム)に各 5 段とその上・下部に各 2 段の計 9 段、及び燃料領域の外側の可動反射体領域の 9 カラムに各 9 段を配置する。その構造は、第 3.2.12(a)図から第 3.2.12(e)図に示すように、六角柱状の黒鉛ブロックに制御棒挿入孔及び炭化ほう素ペレット落下孔を設けたものである。

制御棒案内ブロックには、第 3.2.12(a)図に示すように、3 個の孔を設け、このうちの 2 個は

制御棒の挿入用、残りの1個は炭化ほう素ペレットの落下用である。ただし、炭化ほう素ペレット落下孔は、第3.2.12(c)図に示すように、炉心上部より7段目(燃料領域最下段)の制御棒案内ブロックにおいて下端が閉じた構造とし、炉心上部より8段目の制御棒案内ブロックには、第3.2.12(d)図に示すように、炭化ほう素ペレット落下孔は設けない。また、最下段の制御棒案内ブロックは、第3.2.12(e)図に示すように、制御棒挿入孔及び炭化ほう素ペレット落下孔は設けず、制御棒を冷却するための流路を形成する冷却孔を設ける。

なお、第3.2.12(b)図から第3.2.12(d)図に示すように炉心上部から6段目の制御棒案内ブロックの下端側及び7～8段目の制御棒案内ブロックにおいては、制御棒挿入孔径をそれより上段のものより大きくする構造とする。これは、制御棒が炉心に挿入された場合、高温部において制御棒が制御棒案内ブロックに接触して、制御棒被覆管が高温化するのを防止するためである。制御棒を冷却する1次冷却材は、炉心上部より制御棒挿入孔内を流れ、最下段ブロックの冷却孔を通り、炉心の下部で、燃料体の流路を流れた冷却材と合流し、高温プレナムに流下する。制御棒案内ブロックの上面には3個のダウエルを、下面には同数のソケットを設け、これにより制御棒案内ブロックの水平方向の位置決めを行う。制御棒案内ブロックの中央部には、燃料体と同様のつかみ孔を設ける。更に、燃料領域の制御棒案内ブロックのうち燃料領域最上段の3体には、つかみ孔の下部に中性子源を装荷するための孔を設ける。

カラム最下段の制御棒案内ブロックは、他のブロックより高さを低くして、燃料体カラムと制御棒案内カラムとの重ね面をずらし、地震時のブロック層間のせん断力をブロック側面で受持たせる構造とする。また、このカラム最下段の制御棒案内ブロックの下端には、炉内の鋼構造物及び原子炉压力容器の放射化量を低減する目的で、熱中性子遮蔽用の炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体である遮へいピンを装荷するための孔を設ける。

制御棒案内ブロックの材料には、原子炉級微粒等方性黒鉛(IG-110相当)を使用する。

3.2.2.5 評価

ブロック内の温度差による熱膨張差、照射変形差等を考慮して評価した制御棒案内ブロックに発生する応力は、「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」で定めた許容応力以下となるように、また、地震時及び設計基準事故時に受ける荷重に対して、十分な強度を有するように設計するので、制御棒案内ブロックは、制御棒及び炭化ほう素ペレットを炉心に挿入するための案内機能を保持できる。更に、制御棒案内ブロックは、燃料体と同様に、固定反射体を押広げることがなく、かつ、制御棒案内ブロックの交換が可能な隙間を確保している。

3.2.2.6 制御棒案内ブロックの品質管理

制御棒案内ブロックの製作に当たっては、素材の段階で化学分析及び強度試験を、また、製作中には寸法検査、外観検査等を実施し、厳重な品質管理を行う。

3.2.3 可動反射体ブロック

3.2.3.1 概要

可動反射体ブロックは、中性子反射及び減速並びに原子炉压力容器に対する中性子遮蔽の機

能を有するとともに、燃料領域の上下部の可動反射体ブロックは、1次冷却材の流路を形成する構造とする。可動反射体ブロックは、燃料体と同じ対面間距離及び高さを有する六角柱状の黒鉛ブロックで、原子炉停止時に必要に応じて燃料交換機により取替える。可動反射体ブロックは、原子炉内に最大255体装荷する。

3.2.3.2 設計方針

可動反射体ブロックは、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、十分な強度を有する設計とする。また、燃料体と同様に、可動反射体ブロックの交換が可能で、かつ、固定反射体を押広げることのない範囲で、可動反射体ブロック間又は他の炉心構成要素との隙間が可能な限り小さくなるように、可動反射体ブロックの配列を定める。

3.2.3.3 主要設備の仕様

可動反射体ブロックの設備仕様を第3.2.9表に示す。

3.2.3.4 主要設備

可動反射体ブロックは、第3.2.13(a)図から第3.2.13(d)図に示すとおり、燃料体のカラムの上部及び側部に各1種類、下部に2種類の計4種類に大別される。いずれも対面間距離は約360mmの六角柱状の黒鉛ブロックである。

燃料体のカラム上部及び下部の上段の可動反射体ブロックには、燃料要素を冷却するための冷却流路を形成するために、第3.2.13(a)図に示すように、A型、B-1型、B-2型、及びB-3型燃料体の冷却材流路に対応した冷却孔を設ける。冷却孔径は、流路断面積が燃料体とほぼ等しくなるようにする。更に、このカラム下部の上段ブロックの冷却孔上端には、突起を設ける。燃料体カラム下部の下段の可動反射体ブロックでは、第3.2.13(d)図に示すように、燃料体カラム下部の上段の可動反射体ブロックからの多数の冷却チャンネルを6チャンネルに合流させるためのプレナムをブロック上面に設けるとともに、下面にも下流側に1次冷却材を導くためのプレナムを設ける。更に、この下段ブロックの下端には、制御棒案内ブロック最下段の下端と同様に熱中性子遮蔽用の炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体である遮へいピンを装荷するための孔を設ける。

燃料領域の側部の可動反射体ブロックは、燃料体と同じ外形であり炉心の最外周部に配置する。可動反射体ブロックの上面には3個のダウエルを、下面には同数のソケットを設け、これにより可動反射体ブロックの水平方向の位置決めを行う。可動反射体ブロックの中央部には、燃料体と同様のつかみ孔を設ける。一部の可動反射体ブロックには、サーベイランス試験片を装荷するための孔を設ける。

なお、可動反射体ブロックには、必要に応じて炭化ほう素等を中性子吸収材として装荷する。可動反射体ブロックの材料には、原子炉級微粒等方性黒鉛(IG-110相当)を使用する。

3.2.3.5 評価

ブロック内の温度差による熱膨張差、照射変形差等を考慮して評価した可動反射体ブロック

に発生する応力は、「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」で定めた許容応力以下とするので、可動反射体ブロックの構造健全性は確保できる。また、可動反射体ブロックは、燃料体と同様に、固定反射体を押広げることがなく、かつ、可動反射体ブロックの交換が可能な隙間を確保している。

3.2.3.6 可動反射体ブロックの品質管理

可動反射体ブロックの製作に当たっては、素材の段階で化学分析及び強度試験を、また、製中には寸法検査、外観検査等を実施し、厳重な品質管理を行う。

3.2.4 炉内構造物

3.2.4.1 概要

炉内構造物は、炉心を支持するための炉心支持黒鉛構造物と炉心支持鋼構造物、遮へい体等から構成する。

炉内構造物は、黒鉛ブロックの積層構造からなる炉心を外側から所定の位置に配置し、炉心重量を支持するとともに、炉内の1次冷却材の流量を適正に配分できる構造とする。更に、中性子漏えい防止、熱遮蔽、放射線遮蔽等ができる構造とする。

炉内構造物の概略構造を第3.2.14図に示す。

炉心を直接支持する構造物には、核的特性が優れているとともに、高温における強度特性が安定している黒鉛材を使用する。この黒鉛構造物を支持し、原子炉压力容器に荷重を伝える構造物には、炉床部断熱層の設置及び炉心への戻り冷却材での冷却により約500℃以下となるため、じん性及び材料強度の高い金属材を使用する。

3.2.4.2 設計方針

炉内構造物は、次の方針により設計する。

- (1) 炉内構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時に破損することがないように、必要な強度を有するとともに、地震時及び設計基準事故時にその機能を保持できるようにする。
- (2) 炉心支持黒鉛構造物は、固定反射体ブロック間及び高温プレナムブロック間の隙間を流れる1次冷却材の漏れ流量を制限し、炉心を十分冷却できるように、1次冷却材の流量を配分できるようにする。また、炉心出口の冷却材を混合し、炉心から導き出す流路を形成できるようにする。
- (3) 炉心支持黒鉛構造物及び炉心支持鋼構造物は、地震時の変位を考慮して、燃料体、制御棒案内ブロック等からなる炉心を所定の位置に確実に保持し、炉心構成要素の破損が生じないように、機械的相互作用を制限できるようにする。また、炉心支持鋼構造物の冷却が可能のように、1次冷却材の流量を配分できるようにする。
- (4) 遮へい体及び炉心支持黒鉛構造物は、原子炉压力容器に対する中性子照射を少なくし、使用材料のじん性の著しい低下を防止するとともに、放射化量を低減できるようにする。

3.2.4.3 主要設備の仕様

炉内構造物の主要設備の仕様を第3.2.10表に示す。

3.2.4.4 主要設備

(1) 炉心支持黒鉛構造物

炉心支持黒鉛構造物は、第3.2.15図に示すように、固定反射体ブロック、高温プレナムブロック、サポートポスト、炉床部断熱層等から構成する。

固定反射体は、第3.2.16(a)図及び第3.2.16(b)図に示すように、隣接ブロック相互にキーとキー溝による結合構造で円筒状に一体化する。更に、漏れ流量を制限するため、シール要素を設ける。

炉心側部の固定反射体は、円筒内面の形状を円柱状炉心の多角形外面と同一にするとともに、各コラム間の隙間が、炉心構成要素の交換を妨げない範囲で、かつ、固定反射体を押広げることがないように、内のり寸法を定めることにより、炉心構成要素を所定の位置に保持し、コラム間の漏れ流量を抑制する。また、中性子の漏えい防止、熱遮蔽、放射線遮蔽等のために、黒鉛材の厚さを側部可動反射体の厚さと合わせて約1mとする。炉心下部の支持構造物の側部では、高温プレナムブロック、炉床部断熱層のプレナム下部ブロック及び下端ブロックとの間も、キーとキー溝による結合構造を用いて一体化を図り、これ等の炉心支持黒鉛構造物を所定の位置に保持する。

炉心下部の炉心支持黒鉛構造物は第3.2.17図に示すように、高温プレナムブロック、サポートポスト及びポストシート、炉床部断熱層からなり、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、炉心を通過した1次冷却材を合流、混合させるための高温プレナムを形成する。

高温プレナムブロックは、シール用ブロック及びキー結合用ブロックからなる2層構造で、炉心領域の下にあり、炉心を支持し、その荷重をサポートポストへ伝えるとともに、燃料領域で昇温された冷却材を高温プレナムに導く構造である。上側のシール用ブロックは、各々の上面に炉心構成要素7コラムに対応したダウエル及び冷却材流路孔を設ける。流路孔にはブロック内の温度勾配を緩和させるために、流路孔スリーブを設置する。このブロックの側面には、炉心領域のコラム間ギャップからの冷却材の流れ込みを防止するために、シール要素を挿入する。下側のキー結合用ブロックは、ブロック中央に大径の冷却孔を設け炉心構成要素7コラム分の冷却材を高温プレナムに導くもので、3組のサポートポスト及びポストシートにより支えられる。相接するキー結合用高温プレナムブロックは、構造的な一体性確保のため側面でキー結合とする。高温プレナムブロックは、漏れ流量を少なくするため、固定反射体を押広げない範囲で、ブロック間の隙間が可能な限り小さくなるよう固定反射体の内のり寸法と調整して、高温プレナムブロックの対面間距離を定める。

サポートポストは、高温プレナムブロックを支持し、高温プレナムを形成するもので、その両端はポストシートと球面で接し、地震力及び熱膨張差による高温プレナムブロック部と炉床部断熱層の水平方向相対変位を、転がり回転で逃す構造である。

炉床部断熱層は、高温プレナムの下部にあって、炉心重量を支持する鋼構造物の高温化を抑

制するもので、プレナム下部ブロック、炭素ブロック及び下端ブロックの積層構成である。

なお、1次ヘリウム配管への冷却材出口孔を設け、二重管の内管の開口端と接続する。補助ヘリウム配管への冷却材出口孔は、同様の構造で、周辺部の炉床部断熱層に設ける。

固定反射体ブロックには、中性子束検出器、照射試料等を上部から挿入するための孔と高温プレナム部温度計装用熱電対等を側部から高温プレナムブロックへ導くための孔を設ける。高温プレナムブロックには、高温プレナム部温度計装用熱電対等を挿入するための孔を設ける。

炉心を支持する構造物のうち、特に高強度が要求されるサポートポスト、ポストシート及びキーには、高強度を有している原子炉級微粒等方性黒鉛 (IG-110 相当) を用いる。また、炉床部断熱層の一部を除くその他の構造物には、組合せブロック面間からの漏れ流量を少なくするとともに、炉心を支持する構造を単純化する等のため、大型の構造物の製作が可能な原子炉級準等方性黒鉛 (PGX 相当) を使用する。PGX 黒鉛の主要な特性を第 3.2.1 表に、製造工程の概略を第 3.2.10 図に示す。更に、炉床部断熱層の一部には、断熱性能に優れるとともに安定に荷重を支持できるように、高温における寸法安定性を有する炭素 (ASR-ORB 相当) を使用する。ASR-ORB 炭素の主要な特性を第 3.2.1 表に示す。

(2) 炉心支持鋼構造物

炉心支持鋼構造物は、第 3.2.15 図に示すように、炉床部断熱層の下部に設ける炉心支持板、炉心支持格子、炉心支持黒鉛構造物の側部に設ける炉心拘束機構等から構成する。

炉心支持板は、炉心構成要素、炉心支持黒鉛構造物等の垂直荷重を直接支持する鋼製構造物で、黒鉛構造物の積層基準面を形成する鋼板と、この鋼板を炉心支持格子により支持するための支持板支持柱等から構成する。炉心支持板の冷却は、炉心支持板と炉心支持格子で形成される隙間を流れる炉心への低温の戻り冷却材で行われる。

炉心支持格子は、炉心支持板からの荷重を支持するために、円筒胴内に菱形格子状梁を溶接組みして、たわみ剛性及びねじれ剛性を高めた構造物であり、炉内構造物の重量をつば部にラジアルキー等で接続した支持金物を介して、原子炉压力容器内の支持部に伝える。

なお、炉心支持格子の上面に、支持板支持柱を固定するための支持座、二重管の内管を支持するための支持座等を設ける。

炉心拘束機構は、第 3.2.18 図に示すように、原子炉压力容器の内側にあつて、隣接する固定反射体ブロック間の隙間を流れる 1 次冷却材の漏れ流量を抑制するために、固定反射体を周方向に緊縛するとともに、固定反射体を所定の位置に支持し、地震時の炉心及び炉内構造物の水平荷重を受け、水平方向変位に対して炉心を拘束する。炉心拘束機構は、側部遮へい体の外面に設置するバンド支え、拘束バンド、レストレイントリング及びレストレイントリングに加わる荷重を原子炉压力容器に伝えるために、原子炉压力容器の内面に取付けるラジアルキー等から構成する。拘束バンドは、炉心を取巻いたバンド状の鋼構造物であつて、側部遮へい体を介して固定反射体を周方向に緊縛する。レストレイントリングは、各段の拘束バンドの上下に設置したリング状の鋼板で、地震時の拘束バンドの変位を制限する。炉心の水平荷重は、レストレイントリングからラジアルキーを介して原子炉压力容器で支持する。万一、拘束バンドが損傷しても、レストレイントリングで直接荷重を支持し、地震時の炉心の水平方向の過大な変位を拘束する。

(3) 遮へい体

遮へい体は、上部可動反射体ブロックの上に配置した上部遮へい体ブロック、固定反射体ブロックの外側に配置した側部遮へい体ブロックから構成し、放射線による炉内の鋼構造物及び原子炉圧力容器の著しい劣化及び放射化を抑制するためのもので、主に熱中性子の遮蔽を行う。更に、炉心側部の鋼構造物の冷却及び炉心の上部で各燃料体カラムへの流量配分を適正化するための1次冷却材流路も形成する。

上部遮へい体ブロックは、第3.2.19(a)図から第3.2.19(c)図に示すように、可動反射体ブロックと同じ対面間距離の六角柱状のオーステナイト系ステンレス鋼又は低合金鋼の容器内に炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体からなる中性子吸収体を収納したものである。燃料体カラム部の各上部遮へい体ブロックには、燃料体カラムの発熱に応じた流量配分を行うために、適切な流路孔径を有する流量調整板及び冷却材流路を設ける。容器上面には、交換用に燃料体と同様のつかみ孔を設ける。

側部遮へい体ブロックは、第3.2.18図及び第3.2.20図に示すように、固定反射体ブロックの外側に設置する台形平板型オーステナイト系ステンレス鋼容器内に炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体からなる中性子吸収体を収納したものである。側部遮へい体ブロックの固定反射体ブロック側に4本の支持脚を設け、側部遮へい体ブロックを固定反射体ブロックで支持するとともに、固定反射体ブロックとの間に、炉心への戻り冷却材を導く冷却材流路を形成して、側部遮へい体ブロックを強制冷却する。背面には、炉心拘束機構のバンド支えの受け座を設け、炉心拘束機構による拘束力を固定反射体に伝える。

なお、炉心下部では、最下段の可動反射体ブロック及び最下段の制御棒案内ブロックが、各々の下端に炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体の遮へいピンを埋め込み、遮へい体と同様の遮蔽機能を兼ねる。

(4) その他の構造物

炉内構造物のその他の構造物として、固定反射体の高温プレナム側部での熱負荷を平坦化するために、側部の黒鉛材厚さを補正する高温プレナム側部ブロック、高温プレナム内の冷却材の混合を促進するために、第3.2.21図に示すように、炉床部断熱層中央部の冷却材出口孔の上部に設ける黒鉛製の混合促進板等がある。

3.2.4.5 評価

- (1) 炉内構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、地震時及び設計基準事故時における応力及び変形を「高温ガス炉炉心支持黒鉛構造物の構造設計指針」、「高温ガス炉第1種機器の高温構造設計指針」等の定めた許容値以下に制限しているので、必要な強度及び機能を維持できる。
- (2) 漏れ流れに対しては、流れが生じる構造物間の隙間を狭くするとともに、相接する炉心支持黒鉛構造物間にシール要素を設けるので、漏れ流量を制限できる。また、高温プレナム構造及び混合促進板により、炉心出口の冷却材を混合し、炉心から導き出す流路を形成できる。
- (3) 炉心の垂直及び水平荷重を支持する炉心支持黒鉛構造物並びに炉心支持鋼構造物は、炉心とその支持構造物との隙間を狭くするとともに、黒鉛ブロック間に設けたキーとキー溝による結

合構造、炉心拘束機構、炉心支持格子等により、地震時においても炉心の位置を確実に保持でき、炉心構成要素の破損が生じないように、機械的相互作用を制限できる。

また、炉心支持鋼構造物の冷却に対しては、炉心への低温の戻り冷却材を鋼構造物へ導く流路を設けることにより、鋼構造物の冷却に必要な冷却材の配分ができる。

- (4) 原子炉压力容器への中性子照射量は、可動反射体と炉心支持黒鉛構造物による中性子の反射効果に加えて、炉心の上部及び側部に遮へい体を設けることにより、使用材料のじん性の著しい低下を防止し、放射化量の低減ができる。

3.2.4.6 試験検査

炉内構造物の製作に当たっては、素材の段階で化学分析及び強度試験を、また製作中には、寸法検査、非破壊試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。

炉内構造物は、健全性を確認するため、定期検査時等に必要に応じて炉心部の固定反射体内面、高温プレナムブロック上面、サポートポスト等について、目視による観察及びサーベイランス試験片による酸化検査を実施する。

3.2.5 反応度制御設備

3.2.5.1 概要

原子炉の通常運転時の反応度制御は制御棒系及び反応度調整材で行う。制御棒系は制御棒と制御棒駆動装置から構成する。制御棒は、2本を1対とし、1対ごとに電動機によるワイヤロープ巻取り式の制御棒駆動装置により駆動され、原子炉スクラム時には、電磁クラッチの切離しにより炉心内に挿入される。原子炉スクラム時には、まず、可動反射体領域へ制御棒9対を挿入し、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、燃料領域へ制御棒7対(炉心中央カラムを照射試験に使用する場合は、6対)を挿入する2段階方式とする。ただし、減圧事故の場合には、全制御棒を同時に挿入する。

反応度調整材は、過剰反応度を抑制するために使用する。

後備停止系は、何らかの原因で制御棒が挿入できない場合、中性子吸収材である炭化ほう素ペレットを炉心内に落下させ、全ての運転状態から原子炉を停止する。

3.2.5.2 設計方針

反応度制御設備は、次の方針により設計する。

- (1) 反応度制御設備は、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する。原子炉停止系としては、制御棒系及び後備停止系の原理の異なる2つの独立した系統を設ける。
- (2) 反応度制御設備は、原子炉の反応度を次のとおり制御する。
 - a. 制御棒系は、出力変化、キセノン濃度変化、高温から常温までの温度変化、燃料の燃焼と反応度調整材の減少等によって生じる反応度変化を制御する。この制御棒に加えて、反応度調整材により過剰反応度を抑制する。

また、制御棒系は、原子炉を臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持できるようにする。

- b. 後備停止系は、あらゆる運転状態から原子炉を臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持できるようにする。
- (3) 制御棒系は、フェイルセーフであるようにする。
- (4) 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、炉心冷却を損なうような炉心及び炉内構造物の破壊を生じないようにする。このため、制御棒の最大連続引抜速度は、電動機の制御部が動作不良の場合でも電動機の最大回転数と減速機構等により制限し、過度の反応度添加率を抑制できるようにする。また、スタンドパイプ固定装置により、万一スタンドパイプが破断したとしても、制御棒の過度の飛び上がりがないようにする。
- (5) 後備停止系は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故に対して、基準地震動が発生した際であっても、作動できるようにする。このため、後備停止系の作動に係る、現場盤、原子炉格納容器貫通部、スタンドパイプ、ホッパ、駆動軸、ガイド管、電動機等の機器及び制御棒案内ブロック等の炉内構造物は基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

3.2.5.3 主要設備の仕様

反応度制御設備の設備仕様を第3.2.11表、第3.2.12表及び第3.2.13表に示す。

3.2.5.4 主要設備

(1) 制御棒系

a. 制御棒

制御棒は、第3.2.22図に示すように、軸方向に多分割した二重円筒ベント型であり、総数が16対(中央カラムを使用する照射試験時は15対)で制御棒案内ブロックに設けた制御棒挿入孔内を上下に移動する。

制御棒は、10個の制御棒要素を支持板を介して連結棒に連結し、各要素間は可とう性を有する構造であり、最下部には、ワイヤロープの万一の破断による制御棒の落下に備えて、ショックアブソーバを設ける。

制御棒の中性子吸収材は、炭化ほう素と黒鉛粉末を混合焼成したもので、耐食耐熱超合金製の被覆管内に収納される。

制御棒の冷却は、制御棒挿入孔内を流れる1次冷却材により行う。

b. 制御棒駆動装置

制御棒は、原子炉圧力容器に取付けた制御棒スタンドパイプ内に収納、支持された制御棒駆動装置により、1対ごとにそれぞれ独立に駆動する。この制御棒駆動装置は第3.2.23図に示すように、駆動部のほか、制御棒案内管、スタンドパイプ内遮へい体等から構成され、制御棒スタンドパイプの上端部に設けるスタンドパイプクロージャに支持枠を介して支持する。

制御棒スタンドパイプ内に収納、支持した制御棒駆動装置は、2本の制御棒のワイヤロープを1つの巻取機構で巻上げ、巻下げることにより、1対の制御棒を同時に駆動する。原子炉スクラム時の制御棒挿入時間(制御棒要素下端部が炉心有効長の80%挿入されるまでの時

間)は、原子炉スクラムしゃ断器開後、12秒以下である⁽¹⁴⁾。

制御棒スタンドパイプが、万一破断したとしてもスタンドパイプの上部に設けるスタンドパイプ固定装置により、制御棒の飛び上がりが抑制される。スタンドパイプ固定装置は、スタンドパイプの附属装置であり、ダンパ機能及びストップ機能により、破断したスタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャの瞬時変位量及びそれ以降の変位速度をそれぞれ5mm以下及び10mm/s以下に制限するとともに、合計の変位量を最大100mm以下に制限することにより、制御棒の飛び出しを抑制する。

(a) 駆動部

駆動部は、電動機、減速機構、電磁クラッチ、調速機構、緩衝機構、制御棒のワイヤロープの巻取機構、位置検出機構、スラックロープ検出機構、手動駆動機構、ワイヤロープ等から構成する。電動機は、電磁ブレーキ内蔵型で、減速機構、電磁クラッチ、伝動歯車を介して巻取機構を回転させてワイヤロープの巻上げ、巻下げを行う。また、電動機の駆動トルクにより、減速機構、電磁クラッチ、ワイヤロープの巻取機構等を介して制御棒の位置を保持する。制御棒の機械的引抜き速度は、電動機の制御部が動作不良の場合でも、電動機の最大回転数と減速機構により70mm/s以下に制限される。

電磁クラッチへの電流が原子炉スクラム信号によりしゃ断されると、電磁クラッチが切離され、調速機構を介して制御棒が重力により炉心内に落下挿入される。調速機構は、ワイヤロープ等に作用する荷重を緩和するため、原子炉スクラム時の制御棒の挿入速度を一定に保持する機能を有する。また、緩衝機構は、原子炉スクラム終了時の衝撃を緩和するため、原子炉スクラム動作の終りに落下速度を減速する緩衝機能を有するものである。制御棒の挿入及び引抜き位置の検出は、位置検出機構により行う。スラックロープ検出機構は、ワイヤロープのゆるみ及び万一の破断を検出する。手動駆動機構は、燃料交換時等の制御棒駆動操作に用いる。

なお、特殊運転時には、作動させる制御棒駆動装置を除いて、運転モード選択装置により電動機の電源をしゃ断し、制御棒の引抜きを阻止するとともに、内蔵する電磁ブレーキにより電動機の回転軸を固定し、これによって制御棒の位置を保持する。

(b) その他

制御棒案内管は、ステンレス鋼製でスタンドパイプ内遮へい体の下部に設置され、制御棒の挿入及び引抜きをスタンドパイプ内遮へい体下端から上部遮へい体ブロックの上端まで案内するものである。

スタンドパイプ内遮へい体は、制御棒駆動装置の駆動部の下部に設け、炉心からの放射線及び熱を遮蔽するもので、黒鉛等を鋼製容器で内包した構造である。

なお、スタンドパイプ内遮へい体下部には、制御棒駆動装置の挿入案内のために、案内スリーブを設ける。案内スリーブはスタンドパイプ破損時の空気侵入量を制限する機能も有する。

(2) 後備停止系

後備停止系は、第3.2.24図に示すように、中性子吸収材である炭化ほう素ペレット、炭化ほう素ペレットを収納するホッパ、電動プラグ、電動プラグを作動する後備停止系駆動装置及び

案内管等で構成する。後備停止系駆動装置は、電動機、ボールねじ、電動プラグの位置検出機構等から構成する。後備停止系は、16基(中央カラムを使用する照射試験時は15基)を設け、手動で操作する。

後備停止系を動作させる場合は、電動機によりホッパの下部の電動プラグを駆動し、ホッパを開放することにより炭化ほう素ペレットを炉心内へ重力で落下させる。

案内管は、ホッパから放出された炭化ほう素ペレットを飛散させることなく、制御棒案内ブロックの炭化ほう素ペレット落下孔内へ確実に充填するものである。

(3) 反応度調整材

反応度の一部を抑制するための反応度調整材を設ける。反応度調整材は、炭化ほう素と黒鉛粉末を混合焼成したもので、第3.2.4図に示すように、燃料体の黒鉛ブロックのダウエルピンの下部に装荷する。

(4) その他

制御棒及び制御棒駆動装置の交換のために制御棒交換機を設ける。

炉心内に落下させた炭化ほう素ペレットの回収のために、後備停止系素子回収装置を設ける。

3.2.5.5 評価

(1) 独立性

反応度制御設備は、制御棒系による制御棒の挿入と後備停止系による炭化ほう素ペレットの落下挿入の原理の異なる2次系統を有しており、独立性を維持できる。

(2) 反応度制御及び炉停止機能

制御棒系及び後備停止系は、「3.3 核設計」に示すように、必要な反応度制御及び炉停止機能を有している。

(3) 制御棒及び制御棒駆動装置

電磁クラッチへの電流が、原子炉スクラム信号によりしゃ断されると、制御棒を保持している電磁クラッチが切離され、制御棒は炉心内へ重力により確実に落下挿入される。

反応度添加率については、制御棒引抜きパターンの規制及び制御棒の最大反応度値を制限することとあいまって、制御棒の機械的的最大引抜き速度を電動機の最大回転数と減速機構で70mm/s以下に制限することにより、過度の反応度添加率を抑制できる。また、スタンドパイプが破断したとしても、制御棒の飛び出しは200mm以下になるので、炉心及び炉内構造物は破損することはない。

(4) 後備停止系

後備停止系は、炭化ほう素ペレットを重力により確実に炉心内へ落下させることにより、あらゆる運転状態から原子炉を臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持できる。

3.2.5.6 試験検査

制御棒系及び後備停止系の製作に当たっては、原材料及び各構成部品について必要な化学分析、強度試験、外観・寸法検査及び非破壊試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。また、供用期間中は、各系の動作性を確認するため、必要に応じて作動検査を行う。

3.2.6 その他の主要な設備

その他の主要な設備として、次のものを設ける。

(1) 中性子源

原子炉を起動するための中性子源を設ける。中性子源は外径約 8mm、長さ約 10mm で、線源強度約 $3.7 \times 10^9 \text{Bq}$ のカリフォルニウム 252 であり、ステンレス鋼製のカプセル内に入れて、制御棒案内ブロックのつかみ孔の下部に設けた孔に装荷する。装荷位置は、燃料領域の最上段のブロック 3 体である。

(2) 遮へいピン

炉心下部の炉内構造物及び原子炉圧力容器に対する中性子を遮蔽するための遮へいピンを設ける。遮へいピンは、炭化ほう素と黒鉛粉末を混合焼成したもので、第 3.2.12(e) 図及び第 3.2.13(d) 図に示すように、最下段の可動反射体ブロック及び制御棒案内ブロックに装荷する。遮へいピンの構造は、直径約 13mm、長さ約 150mm、ピン間距離約 27mm であり、三角ピッチ配列とする。また、遮へいピンに用いるほう素は、天然ほう素であり、その濃度は 1wt% である。

3.3 核設計

3.3.1 概要

原子炉は、低濃縮二酸化ウランを燃料とする黒鉛減速型炉であり、核分裂反応は主に黒鉛で減速された熱中性子によるものである。二酸化ウラン燃料中のウラン 238 は共鳴吸収が大きく、その効果を利用することによって、大きい負の反応度フィードバック特性をもつ設計ができる。

核設計では、運転の態様を考慮して原子炉の反応度制御設備の機能分担と制御すべき反応度を定め、反応度制御設備が設計方針を満足することを確認するとともに、原子炉の制御上必要な反応度係数を算出し、原子炉が固有の安全性を有していることを示す。また、出力分布は熱流体力設計とあわせて燃料最高温度を低くするように設計している。

原子炉の出力運転中の中性子平均寿命は約 0.7ms であり、炉心寿命中の変化は小さい。実効遅発中性子割合は、燃焼初期において約 0.0065 であり、燃焼が進むとともに減少し、燃焼末期では約 0.0047 となる。ドプラ反応度係数は負で大きいことから、反応度出力係数は負となり、反応度印加時の出力上昇は十分安全な範囲に抑制され、原子炉の安全性は確保される。また、キセノンによる出力分布の振動は発生しない。

3.3.2 設計方針

核設計は、次の方針を満足するように設計する。

(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 1 対が完全に引抜かれた状態にあっても、臨界未満を維持するため $0.01 \Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕をもつようにする。この制御棒系に加えて、過剰反応度を抑制するため必要に応じて反応度調整材を使用する。

また、後備停止系は、運転モードや燃焼状態を考慮した全ての運転状態から制御棒が挿入できな

い場合でも、低温状態で $0.01 \Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を有するようにする。

(2) 反応度添加率

制御棒による最大反応度添加率は、最大反応度効果を有する制御棒 1 対が引抜き可能な最大速度で引抜かれても、炉心冷却を損なうような炉心及び炉内構造物などの破壊を生じさせないようにする。このため、最大反応度添加率は、制御棒が引抜き手順上可能な最大速度で引抜かれても、約 $2.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 以下とする。

(3) 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ようにする。このため、炉心が負の反応度フィードバック特性をもつように、ドプラ係数は負であり、燃料及び減速材の温度係数を総合した反応度出力係数は、運転モードや燃焼状態等を考慮したすべての運転範囲で負となるようにする。

(4) 出力分布

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における熱的制限条件を満たすようにするため、燃料最高温度が低くなるように燃料の濃縮度、配置、反応度調整材の配置等を適切に定め、燃料温度分布が平坦になる出力分布を得られるようにする。

(5) 安定性

キセノンの生成による出力分布の空間振動が生じないように、炉心が十分な減衰特性をもつようにする。

(6) 燃焼度

A 型、B-1 型及び B-2 型燃料体の燃料体平均の最高燃焼度は、33,000Mwd/t とする。

B-3 型燃料体の燃料体平均の最高燃焼度は、22,000Mwd/t とする。

ただし、高温試験運転のみの場合は、16,500Mwd/t とする。

3.3.3 解析方法

核設計計算では、少数群定数作成用に多群中性子スペクトル計算コード並びに炉心核特性解析用に少数群中性子輸送及び拡散計算コードを用いる。核データ及び種々の計算コードを使用する核設計計算手法は、臨界実験データの解析により、その妥当性を確認している。

(1) 群定数の作成

燃料体、反応度調整材、制御棒案内ブロック、可動反射体、固定反射体及び実験用照射物等に対する群定数は、核データファイルである ENDF/B-III 及び IV⁽¹⁵⁾ のデータを処理して作成した多群核定数ライブラリーデータを内蔵する多群中性子スペクトル計算コード⁽¹⁶⁾⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾ を用いて作成している。燃料体及び反応度調整材の群定数は、燃料体及び反応度調整材の構成から定まる中性子スペクトルを考慮し、格子計算を行って求めている。A 型及び B 型燃料体並びに中実棒状の反応度調整材の群定数の作成は、多領域円環型格子モデルを使用している。減速材である黒鉛による中性子の散乱効果の計算には、黒鉛の結晶構造を考慮したモデルを使用している。また、共鳴吸収計算は、被覆燃料粒子と燃料要素によって生じる燃料の二重非均質効果を考慮して行っている。制御棒案内ブロック、可動反射体及び固定反射体の群定数は、これらの空隙率を考慮した平均密度を求めるとともに、燃料体の中性子スペクトルを考慮して求めている。照射実験用の照射物の群定数の作成は、

照射実験用の照射物及びその周囲に黒鉛を配置した円環状モデルを用い、燃料体の中性子スペクトルを考慮して求めている。エネルギー範囲の上限を 10MeV としており、高速中性子領域と熱中性子領域の境界エネルギーを 2.38eV としている。

制御棒及び後備停止用炭化ほう素ペレットの遮へい因子は、2次元輸送計算コード⁽¹⁹⁾を用いて評価し、先に求めた定数にこれを考慮して制御棒系及び後備停止系に対する少数群定数を作成している。

(2) 炉心計算

実効増倍率、反応度停止余裕、反応度添加率、反応度係数、出力分布、燃料燃焼度分布等の核特性は、上記(1)で述べた手法により作成した少数群定数を用いて、制御棒対数、照射物並びに原子炉出口冷却材温度等の運転の態様を考慮して、2次元及び3次元の拡散計算コード⁽²⁰⁾により求めている。計算体系には、3角メッシュ体系及び3角柱メッシュ体系を使用している。

(3) 臨界実験装置による実測値との比較

上記の(1)及び(2)の方法による核設計計算手法について、高温ガス炉臨界実験装置(VHTRC)及び半均質臨界実験装置(SHE)により得られた臨界質量、制御棒反応度値、反応度調整材の反応度値、反応率分布等に関する実測値より、その妥当性を確認している⁽²¹⁾⁽²²⁾。

3.3.4 核設計値及び炉心内の配置

核設計値は、第3.3.1表に示すとおりである。また、基準炉心における燃料体、制御棒、後備停止系及び反応度調整材装荷孔の炉心内の配置は、第3.3.1図に示すとおりである。

3.3.5 核設計の内容及び評価

3.3.5.1 反応度制御

炉心の反応度制御は、制御棒の操作及び反応度調整材で行う。通常の起動、停止時の反応度補償は制御棒によって行う。また、制御棒による原子炉停止のほか、そのバックアップとして後備停止系を設ける。

原子炉の反応度制御設備等による反応度制御分担は、次のとおりである。

(1) 制御棒

制御棒は、燃料領域の制御棒7対(中央カラムを使用する照射試験時は6対)と可動反射体領域の制御棒9対からなり、原子炉の起動、停止は、制御棒1対ずつの挿入、引抜きによって行う。制御棒は、次のような反応度制御能力を有している。

- a. 制御棒は、原子炉が停止状態から定格出力運転状態まで変化したときの燃料温度変化、減速材温度変化、キセノンの蓄積等による負の反応度変化を補償する出力補償を行う。
- b. 制御棒は、燃料の燃焼及び反応度調整材のほう素の減少に伴う反応度変化やキセノンを除く核分裂生成物等の蓄積による反応度変化を補償する燃焼補償を行う。
- c. 制御棒は、運転余裕としての反応度や照射試験時に生じる反応度変化を補償する。
- d. 最大過剰反応度は、第3.3.1表に示すように、燃焼初期の低温状態では約 $0.165 \Delta k/k$ である。このうち、出力補償に必要な反応度は約 $0.088 \Delta k/k$ 、燃焼補償に必要な反応度は約 $0.043 \Delta k/k$ 、運転や照射試験に必要な余裕は約 $0.018 \Delta k/k$ である。更に、誤差を約 $0.016 \Delta k/k$

としている。

一方、制御棒が補償できる反応度は、最大反応度効果を有する1対の制御棒が完全に引抜かれた状態で、かつ15対の制御棒で構成する照射炉心で $0.18 \Delta k/k$ 以上であり、制御棒は $0.015 \Delta k/k$ 以上の炉停止余裕を確保できる設計となっている。従って、制御棒は、最大反応度効果をもつ制御棒1対が全引抜き位置のまま挿入できない場合でも、少なくとも $0.01 \Delta k/k$ の反応度停止余裕を有する。原子炉スクラム時には、まず、可動反射体領域へ制御棒を挿入することによって原子炉を未臨界にでき、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へ制御棒を挿入することにより、原子炉の未臨界が維持できる。

制御棒は、以上の能力を持つとともに、中性子吸収材のほう素の減少等を考慮した十分余裕のある設計となっている。

(2) 反応度調整材

過剰反応度を抑制するために反応度調整材を用いる。基準炉心の反応度調整材の諸元を第3.3.2表に示す。

A型及びB型燃料体の反応度調整材装荷孔の位置を第3.2.4図に示す。

(3) 後備停止系

後備停止系は、万一制御棒が挿入できない場合に炭化ほう素ペレットを炉心内に落下させることにより、原子炉を停止することができる。その抑制能力として中央カラムの後備停止系落下孔を使用しない照射炉心で $0.18 \Delta k/k$ が確保される設計になっており、運転モードや燃焼状態を考慮したすべての運転状態から低温状態で原子炉を臨界未満にし、 $0.01 \Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕をもって未臨界を維持できる。

3.3.5.2 反応度係数

原子炉で反応度を変化させる主要な効果は、ドプラ効果と減速材温度効果である。ドプラ効果は、燃料温度の変化に対して反応度が変化する効果であり、反応度係数は常に負である。減速材温度効果は、減速材温度の変化に対して反応度が変化する効果であり、反応度係数は燃焼末期の中間出力の一部領域を除いて負である。減速材密度係数及び1次冷却材圧力係数が出力係数に与える影響は小さい。

これらを総合した出力係数は、運転モードや燃焼状態を考慮した全ての運転範囲で負であり、原子炉に固有の安全性を与えている。

3.3.5.3 出力分布

炉心出入口の冷却材温度差が大きい本原子炉では、燃料温度分布を平坦化することが重要である。このため、平坦化した燃料温度分布となる出力分布を達成するように、半径方向及び軸方向に対する燃料の装荷は、次の方法によって行う。

a. 基準炉心では、出力分布を平坦化するように半径方向を4領域に分け、炉心中心から外側領域へ向って濃縮度の高い燃料を配置する。

B型燃料体は、燃料領域中央部の3カラムに所定の燃料体数に限定して装荷する。

b. 燃料温度を軸方向に平坦化するため、炉心を軸方向に4領域に分け、上部領域には下部領域より濃縮度の高い燃料を装荷する。

なお、制御棒は、平坦化された半径方向の出力分布を乱すことのないように、制御棒相互の挿入深さの差を適切な範囲に制限する。

基準炉心の燃料装荷の配置及び反応度調整材装荷孔数は、第3.3.2表に示すとおりである。

また、B型燃料体の炉心内装荷位置及び装荷方法は、第3.1.3図に示すとおりである。

3.3.5.4 安定性

キセノンの生成による出力分布の空間振動は、炉心内の中性子移動距離に対する炉心の直径や高さ等の炉心寸法の比及び中性子束レベルに依存する⁽²³⁾。炉心では、中性子移動距離に対する直径及び高さの比率は12以下であり、この値は炉心の中性子束レベルに対して空間振動の発生の有無が問題となる比率30に比較して小さいので、キセノンによる出力の空間振動が起こることはない。

3.4 熱流体力設計

3.4.1 概要

原子炉の熱流体力設計は、核設計から得られた出力分布をもとに熱出力、伝熱面積、熱伝達率、1次冷却材流量、1次冷却材圧力、工学的安全係数⁽⁶⁾、燃料体の形状、熱的制限値等を勘案して決定される。

原子炉の熱出力30MWは、燃料体、可動反射体ブロック、制御棒等各種炉心構成要素の発熱によって達成される。熱出力の約99%は、炉心の燃料領域の発熱によるが、その約95%が燃料要素の発熱である。

燃料体は、31本及び33本の燃料棒を装荷した六角柱状の黒鉛ブロックである。炉心の燃料領域には、燃料体、上下可動反射体ブロックを積重ねたカラム30カラムと制御棒案内ブロックを積重ねたカラム7カラムの計37カラムが装荷される。

原子炉で発生する熱エネルギー約30MWのうち約29.4MWは、定格運転時には12.4kg/s、高温試験運転時には10.2kg/sの流量の1次冷却材により原子炉圧力容器外に取出され、最終的に空気冷却器より大気に放散される。残りの約0.6MWは、原子炉圧力容器を取囲む炉容器冷却設備によって除熱され、補機冷却水設備の冷却塔から大気に放散される。

炉心の効果的な冷却を行うため、固定反射体ブロック間の隙間を通り炉心に直接流れ込む漏れ流量を極力低く抑え、燃料の冷却に直接寄与する炉心流量を十分に確保するとともに、燃料体、制御棒等各炉心構成要素の発熱に応じた冷却材を流すように流量配分を行う。流量配分は、上部遮へい体ブロック、燃料領域上部及び下部の可動反射体ブロック、燃料体、制御棒案内ブロック等の組合せにより行う。

熱流体力設計においては、炉心及び燃料の構造の特徴を踏まえ、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料粒子被覆層の有意な破損及び著しい劣化を生じさせないために、3.4.2に示す設計方針を定めている。全ての炉心における通常運転時の燃料最高温度は、基準炉心の高温試験運転時において生じ約1,492°Cであり、通常運転時には燃料最高温度が熱的制限値1,495°Cを

超えないようにするとともに、運転時の異常な過渡変化時に燃料最高温度が1,600°Cを超えないように設計している。

3.4.2 設計方針

熱流路設計においては、原子炉冷却系、原子炉停止系及び安全保護系を含む計測制御系統施設の機能とあいまって、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に、次の設計方針を満足するように設計する。

- (1) 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、通常運転時における熱的制限値を設け、通常運転時にこれを超えないようにする。
- (2) 運転時の異常な過渡変化時において、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、運転時の異常な過渡変化時に燃料最高温度が1,600°Cを超えないようにする。

3.4.3 解析方法

原子炉の熱流路特性の決定においては、次に示す方法により炉心領域の冷却材流量を決定し、燃料体内の冷却材温度、燃料温度等の評価を行う。

3.4.3.1 流量配分

燃料体、可動反射体ブロック、制御棒等の炉心構成要素は、その種類に応じて炉内における発熱量が異なる。また、燃料体は、燃料の濃縮度及び炉心に装荷される場所に応じて、その発熱量に差がある。従って、燃料の冷却に直接寄与する炉心流量を確保し、定格出力運転時の燃料最高温度を極力低くするとともに、各カラムの燃料最高温度がほぼ均一となるように、流量配分を行う。

冷却材は、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て上方向に流れ、炉心上部のプレナムに至る。その後、冷却材は、炉心内を下降しながら燃料で発生する熱を除去して高温となり、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して高温プレナムまで配管されている。

原子炉は、燃料体、可動反射体ブロック、固定反射体ブロック等の黒鉛構造物を積重ねて構成されるため、炉心の冷却材の流れには、燃料体の冷却材流路のほか、固定反射体ブロック間の隙間から炉心に直接流れ込む洩れ流れ、燃料体等のカラム間の隙間を流れる流れ、燃料体等の積層面を横切るクロス流れがある。従って、流量配分解析では、これらの流れの流路を等価な流路長、流路断面積、等価水力直径を有する1次元流路でモデル化し、更に流路間を等価な熱伝導率、熱伝導距離等を有する伝熱路で結合して炉心内の流量配分及び冷却材温度を計算する⁽²⁴⁾⁽²⁵⁾。

なお、燃料体及び制御棒案内ブロックの冷却材流路は、1ブロック当り1流路でモデル化し、カラムごとの冷却材流量を計算する。

燃料体の冷却材流路、シール要素を設置した固定反射体ブロック間及び高温プレナムブロック間の隙間の流路、燃料体等の積層面の流路等の圧力損失特性は、模擬燃料体伝熱流動試験⁽²⁶⁾、

シール要素性能試験⁽²⁷⁾及び模擬炉床部流動特性試験⁽²⁸⁾、2 ブロッククロス流れ試験⁽²⁹⁾等に基づいて評価する。

3.4.3.2 燃料温度分布

燃料温度解析では、流量配分解析により得られた1次冷却材流量及び核設計で得られた出力分布をもとに、工学的安全係数等を考慮して燃料温度分布を求める⁽³⁰⁾⁽³¹⁾。

解析では、燃料コンパクトと黒鉛スリーブ間のギャップコンダクタンスを考慮し、燃料体内の1燃料棒を同心円筒でモデル化し、燃料温度を計算する。

3.4.4 熱流設計値

熱流設計値を第3.4.1表に示す。

3.4.5 熱流設計の内容及び評価

3.4.5.1 熱流設計に用いる出力分布

原子炉内の出力分布は、燃料の燃焼状態、制御棒の挿入状態により変化するので、これらの影響を考慮した出力分布を使用している。

出力分布を特徴づける量として、出力ピーキング係数が用いられる。この出力ピーキング係数を半径方向出力ピーキング係数、軸方向出力ピーキング係数、全出力ピーキング係数に分類する。半径方向出力ピーキング係数は、

$$\begin{aligned} \left(\begin{array}{c} \text{半径方向出力} \\ \text{ピーキング係数} \end{array} \right) &= \frac{\text{(着目するチャンネルの出力積分値)}}{\text{(全チャンネルの出力積分値の平均値)}} \\ &= \frac{\text{(着目するチャンネルの平均出力密度)}}{\text{(炉心内平均出力密度)}} \end{aligned}$$

と表わされ、軸方向出力ピーキング係数は、同一チャンネルの軸方向出力分布に対し、

$$\left(\begin{array}{c} \text{軸方向出力} \\ \text{ピーキング係数} \end{array} \right) = \frac{\text{(着目するチャンネルの最大出力密度)}}{\text{(着目するチャンネルの平均出力密度)}}$$

として表される。全出力ピーキング係数は、

$$\begin{aligned} \left(\begin{array}{c} \text{全出力} \\ \text{ピーキング係数} \end{array} \right) &= \left(\begin{array}{c} \text{半径方向出力} \\ \text{ピーキング係数} \end{array} \right) \times \left(\begin{array}{c} \text{軸方向出力} \\ \text{ピーキング係数} \end{array} \right) \\ &= \frac{\text{(着目するチャンネルの最大出力密度)}}{\text{(炉心内平均出力密度)}} \end{aligned}$$

で表わされる。ここで、チャンネルとは、燃料要素を核設計で得られる 1 燃料カラムを周方向に 6 分割した三角柱で代表させたものをいう。

最高出力点における全出力ピーキング係数を第 3.4.1 表に示す。

更に、各燃料体端部の黒鉛による軸方向の出力スパイク及び燃料体外周部の黒鉛によるカラム内出力分布のひずみを考慮して燃料温度を評価している。

3.4.5.2 冷却材流量配分

原子炉の炉心部における冷却材流量配分は、定格出力運転時の燃料最高温度を極力低くするように、燃料の冷却に直接寄与しない冷却材流量を低減し、燃料体の冷却材流路を流れる炉心流量を確保するとともに、各カラムの燃料最高温度がほぼ均一となるように、各カラムに燃料体の発熱量を考慮した冷却材を流すように流量配分を行っている。

冷却材の漏れ流量を低減するために、第 3.2.16(a) 図、第 3.2.16(b) 図及び第 3.2.17 図に示すように、固定反射体ブロック間の隙間及び高温プレナムブロック間の隙間にシール要素を設置する。

冷却材の流量配分は、燃料領域上部及び下部の可動反射体ブロック、燃料体等の組合せによる圧力損失特性を考慮して行っている。

隣接する燃料体ブロック間の隙間は、漏れ流れ等の流量を極力少なくするために、可能な限り狭くするとともに、①原子炉停止時に燃料交換が可能なように隙間 1mm 以上を確保し、②通常運転時において燃料体が固定反射体を押広げることのないように、初期据付時の値を定めている。

冷却材の流量配分解析に用いる隣接する燃料体ブロック間の隙間は、高温プレナムブロック及び燃料体の配列ピッチに基づいて、通常運転時の炉心構成要素及び炉内構造物の熱変形及び照射変形を考慮して評価している。

流量配分の決定に当たっては、燃料体及び制御棒案内ブロック内の冷却材流路を流れる流量のほかに、①固定反射体ブロックの外側の流路から、固定反射体ブロック間の隙間を通過して炉心に流れる漏れ流量、②隣接する燃料体間等の隙間を流れる流量、③燃料体等の積層面を横切って流れるクロス流れ流量、④その他の構造物の隙間を流れる流量等を考慮している。

基準炉心において、原子炉出口冷却材温度 850°C 運転時の 1 次冷却材全流量約 12.4kg/s は、燃料体の冷却材流路へ約 11.0kg/s、制御棒案内ブロックの冷却材流路へ約 0.7kg/s 配分され、残りの流量は、その他の炉心構成要素及び炉内構造物の隙間を流れる。

3.4.5.3 燃料温度の評価

燃料温度の評価は、燃料要素の熱伝導率及び熱伝達率の燃焼による変化、工学的安全係数等を考慮して行い、3.4.2 の設計方針を満足することを確認する。

(1) 燃料温度計算

燃料温度の計算は、中空の燃料コンパクト、燃料コンパクトと黒鉛スリーブの間のギャップ、黒鉛スリーブ及び冷却材流路からなる同心状の多重円筒モデルを用いて、燃料棒を半径方向及び軸方向に分割して行っている。計算に使用する出力分布は、核設計で得られた出力分布

をもとに、燃料体内の局所的な出力分布のひずみを考慮して用いている。また、温度計算に用いるカラム内の冷却材流量は、流量配分解析で得られたカラムごとの流量配分をもとに、燃料体内の局所的な出力分布のひずみの効果を考慮して算出した流量を用いている。

燃料最高温度は、工学的安全係数を考慮した次の式を用いて評価している。

$$T = T_{g_{in}} + \sum_{i=1}^5 (F_i \cdot \Delta T_i)$$

ここで、
 T : 燃料コンパクト内面温度
 $T_{g_{in}}$: 炉心入口冷却材温度
 ΔT_i : 温度差、又は温度上昇
 F_i : ΔT_i に係る因子
 $i=1$: 冷却材温度上昇
 2 : 膜温度差
 3 : 黒鉛スリーブ温度差
 4 : ギャップ温度差
 5 : 燃料コンパクト温度差

である。

温度差又は温度上昇に係る因子 F_i は、次の式により求める。

$$F_i = \prod_{j=1}^{n(i)} S_{i,j} \left\{ 1 + \sqrt{\sum_{k=1}^{m(i)} (R_{i,k})^2} \right\}$$

ここで、 $S_{i,j}$: ΔT_i に係る系統的性質を有する
 システムティック因子
 $n(i)$: ΔT_i に係る $S_{i,j}$ の数
 $R_{i,k}$: ΔT_i に係る統計処理を行うランダム因子
 $m(i)$: ΔT_i に係る $R_{i,k}$ の数

である。

a. 燃料コンパクトの熱伝導率

燃料コンパクトの熱伝導率は、温度及び高速中性子照射量により変化する⁽¹⁾ことを考慮して燃料温度を保守的に高く評価するため、一定値 $0.003 \text{ kcal/m}\cdot\text{s}\cdot\text{°C}$ を使用している。

b. ギャップコンダクタンス

燃料コンパクトと黒鉛スリーブ間のギャップコンダクタンスは、ふく射とギャップ内のヘリウムガスの熱伝導率及びギャップの寸法をもとに計算している。ギャップ寸法は、燃料コンパクト及び黒鉛スリーブ、それぞれの熱膨張及び高速中性子照射量による変形を考慮した値を用いている。

c. 黒鉛スリーブの熱伝導率

黒鉛スリーブの熱伝導率は、実験データ⁽³²⁾に基づいた温度及び高速中性子照射量による変化を考慮した値を用いている。

d. その他の物性定数

燃料温度解析に使用する1次冷却材の密度、定圧比熱、熱伝導率及び粘性係数を、第3.4.2表⁽³³⁾に示す。

e. 熱伝達率

燃料棒表面の熱伝達率は、対流熱伝達率 h 及び燃料棒表面から黒鉛ブロックへのふく射熱伝達率を考慮する。ふく射による熱伝達は、燃料棒及び黒鉛ブロックのふく射率を保守的な低い値0.8として、同心円筒間の形態係数を適用して計算している。

燃料棒の表面の対流熱伝達率は、実験結果⁽²⁶⁾を保守的に評価した次の式を用いる。

$$\frac{h \cdot De}{k} = 0.02 \cdot Re^{0.8} \cdot Pr^{0.4} \left(\frac{T_w}{T_b} \right)^{-0.5} \left(\frac{D_i}{D_o} \right)^{-0.16} \quad (Re > 2000)$$

ここで、	h	: 熱伝達率	(kcal/m ² ・s・°C)
	De	: 流路の等価水力直径 (=D _o -D _i)	(m)
	D_i	: 環状流路内径	(m)
	D_o	: 環状流路外径	(m)
	k	: 流体の熱伝導率	(kcal/m・s・°C)
	Re	: レイノルズ数	
	Pr	: プラントル数	
	T_w	: 黒鉛スリーブ表面温度	(K)
	T_b	: 流体の混合平均温度	(K)

である。

f. 工学的安全係数

燃料温度評価に対して、設計上十分な余裕を見込むため、工学的安全係数を考慮し、燃料最高温度の評価を行っている。

工学的安全係数は、発熱、除熱条件等各部の温度上昇の算出において最大値を見積もるための因子であり、製作公差、熱流動関係諸定数のばらつきなどの統計処理を行うランダム因子及び出力分布や流量配分の不確かさ並びに原子炉熱出力の測定誤差等の系統的な性質を有するシステムティック因子を含む。これらの工学的安全係数から、燃料最高温度評価用に得られた冷却材温度上昇、膜温度差、被覆部温度差、燃料部温度差及びギャップ温度差に係る各因子 F_i ($i=1\sim5$) を第3.4.1表に示す。

(2) 燃料最高温度

燃料最高温度は、第3.4.1表に示すように、基準炉心の原子炉出口冷却材温度が950°Cの高温試験運転時において生じ約1,492°Cである。基準炉心の原子炉出口冷却材温度850°C運転時

における燃料最高温度は、約 1,420°Cである。照射炉心の燃料最高温度は、約 1,456°Cである。

燃料最高温度は、約 1,492°Cであり、3.2.1.6(3)に示すように燃料粒子被覆層の有意な破損及び著しい劣化は生じない。

通常運転時にあつては、燃料最高温度が主要な熱的制限値である 1,495°Cを超えないように原子炉出力、原子炉圧力容器出入口での 1 次冷却材温度、1 次冷却材流量等を監視する。

添付書類十「2. 運転時の異常な過渡変化の解析」に示すとおり、運転時の異常な過渡変化時において、燃料温度は 1,600°Cを超えることなく、また通常運転時における燃料温度は熱的制限値である 1,495°Cを超えることがないことから、3.4.2 に示す設計方針を満足する。

3.4.5.4 運転時の過出力防護

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料最高温度が、1,600°Cを超えないよう「出力領域中性子束高スクラム」の動作により防護される。「出力領域中性子束高」の設定値は、定格出力の 105.5%としており、過出力運転状態での燃料最高温度は、1,600°Cを超えない。

3.5 動特性

3.5.1 概要

原子炉は、運転制御の観点から次の特性をもっている。

炉心の出力密度が低く、炉心の熱容量が大きい。1 次冷却材のヘリウムガスは良好な伝熱特性をもち、相変化しない。炉心出入口温度差が大きく、炉心を出た 1 次冷却材の温度が高い。ヘリウムガスの熱容量は、炉心及び冷却系機器の熱容量に比較して小さい。原子炉の反応度出力係数は、全ての出力範囲で負に保たれており、原子炉は自己制御性を持っている。

更に、適切な原子炉出力制御系の動作により、原子炉出力を十分な減衰性を持って設定値に制御する。また、適切な原子炉入口温度制御系の動作により、原子炉入口冷却材温度を第 3.5.1 図に示すような原子炉出力に応じた設定値に制御する。

ステップ状及びランプ状の出力変更に対しては、冷却材のヘリウムに比べて炉心及び冷却系機器の熱容量が大きいことに加え、原子炉出力制御系、原子炉入口温度制御系の動作により、原子炉出力、冷却材温度等の主要諸変数は十分な減衰性を持って変化する。また、通常運転時に生じる外乱に対しても、原子炉出力及び冷却材温度等の主要諸変数を、十分な減衰性をもって初期状態に制御する。

3.5.2 設計方針

原子炉制御設備は、定格出力の 30 %以上における次の出力変化に対して、原子炉出力、冷却材温度等の主要諸変数が過度のオーバーシュートあるいはアンダーシュートがなく、かつ、十分な減衰性をもって変化し、原子炉を安定に運転できるように設計する。

- a. ±10 %のステップ状出力変化
- b. ±1.0 %/min のランプ状出力変化

3.5.3 解析方法

応答解析は、計算機によるプラントシミュレーションによって行う。使用する動特性解析コードは、検証済の解析コードとの相互比較並びに実炉での実測データとの比較検討により、その妥当性を確認している⁽³⁴⁾。シミュレーションモデルの概略を第 3.5.2 図に示す。次に計算モデルの概要を示す。

- (1) 核動特性は、遅発中性子 6 群の 1 点近似動特性モデルによって求める。
- (2) 熱特性は、1 チャンネルモデルを用いる。チャンネル内部の燃料、上下部可動反射体及びチャンネル周辺の減速材の温度は、半径方向及び軸方向に多分割した 2 次元円筒モデルによって求める。
- (3) 中間熱交換器、1 次及び 2 次加圧水冷却器は、軸方向を多分割した 1 チャンネルモデルを用いる。
- (4) 二重管は、半径方向及び軸方向に多分割した 2 次元円筒モデルを用いる。
- (5) 主要な制御系は、非線形要素やインターロックも考慮する。

なお、原子炉の運転には、原子炉出口冷却材温度が 850°C の定格運転及び 950°C の高温試験運転があり、それぞれの運転には、中間熱交換器と 1 次加圧水冷却器を用いる並列運転並びに 1 次加圧水冷却器のみを用いる単独運転がある。原子炉の動特性は、定格運転及び高温試験運転はほぼ同じであり、また、制御対象の多い並列運転の方が、単独運転より制御動作が複雑となる。従って、制御特性を見る観点から、定格運転の並列運転について解析結果を示す。また、高温試験運転についても並列運転の解析結果を示す。

3.5.4 過渡応答

- (1) ±10 %ステップ状出力変化

原子炉出力の設定値を、定格出力の 90 % から 100 % にステップ状に変更させたときの応答を、第 3.5.3 図及び第 3.5.4 図に示す。

原子炉出力制御系は、原子炉出力の設定値と中性子束検出器からの信号との偏差に応じて、制御棒駆動装置に制御棒の引抜き速度信号を発信する。従って、設定値をステップ状に変化させた直後では大きな偏差が生じ、許容される最大速度に近い速度で制御棒が引抜かれるので、原子炉出力は定格出力近傍まで急激に上昇するが、燃料温度の上昇による負の温度フィードバック効果により、原子炉出力の上昇は抑えられ、定格出力の約 95 % まで一度下降する。その後は、制御棒の引抜きに従ってゆるやかに上昇し、ほとんどオーバーシュートせず約 40 分後に整定する。原子炉入口温度制御系の設定値は、プログラム制御により原子炉出力に応じて変更される。このとき、原子炉入口冷却材温度の設定値に追従するように、加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の開度が調整され、加圧水空気冷却器の加圧水流量が減少し、加圧水温度が上昇することによって原子炉入口冷却材温度は上昇する。最終的には、原子炉出力の設定値に対応する原子炉入口冷却材温度の設定値まで上昇する。原子炉出口冷却材温度は、原子炉出力制御系、原子炉入口温度制御系により、制御された原子炉出力及び原子炉入口冷却材温度の変化に応じて、緩やかに所定の温度まで上昇する。

原子炉出力の設定値を、定格出力の 100 % から 90 % にステップ状に変更させたときの応答を、第 3.5.5 図及び第 3.5.6 図に示す。

この場合は、定格出力の90%から100%へのステップ状の出力設定値の変更時とほぼ逆の応答を示す。

以上のように、原子炉制御設備の動作により、原子炉出力、原子炉入口冷却材温度、原子炉出口冷却材温度等が適切に制御され、安定にステップ状出力の変更ができる。

(2) ±1.0%/min ランプ状出力変化

原子炉出力の設定値を変化率1.0%/minで、定格出力の30%から100%まで変更させたときの応答を、第3.5.7図に示す。

原子炉出力制御系は、1.0%/minの原子炉出力設定値の変化率に原子炉出力が追従して変化するように制御棒を引抜く。原子炉入口温度制御系の設定値は、プログラム制御により原子炉出力に応じてランプ状に変更される。このとき、原子炉入口冷却材温度が、設定値の変化に追従するように加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁等の開度を調整して、加圧水空気冷却器の加圧水流量が調整される。原子炉出口冷却材温度は、原子炉出力及び原子炉入口冷却材温度の変化に応じて、緩やかに所定の温度まで上昇する。

原子炉出力の設定値を変化率1.0%/minで、定格出力の100%から30%までランプ状に変更させたときの応答を、第3.5.8図に示す。

この場合は、変化率1.0%/minで定格出力の30%から100%までランプ状に変更させたときとほぼ逆の応答を示す。

以上のように、変化率1.0%/min、変化幅70%のランプ状出力変化時にも、原子炉制御設備の動作によって、安定に出力変更ができる。

また、高温試験運転の並列運転の動特性について、±10%ステップ状出力変化を第3.5.9図から第3.5.12図に、また、±1.0%/minランプ状出力変化を第3.5.13図及び第3.5.14図に示す。高温試験運転の動特性は定格運転の動特性とほぼ同じである。

3.5.5 評価

定格出力の30%以上での通常運転時における±10%ステップ状出力変化及び±1.0%/minランプ状出力変化に対し、原子炉出力制御系、原子炉入口温度制御系等の適切な応答動作により、原子炉出力、原子炉入口冷却材温度、原子炉出口冷却材温度等の主要諸変数を、十分な減衰性をもたせて安定に制御することができる。

3.6 参考文献

- (1) 福田 他；「高温ガス炉用燃料に関する試験研究」、JAERI-M 89-007(1989)。
- (2) Kashimura, S. and Ikawa, K. ; “Survival Temperature Limit of Unirradiated Coated Fuel Particles” , JAERI-M 85-068 (1985)。
- (3) 小川 他；「被覆燃料粒子の超高温加熱試験(Ⅲ)ランプ加熱試験結果」、日本原子力学会 1989年年会(1989年4月、大阪大学工学部)H15。
- (4) 林 他；「高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界」、JAERI-M 89-162 (1989)。
- (5) Ogawa, T. and Ikawa, K. ; “Reactions of Pd with SiC and ZrC” , High Temperature Science, Vol. 22, pp. 179-193 (1986)。

- (6) 丸山 他 ; 「高温工学試験研究炉炉心燃料最高温度計算用工学的安全係数の評価」、JAERI-M 88-250 (1988).
- (7) Price, R. J. ; “Irradiation-induced creep in graphite; A Review” , GA-A16402 (1981).
- (8) Wimmers, M. ; “Das Verhalten Kugelformiger HTR-Brennelemente bei der Massenerprobung im AVR-Reaktor” , INIS-mf-4591 (1976).
- (9) Turner, R. F. et al. ; “HTGR Fuel Performance in the Peach Bottom Reactor” , Gulf-GA-A12675 (1973).
- (10) Saurwain, J. J. et al. ; “Postirradiation Examination and Evaluation of Fort St. Vrain Element 1-0743” , GA-A16258 (1981).
- (11) Ogawa, T. et al. ; “Research and development of ZrC-coated UO₂ Particle Fuel at the Japan Atomic Energy Research Institute” , Nuclear Fuel Performance, Proc. BNES Conf. London (1985) pp. 163-169.
- (12) 白鳥 他 ; 「酸化トリウム系被覆粒子燃料の照射挙動」、JAERI-M 88-220 (1988).
- (13) 佐藤 他 ; 「黒鉛及び炭素繊維/炭素複合材料の高温における強度と破壊靱性」、日本材料強度学会誌, Vol. 20, No.3, pp. 99-114 (1985).
- (14) 伊与久 他 ; 「高温ガス炉の地震時に於ける制御棒挿入特性, (I)」, 日本原子力学会 1989 年秋の大会 (1989 年 10 月、原研東海) D15.
- (15) Garber, D. and Kinsey, R. ; “ENDF-102 Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File” , ENDF, BNL-NCS-50496 (1979).
- (16) 土井 他 ; 「高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード DELIGHT-6」、JAERI-M 83-176 (1983).
- (17) 山下 他 ; 「高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード DELIGHT-6 (Revised)」, JAERI-M 85-163 (1985).
- (18) Tsuchihashi, K. et al. ; “Revised SRAC Code System” , JAERI 1302 (1986).
- (19) Lathrop, K. D. and Brinkley, F. W. ; “TWOTRAN- II : An Interfaced Exportable Version of the TWOTRAN Code for Two-Dimensional Transport” , LA-4848-MS (1973).
- (20) Fowler, T. B. and Vondy, D. R. ; “Nuclear Reactor Core Analysis Code, CITATION” , ORNL-TM-2496 (1969).
- (21) Takano, M. et al. ; “Analysis of SHE Critical Experiments by Neutronic Design Code for Experimental Very High Temperature Reactor” , J. Nucl. Sci. Technol., vol. 22, No.5, pp. 358-370 (1985).
- (22) 山下 他 ; 「VHTRC の実験データに基づく高温工学試験研究炉の核設計計算手法の精度検討」、JAERI-M 88-245 (1988).
- (23) Randall, D. and St. John, D. S. ; “Xenon Spatial Oscillation” , Nucl. Sci. Eng., Vol. 14, pp. 204-206 (1962).
- (24) 鈴木 他 ; 「多目的高温ガス実験炉における炉内流動特性解析」、FAPIG-102 (1982).
- (25) 丸山 他 ; 「炉内流動解析コード FLOWNET の検証」、JAERI-M 88-138 (1988).
- (26) 高瀬 他 ; 「高温ガス実験炉燃料体の伝熱流動試験 (I)」, 日本原子力学会誌, Vol. 28, No.5, pp. 428-435 (1986).

- (27) 鈴木 他 ; 「多目的高温ガス実験炉の炉心シール性能データ」、JAERI-M 85-183(1985).
- (28) 国富 他 ; 「炉内構造物実証試験部(HENDEL T2)における漏洩量の計測試験と解析」、日本原子力学会誌, Vol. 30, No.7, pp617-623 (1988).
- (29) 滝塚 他 ; 「多目的高温ガス実験炉炉心のクロス流れ(I)」、日本原子力学会誌, Vol. 27, No.4, pp347-356 (1985)
- (30) 小林 他 ; 「高温ガス炉用炉心伝熱流動解析コード「TEM DIM」の開発」、FAPIG-88(1978).
- (31) 丸山 他 ; 「燃料温度解析コード TEMDIM の検証」、JAERI-M 88-170 (1988).
- (32) 松尾 ; 「高温ガス炉用黒鉛材料の寸法及び物理的性質に及ぼす高温照射の影響」、JAERI-M 87-207 (1988).
- (33) Harth, R. and Hammeke, K. ; “Thermodynamische Stoffwerte von HELIUM im Bereich von 0 bis 3000°C und 0.2 bis 200 bar” , Juel-666-RB (1970).
- (34) 藤本 他 ; 「高温工学試験研究炉用制御動特性解析コード-ASURA-」、JAERI-M 89-195(1989).

第 3.1.1 表 原子炉及び炉心の設備仕様

炉心熱出力	約 30 MW
1 次冷却材全流量	約 12.4 kg/s (高温試験運転時は) 約 10.2 kg/s
原子炉圧力容器入口冷却材温度	約 395 °C
原子炉圧力容器出口冷却材温度	約 850 °C (高温試験運転時は) 約 950 °C
原子炉運転圧力	約 3.9 MPa[gage] (約 40 kg/cm ² g)
炉心燃料領域	
有効高さ	約 2.9 m
等価直径	約 2.3 m
反射体領域厚さ	
半径方向(平均)	約 1 m
上部及び下部	約 1.2 m
全ウラン装荷量(基準炉心の場合)	約 900 kg
トリウム最大装荷量	11 kg
(B-3 型燃料体装荷時)	
冷却回路数	1

第 3.2.1 表 IG-110 黒鉛、PGX 黒鉛及び ASR-ORB 炭素の主要な特性値(標準値)

(未照射材)

		IG-110 黒鉛	PGX 黒鉛	ASR-ORB 炭素
かさ密度*	(g/cm ³)	1.78	1.73	1.65
平均引張強さ*	MPa	25.3	8.1(T)	6.8(T)
	(kg/cm ²)	(258)	(83(T))	(69(T))
平均圧縮強さ*	MPa	76.9	30.6(T)	50.4(T)
	(kg/cm ²)	(784)	(312(T))	(514(T))
縦弾性係数*	MPa	0.79×10 ⁴	0.65×10 ⁴ (T)	0.87×10 ⁴ (T)
	(kg/cm ²)	(0.81×10 ⁵)	(0.66×10 ⁵ (T))	(0.89×10 ⁵ (T))
(± $\frac{1}{3}$ Su 勾配)**				
平均熱膨張係数	(10 ⁻⁶ /°C)	4.06	2.34(T)	4.40(T)
	(20~400°C)		2.87(L)	4.89(L)
熱伝導率	W/m・K	80	75(T)	10
	(400°C)	(1.9×10 ⁻²)	(1.8×10 ⁻² (T))	(2.4×10 ⁻³)
灰分***	(ppm)	100 以下	7,000 以下	5,000 以下
粒径	(μm)	20	800 以下	2,000 以下

* : 室温での値

** : 応力-歪曲線における引張及び圧縮基準強さの 1/3 の点を結んだ直線の勾配

*** : 耐腐食性を必要としない部材には適用しない。

T : 素材の長軸方向に垂直な方向(径方向)

L : 素材の長軸方向に水平な方向(軸方向)

第 3.2.2 表 被覆燃料粒子の破損評価用温度計算に用いる因子

	基準炉心の 定格運転時	高温試験 運 転 時	照射炉心
f ₁ (冷却材温度上昇)	約 1.12	約 1.11	約 1.13
f ₂ (膜温度差)	約 1.15	約 1.14	約 1.16
f ₃ (黒鉛スリーブ温度差)	約 1.10	約 1.10	約 1.10
f ₄ (ギャップ温度差)	約 1.10	約 1.10	約 1.10
f ₅ (燃料コンパクト温度差)	約 1.10	約 1.10	約 1.10

第 3.2.3 表 燃料の仕様

	A 型燃料体	B-1 型及び B-2 型燃料体	B-3 型燃料体
(1) 燃料要素			
燃料要素形式	燃料棒	燃料棒	燃料棒
被覆燃料粒子			
粒子形式	4 重被覆型	4 重被覆型	4 重被覆型
粒子直径	約 920 μm (A 型)	約 940 μm	約 830 μm
燃料核			
材 質	UO ₂	UO ₂	(U, Th)O ₂ (Th/U 比 約 4)
密 度	理論密度の約 95 %	理論密度の約 95 %	理論密度の約 95 %
直 径	約 600 μm	約 570 μm	約 500 μm

(つづき)

	A 型燃料体	B-1 型及び B-2 型燃料体	B-3 型燃料体
被覆層材質、厚さ			
第 1 層	低密度熱分解炭素 約 60 μm	低密度熱分解炭素 約 80 μm	低密度熱分解炭素 約 60 μm
第 2 層	高密度熱分解炭素 約 30 μm	高密度熱分解炭素 約 30 μm	高密度熱分解炭素 約 30 μm
第 3 層	炭化けい素 約 25 μm	炭化けい素(B-1 型) 約 35 μm 炭化ジルコニウム(B-2 型) 約 35 μm	炭化けい素 約 30 μm
第 4 層	高密度熱分解炭素 約 45 μm	高密度熱分解炭素 約 40 μm	高密度熱分解炭素 約 45 μm
ウラン 235 濃縮度	約 3~10 wt%(平均 約 6wt%)	約 5 wt%	約 20 wt%

(つづき)

	A型及びB型燃料体
燃料コンパクト	
構造	中空円柱
材質	被覆燃料粒子、 黒鉛と炭素混合材(黒鉛素地)
粒子充填率	約 30 vol % (A型、B-3型) 約 35 vol % (B-1型、B-2型)
寸法	外径 約 26 mm、内径 約 10 mm 燃料コンパクト1個の高さ 約 39 mm 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	
構造	円筒
材質	黒鉛

(つづき)

	A型及びB型燃料体
寸法	外径 約 34 mm
	厚さ 約 4 mm
	長さ 約 580 mm
燃料コンパクトと黒鉛スリーブ ギャップ幅(直径)	約 0.25 mm
(2) 燃料体	
形式	ピン・イン・ブロック型
形状	六角柱状ブロック
ブロック寸法	
対面間距離	約 360 mm
高さ	約 580 mm
燃料棒挿入孔径	約 41 mm

(つづき)

ブロック間ピッチ

A 型及び B 型燃料体

約 362 mm

ブロック材質

黒鉛 (IG-110 相当)

燃料体当り燃料要素数

33 (ただし、燃料領域最外周は 31)

(3) その他の構造

- ・反応度調整材装荷孔をブロックに設ける。
- ・ブロック水平方向位置決めのため、ブロックにダウエル及びソケットを、それぞれ 3 個設ける。

第 3.2.4 表 SiC 層を厚くした被覆燃料粒子の燃料コンパクトの照射試験の実績

キャプセル の種類	キャプセル名	燃料コンパクト 個数	SiC 層 厚さ (μm)	照射温度 ($^{\circ}\text{C}$)	照射日数	燃 焼 度 (MWd/t)	高速中性子照射量 (n/cm^2 , $E>0.18\text{MeV}$)
J M T R 密封	82F-1A	3 個	30	1,540	86	24,000	2.4×10^{21}
J M T R 密封	82F-2A	2 個	30	1,530	64	13,000	7.7×10^{20}
J M T R スイープ ガスキャプセル	84F-9A	4 個	30	1,290	62	8,000	6.0×10^{20}
J M T R 密封	84F-11A	2 個	30	1,600	86	23,000	2.2×10^{21}
J M T R 密封	86F-2A	4 個	45	800	63	12,000	1.6×10^{21}
J M T R 密封	85F-6A	1 個	45	1,390	168	45,000	4.5×10^{21}

注) 複数個の燃料コンパクトの照射条件(温度、燃焼度、高速中性子照射量)は、それらの最大値を示す。

* SiC 層厚さ以外の燃料粒子被覆層の厚さは、A 型燃料体の被覆燃料粒子に同じ。

第 3.2.5 表 ZrC 四重被覆燃料粒子の照射試験の実績

キャプセルの種類	キャプセル名	燃料形態 (燃料コンパクト個数)	最高照射温度 (°C)	照射日数	燃焼度 (MWd/t)	高速中性子照射量(n/cm ² , E>0.18MeV)
JMTR 密封	78F-4A	4 個	1,360	81	35,000	2.2×10^{21}
JRR-2 密封	ICF-26H	2 個	1,500	135	16,000	1×10^{21}
JMTR スweepガス キャプセル	80F-4A	2 個	1,000	80	14,000	1.2×10^{21}
JRR-2 アメーバ 効果 キャプセル	VOF-8H	ディスク	1,360	156	15,000	-
	VOF-14H	ディスク	1,600	139	13,000	-
	VOF-20H	ディスク	1,550	48	5,000	-
JMTR 密封	84F-11A	粒子	-	86	9,000	1×10^{21}

* ZrC 層厚さは 25 μm、その他の燃料粒子被覆層の厚さは、A 型燃料体の被覆燃料粒子に同じ。

第 3. 2. 6 表 (U, Th)O₂核-四重被覆燃料粒子の照射試験の実績

キャプセルの種類	キャプセル名	燃料形態* (燃料コンパ クト個数)	燃料製造 バッチ名	U:Th 比 (モル%)	U 濃縮 度 (%)	照射 日数	最高温度 (°C)	最大燃焼度 (MWd/t)	最大高速中性子 照射量(n/cm ² , E>0.18MeV)
J R R - 2 密封	ICF-28H	粒子	78TU1	6:94	93	43	1,185	4,300	1.6 × 10 ²⁰
J M T R 密封	78F-4A	粒子	78TU1	6:94	93	82	1,000	22,000	2.2 × 10 ²¹
J M T R 密封	80F-3A	ディスク	79TU1	20:80	20	83	1,340	15,000	} 9.1 × 10 ²⁰
		ディスク	79TU2	20:80	93	83	1,340	60,000	
J M T R 密封	84F-11A	2 個	84TUC1	6:94	93	86	1,390	24,000	} 2.2 × 10 ²¹
		2 個	84TUC2	20:80	93	86	1,390	67,000	
		ディスク	83TU1	6:94	93	86	1,390	24,000	
		ディスク	83TU2	20:80	93	86	1,390	67,000	

* 被覆燃料粒子の寸法諸元は、燃料核 500 μm、第 1 層(低密度熱分解炭素)60 μm、

第 2 層(高密度熱分解炭素)30 μm、第 3 層(SiC)25 μm、第 4 層(高密度熱分解炭素)45 μm である。

第 3.2.7 表 Pd による SiC 層の腐食の観察・分析を実施した

燃料コンパクト試料の照射条件

キャプセル名	試料名	濃縮度 (²³⁵ U %)	照射日数 (日)	燃焼度 (MWd/t)	温 度 (°C)
75F-5A	75FP2A-1	4.0	78	15,000	1,500~1,200
76F-5A	78FP2A-1	4.0	120	33,000	1,400~1,000
77F-4A	76FP1A-9	4.0	101	13,000	1,200~1,000
77F-5A	77FP2A-1	4.0	183	9,100	1,200~1,000
78F-3A	79FP2A-14	8.0	82	47,000	1,550~1,200
78F-3A	79FP2A-15	8.0	82	33,000	1,350~1,250
5 次 OGL-1	790P(B-10)	19.9	142	27,000	1,400~1,250
80F-6A	80FP3A-6	8.0	117	32,000	1,700~1,400
80F-6A	80FP3A-8	8.0	117	35,000	1,650~1,350
80F-6A	80FP2A-3	8.0	117	35,000	1,600~1,350
82F-1A	T82F1A-4	8.0	86	42,000	1,400~1,300
82F-1A	T82F1A-8	8.0	86	43,000	1,350~1,250
82F-1A	T82F1A-9	8.0	86	40,000	1,500~1,350

第 3.2.8 表 制御棒案内ブロックの設備仕様

ブロック数	
燃料領域	7 カラム×5 段 計 35 又は 6 カラム×5 段 計 30 (中央カラムを照射試験に 使用する場合)
可動反射体領域 (遮へいピン付きを含む)	
燃料領域側部	9 カラム×9 段 計 81
燃料領域上下部	7 カラム×4 段 計 28 又は 6 カラム×4 段 計 24 (中央カラムを照射試験に 使用する場合)
形 状	六角柱状ブロック
材 質	黒鉛 (IG-110 相当)
主要寸法	
対面間距離	約 360 mm
高 さ	約 580 mm 及び約 480 mm (最下段)
制御棒挿入孔	
孔 数	2 (ブロック 1 体当たり)
孔 径	約 123 mm 及び約 140 mm
炭化ほう素ペレット落下孔	
孔 数	1 (ブロック 1 体当たり)
孔 径	約 123 mm
ダウエル及びソケット数	各 3 (ブロック 1 体当たり)
他のブロックとのピッチ	約 362 mm

第 3.2.9 表 可動反射体ブロックの設備仕様

ブロック数	
燃料領域上部	30 カラム×2 段 計 60
燃料領域下部 (遮へいピン付きを含む)	30 カラム×2 段 計 60
燃料領域側部	最大 15 カラム×9 段 計 135
形 状	六角柱状ブロック
材 質	黒鉛(IG-110 相当)
主要寸法	
対面間距離	約 360 mm
高 さ	約 580 mm 及び約 480 mm(照射カラム 最下段)
冷却孔	
燃料体カラム上部及び下部上段ブロック	
孔 数	
燃料領域内側	33(ブロック 1 体当たり)
燃料領域最外周	31(ブロック 1 体当たり)
燃料体カラム下部下段(最下段)ブロック	
孔 数	6(ブロック 1 体当たり)
ダウエル及びソケット数	3(ブロック 1 体当たり)
他のブロックとのピッチ	約 362 mm(平均)

第 3.2.10 表 炉内構造物の設備仕様

(1) 炉心支持黒鉛構造物	
固定反射体ブロック	
ブロック数	96
形 状	多角形柱状ブロック
材 質	黒鉛 (PGX 相当)
主要寸法	
高 さ	約 900 mm～約 1,250 mm
高温プレナムブロック	
ブロック数	14
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造)
材 質	黒鉛 (PGX 相当)
主要寸法	
対面間距離	約 950 mm
積層高さ	約 900 mm
サポートポスト	
本 数	21
形 状	両端球面円柱
材 質	黒鉛 (IG-110 相当)
主要寸法	
直 径	約 150 mm
高 さ	約 600 mm

炉床部断熱層

プレナム下部ブロック

ブロック数	7
形 状	六角柱状ブロック
材 質	黒鉛 (PGX 相当)
主要寸法	
対面間距離	約 950 mm
高 さ	約 350 mm

炭素ブロック

ブロック数	14
形 状	六角柱状ブロック (積層構成)
材 質	黒鉛 (ASR-ORB 相当)
主要寸法	
対面間距離	約 950 mm
積層高さ	約 600 mm

下端ブロック

ブロック数	7
形 状	六角柱状ブロック
材 質	黒鉛 (PGX 相当)
主要寸法	
対面間距離	約 950 mm
高 さ	約 200 mm

(2) 炉心支持鋼構造物

炉心支持板

数 量	一式
形 状	多角形プレート組合せ板
材 質	低合金鋼及びオーステナイト系 ステンレス鋼

主要寸法

外 径	約 4.8 m
厚 さ	約 90 mm

炉心支持格子

数 量	一式
形 状	つば付き円筒胴と菱形格子状梁組合せ 構造
材 質	低合金鋼

主要寸法

外 径	約 4.7 m
高 さ	約 1.0 m

炉心拘束機構

形 状	異種金属組合せ連結バンド
-----	--------------

拘束バンド

バンド数量	10
材 質	オーステナイト系ステンレス鋼 及び低合金鋼
バンド外径	約 190 mm

(つづき)

レストレイントリング

リング数量	20
材 質	低合金鋼
リング外径	約 5.5 m

(3) 遮へい体

上部遮へい体ブロック

ブロック数	61
形 状	六角柱状ブロック
材 質	
中性子吸収体	炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体
容 器	オーステナイト系ステンレス鋼又は低合金鋼
主要寸法	
対面間距離	約 360 mm
高 さ	約 300 mm

側部遮へい体ブロック

ブロック数	96
形 状	台形平板
材 質	
中性子吸収体	炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体
容 器	オーステナイト系ステンレス鋼
主要寸法	
厚 さ	約 90 mm
高 さ	約 900 mm～約 1,200 mm

(つづき)

(4) その他の構造

高温プレナム側部ブロック

ブロック数	12
形 状	多角形柱状ブロック
材 質	黒鉛(PGX 相当)
主要寸法	
高 さ	約 400 mm

混合促進板

個 数	1
形 状	円板
材 質	黒鉛(IG-110 相当)
主要寸法	
厚 さ	約 100 mm

第 3.2.11 表 制御棒の設備仕様

制御棒要素	
形 式	二重円筒ベント型
基 数	16 対(32 本) (中央カラムを使用する 照射試験時は 15 対とする)
主要寸法	
有効長さ	約 3.1 m
要素外径	
被覆管部	約 110 mm
突起部	約 116 mm
要素内径	約 70 mm
被覆管	
厚 さ	約 2 mm
材 料	耐食耐熱超合金
中性子吸収材	
外 径	約 105 mm
内 径	約 75 mm
材 料	炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体
ほう素-10 装荷量	約 1.4kg/本
連結棒	
外 径	約 10 mm
材 料	耐食耐熱超合金
ショックアブソーバ	
形 式	クラッシュブル型
外 径	約 106 mm
長 さ	約 500 mm
材 料	耐食耐熱超合金

第 3.2.12 表 制御棒駆動装置の設備仕様

駆動方式	
通常運転時	電動機駆動ワイヤロープ巻取り駆動
原子炉スクラム時	電磁クラッチの切離しによる重力落下
駆動装置数	16 基 (中央カラムを使用する 照射試験時は 15 基とする)
ストローク	
運転時	最大約 4.1 m
燃料交換時	約 5.0 m
駆動速度	約 1 mm/s ~ 10 mm/s 可変
挿入時間	原子炉スクラムしゃ断器開後 12 秒以下
原子炉スクラム時、 炉心有効長の 80% 挿入までの時間	

第 3.2.13 表 後備停止系の設備仕様

作動方式	炭化ほう素ペレット重力落下
基 数	16 (中央カラムを使用する 照射試験時は 15 とする)
炭化ほう素ペレット	
直 径	約 10 mm
長 さ	約 10 mm
材 料	炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体
ほう素-10 装荷量	約 2.6 kg/基

第 3.3.1 表 核設計値

燃料交換法	試験燃料体を除き、原則として 全炉心同時取替方式	
燃料装荷法	領域別燃料装荷	
径方向	4 領域	
軸方向	4 領域	
領域別燃料濃縮度分布	約 3 ~ 10 wt%	
平均燃料濃縮度	約 6 wt%	
燃料燃焼度		
平均(燃料体)	約 22,000 MWd/t	$\left. \begin{array}{l} \text{高温試験運転のみの場合} \\ \text{約 11,000 MWd/t} \\ \text{高温試験運転のみの場合} \\ \text{約 16,500 MWd/t} \end{array} \right\}$
最大(燃料体)	A 型、B-1 型及び B-2 型 33,000MWd/t	
	B-3 型	
	22,000MWd/t	
反応度収支		
過剰反応度 (基準炉心の高温試験運転時、燃焼初期)		
出力補償	約 0.088 $\Delta k/k$	
燃焼補償	約 0.043 $\Delta k/k$	
運転余裕 (照射試験余裕を含む)	約 0.018 $\Delta k/k$	
誤差	約 0.016 $\Delta k/k$	
合計	約 0.165 $\Delta k/k$	
制御棒反応度価値 (照射炉心の制御棒 1 対スタック時)	0.18 $\Delta k/k$ 以上	
炉停止余裕	0.01 $\Delta k/k$ 以上	
反応度係数		
ドプラ係数	$-(4.6 \sim 1.5) \times 10^{-5}$	$\Delta k/k/^\circ\text{C}$
減速材温度係数	$(-17.1 \sim +0.99) \times 10^{-5}$	$\Delta k/k/^\circ\text{C}$
反応度出力係数	$-2.4 \times 10^{-3} \sim -4.0 \times 10^{-4}$	$\Delta k/k/\text{MW}$
動特性パラメータ		
遅発中性子寿命	約 0.67~0.78 ms	
実効遅発中性子割合	約 0.0047~0.0065	

第 3.3.2 表 燃料及び反応度調整材の炉心内装荷

(基準炉心)

領域 (*1) 上からの 段数	燃料濃縮度 (wt %)				(*2) 反応度調整材 諸元		
	1	2	3	4	直 径 (mm)	天然ほう素 濃度 (wt%)	ブロック内 装荷孔数
1	約 6.7	約 7.9	約 9.4	約 9.9	約 14	約 2.0	3
2	約 5.2	約 6.3	約 7.2	約 7.9	約 14	約 2.5	3
3	約 4.3	約 5.2	約 5.9	約 6.3	約 14	約 2.5	3
4	約 3.4	約 3.9	約 4.3	約 4.8	約 14	約 2.0	3
5	約 3.4	約 3.9	約 4.3	約 4.8	約 14	約 2.0	3

(*1) 領域番号は第 3.3.1 図に示すとおりである。

(*2) 反応度調整材は炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体であり、
装荷高さは最大 500mm である。

第 3.4.1 表 熱流設計値

炉心熱出力	約 30 MW		
1 次冷却材圧力	約 3.9 MPa[gage] (約 40 kg/cm ² g)		
1 次冷却材流量	約 12.4 kg/s 〔高温試験運転時は、 約 10.2 kg/s〕		
原子炉圧力容器入口冷却材温度	約 395 °C		
原子炉圧力容器出口冷却材温度	約 850 °C 〔高温試験運転時は、約 950 °C〕		
平均出力密度	約 2.5 W/cm ³		
	基準炉心の 定格運転時	高温試験運転時	照射炉心
全出力ピーキング係数	約 1.69	約 1.66	約 1.65
燃料最高温度評価に用いる因子			
F ₁ (冷却材温度上昇)	約 1.17	約 1.16	約 1.18
F ₂ (膜温度差)	約 1.25	約 1.24	約 1.26
F ₃ (黒鉛スリーブ温度差)	約 1.17	約 1.17	約 1.17
F ₄ (ギャップ温度差)	約 1.73	約 1.73	約 1.73
F ₅ (燃料コンパクト温度差)	約 1.17	約 1.17	約 1.17
燃料最高温度	約 1,420°C	約 1,492°C	約 1,456°C*

*B-3 型燃料体の燃料最高温度は、995°Cである。

第 3.4.2 表 熱流設計用物性値及び相関式

冷却材密度	$\rho = \frac{-1 + \sqrt{1 + 4A \cdot B}}{2 \cdot A}$ $A = 4.5 \times 10^{-4} + \frac{5.42}{2163.16 + T}$ $B = \frac{P}{R \cdot (T + 273.16)}$ <p> ρ : 冷却材密度 (kg/m³) P : 冷却材圧力 (kg/m・s²) T : 冷却材温度 (°C) R : ガス定数 $\left(= 2077.23 \frac{\text{kg}}{\text{m} \cdot \text{s}^2} \cdot \frac{\text{m}^3}{\text{kg} \cdot \text{K}} \right)$ </p>
冷却材定圧比熱	$C_p = 1.24$ <p>C_p : 冷却材定圧比熱 (kcal/kg・°C)</p>
冷却材熱伝導率	$k = 7.09 \times 10^{-7} \cdot (T + 273.16)^{0.69} + \frac{2.20 \times 10^6 \cdot T}{T^5 + 4.29 \times 10^{14}}$ $+ 5.57 \times 10^{-8} \cdot \rho + 5.71 \times 10^{-10} \cdot \rho^2$ <p> k : 冷却材熱伝導率 (kcal/m・s・°C) T : 冷却材温度 (°C) ρ : 冷却材密度 (kg/m³) </p>
冷却材粘性係数	$\mu = 3.85 \times 10^{-8} \cdot (T + 273.16)^{0.69} + \frac{2.90 \times 10^{-5}}{569.35 + T}$ $+ 2.72 \times 10^9 \cdot \rho^2$ <p> μ : 冷却材粘性係数 (kg・s/m²) T : 冷却材温度 (°C) ρ : 冷却材密度 (kg/m³) </p>

本表のみ kg は質量単位系による。

(つづき)

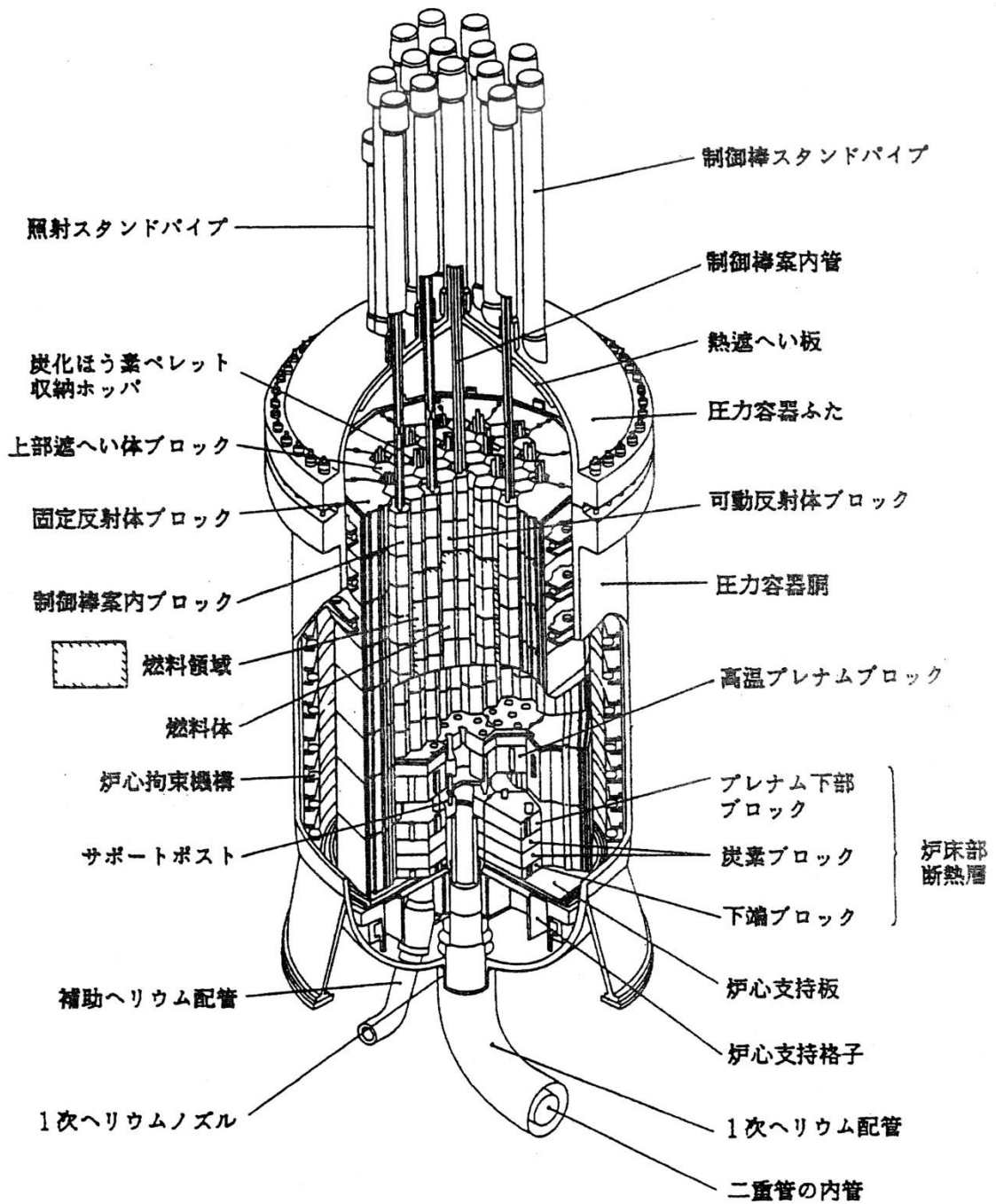
燃料コンパクト・黒鉛

$$\Delta \text{gap} = 1.569 \times 10^{-4} + 2.047 \times 10^{-5} \cdot \phi - 1.430 \times 10^{-6} \cdot \phi^2 \\ + 4.088 \times 10^{-8} \cdot \phi^3$$

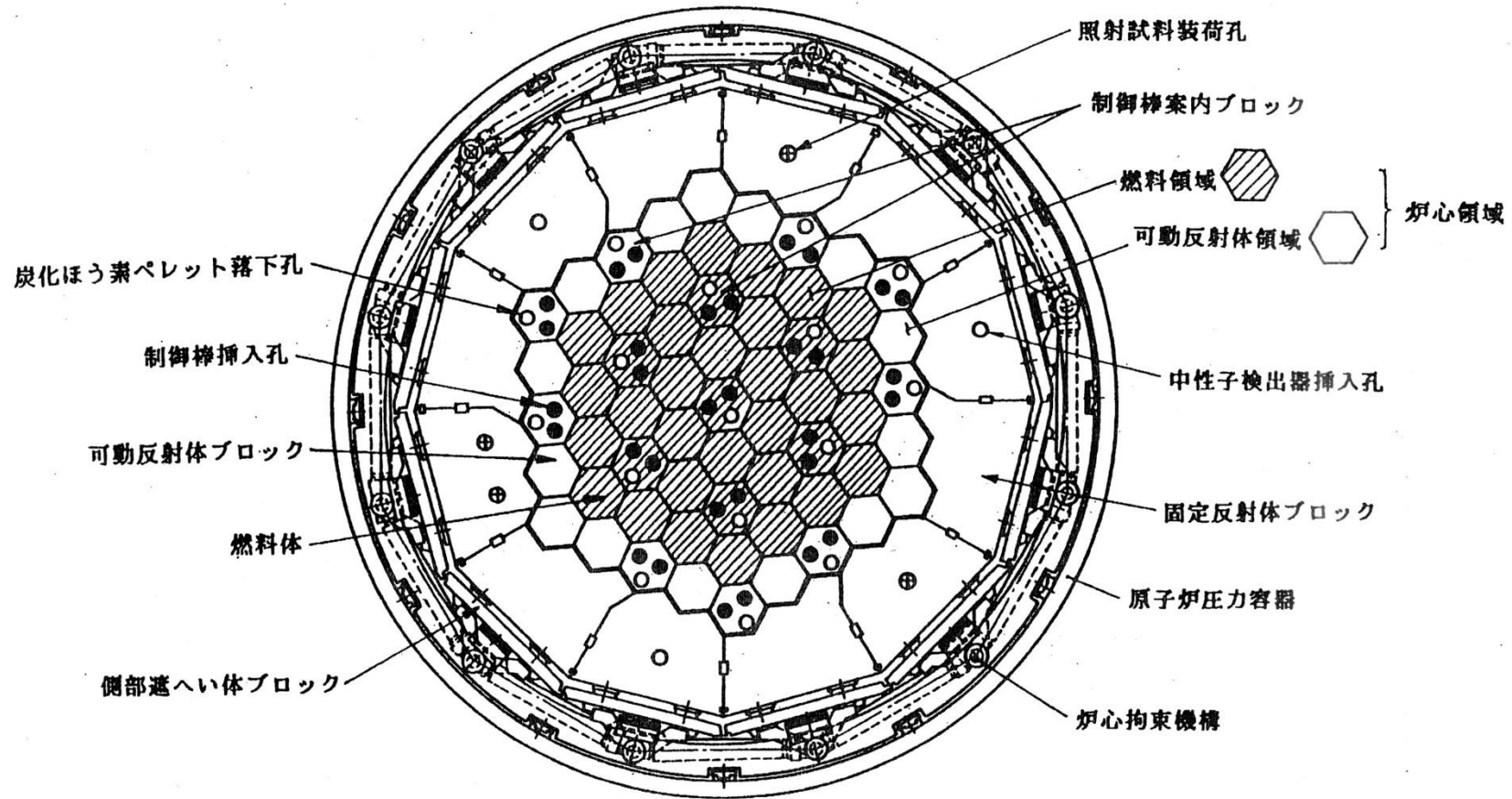
スリーブ間ギャップ幅

Δgap : ギャップ幅 (m)

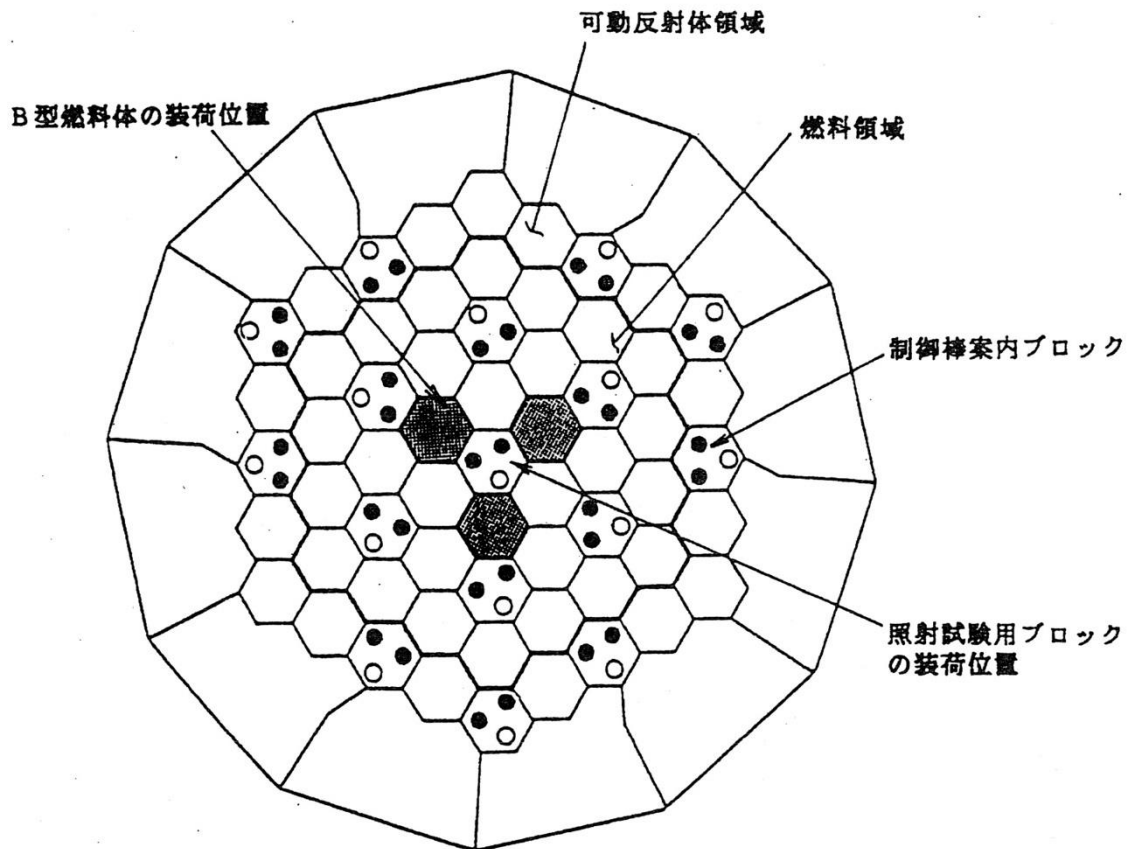
ϕ : 照射量 (10^{24} n/m²)



第3.1.1図 原子炉本体構造説明図

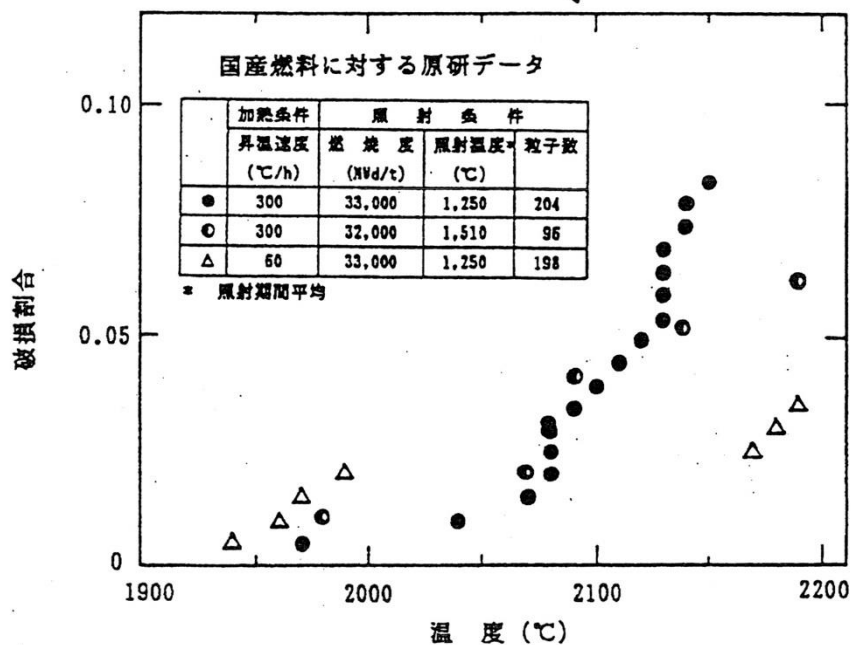
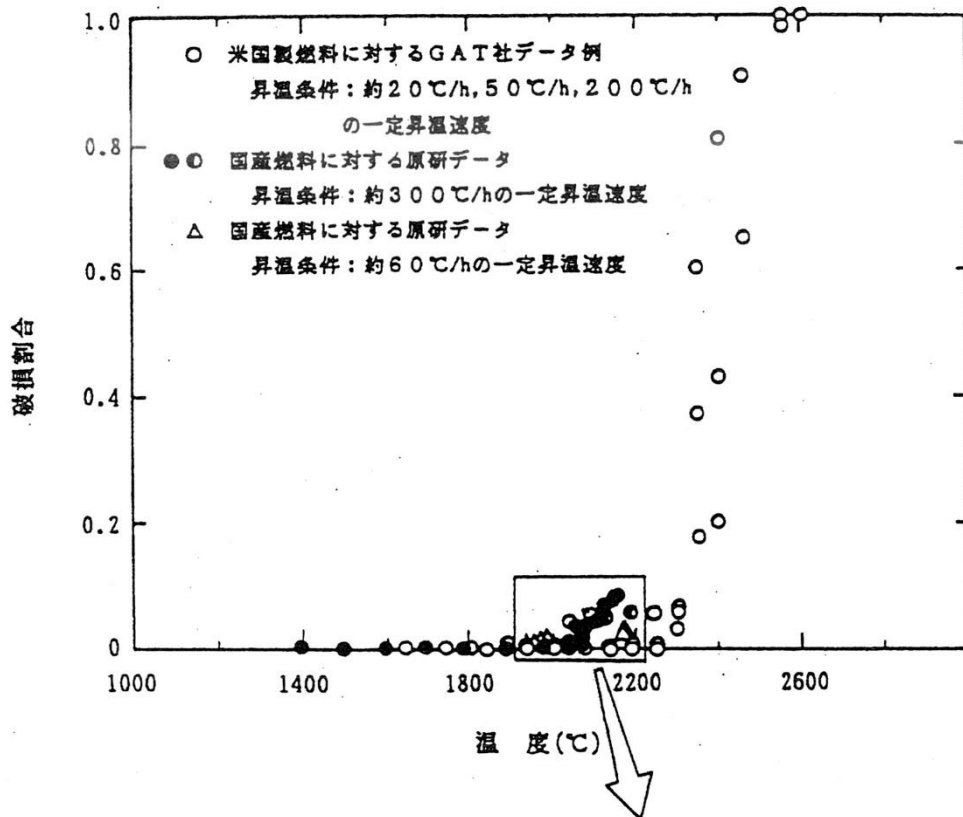


第 3. 1. 2 図 原子炉平断面説明図



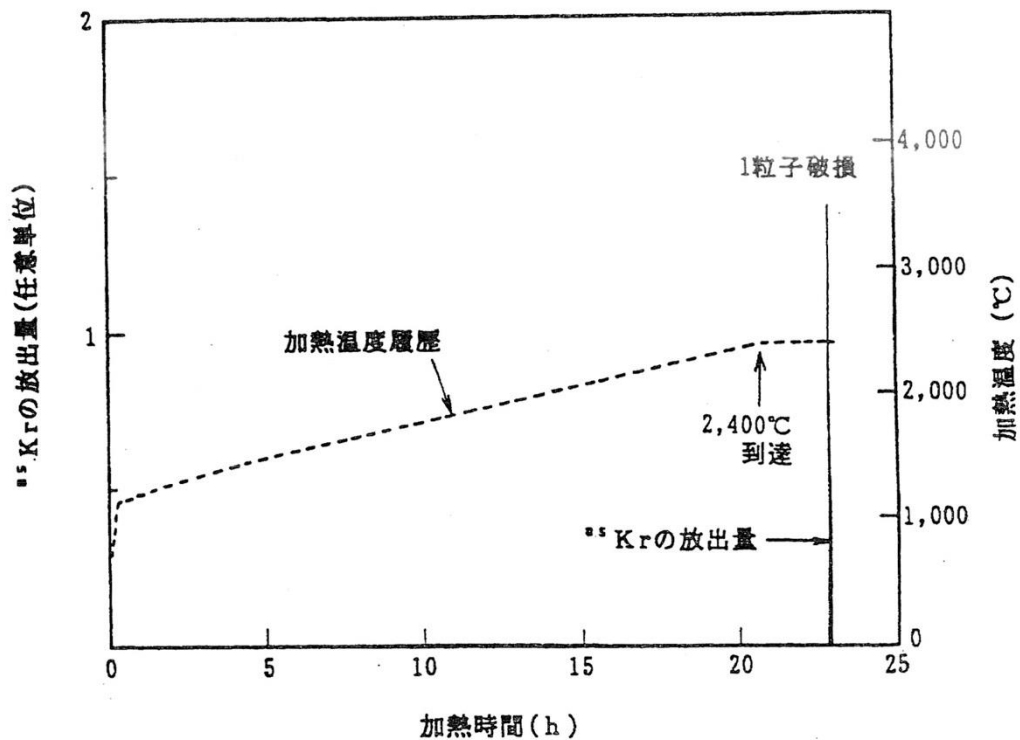
- ・ B型燃料体は、燃料領域の2段目に装荷する。
- ・ 中央カラムを制御棒案内カラムとして使用しないときは、必要に応じて照射試験用ブロックを装荷する。

第 3.1.3 図 B型燃料体装荷位置



A型燃料体の被覆燃料粒子の炉外における定速昇温加熱試験結果

第3.2.1(a)図 燃料温度と被覆燃料粒子の破損の関係(1)



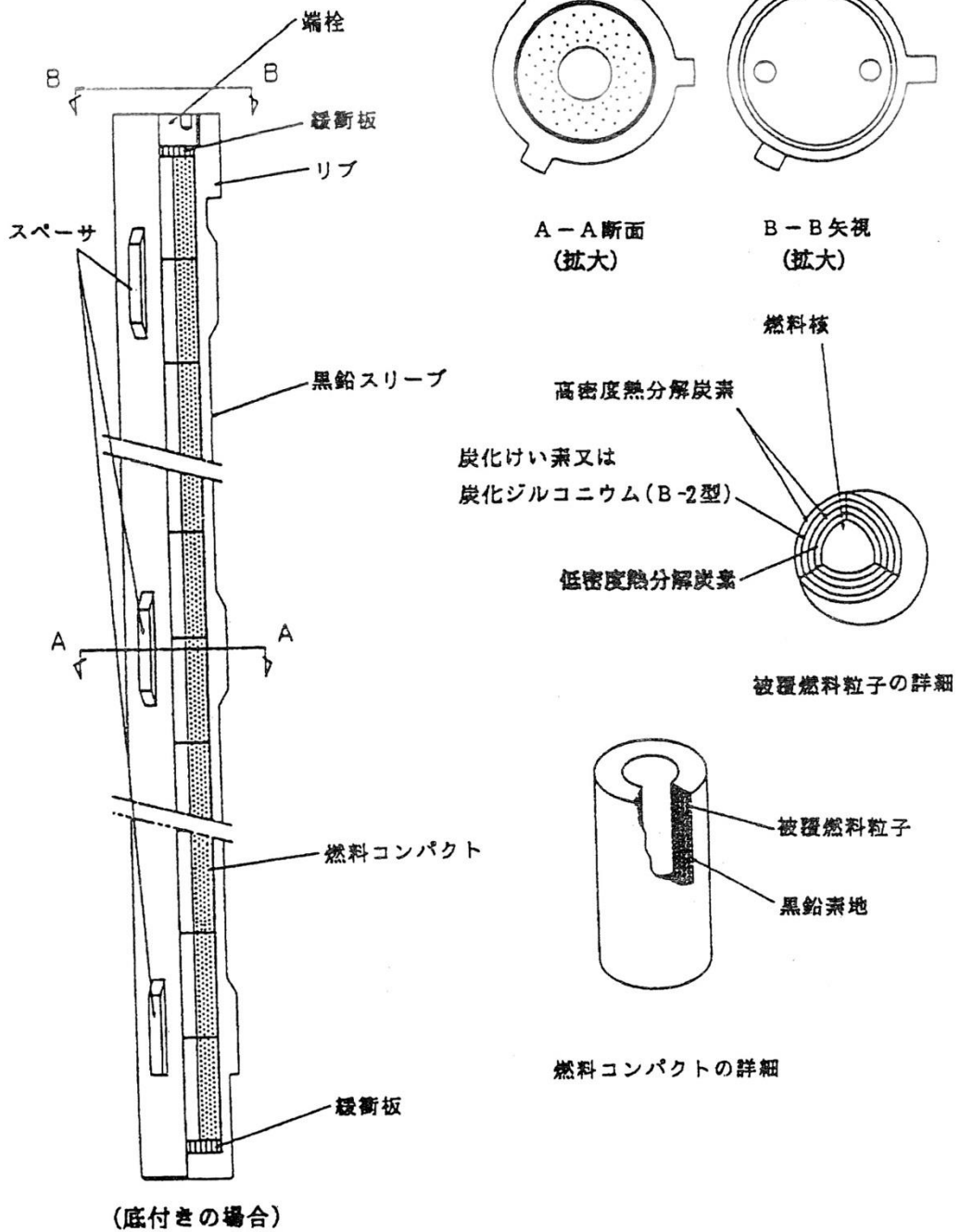
B-1型燃料体の被覆燃料粒子は、A型燃料体の被覆燃料粒子と燃料核及び被覆層の材質が同一であり、被覆層の寸法はほぼ同一であるため、異常高温時の被覆層の破損挙動は、本質的にA型燃料体の場合と同一である。

本図に示すのは、B-2型燃料体のZrC被覆燃料粒子(燃焼度 35,000Mwd/t、最高照射温度 1,360℃、粒子数 101個)の60℃/hの炉外定速昇温加熱試験結果である。

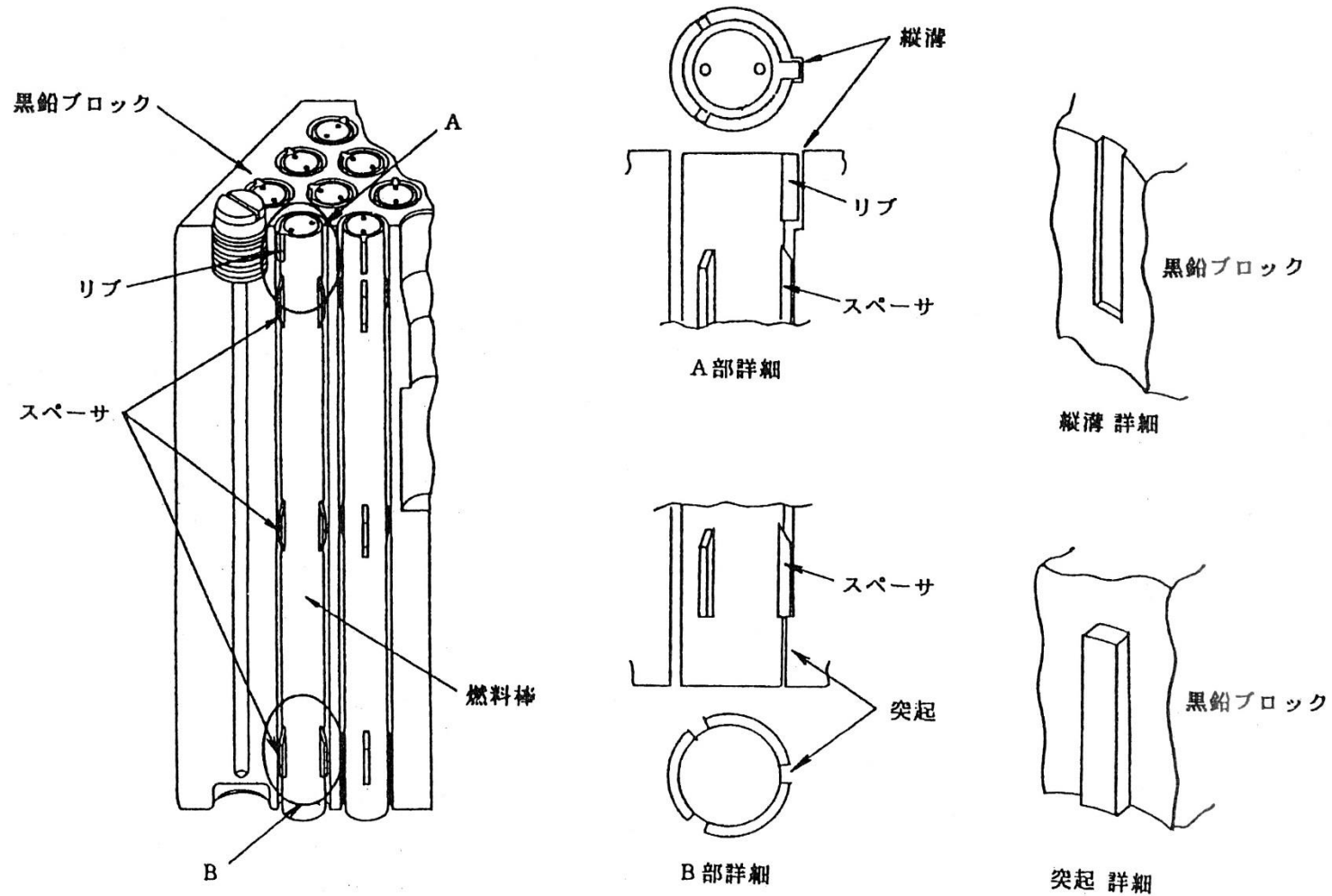
B-3型燃料体の(U, Th)O₂核被覆燃料粒子(燃焼度 24,000 Mwd/t、最高照射温度 1,390℃、粒子数 97個)は、本図に示したのと同じ方法で2,300℃まで加熱したが、被覆層の破損は生じなかった。

B型燃料体の被覆燃料粒子の炉外における定速昇温加熱試験結果

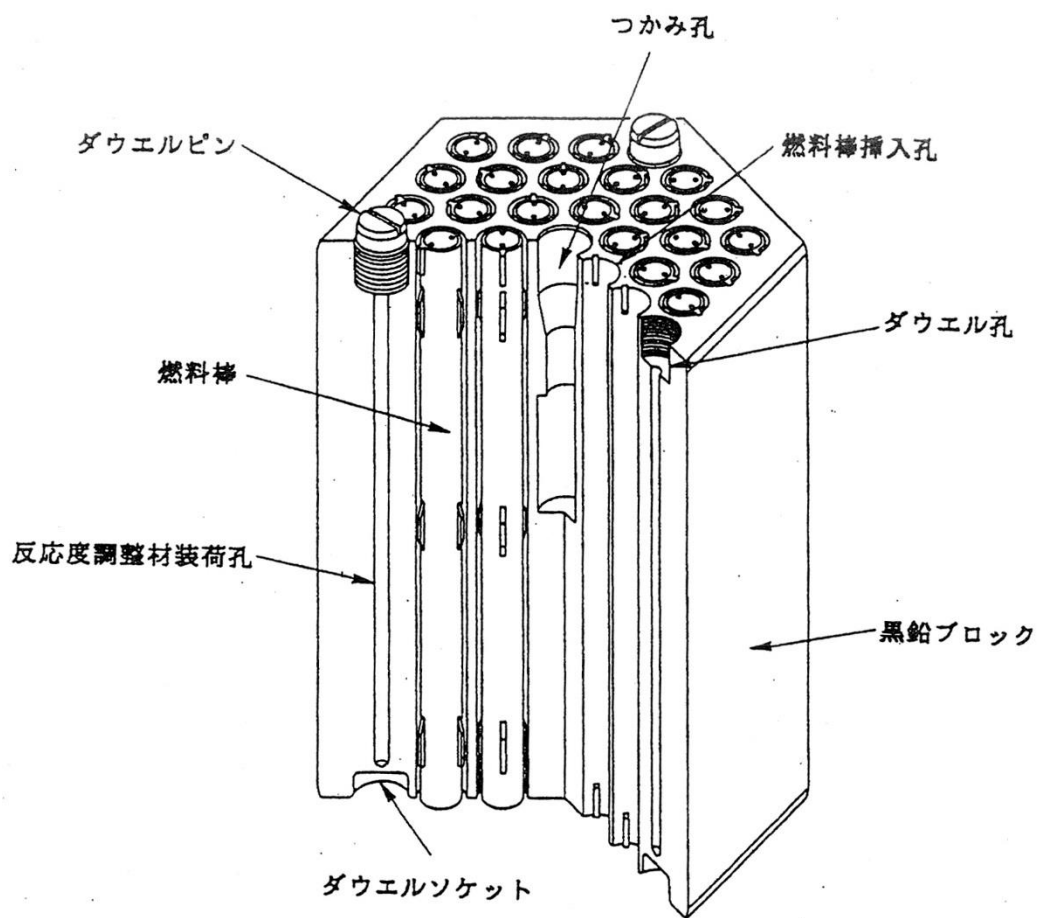
第3.2.1(b)図 燃料温度と被覆燃料粒子の破損の関係(2)



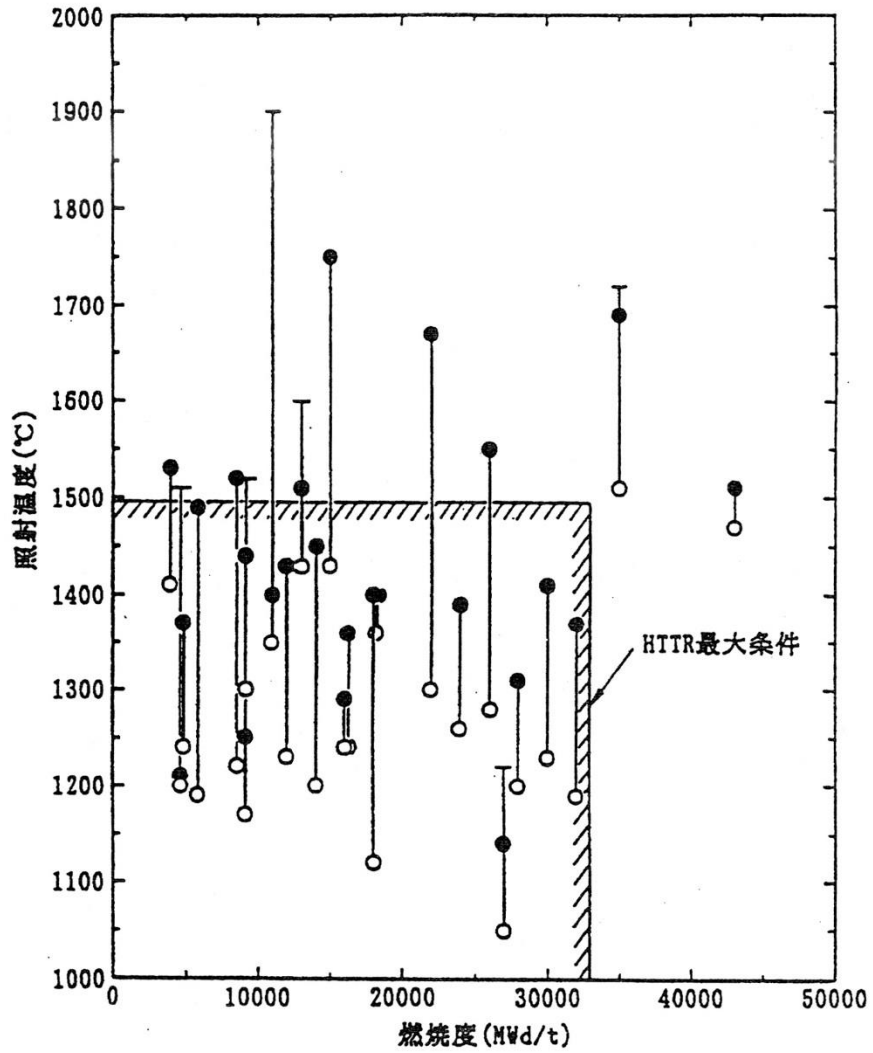
第 3. 2. 2 図 燃料要素説明図



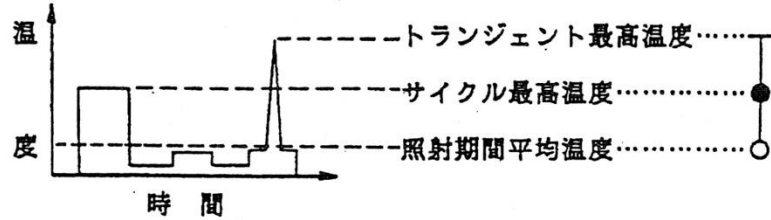
第 3. 2. 3 図 燃料棒支持方法説明図



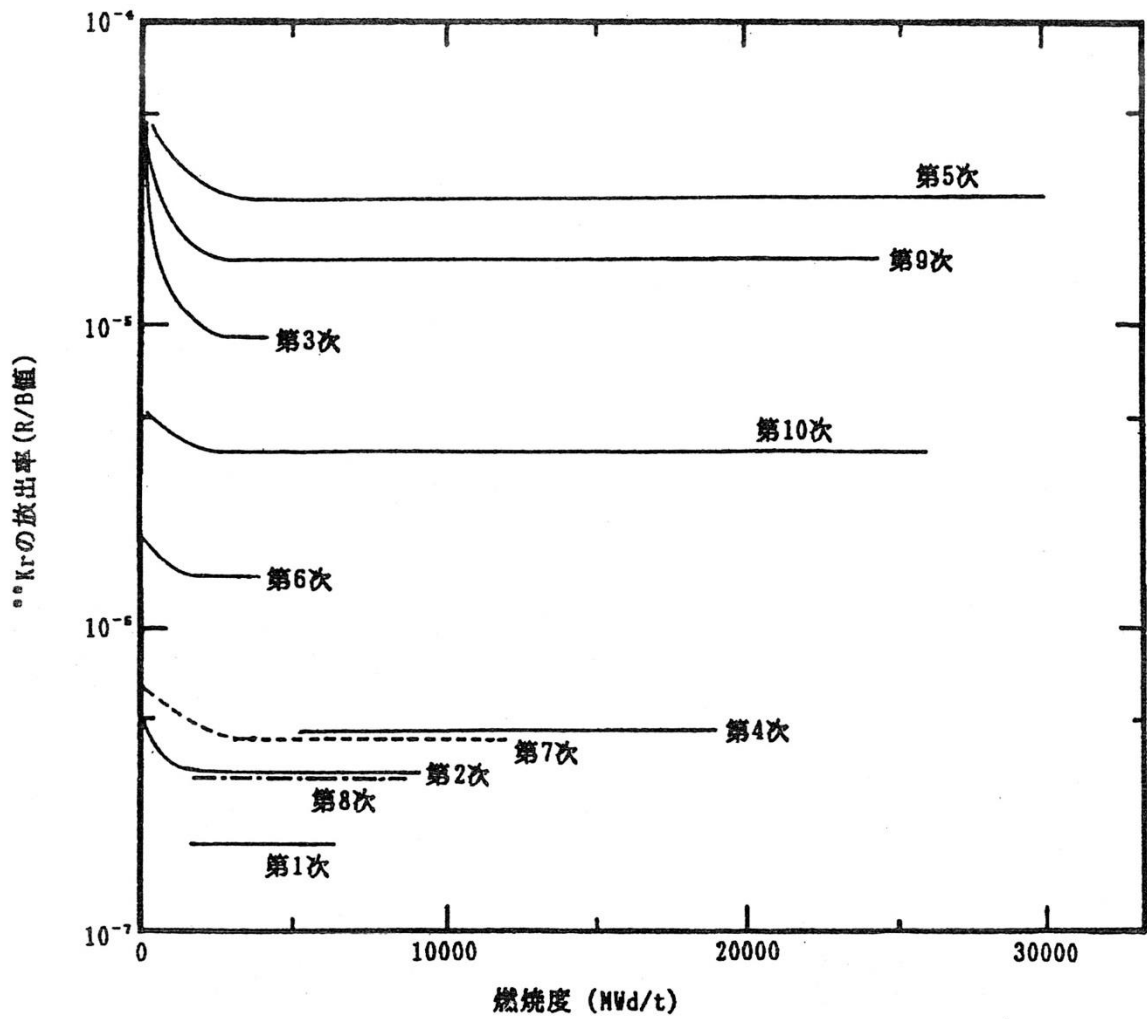
第 3. 2. 4 図 燃料体説明図



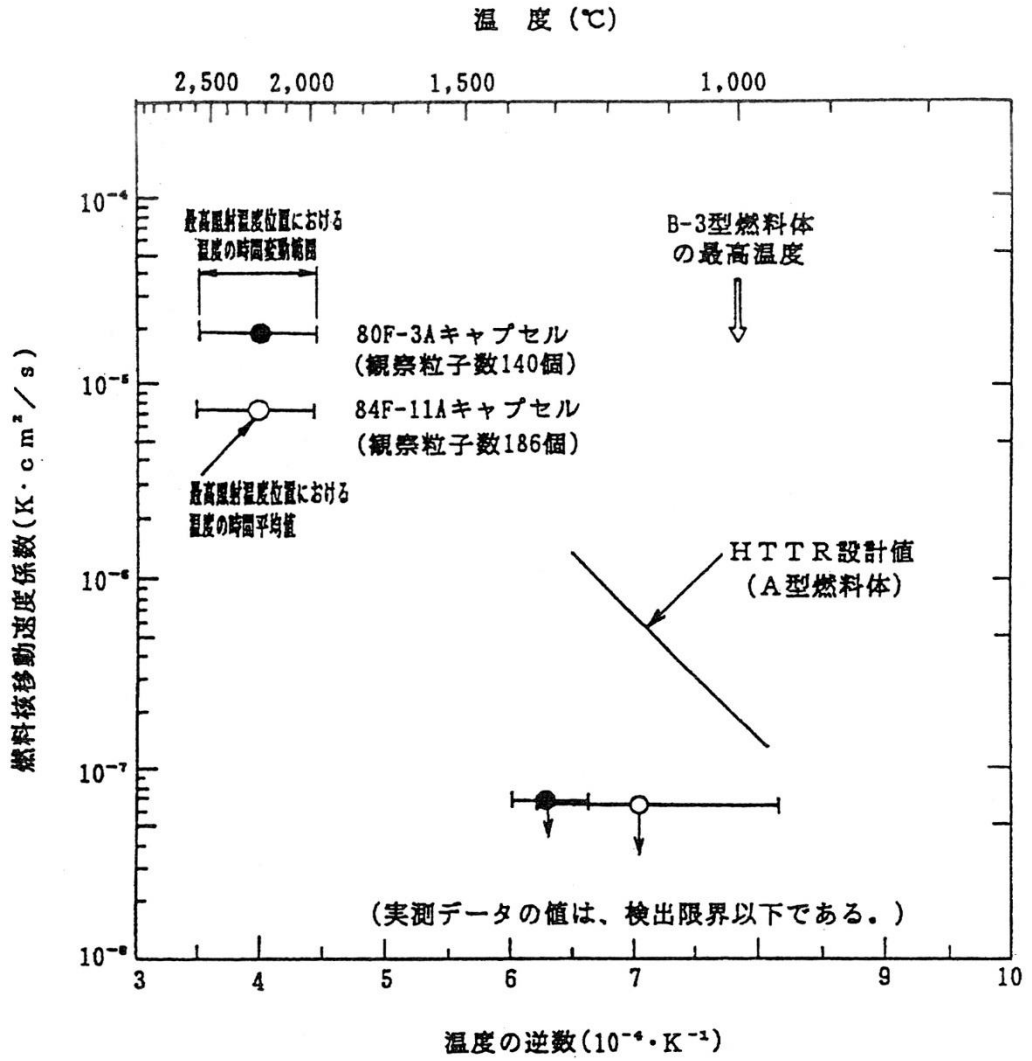
照射温度はホットスポットにおける温度であり、各温度は以下に示す定義による。



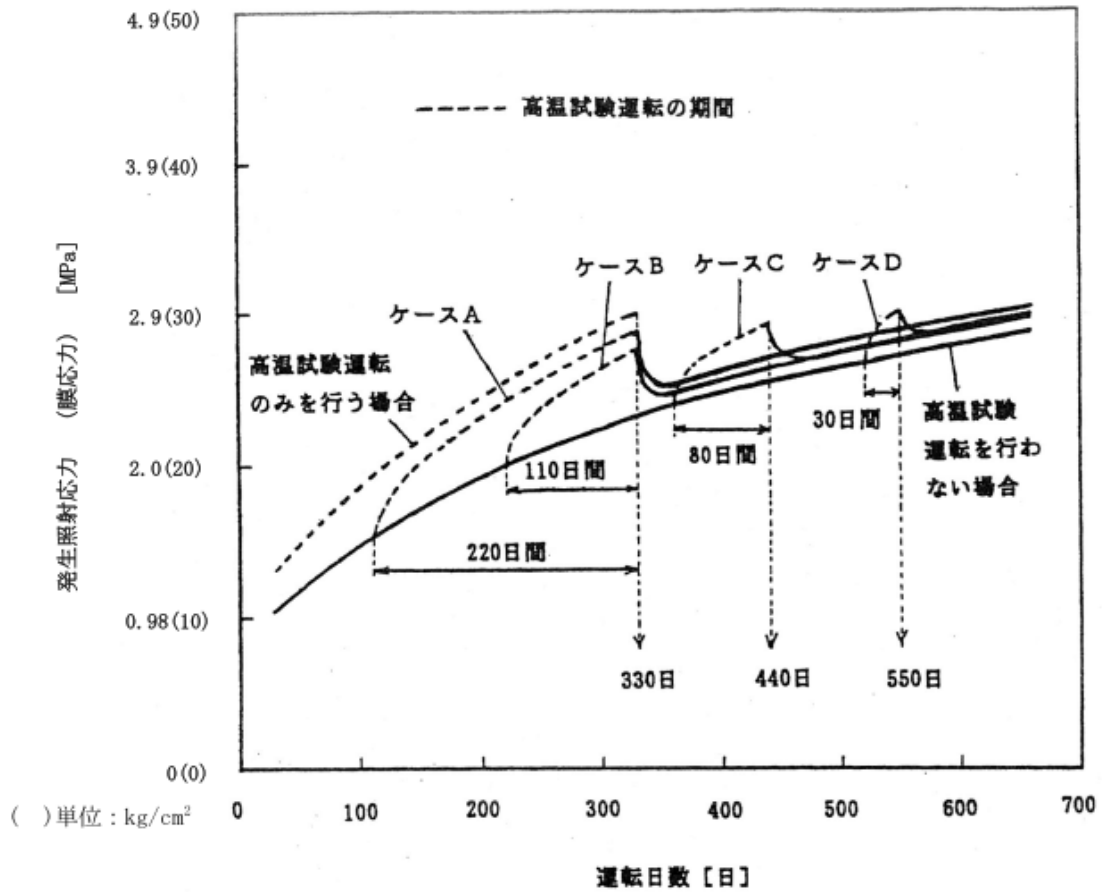
第 3. 2. 5 図 HTTR 用燃料の照射試験の範囲



第 3. 2. 6 図 OGL-1 燃料照射試験における ^{88}Kr の放出率



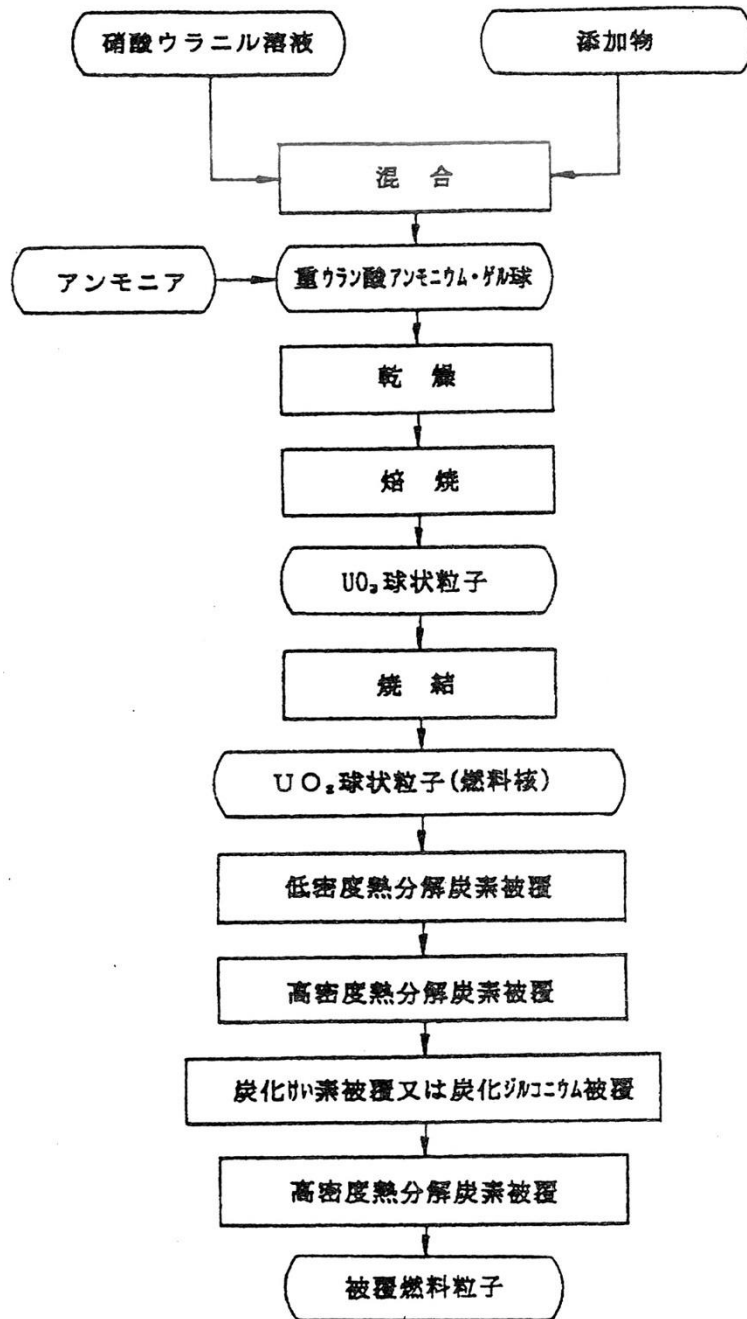
第 3. 2. 7 図 (U, Th)₂O₃ 燃料核被覆燃料粒子の燃料核移動速度係数の実測データ及び HTTR 設計曲線



・炉心最外周3段目ブロック

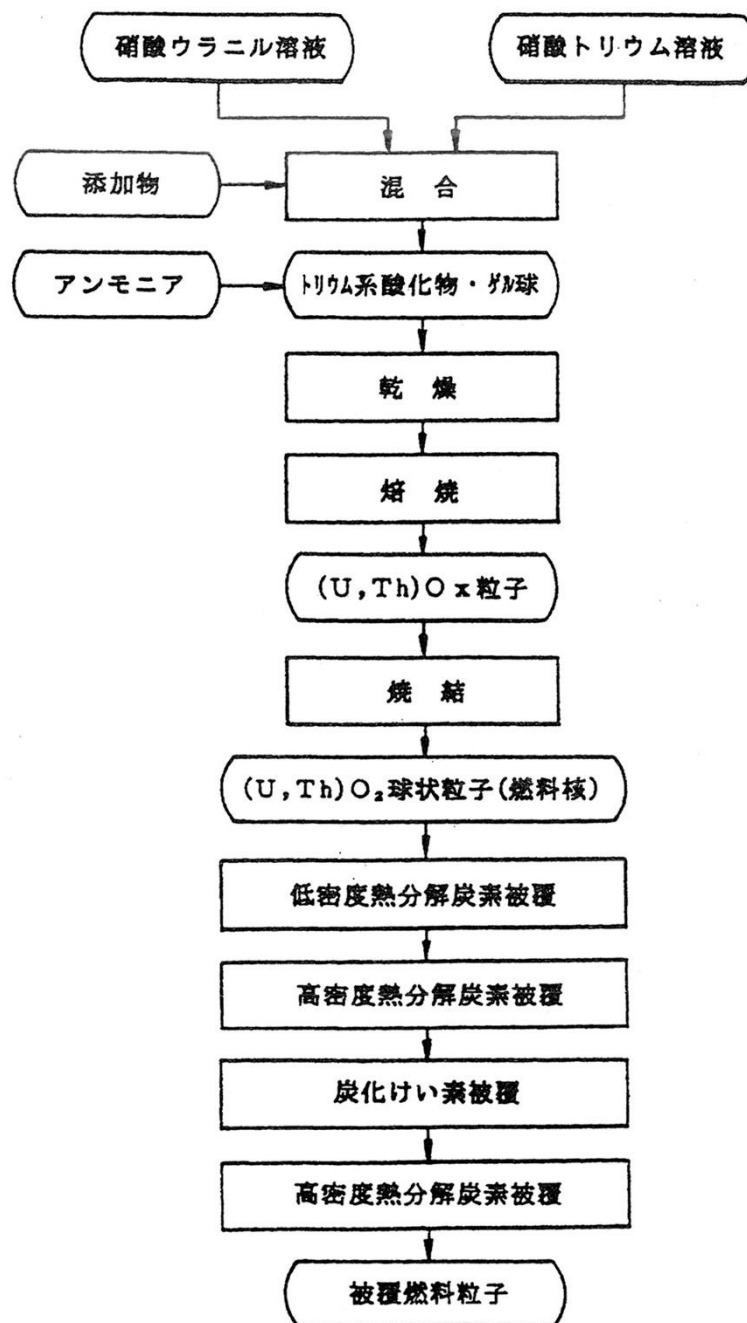
・ケースA, B, C, Dは、高温試験運転を行う場合で、第3.2.11図に示したA, B, C, Dの運転ケースに対応

第3.2.8図 黒鉛ブロック中に発生する照射応力 (膜応力) の燃焼による変化



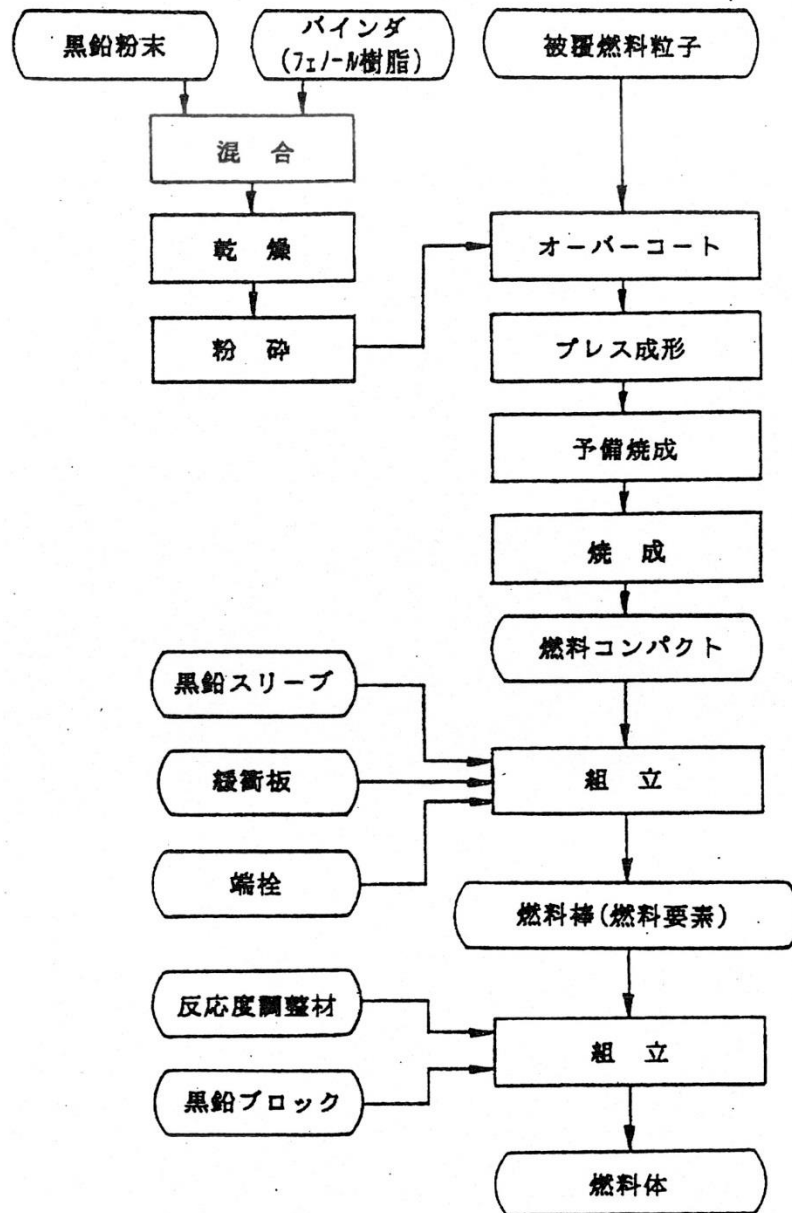
(二酸化ウラン被覆燃料粒子)

第 3. 2. 9 (a) 図 燃料体の製造工程概略図(1)

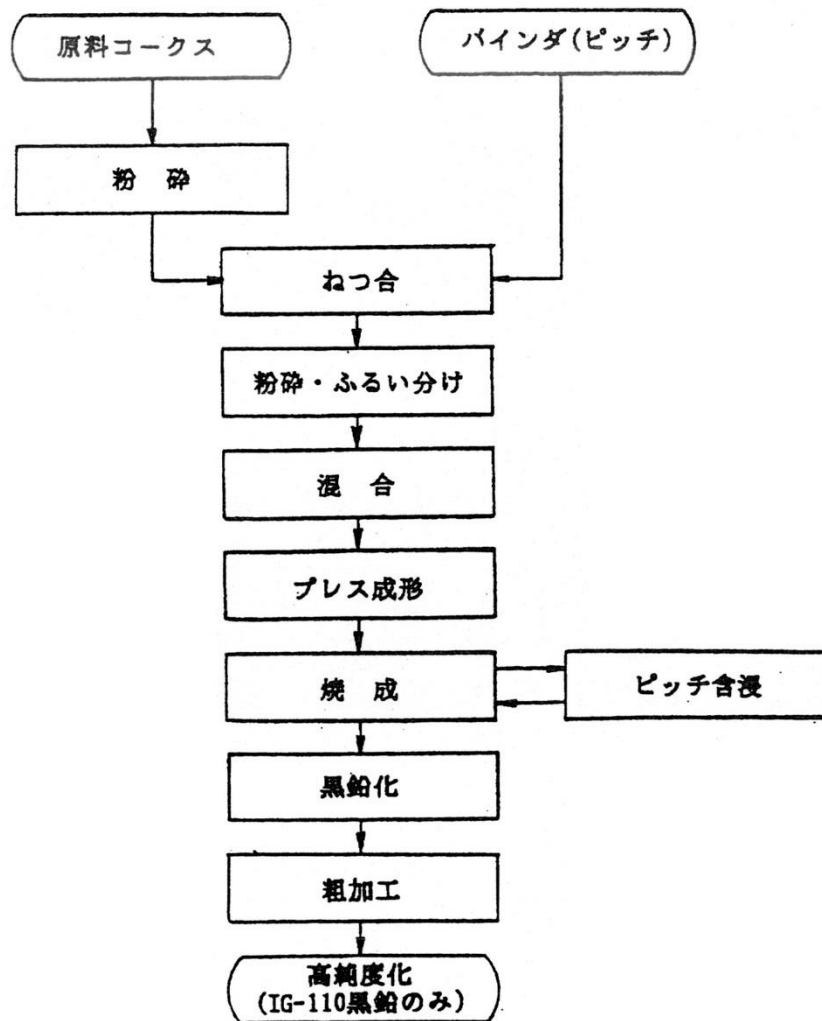


(ウラン・トリウム混合酸化物被覆燃料粒子)

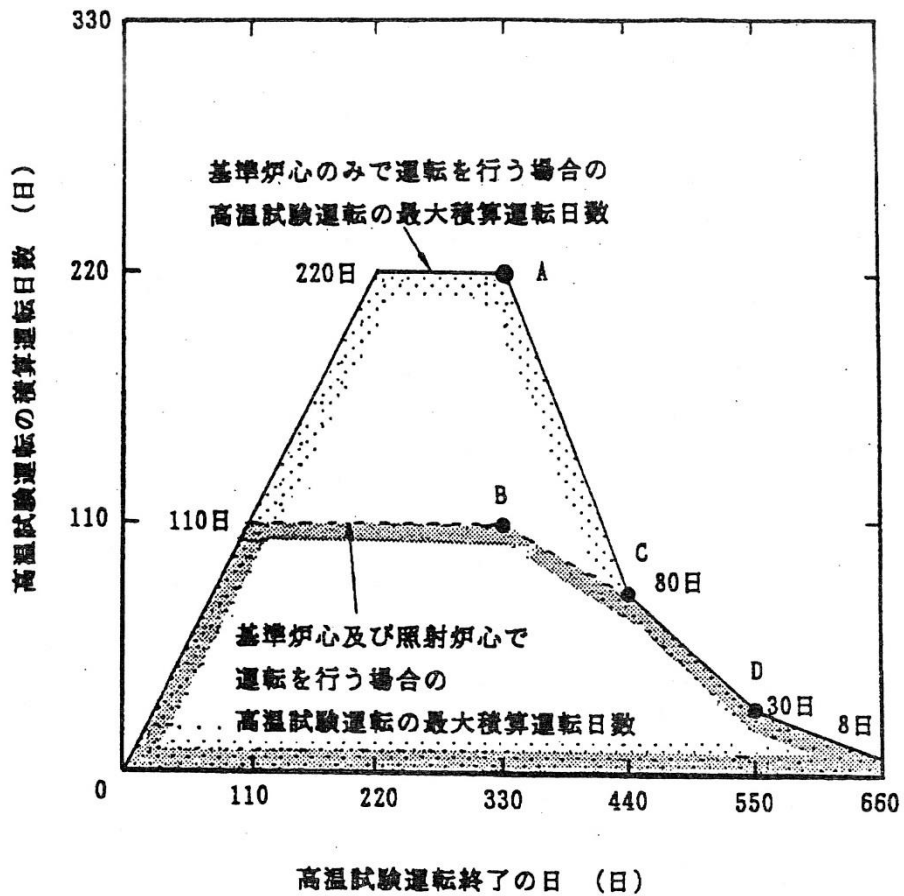
第 3. 2. 9 (b) 図 燃料体の製造工程概略図 (2)



第 3. 2. 9(c) 図 燃料体の製造工程概略図(3)

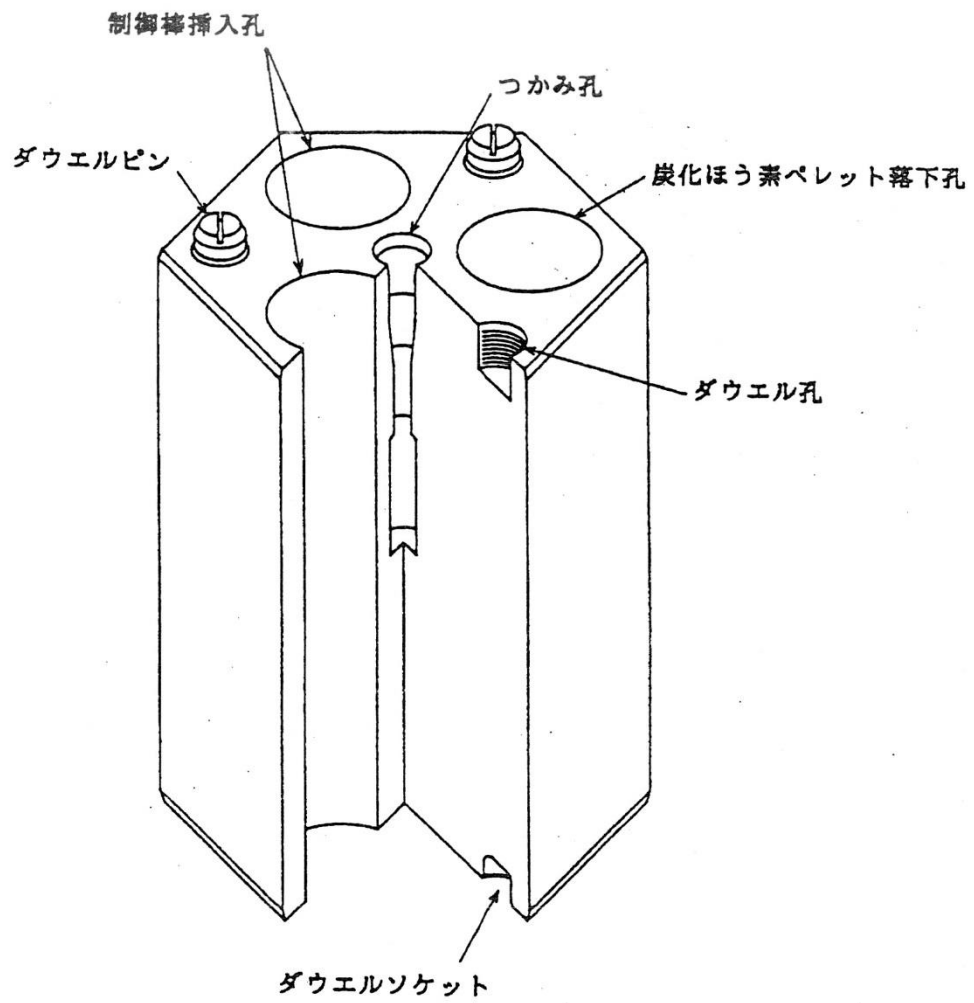


第 3. 2. 10 図 IG-110 黒鉛素材及び PGX 黒鉛素材の製造工程概略図



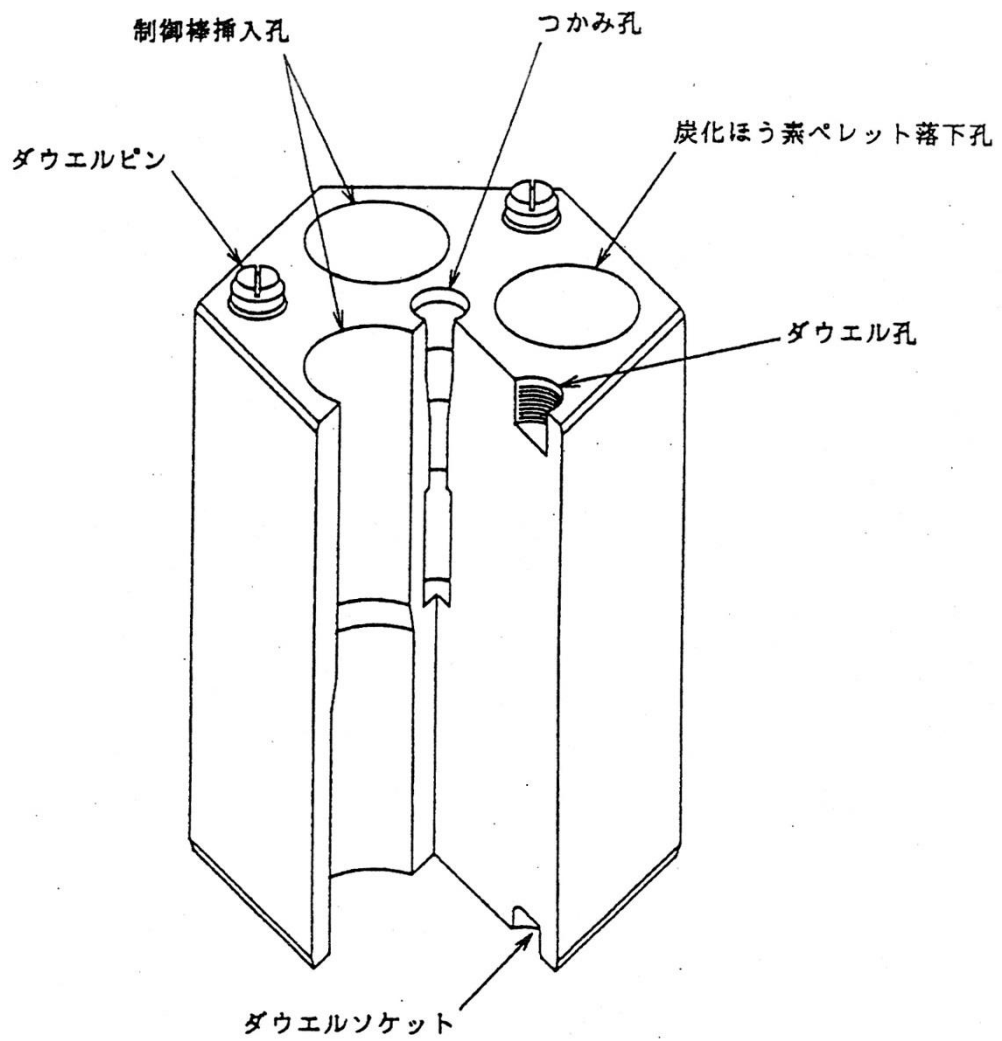
(図中のA,B,C,D点は、それぞれ第3.2.8図に示した
 解析ケースA,B,C,Dに対応した運転ケース)

第 3. 2. 11 図 高温試験運転期間の範囲



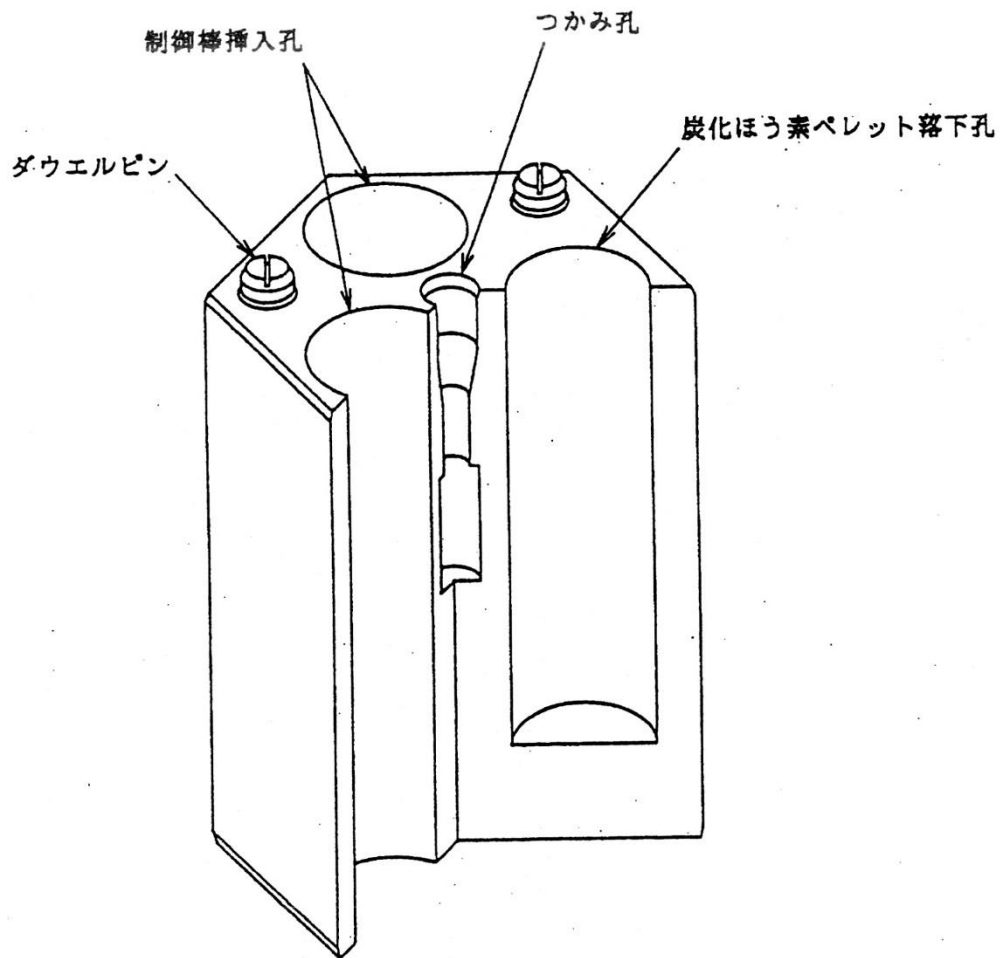
炉心上部から5段目まで

第 3. 2. 12(a) 図 制御棒案内ブロック構造説明図(1)



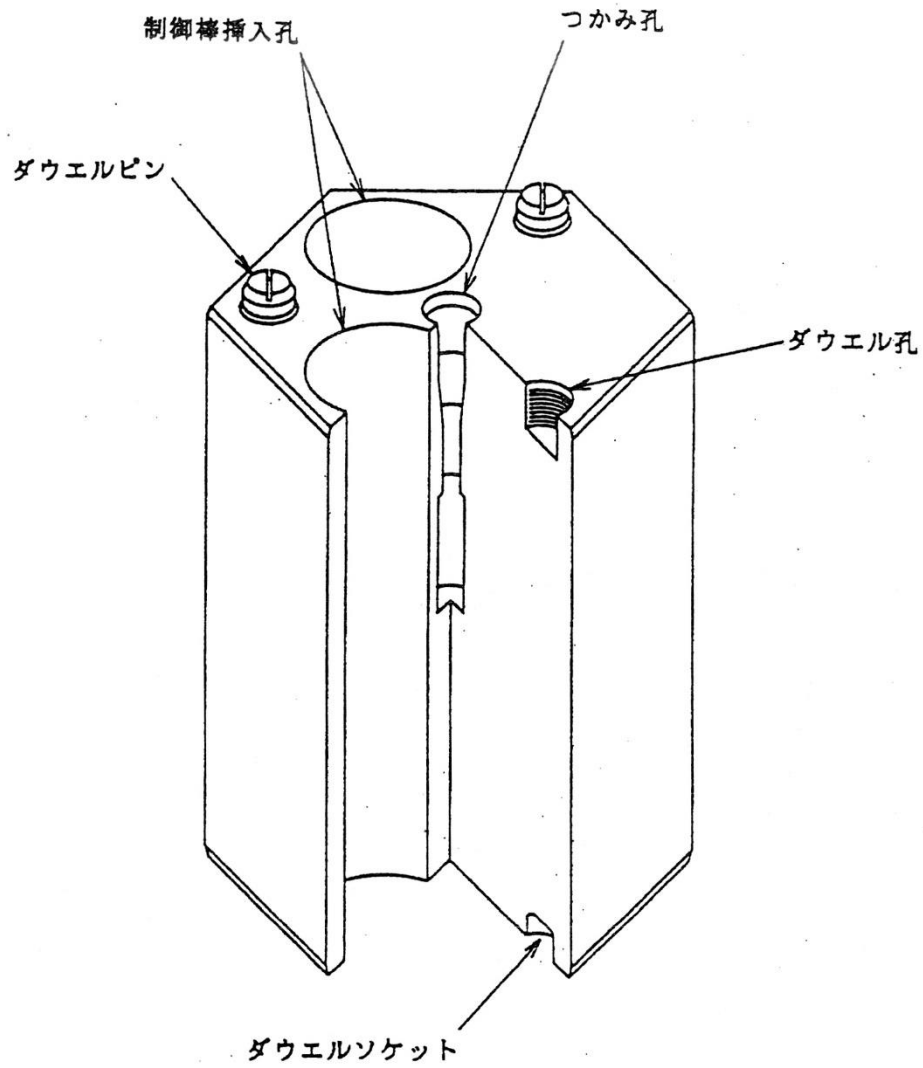
炉心上部から6段目

第 3.2.12(b) 図 制御棒案内ブロック構造説明図(2)



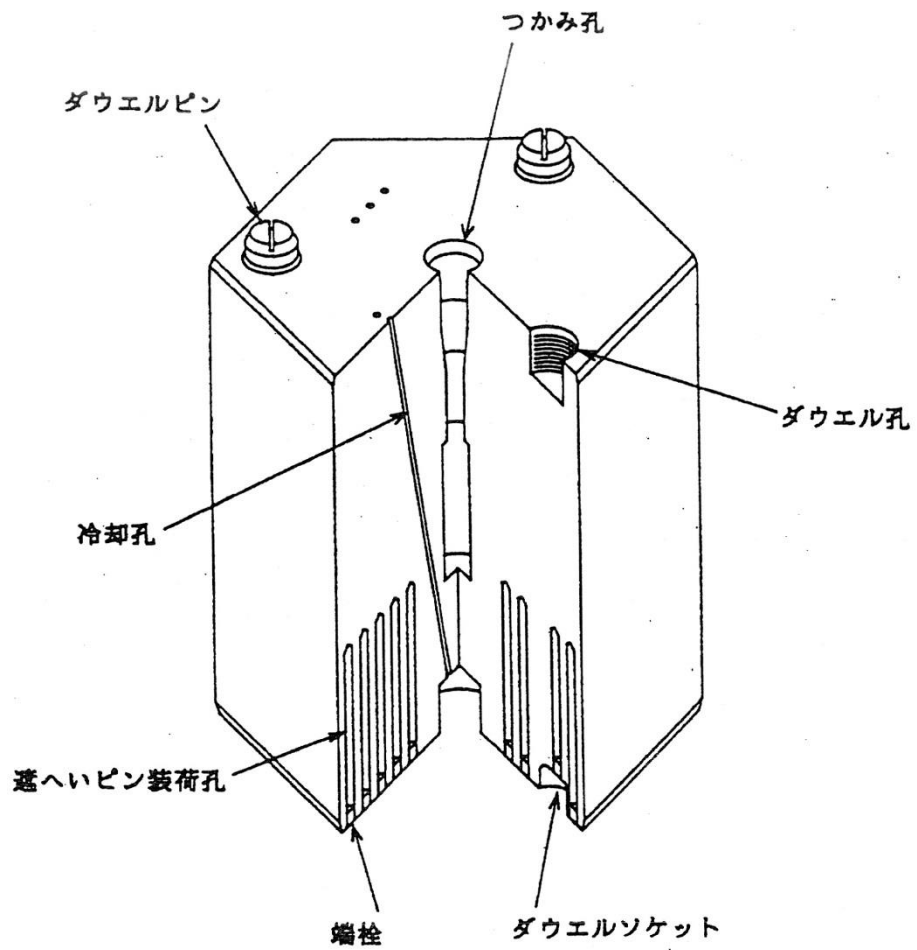
炉心上部から7段目

第 3. 2. 12(c) 図 制御棒案内ブロック構造説明図(3)



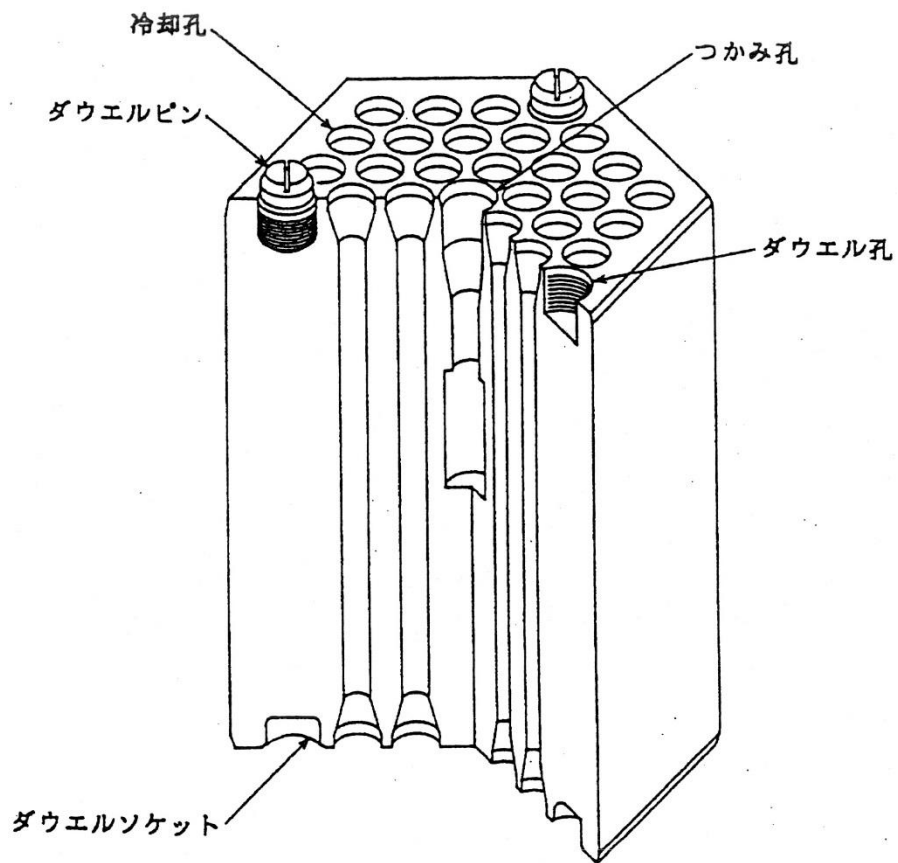
炉心上部から8段目

第 3.2.12(d) 図 制御棒案内ブロック構造説明図(4)



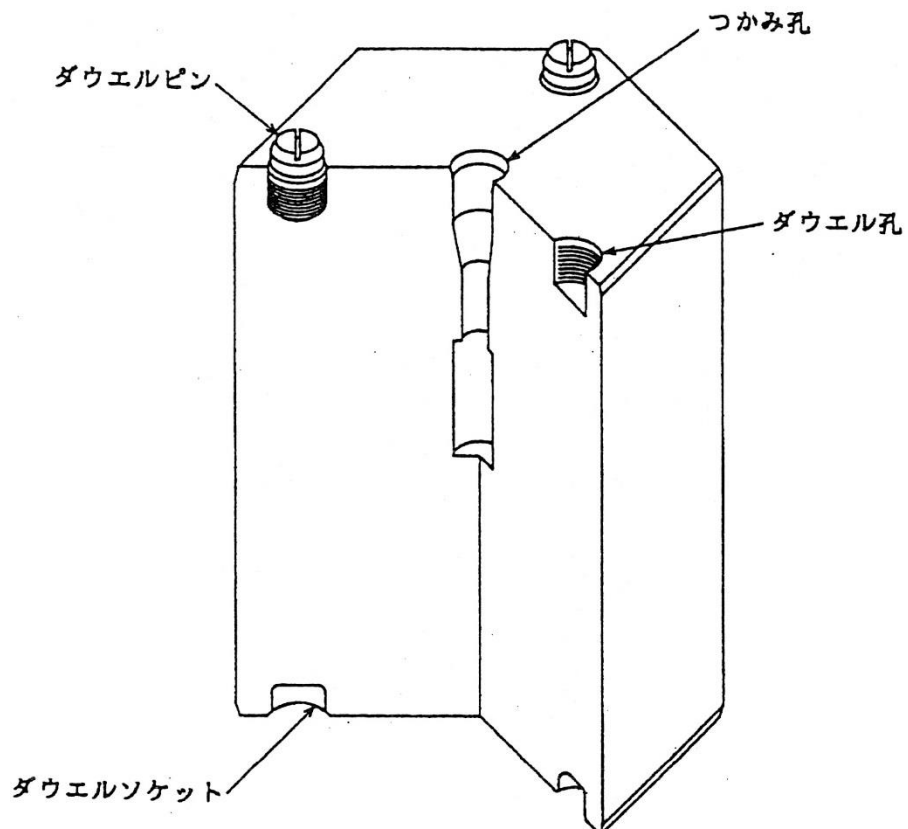
炉心上部から9段目(炉心最下段)

第 3.2.12(e) 図 制御棒案内ブロック構造説明図(5)



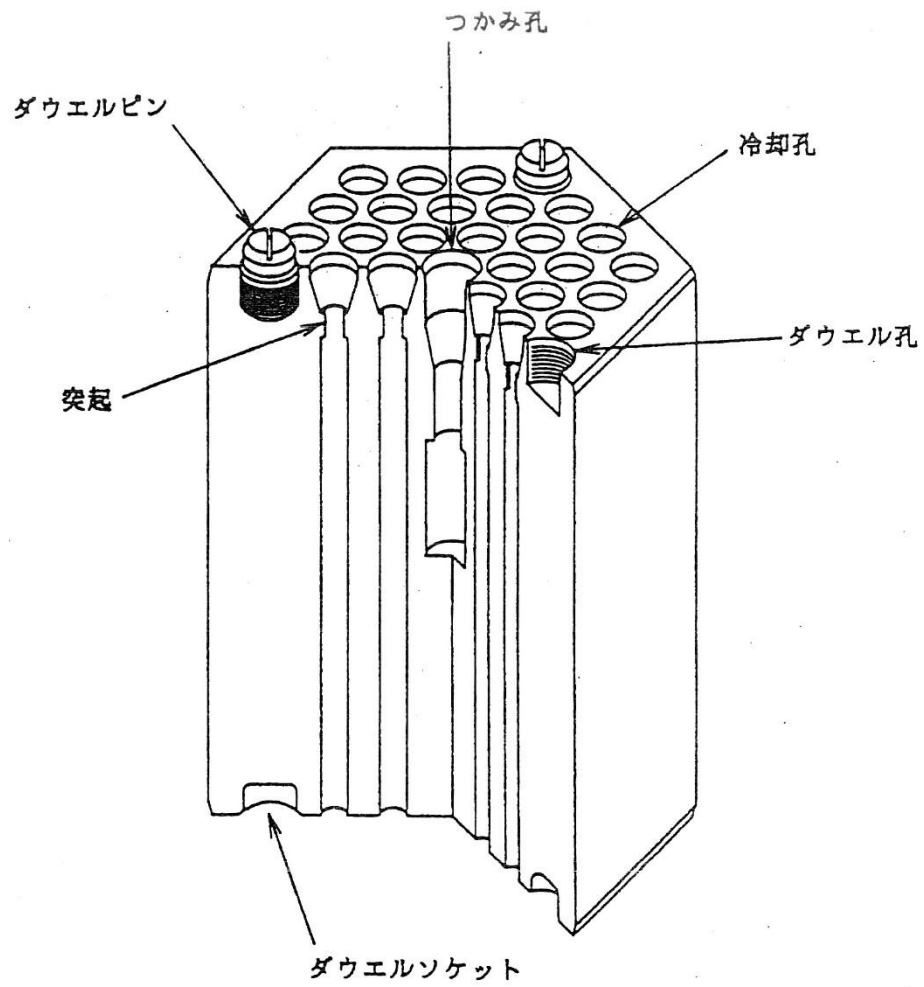
燃料体カラム上部

第 3.2.13(a) 図 可動反射体ブロック構造説明図(1)



