

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）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）

第 13 条（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）

2023 年 1 月 31 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所高速実験炉部

第 13 条：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

目 次

1. 要求事項の整理
2. 設置許可申請書における記載
3. 設置許可申請書の添付書類における記載
 - 3.1 安全設計方針
 - 3.2 気象等
 - 3.3 設備等
4. 要求事項への適合性
 - 4.1 安全評価に関する基本方針
 - 4.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る判断基準
 - 4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件
 - 4.4 運転時の異常な過渡変化
 - 4.5 設計基準事故
 - 4.6 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 13 条）への適合性説明

(別紙)

- 別紙 1 : 「炉心の変更」に関する基本方針
- 別紙 2 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定
- 別紙 3 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用する安全施設
- 別紙 4 : 原子炉保護系に係る解析条件の設定
- 別紙 5 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における原子炉スクラム時の制御棒位置
- 別紙 6 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における反応度係数の組合せ
- 別紙 7 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における崩壊熱の設定
- 別紙 8 : 各事象の評価における燃料状態の設定の考え方
- 別紙 9 : MIMIR 及び Super-COPD の解析モデル

- 別紙 10 : 「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」における原子炉出力の初期値の設定
- 別紙 11 : 「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」における制御棒の挿入パターン
- 別紙 12 : 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」の初期状態を途中出力とした場合の影響評価
- 別紙 13 : 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における反応度添加率の設定の考え方
- 別紙 14 : 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における崩壊熱除去運転移行後のプラント挙動
- 別紙 15 : 「1次主循環ポンプ軸固着事故」時のコーストダウン
- 別紙 16 : 「1次冷却材漏えい事故」における配管破損規模の想定
- 別紙 17 : 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析における解析条件等
- 別紙 18 : 「冷却材流路閉塞事故」の想定
- 別紙 19 : 「冷却材流路閉塞事故」の事象進展及び猶予時間
- 別紙 20 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象推移等の整理
- 別紙 21 : 設計基準事故に係る被ばく評価結果の整理
- 別紙 22 : 結果を厳しくする運転条件の選定
- 別紙 23 : 設計基準事故時の格納容器の漏えい率
- 別紙 24 : 設計基準事故時の格納容器隔離前の漏えい

(添付)

- 添付 1 : 設置許可申請書における記載
- 添付 2 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (適合性)
- 添付 3 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (気象等)
- 添付 4 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (設備等)

本日ご提示範囲

添付 1 設置許可申請書における記載

5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本方針に基づき、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。

- j. 原子炉施設は、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ように設計する。また、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。

添付 2 設置許可申請書の添付書類における記載（適合性）

添付書類八

1. 安全設計の考え方

1.8 「設置許可基準規則」への適合

(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

一及び二 について

原子炉施設は、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ように設計する。また、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し、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する設計とする。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、MS-1及びMS-2に属するものによる機能とする。

また、設計基準事故にあつては、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。

(1) 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。運転時の異常な過渡変化として、想定した事象を以下に示す。

- (i) 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
- (ii) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

- (iii) 1次冷却材流量増大
- (iv) 1次冷却材流量減少
- (v) 外部電源喪失
- (vi) 2次冷却材流量増大
- (vii) 2次冷却材流量減少
- (viii) 主冷却器空気流量の増大
- (ix) 主冷却器空気流量の減少

また、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを判断する基準は以下のとおりとする。

- (i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。
- (ii) 冷却材は沸騰しないこと。
- (iii) 燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ること。

想定した事象において、原子炉トリップ信号の作動に伴う原子炉の自動停止等により、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度が熱設計基準値を超えることなく、上記(i)～(iii)の判断基準を満足する。

(2) 設計基準事故

想定された事象が生じた場合、炉心の熔融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。設計基準事故として、想定した事象を以下に示す。

- (i) 燃料スランピング事故
- (ii) 1次主循環ポンプ軸固着事故
- (iii) 1次冷却材漏えい事故
- (iv) 冷却材流路閉塞事故
- (v) 2次主循環ポンプ軸固着事故
- (vi) 2次冷却材漏えい事故
- (vii) 主送風機風量瞬時低下事故
- (viii) 燃料取替取扱事故
- (ix) 気体廃棄物処理設備破損事故
- (x) 1次アルゴンガス漏えい事故

また、炉心の熔融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の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以下のとおりとする。なお、「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ない」ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方によるものとする。

- (i) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

(ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。

(iii) 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。

想定した事象において、原子炉トリップ信号の作動に伴う原子炉の自動停止等により、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度が熱設計基準値を超えることはない。また、各温度は過度に上昇することはない、炉心冷却能力が失われることはないため、上記 (i) の判断基準を満足する。

また、設計基準事故では、「1次冷却材漏えい事故」を除き、原子炉冷却材バウンダリは健全であり、格納容器内の圧力が上昇することはない、上記 (ii) の判断基準を満足する。「1次冷却材漏えい事故」において、漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器（床下）を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、燃焼した場合において、格納容器内の圧力は設計圧力を超えない。また、格納容器内の最高温度が設計温度を超えることはなく、格納容器の健全性は保たれるため、上記 (ii) の判断基準を満足する。

さらに、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象として想定した「1次冷却材漏えい事故」、「燃料取替取扱事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」、「1次アルゴンガス漏えい事故」について、実効線量を評価し、5mSvを下回ることから、上記 (iii) の判断基準を満足する。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析においては、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等のMSに属する構築物、系統及び機器の動作に関して、機能別（原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込め）に結果を最も厳しくする単一故障を仮定することを基本とする。ただし、原子炉停止機能及び放射能閉じ込め機能にあっては、構築物、系統及び機器の多重化、又は、事象発生前から発生後まで継続して使用に供するとした設計上の考慮により、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設計する。

炉心冷却機能にあっては、「1ループのポニーモータ引継ぎ失敗」による炉心冷却機能の低下、又は「事故ループの逆止弁の開固着」による炉心冷却機能の低下を単一故障として仮定する。

原子炉保護系に係る解析条件（原子炉トリップ設定値、原子炉保護系の応答時間、デラッチ遅れ時間、検出器の応答遅れ）については、構成する機器の仕様上の最大値を積み上げた値や実測データに余裕を見込んで設定する。

添付書類十の以下の項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化
3. 設計基準事故

添付 3 設置許可申請書の添付書類における記載（気象等）

添付書類六

2. 気象（主に平成 25 年までのデータ）

2.3 敷地での気象観測

原子炉施設から放出される気体状の放射性廃棄物による一般公衆の被ばく評価解析に使用する気象資料を得るために、大洗研究所（南地区）の周辺監視区域内に「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽⁹⁾（以下「気象指針」という。）に基づき気象観測設備を配置し、風向、風速、日射量、放射収支量等の観測及び解析を行っている。

気象観測設備配置図を第 2.3.1 図に示す。また、観測項目、気象測器、観測高等を第 2.3.1 表に示す。

2.3.1 観測点の状況

(1) 排気筒高さ付近を代表する風向、風速の観測点

敷地の平坦地（標高約 36 m）に設置した高さ 90m の気象観測塔に、風向風速計を高さ 80m に配置することにより、原子炉施設の排気筒高さ付近の風向風速の観測を行っている。

(2) 地上風を代表する観測点

敷地内の露場に風向風速計を高さ 10m に配置して、測定した風向風速観測値を、敷地を代表する地上風の資料とした。

(3) 大気安定度を求めるための風速、日射量及び放射収支量の観測点

風速は、上記の(2)の地上風を代表する観測点で測定した風速を使用する。

日射量及び放射収支量については、露場に配置した測器による観測値を使用する。

(4) 気温観測点

敷地の露場に温度計を高さ 1.5m に配置して観測した気温を使用する。

2.3.2 気象観測項目

次の観測項目について連続観測を行い、毎時の観測値を得ている。

風向、風速:高さ 10m 及び 80m

気 温:露場

日 射 量:露場

放射収支量:露場

降 水 量:露場

2.3.3 気象測器の検定

観測に使用した気象測器のうち、気象庁検定の対象となっている風向風速計、日射計等は検定に合格したものを使用し、定期的に点検校正を行っている。

2.4 敷地における観測結果

通常運転時及び設計基準事故時の被ばく評価には、2009 年 1 月から 2013 年 12 月までの 5 年間の気象データを用いている。この際、同一時刻における風向、風速、日射量（夜間にあつて

は放射収支量)のうち、いずれか1項目でも欠測の場合は当該時刻を欠測として扱っている。この欠測回数を第2.4.1表に示す。気象指針では連続した12カ月における欠測率は原則として10%以下、連続した30日間における欠測率は30%以下になるよう努めなければならないとあり、当該気象データの欠測率は気象指針の欠測率を満足している。

以下に敷地における観測結果について述べる。

2.4.1 風 向

(1) 風向出現頻度

高さ10m及び80mにおける各年の風向頻度は、第2.4.1図(1)から第2.4.1図(3)に、その5年間の平均値は、第2.4.1図(4)に示すとおりである。これらの図より、年によって多少の違いはみられるものの、高さ10mにあつては北東の風が、高さ80mにあつては北東と北北東の風が、卓越していることがわかる。5年平均の年風向頻度を高さ80mについてみると、北北東と北東の2方位の合計が24%となる。

また、高さ10m及び80mにおける5年間の月別平均風向頻度を、第2.4.2図(1)から第2.4.2図(6)に示す。高さ80mについての傾向は、12月から1月にかけて冬の季節風である北西と北北西の風が卓越し、合計は36%程度に達する。一方、4月から10月には、北東と北北東の風の出現頻度が高く、合計で高さ10mにあつては23~40%程度、高さ80mにあつては24~35%程度になる。それぞれの季節風は、4月と10月頃が交替期であることがわかる。

(2) 低風速時の風向出現頻度

低風速(0.5~2.0m/s)時の風配図を第2.4.3図に示す。高さ10mでは、西南西の頻度は14%と高いが東南東から南にかけて頻度の低下が顕著である。また、80mでは、南よりの風が若干低下するが、ほぼ全方位にわたり均等に分布している。

(3) 大気安定度別風向出現頻度

大気安定度は、第2.4.5表に示す大気安定度分類をもとにした、A、B、C型のいずれかが出現した場合(A+B+C型)、D型が出現した場合(D型)、E、F、G型のいずれかが出現した場合(E+F+G型)の出現頻度を第2.4.4図(1)から第2.4.4図(3)に示す。高さ80mにおけるA+B+C型の場合、北東、南東の風向頻度がそれぞれ10%以上であり、D型の場合は、北北東、北東の風向頻度が高く約35%を占める。また、E+F+G型の場合は、北西と北北西の2方位で約29%を占める。

(4) 同一風向継続時間出現回数

高さ10m及び80mにおける5年平均の同一風向継続時間出現回数は、第2.4.2表(1)及び第2.4.2表(2)に示すように、高さ10mにあつては南西、北東、高さ80mにあつては北北東、北東の風向継続時間が長く、いずれの場合にも継続時間が15時間以上に及ぶこともある。

(5) 低風速時の同一風向継続時間出現回数

高さ10m及び80mにおける5年平均の低風速時(0.5~2.0m/s)の同一風向継続時間出現回数は、第2.4.3表(1)及び第2.4.3表(2)に示すように、高さ10mにあつては、低風速時の同一風向継続時間が7時間に及ぶこともあるが、高さ80mにあつては、低風速時の同一

風向継続時間は、高々2時間程度であることがわかる。

2.4.2 風速

(1) 平均風速

高さ10m及び80mにおける5年平均の月別平均風速を第2.4.5図に示す。特に高さ80mでは、季節的にみると、春(3月、4月)に風速が大きく、夏、冬が小さい傾向を示している。年平均風速は、高さ10m及び80mで、それぞれ2.0m/s及び5.6m/sである。

高さ10m及び80mの5年平均の月別時刻別平均風速は第2.4.6図(1)及び第2.4.6図(2)に示すように、一般的な傾向としては、日の出とともに風が強くなり、14時頃に最大風速となって日没とともに風が弱まるが、高さ80mでは、冬季には日の出直後の数時間にわたり風速が弱くなる傾向がある。

(2) 風速階級別出現頻度

高さ10m及び80mにおける5年平均の年間風速階級別出現頻度は第2.4.7図(1)に、5年平均の月別風速階級別出現頻度は第2.4.7図(2)から第2.4.7図(7)に示すとおりである。最も高い頻度を示す風速階級は、高さ10mにあつては1~2m/sで28%、高さ80mにあつては5~6m/sで15%である。

(3) 静穏継続時間出現回数及び年間静穏時間

高さ10m及び80mにおける5年平均の静穏(風速0.5m/s未満)継続時間出現回数及び年間静穏時間は第2.4.4表に示すように、観測高が高いほど静穏の継続時間及び静穏時間が短くなる。静穏継続時間は、高さ10mにあつては最大8時間であるが、高さ80mにあつては2時間程度であり、年間静穏時間は、高さ10mにあつては938時間、高さ80mにあつては47時間である。

(4) 風向別風速

高さ10m及び80mにおける5年平均の風向別年平均風速は第2.4.8図(1)に示すように、高さ80mの場合、4月~10月の卓越風である北東と北北東の風速が強く、冬季の卓越風である北北西の風の風速は比較的弱い。風向別風速出現頻度は、第2.4.8図(2)及び第2.4.8図(3)に示すように、高さ10m及び80mともに北東の風の場合は、風速の大きい頻度が高い。

2.4.3 大気安定度

大気安定度は、高さ10mの風速(敷地を代表する地上風)と日射量又は放射収支量をもとに、第2.4.5表に示す大気安定度分類表に従って決定した。大気安定度をA、B、C、D、E、Fの6つの型で表現する場合は、A-B、B-C、C-D及びGを、それぞれB、C、D及びFに加算して統計処理を行った。

(1) 大気安定度出現頻度

年間及び5年平均の大気安定度出現頻度は、第2.4.9図に示すように、年により多少異なるが、5年平均の大気安定度出現頻度は、不安定(A+B+C型)が約27%、中立(D型)が約45%、安定(E+F+G型)が約29%である。5年平均の月別大気安定度出現頻度を第2.4.10図に示すように、12月から1月はF型が多い。高さ80mにおける風向別大気安定度出現頻

度は、第 2.4.11 図に示すように、風向により大気安定度の出現頻度が著しく異なり、4～10 月の卓越風である北北東の風の場合は D 型が約 72%、冬の季節風である北西の風の場合は F 型が約 50%を占める。また、北東～南東の風の場合は F 型の出現頻度が 17%以下と少なく、東～南東の風の場合は B 型の頻度が 40%前後である。

(2) 大気安定度継続時間出現回数

5年平均の大気安定度継続時間出現回数は、第 2.4.6 表に示すように、不安定(A+B+C 型)は長くとも 11 時間程度であるが、中立(D 型)の場合は 15 時間以上継続することもある。

2.4.4 気温

5年平均の月別平均気温は第 2.4.12 図に示すとおりであり、5年間の年平均気温は 13.8℃である。

2.4.5 敷地の気象特性

敷地における気象観測資料を解析した結果によると、敷地の気象特性としては、次のような点が挙げられる。

- (1) 敷地付近は、年間を通して 10m、80m とも北東風が卓越しており、特に春季から秋季にこの傾向が強い。冬季は、80m は北西と北北西、10m については西よりの風が卓越する。同一風向継続時間は、10m、80m とも卓越風向である北東を中心に 15 時間前後あるいはそれ以上にわたることもあり、さらに南西においても 10 時間程度継続することがある。
- (2) 高さ 10m 及び 80m の年平均風速は、それぞれ 2.0m/s 及び 5.6m/s である。
- (3) 高さ 80m においては、静穏が発生しても、それが継続することは少ない。
- (4) 大気安定度の出現頻度は、不安定(A+B+C 型)が約 27%、中立(D 型)が約 45%、安定(E+F+G 型)が約 29%である。

北北東の風の場合の大気安定度 D 型は約 72%、冬の季節風である北西の風の場合の大気安定度 F 型 (G 型を含む) は約 50%を占める。

2.5 安全解析に使用する気象条件

安全解析に使用する気象条件は、「2.3 敷地での気象観測」に述べた気象資料を使用し「気象指針」に基づき求めた。

2.5.1 観測期間における気象データの代表性の検討

安全解析に使用した気象データは、2009 年 1 月から 2013 年 12 月における 5 年間のデータの平均で、長期間の気象状態を代表していると考えられるが、念のため 2003 年から 2013 年について異常年検定を行った。

検定項目は、年間風向頻度及び年間風速階級とし、大洗研究所敷地内で観測した 2003 年 1 月から 2013 年 12 月の資料を用いて、不良標本の棄却検定に関する F 分布検定により行った。

この検定では、過去 11 年のうちから 1 年を選び、注目する標本年とし、残りの 10 年間を他の標本年として(6-1)式により F_0 を求め、有意水準 5 %で棄却検定する。

$$F_0 = \frac{(n-1) \cdot (X_0 - \bar{X})^2}{(n+1) \cdot S^2} \dots\dots\dots (6-1)$$

$$\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i / n$$

$$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2 / n$$

\bar{X} : 注目する標本年を除く 10 年分のデータの平均値

X_0 : 注目する標本年のデータ

n : 10

検定の結果は、第 2.5.1 表及び第 2.5.2 表に示すとおりであり、表中*印が棄却データである。2003 年から 2008 年の 6 年で棄却された項目は 8 件であった。一方、安全解析に使用した 2009 年から 2013 年の 5 年で棄却された項目は 9 件であり、当該 5 年間で残りの 6 年と比べて特に多いということにはならない。従って、安全解析に使用した 5 年間の気象データは、長期間の気象状態を代表していると判断できる。

2.5.2 放出源の有効高さ

原子炉施設の通常運転時に排気筒より放出される放射性物質が、敷地周辺に及ぼす影響を評価するために行う大気拡散計算は、「気象指針」に従い放出源の有効高さを用いて行った。大洗研究所の場合、原子炉施設周辺の地形は、ほぼ平坦であると判断されるので、放出源の有効高さとしては、排気筒の地上高さ (80m) に吹上げ高さを加えたものを使用した。吹上げ高さは、(6-2)式により求める。

$$\Delta H = 3 \cdot W \cdot D / U \dots\dots\dots (6-2)$$

ΔH : 吹上げ高さ (m)

W : 吹出し速度 (7.14m/s)

D : 出口直径 (2.5m)

U : 風速 (m/s)

原子炉施設から周辺監視区域境界までの距離及び有効高さは、第 2.5.3 表に示すとおりである。

原子炉施設の設計基準事故時の大気拡散計算に使用する有効高さは、原子炉施設においては排気筒放出を仮定する場合には吹上げ高さを期待せず、また、地上放出を仮定する場合には 0m とした。原子炉施設から敷地境界までの距離及び排気筒放出の場合の有効高さを第 2.5.4 表に示す。

2.5.4 設計基準事故時の被ばく評価に使用する気象条件

原子炉施設で想定する事故時に放出される放射性物質による敷地周辺の線量の評価は、実際に敷地で観測した気象データをもとにして、出現頻度からみて、それより悪い条件にめったに遭遇しないといえる大気拡散状態 (気象条件) を推定することにより行う。拡散

状態の推定は、敷地における 2009 年 1 月から 2013 年 12 月の 5 年間の風向、風速及び大気安定度の観測データを使用し、「気象指針」に示された方法に従って、相対濃度 (x/Q)、相対線量 (D/Q) を求めることにより行った。

(1) 線量計算に用いる相対濃度 (x/Q)

線量計算に用いる相対濃度は、次のようにして求める。

- a. 相対濃度は、毎時刻の気象データと実効放出継続時間をもとに、方位別に敷地境界外で最大となる着目地点について求める。
- b. 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を 5 年間について小さい方から累積した場合、その累積出現率が 97 %にあたる相対濃度とする。
- c. 線量計算に用いる相対濃度は、上記 b. で求めた相対濃度のうちで最大の値を使用する。

(2) 相対濃度の計算

相対濃度 (x/Q) は(6-11)式により計算する。

$$x/Q = \frac{1}{T} \cdot \sum_{i=1}^T (x/Q)_i \cdot {}_d\delta_i \cdots \cdots \cdots \quad (6-11)$$

x/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (h/m^3)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(x/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (h/m^3)

${}_d\delta_i$: 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき ${}_d\delta_i=1$
時刻 i において風向が他の方位にあるとき ${}_d\delta_i=0$

ここで $(x/Q)_i$ は実効放出継続時間の長短、建家等の影響の有無に応じて、次のように計算する。

a. 建家等の影響がない場合

(a) 短時間放出の場合

短時間放出時における $(x/Q)_i$ の計算に当たっては、風向が一定と仮定して(6-12)式により計算する。

$$(x/Q)_i = \frac{1}{3600 \cdot \pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots \quad (6-12)$$

(b) 長時間放出の場合

長時間放出時における $(x/Q)_i$ の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が 1 方位内の一様に分布すると仮定して(6-13)式により計算する。

$$(x/Q)_i = \frac{2.032}{3600 \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i \cdot x} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots \quad (6-13)$$

$(x/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (h/m^3)

σ_{yi} : 時刻 i において濃度分布の y 方向の拡がりパラメータ (m)

σ_{zi} : 時刻 i において濃度分布の z 方向の拡がりパラメータ (m)

U_i : 時刻 i における風速 (m/s)

H : 放出源の有効高さ (m)

x : 放出源から着目地点までの距離 (m)

b. 建家等の影響のある場合

建家の影響により上記の(6-12)式、(6-13)式が用いられない場合、 $(x/Q)_i$ は、(6-14)

式、(6-15)式により計算する。

(a) 短時間放出の場合

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{3600 \cdot \pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \cdot \Sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots (6-14)$$

$$\Sigma_{yi} = (\sigma_{yi}^2 + cA/\pi)^{1/2}$$

$$\Sigma_{zi} = (\sigma_{zi}^2 + cA/\pi)^{1/2}$$

A : 建家等の風向方向の投影面積(m²)

c : 形状係数

(b) 長時間放出の場合

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{3600 \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i \cdot X} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \cdot \Sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots (6-15)$$

方位別 χ/Q の累積出現頻度を求める時、静穏の場合には風速を 0.5m/s として計算し、その風向は静穏出現前の風向を使用する。

実効放出継続時間は、事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除することにより求められる。

(3) 相対線量の計算

放射性雲からのガンマ線量については、 χ/Q の代わりに空間濃度分布とガンマ線量モデルを組み合わせた相対線量(D/Q)を、 χ/Q と同様な方法で求めて使用する。ただし、実効放出継続時間が 8 時間を超える場合でも、方位内で風向軸が一定と仮定して計算する。

原子炉施設に係る設計基準事故について、地上放出の場合は建家等の影響を考慮し、排気筒放出の場合には建家等の影響を考慮せずに求めた方位別の敷地境界外で最大となる地点における χ/Q 及び D/Q の値を第 2.5.7 表(1)から第 2.5.7 表(4)に、その地点における累積出現頻度を第 2.5.1 図(1)から第 2.5.1 図(8)に示す。

第 2.3.1 表 気象観測項目（通常観測）

観測項目	気象測器	気象測器の設置位置及び高さ			観測期間
		配置位置 ^{*)}	地上高(m)	標高(m)	
風向風速	プロペラ型 風向風速計	A	80	115.5	1969年4月～継続
		A	10	45.5	1980年1月～継続
日射	電気式日射計	A	1.5	37.0	1969年4月～継続
放射収支	風防型 放射収支計	A	1.5	37.0	1969年4月～継続
気温	白金抵抗温度計	A	1.5	37.0	1969年4月～継続
降水量	転倒ます型 雨量計	A	0.5	36.0	1969年4月～継続

*)配置位置 A については第 2.3.1 図を参照

第 2.4.1 表 欠測回数

上段 : 回数

下段 : %

10m高

年 \ 月	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	計
2009	1 0.1	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	1 0.1	0 0.0	11 1.5	17 2.3	1 0.1	0 0.0	31 0.4
2010	28 3.8	14 2.1	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	2 0.3	7 0.9	29 4.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	80 0.9
2011	1 0.1	0 0.0	84 11.3	2 0.3	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	4 0.5	21 2.9	0 0.0	112 1.3
2012	0 0.0	0 0.0	0 0.0	1 0.1	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	21 2.9	0 0.0	22 0.3
2013	2 0.3	0 0.0	35 4.7	1 0.1	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	2 0.3	0 0.0	49 6.6	89 1.0
5年平均	6 0.9	2 0.4	23 3.2	0 0.1	0 0.0	0 0.0	0 0.1	1 0.2	8 1.1	4 0.6	8 1.2	9 1.3	66 0.8

80m高

年 \ 月	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	計
2009	1 0.1	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	1 0.1	0 0.0	11 1.5	17 2.3	1 0.1	0 0.0	31 0.4
2010	28 3.8	14 2.1	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	94 12.6	41 5.5	29 4.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	206 2.4
2011	1 0.1	0 0.0	84 11.3	2 0.3	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	4 0.5	21 2.9	0 0.0	112 1.3
2012	0 0.0	0 0.0	0 0.0	1 0.1	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	21 2.9	0 0.0	22 0.3
2013	2 0.3	0 0.0	35 4.7	1 0.1	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	2 0.3	0 0.0	49 6.6	89 1.0
5年平均	6 0.9	2 0.4	23 3.2	0 0.1	0 0.0	0 0.0	19 2.6	8 1.1	8 1.1	4 0.6	8 1.2	9 1.3	92 1.0

第 2.4.2 表(1) 同一風向継続時間出現回数 (10m 高)

(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	継続時間														
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15 時間以上
N	204	44	16	5	1	1									
NNE	229	66	29	12	7	4	2	1	1	1					1
NE	211	78	44	23	17	15	9	6	7	6	5	6	3	2	19
ENE	232	73	31	15	8	2	1	1							
E	164	65	31	15	9	3	2	2							
ESE	90	10	2												
SE	33	1													
SSE	38	2													
S	113	40	18	12	11	4	5	2	1						
SSW	191	46	19	9	4	3	1	2							
SW	234	71	33	18	10	5	3	2	2	1	1				3
WSW	303	88	39	21	11	6	3	2	1						
W	240	60	20	9	2	2	1	1							
WNW	96	4													
NW	101	13	1												
NNW	172	33	5	1											
CALM	328	118	54	26	11	4	3	1							
合計	2979	812	342	166	91	49	30	20	12	8	6	6	3	2	23

第 2.4.2 表(2) 同一風向継続時間出現回数 (80m 高)

(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	継続時間														
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15 時間以上
N	236	77	33	9	6	3	1	1							
NNE	226	86	38	25	16	10	6	6	3	1		1	1	1	4
NE	215	87	38	24	18	8	8	6	4	3	2	1			2
ENE	169	56	24	11	5	3	1	1	1						
E	130	41	14	6	2										
ESE	118	42	15	7	3	1	1								
SE	107	46	23	14	10	8	4	1	1						
SSE	108	41	20	14	6	4	1		1						
S	108	37	14	8	4	2	1	1	1						
SSW	129	46	22	10	7	5	4	3	1						
SW	130	46	21	10	4	2	1	1	1	1	1				
WSW	137	38	12	6	1	1									
W	160	43	13	6	2	2	1								
WNW	182	51	20	6	4	1									
NW	222	74	32	19	9	7	2	2							
NNW	235	96	42	23	12	5	5	2	1	1					
CALM	43	2													
合計	2655	909	381	198	109	62	36	24	14	6	3	2	1	1	6

第 2.4.3 表(1) 低風速時(0.5~2.0m/s)の同一風向継続時間出現回数 (10m 高)

(2009年1月~2013年12月)

継続時間 \ 風向	風向																合計
	N	NNE	NE	ENE	E	ESE	SE	SSE	S	SSW	SW	WSW	W	WNW	NW	NNW	
1時間	195	198	178	184	179	83	32	37	116	157	206	284	242	95	101	166	2453
2	39	41	34	44	60	9	1	2	26	26	43	70	58	4	12	29	498
3	13	11	10	13	19	1			5	7	12	27	18		1	4	141
4	4	3	3	5	7				1	2	5	11	6			1	48
5		1		2	4						1	4	1				13
6	1		1		1							3	1				7
7												1					1

第 2.4.3 表(2) 低風速時(0.5~2.0m/s)の同一風向継続時間出現回数 (80m 高)

(2009年1月~2013年12月)

継続時間 \ 風向	風向																合計
	N	NNE	NE	ENE	E	ESE	SE	SSE	S	SSW	SW	WSW	W	WNW	NW	NNW	
1時間	39	39	37	37	35	33	36	28	26	33	32	47	46	46	52	39	605
2	2	3	3	3	3	4	1	1	2	1	2	4	3	6	3	4	45

第 2.4.4 表 静穏継続時間出現回数(頻度)及び年間静穏時間

(2009年1月~2013年12月)

()内は出現割合(%)

観測高 \ 継続時間	継続時間														年間静穏時間		
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14			
10m	328 (60)	118 (22)	54 (10)	26 (5)	11 (2)	4 (0.7)	3 (0.6)	1 (0.2)									938
80m	43 (96)	2 (4)															47

第 2.4.5 表 大気安定度分類表

風速(U) m/s	日射量(T) kW/m ²				放射収支量(Q) kW/m ²		
	T ≥ 0.60	0.60 > T ≥ 0.30	0.30 > T ≥ 0.15	0.15 > T	Q ≥ -0.020	-0.020 > Q ≥ -0.040	-0.040 > Q
U < 2	A	A-B	B	D	D	G	G
2 ≤ U < 3	A-B	B	C	D	D	E	F
3 ≤ U < 4	B	B-C	C	D	D	D	E
4 ≤ U < 6	C	C-D	D	D	D	D	D
6 ≤ U	C	D	D	D	D	D	D

第 2.4.6 表 大気安定度継続時間出現回数

(2009 年 1 月～2013 年 12 月)
()内は出現割合(%)

継続時間 大気安定度	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15 時間 以 上
A	79 (56)	33 (23)	15 (11)	8 (6)	5 (4)	1 (0.7)	1 (0.7)								
B	159 (31)	132 (26)	73 (14)	46 (9)	25 (5)	28 (5)	33 (6)	8 (2)	4 (0.8)	4 (0.8)	2 (0.4)				
C	203 (62)	70 (22)	29 (9)	13 (4)	6 (2)	2 (0.6)	2 (0.6)								
D	311 (37)	234 (28)	72 (9)	35 (4)	28 (3)	19 (2)	15 (2)	16 (2)	10 (1)	10 (1)	5 (0.6)	7 (0.8)	5 (0.6)	6 (0.7)	70 (8)
E	112 (69)	32 (20)	10 (6)	3 (2)	3 (2)	1 (0.6)	1 (0.6)								
F	104 (68)	33 (21)	11 (7)	4 (3)	2 (1)										
G	141 (31)	75 (16)	46 (10)	32 (7)	28 (6)	20 (4)	17 (4)	16 (3)	15 (3)	17 (4)	11 (2)	13 (3)	10 (2)	17 (4)	
A+B+C 3	147 (45)	78 (24)	39 (12)	22 (7)	12 (4)	10 (3)	12 (4)	3 (0.8)	1 (0.4)	1 (0.4)	1 (0.2)				
E+F+G 3	119 (46)	47 (18)	22 (9)	13 (5)	11 (4)	7 (3)	6 (2)	5 (2)	5 (2)	6 (2)	4 (1)	4 (2)	3 (1)	6 (2)	

(注) 第 2.4.5 表の A-B, B-C, C-D はそれぞれ B, C, D に加算した。

第 2.5.1 表 異常年の検定 (年別の風向 F₀ 値)

年	風向	N	NNE	NE	ENE	E	ESE	SE	SSE	S	SSW	SW	WSW	W	WNW	NW	NNW	CALM
2003		1.43	0.42	14.77*	1.80	0.18	0.14	4.23	1.82	0.39	1.57	0.82	1.79	5.59*	1.68	3.12	0.02	1.07
2004		6.02*	4.32	0.42	0.18	0.70	0.30	0.18	4.41	1.53	4.49	0.33	0.47	0.98	0.73	0.46	0.49	0.41
2005		1.63	1.27	0.08	0.68	0.49	0.28	0.49	0.37	1.62	0.20	0.35	1.39	2.01	8.56*	0.04	0.76	0.25
2006		1.08	0.40	0.00	0.00	2.87	8.46*	0.00	0.41	3.25	1.14	1.59	0.07	0.07	0.15	0.10	0.05	7.10*
2007		0.20	1.73	0.20	0.18	0.49	0.00	3.20	0.05	0.56	0.00	0.19	0.38	0.02	0.14	1.64	1.02	0.05
2008		0.23	0.47	0.11	0.00	0.40	0.02	0.05	0.06	0.26	2.24	6.10*	1.47	0.00	0.15	0.59	2.08	0.82
2009		0.20	2.72	0.06	1.66	1.42	0.97	0.14	1.24	0.23	0.29	0.00	0.18	1.16	1.41	0.84	3.15	0.90
2010		0.47	0.06	0.10	0.14	0.23	0.74	2.06	0.16	0.24	1.60	1.56	7.46*	1.49	0.24	0.99	1.48	2.03
2011		0.00	0.95	2.05	1.23	1.14	0.08	1.54	0.09	0.23	0.70	1.94	0.00	0.06	0.02	0.02	0.16	0.35
2012		2.00	0.06	1.40	9.13*	4.07	2.31	0.65	4.19	1.29	0.14	0.24	0.03	0.82	0.91	4.03	2.71	0.64
2013		0.01	0.12	0.51	0.26	0.33	1.56	0.24	0.40	2.37	0.13	0.17	0.85	0.77	0.74	0.65	0.22	0.13

*印は棄却された項目を示す。(F(0.05)=5.12)

第 2.5.2 表 異常年の検定 (年別の風速階級 F₀ 値)

年	風速階級 : m/s										
	0~0.4	0.5~0.9	1.0~1.9	2.0~2.9	3.0~3.9	4.0~4.9	5.0~5.9	6.0~6.9	7.0~7.9	8.0~8.9	9.0 以上
2003	1.07	1.01	4.88	1.03	2.23	0.20	0.10	0.82	3.01	0.95	0.85
2004	0.41	0.07	0.14	1.54	0.08	0.01	0.87	0.15	0.04	0.15	1.55
2005	0.25	1.24	0.05	1.28	0.00	0.42	3.50	1.29	0.10	0.06	0.40
2006	7.10*	0.73	0.83	0.03	0.22	0.02	0.00	0.00	2.70	0.00	0.10
2007	0.05	2.45	0.07	0.01	0.02	0.32	0.25	0.01	0.03	0.26	0.26
2008	0.82	0.14	0.85	0.00	0.11	0.04	2.43	0.65	0.13	0.52	0.66
2009	0.90	7.71*	0.29	0.08	1.32	4.93	3.49	0.63	0.66	11.46*	0.06
2010	2.03	0.17	0.50	1.19	0.00	1.89	0.20	3.02	0.55	0.13	1.59
2011	0.35	0.50	0.54	0.04	0.01	0.66	0.11	0.01	0.15	1.86	
2012	0.64	0.11	0.86	7.31*	4.87	6.03*	0.00	7.24*	6.97*	3.83	0.90
2013	0.13	0.19	4.33	0.89	5.29*	0.61	1.12	0.30	0.20	0.09	3.84

*印は棄却された項目を示す。(F(0.05)=5.12)

第 2.5.3 表 通常時の被ばく評価に用いる周辺監視区域境界までの距離及び排気筒の有効高さ

着目方位	周辺監視区域境界までの距離 (m)	有効高さ (m)
S	850	94
S S W	960	91
SW	940	91
W S W	940	95
W	990	98
W N W	710	98
N W	900	94
N N W	760	93
N	700	94
N N E	420	93
N E	240	94
E N E	190	100
E	170	98
E S E	190	98
S E	260	95
S S E	470	93

第 2.5.4 表 設計基準事故時の被ばく評価に用いる敷地境界までの距離及び排気筒の有効高さ

放出モード 着目方位	排気筒放出		地上放出	
	排気筒から周辺監視区域境界までの距離 (m)	有効高さ (m)	炉心から周辺監視区域境界までの距離 (m)	有効高さ (m)
S	620	80	610	0
S S W	930	80	900	0
SW	940	80	910	0
W S W	930	80	920	0
W	880	80	870	0
W N W	690	80	690	0
N W	770	80	750	0
N N W	750	80	780	0
N	660	80	690	0
N N E	300	80	310	0
N E	200	80	210	0
E N E	180	80	180	0
E	170	80	180	0
E S E	180	80	190	0
S E	220	80	230	0
S S E	340	80	350	0

第 2.5.5 表(1) 風向出現頻度及び風向別大気安定度別出現回数 (10m 高)

(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向出現頻度		風向別大気安定度別出現回数					
	(%)		(N _{d,s})					
	f _d	f _{dir} ^{*1}	A	B	C	D	E	F ^{*2}
N	5.3	17.2	5.3	57.5	6.6	214.1	1.8	176.9
NNE	8.2	33.7	2.9	54.1	17.6	451.3	18.6	166.2
NE	20.3	36.5	5.3	187.2	208.2	1,150.2	63.4	147.2
ENE	8.0	36.0	13.7	192.8	49.8	287.1	13.4	143.1
E	7.7	17.4	81.7	288.3	14.8	170.1	2.8	109.9
ESE	1.7	9.8	40.6	59.2	0.6	23.6	0.0	20.3
SE	0.5	2.8	12.8	14.1	0.0	9.7	0.0	7.5
SSE	0.6	7.0	11.8	16.2	0.4	11.9	0.0	11.7
S	5.9	12.7	27.3	124.0	73.4	169.8	19.6	94.9
SSW	6.3	22.3	11.9	51.6	28.8	232.0	41.8	180.9
SW	10.2	27.8	8.3	82.7	80.0	378.4	51.0	285.9
WSW	11.3	28.5	11.6	143.8	43.6	324.2	26.6	430.6
W	7.1	19.9	12.3	114.6	13.2	200.8	2.6	271.5
WNW	1.5	10.5	4.4	29.4	0.2	46.2	0.0	52.1
NW	1.9	7.1	6.2	39.6	0.6	68.8	0.2	48.4
NNW	3.7	10.9	5.5	62.3	2.2	143.3	1.2	107.2

*1) 着目風向及びその隣接 2 風向の出現頻度の和

*2) 大気安定度 F は G を含む

第 2.5.5 表(2) 風向出現頻度及び風向別大気安定度別出現回数 (80m 高)

(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向出現頻度		風向別大気安定度別出現回数					
	(%)		(N _{d,s})					
	f _d	f _{dir} ^{*1}	A	B	C	D	E	F ^{*2}
N	7.1	28.8	1.7	55.0	10.8	341.1	7.8	203.3
NNE	11.9	30.9	1.3	51.8	76.0	742.1	29.0	134.9
NE	11.8	29.5	3.7	134.6	135.6	608.5	39.2	100.7
ENE	5.8	21.2	11.3	145.6	44.8	204.7	15.2	79.1
E	3.7	13.2	19.9	126.6	11.2	103.6	3.6	53.8
ESE	3.7	13.3	34.3	140.3	9.4	90.6	2.0	48.0
SE	5.9	14.3	110.5	203.3	17.8	122.7	1.0	56.4
SSE	4.6	14.8	12.2	69.7	58.0	162.8	13.0	87.0
S	4.3	14.8	6.2	30.5	17.4	162.9	34.2	119.2
SSW	5.9	15.3	4.9	49.0	47.6	221.9	39.4	151.1
SW	5.1	14.6	3.1	54.6	54.0	210.3	22.6	100.9
WSW	3.5	12.8	5.1	54.8	22.4	103.6	15.2	101.5
W	4.2	12.4	11.7	99.8	17.8	102.0	11.4	118.5
WNW	4.7	16.9	16.1	97.5	4.4	114.3	1.6	176.4
NW	8.0	22.4	12.7	99.7	2.2	232.7	0.6	346.0
NNW	9.7	24.8	7.1	100.9	8.4	345.2	3.8	374.4

*1) 着目風向及びその隣接 2 風向の出現頻度の和

*2) 大気安定度 F は G を含む

第 2.5.6 表(1) 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均 (10m 高)

(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向別大気安定度別風速逆数総和 $S_{d,s}$ 及び平均 $\overline{S_{d,s}}$											
	A		B		C		D		E		F*1	
	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$
N	4.29	0.87	51.89	0.90	2.55	0.37	259.26	1.20	0.72	0.24	247.07	1.39
NNE	2.58	0.86	44.12	0.81	6.12	0.35	302.61	0.67	7.26	0.39	201.58	1.21
NE	4.24	0.80	91.07	0.48	62.67	0.30	430.43	0.37	22.74	0.36	160.88	1.09
ENE	10.09	0.73	109.16	0.56	18.16	0.38	236.55	0.83	5.41	0.40	169.44	1.18
E	57.12	0.69	182.45	0.63	6.53	0.44	186.59	1.09	1.20	0.43	165.21	1.50
ESE	32.33	0.78	51.76	0.87	0.28	0.19	36.63	1.55	0.00	0.00	36.47	1.79
SE	12.30	0.96	15.48	1.08	0.00	0.00	15.59	1.58	0.00	0.00	13.44	1.82
SSE	10.47	0.88	15.45	0.95	0.18	0.18	17.54	1.48	0.00	0.00	19.33	1.65
S	20.54	0.75	66.88	0.54	23.92	0.33	114.80	0.68	8.17	0.42	99.35	1.05
SSW	9.45	0.79	38.34	0.74	8.94	0.31	154.08	0.66	17.04	0.41	179.97	0.99
SW	7.57	0.91	54.83	0.66	21.51	0.27	229.43	0.60	19.35	0.38	324.36	1.13
WSW	8.69	0.75	111.76	0.77	13.44	0.31	335.92	1.03	9.11	0.34	541.41	1.25
W	9.77	0.79	112.28	0.97	4.25	0.32	279.60	1.38	0.92	0.29	383.28	1.40
WNW	4.66	1.00	35.09	1.18	0.09	0.09	76.76	1.65	0.00	0.00	88.17	1.68
NW	5.62	0.88	48.09	1.21	0.25	0.24	105.72	1.53	0.06	0.06	76.62	1.58
NNW	4.41	0.83	63.73	1.02	0.85	0.28	193.09	1.33	0.46	0.23	160.48	1.49

*1) 大気安定度 F は G を含む

第 2.5.6 表(2) 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均 (80m 高)

(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向別大気安定度別風速逆数総和 $S_{d,s}$ 及び平均 $\overline{S_{d,s}}$											
	A		B		C		D		E		F*1	
	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$
N	1.27	1.04	23.81	0.43	1.87	0.17	80.06	0.23	1.18	0.52	51.92	0.25
NNE	1.21	0.95	22.11	0.42	12.59	0.16	130.03	0.17	4.50	0.15	41.65	0.31
NE	1.98	0.53	40.92	0.30	22.38	0.16	109.02	0.18	6.43	0.16	33.46	0.33
ENE	5.79	0.51	47.40	0.32	8.35	0.18	55.09	0.27	2.65	0.18	26.12	0.33
E	8.70	0.43	44.17	0.34	2.34	0.21	35.62	0.34	0.80	0.24	19.77	0.37
ESE	12.78	0.37	46.42	0.33	1.86	0.20	29.99	0.33	0.34	0.13	18.96	0.40
SE	26.55	0.24	49.52	0.24	2.31	0.13	38.86	0.31	0.25	0.50	19.84	0.35
SSE	5.48	0.45	22.05	0.31	7.22	0.13	39.64	0.24	1.79	0.14	24.43	0.28
S	3.18	0.46	13.99	0.46	2.79	0.16	39.06	0.24	5.50	0.16	31.82	0.27
SSW	2.54	0.53	20.73	0.42	7.96	0.17	50.14	0.22	5.89	0.15	38.32	0.25
SW	2.17	0.73	24.79	0.45	10.22	0.19	46.41	0.22	3.45	0.15	31.86	0.31
WSW	3.72	0.72	27.08	0.49	4.99	0.22	38.58	0.37	2.17	0.14	35.68	0.35
W	5.54	0.45	42.26	0.42	2.49	0.14	33.94	0.33	1.54	0.14	38.08	0.32
WNW	6.20	0.38	39.51	0.40	0.43	0.09	41.33	0.36	0.22	0.47	51.00	0.29
NW	4.35	0.35	36.36	0.36	0.23	0.08	67.30	0.29	0.09	0.08	85.31	0.25
NNW	2.83	0.44	33.92	0.33	0.97	0.11	85.81	0.25	0.46	0.12	84.12	0.22

*1) 大気安定度 F は G を含む

第 2.5.7 表(1) 設計基準事故時の方位別 χ/Q 、D/Q の 97% 値
(燃料取替取扱破損事故及び気体廃棄物処理設備破損事故)

	χ/Q [h/m ³]		D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	
	1 時間		1 時間	
実効放出継続時間	80m		80m	
有効高さ	0m ²		0m ²	
建屋投影面積	計算地点までの距離(m)		計算地点までの距離(m)	
着目方位		97%値		97%値
S	1,840	6.1×10^{-10}	620	2.1×10^{-19}
SSW	1,690	<u>7.0×10^{-10}</u>	930	2.1×10^{-19}
SW	950	7.0×10^{-10}	940	2.0×10^{-19}
WSW	1,250	5.6×10^{-10}	930	1.8×10^{-19}
W	1,020	1.3×10^{-10}	880	1.5×10^{-19}
WNW	970	1.7×10^{-10}	690	1.7×10^{-19}
NW	770	5.2×10^{-10}	770	1.6×10^{-19}
NNW	1,440	3.0×10^{-10}	750	1.3×10^{-19}
N	5,950	2.2×10^{-10}	660	1.6×10^{-19}
NNE	1,530	3.7×10^{-10}	300	2.2×10^{-19}
NE	1,570	4.1×10^{-10}	200	2.8×10^{-19}
ENE	4,190	9.8×10^{-11}	180	3.0×10^{-19}
E	4,100	1.1×10^{-10}	170	3.3×10^{-19}
ESE	7,070	2.2×10^{-10}	180	<u>3.4×10^{-19}</u>
SE	1,480	5.1×10^{-10}	230	3.2×10^{-19}
SSE	2,000	6.6×10^{-10}	340	2.7×10^{-19}

気象データ：2009 年 1 月～2013 年 12 月までの測定データ

注 記：下線は被ばく評価に用いる値

第 2.5.7 表(2) 設計基準事故時の方位別 χ/Q 、D/Q の 97% 値
(燃料取替取扱破損事故及び気体廃棄物処理設備破損事故)

	χ/Q [h/m ³]		D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	
	1 時間		1 時間	
実効放出継続時間	0m		0m	
有効高さ	1100m ²		1100m ²	
建屋投影面積	計算地点までの距離(m)		計算地点までの距離(m)	
着目方位		97%値		97%値
S	610	1.3×10^{-7}	610	5.5×10^{-18}
SSW	900	5.5×10^{-8}	900	2.8×10^{-18}
SW	910	2.9×10^{-8}	910	1.7×10^{-18}
WSW	920	2.8×10^{-8}	920	1.7×10^{-18}
W	870	8.8×10^{-9}	870	9.4×10^{-19}
WNW	-	-	690	1.5×10^{-19}
NW	-	-	750	1.4×10^{-20}
NNW	-	-	780	4.9×10^{-20}
N	690	1.5×10^{-8}	690	9.9×10^{-19}
NNE	310	1.2×10^{-7}	310	3.6×10^{-18}
NE	210	2.9×10^{-7}	210	7.5×10^{-18}
ENE	180	<u>5.4×10^{-7}</u>	180	<u>1.3×10^{-17}</u>
E	180	4.8×10^{-7}	180	1.1×10^{-17}
ESE	-	-	190	2.4×10^{-18}
SE	-	-	230	1.8×10^{-18}
SSE	350	1.1×10^{-7}	350	4.4×10^{-18}

気象データ：2009 年 1 月～2013 年 12 月までの測定データ

注 記：下線は被ばく評価に用いる値

第 2.5.7 表(3) 設計基準事故時の方位別 χ/Q 、D/Q の 97%値
(1 次冷却材漏えい事故及び 1 次アルゴンガス漏えい事故)

	χ/Q [h/m ³]		D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	
	2 時間		2 時間	
実効放出継続時間	2 時間		2 時間	
有効高さ	80m		80m	
建屋投影面積	0m ²		0m ²	
着目方位	計算地点までの距離(m)	97%値	計算地点までの距離(m)	97%値
S	2,000	5.0×10^{-10}	620	1.9×10^{-19}
SSW	1,850	6.1×10^{-10}	930	1.8×10^{-19}
SW	1,630	5.9×10^{-10}	940	1.8×10^{-19}
WSW	930	5.1×10^{-10}	930	1.6×10^{-19}
W	1,120	4.0×10^{-10}	880	1.4×10^{-19}
WNW	690	5.1×10^{-10}	690	1.6×10^{-19}
NW	770	<u>6.1×10^{-10}</u>	770	1.5×10^{-19}
NNW	1,480	3.2×10^{-10}	750	1.3×10^{-19}
N	1,830	2.9×10^{-10}	660	1.4×10^{-19}
NNE	1,670	3.8×10^{-10}	300	2.1×10^{-19}
NE	1,490	4.1×10^{-10}	200	2.6×10^{-19}
ENE	1,360	2.7×10^{-10}	180	2.9×10^{-19}
E	1,180	3.4×10^{-10}	170	<u>3.2×10^{-19}</u>
ESE	1,240	3.3×10^{-10}	180	3.2×10^{-19}
SE	1,630	4.6×10^{-10}	220	3.0×10^{-19}
SSE	1,810	5.3×10^{-10}	340	2.5×10^{-19}

気象データ：2009 年 1 月～2013 年 12 月までの測定データ

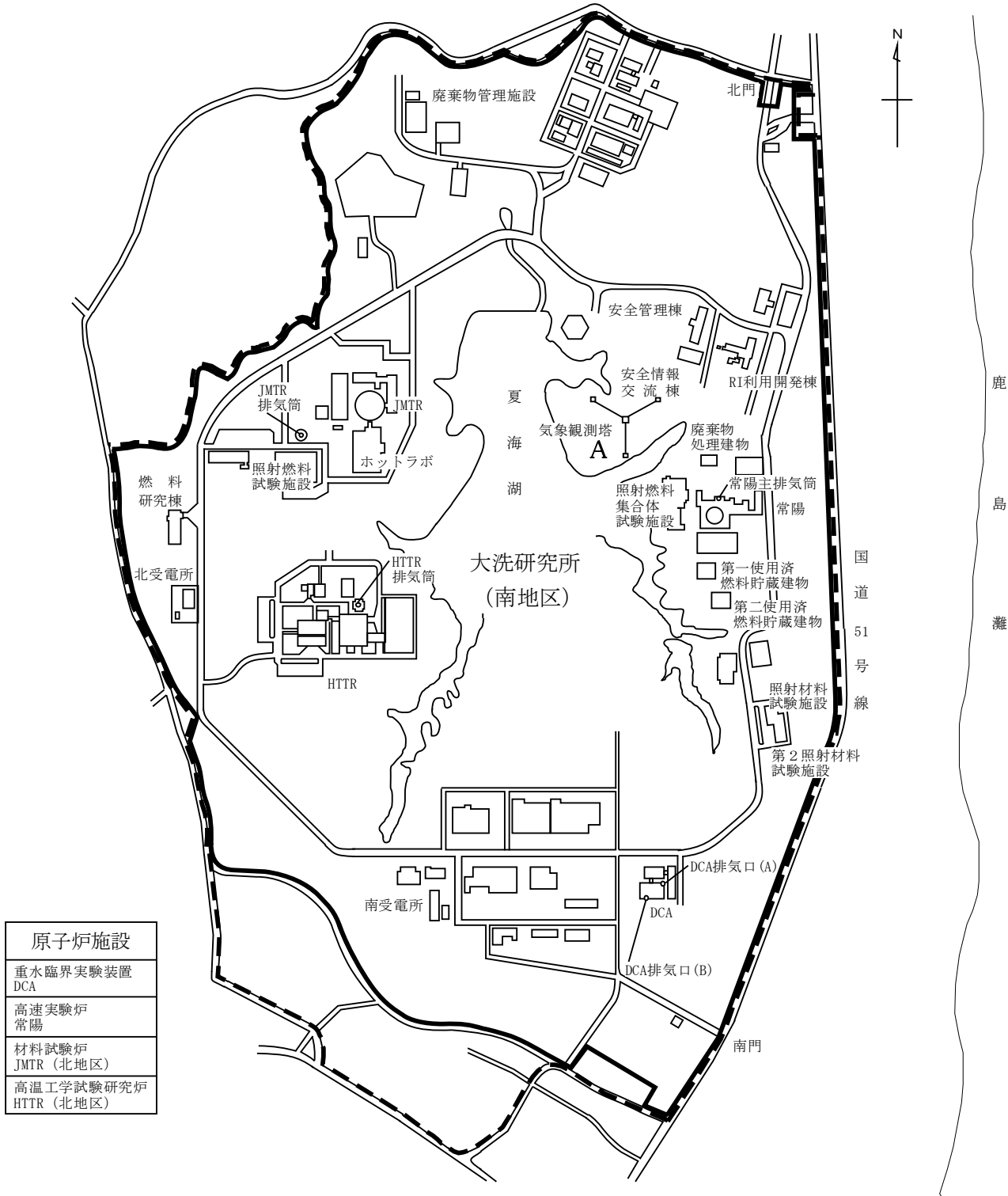
注 記：下線は被ばく評価に用いる値

第 2.5.7 表(4) 設計基準事故時の方位別 χ/Q 、D/Q の 97%値
(1 次冷却材漏えい事故及び 1 次アルゴンガス漏えい事故)

	χ/Q [h/m ³]		D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	
	2 時間		2 時間	
実効放出継続時間	2 時間		2 時間	
有効高さ	0m		0m	
建屋投影面積	1100m ²		1100m ²	
着目方位	計算地点までの距離(m)	97%値	計算地点までの距離(m)	97%値
S	610	1.3×10^{-7}	610	4.7×10^{-18}
SSW	900	5.5×10^{-8}	900	2.8×10^{-18}
SW	910	3.4×10^{-8}	910	1.7×10^{-18}
WSW	920	3.0×10^{-8}	920	1.6×10^{-18}
W	870	2.1×10^{-8}	870	1.3×10^{-18}
WNW	690	6.6×10^{-23}	690	1.8×10^{-19}
NW	910	4.0×10^{-23}	750	4.4×10^{-20}
NNW	800	5.3×10^{-23}	780	5.0×10^{-20}
N	690	2.1×10^{-8}	690	1.1×10^{-18}
NNE	310	1.2×10^{-7}	310	3.4×10^{-18}
NE	210	2.6×10^{-7}	210	6.8×10^{-18}
ENE	180	<u>4.3×10^{-7}</u>	180	<u>1.0×10^{-17}</u>
E	180	3.6×10^{-7}	180	9.4×10^{-18}
ESE	210	3.2×10^{-22}	190	2.4×10^{-18}
SE	230	3.0×10^{-8}	230	1.9×10^{-18}
SSE	350	1.3×10^{-7}	350	4.7×10^{-18}

気象データ：2009 年 1 月～2013 年 12 月までの測定データ

注 記：下線は被ばく評価に用いる値

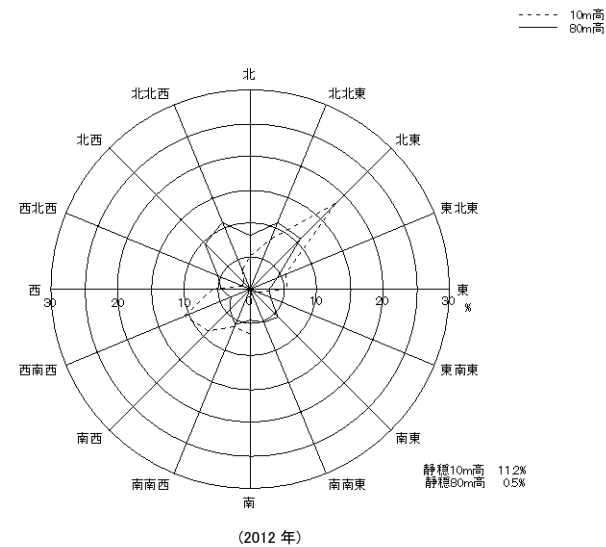
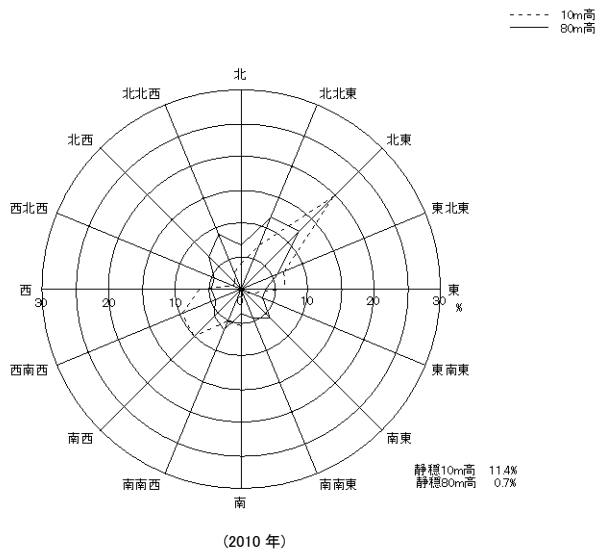
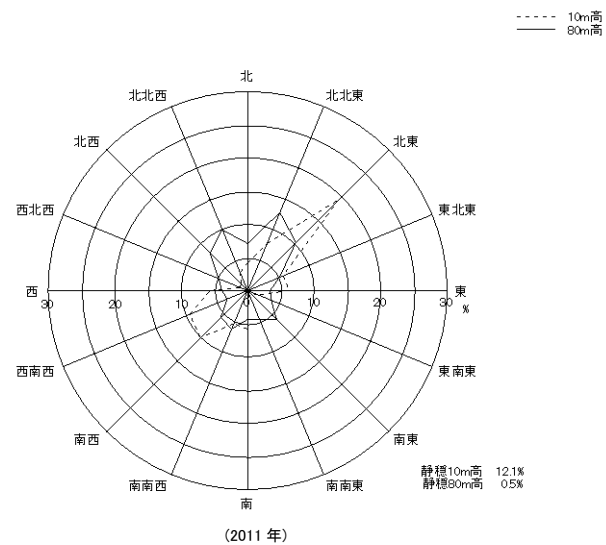
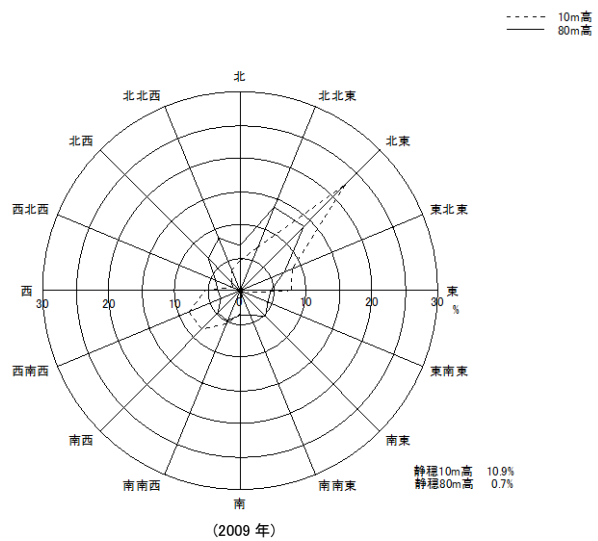


原子炉施設
重水臨界実験装置 DCA
高速実験炉 常陽
材料試験炉 JMTR (北地区)
高温工学試験研究炉 HTTR (北地区)

- - - - 敷地境界
 ———— 周辺監視区域境界

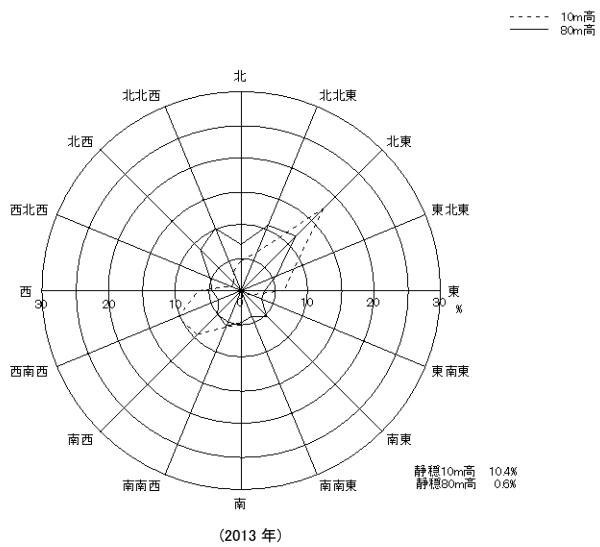
0 500m
 配置位置 A における気象観測項目については第 2.3.1 表を参照

第 2.3.1 図 気象観測設備配置図

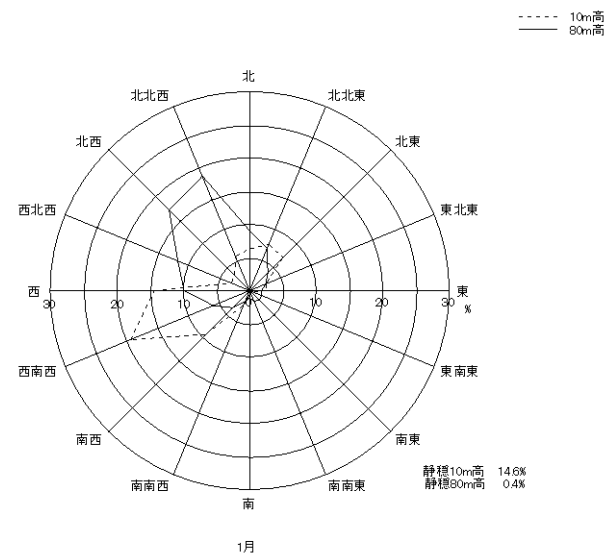


第 2.4.1 図(1) 年別風配図 (2009年、2010年)

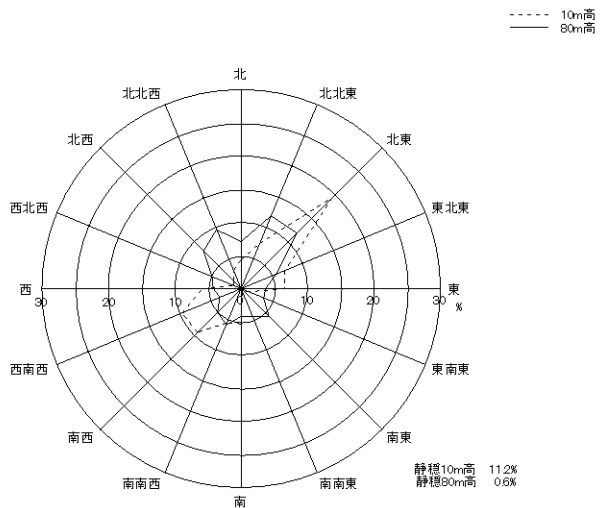
第 2.4.1 図(2) 年別風配図 (2011年、2012年)



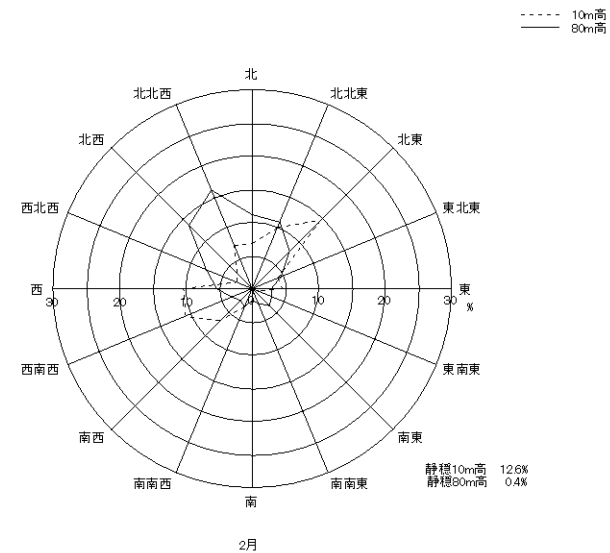
第 2.4.1 図(3) 年別風配図(2013年)

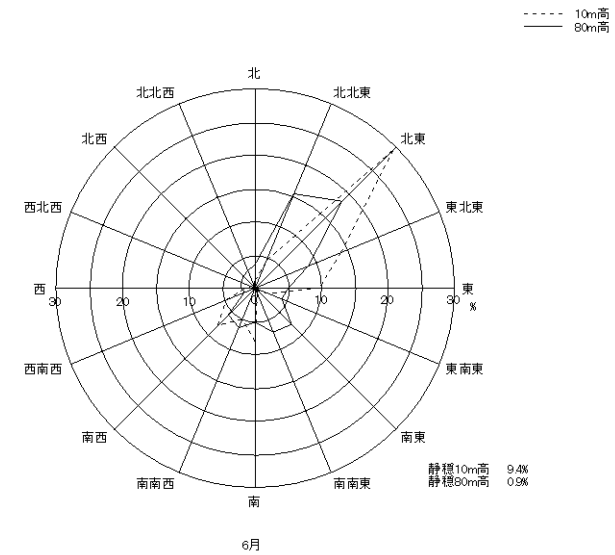
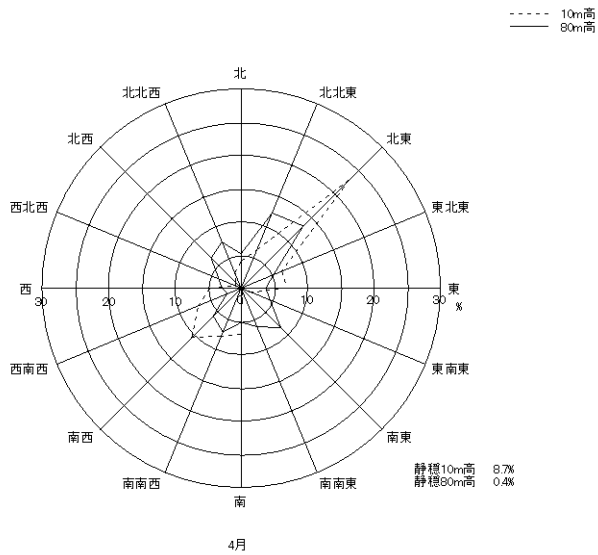
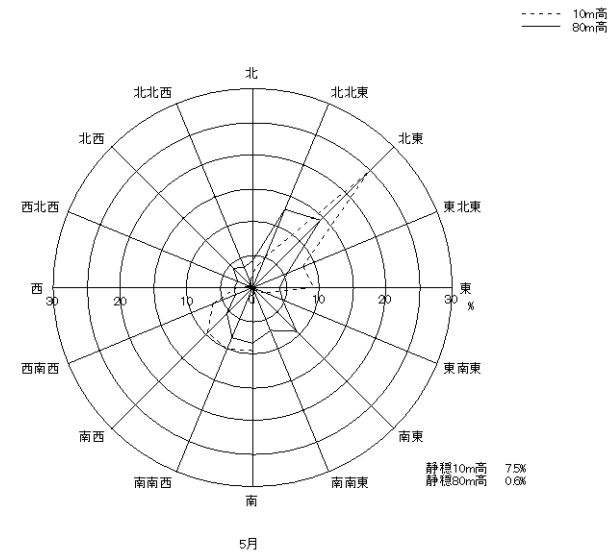
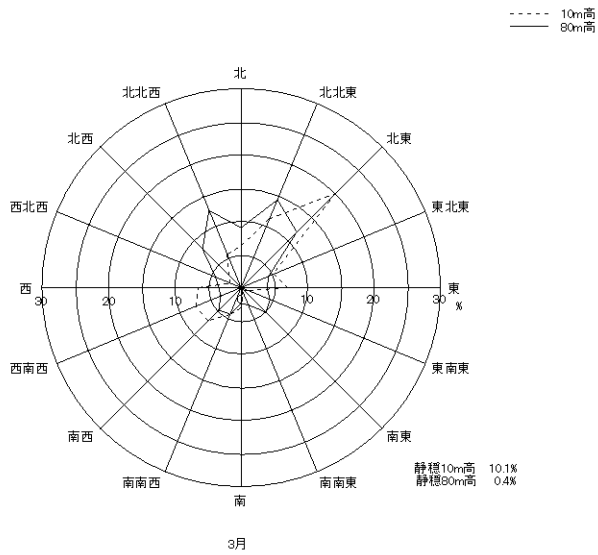


第 2.4.2 図(1) 月別風配図 (2009年～2013年の平均)



