

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。

- m. 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いが、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）を与えるおそれがある事故（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。）について評価し、そのおそれがある場合には、事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

ヌ. その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備

(3) その他の主要な事項

(ii) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材

原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合において、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。

「燃料体の損傷が想定される事故」においては、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故について、炉心の著しい損傷を防止するための措置を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」においては、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故について、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定し、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。

原子炉施設には、プラント状態に応じて、**措置に使用する**資機材をあらかじめ整備する。以下の資機材は、「燃料体の損傷が想定される事故」及び「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」が発生し、措置が必要な場合にその機能を十分に発揮できるように、**信頼性を確保した設計とする。**

a. 「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材

炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。

制御棒及び制御棒駆動系

後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系

制御棒連続引抜き阻止インターロック

原子炉保護系（スクラム）**（手動スクラムを含む。）**

原子炉保護系（アイソレーション）

後備炉停止系用論理回路

原子炉冷却材バウンダリ

冷却材バウンダリ

原子炉容器リークジャケット

原子炉カバーガス等のバウンダリ **（安全板を含む。）**

格納容器バウンダリ

1次主冷却系サイフォンブレイク配管

1次補助冷却系サイフォンブレイク弁

非常用冷却設備及び補助冷却設備

安全容器（コンクリート遮へい体冷却系を含む。）

断熱材及びヒートシンク材

関連する核計装

関連するプロセス計装

遅発中性子法燃料破損検出設備

仮設電源設備（燃料油運搬設備を含む。）

仮設計器

- b. 「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資機材

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料の損傷を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。

可搬式ポンプ及びホース

水冷却浄化設備サイフォンブレーカー

添付2 設置許可申請書の添付書類における記載（安全設計）

添付書類八

1. 安全設計の考え方

1.1 安全設計の方針

1.1.1 基本の方針

原子炉施設は、以下の基本の方針のもとに安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」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。

- (10) 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いが、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）を与えるおそれがある事故について評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

添付 3 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

原子炉施設は、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。各条文に対する適合のための設計方針は次のとおりである。

(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)

第五十三条 試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であつて、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

適合のための設計方針

原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いが、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）を与えるおそれがある事故（燃料体の損傷が想定される事故、及び使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故等）について評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

燃料体の損傷が想定される事故

高速実験炉原子炉施設において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大を防止するための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故については、炉心の著しい損傷を防止するための措置（以下「炉心損傷防止措置」という。）を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置（以下「格納容器破損防止措置」という。）を講じることを基本方針とする。

なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初めのナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安全評価技術に鑑み、立地評価における炉心溶融再臨界事故への対策として安全容器を設置しているため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置を講じる。選定した評価事故シーケンスを以下に示す。

- (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)
 - a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - b. 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - c. 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- (2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)
 - a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
- (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)
 - a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - c. 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- (4) 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 (LORL)
 - a. 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故

- b. 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故
 - c. 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故
- (5) 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（PLOHS）
 - a. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 - b. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
- (6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SB0）
 - a. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故
- (7) 局所的燃料破損（LF）
 - a. 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故が発生した場合に、炉心損傷防止措置が有効であること及び炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合に、格納容器破損防止措置が有効であることを示すため、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラム（以下「計算コード」という。）を用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価する。

有効性を評価するための評価項目の設定を以下に示す。

(i) 炉心損傷防止措置

炉心損傷防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 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を基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 燃料最高温度が熱設計基準値（2,650℃）以下であること。
 - ② 被覆管最高温度（肉厚中心）が熱設計基準値（840℃）以下であること。
 - ③ 冷却材最高温度が熱設計基準値（910℃）以下であること。
 - ④ 被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下であること。
 - ⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度（550℃）以下であること。

(ii) 格納容器破損防止措置

格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、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。具体的な評価項目は、「炉心損傷防止措置の有効性を評価するための評価項目」で設定した評価項目を適用する。
- (2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 原子炉容器内で分散し再配置した損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。

- ② 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
- (3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
 - ② 格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。
 - ③ 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (4) (2) が達成できない事象においては、原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 安全容器内に流出した損傷炉心物質等を安定に保持・冷却できること。
 - ② 安全容器バウンダリの健全性が維持できること。
- (5) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる場合には、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性が維持できること。
- (6) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 格納容器（床下）に流出するナトリウムの熱的影響に対して、格納容器の健全性が維持できること。
 - ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

想定した事象に対して、炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を評価することにより、(i) 炉心損傷防止措置の評価項目を満足することを確認したことから、炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器破損防止措置を講じ、その有効性を評価することにより、(ii) 格納容器破損防止措置の評価項目を満足することを確認したことから、格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故

使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第53条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故として、使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故及び使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故を選定し、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給すること並びに水冷却浄化設備サイフォンブレーカーにより、水冷却池からの水の漏えい量を抑制することを事故の拡大を防止するための措置とする。これらの事故にあっては、水冷却池の水位が

基準（放射線の遮蔽及び使用済燃料頂部の冠水が維持される水位）となる値まで低下するのに十分な期間（約 59 日）があり、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する措置（必要な期間：約 2 日）は有効である。また、これらの措置により、水冷却池の水位を基準以上に維持することで、使用済燃料等の臨界管理に係る寸法及び形状は保持される。さらに、仮に使用済燃料等が損傷した場合にあっても、水冷却池内の水により、環境への放射性物質の放出は低減される。

添付書類十の以下の項目参照

4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

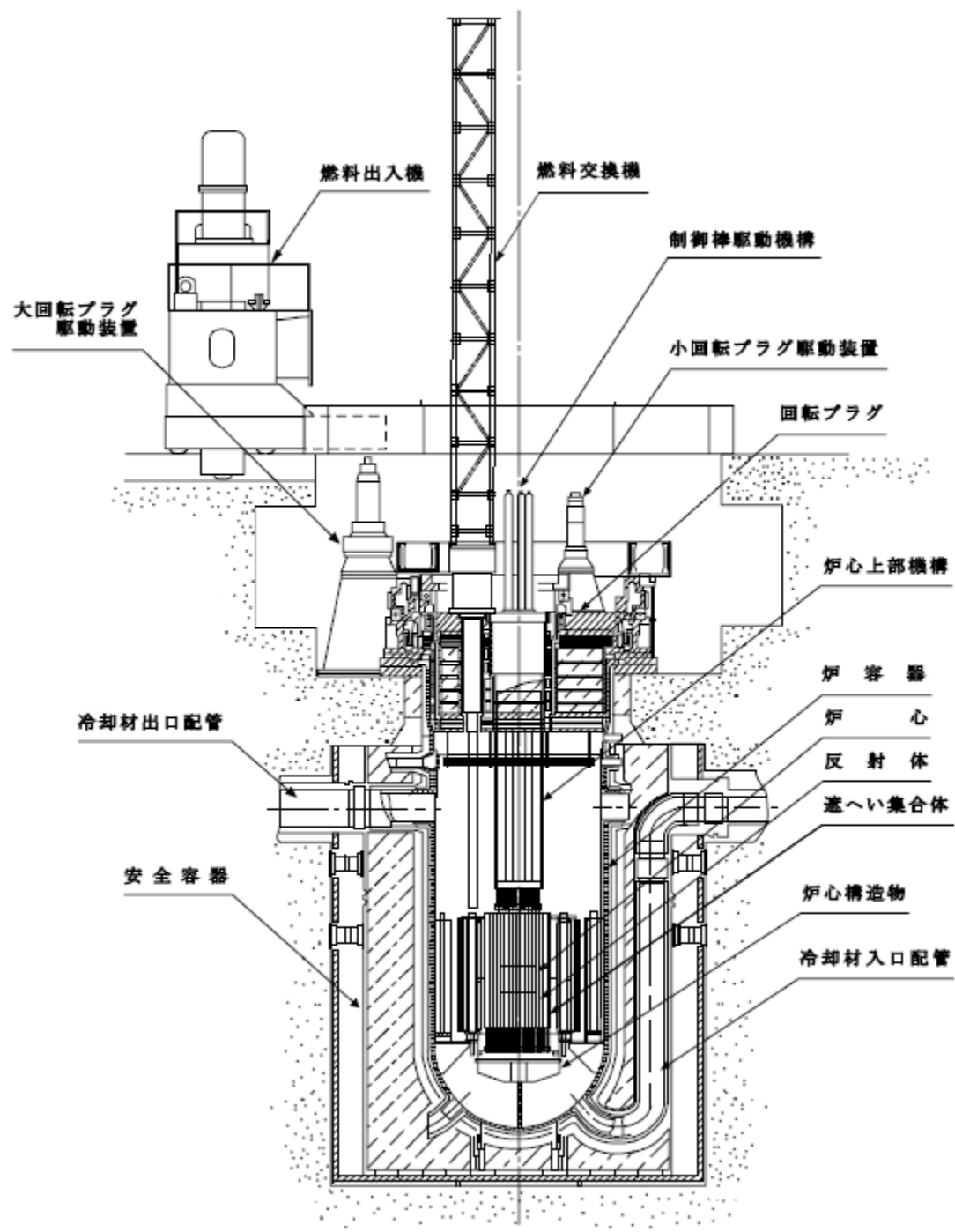
添付 4 設置許可申請書の添付書類における記載（設備等）

添付書類八

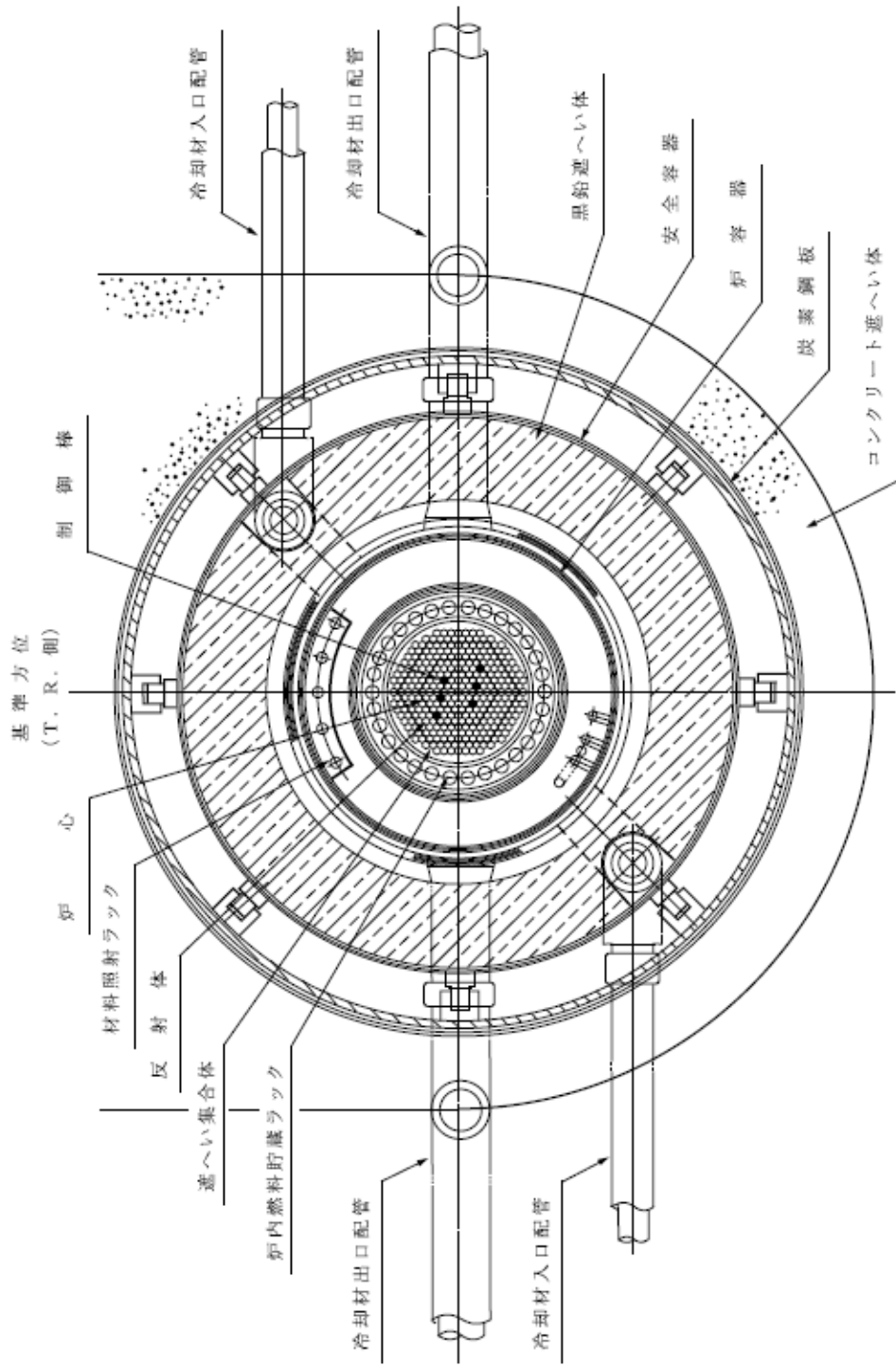
3. 原子炉本体

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。

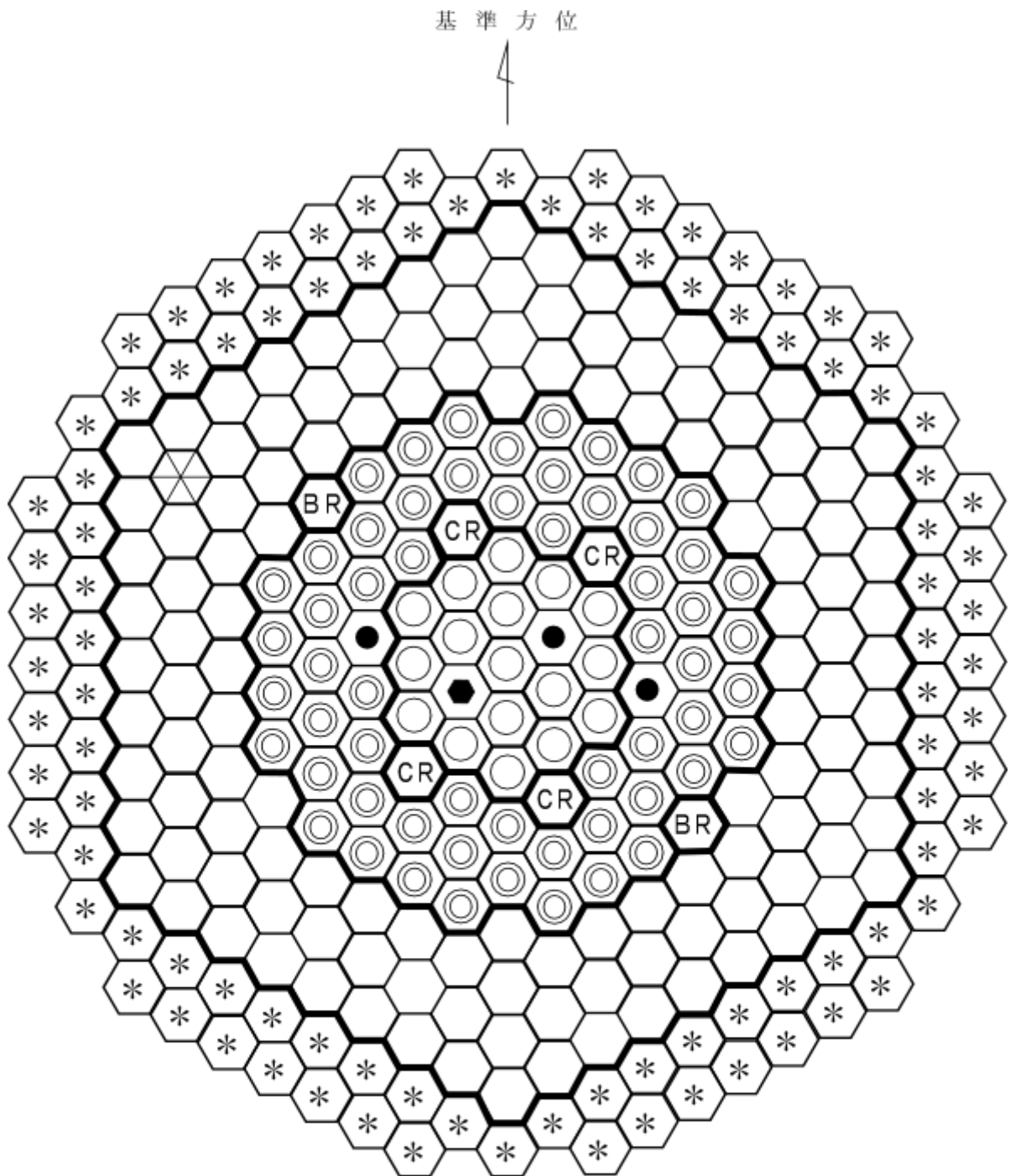
照射燃料集合体及び炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体の装荷範囲を第 3.2.2 図に示す。

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。

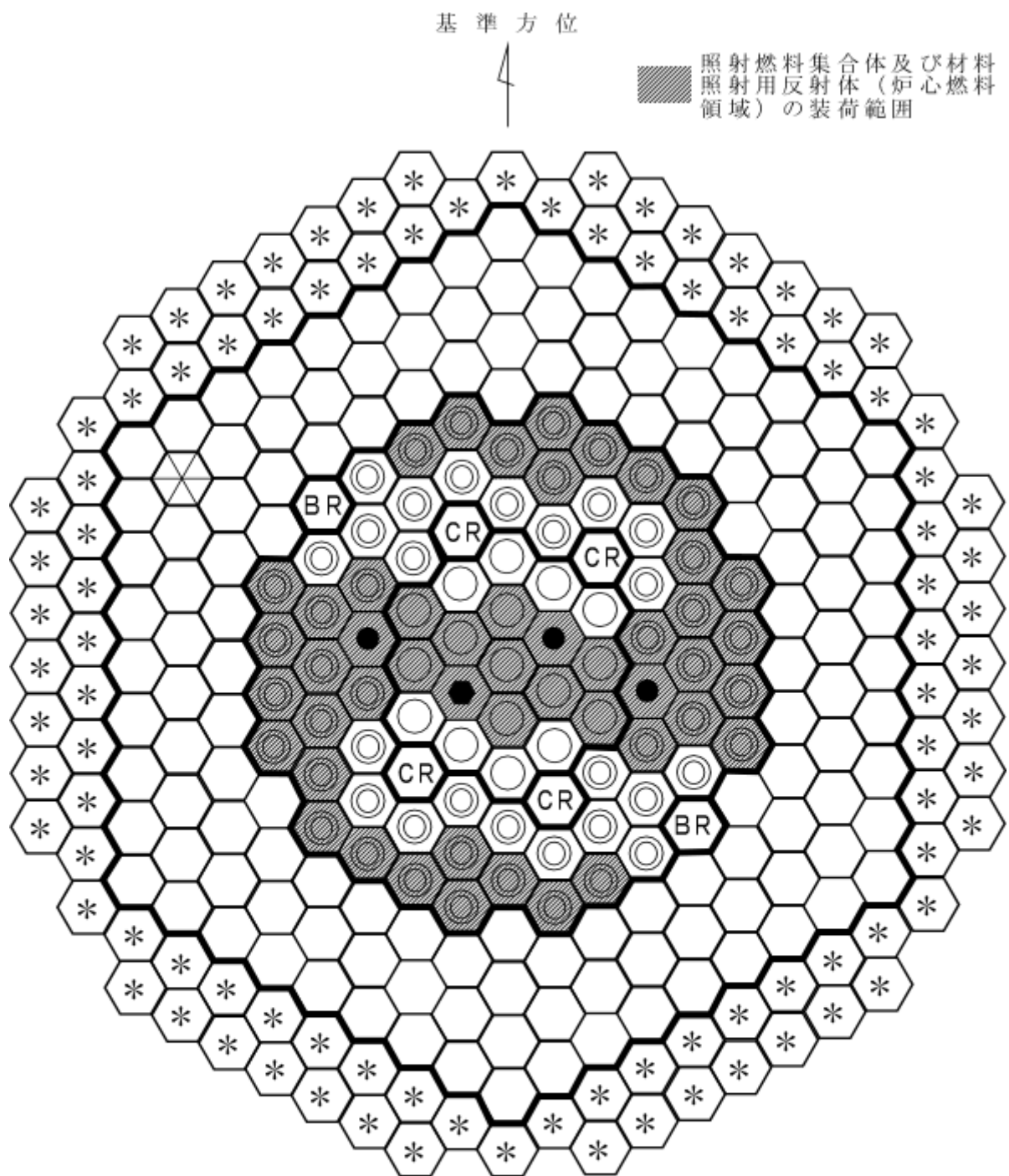
第3.2.1表 燃料集合体の種類毎の最大個数

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 試験用要素装填時	4体	
B型照射燃料集合体 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	2体	
C型照射燃料集合体	4体	
D型照射燃料集合体 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
	4体	
	4体	
	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

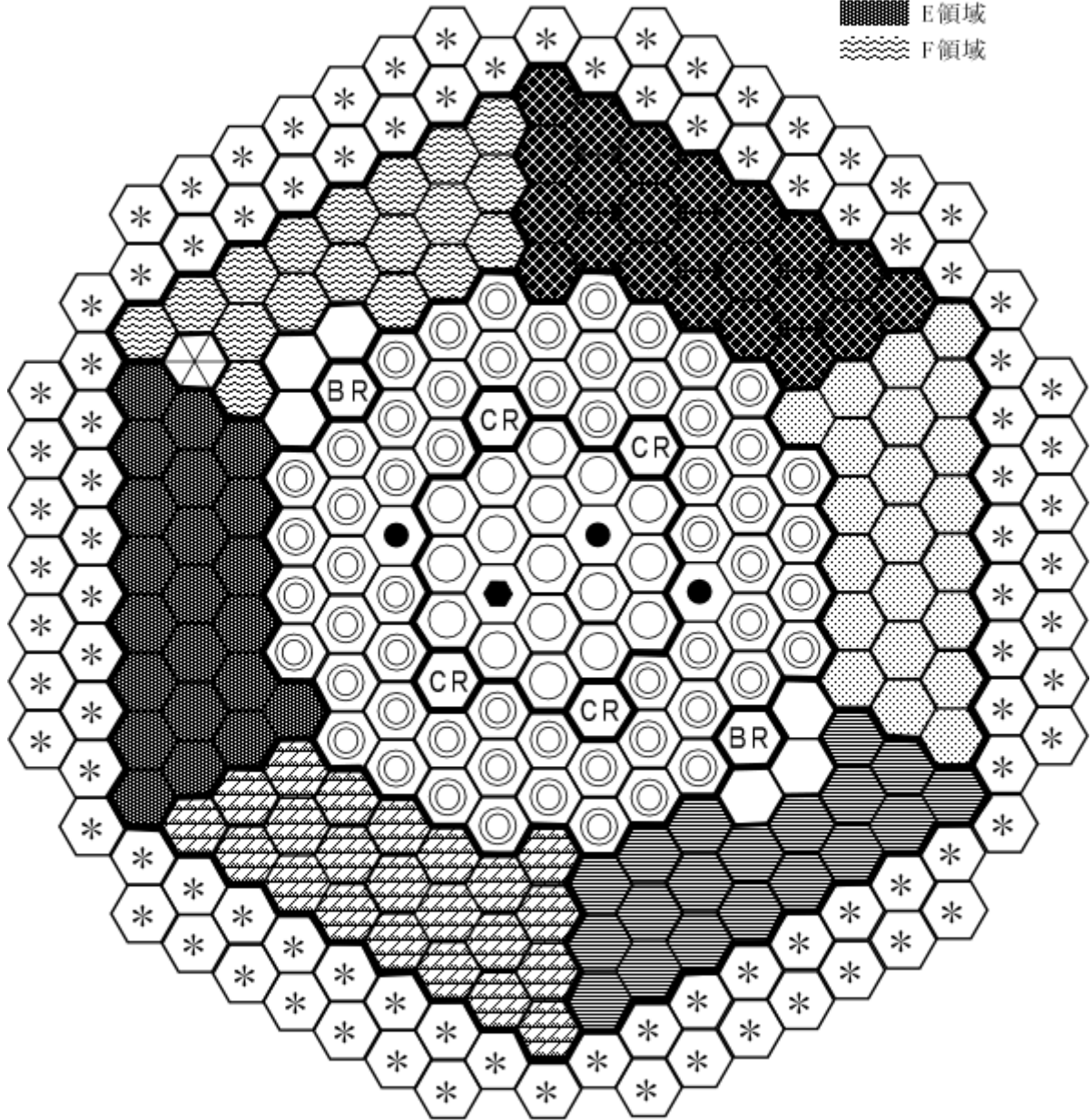


第 3.2.2 図 照射燃料集合体及び材料照射用反射体（炉心燃料領域）の装荷範囲

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 |  BR 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 |
|  CR 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、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（ドブプラ係数、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值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、当該上下限值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であっても、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

3.4 核設計

3.4.1 設計方針（核設計基準）

核設計基準を以下に示す。炉心は、核設計基準を満足するように設計する。なお、核設計計算手法及び炉定数は、核的モックアップ実験及びMK-II炉心やMK-III炉心の性能試験の解析により、それらの精度を確認し、公称値及び不確かさ幅の信頼度を高めるものとし、また、核設計にあたっては、炉心が、照射用炉心として十分な機能を発揮できることに留意する。

- (1) 制御棒は、反応度価値の最も大きな制御棒1本が全引き抜き位置のまま挿入できない場合（以下「ワンロッドスタック時」という。）にあっても、原子炉を未臨界に移行することができ、100°Cの体系において、未臨界を維持できること。
- (2) 後備炉停止制御棒は、原子炉を未臨界に移行することができ、350°Cの体系において、未臨界を維持できること。
- (3) 炉心は、予想される全ての運転範囲において、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負であること。

3.4.2 計算方法

核設計計算には、多群中性子拡散理論及び多群中性子輸送理論を用いるものとし、3次元モデルを使用する。なお、モデルに使用する炉心寸法及び組成は定格出力時のものを基準とする。

3次元モデルは、Tri-Zモデル及びXYZモデルの2種類とし、主要な核設計計算に使用する。XYZモデルは、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度価値計算に使用する。モデルの一例として、標準平衡炉心の軸方向計算体系を第3.4.1図に示す。なお、炉心最外周には遮へい集合体を設置しており、炉内燃料貯蔵ラックに装荷した燃料集合体の影響は排除可能である。また、核設計計算で使用する主な計算コードを第3.4.1表に示す。

炉定数は、JFS-3-J3.2Rセット⁽¹⁾を使用する。エネルギー群数は70群を基本とするが、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度価値計算では、7群縮約定数を使用する。なお、当該解析手法は、公開コードを用いて、原子力機構が高速炉の標準的な解析手法として確立したものである。核設計で用いる計算方法及び炉定数については、MK-II炉心やMK-III炉心の性能試験等で得られた実験値と計算値を比較することで、その信頼性を確認する。検証結果を以下に示す^{(2), (3), (4)}。

- ・ 実効増倍率については、MK-III炉心の性能試験における実験値が1.0308、計算値が1.0276となった。過剰反応度の評価において、標準平衡炉心（平衡組成）作成時の過剰反応度の計算値を、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の差を用いて補正（標準平衡炉心の臨界性の判断に使用）している。
- ・ 制御棒反応度価値については、MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は1.04となった。制御棒反応度価値の補正係数の一つとして、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の比を使用している。
- ・ 等温温度係数（ドップラ反応度及び熱膨張反応度）については、MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は1.04となった。反応度係数の不確かさの設定において、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の比を使用している。

- ・ 出力分布については、MK-II炉心の性能試験における核種毎の核分裂率分布解析を行った結果、計算値は実験誤差内で一致した。

なお、各種の核的特性値については、実験値と計算値の比、及び実験値の実験誤差、外挿誤差、制御棒及び後備炉停止制御棒の配置の非対称性に係る計算誤差等の不確かさを考慮して、最大値及び最小値を設定し、安全側の評価となる値を用いる。

3.4.3 最大過剰反応度及び反応度停止余裕

(1) 最大過剰反応度

最大過剰反応度は、サイクル運転(60日)末期に過剰反応度が零となることを想定し、燃焼補償用反応度、温度補償用及び出力補償用反応度並びに運転余裕用を積み上げて設定する。定格出力時における最大過剰反応度は $0.020 \Delta k/k$ となる。当該反応度は、燃焼による反応度低下を補償し、これに運転余裕を見込んだものである。また、 100°C の体系から定格出力時の体系における温度及び出力による反応度低下を補償するために必要な過剰反応度は、計算上の余裕を含めて最大 $0.015 \Delta k/k$ となる。上記より、 100°C の体系における最大過剰反応度は、 $0.035 \Delta k/k$ 以下となる。標準平衡炉心の過剰反応度の内訳を第3.4.2表に示す。

(2) 反応度停止余裕

制御棒は、ワンロードスタック時であっても、原子炉を未臨界に移行することができ、 100°C の体系において、未臨界を維持できるものとする。後備炉停止制御棒は、原子炉を未臨界に移行することができ、 350°C の体系において、未臨界を維持できるものとする。なお、反応度停止余裕の評価に当たっては、保守的な制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入パターンで評価するとともに、反応度値に補正係数を乗じることで、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値の計算の不確かさ、制御棒及び後備炉停止制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構成の変動等を考慮するものとする。上述の評価により、制御棒4本挿入時の反応度値は $0.070 \Delta k/k$ 以上となる。また、反応度停止余裕は $0.015 \Delta k/k$ 以上(ワンロードスタック時)となる。また、後備炉停止制御棒2本挿入時の反応度値は $0.014 \Delta k/k$ 以上となり、 350°C の体系における反応度停止余裕は $0.008 \Delta k/k$ 以上となる。

(3) 制御棒ストローク曲線

制御棒ストローク曲線を第3.4.2図に示す。制御棒ストローク曲線に対する炉心構成の変動及び炉心の燃焼等の影響は小さく、制御棒による最大反応度添加率は約 $0.00016 \Delta k/k/s$ である。なお、最大反応度添加率の評価に当たっては、保守的な制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入パターンで評価するとともに、反応度値に補正係数を乗じることで、制御棒の反応度値の計算の不確かさ、制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構成の変動等を考慮する。また、燃焼に伴い制御棒の反応度値の絶対値及び最大変化率は減少し、最大反応度添加率は、未燃焼時に最大となる。

3.4.4 反応度係数

反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさを考慮し、炉心支持板温度係数については±20%、それ以外については±30%の範囲を制限値として設定する。計算結果を以下に示す。

(1) ドップラ係数

通常運転時及び1次冷却材全喪失時における標準平衡炉心のドップラ係数を第3.4.3表に示す。第3.4.3表に示すように、ドップラ係数は負となる。

(2) 温度係数（ドップラ効果を除く。）

温度係数は、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数及び炉心支持板温度係数から構成する。標準平衡炉心の温度係数を第3.4.4表に示す。これらの温度係数は、燃料ペレット、構造材（被覆管を含む。）、冷却材及び炉心支持板の膨張に起因するものであり、全て負となる。

(3) ナトリウムボイド反応度

ナトリウムボイド反応度は、原子炉容器内の全ての場所において負である。標準平衡炉心の1次冷却材全喪失時の反応度の変化（ナトリウムボイド反応度）は $-0.019 \Delta k/k$ となる。運転上の制限又は条件の範囲は、 $-(1.3 \sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$ とする。

3.4.5 炉心燃料集合体の交換計画

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。

3.4.6 出力分布及び最大中性子束

標準平衡炉心の出力分布及び炉内最大中性子束を第3.4.5表に示す。出力分布には、制御棒の挿入により歪みが生じるため、その評価に当たっては、制御棒の挿入量を考慮する必要がある。通常運転時における制御棒の挿入量は、そのストロークの5/13以下であるため、出力ピーキング係数は、制御棒の挿入量を、そのストロークの5/13として評価したものである。出力ピーキング係数は、径方向出力ピーキング係数、軸方向出力ピーキング係数及び局所出力ピーキング係数に分類し、径方向出力ピーキング係数を燃料集合体当たりの最大出力と平均出力との比、軸方向出力ピーキング係数を燃料要素の軸方向最大出力密度と平均出力密度との比、局所出力ピーキング係数を燃料要素当たりの最大出力と平均出力との比と定義する。

3.4.7 核特性主要目

炉心燃料領域高さ 約50cm

- (1) 千葉豪他、「JENDL-3.2に基づく高速炉用炉定数 JFS-3-J3.2R の作成」、JNC TN9400 2001-124 (2002)
- (2) S. Maeda, et al., “Verification of JUPITER Standard Analysis Method for Upgrading Joyo MK-III Core Design and Management”, Journal of Power and Energy Systems, Vol. 6, No. 2 (2012)
- (3) 前田茂貴他、「「常陽」MK-III性能試験炉心の過剰反応度解析」、JNC TN9400 2003-083 (2003)
- (4) 千葉豪他、「高速実験炉「常陽」MK-III性能試験 - 制御棒校正 (NT-321) -」、JNC TN9400 2004-057 (2004)
- (5) S. Ono, et al., “CASUP : Cell Calculation Code for Fast Reactor Analysis”, Technol. Rep. Osaka Univ. 33, 1708, 207 (1983)
- (6) M. Nakagawa, et al., “SLAROM: A Code for Cell Homogenization Calculation of Fast Reactor”, JAERI 1294 (1984)
- (7) 中川正幸他、「高速炉の核特性解析コードシステム」、JAERI-M 83-066 (1983)
- (8) T. B. Fowler, et al., “Nuclear Reactor Analysis Code: CITATION”, ORNL-TM-2496 Rev. 2 (1971)
- (9) 飯島進他、「高速炉設計用計算プログラム (2次元・3次元拡散摂動理論計算コード: PERKY)」、JAERI-M 6993 (1977)
- (10) M. Bando, et al., “Three-Dimensional Transport Calculation Method for Eigenvalue Problems Using Diffusion Synthetic Acceleration”, Journal of Nuclear Science and Technology 22 (1985)

第 3.4.1 表 核設計用主要計算コード

計算コード	内容	用途
CASUP ⁽⁵⁾	1次元格子計算	実効断面積作成
SLAROM ⁽⁶⁾	均質格子計算	実効断面積作成
JOINT ⁽⁷⁾	インターフェース	断面積縮約
CITATION ⁽⁸⁾	拡散及び燃焼計算	一般核特性
PERKY ⁽⁹⁾	拡散摂動計算	反応度係数
TRITAC ⁽¹⁰⁾	輸送計算	輸送補正

第 3.4.2 表 標準平衡炉心の過剰反応度の内訳

(単位：Δk/k)

反応度バランス		主炉停止系	後備炉停止系
定格出力時の最大の過剰反応度		0.020	-
内訳	燃焼補償用	0.014	-
	運転余裕用	0.006	-
温度補償用及び出力補償用		0.0149	0.0053
内訳	100℃～250℃	0.0057	-
	250℃～350℃	0.0039	-
	350℃～定格	0.0053	0.0053
所要反応度の合計		0.035 (0.0349)	0.006 (0.0053)
反応度制御能力		0.050	0.014
反応度停止余裕		0.015	0.008

第 3.4.3 表 標準平衡炉心のドップラ係数

(単位：Tdk/dT)

	ドップラ係数	運転上の制限又は条件の範囲
通常運転時	-2.4×10^{-3}	$-(1.3 \sim 3.3) \times 10^{-3}$
1次冷却材全喪失時	-2.0×10^{-3}	

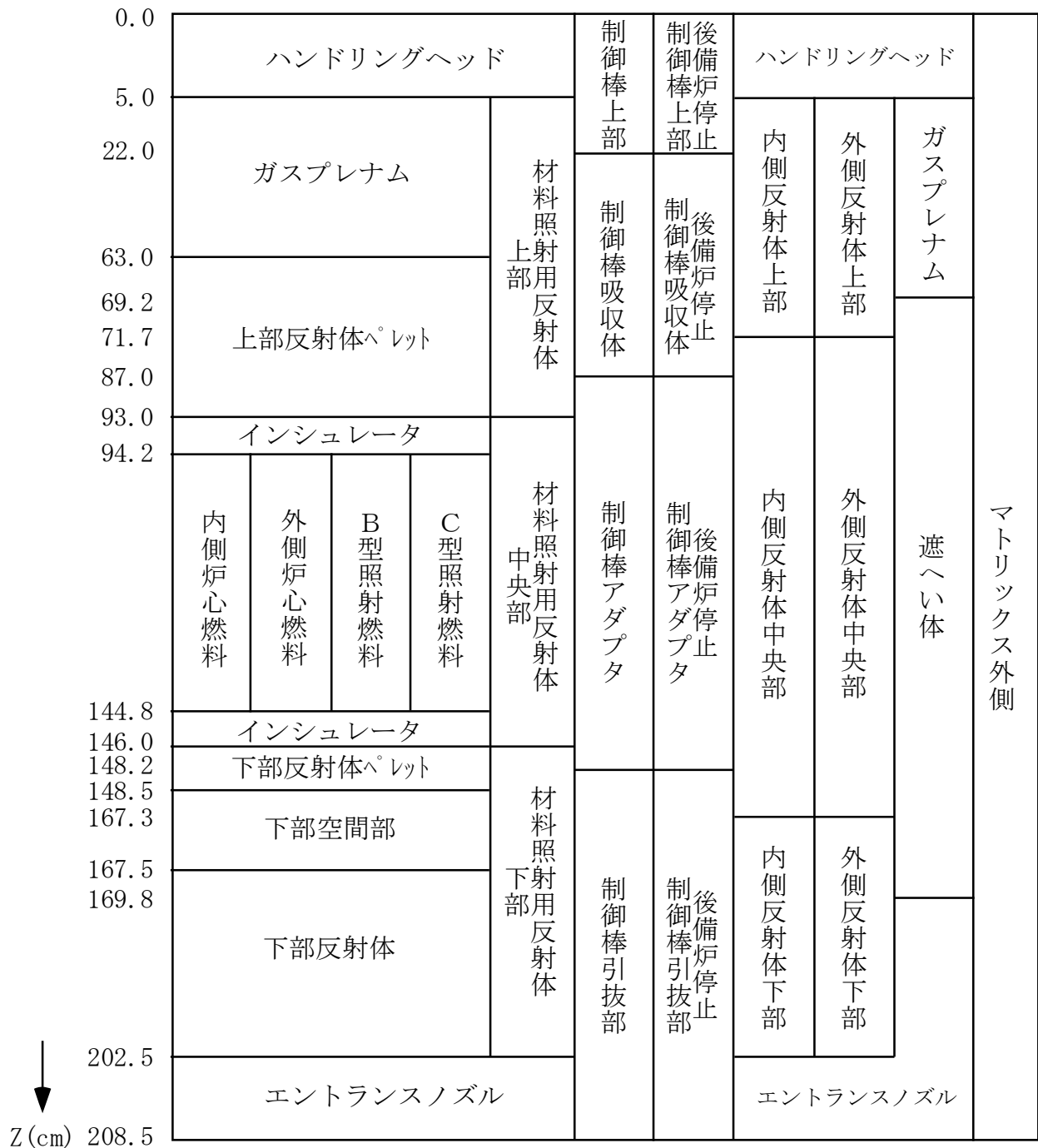
第 3.4.4 表 標準平衡炉心の温度係数

(単位： $\Delta k/k/^\circ\text{C}$)

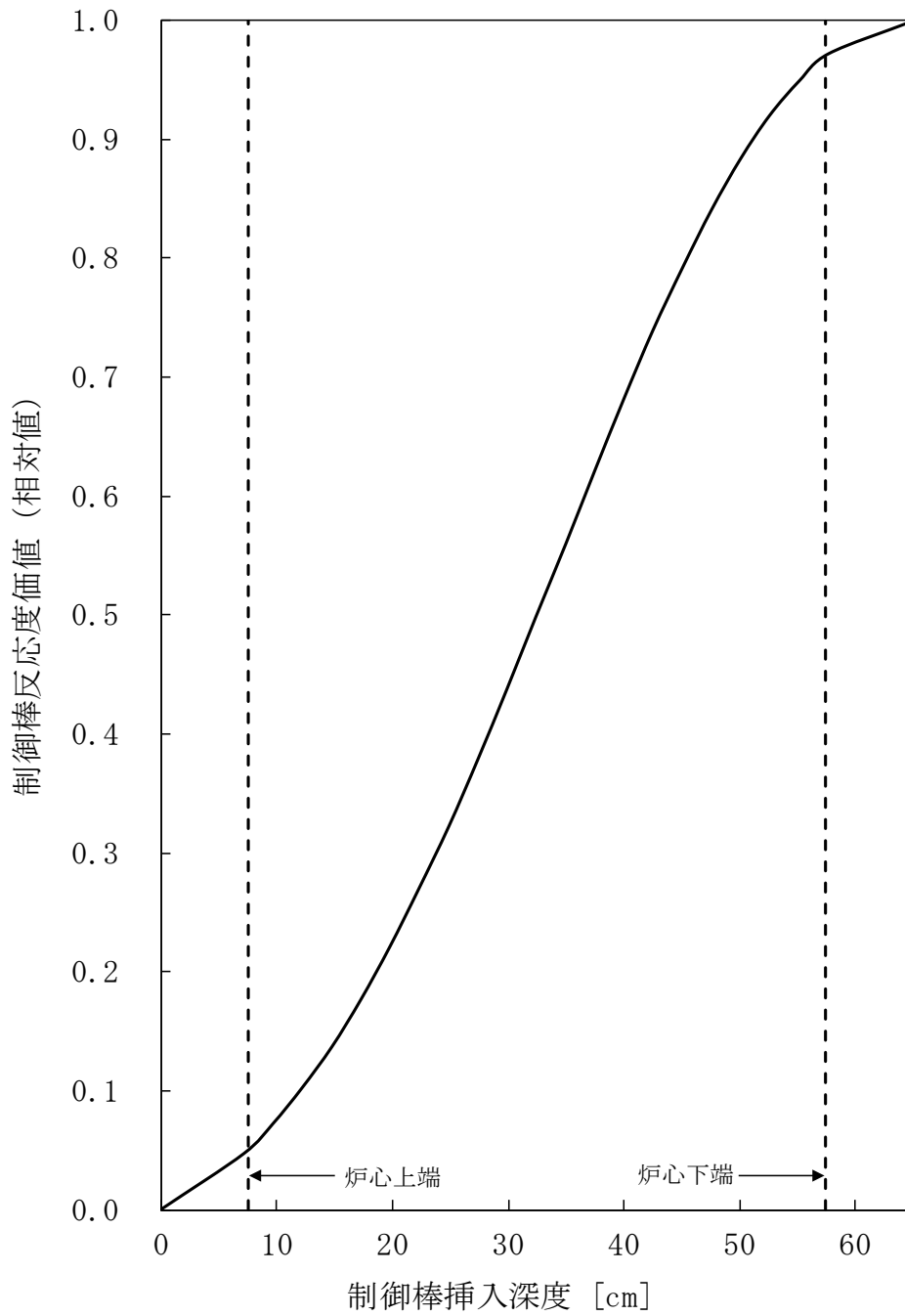
	温度係数	運転上の制限又は条件の範囲
燃料温度係数	-3.2×10^{-6}	$-(2.2 \sim 4.2) \times 10^{-6}$
構造材温度係数	-1.3×10^{-6}	$-(0.8 \sim 1.7) \times 10^{-6}$
冷却材温度係数	-9.6×10^{-6}	$-(6.6 \sim 12.5) \times 10^{-6}$
炉心支持板温度係数	-14.2×10^{-6}	$-(1.1 \sim 1.7) \times 10^{-5}$

第 3.4.5 表 出力分布及び炉内最大中性子束

		標準平衡炉心
出力分布	出力分担 (MW)	
	炉心燃料集合体	95.7
	照射燃料集合体	1.1
	その他 (反射体、制御棒等)	3.2
	出力ピーキング係数	1.63
	径方向	1.33
	軸方向	1.17
	局所	1.04
炉内最大中性子束 ($n/cm^2/s$)		
	0.1MeV 以上	2.9×10^{15}
	全中性子束	4.2×10^{15}



第 3. 4. 1 図 標準平衡炉心軸方向計算体系



第 3.4.2 図 制御棒ストローク曲線

3.5 熱設計

3.5.1 設計方針

(1) 炉心燃料集合体

炉心燃料集合体の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、以下の方針に基づいて行う。

- (i) 炉心燃料集合体が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界（以下「熱設計基準値」という。）を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和（設計疲労寿命に対する累積疲労サイクルの比）を加えた累積損傷和が設計上の制限値である1.0を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。
- (ii) 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。
- (iii) 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

(2) 照射燃料集合体

照射燃料集合体の熱設計は、炉心燃料集合体の設計方針に基づいて行う。ただし、試験用要素を装填した照射燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、試験用要素が計画された範囲内でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、それぞれの燃料要素について以下の方針に基づいて熱設計を行う。

(i) III型及びIV型特殊燃料要素

III型及びIV型特殊燃料要素の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、以下の方針に基づいて行う。

- a. 特殊燃料要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、熱設計基準値を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である1.0を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。
- b. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。
- c. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

(ii) III型及びIV型限界照射試験用要素

III型及びIV型限界照射試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管の開孔による炉心への影響を最小限に抑えられるよう、以下の方針に基づいて設計を行う。

- a. 試験用要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料最高温度が熔融温度に達することなく、かつ、被覆管が計画された範囲内でその健全性を喪失しても、試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。
- b. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。
- c. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

(iii) 先行試験用要素

先行試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料部の溶融による炉心への影響を最小限に抑えられるよう、以下の方針に基づいて設計を行う。

- a. 試験用要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、酸化物燃料の燃料部が溶融しても、試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、定格出力時における燃料部、被覆管及び内壁構造容器の熱的制限値を設定し、これを満たすこと。

(iv) 基礎試験用要素

基礎試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管の開孔による炉心への影響を最小限に抑えられるよう、以下の方針に基づいて設計を行う。

- a. 試験用要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管が開孔しても、試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、定格出力時における燃料部、被覆管及び密封構造容器の熱的制限値を設定し、これを満たすこと。

(v) A型用炉心燃料要素

A型用炉心燃料要素の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないように、以下の方針に基づいて行う。

- a. A型用炉心燃料要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、熱設計基準値を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である1.0を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。
- b. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。

c. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

(vi) 限界照射試験用補助要素

限界照射試験用補助要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、以下の方針に基づいて設計を行う。

a. 試験用補助要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、熱設計基準値を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である1.0を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。

b. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。

c. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

照射燃料集合体では、試験目的に応じて、燃料材や被覆材の種類、寸法や燃料材物性を組み合わせ、所定の照射試験条件を実現する。そのため、設置変更許可申請の段階にあっては、想定される照射試験を踏まえ、燃料要素の仕様を一定の範囲に限定する。

熱設計基準値及び熱的制限値にあっては、当該仕様の組合せを考慮し、燃料最高温度又は燃料最大熔融割合（径方向断面における熔融割合の最大）、被覆管最高温度（肉厚中心）及び冷却材最高温度について、熱設計基準値及び熱的制限値を定める。なお、熱設計基準値及び熱的制限値は、最大値として設定したものであり、「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の認可申請の段階にあっては、確定した燃料要素の仕様を用いて、個別に熱設計基準値及び熱的制限値を設定するため、当該値は、設置変更許可申請の段階で定めた熱設計基準値及び熱的制限値を下回る場合がある。

熱設計に使用する設計計算手法及び物性定数についても、設置変更許可申請の段階で、代表的なものを定め、設計及び工事の計画の認可申請の段階において、確定した燃料要素の仕様を用いて個別に定めるものとする。

また、熱設計に使用する工学的安全係数にあっては、燃料の仕様に依存しない原子炉熱出力の測定誤差等による工学的安全係数を、設置変更許可申請の段階で定め、燃料の仕様に依存するものについては、設計及び工事の計画の認可申請の段階において、確定した燃料要素の仕様を用いて個別に定める。

(3) 照射用実験装置（本体設備）

照射用実験装置（本体設備）の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、照射物が熔融温度に達することなく、照射試料キャプセルが機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、照射燃料集合体の設計方針に基づいて行う。ただし、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、以下の方針に基づいて行う。

- (i) 照射用実験装置が、原子炉内における使用期間中、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の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、熱設計基準値を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。
- (ii) 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

3.5.2 熱設計基準値及び熱的制限値

3.5.2.1 熱設計基準値

(1) 炉心燃料集合体

- (i) 燃料ペレットの最高温度（以下「燃料最高温度」という。ただし、照射燃料集合体にあつては燃料部の最高温度をいう。）は、2,650℃とする。なお、この温度は運転時の異常な過渡変化時に燃料ペレットの熔融に起因して被覆管が破損することを防止するため、適切な安全余裕を考慮して定めるものである。
- (ii) 被覆管最高温度（肉厚中心）は、840℃とする。なお、この温度は被覆管が運転時の異常な過渡変化時に急速な温度上昇により破損することを防止するため、照射済燃料要素の被覆管の炉外急速加熱試験データを基に、適切な安全余裕を考慮して定めるものである。
- (iii) 冷却材最高温度は、910℃とする。なお、この温度は、運転時の異常な過渡変化時に冷却材が沸騰することにより被覆管表面の熱伝達特性が変化して、被覆管が過度の温度上昇により破損することを防止するため、冷却材が沸騰しない値として定めるものである。

(2) 照射燃料集合体

照射燃料集合体に装填する燃料要素は、その仕様範囲も考慮し、最高温度となる熱設計基準値を定める。「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の認可申請の段階にあつては、製作する燃料要素の仕様を踏まえ、最新知見も考慮して個別に熱設計基準値を定める。

(i) III型及びIV型特殊燃料要素

- a. 燃料最高温度は、2,680℃とする。
- b. III型特殊燃料要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃、IV型特殊燃料要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、810℃とする。
- c. 冷却材最高温度は、910℃とする。

(ii) III型及びIV型限界照射試験用要素

- a. 燃料最高温度は、2,680℃とする。
- b. III型限界照射試験用要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃、IV型限界照射試験用要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、810℃とする。
- c. 冷却材最高温度は、910℃とする。

(iii) 先行試験用要素

- a. 燃料最高温度は、熔融温度を超えないこととする。ただし、酸化物燃料にあつ

ては、溶融温度を超える設計をする場合があるが、最大溶融割合は、30%とする。

- b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。
- c. 内壁構造容器最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。
- d. 内壁構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。

(iv) 基礎試験用要素

- a. 燃料最高温度は、溶融温度を超えないこととする。
- b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。
- c. 密封構造容器最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。
- d. 密封構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。

(v) A型用炉心燃料要素

- 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。

(vi) 限界照射試験用補助要素

- a. 燃料最高温度は、2,680℃とする。
- b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。
- c. 冷却材最高温度は、910℃とする。

(3) 照射用実験装置

- (i) 照射物最高温度は、溶融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないこととする。
- (ii) 照射試料キャプセル最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。
- (iii) 冷却材最高温度は、910℃とする。
- (iv) 外側容器最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。

3.5.2.2 熱的制限値

(1) 炉心燃料集合体

燃料最高温度 2,350℃
被覆管最高温度（肉厚中心） 620℃

(2) 照射燃料集合体

照射燃料集合体に装填する燃料要素は、その仕様範囲も考慮し、最高温度となる熱的制限値を定める。「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条に基づき設計及び工事の計画の認可申請の段階にあつては、製作する燃料要素の仕様を踏まえ、最新知見も考慮して個別に熱的制限値を定める。

(i) III型及びIV型特殊燃料要素

燃料最高温度 2,540℃
被覆管最高温度（肉厚中心）
III型特殊燃料要素 700℃
IV型特殊燃料要素 610℃

(ii) III型及びIV型限界照射試験用要素

燃料最高温度 2,540°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、2,680°C

被覆管最高温度（肉厚中心）

A型照射燃料集合体装填時

Ⅲ型限界照射試験用要素 750°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、890°C

Ⅳ型限界照射試験用要素 660°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、810°C

B型照射燃料集合体装填時

Ⅲ型限界照射試験用要素 700°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、890°C

Ⅳ型限界照射試験用要素 610°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、810°C

D型照射燃料集合体装填時

Ⅲ型限界照射試験用要素 700°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、890°C

Ⅳ型限界照射試験用要素 610°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、810°C

(iii) 先行試験用要素

燃料最高温度 熔融温度以下

ただし、酸化物燃料にあつては、最大熔融割合 20%

被覆管最高温度（肉厚中心） 750°C

内壁構造容器最高温度（肉厚中心） 675°C

(iv) 基礎試験用要素

燃料最高温度 熔融温度以下

被覆管最高温度（肉厚中心） 750°C

密封構造容器最高温度（肉厚中心） 675°C

(v) A型用炉心燃料要素

燃料最高温度 2,350°C

被覆管最高温度（肉厚中心） 620°C

(vi) 限界照射試験用補助要素

燃料最高温度 2,540°C

ただし、試験用要素の被覆管の開孔時にあつては、2,680°C

被覆管最高温度（肉厚中心） 700°C

ただし、試験用要素の被覆管の開孔時にあつては、890°C

(3) 照射用実験装置（本体設備）

照射物最高温度

熔融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）以下

照射試料キャプセル最高温度（肉厚中心） 750°C

外側容器最高温度（肉厚中心） 675℃

3.5.3 計算方法

(1) 設計計算手法

炉心燃料集合体の熱設計計算は、以下の（i）～（v）に示すコード又は式により行う。

(i) 冷却材温度

冷却材温度は、ASFRE^{(1),(2)}コードにより計算する。本コードは、1体の燃料集合体について、流路断面を多流路に分割してこれを解析上の単位流路とするサブチャンネルとし、サブチャンネル間の質量移動、熱的ミキシング等を考慮して、軸方向に分割したステップ毎に運動量・質量・エネルギー保存則を解くものである。

(ii) 被覆管表面温度

被覆管表面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Co} = T_{Na} + \frac{D_e}{K_{Na}} \cdot \frac{1}{Nu} \cdot \frac{ql}{\pi d_{Co}}$$

ここで T_{Co} : 被覆管表面温度 (°C)

T_{Na} : 冷却材温度 (°C)

D_e : 水力等価直径 (cm)

d_{Co} : 被覆管外径 (cm)

K_{Na} : 冷却材熱伝導度 (W/cm/°C)

Nu : ヌセルト数

ql : 線出力密度 (W/cm)

(iii) 被覆管内面温度

被覆管内面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Ci} = T_{Co} + \frac{\ln(d_{Co}/d_{Ci})}{2\pi K_C} \cdot ql$$

ここで T_{Ci} : 被覆管内面温度 (°C)

K_C : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C)

d_{Ci} : 被覆管内径 (cm)

(iv) 燃料表面温度

燃料表面温度は以下の式により計算する。

$$T_S = T_{Ci} + \frac{ql}{h_g \cdot \pi (d_p + d_{Ci})/2}$$

ここで T_S : 燃料表面温度 (°C)

h_g : ギャップ熱伝達率 (W/cm²/°C)

d_p : ペレット直径 (cm)

(v) 燃料最高温度

燃料最高温度は以下の式により計算する。なお、燃料ペレットの相変化及び密度変化を考慮する。

$$\int_{T_s}^{T_p} k dT = \frac{ql}{4\pi}$$

ここで T_p : 燃料最高温度 (°C)

k : ペレット熱伝導度 (W/cm/°C)

また、限界照射試験用要素の被覆管に開孔が生じ、その開孔部から核分裂生成ガスが放出された場合の影響は、被覆管表面温度を算出する式において考慮する。

照射燃料集合体の熱設計計算では、以下の (i) ~ (vii) に示す式を用いる。なお、内壁構造容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。また、先行試験用要素の被覆管温度については、内壁構造容器の温度から内壁構造容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。密封構造容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。また、基礎試験用要素の被覆管温度については、密封構造容器の温度から密封構造容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。照射用実験装置の熱設計は、照射燃料集合体と同様に行うこととし、外側容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。また、照射燃料キャプセル温度については、外側容器の温度から外側容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。照射物の温度については、以下の燃料最高温度と同様に計算する。

(i) 冷却材温度

冷却材温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Na} = T_{IN} + \frac{1}{W \cdot C_p} \int_0^x ql(x) dx$$

ここで T_{Na} : 冷却材温度 (°C)

$ql(x)$: 線出力密度 (W/cm)

W : 冷却材流量 (g/s)

C_p : 冷却材比熱 (W · s/g/°C)

T_{IN} : 冷却材入口温度 (°C)

x : 炉心下端からの距離 (軸方向距離) (cm)

(ii) 被覆管表面温度

被覆管表面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Co} = T_{Na} + \frac{D_e}{K_{Na}} \cdot \frac{1}{Nu} \cdot \frac{ql}{\pi d_{Co}}$$

ここで T_{Co} : 被覆管表面温度 (°C)

D_e : 水力等価直径 (cm)

d_{Co} : 被覆管外径 (cm)

K_{Na} : 冷却材熱伝導度 (W/cm/°C)

Nu : ヌセルト数

(iii) 被覆管内面温度

被覆管内面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Ci} = T_{CO} + \frac{\ln(d_{Co}/d_{Ci}) \cdot ql}{2\pi K_C}$$

ここで T_{Ci} : 被覆管内面温度 (°C)

K_C : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C)

d_{Ci} : 被覆管内径 (cm)

(iv) 燃料表面温度

燃料表面温度は以下の式により計算する。

$$T_S = T_{Ci} + \frac{ql}{h_g \cdot \pi(d_p + d_{Ci})/2}$$

ここで T_S : 燃料表面温度 (°C)

h_g : ギャップ熱伝達率 (W/cm²/°C)

d_p : ペレット直径 (cm)

(v) 燃料最高温度

溶融温度に達しない範囲の燃料最高温度は以下の式により計算する。なお、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料では、燃料ペレットの相変化及び密度変化を考慮する。

$$\int_{T_S}^{T_p} k dT = \frac{ql}{4\pi}$$

ここで T_p : 燃料最高温度 (°C)

k : 燃料熱伝導度 (W/cm/°C)

(vi) 燃料溶融半径

先行試験用要素 (溶融あり) の燃料溶融半径は、以下の式により計算する。

$$\int_{T_S}^{T_m} k dT = \frac{ql}{4\pi} \left(1 - \frac{r_m^2}{r_o^2} \right)$$

ここで r_m : 燃料溶融半径 (cm)

T_m : 燃料の溶融温度 (°C)

r_o : 燃料半径 (cm)

(vii) 燃料溶融割合

先行試験用要素 (溶融あり) の燃料溶融割合は、以下の式により計算する。

$$V_m = \frac{r_m^2}{r_o^2}$$

ここで V_m : 燃料溶融割合

(2) 物性定数

熱設計計算における物性定数は、第 3.5.1 表に示す値を使用する。また、先行試験用要素及び基礎試験用要素の被覆管については、オーステナイト系ステンレス鋼の場合は

オーステナイト系ステンレス鋼の、フェライト系ステンレス鋼（マルテンサイト系ステンレス鋼及びフェライト-マルテンサイト系ステンレス鋼を含む。）の場合は高速炉用フェライト系ステンレス鋼の物性定数を使用する。

3.5.4 出力分布

熱設計計算では、第3.4.5表に示す出力ピーキング係数を使用する。なお、照射燃料集合体及び照射用実験装置の出力ピーキング係数は、炉心燃料集合体のそれを上回ることはない。

3.5.5 冷却材流量配分

炉心燃料集合体の冷却材流量配分は、炉心を5分割してそれぞれの流量領域の炉心燃料集合体の被覆管最高温度が均一になるよう、炉心支持板の連結管のオリフィスと炉心燃料集合体のエントランスノズルのオリフィスとの組合せにより行う。

照射燃料集合体の冷却材流量配分については、炉心燃料集合体のそれと同様に行うが、必要に応じて照射燃料集合体等の内部に設ける流量調節機構により行う。照射用実験装置の冷却材流量配分については、照射燃料集合体のそれと同様に行う。

標準平衡炉心の各流量領域における炉心燃料集合体の冷却材流量配分及び最大出力を第3.5.2表に示す。

3.5.6 工学的安全係数

熱設計計算における工学的安全係数は、燃料ペレット、被覆管、冷却材等の温度上昇の最大値を求めるための係数であり、炉心燃料集合体にあつては、製作公差、物性定数のばらつき、出力分布の不確かさ、冷却材の温度及び流量等の変動、原子炉熱出力の測定誤差等を含み、照射燃料集合体にあつては、燃料仕様によらず共通する原子炉熱出力の測定誤差等を含む⁽³⁾。なお、照射燃料集合体にあつては、「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27条に基づく設計及び工事の計画の認可申請の段階において、製作する燃料要素の仕様を踏まえ、燃料仕様に依存する項目について個別に工学的安全係数を定める。熱設計計算に用いる炉心燃料集合体及び照射燃料集合体の工学的安全係数を以下に示す。照射用実験装置にあつては、照射燃料集合体と同じとする。

工学的安全係数

炉心燃料集合体

燃料ペレット 約 1.19

被覆管 約 1.19

冷却材 約 1.18

照射燃料集合体 1.05

3.5.7 過出力因子

過出力因子は、運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが達し得る最高温度及びペレット最大熔融割合を求めるための因子である。熱設計計算に用いる過出力因子を以下に示

す。照射用実験装置にあつては、照射燃料集合体と同じとする。

過出力因子

炉心燃料集合体 1.07

照射燃料集合体 1.08

ただし、A型用炉心燃料要素については 1.07

3.5.8 熱特性主要目

熱設計計算に用いる熱特性の主要目を第3.5.3表に示す。

3.5.9 評価

炉心燃料集合体及び照射燃料集合体の定格出力時における燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度並びに過出力時における燃料最高温度の評価結果を第3.5.4表に示す。

また、照射用実験装置の定格出力時における照射試料キャプセル最高温度、外側容器最高温度及び冷却材最高温度等の評価結果を第3.5.4表に併せて示す。定格出力時及び過出力時における照射物最高温度にあつては、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、定格出力時の最大線出力密度を制限するとともに、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあつても、熔融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないようにすることができる。

なお、運転時の異常な過渡変化時における被覆管最高温度及び冷却材最高温度の解析結果は、添付書類10の「2. 運転時の異常な過渡変化」に示すとおりであり、また、運転時の異常な過渡変化時における内壁構造容器最高温度及び密封構造容器最高温度は、「3.7.3.5 評価」の「(3) 燃料集合体」に示す事故時の密封構造容器の到達温度を超えない。照射用実験装置の外側容器にあつても同じである。運転時の異常な過渡変化時における照射試料キャプセルにあつては、運転時の異常な過渡変化時におけるⅢ型限界照射試験用要素の被覆管最高温度と同じである。設計基準事故時における照射用実験装置の外側容器最高温度は、「3.7.3.5 評価」の「(3) 燃料集合体」に示す事故時の密封構造容器の到達温度と同じである。設計基準事故時における照射試料キャプセルにあつては、設計基準事故時におけるⅢ型限界照射試験用要素の被覆管最高温度と同じである。設計基準事故時における照射物最高温度にあつては、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、定格出力時の最大線出力密度を制限するとともに、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、熔融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないようにすることができる。

3.5.10 参考文献

- (1) H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulic analysis of fast reactor fuel subassembly with porous blockages", ISSCA-4(1997), p. 323-333.
- (2) 大高雅彦他、「サブチャンネル解析コードASERE-IIIの検証」、PNC-TN9410 96-212 (1996)
- (3) 池上哲雄他、「(XIV) ホットスポットファクターの見直し」、日本原子力学会昭和59年度炉物理・炉工学分科会予稿集A 5 3 (1984)

- (4) M.Kato et al., “Physical Properties and Irradiation Behavior Analysis of Np- and Am-Bearing MOX Fuels” , J.Nucl. Sci.Technol., 48:4, 646-653 (2011)
- (5) “Mechanical and Physical Properties of the Austenitic Chromium-Nickel Stainless Steels at Elevated Temperatures” , The International Nickel Company (1963)
- (6) 揃政敏他、「高速炉用フェライト系ステンレス鋼燃料被覆管物性及び特性評価（「常陽」IV型特殊燃料要素用被覆管）」、PNC-TN9430 90-003 (1990)
- (7) O.E.Dwyer et al., At. Energy Rev. 4,3 (1966)
- (8) R.N.Lyon, “Chem. Eng. Progr.” , 47, 75/79 (1951)
- (9) G. H. Golden et al., “THERMOPHYSICAL PROPERTIES OF SODIUM” , ANL-7323 (1967)

第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (1/3)

項目	物性定数	出典
燃料ペレット熱伝導度	プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料 $\lambda = \frac{1-p}{1+0.5p} \cdot \lambda_0$ $\lambda_0 = \frac{1}{0.01595 + 2.713x + 0.35834m + 0.06317Np + (2.493 - 2.625x) \times 10^{-4}T} + \frac{1.541 \times 10^{11}}{T^{2.5}} \cdot \exp\left(-\frac{15220}{T}\right)$ λ : 気孔率 p における燃料ペレット熱伝導度 (W/m/K) λ ₀ : 100%TD における熱伝導度 (W/m/K) p : 気孔率 (=1-ρ) $\left[\begin{array}{l} \rho = 0.99 \text{ (柱状晶領域)} \\ \rho = 0.97 \text{ (等軸晶領域)} \end{array} \right. \left. \begin{array}{l} 1,900^\circ\text{C} \leq T_p \\ 1,400^\circ\text{C} \leq T_p < 1,900^\circ\text{C} \\ T_p < 1,400^\circ\text{C} \end{array} \right]$ ρ = 燃料ペレット初期密度 (不変化領域) T : 燃料ペレット温度 (K) X : 2.00- 0/M 0/M : 化学量論比 Am : Am 含有率 Np : Np 含有率	加藤らの式 ⁽⁴⁾

第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (2/3)

項目	物性定数	出典
ギヤップ熱伝達率	炉心燃料集合体の場合 $hg=0.70$ 照射燃料集合体の場合 $hg = \frac{C1 + C2Q}{G_0 - C3D_{pin}Q + C4}$ hg : ギヤップ熱伝達率 ($W/cm^2/^\circ C$) G_0 : 製造時直径ギヤップ幅 (cm) D_{pin} : 製造時被覆管内径 (cm) Q : 線出力 (W/cm) $C1 \sim C4$ は照射試験及び物性値から評価し設定される係数で、以下の通り。 $C1$: ギヤップ部のガス熱伝導度由来する係数 ($W/cm/^\circ C$) $C2$: 燃料ペレットの熱膨張係数由来する係数 ($1/^\circ C$) $C3$: 燃料ペレットの熱膨張係数由来する係数 (cm/W) $C4$: 温度ジャンプ距離由来する係数 (cm)	
被覆管熱伝導度	オーステナイト系ステンレス鋼 $K_c = 0.132 + 1.3 \times 10^{-4} T_c$ K_c : 被覆管熱伝導度 ($W/cm/^\circ C$) T_c : 被覆管温度 ($^\circ C$) 高速炉用フェライト系ステンレス鋼 $K_c = (25.475 - 2.038 \times 10^{-2} T_c + 1.665 \times 10^{-4} T_c^2 - 3.040 \times 10^{-7} T_c^3 + 1.727 \times 10^{-10} T_c^4) \times 10^{-2}$ K_c : 被覆管熱伝導度 ($W/cm/^\circ C$) T_c : 被覆管温度 ($^\circ C$)	International Nickel Company ⁽⁵⁾ PNC-TN9430 90-003 ⁽⁶⁾

第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (3/3)

項目	物性定数	出典
被覆管表面熱伝達率	$h_{fi,lm} = \left[\frac{K_N}{D} \right] Nu$ <p> $h_{fi,lm}$: 被覆管表面熱伝達率 (cal/cm²/s/°C) D : 水力等価直径 (cm) K_N : 冷却材熱伝導度 (cal/cm/s/°C) Nu : ヌセルト数 $Nu = 7.0 + 0.025Pe^{0.8}$ Pe : ペクレ数 </p>	Dwyer の式 ⁽⁷⁾ Lyon の式 ⁽⁸⁾
冷却材比熱	$C_p = 0.3433 - 1.387 \times 10^{-4} T_N + 1.106 \times 10^{-7} T_N^2$ C_p : 冷却材比熱 (cal/g/°C) T_N : 冷却材温度 (°C)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材密度	$\gamma = 0.9500 - 2.298 \times 10^{-4} T_N - 1.461 \times 10^{-8} T_N^2 + 5.638 \times 10^{-12} T_N^3$ γ : 冷却材密度 (g/cm ³) T_N : 冷却材温度 (°C) (100°C ~ 1,400°C)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材粘性係数	$\log \mu = -1.4892 + 220.65 / T_N - 0.49251 \log T_N$ μ : 冷却材粘性係数 (g/cm/s) T_N : 冷却材温度 (K)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材熱伝導度	$K_N = 0.93978 - 3.2505 \times 10^{-4} T_N + 3.6192 \times 10^{-8} T_N^2$ K_N : 冷却材熱伝導度 (W/cm/°C) T_N : 冷却材温度 (°F)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材エンタルピー	$H = 1.628393 T_N - 4.16517 \times 10^{-4} T_N^2 + 1.534903 \times 10^{-7} T_N^3 - 554.5873$ H : 冷却材エンタルピー (W・s/g) T_N : 冷却材温度 (K)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾

第 3.5.2 表 標準平衡炉心の各流量領域における冷却材流量配分及び最大出力

(炉心燃料集合体)

流量領域	炉心燃料集合体 個数	炉心燃料集合体当たり の流量 (kg/s)	炉心燃料集合体 最大出力 (MW)
1	5	8.80	1.64
2	12	8.76	1.58
3	12	8.27	1.65
4	24	7.81	1.49
5	22	6.85	1.24
合計	75	586.7	—

第 3.5.3 表 熱特性主要目

原子炉熱出力	100MW	
1 次冷却材全流量	約 2,700t/h	
原子炉入口冷却材温度	約 350℃	
原子炉出口冷却材温度	約 456℃	
原子炉プレナム最高圧力	約 4kg/cm ² [gage] (約 0.39MPa[gage]) *1	
燃料要素最大線出力密度	定格出力時	過出力時
炉心燃料集合体 炉心燃料要素	約 330W/cm	約 360W/cm
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	約 480W/cm	約 520W/cm
IV型特殊燃料要素	約 500W/cm	約 540W/cm
III型限界照射試験用要素	約 480W/cm	約 520W/cm
IV型限界照射試験用要素	約 500W/cm	約 540W/cm
先行試験用要素	約 1,000W/cm	約 1,080W/cm
基礎試験用要素	約 600W/cm	約 650W/cm
A型用炉心燃料要素	約 330W/cm	約 360W/cm
限界照射試験用補助要素	約 480W/cm	約 520W/cm
照射試料最大線出力密度	定格出力時	過出力時
照射用実験装置 照射試料	約 1,000W/cm	約 1,080W/cm

*1：水頭圧を除く。

第3.5.4表 熱特性解析結果 (1/3)

	燃料最高温度		被覆管最高温度 (肉厚中心)	冷却材最高温度
	定格出力時	過出力時		
炉心燃料集合体				
炉心燃料要素 (内側)	約2,300°C	約2,410°C	620°C以下	約600°C
炉心燃料要素 (外側)	約2,300°C	約2,410°C	620°C以下	約600°C

第3.5.4表 熱特性解析結果 (2/3)

	燃料最高温度			燃料最大溶解割合	
	定格出力時	過出力時	限界照射試験用要素の被覆管開孔時	定格出力時	過出力時
照射燃料集合体					
III型特殊燃料要素	約2,480℃	約2,590℃	—	—	—
IV型特殊燃料要素	約2,520℃	約2,630℃	—	—	—
III型限界照射試験用要素	約2,430℃	約2,560℃	約2,460℃	—	—
IV型限界照射試験用要素	約2,520℃	約2,630℃	約2,540℃	—	—
先行試験用要素	溶解温度以下*1	溶解温度以下*1	—	約20%*2	約30%*2
基礎試験用要素	溶解温度以下	溶解温度以下	—	—	—
A型用炉心燃料要素	約2,300℃	約2,410℃	—	—	—
限界照射試験用補助要素	約2,430℃	約2,560℃	約2,580℃	—	—
	被覆管最高温度(肉厚中心) *3				
	定格出力時				
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	C型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時	照射用実験装置 装填時
照射燃料集合体					
III型特殊燃料要素	約700℃	約700℃	約700℃	約700℃	—
IV型特殊燃料要素	約610℃	約610℃	約610℃	約610℃	—
III型限界照射試験用要素	約750℃	約700℃	—	約700℃	—
IV型限界照射試験用要素	約660℃	約610℃	—	約610℃	—
先行試験用要素	—	約750℃	—	—	—
基礎試験用要素	—	約750℃	—	—	—
A型用炉心燃料要素	620℃以下	—	—	—	—
限界照射試験用補助要素	—	約700℃	—	約700℃	—
内壁構造容器	—	約675℃	—	—	—
密封構造容器	—	約675℃	—	—	—
照射用実験装置	—	—	—	—	—
照射燃料キャプセル	—	—	—	—	約750℃
外側容器	—	—	—	—	約675℃

第3.5.4表 熱特性解析結果 (3/3)

	被覆管最高温度 (肉厚中心)			
	限界照射試験用要素の被覆管の開孔時			
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時
照射燃料集合体				
III型限界照射試験用要素	約820℃	約760℃	約760℃	約760℃
IV型限界照射試験用要素	約700℃	約650℃	約650℃	約650℃
限界照射試験用補助要素	—	約810℃	約810℃	約810℃
	冷却材最高温度			
	定格出力時			
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	C型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時
照射燃料集合体				
III型特殊燃料要素	約690℃	約690℃	約690℃	約690℃
IV型特殊燃料要素	約600℃	約600℃	約600℃	約600℃
III型限界照射試験用要素	約740℃	約690℃	—	—
IV型限界照射試験用要素	約650℃	約600℃	—	—
先行試験用要素	—	約670℃*4	—	—
基礎試験用要素	—	約670℃*5	—	—
A型用炉心燃料要素	約600℃	—	—	—
限界照射試験用補助要素	—	約690℃	—	約690℃
照射用実験装置	—	—	—	約670℃*6

* 1 : 酸化物燃料を除く。

* 2 : 酸化物燃料の場合。

* 3 : 内壁構造容器及び密封構造容器または密封構造容器の最高温度。

照射燃料キャプセルにあっては、照射燃料キャプセルの最高温度。

外側容器にあっては、外側容器の最高温度。

* 4 : 内壁構造容器を冷却する冷却材の値。

* 5 : 密封構造容器を冷却する冷却材の値。

* 6 : 外側容器を冷却する冷却材の値。

3.6 動特性

3.6.1 設計方針

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。

なお、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、原子炉施設は、原子炉制御系として、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、及び通常運転時の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有する。

3.6.2 計算方法

動特性に係る計算には、動特性解析コードMIMIR⁽¹⁾を使用する。計算モデルの概要を以下に示す（第3.6.1図参照）。

- (1) 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。
- (2) 炉心の熱特性の計算には、燃料要素1本で代表させた1チャンネルモデルを使用する。チャンネル内部の燃料の温度については、半径方向及び軸方向に多分割した2次元円筒モデルにより求める。また、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。
- (3) 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。
- (4) 原子炉制御系として、原子炉冷却材温度制御系を模擬する。また、必要に応じて、原子炉保護系を模擬し、原子炉保護系の作動により、1次主冷却系及び2次主冷却系の冷却材流量が変化する場合には、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、その変化を計算する。

3.6.3 評価

代表的な過渡応答計算結果を以下に示す。炉心は、反応度や主冷却器空気流量のステップ状の変化に起因する出力振動が発生した場合にあっても、固有の出力抑制効果及び原子炉冷却材温度制御系の適切な応答動作等により、原子炉の出力、原子炉入口冷却材温度、原子炉出口冷却材温度等の主要諸変数を、十分な減衰性をもたせて安定に制御することができる。

(1) 反応度のステップ状変化に対する応答

通常運転時に、 -10ϕ の反応度がステップ状に投入された際の過渡応答計算結果を第3.6.2図、第3.6.3図に示す。原子炉の出力は、負の反応度投入により急速に低下するが、燃料、冷却材及び構造材の温度低下に伴う正の反応度フィードバックにより、その低下量は抑制され、約89%で安定する。その後、原子炉冷却材温度制御系が動作しない場合には、原子炉出力の低下に伴う原子炉入口冷却材温度の低下による正の反応度の投

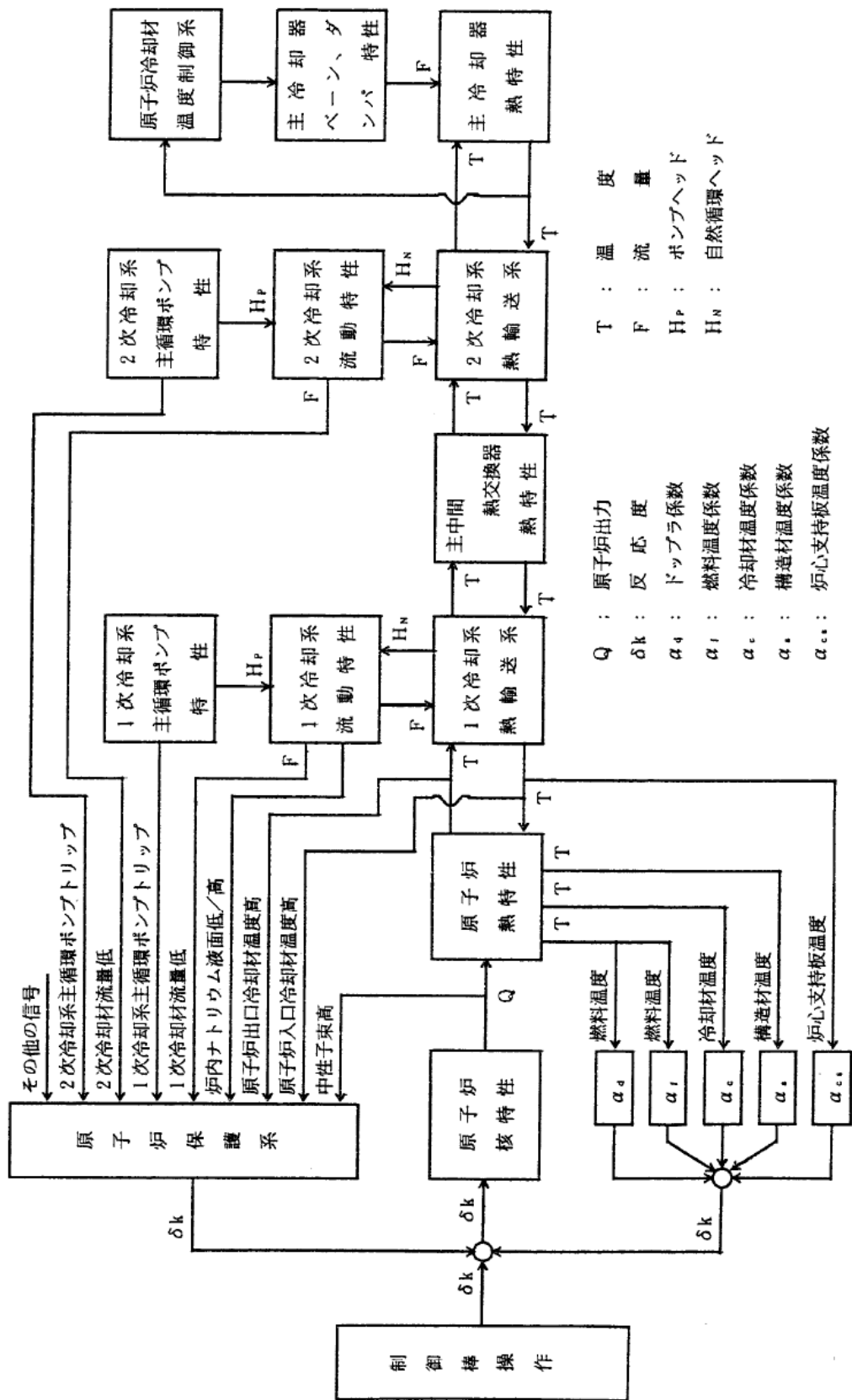
入により、原子炉出力は緩やかに約 98%まで上昇する。一方、原子炉冷却材温度制御系が動作する場合には、主冷却器空気流量が減少して原子炉入口冷却材温度の低下幅が小さくなり、原子炉出力は緩やかに約 91%まで上昇する。

(2) 主冷却器空気流量のステップ状変化に対する応答

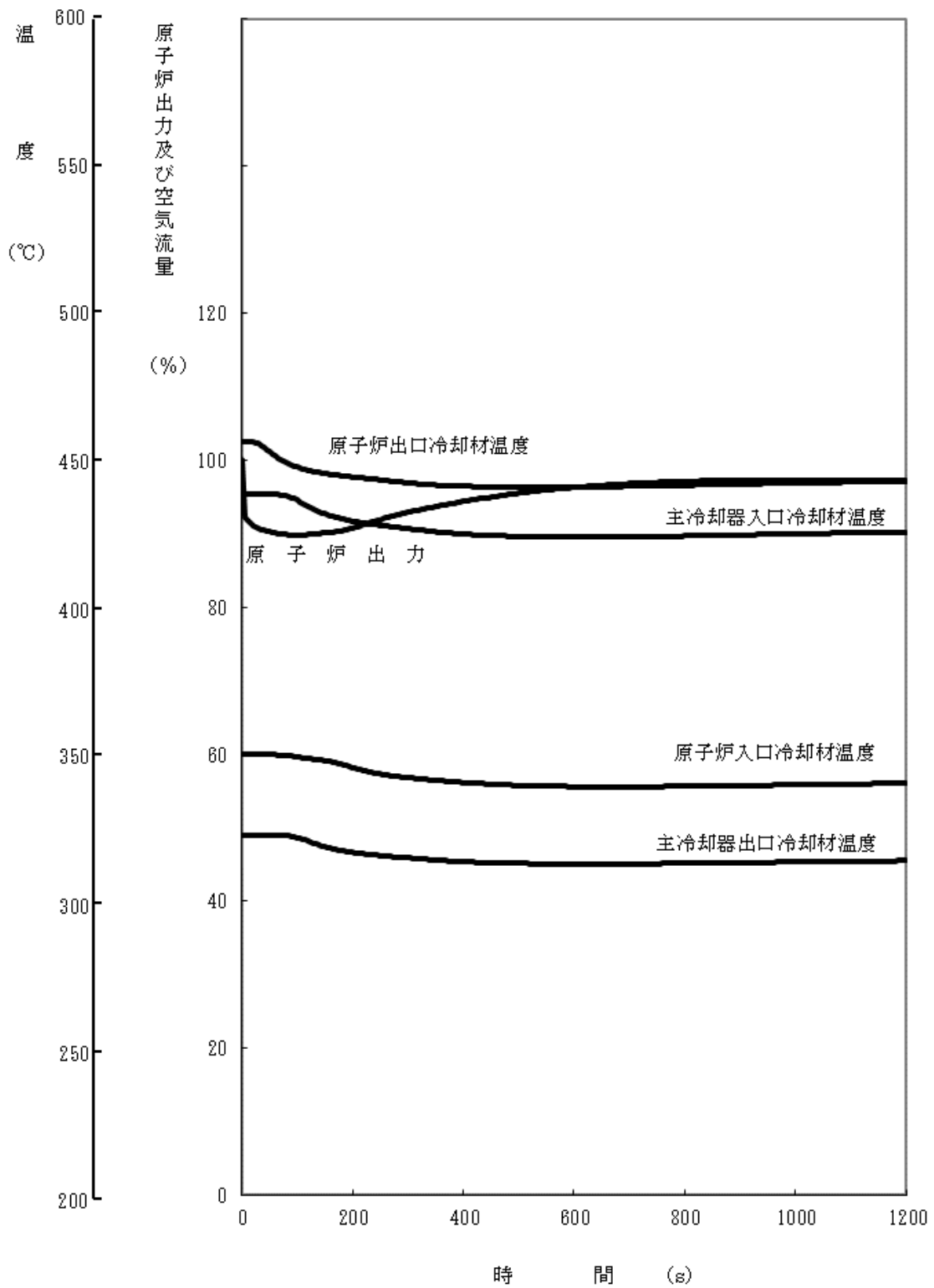
通常運転時に、1 ループの主冷却器空気流量がステップ状に 10%減少した際の過渡応答計算結果を第 3.6.4 図に示す。主冷却器の除熱量の減少により、原子炉入口冷却材温度が緩やかに約 8°C上昇するが、冷却材、構造材の温度上昇に伴う負の反応度フィードバックにより、原子炉の出力は緩やかに約 97%まで低下する。

3.6.4 参考文献

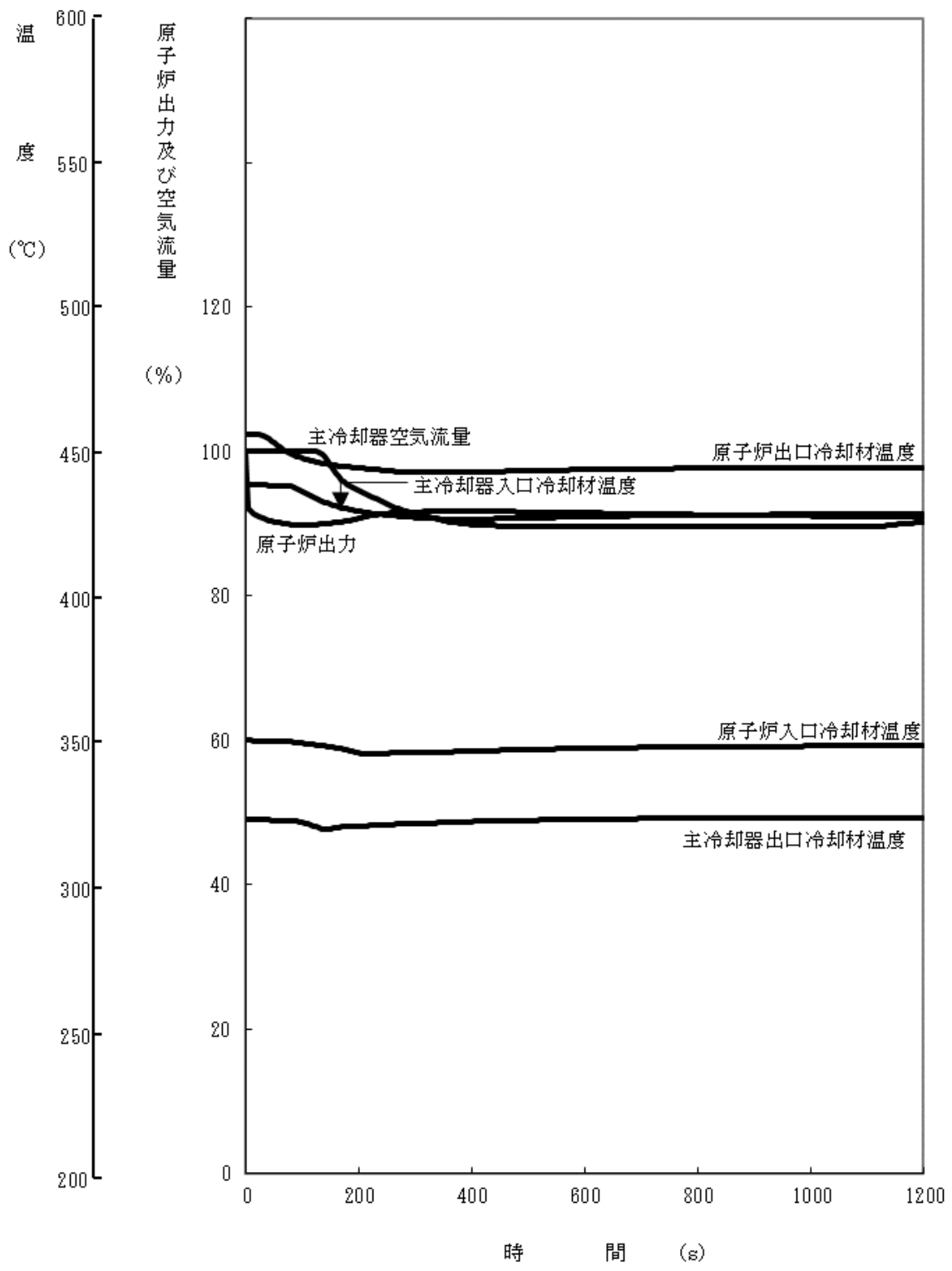
- (1) 動力炉・核燃料開発事業団、「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」、PNC TN241 85-12(1985)



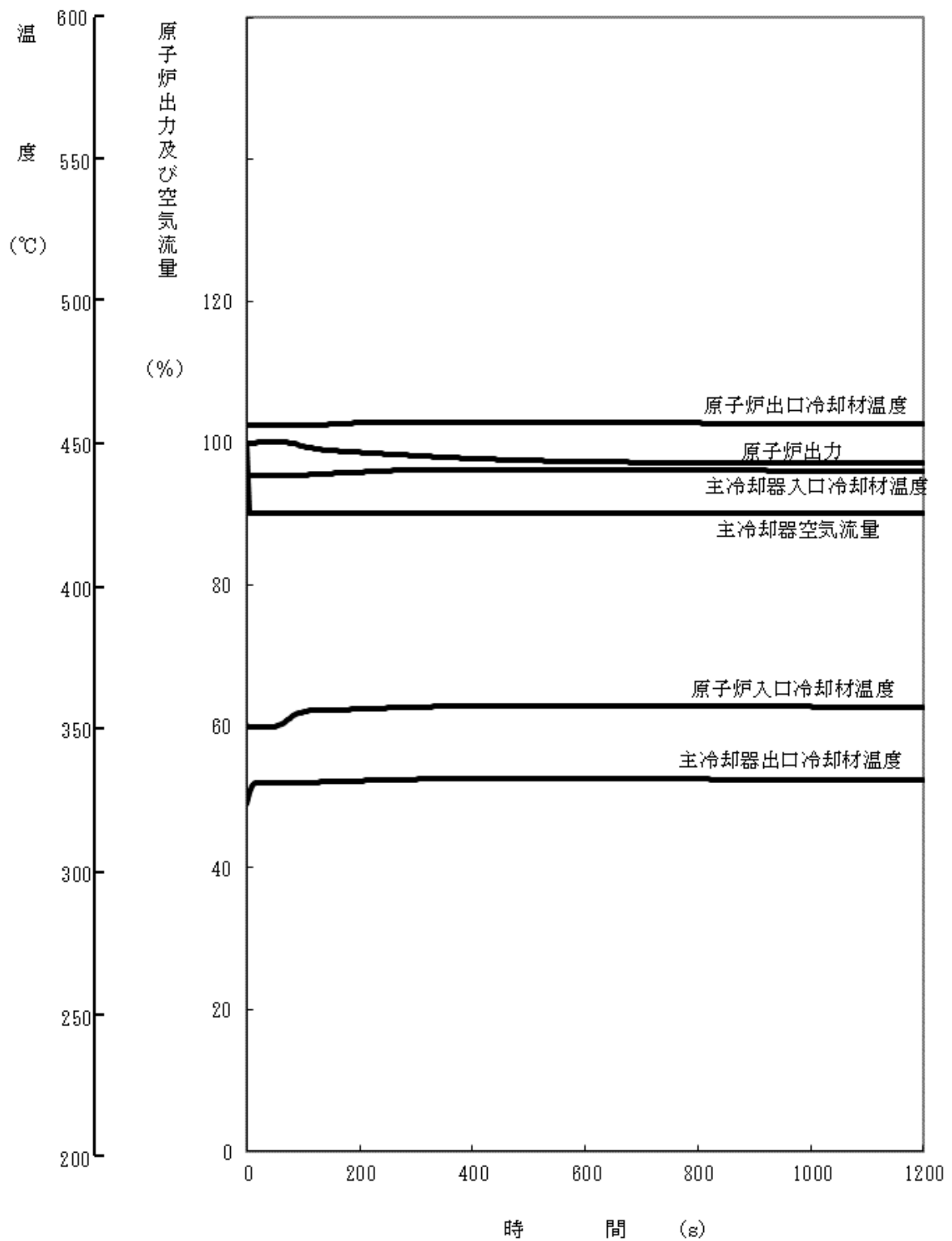
第 3.6.1 図 動特性解析モデル概略図



第 3.6.2 図 反応度 -10ϕ のステップ変化に対する応答
 (原子炉冷却材温度制御系: OFF)
 [熱出力: 100MW]



第 3.6.3 図 反応度 -10ϕ のステップ変化に対する応答
 (原子炉冷却材温度制御系 : ON)
 [熱出力 : 100MW]



第 3.6.4 図 主冷却器空気流量-10%のステップ変化に対する応答
 (原子炉冷却材温度制御系：OFF)
 [熱出力：100MW]

3.7 燃料集合体

3.7.1 概要

燃料集合体は、炉心燃料集合体及び照射燃料集合体から構成する。

炉心燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の炉心燃料集合体に加わる負荷に耐え、かつ、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないように設計する。照射燃料集合体は、設計基準事故時において、照射燃料集合体が破損した場合においても、原子炉を安全に停止するために必要な機能及び炉心の冷却機能を損なうおそれがないように、また、輸送中又は取扱中において、著しい変形が生じないように設計する。炉心燃料集合体は、核分裂性プルトニウム富化度等が異なる内側燃料集合体と外側燃料集合体の2種類から構成する。

照射燃料集合体は、高速増殖炉用燃料の開発及び高速炉用燃料の設計精度の向上に使用するものであり、構造がそれぞれ異なるA型、B型、C型及びD型照射燃料集合体の4種類から構成する。なお、一部の照射試験にあっては、炉心燃料集合体の設計方針に定める制限を超え、又は、超える可能性のある場合がある。これらの照射試験には、燃料要素の被覆管が開孔する可能性のある条件で照射を行う限界照射試験、照射挙動が不明確な材料を燃料材に用いた燃料要素を照射する先行試験、及び照射挙動が不明確な材料を被覆材に用いた燃料要素を照射する基礎試験がある。

3.7.2 炉心燃料集合体

3.7.2.1 設計方針

(1) 燃料要素

燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。このため、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の方針を満足するように燃料要素の設計を行う。なお、設計に当たっては、燃料密度変化、核分裂生成ガスの生成及び放出、被覆管のクリープ及びスエリング、燃焼に伴って変化する他の諸性質の効果等を考慮する。

- (i) 燃料最高温度は、2,650℃以下となるように設計する。
- (ii) 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。
- (iii) 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低く設計する。
- (iv) 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。この時、当該基準に準拠して設定した620℃におけるSUS316相当ステンレス鋼の S_m 値は176N/mm²、高Niオーステナイト系ステンレス鋼(A)の S_m 値は201N/mm²である。
- (v) 累積疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるよう設計する。なお、設計疲労曲線は、ASME Sec. IIIに準拠した曲線を使用する。

(2) 燃料集合体

燃料集合体は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより、その健全性を確保する。また、燃料集合体が他の構成部品の機能を阻害することがないようにする。このため、以下の方針を満足するように燃料集合体を設計する。

(i) 燃料集合体の輸送中又は取扱中に受ける通常の荷重に対して、十分な強度を有するように設計する。

(ii) 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料集合体の構成部品にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。

3.7.2.2 使用条件

炉心燃料集合体の使用条件を第 3.7.1 表に示す。

3.7.2.3 主要設備

(1) 燃料要素

燃料要素の主要仕様を第 3.7.2 表に示す。燃料要素は、燃料材を有する炉心燃料要素（内側）及び炉心燃料要素（外側）の 2 種類から構成する。炉心燃料要素は、第 3.7.1 図に示すように、燃料ペレット（プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット）を被覆管に挿入し、その上下に熱遮へいペレット（ウラン酸化物焼結ペレット（劣化ウラン））を、上部の熱遮へいペレットの上部に上部反射体ペレット、プレナムスプリング及びプレナムスリーブを入れ、また、下部の熱遮へいペレットの下部に下部反射体ペレットを入れて、両端に端栓を溶接した密封構造とし、内部にヘリウムガスを封入したものとする。

燃料ペレットは、プルトニウム・ウラン混合酸化物粉末を円柱状にプレス成形し、約 94%理論密度になるよう焼結したものとする。燃料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆管との間には適当な間隙を確保し、かつ、上部反射体ペレットの上部にガスプレナムを設け、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス、燃料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆管との熱膨張差、燃焼に伴う燃料ペレットの密度変化等により、被覆管及び端栓溶接部に過大な応力が生じることを防止する。また、燃料ペレット、熱遮へいペレット及び上部・下部反射体ペレットが取扱中に移動することがないように、プレナムスリーブ及びプレナムスプリングによって支持する構造とする。

隣接する燃料要素間の間隙を保持するため、燃料要素にはワイヤスペーサを巻く。

(2) 燃料集合体

炉心燃料集合体の概略構造を第 3.7.2 図に示す。また、その主要仕様を第 3.7.3 表に示す。炉心燃料集合体は、燃料要素、ラップ管、ハンドリングヘッド、下部反射体及びエントランスノズル等から構成し、127 本の燃料要素を正三角格子状に配列して、これらをラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。

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、その下部端栓に差し込まれた板状のノックバーを、エントランスノズルに溶接

された正六角形の組枠に固定することにより支持される。ハンドリングヘッドは、ラップ管の上部に溶接固定される。なお、ハンドリングヘッド下端と燃料要素上端との間には、燃料要素の膨張による干渉を防止するため、約 84mm の間隙を設ける。また、下部反射体は、6 枚の羽根を有するスクリュ形状とし、エントランスノズルに固定する。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る。

3.7.2.4 評価

(1) 構成材料

燃料ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆管及び充填ガス（ヘリウムガス）に対して化学的に不活性であり、核分裂生成物を保持する能力がある。

ステンレス鋼は、吸収断面積が小さく中性子経済性に優れ、燃料ペレットと被覆管の相互作用及び被覆管の内外圧力差による変形に十分耐える強度を有し、1次冷却材、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料、核分裂生成物等に対して高い耐食性を有し、かつ、高い信頼性を有する材料である。なお、設計降伏点（ S_y ）、設計引張強さ（ S_u ）などの短時間強度に及ぼす主な環境効果として、高速中性子による照射効果とナトリウム浸漬による効果がある。このうち、照射効果については、約 500°C 以下では、フランクループ生成に伴う転位密度増加による硬化のため強度が上昇するのに対し、約 500°C 以上では、主に冷間加工組織の回復、軟化のため強度低下が生ずる。一方、ナトリウム浸漬効果については、高温側で固溶元素のナトリウム中への選択的拡散溶出が生じることにより強度は低下する。被覆管の短時間強度はこの環境効果を考慮して設定する。また、被覆管の内圧クリープ破断強度も同様の環境効果を考慮して設定する。

(2) 燃料要素

燃料要素の性能評価は、核分裂生成ガスの生成及び放出、燃料ペレットの密度変化及び熱膨張、被覆管のスエリング、クリープ及び弾性変形、燃料ペレットと被覆管の相互作用等の原子炉運転中に生ずる諸現象を考慮して行う。本原子炉で使用する燃料要素と類似仕様の燃料要素の照射実績は、本燃料要素の過出力（定格出力に過出力因子を乗じた出力であって、燃料ペレットの最高温度が運転時の異常な過渡変化時に達する最高温度を包絡する出力をいう。以下同じ。）時の最大線出力密度である約 360W/cm を上回る線出力密度で、本燃料要素の燃料要素最高燃焼度を上回る約 110,000MWd/t の燃焼度が達成されており、また、本燃料要素の燃料要素最高燃焼度 90,000MWd/t 以上の燃焼度を達成した照射実績は多数あり、こうした高燃焼度までの燃料要素の健全性が確認されている。

原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性は以下のように保たれる。なお、内側燃料集合体の燃料要素と外側燃料集合体の燃料要素とは、燃料ペレットのプルトニウム混合比等がわずかに異なるのみで、その他の寸法、構造、材料等の仕様及び炉内使用条件が同様であるので、それぞれの評価結果に有意な差が生じることはない。

(i) 燃料最高温度

燃料最高温度は、「3.5.3 計算方法」に基づいた解析により、定格出力時最大線出力密度約 330W/cm において約 2,300°C、過出力時最大線出力密度約 360W/cm において約 2,410°C であり、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料の融点⁽¹⁾に原子炉内における使用期間中の変化を考慮して設定した燃料最高温度に関する熱設計基準値 2,650°C を超えることはない。

(ii) 被覆管の歪

被覆管の外径は、高速中性子照射下における核分裂生成ガスの蓄積による内圧に起因するクリープ変形、スエリング等により、原子炉内における使用期間中徐々に増加する。

被覆管の外径増加は主にクリープ及びスエリングに起因するが、その増加量は、前者によるものが燃焼末期で約 2.4% 以下、後者によるものが燃焼末期で約 1.8% 以下であり、原子炉内における使用期間中約 4.2% 以下に保つことができる。

なお、クリープ及びスエリングによる変形は、直接被覆管の健全性を損なうものではないことが照射実績により示されている。一方、1次冷却材流路断面積を確保して燃料集合体の健全性を保持するという観点からは、米国の EBR-II、仏国のラプソディ及びフェニックス等における照射実績により、7% 程度の外径増加は燃料集合体の健全性に問題がないことが確認されている。

(iii) 被覆管の内圧

被覆管内圧は、製造時に封入するヘリウムガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、約 0.2 である。なお、クリープ寿命分数和の計算において、核分裂生成ガスの蓄積量は当機構製造の燃料要素の照射試験により設定し、使用末期において 100% の核分裂生成ガスが放出するものとして評価する。

(iv) 被覆管の応力

被覆管の応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である 1次冷却材の運転圧力約 0.29MPa [gage] (約 3 kg/cm² [gage]) とがほぼ等しいので、被覆管応力は小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇し、被覆管には引張応力が生ずるが、ガスプレナムの体積を十分に大きくとっているため、燃焼末期においても過度に大きくなることはない。

さらに、燃料ペレットが膨張して被覆管に接触することにより応力が発生するが、燃料ペレットのクリープ並びに被覆管のクリープ及びスエリングによる応力緩和が生ずるので、過大な応力が発生することはない。なお、ハンドリングヘッド下端と燃料要素上端との間には、燃料要素の膨張による干渉を防止するため、約 84mm の間隙を設けているため、被覆管のクリープ、スエリング及び熱膨張による燃料要素の軸方向変位による応力は吸収される。

被覆管応力としては、これらの応力のほかに熱応力、地震による応力、わん曲拘束による応力、ワイヤスペーサとの接触による応力、流力振動による応力等を考慮するが、これらの応力を組み合わせた場合の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に

おける一次膜応力の最大値は $112\text{N}/\text{mm}^2$ であり、SUS 316 相当ステンレス鋼及び高 Ni オーステナイト系ステンレス鋼 (A) の S_m 値を下回る。

(v) 疲労サイクル

原子炉内における使用期間中に被覆管に生ずる熱応力及び内外圧力差による応力は、原子炉の起動停止や運転時の異常な過渡変化により変動し、応力サイクルが生ずる。これらによる疲労寿命分数和は、0.1 以下である。

この疲労寿命分数和にクリープ寿命分数和を加えた被覆管の累積損傷和は約 0.2 以下であり、設計上の制限値である 1.0 を下回る。

(3) 燃料集合体

燃料集合体には、輸送中又は取扱中、通常運転時並びに運転時の異常な過渡変化時に種々の荷重が加わるが、以下のように燃料集合体の健全性は確保される。なお、内側燃料集合体と外側燃料集合体とは、それぞれの燃料要素の仕様がほぼ同様であり、燃料集合体の寸法、構造、材料等の仕様及び炉内使用条件が同様であるので、それぞれの評価結果に有意な差が生じることはない。

(i) 輸送中又は取扱中における健全性

燃料集合体は、輸送中又は取扱中に加わる荷重として設定する 6G に対して十分な強度を有し、その機能が阻害されることはない。

(ii) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における健全性

燃料集合体には過大な応力がかからず、燃料要素にスパイラル状に巻いたワイヤスペーサにより、適切な冷却材流路が確保される。

被覆管のクリープ、スウェリング及び熱膨張による燃料要素の軸方向変位は、燃料要素の上端を自由に伸びられるようにすることにより吸収される。

燃料要素には 1 次冷却材の流動に伴う抗力が働くため、燃料要素の下端をロックバーにより固定する。

水流動試験及び高温ナトリウム中耐久試験の結果から、1 次冷却材の流動により燃料集合体が受ける影響が小さいことを確認している。

3.7.3 照射燃料集合体

3.7.3.1 設計方針

(1) 燃料要素

燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。このため、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の方針を満足するように燃料要素の設計を行う。ただし、試験用要素にあっては、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、計画された範囲でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、使用する試験用要素に応じて以下の方針を満足するよう設計する。

(i) III型及びIV型特殊燃料要素

a. 燃料最高温度は、 $2,680^\circ\text{C}$ 以下となるように設計する。

- b. 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。
 - c. 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリーブ破断を生じないように十分低く設計する。
 - d. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。
 - e. 累積疲労サイクルは、クリーブによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。
- (ii) III型及びIV型限界照射試験用要素
- a. 燃料最高温度は、熔融温度を超えないように設計する。
 - b. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管が著しく損傷しないよう、定格出力時の被覆管温度を制限する。
 - c. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用する。
 - d. 公称値及び工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。
- (iii) 先行試験用要素
- a. 燃料最高温度が熔融温度を超えないように設計する。ただし、酸化物燃料については、燃料熔融割合が30%を超えないように設計する。
 - b. 燃料部と被覆管との相互作用による被覆管の円周方向引張全歪は、第3.7.3図に示すS U S 3 1 6の破断時の円周方向引張塑性歪の実験データに十分な設計余裕を考慮した3%以内とする。
 - c. 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリーブ破断を生じないように十分低く設計する。
 - d. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。
 - e. 累積疲労サイクルは、クリーブによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。
- (iv) 基礎試験用要素
- a. 燃料最高温度が熔融温度を超えないように設計する。
 - b. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管が著しく損傷しないよう、定格出力時の被覆管温度を制限する。
 - c. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。
- (v) A型用炉心燃料要素
- a. 炉心燃料集合体の燃料要素の設計方針を満足するよう設計する。
- (vi) 限界照射試験用補助要素
- a. 燃料最高温度は、2,680℃以下となるように設計する。
 - b. 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。
 - c. 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリーブ破断を生じないように十分低く設計する。

- d. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。
- e. 累積疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。

(2) 燃料集合体

炉心燃料集合体の設計方針に準ずる。ただし、限界照射試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、コンパートメントの冷却材出口部は多数の小口径の孔とし、万一、限界照射試験用要素の開孔部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。また、先行試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、燃料熔融状態の先行試験用要素の被覆管の破損が生じた場合でも、内壁構造容器の健全性が確保される構造とするとともに、内壁構造容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とし、万一、先行試験用要素の被覆管の破損部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。基礎試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、基礎試験用要素の被覆管が開孔した場合でも、密封構造容器の健全性が確保される構造とする。

3.7.3.2 使用条件

照射燃料集合体の使用条件を第3.7.1表に示す。なお、限界照射試験、先行試験及び基礎試験においては、燃料要素を除き、照射燃料集合体を構成する部材等を適当な照射期間ごとに交換できるものとする。また、燃料破損検出系により、燃料要素の被覆管の開孔又は破損が検知された場合には、原子炉を停止し、当該照射燃料集合体を炉心から取り出すとともに、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が所定の値を超える場合には、当該廃ガスを貯留タンクに圧入貯蔵するものとする。

3.7.3.3 解析手法

(1) 燃料要素

燃料要素の解析は、「3.5.3 計算方法 (1)設計計算手法」及び追補1「3. 原子炉及び炉心」の追補の「VI. 照射燃料集合体に装填する燃料要素の設計」に基づいて行う。ただし、Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素並びに限界照射試験用補助要素の解析における、限界照射試験用要素の被覆管が開孔が生じその開孔部から核分裂生成ガスが放出された場合の影響は、被覆管表面温度を算出する式において考慮する。

(2) 燃料集合体

炉心燃料集合体の解析に準じて行う。ただし、試験用要素を装填した集合体にあつては、集合体に加わる種々の荷重に対して集合体の各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持されることについて、有限要素法構造解析コード等を用いて解析を行う。また、先行試験用要素又は基礎試験用要素を装填した集合体にあつては、試験用要素を装填する内壁構造容器又は密封構造容器に加わる種々の荷重に対して、内壁構造容器又

は密封構造容器の機能が保持されることについても解析を行う。

3.7.3.4 主要設備

(1) 燃料要素

燃料要素の主要仕様を第 3.7.2 表に示す。燃料要素は、寸法及び組成の異なる、Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素、Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素、先行試験用要素、基礎試験用要素、A型用炉心燃料要素（A型照射燃料集合体に装填するA型用炉心燃料要素（内側）及びA型用炉心燃料要素（外側）の2種類とする。）及び限界照射試験用補助要素の9種類から構成する。

これらの燃料要素は、燃料部を被覆管に挿入し、その上下に熱遮へい部（燃料部が金属燃料の燃料要素を除く。）を、上部の熱遮へい部の上にプレナムスプリング等（燃料部と被覆管との熱伝達を燃料要素内に充填するナトリウムで行うナトリウムボンド型の燃料要素及び燃料部が振動充填燃料の燃料要素を除く。）を入れ、両端に端栓を溶接した密封構造とし、内部に不活性ガスを封入する。

(2) 燃料集合体

照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図に、主要仕様を第 3.7.3 表に示す。照射燃料集合体は、炉心燃料集合体と同様に、燃料要素、ラップ管、ハンドリングヘッド及びエントランスノズル等から構成する。照射燃料集合体の種類は、燃料集合体の中央に試料部を設けたA型照射燃料集合体、燃料集合体内に数本のコンパートメントを納めたB型及びD型照射燃料集合体、炉心燃料集合体と同様な形状のC型照射燃料集合体の4種類とする。

コンパートメントは、照射燃料集合体の内部において独自に冷却材流量を設定できる二重の円筒管（ α 型コンパートメントにおいては、外管に六角管も用いる。）であり、その種類は装填する燃料要素の種類及び本数並びに構造及び主要寸法等の組合せにより α 型、 β 型、 γ 型及び δ 型コンパートメントの4種類に分類される。なお、 α 型及び γ 型コンパートメントは、燃料要素最大5本をピンタイロッドの周囲に配置し、ワイヤスペーサ等で燃料要素間を保持する構造とする。 β 型及び δ 型コンパートメントは、燃料要素1本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持する構造とする。先行試験用 γ 型コンパートメントは、燃料要素1本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持し、これを上部と下部にストレーナを有した管構造である内壁構造容器に装填し、この内壁構造容器を納めた構造とする。基礎試験用 γ 型コンパートメントは、燃料要素1本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持し、これを密封型の管構造である密封構造容器に装填し、この密封構造容器を納めた構造とする。照射燃料集合体の構造を以下に示す。

(i) A型照射燃料集合体

A型照射燃料集合体は、試料部の周囲に、ワイヤスペーサを巻いたA型用炉心燃料要素を炉心燃料集合体と同じ燃料要素ピッチで正三角格子状に配置して、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した

構造とする。

試料部は、燃料要素 7 本のバンドル（正三角格子状に配置した燃料要素の束）を二重のステンレス鋼の試料部六角管に納めたもの、**ないし** α 型又は β 型コンパートメントをステンレス鋼の試料部六角管に納めた構造とする。

A 型照射燃料集合体は、燃料材が占める体積比率が比較的大きいため、高い中性子束による照射試験ができる機能を有する。また、コンパートメントを有するものにあつては、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。

A 型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図及び第 3.7.5 図に示す。

(ii) B 型照射燃料集合体

B 型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、 γ 型コンパートメント 6 本を配し、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。B 型照射燃料集合体は、ほぼ同一の照射条件下でパラメトリックなデータを得ることができ、また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。

先行試験用 γ 型コンパートメント内には内壁構造容器 1 本が納められ、この内壁構造容器内に先行試験用要素を装填することにより、燃料熔融状態の先行試験用要素の被覆管が、万一、破損しても、先行試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えない構造とする。

基礎試験用 γ 型コンパートメント内には密封構造容器 1 本が納められ、この密封構造容器内に基礎試験用要素を装填することにより、基礎試験用要素の被覆管が開孔しても、基礎試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えない構造とする。

B 型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図及び第 3.7.6 図～第 3.7.8 図に示す。

(iii) C 型照射燃料集合体

C 型照射燃料集合体は、燃料要素最大 91 本のバンドルをステンレス鋼の試料部六角管に納め、これをラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。C 型照射燃料集合体は、同時に多数の照射データを得ることができ、燃料要素の健全性を統計的に確認できる機能を有する。

C 型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図及び第 3.7.9 図に示す。

また、照射条件をオンラインで計測するものにあつては、検出器を取り付け、計測線を炉外に引き出す構造とする。計測線付 C 型照射燃料集合体は、内側延長管、外側延長管、ハウジング等の上部構造により炉心上部機構に支持する。上部案内管、外側延長管及び内側延長管の間隙には、ステンレス鋼、炭化ほう素等の遮へい体を設ける。計測線付 C 型照射燃料集合体の試料部は、燃料交換時に回転プラグが回転できるように、下部案内管によりガイドして上部案内管に引き上げる。計測線は、照射試験終了後計測線付 C 型照射燃料集合体の取り出し時に、内側延長管と外側延長管により切断し、上部構造と切り離す。計測線付 C 型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.10 図に示す。

(iv) D型照射燃料集合体⁽²⁾

D型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、 γ 型コンパートメント6本、 δ 型コンパートメント18本、又は、これら2種類のコンパートメントを混在させて配し、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。D型照射燃料集合体は、ほぼ同一の照射条件下で燃料要素1本ごとに最大18のパラメータを設定して照射データを得ることができ、また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。

D型照射燃料集合体の概略構造を第3.7.4図及び第3.7.11図に示す。

3.7.3.5 評価

(1) 構成材料

燃料材であるプルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット、プルトニウム・ウラン混合炭化物焼結ペレット及びプルトニウム・ウラン混合窒化物焼結ペレット並びに熱遮へいペレットの材料であるウラン酸化物焼結ペレット、ウラン炭化物焼結ペレット及びウラン窒化物焼結ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆管(Ⅲ型特殊燃料要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼、Ⅳ型特殊燃料要素にあつては高速炉用フェライト系ステンレス鋼、Ⅲ型限界照射試験用要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼、Ⅳ型限界照射試験用要素にあつては高速炉用フェライト系ステンレス鋼、A型用炉心燃料要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼、限界照射試験用補助要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼)及び充填ガス(ヘリウム)に対して化学的に不活性であり、核分裂生成物を保持する能力がある。なお、プルトニウム・ウラン混合窒化物焼結ペレットは、照射中にごくわずかがプルトニウムと窒素に分離するが、その影響は無視できる程度である。また、先行試験用要素及び基礎試験用要素に装填する燃料材の種類のうち、金属燃料は、照射中にごくわずかが被覆管(ステンレス鋼)と反応する可能性があるが、その影響は無視できる程度である^{(3)~(12)}。

被覆管等に用いているステンレス鋼は、吸収断面積が小さく中性子経済に優れ、燃料ペレットと被覆管の相互作用及び被覆管の内外圧差による変形に十分耐える強度を有し、ナトリウム、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料、プルトニウム・ウラン混合炭化物燃料、プルトニウム・ウラン混合窒化物燃料及び核分裂生成物等に対して高い耐食性を有し、かつ、高い信頼性を有する材料である。ただし、Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素及び基礎試験用要素にあつては、被覆管の強度限界を超えると考えられる厳しい条件下(高燃焼度、高被覆管温度等)で照射を行うため、被覆管が開孔する可能性がある。

(2) 燃料要素

原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性は以下のように保たれる。

(i) Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素

a. 燃料最高温度

Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度（それぞれ 480W/cm 及び 500W/cm）においてそれぞれ約 2,480℃及び約 2,520℃であり、また、過出力時の最大線出力密度（それぞれ 520W/cm 及び 540W/cm）においてそれぞれ約 2,590℃及び約 2,630℃であり、設計方針を満足する。

b. 被覆管の内圧、応力等

Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスペナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、被覆管肉厚が最も薄い場合においても 1.0 未満である。

Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である 1 次冷却材の運転圧力約 0.29MPa[gage]（約 3kg/cm²[gage]）とがほぼ等しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料の Sm 値より十分小さい。

さらに、照射クリープ、スエリング等によるⅢ型及びⅣ型特殊燃料要素の被覆管の歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて十分小さい。

(ii) Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素

a. 燃料最高温度

Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度（それぞれ 480W/cm 及び 500W/cm）においてそれぞれ約 2,480℃及び約 2,520℃であり、また、過出力時の最大線出力密度（それぞれ 520W/cm 及び 540W/cm）においてそれぞれ約 2,590℃及び約 2,630℃であり、設計方針を満足する。一方、被覆管開孔時における燃料最高温度は、2,680℃を超えない。

b. 被覆管の内圧、応力等

Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素は、最高燃焼度に至るまでにクリープ寿命分数和が 1.0 を超えるよう設計されるため、被覆管が開孔に至る可能性がある。

(iii) 先行試験用要素

燃料部を溶融させない先行試験用要素について、設計仕様及び設計条件を第 3.7.4 表に、設計結果を第 3.7.5 表に示す。また、燃料部を溶融させる先行試験用要素について、設計仕様及び設計条件を第 3.7.6 表に、設計結果を第 3.7.7 表に示す。

a. 燃料最高温度

先行試験用要素の燃料材は、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあっても、燃料最高温度が溶融温度を超えない結果となる。また、一部の酸化物燃料にあつては、定格出力時に、燃料最高温度が溶融温度を超えるよう設計する場合があるが、同様に、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあっても、燃料溶融割合が 30%を超えない結果となる。

b. 被覆管の内圧、応力等

先行試験用要素の被覆管内圧は、燃料部から放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大きくとることにより、被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、1.0 未満である。

先行試験用要素の被覆管応力は、燃焼初期においては小さい。また、燃焼に伴って内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力は被覆管の材料の S_m 値より小さい。

さらに、各種の応力による累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて小さい。

c. 被覆管の歪（燃料溶融に伴う燃料と被覆管の相互作用による歪）

酸化物燃料の燃料溶融時に生じる被覆管の歪は、燃料溶融割合が 30% であっても、3% を超えることはない。

(iv) 基礎試験用要素

基礎試験用要素について、設計仕様及び設計条件を第 3.7.8 表に、設計結果を第 3.7.9 表に示す。

a. 燃料最高温度

基礎試験用要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度を制限することにより、過出力時にあっても溶融温度を超えることはない。

b. 被覆管の内圧、応力等

基礎試験用要素の被覆管内圧は、燃料部から放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力は被覆管の材料の S_m 値より小さい。クリープ寿命分数和は、最高燃焼度に至るまでに 1.0 を超えるよう設計することがあるため、この場合は、被覆管が開孔に至る可能性がある。

(v) A型用炉心燃料要素

炉心燃料集合体の燃料要素の評価結果と同様である。

(vi) 限界照射試験用補助要素

a. 燃料最高温度

限界照射試験用補助要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度 480 W/cm において約 2,480°C であり、また、過出力時の最大線出力密度 520W/cm において約 2,590°C であり、設計方針を満足する。一方、被覆管開孔時における燃料最高温度は、2,680°C を超えない。

b. 被覆管の内圧、応力等

限界照射試験用補助要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、隣接する限界照射試験用要素の被覆管開孔時のクリープ損傷を考慮し、被覆管肉厚が最も薄い場合においても 1.0 未満である。

限界照射試験用補助要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である 1 次冷却材の運転圧力約 0.29MPa [gage] (約 3kg/cm² [gage]) とがほぼ

等しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料の S_m 値より十分小さい。

さらに、照射クリープ、スエリング等による限界照射試験用補助要素の被覆管の歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて十分小さい。

(3) 燃料集合体

燃料集合体は、輸送中又は取扱中並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に種々の荷重が加わるが、これらの荷重に対して十分な強度を有している。

先行試験用要素を装填したB型照射燃料集合体にあつては、燃料熔融状態にある先行試験用要素の被覆管が破損した際に発生する内壁構造容器内の圧力に対し、内壁構造容器の健全性が確保されることを確認した。

この発生する圧力の評価には、高速炉安全解析コードであり、実験の解析により妥当性が確認されているSAS3Dを改良したSAS4A^{(13)~(17)}を使用した。

内壁構造容器及び先行試験用要素を円筒形モデルにて、内壁構造容器の内径 13mm、先行試験用要素の被覆管の外径 8.5mm、燃料ペレットの直径 7.5mm、スミア密度 85%TDの仕様で、燃料熔融割合を安全側に 40%として発生する圧力を評価した結果、最大 13.2MPa である。

この圧力は、SUS316相当ステンレス鋼の 675°Cで 15,000 時間使用した時の許容応力から求められる内壁構造容器の耐圧 30.6MPa を下回るため、内壁構造容器の健全性は確保される。

基礎試験用要素を装填したB型照射燃料集合体にあつては、基礎試験用要素の被覆管の開孔時及び開孔後の継続使用時においても、基礎試験用要素から放出される核分裂生成ガスの圧力が、最大 9.82MPa であり、SUS316相当ステンレス鋼の 675°Cで 15,000 時間使用した時の許容応力から求められる密封構造容器の耐圧 30.6MPa を下回るため、密封構造容器の健全性は確保される。

なお、事故と相まって基礎試験用要素の被覆管が開孔しても、事故時の密封構造容器の到達温度 800°Cは、密封構造容器が破損に至る温度 906°Cを下回るため、事故時であっても密封構造容器の健全性は確保される。

3.7.4 参考文献

- (1) 加藤正人他、「高速炉用ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の融点に及ぼす酸素・金属比の影響」、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 7, No. 4, p420(2008)
- (2) 核燃料サイクル開発機構、「D型照射リグの設計報告書」、JNC TN9410 99-010(1999)
- (3) 尾形 他, 電力中央研究所 研究報告 T95030 (1996)
- (4) T. Ogata et al., J. Nucl. Mater. 250 (1997) 171.
- (5) K. Nakamura et al., J. Nucl. Mater. 275 (1999) 246.
- (6) T. Ogata et al., J. Nucl. Sci. Technol., 37 (2000) 244.
- (7) K. Nakamura et al., J. Nucl. Sci. Technol., 38 (2001) 112.