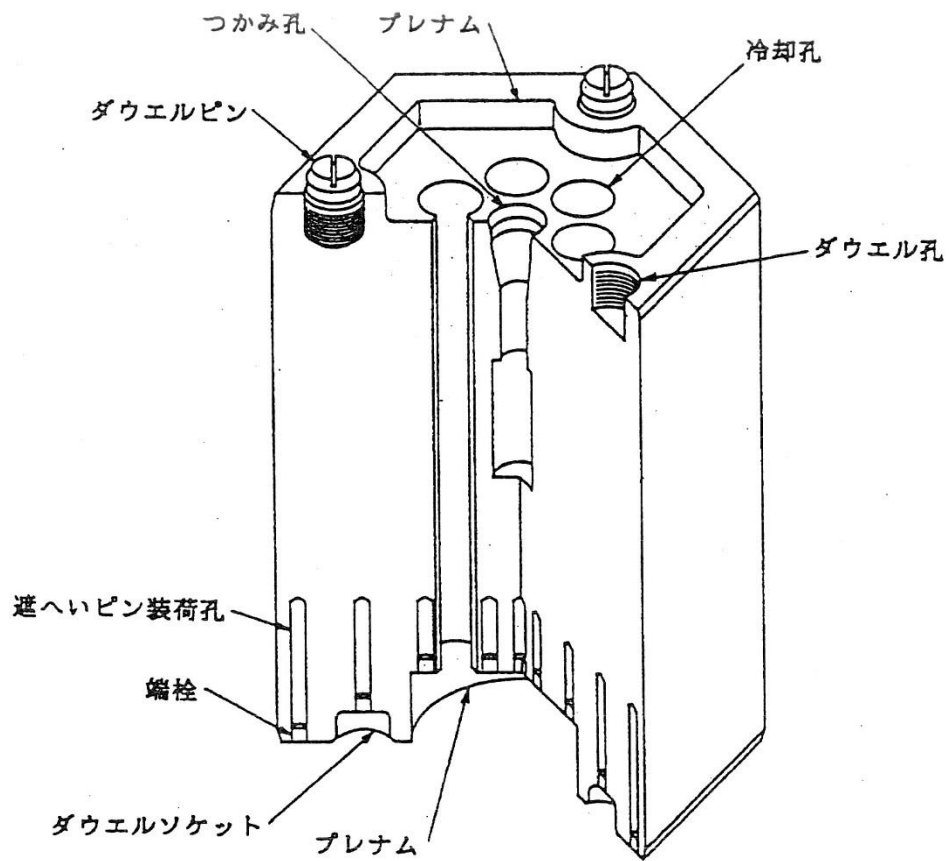
燃料体カラム側部

第 3.2.13(b) 図 可動反射体ブロック構造説明図(2)



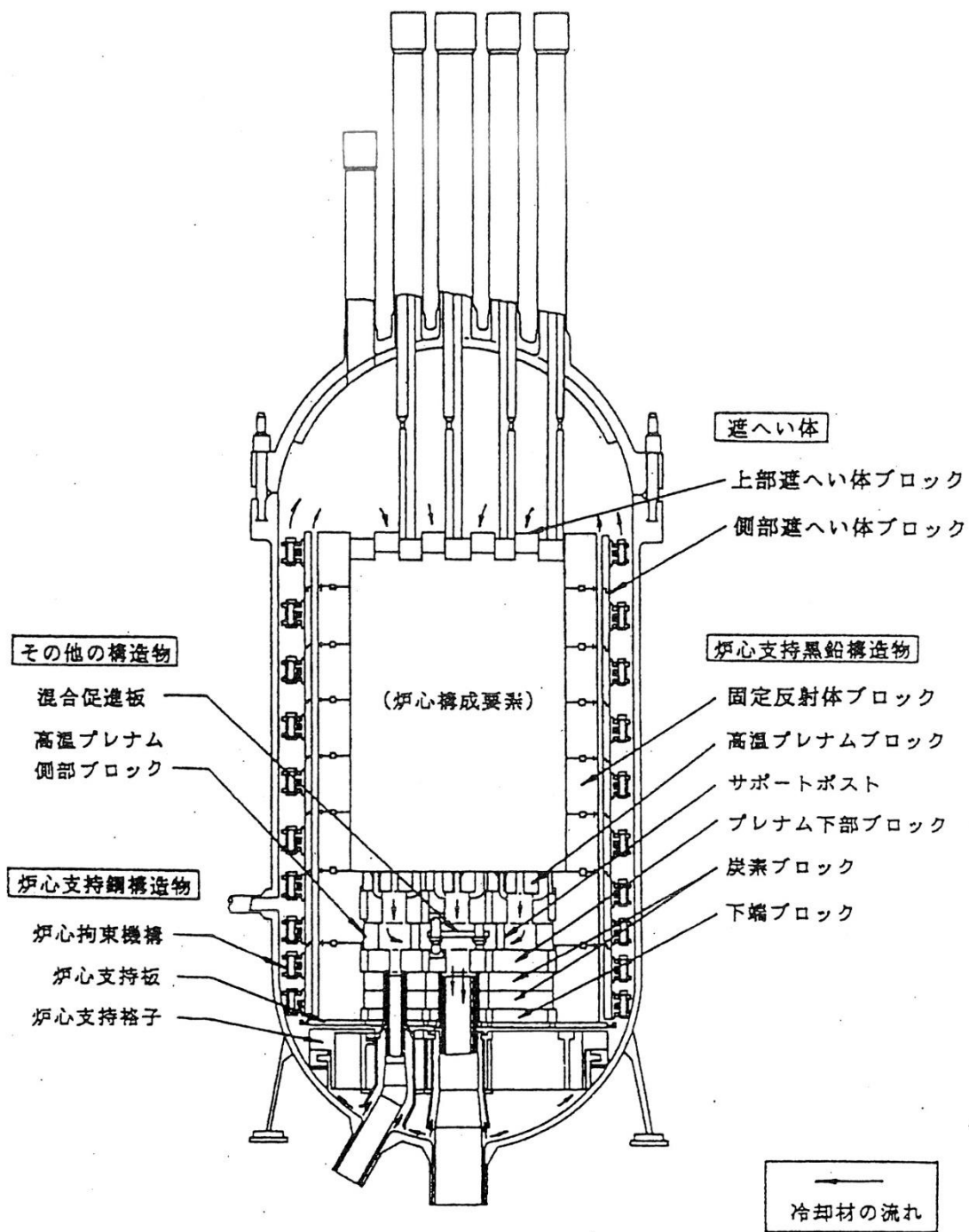
燃料体カラム下部上段

第 3.2.13(c) 図 可動反射体ブロック構造説明図(3)

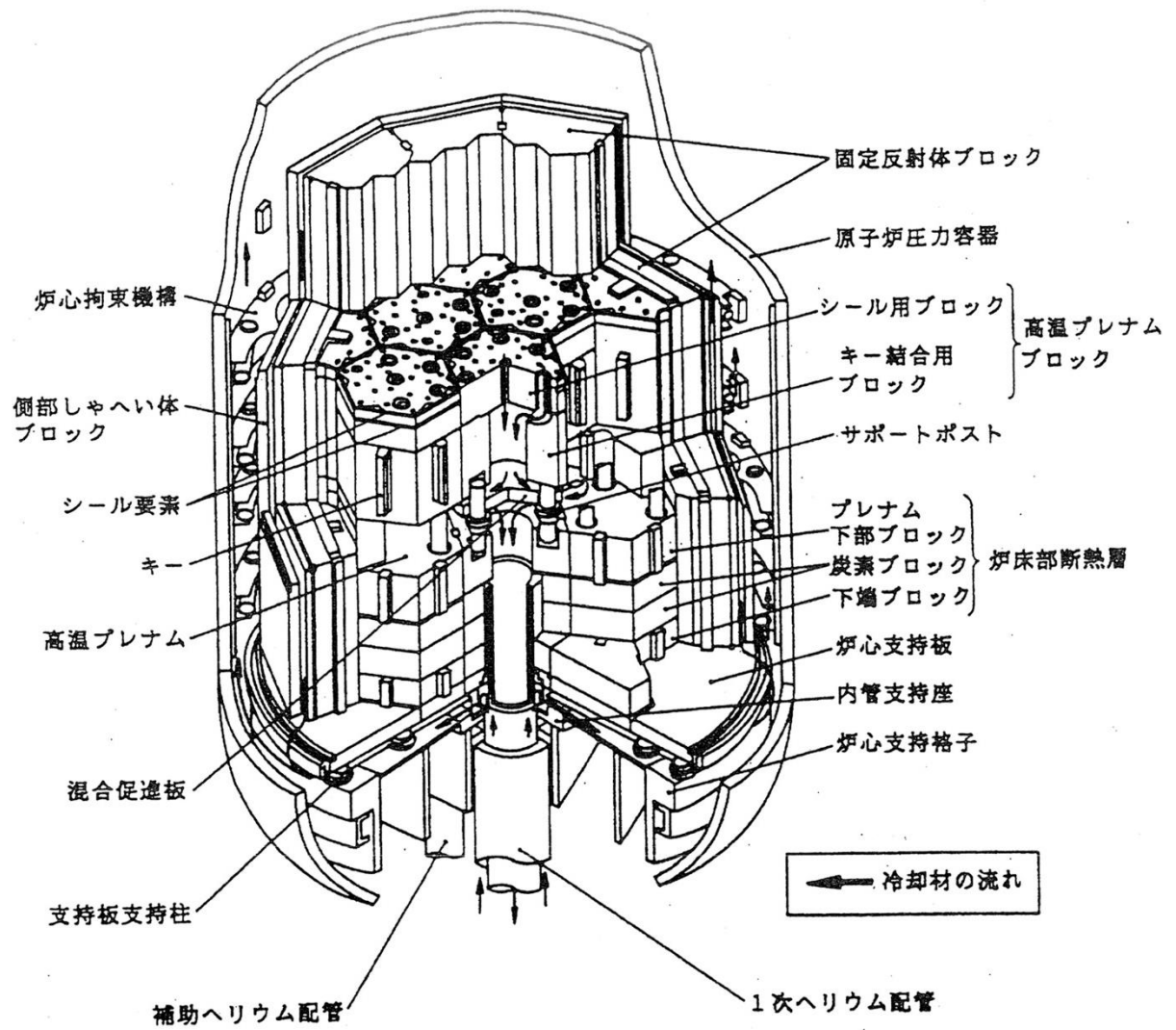


燃料体カラム下部下段

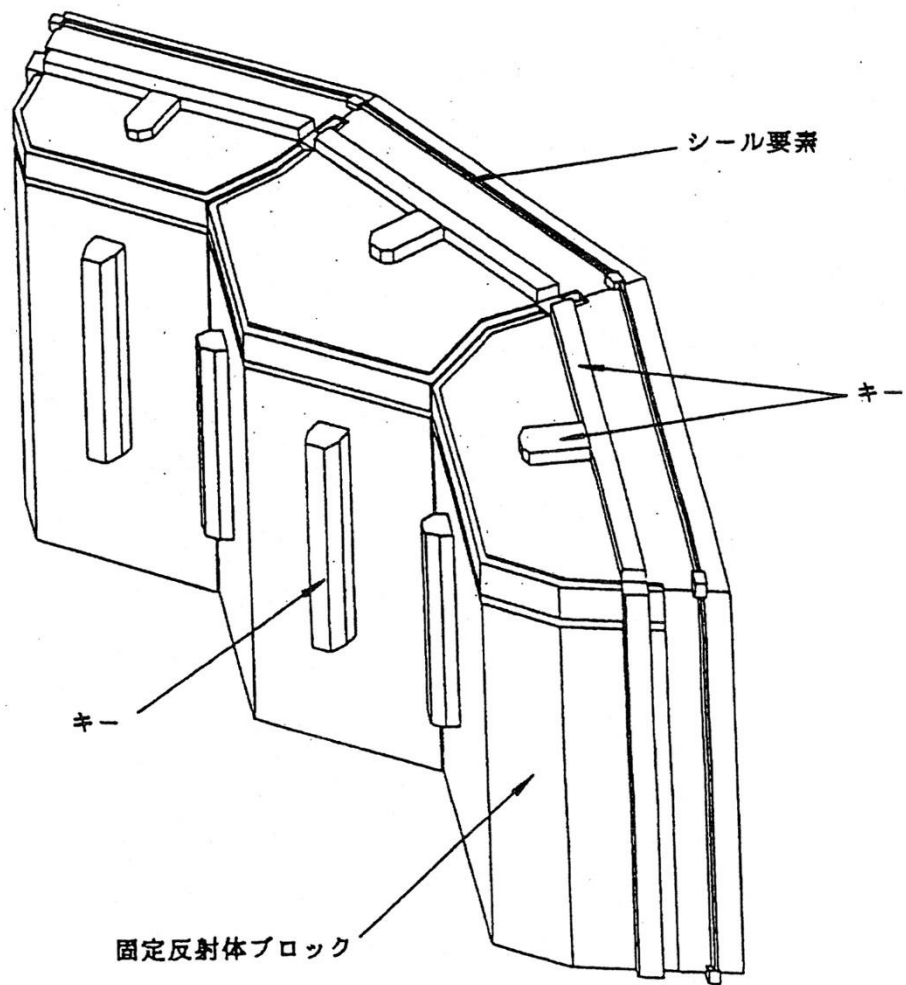
第 3.2.13(d) 図 可動反射体ブロック構造説明図(4)



第 3. 2. 14 図 炉内構造物構造説明図

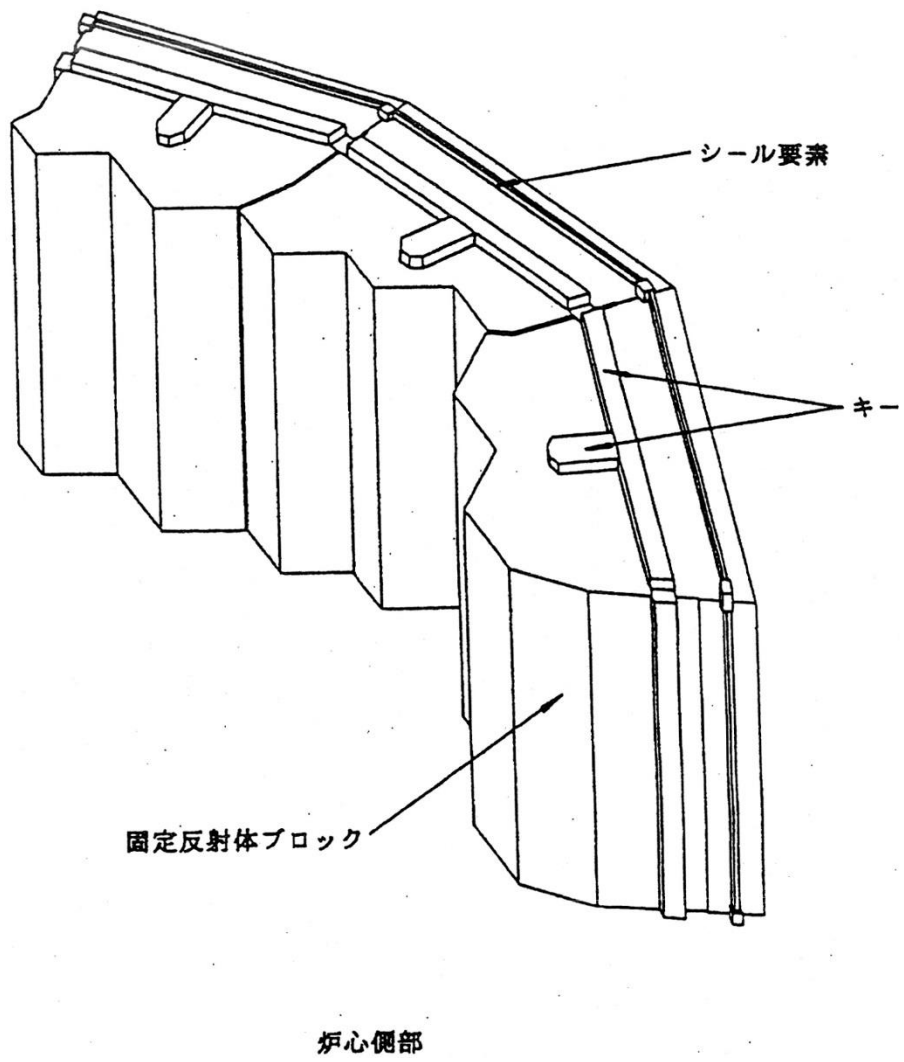


第 3. 2. 15 図 炉内構造物説明図

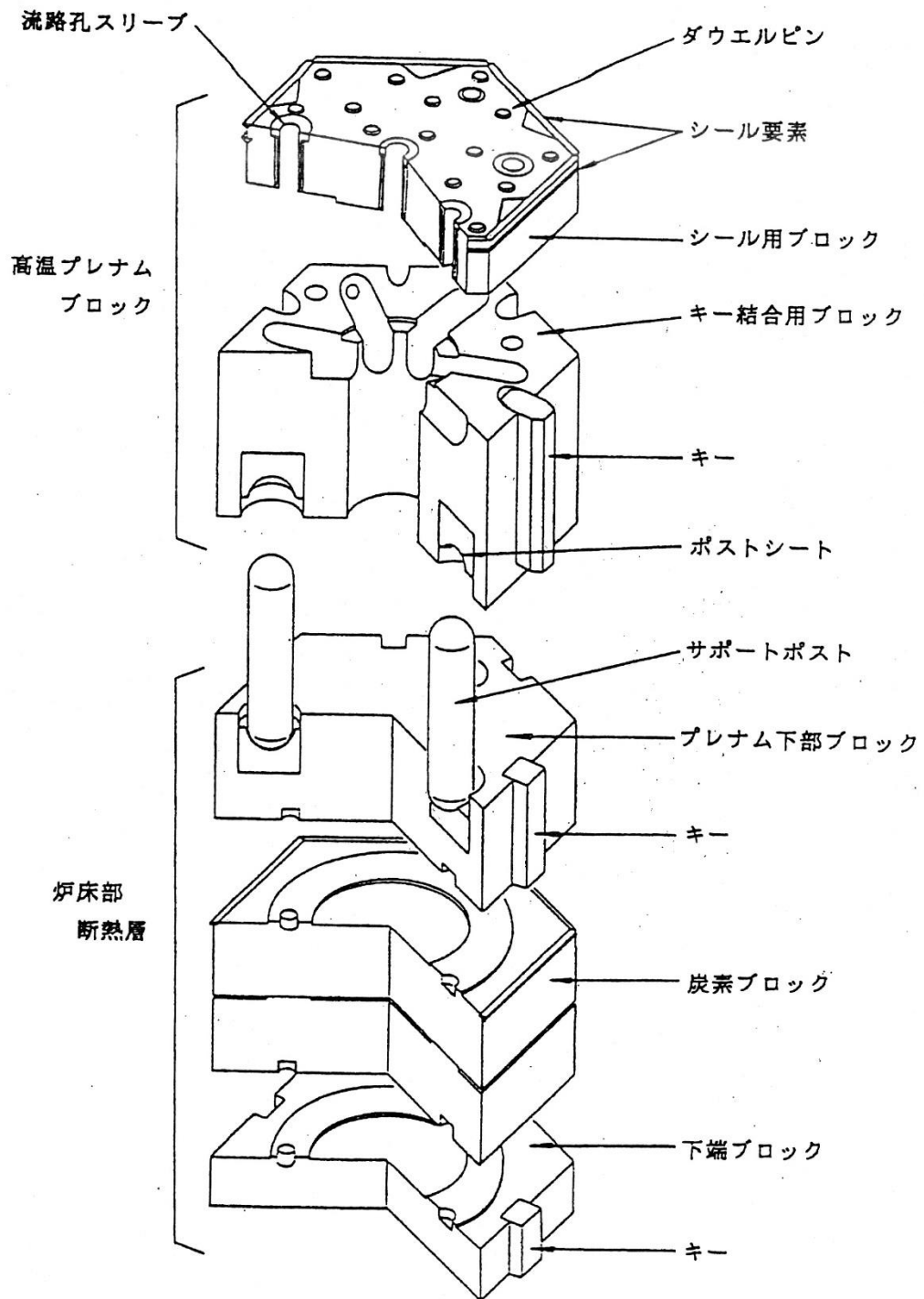


炉心下部の支持構造物側部

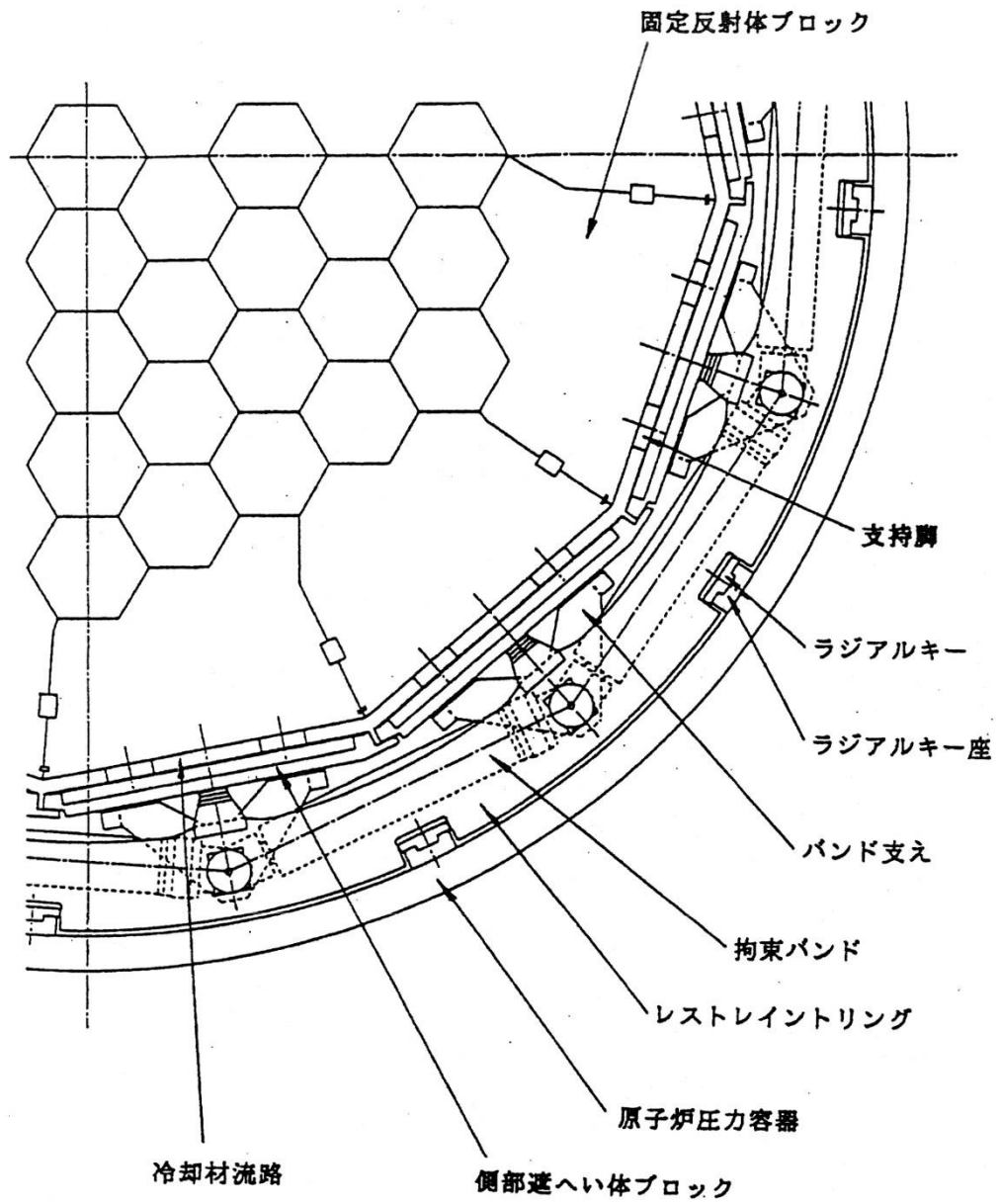
第 3. 2. 16(a) 図 固定反射体構造説明図(1)



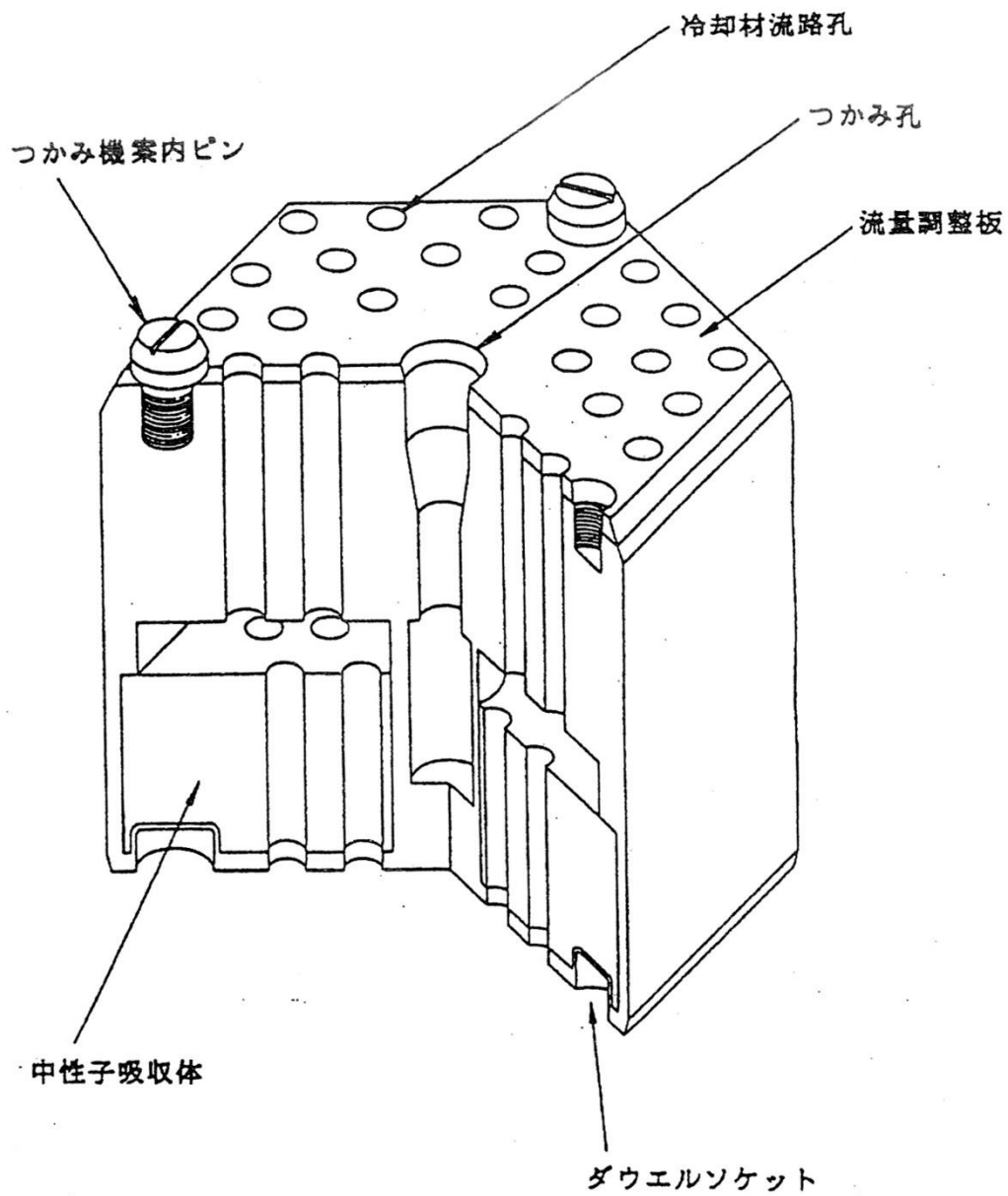
第 3. 2. 16 (b) 図 固定反射体構造説明図 (2)



第 3.2.17 図 炉床部構成要素の構造説明図

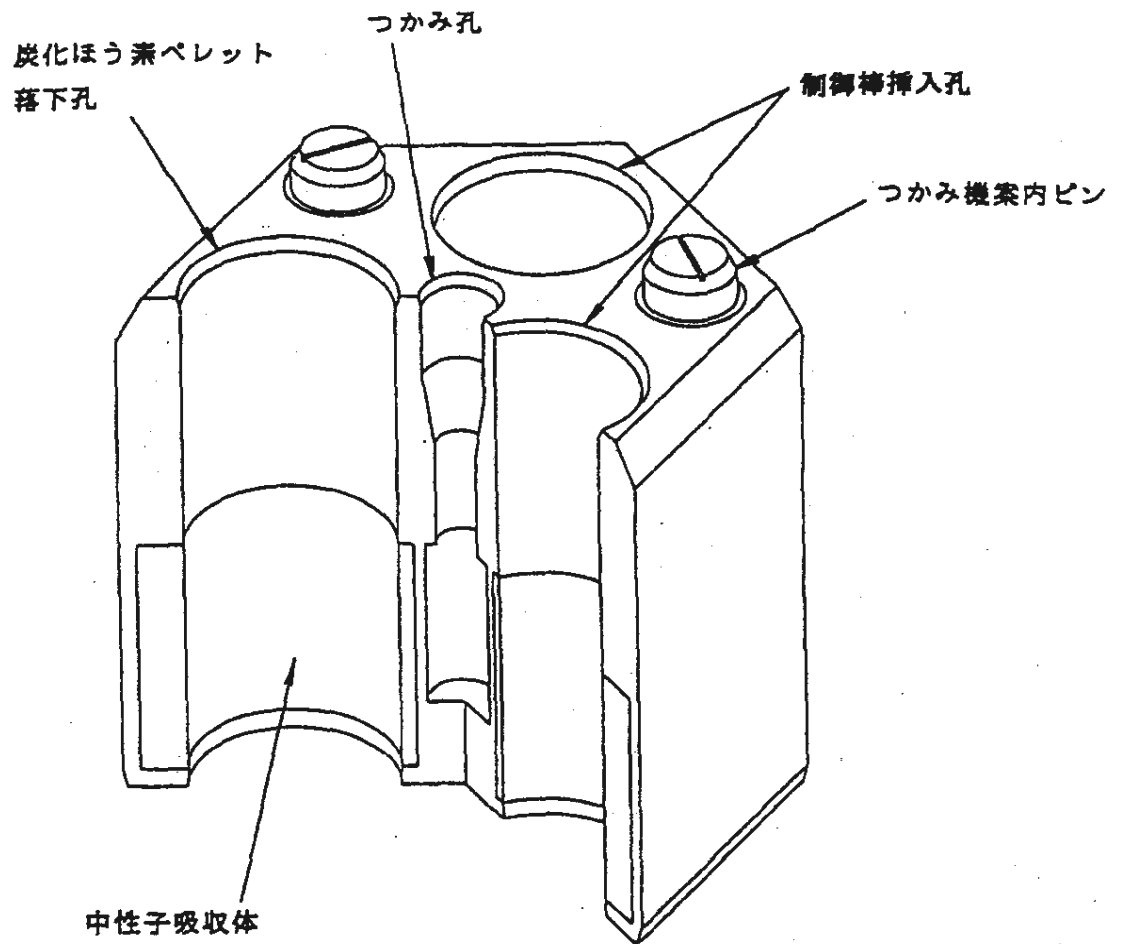


第 3. 2. 18 図 炉心拘束機構構造説明図



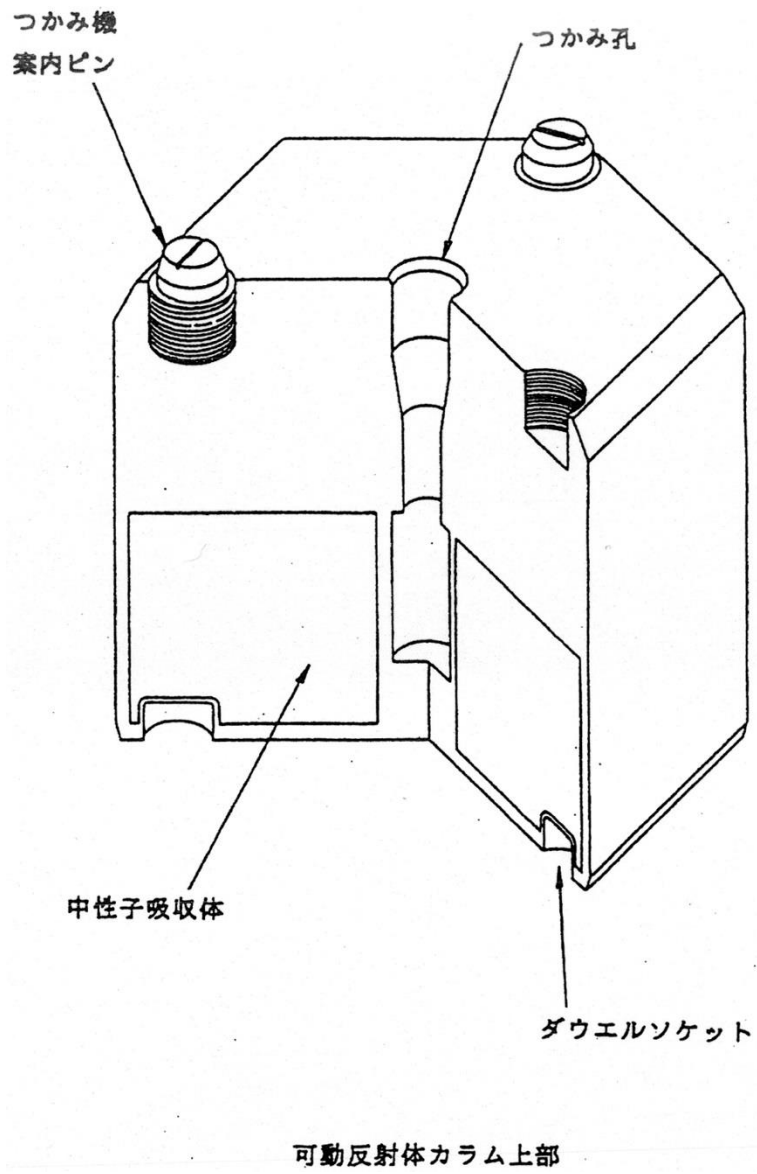
燃料体カラム上部

第 3. 2. 19(a) 図 上部遮へい体ブロック構造説明図(1)

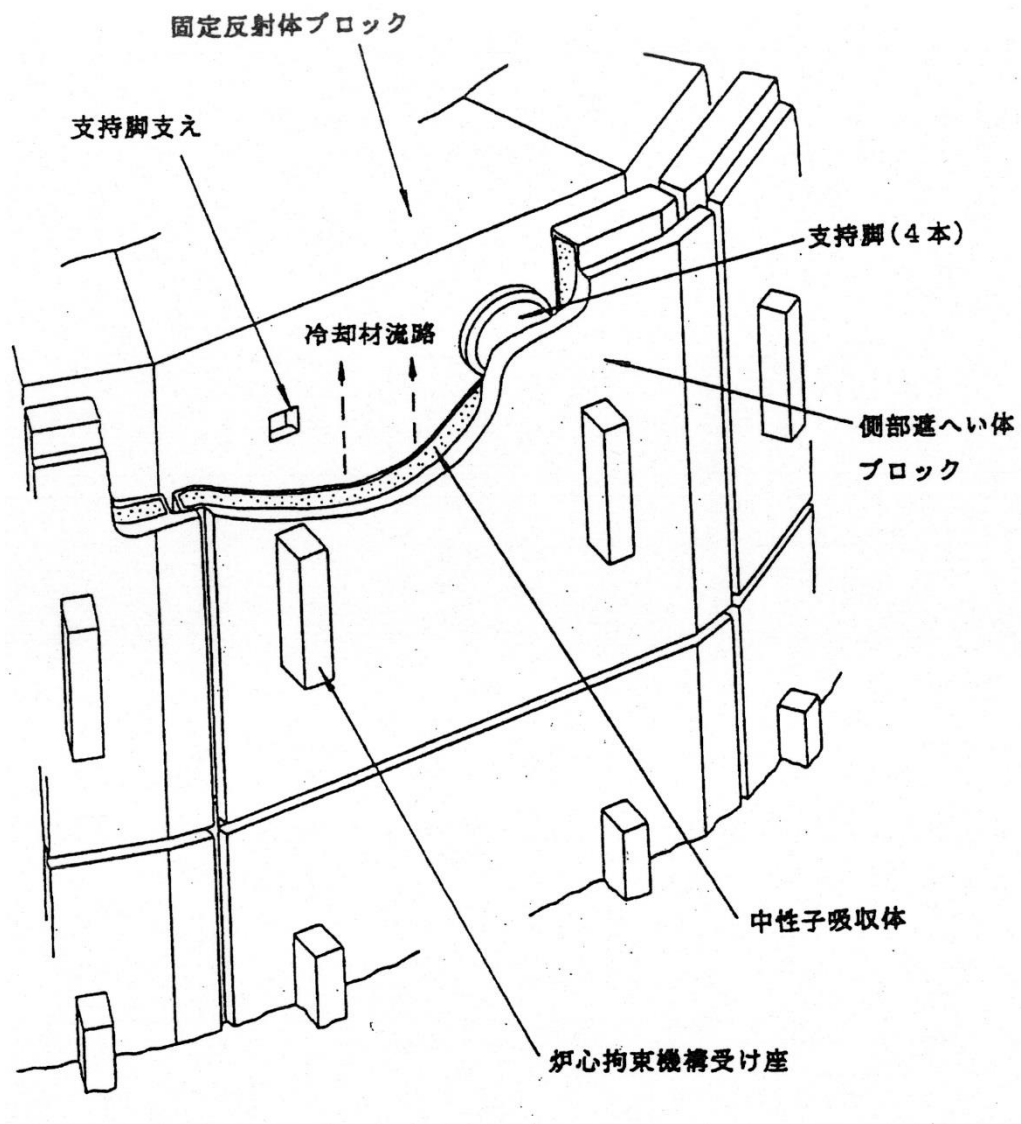


制御棒案内カラム上部

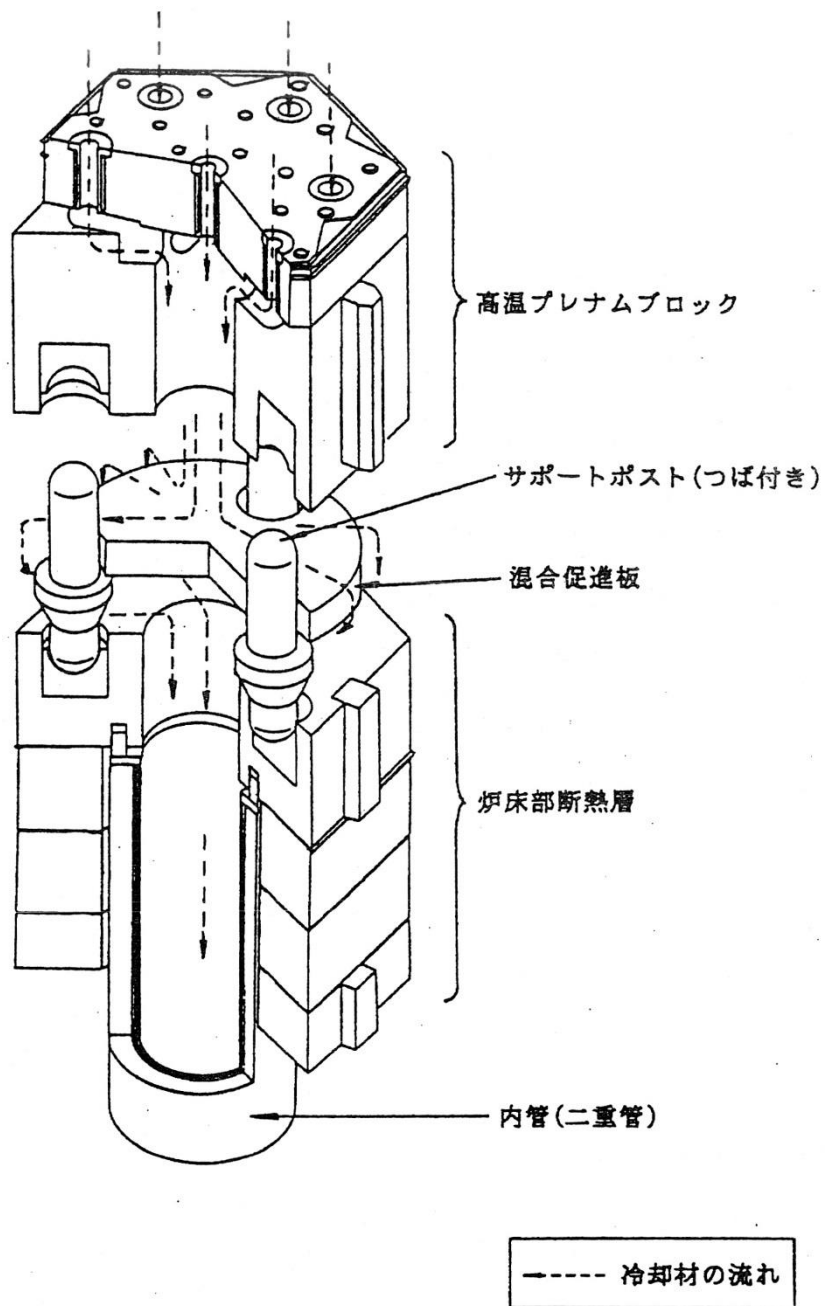
第 3. 2. 19(b) 図 上部遮へい体ブロック構造説明図(2)



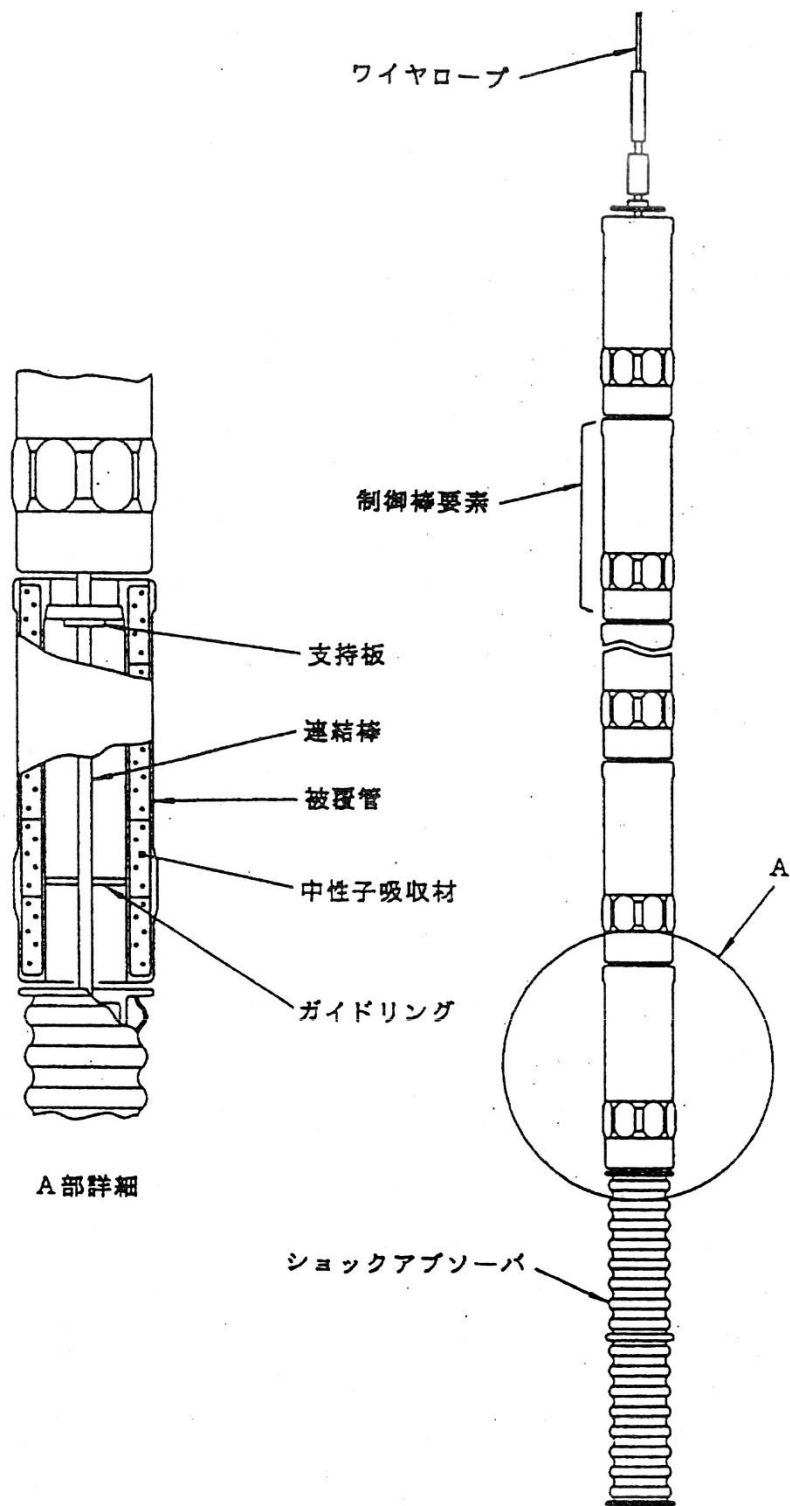
第 3. 2. 19(c) 図 上部遮へい体ブロック構造説明図 (3)



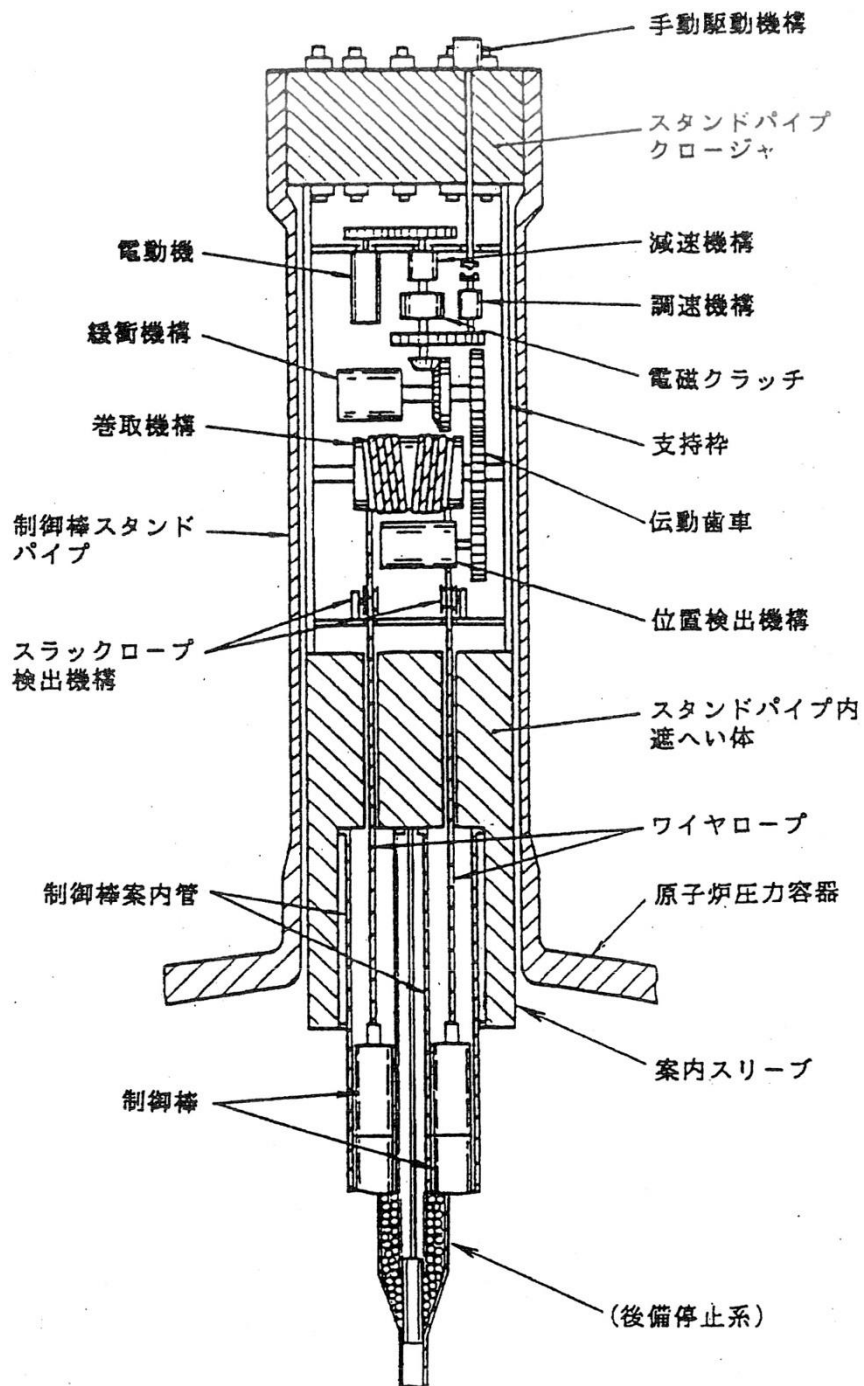
第 3.2.20 図 側部遮へい体ブロック構造説明図



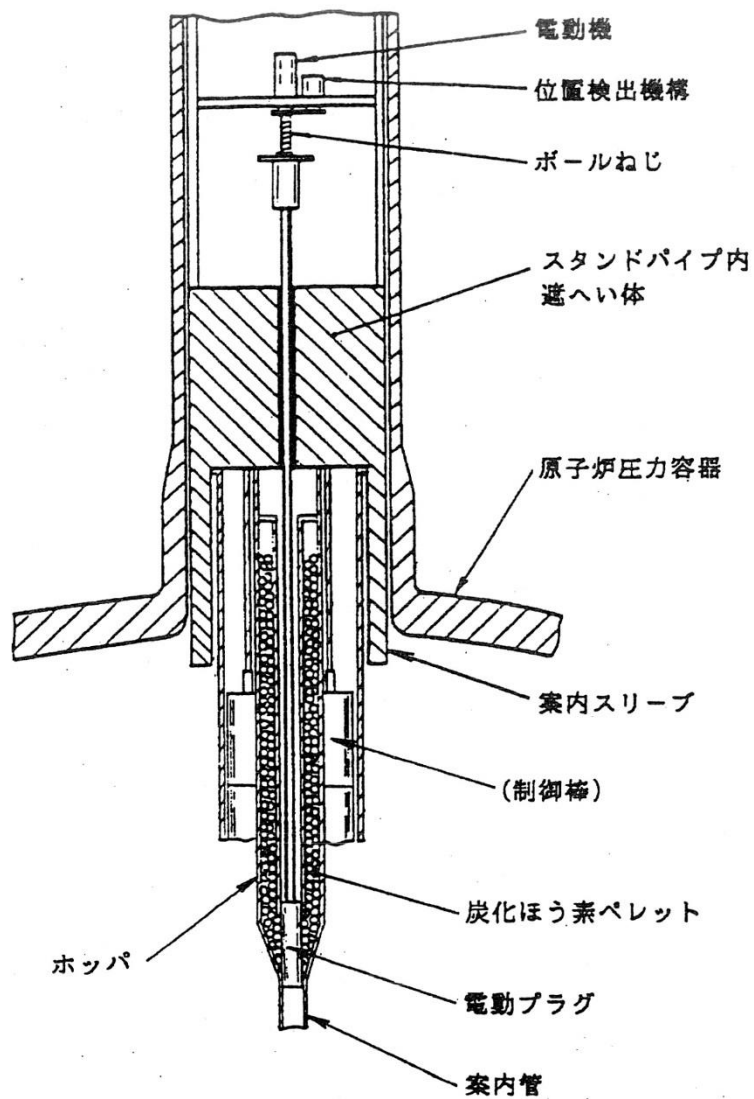
第 3. 2. 21 図 混合促進板概略構造説明図



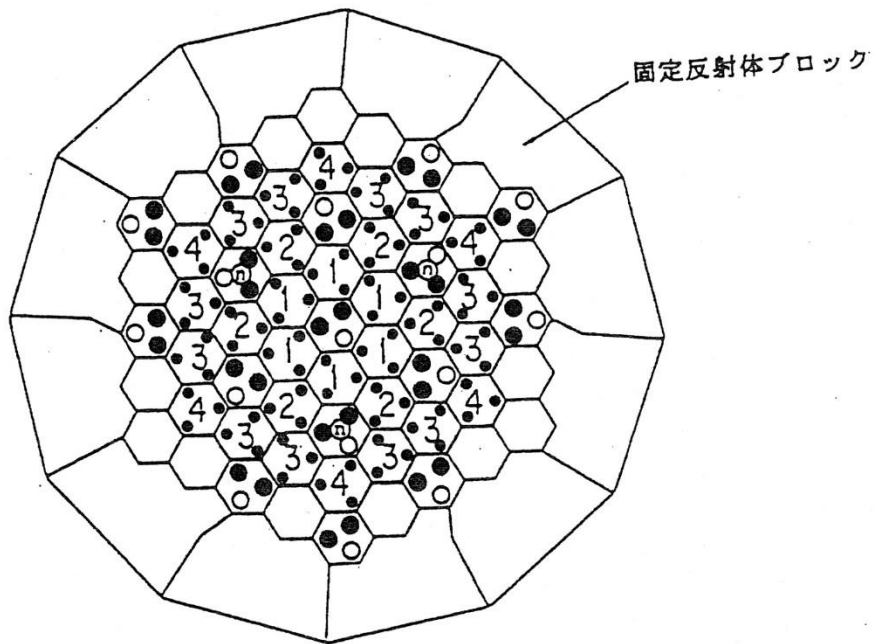
第 3. 2. 22 図 制御棒構造説明図



第 3.2.23 図 制御棒駆動装置構造説明図



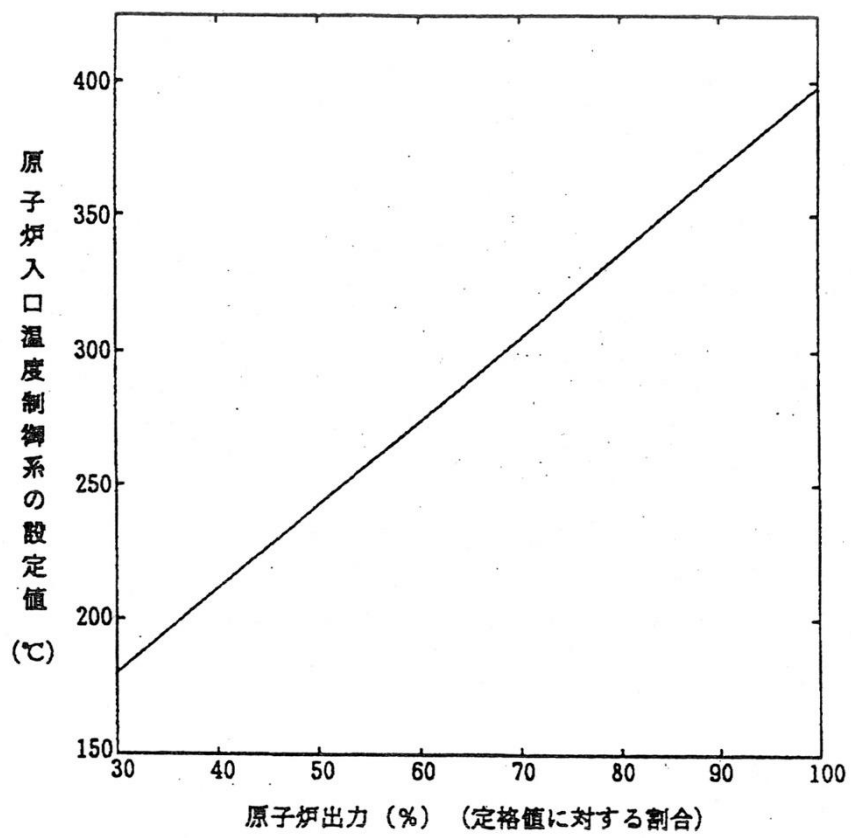
第 3. 2. 24 図 後備停止系構造説明図



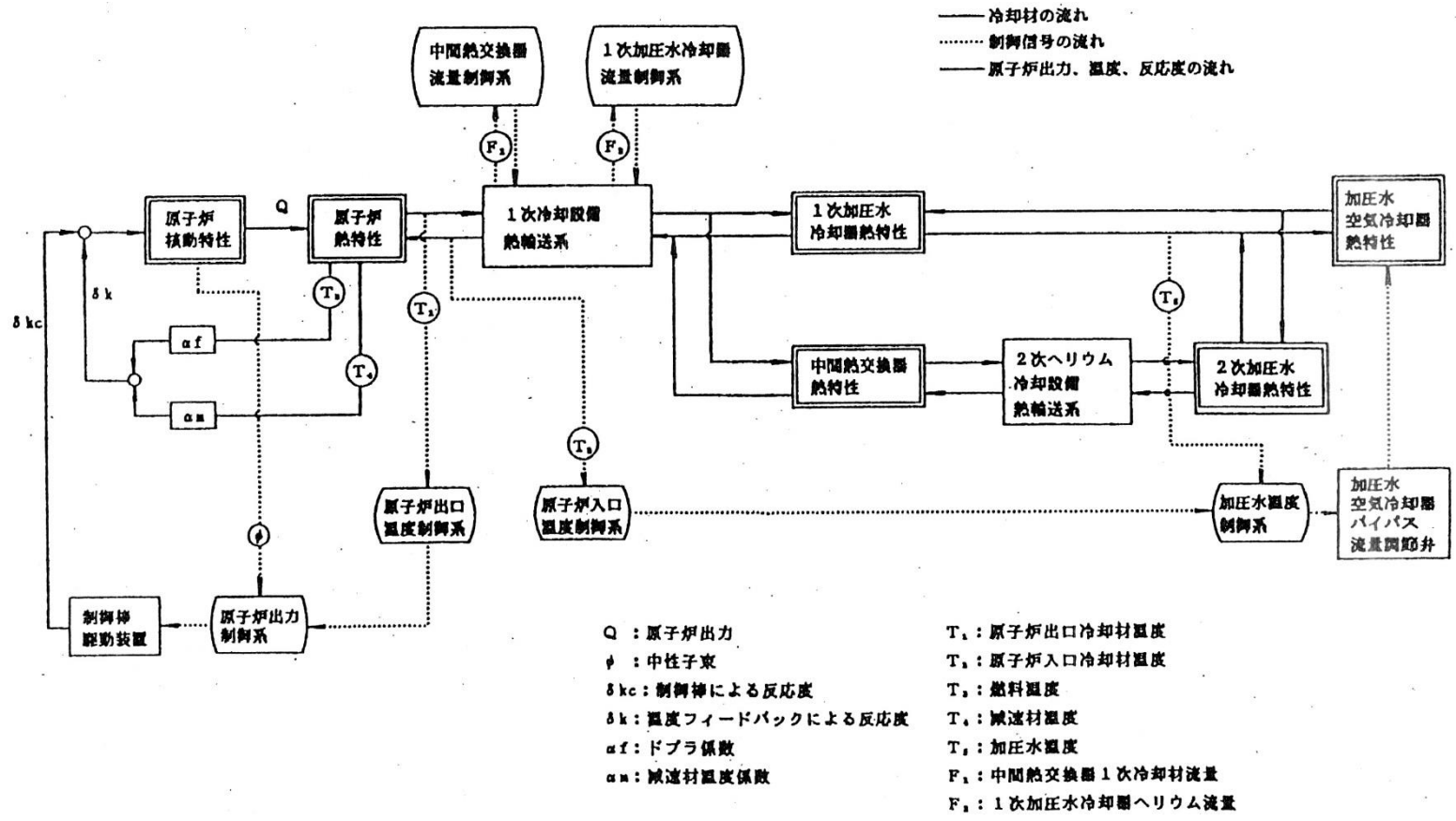
- | | | |
|----------|--|----------------------------------|
| 燃料体カラム | | { K : 領域番号
● : 反応度調整材装荷孔 |
| 制御棒案内カラム | | |
| 可動反射体カラム | | { ● : 制御棒挿入孔
○ : 炭化ほう素ペレット落下孔 |
| 中性子源 | | |

A型燃料体からなる基準炉心の場合

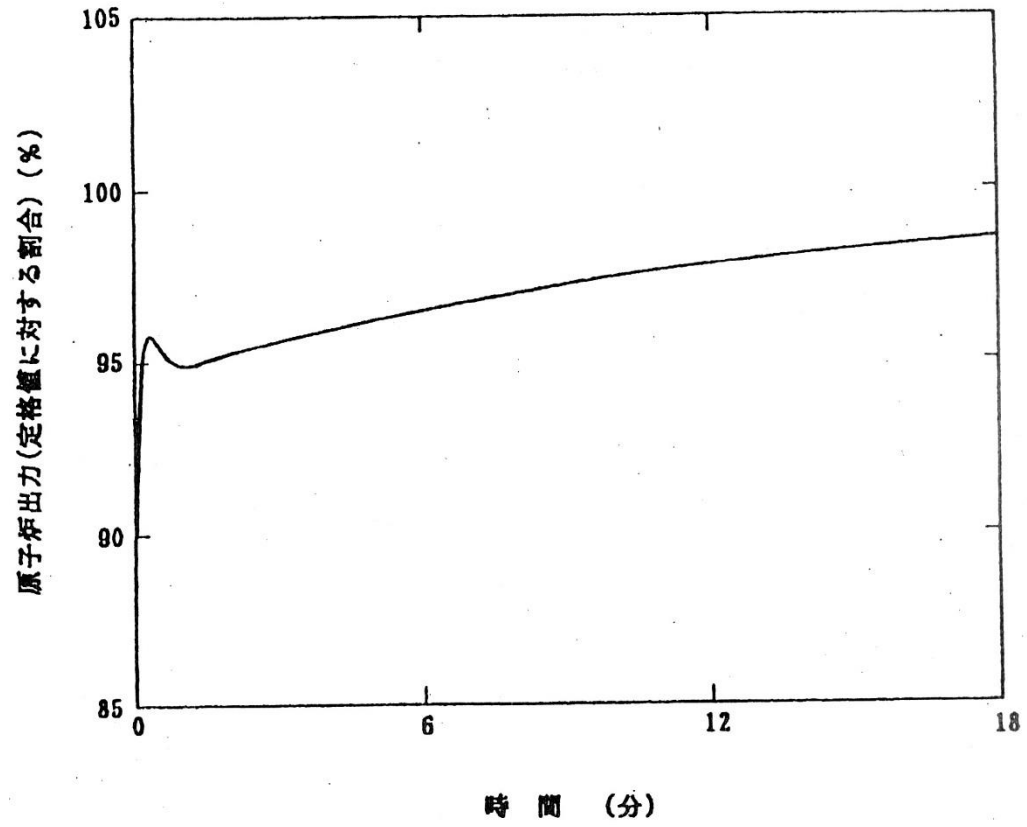
第 3. 3. 1 図 炉心配置説明図



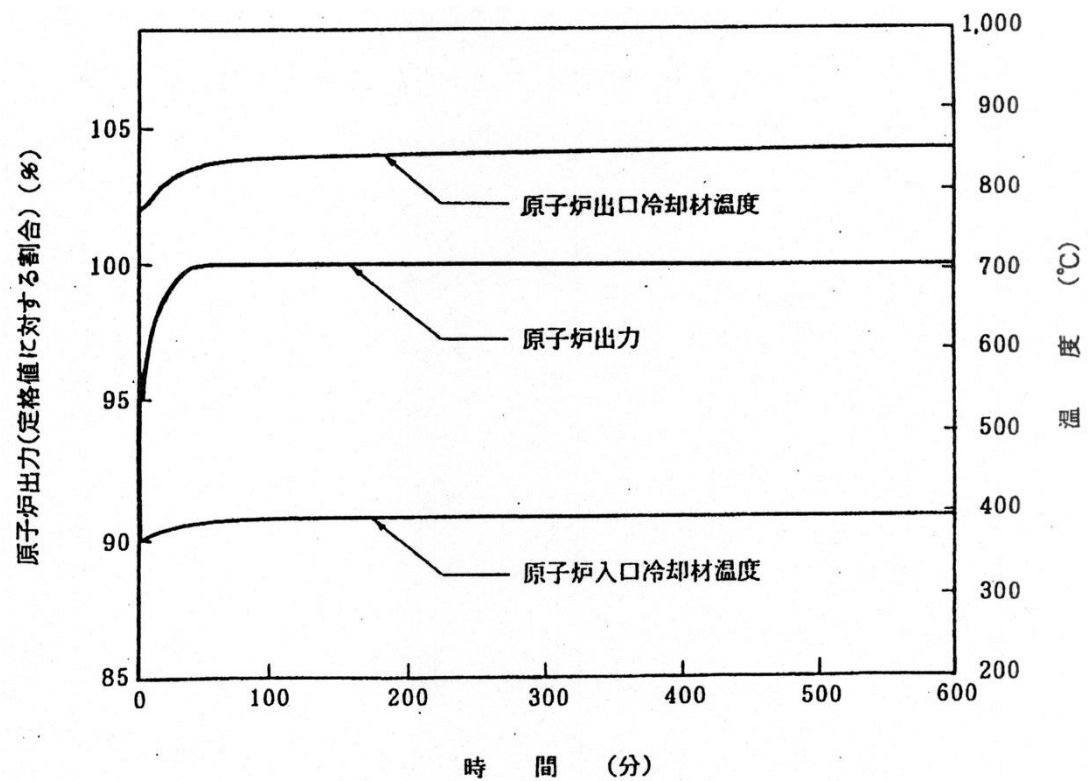
第 3.5.1 図 原子炉出力と原子炉入口温度制御系の設定値



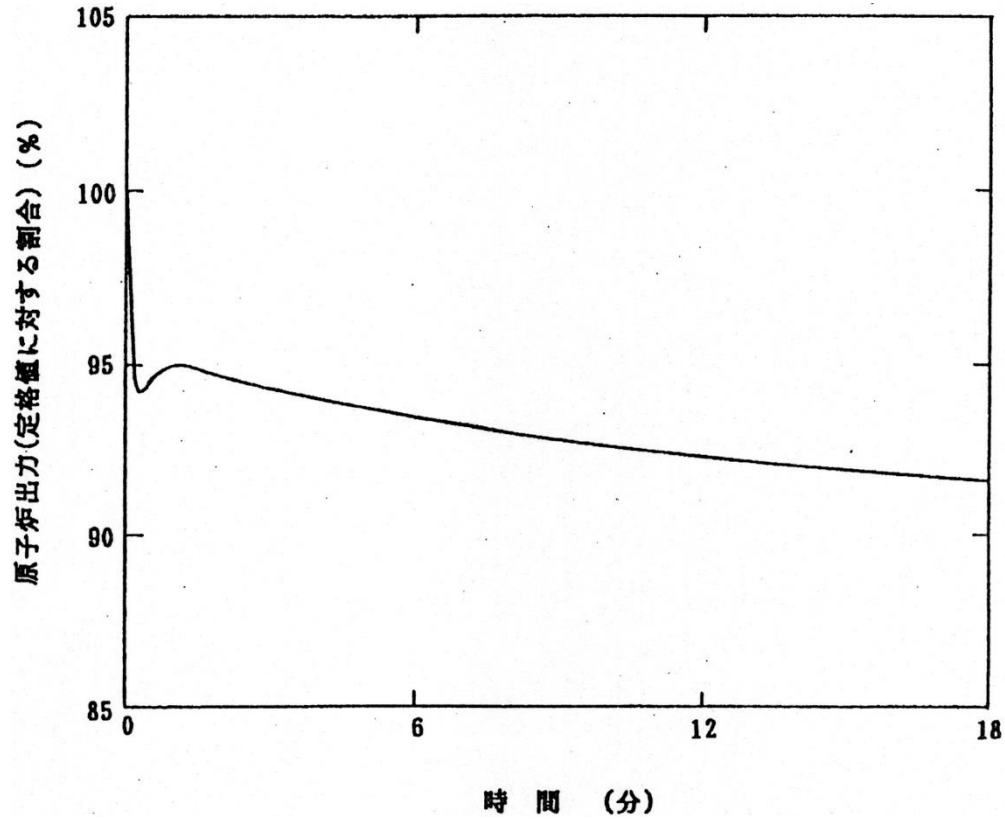
第 3.5.2 図 動特性解析ブロック図



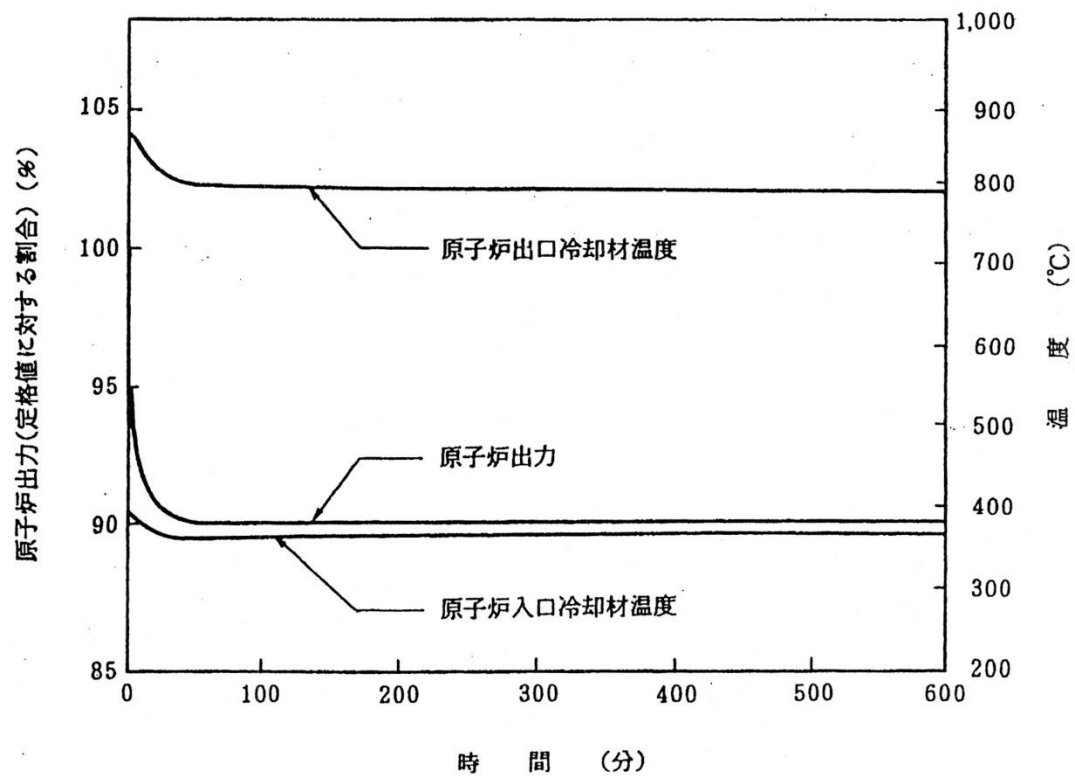
第 3.5.3 図 10%ステップ状出力増加の場合(定格運転) (1)



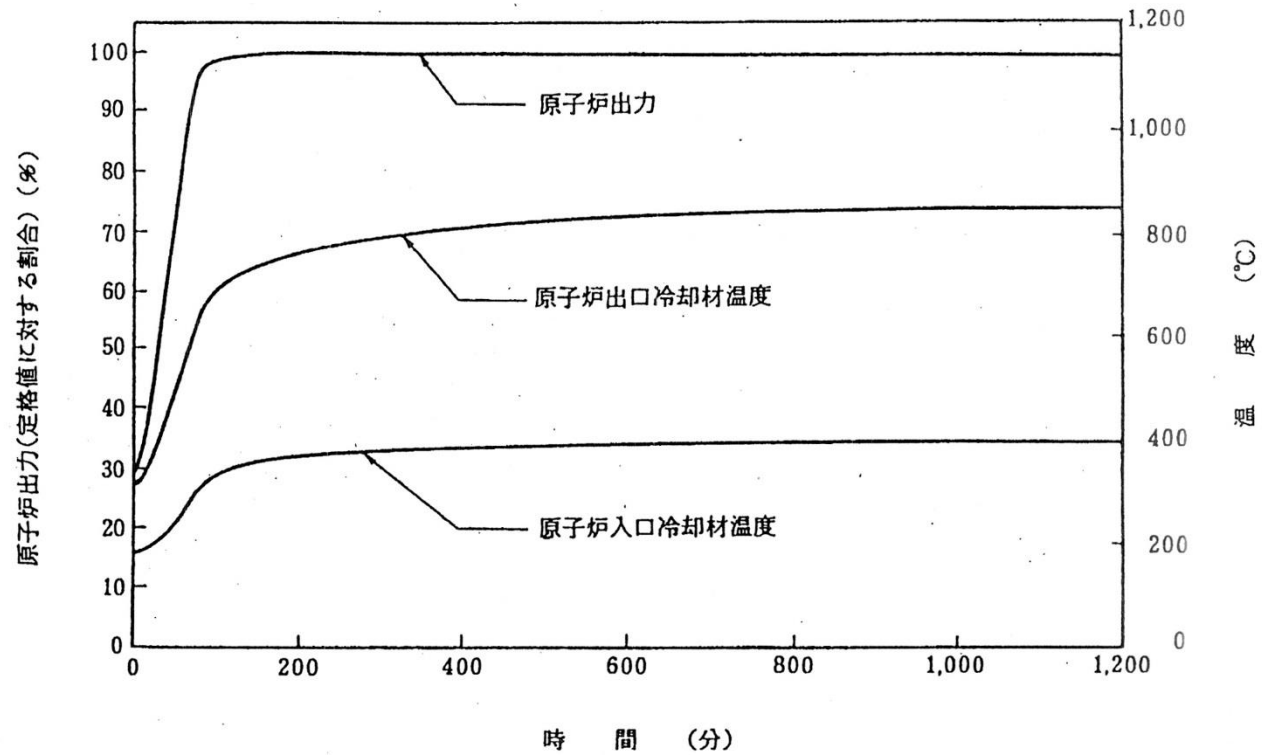
第 3.5.4 図 10%ステップ状出力増加の場合(定格運転) (2)



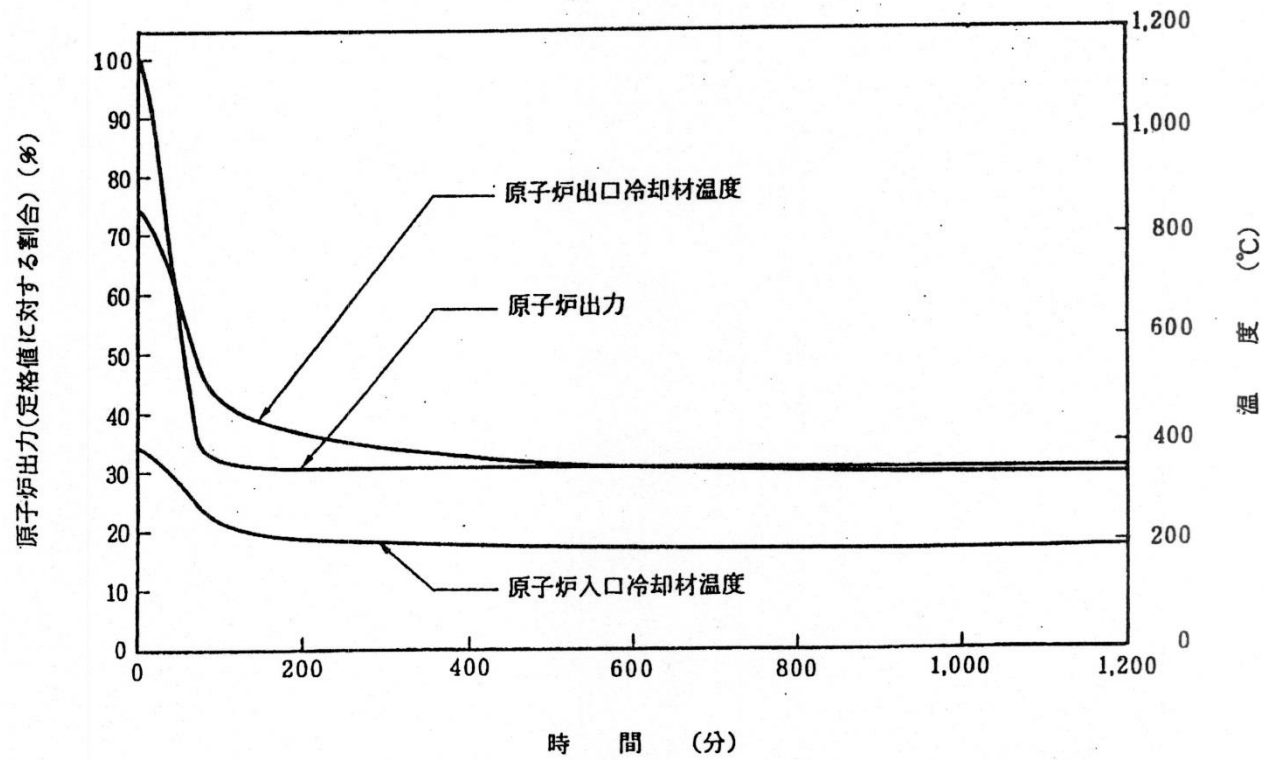
第 3.5.5 図 10%ステップ状出力減少の場合(定格運転) (1)



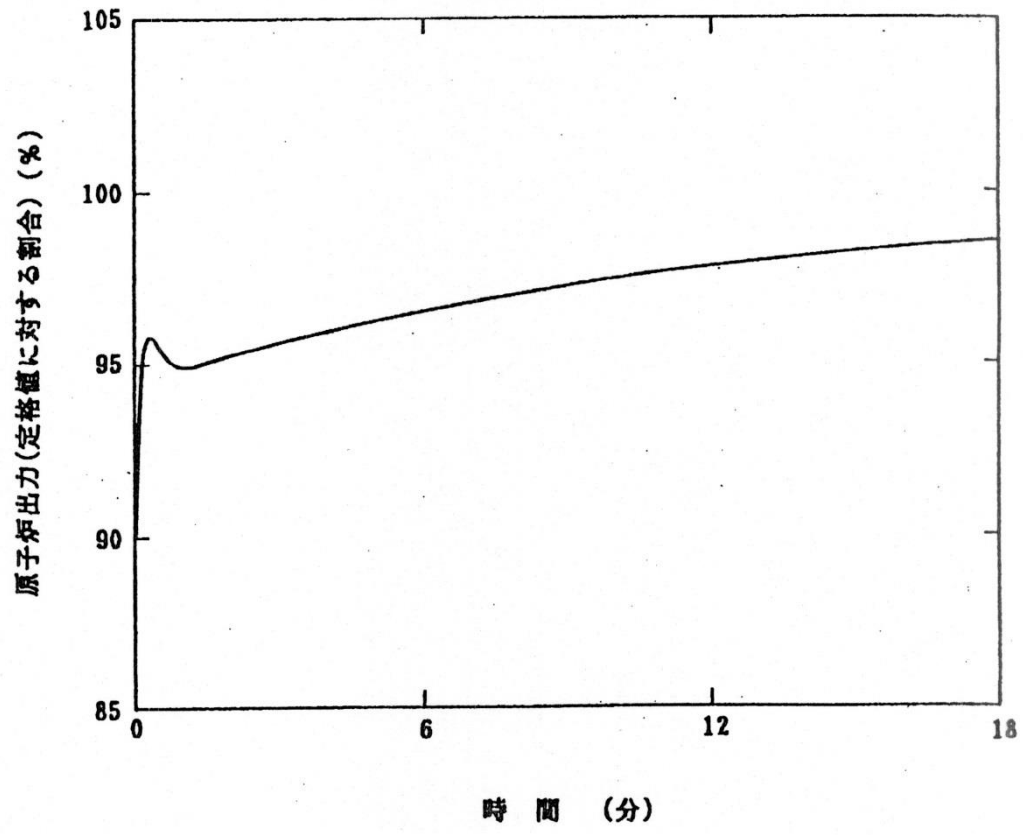
第 3.5.6 図 10%ステップ状出力減少の場合(定格運転) (2)



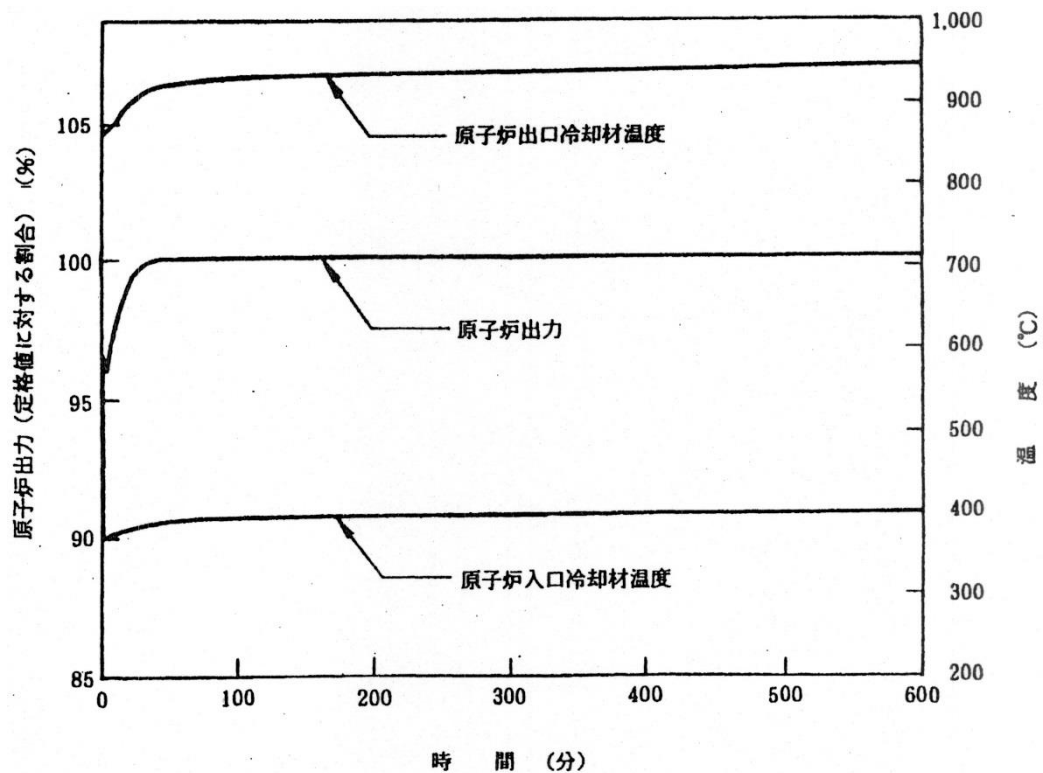
第 3. 5. 7 図 1%/min ランプ状出力増加の場合(定格運転)



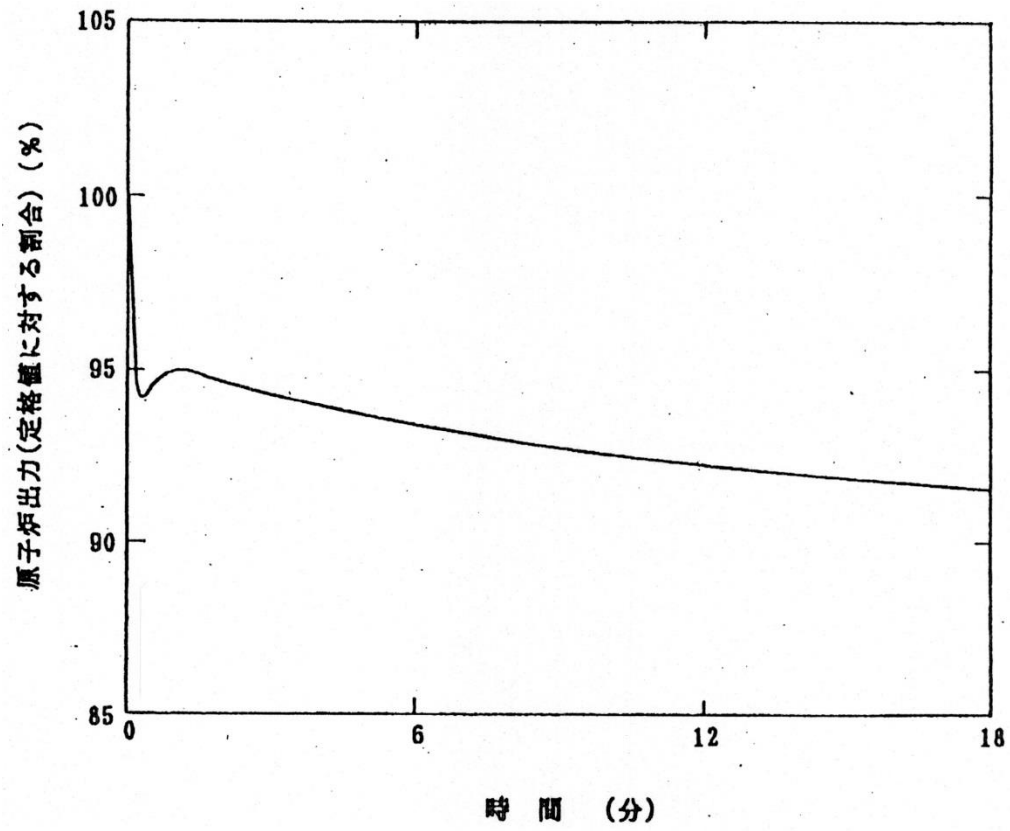
第 3. 5. 8 図 1%/min ランプ状出力減少の場合(定格運転)



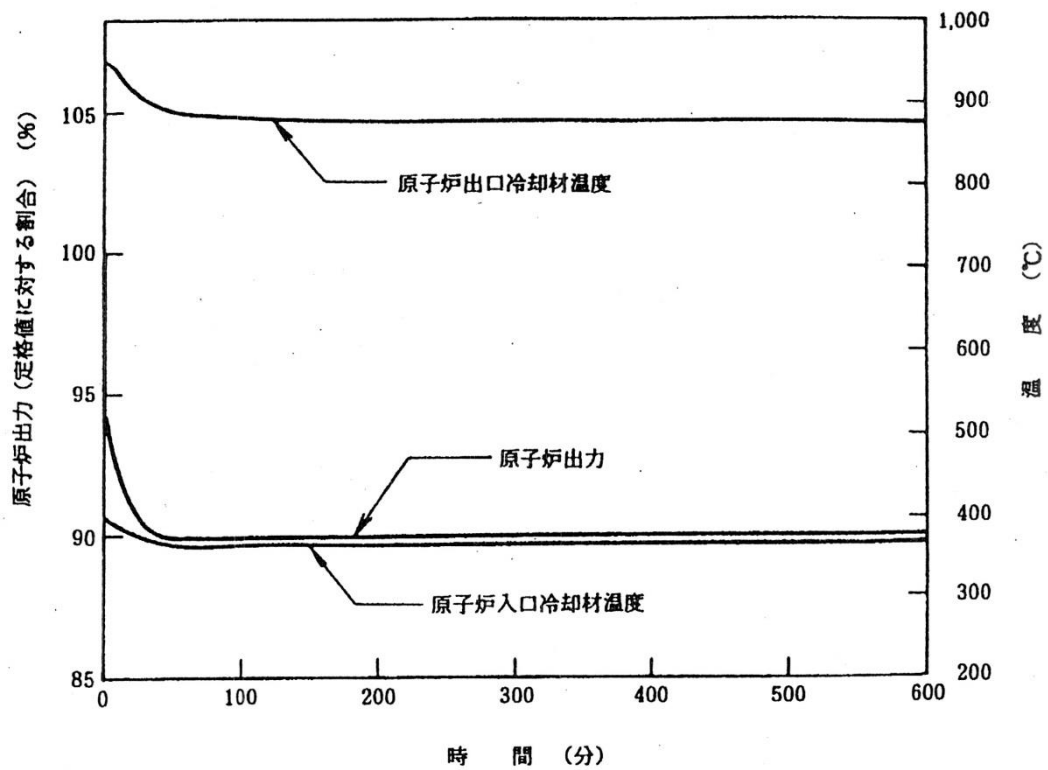
第 3.5.9 図 10%ステップ状出力増加の場合(高温試験運転)(1)



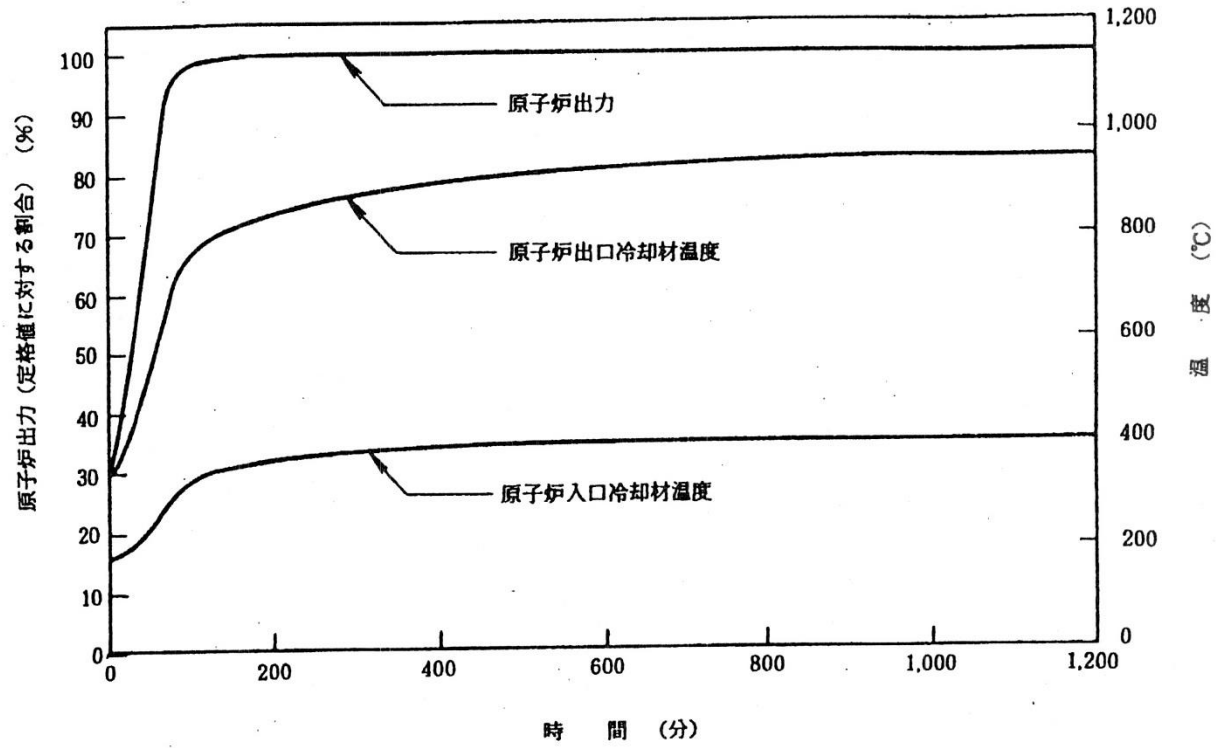
第 3. 5. 10 図 10%ステップ状出力増加の場合(高温試験運転) (2)



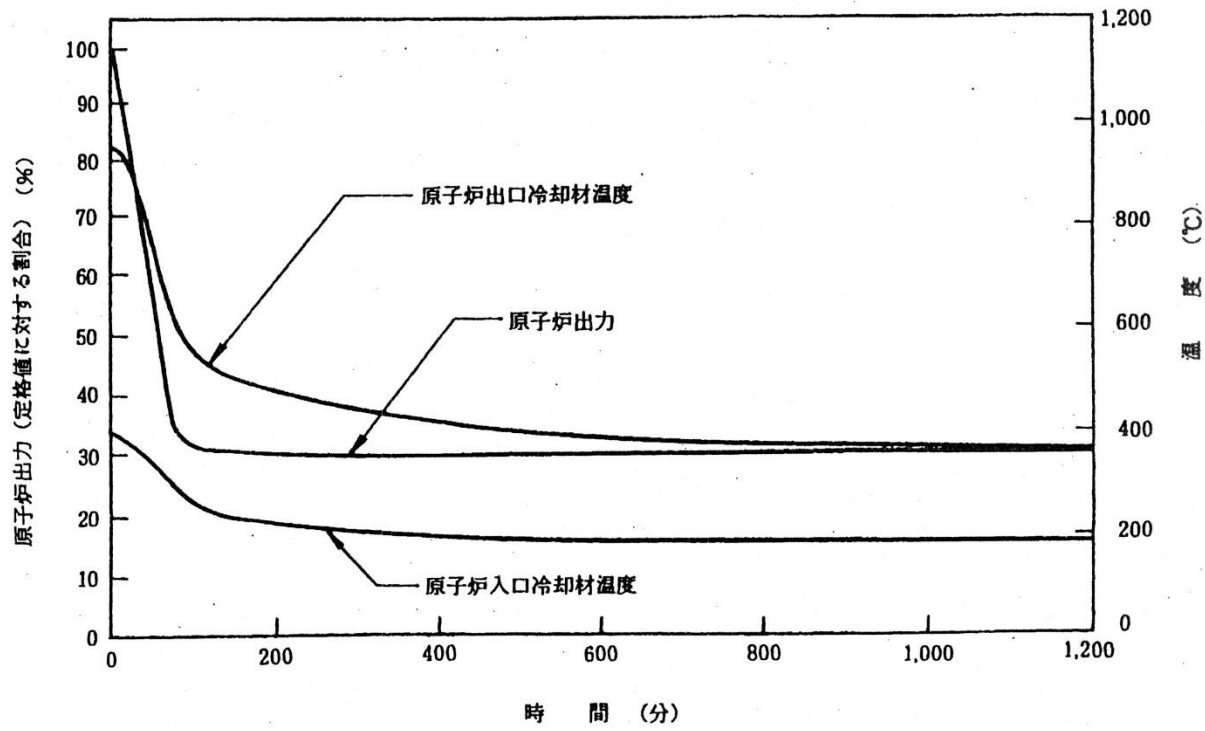
第 3. 5. 11 図 10%ステップ状出力減少の場合(高温試験運転) (1)



第 3. 5. 12 図 10%ステップ状出力減少の場合(高温試験運転) (2)



第 3.5.13 図 1%/min ランプ状出力増加の場合 (高温試験運転)



第 3.5.14 図 1%/min ランプ状出力減少の場合 (高温試験運転)

4. 1次冷却設備

4.1 概要

1次冷却設備は、1次冷却材を循環させて炉心を冷却する設備であり、原子炉压力容器、1次ヘリウム循環機、中間熱交換器、1次加圧水冷却器、1次ヘリウム配管、弁類等から構成し、原子炉格納容器内に設置する。

炉心で加熱された1次冷却材は、原子炉压力容器に接続する二重管の内管を通過して1次加圧水冷却器あるいは中間熱交換器に送られ、加圧水あるいは2次冷却材であるヘリウムガスと熱交換して低温になり、各1次ヘリウム循環機で昇圧された後、二重管の内管と外管との間の環状部を通過して原子炉压力容器に環流する。

1次冷却設備は、中間熱交換器で約10MW及び1次加圧水冷却器で約20MWの除熱を行う並列運転、又は1次加圧水冷却器で約30MWの除熱を行う単独運転のいずれかの方法で運転する。並列運転と単独運転の運転方法の変更は、原子炉を停止して行う。

1次冷却設備は、補助ヘリウム冷却系及び関連する原子炉補助施設の配管等との接続部を含めて原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する。

1次冷却設備の系統を第4.1.1図に、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲を第4.1.2図に、それぞれ示す。

4.2 設計方針

1次冷却設備は、次の方針により設計する。

- (1) 1次冷却設備は、中間熱交換器及び1次加圧水冷却器の伝熱特性の経年変化や伝熱管のプラグ等を考慮しても、通常運転時において原子炉で発生した熱を2次ヘリウム冷却設備及び加圧水冷却設備に確実に伝え、加圧水冷却設備の空気冷却器から大気に放散するようにする。
- (2) 1次冷却設備の冷却材圧力は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の1.1倍以下となるようにする。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器、配管等は、適切な規格、基準に基づいて設計、製作、据付及び検査を行い高い品質を確保する。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器、配管等は、非延性破壊を防止する。
- (5) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器、配管等は、通常運転時の起動、停止時における温度変化率を50°C/h以下に制限し、また、通常運転時、異常状態時に想定される1次冷却材圧力、温度等を考慮し、地震時に生ずる荷重をも適切に重畳させ、繰返し回数等の過渡条件を想定し、疲労や高温下のクリープ、腐食等を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有するようにする。
- (6) 1次冷却設備は、1次冷却材の漏えいを防止・抑制するようにする。
- (7) 1次冷却材と大気との境界となる耐圧部は、使用温度を低くして、健全性を高めるようにする。
- (8) 1次冷却設備は、圧力、温度及び地震時に生ずる荷重を考慮し、1次ヘリウム配管の適切な箇所に破断を想定しても、あるいは1次ヘリウム循環機のミサイルを想定しても、安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を損なわないようにする。

4.3 主要設備の仕様

1次冷却設備の設備仕様を第4.3.1表に、主要設備の設備仕様を第4.3.2表から第4.3.7表に示す。

4.4 主要設備

4.4.1 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器(以下「圧力容器」という。)は、第4.4.1図に示すとおり、上部及び底部が半球状のたて置円筒型で、圧力容器ふたは、フランジで圧力容器胴にボルト締めする。圧力容器の内部には燃料体、反射体、炉内構造物、制御棒等を収容する。

圧力容器ふたは、スタンドパイプを設置するための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のノズルを約32個設ける。圧力容器ふたの内面には、第4.4.2図に示すとおり、スペーサを介した多層の熱反射板で構成する熱遮へい板を取付ボルトで固定し、設計基準事故時の圧力容器ふたの過大な昇温を防止する。

圧力容器ふたのフランジ当り面には、1次冷却材の漏えいを抑制するために、同心円に二重に溝を設け、ここに高ニッケル合金製Oリングを取付け、シーリングを行う。シーリング部分からの漏えいの監視は、胴側フランジのタップ孔から、漏えいした1次冷却材の測定によって行う。

圧力容器の底部には、1次冷却材の出入口となる1次ヘリウムノズル、補助ヘリウムノズル等のノズルを約7個設け、胴部には計測用のノズル等を約3個設ける。

圧力容器の内面には、底部に炉心構成要素及び炉内構造物の鉛直荷重を支持するためのサポートリブ及びサポートリングを取付ける。胴部には、第3.2.18図に示すとおり、地震時の炉心拘束機構からの荷重を支持するために、ラジアルキー座を溶接により取付ける。ラジアルキー座は、レストレイントリングの外周部で、キーとキー溝結合するラジアルキーを圧力容器に取付けるための台座である。

圧力容器胴の外面には、圧力容器を支持するために、底部に圧力容器スカート、上部にスタビライザブラケットを6個取付ける。

圧力容器の主要材料には、低合金鋼を使用する。低合金鋼は、日本電気協会電気技術規程(原子力編)JEAC 4206-1986「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」に準拠した試験を実施し、関連温度(RT_{NDT})を求め、破壊力学等の検討(JEAC 4206の付録1)により非延性破壊が防止できる最低使用温度を定める。

供用開始時の圧力容器材の関連温度は、約 -20°C 以下とする。圧力容器外表面には、熱電対を取付け、運転時の圧力容器表面温度を測定する。

4.4.2 1次ヘリウム循環機

1次ヘリウム循環機は、たて型遠心式動圧ガス軸受型循環機であり、中間熱交換器用に1台、1次加圧水冷却器用に3台設置する。これら4台の循環機は、全て同一構造であり、インペラ、上部・下部ケーシング、熱遮へい板、電動機、冷却ファン、冷却水ジャケット、フィルタ等から構成する。

1次ヘリウム循環機は、1次冷却材の系外への漏えいを防止するため、駆動軸及び電動機をケーシング内に組込んだ密閉型である。電動機とインペラの主軸は、一体構造であり、ジャーナル軸受及びスラスト軸受により支持する。

両軸受は、動圧型のガス軸受であり、主軸は高速回転時にはそれぞれの軸受と接触しない構造である。

1次ヘリウム循環機は、周波数変換器により電動機の回転数を連続的に変えて、運転状態に応じた1次冷却材の循環流量を確保する。また、1次ヘリウム循環機は、必要に応じ電氣的制動により10秒以内に停止する。

1次ヘリウム循環機は、1次冷却材中の微粒子等が軸受に混入するのを抑制するために、上部ケーシング内にフィルタを設ける。

中間熱交換器と1次加圧水冷却器の並列運転では、中間熱交換器用及び1次加圧水冷却器用の1次ヘリウム循環機を合計4台運転し、1次加圧水冷却器の単独運転では、1次加圧水冷却器用の1次ヘリウム循環機を3台運転する。

ケーシング及び主軸には、強度の高い低合金鋼を使用する。

1次ヘリウム循環機の構造を第4.4.3図に示す。

4.4.3 中間熱交換器

中間熱交換器は、たて置ヘリカルコイル型であり、胴部は二重胴構造になっている。二重胴の内胴内側には、ライナにより表面を覆った断熱材を設ける。

並列運転時には、炉心で加熱された高温の1次冷却材は、二重管の内管内を通過して下部の1次冷却材二重ノズルの内側より流入し、ヘリカルコイル伝熱管の外側を上昇しながら2次冷却材(ヘリウムガス)により冷却されて、1次冷却材出口ノズルより1次ヘリウム循環機に導かれ、昇圧される。昇圧された1次冷却材は、1次冷却材入口ノズルより内胴と外胴の間の環状部に流入して胴部を冷却した後、1次冷却材二重ノズルの環状部より二重管の環状部を通過して原子炉圧力容器へ環流する。二重胴の環状部を流れる低温の1次冷却材は、内胴内を流れる高温の1次冷却材より高圧に保たれるので、万一内胴に漏えいが生じた場合にも1次冷却材と大気との境界をなす外胴の使用温度は、低温に保たれる。一方、二重管の内管と外管との環状部を流れてきた低温の2次冷却材は、4本の分配管に分配され、上部の2次冷却材入口ノズルに導かれる。2次冷却材入口ノズルに流入した2次冷却材は、低温管板で伝熱管内に分配され、ヘリカルコイル伝熱管内を下降しながら加熱されて下部の高温ヘッダ内に再び集められる。この高温の2次冷却材は、内筒内を上昇し、2次冷却材二重ノズルより二重管の内管へ導かれる。

単独運転時には、二重管の内管内から中間熱交換器内に至る1次冷却材の自然循環が発生するのを防止し、胴部の使用温度を下げるために、二重管の環状部を流れる低温の1次冷却材の一部は、中間熱交換器の二重胴の環状部を通り、中間熱交換器の胴側部に設けたバイパスラインを経て上部から中間熱交換器内へ流入する。流入した1次冷却材は、ヘリカルコイル伝熱管の外側を下降した後、下部の1次冷却材二重ノズルの内側より二重管の内管内へ流入し、1次加圧水冷却器へ環流する。並列運転時には、バイパスラインの止め弁は閉める。

伝熱管は、管束支持板により支持する。管束支持板及び内筒は、低温の上部から吊下げて下方に自由に熱膨張させる構造として熱膨張応力を低減する。また、高温ヘッダ及び内筒には断熱材を設けて金属部の温度を低くしている。

中間熱交換器の外胴及び内胴には、強度の高い低合金鋼を使用し、高温の冷却材に接する伝熱管、

高温ヘッダ、内筒、断熱材のライナ、管束支持板等には、1次冷却材及び2次冷却材中の不純物による高温酸化腐食に対して耐酸化性に優れ、高温強度の高いニッケル基耐食耐熱超合金を使用する。中間熱交換器の構造を第4.4.4図に示す。

4.4.4 1次加圧水冷却器

1次加圧水冷却器は、たて置U字管型であり、胴部は二重胴構造になっている。二重胴の内胴内側には、ライナにより表面を覆った断熱材を設ける。

炉心で加熱された高温の1次冷却材は、二重管の内管内を流れて胴下部の二重ノズルの内側より流入し、管外をバッフル板により流れを反転して上昇しながら加圧水により冷却されて、胴上部の1次冷却材出口ノズルより1次ヘリウム循環機に導かれ、昇圧される。昇圧された1次冷却材は、1次冷却材入口ノズルより内胴と外胴との間の環状部に流入して胴部を冷却した後、二重ノズルの環状部より二重管の環状部を流れて原子炉圧力容器へ環流する。二重管の環状部を流れる低温の1次冷却材は、内胴内を流れる高温の1次冷却材より高圧に保たれるので、万一内胴に漏えいが生じた場合にも1次冷却材と大気との境界をなす外胴の使用温度は、低温に保たれる。一方、加圧水は下鏡の加圧水入口ノズルより流入し、伝熱管内を流れて加熱され、加圧水出口ノズルより出る。1次加圧水冷却器は、単独運転時には約30MWの除熱を行い、並列運転時には約20MWの除熱を行う。この二通りの除熱容量の切換えは、伝熱面積を変えることにより行う。そのために1次冷却材出口ノズルを、1次ヘリウム循環機ごとに上下に2個ずつ計6個設ける。

1次加圧水冷却器の内胴及び外胴には、強度の高い低合金鋼を使用し、伝熱管には、加圧水に対する耐食性に優れ、高温強度が高いオーステナイト系ステンレス鋼を、バッフル板及びライナには、ニッケル基耐食耐熱超合金を用いる。

1次加圧水冷却器の構造を第4.4.5図に示す。

4.4.5 1次ヘリウム配管

1次ヘリウム配管には、二重管と単管があり、二重管は、原子炉圧力容器と中間熱交換器及び1次加圧水冷却器を接続し、単管は、中間熱交換器及び1次加圧水冷却器と1次ヘリウム循環機等を接続する。

二重管の内管内側には、ライナにより表面を覆った断熱材を設け、炉心で加熱された高温の1次冷却材を流し、内管と外管との間の環状部には原子炉圧力容器へ環流する低温の1次冷却材を流す。環状部を流れる低温の1次冷却材は、内管内を流れる高温の1次冷却材より高圧に保たれるので、万一内管に漏えいが生じた場合にも1次冷却材と大気との境界をなす外管の使用温度は、低温に保たれる。

二重管の熱膨張は、中間熱交換器及び1次加圧水冷却器を浮動支持することにより吸収する。

単管ならびに二重管の外管及び内管には、強度の高い低合金鋼を使用し、ライナには、ニッケル基耐食耐熱超合金を使用する。

二重管の構造を第4.4.6図に示す。

4.4.6 弁類

1次冷却設備の弁類として、止め弁、逆止弁、安全弁等を設ける。これらの弁類は、原子炉冷却材バウンダリの機能を有するものである。

1次加圧水冷却器が単独運転時及び並列運転時の除熱を行うために、伝熱面積を変えて除熱容量を切換えることを目的として、1次加圧水冷却器の1次冷却材出口ノズルごとに止め弁を設ける。単独運転時には30MW除熱用止め弁を開け、20MW除熱用止め弁を閉める。並列運転時には、20MW除熱用止め弁を開け、30MW除熱用止め弁を閉める。これらの止め弁には、閉止時の気密保持が確実で、軸封部の漏えいのないベローシール弁を使用する。

逆止弁は、スイングチェック弁を使用する。

安全弁は、バネ式安全弁であり、1次冷却設備の圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に維持するのに必要な容量を有している。安全弁の入口側には、安全弁の弁座からの漏えいを防止するために反転式破壊板を設ける。

4.4.7 スタンドパイプ

スタンドパイプは、圧力容器ふたに溶接によって取付けられ、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成するもので、制御棒駆動装置等を収納する制御棒スタンドパイプ、実験設備の炉内設備等の装荷及び取出しに用いる照射スタンドパイプ等から構成する。

スタンドパイプの主要材料には、低合金鋼を使用する。制御棒スタンドパイプ及び照射スタンドパイプの頂部には、原子炉停止時に着脱可能なスタンドパイプクロージャ(以下「クロージャ」という。)を設ける。クロージャは、第4.4.7図に示すとおり、クロージャに設けたラッチがスタンドパイプの溝にはめ合うことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を構成する。クロージャの着脱は、制御棒交換機又は照射物取扱機を用いて行う。

制御棒スタンドパイプの構造説明図を第4.4.7図に示す。

なお、照射スタンドパイプは、制御棒スタンドパイプとほぼ同様の形状であり、クロージャのケーブル貫通孔等の仕様が異なる。

スタンドパイプには、スタンドパイプ固定装置及び防振支持梁を附属設備として設ける。

スタンドパイプ固定装置は、第4.4.8図に示すとおり、制御棒スタンドパイプ及び照射スタンドパイプの上部の上部生体遮へい体のプラグ下面に設けたスナバと上部生体遮へい体の上面に設けた支持板等から構成し、万一スタンドパイプが破断した場合に、スタンドパイプ頂部をスナバで拘束することで、クロージャに取付けた実験設備の炉内設備の引抜き及び制御棒駆動装置に連結した制御棒の浮き上がりを抑制するとともに、1次冷却材の流出流量を抑制するものである。スナバは、ダンパ機能及びストップ機能を有するもので、万一のスタンドパイプ破断時に、スタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャの瞬時変位量、それ以降の変位速度及び合計の変位量をそれぞれ5mm以下、10mm/s以下及び100mm以下に抑制する。破断スタンドパイプからスナバを介して上部生体遮へい体に伝えられた荷重は、原子炉格納容器内の内部コンクリートである1次側部遮へい体で支持される。

なお、スナバは、通常運転時の圧力容器の熱膨張に伴うスタンドパイプの変位には、ダンパ機能により追従する構造となっている。

防振支持梁は、第 4.4.8 図に示すとおり、スタンドパイプの頂部に設けた梁構造からなり、地震時にスタンドパイプに発生する応力を低減するために、スタンドパイプの振動を抑制する。また、制御棒スタンドパイプの支持梁には、制御棒駆動装置に加わる加速度を抑制するために、防振器を設ける。スタンドパイプから伝えられた荷重は、防振支持梁を通して、側部の遮へい体で支持される。

なお、防振支持梁は、通常運転時の圧力容器の熱膨張に伴うスタンドパイプの変位は拘束しない構造となっている。

4.4.8 支持構造物

(1) 原子炉圧力容器

圧力容器は、底部に溶接した圧力容器スカートによって支持する。圧力容器スカートは、圧力容器下部のコンクリート台座で支持する。地震時の鉛直方向荷重は、圧力容器スカートで支持し、水平荷重は、圧力容器スカート、圧力容器胴の上部に取付けたスタビライザ及びスタンドパイプ上部に取付けた防振支持梁を介して 1 次側部遮へい体で支持する。

温度変化による圧力容器の熱膨張に伴う半径方向の動きは、圧力容器スカートの変形及びスタビライザの滑りにより吸収し、軸方向の動きは、圧力容器スカートの下端を基準として伸び、スタビライザの滑りにより吸収する。

(2) 中間熱交換器

中間熱交換器の鉛直方向荷重は、上鏡に設けられた吊り金具をコンスタントハンガで、原子炉格納容器内の 2 次上部遮へい体から吊下げることにより支持する。コンスタントハンガは、1 次ヘリウム配管等の熱膨張による中間熱交換器の移動に追従する。

地震時の水平方向の荷重は、中間熱交換器の上部及び下部に設けたスナバを介して原子炉格納容器内の 2 次側部遮へい体に伝え、鉛直方向の荷重は、中間熱交換器の側部に設けたスナバを介して原子炉格納容器内の中間床に伝える。

(3) 1 次加圧水冷却器

1 次加圧水冷却器の鉛直方向の荷重は、胴の上部に設けられた吊り金具を支持コラムで原子炉格納容器内の中間床から吊下げることにより支持する。支持コラムは、1 次ヘリウム配管等の熱膨張による 1 次加圧水冷却器の水平方向の移動に追従する。

地震時の水平方向の荷重は、1 次加圧水冷却器の側部に設けたスナバを介して原子炉格納容器内の 2 次側部遮へい体に伝え、鉛直方向の荷重は、支持コラムを介して原子炉格納容器内の中間床に伝える。

(4) 1 次ヘリウム配管

1 次ヘリウム配管には、配管ホイップレストレイントを設け、破断時におけるむち打ちを防止する。

4.5 評価

- (1) 1 次冷却設備は、通常運転時に、2 次ヘリウム冷却設備、加圧水冷却設備と連繋して炉心を冷却することができる。

- (2) 1次冷却設備の圧力は、安全弁により通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の1.1倍以下とすることができる。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器、配管等は、適切な規格、基準等に基づいて設計、製作、据付及び検査を行うので、高い品質を確保することができる。
- (4) フェライト系鋼材(低合金鋼)を使用する機器については、材料の破壊じん性値を確認するので、非延性破壊が生じるおそれはない。
- (5) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器、配管等は、通常運転時の起動、停止時における温度変化率を50°C/h以下に制限しており、また、通常運転時、異常状態時に想定される圧力、温度等を考慮し、地震時に生ずる荷重をも重ね合わせ、繰返し回数等の過渡条件を想定して設計するので、疲労や高温下のクリープ、腐食等を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有している。
- (6) 1次冷却設備は、破壊板の安全弁入口側への設置やベローシール弁を用いることなどにより、1次冷却材の漏えいを防止・抑制している。
- (7) 1次冷却材と大気との境界となる耐圧部は、使用温度が低く、必要な強度を有している。
- (8) 1次冷却設備は、適切に配置しており、更に1次ヘリウム配管の破断に対しては、配管ホイッププレストレイントを設けているので、万一、配管破断あるいは、1次ヘリウム循環機のみサイルが発生しても安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を損なうおそれはない。

4.6 試験検査

4.6.1 原子炉圧力容器

圧力容器の製作に当たっては、素材の段階で化学的、機械的試験を、また、製作中には、非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。

圧力容器の実際の運転条件下における中性子照射脆化及び熱時効脆化の程度を知るために、日本電気協会電気技術規程(原子力編)JEAC 4201-1980「原子炉構造材の監視試験方法」に準拠した圧力容器構造材の監視試験を計画的に実施する。この計画では、引張試験片及びVノッチシャルピー衝撃試験片を圧力容器内に挿入して照射し、計画的に取出して試験を行うことにより、材料特性の変化を監視する。

圧力容器は、その健全性を確認するため、供用期間中に耐圧試験及び溶接部の非破壊試験等を実施できる構造とする。

4.6.2 1次ヘリウム循環機

1次ヘリウム循環機の製作に当たっては、素材の段階で化学的、機械的試験を、また、製作中には、非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。

1次ヘリウム循環機は、健全性を確認するため、供用期間中に耐圧試験及び溶接部の非破壊試験等を実施できる構造とする。

4.6.3 中間熱交換器

中間熱交換器の製作に当たっては、素材の段階で化学的、機械的試験を、また、製作中には、非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。

中間熱交換器は、健全性を確認するため、供用期間中に耐圧試験及び溶接部の非破壊試験等を実施できる構造とする。

4.6.4 1次加圧水冷却器

1次加圧水冷却器の製作に当たっては、素材の段階で化学的、機械的試験を、また、製作中には、非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。

1次加圧水冷却器は、健全性を確認するため、供用期間中に耐圧試験及び溶接部の非破壊試験等を実施できる構造とする。

4.6.5 1次ヘリウム配管

1次ヘリウム配管の製作に当たっては、素材の段階で化学的、機械的試験を、また、製作中には、非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。

1次ヘリウム配管は、健全性を確認するため、供用期間中に耐圧試験及び溶接部の非破壊試験等を実施できる構造とする。

第 4.3.1 表 1 次冷却設備の設備仕様

冷却材	ヘリウムガス	
ループ数	1	
	定格運転時	高温試験運転時
冷却材流量	約 45 t/h	約 37 t/h
冷却材温度		
原子炉圧力容器入口	約 395 °C	約 395 °C
原子炉圧力容器出口	約 850 °C	約 950 °C
運転圧力	約 3.9 MPa[gage]	約 3.9 MPa[gage]
	(約 40 kg/cm ² g)	(約 40 kg/cm ² g)

第 4.3.2 表 原子炉圧力容器の設備仕様

形 式	たて置円筒型
最高使用圧力	4.7 MPa[gage] (48 kg/cm ² g)
最高使用温度	440 °C
運転圧力	約 3.9 MPa[gage] (約 40 kg/cm ² g)
原子炉圧力容器入口冷却材温度	約 395 °C
主要寸法	
内 径	約 5.5 m
全 高(内のり)	約 13.2 m
胴部厚さ	約 120 mm
ふた部厚さ	約 160 mm
主要ノズル個数	
1次ヘリウムノズル	1
補助ヘリウムノズル	1
制御棒スタンドパイプノズル	16
照射スタンドパイプノズル	5
主要材料	低合金鋼 (JIS G4109 及び JIS G3203)

第 4.3.3 表 1 次ヘリウム循環機の設備仕様

	中間熱交換器用	1 次加圧水冷却器用
形 式	たて型遠心式 動圧ガス軸受型	たて型遠心式 動圧ガス軸受型
台 数	1	3
流 量(最大)	約 15 t/h/台	約 15 t/h/台
昇 圧(最大)	約 79.4 kPa(約 0.81 kg/cm ²)	約 107.9 kPa(約 1.1 kg/cm ²)
最高使用圧力	4.7 MPa[gage](48 kg/cm ² g)	4.7 MPa[gage](48 kg/cm ² g)
最高使用温度	430 °C	430 °C
材 料		
ケーシング	低合金鋼	低合金鋼
主 軸	低合金鋼	低合金鋼
電 動 機		
形 式	かご型誘導電動機	かご型誘導電動機
出 力	約 190 kW	約 260 kW
回 転 数(可変)	約 3,000~12,000 rpm	約 3,000~12,000 rpm
周波数変換器の形式	サイリスタインバータ	サイリスタインバータ
フィルタ		
形 式	焼結金属型	焼結金属型
材 料	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼

第 4.3.4 表 中間熱交換器の設備仕様

形 式	たて置ヘリカルコイル型	
基 数	1	
最高使用圧力		
外 胴	4.7 MPa[gage] (48 kg/cm ² g)	
伝 熱 管	0.29 MPa (3 kg/cm ²) (差圧)	
最高使用温度		
外 胴	430 °C	
伝 熱 管	955 °C	
	定格運転時	高温試験運転時
1 次冷却材流量(最大)	約 15 t/h	約 12 t/h
1 次冷却材入口温度	約 850 °C	約 950 °C
1 次冷却材出口温度	約 390 °C	約 390 °C
2 次冷却材流量(最大)	約 14 t/h	約 12 t/h
2 次冷却材入口温度	約 300 °C	約 300 °C
2 次冷却材出口温度*	約 775 °C	約 860 °C
容 量	約 10 MW	
伝熱管寸法		
外 径	約 31.8 mm	
厚 さ	約 3.5 mm	
胴部外径	約 2.0 m	
全 高	約 11.0 m	
材 料		
外胴及び内胴	低合金鋼	
伝 熱 管	ニッケル基耐食耐熱超合金	
高温ヘッダ及び内筒	ニッケル基耐食耐熱超合金	

* 熱利用系接続時：約 905 °C

第 4.3.5 表 1 次加圧水冷却器の設備仕様

形 式	たて置 U 字管型	
基 数	1	
最高使用圧力		
外 胴	4.7 MPa[gage] (48 kg/cm ² g)	
伝 熱 管	4.7 MPa[gage] (48 kg/cm ² g)	
最高使用温度		
外 胴	430 °C	
伝 熱 管	380 °C	
容 量		
単独運転時	約 30 MW	
並列運転時	約 20 MW	
	定格運転時	高温試験運転時
1 次冷却材流量(最大)		
単独運転時	約 45 t/h	約 37 t/h
並列運転時	約 30 t/h	約 24 t/h
1 次冷却材入口温度	約 850 °C	約 950 °C
1 次冷却材出口温度	約 395 °C	約 395 °C

(つづき)

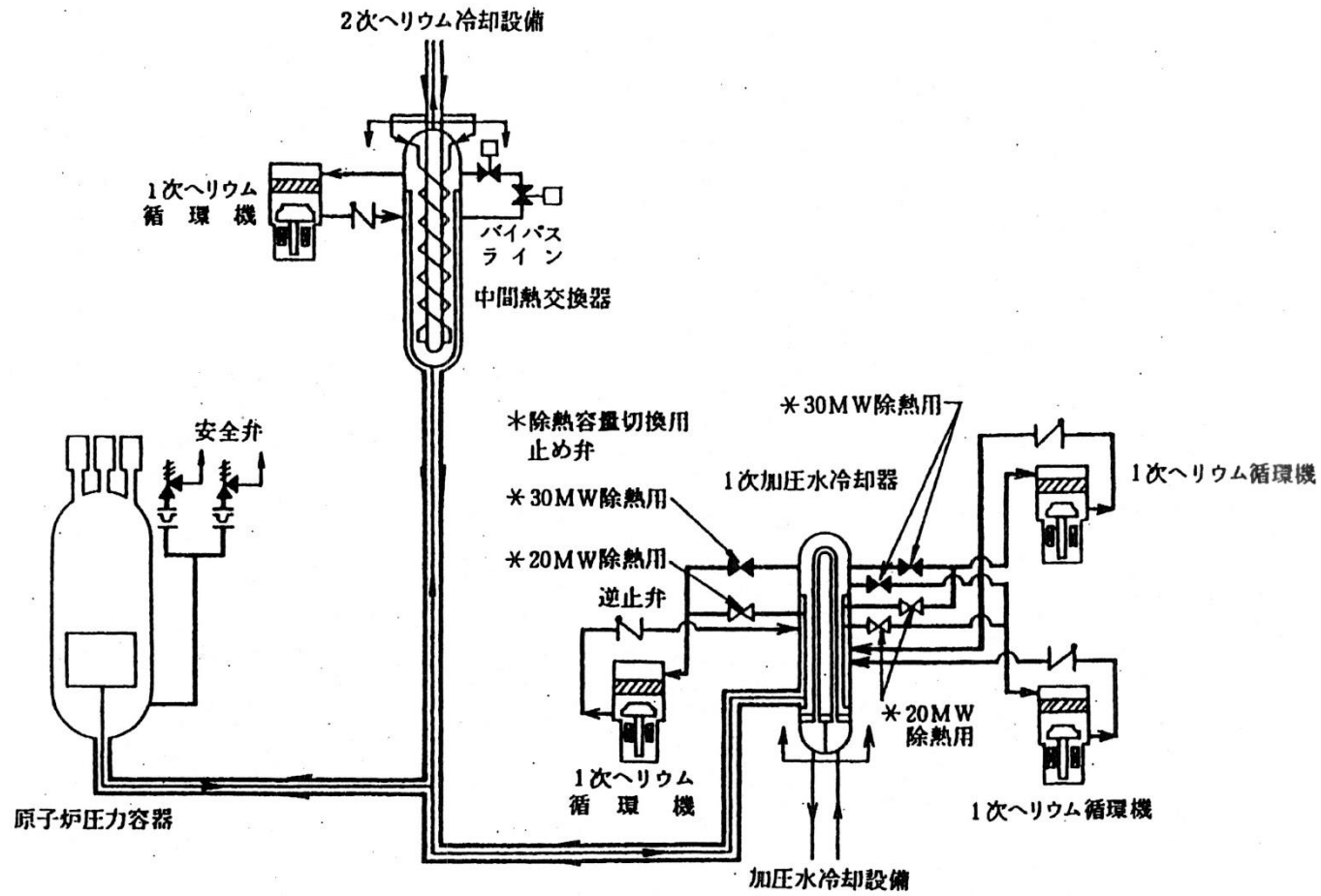
	定格運転時	高温試験運転時
加圧水流量		
単独運転時	約 640 t/h	約 630 t/h
並列運転時	約 420 t/h	約 420 t/h
加圧水入口温度	約 150 °C	約 150 °C
加圧水出口温度	約 190 °C	約 190 °C
伝熱管寸法		
外 径	約 25.4 mm	
厚 さ	約 2.6 mm	
胴部外径	約 2.1 m	
全 高	約 7.1 m	
材 料		
外胴及び内胴	低合金鋼	
伝 熱 管	オーステナイト系ステンレス鋼	
管 板	低合金鋼	

第 4.3.6 表 1 次ヘリウム配管の設備仕様

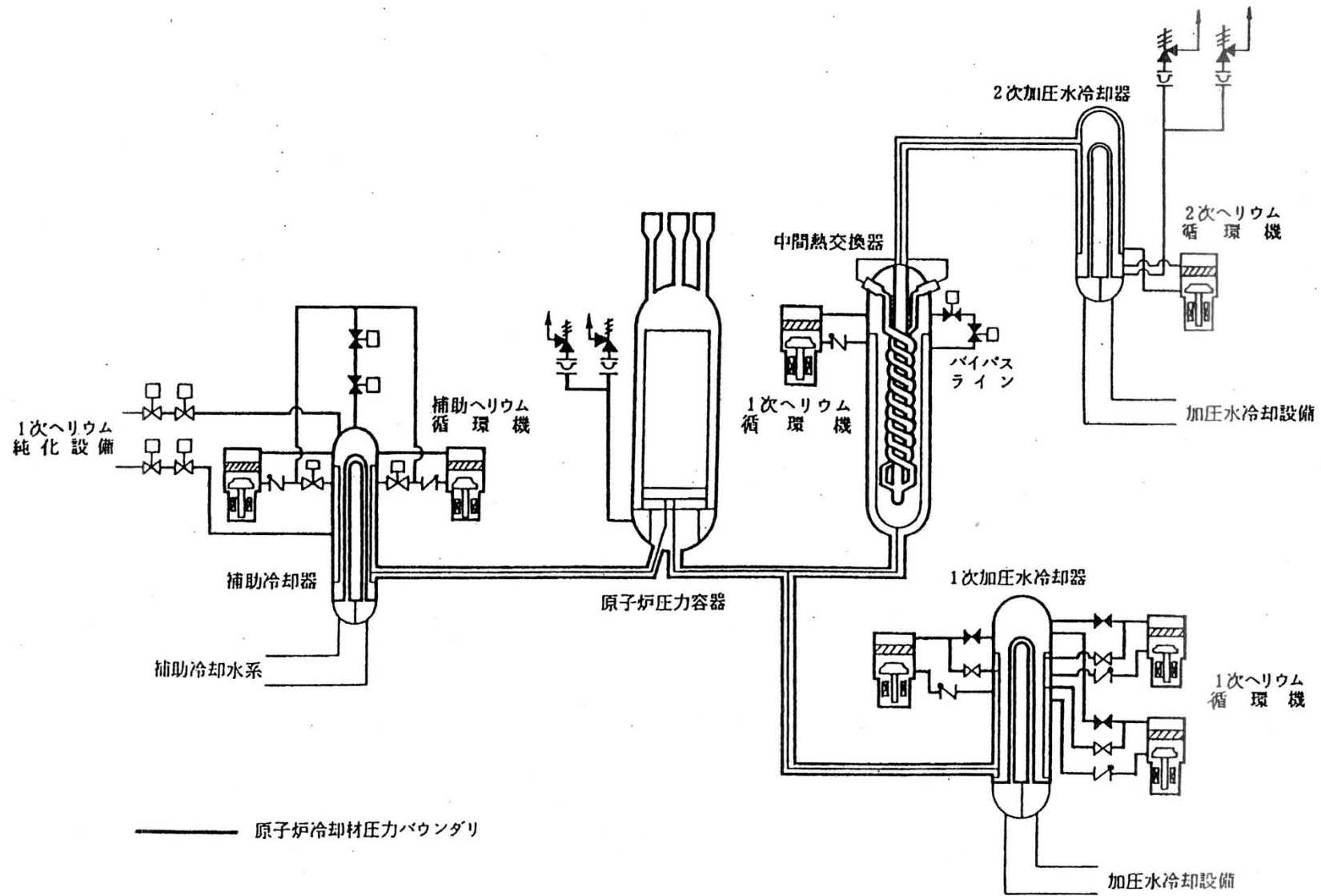
二重管	
最高使用圧力	
外管	4.7 MPa[gage] (48 kg/cm ² g)
最高使用温度	
外管	430 °C
外管寸法	
外径	約 860 mm
厚さ	約 42 mm
内管寸法	
外径	約 660 mm
厚さ	約 15 mm
内部断熱材厚さ	約 90 mm
材 料	
外管	低合金鋼
内管	低合金鋼
ライナ	ニッケル基耐食耐熱超合金
単管	
最高使用圧力	4.7 MPa[gage] (48 kg/cm ² g)
最高使用温度	430 °C
寸 法	
中間熱交換器 1 次冷却材出口ノズル～1 次ヘリウム循環機の単管	
外径	約 510 mm
厚さ	約 26 mm
その他の単管	
外径	約 270 mm
厚さ	約 15 mm
材 料	低合金鋼

第 4.3.7 表 主な弁類の設備仕様

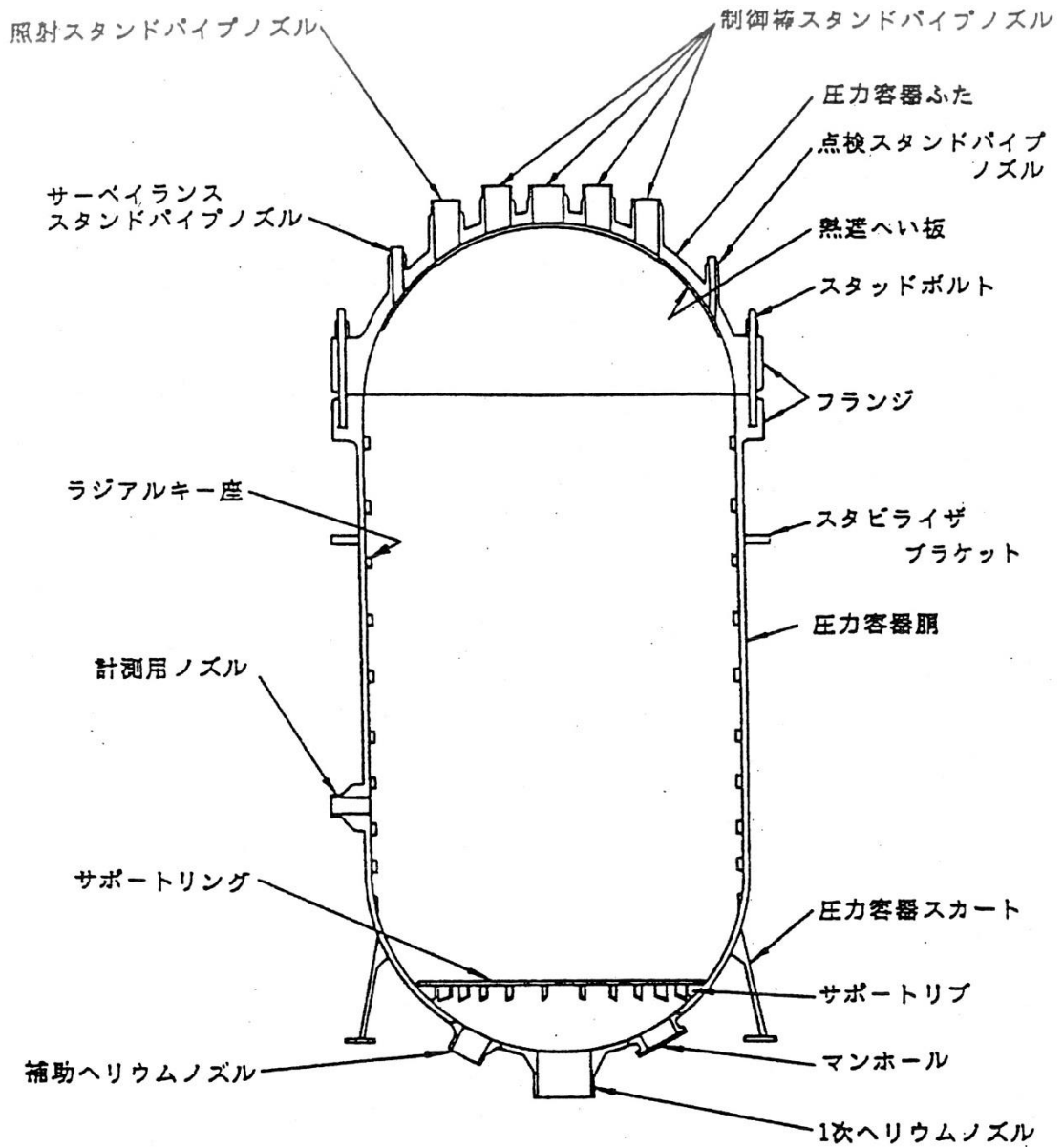
名 称	形 式	材料(本体)	個数	操作
止 め 弁				
30MW 除熱用止め弁	ベローシール玉形弁	低合金鋼	3	手動
20MW 除熱用止め弁	ベローシールアングル弁	低合金鋼	3	手動
逆 止 弁	スイングチェッキ弁	低合金鋼	4	—
安 全 弁	バネ式	低合金鋼	2	—



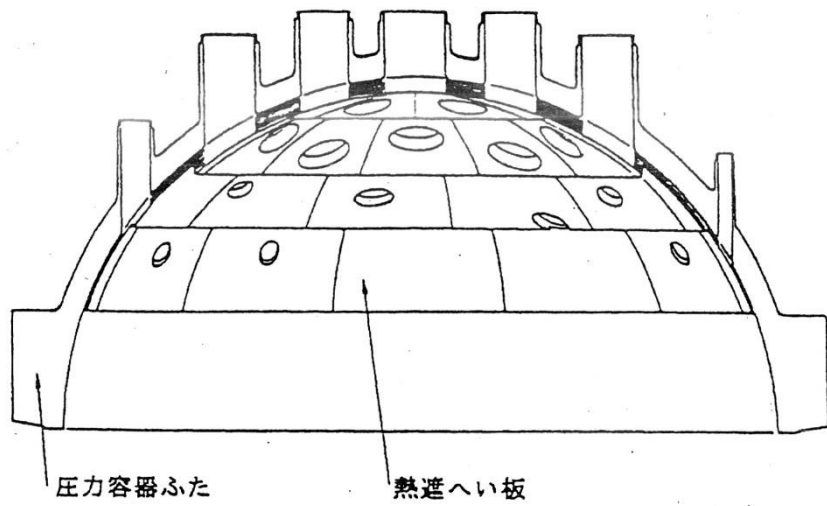
第 4. 1. 1 図 1 次冷却設備系統説明図



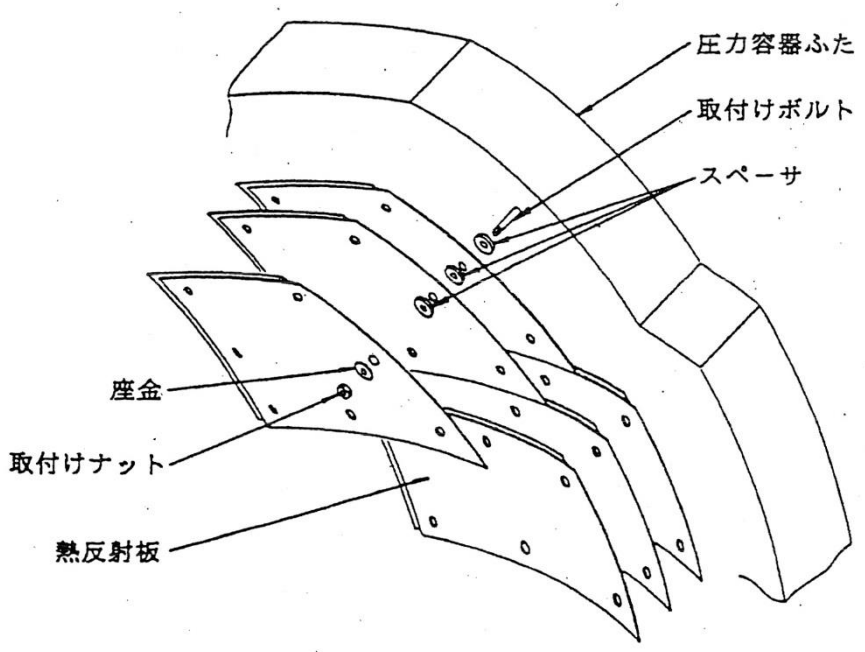
第 4. 1. 2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ説明図



第 4. 4. 1 図 原子炉圧力容器構造説明図

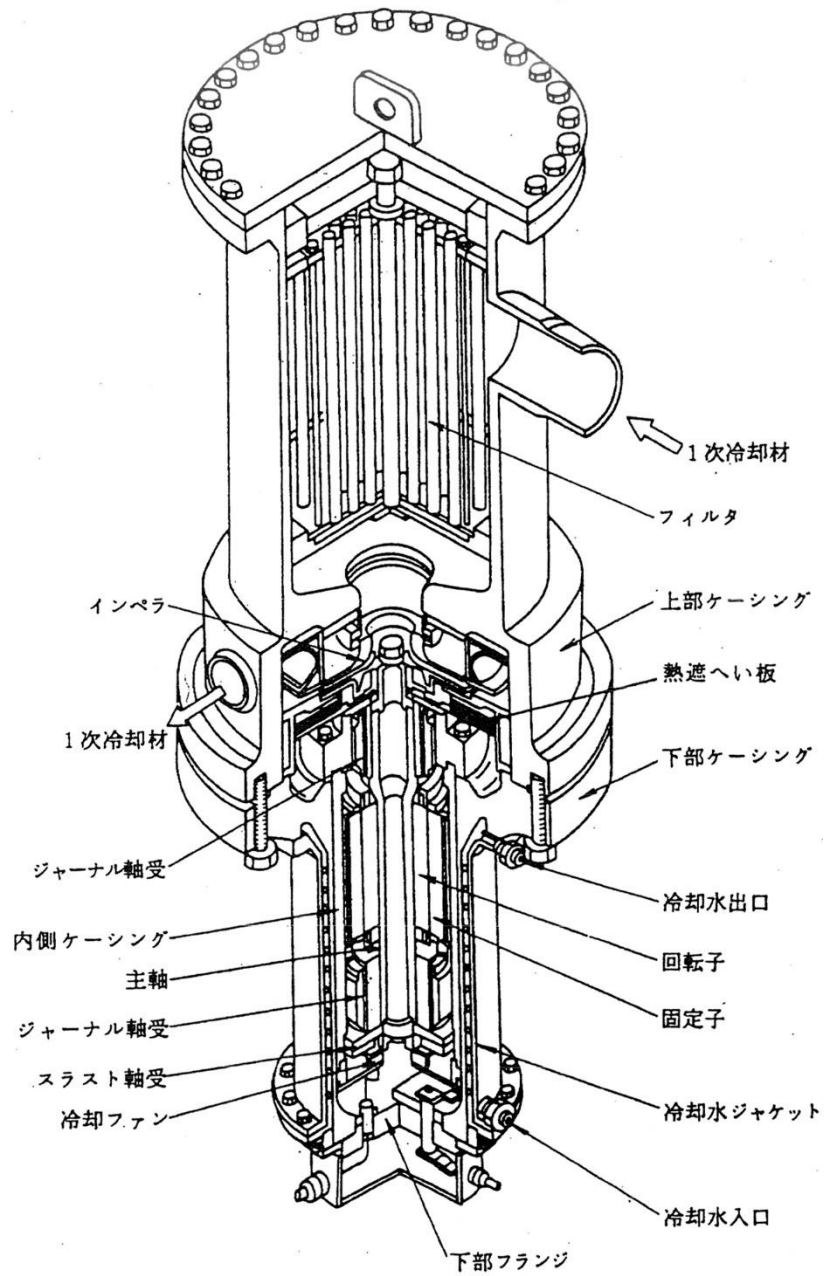


熱遮へい板の配置

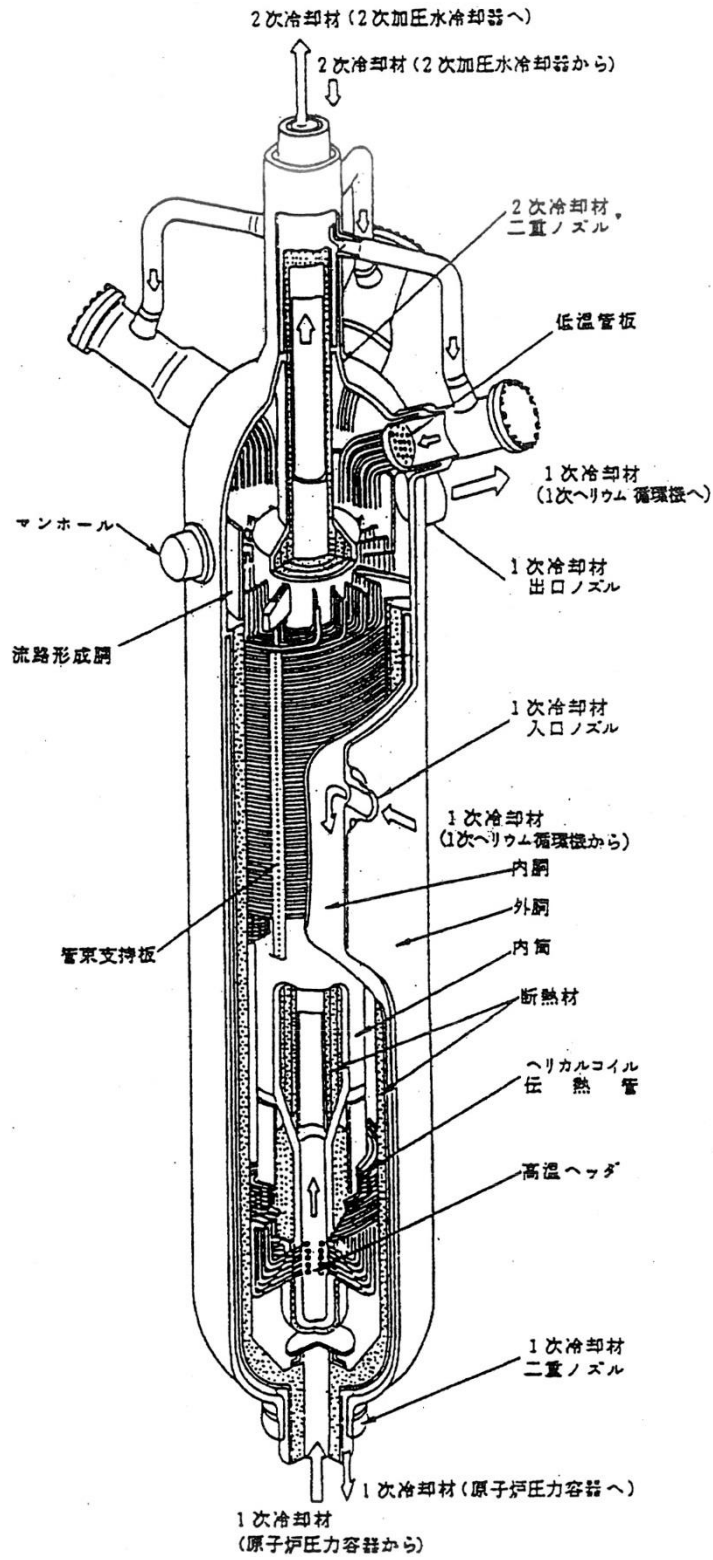


熱遮へい板の構造

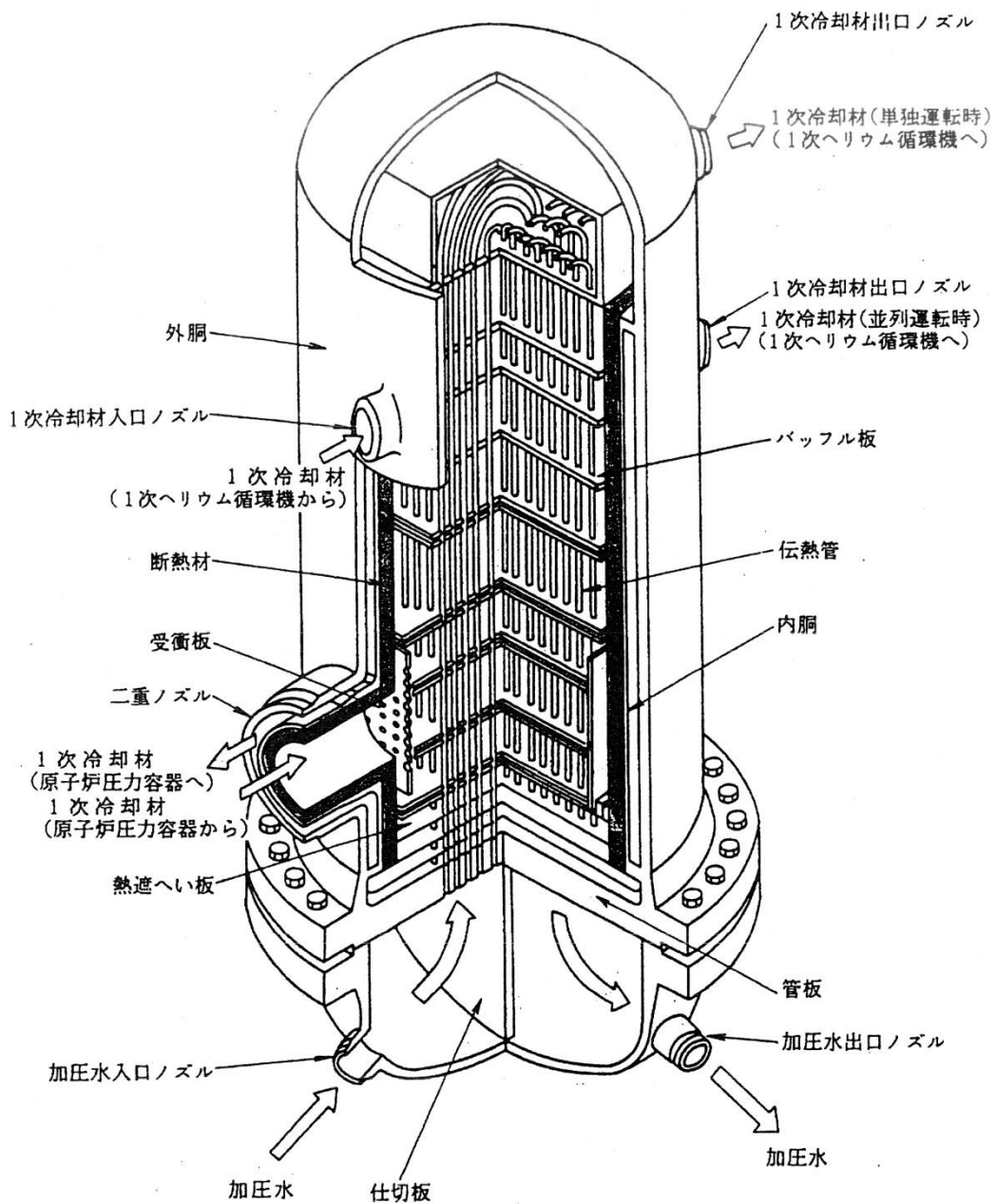
第 4.4.2 図 圧力容器ふたの熱遮へい板構造説明図



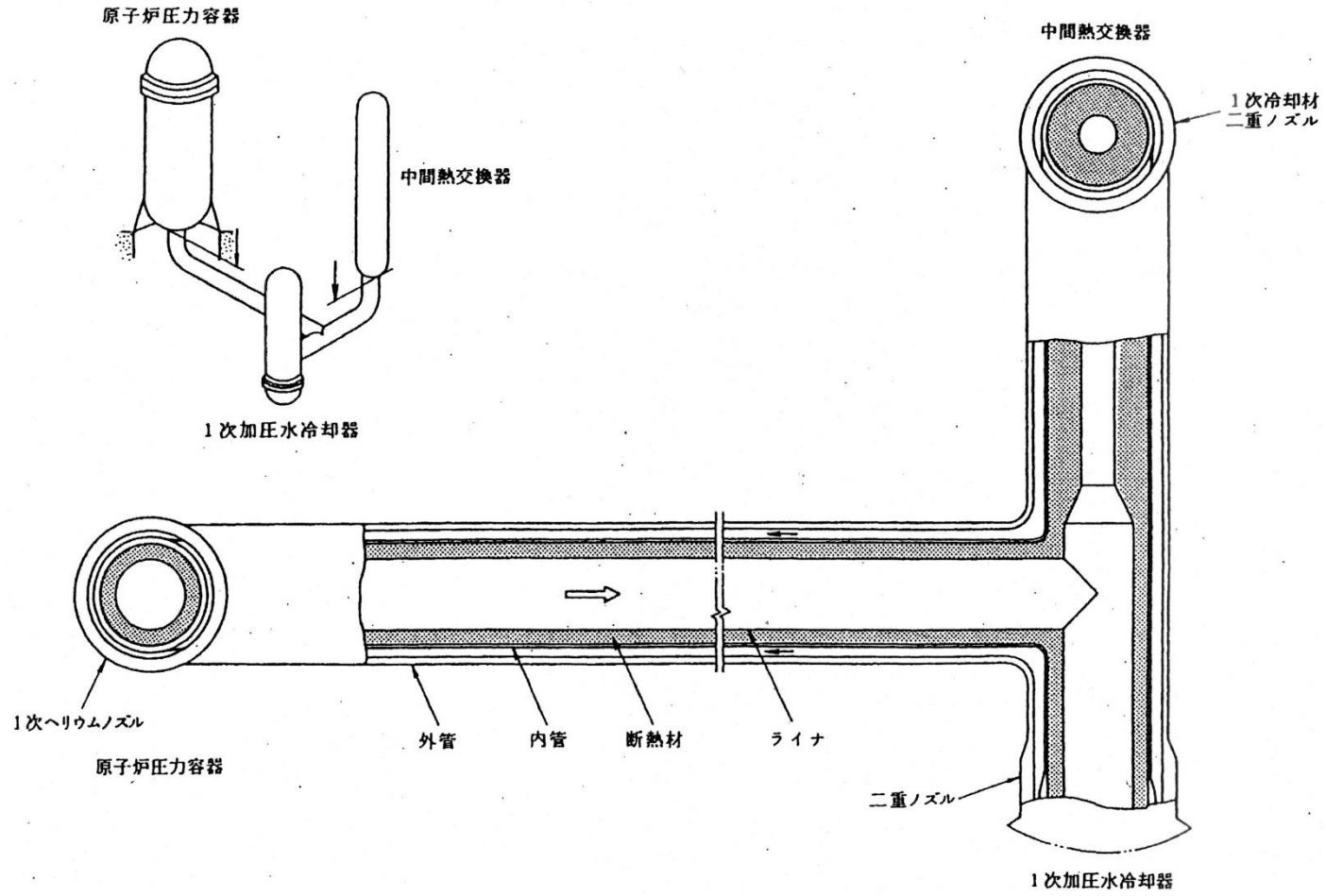
第 4.4.3 図 1 次ヘリウム循環機構説明図



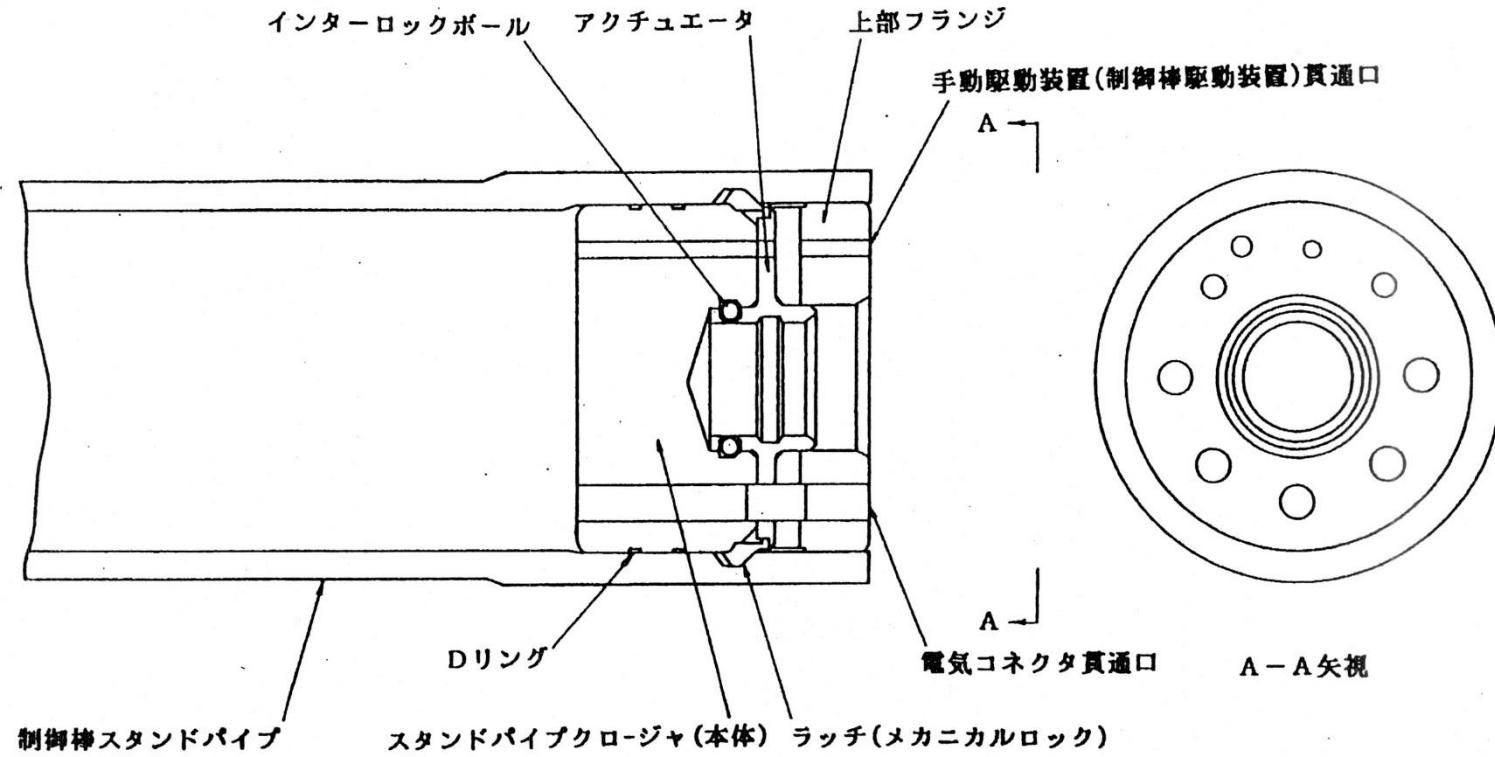
第 4. 4. 4 図 中間熱交換器構造説明図



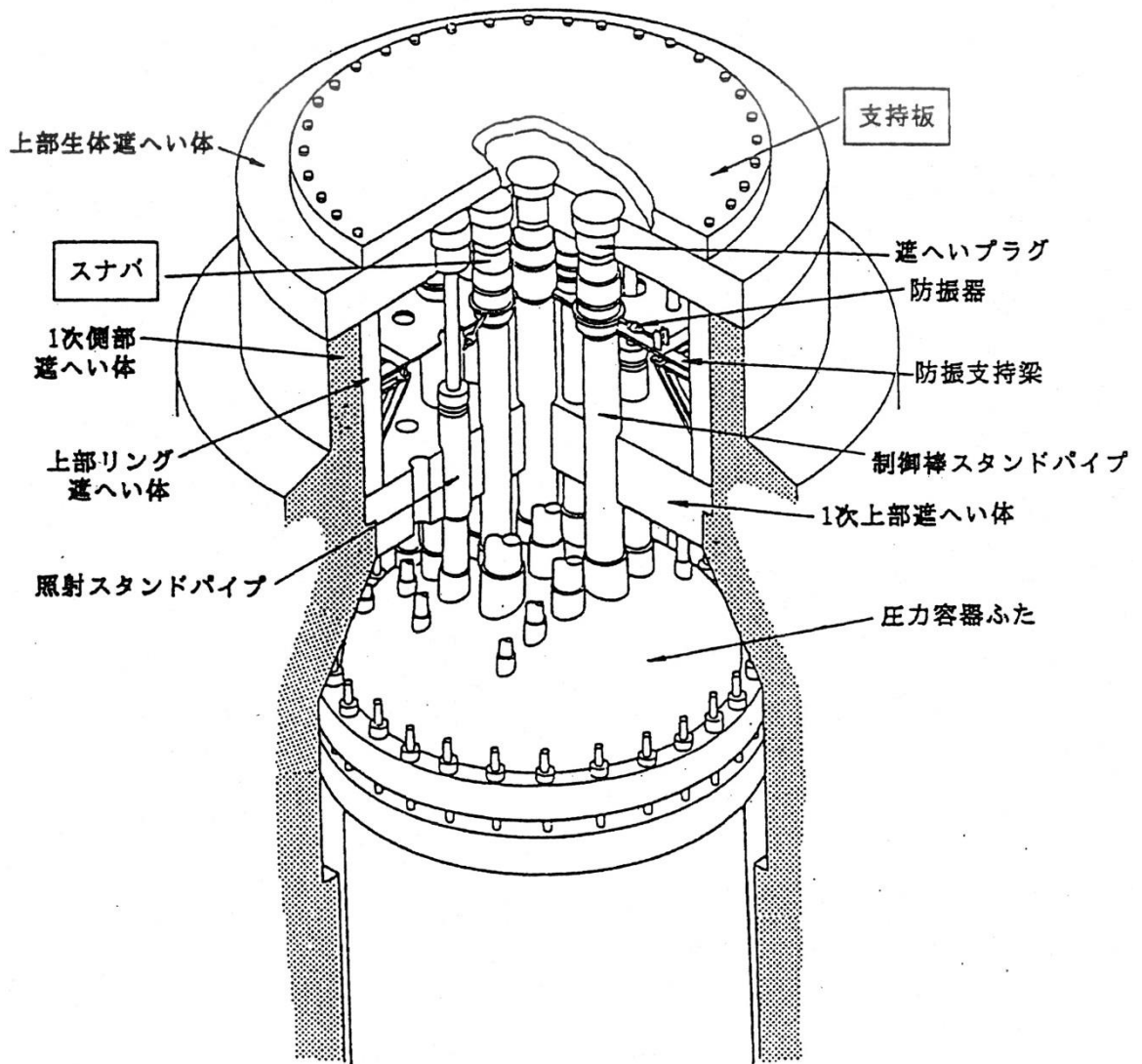
第 4. 4. 5 図 1 次加圧水冷却器構造説明図



第 4. 4. 6 図 二重管構造説明図



第 4. 4. 7 図 制御棒スタンドパイプ構造説明図



第 4. 4. 8 図 スタンドパイプ固定装置構造説明図

5. 2次ヘリウム冷却設備

5.1 概要

2次ヘリウム冷却設備は、並列運転時に運転し、2次冷却材(ヘリウムガス)を循環させて1次冷却材を冷却する設備であり、2次ヘリウム循環機、2次加圧水冷却器、2次ヘリウム配管、弁類等から構成し、原子炉格納容器内に設置する。

中間熱交換器で加熱された2次冷却材は、中間熱交換器に接続する二重管の内管を通して2次加圧水冷却器に送られ、加圧水と熱交換して低温になり、2次ヘリウム循環機で昇圧された後、内管と外管の間の環状部を通り、中間熱交換器に環流する。中間熱交換器における2次冷却材の圧力は、1次冷却材の圧力よりも高くなるよう制御する。

2次ヘリウム冷却設備の系統を第5.1.1図に示す。

5.2 設計方針

2次ヘリウム冷却設備は、次の方針により設計する。

- (1) 2次ヘリウム冷却設備は、2次加圧水冷却器の伝熱特性の経年変化や伝熱管のプラグ等を考慮しても、通常運転時に1次冷却材に伝えられた原子炉で発生した熱のうち、中間熱交換器を介して2次冷却材に伝えられた熱を加圧水冷却設備に確実に伝え、加圧水冷却設備の空気冷却器から大気に放散するようにする。
- (2) 2次ヘリウム冷却設備の2次冷却材圧力は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、最高使用圧力の1.1倍以下となるようにする。
- (3) 2次ヘリウム冷却設備は、通常運転時、異常状態時に想定される2次冷却材圧力、温度等を考慮して設計条件を設定し、腐食等を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有するようにする。
- (4) 2次ヘリウム冷却設備は、2次冷却材の漏えいを防止・抑制するようにする。
- (5) 2次ヘリウム冷却設備は、中間熱交換器において、1次冷却材が2次冷却材に漏えいするのを抑制するようにする。
- (6) 2次冷却材と大気との境界となる耐圧部は、使用温度を低くし、健全性を高めるようにする。
- (7) 2次ヘリウム冷却設備は、2次ヘリウム循環機のみサイルを想定しても、安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を損なわないようにする。

5.3 主要設備の仕様

2次ヘリウム冷却設備の主要設備の設備仕様を第5.3.1表から第5.3.4表に示す。

5.4 主要設備

5.4.1 2次ヘリウム循環機

2次ヘリウム循環機は、たて型遠心式動圧ガス軸受型であり、2次加圧水冷却器に1台設置する。

2次ヘリウム循環機は、インペラ、上部・下部ケーシング、熱遮へい板、電動機、冷却ファン、冷却水ジャケット等で構成し、2次冷却材の系外への漏えいを防止するため、駆動軸及び電動機をケーシング内に組込んだ密閉型である。電動機とインペラの主軸は一体構造であり、スラスト軸受

とジャーナル軸受で支持する。両軸受は、動圧型のガス軸受であり、主軸は高速回転時にはそれぞれの軸受と接触しない構造である。

2次ヘリウム循環機は、周波数変換器により電動機の回転数を連続的に変え、運転状態に応じた2次冷却材の循環流量を確保する。また、2次ヘリウム循環機は、電氣的制動により10秒以内に停止することができる。

2次ヘリウム循環機は、2次冷却材中の微粒子等が軸受に混入するのを抑制するために、上部ケーシング内にフィルタを設ける。

2次ヘリウム循環機の構造を第5.4.1図に示す。

5.4.2 2次加圧水冷却器

2次加圧水冷却器は、たて置U字管型であり、胴部は二重胴構造になっている。二重胴の内胴内側には、ライナにより表面を覆った断熱材を設ける。

中間熱交換器から出た高温の2次冷却材は、二重管の内管内を通過して胴上部の二重ノズルの内側より流入し、管外をバッフル板により流れを反転して下降しながら加圧水により冷却され、胴下部の2次冷却材出口ノズルより2次ヘリウム循環機に導かれる。2次ヘリウム循環機で昇圧された2次冷却材は、2次冷却材入口ノズルから二重胴の内胴と外胴との間の環状部に流入して胴部を冷却した後、胴上部の二重ノズルの環状部より二重管の環状部を通過して中間熱交換器へ環流する。二重胴の環状部を流れる低温の2次冷却材は、内管内を流れる高温の2次冷却材より高压に保たれるので、万一内胴に漏えいが生じた場合にも2次冷却材と大気との境界をなす外胴の使用温度は、低温に保たれる。一方、加圧水は、下鏡の加圧水入口ノズルより流入し、伝熱管内を流れて加熱され、加圧水出口ノズルより出る。

2次加圧水冷却器の内胴及び外胴には、強度の高い低合金鋼を使用し、伝熱管には、加圧水に対する耐食性に優れ、高温強度が高いオーステナイト系ステンレス鋼を、バッフル板及びライナには、ニッケル基耐食耐熱超合金を用いる。

2次加圧水冷却器の構造を第5.4.2図に示す。

5.4.3 2次ヘリウム配管

2次ヘリウム配管は、中間熱交換器と2次加圧水冷却器を結ぶ二重管と、2次加圧水冷却器と2次ヘリウム循環機を結ぶ単管等から構成する。

二重管の内管内側には、ライナにより表面を覆った断熱材を設け、中間熱交換器で加熱された高温の2次冷却材を流し、内管と外管との間の環状部には、2次ヘリウム循環機で昇圧された低温の2次冷却材を流す。環状部を流れる低温の2次冷却材は、内管内を流れる高温の2次冷却材より高压に保たれるので、万一内管に漏えいが生じた場合にも2次冷却材と大気との境界をなす外管の使用温度は低温に保たれる。

二重管の熱膨張は、2次加圧水冷却器を浮動支持することにより吸収する。

単管並びに二重管の外管及び内管には、強度の高い低合金鋼を使用し、ライナには、ニッケル基耐食耐熱超合金を使用する。

5.4.4 弁類

2次ヘリウム冷却設備の弁類として、安全弁を設ける。安全弁は、バネ式安全弁であり、2次ヘリウム冷却設備の圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に維持するのに必要な容量を有している。安全弁の入口側には、安全弁の弁座からの2次冷却材の漏えいを防止するために、反転式破壊板を設ける。

5.4.5 支持構造物

2次加圧水冷却器の鉛直方向荷重は、上鏡に設けられた吊り金具をコンスタントハンガで、原子炉格納容器内の2次上部遮へい体から吊下げることにより支持する。コンスタントハンガは、2次ヘリウム配管等の熱膨張による2次加圧水冷却器の移動に追従する構造とする。

また、地震時の水平方向の荷重は、2次加圧水冷却器の側部に設けたスナバを介して原子炉格納容器内の2次側部遮へい体に伝える。

5.5 評価

- (1) 2次ヘリウム冷却設備は、通常運転時において加圧水冷却設備と連繋して、1次冷却材を冷却することができる。
- (2) 2次ヘリウム冷却設備の圧力は、安全弁により通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の1.1倍以下とすることができる。
- (3) 2次ヘリウム冷却設備は、通常運転時、異常状態時に想定される2次冷却材圧力、温度等を考慮して設計条件を設定するので、腐食等を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有している。
- (4) 2次ヘリウム冷却設備は、安全弁入口側に破壊板を設けることなどにより、2次冷却材の漏えいを防止・抑制している。
- (5) 2次冷却材の圧力は、1次冷却材より高い圧力に維持することにより、中間熱交換器において1次冷却材が2次冷却材へ漏えいするのを抑制している。
- (6) 2次冷却材と大気との境界となる耐圧部は、使用温度が低く、必要な強度を有している。
- (7) 2次ヘリウム冷却設備は、適切に配置しているので、万一、2次ヘリウム循環機のみサイルが発生しても安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を損なうおそれはない。

5.6 試験検査

2次ヘリウム循環機、2次加圧水冷却器及び2次ヘリウム配管の製作に当たっては、素材の段階で化学的、機械的試験を、また、製作中には、非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。

供用開始後は、定期的に耐圧試験等を実施できるようにする。

第 5.3.1 表 2 次ヘリウム循環機の設備仕様

形 式	たて型遠心式動圧ガス軸受型
台 数	1
流 量(最大)	約 15 t/h
昇 圧(最大)	約 107.9 kPa (約 1.1 kg/cm ²)
最高使用圧力	5.0 MPa[gage] (51 kg/cm ² g)
最高使用温度	350 °C
材 料	
ケーシング	低合金鋼
主 軸	低合金鋼
電 動 機	
形 式	かご型誘導電動機
出 力	約 200 kW
回転数(可変)	約 3,000~12,000 rpm
周波数変換器の形式	サイリスタインバータ
フィルタ	
形 式	焼結金属型
材 料	オーステナイト系ステンレス鋼

第 5.3.2 表 2 次加圧水冷却器の設備仕様

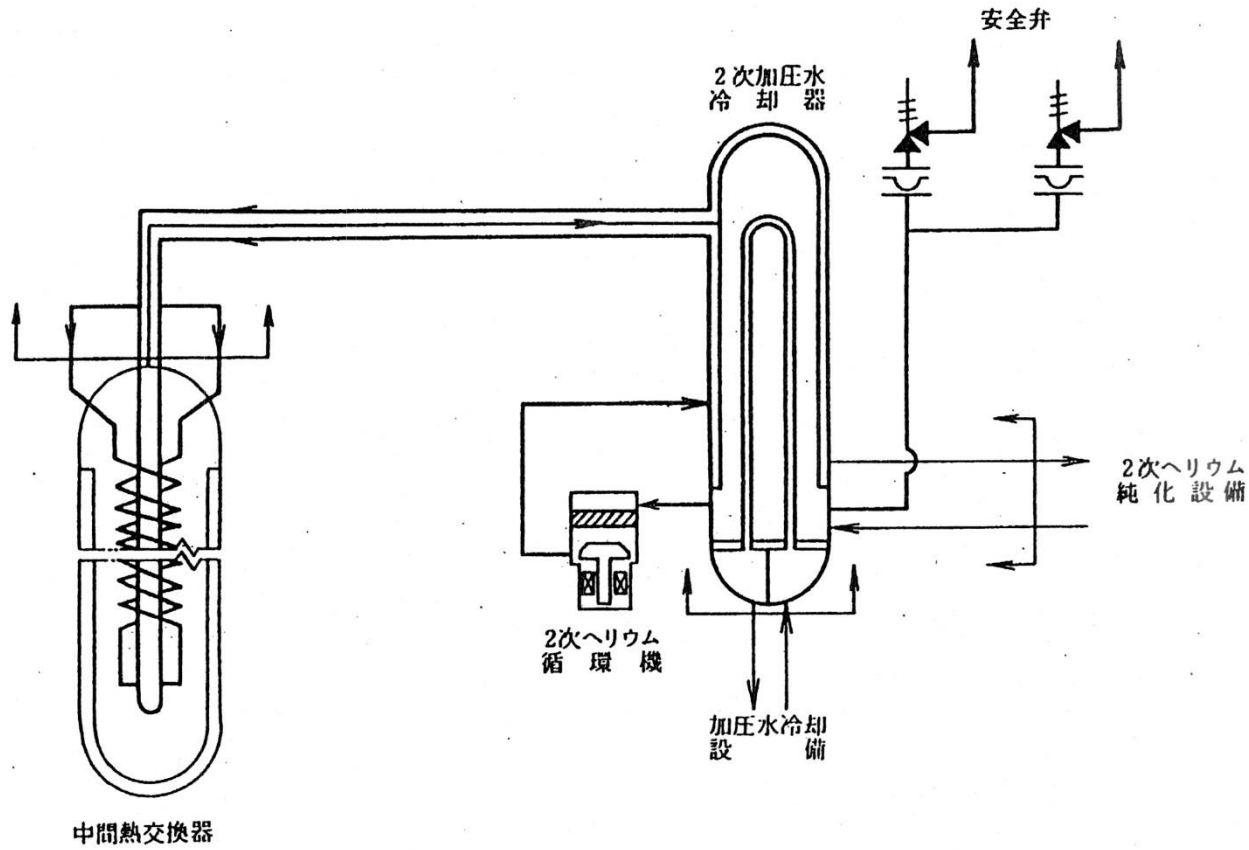
形 式	たて置 U 字管型	
基 数	1	
最高使用圧力		
外 胴	5.0 MPa[gage] (51 kg/cm ² g)	
伝 熱 管	4.7 MPa[gage] (48 kg/cm ² g)	
最高使用温度		
外 胴	350 °C	
伝 熱 管	380 °C	
	定格運転時	高温試験運転時
2 次冷却材流量(最大)	約 15 t/h	約 12 t/h
2 次冷却材入口温度	約 775 °C	約 860 °C
2 次冷却材出口温度	約 300 °C	約 300 °C
加圧水流量(最大)	約 220 t/h	約 210 t/h
加圧水入口温度	約 150 °C	約 150 °C
加圧水出口温度	約 190 °C	約 190 °C
容 量	約 10 MW	
伝熱管寸法		
外 径	約 25.4 mm	
厚 さ	約 2.6 mm	
胴部外径	約 1.4 m	
全 高	約 5.4 m	
材 料		
外胴及び内胴	低合金鋼	
伝 熱 管	オーステナイト系ステンレス鋼	
管 板	低合金鋼	

第 5.3.3 表 2 次ヘリウム配管の設備仕様

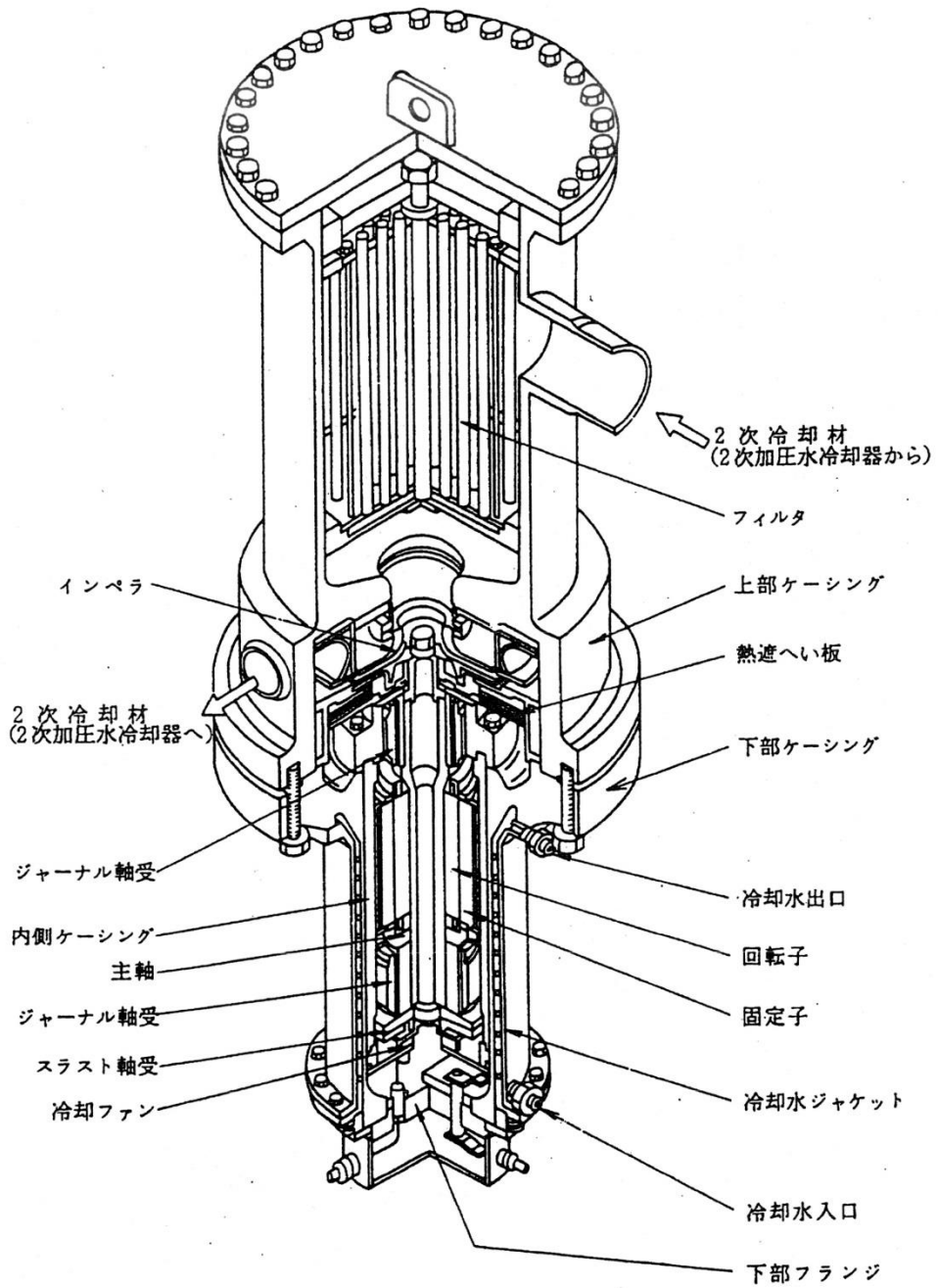
二重管	
最高使用圧力	
外管	5.0 MPa[gage] (51 kg/cm ² g)
最高使用温度	
外管	350 °C
外管寸法	
外径	約 610 mm
厚さ	約 31 mm
内管寸法	
外径	約 460 mm
厚さ	約 15 mm
断熱材厚さ	約 60 mm
材 料	
外管	低合金鋼
内管	低合金鋼
ライナ	ニッケル基耐食耐熱超合金
最高使用圧力	5.0 MPa[gage] (51 kg/cm ² g)
最高使用温度	350 °C
外 径	約 270 mm
厚 さ	約 15 mm
材 料	低合金鋼