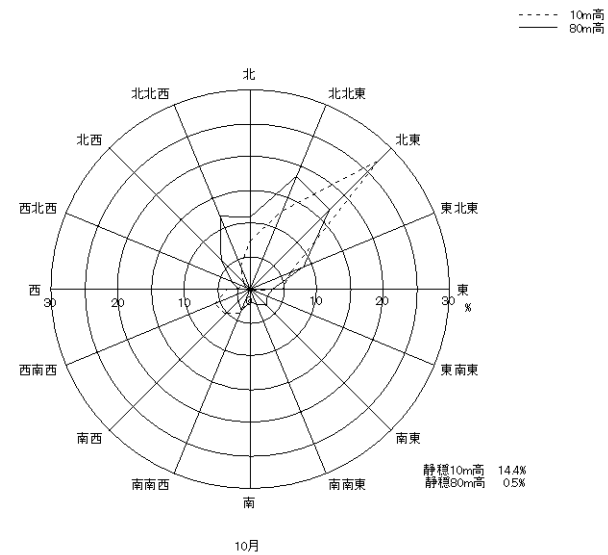
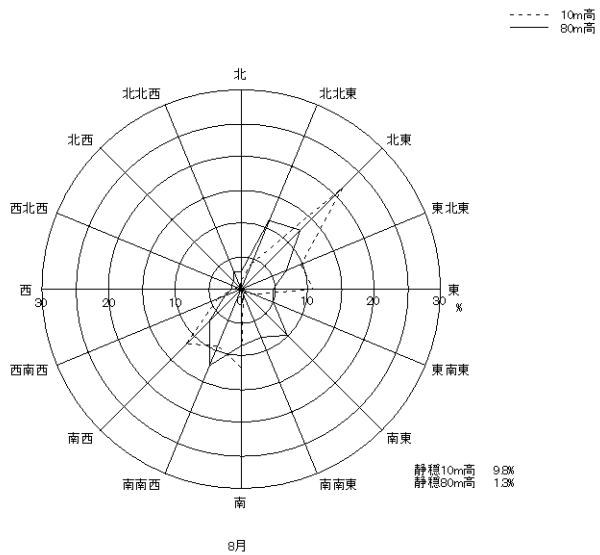
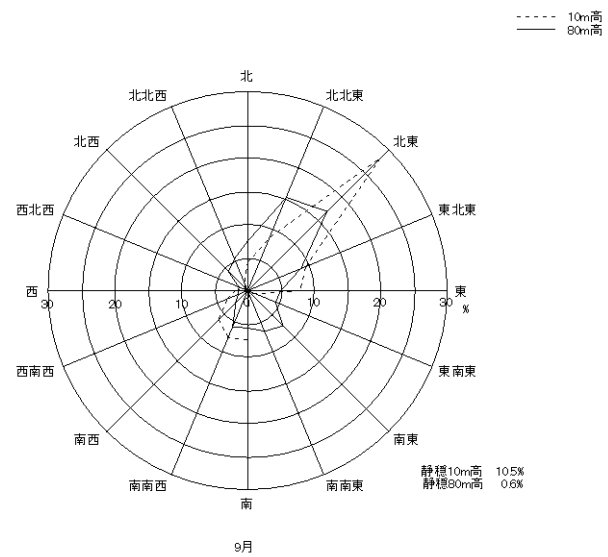
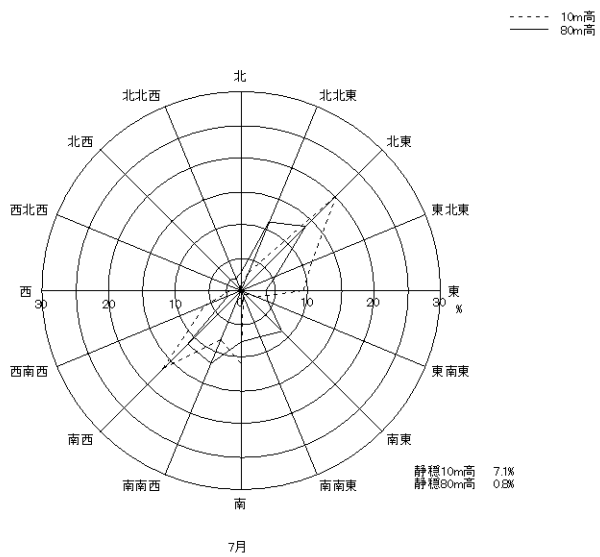
第 2.4.1 図(4) 5年平均年間風配図 (2009年～2013年の平均)





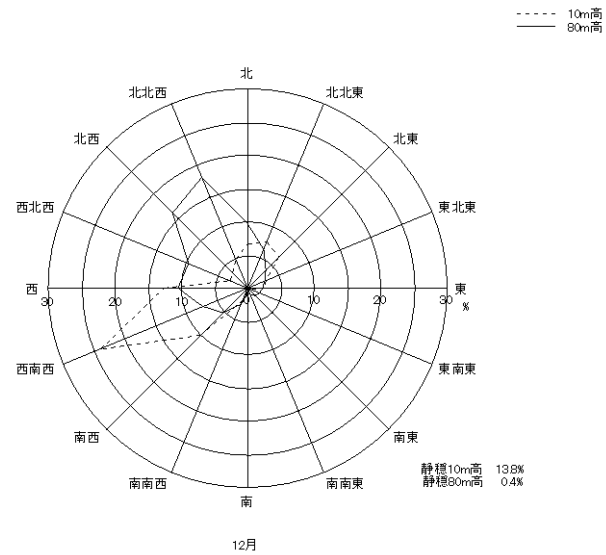
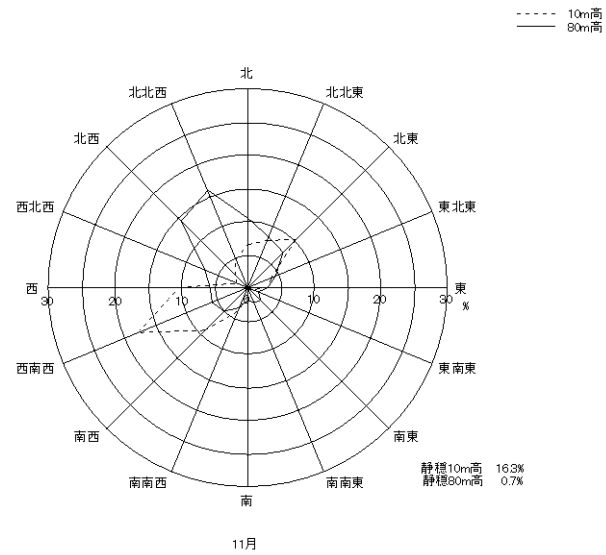
第 2. 4. 2 図(2) 月別風配図 (2009 年～2013 年の平均)

第 2. 4. 2 図(3) 月別風配図 (2009 年～2013 年の平均)

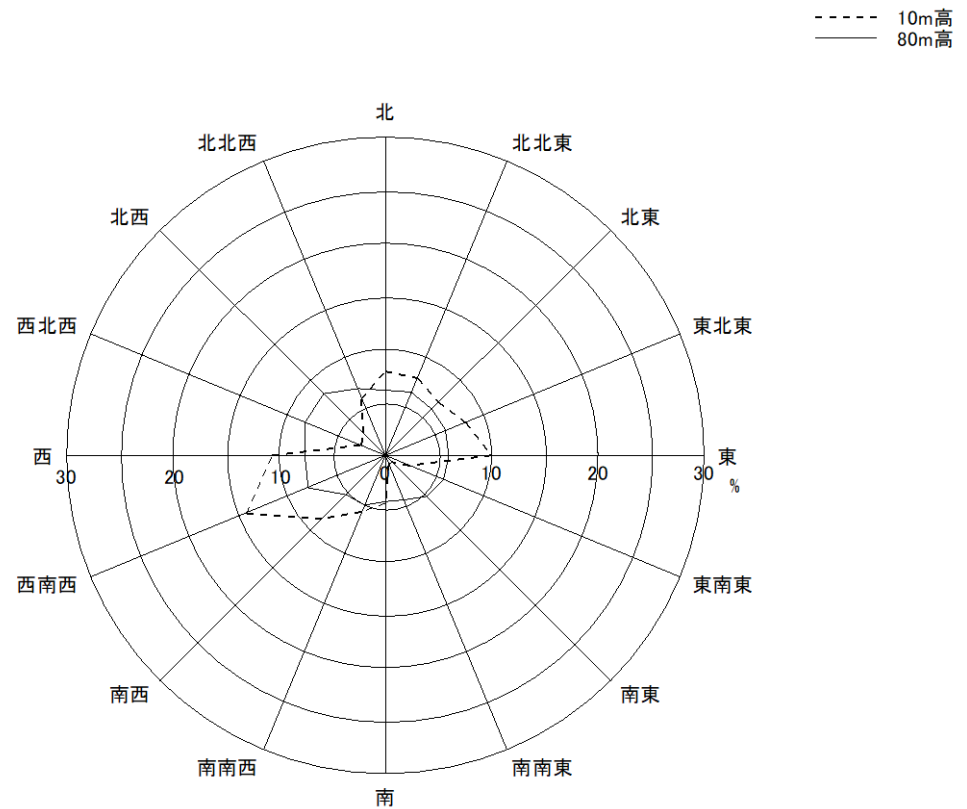


第 2. 4. 2 図(4) 月別風配図 (2009 年～2013 年の平均)

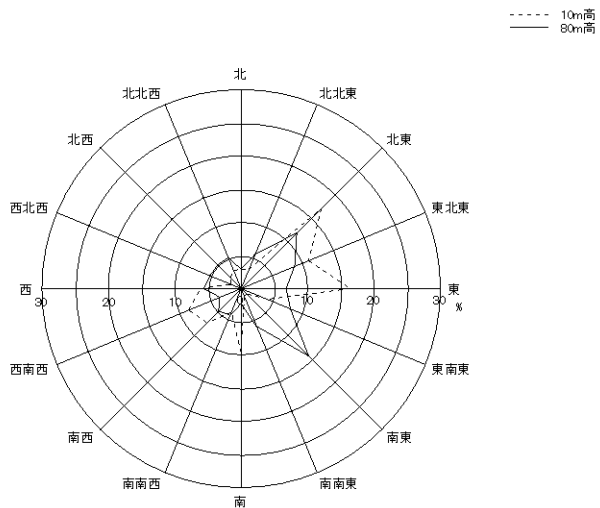
第 2. 4. 2 図(5) 月別風配図 (2009 年～2013 年の平均)



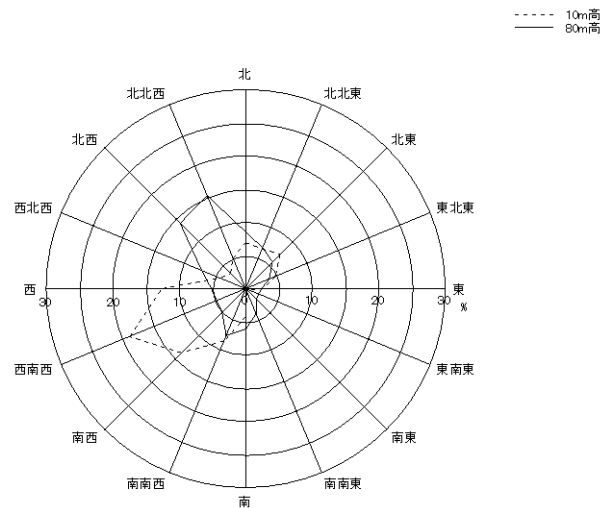
第 2.4.2 図(6) 月別風配図 (2009年～2013年の平均)



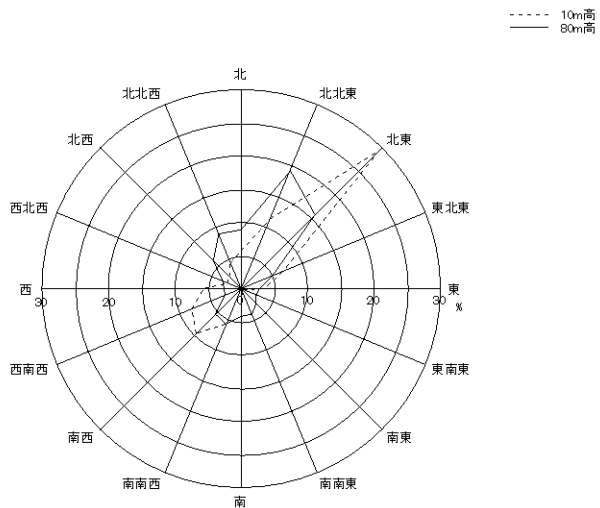
第 2.4.3 図 風速 0.5~2.0m/s の 5年平均年間風配図 (2009年～2013年の平均)



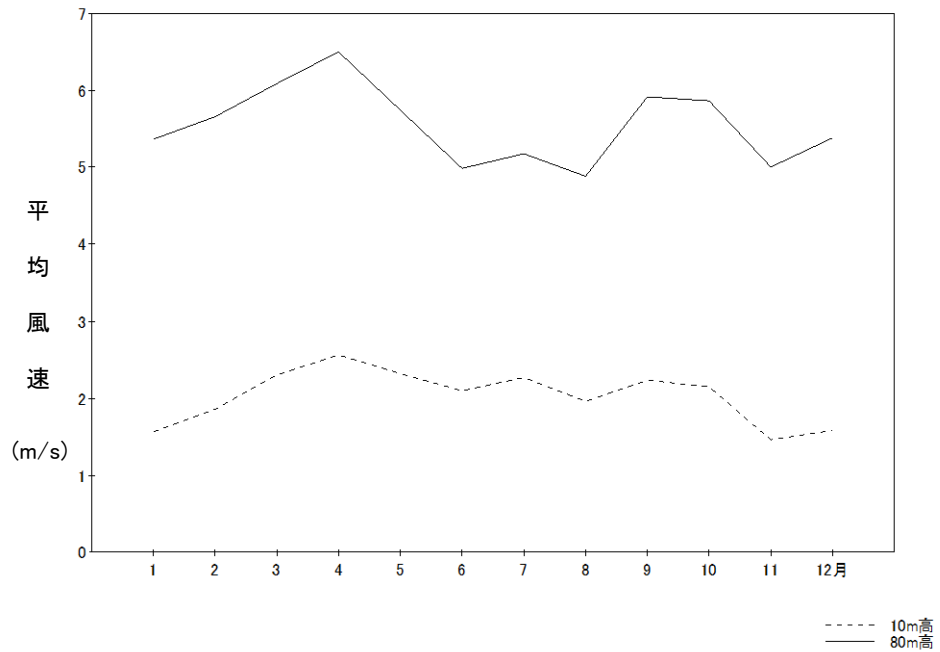
第 2.4.4 図(1) 大気安定度 (A+B+C 型) の 5 年平均風配図



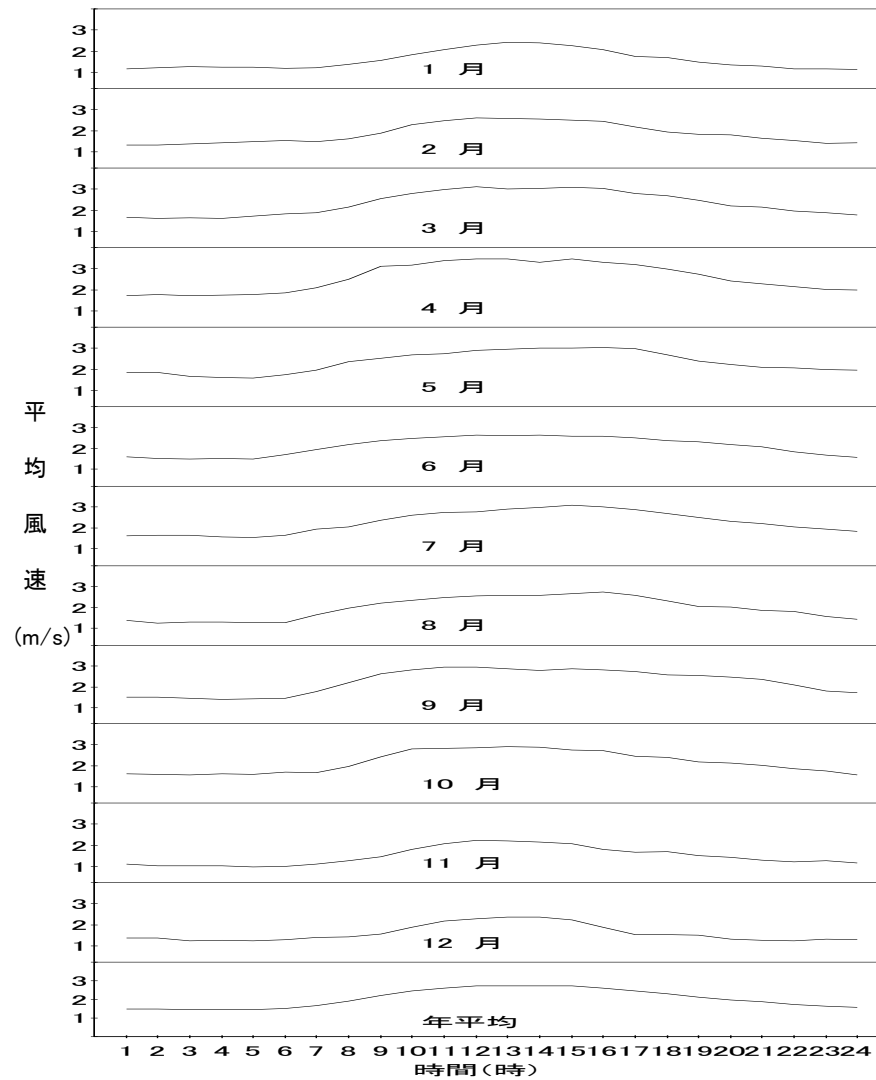
第 2.4.4 図(3) 大気安定度 (E+F+G 型) の 5 年平均風配図



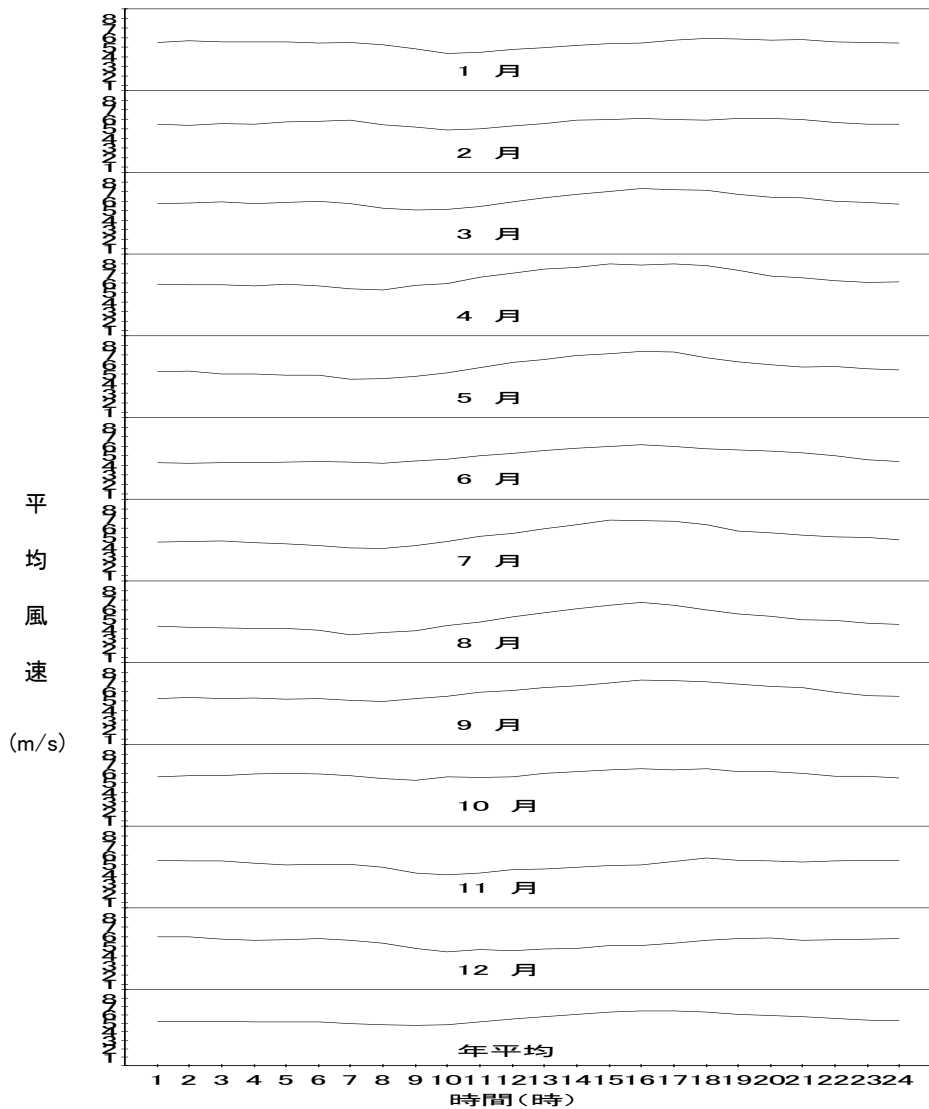
第 2.4.4 図(2) 大気安定度 (D 型) の 5 年平均風配図



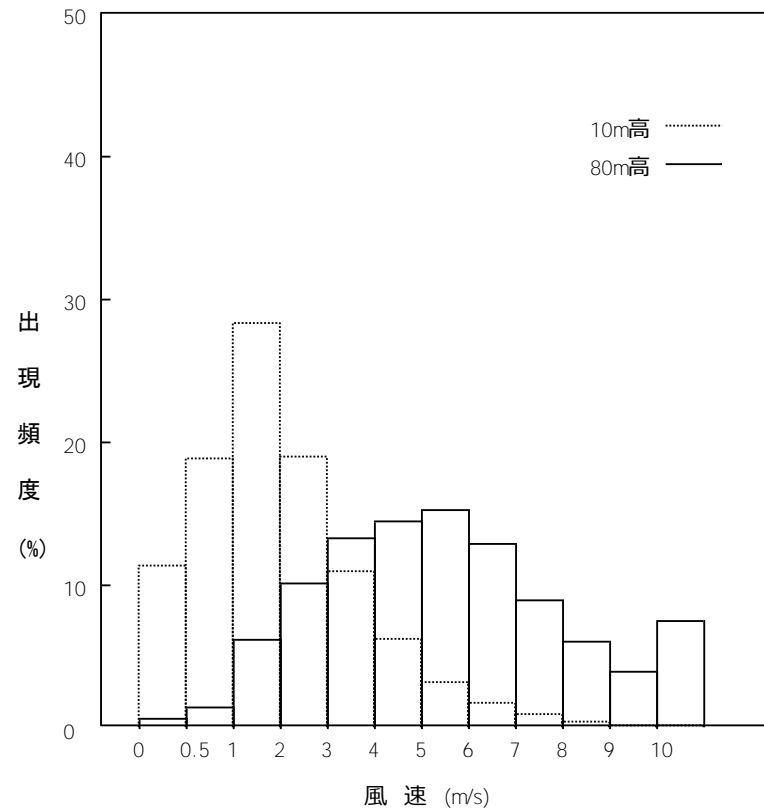
第 2.4.5 図 5年平均月別平均風速 (2009年～2013年の平均)



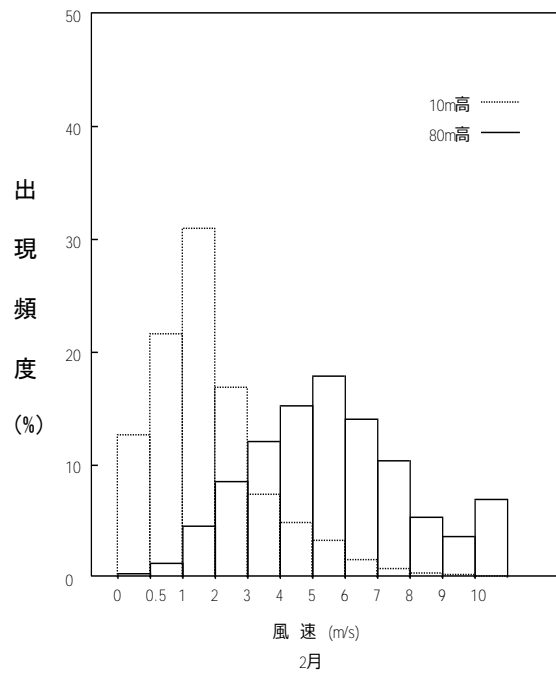
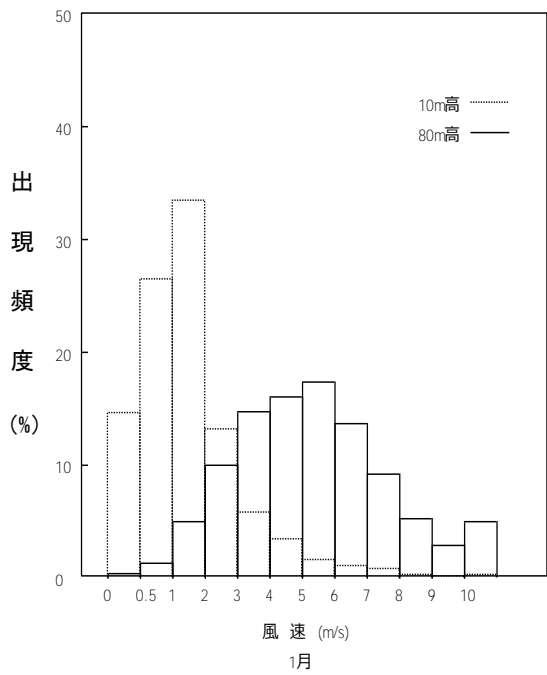
第 2.4.6 図(1) 5年平均月別時刻別平均風速 (10m 高) (2009年～2013年の平均)



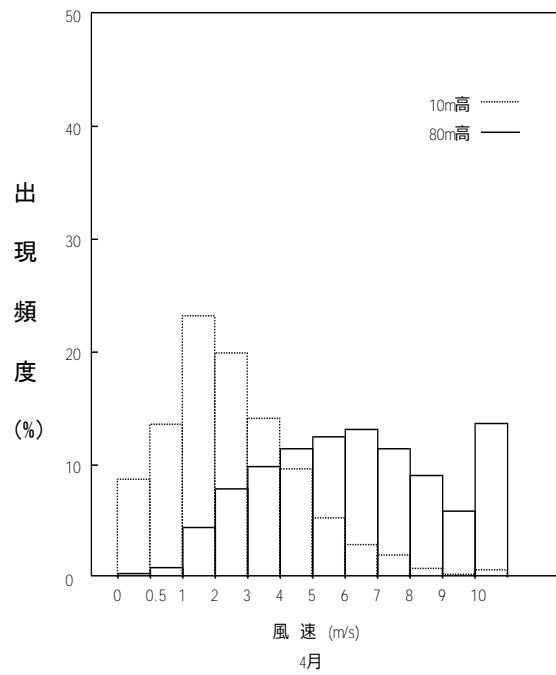
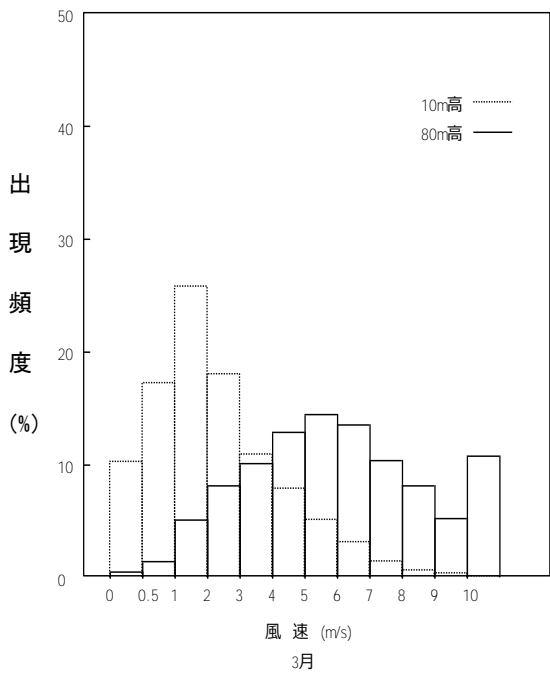
第 2.4.6 図(2) 5年平均月別時刻別平均風速(80m 高)
(2009 年～2013 年の平均)



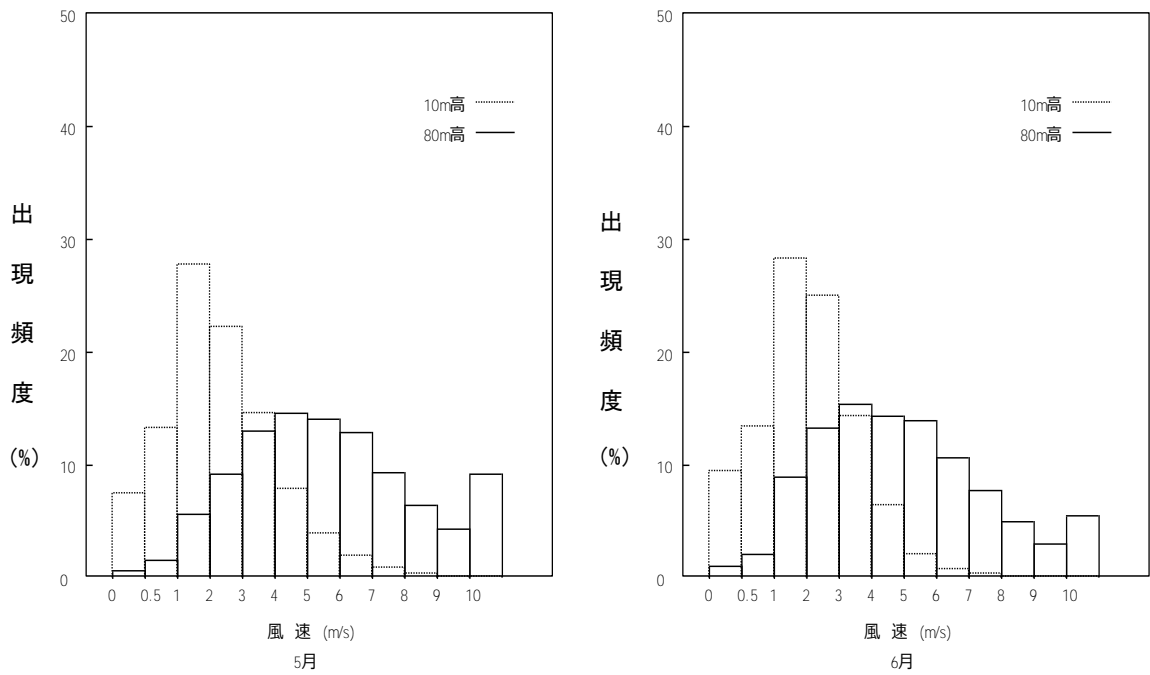
第 2.4.7 図(1) 5年平均年間風速階級別出現頻度
(2009 年～2013 年の平均)



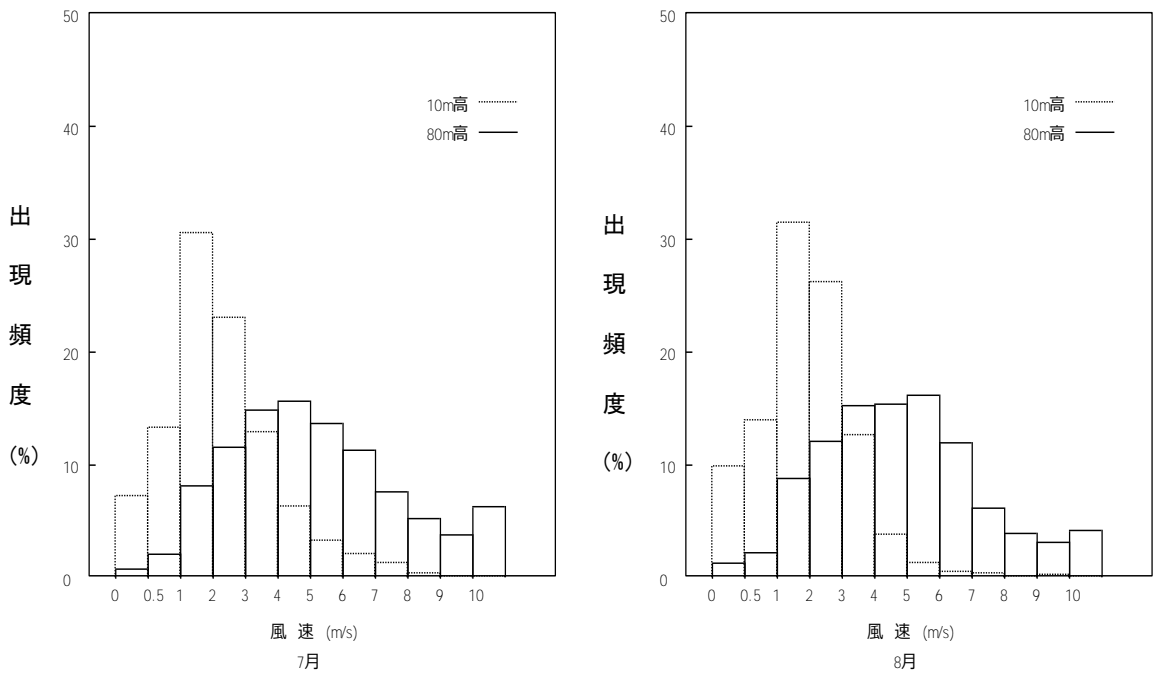
第 2.4.7 図(2) 5年平均月別風速階級別出現頻度 (2009年～2013年の平均)



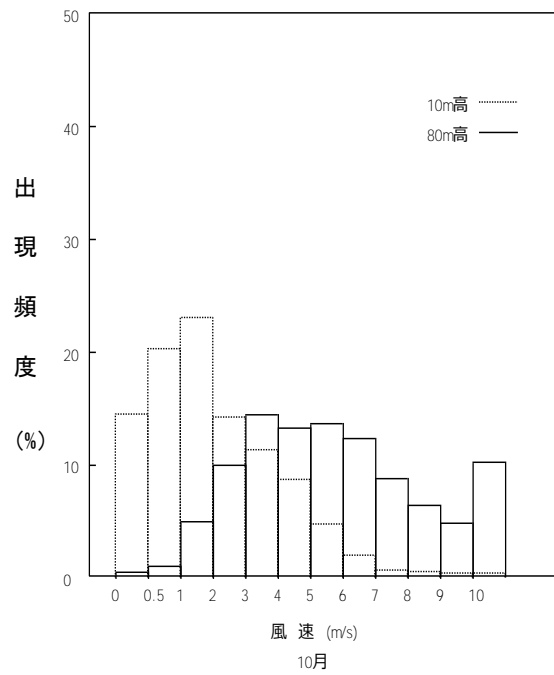
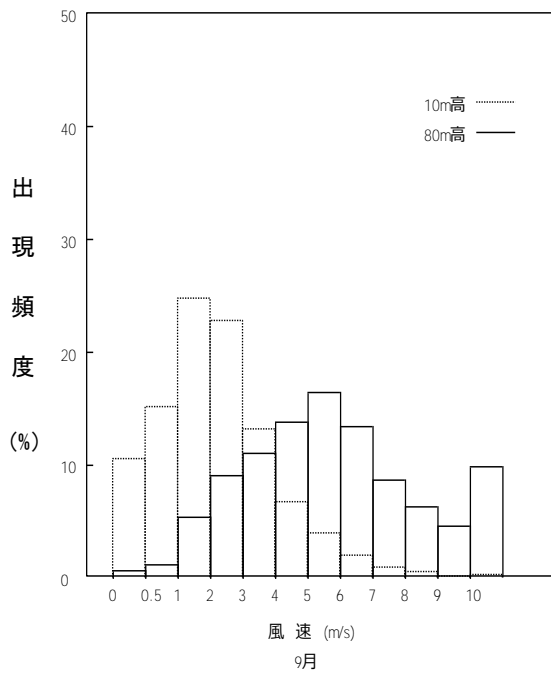
第 2.4.7 図(3) 5年平均月別風速階級別出現頻度 (2009年～2013年の平均)



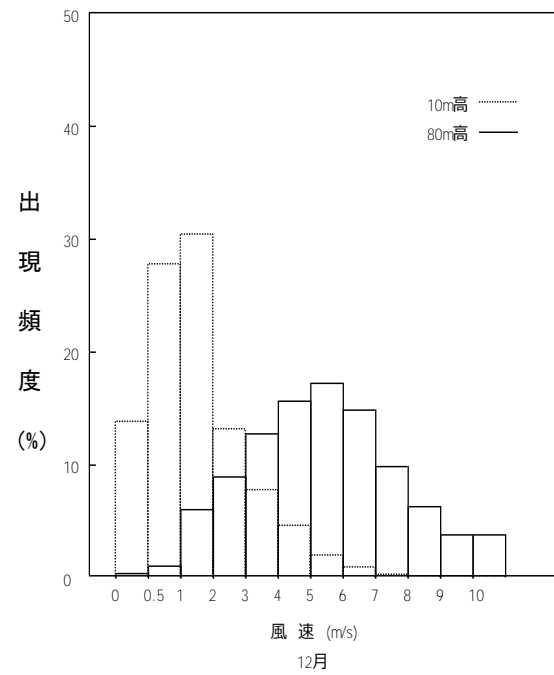
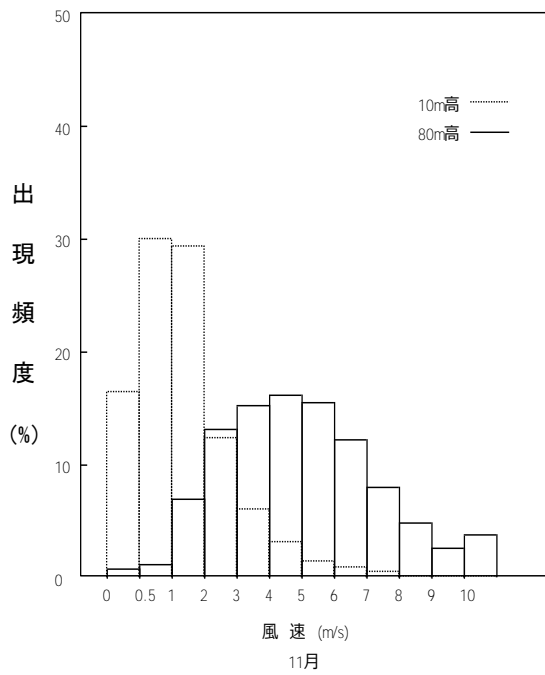
第 2.4.7 図(4) 5 年平均月別風速階級別出現頻度 (2009 年～2013 年の平均)



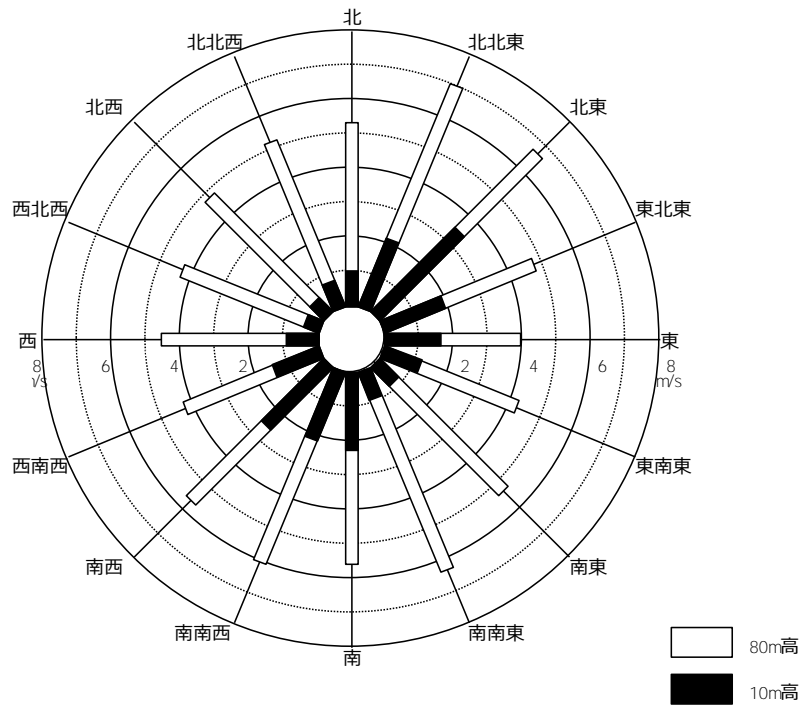
第 2.4.7 図(5) 5 年平均月別風速階級別出現頻度 (2009 年～2013 年の平均)



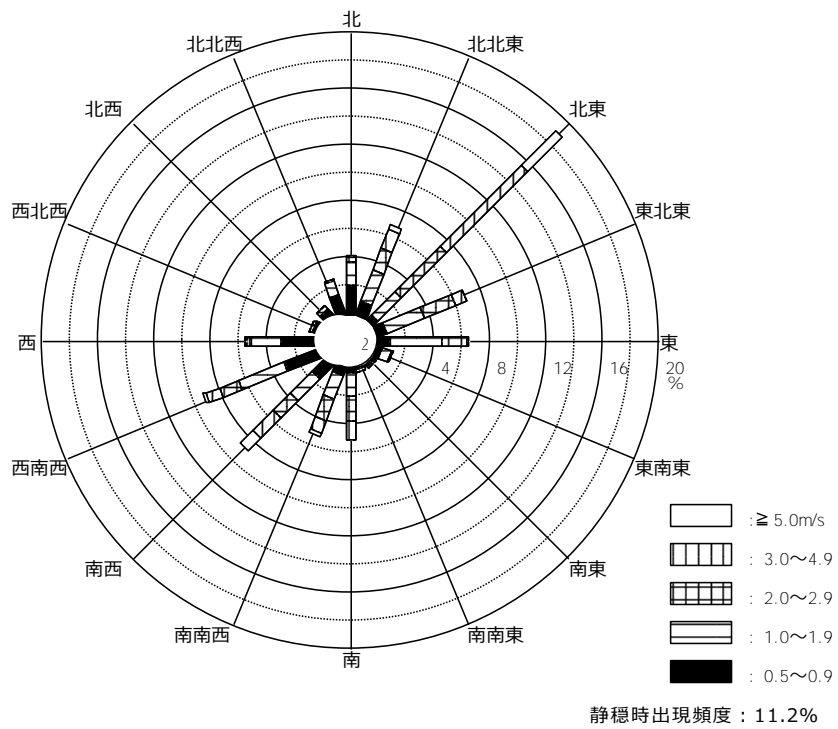
第 2.4.7 図(6) 5年平均月別風速階級別出現頻度 (2009年～2013年の平均)



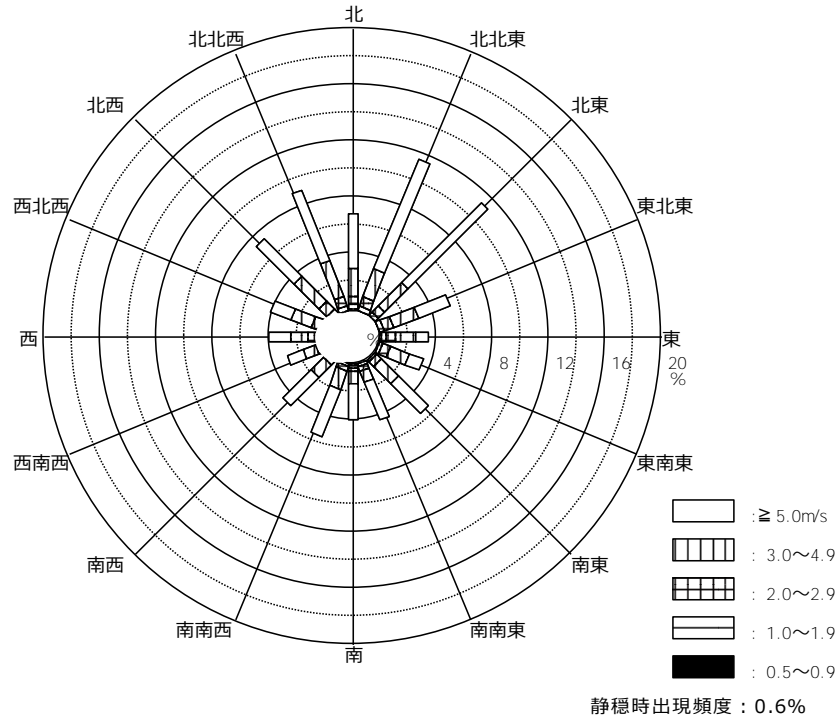
第 2.4.7 図(7) 5年平均月別風速階級別出現頻度 (2009年～2013年の平均)



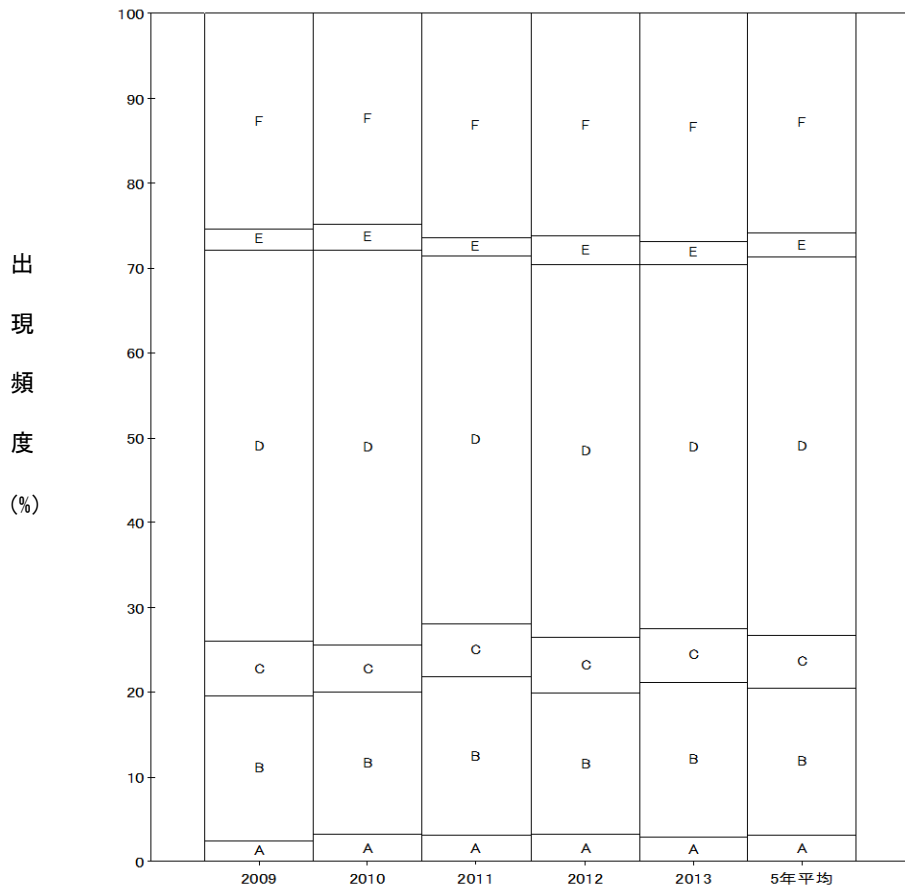
第 2.4.8 図(1) 風向別年間平均風速 (2009 年～2013 年の平均)



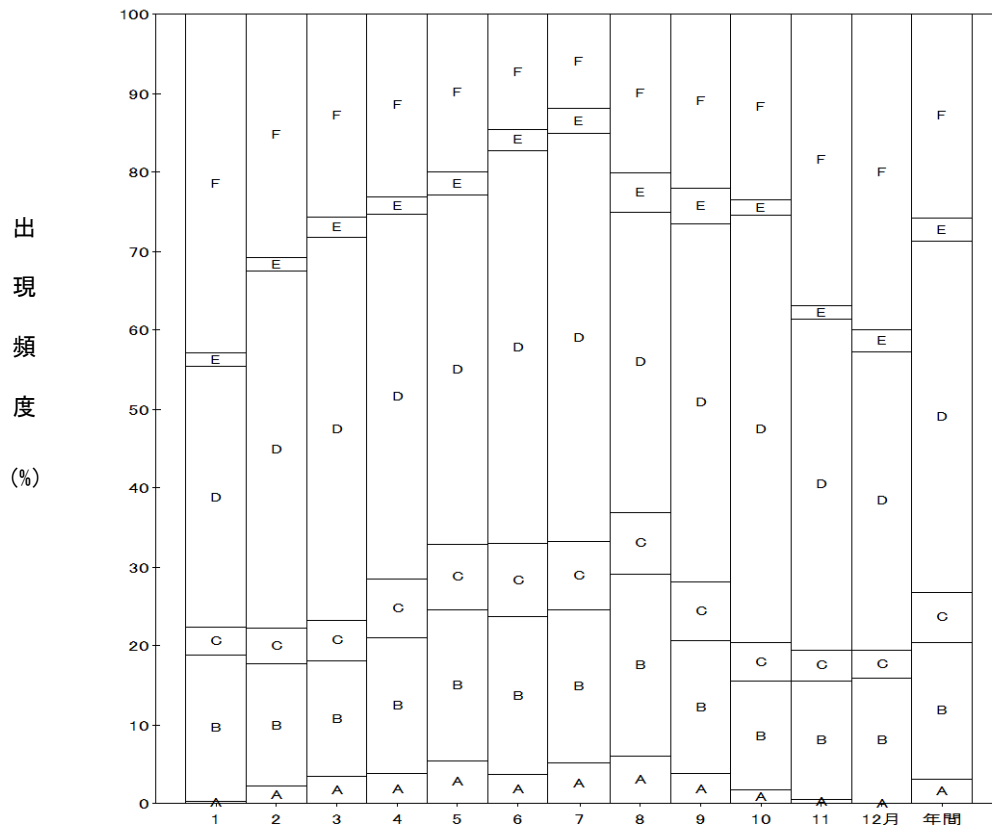
第 2.4.8 図(2) 風向別風速出現頻度 (10m 高) (2009 年～2013 年の平均)



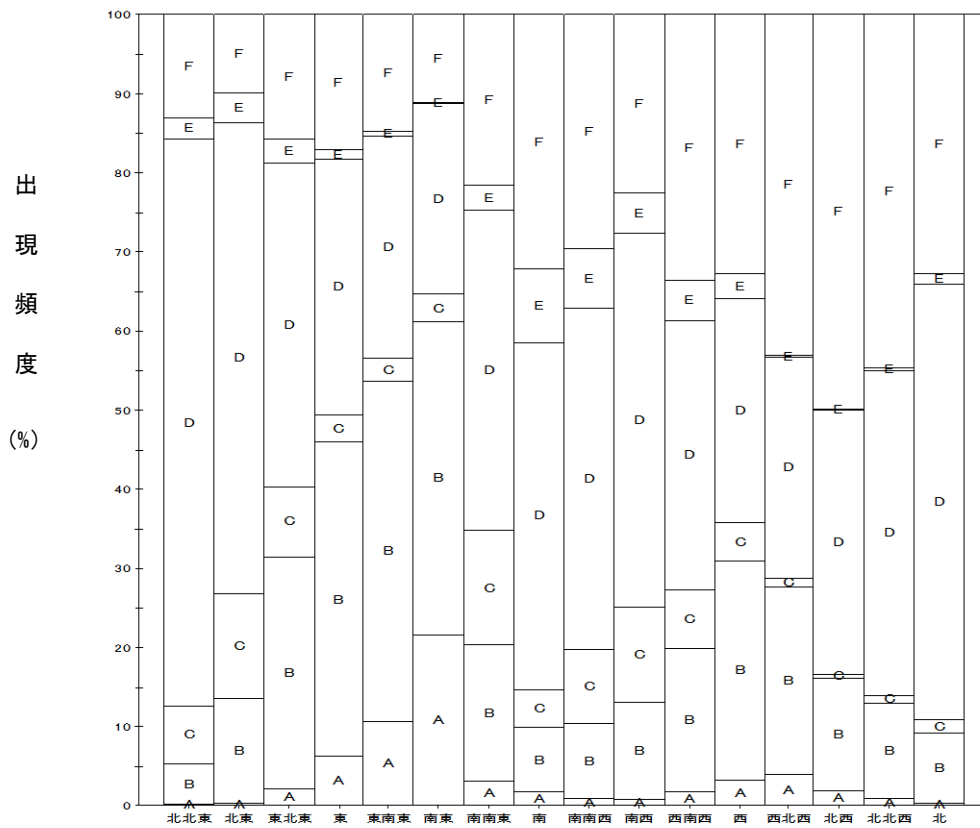
第 2.4.8 図(3) 風向別風速出現頻度 (80m 高) (2009 年~2013 年の平均)



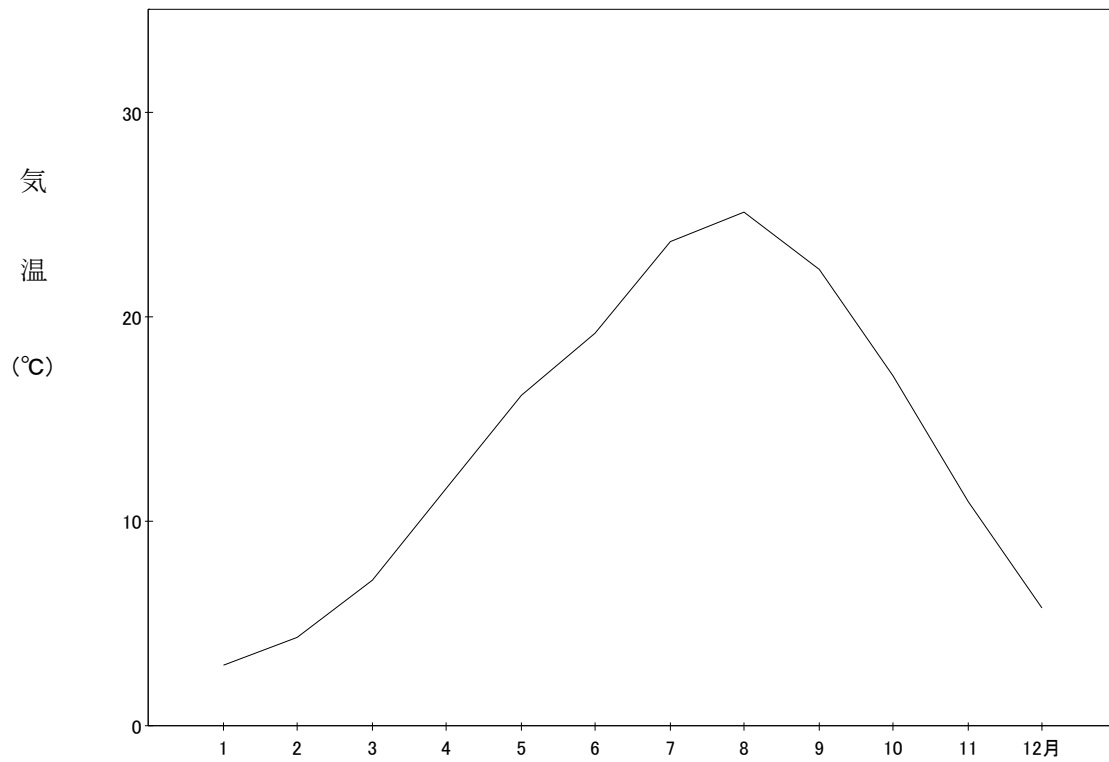
第 2.4.9 図 年間及び 5 年平均大気安定度出現頻度 (2009 年~2013 年の平均)



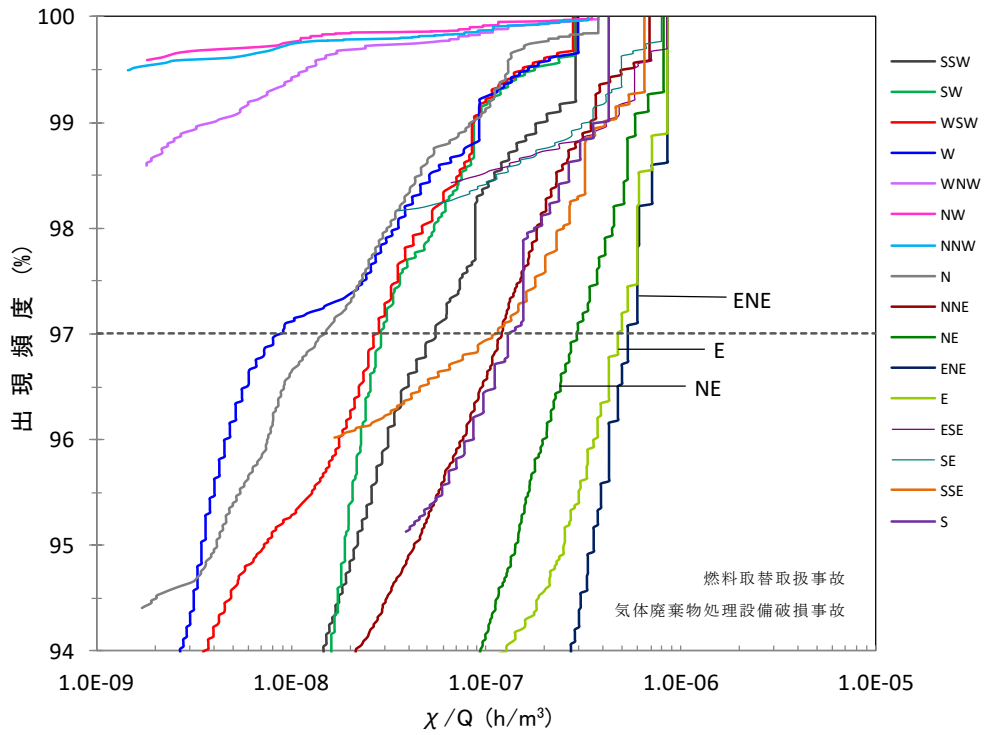
第 2.4.10 図 月別大気安定度出現頻度 (2009 年～2013 年の平均)



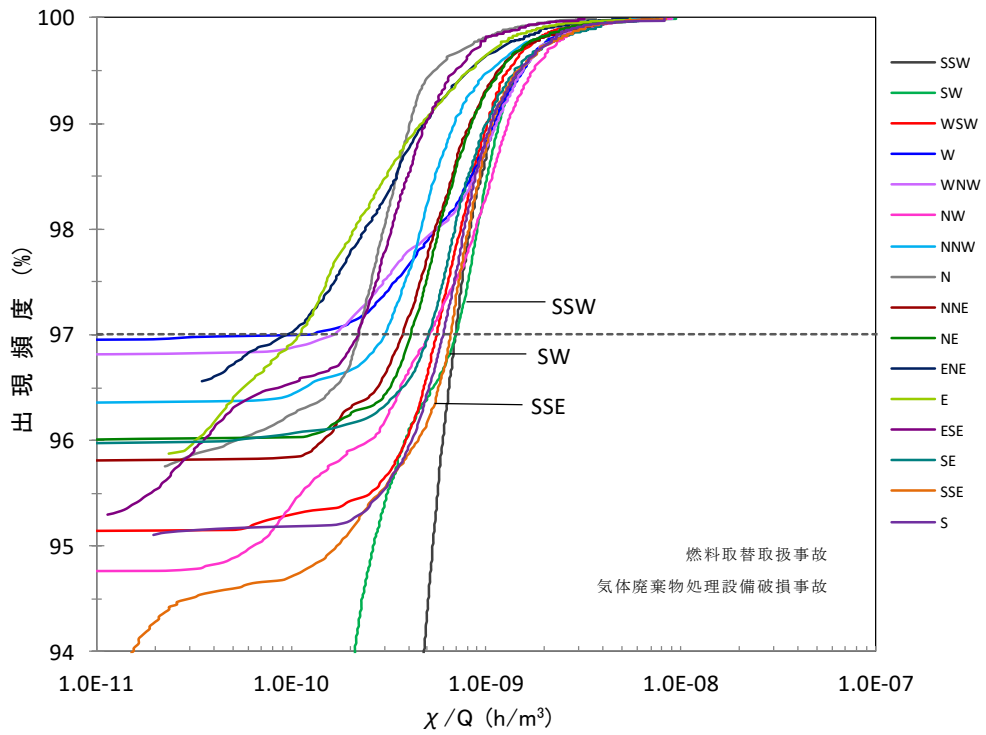
第 2.4.11 図 風向別大気安定度出現頻度 (80m 高) (2009 年～2013 年の平均)



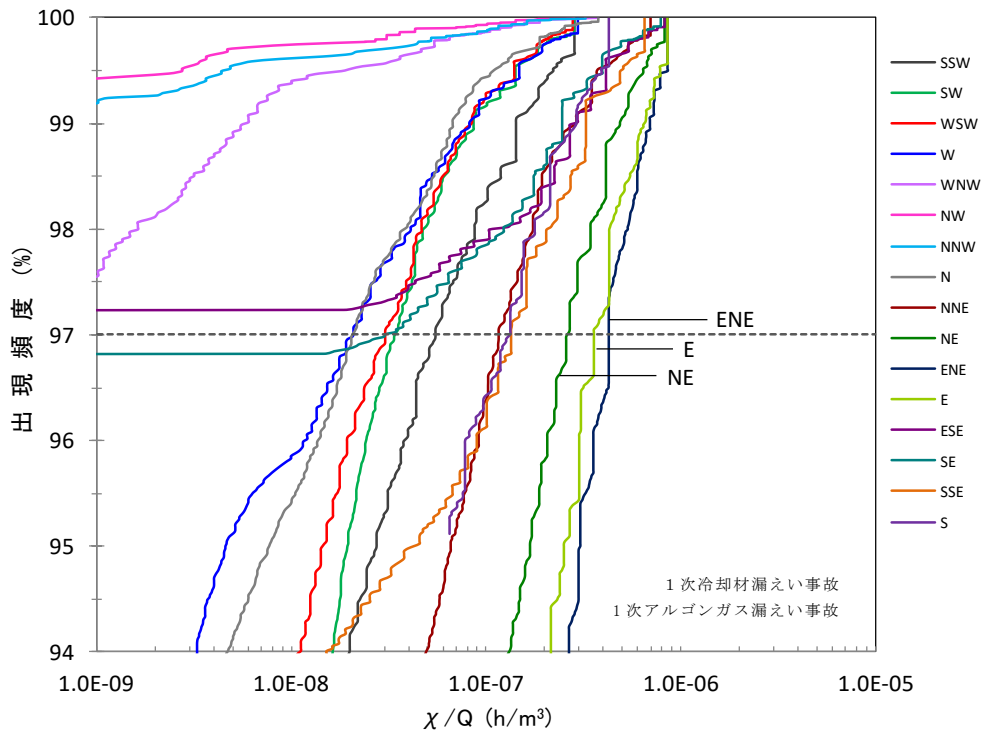
第 2.4.12 図 月別平均気温 (2009 年～2013 年の平均)



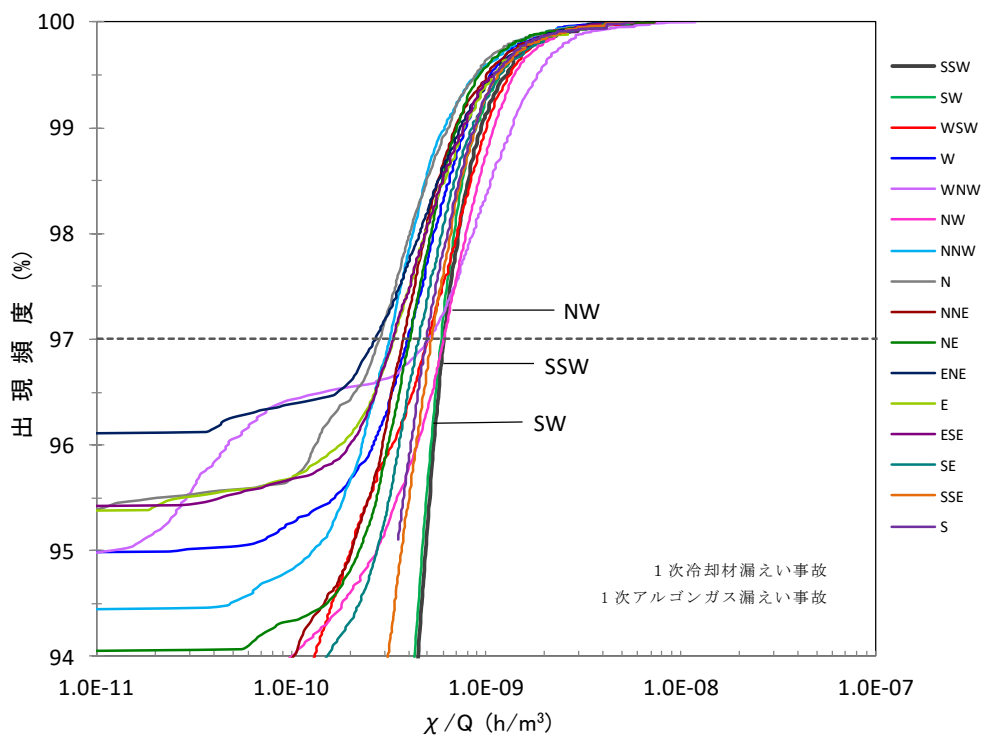
第 2.5.1 図(1) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ:0m)



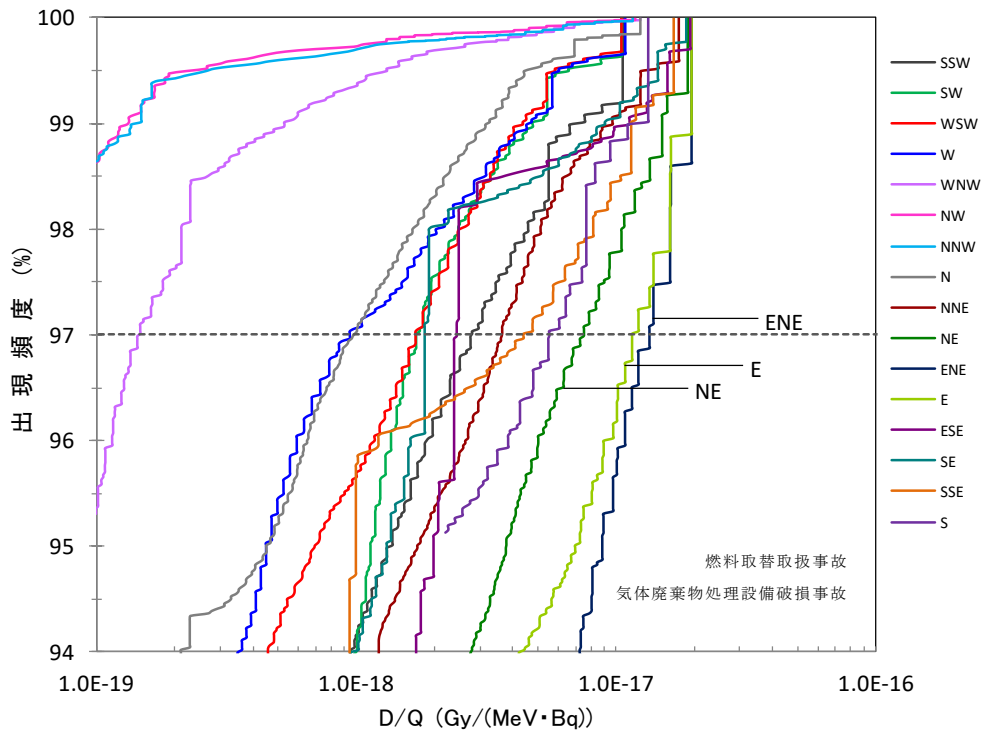
第 2.5.1 図(2) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ:80m)



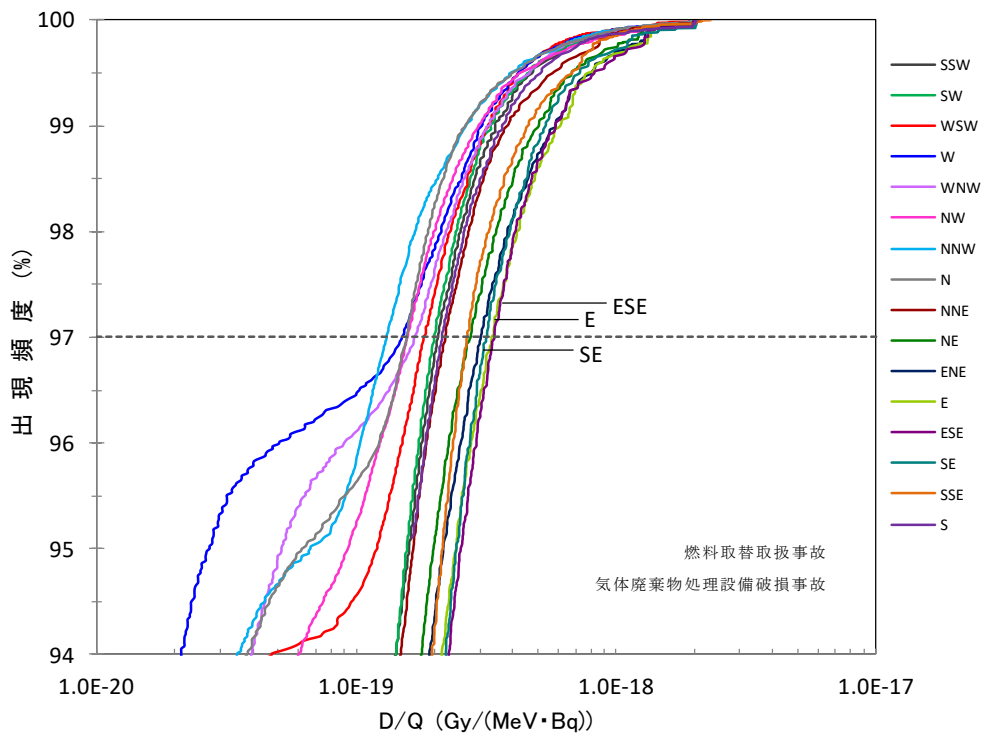
第 2.5.1 図(3) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:2 時間、放出高さ: 0m)