- (8) D.D. Keiser Jr. and M.C. Petri, J. Nucl. Mater. 240 (1996) 51.
- (9) A.B. Cohen, H. Tsai and L.A. Neimark, J. Nucl. Mater. 204 (1993) 244.
- (10) Integral Fast Reactor Program, Annual Progress Report FY 1993, ANL-IFR-244.
- (11) H. Tsai, Y.Y. Liu, D. Wang and J.M. Kramer, Proc. Int. Conf. Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto (Atomic Energy Society of Japan, 1991).
- (12) H. Tsai, Proc. Int. Fast Reactor Safety Meeting, Snowbird, 1990, vol. II (American Nuclear Society, 1990).
- (13) 丹羽元, 小山和也, 高速炉安全解析コード SAS4A の導入整備と試計算に基づく改良検証計画 ZN9410 86-024, 1986年3月
- (14) 川田賢一, SAS4A コードによる CABRI-2 E3 試験解析 ZN9410 93-185, 1993年8月
- (15) 久保重信, SAS4A による CABRI-II E7 試験解析 ZN9410 94-280, 1994年10月
- (16) 川田賢一, 佐藤一憲, 丹羽元, "CABRI-2 炉内試験総合評価(2) : 破損後物質移動モデルの改良と適用", 日本原子力学会 1993年秋の大会 1993年10月9~11日 神戸商船大学, 予稿集 p109
- (17) 佐藤一憲, "CABRI-2 炉内試験総合評価(3) : 単相冷却材中での破損後挙動", 日本原子力学会 1994年春の年会 1994年3月29~31日 筑波大学, 予稿集 p367

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (1/4)

	燃料最高温度		被覆管最高温度 (肉厚中心)	最高燃焼度
	定格出力時	過出力時		
炉心燃料集合体				
炉心燃料要素 (内側)	2, 350°C	2, 650°C	620°C	90, 000MW d / t
炉心燃料要素 (外側)	2, 350°C	2, 650°C	620°C	90, 000MW d / t
	燃料集合体の挿入量		炉心挿入位置	
炉心燃料集合体			内側燃料領域	
内側燃料集合体	最大19体		外側燃料領域	
外側燃料集合体	最大60体			

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (2/4)

	燃料最高温度			燃料最大溶解割合	
	定格出力時	過出力時	限界照射試験用要素の被覆管開孔時	定格出力時	過出力時
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素 IV型特殊燃料要素 III型限界照射試験用要素 IV型限界照射試験用要素 先行試験用要素 基礎試験用要素 A型用炉心燃料要素 限界照射試験用補助要素	2,540℃ 2,540℃ 2,540℃ 2,540℃ 溶解温度以下*1 溶解温度以下 2,350℃ 2,540℃	2,680℃ 2,680℃ 2,680℃ 2,680℃ 溶解温度以下*1 溶解温度以下 2,650℃ 2,680℃	— — 2,680℃ 2,680℃ — — — 2,680℃	— — — — 20%*2 — — —	— — — — 30%*2 — — —
	被覆管最高温度 (肉厚中心) *3				
	定格出力時				
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	C型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時	
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素 IV型特殊燃料要素 III型限界照射試験用要素 IV型限界照射試験用要素 先行試験用要素 基礎試験用要素 A型用炉心燃料要素 限界照射試験用補助要素 内壁構造容器 密封構造容器	700℃ 610℃ 750℃ 660℃ — — 620℃ — — —	700℃ 610℃ 700℃ 610℃ 750℃ 750℃ — 700℃ 675℃ 675℃	700℃ 610℃ — — — — — — — —	700℃ 610℃ 700℃ 610℃ — — — 700℃ — —	

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (3/4)

	被覆管最高温度 (肉厚中心)				被覆管円周方向 最大引張塑性歪
	限界照射試験用要素の被覆管の開孔時		D型照射燃料集合体 装填時		
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時			
照射燃料集合体 III型限界照射試験用要素 IV型限界照射試験用要素 先行試験用要素 限界照射試験用補助要素	890℃	890℃	890℃	890℃	—
	810℃	810℃	810℃	810℃	—
	—	—	—	—	3%
	—	890℃	890℃	890℃	—
最高燃焼度					
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素 IV型特殊燃料要素 III型限界照射試験用要素 IV型限界照射試験用要素 先行試験用要素 基礎試験用要素 A型用炉心燃料要素 限界照射試験用補助要素	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	C型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時	
	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t
	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t
	150,000MWd/t	200,000MWd/t	—	200,000MWd/t	200,000MWd/t
	150,000MWd/t	200,000MWd/t	—	200,000MWd/t	200,000MWd/t
	—	200,000MWd/t	—	—	—
—	200,000MWd/t	—	—	—	
90,000MWd/t	—	—	—	—	—
—	130,000MWd/t	—	—	—	130,000MWd/t

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (4/4)

照射燃料集合体 A型照射燃料集合体 B型照射燃料集合体 C型照射燃料集合体 D型照射燃料集合体	燃料集合体の挿入量 第2.4.1表のとおり	炉心挿入位置 炉心燃料領域* ⁴ (外側燃料領域* ⁵) 炉心燃料領域* ⁴ 炉心燃料領域* ⁴ 炉心燃料領域* ⁴	年間照射試験回数	基礎試験用要素 装填時	
				限界照射試験用要素 装填時	先行試験用要素 装填時
照射燃料集合体 A型照射燃料集合体 B型照射燃料集合体 C型照射燃料集合体 D型照射燃料集合体	最大4回 最大1回* ⁶ — 最大1回* ⁶	— 最大14回 — —	— 最大14回 — —	— 最大14回 — —	— 最大14回 — —

- * 1 : 酸化物燃料を除く。
- * 2 : 酸化物燃料の場合。
- * 3 : 内壁構造容器及び密封構造容器または密封構造容器の最高温度。
- * 4 : 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。
- * 5 : A型用炉心燃料要素 (外側) 装填時。
- * 6 : B型照射燃料集合体とD型照射燃料集合体の合計。

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (2/6)

		燃料材			
		燃料部			
種類		プルトニウム含有率*1	核分裂性*2 プルトニウム富化度	プルトニウム 同位体組成比	ウラン濃縮度
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	プルトニウム・ ウラン混合酸化物 焼結ペレット	32wt%以下	25wt%以下	原子炉級	26wt%以下
	同上	同上	25wt%以下	同上	24wt%以下
IV型特殊燃料要素	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
	同上	同上	25wt%以下	同上	24wt%以下
III型限界照射試験用要素	プルトニウムまたは*6*7 ウランの単体または 混合物の酸化物、炭化物、 窒化物または金属	(制限なし)	80wt%以下	同上	85wt%以下
	同上	(制限なし)	80wt%以下	同上	85wt%以下
IV型限界照射試験用要素	プルトニウム・ウラン 混合酸化物焼結ペレット、 プルトニウム・ウラン 混合炭化物焼結ペレット、 プルトニウム・ウラン 混合窒化物焼結ペレット またはプルトニウム・ウラン 混合金属スラグ	左欄について、それぞれ 32wt%以下、25wt%以下、 30wt%以下、20wt%以下	左欄について、それぞれ 25wt%以下、20wt%以下、 24wt%以下、16wt%以下	同上	85wt%以下
	同上	左欄について、それぞれ 32wt%以下、25wt%以下、 30wt%以下、20wt%以下	左欄について、それぞれ 25wt%以下、20wt%以下、 24wt%以下、16wt%以下	同上	85wt%以下
先行試験用要素	同上	同上	約16wt%	同上	約18wt%
	同上	同上	約21wt%	同上	約18wt%
基礎試験用要素	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
A型用炉心燃料要素 (内側)	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
A型用炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
限界照射試験用補助要素	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (3/6)

	燃料材					熱遮へい部 種類
	燃料部		燃料ペレット (中空)		燃料ペレット長さ	
	燃料ペレット (中空) 直径	燃料ペレット (中空) 外径/内径	燃料ペレット (中空) 初期密度	燃料ペレット (中空) 直径	燃料ペレット (中空) 長さ	燃料ペレット (中空) 種類
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	5.3~7.5mm	5.3~7.5mm/約2mm	95%理論密度以下	5.3~7.5mm	15mm以下	ウラン酸化物*3 焼結ペレット
IV型特殊燃料要素	5.18~6.18mm	5.18~6.18mm/約2mm	95%理論密度以下	5.18~6.18mm	同上	同上
III型限界照射試験用要素	5.3~6.6mm	(該当なし)	95%理論密度以下	5.3~6.6mm	同上	同上
IV型限界照射試験用要素	5.18~6.18mm	(該当なし)	95%理論密度以下	5.18~6.18mm	同上	同上
先行試験用要素	4.6~7.5mm	4.6~7.5mm/約2mm	95%理論密度以下	4.6~7.5mm	同上	ウランの酸化物、*4*6 炭化物、窒化物または金属
基礎試験用要素	4.6~7.5mm	4.6~7.5mm/約2mm	95%理論密度以下	4.6~7.5mm	同上	ウラン酸化物焼結ペレット*4 ウラン炭化物焼結ペレット、 ウラン窒化物焼結ペレット またはウラン金属スラグ
A型用炉心燃料要素 (内側)	約4.6mm	(該当なし)	約94%理論密度	約4.6mm	約9mm	ウラン酸化物*3 焼結ペレット
A型用炉心燃料要素 (外側)	約4.6mm	(該当なし)	約94%理論密度	約4.6mm	約9mm	同上
限界照射試験用補助要素	5.3~6.6mm	(該当なし)	95%理論密度以下	5.3~6.6mm	15mm以下	同上

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (4/6)

	被覆管			その他の部品の材料	
	材料	外径	肉厚	端栓	ワイヤスパーサ
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	6.4~8.5mm	0.4~0.7mm	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
IV型特殊燃料要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	6.5~7.5mm	0.56~0.76mm	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼
III型限界照射試験用要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	6.4~7.5mm	0.4~0.6mm	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
IV型限界照射試験用要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	6.5~7.5mm	0.56~0.76mm	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼
先行試験用要素	オーステナイト系 ステンレス鋼または 高速炉用フェライト系 ステンレス鋼 (酸化物 分散強化型を含む)	5.4~8.5mm	0.3~0.8mm	オーステナイト系 ステンレス鋼または 高速炉用フェライト系 ステンレス鋼 (酸化物 分散強化型を含む)	ステンレス鋼
基礎試験用要素	ステンレス鋼 (クロム又 はクロムとニッケルを 含 有させた合金鋼、酸化物 分散強化型を含む)	同上	同上	ステンレス鋼	同上
A型炉心燃料要素 (内側)	オーステナイト系 ステンレス鋼	約5.5mm	約0.35mm	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
A型炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上	同上
限界照射試験用補助要素	同上	6.4~7.5mm	0.4~0.6mm	同上	同上

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (5/6)

	その他の部品の材料	
	上部反射体ペレット及び下部反射体ペレット	プレナムスプリング
照射燃料集合体		プレナムスリーブ
III型特殊燃料要素	オーステナイト系ステンレス鋼	オーステナイト系ステンレス鋼
IV型特殊燃料要素	高速炉用フェライト系ステンレス鋼	同上
III型限界照射試験用要素	オーステナイト系ステンレス鋼	同上
IV型限界照射試験用要素	高速炉用フェライト系ステンレス鋼	同上
先行試験用要素	ステンレス鋼	オーステナイト系ステンレス鋼
基礎試験用要素	同上	同上
A型用炉心燃料要素 (内側)	オーステナイト系ステンレス鋼	SUS304 ステンレス鋼
A型用炉心燃料要素 (外側)	同上	同上
限界照射試験用補助要素	同上	オーステナイト系ステンレス鋼

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (6/6)

照射燃料集合体	燃料ペレット 被覆管間隙 (半径)	ガスプレナム長さ	燃料要素有効長さ (燃料部)	燃料要素全長
III型特殊燃料要素	0.2mm以下	90cm以下	50cm以下 (55cm以下*5)	200cm以下
IV型特殊燃料要素	約0.1mm	同上	同上	同上
III型限界照射試験用要素	0.2mm以下	同上	同上	同上
IV型限界照射試験用要素	約0.1mm	同上	同上	同上
先行試験用要素	0.2mm以下	150cm以下	同上	200cm以下
基礎試験用要素	同上	同上	同上	同上
A型用炉心燃料要素 (内側)	約0.1mm	約58cm	同上	約154cm
A型用炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上
限界照射試験用補助要素	0.2mm以下	90cm以下	同上	200cm以下

- * 1 : Pu/(Pu+²⁴¹Am+U)。
- * 2 : (²³⁹Pu+²⁴¹Pu)/(Pu+²⁴¹Am+U)。
- * 3 : 劣化ウラン。
- * 4 : 天然ウランまたは劣化ウラン。
- * 5 : MK-II炉心から継続して使用する燃料要素の場合。
- * 6 : 燃料材の他、マイナーアクチノイドや核分裂生成物を混入させる場合がある。
ただし、マイナーアクチノイド及び核分裂生成物の最大混入割合は50wt%とする。
- * 7 : ペレットでない酸化物の場合、O/M比を調整するため、ウラン金属を混入させる場合がある。
ただし、ウラン金属の最大混入割合は10wt%とする。

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (1/6)

	炉心燃料集合体	
	内側燃料集合体	外側燃料集合体
ラップ管材料	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A) 約78.5mm	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A) 約78.5mm
六角外対辺長さ		
ハンドリングヘッド材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
エントランスノズル材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
装填燃料要素個数	127本	127本
炉心燃料要素 (内側)	127本	127本
炉心燃料要素 (外側)	—	—
燃料要素ピッチ	約6.47mm	約6.47mm
燃料要素配列	正三角格子配列	正三角格子配列
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスパーサ型	ワイヤスパーサ型
燃料集合体全長	約297cm	約297cm
その他の部品の材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
ノックバー	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
組枠	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
下部反射体	SUS316 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)	SUS316 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (2/6)

	照射燃料集合体			
	A型照射燃料集合体		B型照射燃料集合体	
	バンドル型	コンパートメント型		
ラッパ管				
材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
六角外対辺長さ	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm
ハンドリングヘッド				
材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
エントランスノズル				
材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
試験部六角管				
材料	ステンレス鋼	ステンレス鋼	(該当なし)	(該当なし)
タイロッド				
個数	(該当なし)	(該当なし)	1本	1本
材料	(該当なし)	(該当なし)	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
コンパートメント				
装填個数	(該当なし)	1本	6本	6~18本
α型コンパートメント	(該当なし)	最大1本	(該当なし)	(該当なし)
β型コンパートメント	(該当なし)	最大1本	(該当なし)	(該当なし)
γ型コンパートメント	(該当なし)	(該当なし)	6本*1	最大6本*1
δ型コンパートメント	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大18本*1

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (3/6)

	照射燃料集合体			
	A型照射燃料集合体		B型照射燃料集合体	
	バンドル型	コンパートメント型		
装填燃料要素個数	最大115本	最大113本	最大30本	最大30本
III型特殊燃料要素	最大7本	最大5本	最大30本	最大30本
IV型特殊燃料要素	最大7本	最大5本	最大30本	最大30本
III型限界照射試験用要素	(該当なし)	最大1本	最大6本	最大6本
IV型限界照射試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	最大6本	最大6本
先行試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	最大6本	(該当なし)
基礎試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	最大6本	(該当なし)
A型用炉心燃料要素 (内側)	最大108本	最大108本	(該当なし)	(該当なし)
A型用炉心燃料要素 (外側)	最大108本	最大108本	(該当なし)	(該当なし)
限界照射試験用補助要素	(該当なし)	(該当なし)	最大18本	最大18本
燃料要素ピッチ	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
III型特殊燃料要素	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
IV型特殊燃料要素	—	6~11mm	6~11mm	6~11mm
III型限界照射試験用要素	—	6~11mm	6~11mm	6~11mm
IV型限界照射試験用要素	—	6~11mm	(該当なし)	6~11mm
A型用炉心燃料要素 (内側)	約6.47mm	約6.47mm	(該当なし)	(該当なし)
A型用炉心燃料要素 (外側)	約6.47mm	約6.47mm	(該当なし)	(該当なし)
限界照射試験用補助要素	(該当なし)	(該当なし)	6~11mm	6~11mm
燃料要素配列	正三角格子配列等	正三角格子配列等 ^{*4}	(該当なし)	(該当なし)
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ型及びグリッドスペーサ型	ワイヤスペーサ型、グリッドスペーサ型及びシュラウド管型	ワイヤスペーサ型、グリッドスペーサ型及びシュラウド管型	ワイヤスペーサ型、グリッドスペーサ型及びシュラウド管型
燃料集合体全長	約297cm	約297cm	約297cm	約297cm ^{*6}

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (4/6)

		照射燃料集合体		
		コンパートメント		
		α型コンパートメント	β型コンパートメント	シユラウド管型
ワイヤペーパーサ型		グリッドスペーサ型	ワイヤペーパーサ型	ワイヤペーパーサ型
外管				
個数	1本	1本	1本	1本
材料	SUS316相当ステンレス鋼 (規定なし)	SUS316相当ステンレス鋼 (規定なし)	SUS316相当ステンレス鋼 (規定なし)	SUS316相当ステンレス鋼 約23.1mm 約0.55mm
外径	(規定なし)	(規定なし)	(規定なし)	
肉厚	(規定なし)	(規定なし)	(規定なし)	
内管				
個数	1本	1本	1本	1本
材料	SUS316相当ステンレス鋼 (規定なし)	SUS316相当ステンレス鋼 (規定なし)	SUS316相当ステンレス鋼 約14~19mm 約0.55mm	SUS316相当ステンレス鋼 約14~19mm 約0.55mm
内径	(規定なし)	(規定なし)	(規定なし)	
肉厚	(規定なし)	(規定なし)	(規定なし)	
ピンタイロッド				
個数	1本または3本	1本または3本	1本または3本	(該当なし)
材料	SUS316相当ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼	(該当なし) (該当なし) (該当なし)
シユラウド管				
個数	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	1本
材料	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	オーステナイト系ステンレス鋼
装填燃料要素個数	最大5本	最大5本	最大5本	1本
III型特殊燃料要素	最大5本	最大5本	最大5本	(該当なし)
IV型特殊燃料要素	最大5本	最大5本	最大5本	(該当なし)
III型限界照射試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大1本
IV型限界照射試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大1本
燃料要素間隔保持方式	ワイヤペーパーサ型	グリッドスペーサ型	ワイヤペーパーサ型	シユラウド管型

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (6/6)

照射燃料集合体	
コンパートメント	
δ型コンパートメント	
ワイヤスペーサ型	シェラウド管型
外管 個数 材料 外径 肉厚 内管 個数 材料 内径 肉厚 シェラウド管 個数 材料 装填燃料要素個数 III型特殊燃料要素 IV型特殊燃料要素 燃料要素間隔保持方式	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約16.4mm 約0.4mm 1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約12.8mm 約0.5mm 1本 オーステナイト系 ステンレス鋼 1本*2 最大1本 最大1本 ワイヤスペーサ型 シェラウド管型

- * 1 : 照射燃料集合体には、ステンレス鋼のダミー要素のみを装填したコンパートメントを装填する場合がある。
 全てがダミー要素となる場合は、核燃料物質を含まない試料を装填したダミーコンパートメントとすることができる。
- * 2 : 燃料要素を装填しないコンパートメントについては、ステンレス鋼のダミー要素、または、核燃料物質を含まない試料を装填する。
- * 3 : 限界照射試験用要素を装填するコンパートメントについては、限界照射試験用要素1本を限界照射試験用補助要素3本と共に1本のコンパートメントに装填する。
- * 4 : コンパートメント内を除く。
- * 5 : 計測線付C型照射燃料集合体の場合は70mm以下。
- * 6 : 計測線付C型照射燃料集合体の場合は約12m以下。
- * 7 : 燃料要素またはダミー要素を装填しないダミー容器がある。

第3.7.4表 先行試験用要素（燃料溶融なし、使用末期）の設計仕様及び設計条件

項目	設計仕様及び設計条件
設計仕様	
燃料部	
種類	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット
プルトニウム含有率	30wt%以下
燃料ペレット外径	7.32mm
燃料ペレット内径	1.8mm
燃料ペレットの初期密度	95%理論密度
被覆管	
種類	高Niオーステナイト系ステンレス鋼（A）
外径	8.5mm
肉厚	0.5mm
燃料要素有効長さ（燃料部）	500mm
ガスプレナム長さ	980mm
設計条件（通常運転時）	
燃料要素最高燃焼度	200,000MW d / t
最大線出力密度	450W / cm
燃焼時間	2,280日
被覆管最高温度（肉厚中心）	700°C

第3.7.5表 先行試験用要素（溶融なし、使用末期）の設計結果

項目	設計結果	制限値または許容値
燃料最高温度（過出力時）	約2,510°C	2,680°C
被覆管内圧	約9.02MPa	—
クリープ寿命分数和	約0.2	1
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約137.8N / mm ²	158.6N / mm ²
過出力時	約143.3N / mm ²	153.5N / mm ²
累積疲労サイクル	約0.7	1

第3.7.6表 先行試験用要素（燃料溶融あり、使用初期）の設計仕様及び設計条件

項目	設計仕様及び設計条件
設計仕様	
燃料部	
種類	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット
プルトニウム含有率	30wt%以下
燃料ペレット直径	6.44mm
燃料ペレットの初期密度	95%理論密度
被覆管	
種類	高Niオーステナイト系ステンレス鋼（A）
外径	7.5mm
肉厚	0.45mm
燃料要素有効長さ（燃料部）	500mm
ガスペナム長さ	865mm
設計条件（通常運転時）	
最大線出力密度	640W/cm
被覆管最高温度（肉厚中心）	650°C

第3.7.7表 先行試験用要素（溶融あり、使用初期）の設計結果

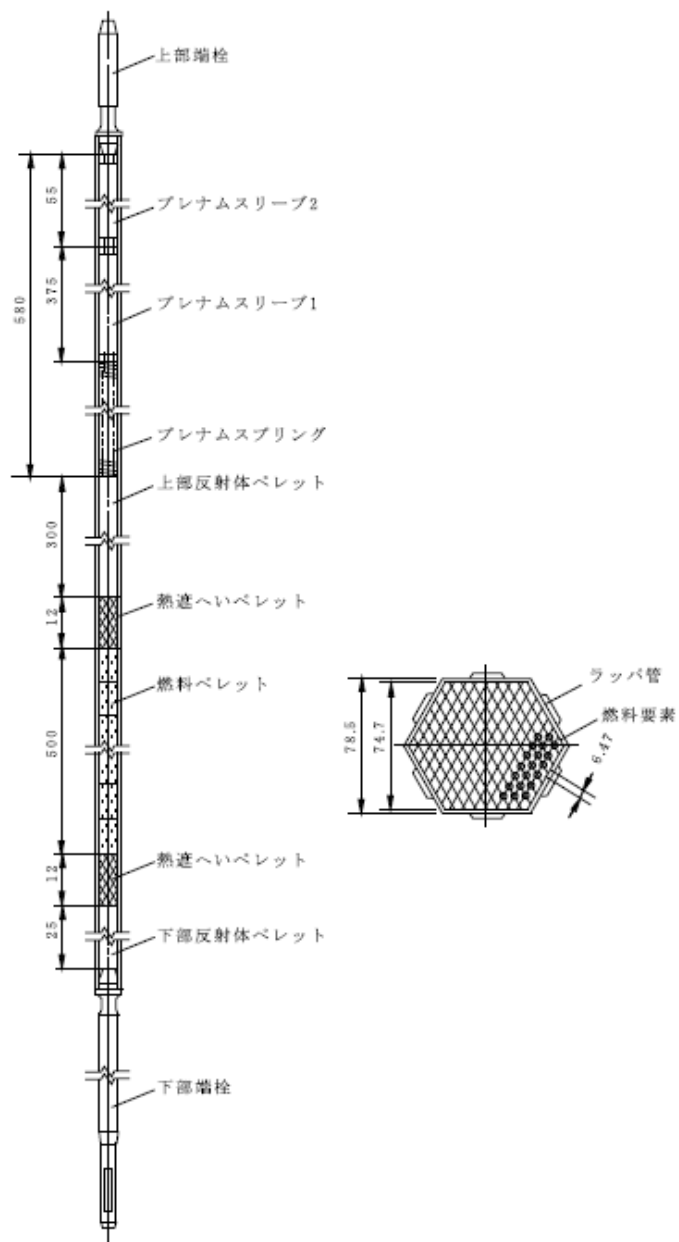
項目	設計結果	制限値または許容値
燃料溶融割合（過出力時）	約30%	30%
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約6.5N/mm ²	240.2N/mm ²
過出力時	約6.8N/mm ²	228.4N/mm ²
被覆管の歪（燃料と被覆管の相互作用）	約1%	3%

第3.7.8表 基礎試験用要素（使用末期）の設計仕様及び設計条件

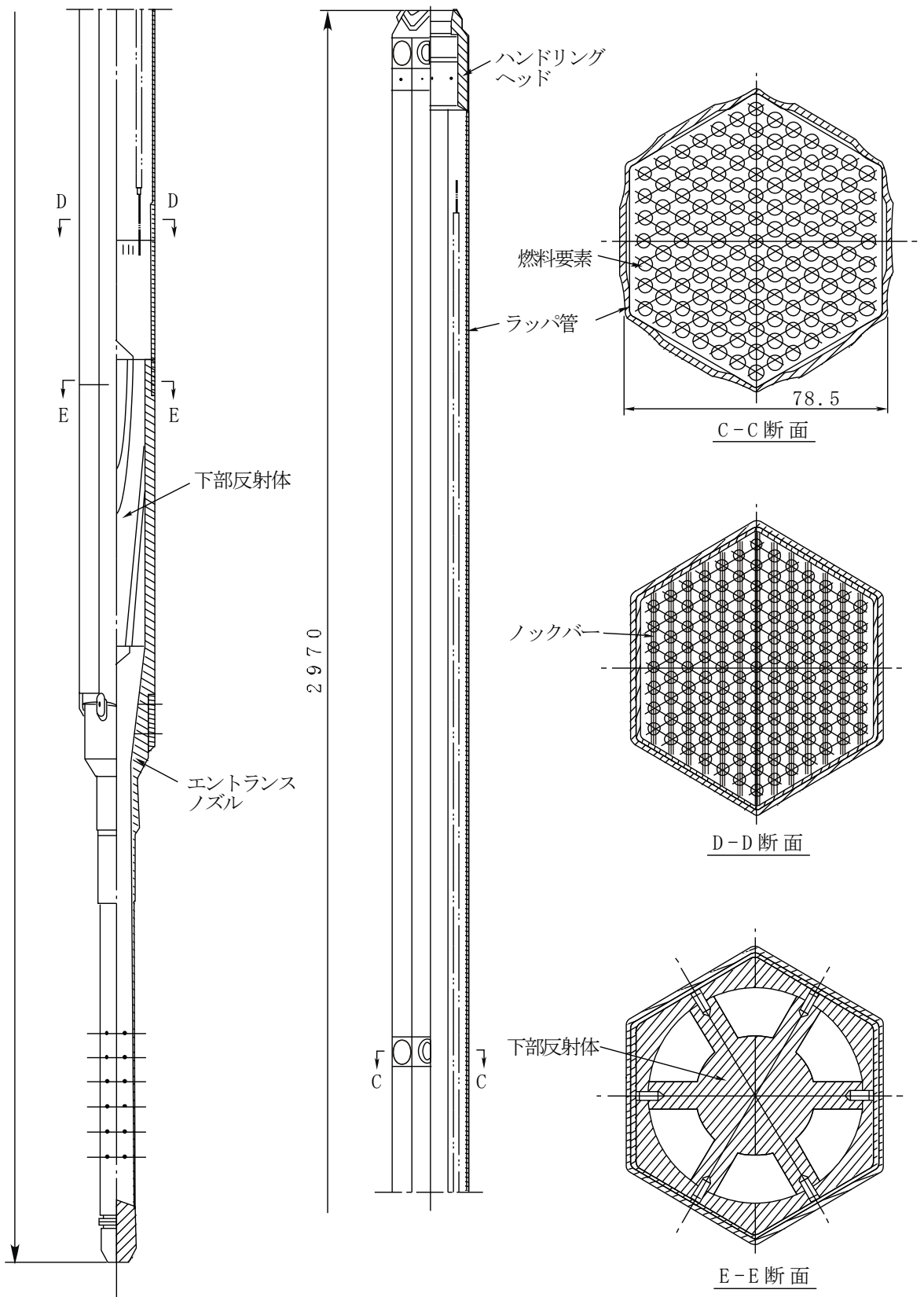
項目	設計仕様及び設計条件
設計仕様	
燃料部	
種類	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット
プルトニウム含有率	30wt%以下
燃料ペレット外径	7.32mm
燃料ペレット内径	1.8mm
燃料ペレットの初期密度	95%理論密度
被覆管	
種類	SUS316相当ステンレス鋼
外径	8.5mm
肉厚	0.5mm
燃料要素有効長さ（燃料部）	500mm
ガスプレナム長さ	680mm
設計条件（通常運転時）	
燃料要素最高燃焼度	100,000MW d / t
最大線出力密度	450W / cm
燃焼時間	1,140日
被覆管最高温度（肉厚中心）	700°C

第3.7.9表 基礎試験用要素（使用末期）の設計結果

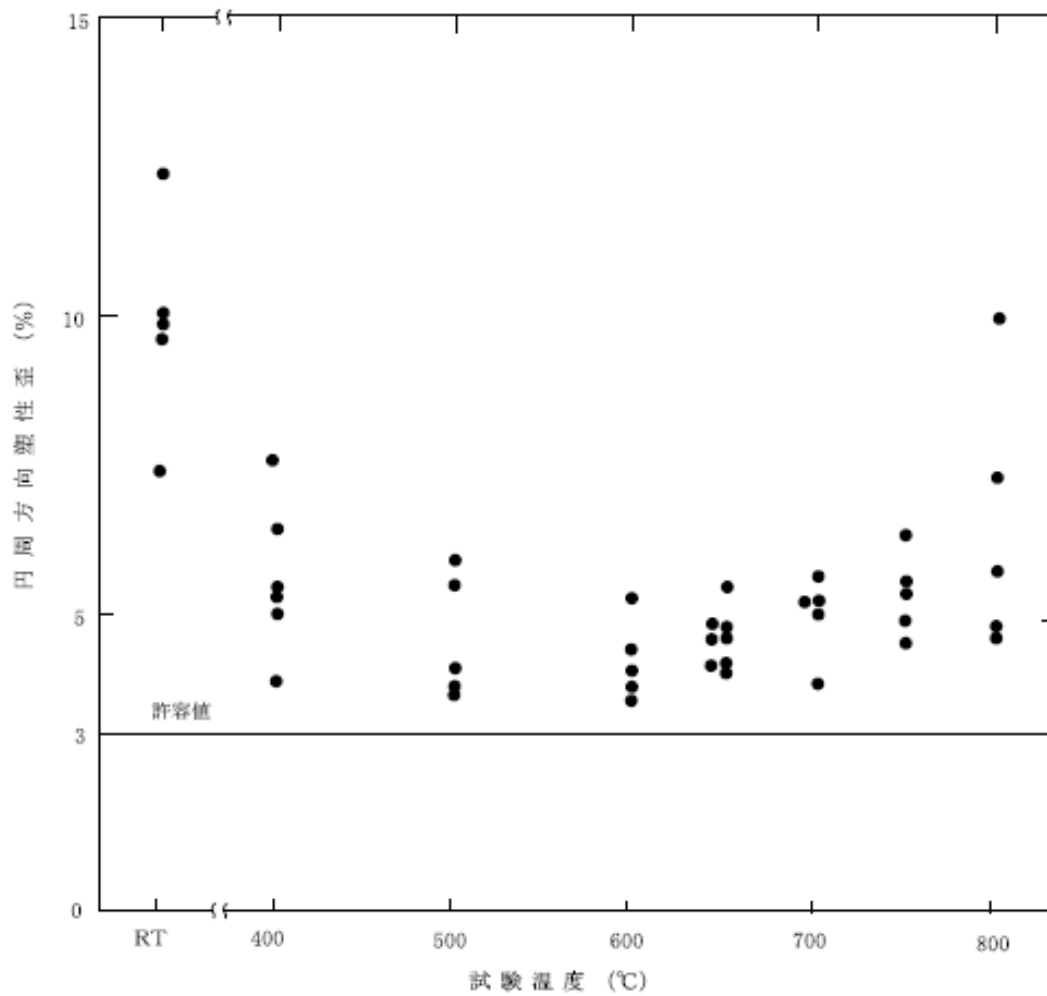
項目	設計結果	制限値または許容値
燃料最高温度（過出力時）	約2,510°C	2,680°C
被覆管内圧	約7.09MPa	—
クリープ寿命分数和	約2.0	—
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約108.2N / mm ²	135.1N / mm ²
過出力時	約113.0N / mm ²	118.3N / mm ²



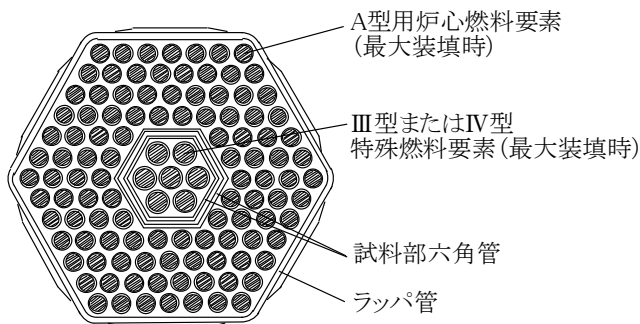
第 3.7.1 図 炉心燃料要素



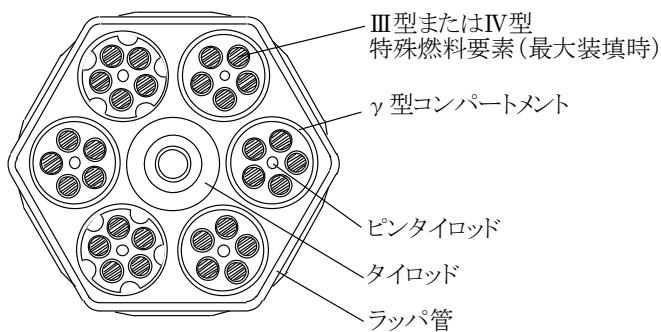
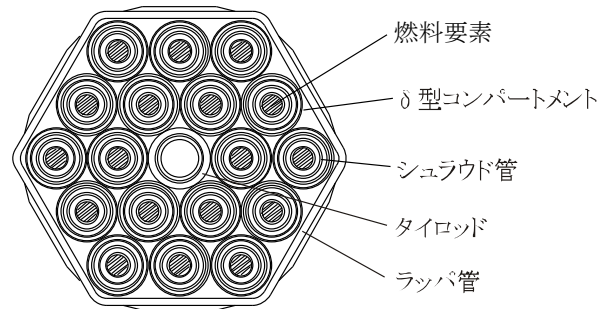
第 3.7.2 図 炉心燃料集合体



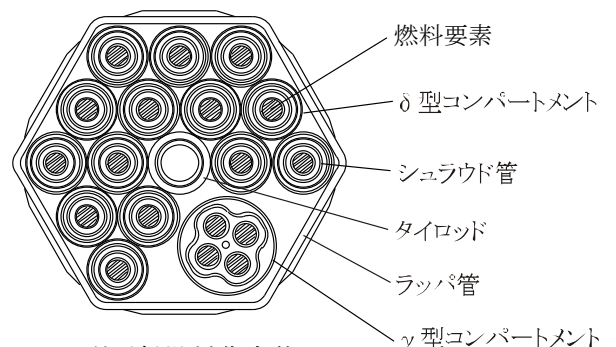
第 3.7.3 図 SUS 316 の破断時の円周方向塑性歪



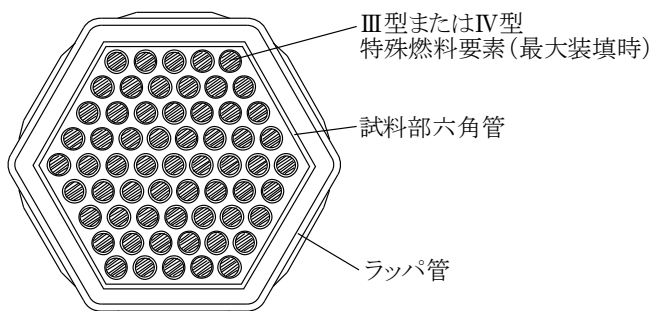
A型照射燃料集合体



B型照射燃料集合体

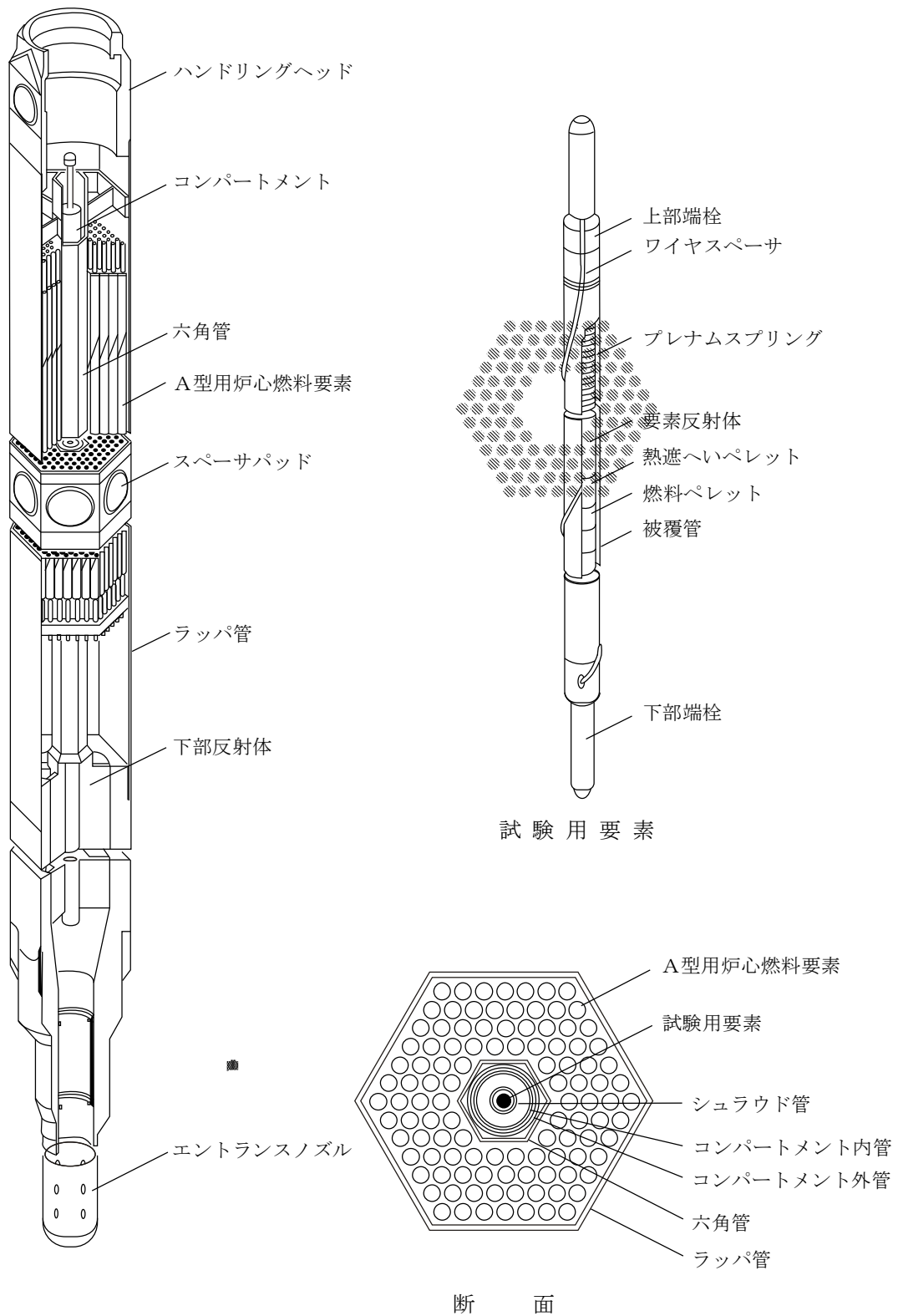


D型照射燃料集合体

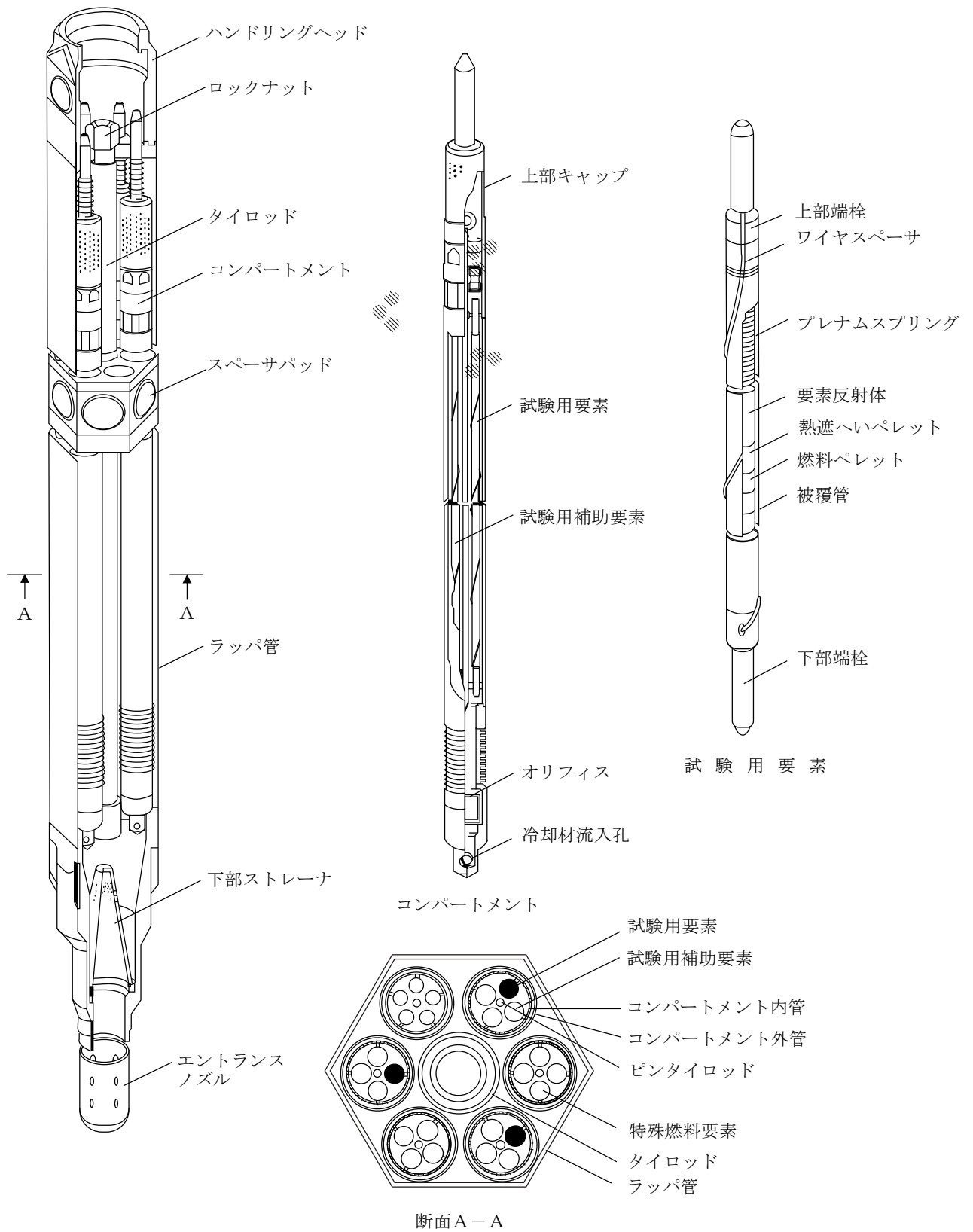


C型照射燃料集合体

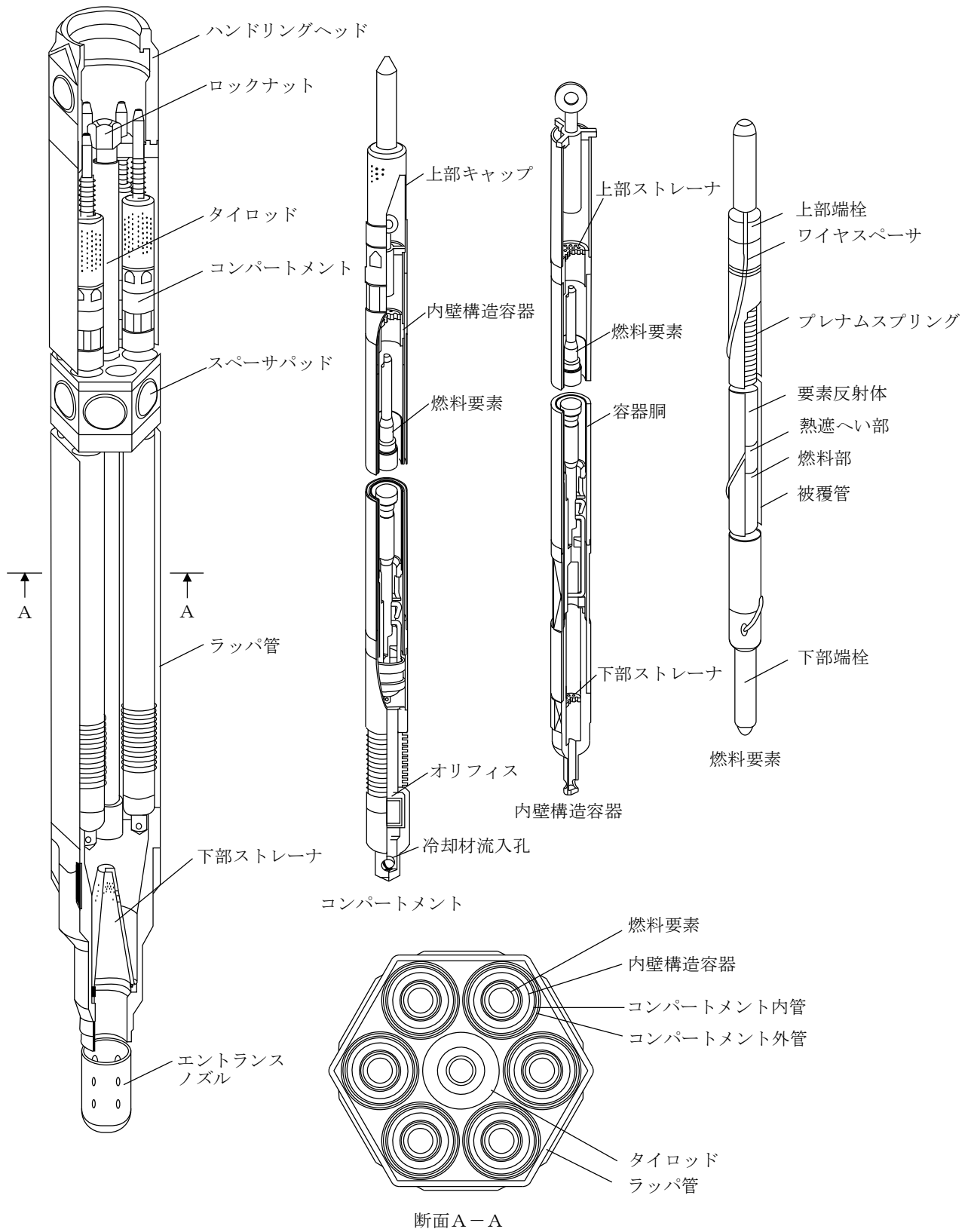
第 3.7.4 図 照射燃料集合体—断面図 (参考用)



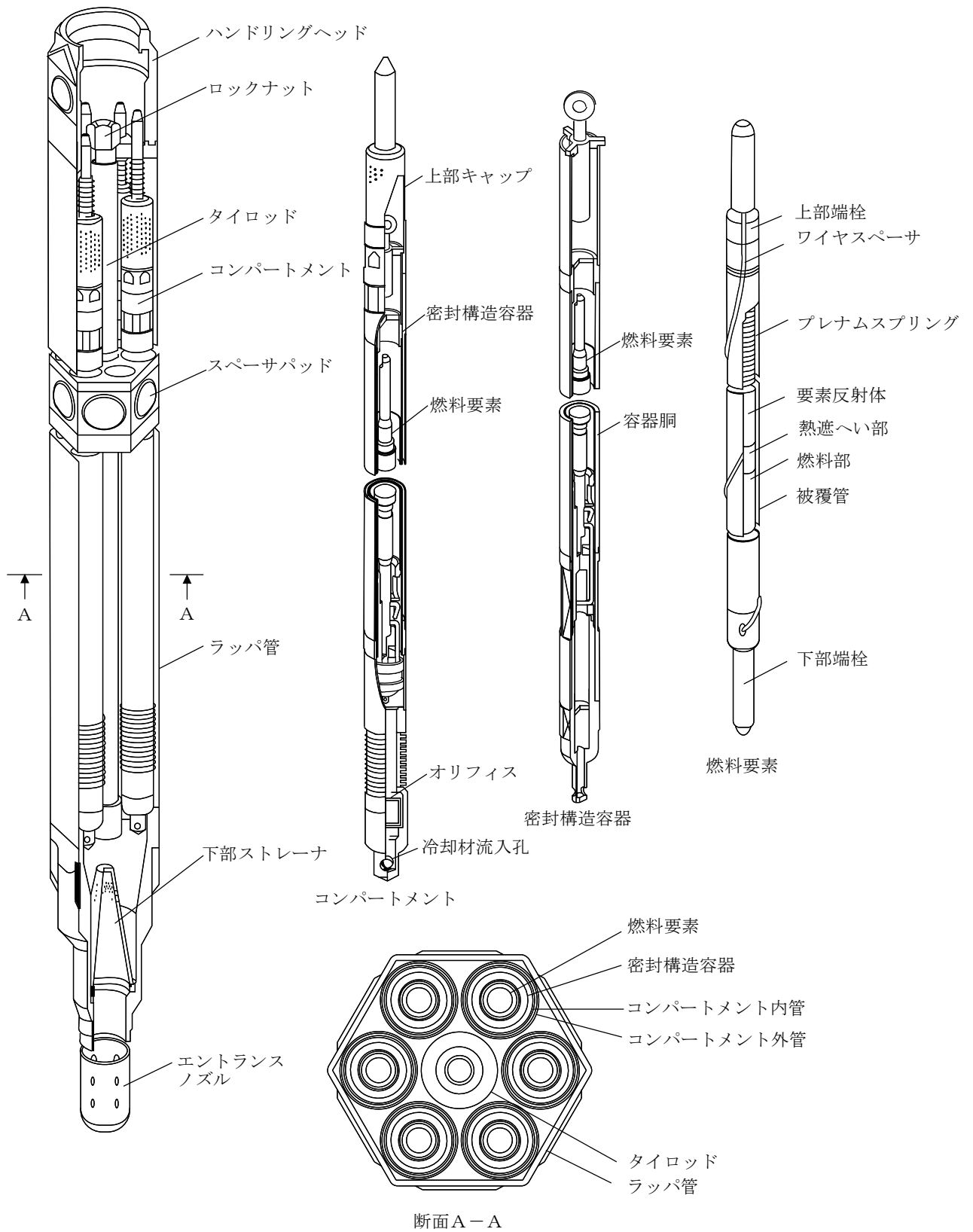
第 3.7.5 図 A型照射燃料集合体—限界照射試験用 (参考用)



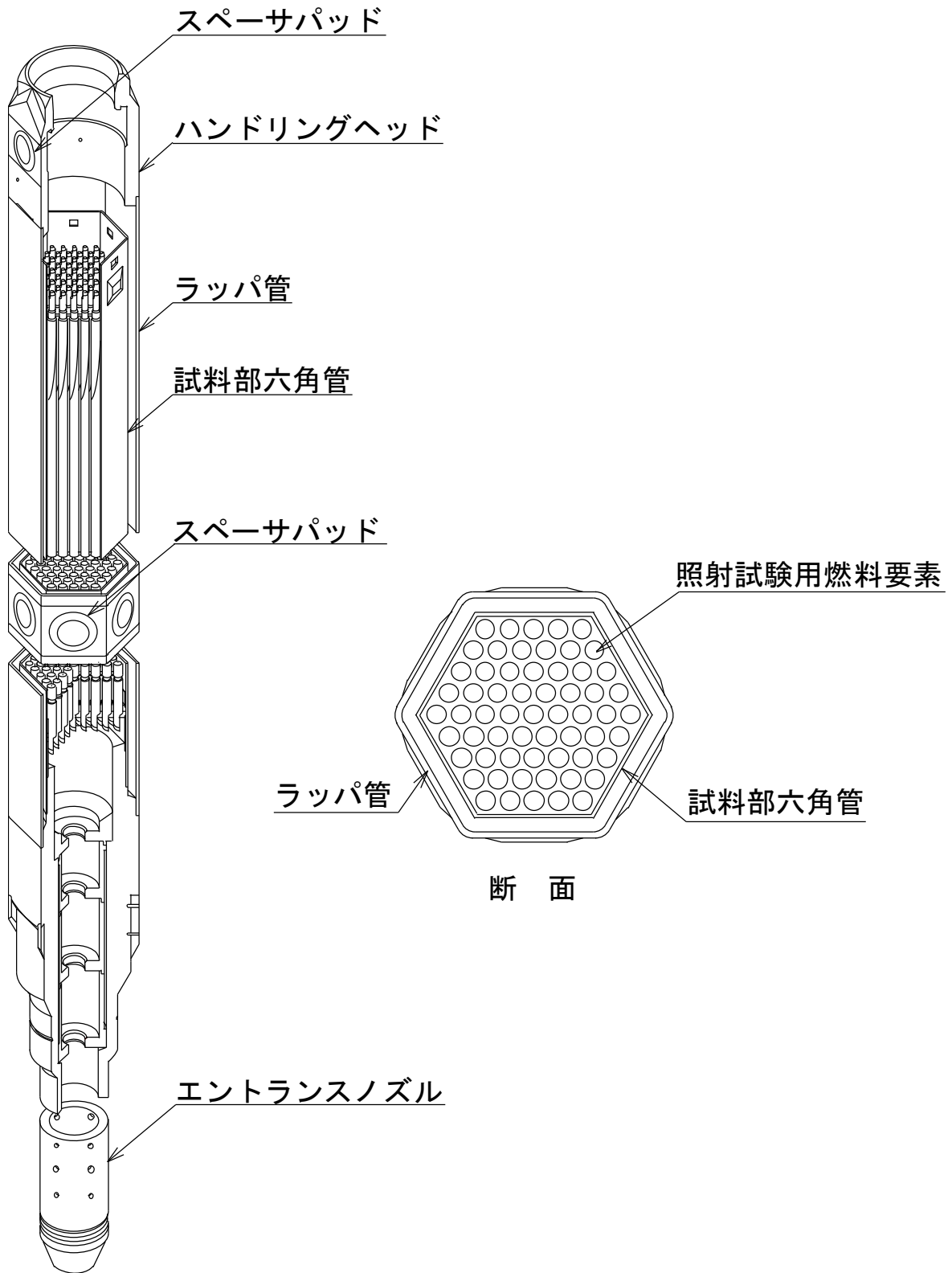
第 3.7.6 図 B型照射燃料集合体—限界照射試験用 (参考用)



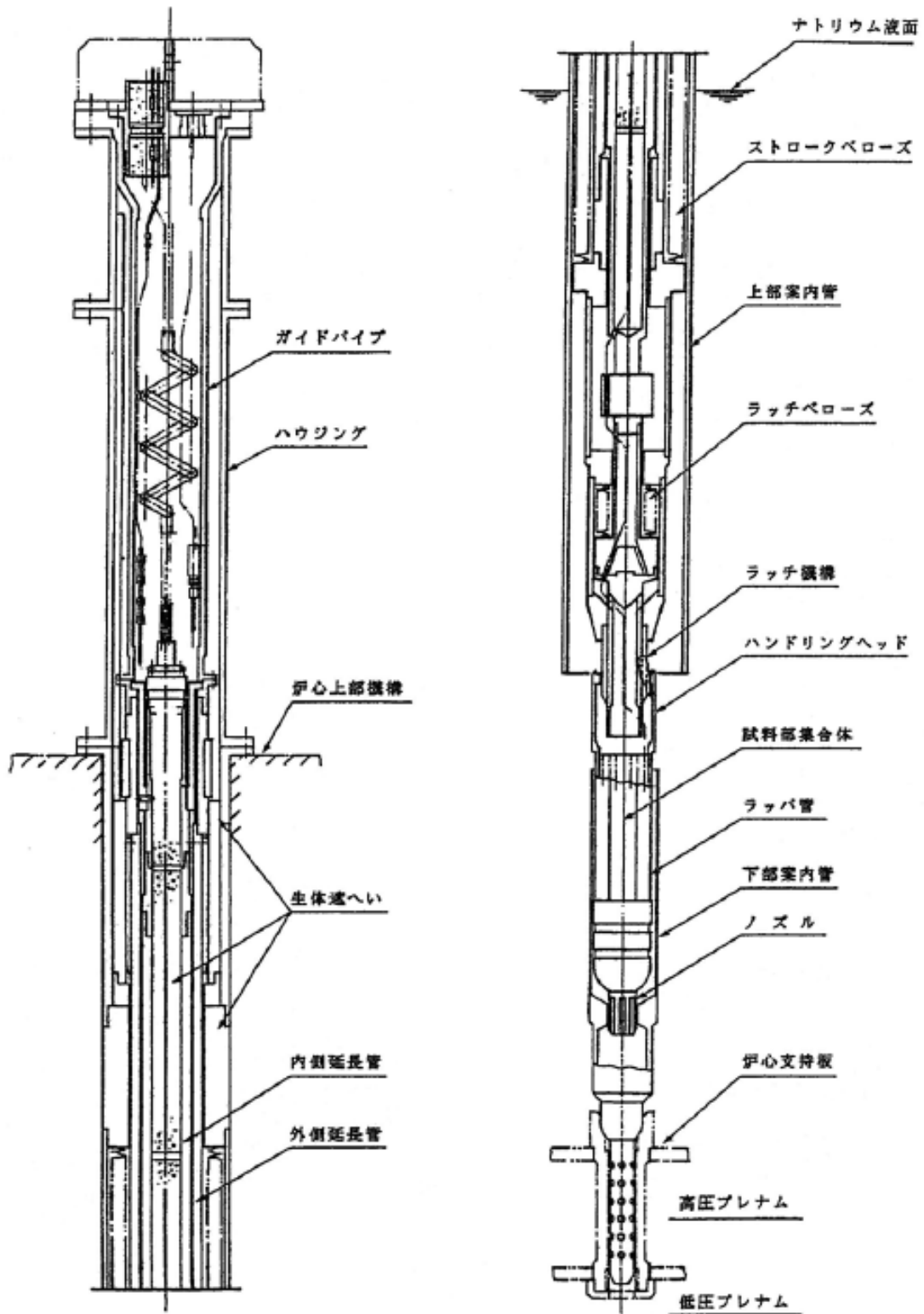
第3.7.7図 B型照射燃料集合体—先行試験用 (参考用)



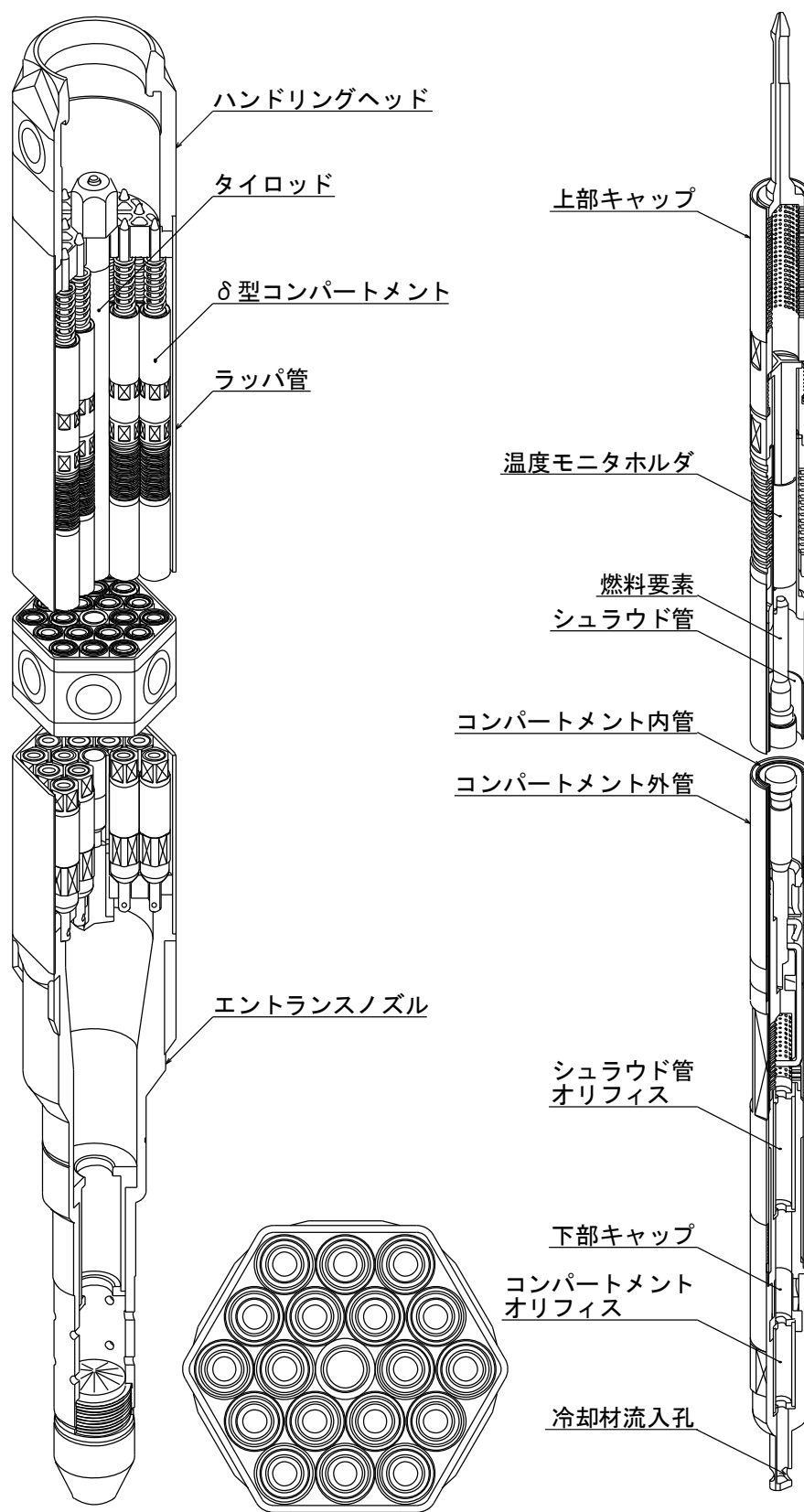
第3.7.8図 B型照射燃料集合体—基礎試験用 (参考用)



第 3.7.9 図 C型照射燃料集合体 (参考用)



第 3.7.10 図 計測線付 C 型照射燃料集合体 (参考用)



第 3.7.11 図 D型照射燃料集合体- δ 型コンパートメント最大装填型 (参考用)

3.8 反射体及び遮へい集合体

3.8.1 概要

反射体は、基本的に、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、炉心の第 5、6 列に装荷される内側反射体、第 6、7、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、炉心から漏えいしてくる中性子を吸収し、透過中性子量を低減する役割を有する。遮へい集合体は炉心の第 9、10 列に装荷される。

反射体及び遮へい集合体は、炉心燃料集合体と同じ外形を有し、核燃料物質取扱設備等により取り扱うことができる。また、ガンマ線加熱等により高温になるのを防ぐため、ラップ管内部に冷却材流路を有する。冷却材は、炉心支持板低圧プレナムを經由し、反射体及び遮へい集合体のエントランスノズル下部から流入する。冷却材流量は、炉心流量配分計画に基づき決定されたエントランスノズルのオリフィス孔により調節する。

3.8.2 設計方針

(1) 反射体

- (i) 炉心設計上より必要なステンレス鋼を充填する。
- (ii) ガンマ線加熱等により高温になるのを防ぐように構造設計する。
- (iii) 地震時の荷重に耐えるものにする。

(2) 遮へい集合体

- (i) 遮へい要素は、遮へい材の温度、中性子吸収により生じたヘリウムガスによる内部圧力、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。
- (ii) 遮へい集合体は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより、その健全性を確保する。また、遮へい集合体が他の構成部品の機能を阻害することがないようにする。

3.8.3 主要設備

(1) 内側反射体

内側反射体は、炉心の第 5、6 列に装荷されるもので、ステンレス鋼丸棒の反射体要素 7 本を上下グリッド板にて支持し、7 本ロッドクラスタとしてラップ管に収納した構造を有する (第 3.8.1 図参照)。主要仕様を第 3.8.1 表に示す。

(2) 外側反射体 (A)

外側反射体(A)は、炉心の第 6、7、8 列に装荷されるもので、正六角断面のステンレス鋼製の積層板から構成する反射体要素をラップ管に収納した構造を有する (第 3.8.2 図参照)。主要仕様を第 3.8.1 表に示す。積層板の中心には、穴が設けられており、積層板相互間の連結及び冷却材流路の形成に用いる円管が設置されている。また、積層板の軸方向保持に用いる積層板押えバネを積層板の上部に設ける。

(3) 材料照射用反射体

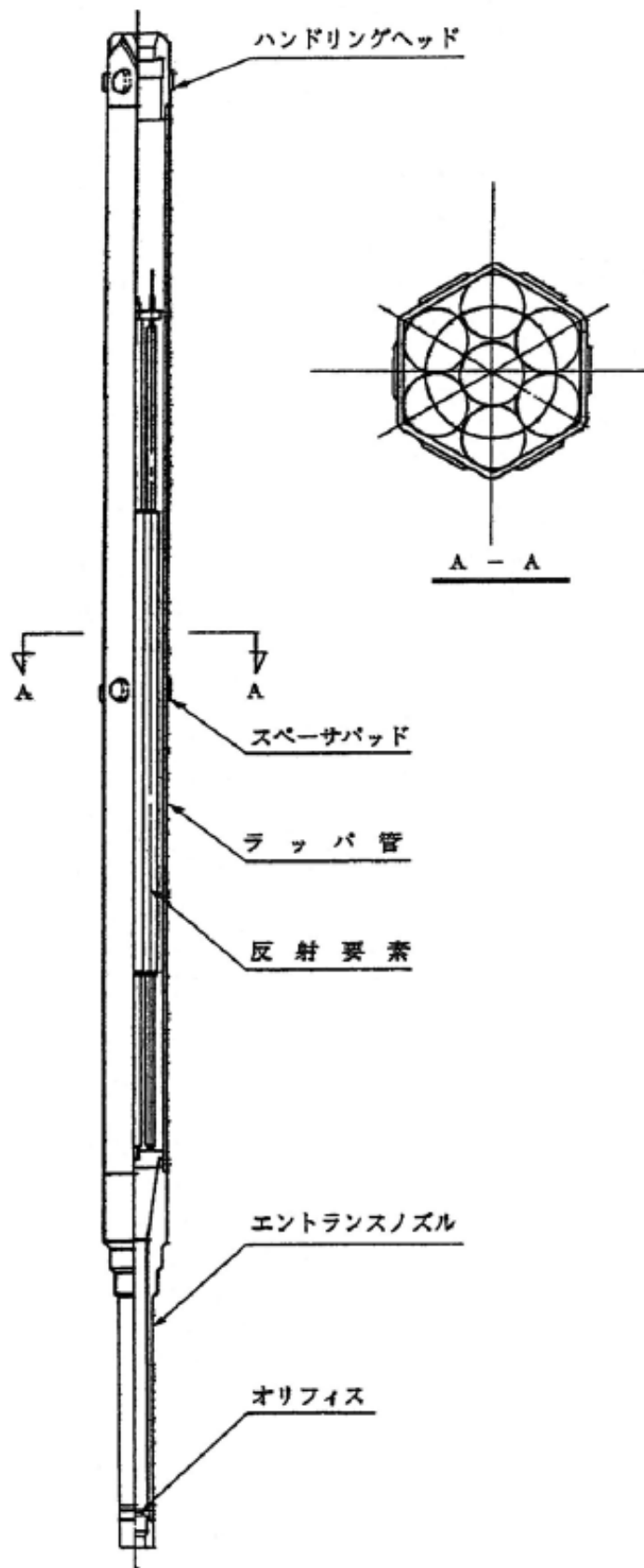
材料照射用反射体は、炉心燃料領域、反射体領域又は遮へい集合体領域に装荷され、原子力材料（ステンレス鋼又は制御棒用材料等）の照射試験に用いられる。炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体は最大1体とする。ラッパ管内には、原子力材料の照射用試験片が収納される。主要仕様を第3.8.1表に示す。

(4) 遮へい集合体

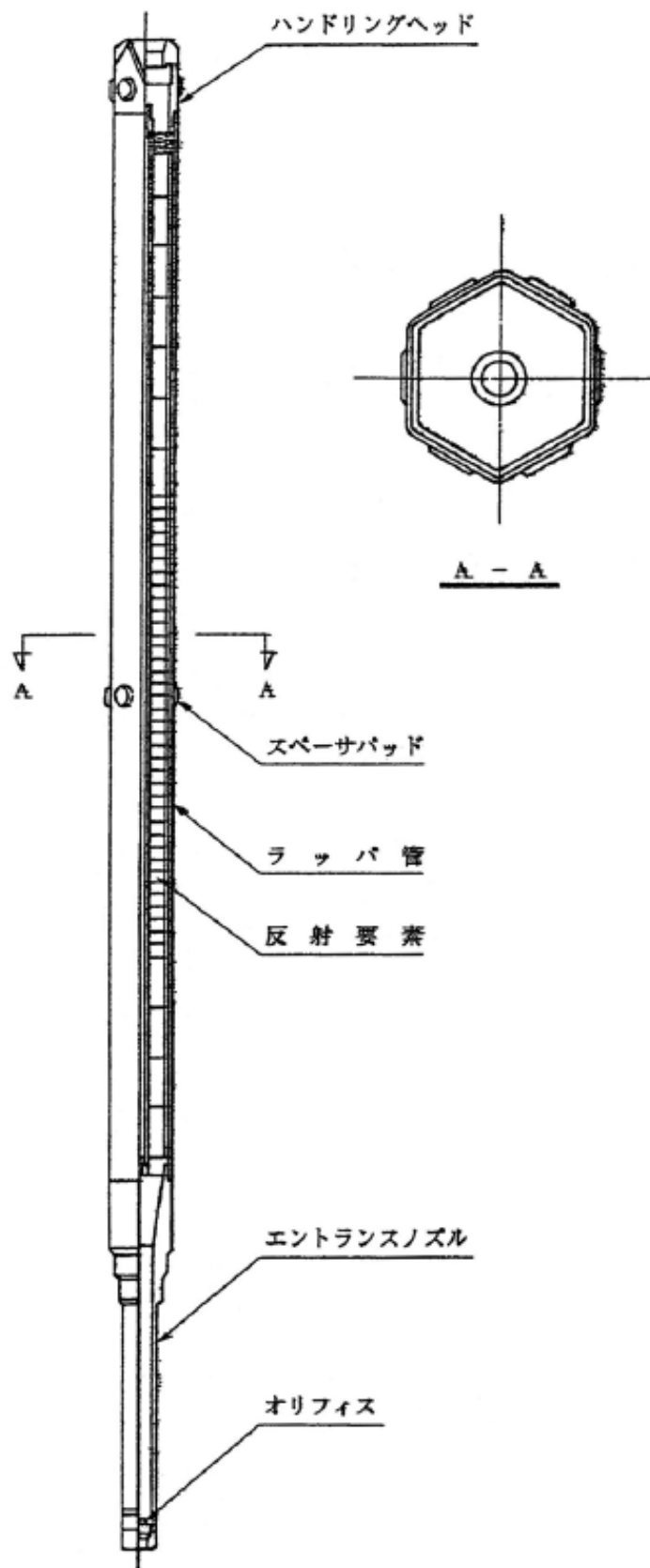
遮へい集合体は、炉心の第9、10列に装荷されるもので、炭化ほう素ペレットを封入した遮へい要素7本を上下グリッド板で支持し、ラッパ管内に収納した構造を有する（第3.8.3図参照）。主要仕様を第3.8.1表に示す。

第3.8.1表 反射体及び遮へい集合体の主要仕様

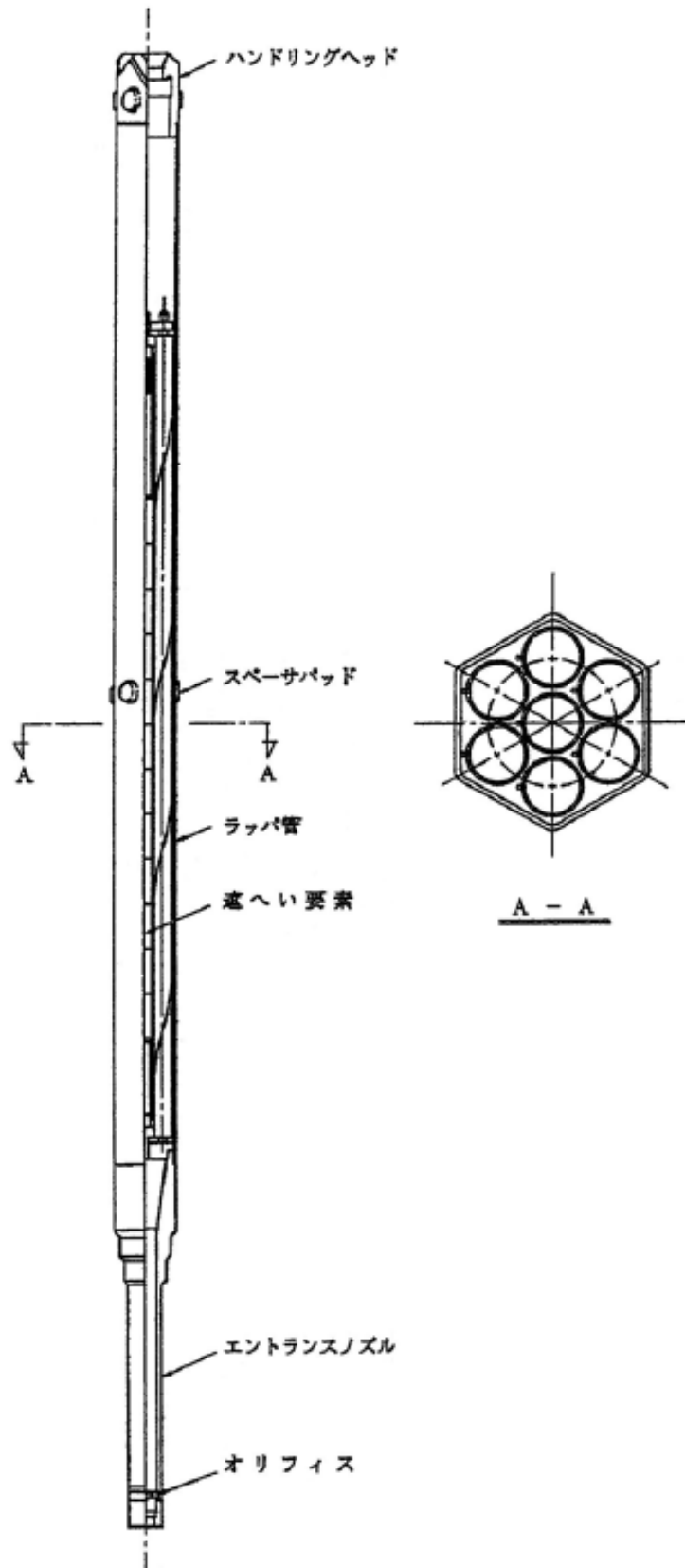
項目	集合体			反射体		遮へい集合体
	内側反射体	外側反射体(A)	材料照射用反射体			
外形状	正六角形	正六角形	正六角形	正六角形	正六角形	正六角形
形式	ロッドクラスタラッパ管内蔵型	正六角形積層板ラッパ管内蔵型	正六角形積層板ラッパ管内蔵型	ラッパ管内蔵型	ラッパ管内蔵型	ロッドクラスタラッパ管内蔵型
全長	約2,970mm	約2,970mm	約2,970mm	約2,970mm	約2,970mm	約2,970mm
ラッパ管						
材料	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼
外側対辺間距離	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm
肉厚	約1.9mm	約1.9mm	約1.9mm	約1.9mm	約1.9mm	約1.9mm
反射体要素						
材料	SUS304、SUS316 または高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(B)	SUS304、SUS316 または高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(B)	SUS304、SUS316 または高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(B)	SUS304、SUS316 または高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(B)	SUS304、SUS316 または高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(B)	—
直径	約26mm (中心部) 約20mm (上下端部)	—	—	約25mm 約25mmまたは約100mm 37個 (厚さ約25mm) 10個 (厚さ約100mm)	—	—
全長	約2,100mm	—	—	約25mm	—	—
内径	—	—	—	—	—	—
厚さ	7本	—	—	—	—	—
反射体要素個数	—	—	—	—	—	—
反射体要素配列ピッチ	約27mm	—	—	—	—	—
ステンレス鋼の充填割合	約70% (中心部) 約50% (上下端部)	—	—	約80%	—	—
遮へい要素						
遮へい材						
材料	—	—	—	—	—	炭化ほう素 約20mm 約1,000mm
ペレット直径	—	—	—	—	—	—
有効長さ	—	—	—	—	—	—
被覆管						
材料	—	—	—	—	—	オーステナイト系ステンレス鋼
肉厚	—	—	—	—	—	約2mm
使用寿命	—	—	—	—	—	約10at%
遮へい要素個数	—	—	—	—	—	7本
照射用試験片	—	—	—	—	原子力材料等	—



第 3.8.1 図 内側反射体



第 3.8.2 図 外側反射体 (A)



第 3. 8. 3 図 遮へい集合体

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（ダイビングバル型）

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、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。後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、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、及び下部にグリップを有し、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、下部のグリップ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

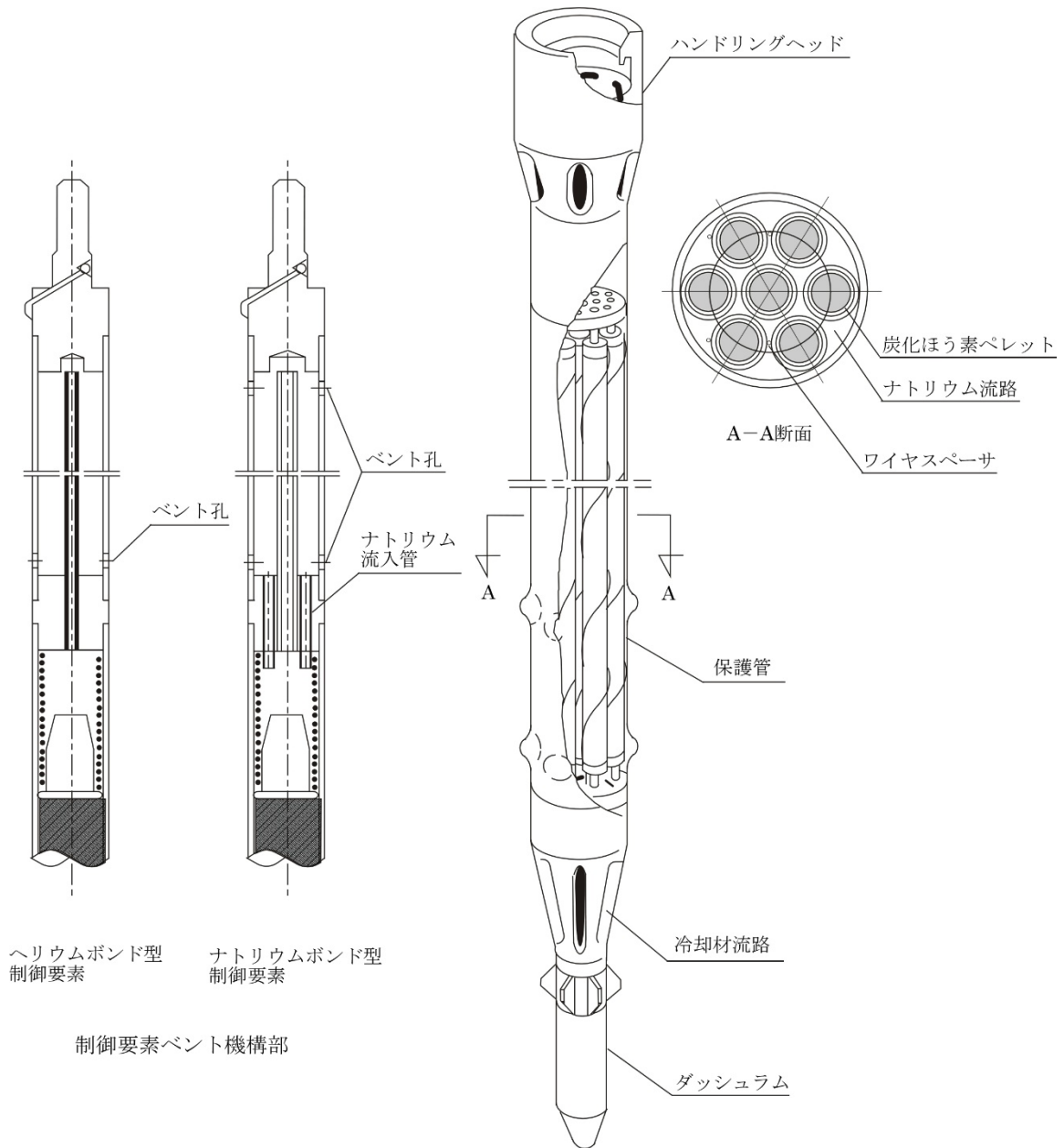
駆動方式 スクラム時 バネ加速重力落下方式

スクラム時挿入時間 0.8s 以下

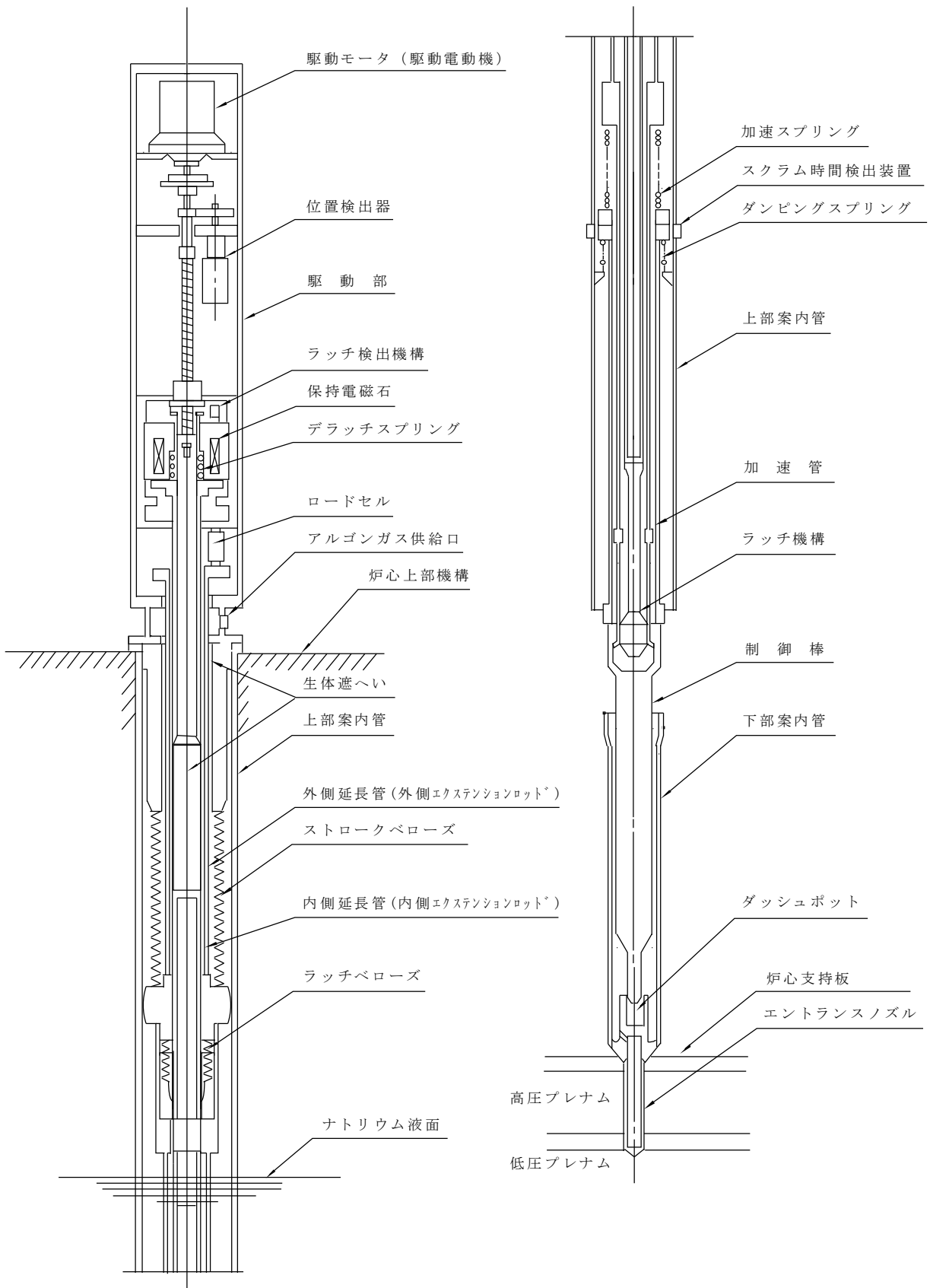
(後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断から後備炉停止制御棒反応度値 90%挿入までの時間)

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

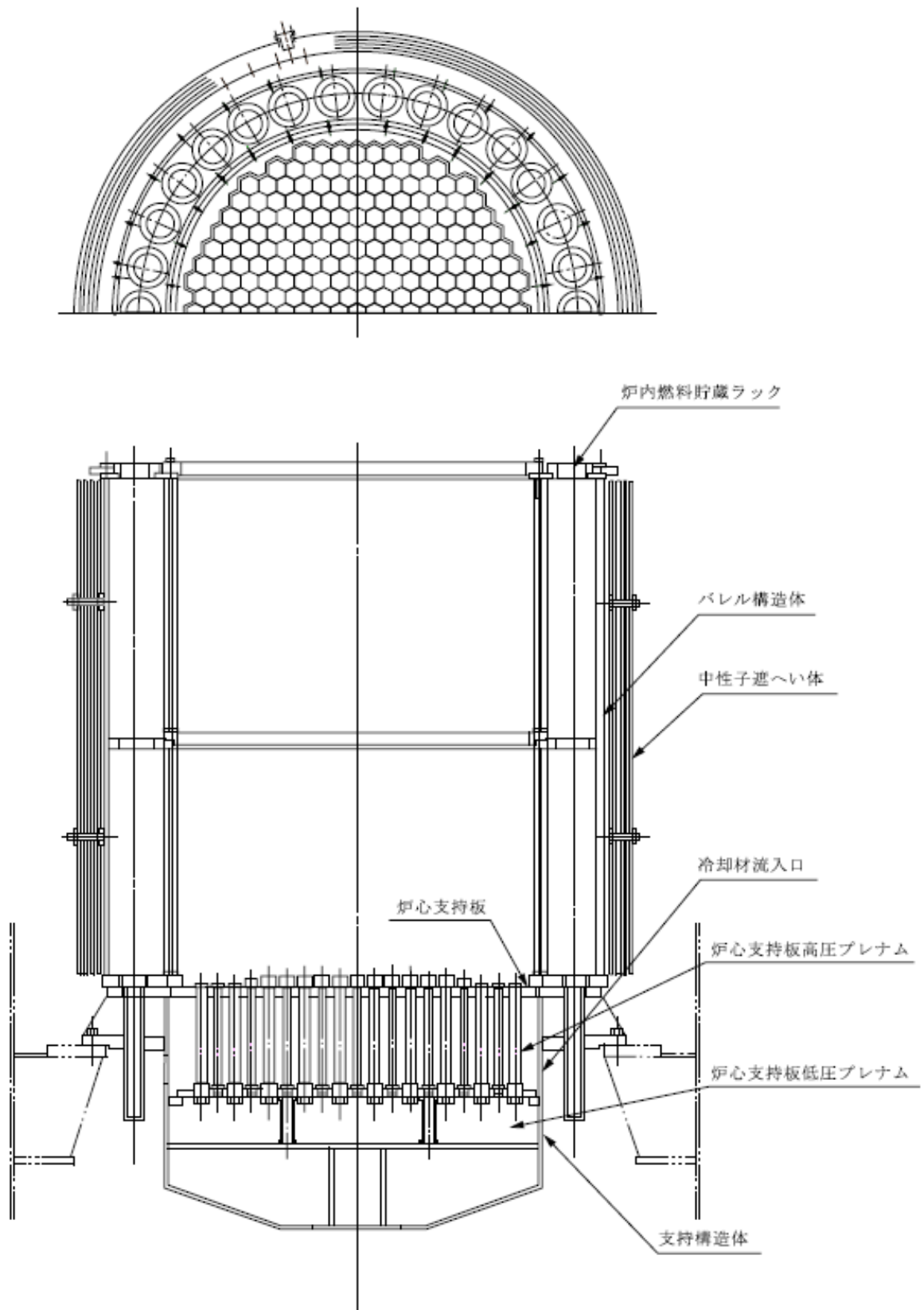
設計圧力（高圧プレナム圧力） $7.2\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.71\text{MPa}[\text{gage}]$ ）

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に、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。

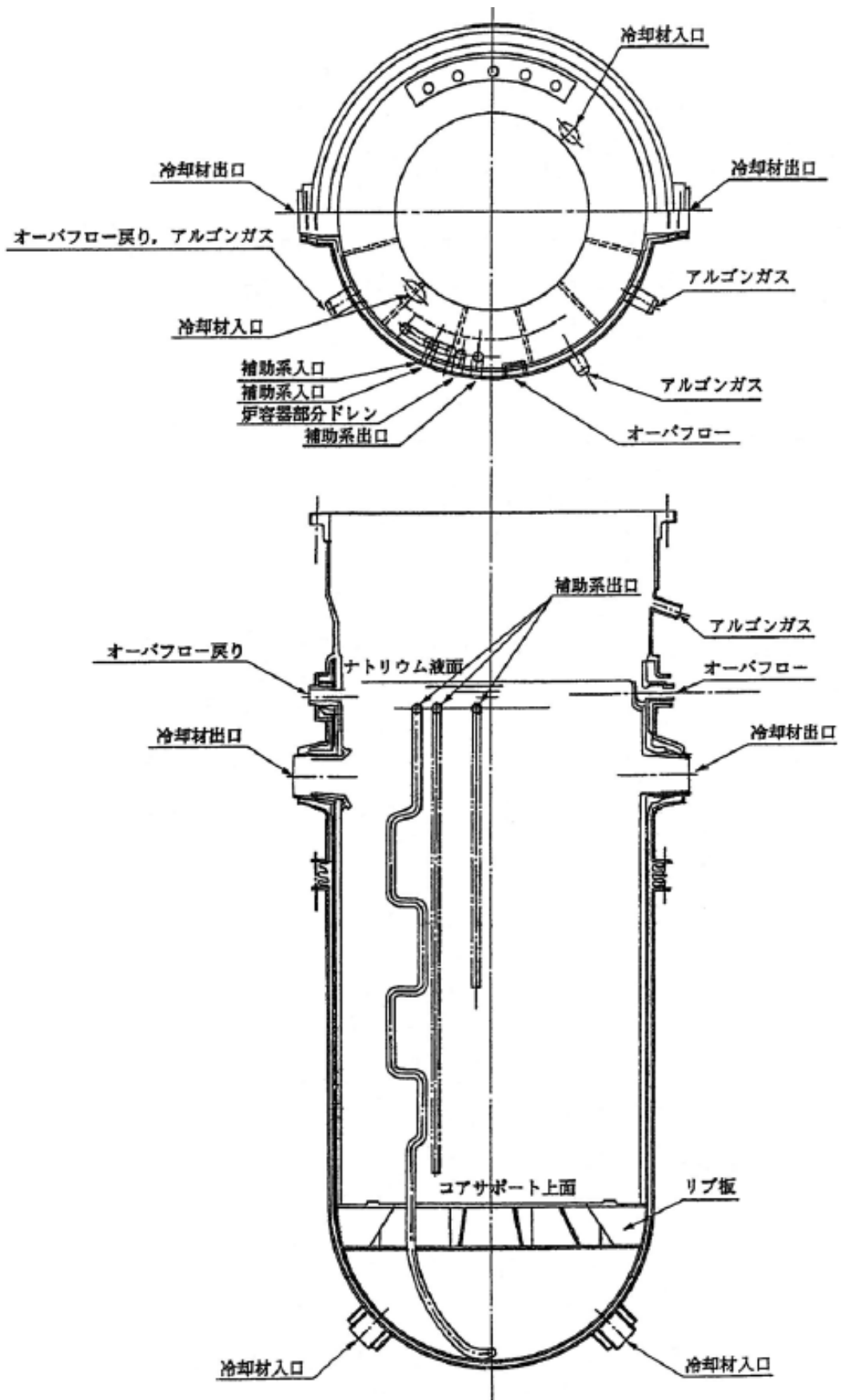
型式 たて置円筒形二重容器
材料 オーステナイト系ステンレス鋼（SUS304）
全高 約10m
胴内径 約3.6m
胴厚さ 約25mm
高圧プレナム壁厚さ 約25mm
設計圧力 上部 1.0kg/cm²[gage]（約98kPa[gage]）
高圧プレナム 7.2kg/cm²[gage]（約0.71MPa[gage]）
運転圧力 上部 約0.01kg/cm²[gage]以下（約0.98kPa[gage]以下）（カバーガス部）
高圧プレナム 約5kg/cm²[gage]以下（約0.49MPa[gage]以下）
設計温度 550℃
運転温度 原子炉容器入口冷却材温度 約350℃
原子炉容器出口冷却材温度 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ある場合は、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。原子炉運転中にある場合は、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

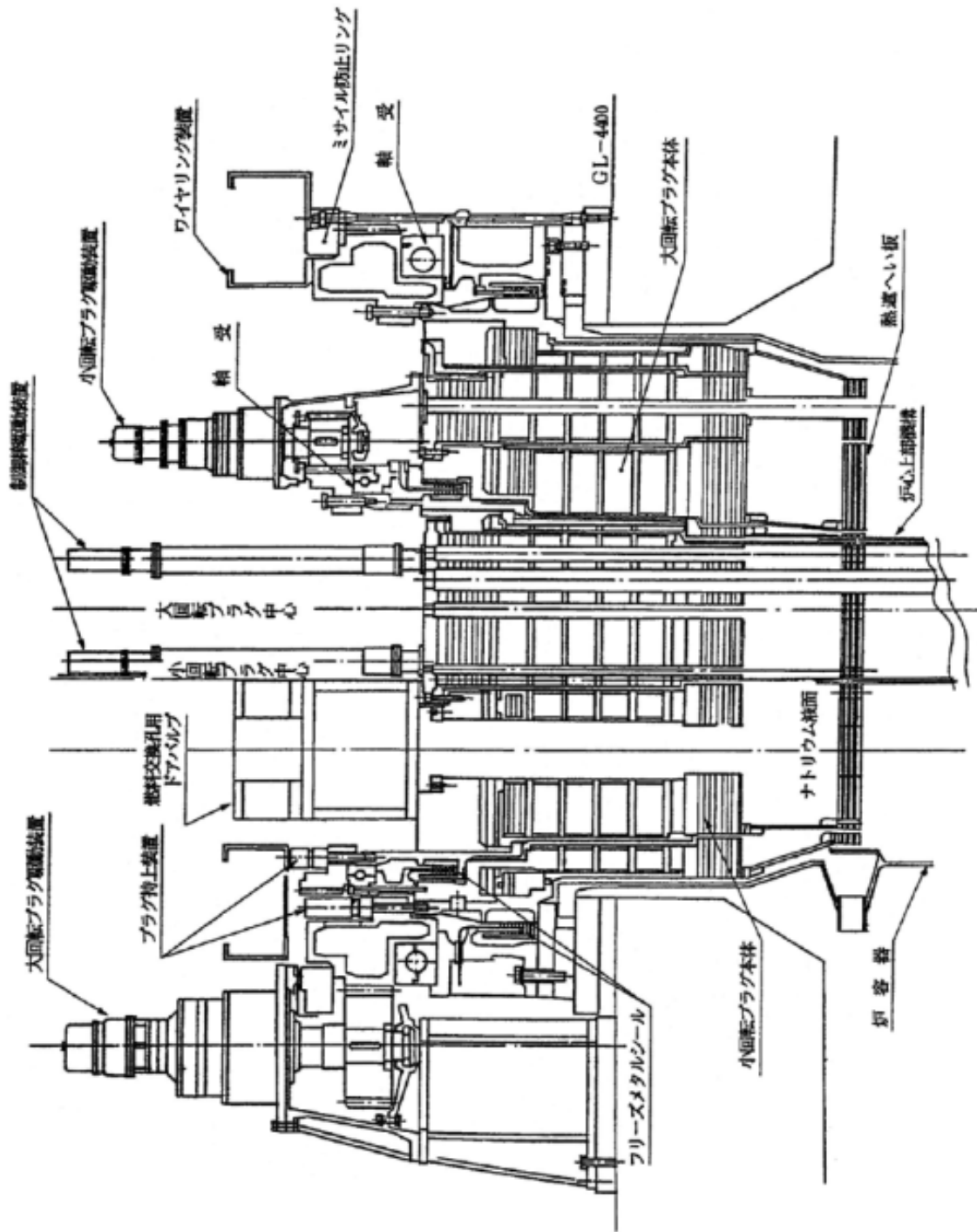
熱電対案内フィンガ数 炉心及び周辺部 115本

3.12.2 遮へいグラファイト及び生体遮へい体

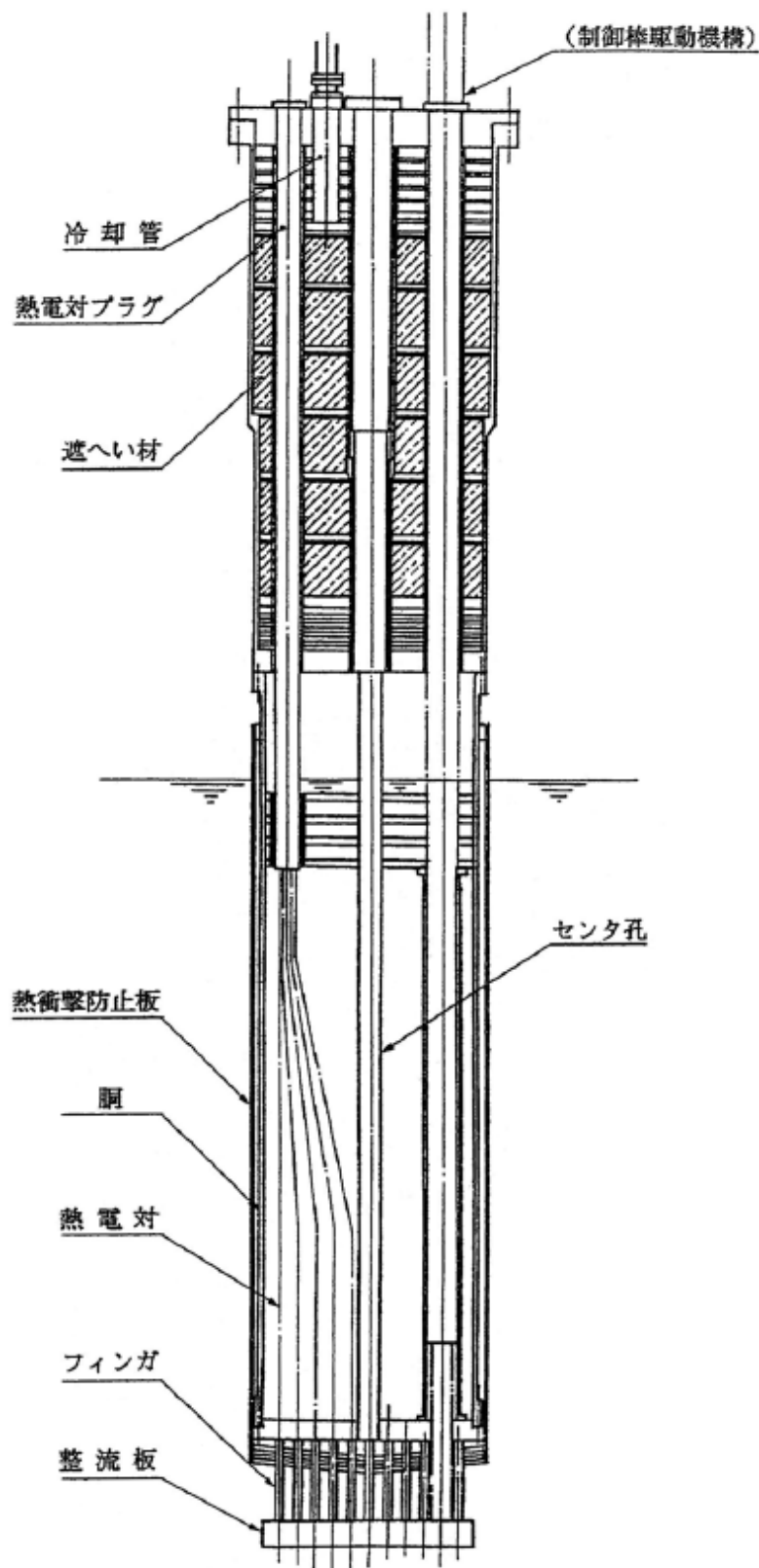
原子炉容器の周囲（側面及び下面）には、遮へいグラファイトが設置される。遮へいグラファイトは、安全容器に収納される。遮へいグラファイトは、機械加工されたグラファイトブロックを積層したもので、各ブロックはキーにより連結され、ピンにより安全容器に固定される。また、安全容器の周囲には、コンクリート製の生体遮へい体が設けられる。なお、生体遮へい体は、原子炉建物の一部を構成する。遮へいグラファイト及び生体遮へい体は、炉心から漏れ出る中性子の減速及びガンマ線の遮蔽を目的とする。主な仕様を以下に示す。

遮へいグラファイト

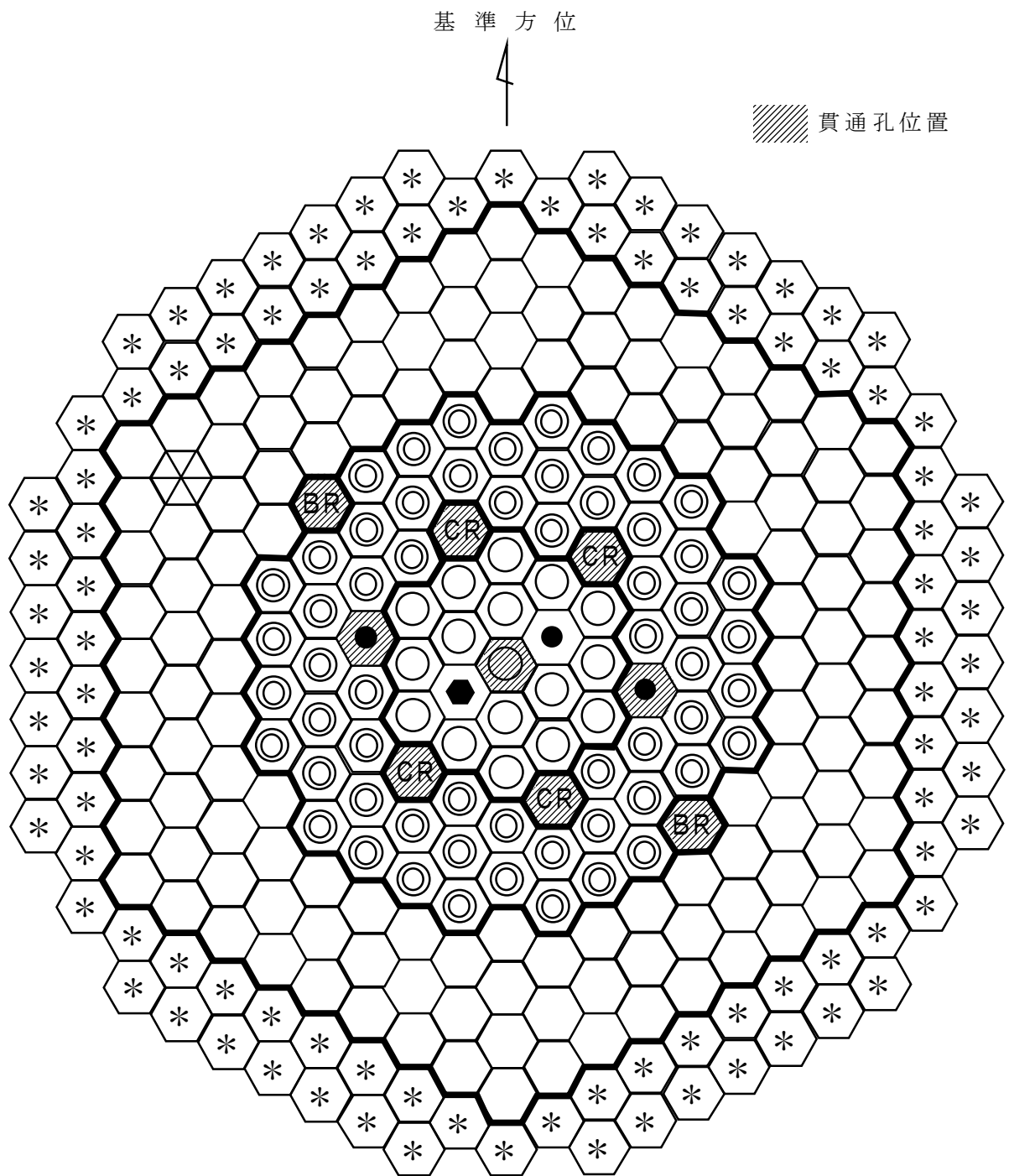
グラファイト厚さ 約 1,000mm
グラファイト材質 原子炉級
生体遮へい体
コンクリート厚さ 約 1,000mm



第 3.12.1 図 回転プラグ



第 3. 12. 2 図 炉心上部機構



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。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、オーバフローコラム及び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。