第 5.3.4 表 主な弁類の設備仕様

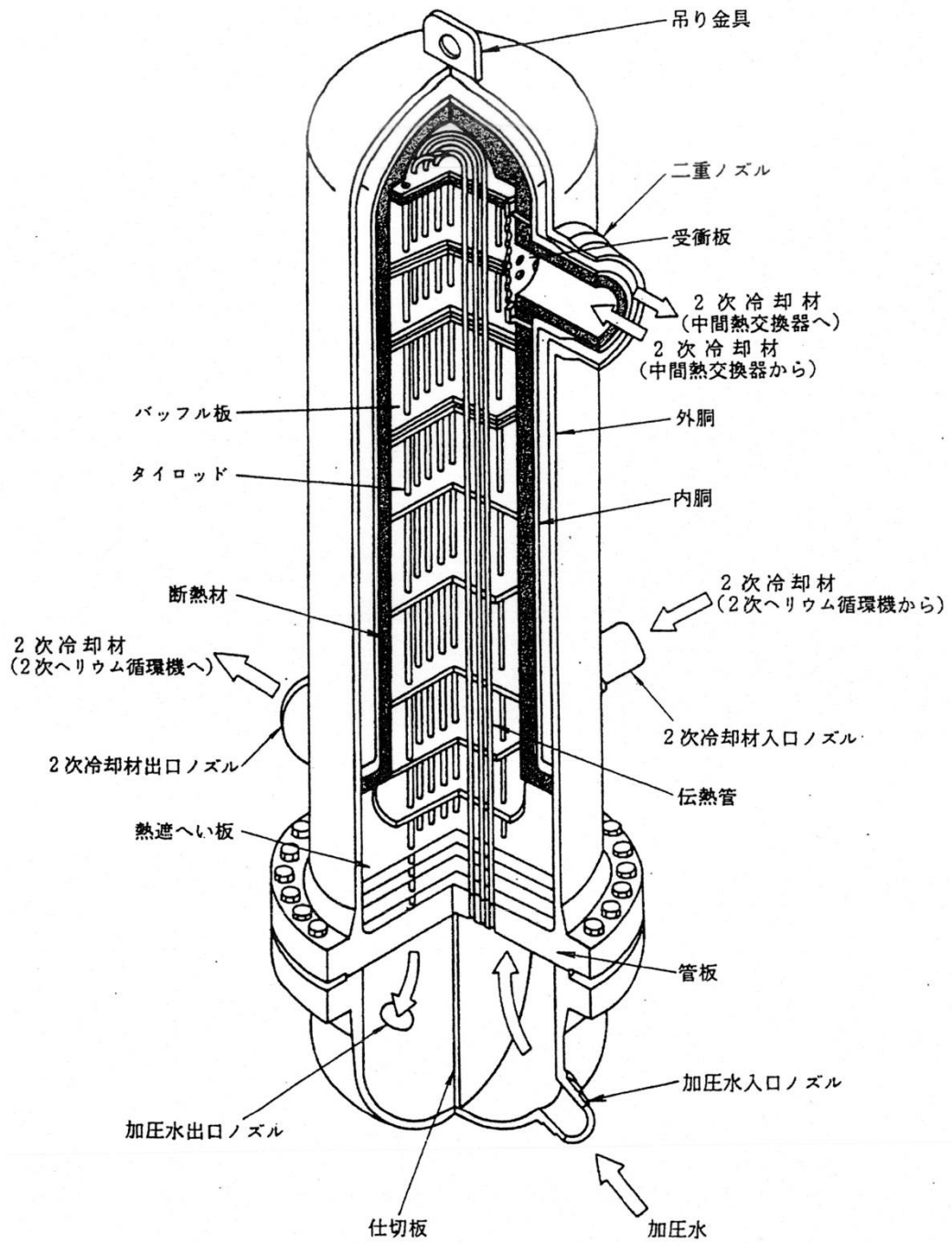
安全弁	
形式	バネ式
材料(本体)	低合金鋼
個数	2



第 5.1.1 図 2 次ヘリウム冷却設備系統説明図



第 5.4.1 図 2 次ヘリウム循環機構説明図



第 5. 4. 2 図 2 次加圧水冷却器構造説明図

6. 加圧水冷却設備

6.1 概 要

加圧水冷却設備は、1次加圧水冷却器及び2次加圧水冷却器に加圧水を循環させることにより、1次冷却材及び2次冷却材(ヘリウムガス)を冷却した後、その熱を加圧水空気冷却器で大気に放散する設備であり、加圧水循環ポンプ、加圧水空気冷却器、加圧水加圧器、加圧水配管等から構成する。

加圧水冷却設備は、並列運転時には1次加圧水冷却器及び2次加圧水冷却器に加圧水を循環させ、単独運転時には1次加圧水冷却器に加圧水を循環させて除熱を行う。

1次加圧水冷却器における加圧水の圧力は、1次冷却材の圧力よりも低くなるよう制御する。

加圧水冷却設備の系統を第6.1.1図に示す。

6.2 設計方針

加圧水冷却設備は、次の方針により設計する。

- (1) 加圧水冷却設備は、加圧水空気冷却器の伝熱特性の経年変化や伝熱管のプラグ、大気条件の変化等を考慮しても、通常運転時に1次加圧水冷却器及び2次加圧水冷却器を介して加圧水に伝えられた熱を、加圧水空気冷却器から確実に大気に放散するようにする。
- (2) 加圧水冷却設備の圧力は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、最高使用圧力の1.1倍以下となるようにする。
- (3) 加圧水冷却設備は、通常運転時及び異常状態時に想定される加圧水の圧力、温度等を考慮して設計条件を設定し、腐食等を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有するようにする。
- (4) 加圧水冷却設備は、1次加圧水冷却器において加圧水が1次冷却材中に侵入するのを抑制するようにする。
- (5) 加圧水冷却設備は、圧力、温度及び地震時に生ずる荷重を考慮して配管の適切な箇所に破断を想定し、あるいは加圧水循環ポンプのミサイルを想定しても安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を損なわないようにする。

6.3 主要設備の仕様

加圧水冷却設備の主要設備の仕様を第6.3.1表から第6.3.5表に示す。

6.4 主要設備

6.4.1 加圧水循環ポンプ

加圧水循環ポンプは、横置遠心式で、2台設置する。

6.4.2 加圧水空気冷却器

加圧水空気冷却器は、フィン付管型の冷却器であり、伝熱管、ファン等で構成し、1次加圧水冷却器及び2次加圧水冷却器を介して加圧水に伝えられた熱を大気に放散する。

加圧水空気冷却器は、伝熱管外に空気を、管内には加圧水を流す。加圧水空気冷却器の下部に設けられたファンにより加圧水空気冷却器内に取り込まれた空気は、伝熱管内を流れる加圧水と熱交換した後、加圧水空気冷却器の上部より大気中に流出する。ファンは、外気温度の変化に応じて、風量を調節することができる。

6.4.3 加圧水加圧器

加圧水加圧器は、たて置の円筒形の容器で、加圧水加圧器内の窒素ガス圧力を調整することにより、通常運転時の加圧水圧力を1次冷却材圧力より低い圧力に維持するとともに、運転温度の変化に伴う体積変化を吸収する。

6.4.4 加圧水配管

加圧水配管は、加圧水循環ポンプから1次加圧水冷却器、2次加圧水冷却器、加圧水空気冷却器を経て加圧水循環ポンプへ戻る循環回路を形成する。

加圧水配管には、配管ホイップレストレイントを設け、破断時におけるむち打ちを防止する。

6.4.5 弁類

隔離弁、安全弁、逃し弁、逆止弁、止弁及び流量調節弁を設ける。安全弁及び逃し弁は、加圧水の圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に維持するのに必要な容量を有する。

6.5 評価

- (1) 加圧水冷却設備は、通常運転時において、1次冷却材及び2次冷却材を冷却することができる。
- (2) 加圧水冷却設備の圧力は、安全弁及び逃し弁により通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、最高使用圧力の1.1倍以下とすることができる。
- (3) 加圧水冷却設備は、通常運転時及び異常状態時に想定される加圧水の圧力、温度等を考慮して設計条件を設定するので、腐食等を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有している。
- (4) 加圧水冷却設備の圧力は、1次冷却材の圧力より低い圧力に維持することにより、加圧水が1次冷却材中に侵入するのを抑制している。
- (5) 加圧水冷却設備は、適切に配置しており、更に配管破断に対しては配管ホイップレストレイントを設けているので、万一、配管破断あるいは加圧水循環ポンプのミサイルが発生しても安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を損なうおそれはない。

6.6 試験検査

加圧水循環ポンプ、加圧水空気冷却器、加圧水加圧器、加圧水配管等の製作に当たっては、素材の段階で化学的、機械的試験を行う。また、製作中には非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。

供用開始後は、定期的に耐圧試験等を実施できるようにする。

第 6.3.1 表 加圧水循環ポンプの設備仕様

形 式	横置遠心式
台 数	2(内 1 台予備)
流 量(最大)	約 640 t/h/台
揚 程(最大)	約 90 m
電動機出力	約 240 kW

第 6.3.2 表 加圧水空気冷却器の設備仕様

形 式	フィン付管型
基 数	1
最高使用圧力	4.7 MPa[gage] (48 kg/cm ² g)
最高使用温度	262 °C
加圧水流量(最大)	約 640 t/h
空気流量(最大)	約 2,600 t/h
空気入口温度	約 40 °C
空気出口温度	約 80 °C
容 量	約 30 MW
伝熱管寸法	
外 径	約 25 mm
厚 さ	約 2.9 mm
伝熱管材料	炭素鋼
フ ァ ン	
形 式	軸流ファン(可変ピッチ式)
台 数	6

第 6.3.3 表 加圧水加圧器の設備仕様

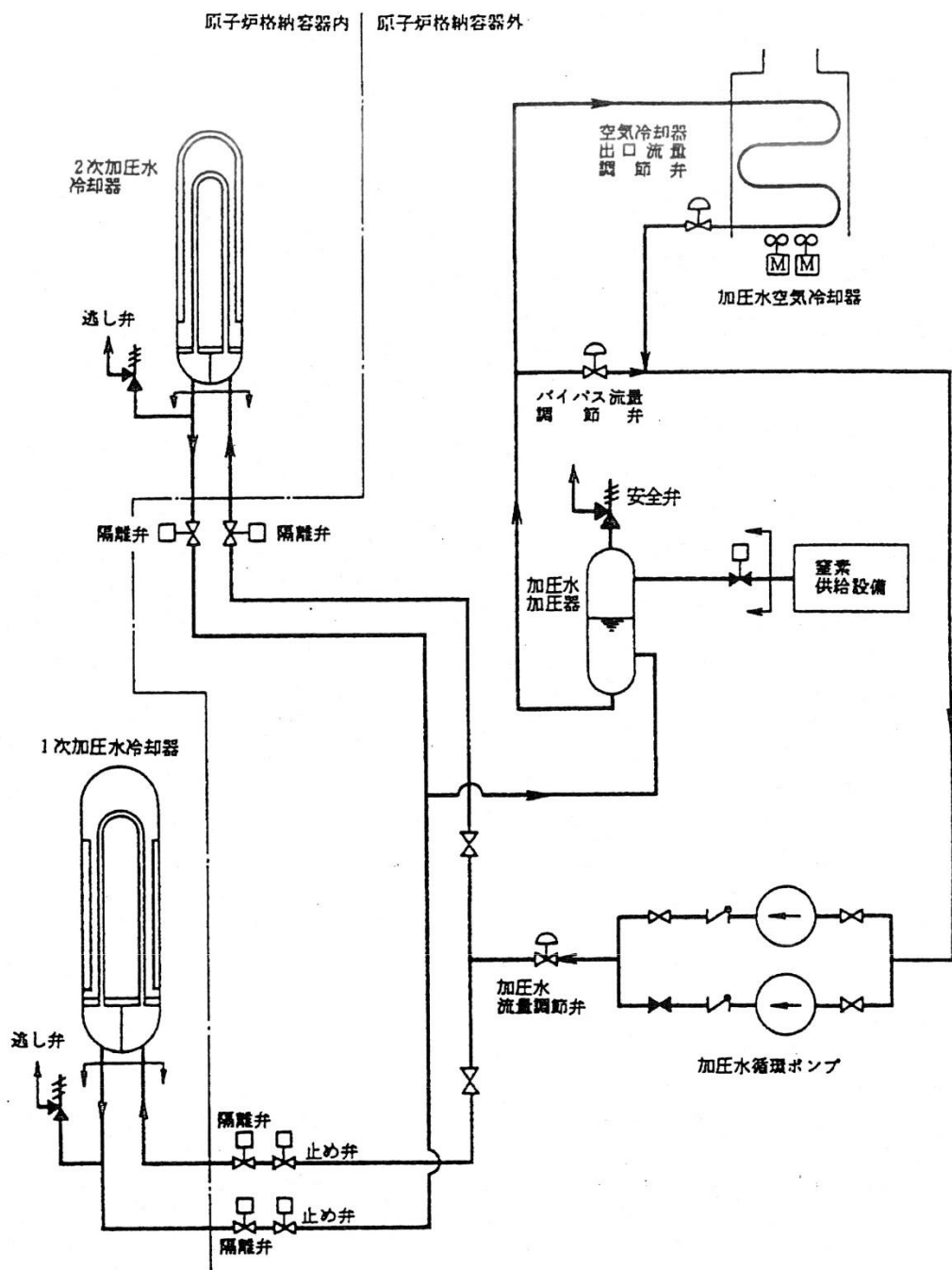
形 式	たて置円筒型
基 数	1
最高使用圧力	4.7 MPa[gage] (48 kg/cm ² g)
最高使用温度	262 °C
寸 法	
外 径	約 2.5 m
高 さ	約 4.6 m

第 6.3.4 表 加圧水配管の設備仕様

外 径	
1 次加圧水冷却器側	約 270 mm
2 次加圧水冷却器側	約 165 mm
厚 さ	
1 次加圧水冷却器側	約 9.3 mm
2 次加圧水冷却器側	約 7 mm
材 料	炭素鋼

第 6.3.5 表 主な弁類の設備仕様

隔離弁	
形式	玉形弁
個数	4
止め弁	
形式	玉形弁
個数	2
安全弁	
形式	バネ式
個数	1
逃し弁	
形式	バネ式
個数	2
逆止弁	
形式	スイング式
個数	2
加圧水流量調節弁	
形式	玉形弁
個数	1
空気冷却器出口流量調節弁	
形式	玉形弁
個数	1
バイパス流量調節弁	
形式	玉形弁
個数	1
加圧器窒素ガス入口流量調節弁	
形式	玉形弁
個数	1
加圧器窒素ガス出口流量調節弁	
形式	玉形弁
個数	1



第 6. 1. 1 図 加圧水冷却設備系統説明図

7. 工学的安全施設

7.1 概要

工学的安全施設は、原子炉施設の設計基準事故時に、大量の燃料の破損や原子炉施設外への放射性物質の放散を防止若しくは抑制して、原子炉施設周辺の一般公衆の安全を確保するためのものであり、補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納施設及び非常用空気浄化設備から構成する。

7.2 補助冷却設備

7.2.1 概要

補助冷却設備は、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冷却能力喪失等の運転時の異常な過渡変化に伴う原子炉スクラム時及び設計基準事故時等において、強制循環による炉心の冷却が可能な場合に、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するためのものである。

補助冷却設備は、1次冷却材が循環する補助ヘリウム冷却系及び1次冷却材の除熱を行う補助冷却水系から構成する。補助ヘリウム冷却系は、補助冷却器、補助ヘリウム循環機、配管、弁類等から構成し、補助冷却水系は、補助冷却水空気冷却器、補助冷却水循環ポンプ、補助冷却水加圧器、配管、弁類等から構成する。補助冷却設備の系統を第7.2.1図に示す。

通常運転時には、補助冷却設備起動時の急激な温度上昇と熱衝撃を緩和するため、少量の1次冷却材を原子炉から補助冷却器に導く。補助冷却器で補助冷却水により冷却された1次冷却材は、1次ヘリウム純化設備に導かれ、不純物を除去した後、1次ヘリウム純化設備のガス循環機により補助冷却器を経て原子炉に環流する。補助冷却水系は、待機運転を行う。

運転時の異常な過渡変化に伴う原子炉スクラム時及び設計基準事故時には、補助冷却設備起動信号により、補助ヘリウム循環機、補助冷却水空気冷却器のファン等が起動し、原子炉を冷却する。

7.2.2 設計方針

補助冷却設備は、次の方針により設計する。

- (1) 補助冷却設備は、運転時の異常な過渡変化に伴う原子炉スクラム時に、燃料の許容設計限界を超えることなく、かつ、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ようにする。
- (2) 補助冷却設備は、減圧事故及び1次冷却設備の二重管内管破断事故等以外の強制循環による炉心冷却が期待できる設計基準事故時に、燃料からの多量の放射能放出を有効に防止でき、かつ、炉心、炉内構造物及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できるようにする。
- (3) 補助冷却設備は、工学的安全施設作動信号により自動起動するようにする。
- (4) 補助冷却設備は、商用電源喪失時に動的機器の単一故障を仮定しても、所定の安全機能を果たせるようにする。
- (5) 補助冷却設備の冷却材圧力は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の1.1倍以下となるようにする。
- (6) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器、配管等は、適切な規格、基準等に基づいて設計、製作、据付及び検査を行い高い品質を確保する。

- (7) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器、配管等は、非延性破壊を防止する。
- (8) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器、配管等は、通常運転時の起動、停止時における温度変化率を 50°C/h 以下に制限し、また、通常運転時及び異常状態時に想定される 1 次冷却材圧力、温度等を考慮し、地震時に生ずる荷重をも適切に重ね合わせ、繰返し回数等の過渡条件を想定し、疲労や高温下のクリープ、腐食等を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有するようになる。
- (9) 補助冷却設備は、通常運転中に異常を検知できるとともに、定期的に作動試験ができるようにする。
- (10) 補助ヘリウム冷却系は、1 次冷却材の漏えいを防止・抑制するようにする。
- (11) 補助冷却器の伝熱管に、万一漏えいが生じた場合にも、補助冷却水が 1 次冷却材中に侵入するのを抑制できるようにする。
- (12) 1 次冷却材と大気との境界となる耐圧部は、使用温度を低くして、健全性を高めるようにする。
- (13) 補助ヘリウム冷却系に接続する配管系には必要に応じて隔離弁を設けるようにする。
- (14) 補助冷却設備は、圧力、温度及び地震時に生ずる荷重を考慮して配管の適切な箇所には破断を想定し、あるいは補助冷却水循環ポンプのミサイルを想定しても、安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を損なわないようにする。

7.2.3 主要設備の仕様

補助冷却設備の主要設備の設備仕様を第 7.2.1 表から第 7.2.7 表に示す。

7.2.4 主要設備

(1) 補助冷却器

補助冷却器は、たて置 U 字管型であり、胴部は二重胴構造となっている。二重胴の内胴内側にはライナにより表面を覆った断熱材を設ける。

原子炉圧力容器から導かれた 1 次冷却材は、二重ノズルの内側から流入し、伝熱管の外側を上昇しながら、伝熱管の中を流れる補助冷却水により冷却されて、1 次冷却材出口ノズルから補助ヘリウム循環機に導かれ昇圧される。昇圧された 1 次冷却材は、1 次冷却材入口ノズルから、内胴と外胴との間の環状部に流入して胴部を冷却しながら下降し、二重ノズルの環状部から二重管の環状部を通過して原子炉圧力容器へ環流する。伝熱管は、バッフル板により支持する構造になっている。

補助冷却器の構造を第 7.2.2 図に示す。

(2) 補助ヘリウム循環機

補助ヘリウム循環機は、たて型遠心式動圧ガス軸受型で、インペラ、軸受、駆動用電動機等をケーシング内に収めた構造である。

補助ヘリウム循環機は、原子炉スクラム直後の炉心冷却に必要な容量のものを 2 台設置し、それぞれ独立の非常用低圧母線から給電し、補助冷却設備起動信号により起動する。

(3) 補助冷却水空気冷却器

補助冷却水空気冷却器は、フィン付管型の冷却器であり、伝熱管、ファン等から構成し、補助冷却水系に伝えられた熱を大気に放散する。

補助冷却水空気冷却器は、1 基設置し、通常運転時には待機運転を行う。補助冷却水空気冷却器

のファンは、原子炉スクラム直後の炉心冷却に必要な量に対して 50%の容量のものを 4 台設置し、それぞれ 2 台ずつ独立の非常用低圧母線から給電する。

(4) 補助冷却水循環ポンプ

補助冷却水循環ポンプは、横置遠心式で、原子炉スクラム直後の炉心冷却に必要な容量のものを 2 台設置し、それぞれ独立の非常用低圧母線から給電し、通常運転時に待機運転を行う。

(5) 補助冷却水加圧器

補助冷却水加圧器は、たて置円筒型で 1 基設置し、気相部のヘリウムガス圧力を調整することにより、待機運転時及び運転時の補助冷却水圧力を 1 次冷却材よりも低く維持するとともに、温度変化による補助冷却水の体積変化を吸収する。

(6) 配管

補助ヘリウム冷却系の配管には、二重管と単管がある。二重管は、原子炉圧力容器と補助冷却器を接続し、単管は、補助冷却器と補助ヘリウム循環機等を接続する。補助冷却水系の配管は、補助冷却器と補助冷却水空気冷却器等を循環する回路を形成する。

二重管の内管内側には、ライナにより表面を覆った断熱材を設け、炉心で加熱された高温の 1 次冷却材を流し、内管と外管との管の環状部には、原子炉圧力容器へ環流する低温の 1 次冷却材を流す。

二重管の熱膨張は、補助冷却器を浮動支持することにより吸収する。二重管の外管及び内管並びに単管には、強度の高い低合金鋼を使用し、ライナには、ニッケル基耐食耐熱超合金を使用する。

補助ヘリウム冷却系には、配管ホイッププレストレイントを設け、破断時におけるむち打ちを防止する。

(7) 弁類

隔離弁、安全弁、逃し弁、逆止弁及び止め弁を設ける。止め弁には、閉止時の気密保持が、確実に、軸封部の漏えいのないベローシール弁を使用する。

安全弁及び逃し弁は、補助冷却水系の圧力を最高使用圧力の 1.1 倍以下に維持するのに必要な容量を有する。

7.2.5 評価

- (1) 補助冷却設備は、商用電源喪失時に動的機器の単一故障を仮定しても、運転時の異常な過渡変化に伴う原子炉スクラム時に、燃料の許容設計限界を超えることなく、また、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なうことなく、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。
- (2) 補助冷却設備は、減圧事故及び 1 次冷却設備の二重管内管破断事故等以外の強制循環による炉心冷却が期待できる設計基準事故時に、商用電源喪失時の動的機器の単一故障を仮定しても、燃料からの多量の放射能放出を有効に防止でき、かつ、炉心、炉内構造物及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる。
- (3) 補助冷却設備は、工学的安全施設作動設備の補助冷却設備起動信号により自動起動する。
- (4) 補助冷却設備は、商用電源喪失時に動的機器の単一故障を仮定しても、所定の安全機能を確保できる。
- (5) 補助ヘリウム冷却系の 1 次冷却材圧力は、1 次冷却設備の安全弁により、また、補助冷却水系の

冷却材圧力は安全弁及び逃し弁により、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の1.1倍以下とすることができる。

- (6) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器、配管等は、適切な規格、基準等に基づいて設計、製作、据付及び検査を行うので、高い品質を確保することができる。
- (7) フェライト系鋼材(低合金鋼)を使用する補助ヘリウム冷却系の機器については、材料の破壊じん性値を確認するので、非延性破壊が生ずるおそれはない。
- (8) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器、配管等は、通常運転時の起動、停止時における温度変化率を50°C/h以下に制限しており、また、通常運転時及び異常状態時に想定される圧力、温度等を考慮し、地震時に生ずる荷重をも重ね合わせ、繰返し回数等の過渡条件を想定して設計するので、疲労や高温下のクリープ、腐食等を考慮しても、健全性を損なわない構造強度を有している。
- (9) 補助冷却設備は、通常運転中にも定期的に作動試験を行うので、異常を検知することができる。
- (10) 補助ヘリウム冷却系は、ベローシール弁を用いることなどにより、1次冷却材の漏えいを防止・抑制している。
- (11) 補助冷却器の伝熱管に、万一、漏えいが生じた場合には、1次冷却材の圧力を補助冷却水の圧力より高くしてあり、かつ、隔離弁を設置してあるので、補助冷却水が1次冷却材中に侵入するのを抑制できる。
- (12) 1次冷却材と大気との境界となる耐圧部は、使用温度が低く、必要な強度を有している。
- (13) 補助ヘリウム冷却系に接続する1次ヘリウム純化設備の配管系には2個の隔離弁を設けている。
- (14) 補助冷却設備は、適切に配置しており、更に配管破断に対しては、配管ホイップレストレイントを設けているので、万一配管破断あるいは、補助冷却水循環ポンプのミサイルが発生しても安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を損なうおそれはない。

7.2.6 試験検査

補助冷却設備の機器の製作に当たっては、素材の段階で化学的、機械的試験を、また、製作中には、非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。

現地据付後に機能を発揮することを確認するため、動的機器の作動試験及び系統機能試験を行う。また、通常運転中にも運転可能性を確認するため、定期的に試験を行う。

補助ヘリウム冷却系は、健全性を確認するため、供用期間中に耐圧試験及び溶接部の非破壊試験等を実施できる構造とする。

7.3 炉容器冷却設備

7.3.1 概要

炉容器冷却設備は、強制循環による炉心の冷却が期待できない減圧事故及び1次冷却設備の二重管内管破損事故時等に、原子炉圧力容器、炉内構造物、炉心構成要素等の健全性を維持し、燃料に過大な損傷を生じさせないように、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するために設けるものであり、水冷管パネル、循環ポンプ等から構成する。

水冷管パネルは、原子炉圧力容器を取囲む1次遮へい体等の表面に設け、ふく射及び自然対流によって、原子炉圧力容器の外表面から間接的に炉心を冷却する。

炉容器冷却設備は、原子炉の通常運転時において、原子炉圧力容器を取囲む1次遮へい体のコンクリートを冷却するために稼働しており、設計基準事故が発生した場合には継続して運転する。

炉容器冷却設備の系統図を第7.3.1図に示す。

7.3.2 設計方針

炉容器冷却設備は、次の方針により設計する。

- (1) 炉容器冷却設備は、減圧事故及び1次冷却設備の二重管内管破損事故時に原子炉圧力容器、炉内構造物、炉心構成要素及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持し、燃料に過大な損傷が生じないようにする。
- (2) 炉容器冷却設備は、通常運転時における1次遮へい体のコンクリート温度が65℃以下になるようにする。
- (3) 炉容器冷却設備は、商用電源喪失時に動的機器の単一故障を仮定しても、所定の安全機能を達成できるようにする。
- (4) 炉容器冷却設備は、通常運転時及び異常状態時に想定される冷却水圧力、温度等を考慮して設計条件を設定し、腐食等を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有するようにする。
- (5) 炉容器冷却設備は、通常運転中に異常を検知でき、原子炉停止時に必要な試験及び検査ができるようにする。

7.3.3 主要設備の仕様

炉容器冷却設備の設備仕様を第7.3.1表に示す。

7.3.4 主要設備

炉容器冷却設備は、通常運転時及び設計基準事故時に必要な除熱容量を有する独立2系統で構成し、各系統に水冷管パネル、循環ポンプ、冷却器、サージタンク等を設ける。

循環ポンプは、水冷管パネルに冷却水を供給する。冷却水は、原子炉圧力容器からのふく射及び原子炉圧力容器外側の空気自然対流によって、水冷管パネルに伝えられた熱を除去するとともに、原子炉圧力容器を取囲む1次遮へい体のコンクリートを冷却した後、冷却器にて補機冷却水設備の冷却材と熱交換し、再び循環ポンプに戻る。水冷管パネルの前面には熱反射板を設け、原子炉圧力容器から水冷管パネルへのふく射による除熱量を所定の値にする。

サージタンクは、循環ポンプの入口の配管と接続し、タンク内の窒素ガス圧力を制御することにより、冷却水を所定の圧力に維持する。

循環ポンプは、各系統に1台で必要容量を有するものをそれぞれ2台ずつ設置し、それぞれ非常用低圧母線から給電する。

また、特殊運転で実施する炉容器冷却設備停止試験では、循環ポンプの一部又は全てを停止する。

7.3.5 評価

- (1) 炉容器冷却設備は、強制循環による炉心の冷却が期待できない設計基準事故時に原子炉圧力容器、炉内構造物、炉心構成要素及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持し、燃料の過大な損傷

を防止できる。

- (2) 炉容器冷却設備は、通常運転時において1次遮へい体のコンクリート温度を65°C以下に維持できる。
- (3) 炉容器冷却設備は、商用電源喪失時に動的機器の単一故障を仮定しても、独立に2系統有しているため所定の安全機能を達成できる。
- (4) 炉容器冷却設備は、通常運転時及び異常状態時に想定される冷却水圧力、温度等を考慮して設計条件を設定するので、腐食等を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有している。
- (5) 炉容器冷却設備は、通常運転時に、流量、温度等を測定することにより異常を検知できる。

7.3.6 試験検査

炉容器冷却設備の機器の製作に当たっては、素材の段階で化学的、機械的試験を、また、製作中には、非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。

現地据付後に機能を発揮することを確認するため、動的機器の作動試験及び系統機能試験を行う。供用開始後、機能が十分に発揮できることを確認するため定期的に動的機器の作動試験を行う。

7.4 原子炉格納施設

7.4.1 概要

原子炉格納施設は、原子炉格納容器及びその附属設備で構成し、1次冷却設備の二重管破断事故時等において放射性物質の外部への放散を抑制し、原子炉施設周辺的一般公衆及び従事者等の安全を確保するためのものである。

原子炉格納容器は、二重管破断事故時等に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する障壁を形成するため、原子炉格納容器を貫通する配管には隔離弁を設ける。

原子炉格納容器への出入は、エアロックを通して行い、補修等における機器の搬出入は、メンテナンスハッチによって行う。燃料交換は、燃料交換ハッチを通して行う。

7.4.2 設計方針

原子炉格納施設は、次の方針により設計する。

- (1) 原子炉格納容器は、想定される1次冷却設備の二重管破断事故による減圧事故に対しても、設計基準事故時の最大の圧力と温度に耐えるようにする。
- (2) 原子炉格納容器の設計荷重としては、通常運転時荷重、試験時荷重、設計基準事故時荷重及び設計用地震力を考慮し、これらの荷重を適切に組合せた各荷重状態において、必要な構造強度を有するようにする。
- (3) 非延性破壊防止のため、原子炉格納容器については、最低使用温度(-12.7°C)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。
- (4) 配管、電線等のすべての原子炉格納容器貫通部は、漏えいが十分小さい構造とする。原子炉格納容器は、常温、空気、最高使用圧力の0.9倍の圧力において原子炉格納容器内空気重量の0.1%/d以下の漏えい率となるようにする。
- (5) 原子炉格納容器を貫通する配管で、設計基準事故時に閉鎖が要求されるものには隔離弁を設け、

原子炉格納容器内部と外気との間に隔壁を構成し、設計基準事故時に原子炉格納容器の機能を維持できるようにする。

- (6) 原子炉格納容器は、必要な時に原子炉格納容器の漏えい率試験を行えるようにする。また、ベローズを用いてシールする配管、電線、エアロック等の貫通部も、個々にあるいは小群にまとめて漏えい試験又は漏えい率試験ができるようにする。
- (7) 減圧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。

7.4.3 主要設備の仕様

原子炉格納容器の設備仕様を第 7.4.1 表に示す。

7.4.4 主要設備

7.4.4.1 原子炉格納容器

原子炉格納容器は、皿形の上鏡部及び下鏡部と円筒胴部から構成する鋼製の耐圧容器で、附属設備として上鏡部には、燃料交換ハッチ及びメンテナンスハッチを設け、胴部にはエアロック等を設ける。

原子炉格納容器と基礎版との接続部には弾性充填材を使用し、設計基準事故時における内圧、熱膨張で生じる不連続部応力の緩和を図る。

原子炉格納容器は、常温、空気、最高使用圧力の 0.9 倍の圧力において原子炉格納容器内空気重量の 0.1%/d 以下の漏えい率となるようにする。

原子炉格納容器バウンダリの非延性破壊を防止するため、フェライト系鋼材で製作する部分に対しては、最低使用温度(-12.7°C)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。

原子炉格納容器の形状を第 7.4.1 図に、原子炉格納容器バウンダリの範囲を第 7.4.2 図に、それぞれ示す。

7.4.4.2 原子炉格納容器附属設備

(1) 配管、電線及びダクト貫通部

配管及び電線の原子炉格納容器貫通部は、原子炉格納容器壁に溶接したスリーブ中に配管及び電線を通し、また、ダクト及び一部の配管は、直接原子炉格納容器壁に溶接し、原子炉格納容器バウンダリとしての機能を十分満足できる構造とする。

なお、電線及びベローズを用いてシールする配管の原子炉格納容器貫通部は、個々にあるいは小群にまとめて漏えい試験又は漏えい率試験が行えるようにする。

原子炉格納容器貫通部の設計に際しては、内圧、熱膨張及び地震による荷重を考慮する。

(2) エアロック、メンテナンスハッチ、燃料交換ハッチ等

原子炉格納容器への出入口として、エアロック、非常用避難口及びメンテナンスハッチを設ける。高温プレナム部温度計装用熱電対の交換のため、熱電対交換ハッチを設ける。また、燃料交換のための燃料交換ハッチを設ける。

エアロックは、原子炉格納容器内に設置する機器の点検及び保守作業の際に使用し、非常用避難口は、緊急時の出入りに使用するためのもので、エアロックから離れた位置に設ける。

エアロック及び非常用避難口の扉は、原子炉格納容器の最高使用圧力の0.9倍の圧力に対して気密性を保つ。熱電対交換ハッチ、メンテナンスハッチ及び燃料交換ハッチのふたは、ボルト締めとし、シール部は2重ガスケットシールによる気密構造とする。

(3) 隔離弁

原子炉格納容器を貫通する配管には、次に示す方針で隔離弁を設け、原子炉格納容器バウンダリを構成する。

a. 原子炉格納容器冷却材圧力バウンダリに連絡するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通する配管には、設計基準事故時に閉鎖が要求されない配管及び計装配管等の特殊な細管を除いて、次の事項を満足する隔離弁を設ける。

(a) 原子炉格納容器の内側に1個、外側に1個の隔離弁を設ける。ただし、物理的あるいは環境条件から隔離弁の設置が困難である場合には、外側に2個の隔離弁を設ける。隔離弁は、自動隔離弁、ロック付閉鎖弁又は設計基準事故時に十分な隔離機能を有する逆止弁とする。

(b) 隔離弁は、原子炉格納容器に近接して設ける。

(c) 自動隔離弁の駆動動力源は、その多重性を考慮し、駆動動力源の単一故障を想定しても隔離機能が失われないようにする。

b. 原子炉格納容器の内側又は外側において閉じた系は、少なくとも1個の自動隔離弁を原子炉格納容器に接近して設ける。

c. 計装配管のような特殊な配管で、その配管を通じての漏えいが十分許容できるほどに少ないものには、隔離弁を設けないことができる。

d. 自動隔離弁は、原子炉格納容器隔離信号により自動的に閉鎖することができるものとする。

7.4.5 評価

(1) 原子炉格納容器は、通常運転時及び異常状態時に生じる圧力及び温度に、地震荷重を適切に組合せた状態で健全性を損なわない設計としているので、1次冷却設備の二重管破断事故により生じる最高圧力及び温度に耐えることができる。

(2) 原子炉格納容器は、原子炉格納容器漏えい率試験により常温、空気、最高使用圧力の0.9倍の圧力において、原子炉格納容器内空気重量の0.1%/d以下の漏えい率であることを確認できる。

(3) 原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は、最低使用温度(-12.7℃)を考慮した破壊じん性試験を行い、規定値を満足する材料を使用し、設計、製作に留意するので、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じるおそれはない。

(4) 原子炉格納容器を貫通する配管で、設計基準事故時に閉鎖が要求されるものには、隔離弁を設けて、原子炉格納容器内部と外気との間に隔壁を構成し、設計基準事故時に原子炉格納容器の機能を維持できる。

(5) 減圧事故時、原子炉格納容器内の酸素がすべて黒鉛酸化に消費され、一酸化炭素が発生したと仮

定しても、可燃性ガスの燃焼は起こらない。

7.4.6 試験検査

(1) 原子炉格納容器漏えい率試験

原子炉格納容器は、漏えい率が測定できるようにする。試験方法は、日本電気協会電気技術規程(原子力編)JEAC 4203-1974「原子炉格納容器の漏えい試験」に準じて行う。

(2) 原子炉格納容器貫通部漏えい試験

エアロック、電気配線、ベローズを用いてシールする配管等の原子炉格納容器貫通部については、必要に応じて個々にあるいは小群にまとめて漏えい試験を行う。試験方法は、日本電気協会電気技術規程(原子力編)JEAC 4203-1974「原子炉格納容器の漏えい試験」に準じて行う。

(3) 原子炉格納容器隔離弁試験

現地据付後及び使用開始後、定期的に原子炉格納容器バウンダリの健全性を確認するため、原子炉格納容器隔離信号による隔離弁の作動試験を行う。

7.5 非常用空気浄化設備

7.5.1 概要

非常用空気浄化設備は、排風機と排気フィルタユニット等で構成し、減圧事故時等において、サービスエリアを負圧に維持するために必要な容量のものを2系統設置する。

非常用空気浄化設備は、原子炉格納容器を取囲み、原子炉建家内の燃料取扱及び貯蔵設備、1次ヘリウム純化設備、実験設備の炉外設備等を収納するサービスエリア内の放射能濃度が上昇するおそれのある場合及び放射能濃度が上昇した場合に自動起動し、サービスエリア内を負圧に維持し、サービスエリアの空気を浄化して環境に排気管により放出し放射性物質を低減させる。

非常用空気浄化設備の系統を第7.5.1図に示す。

7.5.2 設計方針

非常用空気浄化設備は、次の方針により設計する。

- (1) 非常用空気浄化設備は、商用電源喪失時に動的機器の単一故障を仮定しても、サービスエリアの負圧を達成できるようにする。
- (2) 排気フィルタユニットによるよう素除去効率は、95%以上となるようにする。
- (3) 非常用空気浄化設備は、定期的に起動試験及び性能の確認ができるようにする。

7.5.3 主要設備の仕様

非常用空気浄化設備の設備仕様を第7.5.1表に示す。

7.5.4 主要設備

(1) 排風機

排風機は、1台で十分な容量を有するものを2台設け、それぞれ独立した非常用低圧母線から給電する。

(2) 排気フィルタユニット

排気フィルタユニットは、1基で十分な容量を有するものを2基設ける。排気フィルタユニットは、よう素除去フィルタ及び微粒子フィルタを内蔵しており、設計基準事故時に排気中のよう素及びじんあい濃度を低減する。よう素の除去効率は、95%以上とする。

(3) 排気管

排気管は、原子炉建家に隣接する排気筒にそわせて設置し、非常用空気浄化設備からの排気を地上高さ約80mの排気口から大気に放出する。

7.5.5 評価

- (1) 非常用空気浄化設備は、商用電源喪失時に動的機器の単一故障を仮定しても、サービスエリアの負圧を達成できる。
- (2) 排気フィルタユニットは、減圧事故時において、環境に放出される放射性物質の濃度を低減することができる。
- (3) 非常用空気浄化設備は、定期的に起動試験及び性能の確認を行うことができる。

7.5.6 試験検査

非常用空気浄化設備は、プラント運転に先立ち、設備作動信号による系統試験を行い、サービスエリアの負圧維持能力を確認する。供用開始後は定期的に排風機の作動試験及びよう素除去フィルタのサンプルを取出し、吸着試験を行う。フィルタ差圧については測定表示し、目詰りを監視する。

第 7.2.1 表 補助冷却器の設備仕様

形 式	たて置 U 字管型
基 数	1
最高使用圧力	
外 胴	4.7 MPa[gage] (48 kg/cm ² g)
伝 熱 管	4.7 MPa[gage] (48 kg/cm ² g)
最高使用温度	
外 胴	430 °C
伝 熱 管	420 °C
1 次冷却材流量(最大)	約 4.3 t/h
1 次冷却材入口温度(最高)	約 950 °C
1 次冷却材出口温度	約 390 °C
補助冷却水流量	約 60 t/h
補助冷却水入口温度	約 100 °C
補助冷却水出口温度	約 150 °C
容 量	約 3.5 MW
伝熱管寸法	
外 径	約 25.4 mm
肉 厚	約 2.6 mm
胴部外径	約 1.1 m
全 長	約 5.2 m
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

第 7.2.2 表 補助ヘリウム循環機の設備仕様

形 式	たて型遠心式動圧ガス軸受型
台 数	2
流 量	約 3.0 t/h/台
昇 圧	約 19.6kPa (約 0.2 kg/cm ²)
最高使用圧力	4.7 MPa[gage] (48 kg/cm ² g)
最高使用温度	430 °C
電 動 機	
形 式	かご型三相誘導電動機
出力(最大)	約 15 kW
回転数(最大)	約 12,000 rpm

第 7.2.3 表 補助冷却水空気冷却器の設備仕様

形 式	フィン付管型
基 数	1
最高使用圧力	4.7 MPa[gage] (48 kg/cm ² g)
最高使用温度	262 °C
補助冷却水流量	約 60 t/h
空気流量	約 300 t/h
空気入口温度	約 40 °C
空気出口温度	約 84 °C
容 量	約 3.5 MW
伝熱管寸法	
外 径	約 25.4 mm
肉 厚	約 2.0 mm
伝熱管材料	炭素鋼

第 7.2.4 表 補助冷却水循環ポンプの設備仕様

形 式	横置遠心式
台 数	2
流 量	約 60 t/h/台
揚 程	約 50 m
電動機出力	約 19 kW

第 7.2.5 表 補助冷却水加圧器の設備仕様

形 式	たて置円筒型
基 数	1
最高使用圧力	4.7 MPa[gage] (48 kg/cm ² g)
最高使用温度	262 °C
寸 法	
外 径	約 0.8 m
高 さ	約 2.5 m

第 7.2.6 表 補助冷却設備の配管の設備仕様

補助ヘリウム冷却系の配管	
二重管	
外管	
外径	約 508 mm
肉厚	約 28 mm
内管	
外径	約 381 mm
肉厚	約 12 mm
単管(補助ヘリウム循環機～補助冷却器)	
外径	約 165 mm
肉厚	約 11 mm
補助冷却水系の配管	
外径	約 102 mm
肉厚	約 6 mm

第 7.2.7 表 補助冷却設備の主要弁の設備仕様

隔離弁		
形式		玉形弁
個数		6
安全弁		
形式		バネ式
個数		1
逃し弁		
形式		バネ式
個数		1
逆止弁		
形式		スイング式
個数		5
止め弁		
形式		玉形弁
個数		15

第 7.3.1 表 炉容器冷却設備の設備仕様

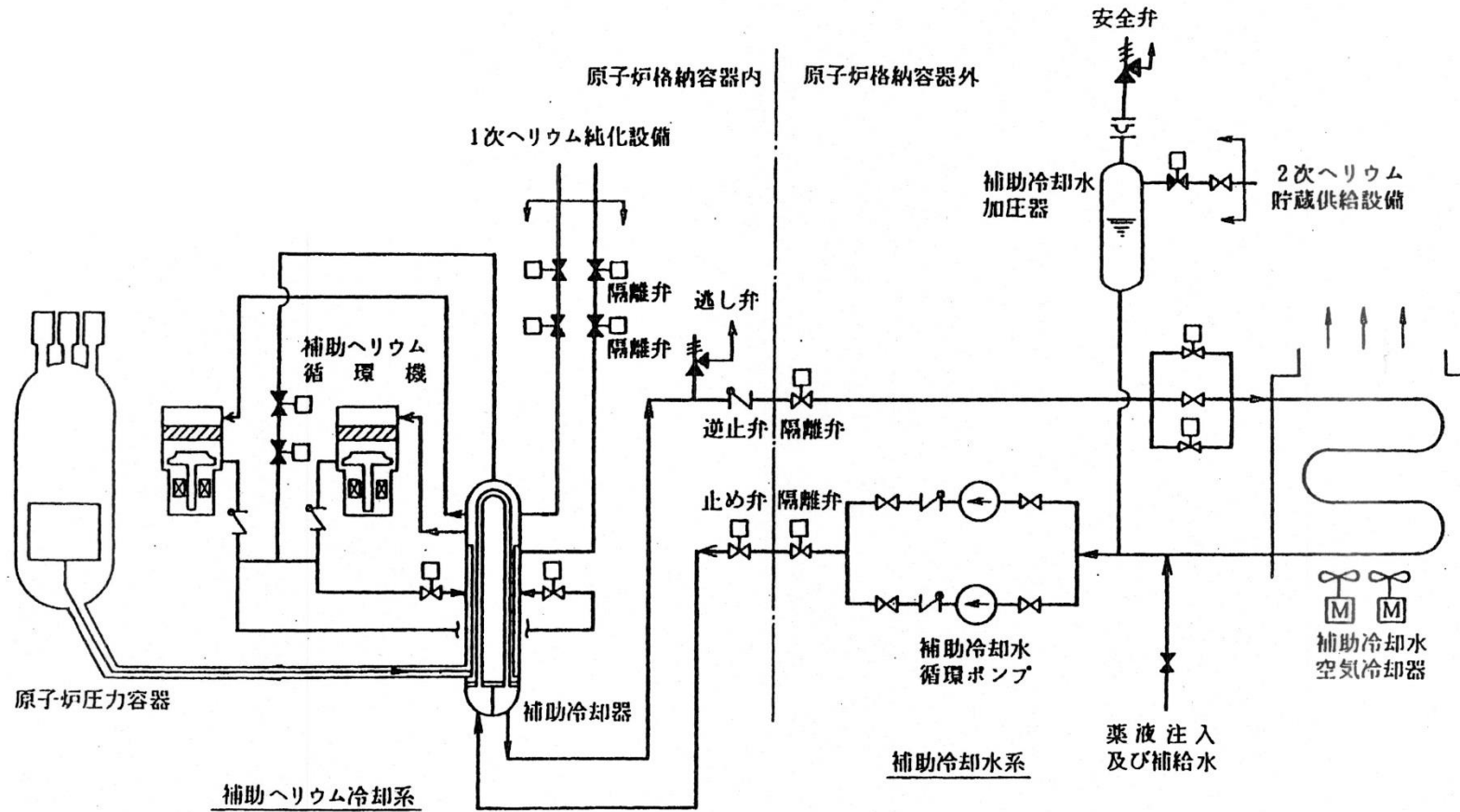
系 統 数	2
最高使用圧力	0.98 MPa[gage] (10 kg/cm ² g)
最高使用温度	90 °C
水冷管パネル	
流 体	水
流 量	約 90 t/h/系統
主要材質	炭素鋼
循環ポンプ	
形 式	横置遠心式
台 数	2/系統(うち 1 台は予備)
流 量	約 90 t/h/台
揚 程	約 40 m
冷却器	
形 式	横置 U 字管型
基 数	1/系統
冷却容量	約 0.3 MW/基
主要材質	炭素鋼

第 7. 4. 1 表 原子炉格納容器の設備仕様

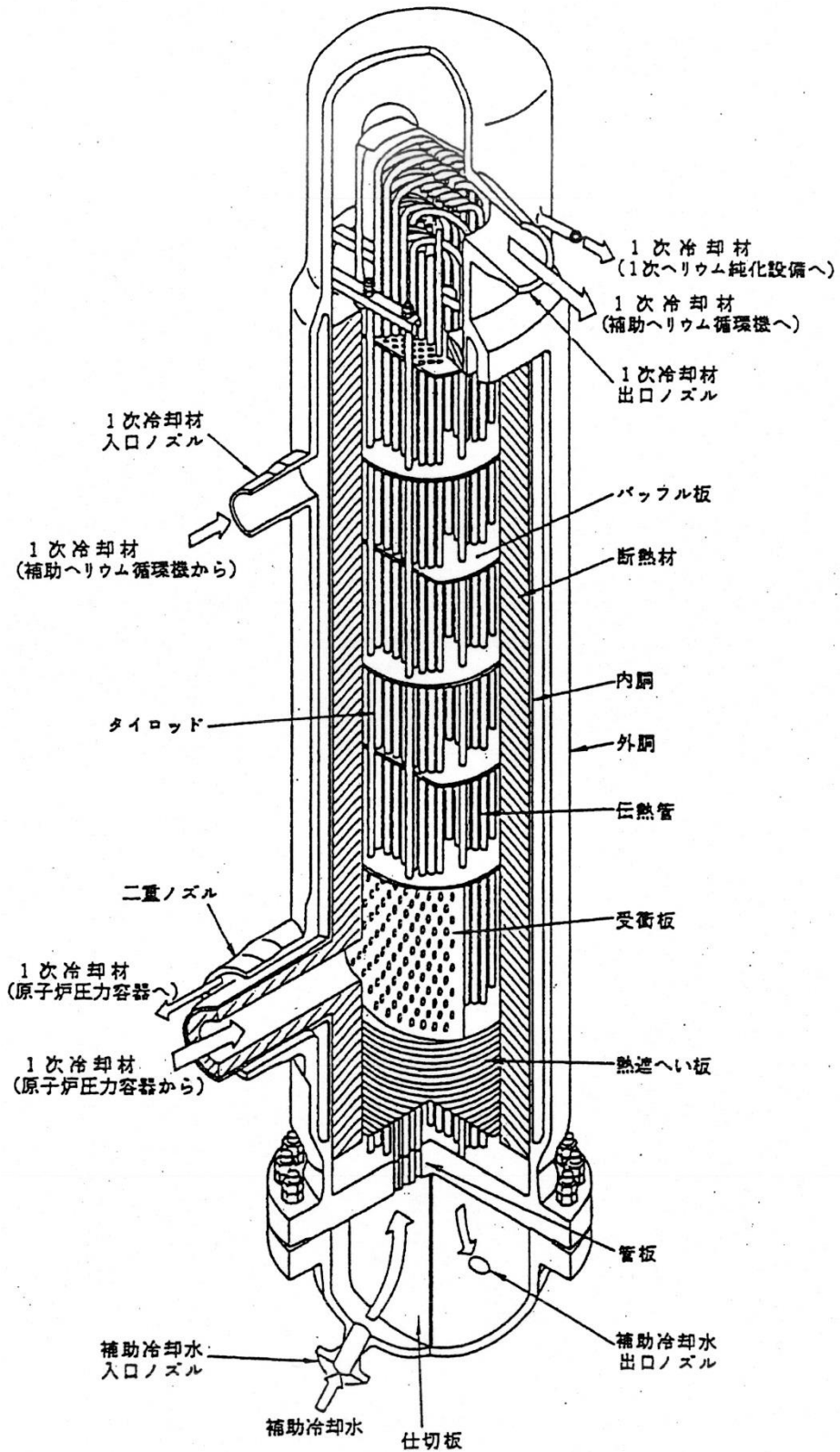
形 式	鋼製上下部皿形鏡円筒型
最高使用圧力	0.39 MPa[gage] (4.0 kg/cm ² g)
最高使用温度	150 °C
主要寸法	
胴部内径	約 18.5 m
全 高	約 30 m
胴部肉厚	約 30 mm
鏡部肉厚	約 38 mm
燃料交換ハッチ内径	約 8.5 m
メンテナンスハッチ内径	約 2.4 m
エアロック内径	約 2.5 m
自由体積	約 2,800 m ³
材 質	炭素鋼(JIS G 3118)
漏えい率	原子炉格納容器内空気重量 の 0.1%/d 以下 (常温、空気、最高使用圧力 の 0.9 倍の圧力において)

第 7.5.1 表 非常用空気浄化設備の設備仕様

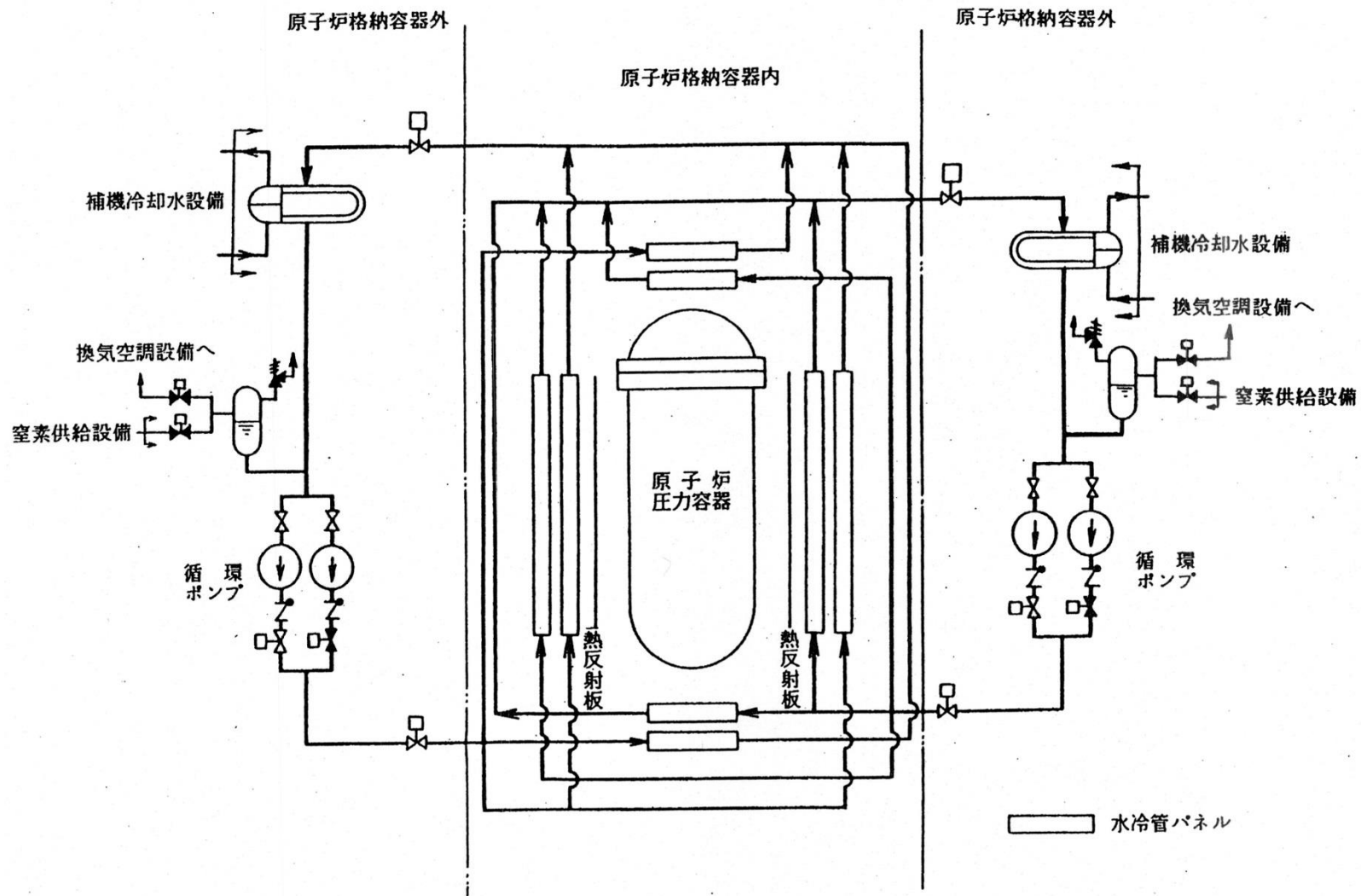
排気フィルタユニット	
形 式	電気ヒータ、微粒子フィルタ及び よう素除去フィルタ内蔵型
基 数	2
風 量	約 56 m ³ /min/基
チャコール層厚さ	約 50 mm
よう素除去効率	95 %以上 (相対湿度約 80%、温度 50℃において)
微粒子除去効率	99 %以上(0.7 μ m 粒子)
排 風 機	
台 数	2
風 量	約 56 m ³ /min/台



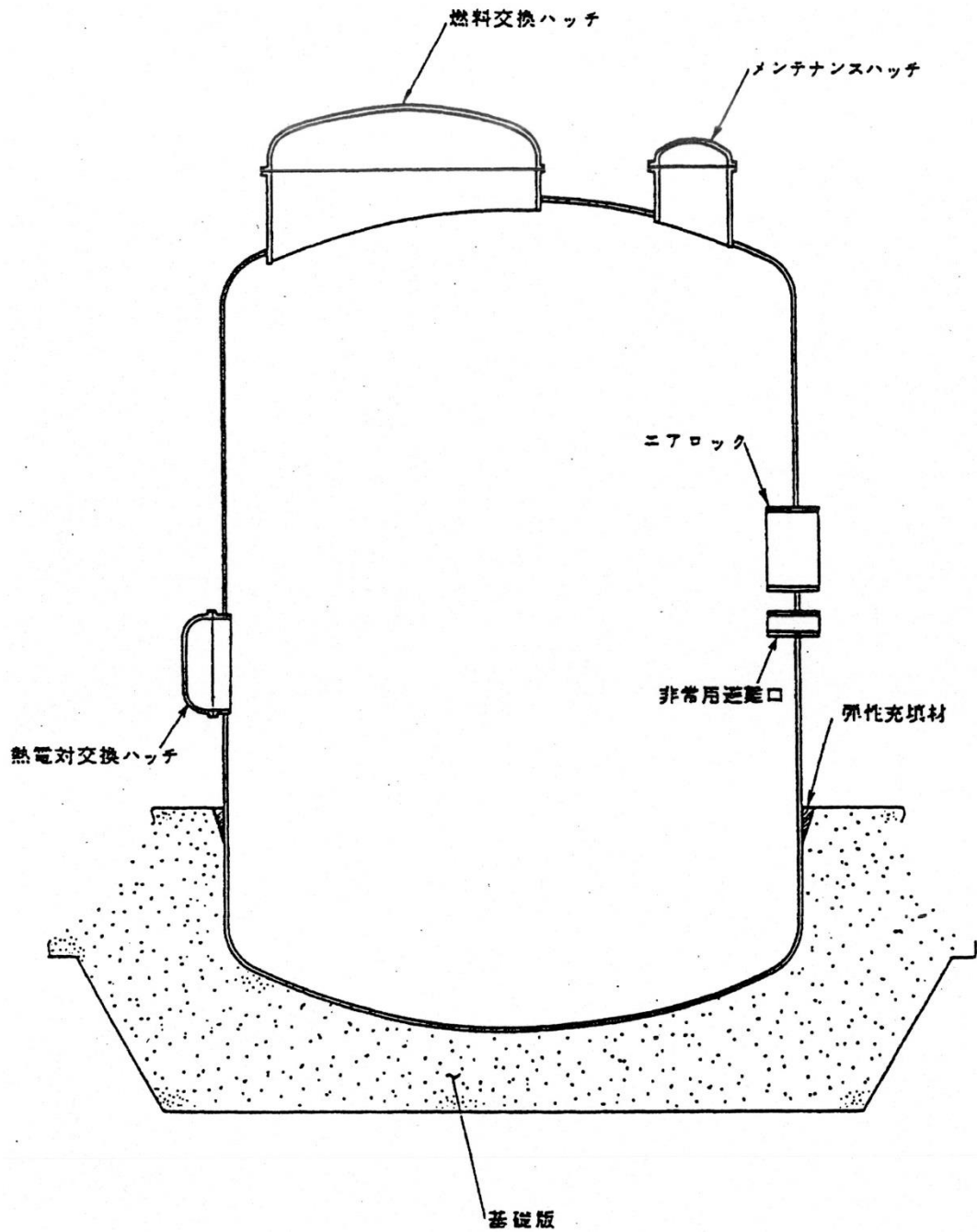
第 7.2.1 図 補助冷却設備系統説明図



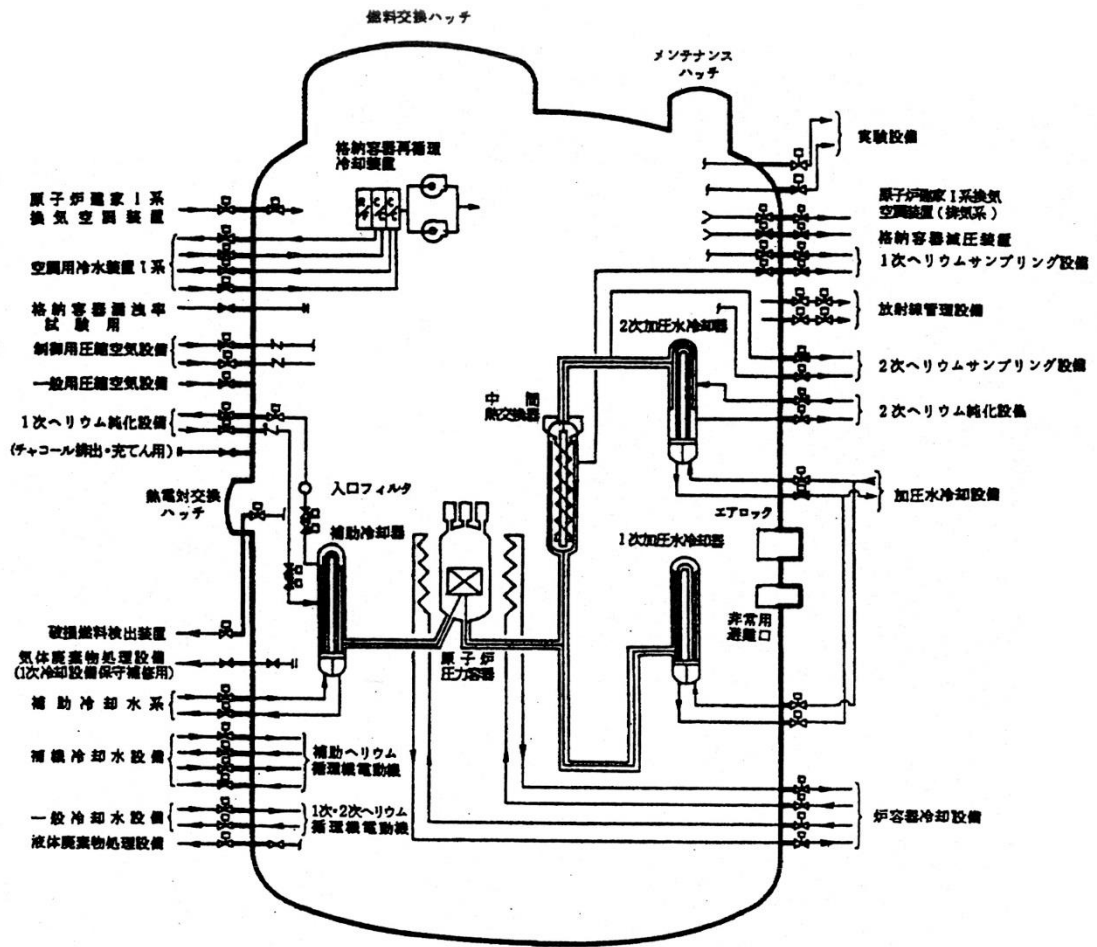
第 7.2.2 図 補助冷却器構造説明図



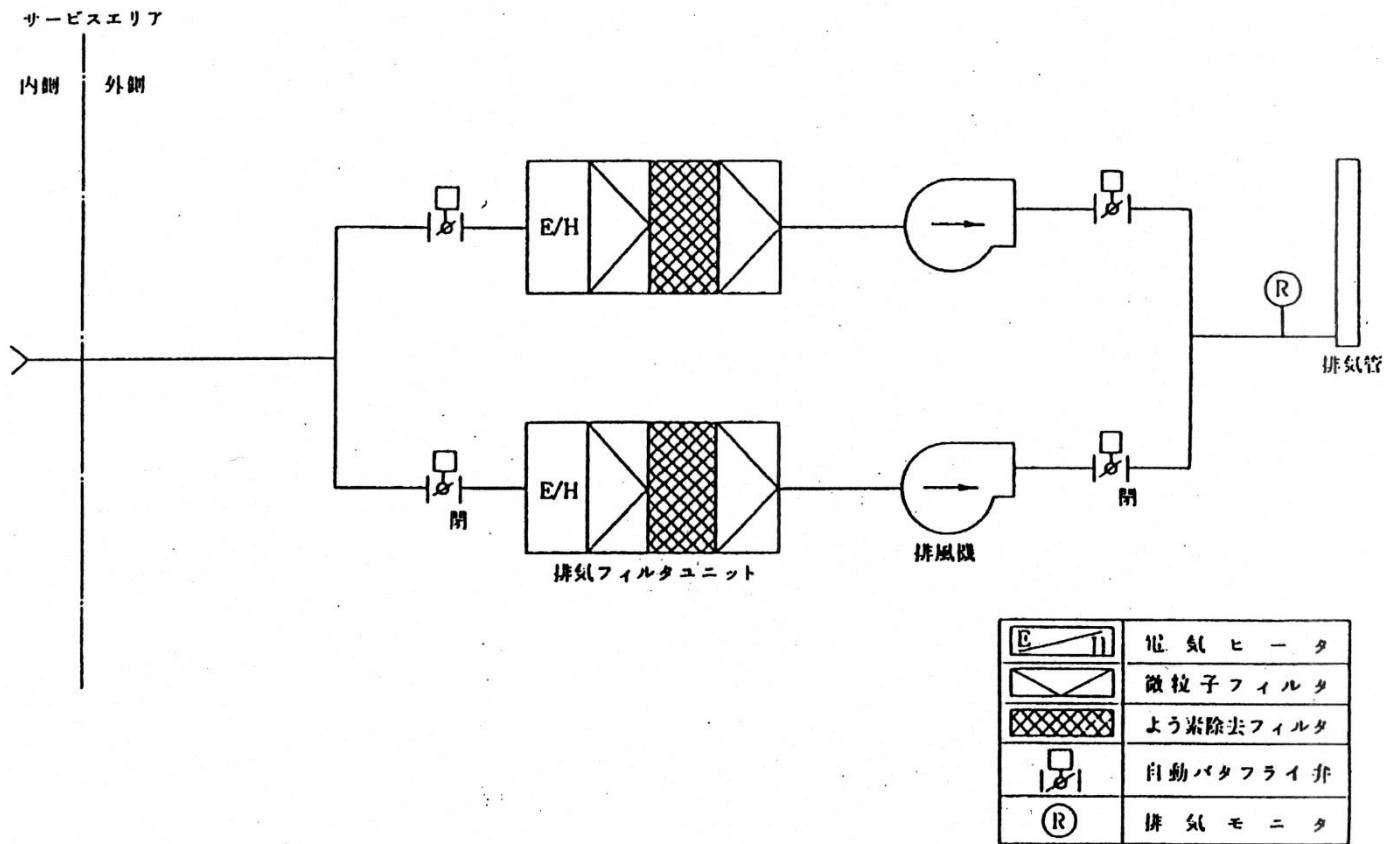
第 7.3.1 図 炉容器冷却設備系統説明図



第 7. 4. 1 図 原子炉格納容器説明図



第 7.4.2 図 原子炉格納容器バウンダリ説明図



第 7.5.1 図 非常用空気浄化設備系統説明図

8. 原子炉補助施設

8.1 概要

原子炉補助施設は、原子炉の運転及び安全を保持するための施設であり、次の各設備から構成する。

- (1) 残留熱除去設備
- (2) 1次ヘリウム純化設備
- (3) 1次ヘリウム貯蔵供給設備
- (4) 2次ヘリウム純化設備
- (5) 2次ヘリウム貯蔵供給設備
- (6) 燃料取扱及び貯蔵設備
- (7) 試料採取設備

8.2 残留熱除去設備

8.2.1 概要

残留熱除去設備は、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するものである。原子炉の通常停止時には、1次冷却設備が2次ヘリウム冷却設備及び加圧水冷却設備と連繫して、また、1次冷却設備等の補修時あるいは異常状態時には、工学的安全施設の補助冷却設備又は炉容器冷却設備が残留熱除去設備として機能する。

8.2.2 設計方針

残留熱除去設備としての1次冷却設備、補助冷却設備及び炉容器冷却設備は、次の方針により設計する。

- (1) 1次冷却設備は、原子炉の通常停止時に2次ヘリウム冷却設備及び加圧水冷却設備と連繫して、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を加圧水冷却設備の加圧水空気冷却器により大気に放散できるようにする。
- (2) 補助冷却設備は、1次冷却設備等の補修時、運転時の異常な過渡変化に伴う原子炉のスクラム時及び設計基準事故時(減圧事故、1次冷却設備の二重管内管破断事故、補助冷却設備の二重管内管破断事故等、強制冷却による炉心冷却が期待できない設計基準事故を除く)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し、補助冷却水空気冷却器から大気に放散するようにする。
- (3) 炉容器冷却設備は、減圧事故、1次冷却設備の二重管内管破断事故、補助冷却設備の二重管内管破断事故時等、強制冷却による炉心冷却が期待できない設計基準事故時に、補機冷却水設備と連繫して原子炉圧力容器を外側から間接的に冷却することにより、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し、補機冷却水設備の冷却塔から大気に放散するようにする。
- (4) 補助冷却設備及び炉容器冷却設備は、商用電源喪失時に動的機器の単一故障を仮定しても、所定の機能を達成できるようにする。

8.2.3 主要設備の仕様

1次冷却設備の設備仕様を「4. 1次冷却設備」に、補助冷却設備の設備仕様を「7.2 補助冷却設備」

に、炉容器冷却設備の設備仕様を「7.3 炉容器冷却設備」に、それぞれ示す。

8.2.4 主要設備

1次冷却設備の主要設備を「4. 1次冷却設備」に、補助冷却設備の主要設備を「7.2 補助冷却設備」に、炉容器冷却設備の主要設備を「7.3 炉容器冷却設備」に、それぞれ示す。

8.2.5 評価

- (1) 1次冷却設備は、原子炉の通常停止時に、2次ヘリウム冷却設備及び加圧水冷却設備と連繋して、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するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持することができる。
- (2) 補助冷却設備は、1次冷却設備等の補修時及び運転時の異常な過渡変化に伴う原子炉のスクラム時及び設計基準事故時(減圧事故、1次冷却設備の二重管内管破断事故、補助冷却設備の二重管内管破断事故等、強制冷却による炉心冷却が期待できない設計基準事故を除く)に炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持することができる。
- (3) 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設計基準事故時に補機冷却水設備と連繋して、原子炉圧力容器を外側から間接的に冷却することにより、原子炉圧力容器の健全性を維持するとともに、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し、燃料から1次冷却材中への多量の放射能の放出を有効に防止することができる。
- (4) 補助冷却設備及び炉容器冷却設備は、動的機器を多重にし、かつ、それぞれ独立の非常用低圧母線から給電しているので、商用電源喪失時に動的機器の単一故障を仮定しても所定の機能を達成することができる。

8.2.6 試験検査

- (1) 1次冷却設備の試験検査は、「4. 1次冷却設備」に示す。
- (2) 2次ヘリウム冷却設備の試験検査は、「5. 2次ヘリウム冷却設備」に示す。
- (3) 加圧水冷却設備の試験検査は、「6. 加圧水冷却設備」に示す。
- (4) 補助冷却設備の試験検査は、「7.2 補助冷却設備」に示す。
- (5) 炉容器冷却設備の試験検査は、「7.3 炉容器冷却設備」に示す。

8.3 1次ヘリウム純化設備

8.3.1 概要

1次ヘリウム純化設備は、プレチャコールトラップ、入口加熱器、酸化銅反応筒、冷却器、モレキュラーシーブトラップ、コールドチャコールトラップ、ガス循環機、戻り加熱器等から構成する。

1次ヘリウム純化設備は、補助冷却器より1次冷却材の一部を拔出し、不純物を除去した後、補助冷却器及び原子炉圧力容器の制御棒スタンドパイプへ戻す。また、1次ヘリウム貯蔵供給設備による1次冷却材の供給及び回収は、1次ヘリウム純化設備を通して行うことができる。

モレキュラーシーブトラップ及びコールドチャコールトラップで捕集した不純物は、一定期間保

持した後、吸着材から分離し、気体廃棄物の廃棄施設へ移送する。

1次ヘリウム純化設備の系統を第8.3.1図に示す。

8.3.2 設計方針

1次ヘリウム純化設備は、次の方針により設計する。

- (1) 1次ヘリウム純化設備は、1次冷却材中の化学的不純物を除去して黒鉛構造物及び1次冷却設備等の金属構造物の腐食を低減するとともに、1次冷却材中の放射能を低減するために放射性物質を除去し、1次冷却材の純化を行えるようにする。
- (2) 1次ヘリウム純化設備は、環境への放出放射能を低減するために、1次冷却材から除去した放射性物質を一定期間(約50日)保持し、放射能を減衰させることができるようにする。
- (3) 1次ヘリウム純化設備は、制御棒駆動装置の汚染を低減するために制御棒スタンドパイプ内へページ用のヘリウムガスを供給できるようにする。

8.3.3 主要設備の仕様

1次ヘリウム純化設備の設備仕様を第8.3.1表に示す。

8.3.4 主要設備

(1) プレチャコールトラップ

プレチャコールトラップは、活性炭を充填した吸着筒で、1次冷却材中のよう素及び金属性核分裂生成物を吸着除去する。

(2) 入口加熱器

入口加熱器は、酸化銅反応筒での反応を促進するために、1次冷却材を電気ヒータにより約250℃に加熱する。

(3) 酸化銅反応筒

酸化銅反応筒は、酸化銅を充填したもので、1次冷却材中の H_2 、 CO を酸化して H_2O 、 CO_2 にする。

(4) 冷却器

冷却器は、モレキュラーシーブトラップでの吸着を促進するため、酸化銅反応筒からの1次冷却材を冷水装置の冷却水により冷却する。

(5) モレキュラーシーブトラップ

モレキュラーシーブトラップは、モレキュラーシーブを充填した吸着筒で、1次冷却材中の H_2O 及び CO_2 を吸着除去する。

(6) コールドチャコールトラップ

コールドチャコールトラップは、活性炭を充填した吸着筒を液体窒素により冷却し、1次冷却材中の希ガス、 CH_4 、 O_2 及び N_2 を吸着除去する。

(7) ガス循環機

ガス循環機は、2台設置し、1台は予備とする。流量は、ガス循環機のバイパス流量を調節することにより制御する。

(8) 戻り加熱器

戻り加熱器は、補助冷却器へ戻す1次冷却材を電気ヒータにより、約365°Cに加熱する。

8.3.5 評価

- (1) 1次ヘリウム純化設備は、黒鉛構造物及び1次冷却設備等の金属構造物の腐食を低減するために、1次冷却材中の化学的不純物を除去できる。また、1次冷却材中の希ガス、よう素及び金属性核分裂生成物の量を低減することができる。
- (2) 1次ヘリウム純化設備は、モレキュラーシーブトラップ及びコールドチャコールトラップにおいて、1次冷却材から除去した希ガス及び金属性核分裂生成物を一定期間(約50日)保持し、放射能を減衰させることにより、環境への放出放射エネルギーを低減することができる。
- (3) 1次ヘリウム純化設備は、制御棒スタンドパイプ内へページ用のヘリウムガスを供給することにより、制御棒駆動装置の汚染を低減することができる。

8.4 1次ヘリウム貯蔵供給設備

8.4.1 概要

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する。

1次ヘリウム貯蔵供給設備は、通常運転時にヘリウムガスを貯蔵しており、必要に応じて1次冷却設備、1次ヘリウム純化設備等にヘリウムガスを供給する。

1次ヘリウム貯蔵供給設備の系統を第8.4.1図に示す。

8.4.2 設計方針

1次ヘリウム貯蔵供給設備は、次の方針により設計する。

- (1) 1次ヘリウム貯蔵供給設備は、通常運転時において、1次冷却材の圧力を所定の値に維持できるようにする。
- (2) 1次ヘリウム貯蔵供給設備は、1次冷却設備、1次ヘリウム純化設備等にヘリウムガスを供給できるようにする。

8.4.3 主要設備の仕様

1次ヘリウム貯蔵供給設備の設備仕様を第8.4.1表に示す。

8.4.4 主要設備

(1) 貯蔵タンク

貯蔵タンクは、1次冷却設備及び補助冷却設備の1次冷却材全保有量を貯蔵できる容量とし、燃料交換時等に1次冷却設備から1次冷却材であるヘリウムガスを回収し高圧貯蔵する。また、通常運転時は、1次冷却材の圧力の調整のために1次冷却材を1次冷却設備等から必要に応じて回収する。

(2) 供給タンク

供給タンクは、ヘリウムガスを高圧貯蔵し、通常運転時の原子炉冷却材圧力バウンダリからの1

次冷却材の小さな漏えいに対する補給及び圧力の調整のために、1次ヘリウム純化設備を介してヘリウムガスを1次冷却設備へ供給する。また、1次ヘリウム純化設備等にヘリウムガスを供給する。

(3) ヘリウム移送圧縮機

ヘリウム移送圧縮機は、ヘリウムガスの貯蔵タンクへの受入れ及び貯蔵タンクから供給タンクへの移送に用いる。

8.4.5 評価

- (1) 1次ヘリウム貯蔵供給設備は、供給タンクからのヘリウムガスの供給あるいは貯蔵タンクへの1次冷却材の回収により、通常運転時に1次冷却材の圧力を所定の値に維持することができる。
- (2) 1次ヘリウム貯蔵供給設備は、1次冷却設備、1次ヘリウム純化設備等にヘリウムガスを供給することができる。

8.5 2次ヘリウム純化設備

8.5.1 概要

2次ヘリウム純化設備は、入口加熱器、酸化銅反応筒、冷却器、モレキュラーシーブトラップ、コールドチャコールトラップ、ガス循環機、戻り加熱器等から構成する。

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(ヘリウムガス)の一部を抽出し、不純物を除去した後、2次加圧水冷却器へ戻す。また、2次ヘリウム貯蔵供給設備による2次冷却材の供給及び回収は、2次ヘリウム純化設備を通して行う。モレキュラーシーブトラップ及びコールドチャコールトラップで捕集した不純物は、吸着材から分離し、原子炉建家I系換気空調装置へ移送する。

2次ヘリウム純化設備の系統を第8.5.1図に示す。

8.5.2 設計方針

2次ヘリウム純化設備は、2次ヘリウム冷却設備の金属構造物の腐食を低減するために、2次冷却材の純化を行うことができる設計とする。

8.5.3 主要設備の仕様

2次ヘリウム純化設備の設備仕様を第8.5.1表に示す。

8.5.4 主要設備

(1) 入口加熱器

入口加熱器は、酸化銅反応筒での反応を促進するために、2次冷却材を電気ヒータにより約250℃に加熱する。

(2) 酸化銅反応筒

酸化銅反応筒は、酸化銅を充填したもので、2次冷却材中の H_2 、 CO を酸化して H_2O 、 CO_2 にする。

(3) 冷却器

冷却器は、モレキュラーシーブトラップでの吸着を促進するため、酸化銅反応筒からの2次冷却

材を冷水装置の冷却水により冷却する。

(4) モレキュラーシーブトラップ

モレキュラーシーブトラップは、モレキュラーシーブを充填した吸着筒で、2次冷却材中の H_2O 及び CO_2 を吸着除去する。

(5) コールドチャコールトラップ

コールドチャコールトラップは、活性炭を充填した吸着筒を液体窒素により冷却し、2次冷却材中の CH_4 、 O_2 及び N_2 を吸着除去する。

(6) ガス循環機

ガス循環機は、2台設置し、1台は予備とする。流量は、ガス循環機のバイパスラインの流量を調節することにより制御する。

(7) 戻り加熱器

戻り加熱器は、2次加圧水冷却器へ戻す2次冷却材を電気ヒータにより、約 $350^{\circ}C$ に加熱する。

8.5.5 評価

2次ヘリウム純化設備は、2次冷却材の純化を行うことにより、2次ヘリウム冷却設備の金属構造物の腐食を低減することができる。

8.6 2次ヘリウム貯蔵供給設備

8.6.1 概要

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する。

2次ヘリウム貯蔵供給設備は、通常運転時にヘリウムガスを貯蔵しており、必要に応じて2次ヘリウム冷却設備、2次ヘリウム純化設備にヘリウムガスを供給する。

2次ヘリウム貯蔵供給設備の系統を第8.6.1図に示す。

8.6.2 設計方針

2次ヘリウム貯蔵供給設備は、次の方針により設計する。

(1) 2次ヘリウム貯蔵供給設備は、通常運転時に、1次・2次ヘリウム差圧制御系とあいまって2次冷却材の圧力を所定の値に維持できるようにする。

(2) 2次ヘリウム貯蔵供給設備は、2次ヘリウム純化設備にヘリウムガスを供給できるようにする。

8.6.3 主要設備の仕様

2次ヘリウム貯蔵供給設備の設備仕様を第8.6.1表に示す。

8.6.4 主要設備

(1) 貯蔵タンク

貯蔵タンクは、2次ヘリウム冷却設備の2次冷却材全保有量を貯蔵できる容量を有し、燃料交換時等に2次ヘリウム冷却設備から2次冷却材であるヘリウムガスを回収し、高圧貯蔵する。また、通常運転時には1次冷却設備と2次ヘリウム冷却設備の差圧を所定の値に維持するために2次冷却

材を2次ヘリウム冷却設備から必要に応じて回収する。

(2) 供給タンク

供給タンクは、ヘリウムガスを高圧貯蔵し、通常運転時の2次ヘリウム冷却設備からの2次冷却材の小さな漏えいに対する補給及び圧力の調整のために、ヘリウムガスを2次ヘリウム冷却設備に供給する。また、2次ヘリウム純化設備等にヘリウムガスを供給する。

(3) ヘリウム移送圧縮機

ヘリウム移送圧縮機は、ヘリウムガスの貯蔵タンクへの受入れ及び貯蔵タンクから供給タンクへの移送に用いる。

8.6.5 評価

(1) 2次ヘリウム貯蔵供給設備は、供給タンクからのヘリウムガスの供給あるいは貯蔵タンクへの2次冷却材の回収により、通常運転時に2次ヘリウム冷却設備の冷却材の圧力を所定の値に維持することができる。

(2) 2次ヘリウム貯蔵供給設備は、2次ヘリウム純化設備等にヘリウムガスを供給することができる。

8.7 燃料取扱及び貯蔵設備

8.7.1 概要

燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料、使用済燃料等の取扱い及び貯蔵を安全、かつ、確実にを行うためのものであり、原子炉建家内に設ける新燃料貯蔵設備、燃料取扱設備、使用済燃料貯蔵設備及び使用済燃料検査設備並びに使用済燃料貯蔵建家内に設ける使用済燃料貯蔵設備及び燃料取扱設備から構成する。

燃料交換は、照射試験及び照射後試験に供するものを除き、約3年に一回行い、全炉心同時取替方式を予定している。

原子炉建家内の燃料取扱及び貯蔵設備の概略を第8.7.1図に、使用済燃料貯蔵建家内の燃料取扱及び貯蔵設備の概略を第8.7.2図に示す。

燃料取扱及び貯蔵設備は、燃料体のほか、上部遮へい体ブロック、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、燃料限界照射試料等も取扱う。

原子炉施設に搬入した新燃料は、受入検査後、新燃料貯蔵設備に貯蔵する。

燃料交換は、原子炉の停止後に、原子炉格納容器の燃料交換ハッチを取外し、圧力容器ふたに取付けた制御棒スタンドパイプ内の反応度制御設備を取出した後、燃料交換機によりカラムごとに燃料体1体ずつ行う。

使用済燃料は、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備で、2年以上冷却する。冷却後は、燃料出入機により、使用済燃料貯蔵建家内に搬入し、同建家内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵保管する。

なお、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、燃料限界照射試料等は、必要に応じて貯蔵プール等で一時貯蔵した後、使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵する。

原子炉建家内の燃料交換機等の移動は、原子炉建家天井クレーンを使用し、使用済燃料貯蔵建家内の燃料出入機等の移動は、使用済燃料貯蔵建家天井クレーンを使用して行う。

燃料取扱いルート説明図を第8.7.3図に示す。

8.7.2 設計方針

燃料取扱及び貯蔵設備は、次の方針により設計する。

- (1) 燃料取扱及び貯蔵設備のうちの燃料交換機、使用済燃料貯蔵設備及び燃料出入機は、定期的な試験及び検査が行えるようにする。
- (2) 燃料の貯蔵設備は、適切な格納性を有し、換気系を備えた区画に配置する。また、使用済燃料の貯蔵ラックは、気密性を有するようにする。
- (3) 新燃料貯蔵設備は、約1.5炉心相当分の燃料貯蔵容量を有し、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備は、約2炉心相当分の燃料貯蔵容量を有するようにする。使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備は、約10炉心相当分の燃料貯蔵容量を有するようにする。
- (4) 燃料取扱設備は、燃料体等の取扱中落下を防止できるようにする。
- (5) 燃料取扱設備は、燃料体等の設計及び燃料交換手順の管理とあいまって、燃料体等の誤装荷を防止できるようにする。
- (6) 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、放射線業務従事者等の被ばくを合理的に達成可能な限り低くするようにする。
- (7) 使用済燃料貯蔵設備は、燃料の崩壊熱を除去するため十分な熱除去能力を有するようにする。
- (8) 原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールは、プール水の保有量が著しく減少することを防止するために、十分な耐震性を有するようになるとともに、貯蔵プールに接続する配管等はプール水の著しい減少を引き起こすことのないようにする。
- (9) 使用済燃料貯蔵設備は、十分な構造強度及び耐震性を有するようにし、燃料体等の取扱中落下を想定しても、プール水の漏えい等を引き起こすような重大な損傷を起こさないようにする。
- (10) 燃料を貯蔵する貯蔵ラックは、燃料体の水平配置の間隔を十分にとり、貯蔵容量分の新燃料を貯蔵した状態で、実効増倍率が最も高くなるような水分雰囲気貯蔵ラック内が満たされたと仮定しても、実効増倍率は0.90以下で十分な未臨界性を確保できるようにする。また、地震時にも健全性を維持し、燃料体同士を接近させないようにする。新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備は、浸水することがないようにするが、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても、実効増倍率を0.90以下で臨界未満となるようにする。

燃料取扱設備は、一度に取扱う燃料体数を制限する構造とし、臨界を防止するようにする。

- (11) 燃料の取扱場所は、周辺の放射線監視を行い、過度の放射線レベルに達した場合は中央制御室に警報を発する設計とする。原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールは、プール水の漏えいの監視のため、漏えい検出と水位監視ができるようになるとともに、異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。プール水冷却浄化設備の運転状況は、現場及び中央制御室で監視できるようにする。
- (12) 原子炉建家内の貯蔵プール水の温度を監視し、異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。また、使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備では、雰囲気温度を監視し、異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。
- (13) 使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールは、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故に対して、基準地震動が発生した際であっても、貯蔵プールに注水ができるようにする。このため、仮設ホース等を接続して貯蔵プールに注水する配管は、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有

する設計とする。

- (14) 使用済燃料は、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールで、2年以上冷却後、使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セルに貯蔵保管する。

使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セルに使用済燃料を貯蔵する際、1つのラックに貯蔵する冷却経過年数が4年未満の使用済燃料は5体までとする。これにより1つのラックに10体の使用済燃料を貯蔵する際は、冷却経過年数が2年以上の使用済燃料5体をラックの上側に、冷却経過年数が4年以上の使用済燃料5体をラックの下側に貯蔵する。使用済燃料の貯蔵保管については、運用方法を定め管理する。

8.7.3 主要設備

8.7.3.1 原子炉建家内燃料取扱及び貯蔵設備

原子炉建家内燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料貯蔵設備、燃料取扱設備、使用済燃料貯蔵設備、使用済燃料検査設備及び附属機器から構成する。

原子炉建家内燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様を第8.7.1表に示す。

(1) 新燃料貯蔵設備

新燃料貯蔵設備は、新燃料搬入時に、燃料要素、黒鉛ブロック等の検査及び燃料誤装荷防止のための番号確認を行い、燃料要素を黒鉛ブロックに挿入して、貯蔵を行うもので、貯蔵セル、不活性ガス置換装置等から構成する。

なお、新燃料貯蔵設備には、燃料体のほか、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、燃料限界照射試料等を貯蔵する。

a. 貯蔵セル

貯蔵セルは、鉄筋コンクリート造の貯蔵セル内に貯蔵ラックを設け、約1.5炉心相当分の燃料貯蔵容量を有する。燃料体等は、貯蔵ラックに挿入して保管し、燃料誤装荷防止のため、貯蔵ラックには燃料体、可動反射体等を、炉心に装荷するときと同じ順列で貯蔵する。

貯蔵ラックは上部にプラグを取付けた円筒たて型容器で、耐震Bクラスとし、貯蔵容量分の新燃料を貯蔵した状態で、万一純水で満たされたとしても、更に、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても実効増倍率を0.90以下で臨界未満となるように、燃料体の水平配置の間隔を十分確保する。

貯蔵セルの構造を第8.7.4図に示す。

b. 不活性ガス置換装置

不活性ガス置換装置は、燃料体等を炉心に装荷する以前に乾燥状態とするもので、貯蔵ラック内を不活性ガス雰囲気とするものである。

新燃料貯蔵設備の周辺の放射線レベルは、放射線管理設備により監視する。

(2) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、燃料限界照射試料等の原子炉への装荷、取出し等を行うもので、燃料交換機及び附属機器から構成する。

a. 燃料交換機

燃料交換機は、燃料交換機本体、グリッパ、グリッパ駆動部、回転ラック、ドアバルブ、

冷却空気ブロワ等から構成する。燃料体等の原子炉への装荷、取出し操作は、制御棒スタンドパイプを通して1体ごとに実施する。

燃料交換機の構造を第8.7.5図に示す。

燃料交換機本体は、十分な放射線遮蔽を設け、密封構造とする。

グリップは、燃料体等のつかみ、切離し操作を行うためのものであり、つかみ孔を有する燃料体等を取扱う構造とフランジ型の燃料限界照射試料を取扱う構造の2種類がある。燃料体等の取扱中落下を防止するために、グリップの爪、グリップを吊るチェーン等を多重化し、グリップ駆動部の電源の喪失や運転員の誤操作が生じた場合でも、燃料体等を保持できるようにインターロックを設ける。また、燃料交換機は、燃料体の装荷順序等が変わらないように、あらかじめ定めた操作手順に従って、グリップの昇降、爪の開閉作業等を自動化することにより燃料誤装荷を防止する。

グリップ駆動部は、モータ駆動方式であり、グリップの昇降、爪の開閉動作等を行う際、燃料体等を取扱中に破損させないために、燃料体等には過大な加速度が加わらないようにする。

回転ラックは、円周方向に4つの収納用の筒を配置し、上部遮へい体ブロック1個及び炉心構成要素1カラム分の収納容量を有し、収納容量分の燃料を収納しても臨界未満を維持できる。

ドアバルブは、燃料交換機の底部に取付けられ、燃料交換時等に、床上ドアバルブとともに、気密部の形成及び放射線遮蔽を行う。

冷却空気ブロワは、使用済燃料の崩壊熱を除去する。

b. 附属機器

燃料取扱設備の附属機器として、燃料交換機メンテナンスピットを設け、燃料交換機のメンテナンス等を行う。

(3) 使用済燃料貯蔵設備

使用済燃料貯蔵設備は、原子炉で照射された燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、燃料限界照射試料等の貯蔵を行うもので、貯蔵プール、プール水冷却浄化設備、照射物貯蔵ピット等から構成する。

a. 貯蔵プール

貯蔵プールは、耐震Sクラスの強固な構造物で、十分な放射線遮蔽能力を有する鉄筋コンクリート造の貯蔵プール内に貯蔵ラックを設けるもので、約2炉心相当分の燃料貯蔵容量を有する。貯蔵プールの内面は、オーステナイト系ステンレス鋼板で内張りをし、プール水の漏えいを防止する。

プール水の著しい減少防止のために、プール水冷却浄化設備の取水のための配管は、貯蔵プールの上部に取付け、注水のための配管には逆止弁を設ける。また、貯蔵プール底部には排水口は設けない。

貯蔵プールの内張りから、万一漏えいが生じた場合、漏えい水の検知ができるように漏えい検知装置を設置する。貯蔵プールは、プール水の水位を監視できる設計とし、警報装置を設け、水位低の警報をプール水冷却浄化設備室及び異常を検知した警報を中央制御室に発す

る。また、貯蔵プール水の温度を監視できる設計とし、警報装置を設け、温度高の警報をプール水冷却浄化設備室及び異常を検知した警報を中央制御室に発する。

貯蔵ラックは、上部に遮へいプラグを取付けた円筒たて型容器で、気密性を有する耐震 S クラスの設計とし、貯蔵容量分の新燃料を貯蔵した状態で実効増倍率が最も高くなるような水分雰囲気貯蔵ラック内が満たされたと仮定しても、実効増倍率を 0.90 以下で臨界未満となるように、燃料体の水平配置の間隔を十分確保する。

貯蔵プールの構造を第 8.7.6 図に示す。

b. プール水冷却浄化設備

プール水冷却浄化設備は、使用済燃料からの崩壊熱を冷却器により除去するとともに、プール水を浄化し、純度を維持する。

プール水冷却浄化設備の系統を第 8.7.7 図に示す。

c. 照射物貯蔵ピット

照射物貯蔵ピットは、制御棒、照射物等を貯蔵する。

使用済燃料貯蔵設備がある区画の空気は、原子炉建家 I 系換気空調装置によって換気され、排気フィルタユニットを通った後、排気筒から大気に放出する。

使用済燃料貯蔵設備の周辺が過度の放射線レベルに達した場合は、放射線管理設備により中央制御室に放射線レベル高の警報を発する設計とする。

(4) 使用済燃料検査設備

使用済燃料検査設備は、使用済の燃料体、可動反射体ブロック等の試験・検査等を行うもので、使用済燃料検査室 (I)、検査機器、附属機器等から構成する。附属機器としては、燃料体を冷却期間 4 ヶ月未満で取扱う場合、万一の設計基準事故に備えて、気密性を有する燃料取扱密封容器等を設ける。

(5) 附属機器

原子炉建家内の燃料取扱及び貯蔵設備の附属機器として、床上ドアバルブ、ガス置換装置、燃料取扱設備制御盤等を設ける。

床上ドアバルブは、燃料交換機及び制御棒交換機のドアバルブとともに、気密部の形成及び放射線遮蔽を行う。ガス置換装置は、燃料交換機及び制御棒交換機の内部の放射性物質を含むガスを清浄なヘリウムガス又は空気と置換し、気体廃棄物の廃棄施設に排気するためのものである。燃料取扱設備制御盤は、燃料取扱設備の操作及び運転状況の監視等を行うために設ける。

8.7.3.2 使用済燃料貯蔵建家内燃料取扱及び貯蔵設備

使用済燃料貯蔵建家内燃料取扱及び貯蔵設備は、使用済燃料貯蔵設備、燃料取扱設備及び附属機器から構成する。

使用済燃料貯蔵建家内燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様を第 8.7.2 表に示す。

(1) 使用済燃料貯蔵設備

使用済燃料貯蔵設備は、鉄筋コンクリート造の十分な放射線遮蔽能力を有する貯蔵セル内に、貯蔵ラックを設け、約 10 炉心相当分の燃料貯蔵容量を有する。貯蔵ラックには、使用済の燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、燃料限界照射試料等を挿入

し、貯蔵する。使用済燃料貯蔵設備の構造を第 8.7.8 図に示す。

貯蔵ラックは、上部に遮へいプラグを取付けた円筒たて型容器で、気密性を有する耐震 B クラスの設計とし、貯蔵容量分の新燃料を貯蔵した状態で、万一純水で満たされたとしても、更に、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても実効増倍率を 0.90 以下で臨界未満となるように、燃料体の水平配置の間隔を十分確保する。

使用済燃料貯蔵建家の使用済燃料の崩壊熱は、貯蔵セルの換気用空気によって除熱され、その空気は、排気フィルタユニットを通った後、使用済燃料貯蔵建家排気筒から大気に放出される。

なお、貯蔵セル内の雰囲気温度は、現場で監視できる設計とし、警報装置を設けて温度高の警報を中央制御室に発する。

使用済燃料貯蔵設備の周辺が過度の放射線レベルに達した場合は、放射線管理設備により、中央制御室に放射線レベル高の警報を発する設計とする。

(2) 燃料取扱設備

燃料取扱設備として、燃料出入機を設ける。燃料出入機は、原子炉建家と使用済燃料貯蔵建家との間において、使用済の燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、燃料限界照射試料等を移送するものであり、燃料出入機本体、グリップ、グリップ駆動部、ドアバルブ等から構成する。

なお、使用済燃料貯蔵設備と使用済燃料検査設備の間の燃料体等の移動も燃料出入機で行う。燃料出入機本体は、十分な放射線遮蔽を設け、密封構造とする。

グリップは、燃料体等のつかみ、切離し操作を行うためのものであり、つかみ孔を有する燃料体等を取扱う構造とフランジ型の燃料限界照射試料を取扱う構造の 2 種類がある。燃料体等の取扱中における落下を防止するために、グリップの爪、グリップを吊るチェーン等を多重化し、グリップ駆動部の電源の喪失や運転員の誤操作が生じた場合でも、燃料体等を保持できるようにインターロックを設ける。

グリップ駆動部は、モータ駆動方式で、グリップの昇降、爪の開閉動作等を行い、燃料体等を取扱中に破損させないために、燃料体等には過大な加速度が加わらないようにする。

ドアバルブは、燃料出入機底部に取付けられ、燃料取扱時に、気密部の形成及び放射線遮蔽を行う。燃料出入機は、燃料体 3 体の収納容量を有する構造とし、収納容量分の燃料を収納しても臨界未満を維持できる。

(3) 附属機器

附属機器として、床上ドアバルブ、ガス置換装置等を設ける。

8.7.4 評価

- (1) 燃料取扱及び貯蔵設備のうち、燃料交換機、燃料出入機、使用済燃料貯蔵設備は、定期的に試験及び検査が行える構造である。
- (2) 燃料の貯蔵設備は、貯蔵ラックが気密性を有し、貯蔵設備がある区画の空気は、換気空調装置によって換気される設計とするので、適切な格納性を有し、換気系を備えた区画に配置している。
- (3) 新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備は、原子炉の運転計画に支障がないように、十分な貯蔵

能力を有している。

- (4) 燃料取扱設備の燃料交換機及び燃料出入機は、グリッパの爪、グリッパを吊るチェーン等の多重化による落下防止対策が施されており、インターロックにより燃料体等の取扱中に駆動電源の喪失又は運転員の誤操作が生じて、燃料体等の落下を防止できる。
- (5) 燃料交換機は、グリッパ等の動作をあらかじめ定めた操作手順によって自動化する設計とするので、燃料体の誤装荷防止のための設計及び燃料交換手順の管理とあいまって、燃料体等の誤装荷を防止できる。
- (6) 燃料交換機及び燃料出入機は、十分な放射線遮蔽能力を有し、遠隔操作で燃料体等を取扱える設計とするので、放射線業務従事者等の被ばくを低減できる。また、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール及び貯蔵セルは、十分な放射線遮蔽能力を有する設計とするので、放射線業務従事者等の被ばくを低減できる。
- (7) 使用済燃料貯蔵設備の使用済燃料の崩壊熱は、原子炉建家内においてはプール水冷却浄化設備により、使用済燃料貯蔵建家内においては貯蔵セルの換気用空気により、十分除去できる。
- (8) 使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールは、耐震 S クラスの設計とし、配管の取付位置はプール上部とするので、プール水の著しい減少を防止できる。
- (9) 使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラックは、十分に堅牢な設計とするので、万一、燃料体等の取扱中落下を想定しても、燃料体等が貯蔵プール等に直接衝撃荷重を加えることはないので、プール水の漏えい等の重大な損傷は防止できる。
- (10) 新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラックは、燃料体の水平配置の間隔を確保し、その耐震設計に応じた設計とするので、地震時においても臨界未満を維持できる。燃料交換機及び燃料出入機は、燃料体の収納数を限定する設計とするので、いかなる操作状況にあっても、臨界未満を維持できる。
- (11) 使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールは、プール水の漏えいを検知するために、漏えい検知装置及び水位計を設ける設計とするので、異常を検知した場合の警報は、プール水冷却浄化設備室及び中央制御室に発せられる。原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の燃料取扱場所には、周辺の放射線レベルを検知するために、放射線管理設備のエリアモニタを設ける設計とするので、異常を検知した場合の警報を中央制御室に発せられる。
- (12) 使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールは、プール水温度の異常を検知するため、温度計を設ける設計とするので、異常を検知した場合の警報は、プール水冷却浄化設備室及び中央制御室に発せられる。また、使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備では、貯蔵セル内の雰囲気温度の異常を検知するため、温度計を設ける設計とするので、異常を検知した場合の警報は、中央制御室に警報が発せられる。

8.7.5 試験検査

燃料取扱及び貯蔵設備の機器の製作に当たっては、素材の段階で化学的、機械的試験検査を行う。また、製作中には、非破壊試験、気密試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。

燃料交換機及び燃料出入機は、使用前に作動試験を実施する。

8.8 試料採取設備

8.8.1 概要

試料採取設備は、1次ヘリウムサンプリング設備及び2次ヘリウムサンプリング設備から構成する。1次ヘリウムサンプリング設備は、1次冷却設備及び1次ヘリウム純化設備から1次冷却材を採取し、その分析を行う。2次ヘリウムサンプリング設備は、2次ヘリウム冷却設備及び2次ヘリウム純化設備から2次冷却材を採取し、その分析を行う。

8.8.2 設計方針

試料採取設備は、次の方針により設計する。

- (1) 1次ヘリウムサンプリング設備の試料の採取及び分析は、自動的に行えるようにする。
- (2) 1次ヘリウムサンプリング設備で測定した後の試料は、1次冷却設備に戻すか、又は気体廃棄物の廃棄施設に送るようになる。
- (3) 2次ヘリウムサンプリング設備で測定した後の試料は、2次ヘリウム冷却設備に戻すか、又は原子炉建家I系換気空調装置に送り排気筒より放出する。

8.8.3 主要設備

(1) 1次ヘリウムサンプリング設備

1次ヘリウムサンプリング設備は、1次冷却設備及び1次ヘリウム純化設備から1次冷却材を採取し、化学的不純物の測定及び放射能測定を行い、中央制御室に測定値を表示する。測定のために使用した試料は、気体廃棄物の廃棄施設に導くか、又は1次ヘリウム純化設備を通して1次冷却設備に戻す。1次ヘリウムサンプリング設備は、次の装置から構成する。

a. 水分計

水分計は、1次冷却材中の水分濃度を連続的に自動測定する。

b. ガスクロマトグラフ質量分析計

ガスクロマトグラフ質量分析計は、1次冷却材中のCO₂、H₂、CO、CH₄等を間接的に自動測定する。

c. 放射能測定器

放射能測定器は、1次冷却材中の γ 線、 β 線等を連続的に自動測定する。

(2) 2次ヘリウムサンプリング設備

2次ヘリウムサンプリング設備は、2次ヘリウム冷却設備及び2次ヘリウム純化設備から2次冷却材を採取し、化学的不純物の測定及び放射能測定を行う。測定のために使用した試料は、原子炉建家I系換気空調装置に導き、その他の試料は2次ヘリウム純化設備を通して2次ヘリウム冷却設備に戻す。2次ヘリウムサンプリング設備は、次の装置から構成する。

a. 水分計

水分計は、2次冷却材中の水分濃度を連続的に測定する。

b. ガスクロマトグラフ質量分析計

ガスクロマトグラフ質量分析計は、2次冷却材中のCO₂、H₂、CO、CH₄等を測定する。

c. 放射能測定器

放射能測定器は、2次冷却材中の γ 線を測定する。

8.8.4 評価

- (1) 1次ヘリウムサンプリング設備の試料の採取及び分析は、自動的に行うことができる設計となっている。
- (2) 1次ヘリウムサンプリング設備で採取した試料は、測定後、1次ヘリウム純化設備又は、気体廃棄物の廃棄施設に導くようにしている。
- (3) 2次ヘリウムサンプリング設備で採取した試料は、測定後、2次ヘリウム純化設備又は、原子炉建家I系換気空調装置に導くようにしている。

第 8.3.1 表 1 次ヘリウム純化設備の設備仕様

入口加熱器	
形 式	電気ヒータ
基 数	1
流 量	約 200 kg/h
冷 却 器	
形 式	横置 U 字管型
基 数	1
流 量	約 200 kg/h
プレチャコールトラップ	
形 式	たて置円筒式
基 数	1
流 量	約 200 kg/h
酸化銅反応筒	
形 式	たて置円筒式
基 数	2
流 量	約 200 kg/h/基
モレキュラーシーブトラップ	
形 式	たて置円筒式
基 数	2
流 量	約 200 kg/h/基
コールドチャコールトラップ	
形 式	液体窒素浸漬式
基 数	2
流 量	約 50 kg/h/基

(つづき)

ガス循環機

形 式	往復動無給油式
台 数	2
流 量	約 200 kg/h/台

戻り加熱器

形 式	電気ヒータ
基 数	1
流 量	約 130 kg/h

第 8.4.1 表 1 次ヘリウム貯蔵供給設備構成機器の設備仕様

貯蔵タンク	
基 数	6
内 容 積	約 18 m ³ /基
貯蔵容量	約 1,320 kg(合計)
最高使用圧力	8.6 MPa[gage] (88 kg/cm ² g)
供給タンク	
基 数	1
内 容 積	約 10 m ³
貯蔵容量	約 110 kg
最高使用圧力	8.6 MPa[gage] (88 kg/cm ² g)
ヘリウム移送圧縮機	
形 式	往復動式
台 数	2
容 量	約 16 m ³ /h/台
最高使用圧力	8.6 MPa[gage] (88 kg/cm ² g)

第 8.5.1 表 2 次ヘリウム純化設備の設備仕様

入口加熱器		
形 式		電気ヒータ
基 数		1
流 量		約 10 kg/h
酸化銅反応筒		
形 式		たて置円筒式
基 数		2
流 量		約 10 kg/h/基
冷 却 器		
形 式		横置 U 字管型
基 数		1
流 量		約 10 kg/h
モレキュラーシーブトラップ		
形 式		たて置円筒式
基 数		2
流 量		約 10 kg/h/基
コールドチャコールトラップ		
形 式		液体窒素浸漬式
基 数		1
流 量		約 10 kg/h
ガス循環機		
形 式		往復動無給油式
台 数		2
流 量		約 10 kg/h/台
戻り加熱器		
形 式		電気ヒータ
基 数		1
流 量		約 10 kg/h

第 8.6.1 表 2 次ヘリウム貯蔵供給設備構成機器の設備仕様

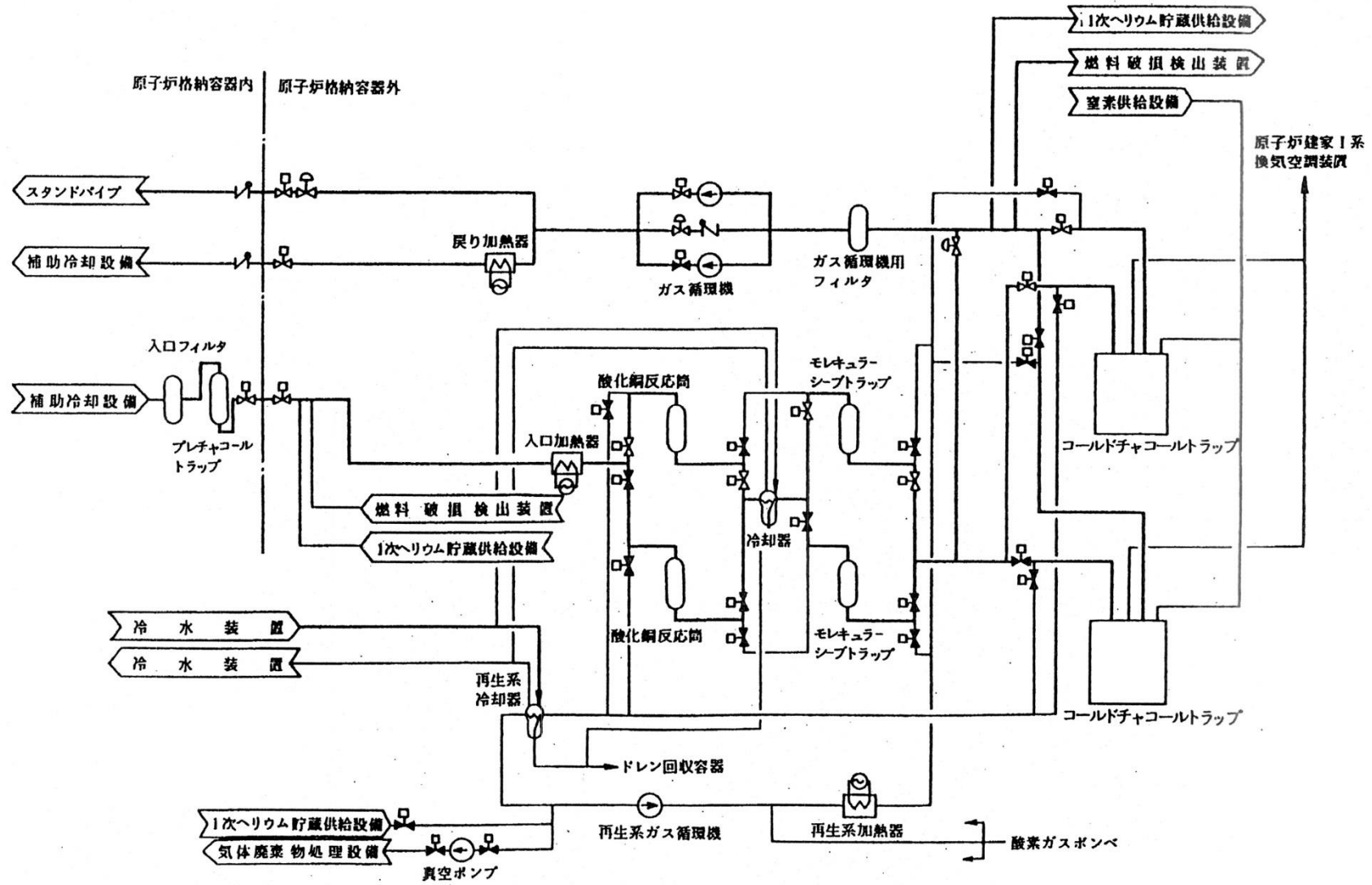
貯蔵タンク	
基 数	1
内 容 積	約 8.5 m ³
貯蔵容量	約 100 kg
最高使用圧力	8.6 MPa[gage] (88 kg/cm ² g)
供給タンク	
基 数	1
内 容 積	約 2 m ³
貯蔵容量	約 25 kg
最高使用圧力	8.6 MPa[gage] (88 kg/cm ² g)
ヘリウム移送圧縮機	
形 式	往復動式
台 数	2
容 量	約 3 m ³ /h/台
最高使用圧力	8.6 MPa[gage] (88 kg/cm ² g)

第 8.7.1 表 原子炉建家内燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様

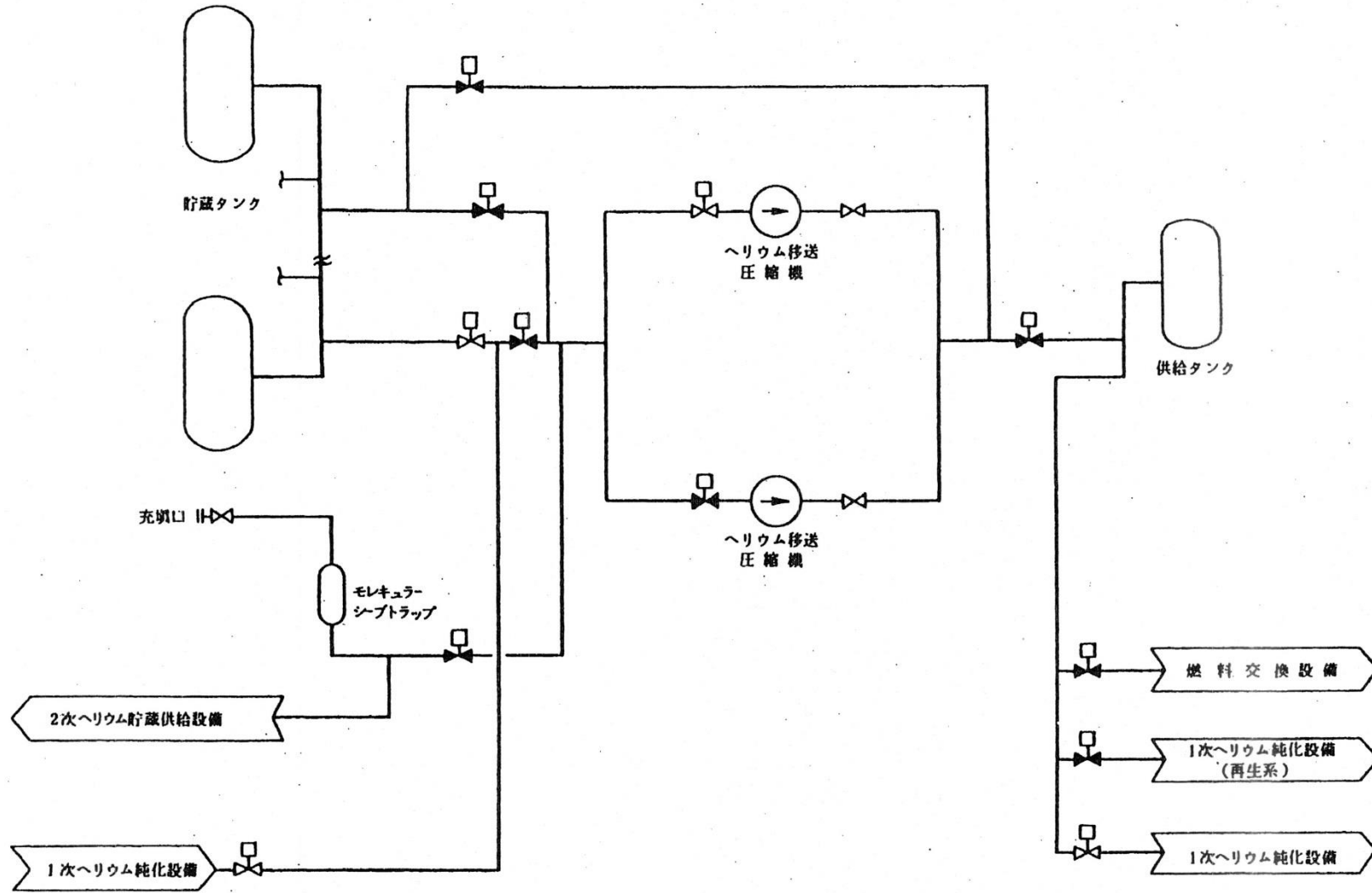
新燃料貯蔵設備(貯蔵セル)	
基 数	1
貯蔵容量	燃料体 約 1.5 炉心相当分
貯蔵ラック材質	オーステナイト系ステンレス鋼
貯蔵ラックピッチ	約 650 mm
燃料取扱設備(燃料交換機)	
基 数	1
収納容量	貯蔵ラック遮へいプラグ 1
	上部遮へい体ブロック 1
	炉心構成要素 1 カラム分
主要材質	炭素鋼及びオーステナイト系 ステンレス鋼
使用済燃料貯蔵設備	
貯蔵プール	
基 数	1
貯蔵容量	燃料体 約 2 炉心相当分
貯蔵ラック材質	オーステナイト系ステンレス鋼
内張り材質	オーステナイト系ステンレス鋼
貯蔵ラックピッチ	約 650 mm
プール水冷却浄化設備	
基 数	1
除熱容量	約 90 kW
その他の設備	
照射物貯蔵ピット	
基 数	1
貯蔵容量	使用済制御棒 約 3 炉心相当分 照射物等 約 10 体相当分

第 8.7.2 表 使用済燃料貯蔵建家内燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様

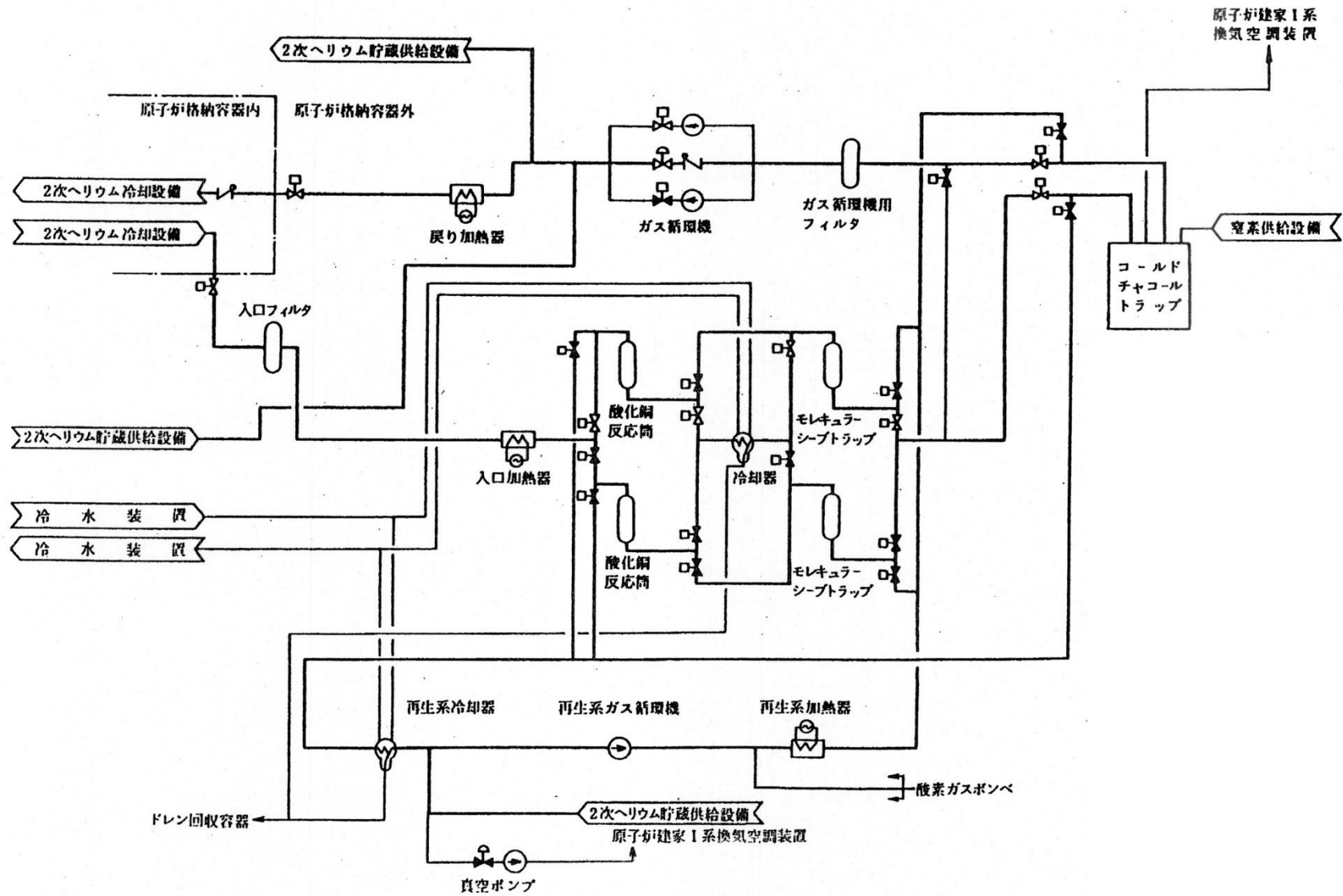
使用済燃料貯蔵設備(貯蔵セル)	
基 数	1
貯蔵容量	燃料体 約 10 炉心相当分 可動反射体ブロック 及び制御棒案内ブロック 約 4 炉心相当分
貯蔵ラック材質	オーステナイト系ステンレス鋼
貯蔵ラックピッチ	約 650 mm
燃料取扱設備(燃料出入機)	
基 数	1
収納容量	貯蔵ラック遮へいプラグ 1 炉心構成要素 3
主要材質	炭素鋼及びオーステナイト系 ステンレス鋼



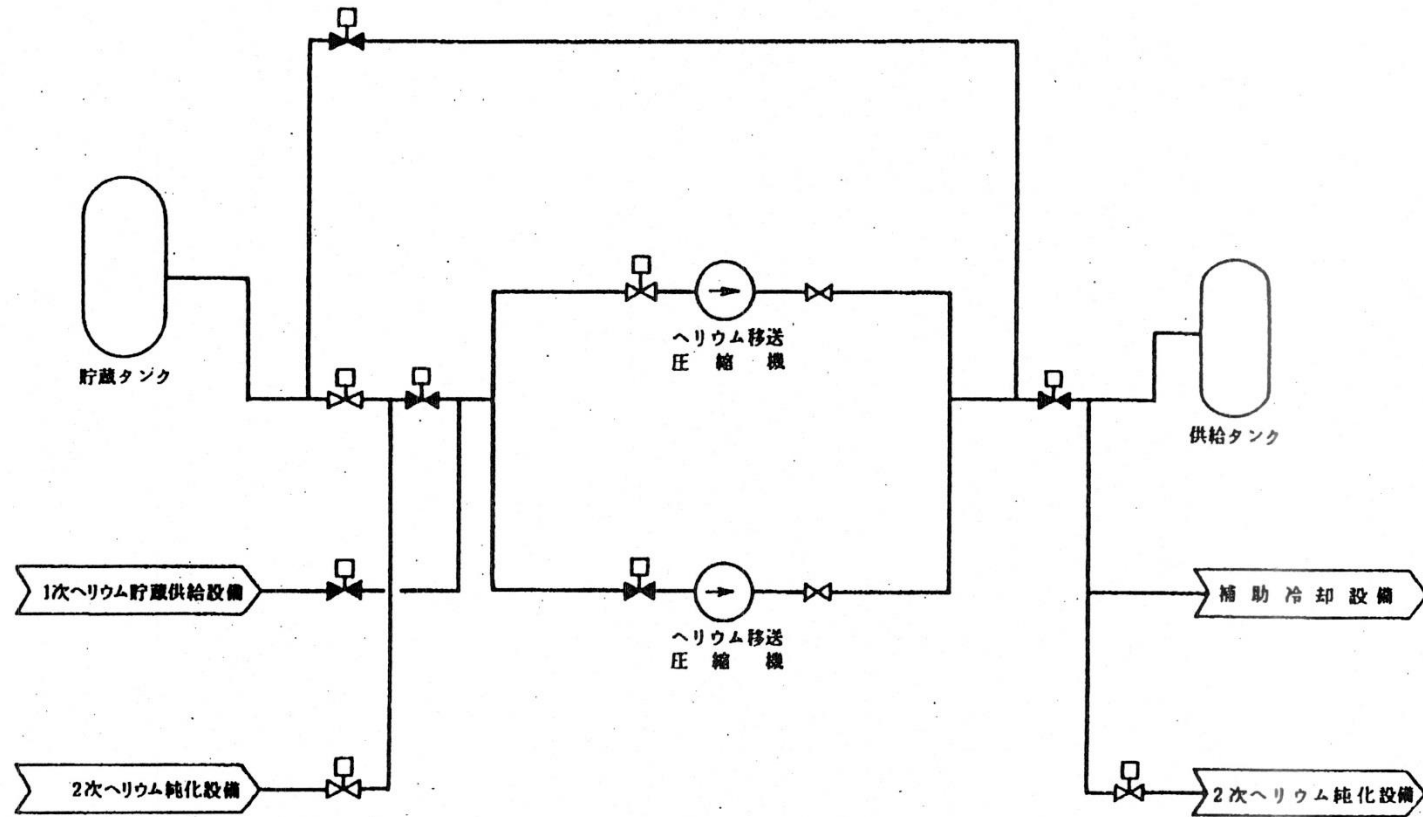
第 8.3.1 図 1 次ヘリウム純化設備系統説明図



第 8.4.1 図 1 次ヘリウム貯蔵供給設備系統説明図



第 8.5.1 図 2 次ヘリウム純化設備系統説明図



第 8.6.1 図 2 次ヘリウム貯蔵供給設備系統説明図

核物質情報が含まれているため公開できません。

第 8.7.1 図 原子炉建家内燃料取扱及び貯蔵設備説明図

核物質情報が含まれているため公開できません。

第 8.7.2 図 使用済燃料貯蔵建家内燃料取扱及び貯蔵設備説明図

核物質情報が含まれているため公開できません。

第 8.7.3 図 燃料取扱いルート説明図

核物質情報が含まれているため公開できません。

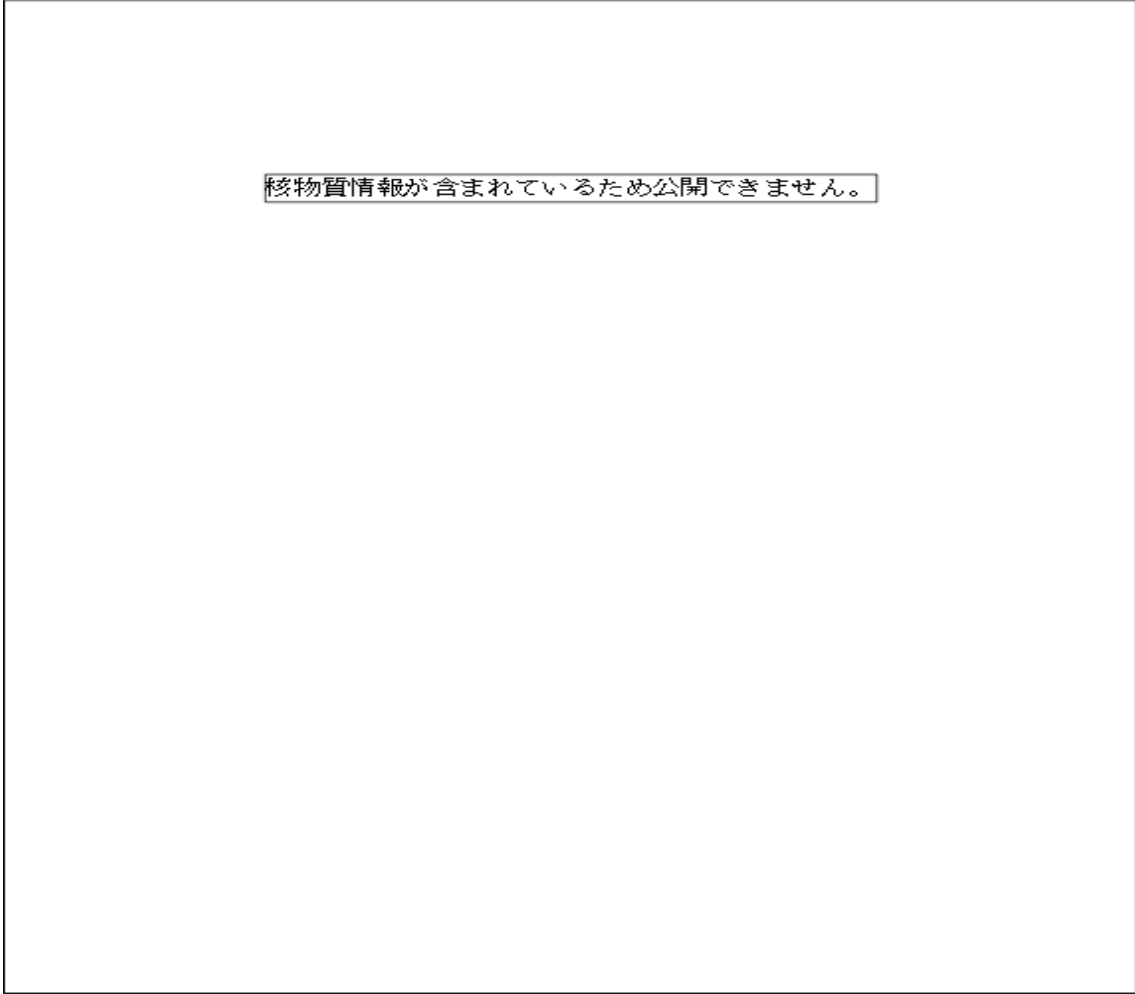
第 8.7.4 図 新燃料貯蔵設備構造説明図

核物質情報が含まれているため公開できません。

第 8.7.5 図 燃料交換機構造説明図

核物質情報が含まれているため公開できません。

第 8.7.6 図 使用済燃料貯蔵設備(原子炉建家内)構造説明図



第 8.7.7 図 プール水冷却浄化設備系統説明図

核物質情報が含まれているため公開できません。

第 8.7.8 図 使用済燃料貯蔵設備(使用済燃料貯蔵建家内)構造説明図

9. 計測制御系統施設

9.1 概要

計測制御系統施設は、次の各設備で構成する。

- (1) 原子炉の運転制御及び保護動作に必要な情報を得るための原子炉計装及びプロセス計装
- (2) 原子炉出力、原子炉出口冷却材温度等を制御し、原子炉施設の主要なパラメータが安定な応答をするように設ける制御系、誤操作を防止したり、異常が拡大するのを防止するためのインターロック回路等からなる原子炉制御設備
- (3) 異常状態を検知し、異常又は故障の程度によっては原子炉スクラム信号を発生し、制御棒を炉心に挿入させることにより原子炉を自動停止する原子炉保護設備
- (4) 設計基準事故の拡大を防止あるいは環境への放射性物質の放出を抑制するための設備を作動させる工学的安全施設作動設備
- (5) これらの各設備から出される情報をもとに原子炉施設の運転に必要なパラメータの監視及び主要な機器の操作を集中管理するための中央制御室
- (6) 中央制御室に留まることができない場合に、中央制御室外から原子炉を停止し、安全な状態に維持することができる中央制御室外原子炉停止装置

9.2 原子炉計装

9.2.1 概要

原子炉の運転制御及び保護動作に必要な炉心に関する情報を得るために、次の原子炉計装を設ける。

- (1) 中性子計装
- (2) 制御棒位置計装
- (3) 炉心差圧計装
- (4) 高温プレナム部温度計装
- (5) 燃料破損検出装置

9.2.2 中性子計装

9.2.2.1 設計方針

- (1) 中性子計装は、通常運転時、異常状態時において、予想される範囲の炉心中性子束レベルを監視するため、広領域と出力領域の2つの計測領域を設け、各々の測定領域相互に重なりをもたせて、測定が不連続とならない設計とする。
- (2) 安全保護系へ信号を送る中性子計装は、次の方針により設計する。
 - a. チャンネルは、単一故障が起こっても、あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、安全保護機能を喪失しないように多重性を有するようにする。
 - b. チャンネルは相互に分離し、チャンネル間の独立性を考慮するようにする。
 - c. 電源の喪失又は系のしゃ断に対して、安全保護機能を喪失しないようにする。
 - d. 信号を原子炉制御設備等へ取出して使用する場合には、原子炉制御設備等の故障が安全保

護系の機能を損なわないようにする。

- e. 原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できるようにする。
- f. 計装用配線等は、不燃性又は難燃性材料を使用するようにする。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤、電線管への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。
- g. 電源は、無停電電源から給電するようにする。

9.2.2.2 主要設備

中性子計装は、広領域及び出力領域の中性子計装によって構成し、原子炉停止状態から定格出力の120%までの中性子束レベルを監視する。

広領域及び出力領域中性子計装の増幅器、絶縁増幅器、双安定回路等を収納する中性子計装盤を設置する。中性子計装盤及び配線は、不燃性又は難燃性の材料を使用し、チャンネル相互間の物理的な分離を図る。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤、電線管への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。

中性子計装への電源は、無停電電源からそれぞれ独立に給電してチャンネル相互間の電気的な分離を図る。

中性子計装の測定範囲を第9.2.1図に示す。

(1) 中性子束検出器

固定反射体内に広領域中性子束検出器を、1次側部遮へい体内面に出力領域中性子束検出器を設置して、原子炉出力に比例した中性子束レベルを連続測定し、中性子計装盤で信号処理を行った後、原子炉の運転に必要な信号を中央制御室に指示又は記録する。また、原子炉の制御機能及び保護機能に必要な信号を原子炉制御設備及び安全保護系に送る。

中性子束検出器は、広領域中性子計装に核分裂計数管、出力領域中性子計装に電離箱を用いる。

中性子束検出器の設置場所を第9.2.2図に示す。

(2) 広領域中性子計装

広領域中性子計装は、独立した3チャンネルより構成する。中性子束検出器からの信号は、中性子束計数率の対数に比例した出力信号に変換した後、双安定回路を介して安全保護系へ送り、絶縁増幅器を介して原子炉制御設備、警報装置等へ送る。

また、設計基準事故時において、事故の状態を知り、対策を講じることができるよう中央制御室で指示又は記録する。

広領域中性子計装のチャンネル構成を第9.2.3図に示す。

(3) 出力領域中性子計装

出力領域中性子計装は、独立した3チャンネルより構成する。中性子束検出器からの信号は増幅した後、双安定回路を介して安全保護系へ送り、絶縁増幅器を介して原子炉制御設備、警報装置、指示計、記録計等へ送る。

出力領域中性子計装のチャンネル構成を第9.2.3図に示す。

9.2.2.3 評価

- (1) 中性子計装は、広領域系及び出力領域系の2種類の中性子計装によって、原子炉出力の全範囲を監視する設計となっており、通常運転時、異常状態時において、中央制御室で指示又は記録する設計となっている。
- (2) 安全保護系へ信号を送る中性子計装は、次に示すような設計となっている。
 - a. チャンネルは、多重化されており、単一故障が起こっても、あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、安全保護機能を喪失することがないようにしている。
 - b. 多重化された中性子計装は、チャンネル間の相互干渉を防止するため、検出器は相互に距離を隔て設置するとともに、チャンネルごとに独立したラックに機器、装置を収納するようにしている。

また、検出器及び安全保護系への配線は、チャンネルごとに分離して布設され、ラックへの電源もチャンネルごとに独立に供給するようにしている。
 - c. 電源の喪失又は系のしゃ断に対して、安全保護機能を喪失しないようにしている。
 - d. 信号を原子炉制御設備等へ取出して使用する場合には、絶縁増幅器により絶縁して、原子炉制御設備等で生じた故障が安全保護系に影響を与えることがないようにしている。
 - e. 通常運転中に模擬信号を検出器の出力回路に印加して、スクラム設定値の健全性を確認できるようにしている。

検出器については、チャンネル相互の信号を比較することによって、相互に健全性を確認できるようにしている。
 - f. 計装用配線等は、不燃性又は難燃性の材料を使用するようにしている。不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤、電線管への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずることとしている。
 - g. 電源は、無停電電源から給電するので、短時間の商用電源喪失に対しても機能を喪失することがない。

9.2.3 制御棒位置計装

9.2.3.1 設計方針

- (1) 制御棒位置計装は、通常運転時、異常状態時において、制御棒位置の監視が可能な設計とする。また、制御棒相互の位置に異常な偏差が生じた時には警報を発する設計とする。
- (2) 安全保護系へ信号を送る制御棒位置計装は、次の方針により設計する。
 - a. チャンネルは、単一故障が起こっても、あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、安全保護機能を喪失しないように多重性を有するようにする。
 - b. チャンネルは相互に分離し、チャンネル間の独立性を考慮するようにする。
 - c. 電源の喪失又は系のしゃ断に対して、安全保護機能を喪失しないようにする。
 - d. 信号を原子炉制御設備等へ取出して使用する場合には、原子炉制御設備等の故障が安全保護系の機能を損なわないようにする。
 - e. 原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できるようにす

る。

- f. 計装用配線等は、不燃性又は難燃性材料を使用するようにする。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。
- g. 電源は、無停電電源から給電するようにする。

9.2.3.2 主要設備

制御棒の位置を監視するため、各制御棒駆動装置の位置検出器により、各制御棒位置を検出し、この信号を受けて原子炉の制御機能及び保護機能に必要な信号を原子炉制御設備及び安全保護系に送るとともに、中央制御室に指示又は記録する。

制御棒の位置は、全ストロークにわたる位置を中央制御室で指示し、設定値に達すれば警報を発する。制御棒位置計装は、配線を含め独立な3チャンネル構成とする。配線等は不燃性又は難燃性材料を使用する。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。

制御棒間の位置偏差は、各制御棒の位置検出器からの制御棒位置信号を相互に比較することによって監視する。制御棒位置信号は、原子炉制御設備に送られる。

それぞれの制御棒ごとの3チャンネルの位置信号を制御棒相対位置検出回路を介し、制御棒間の最大偏差を求め、最大偏差が設定値以上になると双安定回路を介して安全保護系へ信号を送る。また、絶縁増幅器を介して、原子炉制御設備、警報装置、指示計、記録計等へ送る。

制御棒位置計装への電源は、無停電電源からそれぞれ独立に給電する。

制御棒位置計装の構成を第9.2.4図に示す。

9.2.3.3 評価

- (1) 制御棒位置計装は、制御棒の全駆動ストロークにわたる位置を監視できる設計となっている。また、通常運転時及び異常状態時において中央制御室に指示又は記録する設計となっている。
- (2) 安全保護系へ信号を送る制御棒位置計装は、次に示すような設計となっている。
 - a. チャンネルは、多重化されており、単一故障が起こっても、あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、安全保護機能を喪失することがないようにしている。
 - b. 多重化された制御棒位置計装は、チャンネル間の相互干渉を防止するため、チャンネルごとに独立したラックに機器、装置を収納するようにしている。

また、検出器及び安全保護系への配線は、チャンネルごとに分離して布設され、ラックへの電源もチャンネルごとに独立に供給するようにしている。
 - c. 電源の喪失又は系のしゃ断に対して、安全保護機能を喪失しないようにしている。
 - d. 信号を原子炉制御設備等へ取出して使用する場合には、絶縁増幅器により絶縁して、原子炉制御設備等で生じた故障が安全保護系に影響を与えることがないようにしている。
 - e. 検出器については、チャンネル相互の信号を比較することによって、相互に健全性を確認できるようにしている。
 - f. 計装用配線等は、不燃性又は難燃性の材料を使用するようにしている。不燃性又は難燃性

の材料が使用できない場合は、金属製の盤への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずることとしている。

- g. 電源は、無停電電源から給電するので、短時間の商用電源喪失に対しても機能を喪失することがない。

9.2.4 炉心差圧計装

9.2.4.1 設計方針

- (1) 炉心差圧計装は、通常運転時、異常状態時において、炉心を流れる1次冷却材流量の減少に伴う炉心差圧の低下を検出できる設計とする。
- (2) 安全保護系へ信号を送る炉心差圧計装は、次の方針により設計する。
 - a. チャンネルは、単一故障が起こっても、あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、安全保護機能を喪失しないように多重性を有するようにする。
 - b. チャンネルは相互に分離し、チャンネル間の独立性を考慮するようにする。
 - c. 電源の喪失又は系のしゃ断に対して、安全保護機能を喪失しないようにする。
 - d. 信号を警報装置等へ取出して使用する場合には、警報装置等の故障が安全保護系の機能を損なわないようにする。
 - e. 原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できるようにする。
 - f. 計装用配線等は、不燃性又は難燃性材料を使用するようにする。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。
 - g. 電源は、無停電電源から給電するようにする。

9.2.4.2 主要設備

炉心差圧計装は、炉心を流れる1次冷却材の流量の減少を検知するため、炉心上部と下部から導圧管で1次冷却材を導き、その圧力の差を検出し、原子炉の保護に必要な信号を安全保護系に送るとともに、中央制御室に指示又は記録する。

炉心差圧計装は、3チャンネルで構成する。検出した差圧は、差圧に比例する出力信号に変換したのち安全保護系に送るとともに、絶縁増幅器を介して、警報装置、指示計等へ送る。

炉心差圧計装への電源は、無停電電源からそれぞれ独立に給電する。

配線、盤等は、不燃性又は難燃性材料を使用する。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。

炉心差圧検出用導圧管の設置場所を第9.2.5図に示す。

9.2.4.3 評価

- (1) 炉心差圧計装は、通常運転時、異常状態時において、炉心を流れる1次冷却材流量の減少に伴う炉心差圧の低下を検出できる設計となっている。
- (2) 安全保護系へ信号を送る炉心差圧計装は、次に示すような設計となっている。

- a. チャンネルは、多重化されており、単一故障が起こっても、あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、安全保護機能を喪失することがないようにしている。
- b. 多重化された炉心差圧計装は、チャンネル間の相互干渉を防止するため、チャンネル間の独立性を考慮するようにしている。

また、検出器及び安全保護系への配線は、チャンネルごとに分離して布設され、ラックへの電源もチャンネルごとに独立に供給するようにしている。
- c. 電源の喪失又は系のしゃ断に対して、安全保護機能を喪失しないようにしている。
- d. 信号を警報装置へ取出して使用する場合には、絶縁増幅器により絶縁して、警報装置等で生じた故障が安全保護系に影響を与えることがないようにしている。
- e. 検出器については、チャンネル相互の信号を比較することによって、相互に健全性を確認できるようにしている。
- f. 計装用配線等は、不燃性又は難燃性の材料を使用するようにしている。不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずることとしている。
- g. 電源は、無停電電源から給電するので、短時間の商用電源喪失に対してもその機能を喪失することがない。

9.2.5 高温プレナム部温度計装

9.2.5.1 設計方針

高温プレナム部温度計装は、運転中に炉心状態を監視するため、高温プレナムブロックごとに1次冷却材温度を測定できる設計とする。

9.2.5.2 主要設備

高温プレナム部温度計装は、炉心状態を監視するため、高温プレナムブロック内に熱電対を挿入して、高温プレナムブロックごとに1次冷却材温度を測定し、中央制御室に指示又は記録する。

熱電対は、保護管内に納められ、原子炉圧力容器の側部及び固定反射体を貫通して高温プレナムブロック内に挿入する。

熱電対等は、必要に応じて高温プレナム部温度計装用の熱電対交換装置を用いて交換することができる。

高温プレナム部温度計装用熱電対の設置場所を第9.2.6図に示す。

9.2.5.3 評価

高温プレナム部温度計装により高温プレナムブロックごとの1次冷却材温度を測定することができる設計となっている。

9.2.6 燃料破損検出装置

9.2.6.1 設計方針

燃料破損検出装置は、通常運転時の燃料の健全性を監視するもので、高温プレナムブロックごとに燃料破損の発生を検出できる設計とする。

9.2.6.2 主要設備

燃料破損検出装置は、燃料破損に伴う微小な核分裂生成物(FP)の放出を高感度で測定する装置である。この装置は、燃料破損時に放出される短半減期の希ガスFPの核種を検出して計数できる検出器、1次冷却材を高温プレナムブロックの7箇所からサンプリングする配管、弁等で構成する。

原子炉運転中は、7本のサンプリング配管から2本を選択してサンプリングし、1次冷却材中の短半減期の希ガスFPの濃度を中央制御室に指示する。

燃料破損検出装置の構成を第9.2.7図に示す。

9.2.6.3 評価

燃料破損検出装置により、炉心の燃料の破損を高温プレナムブロックごとに早期に検出することができる設計となっている。

9.3 プロセス計装

9.3.1 概要

プロセス計装は、1次冷却設備、2次ヘリウム冷却設備、加圧水冷却設備等におけるプロセス量の測定を行い、その信号を安全保護系、原子炉制御設備等に送る。プロセス計装は、検出器、各種計器を収納する計器ラックから構成し、主要なパラメータは、中央制御室に、指示又は記録し、必要なものに対しては警報を発するための信号を送る。

9.3.2 設計方針

- (1) 安全保護系へ信号を送るプロセス計装(以下「安全保護系のプロセス計装」という。)は、通常運転時、異常状態時、保守時及び試験時において、安全保護機能が喪失しないように、次の方針により設計する。
 - a. チャンネルは、単一故障が起こっても、あるいは使用状態から単一の取外しを行っても、安全保護機能を喪失しないように多重性を有するようにする。
 - b. チャンネルは相互に分離し、チャンネル間の独立性を考慮するようにする。
 - c. 電源の喪失又は系のしゃ断に対して、安全保護機能を喪失しないようにする。
 - d. 信号を原子炉制御設備等へ取出して使用する場合には、原子炉制御設備等の故障が安全保護系の機能を損なわないようにする。
 - e. 原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できるようにする。
 - f. 配線、計器ラック等は、不燃性又は難燃性材料を使用するようにする。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤、電線管への格納等により、火災の延焼を防止す

るための措置を講ずる。

- g. 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は、指示又は記録できるようにする。
 - h. 電源は、無停電電源より給電するようにする。
- (2) 安全保護系へ信号を送らないプロセス計装(以下「安全保護系以外のプロセス計装」という。)は、次の方針により設計する。
- a. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、主要なパラメータを指示できるようにする。また、設計基準事故時において事故の状態を知り、対策を講じるに必要なパラメータは、指示又は記録できるようにする。
 - b. プロセス計装のうち主要なパラメータは、中央制御室で監視できるようにする。

9.3.3 主要設備

9.3.3.1 安全保護系のプロセス計装

- (1) 安全保護系のプロセス計装は、検出器、双安定回路、演算器、絶縁増幅器、計器ラック等から構成する。安全保護系のプロセス計測項目を第9.3.1表に示す。
- (2) 安全保護系のプロセス計装は、系を構成する機器又はチャンネルの単一故障が起こっても、あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、その機能を喪失することのないよう多重化し、それぞれのチャンネルは、独立した計器ラックに収納する。

電源は、無停電電源からそれぞれ独立に給電して、チャンネル相互間の電気的な分離を図る。計器ラック及び配線は、不燃性又は難燃性材料を使用するとともに、チャンネル相互間の物理的な分離を図る。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤、電線管への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。

信号を原子炉制御設備等へ取出して使用する場合には、絶縁増幅器により絶縁し、原子炉制御設備等で生じた故障が安全保護系に影響を与えないようにする。

電源の喪失又は系のしゃ断に対しては、1チャンネルに電源の喪失又は系のしゃ断が生じた場合には、残りの系統でその機能を果し、2チャンネル以上に生じた場合には、安全保護動作をとるようにする。

安全保護系のプロセス計装の機能を試験する場合には、模擬入力を検出器の出力信号回路に印加することにより、規定のスクラム設定値において、必要な作動を確認することができる。多重化された検出器は、チャンネル相互の信号を比較することにより、原子炉運転中にもその健全性を確認できる。

安全保護系のプロセス計装のパラメータは、中央制御室に指示又は記録し、原子炉の適切かつ、安全な運転ができるようにする。

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安全保護系のプロセス計装のパラメータは、原子炉格納容器内圧力であり、中央制御室で指示又は記録する。

9.3.3.2 安全保護系以外のプロセス計装

安全保護系以外のプロセス計装は、検出器、演算器、計器ラック等から構成し、次の計装項

目がある。

(1) 通常運転時の計装項目

原子炉の通常運転時は、次のプロセス量を測定し、指示又は記録する。また、設定値に達すれば、警報を発する。

a. 1次冷却設備計装

1次冷却材の温度、圧力、不純物濃度、1次ヘリウム循環機の振動、軸受温度、回転数等

b. 2次ヘリウム冷却設備計装

2次冷却材(ヘリウム)の温度、圧力、放射能濃度、不純物濃度、2次ヘリウム循環機の振動、軸受温度、回転数等

c. 加圧水冷却設備計装

加圧水の温度、圧力、流量、放射能濃度、加圧水加圧器の水位等

d. 炉容器冷却設備計装

冷却水の温度、圧力、流量、サージタンクの水位等

e. 補助冷却設備計装

1次冷却材の温度、圧力、流量、補助ヘリウム循環機の振動、軸受温度、回転数、補助冷却水の温度、圧力、流量、放射能濃度、補助冷却水加圧器の水位等

f. 補機冷却水設備計装

補機冷却水の温度、圧力、流量、冷却塔の水位等

g. 原子炉格納容器計装

原子炉格納容器内の温度等

h. 1次ヘリウム純化設備計装

1次冷却材の温度、圧力、流量、コールドチャコールトラップの液体窒素の液位等

i. その他の計装

この他に、原子炉の通常運転中に連続的に測定するものとして、2次ヘリウム純化設備、試料採取設備、放射性廃棄物の廃棄施設、燃料取扱及び貯蔵設備、換気空調設備等のプロセス計装を設ける。また、原子炉の運転開始時に、中間熱交換器、1次加圧水冷却器、炉内構造物等の特性を把握するための試験計装を設ける。

(2) 設計基準事故時に必要な計装

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安全保護系以外のプロセス計装のパラメータは、次のとおりであり、これらは中央制御室で指示又は記録する。

補助冷却器入口ヘリウム温度

補助冷却器出口ヘリウム温度

補助冷却器ヘリウム流量

補助冷却器出口ヘリウム圧力

補助冷却水流量

補助冷却水圧力

炉容器冷却水流量

原子炉圧力容器上鏡温度

補機冷却水流量

格納容器内エリア放射線量率

9.3.4 評価

- (1) 安全保護系のプロセス計装は、通常運転時、異常状態時、保守時及び試験時において、安全保護機能が喪失しないよう、次のような設計となっている。
 - a. チャンネルは、多重化されており、単一故障が起こっても、あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、安全保護機能を喪失することがないようにしている。
 - b. チャンネル間の相互干渉を防止するため、チャンネル間の独立性を考慮するようにしている。また、検出器及び安全保護系への配線は、チャンネルごとに分離して布設され、ラックへの電源もチャンネルごとに独立に供給するようにしている。
 - c. 電源の喪失又は系のしゃ断に対して、安全保護機能を喪失しないようにしている。
 - d. 信号を原子炉制御設備等へ取出して使用する場合には、原子炉制御設備等の故障が安全保護系の機能を損なわないようにしている。
 - e. 原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できるようにしている。
 - f. 計装用配線等は、不燃性又は難燃性の材料を使用するようにしている。不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤、電線管への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずることとしている。
 - g. 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プロセス計装のパラメータは、中央制御室で指示又は記録するようにしている。
 - h. 電源は、無停電電源より給電するので、短時間の商用電源喪失に対してもその機能を喪失することがない。
- (2) 安全保護系以外のプロセス計装は、次のような設計となっている。
 - a. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、主要なパラメータは、指示又は記録し、設定値に達すれば警報を発するようにしている。
 - b. 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は、中央制御室で指示又は記録するようにしている。

9.4 原子炉制御設備

9.4.1 概要

原子炉制御設備は、原子炉の通常運転時に原子炉出力、原子炉出口冷却材温度、原子炉入口冷却材温度、1次冷却材流量等を制御するもので、運転モード選択装置、原子炉出力制御装置、プラント制御装置から構成する。原子炉出力及びプロセス量の制御は、集中監視分散型制御方式によって行う。原子炉制御設備の配線、盤等は、不燃性又は難燃性材料を使用する。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。

原子炉出力制御装置の基本構成を第9.4.1図に、プラント制御装置の基本構成を第9.4.2図に、

それぞれ示す。

9.4.2 設計方針

原子炉制御設備は、次の方針により設計する。

- (1) 原子炉出力、原子炉出口冷却材温度、原子炉入口冷却材温度、1次冷却材流量等が、通常運転時に起こりうる出力変更及び外乱に対して、十分な減衰性をもつ安定な応答をするようにする。
- (2) 運転員が運転状態を監視でき、原子炉起動時、特殊運転時等必要な場合には手動制御ができるようにする。
- (3) 配線、制御盤等は、不燃性又は難燃性材料を使用するようにする。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。

9.4.3 主要設備

9.4.3.1 運転モード選択装置

運転モード選択装置は、定格運転あるいは高温試験運転の選択、1次加圧水冷却器の単独運転あるいは並列運転の選択、特殊運転の循環機停止試験、流量部分喪失試験、制御棒引抜き試験、循環機3台停止試験及び炉容器冷却設備停止試験の選択をする運転モード選択操作器を有し、これらの運転モード選択操作器に対応して自動的に原子炉保護設備、原子炉出力制御装置及びプラント制御装置へ運転制御条件の選択信号及びインターロック信号を伝える装置である。

9.4.3.2 原子炉出力制御装置

原子炉出力制御装置は、次の制御機能を有している。

(1) 原子炉出口温度制御系

原子炉出口温度制御系は、原子炉出力の100%に近い通常運転時に使用する制御系で、1次冷却材の原子炉出口温度が、定格運転の場合は850℃に、高温試験運転の場合は950℃に制御する。

1次冷却材の原子炉出口温度と設定温度に偏差が生じた場合、その偏差信号を演算処理して原子炉出力制御系に原子炉出力の設定値を与える。

(2) 原子炉出力制御系

原子炉出力制御系は、原子炉出力30%以上で使用する。

原子炉出力30%から100%の範囲では、原子炉出力が運転モード選択装置から与えられた設定値に追従するように、制御棒位置指令信号と制御棒位置の偏差信号に比例した速度信号を制御棒駆動装置に送信し、制御棒の位置を調節する。また、原子炉出力の100%に近い通常運転時には、必要に応じ原子炉出口温度制御系を用いて原子炉出力を制御する。

なお、原子炉出力30%以下での出力制御は、手動で行う。

また、特殊運転で実施する循環機停止試験、制御棒引抜き試験、循環機3台停止試験及び炉容器冷却設備停止試験では、原子炉出力制御系は、手動操作に切替える。

(3) 制御棒引抜き阻止回路

制御棒引抜き阻止回路には、制御棒引抜き阻止インターロックと制御棒パターンインターロックがある。

制御棒引抜き阻止インターロックは、次の信号により制御棒の自動及び手動による引抜きを阻止する。

広領域中性子束高

出力領域中性子束高

出力領域中性子束変化率高

原子炉出口冷却材温度高

制御棒パターンインターロックは、制御棒位置計装からの信号により、制御棒相互の位置偏差を検出し、最大偏差が設定値を超えた制御棒の引抜き又は挿入を阻止する。

9.4.3.3 プラント制御装置

プラント制御装置は、次の制御機能を有している。

(1) 原子炉入口温度制御系

原子炉入口温度制御系は、1次冷却材の原子炉入口温度を一定に維持するために、加圧水温度を調節する制御系で、原子炉出力30%以上で使用する。

原子炉入口温度が運転モード選択装置からの設定値に追従するように、加圧水温度制御系に加圧水温度の設定値を与える。

(2) 1次冷却材流量制御系

1次冷却材流量制御系は、1次加圧水冷却器流量制御系及び中間熱交換器流量制御系からなる。これらの制御系は、1次加圧水冷却器及び中間熱交換器用に設けた1次ヘリウム循環機の回転数を調節して流量を制御する。

1次加圧水冷却器流量制御系は、1次加圧水冷却器の1次冷却材流量を設定値に制御し、中間熱交換器流量制御系は、中間熱交換器の1次冷却材流量を設定値に制御する。

(3) 1次冷却材圧力制御系

1次冷却材圧力制御系は、1次冷却材の供給弁あるいは排出弁を開閉し、1次冷却材の圧力を所定の圧力に制御する。

(4) 1次・2次ヘリウム差圧制御系

1次・2次ヘリウム差圧制御系は、1次冷却材の2次冷却材(ヘリウム)中への侵入を防止するため、2次冷却材の供給弁あるいは排出弁を開閉することにより、2次冷却材の圧力を1次冷却材の圧力より高い所定の圧力に制御する。

(5) 加圧水温度制御系

加圧水温度制御系は、1次冷却材の原子炉入口温度を一定に維持する制御系で、加圧水空気冷却器の加圧水の流量を調節する空気冷却器出口流量調節弁及びバイパス流量調節弁の開度を調節し、1次加圧水冷却器及び2次加圧水冷却器入口の加圧水温度を、原子炉入口温度制御系から与えられる設定値に制御する。

(6) 1次冷却材・加圧水差圧制御系

1次冷却材・加圧水差圧制御系は、1次冷却材への水侵入を防止するため、加圧器窒素ガス供給弁あるいは排気弁を開閉することにより、加圧水の圧力を1次冷却材の圧力より低い所定の圧力に制御する。

9.4.4 評価

- (1) 原子炉制御設備は、原子炉出力 30%以上での通常運転時における±10%ステップ状出力変化及び±1.0%/min ランプ状出力変化に対し、原子炉出力、原子炉入口冷却材温度、原子炉出口冷却材温度等が、十分な減衰性をもって安定に応答する設計となっている。
- (2) 原子炉の運転状態を示す主要なパラメータは、中央制御室に指示又は記録すると同時に、設定値に達した場合に運転員の注意を喚起するための警報装置及びインターロックを設けている。また、必要な場合に手動制御が可能な設計となっている。
- (3) 配線、制御盤等は、不燃性又は難燃性材料を使用するようにしている。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずることとしている。

9.5 原子炉保護設備

9.5.1 概要

安全保護系である原子炉保護設備は、安全保護系へ信号を送る原子炉計装及び安全保護系のプロセス計装から信号により、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を保護するため、制御棒を挿入し、原子炉を自動停止させる設備である。

原子炉保護設備は、安全保護系へ信号を送る原子炉計装及び安全保護系のプロセス計装から信号を受信し、原子炉スクラム信号及びインターロック回路動作信号を発生する2トレインの論理回路と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しゃ断器とで構成する。

原子炉保護設備への電源は、無停電電源からそれぞれ独立に給電し、配線、盤等は、不燃性又は難燃性材料を使用する。

9.5.2 設計方針

原子炉保護設備は、通常運転時、異常状態時、保守時及び試験時において、その安全保護機能が喪失しないように、次の方針により設計する。

- (1) 単一故障が起こっても、あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、安全保護機能を喪失しないように多重性を有するようにする。
- (2) トレインは相互に分離し、トレイン間の独立性を考慮するようにする。
- (3) 電源の喪失又は系のしゃ断に対して、安全保護機能を喪失しないようにする。
- (4) 原子炉保護設備の信号を警報装置等へ取出して使用する場合には、警報装置等の故障が安全保護系の機能を損なわないようにする。
- (5) 原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できるようにする。
- (6) 自動的に作動し、また、必要な場合には手動でも作動できるようにする。

- (7) 作動状況が確認できるようにする。
- (8) 配線、盤等は、不燃性又は難燃性材料を使用するようにする。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。
- (9) 電源は、無停電電源から給電するようにする。

9.5.3 主要設備

9.5.3.1 原子炉スクラムしゃ断器

原子炉保護設備は、第9.5.1 図に示したような回路で構成する。原子炉スクラム信号を発するロジックトレインは、並列に2系統設け、それぞれが直列2台の制御棒駆動装置の電磁クラッチの励磁電源をしゃ断する装置(原子炉スクラムしゃ断器)に接続する。各ロジックトレインは、独立に原子炉スクラム信号を発生することができる。

原子炉のスクラムは、2系統のロジックトレインのいずれか1系統の原子炉スクラム信号を受け、原子炉スクラムしゃ断器を開にして、電磁クラッチを切離し、制御棒を挿入することにより行われる。

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、次いで炉心が所定の温度以下に下がるのを待って(原子炉出口冷却材温度が約 750℃以下)、あるいは所定の時間間隔において、燃料領域へ制御棒を挿入する。ただし、1次冷却材・加圧水差圧低の信号及び原子炉格納容器内圧力高の信号により減圧事故を検知した場合には、全制御棒を同時に挿入するようにする。

9.5.3.2 原子炉スクラム信号

原子炉スクラム信号としては、次のものがあり、これらはいずれも「2 out of 3」信号で原子炉をスクラムさせる。原子炉スクラム信号のうち、原子炉の運転を継続するためにブロックする必要のあるものは、パーミッシブ信号によりブロックする。また、特殊運転時におけるスクラム設定値の変更及びスクラム遅延については、原子炉制御設備である運転モード選択装置から行う。

原子炉保護設備の信号を警報装置等へ取出して使用する場合には、絶縁増幅器により絶縁し、警報装置等で生じた故障が原子炉保護設備へ影響を与えることがないようにする。

原子炉スクラム信号を第9.5.1 表及び第9.5.2 図に、原子炉スクラム信号の主な測定点を第9.5.3 図に示す。また、パーミッシブ信号を第9.5.2 表に示す。

(1) 広領域中性子束高

広領域中性子束高は、原子炉起動時及び停止時の中性子束の異常な上昇に対し、原子炉をスクラムする。

このスクラム信号は、出力領域中性子束がパーミッシブ-B(P-B: 以下同様に記す。)の設定値以上になると手動でブロックでき、P-Bの設定値以下になると自動的にブロックが解除される。

(2) 出力領域中性子束高(高設定、低設定)

出力領域中性子束高には、高設定と低設定がある。原子炉の出力運転時の中性子束の異常な

上昇に対し、通常の出力行状態では、定格出力以上に設定した高設定により、起動時等の低出力運行状態では、定格出力以下の低設定により原子炉をスクラムする。

低設定は、出力領域中性子束が、P-B の設定値以上になると手動でブロックでき、P-B の設定値以下になると自動的にブロックが解除される。

(3) 制御棒位置偏差大

制御棒位置偏差大は、制御棒の相対位置に異常な偏差が生じた場合に、原子炉をスクラムする。

このスクラム信号は、出力領域中性子束が P-C の設定値以上になると自動的にブロックが解除され、P-C の設定値以下になると手動でブロックできる。

(4) 中間熱交換器 1 次冷却材流量低

中間熱交換器 1 次冷却材流量低は、並列運転時における中間熱交換器 1 次冷却材流量の異常な低下に対して、原子炉をスクラムする。

このスクラム信号は、広領域中性子束が P-A の設定値以上になると自動的にブロックが解除され、P-A の設定値以下になると手動でブロックできる。

(5) 1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低

1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低は、1 次加圧水冷却器の 1 次冷却材流量の異常な低下に対して、原子炉をスクラムする。

このスクラム信号は、広領域中性子束が P-A の設定値以上になると自動的にブロックが解除され、P-A の設定値以下になると手動でブロックできる。

(6) 1 次冷却材放射能高

1 次冷却材放射能高は、燃料破損等による 1 次冷却材中の循環放射能の異常な上昇に対して、原子炉をスクラムする。

(7) 中間熱交換器出口 1 次冷却材温度高

中間熱交換器出口 1 次冷却材温度高は、並列運転時における 2 次ヘリウム冷却設備の除熱能力の低下、又は中間熱交換器 1 次冷却材流量の増大による中間熱交換器出口 1 次冷却材温度の異常な上昇に対して、原子炉をスクラムする。

(8) 1 次加圧水冷却器出口ヘリウム温度高

1 次加圧水冷却器出口ヘリウム温度高は、1 次加圧水冷却器出口ヘリウム温度の異常な上昇に対して、原子炉をスクラムする。

(9) 原子炉出口冷却材温度高

原子炉出口冷却材温度高は、原子炉出口冷却材温度の異常な上昇に対して、原子炉をスクラムする。

(10) 炉心差圧低

炉心差圧低は、1 次冷却設備の二重管の内管破損等による炉心有効流量の低下を炉心差圧で検知し、原子炉をスクラムする。

このスクラム信号の設定値は、原子炉出力に対応し、可変設定する。

また、このスクラム信号は、広領域中性子束が P-A の設定値以上になると自動的にブロックが解除され、P-A の設定値以下になると手動でブロックできる。

- (11) 1次加圧水冷却器加圧水流量低
1次加圧水冷却器加圧水流量低は、1次加圧水冷却器の加圧水流量の異常な低下に対して、原子炉をスクラムする。
このスクラム信号は、広領域中性子束がP-Aの設定値以上になると自動的にブロックが解除され、P-Aの設定値以下になると手動でブロックできる。
- (12) 1次冷却材・加圧水差圧高
1次冷却材・加圧水差圧高は、1次冷却材と加圧水の差圧が異常に大きくなった場合に、原子炉をスクラムする。
このスクラム信号は、広領域中性子束がP-Aの設定値以上になると自動的にブロックが解除され、P-Aの設定値以下になると手動でブロックできる。
- (13) 1次冷却材・加圧水差圧低
1次冷却材・加圧水差圧低は、1次冷却材と加圧水の差圧が異常に小さくなった場合に、原子炉をスクラムする。
このスクラム信号は、広領域中性子束がP-Aの設定値以上になると自動的にブロックが解除され、P-Aの設定値以下になると手動でブロックできる。
- (14) 1次・2次ヘリウム差圧大
1次・2次ヘリウム差圧大は、並列運転時における1次冷却材と2次ヘリウムの差圧が異常に大きくなった場合に、原子炉をスクラムする。
このスクラム信号は、広領域中性子束がP-Aの設定値以上になると自動的にブロックが解除され、P-Aの設定値以下になると手動でブロックできる。
- (15) 2次ヘリウム流量低
2次ヘリウム流量低は、並列運転時における2次冷却材(ヘリウム)流量の異常な低下に対して、原子炉をスクラムする。
このスクラム信号は、広領域中性子束がP-Aの設定値以上になると自動的にブロックが解除され、P-Aの設定値以下になると手動でブロックできる。
- (16) 地震加速度大(水平方向加速度、垂直方向加速度)
地震加速度大は、水平方向加速度大と垂直方向加速度大があり、一定の大きさ以上の地震が発生した時に、原子炉をスクラムする。
- (17) 手動
必要な場合、中央制御室の原子炉スクラムスイッチ2個のうち、いずれか1個の操作により、原子炉をスクラムすることができる。

9.5.3.3 原子炉スクラム時のインターロック

- (1) 原子炉スクラム信号により補助冷却設備起動信号が発せられ、1次冷却設備等の機器を停止させるとともに、補助冷却設備を起動し、残留熱除去を行う。
減圧事故及び補助冷却器伝熱管破損事故の場合、補助冷却設備起動信号は、1次冷却材・補助冷却水差圧低信号により自動的に阻止され、炉容器冷却設備による残留熱除去を行う。
- (2) 原子炉スクラム信号発生後、制御棒駆動装置の電動機の電源をしゃ断する。

9.5.4 評価

(1) 単一故障

原子炉保護設備を構成する論理回路には多重性をもたせて保護動作を行う。即ち、「2 out of 3」の論理回路は、配線も含めて2トレイン構成としている。これらのトレインは、電氣的、物理的に分離しているので、単一のトレインの故障で原子炉保護設備の機能を失うことはない。

(2) 独立性

原子炉保護設備は、相互干渉が起らないよう火災防護上の配慮を行い、不燃性又は難燃性材料を使用するようにしている。不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずることとしている。

論理回路、配線等はトレインごとに独立したラックに収納するようにしている。

また、電源は無停電電源から独立に給電しており、短時間の商用電源喪失に対しても原子炉保護設備の機能を喪失することのない設計としている。

(3) フェイルセーフ

原子炉保護設備は、電源の喪失又は系のしゃ断に対して、原子炉保護設備の機能を喪失することのない設計としている。

(4) 分離性

原子炉保護設備の信号を警報装置等へ取出して使用する場合には、絶縁増幅器により絶縁して、警報装置等の故障が原子炉保護設備の機能を損なわないようにしている。

(5) 運転中試験

原子炉保護設備は、原子炉運転中に論理回路及び原子炉スクラムしゃ断器に関して試験することができる。論理回路は、テストスイッチを操作して、安全保護系のプロセス計装の各チャンネルの双安定回路の信号により、正常に動作することを確認できる。

原子炉スクラムしゃ断器は、原子炉スクラムバイパスしゃ断器を投入して、それぞれ原子炉スクラムしゃ断器ごとに試験することができる。

(6) 手動操作

原子炉の安全を確保するため、原子炉の急速な停止が必要な場合に、手動でも原子炉保護動作を行えるように、中央制御室に原子炉スクラムスイッチを2個設けており、いずれか1個のスイッチ操作により原子炉をスクラムすることができる。

(7) 作動状況の確認

原子炉保護設備の作動状況は、中央制御室の警報、表示によって確認することができる。

9.6 工学的安全施設作動設備

9.6.1 概要

安全保護系である工学的安全施設作動設備は、1次冷却設備の二重管破断事故あるいは2次冷却材喪失事故等に際して、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を保護し、原子炉施設外への多量の放射性物質の放散を抑制又は防止するための設備を作動するものである。

工学的安全施設作動設備は、安全保護系へ信号を送る原子炉計装及び安全保護系のプロセス計装から信号を受けて、工学的安全施設を作動させる 2 トレインの論理回路で構成する。

工学的安全施設作動設備への電源は、無停電電源からそれぞれ独立に給電し、配線、盤等は不燃性又は難燃性材料を使用する。

9.6.2 設計方針

工学的安全施設作動設備は、次の方針により設計する。

- (1) 単一故障が起こっても、あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、安全保護機能を喪失しないように多重化を有するようにする。
- (2) トレインは相互に分離し、トレイン間の独立性を考慮するようにする。
- (3) 電源の喪失又は系のしゃ断に対して、安全保護機能を喪失しないようにする。
- (4) 工学的安全施設作動設備の信号を警報装置等へ取出して使用する場合には、警報装置等の故障が安全保護系の機能を損なわないようにする。
- (5) 原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できるようにする。
- (6) 自動的に作動し、また、必要な場合には手動でも作動できるようにする。
- (7) 作動状況が確認できるようにする。
- (8) 配線、盤等は、不燃性又は難燃性材料を使用するようにする。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。
- (9) 電源は、無停電電源から給電するようにする。

9.6.3 主要設備

工学的安全施設作動信号としては次のものがあり、これらをまとめて第 9.6.1 表及び第 9.6.1 図に、また、工学的安全施設作動信号の主な測定点を第 9.5.3 図に示す。

工学的安全施設作動信号を警報装置等へ取出して使用する場合には、絶縁増幅器により絶縁し、警報装置等で生じた故障が工学的安全施設作動設備に影響を与えることがないようにする。

(1) 原子炉格納容器隔離信号

原子炉格納容器隔離信号は、1 次冷却設備の二重管破断事故等による放射性物質の環境への放出を防止するため、下記の信号の「2 out of 3」信号により、原子炉格納容器の隔離弁を閉止するとともに、原子炉建家 I 系換気空調装置の給気系統及び排気 A 系統を停止し、非常用空気浄化設備を起動する。

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

サーブスエリア放射能高

ただし、1 次冷却材・加圧水差圧低の信号は、広領域中性子束が P-A の設定値以上になると自動的にブロックが解除され、P-A の設定値以下になると手動でブロックできる。

また、中央制御室の操作スイッチ2個のうち1個を手動で操作すれば、原子炉格納容器隔離信号を発することができる。

原子炉格納容器隔離信号発生時の隔離弁の開閉状態を第9.6.2図に示す。

(2) 補助冷却設備起動信号

補助冷却設備起動信号は、原子炉スクラム時に残留熱除去を行うため、原子炉スクラム信号により、補助ヘリウム循環機の起動及び補助冷却水系の流量を待機運転の流量から定格流量にする。ただし、補助冷却設備起動信号は、減圧事故及び補助冷却器の伝熱管破損事故時には、1次冷却材・補助冷却水差圧低信号により阻止する。原子炉運転中の原子炉スクラムしゃ断器の試験時には、原子炉スクラムバイパスしゃ断器が閉で補助冷却設備起動信号を阻止する。

また、中央制御室の各々2個からなる2組の操作スイッチのうち、1組の操作スイッチを同時に操作すれば、補助冷却設備起動信号を発することができる。

(3) 補助冷却水系隔離信号

補助冷却水系隔離信号は、補助冷却器伝熱管破断時に補助冷却水の1次冷却材中への侵入を防止するため、1次冷却材・補助冷却水差圧低の信号の「2 out of 3」信号により、補助ヘリウム循環機及び補助冷却水循環ポンプの停止並びに補助冷却水系の原子炉格納容器の隔離弁及び1次ヘリウム純化設備に接続する原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁を閉止する。ただし、1次冷却材・補助冷却水差圧低の信号は、広領域中性子束がP-Aの設定値以上になると自動的にブロックが解除され、P-Aの設定値以下になると手動でブロックできる。

また、中央制御室の各々2個からなる2組の操作スイッチのうち、1組の操作スイッチを同時に操作すれば、補助冷却水系隔離信号を発することができる。

9.6.4 評価

(1) 単一故障

工学的安全施設作動設備を構成する論理回路には、多重性をもたせて保護動作を行う。即ち、「2 out of 3」等の論理回路は、配線をも含めて2トレイン構成としている。これらのトレインは、電氣的、物理的に分離しているため、単一のトレインの故障で機能を失うことはない。

(2) 独立性

工学的安全施設作動設備は、相互干渉が起らないように火災防護上の配慮を行い、不燃性又は難燃性材料を使用している。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずることとしている。論理回路、配線等はトレインごとに独立したラックに収納するようにしている。

また、電源は無停電電源から独立に給電しており、短時間の商用電源喪失に対しても機能を喪失することのない設計としている。

(3) フェイルセーフ

工学的安全施設作動設備の構成は、電源の喪失又は系のしゃ断に対して、安全保護機能を喪失しない設計としている。

(4) 分離性

工学的安全施設作動設備の信号を警報装置等へ取出して使用する場合には、絶縁増幅器により絶

縁して、警報装置等の故障が工学的安全施設作動設備の機能を損なわないようにしている。

(5) 運転中試験

工学的安全施設作動設備は、原子炉運転中にテストスイッチを用いて、安全保護系のプロセス計装の各チャンネルの双安定回路の信号により、論理回路が正常に動作することを確認できる。

(6) 手動操作

原子炉施設の安全を確保するため、工学的安全施設の急速な作動が必要な場合に、手動でも工学的安全施設を作動することができるように、中央制御室に手動スイッチを設け、次の作動信号をそれぞれ発することができる。

- a. 原子炉格納容器隔離信号
- b. 補助冷却設備起動信号
- c. 補助冷却水系隔離信号

(7) 作動状況の確認

工学的安全施設の作動状況は、中央制御室の警報、表示によって確認することができる。

9.7 制御室

9.7.1 概要

計測制御系統施設のうち、原子炉及び主要な関連施設の運転に必要な監視及び操作装置は、集中化し、中央制御室に設置する。

また、何らかの原因で中央制御室に留まることができない場合にも、原子炉を安全に停止できるように中央制御室外原子炉停止装置を設ける。

9.7.2 中央制御室

9.7.2.1 設計方針

中央制御室は、次の方針により設計する。

- (1) 原子炉施設の通常運転時、異常状態時に必要な計測制御設備は、中央制御室で集中監視及び制御が行えるようにする。
- (2) 中央制御室は、設計基準事故時においても、運転員が中央制御室に接近し、又は留まって必要な操作及び措置がとれるような放射線遮蔽、換気空調設備を設け、主要な配線、制御盤等は、不燃性又は難燃性の材料を使用するようにする。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤に格納し、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。
- (3) 中央制御盤は、運転員の誤操作、誤判断を防止できるよう、適切な措置を講ずるものとする。なお、原子炉施設の異常状態時においては、運転員が状況を判断し必要な操作が行えるよう、異常発生後 10 分間は運転員の操作を期待しなくても、自動的に原子炉保護設備及び工学的安全施設を作動させる設計とする。
- (4) 中央制御室の近傍には、設計基準事故時に容易に避難できるように、通常の入出口以外に直接原子炉建家外に退避可能な非常口を設ける。

9.7.2.2 主要設備

(1) 中央制御盤

中央制御盤は、原子炉計装、原子炉制御設備、プロセス計装、原子炉保護設備、工学的安全施設作動設備、電気施設等の計測制御装置を設けた主盤、副盤等で構成し、原子炉施設の通常運転時、異常状態の際の対策に必要な操作器、指示計、記録計、CRT表示装置、警報装置等について、運転表示灯の設置、機器名称の取り付け、重要度・系統に応じた色分け、系統・ループごとの配列、関連の深い器具の近接配置、プロセスの流れに沿って機器の機能的な関係を系統線図で表示する等、運転員の誤操作、誤判断の防止等人間工学的観点から考慮して設置する。

(2) 中央制御室

中央制御室は、原子炉建家内に設置し、設計基準事故時においても運転員が中央制御室に留まり、安全上重要な機能を有する設備の操作及び措置がとれるように、適切な放射線遮蔽及び換気空調設備を設ける。

また、中央制御室において、火災が発生する可能性を極力抑えるために、中央制御室内の主要な配線、制御盤等は、不燃性又は難燃性の材料を使用するとともに、中央制御室に火災感知器及び消火器を設置する。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤に格納し、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。

さらに、設計基準事故時の放射線防護等に必要な防護衣、呼吸器、防護マスク等の防護具類を備える。

なお、中央制御室の近傍には、設計基準事故時に容易に避難できるように、通常の出入口以外に直接原子炉建家外に退避可能な非常口を設ける。

9.7.2.3 評価

(1) 中央制御室には、中央制御盤の主盤、副盤等を設け、原子炉の通常運転、安全停止、事故対策等に必要な監視、制御、操作を集中的に行うことができる。

(2) 設計基準事故時に、運転員が中央制御室に留まり、事故対策操作が可能であるように放射線遮蔽、換気空調設備が設けられており、主要な配線、制御盤等は、不燃性又は難燃性の材料を使用する設計となっている。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤に格納し、火災の延焼を防止するための措置を講ずることとしている。

(3) 設計基準事故時における中央制御室への接近時の被ばく線量に、中央制御室に留まって必要な操作を行う場合の被ばく線量を加えても、許容被ばく線量を下回る設計となっている。