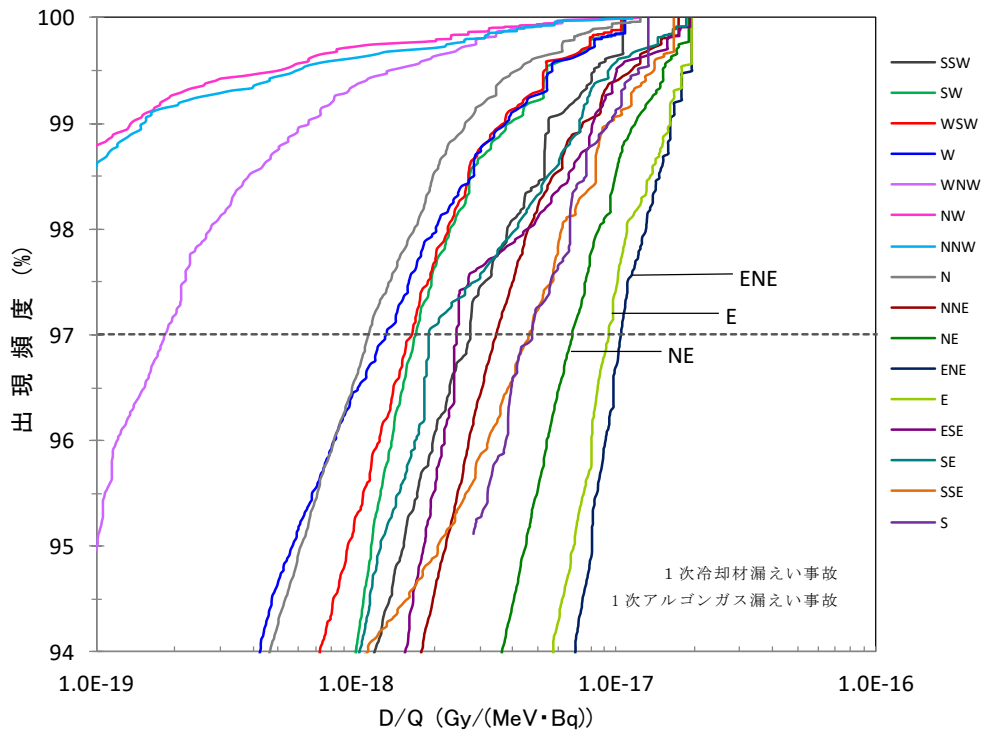
第 2.5.1 図(4) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:2 時間、放出高さ:80m)



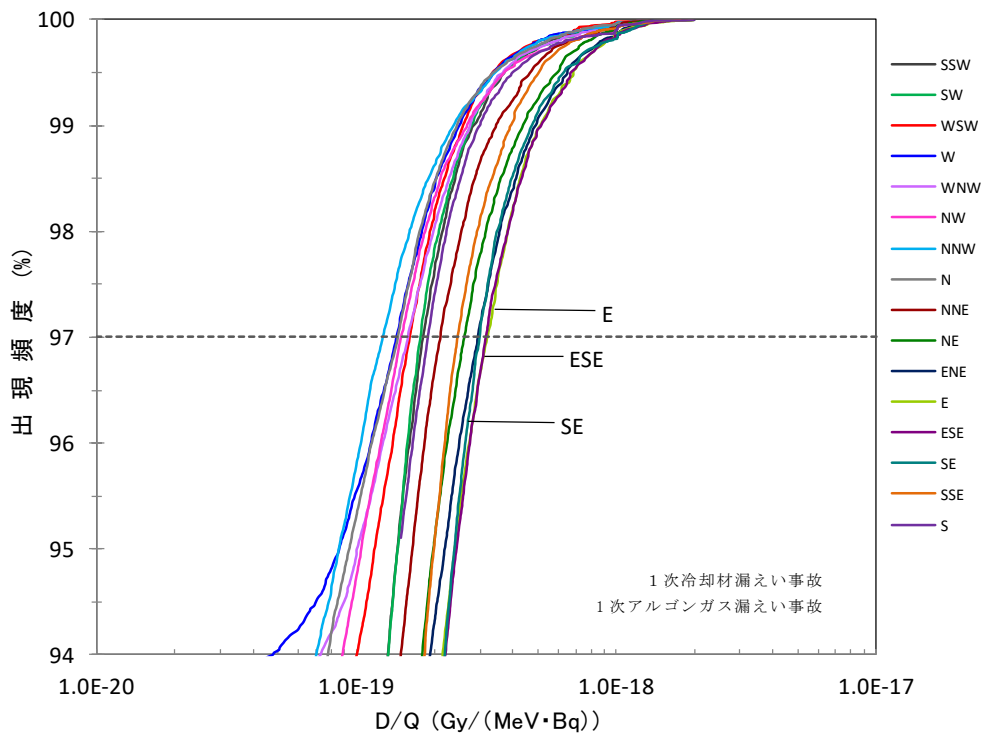
第 2.5.1 図(5) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ: 0m)



第 2.5.1 図(6) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ:80m)



第 2.5.1 図(7) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:2 時間、放出高さ:0m)



第 2.5.1 図(8) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:2 時間、放出高さ:80m)

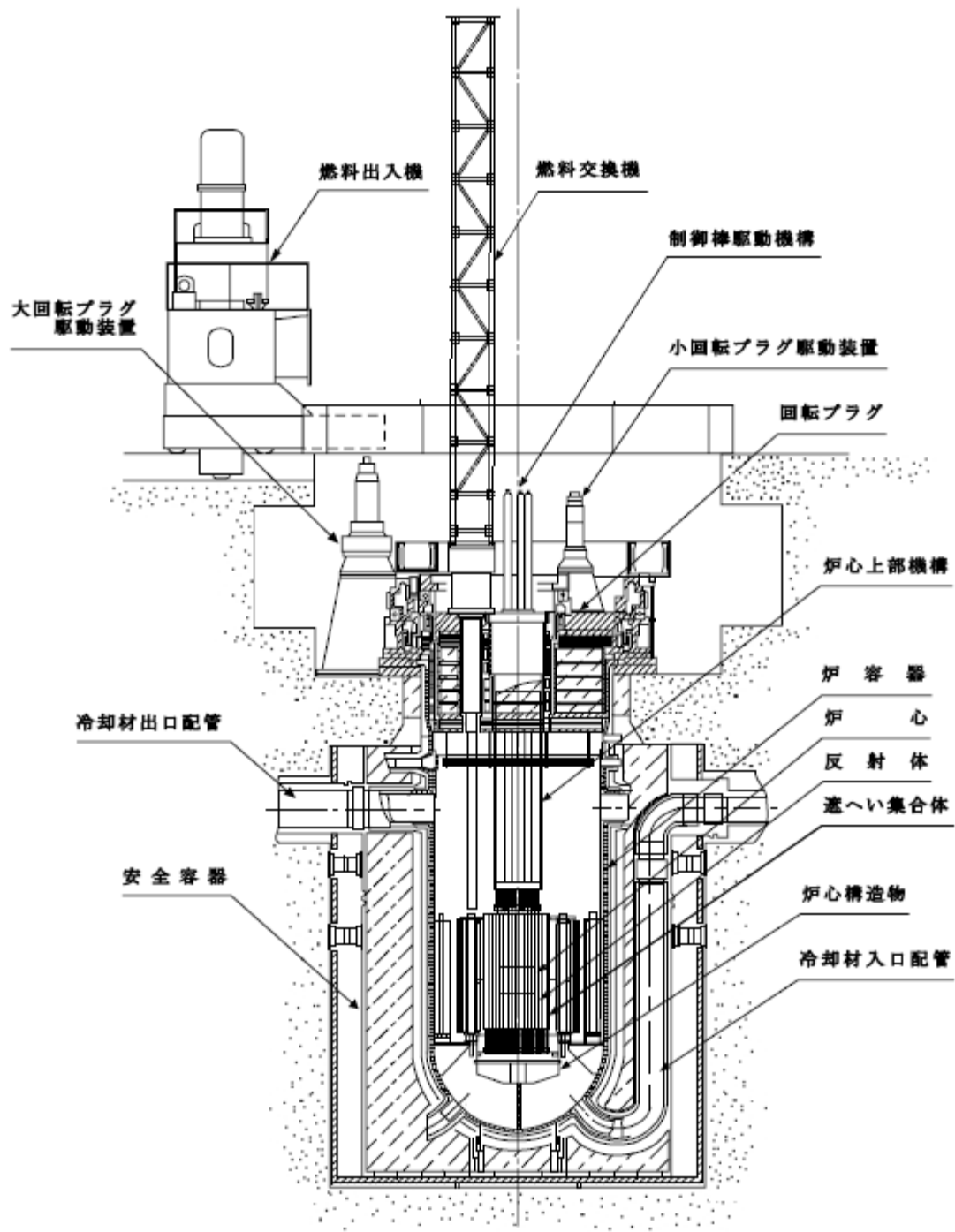
添付 4 設置許可申請書の添付書類における記載（設備等）

添付書類八

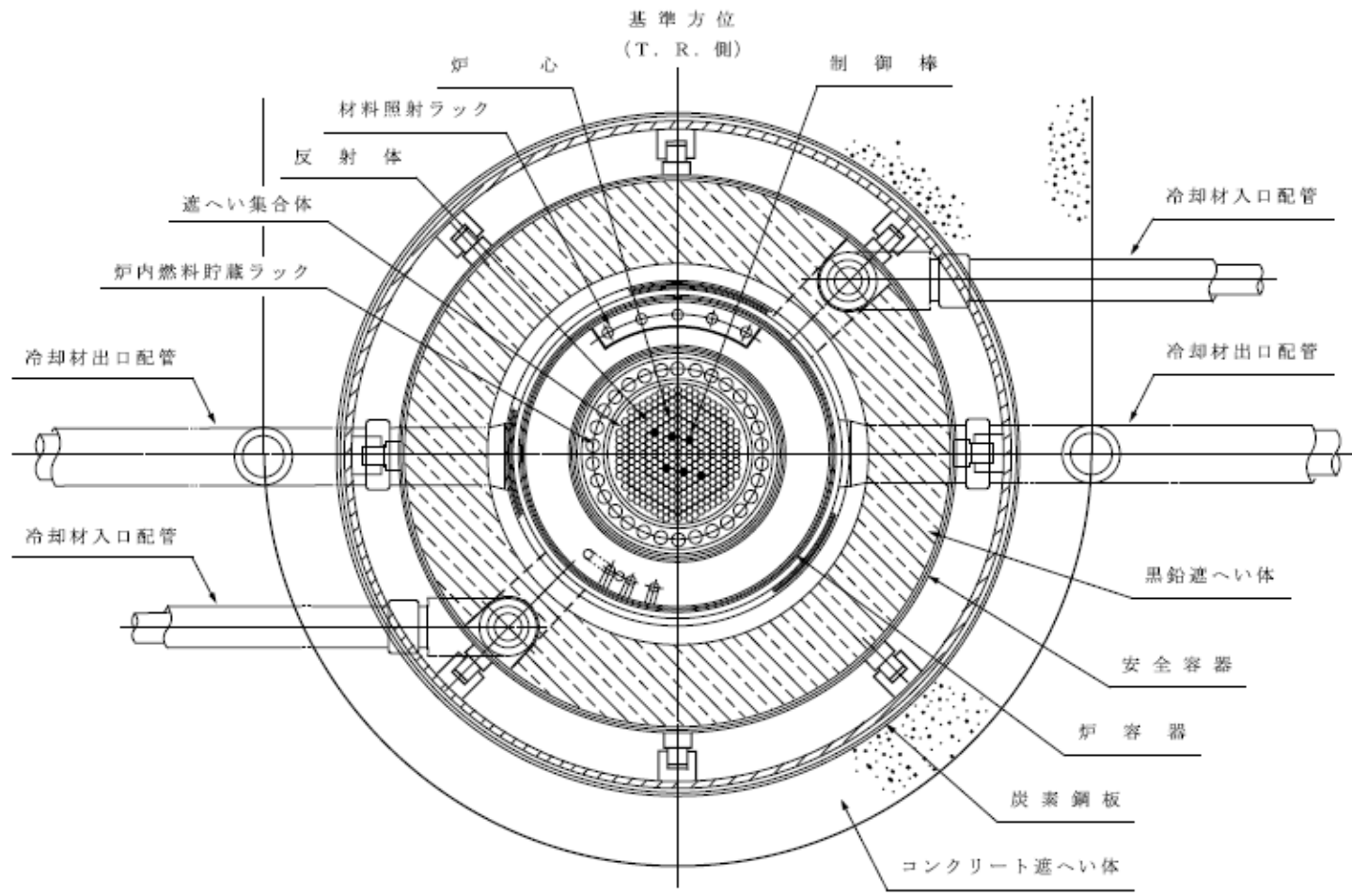
3. 原子炉本体

3.1 概要

原子炉本体は、燃料集合体、反射体、遮へい集合体、制御棒、後備炉停止制御棒、炉心構造物及び原子炉容器等から構成する。原子炉容器の上部には回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグラファイト及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設ける。原子炉垂直断面図及び原子炉水平断面図を第 3.1.1 図及び第 3.1.2 図に示す。



第 3. 1. 1 図 原子炉垂直断面図



第 3.1.2 図 原子炉水平断面図

3.2 炉心

炉心は、MK-I 炉心からMK-II 炉心へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を 140MW としたMK-III 炉心に変更された。本申請書では、更に変更を加え、熱出力を 100MW とした MK-IV 炉心を対象とする。MK-IV 炉心の構造等を以下に示す。

(1) 構造

炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等を、第 3.2.1 図に示すように、蜂の巣状に配列した構造で、内側燃料領域、外側燃料領域、軸方向反射体領域、半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域及び熱遮へいペレット領域から構成し、全体をほぼ円柱形状とする。

炉心燃料集合体は、内側燃料集合体及び外側燃料集合体から構成する。内側燃料領域は、炉心第 0 列から炉心第 2 列に装荷される内側燃料集合体から構成する。外側燃料領域は、炉心第 3 列から炉心第 5 列に装荷される外側燃料集合体から構成する。炉心燃料集合体の装荷個数は、照射燃料集合体及び照射用実験装置の核分裂性物質質量の変化、装荷位置及び個数の変化等に対して、必要な反応度を維持するように調整される。また、炉心第 3 列には、制御棒 4 本が、炉心第 5 列には後備炉停止制御棒 2 本が配置される。**制御棒及び後備炉停止制御棒の位置を第 3.2.1 図に示す。**なお、制御棒は、通常運転時において、ほぼ等しい引き抜き位置にあるように、後備炉停止制御棒は、全引き抜き位置にあるように操作される。

半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域は、燃料集合体装荷位置の外周 3 層及び最外周 2 層に配置される反射体及び遮へい集合体から構成する。**反射体は、炉心燃料集合体の周囲に配置され、半径方向反射体領域を構成し、炉心から漏えいする中性子を散乱反射し、炉心内の中性子束分布を平坦化するとともに、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。**反射体は、炉心第 5 列から炉心第 6 列に装荷される内側反射体、炉心第 6 列から炉心第 8 列に装荷される外側反射体 (A)、及び原子力材料の照射を目的として装荷される材料照射用反射体から構成する。遮へい集合体は、反射体の外側に配置され、炉心から漏えいする中性子を吸収し、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。遮へい集合体は、炉心第 9 列から炉心第 10 列に装荷される。また、炉心第 7 列には、中性子源 1 体が**配置され、原子炉の起動時に、炉心に中性子を供給する役割を有する。**

また、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、それらの装荷により炉心の核熱特性に過大な影響を与えないように、装荷位置及び装荷個数を決定する。なお、照射燃料集合体は燃料集合体装荷位置に、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、試験の目的に応じて、燃料集合体装荷位置、反射体装荷位置及び遮へい集合体装荷位置に配置される。

炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力振動が発生した場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力振動を制御し得るように設計する。また、燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並びに炉心構造物等は、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ように設計する。炉心の主要寸法を以下に示す。

炉心燃料領域高さ 約 50cm
炉心燃料領域等価直径（最大） 約 78cm
軸方向反射体領域等価厚さ 上部 約 30cm
下部 約 38cm
半径方向反射体領域等価厚さ（最小） 約 24cm
半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約 13cm
炉心構成要素ピッチ 約 81.5mm

(2) 燃料集合体の最大挿入量

燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）及び熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）を以下に示す。なお、照射燃料集合体は、炉心燃料領域に装荷するものとする。燃料集合体の種類毎の最大個数を第 3.2.1 表に示す。

燃料集合体の最大個数 79 体

炉心燃料集合体の最大個数 79 体

照射燃料集合体の最大個数 4 体

炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）

$^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ 約 150kg

^{235}U 約 100kg

熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）

天然ウラン 約 1kg

劣化ウラン 約 50kg

照射燃料集合体の 1 体当たりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体のそれを超えないものとする。また、B 型、C 型及び D 型照射燃料集合体のそれぞれの 1 体当たりの核分裂性物質質量は、A 型照射燃料集合体のその最大を超えないものとする。なお、照射用実験装置を半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域に装荷した場合にあっては、炉心燃料領域及び熱遮へいペレット領域の核分裂性物質質量に、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域の核分裂性物質質量を加えても、核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。

また、材料照射用反射体は、炉心燃料領域又は反射体領域に装荷され、原子力材料（ステンレス鋼又は制御棒用材料等）の照射試験に用いられる。炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体は最大 1 体とする。ラップ管内には、原子力材料の照射用試験片が収納される。

なお、炉心燃料領域に計測線付実験装置を装荷する場合は、材料照射用反射体との合計を最大 1 体とする。制御棒用材料を照射する材料照射用反射体の装荷は反射体領域に限る。反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置（本体設備）は、炉心の 6 方向の各領域で最大 1 体までとする。また、反射体領域に装荷する照射用実験装置（本体設備）の周囲に設置する照射用実験装置（スペクトル調整設備）は最大 6 体とする。

なお、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、制御棒及び後備炉停止制御棒の隣接位置に装荷しないものとする。

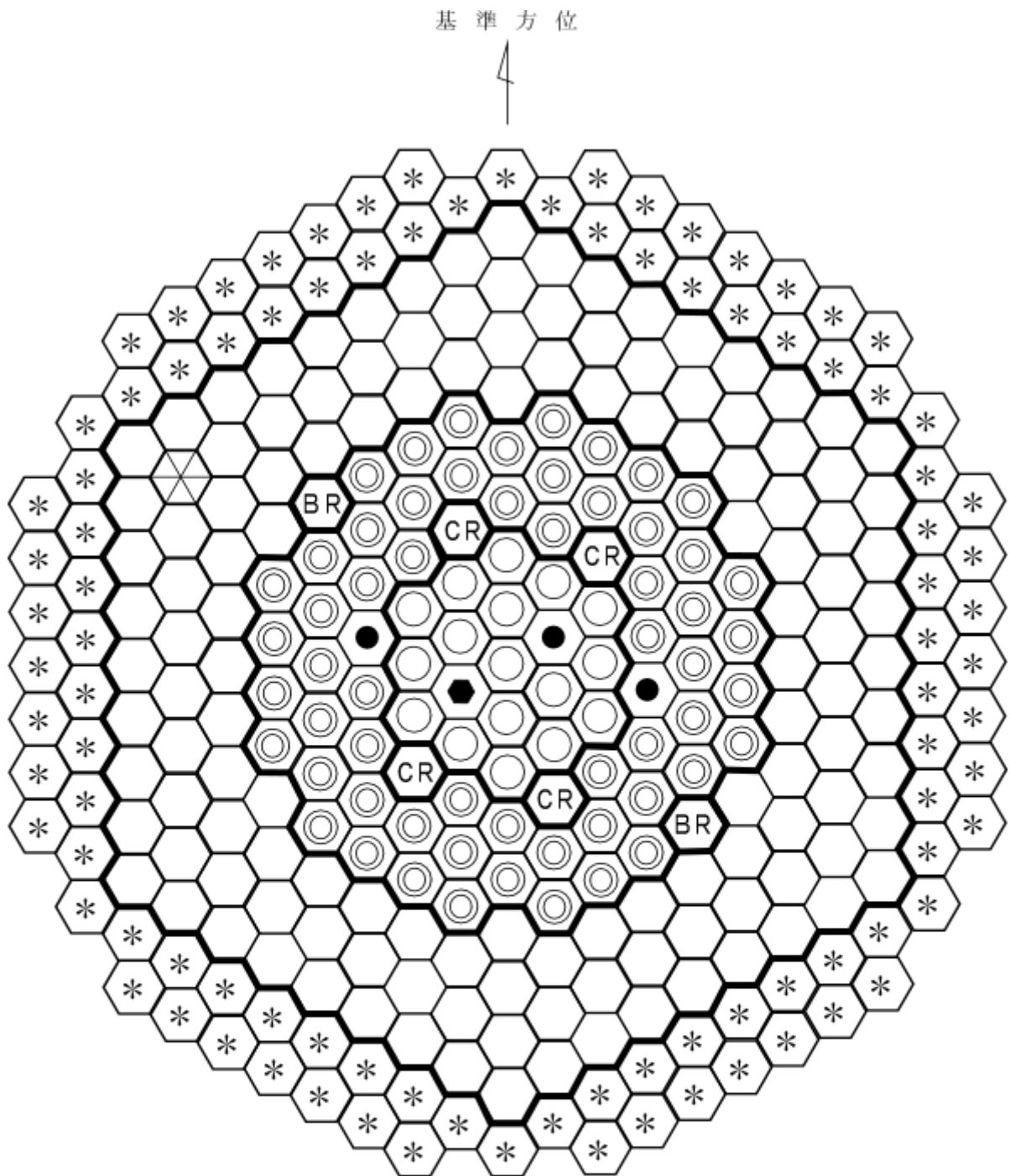
照射燃料集合体及び炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体の装荷範囲を第 3.2.2 図に示す。

反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲を第 3.2.3 図に示す。

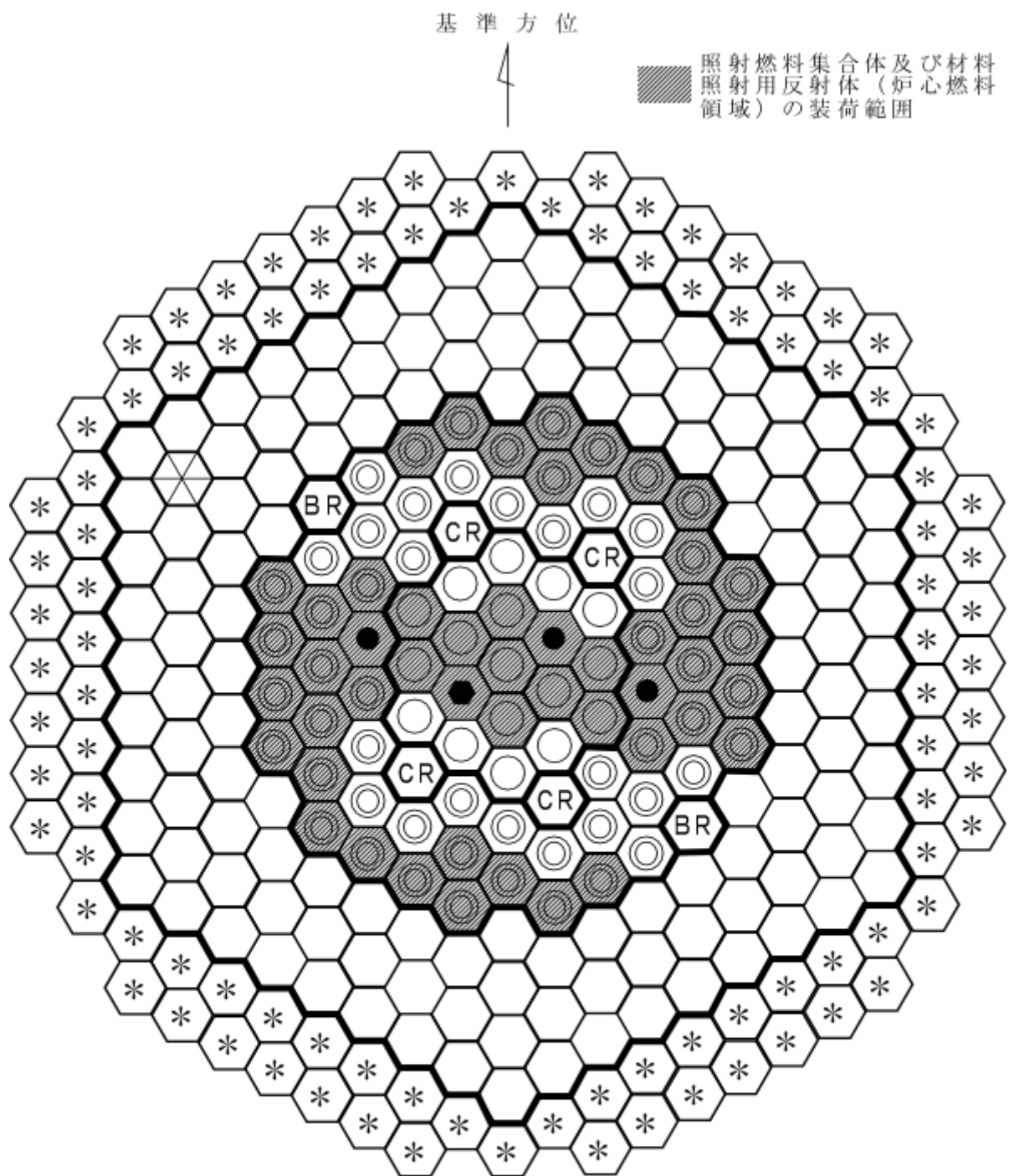
第3.2.1表 燃料集合体の種類毎の最大個数

燃料集合体	最大個数	備考
炉心燃料集合体	79体	
内側燃料集合体	19体	
外側燃料集合体	60体	
照射燃料集合体	4体	照射用実験装置を炉心燃料領域に装荷する場合には、照射用実験装置との合計
A型照射燃料集合体	4体	
試験用要素装填時	2体	
B型照射燃料集合体	4体	
先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く 試験用要素装填時	1体	D型照射燃料集合体の試験用要素装填時との合計
C型照射燃料集合体	4体	
D型照射燃料集合体	4体	
試験用要素装填時	1体	B型照射燃料集合体の先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く場合との合計

※ 試験用要素は、照射燃料集合体の燃料要素のうち、Ⅲ型特殊燃料要素、Ⅳ型特殊燃料要素、A型用炉心燃料要素及び限界照射試験用補助要素を除く燃料要素である。



第 3.2.1 図 標準平衡炉心構成図

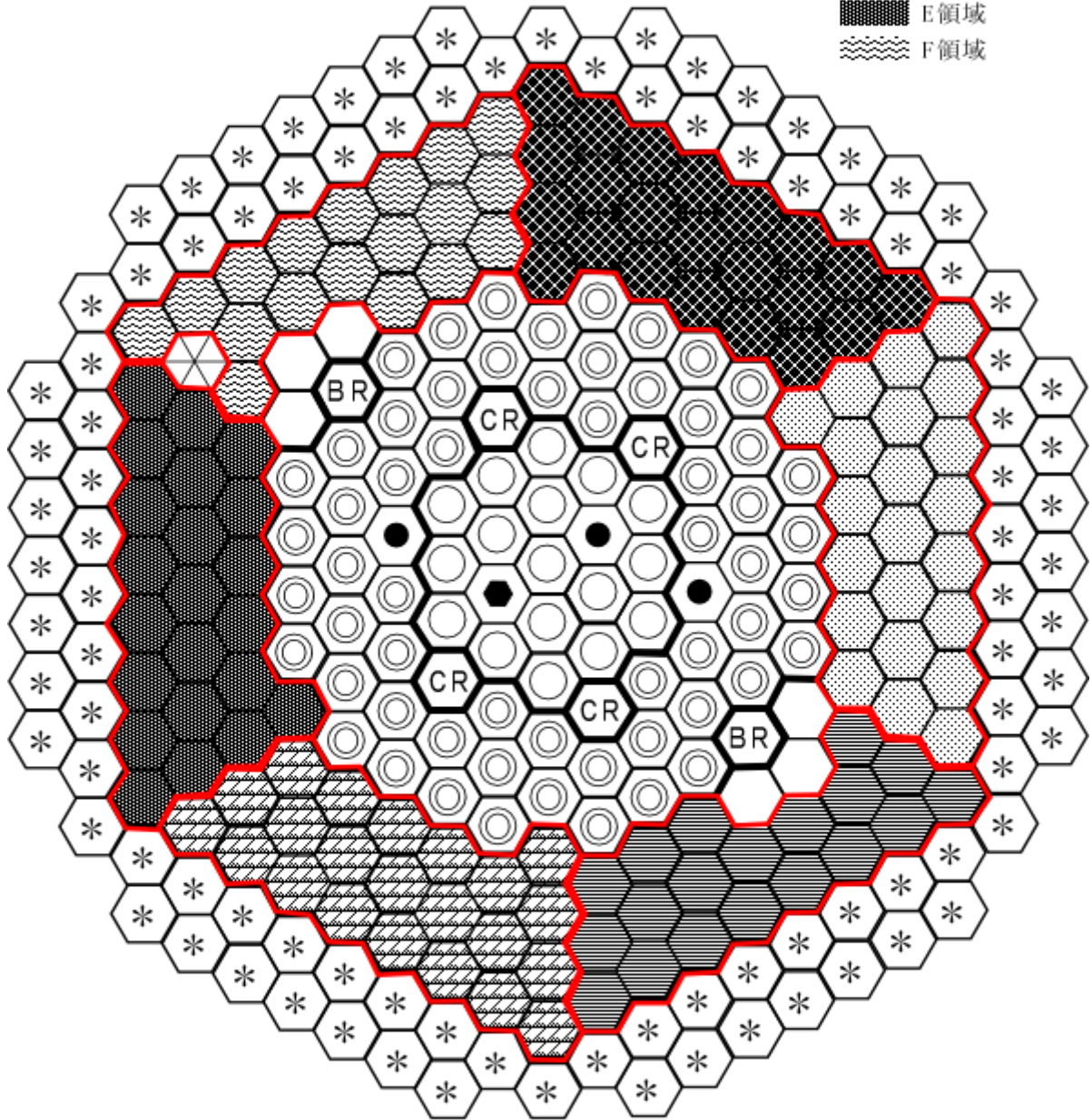


第 3.2.2 図 照射燃料集合体及び材料照射用反射体（炉心燃料領域）の装荷範囲

反射体領域の材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲及び領域区分

基準方位

- A領域
- B領域
- C領域
- D領域
- E領域
- F領域



- | | | | | | |
|--|---------|--|----------|--|----------|
| | 内側燃料集合体 | | 後備炉停止制御棒 | | 遮へい集合体 |
| | 外側燃料集合体 | | 中性子源 | | 照射燃料集合体 |
| | 制御棒 | | 反射体 | | 材料照射用反射体 |

第 3. 2. 3 図 反射体領域の材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲

3.3 炉心構成

「常陽」は、高速炉開発に係る燃料や材料の照射試験を運転目的の一つとしており、炉心は、炉心燃料集合体だけでなく、照射試料を有する照射燃料集合体等を含む。また、照射燃料集合体等は、試験目的に応じて装荷位置を変更する。

炉心構成は、運転サイクルにより変動する。一方、設置変更許可段階の炉心設計に当たっては、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、設計用の代表的な炉心構成の設定を必要とする。設置変更許可段階における炉心の設計にあたっては、燃料交換による反応度変化及び取り出した炉心燃料集合体の平均燃焼度がほぼ平衡に達した炉心（以下「標準平衡炉心」という。）を設定する（炉心構成：第3.2.1図参照）。

標準平衡炉心は、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷パターンが異なる他の炉心の核熱特性を代表するものとして選定したものであり、C型照射燃料集合体1体を炉心第3列に、B型照射燃料集合体2体をそれぞれ1体ずつ炉心第1列と炉心第3列に、材料照射用反射体1体を炉心第1列に装荷したものである。標準平衡炉心の構成要素の内訳を第3.3.1表に示す。

炉心燃料集合体の交換計画は、炉心燃料集合体について、一様かつ高い燃焼度が得られるように、また、出力分布の変動が小さくなるように策定する。原子炉の運転サイクルは、約60日間の定格出力運転期間及び約19日間の休止期間（出力上昇及び出力降下期間を含む。）を合計した約2.5ヶ月／サイクルを標準とし、出力分布に応じて5～9バッチの分散方式で、炉心燃料集合体を交換する。1サイクルあたりに取り出す炉心燃料集合体の個数は、平均約10体となる。また、取り出した炉心燃料集合体の燃焼度は、燃料集合体最高燃焼度を80,000MWd/t、燃料要素最高燃焼度を90,000MWd/tとし、平均で約60,000MWd/tとなる。なお、標準平衡炉心は、設置変更許可段階の設計用炉心構成であり、全て新燃料の状態を仮想し、平衡に至るまで炉心燃料集合体を交換したものである。

実炉心におけるMK-IV炉心への移行は、燃料仕様がMK-III炉心と同じであり、継続使用することを踏まえ、一部内側燃料集合体の脱荷、一部外側燃料集合体の内側反射体への交換等により達成する。すでに燃焼が進んでいることから、MK-IV炉心は、平衡炉心組成に近い状態から開始することとなる。

設置変更許可段階の炉心設計にあつては、標準平衡炉心を用いて、以下の運転上の制限又は条件の範囲を定める。

- ・ 過剰反応度
- ・ 反応度制御能力（主炉停止系）／反応度停止余裕（主炉停止系）
- ・ 最大反応度添加率（主炉停止系）
- ・ 反応度制御能力（後備炉停止系）／反応度停止余裕（後備炉停止系）
- ・ 反応度係数（ドップラ係数、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数、炉心支持板温度係数、ナトリウムボイド係数）

これらの運転上の制限又は条件は、不確かさ・余裕を考慮して評価した核特性範囲の上限値又は下限値等を使用するものとし、設置変更許可段階では、当該上下限値を保守的に組み合わせた条件で安全評価を実施し、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、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（熱設計基準値）を超えないことを確認することで、炉心構成が運転サイクルで変動する場合にあっても、以下に示す後段規制において、運転上の制限又は条件の範囲内にあることを確認することで、炉心の安全性を担保することができるものとしている。

照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 27 条に基づく設計及び工事の計画において、照射試験の目的に応じた装荷位置を決定し、その装荷パターンに応じた原子炉施設の炉心構成における燃料集合体の装荷個数、過剰反応度、反応度制御能力、反応度添加率及び反応度停止余裕を運転上の制限又は条件の範囲内になるように設計する。当該照射燃料集合体等の装荷による核熱特性への影響は、設置変更許可段階での評価結果に包絡されるため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、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（熱設計基準値）を超えない。

運転における炉心は、炉心構成、核的制限値、熱的制限値、炉心特性の範囲において構成する。炉心構成の運用の手続きについては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。運転段階においても、原子炉施設保安規定に基づき、サイクル運転に先立ち、炉心構成の制限事項（個数、熱的制限値、核的制限値）の遵守や核特性への影響が所定の範囲内であることを評価・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時においても、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（熱設計基準値）を超えない。

第 3.3.1 表 標準平衡炉心の構成要素の内訳

炉心構成要素	装荷数（体）
炉心燃料集合体	内側 17 外側 58
照射燃料集合体	3
制御棒	4
後備炉停止制御棒	2
反射体	131
材料照射用反射体	1
遮へい集合体	96
中性子源	1

3.9 制御設備及び非常用制御設備

3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系

3.9.1.1 概要

原子炉施設には、反応度制御系統及び原子炉停止系統として、制御棒及び制御棒駆動系（主炉停止系）を設ける。制御棒及び制御棒駆動系は、通常運転時に予想される温度変化、実験物の移動その他の要因による反応度変化を制御できるように、また、炉心からの飛び出しを防止するように設計する。制御棒の反応度添加率は、その停止能力（原子炉停止系統）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。さらに、制御棒及び制御棒駆動系は、反応度価値の最も大きな制御棒1本が固着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ものとし、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バウンダリ及び原子炉カバーガス等の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内部構造物の損壊を起こさないものとする。

3.9.1.2 設計方針

制御棒及び制御棒駆動系の設計方針を以下に示す。

- (1) 反応度価値が最も大きな制御棒1本が、完全に引き抜かれた状態で固着した場合であっても、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ものとする。
- (2) スクラム時挿入時間は、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までを 0.8 秒以下とする。
- (3) 制御棒は、基準地震動 S_s の設計用地震波に基づく最大想定変位時においても十分な余裕をもって挿入できるようにする。
- (4) 個々の制御棒は全て別々に取付け、取外しが可能なようにする。

3.9.1.3 主要設備

3.9.1.3.1 制御棒

原子炉施設には制御材として、制御棒を設ける。炉心の反応度（原子炉の出力）は、制御棒の位置を調整することで制御する。また、原子炉スクラム時には、制御棒を、自重等により炉心に挿入することで原子炉を停止する。制御棒については、同一の構造及び機能を有する4本の独立したものを設ける。制御棒4本を炉心第3列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行することができる設計とする。

制御棒は、制御要素、ハンドリングヘッド及びダッシュラム等から構成する（第3.9.1図参照）。制御要素は、ほう素-10を濃縮した炭化ほう素のペレットを薄肉のシュラウド管により被覆し、ステンレス鋼の円筒管（被覆管）に充填したものであり、上部には発生したヘリウムガスを制御要素外に放出するためのダイビングベル型のベント機構を有している。ベント機構は中性子吸収材である炭化ほう素の $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応等により生成するヘリウムガス等を制御要素外に放出し、内圧の上昇を防ぐことを目的としており、これによって制

御棒の使用期間を長くすることができる。放出されたヘリウムガスは制御棒上部から原子炉容器上部のナトリウム中を経てカバーガス空間へ抜ける。

制御要素の型式には、冷却材であるナトリウムが制御要素内に浸入しないものとし、中性子吸収材充填部をヘリウム雰囲気とするヘリウムボンド型と、ベント機構から同部にナトリウムを導入する構造のナトリウムボンド型がある。なお、ナトリウムボンド型制御要素の被覆管内面は、ほう素及び炭素の浸入を防ぐため、クロムコーティング等を施すものとする。制御棒の使用期間は、必要な制御能力を確保する上での制限である核的寿命と炭化ほう素ペレットのスエリングによる被覆管との相互作用による機械的寿命のいずれか短い方で決定され、**ナトリウムボンド型制御要素は、機械的寿命の長寿命化を図ったものである。**

制御棒は中性子吸収材を充填したステンレス鋼製制御要素 7 本をクラスタとしてステンレス鋼製の円筒管（保護管）に収納した構造とする。保護管の下側には、制御棒が、原子炉スクラム時に、自重等により炉心に挿入され、着地する際に生じる衝撃を緩衝するためのダッシュラムを設ける。また、保護管の上側には、制御棒を制御棒駆動系と連結するためのハンドリングヘッドを設ける。冷却材は、炉心支持板低圧プレナムを經由し、制御棒保護管脚部の冷却材流入口から流入する。主要仕様を以下に示す。

本数 4 本

制御要素数 7 本／制御棒

制御要素

中性子吸収材材料 炭化ほう素

被覆管材料 SUS 316 相当ステンレス鋼

中性子吸収材有効長さ 約 65cm

中性子吸収材ペレット外径 約 16.3mm

被覆管肉厚 ヘリウムボンド型 約 0.8mm

ナトリウムボンド型 約 0.5mm

内圧調整機構 ベント型（ダイビングベル型）

核的寿命 10%（軸方向平均ほう素-10 燃焼度）

保護管

保護管材料 ステンレス鋼

外径 約 64.7mm

突起部外径 約 72.7mm

3.9.1.3.2 制御棒駆動系

原子炉施設には、制御材駆動設備として、各制御棒に使用する 4 式の独立した制御棒駆動系を設ける。制御棒駆動系は、制御棒駆動機構、制御棒駆動機構上部案内管及び制御棒駆動機構下部案内管から構成する。

制御棒駆動機構は、制御棒駆動機構上部案内管と組み合わせて、炉心上部機構に設置される（第 3.9.2 図参照）。制御棒は、ハンドリングヘッドにおいて、制御棒駆動機構上部案内管に収納されるエクステンションロッドを介して、制御棒駆動機構に吊り下げられる。エク

ステンションロッドは、制御棒をラッチ・デラッチするための内側エクステンションロッド、及び下部にグリッパを有し、制御棒の位置を調整する際に制御棒をラッチする外側エクステンションロッドから構成する。制御棒は、内側エクステンションロッドの下端が、外側エクステンションロッドの内側に収納され、下部のグリッパを押し広げることで、ラッチされる。なお、当該ラッチ操作では、エクステンションロッドを下降しつつ、内側エクステンションロッドの下端を、制御棒のハンドリングヘッド底部に押し当てることで、内側エクステンションロッドの下端を外側エクステンションロッドの内側に収納する。また、上記ラッチ操作では、内側エクステンションロッドが外側エクステンションロッドに対して、相対的に上方に移動するため、内側エクステンションロッドの上部に設けられたアーマチュアと外側エクステンションロッドに接続された制御棒駆動機構の電磁石のギャップがなくなり、電磁石の励磁コイルを励磁することで、内側エクステンションロッドの位置を固定できる状態となる。制御棒ラッチ時にあっては、内側エクステンションロッドは、上部に設けられたアーマチュアが、外側エクステンションロッドに接続された制御棒駆動機構の電磁石に吸着されることで、その位置が固定されるため、制御棒は、エクステンションロッドと一体となり、制御棒駆動機構のケーシングに収納された駆動電動機（三相誘導電動機）により、減速機を介して、外側エクステンションロッドに接続されたボールナットスクリュを回転させることで、上下駆動され、炉心の反応度（原子炉の出力）は、制御棒の位置を調整することで制御する（ボールナットスクリュ方式）。なお、駆動ストロークは約 65cm である。また、駆動電動機に設けられた電磁ブレーキにより、制御棒上下駆動の停止及び停止中の位置保持が行われる。制御棒の位置は、駆動電動機に設けられたシンクロ発信器により検出される。

内側エクステンションロッドが電磁石により固定され、制御棒をラッチした状態においては、制御棒駆動機構上部案内管に設けた加速スプリングが加速管を介して圧縮されるものとする。原子炉スクラム時には、制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断により、内側エクステンションロッドは、自重及びスプリングにより下方に移動し、外側エクステンションロッドの外側に押し出されるため、制御棒がデラッチ（切り離し）される。制御棒は、自重及びスプリングにより加速されて、炉心に落下・挿入され、原子炉は停止する（バネ加速重力落下方式）。原子炉スクラムに必要な機能（バネ加速重力落下方式）は、炉心の反応度（原子炉の出力）を制御するために使用する機能（ボールナットスクリュ方式）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ものとする。炉心には、制御棒を所定の位置に導くため、ダッシュポットを有する制御棒駆動機構下部案内管が設置されており、制御棒は、当該下部案内管内に落下・挿入される。なお、燃料交換時にあっては、全ての制御棒をデラッチし、炉心に挿入した状態とする。制御棒駆動系の主な仕様を以下に示す。

台数 4 式

駆動方式 通常運転時 ボールナットスクリュ方式
スクラム時 バネ加速重力落下方式

スクラム時挿入時間 0.8s 以下

(制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間)

駆動速度 引抜き 13cm/min 以下

挿入 13cm/min 以下

駆動ストローク 約 65cm

3.9.2 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系

3.9.2.1 概要

原子炉施設には、非常用制御設備として、**制御棒及び制御棒駆動系とは独立した**後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系（後備炉停止系）を設ける。**制御棒及び後備炉停止制御棒並びに**後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、**それぞれの想定される環境条件及び運転時の状態において、物理的・電氣的に分離し、偶発的故障や地震等の自然現象等による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設計とし、**主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、原子炉を停止するように設計する。

3.9.2.2 設計方針

後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系の設計方針を以下に示す。

- (1) 通常運転時の高温状態において、原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できるものとする。
- (2) スクラム時挿入時間は、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断から後備炉停止制御棒反応度値 90%挿入までを 0.8 秒以下とする。
- (3) 後備炉停止制御棒は、基準地震動 S_s の設計用地震波に基づく最大想定変位時においても十分な余裕をもって挿入できるようにする。
- (4) 個々の後備炉停止制御棒は全て別々に取付け、取外しが可能なようにする。

3.9.2.3 主要設備

3.9.2.3.1 後備炉停止制御棒

原子炉施設には、制御材として、後備炉停止制御棒を設ける。通常運転時にあっては、全引抜位置とし、原子炉スクラム時には、後備炉停止制御棒を、自重等により炉心に挿入することで原子炉を停止する。後備炉停止制御棒については、同一の構造及び機能を有する 2 本の独立したものを設ける。後備炉停止制御棒 2 本を炉心第 5 列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行することができる設計とする。

後備炉停止制御棒は、制御要素、ハンドリングヘッド及びダッシュラム等から構成する。制御要素は、ほう素-10 を濃縮した炭化ほう素のペレットを薄肉のシュラウド管により被覆し、ステンレス鋼の円筒管（被覆管）に充填したものであり、上部には発生したヘリウムガスを制御要素外に放出するためのダイビングベル型のベント機構を有している。ベント機構は中性子吸収材である炭化ほう素の $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応等により生成するヘリウムガス等を制御要素外に放出し、内圧の上昇を防ぐことを目的としており、これによって後備炉停止制御棒の使用期間を長くすることができる。放出されたヘリウムガスは後備炉停止制御

棒上部から原子炉容器上部のナトリウム中を経てカバーガス空間へ抜ける。

制御要素の型式には、冷却材であるナトリウムが制御要素内に浸入しないものとし、中性子吸収材充填部をヘリウム雰囲気とするヘリウムボンド型と、ベント機構から同部にナトリウムを導入する構造のナトリウムボンド型がある。なお、ナトリウムボンド型制御要素の被覆管内面は、ほう素及び炭素の浸入を防ぐため、クロムコーティング等を施すものとする。後備炉停止制御棒の使用期間は、必要な制御能力を確保する上での制限である核的寿命と炭化ほう素ペレットのスエリングによる被覆管との相互作用による機械的寿命のいずれか短い方で決定される。

後備炉停止制御棒は中性子吸収材を充填したステンレス鋼製制御要素 7 本をクラスタとしてステンレス鋼製の円筒管（保護管）に収納した構造とする。保護管の下側には、後備炉停止制御棒が、原子炉スクラム時に、自重等により炉心に挿入され、着地する際に生じる衝撃を緩衝するためのダッシュラムを設ける。また、保護管の上側には、後備炉停止制御棒を後備炉停止制御棒駆動系と連結するためのハンドリングヘッドを設ける。冷却材は、炉心支持板低圧プレナムを経由し、後備炉停止制御棒保護管脚部の冷却材流入口から流入する。主要仕様を以下に示す。

本数 2 本

制御要素数 7 本／後備炉停止制御棒

制御要素

中性子吸収材材料 炭化ほう素

被覆管材料 SUS 316 相当ステンレス鋼

中性子吸収材有効長さ 約 65cm

中性子吸収材ペレット外径 約 16.3mm

被覆管肉厚 ヘリウムボンド型 約 0.8mm

ナトリウムボンド型 約 0.5mm

内圧調整機構 ベント型（ダイビングベル型）

核的寿命 10%（軸方向平均ほう素-10 燃焼度）

保護管

保護管材料 ステンレス鋼

外径 約 64.7mm

突起部外径 約 72.7mm

3.9.2.3.2 後備炉停止制御棒駆動系

原子炉施設には、制御材駆動設備として、各後備炉停止制御棒に使用する 2 式の独立した後備炉停止制御棒駆動系を設ける。後備炉停止制御棒駆動系は、後備炉停止制御棒駆動機構、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管及び後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管から構成する。

後備炉停止制御棒駆動機構は、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管と組み合わせて、炉心上部機構に設置される。後備炉停止制御棒は、ハンドリングヘッドにおいて、後備炉停止

制御棒駆動機構上部案内管に収納されるエクステンションロッドを介して、後備炉停止制御棒駆動機構に吊り下げられる。エクステンションロッドは、後備炉停止制御棒をラッチ・デラッチするための内側エクステンションロッド、及び下部にグリッパを有し、後備炉停止制御棒の位置を調整する際に後備炉停止制御棒をラッチする外側エクステンションロッドから構成する。後備炉停止制御棒は、内側エクステンションロッドの下端が、外側エクステンションロッドの内側に収納され、下部のグリッパを押し広げることで、ラッチされる。なお、当該ラッチ操作では、エクステンションロッドを下降しつつ、内側エクステンションロッドの下端を、後備炉停止制御棒のハンドリングヘッド底部に押し当てることで、内側エクステンションロッドの下端を外側エクステンションロッドの内側に収納する。また、上記ラッチ操作では、内側エクステンションロッドが外側エクステンションロッドに対して、相対的に上方に移動するため、内側エクステンションロッドの上部に設けられたアーマチュアと外側エクステンションロッドに接続された後備炉停止制御棒駆動機構の電磁石のギャップがなくなり、電磁石の励磁コイルを励磁することで、内側エクステンションロッドの位置を固定できる状態となる。後備炉停止制御棒ラッチ時にあっては、内側エクステンションロッドは、上部に設けられたアーマチュアが、外側エクステンションロッドに接続された後備炉停止制御棒駆動機構の電磁石に吸着されることで、その位置が固定されるため、後備炉停止制御棒は、エクステンションロッドと一体となり、後備炉停止制御棒駆動機構のケーシングに収納された駆動電動機（三相誘導電動機）により、減速機を介して、外側エクステンションロッドに接続されたボールナットスクリュを回転させることで、上下駆動される。駆動ストロークは約 65cm であり、通常運転時の高温状態において、後備炉停止制御棒は、当該ストロークに保持されるものとする。駆動電動機に設けられた電磁ブレーキにより、後備炉停止制御棒上下駆動の停止及び停止中の位置保持が行われる。後備炉停止制御棒の位置は、駆動電動機に設けられたシンクロ発信器により検出される。

内側エクステンションロッドが電磁石により固定され、後備炉停止制御棒をラッチした状態においては、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管に設けた加速スプリングが加速管を介して圧縮されるものとする。原子炉スクラム時には、後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により、内側エクステンションロッドは、自重及びスプリングにより下方に移動し、外側エクステンションロッドの外側に押し出されるため、後備炉停止制御棒がデラッチ（切り離し）される。後備炉停止制御棒は、自重及びスプリングにより加速されて、炉心に落下・挿入され、原子炉は停止する（バネ加速重力落下方式）。万一、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、通常運転時の高温状態において、原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できるものとする。炉心には、後備炉停止制御棒を所定の位置に導くため、ダッシュポットを有する後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管が設置されており、後備炉停止制御棒は、当該下部案内管内に落下・挿入される。なお、燃料交換時にあっては、全ての後備炉停止制御棒をデラッチし、炉心に挿入した状態とする。後備炉停止制御棒駆動系の主な仕様を以下に示す。

台数 2 式

駆動方式 スクラム時 バネ加速重力落下方式

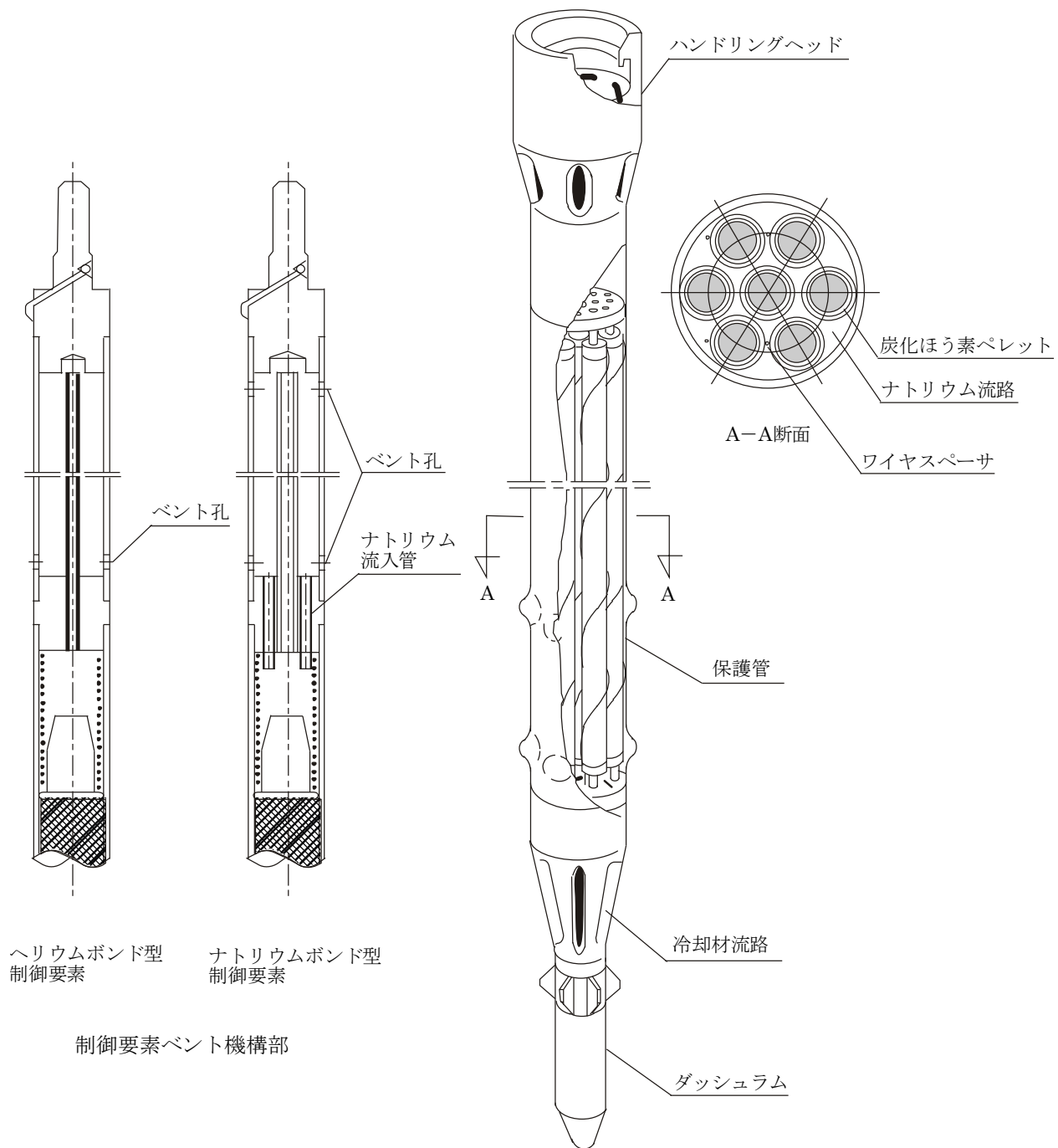
スクラム時挿入時間 0.8s 以下

(後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断から後備炉停止制御棒反応度値 90%挿入までの時間)

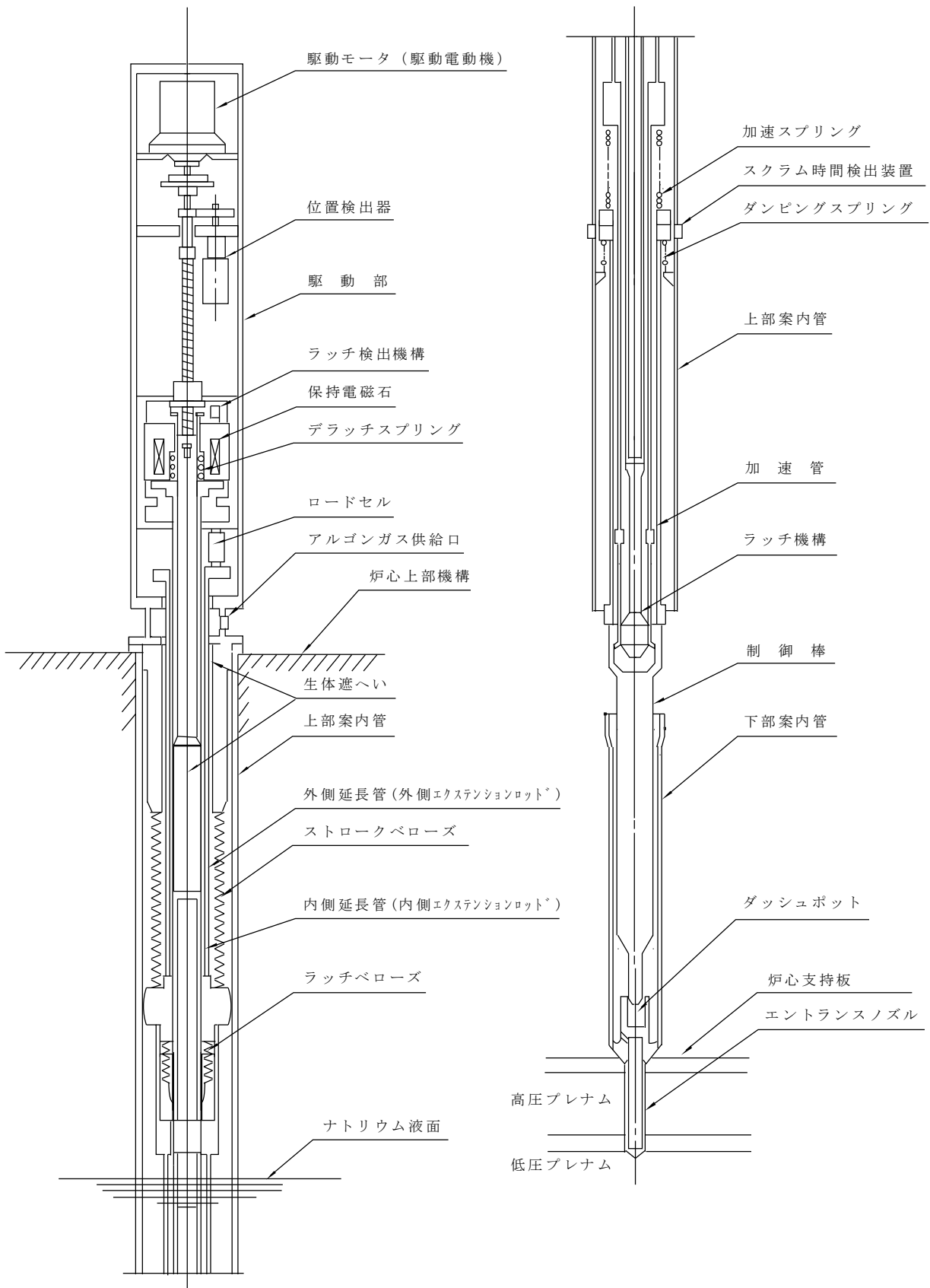
駆動速度 引抜き 13cm/min 以下

挿入 13cm/min 以下

駆動ストローク 約 65cm



第 3.9.1 図 制御棒



第 3.9.2 図 制御棒駆動機構

3.10 炉心構造物

炉心構造物は、炉心支持構造物と炉心バレル構造物から構成する（第 3.10.1 図参照）。炉心支持構造物は、炉心支持板と支持構造体で構成され、炉心バレル構造物は、バレル構造体と中性子遮へい体で構成される。原子炉容器内における 1 次冷却材は、原子炉容器の下部に取り付けられた冷却材入口ノズルから、原子炉容器内に流入し、炉心支持構造物を經由し、燃料集合体に導入され、原子炉容器の上部に取り付けられた冷却材出口ノズルより流出する。炉心構造物は、その耐用年数において、炉心構成要素を所定の位置に確実に保持するとともに、炉心構造物を含めた原子炉容器内部構造物等は、その変形、破損及びはく離等により、燃料集合体の冷却機能が阻害される可能性が小さくなるように、材料選定、設計及び製作を行うとともに、1 次冷却材の流路は、原子炉容器内部構造物の変形、破損及びはく離等が生じた場合にあっても、炉心の冷却機能を維持するよう設計する。なお、炉心構造物については、原子炉容器内の熱的条件、化学的条件及び放射線条件を踏まえ、使用経験が豊富なオーステナイト系ステンレス鋼を使用するものとする。炉心構造物の主な仕様を以下に示す。

材料 オーステナイト系ステンレス鋼

全高 約 3,680mm

外径 約 2,520mm

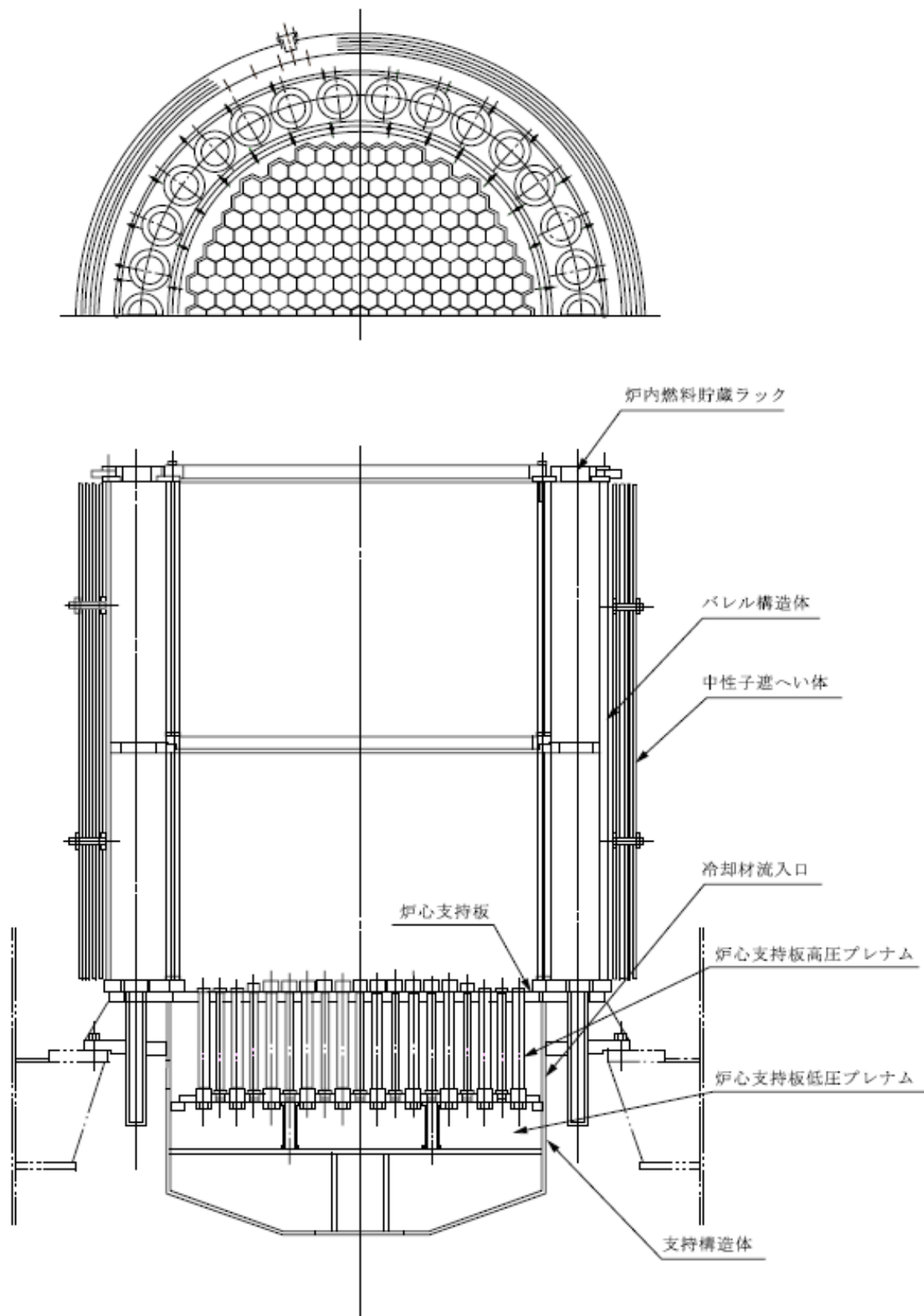
設計圧力（高圧プレナム圧力） $7.2\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.71\text{MPa}[\text{gage}]$ ）

炉心支持構造物は、炉心構成要素を下部から支持するとともに、原子炉容器内の 1 次冷却材の流路の一部を形成するものである。主な機能を以下に示す。

- (1) 炉心重量を支持する。
- (2) 炉心構成要素の下端の位置を決定し、整列させる。
- (3) 原子炉容器内の 1 次冷却材の流路の一部を形成するとともに、燃料集合体等に対して、その出力分布に応じた冷却材流量を配分する。なお、冷却材流量の配分は、十分な実験的研究に基づき、正確に行えるように配慮する。
- (4) ハイドロリックホールドダウンにより、炉心燃料集合体を炉心支持板に保持する。

炉心バレル構造物は、炉心構成要素を側面から支持するとともに、原子炉容器の中性子照射量を低減するための遮蔽として機能するものとする。なお、バレル構造体には、炉内燃料貯蔵ラックが形成される。主な機能を以下に示す。

- (1) 炉心構成要素を側面から支持し、水平方向の所定の位置に整列させる。
- (2) 炉内燃料貯蔵ラックを形成し、炉心構成要素の一時貯蔵及び冷却を行う。なお、炉内燃料貯蔵ラックには、30 体の炉心構成要素を装荷できるものとする。
- (3) 炉心の外側に漏れ出る中性子を遮蔽する。



第 3.10.1 図 炉心構造物

3.11 原子炉容器

原子炉容器は、円筒形の胴部に、全半球形鏡板を底部に付した鋼製容器であり、所要のノズルを有する（第 3.11.1 図参照）。原子炉容器の主要ノズルは、冷却材入口ノズル及び冷却材出口ノズルであり、冷却材入口ノズルについては原子炉容器の下部の全半球形鏡板の 2 ヶ所に、冷却材出口ノズルについては原子炉容器の胴部の上部の 2 ヶ所に取り付けられる。また、原子炉容器の円筒胴の内部の下端付近には、炉心構造物を支持する炉心支持台（コアサポート）が設けられる。1 次冷却材は、冷却材入口ノズルより原子炉容器内に流入し、原子炉容器底部の全半球形鏡板と炉心構造物の間に形成される高圧プレナムを經由して、炉心構造物内に導入される。その後、1 次冷却材は、炉心構造物及び炉心構成要素を經由して、最終的に、冷却材出口ノズルより流出する。なお、原子炉容器の上部には、回転プラグが設けられる。

原子炉容器にあつては、原子炉容器本体が原子炉冷却材バウンダリに該当する。また、後述する回転プラグは原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、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、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等の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し、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、また、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するように設計する。また、原子炉容器において冷却材を保持する部分については、二重構造（リークジャケットを有する構造）とし、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1 次冷却材の液位を必要な高さ（原子炉容器通常ナトリウム液位－810mm）に保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙にナトリウム漏えい検出器を設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの 1 次冷却材（ナトリウム）の漏えいを検出できるものとする。なお、当該二重構造の間隙には、窒素ガス予熱系の予熱用窒素ガス加熱器により加熱された窒素ガスを通気し、原子炉容器を予熱できるものとする。

原子炉容器は、その上部フランジを、ペDESTAL（原子炉建物の一部）に固定し、支持されるものとする。また、原子炉容器の底部には、同心円筒振止め構造のスカートを設け、生体遮へいコンクリート（原子炉建物の一部）で支持するものとし、原子炉容器の熱膨張を吸収する一方で、地震力等による原子炉容器の振動を防止する。

高速中性子が照射される炉心部付近の原子炉容器壁は、不連続点や応力集中が生じない形状とするとともに、炉心の第 9、10 列に装荷された遮へい集合体や炉心構造物の中性子遮へい体（多層構造）等により、プラント寿命中の過度の高速中性子照射を防止し、有効運転時間 20 年間の寿命中に中性子照射に起因する損傷によって、原子炉の運転に支障が生じることがないものとし、かつ、原子炉容器は、中性子照射に起因する非延性破壊を考慮し、原子炉容器材料の中性子照射による機械的性質の変化を監視するための各種試験片を、原子炉容器内で照射し、定期的に取り出して、その健全性を確認できる構造とする。また、原子炉スクラム時の急激な熱衝撃を低減するため、原子炉容器内壁には、熱遮へい板を取り付けるものとする。原子炉容器の主な仕様を以下に示す。

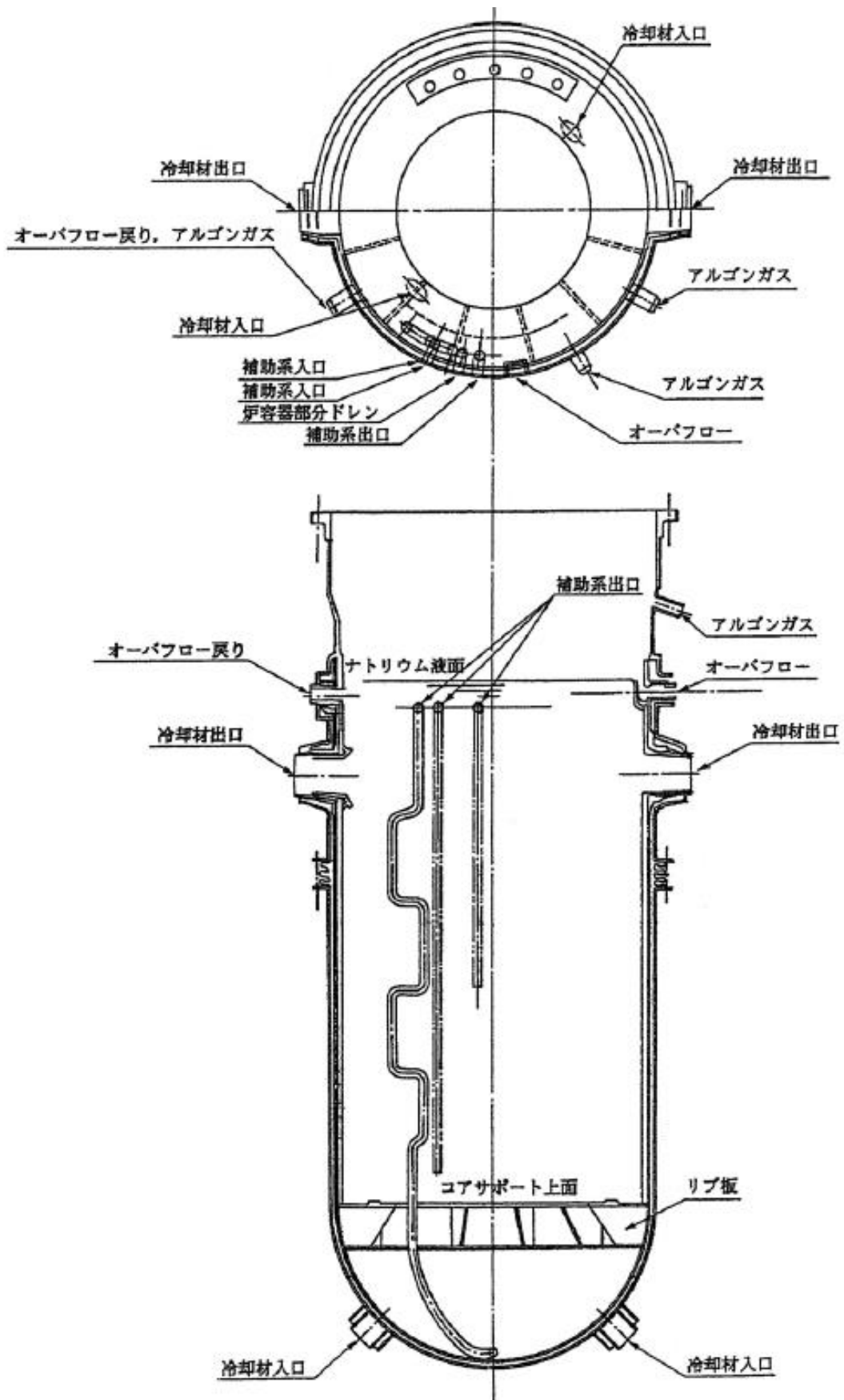
型式 たて置円筒形二重容器
材料 オーステナイト系ステンレス鋼（SUS304）
全高 約10m
胴内径 約3.6m
胴厚さ 約25mm
高圧プレナム壁厚さ 約25mm
設計圧力 上部 1.0kg/cm²[gage]（約98kPa[gage]）
高圧プレナム 7.2kg/cm²[gage]（約0.71MPa[gage]）
運転圧力 上部 約0.01kg/cm²[gage]以下（約0.98kPa[gage]以下）（カバーガス部）
高圧プレナム 約5kg/cm²[gage]以下（約0.49MPa[gage]以下）
設計温度 550℃
運転温度 原子炉容器入口冷却材温度 約350℃
原子炉容器出口冷却材温度 約456℃
設計制限中性子照射量（>1MeV） 10²⁰n/cm²
加熱冷却速度 50℃/h

多量の放射性物質等を放出する事故等時

原子炉容器には、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、コンクリート遮へい体冷却系により、原子炉容器外壁に窒素ガスを通気し、原子炉停止後の炉心を冷却できるようにリークジャケットを整備する。

リークジャケットは原子炉容器等の原子炉冷却材バウンダリの外周に独立に設置する。リークジャケットの主な仕様を以下に示す。

材料 オーステナイト系ステンレス鋼（SUS304）
胴内径 約3.7m
胴厚さ 約12mm



第 3.11.1 図 原子炉容器

3.12 放射線遮蔽体

原子炉施設には、原子炉容器の上部には回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグラフィット及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設ける。

3.12.1 回転プラグ

回転プラグは、大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構から構成する。炉心上部機構は小回転プラグに、小回転プラグは大回転プラグに設置される。また、小回転プラグには、炉心上部機構の他に、燃料交換機用孔（燃料出入孔と兼用）及び炉内検査孔（A）等が、大回転プラグには、小回転プラグの他に、炉内検査孔（B）及びマンホール等が設けられる。また、回転プラグには、窒素ガス冷却管等が付属される。

大回転プラグ及び小回転プラグは、異なる回転中心（偏心距離：500mm）を有し、独立に回転することができる。大回転プラグ及び小回転プラグの回転は、それぞれのプラグの外周に設けられた歯車を駆動することで行われる。なお、大回転プラグ及び小回転プラグの回転中においては、大回転プラグ及び小回転プラグはそれぞれのプラグ上面のフランジ下部に設けたボールベアリングにより支持される。当該フランジには、センターホールジャッキ機構が取り付けられており、回転時にのみ、プラグの荷重がボールベアリングに負荷されるものとする。原子炉運転中においては、小回転プラグは大回転プラグに、大回転プラグは、原子炉容器の上部フランジに直接支持されるため、ボールベアリングに負荷は生じない。また、原子炉カバーガス等のバウンダリとしての気密確保は、液体金属シールとバックアップシールにより行う。

回転プラグは、原子炉カバーガス等のバウンダリを構成するとともに、炉心からの放射線の遮蔽機能を有する。また、大回転プラグ及び小回転プラグは、燃料交換時において、小回転プラグの上面に設置される燃料交換機を所定の位置に移動させる機能等を有する。大回転プラグの直径は最大約 4,700mm、小回転プラグの直径は最大約 2,870mm である。回転プラグの構造を第 3.12.1 図に示す。

大回転プラグ及び小回転プラグに設ける遮蔽体は、4層に分類し、下方からステンレス鋼層、グラフィット層、ほう素入り鋼層、炭素鋼層から構成する。なお、ステンレス鋼層の最下層に位置する約 150mm の部分は、通常時において冷却材中に位置し、その発熱は、冷却材により除熱される。なお、当該部は、原子炉容器内冷却材液面の変動を抑制し、ガスの巻き込みを防止する機能も有する。また、大回転プラグ及び小回転プラグにおいて、原子炉容器内より上方に伝導される熱は、窒素ガスにより除熱される。

炉心上部機構は、通常運転時において、炉心の直上に位置し、遮蔽部、胴、整流板、熱電対及び熱電対案内フィンガ等から構成する（第 3.12.2 図参照）。上述のように、炉心上部機構は回転プラグの一部として、原子炉カバーガス等のバウンダリを構成するとともに、炉心からの放射線の遮蔽機能を有する。遮蔽部は、下方からステンレス鋼層、グラフィット層、ほう素入り鋼層、炭素鋼層から構成する。原子炉容器内より上方に伝導される熱は、窒素ガスにより除熱される。また、炉心上部機構は、その他に以下に示す主な機能を有する。

- (1) 下部に設けた熱電対案内フィンガに熱電対を案内保護し、燃料集合体及びその周辺部の集合体出口冷却材温度を測定する。なお、熱電対は、案内管により、炉心上部機構上面から熱電対案内フィンガ先端に導入される。

- (2) 制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構上部案内管を所定の貫通孔にて案内保護し、制御棒を所定の位置に支持する。
- (3) 計測線付C型照射燃料集合体を使用する際には、計測線付C型照射燃料集合体を所定の貫通孔にて案内保護・支持する。貫通孔位置を第3.12.3図に示す。
- (4) 計測線付実験装置を使用する際には、計測線付実験装置を所定の貫通孔にて案内保護・支持する。

炉心上部機構の胴部は、熱電対案内フィンガ及び整流板等を保持するとともに、熱電対、制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構上部案内管、計測線付C型照射燃料集合体や計測線付実験装置の案内保護を行うものとし、炉心上部機構は、熱変形・熱衝撃を十分に考慮し、制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構上部案内管による制御棒のラッチ、また、集合体出口冷却材温度の測定を正しく行うことができるように、炉心と炉心上部機構の相対的位置が正しく保持されるよう注意して設計するものとする。なお、熱電対案内フィンガは、熱電対先端を保護するために、整流板は、目的の集合体出口冷却材温度を可能な限り外乱を排除して測定するために設けられるものである。また、炉心上部機構のうち、高温の冷却材中に位置するものの材料には、オーステナイト系ステンレス鋼を使用するものとする。

回転プラグの主な仕様を以下に示す。

大回転プラグ及び小回転プラグ

大回転プラグ最大直径 約 4,700mm

小回転プラグ最大直径 約 2,870mm

厚さ 約 2,500mm

主要材料 ステンレス鋼、炭素鋼及びグラファイト

シール方式 主シール 液体金属

バックアップ ラバー

回転速度 約 1/20r. p. m.