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。

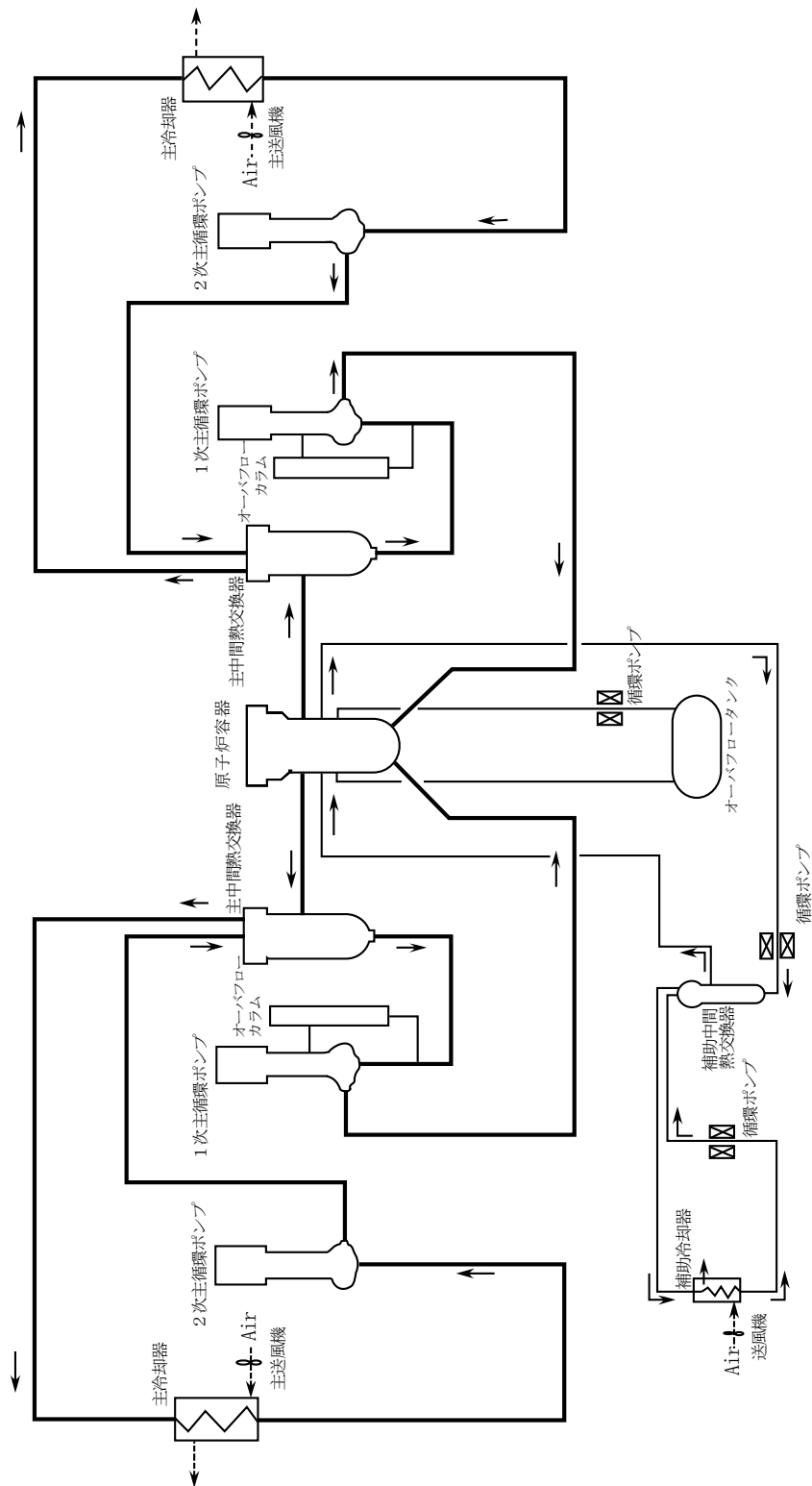
(4) 出力上昇

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

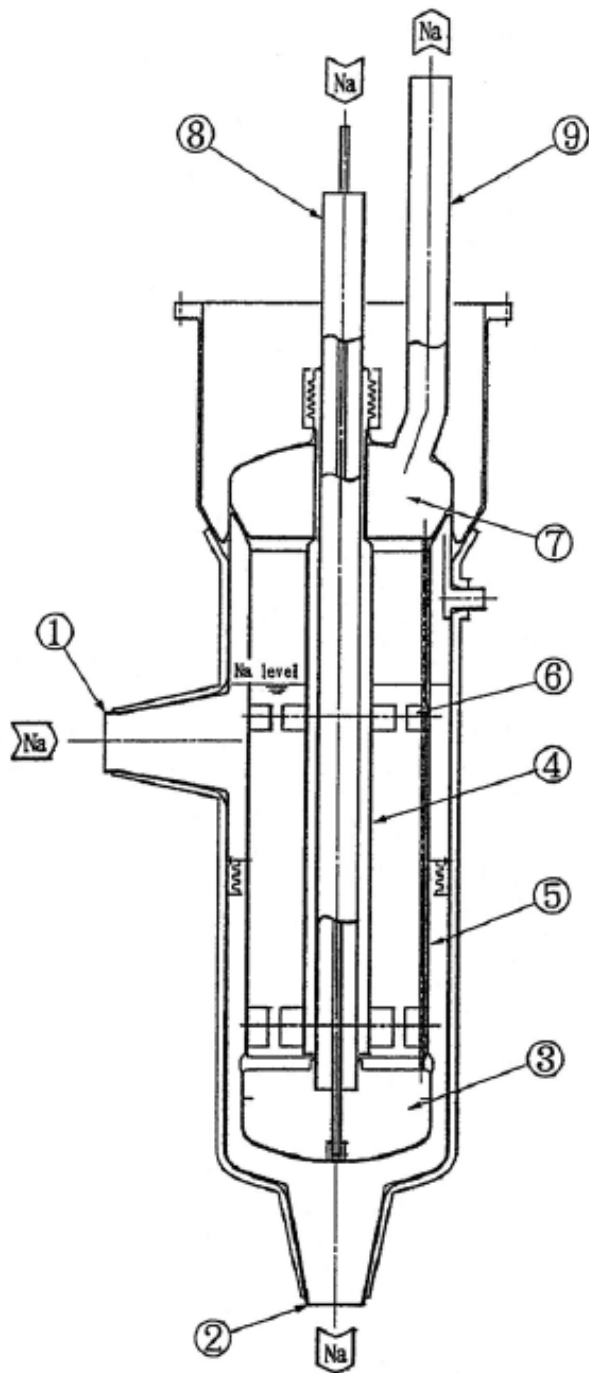
1 次冷却材は、原子炉容器出口ノズルより流出し、主中間熱交換器及び 1 次主循環ポンプを経由して、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器内に還流する。これらの機器を接続する配管は、ステンレス鋼製の二重管構造（配管（内側）及び配管（外側）から構成）とし、万一、原子炉冷却材バウンダリである配管（内側）の破損が生じた場合にあっては、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止できるものとする。また、1 次主冷却系には、1 次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するためのオーバフローカラム、及び原子炉容器入口ノズルの上流に原子炉容器内の 1 次冷却材が逆流することを防止するための逆止弁を設ける。配管の主な仕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

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

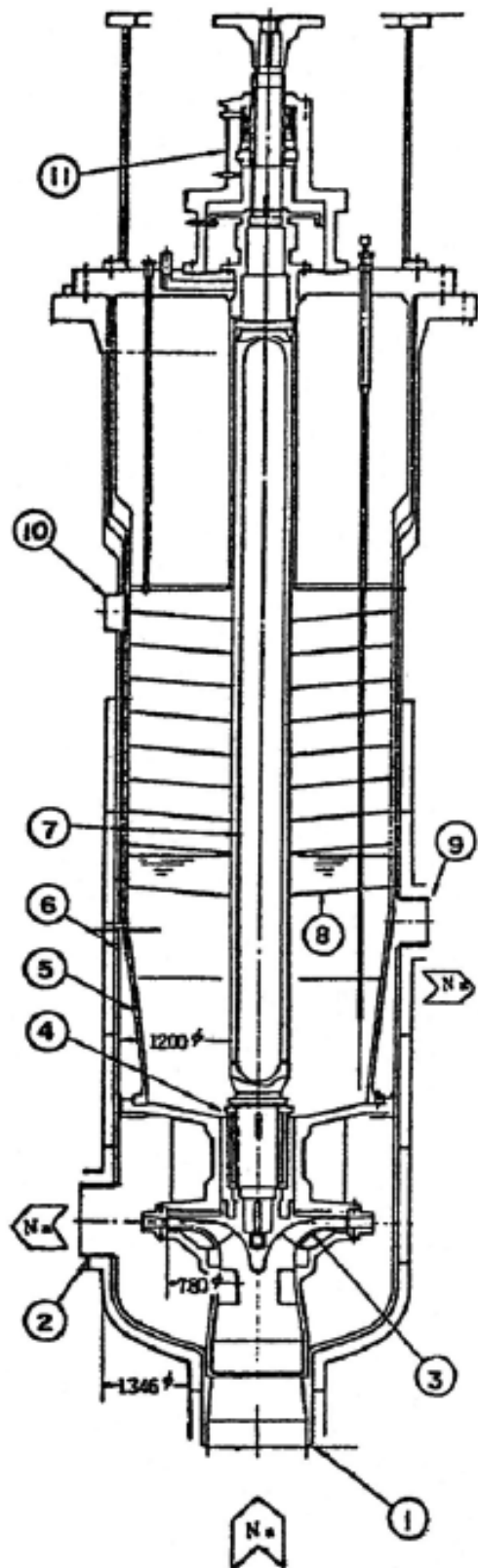
1 次主冷却系は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、1 次主冷却系配管において設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいし、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位（原子炉容器通常ナトリウム液位－4,000mm）を確保するものとする。

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。

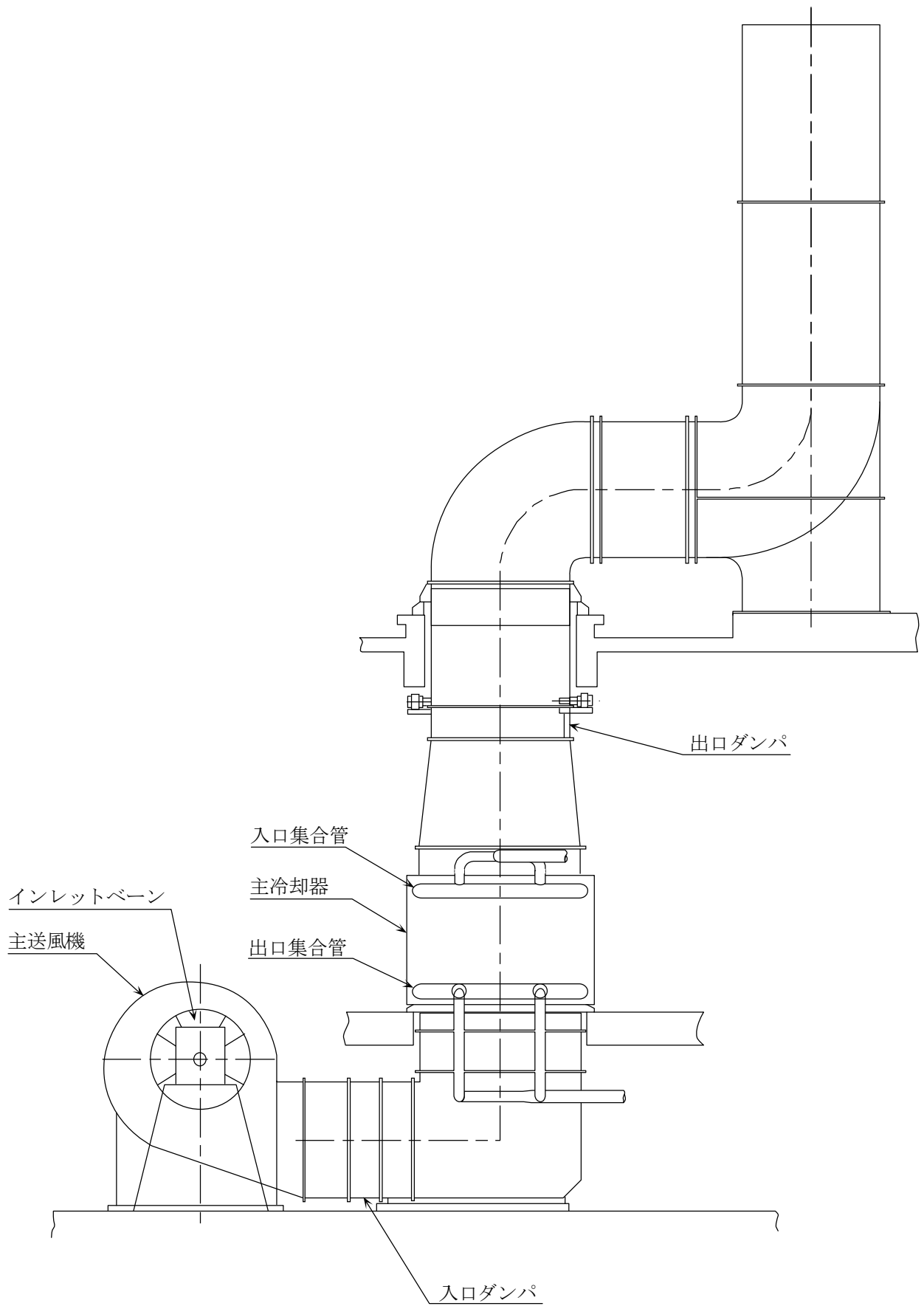
型式 たて軸自由液面型遠心式
基数 2基
容量 (定格) 約 $1,200\text{t}/\text{h}/\text{基}$
揚程 (定格) 約 40mNa
運転温度 約 320°C
設計温度 400°C

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。

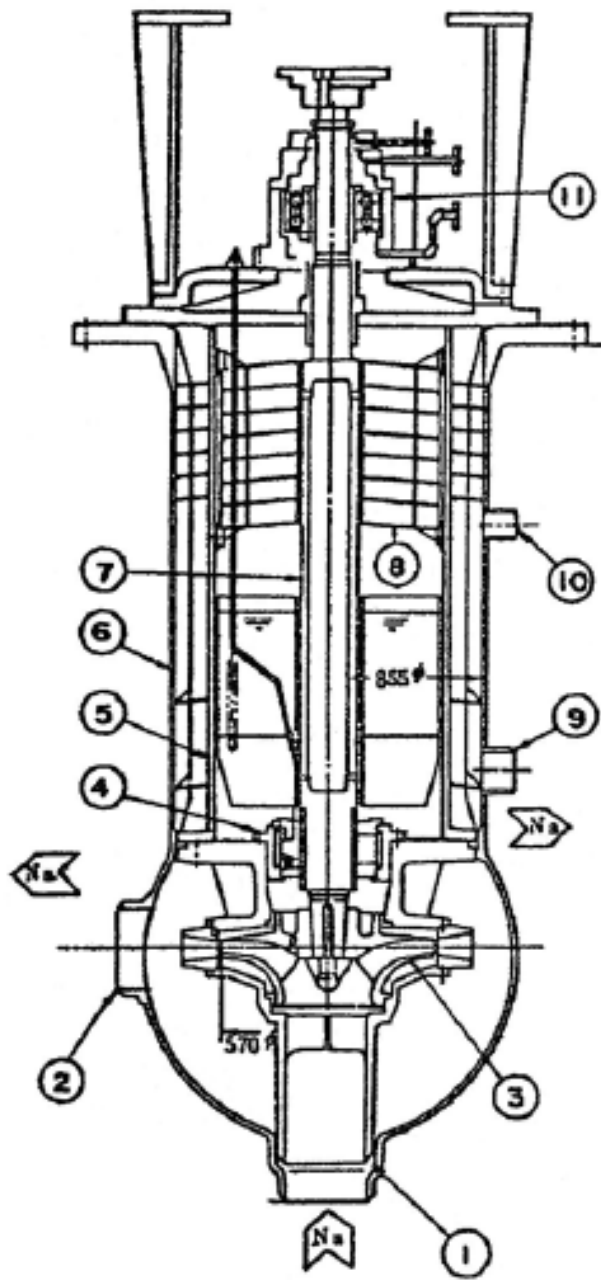
材質 低合金鋼 (2・1/4Cr-1Mo 鋼)

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

53 条(1)-添付 4-129



		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	熱感へい板
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。

5.5 補助冷却設備

原子炉施設には、1次主冷却系を使用できない場合に、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するための補助冷却設備を設ける(第5.5.1図参照)。なお、通常運転時においては、補助冷却設備において、冷却材である液体ナトリウムが停滞しないよう、小流量を保持する。補助冷却設備は、1次補助冷却系及び2次補助冷却系から構成する。主な仕様を以下に示す。

全除熱量 約 2.6MW

ループ(回路)数 1回路(1次補助冷却系)

1回路(2次補助冷却系)

流量 約 56t/h(1次補助冷却系)

約 56t/h(2次補助冷却系)

補助中間熱交換器出口冷却材温度 約 330℃* (1次補助冷却系)

補助中間熱交換器入口冷却材温度 約 460℃* (1次補助冷却系)

補助中間熱交換器出口冷却材温度 約 430℃* (2次補助冷却系)

補助中間熱交換器入口冷却材温度 約 300℃* (2次補助冷却系)

* : 原子炉入口冷却材温度約 350℃における値である。

(1) 1次補助冷却系

1次補助冷却系は、一つの回路から構成し、回路には、電磁式の循環ポンプを設ける。1次補助冷却系の冷却材は、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、補助中間熱交換器で2次補助冷却系の冷却材と熱交換し、原子炉容器に還流する。1次補助冷却系の原子炉容器内吸込管の始端は、炉心上端より下方に開口するものとし、原子炉容器内の冷却材の液面が低下した場合であっても、運転できるものとする。主な仕様を以下に示す。

(i) 補助中間熱交換器

型式 たて置シェルアンドチューブ型

基数 1基

容量 約 2.6MW

使用材料 ステンレス鋼

(ii) 循環ポンプ

型式 電磁式

基数 1基

容量 約 56t/h

(iii) 配管

材質 ステンレス鋼

外径寸法 約 110mm (原子炉容器出入口配管)

多量の放射性物質等を放出する事故等時

1次補助冷却系は、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次補助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、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あって、炉心の著しい損傷を防止するため、非常用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－810mm）を確保するものとする。

1次補助冷却系の原子炉容器出入口配管の高所部は、非常用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、冷却材漏えい時に自動的に作動する1次補助冷却系サイフォンブレイク弁を設けることで、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、非常用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。

(2) 2次補助冷却系

2次補助冷却系は、一つの回路から構成し、回路には、電磁式の循環ポンプを設ける。2次補助冷却系の冷却材は、補助中間熱交換器で1次補助冷却系の冷却材と熱交換した後、空冷式の補助冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送し、補助中間熱交換器に還流する（第5.5.1図参照）。主な仕様を以下に示す。

(i) 補助冷却機

型式 フィン付空冷多管式

基数 1基

容量 約2.6MW

(ii) 循環ポンプ

型式 電磁式

基数 1基

容量 約56t/h

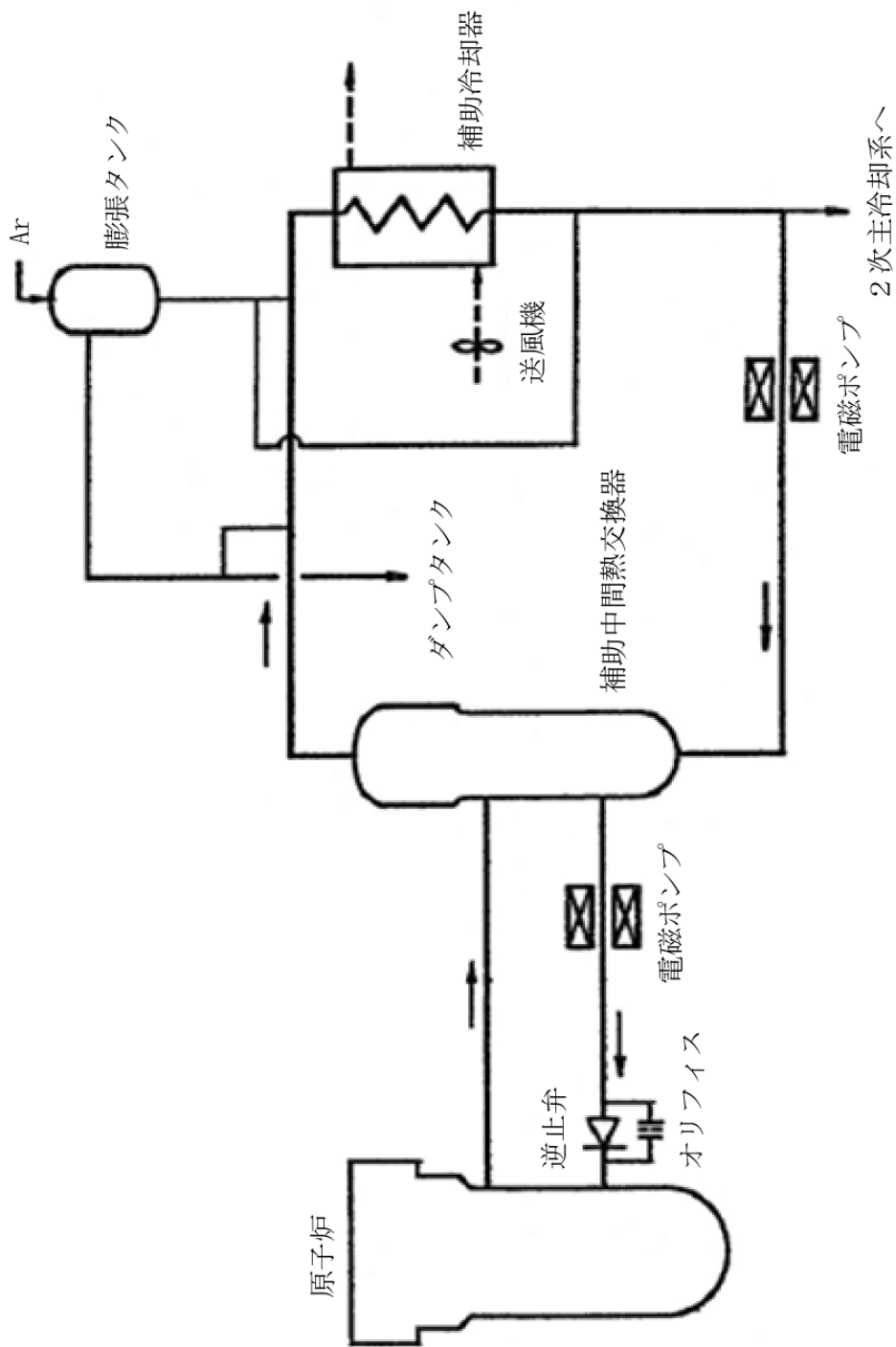
(iii) 配管

材質 低合金鋼（2・1/4Cr-1Mo 鋼）

外径寸法 約90mm（補助中間熱交換器出入口配管）

(3) 多量の放射性物質等を放出する事故等時

補助冷却設備は、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)に示す1次補助冷却系により、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)に示す2次補助冷却系により、補助中間熱交換器で1次補助冷却材と熱交換した後、空冷式の補助冷却機で、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。



第 5.5.1 図 補助冷却設備系統図

5.6 冷却材純化設備

原子炉施設には、1次冷却材及び2次冷却材の酸化物含有量を一定値以下に制限するための冷却材純化設備を設ける。冷却材純化設備は、1次純化系及び2次純化系から構成する。主な仕様を以下に示す。

ループ（回路）数 1回路（1次純化系）

1回路（2次純化系）

流量 最大約 10t/h（1次純化系）

最大約 5.2t/h（2次純化系）

純化目標値 約 10ppm（1次純化系）

約 20ppm（2次純化系）

（1）1次純化系

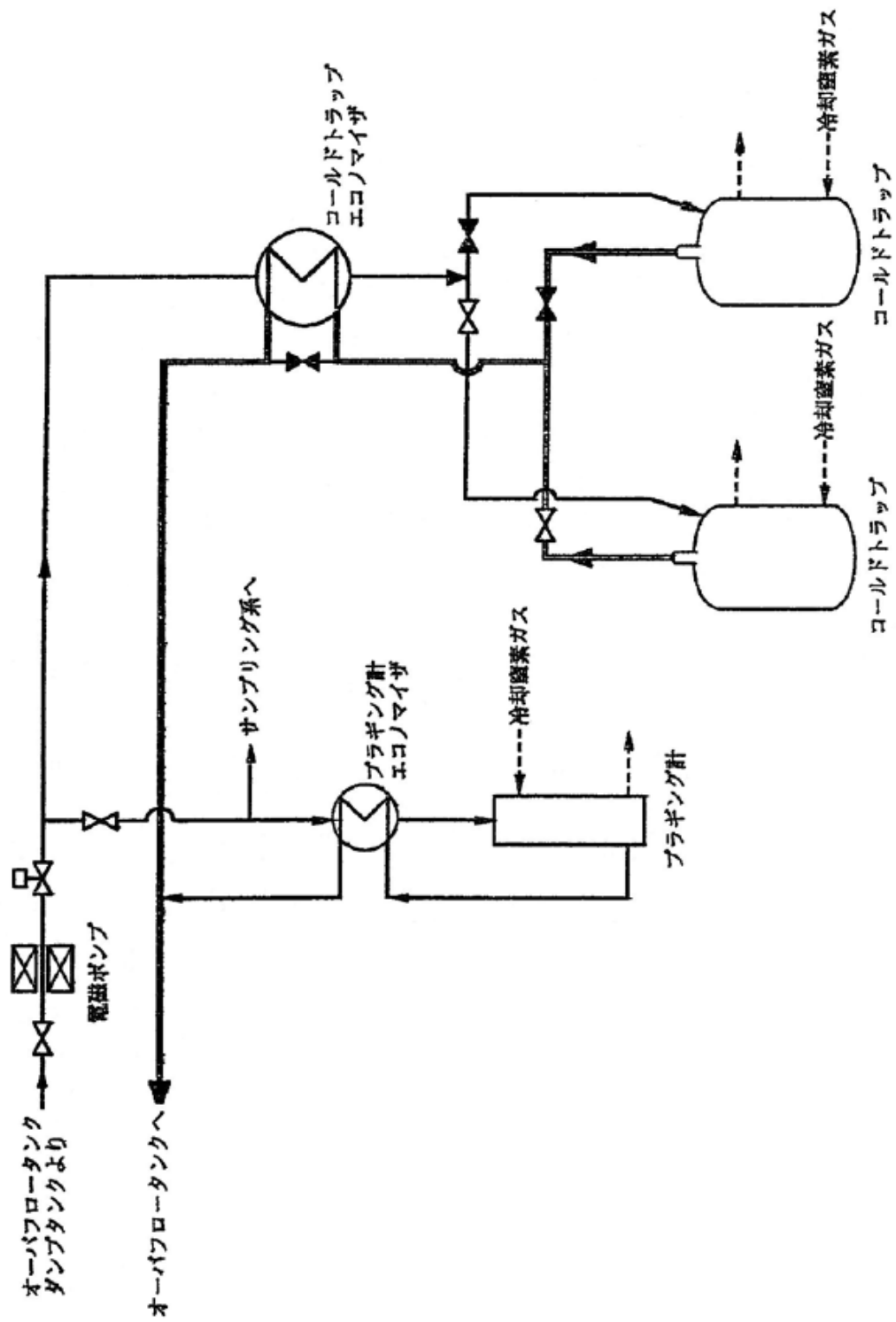
1次純化系（第5.6.1図参照）には、1次冷却材の酸化物含有量を一定値以下に制限するため、コールドトラップを設ける。コールドトラップは、冷却材であるナトリウム中の飽和酸化物濃度が温度の低下とともに減少することを利用したものである。冷却材の純化目標値は酸素濃度約 10ppm とする。なお、冷却材の純度は、ナトリウム中の飽和酸化物濃度が温度の低下とともに減少することを利用した不純物計（プラグング計）により監視し、コールドトラップの設定温度を調整することで制御される。コールドトラップの冷却には窒素ガスを用いるものとする。

（2）2次純化系

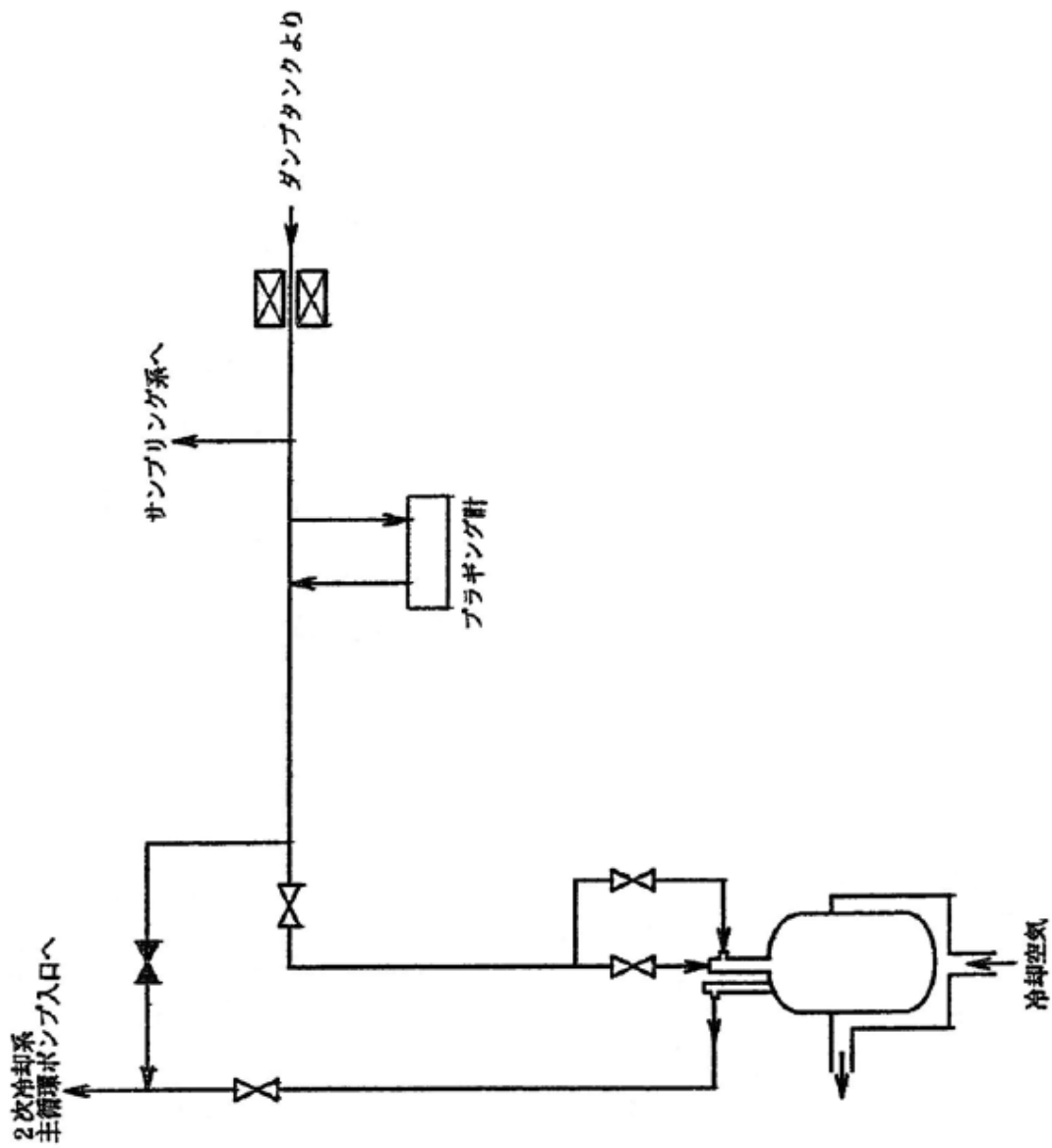
2次純化系（第5.6.2図参照）には、2次冷却材の酸化物含有量を一定値以下に制限するため、コールドトラップを設ける。冷却材の純化目標値は酸素濃度約 20ppm とする。コールドトラップの冷却には空気を用いるものとする。なお、2次補助系の冷却材については、一部を2次主冷却系と連通できるものとし、冷却材を混ぜ合わせることで純化するものとする。

（3）試料採取設備

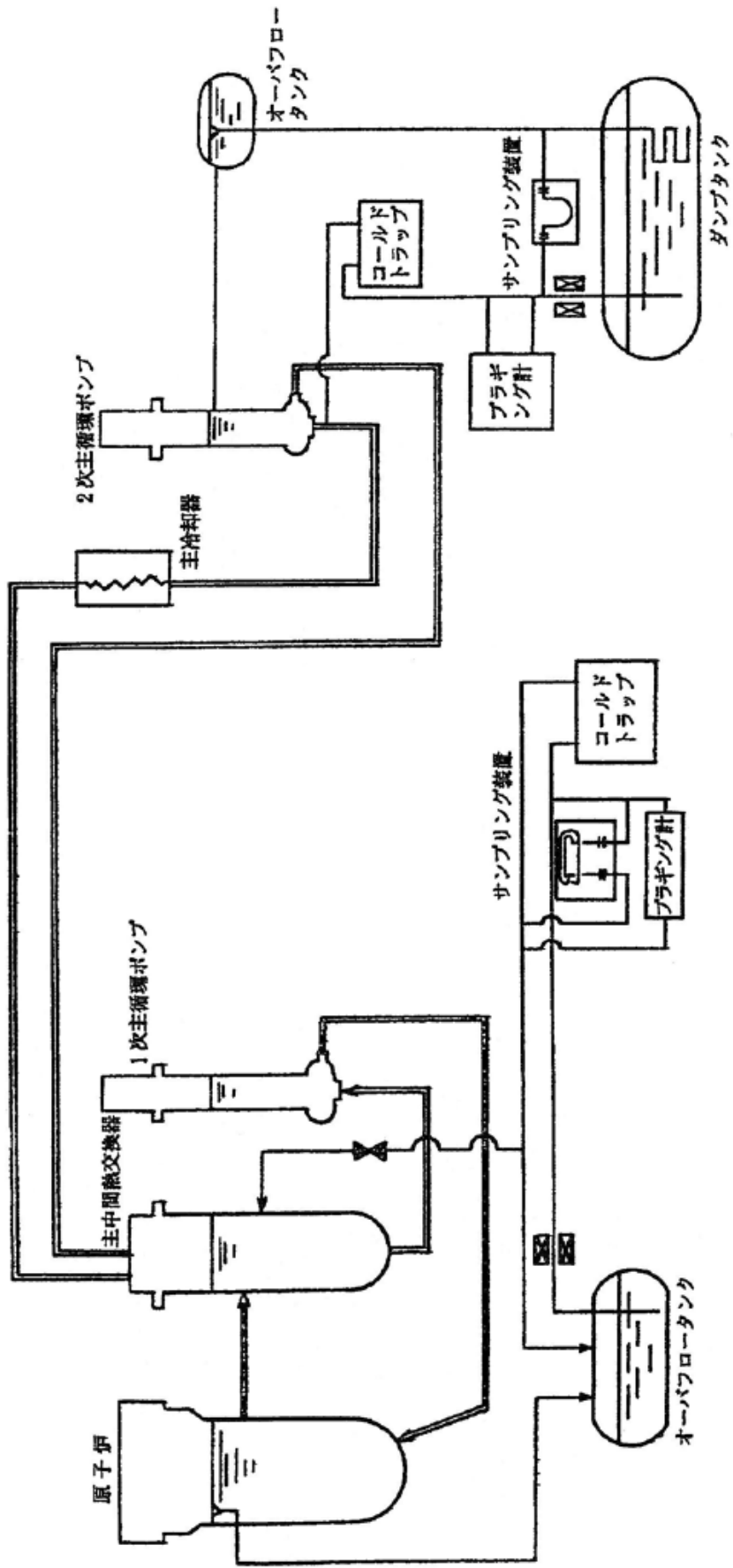
1次純化系及び2次純化系には、試料採取設備を設ける。試料採取設備は、1次冷却材サンプリング系及び2次冷却材サンプリング系から構成する（第5.6.3図参照）。1次冷却材サンプリング系は、1次純化系のコールドトラップの入口に設けられ、当該部のナトリウムのサンプルを採取するものである。試料採取には、サンプリングコイルを使用し、サンプリングコイルに1次冷却材を充填した後、これを取り外すことで試料を採取する。2次冷却材サンプリング系は、2次純化系における2次主冷却系へのナトリウム汲上げ配管からオーバフロー配管へのバイパス配管の途中に設けられ、当該部のナトリウムのサンプルを採取するものである。試料採取には、サンプリングチューブを使用し、サンプリングチューブに2次冷却材を充填した後、これを取り外すことで試料を採取する。なお、2次冷却材サンプリング系にあっては、試料が外気に触れないように、サンプリングチューブを取り外すためのサンプリングボックスを有する。



第 5.6.1 図 1 次純化系系統図



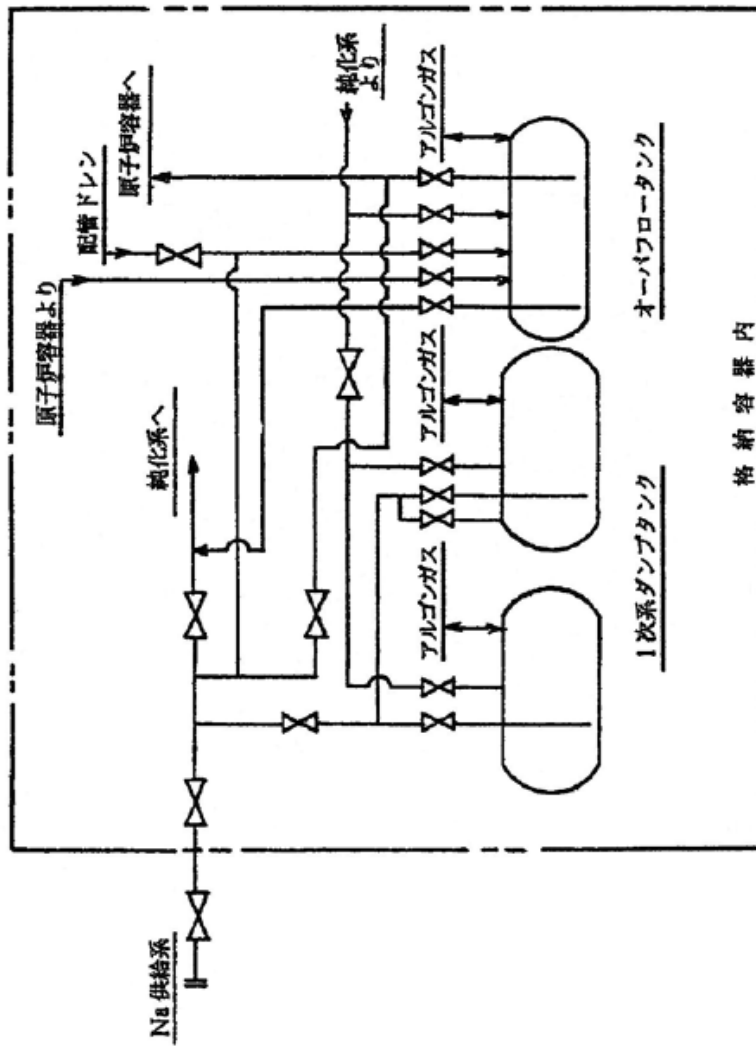
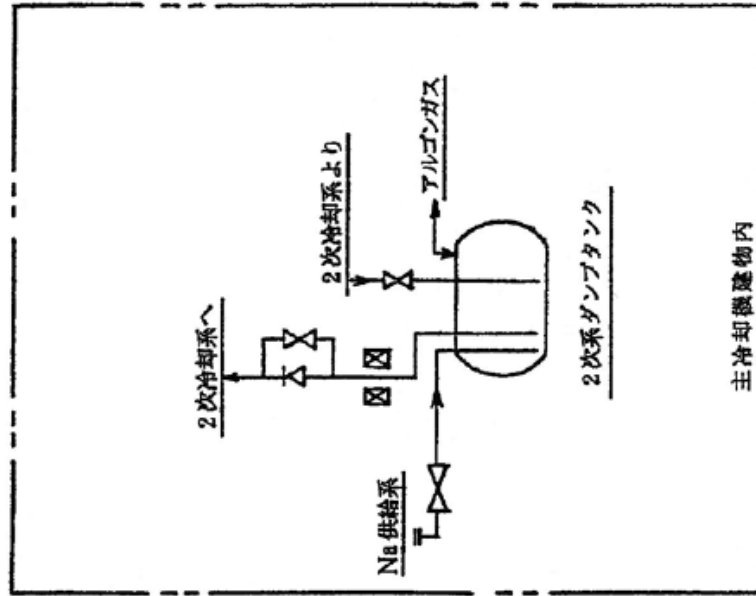
第 5.6.2 図 2 次純化系系統図



第 5.6.3 図 試料採取設備系統図

5.7 ナトリウム充填・ドレン設備

原子炉施設には、冷却材であるナトリウムを充填又はドレンするとともに、必要に応じて、これらのナトリウムを一時貯蔵するためのナトリウム充填・ドレン設備を設ける(第5.7.1図参照)。ナトリウム充填・ドレン設備は、オーバフロー系、1次ナトリウム充填・ドレン系及び2次ナトリウム充填・ドレン系から構成する。オーバフロー系は、1次冷却材を一時貯蔵するためのオーバフロータンク、及び通常運転時において、常時、一定量の1次冷却材を原子炉容器に充填(汲み上げ)するための電磁式のポンプを有し、原子炉容器に充填(汲み上げ)された1次冷却材を、原子炉容器の上部に設けた配管を経由して、オーバフロータンクに還流させることで、原子炉容器内の1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。また、1次ナトリウム充填・ドレン系及び2次ナトリウム充填・ドレン系は、それぞれ1次冷却材を一時貯蔵するための1次冷却材ダンプタンク、及び2次冷却材を一時貯蔵するための2次冷却材ダンプタンクを有するものとする。なお、ナトリウムを補充する場合には、ナトリウムをコンテナ等で輸送し、原子炉付属建物又は主冷却機建物で溶解した後、当該ナトリウムをナトリウム供給口より注入し、オーバフロータンク、1次冷却材ダンプタンク又は2次冷却材ダンプタンクに充填する。各タンクのナトリウムは、冷却材純化設備により、製造時又は供給時等において混入した不純物を取り除いた後に、1次主冷却系や2次主冷却系等に充填される。また、1次主冷却系や2次主冷却系等のナトリウムをドレンする場合には、当該ナトリウムは、オーバフロータンク、1次冷却材ダンプタンク又は2次冷却材ダンプタンクに排出される。



第 5.7.1 図 ナトリウム充填・ドレン設備系統図

5.8 アルゴンガス設備

原子炉施設には、原子炉容器、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他設備における冷却材の自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを供給等するためのアルゴンガス設備を設ける。アルゴンガス設備は、1次アルゴンガス系及び2次アルゴンガス系等から構成する。なお、アルゴンガスは、カバーガスとして供給される他に、シールガス及びパージガスとしても使用される。

(1) 1次アルゴンガス系

1次アルゴンガス系は、1次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、供給タンク、呼吸ガス圧力調整ヘッド、低压タンク及び真空ポンプ等から構成する(第5.8.1図参照)。1次主冷却系等のカバーガスの圧力は、通常運転時において、格納容器内の圧力に対して微正圧に制御される。1次主冷却系等のカバーガスは、呼吸ガス圧力調整ヘッドと連通しており、呼吸ガス圧力調整ヘッドは、供給タンク及び低压タンクに接続される。カバーガスの圧力は、冷却材の温度変化により変動するため、圧力が上昇した際には、呼吸ガス圧力調整ヘッドより低压タンクにアルゴンガスを排気することで、圧力が低下した際には、供給タンクより呼吸ガス圧力調整ヘッドにアルゴンガスを供給することで、カバーガスの圧力を定められた範囲内(約0.2～約1.0kPa[gage])に制御する。また、このカバーガスの圧力を監視することで、原子炉カバーガス等のバウンダリからの原子炉カバーガスの漏えいを検出する。なお、低压タンクに排気されたアルゴンガスは、必要の都度、気体廃棄物処理設備に排出される。また、供給タンクのアルゴンガスは、回転プラグのシールガスや核燃料物質取扱設備のパージガスとしても使用される。真空ポンプは、ナトリウムの初期充填時に原子炉容器や1次主冷却系等の内部空気を排出するために用いられるものである。

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により炉心が著しく損傷し、原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に、圧力が約10kPaまで上昇した場合に、受動的に開放する安全板を整備する(第5.8.1図参照)。

(2) 2次アルゴンガス系

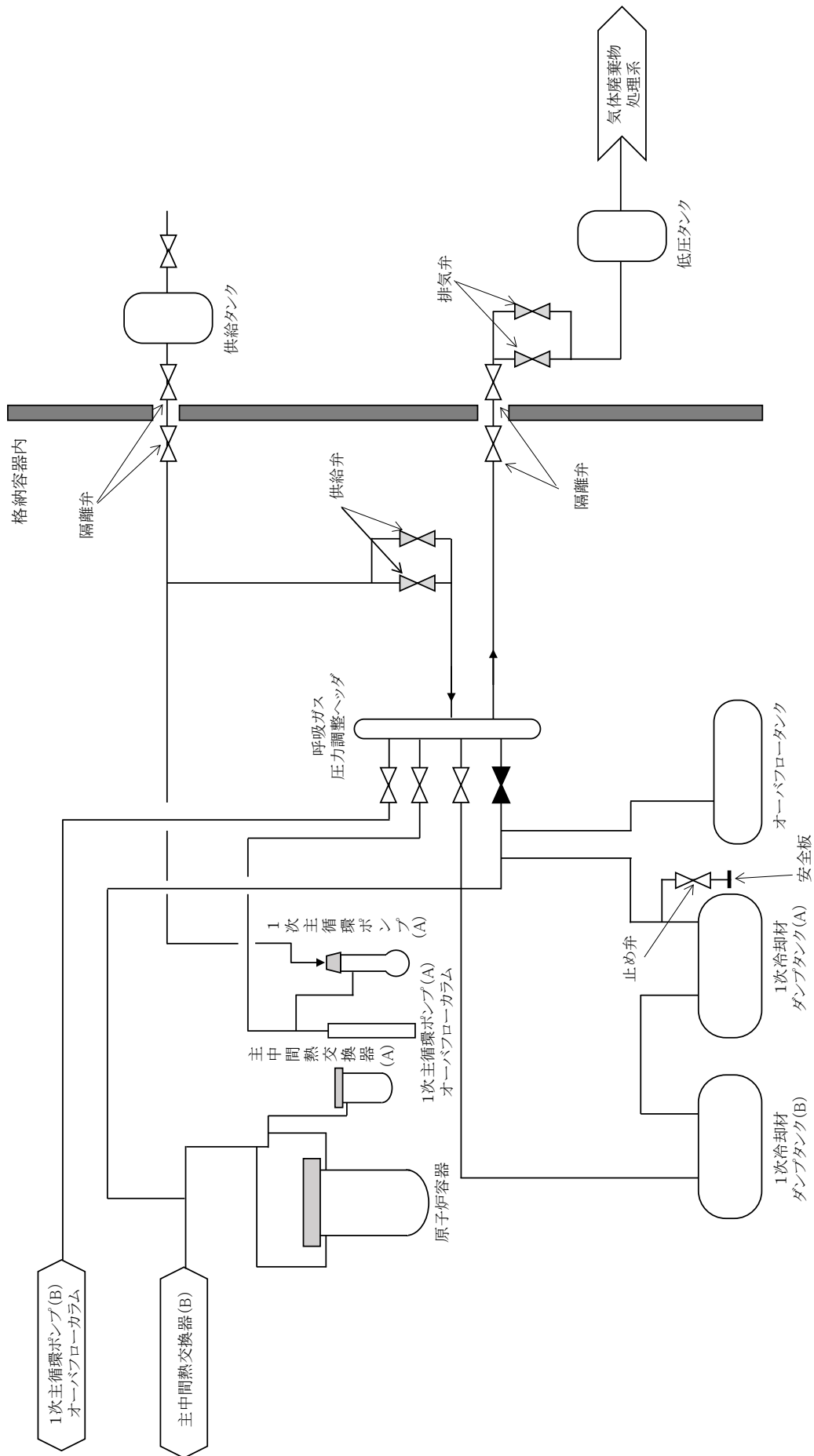
2次アルゴンガス系は、2次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、呼吸ヘッド及び真空ポンプ等から構成する。2次主冷却系等のカバーガスの圧力は、1次主冷却系等のカバーガスの圧力よりも高くなるように保持し、主中間熱交換器において、1次冷却材(1次主冷却系)の圧力が、2次冷却材(2次主冷却系)より低くするものとし、万一の伝熱管破損の場合に、1次冷却材が2次冷却材中に流入し、1次冷却材中の放射性物質が、2次冷却材中に混入すること(汚染が拡大すること)を防止できるものとする。なお、2次主冷却系等のカバーガスは、放射性物質を有しないため、排気されたアルゴンガスは、直接大気中に放出される。真空ポンプは、1次アルゴンガス系と同様に、ナトリウムの初期充填時に2次主冷却系等の内部空気を排出するために用いられるものである。

原子炉冷却系統施設にあっては、1次主冷却系、1次補助冷却系及びナトリウム充填・ドレン設備の一部が原子炉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っては、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。

5.9 ナトリウム予熱設備

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必要な箇所には、ナトリウムを液体の状態に保つことができるように、ナトリウム予熱設備を設ける。また、ナトリウム及びカバーガスを保有する設備（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除く。）にも、同様に、必要な箇所には、ナトリウムを液体の状態に保つことができるようにナトリウム予熱設備を設ける。ナトリウム予熱設備は、1次冷却系予熱設備及び2次冷却系予熱設備から構成し、必要な機器・配管を約150℃に予熱できるものとする。

1次冷却系予熱設備は、窒素ガス予熱系及び電気ヒータ予熱系から構成する。窒素ガス予熱系は、原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器、主中間熱交換器、1次主循環ポンプ及び配管等の二重構造を有する機器等に用いられるものであり、予熱用窒素ガス加熱器により加熱された窒素ガスを二重構造の間隙に通気することで機器等を予熱する。電気ヒータ予熱系は、上記以外の機器等に用いられ、機器等の外側に設置した電気ヒータにより機器等を予熱する。2次冷却系予熱設備は、電気ヒータ等から構成し、機器等の外側に設置した電気ヒータにより機器等を予熱する。



第 5.8.1 図 1 次アルゴンガス系系統図

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。

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）。

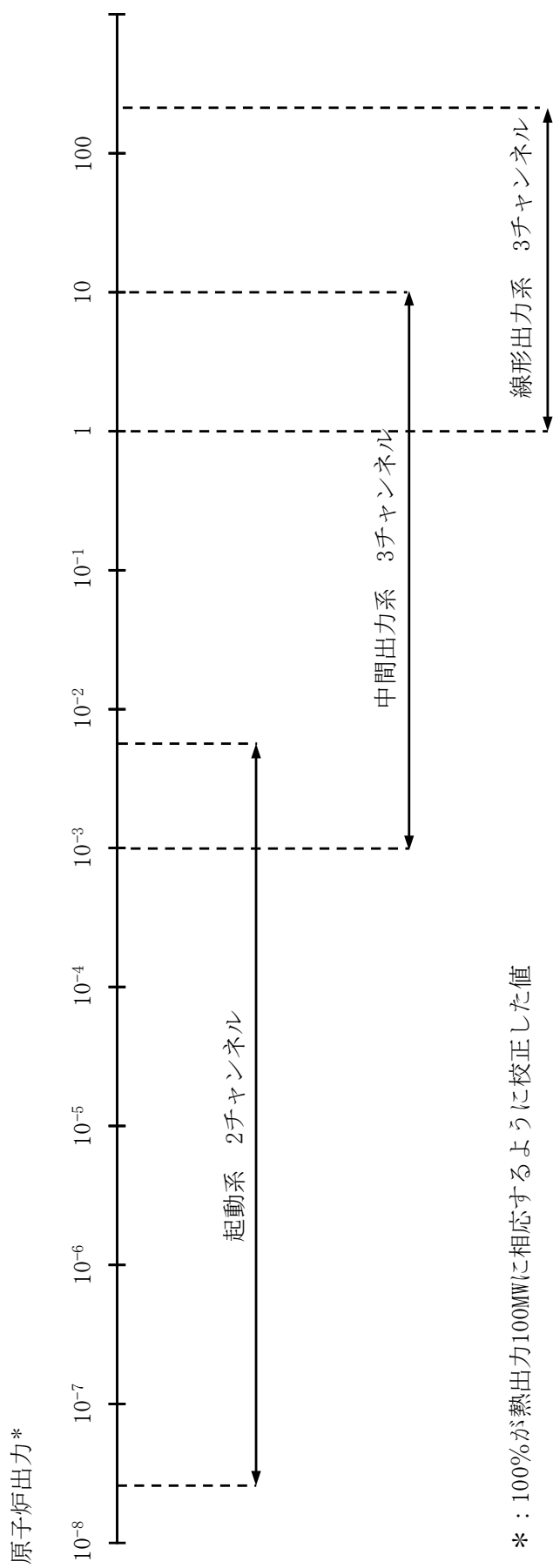
(2) 中間出力系

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

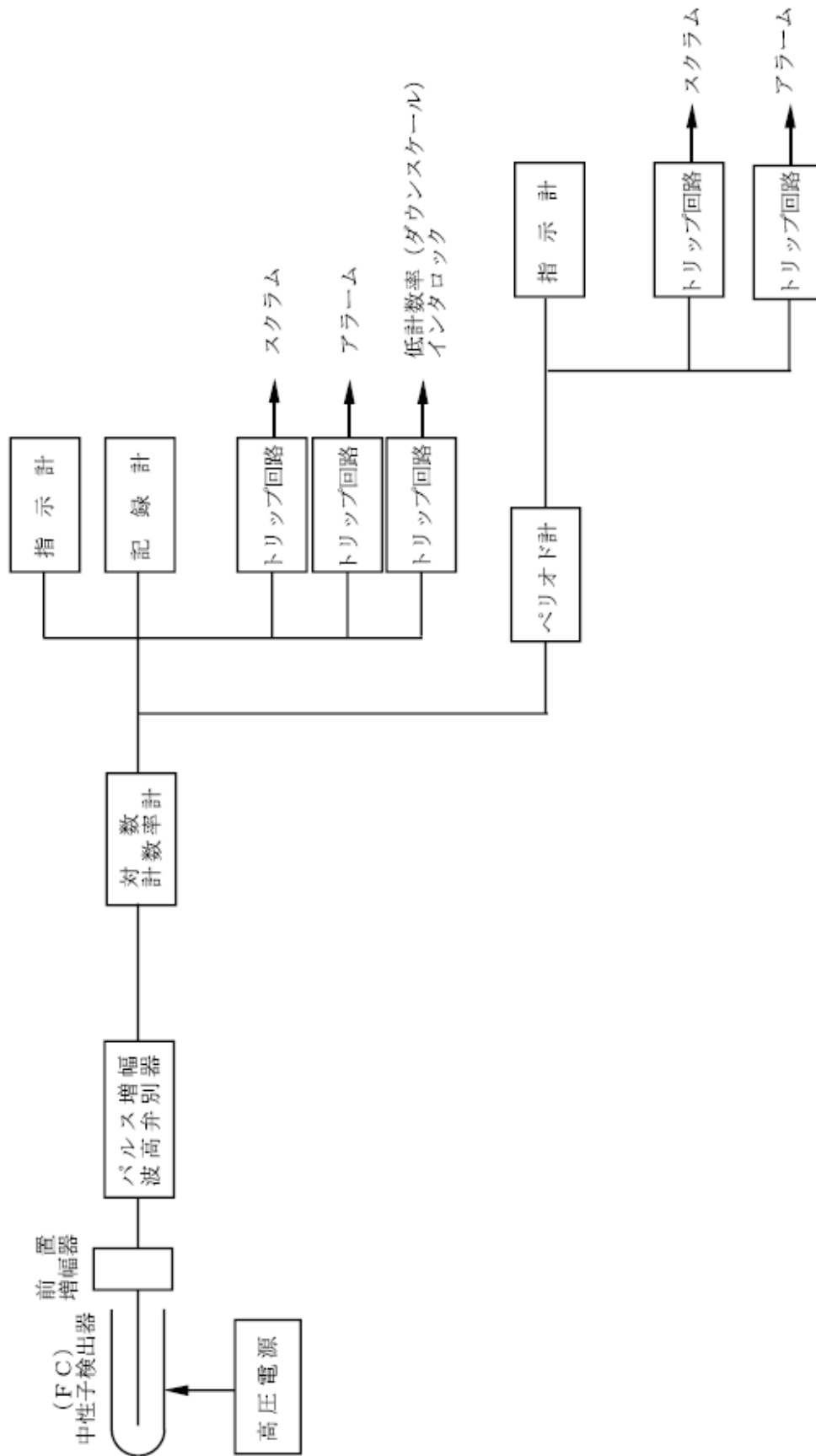
線形出力系は3チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、中性子検出器（ガンマ線補償型電離箱：CIC）、高圧電源、直流増幅器及びレンジ切替スイッチ等から構成する（第6.2.4図参照）。なお、線形出力系にあっては、レンジ切替スイッチにより、適切なレ

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。

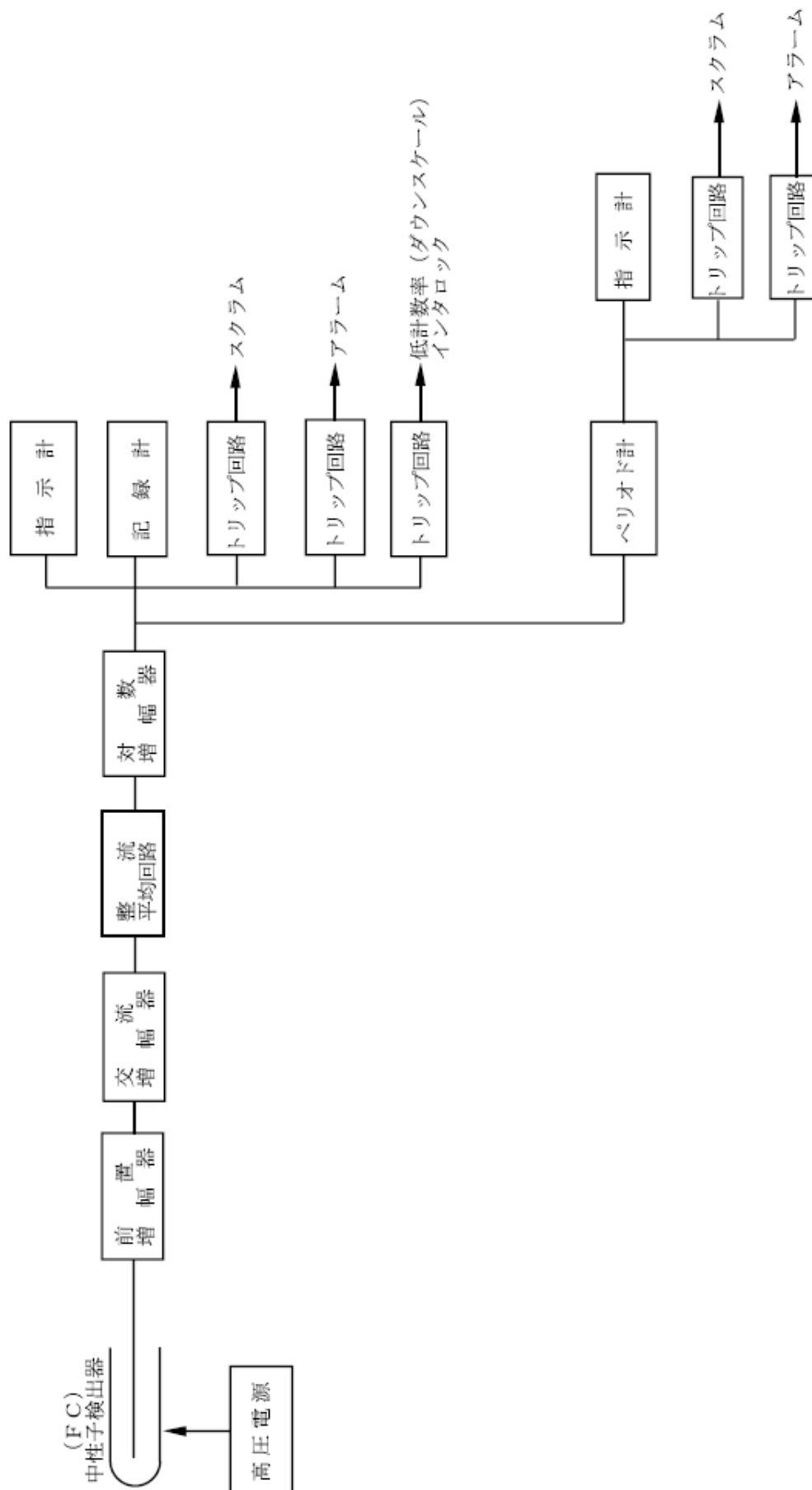


* : 100%が熱出力100MWに相応するように校正した値

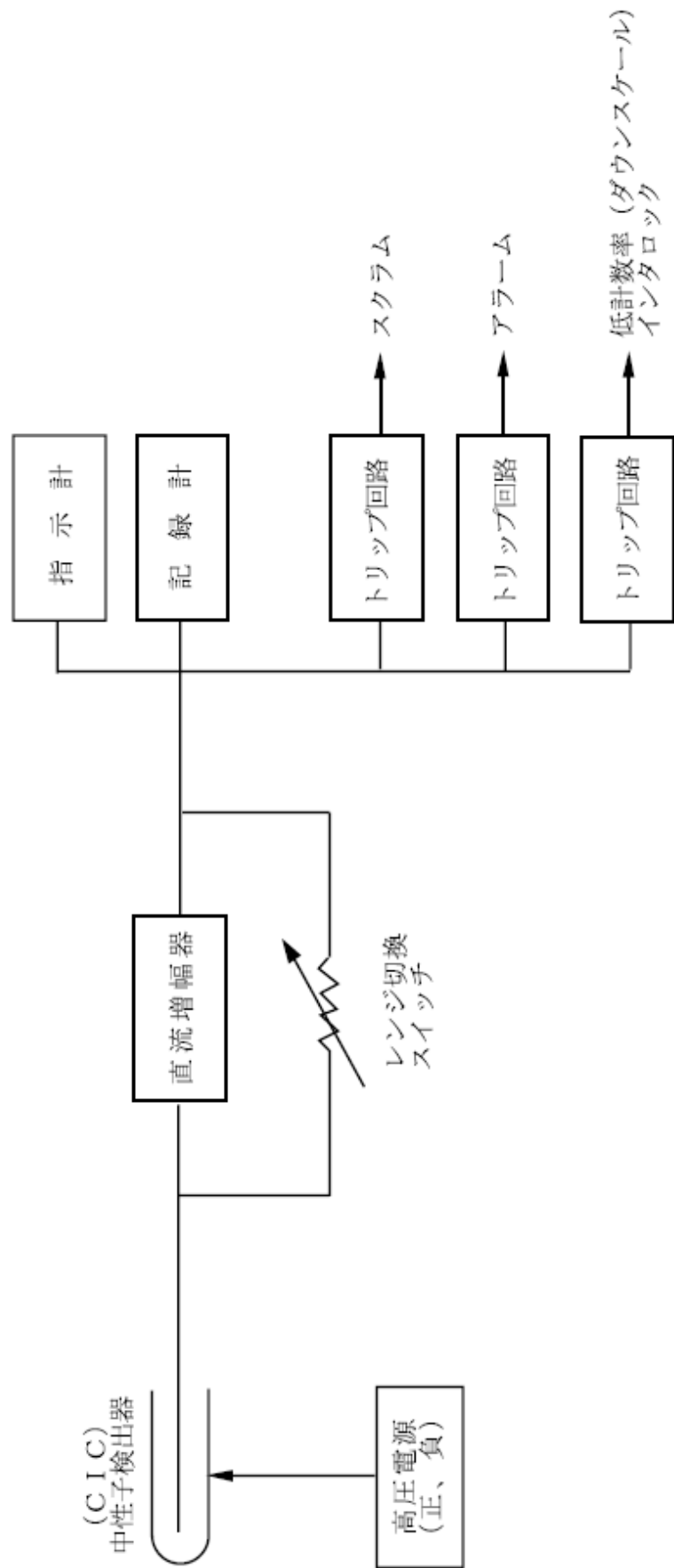
第 6. 2. 1 図 核計装計測範囲



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、ダイア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：ブルドン管ダイアフラム型

(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倍を超過する検出感度を有するものとし、「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倍を超過する検出感度を有するものとし、「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システム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システム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。グリッパ機構については、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次主冷却系にあつては、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次主冷却系にあつては、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。

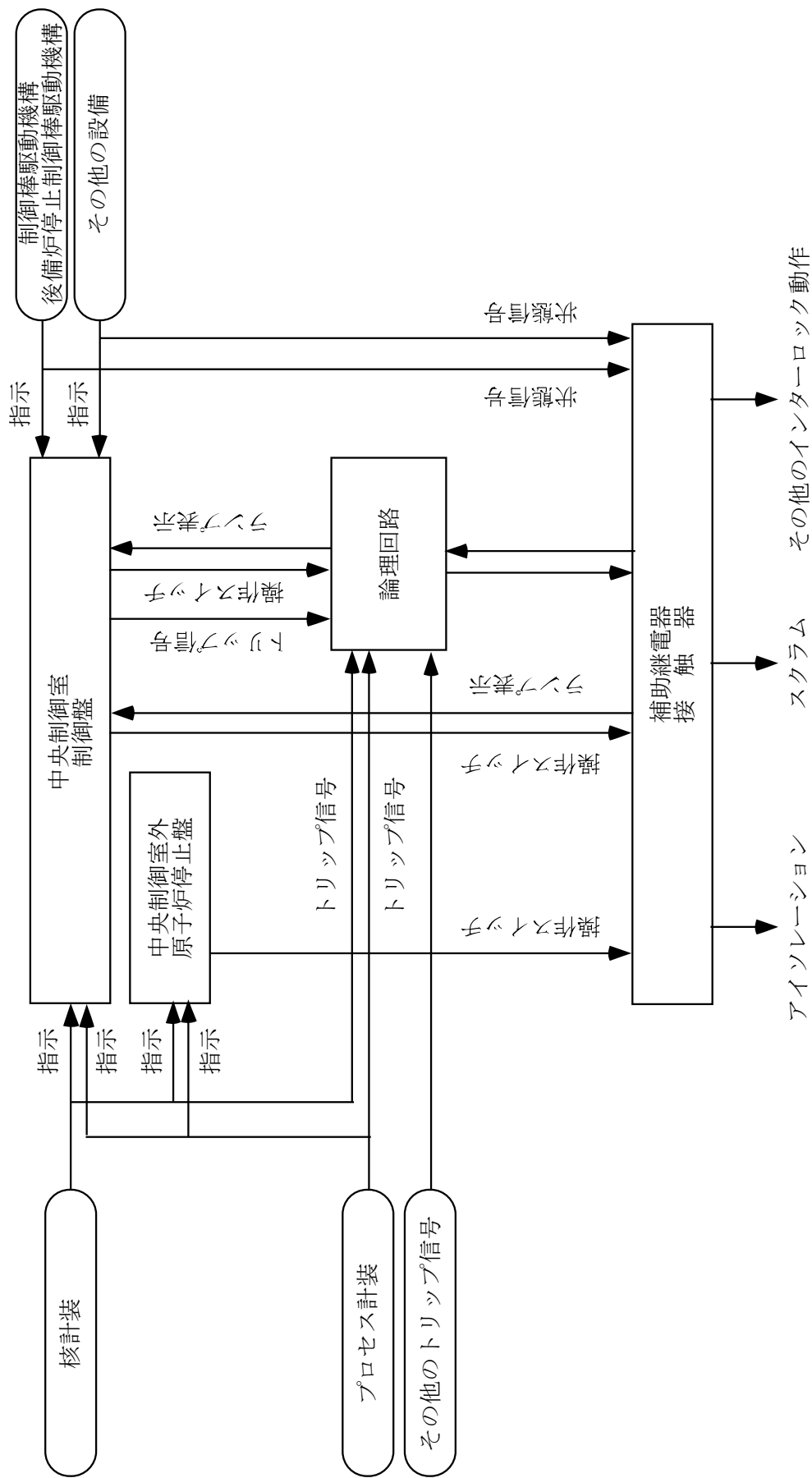
- a. 格納容器内床上線量率高
- b. 格納容器内温度高
- c. 格納容器内圧力高
- d. 手動アイソレーション

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 フルスケール近く	○	
3	中性子束高（起動領域）	高 フルスケール近く	○	
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

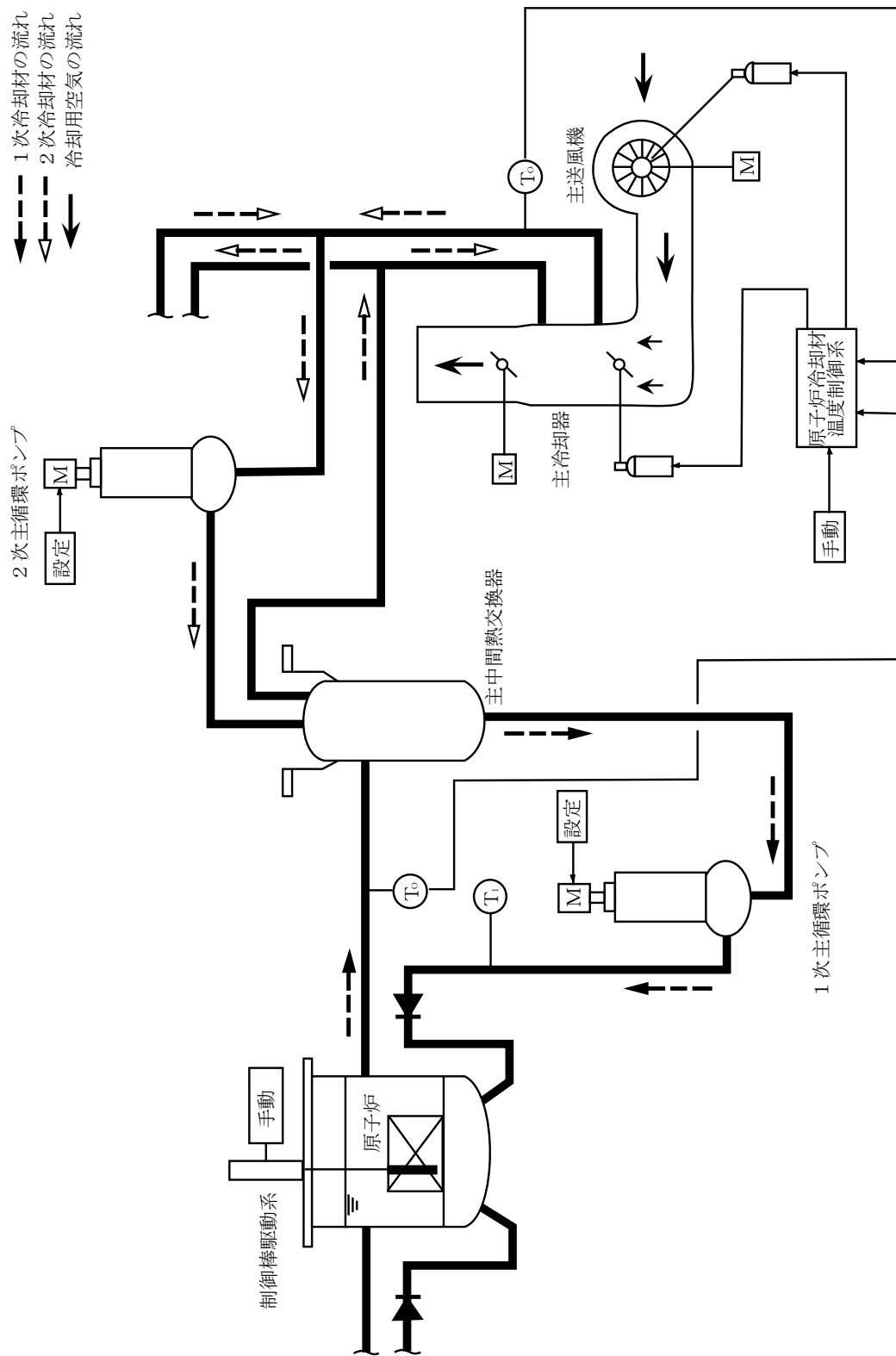
通常運転時の原子炉入口冷却材温度を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つように、主冷却器の空気流量を調整する原子炉冷却材温度制御系を設ける。空気流量は、手動又は自動で制御する。

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。

6.10 中央制御室

原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を原子炉附属建物2階に設ける。

中央制御室は、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、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のパラメータを監視するとともに、原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとするため、各種の制御盤及び監視盤、通信連絡設備等を設ける。運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時、及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計する。ただし、中央制御室には、手動スクラムボタン及び手動アイソレーションボタンを設けており、運転員は、手動により、原子炉を緊急停止することができる。

これらの盤（操作スイッチ等を含む。）は、人間工学上の諸因子を考慮して、系統及び機器に応じた配置とし、名称を表示するとともに、各盤には、操作スイッチ等とともに、原子炉施設の状態を正確かつ迅速に把握できるように運転表示、計器表示及び警報表示を設け、保守点検においても誤りが生じにくいように設計する。

警報表示（原子炉保護系の作動に係るものを含む。）については、原子炉施設の状態がより正確かつ迅速に把握できるように、重要度に応じて色分けするものとし、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て、その内容を表示できるものとする。

なお、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）の作動に係る警報表示等についても、同様とする。

また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離（中央制御室空調の再循環運転の適用）、その他の適切に防護するための設備を設けるとともに、設計基準事故時に容易に避難できる構造（非常口を設置）とする。

通常運転時において、外気は、ルーバー、フィルタ、外気取入れファン及び空調器を経由し、中央制御室に導入される。設計基準事故時において、必要な場合には、プレフィルタ・HEPA フィルタ・チャコールフィルタを経由して、中央制御室に取り込む「低汚染モード」、及び閉回路を構築し、雰囲気空気を再循環する「高汚染モード」の中央制御室空調再循環運転を適用することで、換気設備の隔離を図る。中央制御室空調再循環運転の適用については、原子炉施設保安規定等に定める。

安全施設は、操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように設計する。原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する安全施設に係る操作は、中央制御室において、集中して対応できるものとする。

想定される環境条件と措置を以下に示す。

(1) 地震を起因事象として、原子炉がスクラムし、余震が継続するケース

原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。

中央制御室は、耐震Sクラスであり、地震に対して、相応の頑健性を有するように設計する。

また、制御盤等は床又は壁に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を及ぼさないように設計する。さらに、運転員が体勢を維持できるように机の配置に留意するとともに、中央制御室の天井照明設備は、落下し難い構造とするか、ワイヤ等により落下を防止するものとする。

(2) 地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、森林火災、火山の影響により、外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムするケース

原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。

中央制御室は、非常用ディーゼル電源系に接続される非常用照明設備を有し、また、計器・記録計について、無停電電源系より給電するものとし、外部電源喪失が発生した場合にあっても、運転員は安全にその役割を果たすことができるように設計する。

なお、中央制御室は、外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設であり、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、森林火災、火山の影響に対して、相応の頑健性を有するよう

に設計する。

(3) 森林火災、火山の影響により、ばい煙又は降灰が発生し、これらの取り込みを防止するため、中央制御室空調を再循環運転とするケース

敷地内外において、多量のばい煙が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合、降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。

原子炉停止後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。

ばい煙又は降灰については、中央制御室空調を再循環運転とし、これらの取り込みを防止することにより、運転員は安全にその役割を果たすことができるように設計する。

6.11 中央制御室外原子炉停止盤

原子炉施設には、火災その他の異常な事態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、原子炉保護系（スクラム）を作動させることで、原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータ（線形出力系指示値、原子炉出口冷却材温度及び原子炉入口冷却材温度）を監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。

中央制御室外原子炉停止盤には、中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、原子炉を停止できるように、手動スクラムボタンを設置する。当該手動スクラムボタンは、既設回路の手動スクラムボタン（中央制御室）に直列して設置するものとし、どちらの手動スクラムボタンを押した場合にあっても、「手動スクラム」により、原子炉保護系（スクラム）が作動するものとする。

中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室に火災その他の異常な事態が生じた場合におけるアクセスルートを考慮し、中央制御室と隔離された場所に設置する。なお、外部電源が利用できない場合には、原子炉保護系が作動し、原子炉は停止されるものとする。

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つては、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、アニュラス部にあつては、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、格納容器内に気体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にあつても、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 27m・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）

9.2.4 安全容器

原子炉容器の周囲には、遮へいグラファイトが設置される。安全容器は、原子炉容器及び遮へいグラファイトを収納するたて置円筒型の鋼製容器である。底鏡面板は平板で、基礎コンクリート上に敷かれた鋼板上に据え付けられる。胴上部には、ベローズを用いた膨張継手を有し、上端は、生体遮へい体（原子炉建物の一部）の内張り鋼板に接続される。安全容器

と生体遮へい体のギャップには、窒素ガスが通気される。主な仕様を以下に示す。

型式 たて置円筒型
材料 炭素鋼
寸法 内径 約 6.4m
全高 約 9m

多量の放射性物質等を放出する事故等時

安全容器は、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、安全容器内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あっても、漏えいした冷却材を保持し、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）を確保する設計とする。

また、安全容器は、多量の放射性物質等を放出する事故のうち、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により炉心が著しく損傷し、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や放射性物質等（熔融炉心物質を含む。）が流出した場合に、格納容器の破損を防止するため、流出した冷却材や放射性物質等を保持できるよう以下の条件で設計する。

設計圧力	内圧	ベローズを含めて上部	0.5kg/cm ² [gage]（約49kPa[gage]）
		ベローズより下部	1.0kg/cm ² [gage]（約98kPa[gage]）
設計温度	耐圧部		450°C

9.2.5 炉上部ピット

原子炉容器は、上端のフランジにおいて、格納容器内の地下中1階床面と概ね同じレベルのペDESTルに支持される。原子炉容器の上部に設けられる回転プラグは、炉上部ピット内に位置する。炉上部ピットの上方には、運転床面と概ね同じレベルに炉上部ピット蓋が設置される。なお、炉上部ピット蓋については、原子炉運転中に当該エリアをA区域（基準線量率：20μSv/h以下）とする必要がある場合に、設置するものとする。

9.2.6 格納容器雰囲気調整系

格納容器（床上）と格納容器（床下）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。

格納容器空気雰囲気調整設備は、第9.3図に示すように、原子炉附属建物内に設置される送風機及び排風機により、格納容器（床上）に空気を給気・排気するとともに、当該雰囲気の圧力を微正圧（約0.1kPa[gage]）に維持するものである。また、1次主循環ポンプの電動機を冷却するため、格納容器（床上）には、再循環式のファンコイルユニットが設置される。

格納容器窒素雰囲気調整設備は、第 9.3 図に示すように、格納容器（床下）に窒素ガスを供給することで、酸素濃度 4%（重量比）以下の窒素雰囲気とし、ナトリウムが漏えいした場合であっても、その燃焼を防止するものである。また、格納容器窒素雰囲気調整設備は、格納容器（床下）の窒素ガスを冷却し、循環するためのファンを有する。

格納容器窒素雰囲気調整設備の一部は、非常用ディーゼル電源系に接続する。なお、格納容器（床下）の圧力は、通常、微正圧（約 0.1kPa[gage]）に維持される。原子炉停止中において、機器保守等のために作業員が入域する場合にあっては、格納容器（床下）を空気雰囲気にするものとするが、その場合は、空気置換前に、当該区域のナトリウムをドレンするものとする（ただし、格納容器（床下）と格納容器（床下）のバウンダリを形成した場合を除く。）。

9.2.7 コンクリート遮へい体冷却系

安全容器の外側に位置する生体遮へい体（コンクリート遮へい体）は、主に、ガンマ線により発熱する。安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに、窒素ガスを通気し、当該部を許容温度以下に保持するため、コンクリート遮へい体冷却系を設ける（第 9.4 図参照）。コンクリート遮へい体冷却系は、ブロワ及び冷却器等から構成する。安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに通気された窒素ガスは、ブロワを經由し、格納容器外に設置した冷却器に導入・熱放散され、再び、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに通気される。なお、冷却器は水冷式とする。

多量の放射性物質等を放出する事故等時

コンクリート遮へい体冷却系は、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、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、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整備する。また、多量の放射性物質等を放出する事故のうち、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により炉心が著しく損傷し、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や放射性物質等（熔融炉心物質を含む。）が流出した場合に、格納容器の破損を防止するため、流出した冷却材や放射性物質等を安全容器外面から冷却できるよう以下の条件で設計する。

(i) 窒素ガスブロワ

型式 ターボブロワ

基数 2 台（内予備 1 台）

容量 約 30,000m³/h/台

(ii) ペDESTALブースタブロワ

型式 ターボブロワ

基数 2 台（内予備 1 台）

容量 約 5,500m³/h/台

(iii) 窒素ガス冷却器

型式 シェルアンドチューブ型

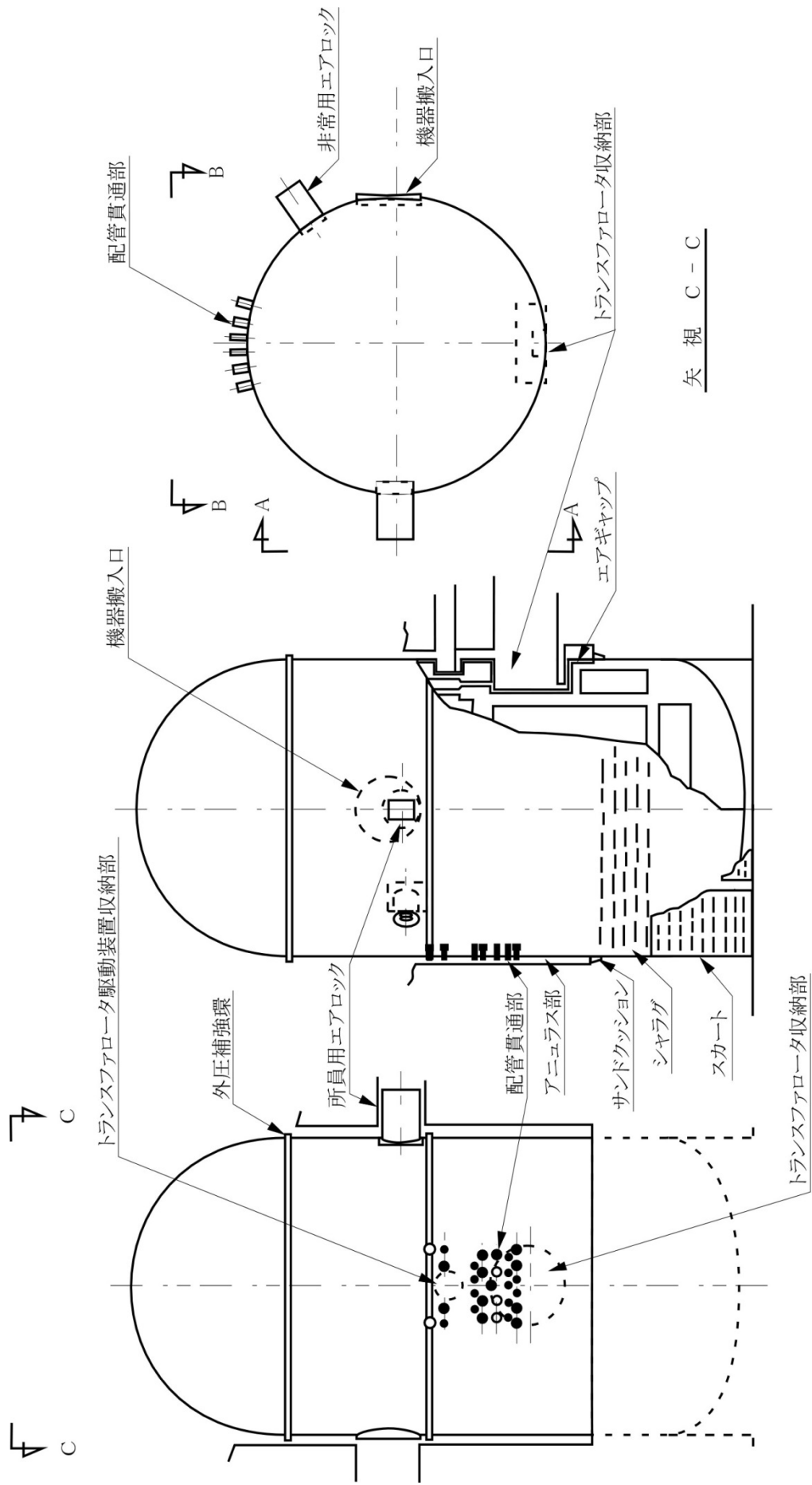
基数 2基

冷却水量 約 172ton/h/2基

容量 約 1MW/2基

9.2.8 格納容器付帯設備

格納容器内には、機器保守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。旋回式天井クレーンは1台とし、機器類の移動に使用する。機器ピットは、運転床に開口を有し、格納容器（床下）に至る円筒形状のコンクリート構造物（原子炉建物の一部）であり、鋼製ライニングを敷設したものとする。原子炉容器内に設置される機器及び1次冷却系機器等の取り扱いにあっては、その放射化や放射性ナトリウム付着のおそれを考慮し、必要に応じて、適切なバッグ、キャスク及びコフィン類を準備し、遮蔽及びナトリウム燃焼防止を図るものとしており、機器ピットは、これらの取り扱い等に使用する。なお、機器ピット上部には、通常、ピット蓋が設置される。

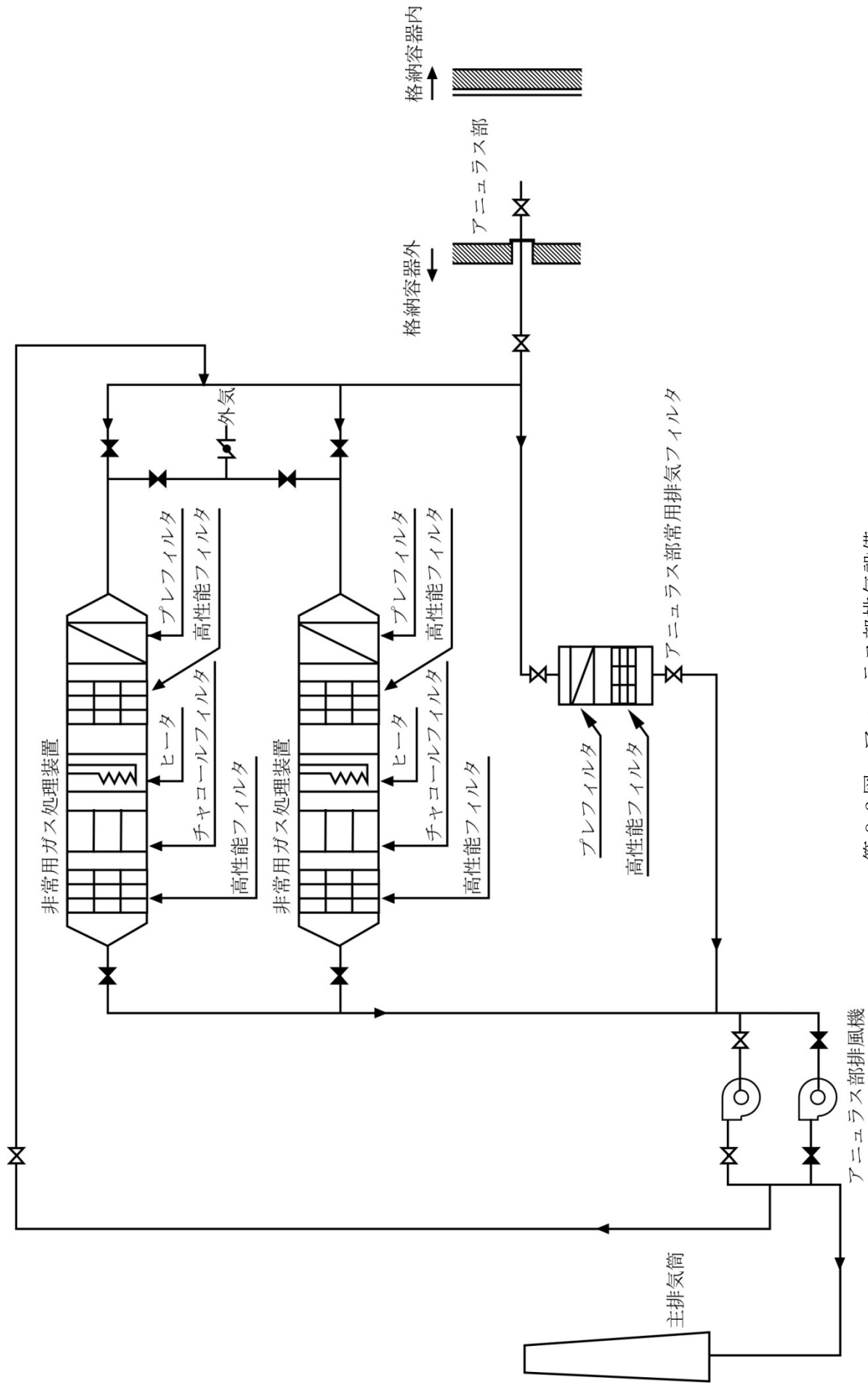


矢 視 A - A

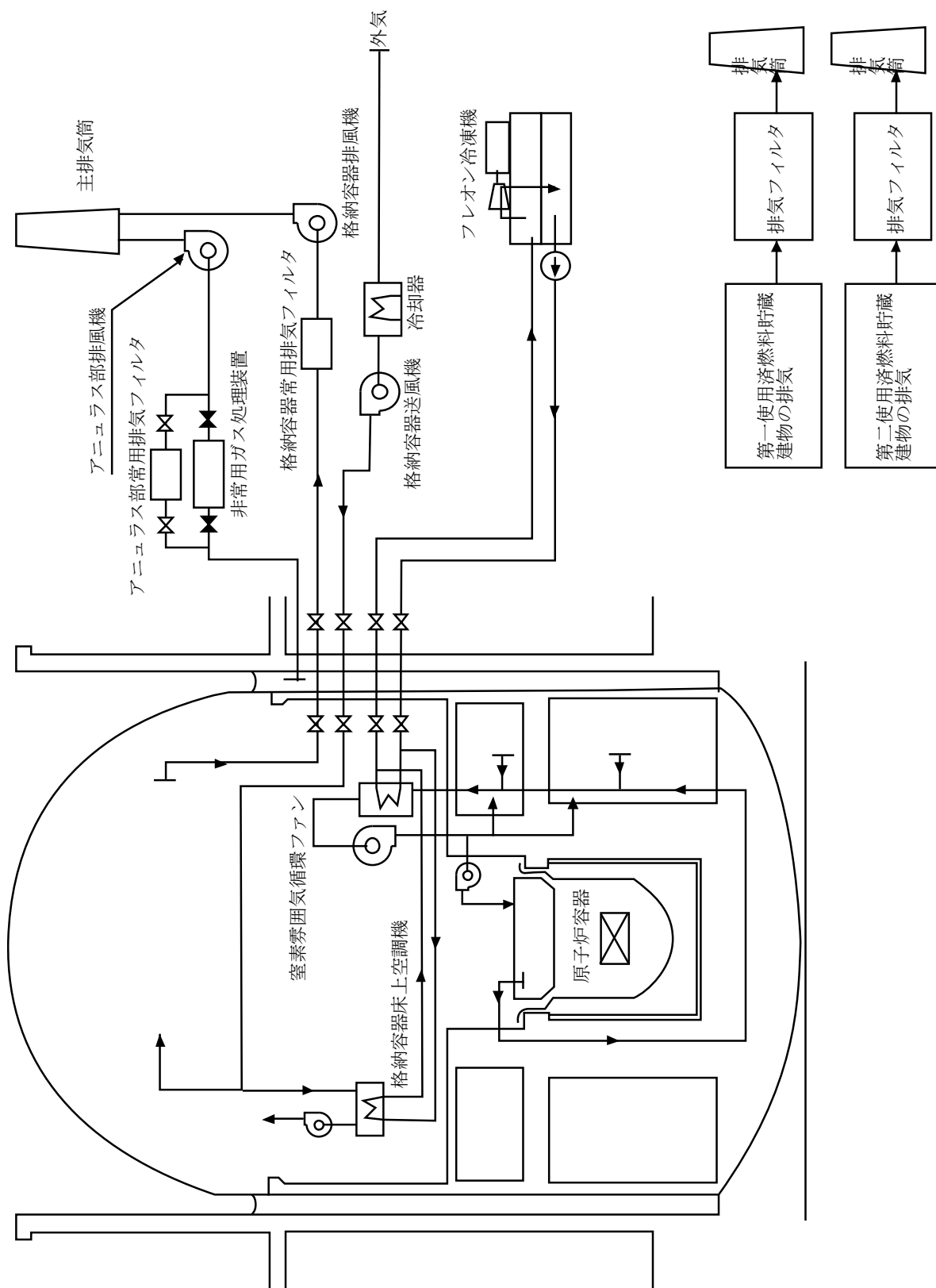
第 9.1 図 格納容器

矢 視 B - B

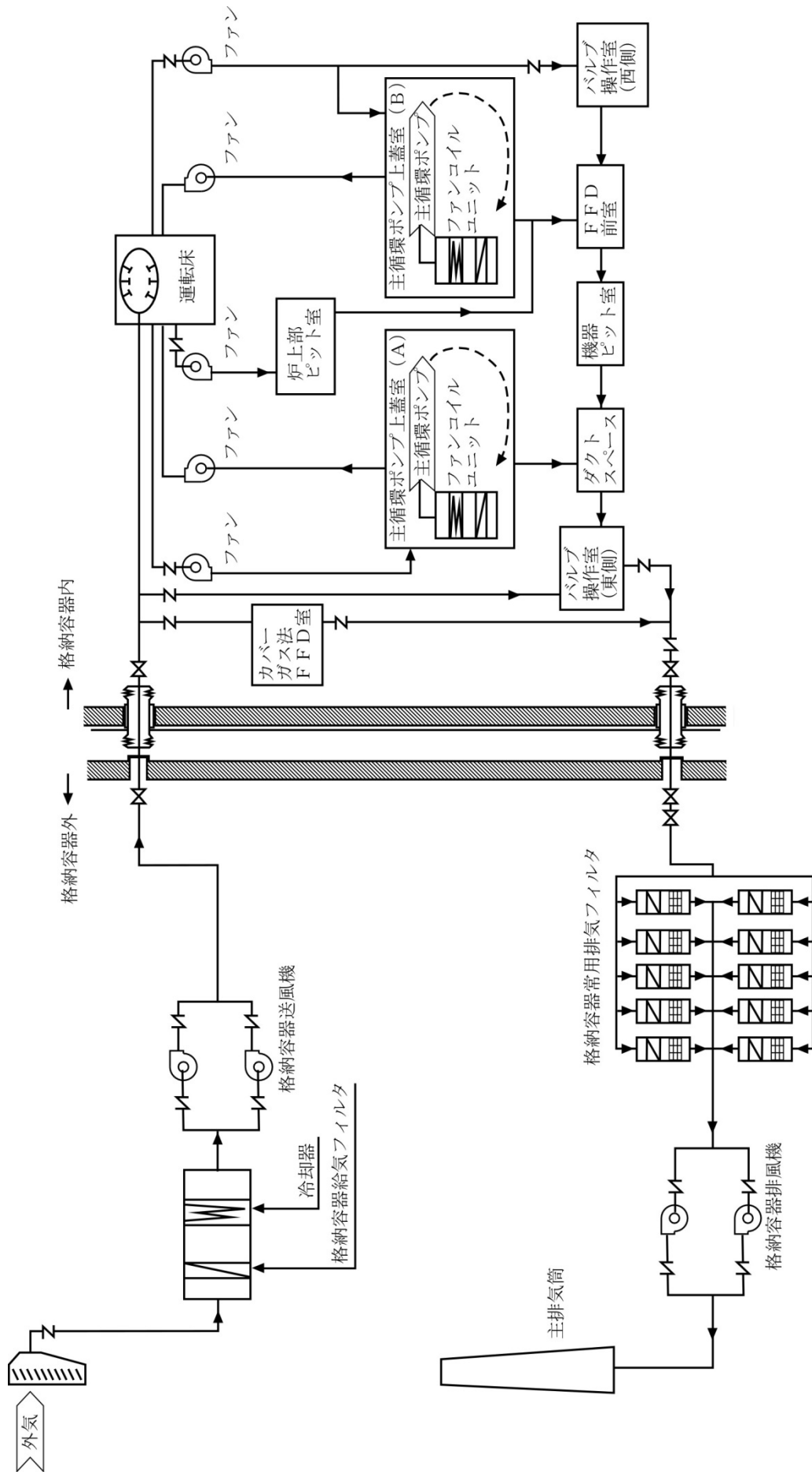
矢 視 C - C



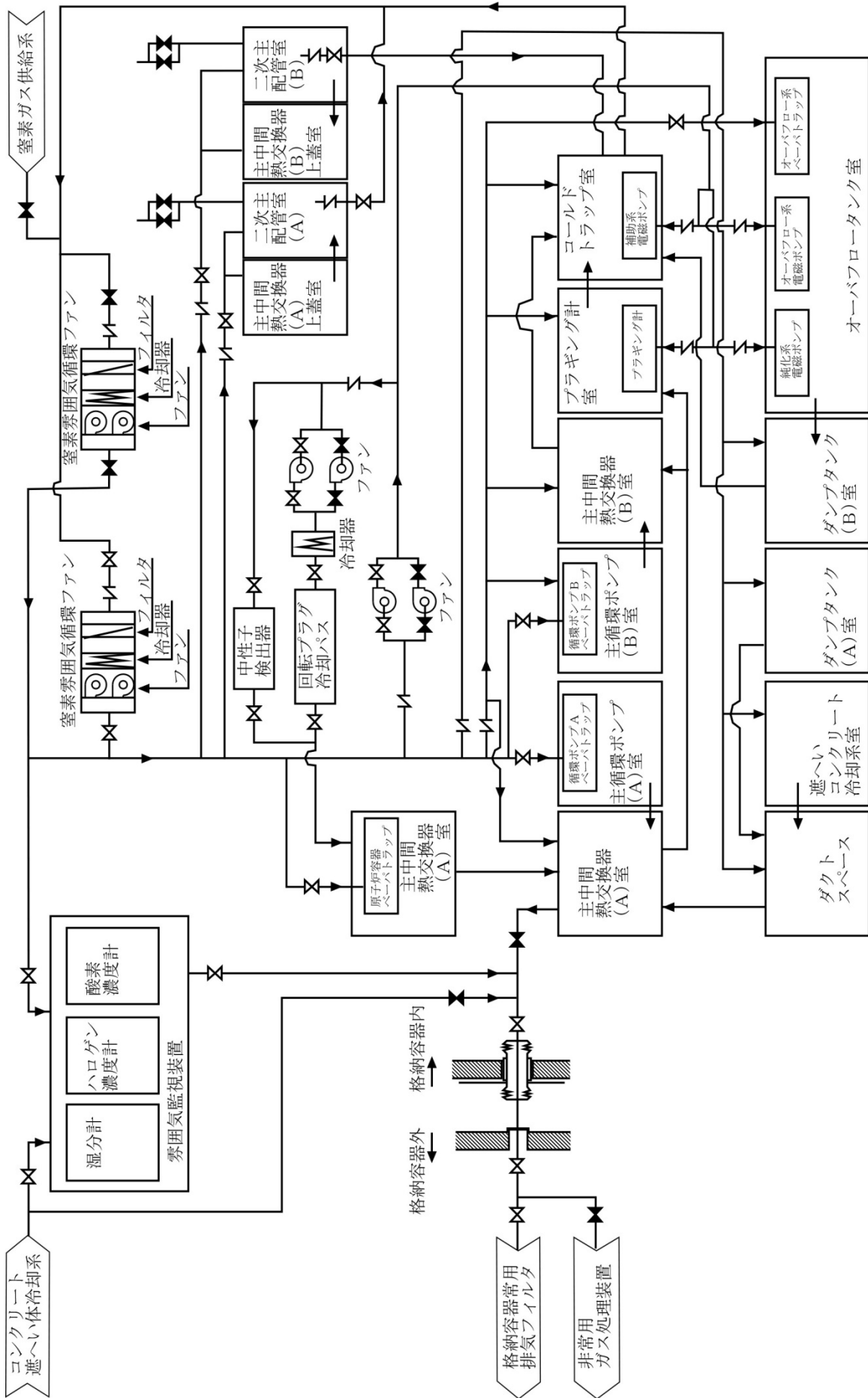
第 9.2 図 アニュラス部排気設備



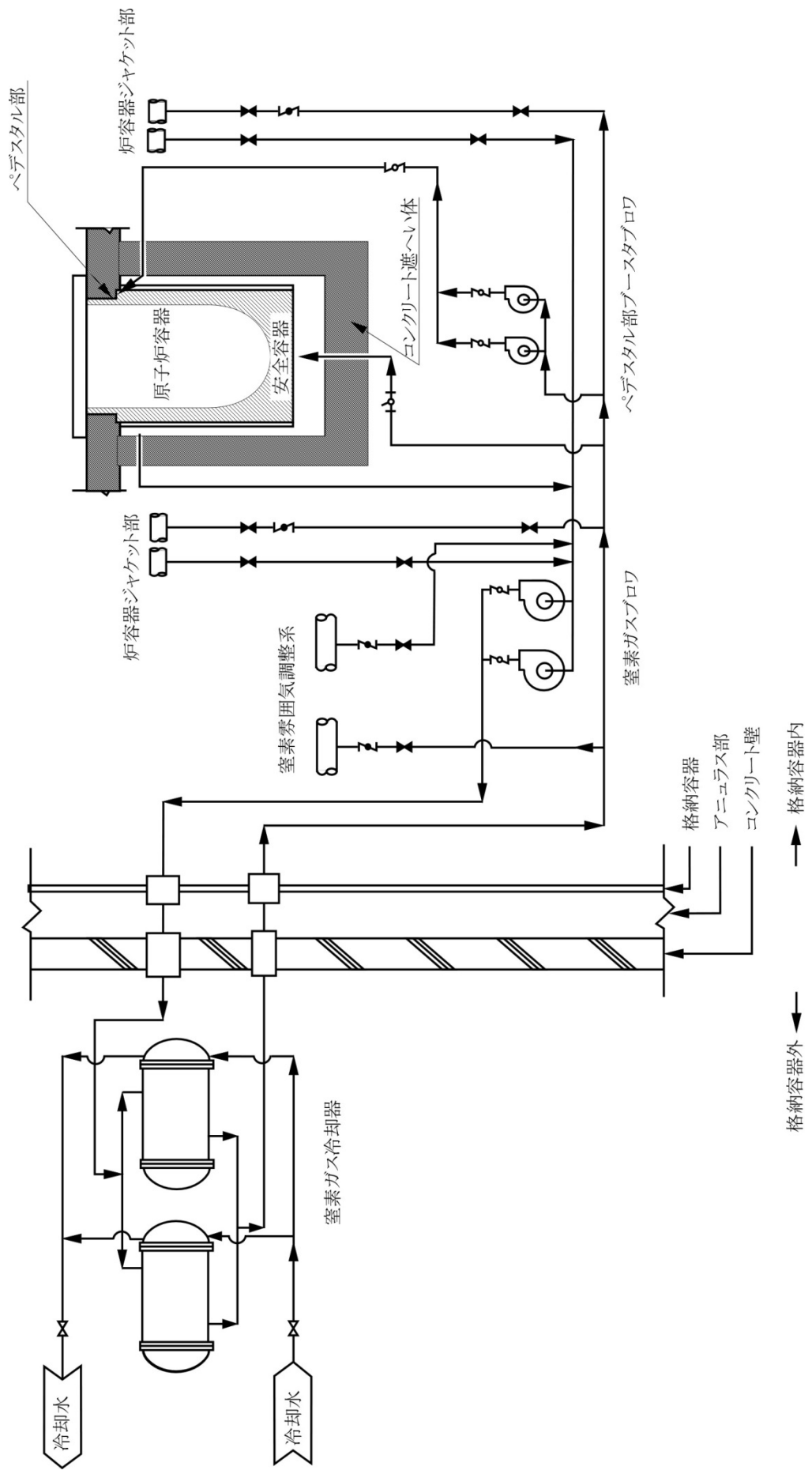
第 9.3 図 (1/3) 格納容器雰囲気調整系等



第 9.3 図 (2/3) 格納容器雰囲気調整系等



第 9.3 図 (3/3) 格納容器雰囲気調整系等



第 9.4 図 コンクリート遮へい体冷却系

10. その他試験研究用等原子炉の附属施設

10.1 概要

原子炉施設には、その他試験研究用等原子炉の附属施設の主要設備として、以下の設備等を設ける。

(10) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材

10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材

原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合において、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。

「燃料体の損傷が想定される事故」においては、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故について、炉心の著しい損傷を防止するための措置を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置を講じることが基本方針とする。

「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」においては、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故について、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることが基本方針とする。

また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至ることを仮想的に想定し、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることが基本方針とする。

原子炉施設には、プラント状態に応じて、以下の資機材をあらかじめ整備し、これらの措置に使用できるものとする。

(1) 資機材の設計方針

資機材は、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための措置が必要な場合にその機能を十分に発揮できるよう、次のような条件を備えた信頼性を確保した設計とする。

- (i) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合における環境条件において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
- (ii) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。
- (iii) 健全性を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。
- (iv) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において本来の用途以外の用途として使用する資機材にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。
- (v) 原子炉施設内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。
- (vi) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において資機材の操作を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない操作場所を選

定すること。

- (vii) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等の収束に必要な容量を有するものであること。
- (viii) 二以上の試験研究用等原子炉施設と共用しないものであること。
- (ix) 共通要因によって設計基準事故に対処するための設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれが少ないよう設計する。
 - a. 設計基準事故に対処するための設備とは可能な限り独立性を確保する。
 - b. 格納容器破損防止措置は、炉心損傷防止措置の機能喪失を仮定して措置を整備する。
 - c. 基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、原子炉の停止機能に係る資機材は耐震 S クラスとする。
 - d. 火災により機能を喪失しないよう火災防護対策を講じる。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、資機材を設置する区域を火災区域及び火災区画に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止並びに早期に火災の感知及び消火を行うことができるように必要な火災防護対策を講じる。
 - e. 電源が必要な資機材は、非常用電源設備又は仮設電源設備から給電する。
- (x) 常設設備と接続する可搬型の資機材にあつては、以下に掲げる設計とする。
 - a. 当該常設設備と容易かつ確実に接続することができるものとする。
 - b. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において資機材の設置及び操作を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所を選定すること。
 - c. 常設設備と異なる保管場所に保管すること。
 - d. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において運搬し、通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものとする。

(2) 「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材

炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。

a. 制御棒及び制御棒駆動系

設備については、「3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系」に示す。

b. 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系

設備については、「3.9.2 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系」に示す。

c. 制御棒連続引抜き阻止インターロック

制御棒連続引抜き阻止インターロックは、運転モードスイッチ「高出力モード」における出力運転中に、制御棒の連続引抜き時間が3秒となると、引抜きを自動的に阻止できるものとする。

d. 原子炉保護系（スクラム）（手動スクラムを含む。）

設備については、「6.5.2.1 原子炉保護系（スクラム）」に示す。

e. 原子炉保護系（アイソレーション）

設備については、「6.5.2.2 原子炉保護系（アイソレーション）」に示す。

f. 後備炉停止系用論理回路

原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合に、代替原子炉トリップ信号により自動的に後備炉停止制御棒を炉心に挿入することにより、原子炉を自動停止できるものとする（第10.10.1図参照）。

g. 原子炉冷却材バウンダリ

設備については、「5.2 1次主冷却系」に示す。

h. 冷却材バウンダリ

設備については、「5.3 2次主冷却系」に示す。

i. 原子炉容器リークジャケット

設備については、「3.11 原子炉容器」に示す。

j. 原子炉カバーガス等のバウンダリ（安全板を含む。）

設備については、「5.8 アルゴンガス設備（1）1次アルゴンガス系」に示す。

k. 格納容器バウンダリ

設備については、「9.2.1 格納容器」に示す。

l. 1次主冷却系サイフォンブレイク配管

設備については、「5.2 1次主冷却系 5.2.2.3 配管」に示す。

m. 1次補助冷却系サイフォンブレイク弁

設備については、「5.5 補助冷却設備（1）1次補助冷却系」に示す。

n. 非常用冷却設備及び補助冷却設備

設備については、「5.4 非常用冷却設備及び5.5 補助冷却設備」に示す。

o. 安全容器（コンクリート遮へい体冷却系を含む。）

設備については、「9.2.4 安全容器及び9.2.7 コンクリート遮へい体冷却系」に示す。

p. 断熱材及びヒートシンク材

安全板からナトリウムが流出した場合の熱的影響を緩和するため、格納容器（床下）の安全板を設置する室の鋼製のライナ上に、断熱材及びヒートシンク材（アルミナ）を整備する。

q. 関連する核計装

設備については、「6.2 核計装」に示す。

r. 関連するプロセス計装

設備については、「6.3 プロセス計装」に示す。

s. 遅発中性子法燃料破損検出設備

設備については、「6.4 燃料破損検出系 6.4.2 主要設備（1）遅発中性子法燃料破損検出設備」に示す。

t. 仮設電源設備（燃料油運搬設備を含む。）

原子炉の監視に必要な容量（1.6kVA）を有する2組の仮設電源設備を配備する。

u. 仮設計器

温度検出器の指示値の確認に必要な抵抗測定のための仮設計器を配備する。

(3) 「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資機材

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料の損傷を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。

a. 可搬式ポンプ及びホース

可搬式ポンプは、給水に必要な容量（最大吐出量 840l/min、最大揚程 30m）を有する2台（内予備1台）を配備する。また、ホースは、給水に必要な容量（10本（20m/本（内予備2本）））を配備する。なお、水源には夏海湖（過去最低貯水量：約193,000m³）を使用する。

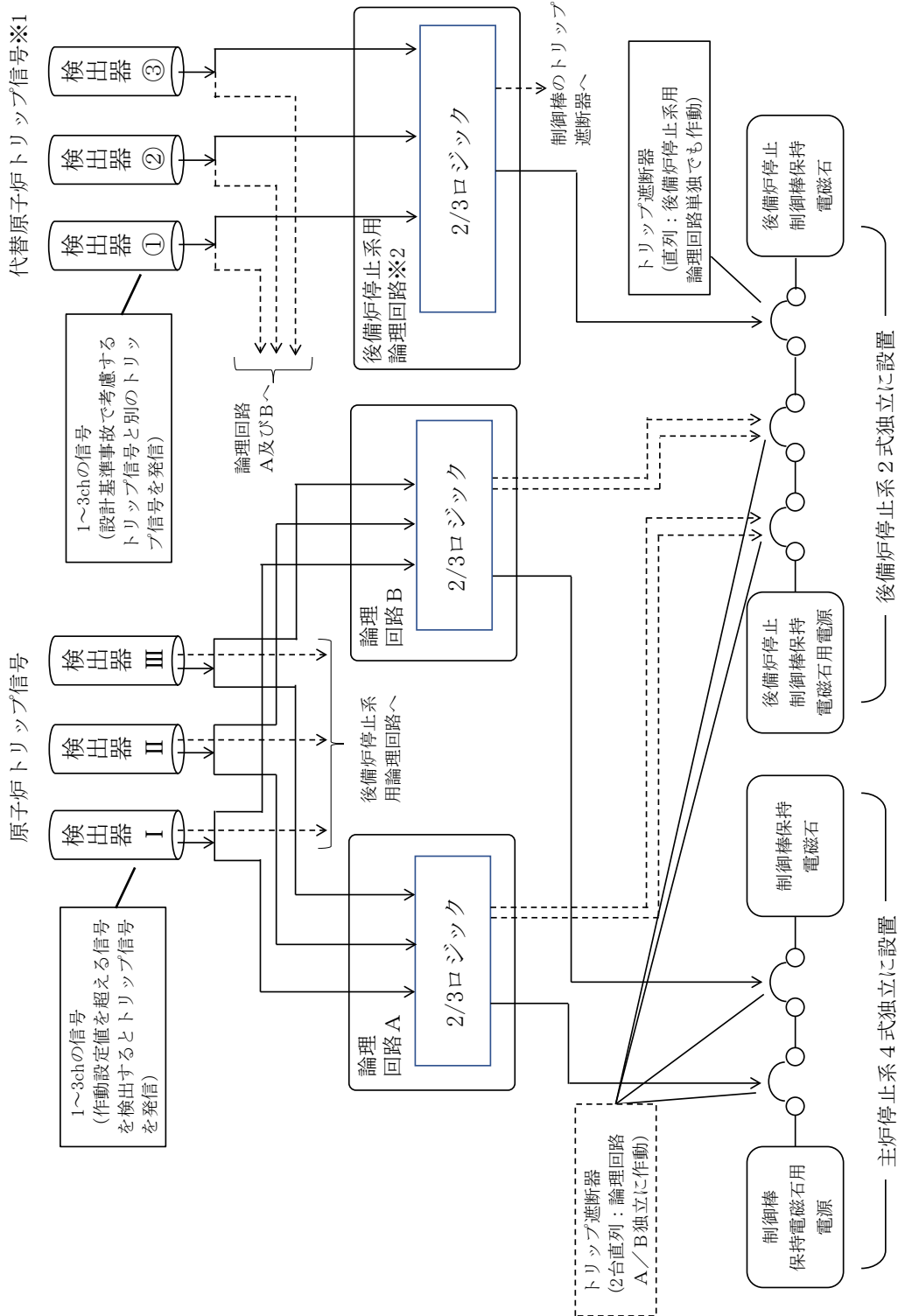
b. 水冷却浄化設備サイフォンブレイカー

水冷却浄化設備の各配管に、サイフォン減少による水位低下時に、開口部開放による受動的なサイフォンブレイク機能を有するサイフォンブレイク孔を整備する。

(4) 「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至る想定」に係る資機材

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至る想定において、事業所外への放射性物質の放出を抑制するための措置に用いる資機材を以下に示す。

資機材の名称	資機材を使用する対策
仮設カバーシート	事業所外への放射性物質等の放出抑制対策
仮設放水設備	事業所外への放射性物質等の放出抑制対策、大規模な火災の消火活動
泡消火設備	大規模な火災の消火活動
特殊化学消火剤	大規模な火災の消火活動
乾燥砂消火剤	大規模な火災の消火活動
消火剤遠隔散布設備	大規模な火災の消火活動
仮設不活性ガス送気設備	大規模な火災の消火活動、格納容器破損緩和対策
仮設給電設備	炉心損傷緩和対策
移動式揚重設備	各対策
資機材運搬車両	各対策
防護機材	各対策



※1：設計基準事故で考慮する原子炉トリップ信号とは別の代替原子炉トリップ信号により、原子炉トリップ信号発信に係る多様性及び独立性を確保
 ※2：設計基準事故で考慮する論理回路とは別の多様化した後備炉停止系用論理回路を設け、後備炉停止系用論理回路から多様化したトリップ遮断器を設けることと、論理回路の作動及び後備炉停止制御棒の挿入に係る多様性及び独立性を確保

第 10.11.1 図 後備炉停止系用論理回路概要図 (2 out of 3 の場合)

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。

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	

4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

4.1 安全評価に関する基本方針

原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、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。

4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定的基本的な考え方

「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえた上で、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じるものとする。事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、燃料体の損傷が想定される事故（以下「炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故」という。）を選定する。

高速実験炉原子炉施設において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大を防止するための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故については、炉心損傷防止措置を講じるとともに、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合には、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置として格納容器破損防止措置を講じることを基本方針とする。

なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安全評価技術に鑑み、立地評価における炉心溶融再臨界事故への対策として安全容器を設置しているため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置を講じる。

使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

4.3 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故

4.3.1 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故の選定

4.3.1.1 選定の手順

炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故の選定にあたっては、先ず施設の特徴を踏まえた異常事象の抽出を行う。ここで、炉心の著しい損傷は、原子炉施設が通常運転状態から逸脱し、燃料体の発熱の増加または燃料体からの除熱の減少により、炉心が昇温することにより生じるものであることに着目する。次に、抽出した異常事象に続く事故の進展について、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析す

る。その結果としての、炉心の著しい損傷に至る可能性がある組合せ（以下「事故シーケンス」という。）を類型化して、事象グループに集約する。最後にそれぞれの事象グループに含まれる事故シーケンスの中から、後述する着眼点に従って評価事故シーケンスを選定する。

4.3.1.2 事象グループの選定

異常事象の抽出においては、異常が発生する部位と異常の結果変動するパラメータを系統的に考慮する。異常事象の抽出結果及び影響を整理したものを第 4.3.1.1 表に示す。ここでは、施設の特徴を踏まえ、異常発生部位を、原子炉本体のうち「炉心」、原子炉冷却系統施設のうち「1次主冷却系」、「2次主冷却系」、「補助冷却設備」、「冷却材純化設備」、「ナトリウム充填・ドレン設備」、「アルゴンガス設備」、計測制御系統施設のうち「安全保護回路」、「原子炉冷却材温度制御系」、「1次冷却材流量制御系」、その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち「常用電源」、「圧縮空気供給設備」とした。抽出した異常事象の炉心への影響について、炉心の昇温に至るか否かの観点で類型化した場合、これらは、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」に分類される。類似の異常事象を集約した結果を第 4.3.1.2 表に示す。