(4) 中央制御盤には、操作器、指示計、記録計、CRT表示装置、警報装置等について、運転員の誤操作、誤判断の防止等人間工学的観点を考慮して設置しており、また、CRT表示装置を活用することにより、原子炉運転中の運転員による誤操作、誤判断を防止する設計となっている。

なお、原子炉施設の異常状態時においては、運転員が状況を判断し必要な操作が行えるよう、異常発生後10分間は運転員の操作を期待しなくても、自動的に原子炉保護設備及び工学的安全施設が作動する設計となっている。

(5) 中央制御室の近傍には、設計基準事故時に容易に避難するために、通常の出入口以外に直接原子炉建家外に退避可能な非常口を設ける設計となっている。

9.7.3 中央制御室外原子炉停止装置

9.7.3.1 設計方針

中央制御室外原子炉停止装置は、次の方針により設計する。

- (1) 中央制御室に留まることができない場合に、中央制御室外から原子炉を停止し、引続き安全な状態に維持できるようにする。
- (2) 中央制御室外からの原子炉停止時に操作が時間的に急を要する機器及び操作を行う頻度の高い機器の操作は、中央制御室外原子炉停止盤において、中央制御室での操作に優先して行えるようにする。
- (3) 現場操作を必要とするものについては、非常用照明設備及び通信設備を設けるようにする。

9.7.3.2 主要設備

(1) 中央制御室外原子炉停止盤

中央制御室外からの原子炉停止は、継電器室で原子炉スクラムしゃ断器を開くことにより行う。

中央制御室外原子炉停止盤では、中央制御室外からの原子炉停止操作に引続き、残留熱除去を行うのに操作頻度が高いか、又は時間的に急を要する機器の操作を行う。これらの操作は、中央制御室での操作に優先して行えるようにするとともに、必要最小限のパラメータの監視も行えるようにする。

また、その他必要な機器の操作は、現場で行えるようにする。

中央制御室外原子炉停止盤の主要な設置機器を第9.7.1表に示す。

(2) 通信設備

現場操作を行う主要箇所と、中央制御室外原子炉停止盤設置場所との連絡が可能なように、通信設備を設ける。

(3) 非常用照明設備

現場操作を行う場所には、交流非常灯(保安灯)又は蓄電池内蔵の照明を設ける。

9.7.3.3 評価

- (1) 中央制御室に留まることができない場合には、中央制御室外から原子炉を停止し、引続き安全な状態を維持することができる。
- (2) 中央制御室外原子炉停止盤からの操作は、中央制御室の操作に優先して行うことができる。
- (3) 現場操作を必要とするものについては、非常用照明設備及び通信設備を設けている。

第 9. 3. 1 表 安全保護系のプロセス計測項目

計 測 項 目	測 定 方 法
中間熱交換器 1 次冷却材流量	1 次ヘリウム循環機出口 1 次ヘリウム配管に取付けたオリフィスにより測定、近くに取付けた温度検出器と圧力検出器により補正
1 次加圧水冷却器ヘリウム流量	1 次ヘリウム循環機 3 基の各々の出口 1 次ヘリウム配管に取付けたオリフィスにより測定、近くに取付けた温度検出器と圧力検出器により補正
1 次冷却材放射能	1 次冷却材中の FP から放出される γ 線を測定
中間熱交換器出口 1 次冷却材温度	1 次ヘリウム循環機出口 1 次ヘリウム配管に取付けた温度検出器により測定、流量の温度補正用と共用
1 次加圧水冷却器出口ヘリウム温度	3 基の 1 次ヘリウム循環機の中の 1 基の出口ヘリウム配管に取付けた温度検出器により測定、流量の温度補正用と共用
原子炉出口冷却材温度	原子炉出口の二重管内管に取付けた温度検出器により測定
1 次冷却材・加圧水差圧	1 次加圧水冷却器出口の 1 次冷却材と加圧水間の差圧を測定、検出器は「差圧高」と「差圧低」で共用
1 次・2 次ヘリウム差圧	中間熱交換器入口の 1 次冷却材と 2 次ヘリウム間の差圧を測定
1 次加圧水冷却器加圧水流量	1 次加圧水冷却器入口加圧水配管に取付けたオリフィスにより測定
2 次ヘリウム流量	2 次ヘリウム循環機出口 2 次ヘリウム配管に取付けたオリフィスにより測定、近くに取付けた温度検出器と圧力検出器により補正
1 次冷却材・補助冷却水差圧	補助冷却器出口の 1 次冷却材圧力と補助冷却水間の差圧を測定
原子炉格納容器内圧力	原子炉格納容器内と外気との差圧により測定
原子炉格納容器内放射能	原子炉格納容器内雰囲気中のガスモニタによる γ 線測定
1 次ヘリウム純化設備流量	1 次ヘリウム純化設備入口配管に取付けたオリフィスにより測定
サービスエリア放射能	サービスエリアのガスモニタによる γ 線測定

第 9.5.1 表 原子炉スクラム信号一覧表

原子炉スクラム信号	検出器	設定値	インターロック
広領域中性子束高	核分裂計数管	20 %	P-B 設定値以上で手動ブロック
出力領域中性子束高 a. 高設定 b. 低設定	電離箱	105.5 % 20 %	P-B 設定値以上で手動ブロック
制御棒位置偏差大	制御棒位置検出器	20 cm *6	P-C 設定値以下で手動ブロック
中間熱交換器 1 次冷却材流量低	流量検出器 (差圧発信器)	92.0 % *2	P-A 設定値以下で手動ブロック
1 次加圧水冷却器 ヘリウム流量低	流量検出器 (差圧発信器)	93.0 % *3	P-A 設定値以下で手動ブロック 特殊運転時に予め定めた試験継続時間 後に信号を発信*8
1 次冷却材放射能高	ガンマ線モニタ	*4	
中間熱交換器出口 1 次冷却材温度高	温度検出器	410 °C *2	
1 次加圧水冷却器 出口ヘリウム温度高	温度検出器	425 °C	
原子炉出口冷却材 温度高	温度検出器	869°C/967°C *1	
炉心差圧低	差圧検出器	78 % *3 *5	P-A 設定値以下で手動ブロック 特殊運転時に予め定めた試験継続時間 後に信号を発信*8
1 次加圧水冷却器 加圧水流量低	流量検出器 (差圧発信器)	87.0 %	P-A 設定値以下で手動ブロック
1 次冷却材・加圧水 差圧高	差圧検出器	0.83 MPa (8.5 kg/cm ²)	P-A 設定値以下で手動ブロック
1 次冷却材・加圧水 差圧低	差圧検出器	0.15 MPa (1.5 kg/cm ²)	P-A 設定値以下で手動ブロック
1 次・2 次ヘリウム 差圧大	差圧検出器	0.17 MPa (1.8 kg/cm ²) *2	P-A 設定値以下で手動ブロック
2 次ヘリウム流量低	流量検出器 (差圧発信器)	88.0 % *2	P-A 設定値以下で手動ブロック
地震加速度大 a. 水平方向加速度 b. 垂直方向加速度	地震加速度検出器	*7	
手動			

【注】*1：定格運転時/高温試験運転時及び特殊運転時における循環機停止試験時、循環機 3 台停止試験時及び炉容器冷却設備停止試験時。

*2：単独運転及び特殊運転では、使用しない。

*3：特殊運転時における循環機停止試験時に設定値を変更。
特殊運転時の設定値は、運転実施段階で決定。

*4：定格及び高温試験運転時、循環放射能 9.4×10¹³MeV・Bq(被覆層の破損が 1%)に相当する値。
燃料限界照射試験時、循環放射能 2.2×10¹⁴MeV・Bq に相当する値。

*5：100%出力運転時、100%出力以下は、出力に応じて可変設定。

*6：最外周の 3 対の制御棒を除く。可動反射体領域の制御棒位置が上限の時は可動反射体領域の制御棒を除く。

*7：検出器設置場所の地震時における床応答及び検出器の検出精度から決定。

*8：特殊運転時における循環機 3 台停止試験時及び炉容器冷却設備停止試験時に、予め定めた試験継続時間後に信号を発信させる。

第9.5.2表 原子炉スクラム信号及び工学的安全施設作動信号に関するパーミッシブ
信号一覧表

パーミッシブ 信号の種類	機 能	入 力 信 号
P-A	a) 中間熱交換器 1 次冷却材流量低による原子炉スクラム信号手動ブロック許可 b) 1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低による原子炉スクラム信号手動ブロック許可 c) 1 次冷却材・加圧水差圧低による原子炉スクラム信号手動ブロック許可 d) 1 次冷却材・加圧水差圧高による原子炉スクラム信号手動ブロック許可 e) 1 次加圧水冷却器加圧水流量低による原子炉スクラム信号手動ブロック許可 f) 炉心差圧低による原子炉スクラム信号手動ブロック許可 g) 1 次・2 次ヘリウム差圧大による原子炉スクラム信号手動ブロック許可 h) 2 次ヘリウム流量低による原子炉スクラム信号手動ブロック許可 i) 1 次冷却材・補助冷却水差圧低による補助冷却水系隔離信号手動ブロック許可 j) 1 次冷却材・加圧水差圧低による原子炉格納容器隔離信号手動ブロック許可	広領域中性子束高の 2 out of 3
P-B	a) 広領域中性子束高による原子炉スクラムの手動ブロック許可 b) 出力領域中性子束高(低設定)による原子炉スクラムの手動ブロック許可	出力領域中性子束高の 2 out of 3
P-C	a) 制御棒位置偏差大による原子炉スクラムの手動ブロック許可	出力領域中性子束高の 2 out of 3

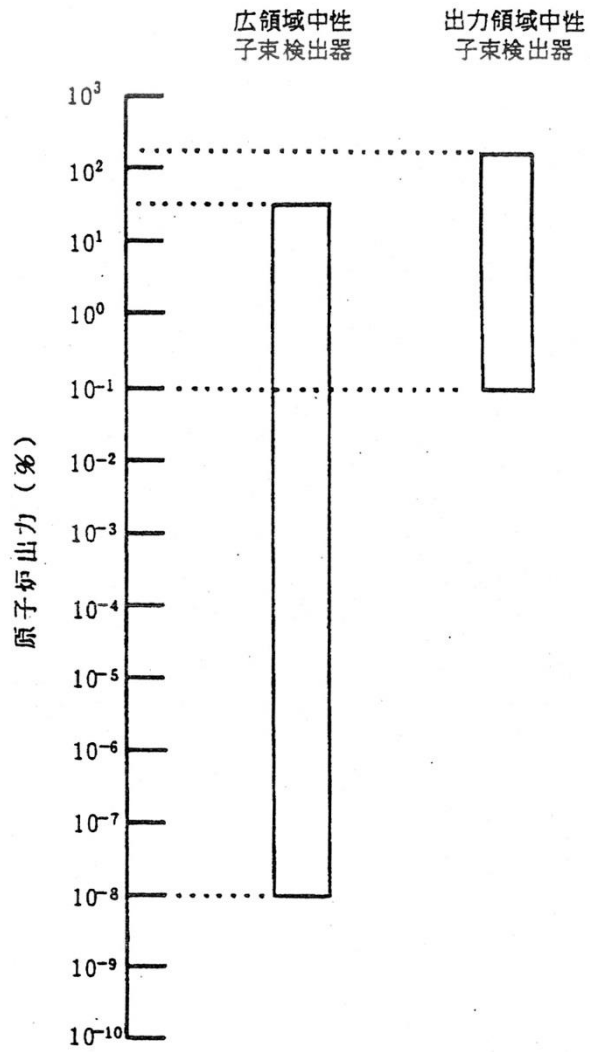
第9.6.1表 工学的安全施設作動信号一覧表

工学的安全施設作動信号	工学的安全施設作動設備の受信信号			
	信号名	検出器	設定値	インターロック
原子炉格納容器 隔離信号	原子炉格納容器内 圧力高	圧力検出器 (差圧発信器)	34.3 kPa (0.35 kg/cm ²)	
	原子炉格納容器内 放射能高	ガンマ線モニタ	*	
	1次冷却材・加圧水 差圧低	差圧検出器	0.15 MPa (1.5 kg/cm ²)	P-A 設定値以下で 手動ブロック
	1次ヘリウム純化 設備流量高	流量検出器 (差圧発信器)	127.0 %	
	サービスエリア 放射能高	ガンマ線モニタ	*	
	手 動		—	
補助冷却設備 起動信号	原子炉スクラム 信号	原子炉スクラム しゃ断器開検出器	—	原子炉スクラムバ イパス遮断器閉信 号で阻止 なお、1次冷却材・ 補助冷却水差圧低 で補助冷却設備起 動信号を阻止
	手 動		—	
補助冷却水 系隔離信号	1次冷却材・補助 冷却水差圧低	差圧検出器	0.17 MPa (1.7 kg/cm ²)	P-A 設定値以下で 手動ブロック
	手 動		—	

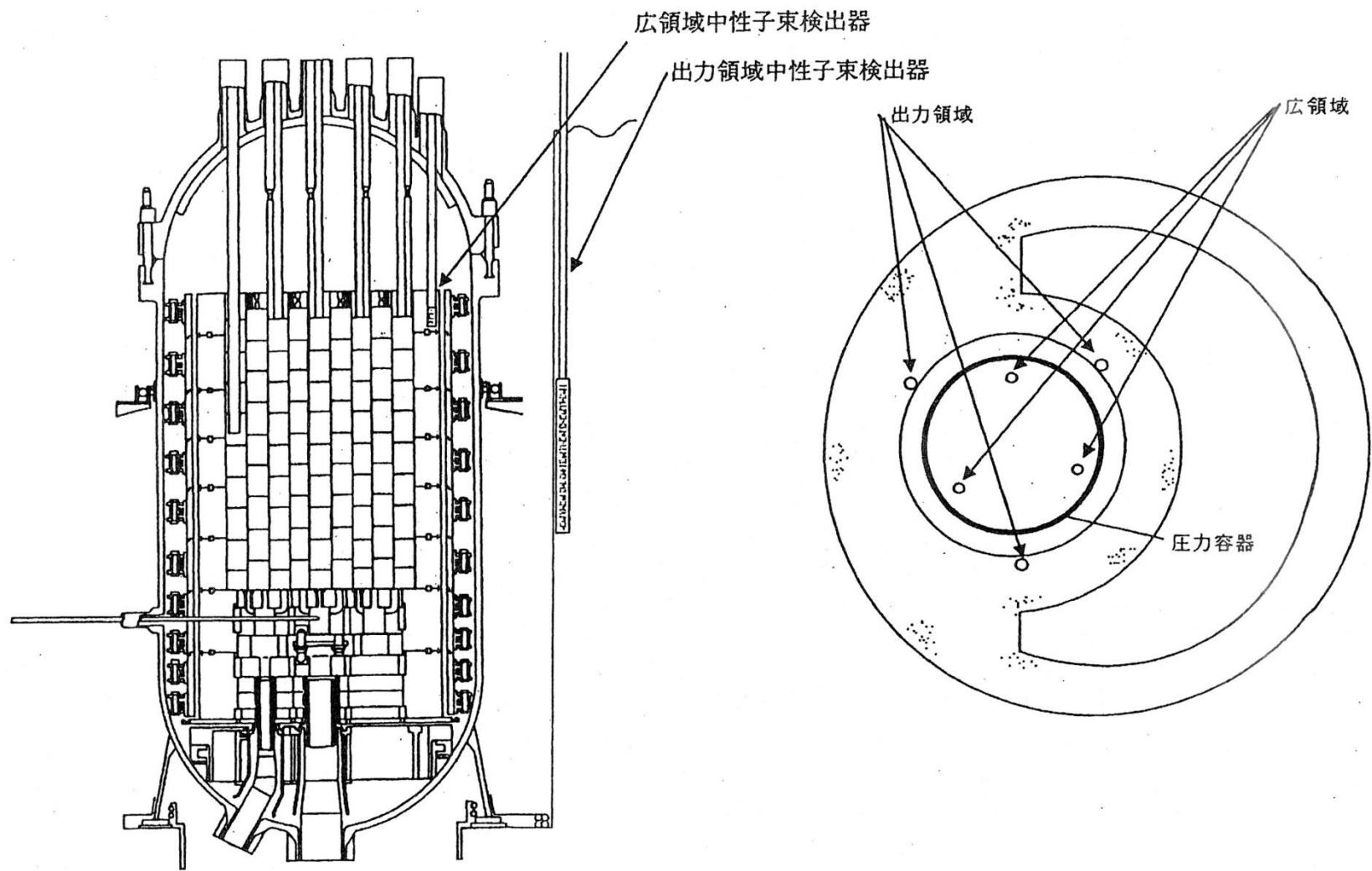
* 通常運転時の放射能濃度の10倍

第 9.7.1 表 中央制御室外原子炉停止盤の主要な設置機器

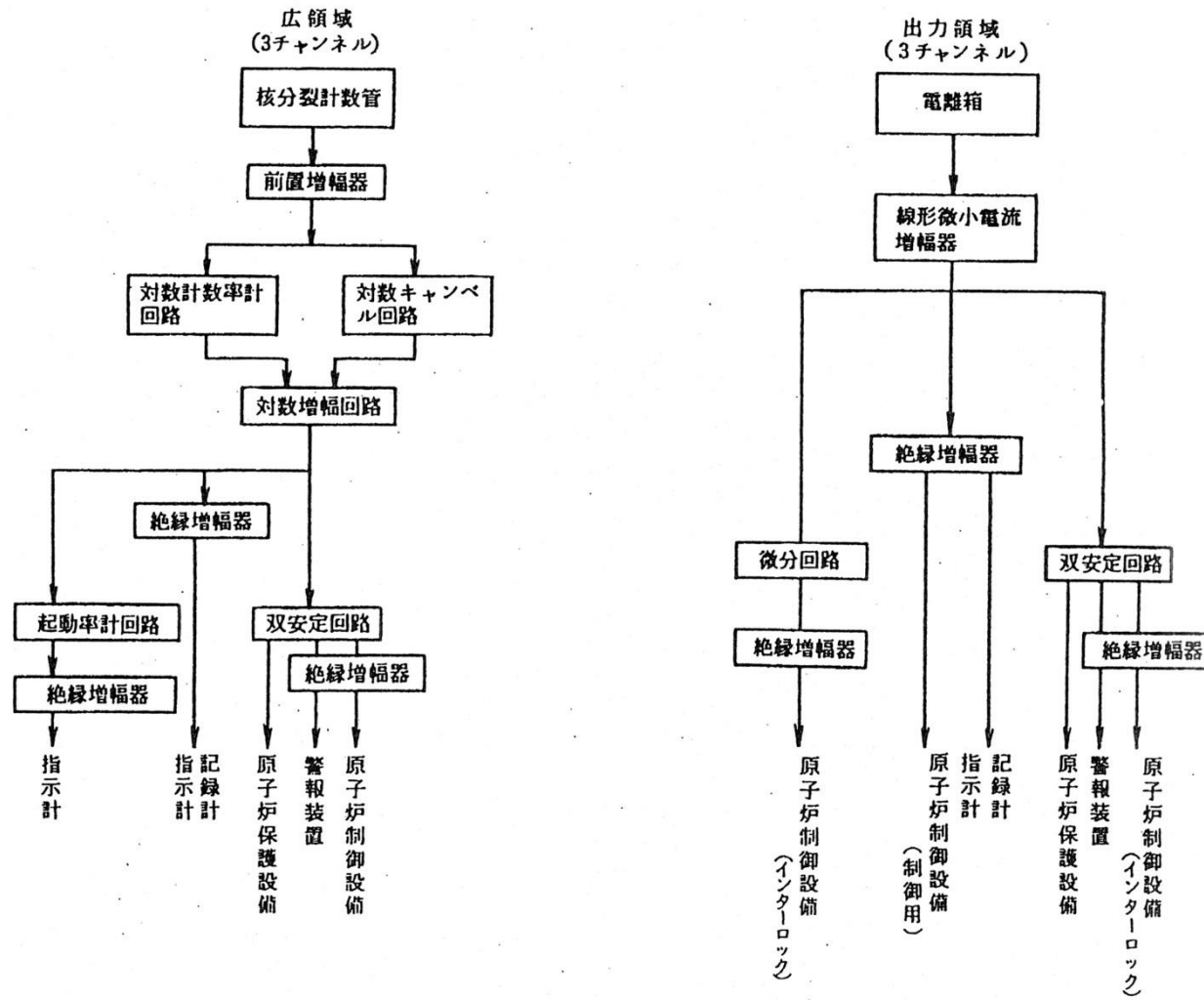
<p>監 視 計 器</p>	<p>中性子束指示計 補助冷却器出口ヘリウム温度計 補助冷却器ヘリウム流量計 補助冷却水流量計 炉容器冷却器入口冷却水温度計 炉容器冷却水流量計</p>
<p>操 作 器</p>	<p>補助ヘリウム循環機 補助冷却水循環ポンプ 補助冷却水空気冷却器ファン 炉容器冷却水循環ポンプ 補機冷却水循環ポンプ</p>



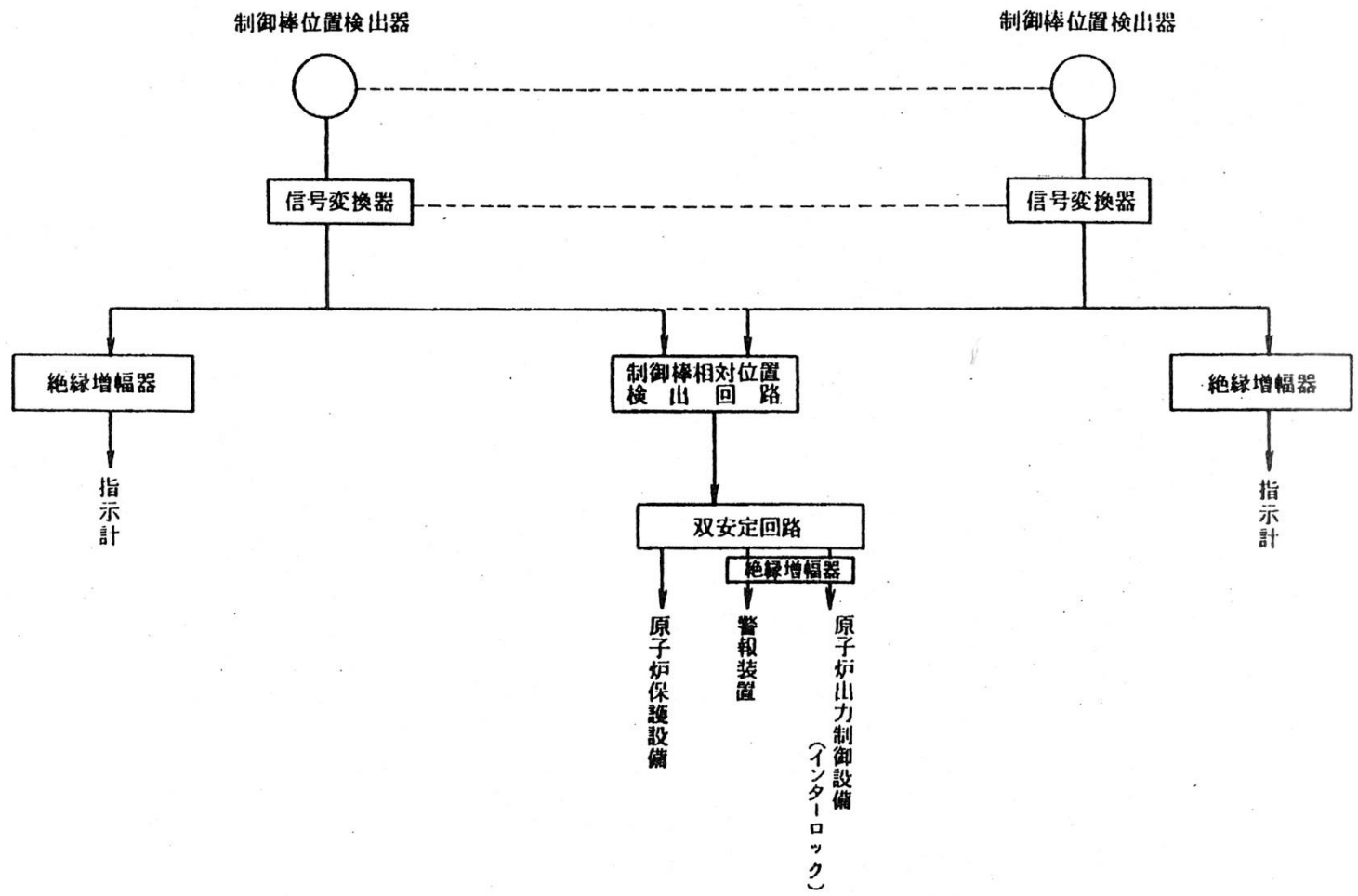
第 9. 2. 1 図 中性子計装測定領域関係説明図



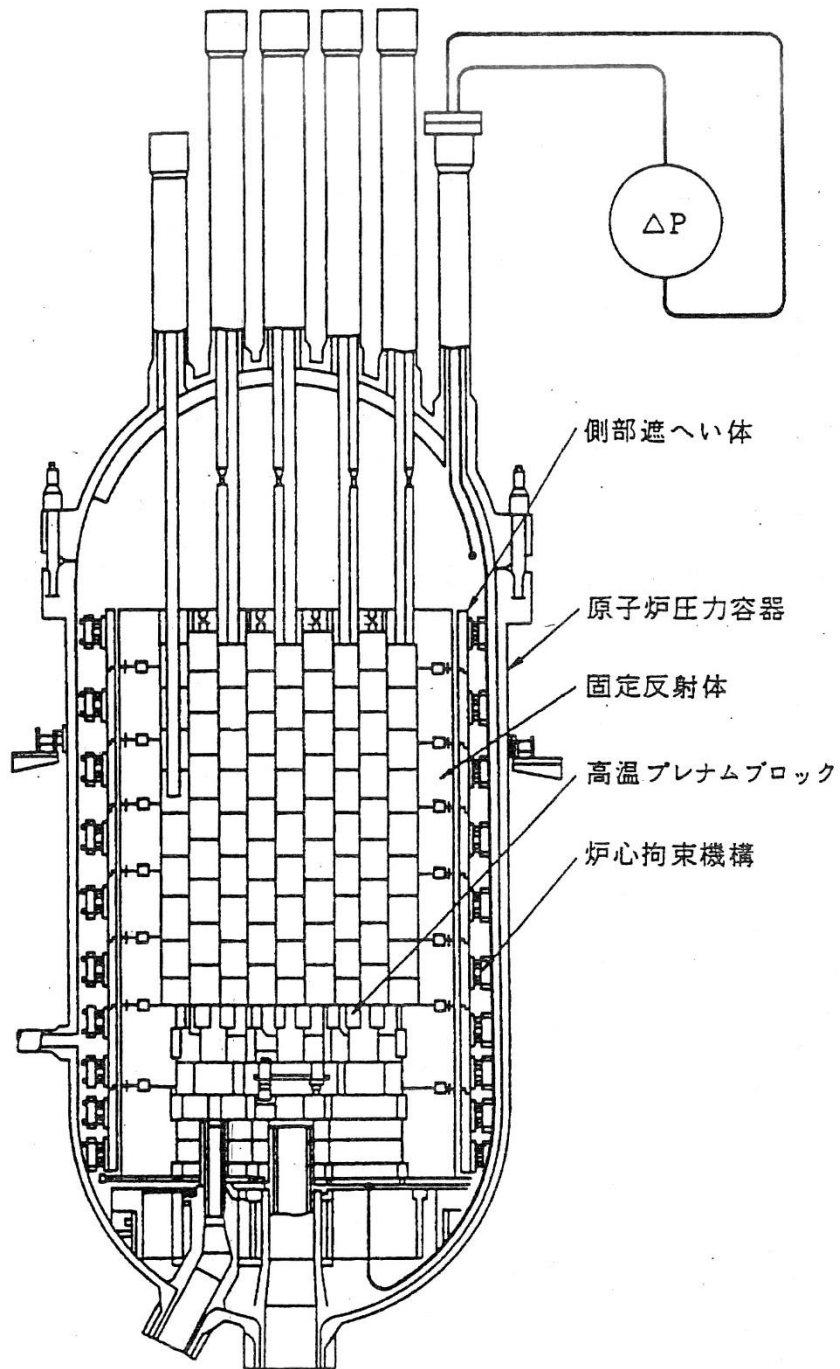
第 9.2.2 図 中性子束検出器の配置説明図



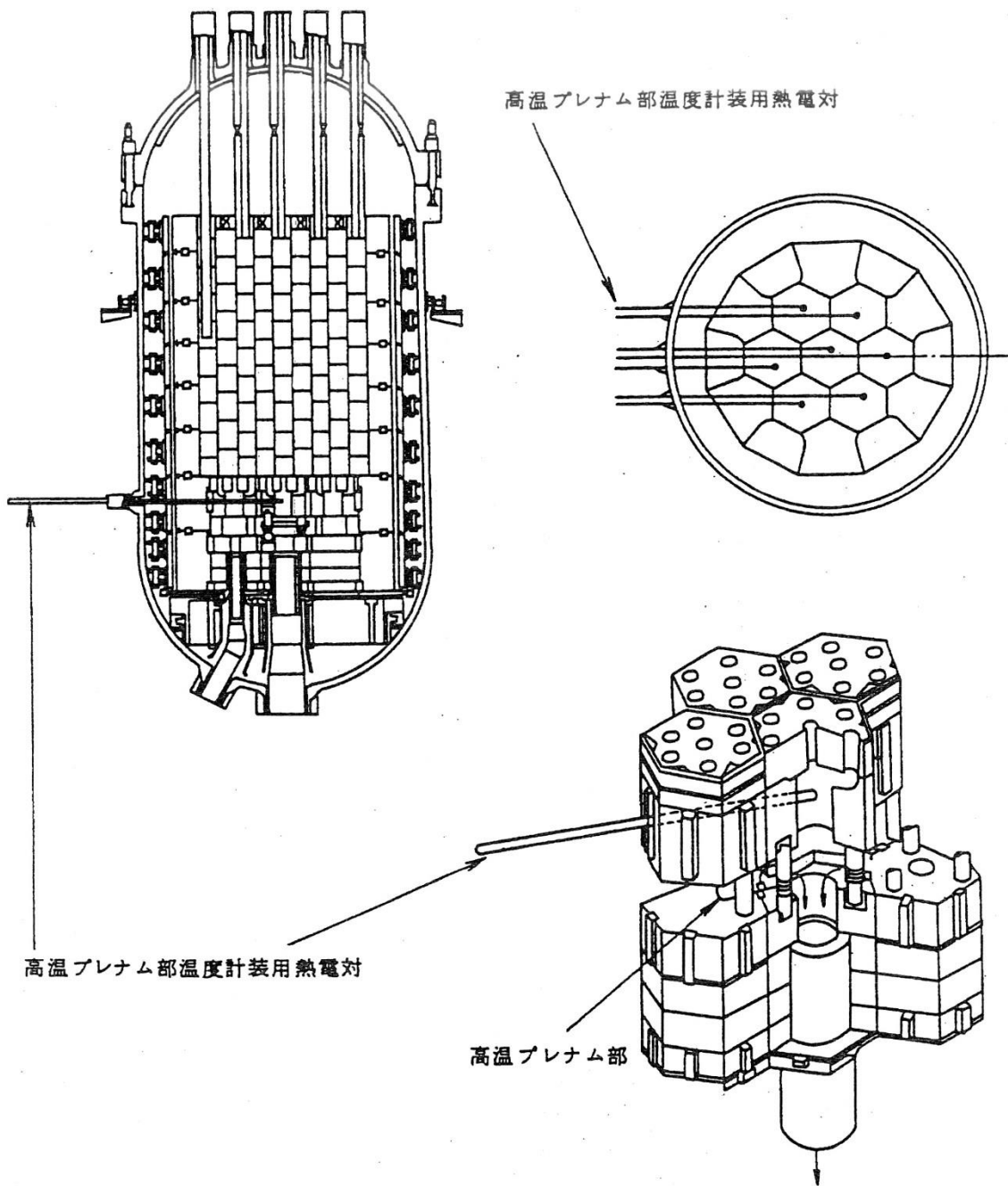
第 9.2.3 図 広領域及び出力領域中性子計装説明図



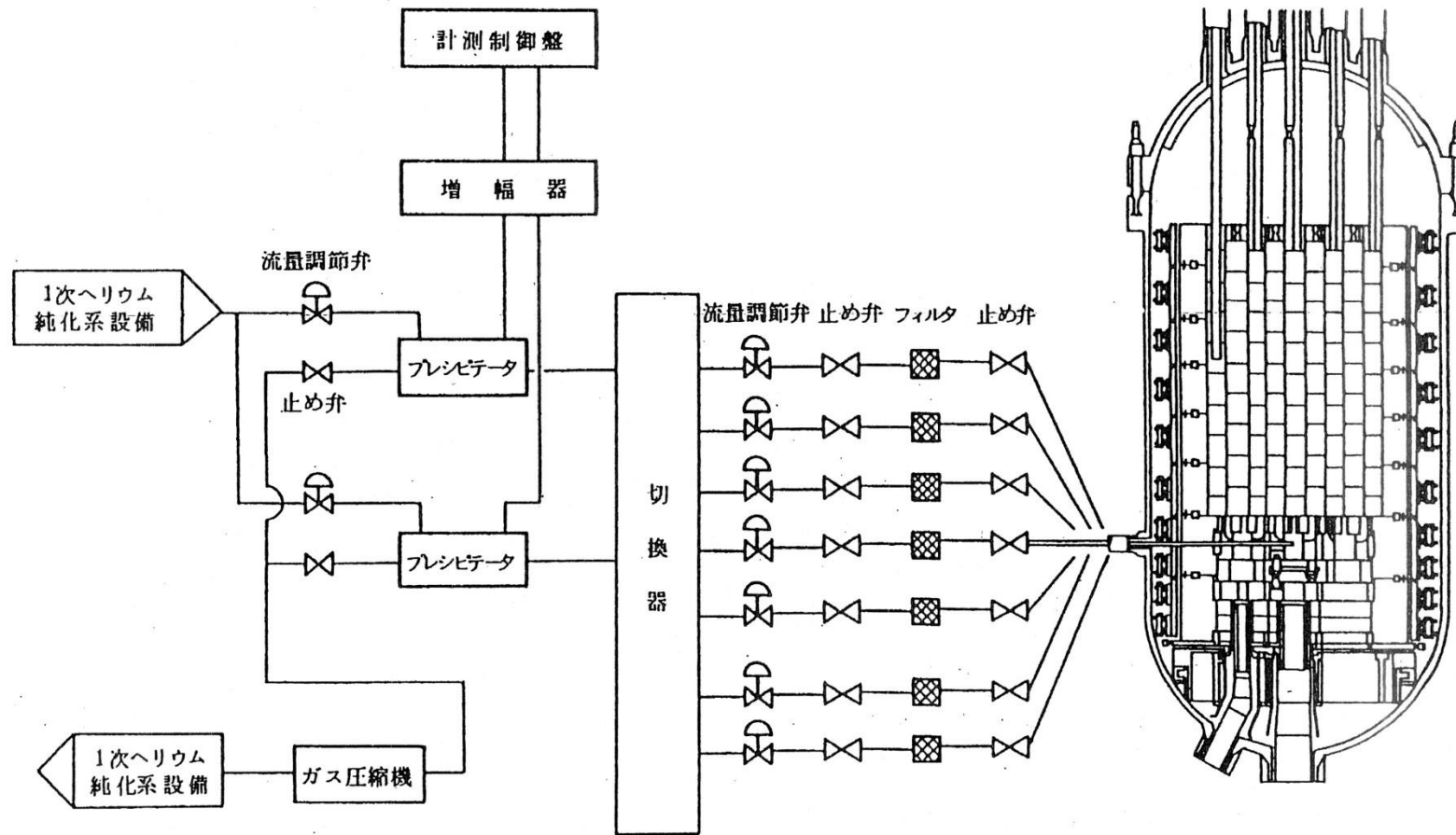
第 9. 2. 4 図 制御棒位置計装説明図



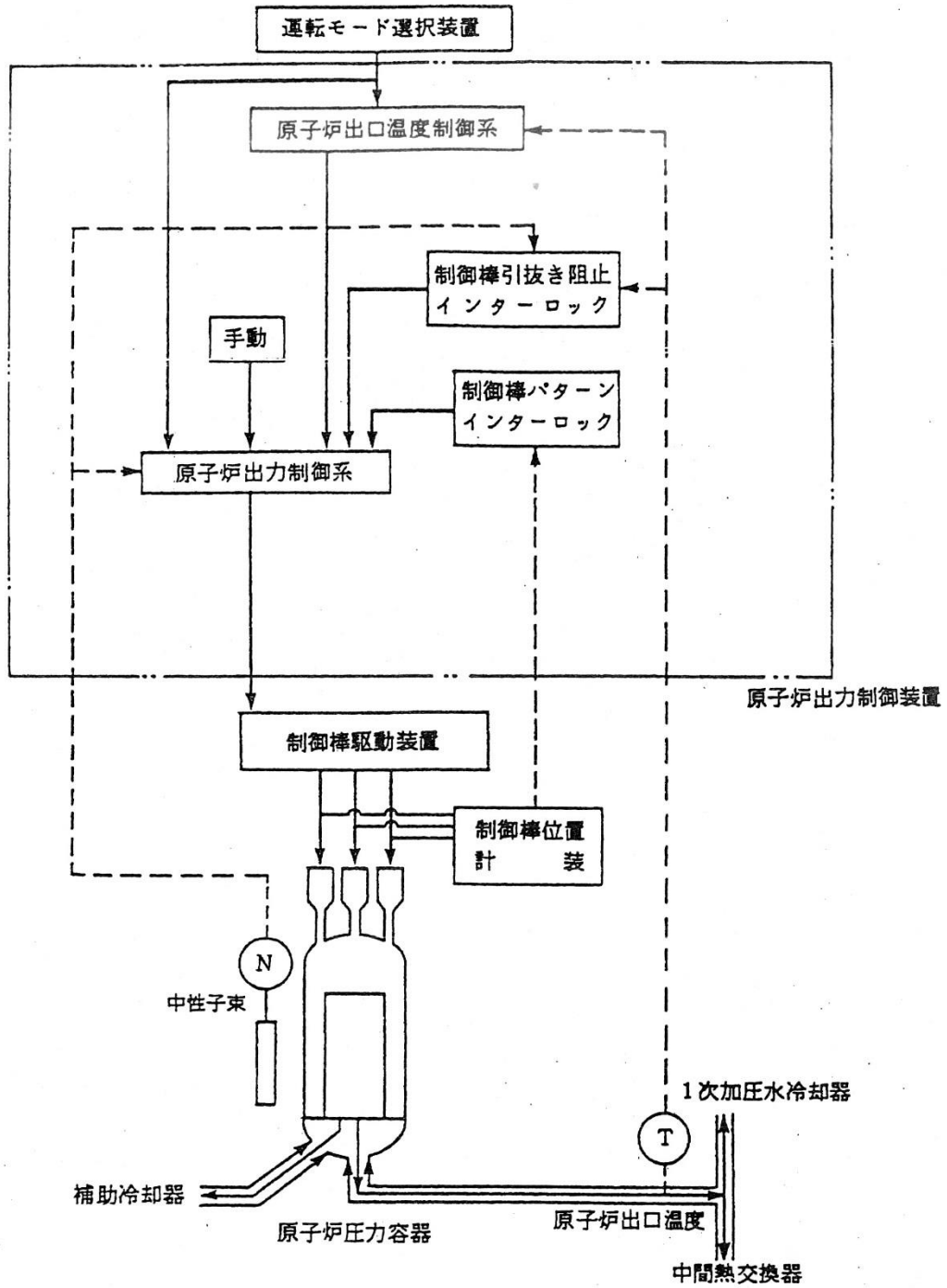
第 9. 2. 5 図 炉心差圧検出用導圧管の設置場所説明図



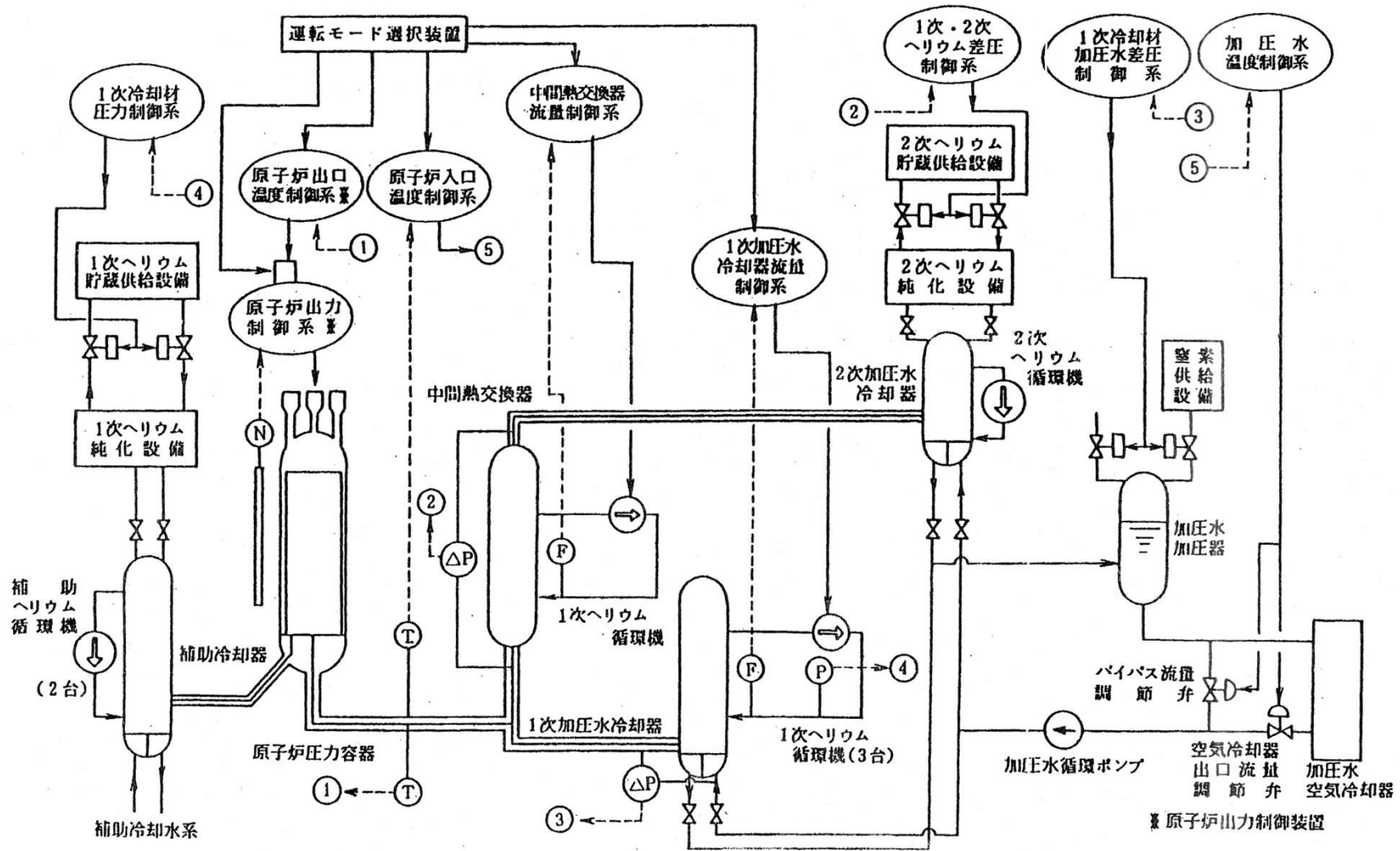
第 9.2.6 図 高温プレナム部温度計装用熱電対配置説明図



第 9. 2. 7 図 燃料破損検出装置構成説明図

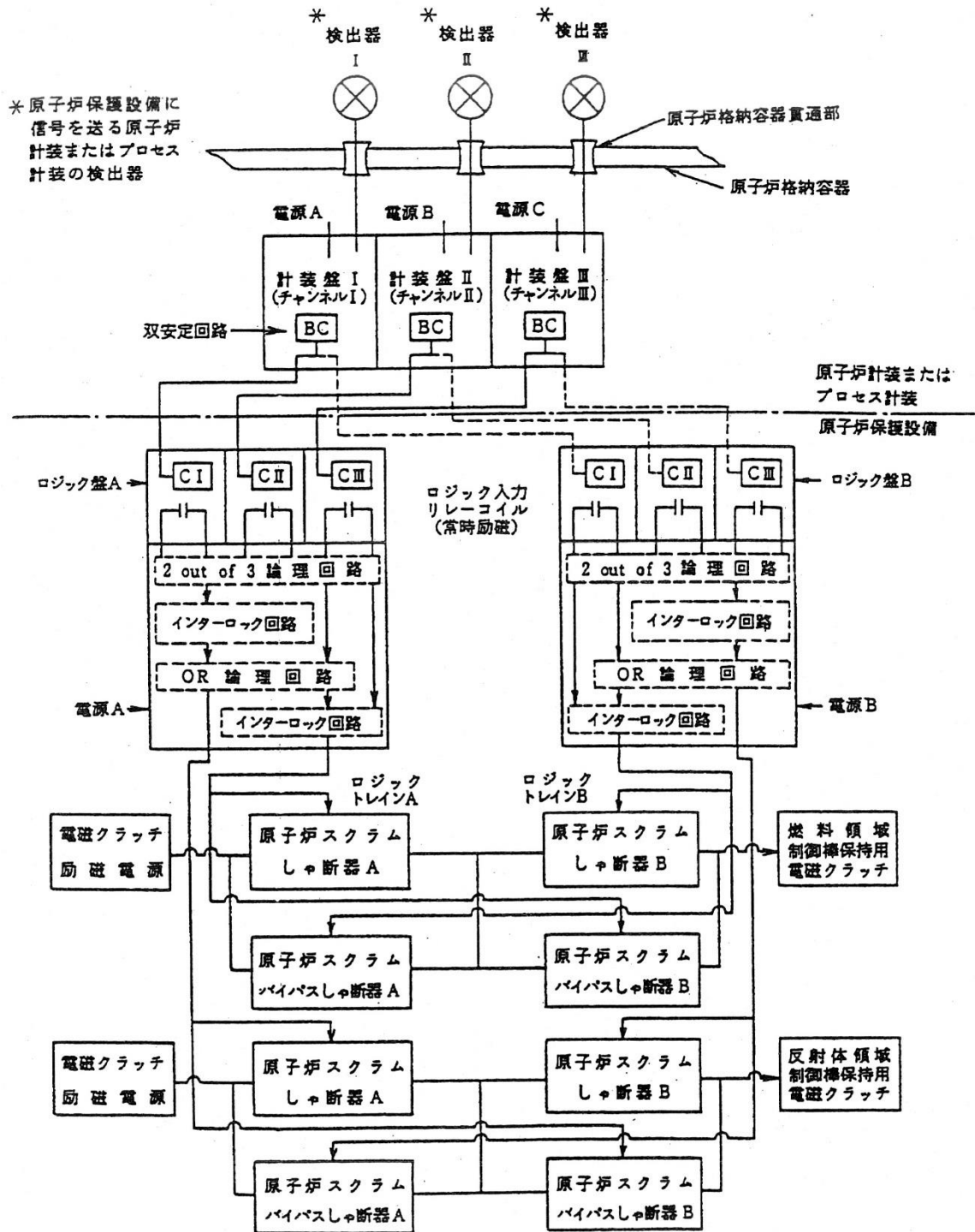


第 9. 4. 1 図 原子炉出力制御装置基本構成説明図

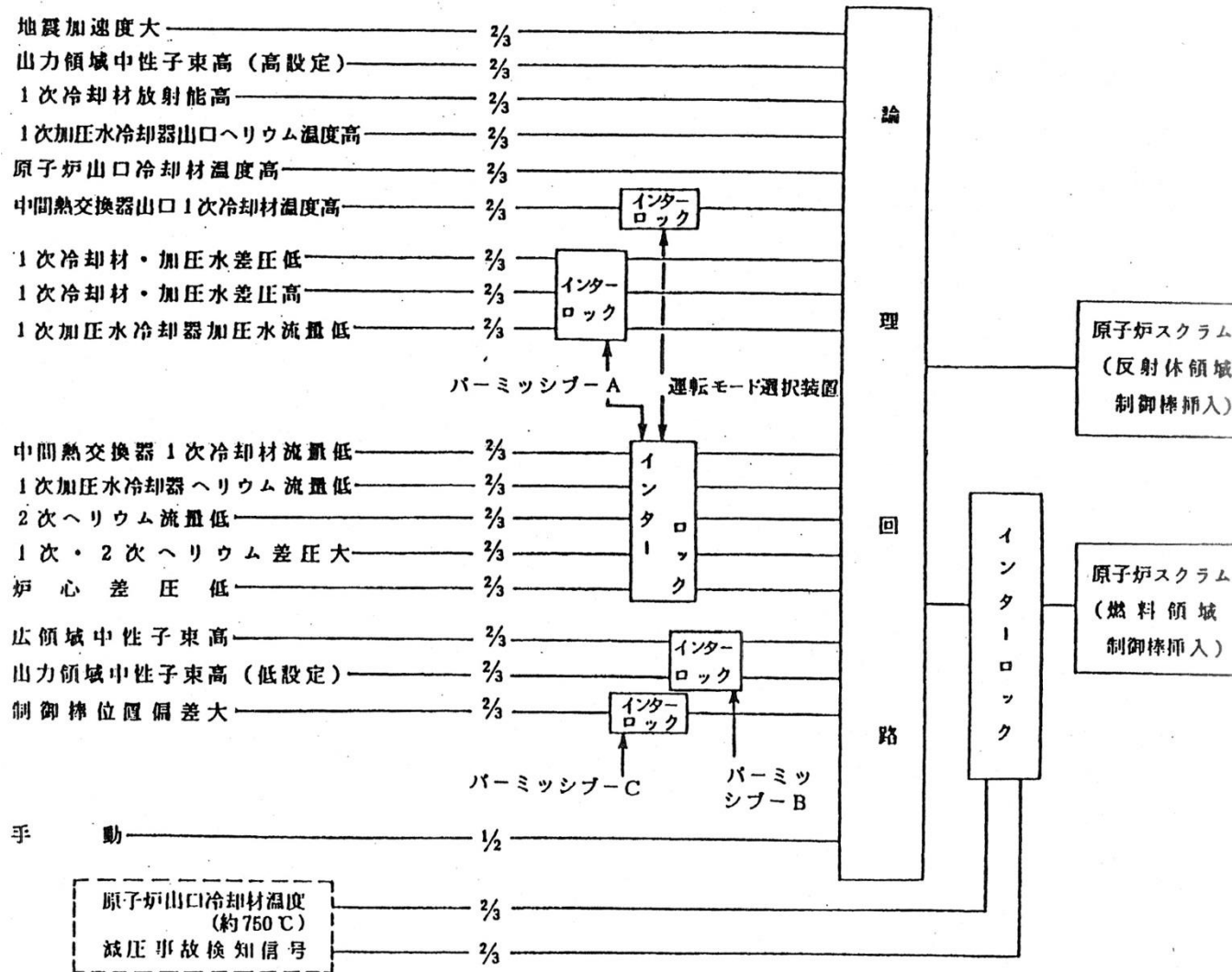


(注) F; 流量 T; 温度 P; 圧力
N; 中性子束 ΔP; 差圧

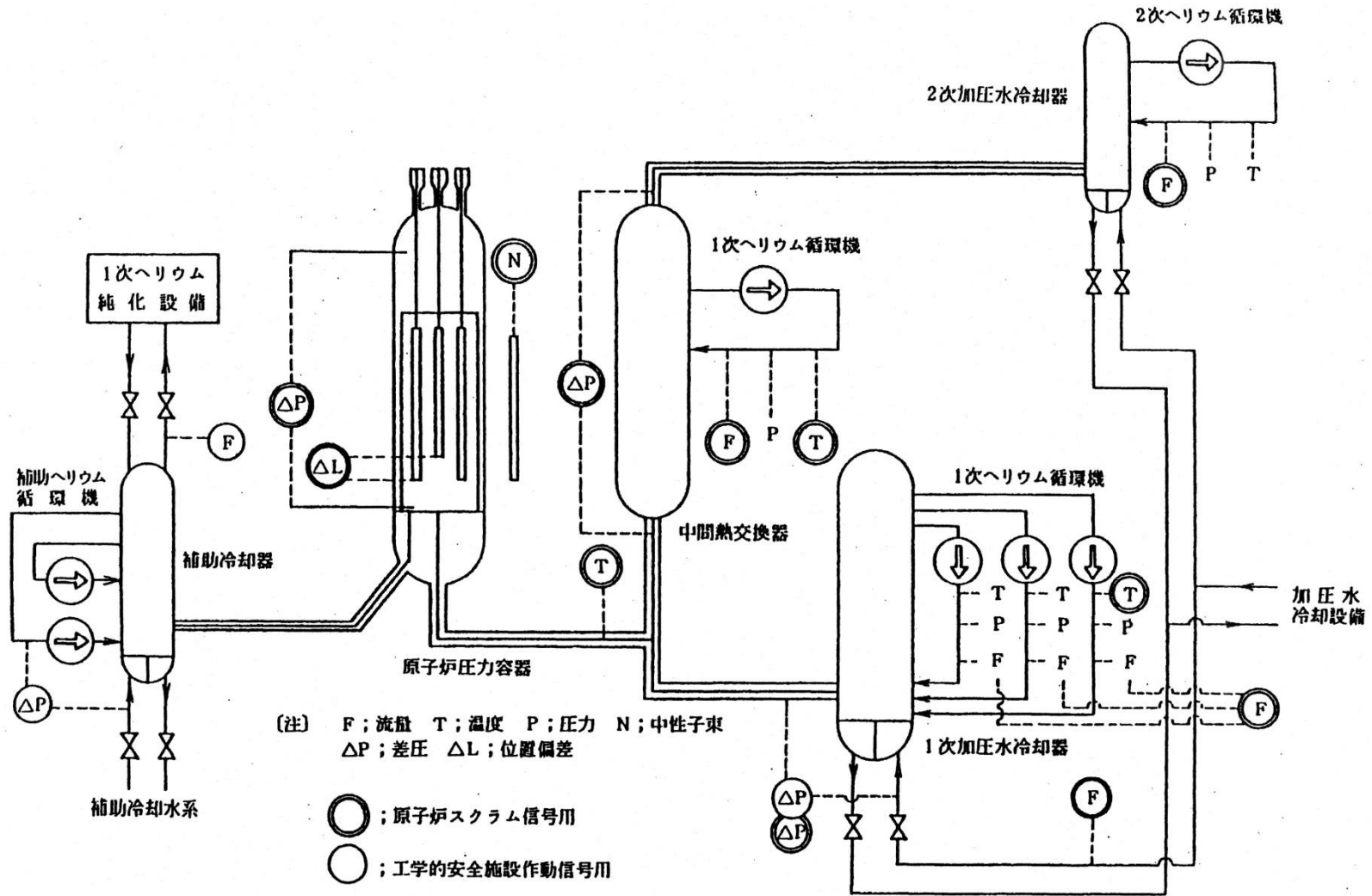
第 9.4.2 図 プラント制御装置基本構成説明図(並列運転)



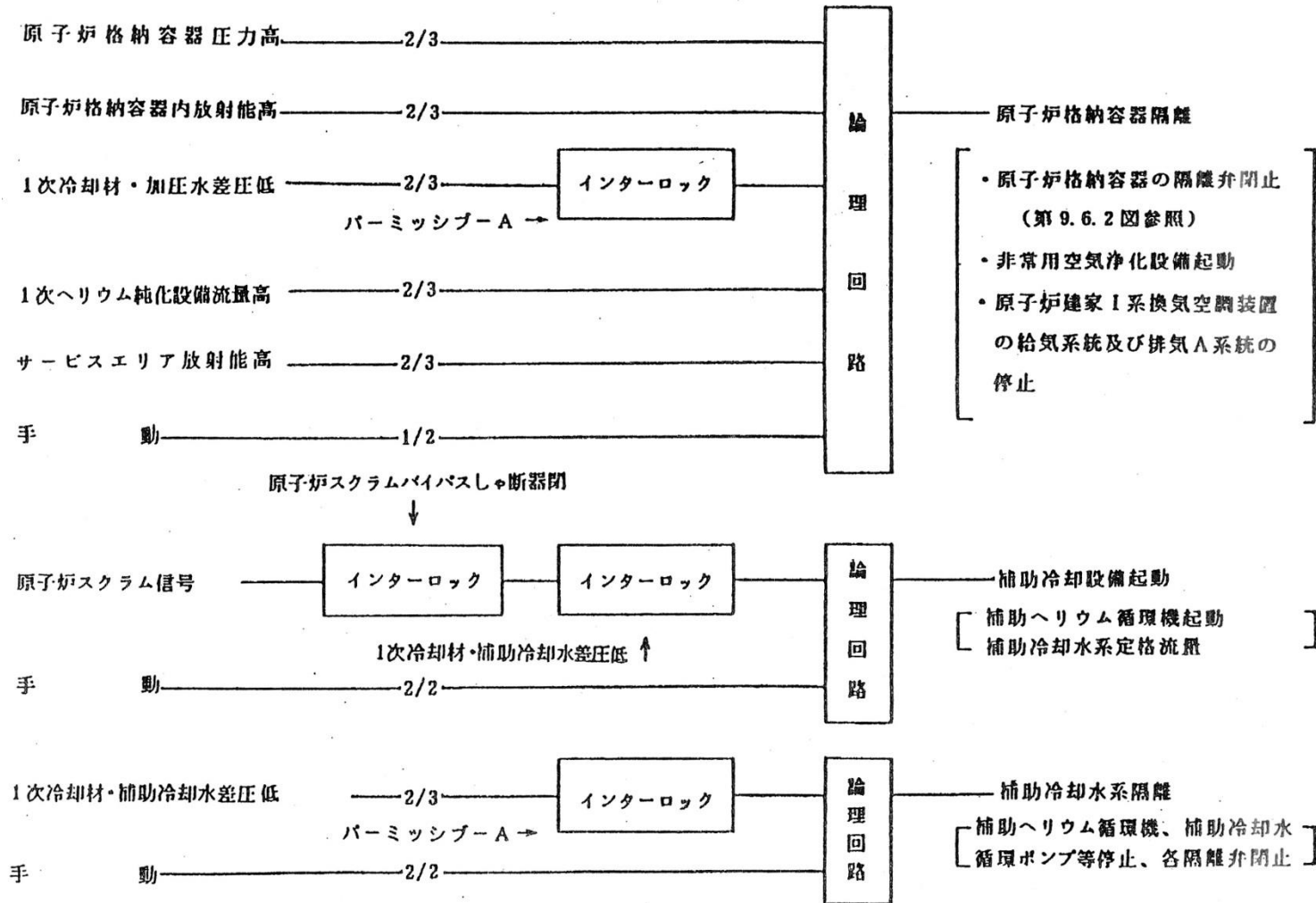
第 9.5.1 図 原子炉保護設備説明図



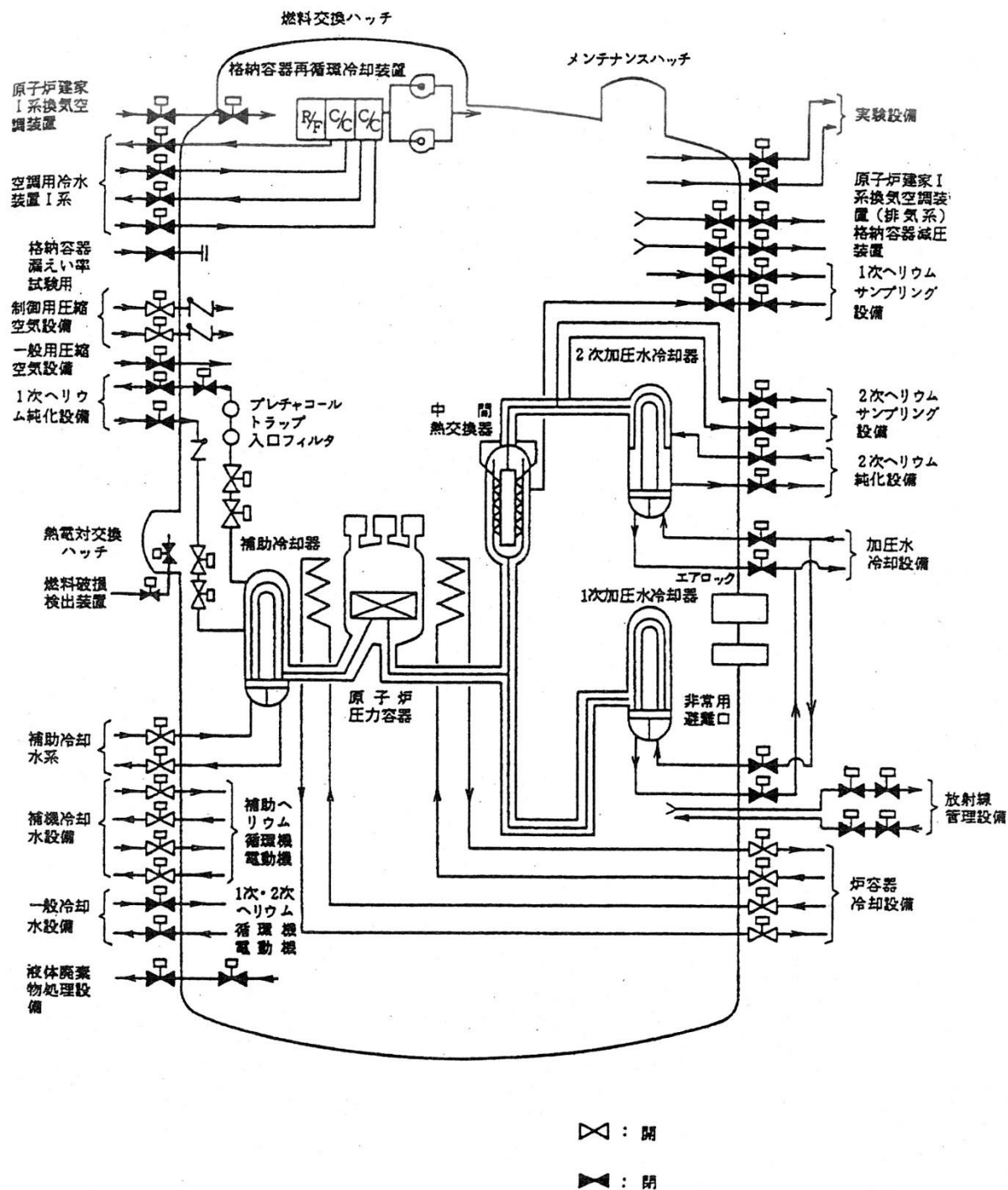
第 9.5.2 図 原子炉保護設備作動信号説明図



第 9.5.3 図 原子炉スクラム信号及び工学的安全施設作動信号の主な測定点説明図



第9.6.1図 工学的安全施設作動信号説明図



第9.6.2図 原子炉格納容器隔離信号発生時の隔離弁状態説明図

10. 電気施設

10.1 概要

原子炉施設で使用する商用電源は、大洗研究所(北地区)北受電所(以下、「大洗北受電所」という。)から6.6kV構内配電線1回線により供給され、常用高圧1母線、常用低圧2母線及び非常用低圧2母線で構成する。常用低圧2母線は、常用高圧母線から、非常用低圧2母線は、常用高圧母線と非常用発電機から受電する。

原子炉施設の機器は、工学的安全施設に係る機器とその他の機器に区分し、それぞれ非常用母線と常用母線に接続する。2台以上設置する機器は、それぞれ非常用、常用ともに各母線に分割接続して電力供給の安定を図る。

非常用電源として、非常用発電機を2台設置し、商用電源が喪失した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給する。非常用発電機は、1台で原子炉を安全に停止するために必要な機器を運転するのに十分な容量を有する。

また、原子炉施設の安全に必要な無停電電源として、直流電源設備及び安全保護系用交流無停電電源装置を設ける。直流電源設備は、直流電源を確保するため2組の蓄電池を設置し、それぞれ1系統の直流母線に電力を供給する。安全保護系用交流無停電電源装置は、安定した交流電源を必要とする計測制御系統設備等に電力を供給する。

全交流動力電源の喪失時においては、安全保護系(停止系)からの作動指令により、反射体領域の原子炉スクラムしゃ断器が開放され同領域の制御棒が速やかに炉心内に落下挿入される。次いで、40分経過後に燃料領域の原子炉スクラムしゃ断器が開放され同領域の制御棒が炉心内に落下挿入され、全制御棒の落下挿入が完了する。原子炉の安全な停止を確認するため全制御棒の落下挿入が完了するまでの間、炉内の中性子束を監視する。また、炉心からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、原子炉压力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を監視する。これらに必要な電源を一定時間確保する事を目的に、必要な容量を有した蓄電池等の直流電源設備及び安全保護系用交流無停電電源装置を設け、安全保護系(停止系)、事故時監視計器の一部(中性子束、原子炉压力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力)に給電する。

蓄電池の枯渇後は、炉心からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、可搬型の計器等を用いて原子炉压力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を監視する。これらの可搬型の計器等に必要な電源は、蓄電池枯渇前に準備する可搬型発電機から給電する。

10.2 設計方針

電気施設は、次の方針により設計する。

- (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、電源として商用電源及び非常用電源を有するようにする。
- (2) 商用電源は、大洗北受電所を経て1回線により原子炉施設に接続するようにする。
- (3) 電源系統は、適切に区分し、一つの系統に起きた故障の影響が拡大しないようにする。
- (4) 非常用電源は、互いに独立な系統とし、商用電源の喪失時に、1つの系統が作動しないと仮定しても、次の事項を確実にを行うのに十分な容量及び機能を有するようにする。

- a. 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及び原子炉冷却材圧力バウンダリの判断基準を超えることなく原子炉を停止し、冷却すること。
 - b. 1次冷却設備の二重管破断事故時等において、炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性及びにその他の安全機能を有する系統及び機器の機能を確保すること。
- (5) 安全機能を有する電気系統は、その系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査ができるようにする。
- (6) 非常用発電機は、万一、一方が破損しても、その飛来物によって、他方の機能が失われることのないようにする。
- (7) 電線、ケーブル、電源盤等は、不燃性、難燃性材料を使用するようにする。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。
- (8) 雷撃による火災の発生を防止し得る避雷設備を設けるようにする。
- (9) 設計基準事故が発生した場合、敷地内にいる人に対し、必要な指示を行うため、商用電源喪失時において使用できる通信連絡設備を設ける。
- 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には、多様性を確保した通信連絡設備を設ける設計とする。
- なお、多量の放射性物質等を放出する事故が発生した場合の現地対策本部から関係官庁等の異常時通報連絡先機関等へ連絡を行うための通信連絡設備は、災害時優先回線及び衛星回線の携帯電話により多様性を確保した設計とする。
- (10) 安全避難通路は、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより、容易に識別できるように避難用照明を設置する。また、避難用照明は、通常の照明用電源が喪失した場合においても、その機能を失うことのないようにする。さらに、設計基準事故が発生した場合に用いる照明(避難用の照明を除く。)及びその専用の電源若しくは灯具内に蓄電池を設ける。
- (11) 全交流動力電源の喪失に備え、安全保護系からの作動指令により、原子炉スクラムしゃ断器を開放するための電源及び原子炉の安全な停止を一定時間監視するための電源として、必要な容量を有した蓄電池等の直流電源設備及び安全保護系用交流無停電電源装置を設ける。
- (12) 全交流動力電源の喪失により直流電源設備の蓄電池からの電源の供給が喪失した場合においても、炉心からの崩壊熱の除去の状態を可搬型の計器等によって監視するために必要な電源として、可搬型発電機を設ける。
- (13) 1相開放故障が発生した場合においても、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の電源を供給できるよう、運転員の操作により商用電源から非常用発電機に母線切替ができる設計とする。

10.3 主要設備

10.3.1 高圧系統

高圧系統は、第10.3.1図に示すように、6.6kV 常用1母線である。この母線は、メタルクラッド開閉装置で構成し、しゃ断器には真空しゃ断器を使用する。メタルクラッド開閉装置は、原子炉建家内に設置する。

メタルクラッド開閉装置の設備仕様を第 10.3.1 表に示す。

10.3.2 低圧系統

低圧系統は、第 10.3.1 図に示すように 440V 常用及び非常用の 4 母線で構成する。

常用低圧母線 ……常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する 2 母線

非常用低圧母線 ……常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する 2 母線で、非常用低圧母線の電圧低下時等には非常用発電機から受電できる 2 母線

低圧母線のパワーセンタは、原子炉建家内に設置する。

なお、非常用低圧母線のパワーセンタは、各々独立した部屋に設置する。

小容量の負荷に給電するモータコントロールセンタは、各パワーセンタより受電する。

パワーセンタの設備仕様を第 10.3.2 表に示す。

10.3.3 非常用発電機

非常用発電機は、非常用低圧母線電圧が低下した場合、原子炉を安全に停止するために必要な負荷へ電源を供給する。

非常用発電機は、多重性を考慮して、必要な容量のもの 2 台を原子炉建家内のそれぞれ独立した場所に設け、各々の非常用低圧母線に接続する。

非常用発電機は、非常用母線電圧低下信号で起動し、約 50 秒で電圧確立後、各非常用低圧母線に接続し順次負荷に給電する。

自動で非常用発電機に接続する主要な負荷は、次のとおりである。

補助ヘリウム循環機

補助冷却水循環ポンプ

補助冷却設備の空気冷却器ファン

炉容器冷却設備の循環ポンプ

非常用空気浄化設備の排風機

補機冷却水循環ポンプ

補機冷却水設備の冷却塔ファン

中央制御室系換気空調装置の循環送風機

電気設備室系換気空調装置の送風機、排風機

制御用空気圧縮機

空調用冷水装置 I の冷凍機

格納容器再循環冷却装置の送風機

充電器

非常灯

非常用発電機の設備仕様を第 10.3.3 表に示す。

10.3.4 直流電源設備

直流電源設備は、2組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、開閉装置等で構成する。直流電源設備の単線結線図を第10.3.2図に示す。

直流母線電圧は、100Vであり、安全保護系、工学的安全施設等の継電器、開閉器、電磁弁、安全保護系用交流無停電電源装置等に、それぞれ独立に給電する。従って、一方が故障しても残る1系統でプラントの安全は確保できる。

なお、蓄電池は、全交流動力電源の喪失に備え、原子炉スクラムしゃ断器を開放するための電源及び原子炉の安全な停止を一定時間監視するための容量を有している。

蓄電池は、据置形で、非常用低圧母線にそれぞれ接続した充電器で浮動充電する。

直流電源設備の設備仕様を第10.3.4表に示す。

10.3.5 交流無停電電源設備

交流無停電電源設備は、2系統の非常用低圧母線及び直流母線から受電する安全保護系用交流無停電電源装置からの3母線と、非常用低圧母線から受電する計算機用交流無停電電源装置からの1母線で構成し、母線電圧は100Vとする。

交流無停電電源設備の単線結線図を第10.3.3図に示す。

安全保護系等の原子炉施設の安全上及び運転上重要な負荷は、安全保護系用交流無停電電源装置からの3母線に接続し、万一商用電源喪失等により交流電源が喪失しても、蓄電池からの給電で交流無停電電源を確保する。

計算機用交流無停電電源装置は、集中監視分散型制御を行う計算機等に電源を供給し、商用電源喪失時には、内蔵する蓄電池により電源を確保する。

多重チャンネル構成の安全保護系への給電は、チャンネルごとに分けて独立性をもたせる。

交流無停電電源設備の設備仕様を第10.3.5表に示す。

10.3.6 可搬型発電機

可搬型発電機は、全交流動力電源が喪失し、さらに直流電源設備の蓄電池が枯渇して電源の供給が喪失した場合、炉心からの崩壊熱の除去の状態を監視するために必要な可搬型の計器等（記録計、信号変換器）へ必要な容量0.5kVAを供給する。可搬型発電機は無給油で10時間以上運転可能とし、その燃料は7日分の監視に必要な量を原子炉施設敷地内の油脂倉庫に備蓄する。

可搬型発電機は、多重性を考慮して1台1組をそれぞれ原子炉建家以外の独立した場所に保管する。

可搬型発電機は、原子炉建家内及び屋外それぞれ2箇所に設置ができる設計とするとともに、使用する事象の発生時における環境条件を考慮した設計とする。

なお、可搬型発電機を原子炉建家内に設置する場合は、可搬型発電機の給気量を考慮し、十分に容積のある区画に設置し外気取入れの対策を行うとともに、排気は排気ダクト等により屋外に排出する設計とする。

可搬型発電機を使用する事象発生時には、常駐運転員により可搬型発電機を設置場所まで運搬し、設置場所から監視対象の温度、圧力の計装盤付近までケーブルを敷設し、計器等（記録計及び信号変換器）に接続し、電力を給電できる設計とする。

可搬型発電機の仕様を第 10.3.6 表に示す。

なお、本可搬型発電機は、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための資機材等の温度、圧力及び中性子束監視用の可搬型発電機と共用する。

10.3.7 通信連絡設備

敷地内に、専用の非常用発電機を設けて商用電源喪失時において使用できる構内一斉放送設備を設ける。構内一斉放送設備専用の非常用発電機の仕様を第 10.3.7 表に示す。また、HTTR 原子炉建家内に設置する非常用発電機から給電し、商用電源喪失時において使用できる非常用放送設備(HTTR)及び送受信器(ページング)を設ける。

また、大洗研究所(北地区)内に設置される現地対策本部から関係官庁等の異常時通報連絡先機関等へ連絡を行うための通信連絡には、一般電話回線の固定電話、災害時優先回線の携帯電話及びファクシミリ、衛星回線の衛星携帯電話等により、多様性を確保した通信連絡設備を設ける。大洗研究所(北地区)内部における必要箇所との間の通信連絡には、一般電話回線の固定電話及びファクシミリ、災害時優先回線の携帯電話等により、多様性を確保した通信連絡設備を設ける。

10.3.8 電線路

安全保護系及び工学的安全施設に関連する多重性をもつ動力回路、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(電線貫通部を含む)を使用して布設し、相互の独立性を阻害する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、不燃性又は難燃性の材料を使用し、必要に応じ延焼防止策を施す。

特に、ケーブルトレイ等が耐火壁を貫通する場合は、火災対策上、耐火壁効果を減少させない構造とする。

原子炉建家等への雷撃防止のため避雷針を設置する。また、避雷針の接地極として接地網を布設して接地抵抗の低減を図る。

10.3.9 照明用電源設備及び作業用電源設備

照明用電源及び作業用電源は、常用低圧母線のパワーセンタ又はコントロールセンタから変圧器を通して、交流 200 V 又は 100 V に降圧し、給電する。建家内には、分電盤、スイッチ、コンセント等を所要箇所に設置する。

安全避難通路には、非常用照明及び誘導灯が設置されており、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、灯具に内蔵された蓄電池又は直流電源設備の蓄電池より給電される。

設計基準事故が発生した場合に用いる照明として交流非常灯(保安灯)は、非常用低圧母線 A 系統又は B 系統の非常用発電機から給電可能とし、原子炉建家内及び冷却塔において必要な照明

を確保する。使用済燃料貯蔵建家及び機械棟については、灯具内に内蔵する蓄電池から給電が可能な照明を設置する。

また、携帯用照明、可搬型の作業用照明及び可搬型発電機を備えることとし、灯具内の蓄電池による給電時間以降についても各種操作及び確認等に必要な照明を昼夜、場所を問わず確保する。可搬型発電機は、可搬型の作業用照明に電源を供給するために必要な容量以上のものを1台用意することとし、原子炉建家外に保管場所を定め保管する。可搬型発電機の仕様を第10.3.8表に示す。

10.4 母線切替

(1) 商用電源の喪失

商用電源が喪失した場合、非常用発電機が自動起動するとともに、非常用低圧母線に接続された負荷は全てしゃ断される。非常用発電機の電圧が定格値になると、非常用発電機を非常用低圧母線に接続することにより、原子炉の安全な停止及び冷却に必要な負荷を定められた順序で自動投入する。

(2) 商用電源の復旧

非常用発電機運転中に商用電源が復旧した場合、電源の安定状態及び原子炉の冷却状態を確認した後、手動切換により受電する。

(3) 1相開放故障時

1相開放故障が発生した場合、運転員の操作により商用電源から非常用発電機に母線切替を行う。

10.5 評価

(1) 商用電源と非常用電源により、所定の安全機能を確保することができる設計となっている。

(2) 商用電源は、大洗北受電所から6.6kV構内配電線1回線により供給される。

(3) 電源系統は、常用高圧1母線、常用低圧2母線及び非常用低圧2母線で構成し、一つの系統に起きた故障の影響が拡大しない設計となっている。

(4) 非常用電源として、非常用発電機2台、直流電源設備2系統、蓄電池2組及び安全保護系用交流無停電電源装置3系統を設け、それぞれ1系統が作動しないと仮定しても、所定の安全機能を確保できる容量としており、独立性及び多重性を有した設計となっている。

(5) 蓄電池等の直流電源設備は、全交流動力電源喪失時において、原子炉スクラムしゃ断器を開放するための電源及び原子炉の安全な停止を一定時間監視するために必要な容量を有した設計となっている。

(6) 安全機能を有する電気系統は、その系統の重要な部分については、自動起動試験等の試験及び検査が定期的に行われる設計となっている。

(7) 非常用発電機は、それぞれ独立した場所に設置するので、万一、一方が破損しても、その飛来物によって、他方の機能が失われることはない。

(8) 電線、ケーブル、電源盤等は、不燃性又は難燃性材料を使用する。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずることとしている。

(9) 避雷針を設け、接地極として接地網を布設し、接地抵抗の低減を図るので雷撃による火災を防止で

きる。

- (10) 安全避難通路には、非常用照明及び誘導灯を設けている。非常用照明及び誘導灯には、灯具に内蔵された蓄電池又は直流電源設備の蓄電池より給電するので、通常の照明用電源喪失時にその機能を失わない。
- (11) 設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、非常用発電機から給電が可能な交流非常灯(保安灯)又は蓄電池内蔵の照明を設置している。また、携帯用照明等を備えることとしており、灯具内の蓄電池による給電時間以降も対応が可能であり、昼夜、場所を問わず、必要な照明が確保できる。
- (12) 原子炉施設は、適切な通信連絡設備を有しており、設計基準事故時に敷地内にいる全ての人に対し、指示できる設計となっている。

原子炉施設から関係官庁等への連絡用として、一般電話回線、災害時優先回線、衛星回線等により多様性を確保した通信連絡設備を設けている。

なお、多量の放射性物質等を放出する事故が発生した場合の現地対策本部から関係官庁等の異常時通報連絡先機関等への連絡用として、災害時優先回線及び衛星回線の携帯電話により多様性を確保した通信連絡設備を設けている。
- (13) 全交流動力電源の喪失により直流電源設備の蓄電池等からの電源の供給が喪失した場合、炉心からの崩壊熱の除去の状態を監視するために必要な電源は、可搬型発電機により供給できる設計となっている。
- (14) 1相開放故障が発生した場合において、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の電源を供給できるよう、運転員の操作により商用電源から非常用発電機に母線切替ができる設計となっている。

10.6 試験及び検査

- (1) 非常用発電機
 - a. 手動起動試験

非常用発電機は、定期的に手動で起動し、必要な負荷を接続する。
 - b. 自動起動試験

原子炉停止時に、非常用母線電圧低信号を模擬し、信号発信後約 50 秒で電圧が確立することを確認する。
- (2) 蓄電池

蓄電池は、定期的に電解液面の検査と補水、電解液の比重とセル電圧の測定及び浮動充電電圧の測定を行い健全性を確認する。

第 10.3.1 表 メタルクラッド開閉装置の設備仕様

しゃ断器	
形 式	真空しゃ断器
定格電圧	7.2 kV
定格電流	主幹 1,200 A
	分岐 600 A
しゃ断電流	主幹 20 kA
	分岐 12.5 kA
しゃ断時間	3 サイクル

第 10.3.2 表 パワーセンタの設備仕様

しゃ断器	
形 式	気中しゃ断器、配線用しゃ断器
定格電圧	600 V
定格電流	主幹 非常用 3,000 A
	常 用 3,000 A
動力変圧器	
形 式	屋内用 3 相乾式変圧器
定格電圧	1 次 6.6 kV
	2 次 460 V
容 量	約 2,000 kVA

第 10.3.3 表 非常用発電機の設備仕様

原 動 機	
形 式	単純開放サイクル 1 軸式 ガスタービン機関
容 量	約 2,280 kW/台 (約 3,100 PS/台)
起動方式	圧縮空気始動
起動時間	約 50 秒
使用燃料	A 重油
台 数	2
発 電 機	
形 式	3 相同期発電機
容 量	約 2,500 kVA/台
定格電圧	460 V
定格周波数	50 Hz
定格力率	0.8
回 転 数	1,500 rpm
台 数	2

第 10.3.4 表 直流電源設備の設備仕様

蓄電池	
形式	鉛蓄電池
容量	約 1,600 AH/組(10 時間率)
電圧	約 116 V(浮動充電時)
組数	2
充電器	
形式	自動定電圧装置付整流器
充電方式	浮動、均等充電
交流入力	440 V、50 Hz
基数	3

第 10.3.5 表 交流無停電電源設備の設備仕様

安全保護系用交流無停電電源装置	
形 式	静止形インバータ
出 力	100 V、50 Hz
入力電源	
交 流	440 V、50 Hz
直 流	116 V(浮動充電時)
基 数	3
計算機用交流無停電電源装置	
形 式	静止形インバータ
出 力	100 V、50 Hz
入力電源	
交 流	440 V、50 Hz
基 数	1

第 10.3.6 表 可搬型発電機の仕様

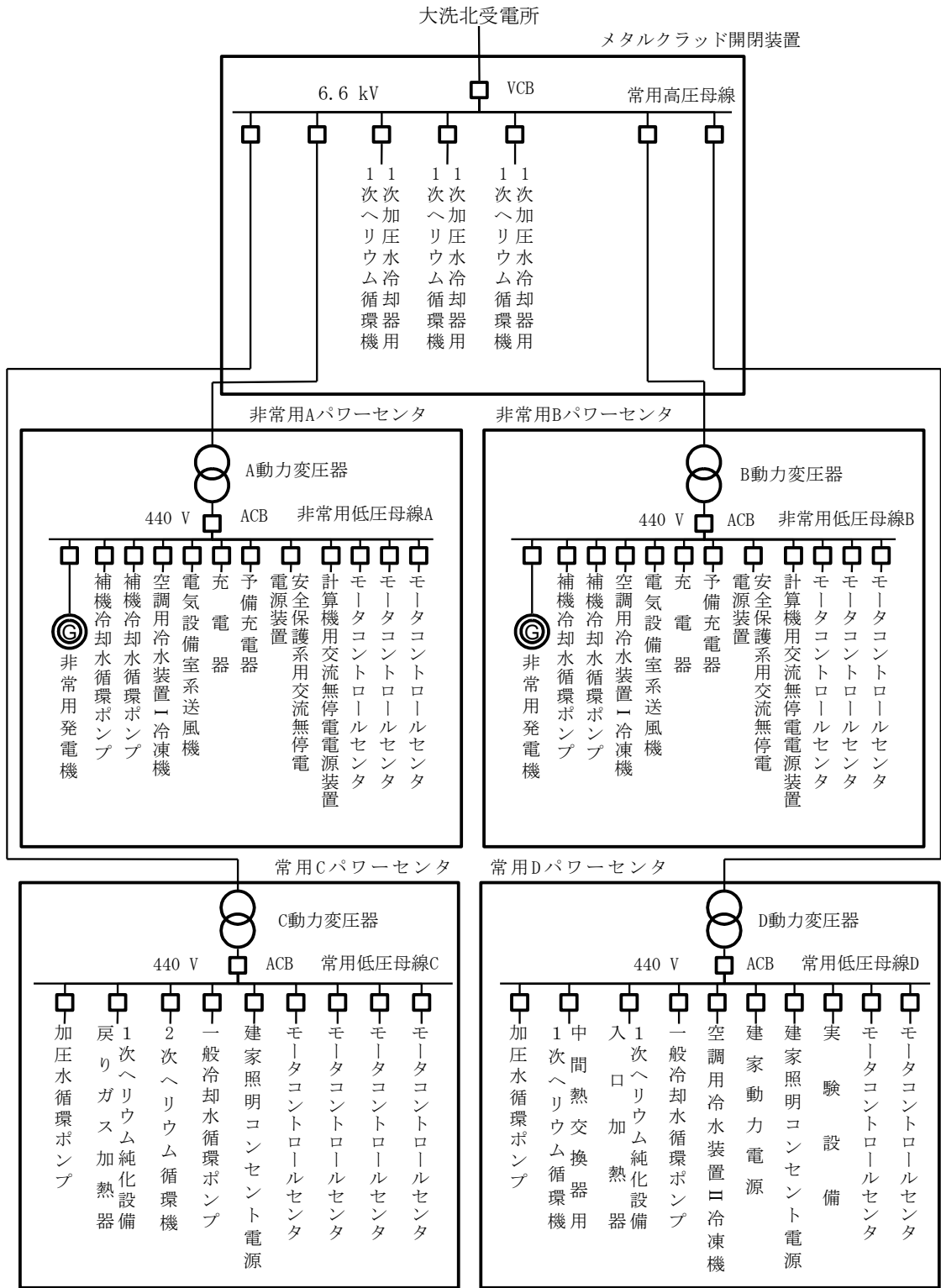
発電機	
形式	単相交流発電機
容量	2 kVA 以上/基
電圧	100 V
基数	2 基 (1 台 2 組)
燃料	軽油

第 10.3.7 表 構内一斉放送設備専用の非常用発電機の仕様

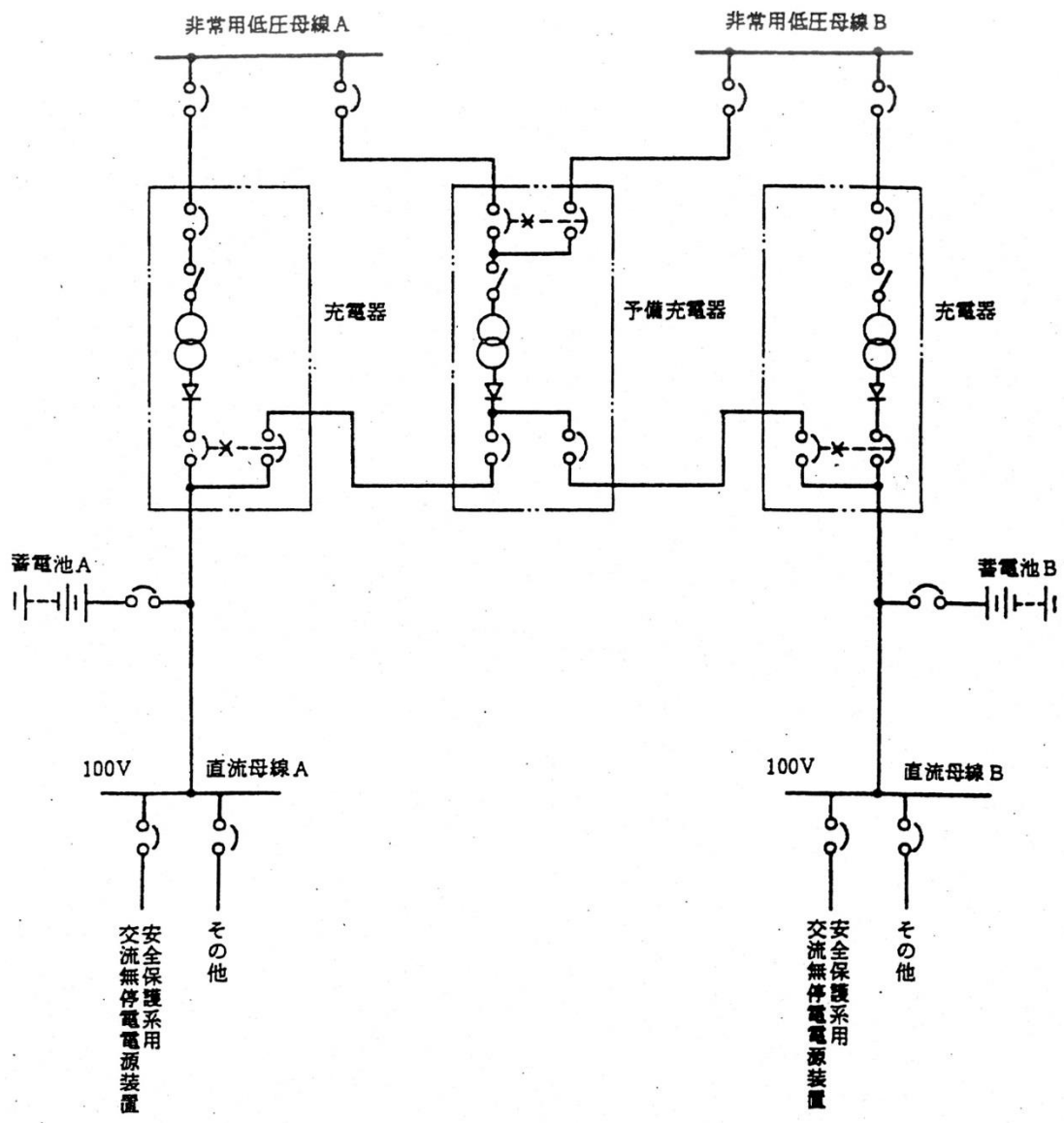
非常用発電機	
型式	単相交流発電機
電圧	100 V
容量	8 kVA 以上
基数	1
燃料	軽油

第 10.3.8 表 照明用の可搬型発電機の仕様

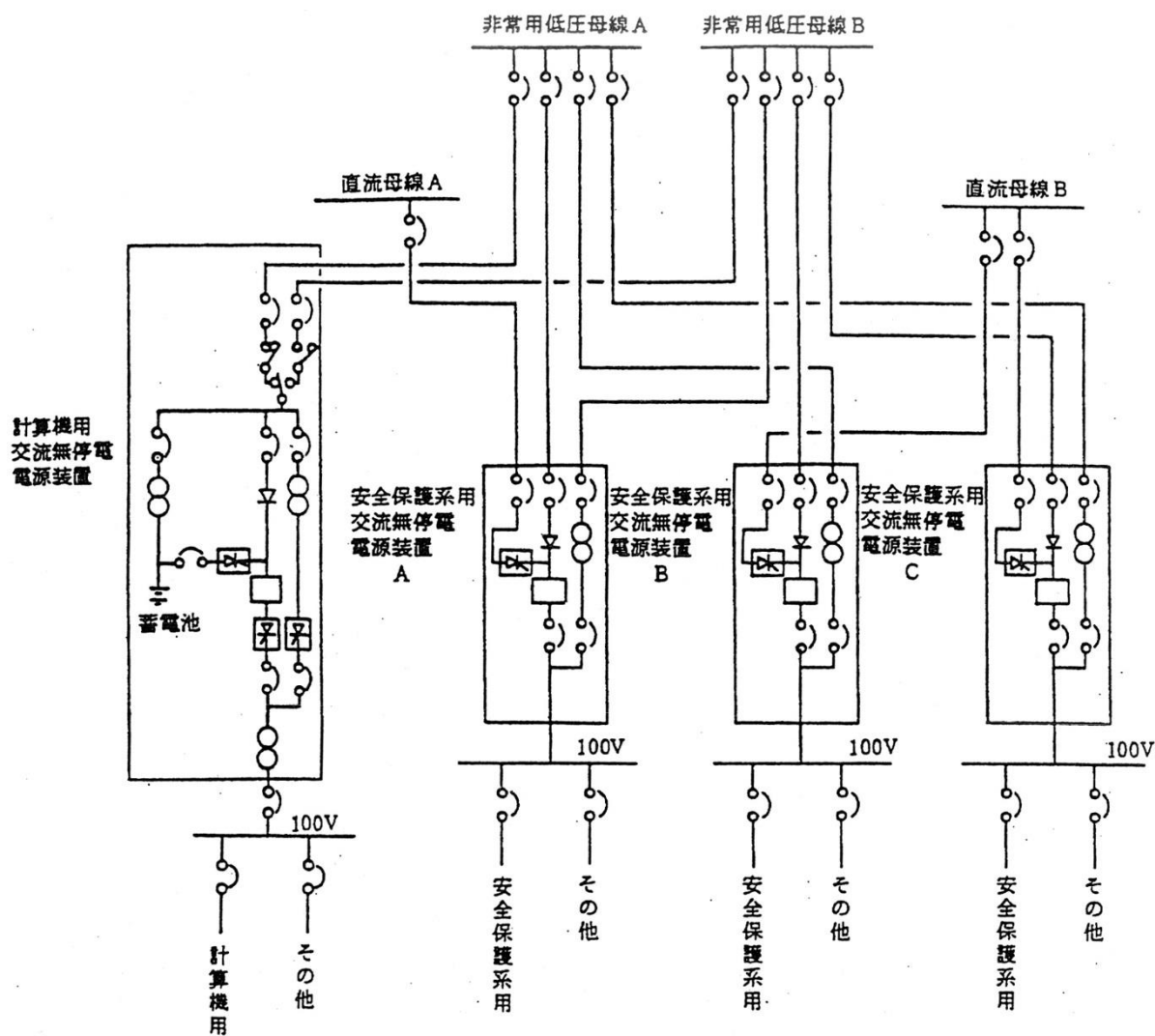
可搬型発電機	
型式	単相交流発電機
電圧	100 V
容量	0.5 kVA 以上
基数	1
燃料	軽油



第 10.3.1 図 主単線結線説明図



第 10.3.2 図 直流電源設備の単線結線説明図



第 10.3.3 図 交流無停電電源設備の単線結線説明図

11. 放射性廃棄物の廃棄施設

11.1 概要

放射性廃棄物の廃棄施設は、原子炉施設で発生する放射性廃棄物を処理する施設であり、本施設の設計は「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」の考え方を考慮して、周辺環境に放出する放射性廃棄物による原子炉施設周辺の一般公衆の線量が、合理的に達成できる限り低くなるように濃度及び量を低減できるものとする。

放射性廃棄物の廃棄施設は、気体廃棄物の廃棄施設、液体廃棄物の廃棄設備及び固体廃棄物の廃棄設備より構成する。

これらの設備は、次のような機能を有する。

- (1) 気体廃棄物は、気体廃棄物 B と気体廃棄物 A に区別して回収し、1 次ヘリウム純化設備の再生オフガス等の気体廃棄物 B は、減衰タンクに貯留して放射能を減衰させた後、気体廃棄物 A を処理する系を通して放射性物質の濃度を監視しながら排気筒より放出する。

気体廃棄物の廃棄施設の系統を第 11. 1. 1 図に示す。

- (2) 液体廃棄物は、その発生源により区別して液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽に回収し、一時貯留後、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液運搬車により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液運搬車により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。

濃度区分を超える液体廃棄物が発生した場合は、ポリエチレン瓶等の容器に回収し、容器内で除染、減容、固型化等を行い、いずれかの濃度区分に属する液体廃棄物又は固体廃棄物とした後、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

液体廃棄物の廃棄設備の系統を第 11. 1. 2 図に示す。

- (3) 固体廃棄物は、その種類別にドラム缶等の容器に収納した後、固体廃棄物保管室へ保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。本原子炉施設に特有な固体廃棄物については、原子炉建家内の貯蔵プール、照射物貯蔵ピット及び使用済燃料貯蔵建家の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡す。また、大型の固体廃棄物は、ビニールシート等で包装する等汚染拡大防止の措置を講じる。

固体廃棄物の廃棄設備の系統を第 11. 1. 3 図に示す。

11.2 気体廃棄物の廃棄施設

11.2.1 概要

気体廃棄物の廃棄施設は、気体廃棄物の回収、放射性物質の除去、減衰及び放射性物質の濃度を監視しながら大気への放出を行うもので、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、気体廃棄物 B を減衰タンクに一時貯留し短半減期核種を崩壊減衰させた後、気体廃棄物 A 処理系へ送る。気体廃棄物 A 処理系では、気体廃棄物 B 処理系からの気体廃棄物及び気体廃棄物 A を、フィルタユニットにより、微粒子、放射性よう素等を除去した後、

放射性物質の濃度を監視しながら排気筒より放出する。

気体廃棄物の主要な発生源は、次に示すとおりである。

(1) 気体廃棄物 B

1 次ヘリウム純化設備のモレキュラーシーブトラップ、コールドチャコールトラップの再生オフガス等

(2) 気体廃棄物 A

燃料取扱設備の燃料交換時における置換ガス、使用済燃料取扱設備で発生した気体廃棄物等

11.2.2 設計方針

気体廃棄物の廃棄施設は、次の方針により設計する。

- (1) 気体廃棄物の廃棄施設は、気体廃棄物を適切にろ過、貯留、減衰、管理等を行うことにより、周辺環境に放出する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ようにする。
- (2) 気体廃棄物 A は、フィルタユニットにより微粒子、放射性よう素等を除去した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出するようにする。
- (3) 気体廃棄物 B は、減衰タンクに一定期間貯留することにより、放射能を減衰できるようにする。

11.2.3 主要設備の仕様

気体廃棄物の廃棄施設の設備仕様を第 11.2.1 表に示す。

11.2.4 主要設備

(1) 減衰タンク

減衰タンクは、気体廃棄物 B を圧縮機で加圧して貯留し、放射能を減衰させる。減衰タンクの容量は、30 日間貯留できるように約 10m³のものを 2 基設ける。

(2) フィルタユニット

フィルタユニットは、粗フィルタ、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタを内蔵し、気体廃棄物 A と気体廃棄物 B 処理系からの気体廃棄物から、微粒子、放射性よう素等を除去する。

11.2.5 評価

- (1) 気体廃棄物の廃棄施設は、気体廃棄物を適切にろ過、貯留、減衰等を行うことにより、周辺環境に放出する放射性物質の濃度及び量を、合理的に達成できる限り低くすることができる。
- (2) 放射性物質の放出に際しては、「12.2 放射線管理設備」の排気モニタリング設備により放射性物質の濃度を監視しながら、排気筒から放出するようにしている。
- (3) 気体廃棄物 B は、気体廃棄物 B を減衰タンクに 30 日間貯留することにより、放射能を減衰させることができる。

11.3 液体廃棄物の廃棄設備

11.3.1 概要

液体廃棄物の廃棄設備は、液体廃棄物の回収、一時貯留を行う設備である。貯留した液体廃棄

物は、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液運搬車により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液運搬車により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。原子炉建家内の液体廃棄物の主要な発生源は、加圧水冷却設備、補助冷却水系等の機器ドレン、原子炉建家の床ドレン、シャワー室排水、燃料取扱及び貯蔵設備の廃液、分析室ドレン等である。

使用済燃料貯蔵建家内の液体廃棄物の主要な発生源は、燃料取扱及び貯蔵設備等の廃液、床ドレン、手洗排水等である。

11.3.2 設計方針

液体廃棄物の廃棄設備は、次の方針により設計する。

- (1) 加圧水冷却設備、補助冷却水系の機器ドレン等の放射性物質の濃度の低い液体廃棄物は、機器ドレン系、床ドレン系及び使用済燃料貯蔵建家ドレン系の各廃液槽に受入れ、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液運搬車により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液運搬車により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。
- (2) 燃料取扱及び貯蔵設備の洗浄廃液、分析室ドレン等の放射性物質の濃度が比較的高い液体廃棄物は、洗浄廃液ドレン系廃液槽に受入れ、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。
- (3) それぞれの廃液槽を収納している室内部の床面及び壁面は、液体状の放射性物質が漏えいし難い構造にし、漏えいの拡大を防止するために廃液槽の周辺には堰等を設けることとする。
- (4) それぞれの廃液槽には、漏えい検知装置を設け、万一漏えいが生じた場合でも、早期発見することにより、漏えいの拡大を防止できるようにする。

11.3.3 主要設備の仕様

液体廃棄物の廃棄設備の設備仕様を第 11.3.1 表に示す。

11.3.4 主要設備

- (1) 原子炉建家内の液体廃棄物の廃棄設備

原子炉建家内の液体廃棄物の廃棄設備は、次に示す機器等により構成する。これらの機器を収納する室内部の床面及び壁面は、液体状の放射性物質が漏えいし難い構造にし、廃液槽の周辺には堰等を設ける。また、それぞれの廃液槽には、漏えい検知装置等を設ける。

- a. 洗浄廃液ドレン系廃液槽

燃料取扱及び貯蔵設備の洗浄廃液、分析室ドレン等による廃液を回収する。

- b. 機器ドレン系廃液槽

加圧水冷却設備、補助冷却水系等の機器ドレン、換気空調設備の凝縮水等を回収する。

- c. 床ドレン系廃液槽

原子炉建家内の床ドレン、シャワー室排水、手洗排水等を回収する。

d. 廃液移送ポンプ

各廃液槽内の液体廃棄物を排水口から一般排水管へ放出するため、及び廃液運搬車に移送するために使用する。

(2) 使用済燃料貯蔵建家内の液体廃棄物の廃棄設備

使用済燃料貯蔵建家内の液体廃棄物の廃棄設備は、次に示す機器等により構成する。これらの機器を収納する室内部の床面及び壁面は、液体状の放射性物質が漏えいし難い構造にし、廃液槽の周辺には堰等を設ける。

また、廃液槽には、漏えい検知装置等を設ける。

a. 使用済燃料貯蔵建家ドレン系廃液槽

使用済燃料貯蔵建家内で発生する洗浄廃液、機器ドレン、床ドレン、手洗排水等を回収する。

b. 廃液移送ポンプ

使用済燃料貯蔵建家ドレン系廃液槽内の液体廃棄物を排水口から一般排水管へ放出するため、及び廃液運搬車に移送するために使用する。

11.3.5 評価

- (1) 放射性物質の濃度の低い液体廃棄物は、それぞれの廃液槽に受入れ、放射性物質の濃度を測定することとしている。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液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡すこととしている。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液運搬車により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こととしている。
- (2) 放射性物質の濃度が比較的高い液体廃棄物は、洗浄廃液ドレン系廃液槽に受入れ、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引き渡すようにしている。
- (3) それぞれの廃液槽を収納している室内部の床面及び壁面は、液体状の放射性物質が漏えいし難い構造にし、廃液槽の周辺には堰等を設置し、漏えいの拡大を防止できる。
- (4) それぞれの廃液槽は、漏えい検知装置等により、万一漏えいが生じた場合でも、早期発見することにより、漏えいの拡大が防止できる。

11.4 固体廃棄物の廃棄設備

11.4.1 概要

固体廃棄物の廃棄設備では、固体廃棄物の回収、分類、ドラム缶等の容器への収納及び保管を行う。ドラム缶等の容器への収納及び操作に際しては、放射性物質の散逸等を防止する。また、本原子炉施設に特有な使用済の可動反射体ブロック等の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物Bについては貯蔵保管する。

固体廃棄物の主要な発生源は、次に示すとおりである。

(1) $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物B

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、監視試験片等

(2) 使用済フィルタ

1次ヘリウム循環機のフィルタ、補助ヘリウム循環機のフィルタ、換気空調設備のフィルタ、気体廃棄物の廃棄施設のフィルタ等

(3) $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A

布、紙等の雑固体廃棄物

11.4.2 設計方針

固体廃棄物の廃棄設備は、次の方針により設計する。

- (1) 本原子炉施設に特有な使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック等の六角柱状ブロックの $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B は、「8.7 燃料取扱及び貯蔵設備」の貯蔵プールに一時保管した後、使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡す。
- (2) 使用済の制御棒、監視試験片等は、「8.7 燃料取扱及び貯蔵設備」の照射物貯蔵ピット、貯蔵プール又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡す。
- (3) 上記の(1)及び(2)以外の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B 及び $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A は、固体廃棄物保管室へ保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。保管に当たっては、ドラム缶、廃棄物容器等に収納して汚染の拡大防止措置を講じる。ただし、ドラム缶、廃棄物容器に封入することが著しく困難なものについては、ビニールシート等で包装し汚染拡大防止の措置を講じる。また、可燃性の固体廃棄物については、金属製保管箱等に収納する。

11.4.3 主要設備の仕様

原子炉建家内の貯蔵プール及び照射物貯蔵ピット並びに使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルの設備仕様は、「8.7 燃料取扱及び貯蔵設備」に示すとおりである。

固体廃棄物保管室の設備仕様を第 11.4.1 表に示す。

11.4.4 主要設備

(1) 貯蔵プール

使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、使用済の制御棒等の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B を貯蔵保管する。

(2) 照射物貯蔵ピット

使用済の制御棒、監視試験片等を貯蔵保管する。

(3) 使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セル

使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、使用済の制御棒、監視試験片等の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B を貯蔵保管する。

(4) 固体廃棄物保管室

(1)、(2)及び(3)以外の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B 及び $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A を保管する。

11.4.5 評 価

- (1) 本原子炉施設に特有な使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック等の六角柱状ブロックの $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B は、貯蔵プール又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡すようにしている。
- (2) 使用済の制御棒、監視試験片等は、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、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡すようにしている。
- (3) 上記の(1)及び(2)以外の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B 及び $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A は、ドラム缶等の容器に収納した後、固体廃棄物保管室へ保管し、発生状況に応じて随時、廃棄物管理施設へ引き渡すようにしている。
- (4) ドラム缶等の容器への収納、操作に際しては、放射性物質の散逸等を防止することができる。

第 11.2.1 表 気体廃棄物の廃棄施設の設備仕様

圧縮機	
形 式	容積形
台 数	2
流 量	約 15 Nm ³ /h/台
減衰タンク	
基 数	2
内 容 積	約 10 m ³ /基
最高使用圧力	0.98 MPa[gage](10 kg/cm ² g)
排風機	
形 式	遠心式
台 数	2
流 量	約 40 Nm ³ /h/台
フィルタユニット	
基 数	2
流 量	約 40 Nm ³ /h/基
構 成	粗フィルタ
	微粒子フィルタ
	よう素除去フィルタ

第 11.3.1 表 液体廃棄物の廃棄設備の設備仕様

原子炉建家		
洗浄廃液ドレン系廃液槽		
基 数		1
容 量		約 5 m ³
廃液移送ポンプ		
形 式		片吸込うず巻型
台 数		2
機器ドレン系廃液槽		
基 数		1
容 量		約 5 m ³
廃液移送ポンプ		
形 式		片吸込うず巻型
台 数		2
床ドレン系廃液槽		
基 数		2
容 量		約 5 m ³ /基
廃液移送ポンプ		
形 式		片吸込うず巻型
台 数		2
ドレンピット		
基 数		1
ドレンピットポンプ		
台 数		1
ドレンピット(格納容器内)		
基 数		1
ドレンピットポンプ(格納容器内)		
台 数		1

(つづき)

使用済燃料貯蔵建家

使用済燃料貯蔵建家ドレン系廃液槽

基 数 2

容 量 約 2 m³/基

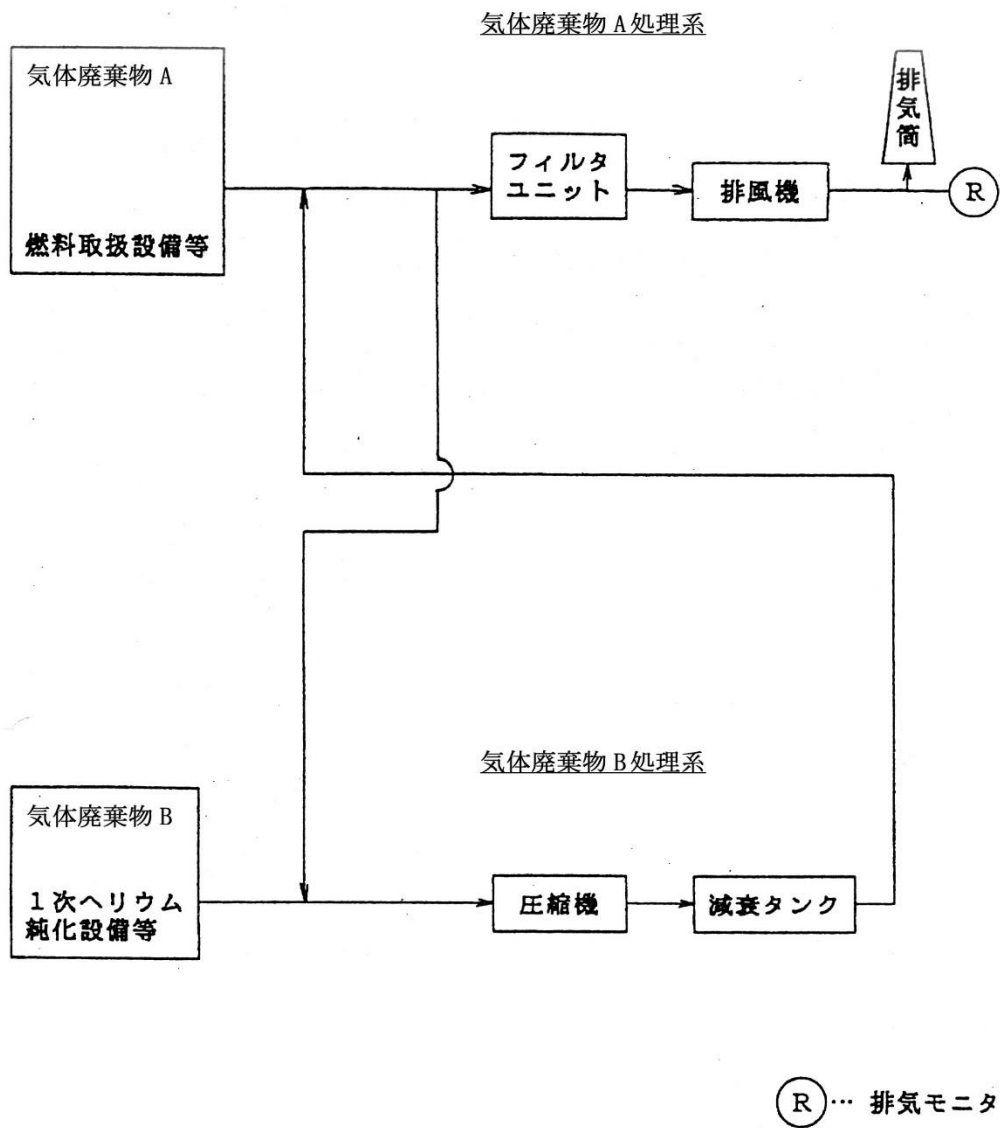
廃液移送ポンプ

形 式 片吸込うず巻型

台 数 2

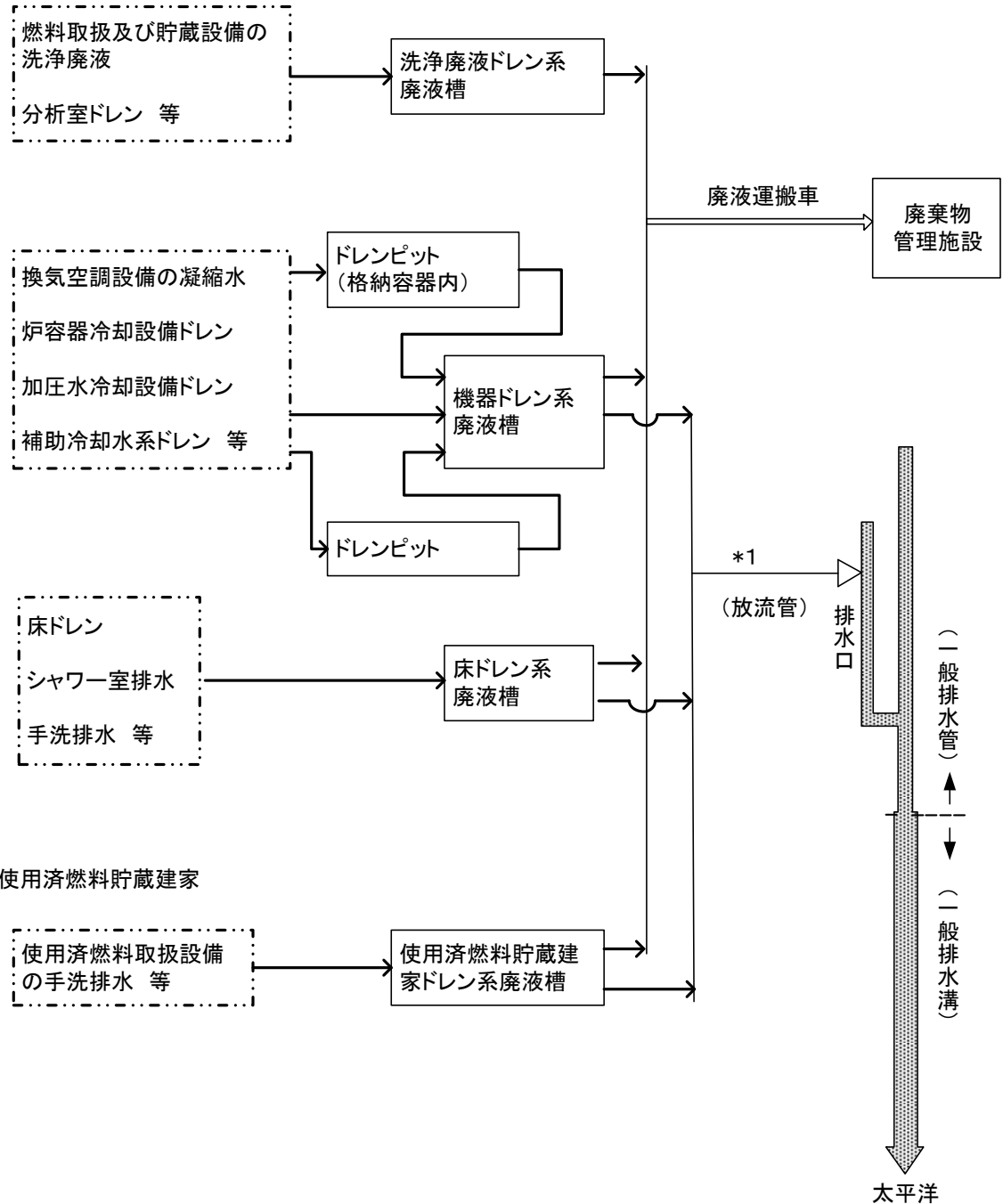
第 11.4.1 表 固体廃棄物保管室の設備仕様

設置場所	構造	保管能力
原子炉建家 地下 2 階	空間容積：約 50m ³ (床面積：約 25m ² 、高さ：約 2m)	200L ドラム缶換算：約 150 本相当 (ドラム缶、金属製保管箱、ペール缶等)



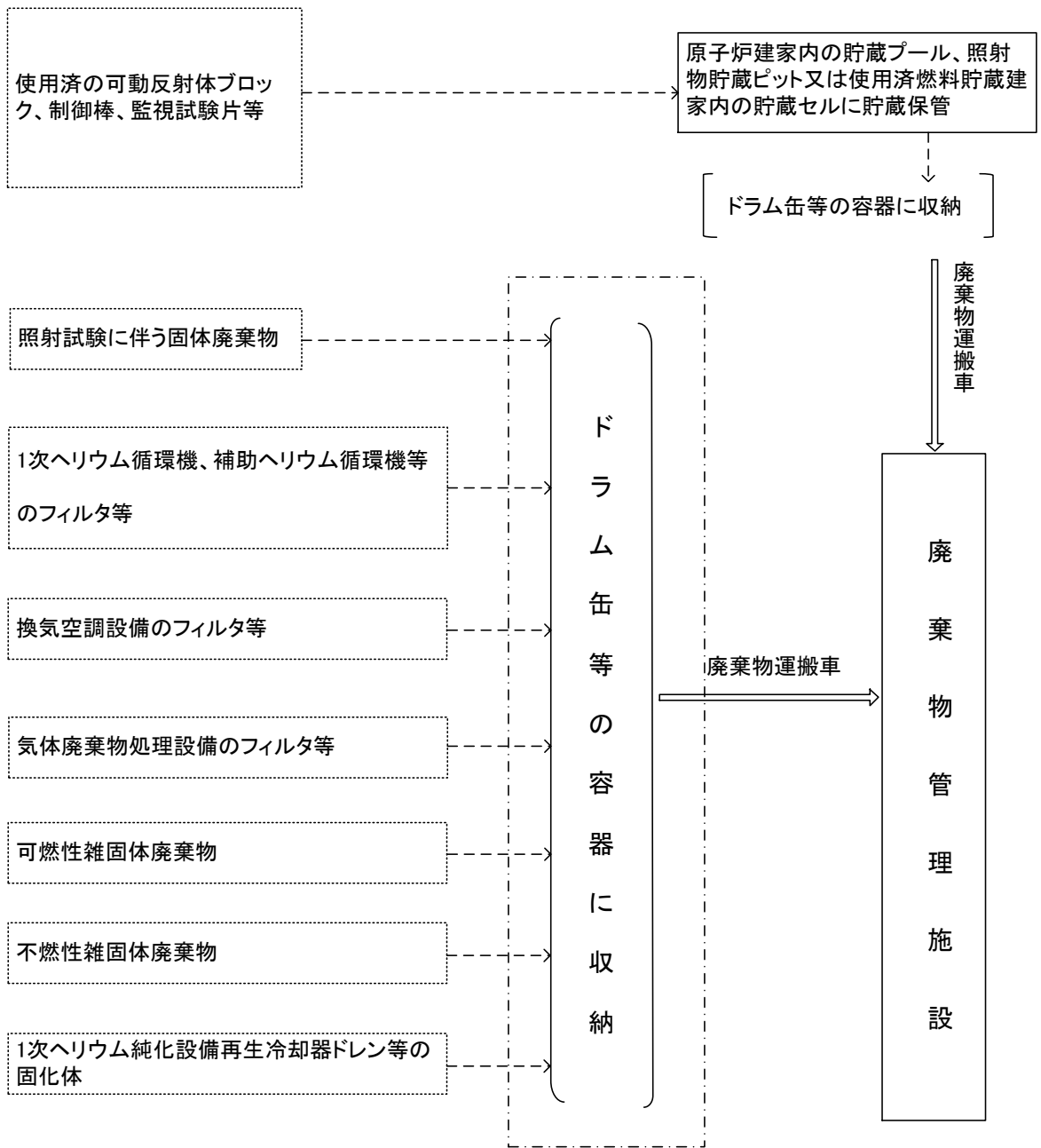
第 11. 1. 1 図 気体廃棄物の廃棄施設系統説明図

原子炉建家



注) *1は「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」で定める濃度限度以下の液体廃棄物
 → : 配管による移送
 ⇨ : 廃液運搬車による移送

第 11. 1. 2 図 液体廃棄物の廃棄設備系統説明図



注) ⇒ : 廃棄物運搬車による移送
 □ : 固体廃棄物保管室へ保管

第 11.1.3 図 固体廃棄物の廃棄設備系統説明図

12. 放射線管理施設

12.1 遮蔽設備

12.1.1 概要

遮蔽設備は、通常運転時、異常状態時において、本原子炉施設周辺の一般公衆及び原子炉施設従事者等の被ばく線量当量を低減するもので、次のものから構成する。

- (1) 1次遮へい
- (2) 2次遮へい
- (3) 外部遮へい
- (4) 補助遮へい
- (5) 一時的遮へい

12.1.2 設計方針

遮蔽設備は、次の方針により設計する。

- (1) 原子炉施設周辺の一般公衆が受ける被ばくについては、「線量告示」に定められた周辺監視区域外の線量限度より十分小さくなるようにする。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本施設敷地境界外において、合理的に達成できる限り十分低くなるような遮蔽とする。
- (2) 通常運転時、燃料取替時、保修時等において放射線業務従事者が受ける被ばくが「線量告示」に定められた線量限度を超えないようにし、かつ、無用の放射線被ばくを防止する遮蔽とする。
- (3) 中央制御室内の従事者に対しては、「線量告示」に定められた緊急作業に係る線量限度を十分下回る遮蔽とする。
- (4) 遮蔽設計に当たっては、放射線業務従事者等が立入る場所において、不必要な放射線被ばくを受けないように関係各場所への立入頻度、滞在時間などを考慮して、放射線業務従事者等の放射線被ばくを十分安全に管理できるように、第12.1.1表に示す基準を満足するよう遮蔽設計する。

12.1.3 主要設備

(1) 1次遮へい

1次遮へいは、原子炉圧力容器を直接取囲むコンクリート等による構造物で、1次側部遮へい、1次上部遮へい及び上部生体遮へいから成り、通常運転時の原子炉からの放射線を減衰させるとともに、原子炉停止時に1次冷却設備及び2次冷却設備の補修が可能な程度に、原子炉からの放射線を減衰させる。

a. 1次側部遮へい

原子炉圧力容器の外側に、普通コンクリート製の厚さ約1.55～1.7mの1次側部遮へいを配置する。

b. 1次上部遮へい

原子炉圧力容器上部に、コンクリートと鉄板の多重層の厚さ約1.2mの1次上部遮へいを設ける。また、スタンドパイプ貫通部には、補償遮へいを設置する。

c. 上部生体遮へい

1次上部遮へいの上方に、鉄板とコンクリートの厚さ約0.8mの上部生体遮へいを設ける。1次上部遮へいとあわせて生体遮へいを構成する。

(2) 2次遮へい

2次遮へいは、1次遮へいと組み合わせにより、通常運転時に原子炉格納容器の外側での線量当量率を遮へい設計基準値以下に減衰させる。

2次遮へいは、中間熱交換器室等の機器室の外側の壁で厚さ約0.95mの普通コンクリート製の2次側部遮へいと同室上部の厚さ約1.3mの普通コンクリート製の2次上部遮へいから構成する。更にその上部に厚さ約0.25mの普通コンクリート製の遮へい体を設ける。

(3) 外部遮へい

外部遮へいは、厚さ約0.2~1.0mのコンクリート構造で、1次遮へい及び2次遮へいと組み合わせにより、通常運転時の線量当量率を設計基準値以下に減衰させる。

(4) 補助遮へい

補助遮へいは、原子炉建家内及び使用済燃料貯蔵建家内の燃料取扱設備、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射性物質を内蔵する機器及び配管を取囲み、建家内の通路をA区分にする構造物で、主としてコンクリート壁からなる。また、隣接設備の停止あるいは除染を行わずに各機器室における補修を可能にする。

(5) 一時的遮へい

一時的遮へいは、放射性物質を内蔵する機器及び設備の補修時あるいは事故時の保守等のために一時的に使用するもので、コンクリートブロック、鉛、鉄板等で、必要に応じて遮蔽する。

通常運転時の遮蔽設計区分概略を第12.1.1図及び第12.1.2図に示す。

12.1.4 評価

原子炉施設内の遮蔽として、1次遮へい、2次遮へい、外部遮へい、補助遮へい等を設置することにより、運転に伴う放射線業務従事者等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立入頻度、立入時間等を考慮し、放射線業務従事者等の放射線被ばくが十分に安全に管理できる設計とするので遮蔽設計基準を満足できる。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周辺監視区域外において、空気カーマで年間 $50\mu\text{Gy}$ 以下になる遮蔽設計としているので、周辺監視区域外に対する「線量告示」に規定される条件を満足する。

なお、本原子炉施設からの直接線量及びスカイシャイン線量は、年間 $2\times 10^{-3}\mu\text{Gy}$ 程度である。

中央制御室の遮蔽は、減圧事故時に従事者が必要な操作のために中央制御室内に留まっても、被ばくを十分低減できる設計とするので「線量告示」に規定される条件を満足する。

12.2 放射線管理設備

12.2.1 概要

放射線管理設備は、大洗研究所(北地区)周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の放射線被ばくが「線量告示」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、線量が十分に低く保たれていることを監視及び管理するための設備であり、放射線管理関係設備、放射線監視設備

及び放射線防護設備で構成する。

12.2.2 設計方針

放射線管理設備は、次の方針により設計する。

- (1) 放射線管理関係設備は、管理区域に立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を管理できるようにする。
- (2) 放射線監視設備は、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、放射性物質の放出、原子炉施設内外の線量当量率、放射性物質濃度等の測定及び監視ができるようにする。
- (3) 中央制御室及び適当な管理場所に必要な情報の通報が可能であるようにする。
- (4) 通常運転時及び万一の事故に備えて必要な放射線計測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を監視する放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における放射性物質の測定に関する指針」を参考にした設計とする。
- (6) 設計基準事故時に必要な放射線監視設備は、「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」を参考にした設計とする。
- (7) 周辺環境モニタリング設備である固定モニタリング設備は、無停電電源装置及び非常用発電機（可搬型含む。）を設ける。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9基について、必要な情報を中央制御室、現地対策本部等に表示するとともに、伝送系は有線及び無線により多様性を確保する。

12.2.3 主要設備

(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。

a. 出入管理設備

原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の管理区域への出入りは、各々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、燃料及び大型機器の搬出入に際しては、各建家の機器搬入口において臨時の出入管理を行う。

b. 表面汚染管理設備

人の退出及び物品の搬出に伴う汚染の管理のために、出入管理室、シャワー室、手洗い及びハンドフットモニタ等を設ける。

c. 放射能測定設備

各種系統及び作業環境の放射性試料の放射能を測定するために、放射能測定室を設ける。

d. 個人被ばくモニタリング設備

放射線業務従事者等の外部被ばく管理のため、個人線量計を設ける。

(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、排気モニタリング設備、周辺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。

また、設計基準事故時用の放射線監視設備は、商用電源が喪失した場合、監視に必要な電源が非常用発電機から給電される。

放射線監視設備の概要を第 12. 2. 1 表に示す。

a. 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、原子炉格納容器内、原子炉建家内等の線量当量率及び空気中の放射性物質濃度を連続的に測定し、中央制御室において指示、記録を行い、設定値を超えた場合は、中央制御室及びその他必要な箇所に警報を発する。

(a) 室内空気モニタリング設備

原子炉格納容器内及び原子炉建家内等の空気中の放射性物質濃度を測定、監視するものであり、室内ガスモニタ又は室内ダストモニタからなる室内空気モニタを設け、放射性ガス又は放射性塵あいを連続的に測定、監視する。また、設計基準事故時において原子炉格納容器内の空気中の放射性物質濃度を把握するためサンプリング配管を設ける。

(b) 線量当量率モニタリング設備

原子炉格納容器内及び原子炉建家内等の線量当量率を監視するもので、ガンマ線エリアモニタ又は中性子線エリアモニタからなる放射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入る場所、その他管理上必要な場所とする。

また、設計基準事故時において原子炉格納容器内及び原子炉建家内等の線量当量率を把握するためガンマ線エリアモニタを設ける。

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。

中央制御室
原子炉格納容器内
1 次ヘリウム純化設備室
気体廃棄物の廃棄施設機器設置区域
燃料取扱フロア
使用済燃料貯蔵建家

b. 排気モニタリング設備

排気モニタリング設備は、排気筒から放出される空気中の放射性物質濃度を連続的に測定し、中央制御室で指示、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。

排気モニタリング設備としては、排気ガスモニタ及び排気ダストモニタからなる排気モニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器等を使用する。

排気空気中の放射性よう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、排気筒又は排気管から放出される放射性希ガスの放出量を把握する排気ガスモニタを設ける。

c. 周辺環境モニタリング設備

大洗研究所(北地区)には、原子炉施設敷地周辺の放射線監視設備として、固定モニタリング設備、気象観測設備等が設けられている。

固定モニタリング設備は、無停電電源装置及び非常用発電機（可搬型含む。）を設け、無停

電電源装置は非常用発電機（可搬型含む。）の稼働が整うまでの一定時間（90分）を給電する。

なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータを用いて、モニタリングポスト 14 基による測定を代替する。

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 9 基について、必要な情報を中央制御室、現地対策本部等に表示するとともに、伝送系は有線及び無線により多様性を確保する。

また、非常用発電機（可搬型含む。）は無給油で 10 時間以上運転可能とし、その燃料は 3 日分を敷地内に保管する。

非常用発電機の設置場所は各局舎屋外近傍及び環境監視棟建屋内とするとともに、本非常用発電機を使用する事象の発生時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型非常用発電機については環境監視棟付近の車庫に保管し、本可搬型非常用発電機を使用する事象の発生時に運搬車両を用いて設置場所まで運搬する。非常用発電機（可搬型含む。）から電源を供給する固定モニタリング設備までは常設又は仮設のケーブルを接続することにより、直接又は分電盤から無停電電源装置の一次側に電力を供給し、固定モニタリング設備を連続稼働できる設計とする。非常用発電機を建家内に設置するに当たっては、本非常用発電機の給気量を考慮した設置とし、排気は排気管により屋外に排出する設計とする。

商用電源が喪失した場合、要員の緊急招集を行い、参集した要員により、固定モニタリング設備に設置した無停電電源装置の電源が枯渇する 90 分までに、可搬型非常用発電機の配備及び接続も含め、固定モニタリング設備への給電ができる設計とする。

固定モニタリング設備の非常用発電機（可搬型含む。）の仕様を第 12. 2. 2 表に示す。

d. 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入る箇所及び原子炉の安全運転上必要な箇所については、線量当量率及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度のうち、必要なものを定期的あるいは必要のつど測定、監視する。

測定は、線量当量率については、携帯用の各種サーベイメータにより行う。また、表面の放射性物質の密度については、サーベイ法又はスミヤ法による放射能測定によって行う。

サーベイメータとしては、ベータ線用、ガンマ線用、中性子線用がある。

(3) 放射線防護設備

放射線防護並びに救助活動に必要な保護衣、呼吸防護具等の防護用機器及び汚染除去用機材を備える。

12. 2. 4 評価

- (1) 放射線管理関係設備として出入管理設備、表面汚染管理設備、放射能測定設備及び個人被ばくモニタリングを設け、放射線業務従事者等の出入、汚染及び個人被ばくを管理することが可能となっている。
- (2) 放射線監視設備として作業環境モニタリング設備、排気モニタリング設備、周辺環境モニタリング設備及び放射線サーベイ設備を設け、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ける放射性物質の放出、原子炉施設内外の線量当量率、放射性物質濃度等を測定及び

監視することが可能となっている。

- (3) 作業環境モニタリング設備は、原子炉施設内の線量当量率及び空気中の放射性物質濃度を、排気モニタリング設備は、排気筒から放出される空気中の放射性物質濃度を連続的に測定し、中央制御室で指示、記録を行い、設定値を超えた場合は、中央制御室及びその他必要な箇所に警報を発することが可能となっている。
- (4) 放射線管理関係設備、放射線監視設備及び放射線防護設備を設け、通常運転時及び万一の事故時に対応が可能となっている。
- (5) 「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」を参考にして、排気筒には、排気ガスモニタ及び排気ダストモニタを設置し、通常運転時に環境に放出される放射性物質の監視が可能となっている。
- (6) 「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」を参考にして、排気筒又は排気管には、排気ガスモニタ及びダストサンプリング配管を、原子炉格納容器内には、放射線エリアモニタ及びダストサンプリング配管を設置し、設計基準事故時における放出放射線量、放射能障壁の健全性及び原子炉格納容器内の放射線レベルの把握が可能となっている。
- (7) 固定モニタリング設備は、無停電電源装置及び非常用発電機（可搬型含む。）を設けている。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 9 基について、必要な情報を中央制御室、現地対策本部等に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した設計となっている。

第 12.1.1 表 遮蔽設計基準

区 分		設計基準線量率
管 理 区 域 内	A : 週 48 時間以内立入りのところ	6 μ Sv/h 以下
	B : 週 10 時間以内立入りのところ	60 μ Sv/h 以下
	C : ごく短時間しか立入らないところ	500 μ Sv/h 以下
	D : 通常は立入り不要のところ	特に規定せず、 立入時間で管理

第 12.2.1 表 放射線監視設備の概要

区 分	機 器 名	数 量	備 考
作業環境 モニタリング設備	ガンマ線エリアモニタ	1 式	線量当量率の監視用
	中性子線エリアモニタ	1 式	線量当量率の監視用
	室内空気モニタ	1 式	管理区域内における空気中の放射性物質の濃度の監視用 ベータ(ガンマ)線用
排気モニタリング設備	排気モニタ	1 式	排気筒、排気管から施設外へ放出する排気中の放射性物質の濃度の連続監視用 測定対象： ベータ(ガンマ)放射性物質 希ガス
周辺環境 モニタリング設備	モニタリングポスト サーベイメータ	1 式	周辺監視区域境界の空気吸収線量率の監視用
放射線サーベイ設備	サーベイメータ	1 式	表面の放射性物質の密度及び線量当量率の測定用 ・ベータ線用 ・ガンマ線用 ・中性子線用

第 12.2.2 表 固定モニタリング設備の非常用発電機（可搬型含む。）の仕様

給電先	電圧	容量	燃料	常設/ 可搬	基数
モニタリングポスト (P-1)	単相 AC100V	3kVA 以上	軽油	常設	1
モニタリングポスト (P-2)	単相 AC100V	5kVA 以上	軽油	常設	1
モニタリングポスト (P-3)	単相 AC100V	2kVA 以上	軽油	可搬	1
モニタリングポスト (P-4)	単相 AC100V	2kVA 以上	軽油	可搬	1
モニタリングポスト (P-5)	単相 AC100V	3kVA 以上	軽油	常設	1
モニタリングポスト (P-6)	単相 AC100V	5kVA 以上	軽油	常設	1
モニタリングポスト (P-7)	単相 AC100V	3kVA 以上	軽油	常設	1
モニタリングポスト (P-11, P-12, P-13)	単相 AC100V	12kVA 以上	軽油	常設	1
モニタリングポスト (P-14, P-15, P-16)	単相 AC100V	12kVA 以上	軽油	常設	1
表示器、伝送系(環境監視棟)	単相 AC100V	12kVA 以上	軽油	常設	1
伝送系 (気象観測塔)	単相 AC100V	5kVA 以上	軽油	常設	1
モニタリングポスト (P-8) 伝送系 (安全管理棟) 表示器、伝送系 (安全情報交流棟)	単相 AC100V	30kVA 以上	軽油	常設	1

なお、HTTR 原子炉建家中央制御室の表示器及び伝送系機器については、原子炉建家の非常発電機より給電する。

核物質情報が含まれているため公開できません。

第 12. 1. 1 図 遮蔽設計区分概略図(1/6)

核物質情報が含まれているため公開できません。

第 12. 1. 1 図 遮蔽設計区分概略図(地下 3 階) (2/6)

核物質情報が含まれているため公開できません。

第 12. 1. 1 図 遮蔽設計区分概略図(地下 2 階) (3/6)

核物質情報が含まれているため公開できません。

第 12. 1. 1 図 遮蔽設計区分概略図(地下 1 階) (4/6)

核物質情報が含まれているため公開できません。

第 12.1.1 図 遮蔽設計区分概略図(1 階) (5/6)

核物質情報が含まれているため公開できません。

第 12.1.1 図 遮蔽設計区分概略図(2 階)(6/6)

核物質情報が含まれているため公開できません。

第 12.1.2 図 使用済燃料貯蔵建家遮蔽設計区分概略図

13. プラント補助施設

13.1 淡水供給設備

13.1.1 概要

淡水供給設備は、原子炉施設の運転に必要な浄水、ろ過水及び純水を供給するもので、浄水供給設備、ろ過水供給設備及び純水供給設備から構成する。

淡水供給設備の系統を第 13.1.1 図に示す。

13.1.2 主要設備の仕様

淡水供給設備の設備仕様を第 13.1.1 表に示す。

13.1.3 主要設備

(1) 浄水供給設備

浄水供給設備は、浄水高置水槽、配管等から構成し、既設の浄水場施設からの浄水を高置水槽に貯留した後、純水供給設備等に供給する。

(2) ろ過水供給設備

ろ過水供給設備は、ろ過水受水槽、ろ過水ポンプ、配管等から構成し、既設の浄水場施設からのろ過水をろ過水受水槽に貯留した後、ろ過水ポンプで加圧して補機冷却水設備等に供給する。

(3) 純水供給設備

純水供給設備は、純水製造装置、純水タンク、純水供給ポンプ、配管等から構成する。

純水供給設備は、浄水供給設備から浄水の供給を受け、純水製造装置で製造した純水を純水タンクに一時貯留し、純水供給ポンプで補助冷却設備、加圧水冷却設備等に供給する。

13.2 補機冷却水設備

13.2.1 概要

補機冷却水設備は、原子炉施設の安全な運転、停止等に必要な系統及び機器の除熱を行う設備であり、独立した 2 系統から構成する。各系統は、循環ポンプ、冷却塔、配管等から構成する。

補機冷却水設備の系統を第 13.2.1 図に示す。

13.2.2 設計方針

補機冷却水設備は、次の方針により設計する。

- (1) 補機冷却水設備は、通常運転時及び異常状態時において、安全上重要な機能を有する構築物、系統及び機器で発生する熱並びに蓄積されている熱を除去できるようにする。
- (2) 補機冷却水設備は、商用電源喪失時に動的機器の単一故障を仮定しても、所定の機能を達成できるようにする。
- (3) 補機冷却水設備は、原子炉の運転中又は停止中に作動試験ができるようにする。

13.2.3 主要設備の仕様

補機冷却水設備の設備仕様を第 13.2.1 表に示す。

13.2.4 主要設備

(1) 循環ポンプ

循環ポンプは、各系統に 2 台設置し、1 台を予備とする。循環ポンプは、それぞれ独立した非常用低圧母線に接続する。

(2) 冷却塔

冷却塔は、湿式の冷却塔で、各系統に 1 基設置し、炉容器冷却設備、制御用圧縮空気設備等から伝えられた熱を大気に放散する。

13.2.5 評価

(1) 補機冷却水設備は、通常運転時及び異常状態時において、炉容器冷却設備の冷却器、補助ヘリウム循環機、補助冷却水循環ポンプ等の安全機能を有する機器の熱を除去し、補機冷却水設備の冷却塔から最終的な熱の逃し場である大気へ熱を確実に伝達できる設計となっている。

(2) 補機冷却水設備は、2 系統から構成し、かつ、動的機器は、それぞれ独立した非常用低圧母線から給電するので、商用電源喪失時に動的機器の単一故障を仮定しても、所定の機能を達成できる設計となっている。

(3) 補機冷却水設備は、必要な時に作動試験ができ、正常に動作することを確認できる設計となっている。

13.2.6 試験検査

補機冷却水設備の作動を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に作動試験を行う。

13.3 一般冷却水設備

13.3.1 概要

一般冷却水設備は、原子炉施設の運転に必要な系統及び機器の除熱を行う設備で、循環ポンプ、冷却塔、配管等から構成する。

一般冷却水設備の系統を第 13.3.1 図に示す。

13.3.2 主要設備の仕様

一般冷却水設備の設備仕様を第 13.3.1 表に示す。

13.3.3 主要設備

一般冷却水設備は、冷却塔、循環ポンプ、配管等から構成する。

循環ポンプは、2 台設置し、1 台を予備とする。

13.4 窒素供給設備

13.4.1 概要

窒素供給設備は、気体系及び液体系から構成し、気体系は加圧水冷却設備、炉容器冷却設備等に、液体系は1次ヘリウム純化設備、2次ヘリウム純化設備等に窒素ガス又は液体窒素を供給する。

13.4.2 主要設備の仕様

窒素供給設備の設備仕様を第13.4.1表に示す。

13.4.3 主要設備

気体系は窒素ガスカードル、減圧ユニット等から構成し、液体系は液体窒素貯蔵タンク、加圧蒸発器等から構成する。

窒素供給設備の系統を第13.4.1図に示す。

13.5 換気空調設備

13.5.1 概要

換気空調設備は、通常運転時に建家内に新鮮な空気を供給して温度調節及び換気を行うもので、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。

13.5.2 設計方針

換気空調設備は、次の方針により設計する。

- (1) 換気空調設備は、管理区域と管理区域外の別により、また、それぞれの区域においても、機能の別により系統を分けるようにする。
- (2) 換気は、新鮮な外気を取入れ、放射能レベルの低い区域より高い区域に向かって流れるようにし、汚染の可能性のある区域からの排気は適切なフィルタを通して排気筒より放出する。
- (3) 各系統は、区域及び部屋の換気並びに除熱を十分に行える容量を有するようにする。
- (4) 各換気空調設備のフィルタは、点検及び交換ができるようにする。
また、よう素除去フィルタには、温度検知装置を設けるようにする。
- (5) 中央制御室系換気空調装置は、設計基準事故時には外気を取入れを停止し、よう素除去フィルタを通る閉回路循環方式とし、従事者等を放射線被ばくから防護できるようにする。
- (6) 安全上重要な機能を有する設備を収納している区域の換気空調装置は、商用電源喪失時に動的機器の単一故障を仮定しても、所定の機能を達成できるようにする。

13.5.3 主要設備

13.5.3.1 原子炉建家換気空調設備

原子炉建家換気空調設備は、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、放射能測定室系換気空調装置、実験設備換気装置、中央制御室系換気空調装置、電気設備室系換気空調装置、原子炉建家Ⅱ系換気空調装置、空調用冷水設備及び排気

筒から構成する。

(1) 格納容器再循環冷却装置

格納容器再循環冷却装置は、通常運転時において、原子炉格納容器内の空気を循環冷却することにより、雰囲気を適切に維持する装置であり、冷却コイルを内蔵した空調器、送風機等から構成する。

格納容器再循環冷却装置の系統を第 13. 5. 1 図に示す。

冷却コイルは、2 基設置し、1 基を予備とする。冷却コイルに使用する冷水は、空調用冷水装置 I から供給する。

送風機は、2 台設置し、1 台を予備とする。送風機は、それぞれ独立した非常用低圧母線に接続する。

格納容器再循環冷却装置の設備仕様を第 13. 5. 1 表に示す。

(2) 格納容器減圧装置

格納容器減圧装置は、通常運転時において、雰囲気の温度上昇等により、原子炉格納容器内の圧力が上昇した際に減圧するほか、原子炉格納容器開放前には、原子炉格納容器内を減圧した後、排風機を起動させ、原子炉格納容器内の排気を行う装置であり、排気フィルタユニット、排風機等から構成する。

格納容器減圧装置の系統を第 13. 5. 2 図に示す。

減圧に際しては、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタを通して排気筒に導く。

格納容器減圧装置の設備仕様を第 13. 5. 2 表に示す。

(3) 原子炉建家 I 系換気空調装置

原子炉建家 I 系換気空調装置は、原子炉建家管理区域の各室の雰囲気を適切に維持するとともに、排気を浄化する装置である。

原子炉建家 I 系換気空調装置は、新鮮な空気を供給する給気系統、管理区域の各室からの排気を浄化する排気 A 系統及び使用済燃料検査室 (I) 等からの排気を浄化する排気 B 系統から構成する。

原子炉建家 I 系換気空調装置の系統を第 13. 5. 1 図に示す。

a. 給気系統

給気系統は、空調器、送風機、給気フィルタユニット等から構成する。

b. 排気 A 系統

排気 A 系統は、微粒子フィルタを内蔵する排気フィルタユニット、排風機等から構成する。

c. 排気 B 系統

排気 B 系統は、排気フィルタユニット、排風機等から構成する。

排気フィルタユニットは、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタを内蔵したものを 2 基設置し、1 基を予備とする。

排風機は、2 台設置し、1 台を予備とする。排風機は、それぞれ独立した非常用低圧母線に接続する。

原子炉建家 I 系換気空調装置の設備仕様を第 13. 5. 3 表に示す。

(4) 放射能測定室系換気空調装置

放射能測定室系換気空調装置は、放射線管理等のために放射能測定を行う放射能測定室等の雰囲気適切に維持し、排気を浄化する装置であり、新鮮な空気を供給する給気系統、放射能測定室等からの排気を浄化する排気 A 系統及びフードからの排気を浄化する排気 B 系統から構成する。

放射能測定室系換気空調装置の系統を第 13.5.3 図に示す。

a. 給気系統

給気系統は、空調器、送風機等から構成する。

b. 排気 A 系統

排気 A 系統は、微粒子フィルタを内蔵する排気フィルタユニット、排風機等から構成する。

c. 排気 B 系統

排気 B 系統は、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタを内蔵する排気フィルタユニット、排風機等から構成する。

排風機は、2 台設置し、1 台を予備とする。排風機は、それぞれ独立した非常用低圧母線に接続する。

放射能測定室系換気空調装置の設備仕様を第 13.5.4 表に示す。

(5) 実験設備換気装置

実験設備換気装置は、実験設備のグローブボックスからの排気を浄化する排気 A 系統と、実験用炉外設備からの排気を行う排気 B 系統があり、排気フィルタユニット、排風機等から構成する。

実験設備換気装置の系統を第 13.5.4 図に示す。

排気フィルタユニットは、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタを内蔵したものを 2 基設置し、1 基を予備とする。

排風機は、2 台設置し、1 台を予備とする。排気 A 系統の排風機は、独立した非常用低圧母線に接続する。

実験設備換気装置の設備仕様を第 13.5.5 表に示す。

(6) 中央制御室系換気空調装置

中央制御室系換気空調装置は、中央制御室等の雰囲気適切に維持する装置であり、外気処理器、空調器、送風機、排風機、循環フィルタユニット、循環送風機等から構成する。

中央制御室系換気空調装置の系統を第 13.5.5 図に示す。

通常時は、外気を一部取入れ、中央制御室等の空気を循環して空調を行い、外気取入れ分を大気へ放出する。

設計基準事故時には、外気取入れ口を遮断して閉回路循環運転を行い、循環空気の一部を循環フィルタユニットを通して空気の浄化を行う。更に、設計基準事故時に外気を一部取入れる必要のある場合は、循環フィルタユニットを通して浄化しながら取入れることができる。

送風機、排風機及び循環送風機は、それぞれ 2 台設置し、1 台を予備とする。送風機、排風機及び循環送風機は、それぞれ独立した非常用低圧母線に接続する。

中央制御室系換気空調装置の設備仕様を第 13.5.6 表に示す。

(7) 電気設備室系換気空調装置

電気設備室系換気空調装置は、非常用電源盤室、蓄電池室等の雰囲気適切に維持する装置であり、外気処理器、空調器、送風機、排風機等から構成する。

電気設備室系換気空調装置の系統を第 13.5.6 図に示す。

送風機及び排風機は、それぞれ 2 台設置し、1 台を予備とする。送風機及び排風機は、それぞれ独立した非常用低圧母線に接続する。

電気設備室系換気空調装置の設備仕様を第 13.5.7 表に示す。

(8) 原子炉建家Ⅱ系換気空調装置

原子炉建家Ⅱ系換気空調装置は、原子炉建家内の管理区域外の各室の雰囲気適切に維持する装置であり、給気 A 系統、給気 B 系統、排気 A 系統及び排気 B 系統から構成する。

原子炉建家Ⅱ系換気空調装置の系統を第 13.5.7 図に示す。

給気 A 系統及び排気 A 系統は、管理区域外の各室の換気及び空調を行う系統で、空調器、送風機、排風機等で構成する。

給気 B 系統及び排気 B 系統は、原子炉建家Ⅰ系換気空調機械室の換気を行う系統で、外気処理器、送風機、排風機等から構成する。

原子炉建家Ⅱ系換気空調装置の設備仕様を第 13.5.8 表に示す。

(9) 空調用冷水設備

空調用冷水設備は、空調用冷水装置Ⅰ及び空調用冷水装置Ⅱから構成する。

空調用冷水装置Ⅰ及び空調用冷水装置Ⅱの系統をそれぞれ第 13.5.8 図及び第 13.5.9 図に示す。

空調用冷水装置Ⅰは、独立した 2 系統で構成し、各系統に格納容器再循環空調器、中央制御室系空調器及び電気設備室系空調器の冷却コイルに使用する冷水を製造、供給する装置であり、冷凍機、冷水ポンプ、冷水貯槽等を設ける。

冷凍機及び冷水ポンプは、独立した非常用低圧母線に接続する。

空調用冷水装置Ⅰの設備仕様を第 13.5.9 表に示す。

空調用冷水装置Ⅱは、原子炉建家Ⅰ系空調器、原子炉建家Ⅱ系空調器及び放射能測定室系空調器の冷却コイルに使用する冷水を製造、供給する装置であり、冷凍機、冷水ポンプ、冷水貯槽等から構成する。

空調用冷水装置Ⅱの設備仕様を第 13.5.10 表に示す。

(10) 排気筒

排気筒は、原子炉建家に隣接して設置し、格納容器減圧装置、原子炉建家Ⅰ系換気空調装置、放射能測定室系換気空調装置、実験設備換気装置等からの排気を地上高さ約 80m の排気口から大気に放出する。

排気筒は、標高約 36.5m に設置する。

13.5.3.2 使用済燃料貯蔵建家換気空調設備

使用済燃料貯蔵建家換気空調設備は、管理区域換気空調装置、管理区域外換気空調装置及

び使用済燃料貯蔵建家排気筒から構成する。

使用済燃料貯蔵建家換気空調設備の系統を第 13. 5. 10 図に示す。

(1) 使用済燃料貯蔵建家管理区域換気空調装置

使用済燃料貯蔵建家管理区域換気空調装置は、貯蔵セル及び管理区域内の雰囲気을適切に維持し、排気を浄化する装置であり、管理区域給気系統、貯蔵セル給気系統、管理区域排気系統及び貯蔵セル排気系統から構成する。

使用済燃料貯蔵建家管理区域換気空調装置の設備仕様を第 13. 5. 11 表に示す。

a. 管理区域給気系統

管理区域給気系統は、管理区域内の作業エリア等に新鮮な空気を供給するもので、空調器、送風機等から構成する。

b. 貯蔵セル給気系統

貯蔵セル給気系統は、貯蔵セルに管理区域の空気を供給するもので、給気フィルタユニット等から構成する。

c. 管理区域排気系統

管理区域排気系統は、管理区域内からの排気を浄化するもので、粗フィルタ、微粒子フィルタを内蔵した排気フィルタユニット、排風機等から構成する。

d. 貯蔵セル排気系統

貯蔵セル排気系統は、貯蔵セル内の使用済燃料体の崩壊熱除去を主としたもので、粗フィルタ、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタを内蔵した排気フィルタユニット、排風機等から構成する。

排風機は 2 台設置し、1 台を予備とする。排風機は、それぞれ非常用低圧母線に接続する。

(2) 使用済燃料貯蔵建家管理区域外換気空調装置

使用済燃料貯蔵建家管理区域外換気空調装置は、管理区域外の各室の雰囲気을適切に維持する装置であり、パッケージ型エアコン等から構成する。

(3) 使用済燃料貯蔵建家排気筒

使用済燃料貯蔵建家排気筒は、使用済燃料貯蔵建家に設け、使用済燃料貯蔵建家管理区域換気空調装置からの排気を、地上高さ約 20m の排気口から大気に放出する。

13. 5. 4 評価

- (1) 換気空調設備は、管理区域と管理区域外の別により、また、それぞれの区域においても、機能の別により系統を分ける設計となっている。
- (2) 換気は、新鮮な外気を取入れ、放射能レベルの低い区域より高い区域に向かって流れるようにし、汚染の可能性のある区域からの排気は適切なフィルタを通して排気筒より排気する設計となっている。
- (3) 各系統は、区域及び部屋の換気並びに除熱を十分に行える容量を有する設計となっている。
- (4) 各換気空調設備のフィルタは、点検及び交換ができる設計となっている。また、よう素除去フィルタには、温度検知装置を設ける設計となっている。

- (5) 中央制御室系換気空調装置は、設計基準事故時には外気を取入れを停止し、よう素除去フィルタを通る閉回路循環方式とし、従事者等を放射線被ばくから防護できる設計となっている。
- (6) 安全上重要な機能を有する設備を収納している区域の換気空調装置は、商用電源喪失時に動的機器の単一故障を仮定しても、所定の機能を達成できる設計となっている。

13.6 蒸気供給設備

13.6.1 概要

蒸気供給設備は、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の暖房用等に蒸気を供給する設備である。

13.6.2 主要設備

蒸気供給設備は、蒸気ボイラ、配管等から構成し、淡水供給設備からろ過水を受け、蒸気ボイラで蒸気を発生させ、暖房用等として供給する。

13.7 圧縮空気設備

13.7.1 概要

圧縮空気設備は、原子炉建家内に設置し、原子炉施設の運転等に必要な圧縮空気を供給するもので、制御用圧縮空気設備及び一般用圧縮空気設備から構成する。

圧縮空気設備の系統を第 13.7.1 図に示す。

13.7.2 設計方針

圧縮空気設備は、次の方針により設計する。

- (1) 制御用圧縮空気設備は、清浄で乾燥した圧縮空気を供給できるようにする。
- (2) 制御用圧縮空気設備は、商用電源喪失時に動的機器の単一故障を仮定しても、所定の機能を達成できるようにする。
- (3) 制御用圧縮空気設備は、後備用として、一般用圧縮空気設備からも空気を供給できるようにする。

13.7.3 主要設備

(1) 制御用圧縮空気設備

制御用圧縮空気設備は、空気作動弁等に清浄で乾燥した圧縮空気を供給するもので、空気圧縮機、アフタークーラ、空気貯槽、除湿器等から構成する。

空気圧縮機は、100%容量のものを2台設置し、独立した非常用低圧母線に接続する。

制御用圧縮空気設備の設備仕様を第 13.7.1 表に示す。

(2) 一般用圧縮空気設備

一般用圧縮空気設備は、原子炉格納容器のエアロック、燃料取扱設備等に圧縮空気を供給するもので、空気圧縮機、アフタークーラ、空気貯槽等から構成する。

一般用圧縮空気設備は、後備用として制御用圧縮空気設備にも圧縮空気を供給できるように、空気圧力を制御用圧縮空気と同圧とし、弁を介して制御用圧縮空気設備に接続する。

一般用圧縮空気設備の設備仕様を第 13.7.2 表に示す。

13.7.4 評 価

- (1) 制御用圧縮空気設備は、清浄で乾燥した圧縮空気を供給できる設計となっている。
- (2) 制御用圧縮空気設備は、商用電源喪失時に動的機器の単一故障を仮定しても、所定の機能を達成できる設計となっている。
- (3) 制御用圧縮空気設備は、後備用として、一般用圧縮空気設備からも圧縮空気を供給できる設計となっている。

13.8 消火設備

13.8.1 概 要

原子炉施設内の火災区域及び火災区域に設置される、「1.6 火災防護」における「1.6.2 火災防護対象設備」に示した火災防護対象設備を火災から防護することを目的として、火災の発生防止、火災発生の感知及び消火並びに火災の影響軽減を適切に組み合わせた火災防護対策を講じる。

また、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原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない措置を講じる。

13.8.2 設計方針

消火設備は、次の方針により設計する。

- (1) 消火設備は、消防法等に基づくものとする。
- (2) 消火設備は、消防法に基づき配置し、火災の早期発見、消火活動の円滑化を図り、火災による人的、物的被害を軽減し、原子炉施設の安全性が損なわれないようにする。
- (3) 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する。

13.8.3 主要設備

(1) 自動火災報知設備

自動火災報知設備は、煙感知器、防爆型熱感知器、手動発信機、火災受信機及び音響装置から構成し、原子炉格納容器を除く火災区画を対象として設置する。また、火災を検知した場合には、音響装置により速やかに中央制御室等に火災警報を発信する。

(2) 熱感知器及び煙感知器

上記(1)を除く、原子炉格納容器内の火災感知のため、熱感知器及び煙感知器を設置する。火災を感知した場合には、中央制御室に設置されている熱感知器表示盤及び煙感知器表示盤に火災警報を発信する。

(3) 屋内消火栓設備

屋内消火栓設備は、消火ポンプ、消火ポンプ起動装置、消火栓箱等から構成し、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等を対象として設ける。また、屋内消火栓ポンプの故障時には、中央制御室へ警報を発信する。

(4) 二酸化炭素消火設備

二酸化炭素消火設備は、非常用発電機室及び火災源となる動力ケーブルが集中し消火器及び屋内消火栓による消火が困難であり、かつ他の火災防護対象機器に係るケーブルへの延焼を早期に防止する必要がある非常用電源盤室の消火設備として設ける。

(5) 消火器

可搬式消火器は、消防法に基づいて、中央制御室等原子炉施設全体にわたり設ける。

(6) 排煙設備

排煙設備は、中央制御室に設置する。中央制御室に煙が充満した場合には、煙を排気するため、排煙設備を起動する。

13.8.4 評価

(1) 消火設備は、消防法等に基づいた設計となっている。

(2) 消火設備は、適正に配置し、火災の早期発見、消火活動の円滑化を図り、火災による人的、物的被害を軽減し、原子炉施設の安全性が損なわれない設計となっている。

(3) 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なっている。

13.9 溢水対策機器

13.9.1 概要

溢水対策機器は、原子炉建家内に設置された機器及び配管の破損等により生じる溢水に対し、溢水の影響を防ぐ又は低減することにより、溢水防護対象設備が安全機能を損なわないものとする機器である。

13.9.2 設計方針

溢水対策機器は、次の方針により設計する。

(1) 溢水対策機器は、溢水の発生を早期に検知できるものとする。

(2) 溢水対策機器は、溢水を排水することにより、溢水防護対象設備への溢水の影響を低減できるものとする。

(3) 溢水対策機器は、溢水による被水及び蒸気の影響を受けないものとする。

(4) 溢水対策機器は、溢水により放出された蒸気を原子炉建家外へと逃がすことができるものとする。

13.9.3 主要設備

(1) 漏水検知器

漏水検知器は、早期に漏水を検知するために原子炉建家及び冷却塔に設置する。漏水を検知した場合には、中央制御室に設置されている漏水警報盤又は副盤に警報を発信する。

(2) 排水ポンプ

排水ポンプは、原子炉建家内にて発生した漏水を原子炉建家外に排水するため、原子炉建家地下3階に設ける。

(3) ブローアウトパネル及び耐圧扉

ブローアウトパネル及び耐圧扉は、加圧水冷却設備室において配管・機器の破損により発生した蒸気を建家外に放出するために設ける。

(4) 防滴仕様の機器及び計器

溢水防護対象設備のうち、被水の影響により安全機能を損なうおそれがある機器の電動機及び計器について、水の浸入に対する防護措置（JIS-C-0920 保護等級の防まつ形（IP*4）以上）がなされた機器及び計器を設ける。

(5) 密封構造である機器

溢水防護対象設備のうち、被水の影響により安全機能を損なうおそれがある機器について、機器を密封構造として溢水に対する防護措置がなされた機器を設ける。

(6) 耐環境仕様である計器

溢水防護対象設備のうち、蒸気の影響により機能を喪失させるおそれのある計器について、蒸気環境下に耐えるための防護措置（JIS-C-0920 保護等級の防浸形（IP*7）以上）がなされた計器を設ける。

13.9.4 評価

(1) 溢水対策機器は、溢水の発生を早期に検知できる設計となっている。

(2) 溢水対策機器は、溢水を排水することにより、溢水防護対象設備への溢水の影響を低減できる設計となっている。

(3) 溢水対策機器は、溢水による被水および蒸気の影響を受けない設計となっている。

(4) 溢水対策機器は、溢水により放出された蒸気を原子炉建家外へと逃がすことができる設計となっている。

第 13. 1. 1 表 淡水供給設備の設備仕様

浄水高置水槽	
基 数	1
容 量	約 4 m ³
ろ過水受水槽	
基 数	1
容 量	約 70 m ³
純水製造装置	
基 数	2(うち 1 基は予備)
容 量	約 2 m ³ /h/基

第 13. 2. 1 表 補機冷却水設備の設備仕様

系 統 数	2
循環ポンプ	
台 数	2/系統(うち 1 台は予備)
容 量	約 540 t/h/台
揚 程	約 60 m
冷 却 塔	
形 式	湿 式
基 数	1/系統

第 13.3.1 表 一般冷却水設備の設備仕様

循環ポンプ		
台 数		2(うち 1 台は予備)
容 量		約 400 t/h/台
揚 程		約 60 m
冷却塔		
形 式		湿 式
基 数		1

第 13.4.1 表 窒素供給設備の設備仕様

液体系		
液体窒素貯蔵タンク		
基 数		1
容 量		約 30 m ³
最高使用圧力		0.97 MPa[gage] (9.9 kg/cm ² g)

第 13.5.1 表 格納容器再循環冷却装置の設備仕様

空調器	
形 式	粗フィルタ及び冷却コイル内蔵型
基 数	1
冷却コイル基数	2(うち 1 基は予備)
風 量	約 340 m ³ /min
送風機	
台 数	2(うち 1 台は予備)
風 量	約 340 m ³ /min/台

第 13.5.2 表 格納容器減圧装置の設備仕様

排気フィルタユニット	
形 式	粗フィルタ、微粒子フィルタ 及びよう素除去フィルタ内蔵型
基 数	1
風 量	約 28 m ³ /min
排風機	
台 数	1
風 量	約 28 m ³ /min

第 13.5.3 表 原子炉建家 I 系換気空調装置の設備仕様

給気系統		
空調器		
形 式		粗フィルタ、冷却コイル及び加熱コイル内蔵型
基 数		2
風 量		約 800m ³ /min/基
送風機		
台 数		2
風 量		約 800m ³ /min/台
給気フィルタユニット		
形 式		粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型
基 数		3
風 量		A 及び B : 約 27 m ³ /min/基(2 基) C : 約 6 m ³ /min/基(1 基)
排気 A 系統		
排気フィルタユニット		
形 式		粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型
基 数		1
風 量		約 1,600m ³ /min
排 風 機		
台 数		2
風 量		約 800m ³ /min/台
排気 B 系統		
排気フィルタユニット		
形 式		粗フィルタ、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタ内蔵型
基 数		2(うち 1 基は予備)
風 量		約 60 m ³ /min/基
排風機		
台 数		2(うち 1 台は予備)
風 量		約 60 m ³ /min/台

第 13.5.4 表 放射能測定室系換気空調装置の設備仕様

給気系統		
空調器		
形 式		粗フィルタ、冷却コイル、加熱コイル 及び加湿器内蔵型
基 数		1
風 量		約 150m ³ /min
送風機		
台 数		2
風 量		約 75 m ³ /min/台
排気 A 系統		
排気フィルタユニット		
形 式		粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型
基 数		1
風 量		約 130 m ³ /min
排風機		
台 数		2
風 量		約 65 m ³ /min/台
排気 B 系統		
排気フィルタユニット		
形 式		粗フィルタ、微粒子フィルタ 及びよう素除去フィルタ内蔵型
基 数		1
風 量		約 20 m ³ /min
排風機		
台 数		2(うち 1 台は予備)
風 量		約 20 m ³ /min/台

第 13.5.5 表 実験設備換気装置の設備仕様

排気 A 系統		
排気フィルタユニット		
形 式		微粒子フィルタ及びよう素除去 フィルタ内蔵型
基 数		2(うち 1 基は予備)
風 量		約 6 m ³ /min/基
排風機		
台 数		2(うち 1 台は予備)
風 量		約 6 m ³ /min/台
排気 B 系統		
排気フィルタユニット		
形 式		粗フィルタ、微粒子フィルタ及び よう素除去フィルタ内蔵型
基 数		1
風 量		約 1.5 m ³ /min
送風機		
台 数		1
風 量		約 1.5 m ³ /min

第 13.5.6 表 中央制御室系換気空調装置の設備仕様

外気処理器	
形 式	粗フィルタ内蔵型
基 数	1
風 量	約 10 m ³ /min
空調器	
形 式	粗フィルタ、冷却コイル、加熱コイル及び加湿器内蔵型
基 数	1
冷却コイル基数	2(うち 1 基は予備)
風 量	約 300 m ³ /min
送風機	
台 数	2(うち 1 台は予備)
風 量	約 300 m ³ /min/台
排風機	
台 数	2(うち 1 台は予備)
風 量	約 10 m ³ /min/台
循環フィルタユニット	
形 式	電気ヒータ、微粒子フィルタ及び よう素除去フィルタ内蔵型
基 数	1
風 量	約 10 m ³ /min
循環送風機	
台 数	2(うち 1 台は予備)
風 量	約 10 m ³ /min/台

第 13.5.7 表 電気設備室系換気空調装置の設備仕様

外気処理器	
形 式	粗フィルタ内蔵型
基 数	1
風 量	約 160 m ³ /min
空調器	
形 式	粗フィルタ、冷却コイル及び 加熱コイル内蔵型
基 数	1
冷却コイル基数	2(うち 1 基は予備)
風 量	約 1,650 m ³ /min
送風機	
台 数	2(うち 1 台は予備)
風 量	約 1,650 m ³ /min/台
排風機	
台 数	2(うち 1 台は予備)
風 量	約 160 m ³ /min/台

第 13.5.8 表 原子炉建家Ⅱ系換気空調装置の設備仕様

給気 A 系統		
空調器		
形 式		粗フィルタ、冷却コイル及び加熱コイル内蔵型
基 数		1
風 量		約 700 m ³ /min
送風機		
台 数		2
風 量		約 350 m ³ /min/台
給気 B 系統		
外気処理器		
形 式		粗フィルタ及び加熱コイル内蔵型
基 数		1
風 量		約 170 m ³ /min
送風機		
台 数		1
風 量		約 170 m ³ /min
排気 A 系統		
排風機		
台 数		2
風 量		約 350 m ³ /min/台
排気 B 系統		
排風機		
台 数		1
風 量		約 170 m ³ /min

第 13.5.9 表 空調用冷水装置 I の設備仕様

系統数	2
冷凍機	
台 数	1/系統
容 量	約 390 冷凍トン/台
冷水ポンプ	
台 数	1/系統
容 量	約 3.9 m ³ /min/台
冷水貯槽	
台 数	1/系統
容 量	約 8 m ³ /基

第 13.5.10 表 空調用冷水装置 II の設備仕様

冷凍機	
台 数	1
容 量	約 350 冷凍トン
冷水ポンプ	
台 数	1
容 量	約 3.5 m ³ /min
冷水貯槽	
台 数	1
容 量	約 3 m ³

第 13.5.11 表 使用済燃料貯蔵建家管理区域換気空調装置の設備仕様

管理区域給気系統		
空調器		
形式		プレフィルタ、粗フィルタ、冷却コイル及び加熱コイル内蔵型
基数		2
風量		約 425 m ³ /min/2 基
送風機		
台数		2
風量		約 425 m ³ /min/2 台
貯蔵セル給気系統		
給気フィルタユニット		
形式		プレフィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型
基数		3
風量		2 炉心用：約 35 m ³ /min 4 炉心用：約 70 m ³ /min/基
管理区域排気系統		
排気フィルタユニット		
形式		プレフィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型
基数		2
風量		約 125 m ³ /min/基
排風機		
台数		2
風量		約 125 m ³ /min/台

(つづき)

貯蔵セル排気系統

排気フィルタユニット

形 式 粗フィルタ、微粒子フィルタ
及びよう素除去フィルタ内蔵型

基 数 3

風 量 2 炉心用：約 35 m³/min

4 炉心用：約 70 m³/min

排風機

台 数 2(うち 1 台は予備)

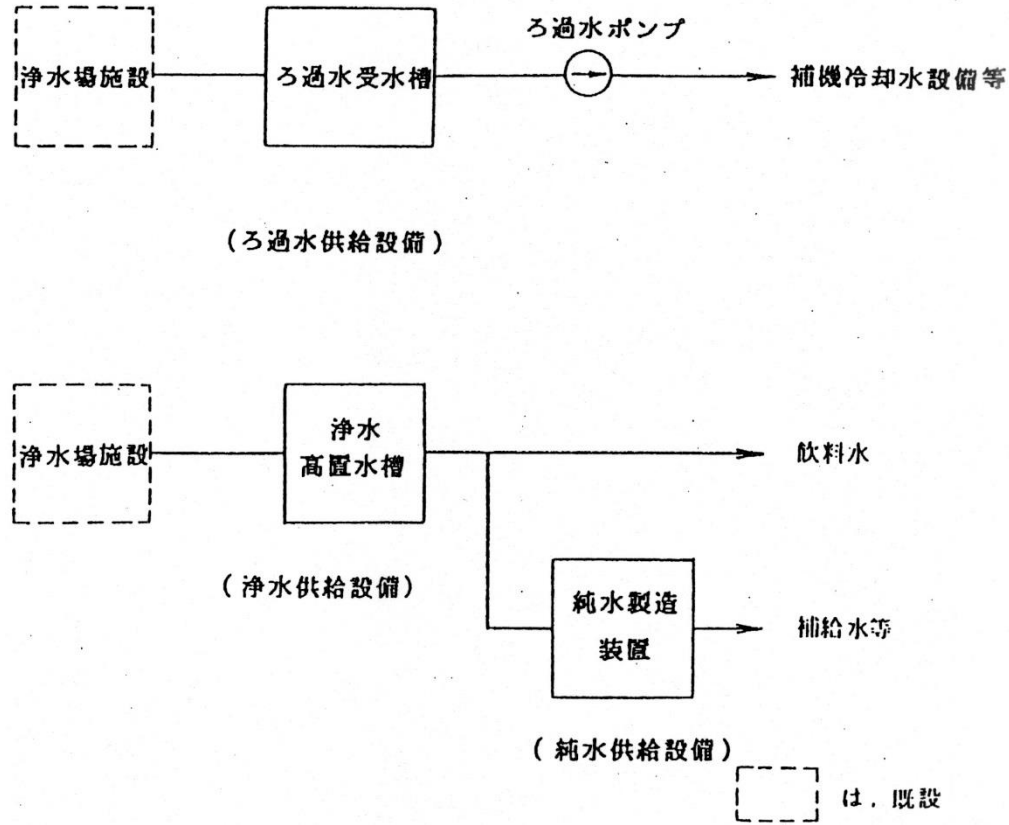
風 量 約 175 m³/min/台

第 13.7.1 表 制御用圧縮空気設備の設備仕様

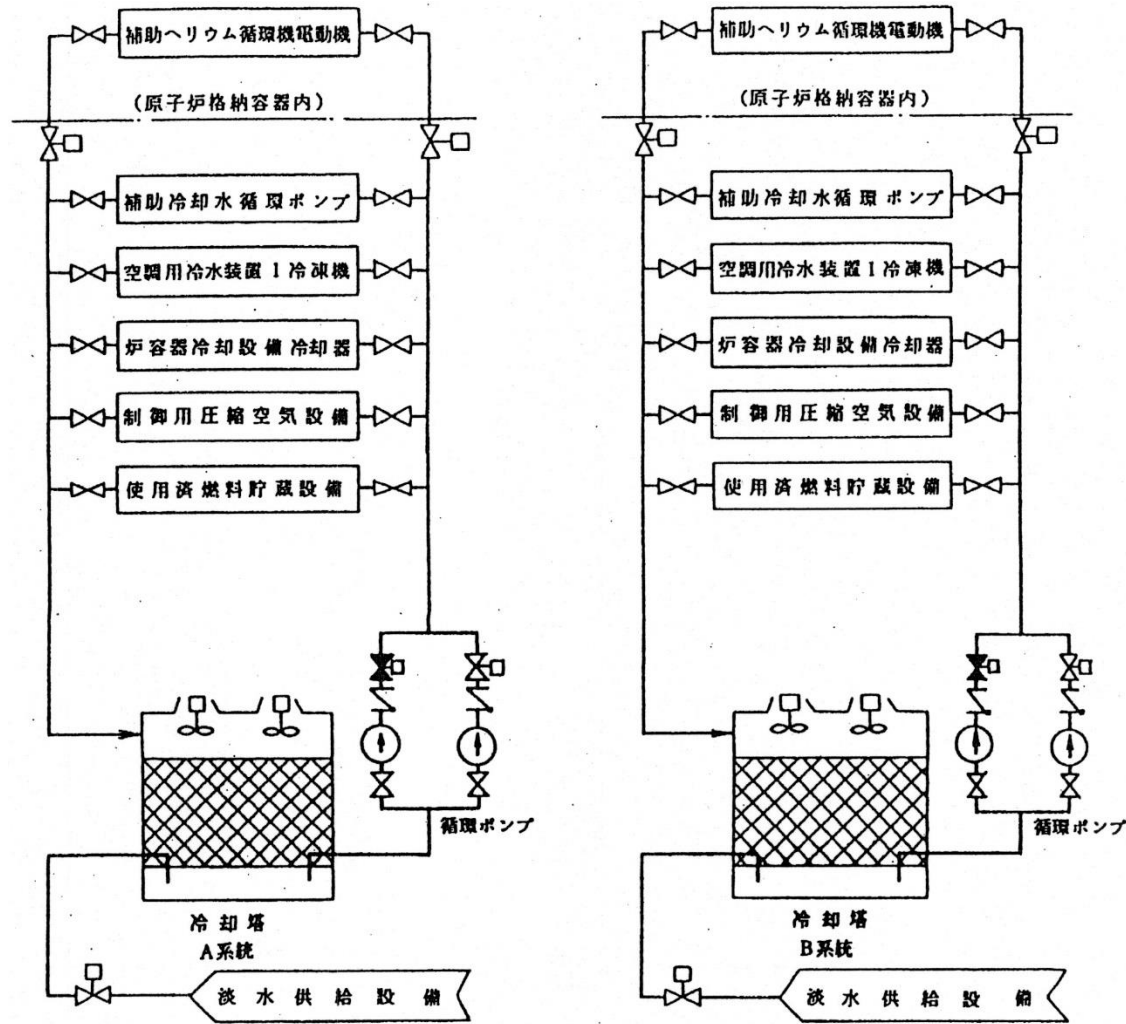
系統数	2
空気圧縮機	
形式	往復動式(無給油)
台数	1/系統
容量	約 170 Nm ³ /h/台
吐出圧	約 0.88 MPa[gage] (約 9 kg/cm ² g)
アフタークーラ	
基数	1/系統
容量	約 170 Nm ³ /h/基
空気貯槽	
基数	1/系統
容量	約 5 m ³ /基
除湿器	
基数	1/系統
容量	約 170 Nm ³ /h/基

第 13.7.2 表 一般用圧縮空気設備の設備仕様

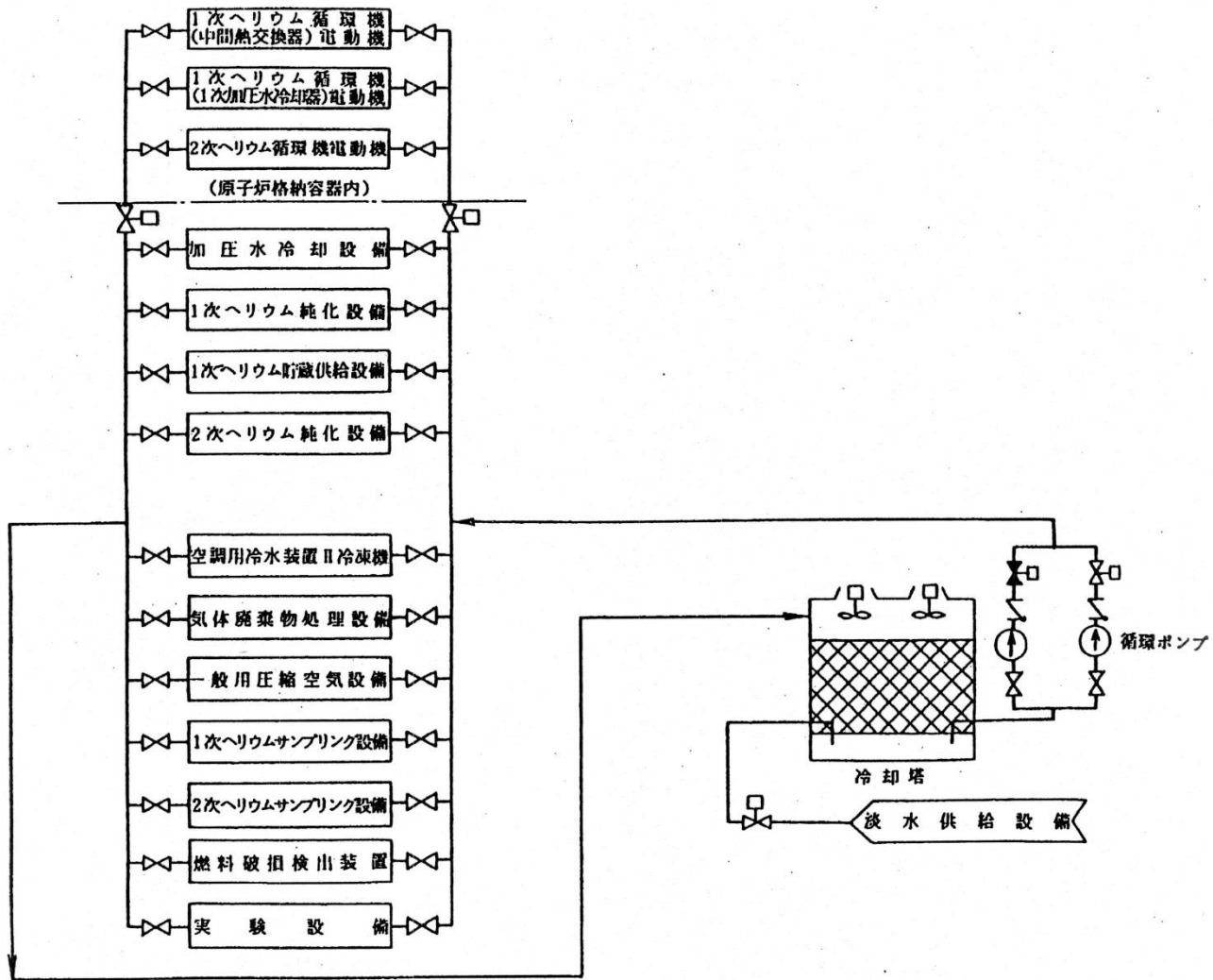
空気圧縮機	
形式	往復動式(無給油)
台数	1
容量	約 80 Nm ³ /h
吐出圧	約 0.88 MPa[gage] (約 9 kg/cm ² g)
アフタークーラ	
基数	1
容量	約 80 Nm ³ /h
空気貯槽	
基数	1
容量	約 5 m ³