炉心上部機構

全高 約 6,300mm

胴径 約 1,000mm

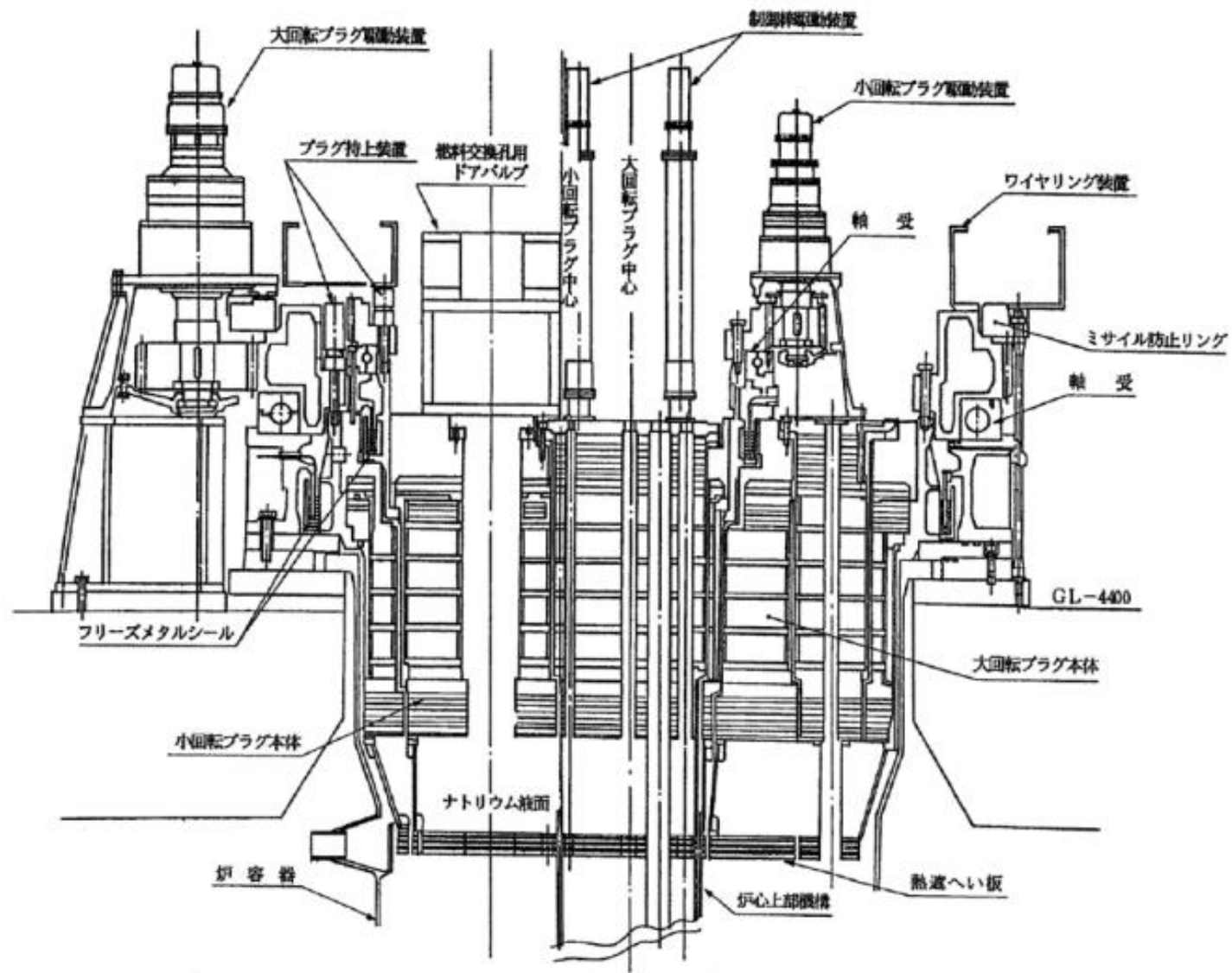
熱電対案内フィンガ数 炉心及び周辺部 115本

3.12.2 遮へいグラファイト及び生体遮へい体

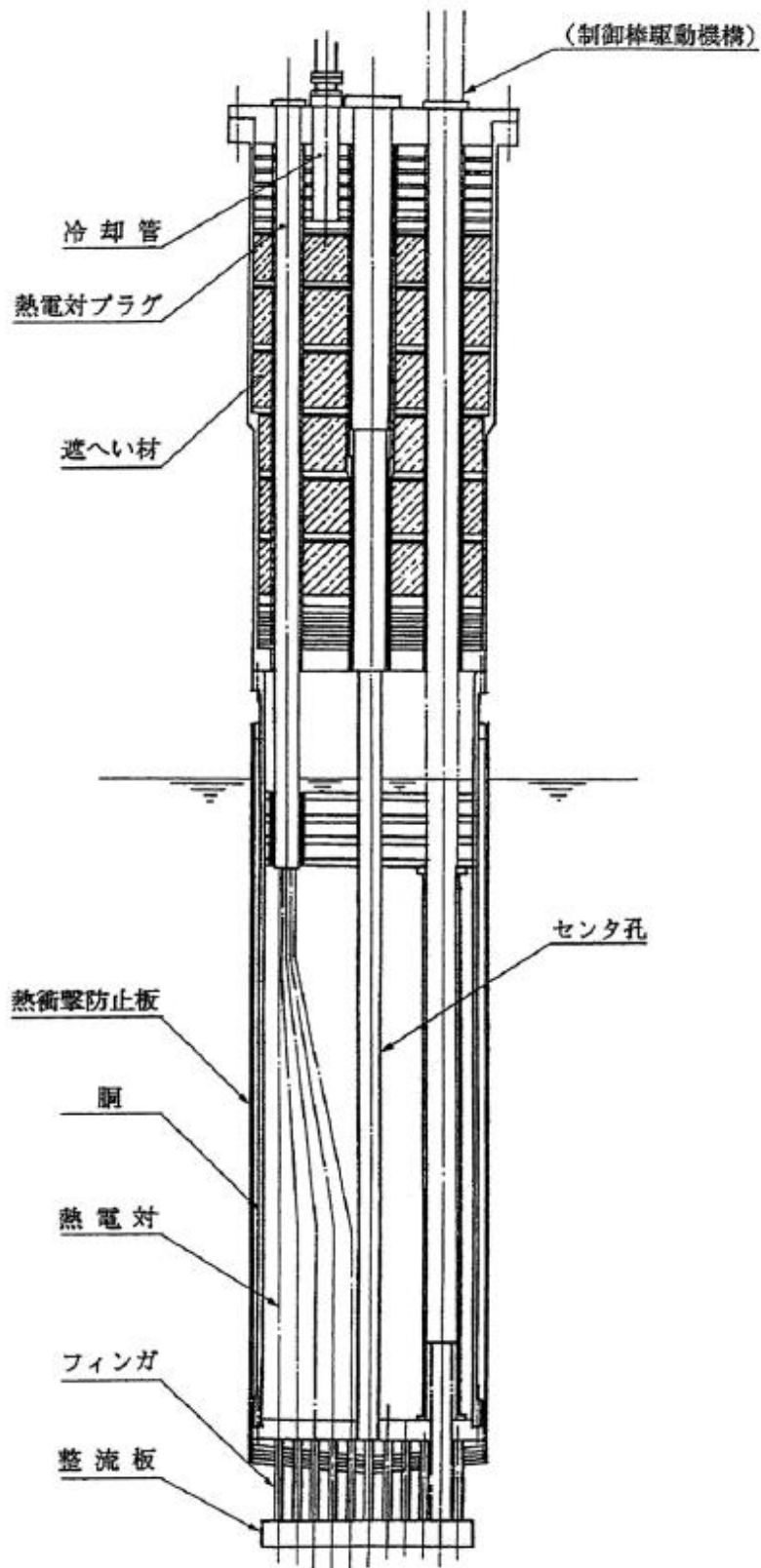
原子炉容器の周囲（側面及び下面）には、遮へいグラファイトが設置される。遮へいグラファイトは、安全容器に収納される。遮へいグラファイトは、機械加工されたグラファイトブロックを積層したもので、各ブロックはキーにより連結され、ピンにより安全容器に固定される。また、安全容器の周囲には、コンクリート製の生体遮へい体が設けられる。なお、生体遮へい体は、原子炉建物の一部を構成する。遮へいグラファイト及び生体遮へい体は、炉心から漏れ出る中性子の減速及びガンマ線の遮蔽を目的とする。主な仕様を以下に示す。

遮へいグラファイト

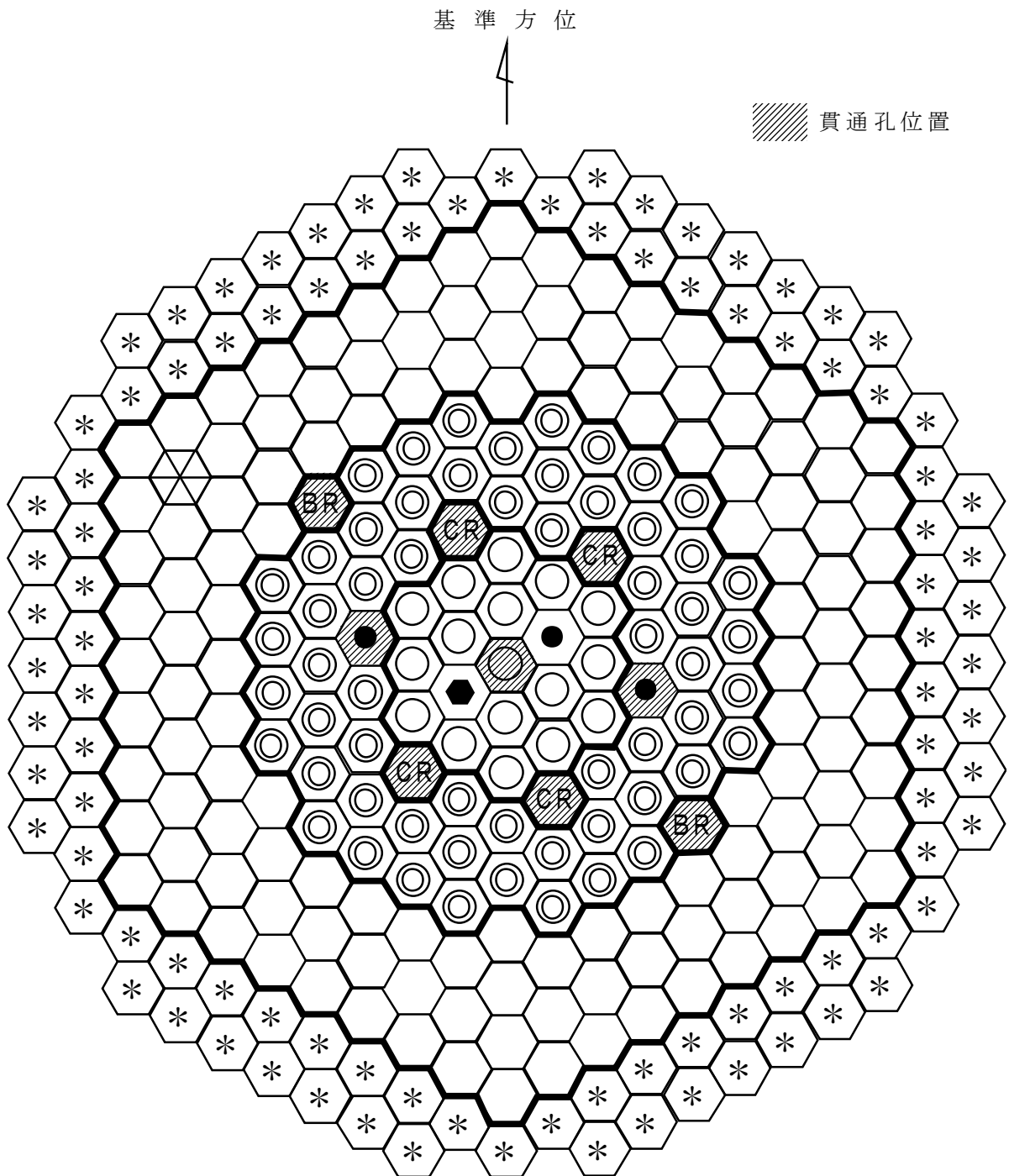
グラファイト厚さ 約 1,000mm
グラファイト材質 原子炉級
生体遮へい体
コンクリート厚さ 約 1,000mm



第 3.12.1 図 回転プラグ



第 3. 12. 2 図 炉心上部機構



- | | | | | | |
|--|---------|--|----------|--|----------|
| | 内側燃料集合体 | | 後備炉停止制御棒 | | 遮へい集合体 |
| | 外側燃料集合体 | | 中性子源 | | 照射燃料集合体 |
| | 制御棒 | | 反 射 体 | | 材料照射用反射体 |

第 3. 12. 3 図 貫通孔位置

5. 原子炉冷却系統施設

5.1 概要

原子炉冷却系統施設は、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備から構成する(第5.1.1図参照)。1次主冷却系及び2次主冷却系は、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、炉心の冷却を行うとともに、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないように、また、原子炉冷却材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、さらに、これらの熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計する。

ここで、その他の残留熱は、原子炉の通常運転中に炉心、原子炉冷却系統施設等の構成材、1次冷却材及び2次冷却材に蓄積された熱であり、1次主冷却系及び2次主冷却系により、崩壊熱と併せて除去する。

なお、原子炉冷却系統施設にあつては、1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系の一部が原子炉冷却材バウンダリに該当し、2次主冷却系、2次補助冷却系並びに2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系の一部が冷却材バウンダリに該当する。また、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備にあつては、冷却材の自由液面を有するものがある。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いるため、1次主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。アルゴンガスは、シールガス及びパージガスとしても使用される。冷却材であるナトリウムと接しない部分にあつては、予熱又は冷却等用のガスとして窒素ガスを用いる。

原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、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、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等の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し、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、また、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するように設計する。さらに、原子炉冷却材バウンダリを構成する1次主冷却系、1次補助冷却系の機器・配管については二重構造とするとともに、仕切板等により容積を制限することにより、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を1次主冷却系による崩壊熱の除去に必要な高さ(原子炉容器通常ナトリウム液位-810mm)に保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙には、配管形状も考慮し、漏えいしたナトリウムが堆積する水平部等の適切な位置に、単純な構造を用いた信頼性の高いナトリウム漏えい検出器を複数設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材(ナトリウム)の漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できるものとする。

原子炉冷却系統施設の基本的な運転方法の概要を以下に示す。

(1) 起動準備

1次主冷却系、2次主冷却系、ナトリウム充填・ドレン設備及びアルゴンガス設備等の弁の開閉、各種ポンプの運転及びプラント各部の温度・圧力・液面等が所定の状態にあることを確認する。

(2) 主循環ポンプの起動

1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプを起動し、回転数制御等により、1次主冷却系の冷却材流量を約2,700t/h(2ループの合計)に、2次主冷却系の冷却材流量を約2,400t/h(2ループの合計)とし、当該流量を保持する。

(3) 温度上昇及び保持

ナトリウム予熱設備、及び1次主循環ポンプ・2次主循環ポンプの運転に伴う入熱により、1次冷却材温度を約250℃まで昇温し、保持する。

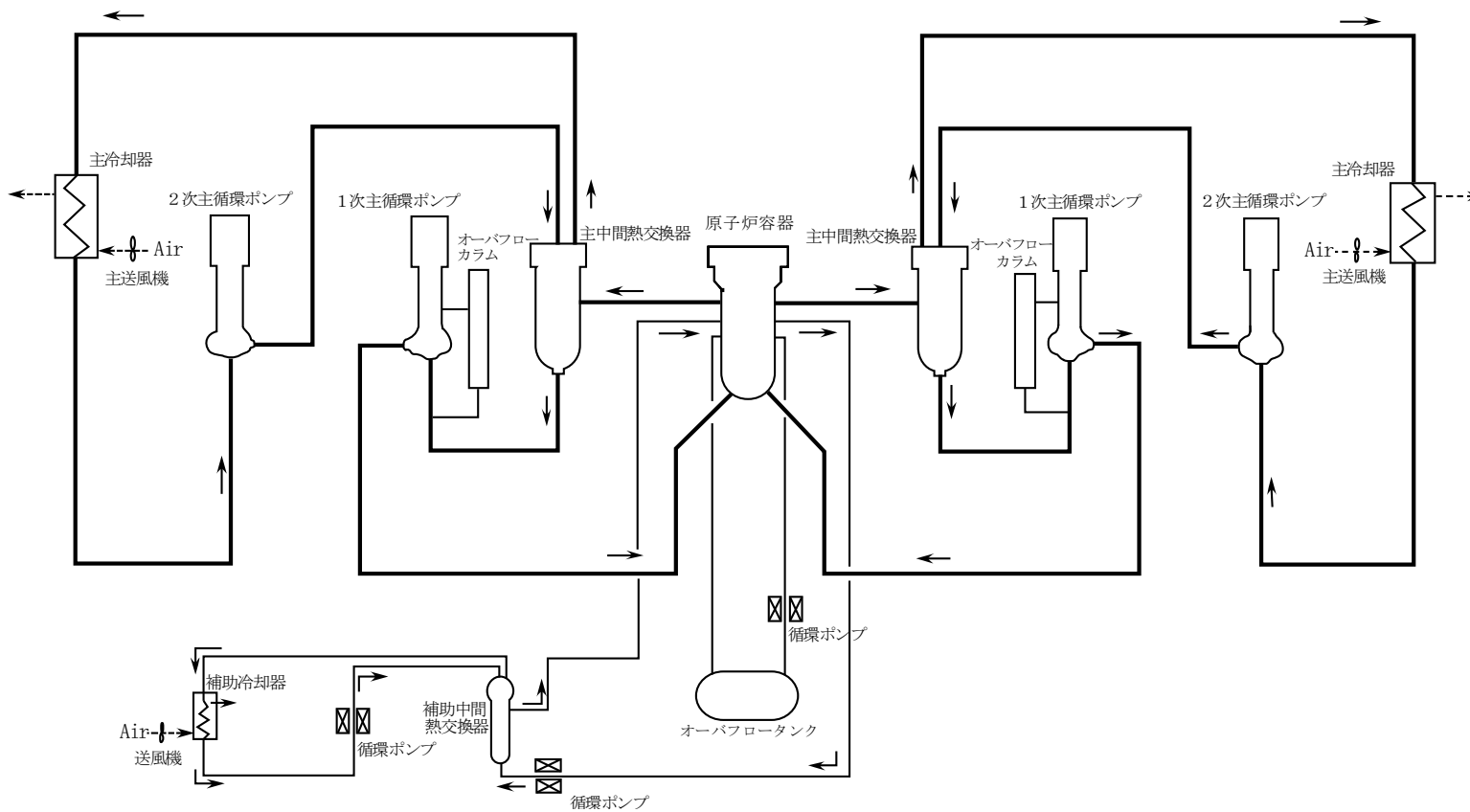
(4) 出力上昇

1次主冷却系の冷却材流量を約2,700t/h(2ループの合計)に、2次主冷却系の冷却材流量を約2,400t/h(2ループの合計)に保持し、冷却材温度が約250℃の等温状態とする。その後、制御棒を徐々に引き抜き、核加熱による系統昇温を実施する。なお、系統昇温中においては、主冷却機の主送風機を停止状態に、かつ、出入口ダンパ等を閉止した状態として、温度変化率が50℃/h以下となるように原子炉出力を調整する。また、原子炉入口冷却材温度が、目標温度(通常は350℃とし、試験目的に応じて250℃から350℃未満の温度にすることがある。)に到達後は、目標温度で一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する。

系統昇温終了後、制御棒を徐々に引き抜き、出力上昇を行う。出力上昇中における温度変化率は50℃/h以下とする。また、原子炉入口冷却材温度が、目標温度で一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する(主送風機起動を含む)。原子炉出力の監視には、核計装の指示値の他に、原子炉出口冷却材温度が用いられる。なお、試験目的に応じて、原子炉入口冷却材温度の目標温度を250℃から350℃未満とする場合は、目標出力(定格出力を上回らない出力)を定めて運転する。このような運転を必要とする試験は、材料の照射健全性を確保するために必要なデータを取得して、段階的に実施していく。

(5) 出力降下と停止

制御棒を徐々に挿入することで、出力を降下させる。出力降下時において、原子炉入口冷却材温度が、目標温度で一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する(主送風機停止を含む)。原子炉停止後、燃料交換等のため原子炉を長期に停止する場合には、必要に応じて、主冷却器の空気流量を調整し、系統降温を実施する。系統降温中における温度変化率は50℃/h以下とする。冷却材温度が約250℃に到達したところで、その温度が一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する。また、必要に応じて、ナトリウム予熱設備を使用する。



第 5.1.1 図 原子炉冷却系統図

5.2 1次主冷却系

5.2.1 概要

原子炉施設には、一次冷却設備として、1次主冷却系を設ける。1次主冷却系は、二つの回路から構成し、各回路には1次主循環ポンプを、また、1次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するため、オーバフローカラムを設ける。1次冷却材には、液体ナトリウムが用いられ、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、炉心の冷却を行った後、又は原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去した後、主中間熱交換器で2次冷却材と熱交換し、原子炉容器に還流する。1次主冷却系は、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、予想される静的及び動的圧力、熱応力、地震力等あるいはそれらの組合せに対し十分に耐えるように、また、2次主冷却系と相まって、適切な冷却能力を有するように設計する。主な仕様を以下に示す。

原子炉熱出力 100MW
全流量 約 2,700t/h
ループ（回路）数 2回路
1ループ当たりの流量 約 1,350t/h
原子炉出口冷却材温度 約 456℃*
原子炉入口冷却材温度 約 250～約 350℃
原子炉入口冷却材圧力 約 5kg/cm²[gage] (約 0.49MPa[gage])
*：原子炉入口冷却材温度約 350℃における値である。
設計温度 ホットレグ 550℃
 コールドレグ 450℃

5.2.2 主要設備

5.2.2.1 主中間熱交換器

主中間熱交換器は、1次主冷却系の二つのループに1基ずつ設けられる。主中間熱交換器は、たて置シェルアンドチューブ型熱交換器（第5.2.1図参照）であり、1次冷却材は胴側側面の1次入口ノズルから流入し、伝熱管外側を下向きに流れ、胴側下方の出口ノズルから流出する。2次冷却材は上端中央入口ノズルから下降管を通過して下部プレナムに入り伝熱管内を上昇し、上部プレナムを通過して上端の出口ノズルから流出する。主中間熱交換器は保守点検が容易なように内部を引き出すことができる構造とする。また、下部プレナムの軸方向変位を可能とすることによって、伝熱管の熱応力を緩和する。なお、1次冷却材（1次主冷却系）の圧力は、2次冷却材（2次主冷却系）より低くするものとし、万一の伝熱管破損の場合に、1次冷却材が2次冷却材中に流入し、1次冷却材中の放射性物質が、2次冷却材中に混入すること（汚染が拡大すること）を防止できるものとする。主中間熱交換器の主な仕様を以下に示す。

型式 たて置シェルアンドチューブ型

基数 2基

容量(定格) 50MW/基

使用材料 ステンレス鋼

設計圧力(耐圧部) 胴部 $1\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $98\text{kPa}[\text{gage}]$)

管部 $5\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.49\text{MPa}[\text{gage}]$)

設計温度 550°C

1次冷却材流量 約 $1,350\text{t}/\text{h}/\text{基}$

2次冷却材流量 約 $1,200\text{t}/\text{h}/\text{基}$

5.2.2.2 1次主循環ポンプ

1次主循環ポンプは、1次主冷却系の二つのループに1基ずつ設けられる。1次主循環ポンプは、たて軸自由液面型遠心式ポンプ(第5.2.2図参照)であり、ポンプ本体(内部構造)と本体を収納するアウターケーシングから構成する。ポンプ本体は、インペラ、ディフューザ、軸、軸受、軸封機構、熱遮へい及びガンマ線遮へいプラグ等を組み立てたものであり、メンテナンス時には、配管に溶接されたアウターケーシングを残して、ポンプ本体のみを引き出すことができる構造を有する。外ケーシングのうち、冷却材であるナトリウムに接液する部分には、ジャケットを設け、二重構造とし、万一、当該部(原子炉冷却材バウンダリ)の破損が生じた場合にあっても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止できるものとする。また、当該二重構造の間隙にナトリウム漏えい検出器を設けることで、ナトリウム漏えいの早期検知を図る。

主中間熱交換器出口から、1次主循環ポンプに流入する冷却材は、アウターケーシングの吸込口から主循環ポンプ内部に導入され、インペラにより加圧された後、ディフューザを経由し、高圧室を通過して、吐出口から流出する。また、高圧の冷却材の一部は、ポンプ本体下部のナトリウム潤滑静圧軸受に供給され、当該静圧軸受から流出した冷却材は、主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するために設けたオーバフローノズルからオーバフローコラムに導入される。

1次主循環ポンプは、冷却材の自由液面を有する。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いる。また、その原子炉カバーガス等のバウンダリにおいては、メカニカルシールを使用する。1次主循環ポンプのメカニカルシール及び軸受には、潤滑油を用いるものとするが、潤滑油の供給等に用いる潤滑油ポンプ等については、密封回路とし、カバーガスの漏えいを防止できるものとするとともに、供給した潤滑油が冷却材中に混入することを防止できる構造とする。

ポンプ本体は、軸継手を介して、その上部に設置された駆動用主電動機と接続される。1次主循環ポンプの流量は、当該主電動機の回転数を制御することで調整する。流量調整範囲は、約10~100%の間で連続可変とする。また、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時(外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除く。)には、1次主循環ポンプの回転数が約10秒の時定数で慣性降下するものとし、1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転(低速運転:ランバック制御)にて一定流量で運転できるものとする。なお、1次主循環ポンプの駆動用主電動機の電源が喪失した場合にあっては、1次主循環ポンプの

回転数が約 10 秒の時定数で慣性降下し、1 次主循環ポンプのポニーモータによる強制循環運転による一定流量運転に移行するものとする。1 次主循環ポンプの主な仕様を以下に示す。

型式 たて軸自由液面型遠心式
基数 2 基
容量（定格） 約 1,350t/h/基
揚程（定格） 約 60mNa
運転温度 約 350℃
設計温度 450℃

5.2.2.3 配管

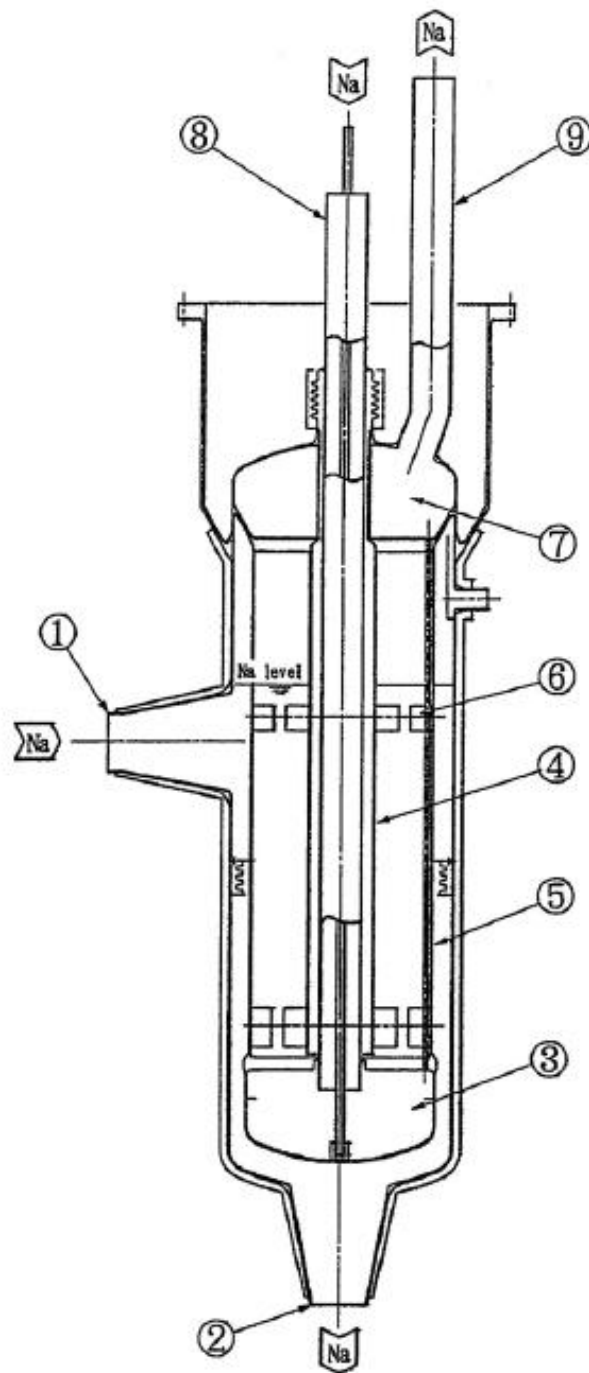
1 次冷却材は、原子炉容器出口ノズルより流出し、主中間熱交換器及び 1 次主循環ポンプを経由して、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器内に還流する。これらの機器を接続する配管は、ステンレス鋼製の二重管構造（配管（内側）及び配管（外側）から構成）とし、万一、原子炉冷却材バウンダリである配管（内側）の破損が生じた場合にあっては、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止できるものとする。また、1 次主冷却系には、1 次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するためのオーバフローカラム、及び原子炉容器入口ノズルの上流に原子炉容器内の 1 次冷却材が逆流することを防止するための逆止弁を設ける。配管の主な仕様を以下に示す。

材質 ステンレス鋼
外形寸法 約 510mm（原子炉容器出口配管）

5.2.2.4 多量の放射性物質等を放出する事故等時

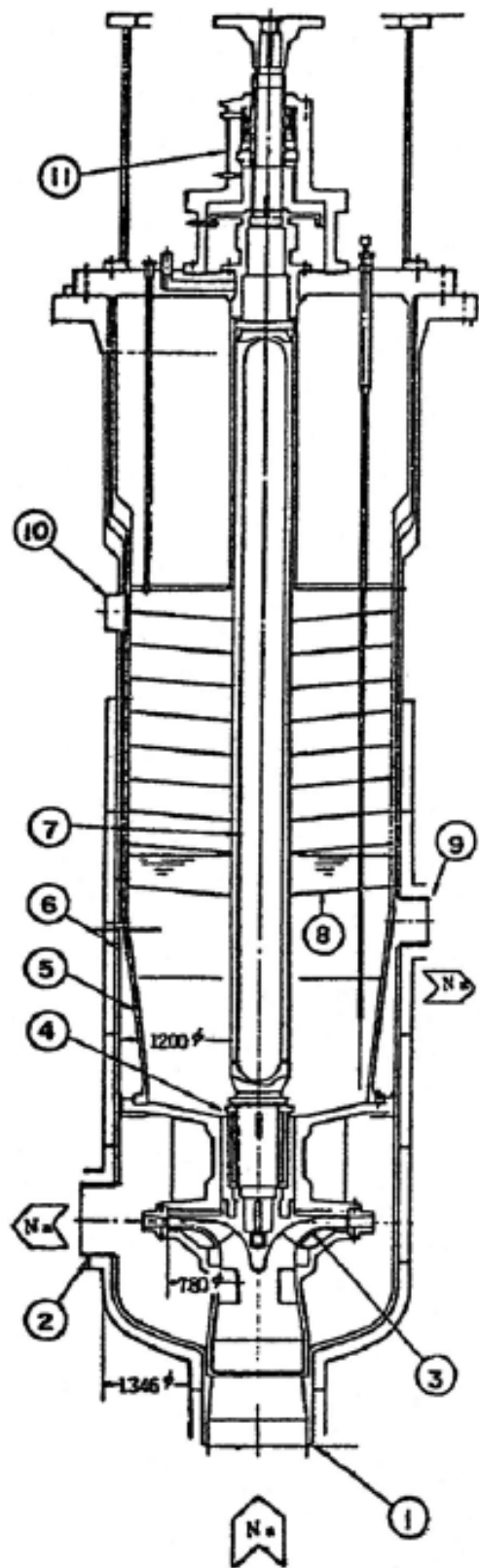
1 次主冷却系は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、1 次主冷却系配管において設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいし、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位（原子炉容器通常ナトリウム液位－4,000mm）を確保するものとする。

原子炉容器入口配管の高所部は、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位よりも高い位置とし、かつ、冷却材漏えい時に受動的に機能する 1 次主冷却系サイフォンブレイク配管を設けることで、1 次主冷却系において、設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいした場合にあっては、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保する設計とする。



5	外側シュラウド		
4	内側シュラウド	9	2次ナトリウム出口ノズル
3	2次側下部プレナム	8	2次ナトリウム入口ノズル
2	1次ナトリウム出口ノズル	7	2次側上部プレナム
1	1次ナトリウム入口ノズル	6	内 胴 窓

第 5.2.1 図 主中間熱交換器



		11	上部軸封部
5	インナーケーシング	10	Ar ガスノズル
4	ナトリウムベアリング	9	オーバーフローノズル
3	インペラ	8	熱媒へい板
2	吐出ノズル	7	シャフト
1	吸込ノズル	6	アウターケーシング

第 5.2.2 図 1 次主循環ポンプ

5.3 2次主冷却系

5.3.1 概要

原子炉施設には、二次冷却設備として、2次主冷却系を設ける。2次主冷却系は、二つの回路から構成し、各回路には2次主循環ポンプを、また、2次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するため、2次主冷却系オーバフロータンクを設ける。2次冷却材には、液体ナトリウムが用いられ、第5.1.1図に示すように、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、主中間熱交換器で1次冷却材と熱交換した後、空冷式の主冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送し、主中間熱交換器に還流する。主な仕様を以下に示す。

全除熱量 100MW

ループ（回路）数 2回路

1ループ当たりの流量 約1,200t/h

主中間熱交換器出口冷却材温度 約440℃*

主中間熱交換器入口冷却材温度 約320℃*

*：原子炉入口冷却材温度約350℃における値である。

設計圧力 5kg/cm²[gage]（約0.49MPa[gage]）（2次主循環ポンプ出口）

設計温度 ホットレグ 520℃

コールドレグ 400℃

大気 40℃

5.3.2 主要設備

5.3.2.1 主冷却機

主冷却機は2基を1式とし、2次主冷却系の二つのループに1式ずつ設けられる。主冷却機は、多数のフィン付管を水平に配列した（フィン付空冷多管式）主冷却器及び主冷却器に空気を送り込む主送風機設備等から構成する（第5.3.1図参照）。2次冷却材は、主冷却器のフィン付管内に導入される。主送風機により送り込まれる空気は、フィン付管の下方から導入され、フィン付管外側のギャップを通過して上向きに流れ、熱交換した後、大気中に排出される。主送風機設備は、主送風機、インレットベーン、出入口ダンパ及びダクト類等から構成する。主送風機は、通常運転時において、一定出力で運転されており、主冷却器の空気流量は、インレットベーンと入口ダンパの開度を調整することで制御される（出口ダンパは一定開度で保持）。なお、インレットベーンと入口ダンパの開度は、原子炉冷却材温度制御系により調整される。各主冷却器の空気流量調整範囲は定格空気流量の約5～100%である。また、原子炉停止（原子炉保護系（スクラム）の作動によるものを含む。）時には、主送風機は停止され、除熱は自然通風により行われる。なお、主送風機には、主送風機の停止が必要となった場合に、その停止を迅速に行うための電磁ブレーキが設けられている。原子炉停止時における自然通風除熱時においては、原子炉冷却材温度制御系により、インレットベーンと入口ダンパの開度を調整できるものとするとともに、必要な場合に、手動操作によりインレットベーン及び出入口ダンパを開閉できるものとする。主冷却機の主な仕様を以下に示す。

型式 フィン付空冷多管式
数量 2式 (2基/式)
容量 (定格) 50MW/式 (25MW/基)
設計圧力 $3\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.29\text{MPa}[\text{gage}]$) (冷却材バウンダリ)
設計温度 520°C (冷却材バウンダリ)
 40°C (大気)
空気出口温度 約 330°C
最大空気流量 約 $8,500\text{Nm}^3/\text{min}/\text{基}$

5.3.2.2 2次主循環ポンプ

2次主循環ポンプは、2次主冷却系の二つのループに1基ずつ設けられる。2次主循環ポンプは、たて軸自由液面型遠心式ポンプ(第5.3.2図参照)であり、ポンプ本体(内部構造)と本体を収納するアウターケーシングから構成する。ポンプ本体は、インペラ、ディフューザ、軸、軸受、軸封機構及び熱遮へい等を組み立てたものであり、メンテナンス時には、配管に溶接されたアウターケーシングを残して、ポンプ本体のみを引き出すことができる構造を有する。

主冷却器出口から、2次主循環ポンプに流入する冷却材は、アウターケーシングの吸込口から主循環ポンプ内部に導入され、インペラにより加圧された後、ディフューザを経由し、高圧室を通過して、吐出口から流出する。

2次主循環ポンプは、冷却材の自由液面を有する。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いる。ポンプ本体は、軸継手を介して、その上部に設置された駆動用電動機と接続される。流量調整範囲は、約35~100%の間で可変とする。なお、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時には、2次主循環ポンプは停止し、2次主冷却系は、自然循環運転に移行するものとする。2次主循環ポンプの主な仕様を以下に示す。

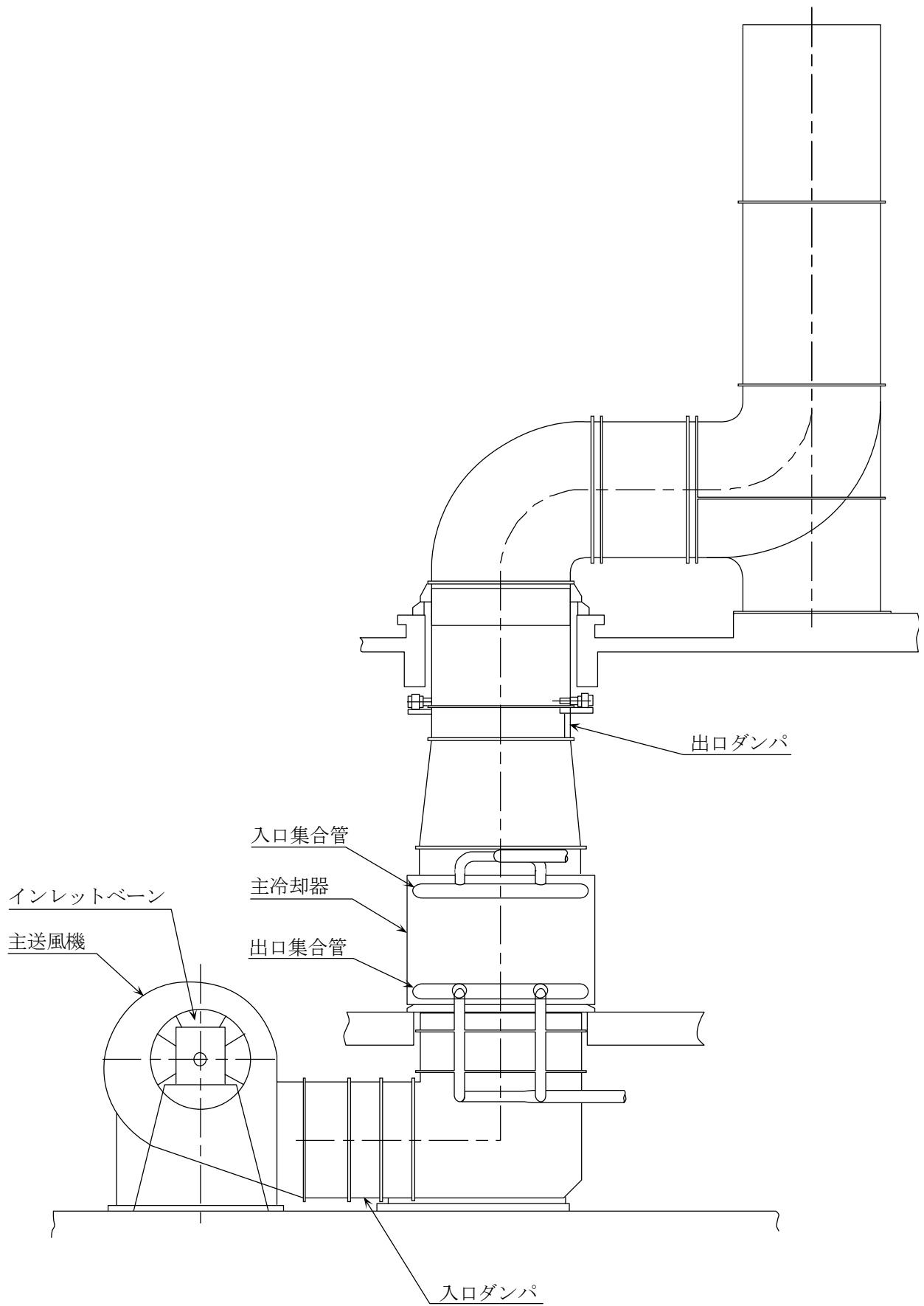
型式 たて軸自由液面型遠心式
基数 2基
容量 (定格) 約 $1,200\text{t}/\text{h}/\text{基}$
揚程 (定格) 約 40mNa
運転温度 約 320°C
設計温度 400°C

5.3.2.3 配管

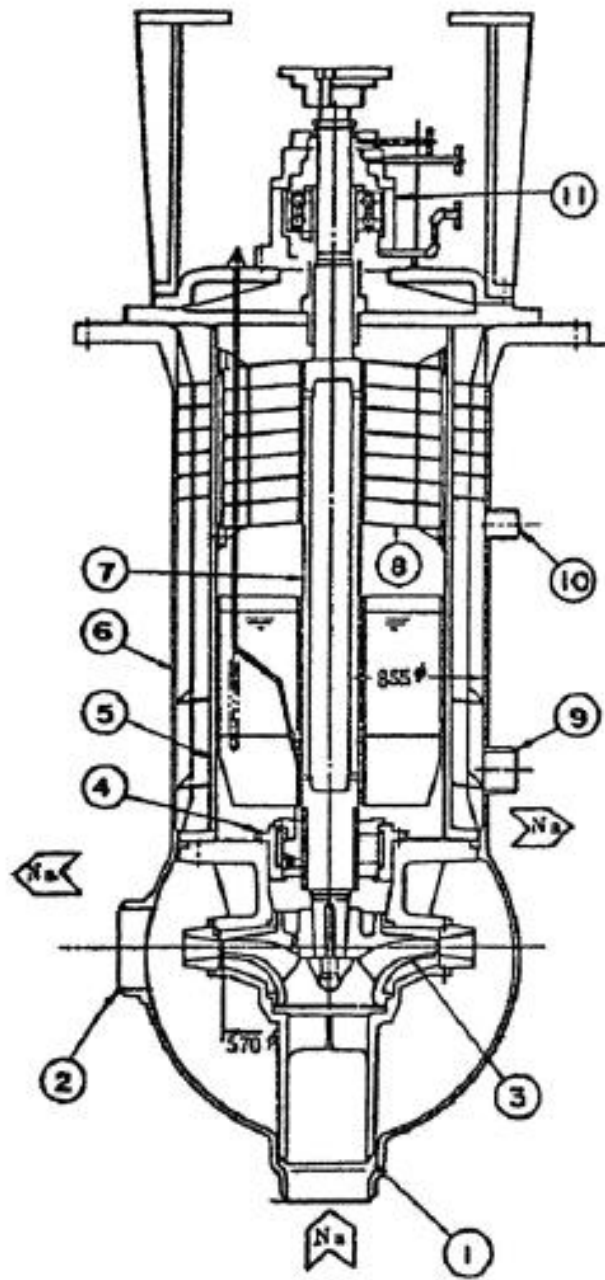
2次冷却材は、主中間熱交換器出口ノズルより流出し、主冷却器及び2次主循環ポンプを経由して、主中間熱交換器入口ノズルから主中間熱交換器内に還流する。これらの機器を接続する配管は低合金鋼製とする。また、2次主冷却系には、主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するためのオーバフロータンクを設ける。配管の主な仕様を以下に示す。

材質 低合金鋼 (2・1/4Cr-1Mo 鋼)

外形寸法 約 320mm (主中間熱交換器出入口配管)



第 5.3.1 図 主冷却機



		11	上部軸封部
5	インナーケーシング	10	Ar ガスノズル
4	ナトリウムベアリング	9	オーバフローノズル
3	インペラ	8	熱電へい板
2	吐出ノズル	7	シャフト
1	吸込ノズル	6	アウターケーシング

第 5.3.2 図 2 次主循環ポンプ

5.4 非常用冷却設備

1次主冷却系及び2次主冷却系は、以下の方針に基づき、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、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないよう、また、原子炉冷却材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、これらの熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計する。

(1) 1次主冷却系

- (i) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転（低速運転：ランバック制御）により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去することを基本とする。ただし、外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除くものとする。
- (ii) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機の電源が喪失した場合に使用する非常用冷却設備として、直流無停電電源系より電源を供給するポニーモータを各1次主循環ポンプに設ける。1次主循環ポンプの駆動用主電動機の電源が喪失した場合にあっては、1次主循環ポンプの回転数が約10秒の時定数で慣性降下し、当該回転数が設定点に達すると自動的に、1次主循環ポンプのポニーモータによる強制循環運転による一定流量運転に移行するものとする。1次主循環ポンプのポニーモータによる強制循環運転により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去する。ポニーモータの主な仕様を以下に示す。

型式 たて軸直流電動機

基数 2基

出力 約2.5kW

電源 直流100V

ポニーモータ運転時の炉心流量 約5%/基（定格流量に対する割合）

- (iii) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機及びポニーモータが使用できない場合には、1次主冷却系の冷却材の自然循環により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去する。

(2) 2次主冷却系

2次主冷却系は、冷却材の自然循環により、主中間熱交換器で1次冷却材と熱交換した後、空冷式の主冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送する。

(3) 多量の放射性物質等を放出する事故等時

多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象又は全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失事象等が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、1次主冷却系の冷却材の自然循環により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、2次主冷却系の冷却材の自然循環により、主中間熱交換器で1次冷却材と熱交換した後、空冷式の主冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送することにより、炉心の冷却に必要な機能を有する設計とする。

6. 計測制御系統施設

6.1 概要

原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び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し、かつ、監視するための計測制御系統施設として、炉心の中性子束密度を監視するための核計装（起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統）、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量並びに格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設ける。これらの計測制御系統施設は、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測定範囲を有するものとする。

計測制御系統施設は、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を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。

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の測定範囲は、関連する原子炉保護系の作動設定値を包絡する測定範囲を確保し、十分な測定範囲を有するものとする。また、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、設計基準事故が収束するまでの期間にわたり測定でき、十分な測定期間を有するものとする。

ここで、設計基準事故が収束するまでの期間とは、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の値が、通常停止時と同様の範囲に収束、又は判断基準を下回った値から低下傾向で安定した状態までの期間をいう。

6.2 核計装

6.2.1 概要

原子炉施設には、炉心の中性子束密度を監視するため、核計装として、起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統を設ける。その計測範囲を第6.2.1図に示す。

起動系及び中間出力系については、原子炉容器の外側に位置する遮へいグラフィートの中に、線形出力系については、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）の間に設置するものとし、起動系及び中間出力系においては、その鉛直方向位置を調整できるものとする。なお、核計装は、原子炉保護系（スクラム）に係る信号の一つとして用いられる。当該信号については、起動系において1 out of 2を、中間出力系及び線形出力系において2 out of 3を用いる。

6.2.2 主要設備

(1) 起動系

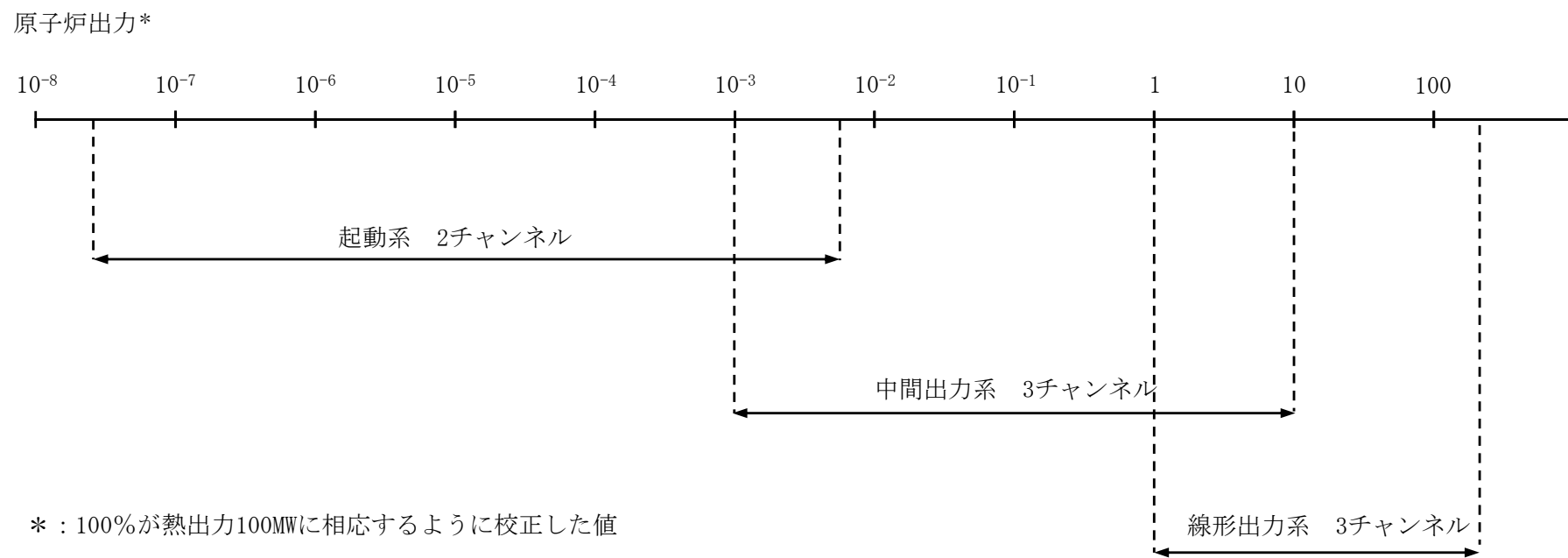
起動系は2チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、中性子検出器（核分裂計数管：FC）、高圧電源、前置増幅器、パルス増幅波高弁別器、対数計数率計及びペリオド計等から構成する（第6.2.2図参照）。

(2) 中間出力系

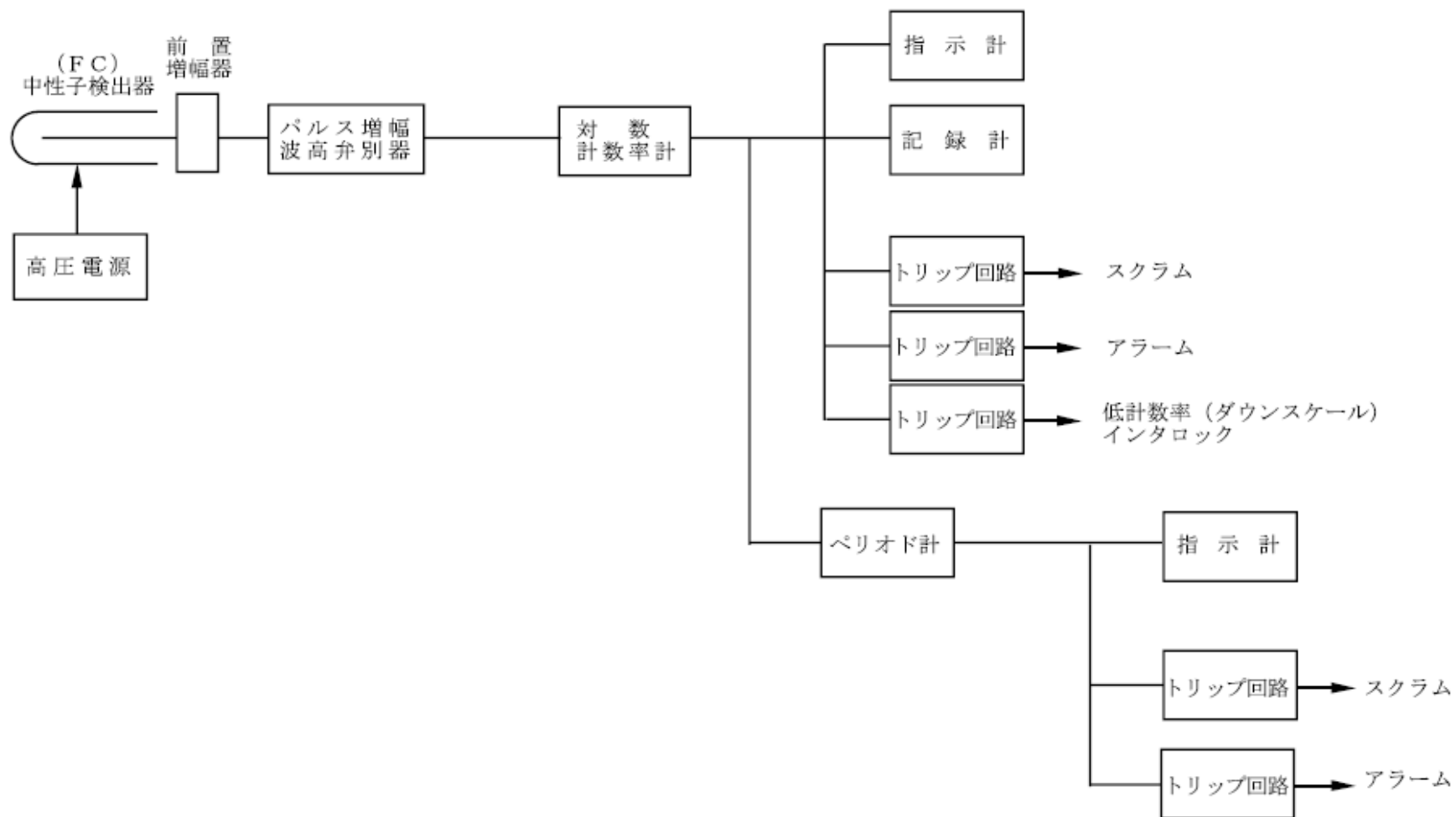
中間出力系は3チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、中性子検出器（核分裂計数管：FC）、高圧電源、前置増幅器、交流増幅器、整流平均回路、対数増幅器及びペリオド計等から構成する（第6.2.3図参照）。

(3) 線形出力系

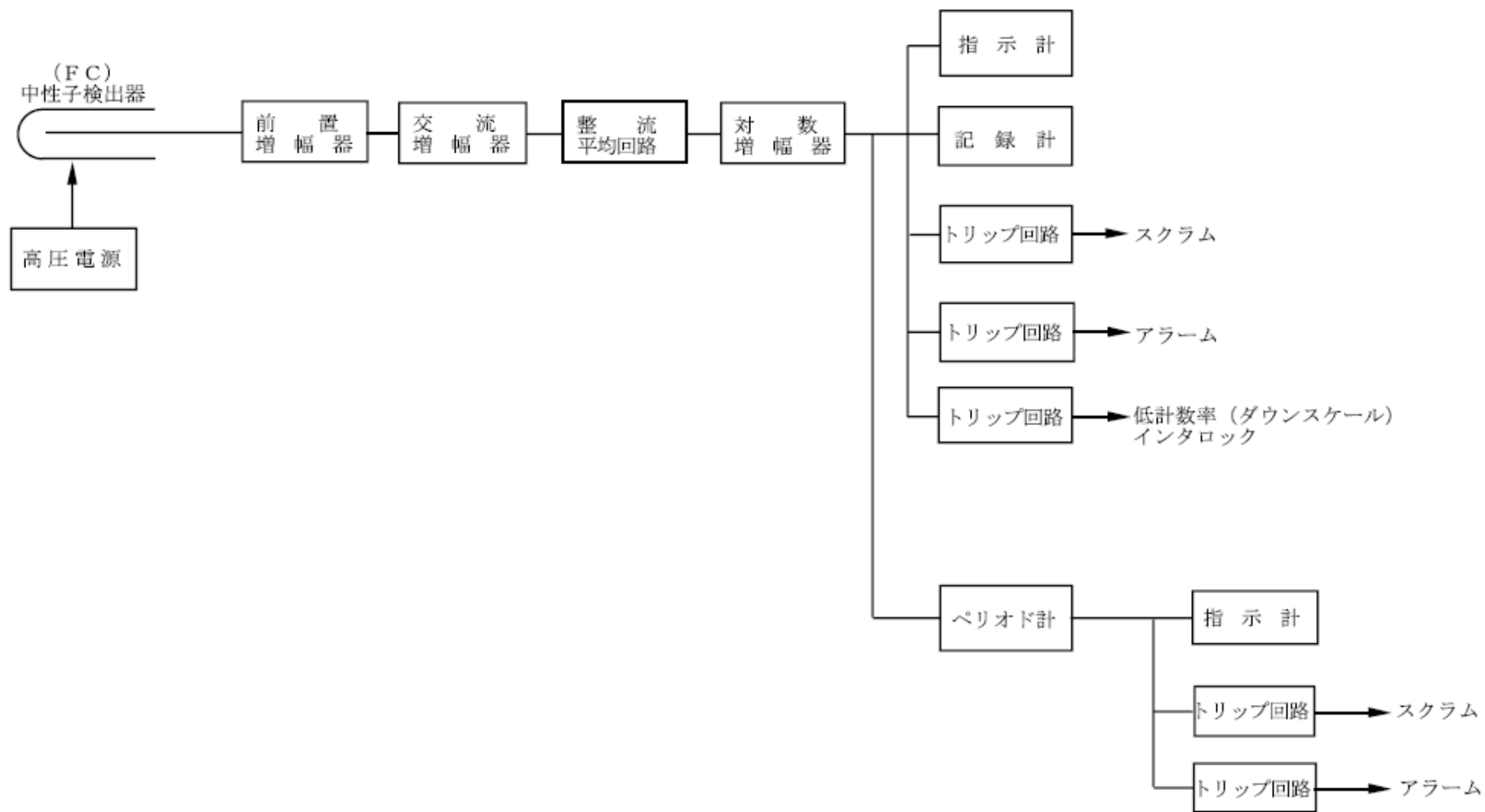
線形出力系は3チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、中性子検出器（ガンマ線補償型電離箱：CIC）、高圧電源、直流増幅器及びレンジ切替スイッチ等から構成する（第6.2.4図参照）。なお、線形出力系にあつては、レンジ切替スイッチにより、適切なレンジで用いるものとしており、そのレンジ切替は、直流増幅器の帰還回路に挿入された抵抗を切り替えることにより行う。