集約した異常事象に続く事故の進展については、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象並びに原子炉停止機能の喪失又は冷却機能の喪失の組合せとして表される事故シーケンスを抽出する。

上記の異常事象並びに何らかの原因（地震等の外部事象を含む。）による原子炉停止機能の喪失又は冷却機能の喪失の組合せのうち、炉心の著しい損傷に至る最小の組合せ全てを炉心の著しい損傷に至る条件として明らかにする。この条件を基に異常事象ごとに原子炉停止機能及び冷却機能の成否を分岐図（以下「イベントツリー」という。）上に展開することにより事故シーケンスを抽出する。異常事象のうち炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリーを第 4.3.1.1 図（1）から（7）及び第 4.3.1.2 図（1）から（7）に示す。このとき、原子炉停止機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準事故対処設備に限る。設計基準を超える地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発される主冷却系 2 ループポンプトリップ等の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の機能喪失の一部として考慮される。

なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準事故対処設備の安全機能を対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価（出力運転時レベル 1PRA）において選定した起因事象との比較を通じて確認した。

抽出された異常事象に原子炉停止機能の喪失を重畳した事象は、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、イベントツリーで展開された多数の事故シーケンスを類型化し集約することにより以下の事象グループを選定する。

- （1）炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF: Unprotected Loss of Flow）
- （2）過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP: Unprotected Transient Over-Power）
- （3）除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink）

また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」において、原子炉停止機能が正常に作動した場合にあって、崩壊熱を除去するための強制循環冷却機能の喪失により、炉心の著しい損傷に至る可能性

のある事故シーケンスが抽出される。また、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として原子炉冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルを超えて低下する事故シーケンスが抽出される。さらに、全交流動力電源喪失も、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として抽出される。以上を踏まえ、イベントツリーで展開された多数の事故シーケンスを類型化し集約することにより以下の事象グループを選定する。

(4) 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 (LORL: Loss of Reactor Level)

(5) 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 (PLOHS: Protected Loss of Heat Sink)

(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO : Station Blackout)

なお、設計基準を超える地震等の外部事象に起因する事故の進展についても以上の事象グループに集約される。

さらに、高速実験炉原子炉施設の炉心燃料集合体では、燃料要素の線出力密度は高く、また、正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生するおそれのある異常事象を抽出した。結果を第4.3.1.3表に示す。また、イベントツリーを第4.3.1.3図(1)から(3)に示す。なお、「流路閉塞事象(千鳥閉塞)」及び「局所的過熱事象(約30%過出力)」は異常事象の想定が設計基準事故での想定を超える事象であるため、設計基準事故対処設備の機能喪失を想定したイベントツリー上での展開はない。炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生した場合に、全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性を確認するため、以下を事象グループとして選定する。

(7) 局所的燃料破損 (LF: Local (Fuel) Faults)

抽出された事故シーケンス及び選定した事象グループと国外のナトリウム冷却型高速炉で考慮されたものを比較、検討し、これらの抽出及び選定結果が妥当であることを確認した。

4.3.1.3 事象グループにおける評価事故シーケンスの選定

4.3.1.2で選定した事象グループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、それらの中から、評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。選定にあたって影響の大きさを考慮した以下の点に着眼する。

(1) 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

(2) 炉心損傷防止措置の実施に対する余裕時間が短い。

(3) 炉心損傷防止措置に必要な設備容量が大きい。

(4) 事象グループの中の特徴を代表している。

ここで、「事象グループの中の特徴を代表している。」については、設計基準事故対処設備の安全機能を対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価(出力運転時レベル1PRA)により定量化した事故シーケンス毎の炉心損傷頻度を参照した。

各事象グループについて選定した評価事故シーケンスを以下に示す。

(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失

a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

- b. 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - c. 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - (2) 過出力時原子炉停止機能喪失
 - a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失
 - a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - c. 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - (4) 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
 - a. 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
 - b. 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故
 - c. 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故
 - (5) 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
 - a. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 - b. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 - (6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失
 - a. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故
- また、局所的燃料破損事故について選定した結果を以下に示す。
- (7) 局所的燃料破損
 - a. 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

4.3.2 格納容器の破損に至る可能性がある想定する事故

炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故に対処するために講じる「炉心損傷防止措置」が機能しない場合においては、炉心の著しい損傷の可能性があり、その結果、格納容器が破損に至る可能性が想定される。

本原子炉施設であるナトリウム冷却型高速炉については、格納容器の破損を含む包括的解析やレベル1.5確率論的リスク評価の実施例は数少なく、実用発電用軽水型原子炉施設における格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている格納容器破損モードは存在しない。このため、本原子炉施設においては、格納容器破損モードを想定した上でそれぞれの破損モードに照らして評価の対象とする事故シーケンスを選定するのではなく、炉心損傷防止措置の有効性評価のために選定した全ての評価事故シーケンスをそのまま格納容器破損防止措置の有効性評価のための評価事故シーケンスとして選定し、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定して、その場合において、格納容器破損防止措置を講じることとし、格納容器破損防

止措置に有効性があることを確認する。

格納容器破損防止措置の有効性評価においては、ナトリウム冷却型高速炉において格納容器の破損を引き起こす機構に応じて設定した評価項目を満足することを確認することにより措置の有効性を確認している。その結果として、想定される全ての格納容器破損機構に対して、格納容器破損防止措置が有効であることが確認できる。

なお、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合において、必ずしも全ての評価事故シーケンスにおいて直ちに格納容器への負荷が発生することはない。また、本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れた单相のナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していること、原子炉冷却材バウンダリが放射性物質の閉じ込めに有効な物理障壁を形成していること、原子炉容器外側に安全容器を設置していること、格納容器（床下）を窒素ガス雰囲気としていること、格納容器（床上）には大きな自由空間体積が存在することなどの特徴を有している。したがって、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価においては、これらの本原子炉施設の設計の特徴と評価事故シーケンスの特徴を適切に考慮して評価を行う。炉心の著しい損傷が生じ、格納容器への負荷が生じる事象にあつては、事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」、「過出力時原子炉停止機能喪失」、「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」及び「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」の評価事故シーケンスの有効性評価が対応する。これらの評価事故シーケンス以外の評価事故シーケンスは、これらの評価事故シーケンスと同様であるかあるいは包絡されると考えられるが、有効性評価では、全ての評価事故シーケンスを対象とすることにより、炉心の著しい損傷に至る可能性があると思定する事故の全体を一貫して評価することができる。

第 4.3.1.1 表 異常発生 の 部位 と パラメータ 変動 を
系統的に考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理 (1/2)

異常部位	着目 変量	変動 方向	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響
炉心	反応度	正	出力運転中の 制御棒の異常な引抜き	正の反応度	炉心流量が確保 された状態での 過出力
			炉心燃料集合体の 収縮方向の移動		
		負	ガス気泡の炉心通過 ^{*3}	負の反応度	炉心流量減少
			炉心燃料集合体の 膨張方向の移動 ^{*3}		
			制御棒又は後備炉停止制 御棒誤挿入 ^{*3}		
			制御棒又は後備炉停止制 御棒落下 ^{*3}		
安全 保護回路	原子炉 トリッ プ	誤作動	原子炉誤スクラム (自動)	原子炉スクラム に伴う 1 次主循 環ポンプトリッ プ	
		誤動作	原子炉誤スクラム (手動)		
1 次 冷却系 ^{*1}	冷却材 流量	増大	1 次冷却材 流量制御系故障	過冷却	炉心流量が確保 された状態での 過出力
		減少	1 次冷却材流量減少 (1 次主循環ポンプトリ ップ)	1 次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
	1 次主循環ポンプ軸固着				
	冷却材 インベ ントリ	増大	オーバフロー系故障 ^{*3}		
			主中間熱交換器 伝熱管破損 ^{*3}		
		補助中間熱交換器 伝熱管破損 ^{*3}			
	減少	1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系 配管 (内管) 破損)			
		1 次冷却材漏えい (安全容器内 配管 (内管) 破損)			
		1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系 配管 (内管) 破損)			
	圧力	増大	1 次アルゴンガス系 圧力制御系故障 ^{*3}		
			他系統からのガス混入 ^{*3}		
		減少	1 次アルゴンガス系 圧力制御系故障 ^{*3}		
1 次アルゴンガス漏えい ^{*3}					

第 4.3.1.1 表 異常発生 の 部位 と パラメータ 変動 を
系統的に考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理 (2/2)

異常部位	着目 変量	変動 方向	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響
2 次 冷却系*2	冷却材 流量	増大	2 次冷却材流量増大	過冷却	炉心流量が確保された 状態での過出力
		減少	2 次冷却材流量減少 (2 次主循環ポンプ トリップ)	2 次主循環ポン プトリップ	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
			2 次主循環ポンプ軸 固着		
	冷却材 インベ ントリ	増大	2 次純化系故障*3	1 次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
		減少	2 次冷却材漏えい 主中間熱交換器 伝熱管破損	2 次冷却材流量 減少	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
	圧力		増大	2 次アルゴンガス系 圧力制御系故障*3	1 次主循環ポン プトリップ
		減少	2 次アルゴンガス系 圧力制御系故障*3		
			2 次アルゴンガス漏 えい*3		
	空気流 量	増大	温度制御系故障	過冷却	炉心流量が確保された 状態での過出力
			温度制御系誤操作		
		減少	温度制御系故障	除熱不足	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
			温度制御系誤操作		
主送風機 (1 台) 故 障/トリップ 主送風機軸固着					
常用電源	電源	喪失	外部電源喪失	1 次主循環ポン プ駆動用主電動 機 電源喪失	炉心流量減少
			2 次主循環ポン プ駆動用電動機 電源喪失	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失	
圧縮空気 供給設備	圧縮空 気	喪失	圧縮空気供給設備故 障*3	1 次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
			圧縮空気漏えい*3		

*1: 1 次冷却材流量制御系、補助冷却設備 (1 次補助冷却系)、ナトリウム充填・ドレン設備 (オーバフロー系)、アルゴンガス設備 (1 次アルゴンガス系) を含む。

*2: 冷却材純化設備 (2 次純化系)、アルゴンガス設備 (2 次アルゴンガス系)、原子炉冷却材 温度制御系を含む。

*3: 原子炉の緊急停止の必要がない、又は緊急停止せずとも炉心の著しい損傷に至らないが、保 守的に原子炉スクラムに至ると仮定すると、原子炉スクラムに伴う炉心流量減少が生じる。

第 4.3.1.2 表 炉心の著しい損傷に至る可能性がある通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

原因* ¹	左記原因をもたらす事象	異常発生部位による分類	異常事象
炉心流量減少	1次主循環ポンプトリップによる流量減少	1次主循環ポンプトリップ	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)
		1次主循環ポンプ駆動用主電動機電源喪失	1次主循環ポンプ軸固着 外部電源喪失
		上記以外の原因に起因するインターロック作動に伴う1次主循環ポンプトリップ* ²	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)
			1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損) 1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)
炉心流量が確保された状態での過出力	制御棒、炉心燃料集合体の移動による反応度添加	制御棒の異常な引抜き	出力運転中の制御棒の異常な引抜き
		炉心燃料集合体等の異常な変位	—* ³
	炉心へ流入する冷却材温度の低下に伴う反応度フィードバック	1次冷却材流量制御系故障	—* ⁴
		2次主冷却系異常による過冷却	2次冷却材流量増大
炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	2次冷却材流量減少による主中間熱交換器除熱減少	主冷却器異常による過冷却	主冷却器空気流量増大
		2次主循環ポンプトリップ	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)
		2次主循環ポンプ軸固着	—* ⁵
	2次主循環ポンプ駆動用電動機電源喪失	2次冷却材漏えい	
2次冷却材温度上昇による主中間熱交換器除熱減少	上記以外の原因に起因する2次冷却材流量減少* ²	2次冷却材漏えい	2次冷却材漏えい
		主冷却器異常による除熱不足	主冷却器空気流量減少 主送風機風量瞬時低下

- * 1 : 炉心の著しい損傷に至る可能性がある炉心全体の昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱
- * 2 : 原子炉トリップ信号発信によるインターロック作動が含まれるが、影響の大きさが他の異常事象に包絡されることから、何らかの原因による原子炉トリップ信号の発信を独立した異常事象に選定しない。
- * 3 : 設計で想定される炉心燃料集合体等の異常な変位による反応度添加は制御棒の異常な引抜きに包絡される。
- * 4 : 過冷却の要因として1次冷却材流量制御系故障による1次主冷却系流量増大を想定しても炉心の著しい損傷に至る反応度は添加されない。
- * 5 : 代表的な原因は外部電源喪失であり、炉心流量減少において考慮している。

第 4.3.1.3 表 炉心の局所的な昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

原因	左記原因をもたらす事象	異常発生部位による分類	異常事象
炉心局所の流量減少	燃料要素の破損による流路阻害	同左	燃料要素の偶発的破損
	異物混入による流路閉塞	同左	流路閉塞事象(1サブチャンネル閉塞) 流路閉塞事象(千鳥閉塞)
炉心局所の過出力	過剰な核分裂性物質を有する燃料要素の炉心局所への誤装荷	同左	局所的過熱事象(約 10%過出力)
			局所的過熱事象(約 30%過出力)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「電源喪失」）	原子炉保護系（スクラム） 動作	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
外部電源喪失	成功	成功	成功	炉心健全※1	—
	成功	成功	失敗	制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)
	失敗	失敗	失敗	原子炉保護系（スクラム）動作失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)
	失敗	失敗	失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)

※1： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(7)にて展開する。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(1)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「1次冷却材流量低」）	原子炉保護系（スクラム） 動作	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
1次冷却材流量減少 （1次主循環ポンプ リップ）※1、※2	成功	成功	成功	炉心健全※3	—
		失敗	失敗		
	成功	成功	成功	制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※4
		失敗	失敗		
	失敗	失敗	失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※4

※1：異常事象が「1次主循環ポンプ軸固着」の場合も同じ。

※2：原子炉手動スクラムでは制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗以外は生じない。

※3：原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。ただし、異常事象が「1次主循環ポンプ軸固着」の場合は、第4.3.1.2図(5)にて展開する。

※4：コンクリート遮へい体冷却系の異常や炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらすおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損等の原子炉の緊急停止を要さない異常が生じると、運転員は原子炉を通常停止することから、これらを起因として本事故シーケンスのような原子炉停止機能喪失には至らない。

第4.3.1.1図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(2)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 (「中性子束高(出力領域)」)	原子炉保護系(スクラム) 動作	制御棒(主炉停止系)の 急速挿入		
出力運転中の制御棒 の異常な引抜き	成功	成功	成功	—	—
	失敗	失敗	失敗		
	成功	成功	制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※2	
	失敗	失敗	原子炉保護系(スクラム)動作失敗		
	失敗	失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	過出力時原子炉停止機能 喪失(UTOP)	

※1: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。

※2: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (3)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 (「中性子束高(出力領域)」)	原子炉保護系(スクラム) 動作	制御棒(主炉停止系)の 急速挿入		
2次冷却材流量増大 ※1	成功	成功	成功	炉心健全※2	-
	失敗	失敗	失敗		
				原子炉保護系(スクラム)動作失敗	過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP)
				原子炉トリップ信号発信失敗	過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP)

※1: 異常事象が「主冷却器空気流量増大」の場合も同じ。

※2: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。

※3: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (4)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「2次冷却材流量低」）	原子炉保護系（スクラム） 動作	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
2次冷却材流量減少 （2次主循環ポンプトリップ）※1	成功	成功	成功	炉心健全※2	—
			失敗		
	成功	失敗	成功	制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS)
			失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS)

※1： 異常事象が「2次主循環ポンプ軸固着」の場合も同じ。

※2： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。

※3： 原子炉保護系（スクラム）動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(5)

異常事象	原子炉停止機能			事故シナゲンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「原子炉入口冷却材温度 高」）	原子炉保護系（スクラム） 動作	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
主冷却器空気流量 減少※1	成功	成功	成功	炉心健全※2	—
	失敗	失敗	失敗		
	成功	成功	失敗	制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	除熱源喪失時原子炉停止機 能喪失(ULOHS)※4
	失敗	失敗	失敗	原子炉保護系（スクラム）動作失敗	除熱源喪失時原子炉停止機 能喪失(ULOHS)※4

※1： 異常事象が「主送風機風量瞬時低下」及び「2次冷却材漏えい※4」の場合も同じ。

※2： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。ただし、異常事象が「2次冷却材漏えい」の場合は第4.3.1.2図(6)にて展開する。

※3： 原子炉保護系（スクラム）動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらす主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インベントリの減少をもたらす点で異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。
 ※4： ただし、主中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は原子炉を通常停止することから、主中間熱交換器伝熱管破損を起因として本事故シナゲンスのような原子炉停止機能喪失には至らない。

第4.3.1.1図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(6)

異常事象	原子炉停止機能		事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「炉容器液位低」）	原子炉保護系（スクラム） 動作		
1次冷却材漏えい （1次主冷却系配管 （内管）破損）※1	成功	成功	炉心健全※2	—
		失敗	制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失（ULOF）
	成功	成功	原子炉保護系（スクラム）動作失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失（ULOF）
		失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失（ULOF）

※1： 異常事象が「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）」及び「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）」の場合も同じ。

※2： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(1)にて展開する。ただし、異常事象が「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）」及び「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）」の場合は、各々第4.3.1.2図(2)及び第4.3.1.2図(3)にて展開する。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(7)

異常事象※1	原子炉容器液位確保機能※1		冷却機能		事故シナリオ	事象グループ
	1次主冷却系配管(内管)※2	1次主冷却系配管(外管)※3	安全容器内配管(内管)	1次主循環ポンプモニターによる強制循環補助冷却系による除熱冷却※4		
1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)	健全	健全	健全	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	健全	健全	健全	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	健全	健全	健全	失敗	原子炉容器液位: 1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	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(PLOHS)
	健全	健全	破損	失敗	原子炉容器液位: 1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+1次主循環ポンプモニターによる強制循環2ループとも失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗	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(PLOHS)
	健全	破損	破損		安全容器内配管(内管)破損(原子炉容器液位: 1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)
	破損	破損	破損		1次主冷却系配管(外管)破損(原子炉容器液位: 1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)
	破損				1次主冷却系配管(内管)破損(原子炉容器液位: 1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)

※1: 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出してはいない。

※2: 異常事象と異なるループの1次主冷却系配管(内管)の破損。

※3: 異常事象と同ループの1次主冷却系配管(外管)の破損。

※4: 1次主循環ポンプモニターによる強制循環冷却、又は補助冷却系による強制循環冷却のいずれか一方に成功すれば炉心損傷に至らない。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (1)

異常事象※1	原子炉容器液位確保機能※1		冷却機能		事故シナリオ	事象グループ
	安全容器内配管(外管)	1次主冷却系配管(内管)	1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却及び補助冷却系による強制循環冷却※2	2次主冷却系による除熱		
1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	健全	健全	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	失敗		
健全	健全	破損	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	失敗		
破損	破損	破損	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	失敗		
破損	破損	破損	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	失敗		

※1: 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

※2: 1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却、又は補助冷却系のいずれか一方に成功すれば炉心損傷に至らない。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (2)

異常事象※1 1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)※2、※3	原子炉容器液位確保機能※1		冷却機能		事故シナリオ	事象グループ
	1次補助冷却系配管(外管)	1次主冷却系配管(内管)	安全容器内配管(内管)	1次主循環ポンプモニターによる強制循環冷却		
	健全	健全	健全	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	健全	破損	健全	成功	原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+2次主冷却系による除熱2ルーパとも失敗	炉心損傷なし 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(PLOHS)※4
	健全	破損	破損	失敗	原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+1次主循環ポンプモニターによる強制循環2ルーパとも失敗	炉心損傷なし 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(PLOHS)※4
	健全	健全	健全	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	健全	破損	健全	成功	原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+1次主循環ポンプモニターによる強制循環2ルーパとも失敗	炉心損傷なし 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(PLOHS)※2
	健全	破損	破損	失敗	原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+1次主循環ポンプモニターによる強制循環2ルーパとも失敗	炉心損傷なし 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(PLOHS)※2
	破損	破損	破損	失敗	1次補助冷却系配管破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失(LOR)※2

※1: 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

炉心損傷が生じると格納容器バイパスをたすおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損は、異常事象「1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)」と同様である。ただし、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、2次補助冷却系への冷却材流入が生じ、原子炉容器液位の低下要因とならないことから、原子炉容器液位確保機能について「破損」側の分岐は考慮不要であり、その結果、本事故シナリオのような崩壊熱除去機能喪失には至らない。

※3: 異常事象により補助冷却系による強制循環冷却に失敗。

※4: 補助中間熱交換器伝熱管破損を起因とする事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなるが、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は2次補助中間熱交換器出入口弁を閉止することから、炉心損傷に至ったとしても破損した伝熱管を通じた格納容器バイパスは防止される。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (3)

異常事象	冷却機能			事故シナケンス	事象グループ
	1次主循環ポンプモータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱	補助冷却系による強制循環冷却		
1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプトリップ)※1	成功	成功	成功	2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	炉心損傷なし 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(PLOHS)
	失敗	失敗	失敗		
			成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	1次主循環ポンプモータによる強制循環2ループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	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(PLOHS)

※1: 異常事象が「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」、「2次冷却材流量増大」、「2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)」、「主冷却器空気流量増大」、「主冷却器空気流量減少」、「2次主循環ポンプ軸固着」及び「主送風機風量瞬時低下」の場合も同じ。また、コンクリート遮へい体冷却系の異常等に伴う原子炉通常停止の場合も同じ。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (4)

異常事象	冷却機能			事故シナケンス	事象グループ
	1次主循環ポンプモータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱	補助冷却系による強制循環冷却		
1次主循環ポンプ軸固着	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗※1	失敗	失敗	2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	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 (PLOHS)
		成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
		失敗	失敗	1次主循環ポンプモータによる強制循環2ループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	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 (PLOHS)

※1: 異常事象により1ループの1次主循環ポンプモータの強制循環冷却に失敗。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (5)

異常事象	冷却機能			事故シナケンス	事象グループ
	1次主循環ポンプボニータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱	補助冷却系による強制循環冷却		
2次冷却材漏えい※1	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗	失敗※2	失敗	2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	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 (PLOHS) ※1
	成功		成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗		失敗	1次主循環ポンプボニータによる強制循環2ループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	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 (PLOHS) ※1

※1: 主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インベントリの減少をもたらす点で異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。主中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷防止で対策する。

※2: 異常事象により1ループの2次主冷却系による除熱に失敗。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (6)

異常事象	冷却機能				事故シナリオ	事象グループ
	ディーゼル発電機起動	1次主循環ポンプポニモータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱	補助冷却系による強制循環冷却		
外部電源喪失	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗	失敗	失敗	失敗	2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	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 (PLOHS)
	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗	失敗	失敗	失敗	1次主循環ポンプポニモータによる強制循環2ループとも失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗	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 (PLOHS)
	失敗			失敗	ディーゼル発電機 (2台) 起動失敗	全交流動力電源喪失 (SBO)

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (7)

異常事象			
局所的過熱事象 (約10%過出力)	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)と同様である。

第 4.3.1.3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (1)

異常事象			
燃料要素の 偶発的破損	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)と同様である。

第 4.3.1.3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (2)

異常事象			
流路閉塞事象 (1サブチャンネル 閉塞)	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)と同様である。

第 4.3.1.3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (3)

4.3.2 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価の条件等

4.3.2.1 基本的考え方

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故が発生した場合に、炉心損傷防止措置が有効であること及び炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合に、格納容器破損防止措置が有効であることを示すため、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラム（以下「計算コード」という。）を用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価することを基本とする。

4.3.2.2 解析に当たって考慮する事項

有効性評価は、「添付書類 8 10.10 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」の「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材等を用いたものを対象とし、原則として事故が収束し、又は当該事故の収束が合理的に判断できる時点までを対象とする。

4.3.2.3 有効性評価における解析の条件設定の方針

有効性評価における解析の条件設定については、「4.3.2.2 解析に当たって考慮する事項」を考慮するとともに、評価対象とする事故の発生頻度が極めて小さいことを踏まえて、設計値等の現実的な条件を用いた最適評価を行うことを基本とする。また、計算コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、感度解析等によりその影響を適切に考慮する。

4.3.2.4 解析の実施方針

有効性評価における解析においては、評価項目となるパラメータの推移の他、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認する。

4.3.2.5 有効性評価に使用する計算コード

有効性評価において使用する計算コードは、評価事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めて不確かさが把握されている以下の計算コードを選定して使用する。

4.3.2.5.1 Super-COPD

4.3.2.5.1.1 概要

Super-COPDは、その前身の計算コードによる「常陽」及び「もんじゅ」の安全設計及び安全評価に適用された実績を有しており、ナトリウム冷却型高速炉を対象としたプラント冷却系の動特性解析機能と炉心の核熱安全解析機能を有する汎用モジュール型プラント動特性解析コードである。評価事故シーケンスの解析に必要な炉心核計算、炉心及び原子炉容器内の熱流動計算、冷却系及び熱交換器の熱流動計算、動的機器（弁、ポンプ等）の計算、並びに原子炉保護系の計算等の機能を有する。

本計算コードは、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価において、

原子炉冷却材バウンダリの健全性を評価するために必要な原子炉容器出口冷却材温度、再配置・冷却過程の解析に必要な原子炉容器入口冷却材温度、炉心流量等の計算に使用される。また、Super-COPDに独立モジュールとして組み込まれているデブリベッド熱計算モジュールは、それ単独で、事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」の再配置・冷却過程におけるデブリベッド冷却の解析に用いられる。

4.3.2.5.1.2 重要現象のモデル化

評価事故シーケンスの特徴に応じ、炉心、原子炉容器、1次主冷却系、2次主冷却系、1次補助冷却系及び2次補助冷却系における重要現象をモデル化し、評価項目であるパラメータ又は評価項目の解析に必要なパラメータを計算する。炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価で使用するモデルは以下である。

(1) 炉心及び原子炉容器

各種反応度フィードバック及び核動特性、崩壊熱、燃料ペレット、被覆管、冷却材等の温度変化等が重要であり、モデル化されている。自然循環条件では炉心流量再配分、炉心径方向熱移行、炉上部プレナム温度成層化等が重要であり、モデル化されている。

1次冷却材が漏えいする事故シーケンスでは、原子炉トリップのタイミングに影響する原子炉容器ナトリウム液位変化が重要であり、モデル化されている。

(2) 1次主冷却系

冷却材の熱流動として、除熱源喪失型原子炉停止機能喪失の事故シーケンスでは強制循環、除熱源喪失型除熱機能喪失の事故シーケンスでは自然循環が重要であり、モデル化されている。1次冷却材が漏えいする事故シーケンスでは、ナトリウム漏えい流量及び主中間熱交換器のナトリウム液位変化、長時間にわたる事故シーケンスでは主中間熱交換器の熱交換が重要であり、モデル化されている。

(3) 2次主冷却系

除熱源喪失型原子炉停止機能喪失や、除熱源喪失型除熱機能喪失等、長時間にわたる事故シーケンスでは、冷却材熱流動（強制循環、自然循環）、主冷却機の除熱（強制通風、自然通風）が重要であり、モデル化されている。

(4) 1次補助冷却系

補助冷却設備を起動する事故シーケンスでは、冷却材熱流動（強制循環）、補助中間熱交換器の熱交換が重要であり、モデル化されている。

(5) 2次補助冷却系

補助冷却設備を起動する事故シーケンスでは、冷却材熱流動（強制循環）、補助冷却機の除熱（強制通風）が重要であり、モデル化されている。

(6) デブリベッド

格納容器破損防止措置の有効性評価において、内部発熱するデブリベッド内の温度分布及び冷却性限界を解析するため、サブクール状態及び沸騰状態に応じた等価熱伝導率が重要であり、モデル化されている。

4.3.2.5.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

Super-COPDは、ナトリウム冷却型高速炉での単相冷却材の熱流動挙動を再現するプラント動特性解析及び安全評価に用いる計算コードとして、国内外の実プラントで取得したデータとの比較が行われている。高速実験炉「常陽」の自然循環試験を対象とした試験解析により、自然循環崩壊熱除去時の炉心部や系統の熱流動挙動をおおむね再現できることが確認されている。高速増殖原型炉「もんじゅ」では、40%出力運転状態からのプラントトリップ試験を対象とした試験解析によりプラントトリップ時のプラントの過渡変化、及びポンプ入熱による自然循環模擬試験を対象とした試験解析により1次系自然循環及び2次系自然循環時のプラント挙動を、それぞれおおむね再現できることが確認されている。また、米国の実験炉 EBR-II の自然循環試験解析により、自然循環崩壊熱除去時のプラント挙動をおおむね再現できることが確認されている。デブリベッド熱計算モジュールについては、米国サンディア国立研究所の試験炉 ACRR を用いて実施されたデブリベッド冷却性炉内試験 (D-10) を対象とした試験解析により、デブリベッド内の冷却材温度分布をおおむね再現できることが確認されている。

以上の妥当性確認を通じて、計算コードを構成する各モジュールの妥当性や適用性が確認されており、計算コードとしての不確かさは小さく、評価事故シーケンスの解析における重要な評価項目である冷却材最高温度等の計算を適切に行うことができる。

4.3.2.5.2 ASFRE

4.3.2.5.2.1 概要

ASFREは、高速炉燃料集合体内の熱流動現象の解析を目的とし、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一つの流路(サブチャンネル)としてモデル化される単相サブチャンネル解析コードである。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評価できるモデル、サブチャンネル間の乱流混合を取り扱うモデルを用いている。また、ASFREは任意のサブチャンネルに対して流路が閉塞された状態を解析することができ、燃料集合体内冷却材流路閉塞事故における評価事故シーケンス「冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故」の解析に使用する。

4.3.2.5.2.2 重要現象のモデル化

燃料集合体の解析モデルは、燃料ペレット、燃料ペレット-燃料被覆管ギャップ、燃料被覆管、スパイラルワイヤ、燃料集合体内冷却材、ラップ管から構成されており、燃料集合体内冷却材は液相の単相流を取り扱う。流路が閉塞された状態を解析する場合は、サブチャンネル単位で当該部を閉塞物に置き換える。また、被覆管のクリーブ破損により、冷却材中にガスが噴出された状態を解析する場合は、サブチャンネル単位で当該部をガス相に置き換える。本評価事故シーケンスにおける重要現象は、燃料被覆管の温度変化と冷却材の温度変化及び速度分布である。

(1) 燃料被覆管温度変化

被覆管内の熱伝導については、支配方程式(3次元熱伝導方程式)を直接計算する。燃料ペレットと被覆管内面間の熱伝達は、「常陽」の照射試験データに基づいて評価し

たギャップ熱伝達率を設定して計算する。被覆管と冷却材との熱伝達は、米国 FFTF での模擬燃料集合体を用いた炉外ナトリウム試験の結果から導出された相関式を用いる。

(2) 燃料集合体内冷却材温度変化及び速度分布

燃料集合体内の冷却材温度変化は、渦拡散モデル (Todreas-Turi 相関式) を用いて計算し、速度分布の計算では、冷却材が燃料集合体の燃料要素やスパイラルワイヤから受ける局所的な摩擦及び抗力を考慮できる分布抵抗モデルを用いるとともに、相関式 (Aoki の式) を用いて乱流による付加的な渦粘性の効果を考慮して計算する。閉塞物と冷却材間の熱伝達は、液体金属での実測に基づいて提案されている相関式 (Subbotin 式) を用いて計算する。

4.3.2.5.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握

A S F R E は、既往試験を対象とした試験解析により、その妥当性が確認されている。「常陽」及び「もんじゅ」の燃料集合体の水試験を対象とした試験解析により、燃料集合体内軸方向圧力損失について、解析結果は試験結果を再現することが確認されている。また、模擬燃料集合体内の温度分布を計測したナトリウム試験を対象とした試験解析により妥当性が確認されている。これら妥当性確認を通じて、計算コードを構成する各解析モデルの妥当性が確認されており、計算コードとしての不確かさは小さく、評価事故シーケンスの解析における重要な評価項目である冷却材最高温度等の計算を適切に行うことができる。

4.3.2.5.3 S A S 4 A

4.3.2.5.3.1 概要

S A S 4 A は、高速増殖原型炉「もんじゅ」の安全解析に使用した S A S 3 D の次世代改良版として米国アルゴンヌ国立研究所で開発された計算コードで、原子力機構では 1980 年代に導入し、酸化物燃料版のモデル改良及び検証を行ってきた。

S A S 4 A は、事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」の起因過程において炉心の各部で時間遅れをもって発生する種々の現象を解析するモジュールを有機的に結合させた計算コードである。

S A S 4 A では、炉心を構成する燃料集合体を出力ー流量比等の条件によりグループ化し (S A S チャンネル)、炉心全体を 10~33 程度の S A S チャンネルで代表させる。各チャンネルは、上部プレナム及び下部プレナムで水力学的に結合するとともに、1 点炉近似動特性で核的に結合することにより、炉心全体の事故の進展挙動を解析する。一つの S A S チャンネルは、径方向及び軸方向に分割した単一燃料要素伝熱モデルで構成され、燃料ペレット、燃料ー被覆管ギャップ、被覆管、冷却材、ラップ管は、径方向伝熱モデルにより結合されているとともに、軸方向には冷却材の熱流動を介して結合されている。燃料の破損後の冷却材流路中の溶融燃料等の挙動については、軸方向 1 次元の質量、運動量及びエネルギーの保存則を解く。冷却材沸騰後に燃料が破損するチャンネルにおいては、ナトリウム蒸気流による溶融被覆管の移動挙動と、その後の燃料崩壊に伴う燃料の移動挙動を、未沸騰又は部分沸騰で燃料が破損するチャンネルにおいては、燃料破損後の FCI 挙動と燃

料の移動挙動を計算する。

4.3.2.5.3.2 重要現象のモデル化

SAS4Aは「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」及び「過出力時原子炉停止機能喪失」の起因過程における重要現象がモデル化されている。具体的には、重要なパラメータである炉心の反応度変化に影響を及ぼす以下の重要現象がモデル化されている。

(1) 燃料定常照射挙動

燃料の再組織化、燃料のスエリングに伴う膨張、FPガスの放出等がモデル化されている。ここでは重要な反応度効果を持つ燃料移動に影響を及ぼすFPガスの保持量の計算がモデル化されている。

(2) 原子炉出力及び反応度フィードバック挙動

燃料ドップラ反応度、燃料及び構造材(スチール)の密度反応度(軸伸び反応度)、冷却材密度及びナトリウムボイド反応度、並びに燃料及び構造材(スチール)の移動反応度がモデル化されている。

原子炉出力は物質の温度及び質量の分布と反応度係数から求めた反応度変化に基づき1点炉近似動特性により計算される。また、遅発中性子は6群近似でモデル化されている。この他に、6群近似の崩壊熱及び構造材のガンマ発熱もモデル化されている。

(3) 燃料要素の熱的・機械的挙動

熱的挙動としては、燃料ペレットと被覆管の熱伝導、燃料-被覆管間ギャップ熱伝達、及び被覆管と冷却材との間の熱伝達を考慮した、径方向1次元の熱伝導方程式を解くことで径方向温度分布を計算する。機械的挙動としては、燃料ペレットと被覆管にかかる圧力と温度変化による熱膨張から応力と歪みを計算するとともに、燃料の軸方向の変形やスエリングも考慮している。

(4) 冷却材の熱流動及び沸騰挙動

冷却材は1次主冷却系のポンプ圧力と各部圧損を考慮した軸方向1次元の運動方程式を解くことで流量が計算される。冷却材が沸騰に至る場合には軸方向1次元の多気泡モデルにより冷却材のボイド化挙動を模擬する。

(5) 被覆管の溶融・移動挙動

被覆管の溶融と移動がモデル化されている。溶融した被覆管はナトリウム蒸気流と燃料ペレット表面からの摩擦力及び重力により移動速度が計算される。

(6) 燃料の破損挙動

燃料の溶融割合に応じて破損位置及び破損タイミングを計算する、燃料破損予測モデルが導入されている。破損が判定されると燃料等が冷却材流路に放出される。

(7) 沸騰チャンネルにおける燃料挙動

冷却材の沸騰が十分に拡大したチャンネルにおいて燃料要素の破損が生じた場合には、被覆管が強度を失い燃料が崩壊する形で冷却材流路中に燃料等が分散する状況が模擬される。燃料要素の破損後は、破損によって冷却材流路に放出された燃料や被覆管等の相変化や各成分間の熱伝達、ドラッグ又は摩擦等を考慮して、燃料を含む各成分の熱的挙動及び移動挙動が計算される。

(8) 未沸騰チャンネルにおける FCI 挙動

冷却材が未沸騰又は部分的な沸騰に留まるチャンネルにおいて燃料要素の破損が生じた場合に生じる、冷却材と高温の燃料の熱交換による蒸気圧力の発生や冷却材の急速なボイド化といった FCI 挙動がモデル化されている。

4.3.2.5.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には Phénix 炉における燃料要素の照射試験解析、CABRI 炉内試験解析により確認している。なお、反応度フィードバック挙動に用いる反応度係数は入力で指定し、各反応度の要因（温度及び密度）に関しては他の解析モデルにより導出されるものであるため、反応度フィードバック挙動に関する解析モデルの妥当性確認は不要とした。また、妥当性確認により、各モデルの不確かさを把握している。具体的には、燃料定常照射挙動に関しては、燃料ペレットの FP ガス保持量の総量もおおむね再現できることが確認された。加えて、被覆管の溶融・移動挙動に関しては、被覆管の上下方向への移動挙動を過大に評価すること（これは、反応度効果としては保守的となる）が確認されている。これ以外のモデルに関しては解析により試験をおおむね再現し不確かさは小さいことが確認されている。

4.3.2.5.4 S I M M E R - I V 及び S I M M E R - I I I

4.3.2.5.4.1 概要

S I M M E R - I V 及び S I M M E R - I I I（以下「S I M M E R」という。）は損傷炉心の核熱流動挙動を総合的に解析する計算コードで、流体力学、核計算、構造材の3つのモジュールから構成される。S I M M E R は炉心物質を固体、液体及び気体状態の多相成分として取り扱い、流体力学モジュールでは多成分多相流体の多速度場流動、多相流動様式、成分間の熱及び質量移行並びに運動量交換を計算する。構造材モジュールでは燃料要素及び集合体壁と流体との間の熱伝達及び溶融・固化・破損挙動を計算する。核計算モジュールでは炉心物質の質量及び温度分布に基づく核断面積、多群輸送理論による中性子束分布及び改良準静近似の動特性により反応度と出力過渡を計算する。各計算モデルの概要を以下に示す。

(1) 多成分流動

多成分・多速度場の熱流動に関する質量、運動量及びエネルギーの保存式を解く。流体間の相対運動を取り扱うことができる。また、液体の圧縮性、非理想気体、超臨界状態までの広い温度・圧力範囲を取り扱う関数形式の状態方程式モデルを採用している。

(2) 流動様式及び境界面積

構造材壁の有無や流体成分の体積率を基に多相流の流動様式を計算する。成分間の境界面積については、生成項や対流による時間変化を考慮して計算する。

(3) 運動量交換

速度の異なる流体間の抵抗力及び流体－構造材間の摩擦を多相流の流動様式及び境界面積に基づいてモデル化している。

(4) 熱及び質量移行

成分間の熱伝達係数並びに境界面積に基づいて熱伝達、溶融・固化、蒸発・凝縮等を非平衡の相変化挙動を含めて一般化してモデル化している。

(5) 構造材モジュール

燃料ペレット及び被覆管からなる燃料要素と集合体壁をモデル化している。集合体壁表面で固化する溶融燃料については燃料クラストとしてモデル化している。

(6) 核計算モジュール

改良準静近似法に基づく時間及び空間依存の動特性モデルにより反応度及び出力を計算する。

4.3.2.5.4.2 重要現象のモデル化

SIMMERは「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」及び「過出力時原子炉停止機能喪失」の遷移過程と機械的応答過程の解析に使用する。遷移過程解析と機械的応答過程の評価における重要現象は以下のとおりである。

① 燃料スロッシング挙動

溶融炉心プール内で発生する揺動現象である。多成分流動、流動様式及び境界面積、運動量交換、熱及び質量移行のモデルにより総合的に計算する。

② 構造壁の溶融破損挙動

炉心内の集合体管壁の溶融破損挙動である。熱及び質量移行モデルと構造材モジュールにより、破損に伴う炉心プールの拡大挙動をモデル化できる。

③ 燃料流出挙動

炉心上部のピン束流路、制御棒駆動機構下部案内管（LGT）の流路及び反射体・遮へい集合体のラップ管ギャップを通じた炉心物質の流出である。多成分流動、流動様式及び境界面積、運動量交換、熱及び質量移行モデル及び構造材モジュールを連結することで評価する。

④ FCI 挙動

高温の炉心物質と冷却材が接触することによって生じる冷却材の蒸気圧発生である。多成分流動、流動様式及び境界面積、熱及び質量移行モデルを連結することにより計算する。

⑤ 損傷炉心の核的挙動

時空間的に変化する損傷炉心物質の分布に応じた反応度と出力分布の時間変化である。核計算モジュールにより計算する。

4.3.2.5.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握

各モデルの基礎検証とモデルを包括した、実機条件に近い実験を用いた妥当性確認を行った。具体的な妥当性確認の例は以下のとおりである。

- ・燃料スロッシング挙動：スロッシング挙動試験解析
- ・構造壁の溶融破損挙動：EAGLE 炉内試験解析
- ・燃料流出挙動：EAGLE 炉内試験、GEYSER 試験解析など

- ・ FCI 挙動：THINA 試験解析など
- ・ 損傷炉心の核的挙動：炉心物質の再配置を模擬した臨界実験の解析

検証解析を通して重要現象に対するモデルの複合的な妥当性確認を実施し、重要現象に対する不確かさを把握している。遷移過程において不確かさを考慮すべき重要現象は FCI 及び燃料スロッシング挙動であり、機械的応答過程においてはモデルの不確かさよりも初期条件としての不確かさの影響が大きいと判断した。

4.3.2.5.5 F L U E N T

4.3.2.5.5.1 概要

F L U E N T は、様々な工学的な問題に現れる熱と流れ、化学反応、構造への伝熱等を解析するための多くの物理モデルを備えた世界的に最も多く使われている汎用の計算コードの一つであり、その適用実績は、航空機の翼周り空気流動から燃焼炉内の燃焼現象、気泡塔、石油掘削プラットフォーム、半導体製造工程、クリーンルーム設計等の各種工学プラントでの解析評価等の広範囲に及んでおり、ナトリウム冷却高速炉を含む原子炉プラントにおける熱流動解析への適用実績を多数有している。格納容器破損防止措置の有効性評価において、F L U E N T は事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」の再配置・冷却過程、及び事象グループ「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」の炉外事象過程の解析に使用する。

4.3.2.5.5.2 重要現象のモデル化

F L U E N T の解析では、冷却材（ナトリウム）が沸騰しない単相流の範囲を取り扱う。また、境界条件である発熱量、流量及び温度等は、時間と共に変化するが、固体と液体との相変化や物質の凝固・溶融等の複雑な多成分問題となる物理現象は含まれない。解析では、プレナム部等での対流拡散熱移行、燃料集合体内及び構造部での摩擦又は形状の変化による圧力損失、発熱体又は境界面からの熱移行、固体内の熱伝導、流体と固体（構造物）との熱伝達等に関する解析モデルを組み合わせで行う。これら評価項目及び評価に必要なパラメータに影響を及ぼす重要現象を以下のようにモデル化している。

- (1) 原子炉容器、リークジャケット、炉心構成要素及び炉内構造物の複雑な配置や幾何形状、並びに構造内部の伝熱をモデル化している。また、この他に安全容器、遮へいグラファイト、コンクリート遮へい体、コンクリート遮へい体冷却系等をモデル化している。
- (2) 損傷炉心物質からの発熱及び伝熱に関して、炉心に残留した損傷炉心物質（以下「残留炉心物質」という。）が占める領域を非計算領域として設定し、非計算領域の表面に別途解析した表面熱流束の時間変化を境界条件として与え、ナトリウム等への伝熱をモデル化している。また、安全容器に流出した損傷炉心物質の内部発熱を考慮した解析を実施している。さらに、原子炉容器外からの冷却においては、健全炉心を維持し、各燃料集合体内の発熱領域に単位体積当たりの発熱量を与え、崩壊熱をモデル化している。
- (3) ナトリウムの熱流動に関して、原子炉容器内の熱流動、炉心構成要素内及び集合

体ラップ管間ギャップ内の熱流動（残留炉心物質が占める領域を除く。）の他、構造物への伝熱、幾何形状に応じた圧力損失等をモデル化している。

- (4) これらの他、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを安全容器とコンクリート遮へい体ライナとの間に通気することによる安全容器の冷却に関して、窒素ガスと安全容器との間の熱伝達をモデル化している。また、原子炉容器とリークジャケットとの間の窒素ガス（コンクリート遮へい体冷却系）の流動伝熱をモデル化するとともに、原子炉容器とリークジャケット間の輻射伝熱を考慮している。

4.3.2.5.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握

基本問題を対象として実施された F L U E N T の多数の検証解析事例はコード開発者により「ANSYS 検証マニュアル」としてまとめられており、本評価事故シーケンス（IVR、EVR 及び RVACS）で考慮すべき物理モデルが検証されていることを確認するとともに、基本的な追加の解析を行った。また、考慮すべき物理モデルを用いた F L U E N T の解析実績から妥当性を確認し、「常陽」を対象とする本解析への F L U E N T の適用性を確認した。原子力プラントの安全解析評価への適用事例として、ECCS 水注入時の低温側配管（コールドレグ）内での温度成層化試験解析、ROSA 試験、加圧型軽水炉における大破断 LOCA 時に高温となる熔融燃料と熔融スチールの熱流動現象評価及びコリウム (ZrO_2-UO_2) と炉容器壁との相互作用の評価等に使用されている。プール型ナトリウム冷却高速炉を対象として構造物を介した共役熱伝達モデルを用いた中間熱交換器内の伝熱流動現象の予測評価や、ワイヤスペーサ付きの燃料要素を束ねた燃料集合体内の詳細な熱流動評価が行われている。また、ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器、一次冷却系、中間熱交換器、二次冷却系、崩壊熱除去系を模擬したナトリウム試験装置（PLANDTL-1 及び PLANDTL-2）を対象に、炉心損傷防止措置の有効性評価に必要な原子炉容器内の多次元熱流動解析体系モデルと同様の解析体系モデルを整備し、炉心冷却において重要な熱流動現象であるインターラップフロー（炉上部プレナム部に設置された崩壊熱除去システムを模擬した炉心冷却器からの低温流体が、炉心を構成する燃料集合体間のギャップ部に潜り込む流れ）の予測に係る適用性が確認されている。この他、格納容器破損防止措置の有効性評価で必要となる輻射伝熱モデル（S2S モデル）の有効性について、使用済燃料貯蔵施設内の解析事例の他、原子力分野以外での解析事例が複数報告されており、その適用性が示されている。

このように、F L U E N T は、既往解析事例及び文献等により、ナトリウム冷却高速炉を含む原子力分野の他、航空宇宙、自動車、各種工業プラントなどの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は確認されている。

4.3.2.5.6 AUTODYN

4.3.2.5.6.1 概要

AUTODYN は爆発・衝撃問題のような非線形の強い問題の時刻歴応答解析のための専用の計算コードとして開発された。本計算コードでは、流体（気体及び液体）の流動解析に適したオイラー型計算要素を用いた計算格子、及び構造物の変形解析に適したラグランジェ型及びシェル型計算要素を用いた計算格子を同時に扱うとともに、これら計算格子

間の相互作用を扱うことが可能である。これにより、流体の流動と構造物の変形との間の相互作用を考慮した解析（流体-構造連成解析）が可能となっている。

AUTODYNは種々の爆発・衝撃問題に適用可能な汎用性の高い計算コードであり、流体中の圧力源が周囲の流体を加速して構造物に圧力負荷を与えるような問題への適用においては、解析対象の幾何形状及び構造物の材料特性、並びに作用する圧力源の特性に基づいて、流体-構造連成挙動を解析し、構造物のひずみ及び変位を計算することができる。

4.3.2.5.6.2 重要現象のモデル化

AUTODYNは事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」の機械的応答過程において、発生する機械的エネルギーに対する原子炉容器の健全性の評価に使用される。原子炉容器のひずみ及び変位は、有効性評価の評価項目のうち、原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できることに関わる重要なパラメータである。AUTODYNでは、これらのパラメータの計算に必要な重要現象を以下のようにモデル化している。

- (1) 先行して実施したSIMMER-IVにより計算された熱エネルギーから機械的エネルギーへの変換の過程で発生する圧力源の膨張特性を「圧力-体積曲線」としてモデル化する。
- (2) 圧力源の膨張による原子炉容器内の冷却材の多次元流動、特に上部プレナムのナトリウムスラグの加速と運動エネルギーの発達、カバーガス空間の圧縮、原子炉容器内の圧力分布とその動的変動をモデル化する。
- (3) ナトリウムスラグの遮へいプラグ下面への衝突又はカバーガスの急激な圧縮による圧力発生に伴う流体と原子炉容器構造の連成解析を通じて、原子炉容器の弾塑性変形挙動及びひずみを解析する。

なお、(1)に述べた通り、SIMMER-IVで計算した圧力-体積曲線をAUTODYNに引き渡すことにより両者の一貫した解析を可能としている。

4.3.2.5.6.3 妥当性確認及び不確かさの把握

AUTODYNは衝撃問題、爆発問題等に幅広く適用できる汎用性の高い計算コードであり産業界や研究機関において多くの利用実績により妥当性が確認されており、その信頼性は高い。原子力分野においては、水素爆発によるPWR格納容器の健全性評価、原子炉容器外における水蒸気爆発によるPWR原子炉キャビティのコンクリート構造の健全性評価、及び高速実証炉における炉心損傷事故時の原子炉容器の健全性評価に使用されている。

格納容器破損防止措置の有効性評価への適用についての妥当性確認の例としては、1970年代に米国SRIインターナショナルにて実施された、クリンチリバー増殖炉の原子炉容器の1/30スケール試験体を用いたFV102試験の試験解析を行い、試験容器の最大変形部位の周方向ひずみがほぼ再現できることを確認している。

4.3.2.5.7 PLUG

4.3.2.5.7.1 概要

PLUGは、原子炉容器の遮へいプラグを構成する複数のプラグとそれらを固定又は連

結するボルトの運動をモデル化するとともに、遮へいプラグ上下の圧力差によるプラグ間隙を通じた格納容器床上へのナトリウムの噴出量を解析するための計算コードである。

P L U Gでは、種々の遮へいプラグを剛体として扱い、連結ボルトを弾塑性体としてモデル化し、各プラグの1次元の運動方程式を連成させて解くことによりその相対運動を計算する。また、原子炉容器内と格納容器床上との圧力差を用いて、ベルヌーイの式から遮へいプラグ間の相対変位により生じる間隙から噴出するナトリウム量を計算する。

4.3.2.5.7.2 重要現象のモデル化

格納容器破損防止措置の有効性評価において、P L U Gは事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」の機械的応答過程における格納容器床上へのナトリウム噴出量の評価に使用される。格納容器床上へ噴出するナトリウム量は、有効性評価の評価項目のうち、「格納容器床上へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器健全性が維持できること」に関わる重要なパラメータである。P L U Gでは、この計算に必要な重要現象を以下のようにモデル化している。

- (1) 遮へいプラグを構成する複数のプラグ（大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構）、各プラグ間及び大回転プラグとソールプレートとの間の連結ボルトをモデル化する。
- (2) プラグ下面の圧力履歴、格納容器床上圧力、各プラグに働く重力による全てのプラグの相対運動を計算し、各プラグの変位及び生じるプラグ間の全ての間隙と間隙の継続時間を計算する。ボルトは弾塑性体としてモデル化され、その応力-ひずみ関係に区分線形関数を用いる。また、プラグ下面の圧力の減少によるプラグの着座と間隙の消滅を計算する。さらに、プラグが衝突する際には反発係数を用いて反発後の速度を計算する。
- (3) プラグ間に生じる間隙と間隙の継続時間をもとに、プラグ上下の圧力差による原子炉容器内のナトリウムの間隙内への浸入量及びプラグ上面からのナトリウムの噴出量を計算する。ナトリウムの噴出流路となるプラグ間隙部は垂直環状流路、水平矩形流路及びエルボとしてモデル化し、摩擦損失及び形状損失を考慮する。

4.3.2.5.7.3 妥当性確認及び不確かさの把握

P L U Gはボルトで連結された複数の質点の1次元運動方程式を連立して解く計算コードであり、複雑な物理現象を取り扱うことはない。また、ナトリウムの噴出量の解析も物理の基本法則であるベルヌーイの式を用いて圧力差と継続時間により計算を行っている。解析の妥当性については、単一プラグを対象としたボルトの弾性解析及び弾塑性解析、プラグの衝突解析、プラグ間隙を流れるナトリウム流の鉛直方向及び水平方向の摩擦圧力損失解析により確認している。ナトリウムの噴出量の計算には定常のベルヌーイ式を用いており、これは非定常の流動解析に比べて、流出開始時の慣性による影響（定常流量に至るまでの流量の立ち上がり）を無視することとなり、噴出量を保守的に評価する。

4.3.2.5.8 C O N T A I N - L M R

4.3.2.5.8.1 概要

CONTAIN-LMRは、シビアアクシデント時に格納容器内で生じる様々な現象(ナトリウム燃焼、水素燃焼、ナトリウム-コンクリート反応等)を解析し、環境へ漏えい・放出される放射性物質の種類と量(ソースターム)を解析するための計算コードである。CONTAIN-LMRでは、解析体系をセルと呼ぶ単位に分割して、各セルの物理量(圧力、ガス温度・成分、エアロゾル濃度等)は平均値で記述される。また、セル内には複数の構造物(床、壁、天井、内部構造物)を設定することができる。構造物内部の温度変化は1次元の熱伝導で扱われ、セルの雰囲気との間での自然対流熱伝達、水やナトリウム蒸気の凝縮、エアロゾルの沈着等を考慮できる。

4.3.2.5.8.2 重要現象のモデル化

評価事故シーケンスの特徴に応じて、格納容器応答過程における以下の重要現象がモデル化されている。

(1) スプレイ燃焼

雰囲気中に噴出したナトリウム液滴の燃焼挙動をモデル化している。酸素との反応(燃焼)に加えて、雰囲気中の水分との反応も考慮し、その際の反応生成物及び反応熱による雰囲気の圧力及び温度上昇等を計算する。

(2) プール燃焼

噴出または漏えいしたナトリウムが床上でプールを形成した場合の燃焼挙動をモデル化している。酸素との反応(燃焼)に加えて、雰囲気中の水分との反応も考慮し、その際の反応生成物及び反応熱による雰囲気の圧力及び温度上昇等を計算する。

(3) ナトリウム-コンクリート反応

ナトリウムプールとコンクリートが接触した場合の反応挙動をモデル化している。種々のコンクリート(主にシリカ系コンクリート)に対して、化学反応に伴うコンクリート侵食量や水素発生量を計算する。

(4) 構造物への熱移行

雰囲気と構造物間の対流及び輻射による熱伝達をモデル化しており、各種構造物の温度分布を計算する。

(5) エアロゾル挙動

複数成分のエアロゾルに対して粒径分布を考慮しつつ、凝集、沈着、重力沈降等をモデル化しており、エアロゾルの浮遊濃度や構造物表面への沈着量を計算する。

(6) ナトリウムの凝縮・蒸発

ナトリウムの飽和蒸気圧曲線として、Na-NaKハンドブックやKirchhoff式と同等の式を採用しており、これをもとにナトリウムの凝縮及び蒸発を計算する。

4.3.2.5.8.3 妥当性確認及び不確かさの把握

評価事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの検証が行われている。具体的には、ナトリウム燃焼に関しては、スプレイ燃焼及びプール燃焼試験を対象とした試験解析により、発生圧力及び温度等について、試験結果をおおむね再現することが確認さ

れている。また、ナトリウム-コンクリート反応に関しては、複数仕様のコンクリートによる反応試験を対象とした試験解析が行われ、コンクリート侵食量及び水素発生量との比較において、試験結果をおおむね再現できることが確認されている。さらに、重要現象に影響を与えるパラメータ（スプレイ液滴径、コンクリート侵食速度係数等）について感度解析を行い、その不確かさを把握している。

以上より、CONTAIN-LMRの各解析モデルの妥当性が確認されており、評価項目に関わる重要なパラメータである格納容器雰囲気温度・圧力、水素濃度等の計算を適切に行うことができる。

4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定

(i) 炉心損傷防止措置

炉心損傷防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

(1) 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を基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。

- ① 燃料最高温度が熱設計基準値 (2,650°C) 以下であること。
- ② 被覆管最高温度 (肉厚中心) が熱設計基準値 (840°C) 以下であること。
- ③ 冷却材最高温度が熱設計基準値 (910°C) 以下であること。
- ④ 被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値 (1.0) 以下であること。
- ⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度 (550°C) 以下であること。

①～③は、「添付書類 8」に記載したとおり、運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないように定めた燃料の許容設計限界である。④は燃料の許容設計限界を超えないが、高温状態が長期間継続する事象において、燃料破損の防止を判定するための評価項目である。また、⑤は原子炉冷却材バウンダリの二次的破損を確実に防ぐために十分な余裕を持たせた限界値である。したがって、解析結果がこれらの値を超えたとしても、それにより直ちに炉心の著しい損傷に至るものではないことは明らかではあるが、本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れたナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していることなどの特徴により、発熱と除熱のバランスからの逸脱に対して大きな安全余裕を有していることを確認するために、あえて安全側に厳しく評価項目を設定する。ただし、個別の評価事故シーケンスについて具体的な評価項目①～⑤の一部が満足できない場合であっても、炉心の著しい損傷が防止でき、炉心の十分な冷却が可能であることを合理的に示すことができれば、当該シーケンスにおいて措置に有効性があることが確認されたものとする。

なお、熱設計基準値を下回る限り、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力の変化はほとんど生じないため、冷却材圧力を評価項目とする必要はない。

(ii) 格納容器破損防止措置

炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合において、必ずしもすべての評価事故

シーケンスにおいて直ちに格納容器への負荷が発生するわけではなく、事故の進展は評価事故シーケンスによって大きく異なる。また、本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していること、原子炉冷却材バウンダリが放射性物質の閉じ込めに有効な物理障壁を形成していること、原子炉容器外側に安全容器を設置していること、格納容器（床下）を窒素ガス雰囲気としていること、格納容器（床上）には大きな自由空間体積が存在することなどの特徴を有している。したがって、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目の設定においては、これらの本原子炉施設の設計の特徴と評価事故シーケンスの特徴を適切に考慮するものとする。

以上を踏まえて、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、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。具体的な評価項目は、「4.3.2.6.1 炉心損傷防止措置の有効性を評価するための評価項目」で設定した評価項目を適用する。
- (2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 原子炉容器内で分散し再配置した損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。
 - ② 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
- (3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
 - ② 格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。
 - ③ 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (4) (2) が達成できない事象においては、原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 安全容器内に流出した損傷炉心物質等を安定に保持・冷却できること。
 - ② 安全容器バウンダリの健全性が維持できること。
- (5) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる場合には、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性が維持できること。

(6) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。

- ① 格納容器（床下）に流出するナトリウムの熱的影響に対して、格納容器の健全性が維持できること。
- ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

4.3.3 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価結果

4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失した後、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.1.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「電源喪失」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 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）。
- b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動

作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。

- d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- e. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又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制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。また、運転員は手動で1次主冷却系の流量を増大できるものとする。なお、本措置は上記b.～d.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 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。
- b. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- c. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- d. 燃料が破損したと推定される場合は、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内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- e. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、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、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.1.1 表及び第 4.3.3.1.2 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

(5) 作業と所要時間

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.1.3 表及び第 4.3.3.1.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「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、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード Super-COPD により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²C とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、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ものとする。
- 5) 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にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 原子炉の自動停止は「1 次主循環ポンプトリップ」によるものとし、応答時間は 4.2 秒とする。
- 7) 原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を 1.4%Δk/k とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とす

る。

8) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。

9) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.2 図に示す。

外部電源喪失の発生により、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ及び主冷却機の主送風機等の機器が停止する。「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、代替原子炉トリップ信号である「1次主循環ポンプトリップ」が事故発生後 1.2 秒で後備炉停止系用論理回路に到達し、時刻 4.2 秒に後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。

外部電源喪失により炉心流量は事象発生 0 秒から減少しており、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。その間、負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約 92%まで低下し、燃料温度も低下する。また、1次主循環ポンプの主電動機及び2次主循環ポンプのトリップ後は、1次主冷却系は1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度から上昇せず緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それぞれ約 630℃及び約 620℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度からほとんど上昇せず最高温度は約 460℃であり、評価項目を満足する。

以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさの影響について、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。なお、以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独

立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

- ドップラ係数 : 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。
- 燃料温度係数 : ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。
- 被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- ラップ管温度係数 : ラップ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 炉心支持板温度係数 : 本評価事故シーケンスにおける評価項目である燃料温度及び炉心冷却材温度等が最大値となるまでの間は原子炉容器入口冷却材温度の変化が生じないため、炉心支持板温度係数の不確かさは考慮しない。

解析結果を第 4.3.3.1.3 図に示す。

後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまでに、主に冷却材の負のフィードバック反応度が小さくなることにより、原子炉出力の低下が基本ケースの解析に比べ小さくなった。しかし、結果として、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、基本ケースの評価結果とほとんど変わらず、それぞれ約 630℃及び約 620℃となり、評価項目を満足する。また、燃料最高温度及び原子炉容器出口冷却材の最高温度は、基本ケースの評価結果と変わらず評価項目を満足する。

以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. 起因過程の解析

a. 解析条件

計算コード SAS4A により解析する。SAS4A における解析体系を第 4.3.3.1.4 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 炉心領域の全集合体を 33 のチャンネル（以下「SAS4Aチャンネル」という。）で代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS4Aチャンネルの配置図を第 4.3.3.1.5 図に示す。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を 350℃、1次主冷却系の流

量の初期値を定格流量とする。

- 3) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、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ものとする。1 次主循環ポンプの主電動機の停止後の冷却材流量を第 4.3.3.1.6 図に示す。
- 4) 何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 8) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換える。ただし、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いる。
- 9) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じた核分裂生成物（以下「FP」という。）ガスの生成量の計算や燃料中の FP ガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 10) ナトリウムボイド反応度が負であるため、本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力が十分に低下し、燃料に対する被覆管による拘束力は燃料が溶融する前に喪失する。また、燃料内の温度分布が平坦化し、燃料の中心部で溶融が生じる段階では、高温化によって既に強度が低下した燃料は、短時間で崩壊に至ると考えられる。燃料破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、燃料は溶融開始直後に破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.7 図及び第 4.3.3.1.8 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、1 次主循環ポンプの主電動機の停止によって冷却材流量が減少するため、燃料要素からの除熱が減少し冷却材温度が上昇する。冷却材温度の上昇に伴う密度反応度は負であるため、原子炉出力はゆっくりと低下する。燃料温度は、燃料要素からの除熱の減少でいったん上昇するが、その後、原子炉出力の低下とともに低下する。燃料温度の低下に伴う反応度効果は、正の燃料密度反応度とドップラ反応度であるがいずれも小さい。冷却材温度は、更に上昇を続け出力／流量比が最も大きいチャンネル（第 4.3.3.1.5 図のチャンネル 12）において、燃料上端部で冷却材の沸騰が始まる。沸騰気泡が成長し炉心中心に拡大すると、燃料要素からの除熱は更に減少する。ナトリウムボイド反応度は負であるため、沸騰気泡の拡大は負の反応度効果を持つ。燃料要素からの除熱の減少により被覆管の溶融と移動が始まるが、ナトリウム蒸気流と重力による溶融被覆管の炉心中央から上下への移動は正

の反応度効果を持つため、単調に減少していた原子炉出力がわずかに上昇し、これに伴い燃料温度も若干上昇する。炉心全体では、負の冷却材密度反応度及びナトリウムボイド反応度が卓越しているため、全反応度は未臨界の状態が維持される。冷却材温度の上昇に伴う負の反応度、その後破損した燃料の上下への分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出力は低下する。時刻約 71.7 秒でチャンネル 12 のラップ管の温度が融点まで上昇し、SAS4Aの適用限界に達する。約 70 秒間の起因過程の範囲では、炉心は出力／流量比が大きい 1 チャンネル（チャンネル 12、炉心燃料集合体数：2）の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は、事象全体を通じて負にとどまり臨界（0.0\$）を超えない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度は、初期値の約 1,020°Cから最大値の約 1,030°Cまで上昇した後に低下し、その後も大きく上昇することはない。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度およびボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい。

以上より、起因過程において、有意な正の反応度効果はなく、反応度及び原子炉出力の上昇がないまま低温状態で推移し、部分的な炉心損傷の状態の後続の遷移過程に移行する。

ii. 遷移過程の解析

a. 解析条件

計算コードSIMMER-IVにより解析する。SIMMER-IVにおける解析体系を第 4.3.3.1.9 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。SIMMER-IVにおける初期物質分布を第 4.3.3.1.10 図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、SAS4Aの適用限界であるラップ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スチールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スチール及びスチール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。
- 5) 原子炉容器内全体を 3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデ

ル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。

- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。また、遷移過程開始時には、すでに1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転に移行しているため、定格運転時の約10%流量を再現するように入口圧力を設定する。
- 7) B型及びC型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、制御棒駆動機構下部案内管、後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管（以下両者ともに「LGT」という。）及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。
- 9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.1.11図から第4.3.3.1.13図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、冷却材による除熱は不十分であり炉心の昇温は続くが、原子炉出力が低いため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。また、遷移過程の初期には、損傷集合体が限定されているため、反応度及び原子炉の出力に大きな変化はない。起因過程終了時に損傷していた集合体に隣接する燃料集合体では、損傷炉心物質の接触に伴い、集合体管壁が損傷又は集合体内の冷却材がボイド化する。冷却材がボイド化した燃料集合体では、被覆管が溶融して燃料ペレットが損傷し、損傷した燃料が沈降すると正の反応度が投入され、時刻100秒前後に反応度と原子炉出力の上昇が見られる。損傷領域が狭い間は、反応度の上昇量は大きくないが、ラップ管の溶融により損傷領域が拡大するとともに燃料の横方向の移動が可能になると反応度変化も徐々に大きくなる。反応度は、変動しながら徐々に上昇し、特に外側炉心の燃料が内側炉心領域に移動すると鉛直方向の燃料凝集よりも更に大きな正の反応度が投入される。時刻115秒から反応度と原子炉出力の振幅が大きくなり、時折原子炉出力が定格値を超える。原子炉出力の上昇により燃料温度の上昇と溶融スチール量が増加し、炉心物質の可動性が増加し、即発臨界近くまで反応度は上昇するようになる。数回の反応度上昇とパルス状の原子炉出力の上昇を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷し、損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻129秒に初めて反応度が即発臨界(1.0\$)を超過する。この時に発生した圧力によって、いったん分散した燃料が再度凝集することにより時刻131秒にも即発臨界を超過する。2回目の即発臨界超過の燃料の集中運動によって比較的大きな出力パルスとエネルギー放出が生じる。評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は約3,700°Cである。これらの事象推移における炉心内の物

質分布の変動を可視化した解析結果を受けて、機械的応答過程において評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである機械的エネルギーを解析する。

この時に発生するスティール蒸気圧により炉心インベントリの約 30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化する。この結果、反応度は、深い未臨界状態（-200\$未満）に低下し、原子炉出力も急速に低下する。その後、再び反応度は、正に回復することはない、エネルギー放出が生じる可能性はない。なお、炉心領域の下部には、固化した燃料とスティールが堆積しており、短時間で溶融燃料が LGT を通じて炉心領域の下方に流出することはない。炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップ部及び遷移過程終了時に炉心に残留した燃料及びスティール（以下「残留炉心物質」という。）において、崩壊熱により発熱を続ける炉心燃料のその後の長期にわたる再配置挙動及び冷却挙動については、再配置・冷却過程において解析する。なお、この炉心内の燃料の凝集挙動の解析においては保守的に炉心物質の粘性を零としている。

iii. 再配置・冷却過程の解析

起因過程及び遷移過程を経て事故が核的に収束（反応度が再び正にもどることのない、深い未臨界状態に移行）した後も損傷した炉心燃料の崩壊熱による発熱によって事故は更に進展する。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動には、崩壊熱による残留炉心物質の溶融と流出挙動に依存して大きな変動幅がある。このため、事象推移に関しては、基本となるシナリオを想定した上で、遷移過程における熱エネルギーの放出状況及び残留炉心物質の溶融と炉心領域からの流出挙動（損傷炉心物質の量及び形態）の考え得る変動幅から長時間の再配置挙動を検討し、想定される最終的な再配置場所での損傷炉心物質の量及び形態に基づいて冷却挙動の解析を行う。

エネルギー放出が小さい場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、下部プレナム底部及び炉心領域を対象とする。大きなエネルギー放出を伴う場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、上部プレナムの炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部を対象とする。それぞれの場所について、損傷炉心物質による熱的負荷に対する解析を行う。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所を第 4.3.3.1.14 図に示す。

a. 解析条件

下部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、1次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、下部プレナムに形成されるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。残留炉心物質の冷却については、1次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、炉心領域における残留炉心物質から周囲構造物等への伝熱過程を伝熱計算モデルで計算し、残留炉心物質の再配置場所から周辺の冷却材への熱移行及び原子炉容器内での熱流動挙動を FLUENT で解析する。また、上部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、堆積状態に応じてデブリベッド熱計算モジュール（炉心支持台上面に堆積した扁平なデブリベッドが対象）及び伝熱計算モデル（材料照射ラック底部に堆積した縦長円柱状のデブリベッドが対象）で解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条

件等について、1) から 5) に共通的な解析条件等を、6) から 11) にそれぞれの再配置場所に対する解析条件等を示す。

- 1) 再配置・冷却過程の初期状態は、遷移過程の解析において核的挙動が収束した時点の炉心状態から設定する。遷移過程の終状態では、炉心インベントリの約 30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化している。ここでは、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量及び下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量が保守的に多くなるように炉心周囲へ移行する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの 30%から 20%に、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの 80%とした状態を再配置・冷却過程の初期状態とする。
- 2) 核分裂による発熱は考慮しない。
- 3) 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1次主循環ポンプのポニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環による冷却パスは確保されるものとする。
- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続していることを考慮して、希ガス及び揮発性の FP からの崩壊熱を除いた値を用いる。原子炉停止後の経過時間は、遷移過程後の事象進展を考慮してそれぞれの再配置場所について設定する。
- 5) 炉心領域から下部プレナム又は上部プレナムに移行した溶融炉心物質は、サブクール度の高い大量のナトリウムによって効率的に冷却・固化・微粒化して、下部プレナムでは原子炉容器底部に、上部プレナムでは炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するものとする。デブリベッドの性状については、炉心物質を用いた試験結果に基づき、デブリ粒子径を 400 μ m、空隙率を 0.6 とする。
- 6) 遷移過程の終状態の残留炉心物質は、未溶融又は再固化した燃料と溶融ステールの混合物となり、崩壊熱によって徐々に再溶融する。溶融した残留炉心物質の一部は、LGT を通じ下部プレナムに流出する。炉心領域に残留する損傷炉心物質の量が炉心インベントリの約 50%を下回ると、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって残留炉心物質の溶融が止まるとともに下部プレナムへの流出も止まる。従って、遷移過程終了時に炉心領域に残留する損傷炉心物質の量である炉心インベントリの 80%から下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 30%とする。
- 7) 本評価事故シーケンスでは、事象の開始から約 130 秒後に炉心領域から溶融炉心物質の一部が径方向反射体及び遮へい集合体のラップ管間のギャップに移行し、炉心領域での核反応が停止すると遷移過程の終状態となる。このため、下部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は事象の発生から約 130 秒後とする。また、下部プレナムのデブリベッド、周囲の冷却材及び原子炉容器壁の初期温度は、それぞれ約 420 $^{\circ}$ C、約 420 $^{\circ}$ C及び 350 $^{\circ}$ Cとする。
- 8) 6) より炉心領域に残留する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 50%とする。

- 9) 炉心領域に残留する燃料の崩壊熱の起点は、7)と同様に事象の発生から約130秒後とする。また、冷却過程開始時点の炉心条件として、残留炉心物質の温度は最高約1,930℃、構造材及び冷却材温度について、支持板下方の領域は約350℃、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約500℃並びに炉心周辺領域は約460℃とする。
- 10) 大きなエネルギー放出が生じた場合には、炉心領域全体が短時間で溶融するとともに、圧力上昇により相当量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出される。ここでは、保守的に炉心上部構造（炉心燃料集合体内の上部反射体ペレット下端からハンドリングヘッドの上端までの間に位置する構造物）による損傷炉心物質の放出の抑制効果を見逃して、上部プレナムに移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの100%とする。また、上部プレナムに放出された損傷炉心物質の広がり面積に対する材料照射ラックの開口面積の比より、炉心インベントリの約4%の損傷炉心物質が材料照射ラック底部に堆積し、残りは炉心支持台上面に堆積するものとする。
- 11) 機械的応答過程の解析より、上部プレナムに損傷炉心物質が噴き上げられた高さから炉心支持台上面までの高さを終端速度で落下すると保守的に仮定して、上部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は、遷移過程における核反応の停止から10秒後とする。また、デブリベッドの初期温度は、遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果より約5,110℃の損傷炉心物質が上部プレナムに放出されて燃料集合体頂部位置まで沈降した際の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた600℃とする。

b. 解析結果

本評価事故シーケンスで想定される解析条件において、原子炉容器を通過する冷却材の原子炉容器出口温度は、冷却材の流量減少、原子炉出力の変動及び崩壊熱によって変動する。Super-COPDにより解析した原子炉容器出口冷却材温度の変化を第4.3.3.1.15図に示す。原子炉容器出口冷却材温度は約500℃まで上昇するが、冷却材温度の上昇によって原子炉冷却材バウンダリの損傷に至ることはない。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの30%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの場合の結果に対して大きな余裕がある。また、原子炉容器底部に生じる最大応力（1次応力）について、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの条件における結果は、SUS304のクリープ破断強度と比較して小さい。したがって、炉心インベントリの30%の損傷炉心物質からなるデブリベッドも原子炉容器内で安定に保持・冷却できる。

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの50%となる場合については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心イン

ベントリの 80%の損傷炉心物質が炉心領域に残留した場合の結果に対して余裕がある。このため、残留炉心物質は、再溶融かつ移動することなく炉心領域において固化した状態で安定に冷却できる。また、原子炉容器内の冷却材温度も過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下する。したがって、残留炉心物質が原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

③ 上部プレナムにおけるデブリベッド冷却

材料照射ラック底部に堆積したデブリベッドの最高温度は約 760℃、炉心支持台上面に堆積したデブリベッドの最高温度は約 760℃まで上昇するが、その後、崩壊熱の減衰によって、これらのデブリベッドの温度は低下する。また、冷却材温度も過大となることはなく、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

iv. 機械的応答過程の解析

機械的応答過程では、起因過程又は遷移過程において即発臨界超過の結果、大きな熱エネルギー放出がある場合、高温となった炉心物質は、炉心内の圧力に駆動されて上部プレナムへ移動し、ナトリウムとの熱的相互作用を生じる。その結果発生するナトリウム蒸気圧によって上部プレナム内のナトリウムが上方に加速され、大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構等（以下「回転プラグ」という。）の下面のカバーガス領域を圧縮し、原子炉冷却材バウンダリ等に対して機械的な負荷を与える。上部プレナム内のナトリウムの加速による機械的エネルギーの発生並びに機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答、回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出挙動の解析を行う。ナトリウム噴出に係る解析結果は、格納容器応答過程の解析に引き渡して、ナトリウムの燃焼等に対する格納容器の応答を解析する。

a. 解析条件

高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生を S I M M E R - I V で解析する。S I M M E R - I V における解析体系を第 4.3.3.1.16 図に示す。機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答を A U T O D Y N で解析する。A U T O D Y N における解析体系を第 4.3.3.1.17 図に示す。機械的エネルギー発生時の回転プラグ下面の圧力上昇に伴う回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出を P L U G で解析する。P L U G における解析体系を第 4.3.3.1.18 図に示す。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 遷移過程において即発臨界を超過して原子炉の出力の急上昇が起こった直後の、炉心平均燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態（炉心物質の質量、温度、速度及び圧力）を機械的応答過程の初期状態とする。熱エネルギーの放出により高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換されるものとする。
- 2) S I M M E R - I V による機械的エネルギー発生時の解析は、水平方向は炉心中心から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から回転プラグ底板の

下端面までを、3次元直交座標を用いてモデル化する。炉心及びその周辺の初期状態は、遷移過程の解析結果をそのまま接続する。初期の炉心平均燃料温度及びステール平均温度は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」の結果よりそれぞれ 3,700℃及び 1,470℃とする。

- 3) 炉心部から上部プレナムへと熔融炉心物質が容易に噴出するように、遷移過程において炉心部の上部構造の流路中に侵入した熔融炉心物質が固化することによって形成される閉塞を無視し、また、原子炉容器内において、機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視するなど、機械的エネルギーの発生が大きくなるような条件とする。
- 4) AUTODYNによる原子炉容器の構造応答解析は、原子炉容器全体を2次元円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は、上端で支持される構造とし、原子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。機械的エネルギー発生解析で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として解析する。
- 5) 回転プラグは動かない剛体としてモデル化し、この構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果は無視するなど、原子炉容器への負荷が大きくなるような条件とする。
- 6) PLUGによる解析は、回転プラグ及びその固定ボルトをモデル化する。また、回転プラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化する。回転プラグの応答及び固定ボルトの変形を駆動するプラグ下面の圧力履歴は、機械的エネルギー発生解析で得られた圧力履歴を用い、原子炉容器の変形による圧力緩和効果は無視し、回転プラグへの負荷が大きくなる条件とする。
- 7) 定常の流動方程式を用いて噴出ナトリウムの流量を計算するなど、ナトリウム噴出量が多くなる条件とする。

b. 解析結果

① 機械的エネルギーの発生

即発臨界超過による熱エネルギーの放出で高温・高圧となった炉心から熔融燃料と熔融ステールの混合物が上方に放出され、液体ナトリウムを蒸発させる。これが圧力源となって、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速し、原子炉構造に機械的負荷を与える機械的エネルギーへ変換される。機械的エネルギーの最大値は約 1.8MJ である。なお、圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 25%程度である。機械的エネルギーを発生させる物理現象は熔融した炉心物質とナトリウムの FCI である。FCI では高温物質と低温物質の接触時に単相圧力が発生する Phase A と呼ばれる現象が知られている。

② 原子炉容器の構造応答

圧力源の膨張により上部プレナムのナトリウムの上昇速度は、徐々に増大しカバーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は 0.1%程度（弾性変形の範囲内）であり、許容限界である 10%を超えない。したがって、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。なお、安全容器側面及び底面に作用

を及ぼさない。

③ 回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出挙動

炉心上部機構及び小回転プラグは大回転プラグと一体となって変位し、大回転プラグとの相対変位は生じない。大回転プラグは80ms程度の短時間の間だけ、最大約1.2mm上向きに浮き上がるが、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも0.1%程度であり、破断伸びである15%より十分小さく、固定ボルトの健全性が損なわれることはない。

以上より、機械的負荷により回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの落下・着座し、固定ボルトの健全性は損なわれない。

また、大回転プラグの浮き上がりは極短時間であって、その間に一時的に形成される回転プラグ間の間隙を通じてナトリウムが格納容器(床上)へ噴出することはない。

v. 格納容器応答過程の解析

機械的応答過程より、不確かさの影響を考慮したとしても、原子炉容器内から格納容器(床上)へナトリウムが噴出することはないが、ここでは、格納容器の頑健性を確認するために、あえてナトリウムが噴出すると仮定し、格納容器応答過程の解析によりその影響を評価する。

a. 解析条件

計算コードCONTAIN-LMRにより解析する。解析体系を第4.3.3.1.19図に示すとともに、主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 格納容器(床上)及び外気をモデル化する。
- 2) 不確かさの影響を考慮したとしても、格納容器(床上)へナトリウムが噴出することはないが、ここでは、格納容器の健全性を入念に確認するために、敢えて230kgのナトリウムが噴出すると仮定する。
- 3) ナトリウムの燃焼形態として、スプレイ燃焼及びプール燃焼をそれぞれ想定し、それぞれの燃焼形態が支配的となるような液滴径を設定する。また、ナトリウムとコンクリートが直接接触して反応することも想定し、この場合、噴出したナトリウムがプール燃焼と同じ面積で広がり、全てコンクリートと反応すると仮定する。
- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値(最適評価値)を基に、希ガスのFPの100%、揮発性のFPの50%が格納容器(床上)へ放出されるものとし、これらの崩壊熱は格納容器内雰囲気ガスに対する熱源とする。
- 5) 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。
- 6) 水素の発生については、ナトリウムと雰囲気中の湿分又はコンクリート中の水分との反応をそれぞれ考慮するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.20 図から第 4.3.3.1.22 図に示す。

ナトリウムの熱的影響については、スプレイ燃焼、プール燃焼及びナトリウム-コンクリート反応する場合についてそれぞれ解析した。

格納容器(床上)の雰囲気圧力が最高となるのは、スプレイ燃焼のケースであり、最高圧力は約 $0.93\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.092\text{MPa}[\text{gage}]$) まで上昇するが、格納容器の設計圧力 $1.35\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.13\text{MPa}[\text{gage}]$) を超えない。

格納容器鋼壁の温度が最高となるのは、同様にスプレイ燃焼のケースであり、最高温度は約 68°C まで上昇するが、格納容器鋼壁の設計温度 150°C を超えない。

格納容器(床上)の水素濃度が最大となるのは、ナトリウム-コンクリート反応のケースであり、最大水素濃度は約 $0.76\text{vol}\%$ まで上昇するが、燃焼限界濃度の $4\text{vol}\%$ を下回る。

また、格納容器外への Cs-137 の総放出量は約 0.33TBq であり、 100TBq を十分に下回る。

以上より、格納容器(床上)へのナトリウム噴出を仮想しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。

以上 i. から v. より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

i. 起因過程の不確かさの影響評価

起因過程の不確かさの影響について、計算コードの不確かさとして、FP ガスの保持量の不確かさの影響を評価する。また、解析条件の不確かさとして、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度及び燃料の軸伸びの不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさ幅は、以下のとおり設定する。

- 1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、S A S 4 A の定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガス圧力の効果を見捨てる。
- 2) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30% の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は、炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。
- 3) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは 30% である。ドップラ反応度係数は負であるが、起因過程のドップラ反応度は正となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。
- 4) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは 30% である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は収縮し反応度変化が正となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応

度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。

これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては、保守的な条件の重畳は行わず、「(6) 措置の有効性評価 i. 起因過程の解析」に対してそれぞれの不確かさの影響を評価する。

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度については、どの不確かさを考慮したとしても、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」と同様に臨界 (0.0\$) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。

ii. 遷移過程の不確かさの影響評価

遷移過程の不確かさの影響について、評価項目のうち、「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること」に影響を及ぼす不確かさは、遷移過程の事象推移の幅広い不確かさの範囲を含める形で再配置・冷却過程の解析を行う。他方、評価項目の「(3) 即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器 (床上) に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること」の具体的な評価項目のうち、「①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること」に影響を及ぼす重要なパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、熔融燃料の大規模な凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な熔融燃料の凝集が起こったのは、遷移過程の開始後約 60 秒であり、炉心の損傷が広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、炉心の損傷が広範囲に進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料の移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。

具体的には、以下の 2 つの包絡的なケースについての感度解析を行い、その影響を評価する。

- ① 炉心中心への熔融燃料の凝集移動 (炉心熔融プールのスロッシング) を発生させるケース : 2 次元円筒座標で周方向同時の燃料移動を許容する保守的な条件を設定する。LGT や反射体間及び遮へい集合体間ギャップを通じた熔融燃料の炉心外への流出を遮断する意味からも保守的な想定となる。
- ② LGT の熔融貫通時の燃料-冷却材相互作用 (以下「FCI」という。) の発生を仮定して大規模な燃料の移動を駆動するケース : すでに炉心高さの中央部で燃料の破損が生じているものの炉心下部の流路中に冷却材が残っており FCI が発生する可能性がある LGT の位置に対して、炉心平均燃料温度のピークが生じる直前にナトリウムの混入を仮定し、実験的に得られている FCI による発生圧力を

包絡する強さの FCI を発生させる。

①の解析は、S I M M E R - IIIにより解析する。S I M M E R - IIIにおける2次元円筒座標の解析体系を第4.3.3.1.23図に示す。制御棒、後備炉停止制御棒及びB型・C型照射燃料集合体は、「(6) 措置の有効性評価 ii) 遷移過程の解析評価」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。解析における反応度、出力及び炉心平均燃料温度の履歴を第4.3.3.1.24図から第4.3.3.1.26図に示す。2次元円筒体系では、物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃料集中が3次元解析に比べて強くなる。外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう溶融燃料の凝集移動が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約5,110°Cである。この解析においては遷移過程の非線形性の影響も考慮している。機械的応答過程の不確かさの影響評価の解析において機械的エネルギーの発生を解析する際には、初期条件の不確かさを考慮してこの解析結果を用いる。

②の解析は、S I M M E R - IVにより解析する。FCIによる発生圧力を保守的に仮定することにより、これに伴う燃料凝集の効果による炉心平均燃料温度を解析した。3次元体系では、2次元体系に比べて燃料が炉心内で分散しているために核出力が小さく、炉心燃料の溶融度は低く流動性が小さい。このため、保守的なFCIによる圧力を与えても2次元体系に比べて燃料凝集量は少ない。反応度は、即発臨界を超過するもののこれに伴う炉心平均燃料温度は約4,070°Cであり、FCIによる圧力によって駆動される燃料移動により大きな反応度挿入や過大なエネルギー放出が生じることはない。

以上の不確かさの影響評価の解析とその結果についてまとめた。また1次元コンパクトを想定した簡易評価による不確かさ影響評価解析の保守性を確認した結果を示す。

iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価

再配置・冷却過程の不確かさの影響について、評価項目の「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること」に影響を及ぼす不確かさは、再配置した損傷炉心物質の量の不確かさの影響が最も重要となる。そこで、不確かさ幅を十分に包絡する損傷炉心物質の量をそれぞれの再配置場所に対して設定し、冷却性を評価する。

下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は、流出タイミングに依存する。炉心領域から溶融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行しないと想定した場合は、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって炉心領域で溶融し得る燃料の量は炉心インベントリの約70%となる。この状態で、溶融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行する場合を下部プレナムのデブリベッドの冷却に対する保守的な上限とする。また、残留炉心物質の冷却に対しては、保守的な損傷炉心物質の量として、炉心インベントリの80%（残り20%は炉心周囲の集合体ラップ管間ギ

ャップに移行・固化) が炉心領域に残存するものとする。

なお、上部プレナムに移行した損傷炉心物質の冷却については、「(6) 措置の有効性評価 iii) 再配置・冷却過程の解析」において、最大量となる炉心インベントリの100%の損傷炉心物質の移行を仮定した解析を行っているため、不確かさ影響評価は行わない。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。デブリベッドの性状については、「(6) 措置の有効性評価 iii. 再配置・冷却過程の解析」と同じとする。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、「② 残留炉心物質の冷却」において、炉心インベントリの約70%の燃料が再溶融する時刻(事象発生から約1,200秒後)とする。

解析結果を第4.3.3.1.27図に示す。また、SUS304について900℃を超える温度条件におけるクリープ試験結果を第4.3.3.1.28図に示す。

デブリベッド最高温度は、事象発生から約1,800秒後に約720℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は2.8MPa(1次応力)であり、SUS304について900℃を超える温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損し、溶融炉心物質等が原子炉容器外に流出することはない。なお、デブリベッドの厚み、粒子径、空隙率の設定によって熱容量や等価熱伝導率が変わるため、実験での粒子径や空隙率に係るデータのばらつき、粒子径の代表径として質量中央値ではなくSauter平均値を用いた場合の影響、およびデブリベッドが不均一に堆積した場合の影響を考慮しても、この結論は変わらない。

① 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの80%となる場合について、伝熱計算モデルにより残留炉心物質内部の温度変化と残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度が構造物の融点であるとして残留炉心物質から周囲の構造物への熱移行を解析する。また、FLUENTを用いて、炉心バレル構造物内の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する。

解析結果を第4.3.3.1.29図及び第4.3.3.1.30図に示す。

伝熱計算モデルの解析によって、事象発生から約670秒後に燃料が再溶融し始め、残留炉心物質の最高温度は約2,890℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下することが示された。残留炉心物質の内部がスチールの蒸気

圧が発生する様な高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定に冷却される。

また、FLUENTの解析より、残留炉心物質の下面温度は、残留炉心物質の形成後から発熱条件の時間変化に従って上昇し、事象発生から約 3,900 秒後に約 850°Cであり、その後はなだらかに低下する。このとき炉心下部において、集合体ラップ管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する内側及び外側反射体、遮へい集合体内部を流れる低温ナトリウムによってラップ管を介して冷却され、ギャップ部のナトリウムに低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間で循環流が形成される。この循環流によって低温のナトリウムが残留炉心物質の周辺に輸送され、残留炉心物質の下面が冷却される。残留炉心物質側面は、集合体ラップ管間ギャップと内側反射体内を流れるナトリウムによって冷却される。残留炉心物質側面の最高温度は約 770°Cであり、残留炉心物質に接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約 580°Cである。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約 500°Cであり、原子炉容器近傍の冷却材温度が過大とならず、原子炉冷却材バウンダリである原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器内の冷却材温度が過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下し、原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

iv. 機械的応答過程の不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、評価項目の「(3) 燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること」の具体的な評価項目「②格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること」に対しては、機械的エネルギー発生における重要現象の不確かさの影響を確認する解析を実施した結果、初期条件としての放出熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つ。このため、遷移過程の不確かさの影響評価の解析から最も大きな熱エネルギー放出があったケースの結果に基づいて機械的エネルギーを解析する。このケースにおける炉心平均燃料温度及びスティール平均温度の最大値はそれぞれ 5,110°C及び 2,400°Cである。

上部プレナム下部の FCI の不確かさの影響も考慮した解析の結果得られた機械的エネルギーの最大値は約 3.6MJ である。圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 4%程度である。原子炉容器の構造応答解析の結果、第 4.3.3.1.31 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は 0.7%程度であり、許容限界 10%を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

第 4.3.3.1.32 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す。回転プラグは

1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。この間、ナトリウムは、回転プラグの隙間に流入するが格納容器（床上）まで到達せず、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。各回転プラグの固定ボルトのひずみは、最大で 1.6% であり、破断伸び 15% より十分小さく、固定ボルトの健全性は損なわれない。

以上より、最も大きな不確かさ要因である放出熱エネルギーの不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。また、機械的負荷により回転プラグは、短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、固定ボルトの健全性は損なわれず、一時的に形成される回転プラグ間の隙間を通じてのナトリウムの格納容器（床上）への噴出は生じない。

v. 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

不確かさの影響評価について、スプレイ燃焼において、最も影響のある因子はスプレイの液滴径である。「i) 基本ケース v. 格納容器応答過程の解析」において、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるような液滴径を入力値として設定していることから感度解析は不要である。したがって、ここでは、不確かさの影響評価として、次に影響のあるプール広がり面積を選定する。「i) 基本ケース v. 格納容器応答過程の解析」においては、ナトリウムの表面張力等から算出されるプールの厚み（約 1cm）を設定しており、これに対してプール厚みを 1/2 倍（プール面積を 2 倍）とした場合の感度解析をナトリウム-コンクリート反応を対象として実施する。また、解析条件の不確かさとして崩壊熱があり、崩壊熱計算に用いた計算コードの不確かさとして、崩壊熱の 10% 増加を考慮した解析を実施する。

解析結果を第 4.3.3.1.33 図から第 4.3.3.1.35 図に示す。

格納容器（床上）の雰囲気圧力及び格納容器の鋼壁温度が最高となるスプレイ燃焼における崩壊熱の増加の影響については、圧力は変わらず（最高圧力は約 $0.93\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ ）、格納容器の鋼壁温度は若干上昇する（最高温度は約 69°C ）程度である。これは、スプレイ燃焼によって発生する熱量に比べて崩壊熱の増加の影響が僅かだからである。また、格納容器（床上）の水素濃度が最大となるナトリウム-コンクリート反応におけるプール面積（反応面積）の増加の影響については、水素の発生速度は増加するものの、ナトリウムの早期消費により反応時間が短くなるため、最大水素濃度はほとんど変わらず（約 0.77vol%）、燃焼限界濃度の 4vol% を下回る。

また、格納容器外への Cs-137 の総放出量は約 0.34TBq であり、100TBq を十分に下回る。

以上より、格納容器（床上）へのナトリウム噴出を仮想した場合において、不確かさの影響を考慮しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。

以上 i. から v. より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.1.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 原子炉トリップ信号「電源喪失」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
事故発生の判断	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「電源喪失」
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・ 「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第 4.3.3.1.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

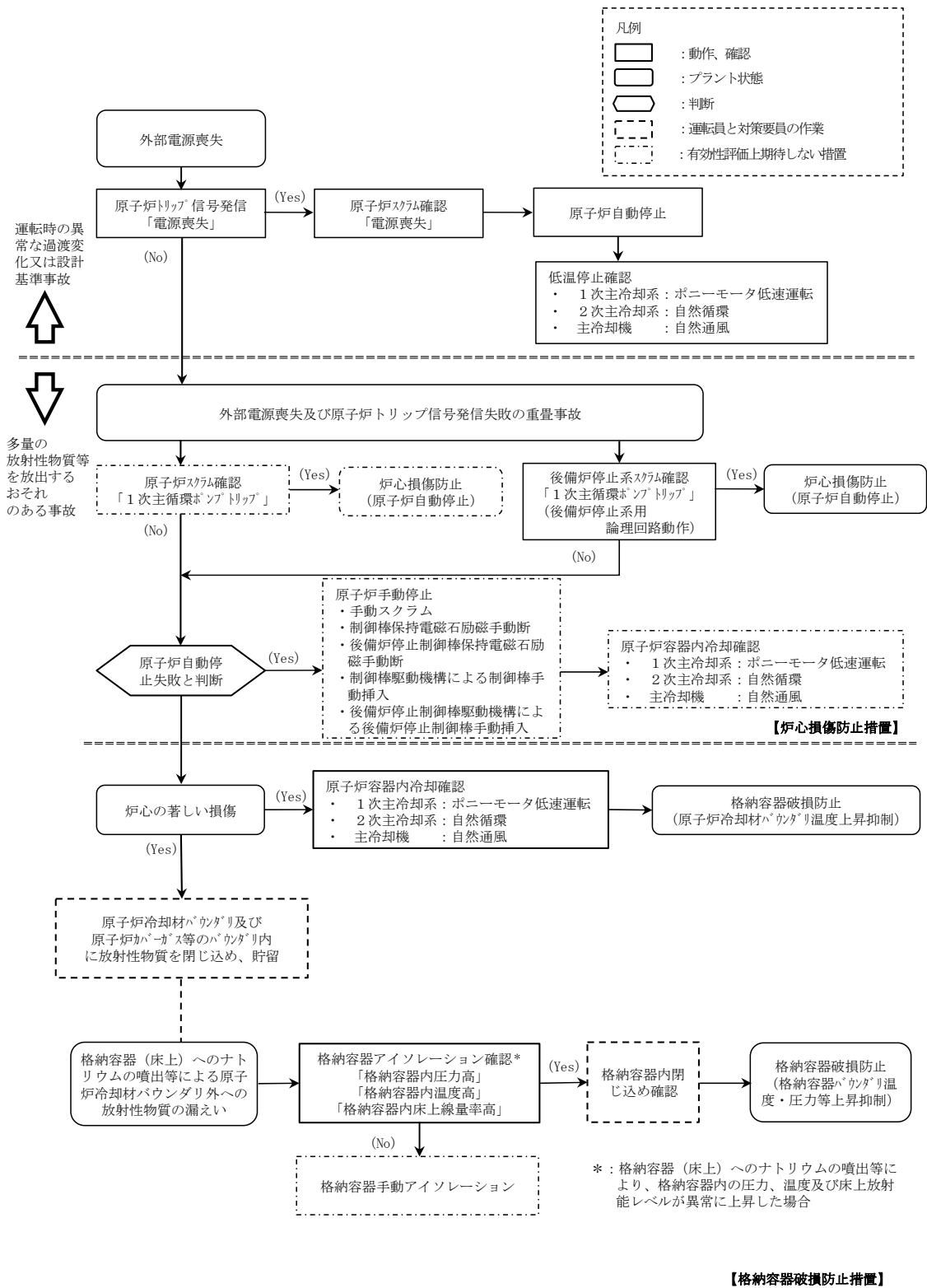
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（ポンプモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	—	① 関連するプロセス計装
格納容器アイソレーション確認	<ul style="list-style-type: none"> 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	① 原子炉保護系（アイソレーション） ② アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

第4.3.3.1.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

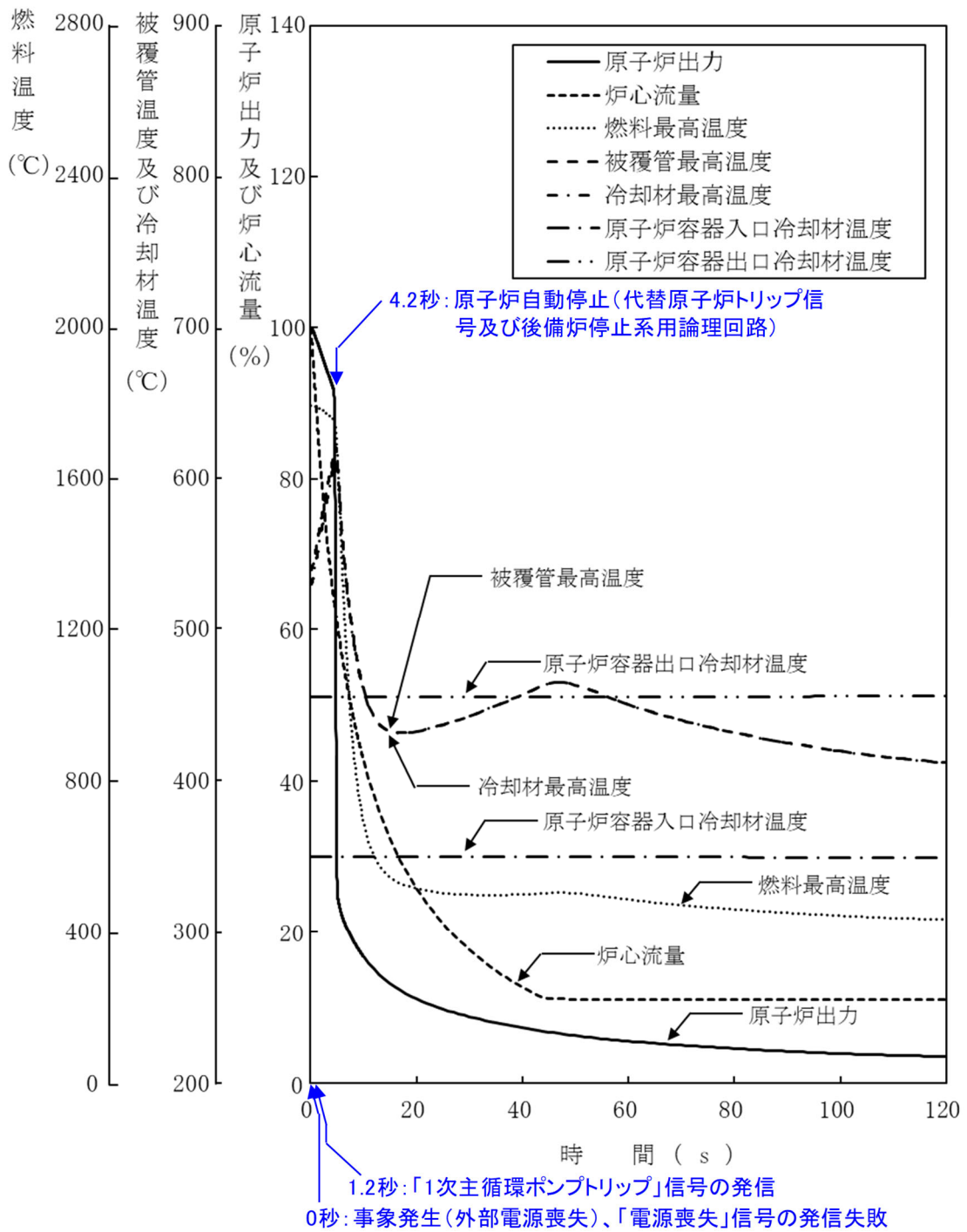
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考																															
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80		85	90	95	100	105	110	115	120	125	130	135	140	145	150	155	160	165	170	175	180	185	190	195	200	205	210	215	220	225	230	235
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																																															
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 100%]																																															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生判断	[Progress bar from 0 to 10%]																																・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。															
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Progress bar from 0 to 10%]																																・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 0 to 10%]																																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。															
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar from 0 to 10%]																																・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。															

第4.3.3.1.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

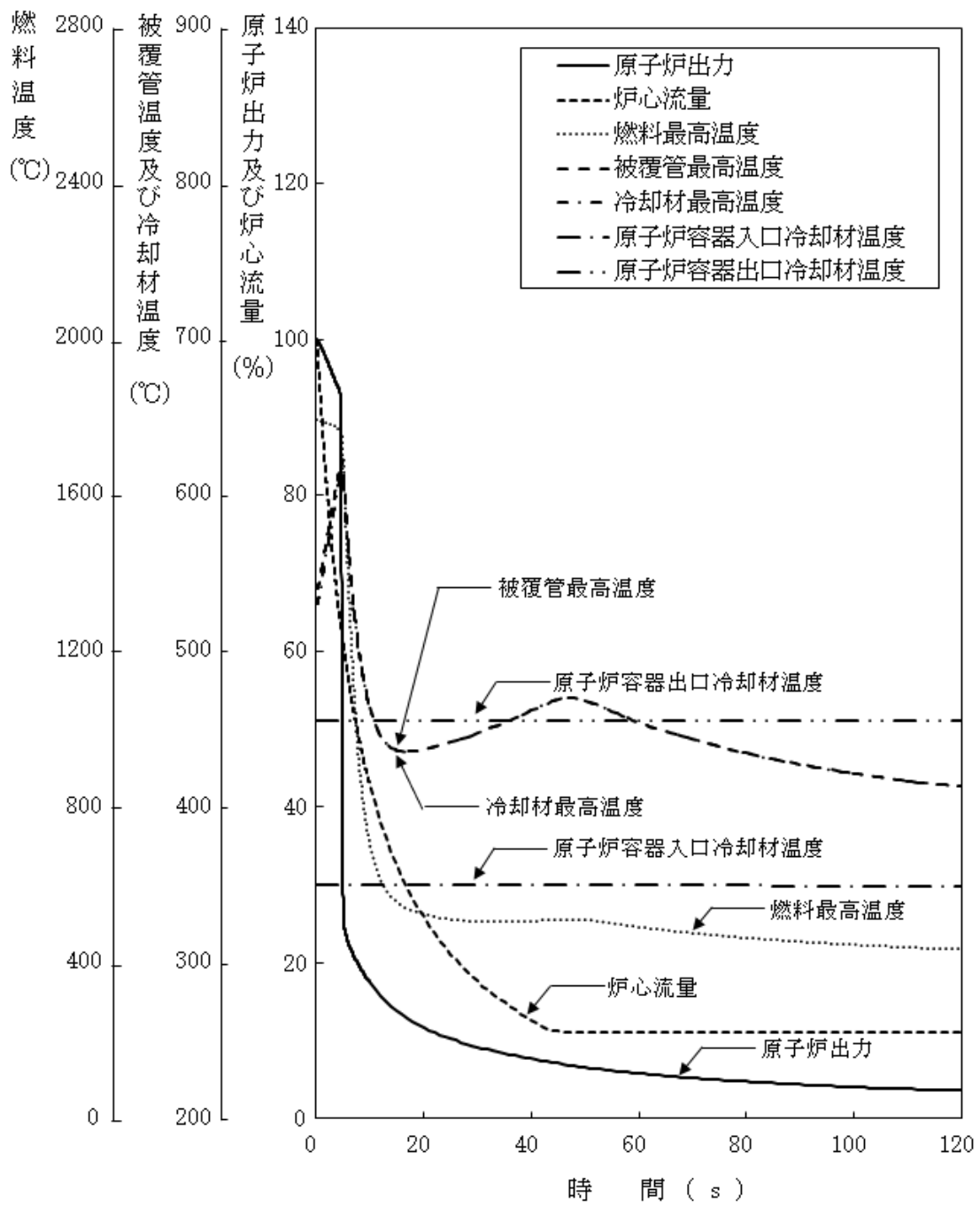
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考																															
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80		85	90	95	100	105	110	115	120	125	130	135	140	145	150	155	160	165	170	175	180	185	190	195	200	205	210	215	220	225	230	235
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断																																															
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 100%]																																															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 0 to 10%]																																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。															
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Progress bar from 0 to 100%]																																・1次主冷却系(ボニーモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。															
	運転員D	1 ・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内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Progress bar from 0 to 100%]																																・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。															
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Progress bar from 0 to 100%]																																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。															



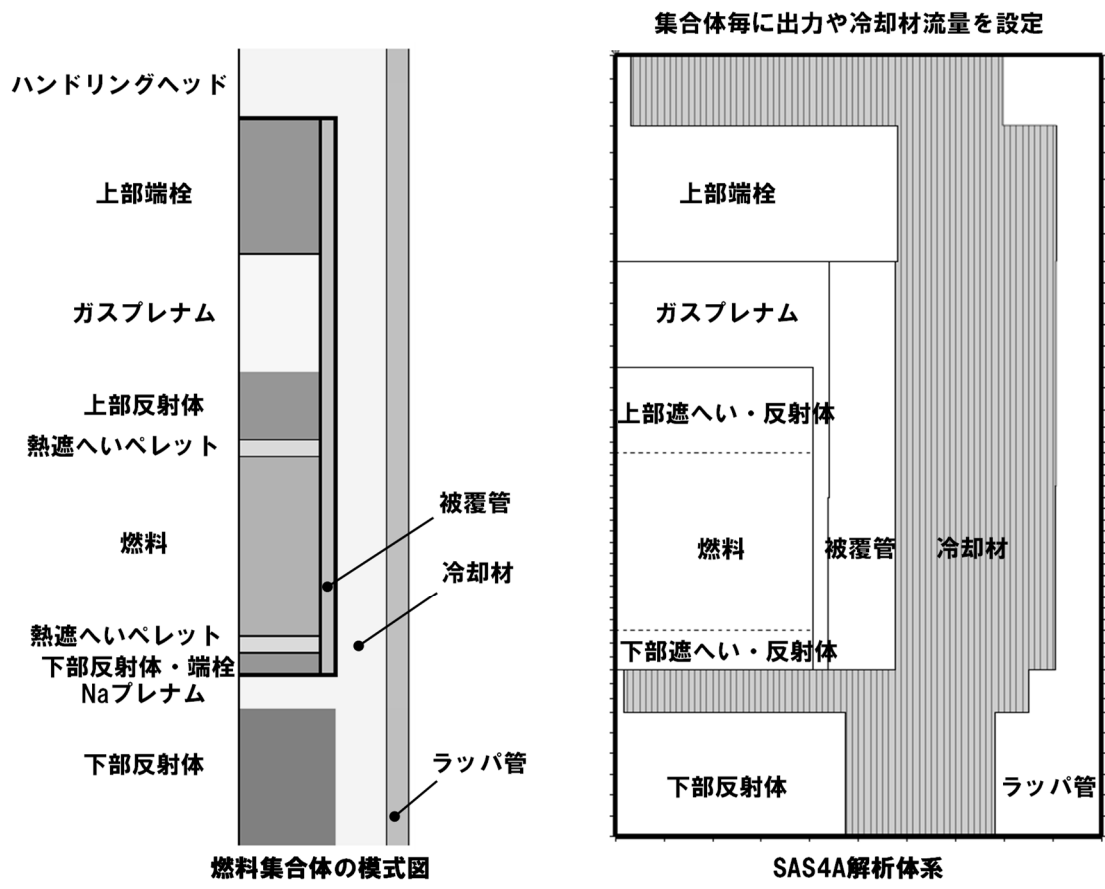
第4.3.3.1.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



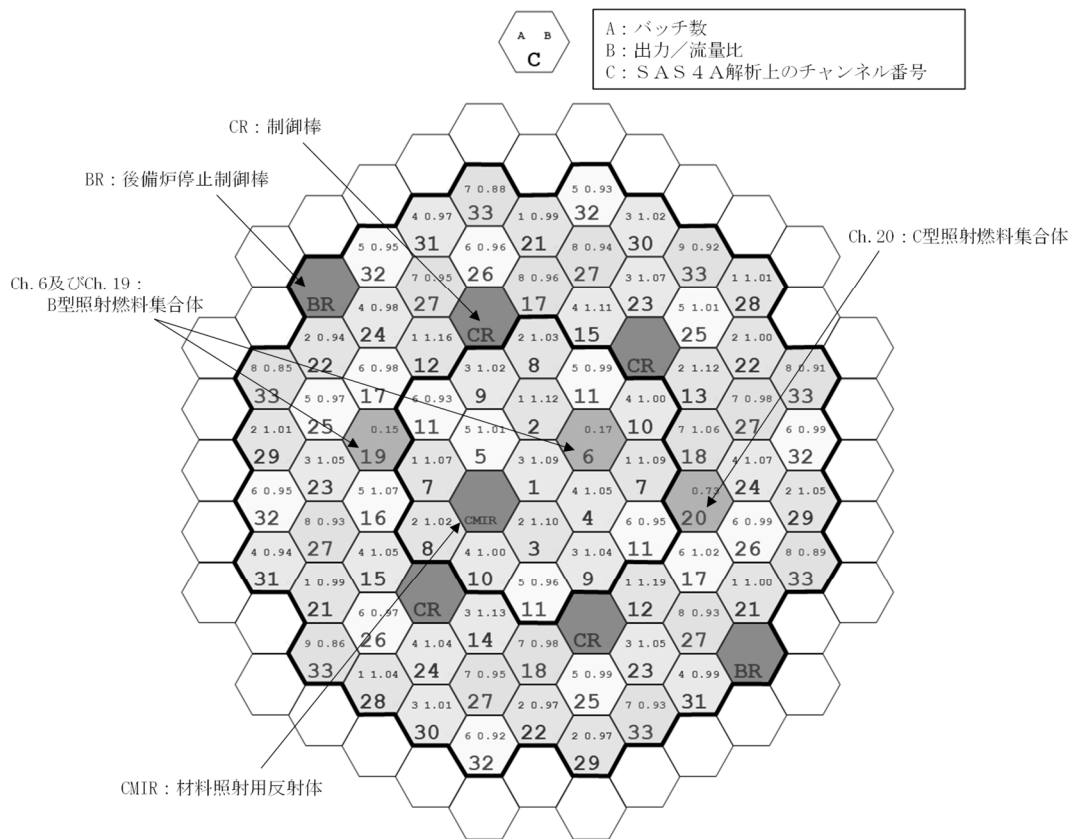
第 4.3.3.1.2 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(炉心損傷防止措置：代替トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



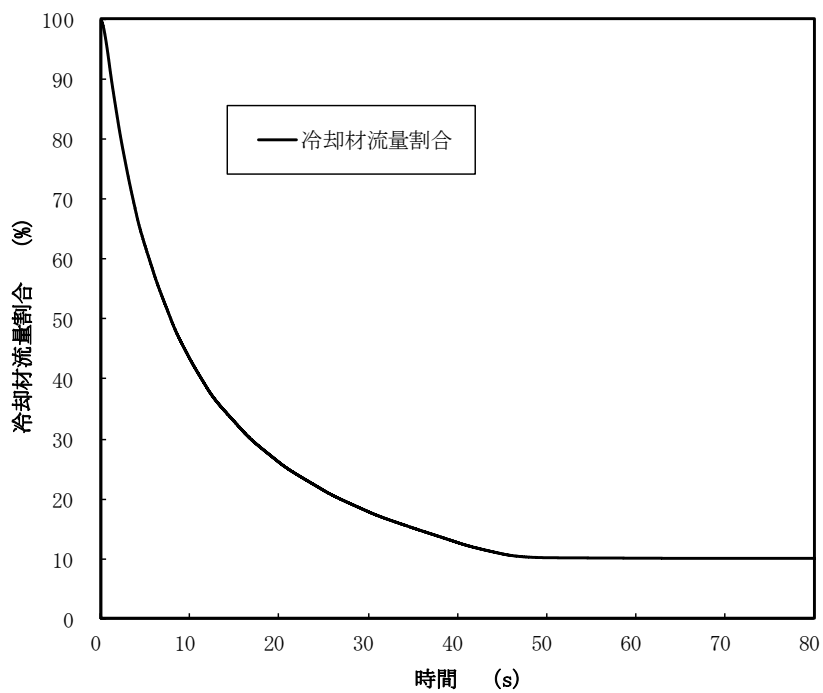
第 4.3.3.1.3 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故（不確かさの影響評価）