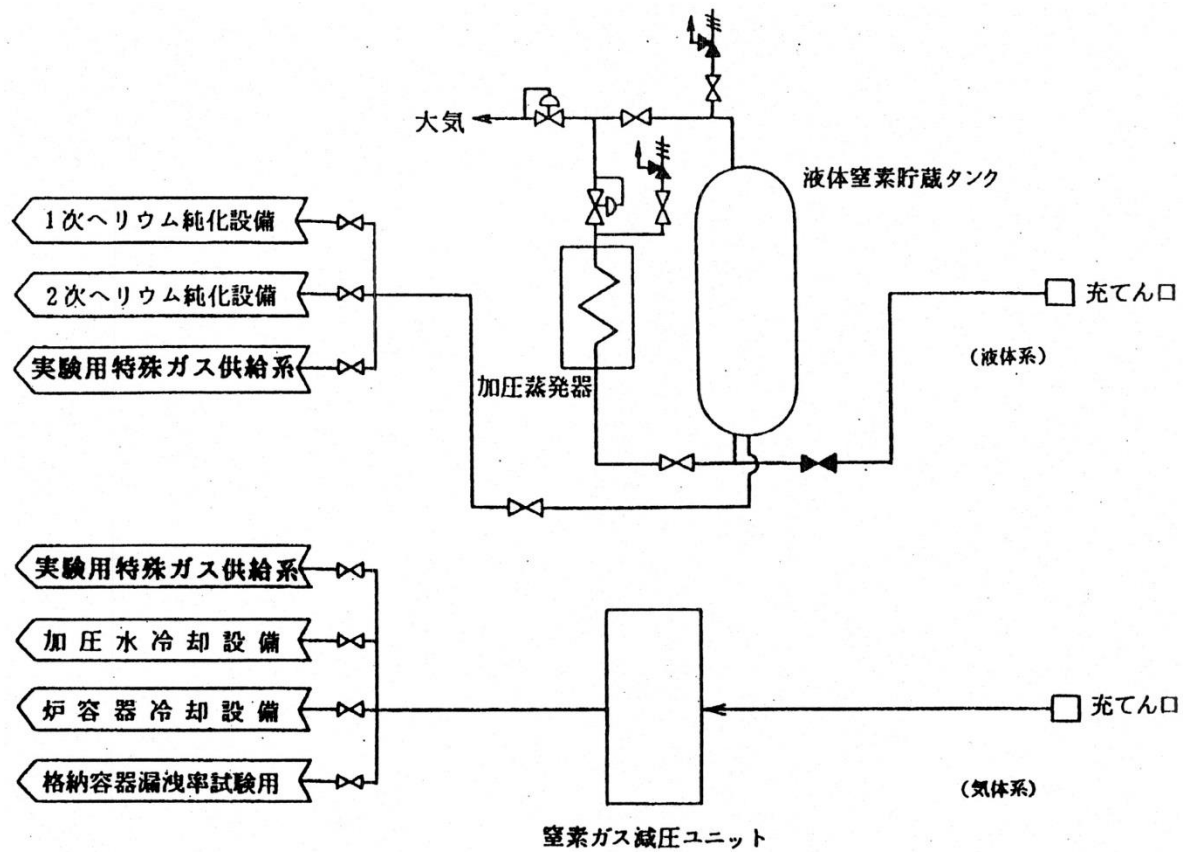
第 13.1.1 図 淡水供給設備系統説明図



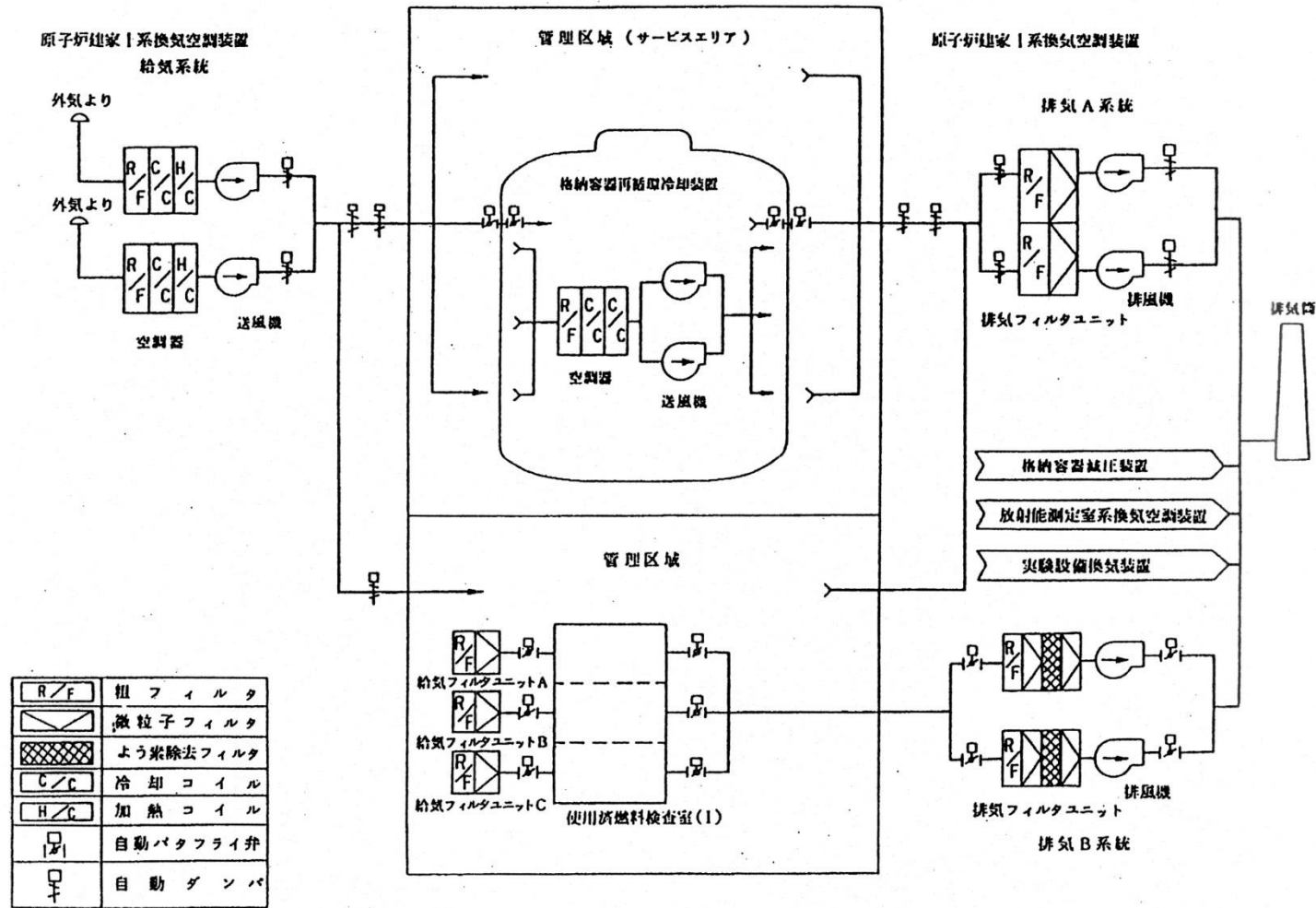
第 13. 2. 1 図 補機冷却水設備系統説明図



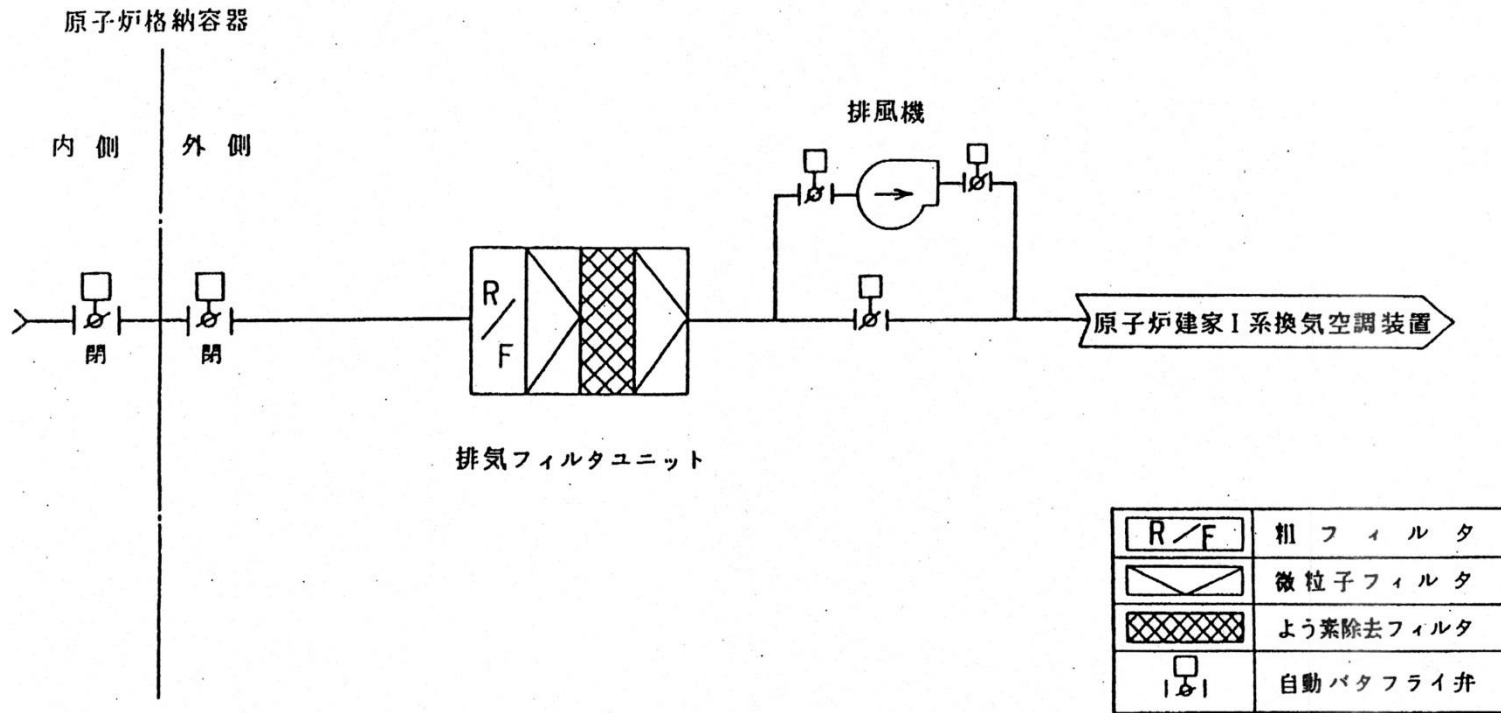
第 13.3.1 図 一般冷却水設備系統説明図



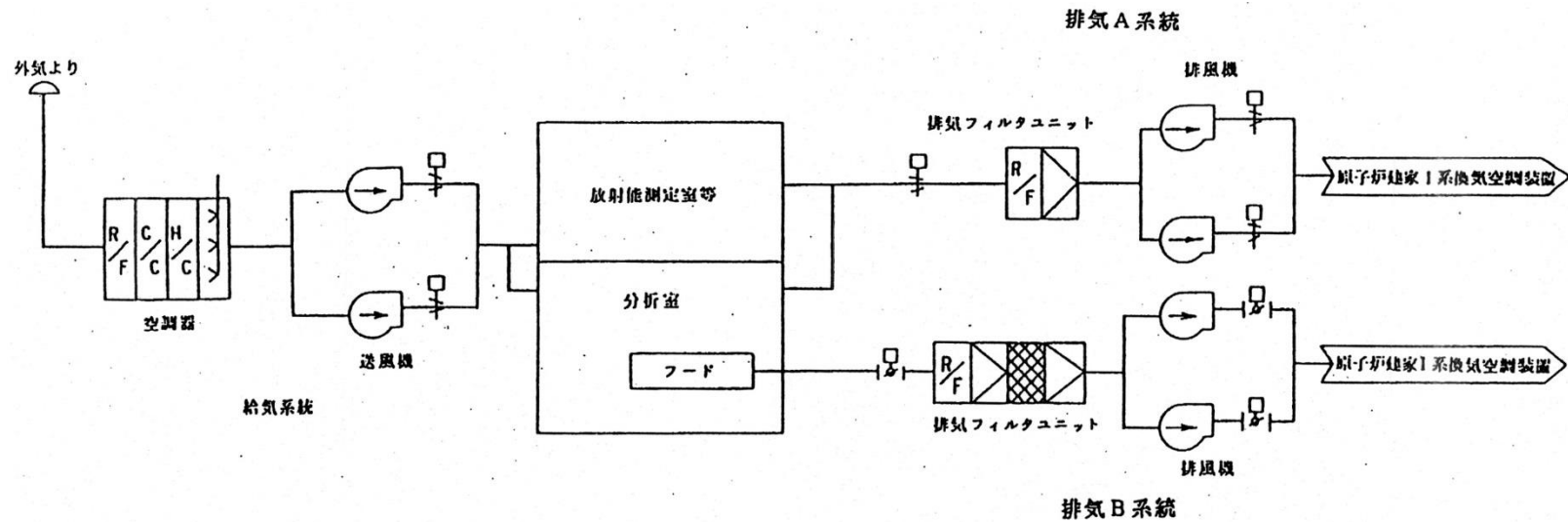
第 13. 4. 1 図 窒素供給設備系統説明図



第 13.5.1 図 原子炉建家 I 系換気空調装置及び格納容器再循環冷却装置系統説明図

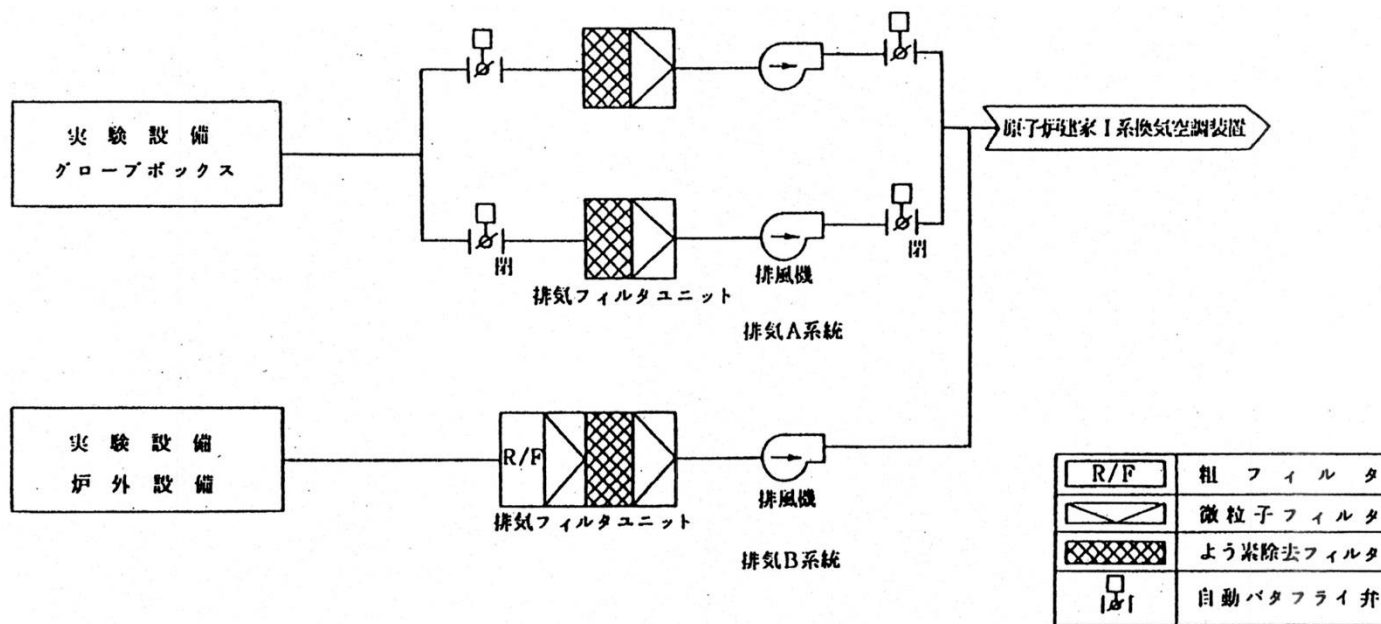


第 13.5.2 図 格納容器減圧装置系統説明図

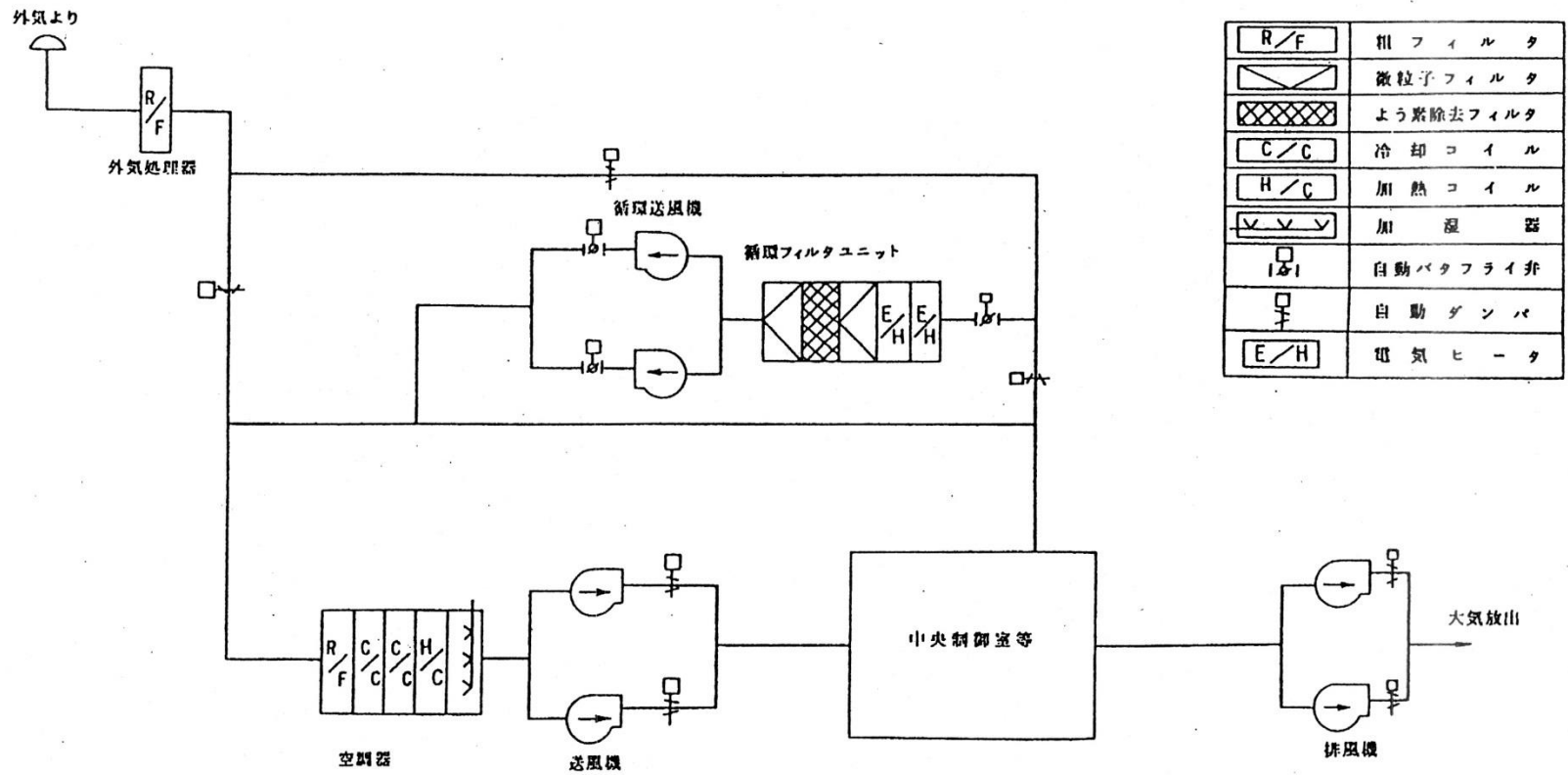


	粗フィルタ
	微粒子フィルタ
	酵母除去フィルタ
	冷却コイル
	加熱コイル
	加湿器
	自動バタフライ弁
	自動ダンパ

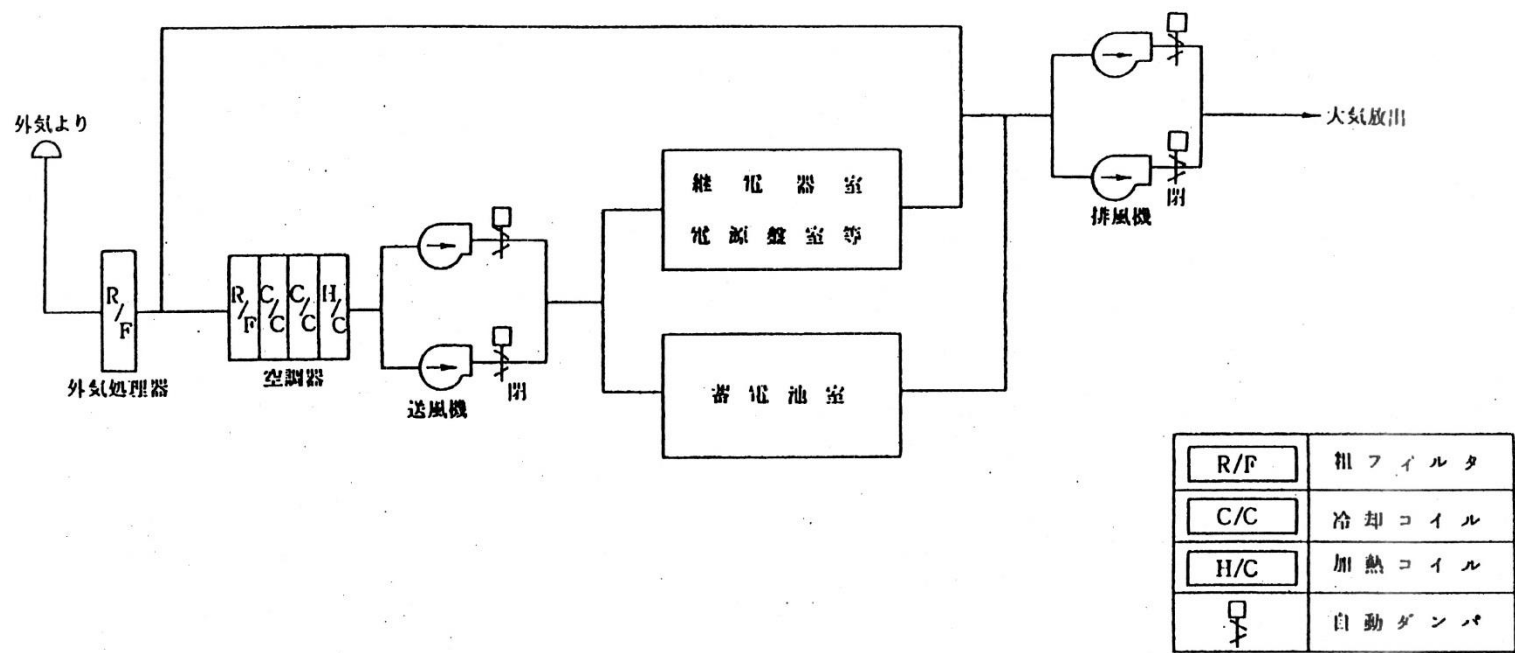
第 13.5.3 図 放射能測定室系換気空調装置系統説明図



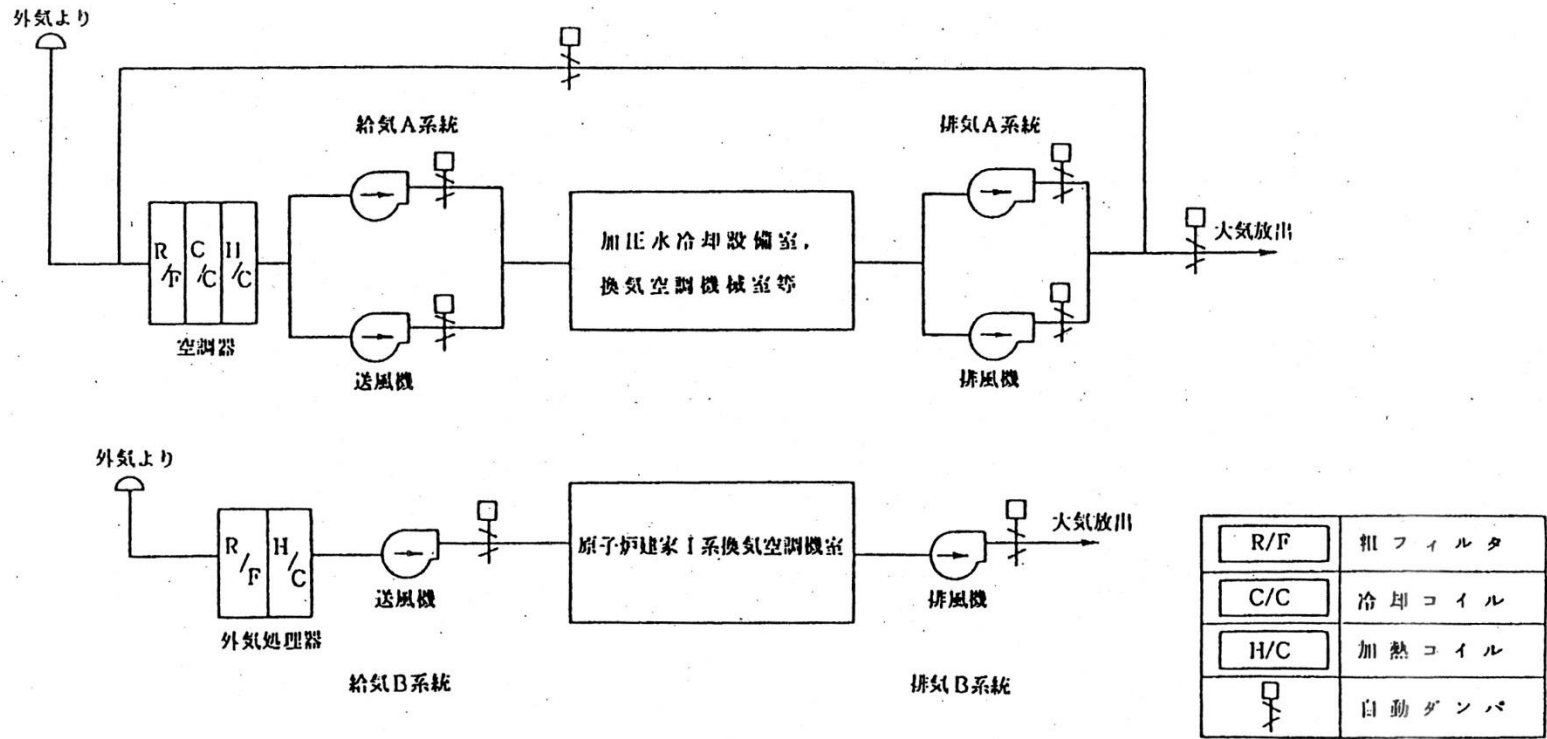
第 13.5.4 図 実験設備換気装置系統説明図



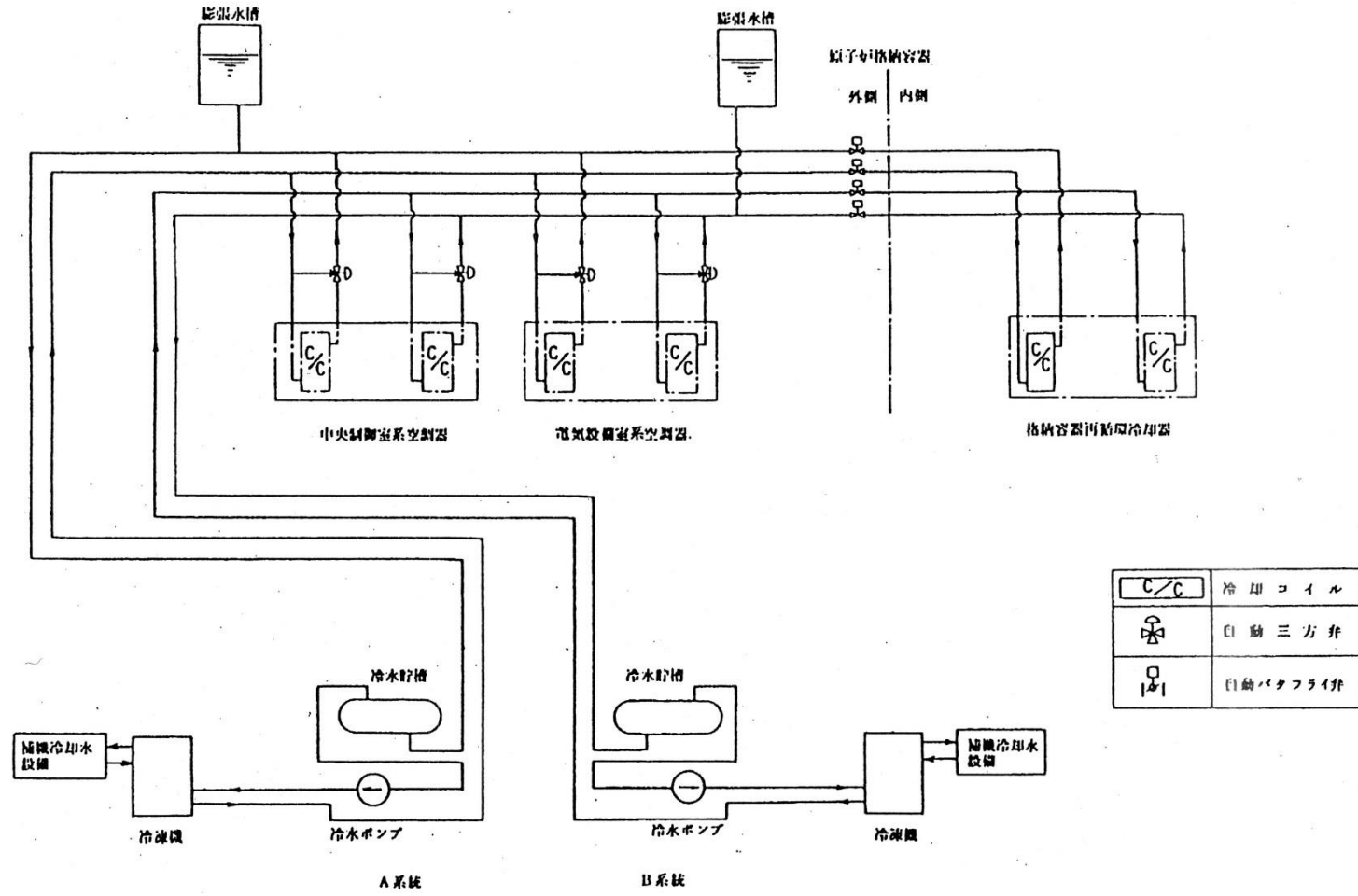
第 13.5.5 図 中央制御室系換気空調装置系統説明図



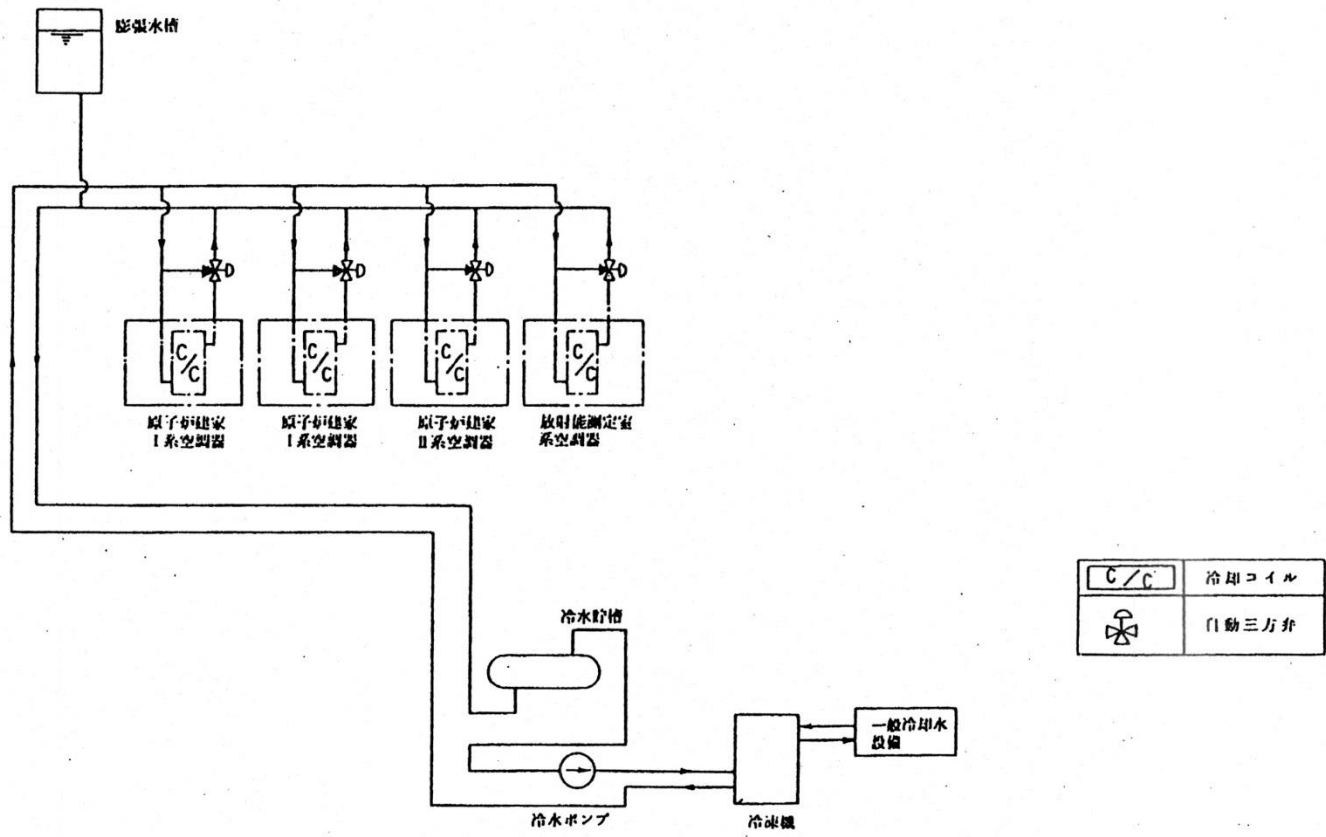
第 13.5.6 図 電気設備室系換気空調装置系統説明図



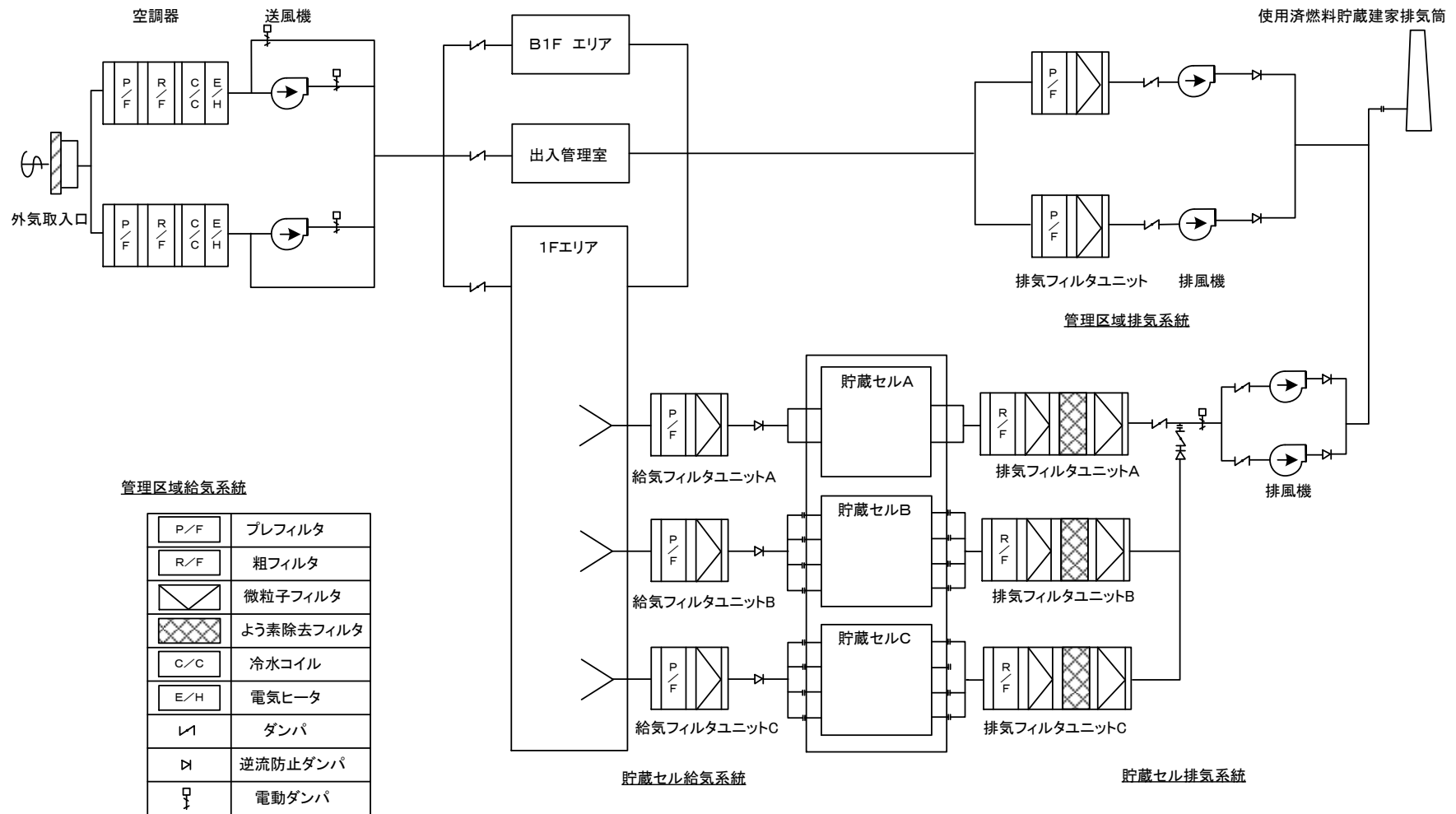
第 13.5.7 図 原子炉建家Ⅱ系換気空調装置系統説明図



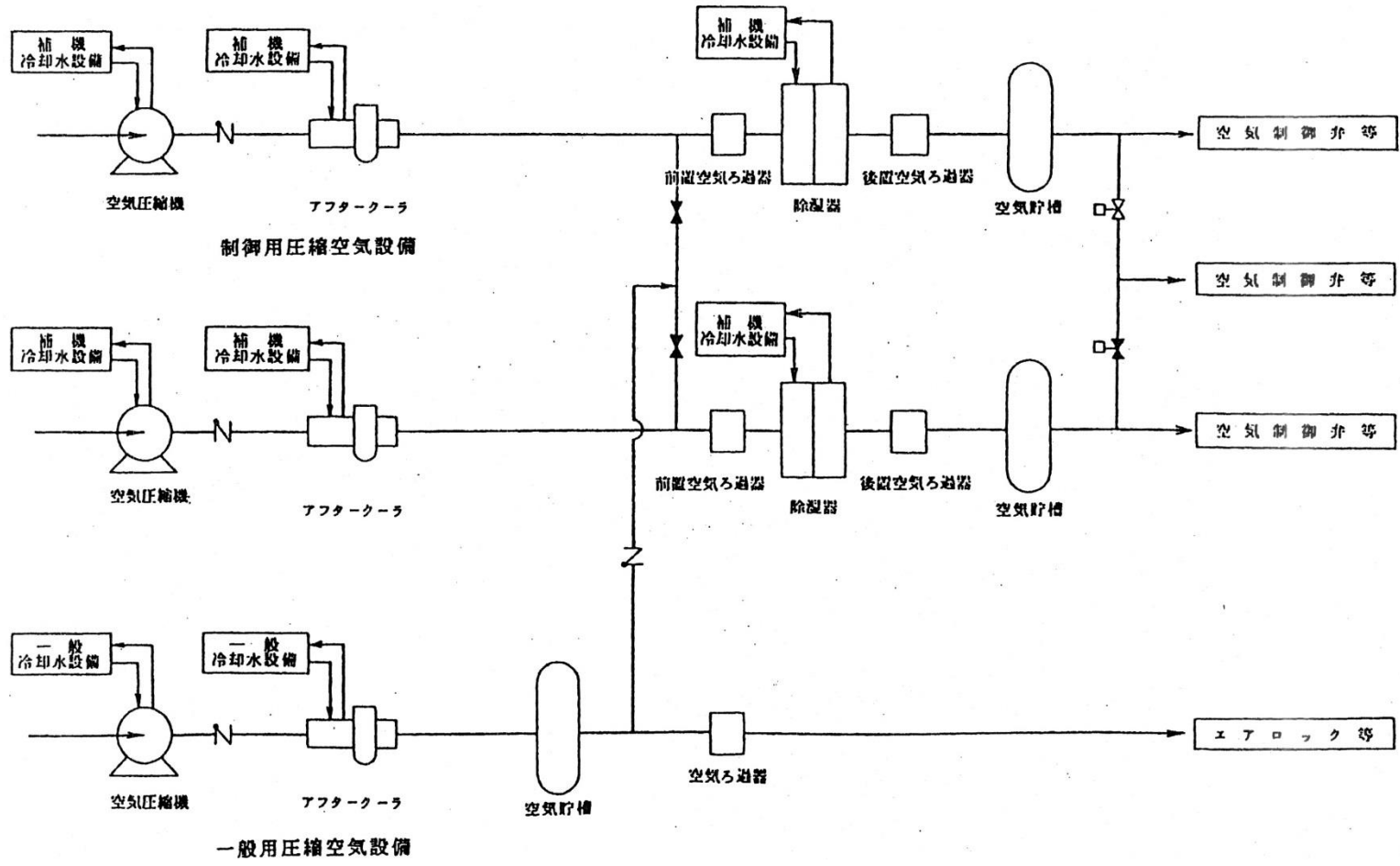
第 13.5.8 図 空調用冷水装置 I 系統説明図



第 13.5.9 図 空調用冷水装置 II 系統説明図



第 13.5.10 図 使用済燃料貯蔵建家換気空調設備系統説明図



第 13.7.1 図 圧縮空気設備系統説明図

14. 実験設備

14.1 概要

本実験設備は、燃料試料及び材料試料の照射試験並びにトリチウム生成回収試験を行うためのものであり、炉内設備と炉外設備から構成する。

炉内設備は、照射キャプセルと照射試験用ブロックから構成する。

炉外設備は、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、照射物を取扱うための附属設備から構成する。

また、試験用の燃料要素を黒鉛ブロック内に装荷した燃料限界照射試料を用いて、燃料の破損限界を調べるための燃料限界照射試験を実施する。

照射試料の装荷位置を第 14.1.1 図に示す。

14.2 設計方針

実験設備は、次の方針により設計する。

- (1) 燃料限界照射試料を除く照射試料及び照射キャプセルは、照射物挿入ブロック内に装荷し、これらは照射物挿入ブロックから脱落することがないようにする。更に、照射キャプセル内の照射試料等は照射キャプセル内で脱落することがないようにする。また、万一、脱落したとしても、過度の添加反応度を与えないような構造とする。
- (2) 実験設備は、試験上の要求を満たすとともに照射キャプセル、スイープガス配管の材料の選定及び設計に際しては、関連する規格、基準に準拠して行い、破損、内包する放射性物質の漏えいが生じることがないようにする。
- (3) 実験設備の異常又は損傷によって、原子炉の停止及び冷却機能が損なわれない等原子炉の安全機能を損なうことのないように、本設備の構成要素が十分な強度を有するものとする。
- (4) 燃料限界照射試料の構造及び材料は、適切な強度、耐食性、耐放射線性等を有するとともに、輸送及び取扱中に有意な損傷を生じないようにする。
- (5) 燃料限界照射試料は、その量及び装荷位置を制限することにより、炉心への装荷により、核的制限値及び熱的制限値を超えることがないようにする。
- (6) 燃料限界照射試料は、その異常が生じても、燃料の破損が生じることがない等、原子炉の安全性を損なわないようにする。
- (7) 燃料限界照射試料は、運転時の異常な過渡変化時において著しい破損が生じないように、また、設計基準事故時においては、原子炉の停止及び冷却に支障を与えることのないようにする。
- (8) 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ように配慮する。
- (9) 実験設備は、過度の放射性物質の漏えいが生じることがないようにするため、原子炉格納容器外のスイープガス配管は、耐漏えい性を有する外管で保護し、万一スイープガス配管が破損した場合でも、グローブボックス内へ導くようにする。また、試験時に従事者等の放射線被ばくを低減するため、必要に応じて遮蔽を設けることとする。
- (10) 実験設備に関する安全上必須なパラメータについては、中央制御室において監視できるようにする。

14.3 主要設備

14.3.1 炉内設備

炉内設備は、燃料試料、材料試料等を内包して照射する照射キャプセル及び照射試験用ブロックからなる。

(1) 照射キャプセル

照射キャプセルは、スweep管等を設け炉外装置を接続するスweepキャプセルとスweep管を設けないキャプセルとに大別する。

a. スweepキャプセル

スweepキャプセルは、円筒たて型密封式の容器であり、ステンレス鋼、耐食耐熱超合金、黒鉛、セラミックス等で製作する。

(a) 燃料照射キャプセル

燃料照射キャプセルは、燃料要素規模又はそれ以下の規模の燃料試料による照射挙動等を試験するためのものであり、本キャプセルと炉外装置をスweep管によって接続し、ガスのサンプリング、計測等を行うとともに、試験条件を任意に設定、維持できる構造である。

燃料照射キャプセルの概念を第 14.3.1 図に示す。

(b) 材料クリーブ照射キャプセル

材料クリーブ照射キャプセルは、金属、黒鉛、セラミックス等の材料試料による照射クリーブ試験を行うためのものであり、本キャプセルと炉外装置を加圧管によって接続し、材料試料に負荷を与え、歪量等を計測するとともに、試験条件を任意に設定、維持できる構造である。

材料クリーブ照射キャプセルの概念を第 14.3.2 図に示す。

(c) リチウム照射キャプセル

リチウム照射キャプセルは、リチウム化合物を照射し、生成するトリチウムを連続的に回収するためのものであり、本キャプセルと炉外装置をスweep管により接続し、トリチウムのサンプリング、計測等を行うとともに、生成条件等を任意に設定、維持できる構造である。

リチウム照射キャプセルの概念を第 14.3.3 図に示す。

b. キャプセル

このキャプセルは、燃料試料、材料試料、リチウム化合物などの照射試料を封入して照射するためのものである。照射後にキャプセルを炉外に取出し、照射後試験、バッチ単位のトリチウム回収試験等を行う。

なお、キャプセルには、必要に応じてモニタ又はセンサが組込めるようにする。

(2) 照射試験用ブロック

照射試験用ブロックには、照射キャプセル及び材料試料を挿入するための照射物挿入ブロック並びに燃料限界照射試料及び照射物挿入ブロックの上下に冷却材流路を形成するための流路ブロック等を設ける。照射試験用ブロックは、照射試験に際し、照射物挿入ブロック、流路ブロックを装荷する位置の制御棒案内ブロック又は可動反射体ブロックと交換して使用する。

照射試験用ブロックは、外形寸法を炉心構成要素ブロックに合わせ、その内部の形状寸法を照射物の形状等に応じて変え、材質を黒鉛又は黒鉛炭素複合材とする。

なお、照射試験用ブロックには、必要に応じて炭化ほう素等を中性子吸収体として挿入する。炉内設備の取扱いは、制御棒交換機又は燃料交換機を用いて行う。また、照射後の炉内設備は、原子炉建家から搬出するまで、使用済燃料貯蔵設備又は照射物貯蔵ピットに貯蔵保管する。

14.3.2 炉外設備

(1) 燃料照射キャプセル炉外装置

燃料照射キャプセル炉外装置は、スweepガス供給装置、燃料試料破損検出装置、核分裂生成物サンプリング装置、グローブボックス、コールドチャコールトラップ、計測器、配管等により構成する。各機器には必要に応じて遮へい体を設ける。

燃料照射キャプセル炉外装置の系統を第 14.4.1 図に示す。

(2) 材料クリープ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は、クリープ歪測定装置、計測器、配管等により構成する。

(3) リチウム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は、スweepガス供給装置、トリチウム回収装置、トリチウム除去装置、グローブボックス、計測器、配管等により構成する。各機器には必要に応じて遮蔽体を設ける。

リチウム照射キャプセル炉外装置の系統を第 14.4.2 図に示す。

(4) 附属設備

照射物を取扱うための照射物取扱機を設ける。また、安全上必要なキャプセル温度、グローブボックス内放射能濃度等の主要なパラメータを中央制御室においても監視できる設備を設ける。

14.4 燃料限界照射試験

燃料の破損限界を調べるために、燃料体と同じ外形を有する六角柱状の黒鉛ブロック内に試験用の燃料要素を挿入した燃料限界照射試料とその上下に冷却材流路を形成するための照射試験用ブロックを炉心中央カラム領域に装荷して照射する。燃料限界照射試料は最大 1 ブロックを装荷し、必要に応じて燃料限界照射試料に対する 1 次冷却材流量の制限等を行う。

なお、この燃料限界照射試料の破損に対しては、原子炉計装の燃料破損検出装置により検知し、燃料限界照射試料が過度の破損に至る以前に原子炉出力を下げるか、又は原子炉を停止して、試験を終了する。

14.5 照射試験上の制限

照射試験に際し、次のとおり制限する。

(1) 原子炉運転条件

原子炉熱出力	30 MW 以下
原子炉冷却材出口温度	850 °C 以下
燃料限界照射試験時の循環放射能量	
1 次冷却系の希ガスの循環放射能量	2.2×10^{14} MeV・Bq 以下

1 回当たりの積算循環放射能の増加量	4.4×10 ¹⁴ MeV・Bq・h 以下
年間の1次冷却系の希ガスの積算循環放射能の増加量	2.2×10 ¹⁵ MeV・Bq・h 以下
(2) 装荷上の制限	
照射物1体の挿入による最大反応度変化	1 %Δk/k 以下
照射物の落下による最大反応度変化	1×10 ⁻³ Δk/k/ステップ 以下
燃料試料の最大発熱量	
燃料限界照射試験	70 kW 以下
(1 燃料要素当たり)	(12 kW 以下)
キャプセルを用いた燃料照射試験	6.3 kW 以下
燃料試料の最高温度	
燃料限界照射試験	2,000 °C 以下
キャプセルを用いた燃料照射試験	2,500 °C 以下
トリチウム生成量	
連続回収試験	0.3 g/年以下
バッチ回収試験	0.6 g/年以下
照射物の雰囲気条件	ヘリウムガス
照射キャプセルの使用温度	
ステンレス鋼製キャプセル	600 °C
耐食耐熱超合金製キャプセル	850 °C
照射試験の最大日数	
冷却を必要とするキャプセル照射試験を行う場合	330 日
照射物の制限	
B-3型燃料体の照射試験を行う場合は、冷却を必要とするキャプセル照射と重ね合せしない。	

14.6 評価

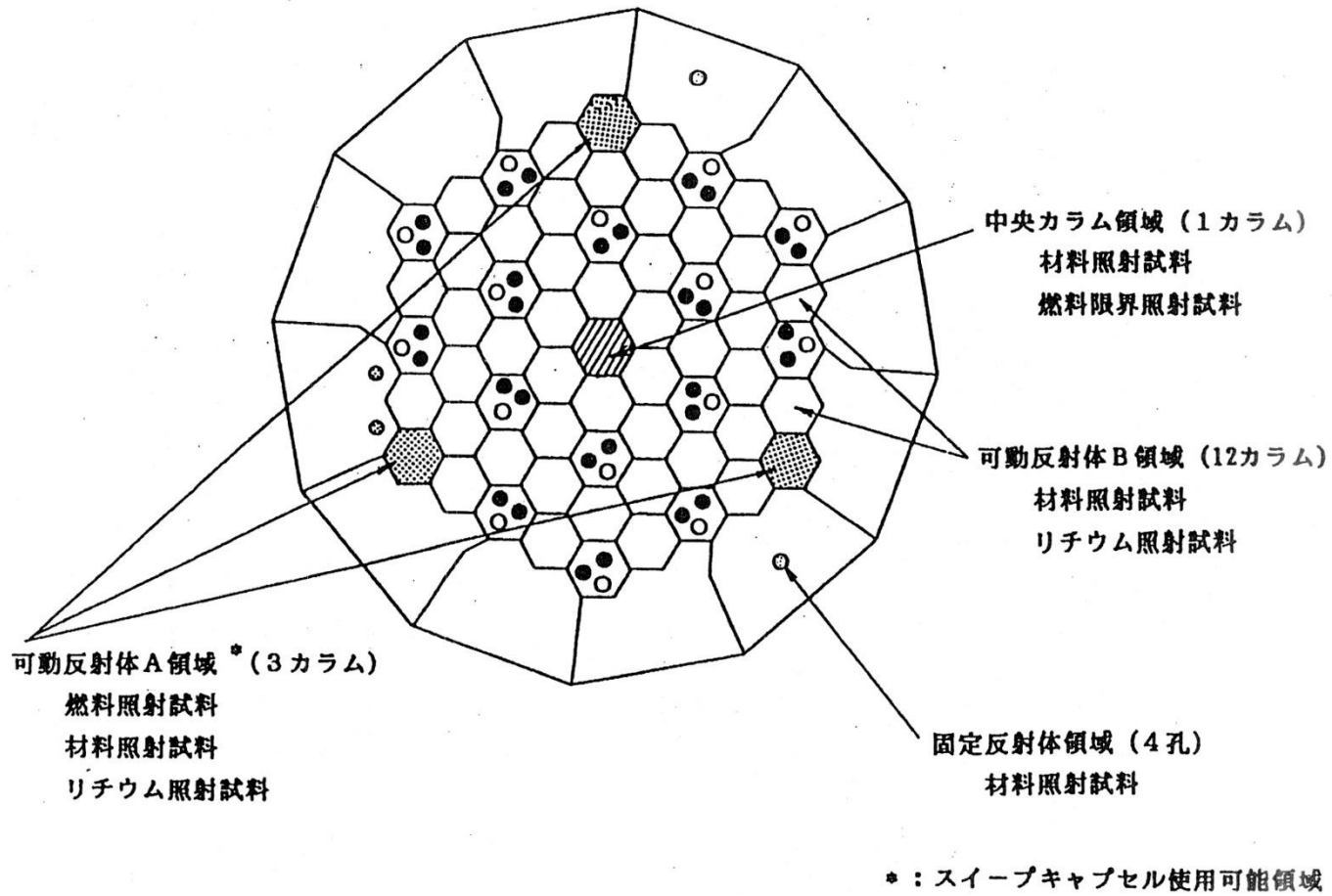
- (1) 黒鉛ブロック内に着座装荷した照射キャプセル及び照射キャプセル内の試料は、脱落しない構造とするので、原子炉に過度の反応度を与えることはない。
- (2) 照射キャプセル及びブスイープガス配管は、関係規格、基準に準拠して、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において生ずる圧力及び温度による荷重に、地震荷重を適切に組合せた設計条件を用いて設計するので破損、内包する放射性物質の漏えいが生じることはない。
- (3) 照射キャプセルの真空断熱材に異常又は損傷が生じた場合においても、照射キャプセルの健全性が維持できる設計とするので、原子炉の安全機能が損なわれることはない。
- (4) 燃料限界照射試料は、適切な材料の選定、構造設計とし、適切な強度、耐食性、耐放射線性等を有する設計とするので、輸送及び取扱中に健全性が損なわれることはない。
- (5) 燃料限界照射試料は、その量及び装荷位置を制限するので、炉心への装荷により、核的制限値及び熱的制限値を超えることはない。
- (6) 燃料限界照射試料は、炉心の燃料に影響をおよぼすような異常を生じない設計とするので、原子炉

の安全性が損なわれることはない。

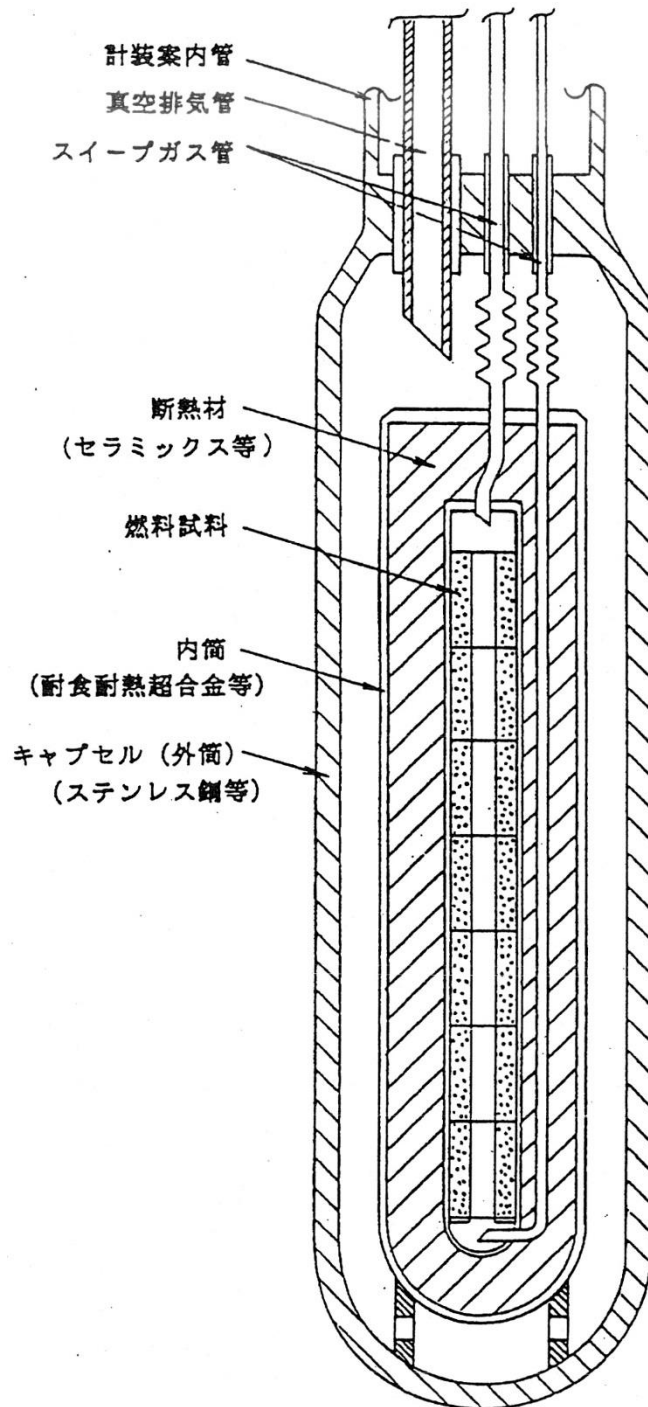
- (7) 燃料限界照射試料は、14.5「照射試験上の制限」を設けて試験を行うこととするので、運転時の異常な過渡変化時において著しい破損を生ずることはない。また、設計基準事故時においても、原子炉の停止及び冷却機能に支障を与えることはない。
- (8) 燃料限界照射試料は、その異常に伴って放出される核分裂生成物を、原子炉計装の燃料破損検出装置及び原子炉保護系の一次冷却材放射能計装により検出する設計とするので、確実、かつ、速やかに核分裂生成物の放出を検知できる。
- (9) スweepガス配管は、原子炉格納容器外部を二重管構造とし、スweepガス配管と外管の間をグローブボックス排気により負圧にするので、万一スweepガス配管が破損した場合でも、放射性物質がグローブボックス外へ漏えいすることはない。また、放射性物質が蓄積される部分には、遮蔽を設けるので、従事者等の放射線被ばくを低減できる。
- (10) 実験設備のキャプセル主要部温度、グローブボックス内放射能濃度等主要なパラメータは、中央制御室で監視できる。
- (11) 万一、照射物の移動等による異常及びスweepガス管の破損が生じた場合の安全性については、添付書類十「2. 運転時の異常な過渡変化の解析」及び「3. 設計基準事故解析」に示すとおり、十分確保される。

14.7 試験検査

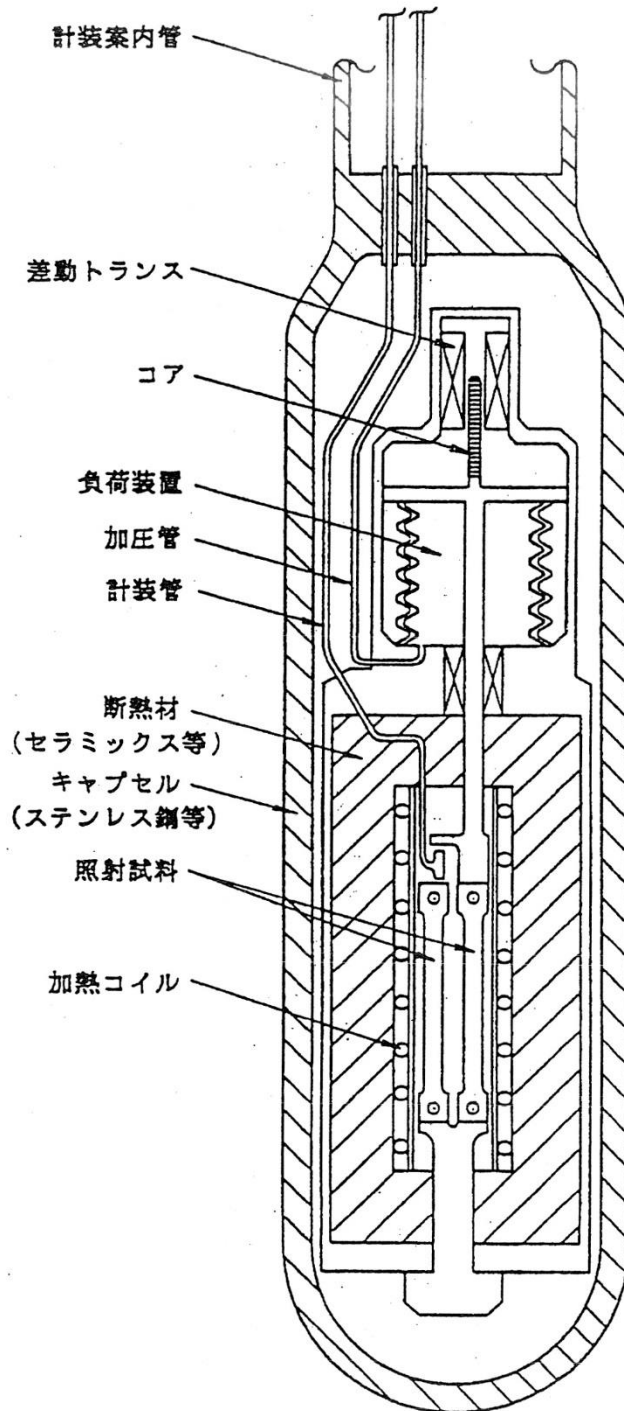
照射キャプセル、スweepガス配管等の製作に当たっては、素材の段階で化学的、機械的試験検査を、また、製作中には、非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。



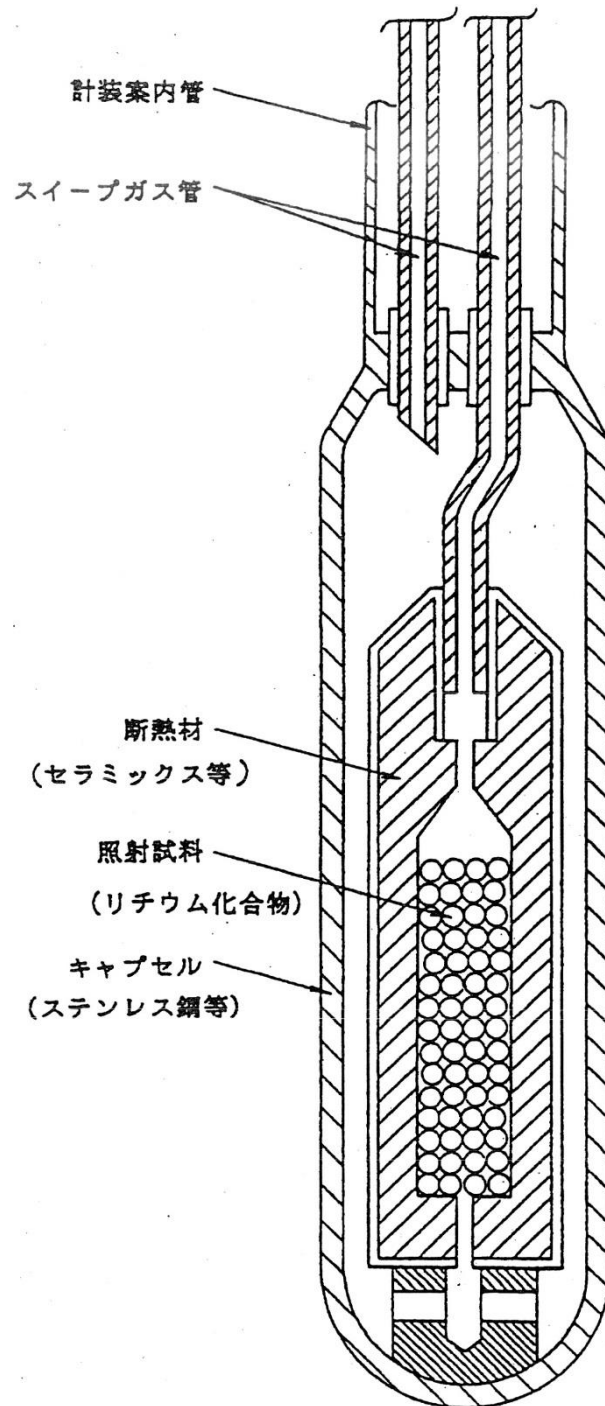
第 14.1.1 図 照射試料装荷位置図



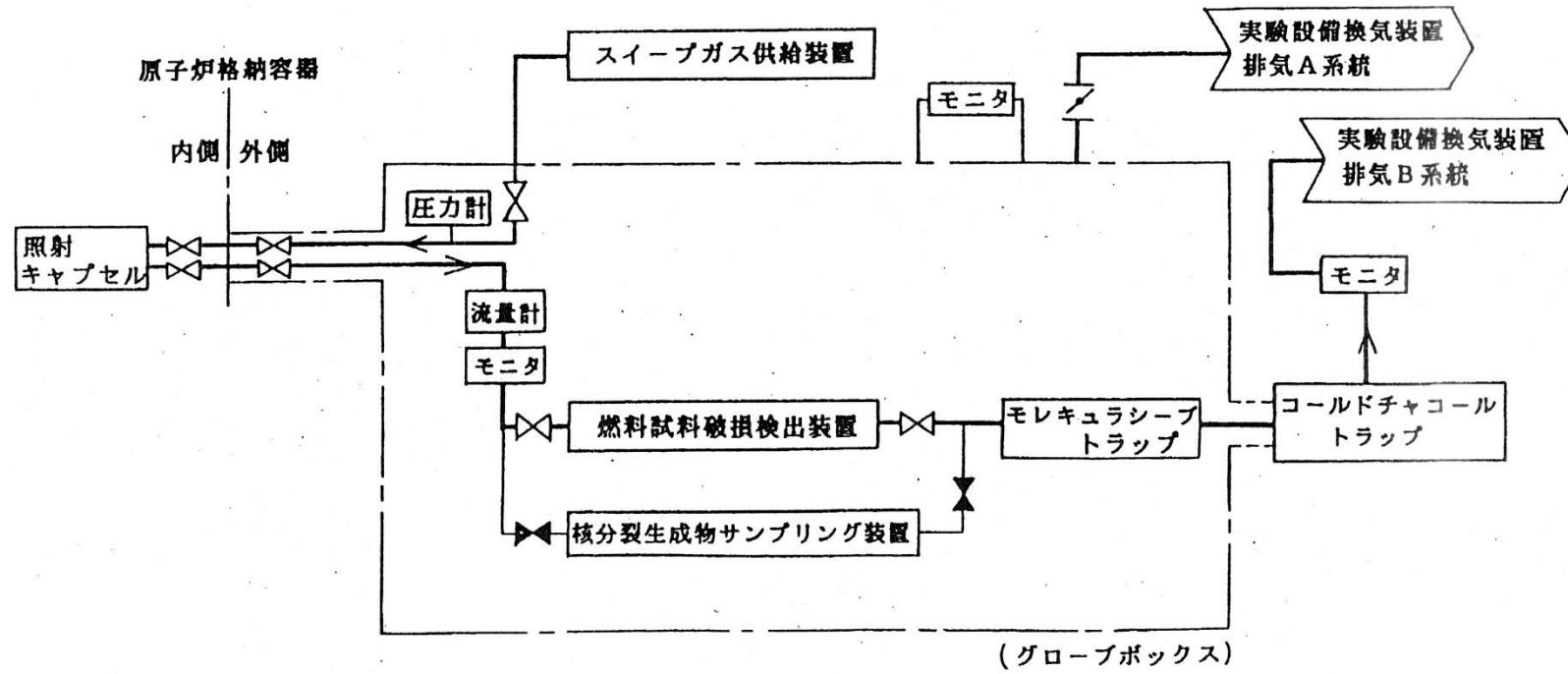
第 14. 3. 1 図 燃料照射キャプセル構造説明図



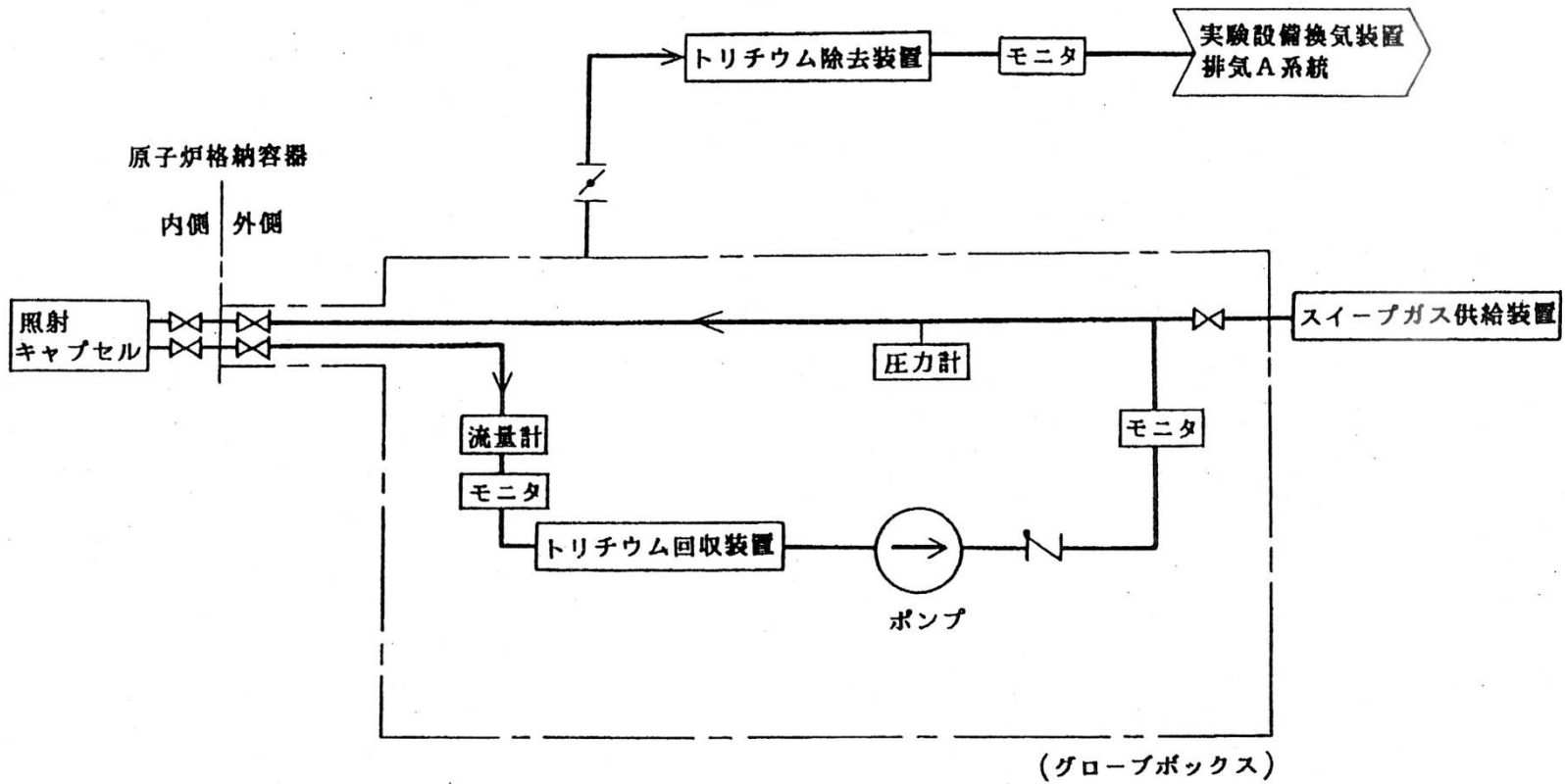
第 14. 3. 2 図 材料クリープ照射キャプセル構造説明図



第 14. 3. 3 図 リチウム照射キャプセル構造説明図



第 14. 4. 1 図 燃料照射キャプセル炉外装置系統説明図



第 14. 4. 2 図 リチウム照射キャプセル炉外装置系統説明図

15. 特殊運転

15.1 概要

特殊運転は、1次系流量低下試験、制御棒引抜き試験の2種類について実施する。これらの試験は、炉心熱容量が大きく、負のフィードバック特性に優れている高温ガス炉の固有の安全性を定量的に実証し、高温ガス炉技術の高度化に資するために行うものである。

(1) 1次系流量低下試験

a. 循環機停止試験

循環機停止試験は、原子炉出力制御系を切離し、1次ヘリウム循環機を1台又は2台停止して強制循環冷却機能の部分喪失を生じさせる。この試験により、原子炉停止系が通常の流量設定値で作動しない場合でも、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力が低下し、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。

b. 流量部分喪失試験

流量部分喪失試験は、原子炉出口温度制御系を切離さない状態で、1次冷却材流量制御系により流量の部分喪失を生じさせる。この試験により、高温ガス炉の固有の特性と制御系との関連において、原子炉は安定に所定の状態に落ち着くことを実証する。

c. 循環機3台停止試験

循環機3台停止試験は、原子炉出力制御系を切離し、1次ヘリウム循環機を3台停止して強制循環冷却機能の全喪失を生じさせる。この試験により、原子炉停止系が通常の流量設定値で作動しない場合でも、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力が低下し、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。また、これに伴う燃料温度及び減速材温度の低下、並びにキセノン濃度の低下により正の反応度添加が生じ、一時的に原子炉出力が上昇(再臨界)しても、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力は直ちに低下することを実証する。更に、これらの状況において、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。

d. 炉容器冷却設備停止試験

炉容器冷却設備停止試験は、原子炉出力制御系を切離し、1次ヘリウム循環機を3台停止して強制循環冷却機能の全喪失を生じさせるとともに炉容器冷却設備を停止させ、原子炉圧力容器表面からの熱を強制的に除去する機能を部分喪失又は全喪失させる。この試験により、原子炉停止系が通常の流量設定値で作動しない場合に重ねて炉容器冷却設備による冷却機能が部分喪失又は全喪失した場合でも、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力が低下し、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。また、これに伴う燃料温度及び減速材温度の低下、並びにキセノン濃度の低下により正の反応度添加が生じ、一時的に原子炉出力が上昇(再臨界)しても、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力は直ちに低下することを実証する。更に、これらの状況において、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。

(2) 制御棒引抜き試験

制御棒引抜き試験は、原子炉出力制御系を切離し、炉心中央位置の制御棒を引抜く。この試験によ

り、原子炉出力制御系が作動しなくても、炉心の負の反応度フィードバック特性のみにより原子炉出力の急激な上昇が抑制され、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。

これらの特殊運転中の原子炉の安全性は、運転モード選択装置により特殊運転を特定し、運転員の誤操作等を防止するとともに、特殊運転の実施前に挙動解析を十分に行い、かつ試験を段階的に行うことにより確保する。

15.2 設計方針

次の方針により、特殊運転中における原子炉の安全性を確保する。

- (1) 特殊運転への移行及び試験終了後の通常運転への復帰は、運転モード選択装置により選択して行える設計とする。
- (2) 特殊運転の試験条件を運転モード選択装置で特定することにより、原子炉出力、1次冷却材流量等に対する運転員の誤操作を防止できる設計とする。
- (3) 循環機停止試験時においては、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」、「炉心差压低」及び「原子炉出口冷却材温度高」信号のスクラム設定値の変更を運転モード選択装置に連動して行える設計とする。
- (4) 循環機3台停止試験時及び炉容器冷却設備停止試験時においては、「原子炉出口冷却材温度高」信号のスクラム設定値の変更を運転モード選択装置に連動して行える設計とする。また、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」及び「炉心差压低」信号は予め定めた試験継続時間を超えた場合にスクラム信号を発信できる設計とする。
- (5) 特殊運転時においては、自動モードの原子炉出力目標値と原子炉出力を同期させる同期回路が作動することで、通常運転への復帰時に原子炉出力制御系への外乱を防止する設計とする。

15.3 主要設備

特殊運転のための運転モード選択装置を設置し、次の5モードの試験を選択する。

特殊運転のモード①(循環機停止試験)

特殊運転のモード②(流量部分喪失試験)

特殊運転のモード③(制御棒引抜き試験)

特殊運転のモード④(循環機3台停止試験)

特殊運転のモード⑤(炉容器冷却設備停止試験)

運転モード選択装置の投入条件、解除条件、投入後の機能を第15.4.1表に示す。

15.4 特殊運転上の制限

特殊運転に際し、次のように制限する。

- (1) A型燃料体のみで構成された炉心において試験を行うこととし、初期条件としては、原子炉出力30MW以下、原子炉出口冷却材温度850℃以下とする。
- (2) 1次冷却設備は、単独運転(1次加圧水冷却器による約30MWの除熱)とする。
- (3) 試験期間を通して、原子炉の出力、温度、圧力等が通常運転時の運転条件を超えない範囲とする。

15.5 評価

- (1) 特殊運転への移行又は試験後の復帰は、運転モード選択装置により選択して安全に行うことができる。
- (2) 特殊運転の試験条件を運転モード選択装置で特定することにより、運転員の誤操作を防止することができる。
- (3) 循環機3台停止試験については、TAC/BLOOST⁽¹⁾コードにより試験時の原子炉挙動を解析した結果である第15.5.1図及び第15.5.2図に示すように、予め定めた試験継続時間内において原子炉出力、温度、圧力等が通常運転時の運転条件を超えることはない。
- (4) 炉容器冷却設備停止試験については、試験の初期原子炉出力が定格出力の30%以下と限定されることから、TAC/BLOOSTコードにより試験時の原子炉挙動を解析した結果である第15.5.3図及び第15.5.4図に示すように、予め定めた試験継続時間内において原子炉出力、温度、圧力等が通常運転時の運転条件を超えることはない。
- (5) 特殊運転の1つのモードである循環機停止試験時のスクラム設定値の一部変更等に係る安全性については、添付書類十「2. 通常運転時の異常な過渡変化の解析」及び「3. 設計基準事故解析」に示すとおり、十分に確保される。また、特殊運転のモードである循環機3台停止試験時及び炉容器冷却設備停止試験時のスクラム設定値の一部変更等に係る安全性については⁽²⁾、添付書類十「1. 安全評価に関する基本方針」に従って評価され、循環機停止試験時のスクラム設定値の一部変更に係る安全性と同様に、十分に確保される。
- (6) 特殊運転時においては、自動モードの原子炉出力目標値と原子炉出力を同期させる同期回路が作動することで、通常運転への復帰時に原子炉出力制御系への外乱を防止することができる。

15.6 参考文献

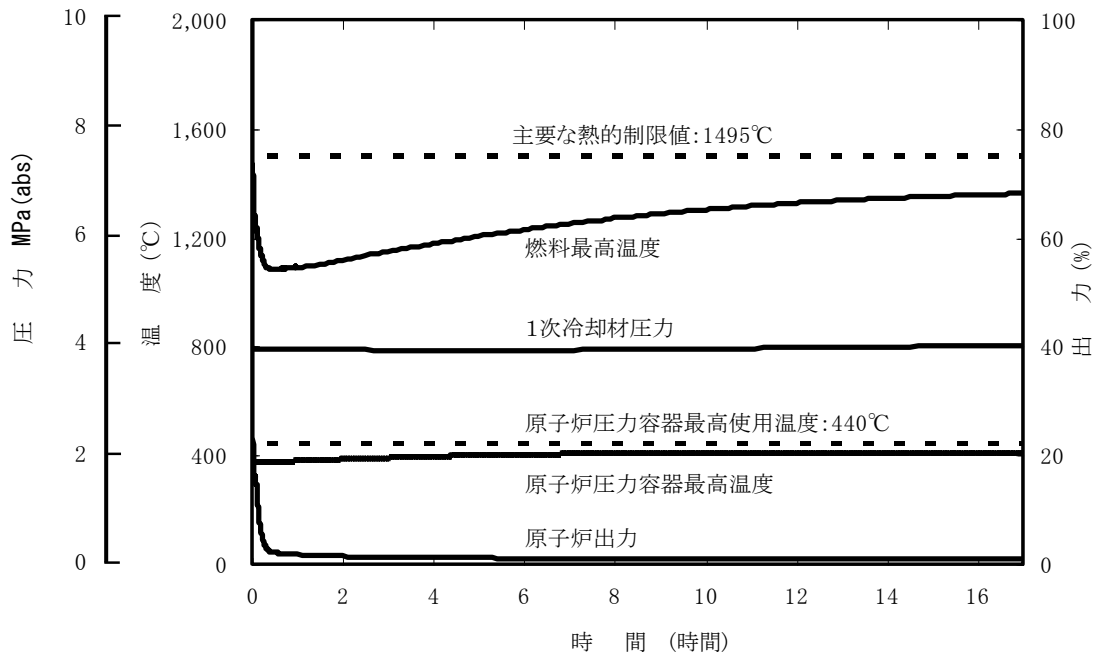
- (1) 高松 他；「TAC/BLOOSTコードの検証(受託研究)」、JAERI Data/Code 2005-003 (2005)。
- (2) 国富 他；「高温工学試験研究炉(H T T R)の安全性実証試験計画および試験時の安全評価」、JAERI-M 90-070 (1990)。

第 15.4.1 表 運転モード選択装置の機能

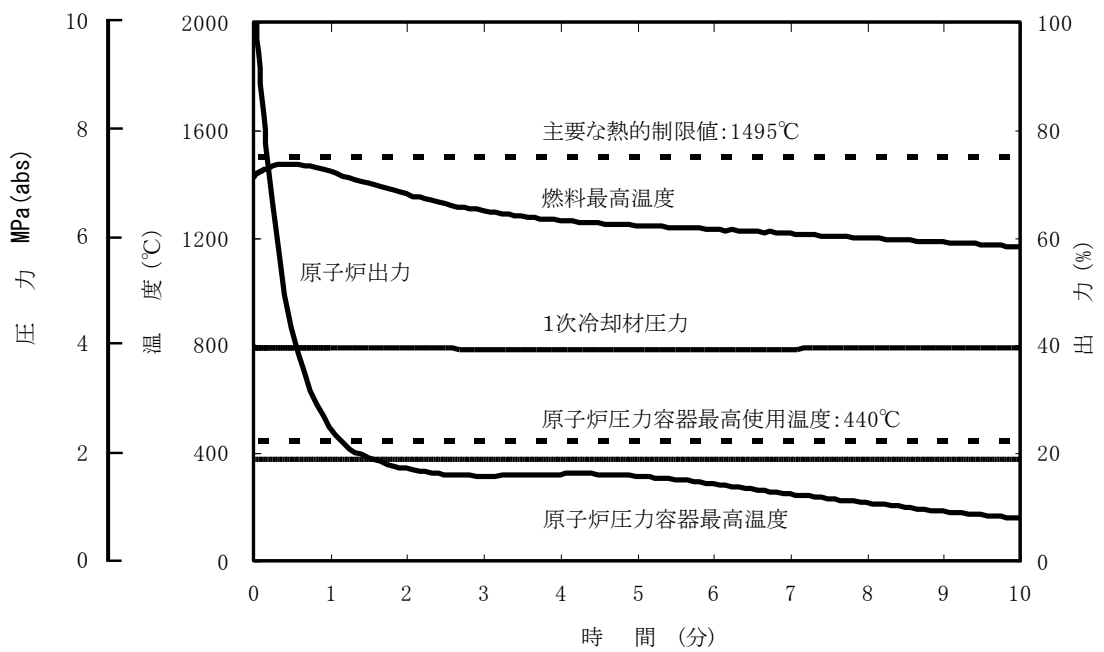
項目 名称	投入条件	解除条件	投入後の機能
特殊運転のモード① 〔循環機停止試験 の特定〕	(1) 定格運転であること。 (2) 単独運転であること。	原子炉出力制御系の設定値と原子炉出力の計測値との偏差が許容範囲内であること。	(1) 制御棒(16対)の引抜きが防止される。 (2) 「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」、「炉心差圧低」、「原子炉出口冷却材温度高」信号のスクラム設定値が変更される。
特殊運転のモード② 〔流量部分喪失試験の特定〕	(1) 定格運転であること。 (2) 単独運転であること。	特になし。	1次冷却材流量制御系の流量(850℃運転時)設定値をスクラム設定値以下にすることができない。
特殊運転のモード③ 〔制御棒の引抜き試験の特定〕	(1) 定格運転であること。 (2) 単独運転であること。 (3) 原子炉出力が80%~30%の範囲であること。	原子炉出力制御系の設定値と原子炉出力の計測値との偏差が許容範囲内であること。	(1) 炉心の中心制御棒のパターンインターロックの設定値が変更される。 (2) 炉心の中心制御棒以外の制御棒(15対)の引抜きが防止される。

(つづき)

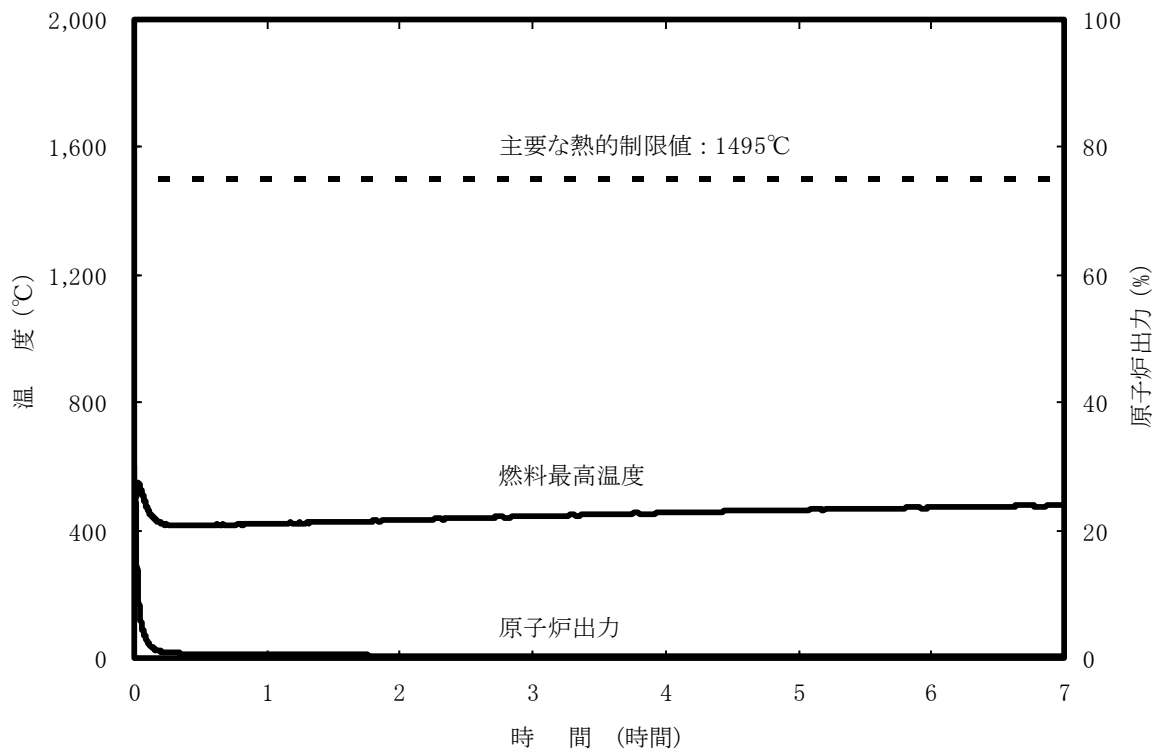
項目 名称	投入条件	解除条件	投入後の機能
特殊運転のモード④ 〔循環機 3 台停止 試験の特定〕	(1) 定格運転であること。 (2) 単独運転であること。	原子炉出力制御系の設定値と原子炉出力の計測値との偏差が許容範囲内であること。	(1) 制御棒(16 対)の引抜きが防止される。 (2) 1 次冷却材の供給弁及び排出弁を閉とする。 (3) 1 次ヘリウム循環機の起動が防止される。 (4) 「原子炉出口冷却材温度高」信号のスクラム設定値が変更される。 (5) 「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」、「炉心差压低」信号は、17 時間、遅延される。
特殊運転のモード⑤ 〔炉容器冷却設備 停止試験の特定〕	(1) 定格運転であること。 (2) 単独運転であること。 (3) 原子炉出力が 30 %以下であること。	原子炉出力制御系の設定値と原子炉出力の計測値との偏差が許容範囲内であること。	(1) 制御棒(16 対)の引抜きが防止される。 (2) 1 次冷却材の供給弁及び排出弁を閉とする。 (3) 1 次ヘリウム循環機の起動が防止される。 (4) 「原子炉出口冷却材温度高」信号のスクラム設定値が変更される。 (5) 「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」、「炉心差压低」信号は、7 時間、遅延される。



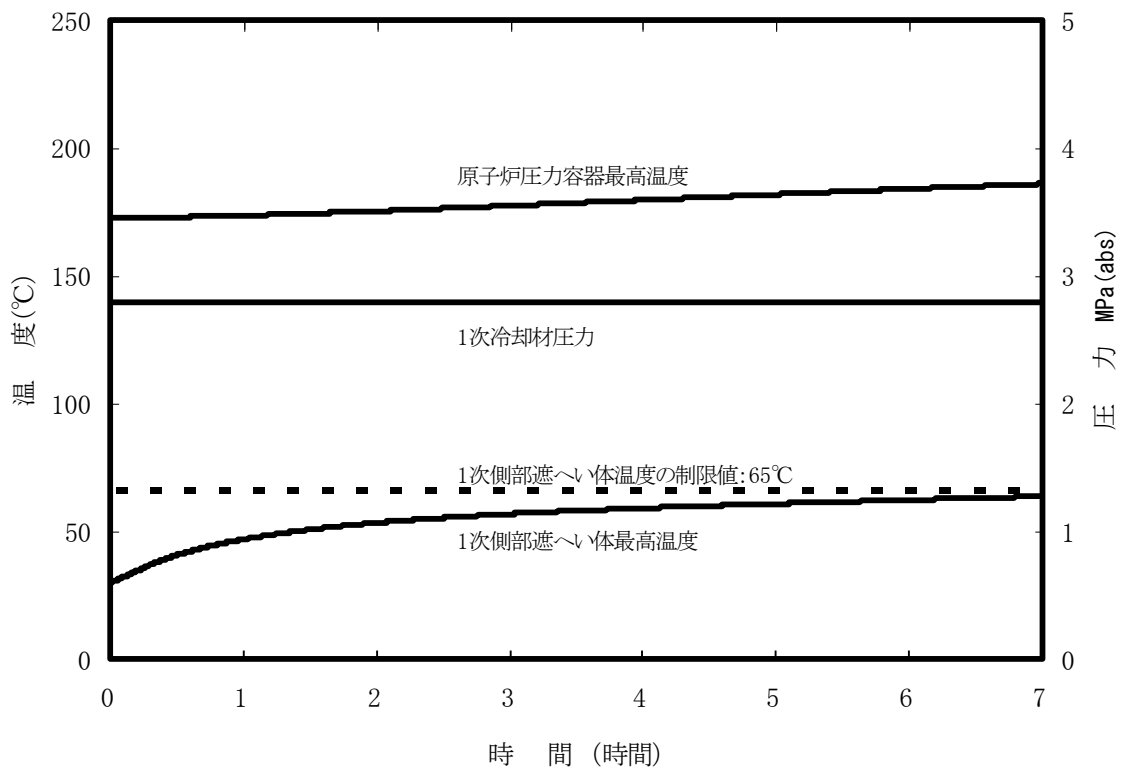
第 15.5.1 図 循環機 3 台停止試験時の原子炉の挙動(1)



第 15.5.2 図 循環機 3 台停止試験時の原子炉の挙動(2)



第 15.5.3 図 炉容器冷却設備停止試験時の原子炉の挙動(1)



第 15.5.4 図 炉容器冷却設備停止試験時の原子炉の挙動(2)

16. 運転保守

16.1 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大洗研究所(北地区)原子炉施設保安規定(以下「保安規定」という。)に原子炉施設に係る規定を定め、これによるものとする。

16.2 組織及び職務

運転・保守は、主として大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部が担当する。

運転・保守に係る放射線管理は放射線管理部放射線管理第2課、環境放射能の管理は放射線管理部環境監視線量計測課が担当する。また、液体廃棄物及び固体廃棄物の処理は、環境技術開発センター環境保全部廃棄物管理課が担当する。

原子炉等規制法第40条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。

16.3 運転管理

原子炉施設の運転管理は、保安規定に定める原子炉運転上の条件及び異常時の措置を厳守するとともに、原子炉施設の運転に習熟した者を確保し、設備、機器の性能及び状態を的確に把握した上で行う。

16.4 燃料管理

燃料の輸送、貯蔵、原子炉内への装荷、取出し等は、あらかじめ定める燃料取替計画に従い、所定の容器及び燃料取扱設備を使用し、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。

16.5 放射性廃棄物管理

放射性気体及び液体廃棄物を大洗研究所(北地区)外に放出する場合は、法令に定められた濃度限度等の制限値を遵守することは勿論のこと、大洗研究所(北地区)周辺の一般公衆の線量を合理的に達成できる限り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所内に貯蔵する場合は、所定の貯蔵設備において厳重に管理する。

16.6 放射線管理

放射線管理は、放射線業務従事者等の被ばくを法令に定められた線量限度以下とすることは勿論、不必要な放射線被ばくを防止する方針で行う。

また、原子炉施設に管理区域及び保全区域を設け、出入管理、被ばく管理、作業管理、放射線の測定及び物品の搬出の管理等を厳重に実施する。

16.7 保守

原子炉施設の保守は、保安規定に定める定期的な検査、補修に関する規定を遵守し、所定の計画と適切な手順に従って、原子炉施設の安全の確保を妨げることのないように行う。

16.8 非常時の措置

地震、火災、その他の原因によって、相当な規模の放射線事故が発生した場合、又は発生するおそれがある場合には、原子炉の通常組織と異なる大洗研究所の事故・災害発生時対応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。

16.9 教育及び訓練

放射線業務従事者等に対して、原子炉施設の運転・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。

16.10 健康管理

労働安全衛生法に基づいて、放射線業務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。

16.11 放射線業務従事者以外の者に対する保安措置

放射線業務従事者以外の者を原子炉施設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。

16.12 核燃料物質の防護

原子炉施設の核燃料物質の防護は、原子炉等規制法第43条の2の規定に基づいて大洗研究所(北地区)が定める核物質防護規定の定めるところにより、特定核燃料物質の盗取等による不法な移転又は妨害破壊行為の防止を図るため、必要な措置を採る。

16.13 記録及び報告

原子炉施設に係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、報告する。

17. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

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。

(1) 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。

(2) 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。

(3) 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。水源としては、HTTR機械棟の共用水槽及び夏海湖の貯水等を利用する。

(4) 可搬型発電機

全交流電源喪失時に直流電源設備の蓄電池枯渇以降の原子炉を監視するため、原子炉停止機能の喪失に電源喪失が重畳した場合に中性子束を連続的に監視するため及び原子炉停止機能の喪失に電源喪失が重畳した場合に後備停止系駆動装置を直接駆動するために必要な可搬型発電機 3 台 2 組を用意する。

原子炉を監視するための可搬型発電機（温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機）は、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ために必要な容量 2 kVA/基以上のもの 1 台 2 組を用意する。中性子束を連続的に監視するための可搬型発電機（中性子束監視用可搬型発電機）は、1.5 kVA/基以上のもの 1 台 2 組を用意し、温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機を活用して、可搬型発電機の燃料補給時においても中性子束を連続的に監視できるようにする。後備停止系駆動装置を直接駆動するための可搬型発電機（後備停止系駆動装置駆動用可搬型発電機）は、1.8 kVA/基以上のもの 1 台 2 組を用意する。

温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機は無給油で 10 時間以上、後備停止系駆動装置駆動用可搬型発電機は無給油で 5 時間（後備停止系 16 基の駆動に要する時間）以上運転可能とし、その燃料は 7 日分の監視に必要な量を原子炉施設敷地内の油脂倉庫に備蓄する。可搬型発電機は、多重性を考慮して 3 台 2 組をそれぞれ原子炉建家以外の独立した場所に保管する。

これらの可搬型発電機は、原子炉建家内及び屋外それぞれ 2 箇所に設置ができる設計とするとともに、使用する事象の発生時における環境条件を考慮した設計とする。

なお、可搬型発電機を原子炉建家内に設置する場合は、可搬型発電機の給気量を考慮し、十分に容積のある区画に設置し外気取入れの対策を行うとともに、排気は排気ダクト等により屋外に排出する設計とする。

可搬型発電機を使用する事象発生時には、常駐運転員により可搬型発電機を設置場所まで運搬し、設置場所から監視対象の温度、圧力及び中性子束の計装盤付近までケーブルを敷設し、計器等（記録計及び信号変換器）及び中性子束計装盤に接続し、電力を給電できる設計とする。

本資機材等の仕様を第 17.1 表に示す。

なお、可搬型発電機のうち温度、圧力及び中性子束監視用は、全交流動力電源喪失時に用いる可搬型発電機と共用する。多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故時において、原子炉の状態を把握するために監視するパラメータは、次のとおりである。

補助冷却器出口ヘリウム圧力

原子炉格納容器内圧力

原子炉圧力容器上鏡温度

中性子束

使用済燃料貯蔵プール水位

第 17.1 表 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための資機材等の仕様

消防自動車	
台 数	1 台
放水圧力	0.7 MPa
放水量	1.0 m ³ /min 以上
水槽容量	1.0 m ³ 以上
温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機	
型 式	単相交流発電機
容 量	2 kVA 以上/基
電 圧	100 V
基 数	2 基 (1 台 2 組)
燃 料	軽油
中性子束監視用可搬型発電機	
型 式	単相交流発電機
容 量	1.5 kVA 以上/基
電 圧	100 V
基 数	2 基 (1 台 2 組)
燃 料	軽油
後備停止系駆動装置の駆動用可搬型発電機	
型 式	三相交流発電機
容 量	1.8 kVA 以上/基
電 圧	200 V
基 数	2 基 (1 台 2 組)
燃 料	軽油

耐震重要度分類変更の妥当性

1. 概要

HTTRでは、基準地震動による地震力に対して耐震Sクラスの設備・機器が安全機能を損なわないよう設計している。耐震重要度は、試験炉設置許可基準規則(平成25年12月18日施行)の耐震重要度フローに準じて分類し、安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度(5mSv)の放射線被ばくを与えるおそれのある設備を耐震Sクラスとして見直した結果、後備停止系、補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納施設、非常用空気浄化設備、非常用発電機等の耐震クラスをSクラス(旧As、Aクラス)からBクラスへ見直した。この見直しについては、耐震Sクラス以外の設備・機器の損傷が発生した場合、周辺公衆への被ばく量は約3mSvとなり、5mSvを超えないことを評価することで、妥当であることを確認している。また、追補2に示すとおり、事象発生後の燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度は、いずれも初期値及び設計基準事故における制限値を超えることはなく、原子炉はスクラムし、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性は確保される。

2. 被ばく評価条件

放射性物質を含む1次冷却材を内包する設備は、以下の①～⑧の設備である。これらの設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ(①と②)、1次ヘリウム純化設備(③)の一部、1次ヘリウムサンプリング設備(④)の一部、燃料破損検出装置(⑥)の一部等の閉じ込め機能を期待することとし、これ以外の1次冷却材を内包している機器・配管類が地震時に破損し、放射性物質が瞬時に地上放出することを仮定し、被ばく評価を実施する。

なお、本申請において耐震クラス分類をAsクラスからBクラスに変更とした炉容器冷却設備、補機冷却水設備、制御用圧縮空気設備、非常用発電機、非常用空気浄化設備及び後備停止系等は、その破損を考慮しても放射性物質を放出することはないため線量評価は行わない。

- ① 1次冷却設備(原子炉冷却材圧力バウンダリ)
- ② 補助冷却設備(原子炉冷却材圧力バウンダリ)
- ③ 1次ヘリウム純化設備
- ④ 1次ヘリウムサンプリング設備
- ⑤ 気体廃棄物処理設備
- ⑥ 燃料破損検出装置
- ⑦ 照射試験装置
- ⑧ 1次ヘリウム貯蔵供給設備

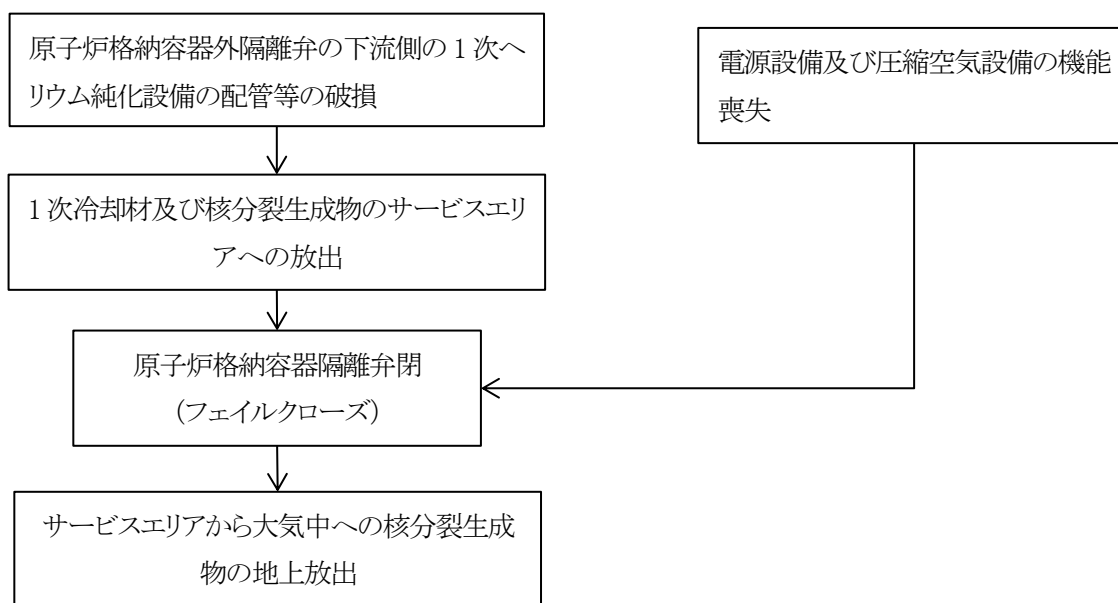
以下に、上記③～⑧の設備の被ばく評価条件を記す。

2.1 1次ヘリウム純化設備

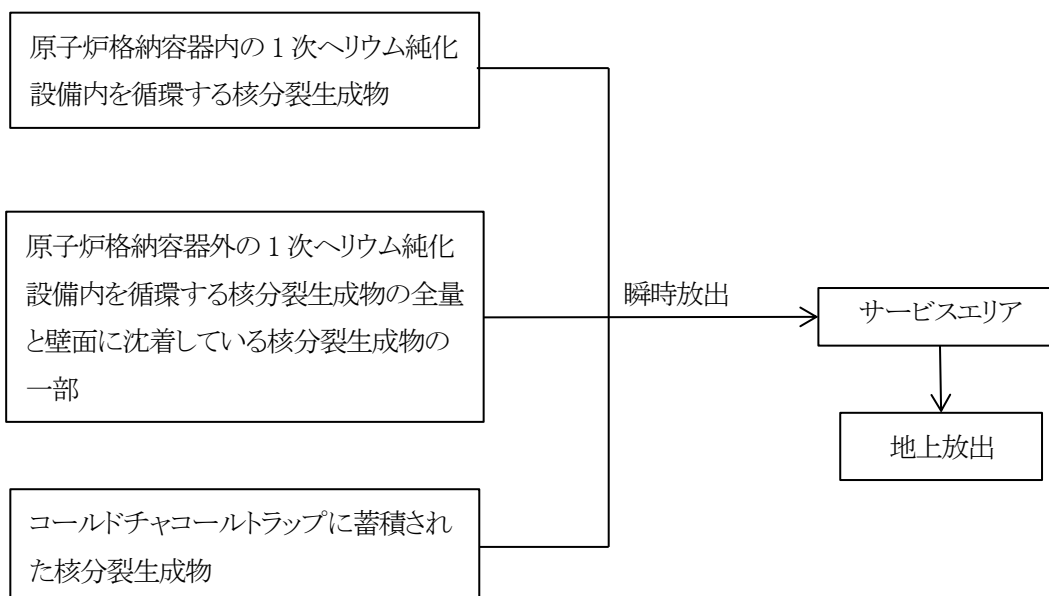
地震によって、原子炉格納容器外隔離弁の下流側の1次ヘリウム純化設備の配管等が破損し、1次冷却材がサービスエリアへ放出される。この場合、耐震Bクラスである電源設備及び圧縮空気設備が機能喪失し、原子炉格納容器隔離弁はフェイルクローズするものとする。サービスエリアに放出された1次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

a. 事象のフローチャート



b. 放出経路



(2) 評価条件

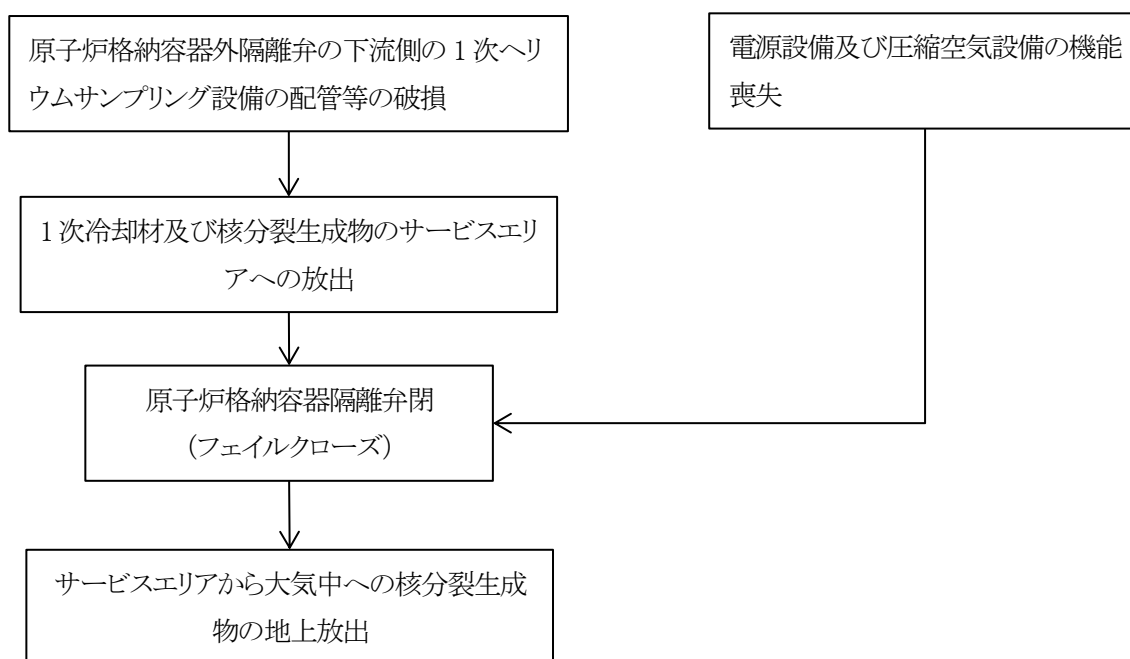
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	1次ヘリウム純化設備の配管等の破損	
サービスエリアへの放出に寄与する核分裂生成物の量	①原子炉格納容器内の1次ヘリウム純化設備内を循環する核分裂生成物の一部	①1次ヘリウム純化設備の流量系の絞り部の断面積を用いた臨界流と隔離弁閉までの期間(5秒)による。 なお、事故発生時に燃料限界照射試験の実施を仮定。
	②原子炉格納容器外の1次ヘリウム純化設備内を循環する核分裂生成物の全量と壁面に沈着している核分裂生成物の一部	②地震後、1次ヘリウム純化設備内のヘリウムは全量サービスエリアに放出されるものとしている。 実験に基づき離脱割合を設定。
	③コールドチャコールトラップに蓄積された核分裂生成物の全量	③地震発生直前まで2ヵ月間連続運転を仮定。
プレチャコールトラップのフィルタ効率	よう素：95%	設計値99%に余裕をとった値。
サービスエリア内からの地上放出割合	全量瞬時放出	地震によりサービスエリアの気密機能喪失を仮定。

2.2 1次ヘリウムサンプリング設備

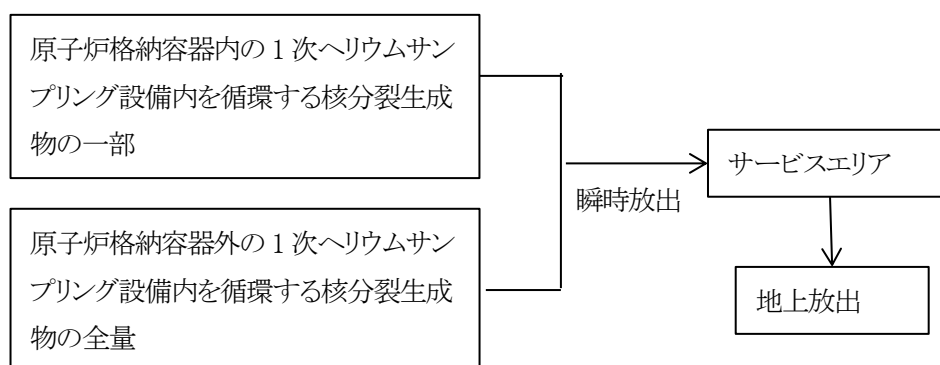
地震によって、原子炉格納容器外隔離弁の下流側の1次ヘリウムサンプリング設備の配管等が破損し、1次冷却材がサービスエリアへ放出される。この場合、耐震Bクラスである電源設備及び圧縮空気設備が機能喪失し、原子炉格納容器隔離弁はフェイルクローズするものとする。サービスエリアに放出された1次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

a. 事象のフローチャート



b. 放出経路



(2) 評価条件

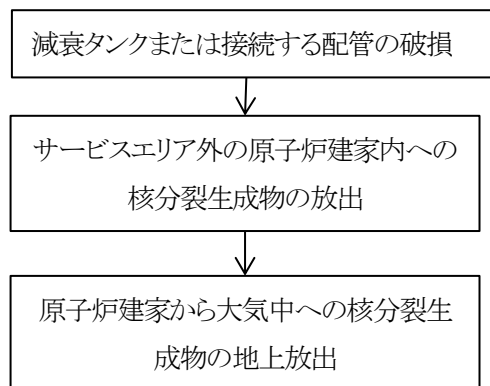
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	1次ヘリウムサンプリング設備の配管等の破損	
サービスエリアへの放出に寄与する核分裂生成物の量	①原子炉格納容器内の1次ヘリウムサンプリング設備内を循環する核分裂生成物の一部	①1次ヘリウムサンプリング設備の配管の断面積を用いた臨界流速と原子炉格納容器隔離弁閉までの期間(5秒)による。 なお、事故発生時に燃料限界照射試験の実施を仮定。
	②原子炉格納容器外の1次ヘリウムサンプリング設備内を循環する核分裂生成物の全量	②地震後、1次ヘリウムサンプリング設備内のヘリウムは、全量サービスエリアに放出されるものとしている。
サービスエリア内からの地上放出割合	全量瞬時放出	地震によりサービスエリアの気密機能喪失を仮定。

2.3 気体廃棄物処理設備

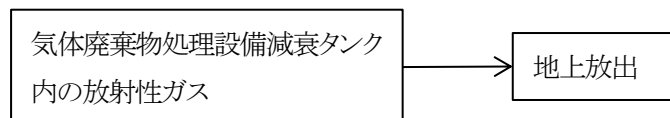
地震によって、気体廃棄物処理設備の減衰タンク等が破損し、1次冷却材が原子炉建家内へ放出される。原子炉建家に放出された1次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

a. 事象のフローチャート



b. 放出経路



(2) 評価条件

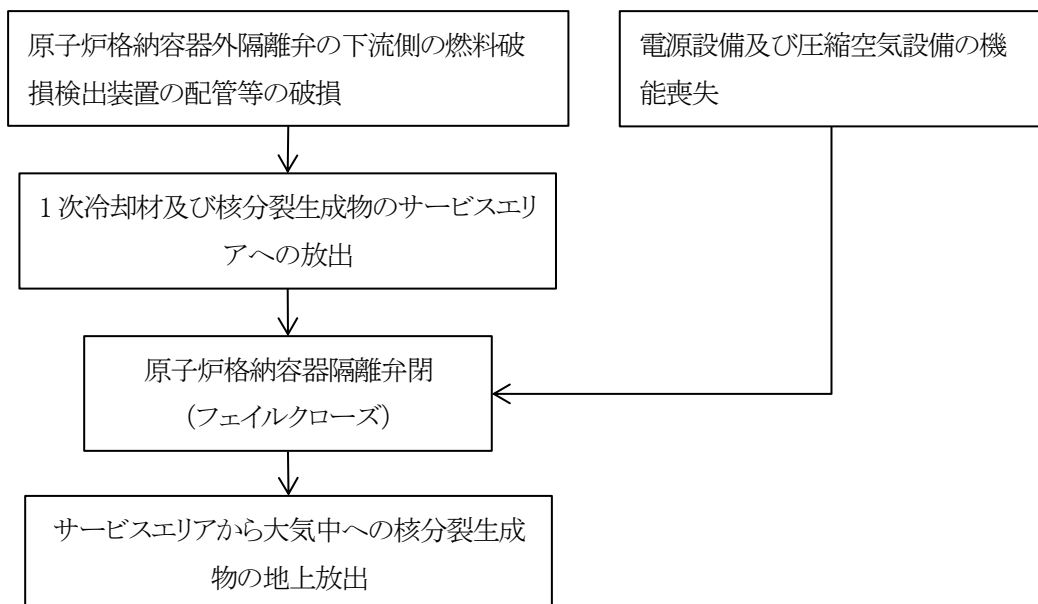
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	気体廃棄物が最も多く貯蔵されている気体廃棄物処理設備の破損	
原子炉建家へ放出される核分裂生成物の量	減衰タンク内の放射性ガス全量	減衰タンクは、事故発生直前まで2ヵ月間連続運転しており、1次ヘリウム純化設備の再生オフガス及び1次ヘリウムサンプリング設備のオフガスの流入直後の破損を仮定。
原子炉建家から環境への放出過程	全量瞬時地上放出	地震により原子炉建家の気密機能喪失を仮定。

2.4 燃料破損検出装置

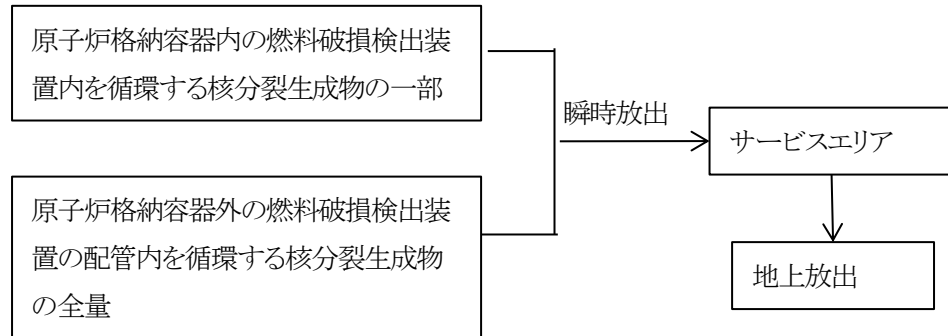
地震によって、原子炉格納容器外隔離弁の下流側の燃料破損検出装置の配管等が破損し、1次冷却材がサービスエリアへ放出される。この場合、耐震Bクラスである電源設備及び圧縮空気設備が機能喪失し、原子炉格納容器隔離弁はフェイルクローズするものとする。サービスエリアに放出された1次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

a. 事象のフローチャート



b. 放出経路



(2) 評価条件

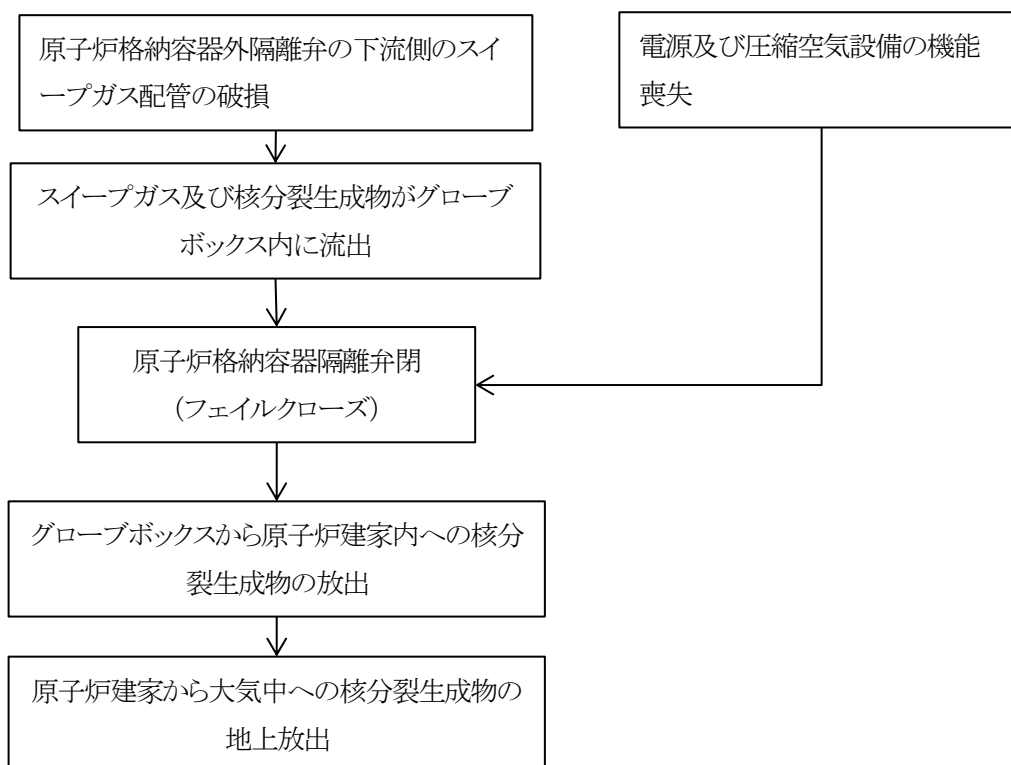
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	燃料破損検出装置の配管等の破損	
サービスエリアへの放出に寄与する核分裂生成物の量	①原子炉格納容器内の燃料破損検出装置内を循環する核分裂生成物の一部	①燃料破損検出装置の配管の断面積を用いた臨界流速と原子炉格納容器隔離弁閉までの期間(5秒)による。なお、事故発生時に燃料限界照射試験の実施を仮定。
	②原子炉格納容器外の燃料破損検出装置内を循環する核分裂生成物の全量	②地震後、燃料破損検出装置内のヘリウムは、全量サービスエリアに放出されるものとしている。
サービスエリア内からの地上放出割合	全量瞬時放出	地震によりサービスエリアの気密機能喪失を仮定。

2.5 照射試験装置

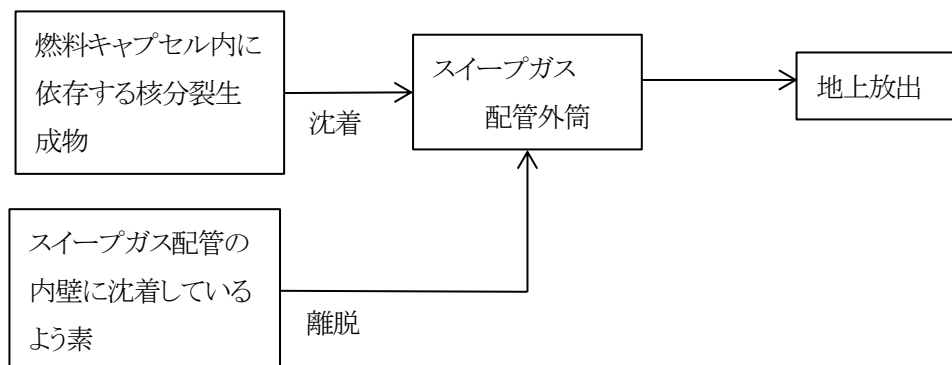
地震によって、原子炉格納容器外隔離弁の下流側の照射試験装置スweepガス配管が破損し、1次冷却材がサービスエリアへ放出される。この場合、耐震Bクラスである電源設備及び圧縮空気設備が機能喪失し、原子炉格納容器隔離弁はフェイルクローズするものとする。サービスエリアに放出された1次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

a. 事象のフローチャート



b. 放出経路



(2) 評価条件

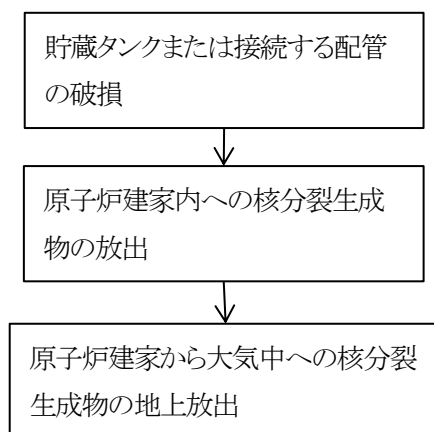
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	照射試験用実験設備のスweepガス配管の破損	
スweepガス配管外筒内への放出に寄与する核分裂生成物の量	燃料照射キャプセル内に存在する核分裂生成物の量	約 15g の UO_2 を出力約 450W で 660 日間照射したときの核分裂生成物の蓄積量に相当。
	希ガス : 約 5.9×10^{12} MeV・Bq	
	よう素 : 7.0×10^{11} Bq	
切断口から放出されるよう素の割合	1/10	スweepガス配管の内壁への沈着により、破断口から放出されるまでに低減される割合に余裕をとった値。
スweepガス配管の内壁に沈着しているよう素の量	約 3.7×10^{10} Bq	スweepガス配管の外筒内への放出に寄与するよう素の配管内面への全量沈着後、30 日間崩壊による低減を考慮した値。
スweepガス配管の内壁に沈着しているよう素が破断口から放出される割合	60%	実験に基づき余裕をとった値を設定。
スweepガス配管外筒内からの地上放出割合	全量瞬時放出	地震によりグローブボックス及びサービスエリアの気密機能喪失を仮定。

2.6 1次ヘリウム貯蔵供給設備破損

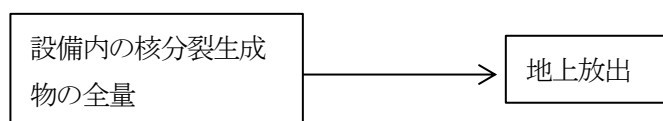
地震によって、1次ヘリウム貯蔵供給設備の貯蔵タンク等が破損し、1次冷却材が原子炉建家内に放出される。この場合、原子炉建家内1次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

a. 事象のフローチャート



b. 放出経路



(2) 評価条件

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	炉停止後の1次冷却設備の減圧により、1次冷却材全量を内包する1次ヘリウム貯蔵供給設備の貯蔵タンク等の破損	
原子炉建家内へ放出される核分裂生成物の量	設備内の1次冷却材の全量	炉停止後の物理的崩壊及び1次ヘリウム純化設備により核分裂生成物の濃度が減少した1次冷却材を貯留している1次ヘリウム貯蔵供給設備の破損を仮定。
原子炉建家から環境への放出過程	全量瞬時地上放出	地震により原子炉建家の気密機能喪失を仮定。

3. 被ばく評価結果

2. の評価条件をもとに、1. に記載の①～⑧の設備のうち、閉じ込め機能を期待する設備以外の1次冷却材を含む③～⑧の設備が、地震により同時に破損した場合の被ばく評価結果を表1に示す。

さらに、1次冷却材を含む設備ではないが、耐震Bクラスである使用済燃料貯蔵建家の貯蔵ラックに関しては、貯蔵ラックの全てが同時に閉じ込め機能を喪失し、ラック内雰囲気に含まれる放射性物質の全量が瞬時に地上放出したと仮定しても、周辺公衆の被ばく量は 10^{-6} mSv以下である。

以上により、耐震重要度をBクラスに変更した③～⑧の設備に加え、使用済燃料貯蔵建家の貯蔵ラックが同時に破損する事故を仮定しても、周辺の公衆に対する被ばく影響は約3.0mSvとなり、5mSvを超えないことから、耐震重要度分類の変更は妥当である。

表1 1次冷却材を内包するBクラス機器・配管類の破損時の被ばく評価結果

結果	
γ線換算放出量	約 8.3×10^{13} MeV・Bq(地上)
¹³¹ I換算放出量 (実効線量当量換算)	約 2.2×10^{11} MeV・Bq(地上)
実効線量当量	約3.0mSv
・放射性雲からのγ線の外部被ばく	約0.61mSv
・よう素の吸入による小児の内部被ばく	約2.4mSv

安全機能の重要度分類変更の妥当性

1. 概要

安全施設の安全上の機能別重要度は、「試験炉設置許可基準規則」の解釈に基づき、「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)」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」(以下「研究炉の重要度分類の考え方」という。)を参考に、またこれまで蓄積された運転実績、安全性実証試験等の技術的知見を反映して見直した結果、後備停止系、補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納施設、非常用空気浄化設備、非常用発電機等について、MS-1 から MS-2 へ見直した。

制御棒は MS-1 であり信頼性が高いため、原子炉は制御棒により確実に停止することができる。また、仮に停止機能が喪失した場合でも原子炉出力が低下し安定な状態が維持できる。したがって、固有の特性から、緊急停止しなくても時間余裕のなかで原子炉を停止できることにより、後備停止系を MS-1 から MS-2 へ見直した。そのため、クラスが見直された設備のうち、停止機能以外の機能喪失を想定し、燃料温度及び原子炉圧力容器温度を評価することで、クラス変更の妥当性を確認している。

なお、クラス変更された設備は、単一故障を仮定してもその安全機能を損なわないよう設計することとしていることから、内部事象による安全機能の喪失は想定せず、外部事象による安全機能喪失を想定する。

2. 解析条件

補助冷却設備、炉容器冷却設備が同時に冷却機能喪失した場合の、燃料温度、原子炉圧力容器温度を解析する。本解析は、商用電源喪失時に非常用発電機の機能が喪失する事故(全交流動力電源喪失)に相当することから、電源喪失により、原子炉は自動停止するものの、冷却機能が喪失する事象を想定する。

本解析は、設計基準事故の解析に用いる TAC-NC コードにより実施する。また解析条件は、設計基準事故と同様とする。

3. 解析結果

本事象発生後の燃料最高温度と原子炉圧力容器最高温度を図 1 に示す。燃料最高温度は原子炉スクラム後に 1,114°C に低下した後、再び上昇するが初期値を上回ることはない。また、原子炉圧力容器の最高温度は、原子炉圧力容器側部に生じ、事象発生後約 22 時間で 502°C になるが、制限温度 550°C を超えることはない。1 次加圧水冷却器伝熱管温度及び中間熱交換器伝熱管温度は、いずれも初期値を上回ることはない。

以上により、事象発生後の燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度は、いずれも初期値及び設計基準事故における制限値を超えることはなく、原子炉は停止し、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保されることから、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。よってクラス変更は妥当である。

4. 参考資料

HTTR (高温工学試験研究炉) 原子炉施設の各機器等の安全上の機能別重要度分類について

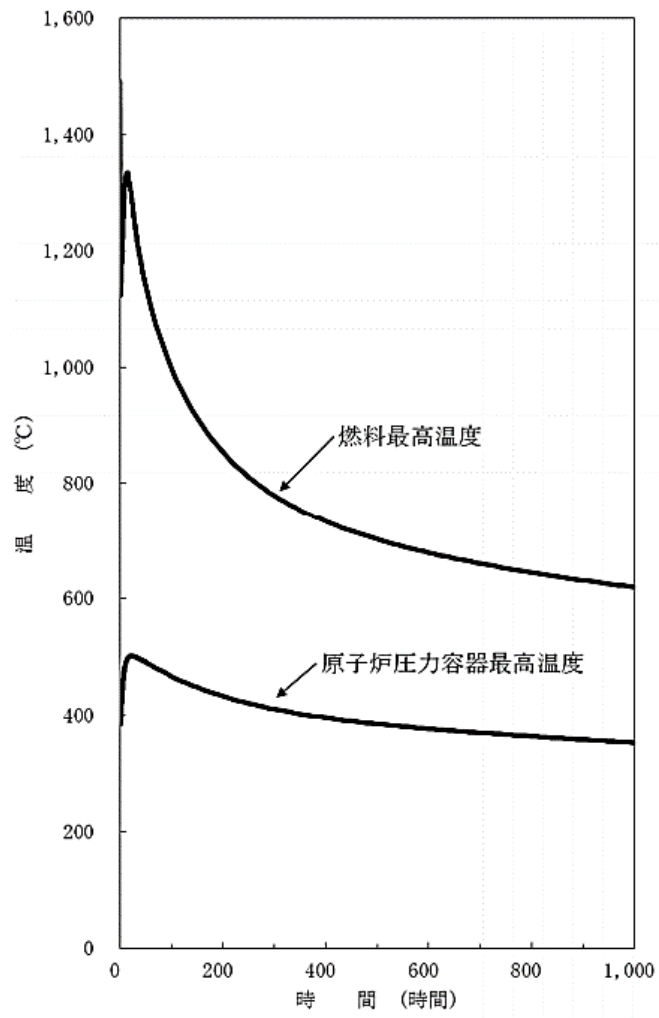


図1 補助冷却設備、炉容器冷却設備の機能喪失時の挙動

参考

HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の各機器等の安全上の機能別重要度分類について

「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」によると、安全機能を有する構築物、系統及び機器を、それが果たす安全機能の性質に応じて、表1の定義に基づき分類することが示されている。

表1 安全上の機能別重要度分類に係る定義

分類	定義	
	PS	MS
クラス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がある構築物、系統及び機器	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
		2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器
クラス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	1) 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
		2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器
		3) 安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器
クラス3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1、PS-2 以外の構築物、系統及び機器	1) 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
	2) 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	2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器

表1に示された定義に基づき、HTTRの安全施設の重要度分類を行った。各安全施設の重要度分類の考え方と分類結果を表2に示す。

表2 安全上の機能別重要度分類の見直しに係る分類の考え方と分類結果

異常発生防止機能を有するもの (PS)

No.	安全機能	構築物・系統及び機器	分類の考え方	クラス	
				見直し後	設置当初
1	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系 (計装等の小口径配管機器は除く)	HTTR で、核分裂生成物の多量放出の可能性を潜在的に有する事故を要因により大別すると、反応度事故、水侵入事故及び減圧事故が挙げられる。このうち、水侵入事故及び減圧事故の発生防止のため、原子炉冷却材圧力バウンダリをPS-1とした。	PS-1	PS-1
2	過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ	No.1 に挙げた事故のうち、反応度事故について、万一站ドパイプが破断した場合には、原子炉圧力容器の内外差圧によりスタンドパイプが制御棒とともに浮き上がり、炉心に反応度が添加されるとともに、1次冷却材が系外に放出され1次冷却材圧力が減圧する。したがって、反応度事故の発生防止のため、スタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャをPS-1とした。	PS-1	PS-1
		スタンドパイプクロージャ		PS-1	PS-1
3	炉心の形成	炉心支持鋼構造物(炉心拘束機構の拘束バンドは除く)及び炉心支持黒鉛構造物のうちサポートポスト(支持機能のみ)	HTTR を用いた安全性実証試験により、高温ガス炉が大きい負の反応度フィードバック特性を有しており、被覆燃料粒子のFP保持性能と相まって、原子炉停止系である制御棒系、後備停止系による負の反応度を異常時に緊急に印加しなくても、原子炉出力が低下し安定な状態に維持できること、及び冷却機能喪失時にも、炉心が自然に冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることが確認されている。 これらの性能を担保する上では、炉心支持鋼構造物(拘束バンドを除く)及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ))は欠かせないため、これらをPS-1とした。	PS-1	PS-1
4	炉心の形成	炉心構成要素(燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック)	一方、拘束バンドが損傷したとしても、また、炉心構成要素及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ))を除く)が損傷したとしても、サポートポストの鉛直荷重の支持機能、レストレイントリングの水平荷重の支持機能、及び炉心支持板と炉心支持格子の鉛直荷重の支持機能をPS-1として維持する	PS-2	PS-1
		炉心支持鋼構造物のうち炉心拘束機構の拘束バンド及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ))を除く)		PS-2	PS-1

			<p>ことにより、炉心構成要素及び炉心支持黒鉛構造物を一体化して自然放熱による炉心の冷却が行える炉心の形状を維持することができる。すなわち、炉心構成要素及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ)を除く)や拘束バンドの損傷が直ちに多量の核分裂生成物の放出を伴う事故に進展することはないため、炉心構成要素、炉心支持鋼構造物のうち炉心拘束機構の拘束バンド、炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ)を除く)は、PS-2とした。</p> <p>なお、従来は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止や原子炉停止後の除熱機能として、補助冷却設備による冷却機能を期待していた。そのためには、炉内で冷却材流路を形成する必要があることから、拘束バンドや炉心支持黒鉛構造物をPS-1としていた。</p>		
5	放射性物質の貯蔵 (ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されているものを除く)	<p>原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール(冠水維持機能)及び貯蔵ラック(上蓋を除く)</p> <p>使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セル及び貯蔵ラック(上蓋を除く)</p>	<p>使用済燃料貯蔵設備は、1基あたりの貯蔵ラックに収納する使用済燃料体の数が限られているため、万一、貯蔵ラックの機能が一部喪失したとしても、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはない。</p> <p>原子炉建家の使用済燃料貯蔵設備は、貯蔵プールの損傷により、プール水の冠水維持ができなくなると、燃料温度の上昇により、貯蔵ラックの健全性を喪失するおそれがあり、いずれは敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあるが、原子炉内の燃料に比べて発熱量は小さく燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはない。</p> <p>なお、貯蔵プールには漏水検知器を設置しており、貯蔵プールからの漏水を検知するとともに、運転員により必要な対策を講じることが十分可能である。以上のことから、貯蔵プール及び貯蔵ラックをPS-2とした。</p> <p>使用済燃料貯蔵建家の使用済燃料貯蔵設備は、貯蔵セルの損傷により、貯蔵ラックの冷却機能が喪失すると、燃料温度の上昇により、貯蔵ラックの健全性を喪失するおそれがあり、いずれは敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあるが、使用済燃料貯蔵建家へは十分(2年以上)冷却、減衰させてから移動するので、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはな</p>	PS-2	PS-2

			<p>い。</p> <p>なお、貯蔵セル内の雰囲気温度を監視しており、異常を検知できるとともに、運転員により必要な対策を講じることが十分可能である。以上のことから、貯蔵セル及び貯蔵ラックをPS-2とした。</p>		
6	1次冷却材の内蔵 (ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く)	1次ヘリウム純化設備	1次ヘリウム純化設備の配管が破損すると、1次冷却材とともに核分裂生成物がサービスエリア内に漏れ出す。1次冷却材がサービスエリア内に放出されると、サービスエリア内の圧力が上昇して、核分裂生成物が原子炉外へ放出される可能性があるが、この場合には、原子炉格納容器隔離信号により原子炉格納容器隔離弁が閉止し、原子炉は自動停止するとともに、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあることからPS-2とした。	PS-2	PS-2
7	安全弁の吹止り	1次冷却設備の安全弁 (吹止り機能)	何らかの要因により安全弁の吹止まり機能が喪失した場合には、1次冷却材圧力及び1次冷却材流量が減少し、燃料温度の上昇あるいは原子炉出口冷却材温度の上昇が考えられるが、1次冷却材の吹き出し箇所が限定されており、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはないことから、PS-2とした。	PS-2	PS-2
8	実験・照射の関連機能 (核分裂生成物の放散防止)	実験設備の一部	燃料照射キャプセル試験中に、照射試験用実験設備のスweepガス配管が破損すると、キャプセル内の核分裂生成物がスweepガス配管から漏れ出し、核分裂生成物が原子炉圧力容器外へ放出される可能性がある。この場合、グローブボックス内ガス濃度信号により、燃料照射キャプセル原子炉格納容器隔離弁が閉止され核分裂生成物の過度の放出を防止する。スweepガス配管が破損したとしても、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないため、原子炉の停止及び冷却機能を損なうことはなく、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあるものとして、PS-2とした。	PS-2	PS-2
9	燃料の安全な取扱い	燃料交換機	燃料取扱中に燃料の多量の破損、敷地外への放射性物質の放出のおそれがあるものとしては、燃料取扱中	PS-2	PS-2

			の燃料体の落下が考えられる。燃料体の取扱いは、1体ずつ行うため、万一落下を想定しても影響範囲は限定され、燃料の多量の破損を引き起こすことはないが、燃料交換機のシール部が破損し気密性が喪失した場合には、燃料交換機内の雰囲気は建家内へ漏えいする可能性があるため、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあるものとしてPS-2とした。		
10	放射性物質の貯蔵 (ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されているものを除く)	気体廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄施設では、燃料を取り扱わないため燃料の破損を引き起こすことはないが、放射性物質を貯蔵している設備であるため、その損傷によって放射性物質の放出のおそれがあることからPS-2とした。	PS-2	PS-2
11	1次冷却材の保持 (PS-1, PS-2 以外のもの)	計装配管	1次冷却材の圧力、差圧、流量等の主要な小口径の計装配管には、弁、オリフィスを設置しており、その下流側が破損したとしても減圧事故には至らず、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはないが、その損傷等により異常状態の起因事象となるものであるためPS-3とした。	PS-3	PS-3
		1次ヘリウムサンプリング設備	原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲となる箇所については、オリフィスを設置しており、その下流側が破損したとしても減圧事故には至らず、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはないが、その損傷等により異常状態の起因事象となるものであるためPS-3とした。	PS-3	PS-3
		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、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないため、貯蔵タンクの損傷等により、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはないが、1次冷却材を内包しており、異常状態の起因事象となるものであるためPS-3とした。	PS-3	PS-3
12	放射性物質の貯蔵	液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽	原子炉建家内の液体廃棄物の主要な発生源は、加圧水冷却設備、補助冷却水設備等の機器ドレン、原子炉建家の床ドレン、シャワー室排水、燃料取扱及び貯蔵設備の廃液、分析室ドレン等である。使用済燃料貯蔵建家内は、燃料取扱及び貯蔵設備等の廃液、床ドレン、	PS-3	PS-3

			<p>手洗排水等である。</p> <p>液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽は地下に設置されており、廃液槽の損傷等により、貯留している液体廃棄物が漏えいしたとしても敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。しかし、液体廃棄物の廃棄設備の損傷等による放射性物質の放出を考慮し、PS-3とした。</p>		
		保管廃棄施設	<p>保管廃棄施設の損傷、又は固体廃棄物を収納している容器等の損傷が発生したとしても、固体状の放射性物質が外部へ拡散するおそれはなく、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはないことから、PS-3とした。</p>	PS-3	PS-3
13	1次冷却材の循環	1次ヘリウム循環機	<p>1次ヘリウム循環機による1次冷却材循環機能を喪失しても、原子炉保護設備の信号（例：「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」等）により原子炉は自動停止するとともに、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。</p>	PS-3	PS-3
14	2次冷却系の通常時冷却	2次ヘリウム冷却設備	<p>2次ヘリウム冷却設備及び加圧水冷却設備による2次冷却系の冷却機能を喪失しても、原子炉保護設備の信号（例：「1次加圧水冷却器加圧水流量低」等）により原子炉は自動停止するとともに、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。</p>	PS-3	PS-3
		加圧水冷却設備		PS-3	PS-3
15	1次・2次ヘリウムの差圧維持	2次ヘリウム貯蔵供給設備	<p>2次ヘリウム貯蔵供給設備による1次・2次ヘリウムの差圧維持機能を喪失しても、原子炉保護設備の信号（例：「1次・2次ヘリウム差圧大」等）により原子炉は自動停止するとともに、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。</p>	PS-3	PS-3
16	電源	非常用発電機以外の設備	<p>電源が喪失した場合には、原子炉保護設備の信号（例：「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」等）により原子炉は自動停止するとともに、非常用発電機が起動</p>	PS-3	PS-3

			し、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。		
17	プラント計測・制御 (安全保護機能を 除く)	原子炉制御設備	プラントパラメータを安定に維持するための計測 制御装置であり、その故障により、異常状態の起因事 象となるものとしてPS-3とした。	PS-3	PS-3
		原子炉計装		PS-3	PS-3
		プロセス計装		PS-3	PS-3
18	プラント補機	制御用圧縮空気設備 (MS-2 以外のもの)	制御用圧縮空気設備 (MS-2 関連補機への制御用空気 供給ラインの範囲以外) は、原子炉の運転等に必要な 圧縮空気を供給するもので、機能を喪失しても、燃料 破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放 出のおそれはない。異常状態の起因事象となるもの としてPS-3とした。	PS-3	PS-3
19	炉容器冷却設備の 通常時冷却	炉容器冷却設備 (通常 時冷却)	炉容器冷却設備は、通常運転時において原子炉圧力 容器を取り囲む1次遮へい体のコンクリートを冷却す るために稼働しており、通常運転時に炉容器冷却設備 の機能を喪失したとしても、燃料破損は引き起こさ ず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。 異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。	PS-3	PS-3
20	実験・照射に供する 機能	実験設備の一部 (PS-2 以外のもの)	原子炉冷却材と接触する以外の箇所については、機 能を喪失しても燃料の多量の破損を直ちに引き起こ す要因はなく、敷地外への過度の放射性物質の放出の おそれはないため、PS-3とした。	PS-3	PS-3
21	核分裂生成物の1 次冷却材中への放 散防止	被覆層	燃料粒子被覆層及び黒鉛スリーブは、発電炉の燃料 被覆管に相当し、これらが破損しても、核分裂生成物 は1次冷却材中に保持されることから敷地外への過度 の放射性物質の放出のおそれはない。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 おさえるものとして、PS-3とした。	PS-3	PS-3
		黒鉛スリーブ (金属性核分裂生成物 のみ)		PS-3	PS-3
22	1次冷却材の浄化	1次ヘリウム純化設備	1次冷却材の浄化機能を喪失しても、燃料の多量の 破損を直ちに引き起こす要因はなく、敷地外への過度 の放射性物質の放出のおそれはない。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おさえ るものとして、PS-3とした。	PS-3	PS-3

異常の影響緩和の機能を有するもの (MS)

No.	安全機能	構築物・系統及び機器	分類の考え方	クラス	
				見直し後	設置当初
23	原子炉の緊急停止 未臨界維持	制御棒系	HTTR を用いた安全性実証試験により、高温ガス炉が大きい負の反応度フィードバック特性を有しており、被覆燃料粒子のFP 保持性能と相まって、原子炉停止系である制御棒系、後備停止系による負の反応度を異常時に緊急に印加しなくても、原子炉出力が低下し燃料も破損せず、安定な状態に維持できる特性を有していることが確認されている。 したがって、その固有の特性により、緊急停止しなくても、時間余裕のなかで原子炉を安全停止することは可能であるが、確実に未臨界を維持することを考慮して、制御棒系については、過度の放射線の影響を防止する設備としてMS-1 とした。	MS-1	MS-1
24	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1 次冷却設備の安全弁 (開機能)	1 次冷却設備の安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を担保する上で必要な機器であり、過度の放射線の影響を防止する機器としてMS-1 とした。	MS-1	MS-1
25	過剰反応度の抑制	スタンドパイプ固定装置	スタンドパイプの上部に設置しているスタンドパイプ固定装置は、スタンドパイプ破損時の制御棒浮き上がり量を制限することにより過大な反応度が添加されないことを担保しており、過度の放射線の影響を防止する機器としてMS-1 とした。	MS-1	MS-1
26	工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系 (停止系)	安全保護系 (停止系) の重要度は、当該作動信号を受ける制御棒系の重要度と整合させMS-1 とした。	MS-1	MS-1
27	安全上特に重要な関連機能	中央制御室	中央制御室は、原子炉及び主要な関連施設の運転状況の監視を行うとともに、事故対策等に必要な監視、制御、操作を行うために重要であることから安全上必須な設備としてMS-1 とした。	MS-1	MS-1
28	未臨界維持	後備停止系	HTTR を用いた安全性実証試験により、高温ガス炉が大きい負の反応度フィードバック特性を有しており、被覆燃料粒子のFP 保持性能と相まって、原子炉停止系である制御棒系、後備停止系による負の反応度を異常時に緊急に印加しなくても、原子炉出力が低下し燃料も破損せず、安定な状態に維持できる特性を有してい	MS-2	MS-1

			<p>ることが確認されている。</p> <p>したがって、その固有の特性により、緊急停止しなくても、時間余裕のなかで原子炉を安全停止できる。このため、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設備として、後備停止系はMS-2とした。</p>		
29	炉心冷却	補助冷却設備	<p>HTTR を用いた安全性実証試験により、冷却機能喪失時にも、自然に炉心が冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることが確認されている。このため、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設備として炉心冷却機能としての補助冷却設備及び炉容器冷却設備はMS-2とした。</p>	MS-2	MS-1
		炉容器冷却設備		MS-2	MS-1
30	放射性物質の閉じ込め、放射線の遮へい及び放出低減	原子炉格納容器 (隔離弁を含む)	<p>「研究炉の重要度分類の考え方」の付録「水型冷却型試験研究用原子炉施設の重要度分類に関する基本的な考え方」における重要度分類例の根拠」に示される研究炉建家及び排気筒に関する説明を参考に特徴を考慮すると、HTTR では、発電炉に比べて事故時に想定される原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さく、発電炉の格納容器スプレー系のような特別な設備がなくても、原子炉格納容器温度及び圧力制限値を超えることはない。また、これまでの運転実績において、通常運転時の放射能濃度は極めて低いことが確認されており、万一の事故時において、当該安全機能が損なわれても核分裂生成物の系外への放出を低く抑えることができるため、原子炉格納容器（隔離弁を含む）の閉じ込め機能に対する必要性は低い。このため、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設備として、原子炉格納容器（隔離弁を含む）はMS-2とした</p>	MS-2	MS-1
		非常用空気浄化設備	<p>「研究炉の重要度分類の考え方」の付録「水型冷却型試験研究用原子炉施設の重要度分類に関する基本的な考え方」における重要度分類例の根拠」に示される非常用排気設備に関する説明を参考に特徴を考慮すると、HTTR で発生する核分裂生成物の量は、発電用軽水炉より十分小さく、また、事故時においても、燃料の温度上昇は小さく、多量かつ急激な破損は想定されない。また、これまでの運転実績において、通常運転時の放射能濃度は極めて低いことが確認されており、万</p>	MS-2	MS-1

			一の事故時においても、核分裂生成物の系外への放出を低く抑えることができる。このため、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設備として非常用空気浄化設備はMS-2とした。		
31	原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止	補助冷却設備	HTTR を用いた安全性実証試験により、冷却機能喪失時にも、自然に炉心が冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることが確認されている。このため、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設備として、原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止機能としての補助冷却設備及び炉容器冷却設備はMS-2とした。	MS-2	MS-1
		炉容器冷却設備		MS-2	MS-1
32	原子炉停止後の除熱	補助冷却設備	HTTR を用いた安全性実証試験により、冷却機能喪失時にも、炉心が冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることが確認されている。このため、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設備として、原子炉停止後の除熱機能としての補助冷却設備及び炉容器冷却設備はMS-2とした。	MS-2	MS-1
		炉容器冷却設備		MS-2	MS-1
33	工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系（工学的安全施設）	工学的安全施設である補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納容器（隔離弁を含む）、非常用空気浄化設備の重要度と整合させMS-2とした。	MS-2	MS-1
34	放射性物質放出の低減	排気管	1次ヘリウム純化設備（PS-2）の配管が破損すると、1次冷却材とともに核分裂生成物がサービスエリア内に放出する。この場合、サービスエリア内に放出された核分裂生成物は、非常用空気浄化設備を介して排気管より放出されることから、非常用空気浄化設備の重要度と整合させMS-2とした。	MS-2	MS-2
35	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部	事故時のプラント状態把握（停止、冷却、閉じ込めの監視）のために最小限必要となる情報提供系を異常状態への対応上特に重要な系統としてMS-2とした。	MS-2	MS-2
36	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	中央制御室外からの安全停止機能は、事故時には必要ないこと、及び発電炉における重要度分類を参考にMS-2とした。	MS-2	MS-2
37	安全上重要な関連機能	中央制御室系換気空調装置	中央制御室換気空調系は、仮に機能を喪失しても、運転員が中央制御室に留まらなくなるまでには時間余裕があり、その間で補修又は代替手段等に十分対応可	MS-2	MS-2

			能である。また、HTTR では、発電炉に比べ、事故後長期間運転員が留まる必要がないため、安全上必要な設備ではないが、異常状態への対応上特に重要な設備としてMS-2とした。		
38	安全上特に重要な関連機能	非常用発電機	工学的安全施設の設備の関連系である非常用発電機、補機冷却設備、制御用圧縮空気設備は、工学的安全施設の設備の重要度をMS-2としたため、これらの設備の重要度と整合させ、MS-2とした。	MS-2	MS-1
		補機冷却水設備		MS-2	MS-1
		制御用圧縮空気設備		MS-2	MS-1
		直流電源設備	工学的安全施設の設備の重要度をMS-2としたことから、これらの設備の重要度分類と整合させ、直流電源設備、安全保護系用交流無停電電源装置は、MS-2とした。また、原子炉停止系及びこれに関する安全保護系（停止系）をMS-1としているが、「研究炉の重要度分類の考え方」の付録「水型冷却型試験研究用原子炉施設の重要度分類に関する基本的な考え方」における重要度分類例の根拠」に示される非常用電源設備に関する説明を参考に特徴を考慮すると、原子炉停止系はフェイルセーフの設計となっていることから、安全保護系（停止系）への電源供給としての直流電源設備、安全保護系用交流無停電電源装置は、MS-2とした。	MS-2	MS-1
		安全保護系用交流無停電電源装置		MS-2	MS-1
39	出力上昇の抑制	制御棒引抜阻止インターロック	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、事象を緩和するものであるため、MS-3とした。	MS-3	MS-3
		制御棒パターンインターロック		MS-3	MS-3
40	炉心の除熱量の減少の抑制	加圧水循環ポンプの電流しゃ断器		MS-3	MS-3
		1次加圧水冷却器加圧水入口温度高インターロック		MS-3	MS-3
		2次加圧水冷却器加圧水流量低インターロック		MS-3	MS-3
41	原子炉冷却材圧力バウンダリの温度上昇の抑制	ヘリウム循環機の周波数変換器（停止機能）	MS-3	MS-3	
42	過冷却による反応度	ヘリウム循環機の周	MS-3	MS-3	

	添加の抑制	波数変換器 (最大回転数の制限機能)			
43	緊急時の防災対策上重要なもの及び異常状態の把握	事故時サンプリング系	事故の進展に直接影響する機能ではないが、異常状態への対応上必要な設備として、MS-3とした。	MS-3	MS-3
		通信連絡設備		MS-3	MS-3
		放射線監視設備		MS-3	MS-3
		事故時監視計器の一部		MS-3	MS-3
		消火設備		MS-3	MS-3
		安全避難通路		MS-3	MS-3
		非常用照明		MS-3	MS-3

添付書類九

変更後における核燃料物質等による放射線の被ばく
管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する説明書

目 次

1. 放射線防護に関する基本方針	9-1
1.1 基本的考え方	9-1
1.2 具体的方法	9-1
2. 原子炉施設の放射線管理	9-1
2.1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定	9-1
2.1.1 管理区域	9-1
2.1.2 保全区域	9-2
2.1.3 周辺監視区域	9-2
2.2 管理区域内の管理	9-2
2.2.1 遮蔽	9-2
2.2.2 換気	9-2
2.2.3 線量当量率等の測定監視	9-3
2.3 作業管理	9-3
2.3.1 人の出入管理	9-3
2.3.2 物品等の搬出入管理	9-4
2.3.3 管理区域内の区分	9-4
2.3.4 作業の管理	9-4
2.4 個人被ばく管理	9-4
2.5 保全区域内の管理	9-5
2.6 周辺監視区域内の管理	9-5
2.7 放射性廃棄物の放出管理	9-5
2.7.1 気体廃棄物	9-6
2.7.2 液体廃棄物	9-6
3. 周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視	9-11
3.1 空気吸収線量等の監視	9-11
3.2 環境試料中放射性物質濃度の監視	9-11
3.3 異常時における測定	9-11
4. 放射性廃棄物処理	9-11
4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方	9-11
4.2 J M T R 原子炉施設における放射性廃棄物処理	9-13
4.2.1 気体廃棄物処理	9-13
4.2.1.1 気体廃棄物の発生源	9-13

4.2.1.2	気体廃棄物の放出量	9-13
4.2.2	液体廃棄物処理	9-13
4.2.2.1	液体廃棄物の発生源	9-13
4.2.2.2	液体廃棄物の発生量	9-14
4.2.3	固体廃棄物処理	9-14
4.2.3.1	固体廃棄物の発生源	9-14
4.2.3.2	固体廃棄物の発生量	9-14
4.3	H T T R原子炉施設における放射性廃棄物処理	9-14
4.3.1	気体廃棄物処理	9-14
4.3.1.1	気体廃棄物の発生源	9-14
4.3.1.2	1次冷却材中の放射性希ガス及び放射性よう素並びにトリチウム の循環量	9-15
4.3.1.3	気体廃棄物の放出量	9-16
4.3.2	液体廃棄物処理	9-22
4.3.2.1	液体廃棄物の発生源	9-22
4.3.2.2	液体廃棄物の発生量	9-22
4.3.3	固体廃棄物処理	9-23
4.3.3.1	固体廃棄物の発生源	9-23
4.3.3.2	固体廃棄物の発生量	9-23
4.4	参考文献	9-23
5.	通常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の実効線量評価	9-31
5.1	実効線量の評価	9-31
5.1.1	気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量	9-31
5.1.1.1	計算条件	9-31
5.1.1.2	計算方法	9-32
5.1.1.3	計算結果	9-35
5.1.2	液体廃棄物中の放射性物質による実効線量	9-35
5.1.2.1	計算条件	9-36
5.1.2.2	計算方法	9-36
5.1.2.3	計算結果	9-37
5.1.3	気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量	9-37
5.1.3.1	計算条件	9-37
5.1.3.2	計算方法	9-38

5.1.3.3	計算結果	9-41
5.1.4	気体廃棄物中のトリチウムによる実効線量	9-41
5.1.4.1	計算条件	9-42
5.1.4.2	計算方法	9-42
5.1.4.3	計算結果	9-42
5.2	大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)における実効線量の評価	9-43
5.2.1	大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設の影響を 考慮した実効線量の評価(参考)	9-43
5.2.2	大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全核燃料物質使用施設 の影響を考慮した実効線量の評価(参考)	9-43
5.2.3	大洗研究所の廃棄物管理施設の影響を考慮した 実効線量の評価(参考)	9-43
5.2.4	大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設、全核燃 料物質使用施設並びに大洗研究所の廃棄物管理施設の影響を考慮した 実効線量の評価(参考)	9-44
5.3	実効線量の評価結果	9-44
5.4	参考文献	9-44
追補 J M T R C の解体廃棄物について		
1.	気体廃棄物	9-補2
2.	液体廃棄物	9-補2
3.	固体廃棄物	9-補2
参考 大洗研究所の廃棄物管理施設における放射性廃棄物の受入れについて		
1.	放射性廃棄物の取扱区分	9-参2
1.1	液体廃棄物の分類	9-参2
1.2	固体廃棄物の分類	9-参2
2.	放射性廃棄物の受入れ量	9-参3
2.1	液体廃棄物の最大受入れ量	9-参4
2.2	固体廃棄物の最大受入れ量	9-参4

1. 放射線防護に関する基本方針

1.1 基本的考え方

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「労働安全衛生法」を遵守し、大洗研究所(北地区)周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等(以下「放射線業務従事者等」とは、「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」(以下「原子炉等の設置、運転等に関する規則」という。)(第1条の2)に基づく放射線業務従事者及び放射線業務従事者以外の者であって管理区域に業務上立ち入る者をいう。))が、原子炉施設に起因する放射線被ばくから十分安全に防護されるように放射線防護対策を講じる。

更に、大洗研究所(北地区)周辺の一般公衆に対する放射線被ばくについては、合理的に達成できる限り低くすることとする。

なお、放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄の運用については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(第37条)に基づく保安規定に定める。

1.2 具体的方法

- (1)放射線防護に関して、外部被ばくに対しては十分な放射線防護遮蔽を設け、また、空気汚染等による内部被ばくに対しては換気設備などを設け、線量が十分小さくなるようにこれらの設備を設計し、運用する。
- (2)放射線業務従事者等に対しては、不必要な放射線被ばくを防止するために、管理区域を設定して立入り制限を行い、外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度を監視して作業環境を整備し、適切な作業管理を行う。
- (3)放射線業務従事者が管理区域に立ち入る場合は、線量を常に測定して定期的に評価し、線量の低減に努めるとともに、その結果を作業環境の整備に反映する。更に、定期的に健康診断及び特殊健康診断を行って身体的状態を把握する。
- (4)管理区域の外側に、周辺監視区域を設定して、この区域内での人の居住を禁止し、境界にさく又は標識を設ける等の方法によって人の立入りを制限する。
- (5)気体及び液体廃棄物の放出管理を行い、敷地周辺の一般公衆の実効線量が十分小さくなるように努める。
- (6)気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、更に異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を行う。

2. 原子炉施設の放射線管理

2.1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定

2.1.1 管理区域

原子炉施設における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「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。)(第1条)に定められた値を超えるか、又はそのおそれのある区域はすべて管理区域とする。

また、運用段階で一時的に上記管理区域に係る値を超えるか、又はそのおそれのある区域が生じた場合は、一時的に管理区域とする。管理区域については、「原子炉等の設置、運転等に関する

規則」(第7条)の規定に基づき、壁、さく等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって、明らかに他の場所と区別する等の措置を講じる。管理区域は、大洗研究所(北地区)原子炉施設保安規定に定める。

2.1.2 保全区域

「原子炉等の設置、運転等に関する規則」(第1条の2)の規定に基づき、管理区域以外であって原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする建物又は区域を保全区域として設定する。

保全区域は、「原子炉等の設置、運転等に関する規則」(第7条)の規定に基づき、標識を設ける等の方法によって、明らかに他の場所と区別する。

保全区域は、大洗研究所(北地区)原子炉施設保安規定に定める。

2.1.3 周辺監視区域

線量当量、空気中若しくは水中の放射性物質の濃度が「線量告示」(第2条及び第8条)に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。

「原子炉等の設置、運転等に関する規則」(第7条)の規定に基づき、周辺監視区域内では人の居住を禁止し、境界にはさく又は標識を設ける。

周辺監視区域を第2.1.1図に示す。

2.2 管理区域内の管理

管理区域内の各区域は、線量当量率、放射線業務従事者等の立入り頻度等を考慮して区域内管理及び作業管理を行う。

作業管理については、「2.3 作業管理」に示すとおりである。

管理区域内の管理は、遮蔽及び換気設備等の防護施設の設置、維持及び線量当量率等を監視することにより行う。

具体的な方法については、次のとおりである。

2.2.1 遮蔽

放射線業務従事者等を外部被ばくから防護するため、関係各区域への立入りの頻度、滞在時間等を考慮して、第2.2.1表のように管理区域を区分し、これらの基準に適合する維持管理が行えるよう遮蔽を設置する。

ただし、HTTR原子炉施設にあつては、第2.2.2表のように区分し、基準に適合する維持管理が行えるよう遮蔽を設置する。

2.2.2 換気

放射線業務従事者等を放射性物質の汚染による被ばくから防護するため、換気設備は次の条件を満足するように管理する。

- (1)換気は系統ごとに行い、汚染の拡大を防止すること。
- (2)各換気系統による空気の供給は、清浄な区域から行い、汚染の可能性のある区域に向かって流れること。
- (3)汚染の可能性のある区域からの排気は、フィルタを通して行うこと。また、フィルタは所定の性能を維持すること。
- (4)各換気系統の容量は、各区域及び各部屋の排気を行うに十分であること。
- (5)人が常時立入る場所は、空気中の放射性物質の濃度が「線量告示」(第6条)に定める濃度限

度よりも十分低いこと。

2.2.3 線量当量率等の測定監視

放射線業務従事者等の線量当量の管理が容易、かつ、確実にできるようにするため、放射線測定器により、管理区域の放射線レベル等の状況を把握する。

(1) 線量当量率の測定

a. 放射線エリアモニタによる測定

管理区域内の主要箇所における線量当量率を連続的に測定し、放射線レベルがあらかじめ設定した値を超えた場合には、中央制御室及びその他必要な箇所において警報を発し、放射線業務従事者等に注意を喚起する。なお、警報は異常の発見を主目的とするところから、その警報設定点は通常時の値等をもとにして定める。

b. サーベイメータによる測定

放射線業務従事者等が特に頻繁に立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線量当量率の測定を行う。

(2) 空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度の測定

a. 空気中の放射性物質の濃度の測定

室内空気モニタにより、管理区域内における空気中の放射性物質の濃度を連続的に測定し、放射性物質の濃度があらかじめ設定した値を超えた場合には、中央制御室及びその他必要な箇所において警報を発し、放射線業務従事者等に注意を喚起する。

また、必要に応じ、サンプリングによって空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。

b. 放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度の測定

管理区域内の必要な箇所について、放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度を定期的に測定する。

2.3 作業管理

「2.2 管理区域内の管理」に示すように、設備及び作業環境の管理を十分に行って作業環境の条件の向上に努めるとともに、実際に放射線業務従事者等が作業を行う場合には、放射線業務従事者等の被ばくを低減するため、次のように作業管理を行う。

2.3.1 人の出入管理

(1) 管理区域への立入制限

管理区域への立入りは、あらかじめ指定された者で、かつ、必要な場合に限る。管理区域への立入制限は、出入管理室において行う。

なお、管理区域の高線量当量率区域及び高汚染区域に対しては、立入り制限を行う。

(2) 出入管理の原則

a. 管理区域の通常出入口は、原則として1箇所とする。

b. 管理区域に立入る者には、所定の個人線量計を装着させる。

c. 管理区域に立入る者には、指定された被服を着用させる。汚染している区域へ立入る場合は、必要に応じて適切な防護具等を着用させ、内部被ばくの防止に努める。

d. 管理区域から退出する者には、ハンドフットモニタ等によって放射性物質による表面汚染

を検査させる。

2.3.2 物品等の搬出入管理

管理区域への物品の持込み及び持出しに際しては、出入管理室において搬出入管理を行う。ただし、燃料及び大型機器の搬出入に際しては、臨時の出入管理室を設け、搬出入管理を行う。

管理区域から物品を持ち出す場合は、その物品の表面の放射性物質の密度が「線量告示」(第4条)に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを測定によって確認する。

なお、放射性物質等を運搬する場合には、「原子炉等の設置、運転等に関する規則」、「核燃料物質等車両運搬規則」等を遵守する。

2.3.3 管理区域内の区分

管理区域は、外部放射線に起因する管理区域と、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度に起因する管理区域とに区分する。

2.3.4 作業の管理

管理区域内での作業は、原則として次のように行う。

- (1) 事前に個人被ばく歴、作業環境及びその変化を考慮し、放射線業務従事者等の被ばくを低減するよう作業計画を立てるとともに、作業方法、手順等について、その周知徹底を図る。
- (2) 高線量当量率下などの特殊な作業に際しては、放射線防護のため作業担当部署と放射線管理担当部署において検討し、防護具類、アラームメータ等の特殊な個人線量計の着用、時間制限等必要な措置を講じる。
- (3) 作業を行う場合は、責任者を定めるとともに上記の条件を遵守し、放射線業務従事者等の線量の低減を図る。
- (4) 作業中に作業環境の変化が起こり得るような場合、必要に応じ線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、作業環境が適切であることの確認を行う。
- (5) (4)の結果、必要な場合は、一時遮蔽の使用、除染等を行い、作業環境を良好な状態に維持するように努める。

2.4 個人被ばく管理

放射線業務従事者の個人被ばく管理は、線量を常に測定して定期的に評価するとともに、定期的及び必要に応じて健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。

(1) 管理区域立入り前の措置

放射線業務従事者等が管理区域に立入る場合は、あらかじめ次のような措置を講じる。

- (a) 放射線防護に関する教育、訓練を行う。
- (b) 被ばく歴及び健康診断結果を調査する。

(2) 放射線業務従事者の線量限度

放射線業務従事者の線量限度は、「線量告示」(第5条)に定める第2.4.1表に示された線量限度を超えないようにする。

(3) 線量の管理

a. 外部被ばくに係る線量の測定、評価

外部被ばくに係る線量の測定は、原則として次のように行う。

- (a) 放射線業務従事者には、管理区域内においては個人線量計等を着用させ、線量の積算値

を定期的に測定、評価する。

(b)管理区域に立入る場合には、上記個人線量計の着用を確認するとともに、必要に応じ、ポケット線量計等により、その都度線量を測定する。なお、一時的に立入る者には、個人線量計等を着用させ線量の測定を行う。

(c)特殊な作業に従事する者に対しては、その作業に応じて適切な測定器、例えば、リングバッジ等を着用させ、その都度線量の測定を行う。

b. 内部被ばくに係る線量の測定、評価

(a)放射線業務従事者等の内部被ばくの管理は、作業環境の空気中の放射性物質濃度を測定することにより行う。また、内部被ばくに係る線量を直接的に評価するため、ホールボディカウンタ又はバイオアッセイによる測定を行う。

(b)放射性物質の体内摂取のおそれのある作業に従事する者のうち、作業内容等を考慮して必要と認める者については、ホールボディカウンタ又はバイオアッセイによる測定を、定期的に行う。

(c)放射性物質を体内摂取した者、又はそのおそれのある者については、その都度ホールボディカウンタ又はバイオアッセイ等による測定を行う。

(4)健康管理

a.「労働安全衛生規則」(第44条)による健康診断のほか、「電離放射線障害防止規則」(第56条)の規定に基づき、放射線業務従事者について健康診断を実施し、常にその健康状態を把握する。

b.健康診断結果及び線量測定結果による医師の勧告等を考慮し、必要のある場合は、保健指導及び就業上の措置を講じる。

2.5 保全区域内の管理

保全区域については、「原子炉等の設置、運転等に関する規則」(第7条)の規定に基づき標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し、かつ、管理の必要性に応じて人の立入制限、鍵の管理、物品の持出し制限等の措置を講じる。

2.6 周辺監視区域内の管理

周辺監視区域内の外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度は、「線量告示」(第1条)に定める限度値以下とする。

また、空気中又は水中の放射性物質については、管理区域との境界を壁等によって区画するとともに、管理区域内の放射性物質の濃度の高い空気や水が容易に流出することのないよう管理する。

表面の放射性物質の密度については、「2.3 作業管理」に示すように、人及び物品の出入管理を十分に行う。

なお、これらの基準を満足していることを確認するために、管理区域外において、定期的及び必要に応じて線量当量率及び線量当量の測定を行う。

また、周辺監視区域境界は、人の立入管理、環境管理等を行う。

2.7 放射性廃棄物の放出管理

原子炉施設外に放出される放射性の気体廃棄物及び液体廃棄物は、次のように厳重な管理を行い、周辺監視区域外の空気中又は水中の放射性物質の濃度が、「線量告示」(第8条)に定める周辺監視区域外の濃度限度を超えないようにする。

更に、原子炉施設から放出される気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質について放出管理目標値を定め、「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」を参考として測定を行い、放出管理目標値を超えないように努める。

2.7.1 気体廃棄物

(1) 放出管理

気体廃棄物は、フィルタを通して排気筒から放出する。

この気体廃棄物の排気中の放射性物質の濃度は、排気モニタによって監視する。

排気モニタの測定結果は中央制御室に指示、記録するとともに、放射性物質濃度があらかじめ設定された値を超えた場合は、中央制御室に警報を発し、適切な処置がなされるよう運転員に注意を喚起する。

なお、これらの排気モニタの警報設定値は、通常時の値及び放出管理目標値をもとにして定める。

(2) 放出管理目標値

後述の「4.2.1.2 気体廃棄物の放出量」(JMTR原子炉施設)及び「4.3.1.3 気体廃棄物の放出量」(HTTR原子炉施設)をもとに、気体廃棄物の放出管理目標値を第2.7.1表のとおりを設定する。

2.7.2 液体廃棄物

(1) 放出管理

原子炉施設の液体廃棄物は、各原子炉施設の廃液槽に一時貯留する。貯留した液体廃棄物は、サンプリングにより放射性物質の濃度を測定評価した後、配管又は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。これに伴い、「線量限度等を定める告示」で定める濃度限度以下のものを廃棄物管理施設の排水口から一般排水溝へ放出する際の放出管理とは別に、同濃度限度以下のものをJMTR原子炉施設及びHTTR原子炉施設の排水口から一般排水管へ放出する際の、原子炉施設側の放出管理が適切に行われるものであることを明確にするために、JMTR原子炉施設及びHTTR原子炉施設の排水口の位置を、従来の「JMTRから東に約1kmの海岸線」(廃棄物管理施設の排水口の下流側)から廃棄物管理施設の排水口の上流側にそれぞれ変更することとし、JMTR原子炉施設についてはタンクヤードの放流管がタンクヤード西側の一般排水管と接続する位置及び第4排水系ピットの放流管がタンクヤード南側の一般排水管と接続する位置とし、HTTR原子炉施設について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。

(2) 放出管理目標値

大洗研究所(北地区)の全施設からの液体廃棄物の放出管理目標値を、第2.7.2表のとおり設定する。

液体廃棄物の放出に当たっては、大洗研究所(北地区)の全施設からの放射性物質の放出量が、放出管理目標を超えないように、一元的に管理を行う。

注)ここでいう「大洗研究所(北地区)の全施設」とは、次の施設をいう。

大洗研究所(北地区)原子炉施設、核燃料物質の使用施設等及び

放射性同位元素の使用施設等、並びに大洗研究所廃棄物管理施設

(以下同じ)

第 2.2.1 表 管理区域内の遮蔽設計基準(1)

区 分	定 義	立入又は作業の頻度	基準線量率	設計目標値	
場 所	甲区域	常時放射線業務従事者が作業する所で、自由に立入りできる場所	40h/週	25 μ Sv/h 以下	2.5 μ Sv/h 以下
	乙区域	常時放射線業務従事者が作業する場所ではないが、随時あるいは定期的に立入ることがある場所で立入時間などについて適切な管理をしなければならない場所	2~10h/週	原則として 100 μ Sv/h 以下 特別の場合でも 500 μ Sv/h 以下	原則として 10 μ Sv/h 以下 特別の場合でも 50 μ Sv/h 以下
	丙区域	事故、故障、修理及びまれな作業以外には放射線業務従事者が立入らない場所で立入時間を厳重に管理しなければならない場所	まれ	特に規定せず、 立入時間で管理する	

第 2.2.2 表 管理区域内の遮蔽設計基準(2)

(HTTR)

区 分	設計基準線量率	
管理区域内	A：週 48 時間以内立入りのところ	6 μ Sv/h 以下
	B：週 10 時間以内立入りのところ	60 μ Sv/h 以下
	C：ごく短時間しか立入らないところ	500 μ Sv/h 以下
	D：通常は立入り不要のところ	特に規定せず、立入時間で管理する

第 2.4.1 表 放射線業務従事者に係る線量限度

対 象	実効線量限度	等価線量限度		
		眼の水晶体	皮膚	妊娠中である女子の腹部表面
放射線業務従事者	①100 mSv/5 年* ¹⁾ ②50 mSv/年* ²⁾ ③女子* ³⁾ 5 mSv/3 月* ⁴⁾ ④妊娠中である女子 本人の申出等により使用者が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき、内部被ばくについて 1 mSv	150 mSv/年	500 mSv/年	実効線量限度④に規定する期間につき 2mSv