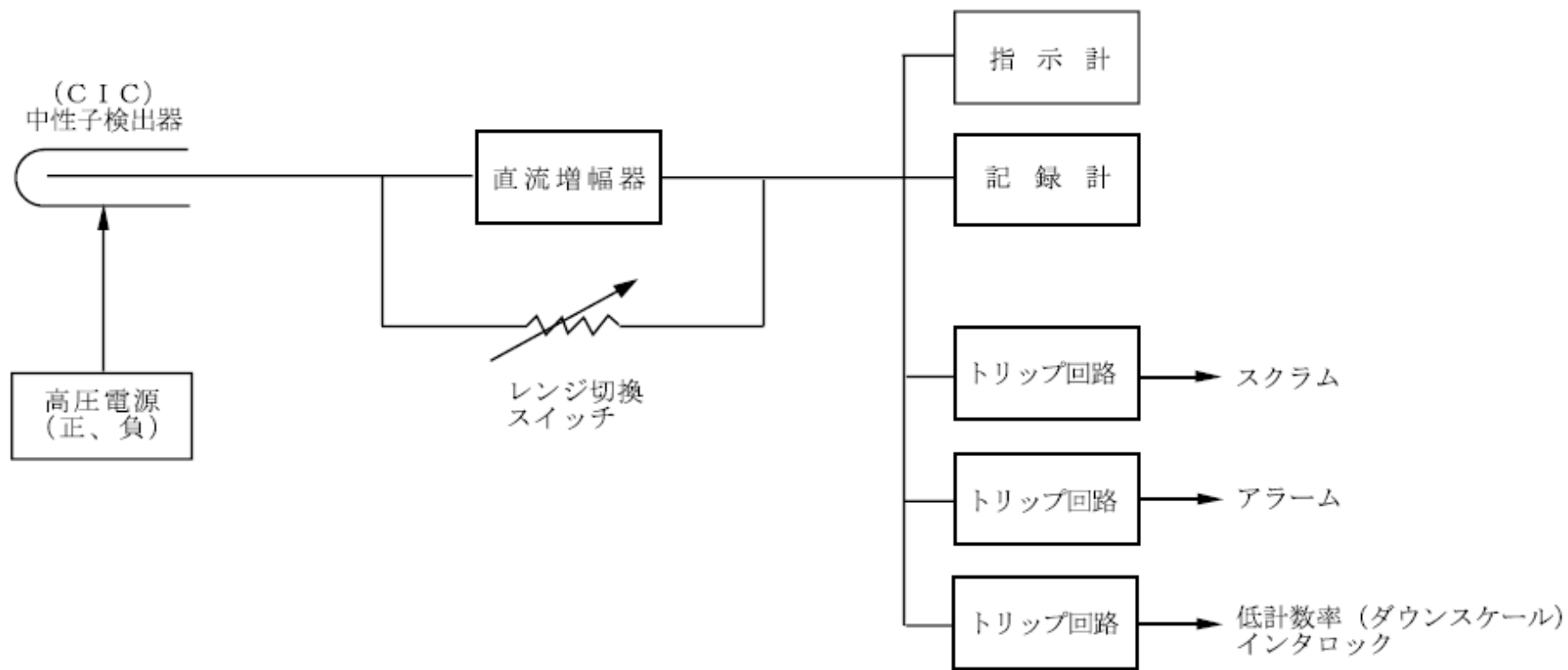
第 6. 2. 1 図 核計装計測範囲



第 6. 2. 2 図 核計装起動系構成図



第 6. 2. 3 図 核計装中間出力系構成図



第 6. 2. 4 図 核計装線形出力系構成図

6.3 プロセス計装

6.3.1 概要

原子炉施設には、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量、格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設ける。

6.3.2 主要設備

プロセス計装は、原子炉容器及び原子炉容器まわりの計装、主冷却系計装、補助冷却系計装、純化系計装、制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の計装及びその他の計装から構成する。これらのプロセス計装には、用途に応じて、適切な検出器を設置する。主な検出器を以下に示す。

(1) 温度検出器

- (i) ナトリウムの温度：C A熱電対
- (ii) 容器及び管壁の温度：C A熱電対
- (iii) 空気、窒素ガス、アルゴンガス及び水の温度：測温抵抗体又はC A熱電対

(2) 圧力検出器

- (i) アルゴンガス及び窒素ガスの圧力
：ブルドン管、ダイヤフラム型差圧計又はベローズ式
- (ii) 空気の圧力：ブルドン管
- (iii) 水の圧力：ブルドン管
- (iv) ナトリウムの圧力：ブルドン管ダイヤフラム型

(3) 流量検出器

- (i) ナトリウムの流量：永久磁石式電磁流量計又は電磁コイル式電磁流量計
- (ii) アルゴンガス及び窒素ガスの流量
：オリフィス型差圧式、ピトー管型差圧式又は面積式
- (iii) 空気の流量：ピトー管型差圧式
- (iv) 水の流量：オリフィス型差圧式又は容積式

(4) 液面検出器

- (i) ナトリウムの液面：誘導式又は接点式
- (ii) 液体アルゴン及び液体窒素の液面：差圧式
- (iii) 水の液面：差圧式、電極式又はフロート式

(5) 漏えい検出器

- (i) ナトリウムの漏えい：通電式又は光学式

6.3.2.1 原子炉容器及び原子炉容器まわりの計装

原子炉容器の計装は、原子炉内ナトリウム液面計、燃料集合体出口ナトリウム温度計、原子炉容器壁部温度計及びナトリウム漏えい検出器等から構成する。原子炉容器まわりの計装は、回転プラグ内各部温度計及び回転プラグフリーズシール温度計等から構成する。また、格納容器には、格納容器（床上）及び格納容器（床下）の温度及び圧力を測定する

ための温度計及び圧力計を設ける。

原子炉内ナトリウム液面計は、誘導式液面検出器を有し、原子炉容器内のナトリウム液面を連続的又は断続的に測定するものであり、当該信号は、原子炉保護系に接続される。燃料集合体出口ナトリウム温度計は、熱電対を各々の炉心燃料集合体の出口に設けたものとし、炉心燃料集合体出口の冷却材温度の監視に用いる。また、異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。原子炉容器壁部温度計は熱電対を有し、主に、原子炉出力上昇時の原子炉容器壁の温度分布の測定に用いられる。

ナトリウム漏えい検出器は、通電式のものを用いる。ナトリウム漏えいを検出した場合には、警報回路を作動させるとともに、作動したナトリウム漏えい検出器の位置を把握できるように設計する。

回転プラグ内各部温度計は、熱電対を有し、回転プラグ内部の温度分布の測定に用いる。回転プラグフリーズシール温度計は、回転プラグ操作時のフリーズシール部の温度測定に使用する。

格納容器内に設けた温度計及び圧力計により測定された格納容器（床上）及び格納容器（床下）の温度及び圧力に係る信号は、原子炉保護系に接続される。なお、格納容器（床下）の雰囲気については、酸素濃度計及び湿分濃度計を設置し、酸素濃度及び湿分濃度を監視できるものとする。

6.3.2.2 主冷却系計装

主冷却系には、流量計、温度計、液面計及びナトリウム漏えい検出器等を設ける。1次主冷却系にあっては、主な計装として、1次冷却材流量計、原子炉入口ナトリウム温度計、原子炉出口ナトリウム温度計や1次主循環ポンプ軸受及びモータコイル温度計等が設けられる。2次主冷却系についても、同様に、2次冷却材流量計、主冷却器入口及び出口ナトリウム温度計や2次主循環ポンプ軸受及びモータコイル温度計等が設けられる。これらの信号のうち、必要なものについては原子炉保護系に接続される。主冷却器においては、主な計装として、空気温度計、入口及び出口ダンパ開度計やインレットベーン開度計等を設ける。

ナトリウム漏えい検出器は、通電式又は光学式のものを用いる。ナトリウム漏えいを検出した場合には、警報回路を作動させるとともに、作動したナトリウム漏えい検出器の位置を把握できるように設計する。

6.3.2.3 補助冷却系計装

補助冷却系計装は、補助冷却系中間熱交換器入口及び出口ナトリウム温度計、補助冷却系冷却器入口及び出口ナトリウム温度計、補助冷却系冷却器入口及び出口空気温度計、1次補助冷却系及び2次補助冷却系ナトリウム流量計、空気流量計や電磁ポンプコイル温度計等から構成し、異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。

6.3.2.4 純化系計装

冷却材であるナトリウムの純度は、プラグイン計及び化学分析により監視する。また、

1次純化系及び2次純化系には、コールドトラップ温度を監視・制御するためのコールドトラップ入口及び出口温度計やナトリウム流量計等を設ける。

6.3.2.5 制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の計装

制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の計装は、制御棒及び後備炉停止制御棒位置指示計や上限及び下限リミットスイッチ等から構成する。

6.3.2.6 その他の計装

その他の計装として、アルゴンガス設備、ナトリウム充填・ドレン設備及びガス供給設備等に係る計装があり、それぞれ圧力計、温度計、流量計又は液面計等を設けるものとする。

6.4 燃料破損検出系

6.4.1 概要

原子炉施設には、燃料破損検出系として、遅発中性子法燃料破損検出設備及びカバーガス法燃料破損検出設備を独立に設ける。これらのいずれかにおいて異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。

6.4.2 主要設備

(1) 遅発中性子法燃料破損検出設備

遅発中性子法燃料破損検出設備は、検出器及びこれを収納するグラファイトブロック並びに計測装置等から構成し、1次主冷却系配管の近傍に設置される。検出器には、BF₃比例計数管等を使用する。遅発中性子法燃料破損検出設備は、燃料要素1本で開口破損が生じた場合に、バックグラウンドの値の5倍を超過する測定範囲を有するものとし、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、運転上の制限値をバックグラウンドの値の5倍以下と設定する。また、燃料破損を速やかに検出できるものとする。

(2) カバーガス法燃料破損検出設備

カバーガス法燃料破損検出設備は、検出器及び計測装置等から構成し、カバーガス中の希ガス核分裂生成物の娘核種の放射能を測定する。検出器には、ヨウ化ナトリウムシンチレータを使用する。カバーガス法燃料破損検出設備は、燃料要素1本で破損が生じた場合に、バックグラウンドの値の10倍を超過する測定範囲を有するものとし、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、運転上の制限値をバックグラウンドの値の10倍以下と設定する。また、燃料破損を速やかに検出できるものとする。

6.5 安全保護回路

6.5.1 概要

計測制御系統施設には、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を超えないようにするため、安全保護回路を設ける（第 6.5.1 図参照）。安全保護回路は、原子炉保護系（スクラム）及び原子炉保護系（アイソレーション）から構成する。原子炉保護系（スクラム）は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その異常な状態を検知し、自動的に原子炉停止系統を作動させるように、原子炉保護系（アイソレーション）は、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるように設計する。なお、これらの作動値は通常運転時の設定値を超えない範囲で、到達させる原子炉の出力及び目標とする原子炉容器入口における冷却材の温度に応じて設定する。

原子炉保護系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とともに、原子炉保護系を構成するチャンネルは、それぞれお互いに分離し、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した設計とする。また、原子炉保護系は、フェイルセーフを基本方針とし、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ように設計する。さらに、原子炉保護系は、計測制御系統施設の一部と共用する場合に、接続された計測制御系統施設の機器又はチャンネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、その安全保護機能を失わないように、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

なお、原子炉保護系にあっては、ハードワイヤードロジック（補助継電器や配線等で構成し、ハードウェアによる物理的な結線で命令を実行）で構成し、ソフトウェアを用いないアナログ回路とする。

6.5.2 主要設備

6.5.2.1 原子炉保護系（スクラム）

原子炉施設には、原子炉停止回路として、原子炉保護系（スクラム）を設ける。原子炉保護系（スクラム）は、以下の条件（作動設定値：第 6.5.1 表参照）に対して、自動的に原子炉停止系統を作動させて炉心を臨界未満とし、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ものとする。

- a. 中性子束高（起動領域、中間領域及び出力領域）
- b. 炉周期短（起動領域及び中間領域）
- c. 原子炉出口冷却材温度高
- d. 原子炉入口冷却材温度高
- e. 1次冷却材流量低
- f. 2次冷却材流量低
- g. 炉内ナトリウム液面低
- h. 炉内ナトリウム液面高
- i. 1次主循環ポンプトリップ
- j. 2次主循環ポンプトリップ

- k. 格納容器内床上線量率高
- l. 格納容器内温度高
- m. 格納容器内圧力高
- n. 地震
- o. 電源喪失
- p. 手動アイソレーション
- q. 手動スクラム

原子炉保護系（スクラム）は、論理回路、補助継電器回路、制御棒保持電磁石電源装置及び後備炉停止制御棒保持電磁石電源装置から構成する。関連する核計装又はプロセス計装において作動設定値を超える信号を検出し、論理回路においてスクラム信号が発生した場合には、制御棒保持電磁石電源装置及び後備炉停止制御棒保持電磁石電源装置からの保持電磁石電流を遮断し、制御棒及び後備炉停止制御棒を切り離すことで、原子炉は停止される。なお、制御棒及び後備炉停止制御棒については、スプリングにより加速され、急速に炉心に挿入される。グリップ機構については、制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の電動機により、通常で、制御棒及び後備炉停止制御棒に追従して炉心に挿入される。また、原子炉保護系（スクラム）の作動により原子炉が自動的に停止（スクラム）した場合には、1次主冷却系にあっては、外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除き、1次主循環ポンプをランバック制御に移行させ、1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転（低速運転：ランバック制御）、2次主冷却系にあっては、2次主循環ポンプ及び主送風機を停止し自然循環運転するものとする。

6.5.2.2 原子炉保護系（アイソレーション）

原子炉施設には、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるための安全保護回路として、原子炉保護系（アイソレーション）を設ける。原子炉保護系（アイソレーション）は、以下の条件（作動設定値：第6.5.1表参照）に対して、工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。なお、原子炉保護系（アイソレーション）作動時には、原子炉は自動的に停止（スクラム）される。

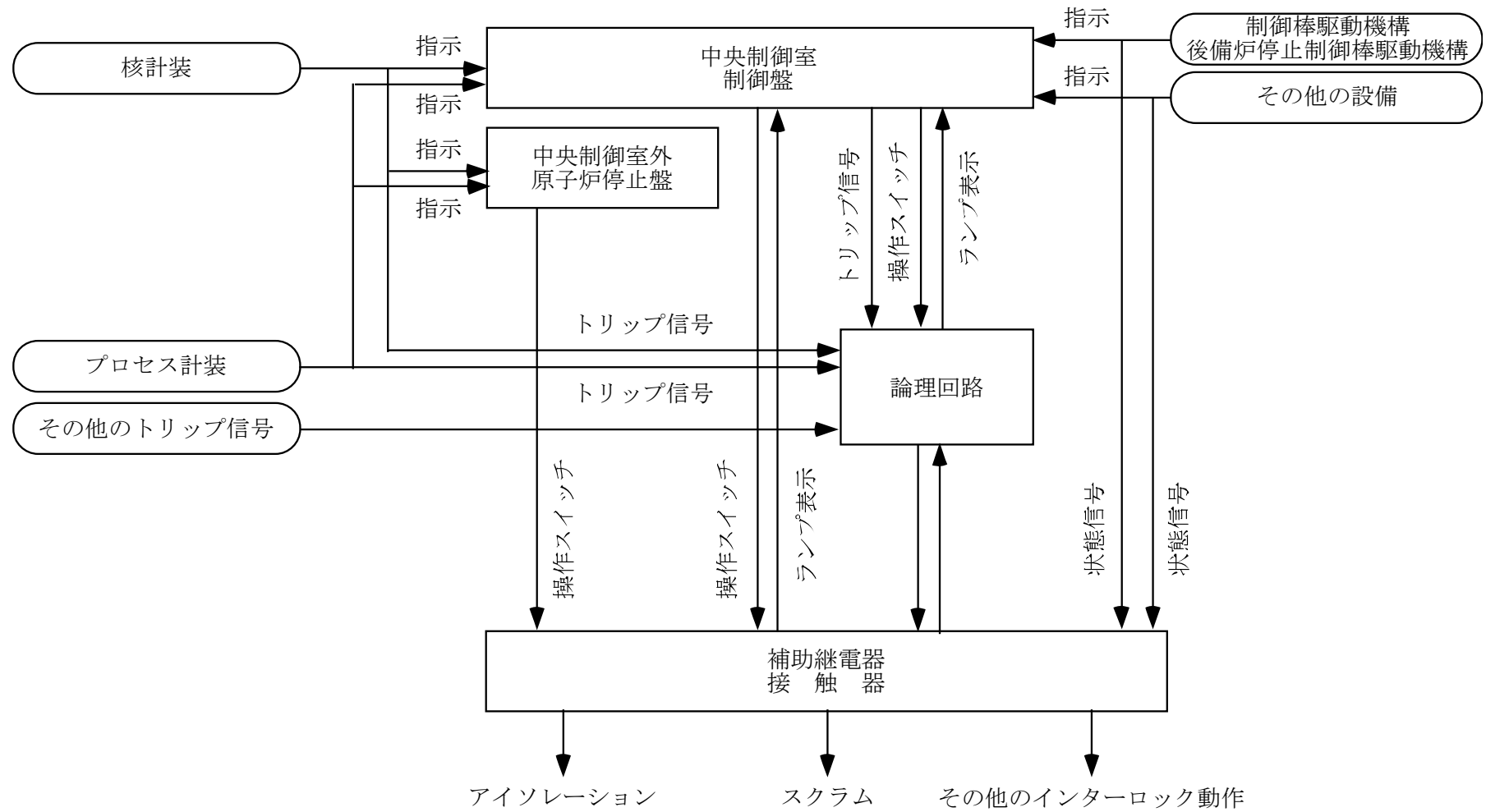
- a. 格納容器内床上線量率高
- b. 格納容器内温度高
- c. 格納容器内圧力高
- d. 手動アイソレーション

第 6.5.1 表 原子炉保護系作動設定値

No.	項目	作動設定値	スクラム	アイソレーション
1	中性子束高（出力領域）*1	高 105%	○	
2	中性子束高（中間領域）	高 フルスケール（100%）の 95%	○	
3	中性子束高（起動領域）	高 フルスケール（10 ⁶ cps）の 95%	○	
4	炉周期短（中間領域）	+5 秒	○	
5	炉周期短（起動領域）	+5 秒	○	
6	原子炉出口冷却材温度高*1*2	高 464℃	○	
7	原子炉入口冷却材温度高*2	高 365℃	○	
8	1 次冷却材流量低	低 80%	○	
9	2 次冷却材流量低	低 80%	○	
10	炉内ナトリウム液面低	低 -100mm	○	
11	炉内ナトリウム液面高	高 +200mm	○	
12	1 次主循環ポンプトリップ	—	○	
13	2 次主循環ポンプトリップ	—	○	
14	格納容器内床上線量率高	高 1mSv/h	○	○
15	格納容器内温度高	高 60℃	○	○
16	格納容器内圧力高	高 29kPa[gage]	○	○
17	地震	水平 150gal	○	
18	電源喪失	—	○	
19	手動アイソレーション	—	○	○
20	手動スクラム	—	○	

*1： 先行試験においては、中性子束高（出力領域）の作動設定値を目標出力の 105%とし、原子炉出口冷却材温度高の作動設定値を、目標出力時の原子炉出口冷却材温度より 8℃高い値とする。

*2： 原子炉入口冷却材温度の目標温度を 250℃から 350℃未満の温度とする場合は、原子炉入口冷却材温度高の作動設定値を目標温度より 15℃高い値にするとともに、原子炉出口冷却材温度高の作動設定値を、原子炉入口冷却材温度の目標温度に対応した原子炉出口冷却材温度より 8℃高い値とする。



第 6.5.1 図 安全保護回路概要図

6.6 原子炉出力制御系

原子炉の出力は、制御棒及び制御棒駆動系（原子炉出力制御系）を用いて制御する。制御棒及び制御棒駆動機構の構造及び主な仕様等については、「3.9 制御設備及び非常用制御設備」に記載するものとする。運転員は、中央制御室において、核計装等の指示値を監視しながら、原子炉制御盤の引き抜き・挿入スイッチを手動操作することで、制御棒駆動系により、制御棒の位置を調整し、通常運転時の出力調整、臨界点調整及び燃料の燃焼による反応度低下に対する出力調整等を行う。また、制御棒の引き抜き操作にあつては、原子炉制御盤に設けた制御棒選択スイッチにより選択された制御棒のみを引き抜きできるものとし、複数の制御棒が同時に引き抜かれることを防止する。

6.7 原子炉制御系

6.7.1 概要

原子炉施設には、原子炉制御系として、原子炉冷却材温度制御系及び1次冷却材流量制御系を設ける（炉心の反応度（原子炉の出力）の制御に使用する制御棒及び制御棒駆動系を除く。）。原子炉制御系の概要図を第6.7.1図に示す。通常運転時にあつては、原子炉入口冷却材温度は、原子炉出力に関係なく一定に保持するものとする。また、1次主冷却系及び2次主冷却系の流量について、出力上昇時及び下降時も含めて一定に保持するものとする。

6.7.2 主要設備

6.7.2.1 原子炉冷却材温度制御系

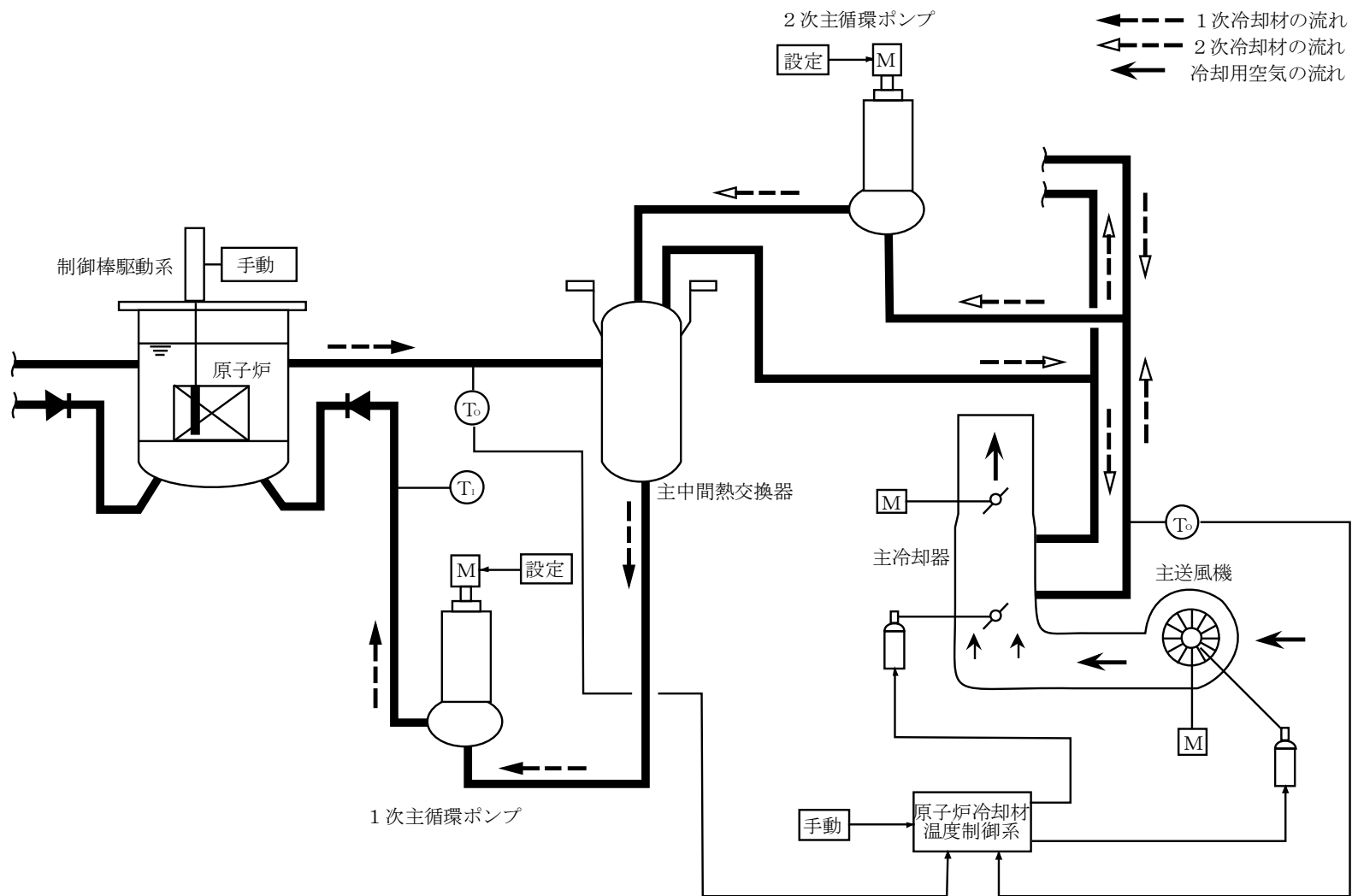
通常運転時の原子炉入口冷却材温度を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つように、主冷却器の空気流量を調整する原子炉冷却材温度制御系を設ける。空気流量は、手動又は自動で制御する。

主冷却器の空気流量は、4台の主冷却機の各々に設置されるインレットベーン又は入口ダンパの開度を調整することで制御される。インレットベーン及び入口ダンパの開度調整は、手動運転又は自動運転により行われる。なお、インレットベーン及び入口ダンパは圧縮空気により駆動される。インレットベーン及び入口ダンパの開度は連続的に変えることが可能であり、各主冷却器の空気流量調整範囲は定格空気流量の約5～100%である。空気流量の制御を手動運転により行う場合は、運転員が原子炉入口冷却材温度を監視しながら、これを一定に保つように、原子炉冷却材温度制御系の空気流量調節器を操作し、空気流量を制御する。自動運転の場合には、主冷却器出口冷却材温度の信号を、空気流量調節器の主冷却器出口冷却材温度設定の比較演算回路に入れ、主冷却器出口冷却材温度との偏差信号の大きさに応じて、インレットベーン又は入口ダンパを動作させ、空気流量を変化させて、原子炉入口冷却材温度を制御する。

6.7.2.2 1次冷却材流量制御系

通常運転時の1次冷却材流量を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つための1次冷却材流量制御系を設ける。1次冷却材流量は、手動又は自動で制御する。なお、1次冷却材流量は、1次主循環ポンプの回転数を変更することで調整される。

また、1次冷却材流量制御系は、原子炉スクラム時に、1次主循環ポンプをランバック制御に移行させ、1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転（低速運転：ランバック制御）により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去するように設計する。ただし、外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除くものとする。



第 6.7.1 図 原子炉制御系統図

6.8 警報回路

警報回路（アラーム）は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量、格納容器内の圧力及び温度等が正常な範囲を逸脱した場合に、警報（ブザー又はベル）を発することで、運転員の注意を喚起し、その内容を表示できるものとする。なお、原子炉保護系に接続される計装にあっては、その作動設定値の下に、警報作動設定値を設けるものとする。

6.9 インターロック系

原子炉の運転に際し、運転員の誤操作等を防止するため、インターロック系として「運転モードスイッチ」、「制御棒電磁石励磁インターロック」及び「制御棒引抜きインターロック」を設ける。

(1) 運転モードスイッチ

運転モードスイッチは、以下に示す5種類のモードのうちの一つを原子炉の状況に応じて選択するものとする。

(i) 停止モード

停止モードは、原子炉停止中に使用されるものであり、全ての制御棒保持電磁石及び後備炉停止制御棒保持電磁石の励磁回路を遮断するため、制御棒及び後備炉停止制御棒は、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系と切り離された状態で、炉心に全挿入される。ただし、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系については、制御棒及び後備炉停止制御棒が切り離されていることを条件に単独引き抜き・挿入操作又は全数引き抜き・挿入操作ができるものとする。

(ii) 起動モード

起動モードは、原子炉の起動時に使用されるものであり、中間出力系及び線形出力系核計装の「中性子束低」による制御棒引抜きインターロックをバイパスすることができるものとする。

(iii) 低出力モード

低出力モードは、原子炉の起動後の出力上昇時に使用されるものであり、線形出力系核計装の「中性子束低」による制御棒引抜きインターロック、及び起動系核計装の「中性子束高」又は「炉周期短」による原子炉保護系（スクラム）の作動をバイパスすることができるものとする。

(iv) 高出力モード

高出力モードは、原子炉の高出力運転時に使用されるものであり、起動系及び中間出力系核計装の「中性子束高」又は「炉周期短」による原子炉保護系（スクラム）の作動をバイパスすることができるものとする。

(v) 燃料交換モード

燃料交換モードは、原子炉停止中の燃料交換作業時に使用されるものであり、全ての制御棒保持電磁石及び後備炉停止制御棒保持電磁石の励磁回路を遮断するため、制御棒及び後備炉停止制御棒は、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系と切り離された状態で、炉心に全挿入される。また、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系につ

いて、その引き抜き・挿入操作を阻止する。

(2) 制御棒電磁石励磁インターロック

制御棒電磁石励磁インターロックは、以下の条件を満足した場合に、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系により制御棒及び後備炉停止制御棒をラッチするため、制御棒電磁石及び後備炉停止制御棒電磁石を励磁できるものとする。

- (i) 運転モードスイッチが「起動モード」又は「低出力モード」であること。
- (ii) 原子炉保護系（スクラム）の条件がすべて解除されていること。
- (iii) ラッチリミットスイッチが作動していること。

(3) 制御棒引抜きインターロック

制御棒引抜きインターロックは、以下の条件を満足した場合に、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系によりラッチした制御棒及び後備炉停止制御棒を引き抜きできるものとする。なお、運転モードスイッチが「停止モード」の場合には、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系について、制御棒及び後備炉停止制御棒が切り離されていることを条件に単独引き抜き・挿入操作又は全数引き抜き・挿入操作ができるものとする。

- (i) 運転モードスイッチが「起動モード」、「低出力モード」又は「高出力モード」であること。
- (ii) 原子炉保護系（スクラム）の条件がすべて解除されていること。
- (iii) ラッチリミットスイッチが作動していること。
- (iv) 核計装の指示値が、運転モードスイッチの位置に応じた設定範囲内にあること。
- (v) 制御棒選択スイッチにより操作する制御棒又は後備炉停止制御棒が選択されていること。

7. 放射性廃棄物の廃棄施設

7.1 概要

原子炉施設には、周辺監視区域の外の空気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し、「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」⁽¹⁾を参考に、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低くするよう、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放射性廃棄物の廃棄施設を設ける。また、原子炉施設において発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する能力を有する放射性廃棄物の廃棄施設を設ける。

7.2 気体廃棄物の廃棄施設

7.2.1 概要

放射性気体廃棄物のうち主要なものは、原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスである。これらの放射性廃ガスを処理するため、気体廃棄物処理設備を設ける(第7.1図参照)。

気体廃棄物処理設備は、フィルタ、送風機、圧縮機、貯留タンク及び配管等から構成する。放射性気体廃棄物は、主排気筒から大気に放出する。なお、主排気筒の排気口は、原子炉の炉心中心から北方向約30mの高さ約80m(T.P.約118m)に位置する。

7.2.2 主要設備

原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、コレクションヘッダに集約された後、廃ガスクーラ及び廃ガスフィルタを経由し、廃ガス圧縮機(3基(常用圧縮機2基(予備1基)及び非常用圧縮機1基))に導入される。

アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガスフィルタを経由し、直接、主排気筒に送られる。

なお、廃ガスフィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニットⅠ(2基(予備1基):プレフィルタ及び高性能フィルタから構成)及び主排気筒の上流に設けられるフィルタユニットⅡ(2基(予備1基):プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタから構成)がある。また、換気設備等から主排気筒に送られる排気は、当該ガスを希釈するためにも用いられる。

放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が濃度限度を超える場合には、廃ガス圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵される。気体廃棄物処理設備には、1基当たり約2週間分の放射性気体廃棄物を貯蔵する能力を有する廃ガス貯留タンクを3基設ける(1基当たりの容量 20m^3 ・圧力 $9\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.88\text{MPa}[\text{gage}]$)。このうち、廃ガス貯留タンク1基は、万一の事故等に備え、予備として運用するものとする。

なお、遮へいコンクリート冷却系等より排出される廃ガスについては、当該廃ガス用のフィルタユニット(2基(予備1基):プレフィルタ及び高性能フィルタで構成)を経由し、送風機により直接、主排気筒に送られるが、窒素廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合には、廃ガス貯留タ

ンクに圧入貯蔵される。

圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガスフィルタを經由し、主排気筒に送られる。

気体廃棄物処理設備に係る主な仕様を以下に示す。

(1) アルゴン廃ガス系

コレクションヘッダ

基数 2基

容量 約 0.3 m³/基

廃ガスクーラ

基数 1基

廃ガスフィルタユニット I

基数 2基 (内予備 1基)

構成 プレフィルタ及び高性能フィルタ

廃ガスフィルタユニット II

基数 2基 (内予備 1基)

構成 プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタ

廃ガス圧縮機

基数 3基 (常用圧縮機 2基 (内予備 1基) 及び非常用圧縮機 1基)

型式 無給油型

廃ガス貯留タンク

基数 3基 (内予備 1基)

容量 20m³/基

圧力 9kg/cm²[gage] (約 0.88MPa[gage])

(2) 窒素廃ガス系

廃ガスクーラ

基数 1基

廃ガスフィルタユニット

基数 2基 (内予備 1基)

構成 プレフィルタ及び高性能フィルタ

廃ガス送風機

基数 2基 (内予備 1基)

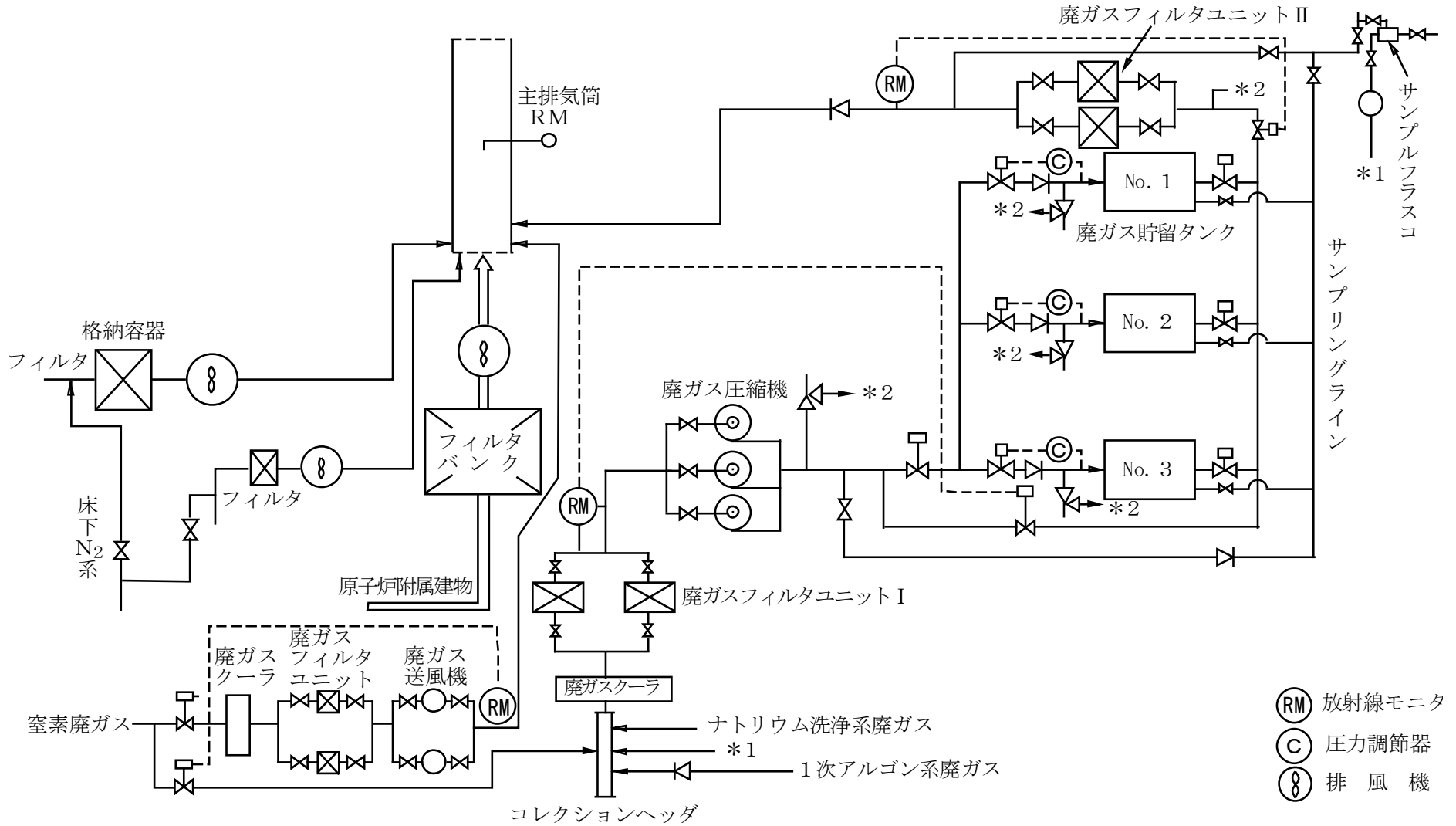
型式 無給油型

(3) 主排気筒

基数 1基

位置 原子炉の炉心中心から北方向約 30m

高さ 約 80m (T.P. 約 118m)



第 7.1 図 気体廃棄物処理系統図

8. 放射線管理施設

8.2 主要設備

8.2.1 屋内管理用の主要な設備

(1) 放射線監視設備

原子炉施設の管理区域内の必要な場所には、放射線監視設備として、エリアモニタを設ける。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ及び空気汚染モニタから構成するものとし、設置する場所に応じて使い分けるものとする。格納容器にあっては、設計基準事故時等において、格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定するための格納容器内高線量エリアモニタ、及び格納容器（床上）内の放射性ガス及び塵埃濃度を測定するための格納容器内空気汚染モニタを有する。

また、中央制御室には、放射線管理に必要なエリアモニタ及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要なエリアモニタの指示又は記録を集中監視するための放射線監視盤を設ける。

(i) 放射線監視盤の設置場所

放射線管理に必要なエリアモニタの指示計、記録計及び警報回路は、中央制御室に設置する放射線監視盤に設けるものとし、中央制御室の放射線監視盤において、放射線管理に必要なエリアモニタ等の指示又は記録を集中監視できるものとする。

(ii) 主要な固定モニタと使用目的

原子炉保護系エリアモニタ： 格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定するものであり、設定値を超過した場合には、原子炉保護系（アイソレーション）が作動する。

格納容器内高線量エリアモニタ： 設計基準事故時等において、格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定する。

格納容器内中性子線エリアモニタ： 格納容器（床上）内の中性子線量率を測定する。

格納容器内空気汚染モニタ： 格納容器（床上）内の放射性ガス及び塵埃濃度を測定する。

配管路（コールド）エリアモニタ： 2次主冷却系の主中間熱交換器出口配管が通過するエリア（配管路（コールド））の線量率を測定することで、1次主冷却系から2次主冷却系への放射性物質の漏えいを検知する。

アルゴン廃ガスモニタ： アルゴン廃ガス中の放射性物質濃度を測定する。

窒素廃ガスモニタ： 窒素廃ガス中の放射性物質濃度を測定する。

9. 原子炉格納施設

9.1 概要

原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全施設等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コンクリート壁との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。

格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、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、格納容器から放出される放射性物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の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ように設計する。

格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがある場合であって、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を除き、隔離弁を設ける。格納容器及び隔離弁で構成される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瞬間的破壊が生じないように、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ように設計する。

格納容器内には、鉄筋コンクリート造の原子炉建物を有する。原子炉建物は、運転床面を1階とし、地下中1階、地下1階、地下中2階及び地下2階の地下階を有する。運転床面のレベルは、概ねグラウンドレベルである。格納容器は、所員用及び非常用のエアロックを有し、通常、格納容器への出入りには所員用エアロックが用いられる。また、格納容器には、機器保修等の際に必要な大型機器の搬出入に使用する機器搬入口を設ける。機器搬入口には、通常、ハッチを設置するが、原子炉停止時に大型機器の搬出入等において、必要な場合には、当該ハッチを取り外せるものとする。なお、運転床面は、原子炉運転時にあっても、作業員等が立入りできるものとする。また、格納容器内には、機器保修等において使用する旋回式天井クレーン及び機器ピットを設ける。

格納容器内は、地下中1階床面を、格納容器（床上）と格納容器（床下）のバウンダリとし、格納容器（床上）を空気雰囲気に、格納容器（床下）を原則として窒素雰囲気とする（原子炉停止中において、機器保修等のために作業員が入域する場合にあっては、空気雰囲気にできるものとする）。これらの圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格納容器窒素雰囲気調整設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。また、アニュラス部にあっては、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように、アニュラス部排気設備を設ける。アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタ（アニュラス部常用排気フィルタ）を経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系（アイソレーション）が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に粒子状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有す

る。

格納容器（床下）には、原子炉容器及び1次冷却材を保有する施設等が設置されるため、地下中1階床面は必要な遮蔽厚さを有するものとする。また、格納容器（床下）のコンクリート壁の必要な場所には、その放射線損傷を防止するため、遮蔽板を設けるものとする。なお、原子炉容器は、上端のフランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じレベルのペDESTALに支持される。1次主冷却系の主循環ポンプ及び主中間熱交換器についても、その取付フランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じレベルに支持される。また、これらの上部は区画されたピットに収納されており、原子炉容器にあつては、運転床面と概ね同じレベルに炉上部ピット蓋、主中間熱交換器にあつては、ピット蓋が設置される。

9.2 主要設備

9.2.1 格納容器

9.2.1.1 格納容器本体

格納容器は、半球形の頭部、円筒形の胴部及び半だ円形の底部から構成する炭素鋼製の上部半球形下部半だ円形鏡円筒型容器である（第9.1図参照）。この設計圧力及び設計温度については、1次冷却材であるナトリウムが空気中の酸素と反応し、燃焼した際の圧力及び温度上昇を考慮して設定するものとする。主な仕様を以下に示す。

型式 上部半球形下部半だ円形鏡円筒型

材料 炭素鋼

耐圧部については、ASME SA-516 Grade60 相当品とする。

寸法 上部半球形部半径 約 14m

円筒形部内径 約 28m

全高 約 54m

容積 約 30,000m³

設計圧力 内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage])

外圧 0.05kg/cm²[gage] (約 4.9kPa[gage])

設計温度（鋼壁温度） 最高 150℃

最低-15℃

漏えい率 3%/d 以下（原子炉停止状態にて設計圧力時において）

設計にあつては、内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage])・内部ガス温度 360℃の条件において、0.7%/d を設計漏えい率とする。なお、内部ガス温度を常温とした場合、当該設計漏えい率は、保守的に 0.45%/d となる。一方、運転開始後に実施される試験検査にあつては、原子炉容器及び1次主冷却系等にナトリウムを有し、これらを保温していること、また、これに関連して、格納容器雰囲気調整系を運転する必要があること、さらに、試験検査時にあつても、格納容器内圧力と原子炉容器内カバーガス圧力のバランスを保持する必要があることから、試験検査にあつては、測定される漏えい率に誤差が見込まれることから、内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage])・内部ガス温度

360℃の条件において、5%/d を設計漏えい率に相当する値とする。ただし、試験検査にあつては、内部ガス温度を 360℃とすることが困難であることから、内部ガス温度を常温とし、保守的に算出した 3%/d を、格納容器内にナトリウムを保有している場合の試験検査基準値とする。なお、格納容器内にナトリウムを保有していない場合には、試験検査基準値として 0.45%/d を使用する。

9.2.1.2 格納容器貫通部

(1) 配管貫通部及び電気配線貫通部

配管貫通部及び電気配線貫通部には、炭素鋼 (ASME SA-516 Grade60 相当品又は SA-333 Grade1 相当品) 製のペネトレーションノズルを配置する。

配管貫通部には、貫通部において配管の変位を許容する必要があるものとないものの 2 種類がある。配管の変位を許容する必要があるものとしては、アルゴンガス系の配管や 2 次主冷却系の高温配管等があり、これらについては、当該配管の温度変化に伴う熱膨張やその他の理由により、貫通部における配管の変位を許容する必要がある。これらの配管貫通部は、シールベローズ構造とすることで、配管の変位を許容し、かつ、貫通部の気密性を確保するものとする。また、圧力が高い配管については、ベローズを保護するための保護管を設ける。配管の変位を許容する必要がないものについては、配管を貫通部のノズルに直接溶接するものとし、貫通部の気密性を確保する。電気配線貫通部は、貫通スリーブの両端を密閉した二重シール構造とする。主要な貫通部については、運転開始後にも試験検査 (漏えい率) を行うことができるものとする。また、配管貫通部及び電気配線貫通部の格納容器外側の端部は、アニュラス部に存在するよう設計する。

(2) エアロック及び機器搬入口

所員用及び非常用のエアロックは、格納容器内外に気密扉を設けた構造であり、これらの扉を同時に開放しないためのインターロック及び圧力平衡装置等を有する。また、機器搬入口には、二重ガスケットシール構造を有するハッチが設置される。当該ハッチは、ボルトにより機器搬入口に設置される。

所員用及び非常用のエアロックについては、エアロック内を加圧・減圧することで、試験検査 (漏えい率) を行うことができるものとする。機器搬入口については、二重ガスケットシール部に設けた漏えい試験孔を介して、当該シール部を加圧・減圧することで、試験検査 (漏えい率) を行うことができるものとする。なお、シール用ガスケットについては定期的に点検し、必要に応じて交換する。

(3) 隔離弁

格納容器を貫通する配管には、格納容器に接近した位置に隔離弁を設ける。隔離弁は、原子炉保護系 (アイソレーション) の作動信号により、自動的に閉止されるものとする。また、中央制御室において、遠隔手動操作により、その閉止操作だけでなく、必要な場合には、隔離を解除することができるものとする。隔離弁は、非常用電源設備から電力を供給し、単一故障によっても隔離機能を喪失することがないものとする。また、

隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合であっても、隔離機能を喪失しないものとする。

原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において開口している配管については、格納容器の内側に 1 個及び外側に 1 個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側又は外側において閉口している配管については、それぞれ格納容器の内側又は外側に 1 個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において、閉回路を形成している 2 次主冷却系及び 2 次補助冷却系の配管については、事故の収束に必要な系統の配管であって、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であるため、隔離弁を設けない。逆止弁を用いる場合は、原子炉格納容器の壁を貫通する配管に、原子炉格納容器内外いずれかの位置で破損が生じ、その逆止弁に対する逆圧がすべて喪失した条件においても、必要な隔離機能が重力等によって維持されるものとする。

なお、隔離弁の設計圧力及び設計温度については、格納容器の設計圧力及び設計温度、又は隔離弁の設置される配管の設計圧力及び設計温度のうち、保守的なものを使用する。

(4) バキュームブレーカ

格納容器（床下）において、1 次冷却材の漏えい（設計基準事故のうち 1 次冷却材漏えい事故）が発生し、原子炉停止後に、その保守のために、格納容器（床下）を空気雰囲気とした際には、ナトリウムの燃焼が生じるおそれがある。隔離弁が閉止された状態にあっては、当該ナトリウム燃焼により、格納容器内の圧力及び温度が上昇するが、時間の経過に伴うナトリウム燃焼の終息（格納容器内の酸素の消費）により、圧力は徐々に減少し、負圧に至る。格納容器内の圧力が負圧に至るおそれが生じた場合に、設計圧力（外圧：0.05kg/cm²[gage]（約 4.9kPa[gage]））を超える負荷が生じることがないように、格納容器には、外気を導入するための弁を設ける。当該弁は、格納容器の内圧が負圧となった場合に使用することを想定するものとし、設計圧力（外圧）を下回る設定圧力で自動的に弁を開放し、外気を導入するバキュームブレーカとする。なお、外気の導入が必要となる時点にあっては、格納容器内の酸素がすでに消費されていることで、ナトリウム燃焼が終息し、当該ナトリウムの温度が低下しているため、外気を導入しても、大きなナトリウムの燃焼が再発することはない。

(5) トランスファロータ収納部

核燃料物質取扱設備の一つであるトランスファロータのうち、トランスファロータケーシング及びトランスファロータ駆動装置の一部を収納するため、格納容器には、トランスファロータ収納部（トランスファロータケーシング収納部及びトランスファロータ駆動装置収納部）を設ける。トランスファロータケーシング及びトランスファロータ駆動装置は、当該収納部に取り付けられる。トランスファロータ駆動装置収納部は隔壁構造を有し、格納容器バウンダリの一部を構成する。また、トランスファロータケーシング収納部については、取り付けられたトランスファロータケーシングの一部が格納容器バウンダリの一部を構成する。これらの隔壁等については、格納容器内の原子炉建物のコンクリートと接触することがないように、十分な空間を有するものとし、かつ、ア

ニュラス部と当該空間を隔て、雰囲気を独立させることができるものとする。

9.2.2 外周コンクリート壁（アニュラス部を含む。）

外周コンクリート壁は、格納容器を取り囲むように設置するたて置円筒型の鉄筋コンクリート建造物であり、格納容器及び外周コンクリート壁との間の下半部を密閉した空間はアニュラス部を構成する。アニュラス部は、通常運転時において、アニュラス部排気設備により、その内部を負圧状態に維持される。主な仕様を以下に示す。

型式 たて置円筒型

材料 鉄筋コンクリート

寸法 内径×板厚 約 30m×約 0.5m

高さ 地上約 27 m・地下約 20m

設計気密度 約-0.1kPa[gage]の負圧条件において漏えい率 200%/d

9.2.3 アニュラス部排気設備（非常用換気設備を含む。）

アニュラス部排気設備は、通常運転時において、アニュラス部を負圧状態に維持するためのものであり、フィルタ、排風機及びこれらを結ぶ配管等から構成する（第 9.2 図参照）。また、アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタ（アニュラス部常用排気フィルタ）を経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系（アイソレーション）が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。アニュラス部は、通常、約-0.1kPa[gage]に維持されるものとし、アニュラス部排気設備の排風機は、非常用ディーゼル電源系に接続するものとする。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に粒子状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。主な仕様を以下に示す。

（i）アニュラス部排風機

基数 2基（内予備1基）

処理風量 約 1,700m³/h/基

（ii）非常用ガス処理装置

基数 2基（内予備1基）

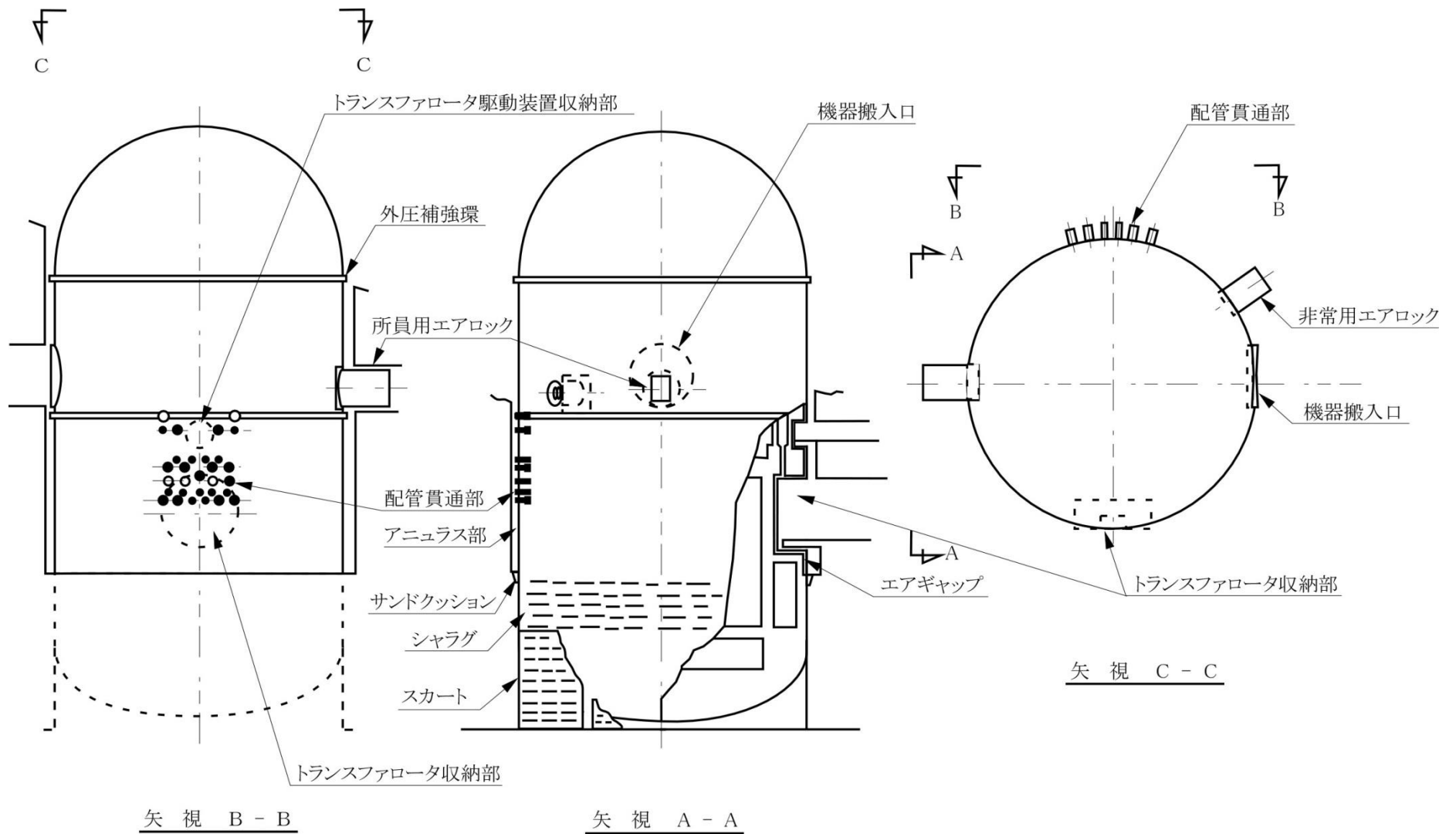
処理風量 約 1,700m³/h/基

系統よう素除去効率

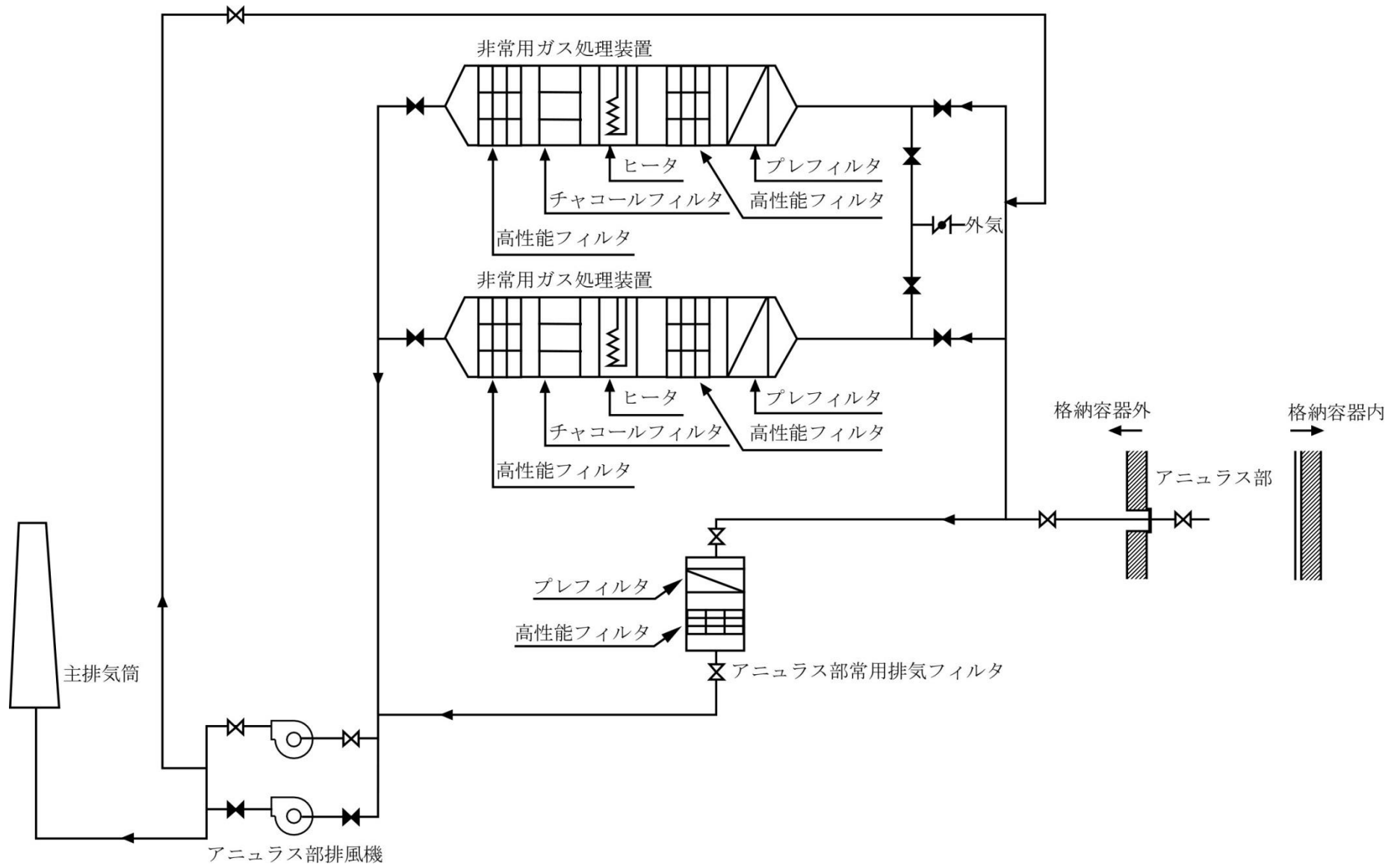
無機よう素に対して 98%（ただし、湿度 80%以下において）

有機よう素に対して 92%（ただし、湿度 80%以下において）

粒子状浮遊物除去効率 98%（ただし、DOP 約 0.5 μm 粒子に対して）



第 9.1 図 格納容器



第 9.2 図 アネキラス部排気設備

1. 安全評価に関する基本方針

1.1 概要

原子炉施設は、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ように、また、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ものとして、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する設計とする。

なお、運転時の異常な過渡変化は、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作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生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。また、設計基準事故は、運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」⁽¹⁾、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽²⁾、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽³⁾等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。また、設計基準事故にあつては、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。

想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、MS-1及びMS-2に属するものによる機能とする。解析において影響緩和のために考慮する主要な安全機能を第1.1表に示す。

また、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、原子炉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（以下「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」という。）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とする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えるもの）を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。

1.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る判断基準

(1) 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転

に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。「設置許可基準規則の解釈」に基づき、このことを判断する基準は以下のとおりとする。

なお、具体的には、燃料中心最高温度（以下「燃料最高温度」という。）、被覆管最高温度（肉厚中心）及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、**下記**（i）～（iii）の基準を満足することを確認する。

- （i）燃料被覆管は機械的に破損しないこと*¹。
- （ii）冷却材は沸騰しないこと*¹。
- （iii）燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ること*¹。

*1：熱設計基準値

- a．燃料最高温度は、2,650℃とする。
- b．被覆管最高温度（肉厚中心）は、840℃とする。
- c．冷却材最高温度は、910℃とする。

（2）設計基準事故

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。「設置許可基準規則の解釈」に基づき、このことを判断する基準は以下のとおりとする。

なお、具体的には、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、**下記**（i）の基準を満足することを確認する。

また、「1次冷却材漏えい事故」を除き、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、原子炉冷却材バウンダリが健全であり、その外側に位置する格納容器の機能が阻害されないことで、**下記**（ii）の基準を満足することを確認する。「1次冷却材漏えい事故」においては、格納容器の内圧及び格納容器鋼壁温度が、設計圧力及び設計温度を超えないことで、格納容器の健全性が維持されることにより、**下記**（ii）の基準を満足することを確認する。

下記（iii）の基準において、「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ない」ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方によるものとする。

- （i）炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- （ii）格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。
- （iii）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ないこと。

1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析にあつては、以下に示す解析条件を使用する。解析条件は、判断基準に照らして、燃料、被覆管及び冷却材の最高温度の最大値を厳しく評

価する条件を選定する。

1.3.1 初期定常運転条件

解析では、原子炉出力の初期値を定格出力とする。定格出力は、熱出力を 100MW とし、1 次主循環ポンプ及び 2 次主循環ポンプが 100%の冷却材流量で運転されている状態として、主冷却機の主送風機が運転されることで、原子炉入口冷却材温度が約 350℃に、原子炉出口冷却材温度が約 456℃に制御されているものとする。ただし、1 次主冷却系の運転温度の初期値として、解析の結果が厳しくなるよう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こととし、ホットレグ温度を 458℃、コールドレグ温度を 352℃とする。解析における初期条件を第 1.2 表に示す。

なお、未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き事象の初期定常運転条件として、原子炉は定格出力の 10⁻⁷%出力での臨界状態、1 次主循環ポンプは 100%の冷却材流量で運転されている状態とし、コールドレグ温度は 352℃とする。

1.3.2 原子炉保護系の特性

原子炉保護系により監視している原子炉施設のプロセス量が、当該プロセス量の原子炉トリップ設定値を超えた場合、各検出器で原子炉トリップ信号が発生し、論理回路で原子炉スクラム信号が発せられて、自動的に制御棒保持電磁石の電源装置からの電流が遮断される。制御棒保持電磁石の電流が遮断されると制御棒は駆動部から切り離され、自重及びスプリングによる加速を受けて炉心に落下する。

また、原子炉スクラム信号が発生すると、1 次主循環ポンプはランバック制御状態に入り、ポンプの回転数を慣性降下によって低下させて低速運転に移行し、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量を確保する。ただし、1 次主循環ポンプ駆動電源の喪失時には、主循環ポンプ回転数が所定の回転数まで低下すると、1 次主冷却系はポニーモータ運転に引き継がれ、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量が確保される。また、原子炉スクラム信号の発生により、2 次主循環ポンプ及び主送風機は停止される。2 次主冷却系は、自然循環運転に移行し、主冷却機は、自然通風除熱により、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送する。参考として、原子炉スクラム信号を受けて自動停止、あるいは自動動作する機器を第 1.3 表に示す。

原子炉トリップ信号の解析上の設定値は、計測誤差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設定値に達した時点から制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間を原子炉保護系の応答時間とし、各原子炉トリップ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。第 1.4 表に、解析で用いた原子炉トリップ設定値及び応答時間を示す。

また、第 1.5 表に、原子炉保護系（アイソレーション）の設定値を示す。

1.3.3 原子炉停止系統の特性

原子炉スクラム信号によって制御棒及び後備炉停止制御棒は全て炉心下端まで挿入される。解析では、主炉停止系において、最も反応度価値の大きい制御棒 1 本が全引き抜き位置

に固着して挿入されないものと仮定し、制御棒の挿入により付加される負の反応度を 5.0% $\Delta k/k$ とする。ここでは、後備炉停止系における後備炉停止制御棒の挿入に期待しない。また、解析では制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とし、第 1.1 図に示す反応度挿入曲線を使用する。

1.3.4 反応度係数

解析で使用する反応度係数は計算精度等に対する適切な余裕を見込んだ値とする。第 1.6 表に解析に使用する反応度係数の値の範囲を示す。原子炉施設におけるドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数はいずれも負の値となっている。使用に当たっては、解析結果が厳しくなるように、これらの最大値又は最小値を用いる。

なお、解析に当たってより厳しい結果を得るように、燃料温度係数は外乱により燃料温度が低下する場合にのみ、また、炉心支持板温度係数は原子炉容器入口冷却材温度が低下する場合にのみ、その最小値（絶対値が最大の負の値）を使用し、それ以外の場合は零とする。

1.3.5 崩壊熱

核分裂生成物及びアクチニドの崩壊熱は、F P G S コード⁽⁴⁾で計算される値に計算精度に対する適切な余裕を見込んだ値を用いる。解析で用いる崩壊熱を第 1.2 図に示す。

1.3.6 解析に当たって考慮する事項

解析に当たっては、運転サイクル初期から末期、起動時から定格出力運転時までを考慮し、結果を厳しくする運転条件を選定するとともに、原則として事象が収束することが合理的に推定できる時点まで解析を行う。

また、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等のMSに属する構築物、系統及び機器の動作に関しては、機能別に結果を最も厳しくする単一故障を想定する。

事象発生後短期間にわたっては動的機器について、また、長期間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、故障を仮定しない。

静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。

この場合、原子炉の停止機能及び閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器の動的機器は多重化しており、また、静的機器の使命時間は短いことから、単一故障を仮定しても解析の条件は変わらない。冷却機能を有する構築物、系統及び機器の単一故障の仮定は、各事象の説明において示す。

さらに、工学的安全施設の作動が要求される場合は、外部電源の喪失の有無を考慮に入れる。なお、ランバック制御による1次主循環ポンプの低速運転は考えない。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

異常状態の解析においては、第 1.7 表に示す計算コードを使用する。使用する計算コードの概要を次に示す。

(1) MIMIR⁽⁵⁾

MIMIRは、原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷却系における伝熱流動解析を行う「常陽」の安全審査で使用した実績を有するコードであり、原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷却系の主要な機器、原子炉保護系及び関連するインターロックをモデルに反映している。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 主中間熱交換器及び主冷却器の熱特性の計算には、伝熱管 1 本で代表させた 1 チャンネルモデルを使用する。
- b. 原子炉容器の上部及び下部プレナムには、有効体積に対する完全混合モデルを使用する。また、配管部には、輸送遅れモデルを使用する。
- c. 1次主冷却系及び2次主冷却系の機器・配管の圧力損失特性、弁特性、主循環ポンプ特性、流体慣性等を考慮して運動量保存式と質量保存式を解き、冷却材流量の時間変化を計算する。

(2) Super-COPD⁽⁶⁾

Super-COPDは、日本原子力研究開発機構にて開発を進めてきたナトリウム冷却高速炉を対象としたプラント動特性解析コードであり、「もんじゅ」及び「常陽」の安全審査で使用した実績を有する炉心過渡解析コード「HARHO-IN」を、「もんじゅ」の安全審査で使用した実績を有するプラント動特性解析コード「COPD」の炉心部の計算に組み込むとともに、構成機器や配管要素等の流動計算及び熱計算、また制御系のモデルをモジュール構造として汎用化が図られたプラント動特性解析コードである。

なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の解析においても使用し、詳細については、「4.3.2.5 有効性評価に使用する計算コード」に記載する。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析においては、炉心の核熱安全解析機能を使用する。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 核動特性の計算には、遅発中性子 6 群の 1 点近似動特性モデルを使用する。
- b. 炉心の熱計算では、ホットテス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り扱う。
- c. 各チャンネルは、半径方向及び軸方向に多分割した 2 次元円筒モデルとし、エネルギー保存式を解き、燃料、被覆管及び冷却材温度の時間変化を計算する。

(3) ASFRE⁽⁷⁾

ASFREは、ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体内の熱流動現象の解析を目的とした単相サブチャンネル解析コードである。

なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の解析においても使用し、詳細については、「4.3.2.5 有効性評価に使用する計算コード」に記載する。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 三角配列された燃料要素の間の流路又は燃料要素とラップ管で囲まれる流路を1つの流路（サブチャンネル）としてモデル化する。
- b. 各サブチャンネル内でスパイラルワイヤの形状及び流れの方向を考慮して圧力損失を計算するとともに、サブチャンネル間の乱流混合を取り扱うモデルとする。
- c. 流路閉塞時の計算では、サブチャンネルの一部を閉塞物又はガスで置換したモデルとする。

第 1.1 表 解析において影響緩和のために考慮する主要な安全機能

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
MS-1	原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心バレル構造物 1) バレル構造体 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体 (A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置
	1次冷却材漏えい量の低減機能	① 原子炉容器 1) リークジャケット ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管 (外側) 又はリークジャケット	① 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器)
	原子炉停止後の除熱機能	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプボニーモータ 2) 逆止弁 ② 2次主冷却系 1) 主冷却機 (主送風機を除く。)	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。) ③ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。)
	放射性物質の閉じ込め機能	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	① 原子炉保護系 (スクラム) ② 原子炉保護系 (アイソレーション)	① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
	安全上特に重要な関連機能	① 非常用ディーゼル電源系 (MS-1に関連するもの) ② 交流無停電電源系 (MS-1に関連するもの) ③ 直流無停電電源系 (MS-1に関連するもの)	① 関連する補機冷却設備
MS-2	放射線の遮蔽及び放出低減機能	① 外周コンクリート壁 ② アニュラス部排気系 1) アニュラス部排気系 (アニュラス部常用排気フィルタを除く。) ③ 非常用ガス処理装置 ④ 主排気筒 ⑤ 放射線低減効果の大きい遮蔽 (安全容器及び遮へいコンクリート冷却系を含む。)	
	事故時のプラント状態の把握機能	① 事故時監視計器の一部	

第 1.2 表 初期条件

項目	値
原子炉出力	100% (100MW)
1 次主冷却系ホットレグ温度	458℃
1 次主冷却系コールドレグ温度	352℃
1 次主冷却系流量	定格流量 (100%)
2 次主冷却系流量	定格流量 (100%)
原子炉容器ナトリウム液位	NsL 0mm (注 1)
燃料最高温度	熱的制限値 (2,350℃)
被覆管最高温度	熱的制限値 (620℃)
冷却材最高温度	約 600℃ (注 2)