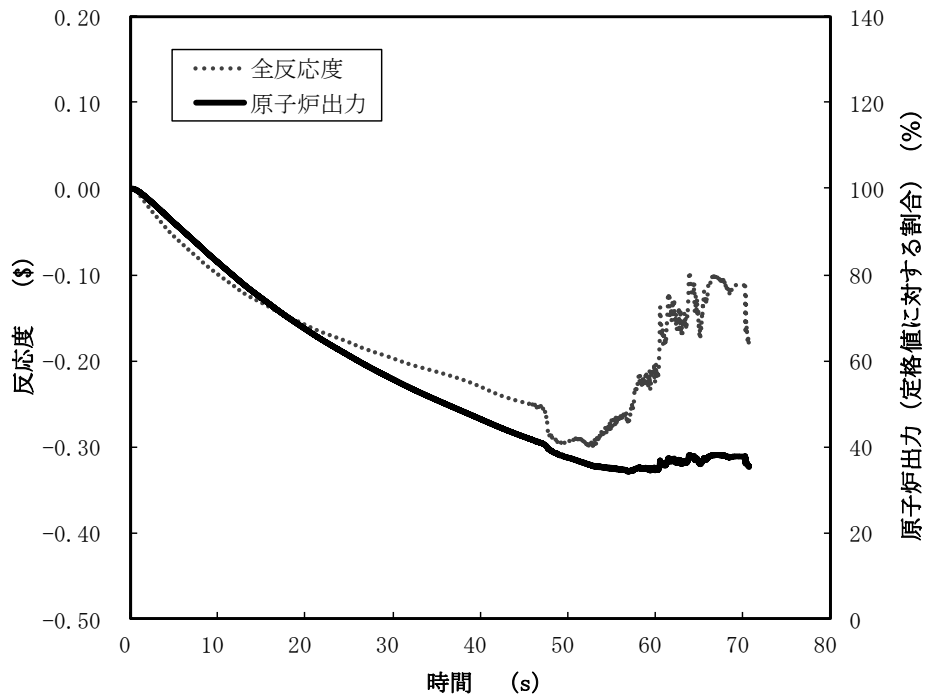
第 4. 3. 3. 1. 4 図 SAS4Aにおける解析体系



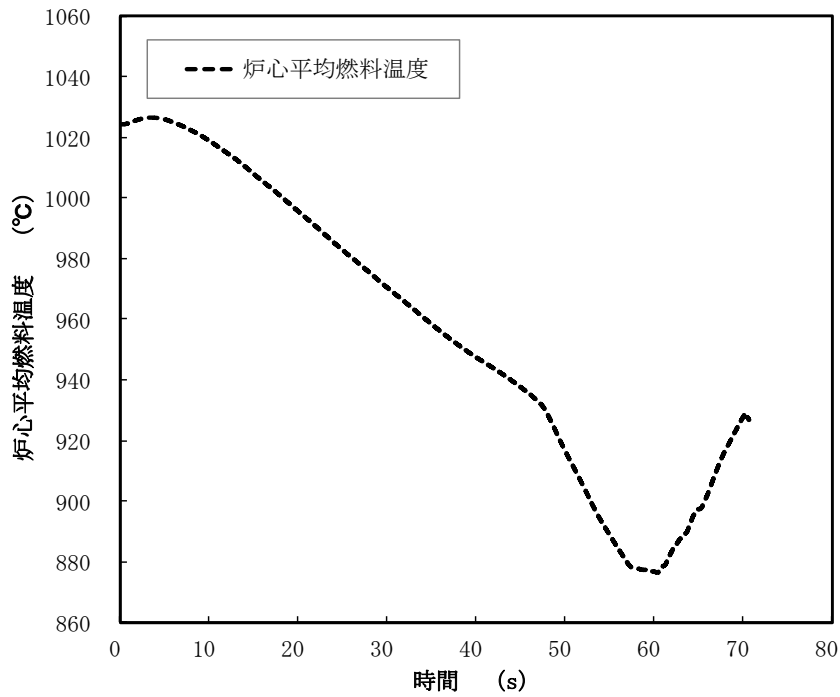
第 4.3.3.1.5 図 SAS 4Aの解析におけるチャンネルの配置図



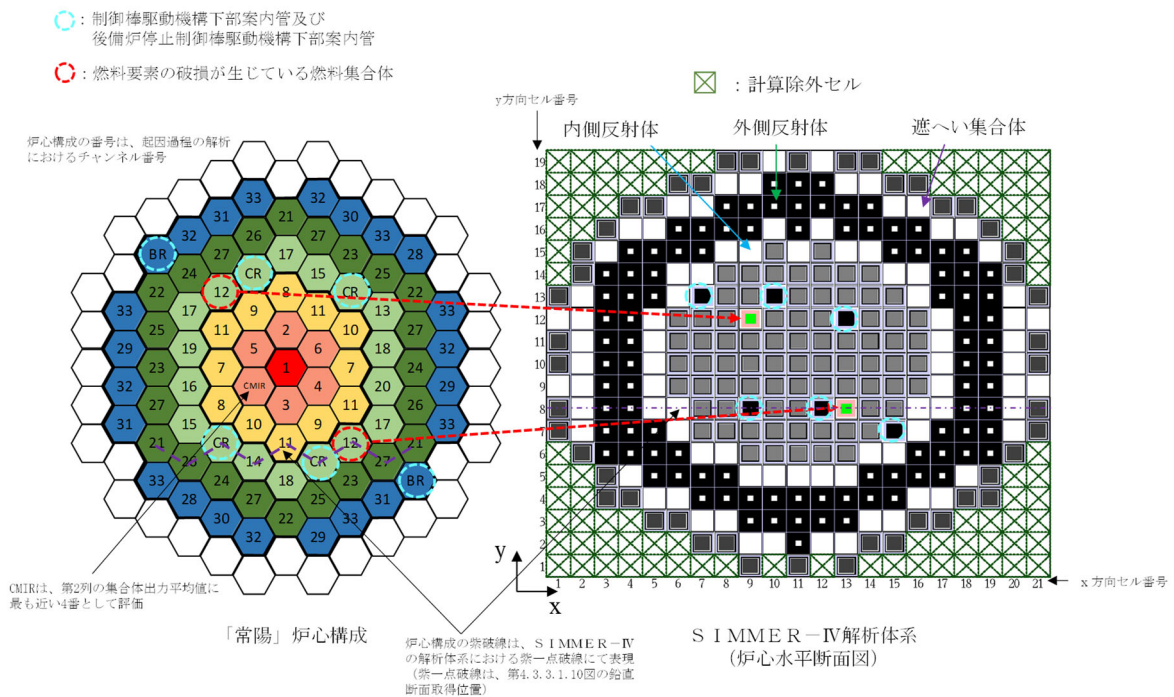
第 4.3.3.1.6 図 1次主循環ポンプの主電動機停止に伴う冷却材流量減少の推移



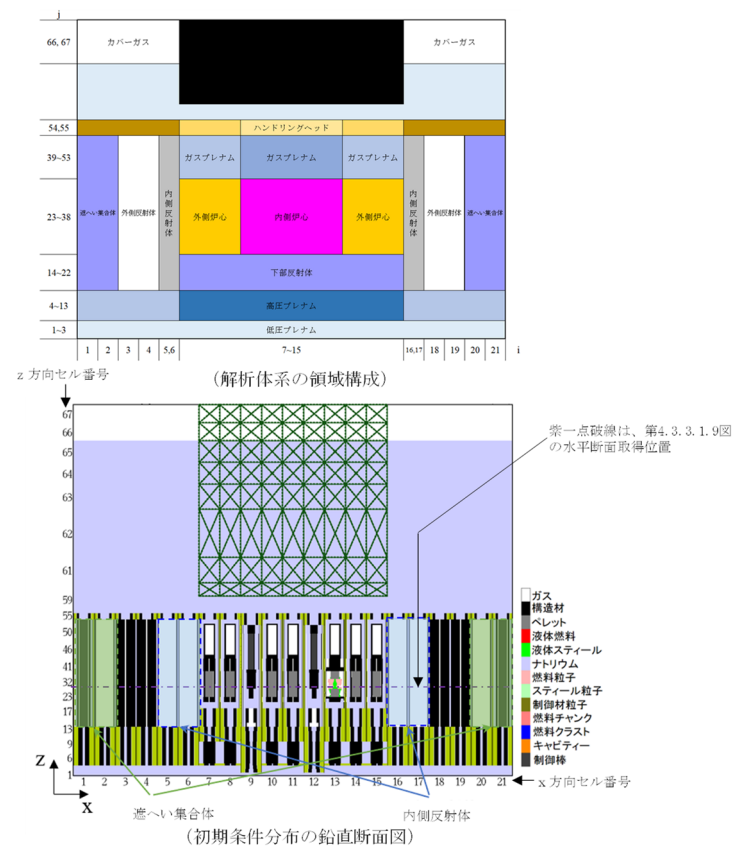
第 4.3.3.1.7 図 起因過程における原子炉出力及び反応度履歴



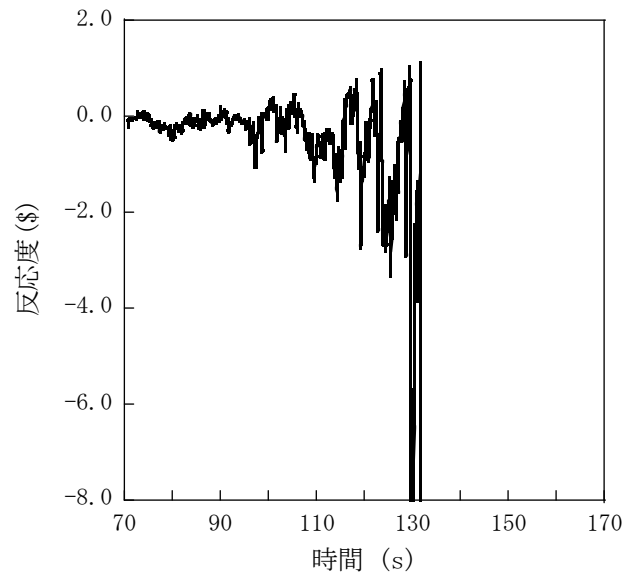
第 4.3.3.1.8 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



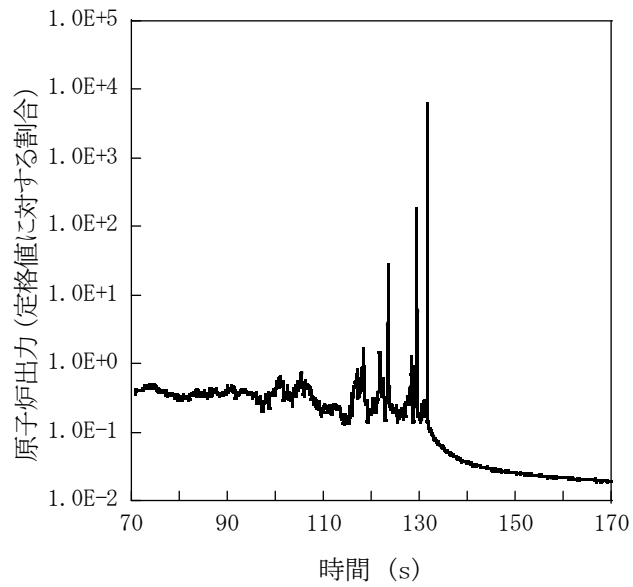
第 4.3.3.1.9 図 S I M M E R - I V における解析体系 (遷移過程の解析)



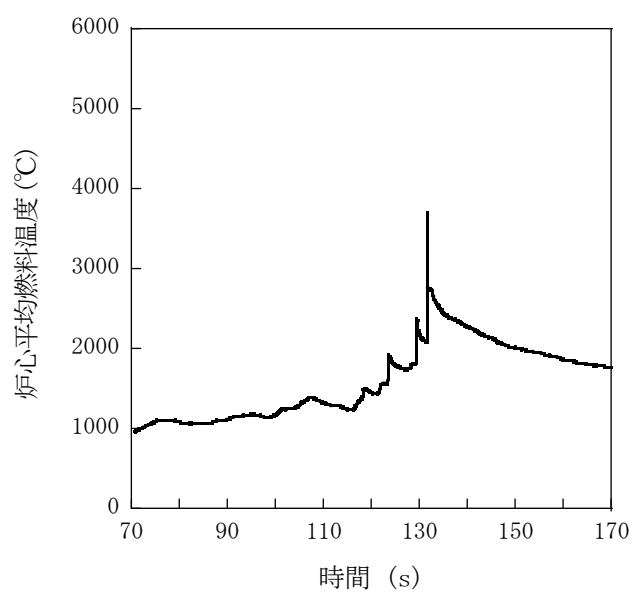
第 4.3.3.1.10 図 S I M M E R - I V における初期物質分布



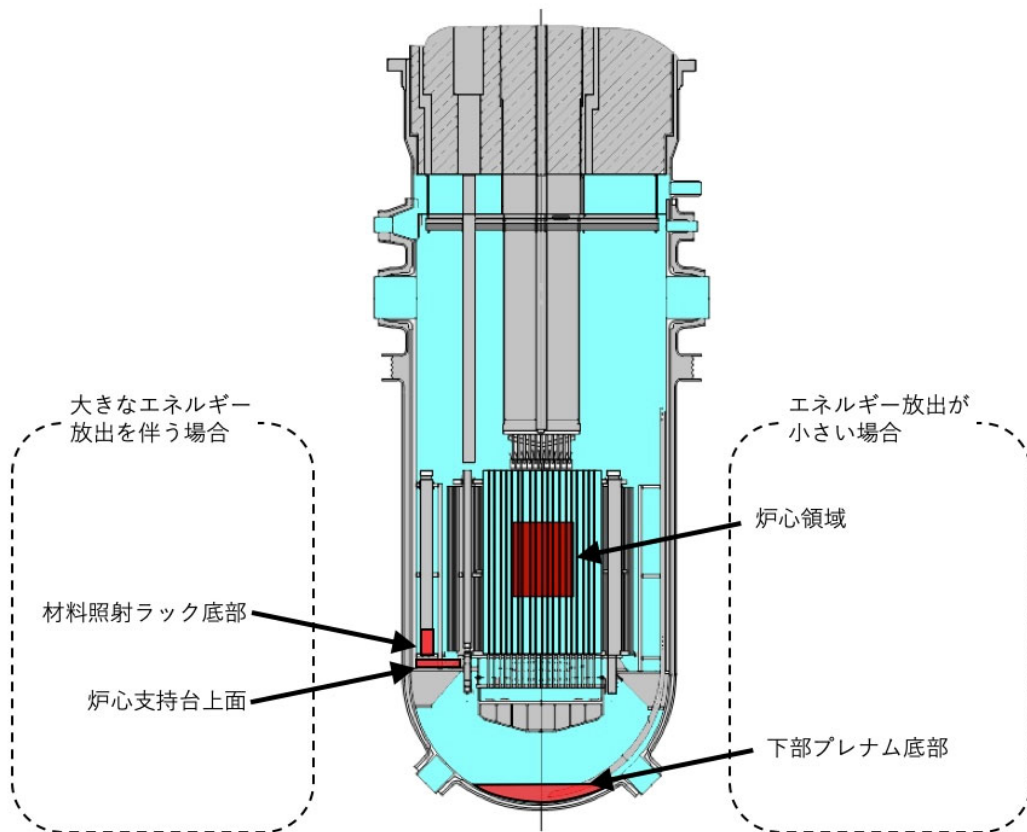
第 4.3.3.1.11 図 遷移過程における反応度履歴



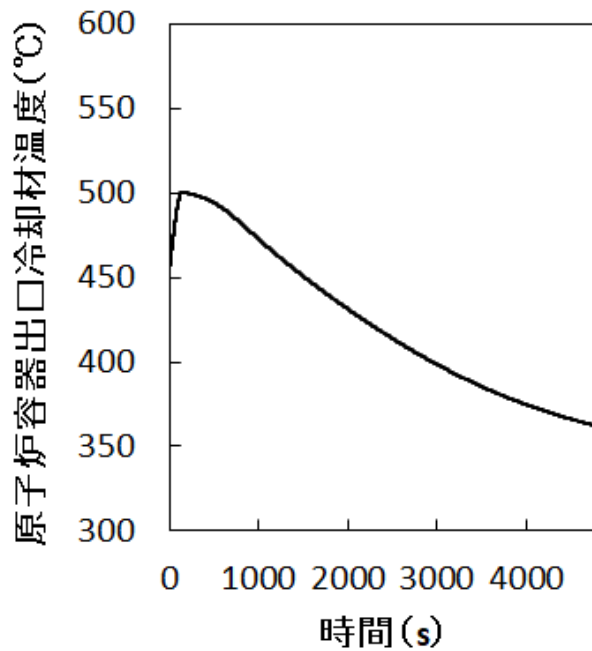
第 4.3.3.1.12 図 遷移過程における原子炉出力履歴



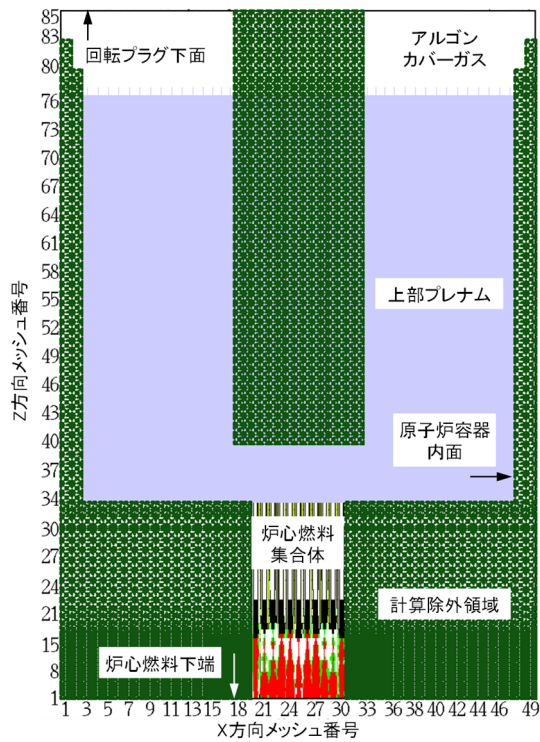
第 4.3.3.1.13 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



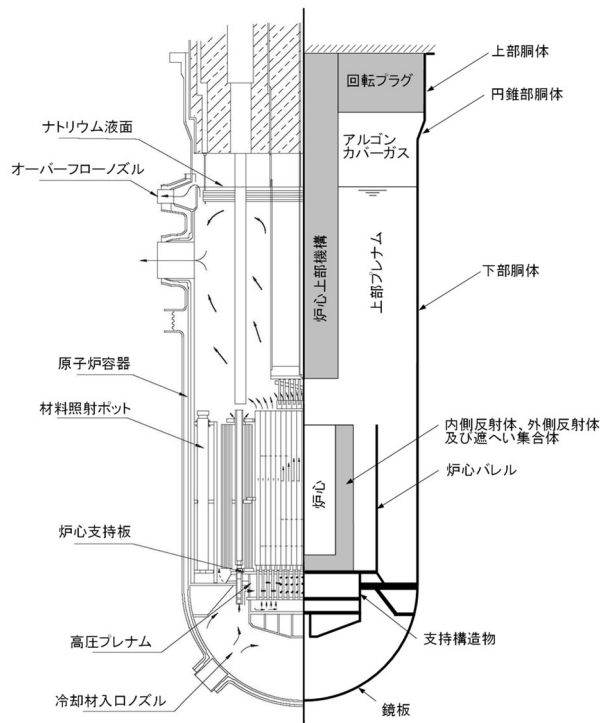
第 4. 3. 3. 1. 14 図 再配置・冷却過程における損傷炉心物質の最終的な再配置場所



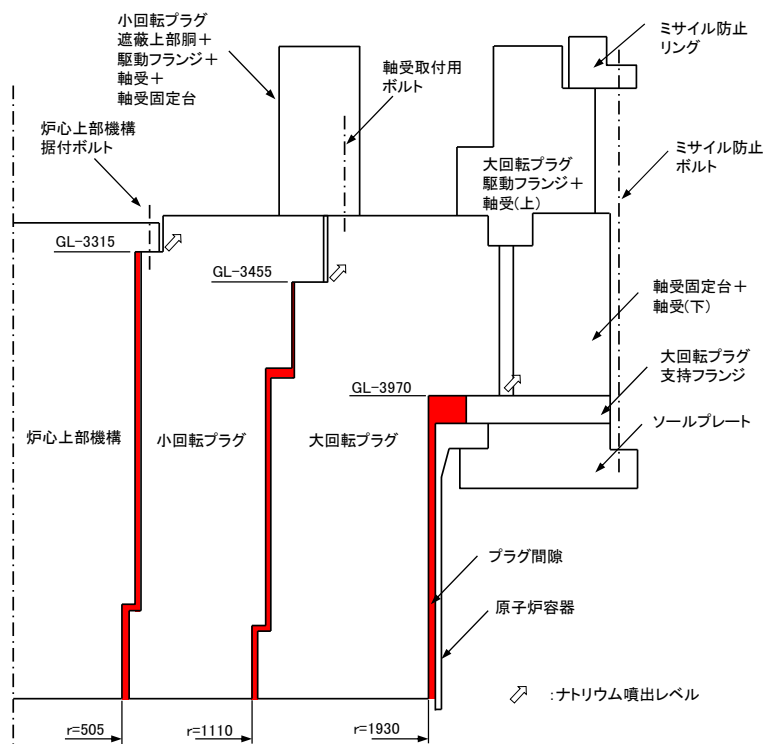
第 4. 3. 3. 1. 15 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴



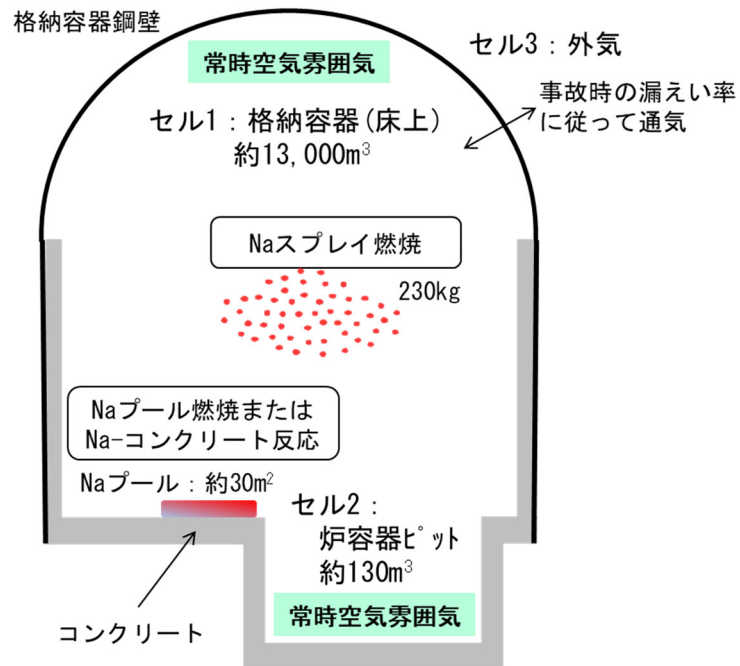
第 4.3.3.1.16 図 SIMMER-IVにおける解析体系（機械的応答過程の解析）



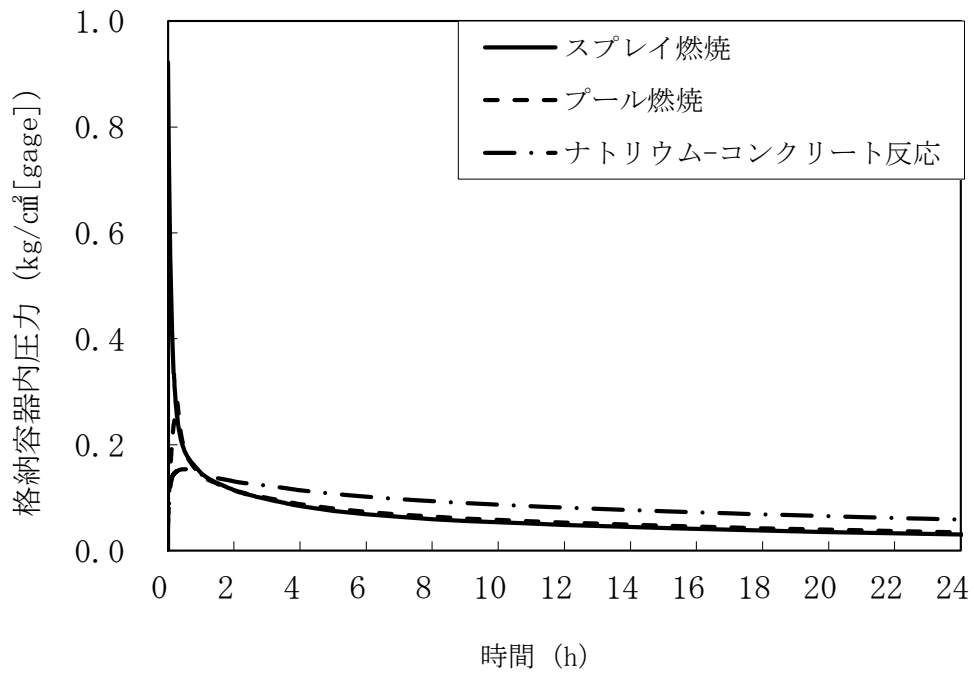
第 4.3.3.1.17 図 AUTODYNにおける解析体系



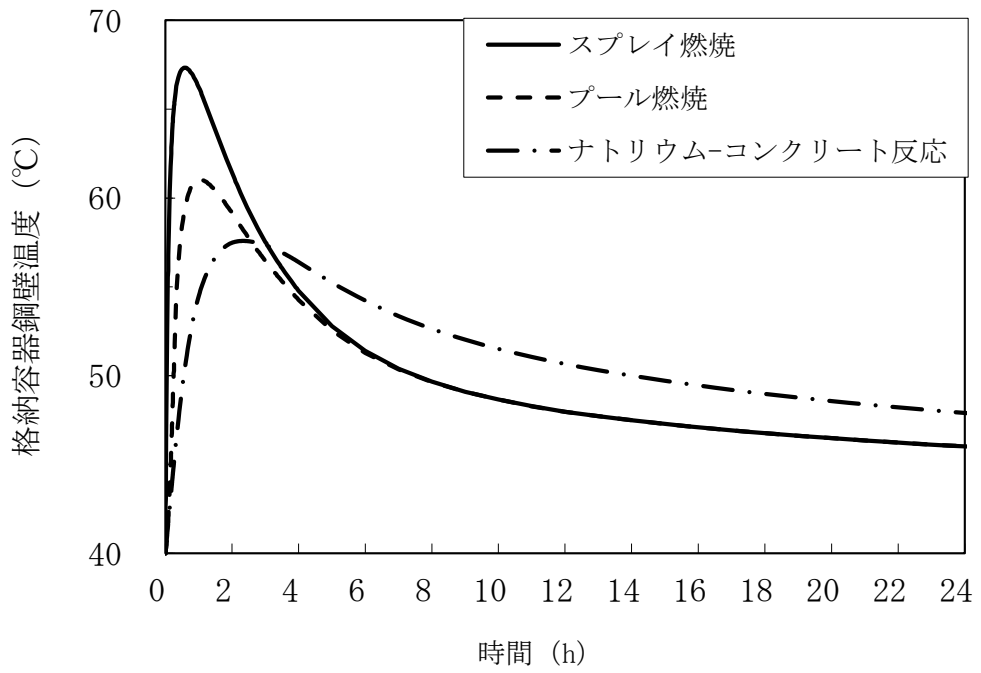
第 4. 3. 3. 1. 18 図 PLUGにおける解析体系



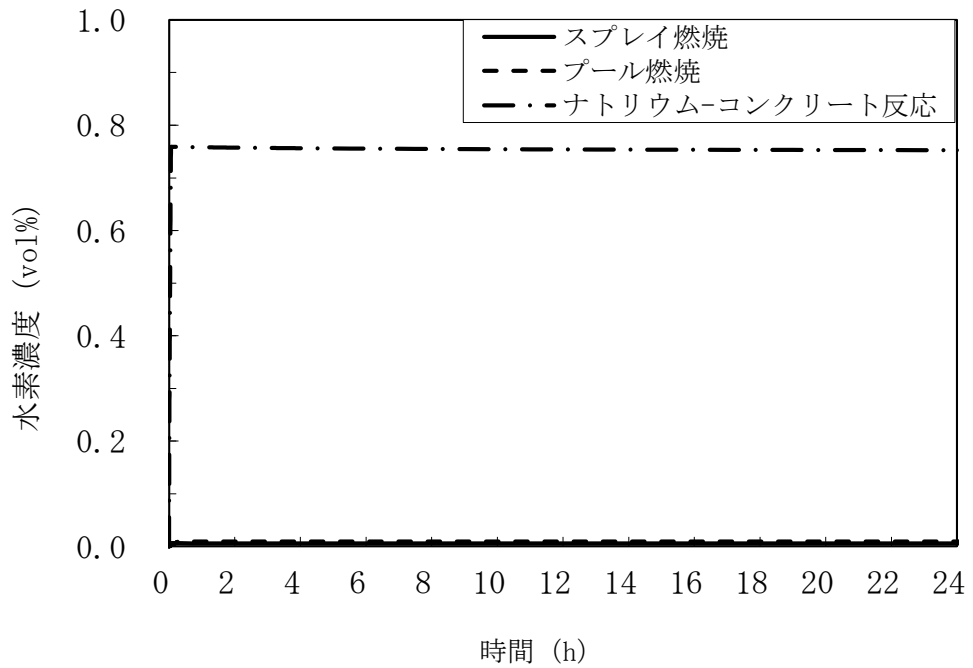
第 4. 3. 3. 1. 19 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



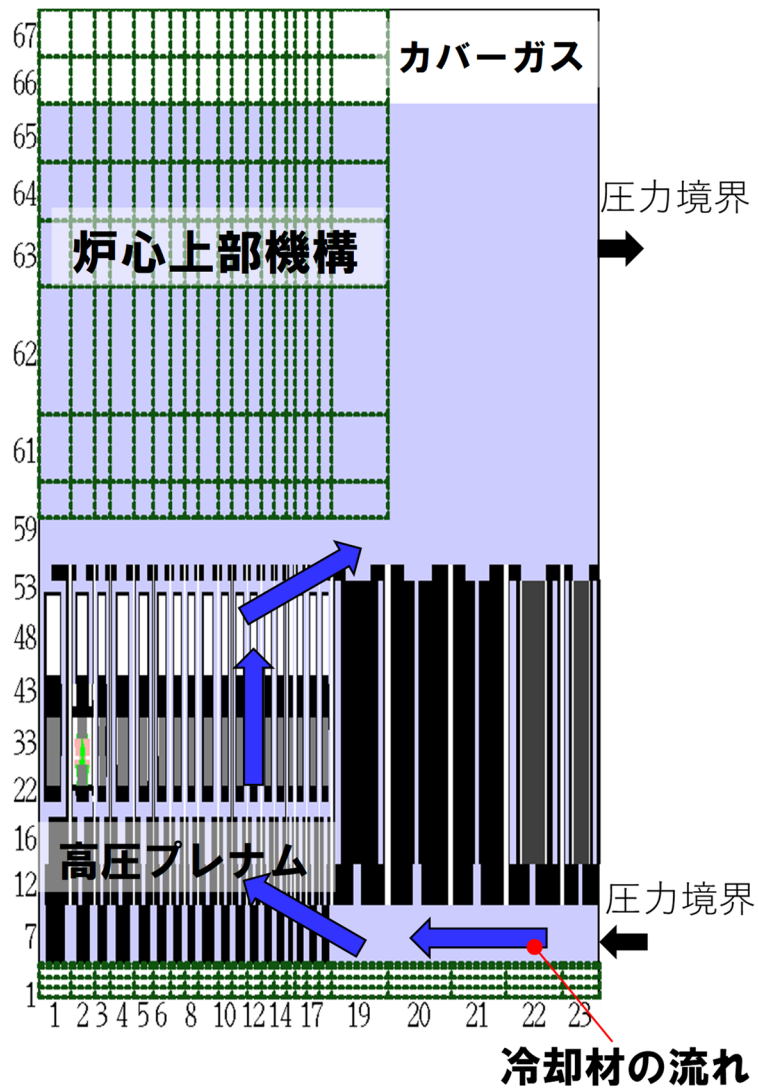
第 4. 3. 3. 1. 20 図 格納容器内圧力の推移



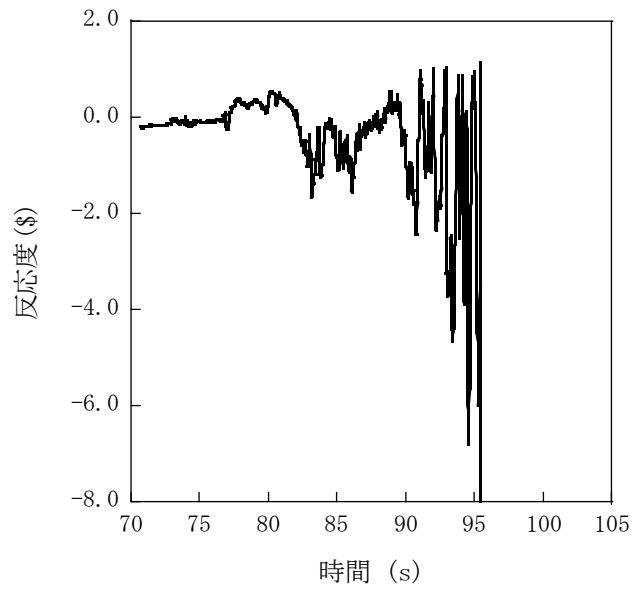
第 4.3.3.1.21 図 格納容器鋼壁温度の推移



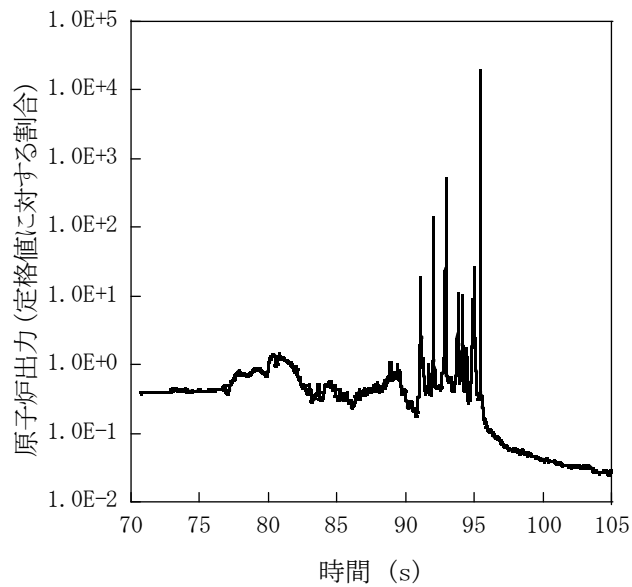
第 4.3.3.1.22 図 格納容器内水素濃度の推移



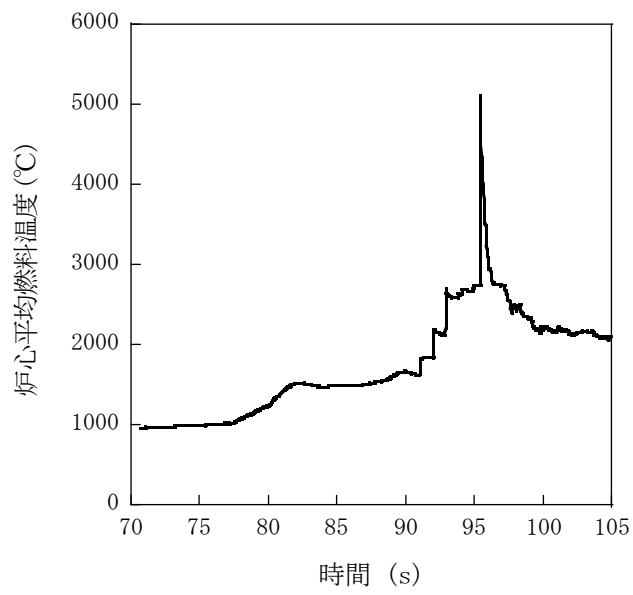
第 4. 3. 3. 1. 23 図 S I M M E R - Ⅲにおける解析体系



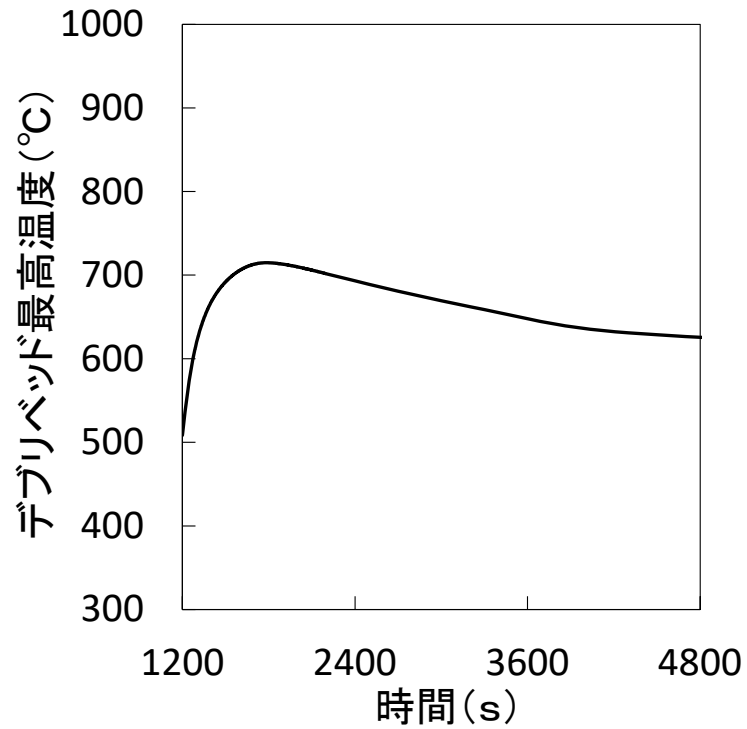
第 4.3.3.1.24 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



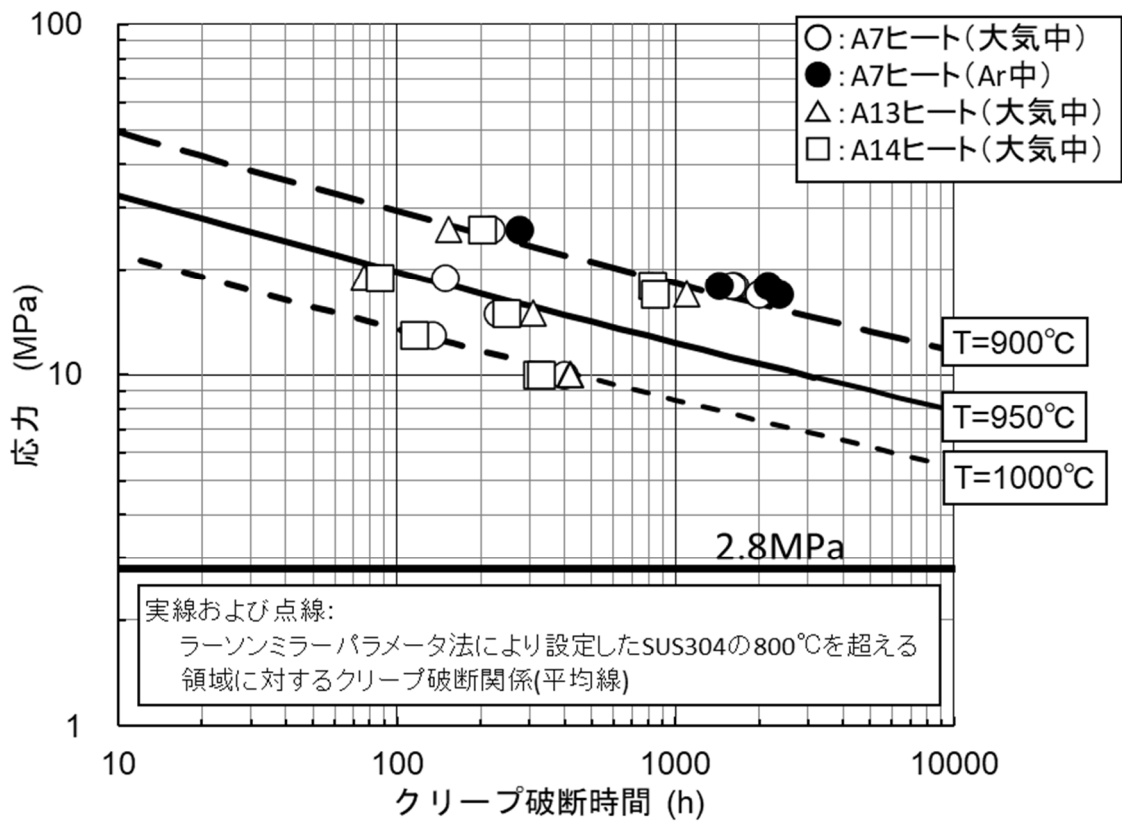
第 4.3.3.1.25 図 遷移過程の不確かさの影響評価における原子炉出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



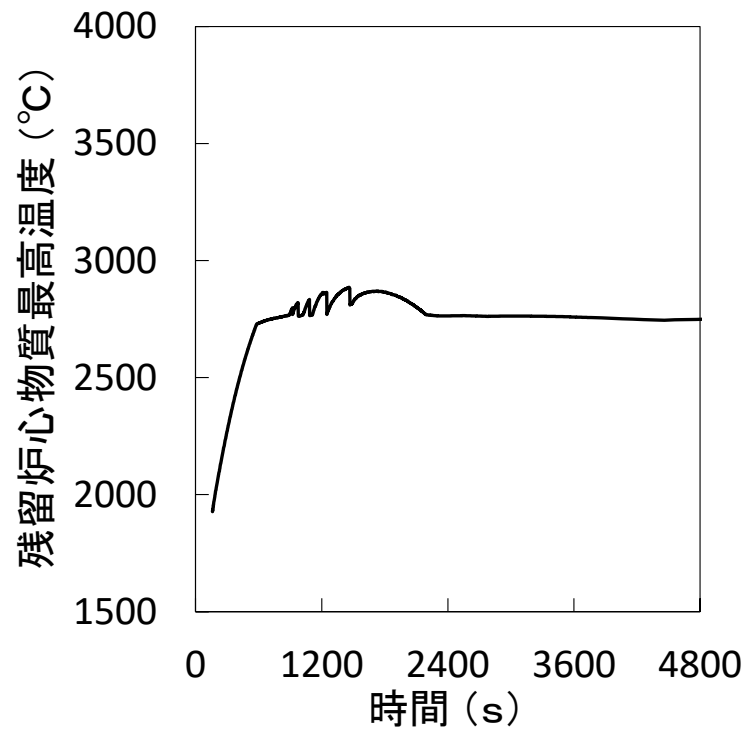
第 4.3.3.1.26 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



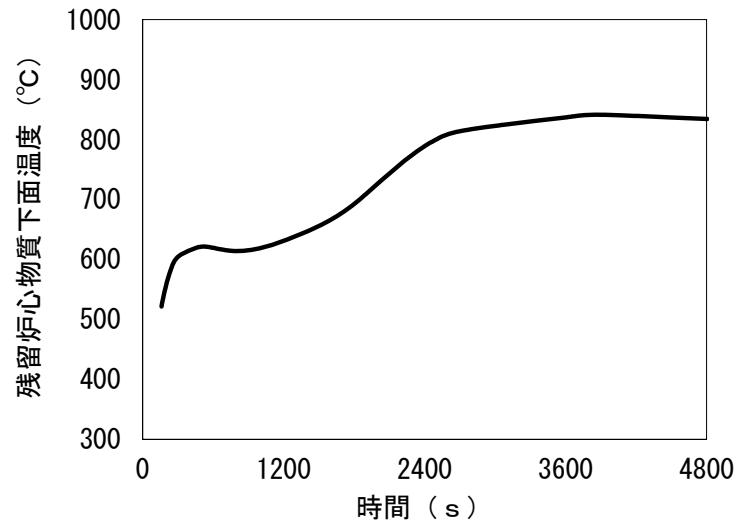
第 4. 3. 3. 1. 27 図 デブリベッド最高温度の履歴



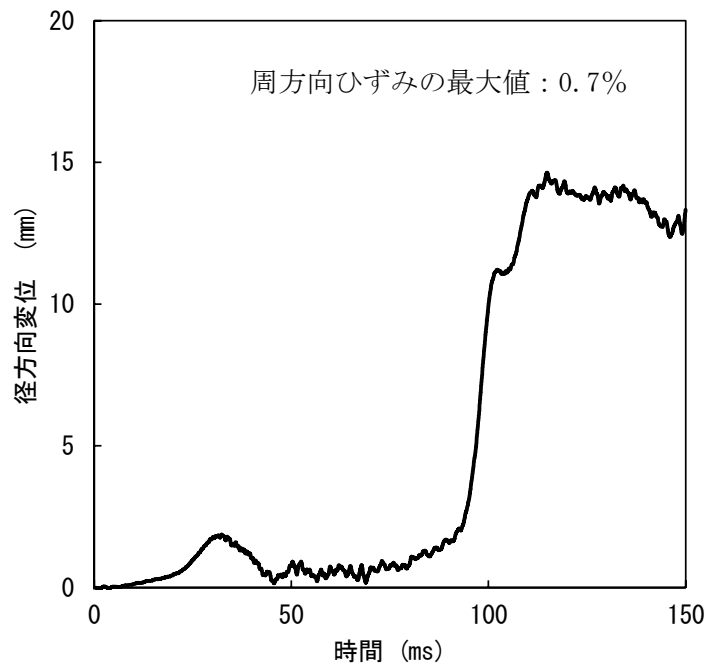
第 4. 3. 3. 1. 28 図 SUS304のクリープ破断時間と応力の関係 (900°Cから1,000°C)



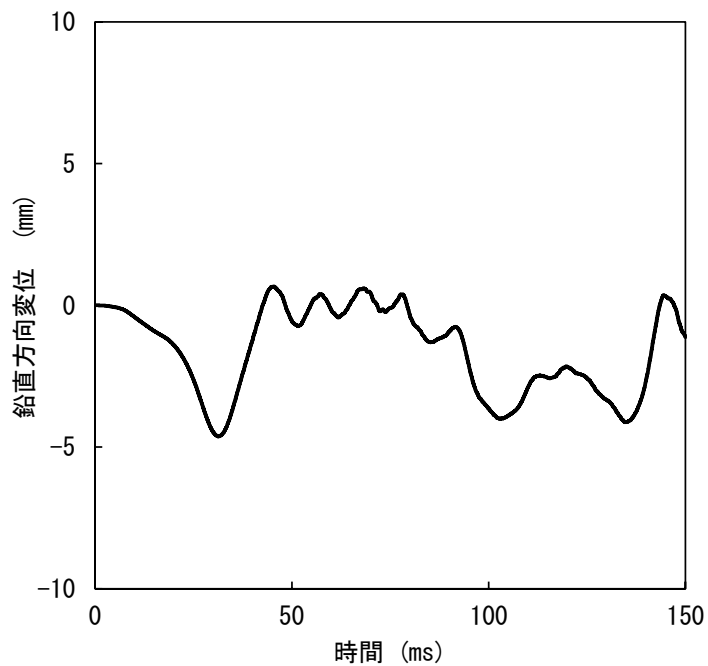
第 4. 3. 3. 1. 29 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 4. 3. 3. 1. 30 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

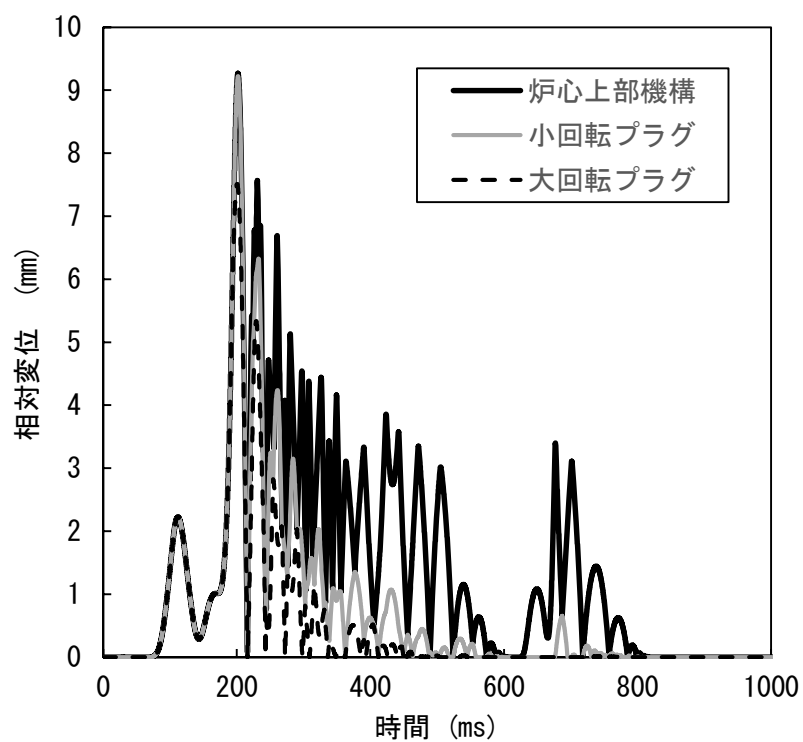


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位

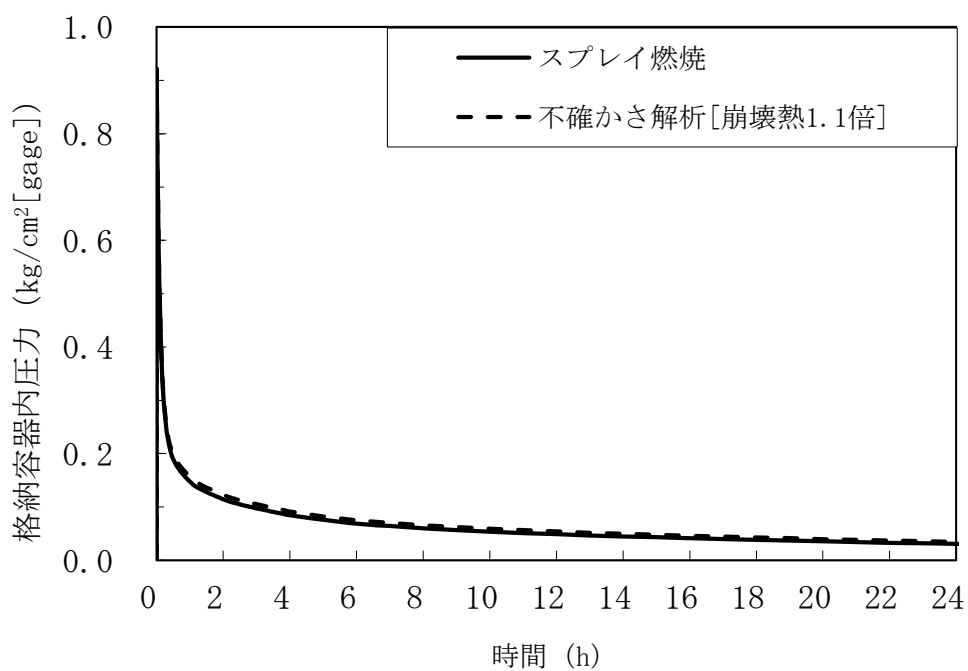


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

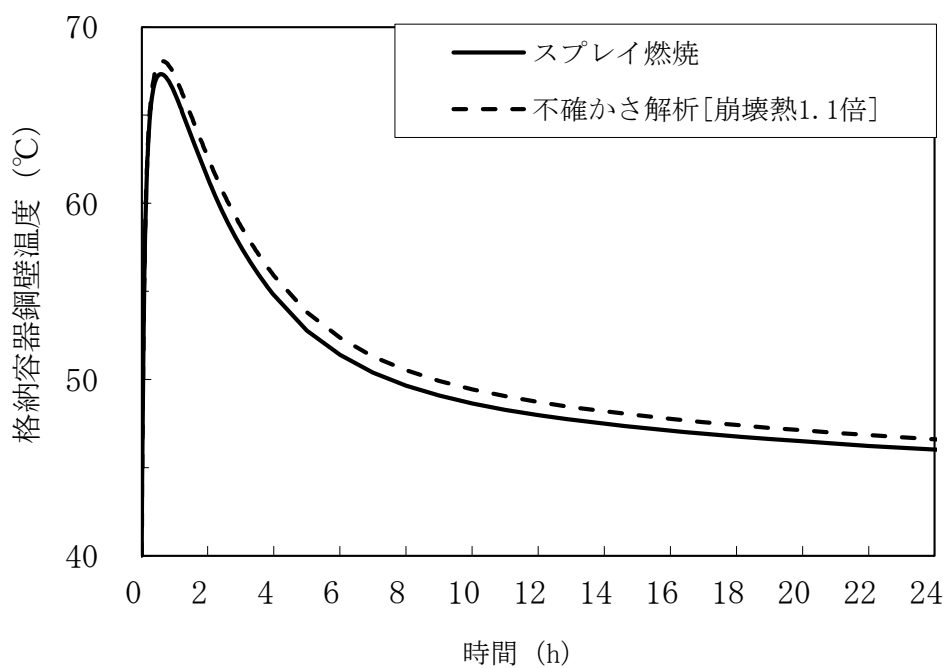
第 4. 3. 3. 1. 31 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴



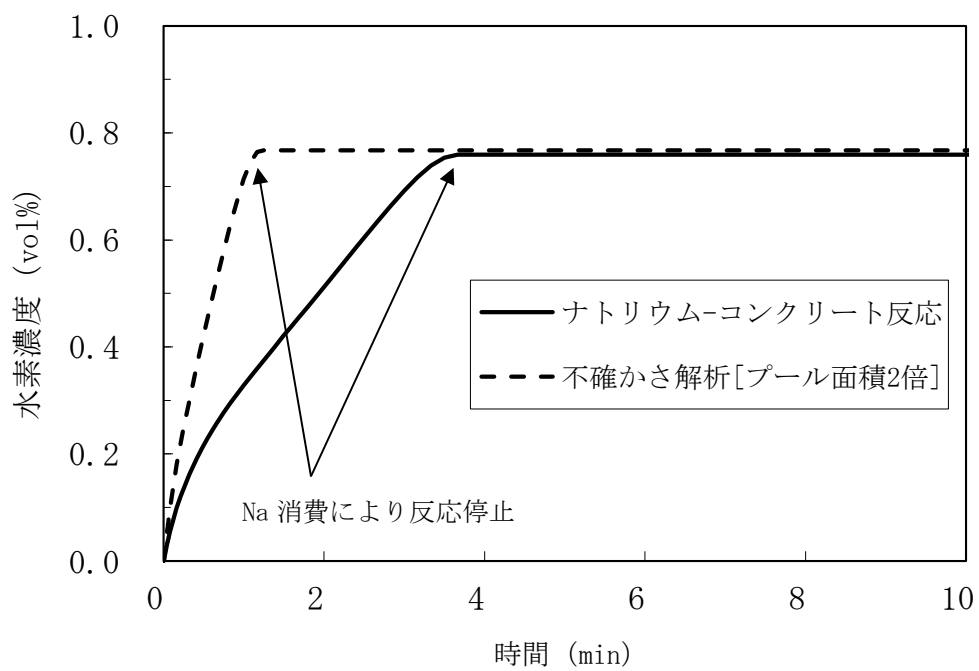
第 4. 3. 3. 1. 32 図 回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果



第 4.3.3.1.33 図 格納容器内圧力の推移 (不確かさの影響評価)



第 4.3.3.1.34 図 格納容器鋼壁温度の推移 (不確かさの影響評価)



第 4.3.3.1.35 図 格納容器内水素濃度の推移 (不確かさの影響評価)

4.3.3.2 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失した後、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）が正常に動作しなかったことで、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備する。

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（後備炉停止系用論理回路による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.2.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 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）。
- b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することに

より、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。

- c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- e. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又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制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記のb. ～d. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 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。
- b. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- c. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- d. 燃料が破損したと推定される場合は、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内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- e. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、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、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な

対応のために必要な情報を収集する。

b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.2.1 表及び第 4.3.3.2.2 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

(5) 作業と所要時間

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.2.3 表及び第 4.3.3.2.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「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、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び格納容器破損防止措置は「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.2.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 原子炉トリップ信号「電源喪失」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
事故発生の判断	・ 「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「電源喪失」
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・ 「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第4.3.3.2表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

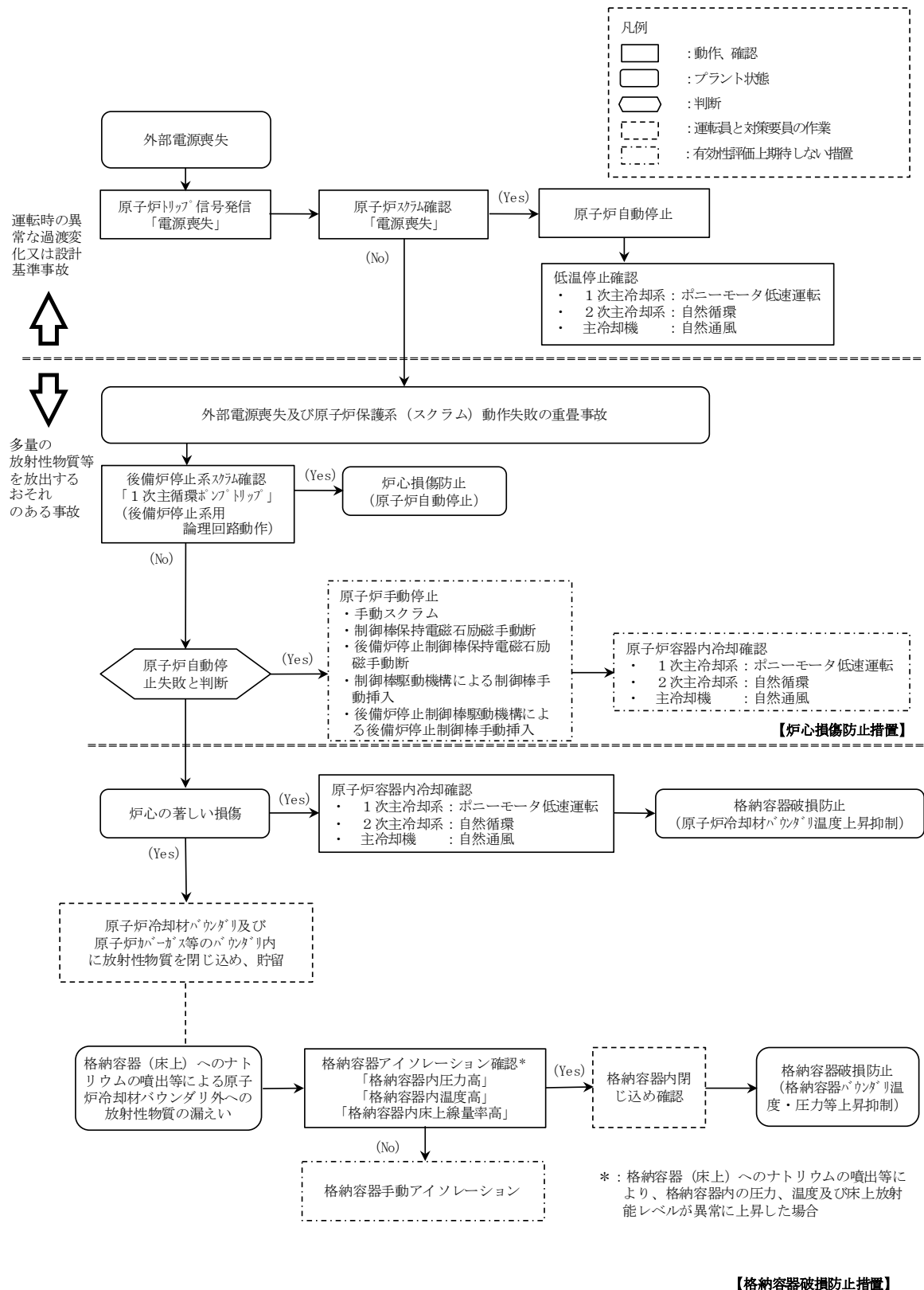
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	—	① 関連するプロセス計装
格納容器アイソレーション確認	<ul style="list-style-type: none"> 「格納容器内圧力高」、 「格納容器内温度高」、 「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	① 原子炉保護系（アイソレーション） ② アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

第4.3.3.2.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	60	120	180	240			
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生時の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断												
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 5 to 240]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生時の判断	[Progress bar from 5 to 5]												・「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・後備炉停止系スクラム確認	[Progress bar from 5 to 5]												・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 5 to 5]												・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar from 5 to 5]												・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第4.3.3.2.4表 格納容器防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	60	120	180	240			
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生時の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断												
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 5 to 240]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 5 to 5]												・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Progress bar from 5 to 5]												・1次主冷却系(ボニーモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。
	運転員D	1 ・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内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Progress bar from 5 to 5]												・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Progress bar from 5 to 5]												・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



第 4. 3. 3. 2. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

4.3.3.3 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、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した際に、「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、1次主循環ポンプ軸固着による炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1ループの1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.3.1図に示す。本評価事故シナリオにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「1次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 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）。
- b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することに

より、「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。

- c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- e. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又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制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。また、運転員は手動で1次主冷却系の流量を増大できるものとする。なお、本措置は上記のb.～d.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1ループの1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、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内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、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、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.3.1表及び第4.3.3.3.2表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路はSクラスとして設計する。

(5) 作業と所要時間

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.3.3表第4.3.3.3.4表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「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、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²℃とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 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する。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し、1ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれるものとする。
- 5) 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にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 原子炉の自動停止は「1次主循環ポンプトリップ」によるものとし、応答時間は4.2秒とする。
- 7) 原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を1.4%Δk/kとする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間を0.8秒とする。

- 8) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 9) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.3.2 図に示す。

1 次主循環ポンプ軸固着の発生により、事故ループの冷却材流量は急速に減少するとともに、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。「1 次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、代替原子炉トリップ信号である「1 次主循環ポンプトリップ」が事故発生後 1.2 秒で後備炉停止系用論理回路に到達し、時刻 4.2 秒に後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。

1 次主循環ポンプ軸固着により炉心流量は事象発生 0 秒から減少しており、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。その間、負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約 80%まで低下し、燃料温度も低下する。また、健全ループの 1 次主循環ポンプの主電動機はポニーモータ運転に引き継がれるとともに、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 2 次主循環ポンプがトリップし、2 次主冷却系は自然循環に移行する。2 次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度からほとんど上昇せず緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それぞれ約 750℃及び約 740℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度からほとんど上昇せず最高温度は約 460℃であり、評価項目を満足する。

以上より、1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞ

れ以下のとおり設定する。なお、以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

- ドブプラ係数 : 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。
- 燃料温度係数 : ドブプラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。
- 被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- ラッパ管温度係数 : ラッパ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 炉心支持板温度係数 : 本評価事故シーケンスにおける評価項目である燃料温度及び炉心冷却材温度等が最大値となるまでの間は原子炉容器入口冷却材温度の変化が生じないため、炉心支持板温度係数の不確かさは考慮しない。

解析結果を第 4.3.3.3 図に示す。

後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまでに、主に冷却材の負のフィードバック反応度が小さくなることにより、原子炉出力の低下が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。結果として、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、約 10℃高くなり、それぞれ約 760℃及び約 750℃となるが、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず約 460℃であり、燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず評価項目を満足する。

以上より、1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合であっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. 起因過程の解析

a. 解析条件

計算コード SAS4A により解析する。解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 炉心領域の全集合体を 33 の SAS4A チャンネルで代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS4A チャンネルの配置は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。

- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456°C、コールドレグ温度を350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 3) 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する。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し、1ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれるものとする。1ループの1次主循環ポンプの軸固着後の冷却材流量を第4.3.3.3.4図に示す。
- 4) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 5) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 7) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換える。ただし、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いる。
- 8) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じたFPガスの生成量の計算や燃料中のFPガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 9) ナトリウムボイド反応度が負であるため、本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力が十分に低下し、燃料に対する被覆管による拘束力は燃料が溶融する前に喪失する。また、燃料内の温度分布が平坦化し、燃料の中心部で溶融が生じる段階では、高温化によって既に強度が低下した燃料は、短時間で崩壊に至ると考えられる。燃料破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、燃料は溶融開始直後に破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.3.5図及び第4.3.3.3.6図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、1ループの1次主循環ポンプの軸固着によって冷却材流量が減少するため、燃料要素からの除熱が減少し冷却材温度が上昇する。冷却材温度の上昇に伴う密度反応度は負であるため、原子炉出力はゆっくりと低下する。燃料温度は、燃料要素からの除熱の減少でいったん上昇するが、その後、原子炉出力の低下とともに低下する。燃料温度の低下に伴う反応度効果は、正の燃料密度反応度とドップラ反応度であるがいずれも小さい。冷却材温度は、更に上昇を続け出力／流量比が最も大きいチャンネル（第4.3.3.1.5図のチャンネル12）において、燃料上端部で冷却材の沸騰が始まる。沸騰気泡が成長し炉心中心に拡大すると、燃料要素からの除熱は更に減少する。ナトリウムボイド反応度は負であるため、沸騰気泡の拡大は負の反応度効果を持つ。燃料要素からの除熱の減少により被覆管の溶融と移動が始まるが、ナトリウム蒸気流と重力による溶融被覆管の炉心中央から上下への移動

は正の反応度効果を持つため、単調に減少していた原子炉出力がわずかに上昇し、これに伴い燃料温度も若干上昇する。炉心全体では、負の冷却材密度反応度及びナトリウムボイド反応度が卓越しているため、全反応度は未臨界の状態が維持される。冷却材温度の上昇に伴う負の反応度、その後破損した燃料の上下への分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出力は低下する。時刻約 52.3 秒でチャンネル 12 のラッパ管の温度が融点まで上昇し、SAS4Aの適用限界に達する。その約 50 秒間の起因過程の範囲では、炉心は出力／流量比が大きい 3 チャンネル（炉心燃料集集体数：4）の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は、事象全体を通じて負にとどまり臨界（0.0\$）を超えない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度は、初期値の約 1,020°Cから最大値の約 1,040°Cまで上昇した後に低下し、その後も大きく上昇することはない。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度およびボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい。

以上より、起因過程において、有意な正の反応度効果はなく、反応度及び原子炉の出力の上昇がないまま低温状態で推移し、部分的な炉心損傷の状態の後続の遷移過程に移行する。

ii. 遷移過程の解析

a. 解析条件

計算コードSIMMER-IVにより解析する。SIMMER-IVにおける解析体系を第 4.3.3.3.7 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。SIMMER-IVにおける初期物質分布を第 4.3.3.3.8 図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、SAS4Aの適用限界であるラッパ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スチールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スチール及びスチール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。
- 5) 原子炉容器内全体を 3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデ

ル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。

- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。また、遷移過程開始時には、すでに1ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転に移行しているため、定格運転時の6.5%流量を再現するように入口圧力を設定する。
- 7) B型及びC型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、LGT及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。
- 9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.3.9図から第4.3.3.3.11図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、冷却材による除熱は不十分であり炉心の昇温は続くが、原子炉の出力が低いため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。また、遷移過程の初期には、損傷集合体が限定されているため、反応度及び原子炉の出力に大きな変化はない。起因過程終了時に損傷していた集合体に隣接する燃料集合体では、損傷炉心物質の接触に伴い、集合体管壁が損傷又は集合体内の冷却材がボイド化する。冷却材がボイド化した燃料集合体では、被覆管が溶融して燃料ペレットが損傷し、損傷した燃料が沈降すると正の反応度が投入され、時刻70秒前後に反応度と原子炉の出力の上昇が見られる。損傷領域が狭い間は、反応度の上昇量は大きくないが、ラップ管の溶融により損傷領域が拡大するとともに燃料の横方向の移動が可能になると反応度変化も徐々に大きくなる。反応度は、変動しながら徐々に上昇し、特に外側炉心の燃料が内側炉心領域に移動すると鉛直方向の燃料凝集よりも更に大きな正の反応度が投入される。時刻75秒から反応度と原子炉の出力の振幅が大きくなり、時折原子炉の出力が定格値を超える。原子炉の出力上昇により燃料温度の上昇と溶融スチール量が増加し、炉心物質の可動性が増加し、即発臨界近くまで反応度は上昇するようになる。数回の反応度上昇とパルス状の原子炉の出力上昇を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷し、損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻78.6秒に初めて反応度が即発臨界(1.0%)を超過する。この時に発生した圧力によって一旦分散した燃料が再度凝集することにより時刻79.8秒にも即発臨界を超過する。2回目の即発臨界超過の燃料の集中運動によって比較的大きな出力パルスとエネルギー放出が生じる。評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は約4,200℃である。この解析結果を受けて、機械的応答過程において評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである機械的エネルギーを

解析する。

この時に発生するスチール蒸気圧により炉心インベントリの約 30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化する。この結果、反応度は、深い未臨界状態（-600\$未満）に低下し、原子炉出力も急速に低下する。その後、再び反応度は、正に回復することではなく、エネルギー放出が生じる可能性はない。なお、炉心領域の下部には、固化した燃料とスチールが堆積しており、短時間で溶融燃料が LGT を通じて炉心領域の下方に流出することはない。炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップ部及び遷移過程終了時に残留炉心物質において、崩壊熱により発熱を続ける炉心燃料のその後の長期にわたる再配置挙動及び冷却挙動については、再配置・冷却過程において解析する。

iii. 再配置・冷却過程の解析

起因過程及び遷移過程を経て事故が核的に収束（反応度が再び正にもどることのない、深い未臨界状態に移行）した後も損傷した炉心燃料の崩壊熱による発熱によって事故は更に進展する。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動には、崩壊熱による残留炉心物質の溶融と流出挙動に依存して大きな変動幅がある。このため、事象推移に関しては、基本となるシナリオを想定した上で、遷移過程における熱エネルギーの放出状況及び残留炉心物質の溶融と炉心領域からの流出挙動（損傷炉心物質の量及び形態）の考え得る変動幅から長時間の再配置挙動を検討し、想定される最終的な再配置場所での損傷炉心物質の量及び形態に基づいて冷却挙動の解析を行う。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じとする。

エネルギー放出が小さい場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、下部プレナム底部及び炉心領域を対象とする。大きなエネルギー放出を伴う場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、上部プレナムの炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部を対象とする。それぞれの場所について、損傷炉心物質による熱的負荷に対する解析を行う。

a. 解析条件

下部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、1次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、下部プレナムに形成されるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。残留炉心物質の冷却については、1次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、炉心領域における残留炉心物質から周囲構造材への伝熱過程を伝熱計算モデルで計算し、残留炉心物質の再配置場所から周辺の冷却材への熱移行及び原子炉容器内での熱流動挙動を FLUENT で解析する。また、上部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、堆積状態に応じてデブリベッド熱計算モジュール（炉心支持台上面に堆積した扁平なデブリベッドが対象）及び伝熱計算モデル（材料照射ラック底部に堆積した縦長円柱状のデブリベッドが対象）で解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等について、1) から 5) に共通的な解析条件等を、6) から 11) にそれぞれの再配置場所に対する解析条件等を示す。

1) 再配置・冷却過程の初期状態は、遷移過程の解析において核的挙動が収束した

時点の炉心状態から設定する。遷移過程の終状態では、炉心インベントリの約30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化している。ここでは、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量及び下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量が保守的に多くなるように炉心周囲へ移行する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの30%から20%に、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの80%とした状態を再配置・冷却過程の初期状態とする。

- 2) 核分裂による発熱は考慮しない。
- 3) 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1ループの1次主循環ポンプのポニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環による冷却パスは確保されるものとする。
- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続していることを考慮して、希ガス及び揮発性のFPからの崩壊熱を除いた値を用いる。原子炉停止後の経過時間は、遷移過程後の事象進展を考慮してそれぞれの再配置場所について設定する。
- 5) 炉心領域から下部プレナム又は上部プレナムに移行した溶融炉心物質は、サブクール度の高い大量のナトリウムによって効率的に冷却・固化・微粒化して、下部プレナムでは原子炉容器底部に、上部プレナムでは炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するものとする。デブリベッドの性状については、炉心物質を用いた試験結果に基づき、デブリ粒子径を400 μm 、空隙率を0.6とする。
- 6) 遷移過程の終状態の残留炉心物質は、未溶融又は再固化した燃料と溶融ステールの混合物となり、崩壊熱によって徐々に再溶融する。溶融した残留炉心物質の一部は、LGTを通じて下部プレナムに流出する。炉心領域に残留する損傷炉心物質の量が炉心インベントリの約40%を下回ると、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって残留炉心物質の溶融が止まるとともに下部プレナムへの流出も止まる。このため、炉心領域から下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの40%とする。
- 7) 本評価事故シーケンスでは、事象の開始から約80秒後に炉心領域から溶融炉心物質の一部が径方向反射体及び遮へい集合体のラップ管間のギャップに移行し、炉心領域での核反応が停止すると遷移過程の終状態となる。ここでは、デブリベッドが形成されるまでの時間を保守的に無視して、下部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は事象の発生から約80秒後とする。また、下部プレナムのデブリベッド、周囲の冷却材及び原子炉容器壁の初期温度は、それぞれ約440 $^{\circ}\text{C}$ 、約440 $^{\circ}\text{C}$ 及び350 $^{\circ}\text{C}$ とする。
- 8) 6)より炉心領域に残留する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの40%とする。
- 9) 炉心領域に残留する燃料の崩壊熱の起点は、7)と同様に事象の発生から約80秒後とする。また、冷却過程開始時点の炉心条件として、残留炉心物質の温度

は最高約 1,930℃、構造材及び冷却材温度について、支持板下方の領域は約 350℃、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約 470℃並びに炉心周辺領域は約 500℃とする。

- 10) 大きなエネルギー放出が生じた場合には、炉心領域全体が短時間で熔融するとともに、圧力上昇により相当量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出される。ここでは、保守的に炉心上部構造による損傷炉心物質の放出の抑制効果を見捨て、上部プレナムに移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 100%とする。また、上部プレナムに放出された損傷炉心物質の広がり面積に対する材料照射ラックの開口面積の比より、炉心インベントリの約 4%の損傷炉心物質が材料照射ラック底部に堆積し、残りは炉心支持台上面に堆積するものとする。
- 11) 機械的応答過程の解析より、上部プレナムに損傷炉心物質が噴き上げられた高さから炉心支持台上面までの高さを終端速度で落下すると保守的に仮定して、上部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は、遷移過程における核反応の停止から 10 秒後とする。また、デブリベッドの初期温度は、遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果より約 5,130℃の損傷炉心物質が上部プレナムに放出されて燃料集合体頂部位置まで沈降した際の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた 600℃とする。

上記で示した上部プレナムにおけるデブリベッド冷却に係る条件は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に包絡される。このため、上部プレナムにおけるデブリベッド冷却の解析は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

b. 解析結果

本評価事故シーケンスで想定される解析条件において、原子炉容器を通過する冷却材の原子炉容器出口温度は、冷却材の流量減少、原子炉出力の変動及び崩壊熱によって変動する。Super-COPDにより解析した原子炉容器出口冷却材温度の変化を第 4.3.3.3.12 図に示す。原子炉容器出口冷却材温度は約 490℃まで上昇するが、冷却材温度の上昇によって原子炉冷却材バウンダリの損傷に至ることはない。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの 40%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却については、「iii) 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの場合の結果に対して大きな余裕がある。また、原子炉容器底部に生じる最大応力（1次応力）について、「iii) 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの条件における結果は、SUS304のクリープ破断強度と比較して小さい。したがって、炉心インベントリの 40%の損傷炉心物質からなるデブリベッドも原子炉容器内で安定に保持・冷却できる。

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの 40%となる場合については、「iii) 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心イン

ベントリの 80%の損傷炉心物質が炉心領域に残留した場合の結果に対して余裕がある。このため、残留炉心物質は、再溶融かつ移動することなく炉心領域において固化した状態で安定に冷却できる。また、原子炉容器内の冷却材温度も過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下する。したがって、残留炉心物質が原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

iv. 機械的応答過程の解析

機械的応答過程では、起因過程又は遷移過程において即発臨界超過の結果大きな熱エネルギー放出がある場合、高温となった炉心物質は、炉心内の圧力に駆動されて上部プレナムへ移動し、ナトリウムとの熱的相互作用を生じる。その結果発生するナトリウム蒸気圧によって上部プレナム内のナトリウムが上方に加速され、回転プラグの下面のカバーガス領域を圧縮し、原子炉冷却材バウンダリ等に対して機械的な負荷を与える。上部プレナム内のナトリウムの加速による機械的エネルギーの発生並びに機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答、回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出挙動の解析を行う。ナトリウム噴出に係る解析結果は、格納容器応答過程の解析に引き渡して、ナトリウムの燃焼等に対する格納容器の応答を解析する。

a. 解析条件

高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生を S I M M E R - I V で解析する。S I M M E R - I V における解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答を A U T O D Y N で解析する。A U T O D Y N における解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。機械的エネルギー発生時の回転プラグ下面の圧力上昇に伴う回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出を P L U G で解析する。P L U G における解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 遷移過程において即発臨界を超過して原子炉の出力の急上昇が起こった直後の、炉心平均燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態（炉心物質の質量、温度、速度及び圧力）を機械的応答過程の初期状態とする。熱エネルギーの放出により高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換されるものとする。
- 2) S I M M E R - I V による機械的エネルギー発生時の解析は、水平方向は炉心中心から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から回転プラグ底板の下端面までを、3次元直交座標を用いてモデル化する。炉心及びその周辺の初期状態は、遷移過程の解析結果をそのまま接続する。初期の炉心平均燃料温度及びスティール平均温度は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」の結果よりそれぞれ 4,200℃及び 1,700℃とする。
- 3) 炉心部から上部プレナムへと溶融炉心物質が容易に噴出するように、遷移過程

において炉心部の上部構造の流路中に侵入した熔融炉心物質が固化することによって形成される閉塞を無視し、また、原子炉容器内において、機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視するなど、機械的エネルギーの発生が大きくなるような条件とする。

- 4) AUTODYNによる原子炉容器の構造応答解析は、原子炉容器全体を2次元円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は、上端で支持される構造とし、原子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。機械的エネルギー発生を解析で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として解析する。
- 5) 回転プラグは動かない剛体としてモデル化し、この構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果を無視するなど、原子炉容器への負荷が大きくなるような条件とする。
- 6) PLUGによる解析は、回転プラグ及びその固定ボルトをモデル化する。また、回転プラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化する。回転プラグの応答及び固定ボルトの変形を駆動するプラグ下面の圧力履歴は、機械的エネルギー発生を解析で得られた圧力履歴を用い、原子炉容器の変形による圧力緩和効果を無視し、回転プラグへの負荷が大きくなる条件とする。
- 7) 定常の流動方程式を用いて噴出ナトリウムの流量を計算するなど、ナトリウム噴出量が多くなる条件とする。

b. 解析結果

① 機械的エネルギーの発生

即発臨界超過による熱エネルギーの放出で高温・高圧となった炉心から熔融燃料と熔融スチールの混合物が上方に放出され、液体ナトリウムを蒸発させる。これが圧力源となって、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速し、原子炉構造に機械的負荷を与える機械的エネルギーへ変換される。機械的エネルギーの最大値は約2.6MJである。なお、圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の15%程度である。

② 原子炉容器の構造応答

圧力源の膨張により上部プレナムのナトリウムの上昇速度は、徐々に増大しカバーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は0.5%程度であり、許容限界である10%を超えない。したがって、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

③ 回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出挙動

炉心上部機構及び小回転プラグは大回転プラグと一体となって変位し、大回転プラグとの相対変位は生じない。大回転プラグは80ms程度の短時間、2回に分けて最大約2.4mm上向きに浮き上がるが、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。各回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも0.2%程度であり、破断伸びである15%より十分小さく、固定ボルトの健全性が損なわれることはない。

以上より、機械的負荷により回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの落下・着座し、固定ボルトの健全性は損なわれない。

また、大回転プラグの浮上がりは極短時間であって、その間に一時的に形成される回転プラグ間の間隙を通じてナトリウムが格納容器（床上）へ噴出することはない。

v. 格納容器応答過程の解析

機械的応答過程より、不確かさの影響を考慮したとしても、原子炉容器内から格納容器（床上）へナトリウムが噴出することはないと評価された。このため、格納容器応答過程の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

以上 i. から v. より、1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

i. 起因過程の不確かさの影響評価

起因過程の不確かさの影響について、計算コードに関する不確かさとして、FP ガスの保持量の不確かさを評価する。また、解析条件に関する不確かさとして、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度及び燃料の軸伸びの不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさの幅は、以下のとおり設定する。

- 1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、S A S 4 A の定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガス圧力の効果を見捨てる。
- 2) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30% の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は、炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。
- 3) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは 30% である。ドップラ反応度係数は負であるが、起因過程のドップラ反応度は正となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。
- 4) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは 30% である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は収縮し反応度変化が正となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。

これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては、保守的な条件の重畳は行わず、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」に対してそれぞれの不確かさの影響を評価する。

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである

反応度に関しては、どの不確かさを考慮したとしても、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」と同様に臨界 (0.0\$) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。

ii. 遷移過程の不確かさの影響評価

遷移過程の不確かさの影響について、評価項目のうち、「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。」に影響を及ぼす不確かさは、遷移過程の事象推移の幅広い不確かさの範囲を含める形で再配置・冷却過程の解析を行う。他方、評価項目の「(3) 燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器 (床上) に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。」の具体的な評価項目のうち、「① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。」に影響を及ぼす重要なパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、熔融燃料の大規模な燃料凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な燃料凝集が起こったのは、遷移過程の開始後約 60 秒で炉心の損傷が広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、炉心の損傷が広範囲に進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。

ここでは、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」における結果を考慮して、炉心中心への熔融燃料の凝集移動に対する感度解析を行い、その影響を評価する。

本解析は、S I M M E R - III により解析する。S I M M E R - III における解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。制御棒、後備炉停止制御棒及び B 型・C 型照射燃料集合体は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。解析における反応度、出力及び炉心平均燃料温度履歴を第 4.3.3.3.13 図から第 4.3.3.3.15 図に示す。2 次元円筒体系では、物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃料集中が 3 次元解析に比べて強くなる。外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約 5,130°C である。機械的応答過程の不確かさの影響評価の解析において機械的エネルギーの発生を計算する際には、初期条件の不確かさを考慮してこの解析結果を用いる。

iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価

再配置・冷却過程の不確かさの影響について、評価項目の「(2) 炉心の著しい損傷

に至った場合において、を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。」に影響を及ぼす不確かさは、再配置した損傷炉心物質の量の不確かさの影響が最も重要となる。そこで、不確かさ幅を十分に包絡する損傷炉心物質の量をそれぞれの再配置場所に対して設定し、冷却性を評価する。

下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は、流出タイミングに依存する。炉心領域から溶融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行しないと想定した場合は、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって炉心領域で溶融し得る燃料の量は炉心インベントリの約70%となる。この状態で、溶融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行する場合を下部プレナムのデブリベッドの冷却に対する保守的な上限とする。また、残留炉心物質の冷却に対しては、保守的な損傷炉心物質の量として、炉心インベントリの80%（残り20%は炉心周囲の集合体ラップ管間ギャップに移行・固化）が炉心領域に残存するものとする。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

原子炉容器底部に形成される初期燃料インベントリが約70%の炉心物質からなるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。デブリベッドの性状については、「i)基本ケース iii. 再配置・冷却過程の解析」と同じとする。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、「i)基本ケース ii. 遷移過程の解析」の終状態における残留炉心物質のうち、初期燃料インベントリの約70%の炉心物質が再溶融する時刻（事象発生から約1,200秒後）とする。

解析結果を第4.3.3.3.16図に示す。

デブリベッド最高温度は、事象発生から約1,800秒後に約720℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は2.8MPa（1次応力）であり、SUS304について900℃を超える温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損し、炉心溶融物質等が原子炉容器外に流出することはない。なお、デブリベッドの厚み、粒子径、空隙率の設定によって熱容量や等価熱伝導率が変わるため、実験での粒子径や空隙率に係るデータのばらつき、デブリベッドが不均一に堆積した場合の影響を考慮しても、この結論は変わらない。

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの80%となる場合について、伝熱計算モデルにより残留炉心物質内部の温度変化と残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度が構造物の融点であるとして残留炉心物質から周囲の構造物への熱移行を解析する。また、FLUENTを用いて、炉心バレル構造物内

の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する。

解析結果を第 4.3.3.3.17 図及び第 4.3.3.3.18 図に示す。

伝熱計算モデルの解析より事象発生から約 580 秒後に燃料が再溶融し始め、残留炉心物質の最高温度は約 2,890℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。残留炉心物質の内部がスチールの蒸気圧が発生する様な高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定に冷却される。

また、F L U E N T の解析より残留炉心物質の下面温度は、残留炉心物質の形成後から発熱条件の時間変化に従って上昇し、事象発生から約 3,400 秒後に約 850℃であり、その後はなだらかに低下する。このとき炉心下部において、集合体ラップ管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する内側及び外側反射体、遮へい集合体内部を流れる低温ナトリウムによってラップ管を介して冷却され、ギャップ部のナトリウムに低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間で循環流が形成される。この循環流によって低温のナトリウムが残留炉心物質の周辺に輸送され、残留炉心物質の下面が冷却される。残留炉心物質側面は、集合体ラップ管間ギャップと内側反射体内を流れるナトリウムによって冷却される。残留炉心物質側面の最高温度は約 900℃であり、残留炉心物質に接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約 720℃である。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約 490℃であり、原子炉容器近傍の冷却材温度が過大とならず、原子炉冷却材バウンダリである原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器内の冷却材温度が過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下し、原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

iv. 機械的応答過程の不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、評価項目の「(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器(床上)に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。」の具体的な評価項目「② 格納容器(床上)へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。」に対しては、初期条件としての放出熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つ。このため、遷移過程の不確かさの影響評価の解析から最も大きな熱エネルギー放出があったケースの結果に基づいて機械的エネルギーを解析する。このケースにおける炉心平均燃料温度及びスチール平均温度の最大値はそれぞれ 5,130℃及び 2,310℃である。

上部プレナム下部の FCI の不確かさの影響も考慮した解析の結果、得られた機械的エネルギーの最大値は約 3.4MJ である。圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 8%程度である。原子炉容器の構造応答解析の結果、第 4.3.3.3.19 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は 0.8%程度であ

り、許容限界 10%を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

第 4.3.3.3.20 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す。回転プラグは 1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。この間、ナトリウムは、回転プラグの間隙に流入するが格納容器（床上）まで到達せず、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。各回転プラグ固定ボルトのひずみは、最大で 0.6%であり、破断伸び 15%より十分小さく、固定ボルトの健全性は損なわれない。

以上より、最も大きな不確かさ要因である放出熱エネルギーの不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。また、機械的負荷により回転プラグは、短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、固定ボルトの健全性は損なわれず、一時的に形成される回転プラグ間の間隙を通じてのナトリウムの格納容器（床上）への噴出は生じない。

以上 i. から iv. より、1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.3.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 原子炉トリップ信号「電源喪失」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
事故発生 の判断	・ 「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「電源喪失」
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・ 「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第 4.3.3.3.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

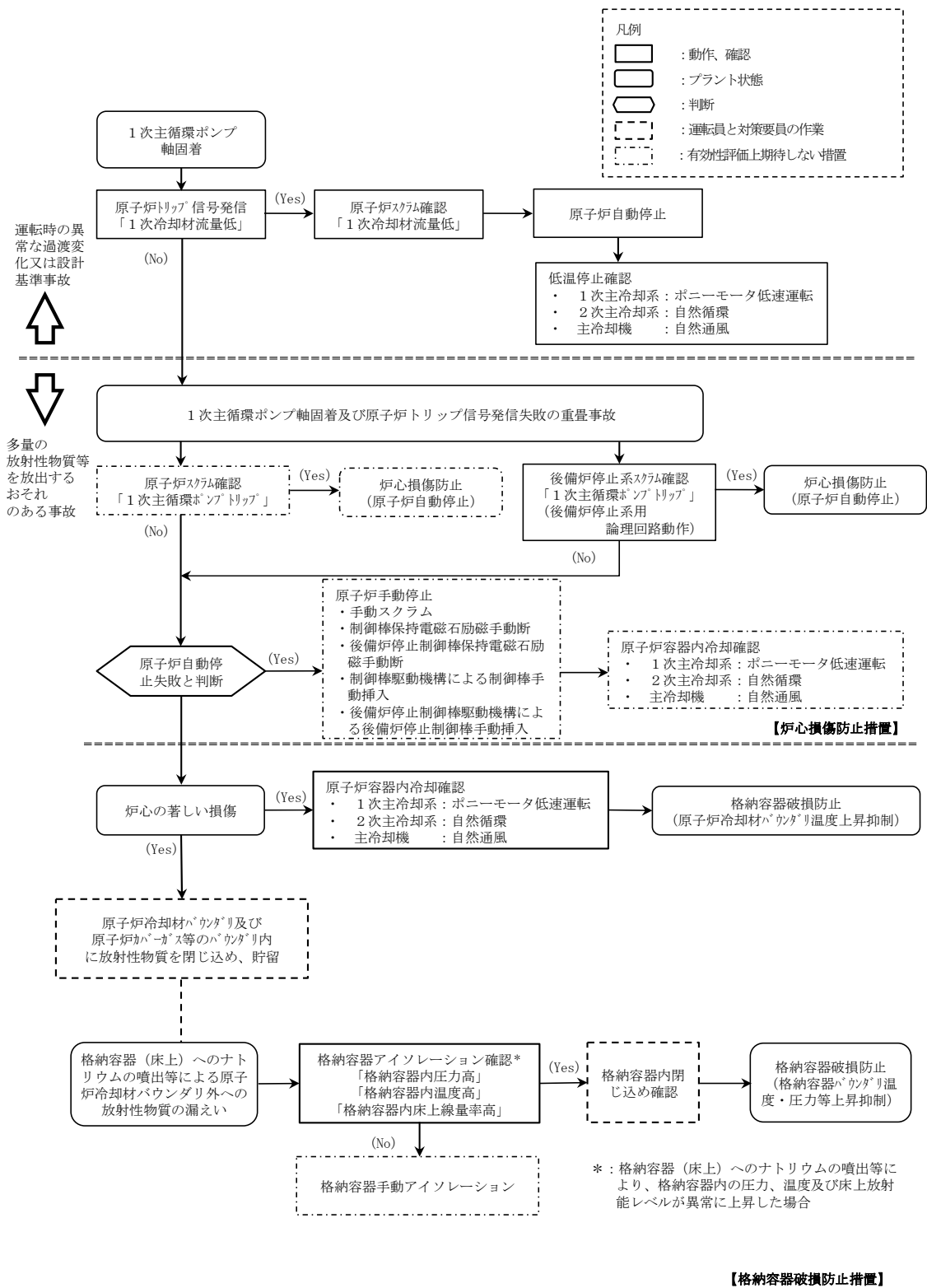
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次アルゴンガス系 <ul style="list-style-type: none"> 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。） 	—	① 関連するプロセス計装
格納容器アイソレーション確認	<ul style="list-style-type: none"> 「格納容器内圧力高」、 「格納容器内温度高」、 「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁 	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉保護系（アイソレーション） ② 関連するプロセス計装

第4.3.3.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

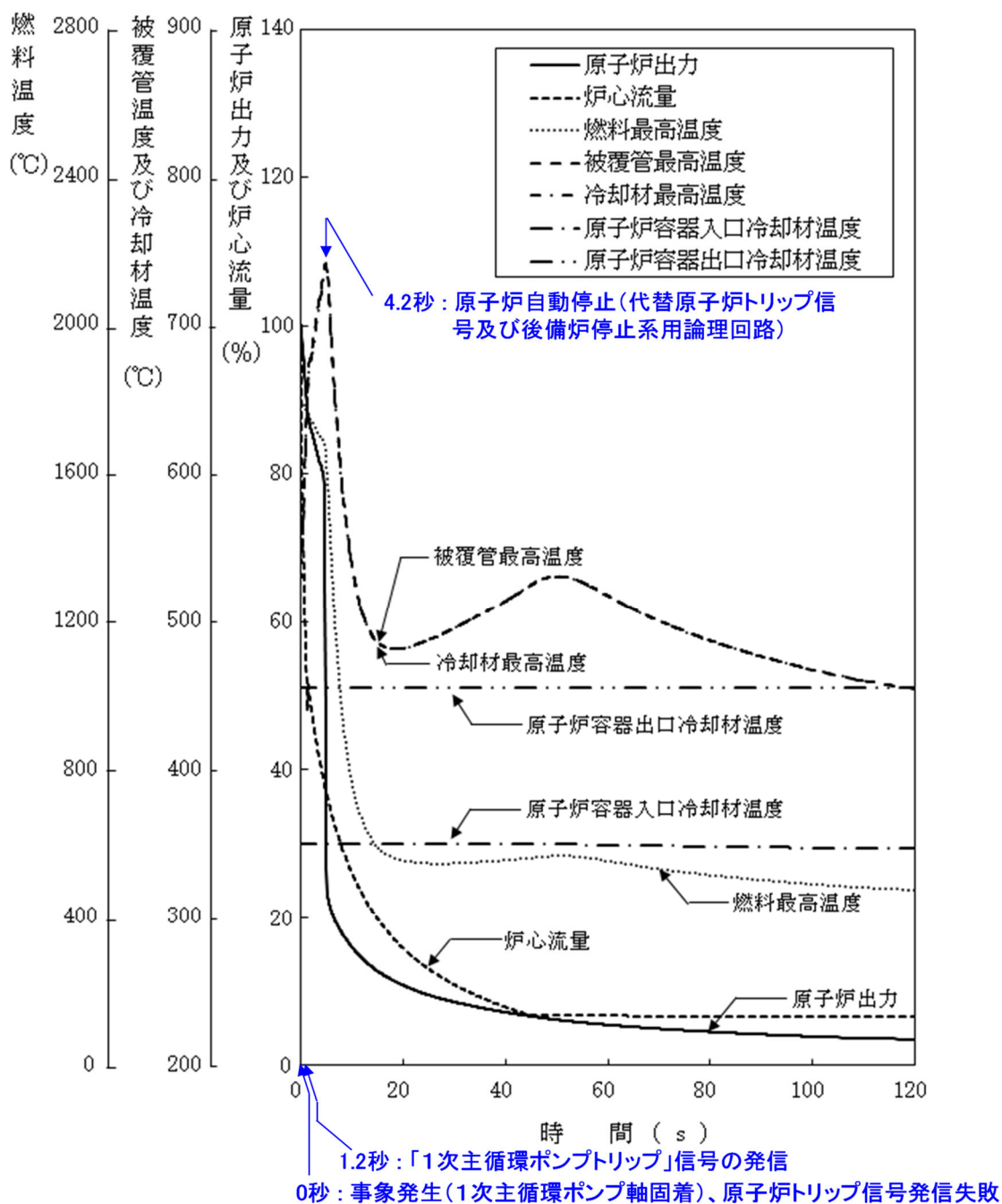
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180
			▽異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) ▽事故発生の判断(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断														
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar]														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Gantt chart bar]														
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Gantt chart bar]														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart bar]														
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Gantt chart bar]														

第4.3.3.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

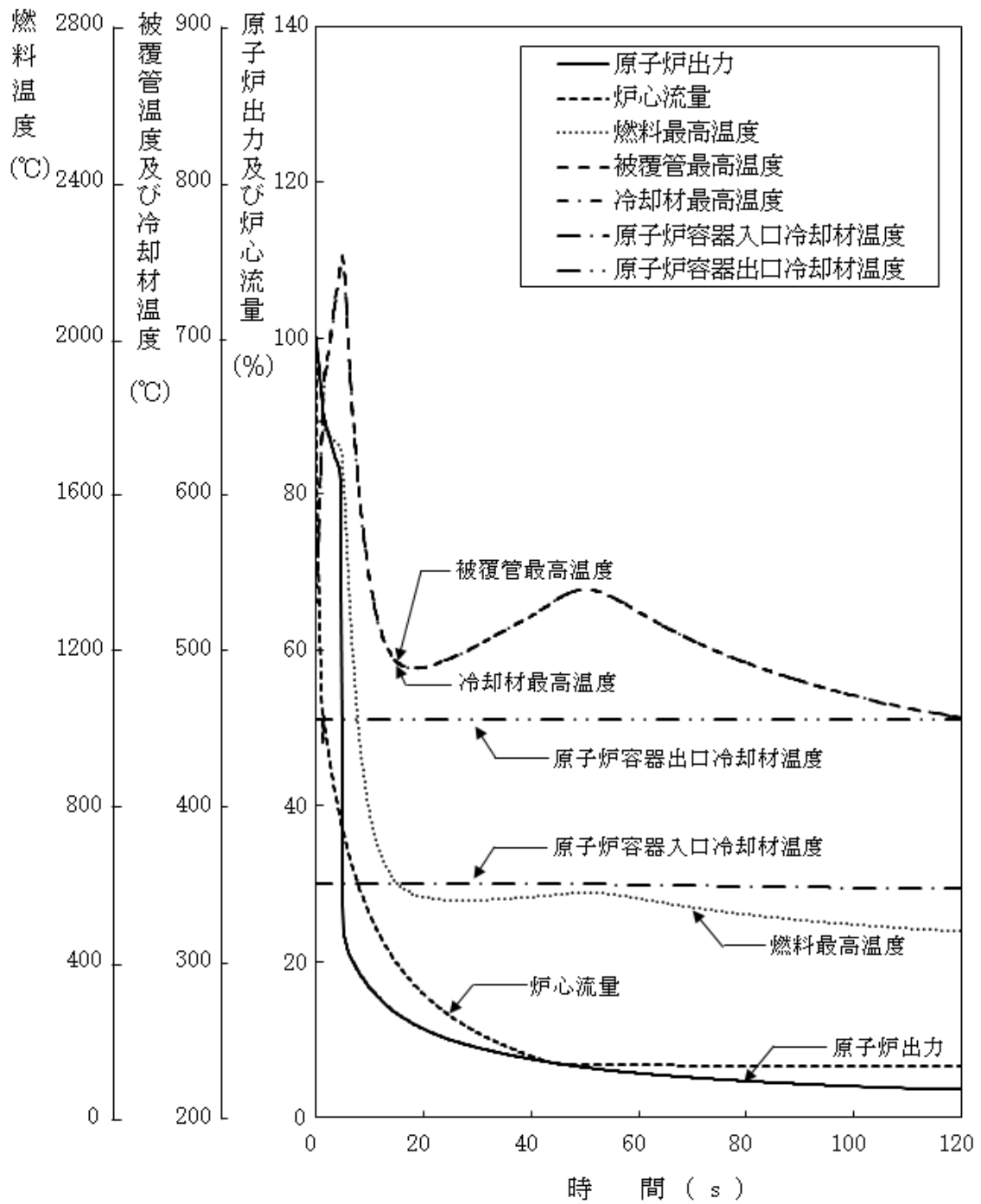
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180
			▽異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) ▽事故発生の判断(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断														
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar]														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart bar]														
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Gantt chart bar]														
	運転員D	1 ・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内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Gantt chart bar]														
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Gantt chart bar]														



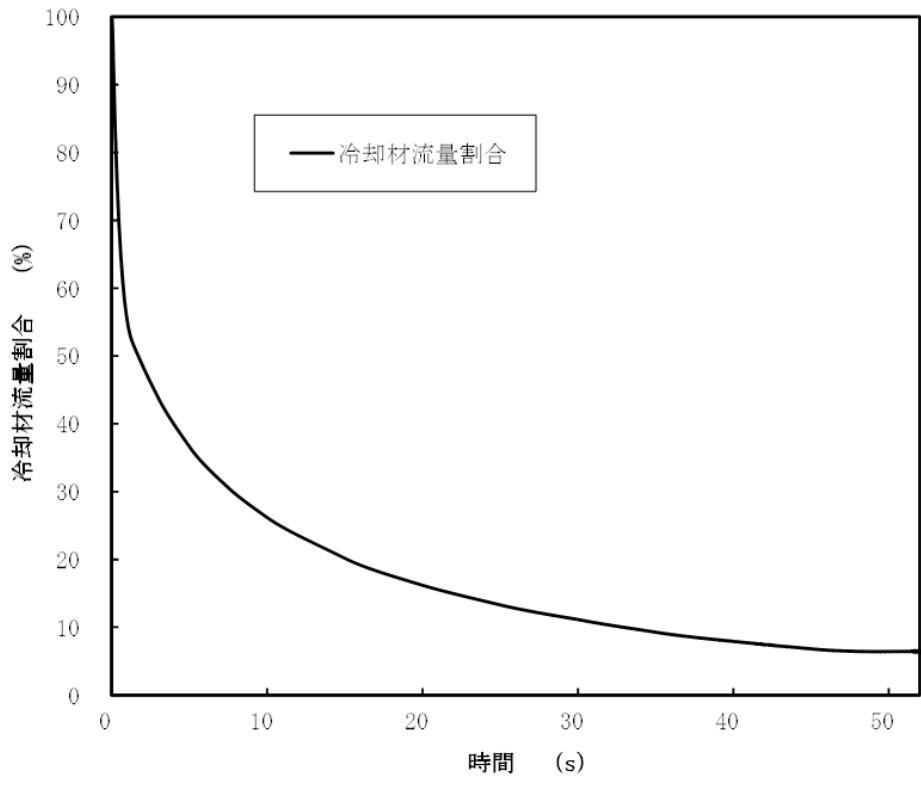
第 4.3.3.3.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



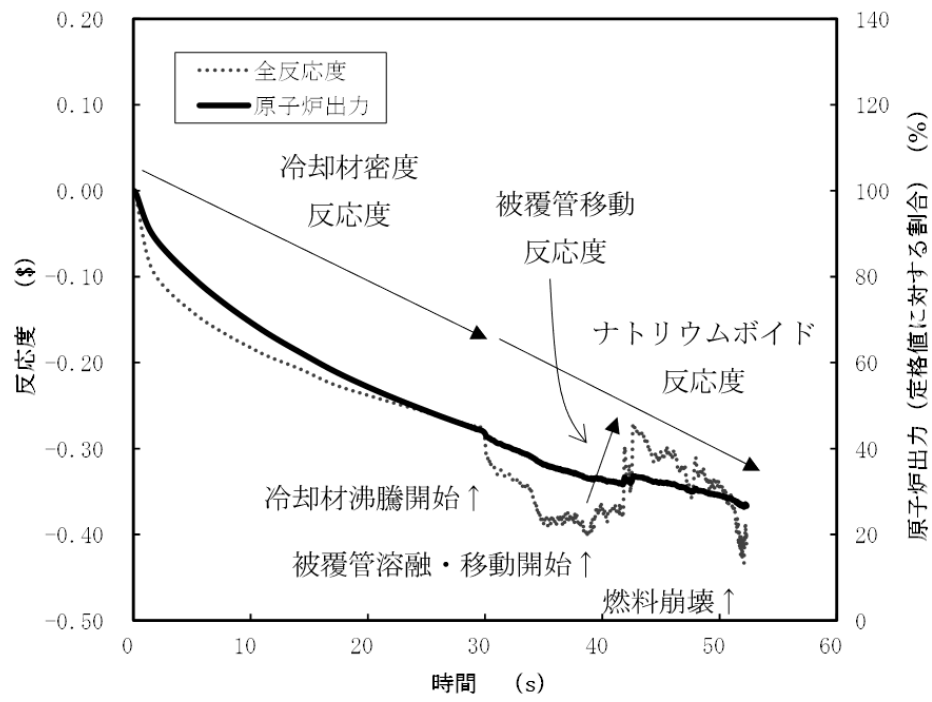
第 4.3.3.3.2 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：代替トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



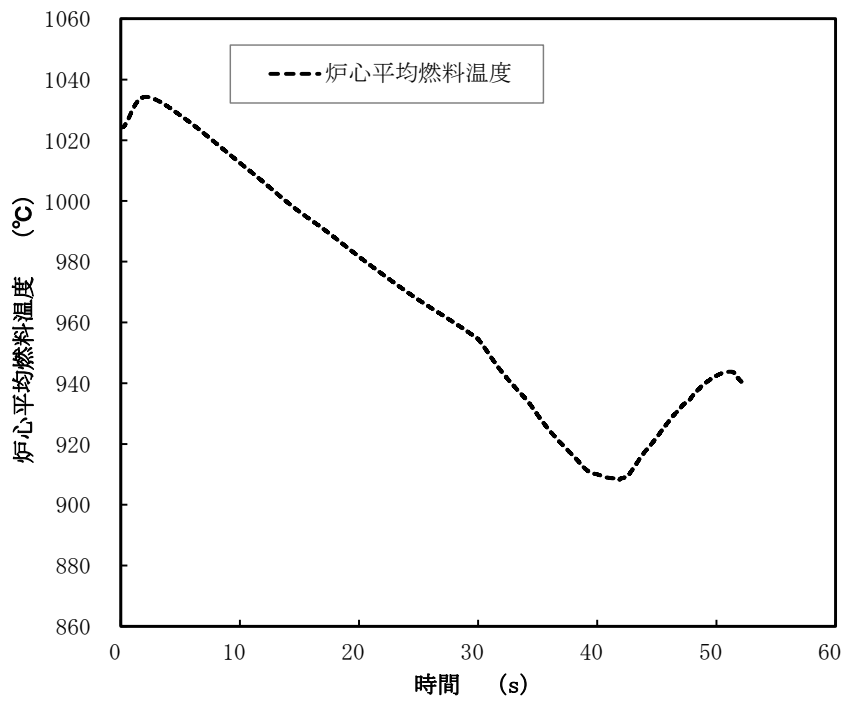
第 4.3.3.3.3 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)



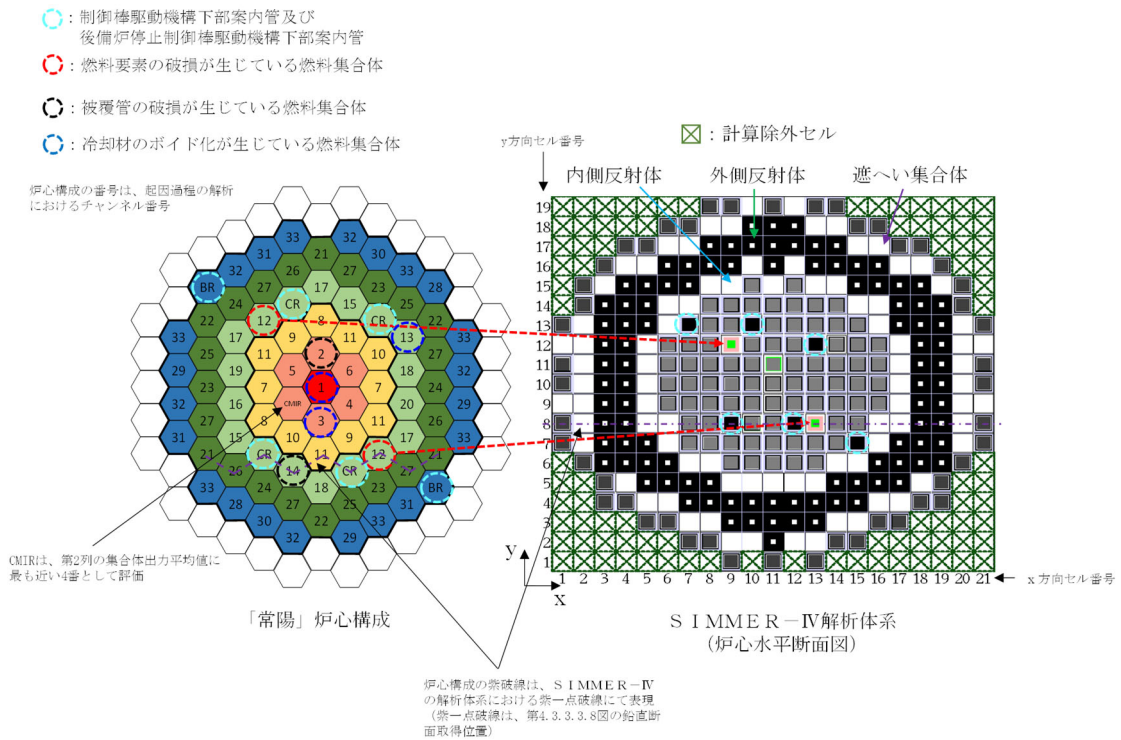
第 4.3.3.3.4 図 1 次主循環ポンプの軸固着時の冷却材流量の推移



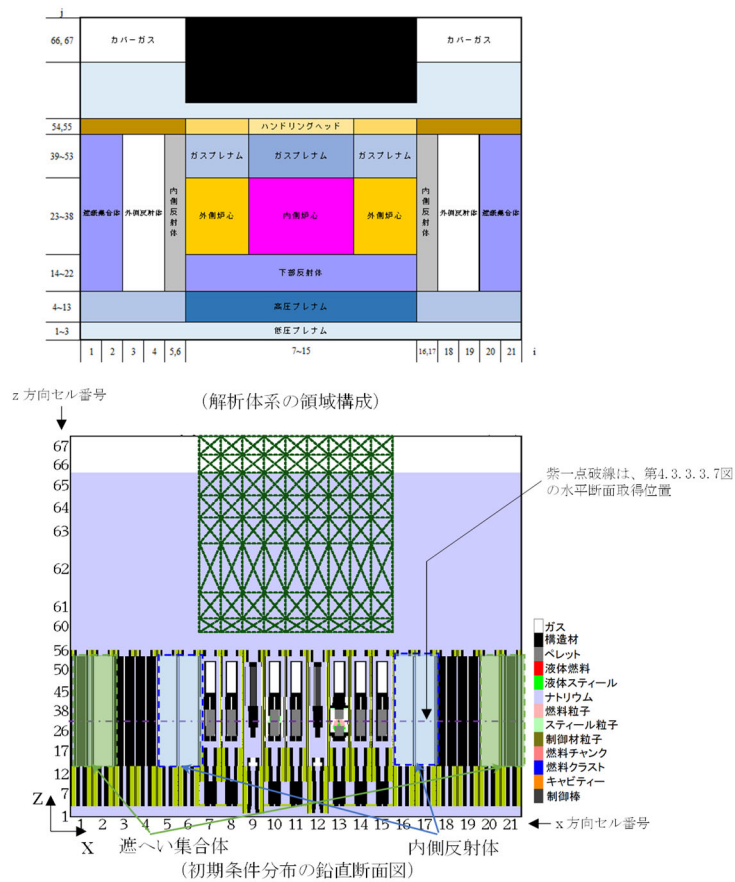
第 4.3.3.3.5 図 起因過程における出力及び反応度履歴



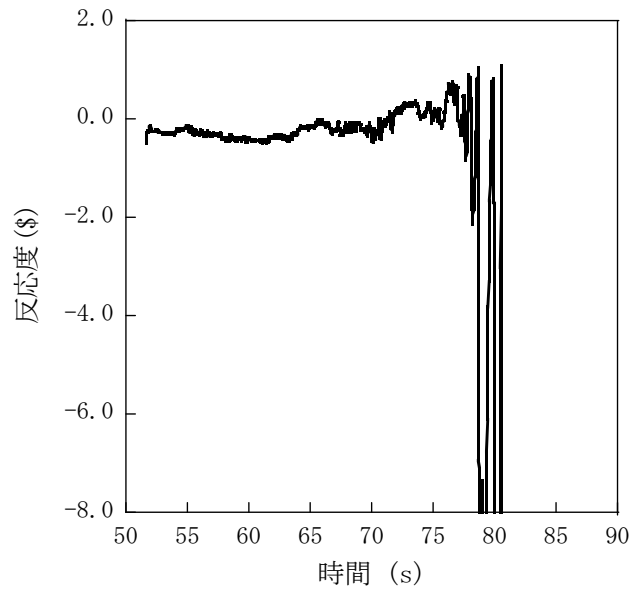
第 4.3.3.3.6 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



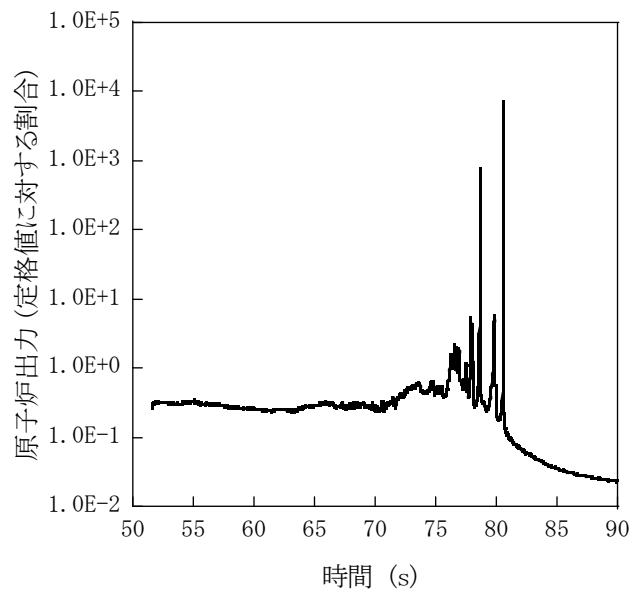
第 4.3.3.3.7 図 S I M M E R - IVにおける解析体系 (遷移過程の解析)



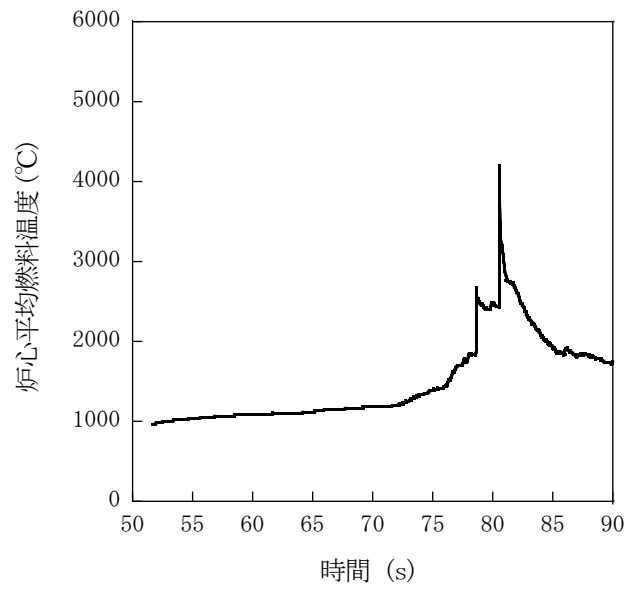
第 4.3.3.3.8 図 S I M M E R - IVにおける初期物質分布



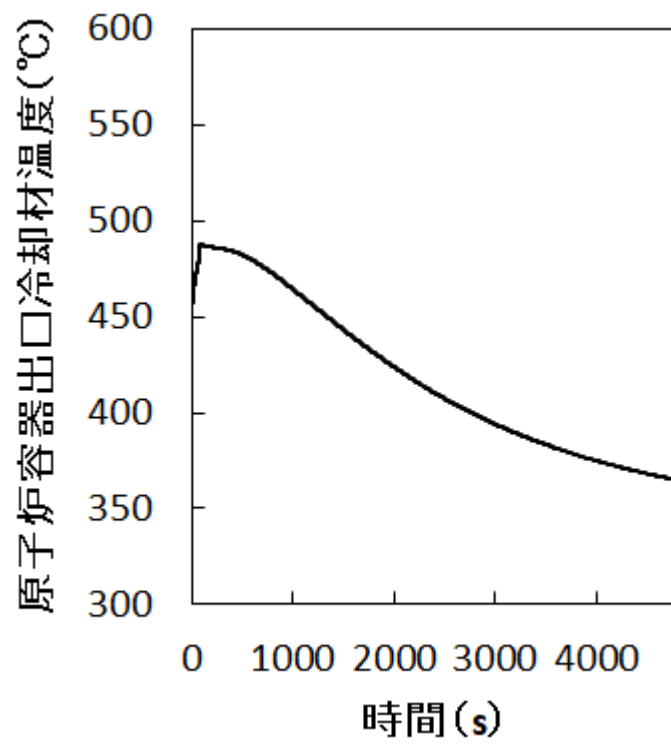
第 4.3.3.3.9 図 遷移過程における反応度履歴



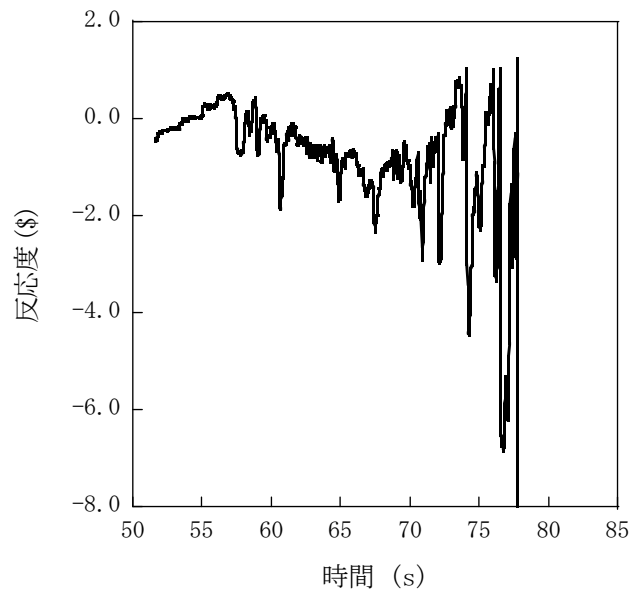
第 4.3.3.3.10 図 遷移過程における出力履歴



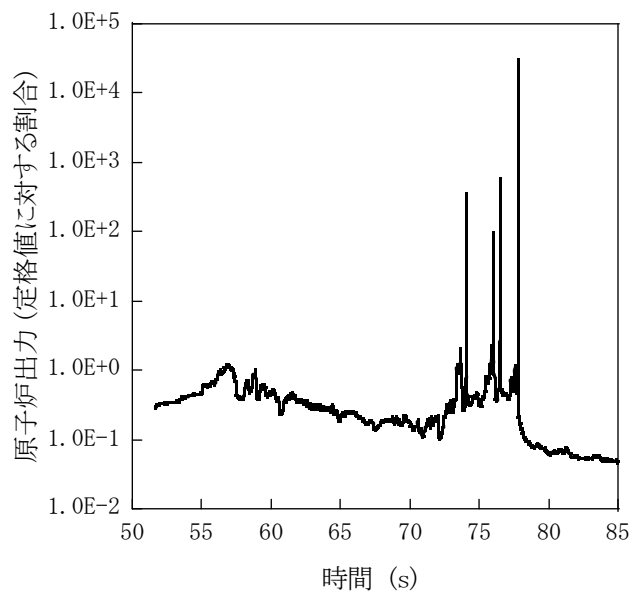
第 4. 3. 3. 3. 11 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