*1) 平成 13 年 4 月 1 日以降 5 年ごとに区分した各期間。

*2) 4 月 1 日を始期とする 1 年間。

*3) 妊娠不能と診断された者、妊娠の意思のない旨を使用者等に書面で申し出た者及び妊娠中の者を除く。

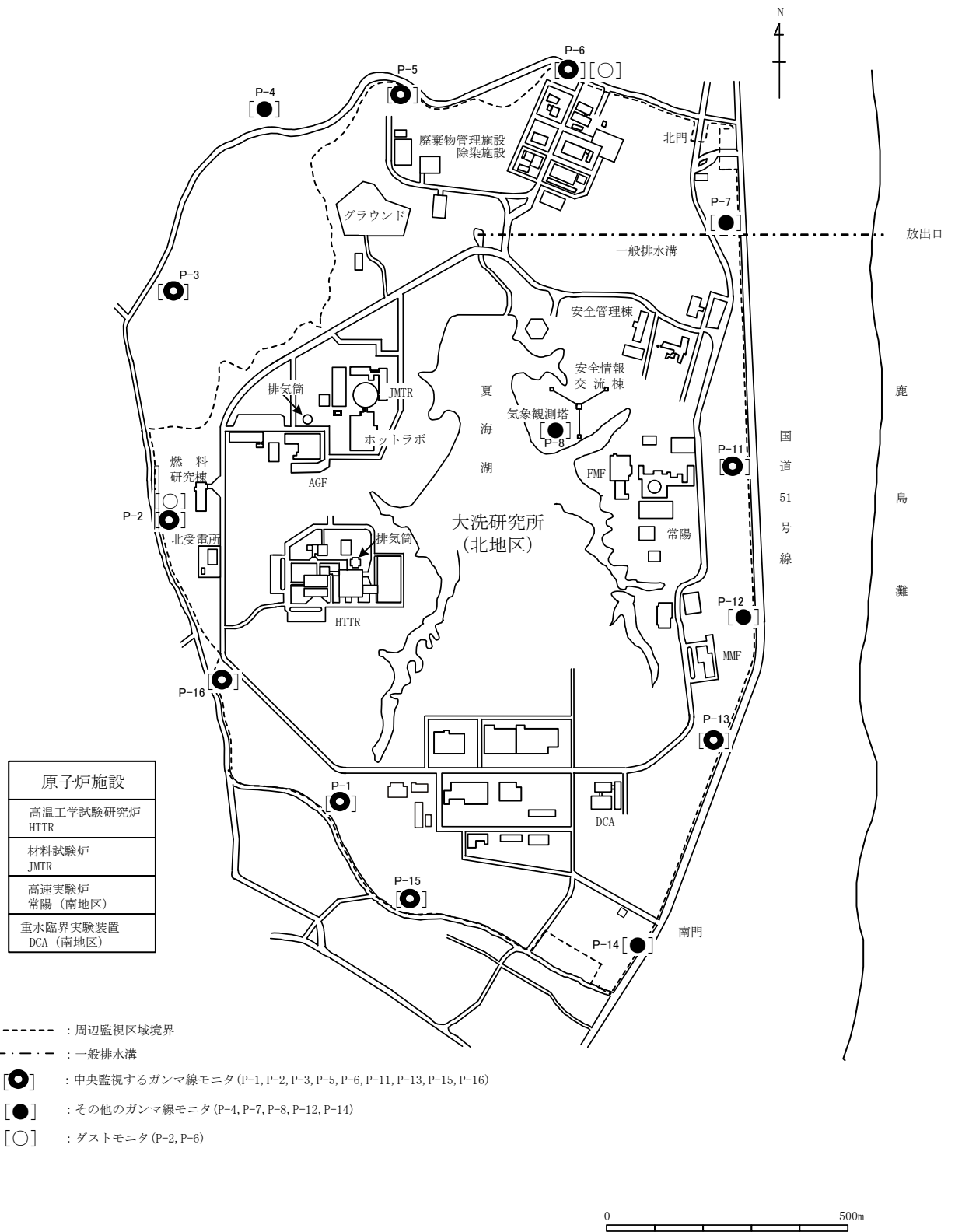
*4) 4 月 1 日、7 月 1 日、10 月 1 日及び 1 月 1 日を始期とする各 3 ヶ月。

第 2.7.1 表 大洗研究所(北地区)原子炉施設気体廃棄物の放出管理目標値

原子炉施設	気体廃棄物の種類	核 種	放出管理目標値 (Bq/y)
JMTR	放射線希ガス	⁴¹ Ar	1.3×10^{14}
HTTR	放射線希ガス	⁸⁸ Kr、 ¹³⁸ Xe 等	3.7×10^{13}
	放射線よう素	¹³¹ I	3.2×10^9
	トリチウム	³ H	1.1×10^{13}

第 2.7.2 表 大洗研究所(北地区)の液体廃棄物の放出管理目標値

核 種	放出管理目標値 (Bq/y)
³ H 以外	2.2×10^9
³ H	3.7×10^{12}



第 2. 1. 1 図 周辺監視区域

3. 周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視

「2.7 放射性廃棄物の放出管理」に示すように、気体廃棄物及び液体廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、更に、異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を以下のように行う。

3.1 空気吸収線量等の監視

周辺監視区域境界付近及び周辺地域の空気吸収線量等の監視は、空気吸収線量率、積算空気吸収線量及び水中の放射性物質の濃度を測定することにより行う。

空気吸収線量率の監視は、周辺監視区域境界付近及び周辺地域にモニタリングポストを設置し、連続測定することにより行う。

積算空気吸収線量の監視は、周辺監視区域境界付近及び周辺地域のモニタリングポイントに積算線量計を配置し、定期的に測定することにより行う。

監視用設備の種類、測定頻度を第3.1.1表に示す。また、モニタリングポストの設置場所を第2.1.1図に示す。

3.2 環境試料中放射性物質濃度の監視

大気中の放射性物質濃度をダストモニタにより測定するとともに、周辺環境の放射性物質濃度の長期的傾向を把握するため、陸水、土壌、農産食品、海水、海底土、海産食品等の環境試料の測定を定期的に行う。

3.3 異常時における測定

放射性物質の放出を伴う異常時には、モニタリングポスト装置の監視データにより、周辺における空気吸収線量率のレベル変動を把握するとともにモニタリングカー等により広範囲の空気吸収線量率の測定を行う。また、必要に応じて空気中の放射性物質濃度の測定も行う。

第3.1.1表 周辺監視区域境界付近及び周辺地域における測定監視

測定対象	測定機器等	備考
積算空気吸収線量	積算線量計	3月積算値を3月ごとに測定
空気吸収線量率	モニタリングポスト装置	連続監視

4. 放射性廃棄物処理

4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方

放射性廃棄物の廃棄施設については、「原子炉等の設置、運転等に関する規則」の規定に基づき設計管理を行うことはもとより、廃棄物の原子炉施設外への放出に際しては、次のような厳重な管理を行い、周辺監視区域外での空気中又は水中の放射性物質の濃度が、「線量告示」(第8条)に定める周辺監視区域外の濃度限界を超えないようにする。

更に、大洗研究所(北地区)周辺の一般公衆の実効線量を合理的に達成できる限り低くするように、放射性廃棄物の廃棄施設の設計を行うとともに、放射性物質の放出に際しては、気体廃棄物及び液体廃棄物について、それぞれの大洗研究所(北地区)の放出管理目標値を超えないように努める。

(1) 気体廃棄物処理計画

気体廃棄物は、各原子炉施設の放射性廃棄物の廃棄施設において、気体廃棄物中の放射性物質の濃度及び量を低減した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

(2) 液体廃棄物処理計画

液体廃棄物は、各原子炉施設においていくつかの系統にまとめて廃液槽に回収し、放射性物質の濃度区分に応じて、配管又は廃液運搬車により、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。なお、濃度限度以下のものは、排水口から一般排水管へ放出する場合がある。

放射性物質の濃度区分については、次のとおりとする。

(以下、超ウラン元素であってアルファ線を放出する放射性物質を「 α 放射性物質」といい、それ以外の放射性物質を「 $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質」という。)

a. 放出前廃液 : トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ 未満
トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 未満
(濃度限度以下のものを含む。)

b. 液体廃棄物 A : トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ 未満
(ただし、主な放射性物質が短半減期であって、100 時間以内に当該濃度未満になることが明らかなものを含む。)
トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 未満

c. 液体廃棄物 B : トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ 未満
トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 未満

d. 液体廃棄物 C : トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^5 \text{Bq/cm}^3$ 未満

ただし、 α 放射性物質の濃度は $1 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ 未満とする。

(3) 固体廃棄物処理計画

固体廃棄物は、各原子炉建家内の適切な場所において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、使用済燃料貯蔵建家内で貯蔵保管するか、又は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

放射能レベル区分については、次のとおりとする。

$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A : 容器表面の線量当量率が 2mSv/h 未満のもの。

$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B : 容器表面の線量当量率が 2mSv/h 以上のもの。

α 固体廃棄物 A : 容器表面の線量当量率が $500 \mu \text{Sv/h}$ 未満でかつ容器*1 個当たりの α 放射性物質の量が 37MBq 未満のもの。

α 固体廃棄物 B : 容器表面の線量当量率が $500 \mu \text{Sv/h}$ 以上か、又は容器*1 個当たりの α 放射性物質の量が 37MBq 以上、プルトニウムとして 1g 未満、核分裂性物質として 4g 未満のもの。

容器*1 個当たりの α 放射性物質の量が 37kBq 未満のものは、 $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A 又は B の基準を適用する。

注) * : 容器の基準容積は 20l とする。

4.2 J M T R原子炉施設における放射性廃棄物処理

4.2.1 気体廃棄物処理

4.2.1.1 気体廃棄物の発生源

J M T R原子炉施設から発生する気体廃棄物のうち、通常運転時に発生する気体廃棄物中の放射性物質は、大別して次の2種類に分けられる。いずれの廃棄物も、照射実験用排気設備から各フィルタを通した後、高さ80mの排気筒から放出される。

(1) J M T R原子炉本体関係排気

J M T R原子炉本体における気体廃棄物は、原子炉一次冷却水中に含まれる空気及び中性子計測孔冷却用空気が放射化されて生成する ^{41}Ar が支配的である。このほか、炉心要素のベリリウム反射体が照射されて生成するトリチウムがある。これらの気体廃棄物は、通常排気設備及び照射実験用排気設備を経て排気筒から放出される。

(2) 照射設備関係排気

ループ、水カラビット及びキャプセルから放出されるものであり、大部分はキャプセルの燃料試料の照射実験により放出される放射性物質の排気である。主な核種は、 ^{85}Kr 、 ^{133}Xe 及び ^{131}I である。

4.2.1.2 気体廃棄物の放出量

(1) ^{41}Ar

^{41}Ar の放出率は、実績によると50MW運転中 $1.85 \times 10^{10}\text{Bq/h}$ 程度である。原子炉の稼働率を80%とすると、年間の放出量は $1.3 \times 10^{14}\text{Bq}$ となる。

(2) トリチウム

トリチウムの放出量は、年間最大約 $1 \times 10^{11}\text{Bq}$ 程度であり、極めて少ない。

(3) 核分裂生成物

4.2.1.1で述べたようにキャプセルの燃料試料の照射試験により放出されるもので、その他の照射設備及び原子炉本体からの放出量は無視し得る程度である。

キャプセルからの年間の放出量は、原子炉の稼働率を80%とすると、放射性希ガスが、 ^{41}Ar 等価換算で $3.5 \times 10^{12}\text{Bq}$ 、及び放射性よう素(^{131}I)が $9.2 \times 10^6\text{Bq}$ である。

これらの気体廃棄物は高性能フィルタでろ過した後、地上高さ80mの排気筒から放出する。

これらが大洗研究所(北地区)の各原子炉施設が放出する気体廃棄物と比較すると、放射性希ガスはJ M T R原子炉本体からの ^{41}Ar 放出量に比べ、また、放射性よう素はH T T R原子炉施設からの放射性よう素放出量に比べて、それぞれ極めて少ない。

したがって、大洗研究所(北地区)原子炉施設周辺の一般公衆の受ける実効線量のうち、キャプセルの燃料試料の照射試験に伴い放出される核分裂生成物による寄与は無視し得る。

4.2.2 液体廃棄物処理

4.2.2.1 液体廃棄物の発生源

J M T R本体、照射設備及び管理区域内での手洗い水などの液体廃棄物は、すべてタンクヤードの各タンクに一時貯留する。そこで放射性物質の濃度を測定した後、液体廃棄物Aは

配管により、また液体廃棄物 B は、廃液運搬車により、放射性廃棄物処理施設へ移送して引き渡す。なお、濃度限度以下の廃液は排水口から一般排水管へ放出する場合がある。

4.2.2.2 液体廃棄物の発生量

液体廃棄物をその発生源で大別し、推定される発生量を第 4.2.1 表に示す。

第 4.2.1 表 液体廃棄物の年間推定発生量

(JMTR)

発 生 源		排出量(m ³ /y)
JMTR 本体	液体廃棄物 A	4,000
照射設備	液体廃棄物 A 及び液体廃棄物 B	130

4.2.3 固体廃棄物処理

4.2.3.1 固体廃棄物の発生源

使用済イオン交換樹脂は第 3 排水系の貯槽に貯蔵し、必要に応じて廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

使用済フィルタはビニールシート等で梱包し、また、雑固体廃棄物は、専用の廃棄物容器(カートンボックス等)に収容するか、又はビニールシート等で梱包する等、それぞれ放射性物質の飛散防止措置を施し、線量当量率を測定した上で、発生状況に応じて随時、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

その他、改修工事などによって発生する大型の固体廃棄物は、専用ドラム缶等に収納し、雑固体廃棄物と同様に取り扱う。

4.2.3.2 固体廃棄物の発生量

JMTR 本体及び照射設備から発生する固体廃棄物の推定発生量を第 4.2.2 表に示す。

第 4.2.2 表 固体廃棄物の年間推定発生量

(JMTR)

廃 棄 物	排出量(m ³ /y)
使用済イオン交換樹脂	12
使用済フィルタ	40
雑固体廃棄物	60
その他改修廃棄物	0.5

4.3 H T T R 原子炉施設における放射性廃棄物処理

4.3.1 気体廃棄物処理

4.3.1.1 気体廃棄物の発生源

原子炉の通常運転時において発生する気体廃棄物の発生源としては、次のものがある。

(1) 気体廃棄物の廃棄施設からの排気

原子炉の運転に伴い、燃料取扱設備の置換ガス等の気体廃棄物 A、1 次ヘリウム純化設備の再生オフガス、1 次ヘリウムサンプリング設備のオフガス等の気体廃棄物 B が発生する。気体廃棄物 B は、減衰タンクに一時貯留して短半減期核種を崩壊減衰させた後、気体廃棄物 A とともにフィルタユニットを通した後に、排気筒から

放出する。

(2) 換気空調設備からの排気

原子炉建家 I 系換気空調装置等により原子炉建家内の連続換気を、また、格納容器減圧装置により、原子炉の運転中及び停止直後にフィルタユニットを通して原子炉格納容器内の間欠排気を行う。1 次冷却設備等からの 1 次冷却材の漏えいがあれば、その中の放射性物質が、換気に伴う排気中に混在することになる。

これらの排気空気は、微粒子フィルタ等を通した後、排気筒から放出する。

(3) 照射試験に伴う排気

燃料限界照射試験に伴い、照射試料から 1 次冷却材中に核分裂生成物が放出され、上記の(1)及び(2)の経路を経て、排気筒から放出する。

燃料照射試験に伴い、照射試料から照射キャプセル内に核分裂生成物が放出され、スweepガスにより核分裂生成物サンプリング装置又はコールドチャコールトラップを経て排気筒より放出する。

また、照射キャプセルのスweepガス配管から漏えいした核分裂生成物は、実験設備換気装置によりフィルタユニットを経て排気筒より放出する。

気体廃棄物の廃棄施設系統を第 4.3.1 図に示す。

4.3.1.2 1 次冷却材中の放射性希ガス及び放射性よう素並びにトリチウムの循環量

1 次冷却材中の主な放射性物質は、被覆燃料粒子の被覆層に破損がある場合に 1 次冷却材中に放出される核分裂生成物のうちの放射性希ガス及び放射性よう素、並びに 1 次冷却材及び炉内黒鉛構造物中の不純物等の放射化生成物であるトリチウムである。

1 次冷却材中の放射性物質の循環量を求める際には、定格の 102.5%の熱出力で高温試験運転を行い、炉心一様に被覆燃料粒子の被覆層に 1%の破損がある場合を想定し、被覆燃料粒子から放出された核分裂生成物が、燃料コンパクトと、黒鉛スリーブを透過して 1 次冷却材中へ放出されるものとする。

また、1 次冷却材中には、1 次冷却材及び炉内黒鉛構造物中の不純物の放射化反応により生成されるトリチウム及びトリチウム生成回収試験により 1 次冷却材中に漏えいするトリチウムが含まれる。

1 次ヘリウム純化設備のプレチャコールトラップにより 1 次冷却材中の放射性よう素、コールドチャコールトラップにより放射性希ガス、モレキュラーシーブトラップによりトリチウムが低減除去される。また、1 次冷却材中の放射性よう素は、1 次冷却設備内への沈着により低減除去される。

1 次冷却材中の放射性物質の循環量を、次の方法により求める。

(1) 計算方法

$$A_i = \frac{1}{\alpha_i} \cdot S_i \dots\dots\dots (9-1)$$

ただし、

$$\alpha_i = \lambda_i + \frac{W_{pi}}{W_m} \cdot \eta_{pi} + \frac{W}{W_m} \cdot \eta_{di}$$

ここに、

A_i	: 核種 i の 1 次冷却材中の循環量	(Bq)
α_i	: 核種 i の除去定数	(s^{-1})
λ_i	: 核種 i の崩壊定数 ⁽¹⁾	(s^{-1})
W_m	: 1 次冷却材保有量	(kg)
W_{pi}	: 核種 i に対する 1 次ヘリウム純化設備中の 1 次冷却材流量	(kg/s)
η_{pi}	: 核種 i の 1 次ヘリウム純化設備での除去効率	
W	: 1 次冷却設備中の 1 次冷却材流量	(kg/s)
η_{di}	: 核種 i の沈着による除去割合	
S_i	: 核種 i の 1 次冷却系への放出速度 ⁽²⁾	(Bq/s)

核分裂生成物：燃料からの放出速度

トリチウム：燃料、1 次冷却材、炉内黒鉛構造物及びトリチウム生成
回収試験のキャプセルからの放出速度

(2) 計算条件

(9-1) 式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

W_m	:	670	(kg)
W_{pi}	:	1.4×10^{-2}	(kg/s)
	:	5.6×10^{-2}	(kg/s)
η_{pi}	:	0.9	
	:	0.99	
W	:	10.2	(kg/s)
η_{di}	:	0.0	
	:	0.1	

S_i 、 λ_i については第 4.3.1 表に示す。

(3) 計算結果

1 次冷却材中の放射性希ガス及び放射性よう素並びにトリチウムの循環放射エネルギーを第 4.3.2 表に示す。

4.3.1.3 気体廃棄物の放出量

気体廃棄物の発生源については、「4.3.1.1 気体廃棄物の発生源」に示すとおりであり、これをもとにした気体廃棄物の放出量の計算は、気体廃棄物の廃棄施設からの放出、原子炉格納容器及び原子炉建家の換気空調設備等からの放出、照射試験に伴う放出について、次のように行う。

(1) 気体廃棄物の廃棄施設から放出される放射性希ガス及び放射性よう素並びにトリチウムの量

廃棄物処理設備における放射性希ガス及び放射性よう素並びにトリチウムの主な

発生源は、気体廃棄物 A として燃料取扱設備の燃料交換時の置換ガス、気体廃棄物 B として 1 次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップ、モレキュラーシーブトラップの再生オフガス及び 1 次ヘリウムサンプリング設備のオフガスである。

燃料取扱設備の燃料交換時の置換ガスは、原子炉停止 10 日後に発生するものとする。この置換ガスは、気体廃棄物の廃棄施設のフィルタユニットを経て、排気筒から放出される。この場合、フィルタユニットによる放射性よう素の除去効果は、考慮しないものとする。

1 次ヘリウム純化設備コールドチャコールトラップは、60 日間の連続運転後、50 日間の貯留期間を経過してから再生するものとする。この再生オフガスは、気体廃棄物の廃棄施設の減衰タンクにおいて、更に 30 日間貯留され、フィルタユニットを経て、排気筒から放出される。この場合、フィルタユニットによる放射性よう素の除去効果は考慮しないものとする。

1 次ヘリウム純化設備モレキュラーシーブトラップは、60 日間の連続運転後、50 日間の貯留期間を経過してから再生するものとし、トリチウム水として保持されていたトリチウムは、その 10% が気相中に残るものとする。再生オフガスは、気体廃棄物の廃棄施設の減衰タンクにおいて 30 日間貯留され、排気筒から放出される。この場合、減衰タンクでの貯留による減衰効果は考慮しないものとする。

1 次ヘリウムサンプリング設備のオフガスは、気体廃棄物の廃棄施設の減衰タンクにおいて 30 日間貯留され、フィルタユニットを経て、排気筒から放出される。この場合、フィルタユニットによる放射性よう素の除去効果は考慮しないものとする。

なお、このオフガスに含まれる核分裂生成物の量の評価では、サンプリング配管内壁での沈着による減少効果を考慮する。

a. 計算方法

燃料取扱設備の燃料交換時の置換ガスの放出による放射性希ガス及び放射性よう素の量は、(9-2)式を用いて計算する。

$$Q_{fi} = \frac{V_f}{V_m} \cdot A_i \cdot e^{-a_i \cdot t_f} \dots\dots\dots (9-2)$$

ただし、

$$a_i = \lambda_i + \frac{W_{pi}}{W_m} \cdot \eta_{pi}$$

ここに、

- Q_{fi} : 燃料取扱設備の燃料交換時の置換ガスの放出による核種 i の量 (Bq/y)
- V_f : 燃料取扱設備の燃料交換時の置換ガスの量 (Nm³/y)
- V_m : 1 次冷却材ヘリウムの量 (Nm³)
- t_f : 炉停止後、燃料交換開始までの期間 (s)

1 次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップ及びモレキュラーシーブトラップの再生オフガスの放出による放射性希ガス及び放射性よう素の量は、(9-3)式

を用いて計算する。

$$Q_{CTi} = n_R \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_3} \cdot Q_{pi} \dots \dots \dots (9-3)$$

ただし、

$$Q_{pi} = A_i \cdot (1 - \eta_{pTi}) \cdot \frac{W_{pi}}{W_m \lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot t_1}) \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_2}$$

ここに、

- Q_{CTi} : 1次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップ及びモレキュラーシーブトラップの再生により発生する核種 i の量 (Bq/y)
- n_R : 気体廃棄物の廃棄施設からの年間放出回数 (回/y)
- Q_{pi} : 核種 i の気体廃棄物の廃棄施設減衰タンクへの移行量 (Bq/回)
- t_3 : 気体廃棄物の廃棄施設減衰タンクでの貯留時間 (s)
- η_{pTi} : 1次ヘリウム純化設備のプレチャコールトラップのフィルタ効率
- t_1 : 1次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップ及びモレキュラーシーブトラップの運転時間 (s)
- t_2 : 1次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップ及びモレキュラーシーブトラップでの貯留時間 (s)

1次ヘリウム純化設備のモレキュラーシーブトラップの再生オフガスの放出によるトリチウムの量は、(9-4)式を用いて計算する。

$$Q_{MTi} = Q_{pi} \cdot n_R \dots \dots \dots (9-4)$$

ただし、

$$Q_{pi} = A_i \cdot \frac{W_{pi}}{W_m} \cdot t_1 \cdot \eta_R$$

ここに、

- Q_{MTi} : 1次ヘリウム純化設備のモレキュラーシーブトラップの再生により発生するトリチウムの量(Bq/y)
- η_R : 1次ヘリウム純化設備のモレキュラーシーブトラップ再生時のトリチウムの気体廃棄物中への移行割合

1次ヘリウムサンプリング設備のオフガスにより放出される放射性希ガス及び放射性よう素の量は、(9-5)式を用いて計算する。

$$Q_{Si} = \frac{V_s}{V_m} \cdot A_i \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_3} (1 - \eta_{ei}) \dots \dots \dots (9-5)$$

ここに、

- Q_{Si} : 1次ヘリウムサンプリング設備のオフガスの放出による核種 i の量 (Bq/y)
- V_s : 1次ヘリウムサンプリング設備のサンプリング量 (Nm³/y)

η_{ei} : 核種 i のサンプリング配管での沈着割合

b. 計算条件

(9-2)式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

$$V_f : 340 \quad (\text{Nm}^3/\text{y})$$

$$V_m : 3,000 \quad (\text{Nm}^3)$$

$$t_f : 8.64 \times 10^5 \quad (\text{s})$$

(9-3)式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

$$n_R : 6 \quad (\text{回}/\text{y})$$

$$t_3 : 2.6 \times 10^6 \quad (\text{s})$$

$$\eta_{pTi} : (\text{Kr, Xe}) \quad 0.0$$

$$(\text{I}) \quad 0.99$$

$$t_1 : 5.2 \times 10^6 \quad (\text{s})$$

$$t_2 : 4.3 \times 10^6 \quad (\text{s})$$

(9-4)式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

$$\eta_R : 0.1$$

(9-5)式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

$$V_s : 200 \quad (\text{Nm}^3/\text{y})$$

$$\eta_{ei} : (\text{Kr, Xe}) \quad 0.0$$

$$(\text{I}) \quad 0.9$$

c. 計算結果

気体廃棄物の廃棄施設から放出される核分裂生成物の量を第 4.3.3 表から第 4.3.5 表に示す。

(2) 原子炉格納容器、原子炉建家等の換気空調設備から放出される放射性希ガス及び放射性よう素の量

換気空調設備から放出される放射性希ガス及び放射性よう素の量は、次の 3 種類に分けて計算する。

原子炉停止時の原子炉格納容器の換気による放出では、年間 5 回を想定し、原子炉運転中に 1 次冷却設備から原子炉格納容器内へ漏えいし、原子炉格納容器内に蓄積している核分裂生成物の全量が、原子炉停止時に原子炉格納容器減圧装置のフィルタユニットを経て、排気筒から放出される。

原子炉運転中の原子炉格納容器の減圧による放出では、原子炉運転中に 1 次冷却設備から原子炉格納容器内へ漏えいし、原子炉格納容器内に蓄積している核分裂生成物の一部が原子炉格納容器減圧装置のフィルタユニットを経て、排気筒から放出される。

原子炉建家の換気による放出では、原子炉建家内に漏えいした核分裂生成物が原子炉建家 I 系換気装置により排気筒から放出される。原子炉建家内に漏えいする核分裂生成物は、原子炉格納容器外にある 1 次ヘリウム純化設備からの核分裂生成物の漏えいと 1 次ヘリウムサンプリング設備からの 1 次冷却材中の核分裂生成物の漏

えいを考慮する。1次ヘリウム純化設備からの漏えいによる放出では、1次冷却材がプレチャコールトラップを経て、原子炉格納容器外の部分に移行するため、プレチャコールトラップでの放射性よう素の除去を考慮する。

1次ヘリウムサンプリング設備から漏えいする核分裂生成物の量の評価では、サンプリング配管内壁での沈着による減少効果を考慮する。1次ヘリウムサンプリング設備から漏えいした核分裂生成物は、原子炉建家I系換気装置により排気筒から放出されるものとする。

a. 計算方法

原子炉停止時の原子炉格納容器の換気により放出される放射性希ガス及び放射性よう素の量は、(9-6)式により計算する。

$$Q_{CVi} = n \cdot (1 - \eta_i) \cdot L_{CV} \cdot A_i \cdot \frac{1}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot t_4}) \dots \dots \dots (9-6)$$

ここに、

- Q_{CVi} : 核種 i の原子炉停止時の原子炉格納容器の換気による放出量 (Bq/y)
- n : 原子炉停止時の原子炉格納容器換気回数 (y⁻¹)
- η_i : 原子炉格納容器減圧装置の核種 i に対するフィルタ効率
- L_{CV} : 原子炉格納容器内の1次冷却材の漏えい率 (s⁻¹)
- t_4 : 原子炉停止時の原子炉格納容器換気の間隔 (s)

原子炉運転中の原子炉格納容器の減圧により放出される放射性希ガス及び放射性よう素の量は、(9-7)式により計算する。

$$Q_{CVi} = \frac{V_p}{V_{CV}} (1 - \eta_i) \cdot L_{CV} \cdot A_i \cdot \frac{1}{\lambda_i \cdot t_4} \cdot \left[t_4 - \frac{1}{\lambda_i} (1 - e^{-\lambda_i \cdot t_4}) \right] \dots \dots \dots (9-7)$$

ここに、

- Q_{CVi} : 核種 i の原子炉格納容器の減圧による放出量 (Bq/y)
- V_p : 原子炉格納容器減圧時の排気量 (m³/y)
- V_{CV} : 原子炉格納容器自由体積 (m³)

原子炉建家の換気により放出される放射性希ガス及び放射性よう素の量は、(9-8)式及び(9-9)式を用いて計算する。

$$Q_{Bi} = A_i \cdot L_p \cdot t \cdot (1 - \eta_{pTi}) \dots \dots \dots (9-8)$$

ここに、

- Q_{Bi} : 核種 i の原子炉建家の換気による放出量 (Bq/y)
- L_p : 1次ヘリウム純化設備からの1次冷却材の漏えい率 (s⁻¹)
- t : 原子炉運転期間 (s)

$$Q_{SBi} = A_i \cdot L_s \cdot t \cdot (1 - \eta_{ei}) \dots \dots \dots (9-9)$$

ここに、

Q_{SBI} : 核種 i の原子炉建家の換気による放出量 (Bq/y)

L_s : 1 次ヘリウムサンプリング設備からの 1 次冷却材の漏えい率 (s^{-1})

b. 計算条件

(9-6) 式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

n : 5 (y^{-1})

η_i : (Kr, Xe) 0.0

(I) 0.9

L_{CV} : 2.3×10^{-8} (s^{-1})

t_4 : 3.8×10^6 (s)

(9-7) 式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

V_p : 5,600 (m^3/y)

V_{CV} : 2,800 (m^3)

(9-8) 式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

L_p : 7.0×10^{-9} (s^{-1})

t : 1.9×10^7 (s)

(9-9) 式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

L_s : 2.3×10^{-9} (s^{-1})

c. 計算結果

換気空調設備の換気により放出される核分裂生成物の量を第 4.3.3 表及び第 4.3.4 表に示す。

(3) 照射試験に伴い放出される放射性希ガス及び放射性よう素

a. 燃料限界照射試験

燃料限界照射試験による放射性希ガス及び放射性よう素の大気中への年間放出量は、1 年間に実施する試験による 1 次冷却材中の放射性希ガスの積算循環放射エネルギーの増加量を $2.2 \times 10^{15} \text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}$ とし、燃料限界照射試験を行わない時の大気中への放射性希ガス及び放射性よう素の放出量と同じ方法により算出する。放射性希ガス及び放射性よう素の大気中への年間放出量は、それぞれ $7.5 \times 10^{10} \text{MeV} \cdot \text{Bq}$ 及び $2.4 \times 10^7 \text{Bq}$ ^{131}I 等価(実効線量換算)となる。

b. 燃料照射試験

燃料照射試験による放射性希ガス及び放射性よう素の大気中への年間放出量は、試験中連続して放出する連続的放出及び核分裂生成物サンプリング装置に貯留した後放出する貯留後放出に分けて算出する。放出はいずれも実験設備換気装置を通して排気筒より行う。放出量は、以下の制限条件に基づき、コールドチャコールトラップのフィルタ効率(放射性希ガスに対して 99%、放射性よう素に対して 90%)等を考慮して算出する。

(a) 連続的放出 $2.2 \times 10^5 \text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}$ (放射性希ガス)

(b) 貯留後放出

イ. 1 回当たりの大気中への放射性希ガスの放出量 $5.9 \times 10^{12} \text{MeV} \cdot \text{Bq}$

(減衰前)

ロ. 減衰期間	64 日間
ハ. 年間の大気中への放出回数	12 回

放射性希ガス及び放射性よう素の大気中への年間放出量は、それぞれ、 2.4×10^9 MeV・Bq、 5.2×10^8 Bq ^{131}I 等価(実効線量換算)となる。

また、燃料照射キャプセルのスイープガス配管から漏えいする核分裂生成物は、実験設備換気装置のフィルタユニットでの放射性よう素の除去効果を考慮しなくても、大気中に放出される量は無視し得る程度である。

4.3.2 液体廃棄物処理

4.3.2.1 液体廃棄物の発生源

原子炉の通常運転時において発生する液体廃棄物の発生源としては、次のものがあり、これらの中に含まれる主な放射性物質は、1次冷却材中に放出された核分裂生成物である。

- (1) シャワー室ドレン、手洗排水
- (2) 床ドレン
- (3) 炉容器冷却設備等機器ドレン
- (4) 原子炉格納容器機器ドレン
- (5) 液体廃棄物の廃棄設備機器ドレン
- (6) 燃料取扱及び貯蔵設備の洗浄廃液
- (7) 分析室ドレン

これらのうち、(1)及び(2)の液体廃棄物は床ドレン系廃液槽に、(3)及び(4)の液体廃棄物は機器ドレン系廃液槽に貯留し、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液運搬車により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液運搬車により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。

(5)から(7)までの液体廃棄物は、洗浄廃液ドレン系廃液槽に貯留し、放射性物質の濃度を測定した後、廃液運搬車により廃棄物管理施設へ引き渡す。

使用済燃料貯蔵建家からの液体廃棄物は、使用済燃料建家ドレン系廃液槽に貯留し、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液運搬車により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液運搬車により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。

液体廃棄物の廃棄設備系統を第4.3.2図に示す。

4.3.2.2 液体廃棄物の発生量

液体廃棄物をその発生源で大別し、年間の発生量をまとめると第4.3.6表に示すとおりとなる。

4.3.3 固体廃棄物処理

4.3.3.1 固体廃棄物の発生源

原子炉の通常運転時において発生する固体廃棄物には、次のものがある。

- (1) 換気空調設備及び気体廃棄物の廃棄施設等のフィルタ類
- (2) 1次ヘリウム循環機、補助ヘリウム循環機等のフィルタ等
- (3) 使用済の可動反射体ブロック、制御棒、監視試験片等
- (4) 可燃性あるいは不燃性の雑固体
- (5) 照射試験に伴う固体廃棄物
- (6) 1次ヘリウム純化設備再生冷却器ドレン等の固化体

これらのうち、(1)については、ポリエチレン包装等により放射性物質の放散防止の処置を行った後、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。

(2)については、ドラム缶等の容器ごと密閉して、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。

(3)については、原子炉建家内の貯蔵プール、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、ドラム缶等の容器に収納して廃棄物管理施設へ引き渡す。

(4)については、専用の廃棄物容器(カートンボックス等)に収納のうえ必要に応じてポリエチレン等で包装し、又はビニールシート等で梱包・密閉した後、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。

(5)については、 β ・ γ 固体廃棄物 B の場合は、容器に密閉して、 β ・ γ 固体廃棄物 A の場合は(4)と同様に措置して、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。

(6)については、1次ヘリウム純化設備再生冷却器ドレン等を固化処理したもので、容器に密閉した後、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。

固体廃棄物の廃棄設備系統を第 4.3.3 図に示す。

4.3.3.2 固体廃棄物の発生量

固体廃棄物をその発生源で大別し、年間の発生量をまとめると第 4.3.7 表に示すとおりとなる。

4.4 参考文献

- (1) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」
(昭和 50 年 11 月 原子炉安全専門審査会、平成元年 3 月 原子炉安全基準専門部会)
- (2) 沢 他：「高温工学試験研究炉における被覆燃料粒子の破損及び FP 放出率の評価法」、
JAERI-M88-258(1988)。

第 4.3.1 表 1 次冷却系への放出速度
と崩壊定数

(HTTR)

核 種	1 次冷却系への 放出速度 S_i (Bq/s)	崩壊定数 λ_i (s^{-1})
^{83m}Kr	3.2×10^9	1.05×10^{-4}
^{85m}Kr	5.8×10^8	4.30×10^{-5}
^{85}Kr	5.6×10^4	2.04×10^{-9}
^{87}Kr	2.2×10^9	1.51×10^{-4}
^{88}Kr	1.3×10^9	6.88×10^{-5}
^{89}Kr	2.5×10^{10}	3.63×10^{-3}
^{90}Kr	9.8×10^{10}	2.14×10^{-2}
^{131m}Xe	2.0×10^6	6.74×10^{-7}
^{133m}Xe	2.5×10^7	3.57×10^{-6}
^{133}Xe	4.8×10^8	1.52×10^{-6}
^{135m}Xe	9.5×10^9	7.38×10^{-4}
^{135}Xe	1.6×10^9	2.12×10^{-5}
^{137}Xe	1.8×10^{10}	3.02×10^{-3}
^{138}Xe	9.5×10^9	8.15×10^{-4}
^{139}Xe	3.7×10^{10}	1.76×10^{-2}
^{131}I	1.6×10^8	9.95×10^{-7}
^{132}I	2.2×10^9	8.45×10^{-5}
^{133}I	1.1×10^9	9.26×10^{-6}
^{134}I	5.8×10^9	2.20×10^{-4}
^{135}I	1.7×10^9	2.91×10^{-5}
^3H	3.0×10^6	1.79×10^{-9}

第 4.3.2 表 1 次冷却材中の環境
放射能量

(HTTR)

核 種	循 環 量 A_i (Bq)
^{83m}Kr	2.6×10^{13}
^{85m}Kr	9.4×10^{12}
^{85}Kr	3.0×10^9
^{87}Kr	1.3×10^{13}
^{88}Kr	1.5×10^{13}
^{89}Kr	6.7×10^{12}
^{90}Kr	4.6×10^{12}
^{131m}Xe	1.0×10^{11}
^{133m}Xe	1.1×10^{12}
^{133}Xe	2.4×10^{13}
^{135m}Xe	1.3×10^{13}
^{135}Xe	4.1×10^{13}
^{137}Xe	6.0×10^{12}
^{138}Xe	1.1×10^{13}
^{139}Xe	2.1×10^{12}
^{131}I	1.0×10^{11}
^{132}I	1.3×10^{12}
^{133}I	6.6×10^{11}
^{134}I	3.2×10^{12}
^{135}I	1.1×10^{12}
^3H	4.1×10^{10}

第 4.3.3 表 気体廃棄物中の放射性希ガスの放出量

(HTTR)

核種	気体廃棄物の 廃棄施設から の放出 (Bq/y)	原子炉停止時の 原子炉格納容器 の換気による 放出 (Bq/y)	原子炉停止時の 原子炉格納容器 の減圧による 放出 (Bq/y)	原子炉建家の 換気による 放出 (Bq/y)	計 (Bq/y)
^{83m}Kr	—	2.9×10^{10}	1.1×10^{10}	4.6×10^{12}	4.7×10^{12}
^{85m}Kr	—	2.5×10^{10}	1.0×10^{10}	1.7×10^{12}	1.7×10^{12}
^{85}Kr	1.9×10^{12}	1.3×10^9	2.6×10^8	5.4×10^8	1.9×10^{12}
^{87}Kr	—	9.9×10^9	4.0×10^9	2.3×10^{12}	2.3×10^{12}
^{88}Kr	—	2.5×10^{10}	9.9×10^9	2.6×10^{12}	2.7×10^{12}
^{89}Kr	—	2.1×10^8	8.5×10^7	1.2×10^{12}	1.2×10^{12}
^{90}Kr	—	2.5×10^7	9.8×10^6	8.1×10^{11}	8.1×10^{11}
^{131m}Xe	1.8×10^{11}	1.6×10^{10}	4.5×10^9	6.4×10^{10}	2.4×10^{11}
^{133m}Xe	—	3.6×10^{10}	1.4×10^{10}	2.0×10^{11}	2.5×10^{11}
^{133}Xe	8.5×10^{10}	1.8×10^{12}	6.0×10^{11}	4.2×10^{12}	6.7×10^{12}
^{135m}Xe	—	2.0×10^9	7.8×10^8	2.2×10^{12}	2.2×10^{12}
^{135}Xe	—	2.2×10^{11}	8.7×10^{10}	7.2×10^{12}	7.5×10^{12}
^{137}Xe	—	2.3×10^8	9.2×10^7	1.1×10^{12}	1.1×10^{12}
^{138}Xe	—	1.6×10^9	6.4×10^8	2.0×10^{12}	2.0×10^{12}
^{139}Xe	—	1.4×10^7	5.5×10^6	3.7×10^{11}	3.7×10^{11}
合計	2.2×10^{12}	2.2×10^{12}	7.4×10^{11}	3.1×10^{13}	3.6×10^{13}
合計 ⁽¹⁾	1.2×10^{10} (MeV・Bq/y)	2.1×10^{11} (MeV・Bq/y)	7.4×10^{10} (MeV・Bq/y)	1.7×10^{13} (MeV・Bq/y)	1.7×10^{13} (MeV・Bq/y)

第 4.3.4 表 気体廃棄物中の放射性よう素の放出量

(HTTR)

核種	気体廃棄物の廃棄施設からの放出 (Bq/y)	原子炉停止時の原子炉格納容器の換気による放出(Bq/y)	原子炉停止時の原子炉格納容器の減圧による放出(Bq/y)	原子炉建家の換気による放出 (Bq/y)	計 (Bq/y)
^{131}I	5.9×10^8	1.2×10^9	3.7×10^8	5.9×10^8	2.8×10^9
^{132}I	—	1.8×10^8	7.1×10^7	7.4×10^9	7.7×10^9
^{133}I	—	8.1×10^8	3.2×10^8	3.7×10^9	4.9×10^9
^{134}I	—	1.7×10^8	6.7×10^7	1.8×10^{10}	1.9×10^{10}
^{135}I	—	4.2×10^8	1.7×10^8	6.1×10^9	6.7×10^9
合計*	5.9×10^8	1.3×10^9	4.3×10^8	1.6×10^9	4.0×10^9

* ^{131}I 等価(実効線量換算)

第 4.3.5 表 気体廃棄物中のトリチウムの放出量

(HTTR)

核種	気体廃棄物の廃棄施設からの放出量 (Bq/y)
^3H	約 1.1×10^{13}

第 4.3.6 表 液体廃棄物の年間推定発生量

(HTTR)

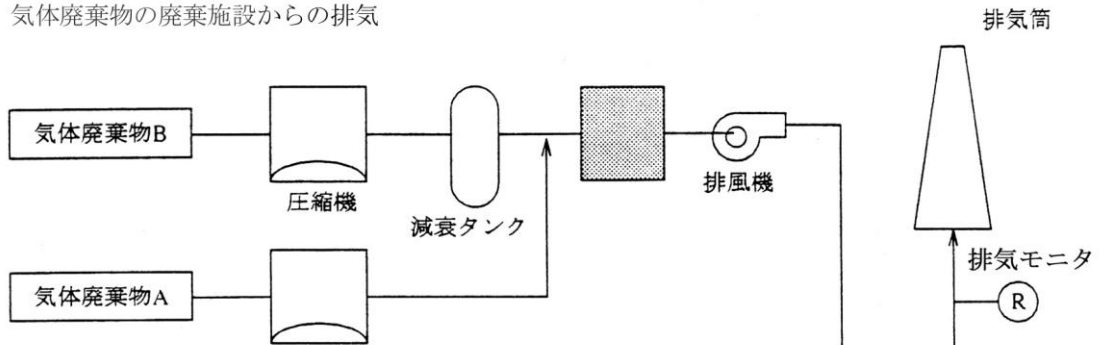
発 生 源	発 生 量 (m ³ /y)
シャワー室ドレン、手洗排水	約 550
床 ド レ ン	約 20
炉容器冷却設備等機器ドレン	約 130
原子炉格納容器内機器ドレン	約 100
液体廃棄物の廃棄設備機器ドレン	約 10
燃料取扱及び貯蔵設備の洗浄廃液	約 5
分 析 室 ド レ ン	約 10

第 4.3.7 表 固体廃棄物の年間推定発生量

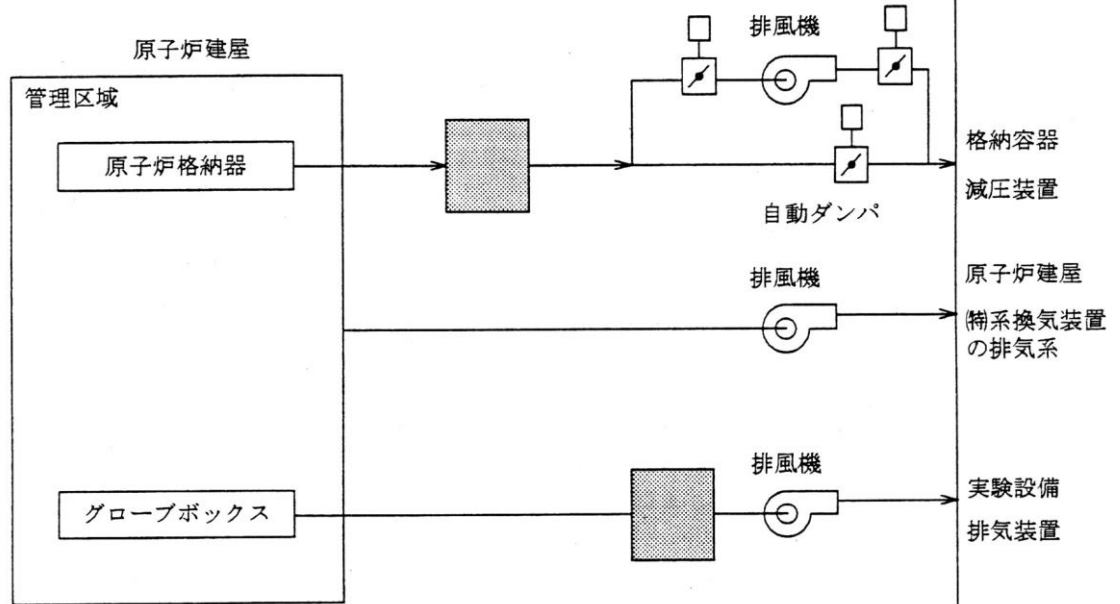
(HTTR)

発 生 源	発 生 量 (m ³ /y)
換気空調設備及び気体廃棄物の廃棄施設等のフィルタ類	約 22
1 次ヘリウム循環機、補助ヘリウム循環機等のフィルタ類等	約 0.4
使用済の可動反射体ブロック、制御棒等	約 9
可燃性あるいは不燃性の雑固体	約 100
照射試験に伴う固体廃棄物	約 1

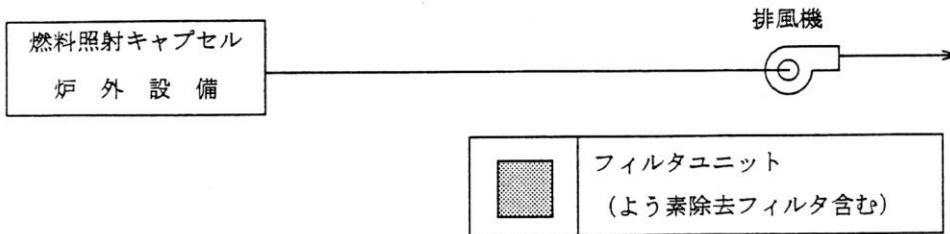
(1) 気体廃棄物の廃棄施設からの排気




(2) 換気空調設備からの排気

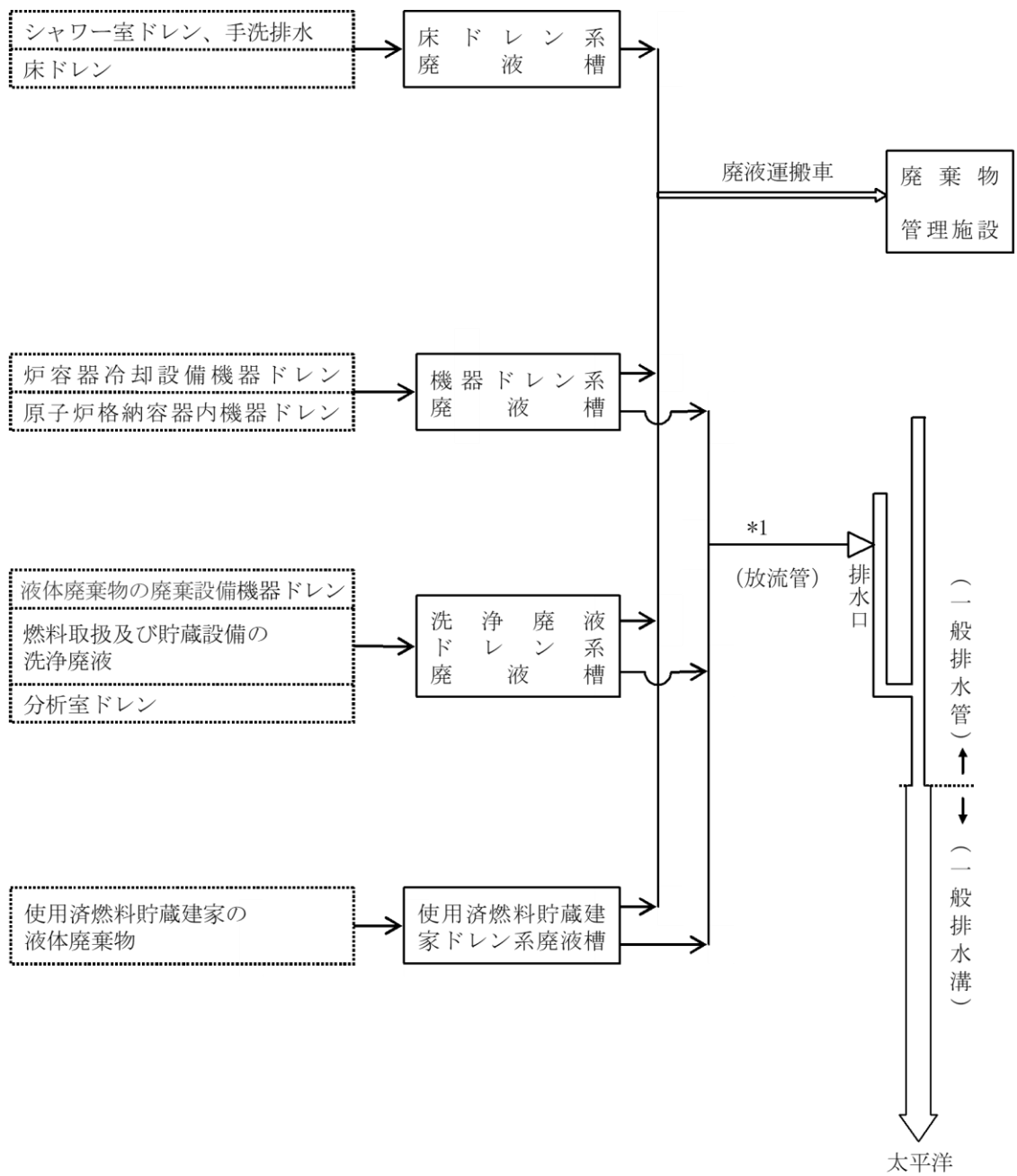


(3) 照射試験に伴う廃棄



	フィルタユニット (よう素除去フィルタ含む)
---	---------------------------

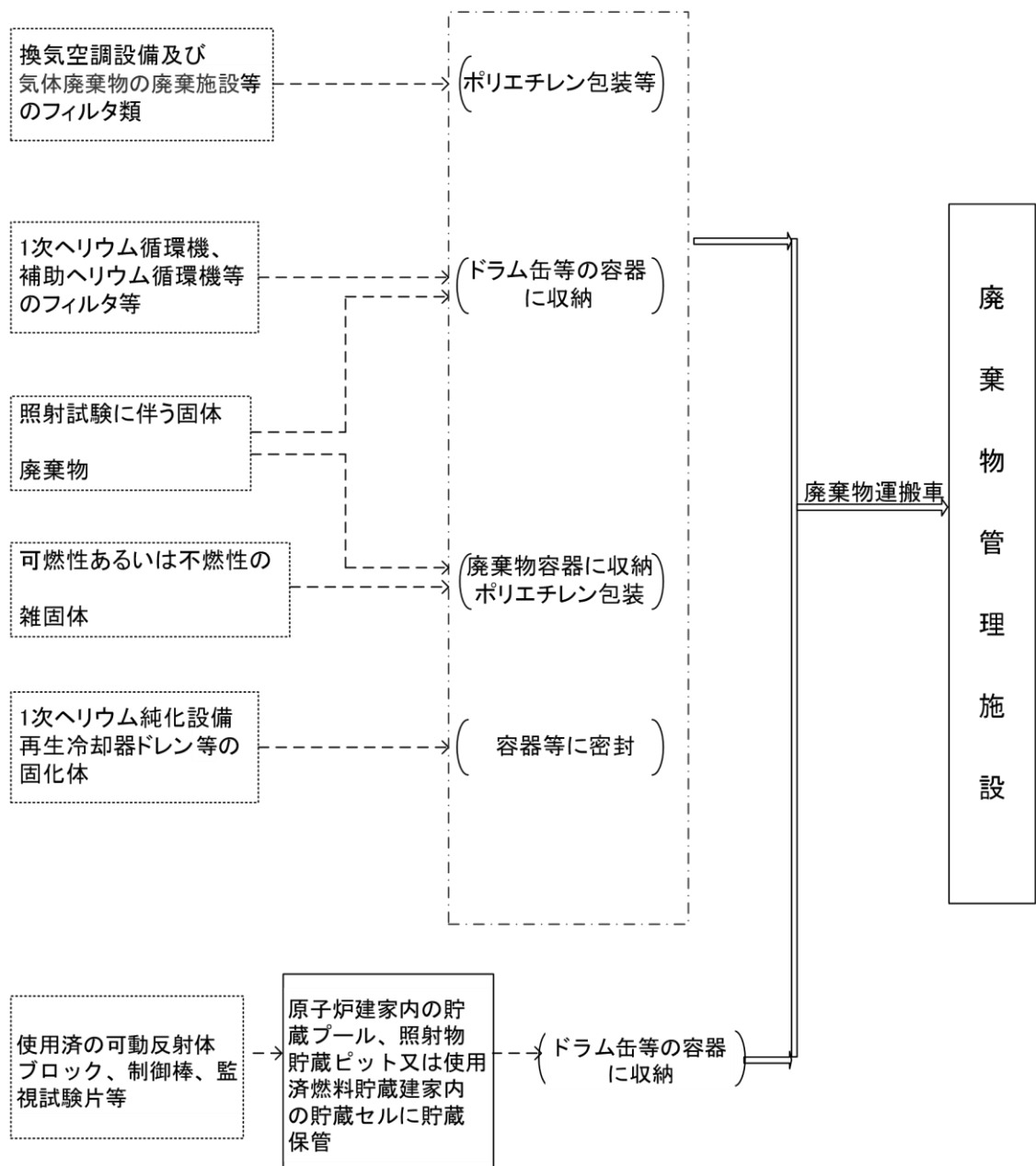
第 4.3.1 図 HTR 原子炉施設の気体廃棄物の廃棄施設系統図



注) *1は「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」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 4.3.2 図 HTTR 原子炉施設の液体廃棄物の廃棄設備系統図



注) ⇔ : 廃棄物運搬車による移送

┌─┐ : 固体廃棄物保管室へ保存

第 4.3.3 図 HTTR 原子炉施設の固体廃棄物の廃棄設備系統図

5. 通常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の実効線量評価

各原子炉施設より放出される気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質による一般公衆の線量を「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽¹⁾に基づき、また、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」⁽²⁾を参考として、評価する。

5.1 実効線量の評価

5.1.1 気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量

気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量の計算は、JMTR原子炉施設及びHTTR原子炉施設から放出されるものに対して行う。なお、HTTR原子炉施設から放出される放射性希ガスのうち、使用済燃料貯蔵建家から放出されるものは使用済燃料体中の量が崩壊により十分減少しており、その放出量は小さく、実効線量への寄与は無視できる。

また、上記以外の原子炉施設については放出量が極めて少ないので実効線量への寄与は無視できる。

実効線量の計算に使用する気体廃棄物中の放射性希ガスとして、次の6種類を対象とする。

- (1) JMTR原子炉施設の原子炉本体から放出される放射性希ガス
- (2) HTTR原子炉施設の気体廃棄物の廃棄施設から放出される放射性希ガス
- (3) HTTR原子炉施設の原子炉停止時の原子炉格納容器の換気により放出される放射性希ガス
- (4) HTTR原子炉施設の原子炉運転中の原子炉格納容器の減圧により放出される放射性希ガス
- (5) HTTR原子炉施設の原子炉建家の換気により放出される放射性希ガス
- (6) HTTR原子炉施設の燃料試料等の照射に伴い放出される放射性希ガス

上記の(2)、(3)及び(6)は放出が間欠的な事象であるため、着目方位及びその隣接2方位へ向う風の出現頻度の和と年間の放出回数から、二項確率分布の信頼度が67%となるように着目方位を中心とした3方位への最大放出回数を求め、その放射性雲からの実効線量を計算する。また、風速については、風向別大気安定度別風速逆数の平均を用いる。

上記の(1)、(4)及び(5)は放出が連続的な事象であるとして、その放出量を合算して風向別大気安定度別風速逆数の総和を用いて、その放射性雲からの実効線量を計算する。なお、風が着目方位に隣接する方位に向っている場合は、着目方位にも実効線量への寄与があるのでこれも加算する。

5.1.1.1 計算条件

(1) 年間放出量

各原子炉施設から通常運転時に放出される放射性希ガスの年間放出量及び実効エネルギーを第5.1.1表に示す。

(2) 放出源の有効高さ

放出源の有効高さは、排気筒の地上高さに吹き上げ高さを加えたものを使用する。

$$\Delta H = 3 \cdot W \cdot D / U \dots\dots\dots (9-10)$$

ここに、

ΔH : 吹き上げ高さ (m)

W : 吹出し速度 (m/s)

D : 出口直径 (m)

U : 風速 (m/s)

各原子炉施設の排気筒の地上高さ、吹出し速度及び出口直径を第5.1.2表に示す。また、各原子炉施設の排気筒の有効高さを第5.1.3表に示す。

(3) 気象条件

気象データは、大洗研究所(北地区)敷地内において観測した2009年1月から2013年12月までのものを使用する。気象統計は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽¹⁾に基づき、1年ごとに求めたものを5年間平均した。実効線量の計算に使用する気象データの統計結果を第5.1.4表及び第5.1.5表に示す。

(4) 実効線量の評価地点

実効線量の評価は、JMTR及びHTTR原子炉施設の寄与を考慮し、各方位毎の周辺監視区域境界外のうち、実効線量が最大となる地点で行った。この評価地点を第5.1.1図に示す。

5.1.1.2 計算方法

(1) 空気カーマ率

各原子炉施設の排気筒から放出される放射性希ガスの γ 線による空気カーマ率は、(9-11)式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \cdot \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{\exp(-\mu r)}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') \cdot dx' \cdot dy' \cdot dz' \dots\dots\dots (9-11)$$

ここに、

D : 計算地点(x, y, 0)における空気カーマ率 (μ Gy/h)

K_1 : 空気カーマ率への換算係数 ($\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{ Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$)

E : γ 線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_{en} : 空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数 (m^{-1})

μ : 空気に対する γ 線の線減衰係数 (m^{-1})

r : 放射性雲中の点(x', y', z')から計算地点(x, y, 0)までの距離 (m)

$$r = \sqrt{(x - x')^2 + (y - y')^2 + z'^2}$$

$B(\mu \cdot r)$: 空気に対する γ 線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha \cdot (\mu r) + \beta \cdot (\mu r)^2 + \gamma \cdot (\mu r)^3$$

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点(x', y', z')における放射性物質の濃度 (Bq/cm³)

$\chi(x', y', z')$ は、(9-12)式を用いて計算する。

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2\pi \cdot 3600 \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z'-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z'+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (9-12)$$

ここに、

- Q : 放出率 (Bq/h)
- U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)
- H : 放出源の有効高さ (m)
- σ_y : 濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ (m)
- σ_z : 濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ (m)

(2) 実効線量

放射性希ガスの γ 線による実効線量は、方位別に(9-13)式を用いて計算する。

$$H_\gamma = H_{\gamma \text{ in}} + H_{\gamma \text{ cont}} \dots\dots\dots (9-13)$$

ここに、

- H_γ : 放射性希ガスの γ 線による方位別年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)
- $H_{\gamma \text{ in}}$: 間欠放出分の放射性希ガスの γ 線による方位別年間
実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)
- $H_{\gamma \text{ cont}}$: 連続放出分の放射性希ガスの γ 線による方位別年間
実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)

a. 間欠放出による実効線量

間欠的に放出される放射性希ガスの γ 線による実効線量は、(9-14)式を用いて計算する。

$$H_{\gamma \text{ in}} = \sum_{S=A}^F (H_{\gamma \text{ in}} S + H'_{\gamma \text{ in}} S + H''_{\gamma \text{ in}} S) \dots\dots\dots (9-14)$$

ここに、

- $H_{\gamma \text{ in}} S$: 風が着目方位に向っており、大気安定度が S であるときの着目地点における放射性希ガスの γ 線による年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)
 - $H'_{\gamma \text{ in}} S, H''_{\gamma \text{ in}} S$: それぞれ、風が着目方位に隣接する方位に向っており、大気安定度が S であるときの着目地点における放射性希ガスの γ 線による年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)
 - S : 6 つの大気安定度(A, B, C, D, E, F)を示す。
- $H_{\gamma \text{ in}} S, H'_{\gamma \text{ in}} S, H''_{\gamma \text{ in}} S$ は、それぞれ(9-15)式、(9-16)式及び(9-17)式を用いて

計算する。

$$H_{\gamma \text{ in}} S = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot \frac{Q_{\text{in}} \cdot E_{\text{in}} \cdot n_t}{N \cdot f_{\text{LT}}} \cdot \bar{D}_S \cdot \frac{N_{\text{LS}}}{N_t} \cdot \bar{S}_{\text{LS}} \dots\dots\dots (9-15)$$

$$H'_{\gamma \text{ in}} S = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot \frac{Q_{\text{in}} \cdot E_{\text{in}} \cdot n_t}{N \cdot f_{\text{LT}}} \cdot \bar{D}'_S \cdot \frac{N'_{\text{LS}}}{N_t} \cdot \bar{S}'_{\text{LS}} \dots\dots\dots (9-16)$$

$$H''_{\gamma \text{ in}} S = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot \frac{Q_{\text{in}} \cdot E_{\text{in}} \cdot n_t}{N \cdot f_{\text{LT}}} \cdot \bar{D}''_S \cdot \frac{N''_{\text{LS}}}{N_t} \cdot \bar{S}''_{\text{LS}} \dots\dots\dots (9-17)$$

ここに、

- K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($\mu \text{ Sv} / \mu \text{ Gy}$)
- f_h : 家屋による遮蔽係数
- f_o : 居住係数
- Q_{in} : 間欠的に放出される放射性希ガスの年間放出量 (Bq/y)
- E_{in} : 間欠的に放出される放射性希ガスの γ 線実効エネルギー (MeV/dis)
- n_t : 着目方位及びその隣接 2 方位へ向う風向出現頻度の和と年間の放出回数から二項確率分布の信頼度が 67% となるように求めた着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 (回/y)
- N : 年間放出回数 (回/y)
- f_{LT} : 着目方位及びその隣接 2 方位に向う風向出現頻度の和
- \bar{D}_S : 放出率 1Bq/h、 γ 線実効エネルギー 1MeV/dis、風速 1m/s
で着目方位へ放出した場合、大気安定度が S であるときの着目方位の当該距離における γ 線による空気カーマ率の方位内平均値 ($\mu \text{ Gy/h}$)
- \bar{D}'_S, \bar{D}''_S : それぞれ、放出率 1Bq/h、 γ 線実効エネルギー 1MeV/dis、風速 1m/s で着目方位に隣接する方位へ放出した場合、大気安定度が S であるときの着目方位の当該距離における γ 線による空気カーマ率の方位内平均値 ($\mu \text{ Gy/h}$)
- N_{LS} : 風が着目方位へ向っているときの大気安定度別観測回数(回/y)
- $N'_{\text{LS}}, N''_{\text{LS}}$: それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向っているときの大気安定度別観測回数 (回/y)
- \bar{S}_{LS} : 風が着目方位へ向っており、大気安定度が S であるときの風速逆数の平均 (s/m)
- $\bar{S}'_{\text{LS}}, \bar{S}''_{\text{LS}}$: それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向っており、大気安定度が S であるときの風速逆数の平均 (s/m)
- N_t : 総観測回数
- L : 16 方位(計算方位)

\bar{D}_S 、 \bar{D}'_S 及び \bar{D}''_S は、(9-11) 式を基本式として求める。3 方位の合計風向出現頻度及び間欠放出時の風下 3 方位に向う合計回数を第 5.1.6 表に示す。

b. 連続放出による実効線量

評価地点による年間実効線量は、評価地点を含む方位及びその隣接方位に向う放射性希ガスの γ 線による空気カーマを合計して、次の(9-18)式により計算する。

$$H_{\gamma \text{ cont}} = \sum_{S=A}^F (H_{\gamma \text{ cont}} S + H'_{\gamma \text{ cont}} S + H''_{\gamma \text{ cont}} S) \dots\dots\dots (9-18)$$

ここに、

$H_{\gamma \text{ cont}} S$: 風が着目方位へ向っており、大気安定度が S であるときの着目地点における放射性希ガスの γ 線による年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)

$H'_{\gamma \text{ cont}} S, H''_{\gamma \text{ cont}} S$: それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向っており、大気安定度が S であるときの着目地点における放射性希ガスの γ 線による方位別年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)

$H_{\gamma \text{ cont}} S, H'_{\gamma \text{ cont}} S, H''_{\gamma \text{ cont}} S$ は、それぞれ(9-19)式、(9-20)式及び(9-21)式を用いて計算する。

$$H_{\gamma \text{ cont}} S = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot Q_{\text{cont}} \cdot E_{\text{cont}} \cdot \bar{D}_S \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{LS} \dots\dots\dots (9-19)$$

$$H'_{\gamma \text{ cont}} S = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot Q_{\text{cont}} \cdot E_{\text{cont}} \cdot \bar{D}'_S \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S'_{LS} \dots\dots\dots (9-20)$$

$$H''_{\gamma \text{ cont}} S = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot Q_{\text{cont}} \cdot E_{\text{cont}} \cdot \bar{D}''_S \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S''_{LS} \dots\dots\dots (9-21)$$

ここに、

Q_{cont} : 連続的に放出される放射性希ガスの年間放出量 (Bq/y)

E_{cont} : 連続的に放出される放射性希ガスの γ 線実効エネルギー (MeV/dis)

S_{LS} : 風が着目方位へ向っており、大気安定度が S であるときの風速逆数の総和 (s/m)

S'_{LS}, S''_{LS} : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向っており、大気安定度が S であるときの風速逆数の総和 (s/m)

その他の実効線量の計算に必要なパラメータを第5.1.7表に示す。

5.1.1.3 計算結果

JMTR及びHTTR原子炉施設から放出される放射性希ガスからの γ 線による実効線量を第5.1.8表に示す。上記の原子炉施設から放出される放射性希ガスの γ 線による年間実効線量が最大となる地点は、JMTR原子炉施設の排気筒の南西350mの周辺監視区域境界で、その値は約 $4.9 \mu \text{ Sv/y}$ である。

5.1.2 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量

大洗研究所(北地区)の液体廃棄物の放出管理目標値は、全施設を対象として設定され、放出管理も一元的に行われる。大洗研究所(北地区)の全施設から放出される液体廃棄物中の放射性物質の経口摂取による実効線量について評価する。

5.1.2.1 計算条件

大洗研究所(北地区)の全施設から放出される液体廃棄物中の放射性物質の年間放出量及び年平均放出率は第5.1.9表のとおりである。

5.1.2.2 計算方法

(1) 海水中の放射性物質の濃度

大洗研究所(北地区)の全施設から放出される液体廃棄物中の放射性物質の海水中における濃度は、(9-22)式を用いて計算する。

$$\chi(r) = 0.75 \cdot Q / (Z \cdot r) \cdots \cdots \cdots (9-22)$$

ここに、

- $\chi(r)$: 放出口から距離 r における年平均濃度 (Bq/cm³)
- Q : 年平均放出率 (Bq/s)
- Z : 鉛直混合層の厚さ (cm)
- r : 放出口から平均流にそった流下距離 (cm)

海藻に対しては(9-22)式で計算した濃度を用い、魚類、無脊椎動物に対しては放出口を中心とした半径 r の半円内において(9-22)式を平均化して得られる濃度 $\bar{\chi}(r)$ を(9-23)式から求める。

$$\bar{\chi}(r) = 2 \cdot \chi(r) \cdots \cdots \cdots (9-23)$$

液体廃棄物中の放射性物質の核種別年平均濃度を第5.1.10表に示す。

(2) 実効線量

液体廃棄物中の放射性物質による実効線量は、(9-24)式を用いて求める。

$$H_w = 365 \cdot \sum_i K_{wi} \cdot A_{wi} \cdots \cdots \cdots (9-24)$$

$$A_{wi} = C_{wi} \cdot \sum_k (CF)_{ki} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki} \cdots \cdots \cdots (9-25)$$

ここに、

- H_w : 海産物を摂取した場合の年間の実効線量 (μ Sv/y)
- 365 : 年間日数への換算係数 (d/y)
- K_{wi} : 核種 i の実効線量への換算係数 (μ Sv/Bq)
- A_{wi} : 核種 i の摂取率 (Bq/d)
- C_{wi} : 海水中の核種 i の濃度 (Bq/cm³)
- $(CF)_{ki}$: 核種 i の海産物 k に対する濃縮係数 ($\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}$)
- W_k : 海産物 k の摂取量 (g/d)
- f_{mk} : 海産物 k の市場希釈係数
- f_{ki} : 海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比

$$f_{ki} = \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_k\right) \quad (\text{海藻以外の海産物に対して})$$

$$f_{ki} = \frac{3}{12} + \frac{T_{ri}}{0.693 \times 365} \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \times 365 \times \frac{9}{12}\right) \right\} \quad (\text{海藻類に対して})$$

T_{ri} : 核種 i の物理的半減期 (d)

t_k : 海産物 k (海藻類を除く) の採取から摂取までの期間 (d)

実効線量の計算に必要なパラメータの数値を第5.1.11表に示す。

5.1.2.3 計算結果

大洗研究所(北地区)の全施設から放出される液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の計算結果を第5.1.12表に示す。海産物摂取による年間の実効線量は約4.2 $\mu\text{Sv/y}$ である。

5.1.3 気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量

JMTR及びHTTR原子炉施設は、通常運転時において放射性よう素を放出する。これらの施設から放出される放射性よう素の吸入摂取及び経口摂取による実効線量を評価する。なお、HTTR原子炉施設から放出される放射性よう素のうち、使用済燃料貯蔵建家から放出されるものについては、放射性希ガスと同様、実効線量への寄与は無視できる。

また、上記以外の原子炉施設については、放出量が極めて少ないので実効線量への寄与は無視できる。

実効線量の計算に使用する気体廃棄物中の放射性よう素として、次の6種類を対象とする。

- (1) JMTR原子炉施設の原子炉本体から放出される放射性よう素
- (2) HTTR原子炉施設の気体廃棄物の廃棄施設から放出される放射性よう素
- (3) HTTR原子炉施設の原子炉停止時の原子炉格納容器の換気により放出される放射性よう素
- (4) HTTR原子炉施設の原子炉運転中の原子炉格納容器の減圧により放出される放射性よう素
- (5) HTTR原子炉施設の原子炉建家の換気により放出される放射性よう素
- (6) HTTR原子炉施設の燃料試料等の照射に伴い放出される放射性よう素

気体廃棄物中の放射性よう素の摂取経路は、吸入摂取、葉菜摂取及び牛乳摂取について考える。放射性よう素の年平均地表空気中濃度は、上記の(2)、(3)及び(6)は、放出が間欠的な事象であるとし、上記の(1)、(4)及び(5)は放出が連続的な事象であるとして、その放出量を合算し、それぞれ放射性希ガスの γ 線による実効線量の計算の場合と同様の方法で求める。

5.1.3.1 計算条件

(1) 年間放出量

JMTR及びHTTR原子炉施設の通常運転時に放出される放射性よう素の年間放出量を第5.1.13表に示す。

(2) 放出源の有効高さ

5.1.1.1の(2)と同一とする。

(3) 気象条件

5.1.1.1の(3)と同一とする。

(4) 実効線量の評価地点

放射性よう素による実効線量の評価地点は、JMTR及びHTTR原子炉施設の寄与を考慮し、各方位の周辺監視区域境界外のうち、放射性よう素の年平均地表空気中濃度が最大となる地点とする。この評価地点を第5.1.1図に示す。

5.1.3.2 計算方法

(1) 年平均地表空気中濃度

放射性よう素の年平均地表空気中濃度は、方位別に(9-26)式を用いて計算する。

$$\chi = \chi_{in} + \chi_{cont} \dots\dots\dots (9-26)$$

ここに、

- χ : 気体廃棄物中の放射性よう素の年平均地表空気中濃度 (Bq/cm³)
- χ_{in} : 間欠放出による年平均地表空気中濃度 (Bq/cm³)
- χ_{cont} : 連続放出による年平均地表空気中濃度 (Bq/cm³)

a. 間欠放出による放射性よう素の年平均地表空気中濃度

間欠的に放出される放射性よう素の年平均地表空気中濃度は、(9-27)式を用いて計算する。

$$\chi_{in} = \sum_{S=A}^F (\chi_{in} S + \chi'_{in} S + \chi''_{in} S) \dots\dots\dots (9-27)$$

ただし、

$$\chi_{in} S = \frac{Q_{in} \cdot n_t}{8760 \cdot N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi_s} \cdot \frac{N_{LS}}{N_t} \cdot \overline{S_{LS}}$$

$$\chi'_{in} S = \frac{Q_{in} \cdot n_t}{8760 \cdot N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi'_s} \cdot \frac{N_{LS}}{N_t} \cdot \overline{S'_{LS}}$$

$$\chi''_{in} S = \frac{Q_{in} \cdot n_t}{8760 \cdot N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi''_s} \cdot \frac{N_{LS}}{N_t} \cdot \overline{S''_{LS}}$$

ここに、

- $\chi_{in} S$: 風が着目方位へ向っており、大気安定度がSであるときの着目地点における年平均地表空気中濃度 (Bq/cm³)
- $\chi'_{in} S, \chi''_{in} S$: それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向っており、大気安定度がSであるときの着目地点における年平均地表空気中濃度 (Bq/cm³)
- Q_{in} : 間欠的に放出される放射性よう素の年間放出量 (Bq/y)
- $\overline{\chi_s}$: 放出率 1Bq/h で、着目方位へ放出した場合、風速 1m/s で

大気安定度が S であるときの当該距離における地表空气中濃度の方位内平均値 (Bq/cm³)

$\overline{\chi'_S}, \overline{\chi''_S}$: それぞれ、放出率 1Bq/h で着目方位に隣接する方位へ放出した場合、風速 1m/s で大気安定度が S であるときの着目方位の当該距離における地表空气中濃度の方位内平均値 (Bq/cm³)

$\overline{\chi_S}$ 、 $\overline{\chi'_S}$ 及び $\overline{\chi''_S}$ は、(9-12)式を基本として求める。

b. 連続放出による放射性よう素の年平均地表空气中濃度

連続的に放出される放射性よう素の年平均地表空气中濃度は、(9-28)式を用いて計算する。

$$\chi_{\text{cont}} = \sum_{S=A}^F (\chi_{\text{cont}} S + \chi'_{\text{cont}} S + \chi''_{\text{cont}} S) \cdots \cdots \cdots (9-28)$$

ただし、

$$\chi_{\text{cont}} S = \frac{Q_{\text{cont}}}{8760} \cdot \overline{\chi_S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{LS}$$

$$\chi'_{\text{cont}} S = \frac{Q_{\text{cont}}}{8760} \cdot \overline{\chi'_S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S'_{LS}$$

$$\chi''_{\text{cont}} S = \frac{Q_{\text{cont}}}{8760} \cdot \overline{\chi''_S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S''_{LS}$$

ここに、

$\chi_{\text{cont}} S$: 風が着目方位へ向っており、大気安定度が S であるときの着目地点における年平均地表空气中濃度 (Bq/cm³)

$\chi'_{\text{cont}} S, \chi''_{\text{cont}} S$: それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向っており、大気安定度が S であるときの着目地点における年平均地表空气中濃度 (Bq/cm³)

Q_{cont} : 連続的に放出される放射性よう素の年間放出量 (Bq/y)

放射性よう素の年平均地表空气中濃度を第 5. 1. 13 表に示す。

(2) 実効線量

実効線量は成人、幼児及び乳児について、それぞれ(9-29)式を用いて求める。

$$H = H_I + H_V + H_M \cdots \cdots \cdots (9-29)$$

ここに、

H : 気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

H_I : 吸入摂取による実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

H_V : 葉菜摂取による実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

H_M : 牛乳摂取による実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

H_I 、 H_V 及び H_M は、以下の式で計算される。

a. 吸入摂取による実効線量 (H_I)

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \dots\dots\dots (9-30)$$

ただし、

$$A_{Ii} = M_a \cdot \overline{\chi}_i \dots\dots\dots (9-31)$$

ここに、

H_I : 年間の実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

365 : 年間の日数への換算係数 (d/y)

K_{Ii} : 核種 i の吸入摂取による実効線量への換算係数 ($\mu\text{Sv/Bq}$) ⁽²⁾⁽³⁾

A_{Ii} : 核種 i の摂取率 (Bq/d)

M_a : 呼吸率 (cm^3/d) ⁽⁴⁾

$\overline{\chi}_i$: 核種 i の年平均地表空気中濃度 (Bq/cm^3)

b. 葉菜摂取による実効線量 (H_V)

$$H_V = 365 \cdot \sum_i K_{Vi} \cdot A_{Vi} \dots\dots\dots (9-32)$$

ただし、

$$A_{Vi} = M_v \cdot f_m \cdot f_t \cdot f_d \cdot F_{Vi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_v\right) \cdot \overline{\chi}_i \dots\dots\dots (9-33)$$

ここに、

H_V : 年間の実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

365 : 年間の日数への換算係数 (d/y)

K_{Vi} : 核種 i の経口摂取による実効線量への換算係数 ($\mu\text{Sv/Bq}$) ⁽²⁾⁽³⁾

A_{Vi} : 核種 i の摂取率 (Bq/d)

M_v : 葉菜の摂取量 (g/d)

f_m : 葉菜の市場希釈係数

f_t : 葉菜の栽培期間の年間比

f_d : 葉菜の除染係数

F_{Vi} : 核種 i が空気中から葉菜に移行する割合 ($\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq}/\text{cm}^3}$)

T_{ri} : 核種 i の物理的半減期 (d)

t_v : 葉菜の採取から摂取までの期間 (d)

$\overline{\chi}_i$: 核種 i の年平均地表空気中濃度 (Bq/cm^3)

c. 牛乳摂取による実効線量(H_M)

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \dots\dots\dots (9-34)$$

ただし、

$$A_{Mi} = M_M \cdot f_m \cdot f_t \cdot f_f \cdot F_{Mi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_M\right) \cdot \bar{\chi}_i \dots\dots\dots (9-35)$$

ここに、

- H_M : 年間の実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)
- 365 : 年間日数への換算係数 (d/y)
- K_{Ti} : 核種 i の経口摂取による実効線量への換算係数 ($\mu\text{Sv/Bq}$)
- A_{Mi} : 核種 i の摂取率 (Bq/d)
- M_M : 牛乳の摂取量 (ml/d)
- f_m : 牛乳の市場希釈係数
- f_t : 牧草の栽培期間の年間比
- f_f : 飼料の混合比
- F_{Mi} : 核種 i が空気中から牛乳に移行する割合 ($\frac{\text{Bq/ml}}{\text{Bq/cm}^3}$)
- T_{ri} : 核種 i の物理的半減期 (d)
- t_M : 牛乳の採取から摂取までの期間 (d)
- $\bar{\chi}_i$: 核種 i の年平均地表空気中濃度 (Bq/cm^3)

実効線量の計算に必要なパラメータの数値を第5.1.14表に示す。

5.1.3.3 計算結果

JMTR及びHTTR原子炉施設から放出される気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量の計算結果は、次のとおりである。

放射性よう素の年平均地表空気中濃度が最大となるのは、HTTR原子炉施設の排気筒の北西方向520mの地点である。

また、上記の最大濃度地点における実効線量の計算結果を第5.1.15表に示す。気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量が最大となるのは、幼児で約0.11 $\mu\text{Sv/y}$ (JMTR原子炉施設からの寄与は無視し得る程度)である。

5.1.4 気体廃棄物中のトリチウムによる実効線量

気体廃棄物中のトリチウムの内部被ばくによる実効線量の評価は、HTTR原子炉施設からの排気により放出されるトリチウムについて評価する。また、トリチウムによる実効線量の評価は、吸入による摂取と皮膚浸透により、体内に取込まれるものとして行う。

また、上記以外の原子炉施設については、放出量が極めて少ないので、実効線量への寄与は無視できる。

5.1.4.1 計算条件

(1) 年間放出量

HTTR原子炉施設の通常運転時に放出されるトリチウムの年間放出量は間欠放出(年6回)で 1.1×10^{13} Bqである。

(2) 放出源の有効高さ

5.1.1.1の(2)と同一とする。

(3) 気象条件

5.1.1.1の(3)と同一とする。

(4) 実効線量の評価地点

トリチウムによる実効線量の評価地点は、各方位毎の周辺監視区域境界外のうち、トリチウムの年平均地表空気中濃度が最大となる地点とする。この評価地点を第5.1.1図に示す。

5.1.4.2 計算方法

(1) 年平均地表空気中濃度

間欠的に放出されるトリチウムによる年平均地表空気中濃度の計算は、(9-27)式に準じて行う。

(2) 実効線量

トリチウムの実効線量は、(9-36)式を用いて求める。

$$H_T = 365 \cdot K_4 \cdot \bar{\chi} \cdot M_a \cdot k \cdots \cdots \cdots (9-36)$$

ここに、

- H_T : 実効線量 (μ Sv/y)
- 365 : 年間日数への換算係数 (d/y)
- K_4 : 実効線量への換算係数 (μ Sv/Bq) ⁽⁵⁾
- $\bar{\chi}$: 年平均地表空気中濃度 (Bq/cm³)
- M_a : 呼吸率 (cm³/d)
- k : 皮膚浸透による摂取量の増加係数

実効線量の計算に必要なパラメータの数値を第5.1.16表に示す。

5.1.4.3 計算結果

HTTR原子炉施設から放出されるトリチウムの年平均地表空気中濃度は、HTTR原子炉施設の排気筒の西南西方向610mの地点で最大となり、その濃度は約 6.6×10^{-8} Bq/cm³である。この地点におけるトリチウムによる実効線量は約0.21 μ Sv/yである。

5.2 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)における実効線量の評価

5.2.1 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設の影響を考慮した実効線量の評価(参考)

大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設から放出される通常運転時における気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質による実効線量を評価した。

計算に用いる放射エネルギーは、大洗研究所(北地区)の原子炉施設については5.1と同様とし、同研究所(南地区)の原子炉施設については、平成24年3月30日付け23受文科科第5939号をもって許可を受けた「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(南地区)原子炉設置変更許可申請書」に記載の放出量を用いた。また、気象データ及び計算条件並びに計算方法については、5.1と同様である。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量は、各原子炉施設からの線量を重畳し、それらの中でもっとも大きな線量を与える地点における線量とした。また、液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価は、5.1と同様の方法により行った。

評価結果を第5.2.1表に示す。

5.2.2 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全核燃料物質使用施設の影響を考慮した実効線量の評価(参考)

大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全核燃料物質使用施設から放出される通常運転時における気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質並びに直接 γ 線・スカイシャイン γ 線による実効線量を評価した。

計算に用いる放射エネルギーは、大洗研究所(北地区)の核燃料物質使用施設については、令和元年5月9日付け原規規発第1905094号をもって許可を受けた「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)核燃料物質使用変更許可申請書」、同研究所(南地区)の核燃料物質使用施設については、令和元年5月9日付け原規規発第1905093号をもって許可を受けた「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)核燃料物質使用変更許可申請書」に記載の放出量を用いた。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価に係る計算条件及び計算方法は、5.1に述べたもののほか上述の核燃料物質の使用の変更の許可申請書によった。また、気象データは、5.1と同様である。

直接 γ 線・スカイシャイン γ 線による実効線量の評価に係る計算条件及び計算方法は、上述の核燃料物質の使用の変更の許可申請書と同様である。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量は、各核燃料物質使用施設からの線量を重畳し、それらの中でもっとも大きな線量を与える地点における線量とした。同様に、直接 γ 線・スカイシャイン γ 線による実効線量についても各核燃料物質使用施設からの線量を重畳し、それらの中でもっとも大きな線量を与える地点における線量とした。また、液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価は、5.1と同様の方法により行った。

評価結果を第5.2.2表に示す。

5.2.3 大洗研究所の廃棄物管理施設の影響を考慮した実効線量の評価(参考)

大洗研究所の廃棄物管理施設から放出される気体廃棄物中の放射性物質による実効線量を評

価した。

計算に用いる放射エネルギーは、平成 30 年 8 月 22 日付け原規規発第 1808221 号をもって許可を受けた「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所廃棄物管理事業変更許可申請書」に記載の放出量を用いた。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価に係る計算条件及び計算方法は、5.1 に述べたもののほか上述の廃棄物管理事業の変更の許可申請書によった。また、気象データは、5.1 と同様である。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量は、廃棄物管理施設の各固体処理棟からの線量を重畳し、それらの中でもっとも大きな線量を与える地点における線量とした。

評価結果を第 5.2.3 表に示す。

5.2.4 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究所の廃棄物管理施設の影響を考慮した実効線量の評価(参考)

大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究所の廃棄物管理施設から放出される気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質による実効線量、並びに直接 γ 線・スカイシャイン γ 線による実効線量を評価した。

実効線量の評価は、5.2.1 から 5.2.3 で評価した線量をそれぞれ項目毎に単純合算し、それらの合計をもって実効線量とした。

5.3 実効線量の評価結果

大洗研究所(北地区)の原子炉施設より放出される気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量、放射性よう素の吸入及び経口摂取による実効線量並びにトリチウムの吸入摂取及び皮膚浸透による実効線量は、それぞれ約 $4.9 \mu\text{Sv/y}$ 、約 $0.11 \mu\text{Sv/y}$ 及び約 $0.21 \mu\text{Sv/y}$ である。一方、大洗研究所(北地区)より放出される液体廃棄物中の放射性物質の経口摂取による実効線量は約 $4.2 \mu\text{Sv/y}$ であり、前記の値と合算すると約 $9.4 \mu\text{Sv/y}$ となる。

参考までに、大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設の通常運転時における気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量、放射性よう素の吸入及び経口摂取による実効線量並びにトリチウムの吸入摂取及び皮膚浸透による実効線量は、それぞれ約 $5.3 \mu\text{Sv/y}$ 、約 $0.14 \mu\text{Sv/y}$ 及び約 $1.8 \mu\text{Sv/y}$ である。一方、大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)より放出される液体廃棄物中の放射性物質の経口摂取による実効線量は約 $5.1 \mu\text{Sv/y}$ であり、前記の値と合算すると約 $13 \mu\text{Sv/y}$ となる。

また、同じく参考までに、大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究所の廃棄物管理施設から放出される放射性物質等による一般公衆の実効線量は約 0.14mSv/y である。評価結果を第 5.2.4 表に示す。

5.4 参考文献

- (1)「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 原子力安全委員会、平成 13 年 3 月一部改訂 原子力安全委員会)
- (2)「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」
(昭和 51 年 9 月 原子力委員会、平成 13 年 3 月一部改訂 原子力安全委員会)
- (3)「環境被ばく線量評価コード (EDAS) の開発」 JAERI-Data/Code2003-006, 2003

- (4) 「Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : part 4 Inhalation Dose Coefficients」 ICRP Publication 71, 1995
- (5) 「Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients」 ICRP Publication 72, 1996

第 5.1.1 表 放射性希ガスの年間放出量及び実効エネルギー

施設名	主な核種	放出モード	年間放出量 (Bq/y)	実効エネルギー (MeV/dis)
JMTR	^{41}Ar 等	連続放出	1.3×10^{14}	1.28
HTTR	^{88}Kr 、 ^{138}Xe 等	連続放出	3.1×10^{13}	0.53
		間欠放出(年 5 回)	2.2×10^{12}	0.1
		間欠放出(年 6 回)	2.2×10^{12}	0.0055
		間欠放出(年 12 回)	1.1×10^{12}	0.0022

第 5.1.2 表 排気筒の条件

施設名	地上高 (m)	出口直径 (m)	吹出し速度 (m/s)
JMTR	80	2.5	5.7
HTTR	80	2.0	5.3

第 5.1.3 表 周辺監視区域境界までの距離と排気筒の有効高さ(通常運転時)

施設名	JMTR		HTTR	
	周辺監視区域境界 までの距離 (m)	有効高さ (m)	周辺監視区域境界 までの距離 (m)	有効高さ (m)
S	720	91	600	88
SSW	460	89	480	86
SW	350	89	370	87
WSW	300	92	330	89
W	160	95	350	91
WNW	160	95	430	91
NW	130	91	390	88
NNW	110	91	420	88
N	130	91	850	88
NNE	200	90	1,040	88
NE	890	91	1,060	88
ENE	940	96	830	92
E	890	94	780	91
ESE	970	94	820	91
SE	1,130	92	890	89
SSE	1,090	90	790	88

第 5.1.4 表 風向別大気安定度別風速
逆数の総和

(高さ : 80m、2009 年～2013 年) (s/m)

風向	安定度					
	A	B	C	D	E	F
N	1.27	23.81	1.87	80.06	1.18	51.92
NNE	1.21	22.11	12.59	130.03	4.50	41.65
NE	1.98	40.92	22.38	109.02	6.43	33.46
ENE	5.79	47.40	8.35	55.09	2.65	26.12
E	8.70	44.17	2.34	35.62	0.80	19.77
ESE	12.78	46.42	1.86	29.99	0.34	18.96
SE	26.55	49.52	2.31	38.86	0.25	19.84
SSE	5.48	22.05	7.22	39.64	1.79	24.43
S	3.18	13.99	2.79	39.06	5.50	31.82
SSW	2.54	20.73	7.96	50.14	5.89	38.32
SW	2.17	24.79	10.22	46.41	3.45	31.86
WSW	3.72	27.08	4.99	38.58	2.17	35.68
W	5.54	42.26	2.49	33.94	1.54	38.08
WNW	6.20	39.51	0.43	41.33	0.22	51.00
NW	4.35	36.36	0.23	67.30	0.09	85.31
NNW	2.83	33.92	0.97	85.81	0.46	84.12

第 5.1.5 表 風向出現頻度及び風速
0.5～2.0m/s の出現頻度

(高さ : 80m、2009 年～2013 年)

風向	風向出現 頻度 (%)	風向 0.5～2.0m/s の 出現頻度 (%)
N	7.1	6.2
NNE	11.9	6.4
NE	11.8	6.3
ENE	5.8	6.1
E	3.7	5.9
ESE	3.7	5.9
SE	5.9	5.4
SSE	4.6	4.6
S	4.3	4.3
SSW	5.9	5.1
SW	5.1	5.2
WSW	3.5	7.8
W	4.2	7.6
WNW	4.7	8.2
NW	8.0	8.3
NNW	9.7	6.8

第 5.1.6 表 風向出現頻度(隣接方位も含む)及び間欠放出時の風下 3 方位に向う合計回数

風向	風向出現頻度 (%) (隣接方位も含む)	着目方位	風下 3 方位に向かう合計回数		
			間欠放出 5 回/年	間欠放出 6 回/年	間欠放出 12 回/年
N	28.8	S	2	2	4
NNE	30.9	SSW	2	2	4
NE	29.5	SW	2	2	4
ENE	21.2	WSW	1	2	3
E	13.2	W	1	1	2
ESE	13.3	WNW	1	1	2
SE	14.3	NW	1	1	2
SSE	14.8	NNW	1	1	2
S	14.8	N	1	1	2
SSW	15.3	NNE	1	1	2
SW	14.6	NE	1	1	2
WSW	12.8	ENE	1	1	2
W	12.4	E	1	1	2
WNW	16.9	ESE	1	1	3
NW	22.4	SE	1	2	3
NNW	24.8	SSE	2	2	4

第 5.1.7 表 気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量の計算に使用するパラメータ及びその数値又は換算係数

パラメータ	記号	単位	数値
空気カーマ率への換算係数	K_1	$\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$	4.46×10^{-4}
空気カーマから実効線量への換算係数	K_2	$\mu \text{Sv} / \mu \text{Gy}$	0.8
家屋の遮蔽係数	f_h	—	1
居住係数	f_0	—	1
空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数	μ_{en}	m^{-1}	3.84×10^{-3} (0.5 MeV)
空気に対する γ 線の線減衰係数	μ	m^{-1}	1.05×10^{-2} (0.5 MeV)
再生係数の定数	α	—	1
	β	—	0.4492
	γ	—	0.0038

第 5.1.8 表 放射性希ガスの γ 線による実効線量

施設名	放出モード	実効線量 ($\mu \text{Sv}/\text{y}$)
JMTR	連続放出	4.6
	小計	4.6
HTTR	連続放出	0.45
	間欠放出(年 5 回)	8.2×10^{-3}
	間欠放出(年 6 回)	4.3×10^{-4}
	間欠放出(年 12 回)	7.5×10^{-5}
	小計	0.46
合計		4.9*

注)*: JMTR と HTTR の寄与による実効線量の合計の最大値

第 5.1.9 表 液体廃棄物中の放射性物質の年間放出量及び年平均放出率

核種	年間放出量 (Bq/y)	年平均放出率 (Bq/s)
^{137}Cs	1.8×10^9	5.7×10
^{90}Sr	2.2×10^8	7.0
^{60}Co	2.2×10^8	7.0
^3H	3.7×10^{12}	1.2×10^5

第 5.1.10 表 放射性物質の海水中における年平均濃度

核種	年平均濃度 (Bq/cm ³)	
	海藻	海藻以外
^{137}Cs	4.3×10^{-5}	8.6×10^{-5}
^{90}Sr	5.3×10^{-6}	1.1×10^{-5}
^{60}Co	5.3×10^{-6}	1.1×10^{-5}
^3H	9.0×10^{-2}	1.8×10^{-1}

第 5.1.11 表 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の計算に用いるパラメータ及びその数値又は換算係数

パラメータ	記号	単位	数値
鉛直混合層の厚さ	Z	cm	2×10^2
放出口から平均流に沿った流下距離	r	cm	5×10^3
海産物 k の摂取量	W_k	g/d	海藻 40
			魚類 200
			無脊椎動物 20
海産物 k の市場希釈係数	f_{mk}	—	1
海産物 k の採取から摂取までの期間	t_k	d	0
核種 i の実効線量への換算係数	K_{wi}	$\mu\text{Sv/Bq}$	下表のとおり
核種 i の海産物 k に対する濃縮係数	$(CF)_{ki}$	$\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3}$	
核種 i の物理的半減期	t_{ri}	d	

核種	物理的半減期 t_{ri} (d)	実効線量への 換算係数 K_{wi} ($\mu\text{Sv/Bq}$)	濃縮係数 $(CF)_{ki}$ $\left[\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3} \right]$		
			海藻	魚類	無脊椎動物
^{137}Cs	1.1×10^4	1.3×10^{-2}	20	30	20
^{90}Sr	1.1×10^4	2.8×10^{-2}	10	1	6
^{60}Co	1.9×10^3	3.4×10^{-3}	10^3	10^2	10^3
^3H	4.5×10^3	4.2×10^{-5}	1	1	1

第 5.1.12 表 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量
(単位: $\mu\text{Sv/y}$)

核種	海藻	魚類	無脊椎動物	計
^{137}Cs	1.6×10^{-1}	2.4	1.6×10^{-1}	2.7
^{90}Sr	2.2×10^{-2}	2.2×10^{-2}	1.3×10^{-2}	5.7×10^{-2}
^{60}Co	2.5×10^{-1}	2.6×10^{-1}	2.6×10^{-1}	7.7×10^{-1}
^3H	5.4×10^{-2}	5.5×10^{-1}	5.5×10^{-2}	6.6×10^{-1}
合計	4.9×10^{-1}	3.2	4.9×10^{-1}	4.2

第 5.1.13 表 放射性よう素の年間放出量及び年平均地表空气中濃度

施設名	放 出 モ ー ド	放出核種	年間放出量 (Bq/y)	年平均地表空气中濃度 (Bq/cm ³)
JMTR	連続放出	¹³¹ I	9.2×10^6	4.4×10^{-14}
		¹³³ I	6.1×10^7	2.9×10^{-13}
HTTR	連続放出	¹³¹ I	9.6×10^8	4.9×10^{-12}
		¹³³ I	4.1×10^9	2.1×10^{-11}
	間欠放出(年 5 回)	¹³¹ I	1.2×10^9	8.6×10^{-12}
		¹³³ I	8.1×10^8	5.8×10^{-12}
	間欠放出(年 6 回)	¹³¹ I	5.9×10^8	3.6×10^{-12}
		¹³³ I	—	—
	間欠放出(年 12 回)	¹³¹ I	5.2×10^8	3.1×10^{-12}
		¹³³ I	—	—
合計		¹³¹ I	—	2.0×10^{-11} *
		¹³³ I	—	2.7×10^{-11} *

注)*: JMTR と HTTR の寄与による年平均地表空气中濃度の合計の最大値

第 5. 1. 14 表 気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量の計算に用いるパラメータ及びその
数値又は換算係数

パラメータ	記号	単位	数値		
呼吸率	M_a	cm^3/d	成人	2.22×10^7	
			15才児	2.01×10^7	
			10才児	1.53×10^7	
			5才児	8.72×10^6	
			1才児	5.16×10^6	
			3か月児	2.86×10^6	
葉菜の摂取量	M_v	g/d	成人	100	
			幼児	50	
			乳児	20	
葉菜、牛乳の市場希釈係数	f_m	-	葉菜	: 1	
			牛乳	: 成人、幼児 1 乳児 0.5	
葉菜及び牧草の栽培期間の年間比	f_t	-	0.5		
葉菜の除染係数	f_d	-	0.5		
放射性よう素が空気中から葉菜に移行する割合	F_{Vi}	$\frac{\text{Bq}/\text{g}}{\text{Bq}/\text{cm}^3}$	^{131}I	2.6×10^6	
			^{133}I	4.3×10^5	
放射性よう素が空気中から牛乳に移行する割合	F_{Mi}	$\frac{\text{Bq}/\text{ml}}{\text{Bq}/\text{cm}^3}$	^{131}I	6.2×10^5	
			^{133}I	4.6×10^4	
放射性よう素の吸入摂取による実効線量への換算係数	K_{Ti}	$\mu\text{Sv}/\text{Bq}$		^{131}I	^{133}I
			成人	1.5×10^{-2}	2.9×10^{-3}
			15才児	2.3×10^{-2}	4.6×10^{-3}
			10才児	3.5×10^{-2}	7.1×10^{-3}
			5才児	6.9×10^{-2}	1.6×10^{-2}
			1才児	1.2×10^{-1}	3.0×10^{-2}
3か月児	1.3×10^{-1}	3.5×10^{-2}			
放射性よう素の経口摂取による実効線量への換算係数	K_{Ti}	$\mu\text{Sv}/\text{Bq}$		^{131}I	^{133}I
			成人	1.6×10^{-2}	3.1×10^{-3}
			15才児	2.5×10^{-2}	5.0×10^{-3}
			10才児	3.8×10^{-2}	7.7×10^{-3}
			5才児	7.5×10^{-2}	1.7×10^{-2}
			1才児	1.3×10^{-1}	3.2×10^{-2}
3か月児	1.4×10^{-1}	3.8×10^{-2}			
葉菜及び牛乳の採取から摂取までの期間	t_v	d	乳児牛乳 3		
	t_M		その他は無視		
牛乳の摂取量	M_M	ml/d	成人	200	
			幼児	500	
			乳児	600	
飼料の混合比	f_f	-	1		
放射性よう素の物理的半減期	T_{ri}	d	^{131}I	8.0	
			^{133}I	0.87	

注) 乳児の値は3か月児及び1才児に、幼児の値は5才児、10才児及び15才児に、成人の値は成人に適用する。

第 5.1.15 表 気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量
(単位： $\mu\text{Sv/y}$)

摂取経路	成人	幼児	乳児
吸入摂取	3.1×10^{-3}	5.8×10^{-3}	6.1×10^{-3}
葉菜摂取	8.0×10^{-3}	1.9×10^{-2}	1.4×10^{-2}
牛乳摂取	7.4×10^{-3}	8.7×10^{-2}	7.4×10^{-2}
合計	1.9×10^{-2}	1.1×10^{-1}	9.4×10^{-2}

第 5.1.16 表 気体廃棄物中のトリチウムによる実効線量の計算に
用いるパラメータ及びその数値又は換算係数

パラメータ	記号	単位	数値
実効線量への換算係数	K_d	$\mu\text{Sv/Bq}$	2.6×10^{-4}
呼吸率	M_a	cm^3/d	2.22×10^7
皮膚浸透による摂取率の増加係数	k	—	1.5

第5.2.1表 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設による実効線量

被ばく経路		実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)				合計	
		大洗研究所 (北地区)		大洗研究所 (南地区)			
		JMTR	HTTR	高速 実験炉 (常陽)	重水臨界 実験装置 (DCA)		
気体 廃棄物	放射性希ガスによる 外部被ばく		5.3		5.3		
	放射性よう素 による 内部被ばく	吸入摂取	7.1×10^{-3}		-	1.4×10^{-1}	
		葉菜摂取	2.3×10^{-2}				
		牛乳摂取	1.1×10^{-1}				
トリチウムによる 内部被ばく (吸入摂取)		-	2.1×10^{-1}	-	1.7	1.9	
液体 廃棄物	放射性物質(放射性 よう素以外)による 内部被ばく(経口摂取)		4.2		7.7×10^{-1}	-	5.0
	放射性物質(よう素) による内部被ばく (経口摂取)		-		3.7×10^{-2}		3.7×10^{-2}
合 計						1.3×10^1	

第 5. 2. 2 表 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全核燃料物質使用施設による実効線量

被ばく経路		大洗研究所(北地区) 核燃料物質使用施設の実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)					大洗研究所(南地区) 核燃料物質使用施設の実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)									合計	
		JMTR	HTTR*	ホット ラボ	燃料 研究棟	小計	照射燃料試験施設 (AGF)		照射材料 試験施設 (MMF)	第2照射 材料試験 施設 (MMF-2)	照射燃料 集合体 試験施設 (FMF)	固体 廃棄物前 処理施設 (WDF)	廃棄物 処理建家 (JWTF)	照射装置 組立検査 施設 (IRAF)	小計		
							排気筒	第2排気筒									
気体 廃棄物	放射性希ガスによる外部被ばく	2.6×10^{-4}	5.0×10^{-1}	1.1×10^{-5}	-	5.0×10^{-1}	1.0×10^{-4}	5.2×10^{-5}	3.0×10^{-5}	2.5×10^{-4}	2.6×10^{-3}	0	0	-	3.0×10^{-3}	5.0×10^{-1}	
	地表沈着による外部被ばく	8.7×10^{-7}	4.3×10^{-3}	6.8×10^{-3}	5.8×10^{-7}	1.1×10^{-2}	3.7×10^{-3}	6.7×10^{-6}	1.2×10^{-1}	3.2×10^{-7}	4.2×10^{-4}	6.4×10^{-5}	1.2×10^{-3}	-	1.3×10^{-1}	1.3×10^{-1}	
	放射性 よう素 及び 粒子状 物質等 による 内部 被ばく	吸入 摂取	5.2×10^{-7}	1.6×10^{-1}	5.1×10^{-3}	1.6×10^{-3}	8.6×10^{-1}	7.0×10^{-3}	4.7×10^{-6}	2.1×10^{-1}	4.1×10^{-7}	7.1×10^{-4}	2.8×10^{-5}	1.4×10^{-6}	-	2.2×10^{-1}	2.5×10^0
		葉菜 摂取	4.9×10^{-6}	3.0×10^{-2}	6.3×10^{-2}	1.1×10^{-4}		1.2×10^{-3}	6.2×10^{-5}	1.8×10^{-1}	1.6×10^{-6}	6.2×10^{-4}	2.1×10^{-6}	5.1×10^{-6}	-	1.8×10^0	
		米 摂取	2.6×10^{-5}	1.4×10^{-1}	3.5×10^{-1}	3.4×10^{-3}		2.4×10^{-2}	3.4×10^{-4}	1.5×10^0	9.6×10^{-6}	5.0×10^{-3}	6.9×10^{-5}	1.6×10^{-4}	-		
牛乳 摂取	4.8×10^{-6}	4.2×10^{-2}	6.1×10^{-2}	2.9×10^{-8}	6.7×10^{-4}	6.0×10^{-5}		1.6×10^{-1}	1.6×10^{-6}	5.6×10^{-4}	3.6×10^{-8}	6.7×10^{-7}	-				
液体廃棄物による 内部被ばく		$[4.2 \times 10^0]$				$[4.2 \times 10^0]$	3.9×10^0							-	3.9×10^0	3.9×10^0	
直接 γ 線・スカイシャイン γ 線による外部被ばく		2.4×10^{-3}	3.9×10^{-6}	8.2×10^{-1}	6.6×10^0	7.5×10^0	4.5×10^{-3}	1.2×10^0	7.9×10^1	8.6×10^{-1}	2.5×10^{-1}	2.8×10^{-3}	8.1×10^{-5}	8.2×10^1	9.0×10^1		
合 計															9.7×10^1		

注) * : HTTR 原子炉施設分を含む。

注) []内数値は大洗研究所(北地区)の原子炉施設からの液体廃棄物と重複しており、原子炉施設(北地区)側で集計している。

第 5.2.3 表 大洗研究所の廃棄物管理施設による実効線量

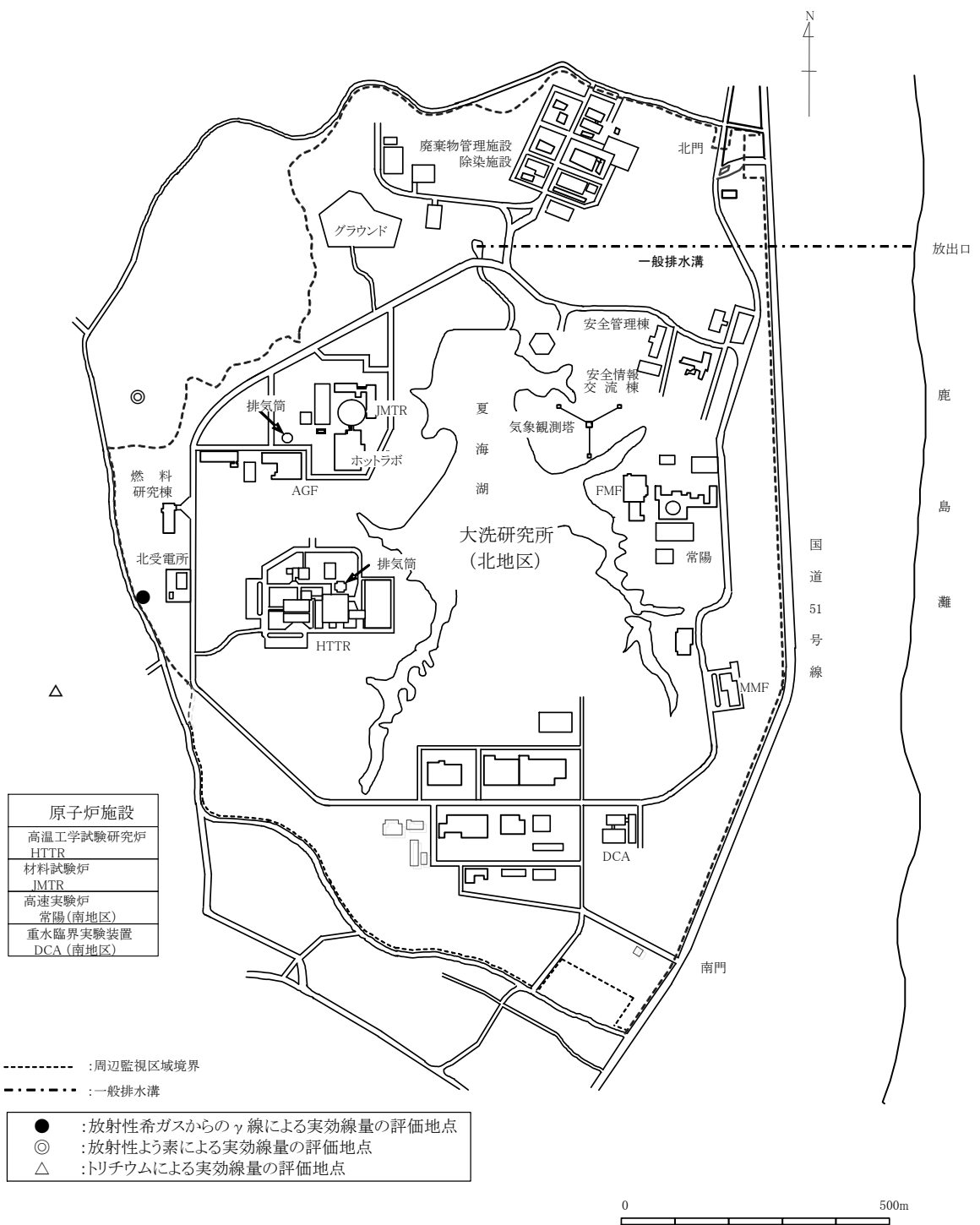
被ばく経路		実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)					合 計	
		α 固体 処理棟	$\beta \cdot \gamma$ 固体 処理棟Ⅲ	$\beta \cdot \gamma$ 固体 処理棟Ⅳ	固体廃棄物 減容処理施設	廃液処理棟 廃液貯留施設Ⅰ 廃液貯留施設Ⅱ 固体集積保管場Ⅰ 固体集積保管場Ⅱ 固体集積保管場Ⅲ 固体集積保管場Ⅳ α 固体貯蔵施設		
気体 廃棄物	放射性希ガス等による外部被ばく	2.8×10^{-9}	9.0×10^{-7}	1.0×10^{-6}	5.4×10^{-6}	—	7.4×10^{-6}	
	地表沈着による外部被ばく	1.5×10^{-4}	3.9×10^{-2}	1.5	4.2×10^{-2}		1.6	
	放射性よう素及び 粒子状物質等 による内部被ばく	吸入摂取	9.3×10^{-4}	1.4×10^{-4}	3.5×10^{-3}		3.3×10^{-3}	1.8
		葉菜摂取	6.6×10^{-5}	8.5×10^{-4}	3.9×10^{-2}		3.2×10^{-2}	
		米摂取	1.5×10^{-3}	1.9×10^{-2}	8.9×10^{-1}		6.8×10^{-1}	
牛乳摂取	1.9×10^{-6}	4.3×10^{-4}	6.1×10^{-2}	1.8×10^{-2}				
直接 γ 線・スカイシャイン γ 線 による外部被ばく		—	—	—	—	3.4×10^1	3.4×10^1	
合 計							3.8×10^1	

注) 液体廃棄物については、大洗研究所(北地区)の原子炉施設からの液体廃棄物と重複しており、原子炉施設(北地区)側で集計している。

第 5.2.4 表 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究所の廃棄物管理施設による実効線量

被ばく経路		実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)		
		原子炉施設	核燃料物質使用施設	廃棄物管理施設
気体廃棄物	放射性希ガスによる外部被ばく	5.3	5.0×10^{-1}	7.4×10^{-6}
	地表沈着による外部被ばく	-	1.3×10^{-1}	1.6
	放射性よう素及び粒子状物質等による内部被ばく	2.0	2.5	1.8
液体廃棄物による内部被ばく*		5.1	3.9	-
直接 γ 線・スカイシャイン γ 線による外部被ばく		-	8.2×10^1	3.4×10^1
小 計		1.3×10^1	8.9×10^1	3.8×10^1
合 計		1.4×10^2		

注) *:大洗研究所(北地区)における液体廃棄物の線量評価は、原子炉施設(北地区)と核燃料物質使用施設(北地区)で重複しており、原子炉施設(北地区)側で集計している。また、大洗研究所における液体廃棄物の評価は、原子炉施設(北地区)、原子炉施設(南地区)及び核燃料物質使用施設(北地区)と重複しており、それぞれ原子炉施設及び核燃料物質使用施設側で集計している。



第 5.1.1 図 評価地点

追補 1

J M T R C の解体廃棄物について

JMTRCの解体廃棄物について

JMTRCの解体で発生する放射性廃棄物は、以下のように取り扱う。

1. 気体廃棄物

解体中に発生する気体廃棄物は、従来どおりJMTRの通常排気設備でろ過した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。なお、切断作業等に伴って発生する粉塵を含む気体廃棄物は、局所排気装置のフィルタを通した後、JMTRの通常排気設備に送る。

2. 液体廃棄物

CFプール水及び解体作業に伴う雑排水等の液体廃棄物は、JMTRの排水系統の各貯槽を経て、タンクヤードの廃液タンクに一時貯留した後、廃棄物管理施設に引き渡す。

液体廃棄物の発生量は、液体廃棄物Aのものが約120m³と推定され、大洗研究所の他の原子炉施設等からの定常的な発生量と合わせても、廃棄物管理施設の受入れ予定量の範囲内である。

3. 固体廃棄物

解体で発生する固体廃棄物には、炉心枠等の構造材、実験装置等の機器類及び作業に付随して発生する雑固体廃棄物がある。これらは、容器に収納するなど汚染拡大防止措置を施して、廃棄物管理施設に引き渡す。なお、ベリリウム廃棄物については、当面JMTR原子炉施設内に保管した後、廃棄物管理施設に引き渡す。

これらの固体廃棄物の発生量は、200ℓドラム缶換算で約110本と推定され、大洗研究所の他の原子炉施設等からの定常的な発生量と合わせても、廃棄物管理施設の受入れ予定量の範囲内である。

参考

大洗研究所の廃棄物管理施設における放射性廃棄物の受入れについて

大洗研究所の廃棄物管理施設における放射性廃棄物の受入れについて

(廃棄物管理の事業の許可 平成4年3月30日)

大洗研究所の廃棄物管理施設における液体廃棄物及び固体廃棄物の取扱区分と受入れ量について、以下に説明する。

1. 放射性廃棄物の取扱区分

廃棄物管理施設では、液体廃棄物及び固体廃棄物の取扱区分を、以下のとおりとしている。

1.1 液体廃棄物の分類

液体廃棄物は、含まれる放射性物質の濃度、液体廃棄物の性状により、次のように分類する。

(最大放射能濃度)

トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$

トリチウムについて ; $3.7 \times 10^5 \text{Bq/cm}^3$

α 放射性物質について ; $1 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$

a. 液体廃棄物 A

(区分上限値)

トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3$ 未満

(ただし、主な放射性物質が短半減期であって、100 時間以内に、当該濃度未満になることが明らかかなものを含む。)

トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 未満

b. 液体廃棄物 B

(区分上限値)

トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$ 未満

トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 未満

c. 液体廃棄物 C

(区分上限値)

トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^5 \text{Bq/cm}^3$ 未満

d. 放出前廃液

(区分上限値)

トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ 未満

トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 未満

1.2 固体廃棄物の分類

固体廃棄物は、含まれる放射性物質の種類及び量、容器表面の線量当量率により次のように分類する。

$\beta \cdot \gamma$ 放射性物質について ; $3.7 \times 10^{13} \text{Bq/容器}^*1$

α 放射性物質について ; $3.7 \times 10^{12} \text{Bq/容器}^*1$

ただし、プルトニウム 1g/容器^{*1}、核分裂性物質 4g/容器^{*1}

注)*1：容器の基準容積；20 l (以下、本項において同じ。)

a. $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A

(区分上限値)

容器表面の線量当量率 ; 2mSv/h 未満

b. $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B

(区分上限値)

$\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; 3.7×10^{13} Bq/容器^{*1}

c. α 固体廃棄物 A

(区分上限値)

容器表面の線量当量率 ; $500 \mu\text{Sv/h}$ 未満

α 放射性物質の濃度 ; 3.7×10^7 Bq/容器^{*1} 未満

d. α 固体廃棄物 B

(区分上限値)

$\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; 3.7×10^{13} Bq/容器^{*1}

α 放射性物質の濃度 ; 3.7×10^{12} Bq/容器^{*1}

α 放射性物質の濃度が 3.7×10^4 Bq/容器^{*1} 未満の固体廃棄物は、 $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A 又は $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B の基準を適用する。

2. 放射性廃棄物の受入れ量

廃棄物管理施設では、廃棄物管理の事業の開始以降5年間の液体廃棄物及び固体廃棄物の受入れ予定を、以下のとおりとしている。

(単位 : m³)

種 類		年 度		平 成					
				7	8	9	10	11	12
最大 液体 廃棄物 の 受入れ 量	合 計			940	9,400	9,400	9,400	9,400	9,400
	内 事 業 所 別	原 研 大 洗		約 710	約 7,100	約 7,100	約 7,100	約 7,100	約 7,100
		動 燃 大 洗		約 200	約 2,000	約 2,000	約 2,000	約 2,000	約 2,000
		東 北 大		約 10	約 100	約 100	約 100	約 100	約 100
		日 本 核 燃 料		約 20	約 200	約 200	約 200	約 200	約 200
最大 液体 廃棄物 の 受入れ 量	合 計			85	850	850	850	850	850
	内 事 業 所 別	原 研 大 洗		約 44	約 445	約 445	約 445	約 445	約 445
		動 燃 大 洗		約 30	約 300	約 300	約 300	約 300	約 300
		東 北 大		約 2	約 20	約 20	約 20	約 20	約 20
		日 本 核 燃 料		約 9	約 85	約 85	約 85	約 85	約 85

(上記の表中、平成7年度については、平成8年3月の1か月分を示す。)

(注)原研大洗 ; 日本原子力研究所 大洗研究所

動燃大洗 ; 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター

東北大 ; 東北大学 金属材料研究所 附属材料試験炉利用施設

日本核燃料 ; 日本核燃料開発株式会社

2.1 液体廃棄物の最大受入れ量

液体廃棄物の最大受入れ量の内訳は、以下のとおりである。

- a. 液体廃棄物 A : 8,000 m³/年
- b. 液体廃棄物 B : 1,400 m³/年

なお、液体廃棄物 C はごく少量である。また、放出前廃液の量は、液体廃棄物 A に含める。

2.2 固体廃棄物の最大受入れ量

固体廃棄物の最大受入れ量の内訳は、以下のとおりである。

- a. $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A : 740 m³/年(うち可燃性のもの 520m³/年)
- b. $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B : 15 m³/年
- c. α 固体廃棄物 A : 75 m³/年(うち可燃性のもの 15m³/年)
- d. α 固体廃棄物 B : 15 m³/年

添付書類十

変更後における試験研究用等原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される試験研究用等原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書

目 次

1. 安全評価に関する基本方針	10-1-1
1.1 はしがき	10-1-1
1.2 判断基準	10-1-2
1.3 主要な解析条件	10-1-4
1.3.1 初期定常運転条件	10-1-4
1.3.2 原子炉保護設備の特性	10-1-4
1.3.3 原子炉スクラム特性	10-1-4
1.3.4 反応度係数	10-1-5
1.3.5 崩壊熱	10-1-5
1.3.6 解析に当たって考慮する事項	10-1-5
1.4 解析に用いる計算コード	10-1-6
1.5 参考文献	10-1-9

2.	運転時の異常な過渡変化の解析	10-2-1
2.1	序	10-2-1
2.2	未臨界状態からの制御棒誤引抜き	10-2-2
2.2.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-2
2.2.2	過渡変化の解析	10-2-3
2.2.3	結論	10-2-3
2.3	出力運転中の制御棒誤引抜き	10-2-4
2.3.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-4
2.3.2	過渡変化の解析	10-2-5
2.3.3	結論	10-2-5
2.4	1次冷却材流量の減少	10-2-6
2.4.1	中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の停止	10-2-6
2.4.1.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-6
2.4.1.2	過渡変化の解析	10-2-6
2.4.1.3	結論	10-2-7
2.4.2	1次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開	10-2-8
2.4.2.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-8
2.4.2.2	過渡変化の解析	10-2-8
2.4.2.3	結論	10-2-9
2.5	1次冷却材流量の増大	10-2-10
2.5.1	中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇	10-2-10
2.5.1.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-10
2.5.1.2	過渡変化の解析	10-2-11
2.5.1.3	結論	10-2-11
2.5.2	1次加圧水冷却器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇	10-2-12
2.5.2.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-12
2.5.2.2	過渡変化の解析	10-2-13
2.5.2.3	結論	10-2-13
2.5.3	1次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開	10-2-14
2.5.3.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-14
2.5.3.2	過渡変化の解析	10-2-15
2.5.3.3	結論	10-2-15
2.6	2次冷却設備の除熱量の減少	10-2-16

2.6.1	加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開	10-2-16
2.6.1.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-16
2.6.1.2	過渡変化の解析	10-2-17
2.6.1.3	結論	10-2-17
2.6.2	2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開	10-2-18
2.6.2.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-18
2.6.2.2	過渡変化の解析	10-2-18
2.6.2.3	結論	10-2-19
2.7	2次冷却設備の除熱量の増大	10-2-20
2.7.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-20
2.7.2	過渡変化の解析	10-2-20
2.7.3	結論	10-2-21
2.8	商用電源喪失	10-2-22
2.8.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-22
2.8.2	過渡変化の解析	10-2-23
2.8.3	結論	10-2-23
2.9	照射試料及び実験設備の異常	10-2-24
2.9.1	照射試料の移動による反応度添加	10-2-24
2.9.1.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-24
2.9.1.2	過渡変化の解析	10-2-24
2.9.1.3	結論	10-2-25
2.9.2	照射キャプセルの断熱性能の低下	10-2-26
2.9.2.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-26
2.9.2.2	過渡変化の解析	10-2-26
2.9.2.3	結論	10-2-26
2.10	特殊運転時の異常	10-2-27
2.10.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-27
2.10.2	過渡変化の解析	10-2-28
2.10.3	結論	10-2-28

3.	設計基準事故解析	10-3-1
3.1	序	10-3-1
3.2	燃料体内冷却材流路閉塞事故	10-3-2
3.2.1	事故の原因及び防止対策	10-3-2
3.2.2	事故経過の解析	10-3-2
3.2.3	結論	10-3-3
3.3	1次冷却設備二重管内管破損事故	10-3-4
3.3.1	事故原因及び防止対策	10-3-4
3.3.2	事故経過の解析	10-3-5
3.3.3	結論	10-3-5
3.4	2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故	10-3-6
3.4.1	事故原因及び防止対策	10-3-6
3.4.2	事故経過の解析	10-3-7
3.4.3	結論	10-3-7
3.5	2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故	10-3-8
3.5.1	事故原因及び防止対策	10-3-8
3.5.2	事故経過の解析	10-3-9
3.5.3	結論	10-3-9
3.6	加圧水配管破断事故	10-3-10
3.6.1	事故原因及び防止対策	10-3-10
3.6.2	事故経過の解析	10-3-11
3.6.3	結論	10-3-11
3.7	1次冷却設備二重管破断事故	10-3-12
3.7.1	事故原因及び防止対策	10-3-12
3.7.2	事故経過の解析	10-3-13
3.7.2.1	炉心冷却性能の評価	10-3-13
3.7.2.2	原子炉格納容器健全性評価	10-3-14
3.7.2.3	炉内黒鉛構造物の酸化評価	10-3-15
3.7.2.4	被ばく評価	10-3-17
3.7.3	結論	10-3-22
3.8	1次加圧水冷却器伝熱管破損事故	10-3-23
3.8.1	事故原因及び防止対策	10-3-23
3.8.2	事故経過の解析	10-3-24

3.8.3	結論	10-3-25
3.9	1次ヘリウム純化設備破損事故	10-3-26
3.9.1	事故原因及び防止対策	10-3-26
3.9.2	被ばく評価	10-3-27
3.9.3	結論	10-3-28
3.10	気体廃棄物の廃棄施設破損事故	10-3-29
3.10.1	事故原因及び防止対策	10-3-29
3.10.2	被ばく評価	10-3-30
3.10.3	結論	10-3-30
3.11	照射試験装置スweepガス配管破損事故	10-3-31
3.11.1	事故原因及び防止対策	10-3-31
3.11.2	被ばく評価	10-3-32
3.11.3	結論	10-3-32
3.12	燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故	10-3-33
3.12.1	事故原因及び防止対策	10-3-33
3.12.2	事故経過の解析	10-3-34
3.12.3	結論	10-3-34
3.13	スタンドパイプ破損事故	10-3-35
3.13.1	事故原因及び防止対策	10-3-35
3.13.2	事故経過の解析	10-3-36
3.13.2.1	炉心冷却性能の評価	10-3-36
3.13.2.2	原子炉格納容器健全性の評価	10-3-36
3.13.2.3	炉内黒鉛構造物の酸化評価	10-3-37
3.13.2.4	被ばく評価	10-3-37
3.13.3	結論	10-3-38
3.14	参考文献	10-3-39

4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故	10-4-1
4.1 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の 想定の基本的な考え方	10-4-1
4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定	10-4-2
4.2.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出する おそれのある事故の想定	10-4-2
4.2.2 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出する おそれのある事故の想定	10-4-6
4.3 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止	10-4-7
4.3.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出する おそれのある事故の拡大の防止策	10-4-7
4.3.2 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出する おそれのある事故の拡大の防止策	10-4-8
4.3.3 事故の拡大防止及び影響緩和に係る対応	10-4-9
4.3.4 大規模損壊について	10-4-9
4.4 参考文献	10-4-10

表

第 1.3.1 表	解析に使用する初期定常運転条件	10-1-10
第 1.3.2 表	解析に使用する原子炉保護設備のスクラム設定値 及びスクラム応答時間	10-1-11
第 3.7.1 表	よう素の吸入による小児（1才）の 実効線量に係る線量係数	10-3-40
第 3.7.2 表	1次冷却設備二重管破断事故時に大気中に放出される 希ガス及びよう素の量	10-3-40
第 3.9.1 表	1次ヘリウム純化設備破損事故時に大気中に放出される 希ガス及びよう素の量	10-3-41
第 3.10.1 表	気体廃棄物の廃棄施設破損事故時に大気中に放出される 希ガス及びよう素の量	10-3-41
第 3.11.1 表	照射試験装置スweepガス配管破損事故時に大気中に 放出される希ガス及びよう素の量	10-3-42
第 3.13.1 表	スタンドパイプ破損事故時に大気中に放出される 希ガス及びよう素の量	10-3-42

図

第 1.3.1 図	循環機制動停止特性	10-1-12
第 1.3.2 図	スクラム反応度挿入特性	10-1-13
第 1.3.3 図(1)	解析に使用する反応度係数（ドプラ係数）	10-1-14
第 1.3.3 図(2)	解析に使用する反応度係数（減速材温度係数）	10-1-15
第 2.2.1 図	未臨界状態からの制御棒誤引抜き	10-2-29
第 2.3.1 図	出力運転中の制御棒誤引抜き	10-2-30
第 2.4.1 図	1 次冷却材流量の減少 （中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の停止）(1)	10-2-31
第 2.4.2 図	1 次冷却材流量の減少 （中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の停止）(2)	10-2-32
第 2.4.3 図	1 次冷却材流量の減少 （1 次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開）(1)	10-2-33
第 2.4.4 図	1 次冷却材流量の減少 （1 次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開）(2)	10-2-34
第 2.4.5 図	1 次冷却材流量の減少 （1 次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開）(3)	10-2-35
第 2.5.1 図	1 次冷却材流量の増大 （中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の回転数上昇）(1)	10-2-36
第 2.5.2 図	1 次冷却材流量の増大 （中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の回転数上昇）(2)	10-2-37
第 2.5.3 図	1 次冷却材流量の増大 （1 次加圧水冷却器用 1 次ヘリウム循環機の 回転数上昇）(1)	10-2-38
第 2.5.4 図	1 次冷却材流量の増大 （1 次加圧水冷却器用 1 次ヘリウム循環機の 回転数上昇）(2)	10-2-39
第 2.5.5 図	1 次冷却材流量の増大 （1 次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開）(1)	10-2-40
第 2.5.6 図	1 次冷却材流量の増大 （1 次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開）(2)	10-2-41

第 2. 5. 7 図	1 次冷却材流量の増大 (1 次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開) (3)	10-2-42
第 2. 6. 1 図	2 次冷却設備の除熱量の減少 (加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開 - 単独運転) (1)	10-2-43
第 2. 6. 2 図	2 次冷却設備の除熱量の減少 (加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開 - 単独運転) (2)	10-2-44
第 2. 6. 3 図	2 次冷却設備の除熱量の減少 (2 次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開) (1)	10-2-45
第 2. 6. 4 図	2 次冷却設備の除熱量の減少 (2 次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開) (2)	10-2-46
第 2. 6. 5 図	2 次冷却設備の除熱量の減少 (2 次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開) (3)	10-2-47
第 2. 7. 1 図	2 次冷却設備の除熱量の増大 (並列運転) (1)	10-2-48
第 2. 7. 2 図	2 次冷却設備の除熱量の増大 (並列運転) (2)	10-2-49
第 2. 7. 3 図	2 次冷却設備の除熱量の増大 (単独運転)	10-2-50
第 2. 8. 1 図	商用電源喪失 (1)	10-2-51
第 2. 8. 2 図	商用電源喪失 (2)	10-2-52
第 2. 8. 3 図	商用電源喪失 (3)	10-2-53
第 2. 9. 1 図	照射試料及び実験設備の異常 (照射試料の移動による反応度添加)	10-2-54
第 2. 9. 2 図	照射試料及び実験設備の異常 (照射キャプセルの断熱性能の低下)	10-2-55
第 2. 10. 1 図	特殊運転時の異常 (1)	10-2-56
第 2. 10. 2 図	特殊運転時の異常 (2)	10-2-57
第 3. 2. 1 図	燃料体内冷却材流路閉塞事故	10-3-43
第 3. 3. 1 図	1 次冷却設備二重管内管破損事故 (1)	10-3-44
第 3. 3. 2 図	1 次冷却設備二重管内管破損事故 (2)	10-3-45
第 3. 4. 1 図	2 次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故 (1)	10-3-46
第 3. 4. 2 図	2 次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故 (2)	10-3-47
第 3. 4. 3 図	2 次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故 (3)	10-3-48

第 3. 5. 1 図	2 次ヘリウム冷却設備二重管破断事故(1)	10-3-49
第 3. 5. 2 図	2 次ヘリウム冷却設備二重管破断事故(2)	10-3-50
第 3. 5. 3 図	2 次ヘリウム冷却設備二重管破断事故(3)	10-3-51
第 3. 6. 1 図	加圧水配管破断事故(1)	10-3-52
第 3. 6. 2 図	加圧水配管破断事故(2)	10-3-53
第 3. 6. 3 図	加圧水配管破断事故(3)	10-3-54
第 3. 7. 1 図	1 次冷却設備二重管破断事故(1)	10-3-55
第 3. 7. 2 図	1 次冷却設備二重管破断事故(2)	10-3-56
第 3. 7. 3 図	1 次冷却設備二重管破断事故(3) (原子炉格納容器内圧力)	10-3-57
第 3. 7. 4 図	1 次冷却設備二重管破断事故(4) (原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器雰囲気温度)	10-3-58
第 3. 7. 5 図	1 次冷却設備二重管破断事故(5) (コンクリート表面温度)	10-3-59
第 3. 7. 6 図	1 次冷却設備二重管破断事故(6) (サポートポスト表面からの酸化深さ)	10-3-60
第 3. 7. 7 図	1 次冷却設備二重管破断事故(7) (原子炉格納容器内の一酸化炭素濃度と燃焼範囲の関係)	10-3-61
第 3. 8. 1 図	1 次加圧水冷却器伝熱管破損事故(1)	10-3-62
第 3. 8. 2 図	1 次加圧水冷却器伝熱管破損事故(2)	10-3-63
第 3. 12. 1 図	燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故	10-3-64
第 3. 13. 1 図	スタンドパイプ破損事故(1)	10-3-65
第 3. 13. 2 図	スタンドパイプ破損事故(2)	10-3-66
第 3. 13. 3 図	スタンドパイプ破損事故(3)	10-3-67
第 4. 1. 1 図	商用電源喪失時に原子炉停止機能の喪失が重畳 した事象の原子炉の挙動例	10-4-11
第 4. 2. 1 図	1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳 した場合の原子炉の挙動例	10-4-12
第 4. 2. 2 図	1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳 した場合の一酸化炭素濃度の評価例	10-4-13

第 4.2.3 図	1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した場合の 原子炉格納容器内における空気、一酸化炭素及び二酸化炭素濃度 ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例 ……………	10-4-14
第 4.2.4 図	1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した事象の 解析に使用した炉心半径方向等価熱伝導率 ……………	10-4-15
第 4.2.5 図	1 次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能の喪失が重畳した場合の 原子炉の挙動例……………	10-4-16
第 4.2.6 図	1 次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能の喪失が重畳した場合の 一酸化炭素濃度の評価例……………	10-4-17
第 4.2.7 図	1 次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能の喪失が重畳した場合の 原子炉格納容器内における空気、一酸化炭素及び二酸化炭素濃度 ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例 ……………	10-4-18
第 4.2.8 図	1 次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳した場合の 一酸化炭素濃度の評価例……………	10-4-19
第 4.2.9 図	1 次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳した場合の 原子炉格納容器内における空気、一酸化炭素及び二酸化炭素濃度 ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例 ……………	10-4-20
第 4.2.10 図	プール水冷却浄化設備の冷却機能が喪失した場合の プール水温度評価例……………	10-4-21
第 4.2.11 図	使用済燃料貯蔵建家の冷却機能が喪失した場合の 使用済燃料貯蔵ラック温度評価例……………	10-4-22

1. 安全評価に関する基本方針

1.1 はしがき

本説明書は、本原子炉施設の安全性について評価し、原子炉が固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転できること、万一重大な事故が発生したとしても、工学的安全施設により放射性物質が大洗研究所（北地区）の敷地外へ多量に放出されるのを防止できること及び万一多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生したとしても放射性物質が大洗研究所（北地区）の敷地外へ多量に放出されることを防止又は緩和できることを説明するものである。

本説明書第2章では、運転時の異常な過渡変化時について、また第3章では設計基準事故時について、安全性に対する評価を行い、それぞれ、原因、防止対策、現象の経過の解析及び結果について記載し、原子炉施設の安全対策が十分施されていることを説明する。第4章では、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定及びその拡大を防止するために必要な措置について記載し、原子炉施設の安全対策が十分施されていることを説明する。

安全評価に当たっては、本原子炉施設で実施する全ての運転を対象とする。即ち、燃料としてA型燃料体のみを用い照射試験を行わない炉心(添付書類八「3. 原子炉及び炉心」を参照；以下「基準炉心」という。)による原子炉出口冷却材温度が850℃の定格運転に加えて、基準炉心による原子炉出口冷却材温度が950℃の高温試験運転、試験燃料体等を装荷して照射試験を行う炉心(添付書類八「3. 原子炉及び炉心」及び「14. 実験設備」を参照；以下「照射炉心」という。)による原子炉出口冷却材温度が850℃の運転、並びに基準炉心において原子炉出力が30MW以下で原子炉出口冷却材温度が850℃以下の定められた条件下で実施する特殊運転(添付書類八「3. 原子炉及び炉心」及び「15. 特殊運転」を参照)について、安全評価の「1.2 判断基準」で考慮している判断項目①燃料温度、②炉心の損傷、③原子炉冷却材圧力バウンダリの温度、④原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、⑤原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び⑥周辺公衆に対する放射線被ばくリスク毎に、それぞれの項目に影響を与える要因を摘出、分析し、異常事象を摘出し、その性質によって事象を分類し、事象群ごとに最も結果が厳しくなる場合について説明する。また、基準炉心の運転及び照射炉心の運転においては、中間熱交換器と1次加圧水冷却器で除熱を行う並列運転と1次加圧水冷却器のみで除熱を行う単独運転があるが、結果が厳しくなる運転の評価について説明する。また、特殊運転は単独運転のみで実施するので、この場合の評価について説明する。

なお、運転時の異常な過渡変化では、原子炉の運転状態において原子炉施設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などによって、原子炉の通常運転を超えるような外乱が原子炉施設に加えられた状態及びこれらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転が計画されていない状態に至る事象を対象とする。

また、ここでいう設計基準事故では、運転時の異常な過渡変化を超える異常状態であって、発生する可能性は小さいが、万一発生した場合は、本原子炉施設から放射能の放出の可能性があるため、原子炉施設の安全性を評価する観点から、想定する必要のある事象を対象とする。

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故では、本原子炉施設の安全上の特徴を解析により明示することを狙いとし、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、本原子炉施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがある事象を対象とする。

1.2 判断基準

(1) 運転時の異常な過渡変化時の判断基準

原子炉に異常な過渡変化が起こっても、炉心は損傷に至る前に収束され通常運転に復帰できる状態にならなければならない。それぞれの事象に応じてこのことを判断する基準は、次のとおりである。

- a. 燃料最高温度は、1,600°Cを超えないこと。
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却設備の最高使用圧力の1.1倍以下であること。
- c. 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、次の値を超えないこと。

(a) 原子炉圧力容器、1次系主配管等で、2 1/4Cr-1Mo 鋼NT 材を使用する箇所	500°C
(b) 1次加圧水冷却器伝熱管等で、オーステナイト系ステンレス鋼を使用する箇所	600°C
(c) 中間熱交換器伝熱管等で、ニッケル基耐食耐熱超合金を使用する箇所	980°C

判断基準 a. は、運転時の異常な過渡変化の発生頻度及びその高温継続時間を考慮して、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温度の値を定めたものである。判断基準 b. 及び c. は、高い原子炉出口冷却材温度を達成する運転を行うことから、材料が 2 1/4Cr-1Mo 鋼NT 材、オーステナイト系ステンレス鋼、ニッケル基耐食耐熱超合金であることを前提として、十分に安定した特性及び強度を確保できる圧力及び温度の値を定めたものである。

なお、照射試験の燃料限界照射試験時の燃料限界照射試料に対する判断基準は、燃料限界照射試料の構造健全性を確保するために実験結果^{(1), (2)}に基づいて「燃料限界照射試料最高温度は、2,500°Cを超えないこと。」とする。

(2) 設計基準事故時の判断基準

想定した設計基準事故事象によって外乱が原子炉施設に加わっても、炉心の損傷のおそれがないこと、及び放射線による敷地周辺への影響が大きくなるよう核分裂生成物放散に対する障壁の設計が妥当であることを判断する基準は、次のとおりである。

- a. 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材と2次ヘリウム冷却材とのバウンダリを除き1次冷却設備の最高使用圧力の1.2倍以下とし、1次冷却材と2次ヘリウム冷却材とのバウンダリにあっては、バウンダリを破損させないこと。
- c. 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、次の値を超えないこと。

(a) 原子炉圧力容器、1次系主配管等で、2 1/4Cr-1Mo 鋼NT 材を使用する箇所	550°C
(b) 1次加圧水冷却器伝熱管等で、オーステナイト系ステンレス鋼を使用する箇所	650°C
(c) 中間熱交換器伝熱管等で、ニッケル基耐食耐熱超合金を使用する箇所	1,000°C
- d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器バウンダリの最高使用圧力以下であること。
- e. 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

判断基準 a. は、具体的には燃料要素の燃料部は黒鉛ブロック内にとどまり、かつ、サポートポストが炉心を支持するのに必要な強度を有していることである。燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまっているための条件は、「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」に基づいて黒鉛スリーブの底板の残存等価厚さは5 mm 以上あることとする。また、サポートポストが炉心を支持するの

要な強度を有しているための条件は、「高温ガス炉炉心支持黒鉛構造物の構造設計指針」に基づいてサポートポストの残存等価直径は80mm以上であることとする。

なお、照射試験の燃料限界照射試験時の燃料限界照射試料に対する判断基準は、「燃料限界照射試料は著しく損傷しないこと。」とする。具体的には燃料限界照射試料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまっていることであり、このために必要な燃料限界照射試料の強度は「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」に準じて定める。即ち、黒鉛スリーブ底板の残存等価厚さは5mm以上あること、又は燃料限界照射試料の下部に設ける照射試験用黒鉛ブロックの残存冷却材流路孔径は、燃料限界照射試料の燃料部の残存外形寸法を上回らないこととする。

なお、運転時の異常な過渡変化解析及び設計基準事故解析の原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力及び温度の判断基準は、「高温ガス炉第1種機器の高温構造設計指針」に基づいて定めている。

1.3 主要な解析条件

異常状態の解析に当たって、特記しない限り共通に用いている解析条件及び考慮すべき事項については、次に示すとおりである。

1.3.1 初期定常運転条件

解析では、初期原子炉出力として、定格熱出力 30MW に定常運転時の熱出力較正誤差等を加えたものを用いる。また、1 次冷却設備の運転温度及び運転圧力の初期値は、定格値に定常運転時の誤差の最大値を加えた値を用いる。基準炉心及び照射炉心の運転時の定格値及び最大の定常誤差を、第 1.3.1 表に示す。なお、基準炉心の運転には原子炉出口冷却材温度が 850°C と 950°C (高温試験運転) の場合があるが、後者の方が結果が厳しいので、高温試験運転の場合を示している。原子炉出力、原子炉入口冷却材温度、原子炉出口冷却材温度及び 1 次冷却材圧力の初期値は、第 1.3.1 表に示す誤差を、解析の主要な目的に応じて結果が厳しくなるように考慮して用いる。

1.3.2 原子炉保護設備の特性

原子炉保護設備により監視しているプロセス量がスクラム設定値を超えた場合、原子炉スクラム信号が発生し、自動的に制御棒駆動装置の電磁クラッチの励磁電源がしゃ断される。電磁クラッチが切離された制御棒は、炉心内へ自重により落下挿入される。原子炉スクラム時の制御棒の挿入は、まず、可動反射体領域の制御棒を挿入し、次いで燃料領域の制御棒を挿入する 2 段階方式で行う。ただし、原子炉出口冷却材温度が設定値以下及び減圧事故時には、可動反射体領域及び燃料領域の制御棒を同時に挿入する。

原子炉がスクラムした場合には、1 次ヘリウム循環機及び 2 次ヘリウム循環機が停止し、回転数が第 1.3.1 図に示す循環機の制動停止特性にしたがって低下する。原子炉のスクラムと同時に、補助冷却設備が起動され、約 20 秒で流量が確保される。

原子炉スクラム信号の解析上の設定値は、計測誤差等を考慮して、余裕を見込んだものを用いる。

また、プロセス量が解析上のスクラム設定値に達した時点から、制御棒が制御棒駆動装置を離れ落下を始めるまでの時間を原子炉保護設備のスクラム応答時間遅れにとり、それぞれのスクラム信号に対して解析結果が厳しくなるように定めた値を使用する。

解析で使用するスクラム設定値及びスクラム応答時間をまとめて第 1.3.2 表に示す。

1.3.3 原子炉スクラム特性

原子炉スクラム信号によって、制御棒は炉心下端まで挿入されるが、解析では、最も反応度効果の大きい制御棒 1 対が完全引抜き位置に固着し、挿入されないものと仮定する。可動反射体領域の制御棒により添加される負の反応度は、燃焼初期から燃焼末期を通じての最小値を用いるものとし、 $4.0 \times 10^{-2} \Delta k/k$ とする。更に、スクラム時の制御棒挿入による反応度の添加は、燃焼に伴う制御棒の位置及び挿入時間に関しても安全側に考慮して、第 1.3.2 図に示す反応度挿入曲線を使用する。

1.3.4 反応度係数

異常状態の解析で使用する反応度係数は、燃焼特性及び炉心温度を考慮し、かつ、適切な安全余裕を見込んだ値とする。反応度係数(ドプラ係数及び減速材温度係数)を第1.3.3図に示す。使用に当たっては、解析結果が厳しくなるように、図中に示す最大値又は最小値を用いる。

1.3.5 崩壊熱

核分裂生成物の崩壊熱としては、Shure の式⁽³⁾で計算される値を1.2倍した値を用いる。また、アクチニドの崩壊熱も考慮する⁽⁴⁾。

1.3.6 解析に当たって考慮する事項

異常状態時の原子炉の応答解析に当たっては、基準炉心の運転、照射炉心の運転及び特殊運転を含めて、燃料の燃焼初期から末期並びに起動時から定格出力の運転時までを考慮し、結果を厳しくする運転条件を選定して解析を行う。各事象の解析に当たっては、想定された事象に加え、作動を要求される工学的安全施設等の安全系に機能別に結果を最も厳しくする単一故障を想定する。ただし、作動を期待する機器が無い場合は、解析条件に単一故障を想定しない。設計基準事故の解析において、工学的安全施設の作動が要求される場合は、商用電源の喪失の有無を考慮に入れる。また、事象の影響を緩和するために、運転員の手動操作を考える場合は、適切な時間的余裕を考慮する。

1.4 解析に用いる計算コード

異常状態の解析に使用する計算コードの概要を次に示す。

(1) BLOOST-J2⁽⁵⁾

BLOOST-J2 コードは、反応度、冷却材の流量、入口温度等の変化に対する原子炉の核熱挙動を解析するコードであり、出力及び燃料、減速材、冷却材等の温度の時間変化が求められる。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 炉心を核的には遅発中性子6群の一点近似、熱的には2次元円筒でモデル化し、原子炉出力、燃料温度等を求める。
- b. 炉心は、ホットチャンネルと平均チャンネルの2チャンネルモデルで取扱う。
- c. 燃料、減速材の温度分布は、軸対称の熱伝導方程式から求める。
- d. 冷却材温度は、エネルギー保存則及び熱伝達式を解くことにより求める。

(2) THYDE-HTGR⁽⁶⁾

THYDE-HTGR コードは、反応度の変化及び配管破断等に起因する冷却材の流量、入口温度等の変化に対する原子炉の核熱挙動並びに1次冷却設備、2次ヘリウム冷却設備、加圧水冷却設備及び補助冷却設備におけるヘリウム及び水の熱流挙動を解析するコードである。

このコードは、原子炉をいくつかの体積をもつ要素(ノード)とそれらを結合する連結点(ジャンクション)とで構成する流体回路網で表わす。各ノード、ジャンクションでヘリウム又は水の質量、運動量及びエネルギーの保存式を解き、それらの温度、流量及び圧力の時間変化を求める。また、燃料及び熱交換器伝熱管、配管等の構造材の温度分布は、1次元の非定常熱伝導方程式によって求める。原子炉出力は、一点近似核動特性計算により求める。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 炉心は、ホットチャンネルと平均チャンネルの2チャンネルモデルで取扱う。
- b. 熱交換器伝熱管は、軸方向に分割した1本の伝熱管で代表する。
- c. 1次ヘリウム循環機、加圧水循環ポンプ、逃し弁、逆止弁等での冷却材の流動上の特性を模擬する。
- d. 水・蒸気の二相流に対しては、1つの混合物として取扱う混合流モデルを用い、気液間の速度差は、実験に基づく相関式を適用して求める。

(3) TAC-NC⁽⁷⁾

TAC-NC コードは、炉心内の強制対流冷却が喪失したときに、冷却材の密度差に起因して生じる自然循環及びそれに応じた炉心、原子炉圧力容器等の非定常温度挙動を解析するコードである。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 温度分布は、軸対称2次元非定常熱伝導方程式から求める。
- b. 炉心は等価な物性値をもつ均質体としてモデル化し、温度挙動を求める。
- c. 炉心側部の冷却材領域では対流及びふく射による伝熱を、上部プレナム及び下部プレナムでは熱伝導とふく射による伝熱を考慮する。
- d. 炉心部の自然循環流量は、流路が共通のプレナムをもつものとして、それぞれの流路における流動抵抗のバランスから求める。

(4) RATSAM6⁽⁸⁾

RATSAM6 コードは、減圧事故時の1次冷却設備の伝熱流動を解析するコードであり、1次冷却設備から原子炉格納容器内へ放出される質量とエネルギーが求められる。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 1次冷却材の時間変化は、1次元非定常の質量保存則、運動量保存則及びエネルギー保存則を連立して解くことにより求める。
- b. 減圧事故時の1次冷却材の圧力変化、流量変化及び温度変化を計算する。

(5) COMPARE-MOD1⁽⁹⁾

COMPARE-MOD1 コードは、減圧事故時の原子炉格納容器内の圧力及び温度挙動を求める解析コードである。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 原子炉格納容器内空間を多数のノードとそれらを結合する流路パスでモデル化する。
- b. 各ノード内の冷却材又は冷却材、空気等の混合ガスに対し質量保存則及びエネルギー保存則を適用して、圧力及びエンタルピを求める。
- c. 流路パスではノード間の圧力差と流路特性等のパラメータを時間依存で求める運動量保存則を適用して、ノード間の流量を求める。

(6) GRACE⁽¹⁰⁾

GRACE コードは、減圧事故後に炉内へ侵入した空気による炉内黒鉛構造物の酸化反応の解析を行い、黒鉛構造物の酸化量分布を求める解析コードである。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 黒鉛酸化反応としては、侵入空気から黒鉛表面境界層への酸素の物質伝達、黒鉛表面境界層から黒鉛ブロック内への酸素の細孔内拡散及び酸素と黒鉛との化学反応の3つの過程を考慮する。
- b. 空気の流れ方向の酸素濃度分布は、黒鉛ブロック内への酸素の拡散を考慮した質量保存則を解いて求め、黒鉛ブロック内での酸素濃度分布は酸化量を保守的に評価するために定常の解析解を用いる。
- c. 酸化反応による黒鉛の消失に伴う流路の拡大を考慮する。

(7) OXIDE-3F⁽¹¹⁾

OXIDE-3F コードは加圧水冷却器伝熱管破損事故時等に、炉内へ侵入した水蒸気と炉内黒鉛構造物との酸化反応の解析を行い、黒鉛構造物の酸化量分布及び1次系内圧力の時間変化を求める解析コードである。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 炉内への水蒸気の侵入等をもとに、黒鉛構造物の酸化量を非定常拡散方程式を解くことにより求める。
- b. 空間及び時間依存の黒鉛温度、冷却材温度、水蒸気濃度、反応生成物濃度及び反応熱を計算する。
- c. 水蒸気及び反応生成物を含む1次系内の混合ガスの圧力が、安全弁設定圧力を超えた場合、原子炉格納容器内へ混合ガスが放出されることを模擬する。

(8) FLOWNET/TRUMP⁽¹²⁾

FLOWNET/TRUMP コードは、燃料体内の冷却材流路が閉塞したときの燃料体の温度分布を計算するコードであり、冷却材流路、燃料体ブロック間の径方向及び軸方向のすき間等からなる 1 次元流路モデルによる圧力、流量及び温度の定常分布を解析するコードである。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 各流路に代表点を探り、代表点間を 1 次元の流路で結合して燃料体内の流路を模擬した 1 次元流路モデルで取扱う。
- b. 各代表点に質量の保存則、また、1 次元の流路に運動量保存則を適用して冷却材の圧力、流量及び温度を求める。
- c. 上記 b. で得られた冷却材の圧力、流量及び温度から燃料体ブロックまわりの境界条件を定め、これらを用いて 3 次元熱伝導方程式を解いて、燃料体ブロック及び冷却材の温度分布を求める。

1.5 参考文献

- (1) Ogawa, T. and Fukuda, K. ; “Performance of the model fuel pin of the very high-temperature gas-cooled reactor at temperature above 2000°C “, Nucl. Eng. Des., Vol.92, pp.15-26 (1986).
- (2) 佐藤他;「黒鉛及び炭素繊維、炭素複合材料の高温における強度と破壊靱性」、日本材料強度学会誌、Vol.20, No.3, pp99-114 (1985).
- (3) “Proposed ANS Standard Decay Energy Release Rates Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors “, ANS-5.1, (1971).
- (4) “Revised ANS Standard for Decay Heat from Fission Products” , Nucl. Tech. vol.46, (1979)
- (5) 中川 他;「高温ガス炉の炉心動特性解析コード “BLOOST-J2” 」, JAERI-M 89-013 (1989)
- (6) Asahi, Y., Hirano, M. and Sato, K. ; “THYDE-P2:RCS(Reactor-Coolant System) Analysis Code” , JAERI 1300 (1986).
- (7) 国富 他;「高温工学試験研究炉の炉内 2 次元温度分布解析コード TAC-NC とその検証」、JAERI-M 89-001 (1989).
- (8) Deremer, R. K. , et al. ; “RATSAM-6:A Computer Program to Analyze the Tran-sient Behavior of the HTGR Primary Coolant System during Accidents” , GA-A 13705 (1977).
- (9) Gido, R. G. , et al. ; “COMPARE-MOD1:A Code for the Transient Analysis of Volumes with Heat Sinks Flowing Vents and Doors” , LA-7199-MS (1978).
- (10) Kawakami, H. ; “Air Oxidation Behavior of Carbon and Graphite Materials for HTGR” , 炭素、1986 (No.124), 26.
- (11) Peroomian, M. B. , et al. ; “OXIDE-3:A Computer Code for Analysis of HTGR Steam or Air Ingress Accidents” , GA-A 12493 (1974).
- (12) 丸山 他;「熱流動・熱伝導連成コード FLOWNET/TRUMP の検証」、JAERI-M 88-173 (1988).