(注 1) N s L : 原子炉容器通常ナトリウム液位

(注 2) 燃料最高温度及び被覆管最高温度が熱的制限値となるように設定。

第 1.3 表 原子炉トリップ信号発生時の動作

機器等	動作
原子炉保護系	原子炉スクラム信号発信
制御棒駆動機構	制御棒保持電磁石励磁断
1 次主循環ポンプ	ランバック制御運転 (低速運転) 又はポニーモータ運転
2 次主循環ポンプ	停止
主送風機	停止
工学的安全施設※	作動 (隔離弁の閉止及び非常用ガス処理装置への切り替え)

※原子炉保護系 (アイソレーション) に関するものに限る。

第 1.4 表 解析に使用する原子炉トリップ設定値及び応答時間

原子炉スクラム信号	解析に用いた原子炉トリップ設定値	応答時間（注 1）
中性子束高（出力領域）	107%（100MW に対して）	0.2 秒
原子炉入口冷却材温度高	373℃	0.4 秒
1 次冷却材流量低	77%（定格流量に対して）	0.4 秒
2 次冷却材流量低	77%（定格流量に対して）	0.4 秒
炉内ナトリウム液面低	NsL-140mm（注 2）	0.4 秒
電源喪失	—	1.2 秒

（注 1）プロセス量が原子炉トリップ設定値に達してから、制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間（むだ時間成分）を示す。なお、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間は、0.2 秒である。

（注 2）NsL：原子炉容器通常ナトリウム液位

第 1.5 表 原子炉保護系（アイソレーション）の設定値

原子炉保護系（アイソレーション）信号	原子炉保護系（アイソレーション）設定値（注 1）
格納容器内床上線量率高	高 1mSv/h
格納容器内温度高	高 60℃
格納容器内圧力高	高 29kPa [gage]

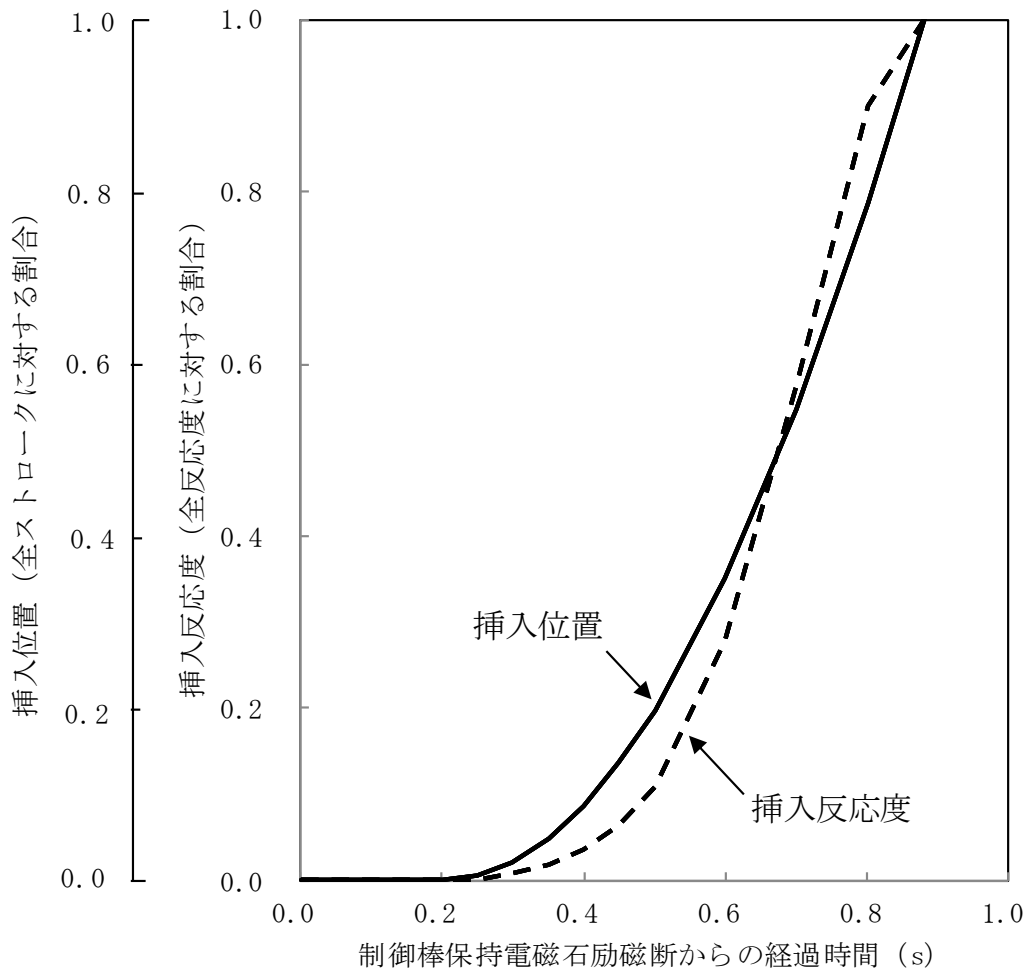
（注 1）プロセス量が原子炉保護系（アイソレーション）の設定値に達した場合は、短時間で格納容器隔離等の工学的安全施設が動作する。

第 1.6 表 解析に使用する反応度係数

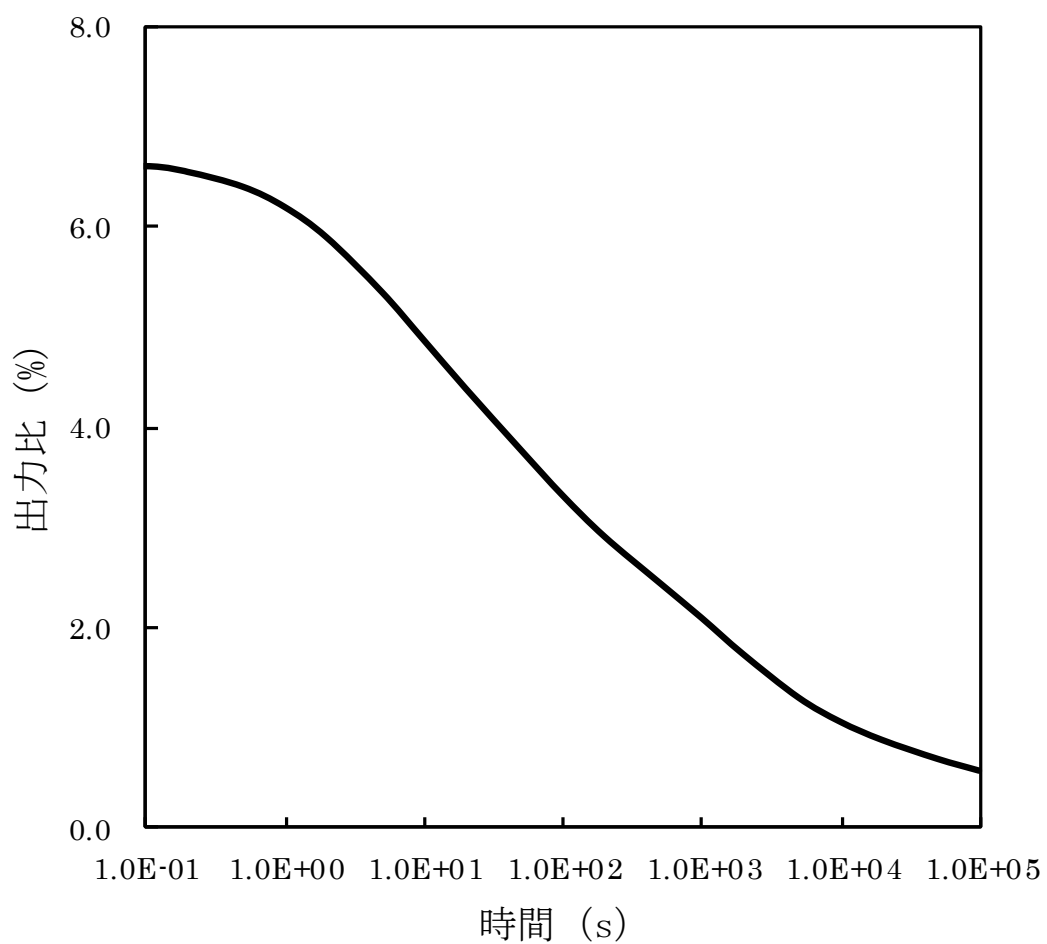
項目	反応度係数
ドップラ係数	$(-1.1 \sim -3.5) \times 10^{-3}$ (Tdk/dT)
燃料温度係数	$(-1.9 \sim -4.5) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
冷却材温度係数	$(-5.7 \sim -14) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
構造材温度係数	$(-0.76 \sim -1.8) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
炉心支持板温度係数	$(-9.9 \sim -19) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)

第 1.7 表 異常状態の解析に使用する計算コード一覧

事象	計算コード
未臨界状態からの 制御棒の異常な引抜き	MIMIR、 Super-COPD
出力運転中の 制御棒の異常な引抜き	
1 次冷却材流量増大	
1 次冷却材流量減少	
外部電源喪失	
2 次冷却材流量増大	
2 次冷却材流量減少	
主冷却器空気流量の増大	
主冷却器空気流量の減少	
燃料スランピング事故	
1 次主循環ポンプ軸固着事故	
1 次冷却材漏えい事故	
冷却材流路閉塞事故	
2 次主循環ポンプ軸固着事故	MIMIR、 Super-COPD
2 次冷却材漏えい事故	
主送風機風量瞬時低下事故	



第 1.1 図 原子炉スクラム反応度挿入曲線



第 1.2 図 崩壊熱曲線

2. 運転時の異常な過渡変化

2.1 代表的事象の選定

運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。事象の選定結果を以下に示す。

- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - (i) 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
 - (ii) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - (i) 1次冷却材流量増大
 - (ii) 1次冷却材流量減少
 - (iii) 外部電源喪失
 - (iv) 2次冷却材流量増大
 - (v) 2次冷却材流量減少
 - (vi) 主冷却器空気流量の増大
 - (vii) 主冷却器空気流量の減少

2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き

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説明

この過渡変化は、原子炉の起動時に運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引き抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される現象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

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、次のような対策を講じる。

- (i) 原子炉起動時の制御棒の操作は、運転員が手動により小刻みに引き抜くよう操作手順を定める。
- (ii) 原子炉出力制御系により同時に 2 本以上の制御棒を引き抜けないようにし、かつ、制御棒の駆動速度は 13cm/min 以下に制限する。
- (iii) 下記の起動条件を満足しなければ制御棒の引抜きをインターロックによりブロックする。
 - a. 原子炉保護系の作動条件が全て解除されていること。
 - b. 全ての制御棒が全挿入位置にあること。
 - c. 起動系の中性子計数率が 2 チャンネルとも設定値以上であること。
- (iv) 以上の防止対策にもかかわらず制御棒の連続的な引き抜きが生じ、中性子束が増加し続けた場合は、起動領域及び中間領域における「炉周期短」並びに起動領域、中間領域及び出力領域における「中性子束高」の警報が中央制御室に発せられ、更に制御棒が引き抜かれた場合には、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。また、これらの原子炉スクラム回路が作動可能状態になれば制御棒の引き抜きをインターロックによりブロックする。

2.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コード MIMIR 及び Super-COPD により解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態として、原子炉は臨界状態で、原子炉出力は定格出力の 10⁻⁷% とする。また、炉心の冷却材流量は定格値の 100%、原子炉容器入口冷却材温度は 352°C とする。
- (ii) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度 (13cm/min) で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は 5¢/s とする。
- (iii) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.30W/cm²°C とする。
- (iv) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温

度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。

(v) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。なお、起動領域、中間領域における「炉周期短」及び起動領域、中間領域における「中性子束高」信号による自動停止は無視することとする。

(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2.1図に示す。

異常発生後、約19秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約234%である。ポンプの回転数が定格流量の約8%に相当する値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料中心最高温度（以下「燃料最高温度」という。）、被覆管肉厚中心最高温度（以下「被覆管最高温度」という。）及び冷却材最高温度は、それぞれ約1,270℃、約470℃及び約470℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.2.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高（出力領域）」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

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際に、運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引き抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される現象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

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、次のような対策を講じる。

- (i) 制御棒の操作は、運転員が手動により小刻みに行うものとする。
- (ii) 原子炉出力制御系により同時に 2 本以上の制御棒を引き抜けないようにし、かつ、制御棒の駆動速度は 13cm/min 以下に制限する。
- (iii) 以上の防止対策にもかかわらず制御棒の連続的な引き抜きが生じた場合は、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に制御棒が引き抜かれた場合には、これらの原子炉トリップ信号により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

過渡変化の経過は、計算コード MIMIR 及び Super-COPD により解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度 (13cm/min) で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は $5\phi/s$ とする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の 107%、応答時間は 0.2 秒とする。

(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 2.2 図に示す。

異常発生後、約 1.2 秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達し、第 1.3 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）

経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約110%である。ポンプの回転数が定格流量の約8%に相当する値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,390℃、約630℃及び約620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.3.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高(出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4 1次冷却材流量増大

2.4.1 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次主循環ポンプの回転数が上昇し、炉心流量が異常に増大する現象として考える。

炉心流量が異常に増大すると、炉心の冷却材及び構造材の温度が低下して正の反応度が付加され原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

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、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、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に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 炉心流量の増大により原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高(出力領域)」又は「原子炉入口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.4.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの1次主循環ポンプの主電動機の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの1次冷却材流量が増大して、炉心の冷却材流量が瞬時に110%に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。

(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 図に示す。

炉心流量の増大により、炉心の冷却材及び構造材の温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力は定格出力の約 104%まで上昇するが、その後、ドップラ効果等による負の反応度の付加により定格出力近傍まで緩やかに低下し静定する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度は約 2,410℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は初期値を超えない。

2.4.3 結論

この過渡変化では、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.5 1次冷却材流量減少

2.5.1 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次主循環ポンプの主電動機が停止して、1次冷却材流量が減少する現象として考える。

1次冷却材流量が減少すると炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

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、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、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に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする(ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒)。
- (iii) 1次主循環ポンプの主電動機が停止した場合、「1次主循環ポンプトリップ」及び「1次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.5.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの1次主循環ポンプの主電動機が停止し、他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「1次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(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図に示す。

1ループの1次主循環ポンプの主電動機の停止と同時に他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も停止する。両ループの冷却材流量は減少し、約2.6秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約700℃及び約690℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.5.3 結論

この過渡変化では、「1次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.6 外部電源喪失

2.6.1 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、運転状態が乱される現象として考える。

この場合、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失し、1次冷却材流量、2次冷却材流量及び主冷却器空気流量が減少して炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに非常用電源が確保され、崩壊熱除去運転に移行して、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

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、次のような対策を講じる。

- (i) 電源設備の設計、製作等は、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に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 一般電源系は独立した2系統の母線で構成し、単一の母線が故障しても補機の電源の全ては失われないものとする。
- (iii) 外部電源喪失時は非常用ディーゼル電源系、交流無停電電源系及び直流無停電電源系により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系より給電され、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系より給電される。
- (iv) 直流及び交流無停電電源系は、それぞれ蓄電池2組を持ち、蓄電池1組でそれぞれの系統の全負荷に2時間連続して給電できる容量を持つとともに、速やかに負荷投入できる設計とする。
- (v) 非常用ディーゼル電源系は、ディーゼル発電機2台を持ち、1台で全必要負荷に給電できる容量を持つとともに、外部電源喪失後30秒で負荷投入が可能な設計とする。したがって、蓄電池の放電終了前に余裕をもって蓄電池の充電を行うことができる。
- (vi) 外部電源喪失が生じた場合は、「電源喪失」、「1次主循環ポンプトリップ」、「1次冷却材流量低」、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (vii) 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする。
- (viii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.6.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 一般電源系の電源が全て同時に失われるものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「電源喪失」によるものとし、応答時間は1.2秒とする。
- (v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(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図に示す。

電源喪失が発生すると、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失し、約1.2秒後に「電源喪失」信号により原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約650°C及び約640°Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.6.3 結論

この過渡変化では、「電源喪失」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.7 2次冷却材流量増大

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、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプの回転数が上昇し、2次冷却材流量が異常に増大する現象として考える。

2次冷却材流量が異常に増大すると、主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

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、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、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に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.7.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの2次主循環ポンプの電動機の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-19 \times 10^{-6} \Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。
- (v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速

運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(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 図に示す。

1 ループの 2 次冷却材流量の増大により、当該ループの主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力は定格出力の約 106%まで上昇するが、その後、ドップラ効果等による負の反応度の付加により低下し、定格出力近傍で静定する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 2,440℃、約 630℃及び約 620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.7.3 結論

この過渡変化では、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.8 2次冷却材流量減少

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、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプが停止して、2次冷却材流量が減少する現象として考える。

2次冷却材流量が減少すると、主中間熱交換器の1次側出口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

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、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、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に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 2次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と2次冷却材の流体慣性により、ポンプ停止の際の2次冷却材流量の減少率を小さくする。
- (iii) 2次主循環ポンプが停止した場合、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.8.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの2次主循環ポンプが停止するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「2次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(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 2.7 図に示す。

1 ループの 2 次主循環ポンプが停止すると、当該ループの冷却材流量は減少し、約 1.9 秒後に「2 次冷却材流量低」の設定値に達し、第 1.3 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で 1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630°C 及び約 610°C であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.8.3 結論

この過渡変化では、「2 次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.9 主冷却器空気流量の増大

2.9.1 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、原子炉冷却材温度制御系の故障等の原因により主冷却機のベーン、ダンパが全開状態となり、主冷却器空気流量が異常に増大する現象として考える。

主冷却器空気流量が異常に増大すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が低下し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

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、次のような対策を講じる。

- (i) 計測制御設備の設計、製作等は、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に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.9.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの主冷却機1台のベーン、ダンパが全開となり、当該主冷却器の空気流量が瞬時に最大流量に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-19 \times 10^{-6} \Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(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 図に示す。

1 ループの主冷却器空気流量が異常に増大すると、当該ループの主中間熱交換器の 2 次側入口冷却材温度が低下し、主中間熱交換器の除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇する。異常発生後、約 80 秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達し、第 1.3 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5%に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 2,440℃、約 630℃及び約 620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.9.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高（出力領域）」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.10 主冷却器空気流量の減少

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、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により主送風機が停止して、主冷却器空気流量が減少する現象として考える。

主冷却器空気流量が減少すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

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、次のような対策を講じる。

- (i) 主送風機、電源設備、送風機補機類等の設計、製作等は、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に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇すると、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.10.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 主送風機1台が停止するとともに、当該ループの他の1台の主送風機も同時に停止し、当該ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベル(約3%)まで減少するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 373°C 、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

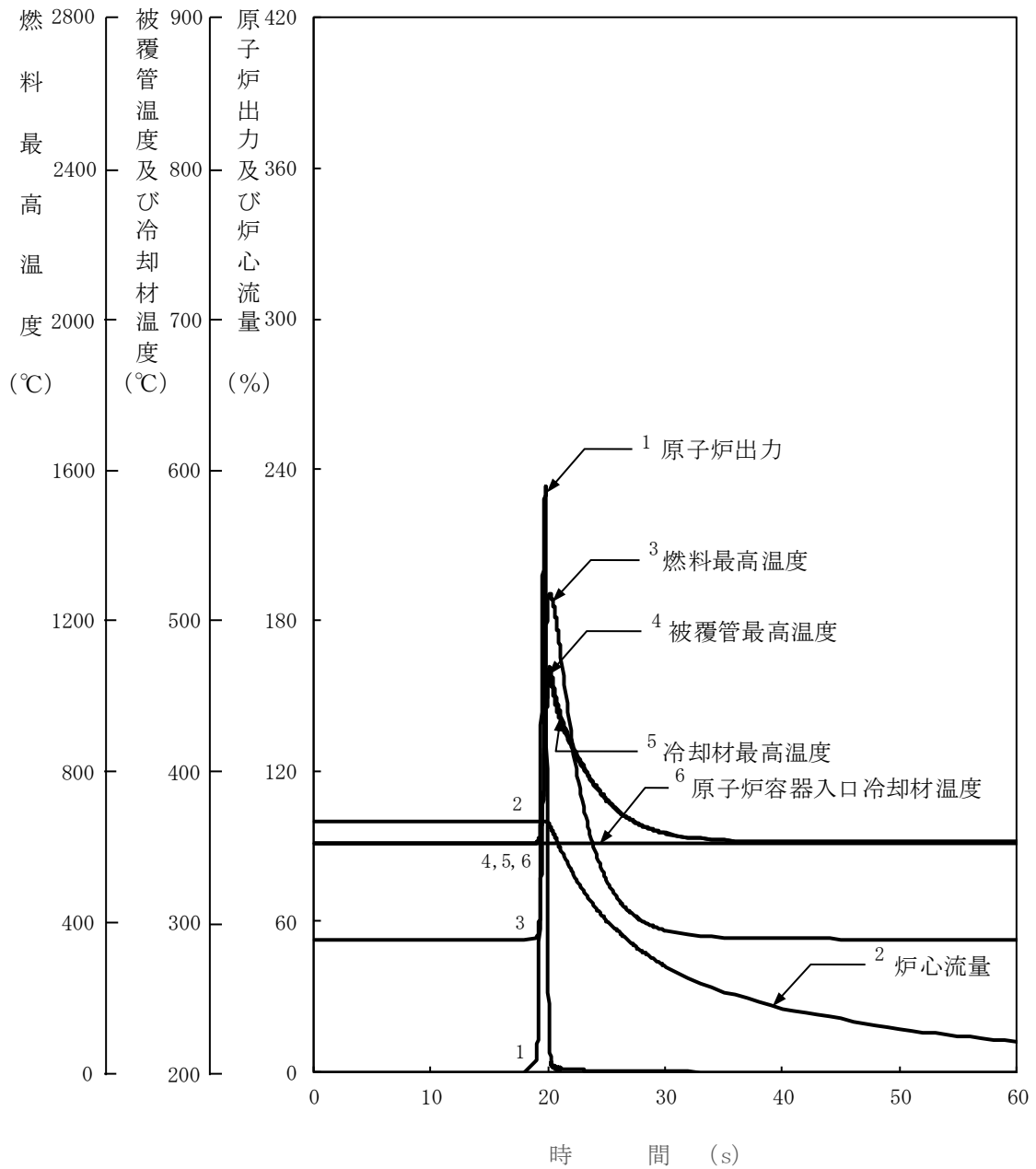
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.9 図に示す。

1 ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少すると、当該ループの主中間熱交換器の 2 次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱量が低下する。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約 90 秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第 1.3 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

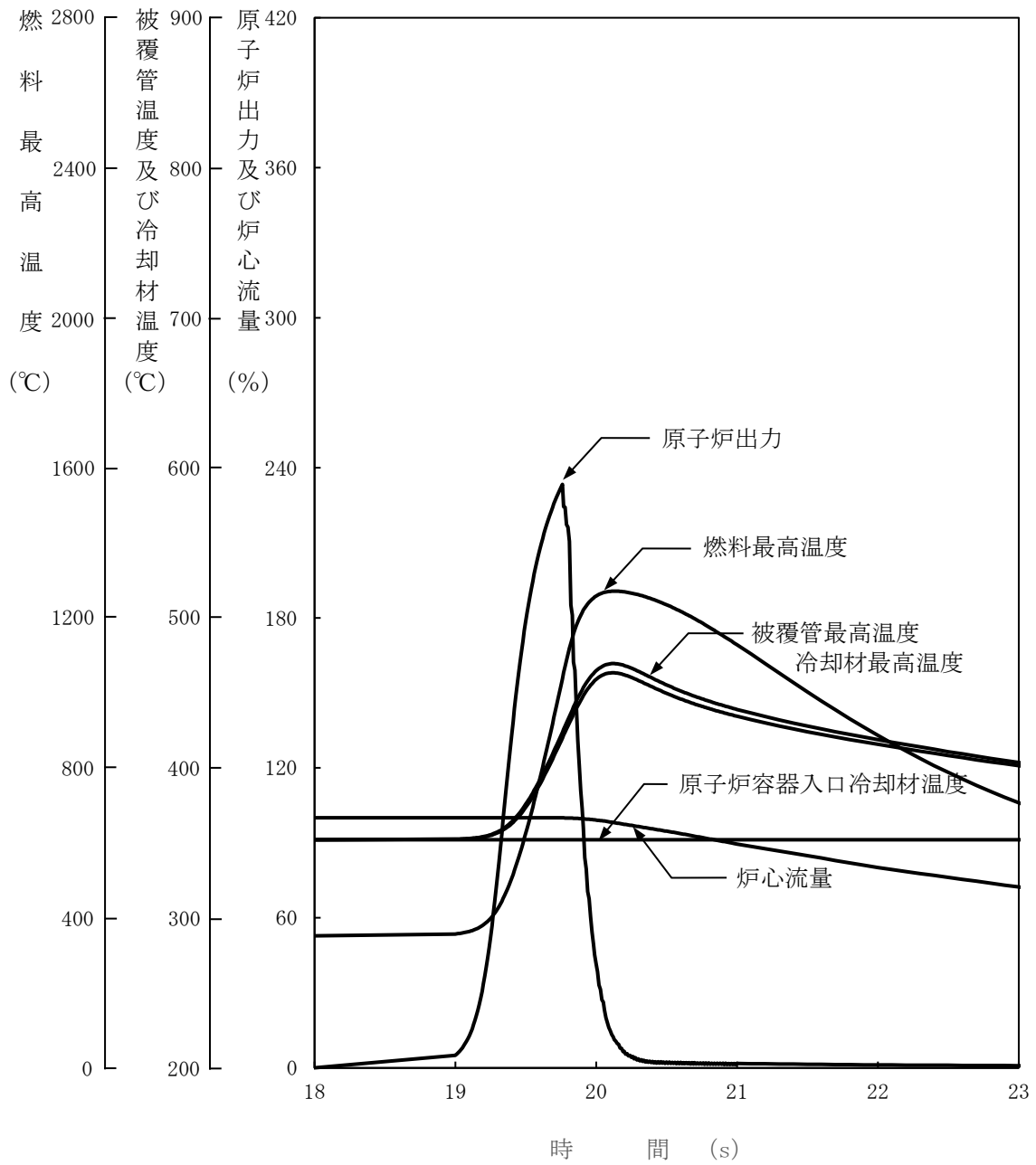
この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630°C 及び約 620°C であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.10.3 結論

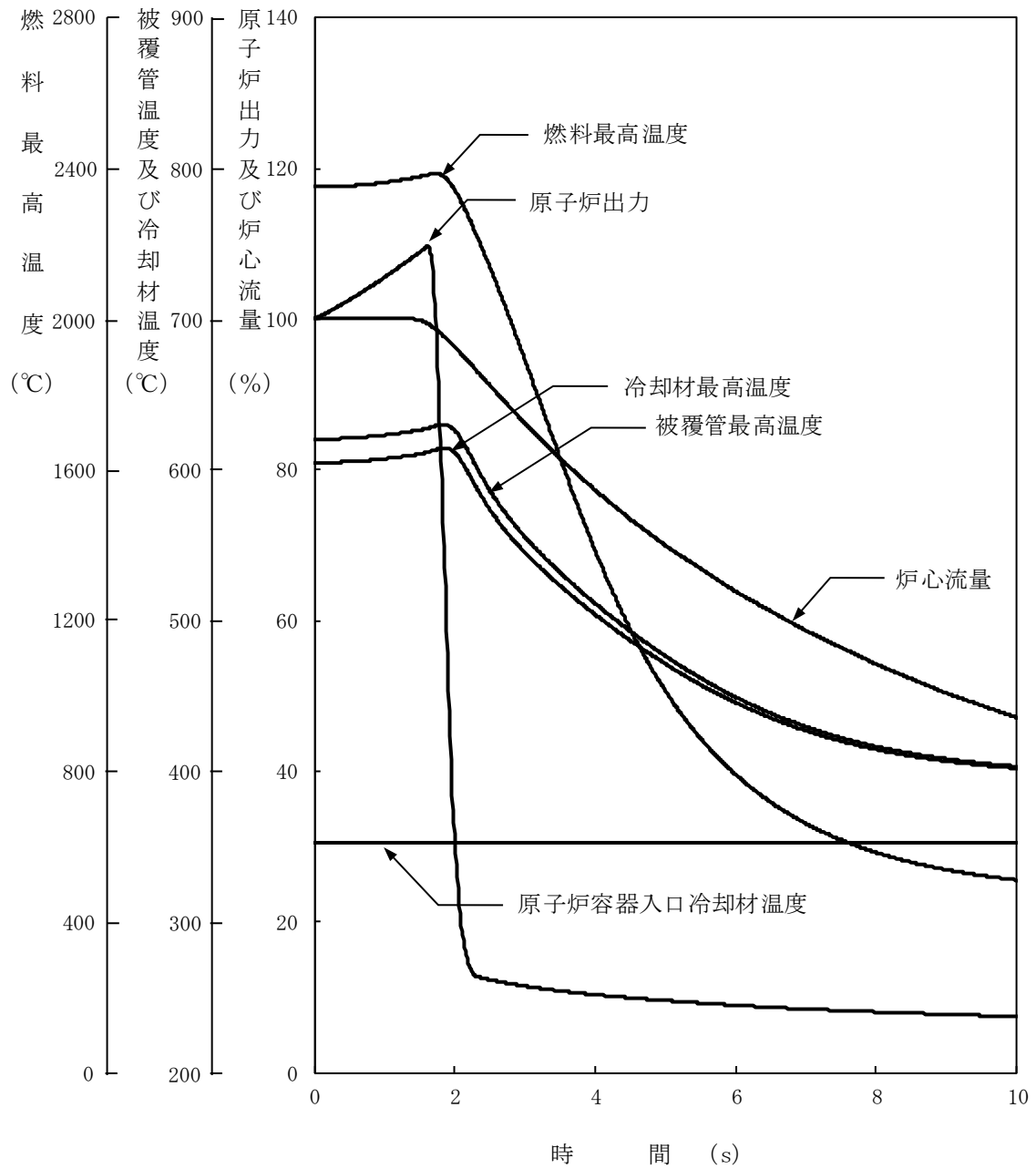
この過渡変化では、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。



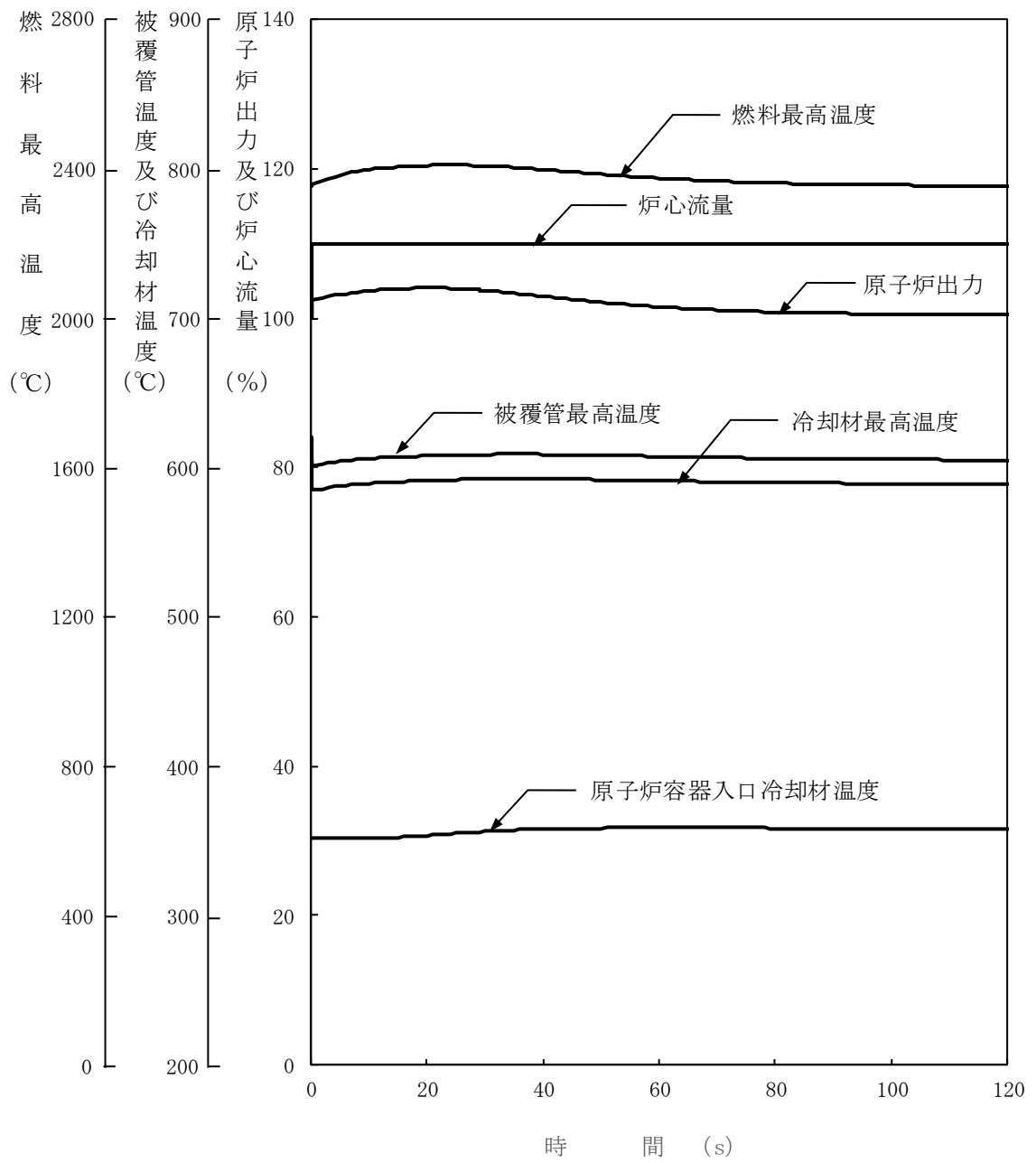
第 2.1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き (1/2)



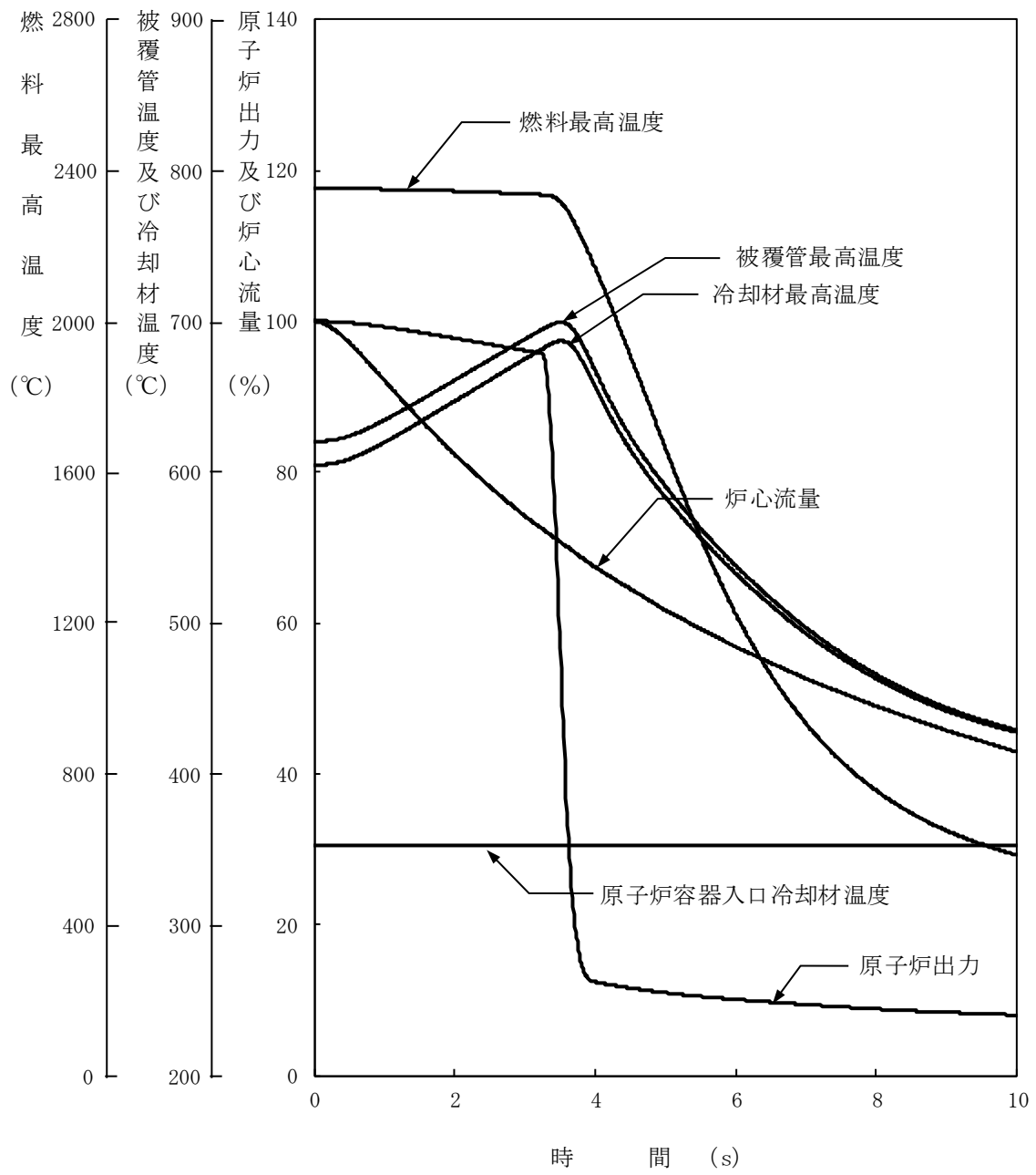
第 2.1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き (2/2)



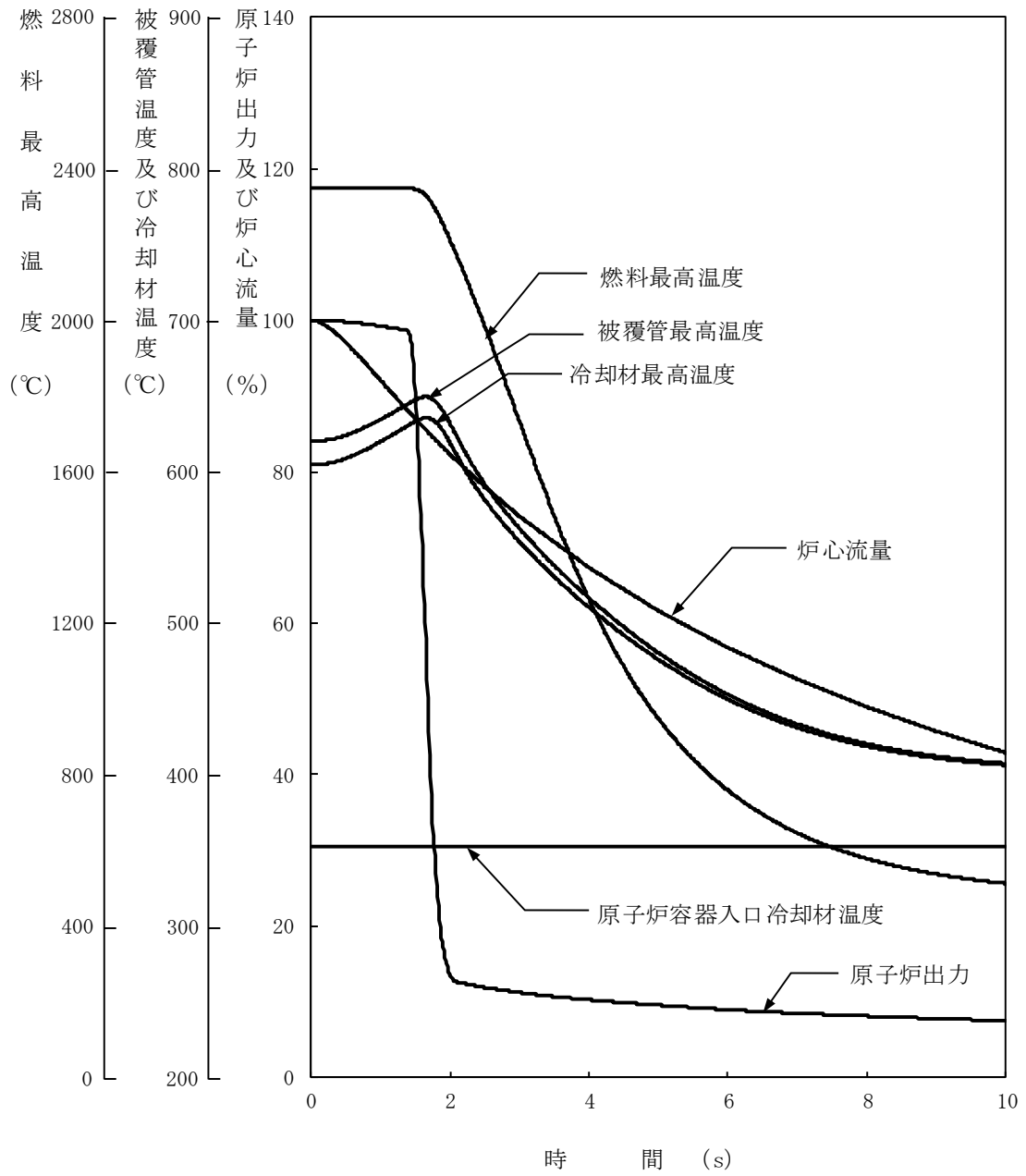
第 2.2 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き



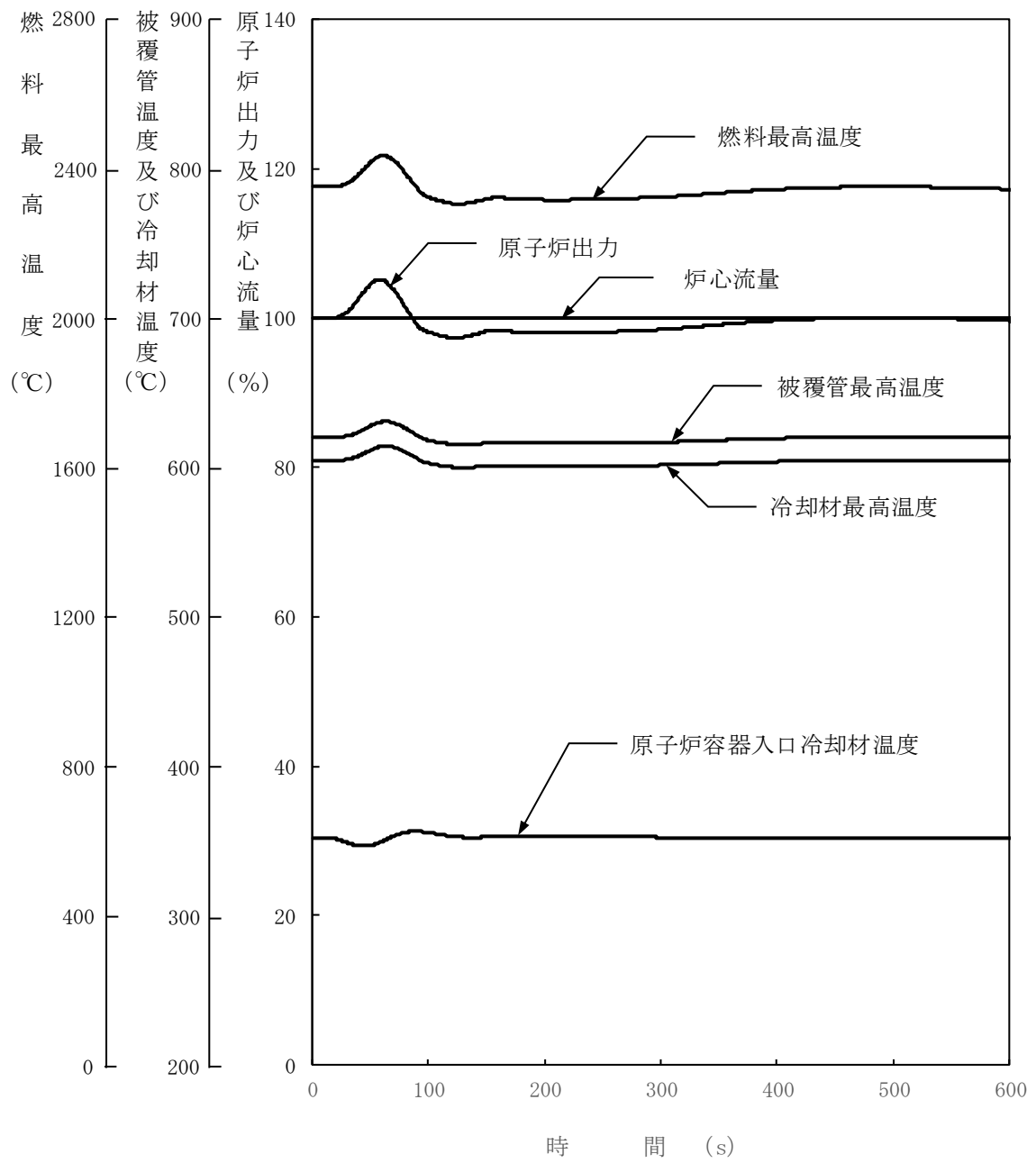
第 2.3 図 1 次冷却材流量増大



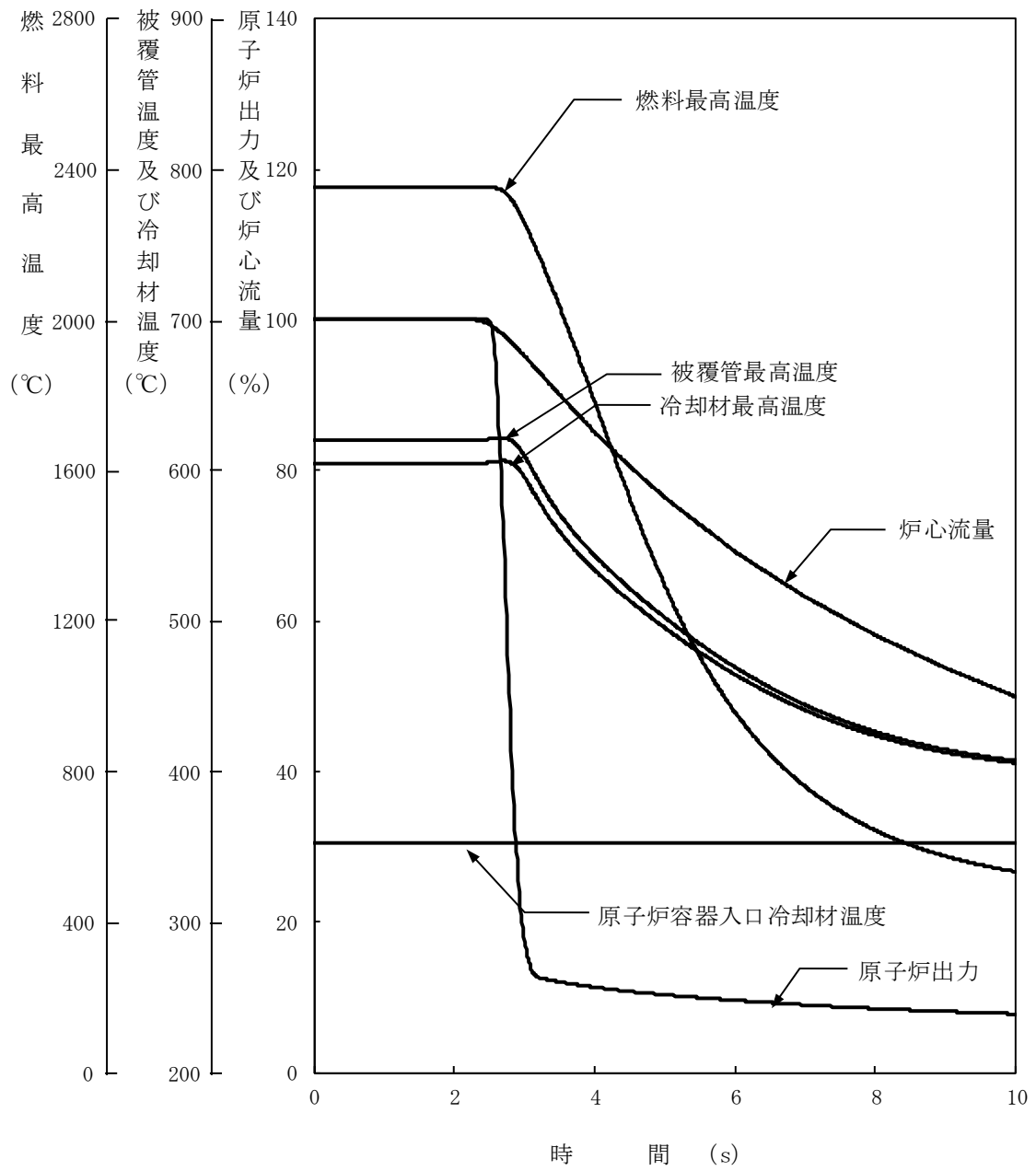
第 2.4 図 1 次冷却材流量減少



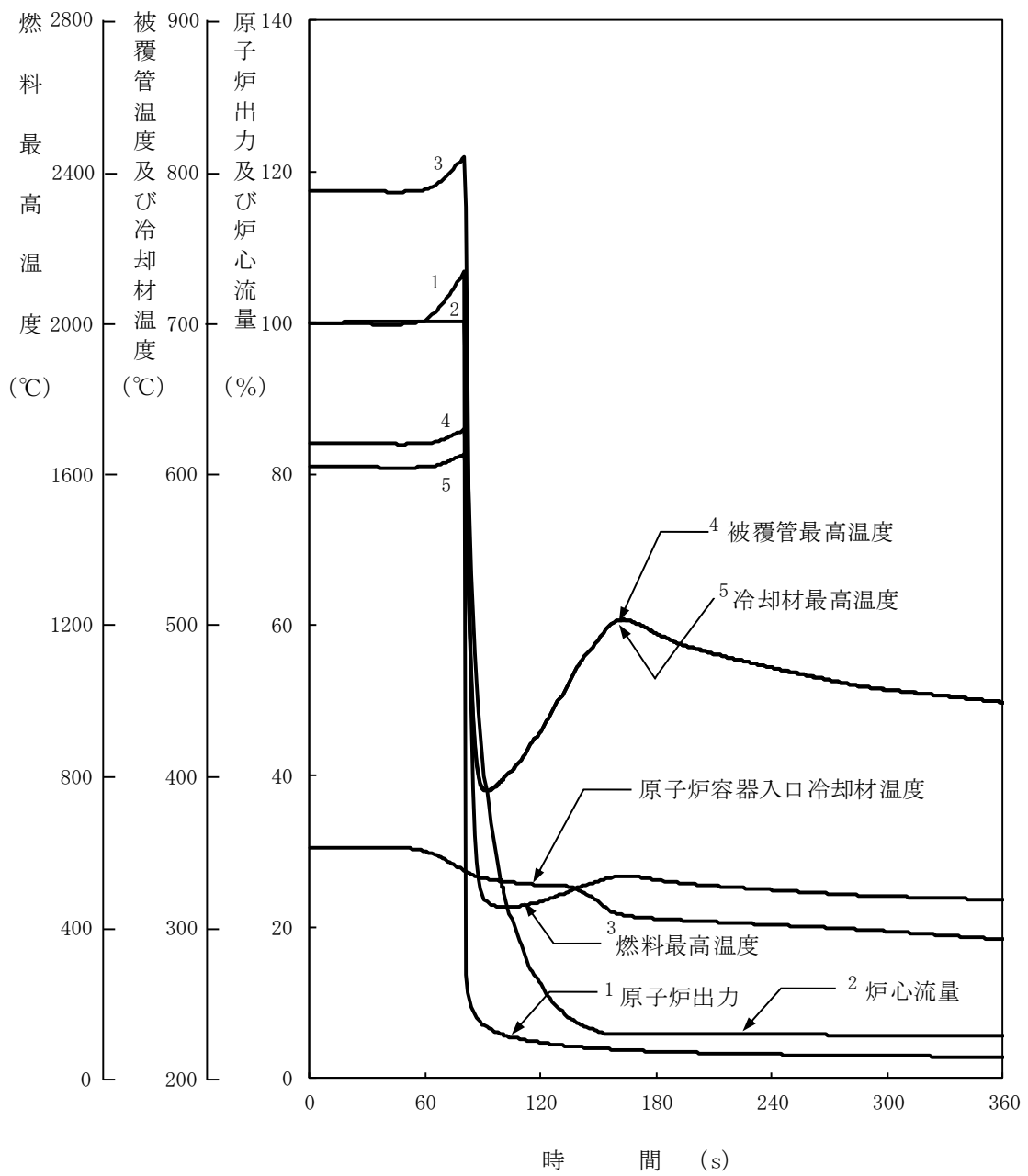
第 2.5 図 外部電源喪失



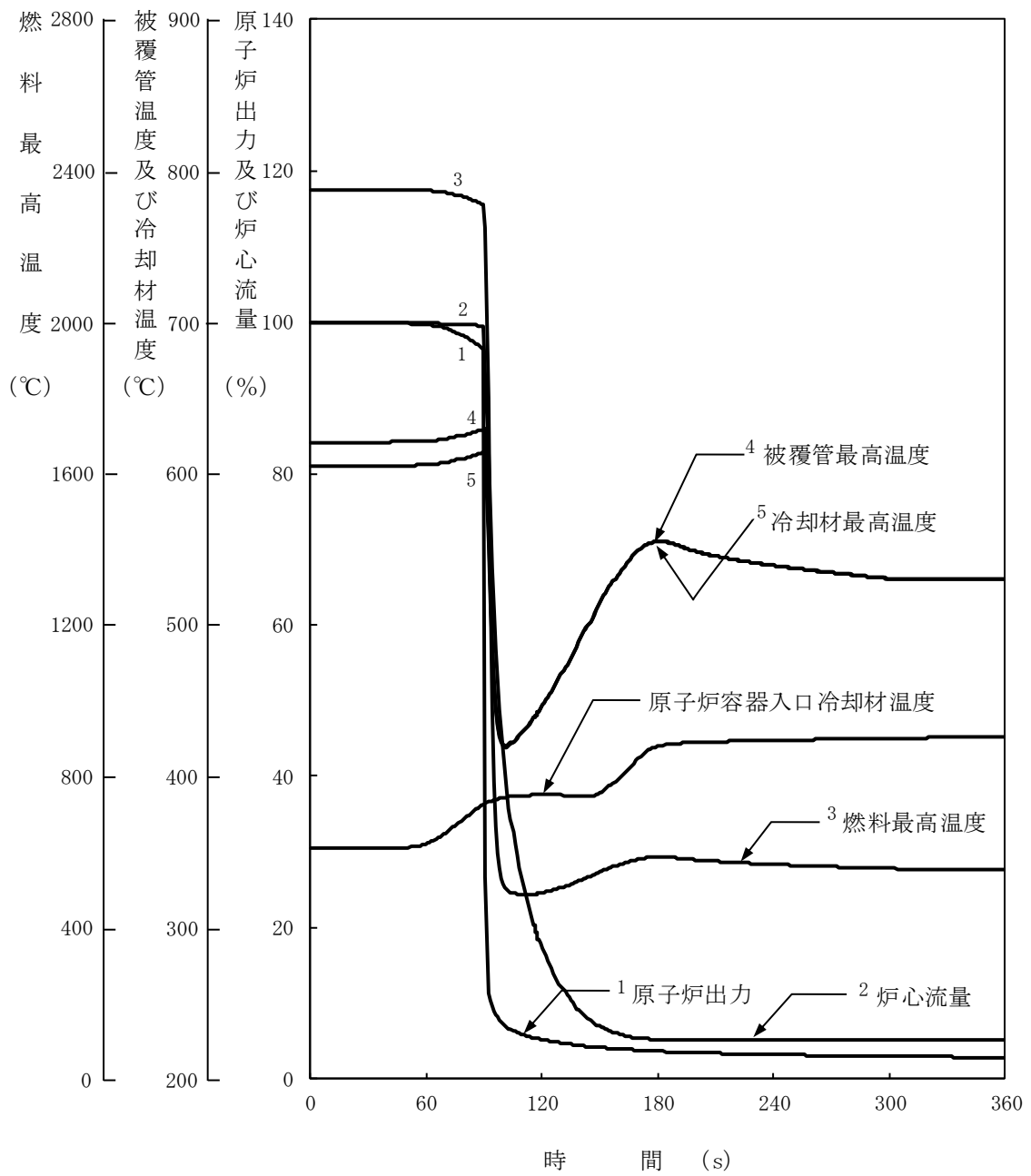
第 2.6 図 2 次冷却材流量増大



第 2.7 図 2 次冷却材流量減少



第 2.8 図 主冷却器空気流量の増大



第 2.9 図 主冷却器空気流量の減少

3. 設計基準事故

3.1 代表的事象の選定

設計基準事故にあつては、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。事象の選定結果を以下に示す。

(1) 炉心内の反応度の増大に至る事故

(i) 燃料スランピング事故

(2) 炉心冷却能力の低下に至る事故

(i) 1次主循環ポンプ軸固着事故

(ii) 1次冷却材漏えい事故

(iii) 冷却材流路閉塞事故

(iv) 2次主循環ポンプ軸固着事故

(v) 2次冷却材漏えい事故

(vi) 主送風機風量瞬時低下事故

(3) 燃料取扱いに伴う事故

(i) 燃料取替取扱事故

(4) 廃棄物処理設備に関する事故

(i) 気体廃棄物処理設備破損事故

(5) ナトリウムの化学変化

(i) 1次冷却材漏えい事故

(6) 原子炉カバーガス系に関する事故

(i) 1次アルゴンガス漏えい事故

3.2 被ばく評価の方法

3.2.1 よう素の吸入摂取による実効線量

敷地境界外におけるよう素の吸入摂取による実効線量の評価に当たっては、小児を対象とし、以下の計算式を用いて評価する。また、よう素の吸入摂取による実効線量の評価に使用するパラメータ等を第3.1表に示す。

$$H_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q)$$

$$Q_e = \sum_i (K_{Hi} / K_{He}) \cdot Q_i$$

ここで、 H_I ：よう素の吸入摂取による実効線量 (mSv)

K_{He} ：I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)

M ：小児の呼吸率 (m^3/s)

Q_e ：よう素 (I-131換算) の放出量 (Bq)

(χ / Q) ：相対濃度 (s/m^3)

K_{Hi} ：核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)

Q_i : 核種 i の放出量 (Bq)

3.2.2 希ガスからのガンマ線による実効線量

敷地境界外における希ガスからのガンマ線による実効線量の評価に当たっては、希ガスによる空気カーマを用いた相対線量に基づいて評価する。計算式を以下に示す。

$$H_\gamma = K \cdot (D/Q) \cdot Q_\gamma$$

ここで、 H_γ : 希ガスからのガンマ線による実効線量 (μ Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($K=1\text{Sv}/\text{Gy}$)

(D/Q) : 相対線量 (μ Gy / (MeV · Bq))

Q_γ : 希ガスの放出量 (MeV · Bq)

第 3.1 表 よう素の吸入摂取による実効線量の評価に使用するパラメータ等^{(2), (8)}

パラメータ等	記号	単位	数値
核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数	K_{Hi}	mSv/Bq	I-131 : 1.6×10^{-4} I-132 : 2.3×10^{-6} I-133 : 4.1×10^{-5} I-134 : 6.9×10^{-7} I-135 : 8.5×10^{-6}
小児の呼吸率*	M	m^3/h	0.31 (活動時)
		m^3/d	5.16 (1日平均)

* : 小児の呼吸率については、よう素の放出の状況及び継続時間を踏まえ、燃料取替取扱事故及び気体廃棄物処理設備破損事故には $0.31\text{m}^3/\text{h}$ を、1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故には $5.16\text{m}^3/\text{d}$ を使用する。

3.3 燃料スランピング事故

3.3.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの熱的あるいは機械的原因で燃料ペレットが燃料被覆管内で下方に密に詰まり、炉心に異常な正の反応度が付加される事象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一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。

- (i) 燃料製造時には、燃料焼結、成形に十分な注意を払う。また、燃料要素の製作及び検査を厳格にする。
- (ii) 燃料集合体の運搬及び取扱い時には十分な注意を払い、燃料集合体に損傷を与えないようにする。
- (iii) 燃料集合体及び内側反射体においては、それぞれの出口に熱電対を備えて出口温度を常時監視し、異常が生じれば中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起する。
- (iv) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

3.3.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) スランピング現象は、最大の反応度値を持つ1体の燃料集合体内の全燃料要素で同時に発生するものとする。スランピングにより燃料は燃料被覆管内で下方に密に詰まり、理論密度の100%となる。その結果、20¢の正の反応度がステップ状に付加されるものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(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 3.1 図に示す。

スランピングにより正の反応度が付加されると原子炉出力は急激に上昇し、「中性子束高(出力領域)」の設定値に達し、第 1.4 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では 0.2 秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約 127% である。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 2,410°C、約 640°C 及び約 630°C であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

3.3.3 結論

この事故において、「中性子束高(出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.4 1次主循環ポンプ軸固着事故

3.4.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により1次主循環ポンプ1台の軸が固着し、1次冷却材流量が減少する事象として考える。

1次冷却材流量が減少すると炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一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。

- (i) 1次主循環ポンプの設計、製作等は、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に行い、軸固着のような事故の発生を防止する。
- (ii) 1次主循環ポンプの運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的にポンプを停止するインターロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、ポンプ軸固着が生じた場合には、「1次主循環ポンプトリップ」及び「1次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 事故ループの1次主冷却系での逆流を防止するため、原子炉容器入口に近い配管部に逆止弁を設ける。
- (v) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.4.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最も厳しい想定として、事故ループの1次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとし、他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times$

$10^{-6}\Delta k/k/^{\circ}C$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「1次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、事故ループの逆止弁が閉まらないことを仮定する。

(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3.2図に示す。

1次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約0.1秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。健全ループの1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約4%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約4%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約730℃及び約720℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.4.3 結論

この事故において、「1次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.5 1次冷却材漏えい事故

3.5.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管が破損し、1次冷却材が漏えいする事象として考える。

1次冷却材の漏えいが生じると、原子炉冷却材液位が低下するとともに炉心流量が減少し、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、冷却材漏えいを早期に検出して原子炉を停止するとともに冷却材の循環に必要な原子炉容器の冷却材液位を確保して崩壊熱除去運転に移行することにより、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。

なお、漏えいした冷却材は配管・機器の二重壁内に保持されるが、原子炉停止後、保守のため格納容器(床下)を空気雰囲気置換した状態で1次主冷却系主配管の外管が破損し、冷却材が二重壁外に漏えいすることを想定すると、ナトリウムの燃焼により格納容器内の温度及び圧力が上昇し、格納容器の健全性に悪影響を与える可能性があるとともに、漏えいした冷却材とともに格納容器内に放出された核分裂生成物の一部が格納容器外へ漏えいする可能性がある。この場合、工学的安全施設の作動等により格納容器内の温度及び圧力の過度の上昇は防止され、また、周辺公衆への著しい放射線被ばくのリスクを与えることなく事故を終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一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。

- (i) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器の設計、製作等は、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に行う。
- (ii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器には、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用する。
- (iii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管は、エルボを用いて引き回し、十分な撓性を備えたものとする。
- (iv) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるよう設計する。
- (v) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器の腐食を防止するため、1次冷却材の純度を適切に管理する。
- (vi) 以上のような防止対策にもかかわらずナトリウム漏えいが万一生じた場合に備え、1次主冷却系及び1次補助冷却系では主要機器を二重容器とするとともに主要配管を内管と外管より成る二重管とし、これらの二重壁内に漏えいしたナトリウムを保持するとともに、二重壁内を窒素雰囲気としてナトリウムの燃焼反応を防止する。
- (vii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の適切な箇所にナトリウム漏えい検出器を多数設置するとともに原子炉容器、1次冷却系のオーバフロータンク等に液面計を設置してナトリウム漏えいを確実かつ速やかに検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。

- (viii) 更にナトリウム漏えい量が増加した場合には、「炉内ナトリウム液面低」の原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (ix) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。
- (x) 二重壁内の空間容積を制限すること等により、1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器において万一ナトリウム漏えいが生じた場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次主冷却系の循環に支障を来すことなく安全に炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
 - (x i) さらに、オーバフロー系の汲上電磁ポンプによるオーバフロータンク内ナトリウムの原子炉容器内への汲上げにより、原子炉容器等の冷却材液位を保持する。
 - (x ii) 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、二重壁外へナトリウムが漏えいした場合の燃焼反応を防止する。また、漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器が設置されている室には鋼製のライナを設置する。なお、二重壁内への漏えいが検出された場合、ナトリウム温度が空気中での発火点よりも低下した後か、あるいは、ナトリウムをドレンした後でなければ、格納容器（床下）を空気雰囲気中に置換しないものとする。
 - (x iii) 二重壁外へナトリウムが漏えいし、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、格納容器が自動的に隔離されて、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。なお、ナトリウムの燃焼により、格納容器内圧が負圧になる可能性があるため、格納容器にはバキュームブレーカを設置する。
 - (x iv) 格納容器から漏えいした核分裂生成物は、負圧に保たれるアニュラス部に集め、非常用換気設備のフィルタでろ過した後、主排気筒に導き、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。

3.5.2 炉心冷却能力の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1次主循環ポンプと原子炉容器の間の1次主冷却系主配管の下降部において、1次主冷却系主配管に接続するドレン系統の小口径配管が破断するものとし、漏えい口の大きさを約22cm²とする。なお、当該位置は破損口の内側圧力が最も高く、最大の流出速度を与える。また、この漏えい口の大きさは、1次主冷却系主配管及

び1次補助冷却系配管における割れ状の漏えい口の大きさを包絡している。解析では、炉心流量が瞬時に80kg/s減少するものとする。

(iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はNsL-140 mm、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(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3.3図に示す。

1次主冷却系の配管の破損が生じると、ナトリウムの漏えいに伴って原子炉容器のナトリウム液位が低下し、約27秒後に「炉内ナトリウム液面低」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。また、ナトリウムの漏えいは、1次主冷却系の循環に支障を来す液位まで原子炉容器等のナトリウム液位が低下することなく終息する。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約650°C及び約640°Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.5.3 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析

(1) 解析条件

原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、万一、二重壁外へナトリウムが漏えいした場合でも、燃焼反応を防止する。また、二重壁内への漏えいが検出された場合、ナトリウム温度が空気中での発火点よりも低下した後か、あるいは、ナトリウムをドレンした後でなければ、格納容器（床下）を空気雰囲気に置換しないものとする。

これらの対策により、二重壁外でのナトリウムの空気雰囲気での燃焼は防止されるが、ここでは、大気中に放出される核分裂生成物の量を保守的に計算するため、次のような仮定のもとに漏えいナトリウムによる熱的影響の解析を行い、格納容器内の温度、圧力等の時間的变化を求める。

(i) 二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器（床下）を空気雰囲気に置換した状態で二重壁外に漏えいし、プール状に溜るものとする。なお、プールの面積は200m²とする。

- (ii) ナトリウムと空気との反応速度は格納容器内の酸素濃度に比例し、雰囲気温度の平方根に比例するものとする。なお、ナトリウム燃焼率の初期値は $5 \text{ lb/ft}^2 \cdot \text{h}$ (約 $24 \text{ kg/m}^2 \cdot \text{h}$) とする。
- (iii) 格納容器内の有効体積は $18,600 \text{ m}^3$ 、雰囲気及び構造材の温度の初期値は 300 K とする。
- (iv) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考えるものとする。
- (v) 格納容器内の雰囲気は理想気体の法則が適用できるものとする。

(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 3.4 図に示す。

格納容器内の圧力上昇は約 $0.5 \text{ kg/cm}^2 [\text{gage}]$ (約 $0.049 \text{ MPa} [\text{gage}]$) であり、設計圧力を超えない。また、格納容器内の最高温度は、雰囲気温度については約 180°C 、鋼壁温度については約 110°C 、コンクリート壁内側温度については約 90°C であり、設計温度を超えない。したがって、格納容器の健全性は保たれ、格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持される。

3.5.4 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、配管・機器の二重壁内及び二重壁外へのナトリウムの漏えいはきわめて考えにくいと見做すが、漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第 3.5 図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の 1% に相当する量が、1 次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 原子炉停止後 7 日間の冷却を考慮することとする。
- (iii) 1 次冷却材中の希ガスの 100%、よう素の 10% が格納容器内に放出されるものとする。
- (iv) 格納容器内に放出されたよう素のうち、90% は無機よう素の形態をとり、残りの 10% は有機よう素の形態をとるものとする。無機よう素については、格納容器内でのプレートアウト等による半減期 1 時間の指数関数的な減衰を考慮するものとする。
- (v) 核分裂生成物の放出経路として、格納容器からアニュラス部へ漏えいし、非常用換気設備、主排気筒を経由して大気中に放出されるもの及び格納容器のドーム部から直接大気中に放出されるものを考えることとする。
- (vi) 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏えい率及びドーム部から大気中への漏えい率は格納容器内の圧力の平方根に比例するものとし、格納容器内の圧力の変動を考慮して設定することとする。