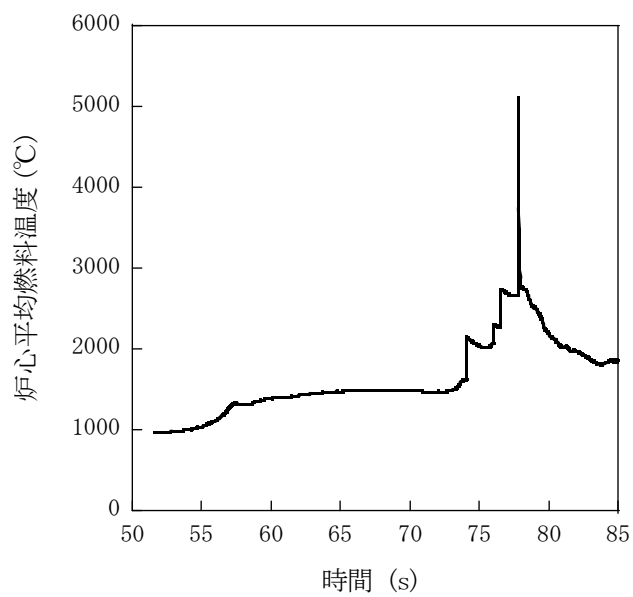
第 4. 3. 3. 3. 12 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴



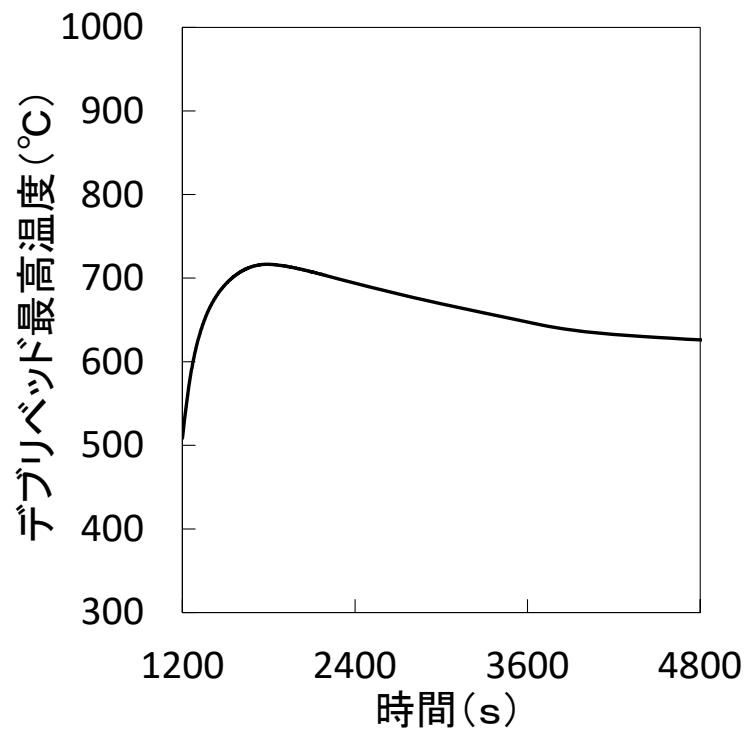
第 4.3.3.3.13 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



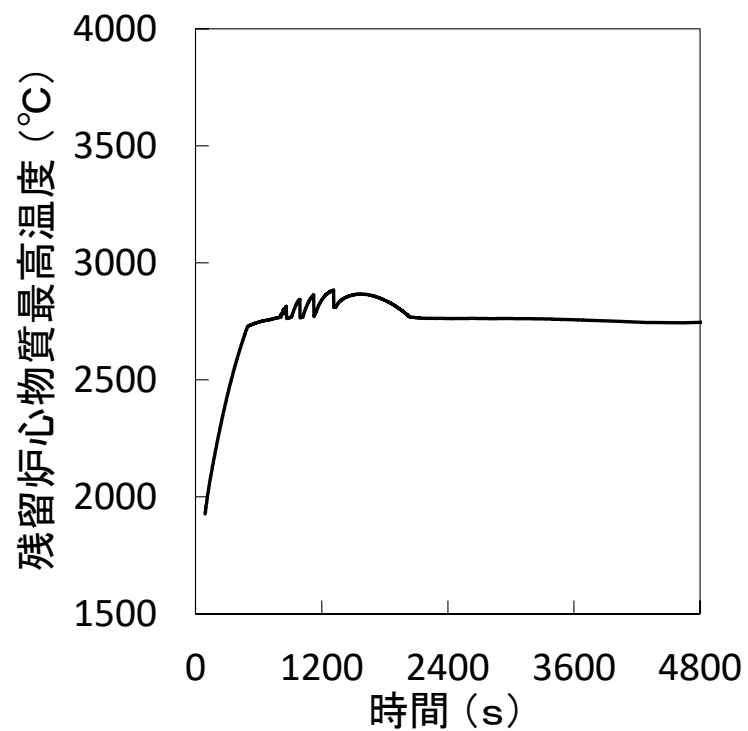
第 4.3.3.3.14 図 遷移過程の不確かさの影響評価における出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



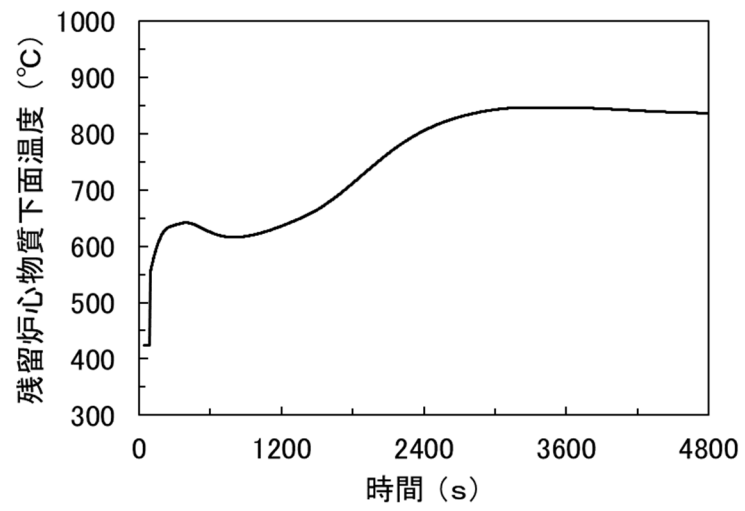
第 4.3.3.3.15 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



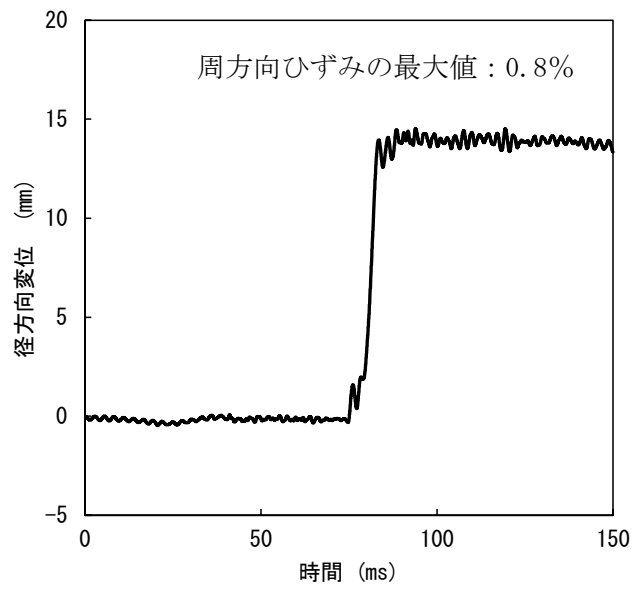
第 4. 3. 3. 3. 16 図 デブリベッド最高温度の履歴



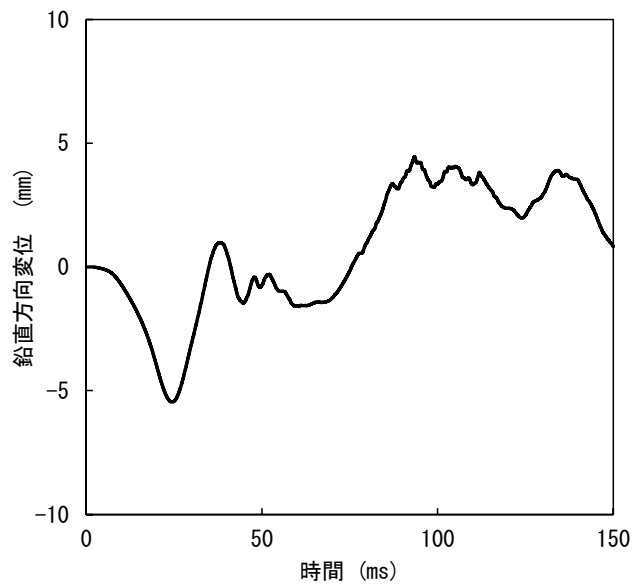
第 4. 3. 3. 3. 17 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 4. 3. 3. 3. 18 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

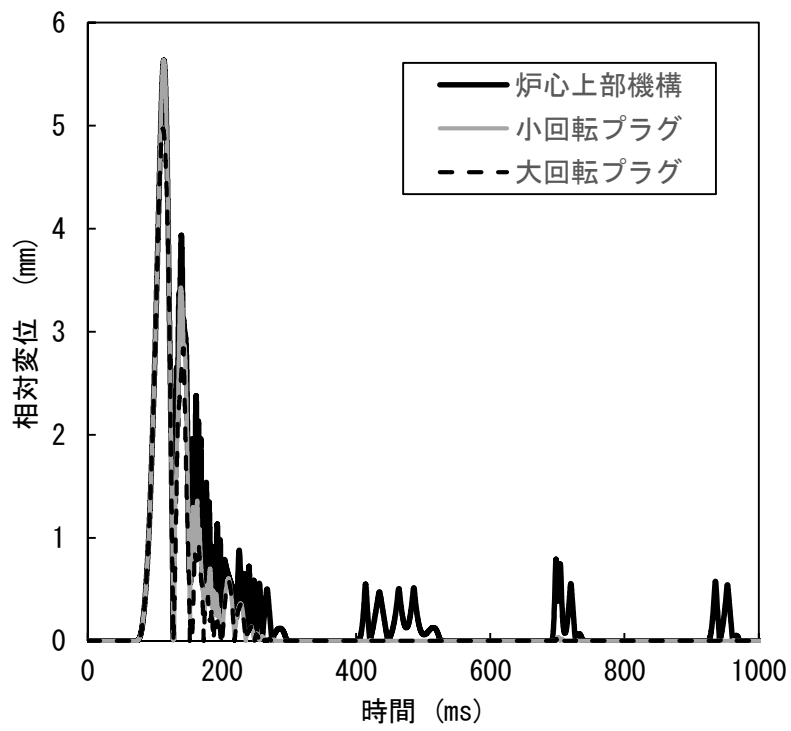


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位



(A) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

第 4.3.3.3.19 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴



第 4.3.3.3.20 図 回転プラグの動的応答の解析結果

4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で制御棒の連続的な引抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で、「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力の過度な上昇を防止するため、制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備するとともに、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（制御棒連続引抜き阻止インターロック）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.4.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「中性子束高（出力領域）」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号として「原子炉出口冷却材温度高」を整備することにより「中性子束高（出力領域）」による原

子炉トリップ信号の発信に失敗した場合に、原子炉の出力が過度に上昇することを防止する。

- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又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制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、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内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、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、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.4.1 表及び第 4.3.3.4.2 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

(5) 作業と所要時間

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.4.3 表及び第 4.3.3.4.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「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、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード Super-COPD により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²°C とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は 3.0¢/s とする。
- 5) 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にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 制御棒連続引抜き阻止インターロックにより、4 秒で制御棒の連続的な引抜きの停止に成功するものとする。
- 7) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 464°C、応答時間は 3.4 秒とする。
- 8) 原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を 1.4%Δk/k とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制

御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。

9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。

10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.4.2 図に示す。

制御棒が連続的に引き抜かれることにより、正の反応度が投入され、原子炉出力は約 1.8 秒で「中性子束高（出力領域）」の設定値である 105%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉出力は引き続き上昇する。その後、制御棒連続引抜き阻止インターロックにより、引抜き開始 4 秒後に引抜きが停止し、正の反応度の投入が止まるとともに、原子炉出力の上昇に伴う燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度の上昇による反応度フィードバックにより、原子炉出力は緩やかに変動する。その間、原子炉容器出口冷却材温度は、炉心冷却材温度の上昇から遅れて緩やかに上昇し、時刻約 104 秒で「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である 464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、時刻約 107 秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機及び 2 次主循環ポンプがトリップし、1 次主冷却系は 1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2 次主冷却系は自然循環に移行する。2 次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、原子炉の自動停止後も緩やかに上昇を続けるが、炉心温度の低下に伴い、それに遅れて緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それぞれ約 1,970℃、約 570℃及び約 560℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止から遅れて出現し約 470℃であり、評価項目を満足する。

以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に

対する余裕が小さくなると考えられる反応度添加率、反応度係数及び代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。なお、3つの解析条件及び以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

反応度添加率は、反応度挿入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに制御棒引抜に伴う傾きの減少を無視し、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮した $4.2\phi/s$ とする。代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値は、設定の誤差範囲 $+10^{\circ}\text{C}$ を考慮し、 474°C とする。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数： $\pm 20\%$ 、炉心支持板温度係数以外： $\pm 30\%$ ）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。

- ドップラ係数 : 燃料温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 燃料温度係数 : ドップラ係数と同様に、絶対値が最小の負の値を使用する。
- 被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- ラッパ管温度係数 : ラッパ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 炉心支持板温度係数 : 原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第4.3.3.4.3図に示す。

反応度添加率が大きくなり、負の反応度フィードバックが小さくなったことにより、原子炉出力の上昇が「i）基本ケース」の解析に比べて大きくなった。これにより、炉心温度の上昇が大きくなり、それに伴い原子炉容器出口冷却材温度の上昇も大きくなったが、代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値を 10°C 高く設定したことにより、設定値への到達は「i）基本ケース」の解析に比べて約13秒遅く、時刻約117秒となった。その結果、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 160°C 、約 20°C 及び約 20°C 高くなり、約 $2,130^{\circ}\text{C}$ 、約 590°C 及び約 580°C となったが、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、約 10°C 高い約 480°C となったが、評価項目を満足する。

以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. 起因過程の解析

a. 解析条件

計算コードSAS4Aにより解析する。解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 炉心領域の全集合体を 33 の SAS 4 A チャンネルで代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS 4 A チャンネルの配置は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 3) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引き抜き開始から 10 秒までは $3.0\phi/s$ 、その後 115 秒で 0 となるように徐々に減少するものとする。反応度添加率を第 4.3.3.4.4 図に示す。
- 4) 何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 8) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換える。ただし、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いる。
- 9) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じた核分裂生成物ガスの生成量の計算や燃料中の核分裂生成物ガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 10) 炉内試験の結果より本原子炉施設のように高いスミア密度の燃料において、断面溶融割合が 20%程度以下では、燃料破損に至らないことが分かっている。一方、燃料の破損時の溶融割合が小さいほど燃料破損後の燃料分散による負の反応度効果が抑制されることを考慮し、保守的に断面溶融割合 20%で燃料は破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.4.5 図及び第 4.3.3.4.6 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、制御棒の引抜きによる正の反応度投入によって原子炉出力が上昇するため、燃料要素の発熱が増加し冷却材温度が上昇する。また、原子炉出力の上昇により、燃料要素の温度も上昇する。冷却材の温度上昇に伴う負の冷却材密度反応度、燃料温度の上昇に伴う負の燃料密度反応度及びドップラ反応度は、制御棒の引抜きによる正の反応度に比べて小さく全反応度が負になることはないため、原子炉出力は上昇を続ける。燃料温度は更に上昇を続け、燃料の中心部は熔融し、出力と燃焼度がともに高いチャンネル（第 4.3.3.1.5 図のチャンネル 1 と 4）で冷却材は未沸騰のまま燃料が破損に至る。燃料の一部が冷却材流路に放出され、冷却材の流れに運ばれて上部へ分散し、原子炉出力が低下する。その後、被覆管温度の上昇に伴う強度低下によって燃料は崩壊し、多くの燃料が冷却材流路に放出されるが、この燃料の上下への分散に伴う負の反応度効果と被覆管の上下への分散に伴う正の反応度効果とでは、燃料の分散による効果の方が大きく、原子炉出力は低下する。時刻約 31.6 秒でチャンネル 4 のラップ管の温度が融点まで上昇し、SAS4A の適用限界に達する。その約 30 秒間の起因過程の範囲において、炉心は出力と燃焼度がともに高い 2 チャンネル（炉心燃料集合体数：2）の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は最大でも 0.2\$ 程度であり即発臨界（1.0\$）を超えることはない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度は、起因過程の初期値の約 1,025°C から最大値の約 1,800°C まで上昇した後、原子炉出力の低下に伴い低下する。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度およびボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい。

以上より、起因過程においては、制御棒の引抜き以外に有意な正の反応度効果はなく、反応度及び原子炉出力の上昇は緩慢で、部分的な炉心損傷の状態の後続の遷移過程に移行する。

ii. 遷移過程の解析

a. 解析条件

計算コード SIMMER-IV により解析する。SIMMER-IV における解析体系を第 4.3.3.4.7 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。SIMMER-IV における初期物質分布を第 4.3.3.4.8 図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、SAS4A の適用限界であるラップ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スティールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スティール及びスティール粒子は、それぞれ同じ速度を持つ

ものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。

- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を18群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。
- 5) 原子炉容器内全体を3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。
- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。
- 7) B型及びC型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、LGT及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。
- 9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。
- 11) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引き抜き開始から10秒までは $3.0\phi/s$ 、その後115秒で0となるように徐々に減少するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.4.9図から第4.3.3.4.11図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、制御棒の引き抜きによる反応度の投入と損傷集合体において燃料が炉心下部へ凝集するため炉心の損傷領域の拡大は続くが、原子炉出力が低く健全集合体では定格時の冷却材流量があるため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。炉心での冷却材流量は、定格値の100%であるものの、遷移過程開始から20秒まで（事象開始から50秒）に炉心燃料集合体の約40%が破損する。その後、反応度と原子炉出力は低下し、炉心燃料の損傷が緩慢となる。炉心下部には再固化した燃料及びスティールによって閉塞が形成されてはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全な部分から炉心へと流入する。流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷炉心物質と接触することで生じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉心下部への大規模な堆積を妨げる。事象開始から約60秒に反応度が即発臨界を超過しているが、その場合でも大きなエネルギー放出に至ることはないが、出力の高い燃料集合体を中心に炉心の約60%が損傷するに至る。約70秒の時点で炉心下部に損傷燃料が堆積しつつある。この燃料の堆積により約70秒で再び反応度が即発臨界を超過する。再度発生するナトリウム及びスティール蒸気圧によって

燃料が炉心から流出し、その総計は約 30%である。この結果反応度は-30\$を下回り、核的な事象推移は終息する。このときの炉心平均燃料温度の最大値は約 2,820°Cである。

本評価事故シーケンスの遷移過程の事象推移においても反応度が即発臨界を超えているが、いずれも「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて大きなエネルギー放出を伴うものではない。その理由は、炉心冷却材流量が残っているために炉心損傷の進展が緩慢であること、損傷した集合体の炉心下部で冷却材蒸気圧力が頻繁に発生することで炉心物質を分散させるため、炉心下部での損傷燃料の堆積を妨げられるためである。

iii. 再配置・冷却過程の解析

本評価事故シーケンスでは、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」よりも多くの 1 次冷却材流量が確保されることから、再配置・冷却過程の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の評価に包絡される。このため、再配置・冷却過程の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

iv. 機械的応答過程及び格納容器応答過程の解析

本評価事故シーケンスで放出される熱エネルギーを代表するパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は遷移過程解析において約 2,820°Cであり、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の解析結果を下回り、機械的エネルギーの発生も同解析結果に包絡される。このため、機械的応答過程及び格納容器応答過程に係る措置の有効性の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

以上 i. から iv. より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

i. 起因過程の不確かさの影響評価

起因過程の不確かさの影響について、計算コードのモデルに関する不確かさとして、FP ガスの保持量の不確かさの影響を評価する。また、解析条件に関する不確かさとして、制御棒の引抜き反応度、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度、燃料の軸伸び及び燃料破損条件の不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさの幅は以下のとおり設定する。

- 1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、SAS4A の定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガスの圧力の効果を無視する。
- 2) 制御棒の引抜き反応度：反応度挿入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに制御棒引抜きに伴う傾きの減少を無視し、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮して、反応度添加率を約 $4.2\text{¢}/\text{s}$ で一定とする。
- 3) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30%の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目

に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では1.3倍に、負の領域では0.7倍に設定する。

- 4) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは30%である。ドップラ反応度係数は負で、起因過程のドップラ反応度は負となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、0.7倍に設定する。
- 5) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは30%である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は膨張し反応度変化が負となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、0.7倍に設定する。
- 6) 燃料破損条件：基本ケースでは20%断面溶融割合で破損判定を行っていたが、負の反応度効果を有する破損燃料の移動を抑制するとともに、損傷領域の拡大のために燃料溶融開始直後に破損するように設定する。また、それとは別に、負の反応度投入自体を遅らせるため、50%断面溶融割合の条件で破損するように設定する。

これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては保守的な条件の重畳は行わず、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」に対してそれぞれの不確かさの影響を評価する。

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度変化に最も大きな影響を与える不確かさは、制御棒の引抜き反応度の不確かさである。反応度変化は、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」の最大約0.2\$に対して、制御棒の引抜き反応度の不確かさを考慮したケースでも最大約0.3\$と大きな差はなく即発臨界(1.0\$)を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、反応度及び出力の上昇は緩慢であり、その結果、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。

ii. 遷移過程の不確かさの影響評価

遷移過程の不確かさの影響について、評価項目の「(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器(床上)に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。」の具体的な評価項目のうち、「①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。」に影響を及ぼすパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、溶融燃料の大規模な燃料凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な燃料凝集が起こったのは、遷移過程開始後約40秒で、燃料溶融が炉心の広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、燃料溶融が進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。

遷移過程において、炉心平均燃料温度の上昇が起こる原因は大規模な燃料凝集の発生によるものである。この燃料凝集を駆動する要因は、局所的な蒸気圧等の発生であるが、本評

価事故シーケンスにおいては、定格時流量が維持されていることから、破損した燃料集合体、LGT、反射体及び炉心上下端から炉心へとナトリウムが流入しやすい。このため、本評価事故シーケンスの遷移過程では、炉心でナトリウム蒸気圧が頻繁に発生することとなり、FCIの効果を保守側に考慮すると燃料分散と燃料凝集の双方を促進することとなり、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べてその明確な影響は現れない。このため、本評価事故シーケンスにおける遷移過程の不確かさの影響評価は、起因過程の解析を引き継いで、燃料凝集に伴う正の反応度添加とエネルギーの放出を最大限に考慮した解析を実施する。

以上を踏まえて、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の場合と同様に、SIMMER-IIIにより解析する。解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。

LGT、B型及びC型照射燃料集合体は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。設計に準じて、集合体下部の冷却材入口側に設定するオリフィス係数とともに定格時流量を再現するように冷却材出入口を圧力境界条件として設定する。

解析結果を第4.3.3.4.12図から第4.3.3.4.14図に示す。炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過するが、炉心平均燃料温度の最大値は約4,300°Cとなる。本評価事故シーケンスでは、定格時の1次冷却材流量が確保され、燃料凝集が生じる時の炉心損傷領域が「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて小さくなり、燃料凝集が制限されることから、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて炉心平均燃料温度の最大値が低くなる。

起因過程及び遷移過程の解析から、本評価事故シーケンスで発生する熱エネルギーを代表する炉心平均燃料温度の最大値は、不確かさを考慮しても約4,300°C以下である。これは「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の値を下回る。このため、発生する機械的エネルギー、原子炉容器の構造応答、回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出量は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の解析結果に包絡される。すなわち、発生する機械的エネルギーが評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはないこと及び噴出ナトリウムの燃焼等により格納容器の健全性が損なわれないことが示されていることから、本評価事故シーケンスにおいても評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性及び格納容器の健全性が問題となることはない。また、熱的影響についても「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて、多くの1次冷却材流量が確保されることから、原子炉容器内で再配置した損傷炉心物質の冷却も容易であり、評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.4.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 原子炉トリップ信号「中性子束高(出力領域)」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「中性子束高(出力領域)」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
事故発生の判断	・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「中性子束高(出力領域)」
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第 4.3.3.4.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

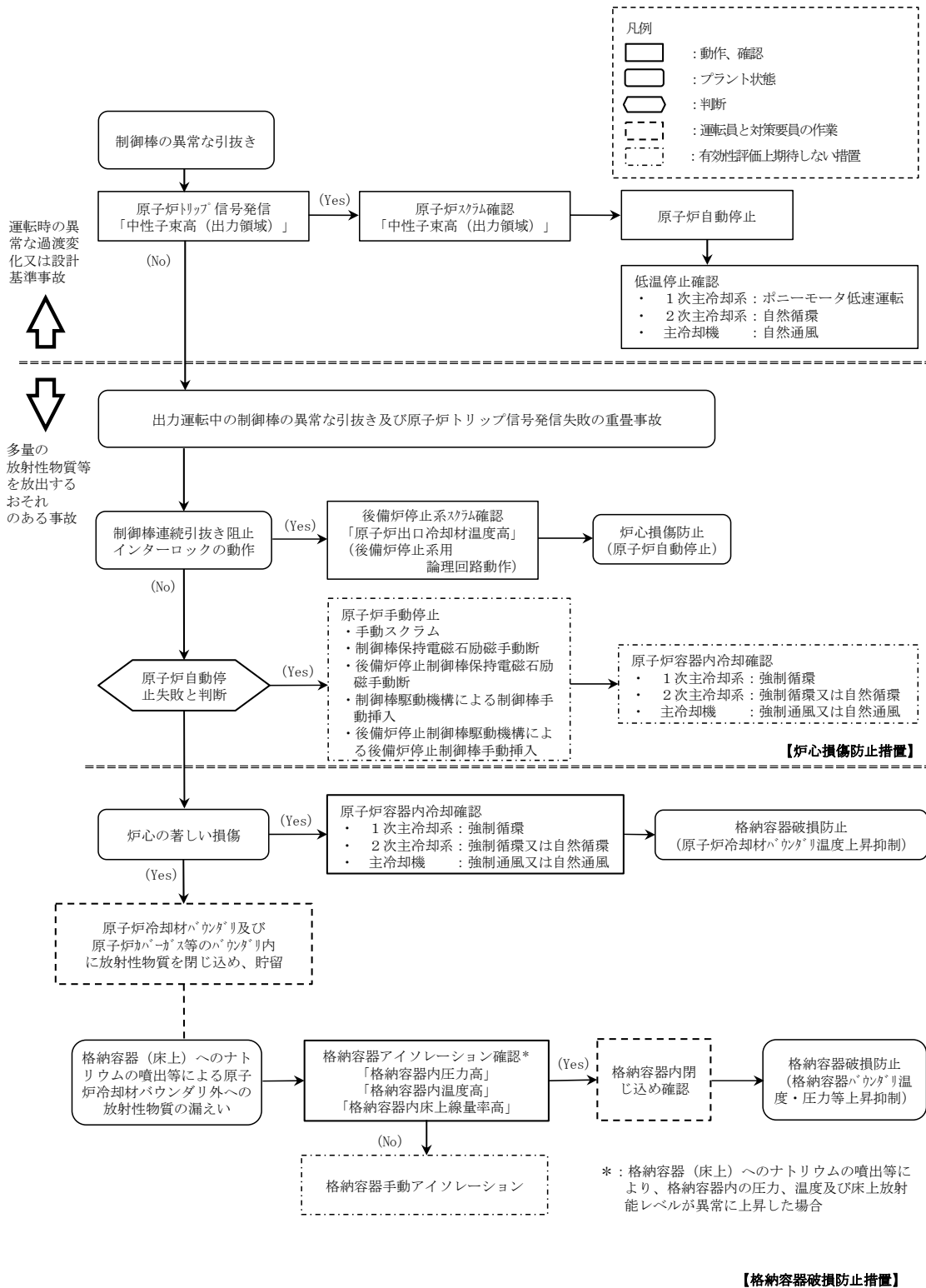
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉 トリップ信号発信	—	—	—	① 核計装（線形出力系）、核計装（起動系）
原子炉容器内 冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉冷却材 バウンダリ及び 原子炉カバーガス 等のバウンダリ内 に放射性物質を 閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	—	① 関連するプロセス計装
格納容器 アイソレーション 確認	<ul style="list-style-type: none"> 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	① 原子炉保護系（アイソレーション） ② アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

第4.3.3.4.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

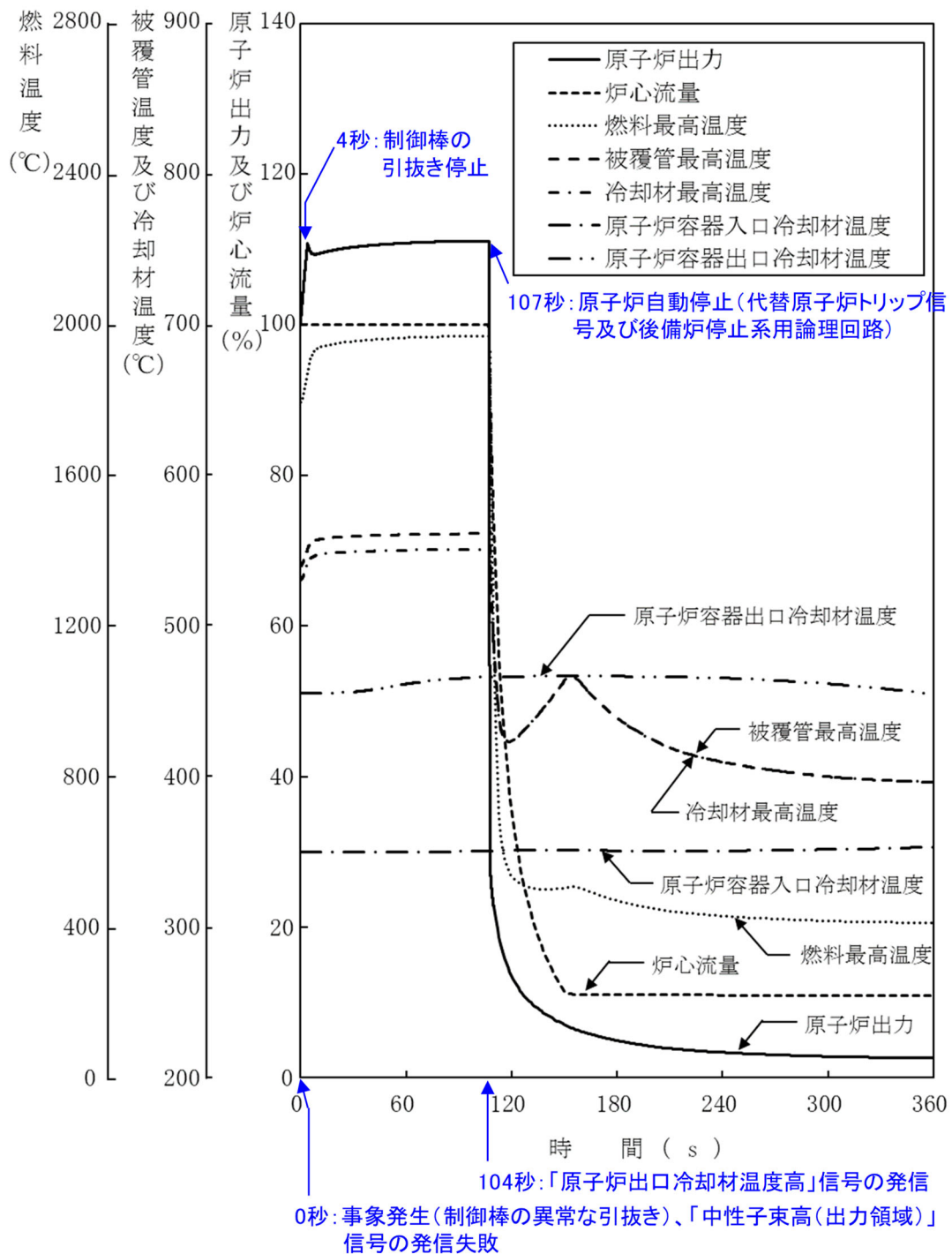
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 60]														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生判断	[Progress bar from 0 to 5]												・「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。		
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Progress bar from 0 to 5]												・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。		
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 0 to 5]												・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。		
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar from 0 to 5]												・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。		

第4.3.3.4.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

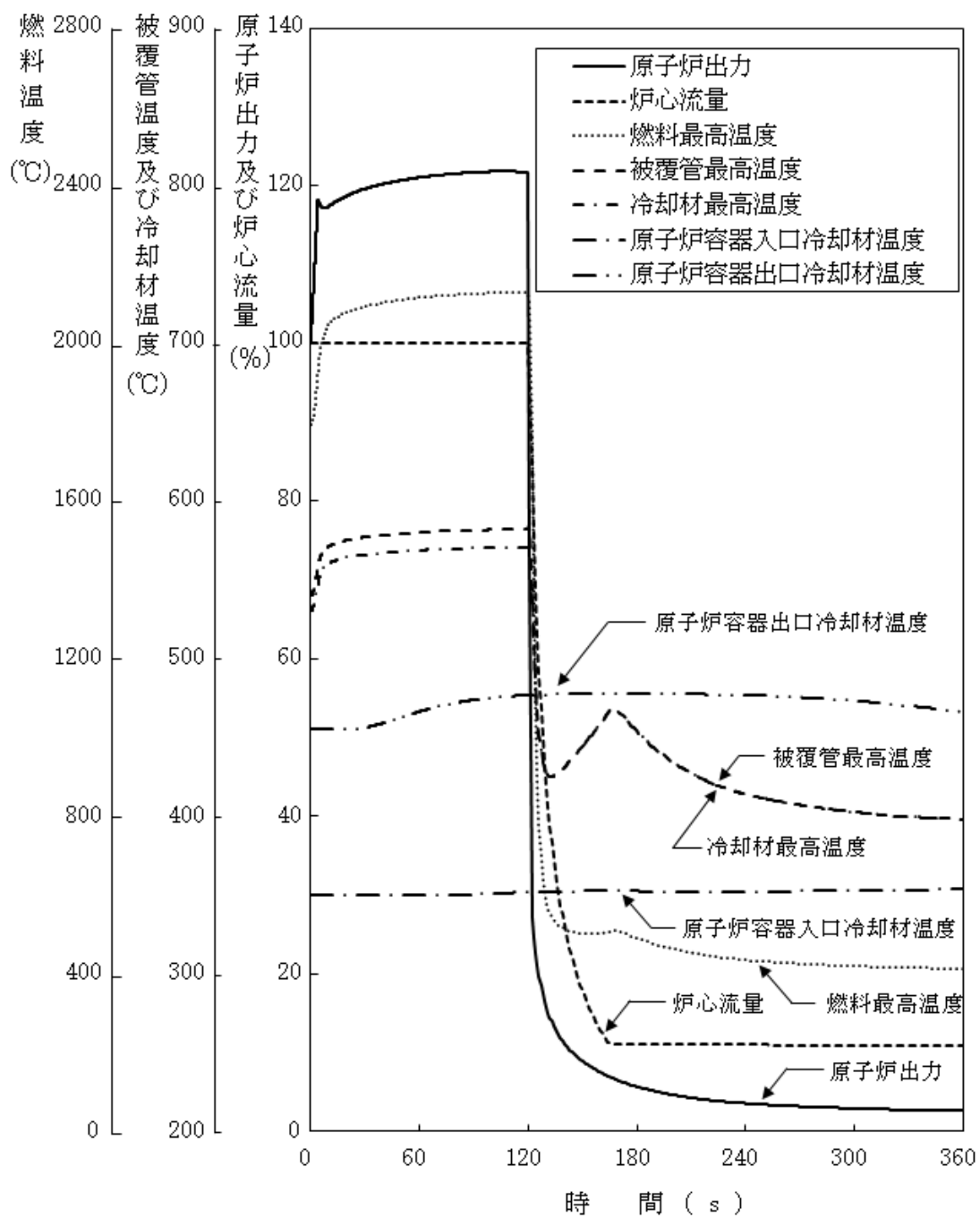
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 60]														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 0 to 5]												・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。		
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Progress bar from 0 to 5]												・1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。		
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カパーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Progress bar from 0 to 5]												・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カパーガス等のバウンダリを隔離する。		
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Progress bar from 0 to 5]												・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床土線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。		



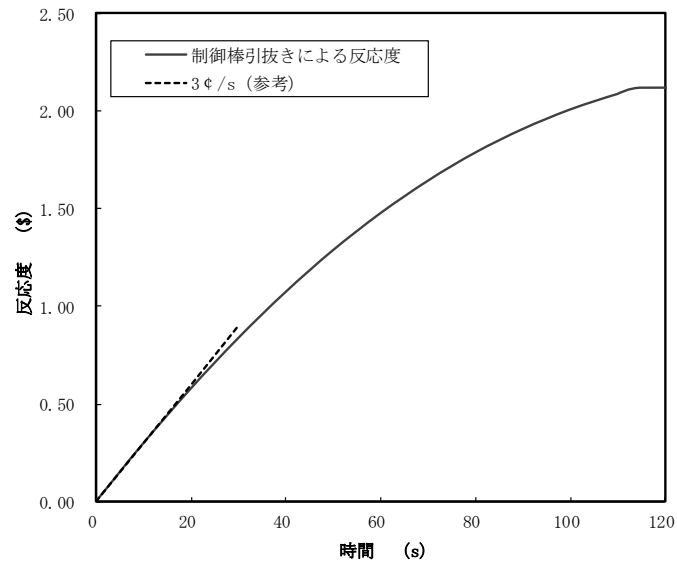
第 4.3.3.4.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順



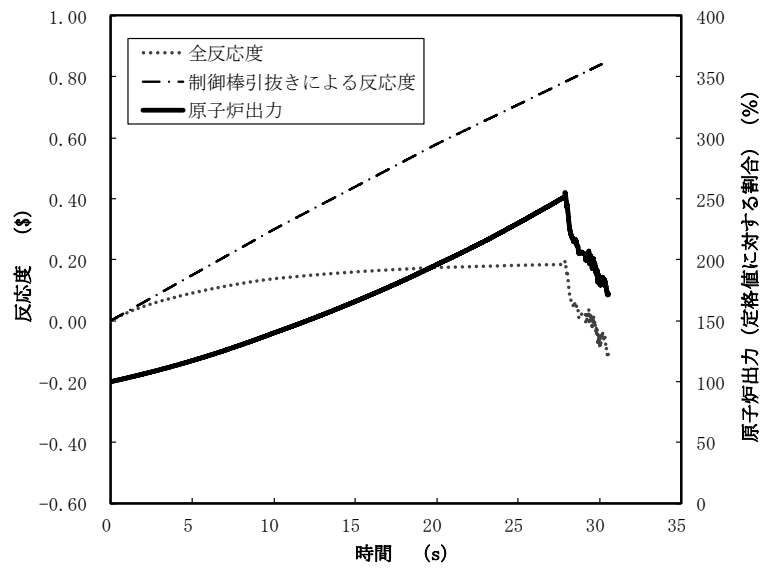
第 4.3.3.4.2 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置: 制御棒連続引抜き阻止インターロック
 及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



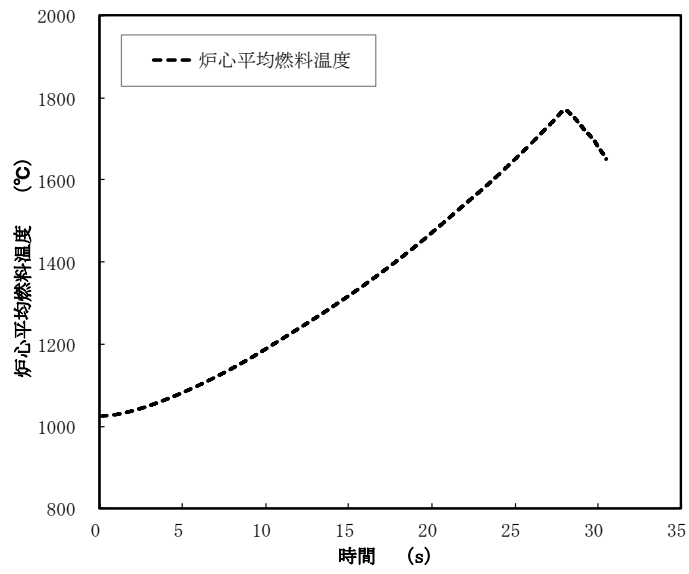
第 4.3.3.4.3 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (不確かさの影響評価)



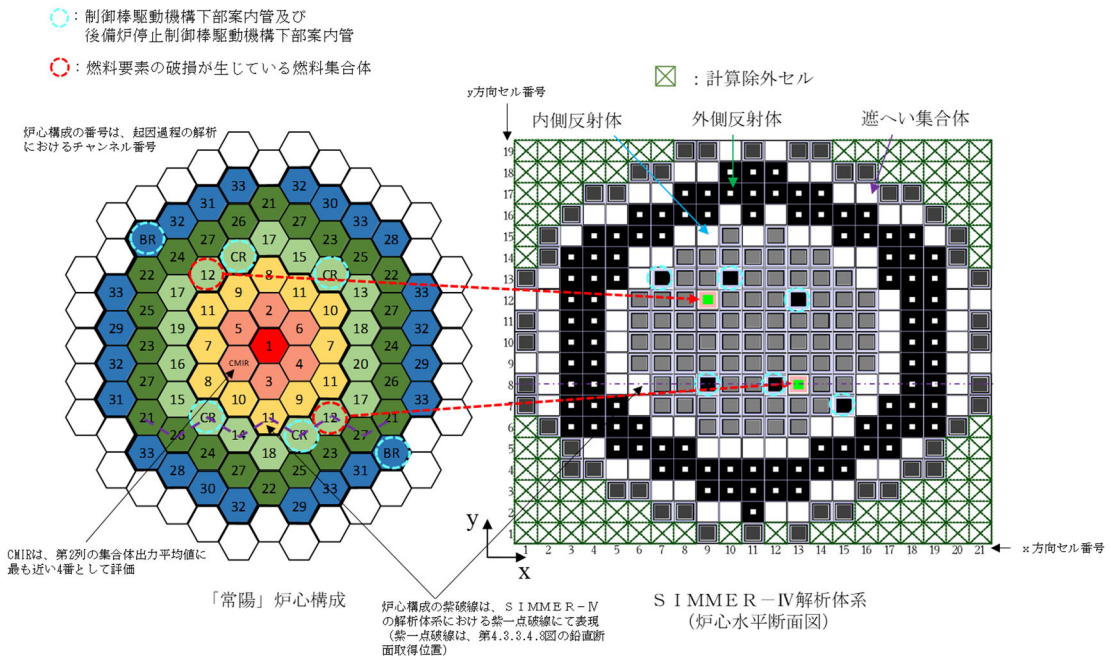
第 4. 3. 3. 4. 4 図 制御棒の引抜きにより投入される反応度



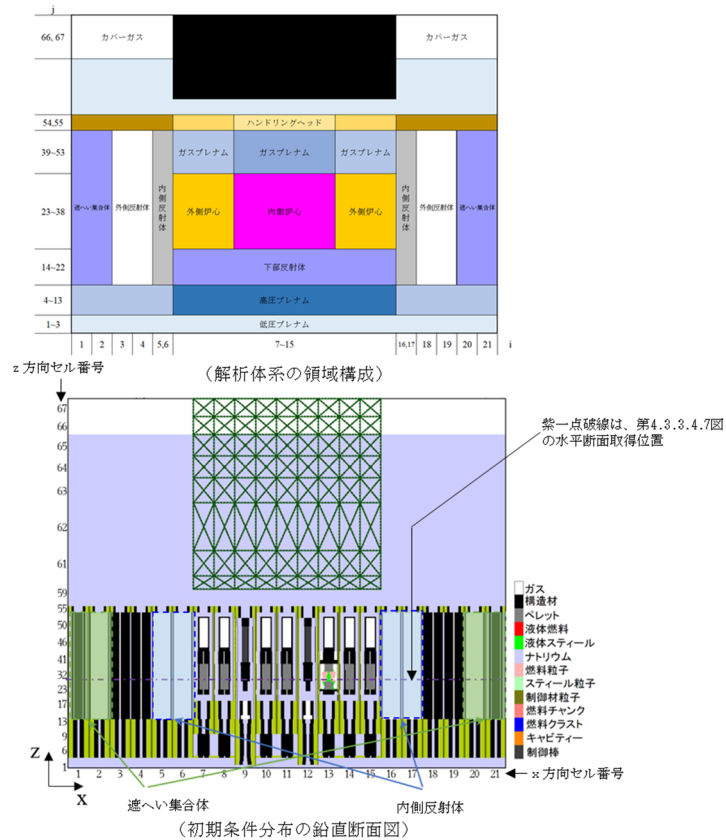
第 4. 3. 3. 4. 5 図 起因過程における出力及び反応度履歴



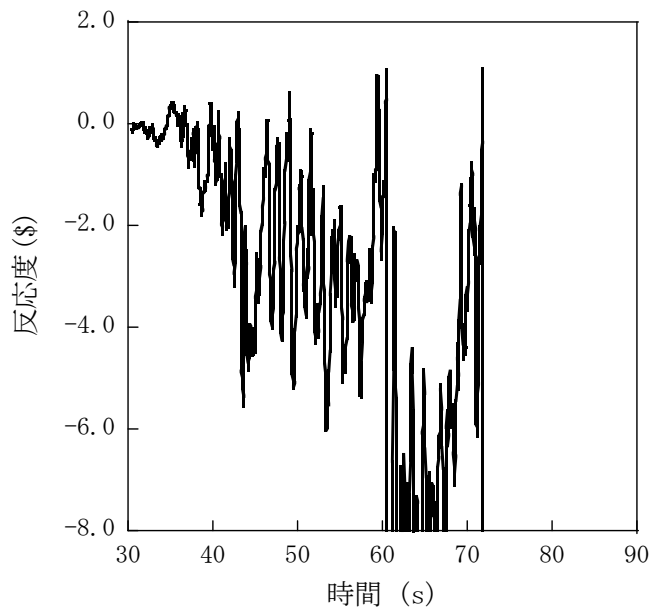
第 4.3.3.4.6 図 起因過程における炉心平均燃料温度



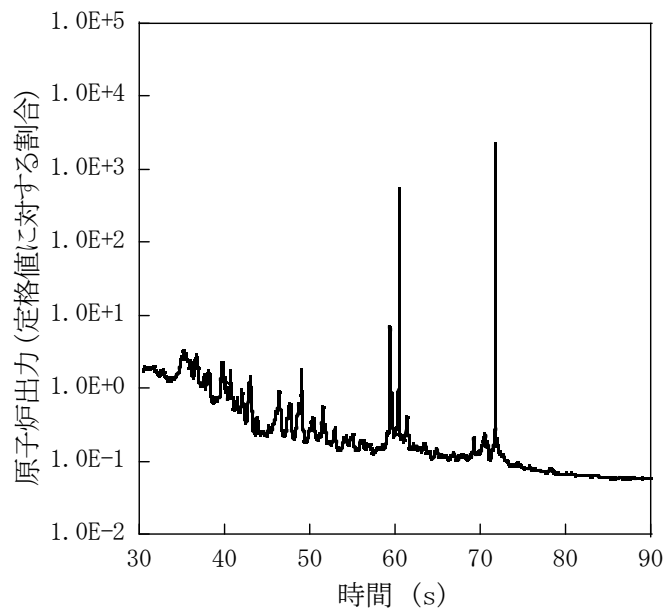
第4.3.3.4.7図 S I M M E R - IVにおける解析体系 (遷移過程の解析)



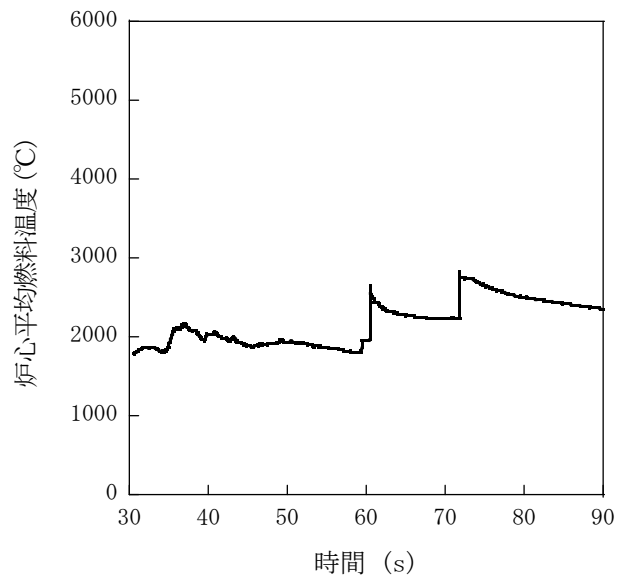
第4.3.3.4.8図 S I M M E R - IVにおける初期物質分布



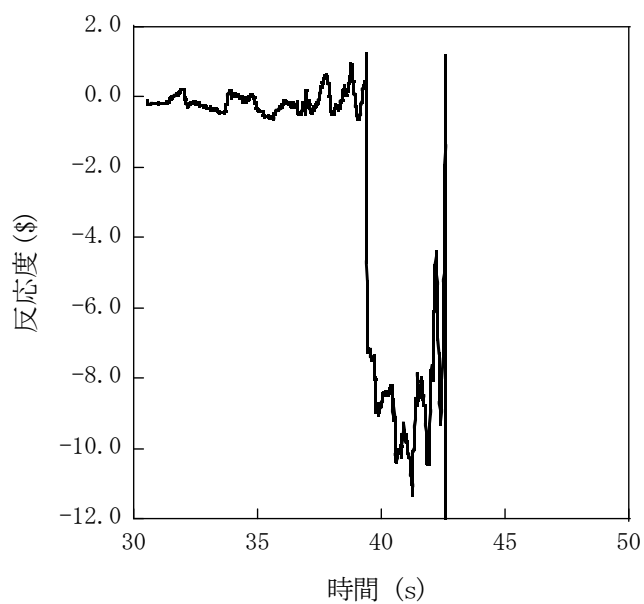
第 4. 3. 3. 4. 9 図 遷移過程における反応度履歴



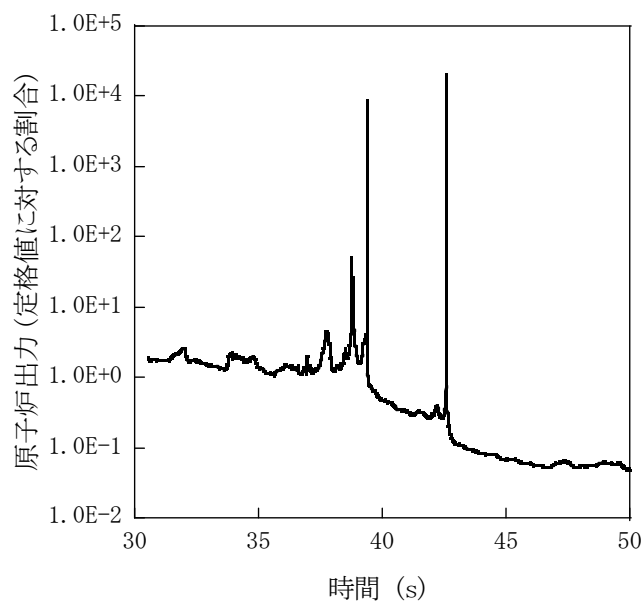
第 4. 3. 3. 4. 10 図 遷移過程における出力履歴



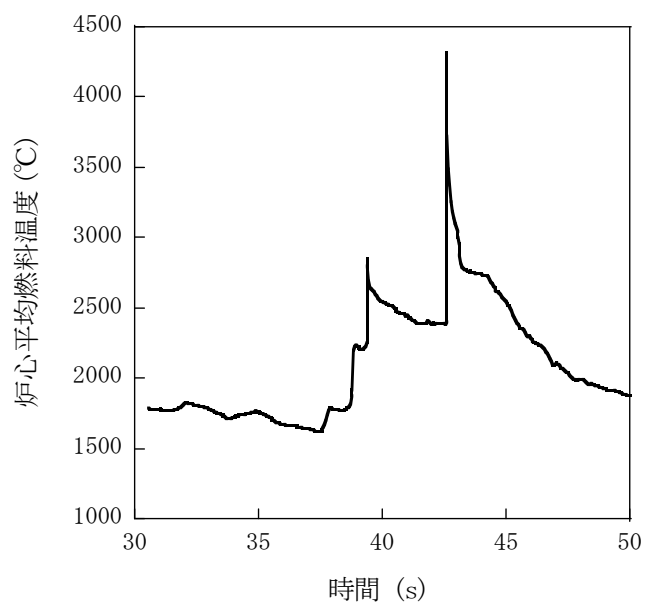
第 4.3.3.4.11 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



第 4.3.3.4.12 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



第 4.3.3.4.13 図 遷移過程の不確かさの影響評価における出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



第 4.3.3.4.14 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)

4.3.3.5 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で制御棒の連続的な引抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で、「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力の過度な上昇を防止するため、制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備するとともに、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備する。

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（制御棒連続引抜き阻止インターロック）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.5.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号として、「原子炉出口冷却材温度高」を整備することにより「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合に、原子炉の出力が過度に上昇することを防止する。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又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制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、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内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、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、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。

b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.5.1 表及び第 4.3.3.5.2 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

(5) 作業と所要時間

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.5.3 表及び第 4.3.3.5.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「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、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び格納容器破損防止措置は「4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.5.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 原子炉トリップ信号「中性子束高(出力領域)」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「中性子束高(出力領域)」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
事故発生 の判断	・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「中性子束高(出力領域)」
後備炉停止系(自動停止)スクラム確認	・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第 4.3.3.5.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

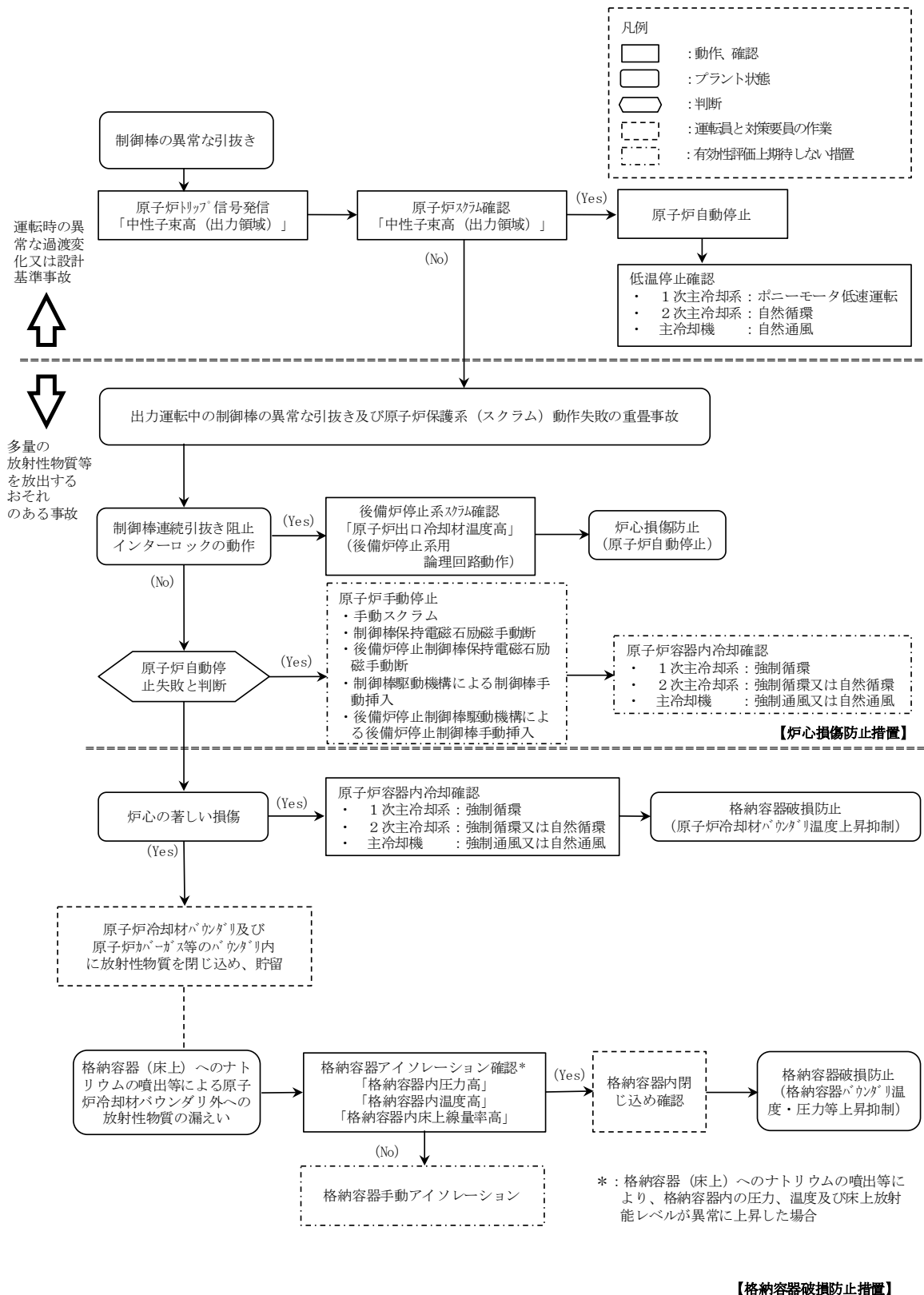
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉 トリップ信号発信	—	—	—	① 核計装（線形出力系）、核計装（起動系）
原子炉容器内 冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉冷却材 バウンダリ及び 原子炉カバーガス 等のバウンダリ内 に放射性物質を 閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	—	① 関連するプロセス計装
格納容器 アイソレーション 確認	<ul style="list-style-type: none"> 「格納容器内圧力高」、 「格納容器内温度高」、 「格納容器内床上線量率高」により、 原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	① 原子炉保護系（アイソレーション） ② アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

第4.3.3.5.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
	当直長	・運転操作指揮	[Time bar from 0 to 60]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Time bar from 0 to 5]															・「中性子束高(出力領域)」による原子炉保護系(スクラム)動作失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Time bar from 0 to 5]															・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Time bar from 0 to 5]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Time bar from 0 to 5]															・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第4.3.3.5.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
	当直長	・運転操作指揮	[Time bar from 0 to 60]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Time bar from 0 to 5]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Time bar from 0 to 5]															・1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。
	運転員D	1 ・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内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Time bar from 0 to 5]															・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Time bar from 0 to 5]															・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



第 4.3.3.5.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次系の冷却材流量が減少した後、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、第4.3.3.6.4図に示すとおり、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.6.1図に示す。本評価事故シケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「2次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又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制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、

制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における定格運転（1次主循環ポンプの主電動機を使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。
- c. 以上に加えて、制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる措置を整備する。なお、本措置は、上記の a. ～ b. の措置による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。また、炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかった場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.6.1 表及び第 4.3.3.6.2 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.6.3 表及び第 4.3.3.6.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な要員は 2 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「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、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²℃とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 2ループの2次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 5) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 6) 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にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は464℃、応答時間は3.4秒とする。
- 8) 原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を1.4%Δk/kとする。また、解析では制御棒の挿入速度について、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秒とする。
- 9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.6.2図に示す。

1ループの2次主循環ポンプがトリップすると、相互インターロックによりほぼ同時に他の1ループの2次主循環ポンプもトリップし、両ループの2次冷却材流量が低下し、約1.6秒で「2次冷却材流量低」の設定値である定格流量の約80%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗する。2次主冷却系は自然循環に移行し、また、2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が減少するため、1次主冷却系のコールドレグの温度が上昇する。その結果、炉心支持板の膨張による炉心形状の変化で中性子の漏れが増加するため、負の反応度が投入され原子炉出力が低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、その間に1次主冷却系

のコールドレグの温度が上昇しているため、被覆管温度及び冷却材温度、更には原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、時刻約 121 秒に「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である 464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、時刻約 124 秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれる。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止以前に出現し、両者ともに約 550℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止に遅れて出現し、それぞれ約 490℃及び約 450℃であり、評価項目を満足する。

以上より、2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。なお、以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

- | | | |
|-----------|---|---|
| ドップラ係数 | : | 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。 |
| 燃料温度係数 | : | ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。 |
| 被覆管温度係数 | : | 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |
| 冷却材温度係数 | : | 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |
| ラップ管温度係数 | : | ラップ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |
| 炉心支持板温度係数 | : | 原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィード |

バック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第 4.3.3.6.3 図に示す。

代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止までに、主に炉心支持板の膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 20℃及び約 10℃高くなり、それぞれ約 570℃及び約 560℃となったが、評価項目を満足する。燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度はほとんど変わらず、それぞれ約 490℃及び約 450℃となり、評価項目を満足する。

以上より、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

本評価事故シーケンスにおいては、1次冷却材流量が維持されているため炉心の燃料及び冷却材の温度変化が緩慢であるとともに、負の反応度フィードバックが大きく、炉心の発熱と冷却とがバランスし温度が高温にならないまま静定すると考えられる。このため、本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す「(1) 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、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。」である。

a. 解析条件

計算コード Super-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を 350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²/℃とする。
- 3) 2ループの2次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 4) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 5) 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にはノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.6.4 図に示す。

1ループの2次主循環ポンプがトリップすると、相互インターロックによりほぼ同時に他の1ループの2次主循環ポンプもトリップし、両ループの2次冷却材流量が低下し、

約 1.6 秒で「2次冷却材流量低」の設定値である定格流量の約 80%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗すると仮定する。2次主冷却系は自然循環に移行し、また、2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が低下するため、1次主冷却系のコールドレグの温度（原子炉容器入口冷却材温度）が上昇する。その結果、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され原子炉出力は低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、原子炉容器入口冷却材温度が上昇しているため、被覆管温度、冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、事象発生後約 121 秒で「原子炉出口冷却材温度高」の代替原子炉トリップ信号の設定値である 464℃に到達するが、ここでは、代替原子炉トリップ信号の発信にも失敗すると仮定する。

この場合、引き続き、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され、原子炉出力はさらに低下し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇よりも原子炉出力の低下の寄与が大きくなることにより、燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度は低下する。その後、原子炉出力と原子炉容器入口冷却材温度が平衡状態となり、炉心温度及び原子炉容器出入口冷却材温度は安定に推移する。

原子炉出力及び燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約 550℃にとどまり、評価項目となるパラメータの値を下回り、その後長時間にわたって安定な炉心冷却状態が維持される。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、それぞれ約 500℃及び約 480℃にとどまり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

以上より、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心損傷防止措置である代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定した場合でも、炉心及び冷却系の物理特性により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

なお、評価項目との比較により本評価シーケンスの収束は、合理的に判断できるものの、その状態は比較的高温での安定静定状態である。この間に、運転員が手動による制御棒挿入操作を行うことにより、低温の安定静定状態に導くことができる。また、運転員による手動操作によっても、何らかの原因により制御棒が挿入されない場合は、自主対策設備を用いて、直接、制御棒駆動機構の軸を回転させることにより、制御棒を炉心に挿入し原子炉を低温の安定静定状態へ移行させるように努める。

ii) 不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さく、ここでは、解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本評価事故シーケンスの評価においては、運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「炉心支持板温度係数」の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価した。

- 1) 炉心支持板温度係数：炉心構成等による変動の幅±20%を考慮し、原子炉容器入口冷却

材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第4.3.3.6.5図に示す。

被覆管最高温度及び冷却材最高温度が出現するまで、炉心支持板の熱膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度は約10℃高くなり約560℃、冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず約550℃であり、評価項目となるパラメータの値を下回る。原子炉出力の最大値及び燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、評価項目となるパラメータの値を下回る。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は両温度ともに約10℃高く、それぞれ約510℃及び約490℃であり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

以上より、条件の不確かさを考慮したとしても、炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.6.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
事故発生 の判断	・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第 4.3.3.6.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

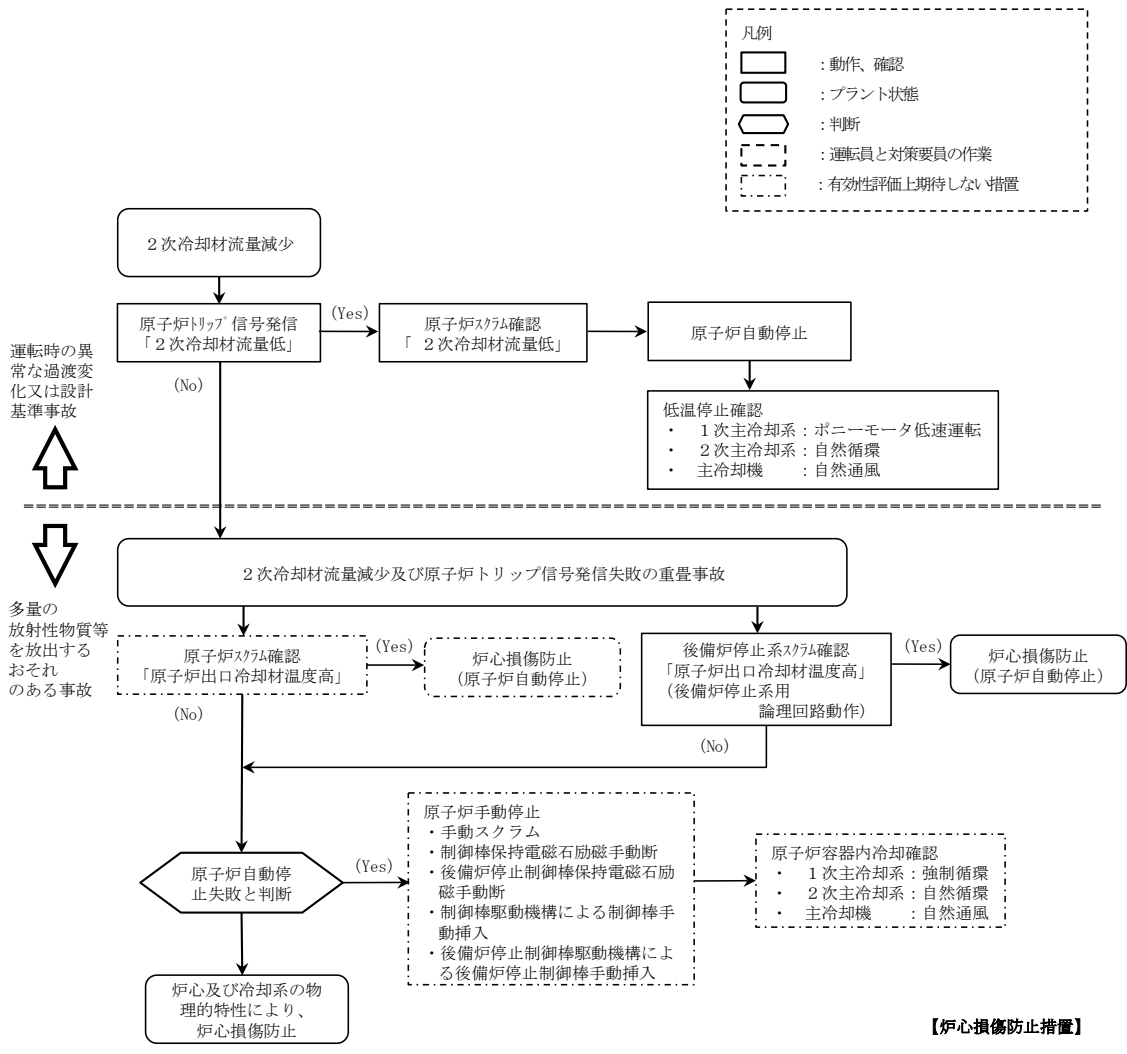
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム（自動停止）、後備炉停止系スクラム（自動停止）を確認する。	—	—	—
原子炉容器内冷却確認	・ 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉出力低下の確認	・ 関連する核計装により原子炉出力が低下することを確認する。	—	—	① 核計装（線形出力系）
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装
制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒の挿入	・ 制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	回転治具	① 関連するプロセス計装 ② 関連する核計装

第4.3.3.6.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

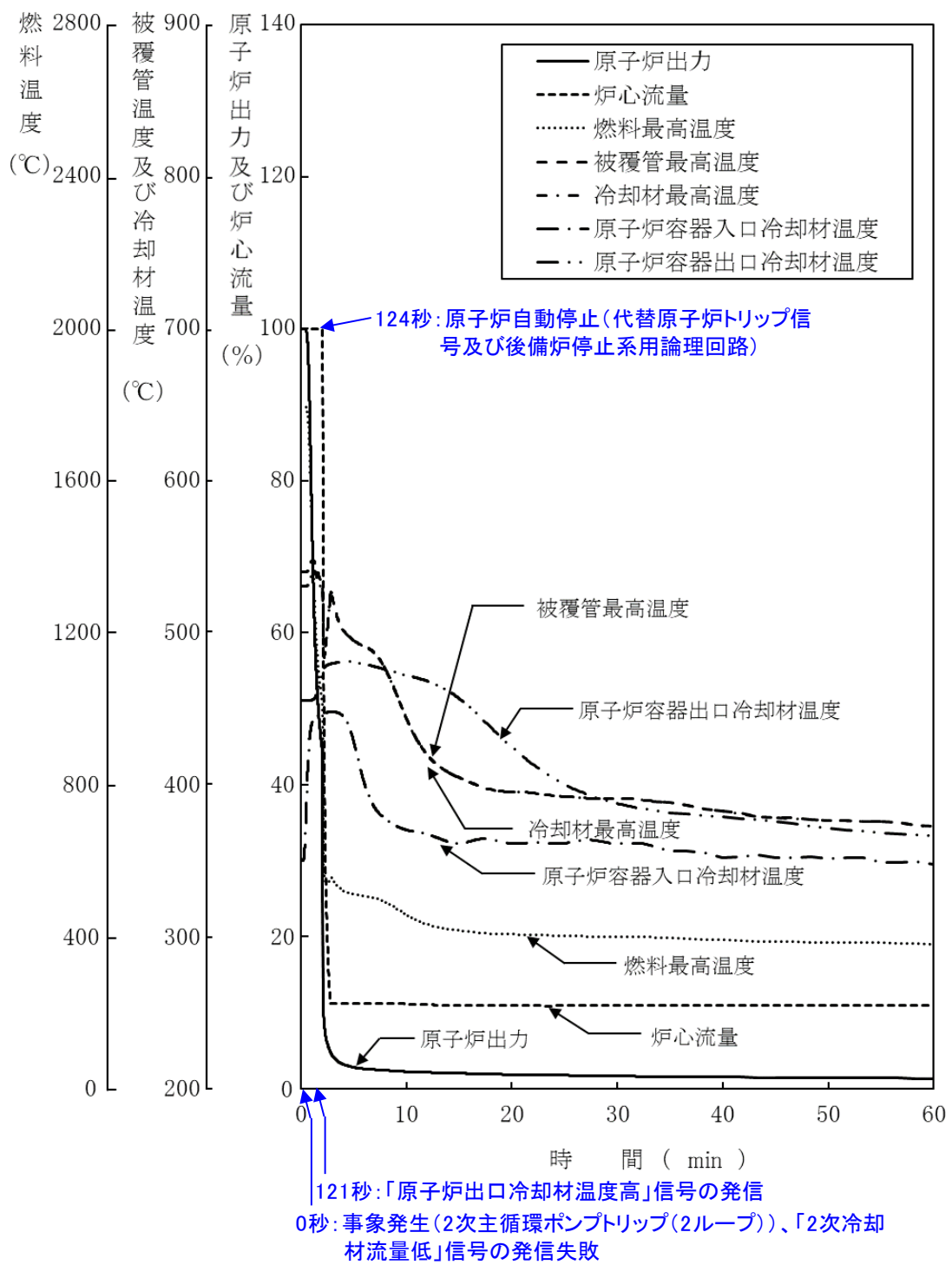
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	60	120	180	240			
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 5 to 240]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Progress bar from 5 to 5]												・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Progress bar from 5 to 5]												・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 5 to 5]												・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar from 5 to 5]												・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第4.3.3.6.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

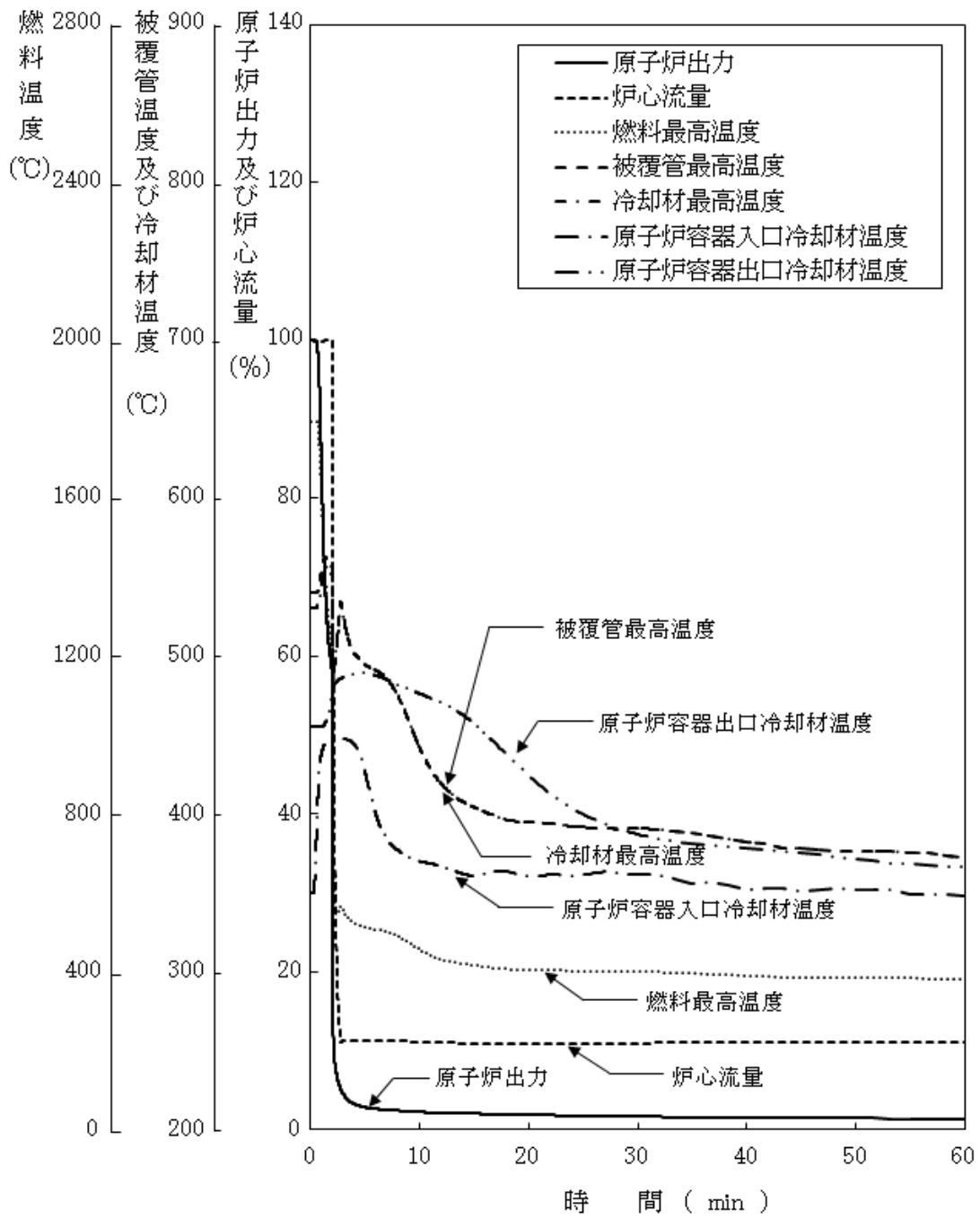
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	60	120	180	240			
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 5 to 240]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 5 to 5]												・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar from 5 to 5]												・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。
自主対策	現場対応班員	5 ・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入	[Progress bar from 5 to 5]												・原子炉手動停止ができない場合、自主対策設備を用いて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。



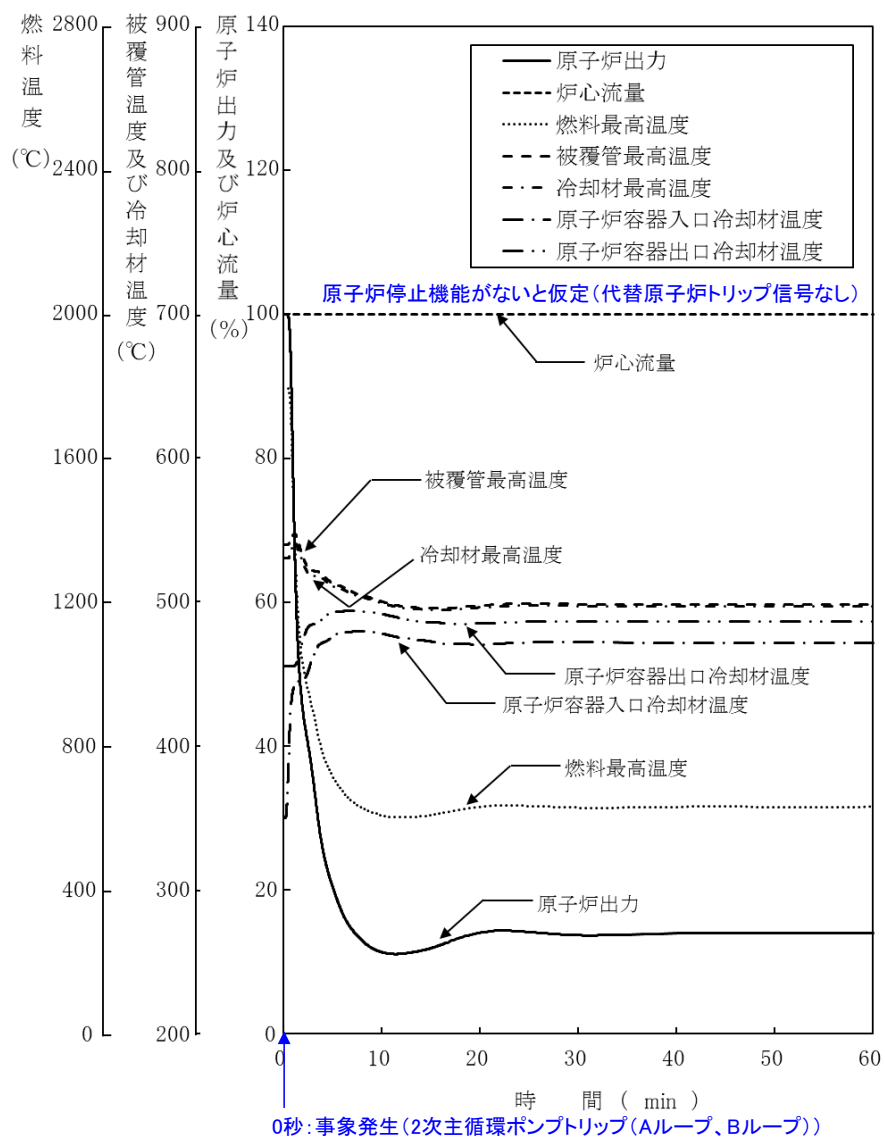
第 4.3.3.6.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



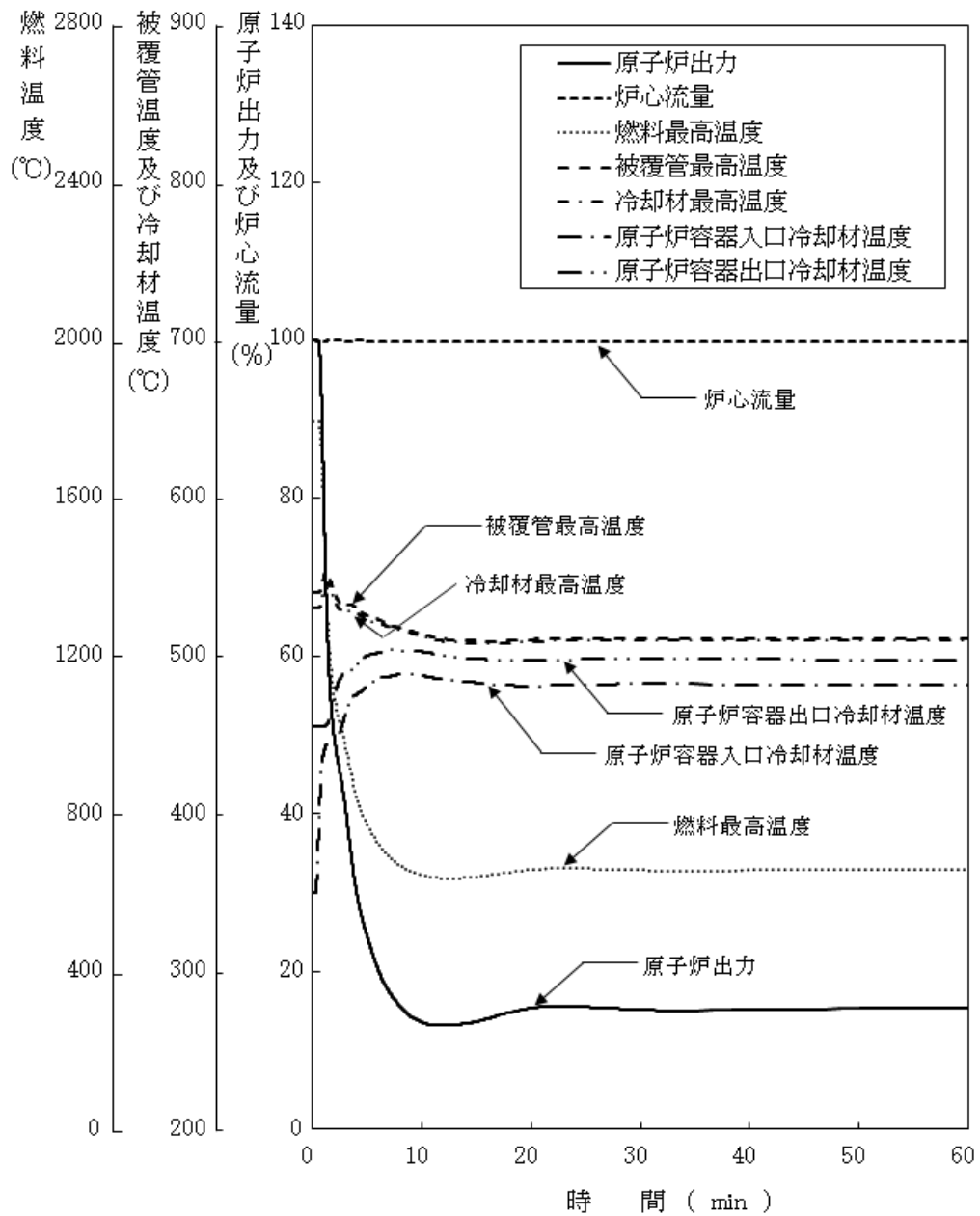
第 4.3.3.6.2 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



第 4.3.3.6.3 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 6. 4 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故
(炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定)



第 4.3.3.6.5 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定
 (不確かさの影響評価))

4.3.3.7 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次系の冷却材流量が減少した後、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備する。

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（後備炉停止系用論理回路動作による後備炉停止制御棒の急速挿入による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、事象進展は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同様に、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.7.1図に示す。本評価事故シナリオにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉を

スクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又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制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における定格運転（1次主循環ポンプの主電動機を使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。
- c. 以上に加えて、制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる措置を整備する。なお、本措置は、上記の a. ～ b. の措置による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。また、炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかつた場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.7.1 表及び第 4.3.3.7.2 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.7.3 表及び第 4.3.3.7.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な要員は 2 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「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、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保する

ことを定める。)で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（後備炉停止系用論理回路動作による後備炉停止制御棒の急速挿入による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、事象進展は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同様に、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷は防止される。

上記の評価結果から、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.7.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
事故発生 の判断	・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第 4.3.3.7.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

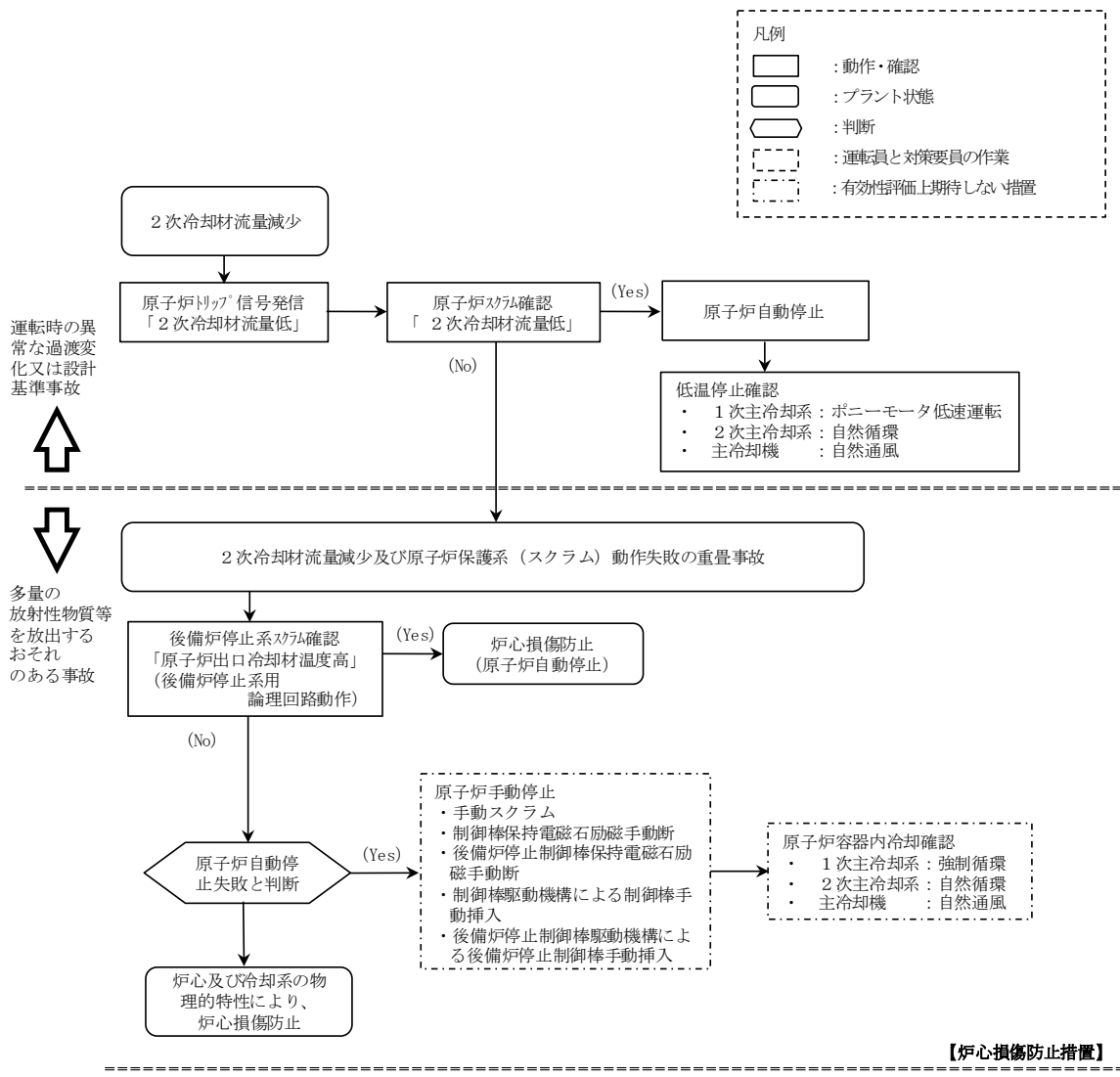
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム（自動停止）、後備炉停止系スクラム（自動停止）を確認する。	—	—	—
原子炉容器内冷却確認	・ 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉出力低下の確認	・ 関連する核計装により原子炉出力が低下することを確認する。	—	—	① 核計装（線形出力系）
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装
制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒の挿入	・ 制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	回転治具	① 関連するプロセス計装 ② 関連する核計装

第4.3.3.7.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			▽異常事象発生(2次冷却材流量減少) ▽事故発生時の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Time bar from 0 to 60]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生時の判断	[Time bar from 0 to 5]															・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・後備炉停止系スクラム確認	[Time bar from 0 to 5]															・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Time bar from 0 to 5]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Time bar from 0 to 5]															・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第4.3.3.7.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240	
			▽異常事象発生(2次冷却材流量減少) ▽事故発生時の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮	[Time bar from 0 to 60]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Time bar from 0 to 5]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。	
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Time bar from 0 to 5]															・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	
自主対策	現場対応班員	5 ・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入														[Time bar from 60 to 120]			・原子炉手動停止ができない場合、自主対策設備を用いて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。



第 4. 3. 3. 7. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

4.3.3.8 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、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次冷却材が漏えいした後、「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、2次冷却材漏えい時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、第4.3.3.8.5図に示すとおり、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.8.1図に示す。本評価事故シナリオにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「原子炉入口冷却材温度高」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又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制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における定格運転（1次主循環ポンプの主電動機を使用）、1ループの2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。
- c. 以上に加えて、制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる措置を整備する。なお、本措置は、上記の a. ～ b. の措置による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。また、炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかった場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.8.1 表及び第 4.3.3.8.2 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.8.3 表及び第 4.3.3.8.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な要員は5名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「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、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456°C、コールドレグ温度を350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²°Cとする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 原子炉冷却材温度の上昇を高め解析するため、破損が生じたループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。
- 5) 2次主冷却系の健全ループによる除熱能力の低下を早期に考慮するため、破損が生じたループの2次主循環ポンプの主電動機の停止を仮定し、健全ループの2次主循環ポンプも停止するものとする。
- 6) 2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 7) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 8) 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にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 9) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は464°C、応答時間は3.4秒とする。
- 10) 原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を1.4%Δk/kとする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 11) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 12) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.8.2図に示す。

1 ループでの2次冷却材の漏えいと同時に2次主循環ポンプのトリップを仮定し、また、相互インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプがトリップするため、2次冷却材流量が低下する。また、2次主循環ポンプのトリップによるインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2次冷却材が漏えいしたループは主中

間熱交換器の除熱能力の完全喪失を仮定するとともに、他の 1 ループは 2 次冷却材流量の低下とともに主中間熱交換器での除熱量が減少するため、両ループの 1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇し、2 次冷却材が漏えいしたループにおいて約 18 秒で「原子炉入口冷却材温度高」の設定値である 365℃に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗する。2 次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が減少するため、1 次主冷却系のコールドレグの温度が更に上昇する。その結果、炉心支持板の膨張による炉心形状の変化で中性子の漏れが増加するため、負の反応度が投入され原子炉出力が低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、その間に 1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇しているため、被覆管温度及び冷却材温度、更には原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、時刻約 114 秒に「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である 464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、時刻約 117 秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれる。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止よりも早い時点で出現し、両者ともに約 550℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止に遅れて出現し、それぞれ約 490℃及び約 450℃であり、評価項目を満足する。

以上より、2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。なお、以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

- | | | |
|--------|---|---|
| ドップラ係数 | : | 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。 |
| 燃料温度係数 | : | ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用す |

る。

- 被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- ラップ管温度係数 : ラップ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 炉心支持板温度係数 : 原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第 4.3.3.8.3 図に示す。

代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止までに、主に炉心支持板の膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下量が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 20℃及び約 10℃高くなり、それぞれ約 570℃及び約 560℃となったが、評価項目を満足する。燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度はほとんど変わらず、それぞれ約 490℃及び約 450℃となり、評価項目を満足する。

以上より、2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード Super-COPDにより解析をする。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を 350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²/℃とする。
- 3) 1ループの2次主冷却系においてナトリウムの漏えいが生じた場合に、原子炉冷却材温度の上昇を高め解析するため、当該ループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、ナトリウムの漏えいにより、2次主循環ポンプがトリップする可能性があるため、漏えいの発生と同時に2次主循環ポンプをトリップさせ、インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプもトリップさせる。この場合、2次主冷却系は、健全な1ループによる自然循環となる。
- 4) 2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 5) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 6) 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

度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.8.4 図に示す。

1 ループでの 2 次冷却材の漏えいと同時に 2 次主循環ポンプをトリップさせ、相互インターロックにより他の 1 ループの 2 次主循環ポンプのトリップを仮定しているため、2 次冷却材流量が低下する。2 次主冷却系は、1 ループの自然循環に移行し、また、2 次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2 次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が低下するため、1 次主冷却系のコールドレグの温度（原子炉容器入口冷却材温度）が上昇する。その結果、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され原子炉出力は低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、原子炉容器入口冷却材温度が上昇しているため、被覆管温度、冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、事象発生後約 114 秒で「原子炉出口冷却材温度高」の代替原子炉トリップ信号の設定値である 464℃に到達するが、ここでは、代替原子炉トリップ信号の発信にも失敗すると仮定する。

この場合、引き続き、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され、原子炉出力は更に低下し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇よりも原子炉出力の低下の寄与が大きくなることにより、燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度は低下する。その後、原子炉出力と原子炉容器入口冷却材温度が平衡状態となり、炉心温度及び原子炉容器出入口冷却材温度は安定に推移する。

原子炉出力及び燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約 550℃にとどまり、評価項目となるパラメータの値を下回り、その後長時間にわたって安定な炉心冷却状態が維持される。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、それぞれ約 510℃及び約 490℃にとどまり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

以上より、2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心損傷防止措置である代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定した場合でも、炉心及び冷却系の物理特性により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

なお、評価項目との比較により本評価シーケンスの収束は、合理的に判断できるものの、その状態は比較的高温での安定静定状態である。この間に、運転員が手動による制御棒挿入操作を行うことにより、低温の安定静定状態に導くことができる。また、運転員による手動操作によっても、何らかの原因により制御棒が挿入されない場合は、自主対策設備を用いて、直接、制御棒駆動機構の軸を回転させることにより、制御棒を炉心に挿入し原子炉を低温の安定静定状態へ移行させるように努める。

ii) 不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さく、ここでは、解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本評価事故シーケンスの評価においては、運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「炉心支持板温度係数」の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価した。

- 1) 炉心支持板温度係数：炉心構成等による変動の幅±20%を考慮し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第4.3.3.8.5図に示す。

被覆管最高温度及び冷却材最高温度が出現するまで、炉心支持板の熱膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度は約10℃高くなり約560℃、冷却材最高温度は、ほとんど変わらず約550℃であり、評価項目となるパラメータの値を下回る。原子炉出力の最大値及び燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、評価項目となるパラメータの値を下回る。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は両温度ともに約10℃高く、それぞれ約520℃及び約500℃であり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

以上より、条件の不確かさを考慮したとしても、炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.8.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
事故発生の判断	・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
原子炉自動停止失敗の判断	・原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第 4.3.3.8.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

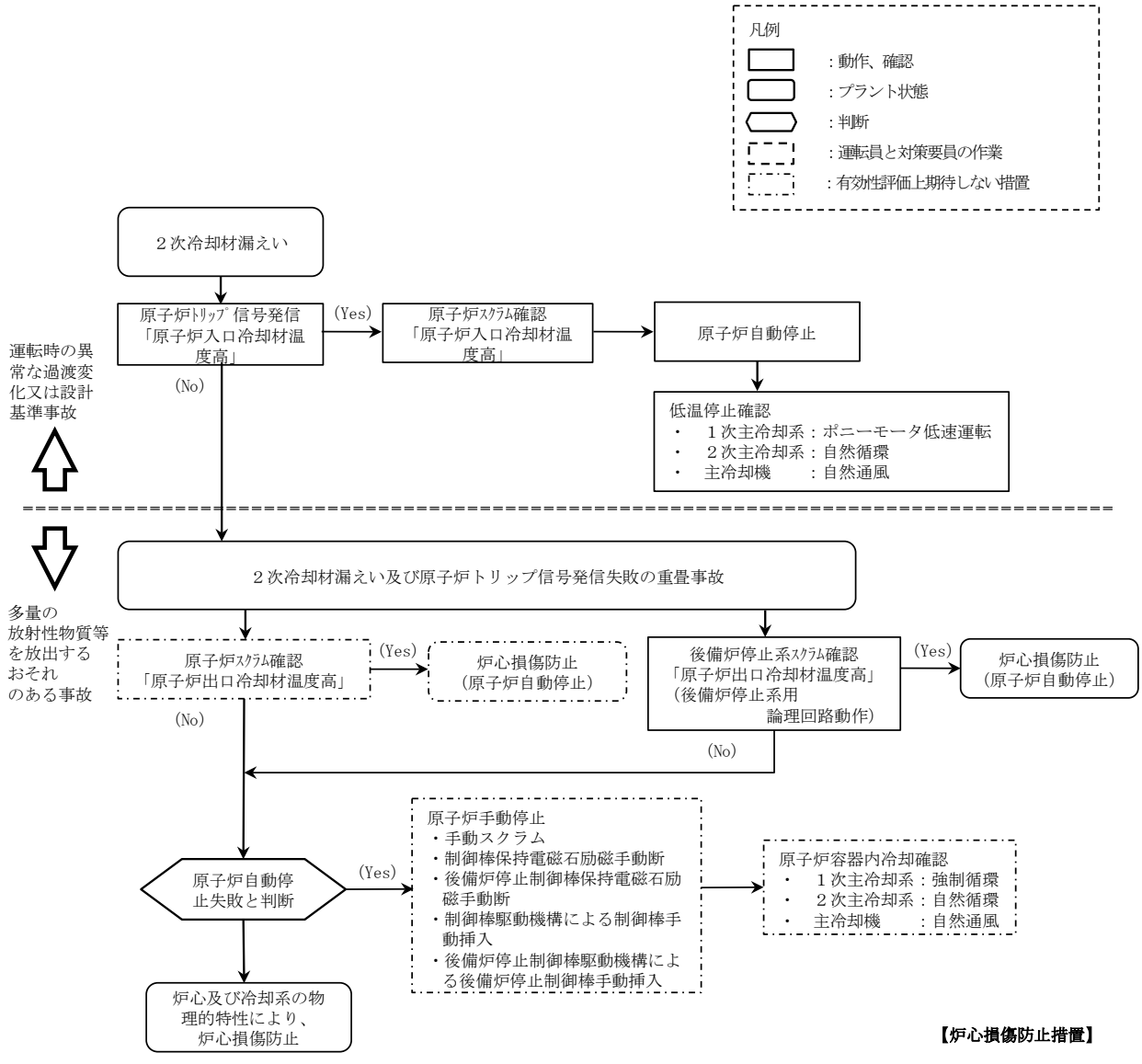
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉 自動停止失敗の 判断	・ 原子炉スクラム（自動停止）、後備炉停止系スクラム（自動停止）を確認する。	—	—	—
原子炉容器内 冷却確認	・ 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉出力低下の 確認	・ 関連する核計装により原子炉出力が低下することを確認する。	—	—	① 核計装（線形出力系）
原子炉 手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装
制御棒駆動機構の 軸の直接回転による 制御棒の挿入	・ 制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	回転治具	① 関連するプロセス計装 ② 関連する核計装

第4.3.3.8.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

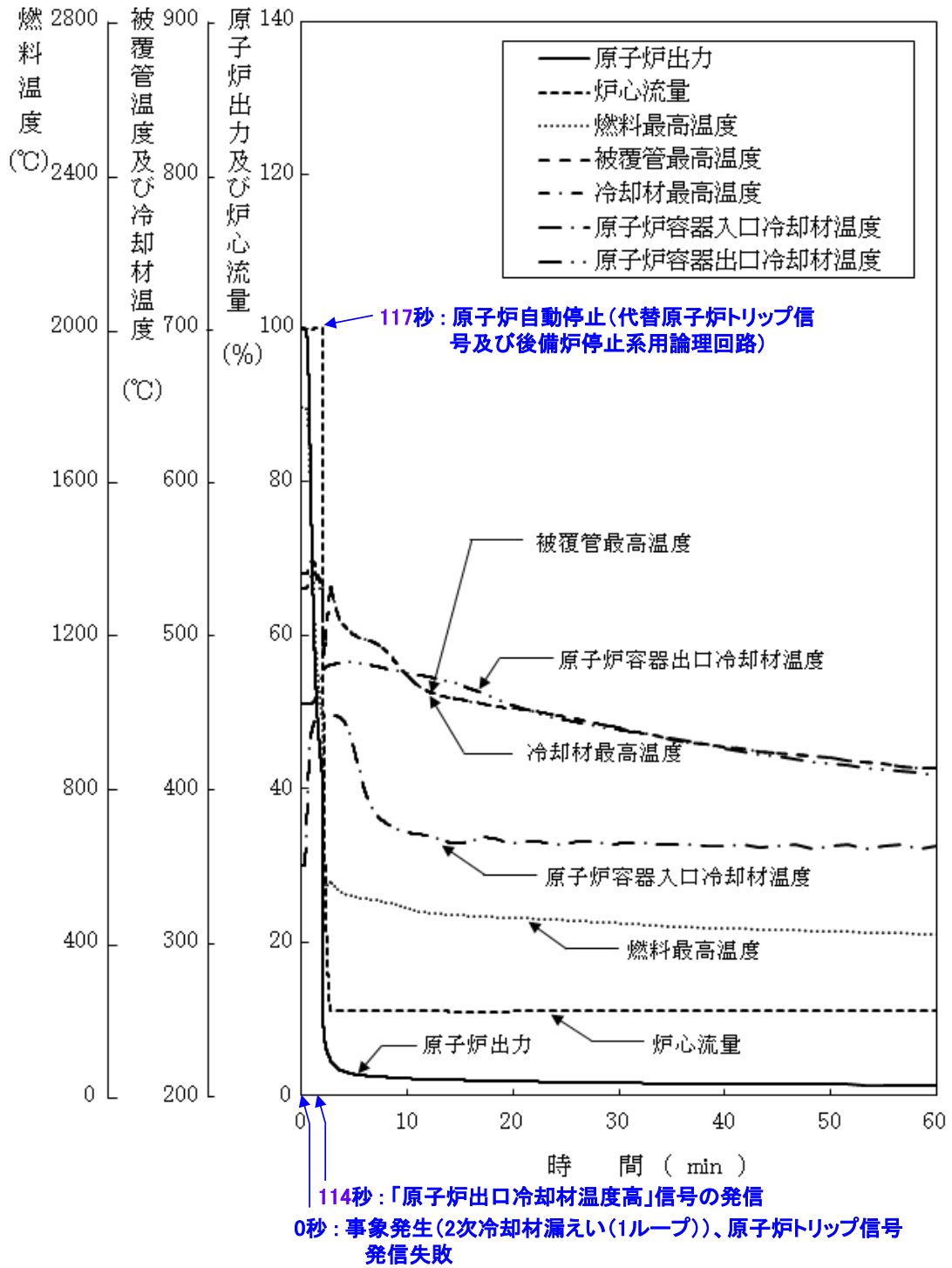
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考		
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180
			▽異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生の判断(「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断														
	当直長	・運転操作指揮	[Time bar from 0 to 240]														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Time bar from 0 to 5]														
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Time bar from 0 to 5]														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Time bar from 0 to 5]														
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Time bar from 0 to 5]														
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	3 ・2次冷却材ドレン、消火等	[Time bar from 0 to 240]														

第4.3.3.8.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

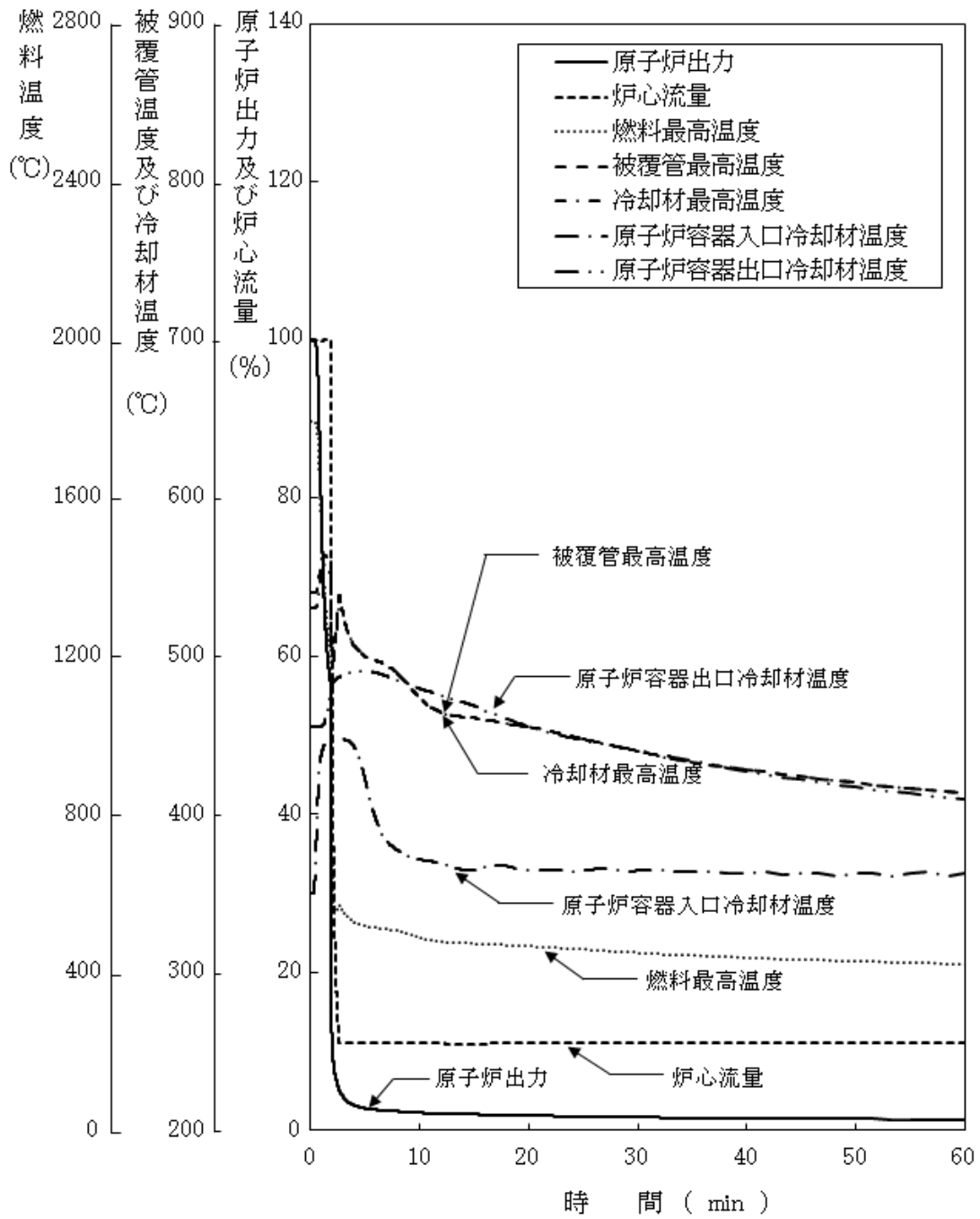
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考		
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180
			▽異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生の判断(「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断														
	当直長	・運転操作指揮	[Time bar from 0 to 240]														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Time bar from 0 to 5]														
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Time bar from 0 to 5]														
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	3 ・2次冷却材ドレン、消火等	[Time bar from 0 to 240]														
自主対策	現場対応班員	5 ・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入	[Time bar from 0 to 60]														



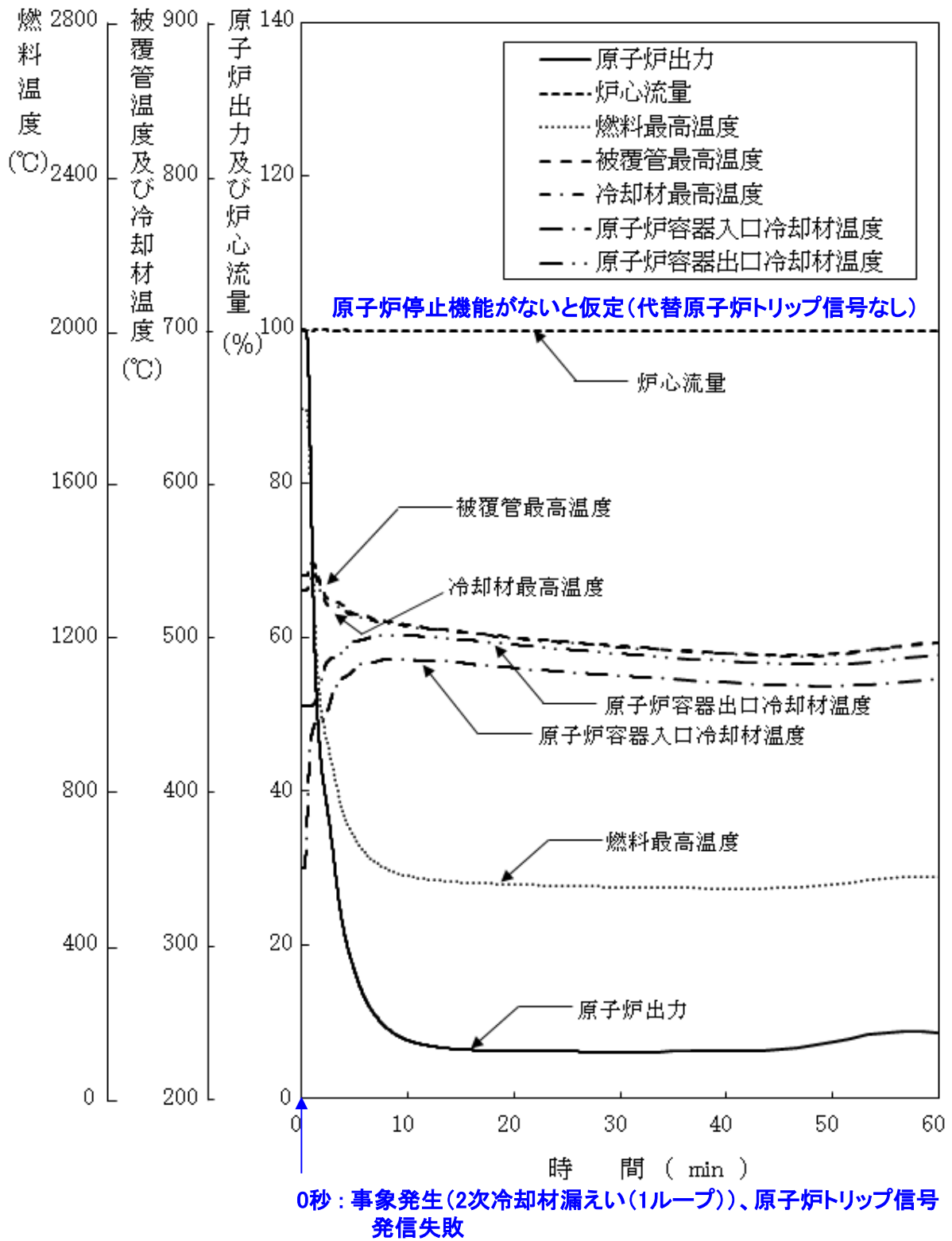
第 4.3.3.8.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



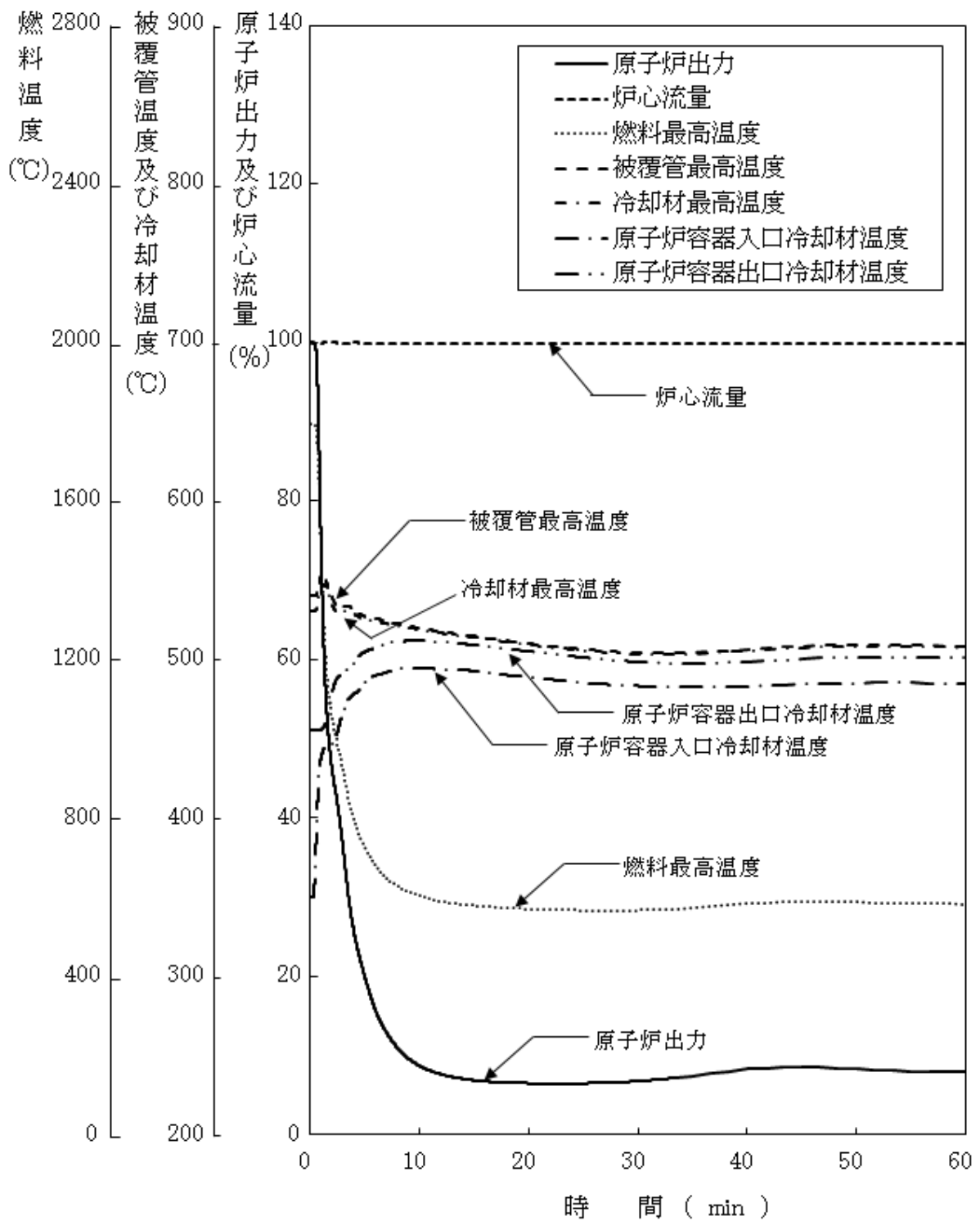
第 4.3.3.8.2 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