第 1.3.1 表 解析に使用する初期定常運転条件

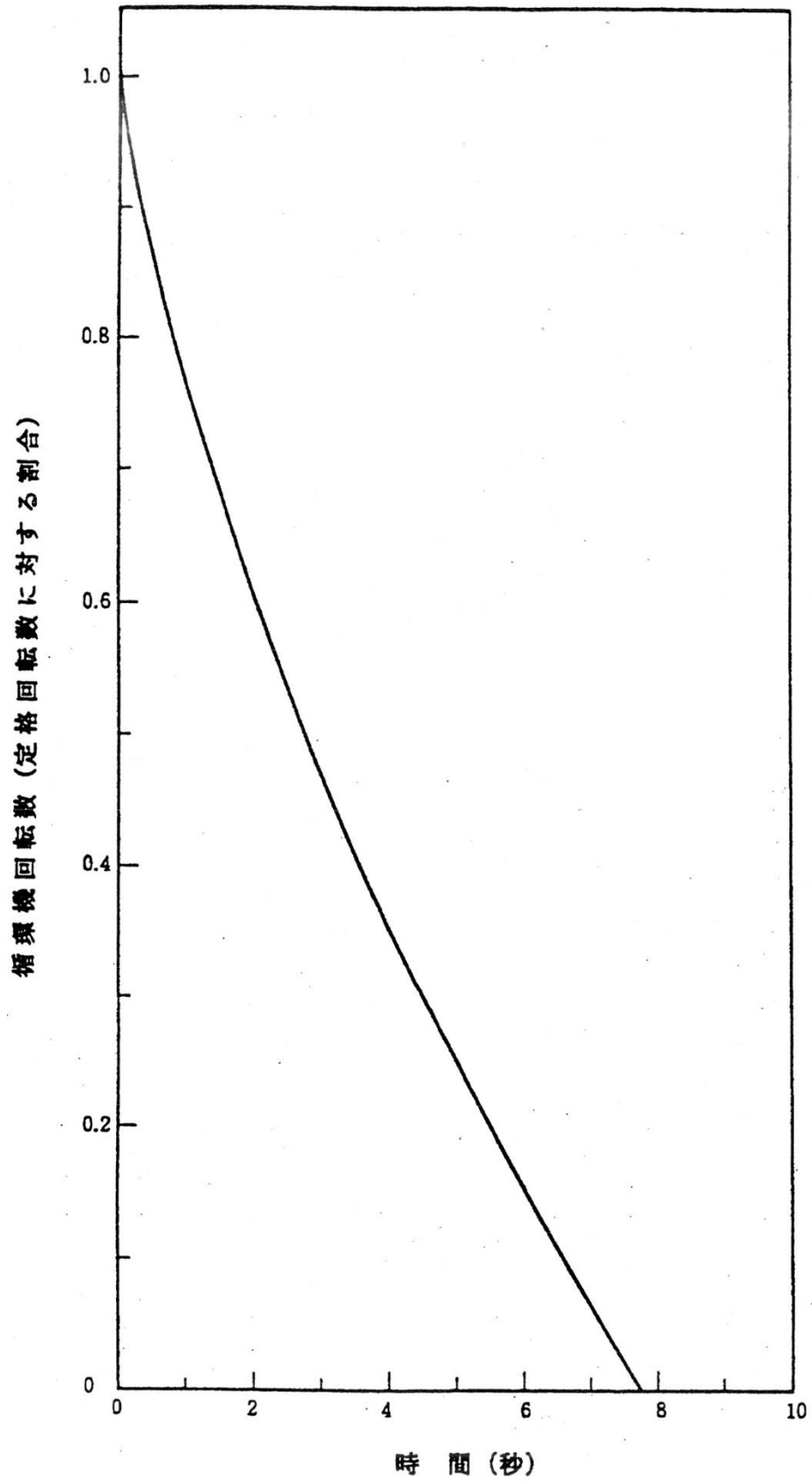
		基準炉心(高温試験運転)		照射炉心	
		定格値	定常誤差	定格値	定常誤差
原子炉出力		30 MWt	± 2.5 %	30 MWt	± 2.5 %
1次冷却材温度	原子炉出口温度	950 °C	± 17 °C	850 °C	± 19 °C
	原子炉入口温度	395 °C	± 2 °C	395 °C	± 2 °C
1次冷却材圧力		4.0 MPa(abs) (41 kg/cm ² (abs))	±0.15 MPa (±1.5 kg/cm ²)	4.0 MPa(abs) (41 kg/cm ² (abs))	±0.15 MPa (±1.5 kg/cm ²)

第 1.3.2 表 解析に使用する原子炉保護設備のスクラム設定値及びスクラム応答時間

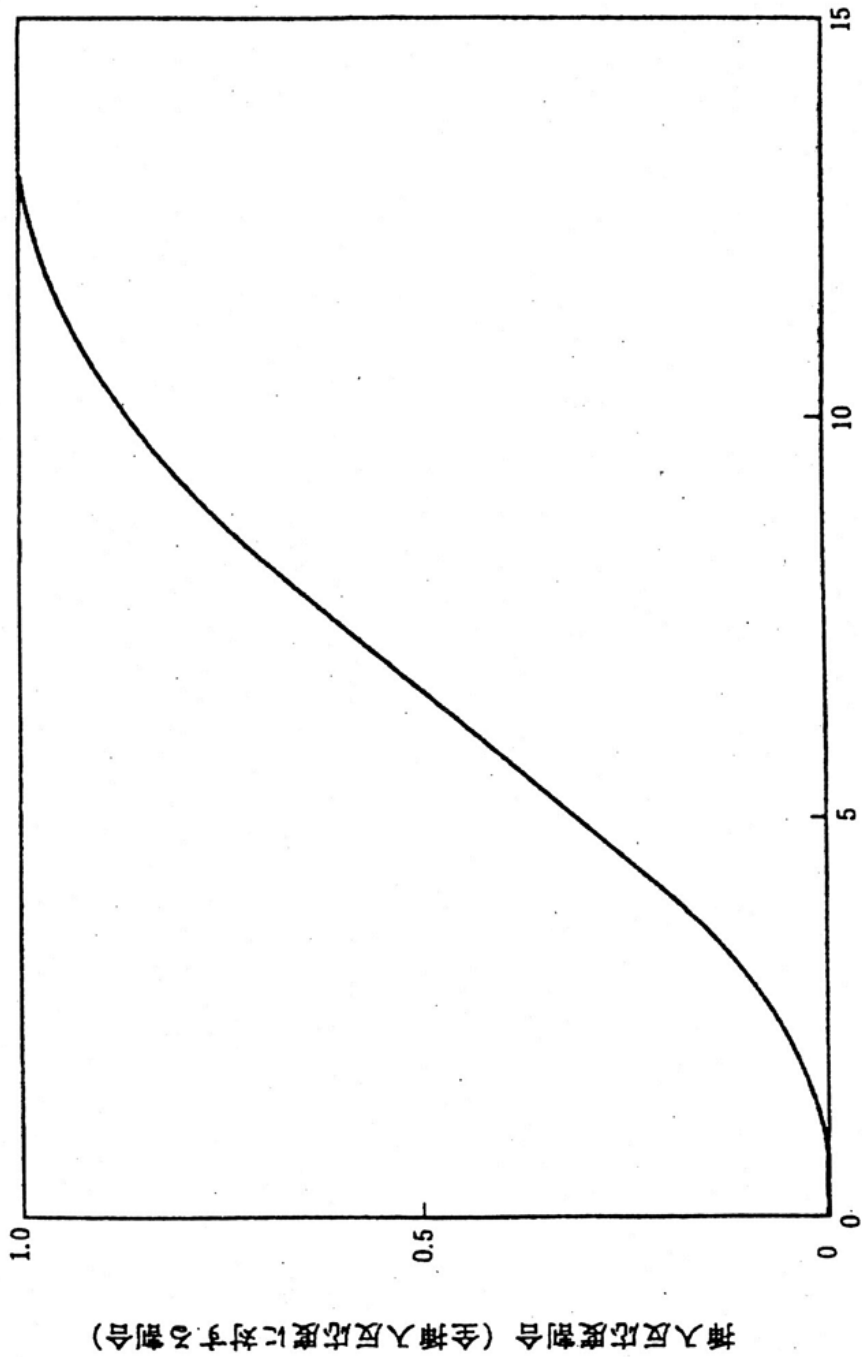
No.	原子炉スクラム信号	解析に用いたスクラム設定値	(*2) スクラム応答時間 (秒)
1	出力領域中性子束高 (高設定)	112%/114%(*1)	—
2	中間熱交換器 1 次冷却材流量 低	88 %	3.2
3	1 次加圧水冷却器へリウム流量 低	88 %	3.2
4	中間熱交換器出口 1 次冷却材温度 高	415 °C	100
5	原子炉出口冷却材温度 高	977 °C	100
6	炉心差圧 低	70 %	2.0
7	1 次加圧水冷却器加圧水流量 低	82 %	1.3
8	1 次冷却材・加圧水差圧 高	0.9 MPa (9 kg/cm ²)	3.2
9	1 次冷却材・加圧水差圧 低	0.1 MPa (1 kg/cm ²)	3.2
10	1 次・2 次へリウム差圧 大	0.19 MPa (1.9 kg/cm ²)	2.2
11	2 次へリウム流量 低	83 %	3.2

(*1) 中性子束分布が歪むような事象については 114%を使用し、その他の事象については 112%を使用する。

(*2) 物理量がスクラム設定値に達してから原子炉スクラム信号を発するまでの時間(1 次遅れ成分)を示す。原子炉スクラム信号が発してから原子炉スクラムしゃ断器開となるまでの時間は 0.4 秒である。

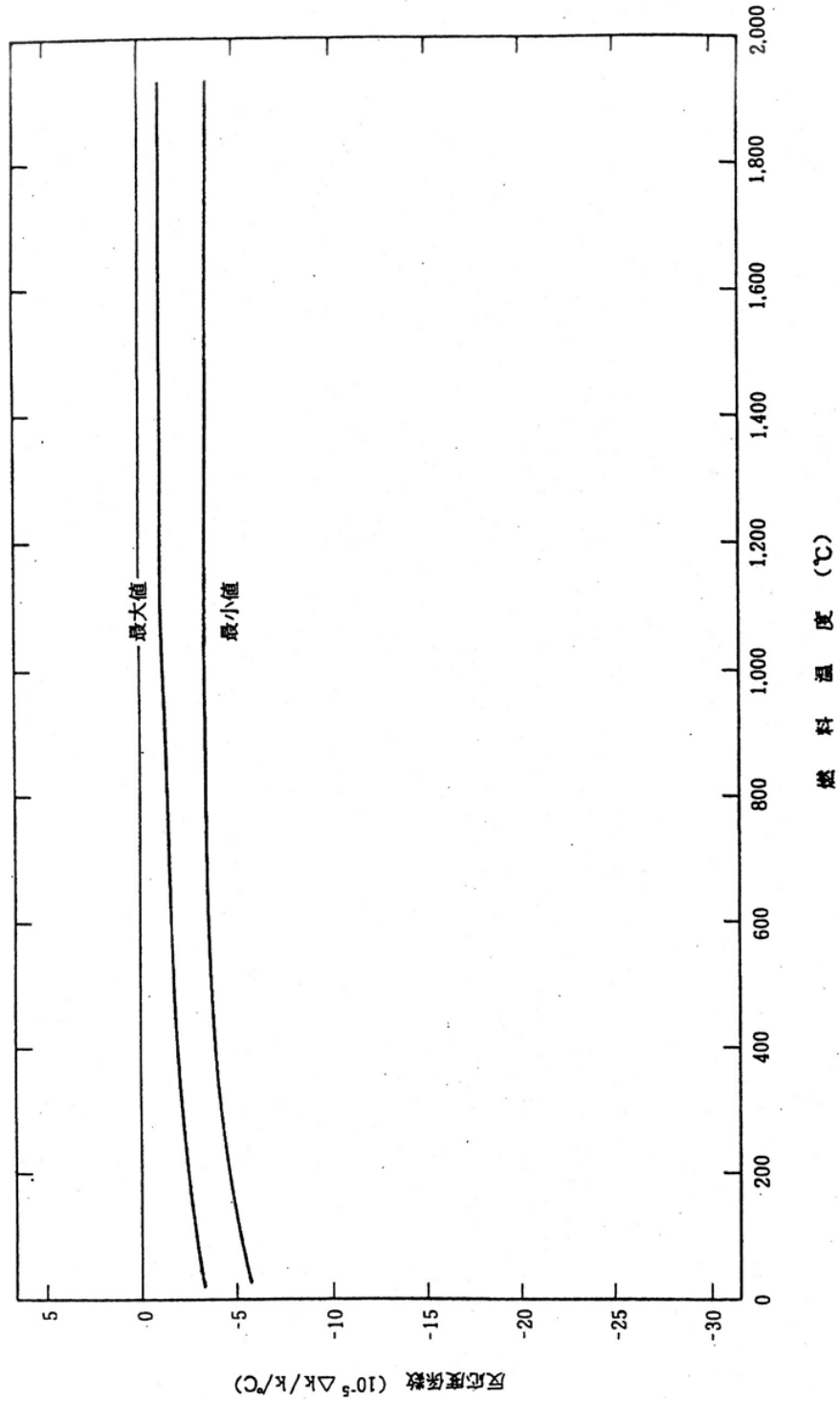


第1.3.1図 循環機制動停止特性

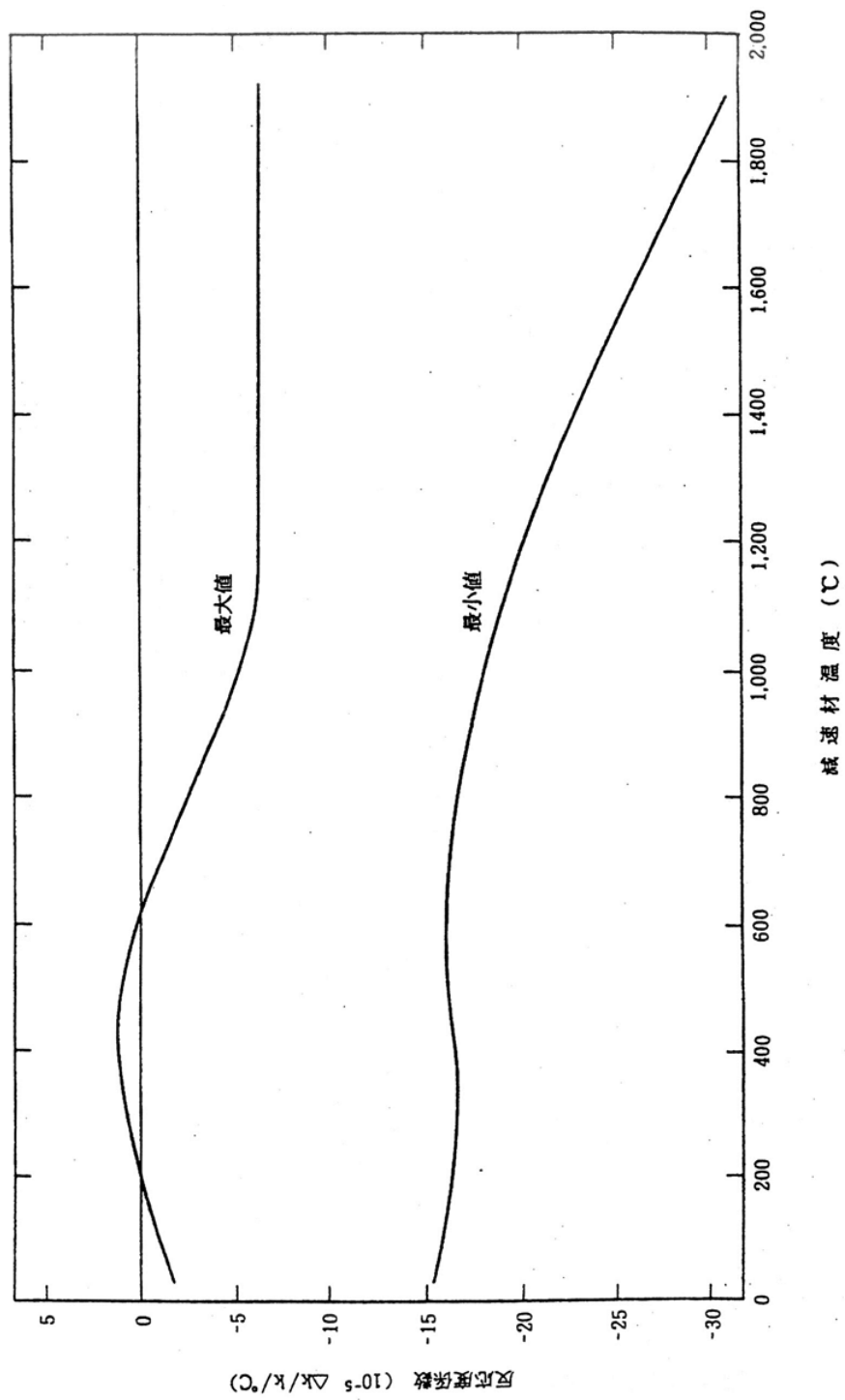


挿入時間 (秒)

第1.3.2図 スクラム反応度挿入特性



第1.3.3図(1) 解析に使用する反応度係数 (ドプラー係数)



第1.3.3図(2) 解析に使用する反応度係数(減速材温度係数)

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

2.1 序

本章では、本原子炉施設において発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化に対して、その発生原因と防止対策を説明し、その経過の解析を行い、原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

運転時の異常な過渡変化として、次の事象を評価する。

- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - a. 未臨界状態からの制御棒誤引抜き
 - b. 出力運転中の制御棒誤引抜き
- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
(原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化を含む)
 - a. 1次冷却材流量の減少
 - b. 1次冷却材流量の増大
 - c. 2次冷却設備の除熱量の減少
 - d. 2次冷却設備の除熱量の増大
 - e. 商用電源喪失
- (3) 照射試料及び実験設備の異常
- (4) 特殊運転時の異常

2.2 未臨界状態からの制御棒誤引抜き

2.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び防止対策

この過渡変化は、起動時に運転員の誤操作によって、制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な反応度が添加され、原子炉出力及び燃料温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉出力及び燃料温度は上昇するが、各種プロセス量の監視計装によって運転員が異常を検知して、必要な操作を行うことができる。また、必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、燃料の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 原子炉出力制御装置の原子炉出力制御系により、同時に2対以上の制御棒を引き抜けないようにする。
- b. 制御棒の駆動速度は、原子炉出力制御装置の原子炉出力制御系により、1mm/s から 10mm/s に制限する。
- c. 制御棒は、制御棒位置計装により各制御棒の位置を中央制御室に表示し、各々の相対位置偏差を監視する。
- d. 上記の対策にもかかわらず、制御棒の引抜きが継続した場合には、「広領域中性子束高」信号又は「出力領域中性子束高」信号による制御棒引抜き阻止インターロック又は制御棒パターンインターロックにより、制御棒の引抜きを自動的に阻止する。
- e. 原子炉の出力が異常に上昇した場合には、原子炉保護設備の「広領域中性子束高」信号により、原子炉は自動停止する。また、「出力領域中性子束高(低設定)」信号又は「出力領域中性子束高(高設定)」信号によっても、原子炉は自動停止する。

2.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード BLOOST-J2 によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、原子炉は臨界状態で、定格出力の $10^{-7}\%$ (0.03W) の出力とする。また、1次冷却材流量は高温試験運転時の流量とし、燃料、減速材及び1次冷却材の初期温度は、最も厳しい値として 200°C とする。
- b. 制御棒の引き抜きによる反応度添加率は、最大反応度添加率 $2.4 \times 10^{-4} \Delta\text{k/k/s}$ 以下で燃料温度に対して最も厳しい結果となる $1.2 \times 10^{-6} \Delta\text{k/k/s}$ とする。
- c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、第 1.3.3 図に示す最大値を用いる。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 2.2.1 図に示す。

制御棒が引き抜かれると炉心に正の反応度が添加され原子炉出力は上昇し、定格出力の約 45% に整定する。この時、燃料最高温度は約 965°C まで上昇することとまる。また、1次冷却材圧力及び原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、原子炉が定格の約 45% の出力に整定することとまるので、定格出力運転時の圧力及び温度以下となる。

2.2.3 結 論

この過渡変化において、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3 出力運転中の制御棒誤引抜き

2.3.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉を定格出力又はその近傍の出力で運転しているときに、運転員の誤操作によって、制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な反応度が添加され、原子炉出力及び燃料温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉出力及び燃料温度が上昇するが、各種プロセス量の監視計装によって運転員が異常を検知して、必要な操作を行うことができる。また、必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、燃料の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 原子炉出力制御装置の原子炉出力制御系により、同時に2対以上の制御棒を引き抜けないようにする。
- b. 制御棒の駆動速度は、原子炉出力制御装置の原子炉出力制御系により、1mm/s から 10mm/s に制限する。
- c. 制御棒は、制御棒位置計装により、各制御棒の位置を中央制御室に表示し、各々の相対位置偏差を監視する。制御棒位置が許容範囲を逸脱した場合には、制御棒パターンインターロックにより、許容範囲を逸脱した制御棒の引抜きを自動的に阻止する。
- d. 上記の対策にもかかわらず、制御棒の引抜きが継続した場合には、「出力領域中性子束高」信号又は「出力領域中性子束変化率高」信号による制御棒引抜き阻止インターロックにより、制御棒の異常な引抜きを自動的に阻止する。
- e. 原子炉の出力が異常に上昇した場合には、原子炉保護設備の「出力領域中性子束高(高設定)」信号により、原子炉は自動停止する。また、「制御棒位置偏差大」信号又は「原子炉出口冷却材温度高」信号によっても、原子炉は自動停止する。

2.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード BLOOST-J2 によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 制御棒の引抜きによる反応度添加率は、最大反応度添加率 $2.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 以下で燃料温度に対して最も厳しい結果となる $5.0 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ とする。
- c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、第 1.3.3 図に示す最大値を用いる。
- d. 引き抜かれた制御棒は、制御棒パターンインターロックにより約 6cm 引き抜かれて停止するものとする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 2.3.1 図に示す。

制御棒が引き抜かれると、炉心に正の反応度が添加され、原子炉出力は上昇し、定格出力の約 104% に整定する。この時、燃料最高温度は約 1,555°C まで上昇することとどまる。また、原子炉出口冷却材温度の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力の上昇はわずかである。

なお、燃料限界照射試験時の燃料限界照射試料最高温度は、運転時の異常な過渡変化の中でこの事象において最も高くなるが、約 2,430°C までの上昇にとどまる。

2.3.3 結 論

この過渡変化において、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉出口冷却材温度の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題になることはない。

なお、燃料限界照射試料最高温度は判断基準を満足するので、燃料限界照射試料の健全性が損なわれることはない。

2.4 1次冷却材流量の減少

2.4.1 中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の停止

2.4.1.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により、1次ヘリウム循環機が停止して1次冷却材流量が減少し、燃料温度及び1次冷却材温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 電気設備及び1次ヘリウム循環機等の設計、製作及び据付は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分行い、故障の発生を防止する。
- b. 1次冷却材流量が異常に減少した場合には、原子炉保護設備の「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止する。また、「原子炉出口冷却材温度高」信号によっても、原子炉は自動停止する。
- c. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

2.4.1.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 1次冷却材流量が減少する場合として、1次ヘリウム循環機1台（中間熱交換器用）が停止するものとする。
- c. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- d. 原子炉のスクラムは、「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。
- e. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第2.4.1図及び第2.4.2図に示す。

1次ヘリウム循環機の停止後、1次冷却材流量が減少し、約4秒で「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この場合、燃料最高温度及び1次冷却材圧力は、初期値を上回ることはない。また、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は約348℃まで上昇するが、中間熱交換器伝熱管最高温度は初期値を上回ることはない。

2.4.1.3 結 論

この過渡変化において、「中間熱交換器 1 次冷却材流量低」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題になることはない。

2.4.2 1次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開

2.4.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に誤動作若しくは運転員の誤操作によって、1次ヘリウム貯蔵供給設備の1次ヘリウム排出弁が誤開することにより、1次冷却材圧力及び1次冷却材流量が減少し、燃料温度の上昇あるいは原子炉出口冷却材温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次冷却材圧力及び1次冷却材流量が異常に減少した場合には、原子炉保護設備の「原子炉出口冷却材温度高」信号により、原子炉は自動停止する。また、「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号又は「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号によっても、原子炉は自動停止する。
- b. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

2.4.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 1次ヘリウム貯蔵供給設備の1次ヘリウム排出弁が、瞬時に全開するものとする。
- c. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- d. 原子炉スクラムは、「原子炉出口冷却材温度高」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。
- e. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第2.4.3図から第2.4.5図に示す。

1次ヘリウム貯蔵供給設備の1次ヘリウム排出弁が誤開すると1次冷却材圧力が減少し、これに伴い原子炉冷却材流量が減少してその結果、約26分で「原子炉出口冷却材温度高」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この場合、燃料最高温度は約1,517℃まで上昇する。また、中間熱交換器伝熱管最高温度は、約915℃まで上昇するが、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度及び1次冷却材圧力は、初期値を上回ることはない。

2.4.2.3 結 論

この過渡変化において、「原子炉出口冷却材温度高」信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.5 1次冷却材流量の増大

2.5.1 中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇

2.5.1.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、中間熱交換器流量制御系の故障あるいは1次ヘリウム循環機回転数制御装置の誤動作により、1次冷却材流量が異常に増大し、炉心の平均温度が低下して、原子炉に正の反応度が添加され、原子炉出力が上昇する現象として考える。

この場合、原子炉出力は上昇するが、各種プロセス量の監視計装によって運転員が異常を検知して、必要な操作を行うことができる。また、必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終了する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次ヘリウム循環機の回転数が異常に増大することを防止するために、あらかじめ決められた回転数に達した場合、循環機の回転数を制限し、それを超える場合には循環機を停止するインターロックを設ける。
- b. 中央制御室では、中性子束、1次冷却材温度、流量等を監視し、異常な現象を早期に検知できるようにする。
- c. 原子炉の出力が異常に上昇した場合には、原子炉保護設備の「出力領域中性子束高」信号により、原子炉は自動停止する。また、1次冷却材流量の増大により、中間熱交換器1次側出口ヘリウム温度が異常に上昇する場合には、「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号により、また、1次加圧水冷却器1次側出口ヘリウム温度が異常に上昇する場合には、「1次加圧水冷却器出口ヘリウム温度高」信号により、原子炉は自動停止する。

2.5.1.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機 1 台の回転数が、インターロック設定値(12,500rpm)まで瞬時に増大し、その回転数が維持される。
- c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、第 1.3.3 図に示す最小値を用いる。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 2.5.1 図及び第 2.5.2 図に示す。

1 次ヘリウム循環機の回転数が増大すると、原子炉出力が定格出力の約 105%まで上昇して安定し、燃料最高温度は約 1,510°Cまで、また、1 次冷却材圧力は約 4.39MPa(abs) (約 44.8g/cm²(abs))まで上昇するにとどまる。また、中間熱交換器伝熱管最高温度は約 949°Cまで上昇するが、1 次加圧水冷却器伝熱管最高温度は初期値を上回ることはない。

2.5.1.3 結 論

この過渡変化において、燃料最高温度は、判断基準を満足するので燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題になることはない。

2.5.2 1次加圧水冷却器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇

2.5.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、1次加圧水冷却器流量制御系の故障あるいは1次ヘリウム循環機回転数制御装置の誤動作により、1次冷却材流量が異常に増大し、炉心の平均温度が低下して、原子炉に正の反応度が添加され、原子炉出力が上昇する現象として考える。

この場合、原子炉出力は上昇するが、各種プロセス量の監視計装によって運転員が異常を検知して、必要な操作を行うことができる。また、必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終了する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次ヘリウム循環機の回転数が異常に増大することを防止するために、あらかじめ決められた回転数に達した場合、循環機の回転数を制限し、それを超える場合には循環機を停止するインターロックを設ける。
- b. 中央制御室では、中性子束、1次冷却材温度、流量等を監視し、異常な現象を早期に検知できるようにする。
- c. 原子炉の出力が異常に上昇した場合には、原子炉保護設備の「出力領域中性子束高」信号により、原子炉は自動停止する。また、1次冷却材流量の増大により、中間熱交換器1次側出口ヘリウム温度が異常に上昇する場合には、「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号により、また、1次加圧水冷却器1次側出口ヘリウム温度が異常に上昇する場合には、「1次加圧水冷却器出口ヘリウム温度高」信号により、原子炉は自動停止する。

2.5.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の単独運転状態とする。
- b. 1次加圧水冷却器の1次ヘリウム循環機1台の回転数が、インターロック設定値(12,500rpm)まで瞬時に増大し、その回転数が維持される。
- c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、第1.3.3図に示す最小値を用いる。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第2.5.3図及び第2.5.4図に示す。

1次ヘリウム循環機の回転数が増大すると、原子炉出力が定格出力の約108%まで上昇して整定し、燃料最高温度は約1,509℃まで、1次冷却材圧力は約4.28MPa(abs)(約43.6kg/cm²(abs))まで上昇することとどまる。また、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は約360℃まで上昇することとどまる。

2.5.2.3 結 論

この過渡変化において、燃料最高温度は、判断基準を満足するので燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題になることはない。

2.5.3 1次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開

2.5.3.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に誤動作若しくは運転員の誤操作によって、1次ヘリウム貯蔵供給設備の1次ヘリウム供給弁が誤開することにより、1次冷却材圧力及び1次冷却材流量が増大し、炉心の平均温度が低下して炉心に正の反応度が添加され、原子炉出力が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次冷却材圧力及び1次冷却材流量が異常に増大し、炉心の平均温度が低下し、正の反応度が添加され原子炉出力が上昇する。これにより中間熱交換器1次側出口ヘリウム温度が異常に上昇する場合には、原子炉保護設備の「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号により、また、1次加圧水冷却器1次側出口ヘリウム温度が異常に上昇する場合には、「1次加圧水冷却器出口ヘリウム温度高」信号により、原子炉は自動停止する。また、原子炉の出力が異常に上昇した場合には、「出力領域中性子束高」信号により、原子炉は自動停止する。
- b. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

2.5.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 1次ヘリウム貯蔵供給設備の1次ヘリウム供給弁が、瞬時に全開するものとする。
- c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように第1.3.3図に示す最小値を用いる。
- d. 原子炉スクラムは、「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。
- e. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第2.5.5図から第2.5.7図に示す。

1次ヘリウム貯蔵供給設備の1次ヘリウム供給弁が誤開すると1次冷却材圧力及び1次冷却材流量が増大し、炉心に正の反応度が添加され、これに伴い原子炉出力が上昇し、約39分で「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この場合、燃料最高温度は約1,500℃まで上昇する。1次冷却材圧力は約4.53 MPa(abs) (約46.2 kg/cm²(abs))まで上昇する。また、中間熱交換器伝熱管最高温度は約921℃、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は約351℃までの上昇にとどまる。

2.5.3.3 結 論

この過渡変化において、「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.6 2次冷却設備の除熱量の減少

2.6.1 加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開

2.6.1.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に加圧水温度制御系の誤動作によって、加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁が誤開して、加圧水冷却設備の除熱量が減少し、加圧水温度が上昇するとともに、原子炉入口冷却材温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 中央制御室では、中性子束、1次冷却材温度、流量等を監視し、異常な現象を早期に検知できるようにする。
- b. 加圧水冷却設備の除熱量が異常に減少した場合には、原子炉保護設備の「1次加圧水冷却器加圧水流量低」信号により、原子炉は自動停止する。また、「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号又は「1次加圧水冷却器出口ヘリウム温度高」信号によっても、原子炉は自動停止する。

2.6.1.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の単独運転状態とする。
- b. 加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁が瞬時に、機械的に可能な最大の開度まで誤開するものとする。
- c. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- d. 「1次加圧水冷却器加圧水入口温度高」信号によるインターロックで加圧水循環ポンプが停止するものとする。
- e. 原子炉のスクラムは、「1次加圧水冷却器加圧水流量低」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。
- f. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第2.6.1図及び第2.6.2図に示す。

加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁が誤開すると、1次加圧水冷却器への戻り加圧水温度が上昇し、「1次加圧水冷却器加圧水入口温度高」信号によるインターロックで加圧水循環ポンプが停止して加圧水流量が低下し、約86秒で「1次加圧水冷却器加圧水流量低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この場合、燃料最高温度は約1,497℃まで上昇することとどまる。また、1次冷却材圧力は約4.25MPa(abs) (約43.3kg/cm²(abs))、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は約370℃までの上昇にとどまる。また、中間熱交換器伝熱管最高温度は初期値を上回ることはない。

なお、並列運転時においては、中間熱交換器伝熱管最高温度は、約915℃までの上昇にとどまる。

2.6.1.3 結論

この過渡変化において、「1次加圧水冷却器加圧水流量低」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.6.2 2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開

2.6.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に誤動作若しくは運転員の誤操作によって、2次ヘリウム貯蔵供給設備の2次ヘリウム排出弁が誤開することにより、2次ヘリウム圧力及び2次ヘリウム流量が減少し、中間熱交換器を介した除熱能力が低下し、原子炉入口冷却材温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 2次ヘリウム圧力及び2次ヘリウム流量が異常に減少した場合には、原子炉保護設備の「1次・2次ヘリウム差圧大」信号により、原子炉は自動停止する。また、「2次ヘリウム流量低」信号又は「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号によっても、原子炉は自動停止する。
- b. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

2.6.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 2次ヘリウム貯蔵供給設備の2次ヘリウム排出弁が、瞬時に全開するものとする。
- c. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- d. 原子炉スクラムは、「1次・2次ヘリウム差圧大」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。
- e. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第2.6.3図から第2.6.5図に示す。

2次ヘリウム貯蔵供給設備の2次ヘリウム排出弁が誤開すると2次冷却材圧力が減少し、約4分20秒で「1次・2次ヘリウム差圧大」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この場合、燃料最高温度は約1,497℃まで上昇する。また、1次冷却材圧力は約4.22MPa(abs)(約43.0kg/cm²(abs))、中間熱交換器伝熱管最高温度は約918℃までの上昇にとどまる。1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は、初期値を上回らない。

2.6.2.3 結 論

この過渡変化において、「1次・2次ヘリウム差圧大」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は、判断基準を満足するので燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題になることはない。

2.7 2次冷却設備の除熱量の増大

2.7.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に加圧水温度制御系の誤動作によって、加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁が誤閉して、加圧水冷却設備の除熱量が増大し、炉心平均温度が低下し、それに伴い正の反応度が添加され、原子炉出力が上昇する現象として考える。

この場合、原子炉出力は上昇するが、各種プロセス量の監視計装によって運転員が異常を検知して、必要な操作を行うことができる。また、必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終了する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 中央制御室では、中性子束、1次冷却材温度、流量等を監視し、異常な現象を早期に検知し、運転員が必要な操作をできるようにする。
- b. 加圧水冷却設備の除熱量の増大により、原子炉に異常に冷却された1次冷却材が流入し、炉心に正の反応度が添加されて出力が異常に上昇した場合には、原子炉保護設備の「出力領域中性子束高(高設定)」信号により、原子炉は自動停止する。

2.7.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1で述べた基準炉心の並列運転状態及び単独運転状態とする。
- b. 加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁が瞬時に、機械的に可能な最少の開度まで誤閉するものとする。
- c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、第1.3.3図に示す最小値を用いる。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第2.7.1図から第2.7.3図に示す。

並列運転状態においては、加圧水冷却器での除熱量が増すと原子炉出力は定格出力の約109%に上昇して整定するが、燃料最高温度は約1,526°Cまで上昇することとどまる。また、1次冷却材圧力、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度及び中間熱交換器伝熱管最高温度は、初期値を上回らない。

単独運転状態においては、原子炉出力は定格出力の約108%まで上昇して整定するが、燃料最高温度は約1,520°C、1次冷却材圧力は約4.19MPa(abs)(約42.7kg/cm²(abs))、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は約358°Cまでの上昇にとどまる。また、中間熱交換器伝熱管最高温度は、初期値を上回らない。

2.7.3 結 論

この過渡変化において、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.8 商用電源喪失

2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に送電系統の故障や原子炉施設内の電気設備の故障などにより、系統機器の動力の一部又は全部が喪失し、1次ヘリウム循環機、2次ヘリウム循環機、加圧水循環ポンプ等の駆動源が喪失し、1次冷却材流量、2次ヘリウム流量及び加圧水流量が減少する現象として考える。

電源が喪失した場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、非常用発電機が起動し、非常用母線の電源が確保され、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 原子炉保護設備は、各々独立した2系統の無停電電源から給電する。また、主要な計測制御設備にも無停電電源から給電する。
- b. 2系統の非常用低圧母線には各々独立した非常用発電機を設置し、「非常用母線電圧低」信号により、自動的に起動する。
- c. 補助冷却設備の動的機器を多重化し、各々に非常用低圧母線から給電し、単独でも崩壊熱を除去できる。
- d. 電源喪失が生じた場合には、原子炉保護設備の「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止する。また、「1次加圧水冷却器加圧水流量低」信号、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「2次ヘリウム流量低」信号等によっても、原子炉は自動停止する。
- e. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

2.8.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 商用電源喪失により、1次ヘリウム循環機及び2次ヘリウム循環機の全数並びに加圧水循環ポンプが、同時に停止するものとする。
- c. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- d. 原子炉スクラムは、「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。
- e. 原子炉スクラム信号発信後60秒で非常用低圧母線の電圧が確立するものとする。
- f. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第2.8.1図から第2.8.3図に示す。

電源喪失により、1次ヘリウム循環機、2次ヘリウム循環機、加圧水循環ポンプ等の駆動力が喪失し、約5秒後に「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

電源喪失後、非常用低圧母線の電圧が確立し、補助冷却設備が自動起動するので、燃料最高温度は初期値を上回ることはない。

また、1次冷却材圧力、1次加圧水冷却器伝熱管温度及び中間熱交換器伝熱管温度は、いずれも初期値を上回らない。

2.8.3 結 論

この過渡変化において、「中間熱交換器1次冷却材流量低」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.9 照射試料及び実験設備の異常

2.9.1 照射試料の移動による反応度添加

2.9.1.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、照射キャプセル内の照射試料が移動し、炉心に正の反応度が添加され、原子炉出力及び燃料温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉出力は上昇するが、各種プロセス量の監視計装によって運転員が異常を検知して、必要な操作を行うことができる。また、必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終了する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 照射キャプセル及び照射試料は、運転中に移動しないような構造とする。
- b. 炉心内に設置する照射物の種類及び形状を十分に管理し、万一照射キャプセル内で照射試料が移動した場合でも、移動により、過度の反応度が添加しないようにする。
- c. 原子炉の出力が異常に上昇した場合には、原子炉保護設備の「出力領域中性子束高(高設定)」信号により、原子炉は自動停止する。

2.9.1.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード BLOOST-J2 によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた照射炉心の並列運転状態とする。
- b. 照射キャプセル内の照射試料の移動による反応度添加率は、最大反応度添加率 $1.0 \times 10^{-2} \Delta k/k/\text{ステップ}$ 以下で燃料温度に対して最も厳しい結果となる $2.7 \times 10^{-4} \Delta k/k/\text{ステップ}$ とする。
- c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるよう第 1.3.3 図に示す最大値を用いる。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 2.9.1 図に示す。

反応度が添加されると原子炉出力は上昇し、定格出力の約 104% に整定する。この時、燃料最高温度は約 1,480°C まで上昇するととどまる。また、原子炉出口冷却材温度の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力の上昇はわずかである。

2.9.1.3 結 論

この過渡変化において、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉出口冷却材温度の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.9.2 照射キャプセルの断熱性能の低下

2.9.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に照射キャプセル内の真空断熱層の真空度を維持するための真空ポンプが停止し、断熱性能が低下して、照射キャプセルの温度が上昇し、燃料温度が上昇する現象として考える。

この場合は、真空ポンプの停止を検知することにより、運転員が必要な操作を行うことができ、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 実験設備の設計、製作及び据付等において、関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- b. 中央制御室で、キャプセル主要部温度、グローブボックス内放射能濃度等の監視を行う。

2.9.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード TAC-NC 等によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた照射炉心の並列運転状態とする。
- b. 照射キャプセル内の照射試料としては、発熱量が最大となる燃料コンパクトとし、初期温度は約 2,510℃とする。
- c. 燃料コンパクトの発熱量は、試験で計画された最大値とする。
- d. 照射キャプセルの材質は、オーステナイト系ステンレス鋼とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 2.9.2 図に示す。照射キャプセル内の真空断熱層の断熱性能が低下すると照射キャプセルの最高温度は約 120 秒で約 645 °C まで上昇することとなり、燃料最高温度は初期値を上回らず、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は上昇しない。

2.9.2.3 結 論

この過渡変化において、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.10 特殊運転時の異常

2.10.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、1次ヘリウム循環機の2台停止試験中に電氣的故障等の原因により、残りの1台の1次ヘリウム循環機が停止して1次冷却材が減少し、燃料温度及び1次冷却材温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 通常運転時に使用しているプロセス計装を有効に利用することによって、異常な状態を検知して、必要な対策がとれるようにする。
- b. 運転モード選択装置により、試験範囲を限定する。
- c. この試験時には、原子炉スクラム信号のうち、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号、「炉心差圧低」信号及び「原子炉出口冷却材温度高」信号の設定値を変更して原子炉を保護する。
- d. 電気設備及び1次ヘリウム循環機等の設計、製作及び据付は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分行い、故障の発生を防止する。
- e. 1次冷却材流量が異常に減少した場合には、原子炉保護設備の「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号により、原子炉は自動停止する。また、「原子炉出口冷却材温度高」信号によっても、原子炉は自動停止する。
- f. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

2.10.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 試験の初期状態は、原子炉出力を定格出力の 102.5%、原子炉出口冷却材温度を 869°C、原子炉入口冷却材温度を 397°C、1 次冷却材圧力を 4.17 MPa(abs) (42.5 kg/cm²(abs)) とし、1 次ヘリウム循環機 2 台の停止試験中とする。
- b. 試験中燃料温度が最も高くなる試験開始後約 5 時間で異常が発生するものとする。
- c. 残りの 1 台の 1 次ヘリウム循環機が停止するものとする。
- d. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、第 1.3.3 図に示す最大値を用いる。
- e. 原子炉スクラムは、「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、それぞれ 24% 及び 3.2 秒を用いる。
- f. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機 1 台の起動失敗を考慮する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 2.10.1 図及び第 2.10.2 図に示す。

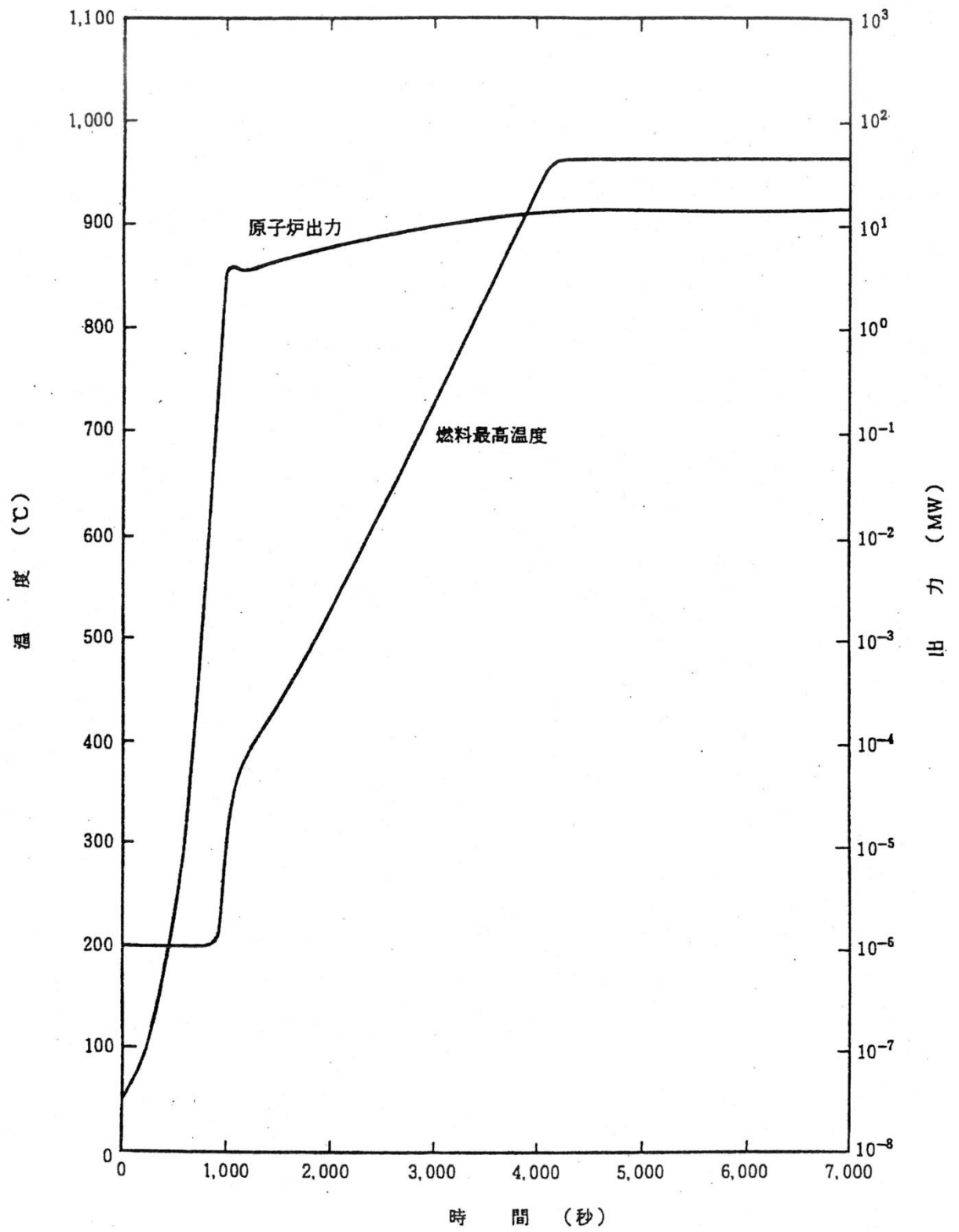
1 次ヘリウム循環機の 2 台停止試験開始後約 5 時間以内に、燃料最高温度は約 1,477°C、また、1 次冷却材圧力は約 3.30MPa(abs) (約 33.6kg/cm²(abs)) で一定となる。

更に、残りの 1 台の 1 次ヘリウム循環機が停止すると、1 次冷却材流量が減少し、約 7 秒で「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。この際、燃料最高温度及び 1 次冷却材圧力は、異常発生時の初期値を上回らない。また、1 次加圧水冷却器伝熱管最高温度は異常発生時の初期値を上回ることはない。

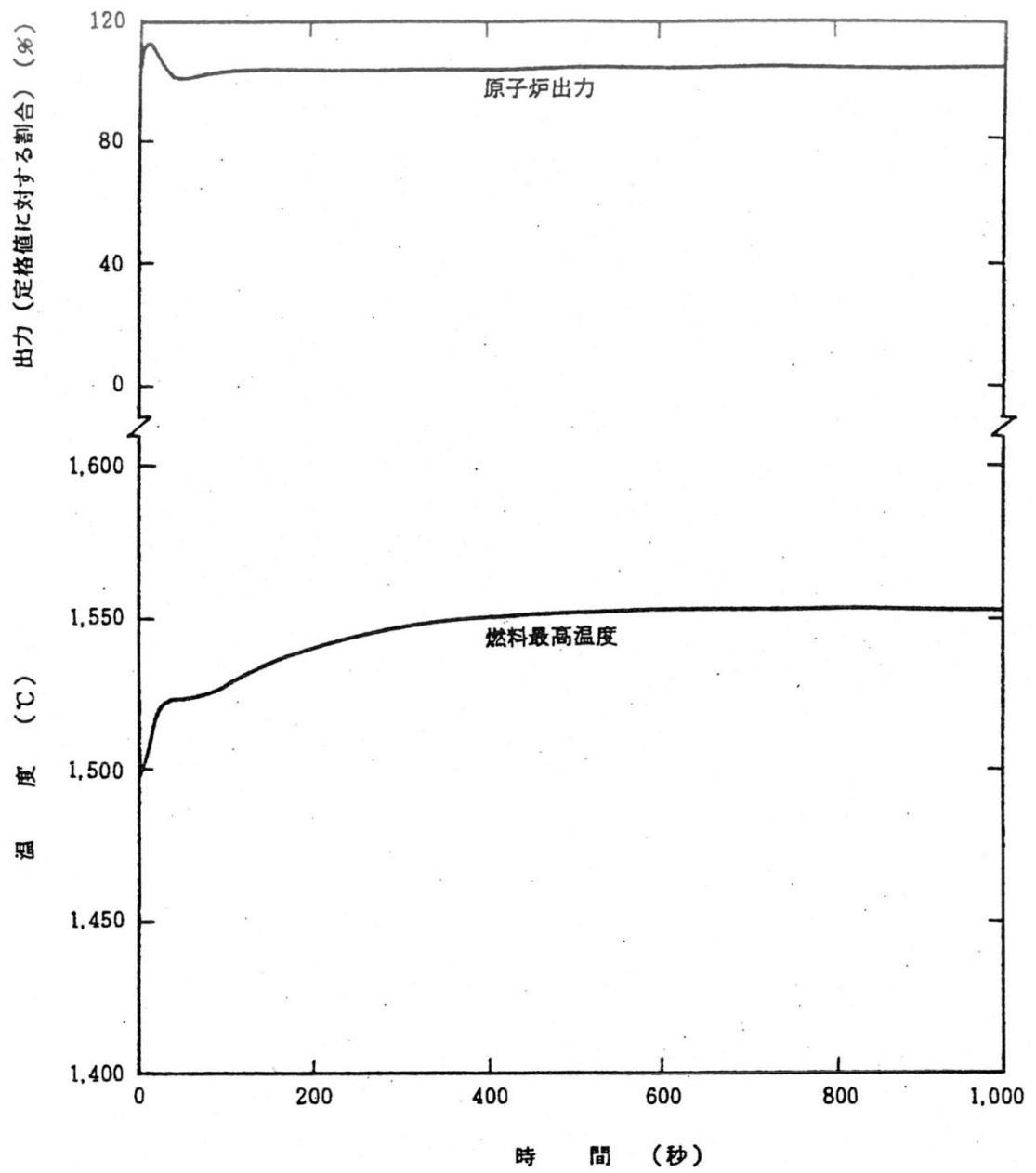
2.10.3 結 論

この過渡変化において、「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」の信号により原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

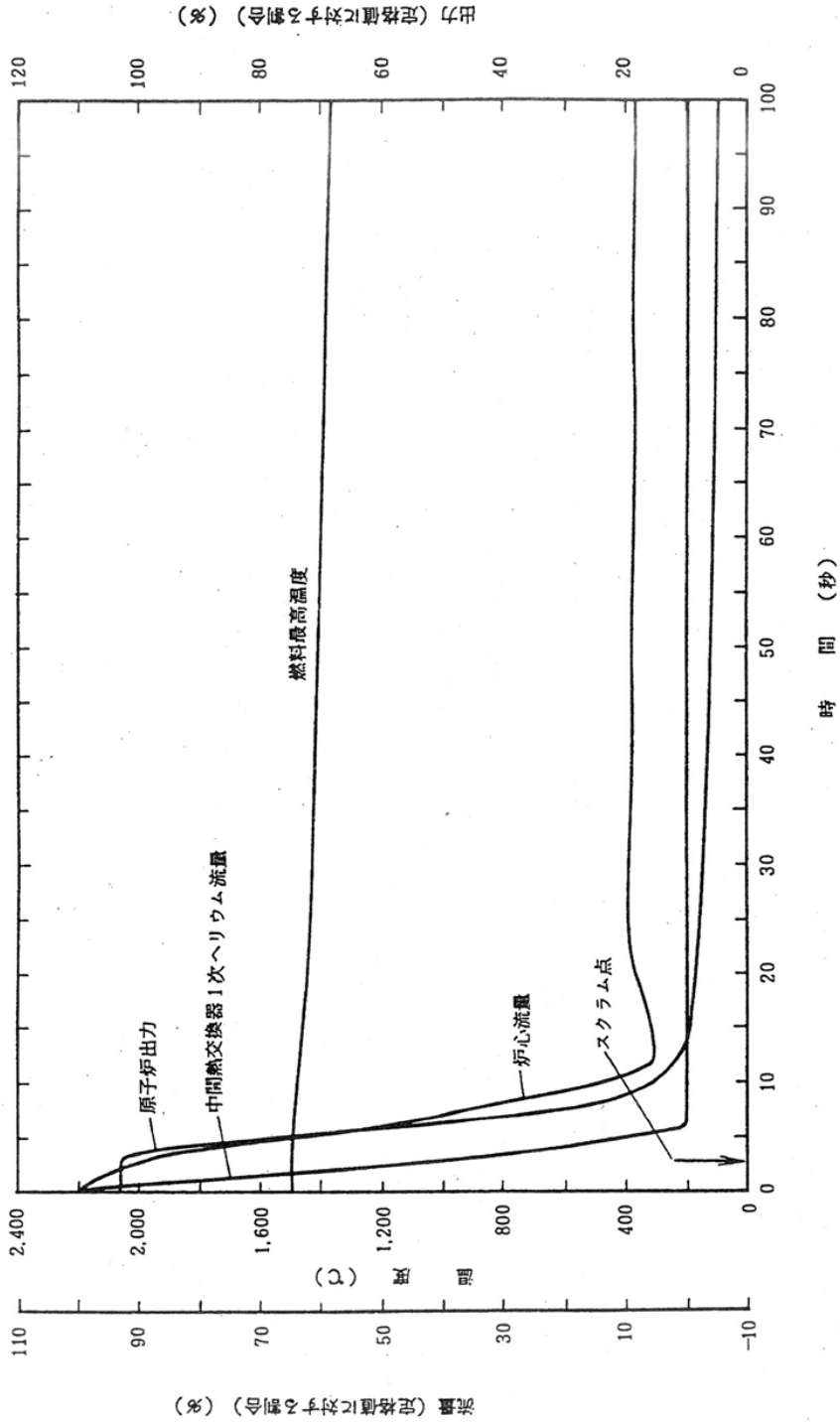
また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。



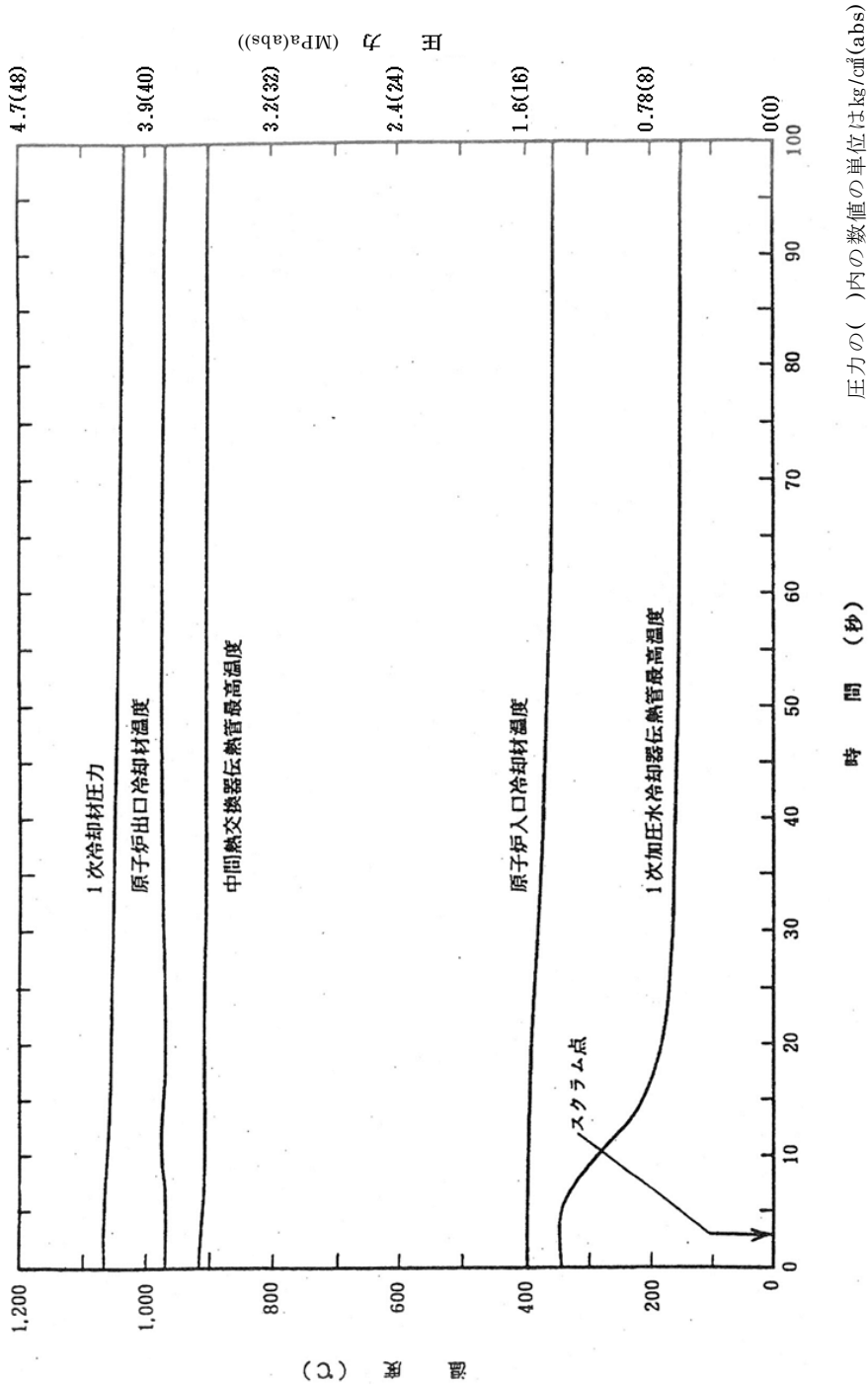
第 2.2.1 図 未臨界状態からの制御棒誤引抜き



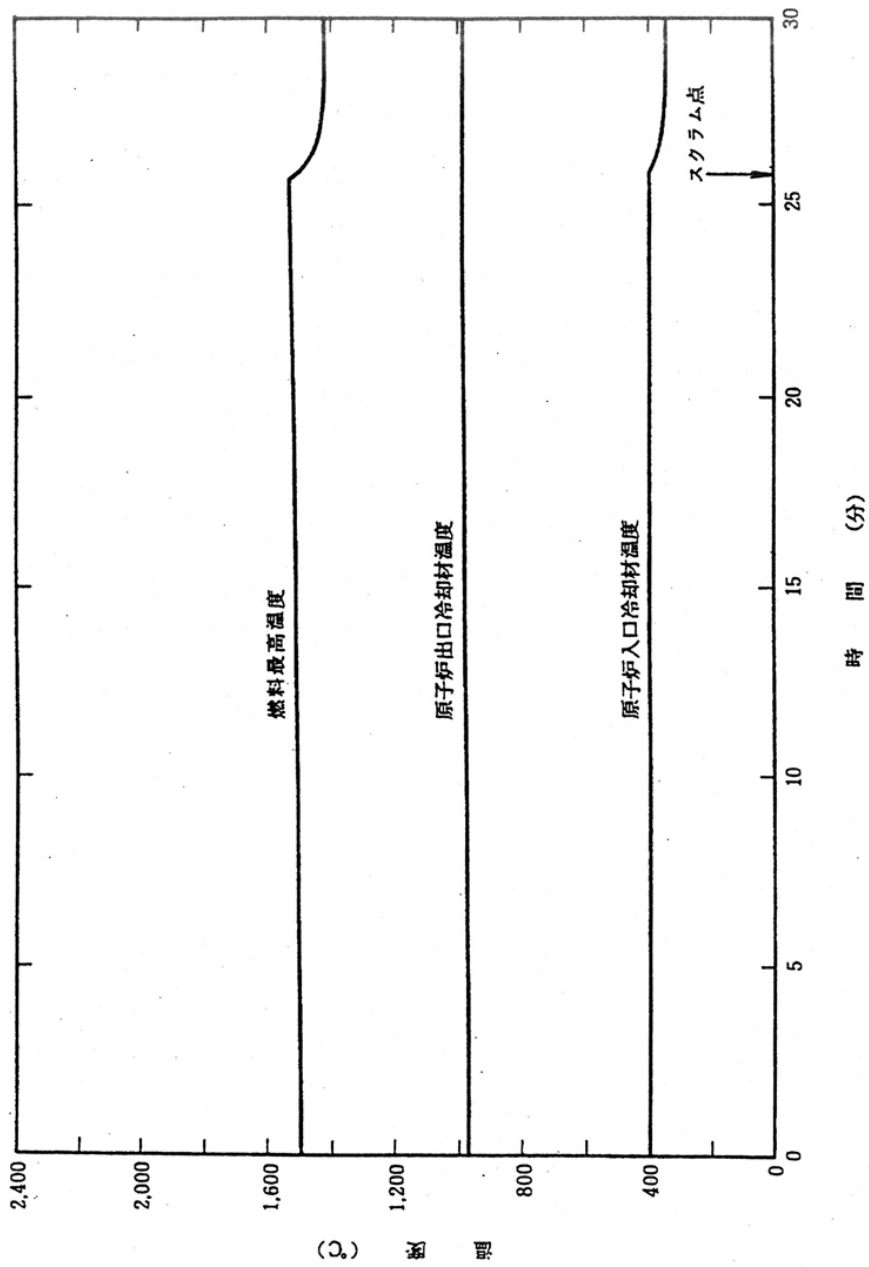
第 2.3.1 図 出力運転中の制御棒誤引抜き



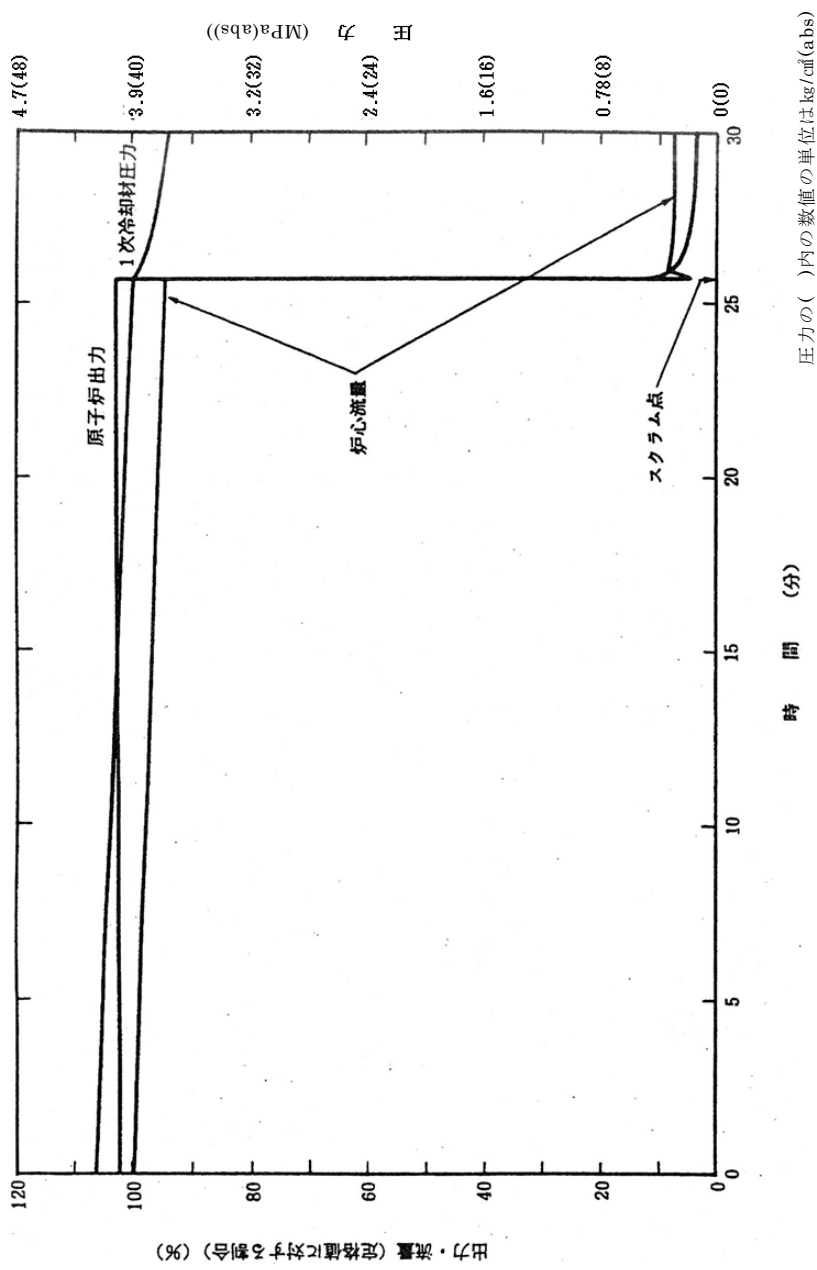
第2.4.1図 1次冷却材流量の減少
(中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の停止)(1)



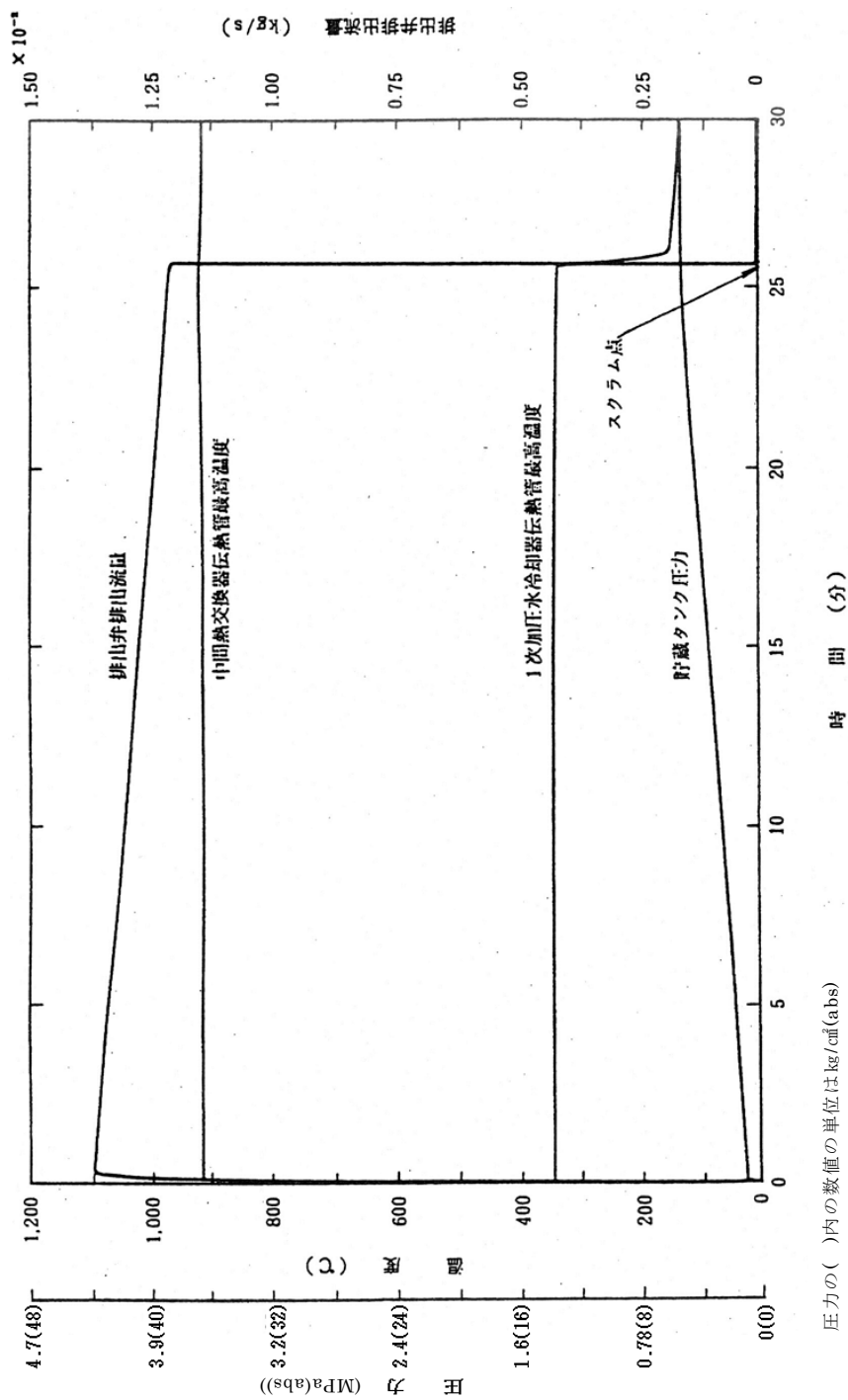
第2.4.2図 1次冷却材流量の減少
(中間熱交換器用1次へリウム循環機の停止)(2)



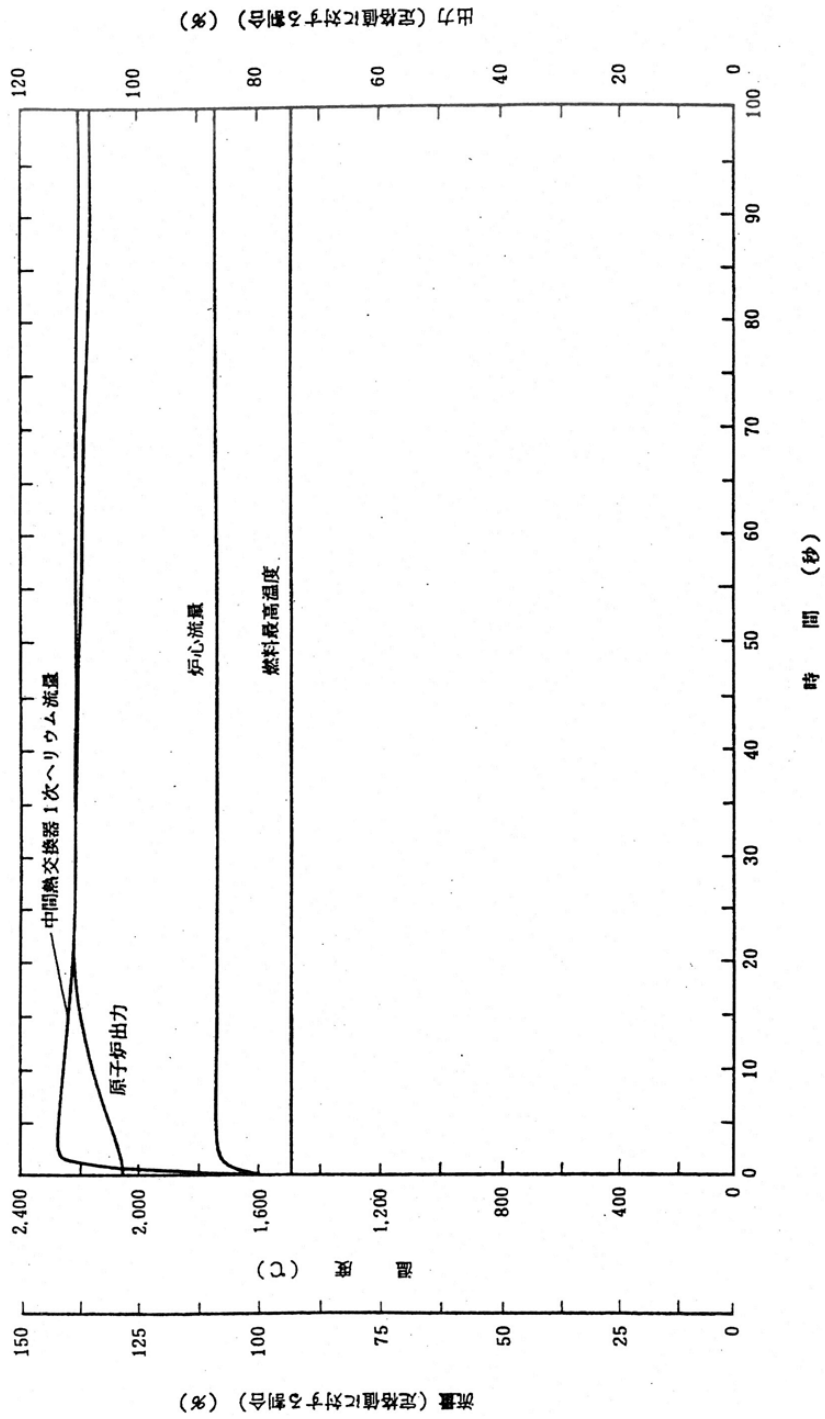
第2.4.3図 1次冷却材流量の減少
(1次へリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開)(1)



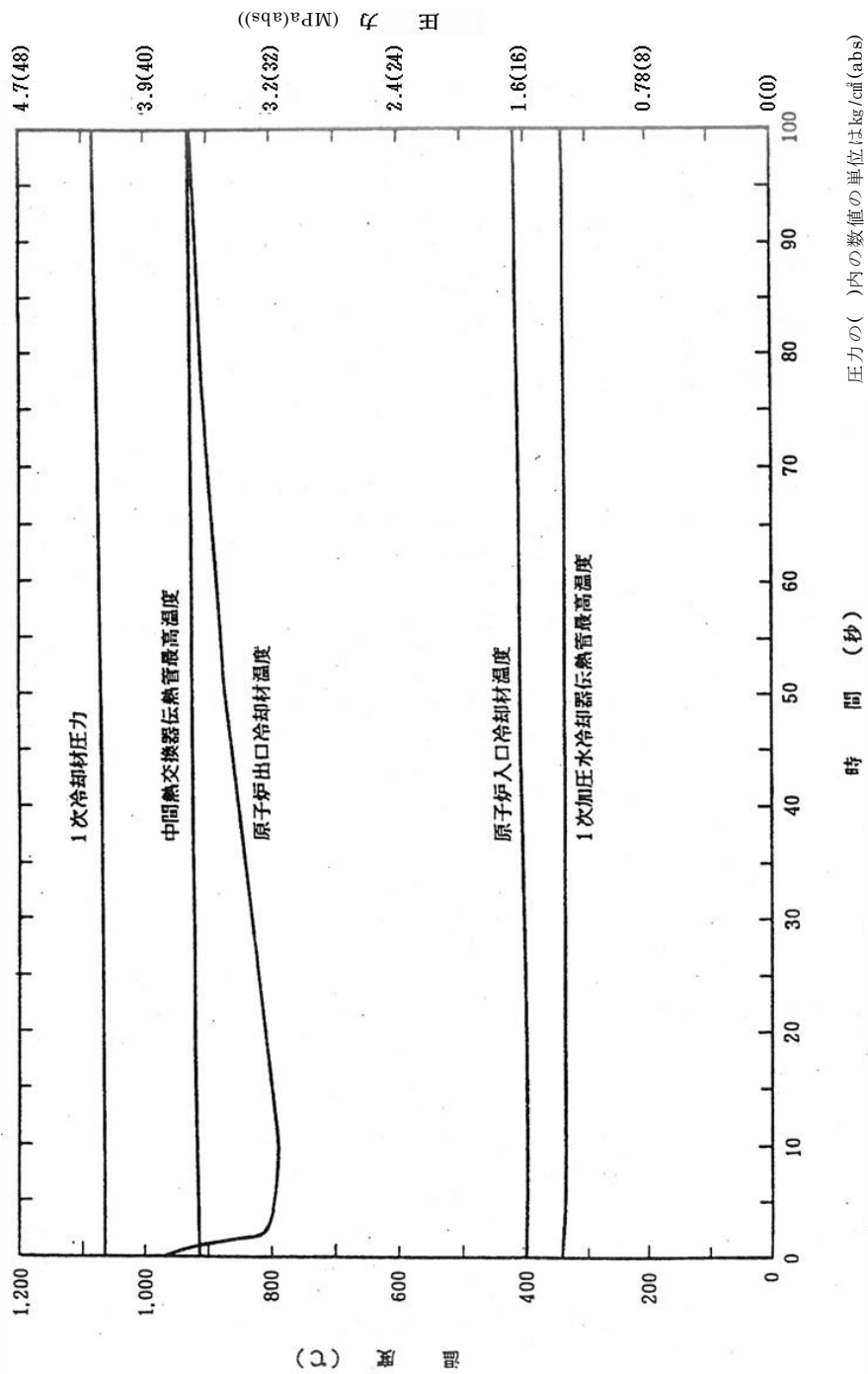
第2.4.4図 1次冷却材流量の減少
(1次ベリウム貯蔵供給設備排弁の誤開)(2)



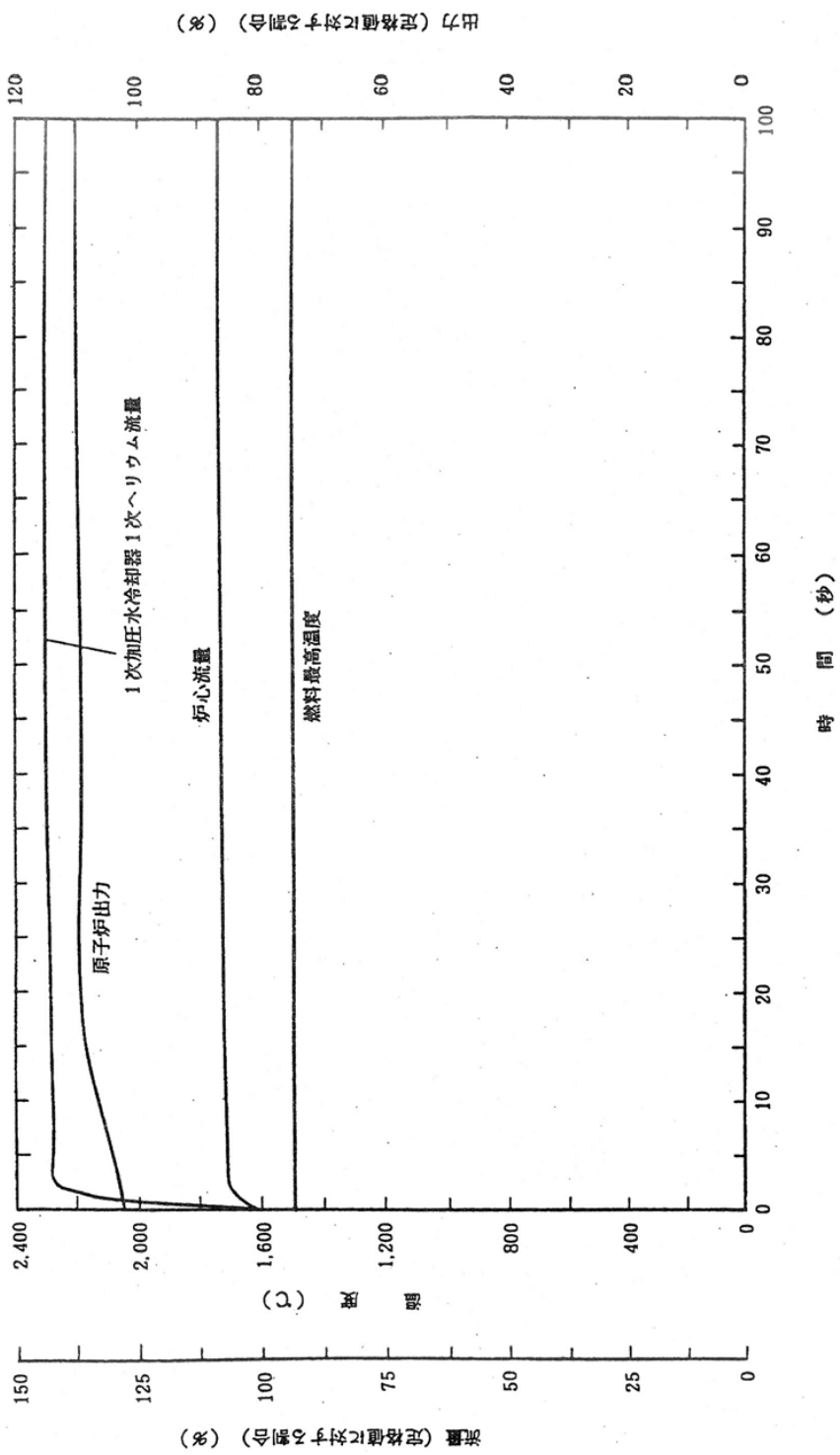
第2.4.5図 1次冷却材流量の減少
(1次へリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開)(3)



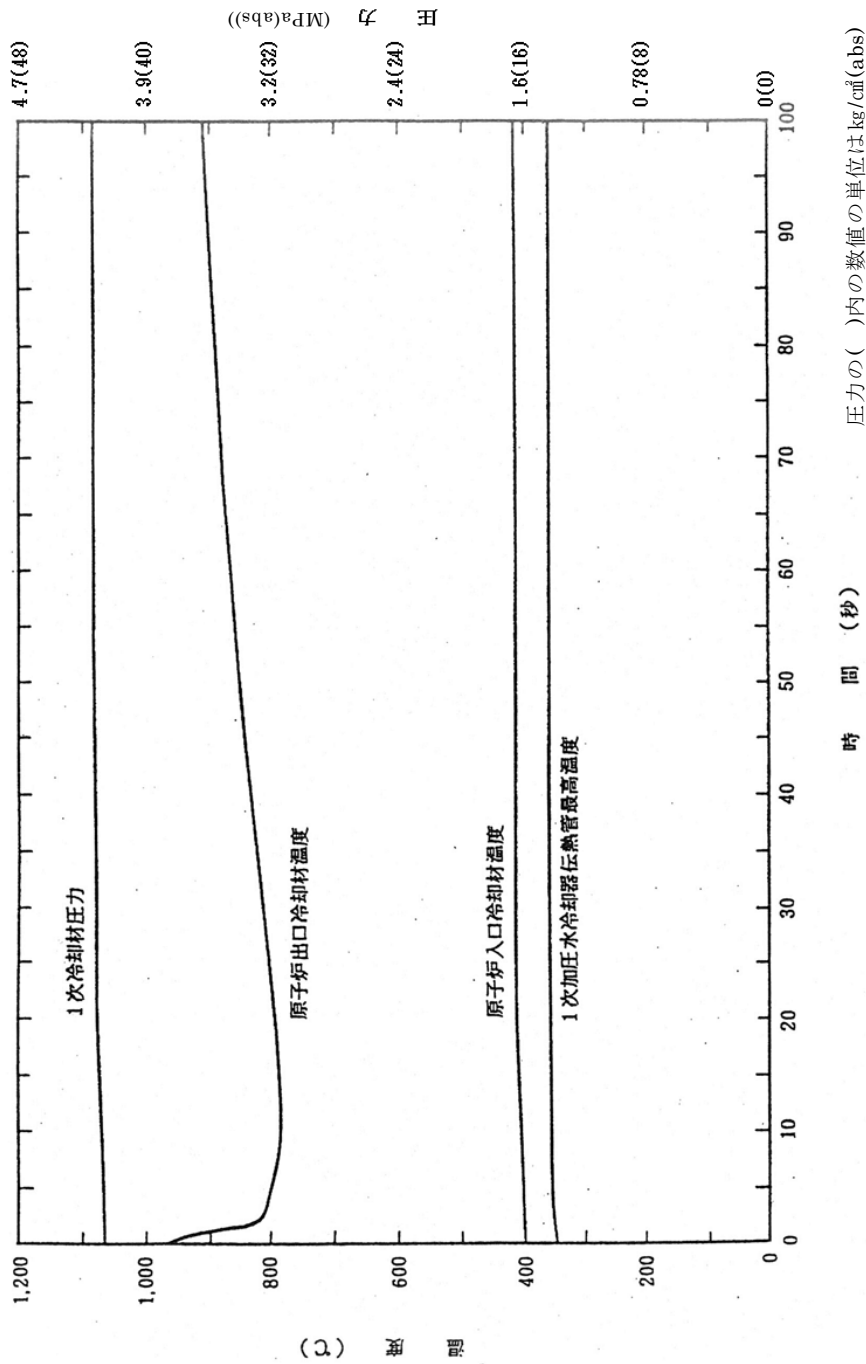
第2.5.1図 1次冷却材流量の増大
(中間熱交換器用1次へリウム循環機の回転数上昇)(1)



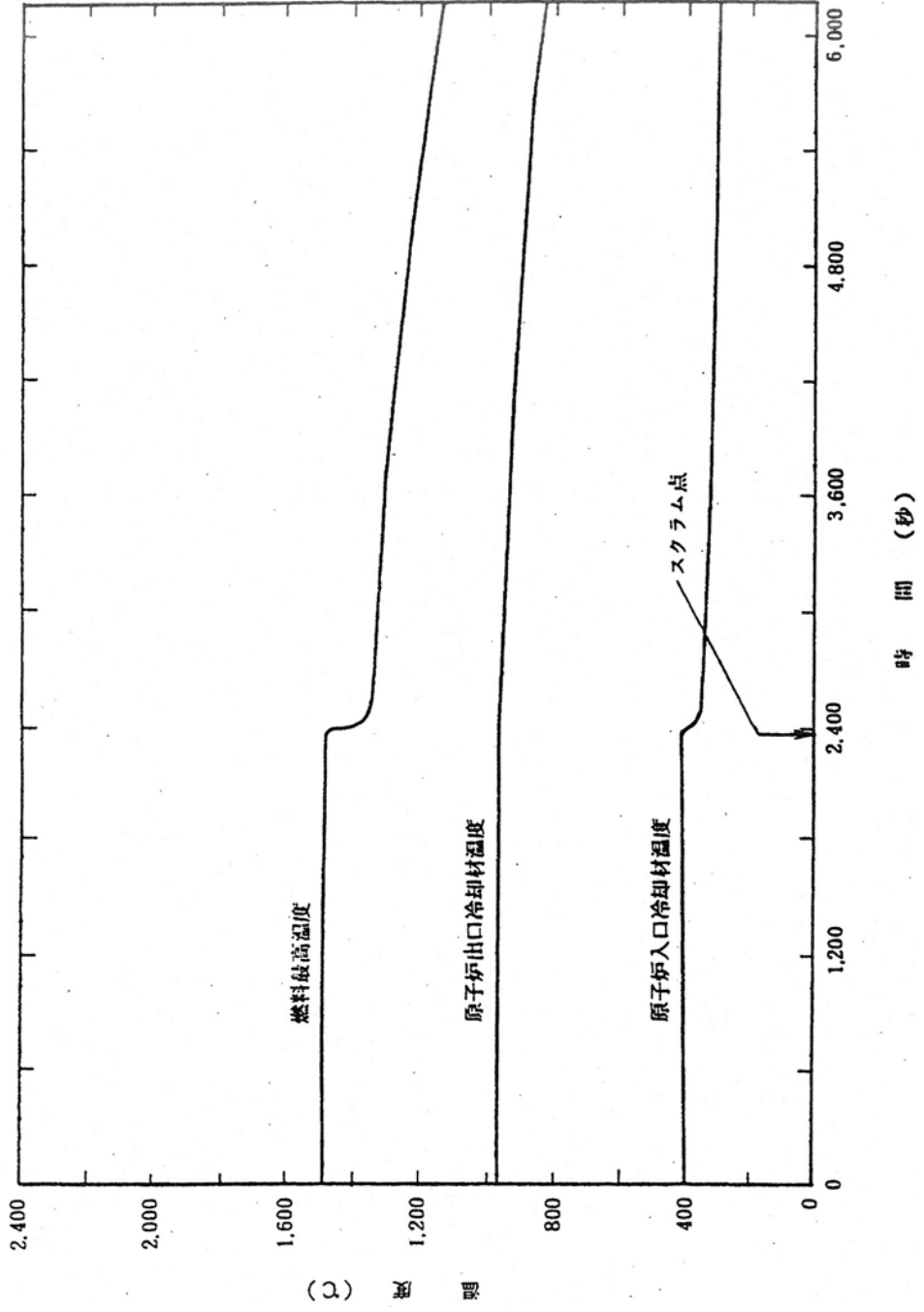
第2.5.2図 1次冷却材流量の増大
(中間熱交換器用1次へリウム循環機の回転数上昇)(2)



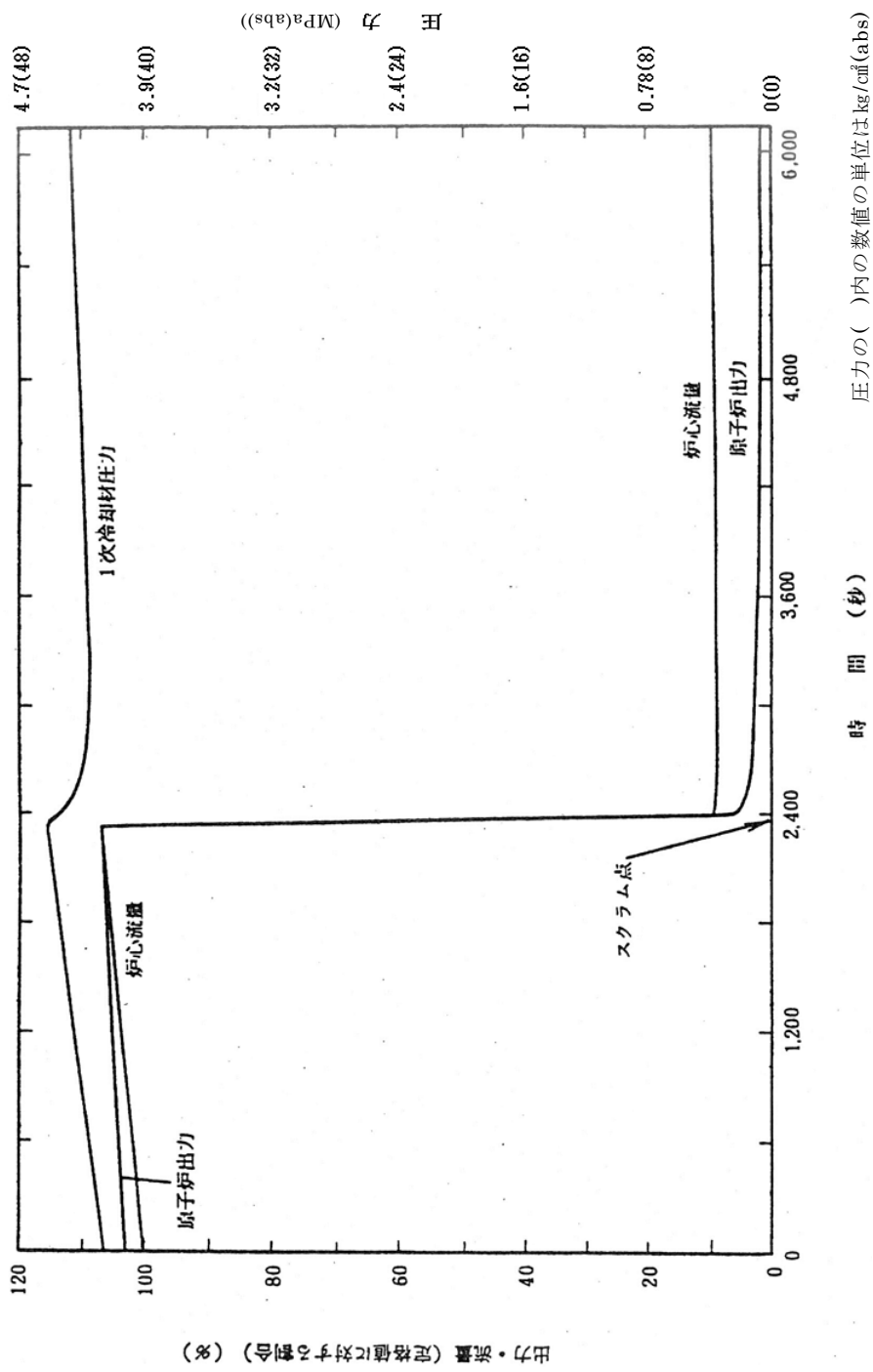
第2.5.3図 1次冷却材流量の増大
(1次加圧水冷却器用1次へリウム循環機の回転数上昇)(1)



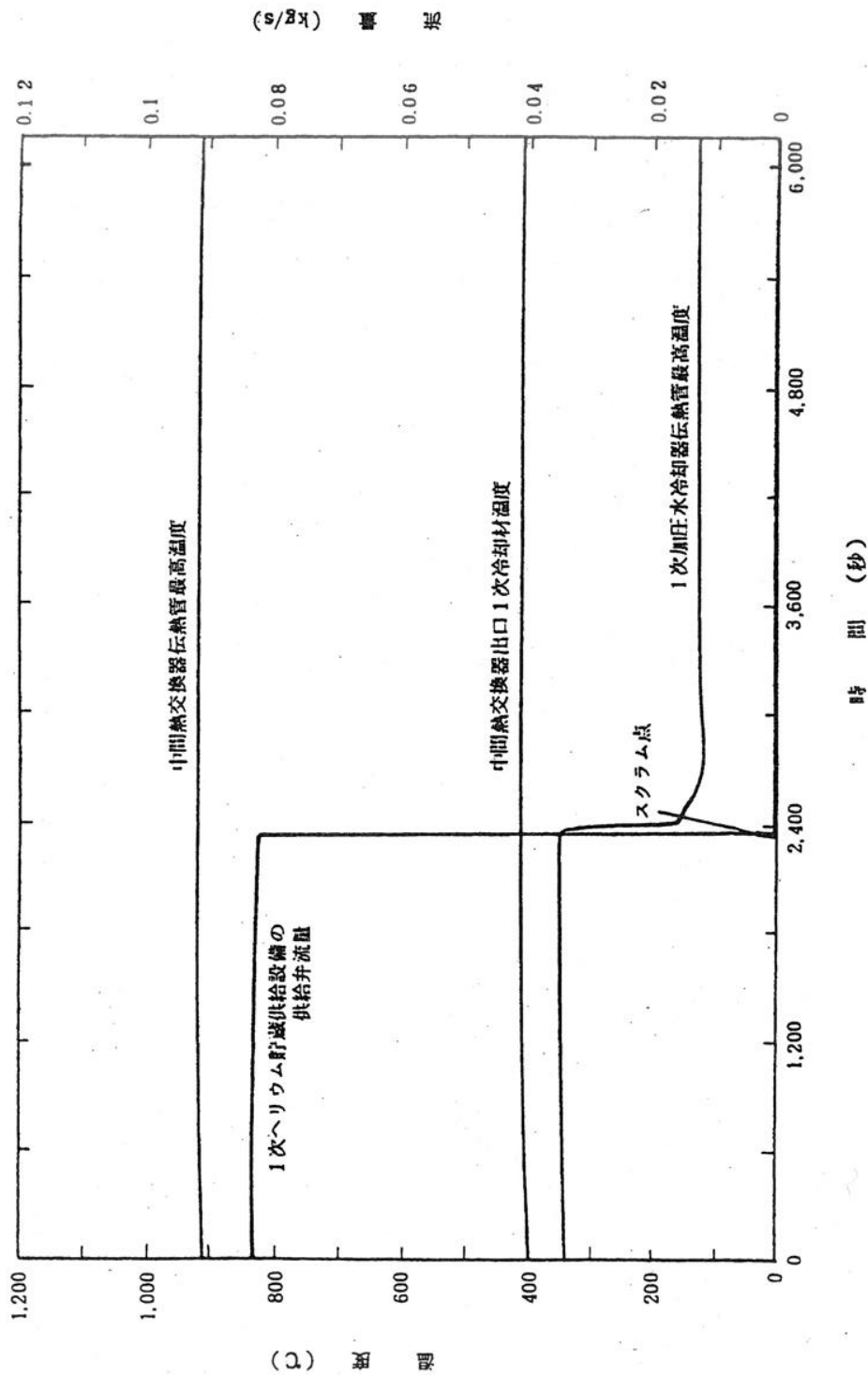
第2.5.4図 1次冷却材流量の増大
(1次加圧水冷却器用1次へりウム循環機の回転数上昇)(2)



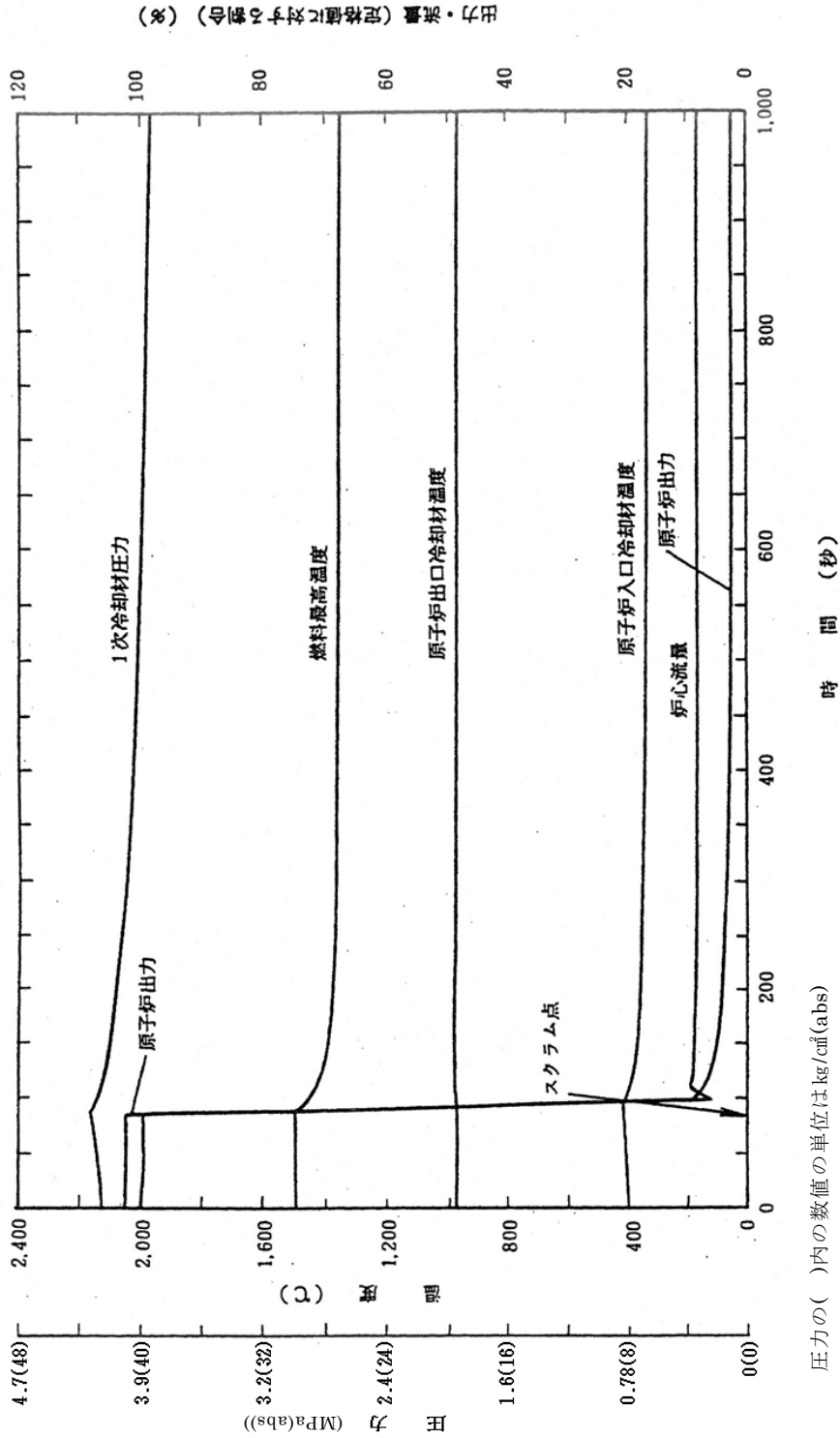
第2.5.5図 1次冷却材流量の増大
(1次へリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開)(1)



第2.5.6図 1次冷却材流量の増大
(1次ペリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開)(2)

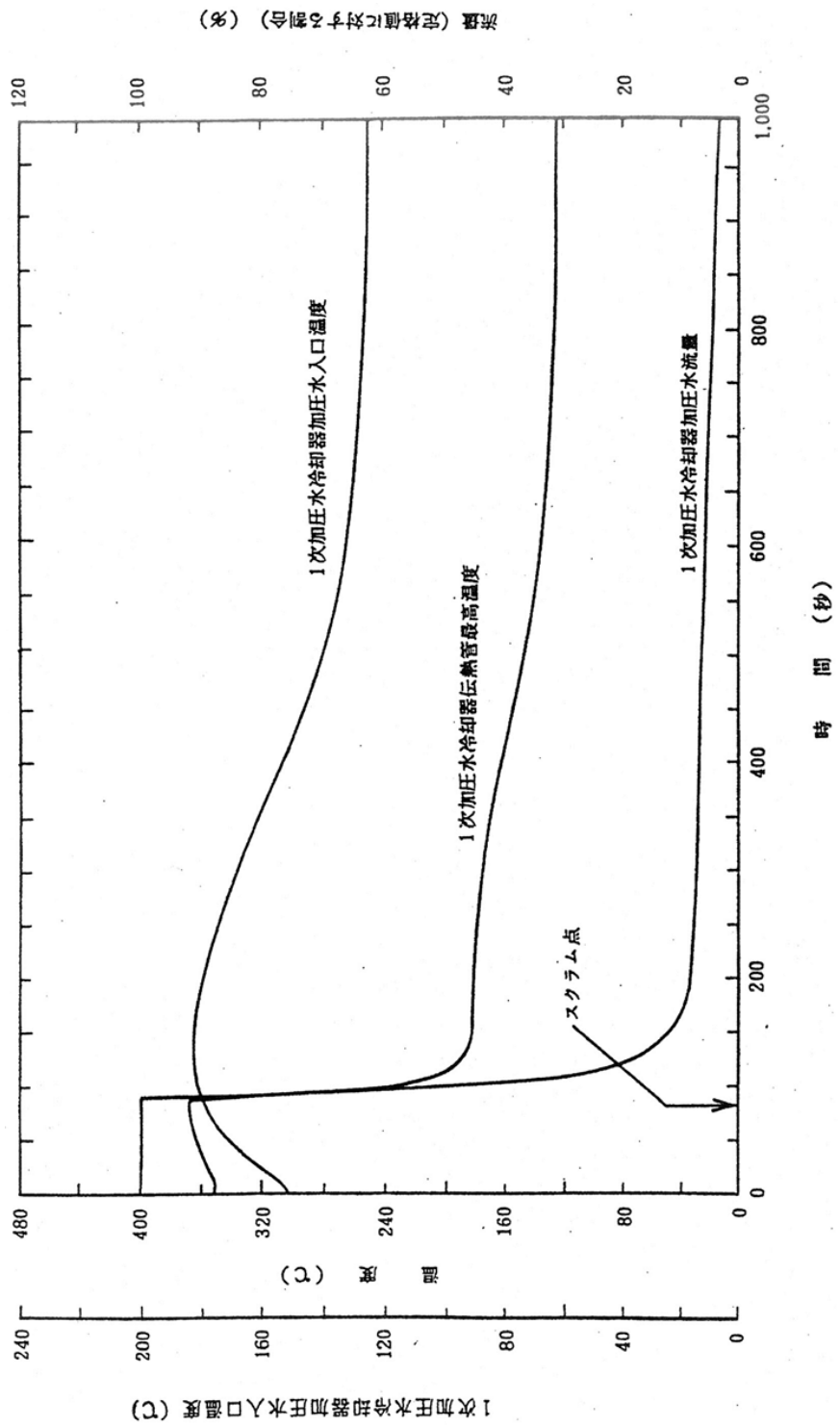


第2.5.7図 1次冷却材流量の増大
(1次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開)(3)

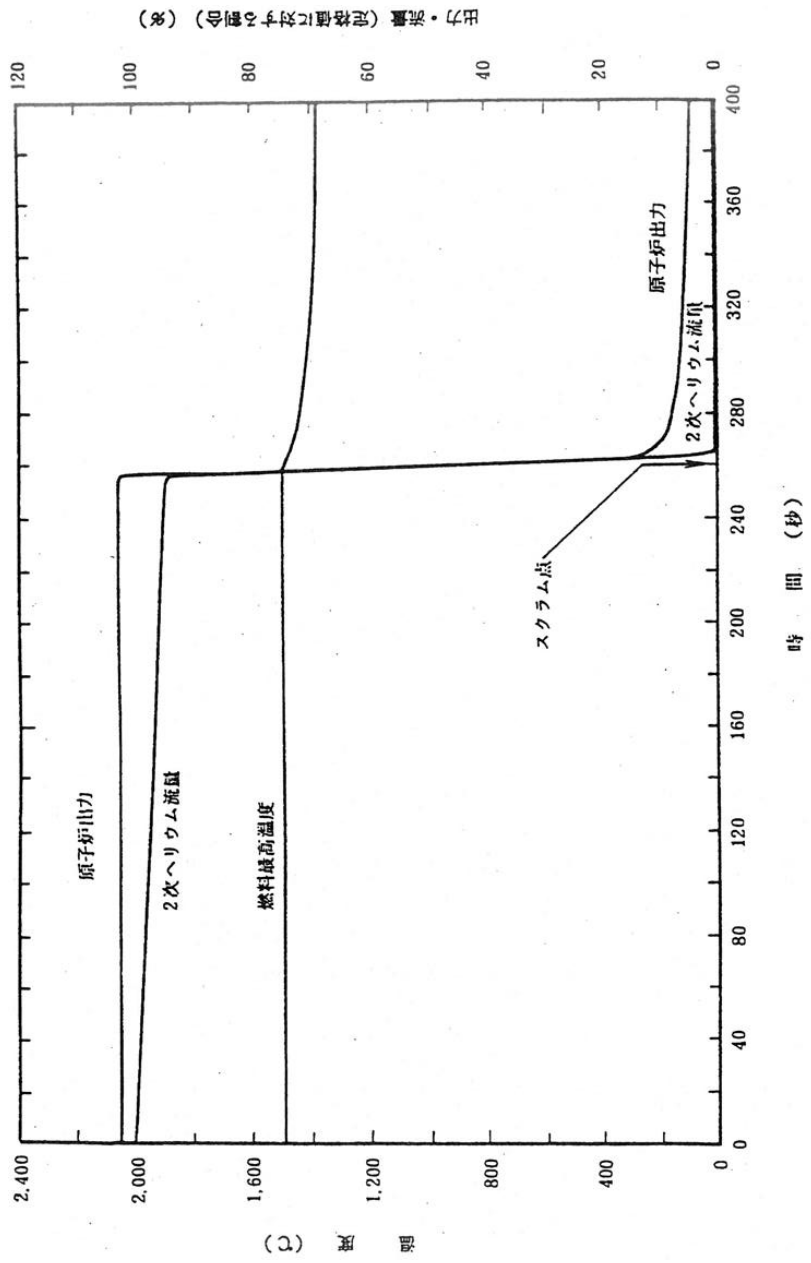


(%) (単位は右軸参照) 横軸・75

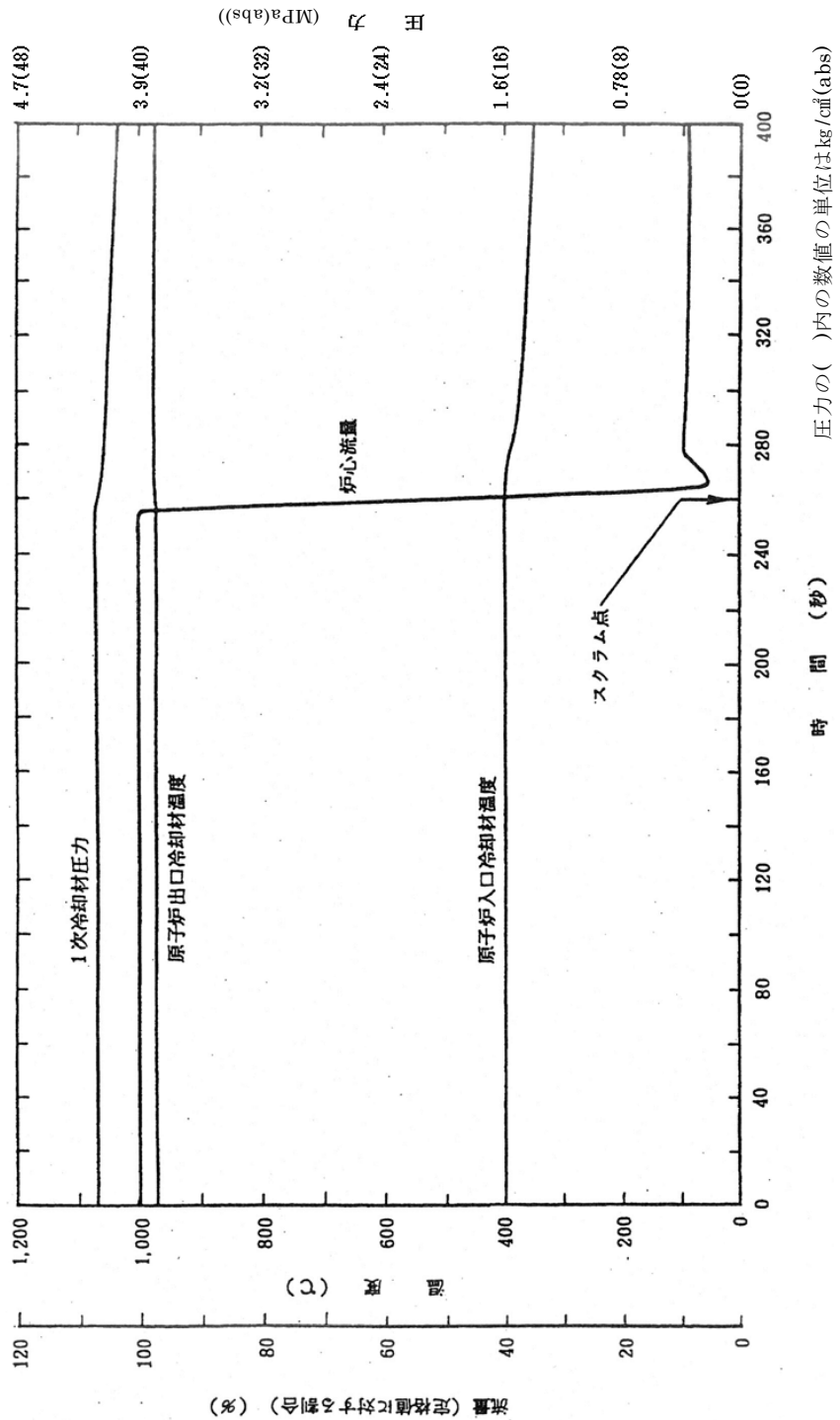
第2.6.1図 2次冷却設備の除熱量の減少
(加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開 - 単独運転)(1)



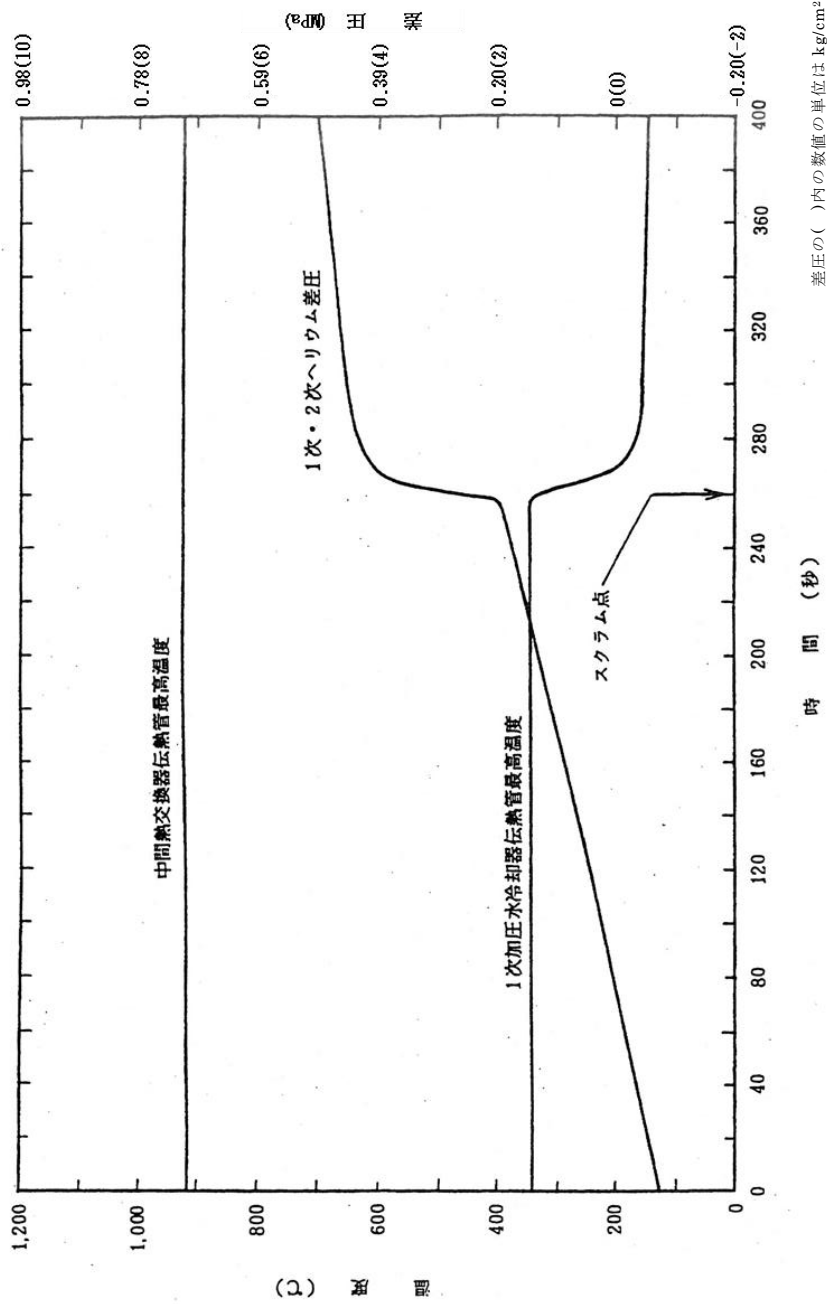
第2.6.2図 2次冷却設備の除熱量の減少
(加圧水空冷冷却器のバイパス流量調節弁の誤開 - 単独運転)(2)



第2.6.3図 2次冷却設備の除熱量の減少
(2次ヘリウム貯蔵供給設備排出の誤開)(1)

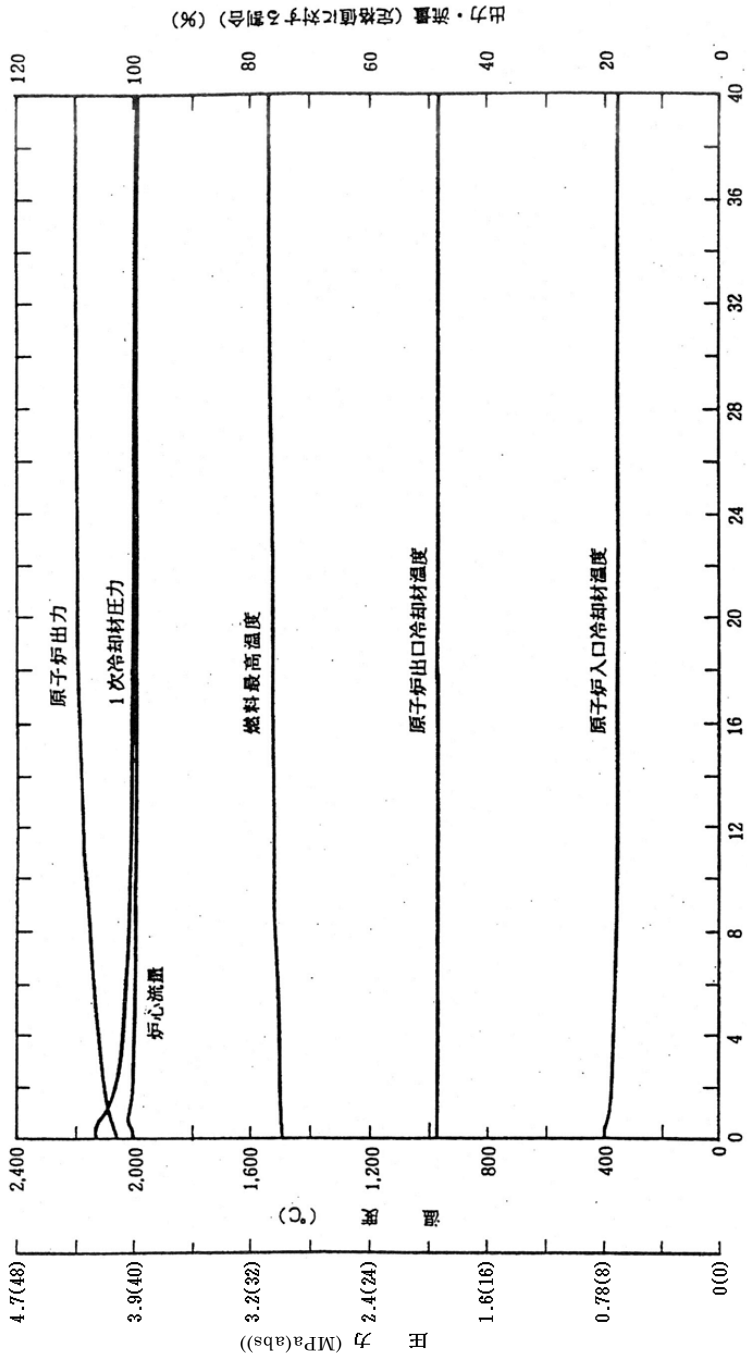


第2.6.4図 2次冷却設備の除熱量の減少
(2次へリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開) (2)



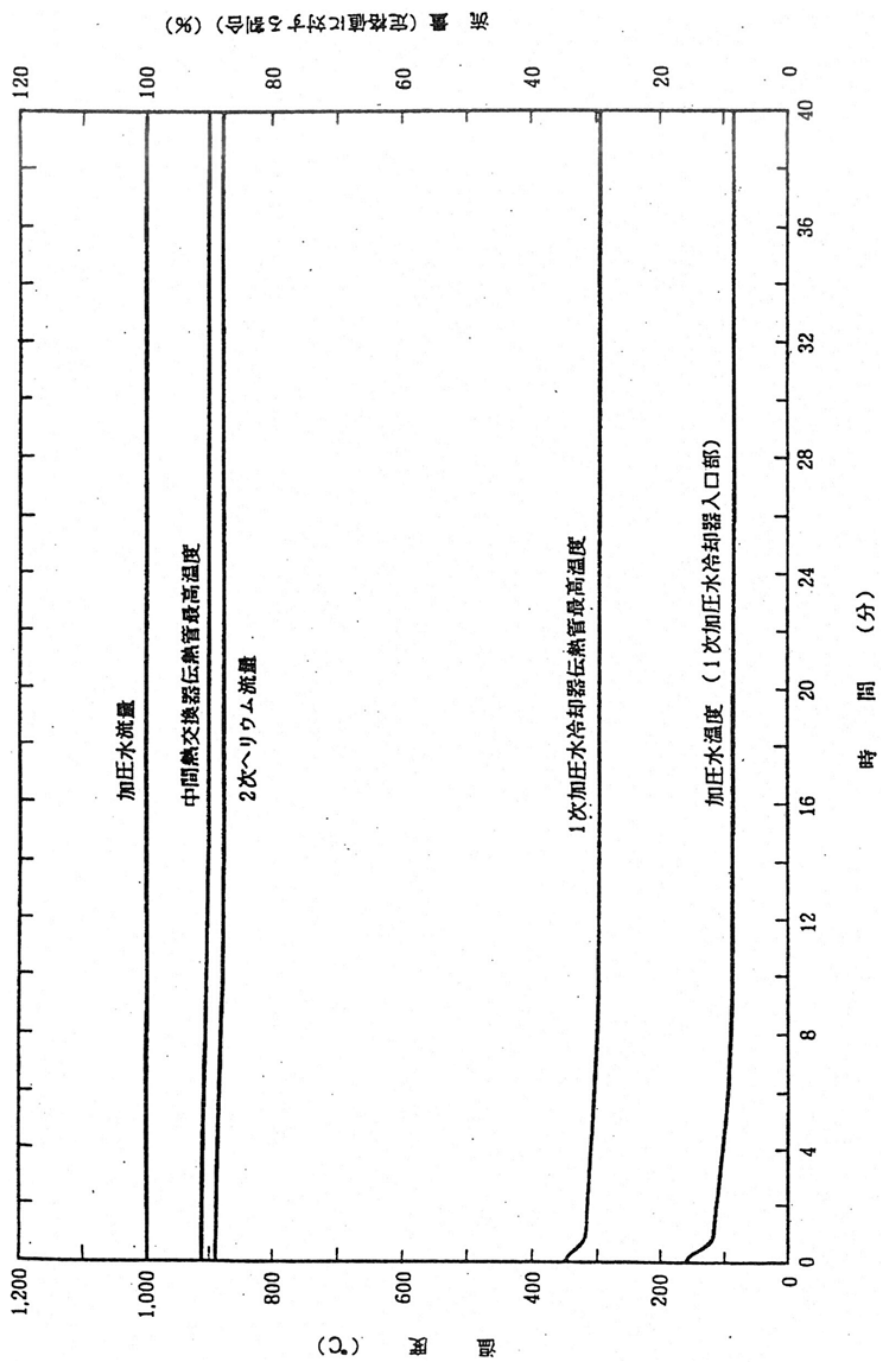
差圧の()内の数値の単位は kg/cm²

第2.8.5図 2次冷却設備の除熱量の減少
(2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開)(3)

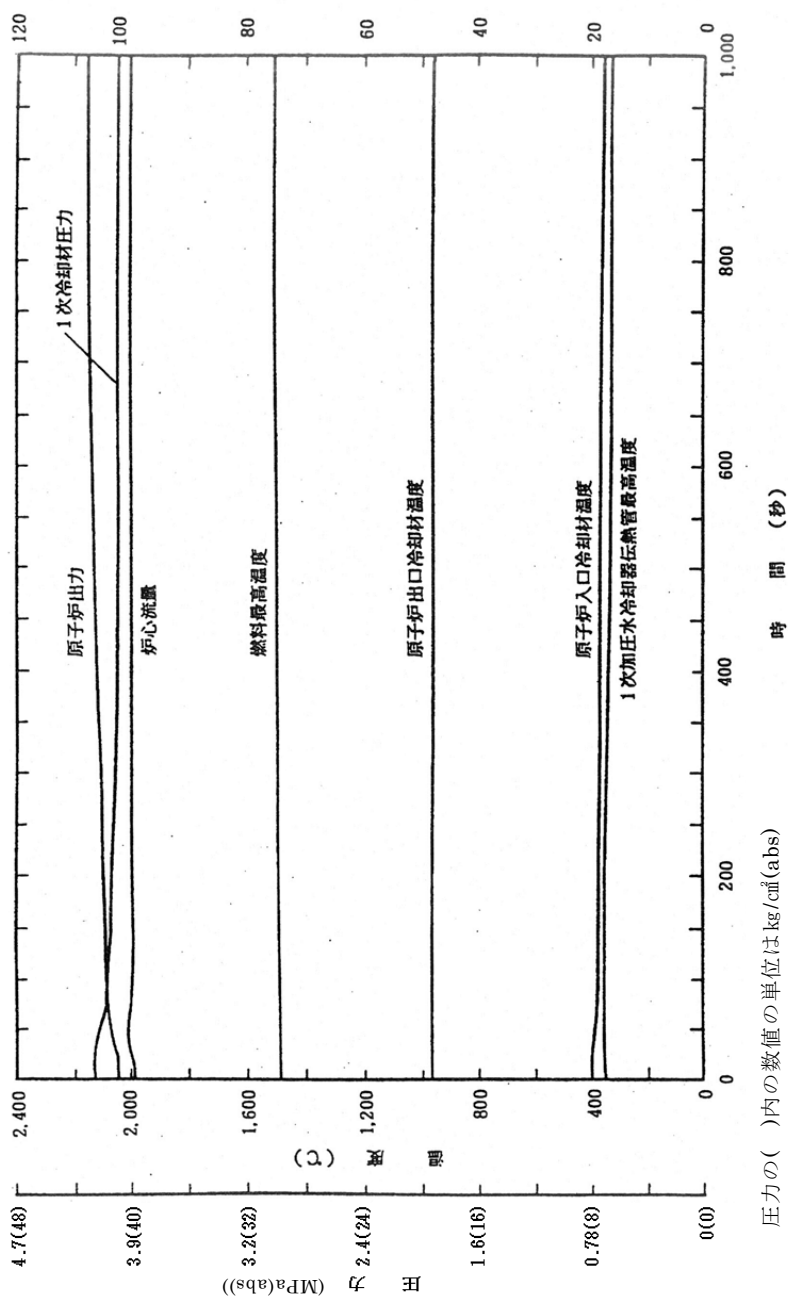


圧力の()内の数値の単位はkg/cm²(abs)

第2.7.1図 2次冷却設備の除熱量の増大 (並列運転)(1)

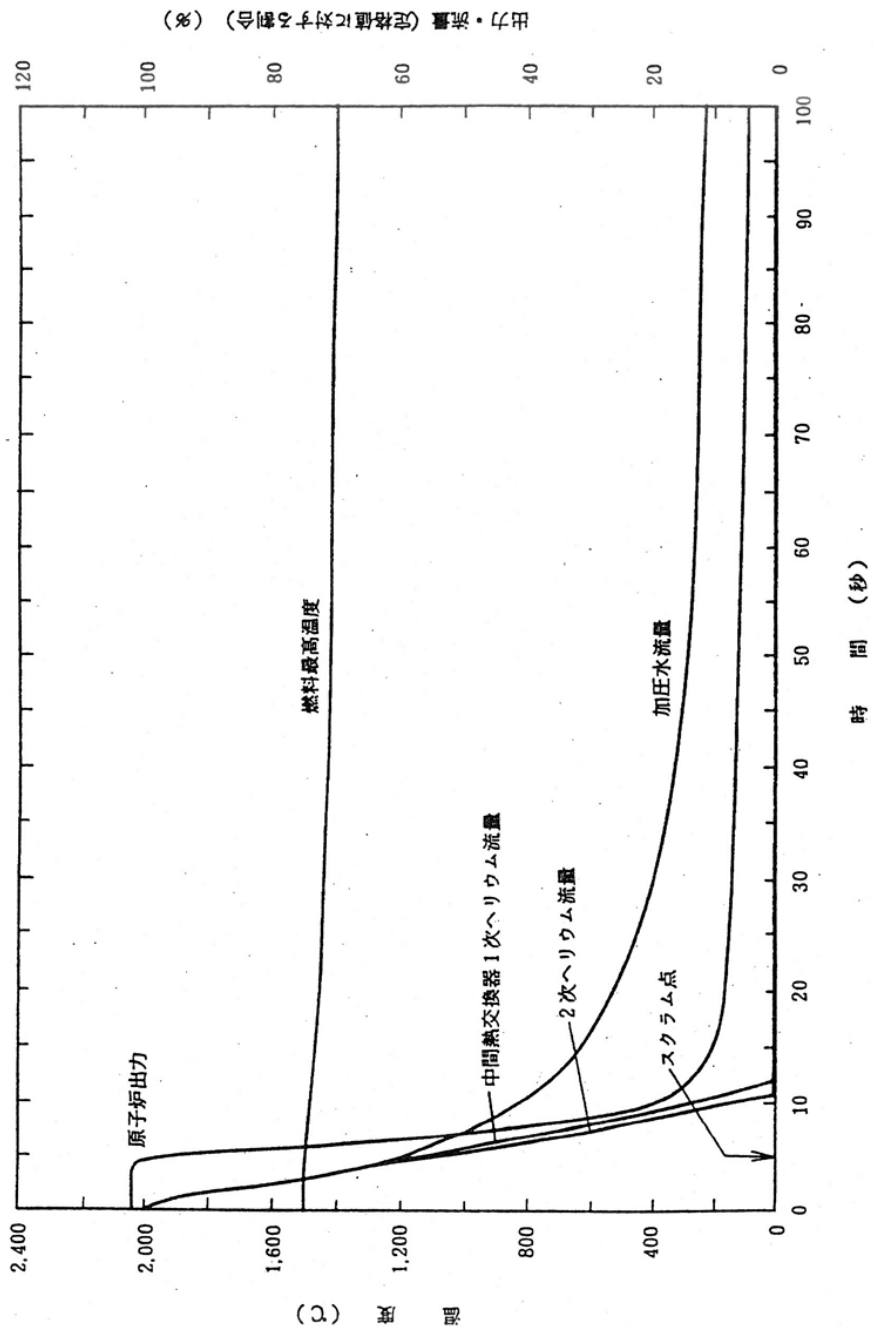


第2.7.2図 2次冷却設備の除熱量の増大 (並列運転)(2)

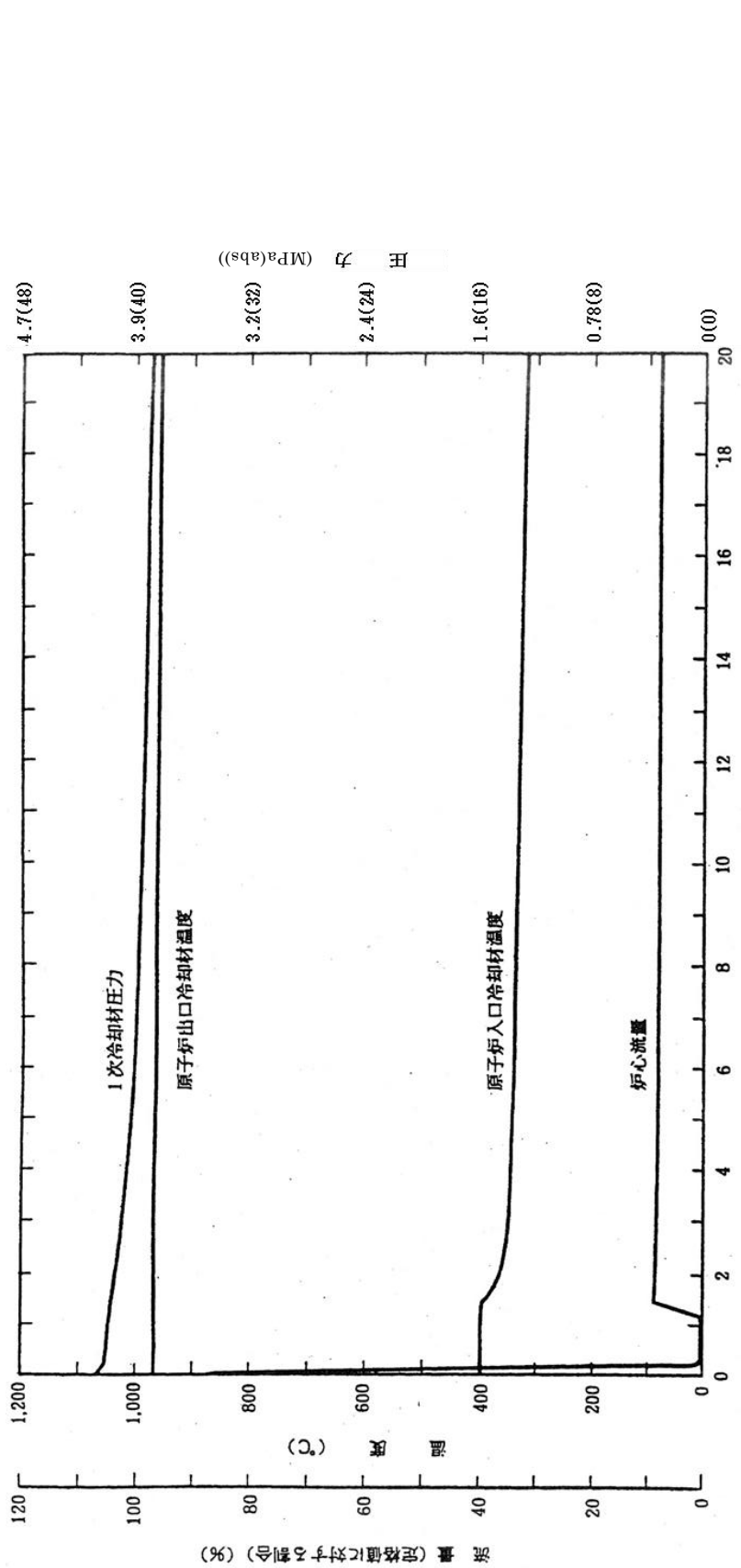


(※) (加圧水冷却器) 運転・停止

第2.7.3図 2次冷却設備の除熱量の増大 (単独運転)

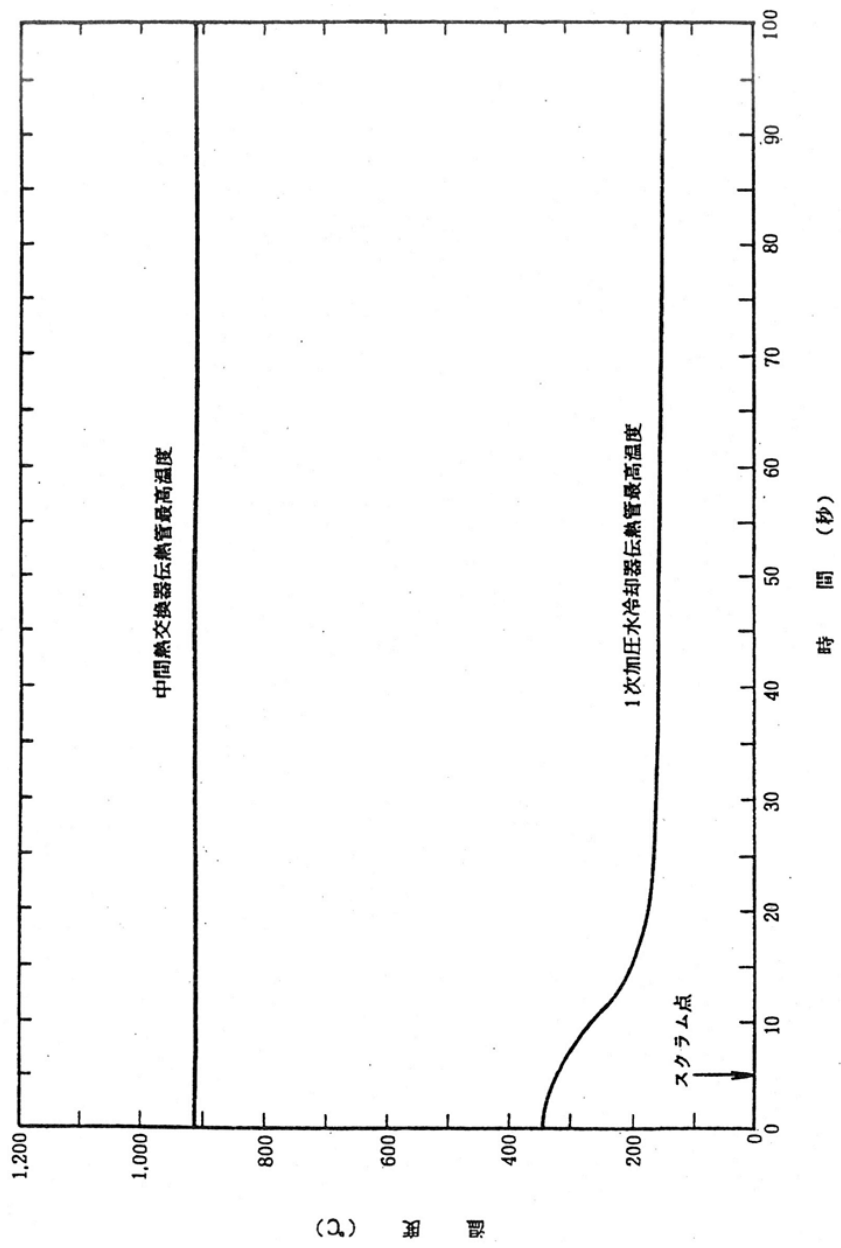


第2.8.1図 商用電源喪失(1)

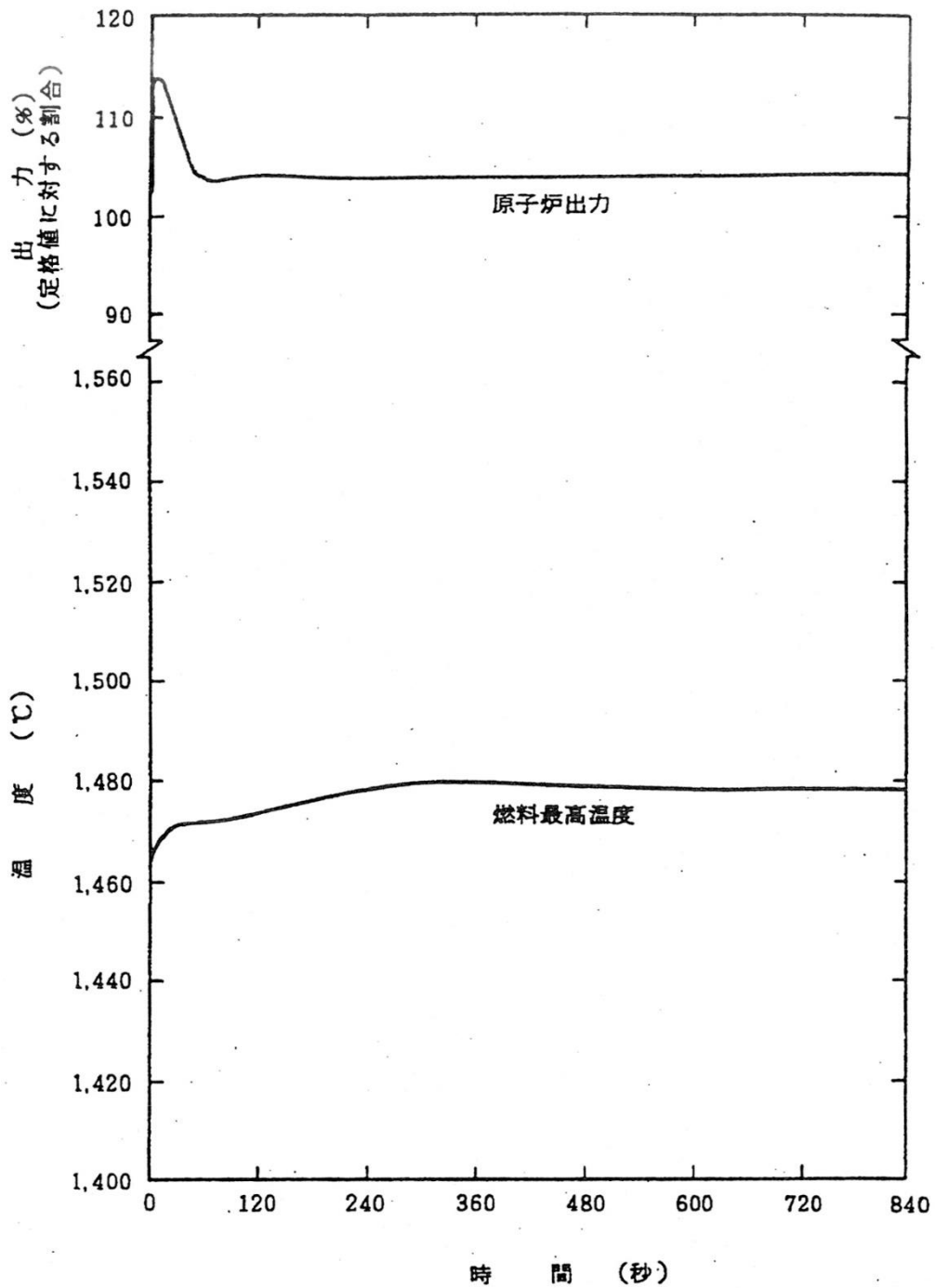


圧力の()内の数値の単位はkg/cm²(abs)

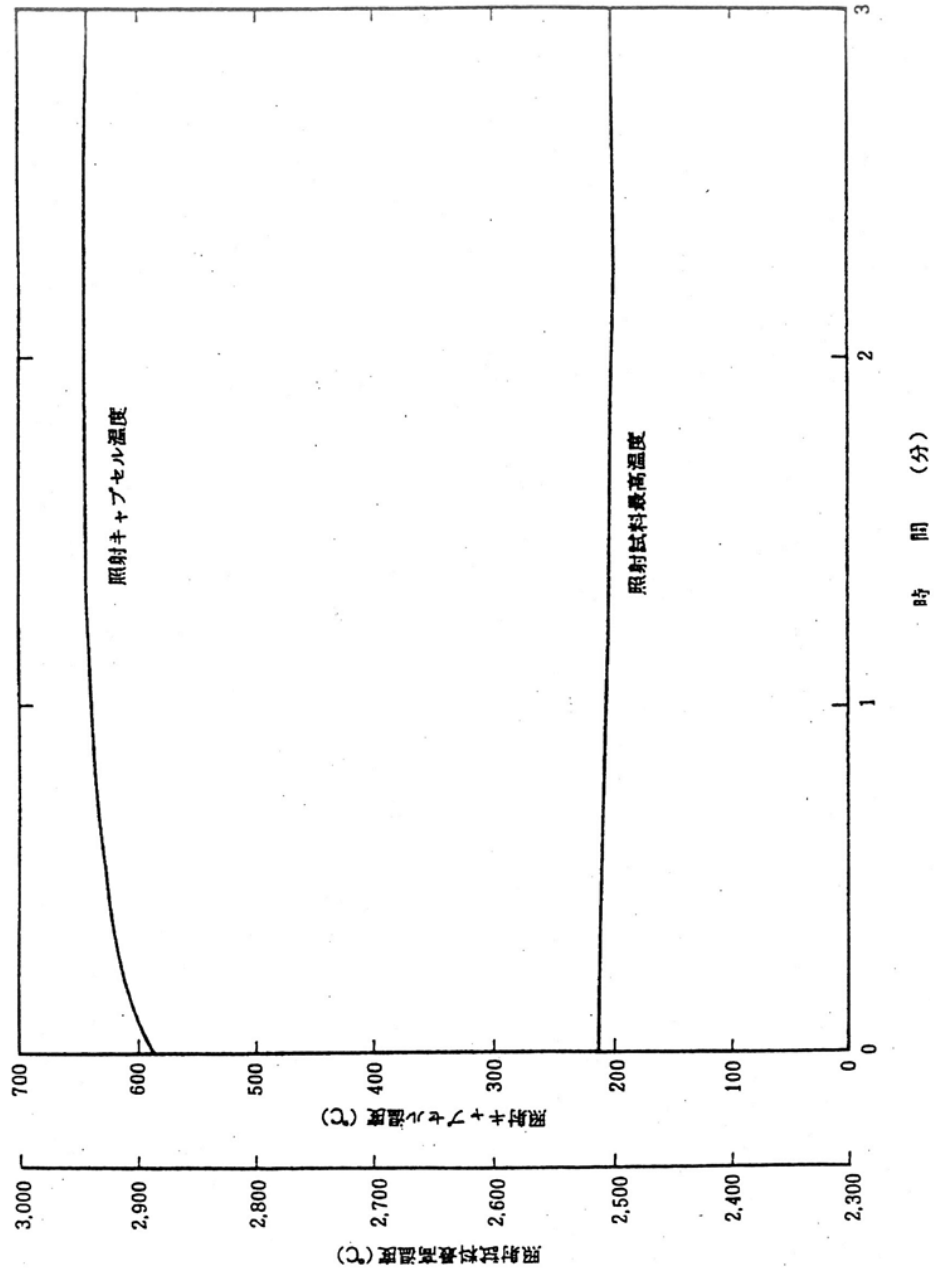
第2.8.2図 商用電源喪失(2)



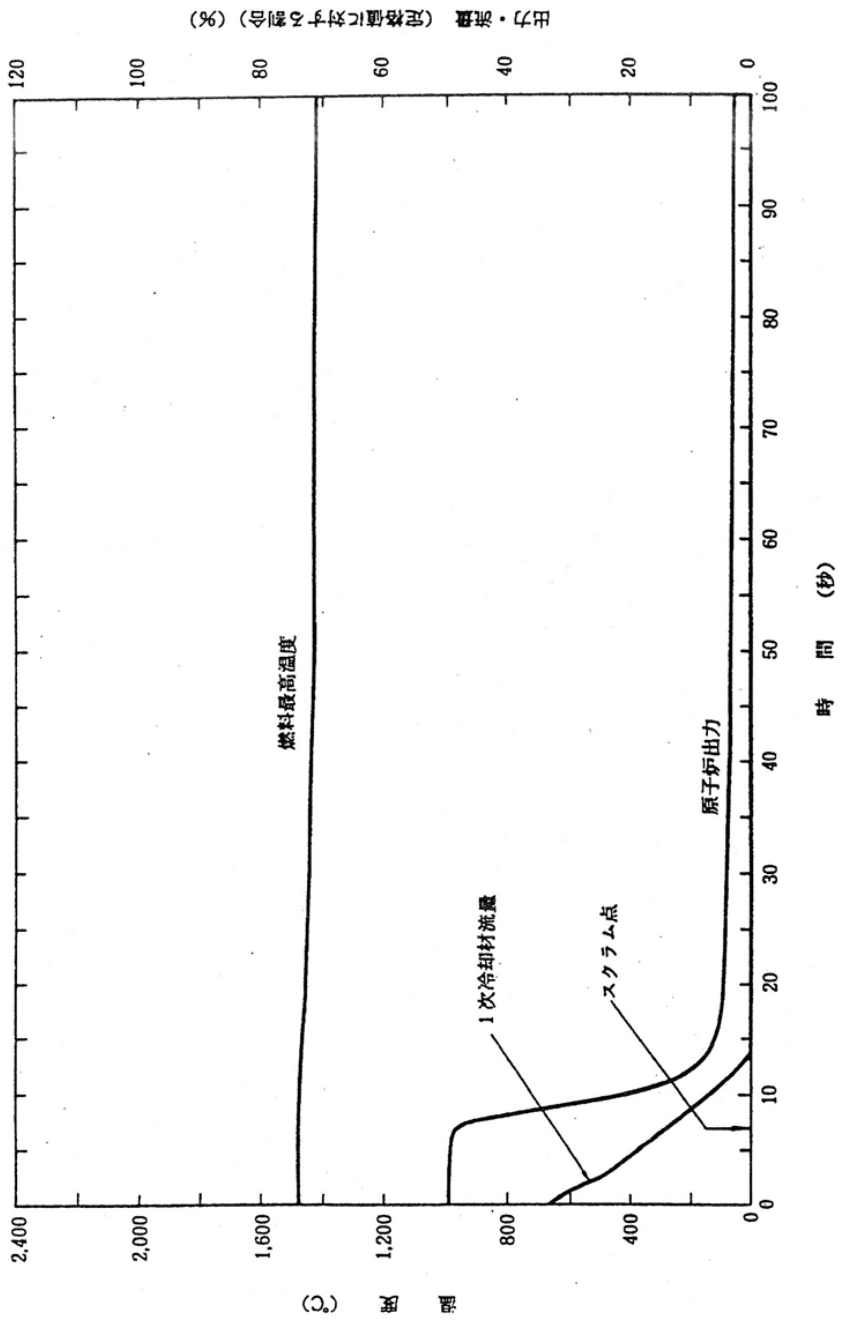
第2.8.3図 商用電源喪失 (3)



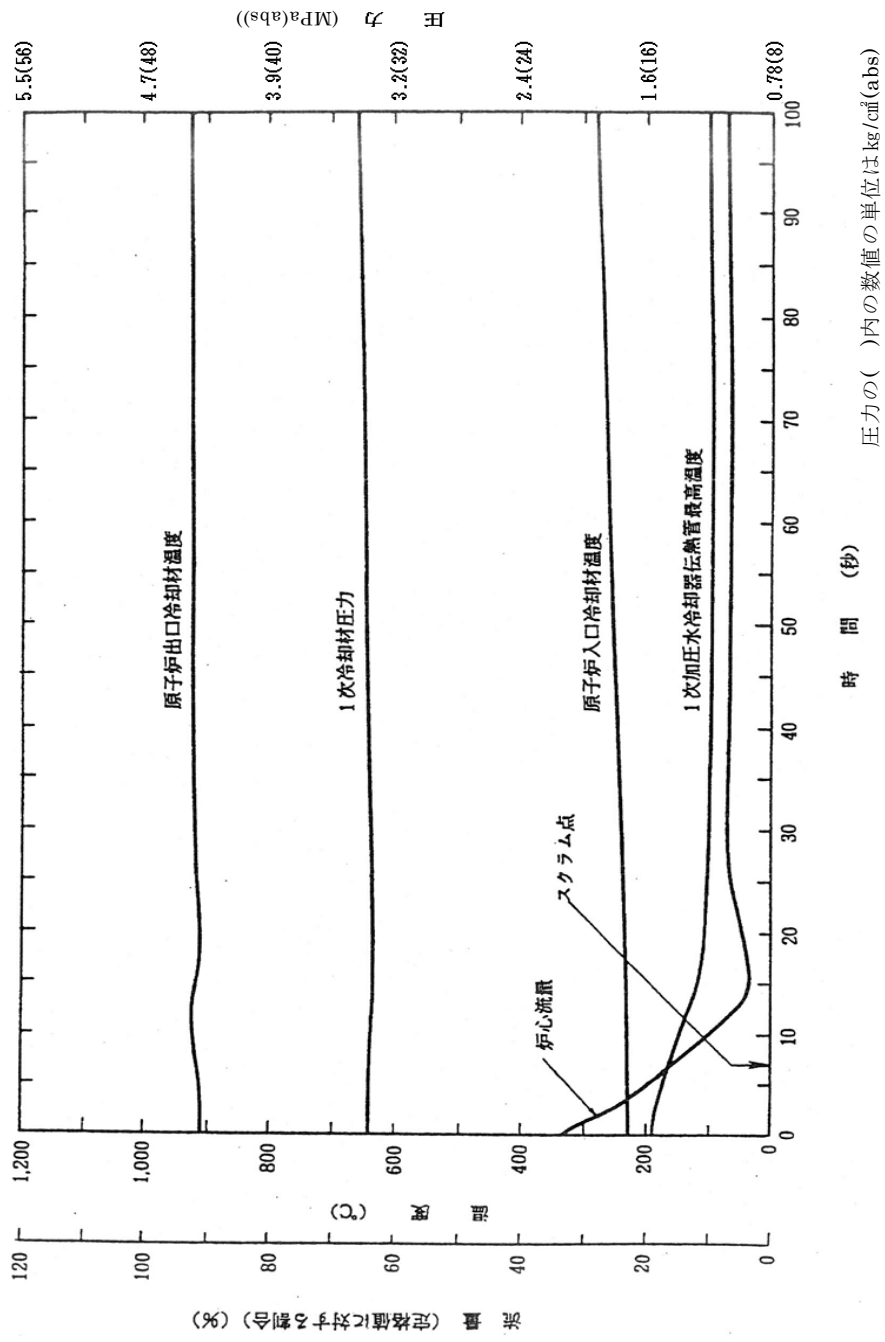
第 2.9.1 図 照射試料及び実験設備の異常
(照射試料の移動による反応度添加)



第2.9.2図 照射試料及び実験設備の異常(照射キヤプセルの断熱性能の低下)



第2.10.1図 特殊運転時の異常(1)



第2.10.2図 特殊運転時の異常(2) 圧力の()内の数値の単位はkg/cm²(abs)

3. 設計基準事故解析

3.1 序

本章では、本原子炉施設において想定される設計基準事故に対して、その発生原因と防止対策を説明し、その経過と結果の解析を行い、原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

設計基準事故として、次の事象を評価する。

- (1) 炉心冷却能力の低下
 - a. 燃料体内冷却材流路閉塞事故
 - b. 1次冷却設備二重管内管破損事故
 - c. 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故
 - d. 2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故
 - e. 加圧水配管破断事故
- (2) 減圧事故
 - 1次冷却設備二重管破断事故
- (3) 水侵入事故
 - 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故
- (4) 1次ヘリウム純化設備に関する事故
 - 1次ヘリウム純化設備破損事故
- (5) 廃棄物処理設備に関する事故
 - 気体廃棄物の廃棄施設破損事故
- (6) 照射試料及び実験設備に関する事故
 - a. 照射試験装置スweepガス配管破損事故
 - b. 燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故
- (7) 制御棒の抜け出し等による事故
 - スタンドパイプ破損事故

3.2 燃料体内冷却材流路閉塞事故

3.2.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、燃料体内冷却材流路の1流路が閉塞される事象として考える。冷却材流路が閉塞すると閉塞した流路の冷却材流量が喪失し、局部的に燃料が加熱して燃料の破損が生じる可能性がある。

この場合、1次冷却材放射能の監視計装及び燃料破損検出装置による核分裂生成物の検出によって、運転員が異常を検知して、必要な操作を行うとともに必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、設計基準事故は安全に終止する。

(2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次冷却設備、炉心構成要素及び炉内構造物の材料選定、設計、製作及び据付は、関連する規格、基準等に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分行い、1次冷却設備内に異物が発生しないよう十分に配慮する。
- b. 運転状態の監視及び炉心の異常監視のため、炉心の各領域出口での冷却材温度及び放射能の濃度を測定し、異常な現象を早期に検知する。
- c. 上記の防止対策にもかかわらず、万一1次冷却設備内を循環する核分裂生成物の量が異常に増加した場合には、原子炉保護設備の「1次冷却材放射能高」信号により原子炉は自動停止する。

3.2.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

設計基準事故の解析は、計算コードFLOWNET/TRUMPによって行う。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 出力及び燃料温度の最も高い燃料カラムの冷却材流路のうち、1流路が完全閉塞された場合を想定する。
- c. 流路閉塞を想定した1燃料カラムを対象として、側面は断熱境界とし、各燃料体の上下面に平行な冷却材の流れはないものとする。
- d. 設計基準事故発生後も原子炉出力及び1次冷却材流量は、初期値を維持するものとする。

(2) 解析結果

1 流路の燃料体内冷却材流路の閉塞により発生する各冷却材流路内の燃料最高温度を第3.2.1図に示す。

燃料カラム内の燃料体内冷却材流路のうち、1 流路が完全閉塞した場合、閉塞流路内の燃料最高温度は、燃料体の上から3段目の下部で1,653℃まで上昇し、燃料体内の閉塞した流路に隣接する流路内の燃料温度も約1,600℃まで上昇する。この時、その他のカラム内の燃料温度の過度な上昇はない。

また、原子炉出力及び1次冷却材流量は初期値を維持していることから、この場合の炉心出口冷却材温度及び1次冷却材圧力は初期値とほとんど変わらない。

3.2.3 結 論

この設計基準事故において、流路閉塞を生じた流路及びそれに隣接する流路内の燃料温度は上昇するが、この時、その他のカラム内の燃料温度はほとんど上昇しないことから、炉心は過度の損傷を起こすことなく、炉心の冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。

3.3 1次冷却設備二重管内管破損事故

3.3.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、1次冷却設備二重管内管が瞬時に破損し、1次冷却材の一部が破損部を通して中間熱交換器又は1次加圧水冷却器に戻り、炉心をバイパスする事象として考える。炉心流量が減少すると、炉心冷却能力が低下して燃料温度が上昇し、燃料の破損が生じる可能性がある。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、炉容器冷却設備により残留熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、また原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なうことなく設計基準事故は安全に終止する。

(2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次冷却設備二重管内管の材料選定、設計、製作及び据付は、関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、1次冷却設備二重管内管の破損が起こる可能性を小さくする。
- b. 1次冷却設備二重管の高温ヘリウムガス流路を形成するライナと内管の間には内部断熱材を設置し、内管の温度を十分低く保つようにする。
- c. 上記の防止対策にもかかわらず、万一設計基準事故が発生した場合には、原子炉保護設備の「炉心差圧低」信号、「原子炉出口冷却材温度高」信号等により、原子炉は自動停止する。
- d. 原子炉スクラム時には、炉容器冷却設備により、原子炉停止後の残留熱を除去する。

3.3.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

設計基準事故直後の解析は、計算コード THYDE-HTGR により行う。また、原子炉スクラム後の長時間の解析は計算コード TAC-NC により行う。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 原子炉压力容器内で内管が瞬時に完全両端破断するものとする。⁽¹⁾
- c. 原子炉スクラムは、原子炉保護設備の「炉心差圧低」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第 1.3.2 表に示した値を用いる。
- d. 原子炉スクラム後の温度評価については、評価対象ごとに最も温度が高くなる燃焼日数で設計基準事故が起こるものとする。したがって、燃料温度を計算するに当たっては、炉心を構成する黒鉛の熱伝導率は、炉心からの熱放散の小さい燃焼末期の値を使用する。また、原子炉压力容器の温度を計算するに当たっては、炉心を構成する黒鉛の熱伝導率は、原子炉压力容器への熱放散の大きい燃焼初期の値を使用する。
- e. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- f. 商用電源は使用できないものとする。
- g. 単一故障の仮定として、炉容器冷却設備の 1 系統が不作動とする。

(2) 解析結果

1 次冷却設備二重管内管が完全破断した場合の設計基準事故後 40 秒までのプラントの挙動を第 3.3.1 図に示す。設計基準事故後、破断部を通る流れが発生し、炉心を流れる冷却材流量は急速に減少し、約 0.7 秒で「炉心差圧低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この際、燃料最高温度は初期値を上回ることなく、徐々に低下する。

原子炉スクラムから約 100 時間の燃料最高温度及び原子炉压力容器最高温度を、第 3.3.2 図に示す。燃料最高温度は原子炉スクラム後に約 1,135°C に低下した後、再び上昇するが、初期値を上回ることはない。また、原子炉压力容器の最高温度は、原子炉压力容器側部に生じ、設計基準事故後約 25 時間で約 515°C まで上昇するが、制限温度を超えることはない。更に、1 次冷却材圧力は、設計基準事故後約 35 時間で約 4.50MPa (abs) (約 45.9kg/cm² (abs)) まで上昇するに留まる。

3.3.3 結 論

この設計基準事故において、「炉心差圧低」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は過度に上昇することはない、炉心の冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。

3.4 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故

3.4.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、2次ヘリウム冷却設備二重管内管が瞬時に破損し、2次ヘリウムの一部が破損部を通して2次加圧水冷却器に戻り、中間熱交換器をバイパスする事象として考える。中間熱交換器の2次ヘリウム流量が低下すると、中間熱交換器による除熱能力が低下し、炉心冷却能力が低下して燃料温度が上昇するとともに、中間熱交換器伝熱管温度が上昇する可能性がある。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、また、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なうことなく設計基準事故は安全に終止する。

(2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 2次ヘリウム冷却設備二重管内管の材料選定、設計、製作及び据付は関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損が起こる可能性を小さくする。
- b. 2次ヘリウム冷却設備二重管の高温ヘリウムガス流路を形成するライナと内管の間に内部断熱材を設置し、内管の温度を十分低く保つようにする。
- c. 上記の防止対策にもかかわらず、万一設計基準事故が発生した場合には、原子炉保護設備の「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号、「原子炉出口冷却材温度高」信号又は「1次・2次ヘリウム差圧大」信号により、原子炉は自動停止する。
- d. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

3.4.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

設計基準事故の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 2次ヘリウム内管が中間熱交換器出口部近傍で、瞬時に完全両端破断するものとする。
- c. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- d. 原子炉スクラムは、原子炉保護設備の「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。なお、「1次・2次ヘリウム差圧大」信号による自動停止は、1次・2次ヘリウム差圧制御系により1次冷却材と2次ヘリウム冷却材の差圧が維持されたとして考えないものとする。
- e. 商用電源は使用できないものとする。
- f. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

(2) 解析結果

2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損が起こった場合のプラントの挙動を第3.4.1図から第3.4.3図に示す。2次ヘリウム冷却設備二重管内管の破損発生後、約47秒で「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この際、燃料最高温度は約47秒後に約1,497℃に上昇することとまる。

一方、中間熱交換器には1次ヘリウム流量に応じた入熱が続き、中間熱交換器伝熱管最高温度は上昇するが、約52秒後に約956℃に達することとまる。また、1次冷却材圧力は約4.30MPa(abs) (約43.8kg/cm²(abs))、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は約346℃まで上昇することとまる。

3.4.3 結 論

この設計基準事故において、「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は過度に上昇することはない、炉心の冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。

3.5 2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故

3.5.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、2次ヘリウム冷却設備二重管が瞬時に破断し、2次ヘリウムの流量が喪失する事象として考える。2次ヘリウム流量が喪失とすると、中間熱交換器による除熱ができなくなり、炉心冷却能力が低下して燃料温度が上昇するとともに、中間熱交換器伝熱管温度が上昇する可能性がある。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、また、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なうことなく設計基準事故は安全に終止する。

(2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 2次ヘリウム冷却設備二重管の材料選定、設計、製作及び据付は関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、2次ヘリウム冷却設備二重管破断が起こる可能性を小さくする。
- b. 上記の防止対策にもかかわらず、万一設計基準事故が発生した場合には、原子炉保護設備の「2次ヘリウム流量低」信号、「1次・2次ヘリウム差圧大」信号、「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号又は「原子炉出口冷却材温度高」信号により、原子炉は自動停止する。
- c. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

3.5.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

設計基準事故の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 2次ヘリウム冷却設備二重管が、中間熱交換器出入口ノズル部近傍で、瞬時に完全両端破断するものとする。
- c. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- d. 原子炉スクラムは、原子炉保護設備の「2次ヘリウム流量低」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。
- e. 商用電源は使用できないものとする。
- f. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

(2) 解析結果

2次ヘリウム冷却設備二重管破断が起こった場合のプラントの挙動を第3.5.1図から第3.5.3図に示す。2次ヘリウム冷却設備二重管の破断発生後、約1.6秒で「2次ヘリウム流量低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この際、燃料最高温度は初期値を上回ることはない。中間熱交換器伝熱管最高温度は、約14秒後に約921℃に達するにとどまる。また、1次冷却材圧力、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は初期値を上回ることはない。

3.5.3 結 論

この設計基準事故において、「2次ヘリウム流量低」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は初期値を上回ることなく、炉心の冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。

3.6 加圧水配管破断事故

3.6.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、加圧水配管が瞬時に破断し、1次及び2次加圧水冷却器伝熱管内の加圧水が喪失する事象として考える。加圧水が喪失すると加圧水冷却器による除熱ができなくなり、炉心冷却能力が低下して燃料温度が上昇するとともに、加圧水冷却器伝熱管温度が上昇する可能性がある。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、また、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なうことなく設計基準事故は安全に終止する。

(2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 加圧水配管の材料選定、設計、製作及び据付けは、関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理と工程管理を十分に行い、加圧水配管破断が起こる可能性を小さくする。更に、使用する水の水質を厳重に管理することにより、加圧水配管の破断の可能性を小さくする。
- b. 上記の防止対策にもかかわらず、万一設計基準事故が発生した場合には、原子炉保護設備の「1次冷却材・加圧水差圧高」信号、「1次加圧水冷却器出口ヘリウム温度高」信号又は「1次加圧水冷却器加圧水流量低」信号により、原子炉は自動停止する。
- c. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

3.6.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

設計基準事故の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の単独運転状態とする。
- b. 加圧水配管が、加圧水循環ポンプ出口部近傍で、瞬時に完全両端破断するものとする。
- c. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- d. 原子炉スクラムは、原子炉保護設備の「1次冷却材・加圧水差圧高」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。
- e. 商用電源は使用できないものとする。
- f. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

(2) 解析結果

加圧水配管の破断が起こった場合のプラントの挙動を第3.6.1図から第3.6.3図に示す。加圧水冷却設備の配管の破断発生後、加圧水圧力が低下し、約4秒で「1次冷却材・加圧水差圧高」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この際、燃料最高温度は初期値を上回ることなく、1次冷却材圧力は約4.19MPa(abs)(約42.7kg/cm²(abs))まで上昇することとまる。

1次加圧水冷却器の1次ヘリウム循環機の制動停止特性に従った流量に応じた入熱が約10秒続くが、その間加圧水のブローダウンが継続し、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は約368℃まで上昇することとまる。

3.6.3 結 論

この設計基準事故において、「1次冷却材・加圧水差圧高」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は初期値を上回ることなく、炉心の冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。

3.7 1次冷却設備二重管破断事故

3.7.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、1次冷却設備二重管が瞬時に完全両端破断し、1次冷却材が原子炉冷却材系外に放出され、1次冷却材圧力が急速に減圧する事象(減圧事故)として考える。

減圧事故が発生すると、炉心の冷却能力が低下して燃料の温度が上昇し、また、破断部から空気が侵入し、炉心の黒鉛と反応して炉心に悪影響を与える可能性がある。一方、放出された1次冷却材の質量及びエネルギーにより原子炉格納容器の健全性に悪影響を与える可能性がある。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、炉容器冷却設備により残留熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、また、原子炉格納容器に損傷を与えることなく設計基準事故は安全に終止する。

(2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講ずる。

- a. 1次冷却設備二重管の材料選定、設計、製作及び据付は、関連する規格、基準に準拠して行い、品質管理や工程管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行うことによつて、1次冷却設備二重管の破断が起こる可能性を小さくする。
- b. 1次冷却設備の過圧を防止するため安全弁を設ける。
- c. 原子炉格納容器内のエリアモニタ等により、1次冷却材の漏えいを早期に検知する。
- d. 上記の防止対策にもかかわらず、万一設計基準事故が発生した場合には、原子炉保護設備の「1次冷却材・加圧水差圧低」信号、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止する。
- e. 原子炉スクラム時には、炉容器冷却設備により、原子炉停止後の残留熱を除去する。
- f. 1次冷却設備二重管の破断に伴って放出される1次冷却材及び放射性物質の外部への放散を抑制するため、原子炉格納容器を設ける。
- g. 「原子炉格納容器内圧力高」又は「原子炉格納容器内放射能高」の工学的安全施設作動信号により原子炉格納容器を隔離し、放出された1次冷却材を原子炉格納容器内に閉じ込める。更に非常用空気浄化設備を作動させることにより、サービスエリア内を負圧に維持し、放射性物質の環境への放出を抑制する。
- h. 炉容器冷却設備及び非常用空気浄化設備は、商用電源が利用できない場合にもその機能を果たせるように、非常用発電機からの給電によつて駆動できるように設計する。

3.7.2 事故経過の解析

3.7.2.1 炉心冷却性能の評価

(1) 解析条件

設計基準事故直後の挙動は、計算コード THYDE-HTGR により解析する。また、原子炉スクラム後の長時間の挙動は、計算コード TAC-NC により解析する。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 1次冷却設備二重管が原子炉圧力容器出入口ノズル部近傍で瞬時に完全両端破断するものとする。
- c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、第 1.3.3 図に示す最小値を用いる。
- d. 原子炉スクラムは、原子炉保護設備の「1次冷却材・加圧水差圧低」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第 1.3.2 表に示した値を用いる。
- e. 原子炉スクラム後の温度評価については、評価対象ごとに最も温度が高くなる燃焼日数で設計基準事故が起こるものとする。したがって、燃料温度を計算するに当たって、炉心を構成する黒鉛の熱伝導率は、炉心からの熱放散の小さい燃焼末期の値を使用する。
また、原子炉圧力容器の温度を計算するに当たって、炉心を構成する黒鉛の熱伝導率は、原子炉圧力容器への熱放散の大きい燃焼初期の値を使用する。
- f. 商用電源は使用できないものとする。
- g. 単一故障として、炉容器冷却設備の1系統が不作動とする。

(2) 解析結果

設計基準事故後 25 秒までのプラントの挙動を第 3.7.1 図に示す。設計基準事故後、1次冷却材圧力は急速に減圧し、約 0.9 秒で「1次冷却材・加圧水差圧低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。この際、燃料最高温度は初期値を上回ることなく徐々に低下する。

原子炉スクラムから長期間の燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度を第 3.7.2 図に示す。燃料最高温度は原子炉スクラム後に約 1,135°C に低下した後、再び上昇するが初期値を上回ることはない。また、原子炉圧力容器の最高温度は、原子炉圧力容器側部に生じ、設計基準事故後約 20 時間で約 530°C になるが、制限温度を超えることはない。

3.7.2.2 原子炉格納容器健全性の評価

(1) 解析条件

設計基準事故後の原子炉格納容器内へ放出される質量とエネルギーは、計算コード RATSAM6 により解析し、原子炉格納容器内の圧力及び温度挙動は、計算コード COMPARE-MOD1 により解析する。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 1 次冷却設備二重管が原子炉圧力容器出入口ノズル部近傍で瞬時に完全両端破断するものとする。
- c. 原子炉格納容器内圧を計算する場合は、放出された冷却材からの熱吸収体としては、放出された冷却材と接するコンクリートのみとし、熱吸収を保守的に小さく見積もるため、熱伝達率は $6\text{W/m}^2\cdot\text{K}$ ($5\text{kcal/m}^2\cdot\text{h}\cdot^\circ\text{C}$)、また、コンクリートの熱伝導率は $1.4\text{W/m}\cdot\text{K}$ ($1.2\text{kcal/m}\cdot\text{h}\cdot^\circ\text{C}$) とする。
- d. 原子炉格納容器からの漏えいによる内圧の低下はないものとする。

(2) 解析結果

原子炉格納容器の内圧挙動を第 3.7.3 図に示す。

1 次冷却材の放出により、原子炉格納容器の内圧は約 9 秒で約 0.46MPa (abs) (約 $4.7\text{kg/cm}^2\text{(abs)}$) に上昇するが、その後時間とともに減少する。

原子炉格納容器及び原子炉格納容器雰囲気温度を第 3.7.4 図に、また、原子炉格納容器内のコンクリート温度を第 3.7.5 図に示す。

原子炉格納容器雰囲気の最高温度は、約 1 秒後に約 390°C 、1,000 秒後に 100°C 以下となり、時間とともに減少する。

この際、原子炉格納容器温度は約 85°C まで上昇する。また、コンクリートの温度は約 100°C まで上昇するが、その後時間とともに減少する。

3.7.2.3 炉内黒鉛構造物の酸化評価

(1) 解析条件

設計基準事故発生後、原子炉格納容器内の空気は、拡散により破断口から原子炉圧力容器内へ侵入し、自然循環が発生する。発生した自然循環による炉内への空気侵入量はTAC-NCにより解析する。

黒鉛構造物の酸化は、黒鉛構造物の温度が低いと反応速度は遅いが、構造物内部まで酸素が侵入し、黒鉛と反応するために内部で密度減少が生じ、黒鉛材の強度が低下する。一方、高温になるにつれて反応速度は早くなるが、酸化は黒鉛構造物表面に限定された肉べりとなり、黒鉛構造物の荷重支持能力が低下する。ここで、黒鉛構造物がどれだけ酸化されたかを示すものとして、黒鉛構造物の酸化による重量減少をそれと等価な肉べり量で換算した等価肉べり量を用いる。黒鉛構造物の酸化解析は、計算コードGRACEにより解析する。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、サポートポストの解析については1.3.1で述べた基準炉心の並列運転状態とし、黒鉛ブロックの解析については1.3.1で述べた照射炉心の並列運転状態とする。
- b. 混合気体の侵入は、設計基準事故後時間遅れをもって発生することを考慮し、評価対象物ごとに最も厳しくなる時間遅れを用いて解析する。
- c. 黒鉛と酸素の反応速度は、黒鉛の種類により異なるため、使用黒鉛材料について実施した酸化試験より、各黒鉛の反応速度の上下限値を定め、評価すべき黒鉛構造物の酸化量が多くなるように使いわけるとする。具体的には、対象とする黒鉛の反応速度は上限値を、それ以外の黒鉛の反応速度は下限値を使用する。
- d. 黒鉛材中の酸素の拡散係数は、黒鉛構造物の酸化量が多くなるように、十分保守性を持った値とする。
- e. 黒鉛と酸素の反応により、二酸化炭素と一酸化炭素が生成される。解析では、黒鉛酸化量を多めに見積もるように、黒鉛と酸素の反応により生成されるガスは全て一酸化炭素とする。これは、生成ガスの燃焼可能性を評価する点からも厳しい仮定である。

(2) 解析結果

設計基準事故後、原子炉圧力容器内と原子炉圧力容器外との間に自然循環が形成され、空気とヘリウムからなる混合気体が原子炉圧力容器内へ侵入する。

炉心支持黒鉛構造物及び炉心黒鉛構成要素は、混合気体中の酸素により酸化腐食される。

酸化されるサポートポストの胴部表面からの酸化率分布を第3.7.6図に示す。酸化前のサポートポストの半径75mmに対して約6mmの等価肉べり量となるが、サポートポストの残存等価直径は約138mmあるため、サポートポストは十分な炉心支持能力を有している。また、黒鉛スリーブ底板の等価肉べり量は黒鉛スリーブ底板の厚さ10mmに対して約3.6mmとなるが、残存等価厚さは約6.4mm厚さを有しているため、燃料コンパクトが高温プレナム部に落下することはない。

なお、厚さ10mmの黒鉛スリーブ底板を有する燃料限界照射試料は、酸化後でも約6.6mmの底板の厚さを有しており、燃料試料を保持するに必要な強度を有している。

また、一酸化炭素の濃度と燃焼範囲の関係を第3.7.7図に示す。減圧事故後、原子炉格納容器内

の酸素が全て黒鉛との酸化に消費され、一酸化炭素が発生したとしても、可燃性ガスの濃度は燃焼範囲外にある。

3.7.2.4 被ばく評価

(1) 評価条件

評価条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生直前まで、原子炉は定格出力の 102.5%で長期間にわたって運転されていたものとし、その運転期間は稼働率 60%で、炉心については 3 年間、プラントについては 20 年間とする。また、設計基準事故発生時に燃料限界照射試験を行っていたものとする。
- b. 設計基準事故発生以前に、炉心の全被覆燃料粒子の 1%に被覆層破損が生じているとし、かつ、被覆層に破損のある被覆燃料粒子は炉心に一様に分布しているものとする。
- c. 原子炉格納容器内へ放出される核分裂生成物としては、1 次冷却設備内を循環する核分裂生成物、1 次冷却設備の壁面に沈着している核分裂生成物、炉心及び燃料限界照射試料に蓄積した核分裂生成物を考慮する。これらの核分裂生成物のうち、1 次冷却設備内を循環する核分裂生成物の全量及び 1 次冷却設備の壁面に沈着している核分裂生成物(よう素)の 60%が、設計基準事故後瞬時に原子炉格納容器内に放出されるものとする。

また、炉心及び燃料限界照射試料に蓄積した核分裂生成物の一部は、設計基準事故後の温度変化及び黒鉛酸化により 1 次冷却材中に移行し、次いで原子炉格納容器内に放出されるものとする。

- d. 原子炉格納容器内に放出されるよう素のうち、有機よう素が占める割合は 4%とし、残りの 96%は無機よう素とする。
- e. 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器や同容器内機器等に付着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないものとする。有機よう素及び希ガスについては、この効果を期待しない。
- f. 原子炉格納容器からの漏えい率は、設計では 0.1%/d(常温空気、最高使用圧力の 0.9 倍の圧力)であるが、評価上は設計基準事故時の原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇等を考慮した漏えい率を上回る値として 0.25%/d とする。
- g. 原子炉格納容器からサービスエリアへ漏えいした核分裂生成物は、非常用空気浄化設備を経て排気管より放出される。このとき、サービスエリア内での核分裂生成物の沈着及び付着の効果はないものとする。
- h. 設計基準事故後、サービスエリアは原子炉格納容器からの漏えい、機器等の放散熱等により昇圧される。このため、評価上は設計基準事故後 5 分間にサービスエリアに放出された核分裂生成物のうち、大気圧との圧力差分に余裕を見込んだ割合(1%)の核分裂生成物が地上放出されるものとする。なお、地上放出割合とその継続時間の算定に当たっては、設計基準事故後約 5 分後に商用電源が喪失するものとする。
- i. 設計基準事故後、非常用空気浄化設備のフィルタ機能が期待できるまでの時間は、評価上 13 分とし、その間、原子炉格納容器からサービスエリアに漏えいした核分裂生成物は、上記 h. で考慮するものを除き、非常用空気浄化設備の設計流量(56m³/min)により、排気管から大気中に放出されるものとし、非常用空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

また、13 分以降は、非常用空気浄化設備のフィルタを経て、排気管より大気中に放出されるものとする。

- j. 非常用空気浄化設備のフィルタのよう素除去効率は、設計値(95%)に余裕をもった値として90%とする。
- k. 大気中に放出される核分裂生成物の量を評価する期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間とすれば十分であるが、ここでは保守的に無限期間とする。
- 1. 原子炉格納容器内の核分裂生成物によるスカイシャイン γ 線及び直接 γ 線については、原子炉建家等の遮蔽効果を考慮して評価する。

(2) 評価方法

a. 評価する線量の種類

1次冷却設備二重管破断事故を想定した場合の敷地境界外での公衆の線量は、次のように計算する。

- (a) 原子炉格納容器から大気中に放出された核分裂生成物による線量、即ち、希ガス及びよう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量及びよう素の吸入による小児の実効線量
- (b) 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物からの γ 線の外部被ばくによる実効線量、即ち、原子炉格納容器から原子炉建家の屋根を透過した γ 線が空気により散乱された結果生ずるスカイシャイン γ 線及び原子炉格納容器から原子炉建家の壁を透過した直接 γ 線による実効線量

b. 大気中に放出された核分裂生成物による線量

(a) 相対線量(D/Q)及び相対濃度(χ/Q)

線量の計算は、添付書類六「2-V 2.5 安全解析に使用する気象条件」に示す相対線量(D/Q)及び相対濃度(χ/Q)を用いる。

(b) 計算方法

イ. 外部被ばくによる実効線量

大気中に放出された希ガス及びよう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量は、次式により求められる。

$$H_{\gamma} = K_1 \cdot Q_{\gamma} \cdot (D/Q) \cdots \cdots \cdots (10-1)$$

ここに、

H_{γ} : γ 線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)

K_1 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (=1Sv/Gy)

Q_{γ} : 希ガス及びよう素の γ 線換算放出量 (MeV・Bq)

[放出量(Bq) × γ 線実効エネルギー(MeV)⁽²⁾]

(D/Q) : 相対線量 (Gy/MeV・Bq)

ロ. よう素の吸入による小児の実効線量

よう素の吸入による小児の実効線量は、次式により計算する。

$$H_I^E = \sum_i K_{C,E,i} \cdot M_C \cdot Q_i \cdot (\chi/Q) \cdots \cdots \cdots (10-2)$$

ここに、

H_I^E : よう素の吸入による小児の実効線量 (Sv)

$K_{C,E,i}$: よう素の核種 i を吸入した場合の小児の実効線量係数⁽³⁾⁽⁴⁾ (Sv/Bq)

なお、各よう素を吸入した場合の小児の実効線量係数を第 3.7.1 表に示す。

M_C : 小児呼吸率⁽³⁾⁽⁴⁾ (m^3/h)

小児(1才)1日平均の呼吸率 M_C は $5.16m^3/d$ であり、評価期間が比較的長時間である排気管放出の場合に用いる。また、評価期間が比較的短時間である地上放出の場合、小児(1才)活動時の呼吸率 M_C としては、 $0.31m^3/h$ を用いる。

なお、1次ヘリウム純化設備破損事故、気体廃棄物の廃棄施設破損事故及び照射試験装置スweepガス配管破損事故では、評価期間が比較的短時間であることを考慮して、呼吸率 M_C としては、 $0.31m^3/h$ を用いる。

Q_i : 設計基準事故期間中のよう素の核種 i の大気中への放出量 (Bq)

(χ/Q) : 相対濃度 (h/m^3)

c. 原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物による線量

(a) 線源強度

イ. 計算条件

(イ) 設計基準事故時に原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果は無視する。

(ロ) 核種の選定に当たっては、原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物のうち、十分高いエネルギーを持つものについて着目する。

(ハ) 積算線源強度の評価期間は、積算線源強度の増加が無視できる程度までの期間とすれば十分であるが、ここでは保守的に無限期間とする。

ロ. 計算方法

原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物による積算線源強度は、次式により計算する。ライブラリは ORLIBJ33 を用いる。

$$S_p = a_p \cdot \frac{1}{\lambda_p} (1 - e^{-\lambda_p \cdot t}) \cdot \sum_{k=1}^{n_p} R_{pk} \cdot E_{pk} \cdots \cdots (10-3)$$

$$S_d = \left[q_d \cdot \frac{1}{\lambda_d} (1 - e^{-\lambda_d \cdot t}) + q_p \cdot \beta \cdot \frac{\lambda_d}{\lambda_d - \lambda_p} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_p} (1 - e^{-\lambda_p \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_d} (1 - e^{-\lambda_d \cdot t}) \right\} \right] \cdot \sum_{k=1}^{n_d} R_{dk} \cdot E_{dk} \dots \dots \dots (10-4)$$

$$S = \sum_{p=1}^{\ell} S_p + \sum_{d=1}^m S_d \dots \dots \dots (10-5)$$

ここに、

- S : 原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物の積算線源強度 (MeV)
- q : 原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物の量 (Bq)
- t : 設計基準事故発生後の時間 (s)
- R : 崩壊してエネルギー E の γ 線を出す割合 (dis⁻¹)
- E : γ 線のエネルギー (MeV)
- λ : 崩壊定数 (s⁻¹)
- n : 当該核種から放出される γ 線のうち I 番目のエネルギー群に属する γ 線の数
- β : 親核種から娘核種への崩壊の割合
- 添字 : p: 親核種、d: 娘核種、ℓ: 親核種の数、m: 娘核種の数、k: 当該核種から放出され、I 番目のエネルギー群に属する γ 線のうち k 番目を示す。

(b) 線量

イ. スカイシャイン γ 線による実効線量

原子炉格納容器内では、空気との散乱は起こらないと仮定して、原子炉格納容器内に均一に充満した γ 線源のうち、原子炉格納容器内の上部生体遮蔽体及び 2 次上部遮蔽体の上方の空間に存在する γ 線源を原子炉格納容器内の上部生体遮蔽体上方の空間の中央に置いた等方性点状線源で近似し、そこからの第 1 散乱束を計算し、それに適当なビルドアップ係数を乗じて、計算点(炉心から敷地境界までの最短距離 280m)におけるスカイシャイン γ 線による実効線量を求める。計算には G-33 コードを用いる。

計算の基本式は次のとおりである。

$$H_s = K_1 \sum_E \sum_{E'} \int_{r \in v} \phi(E, X) \cdot K_2(E') \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \cdot \frac{N}{r^2} \cdot B(E', b) \cdot e^{-\sum_{\ell} \sum_m \mu_{\ell} \cdot X_m} dV \dots \dots \dots (10-6)$$

ただし、

$$\phi(E, X) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} \cdot e^{-\sum_i \sum_j \mu_i \cdot X_j} \dots\dots\dots (10-7)$$

ここに、

- H_s : 評価点におけるスカイシャイン γ 線による
実効線量 (Sv)
- K_1 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (=1 Sv/Gy)
- $\phi(E, X)$: 散乱点における γ 線エネルギー強度 (MeV/m²)
- $S(E)$: 線源エネルギーEの積算線源強度 (MeV)
- $K_2(E')$: 散乱エネルギーE'の空気カーマ換算係数 (Gy/(MeV/m²))
- μ_i : 線源エネルギーEにおける物質iの線減衰係数 (m⁻¹)
- μ'_ℓ : 散乱エネルギーE'における物質 ℓ の線減衰係数 (m⁻¹)
- X_j : 領域jの通過距離 (m)
- X_m : 領域mの通過距離 (m)
- ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m)
- r : 散乱点から評価点までの距離 (m)
- V : 散乱体積 (m³)
- N : 空気中の電子数密度 (m⁻³)
- $\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: Klein-Nishinaの微分散乱断面積 (m²)
- θ : 散乱角 (sr)
- $B(E', b)$: 散乱エネルギーE'の γ 線の減衰距離 $b (= \sum_\ell \sum_m \mu'_\ell \cdot X_m)$

に対するビルドアップ係数で、次式で表す。

$$B(E', b) = 1 + \left(0.8 - 0.214 \ln \frac{E'}{1.801} \right) \cdot \left(\sum_\ell \sum_m \mu'_\ell \cdot X_m \right)^a \quad (E' > 1.801 \text{ MeV}) \dots\dots\dots (10-8)$$

$$B(E', b) = 1 + 0.8 \cdot \left(\sum_\ell \sum_m \mu'_\ell \cdot X_m \right)^a \quad (E' \leq 1.801 \text{ MeV}) \dots\dots\dots (10-9)$$

ここに、

$$a = 1.44 + 0.0239E' + 0.6251 \ln \left(0.19 + \frac{1.0005}{E'} \right) \dots\dots\dots (10-10)$$

ロ. 直接 γ 線による実効線量

原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物による γ 線が、原子炉建家の壁を透過して評価点に至る直接 γ 線による実効線量の計算は、原子炉格納容器内の上部生体遮蔽体上方の空間を円筒状線源とみなして行う。計算にはQADコードを用いる。

なお、計算点は、スカイシャイン γ 線による実効線量の計算点と同一とする。計算の基本式は、次のとおりである。

$$H_d = K_1 \cdot K_2(E) \int_V \frac{S_v}{4\pi r^2} \cdot F(b) \cdot dV \quad \dots\dots\dots (10-11)$$

ここに、

- H_d : 直接 γ 線による実効線量 (Sv)
- $K_2(E)$: エネルギー E の γ 線に対する空気カーマへの換算係数 (Gy \cdot m³/MeV)
- S_v : 単位体積当たりの積算線源強度 (MeV/m³)
- r : 線源点から評価点までの距離 (m)
- $F(b)$: γ 線の減衰率で、次式で表す。

$$F(b) = B_E(b) \cdot e^{-b} \quad \dots\dots\dots (10-12)$$

- b : 減衰距離 ($= \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i$)
- μ_i : i 番目の物質の線減衰係数 (m⁻¹)
- t_i : i 番目の物質中の通過距離 (m)
- $B_E(b)$: エネルギー E の γ 線のビルドアップ係数

(3) 評価結果

設計基準事故を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量を、第 3.7.2 表に示す。敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。

実効線量

希ガス及びよう素からの γ 線の外部被ばく	約 3.5×10^{-8} Sv
スカイシャイン γ 線の外部被ばく	約 1.6×10^{-3} Sv
直接 γ 線の外部被ばく	約 7.0×10^{-6} Sv
よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 1.4×10^{-6} Sv

したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は、約 1.7×10^{-3} Sv となる。

3.7.3 結 論

この設計基準事故において、「1 次冷却材・加圧水差圧低」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は過度に上昇することはない。また、空気侵入による黒鉛酸化を考慮しても、炉心の損傷は起こらず、炉心の冷却能力が失われることはない。原子炉圧力容器の最高温度は判断基準を満足するため、その健全性が損なわれることはない。

原子炉格納容器の内圧の最大値は判断基準を満足しており、更に原子炉格納容器内の可燃性ガスの濃度は燃焼範囲外にあり、原子炉格納容器の健全性は確保できる。

また、大気中に放出される放射性物質の量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.8 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故

3.8.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、1次加圧水冷却器の伝熱管が瞬時に破損し、加圧水が1次加圧水冷却器の1次側に侵入する事象として考える。1次冷却設備内へ侵入した加圧水が蒸発し、1次冷却材圧力が上昇するとともに、炉心に多量の蒸気が混入すると正の反応度が添加され、また、黒鉛が酸化されることにより、炉心及び炉心支持構造物に悪影響を与える可能性がある。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、加圧水冷却設備は隔離され、補助冷却設備が作動して崩壊熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることはなく、また、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なうことなく設計基準事故は安全に終止する。

(2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次加圧水冷却器の伝熱管等の材料選定、設計、製作及び据付は関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。更に、使用する水の水質を厳重に管理することにより、1次加圧水冷却器伝熱管の破損の可能性を小さくする。
- b. 1次冷却設備に湿分モニタ及び加圧水冷却設備に放射能濃度モニタを設け、湿分あるいは放射能濃度が高くなると中央制御室に警報を発し、異常な現象を早期に検知する。
- c. 上記の防止対策にもかかわらず、万一1次加圧水冷却器の伝熱管が破損した場合には、原子炉保護設備の「1次冷却材・加圧水差圧低」信号により、原子炉は自動停止する。また、同信号により加圧水循環ポンプが停止するとともに、1次及び2次加圧水冷却器の隔離弁が閉止し、1次冷却設備へ侵入する可能性のある加圧水量を限定する。
- d. 原子炉の自動停止時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

3.8.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

設計基準事故の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。また、炉内の黒鉛構造物の酸化は OXIDE-3F によって解析する。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の単独運転状態とする。
- b. 1次加圧水冷却器伝熱管1本が、瞬時に完全両端破断するものとし、破断位置は侵入した水の瞬時の蒸発量が最大となる部分とする。
- c. 1次加圧水冷却器の伝熱管が破損すると、約5秒で「1次冷却材・加圧水差压低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止するものとする。また、同信号により、加圧水循環ポンプが停止し、加圧水冷却設備の隔離弁が閉止するものとする。
- d. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- e. 商用電源喪失を仮定する。
- f. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。
- g. 1次冷却設備への加圧水冷却設備の加圧水の侵入は、両設備が均圧になった時点より開始すると考えられるが、水侵入量を過大に評価するため、原子炉保護設備の「1次冷却材・加圧水差压低」信号の発信と同時に開始し、隔離弁が閉止するまでの30秒間継続するものとする。更に、隔離弁の閉止後の加圧水の侵入は、伝熱管に残留している加圧水の挙動を考慮して決定する。また、侵入した加圧水は、1次加圧水冷却設備内の構造物の保有熱を吸収して蒸発するものとする。
- h. 黒鉛と水蒸気の反応速度及び黒鉛材中の水蒸気の拡散係数は、黒鉛構造物の酸化量が多くなるよう十分保守性をもった値とする。
- i. 1次冷却材圧力を過大に評価するため、黒鉛と水蒸気の反応により生成されるガスは、全て一酸化炭素と水素とする。
- j. 炉内への水蒸気侵入による反応度増加を過大に評価するよう保守的に、水蒸気は炉内の空間及び黒鉛部の空孔部に一様に分布するものとする。

(2) 解析結果

1次加圧水冷却器伝熱管破損が起こった場合のプラントの挙動を第3.8.1図及び第3.8.2図に示す。

燃料最高温度及び原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は初期値を上回ることはない。

1次冷却設備内へ侵入し、瞬時に蒸発する加圧水の最大量は175kgであり、蒸発した加圧水により1次冷却材圧力は上昇するが、その最大値は約4.45MPa(abs) (約45.4kg/cm²(abs))にとどまり、安全弁の設定圧力に達することはない。この場合、添加される反応度は約 $2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ であり、原子炉スクラム時の反応度停止余裕は十分確保される。

この場合の黒鉛スリーブ底板の等価肉盛り量は黒鉛スリーブ底板の厚さ10mmに対して約1mmであり、残存等価厚さは約9mm有しているため、燃料コンパクトが高温プレナム部に落下することはない。さらに、サポートポストの等価肉盛り量は酸化する前のサポートポスト半径75mmに対して約2mmであり、サポートポストの残存等価直径は約146mmあるため、サポートポストは十分な炉心支持能力を有している。

3.8.3 結 論

この設計基準事故において、「1次冷却材・加圧水差圧低」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は過度に上昇せず、水侵入による黒鉛酸化を考慮しても、炉心の損傷は起こらず、炉心の冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するため、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。

3.9 1次ヘリウム純化設備破損事故

3.9.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に何らかの原因により、1次ヘリウム純化設備の配管が瞬時に破損し、1次冷却材とともに核分裂生成物がサービスエリア内に漏えいする事象として考える。1次冷却材がサービスエリア内に放出されると、サービスエリア内の圧力が上昇して、核分裂生成物が原子炉施設外へ放出される可能性がある。この場合、原子炉格納容器隔離信号により原子炉格納容器隔離弁が閉止し、原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、設計基準事故は安全に終止する。

(2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次ヘリウム純化設備の材料の選定、設計、製作及び据付は、関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、破損や漏えいの起こる可能性を少なくする。
- b. 1次冷却材が漏えいした場合、「1次ヘリウム純化設備流量高」の原子炉格納容器隔離信号により原子炉格納容器は隔離される。
- c. サービスエリア内で漏えいが起った場合でも、1次ヘリウム純化設備プレチャコールドトラップに蓄積された核分裂生成物がサービスエリアに放出されるのを防止するため、また、サービスエリアに流出する1次冷却材中の核分裂生成物を除去するため、1次ヘリウム純化設備プレチャコールドトラップを、原子炉格納容器内に設置する。
- d. 1次ヘリウム純化設備からサービスエリア内に放出された核分裂生成物は、一部を除き、非常用空気浄化設備を介して排気管に導く。

3.9.2 被ばく評価

(1) 評価条件

評価条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生直前まで、原子炉は定格出力の 102.5%で長期間にわたって運転されていたものとし、その運転期間は稼働率 60%で、炉心については 3 年間、プラントについては 20 年間とする。また、設計基準事故発生時に燃料限界照射試験を行っていたものとする。
- b. 設計基準事故発生以前に、炉心の全被覆燃料粒子の 1%に被覆層破損が生じているとし、かつ、被覆層に破損のある被覆燃料粒子は炉心に一樣に分布しているものとする。
- c. 1 次ヘリウム純化設備コールドチャコールトラップは、設計基準事故発生直前まで 2 ヶ月間連続運転されていたものとする。
- d. 商用電源は、設計基準事故後、約 11 分後に喪失するものとする。
- e. サービスエリア内への 1 次冷却材放出量は、1 次ヘリウム純化設備の流量計のオリフィス部の断面積を用いた臨界流量と、隔離弁閉鎖までの期間(5 秒)により求める。
また、1 次冷却材とともに核分裂生成物がサービスエリア内に放出されるものとする。
このとき、プレチャコールトラップのよう素除去効率は、95%とする。
- f. プレチャコールトラップ下流側の 1 次ヘリウム純化設備の配管に沈着した核分裂生成物(よう素)の 60%が離脱し、サービスエリア内に放出されるものとする。
- g. コールドチャコールトラップに蓄積された核分裂生成物の全量が、サービスエリア内に放出されるものとする。
- h. サービスエリアの昇圧に対しては、評価上サービスエリア内に放出された核分裂生成物のうち、大気圧との圧力差分に余裕を見込んだ割合(5%)の核分裂生成物が、地上放出されるものとする。
- i. 設計基準事故後、非常用空気浄化設備のフィルタ機能を期待できるまでの時間は、評価上 20 分とし、その間に放出された核分裂生成物は、上記 h で考慮するものを除き、非常用空気浄化設備の設計流量(56m³/min)により、排気管から大気中へ放出されるものとし、非常用空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。
- j. 20 分以降は、サービスエリアに存在する核分裂生成物が非常用空気浄化設備のフィルタを経て排気管より大気中に放出されるものとする。非常用空気浄化設備のフィルタのよう素除去効率は、設計値(95%)に余裕をもった値として 90%とする。

(2) 評価方法

大気中に放出された核分裂生成物による公衆の線量は、「3.7 1 次冷却設備二重管破断事故」と同様の方法により評価する。

(3) 評価結果

この設計基準事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量を第 3.9.1 表に示す。

敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。

実効線量

希ガス及びよう素からのγ線の外部被ばく	約 3.6×10 ⁻⁵ Sv
よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 5.7×10 ⁻⁵ Sv

したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は、約 9.3×10⁻⁵Sv となる。

3.9.3 結 論

1 次ヘリウム純化設備の破損事故を仮定しても、大気中へ放出される放射性物質の量は少なく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.10 気体廃棄物の廃棄施設破損事故

3.10.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故説明

この設計基準事故は、何らかの原因で、気体廃棄物が最も多く貯蔵されている気体廃棄物の廃棄施設が破損し、放射性ガスが原子炉建家内へ放出される設計基準事故として考える。

(2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 気体廃棄物の廃棄施設の配管、減衰タンク等の材料選定、設計、製作及び据付けは、関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、破損や漏えいの起こる可能性を少なくする。
- b. 気体廃棄物の廃棄施設から、原子炉建家内に放出された放射性ガスは、換気空調設備によって排気筒に導く。

3.10.2 被ばく評価

(1) 評価条件

評価条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生直前まで、原子炉は定格出力の102.5%で長期間にわたって運転されていたものとし、その運転期間は稼働率60%で、炉心については3年間とする。また、設計基準事故発生時に燃料限界照射試験を行っていたものとする。
- b. 設計基準事故発生以前に、炉心の全被覆燃料粒子の1%に被覆層破損が生じているとし、かつ、被覆層に破損のある被覆燃料粒子は炉心に一様に分布しているものとする。
- c. 気体廃棄物の廃棄施設減衰タンクは、設計基準事故発生直前まで2ヶ月間連続運転されているものとする。
- d. 減衰タンクに最も多くの放射性ガスが貯蔵されているときに破損が発生し、この全ての核分裂生成物が原子炉建家へ放出されるものとする。
- e. 原子炉建家へ放出された放射性ガスは、保守的に瞬時に大気中へ地上放出されるものとする。

(2) 評価方法

大気中に放出された核分裂生成物による公衆の線量は、「3.7 1次冷却設備二重管破断事故」と同様の方法により評価する。

(3) 評価結果

この設計基準事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量を第3.10.1表に示す。敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。

実効線量

希ガス及びよう素からの γ 線の外部被ばく	約 2.1×10^{-6} Sv
よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 1.6×10^{-5} Sv

したがって、敷地境界外における公衆の最大の实効線量の合計は、約 1.8×10^{-5} Sv となる。

3.10.3 結 論

気体廃棄物の廃棄施設の破損事故を仮定しても、大気中へ放出される放射性物質の量は少なく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.11 照射試験装置スweepガス配管破損事故

3.11.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故説明

この設計基準事故は、燃料照射キャプセル試験中に、何らかの原因で、照射試験用実験設備のスweepガス配管が瞬時に破損し、キャプセル内の核分裂生成物がスweepガス配管から漏えいする設計基準事故として考える。この場合、グローブボックス内ガスモニタ濃度信号により、燃料照射キャプセル原子炉格納容器隔離弁が閉止し、設計基準事故は安全に終止する。

(2) 防止対策

設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. sweepガス配管の材料選定、設計、製作及び据付は、関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、破損や漏えいの起こる可能性を少なくする。
- b. sweepガスが漏えいした場合、グローブボックス内の核分裂生成物の濃度の上昇を検知し、sweepガスの供給を停止する等の漏えいの抑制措置をとれるように設計する。
- c. 万一sweepガス配管が破損したとしても、sweepガス中の核分裂生成物が系外に漏えいしないよう二重管にし、グローブボックスへ導かれるようにする。グローブボックス内の核分裂生成物は実験設備換気装置により、よう素除去フィルタを経て、排気筒に導く。

また、「グローブボックス内ガスモニタ濃度高」の信号により、グローブボックス内に漏えいした核分裂生成物を検知し、自動的に燃料照射キャプセル原子炉格納容器隔離弁を閉止する等の漏えい防止の措置をとる。

3.11.2 被ばく評価

(1) 評価条件

評価条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故によって、照射試料内を含め照射キャプセル内に存在する核分裂生成物のうち、希ガス約 $5.9 \times 10^{12} \text{MeV} \cdot \text{Bq}$ 及びよう素約 $8.0 \times 10^{11} \text{Bq}$ (^{131}I 等価実効線量換算) (約 15g の UO_2 を出力約 450W で 660 日間照射したときの核分裂生成物の蓄積量に相当) がスweepガス配管外管内又はグローブボックス内への放出に寄与するものとする。
- b. 照射試料から放出されたよう素は、スweepガス配管の内壁面への沈着により、破断口から放出されるまでに、1/10 に低減されるものとする。
- c. 設計基準事故発生時に配管の内壁に沈着しているよう素の量を、保守的に $4.3 \times 10^{10} \text{Bq}$ (^{131}I 等価実効線量換算) とする。
- d. スweepガス配管の破断時に、流速の増加により、沈着しているよう素が破断口から放出される割合を 60% とする。
- e. スweepガス配管外管内又はグローブボックス内に放出された希ガス及びよう素は、実験設備換気装置により排気筒に導く。

(2) 評価方法

大気中に放出された核分裂生成物による公衆の線量は、「3.7 1 次冷却設備二重管破断事故」と同様の方法により評価する。

(3) 評価結果

この設計基準事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量を第 3.11.1 表に示す。敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。

実効線量

希ガス及びよう素からの γ 線の外部被ばく	約 $1.7 \times 10^{-6} \text{Sv}$
よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 $5.1 \times 10^{-6} \text{Sv}$

したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は、約 $6.9 \times 10^{-6} \text{Sv}$ となる。

3.11.3 結 論

スweepガス配管の破損事故を仮定しても、大気中へ放出される放射性物質の量は少なく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.12 燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故

3.12.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、燃料限界照射試験時に、何らかの原因で、燃料限界照射試料の冷却材流路の1流路が閉塞される事象として考える。冷却材流路が閉塞すると閉塞した流路の冷却材流量が喪失し、局部的に燃料が過熱して燃料の破損が生じる可能性がある。

この場合、1次冷却材放射能の監視計装及び燃料破損検出装置による核分裂生成物の検出によって、運転員が異常を検知して、必要な操作を行うとともに必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、設計基準事故は安全に終止する。

(2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次冷却設備、炉心構成要素、炉内構造物及び照射試験用ブロックの材料選定、設計、製作及び据付は、関連する規格、基準等に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、1次冷却設備内に異物が発生しないよう十分に配慮する。
- b. 運転状態の監視及び炉心の異常監視のため、炉心の各領域出口での冷却材温度及び放射能の濃度を測定し、異常な現象を早期に検知する。
- c. 上記の防止対策にもかかわらず、万一1次冷却設備内を循環する核分裂生成物の量の異常な増加に対しては、原子炉保護設備の「1次冷却材放射能高」信号により原子炉をスクラムさせる。

3.12.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

設計基準事故の解析は、計算コード FLOWNET/TRUMP によって行う。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた照射炉心の並列運転状態とする。
- b. 燃料限界照射試料のカラムの冷却材流路のうち、1 流路が完全閉塞された場合を想定する。
- c. 流路閉塞を想定した燃料限界照射カラムを対象として、側面は断熱境界とし、各燃料体の上下面に平行な冷却材の流れはないものとする。
- d. 設計基準事故発生後も原子炉出力及び 1 次冷却材流量は、初期値を維持するものとする。
- e. 燃料限界照射試料の初期温度は、工学的安全係数を考慮して 2,280°C とする。

(2) 解析結果

燃料限界照射試料の冷却材流路の閉塞により発生する各冷却材流路内の燃料最高温度を第 3.12.1 図に示す。

燃料限界照射試料内の冷却材流路のうち、1 流路が完全閉塞した場合、閉塞流路内の燃料限界照射試料最高温度は、燃料要素の最下端において約 2,488°C まで上昇する。この時、その他のカラム内の燃料温度は、ほとんど上昇しない。

また、原子炉出力及び 1 次冷却材流量は初期値を維持していることから、この場合の炉心出口冷却材温度及び 1 次冷却材圧力は、初期値を上回ることはない。

3.12.3 結 論

この設計基準事故において、流路閉塞を生じた流路内の燃料限界照射試料温度は上昇するが、この時、その他のカラム内の燃料温度は、ほとんど上昇しないことから、炉心は過度の損傷を起こすことなく、炉心の冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。

3.13 スタンドパイプ破損事故

3.13.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に何らかの原因で、制御棒駆動装置を内蔵するスタンドパイプが瞬時に破損し、原子炉圧力容器の内外差圧によりスタンドパイプが、制御棒とともに浮き上がり、炉心に反応度が添加されるとともに、1次冷却材が系外に放出され、1次冷却設備が急速に減圧する事象として考える。

反応度が添加されると原子炉出力が上昇し燃料温度が上昇する。また、破損部から空気が侵入し、炉心の黒鉛と反応して炉心に悪影響を与える可能性がある。一方、放出された1次冷却材の質量及びエネルギーにより原子炉格納容器の健全性に悪影響を与える可能性がある。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、炉容器冷却設備により残留熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、また、原子炉格納容器に損傷を与えることなく設計基準事故は安全に終止する。

(2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講ずる。

- a. スタンドパイプの材料選定、設計、製作及び据付は、関連する規格、基準に準拠して行い、品質管理や工程管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行うことによって、スタンドパイプの破損が起こる可能性を小さくする。
- b. 1次冷却設備の過圧を防止するため安全弁を設ける。
- c. 原子炉格納容器内のエリアモニタ等により、1次冷却材の漏えいを早期に検知する。
- d. 上記の防止対策にもかかわらず、万一設計基準事故が発生した場合には、原子炉保護設備の「出力領域中性子束高(高設定)」信号、「1次冷却材・加圧水差圧低」信号、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止する。
- e. 原子炉スクラム時には、炉容器冷却設備により、原子炉停止後の残留熱を除去する。
- f. スタンドパイプの上部にスタンドパイプ固定装置を設け、スタンドパイプ破損時の制御棒の浮き上がり量を制限することにより、過大な反応度が添加されないような設計とする。
- g. スタンドパイプ破損時の空気侵入量を制限し、原子炉格納容器の局所的な昇温、昇圧を抑制するために、スタンドパイプ内に案内スリーブを設ける。
- h. スタンドパイプの破損に伴って放出される1次冷却材及び放射性物質の外部への放散を抑制するため、原子炉格納容器を設ける。
- i. 「原子炉格納容器内圧力高」又は「原子炉格納容器内放射能高」の工学的安全施設作動信号により原子炉格納容器を隔離し、放出された1次冷却材を原子炉格納容器内に閉じ込める。更に非常用空気浄化設備を作動させることにより、サービスエリア内を負圧に維持し、放射性物質の環境への放出を抑制する。
- j. 炉容器冷却設備及び非常用空気浄化設備は、商用電源が利用できない場合にもその機能を果たせるように、非常用発電機からの給電によって駆動できるように設計する。

3.13.2 事故経過の解析

3.13.2.1 炉心冷却性能の評価

(1) 解析条件

設計基準事故直後の挙動は、計算コードBLOOST-J2により解析する。また、原子炉スクラム後の長時間の挙動は、計算コードTAC-NCにより解析する。

解析では、3.7.2.1の(1)に前述した解析条件のb.及びc.を除いて同様な条件で評価する。b.及びc.については以下のとおりとする。

b. スタンドパイプが原子炉圧力容器との溶接部で瞬時に完全両端破断するものとする。

c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、第1.3.3図に示す最大値を用いる。

(2) 解析結果

設計基準事故後35秒までのプラントの挙動を、第3.13.1図に示す。設計基準事故後、1次冷却材圧力は急速に減圧するとともに、制御棒の浮き上がりにより反応度が添加され、約0.1秒で「出力領域中性子束高(高設定)」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。この際、燃料最高温度は約1,530℃まで上昇するにとどまる。

原子炉スクラムから長時間の燃料最高温度を、第3.13.2図に示す。燃料最高温度は原子炉スクラム後に約1,135℃に低下した後、再び上昇するが初期値を上回ることはない。なお、原子炉圧力容器の最高温度は、原子炉圧力容器側部に生じ、設計基準事故後約20時間で約530℃になるが、制限温度を超えることはない。

3.13.2.2 原子炉格納容器健全性の評価

(1) 解析条件

解析では、3.7.2.2の(1)に前述した解析条件のb.を除いて同様な条件で評価する。b.については以下のとおりとする。

b. スタンドパイプが原子炉圧力容器との溶接部で完全両端破断するものとする。

(2) 解析結果

原子炉格納容器の内圧挙動を第3.13.3図に示す。

1次冷却材の放出により、原子炉格納容器の内圧は約50秒で約0.38MPa(abs)(約3.9kg/cm²(abs))に上昇するにとどまる。

3.13.2.3 炉内黒鉛構造物の酸化評価

(1) 解析条件

スタンドパイプが原子炉圧力容器との溶接部で瞬時に完全両端破断するものとし、3.7.2.3の(1)に前述した解析条件のb.を除いて同様な条件で評価する。b.については以下のとおりとする。

b. 混合気体の侵入は、設計基準事故後瞬時に発生するものとする。

(2) 解析結果

設計基準事故後、原子炉圧力容器内と原子炉圧力容器外との間に自然循環が形成され、空気とヘリウムからなる混合気体が原子炉圧力容器内へ侵入する。

炉心支持黒鉛構造物及び炉心黒鉛構成要素は、混合気体中の酸素により酸化腐食される。

サポートポストの等価肉べり量は酸化する前のサポートポスト半径75mmに対して約2mmであり、サポートポストの残存等価直径は約146mmある。また、黒鉛スリーブ底板の等価肉べり量は黒鉛スリーブ底板の厚さ10mmに対して約2mmであり、残存等価厚さは約8mmの厚さを有している。

したがって、黒鉛酸化により炉心の健全性が損なわれることはない。

また、設計基準事故後原子炉格納容器内の酸素が全て黒鉛との酸化に消費され、一酸化炭素が発生したとしても、可燃性ガスの濃度は燃焼範囲外にある。

3.13.2.4 被ばく評価

(1) 評価条件

解析では、3.7.2.4の(1)に前述した解析条件と同様な条件で評価する。

(2) 評価方法

大気中に放出された核分裂生成物による公衆の線量及び原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物からのγ線の外部被ばくによる実効線量は、3.7.2.4の(2)に前述した評価方法と同様の方法により評価する。

(3) 評価結果

設計基準事故を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量を、第3.13.1表に示す。敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。

実効線量

希ガス及びよう素からのγ線の外部被ばく	約 3.4×10^{-8} Sv
スカイシャインγ線の外部被ばく	約 7.2×10^{-4} Sv
直接γ線の外部被ばく	約 4.8×10^{-6} Sv
よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 1.3×10^{-6} Sv

したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は、約 7.3×10^{-4} Svとなる。

3.13.3 結 論

この設計基準事故において、「出力領域中性子束高(高設定)」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は過度に上昇することはない。また、空気侵入による黒鉛酸化を考慮しても、炉心の損傷は起こらず、炉心の冷却能力が失われることはない。原子炉圧力容器の最高温度は判断基準を満足するので、その健全性が損なわれることはない。

原子炉格納容器の内圧の最大値は判断基準を満足しており、更に原子炉格納容器内の可燃性ガスの濃度は燃焼範囲外にあり、原子炉格納容器の健全性は確保できる。

この場合、大気中に放出される放射性物質の量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.14 参考文献

- (1) 丸山 他; 「HTTRの1次冷却設備配管破断事故に関する安全解析」、JAERI-M 90-195 (1990).
- (2) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」 (平成元年3月 原子炉安全基準専門部会、平成13年3月 一部改訂 原子力安全委員会).
- (3) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」 (平成2年8月 原子力安全委員会、平成13年3月 一部改定 原子力安全委員会).
- (4) 「Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 4 Inhalation Dose Coefficients」 ICRP Publication 71, 1995.