(vii) 非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率は 90%とし、希ガスに対する除去効率は考慮しないものとする。

(viii) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、1次冷却材漏えい事故及び原子炉停止後の1次冷却系主配管の外管破損を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 1.4×10^{10} Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 5.0×10^{11} Bq

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 4.0×10^{-3} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 3.9×10^{-3} mSv

希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 8.3×10^{-5} mSv

3.5.5 結論

この事故において、「炉内ナトリウム液面低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉停止後、漏えいした冷却材が配管・機器の二重壁外に漏えいし、ナトリウムの燃焼が生じた場合でも、格納容器の健全性は確保され、また、前述の防止対策を踏まえた評価条件を用いて評価した結果から、実効線量は小さく、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。

3.6 冷却材流路閉塞事故

3.6.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞される事象として考える。また、燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞されることで、燃料要素が破損することを仮定し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出される事象も想定する。

燃料集合体内の1次冷却材の流路が閉塞すると、その除熱能力が低下し、燃料要素の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、集合体出口冷却材温度の監視により、冷却材流路の閉塞を早期に検出して、原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。また、万一、燃料要素が破損した場合であっても、燃料破損検出系による監視により、その破損を早期に検出することで、原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一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。

- (i) 原子炉容器内部構造物の設計、製作等は、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に行う。
- (ii) 原子炉容器内部構造物には、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用する。
- (iii) 原子炉容器内部構造物の腐食を防止するため、1次冷却材の純度を適切に管理する。また、1次主循環ポンプは、1次冷却材への潤滑油の混入を防止する設計とする。
- (iv) 燃料集合体のエントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって、冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設け、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。
- (v) 燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのワイヤスペーサを巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。
- (vi) 以上のような防止対策にもかかわらず冷却材流路閉塞が万一生じた場合に備え、集合体出口冷却材温度を監視して冷却材流路の閉塞を早期に検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。
- (vii) さらに、仮に燃料要素の被覆管が破損した場合に備え、燃料破損検出系を設置して異常を早期に検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。

3.6.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードA S F R Eにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 燃料集合体内のサブチャンネル1ヶ所が瞬時に完全閉塞された場合を想定する。
- (iii) 閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の構造材のものを使用する。
- (iv) 閉塞の軸方向位置は、被覆管肉厚中心温度が最も高くなる炉心部上端とする。
- (v) 冷却材の流れによる軸方向の熱移行は考慮しない。
- (vi) 閉塞された流路に接する燃料要素が破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出されること（ガスジェット）で、隣接する燃料要素が、一時的に高温になる可能性がある。当該評価における核分裂生成ガスのジェット衝突領域での被覆管外表面熱伝達係数は $10,000\text{W}/\text{m}^2\text{K}$ 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3.6図及び第3.7図に示す。

冷却材流路の閉塞事故が発生すると、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度は約 690°C 、冷却材最高温度は約 610°C まで上昇するが、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

また、冷却材流路の閉塞事故により、閉塞された流路に接する燃料要素が破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出されることで、当該燃料要素の被覆管最高温度は約 740°C 、冷却材最高温度は約 610°C まで上昇するが、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

なお、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出された場合、燃料破損検出系による監視により、その破損を検出することで、運転員は手動で原子炉を停止し、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

3.6.3 結論

この事故において、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.7 2次主循環ポンプ軸固着事故

3.7.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により2次主循環ポンプ1台の軸が固着し、2次冷却材流量が減少する事象として考える。

2次冷却材流量が減少すると、主中間熱交換器の1次側出口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一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。

- (i) 2次主循環ポンプの設計、製作等は、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に行い、軸固着のような事故の発生を防止する。
- (ii) 2次主循環ポンプの運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発生して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的にポンプを停止するインターロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、ポンプ軸固着が生じた場合には、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.7.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最も厳しい想定として、事故ループの2次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「2次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(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3.8図に示す。

2次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約0.8秒後に「2次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約630℃及び約610℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.7.3 結論

この事故において、「2次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.8 2次冷却材漏えい事故

3.8.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次主冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えいする事象として考える。

2次主冷却材の漏えいが生じると、主中間熱交換器での除熱能力が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、冷却材漏えいを早期に検出して原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故は安全に終止できる。また、主冷却機建物でナトリウムの燃焼が生じる可能性があるが、種々の防止対策により大規模な火災になることはなく、事故は安全に終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一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。

- (i) 2次主冷却系の配管・機器の設計、製作等は、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に行う。
- (ii) 2次主冷却系の配管は、エルボを用いて引き回し、十分な撓性を備えたものとする。
- (iii) 2次主冷却系の配管・機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるよう設計する。
- (iv) 2次主冷却系の配管・機器の腐食を防止するため、2次冷却材の純度を適切に管理する。
- (v) 以上のような防止対策にもかかわらずナトリウム漏えいが万一生じた場合に備え、2次冷却系の適切な箇所にナトリウム漏えい検出器を多数設置するとともに2次冷却系のオーバフロータンク等に液面計を設置してナトリウム漏えいを確かかつ速やかに検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。
- (vi) ナトリウム漏えいに伴って主中間熱交換器での除熱が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇する場合には、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」により警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (vii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。
- (viii) ナトリウム漏えいを検出した場合、2次主冷却系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして流出量を局限する。
- (ix) ナトリウム漏えいの可能性のある格納容器内及び主冷却機建物内の各部屋には

床面ライナ等を設置して、ナトリウムとコンクリートが直接接触することを避ける。さらに、格納容器内での漏えいに対しては、原子炉運転中、格納容器（床下）を窒素雰囲気とすることにより、ナトリウムの燃焼反応を防止する。また、主冷却機建物内での漏えいに対しては、漏えいしたナトリウムを連通管等を通じてナトリウム溜室に導き貯留するとともに、床面の設計によりナトリウムの流出面積を限定して、空気と接触するナトリウム量を最小限にする。

(x) 主冷却機建物の各所に特殊化学消火剤を設置し、また、防護服、防護マスク、携帯用空気ボンベ等の消火支援器具を配置する。

3.8.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 破損が生じたループの1次主冷却系コールドレグ温度の上昇を保守的に評価するため、主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 373°C 、応答時間は0.4秒とする。
- (v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(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3.9図に示す。

2次主冷却系主配管の破損により主中間熱交換器の2次側の除熱能力が喪失すると、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約44秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630°C 及び約 620°C であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

一方、主冷却機建物内でナトリウムの漏えいが生じた場合にはナトリウムの燃焼が生じるが、漏えい検出後、直ちに2次系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして漏えい量を局限するとともに、床面の設計により流出面積も限定して空気と接触するナトリウム量は最小限に止められ、かつ、特殊化学消火剤により消火できるので、大規模な火災になることはなく、他の異常状態の原因となる2次的損傷は生じない。また、2次系ナトリウムは放射化されず核分裂生成物も存在しないので、公衆に放射線被ばくをもたらすことはない。

3.8.3 結論

この事故において、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。また、漏えいしたナトリウムによる火災は大規模なものにはならない。

3.9 主送風機風量瞬時低下事故

3.9.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの電氣的又は機械的原因により主送風機1台の風量が瞬時に低下し、主冷却器空気流量が減少する事象として考える。

主冷却器空気流量が減少すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一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。

- (i) 主送風機的设计、製作等は、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に行い、電磁ブレーキの誤作動に伴う急制動のような事故の発生を防止する。
- (ii) 主送風機の運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的に主送風機を停止するインターロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、主送風機風量の瞬時低下が生じて原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇する場合には、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」により警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.9.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最も厳しい想定として、主送風機1台が瞬時に停止すると同時に当該ループの他の1台の主送風機も停止し、事故ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベルまで減少するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 -4.5

$\times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は $373^{\circ}C$ 、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(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3.10図に示す。

主送風機風量瞬時低下事故が発生すると、事故ループの主冷却器空気流量は自然通風レベルまで減少し、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱が不足となる。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約90秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 $630^{\circ}C$ 及び約 $620^{\circ}C$ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.9.3 結論

この事故において、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.10 燃料取替取扱事故

3.10.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における燃料集合体の取扱中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一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。

- (i) 使用済燃料貯蔵設備の設計、製作等は、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に行う。
- (ii) 水冷却池内の使用済燃料の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時にあっても、使用済燃料の保持状態を維持できるものとする。さらに、**移送機のグリップ爪に返しを設ける機械的インターロック及び着座していない状態では切り離し動作を防止する制御系インターロック**を設け、誤操作による使用済燃料の落下を防止する。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、燃料集合体から原子炉附属建物内に核分裂生成物が放出された場合は、換気設備を通して主排気筒に導かれる。

3.10.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、燃料集合体の落下の可能性はきわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。**なお、核分裂生成物の大気放出過程を第3.11図に示す。**

- (i) 1体の燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に燃料集合体に蓄積される希ガスの100%に相当する量及びよう素の50%に相当する量が、瞬時に水中に放出されるものとする。なお、ここでは、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池にて、燃料集合体の落下が生じたものとする。
- (ii) 燃料集合体は、最高燃焼度に達した後、13日間の燃料交換、60日間の炉内燃料貯蔵ラックでの中間貯蔵及び5日間の燃料取扱作業における冷却を考慮することとする。
- (iii) 水中に存在する希ガスの100%、よう素の0.2%（除染係数：500）が原子炉附属建物内に瞬時に放出されるものとする。
- (iv) 原子炉附属建物内に放出される核分裂生成物の全量が直接大気中に放出されるものとする。
- (v) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、燃料取替取扱事故を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 3.0×10^{10} Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 3.7×10^{12} Bq

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 8.1×10^{-1} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 7.9×10^{-1} mSv

希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 2.5×10^{-2} mSv

3.10.3 結論

この事故について評価した結果、実効線量は小さく、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 気体廃棄物処理設備破損事故

3.11.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で気体廃棄物処理設備に破損が生じ、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一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。

- (i) 気体廃棄物処理設備の配管・機器の設計、製作等は、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に行う。
- (ii) 以上のような防止対策にもかかわらず、気体廃棄物処理設備から原子炉附属建物内に核分裂生成物が放出された場合は、換気設備を通して主排気筒に導かれる。

3.11.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、気体廃棄物処理設備の破損の可能性はきわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第3.12図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 1次冷却材中に存在する希ガスの100%、よう素の 10^{-3} %が1次アルゴンガス中に移行し、これらを含む1次アルゴンガスがダンプタンクを経由して廃ガス貯留タンクに流入するものとする。
- (iii) 廃ガス貯留タンクに流入した廃ガスは、同タンクの貯留容量に見合う最大量が貯留されているものとする。
- (iv) 廃ガス貯留タンク1基の破損を想定し、内蔵されている核分裂生成物の全量が、瞬時に原子炉附属建物内に放出されるものとする。
- (v) 原子炉附属建物内に放出される核分裂生成物のうち、10%は直接大気中に、90%は原子炉附属建物の換気設備から主排気筒を経て大気中に放出されるものとする。
- (vi) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、気体廃棄物処理設備破損事故を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 1.6×10^9 Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 1.6×10^{13} Bq

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 1.8×10^{-2} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく：約 4.3×10^{-3} mSv

希ガスのガンマ線による外部被ばく：約 1.4×10^{-2} mSv

3.11.3 結論

この事故について評価した結果、実効線量は小さく、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 1次アルゴンガス漏えい事故

3.12.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次アルゴンガス系に破損が生じ、核分裂生成物を含んだ1次アルゴンガスが漏えいする事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一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。

- (i) 1次アルゴンガス系の配管・機器の設計、製作等は、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に行う。
- (ii) 以上のような防止対策にもかかわらず1次アルゴンガス漏えい事故が生じた場合は、呼吸ガスヘッダ圧力、カバーガス圧力等の異常を検出して中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は各種止め弁を閉鎖する等の漏えい抑制措置をとることができる。
- (iii) 1次アルゴンガスの漏えい量が増加して、格納容器内の床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、原子炉は自動停止する。また、格納容器が自動的に隔離され、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。
- (iv) 格納容器から漏えいした核分裂生成物は、負圧に保たれるアニュラス部に集め、非常用換気設備のフィルタでろ過した後、主排気筒に導き、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。

3.12.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、1次アルゴンガス系の破損の可能性はきわめて少ないが、1次アルゴンガスの漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第3.13図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一律に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 1次冷却材中に存在する希ガスの100%、よう素の $10^{-3}\%$ が1次アルゴンガス中に移行するものとする。
- (iii) 1次アルゴンガス中に移行した核分裂生成物の全量が格納容器内に瞬時に放出されるものとする。
- (iv) 核分裂生成物の放出経路として、格納容器からアニュラス部へ漏えいし、非常用換気設備、主排気筒を経由して大気中に放出されるもの、及び格納容器のドーム部から直接大気中に放出されるものを考えることとする。
- (v) 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏えい率及びドーム部から大気

中への漏えい率は、格納容器の内圧の変動を考慮して設定することとする。

(vi) 非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率は 90%とし、希ガスに対する除去効率は考慮しないものとする。

(vii) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、1次アルゴンガス系からの1次アルゴンガス漏えい事故を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 9.2×10^7 Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 1.8×10^{13} Bq

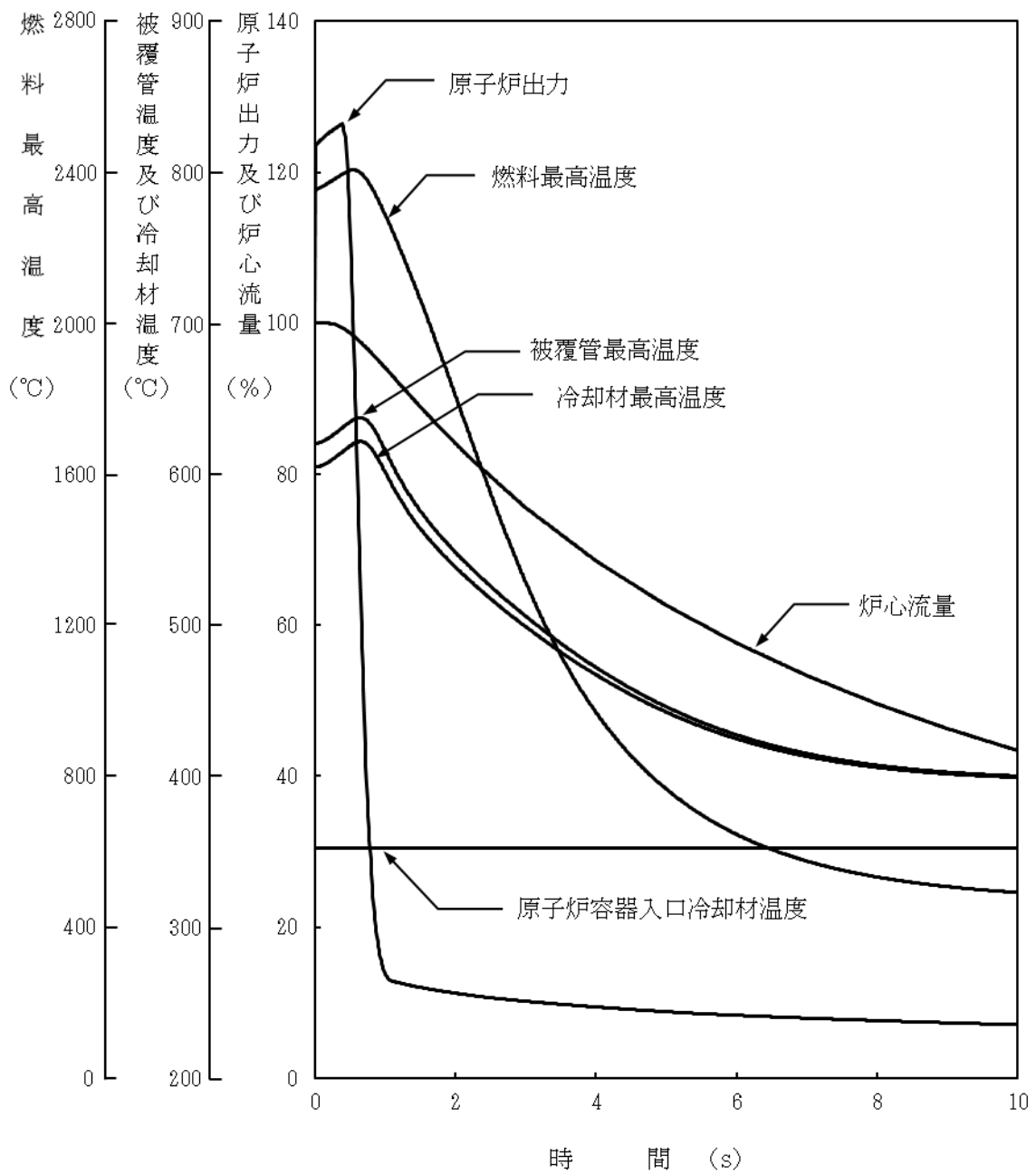
また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 3.1×10^{-3} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 2.6×10^{-5} mSv

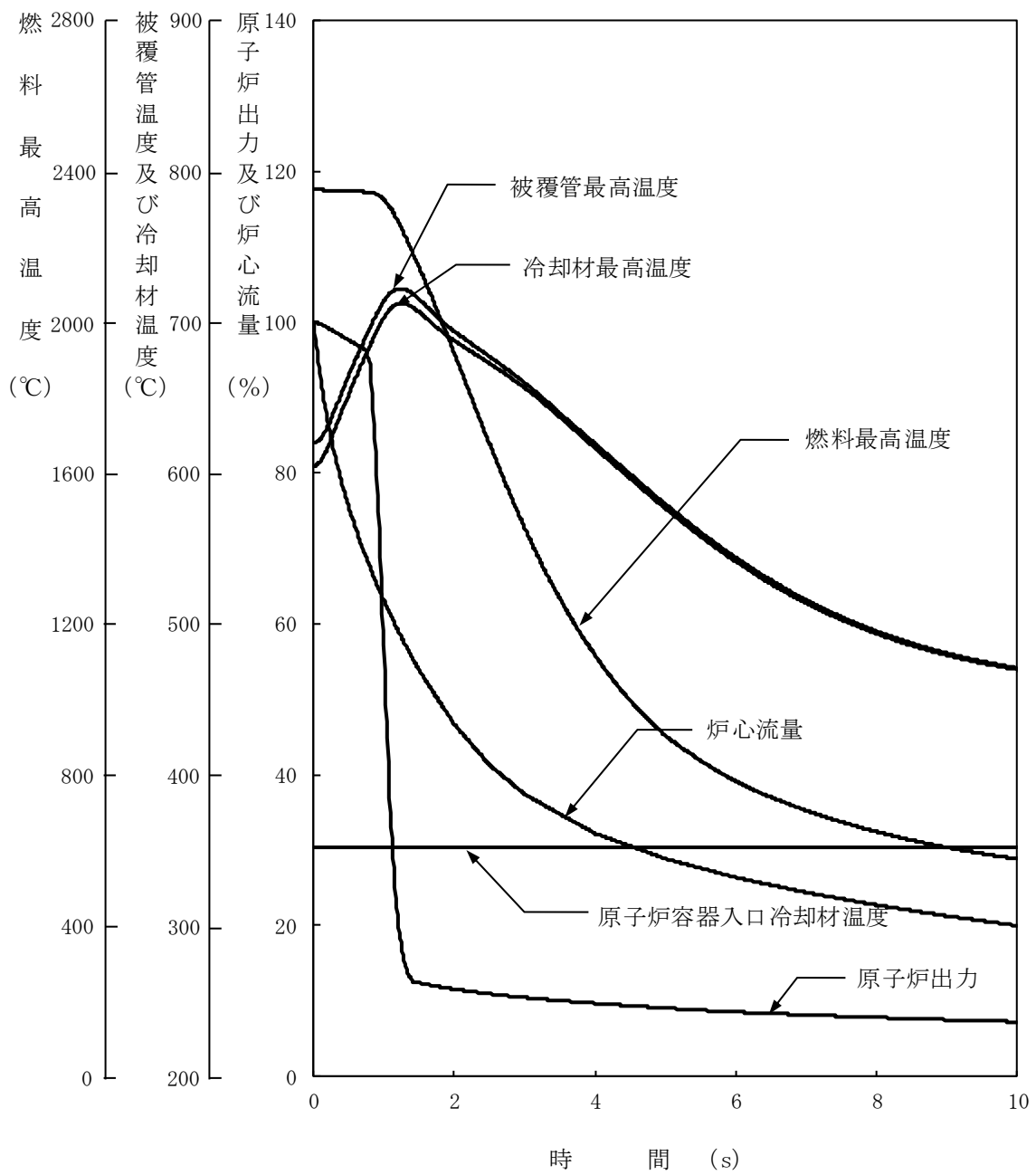
希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 3.1×10^{-3} mSv

3.12.3 結論

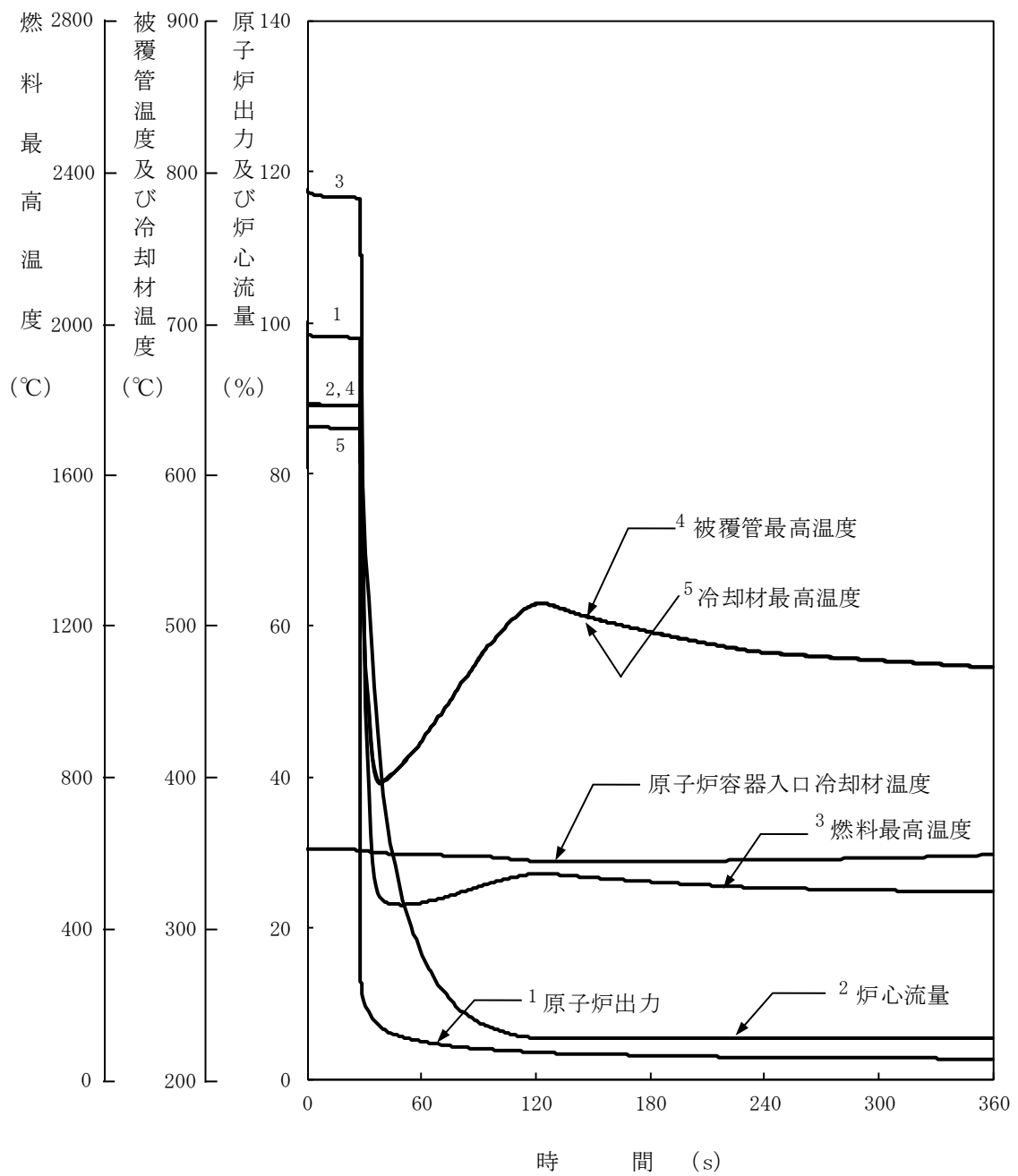
この事故において、前述の防止対策を踏まえた評価条件を用いて評価した結果から、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。



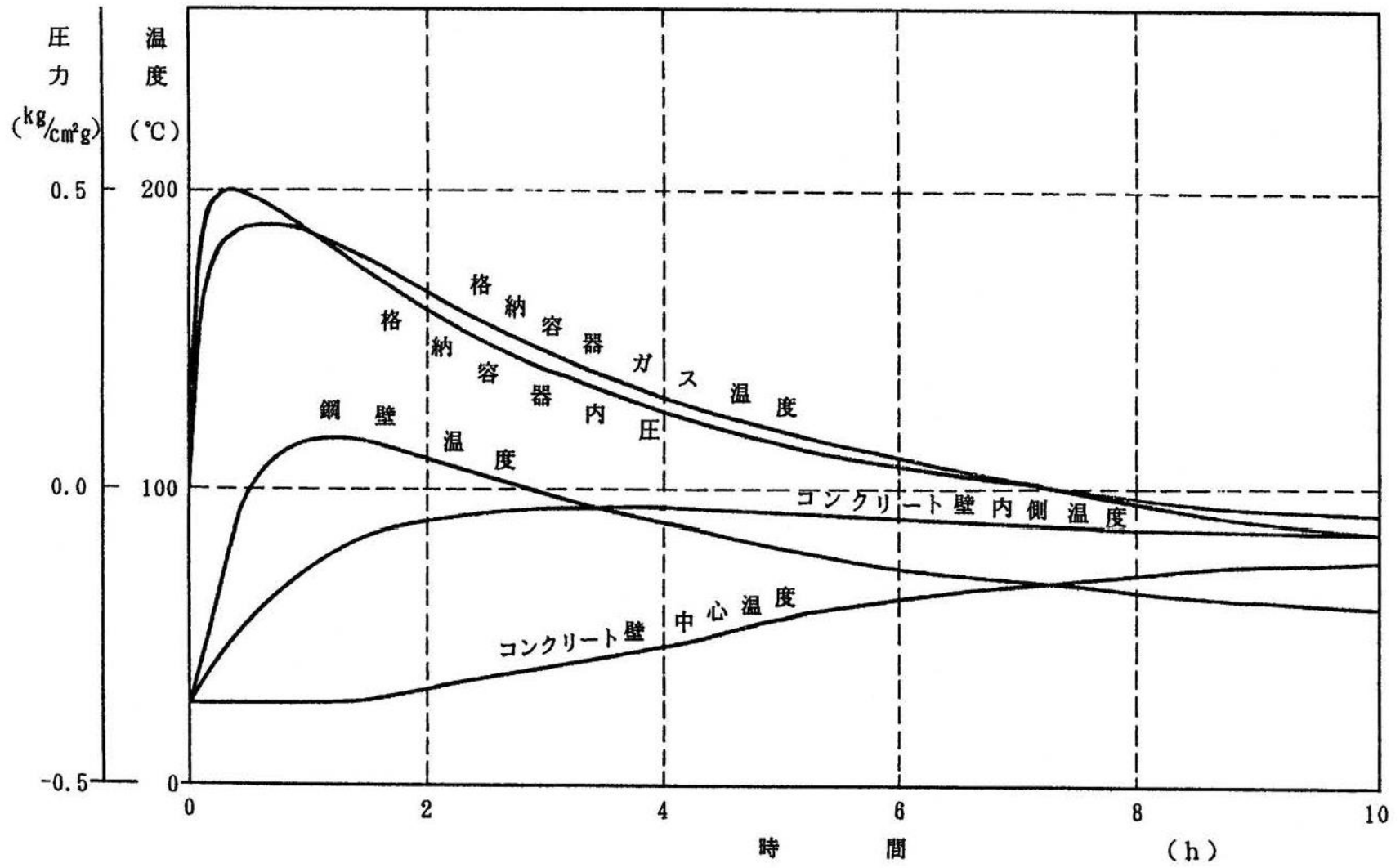
第 3.1 図 燃料スランピング事故



第 3.2 図 1 次主循環ポンプ軸固着事故



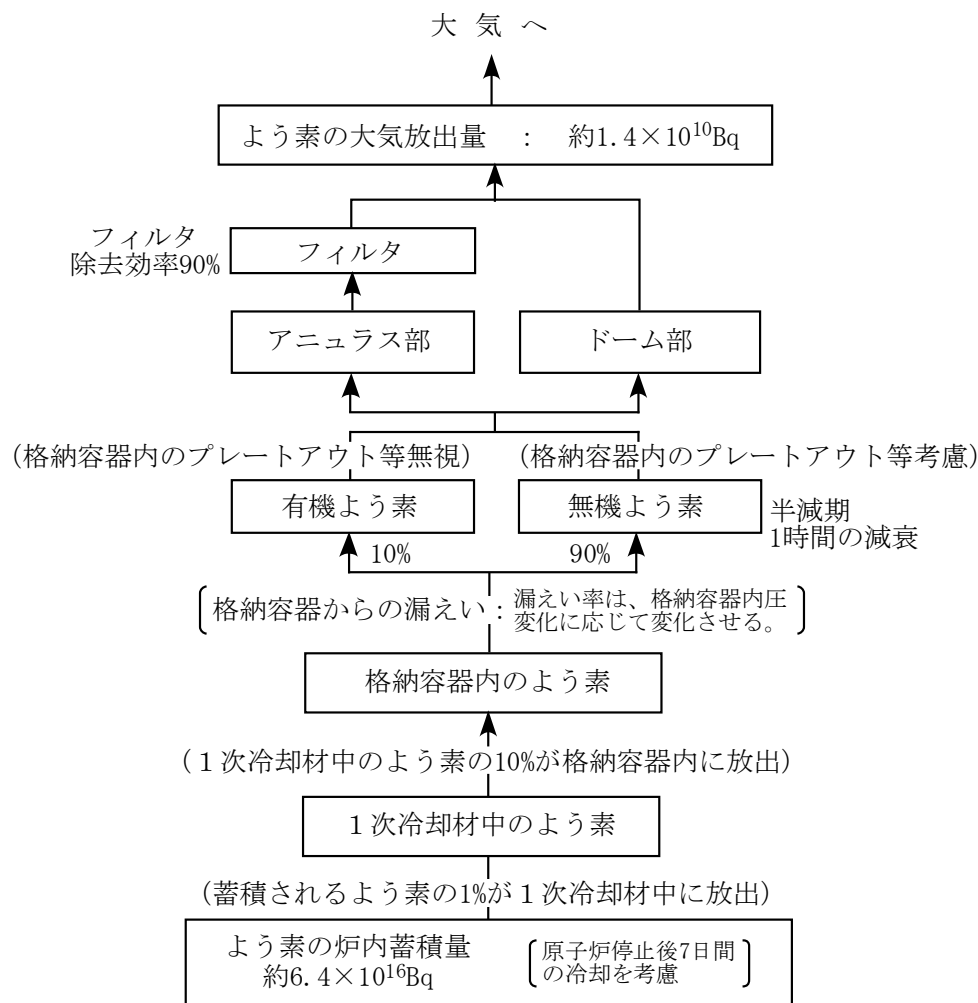
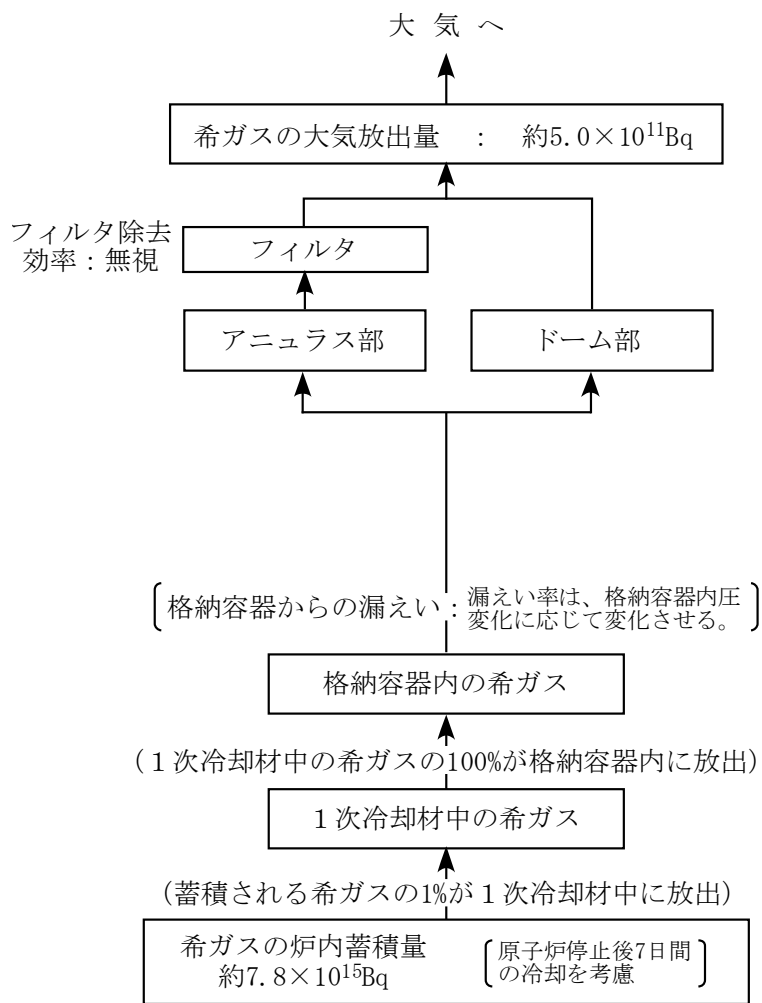
第 3.3 図 1 次冷却材漏えい事故 (炉心冷却能力の解析)



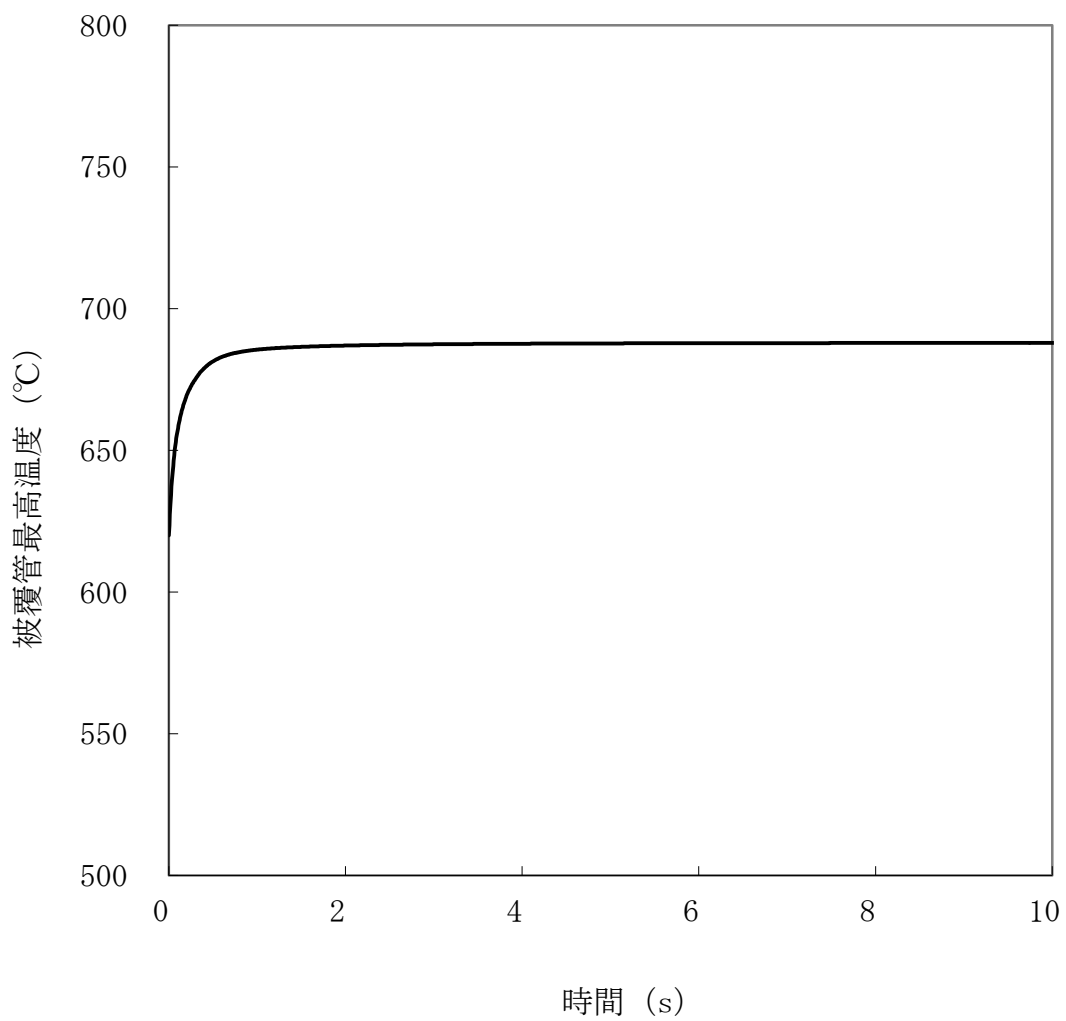
第 3.4 図 1 次冷却材漏えい事故 (漏えいナトリウムによる熱的影響の解析)

単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕

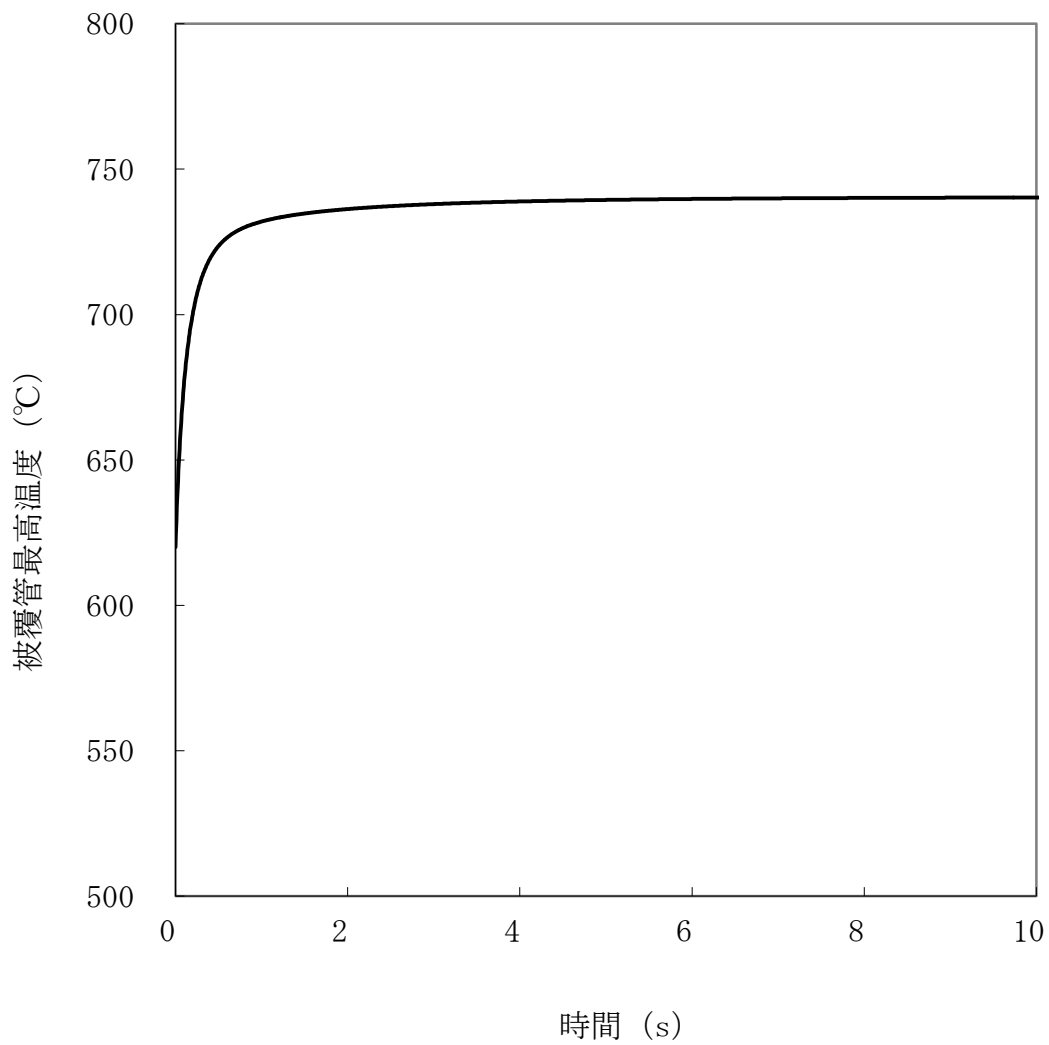
単位：Bq〔¹³¹I換算〕



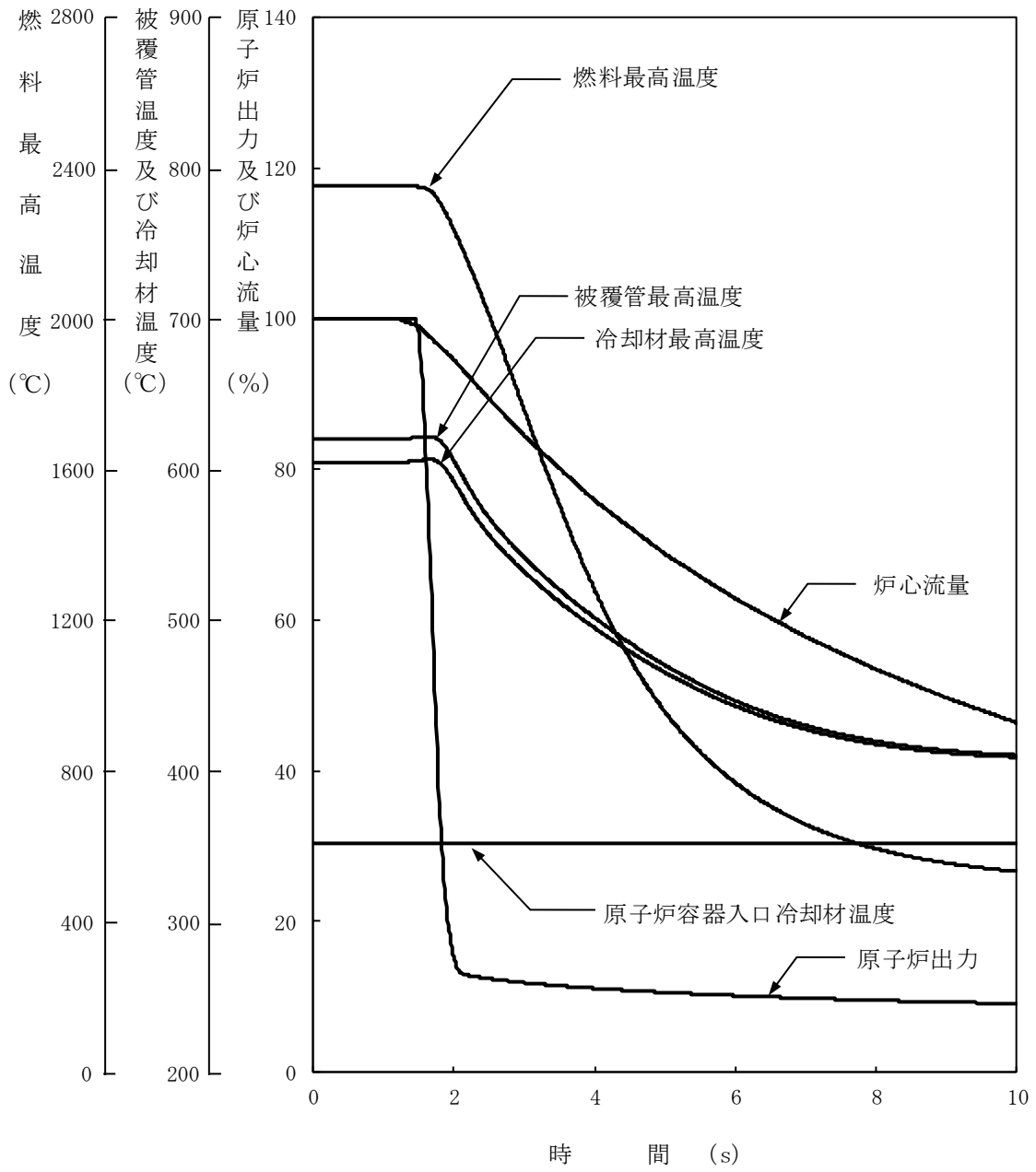
第 3.5 図 核分裂生成物の大気放出過程（1次冷却材漏えい事故）



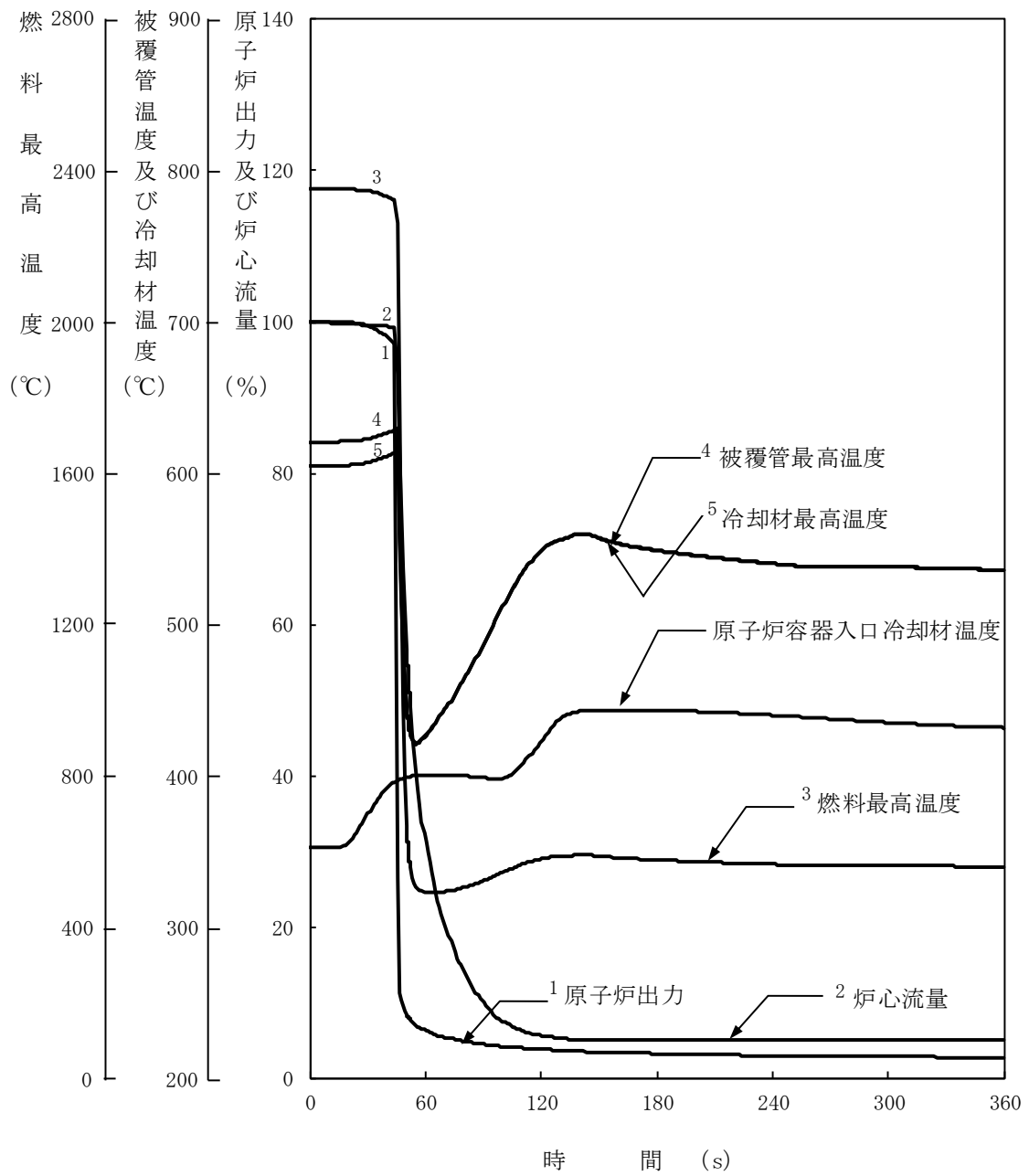
第 3.6 図 冷却材流路閉塞事故(流路閉塞による被覆管温度変化)



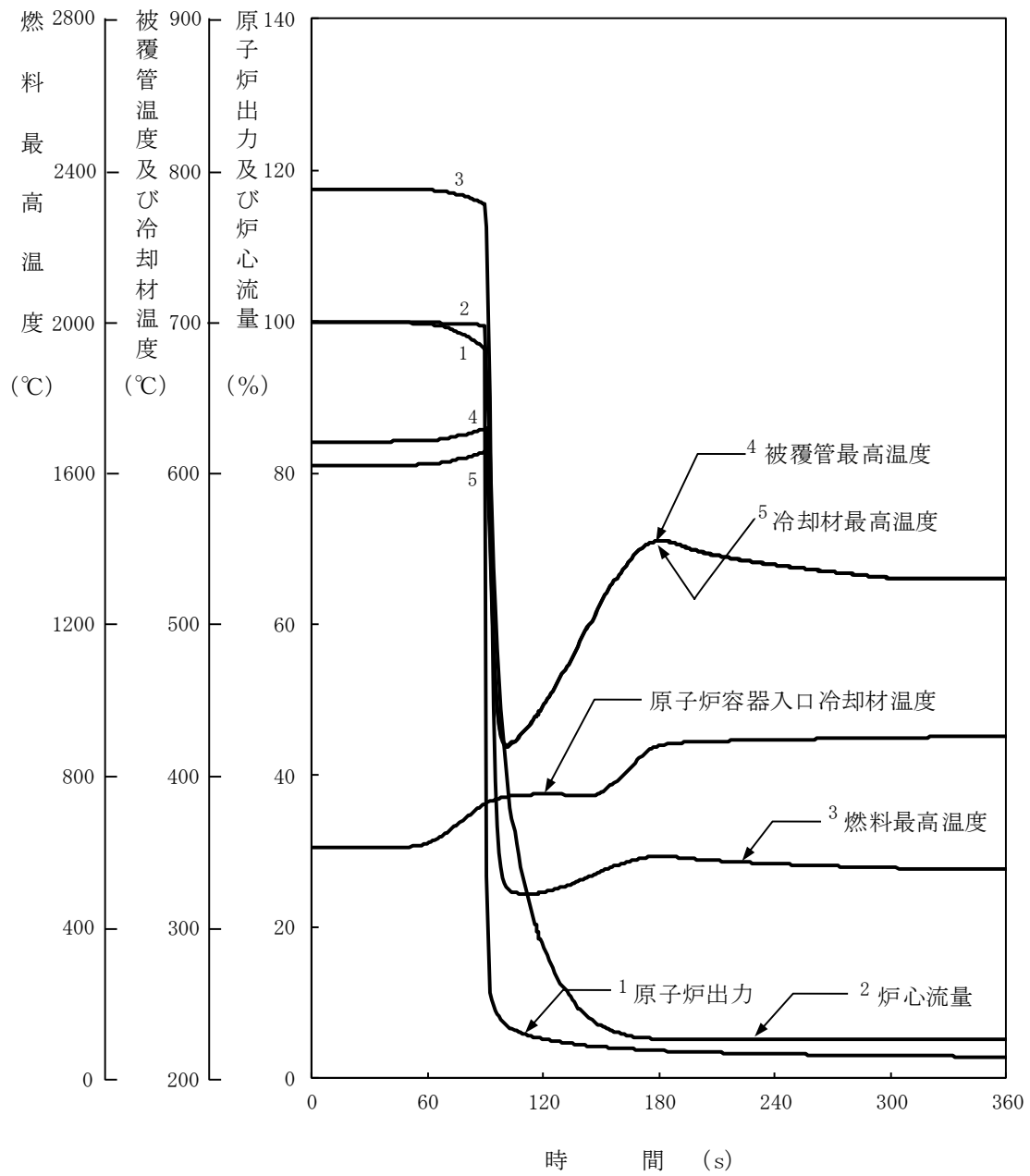
第 3.7 図 冷却材流路閉塞事故(核分裂生成ガスジェット衝突による隣接燃料被覆管温度変化)



第 3. 8 図 2 次主循環ポンプ軸固着事故



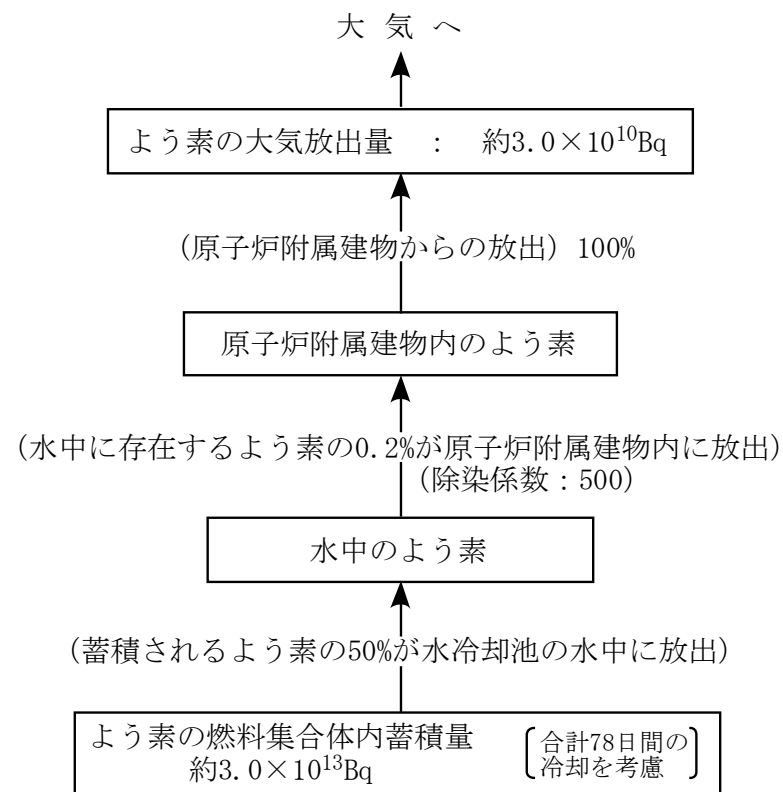
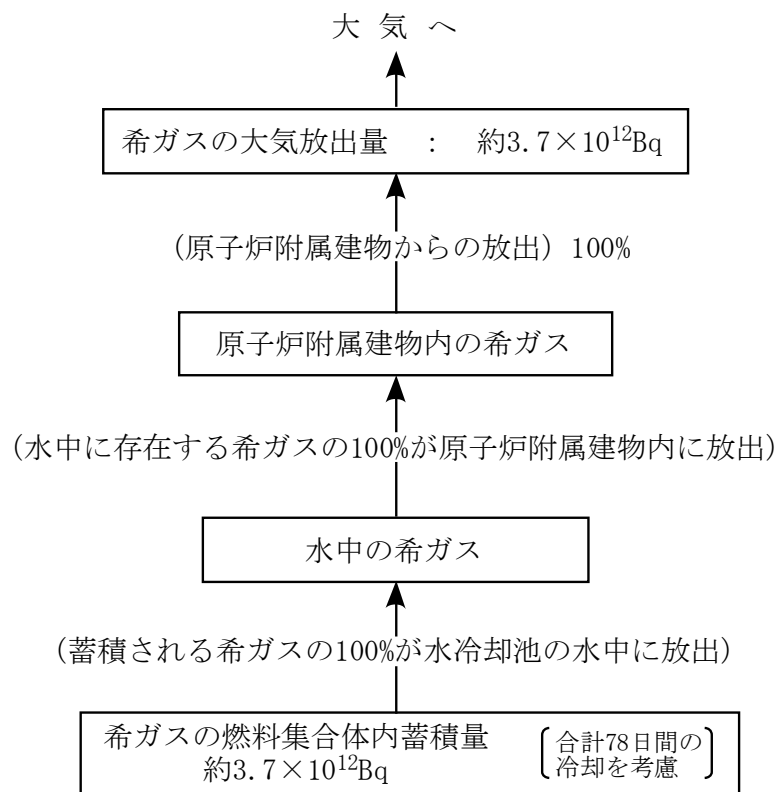
第 3.9 図 2 次冷却材漏えい事故



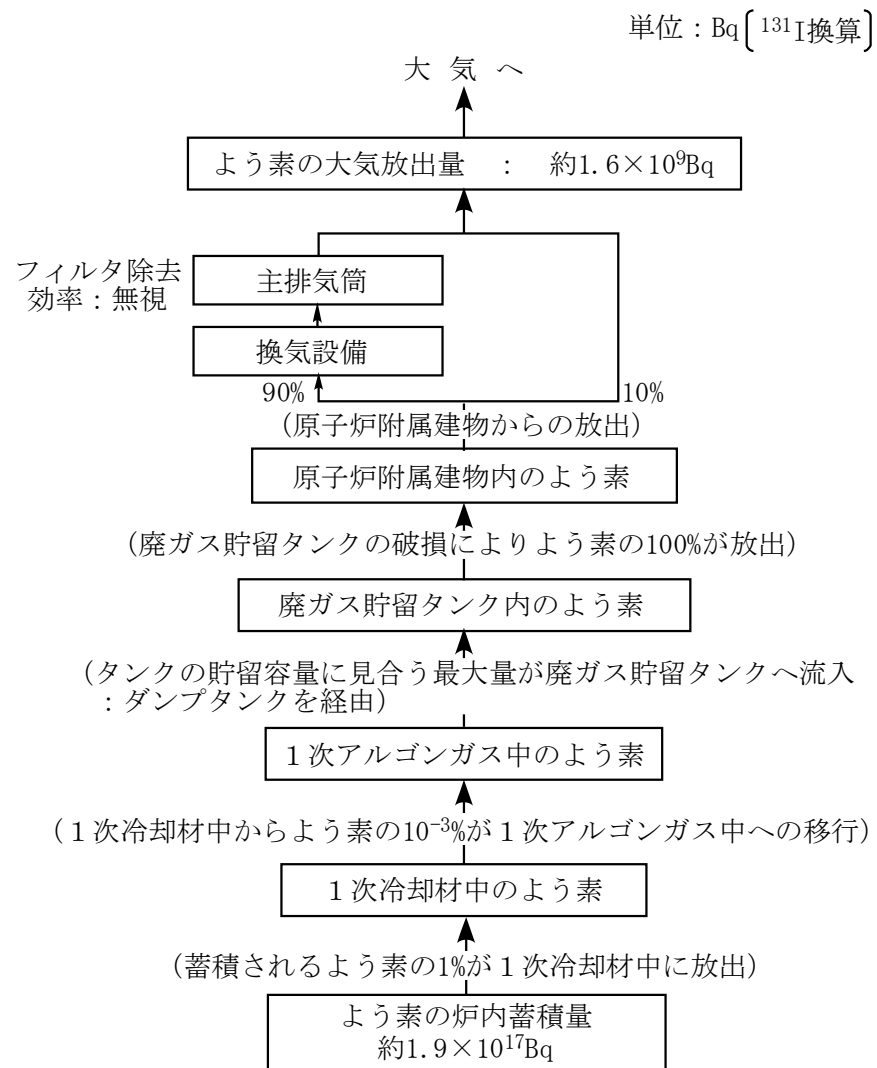
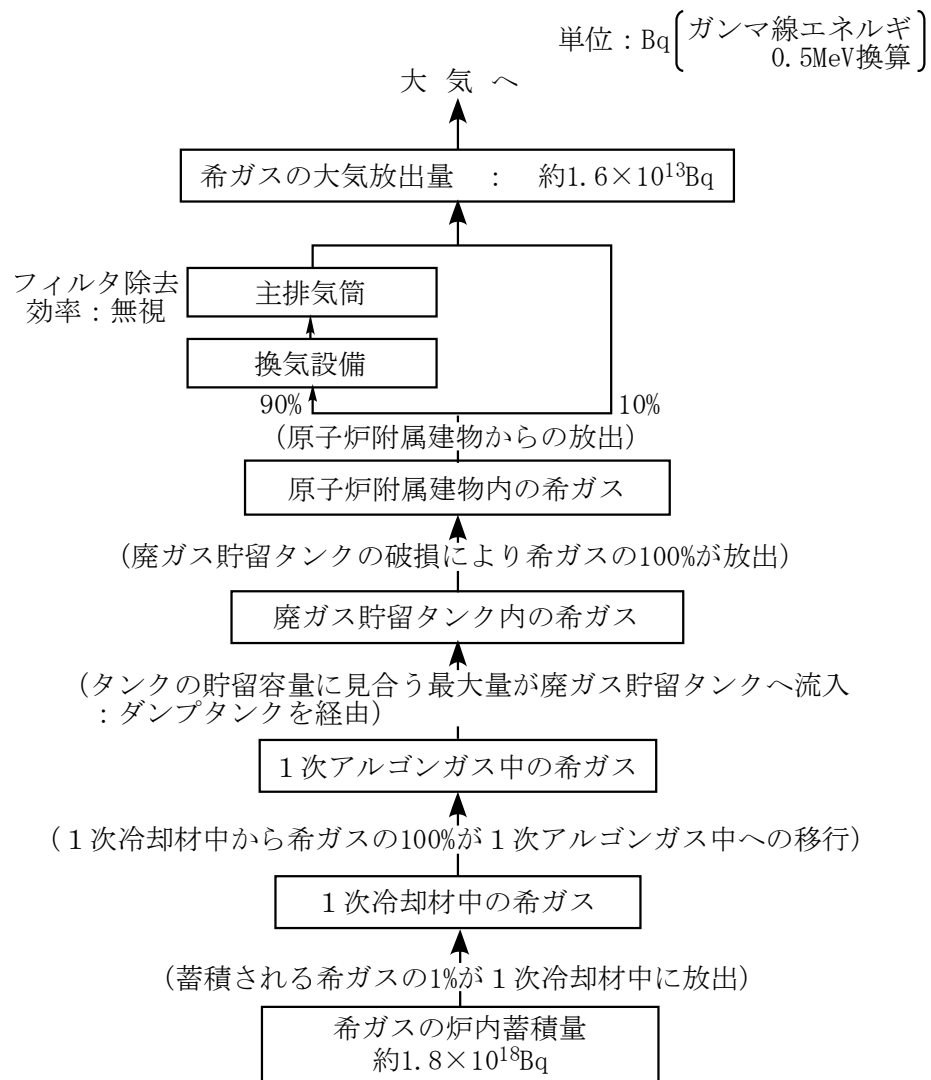
第 3.10 図 主送風機風量瞬時低下事故

単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕

単位：Bq〔¹³¹I換算〕



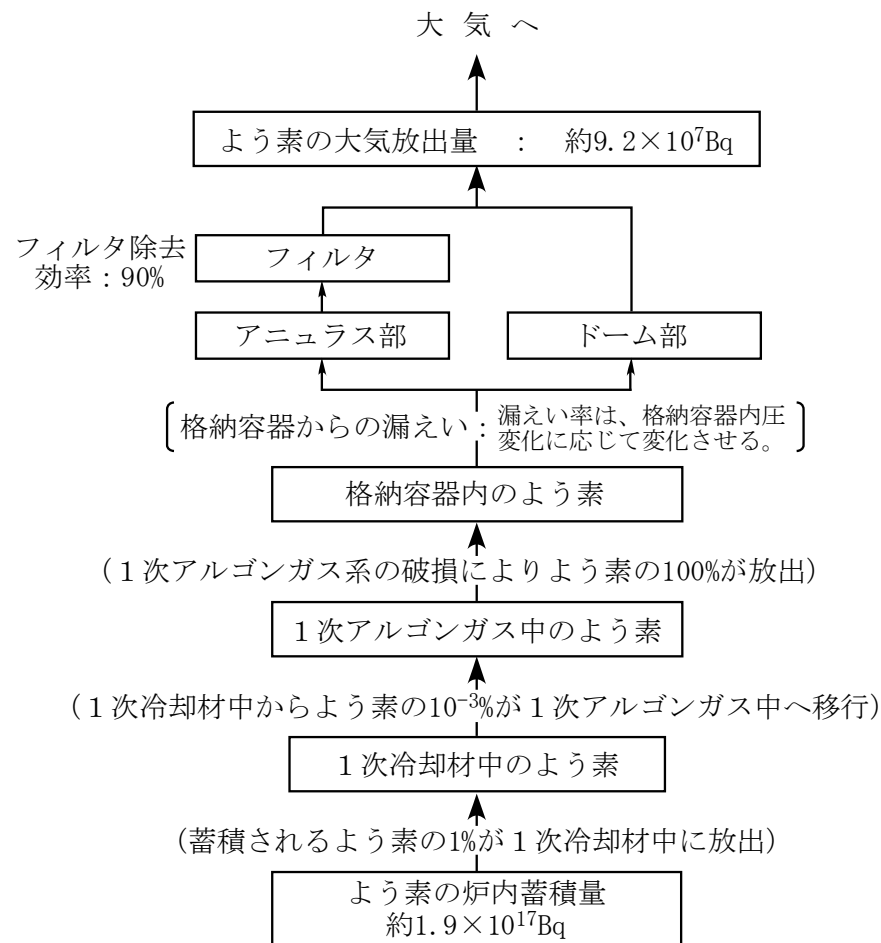
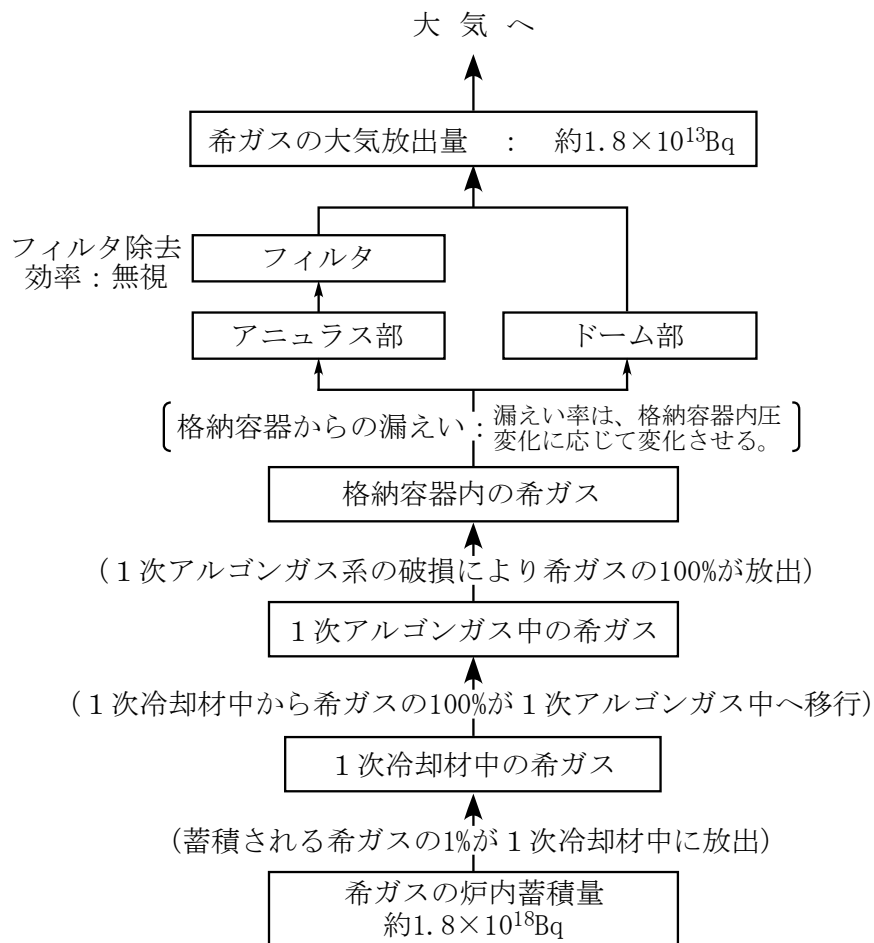
第 3.11 図 核分裂生成物の大気放出過程 (燃料取替取扱事故)



第 3.12 図 核分裂生成物の大気放出過程（気体廃棄物処理設備破損事故）

単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕

単位：Bq〔¹³¹I換算〕



第 3.13 図 核分裂生成物の大気放出過程 (1次アルゴンガス漏えい事故)