第 4.3.3.8.3 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)



第 4.3.3.8.4 図 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故
(炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定)



第 4.3.3.8.5 図 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定
 (不確かさの影響評価))

4.3.3.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故

（1）事故の原因及び説明

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び事故安全容器内配管（外管）破損の重畳は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する安全容器内の1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、リークジャケット又は配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、リークジャケット又は配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管（内側及び外側）とする。

（2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故においては、安全容器により漏えいした冷却材を保持し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故では、炉心損傷防止措置（補助冷却設備の運転による原子炉容器内の冷却）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や損傷炉心物質が流出するものとして、これらを安全容器にて保持し、コンクリート遮へい体冷却系により、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としていることを踏まえ、炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、1次アルゴンガス系に安全板を設置することにより、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止する措置を講じる。また、格納容器（床下）の床面に断熱材及びヒートシンク材を設置することにより、安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和する措置を講じる。

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.9.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。なお、ここでは、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することを想定する。

（3）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

（i）炉心損傷防止措置

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重

昼事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 安全容器内の空間容積を制限することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次補助冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- b. 原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下した場合でも、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とするため、補助冷却設備を整備する。

(ii) 格納容器破損防止措置

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を保持するため、安全容器を整備する。
- b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。
- c. 原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に安全板を整備する。
- d. 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、断熱材及びヒートシンク材を整備する。また、流出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、格納容器（床下）の室には鋼製のライナを整備する。
- e. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- f. ナトリウムが流出し、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、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.9.1表及び第4.3.3.9.2表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.9.3表及び第4.3.3.9.4表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「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、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456°C、コールドレグ温度を350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²°Cとする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 1次冷却材は、1次主冷却系配管の内管及び外管の間隙には流れ込まず、全て二重壁外に漏えいするものとする。
- 5) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内のNsL-約8,200mmにある原子炉容器入口低所配管とし、漏えい口の大きさは42mm²とする。
- 6) カバーガス圧力及び安全容器内圧力はそれぞれ0.49kPa及び1.72kPaで一定とし、漏えいしたナトリウムの静水圧は考慮しないものとする。
- 7) 原子炉容器の液位が、主中間熱交換器内胴窓上端位置から上方100mmの位置(NsL-710mm)を下回れば、1次主冷却系流路は途絶するものとする。
- 8) 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にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 9) 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-100mm、応答時間は0.4秒とする。
- 10) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を7.1%Δk/kとする。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秒とする。
- 11) 補助冷却設備の自動起動は「炉内ナトリウム液面低低(NsL-320mm)」によ

るものとし、1次補助冷却系電磁ポンプ及び補助冷却機の送風機はそれぞれ4分30秒及び30秒で定格運転に至るものとする。また、その後は、補助冷却器出口ナトリウム温度が350℃となるように補助冷却機インレットベーン開度が制御されるものとし、これにより崩壊熱を除熱するものとする。

12) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。

13) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.9.2図及び第4.3.3.9.3図に示す。

安全容器内の1次主冷却系コールドレグの低所配管の破損口から二重壁外へ1次冷却材が流出するため、炉心流量がわずかに低下するとともに、原子炉冷却材液位が低下し、約27分後に原子炉容器内冷却材液位は、「炉内ナトリウム液面低」の設定値であるNsL-100mmに到達し、原子炉トリップ信号が発せられ、主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの1次主循環ポンプの主電動機及び2次主循環ポンプがトリップし、1次主冷却系は1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。

原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、流量と出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出入口冷却材温度も緩やかに低下する。その後も漏えいが継続し、約87分後に原子炉容器内冷却材液位が「炉内ナトリウム液面低低」の設定値であるNsL-320mmに到達し、補助冷却設備が起動する。この時間帯では、主冷却系における主冷却器出口ナトリウム温度制御時の最低除熱能力が炉心崩壊熱を上回っているため、主冷却器出口ナトリウム温度の制御目標値を維持できず、炉心温度及び1次・2次冷却材温度は緩やかに低下を継続する。時刻約5時間で原子炉容器内のナトリウム液位が、主中間熱交換器内胴窓（熱交換領域への流入口）の上端位置から上方100mmの位置を下回り、1次主冷却系の冷却材流路を喪失し、補助冷却設備のみでの除熱になる。その後、1次・2次冷却材温度は制御目標値になるよう制御され、崩壊熱は安定的に除去される。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく速やかに低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止時に出現し、初期値からほとんど上昇せず、それぞれ約550℃及び約540℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度からほとんど上昇せず、最高温度は約460℃、原子炉容器入口冷却材の最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後に出現し、約370℃であり、評価項目を満足する。なお、補助冷却設備の単独運転時においては、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、いずれも約430℃であり、原子炉容器出入口冷却材（1次補助

冷却系)の最高温度は、それぞれ約390℃及び約360℃である。

以上より、1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱及び原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」設定値の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。なお、2つの解析条件の間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を用いる。原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値は、設定値に対して誤差-40mmを考慮し、NsL-140mmとする。

解析結果を第4.3.3.9.4図及び第4.3.3.9.5図に示す。

原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値を40mm低く設定したことにより、設定値への到達は「i)基本ケース」の解析に比べ約11分遅く、時刻約37分となったが、燃料最高温度及び原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i)基本ケース」の解析と変わらず、評価項目を満足する。被覆管最高温度、炉心冷却材最高温度及び原子炉容器入口冷却材の最高温度は、「i)基本ケース」の解析とほとんど変わらず、それぞれ約550℃、540℃及び約370℃であり、評価項目を満足する。1次主冷却系の冷却材流路を喪失した後の被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度は、崩壊熱の不確かさを考慮したこと及び同喪失のタイミングが早くなったことにより、両温度ともに約10℃高い約440℃であり、評価項目を満足する。

なお、補助冷却設備の単独運転移行時には、崩壊熱の不確かさを考慮したこと及び1次主冷却系の冷却材流路喪失のタイミングが早くなったことにより、「i)基本ケース」の解析に比べて、原子炉容器出入口冷却材(1次補助冷却系)の最高温度は、両温度ともに約10℃高いそれぞれ約400℃及び約370℃である。

以上より、1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合であっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分けて解析を行う。事故の開始から炉心が損傷し原子炉容器が破損するまでの過程を炉内事象過程と呼び、この過程では崩壊熱が全て原子炉冷却材の昇温及び蒸発並びに原子炉冷却材バウンダリ内の機器の昇温に寄与するとい

う保守的な仮定を用いて温度変化等を計算する。その後、原子炉容器が破損し、原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器内で保持する過程を炉外事象過程と呼び、この過程における熱流動挙動をFLUENTで解析する。安全板から原子炉冷却材バウンダリの外に流出したナトリウムによる影響が生じる過程を格納容器応答過程と呼び、この過程における流出したナトリウムによる格納容器の応答をCONTAIN-LMRで解析する。

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す(4)から(6)である。「(4) 原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。」の評価項目を炉外事象過程の解析により評価する。「(5) 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の過圧を防止できること。」については、本評価事故シーケンスの事象進展では、原子炉冷却材温度及び圧力が通常運転時よりも低い状態で1次主冷却系の循環に必要な液位を下回るため、1次冷却材を介して主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)を過温・過圧することはない。また、補助冷却設備の機能を喪失した場合には1次補助冷却系の弁を閉止するため補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)を過温・過圧することはない。したがって、これら原子炉冷却材バウンダリの破損防止措置の有効性を評価する必要はない。また、「(6) 蒸発した冷却材(ナトリウム)が格納容器(床下)に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。」については、本評価事故シーケンスの事象進展では、炉心が露出するまでに格納容器(床下)に流出する原子炉冷却材ナトリウムの量が、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」よりはるかに少ないため、本評価項目に係る有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

なお、本評価事故シーケンスにおける炉内事象過程の解析では、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである原子炉冷却材温度及び圧力を計算する。

i) 基本ケース

i. 炉内事象過程の解析

a. 解析条件

1次冷却材の漏えいにより、1次主冷却系の循環に必要な液位を喪失し、崩壊熱により原子炉冷却材が昇温され、原子炉冷却材の蒸発により更に原子炉容器内の液位が低下し、炉心頂部が露出するまでの炉内の事象推移を以下の条件で評価する。

- 1) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとする。
- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管(内側及び外側)とし、漏えい口の大きさは42mm²とする。
- 3) 冷却材の漏えいにより、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下するものとする。
- 4) 安全容器内に漏えいしたナトリウムは安全容器にて保持され、それにより補助冷却設備の運転に必要な液位は確保されるものの、何らかの理由により補助冷却設備による崩壊熱の除去が機能しないものとする。

- 5) 原子炉冷却材温度の上昇が高くなるように主中間熱交換器 2 基の 2 次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、1 次主冷却系配管の断熱を仮定する。
- 6) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 事故発生前から常時運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転が継続されるものとし、安全容器外面冷却による除熱を考慮するものとする。
- 8) 炉心崩壊熱による原子炉容器内のナトリウムの昇温、蒸発挙動より蒸発による液位低下を求める。なお、沸点に達する前の蒸発や蒸発に伴う液体ナトリウムの冷却も考慮する。原子炉カバーガス等のバウンダリ内の圧力が 1 次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧 (9.8kPa[gage]) を超過すると、安全板が開放され、蒸発したナトリウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気格納容器（床下）に流出するものとする。

b. 解析結果

計算結果を第 4.3.3.9.6 図及び第 4.3.3.9.7 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、1 次冷却材漏えい箇所からのナトリウムの漏えいにより液位が低下し、原子炉は自動停止するものの、その後の崩壊熱除去機能の喪失により原子炉冷却材温度は緩やかに上昇する。温度上昇により蒸発したナトリウムは、1 次アルゴンガス系内の圧力が 1 次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧 (9.8kPa[gage]) を超過すると、安全板から流出し、原子炉冷却材の液位は、さらに低下する。

評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである原子炉冷却材温度及び圧力は通常運転時より低い状態のまま推移し、事象発生約 4 時間後に 1 次主冷却系の循環に必要な液位を下回り、1 次主冷却系の循環が停止する。事象発生約 18 時間後に、原子炉容器内と安全容器内の液位が平衡し、1 次冷却材の漏えいが停止する。その後、原子炉冷却材の最高温度は事象発生約 3 日後に約 800℃まで上昇し、原子炉冷却材の蒸発により約 5 日後に炉心頂部まで液位が低下するが、蒸発による液位の低下は極めて緩やかであり、炉心の損傷が急速に進展することはない。

以上のように、炉内事象過程においては、炉心の損傷が緩やかに拡大し、原子炉容器底部に移行した損傷炉心物質が原子炉容器壁を熱的、機械的に損傷させ、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や損傷炉心物質が流出し、炉外事象過程に移行する。

ii. 炉外事象過程の解析

a. 解析条件

計算コード FLUENT 等により解析する。FLUENT による解析体系を第 4.3.3.9.8 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉容器底部に移行した損傷炉心物質はナトリウム中で冷却されるため、表面温度はナトリウムの沸点を超えることはなく、原子炉容器を熔融貫通することはない。しかしながら、原子炉容器底部が長期間高温に維持され、クリープ破損が生じる可能性があるため、原子炉容器底部の破損を想定する。
- 2) 原子炉容器底部が破損した結果、ナトリウムが安全容器内に流出するとともに

損傷炉心物質の全量が円筒形の塊状で原子炉容器外の安全容器内に移行したものとし、これを解析の初期状態とする。

- 3) 崩壊熱は、炉心が損傷する過程において、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続することを考慮して希ガス及び揮発性FPを除くものとする。
- 4) 安全容器内での冷却に関する崩壊熱を保守的に設定するため、原子炉容器内液位の低下により、炉心頂部が露出した時点の崩壊熱(240kW)を炉外過程解析の初期値とする。
- 5) コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス(40℃で20,500m³/h)を流入させ、4)の崩壊熱に対して定常解析を行う。その後、崩壊熱の減衰に従って過渡解析を行う。
- 6) 安全容器内での損傷炉心物質上方のナトリウムによる伝熱効果を保守的に考慮するため、原子炉容器内液位は、炉心頂部位置におけるナトリウムインベントリの約1/3が損傷炉心物質上部に残存すると想定した液位として、グラウンドレベル(以下「GL」という。) -12,460mmで維持されているものとする。また、安全容器内のナトリウム液位はGL-8,900mmとする。
- 7) コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却の解析で求めた温度条件及び損傷炉心物質による荷重条件に基づき、安全容器の構造健全性を評価する。

b. 解析結果

計算結果を第4.3.3.9.9図から第4.3.3.9.12図に示す。

安全容器を冷却する窒素ガスは、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の下方の安全容器下部から、安全容器底板に向けて吹き出した後、構造物表面に衝突し、径方向に流れを変えて広がりながら安全容器底板を冷却する(安全容器底板の下には炭素鋼遮へい板があり、窒素ガスは炭素鋼遮へい板下面に接し、炭素鋼遮へい板を介して安全容器底部を冷却する。)。第4.3.3.9.9図に示した安全容器底板の径方向温度分布においては、発熱源である損傷炉心物質の直下となる安全容器中心(第4.3.3.9.9図の横軸が0の位置)から離れるに従い温度は低下する。炭素鋼遮へい板下面に沿って径方向に流れた窒素ガスは鉛直上向きに流れ方向を変え、コンクリート遮へい体とその内側の炭素鋼遮へい体間の隙間に流入する。炭素鋼遮へい体側面に開けられた開口部から、安全容器に向けて窒素ガスが水平方向に流出し、安全容器側面を冷却する。安全容器を冷却した窒素ガスは上向きの流れとなって安全容器の上部から流出する。第4.3.3.9.10図に示す安全容器側面の温度は、発熱源である損傷炉心物質の上方、安全容器下面(第4.3.3.9.10の横軸が0の位置)から約1.5m近傍で最も高くなり、それより上方は低下する。

崩壊熱が最も高い時刻0秒での定常解析において各部は最高温度を示し、その後、崩壊熱の減衰に従って低下する。安全容器の最高温度は約330℃であり、設計温度(450℃)を超えることはない。損傷炉心物質及びそれを保持する遮へいグラファイト領域の最高温度はそれぞれ約860℃及び約530℃である。また、損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は約350℃であり沸騰することはない。

い。なお、損傷炉心物質及びそれを保持する遮へいグラファイトの共存性に問題はなく、遮へいグラファイトによる損傷炉心物質の保持機能は維持される。

以上のように、炉外事象過程の事象推移を計算した結果、コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却により、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の崩壊熱は安定的に除去され、安全容器の温度が設計温度を超えることはない。また、安全容器の自重、ナトリウム重量及び損傷炉心物質の重量並びに内圧により安全容器の胴部及び底板部に発生する応力（1次応力）は当該部の許容応力を十分に下回ることから、安全容器の健全性は確保されると判断できる。

以上より、安全容器内に流出したナトリウムや損傷炉心物質は安定に保持・冷却されるとともに、安全容器に係る評価項目を満足することから、安全容器の健全性は確保され、格納容器の破損は防止できる。

ii) 不確かさの影響評価

i. 炉内事象過程の不確かさの影響評価

炉内事象過程では、炉心頂部まで液位が低下する時間を求め、後続の炉外事象過程移行時の発熱条件を求めている。炉外事象過程移行時の発熱条件は、炉心頂部まで液位が低下した時点で損傷炉心物質の全量が安全容器内に移行するものとして、炉外事象の解析結果を厳しくするよう保守的に条件設定を行っており、炉内事象過程における崩壊熱等の不確かさの影響を包絡した条件設定としている。このため、炉内事象過程に対する不確かさの影響評価は不要である。

ii. 炉外事象過程の不確かさの影響評価

安全容器の構造健全性を評価する上で重要な指標である構造温度に対し、影響が大きいパラメータとしては、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の発熱条件が挙げられる。

発熱条件については、炉心頂部まで液位が低下した時点で損傷炉心物質の全量が安全容器内に移行するものとして、炉外事象の解析結果を厳しくするよう保守的に条件設定を行っており、炉心頂部まで液位が低下する約5日後の崩壊熱（240kW）を設定している。しかしながら、損傷炉心物質の冷却性を評価する上で発熱条件の影響は大きいため、崩壊熱のみの不確かさに加えて、炉内事象推移の不確かさも考慮し、発熱条件を崩壊熱（240kW）から25%増加させて300kWとする条件で解析を実施する。

解析結果を第4.3.3.9.13図及び第4.3.3.9.14図に示す。

温度分布の形状は大きく変わることなく、全体的に温度レベルが上昇する。安全容器の最高温度は約400℃であり、設計温度（450℃）を超えることはなく、また、損傷炉心物質の最高温度は約1,090℃、損傷炉心物質を保持する遮へいグラファイトの最高温度は約680℃である。さらに、損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は約430℃でありナトリウムが沸騰することはない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても安全容器に係る評価項目への影響は小さく、評価項目を満足することから、安全容器の健全性が確保され、格納容器の破損は防止できる。

第4.3.3.9.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・ 「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」 ③核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
事故発生 の判断	・ 安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 「炉内ナトリウム液面計」
安全容器による漏えいした冷却材の保持 ・ 補助冷却設備運転に必要な炉内冷却材液位確保	・ 補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。	① 安全容器	—	① 「炉内ナトリウム液面計」 ② 関連するプロセス計装
補助冷却設備運転	・ 補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。	① 補助冷却設備	—	① 1次補助冷却系温度計、流量計、補助冷却器出口温度計、2次補助尾冷却材流量計

第 4.3.3.9.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

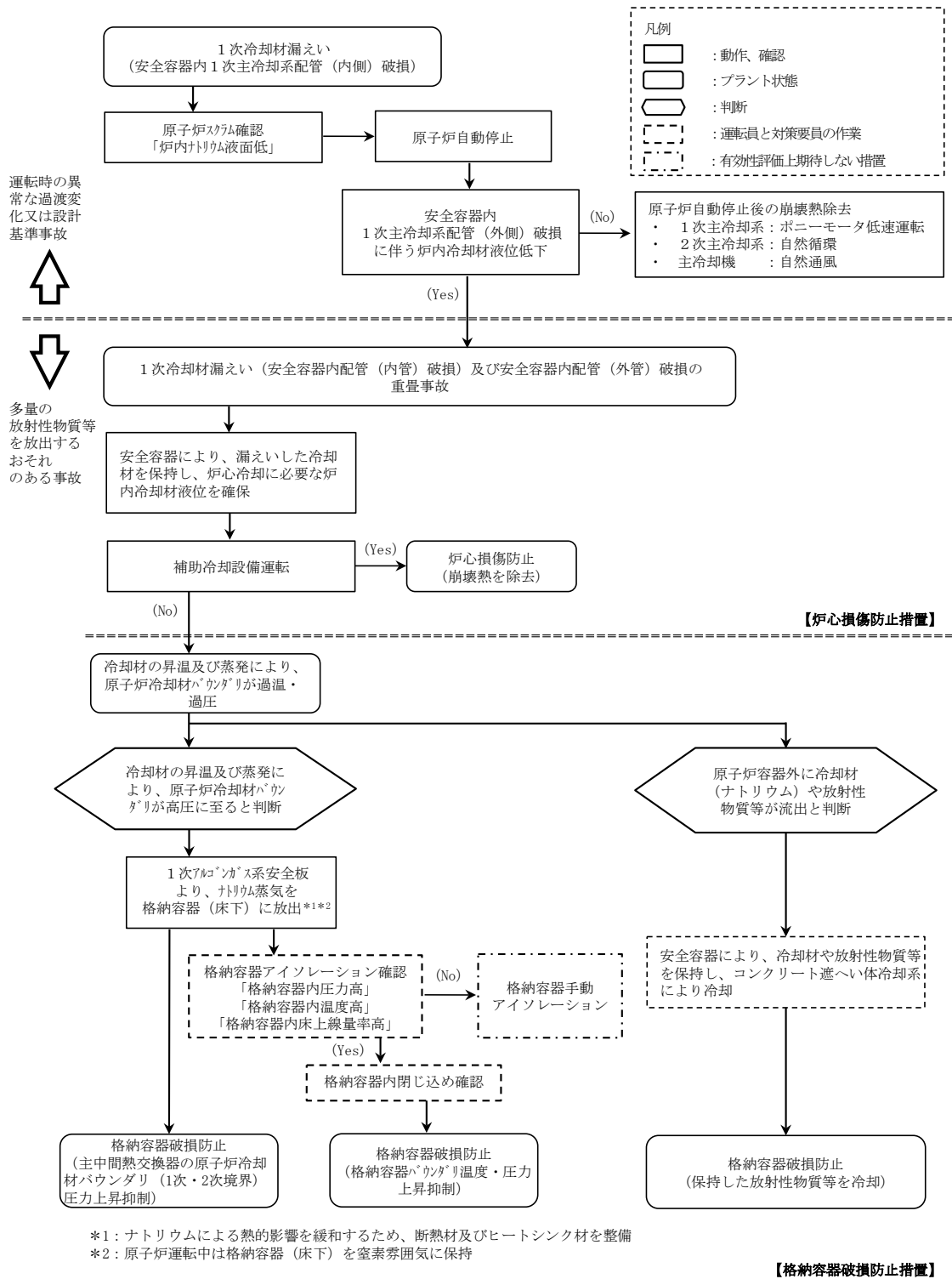
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材 バウンダリが高压 に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温及び蒸発 が生じた場合、原子炉冷却材バ ウンダリが高压に至ると判断 する。	—	—	① 原子炉出口温度計、原 子炉カバーガス圧力計
1次アルゴンガス系 安全板より、 ナトリウム蒸気を 格納容器（床下） に放出	・1次アルゴンガス系安全板よ り、ナトリウム蒸気が格納容器 （床下）に流出することを確認 する。	① 断熱材及び ヒートシンク材	—	① 安全板の状態表示
格納容器 アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容 器内温度高」、「格納容器内床上 線量率高」により、原子炉保護 系（アイソレーション）が動作 し、工学的安全施設が自動的に 作動し、隔離されることを確認 する。	① 格納容器 ② 格納容器バウ ンダリに属する 配管・弁	—	① 原子炉保護系 （アイソレーション） ② アイソレーション信号 「格納容器内圧力高」、 「格納容器内温度高」、 「格納容器内床上線量率 高」
原子炉容器外に 冷却材や 損傷炉心物質が 流出したことの判断	・安全容器内の圧力が著しく上 昇した場合、原子炉容器外に冷 却材や損傷炉心物質が流出し たと判断する。	—	—	① 安全容器呼吸系圧力計
安全容器による 冷却材や損傷炉心物質 の保持 ・ コンクリート遮へい体 冷却系による冷却	・安全容器により冷却材や損傷 炉心物質が保持されることを 確認する。また、コンクリート 遮へい体冷却系の運転により、 安全容器内にて保持した損傷 炉心物質を冷却する。	① 安全容器及 びコンクリート 遮へい体冷却系	—	① コンクリート遮へい体 冷却系の温度計、窒素ガ ス冷却器の流量計 ② 関連するプロセス計装

第4.3.3.9.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

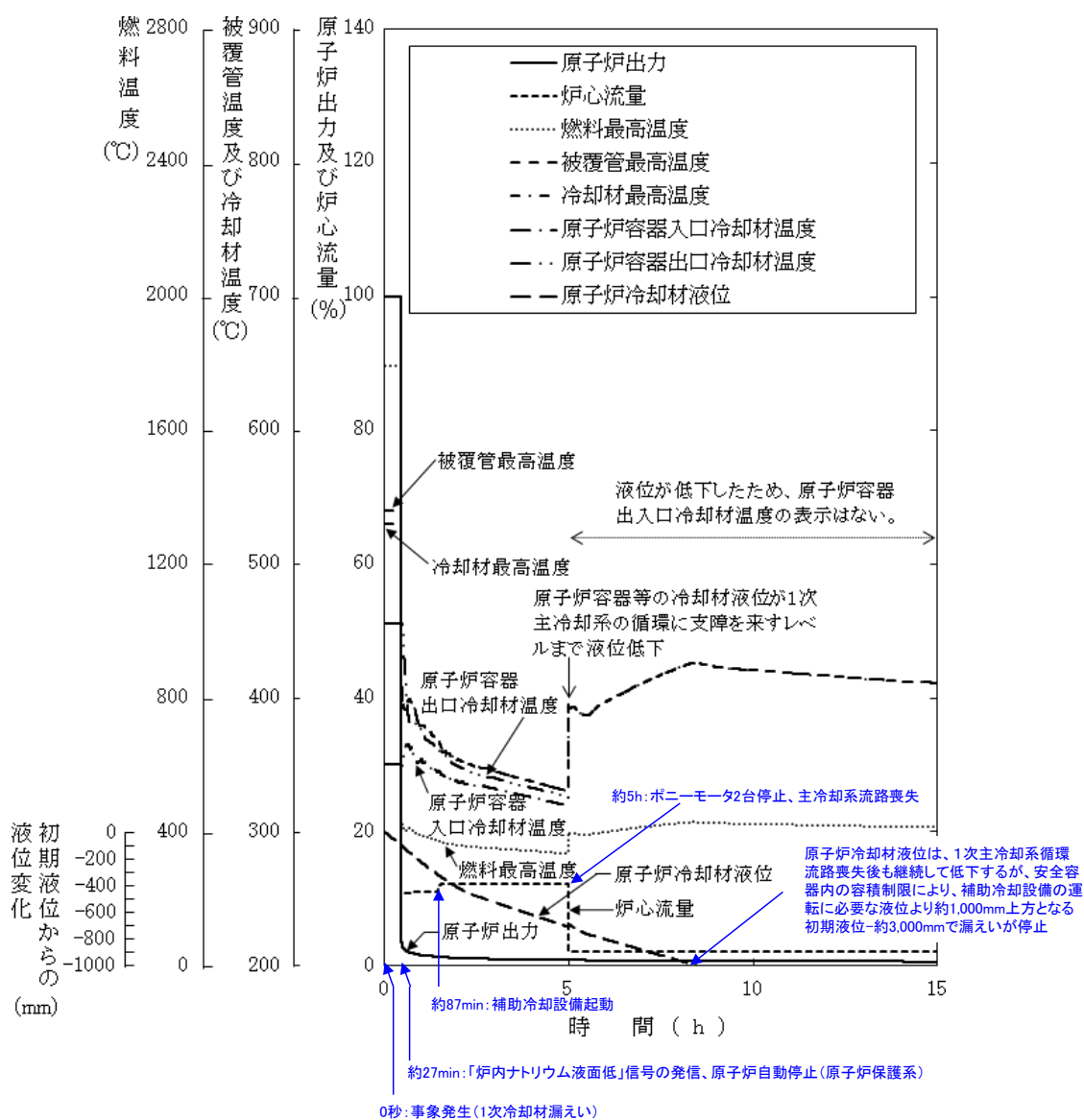
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考										
			5	10	20	30	60	5時間	1日	5日	10日	30日	40日																
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生(安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing duration from 0 to 60 minutes]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing duration from 0 to 30 minutes]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。										
	運転員A、B、D	3 ・事故発生(安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)の確認	[Gantt chart showing duration from 0 to 60 minutes]																・安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。										
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・安全容器による漏えいした冷却材の保持 ・補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Gantt chart showing duration from 0 to 60 minutes]																・補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。										
	運転員B、C	2 ・補助冷却設備運転	[Gantt chart showing duration from 0 to 60 minutes]																・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。										

第4.3.3.9.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考										
			5	10	20	30	60	5時間	1日	5日	10日	30日	40日																
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生(安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) ▽冷却材の昇温及び蒸発により、原子炉冷却材バウンダリが高压に達すると判断 ▽原子炉容器外に放射性物質等が流出と判断																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing duration from 0 to 60 minutes]																										
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断	[Gantt chart showing duration from 0 to 60 minutes]																・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。										
格納容器破損防止措置	運転員D	1 ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出	[Gantt chart showing duration from 0 to 60 minutes]																・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器(床下)に放出されることを確認する。										
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Gantt chart showing duration from 0 to 60 minutes]																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。										
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉容器外に冷却材や放射性物質等が流出したことの判断	[Gantt chart showing duration from 0 to 60 minutes]																・安全容器内圧力に著しい上昇が生じた場合に、原子炉容器外に放射性物質等が流出したと判断する。										
格納容器破損防止措置	運転員B、E	2 ・安全容器による冷却材や放射性物質等の保持 ・コンクリート遮へい体冷却系による冷却	[Gantt chart showing duration from 0 to 60 minutes]																・安全容器により冷却材や放射性物質等が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却する。										

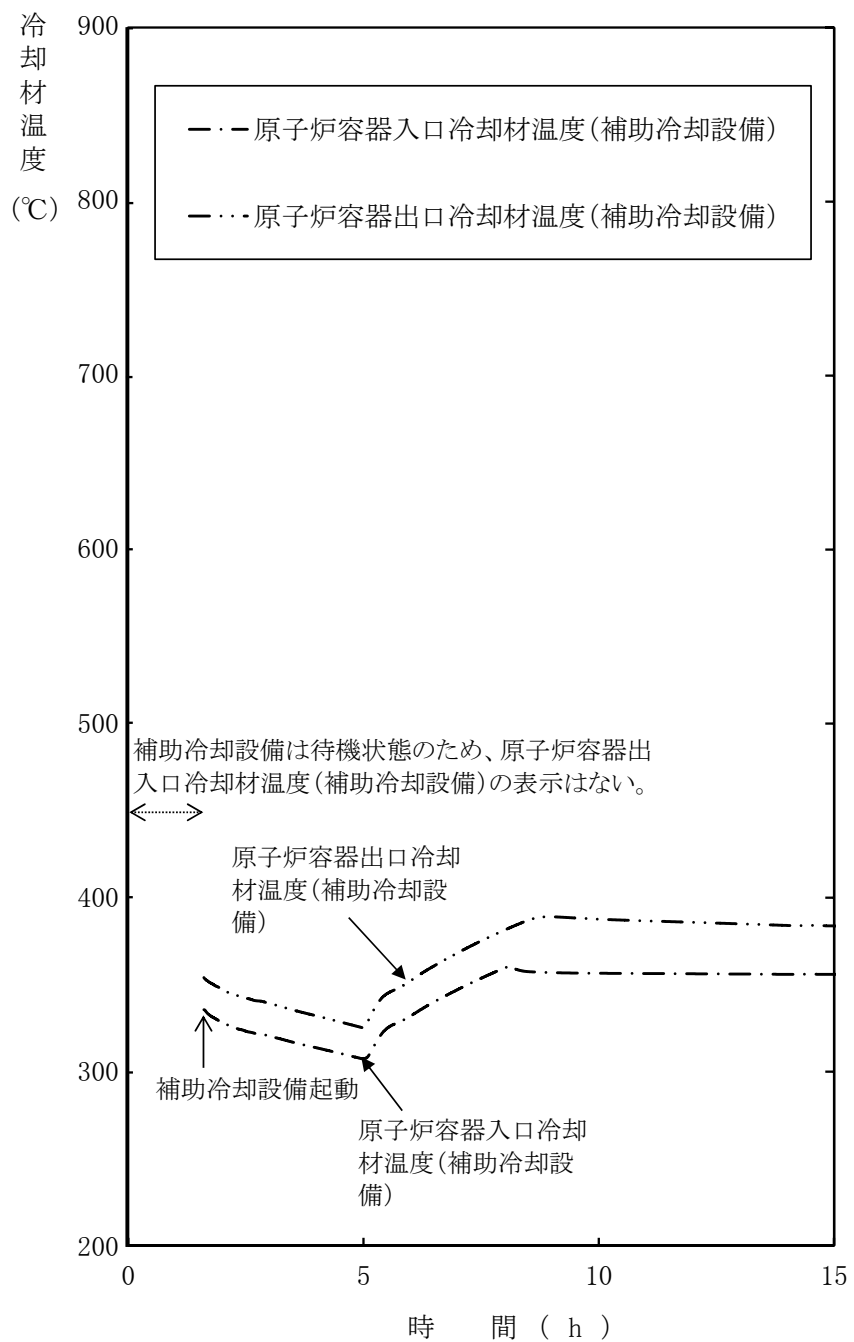


第 4.3.3.9.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

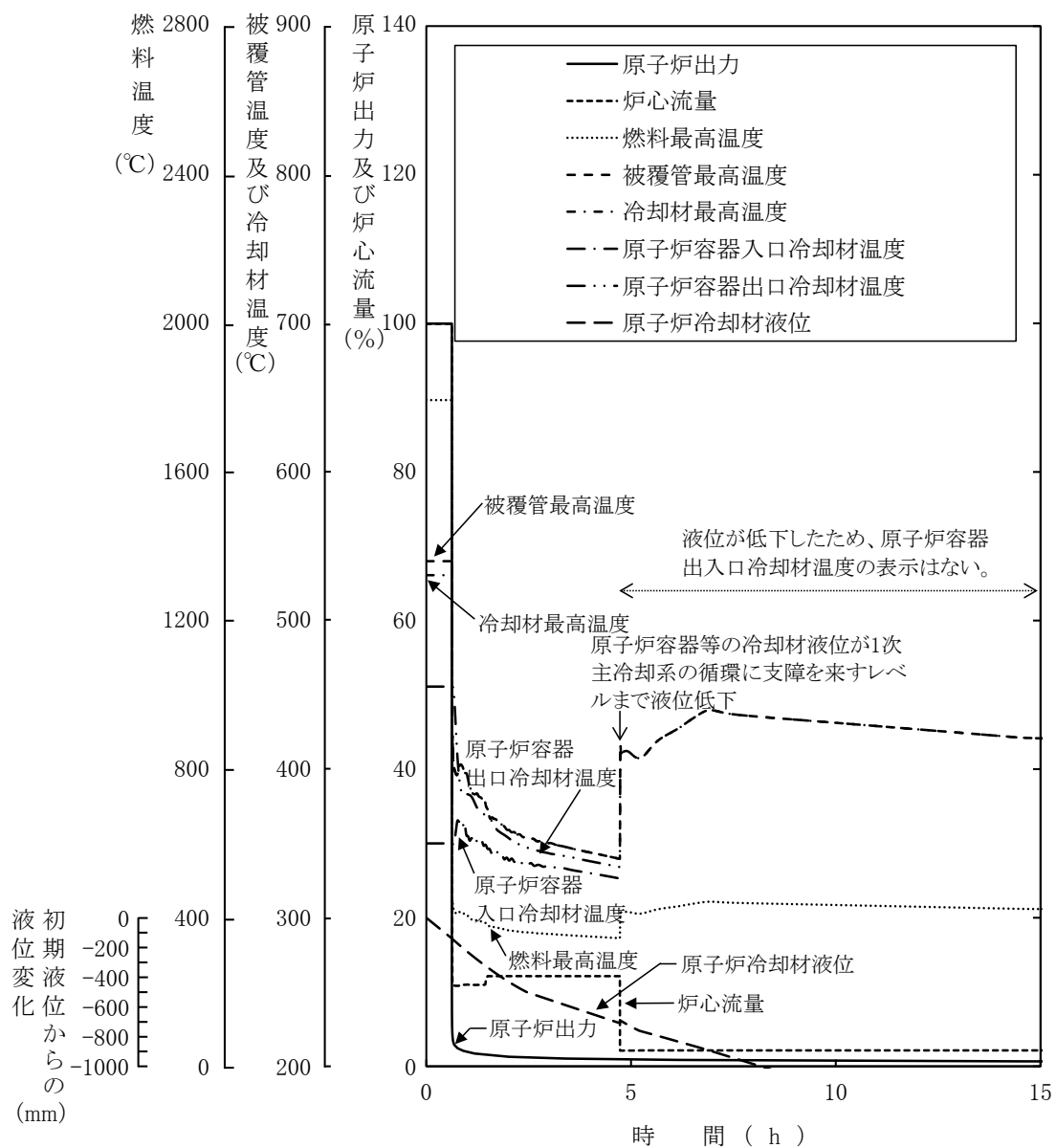


第 4. 3. 3. 9. 2 図 1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故

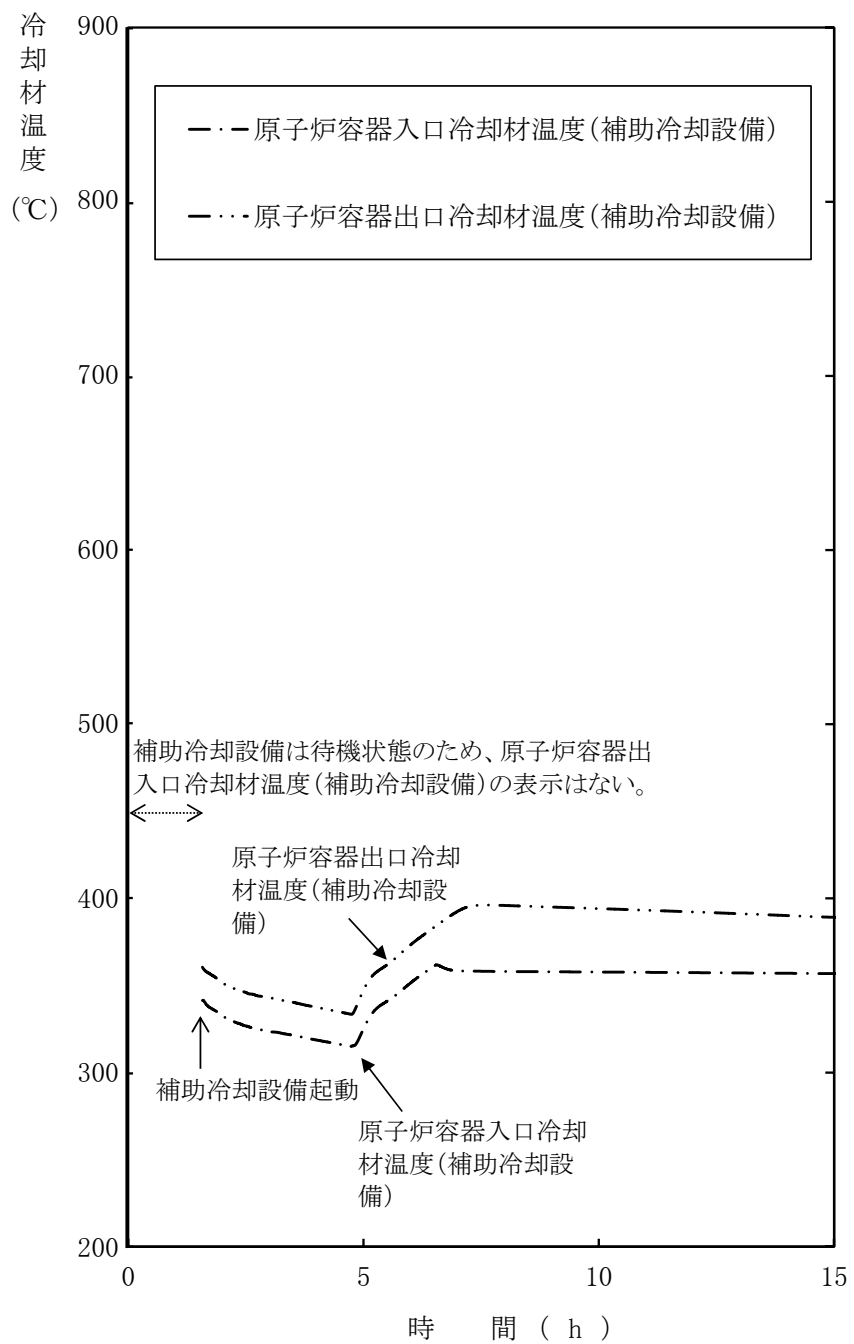
(炉心損傷防止措置: 安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却)



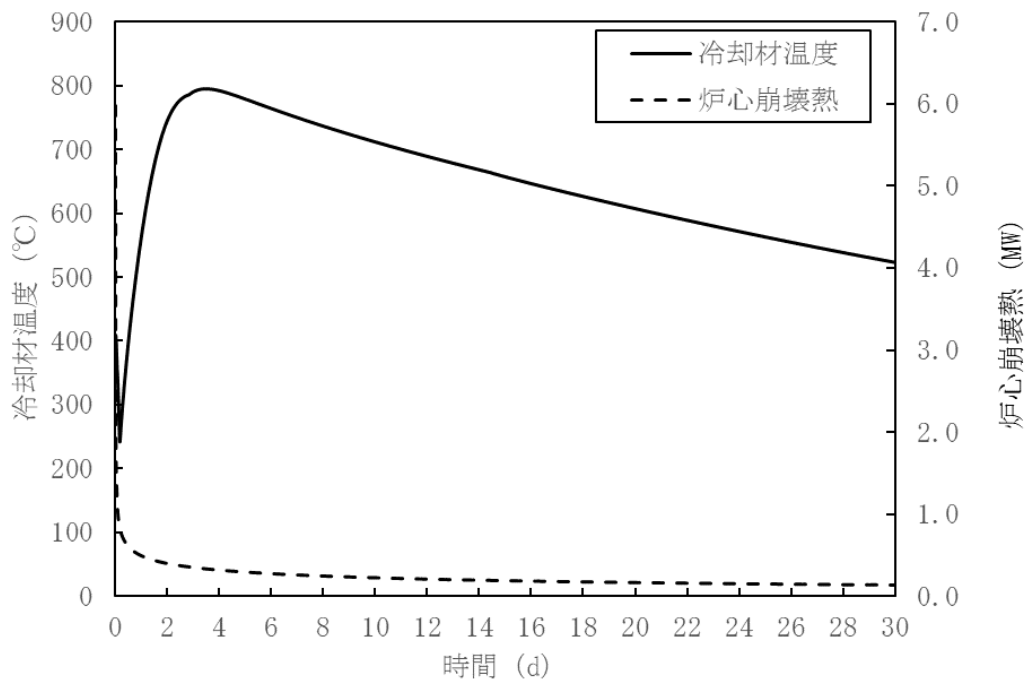
第 4.3.3.9.3 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）
及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
（炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却）



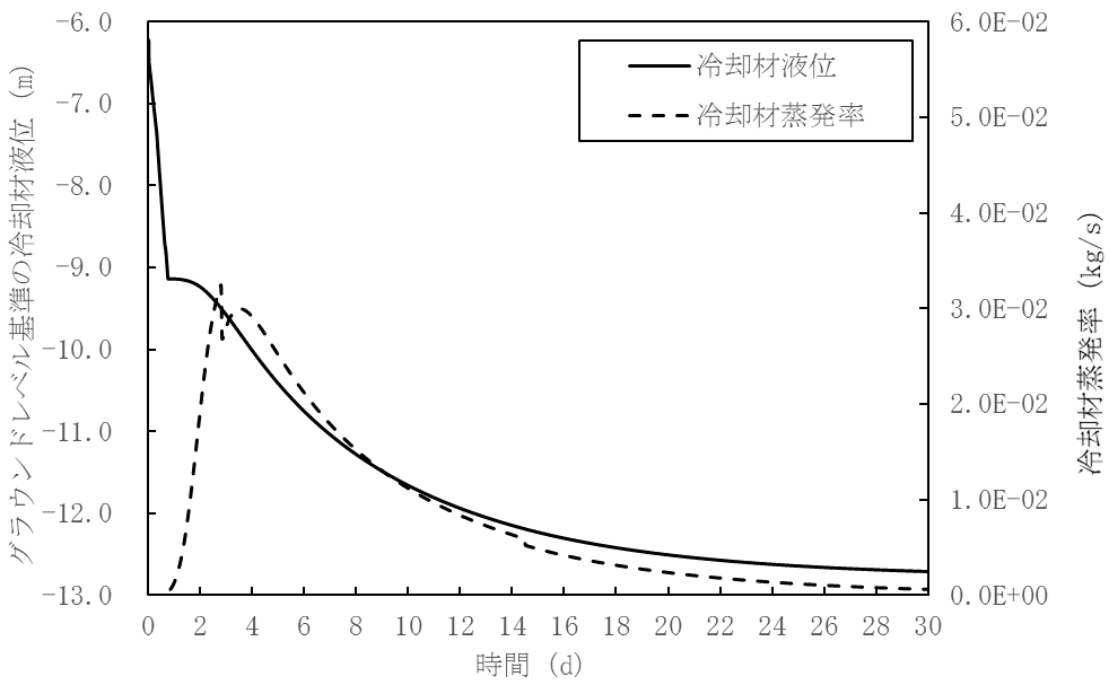
第 4. 3. 3. 9. 4 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）
及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故（不確かさの影響評価）



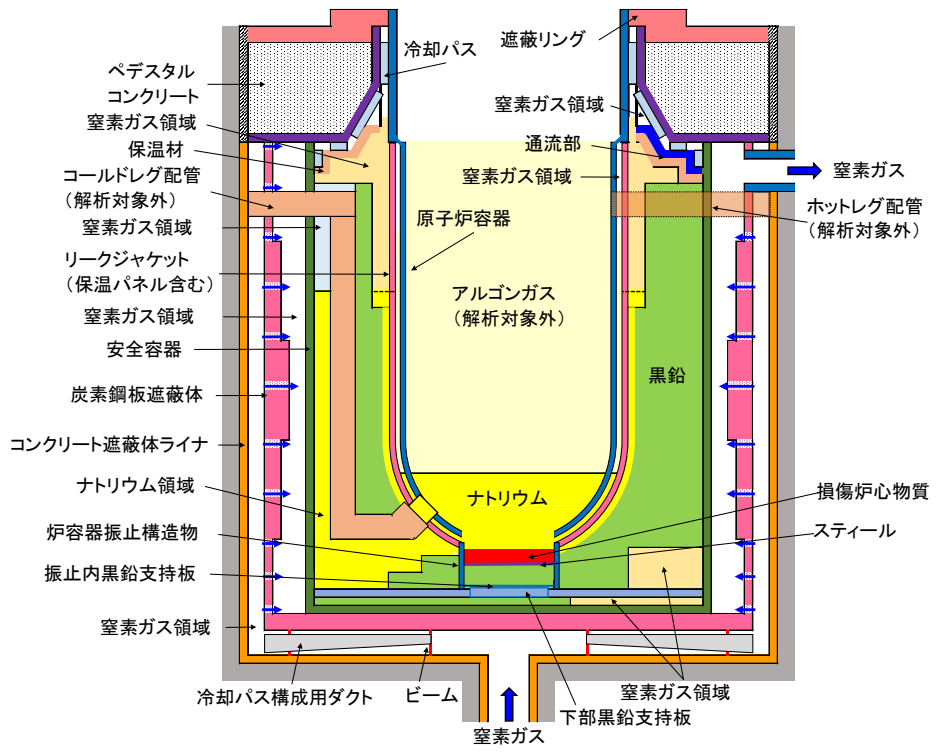
第 4.3.3.9.5 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故（不確かさの影響評価）



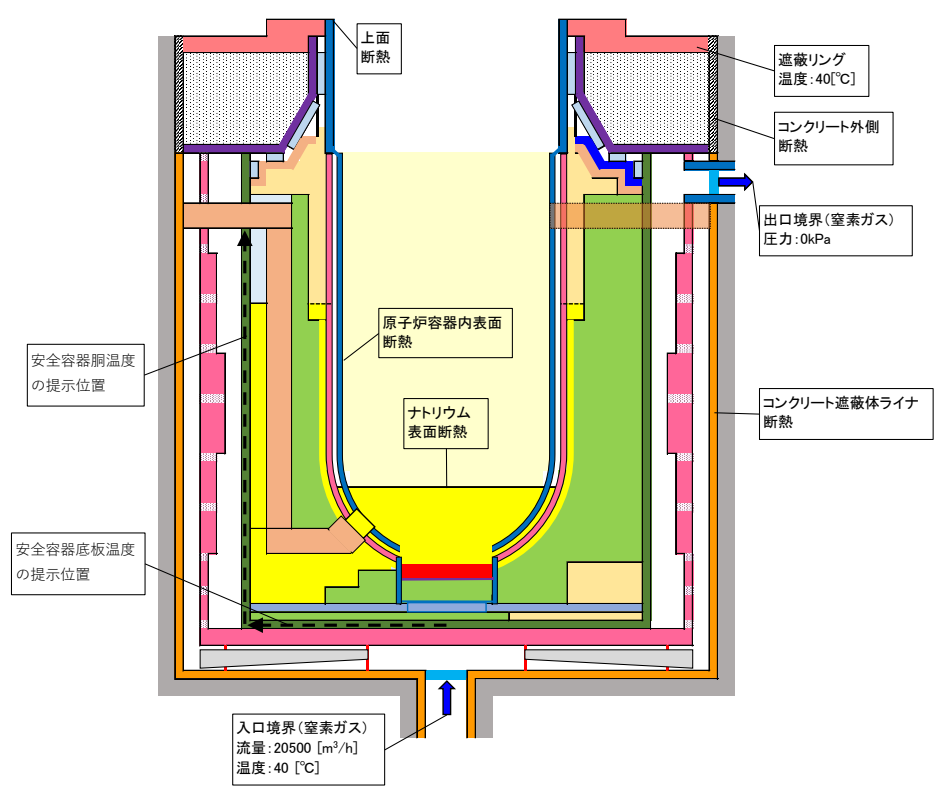
第 4. 3. 3. 9. 6 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）



第 4. 3. 3. 9. 7 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移）

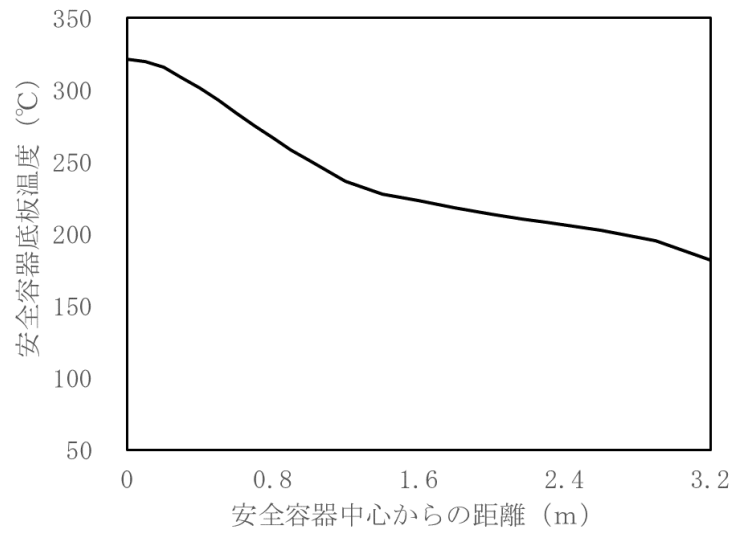


(解析体系)

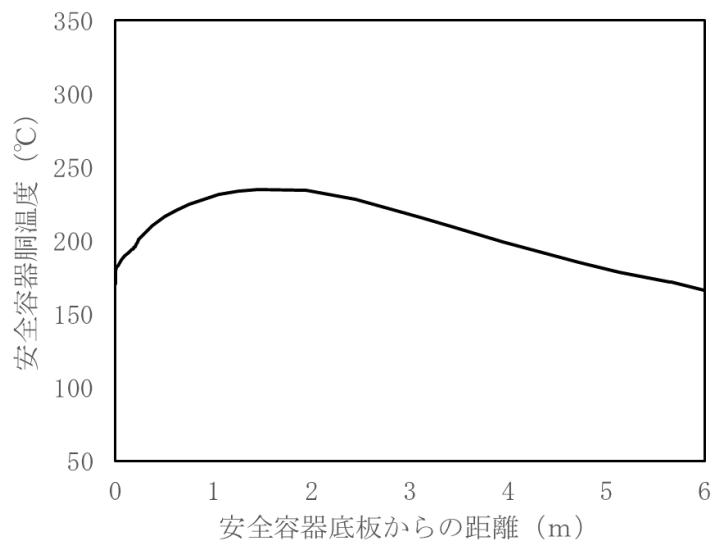


(境界条件等)

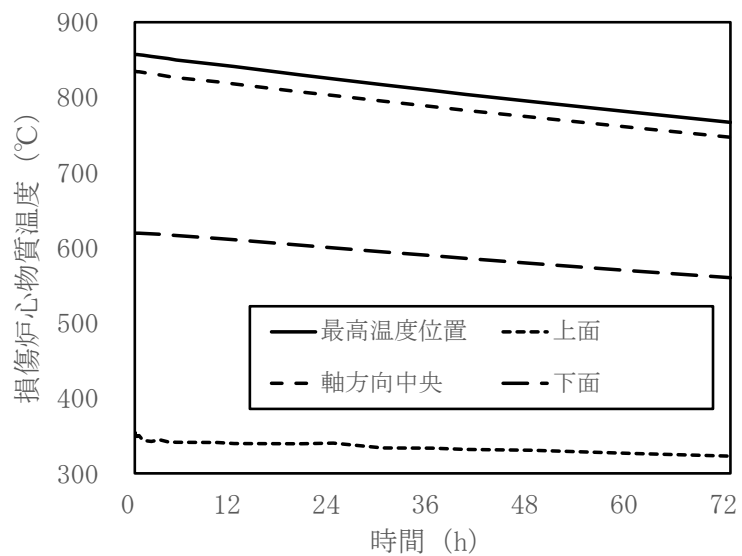
第 4.3.3.9.8 図 FLUENTにおける解析体系等



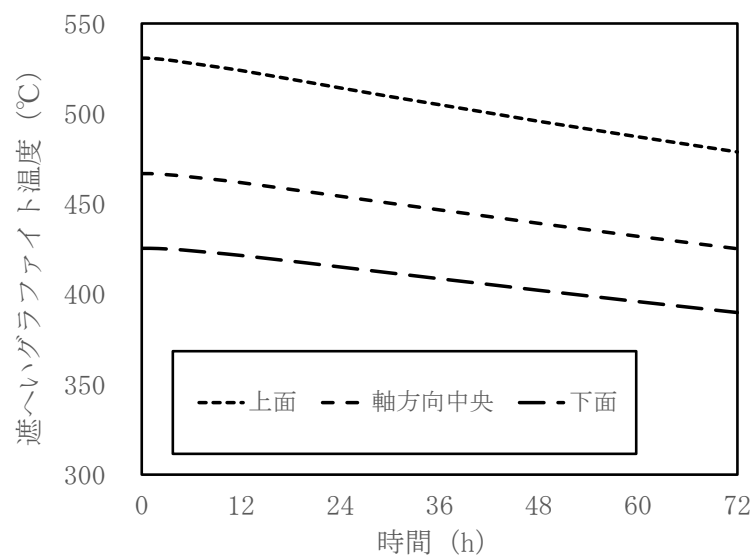
第 4.3.3.9.9 図 安全容器底板の径方向温度分布



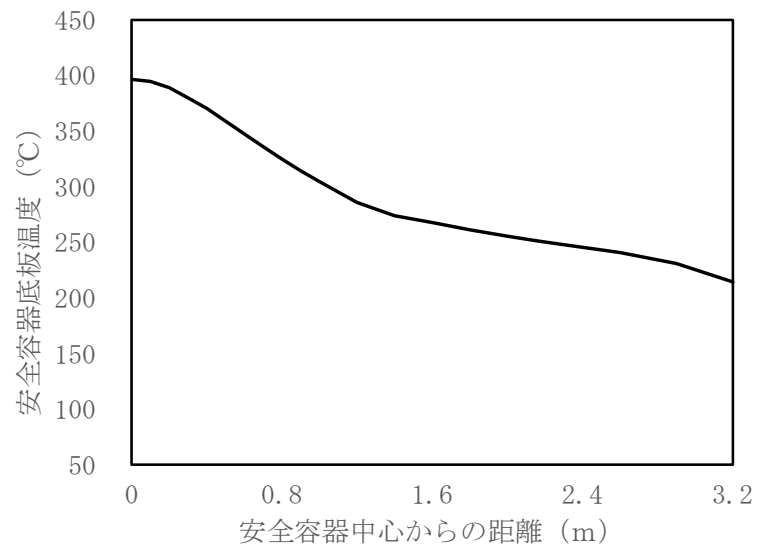
第 4.3.3.9.10 図 安全容器胴の軸方向温度分布



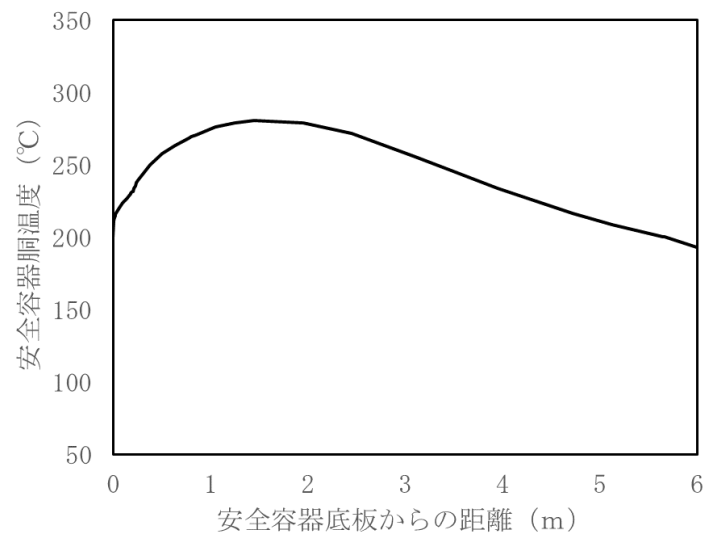
第 4. 3. 3. 9. 11 図 損傷炉心物質温度の時間変化



第 4. 3. 3. 9. 12 図 損傷炉心物質下部の遮へいグラファイト温度の時間変化



第 4.3.3.9.13 図 安全容器底板の径方向温度分布（不確かさの影響評価）



第 4.3.3.9.14 図 安全容器胴の軸方向温度分布（不確かさの影響評価）

4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故

（1）事故の原因及び説明

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する安全容器外の1次主冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、配管（外管）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外管）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の1次主冷却系の配管（内側及び外側）とする。

（2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、主冷却系サイフォンブレイクにより冷却材の漏えい量を抑制し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。主冷却系サイフォンブレイクは、原子炉容器等の液位低下に伴い、受動的にアルゴンガスが導入され、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制する措置であり、その信頼性は極めて高い。

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、炉心損傷防止措置（補助冷却設備の運転による原子炉容器内の冷却）が機能しないことを仮定した場合、コンクリート遮へい体冷却系により原子炉容器とリークジャケットのギャップに窒素ガスを通気し、原子炉容器の外面から炉心を冷却することにより原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止し、格納容器の破損を防止する。

さらに、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、配管（外管）の破損に伴い、格納容器（床下）に冷却材が漏えいするため、格納容器の構造により漏えいした冷却材による熱的影響を緩和する措置を講じる。

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.10.1 図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。なお、ここでは、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することを想定する。

（3）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

（i）炉心損傷防止措置

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 主冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次補助冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- b. 原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下した場合でも、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とするため、補助冷却設備を整備する。

(ii) 格納容器破損防止措置

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉容器とリークジャケットのギャップに窒素ガスを通気し、原子炉停止後の崩壊熱を除去するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。
- b. 原子炉冷却材バウンダリから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、格納容器（床下）の室には鋼製のライナを整備する。なお、1次主冷却系の配管・機器の破損による格納容器内の圧力、温度の異常な上昇を検出した場合には、手動操作によって、1次主冷却系配管に残存するナトリウムをダンプタンクにドレンすることを可能とする。
- c. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- d. 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、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.10.1表及び第4.3.3.10.2表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

を第 4.3.3.10.3 表及び第 4.3.3.10.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「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、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心の冷却に係る炉心損傷防止措置は「2.5.9 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」と概ね同じである。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.9 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損）及び 1 次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の解析

a. 解析条件

計算コード S u p e r - C O P D 及び F L U E N T 等により解析する。F L U E N T における解析体系を第 4.3.3.10.2 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 2) 1 次冷却材漏えい箇所は、1 次主冷却系の配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは 90mm^2 とする。
- 3) 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にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 4) 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 $N s L - 100\text{mm}$ 、応答時間は 0.4 秒とする。
- 5) 補助冷却設備の機能喪失を想定する。
- 6) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.10.3 図及び第 4.3.3.10.4 図に示す。

コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却により炉心部のナトリウムの最高温度は約 610°C であり、その後は緩やかに低下する。また、原子炉容器の最高温度は約 540°C である。燃料集合体内の温度分布を考慮すると、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、熱設計基準値を超えない。したがって、コンクリート遮へい体

冷却系による原子炉容器外面冷却により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損は防止される。

ii. 格納容器応答過程の解析

a. 解析条件

計算コードCONTAIN-LMRにより解析する。CONTAIN-LMRにおける解析体系を第4.3.3.10.5図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 格納容器（床上）、格納容器（床下）及び格納容器外（外部環境）をモデル化する。
- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、1次主冷却系の配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは90mm²とする。ナトリウムは、漏えい口より事象進展を考慮した冷却材温度及び蒸発速度で漏えいするものとする。
- 3) 窒素雰囲気（酸素濃度3.5vol%）の格納容器（床下）に流出したナトリウムは窒素ガス中の酸素等と反応し、格納容器（床下）にプール状に溜るものとする。
- 4) プールの広がり面積は、床面の構造を考慮した上で最大となる170m²とする。
- 5) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達を考えるものとする。またナトリウムプールが形成される室については、上記に加え熱輻射による伝熱を考えるものとする。
- 6) 格納容器（床上）と格納容器（床下）は、内外圧差981Paに対して100%/dの通気率があるものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.10.6図及び第4.3.3.10.7図に示す。

格納容器（床上）の最高圧力及び格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約0.025kg/cm²[gage]（約2.5kPa[gage]）及び約41℃であり、格納容器の設計圧力1.35kg/cm²[gage]（約0.13MPa[gage]）及び格納容器鋼壁の設計温度150℃を超えず、格納容器（床上）の健全性は確保される。

また、格納容器（床下）の最高圧力は約0.065kg/cm²[gage]（約6.4kPa[gage]）、ナトリウムプール下面の床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、それぞれ約160℃及び約96℃であり、格納容器（床下）の健全性は確保される。

なお、本評価事故シーケンスでは炉心の著しい損傷は防止されるため、格納容器外への放射性物質の放出は極めて低く抑制される。

以上より、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の不確かさの影響評価

不確かさの影響評価について、「i) 基本ケース i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の解析」において、評価項目に対して厳しい結果となるように解析条件（初期温度及び境界条件等）を設定している。このため、コンクリート遮へい体冷却系に

よる原子炉容器外面冷却に係る不確かさの影響評価は不要である。

ii. 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

不確かさの影響評価について、評価項目に対して影響のあるプールの広がり面積は、「i) 基本ケース ii. 格納容器応答過程の解析」において、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるようにプール広がり面積を設定している。このため、格納容器応答過程に係る不確かさの影響評価は不要である。

第4.3.3.10.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・ 「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
事故発生 の判断	・ 1次主冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 「炉内ナトリウム液面計」
主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 補助冷却設備運転に必要な炉内冷却材液位確保	・ 補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。	① サイフォンブレイク配管	—	① 「炉内ナトリウム液面計」 ② 関連するプロセス計装
補助冷却設備運転	・ 補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。	① 補助冷却設備	—	① 1次補助冷却系温度計、流量計、補助冷却器出口温度計、2次補助冷却材流量計

第 4.3.3.10.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

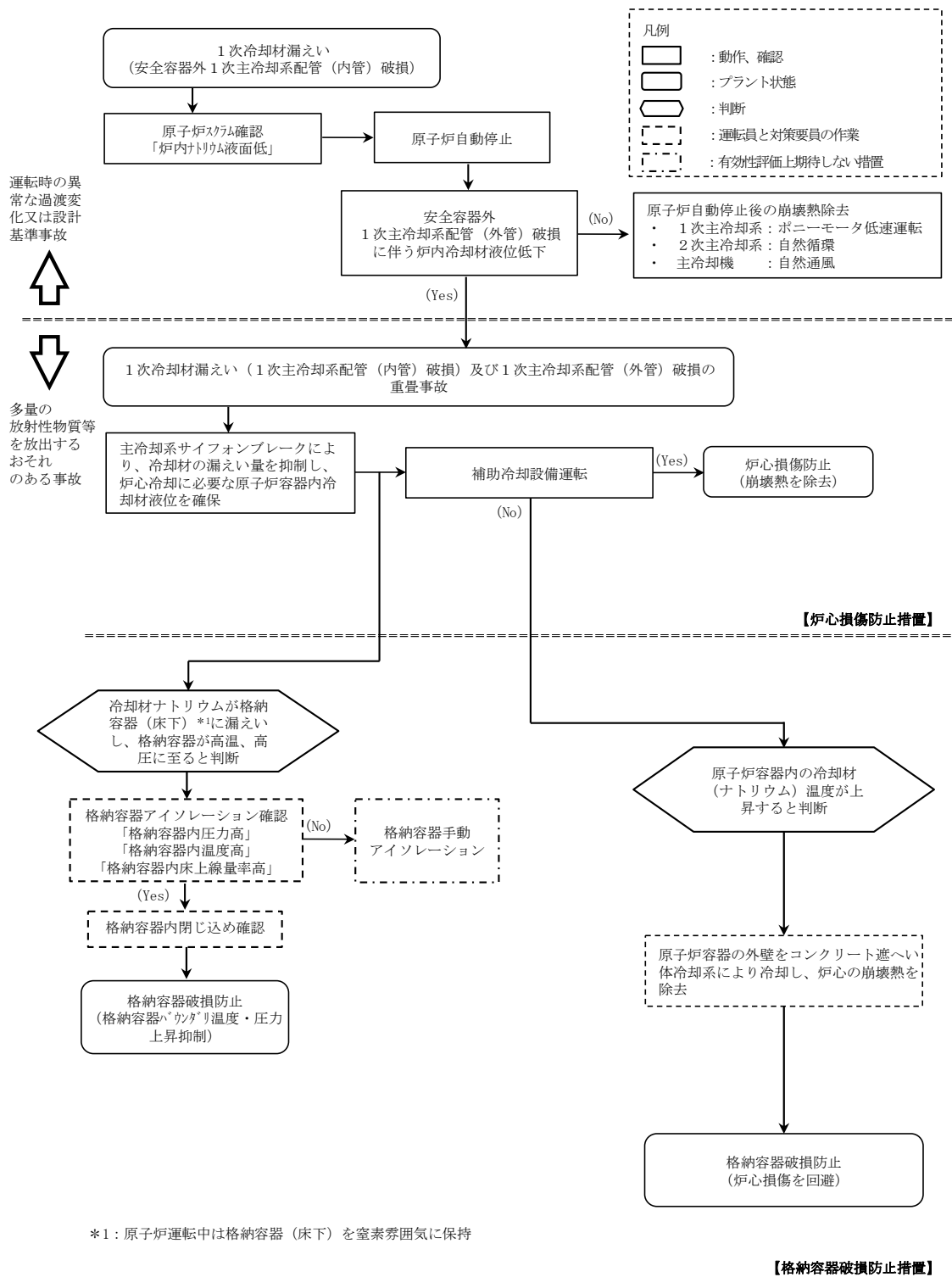
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温が推定される場合に、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断する。	—	—	①原子炉出口温度計、原子炉カバーガス圧力
コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	・コンクリート遮へい体冷却系の運転により原子炉容器外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。	①コンクリート遮へい体冷却系	—	①コンクリート遮へい体冷却系の温度計、窒素ガス冷却器の流量計 ②関連するプロセス計装
格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	・冷却材の格納容器（床下）への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。	—	—	①「格納容器内圧力高」、 「格納容器内温度高」、 「格納容器内床上線量率高」 ②関連するプロセス計装
格納容器 アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	①原子炉保護系（アイソレーション） ②アイソレーション信号 「格納容器内圧力高」、 「格納容器内温度高」、 「格納容器内床上線量率高」 ③関連するプロセス計装

第4.3.3.10.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

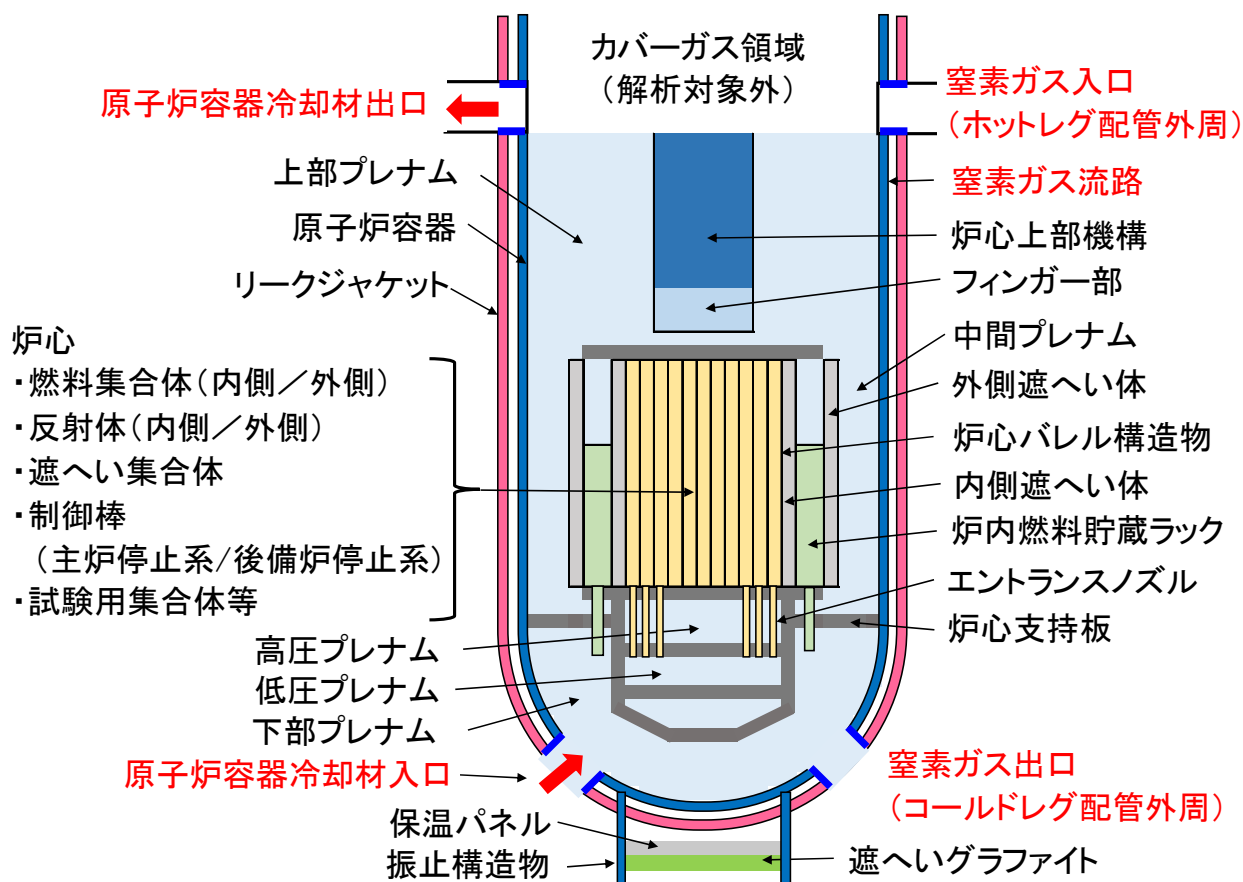
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考										
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日																
			▽異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損)																										
			▽事故発生の判断(安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 30 minutes]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。										
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 minutes]																・安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。										
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制の確認 ・補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。										
	運転員B、C	2 ・補助冷却設備運転	[Gantt chart showing activity from 120 to 180 minutes]																・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。										

第4.3.3.10.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

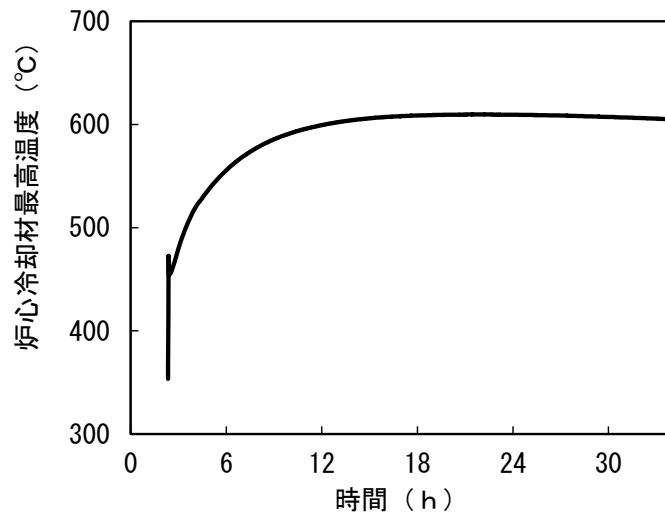
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考										
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日																
			▽異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損)																										
			▽事故発生の判断(安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																										
			▽原子炉容器内冷却材液位の低下により、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 30 minutes]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。										
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 minutes]																・安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。										
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断	[Gantt chart showing activity from 120 to 180 minutes]																・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。										
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	[Gantt chart showing activity from 120 to 180 minutes]																・コンクリート遮へい体冷却系の運転により原子炉容器外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。										
状況判断	運転員A、E	2 ・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・冷却材の格納容器(床下)への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。										
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。										



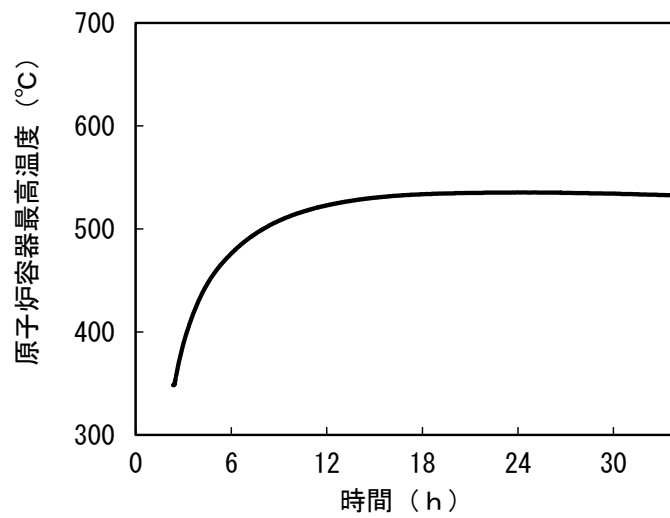
第 4.3.3.10.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



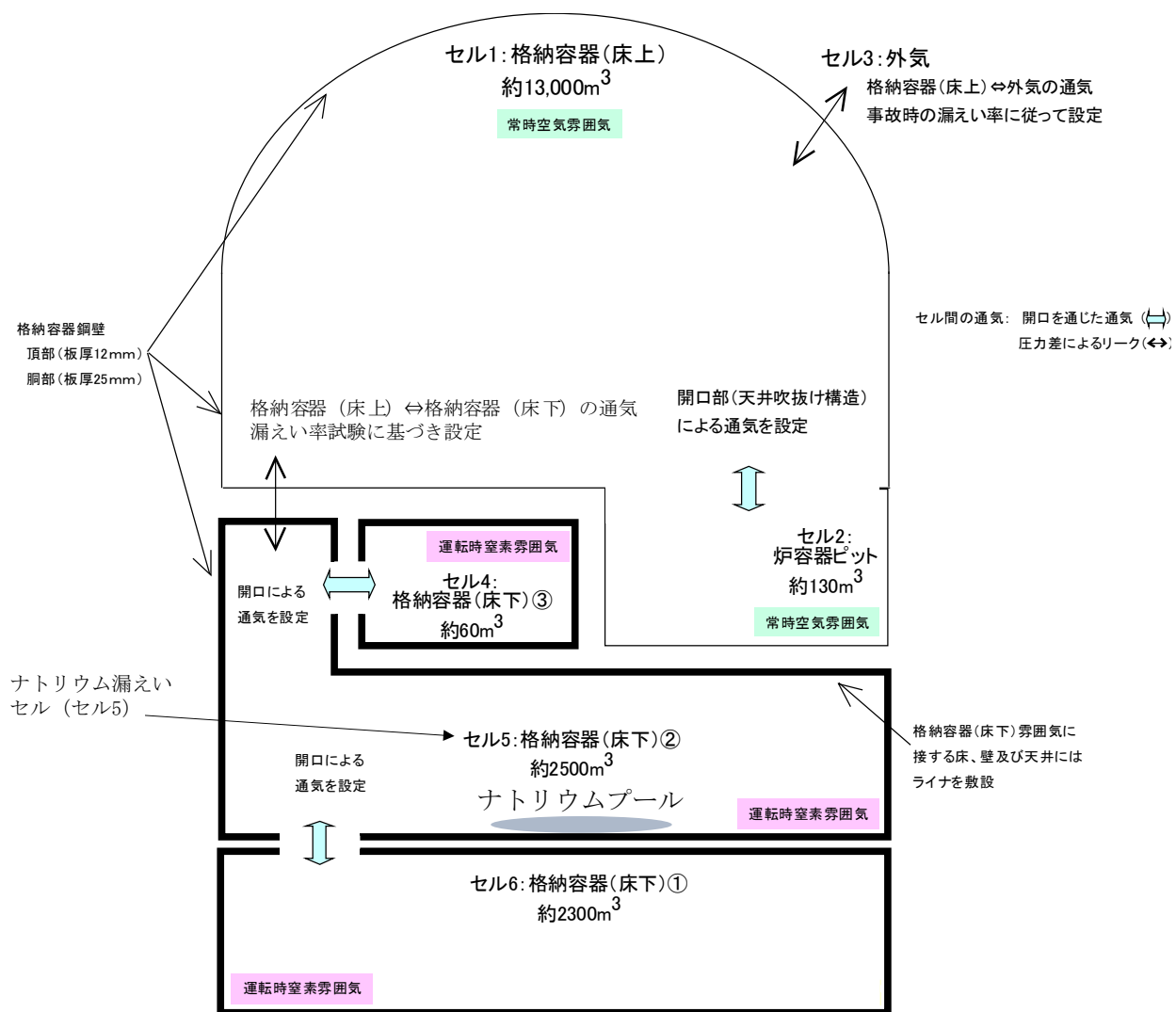
第4.3.3.10.2図 FLUENTにおける解析体系



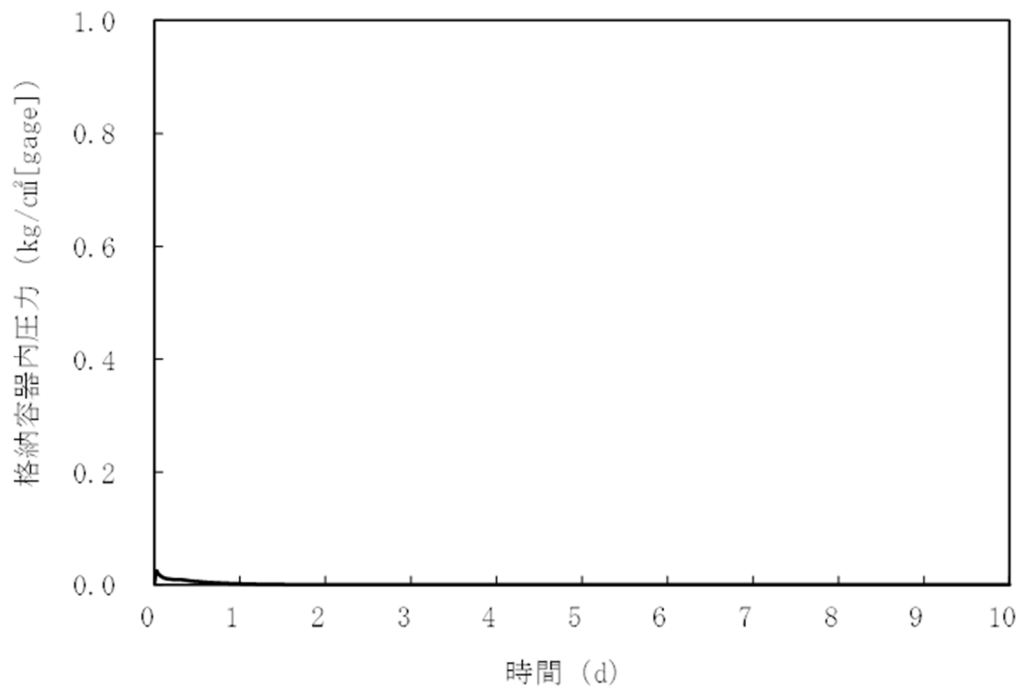
第 4. 3. 3. 10. 3 図 冷却材最高温度の時間変化



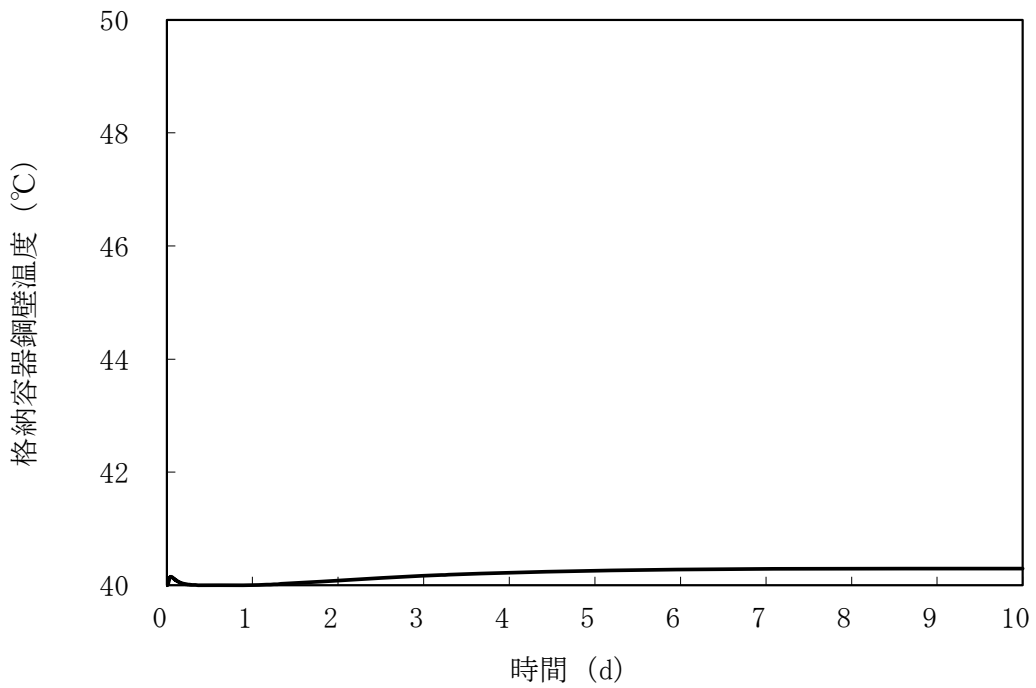
第 4. 3. 3. 10. 4 図 原子炉容器最高温度の時間変化



第 4. 3. 3. 10. 5 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



第 4.3.3.10.6 図 格納容器内圧力の推移



第 4.3.3.10.7 図 格納容器鋼壁温度の推移

4.3.3.11 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故

（1）事故の原因及び説明

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次補助冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、1次補助冷却系の配管（内側及び外側）とする。

（2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、1次補助冷却系サイフォンブレイクにより冷却材の漏えい量を抑制し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、主冷却系により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

1次補助冷却系サイフォンブレイクは、多重化された補助冷却系サイフォンブレイク止弁が開となりアルゴンガスが導入され、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制する措置である。補助冷却系サイフォンブレイク止弁は、中央制御室又は現場での操作も可能であり、その信頼性は高い。なお、1次補助冷却系のサイフォンブレイクが機能しないことを仮定した場合でも、1次補助冷却系の出入口弁を閉めることにより炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保することが可能である。

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高い。また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示すとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。なお、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風による炉心損傷防止措置の有効性評価は、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において、破損が生じたループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定して評価しており、本評価条件の方が保守的となるため、措置の有効性の評価は、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、配管（外管）の破損に伴い、格納容器（床下）に冷却材が漏えいするため、格納容器の構造により漏えいした冷却材による熱的影響を緩和する措置を講じる。なお、1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故の事象進展では、格納容器（床下）に漏えいする冷却材の量が、「4.3.3.10 1次冷却

材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故より少ない。このため、措置の有効性の評価は、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.11.1 図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次補助冷却系サイフオンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、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炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- b. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- c. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- d. 可能な場合には、強制循環冷却機能の復旧に努めるものとする。

(ii) 格納容器破損防止措置

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。

- a. 1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第

4.3.3.11.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.11.2表及び第4.3.3.11.3表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「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、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

本評価事故シーケンスの炉心の冷却に係る炉心損傷防止措置の有効性評価は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と概ね同じである。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

炉心の冷却に係る格納容器破損防止措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

漏えいした冷却材による熱的影響に係る格納容器破損防止措置は「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。上記の評価結果から、1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.11.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

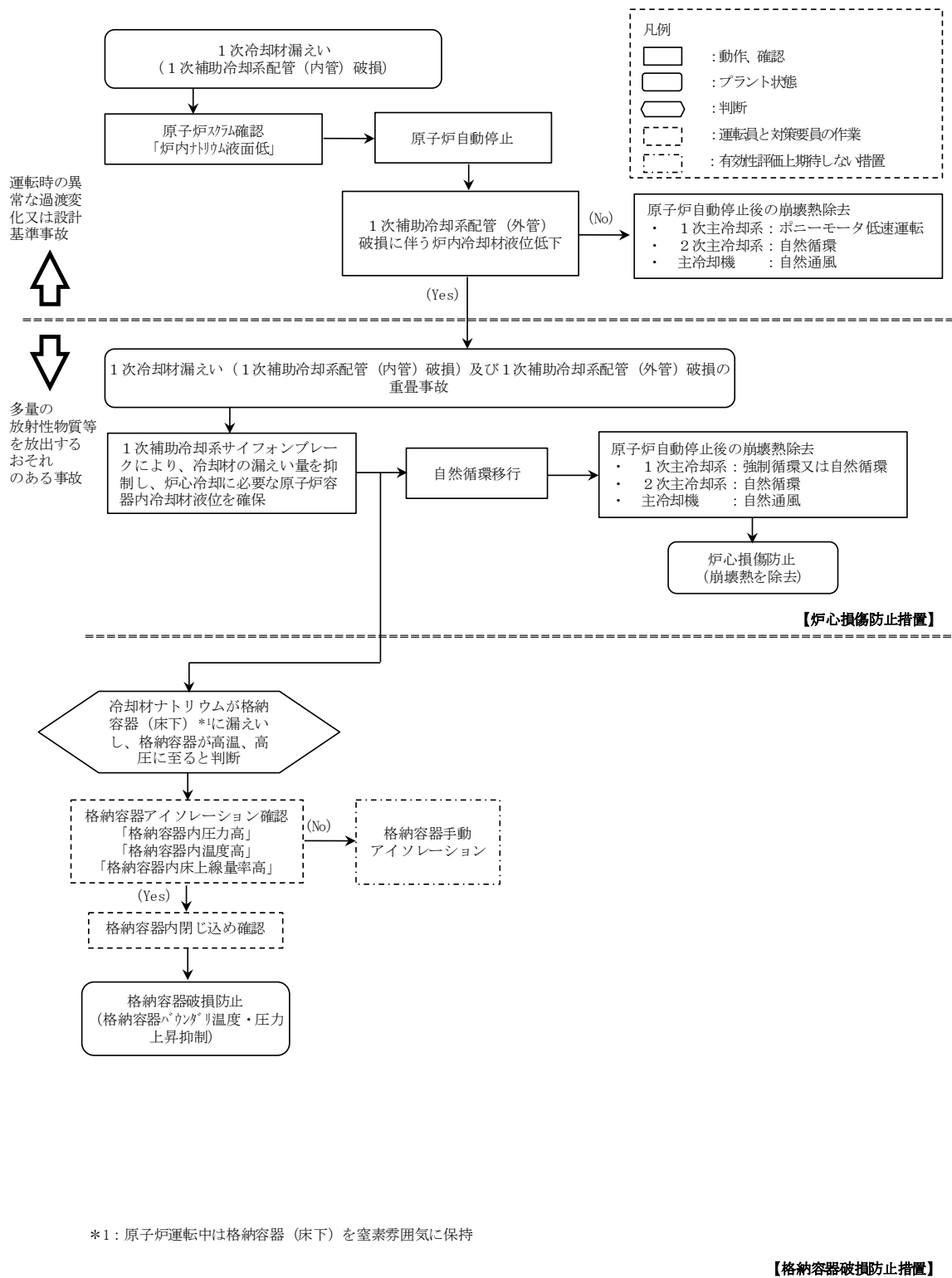
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・ 「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
事故発生 の判断	・ 1次補助冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 「炉内ナトリウム液面計」
1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 1次主冷却系の循環に必要な炉内冷却材液位確保	・ 主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。	① 1次補助冷却系サイフォンブレイク	—	① 「炉内ナトリウム液面計」 ② 関連するプロセス計装
主冷却系による崩壊熱除去	・ 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量

第4.3.3.11.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考										
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日																
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(1次補助冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断(1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																										
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded bar]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Shaded bar]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。										
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Shaded bar]																・1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。										
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量抑制の確認 ・主冷却系の循環に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Shaded bar]																・主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。										
	運転員B、C	2 ・主冷却系の循環による冷却(自然循環)	[Shaded bar]																・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。										

第4.3.3.11.3表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考										
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日																
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(1次補助冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断(1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																										
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded bar]																										
状況判断	運転員A、E	2 ・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	[Shaded bar]																・冷却材の格納容器(床下)への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。										
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Shaded bar]																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。										



第 4.3.3.11.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却に失敗するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、炉心の著しい損傷は防止できる。また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示すとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.12.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、1次主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- c. 強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努めるものとする。

(ii) 格納容器破損防止措置

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。

- a. 1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷を防

止する。

(iii) その他

a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.12.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.12.2 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「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、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード Super-COPD により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²C とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止するものとする。
- 5) 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にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 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。
- 7) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を 7.1%Δk/k とする。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価値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。
- 8) 原子炉の停止後、2 ループの 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き継ぎ及び補助冷却設備の起動に失敗し、1 次主冷却系は自然循環に移行する

ものとする。

9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。

10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.12.2 図に示す。

外部電源喪失の発生により、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主冷却機の主送風機等の機器が停止する。「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信により、原子炉保護系（スクラム）の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。2次主冷却系は自然循環に移行するが、1次主冷却系は1次主循環ポンプのポニーモータ運転への引き継ぎに失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗し、1次主冷却系は自然循環に移行する。主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。

原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下する。1次主冷却系の自然循環移行時に被覆管温度及び炉心冷却材温度は、いったん上昇するが、自然循環流量が安定した後は、崩壊熱の減衰に伴い、徐々に低下する。原子炉容器出入口冷却材温度は、緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく速やかに低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、1次主冷却系の自然循環への移行時に出現し、両者ともに約 650℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材温度は、初期温度から上昇することなく低下し、評価項目を満足する。

以上より、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。

崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考慮した値を使用する。

解析結果を第 4.3.3.12.3 図に示す。

崩壊熱を大きくしたことにより、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度の 2 次ピークが「i) 基本ケース」の解析に比べ約 20℃高くなりともに約 670℃となるが、評価項目を満足する。また、燃料最高温度及び原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、評価項目を満足する。

以上より、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

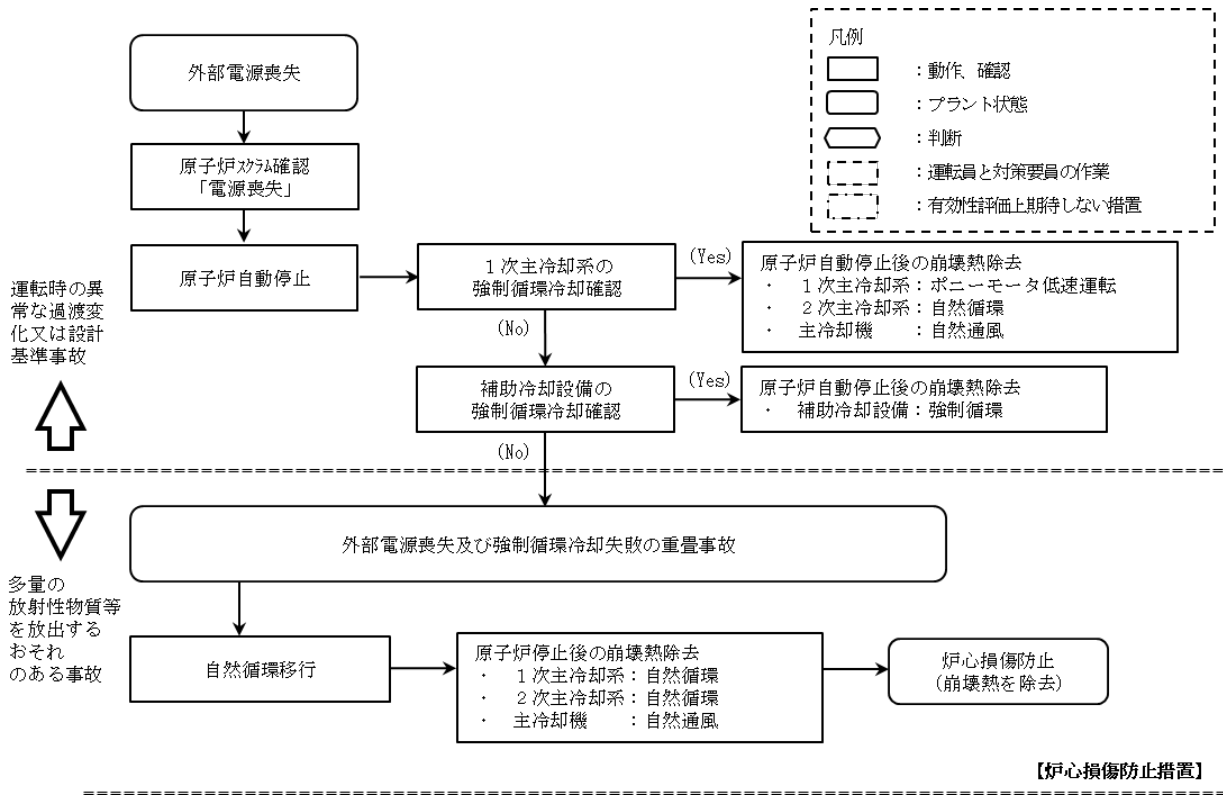
(ii) 格納容器破損防止措置

炉心の冷却に係る格納容器破損防止措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

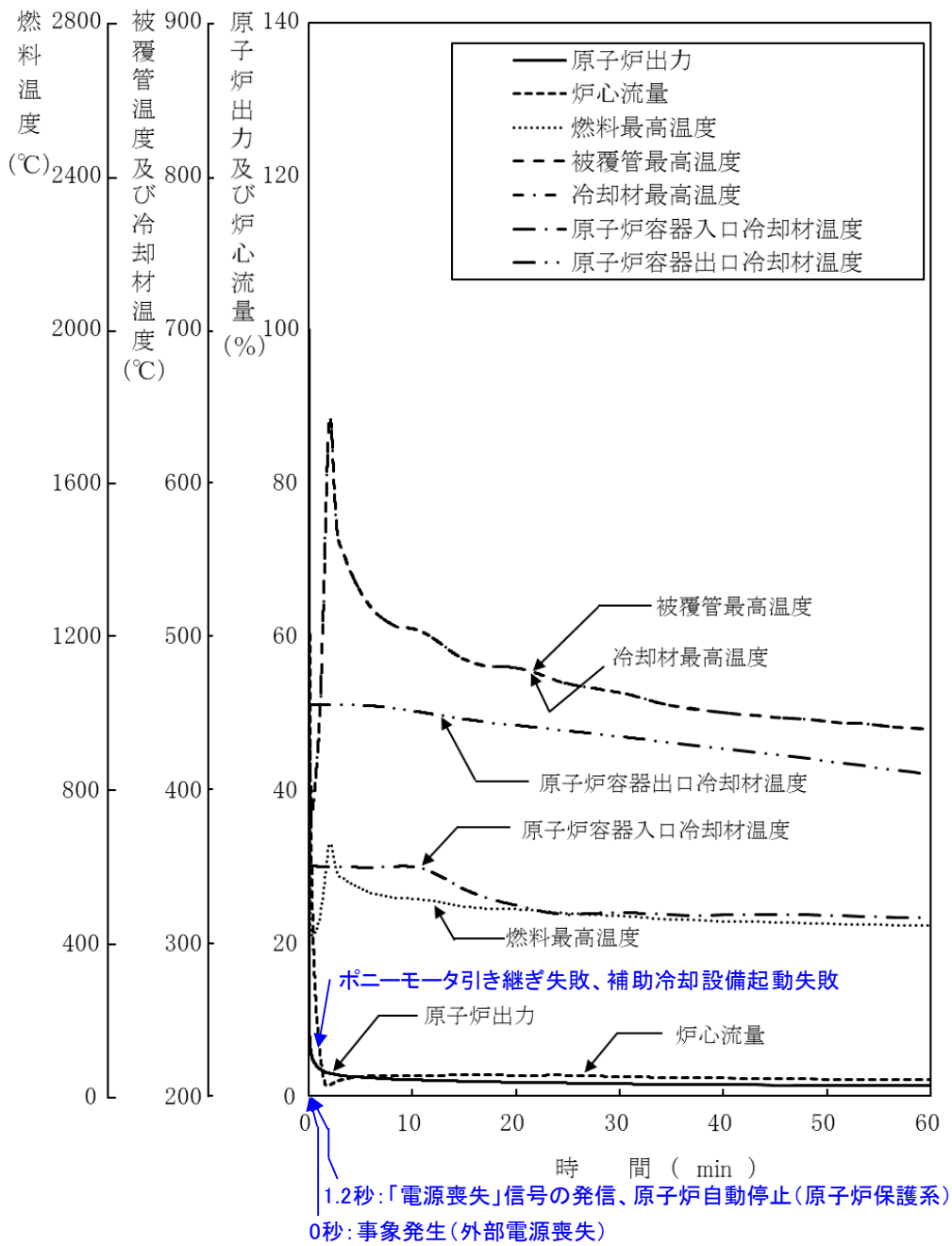
上記の評価結果から、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.12.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

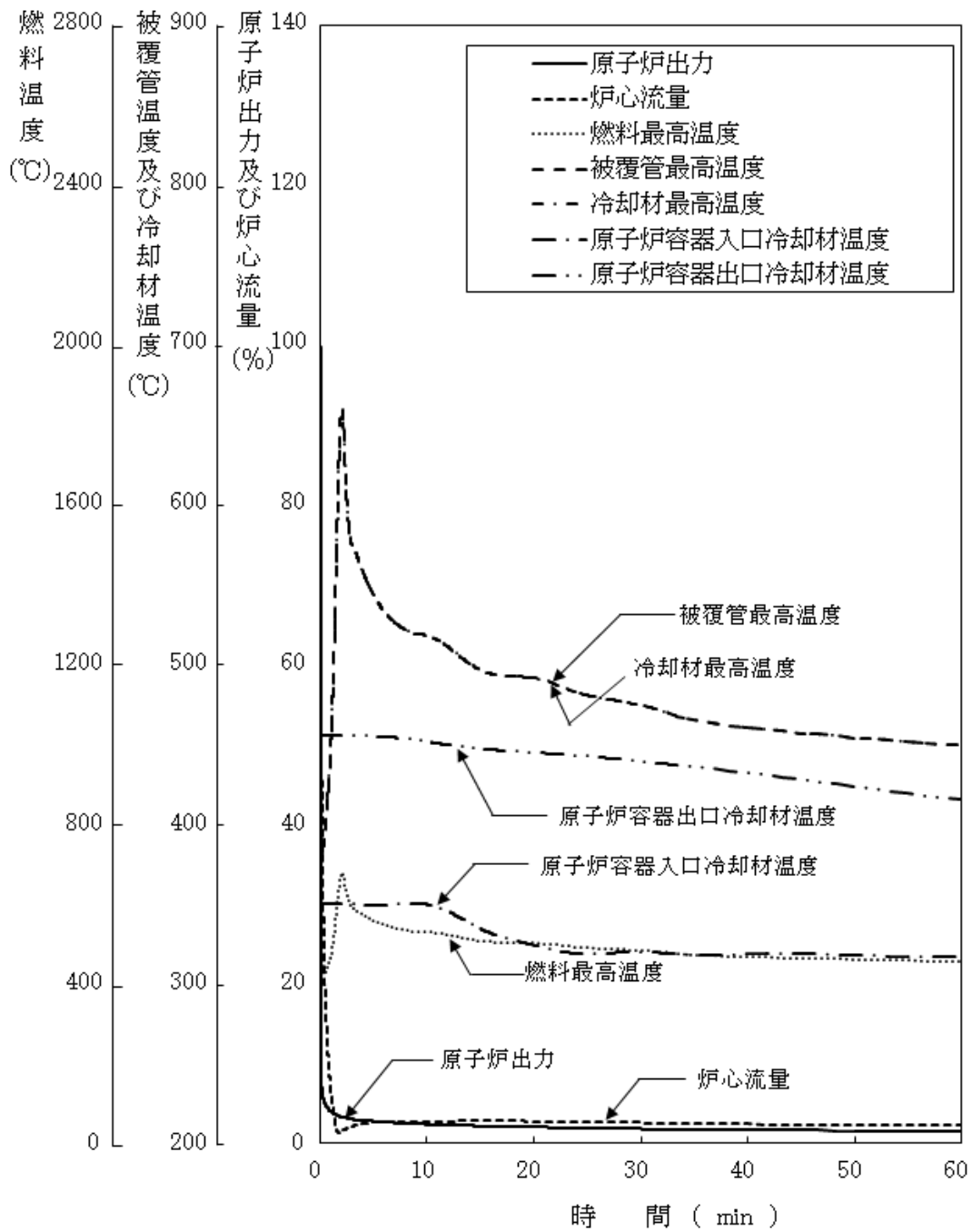
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
事故発生 の判断	・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 1次主冷却系流量計、1次補助冷却系流量計、2次補助冷却系流量計 ② 関連するプロセス計装
自然循環移行	・ 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量



第 4.3.3.12.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



第 4.3.3.12.2 図 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：2 ループ自然循環による冷却)



第 4. 3. 3. 12. 3 図 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)

4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、2次冷却材の漏えいが生じ、原子炉が「原子炉入口冷却材温度高」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却に失敗するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、健全なループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

1ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、失敗することは考えられないが、「4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定的基本的な考え方」において示した安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置の頑健性を確認するために、何らかの原因で自然循環に期待できない場合を仮定する。

この場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や損傷炉心物質が流出したものと、安全容器にて、流出した冷却材や損傷炉心物質を保持し、コンクリート遮へい体冷却系により、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する措置を講じることによって格納容器の破損を防止する。

さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としていることを踏まえ、炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、1次アルゴンガス系に安全板を設置することにより、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止する措置を講じる。また、格納容器（床下）の床面に断熱材及びヒートシンク材を設置することにより、安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和する措置を講じる。

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.13.1図及び第4.3.3.13.2図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、1次主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。

- b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、1ループの主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- c. 強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努めるものとする。

(ii) 格納容器破損防止措置

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を保持するため、安全容器を整備する。
- b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。
- c. 原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に安全板を整備する。
- d. 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、断熱材及びヒートシンク材を整備する。また、流出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、格納容器（床下）の室には鋼製のライナを整備する。なお、1次主冷却系の配管・機器の破損による格納容器内の圧力、温度の異常な上昇を検出した場合には、手動操作によって、1次主冷却系配管に残存するナトリウムをダンプタンクにドレンすることを可能とする。
- e. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- f. ナトリウムが流出し、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、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.13.1表及び第4.3.3.13.2表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.13.3表及び第4.3.3.13.4表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「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、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456°C、コールドレグ温度を350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²°Cとする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 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にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 5) 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365°C、応答時間は0.4秒とする。
- 6) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を7.1%Δk/kとする。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秒とする。
- 7) 原子炉の停止後、2ループの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き継ぎ及び補助冷却設備の起動に失敗し、1次主冷却系は自然循環に移行するものとする。
- 8) 1ループの2次主冷却系においてナトリウムの漏えいが生じたとし、原子炉冷却材温度の上昇を高め評価するため、破損が生じたループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、ナトリウムの漏えいにより、2次主循環ポンプがトリップする可能性があるため、漏えいの発生と同時に2次主循環ポンプをトリップさせ、インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプもトリップさせるが、解析の目的を踏まえ「2次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号は考慮しないものとする。この場合のプラント状態は、健全な1ループによる自然循環冷却である。

- 9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.13.3 図に示す。

1 ループでの 2 次冷却材の漏えいと同時に 2 次主循環ポンプのトリップを仮定し、相互インターロックにより他の 1 ループの 2 次主循環ポンプのトリップするため、2 次冷却材流量が低下する。また、2 次主循環ポンプのトリップによるインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。

2 次冷却材が漏えいしたループは主中間熱交換器の除熱能力の完全喪失を仮定するとともに、他の 1 ループは 2 次冷却材流量の低下とともに主中間熱交換器での除熱量が減少するため、両ループの 1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇し、2 次冷却材が漏えいしたループにおいて約 18 秒で「原子炉入口冷却材温度高」の設定値である 365℃に到達し、原子炉トリップ信号が発せられ、主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転への引き継ぎに失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗するため、1 次主冷却系は自然循環に移行する。その際に被覆管温度及び炉心冷却材温度は、いったん上昇するが、自然循環流量が安定した後は、崩壊熱の減衰に伴い徐々に低下する。原子炉容器入口冷却材温度は、原子炉トリップ前の主中間熱交換器 1 次側出口部での除熱量の減少による温度上昇と、原子炉トリップ後の温度降下の影響が時間遅れを持って到達するため、原子炉トリップ後も緩やかに上昇し低下する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、原子炉容器入口冷却材温度の上昇の影響が時間遅れを持って伝わるが、崩壊熱の減衰に伴って徐々に低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく速やかに低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、1 次主冷却系の自然循環移行時に出現し、両温度ともに約 750℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度（自然循環ループ）は、初期温度からほとんど上昇せず、最高温度は約 460℃、原子炉容器入口冷却材温度（自然循環ループ）の最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後に遅れて出現し、約 410℃であり、評価項目を満足する。

以上より、2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員

操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱及び原子炉トリップ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。なお、2つの解析条件の間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を使用する。原子炉トリップ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値は、設定の誤差範囲+8℃を考慮し373℃とする。

解析結果を第4.3.3.13.4図に示す。

「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高くしたことにより、原子炉トリップ信号の発信が「i）基本ケース」の解析より約2秒遅れ、また、崩壊熱を大きくしたことにより、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度の2次ピークが「i）基本ケース」の解析に比べ高くなった。その結果、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約20℃高い約770℃であり、評価項目を満足する。燃料最高温度は、「i）基本ケース」の解析と変わらず、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度（自然循環ループ）は、両者ともに約10℃高い約470℃及び約420℃であり、評価項目を満足する。

以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分けて解析を行う。事故の開始から炉心が損傷し原子炉容器が破損するまでの過程を炉内事象過程と呼び、この過程では崩壊熱が全て原子炉冷却材の昇温及び蒸発並びに原子炉冷却材バウンダリ内の機器の昇温に寄与するという保守的な仮定を用いて温度変化等を計算する。その後、原子炉容器が破損し、原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器内で保持する過程を炉外事象過程と呼び、この過程における熱流動挙動をFLUENTで解析する。安全板から原子炉冷却材バウンダリの外に流出したナトリウムによる影響が生じる過程を格納容器応答過程と呼び、この過程における流出したナトリウムによる格納容器の応答をCONTAIN-LMRで解析する。

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す(4)から(6)である。「(4) 原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。」の評価項目は、炉外事象過程において評価する。本評価事故シーケンスは、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳

事故」と比較して、原子炉冷却材バウンダリ内の冷却材インベントリが多く、炉外事象過程の評価の条件は、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」の炉外事象過程の評価の方が相対的に厳しい。このため、炉外事象過程の評価は、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。「(5) 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の過圧を防止できること。」の評価項目は、炉内事象過程の解析により評価する。「(6) 蒸発した冷却材(ナトリウム)が格納容器(床下)に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。」の評価項目は、格納容器応答過程の解析により評価する。

なお、炉内事象過程においては、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータを解析する。本評価事故シーケンスにおける炉内事象過程の計算では、原子炉冷却材温度及び圧力が評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータとなる。

i) 炉内事象過程の解析

a. 解析条件

2次冷却材の漏えい等により、1次主冷却系からの除熱機能を喪失し、崩壊熱により原子炉冷却材が昇温され、原子炉冷却材の蒸発により原子炉容器内の液位が低下し、炉心頂部が露出するまでの炉内の事象推移を以下の条件で解析する。

- 1) 炉心損傷防止措置の解析条件と同じ事象進展により、炉心の強制循環冷却に失敗するものとする。
- 2) 1次主冷却系の循環に必要な液位は確保された状態で、何らかの原因で炉心の自然循環冷却に失敗するものとする。
- 3) 原子炉冷却材温度の上昇が高くなるように主中間熱交換器2基の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、1次主冷却系配管の断熱を仮定する。
- 4) 事故発生前から常時運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転が継続されるものとし、安全容器外面冷却による除熱を考慮する。
- 5) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 炉心崩壊熱による原子炉冷却材バウンダリ内ナトリウムの昇温挙動を計算し、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の温度を評価する。主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)を第4.3.3.13.5図に示す。また、格納容器応答過程の解析条件として、安全板を通じて蒸気の形態で流出するナトリウムの温度及び蒸発速度を求める。
- 7) 主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板の座屈について、日本機械学会発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第I編 軽水炉規格(2016)のPVB-3220及びPVB-3230に準拠して評価する。
- 8) 主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板にかかる外圧は、ナトリウムによるヘッド圧及び1次アルゴンガス系の圧力のみを考慮する。1次主循環ポンプの停止を想定しているため、そのヘッド圧は零とし、保守的な評価を行うため、

2次側の内圧は考慮しないものとする。

b. 解析結果

原子炉容器内の事象推移の計算結果を第 4.3.3.13.6 図及び第 4.3.3.13.7 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、原子炉は自動停止するものの、主中間熱交換器の除熱能力の喪失及び1次主冷却系配管の断熱により、原子炉冷却材の温度が上昇する。

原子炉容器内の冷却材の蒸発により原子炉冷却材バウンダリ内の圧力が上昇するものの、1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧(9.8kPa[gage])を超過すると安全板が開放され、原子炉冷却材バウンダリ内の圧力の上昇を抑制する措置を講じていることから、1次アルゴンガス系の圧力及び原子炉冷却材ナトリウムのヘッド圧を加えた主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の圧力は0.1MPa以下に抑制される。これに対して、日本機械学会 発電用原子力設備規格に準拠して、不確かさの影響を含めた原子炉容器内の事象推移の計算温度を包絡する815℃における主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板の座屈に関して評価した結果、許容圧力は0.6MPaであり、原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)内の圧力は許容圧力を下回る。

なお、当該事象発生時には補助冷却設備は機能を喪失しているため、当該設備は仕切弁により隔離し、補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)に影響が生じることを防止する。

以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても、評価項目である主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の健全性は確保でき、格納容器の破損は防止される。

ii) 格納容器応答過程の解析

a. 解析条件

計算コードCONTAIN-LMRコードにより解析する。CONTAIN-LMRにおける解析体系を第4.3.3.13.8図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 格納容器(床上)、格納容器(床下)及び格納容器外(外部環境)をモデル化する。
- 2) ナトリウムは、「i) 炉内事象過程の解析」で求めた冷却材温度及び蒸発速度で1次アルゴンガス系に整備した安全板を通して蒸気の形態で流出するものとする。
- 3) 窒素雰囲気(酸素濃度3.5vol%)の格納容器(床下)に流出したナトリウムは雰囲気中の酸素等と反応し、格納容器(床下)の底部にプール状に溜るものとする。
- 4) 格納容器(床下)に整備する断熱材及びヒートシンク材による影響緩和の効果を考慮する。

- 5) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達を考えるものとする。また、ナトリウムプールが形成される室については、上記に加え熱輻射による伝熱を考えるものとする。
- 6) 格納容器（床上）と格納容器（床下）の間は、圧力差 981Pa に対して 100%/d の通気率があるものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.13.9 図及び第 4.3.3.13.10 図に示す。

格納容器（床上）の最高圧力及び格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約 0.032kg/cm²[gage]（約 3.2kPa[gage]）及び約 42℃であり、格納容器の設計圧力 1.35kg/cm²[gage]（約 0.13MPa[gage]）及び格納容器鋼壁の設計温度 150℃を超えることはなく、格納容器（床上）の健全性は確保される。

また、格納容器（床下）の最高圧力は約 0.032kg/cm²[gage]（約 3.2kPa[gage]）、断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、いずれも約 68℃であり、格納容器（床下）の健全性は確保される。

Cs-137 の総放出量は約 4.4×10^{-3} TBq であり、100TBq を大きく下回る。

以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。

以上 i) 及び ii) より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

iii) 不確かさの影響評価

a) 炉内事象過程の不確かさの影響評価

評価項目である主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性に影響を与える重要現象は原子炉冷却材温度及び圧力である。この内、原子炉冷却材圧力については、安全板の仕様にに基づき保守的に設定していることから感度解析は不要である。したがって、ここでは、解析条件の不確かさとして原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価する。崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考慮した値を使用して解析を実施する。

解析結果を第 4.3.3.13.11 図及び第 4.3.3.13.12 図に示す。

崩壊熱を増加させた解析の結果、原子炉冷却材の最高温度は 815℃を下回り、その許容圧力は 0.6MPa である。主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）内の圧力は、「i) 炉内事象過程の解析」と同じ 0.1MPa 以下となり、許容圧力を下回る。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性は確保でき、格納容器の破損は防止される。

b) 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

格納容器（床下）は窒素雰囲気であるため、ナトリウムの凝縮・蒸発が重要現象となる。この際、流出ナトリウム条件が最も影響のある因子であり、不確かさの影響を考慮し

た上で、評価項目に対して厳しい結果となるよう蒸気を対象として解析していることから感度解析は不要である。したがって、ここでは、解析条件の不確かさとして原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価する。崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を使用して解析を実施する。

解析結果を第4.3.3.13.13図及び第4.3.3.13.14図に示す。

崩壊熱を増加させた解析の結果、「ii）格納容器応答過程の解析」に比べ格納容器（床上）の最高圧力は約0.015kg/cm²高くなり、約0.047kg/cm²[gage]（約4.7kPa[gage]）である。格納容器（床上）の格納容器鋼壁の最高温度は、ほとんど変わらず約42℃である。また、格納容器（床下）の最高圧力は、約0.015kg/cm²高くなり約0.047kg/cm²[gage]（約4.7kPa[gage]）である。格納容器（床下）の断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、約5℃高くなりいずれも約73℃である。Cs-137の総放出量は約4.9×10⁻³TBqであり100TBqを大きく下回る。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に低く抑制される。

以上a)及びb)より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.13.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	<ul style="list-style-type: none"> 「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 制御棒 ② 制御棒駆動系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「原子炉入口冷却材温度高」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
事故発生 の判断	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次主冷却系流量計、1次補助冷却系流量計、2次補助冷却系流量計 ② 関連するプロセス計装
自然循環移行 (1ループ)	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量