第 3.7.1 表 よう素の吸入による小児(1才)の実効線量に係る線量係数

核種	よう素の吸入による小児(1才)の実効線量に係る線量係数 (Sv/Bq)
^{131}I	1.6×10^{-7}
^{132}I	2.3×10^{-9}
^{133}I	4.1×10^{-8}
^{134}I	6.9×10^{-10}
^{135}I	8.5×10^{-9}

第 3.7.2 表 1次冷却設備二重管破断事故時に大気中に放出される希ガス及びよう素の量

核種	地上放出による放出量 (Bq)	排気管放出による放出量 (Bq)
希ガス及びよう素の γ 線換算量 (MeV·Bq)	約 3.8×10^7	約 3.0×10^{11}
^{131}I	4.9×10^6	2.4×10^{11}
^{132}I	1.8×10^6	6.1×10^8
^{133}I	5.0×10^6	2.0×10^{10}
^{134}I	2.0×10^6	5.8×10^7
^{135}I	3.6×10^6	2.7×10^9

第 3.9.1 表 1 次ヘリウム純化設備破損事故時に大気中に放出される
希ガス及びよう素の量

核 種	地上放出による放出量 (Bq)	排気管放出による放出量 (Bq)
希ガス及びよう素の γ 線換算量 (MeV·Bq)	約 3.7×10^{12}	約 3.9×10^{13}
^{131}I	4.0×10^9	1.1×10^{10}
^{132}I	1.4×10^9	1.9×10^9
^{133}I	4.0×10^9	9.4×10^9
^{134}I	1.5×10^9	1.5×10^9
^{135}I	2.8×10^9	5.3×10^9

第 3.10.1 表 気体廃棄物の廃棄施設破損事故時に大気中に放出される
希ガス及びよう素の量

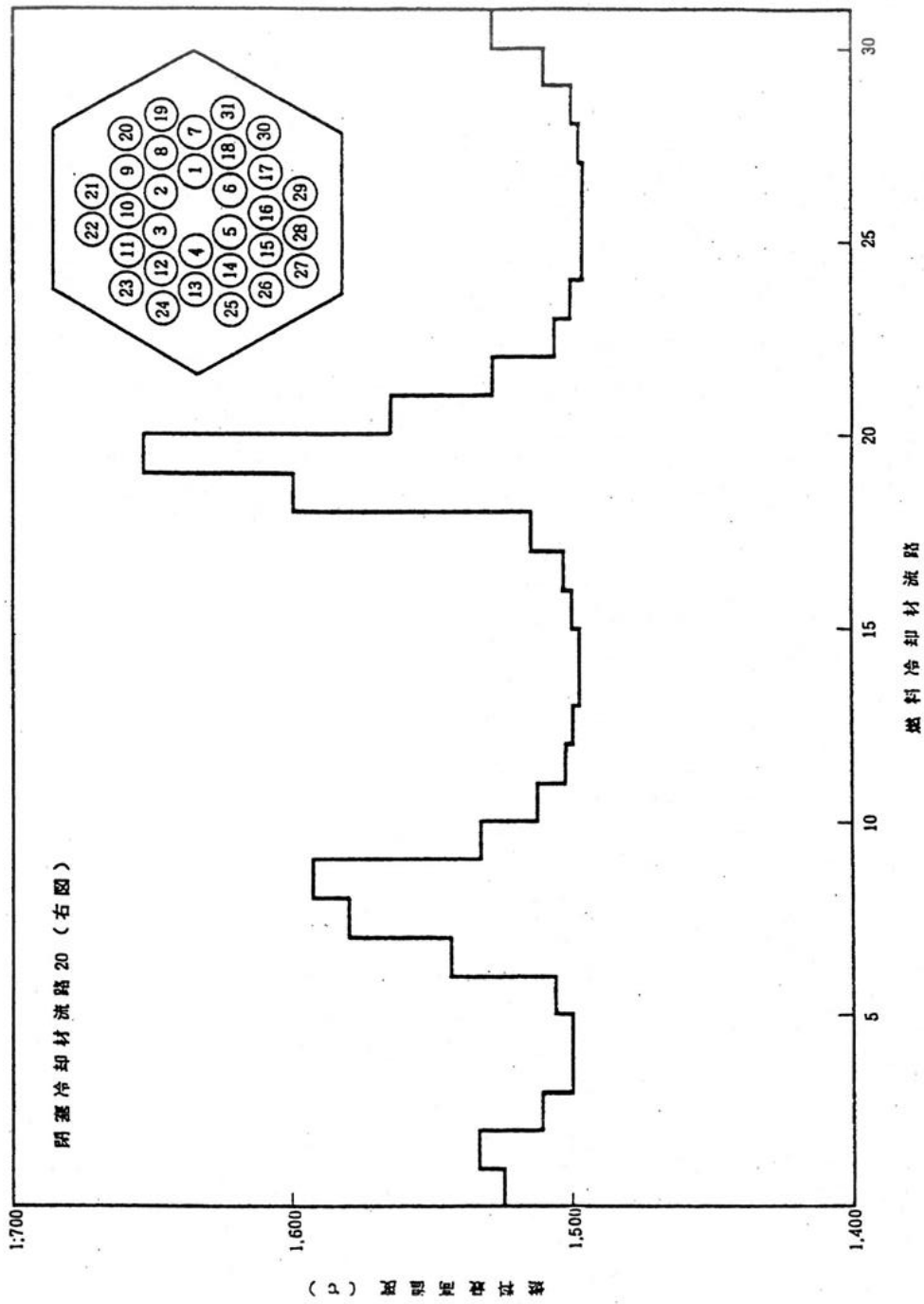
核 種	放出量 (Bq)
希ガス及びよう素の γ 線換算量 (MeV·Bq)	約 2.9×10^{11}
^{131}I	8.1×10^8
^{132}I	2.9×10^9
^{133}I	1.6×10^9
^{134}I	7.1×10^9
^{135}I	2.5×10^9

第 3.11.1 表 照射試験装置スweepガス配管破損事故時に大気中に放出される
希ガス及びヨウ素の量

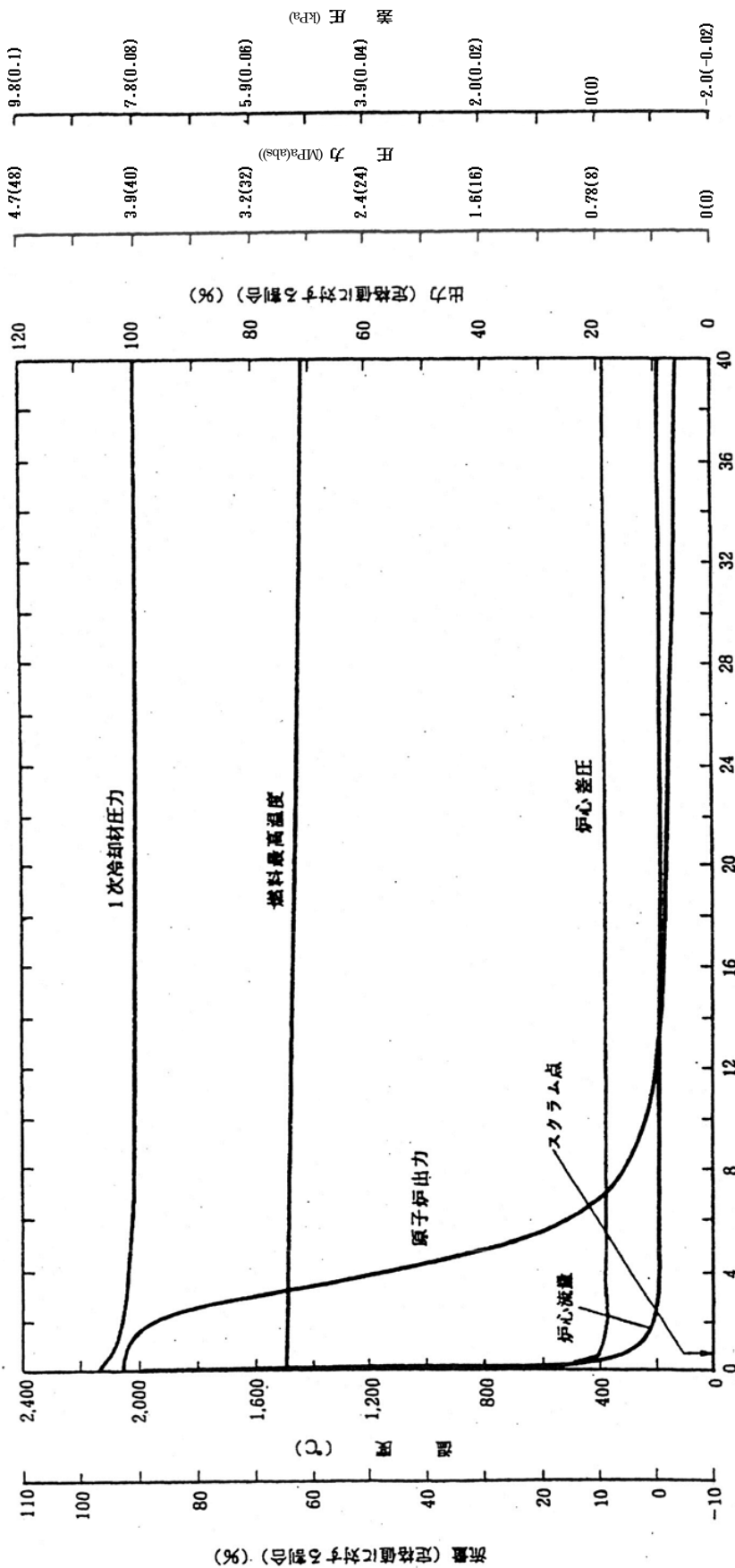
核 種	放出量 (Bq)
希ガス及びヨウ素の γ 線換算量 (MeV・Bq)	約 6.7×10^{12}
^{131}I	7.0×10^{10}
^{132}I	6.9×10^{10}
^{133}I	1.1×10^{11}
^{134}I	1.2×10^{11}
^{135}I	9.3×10^{10}

第 3.13.1 表 スタンドパイプ破損事故時に大気中に放出される
希ガス及びヨウ素の量

核 種	地上放出による放出量 (Bq)	排気管放出による放出量 (Bq)
希ガス及びヨウ素の γ 線換算量 (MeV・Bq)	約 3.8×10^7	約 2.9×10^{11}
^{131}I	4.9×10^6	2.3×10^{11}
^{132}I	1.8×10^6	5.7×10^8
^{133}I	5.0×10^6	2.0×10^{10}
^{134}I	2.0×10^6	5.8×10^7
^{135}I	3.6×10^6	2.7×10^9

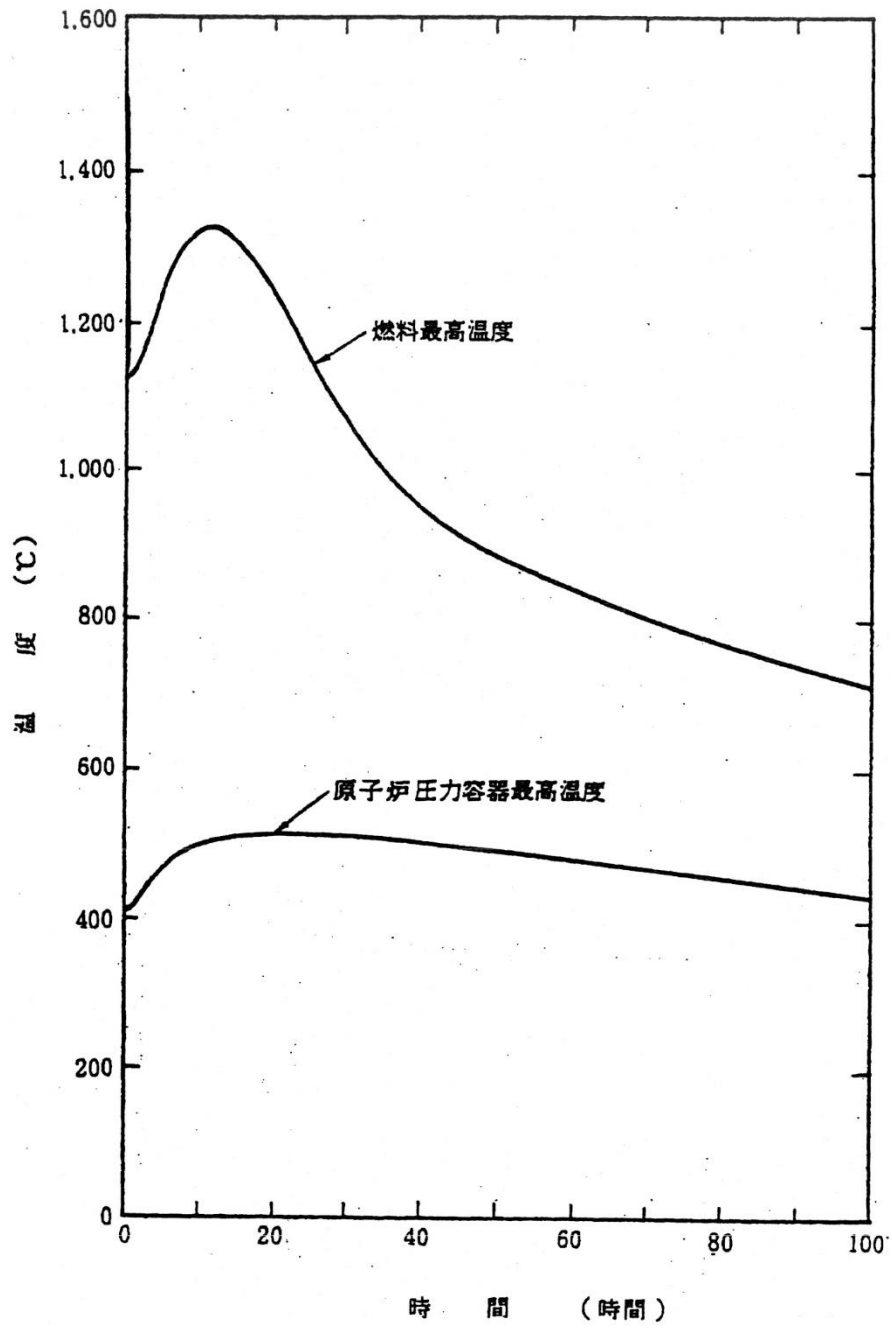


第3.2.1图 燃料体内冷却材流路閉塞事故

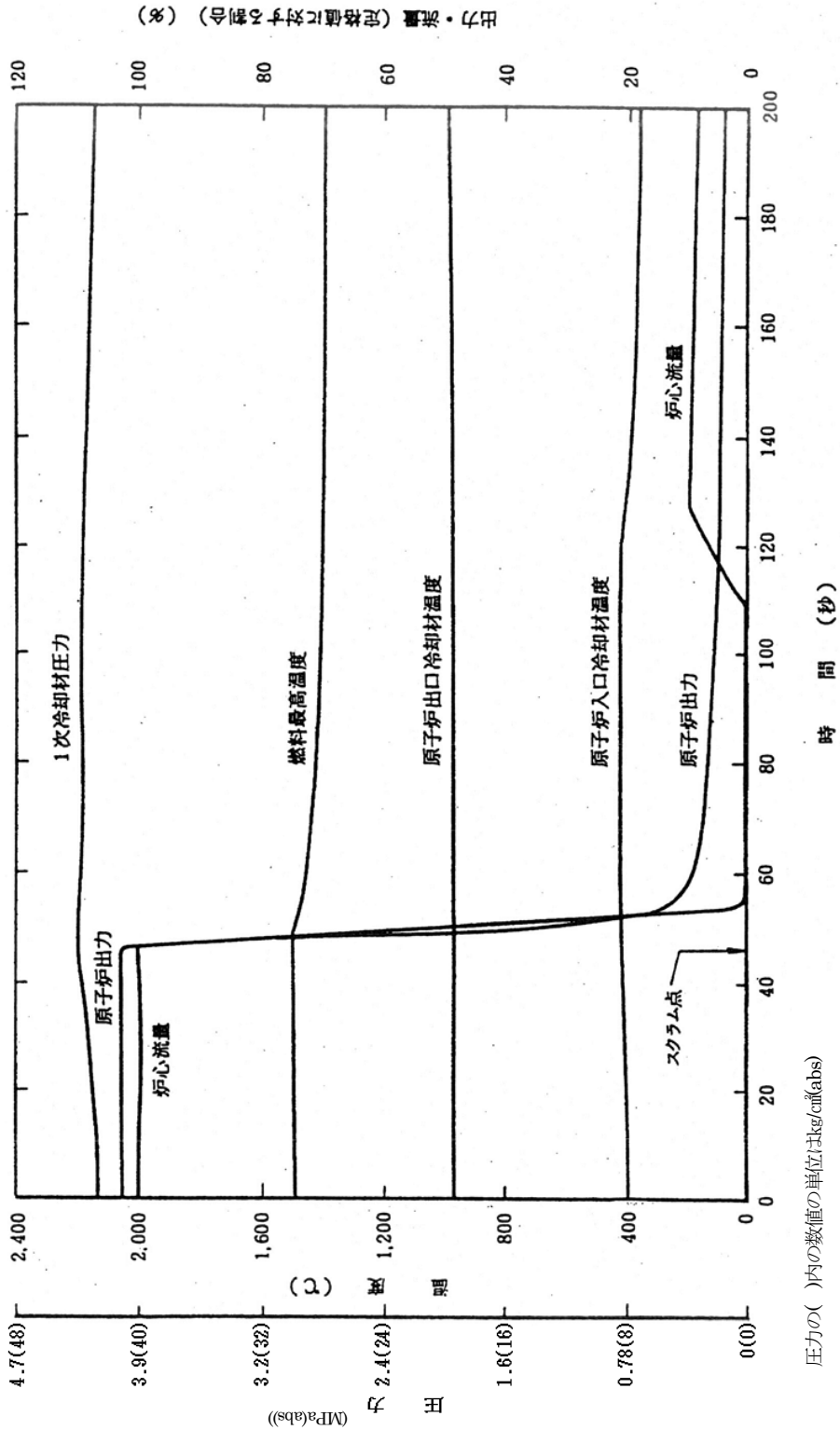


圧力の()内の数値の単位はkg/cm²(abs)
 差圧の()内の数値の単位はkg/cm²

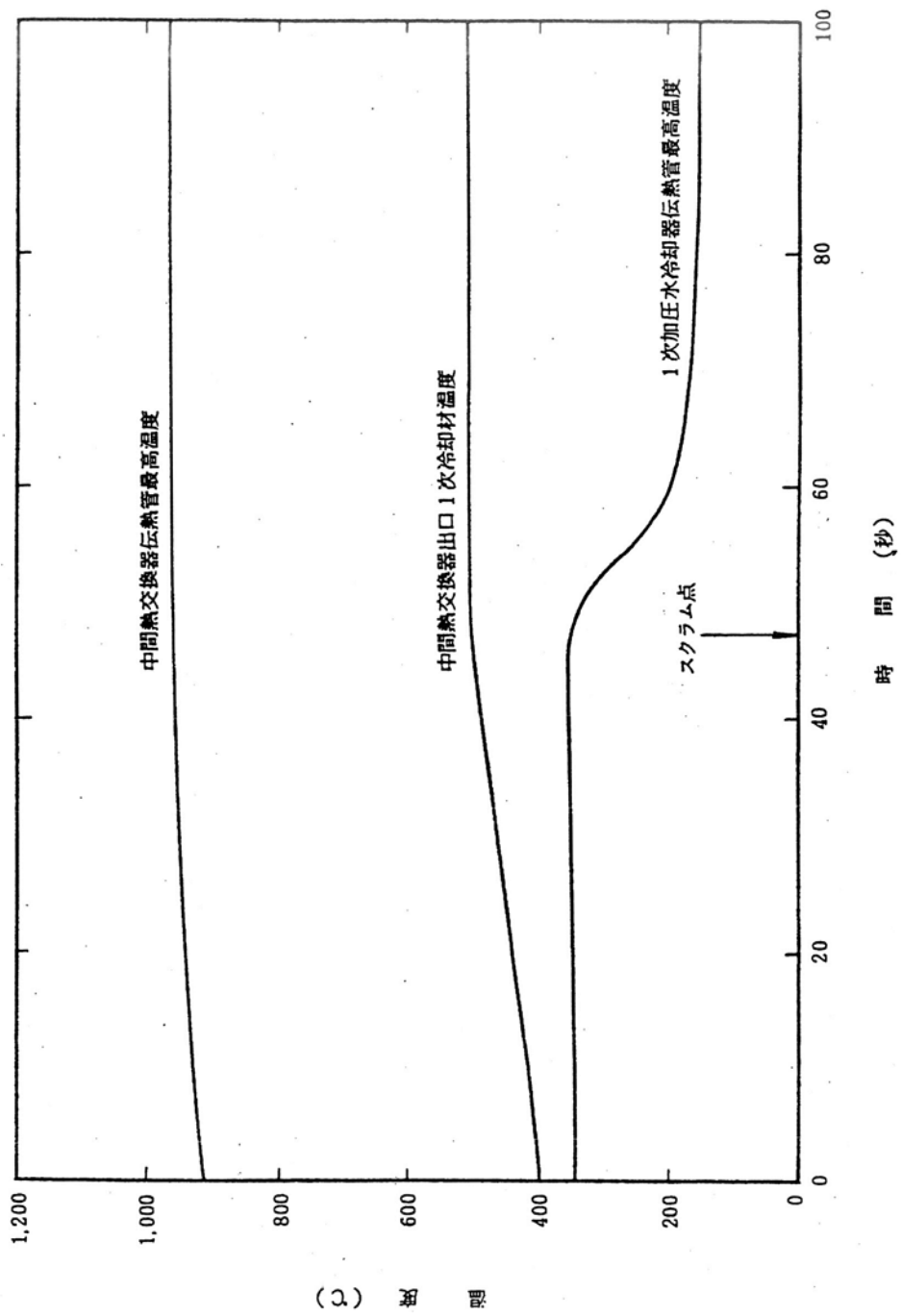
第3.3.1図 1次冷却設備二重管内管破損事故(1)



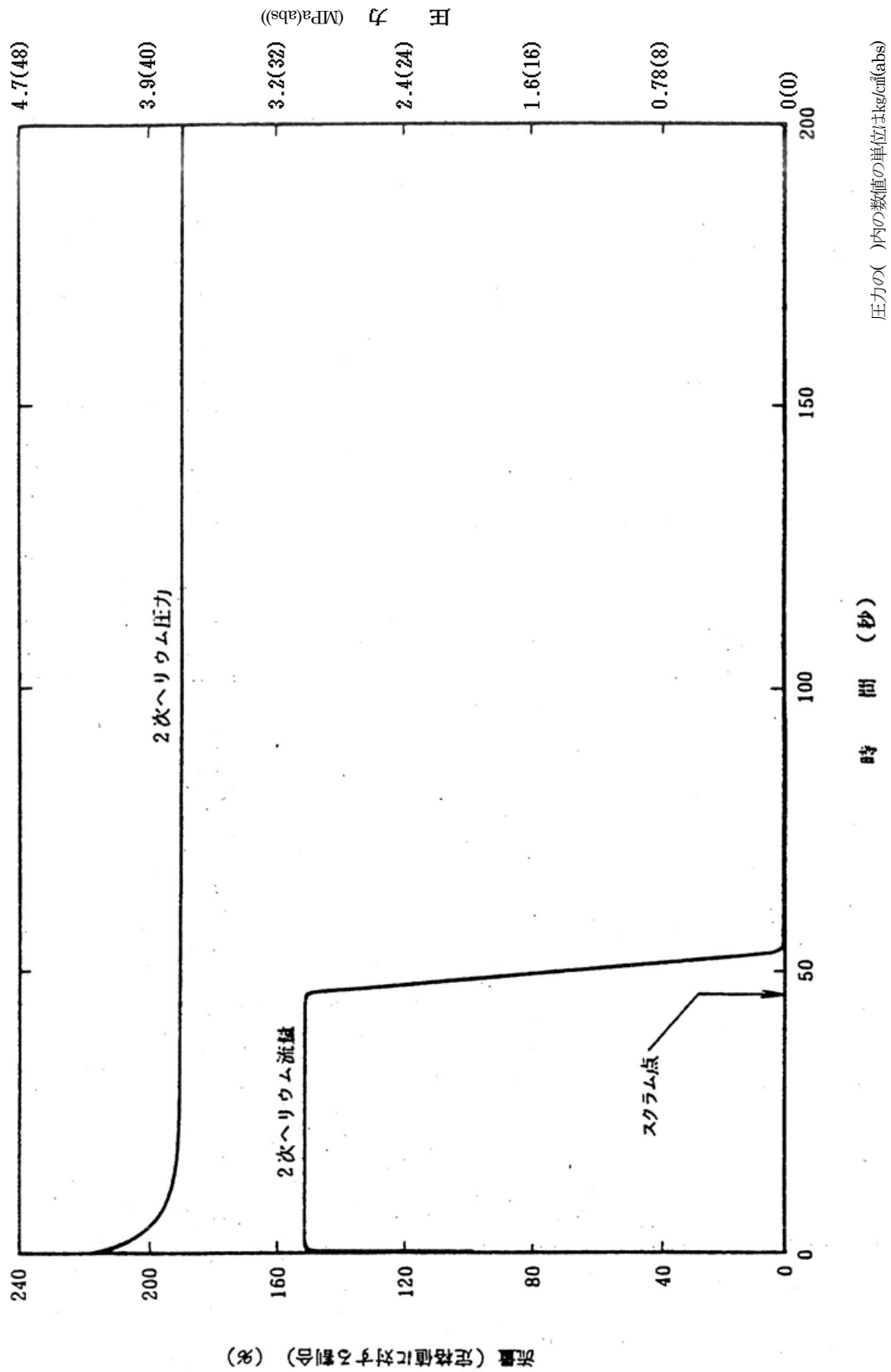
第 3.3.2 図 1 次冷却設備二重管内管破損事故(2)



第3.4.1図 2次へリウム冷却設備二重管内管破損事故(1)

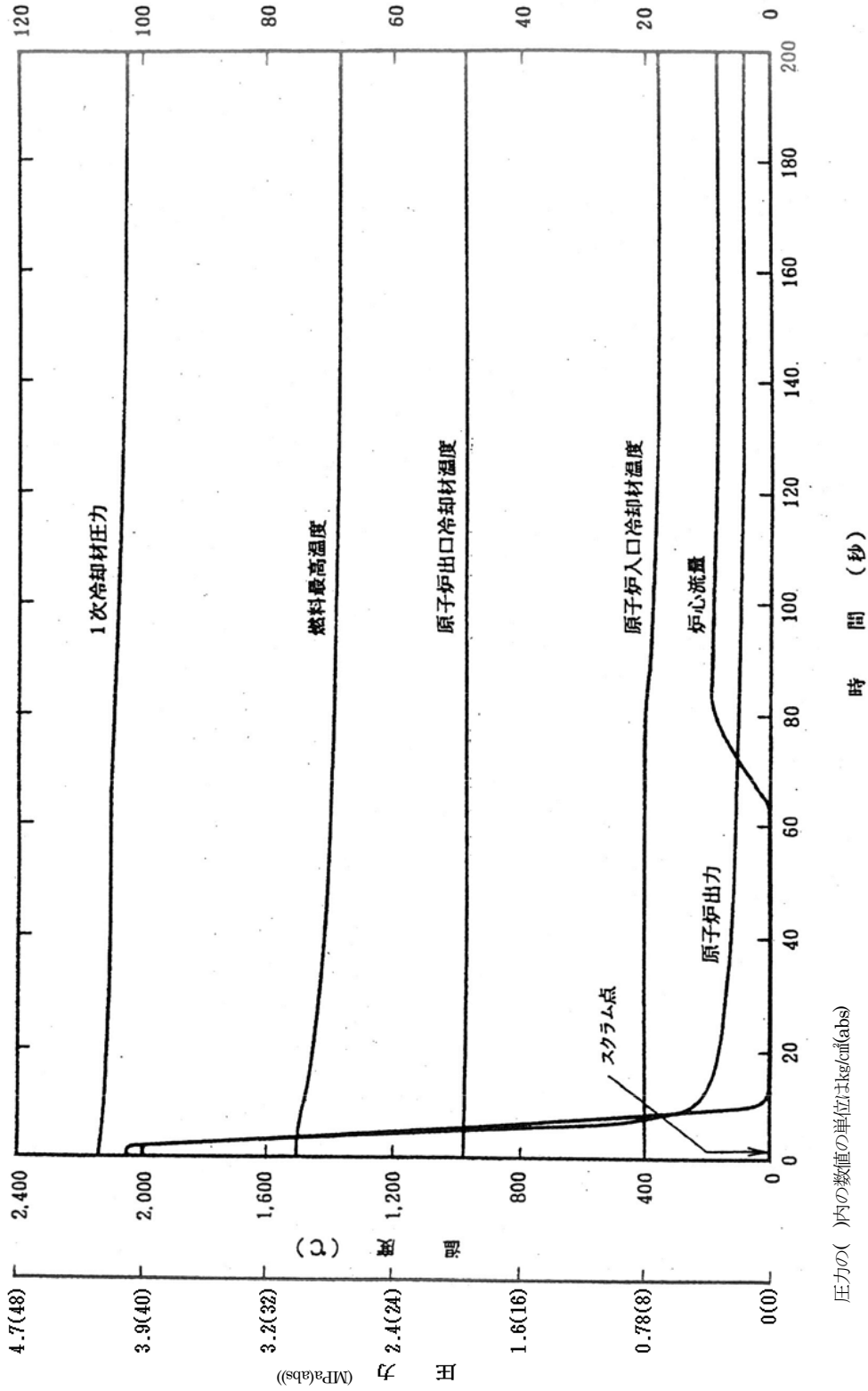


第3.4.2図 2次へリウム冷却設備二重管内管破損事故(2)

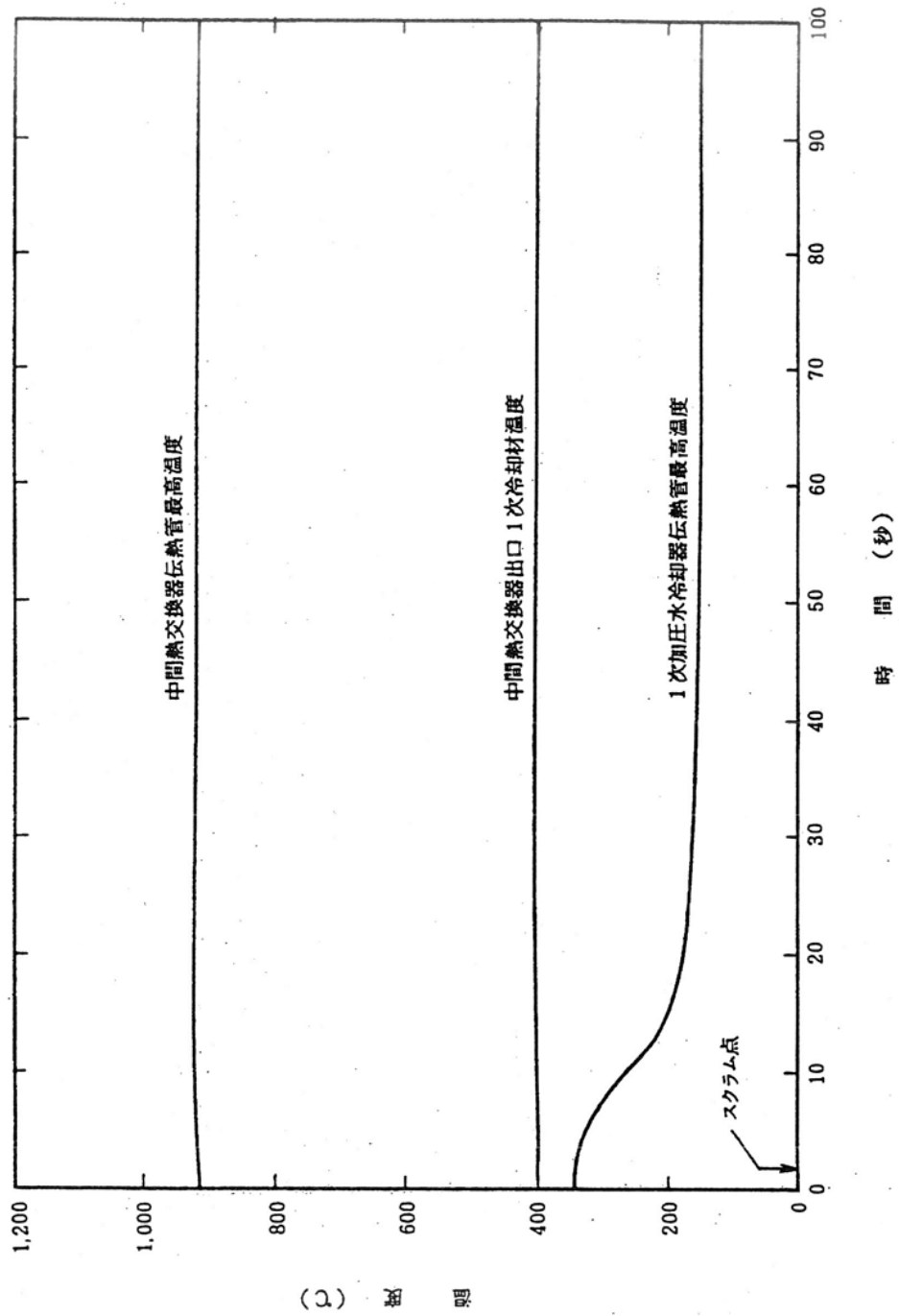


第3.4.3図 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故(3)

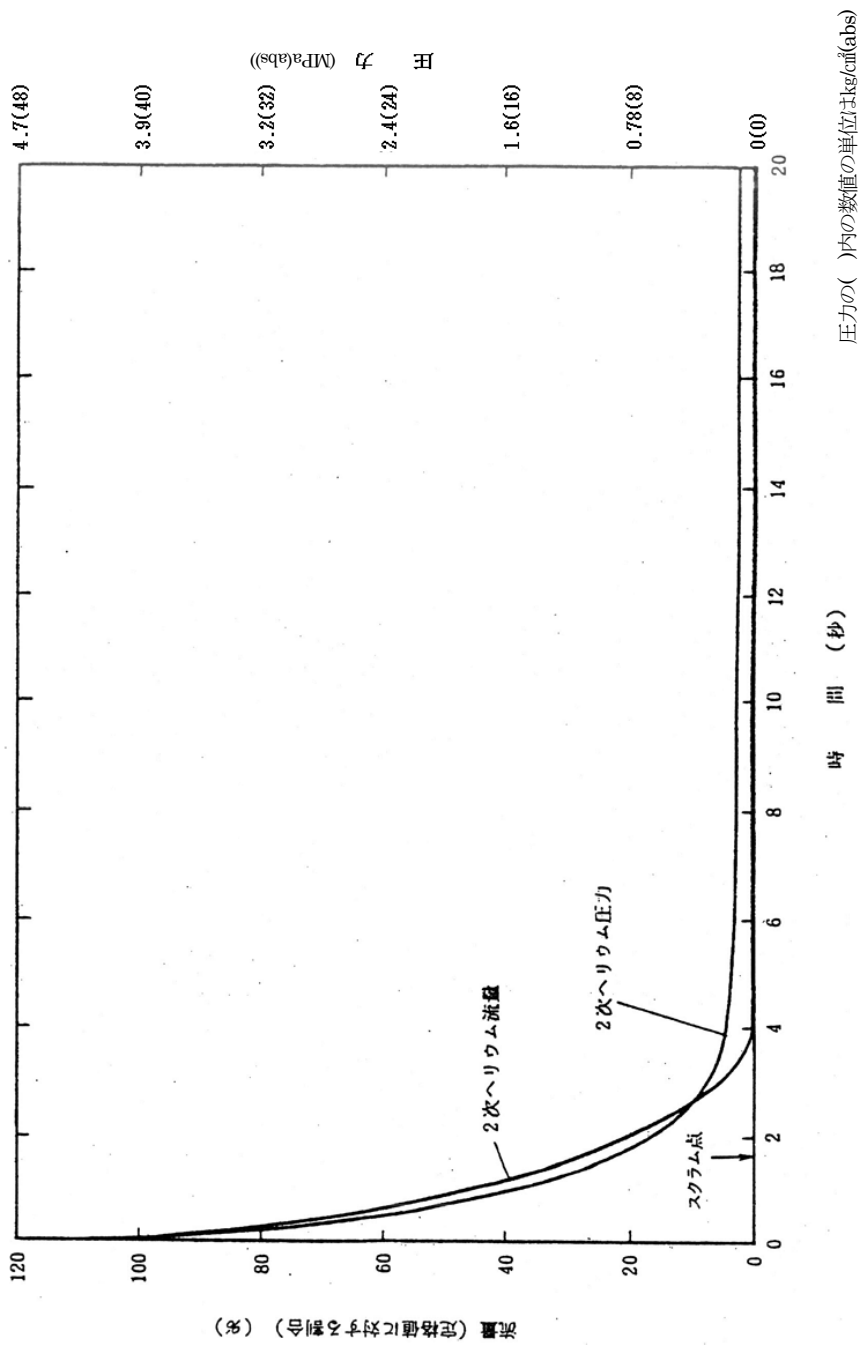
(8) (炉内温度の経時変化) 資料・7.15



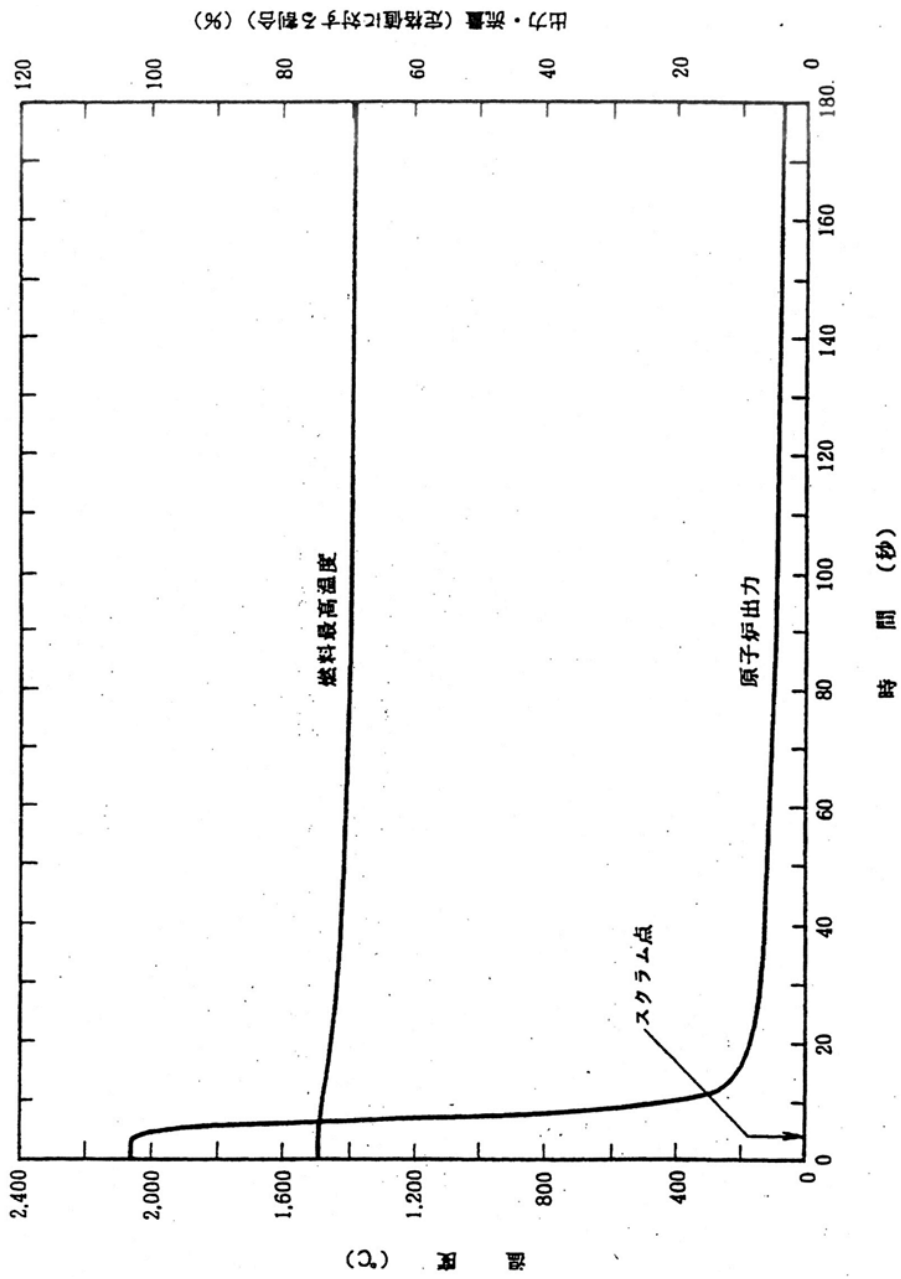
第3.5.1図 2次へリウム冷却設備二重管破断事故(1)



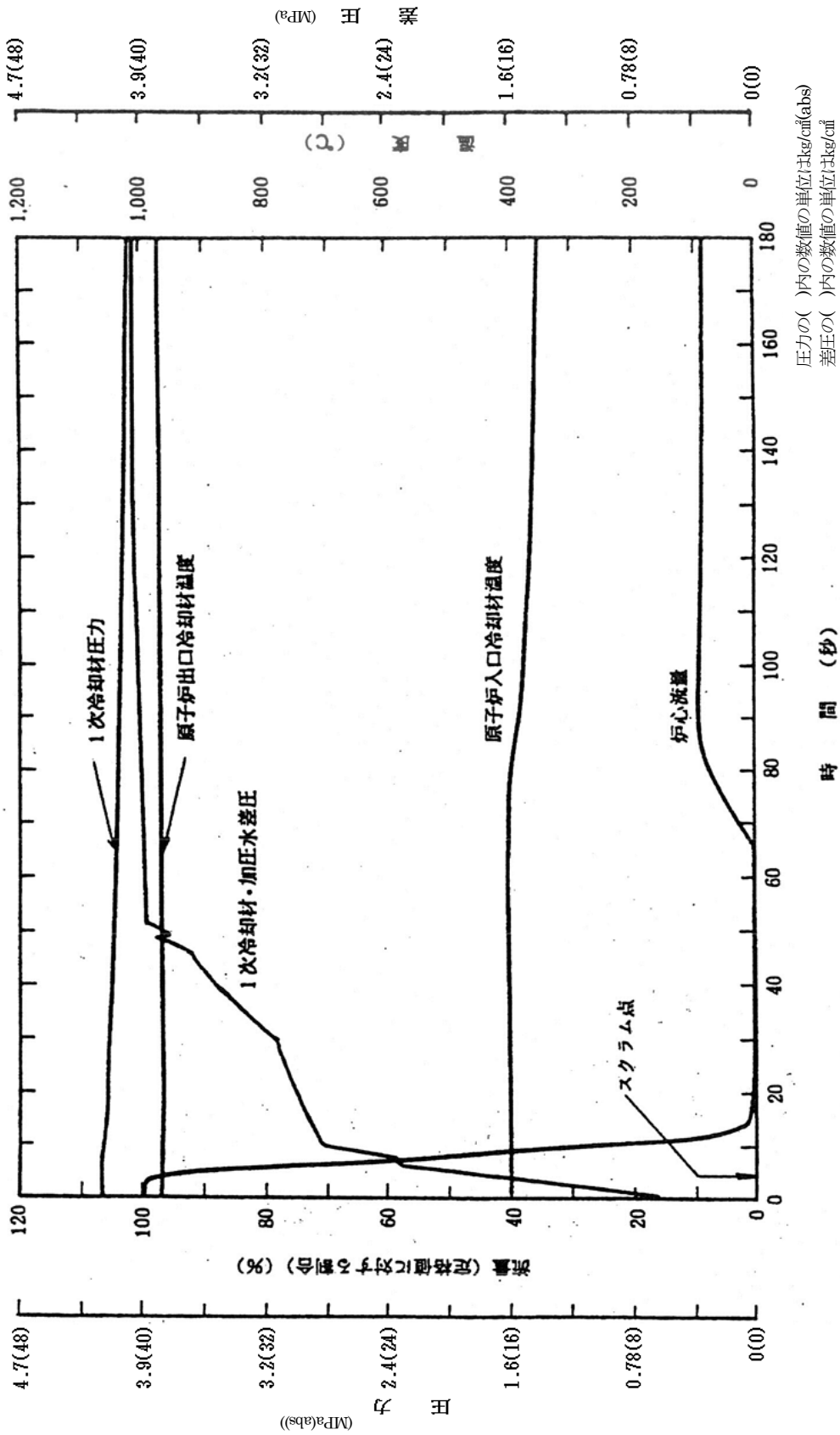
第3.5.2図 2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故(2)



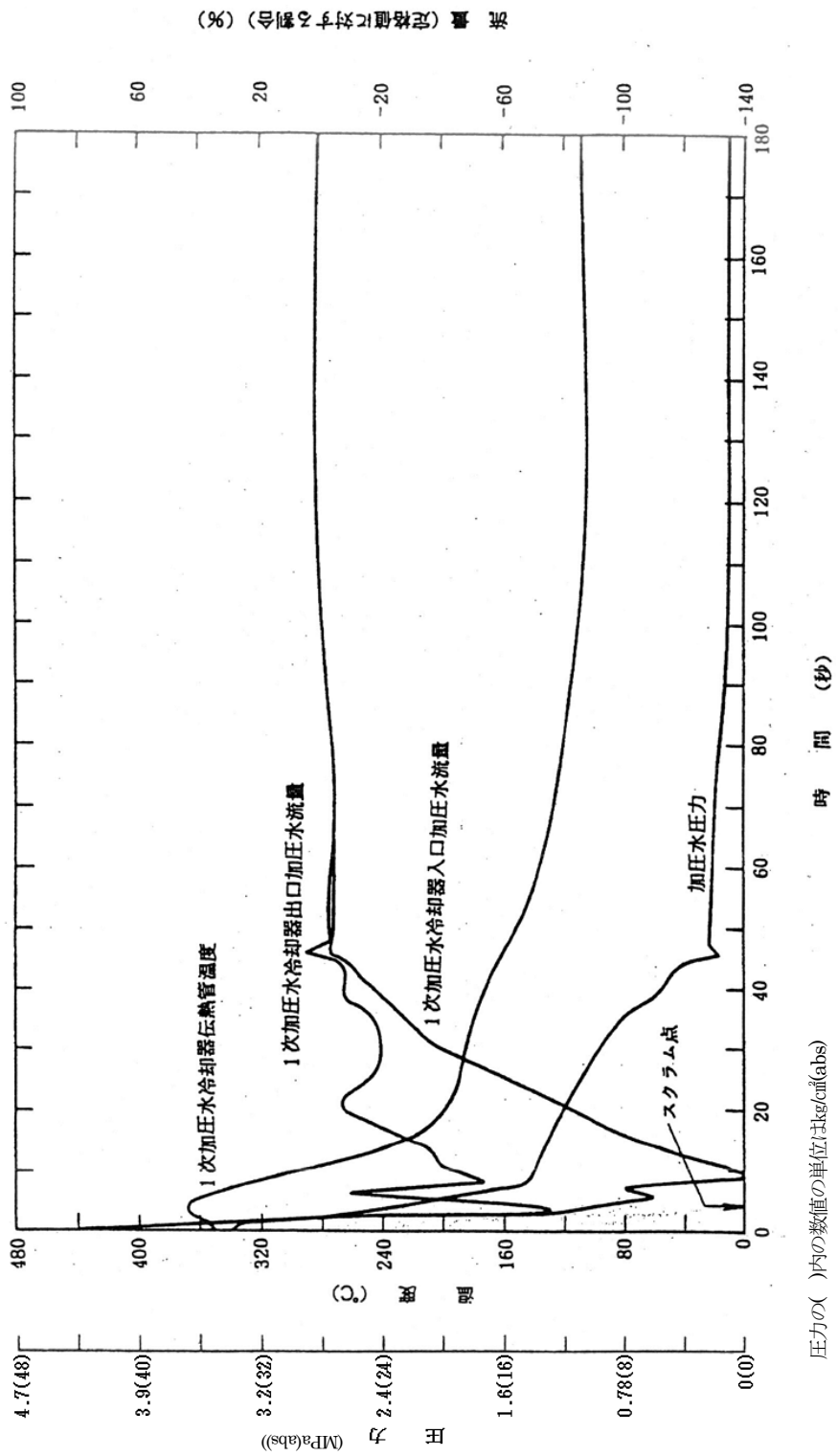
第3.5.3図 2次ヘリウム冷却設備二重破断事故(3)



第3.6.1図 加圧水配管破断事故(1)

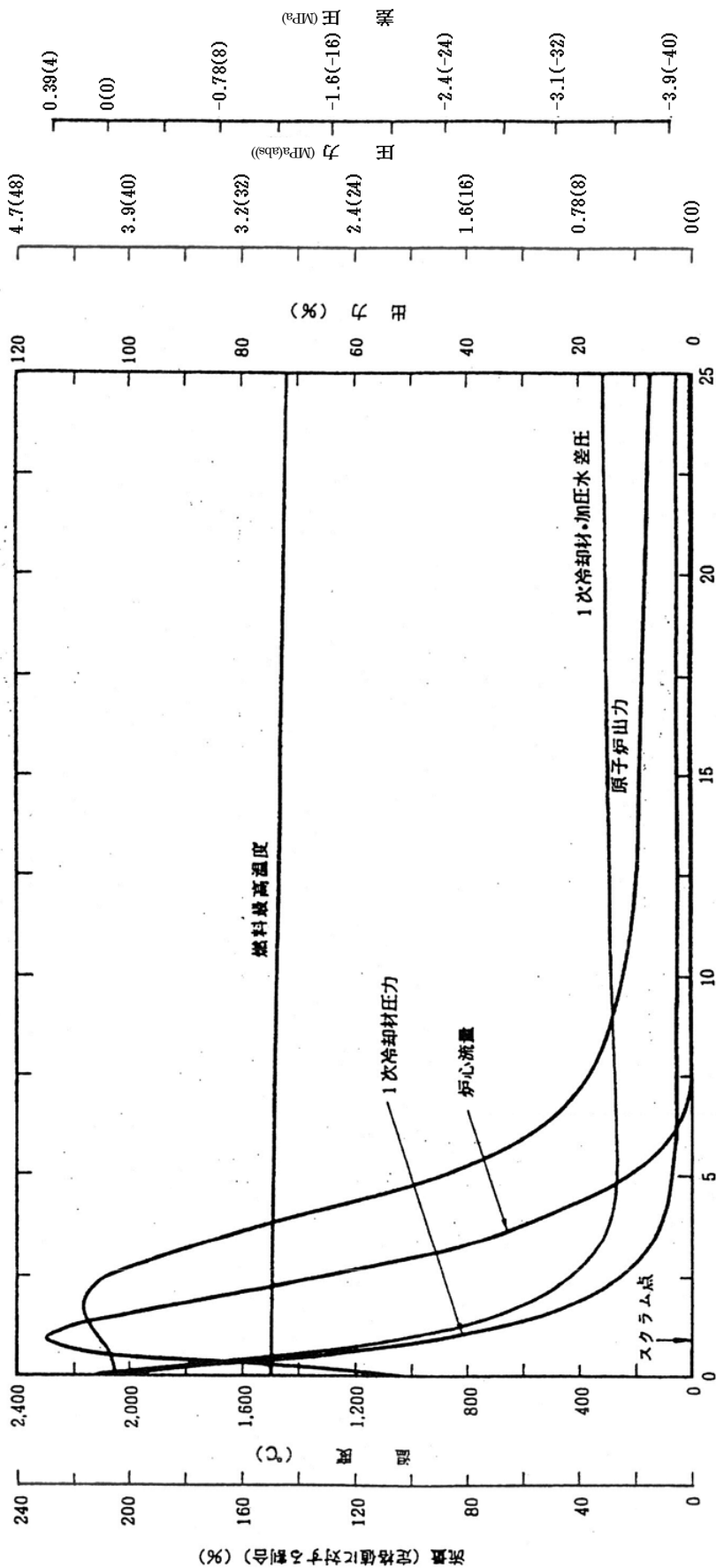


第3.6.2図 加圧水配管破断事故(2)



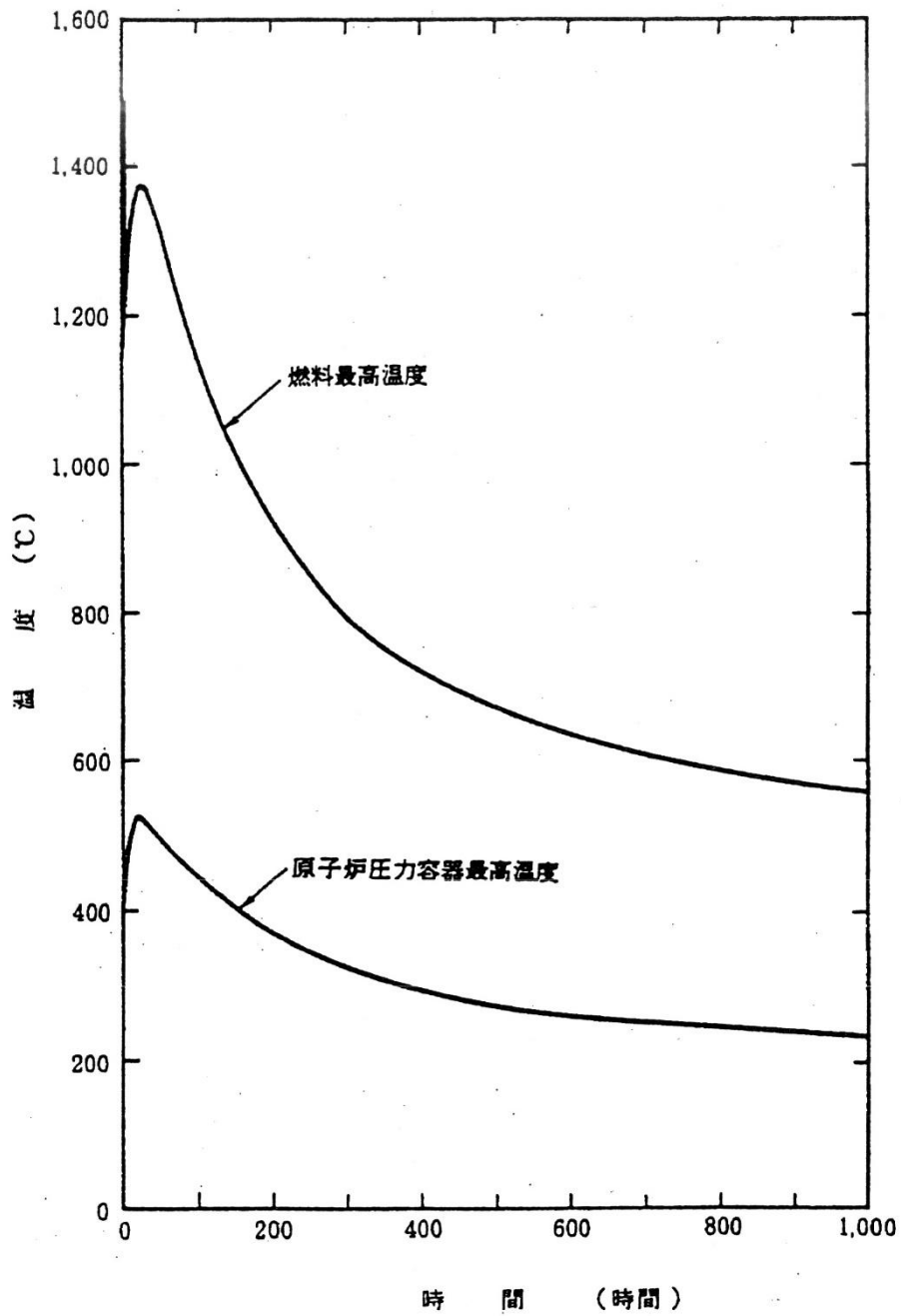
第3.6.3図 加圧水配管破断事故(3)

圧力の()内の数値の単位はkg/cm²(abs)

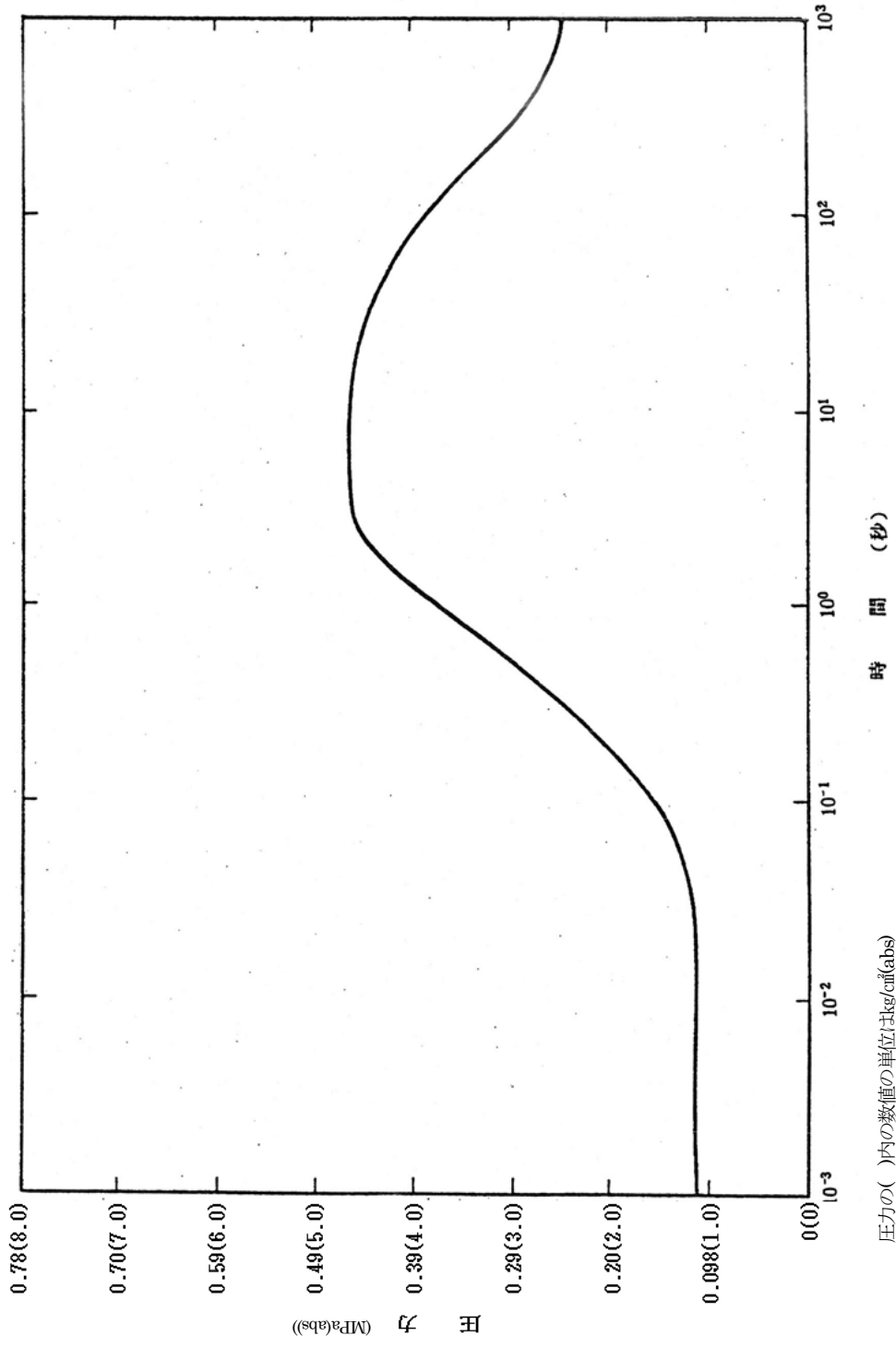


圧力の()内の数値の単位はkg/cm²(abs)
 差圧の()内の数値の単位はkg/cm²

第3.7.1図 1次冷却設備二重管破断事故(1)

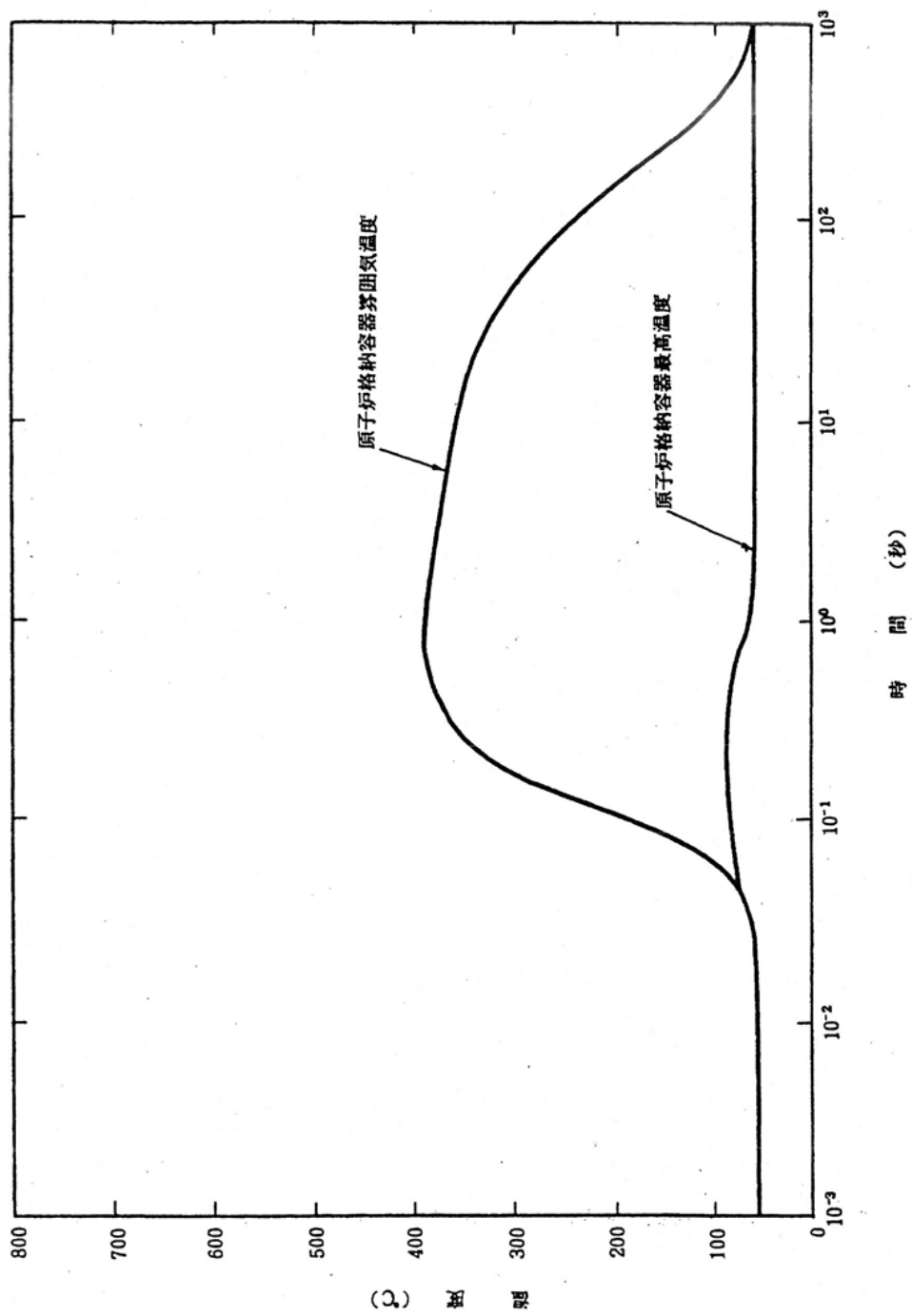


第3.7.2 図 1次冷却設備二重管破断事故(2)

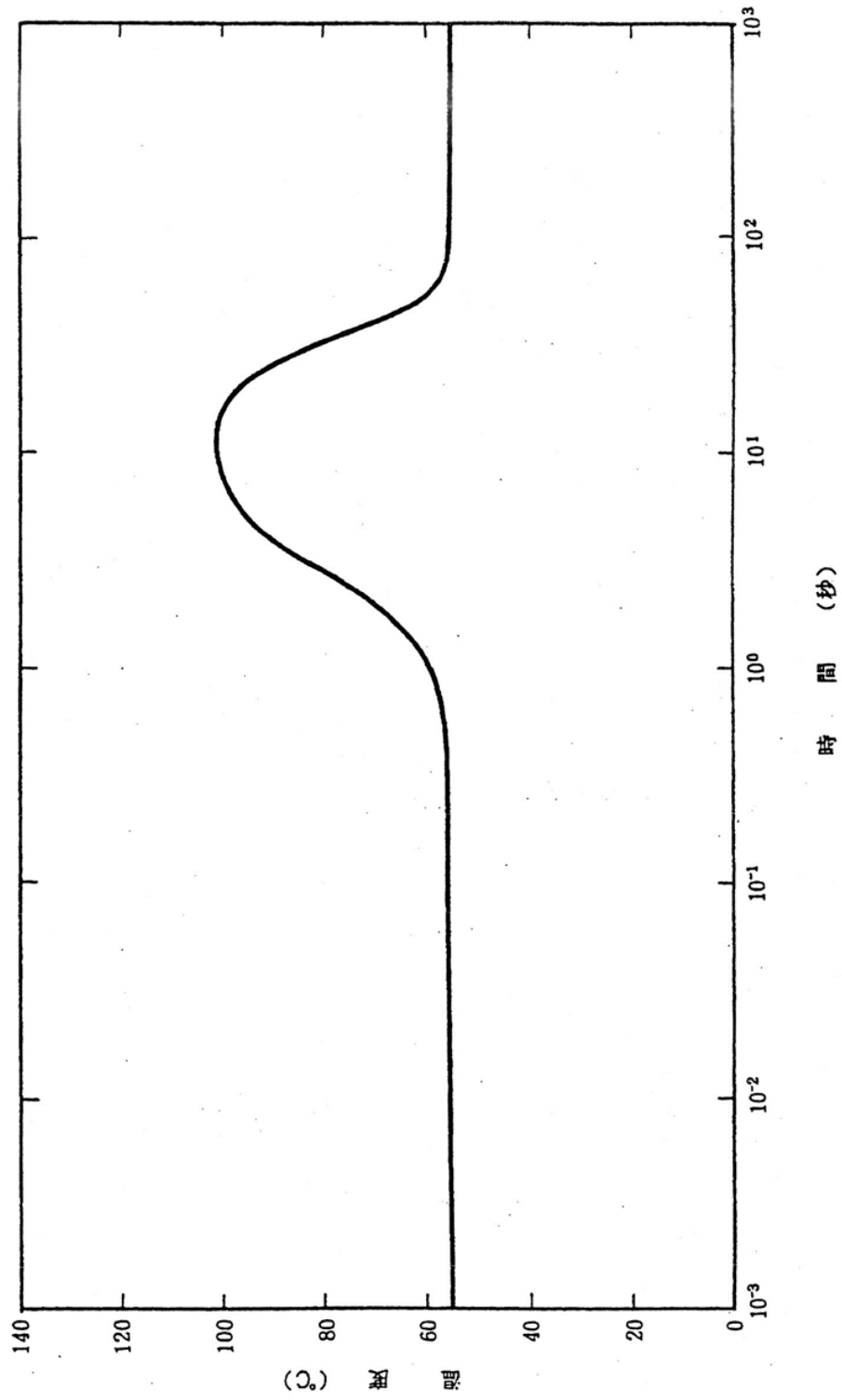


圧力の()内の数値の単位はkg/cm²(abs)

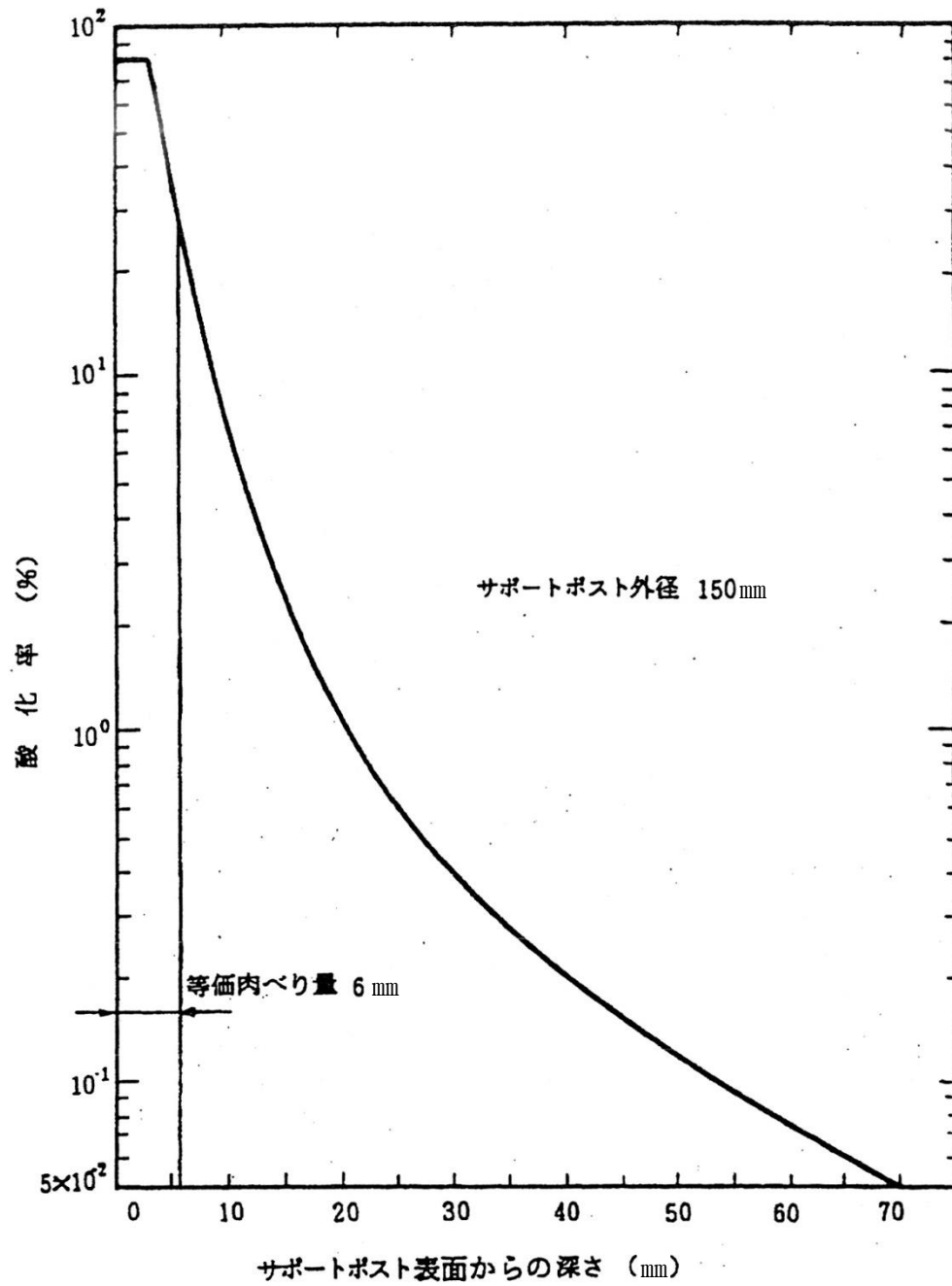
第3.7.3図 1次冷却設備二重管破断事故(3) (原子炉格納容器内圧力)



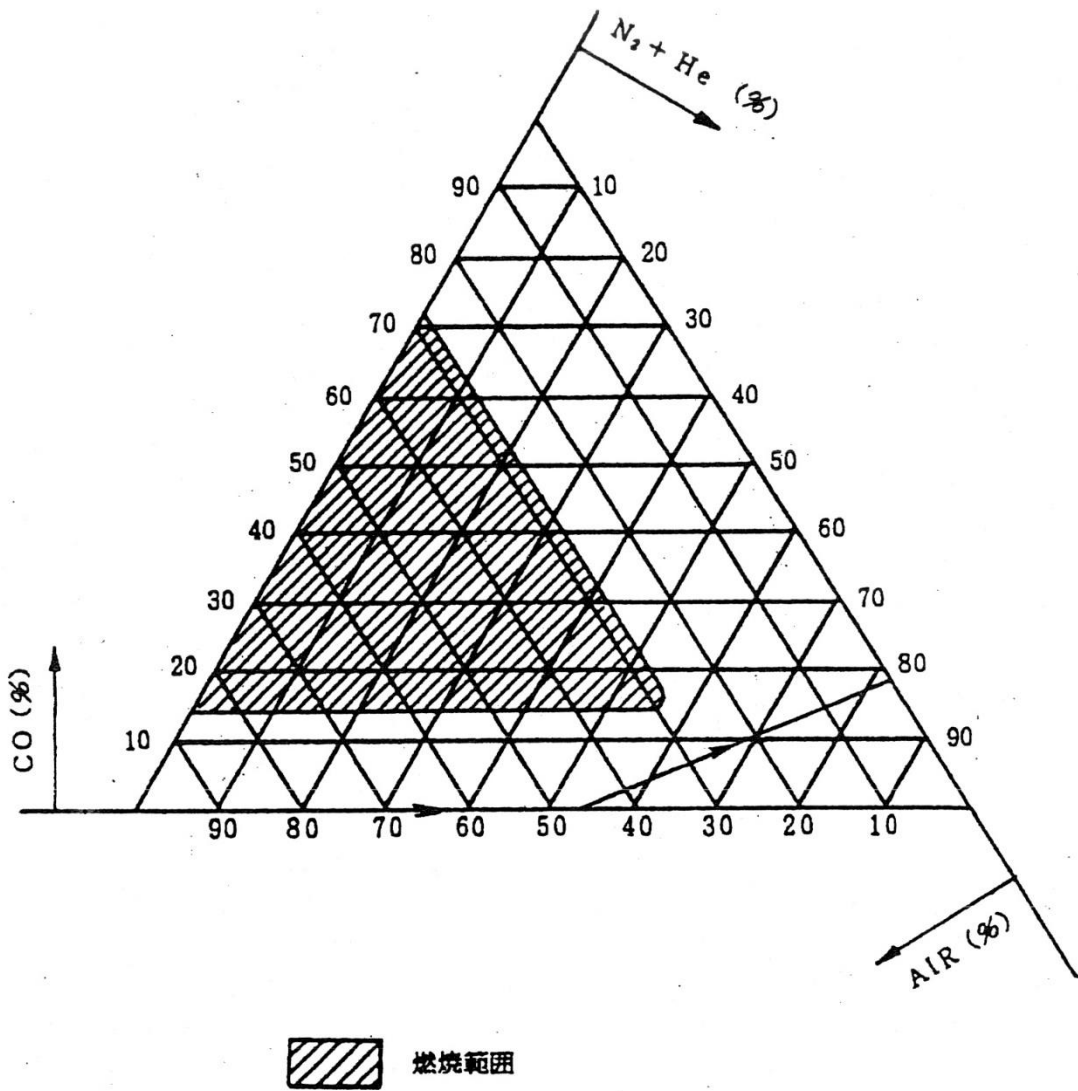
第3.7.4図 1次冷却設備二重管破断事故(4) (原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器雰囲気温度)



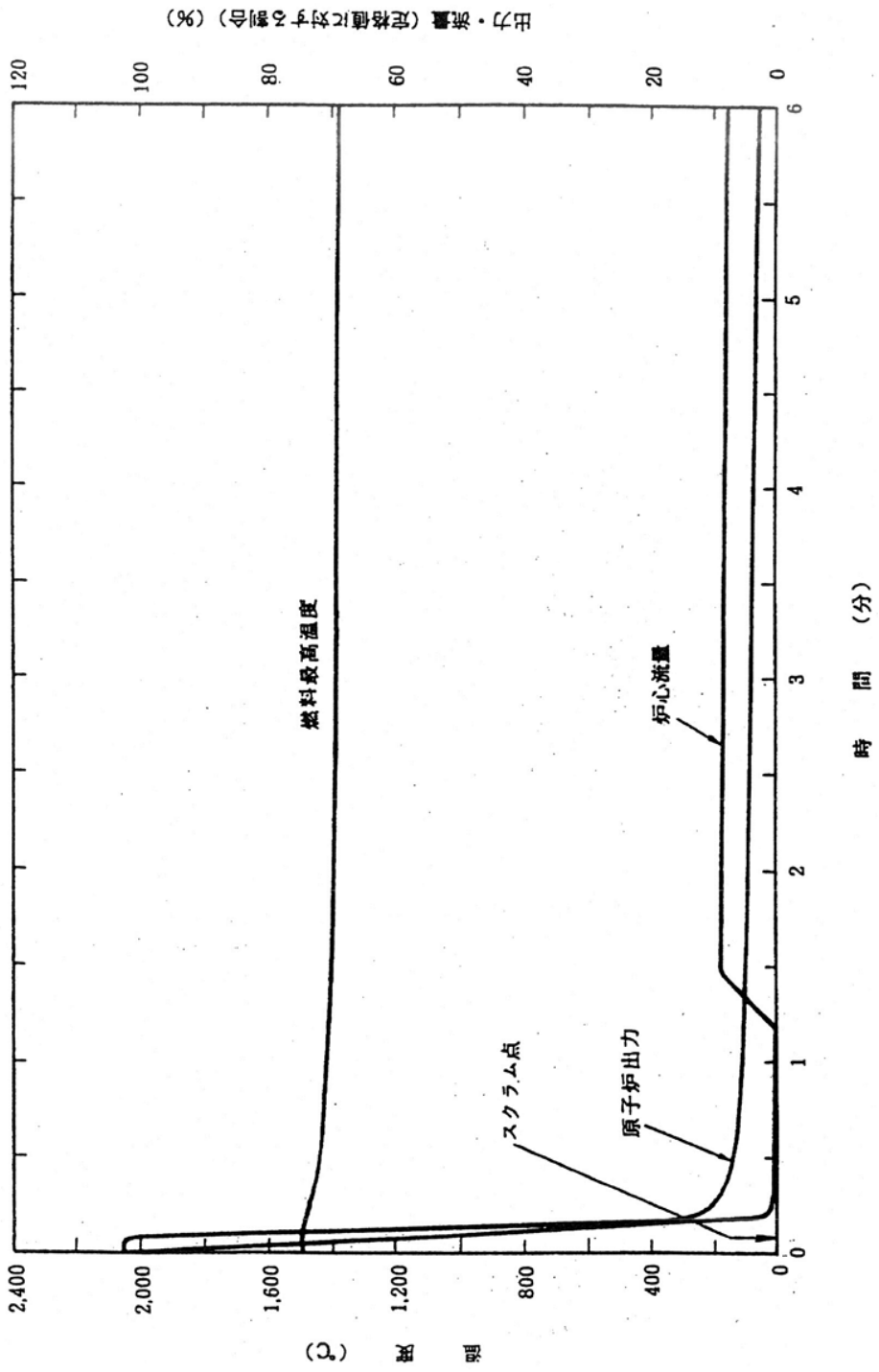
第3.7.5図 1次冷却設備二重管破断事故(5) (コンクリート表面温度)



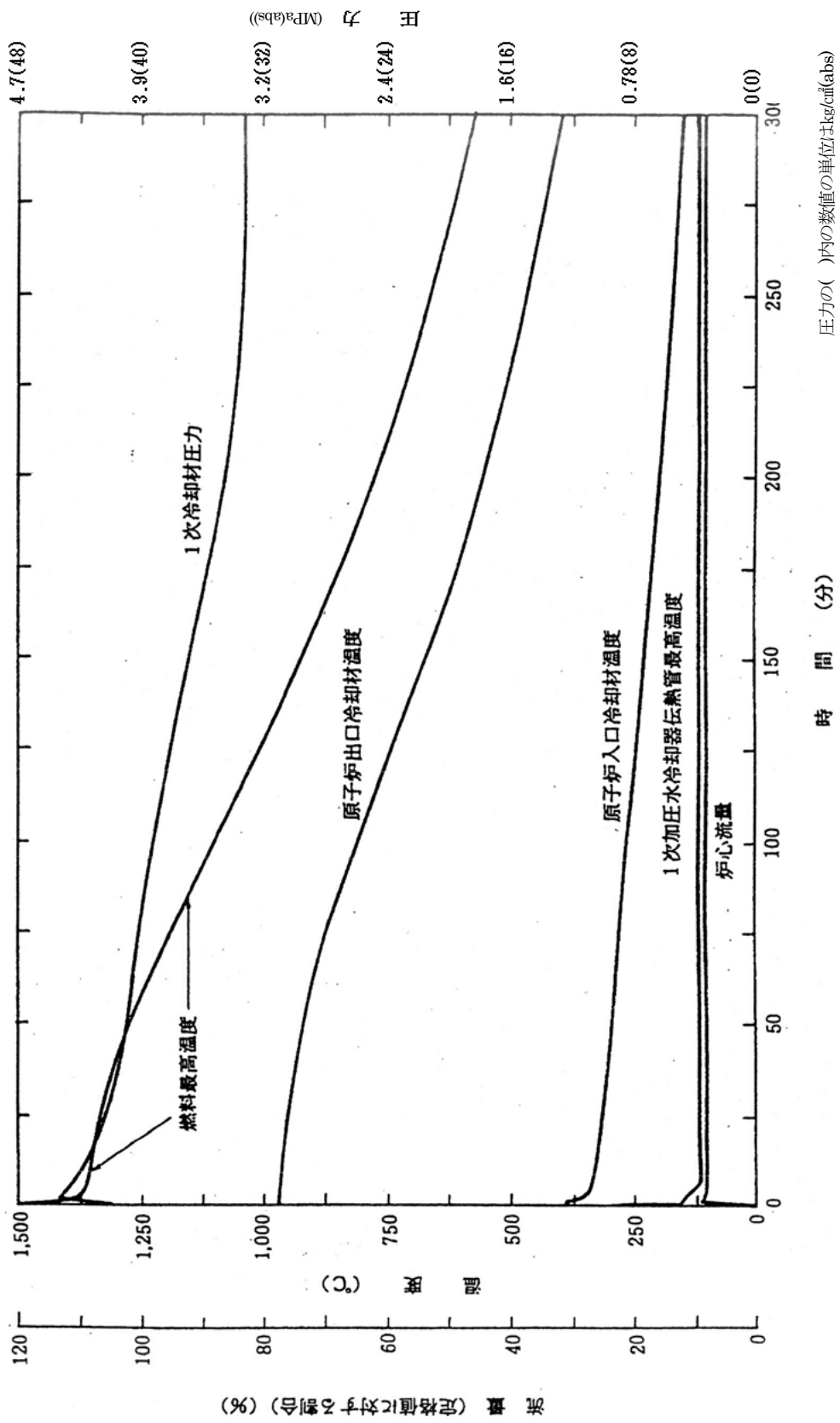
第 3.7.6 図 1 次冷却設備二重管破断事故(6) (サポートポスト表面からの酸化深さ)



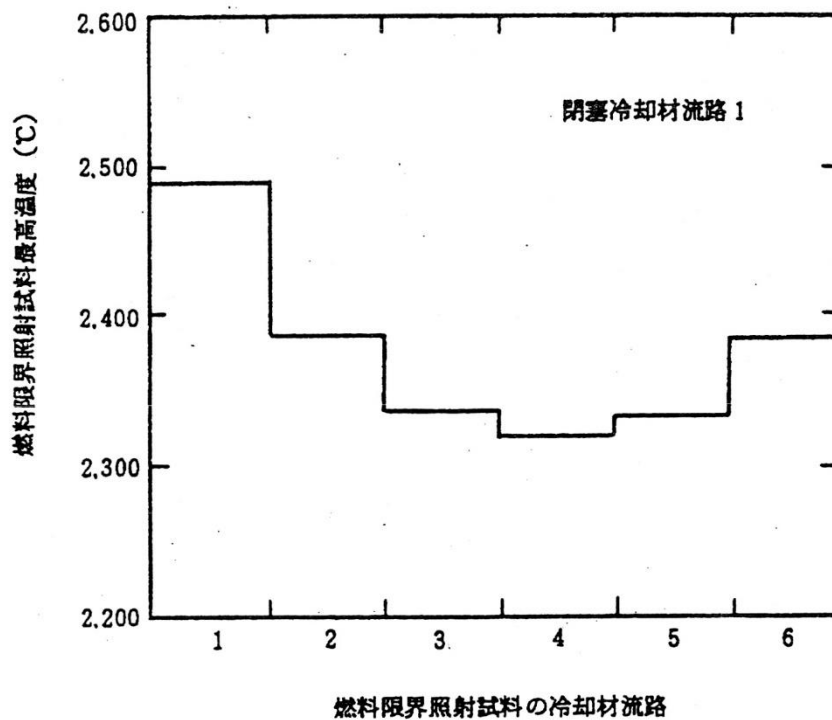
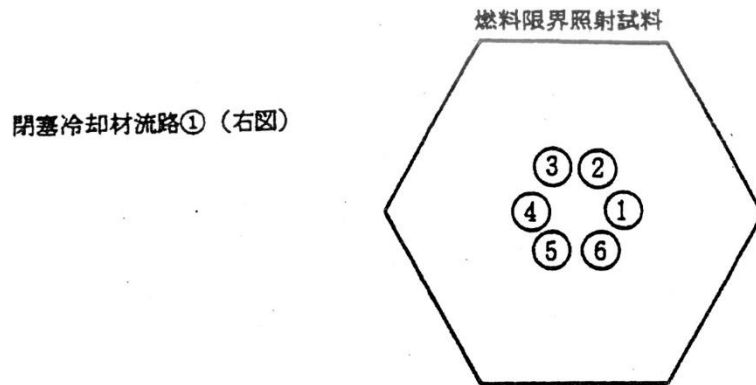
第3.7.7図 1次冷却設備二重管破断事故(7)
 (原子炉格納容器内の一酸化炭素濃度と燃焼範囲の関係)



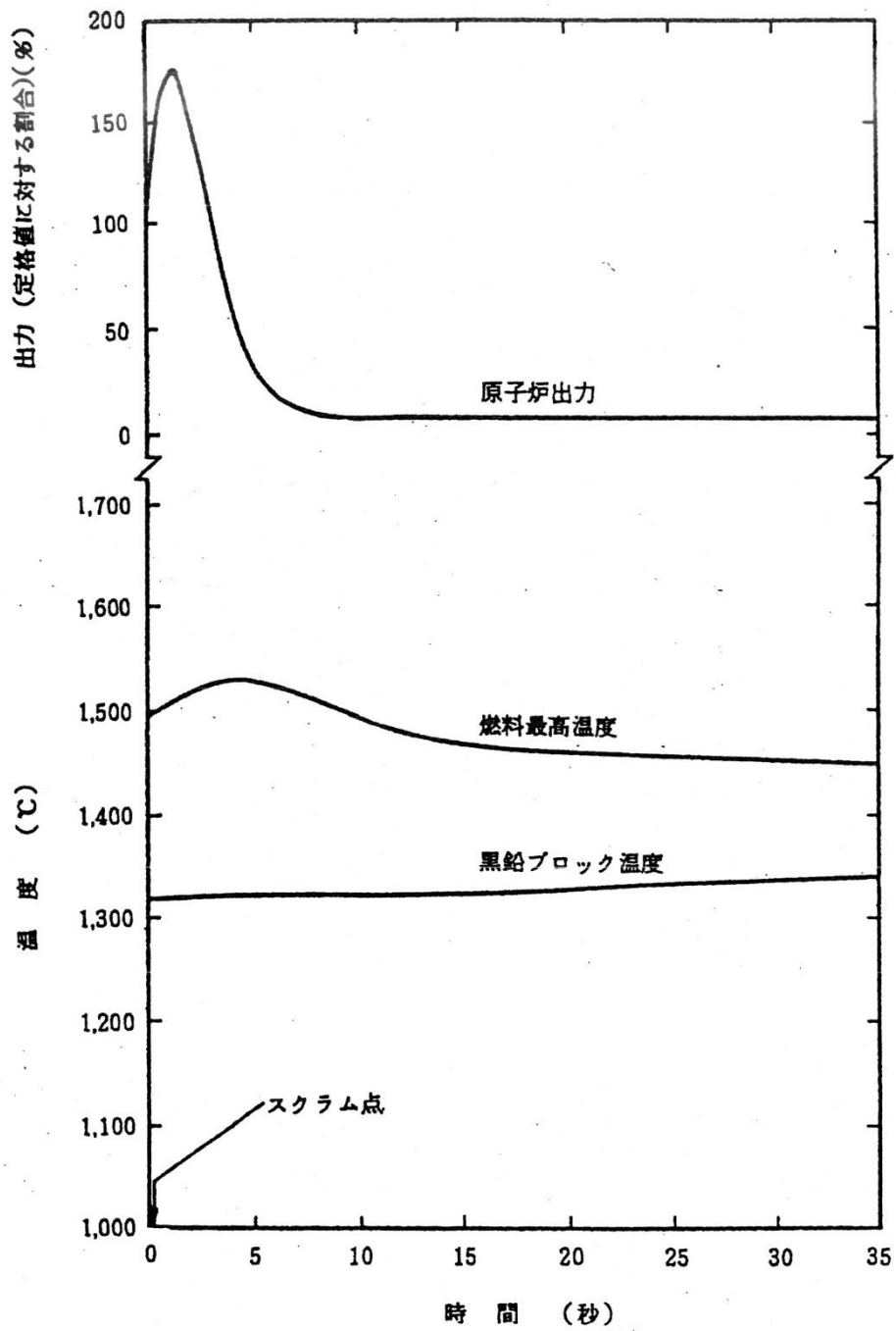
第3.8.1図 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故(1)



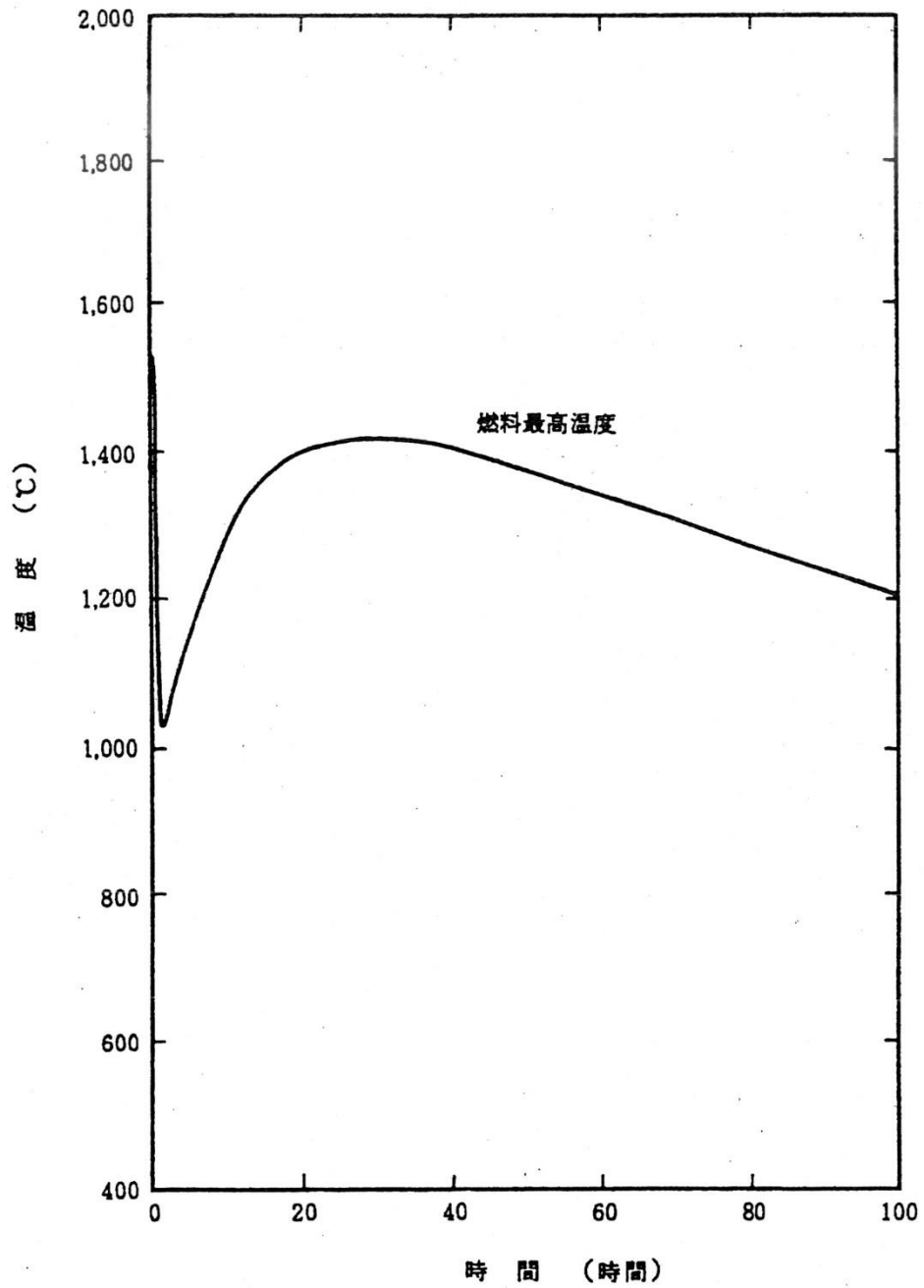
第3.8.2図 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故(2)



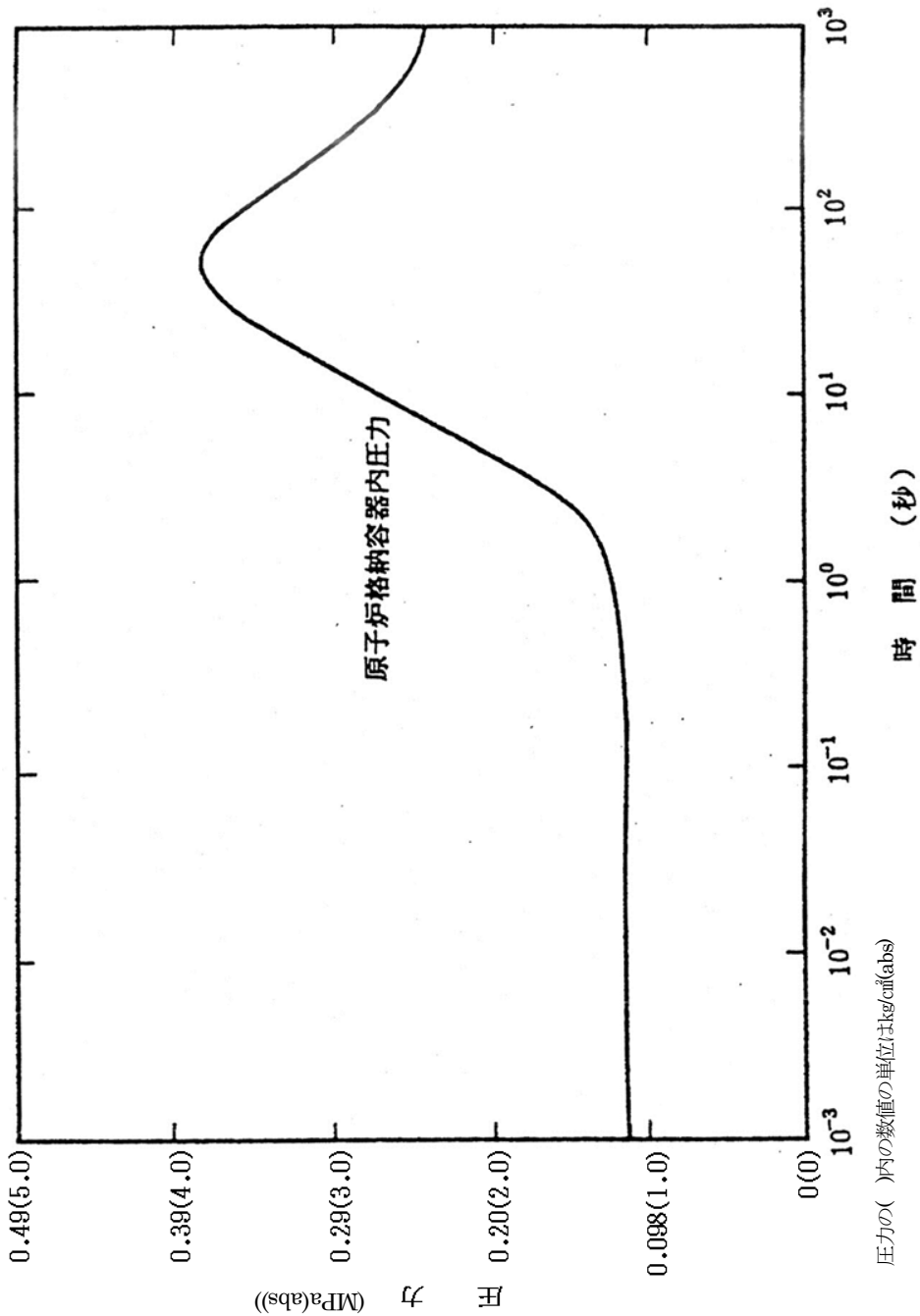
第 3.12.1 図 燃料限界照射試験料の冷却材流路閉塞事故



第3.13.1図 スタンドパイプ破損事故(1)



第3.13.2図 スタンドパイプ破損事故(2)



第3.13.3図 スタンドパイプ破壊事故(3)

4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

4.1 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定の基本的な考え方

試験炉許可基準規則第 53 条に基づき、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を選定する。選定に当たっては、原子炉の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故(以下「設計基準事象」という。)時に、作動を想定していた以下の(i)から(iii)までの機能を有する機器等のいずれかの故障が重畳した場合の事象、すなわち設計基準事象を超える事象の中から、高温ガス炉の特徴を考慮して多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を選定する。

(i) 原子炉停止機能

(ii) 炉心冷却機能

(iii) 放射性物質の閉じ込め機能(以下「閉じ込め機能」という。)

上記の設計基準事象を超える事象の中から、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を選定する際は、高温ガス炉の特徴を踏まえて、

a. 放射性物質等の放出の影響

b. 空気侵入等による黒鉛酸化の影響

c. 黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスによる爆発の影響

が大きい事象を選定する。

本原子炉施設では、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り多量の放射性物質を放出しない。また、空気侵入等による黒鉛酸化及び可燃性ガスによる爆発は発生しない。すなわち、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り a. から c. までの影響はない。

そこで、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により破断口が最も大きく、a. から c. までの影響が最も大きくなる 1 次冷却設備二重管破断に(i)から(iii)までの安全機能の機能喪失の重畳を想定する。

また、試験炉許可基準規則の解釈第 53 条で示されている使用済燃料の損傷についても検討を行う。

なお、事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を想定する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り a. から c. までの影響がないことの例として、基準炉心における運転時の異常な過渡変化事象において原子炉停止機能喪失が重畳する事象の中で原子炉冷却材圧力バウンダリ(原子炉圧力容器)温度が最も高くなる事象である、商用電源喪失に何らかの原因により全制御棒が挿入失敗(スクラム失敗)する事象が発生した場合、第 4.1.1 図に示すように、燃料温度は上昇するものの燃料の許容設計限界温度である 1,600°C を超えない。また、燃料は熔融することなく、ヘリウムガスの急激な温度上昇もないことから、機械的エネルギーの発生により原子炉冷却材圧力バウンダリが破損することはない。さらに、第 4.1.1 図に示すように、原子炉冷却材圧力バウンダリ温度は使用材料の引張強度が熱時効により著しく変化しない温度である 550°C を上回ることはない。よって、原子炉冷却材圧力バウンダリは健全であり、多量の放射性物質の放出、著しい黒鉛の酸化及び可燃性ガスによる爆発は生じない。すなわち、a. から c. までの影響はない。なお、本評価は、4.2.1 に示す解析コード、TAC/BLOOST⁽¹⁾、DELIGHT⁽²⁾、TWOTRAN⁽²⁾及び CITATION⁽²⁾を用いるとともに、4.2.1 に示す炉心半径方向等価熱伝導率、反応度係数(ドプラ係数及び減速材温度係数)等の条件を用いて実施した。

4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定

4.2.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定

(1) 原子炉停止機能の喪失

設計基準事象を超える事象として、設計基準事象発生時に何らかの原因により全制御棒が挿入失敗(スクラム失敗)となり、原子炉停止機能が喪失する事象を想定する。

例えば、4.1のa.からc.までの影響が大きい1次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した事象を想定した場合の原子炉の挙動を第4.2.1図に示す。

本評価では、炉容器冷却設備のみ作動しており、1次冷却設備及び補助冷却設備は機能していない。また、異常発生時の初期状態は、事故時に放出しうる放射性物質の量がより多くなる燃料限界照射試験時の照射炉心体系を選定した。

原子炉を停止させない場合、燃料最高温度は一旦低下した後、再び上昇するが初期値を上回ることとはなく、徐々に炉心の温度が低下する。その後、事故発生後約22時間で原子炉は再臨界となり、約75時間で燃料最高温度は約1,550℃まで上昇するが、燃料の許容設計限界温度である1,600℃には到達せず、時間の経過とともに安定な状態へと推移する。よって、著しい燃料の破損は生じない。

また、敷地境界外での公衆の線量は、設計基準事故である1次冷却設備二重管破断事故と同程度の約 1.7×10^{-3} Svである。よって、多量の放射性物質等の放出は生じず、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。

原子炉压力容器の圧力は、1次冷却設備二重管が破断していることから初期値を上回ることとはない。なお、原子炉压力容器の最高温度は、後述するa.からc.に示す事象を早期に収束させるための措置を講ずることで、炉心冷却機能の喪失時の影響を上回ることとはない。

本事象と1次冷却設備二重管破断事故を比較した場合、再臨界となるまでの炉内温度挙動に違いは生じないことから、原子炉格納容器内の圧力挙動に顕著な差は生じない。設計基準事故である1次冷却設備二重管破断事故が発生した場合、原子炉格納容器の内圧は事故後約9秒で約0.46MPa(abs)へと上昇し、その後、約0.25MPa(abs)に静定する(第3.7.3図参照)。本事象が発生した場合、1次冷却設備二重管破断事故が発生した場合と同様に原子炉格納容器の内圧は事故後約9秒で約0.46MPa(abs)へと上昇し、その後、約0.25MPa(abs)に静定する。しかしながら、再臨界後、炉心の温度上昇により約0.27MPa(abs)で安定する。よって、本事象における原子炉格納容器内の最大圧力は事象発生直後の約0.46MPa(abs)となり、原子炉格納容器の最高使用圧力0.49MPa(abs)を上回らない。

このことから、本事象では1次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器内に放射性物質を含む1次冷却材が放出されるが原子炉格納容器により閉じ込められており、多量の放射性物質等を放出することはない。

さらに、炉内へ侵入するおそれのある空気の量は原子炉格納容器により制限されており、サポートポスト及び燃料スリーブの酸化量は制限される。これにより、サポートポストの残存等価直径は、炉心を支持するのに必要な強度を有しているための条件である80mmを下回ることとはなく、黒鉛スリーブ底板の等価厚さは、燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまっているための条件である5mmを下回ることとはない。また、黒鉛酸化に伴い発生した可燃性ガスの濃度も、原子炉格納容器内の空気が全て黒鉛酸化に消費されたとしても、第4.2.2図及び第4.2.3図に示すように、一酸化炭

素の濃度は最大でも1%未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による爆発は生じない。

よって、本事象では、多量の放射性物質等の放出、著しい黒鉛の酸化及び可燃性ガスによる爆発は生じるおそれがない。

なお、本評価では、設計基準事故の解析に用いた BLOOST-J2 コードと TAC-NC コードを結合させた TAC/BLOOST コードにより実施している。また、使用する反応度係数(ドプラ係数及び減速材温度係数)は、設計基準事故の解析と同様に、DELIGHT、TWOTRAN 及び CITATION により評価している。黒鉛酸化及び可燃性ガスの生成過程の評価は、THYTAN⁽³⁾コードにより実施している。

本事象の評価条件として、設計基準事故と同様の解析条件を設定しているが、炉心半径方向等価熱伝導率、反応度係数(ドプラ係数及び減速材温度係数) 及び可燃性ガスの生成過程は以下に示す条件により評価している。

炉心半径方向等価熱伝導率について、設計基準事故の評価では、保守性を持たせるために、燃料ブロック内燃料棒挿入孔や制御棒案内ブロック内制御棒挿入孔におけるふく射を考慮しない条件のもとで評価し、さらに得られた炉心半径方向等価熱伝導率に安全裕度 20%を考慮している⁽⁴⁾。しかし、本評価においては、現象論に基づき炉心を構成する燃料ブロック、制御棒案内ブロックにおける黒鉛の熱伝導及びふく射を考慮し求めた第 4.2.4 図に示す値を用いている。また、得られた炉心半径方向熱伝導率には安全裕度を加味しない値を用いている。

反応度係数(ドプラ係数及び減速材温度係数)について、設計基準事故の評価では、燃焼を通して最も厳しい値⁽⁵⁾に 20%の安全裕度を考慮している。しかし、本評価においては、安全裕度を加味しない値を用いている。

可燃性ガスの生成過程について、黒鉛と酸素の反応により、一酸化炭素と二酸化炭素が生成される。設計基準事故の評価では、可燃性ガス濃度を高めに見積もるように、黒鉛と酸素の反応により生成されるガスはすべて一酸化炭素としている。しかし、本評価においては、黒鉛と酸素の反応により、一酸化炭素のみならず二酸化炭素も生成されるとして可燃性ガスの濃度を評価している⁽⁶⁾。

本事象では多量の放射性物質等の放出等を生じるおそれはないが、事象を早期に収束させるために以下の措置を講ずる。

- a. 中央制御室にて、原子炉の状態及び放射線量を把握するとともに、原子炉の状態を継続的に監視する。
- b. 原子炉が停止していない場合、手動スクラム、手動によるスクラムしゃ断器の開等による原子炉の停止操作を行う。
- c. 制御棒が挿入できない場合、後備停止系の作動操作を行う。非常用発電機が機能喪失している場合、可搬型発電機により、原子炉の状態を継続的に監視するとともに、後備停止系を操作し、原子炉の停止に努める。

なお、万一すべての停止機能が喪失した場合は、原子炉停止にかかる自主対策設備を用いて原子炉の停止に努める。本監視に必要な盤については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

(2) 炉心冷却機能の喪失

設計基準事象を超える事象として、設計基準事象発生時に何らかの原因により炉心冷却機能が喪失する事象を想定する。

例えば、4.1のa.からc.までの影響が大きい1次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能を有する炉容器冷却設備の機能喪失が重畳した事象を想定した場合の原子炉の挙動を第4.2.5図に示す。

本評価では、炉容器冷却設備、1次冷却設備及び補助冷却設備は機能していない。事象発生後、「1次冷却材・加圧水差圧低」信号、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止し未臨界となる。また、燃料最高温度は一旦低下した後、約1,160°Cまで再び上昇するが初期値を上回ることにはない。その後、炉心が徐々に冷却されることで燃料最高温度は低下する。よって、燃料温度は許容設計限界温度である1,600°Cに到達せず、時間の経過とともに安定な状態へと推移し、著しい燃料の破損は生じない。

また、敷地境界外での公衆の線量は、設計基準事故である1次冷却設備二重管破断事故と同程度の約 1.7×10^{-3} Svである。よって、多量の放射性物質等の放出は生じず、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。

原子炉圧力容器の圧力は、1次冷却設備二重管が破断していることから初期値を上回ることにはない。また、原子炉圧力容器の最高温度は原子炉圧力容器側部に生じ、「(3) 閉じ込め機能の喪失」と同様に、事故後約120時間で約460°Cまで上昇するが、制限温度を超えることはない。

本事象では、「(1) 原子炉停止機能の喪失」の場合に見られる再臨界とならないことから、第4.2.5図で示すように炉心温度は低くなり、原子炉格納容器の内圧も低くなる。よって、原子炉格納容器の内圧は最高使用圧力0.49MPa(abs)を上回らない。このことから、本事象では1次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器内に放射性物質を含む1次冷却材が放出されるが原子炉格納容器により閉じ込められており、多量の放射性物質等を放出することはない。

さらに、炉内へ侵入するおそれのある空気量は原子炉格納容器により制限されており、サポートポスト及び燃料スリーブの酸化量は制限される。これにより、サポートポストの残存等価直径は、炉心を支持するのに必要な強度を有しているための条件である80mmを下回ることではなく、黒鉛スリーブ底板の等価厚さは、燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまっているための条件である5mmを下回ることにはない。また、黒鉛酸化に伴い発生した可燃性ガスの濃度も、原子炉格納容器の空気が全て黒鉛酸化に消費されたとしても、第4.2.6図及び第4.2.7図に示すように、一酸化炭素の濃度は最大でも1%未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による爆発は生じない。

よって、本事象では、多量の放射性物質等の放出、著しい黒鉛の酸化及び可燃性ガスによる爆発は生じるおそれがない。

なお、本評価は、事象発生後直ちに原子炉が自動停止し未臨界となることを除き、「(1) 原子炉停止機能の喪失」と同様の条件で実施している。

本事象では多量の放射性物質等の放出等を生じるおそれはないが、事象を早期に収束させるために以下の措置を講ずる。

- a. 中央制御室にて、原子炉の状態及び放射線量を把握するとともに、原子炉の状態を継続的に監視する。

- b. 炉容器冷却設備の復旧に努め、炉心をできるだけ早く冷却することにより、早期の事象収束に努める。
- c. 非常用発電機が機能喪失している場合、可搬型発電機により、原子炉の状態を継続的に監視する。

本監視に必要な盤については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

(3) 閉じ込め機能の喪失

設計基準事象を超える事象として、設計基準事象発生時に何らかの原因(地震等の外部事象を含む。)により閉じ込め機能が喪失する事象を想定する。

例えば、4.1のa.からc.までの影響が大きい1次冷却設備二重管破断に原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失(炉容器冷却設備、非常用空気浄化設備の機能喪失及びサイフォン効果による使用済燃料貯蔵プール水の流出も含む。)が重畳した事象を想定する。

本評価では、炉容器冷却設備、1次冷却設備及び補助冷却設備は機能していない。事象発生後、「1次冷却材・加圧水差圧低」信号、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止し未臨界となる。また、燃料温度は初期温度を上回ることはなく、その後も自然に冷却されるため、温度が上昇することによる著しい燃料の破損は生じない。しかしながら、1次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器に放射性物質を含む1次冷却材が放出され、さらに、原子炉格納容器の閉じ込め機能及び非常用空気浄化設備の放射性物質の放出低減機能を喪失していることから、放射性物質を含む1次冷却材の地上放出により多量の放射性物質等を放出するおそれがある。

また、この時には原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失していることから、空気が原子炉格納容器内に流入し続け、炉心に空気が侵入し、黒鉛の酸化を引き起こすことで可燃性ガスが発生するおそれがあるが、第4.2.8図及び第4.2.9図に示すように原子炉格納容器への空気の流入及び混合ガスの流出条件における可燃性の一酸化炭素の濃度は最大でも1%未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による爆発は生じない。

原子炉格納容器が大規模に破損した場合には原子炉格納容器への空気の流入及びヘリウム、空気、可燃性ガス等の混合ガスの流出が多く、原子炉格納容器内の混合ガスが空気で置換されるため可燃性ガスの濃度はさらに小さくなる。

さらに、原子炉格納容器の閉じ込め機能の喪失によって炉内へ侵入する空気の量が増加する場合でも、サポートポストの残存等価直径は、炉心を支持するのに必要な強度を有しているための条件である80mmを下回ることはなく、黒鉛スリーブ底板の等価厚さは、燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまっているための条件である5mmを下回ることはない。

なお、本評価は、黒鉛酸化及び可燃性ガスの生成過程の評価を除き、「(2) 炉心冷却機能の喪失」と同様の条件で実施した。このため、原子炉格納容器及び炉内へ侵入する空気による冷却効果は無視している。

本事象では、多量の放射性物質等の放出が生じるおそれがあるため、4.3.1に示す措置を講ずることとする。

4.2.2 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定

本原子炉施設では、使用済燃料貯蔵設備として原子炉建家内に水冷却の使用済燃料貯蔵プール、使用済燃料貯蔵建家に空気冷却の使用済燃料貯蔵セルを有している。使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料はプール水冷却浄化設備により間接的に冷却されており、使用済燃料貯蔵セル内の使用済燃料は使用済燃料貯蔵建家の換気空調装置により間接的に冷却されている。

(1) 原子炉建家使用済燃料貯蔵プール

原子炉建家内のプール水冷却浄化設備の冷却機能が、地震等の外部事象を含む何らかの原因により喪失した場合における使用済燃料貯蔵プール水の温度挙動について、汎用熱・構造解析コード Nastran⁽⁷⁾を用いて評価した結果を第4.2.10図に示す。解析モデルの上端は断熱とし、側面及び下面は貯蔵ラック表面のプール水の自然対流を考慮した熱伝導、また貯蔵プール周囲のコンクリートへの放熱を考慮する。使用済燃料の評価条件として、濃縮度は平均濃縮度である5.9wt%、燃焼度は炉心全体の平均燃焼度22,000MWd/tとし、原子炉停止後40日経過した使用済燃料150体(1炉心)を貯蔵しているものとする。貯蔵プール外に設置されている配管が破損した場合、使用済燃料貯蔵プール水の流出(瞬時流出とした想定)によりプール水冷却浄化設備の冷却機能が喪失するため、使用済燃料貯蔵プール水の温度は徐々に上昇し、約15日で100℃に到達する。その後、使用済燃料貯蔵プール水の蒸発により冠水維持できなくなると、空気への自然対流熱伝達による冷却により燃料温度は約130℃/日で上昇し、約24日で使用済燃料貯蔵ラックの温度は強度を確保できなくなる800℃に至る。その後、使用済燃料の温度はさらに上昇し、燃料の許容設計限界温度である1,600℃に至るおそれがあり、使用済燃料が破損に至る可能性がある。

よって、本事象では多量の放射性物質等の放出のおそれがあり、4.3.2に示す措置を講ずることとする。

また、サイフォン効果により、使用済燃料貯蔵プール水の全量流出を仮定した場合、使用済燃料貯蔵ラックの温度は約6日で800℃に至り、その後使用済燃料が破損する可能性があるため、4.3.2に示す措置を講ずることにより使用済燃料貯蔵プール水の流出量を制限する。なお、当該措置を講じた場合の使用済燃料貯蔵プール水の温度挙動は、瞬時流出を想定した第4.2.10図に示す温度挙動の評価に包絡される。

(2) 使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵セル

使用済燃料貯蔵建家の換気空調設備による除熱機能が、地震等の外部事象を含む何らかの原因により喪失した場合、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれがあることから以下について検討を実施する。

- a. 冷却機能喪失により燃料温度が許容設計限界温度1,600℃を超えて燃料が破損する。
- b. 冷却機能喪失により貯蔵ラックが800℃を超えて破損する。これにより燃料が落下し、機械的に燃料が破損する。
- c. 遮蔽体の遮蔽機能が喪失する。
- d. 貯蔵ラックの閉じ込め機能が喪失する。

a. について、冷却機能が完全に喪失した場合の温度挙動を Nastran を用いて評価する。解析モデルの下端及び側面は断熱とし、上端には空気との自然対流熱伝達を考慮する。使用済燃料貯蔵ラック周り及びコンクリート下面には空気との自然対流熱伝達を考慮する。また、燃料体一貯蔵ラック

間にふく射による伝熱を考慮する。貯蔵ラックからコンクリート等への熱伝導を考慮する。使用済燃料の評価条件として、濃縮度は平均濃縮度である 5.9wt%、燃焼度は最高燃焼度 33,000MWd/t とし、1つのラックに対し、冷却期間2年の使用済燃料5体をラックの上側に、さらに冷却期間4年の使用済燃料5体をラックの下側に、合計10体を貯蔵しているものとする。

評価の結果、第4.2.11図に示すように使用済燃料の最高温度は約670℃となり、燃料の許容設計限界温度1,600℃を超えない。そのため、昇温による燃料の破損は生じず健全性は保たれる。

b.について、第4.2.11図に示すように使用済燃料貯蔵ラックの最高温度は約670℃となり、使用済燃料貯蔵ラックの健全性を維持できなくなる温度800℃を超えることはない。

c.について、使用済燃料貯蔵設備の上蓋は、約110mmの炭素鋼の上板及び約1,600mmのコンクリート等からなる。このため、例えば地震等により構造上遮蔽体(上蓋)がなくなることは考えがたく、遮蔽機能が喪失することはない。

d.について、使用済燃料貯蔵ラックの全てが閉じ込め機能を喪失し、ラック内の雰囲気に含まれる放射性物質の全量が瞬時に地上放出したと仮定しても、被ばく量は 10^{-6} mSv以下に留まる。

以上のように、使用済燃料貯蔵建家については、設計基準事象により敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。しかしながら、極めて保守的に完全断熱状態(使用済燃料貯蔵建家の屋根及び壁のコンクリート片等の堆積によって、空気との自然対流熱伝達による使用済燃料貯蔵ラックの冷却がない状態)を想定した場合には、使用済燃料貯蔵ラック及び使用済燃料の温度が上昇し使用済燃料が破損することで多量の放射性物質等を放出するおそれがあることから、4.3.2に示す措置を講ずることとする。

なお、使用済燃料貯蔵設備は、耐震重要度を添付書類八「1.4.2 耐震設計上の重要度分類」に基づきBクラス及びCクラスと分類している。しかし、使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定においては、上記の使用済燃料貯蔵ラックの温度解析における前提条件を成立させること及び遮蔽機能を喪失しないこと並びに未臨界性の確保が必要であることから、使用済燃料貯蔵建家躯体及び貯蔵ラック等は、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

4.3 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止

4.3.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止策

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合、放射性物質の放出による被ばくの影響を緩和するために以下のような措置を講ずる。

a. 中央制御室にて、原子炉の状態(止める、冷やす、閉じ込める機能を有する機器の作動状況等)及び放射線量を把握するとともに、事象の収束まで継続的に監視する。中央制御室の計器類が機能喪失しており、原子炉の状態が把握できない場合は、可搬型計器を計装盤に設置し、可搬型発電機を可搬型計器に接続することにより、原子炉の状態を把握するとともに、原子炉の状態を継続的に監視する。本監視に必要な盤については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

b. 炉心冷却機能を喪失している炉容器冷却設備の循環ポンプ及び非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は影響緩和のために復旧し、炉心を冷却する。なお、炉容器冷却設備の

配管が破損しているおそれがある場合に炉容器冷却設備の循環ポンプを起動させた場合、原子炉格納容器内に水が入るおそれがあることから、配管の健全性が確認できない場合は炉容器冷却設備の循環ポンプを作動させない。

- c. 放射性物質の放出低減機能を喪失している非常用空気浄化設備の配管や、非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は影響緩和のために復旧し、敷地周辺の公衆に対する被ばくを低減する。
- d. 放射性物質の閉じ込め機能を喪失している原子炉格納容器が簡易な補修等により復旧可能な場合は影響緩和のために復旧し、敷地周辺の公衆に対する被ばくを低減する。
- e. 原子炉の状態が把握できない場合は、放射性物質等の放出による被ばくのおそれがあるものとしてチャコールフィルタ付の全面マスクを着用し、原子炉建家内及び原子炉建家周辺の放射線モニタリングを行う。
- f. 中央制御室の換気空調装置が機能喪失している場合、放出された放射性物質等による運転員等への被ばくのおそれがあることから、チャコールフィルタ付の全面マスクを着用し、運転員等の被ばく低減に努める。
- g. 原子炉建家内及び原子炉建家周辺の放射線モニタリングの結果、放射線量が高い場合は、サービスエリア等の扉の目張りをすることにより建家の気密を改善して影響緩和の措置に努める。
- h. 作業に当たっては、放射線モニタリング等の結果から作業場所の放射線量を考慮し、作業時間を管理することにより、外部被ばくによる緊急作業時の線量限度を超えないよう作業する。
- i. 使用済燃料貯蔵プール水がサイフォン効果により流出している場合、拡大防止のために、注水配管のベント弁等を開とすることにより、使用済燃料貯蔵プール水の流出を停止する。

4.3.2 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止策

(1) 原子炉建家使用済燃料貯蔵プール

使用済燃料貯蔵プールにおいて、プール水冷却浄化設備が冷却機能を喪失する事故が発生した場合、燃料の許容設計限界温度である 1,600°C を超えることで使用済燃料が破損し、多量の放射性物質等の放出のおそれがあることから、事故の拡大防止及び放射性物質の放出による被ばくの影響を緩和するために以下のような措置を講ずる。

- a. プール水冷却浄化設備のポンプ及び非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。
- b. プール水冷却浄化設備が復旧できない場合、純水供給設備のポンプが簡易な補修等により復旧可能な場合は拡大防止のために復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。
- c. 純水供給設備が復旧できない場合、拡大防止及び影響緩和のために共用の消防自動車から純水供給配管の接続口に仮設ホース等を接続し、使用済燃料貯蔵プールに注水を行う。
- d. H T T R 機械棟の共用水槽及び夏海湖の貯水等の水源を利用する。
- e. 可搬型計器等により水位を確認する。本監視に必要な盤については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

(2) 使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵セル

使用済燃料貯蔵建家については、設計基準事象により敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。しかしながら、極めて保守的に完全断熱状態（使用済燃料貯蔵建家の屋根や壁のコンクリート片等の堆積によって完全断熱になることはないが、使用済燃料貯蔵ラックの冷却がない仮想的な状態）を想定した場合、使用済燃料貯蔵ラック及び使用済燃料の温度は上昇し、事故発生から約1か月後に貯蔵ラックが800℃を超えて破損に至り、これにより使用済燃料が破損することで多量の放射性物質等を放出するおそれがある。このことから、事故の拡大防止のために以下のような措置を講ずる。

- a. 使用済燃料貯蔵建家の換気空調装置及び非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は拡大防止のために復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。
- b. 使用済燃料貯蔵ラック上面に堆積した瓦礫等を撤去する。

4.3.3 事故の拡大防止及び影響緩和に係る対応

事故の拡大防止及び影響緩和に係る対応のうち、①制御棒による原子炉停止操作、②後備停止系の作動操作及び③使用済燃料貯蔵プール水のサイフォン効果によるプール水の流出を止める処置等を以下のように行うため、6名以上の運転員を原子炉施設に常駐させる。

また、原子炉の出力運転中に常駐している運転員以外の事故対応要員は、夜間・休日を含めて招集され、約1時間後には事故の対応に加わる。

なお、使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵ラック上面の瓦礫撤去については、事故の進展が緩慢であるため、①から③の対応後に実施する。

- ① 「4.2.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定 (1)原子炉停止機能の喪失」に示すb.(制御棒による原子炉停止操作)について、常駐している運転員で事故発生後約20分を目途に実施する。
- ② 「4.2.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定 (1)原子炉停止機能の喪失」に示すb.(制御棒による原子炉停止操作)を実施しても制御棒が挿入できない場合は、c.(後備停止系の作動操作)について、常駐している運転員で上記①の実施後約5時間を目途に実施する。
- ③ 「4.3.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止策」に示すa.(全電源喪失時の可搬型発電機設置及び監視体制構築)、g.(建家の目張り処置)及びi.(使用済燃料貯蔵プール水がサイフォン効果により流出している場合のプール水の流出を止める処置)については、それぞれ約35分、約20分及び約20分を目途に実施する。また、全ての処置が同時に必要になった場合でも、常駐している運転員が作業を分担・並行して行うことにより、全ての対応を約1時間を目途に実施する。

4.3.4 大規模損壊について及び影響緩和に係る対応

上記の想定を上回る事象として、設計基準事象を大幅に超える大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突、その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊*1(以下「大規模損壊」という。)の発生を仮想的に想定する。その場合、自然冷却可能である高温ガス炉の固有の安全特

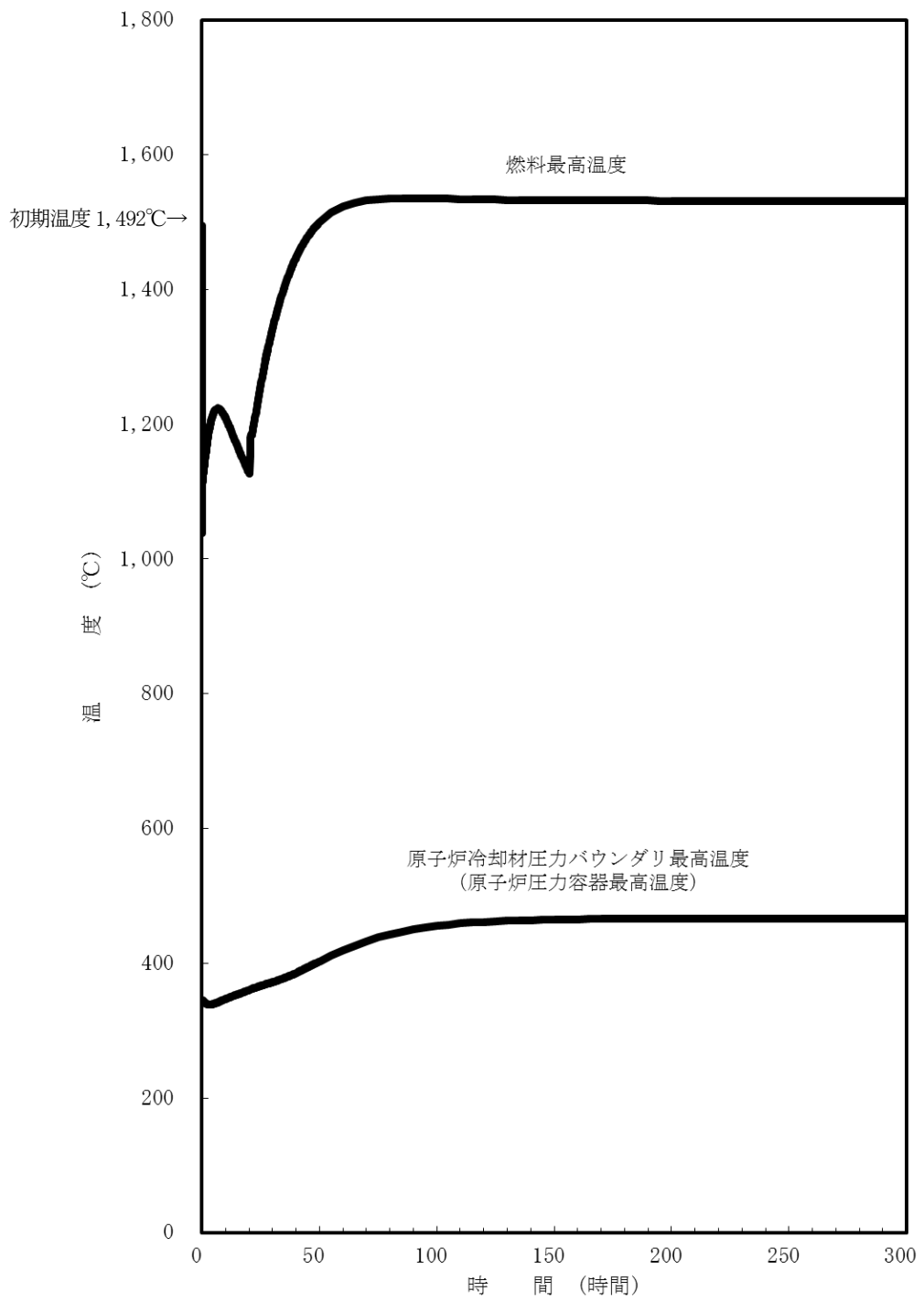
性、高温での放射性物質の閉じ込め能力に優れた被覆燃料粒子の特徴を踏まえて、事業者は、4.3.1及び4.3.2の対策を可能な範囲で実施する。

なお、本原子炉施設において、4.2.2(1)に示す事故及び事象が発生した場合は、共用の消防自動車を上記の事故の拡大を防止するための措置及び対策に優先して用いる。

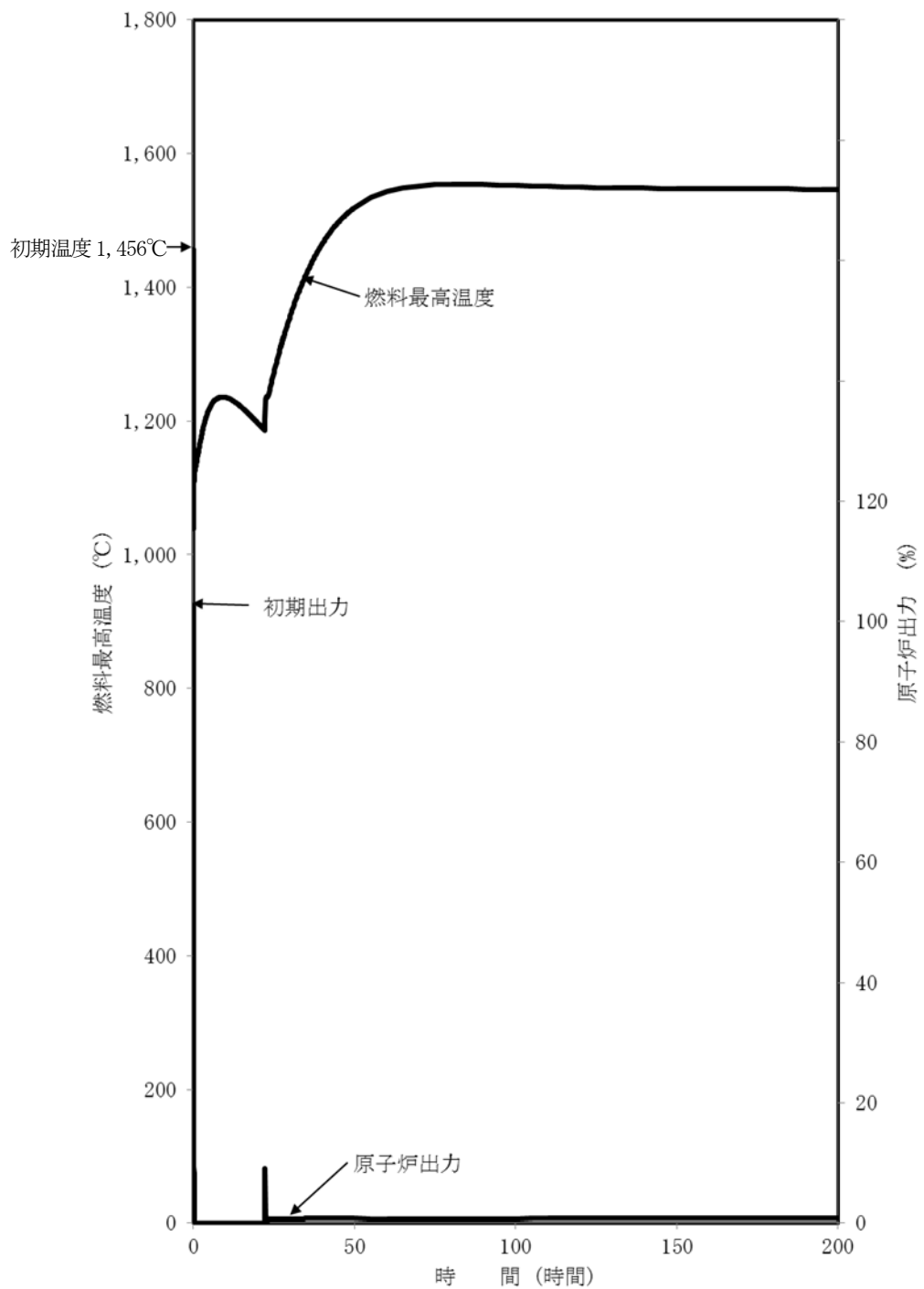
4.4 参考文献

- (1) 高松 他；「TAC/BLOOST コードの検証（受託研究）」、JAERI Data/Code 2005-003（2005）
- (2) 土井 他；「高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード DELIGHT-6」、JAERI-M 83-176（1983）
- (3) 島崎 他；「高温ガス炉の黒鉛酸化挙動評価に関する THYTAN コードの検証」、JAEA-Technology 2014-038（2014）
- (4) 國富 他；「高温工学試験研究炉の減圧事故時の温度分布解析」、JAERI-M 91-163（1991）
- (5) 山下 他；「高温工学試験研究炉の反応度係数の評価」、JAERI-M 90-008（1990）
- (6) 小川 他；「円管内混合気体層流における黒鉛酸化時の物質伝達」、日本原子力学会誌 Vol. 35、No. 3、pp.245-252（1993）
- (7) Siemens Product Lifecycle Management Software Inc.；「NX Nastran 8 Verification Manual」，（2011）

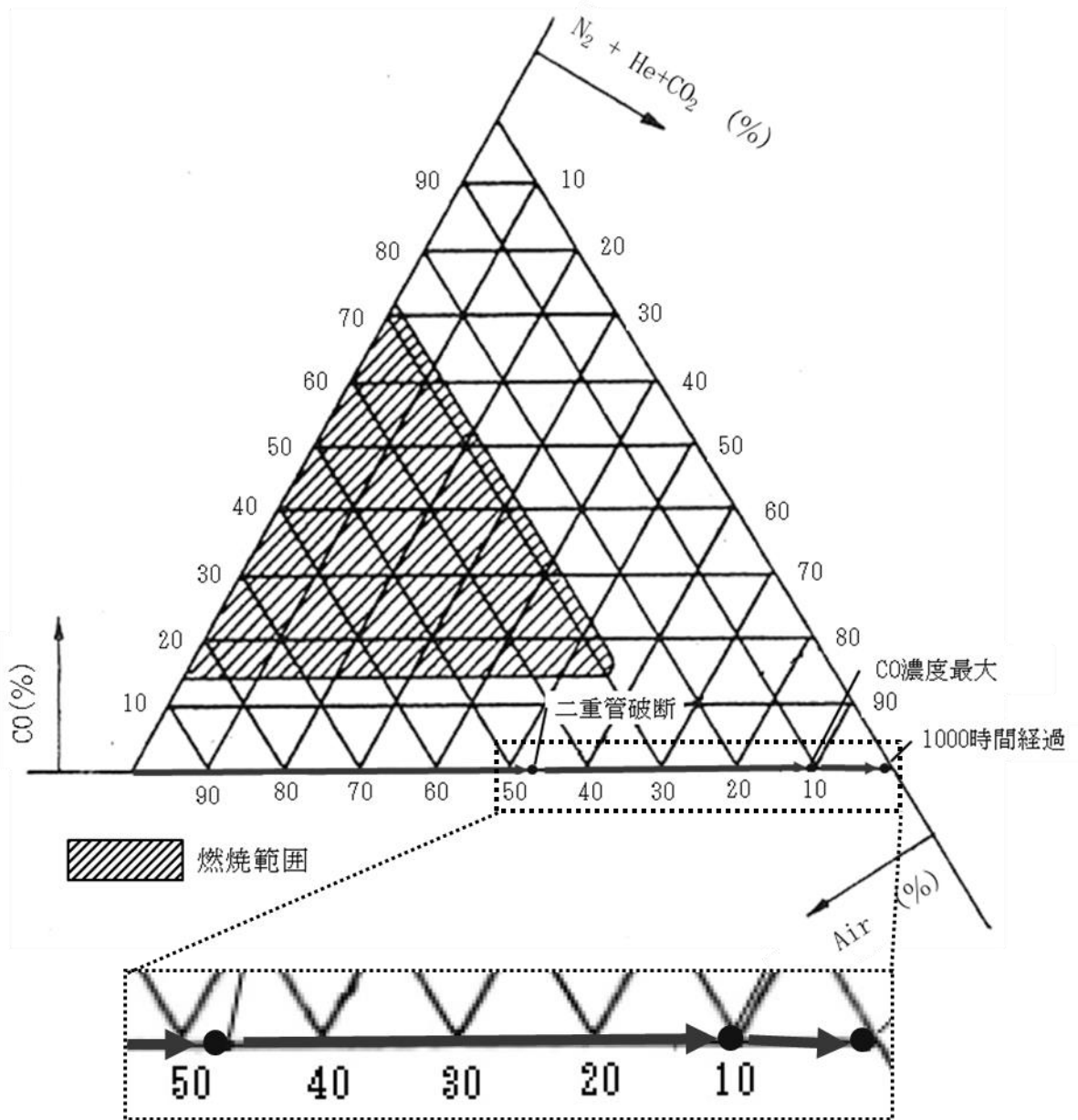
*1 大規模損壊への対応は、発電用原子炉施設に対して要求されている事項である。試験研究用原子炉である本原子炉施設についても、東京電力福島第一原子力発電所の事故の反省を踏まえ、想定を超える事象としての大規模損壊が発生した場合の安全確保の考え方を防災の観点から考察した。



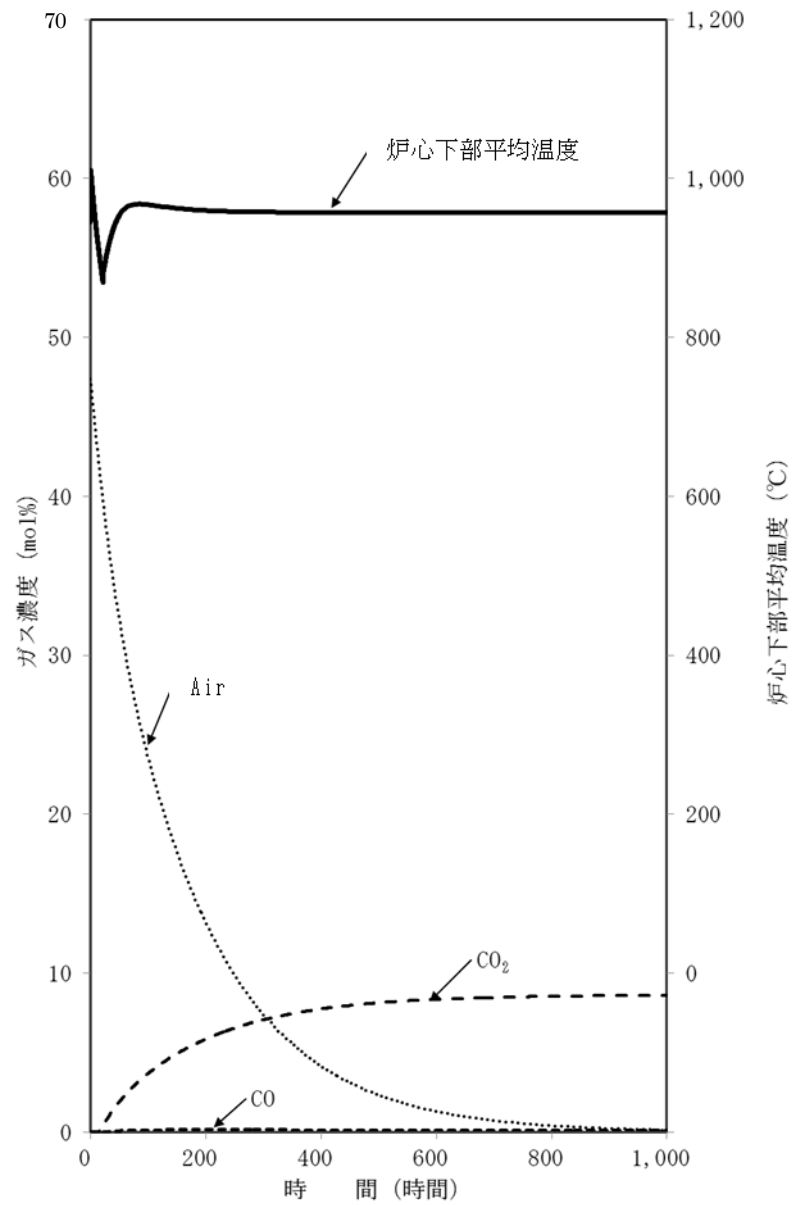
第 4. 1. 1 図 商用電源喪失時に原子炉停止機能の喪失が重畳した事象の原子炉の挙動例



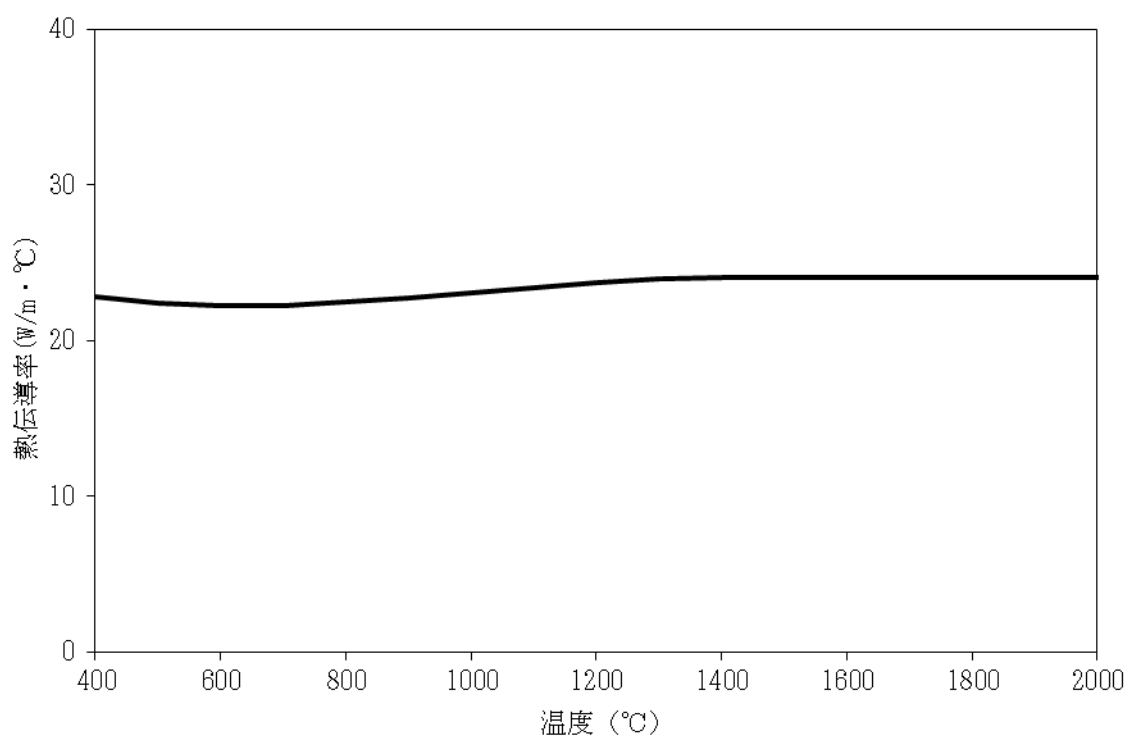
第 4. 2. 1 図 1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した場合の原子炉の挙動例



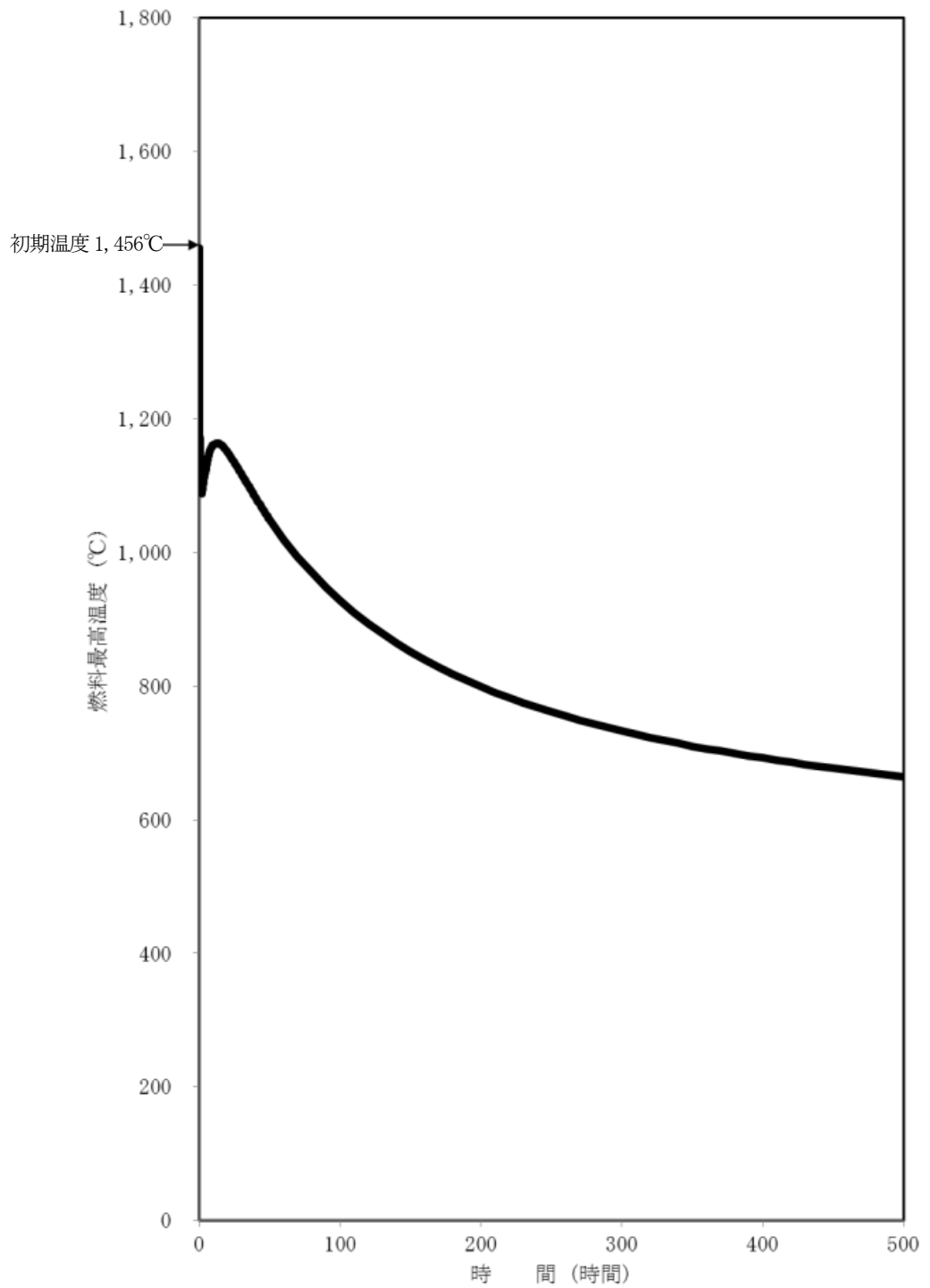
第 4. 2. 2 図 1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した場合の一酸化炭素濃度の評価例



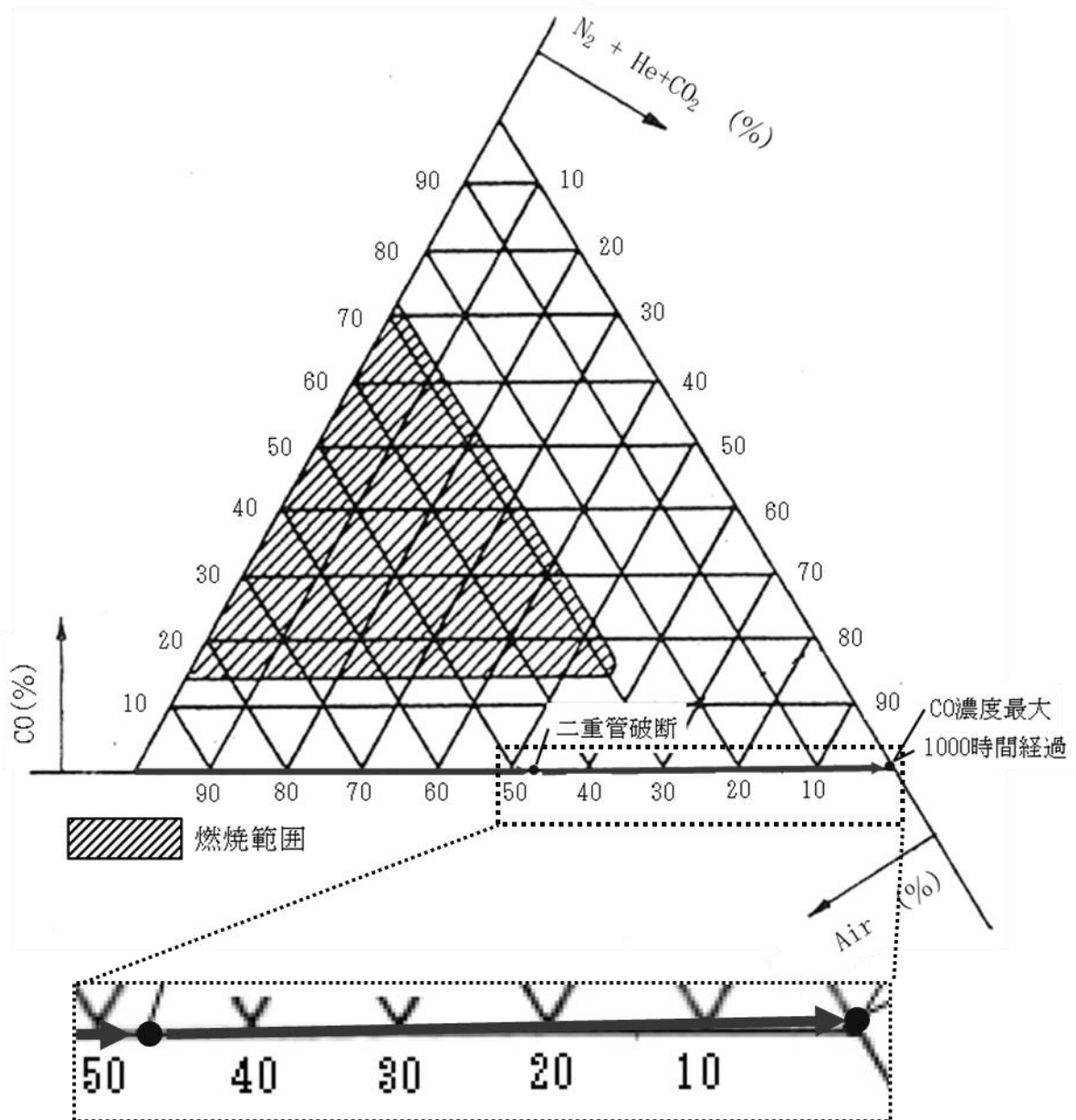
第 4.2.3 図 1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した場合の原子炉格納容器内における空気、一酸化炭素及び二酸化炭素濃度ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例



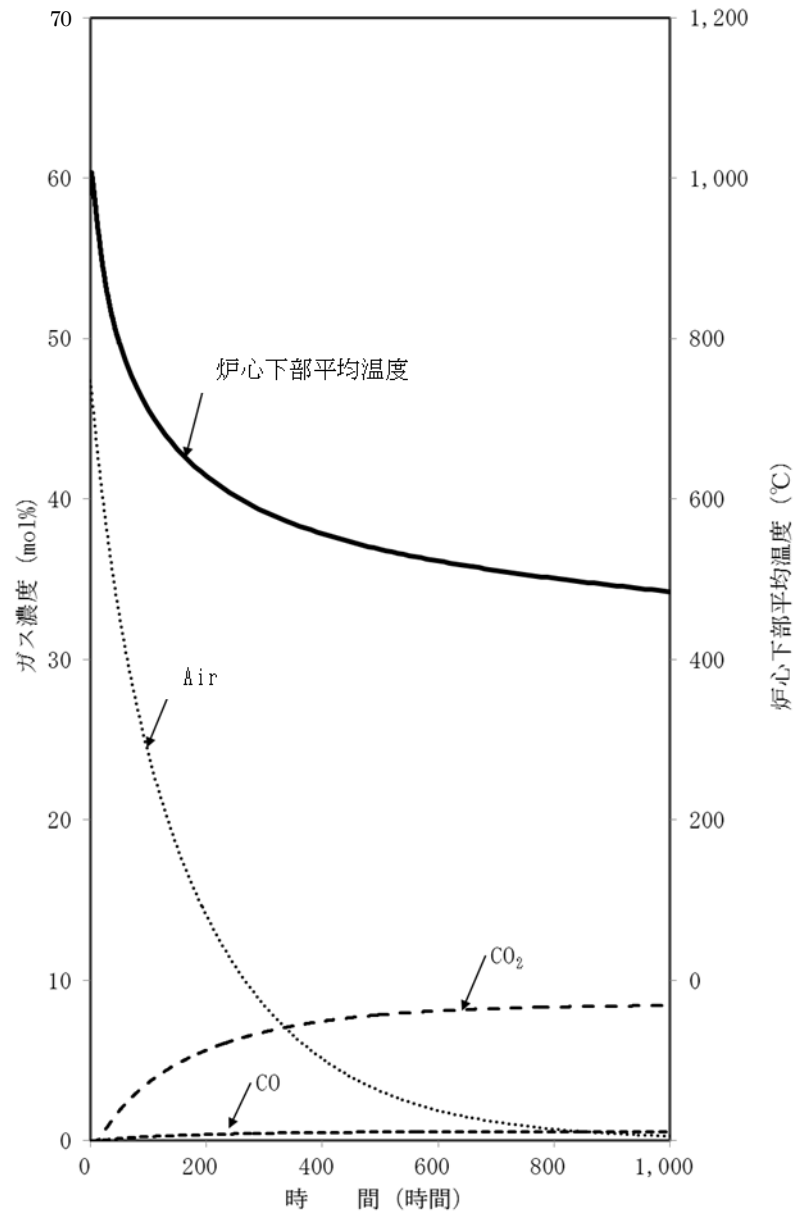
第 4. 2. 4 図 1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した事象の解析に使用した炉心半径方向等価熱伝導率



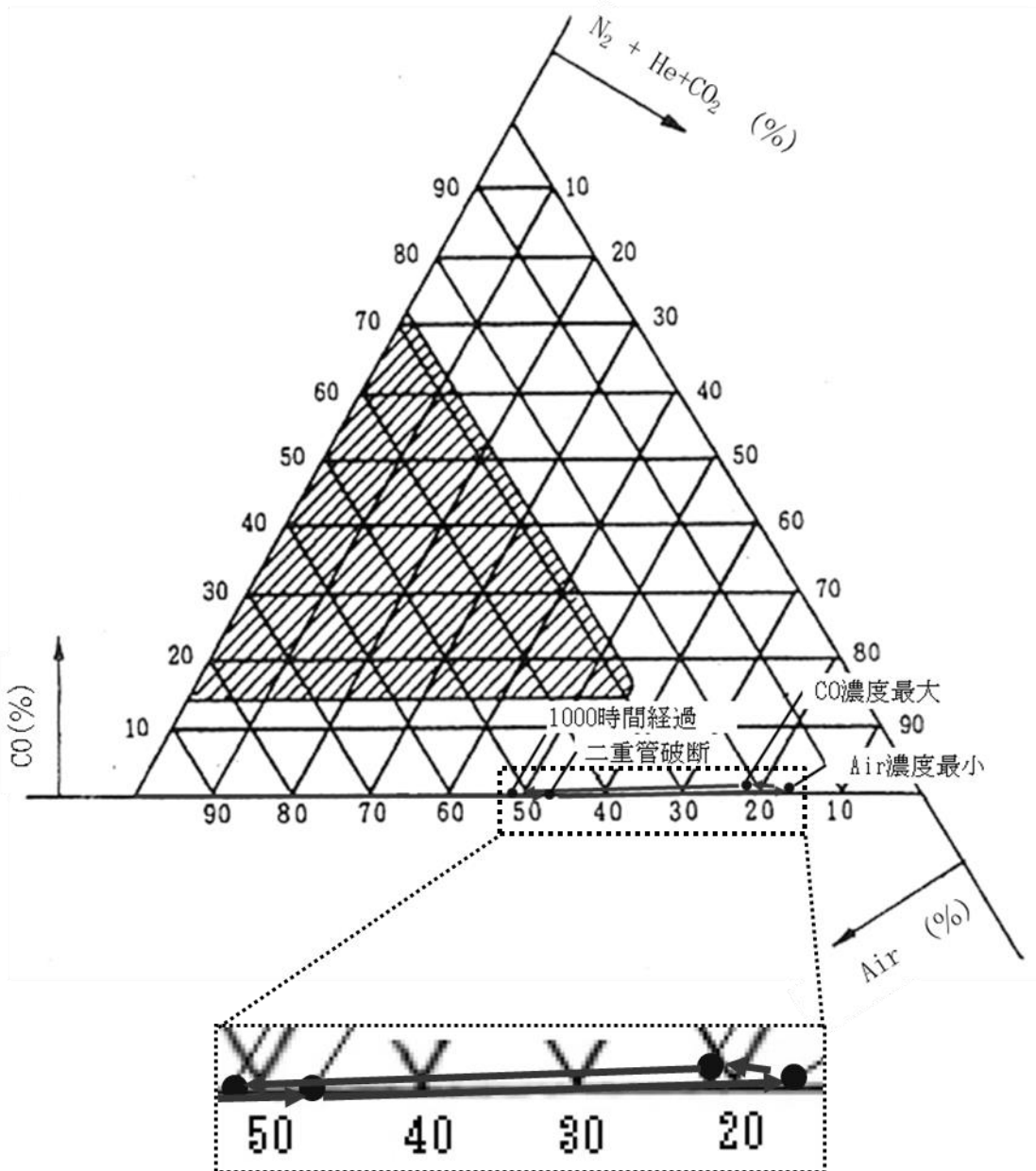
第 4.2.5 図 1 次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能の喪失が重畳した場合の原子炉の挙動例



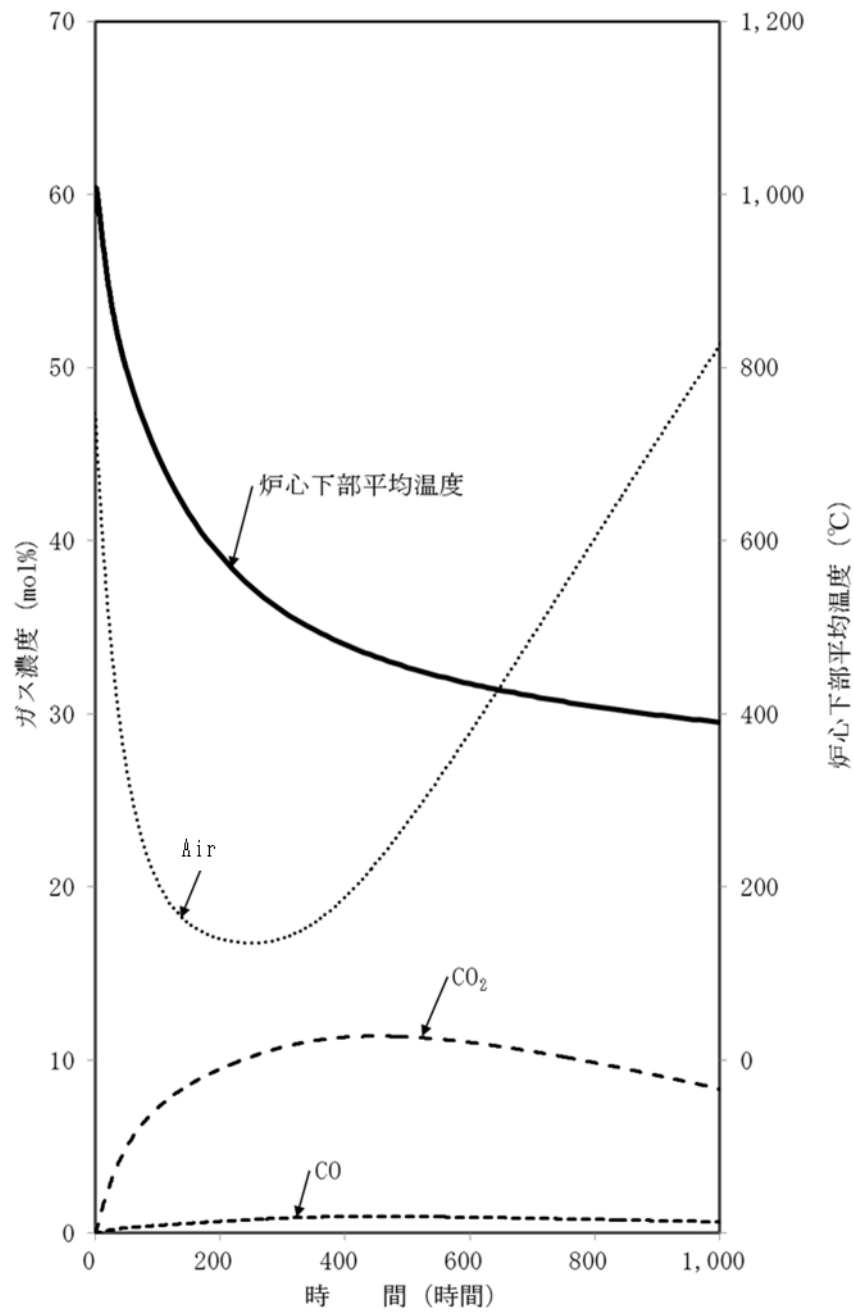
第 4. 2. 6 図 1 次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能の喪失が重畳した場合の一酸化炭素濃度の評価例



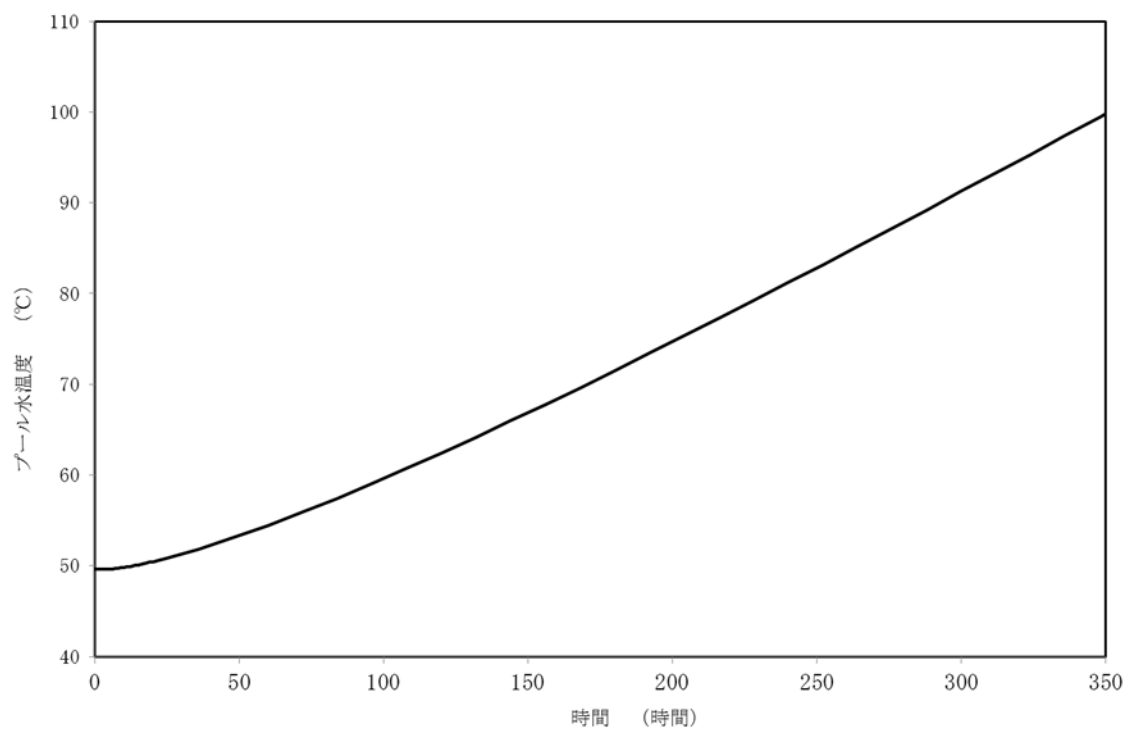
第 4.2.7 図 1 次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能の喪失が重畳した場合の原子炉格納容器内における空気、一酸化炭素及び二酸化炭素濃度ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例



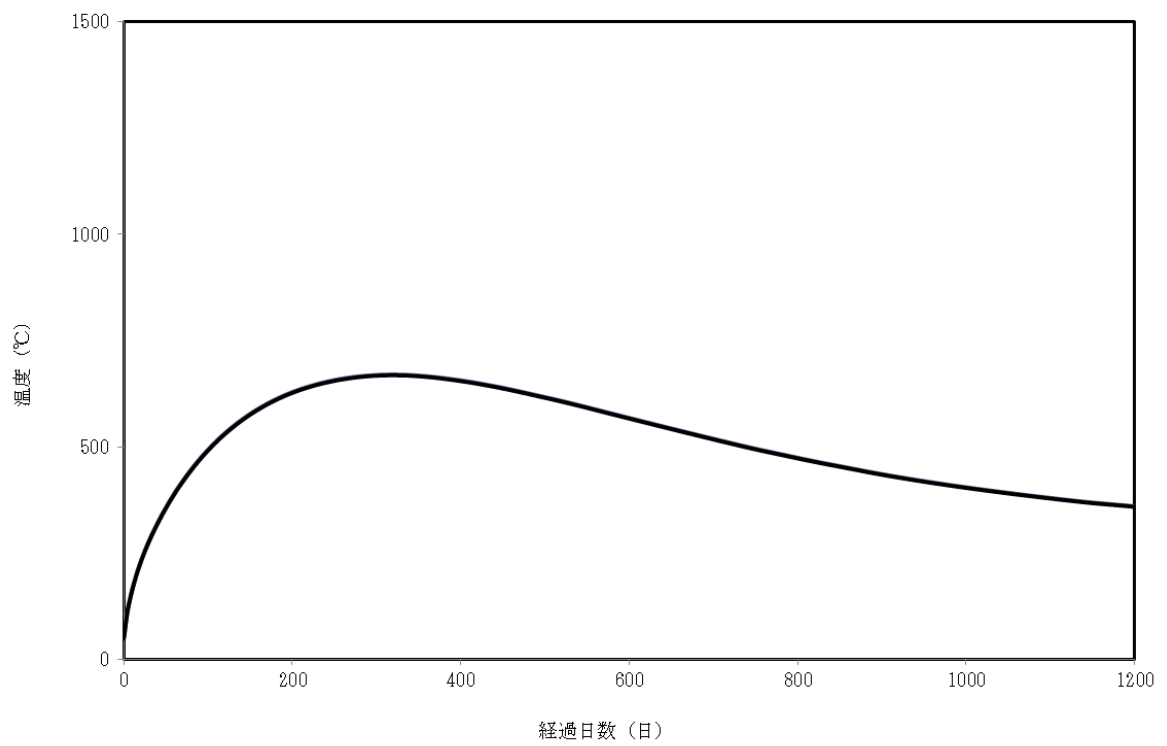
第 4.2.8 図 1 次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳した場合の一酸化炭素濃度の評価例



第 4.2.9 図 1 次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳した場合の原子炉格納容器内における空気、一酸化炭素及び二酸化炭素濃度ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例



第 4. 2. 10 図 プール水冷却浄化設備の冷却機能が喪失した場合のプール水温度評価例



第 4. 2. 11 図 使用済燃料貯蔵建家の冷却機能が喪失した場合の使用済燃料貯蔵ラック温度評価例