5. 参考文献

- (1) 原子力安全委員会、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、昭和 55 年 11 月 6 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- (2) 原子力安全委員会、「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 30 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- (3) 原子力安全委員会、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、平成 3 年 7 月 18 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- (4) 日本原子力研究所、「F P G S - 3 コードの改良と核データおよびγ線ライブラリーの更新（高速原型炉の崩壊熱解析－VI）」、JAERI-memo 57-056（1982）
- (5) 動力炉・核燃料開発事業団、「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」、PNC TN241 85-12(1985)
- (6) 日本原子力研究開発機構、「S u p e r - C O P D を用いた「もんじゅ」炉心安全解析モデルの構築」、JAEA-Data/Code 2010-023
- (7) H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulic analysis of fast reactor fuel subassembly with porous blockages", ISSCA-4(1997), p. 323-333.
- (8) "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 4 Inhalation Dose Coefficients", ICRP Publication 71, 1995.
- (9) R. E. Wilson, et al, Experimental Evaluation of Fission-Gas Release in LMFBR Subassemblies Using an Electrically Heated Test Section with Sodium as Coolant, ANL-8036 (1973)

追補VI. 1 FMEA による事象選定の妥当性確認について (MK-IV炉心)

1. 目的

FMEA (故障モード影響解析) ※により運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定について、当該事象選定に抜け漏れがないことを確認する。

※: FMEA とは、システムを構成する機器・部品の故障モードを洗い出し、各故障モードが引き起こすシステム機能に対する影響を特定することによる潜在的な故障の体系的な分析方法である。

2. 前提条件

①「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」、②「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」、③「環境への放射性物質の異常な放出」に至る要因等を対象とする。

FMEA における主なパラメータ (アイテム (構成品) /故障モード/故障影響/故障影響の大きさ/故障頻度) については、以下のとおり設定した。

- ・ アイテム (構成品) は、設置変更許可申請書添付書類八に記載された機器等に関連する構成部品等を対象 (詳細化の度合いは、その影響に鑑み、技術的に判断) とする。
- ・ 故障モードは、対象とするアイテムについて、基本的に、構造上考えられる範囲を検討する (検討の度合いは、故障モードを発生させる原因の蓋然性に応じて、技術的に判断)。
- ・ 故障影響は、上記①～③への該当の有無を判断するための項目を設定する。
- ・ 故障影響の大きさは、「高」、「中」、「低」に分類する。
- ・ 故障影響の頻度は、「高」、「中」、「低」、「極低」に分類する。

3. 評価結果

評価結果を第 1 表～第 3 表に示す。FMEA により抽出された事象は、設計上の措置により該当する事象がない等、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における範囲において設計上無視できるか又は運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故として選定した事象で代表されることから、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故として選定した事象に抜け漏れがないことを確認した。

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(1/10)

アイテム*1				機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」:該当、「-」:非該当)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等	
構成部品							核分裂数 の変化	中性子吸収 の変化	中性子漏え いの変化						
炉心構成 要素	燃料集合体	炉心燃料 集合体	内側燃料 集合体	燃料ペレット	核分裂源	燃料の組成変化	燃焼に伴う超ウラン 元素蓄積	○	○	-	低	高	燃焼に伴う核燃料物質の減少により、負の反応度が卓越するため、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限)
					形状保持	燃料の密度変化	焼きしまり	○	-	-	低	高	径方向はスミア密度には影響がなく、また、軸方向の密度変化量による正の反応度影響は軽微であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限)
						燃料の密度変化 (スランピング)	スランピング	○	-	-	高	極低	燃料スランピングにより「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、物理的に起こらない。	設計上無視できる。ただし、ステップ状の反応度投入事象として、仮想的に設計基準事故(燃料スランピング事故)に設定	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限)
						核分裂生成物の移動	熱勾配	-	○	-	低	高	ペレット中の熱勾配による揮発性核分裂生成物のペレット内移動で、極微小な事象であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限)
				核分裂生成物の保持	核分裂生成物の放出	ペレットのクラック 発生	-	○	-	低	高	揮発性核分裂生成物のペレットからガスブレンラムへの移動で、極微小な事象であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限)	
				インシュレータ ペレット、 上下部反射体 ペレット	熱遮蔽、 中性子遮蔽	密度変化	熱収縮	-	-	○	低	高	径方向はスミア密度には影響がなく、軸方向の密度変化量による正の反応度影響は軽微であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限)
					被覆管	燃料保持・ 冷却	構造材の密度変化	熱収縮、スエリング	○	-	-	低	高	径方向はスミア密度には影響がなく、軸方向の密度変化量による正の反応度影響は軽微であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。
						ギャップコンダクタンスの 低下	被覆管破損に伴う ヘリウムガス漏えい	○	-	-	低	低	燃料温度上昇による負の反応度投入。燃料破損に起因する2次事象。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(燃料破損検査による原子炉停止)
				燃料要素	冷却	燃料のドップラ 反応度の変化	温度低下による ドップラ反応度投入	○	○	-	中	中	燃料温度低下による正の反応度投入により「炉心内の反応度の異常な変化」に該当する。ただし、燃料温度低下時のドップラによる反応度投入の影響は、燃料温度低下型の事象で代表することができる。	他の過渡事象(「1次冷却材流量減少」)で代表	
					形状保持	被覆管の体積膨張	スエリング	○	-	-	低	高	体積膨張に伴う負の反応度投入	設計上無視できる。	設計(燃料要素)

*1: 原子炉容器内に設置・保有する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「核分裂数の変化」、「中性子吸収の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【】内: 【故障影響の大きさ/頻度】
 【低/低】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの
 【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの
 【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)
 【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの
 【高/極低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により該当する事象が存在しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合がある。)
 【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/高】: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(2/10)

アイテム*1				機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」:該当、「-」:非該当)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
構成							核分裂数 の変化	中性子吸収 の変化	中性子漏え いの変化					
炉心構成 要素	燃料集合体	炉心燃料 集合体	内側燃料 集合体	燃料要素	燃料の組成変化	誤装荷、誤製作	○	-	-	低	極低	外側燃料ピンを内側燃料に誤装荷等したとしても、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。また、誤装荷等による過剰反応度の増大に関しては、原子炉起動時に過剰反応度・炉停止余裕を確認し、制限を逸脱した場合は原子炉を停止するものとしている。	設計上無視できる。	品質保証(製造管理) 運転制限(過剰反応度)
					径方向変位	要素湾曲	○	-	-	低	高	燃料要素は相互に拘束し、移動量が限られるため、要素湾曲による正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限値)
					径方向変位	地震変位	○	-	-	低	低	燃料要素は相互に拘束し、移動量が限られるため、地震による径方向変位で生じる正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(地震加速度)
					核分裂生成物 保持	核分裂生成ガスの放出	被覆管破損	-	○	-	低	低	負の反応度投入	設計上無視できる。
	燃料集合体	炉心燃料 集合体	内側燃料 集合体	集合体	配置の変化	誤装荷	○	-	-	低	極低	外側燃料を内側領域に誤装荷したとしても、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。また、誤装荷等による過剰反応度の増大に関しては、原子炉起動時に過剰反応度・炉停止余裕を確認し、制限を逸脱した場合は原子炉を停止するものとしている。	設計上無視できる。	設計(誤装荷防止インター ロック) 運転制限(核熱制限値)
					径方向変位	炉心湾曲	○	-	-	低	高	炉心構成要素は相互に拘束し、移動量が限られるため、炉心湾曲による正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、燃料) 運転制限(核熱制限値)
					径方向変位	地震変位	○	-	-	低	低	炉心構成要素は相互に拘束し、移動量が限られるため、地震による径方向変位で生じる正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、燃料) 運転制限(地震加速度)
					制御棒と炉心 の相対位置 保持	軸方向変位	地震変位	-	○	-	低	低	地震変位による相対的な制御棒引抜きによる正の反応度投入となるが、変位量は限られるため、正の反応度投入量は軽微であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。

*1: 原子炉容器内に設置・保有する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「核分裂数の変化」、「中性子吸収の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【】内: 【故障影響の大きさ/頻度】
 【低/低】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの
 【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの
 【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)
 【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの
 【高/極低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により該当する事象が存在しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合がある。)
 【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/高】: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(3/10)

アイテム*1			機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」:該当、「-」:非該当)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等		
構成品						核分裂数の 変化	中性子吸収 の変化	中性子漏え いの変化							
炉心構成 要素	燃料集合体	炉心燃料 集合体	外側燃料集合体		※ 「内側燃料集合体」に同じ										
			照射燃料 集合体	A型	※ 「内側燃料集合体」に同じ										
				B型	※ 「内側燃料集合体」に同じ										
				C型	※ 「内側燃料集合体」に同じ										
				D型	※ 「内側燃料集合体」に同じ										
	反射体	内側反射体	反射体要素	中性子反射	構造材の密度変化	熱収縮、スエリング	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(反射体)	
					配置の変化	誤装荷	-	-	○	低	極低	誤装荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において変化するのみであり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。また、誤装荷等による過剰反応度の増大に関しては、原子炉起動時に過剰反応度・炉停止余裕を確認し、制限を逸脱した場合は原子炉を停止するものとしている。	設計上無視できる。	運転管理(誤装荷防止)	
					径方向変位	炉心湾曲	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、反射体)	
						地震変位	-	-	○	低	低	地震変位による反射効果の変化による正の反応度投入となるが、変位量は極微小で、正の反応度投入量は軽微であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	運転制限(地震加速度)	
					配置の変化	誤装荷	-	-	○	低	極低	誤装荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において変化するのみであり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。また、誤装荷等による過剰反応度の増大に関しては、原子炉起動時に過剰反応度・炉停止余裕を確認し、制限を逸脱した場合は原子炉を停止するものとしている。	設計上無視できる。	運転管理(誤装荷防止)	
						径方向変位	炉心湾曲	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、反射体)
			集合体	中性子反射	径方向変位	地震変位	-	-	○	低	低	地震変位による反射効果の変化による正の反応度投入となるが、変位量は極微小で、正の反応度投入量は軽微であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	運転制限(地震加速度)	
					外側反射体(A)		※ 「内側反射体」に同じ								
					材料照射用反射体		※ 「内側反射体」に同じ(照射試料は、移動又は状態の変化が生じた場合においても反応度が異常に投入されないように設計)								

*1: 原子炉容器内に設置・保有する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「核分裂数の変化」、「中性子吸収の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【内】: 【故障影響の大きさ/頻度】
 【低/低】、【低/中】、【低/高】、【低/極低】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの
 【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの
 【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)
 【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの
 【高/極低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により該当する事象が存在しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合がある。)
 【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/高】: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(4/10)

アイテム*1		機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」:該道、「-」:非該道)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等	
構成					核分裂数 の変化	中性子吸収 の変化	中性子漏え いの変化						
炉心構成 要素	遮へい集合体	遮へい要素	中性子遮蔽	構造材の密度変化	熱収縮、スエリング	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造) 運転制限
				配置の変化	誤装荷	-	-	○	低	極低	誤装荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において変化するのみであり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。また、誤装荷等による過剰反応度の増大に関しては、原子炉起動時に過剰反応度・炉停止余裕を確認し、制限を逸脱した場合は原子炉を停止するものとしている。	設計上無視できる。	運転管理(誤装荷防止)
				径方向変位	炉心湾曲	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、遮蔽要素)
				径方向変位	地震変位	-	-	○	低	低	地震変位による反射効果の変化による正の反応度投入となるが、変位量は極微小で、正の反応度投入量は軽微であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造) 運転制限
	遮へい集合体	集合体	中性子遮蔽	配置の変化	誤装荷	-	-	○	低	極低	誤装荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において変化するのみであり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。また、誤装荷等による過剰反応度の増大に関しては、原子炉起動時に過剰反応度・炉停止余裕を確認し、制限を逸脱した場合は原子炉を停止するものとしている。	設計上無視できる。	運転管理(誤装荷防止)
				径方向変位	炉心湾曲	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造) 運転制限(地震加速度)
				径方向変位	地震変位	-	-	○	低	低	地震変位による反射効果の変化による正の反応度投入となるが、変位量は極微小で、正の反応度投入量は軽微であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造) 運転制限(地震加速度)
				構造材の密度変化	熱収縮、スエリング	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	
	その他 (中性子源)	中性子源集合体	中性子源	配置の変化	誤装荷	-	-	○	低	極低	誤装荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において変化するのみであり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。また、誤装荷等による過剰反応度の増大に関しては、原子炉起動時に過剰反応度・炉停止余裕を確認し、制限を逸脱した場合は原子炉を停止するものとしている。	設計上無視できる。	運転管理(誤装荷防止)
				径方向変位	炉心湾曲	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、実験装置)
				径方向変位	地震変位	-	-	○	低	低	地震変位による中性子源効果の変化による正の反応度投入となるが、変位量は極微小で、正の反応度投入量は軽微であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(中性子源集合体) 運転制限(地震加速度)
				構造材の密度変化	熱収縮、スエリング	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	

*1: 原子炉容器内に設置・保有する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「核分裂数の変化」、「中性子吸収の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【】内: 【故障影響の大きさ/頻度】
 【低/低】、【低/中】、【低/高】、【低/極低】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの
 【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの
 【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)
 【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの
 【高/極低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により該当する事象が存在しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合がある。)
 【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/高】: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(5/10)

アイテム*1			機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」:該当、「-」:非該当)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等		
構成						核分裂数 の変化	中性子吸収 の変化	中性子漏え いの変化							
炉心構成 要素	実験設備	計測線付 実験装置	上部構造		※ 安全機能を有していないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当										
			案内管	上部案内管	上下移動	熱収縮	-	○	-	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、実験装置)	
				下部案内管	※ 安全機能を有していないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当										
			試料部	照射物	実験物の密度変化	熱膨張	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、実験装置)	
					実験物の移動	誤操作	-	○	-	低	低	「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、実験設備は、移動又は状態の変化が生じた場合においても反応度が異常に投入されないことを添付書類8で定めており、設計上防止されている。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、実験装置)	
				照射物	実験物の密度変化	熱膨張	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、実験装置)	
		本体設備		※ 「材料照射用反射体」に同じ											
		照射用 実験装置	スペクトル 調整設備	減速要素	スペクトル 調整	密度変化	熱収縮、スエリング	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、実験装置)
						配置の変化	誤装荷	-	-	○	低	極低	誤装荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において変化のみであり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。また、誤装荷等による過剰反応度の増大に関しては、原子炉起動時に過剰反応度・炉停止余裕を確認し、制限を逸脱した場合は原子炉を停止するものとしている。	設計上無視できる。	運転管理(誤装荷防止)
						径方向変位	炉心湾曲	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、実験装置)
						径方向変位	地震変位	-	-	○	低	低	減速材と炉心との相対位置変化により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、燃料領域とは離れており、極微小かつ緩慢な事象であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、実験装置) 運転制限(地震加速度)

*1: 原子炉容器内に設置・保有する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「核分裂数の変化」、「中性子吸収の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【内】: 【故障影響の大きさ/頻度】
 【低/低】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの
 【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの
 【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)
 【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの
 【高/極低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により該当する事象が存在しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合がある。)
 【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/高】: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

13条-添付4-162

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(6/10)

アイテム*1					機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」:該当、「-」:非該当)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
構成品								核分裂数の 変化	中性子吸収 の変化	中性子漏え いの変化					
炉心構成 要素	実験設備	照射用 実験装置	スペクトル 調整設備	集合体	スペクトル 調整	配置の変化	誤装荷	-	-	○	低	極低	誤装荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において変化するのみであり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。また、誤装荷等による過剰反応度の増大に関しては、原子炉起動時に過剰反応度・炉停止余裕を確認し、制限を逸脱した場合は原子炉を停止するものとしている。	設計上無視できる。	運転管理（誤装荷防止）
						径方向変位	炉心湾曲	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計（原子炉構造、実験装置）
						径方向変位	地震変位	-	-	○	低	低	減速材と炉心との相対位置変化により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、燃料構造とは異なり、極微小かつ確信な事象であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	運転制限（地震加速度）
炉心構造物	炉心支持 構造物	炉心支持板		集合体 配置維持	炉心支持板の密度変化	熱収縮	○	-	-	低	高	燃料ピッチ変化により、「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、物質固有の熱膨張率に起因するため、収縮量が限られ、熱収縮での燃料ピッチの変化による正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計（原子炉構造）	
		炉心ハレル 構造物	ハレル構造体 (炉内燃料貯蔵ラック)				中性子遮蔽	構造材の密度変化	熱収縮	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。
	中性子遮へい体		-	-	○	低				高	反応度影響は極軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計（原子炉構造）		

*1: 原子炉容器内に設置・保有する構成品等を基本的に対象とする。

*2: 「核分裂数の変化」、「中性子吸収の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの

*4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【】内: 【故障影響の大きさ/頻度】

【低/極低】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの

【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)

【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高/極低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により該当する事象が存在しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合がある。)

【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/高】: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(7/10)

アイテム*1		機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」:該当、「-」:非該当)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等		
構成品					核分裂数の 変化	中性子吸収 の変化	中性子漏え いの変化							
制御設備	制御棒	制御要素	出力制御・ 停止	中性子吸収材 (ペレット)の移動	ペレット溶融	-	○	-	低	極低	負の反応度投入	設計上無視できる。		
		制御棒	出力制御・ 停止	上下移動	飛び出し		-	○	-	高	極低	制御棒飛び出しにより、「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、原子炉容器は加圧されており、また、運転中、制御棒はエクステンションロッドを介して、制御棒駆動機構に吊り下げられ、構造上起こらない。	設計上無視できる。	設計(制御棒駆動機構、低圧システム)
				上下移動	浮き上がり		-	○	-	低	低	制御棒浮き上がりにより、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、運転中、制御棒はエクステンションロッドを介して、制御棒駆動機構に吊り下げられ、浮き上がり量は限定される。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、制御棒)
				上下移動	落下		-	○	-	低	低	負の反応度投入	設計上無視できる。	設計(制御棒駆動機構、電源)
				径方向移動	流力振動		-	○	-	低	低	制御棒と炉心の相対位置変化により、「炉心内の反応度の異常な変化」に該当する。設計上防止されている。振動は極小であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(制御棒)
				径方向移動	地震変位		-	○	-	低	低	地震変位による反応度投入は、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造) 運転制限(地震加速度)
	制御棒と炉心の 相対位置 保持	上下移動	地震変位		-	○	-	低	低	地震変位による反応度投入は、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当。正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造) 運転制限(地震加速度)		
	制御棒駆動系	制御棒駆動 機構	制御棒集合体 駆動	上下移動	誤引抜(出力運転中)		-	○	-	高	中	「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	運転時の異常な過渡変化(「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」)に設定	
				上下移動	誤引抜(未臨界状態)		-	○	-	高	中	「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	運転時の異常な過渡変化(「未臨界からの制御棒の異常な引抜き」)に設定	
				上下移動	急速引抜		-	○	-	高	極低	「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、制御棒駆動機構は、ボールナットスクルー方式でモータ駆動となっており、一定以上の速度は出ない設計としている。	設計上無視できる。	設計(制御棒駆動機構)
		制御棒駆動 機構上部 案内管	制御棒集合体 駆動	上下移動	熱収縮		-	○	-	低	高	反応度影響は軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、制御棒駆動機構)

*1: 原子炉容器内に設置・保有する構成品等を基本的に対象とする。
 *2: 「核分裂数の変化」、「中性子吸収の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【】内: 【故障影響の大きさ/頻度】
 【低/低】、【低/中】、【低/高】、【低/極低】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの
 【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの
 【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)
 【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの
 【高/極低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により該当する事象が存在しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合がある。)
 【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/高】: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(8/10)

アイテム*1		機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」:該当、「-」:非該当)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等	
構成品					核分裂数の 変化	中性子吸収 の変化	中性子漏え いの変化						
非常用 制御設備	後備炉停止制御棒		出力制御・ 停止	上下移動	落下	-	○	-	低	低	負の反応度投入	設計上無視できる。	設計(制御棒駆動機構、電 源)
	後備炉停止制御棒駆動系	後備炉停止制御 棒駆動機構上部 案内管	制御棒 集合体駆動	上下移動	熱収縮	-	○	-	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の 反応度の影響として顕在化しな い。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、制御棒 駆動機構)
原子炉容器		制御棒と炉心 の相対位置 保持	原子炉容器の配置の 変化	軸方向熱膨張	-	○	-	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の 反応度の影響として顕在化しな い。	設計上無視できる。	設計及び照射量制限(寿 命)	
放射線 遮蔽体	回転ブラグ	大回転ブラグ	制御棒と炉心 の相対位置 保持	上下移動	浮き上がり	-	○	-	低	低	制御棒と炉心の相対位置変化によ り、「炉心内の反応度の異常な変 化」又は「炉心内の反応度増大」 に該当する。ただし、原子炉容器 は加圧されておらず、また、回転 ブラグはボルトで固定される設計 としており、正の反応度影響は軽 微であり、出力運転中の正の反応 度投入事象としては顕在化しな い。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造インター ロック)
		小回転ブラグ		上下移動	浮き上がり	-	○	-	低	低	制御棒と炉心の相対位置変化によ り、「炉心内の反応度の異常な変 化」又は「炉心内の反応度増大」 に該当する。ただし、原子炉容器 は加圧されておらず、また、回転 ブラグはボルトで固定される設計 としており、正の反応度影響は軽 微であり、出力運転中の正の反応 度投入事象としては顕在化しな い。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、イン ターロック)
		炉心上部機構		上下移動	浮き上がり	-	○	-	低	低	制御棒と炉心の相対位置変化によ り、「炉心内の反応度の異常な変 化」又は「炉心内の反応度増大」 に該当する。ただし、原子炉容器 は加圧されておらず、また、回転 ブラグはボルトで固定される設計 としており、正の反応度影響は軽 微であり、出力運転中の正の反応 度投入事象としては顕在化しな い。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造インター ロック)
	遮へいグラファイト		中性子遮蔽	グラファイトの密度 変化	熱収縮	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の 反応度の影響として顕在化しな い。	設計上無視できる。	設計(炉心、遮蔽設計)
	生体遮へい体			遮へいコンクリートの 密度変化	熱収縮	-	-	○	低	高	反応度影響は極軽微であり、正の 反応度の影響として顕在化しな い。	設計上無視できる。	設計(炉心、遮蔽設計)

*1: 原子炉容器内に設置・保有する構成品等を基本的に対象とする。

*2: 「核分裂数の変化」、「中性子吸収の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの

*4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【】内: 【故障影響の大きさ/頻度】

【低/極低】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの

【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)

【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高/極低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により該当する事象が存在しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合がある。)

【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/高】: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(9/10)

アイテム*1		機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 該当、「-」: 非該当)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等	
構成					核分裂数の 変化	中性子吸収 の変化	中性子漏え いの変化						
1次主冷却系	主中間熱交換器	最終ヒート シンクへの 熱輸送	熱交換の増大	冷却材流量増大 原子炉冷却材温度制御系 故障等 (2次側冷却材温度上昇)	○	-	-	高	中	原子炉入口冷却材温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	運転時の異常な過渡変化(「2次冷却材流量増大」、「主冷却器空気流量の増大」)に設定		
			熱交換の減少	冷却材流量減少 原子炉冷却材温度制御系 故障等 (2次側冷却材温度上昇)	○	-	-	高	中	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の過渡事象(「2次冷却材流量減少」)で代表		
			熱交換の減少	伝熱管閉塞	○	-	-	高	低	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の事故事象(「2次主循環ポンプ軸固着事故」)で代表		
			熱交換の減少	伝熱管破損	○	-	-	高	低	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の事故事象(「2次主循環ポンプ軸固着事故」)で代表		
	1次主循環ポンプ		本体	流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ							
				流量減少	フローコストダウン	○	-	-	高	中	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の過渡事象(「1次冷却材流量減少」)で代表	
			流量減少	機器破損 (羽根車破損等)	※ 「フローコストダウン」に同じ								
			流量減少	軸固着	○	-	-	高	低	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の事故事象(「1次主循環ポンプ軸固着事故」)で代表		
			主電動機	流量増大	※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ								
				流量減少	※ 1次主循環ポンプの「本体」に同じ								
1次冷却材流量制御系	流量増大	流量制御系故障	○	-	-	高	中	原子炉入口冷却材温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	運転時の異常な過渡変化(「1次冷却材流量増大」)に設定				
	流量減少	※ 1次主循環ポンプの「本体」に同じ											

*1: 原子炉容器内に設置・保有する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「核分裂数の変化」、「中性子吸収の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【内】: 【故障影響の大きさ/頻度】
 【低/低】、【低/中】、【低/高】、【低/極低】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの
 【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)
 【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)
 【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの
 【高/極低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により該当する事象が存在しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合がある。)
 【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/高】: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(10/10)

アイテム*1	機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 該当、「-」: 非該当)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
				核分裂数の 変化	中性子吸収 の変化	中性子漏え いの変化					
1次主冷却系	配管(内管) 冷却材	冷却材の保持	インベントリ減少	※「冷却材」に同じ							
		インベントリ増大	補助中間熱交換器破損、 1次オーバーフロー系故障	○	-	-	高	中	原子炉入口冷却材温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の過渡事象(「1次冷却材流量増大」)で代表	
		冷却材の密度変化	熱収縮	○	○	○	低	高	冷却材固有の熱膨張率に起因するため、収縮量が限られ、熱収縮での密度変化による正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計管理(原子炉本体)
		冷却材の密度変化	制御棒からのヘリウム放出	○	○	○	低	高	ヘリウムベント孔は燃料より上方にあり、反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計管理(制御棒)
		冷却材の密度変化	カバーガス巻き込み	○	○	○	低	中	負の反応度投入	設計上無視できる。	設計管理(原子炉本体)
		冷却材への不純物の混入	吸収材の混入	-	○	-	低	低	負の反応度投入	設計上無視できる。	設計管理(原子炉本体)
		冷却材への不純物の混入	減速材(潤滑油等)の混入	○	-	-	中	低	「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、設計上防止されている。	他の事故事象(「燃料スランピング事故」)で代表	
		インベントリ減少	1次冷却材漏えい	○	-	-	高	低	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の事故事象(「1次冷却材漏えい事故」)で代表	
2次主冷却系	主冷却機	主送風機設備	熱交換の増大	直接的な反応度影響はない。 ただし、温度を媒介として炉心反応度へ影響し、主中間熱交換器の熱交換の増大・減少する事象に包絡							
			熱交換の減少								
			風量増大								
			風量減少								
			風量増大								
		風量減少									
		風量増大									
		風量減少									
		風量増大									
		風量減少									
	原子炉冷却材温度制御系	風量増大									
	風量減少										
	風量増大										
	風量減少										
	2次主循環ポンプ	本体	流量増大								
			流量減少								
		電動機	流量増大								
		流量減少									
		配管	インベントリ減少								
	冷却材	インベントリ増大									
インベントリ減少											

*1: 原子炉容器内に設置・保有する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「核分裂数の変化」、「中性子吸収の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事象に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【】内: 【故障影響の大きさ/頻度】
 【低/低】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの
 【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの
 【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)
 【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの
 【高/極低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により該当する事象が存在しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合がある。)
 【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/高】: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(1/5)

アイテム*1				機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」:該当、「-」:非該当)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等		
構成							燃料温度の 変化	被覆管温度の 変化	冷却材温度の 変化							
炉心構成 要素	燃料集合体	炉心燃料 集合体	集合体	流路の確保	冷却材流路の局所閉塞	異物(潤滑油含む。)の混入等	-	○	○	中	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当する。ただし、エントランスノズルの冷却材流路は多孔構造を有し、局所閉塞時の影響は限定的であり、また、1次主循環ポンプ潤滑油の冷却材中への混入は、設計上防止される。	他の事故事象(「冷却材流路閉塞事故」)で代表			
			燃料要素 スパイラル ワイヤ	流路の確保	冷却材流路の局所閉塞	異物の混入等(スエリク、流力振動含む。)	-	○	○	中	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当	設計基準事故(「冷却材流路閉塞事故」)に設定			
			被覆管	放射性物質(核分裂生成ガスを含む。)の保持	破損による ガスジェット放出	局所閉塞等に起因する 万一の被覆管破損等	-	○	○	中	低	万一の被覆管の破損の発生を仮定したものであるが、「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当	設計基準事故(「冷却材流路閉塞事故」)に設定			
							燃料保持・ 冷却	キャップコンダクタンス の低下	被覆管破損に伴う ヘリウムガス漏れ	○	-	-	中	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当。ただし、局所的な除熱能力低下が発生する事象	他の事故事象(「冷却材流路閉塞事故」)で代表
			燃料ベレット	発熱源	局所的な過出力	集合体の誤装荷、 燃料ベレットの誤装荷等	○	○	○	中	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当する。ただし、局所的に出力と流量の比のバランスが劣化する事象であり、また、出力運転中に顕在化する事象ではない。	他の事故事象(「冷却材流路閉塞事故」)で代表			
			外側燃料集合体			※ 「内側燃料集合体」に同じ										
			照射燃料 集合体	A型	※ 「内側燃料集合体」に同じ											
				B型	※ 「内側燃料集合体」に同じ											
				C型	※ 「内側燃料集合体」に同じ											
				D型	※ 「内側燃料集合体」に同じ											
1次主冷却系	主中間熱交換器	最終ヒート シンクへの 熱輸送	熱交換の増大	冷却材流量増大 原子炉冷却材温度制御系故障等 (2次側冷却材温度低下)	-	○	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終ヒートシンクへの熱輸送機能の異常は、最終的な熱の逃がし場である主冷却機の機能異常に包絡	他の過渡事象(「主冷却器空気流量の増大」)で代表					
			熱交換の減少	冷却材流量減少 原子炉冷却材温度制御系故障等 (2次側冷却材温度上昇)	-	○	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終ヒートシンクへの熱輸送機能の喪失は、最終的な熱の逃がし場である主冷却機の機能喪失、2次系冷却材流量減少事象に包絡	他の過渡事象(「主冷却器空気流量の減少」/「2次冷却材流量減少」)又は事故事象(「主送風機風量瞬時低下事故」/「2次主循環ポンプ軸固着事故」)で代表					
			熱交換の減少	伝熱管閉塞	-	○	○	高	低	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終ヒートシンクへの熱輸送機能の喪失は、最終的な熱の逃がし場である主冷却機の機能喪失、2次系冷却材流量減少事象に包絡	他の過渡事象(「主冷却器空気流量の減少」/「2次冷却材流量減少」)又は事故事象(「主送風機風量瞬時低下事故」/「2次主循環ポンプ軸固着事故」)で代表					
			熱交換の減少	伝熱管破損	-	○	○	高	低	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終ヒートシンクへの熱輸送機能の喪失は、最終的な熱の逃がし場である主冷却機の機能喪失、2次系冷却材流量減少事象に包絡	他の過渡事象(「主冷却器空気流量の減少」/「2次冷却材流量減少」)又は事故事象(「主送風機風量瞬時低下事故」/「2次主循環ポンプ軸固着事故」)で代表					

*1: 最終ヒートシンクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象

*2: 「燃料温度の変化」、「被覆管温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの

*4: 「高」: 通常運転時に発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【】内: 【故障影響の大きさ/頻度】

【低/低】、【低/中】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの

【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)

【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(2/5)

アイテム*1		機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」:該当、「-」:非該当)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等		
構成部品					燃料温度の 変化	被覆管温度 の変化	冷却材温度 の変化							
1次主冷却系	1次主循環ポンプ	本体	流量増大							※「1次冷却材流量制御系」に同じ				
			流量減少	機器破損 (羽根車破損等)	-	○	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過渡変化(「1次冷却材流量減少」)に設定			
			流量減少	軸固着	-	○	○	高	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当	設計基準事故(「1次主循環ポンプ軸固着事故」)に設定			
		アウトターケーシング	冷却材の保持	インベントリ減少						※「配管(内管)」に同じ				
		主電動機	最終ヒートシンクへの熱輸送	流量増大							※「1次冷却材流量制御系」に同じ			
			最終ヒートシンクへの熱輸送	流量減少							※1次主循環ポンプの「本体」に同じ			
	ボギーモータ	異常時の冷却材流量確保	最終ヒートシンクへの熱輸送	流量増大							※MSに該当する機器であり、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当			
				流量減少							※1次主循環ポンプの「本体」に同じ			
	冷却材	最終ヒートシンクへの熱輸送	インベントリ増大	補助中間熱交換器破損・オーバーフロー系故障	○	-	-	中	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	他の過渡事象で代表(「1次冷却材流量増大」)			
				1次冷却材漏えい	-	○	○	高	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当	設計基準事故(「1次冷却材漏えい事故」)に設定			
インベントリ減少										※1次主冷却系の「冷却材」に同じ				
2次主冷却系	主冷却機	主冷却器	最終ヒートシンクへの熱輸送	熱交換の増大	2次冷却材流量増大・風量増大 原子炉冷却材温度制御系故障等 (2次側冷却材温度低下)	-	○	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終ヒートシンクへの熱輸送機能の喪失は、最終的な熱の逃がし場である主冷却機のうち主送風機の機能喪失で代表することができ、運転時の異常な過渡変化(「主冷却器空気流量の増大」)に包絡	他の過渡事象で代表(「主冷却器空気流量の増大」)		
				熱交換の減少	2次冷却材流量減少・風量減少 原子炉冷却材温度制御系故障等 (2次側冷却材温度上昇)	-	○	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終ヒートシンクへの熱輸送機能の喪失は、最終的な熱の逃がし場である主冷却機の機能喪失、2次系冷却材流量減少事象に包絡	他の過渡事象(「主冷却器空気流量の減少」/「2次冷却材流量減少」)又は事故事象(「主送風機風量瞬時低下事故」/「2次主循環ポンプ軸固着事故」)で代表		
				熱交換の減少	伝熱管閉塞又は冷却フィン破損	-	○	○	高	低	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終ヒートシンクへの熱輸送機能の喪失は、最終的な熱の逃がし場である主冷却機のうち主送風機の機能喪失に包絡	他の過渡事象(「主冷却器空気流量の減少」)又は事故事象(「主送風機風量瞬時低下事故」)で代表		
				熱交換の減少	伝熱管破損	-	○	○	高	低	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終ヒートシンクへの熱輸送機能の喪失は、最終的な熱の逃がし場である主冷却機のうち主送風機の機能喪失に包絡	他の過渡事象(「主冷却器空気流量の減少」)又は事故事象(「主送風機風量瞬時低下事故」)で代表		

*1: 最終ヒートシンクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象

*2: 「燃料温度の変化」、「被覆管温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの

*4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【内】: 【故障影響の大きさ/頻度】

【低/低】、【低/中】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無損できるもの

【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)

【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(3/5)

アイテム*1			機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」:該当、「-」:非該当)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等		
構成						燃料温度の 変化	被覆管温度の 変化	冷却材温度の 変化							
2次主冷却系	主冷却機	主送風機 (電磁ブレーキを含む。)	最終ヒート シンクへの 熱輸送	風量増大							※ 「原子炉冷却材温度制御系」に同じ				
				風量減少	機器破損 (羽根車破損等)	-	○	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過渡変化(「主冷却器空気流量の減少」)に設定			
				風量減少	軸固着又は 電磁ブレーキ誤動作	-	○	○	高	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当	設計基準事故(「主送風機風量瞬時低下事故」)に設定			
			インレットベーン	最終ヒート シンクへの 熱輸送	風量増大								※ 「原子炉冷却材温度制御系」に同じ		
				風量減少									※ 「原子炉冷却材温度制御系」に同じ		
				風量増大									※ 「原子炉冷却材温度制御系」に同じ		
		出口ダンパ	最終ヒート シンクへの 熱輸送	風量増大								※ 「原子炉冷却材温度制御系」に同じ			
			風量減少									※ 「原子炉冷却材温度制御系」に同じ			
			風量増大									※ 「原子炉冷却材温度制御系」に同じ			
		ダクト類	最終ヒート シンクへの 熱輸送	風量増大								※ 「原子炉冷却材温度制御系」に同じ			
			風量減少									※ 「原子炉冷却材温度制御系」に同じ			
			風量増大									※ 「原子炉冷却材温度制御系」に同じ			
	電動機	最終ヒート シンクへの 熱輸送	風量増大								※ 「主送風機(電磁ブレーキを含む。)」に同じ				
		風量減少									※ 「主送風機(電磁ブレーキを含む。)」に同じ				
		風量増大									※ 「主送風機(電磁ブレーキを含む。)」に同じ				
	原子炉冷却材温度制御系	最終ヒート シンクへの 熱輸送	風量増大	温度制御系故障 (インレットベーン及び出 入口ダンパの誤動作並びに ベーン・ダンパ・出口ダク ト破損等による圧力損失の 低下を含む。)	○	-	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過渡変化(「主冷却器空気流量の増大」)に設定				
			風量減少	温度制御系故障 (インレットベーン及び出 入口ダンパの誤動作並びに ダクト閉塞等による圧力損 失の増大/入口ダクト破損 を含む。)	-	○	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当する。ただし、最終ヒートシンクへの熱輸送機能の喪失は、最終的な熱の逃がし場である主冷却機のうち主送風機の機能喪失に包絡	他の過渡事象(「主冷却器空気流量の減少」)又は事故事象(「主送風機風量瞬時低下事故」)で代表				
	2次主循環ポンプ	本体	最終ヒート シンクへの 熱輸送	流量増大								※ 「2次冷却材流量制御系」に同じ			
流量減少				機器破損 (羽根車破損等)	-	○	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過渡変化(「2次冷却材流量減少」)に設定				
流量減少				軸固着	-	○	○	高	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当	設計基準事故(「2次主循環ポンプ軸固着事故」)に設定				
アウトターケーシング		冷却材の保持	インベントリ減少							※ 2次主冷却系の「冷却材」に同じ					
電動機		最終ヒート シンクへの 熱輸送	流量増大	駆動用電動機への 電源供給増大	○	-	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過渡変化(「2次冷却材流量増大」)に設定				
			流量減少								※ 2次主循環ポンプの「本体」に同じ				
2次冷却材流量制御系		最終ヒート シンクへの 熱輸送	流量増大	流量制御系故障	○	-	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過渡変化(「2次冷却材流量増大」)に設定				
			流量減少								※ 2次主循環ポンプの「本体」に同じ				
配管		冷却材の保持	インベントリ減少							※ 2次主冷却系の「冷却材」に同じ					
冷却材		最終ヒート シンクへの 熱輸送	インベントリ増大	2次純化系故障	○	-	-	中	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	他の過渡事象で代表(「2次冷却材流量増大」)				
	インベントリ減少		2次冷却材漏えい	-	○	○	高	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当	設計基準事故(「2次冷却材漏えい事故」)に設定					

*1: 最終ヒートシンクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象

*2: 「燃料温度の変化」、「被覆管温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの

*4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【内】: 故障影響の大きさ/頻度

【低/低】、【低/中】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの

【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)

【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(4/5)

アイテム*1		機能	故障モード	故障原因	故障影響*2 (「○」:該当、「-」:非該当)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等	
構成品			(着目するパラメータ)	(パラメータの変動要因)	燃料温度の 変化	被覆管温度 の変化	冷却材温度 の変化						
補助冷却設備	1次補助 冷却系	補助中間熱交換器	最終ヒート シンクへの 熱輸送(主冷却 系が使用できな い場合)	※ 安全機能を有していないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当									
		循環ポンプ		※ 安全機能を有していないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当									
		配管(内管)	冷却材の保持	インベントリ減少	※ 1次補助冷却系の「冷却材」に同じ								
		冷却材	最終ヒート シンクへの 熱輸送(主冷却 系が使用できな い場合)	インベントリ増大	補助中間熱交換器破損、 1次オーバーフロー系故障	○	-	-	中	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	他の過渡事象(「1次冷却材流量増大」)	
				インベントリ減少	1次冷却材漏えい	-	○	○	高	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当	設計基準事故(「1次冷却材漏えい事故」)に設定	
	2次補助 冷却系	補助冷却機	最終ヒート シンクへの 熱輸送(主冷却 系が使用できな い場合)	※ 安全機能を有していないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当									
		循環ポンプ		※ 安全機能を有していないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当									
		配管	冷却材の保持	※ 安全機能を有していないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当									
冷却材		最終ヒート シンクへの 熱輸送(主冷却 系が使用できな い場合)	※ 安全機能を有していないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当										
冷却材 純化設備	1次ナトリウム純化系	冷却材の 純度管理	冷却材中不純物の増大	1次アルゴンガス系 への空気混入等	-	○	○	中	低	異物の混入により冷却材流路の閉塞に至る場合には、「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当する。不純物は、閉塞物の一つと考える。	他の事故事象(「冷却材流路閉塞事故」)で代表		
	2次ナトリウム純化系	冷却材の 純度管理	冷却材中不純物の増大	2次アルゴンガス系 への空気混入等	-	○	○	中	低	異物の混入により冷却材流路の閉塞に至る場合には、「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当する。2次主冷却系における冷却材流との閉塞は、最終ヒートシンクへの熱輸送機能を阻害するものである。	他の過渡事象(「主冷却器空気流量の減少」)又は事故事象(「主送風機風量瞬時低下事故」)で代表		
	試料採取設備	冷却材の 純度管理	※ 安全機能を有していないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当										
ナトリウム 充填・ドレン 設備	1次オーバーフロー系	通常運転時の 原子炉容器 液面の維持	通常運転時の原子炉 容器液面維持機能喪失	※ 1次主冷却系の「冷却材」に同じ 設計基準事故「1次冷却材漏えい」に包絡									
	1次ナトリウム充填・ドレン系	ナトリウム ドレン	インベントリ減少	※ 1次主冷却系の「冷却材」に同じ									
	2次ナトリウム充填・ドレン系	ナトリウム ドレン	インベントリ減少	※ 2次主冷却系の「冷却材」に同じ									

*1: 最終ヒートシンクに熱輸送するための構成品等を基本的に対象

*2: 「燃料温度の変化」、「被覆管温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの

*4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【内】: 故障影響の大きさ/頻度

【低/低】、【低/中】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの

【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)

【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(5/5)

アイテム*1		機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」:該当、「-」:非該当)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
構成品					燃料温度の 変化	被覆管温度の 変化	冷却材温度の 変化					
アルゴンガス 設備	1次アルゴンガス系	1次冷却系の カバーガス	圧力増大	制御系故障・他系統からの ガス混入	-	-	-	低	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」の観点で故障の影響は生じない。ただし、不純物が混入した場合にあっては、1次ナトリウム純化系に同じ、また、気体廃棄物処理系に影響を及ぼすため、「環境への放射性物質の異常な放出」の観点で考慮	設計上無視できる。	設計(1次アルゴンガス系)
			圧力減少	制御系故障・漏れ	-	-	-	低	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」の観点で故障の影響は生じない。ただし、「環境への放射性物質の異常な放出」の観点で考慮	設計上無視できる。	設計(1次アルゴンガス系)
	2次アルゴンガス系	2次冷却系の カバーガス	圧力増大	制御系故障・他系統からの ガス混入	-	-	-	低	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」の観点で故障の影響は生じない。ただし、不純物が混入した場合にあっては、2次ナトリウム純化系に同じ	設計上無視できる。	設計(2次アルゴンガス系)
			圧力減少	制御系故障・漏れ	-	-	-	低	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」の観点で故障の影響は生じない。	設計上無視できる。	設計(2次アルゴンガス系)
ナトリウム 予熱設備	1次冷却系 予熱設備	産業ガス予熱系	原子炉停止時の 1次冷却系の 予熱	※ 安全機能を有していないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当								
		電気ヒータ予熱系	原子炉停止時の 1次冷却系の 予熱	※ 安全機能を有していないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当								
	2次冷却系予熱設備	原子炉停止時の 2次冷却系の 予熱	※ 安全機能を有していないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当									
常用電源		常用電源の 供給	電源喪失	外部電源喪失	○	-	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過渡変化(「外部電源喪失」)に設定	
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設		※ 炉心の冷却等に寄与する機能を有しないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当										
計測制御系統施設		※ 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」に係るMSに該当するため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当										
放射線管理施設		※ 炉心の冷却等に寄与する機能を有しないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当										
原子炉格納施設		※ 炉心の冷却等に寄与する機能を有しないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当										
その他試験研究用等原子炉の附属施設(常用電源を除く。)		※ 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」に直接的に寄与するものではなく、関連する安全機能の喪失に係る、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に包絡										

*1:最終ヒートシンクに熱輸送するための構成品等を基本的に対象
 *2:「燃料温度の変化」、「被覆管温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定
 *3:「高」:安全保護回路の動作が生じるもの、「中」:安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」:故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの
 *4:「高」:通常運転時において発生することが想定される事象、「中」:運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」:設計基準事故に相当する事象、「極低」:発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 *5:故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【内】:【故障影響の大きさ/頻度】
 【低/低】:【低/中】:故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの
 【中/低】:事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの
 【中/中】:過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)
 【中/高】:運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの
 【高/低】:事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【高/中】:過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

13条-添付4-172

第3表 「環境への放射性物質の異常な放出」(1/4)

アイテム*1			機能	故障モード (欄目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」:該当、「-」:非該当)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等	
構成部品						放射性物質の放出							
炉心構成要素	燃料集合体	炉心燃料集合体	内側燃料集合体 (被覆管)	放射性物質(核分裂生成ガスを 含む。)の保持	放射性物質の放出	被覆管の破損	○	低	※	燃料集合体は、原子炉容器内で取り扱われるため、放出された放射性物質は、原子炉冷却材パウンドリ又は原子炉カバーガス等のパウンドリに閉じ込められ、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	※「環境への放射性物質の異常な放出」には該当しないが、「環境への放射性物質の異常な放出」の評価において、全ての燃料集合体の燃焼度が一律に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及び希ガスの放出に相当する量が、1次冷却材中に放出されていることを条件に評価を実施	設計(原子炉冷却材パウンドリ、原子炉カバーガスパウンドリ)	
			外側燃料集合体 (被覆管)	※「内側燃料集合体(被覆管)」に同じ									
		照射燃料集合体	A型	※「内側燃料集合体(被覆管)」に同じ									
			B型	※「内側燃料集合体(被覆管)」に同じ									
			C型	※「内側燃料集合体(被覆管)」に同じ									
		D型	※「内側燃料集合体(被覆管)」に同じ										
1次主冷却系		配管(内管)	放射性物質(核分裂生成ガスを 含む。)の保持	放射性物質の放出	配管の破損	○	高	低		配管(内管)の破損により漏れ出した1次冷却材は、配管(外管)により保持され、「環境への放射性物質の異常な放出」及び「ナトリウムの化学反応」には防止されるが、1次冷却材漏れに係る「環境への放射性物質の異常な放出」及び「ナトリウムの化学反応」の影響を評価するため、格納容器(床下)を空気雰囲気に変化した状態での配管(外管)の破損を想定	設計基準事故(「1次冷却材漏れ事故」)に設定		
		原子炉容器	放射性物質(核分裂生成ガスを 含む。)の保持	放射性物質の放出	原子炉容器の破損	○	高	低		原子炉容器が破損する可能性は極めて低い。ただし、破損した場合には「環境への放射性物質の異常な放出」に該当	他の事故事象(「1次冷却材漏れ事故」又は「1次アルゴンガス漏れ事故」)で代表		
放射線遮蔽	回転ブラグ	大回転ブラグ	放射性物質(核分裂生成ガスを 含む。)の保持	放射性物質の放出	回転ブラグの破損	○	高	低		「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、放出運が「1次アルゴンガス漏れ事故」と同等	他の事故事象(「1次アルゴンガス漏れ事故」)で代表		
		小回転ブラグ	※「大回転ブラグ」に同じ										
		炉心上部機構	※「大回転ブラグ」に同じ										
2次主冷却系			※ 核分裂生成ガスを保有していないため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当										
補助冷却設備	1次補助冷却系	配管(内管)	※ 1次主冷却系の「配管(内管)」に同じ 設計基準事故(「1次冷却材漏れ事故」)に包絡										
	2次補助冷却系	※ 核分裂生成ガスを保有していないため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当											
冷却材純化設備	1次ナトリウム純化系	配管	※ 1次主冷却系の「配管(内管)」で代表 設計基準事故(「1次冷却材漏れ事故」)に包絡										
		コールドトラップ	※ 1次主冷却系の「配管(内管)」で代表 設計基準事故(「1次冷却材漏れ事故」)に包絡										
	2次ナトリウム純化系	※ 核分裂生成ガスを保有していないため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当											
ナトリウム充填・ドレン設備	1次オーバーフロー系	配管	※ 1次主冷却系の「配管(内管)」で代表 設計基準事故(「1次冷却材漏れ事故」)に包絡										
	1次ナトリウム充填・ドレン系	配管	※ 1次主冷却系の「配管(内管)」で代表 設計基準事故(「1次冷却材漏れ事故」)に包絡										
2次ナトリウム充填・ドレン系			※ 核分裂生成ガスを保有していないため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当										
アルゴンガス設備	1次アルゴンガス系	配管	放射性物質(核分裂生成ガスを 含む。)の保持	放射性物質の放出	配管の破損	○	高	低		「環境への放射性物質の異常な放出」に該当	設計基準事故(「1次アルゴンガス漏れ事故」)に設定		
		シール部	放射性物質(核分裂生成ガスを 含む。)の保持	放射性物質の放出	シール部の破損	○	高	低		「環境への放射性物質の異常な放出」に該当	設計基準事故(「1次アルゴンガス漏れ事故」)に設定		
	2次アルゴンガス系			※ 核分裂生成ガスを保有していないため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当									

*1:放射性物質を保有する構成部品等を対象

*2:「放射性物質の放出」を判断項目に設定

*3:「高」:環境への放射性物質の放出が生じるもの、「中」:放射性物質の放出が管理区域内に留まるもの、「低」:放射性物質の放出が機器パウンドリ内に留まるもの

*4:「高」:通常運転時において発生することが想定される事象、「中」:運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」:設計基準事故に相当する事象、「極低」:発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5:故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【】内:【故障影響の大きさ/頻度】

【中/低】:「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないもの

【高/低】:事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

第3表 「環境への放射性物質の異常な放出」(2/4)

アイテム*1		機能	故障モード	故障原因	故障影響*2 (「○」:該当、「-」:非該当)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等	
構成品			(着目するパラメータ)	(パラメータの変動要因)	放射性物質の放出							
核燃料物質 取扱設備	燃料交換機		燃料の取扱い	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・ 破損等	○	低	低	燃料集合体は、原子炉容器内で取り扱われるため、放出された放射性物質は、原子炉冷却材ハウンドリ又は原子炉カバーガス等のハウンドリに閉じ込められ、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(原子炉冷却材ハウンドリ、原子炉カバーガスハウンドリ)	
	燃料出入機		燃料の取扱い	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・ 破損等	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込め機能(コフィンや格納容器)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取扱事故」)で代表		
	トランスファロータ		燃料の取扱い	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・ 破損等	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込め機能(トランスファロータケーシング)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取扱事故」)で代表		
	燃料取扱用キャスカカー		燃料の取扱い	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・ 破損等	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込め機能(キャスク)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取扱事故」)で代表		
	ナトリウム洗浄装置		燃料の取扱い	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・ 破損等	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込め機能(燃料洗浄槽)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取扱事故」)で代表		
	燃料集合体缶詰装置		燃料の取扱い	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・ 破損等	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込め機能(扉又は缶詰缶)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取扱事故」)で代表		
核燃料物質 貯蔵設備	新燃料貯蔵設備	原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備	新燃料受入設備	新燃料の取扱い	※ 核分裂生成ガスを保有していないため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当							
			新燃料検査設備	新燃料の取扱い	※ 核分裂生成ガスを保有していないため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当							
			装填燃料貯蔵設備	新燃料の貯蔵	※ 核分裂生成ガスを保有していないため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当							
		第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備	新燃料の貯蔵	※ 核分裂生成ガスを保有していないため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当								
	炉内燃料貯蔵ラック		新燃料及び使用済燃料の貯蔵	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・ 破損等	○	低	低	燃料集合体は、原子炉容器内で取り扱われるため、放出された放射性物質は、原子炉冷却材ハウンドリ又は原子炉カバーガス等のハウンドリに閉じ込められ、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(原子炉冷却材ハウンドリ、原子炉カバーガスハウンドリ)	
	使用済燃料貯蔵設備	原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料の貯蔵	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・ 破損等	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。1体の燃料集合体の燃焼度が一般に最高燃焼度に達した場合に燃料集合体に蓄積される希ガスの100%及びより素の50%に相当する量が、同時に水中に放出され(閉じ込め機能を有しない(水によるより素の除染係数を除く。))、また、原子炉附属建物内に放出される核分裂生成物の全量が直接大気中に放出される条件で評価し、核燃料物質取扱設備及び貯蔵設備に係る「環境への放射性物質の異常な放出」を代表	設計基準事故(「燃料取替取扱事故」)に設定		
			第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料の貯蔵	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・ 破損等	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備等で1年以上冷却貯蔵されたものを貯蔵	他の事故事象(「燃料取替取扱事故」)で代表	
			第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料の貯蔵	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・ 破損等	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備等で1年以上冷却貯蔵されたものを貯蔵	他の事故事象(「燃料取替取扱事故」)で代表	

*1: 放射性物質を保有する構成部品等を対象
 *2: 「放射性物質の放出」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 環境への放射性物質の放出が生じるもの、「中」: 放射性物質の放出が管理区域内に留まるもの、「低」: 放射性物質の放出が機器ハウンドリ内に留まるもの
 *4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【】内: 【故障影響の大きさ/頻度】
 【中/低】、【低/低】: 「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないもの
 【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

第3表 「環境への放射性物質の異常な放出」(3/4)

アイテム*1		機能	故障モード	故障原因	故障影響*2 (「○」:該当、「-」:非該当)	故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
構成品			(注目するパラメータ)	(パラメータの変動要因)	放射性物質の放出					
気体廃棄物 処理設備	廃ガス圧縮機	放射性物質(核 分裂生成ガスを含 む。)の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放 出」に該当する。ただし、廃ガス 圧縮機は、放射性物質(核分裂生 成ガスを含む。)を保有する1次 アルゴンガスを貯留タンクに圧入 貯蔵するものであり、設計基準事 故(「気体廃棄物処理設備破損事 故」)に包括	他の事故事象(「気体廃棄物処理 設備破損事故」)で代表	
	貯留タンク	放射性物質(核 分裂生成ガスを含 む。)の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放 出」に該当	設計基準事故(「気体廃棄物処理 設備破損事故」)に設定	
	配管	放射性物質(核 分裂生成ガスを含 む。)の保持	放射性物質の放出	配管の破損	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放 出」に該当	他の事故事象(「気体廃棄物処理 設備破損事故」)で代表	
液体廃棄物 処理設備	蒸発濃縮処理装置	液体廃棄物 の処理	放射性物質の放出	配管等の破損	○	中	低	漏えいした液体廃棄物は、堰等 により、管理区域内に保持される ため、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(堰)
	原子炉附属建物液体廃棄物Aタンク	液体廃棄物 の処理	放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	漏えいした液体廃棄物は、堰等 により、管理区域内に保持される ため、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(堰)
	原子炉附属建物液体廃棄物Bタンク	液体廃棄物 の処理	放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	漏えいした液体廃棄物は、堰等 により、管理区域内に保持される ため、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(堰)
	原子炉附属建物アルコール廃液タンク	液体廃棄物 の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	漏えいした液体廃棄物は、堰等 により、管理区域内に保持される ため、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(堰)
	第一使用済燃料貯蔵建物液体廃棄物Aタンク	液体廃棄物 の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	漏えいした液体廃棄物は、堰等 により、管理区域内に保持される ため、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(堰)
	第二使用済燃料貯蔵建物液体廃棄物Aタンク	液体廃棄物 の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	漏えいした液体廃棄物は、堰等 により、管理区域内に保持される ため、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(堰)
	メンテナンス建物液体廃棄物Aタンク	液体廃棄物 の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	漏えいした液体廃棄物は、堰等 により、管理区域内に保持される ため、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(堰)
	メンテナンス建物液体廃棄物Bタンク	液体廃棄物 の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	漏えいした液体廃棄物は、堰等 により、管理区域内に保持される ため、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(堰)
	廃棄物処理建物液体廃棄物A受入タンク	液体廃棄物 の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	漏えいした液体廃棄物は、堰等 により、管理区域内に保持される ため、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(堰)
	廃棄物処理建物液体廃棄物B受入タンク	液体廃棄物 の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	漏えいした液体廃棄物は、堰等 により、管理区域内に保持される ため、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(堰)

*1:放射性物質を保有する構成品等を対象

*2:「放射性物質の放出」を判断項目に設定

*3:「高」:環境への放射性物質の放出が生じるもの、「中」:放射性物質の放出が管理区域内に留まるもの、「低」:放射性物質の放出が機器ハウダリ内に留まるもの

*4:「高」:通常運転時において発生することが想定される事象、「中」:運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」:設計基準事故に相当する事象、「極低」:発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5:故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【】内:【故障影響の大きさ/頻度】

【中/低】、【低/低】:「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないもの
【高/低】:事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

第3表 「環境への放射性物質の異常な放出」(4/4)

アイテム*1		機能	故障モード	故障原因	故障影響*2 (「○」:該当、「-」:非該当)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
構成品			(着目するパラメータ)	(パラメータの変動要因)	放射性物質の放出						
液体廃棄物処理設備	廃棄物処理建物廃液調整タンク	液体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	漏えいした液体廃棄物は、壊等により、管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(壊)	
	廃棄物処理建物廃液移送タンク	液体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	漏えいした液体廃棄物は、壊等により、管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(壊)	
	廃棄物処理建物濃縮液タンク	液体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	漏えいした液体廃棄物は、壊等により、管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(壊)	
	廃棄物処理建物逆洗液タンク	液体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	漏えいした液体廃棄物は、壊等により、管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(壊)	
固体廃棄物貯蔵設備	廃棄物処理建物固体廃棄物A貯蔵設備	固体廃棄物の保持	放射性物質の放出	収納容器(例:ドラム缶)の破損	○	中	低	固体廃棄物は、収納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)	
	廃棄物処理建物固体廃棄物B貯蔵設備	固体廃棄物の保持	放射性物質の放出	収納容器(例:ドラム缶)の破損	○	中	低	固体廃棄物は、収納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)	
	原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備	固体廃棄物の保持	放射性物質の放出	収納容器(例:ドラム缶)の破損	○	中	低	固体廃棄物は、収納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)	
	第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備	固体廃棄物の保持	放射性物質の放出	収納容器(例:ドラム缶)の破損	○	中	低	固体廃棄物は、収納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)	
	メンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備	固体廃棄物の保持	放射性物質の放出	収納容器(例:ドラム缶)の破損	○	中	低	固体廃棄物は、収納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)	
	脱金属ナトリウム設備	固体廃棄物の処理	放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	漏えいした液体廃棄物は、壊等により、管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(壊)	
計測制御系統施設			※ 核分裂生成ガスを保有していない、又は「環境への放射性物質の異常な放出」に係るMSに該当するため、設計基準事故の異常事象に非該当								
放射線管理施設			※ 核分裂生成ガスを保有していない、又は「環境への放射性物質の異常な放出」に係るMSに該当するため、設計基準事故の異常事象に非該当								
原子炉格納施設			※ 核分裂生成ガスを保有していない、又は「環境への放射性物質の異常な放出」に係るMSに該当するため、設計基準事故の異常事象に非該当								
その他試験研究用等原子炉の附属施設			※ 核分裂生成ガスを保有していない、又は「環境への放射性物質の異常な放出」に係るMSに該当するため、設計基準事故の異常事象に非該当								

*1:放射性物質を保有する構成品等を対象

*2:「放射性物質の放出」を判断項目に設定

*3:「高」:環境への放射性物質の放出が生じるもの、「中」:放射性物質の放出が管理区域内に留まるもの、「低」:放射性物質の放出が機器ハウジング内に留まるもの

*4:「高」:通常運転時において発生することが想定される事象、「中」:運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」:設計基準事故に相当する事象、「極低」:発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5:故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【内】:【故障影響の大きさ/頻度】

【中/低】、【低/低】:「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないもの

【高/低】:事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

追補VI. 2 「1次冷却材漏えい事故」における配管破損規模の想定及び液位への影響

1次冷却材の漏えいが生じると、原子炉冷却材液位が低下するとともに炉心流量が減少し、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるため、「1次冷却材漏えい事故」において、1次冷却材漏えいによる炉心冷却能力の低下について評価している。

「1次冷却材漏えい事故」における破損位置及び破損形態の想定では、燃料被覆管及び冷却材温度を高め評価するために、漏えい口からの漏えい流速が大きくなる1次主循環ポンプと原子炉容器の間の1次冷却系主配管に接続するドレン系統の小口径配管（以下「小口径配管」という。）の破断を仮定している。

また、炉心冷却能力の解析では、炉心流量がステップ状に減少するものとし、炉心流量の減少幅は漏えい口からの最大の漏えい流速を包絡する80kg/sとしている。

小口径配管の破断の漏えい口の大きさ（約22cm²）は、1次冷却系主配管における割れ状の漏えい口（Dt/4）の大きさ（約5cm²（1次主循環ポンプ出口～原子炉容器入口の配管））を包絡する保守的な仮定である。

この仮定は、既許可で漏えい口を設定した際^[1]に、板厚（t）を口径（D）に便宜的に置換する式を小口径配管に適用できなかったこと、及び小口径配管の破断を仮定しても判断基準を満足することから、保守的な仮定として、小口径配管の破断を仮定したものである。

上記の漏えい口の仮定は、既許可からの変更はなく、十分に保守的であり、安全設計上想定すべきものを包絡するものである。参考までに、ナトリウム冷却炉の設計の特徴及び配管破損に関する最新知見を踏まえた漏えい口の評価を第1表に示す。最新知見において、 $24 \leq D/t \leq 127$ の範囲の配管における漏えい口の大きさはDt/4、 $D/t < 24$ の範囲の小口径配管における漏えい口の大きさは $6t^2$ で評価できる^[1]。第1表に示すとおり、漏えい口の大きさは1次冷却材漏えい事故で想定している22cm²を大幅に下回る。

第1表 漏えい口の大きさ

区画	配管（内管）仕様 （D：配管外径、t：肉厚）	D/t	漏えい口の大きさ （cm ² ）
原子炉容器出口～ 主中間熱交換器入口	20B 配管（D：508.0mm、t：9.5mm）	約 53	約 12 ^{*1}
1次主循環ポンプ出口 ～原子炉容器入口	12B 配管（D：318.5mm、t：6.5mm）	49	約 5 ^{*1}
充填・ドレン系統	2B 配管（D：60.5mm、t：3.5mm）	約 17	約 0.7 ^{*2}

*1：Dt /4（適用範囲 $24 \leq D/t \leq 127$ ）

*2： $6t^2$ （小口径配管であるため、 $12t=D/2$ の換算を実施せず）

なお、液位確保に関しては、1次主冷却系及び1次補助冷却系は、主要機器を二重容器とするとともに主要配管を内管と外管より成る二重管とし、二重壁内の空間容積を制限すること等により、1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器において万一ナトリウム漏えいが生じた場合でも、第1図に示すとおり、原子炉容器等の冷却材液位を1次主冷却系の循環に支障を来すことなく安全に炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持することができる。当該二重構造部は、原子炉容器廻り、1次主冷却系Aループ、1次主冷却系Bループ及び1次補助冷却系に区画化されており、各区画の二重構造の間隙の容積は、以下のとおりである。

原子炉容器廻り : 約 4 m³
 1次主冷却系Aループ : 約 6 m³
 1次主冷却系Bループ : 約 6 m³
 1次補助冷却系 : 約 1 m³

第2表 1次主冷却系における間隙の容積

区画	配管（外管）仕様 (d : 配管内径)	配管（内管）仕様 (D : 配管外径)	間隙の容積 (m ³)
原子炉容器出口～ 主中間熱交換器入口	22B 配管 (d : 552.8mm)	20B 配管 (D : 508.0mm)	約 1
主中間熱交換器	—	—	約 2
主中間熱交換器出口～ 1次主循環ポンプ入口	20B 配管 (d : 502.0mm)	18B 配管 (D : 457.2mm)	約 1
1次主循環ポンプ	—	—	約 1
1次主循環ポンプ出口～ 原子炉容器入口	16B 配管 (d : 400.4mm)	12B 配管 (D : 318.5mm)	約 1
計			約 6

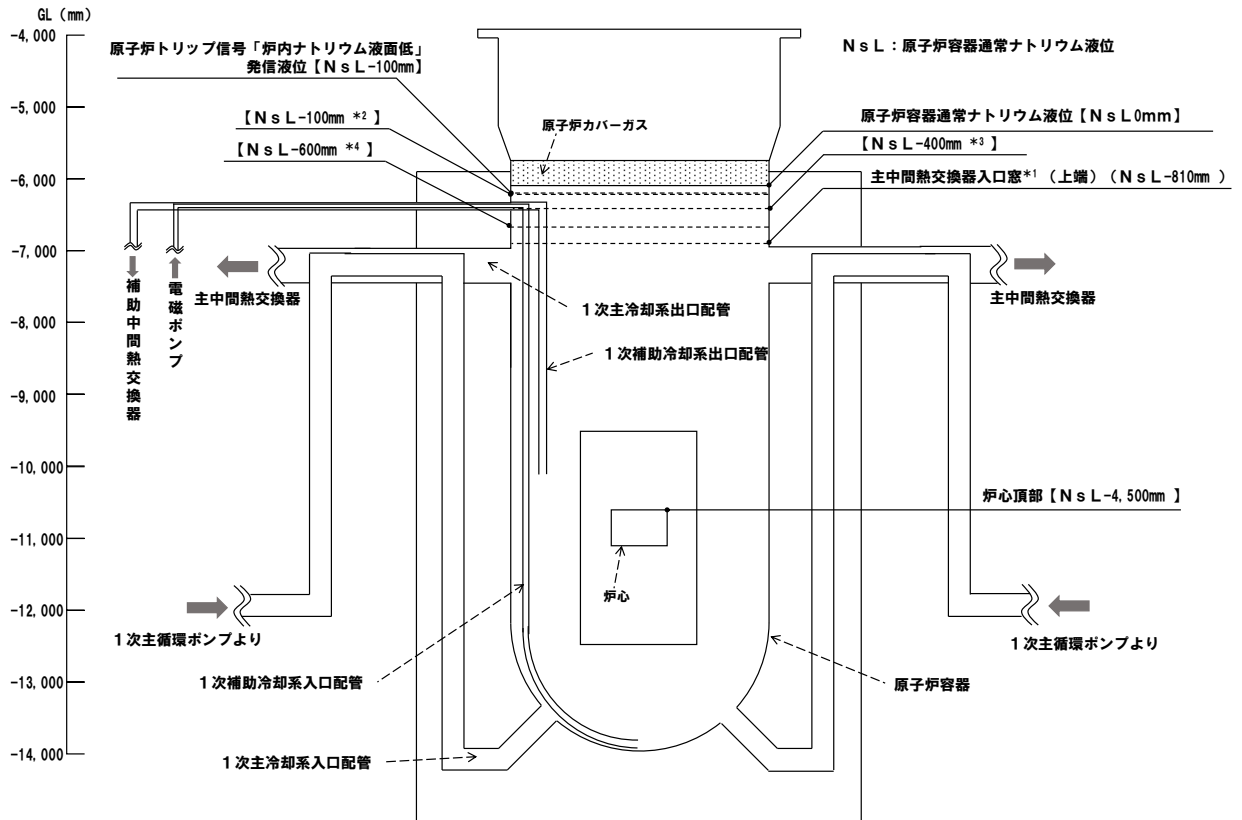
[1] : 配管破損の形態と大きさについて (PNC TN243 81-06) ※

※ 漏えい口の大きさの評価式の導出においては、冷却材漏えい事故を想定するための工学的モデルとして、以下の (i)、(ii) の仮定を設けている。

(i) 供用開始時点において、大きなき裂状欠陥が存在すると仮定する。

(ii) 設計条件を超える過大な荷重サイクルにより、この初期欠陥から疲労き裂が進展し、壁厚貫通により冷却材の漏えいが生じると仮定する。

また、貫通時の亀裂中央の開口幅の評価条件のうち、D/t 比、配管内圧、配管物性値の温度を保守的に設定するとともに、主冷却系配管については、貫通時の想定き裂長さも保守的に D/2 としている。



- *1: 主中間熱交換器内に流入した1次冷却材の伝熱管部への入口（1次冷却材の循環を阻害する可能性が生じる液位）
- *2: 1次補助冷却系からの1次冷却材漏えいによる液位低下時の液位（原子炉容器内のナトリウム液面の断面積のみを考慮し、液位低下を大きめに計算（以下同じ））
- *3: 原子炉容器廻りからの1次冷却材漏えいによる液位低下時の液位
- *4: 1次主冷却系Aループ又は1次主冷却系Bループからの1次冷却材漏えいによる液位低下時の液位

第1図 1次冷却材漏えい時の原子炉容器内冷却材液位