第 4.3.3.13.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

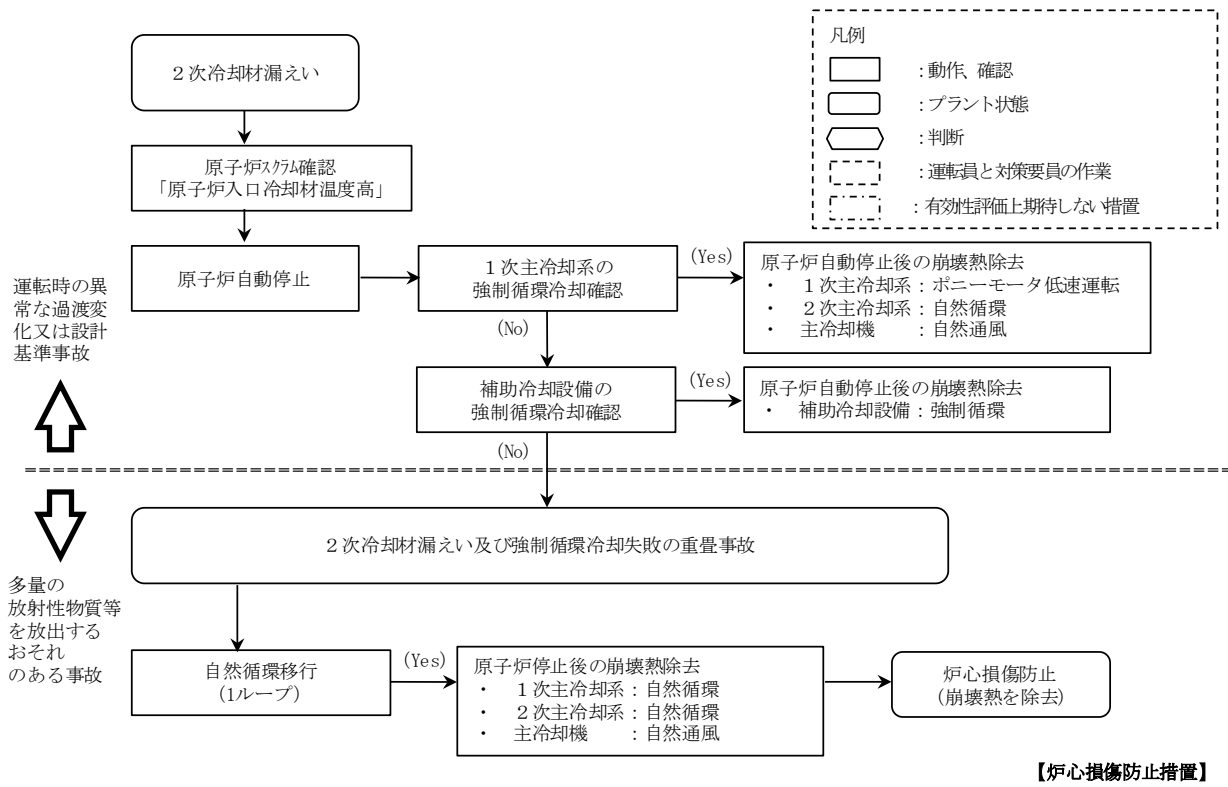
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断	・ 冷却材の著しい昇温及び蒸発が生じた場合、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。	—	—	①原子炉出口温度計、原子炉カバーガス圧力
1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器（床下）に放出	・ 1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器（床下）に流出することを確認する。	① 断熱材及びヒートシंक材	—	①安全板の状態表示
格納容器アイソレーション確認	・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	①原子炉保護系（アイソレーション） ②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」
原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したこと判断	・ 安全容器内の圧力が著しく上昇した場合、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したと判断する。	—	—	①安全容器呼吸系圧力計
安全容器による冷却材や損傷炉心物質の保持 ・ コンクリート遮へい体冷却系による冷却	・ 安全容器により冷却材や損傷炉心物質が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する。	① 安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系	—	①コンクリート遮へい体冷却系の温度計、窒素ガス冷却器の流量計②関連するプロセス計装

第4.3.3.13.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

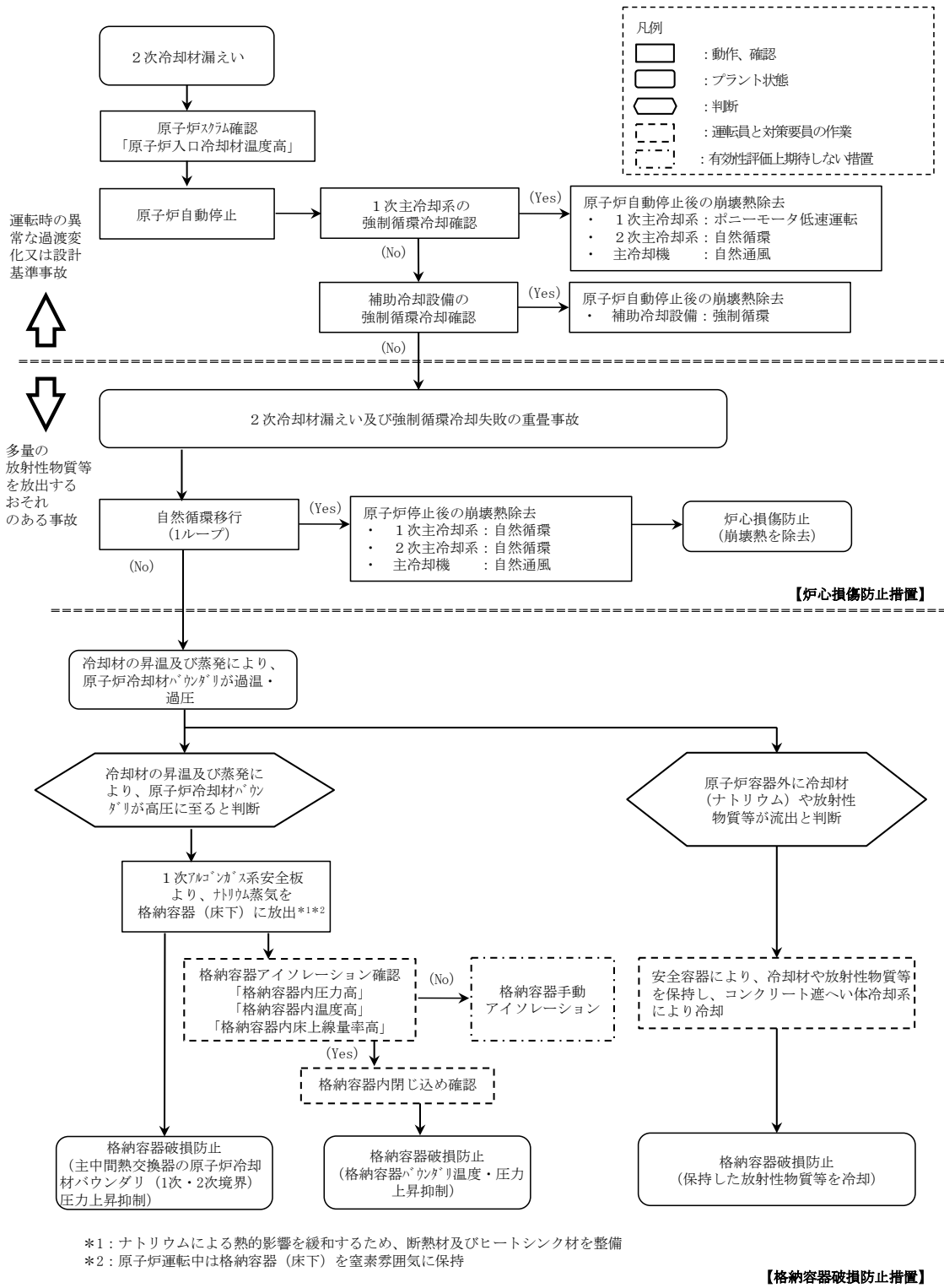
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考					
			5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日												
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▼異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▼事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)																					
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing time allocation for 5, 10, 20, 30, 60, 3h, 10d, 20d, 30d, 40d]																					
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Bar chart showing time allocation]																・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。					
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断	[Bar chart showing time allocation]																・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。					
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・自然循環移行(1ループ)	[Bar chart showing time allocation]																・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。					

第4.3.3.13.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

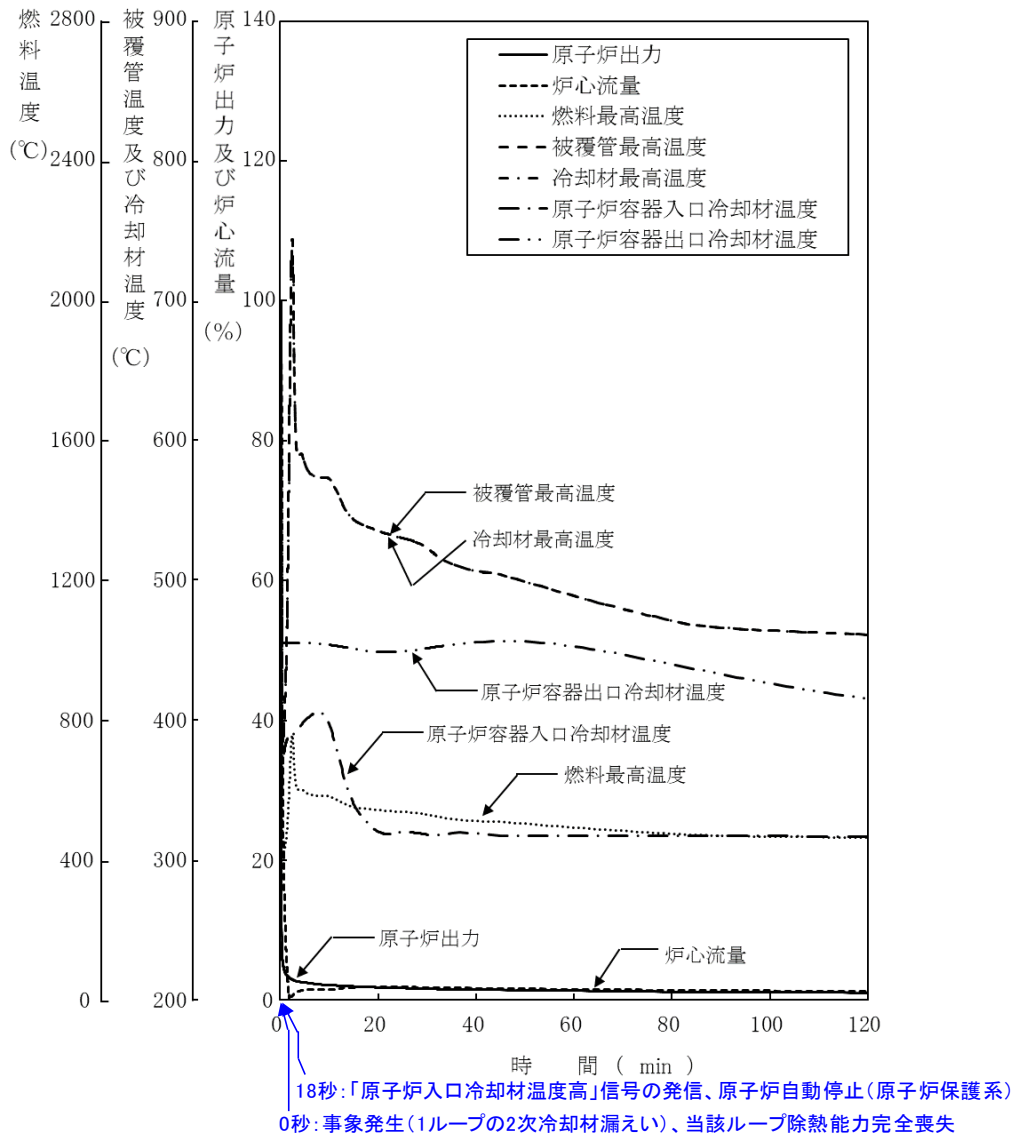
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考					
			5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日												
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▼異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▼事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗) ▼冷却材の昇温及び蒸発により原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断 ▼原子炉容器外に冷却材(ナトリウム)や損傷炉心物質が流出と判断																					
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing time allocation]																					
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Bar chart showing time allocation]																・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。					
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断	[Bar chart showing time allocation]																・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。					
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・自然循環移行(1ループ)	[Bar chart showing time allocation]																・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。					
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断	[Bar chart showing time allocation]																・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。					
格納容器破損防止措置	運転員D	1 ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出	[Bar chart showing time allocation]																・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器(床下)に放出されることを確認する。					
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Bar chart showing time allocation]																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。					
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したことの判断	[Bar chart showing time allocation]																・安全容器内圧力に著しい上昇が生じた場合に、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したと判断する。					
格納容器破損防止措置	運転員B、D、E	3 ・安全容器による冷却材や損傷炉心物質の保持 ・コンクリート遮へい体冷却系による冷却	[Bar chart showing time allocation]																・安全容器により冷却材や損傷炉心物質が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する。					



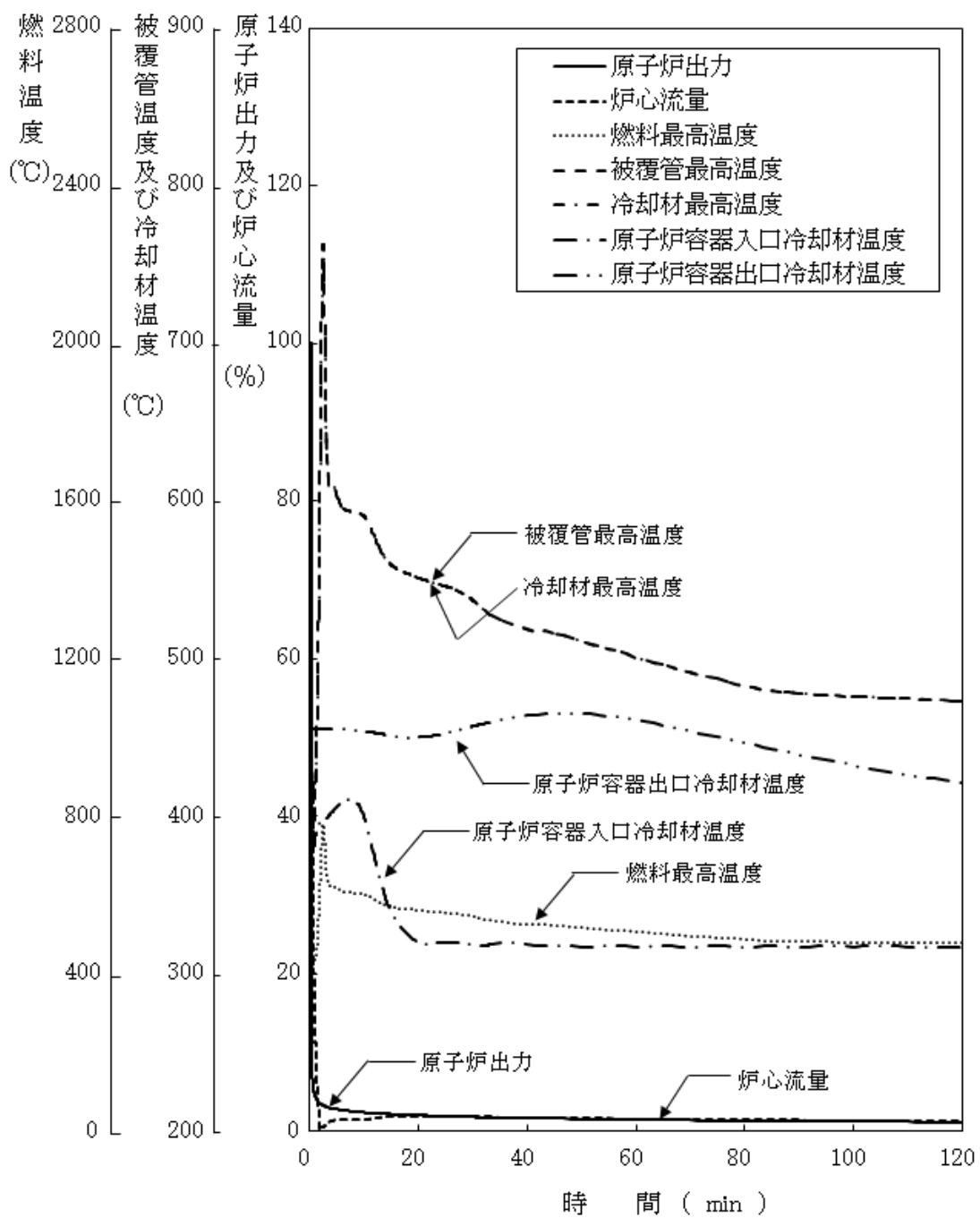
第 4.3.3.13.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 4.3.3.13.2 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要

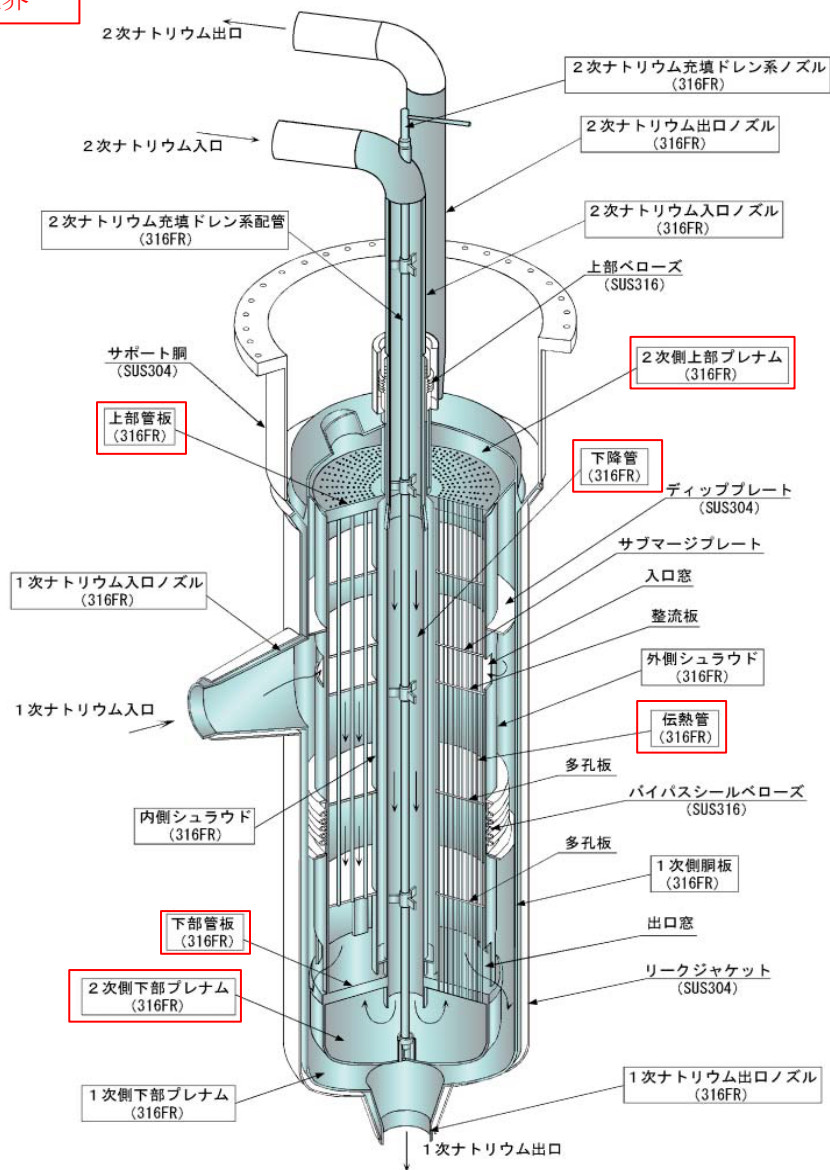


第 4. 3. 3. 13. 3 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：1 ループ自然循環による冷却)

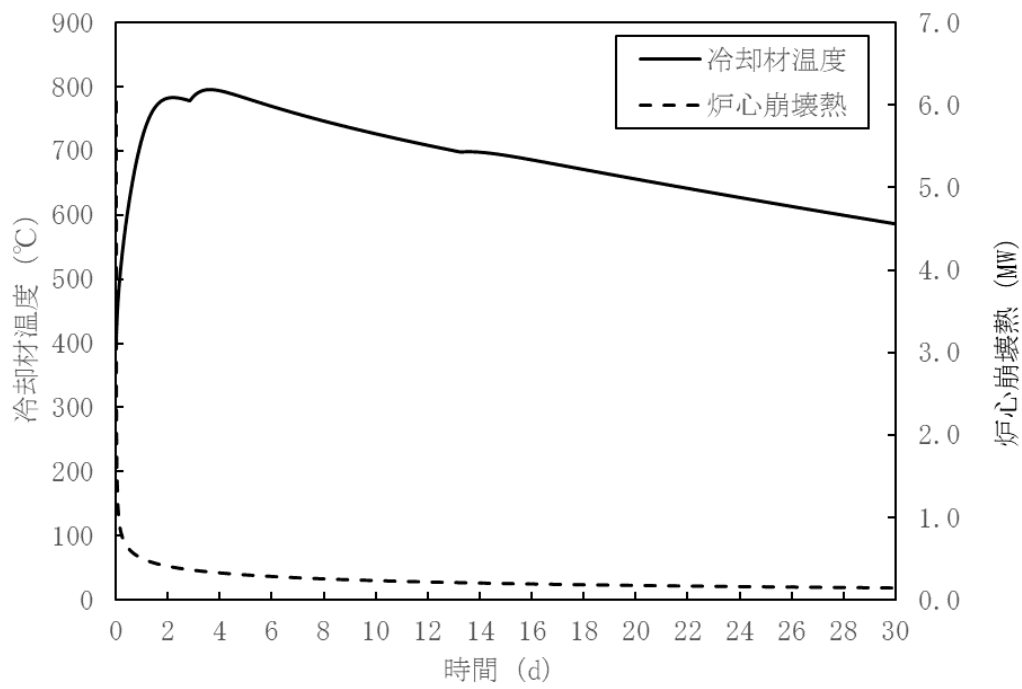


第 4. 3. 3. 13. 4 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)

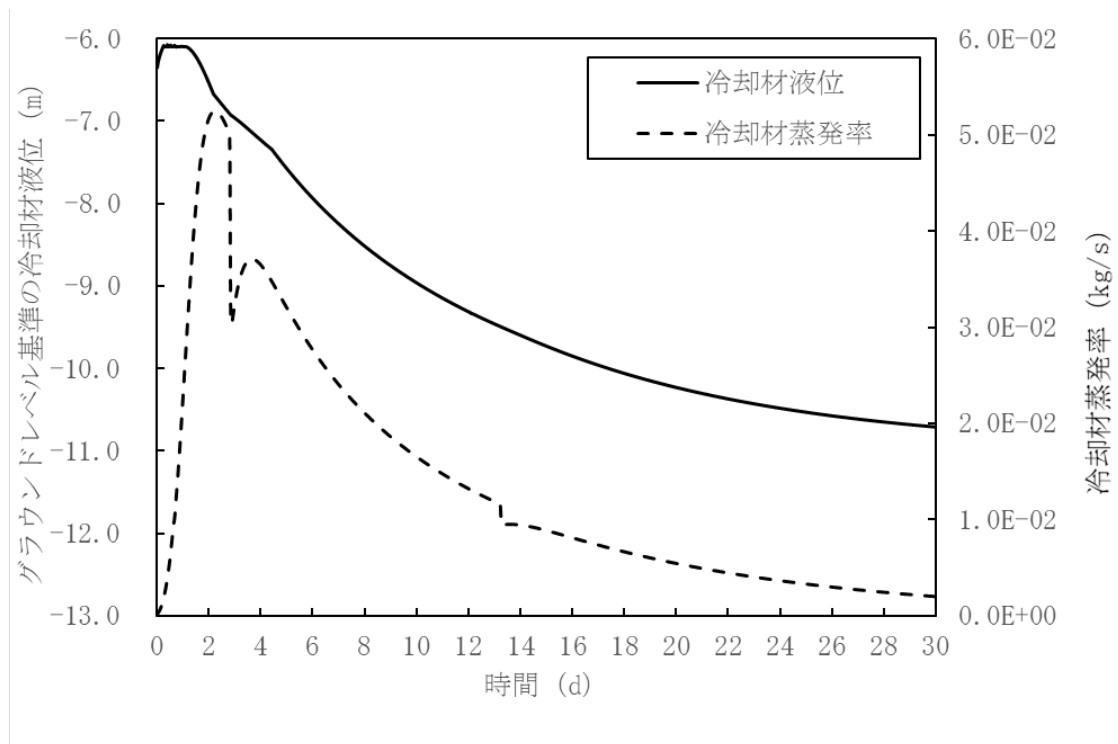
1次/2次境界



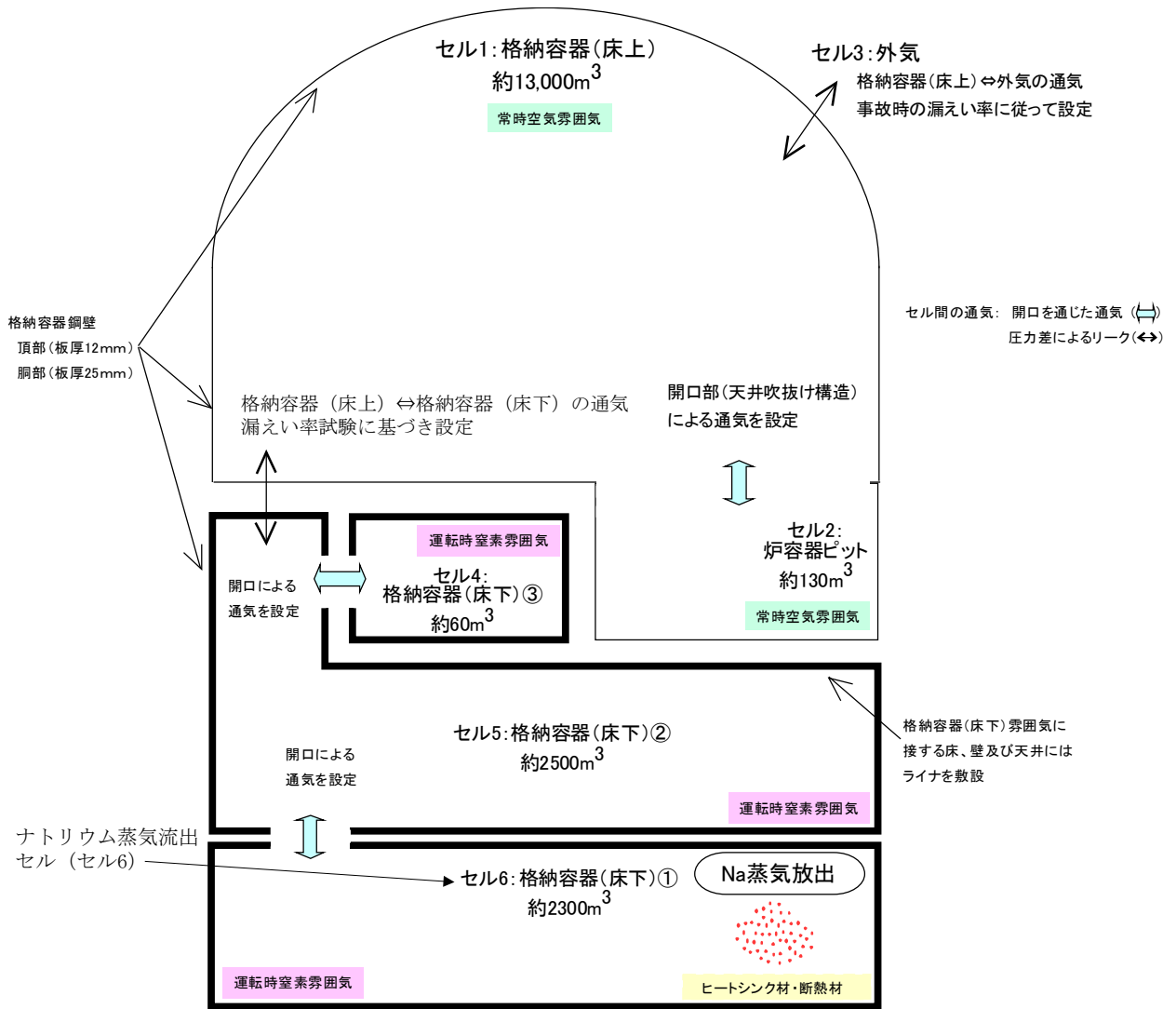
第 4. 3. 3. 13. 5 図 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界)



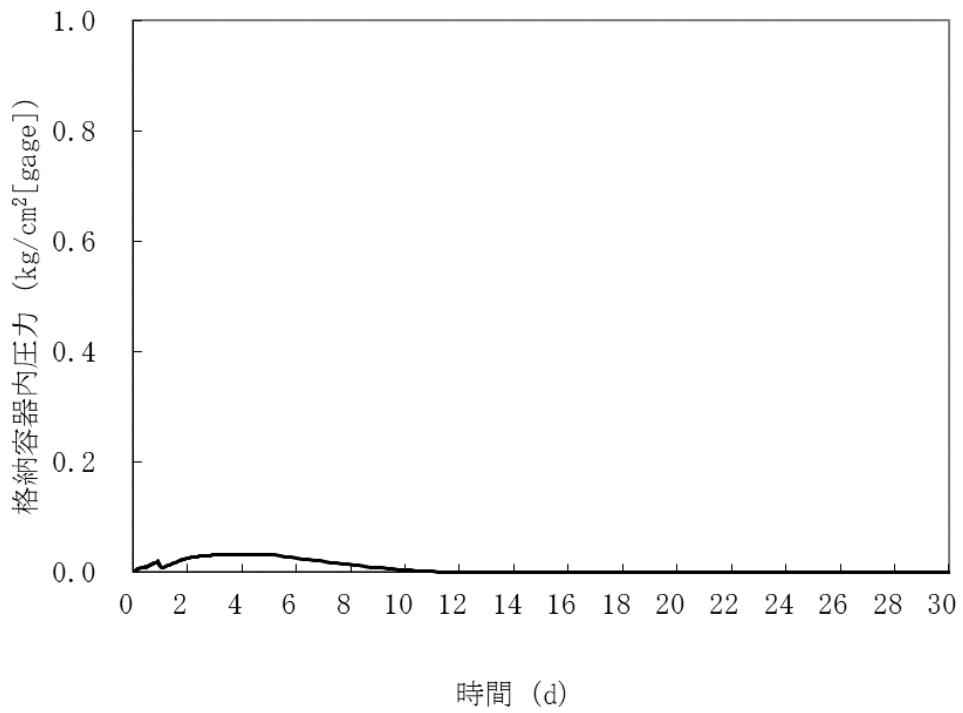
第 4. 3. 3. 13. 6 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）



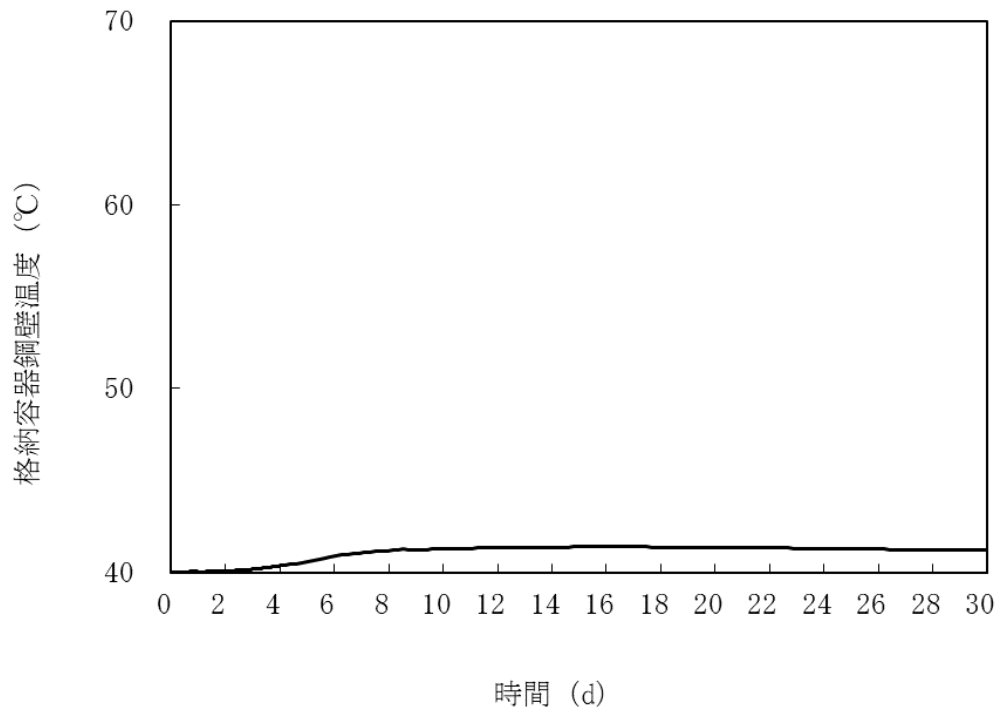
第 4. 3. 3. 13. 7 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移）



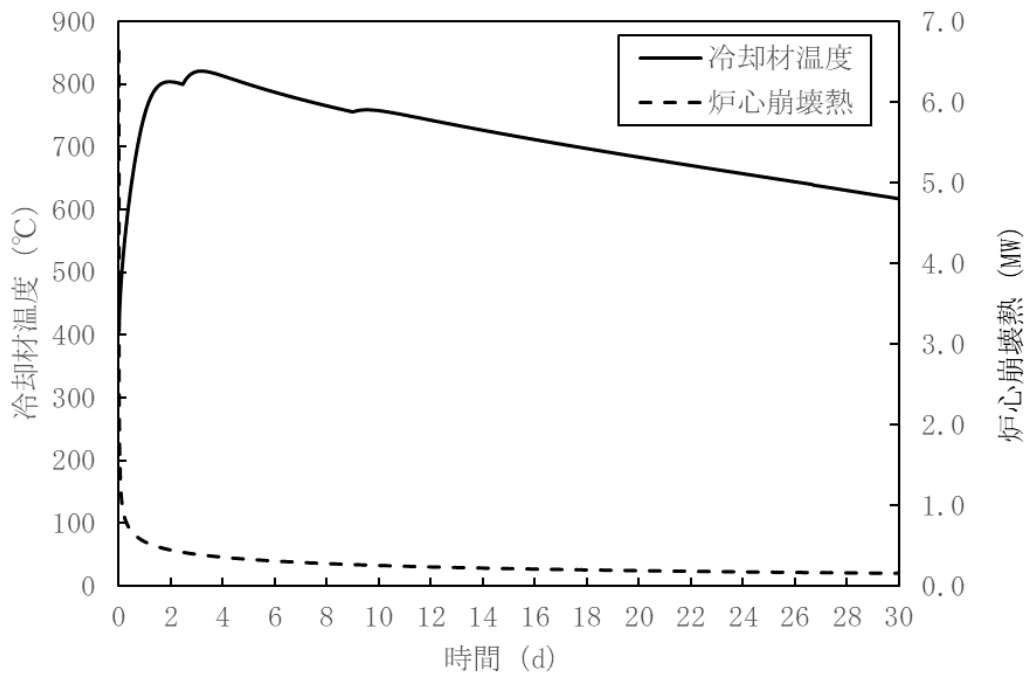
第 4. 3. 3. 13. 8 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



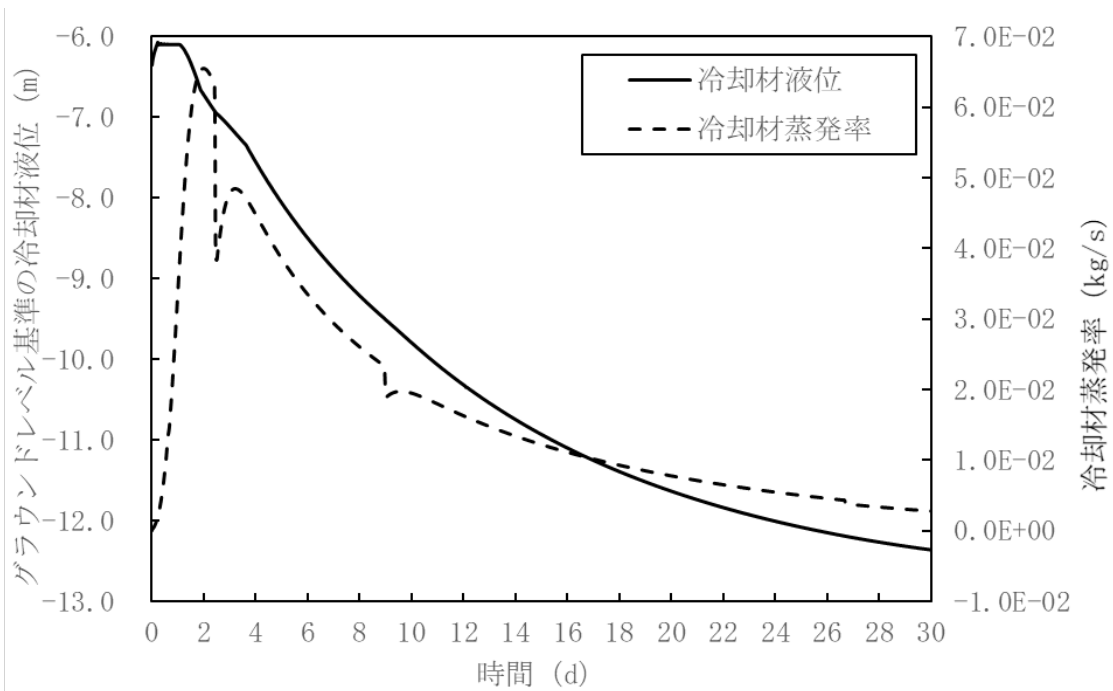
第 4. 3. 3. 13. 9 図 格納容器内圧力の推移



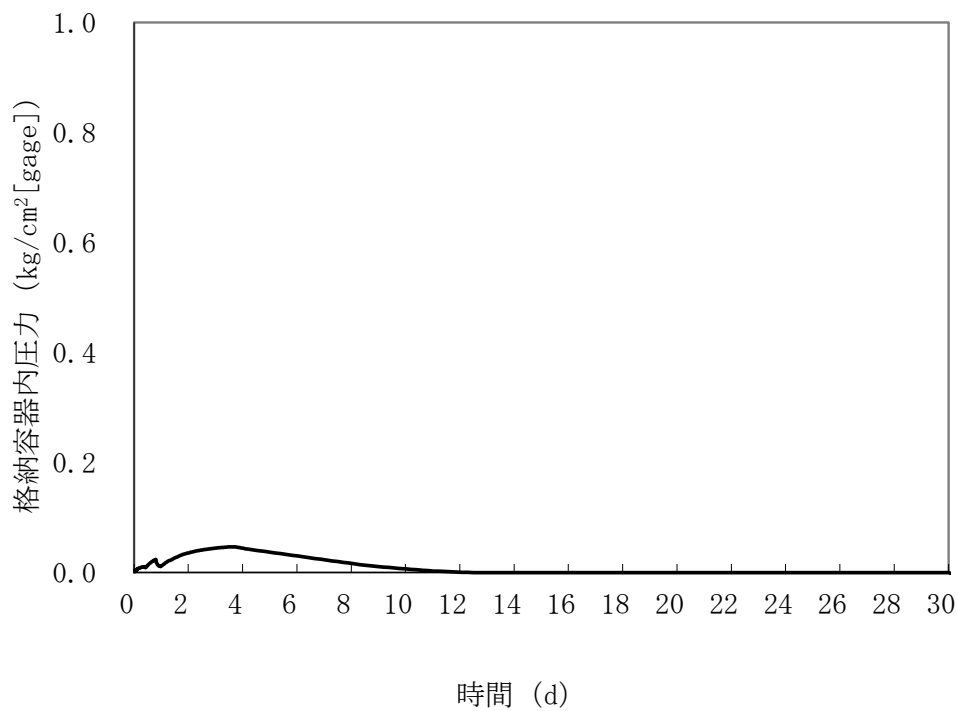
第 4. 3. 3. 13. 10 図 格納容器鋼壁温度の推移



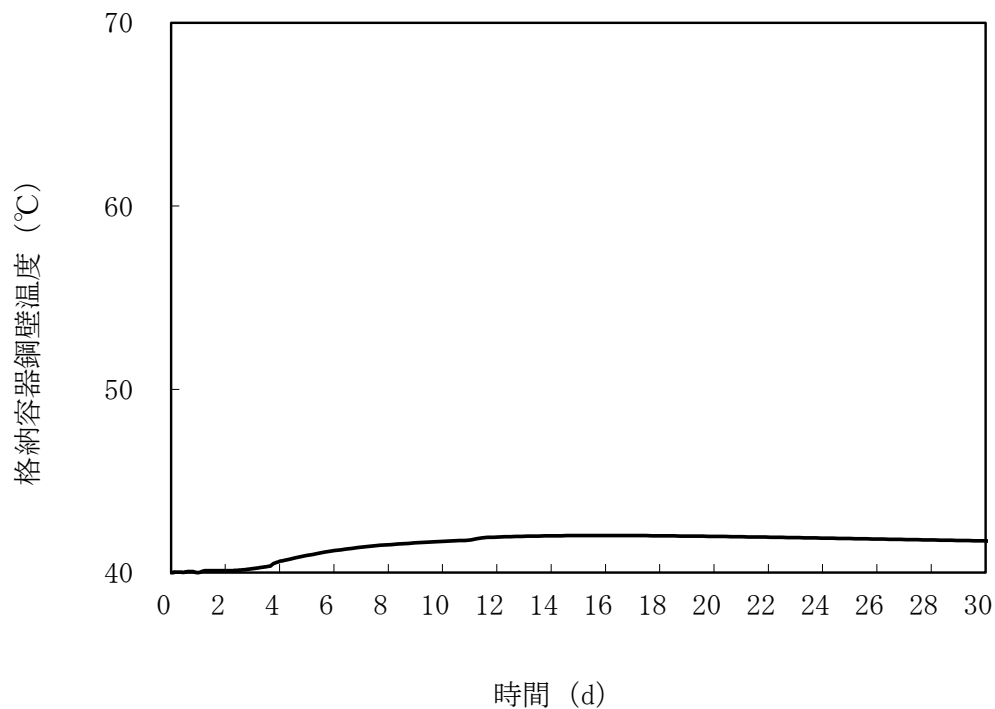
第 4.3.3.13.11 図 炉内事象推移の計算結果
 (原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移：不確かさの影響評価)



第 4.3.3.13.12 図 炉内事象推移の計算結果
 (原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移：不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 13. 13 図 格納容器内圧力の推移 (不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 13. 14 図 格納容器鋼壁温度の推移 (不確かさの影響評価)

4.3.3.14 全交流動力電源喪失事故

(1) 事故の原因及び説明

全交流動力電源喪失事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」により自動停止した後、非常用ディーゼル電源系のディーゼル発電機（2基）の自動起動に失敗し、一般電源系及び非常用ディーゼル電源系の電源が全て同時に失われる事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

全交流動力電源喪失事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、全交流動力電源喪失事故では、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、炉心の著しい損傷は防止できる。また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示すとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.14.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、ディーゼル発電機（2基）の自動起動失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

全交流動力電源喪失事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- c. 全交流動力電源喪失の長期化による直流及び交流無停電電源系の喪失を想定し、事故対策上必要な操作は手動で対応できるものとするとともに、仮設計器により、監視を実施できるものとする。
- d. ディーゼル発電機については、その起動失敗に係る原因を調査し、復旧に努めるものとする。

(ii) 格納容器破損防止措置

全交流動力電源喪失事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。

- a. 1 ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、1 ループの1 次主冷却系及び2 次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.14.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、仮設電源設備を整備する。

(5) 作業と所要時間

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.14.2 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「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、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、全交流動力電源喪失事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

炉心の冷却に係る格納容器破損防止措置の有効性評価は「4.3.3.13 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.13 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

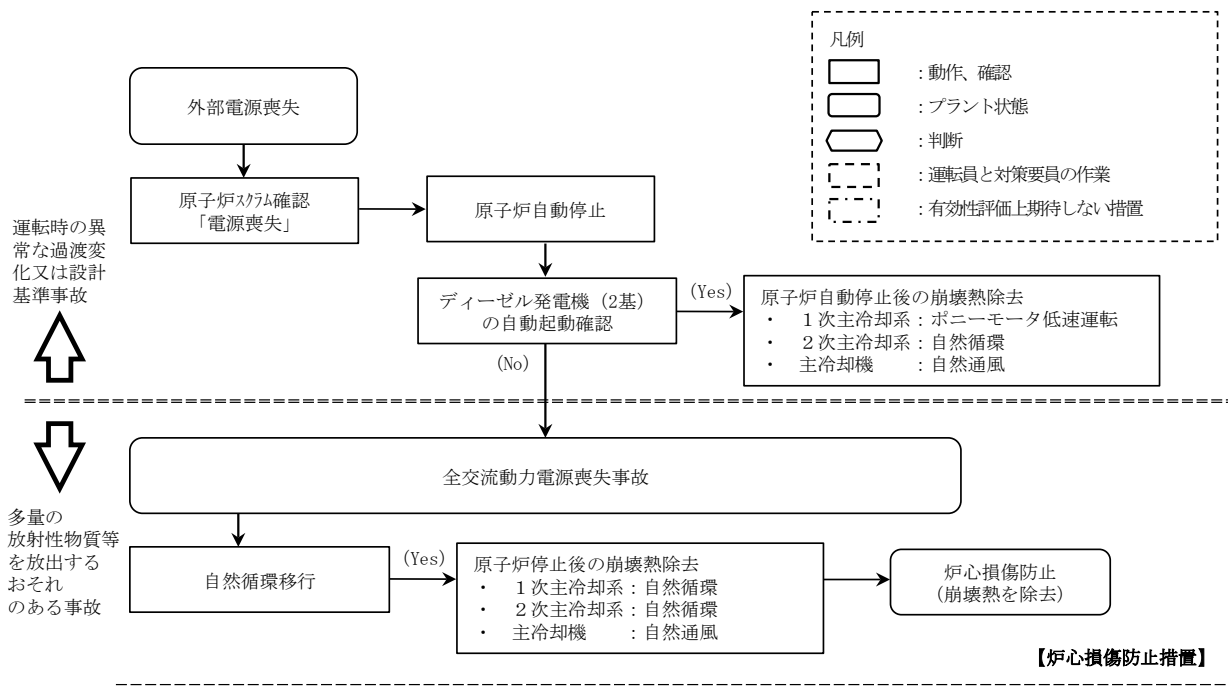
上記の評価結果から、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.14.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	<ul style="list-style-type: none"> 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 制御棒 ② 制御棒駆動系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
事故発生 の判断	<ul style="list-style-type: none"> ディーゼル発電機(2基)の自動起動に失敗した場合は事故発生と判断する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ① ディーゼル発電機の運転表示、M/Cの電圧 ② 関連するプロセス計装
自然循環移行	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。 	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 仮設電源設備 ② 仮設計器 	<ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉出口温度、主冷却器出口温度

第4.3.3.14.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考	
			5	10	20	30	60	120	180	240	300	360	420	480	540	600	10日	20日		30日
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	異常事象発生(外部電源喪失) 事故発生(ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗)																	
			当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1	・原子炉スクラム確認																	・「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。
	運転員A、D	2	・事故発生(ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗)の判断																	・ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A、B、C、D	4	・自然循環移行																	・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。 ・仮設計器等により温度監視等を行う。
	運転員E	1	・ディーゼル発電機の起動失敗の原因調査・復旧																	・ディーゼル発電機の起動失敗の原因を調査し、その復旧に努める。



第 4. 3. 3. 14. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

4.3.3.15 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

（1）事故の原因及び説明

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）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、燃料集合体内の冷却材流路のうち、複数のサブチャンネル（燃料集合体内の燃料要素あるいはラップ管によって囲まれる冷却材流路）が千鳥格子状に閉塞される事象として考える。燃料集合体内の冷却材流路が千鳥格子状に閉塞されると、除熱能力が低下し、燃料要素が昇温して破損に至る可能性がある。また、破損した燃料要素から内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出され隣接する燃料要素に衝突すると、隣接燃料要素の除熱が阻害されて燃料要素の破損伝播に至る可能性がある。

（2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故では、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞することにより燃料集合体内の局所的な昇温状態が継続することによって燃料要素の破損が拡大して燃料集合体が損傷し、損傷領域が隣接する燃料集合体に破損伝播して、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。また、燃料要素が破損した場合には、破損した燃料要素から放出された核分裂生成ガスを燃料破損検出系により検出し、運転員が手動で原子炉を停止することで、燃料要素が破損伝播して炉心の著しい損傷へと拡大することを防止する。

仮に、何らかの原因で炉心損傷防止措置（運転員による原子炉の手動停止）に期待できないとした場合、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器から格納容器（床上）にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.15.1図及び第4.3.3.15.2図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）の形成時点を起点とする。

（3）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

（i）炉心損傷防止措置

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 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、燃料集合体への冷却材の入口流路が同時に閉塞されることを防止する。
- b. 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、冷却材流路が同時に閉塞されるこ

とを防止する。

- c. 流路閉塞により、燃料要素が破損した場合、異常を早期に検出するため、中央制御室に警報を発する燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）を整備する。
- d. 燃料破損検出系の警報により、運転員は手動で原子炉をスクラムにより原子炉を停止できるものとする。
- e. 流路閉塞が生じ、燃料要素が破損した場合に、異常を早期に検出するため、中央制御室に警報を発する燃料破損検出系（カバーガス法燃料破損検出設備）を整備する。なお、本措置は上記 c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。
- f. 原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉を停止できるものとする。当該操作手順には、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又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制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記 d. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、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内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、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、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。

b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.15.1表及び第4.3.3.15.2表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.15.3表及び第4.3.3.15.4表に示す。燃料破損が発生し、燃料破損検出系の警報が発報した場合に、運転員は、原子炉を手動でスクラムする手順とする。この場合、燃料破損発生から運転員が原子炉を停止するまでに要する時間は、燃料破損検出系の検出時間約40分と運転員の操作時間約20分の合計1時間としている。ここで、燃料破損検出系の検出時間については設備の機能に時間余裕を含めて設定しており、運転員の操作時間についても中央制御室で信号を確認して手動スクラムするのに要する時間に時間余裕を含めて設定している。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名(「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、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。)で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードASFREにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。最適条件での評価を基本とするものの、局所的な事故であることから実際よりも厳しい結果を与える初期条件を仮定する。

- 1) 閉塞が形成されていない健全状態の燃料最高温度及び被覆管最高温度は、それぞれ、熱的制限値である2,350℃及び620℃とする。
- 2) 冷却材最高温度及び燃料集合体入口温度は、それぞれ、600℃及び350℃とする。
- 3) 最大線出力密度及び集合体発熱量は、それぞれ、418W/cm及び2.24MWとする。
- 4) 閉塞前の集合体流量は、8.57kg/sとする。
- 5) 閉塞形態は、燃料集合体の最外周のサブチャンネルを除くサブチャンネルが、千鳥格子状に瞬時に完全閉塞されることを想定する。
- 6) 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。
- 7) 閉塞の軸方向位置は、被覆管温度が最も高くなる炉心部上端とする。
- 8) 閉塞部の厚みは、ワイヤスペーサ巻きピッチ(209mm)の1/3とする。
- 9) 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

W/m²K とする。

- 10) 燃料破損検出系の警報により、運転員が手動で原子炉をスクラムし、2ループの1次主循環ポンプのポニーモータの低速運転により、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。
- 11) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²°Cとする。
- 12) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 13) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）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及び冷却材最高温度は、それぞれ約720°C及び約640°Cまで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。

しかしながら、長期間高温に維持されることを想定すると、クリープ破損が生じる可能性がある。閉塞された流路に接する燃料要素がクリープ破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出され、隣接する燃料要素に衝突することで、隣接する燃料要素の被覆管温度が上昇する。

ガス放出時の被覆管温度の解析結果を第4.3.3.15.3図に示す。被覆管最高温度は、約800°Cまで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。核分裂生成ガス放出の継続時間は約10秒であり、その後、被覆管温度は初期の温度に低下する。

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ると、燃料破損検出系により、その破損を検知することで、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。この間、他の燃料要素が新たに破損することはない、急速な破損伝播が起こることはない。

崩壊熱除去運転へ移行後は、燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ低下し、事象は安定した状態で静定し事故は収束する。

以上より、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても、炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。運転員操作の時間に係る不確かさについては、「(5) 作業と所要時間」に示すとおり、適切な余裕を考慮しており、その影響は小さい。解析条件に係る不確かさについて、評価項目である被覆管最高温度等の結果に影響を及ぼすと考えられる解析条件は、「i) 基本ケース」に示すとおり、解析結果を厳しくするよう保守的な条件設定を行っており、不確かさの影響は「i) 基本ケース」に十分に包絡される。具体的には、燃料被覆管の初期温度、ガスジェット放出時間及びガスジェット放出時の熱伝達率の不確かさが考えられるが、「i) 基本ケース」において、それぞれ、初期温度を通常の運転状態と異なる熱的制限値、ガスジェット放出時間は燃焼末期の最も核分裂生成ガスが蓄積された状態

を想定した時間、ガスジェット放出時の熱伝達率は実験結果をもとに算出した保守的な値を設定していることから、これらの不確かさを包絡した解析としている。また、結果に影響を及ぼす上記以外の解析条件として閉塞位置等の想定の不確かさがある。閉塞が形成される位置については、燃料集合体内に外部から混入する異物の閉塞形成のメカニズムから燃料要素バンドルの下部の非発熱部に形成される可能性が高いと考えられるが、本解析においては、熱的に最も厳しい条件となる発熱部の上端位置での閉塞を想定していることから閉塞位置の不確かさを包絡している。

(ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスにおいて、局所的な異常が拡大した場合の炉心損傷の影響については、原子炉停止失敗により炉心全体で多数の燃料集合体の損傷が生じる「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に包絡される。

このため、措置の有効性の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.15.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事故発生の判断 (燃料破損検出系による破損の検出)	・ 燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。	—	—	① 遅発中性子法燃料破損検出設備
原子炉 手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系（スクラム） ② 核計装（線形出力系）、核計装（起動系）

第4.3.3.15.2表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

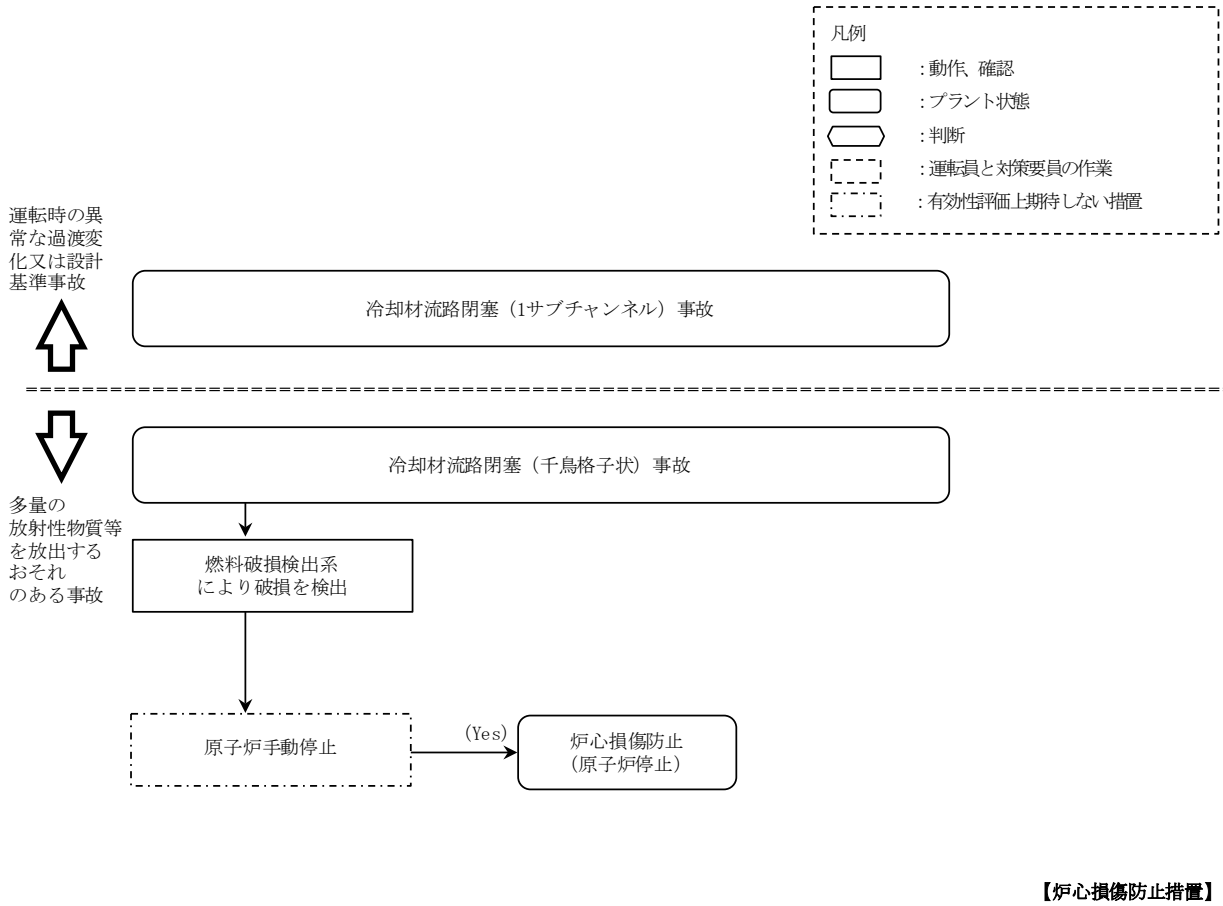
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	・ 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	—	① 関連するプロセス計装
格納容器アイソレーション確認	・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	① 原子炉保護系（アイソレーション） ② アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

第4.3.3.15.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

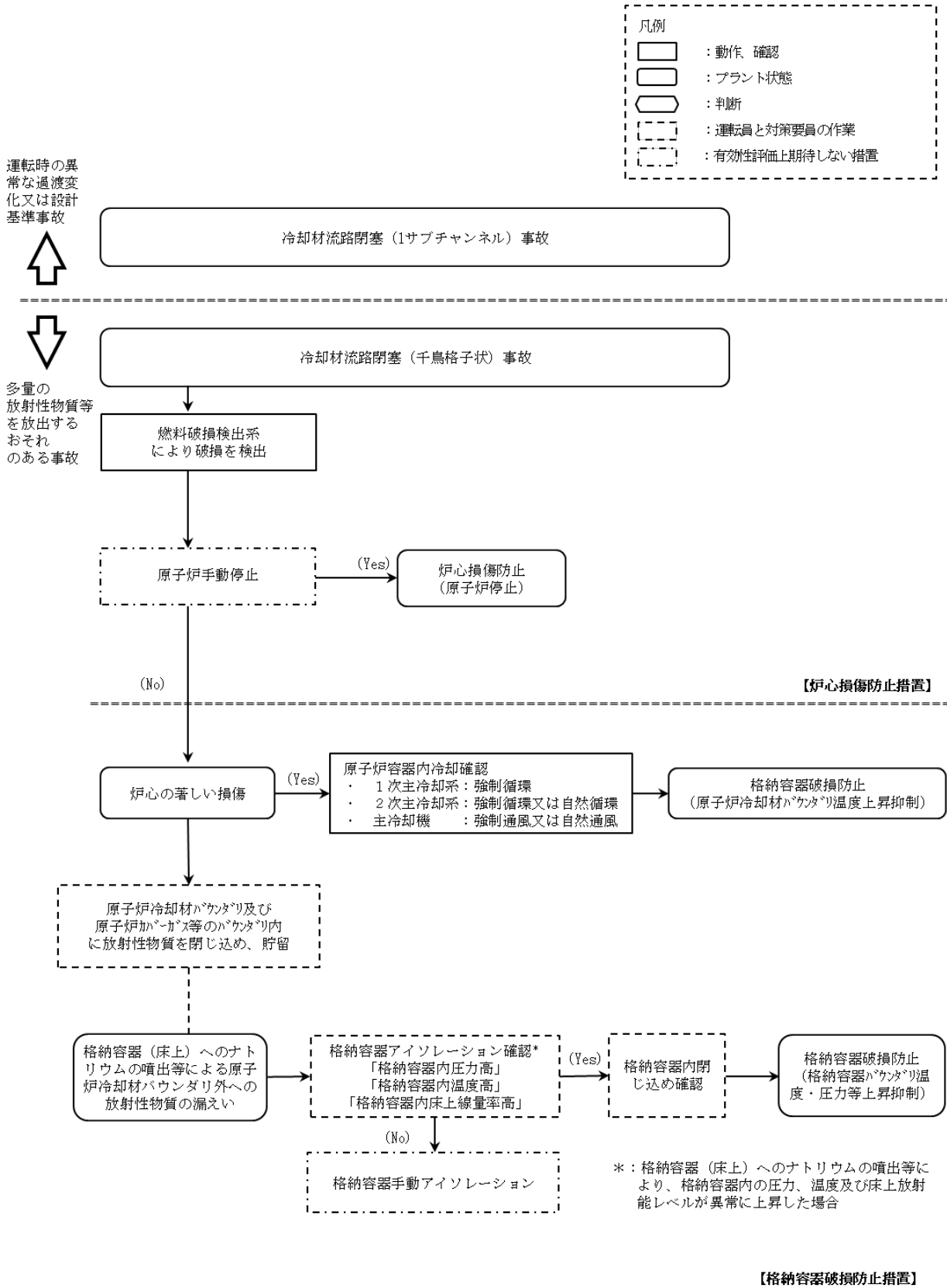
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	10	20	30	40	50	60	90	120	180	240			
			▽冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生時の判断 (燃料破損検出系による破損の検出)												
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar from 10 to 240]												
状況判断	運転員A、D	2 ・事故発生時の判断	[Gantt chart bar from 10 to 30]												・燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Gantt chart bar from 10 to 30]												・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第4.3.3.15.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

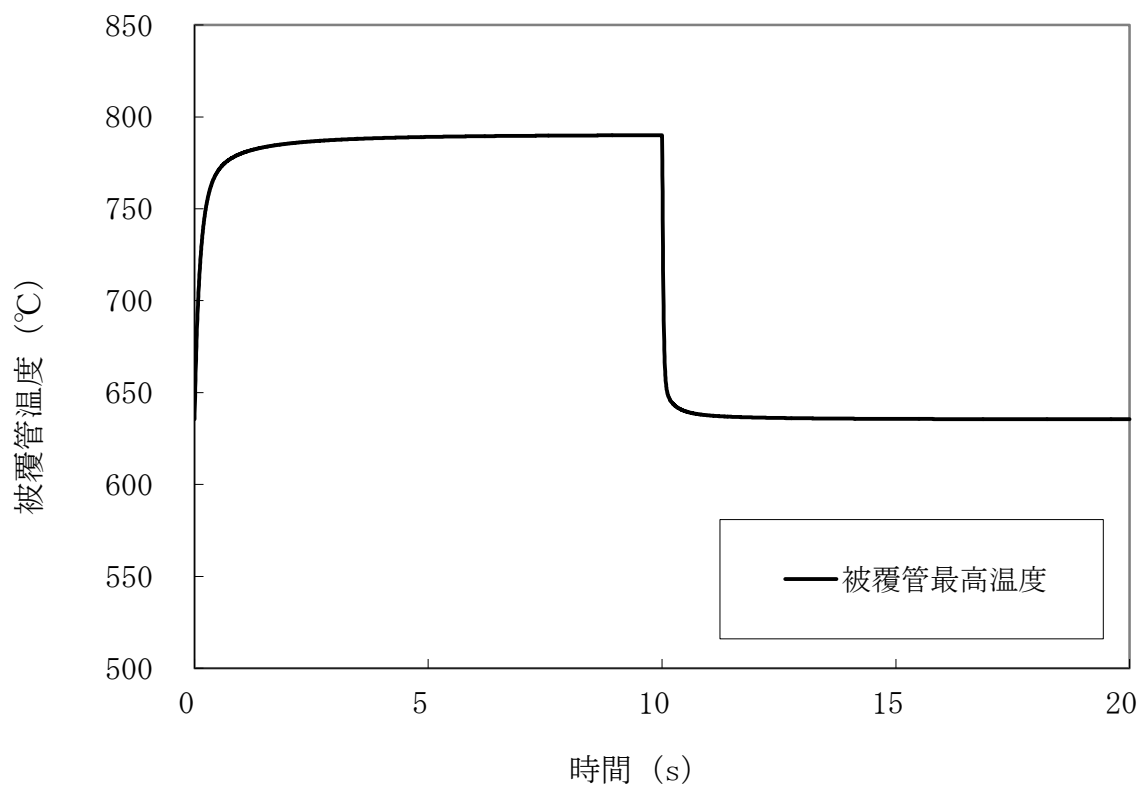
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	10	20	30	40	50	60	90	120	180	240			
			▽冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生時の判断 (燃料破損検出系による破損の検出) ▽原子炉停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断												
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar from 10 to 240]												
状況判断	運転員A、D	2 ・事故発生時の判断	[Gantt chart bar from 10 to 30]												・燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Gantt chart bar from 10 to 30]												・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Gantt chart bar from 10 to 240]												・1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常がないことを確認する。
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カパーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Gantt chart bar from 10 to 30]												・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カパーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Gantt chart bar from 10 to 30]												・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



第 4. 3. 3. 15. 1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 4. 3. 3. 15. 2 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要



第 4. 3. 3. 15. 3 図 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故
 (核分裂生成ガスジェット衝突時の隣接燃料被覆管の温度推移)

4.4 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故

4.4.1 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故

(1) 事故の原因及び説明

使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故は、全交流動力電源喪失により、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備が機能を喪失することで、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなる事象として考える。

(2) 事故の拡大防止のための措置

使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故の拡大の防止のための措置を以下に示す。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 水冷却池については、十分な水深を確保する。
- b. 水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。
- c. 水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとする。また、当該設備を使用できない場合にあっては、作業員がその水位を確認できるものとする。
- d. 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する。

(3) 資機材

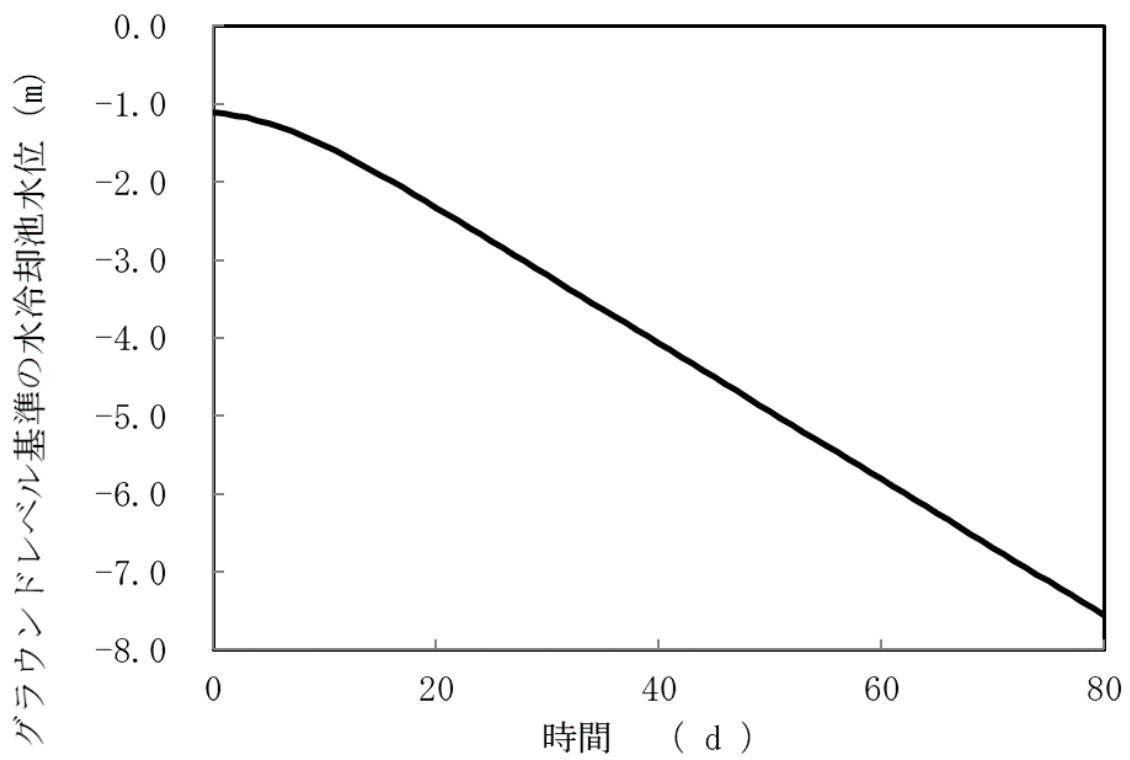
使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における事故の拡大を防止するための措置として使用する設備等は、可搬式ポンプ及びホースとする。

(4) 作業と所要時間

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における事故の拡大を防止するための措置にあっては、訓練の実績等に鑑み、水冷却池に水を供給する措置を講じるのに必要な期間は、保守的に約2日間とする。

(5) 措置の有効性評価

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合の水冷却池の水位の変化を第4.4.1.1図に示す。使用済燃料頂部の上方2m（グラウンドレベル基準-5.75m）まで水位が低下するのに要する期間が約59日であるのに対し、水冷却池に水を供給する措置を講じるのに必要な期間は約2日間であり、当該措置に必要な期間は確保されている。



第 4. 4. 1. 1 図 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故時の水冷却池水位の変化

4.4.2 使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故

(1) 事故の原因及び説明

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備の配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなる事象として考える。

(2) 事故の拡大防止のための措置

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大の防止のための措置を以下に示す。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 水冷却池については、十分な水深を確保する。
- b. 水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。
- c. 水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとする。また、当該設備を使用できない場合にあっては、作業員がその水位を確認できるものとする。
- d. 水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを設ける。なお、サイフォンブレイカーは多様性を有するものとし、このうち一つは、開口部を水面下に位置させる構造とすることで、水位の低下による開口部の開放により、受動的なサイフォンブレイク機能を有するものとする。
- e. 配管の破断により冷却機能を喪失した場合、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する。

(3) 資機材

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置に使用する設備等は、水冷却浄化設備サイフォンブレイカー、可搬式ポンプ及びホースとする。

(4) 作業と所要時間

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置の所要時間は、4.4.1 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故に同じである。

(5) 措置の有効性評価

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置の有効性は、4.4.1 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故に同じである。

追補VII.1 炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故の選定について

1. 有効性評価の基本的考え方

発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じるものとする。事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、燃料体の損傷が想定される事故（以下「炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故」という。）を選定する。

本原子炉施設において、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するための措置（以下「炉心損傷防止措置」という。）、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設から多量の放射性物質等の放出を防止するための措置（以下「格納容器破損防止措置」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象を整理した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価することを基本とする。

1.1 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故における評価対象の整理

炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故及び事象グループの選定に当たっては、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能（以下「設計基準事故対処設備」という。）のみをモデル化し、運転開始以降整備している種々の安全対策を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価（出力運転時レベル 1PRA）の結果を活用する。

炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故の選定に当たっては、本原子炉施設において、起こりうる異常事象を抽出し、異常の発生に続く事故の進展について、設計基準事故対処設備の喪失の可能性を含め体系的に整理し、その中から炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故に至る可能性がある組合せ（以下「事故シーケンス」という。）を抽出する。さらに、事故シーケンスの様態及び事故に対処するための炉心損傷防止措置が類似する事故シーケンスのグループ化（以下「事象グループ」という。）を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「評価事故シーケンス」という。）を選定し、評価を行う。

具体的には、「2. 評価事故シーケンスの選定」による。

また、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故に対処するために講じている「炉心損傷防止措置」が機能しない場合においては、炉心の著しい損傷の可能性があり、その結果、格納容器が破損に至る可能性が想定される。本原子炉施設であるナトリウム冷却型高速炉については、格納容器の破損を含む包括的解析やレベル 1.5 確率論的リスク評価の実施例は数少なく、実用発電用軽水型原子炉施設における格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている格納容器破損モードは存在しない。このため、本原子炉施設においては、格納容器破損モードを想定した上でそれぞれの破損モードに照らして評価の対象とする事故シーケンスを選定するのではなく、炉心損傷防止措置の有効性評価のために選定した全ての評価事故シ

一ケンスを対象として、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定して（安全機能の喪失を重畳させて）、その場合において、格納容器破損防止措置を講じることとし、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認する。全ての評価事故シーケンスを対象として有効性評価を行うことにより、炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故の全体を一貫して評価することができる（別添1 参照）。

なお、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合においても、必ずしも全ての評価事故シーケンスにおいて格納容器への負荷が発生するわけではない。本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れたナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していること、原子炉冷却材バウンダリが放射性物質の閉じ込めに有効な物理障壁を形成していること、原子炉容器の周囲に安全容器を設置していることなどの特徴を有している。「格納容器破損防止措置の有効性評価」においてはそれぞれの評価事故シーケンスについて以上の特徴を含めて評価を行う。

2. 評価事故シーケンスの選定

2.1 評価事故シーケンスの選定の考え方

炉心の著しい損傷に至る可能性があると思定する事故の選定に当たっては、まず施設の特徴を踏まえた異常事象の抽出を行う。ここで、炉心の著しい損傷は、原子炉施設が通常運転状態から逸脱し、燃料体の発熱の増加または燃料体からの除熱の減少により、炉心が昇温することにより生じるものであることに着目する。次に、抽出した異常事象に続く事故の進展について、設計基準事故対処設備の喪失の可能性を含めて分析する。その結果としての、事故シーケンスを類型化して、事象グループとして集約する。最後にそれぞれの事象グループに含まれる事故シーケンスの中から、後述する着眼点に従って措置の有効性を確認するための評価事故シーケンスを選定する。

2.2 異常事象の抽出

通常運転状態からの逸脱のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性があるものは炉心全体の昇温をもたらす逸脱であり、その原因となる異常事象の抽出においては、異常が発生する部位と異常の結果変動するパラメータを系統的に考慮する。ここでは、施設の特徴を踏まえ、異常発生部位を、原子炉本体のうち「炉心」、原子炉冷却系統施設のうち「1次主冷却系」、「2次主冷却系」、「補助冷却設備」、「冷却材純化系設備」、「ナトリウム充填・ドレン設備」、「アルゴンガス設備」、計測制御系統施設のうち「安全保護回路」、「原子炉冷却材温度制御系」、「1次冷却材流量制御系」、その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち「常用電源」、「圧縮空気供給設備」とした。異常発生部位毎に着目パラメータの変動をもたらす異常事象を抽出し、各異常事象発生時の炉心への影響について類型化した（第2.2.1表参照）。その結果を基に類似の異常事象を集約することにより代表的な異常事象を選定した（第2.2.2表参照）。異常事象の集約に当たっては、異常事象と炉心損傷防止措置及び/又は格納容器破損防止措置が従属性を有する事象やプラント応答が異なる異常事象は、他の異常事象とは事象進展及び/又は必要とされる措置が異なることから、他の異常事象とは集約していない。第2.2.3表に抽出した原因及び選定した異常事象を示す。さらに、高速実験炉原子炉施設の炉心燃料集合体では、燃料要素の線出力密度は高く、また、正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉心の局所的な昇温をもたらす逸脱についても同様に異常事象を選定した。結果を第2.2.4表に示す。発生する可能性や影響を考慮して評価対象外と判断した異常事象を別添2に示す。

第 2.2.1 表 異常の発生部位とパラメータ変動を考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理

No.	異常部位	着目変量	変動方向	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響
1	炉心	反応度	正	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	正の反応度の付加	炉心流量が確保された状態での過出力
炉心燃料集合体の成層方向の移動				正の反応度の付加		
2			負	ガス燃料の炉心通過※3	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	炉心流量減少
3				炉心燃料集合体の膨張方向の移動※3	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	
4	安全保護回路	原子炉トリップ	制御棒又は後備炉停止制御棒挿入※3	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	炉心流量が確保された状態での過出力	
5			制御棒又は後備炉停止制御棒落下※3	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
6	原子炉トリップ	誤動作	原子炉スクラム(自動)	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	炉心流量が確保された状態での過出力	
7			誤動作	原子炉スクラム(手動)		原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ
8	冷却材流量	増大	1次冷却材流量制御系故障	過冷却	炉心流量が確保された状態での過出力	
9			1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	1次主循環ポンプトリップ		
10	冷却材流量	減少	1次主循環ポンプ軸固着	1次主循環ポンプトリップ	炉心流量減少	
11			オーバーフロー系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
12	冷却材インベントリ	増大	主中間熱交換器伝熱管破損※4	原子炉通常停止に伴う1次主循環ポンプの停止	炉心流量減少	
13			補助中間熱交換器伝熱管破損※5	原子炉通常停止に伴う1次主循環ポンプの停止		
14	1次冷却系※1	減少	1次冷却材漏えい(1次主制御系配管(内管)破損)	1次主循環ポンプトリップ	炉心流量減少	
15			1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	1次主循環ポンプトリップ		
16	圧力	増大	1次冷却材漏えい(1次補助冷却配管(内管)破損)	1次主循環ポンプトリップ	炉心流量減少	
17			1次アルゴンガス系系圧力制御系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
18	圧力	減少	他系配管からのガス混入※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	炉心流量が確保された状態での過出力	
19			1次アルゴンガス系系圧力制御系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
20	冷却材流量	増大	1次アルゴンガス漏えい※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	炉心流量が確保された状態での過出力	
21			2次冷却材流量増大	過冷却		
22	冷却材流量	減少	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	2次主循環ポンプトリップ	炉心流量が確保された状態での過出力	
23			2次主循環ポンプ軸固着	2次主循環ポンプトリップ		
24	冷却材インベントリ	増大	2次純化系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	炉心流量減少	
25			2次冷却材漏えい	2次冷却材流量減少		
26	圧力	減少	主中間熱交換器伝熱管破損	2次冷却材流量減少	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	
27			2次アルゴンガス系系圧力制御系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
28	2次冷却系※2	増大	2次アルゴンガス系系圧力制御系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	炉心流量減少	
29			2次アルゴンガス系系圧力制御系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
30	圧力	減少	2次アルゴンガス系漏えい※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	炉心流量が確保された状態での過出力	
31			温度制御系故障	過冷却		
32	空気流量	増大	温度制御系誤操作	過冷却	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	
33			温度制御系故障	除熱不足		
34	電圧	減少	温度制御系誤操作	除熱不足	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	
35			主送風機(1台)故障/トリップ	除熱不足		
36	電圧	増大	主送風機軸固着	除熱不足	炉心流量減少	
37			外部電源喪失	1次主循環ポンプ駆動用主電動機電源喪失		
38	圧縮空気供給設備	喪失	圧縮空気供給設備故障※3	2次主循環ポンプ駆動用電動機電源喪失	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失※6	
39			圧縮空気漏えい※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
40	圧縮空気供給設備	喪失	圧縮空気供給設備故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	炉心流量減少	
41			圧縮空気漏えい※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		

※1： 1次冷却材流量制御系、補助冷却設備(1次補助冷却系)、ナトリウム充満・ドレン設備(オーバーフロー系)、アルゴンガス設備(1次アルゴンガス系)を含む。
 ※2： 冷却材純化設備(2次純化系)、アルゴンガス設備(2次アルゴンガス系)、原子炉冷却材温度制御系を含む。
 ※3： 原子炉の緊急停止の必要がない、又は緊急停止せずとも炉心の著しい損傷に至らないが、保守的に原子炉スクラムに至ると想定すると、原子炉スクラムに伴う炉心流量減少が生じる。
 ※4： 主中間熱交換器伝熱管破損は原子炉の緊急停止の必要がない異常事象であり、本事象が生じると運転員は原子炉を通常停止することから、原子炉の通常停止による1次主循環ポンプの停止に伴う炉心流量減少が生じる。また、No.27に記した2次冷却系の冷却材インベントリの減少による影響が加わる結果、主中間熱交換器伝熱管破損により2次冷却材流量減少も生じることから、炉心への影響として、「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」も生じる。
 ※5： 原子炉の緊急停止の必要がない異常事象であり、本事象が生じると運転員は原子炉を通常停止することから、原子炉の通常停止による1次主循環ポンプの停止に伴う炉心流量減少が生じる。
 ※6： 2次主循環ポンプ駆動用電動機電源喪失の影響は、「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」であるが、外部電源喪失時には1次主循環ポンプ駆動用主電動機電源喪失も生じることから、炉心への影響は、「炉心流量減少」として顕在化する。

第 2.2.3 表 炉心の著しい損傷に至る可能性がある通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

原因*1	左記原因をもたらす事象	異常発生部位による分類	異常事象
炉心流量減少	1次主循環ポンプトリップによる流量減少	1次主循環ポンプトリップ	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)
		1次主循環ポンプ駆動用主電動機電源喪失	1次主循環ポンプ軸固着 外部電源喪失
		上記以外の原因に起因するインターロック作動に伴う1次主循環ポンプトリップ*2	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)
			1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損) 1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)
炉心流量が確保された状態での過出力	制御棒、炉心燃料集合体の移動による反応度添加	制御棒の異常な引抜き	出力運転中の制御棒の異常な引抜き
		炉心燃料集合体等の異常な変位	—*3
	炉心へ流入する冷却材温度の低下に伴う反応度フィードバック	1次冷却材流量制御系故障	—*4
		2次主冷却系異常による過冷却 主冷却器異常による過冷却	2次冷却材流量増大 主冷却器空気流量増大
炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	2次冷却材流量減少による主中間熱交換器除熱減少	2次主循環ポンプトリップ	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)
		2次主循環ポンプ駆動用電動機電源喪失	2次主循環ポンプ軸固着 —*5
		上記以外の原因に起因する2次冷却材流量減少*2	2次冷却材漏えい
	2次冷却材温度上昇による主中間熱交換器除熱減少	主冷却器異常による除熱不足	主冷却器空気流量減少 主送風機風量瞬時低下

*1：炉心の著しい損傷に至る可能性がある炉心全体の昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱

*2：原子炉トリップ信号発信によるインターロック作動が含まれるが、影響の大きさが他の異常事象に包絡されることから、何らかの原因による原子炉トリップ信号の発信を独立した異常事象に選定しない。

*3：設計で想定される炉心燃料集合体等の異常な変位による反応度添加は制御棒の異常な引抜きに包絡される。

*4：過冷却の要因として1次冷却材流量制御系故障による1次主冷却系流量増大を想定しても炉心の著しい損傷に至る反応度は添加されない。

*5：代表的な原因は外部電源喪失であり、炉心流量減少において考慮している。

第 2. 2. 4 表 炉心の局所的な昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱の原因を
系統的に抽出して選定した異常事象

原因	左記原因をもたらす 事象	異常発生部位に よる分類	異常事象
炉心局所の 流量減少	燃料要素の破損による 流路阻害	同左	燃料要素の偶発的破損
	異物混入による流路閉 塞	同左	流路閉塞事象(1サブチャンネル閉塞) 流路閉塞事象(千鳥閉塞)
炉心局所の 過出力	過剰な核分裂性物質 量を有する燃料要素の炉 心局所への誤装荷	同左	局所的過熱事象(約 10%過出力)
			局所的過熱事象(約 30%過出力)

2.3 事故シーケンスの抽出

第 2.2.3 表及び第 2.2.4 表に示す異常事象並びに何らかの原因（地震等の外部事象を含む。）による原子炉停止機能の喪失又は冷却機能の喪失の組合せのうち、炉心の著しい損傷に至る最小の組合せ全てを炉心の著しい損傷に至る条件として明らかにする。この条件を基に異常事象ごとに原子炉停止機能及び冷却機能の成否を分岐図（以下「イベントツリー」という。）上に展開することにより事故シーケンスを抽出する。

このとき、原子炉停止機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準事故対処設備に限る。

設計基準を超える地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発される主冷却系 2 ループポンプトリップ等の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の機能喪失の抽出で考慮する。

また、異常事象の抽出及び設計基準事故対処設備の安全機能の喪失の要因として補機冷却設備の異常を考慮している（別添 3 参照）。

異常事象のうち炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリーを第 2.3.1 図（1）から（7）及び第 2.3.2 図（1）から（7）に示し、炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリーを第 2.3.3 図（1）から（3）に示す。また、異常事象とイベントツリー図の関係を出力運転時レベル 1PRA において抽出された起回事象（別添 4 参照）との関係を含めて第 2.3.1 表に示す。さらに、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスの整理を別添 5 に示す。

なお、第 2.2.4 表の異常事象のうち「流路閉塞事象(千鳥閉塞)」及び「局所的過熱事象(約 30% 過出力)」は異常事象の想定が設計基準事故での想定を超える事象であるため、設計基準事故対処設備の機能喪失を想定したイベントツリー上での展開はない。

第 2.3.1 表 異常事象とイベントツリー図の整理 (1/2)

出力運転時レベル1PRA において抽出された起因事象	具体的な異常事象	選定した異常事象※1	左記異常事象に 対応するイベントツリー
1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプトリップ)	1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプトリップ)	第2.3.1図(2)、第2.3.2図(4)
非常系3.3kV メタクラ 1C喪失※2			
非常系400V パワーセンタ 2C喪失※2			
非常系3.3kV メタクラ 1D喪失※2			
非常系400V パワーセンタ 2D喪失※2			
非常系100V 電源盤 4C喪失※2			
非常系100V 電源盤 4S喪失※2			
非常系400V パワーセンタ 2S電源喪失※2			
1次主循環ポンプA軸固着	1次主循環ポンプ軸固着	1次主循環ポンプ軸固着	第2.3.1図(2)、第2.3.2図(5)
1次主循環ポンプB軸固着			
無停電電源喪失(7C 整流装置故障)※3			
無停電電源喪失(7C 電源負荷側故障)※3			
無停電電源喪失(7D 整流装置故障)※3			
無停電電源喪失(7D 電源負荷側故障)※3			
外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源喪失	第2.3.1図(1)、第2.3.2図(7)
1次冷却材漏えい (1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい※4 (1次主冷却系配管(内管)破損)	第2.3.1図(7)、第2.3.2図(1)
1次冷却材漏えい (1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)			
1次冷却材漏えい (安全容器内配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい (安全容器内配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい※4 (安全容器内配管(内管)破損)	第2.3.1図(7)、第2.3.2図(2)
1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい※4 (1次補助冷却系配管(内管)破損)	第2.3.1図(7)、第2.3.2図(3)
2次補助電磁ポンプトリップ※5			
2次補助冷却系ナトリウム漏えい※5			
無停電電源喪失(7S 電源負荷側故障)※5			
非常系 400V コントロールセンタ 2次補助系2S電源喪失※5			
非常系 200V パワーセンタ3S喪失※5			
原子炉附属建屋3S C/C喪失※5			
機器冷却ファン故障※5			
補助中間熱交換器伝熱管破損	補助中間熱交換器伝熱管破損	-※6	第2.3.1図(2)、第2.3.2図(3)
原子炉誤スクラム(自動)【インレーションなど】	原子炉誤スクラム(自動)	-※7	-※7
原子炉誤スクラム(手動)	原子炉誤スクラム(手動)	-※7	-※7
ガス気泡の炉心通過	ガス気泡の炉心通過	-※7	-※7
炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)	炉心燃料集合体の膨張方向の移動	-※7	-※7
制御棒誤挿入	制御棒又は後備炉停止制御棒誤挿入	-※7	-※7
制御棒落下	制御棒又は後備炉停止制御棒落下	-※7	-※7
無停電電源喪失(6S 電源負荷側故障)			
1次ナトリウムオーバーフロー系故障	オーバーフロー系故障	-※7	-※7
主中間熱交換器A伝熱管破損	主中間熱交換器伝熱管破損	-※8	-※8
主中間熱交換器B伝熱管破損			
1次アルゴンガス系圧力制御系故障	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	-※7	-※7
他系統からのガス混入	他系統からのガス混入	-※7	-※7
1次アルゴンガス系圧力制御系故障	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	-※7	-※7
1次アルゴンガス系漏えい	1次アルゴンガス漏えい	-※7	-※7
2次ナトリウム純化系故障	2次純化系故障	-※7	-※7
2次アルゴンガス系圧力制御系故障	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	-※7	-※7
2次アルゴンガス系圧力制御系故障	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	-※7	-※7
2次アルゴンガス系漏えい	2次アルゴンガス系漏えい	-※7	-※7
圧空供給設備故障/圧空漏えい	圧縮空気供給設備故障	-※7	-※7
	圧縮空気漏えい	-※7	-※7

第 2.3.1 表 異常事象とイベントツリー図の整理 (2/2)

出力運転時レベル1PRA において抽出された起因事象	具体的な異常事象	選定した異常事象※1	左記異常事象に 対応するイベントツリー
出力運転中の制御棒の異常な引抜き (主炉停止系制御棒)	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	第2.3.1図(3)、第2.3.2図(4)
炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)	炉心燃料集合体の収縮方向の移動	-※9	-※9
1次主冷却系流量制御系故障	1次冷却材流量制御系故障	-※10	-※10
2次冷却材流量増大	2次冷却材流量増大	2次冷却材流量増大	第2.3.1図(4)、第2.3.2図(4)
温度制御系故障(空気流量増大)	温度制御系故障	主冷却器空気流量増大	第2.3.1図(4)、第2.3.2図(4)
無停電電源喪失(6C 電源負荷側故障)※11			
無停電電源喪失(6D 電源負荷側故障)※11			
無停電電源喪失(6C インバータ故障)※11			
5C 電源喪失※11			
無停電電源喪失(6D インバータ故障)※11			
5D 電源喪失※11			
温度制御系誤操作(空気流量増大)	温度制御系誤操作		
2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ)	2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ)	第2.3.1図(5)、第2.3.2図(4)
	外部電源喪失	-※12	-※12
2次主循環ポンプ軸固着	2次主循環ポンプ軸固着	2次主循環ポンプ軸固着	第2.3.1図(5)、第2.3.2図(4)
2次冷却材漏えい(Aループ)	2次冷却材漏えい	2次冷却材漏えい	第2.3.1図(6)、第2.3.2図(6)
2次冷却材漏えい(Bループ)			
2次冷却材漏えい(純化系)			
主中間熱交換器A伝熱管破損	主中間熱交換器伝熱管破損	-※13	
主中間熱交換器B伝熱管破損			
温度制御系故障(空気流量減少)	温度制御系故障	主冷却器空気流量減少	第2.3.1図(6)、第2.3.2図(4)
温度制御系誤操作(空気流量減少)	温度制御系誤操作		
主送風機(1台)故障/トリップ	主送風機(1台)故障/トリップ		
主送風機軸固着	主送風機軸固着	主送風機風量瞬時低下	第2.3.1図(6)、第2.3.2図(4)

※1：青色ハッチング：運転時の異常な過渡変化において想定した異常事象 橙色ハッチング：設計基準事故において想定した異常事象

※2：これらの事象が発生すると1次主循環ポンプトリップに至ると想定されることから、1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)で代表し、独立した異常事象には選定しない。

※3：これらの事象が発生しても異常な過渡は生じないが、何らかの原子炉トリップ信号が発生すると想定し、その場合、1ループの1次主循環ポンプのポニーモータの機能喪失に至ることから、1次主循環ポンプ軸固着で代表し、独立した異常事象には選定しない。

※4：1次オーバフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填・ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象として抽出していない。

※5：これらの事象が発生しても異常な過渡は生じないが、何らかの原子炉トリップ信号が発生すると想定し、その場合、崩壊熱除去機能の一部を喪失する点では、1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)と同じであることから、1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管))破損で代表し、独立した異常事象には選定しない。

※6：補助中間熱交換器伝熱管破損は、原子炉の緊急停止を要さない異常事象であり、本事象が生じると運転員は原子炉を通常停止することから、原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは考慮不要である。原子炉停止後の崩壊熱除去について、補助中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は、原子炉容器液位低下の要因にならないことを除き1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)と同様であることから、1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)で代表し、独立した異常事象には選定しない。なお、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると運転員は2次補助中間熱交換器出入口弁を閉止することから、炉心損傷に至ったとしても破損した伝熱管を通じた格納容器バイパスは防止される。

※7：保守的に原子炉スクラムに至ると仮定したものであり、その影響の大きさが他の異常事象に包絡されることから、独立した異常事象には選定しない。

※8：当該事象は、1次冷却材のインベントリの増大要因としての異常事象であり、炉心への影響は2次冷却材のインベントリの減少として現れることから、2次冷却材のインベントリの減少として考慮する。

※9：設計で想定される炉心燃料集合体等の異常な変位により付加される反応度は、制御棒の異常な引抜きに包絡されることから、独立した異常事象には選定しない。

※10：過冷却の要因として、1次冷却材流量の増大を想定しても炉心の著しい損傷に至る反応度が付加されないことから、独立した異常事象には選定しない。

※11：これらの事象が発生すると原子炉スクラムと同時に1ループの主冷却機入口ベーン的全閉に至ることから、主冷却器空気流量の増大で代表し、独立した異常事象には選定しない。

※12：代表的な原因は外部電源喪失であるが、炉心への影響は炉心流量減少として現れることから、炉心流量減少として考慮する。

※13：主中間熱交換器伝熱管破損が生じた場合、2次冷却材漏えいと同じ事象進展となることが想定されることから、2次冷却材漏えいで代表し、独立した異常事象には選定しない。主中間熱交換器伝熱管破損が生じると運転員は原子炉を通常停止することから、原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは考慮不要である。なお、原子炉停止後の崩壊熱除去について、主中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷防止で対策する。

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 (「電源喪失」)	原子炉保護系(スクラム) 動作	制御棒(主炉停止系)の 急速挿入		
外部電源喪失	成功	成功	成功	炉心健全※1	—
	失敗	成功	失敗	制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)
		失敗	失敗	原子炉保護系(スクラム)動作失敗	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)
			失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)

※1: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(7)にて展開する。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (1)

異常事象	原子炉停止機能		事故シーケンス	事象グループ	
	原子炉トリップ信号発信 (「1次冷却材流量低」 リップ)※1、※2	原子炉保護系(スクラム) 動作			制御棒(主炉停止系)の 急速挿入
1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプ リップ)※1、※2	成功	成功	炉心健全※3	—	
		失敗	制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※4	
	失敗	成功	原子炉保護系(スクラム)動作	原子炉保護系(スクラム)動作失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※4
		失敗	原子炉トリップ信号発信	原子炉トリップ信号発信失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※4

※1: 異常事象が「1次主循環ポンプ軸固着」の場合も同じ。

※2: 原子炉手動スクラムでは制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗以外は生じない。

※3: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)にて展開する。ただし、異常事象が「1次主循環ポンプ軸固着」の場合は、第2.3.2図(6)にて展開する。

※4: コングリート遮へい体冷却系の異常や炉心損傷が生じると格納容器バイパスをたらずおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損等の原子炉の緊急停止を要さない異常が生じると、運転員は原子炉を通常停止することから、これらを起因として本事故シーケンスのような原子炉停止機能喪失には至らない。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (2)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 (「中性子束高(出力領域)」)	原子炉保護系(スクラム) 動作	制御棒(主炉停止系)の 急速挿入		
出力運転中の制御棒 の異常な引抜き	成功	成功	成功	炉心健全※1	—
	失敗	失敗	失敗	制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※2
				原子炉保護系(スクラム)動作失敗	過出力時原子炉停止機能 喪失(UTOP)
				原子炉トリップ信号発信失敗	過出力時原子炉停止機能 喪失(UTOP)

※1: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)にて展開する。

※2: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (3)

異常事象	原子炉停止機能			事故シナリオ	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 ('中性子束高(出力領域)')	原子炉保護系(スクラム) 動作	制御棒(主炉停止系)の 急速挿入		
2次冷却材流量増大 ※1	成功	成功	成功	炉心健全※2	—
	成功	成功	失敗	制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※3
	失敗	失敗	失敗	原子炉保護系(スクラム)動作失敗	過出力時原子炉停止機能 喪失(UTOP)
			失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	過出力時原子炉停止機能 喪失(UTOP)

※1: 異常事象が「主冷却器空気流量増大」の場合も同じ。

※2: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)にて展開する。

※3: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (4)

異常事象	原子炉停止機能		事故シナゲンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 〔2次冷却材流量低〕	原子炉保護系(スクラム) 動作		
2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプ リップ)※1	成功	成功	炉心健全※2	—
	失敗	失敗	制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※3
	成功	失敗	原子炉保護系(スクラム)動作失敗	除熱源喪失時原子炉停止機 能喪失(ULOHS)
	失敗		原子炉トリップ信号発信失敗	除熱源喪失時原子炉停止機 能喪失(ULOHS)

※1: 異常事象が「2次主循環ポンプ軸固着」の場合も同じ。

※2: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)にて展開する。

※3: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (5)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「原子炉入口冷却材温度 高」）	原子炉保護系（スクラム） 動作	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
主冷却器空気流量 減少※1	成功	成功	成功	制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	炉心健全※2
	失敗	失敗	失敗		
				原子炉保護系（スクラム）動作失敗	除熱源喪失時原子炉停止機 能喪失（ULOHS）※4
				原子炉トリップ信号発信失敗	除熱源喪失時原子炉停止機 能喪失（ULOHS）※4

※1： 異常事象が「主送風機風量瞬時低下」及び「2次冷却材漏えい」※4の場合も同じ。

※2： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)にて展開する。ただし、異常事象が「2次冷却材漏えい」の場合は第2.3.2図(6)にて展開する。

※3： 原子炉保護系（スクラム）動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらす主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インベントリの減少をもたらす点で異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。ただし、主中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は原子炉を通常停止することから、主中間熱交換器伝熱管破損を起因として本事故シーケンスのような原子炉停止機能喪失には至らない。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(6)

異常事象	原子炉停止機能		事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「炉容器液位低」）	原子炉保護系（スクラム） 動作		
1次冷却材漏えい （1次主冷却系配管 （内管）破損）※1	成功	成功	炉心健全※2	—
		失敗	制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失（ULOF）
	成功	成功	原子炉保護系（スクラム）動作失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失（ULOF）
		失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失（ULOF）

※1： 異常事象が「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）」及び「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）」の場合も同じ。

原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(1)にて展開する。ただし、異常事象が「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）」及び「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）」の場合は、各々第2.3.2図(2)及び第2.3.2図(3)にて展開する。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）（7）

異常事象※1	原子炉容器液位確保機能※1			冷却機能	事故シーケンス	事象グループ
	1次主冷却系配管(内管)※2	1次主冷却系配管(外管)※3	安全容器内配管(内管)			
1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)				1次主循環ポンプモーター等による強制循環補助冷却系による強制循環冷却※4	2次主冷却系による除熱	
	健全	健全	健全	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	健全	健全	健全	成功	原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	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(PLOHS)
	健全	健全	健全	失敗	原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+1次主循環ポンプモーターによる強制循環2ループとも失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗	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(PLOHS)
	健全	破損	破損	破損	安全容器内配管(内管)破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)
	破損	破損	破損	破損	1次主冷却系配管(外管)破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)
	破損	破損	破損	破損	1次主冷却系配管(内管)破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)

※1: 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出してはいない。

※2: 異常事象と異なるループの1次主冷却系配管(内管)の破損。

※3: 異常事象と同ループの1次主冷却系配管(外管)の破損。

※4: 1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却、又は補助冷却系による強制循環冷却のいずれか一方に成功すれば炉心損傷に至らない。

第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (1)

異常事象※1	原子炉容器液位確保機能※1		冷却機能		事故シナケケンス	事象グループ
	安全容器内配管(外管)	1次主冷却系配管(内管)	1次主循環ポンプモーターモータによる強制循環冷却及び補助冷却系による強制循環冷却※2	2次主冷却系による除熱		
1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	健全	健全	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	健全	健全	成功	失敗	原子炉容器液位が確保+2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	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(PLOHS)
	健全	破損	成功	失敗	原子炉容器液位が確保+1次主循環ポンプモータによる強制循環2ループとも失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗	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(PLOHS)
	破損	破損			1次主冷却系配管(内管)破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)
	破損				安全容器内配管(外管)破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)

※1: 1次オーバーバフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

※2: 1次主循環ポンプモーターモータによる強制循環冷却、又は補助冷却系による強制循環冷却のいずれか一方に成功すれば炉心損傷に至らない。

第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (2)

異常事象※1 1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)※2、※3	原子炉容器液位確保機能※1		冷却機能		事故シナゲンス	事象グループ
	1次補助冷却系配管(外管)	1次主冷却系配管(内管)	安全容器内配管(内管)	1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却		
	健全	健全	健全	成功	成功	炉心損傷なし
	健全	健全	健全	失敗	失敗	炉心損傷なし 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(PLOHS)※4
	健全	破損	破損	成功	成功	炉心損傷なし
	健全	破損	破損	失敗	失敗	炉心損傷なし 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(PLOHS)※2
	破損	破損	破損	成功	成功	炉心損傷なし
	破損	破損	破損	失敗	失敗	炉心損傷なし 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(PLOHS)※2
					1次補助冷却系配管破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORI)※2

※1: 1次オーバフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出してはいない。

炉心損傷が生じると格納容器ベイパスをもたすおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損は、異常事象「1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)」と同様である。ただし、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、2次補助冷却系から1次補助冷却系への冷却材流入が生じ、原子炉容器液位の低下要因とならないことから、原子炉容器液位確保機能について「破損(側の分岐は考慮不要)であり、その結果、本事故シナゲンスのような崩壊熱除去機能喪失には至らない。

※3: 異常事象により補助冷却系による強制循環冷却に失敗。

補助中間熱交換器伝熱管破損を起因とする事故は、炉心損傷が生じると格納容器ベイパスとなるが、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は2次補助中間熱交換器出入口弁を閉止することから、炉心損傷に至ったとしても破損した伝熱管を通じた格納容器ベイパスは防止される。

第2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (3)

異常事象	冷却機能		事故シナケンス	事象グループ
	1次主循環ポンプモータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱		
1次主循環ポンプ軸固着	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗※1	失敗	2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	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 (PLOHS)
		成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
		失敗	1次主循環ポンプモータによる強制循環2ループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	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 (PLOHS)

※1: 異常事象により1ループの1次主循環ポンプモータの強制循環冷却に失敗。

第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (5)

異常事象	冷却機能		事故シーケンス	事象グループ
	1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱		
2次冷却材漏えい※1	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗※2	失敗※2	2次主冷却系による除熱2グループとも失敗	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(PLOHS)※1
	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗	失敗	1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環2グループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	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(PLOHS)※1

※1: 主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インベントリの減少をもたらす点で異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。主中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷防止で対策する。

※2: 異常事象により1ループの2次主冷却系による除熱に失敗。

第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（冷却機能）(6)

異常事象	冷却機能			事故シナリオ	事象グループ
	ディーゼル発電機起動	1次主循環ポンプモータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱 補助冷却系による強制循環冷却		
外部電源喪失	成功	成功	成功	2次主冷却系による除熱2グループとも失敗	炉心損傷なし
	成功	成功	成功		
	成功	失敗	失敗	1次主循環ポンプモータによる強制循環2グループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	炉心損傷なし
	失敗	失敗	失敗		
	失敗			ディーゼル発電機(2台)起動失敗	全交流動力電源喪失(SBO)

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(PLOHS)

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(PLOHS)

第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（冷却機能）(7)

異常事象			
局所的過熱事象 (約10%過出力)	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)と同様である。

第 2. 3. 3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (1)

異常事象			
燃料要素の 偶発的破損	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)と同様である。

第 2. 3. 3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (2)

異常事象			
流路閉塞事象 (1サブチャンネル 閉塞)	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)と同様である。

第 2. 3. 3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (3)

2.4 事象グループの選定

抽出された事故シーケンスの中から評価事故シーケンスを選定するため、ナトリウム冷却高速炉の特徴を考慮して事故シーケンスを類型化する。第 2.2.3 表に示すように炉心全体の昇温をもたらす逸脱は、(I)～(III)のように類型化される。

- (I) 炉心流量減少
- (II) 炉心流量が確保された状態での過出力
- (III) 炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失

これら(I)～(III)に原子炉停止機能の喪失を重畳したものは、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、以下の(1)～(3)を事象グループに選定する。

- (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF: Unprotected Loss of Flow)
原子炉運転中に炉心流量が減少した際に、何らかの理由(原子炉トリップ信号の発信失敗等)により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- (2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP: Unprotected Transient Over-Power)
原子炉運転中に過出力となった際に、何らかの理由(原子炉トリップ信号の発信失敗等)により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)
原子炉運転中に除熱不足が生じた際に、何らかの理由(原子炉トリップ信号の発信失敗等)により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

(I)～(III)に原子炉停止機能が正常に作動した場合であっても、崩壊熱を除去するための強制循環冷却機能の喪失により、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故に相当するものがあることから、以下の(4)～(6)を事象グループに選定する。ここでは、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として原子炉冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルを超えて低下することが抽出される。また、全交流動力電源喪失も強制循環冷却機能を喪失する共通原因として抽出されることを踏まえ事象グループに選定する(別添6参照)。

- (4) 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 (LORL: Loss of Reactor Level)
原子炉冷却材バウンダリに属する配管の破損が生じ、原子炉の崩壊熱除去中に、何らかの理由(当該配管の二重壁(外側)の破損等)により、1次主冷却系による強制循環冷却に必要な原子炉容器液位を喪失することによって、崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- (5) 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 (PLOHS: Protected Loss of Heat Sink)

原子炉の崩壊熱除去中に、1次主冷却系による強制循環冷却に必要な原子炉容器液位が確保された状態で、何らかの理由（1次主循環ポンプポニーモータの故障、補助電磁ポンプの故障等）により、強制循環冷却機能を喪失することによって、崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SB0: Station Blackout)

外部電源が喪失し、原子炉の崩壊熱除去中に、何らかの理由（非常用ディーゼル発電機の起動失敗等）により非常用ディーゼル電源系も機能喪失することによって、強制循環冷却による崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

なお、設計基準を超える地震等の外部事象に起因する事故の進展についても以上の事象グループに集約される（別添7参照）。

さらに、高速実験炉原子炉施設の炉心燃料集合体では、燃料要素の線出力密度は高く、また、正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生するおそれのある異常事象を抽出した。炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生した場合に、全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性を確認するため、以下を事象グループに選定する。

(7) 局所的燃料破損 (LF: Local (Fuel) Faults)

原子炉の運転中に燃料集合体内の冷却材流路の閉塞等により、炉心の局所的な昇温が生じることによって、燃料破損が発生し、その破損が全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る。

実用発電用原子炉の設置許可基準規則第37条の解釈において、PWRに対して必ず想定するとされている事故シーケンスグループと本原子炉施設において選定した事象グループの比較を別添8に示す。

抽出された事故シーケンス及び選定した事象グループと国外のナトリウム冷却型高速炉で考慮されたものを比較、検討し、これらの抽出及び選定結果に抜け、漏れがないことを確認した（別添9参照）。

2.5 事象グループにおける評価事故シーケンスの選定

類型化された事象グループ（１）～（７）ごとに、複数の事故シーケンスが含まれる場合には、それらの中から、評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。選定にあたって影響の大きさを考慮した以下の点に着眼する。

- a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- b. 炉心損傷防止措置の実施に対する余裕時間が短い。
- c. 炉心損傷防止措置に必要な設備容量が大きい。
- d. 事象グループの中の特徴を代表している。

ここで、d.「事象グループの中の特徴を代表している。」については、設計基準事故対処設備の安全機能を対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価（出力運転時レベル 1PRA）により定量化した炉心損傷頻度を参照した（別添 4 参照）。

上記に基づき事故の拡大防止及び影響緩和のための措置の有効性を確認する見地から評価事故シーケンスを選定した結果を以下に示す。

（１） 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）

① 評価事故シーケンス

- （i）「外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」
- （ii）「外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故」
- （iii）「1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記 a. ～d. の着眼点に基づき評価した結果、d.（代表性）の評価結果が高となった上記の（i）及び（ii）の事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。また、本原子炉施設の特徴として、主冷却系を２ループで構成し、1次主循環ポンプの主電動機運転時とポニーモータ運転時でポンプ本体を共用していることを踏まえ、格納容器破損防止措置との機能依存性も考慮し、a.（系統間機能依存性）及び b.（余裕時間）の評価結果が相対的に高く、かつ、d.（代表性）の評価結果が相対的に高くなった上記の（iii）の事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第 2.5.1 表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

- （i）「外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失した後、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(ii) 「外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失した後、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）が正常に動作しなかったことで、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(iii) 「1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次主循環ポンプの軸が固着した後、「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(2) 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）

① 評価事故シーケンス

(i) 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

(ii) 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記の a. ～d. の着眼点に基づき評価した結果、b.（余裕時間）の評価結果が高となった上記の2つの事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第2.5.2表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で制御棒の連続的な引抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で、「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(ii) 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で制御棒の連続的な引抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で、「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇

時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)

① 評価事故シーケンス

- (i) 「2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」
- (ii) 「2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故」
- (iii) 「2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記の a.～d. の着眼点に基づき評価した結果、b.（余裕時間）が『高』かつ d.（代表性）が『中』以上の相対的に高い事故シーケンスとして、上記の3つの事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。なお、2次冷却材漏えいの除熱機能への影響が有意という本原子炉施設の特徴を踏まえ、a.（系統間機能依存性）が相対的に高く、かつ、d.（代表性）の評価結果が相対的に高くなった上記の（iii）の事故シーケンスを評価事故シーケンスに含めた。選定理由及び選定結果の詳細については、第2.5.3表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次系の冷却材流量が減少した後、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(ii) 「2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次系の冷却材流量が減少した後、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(iii) 「2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

本事故は、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、冷却材流量が減少した後、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、2次冷却材流量減少及び主中間熱交換器での除熱能力低下時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(4) 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 (LORL)

① 評価事故シーケンス

(i) 「1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故」

(ii) 「1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) 及び1次主冷却系配管 (外管) 破損の重畳事故」

(iii) 「1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) 及び1次補助冷却系配管 (外管) 破損の重畳事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記の a. ～d. の着眼点に基づき評価した結果、a. (系統間機能依存性)、c. (設備容量) 及び d. (代表性) の評価結果が高となった上記の3つの事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第2.5.4表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次主冷却系の安全容器内配管 (内管) が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、リークジャケット又は配管 (外側) により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、リークジャケット又は配管 (外側) が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(ii) 「1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) 及び1次主冷却系配管 (外管) 破損の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次主冷却系の配管 (内管) が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、1次主冷却系の配管 (外管) により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、1次主冷却系の配管 (外管) が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(iii) 「1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) 及び1次補助冷却系配管 (外管) 破損の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有

する1次補助冷却系の配管（内管）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、1次補助冷却系の配管（外管）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、1次補助冷却系の配管（外管）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(5) 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 (PLOHS)

① 評価事故シーケンス

- (i) 「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」
- (ii) 「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記の a. ～d. の着眼点に基づき評価した結果、c. (設備容量) 及び d. (代表性) の評価結果が高となった「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」を評価事故シーケンスに選定した。また、試験炉設置許可基準規則の解釈に基づき「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」も評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第 2.5.5 表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却に失敗するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する事象として考える。本事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(ii) 「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、2次冷却材の漏えいが生じ、原子炉が「原子炉入口冷却材温度高」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却に失敗するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する事象として考える。本事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SB0)

① 評価事故シーケンス

(i) 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故」

② 選定理由

本事象グループに至る事故シーケンスは「全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故」のみであることから、本事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第 2.5.6 表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」により自動停止した後、非常用ディーゼル電源系のディーゼル発電機（2 基）の自動起動に失敗し、一般電源系及び非常用ディーゼル電源系の電源が全て同時に失われる事象として考える。本事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(7) 局所的燃料破損 (LF)

① 評価事故シーケンス

(i) 「冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記の a. ～d. の着眼点に基づき評価した結果、b.（余裕時間）及び c.（設備容量）の評価結果が高となった上記の事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第 2.5.7 表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故」

本事故は、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 次冷却材の流路のうち、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞される事象として考える。燃料集合体内の複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞されることで、除熱能力が低下して燃料要素が破損することを想定し、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。本事故では、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞した場合に、炉心の局所的な昇温状態が継続することによって燃料要素が破損し、全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

第 2.5.1 表 評価事故シケケンスの選定表 (炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (UOLof)) (1/3)

事故シケケンス	炉心損傷防止措置				評価事故シケケンスの選定の考え方				評価事故シケケンスと選定理由
	a.	b.	c.	d.	a.	b.	c.	d.	
● 1 外部電源喪失 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※:「電源喪失」	代替原子炉トリップ信号 (「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉停止)	低	低	低	高	a. 系統間機能依存性 それぞれ事故シケケンスと炉心損傷防止措置に從属性はないことから、原則、一律『低』とするが、格納容器破損防止措置との機能依存性を有するものを『中』とする。			
2 1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプトリップ) + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※:「1次冷却材流量低」		低	低	低	高	b. 余裕時間 それぞれの事故シケケンスにおいて、炉心損傷に至るまでの余裕時間に有意な差はないことから、原則、一律『低』とするが、炉心流量減少速度の速い「1次主循環ポンプ軸回着」は『中』とする。			
● 3 外部電源喪失 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	低	低	低	高	c. 設備容量 それぞれの事故シケケンスにおいて、原子炉の停止に必要な負の反応度 (制御棒の挿入本数) に差はないことから、一律『低』とする。			
4 1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプトリップ) + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		低	低	低	中	d. 代表性 PRAの結果を参照して以下のとおりとする。 10%以上の寄与 : 『高』 1%以上、10%未満の寄与 : 『中』 1%未満の寄与 : 『低』			
5 外部電源喪失 + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗	①後備炉停止制御棒の急速挿入、又は②制御棒駆動機構による制御棒挿入	低	低	低	中				
6 1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプトリップ) + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗		低	低	低	低				
7 出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗		低	低	低	低				
8 2次冷却材流量増大 + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗		低	低	低	低				
9 主冷却器空気流量増大 + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗		低	低	低	低				
10 2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ) + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗		低	低	低	低				
11 主冷却器空気流量減少 + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗		低	低	低	低				

● : 選定した評価事故シケケンス
4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第 2.5.1 表 評価事故シケケンスの選定表 (炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ILOF)) (2/3)

●	事故シケケンス	炉心損傷防止措置	評価事故シケケンスの選定の考え方				評価事故シケケンスと選定理由	
			a.	b.	c.	d.		
●	12 1次主循環ポンプ軸固着 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「1次冷却材流量低」	代替原子炉トリップ信号 (「1次主循環ポンプトリップ」) による原子炉停止 後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	中	中	低	中	また、主冷却系を2ループで構成し、1次主循環ポンプの主電動機運転時とポンプ本体を共用している本原子炉施設の特徴を踏まえ、a.系統間機能を依存性及びb.余裕時間の評価結果が相対的に高く、かつ、d.(代表性)の評価結果が相対的に高い「12」を評価事故シケケンスとして選定する。	
13	1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」		低	低	低	中		
14	1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」		低	低	低	低		
15	1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) (注1) + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」		低	低	低	中		
16	1次主循環ポンプ軸固着 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		中	中	低	低		
17	1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		低	低	低	低		
18	1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		低	低	低	低		
19	1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) (注1) + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		低	低	低	低		
●	: 選定した評価事故シケケンス							

4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第2.5.1表 評価事故シナリオの選定表 (炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ILOF)) (3/3)

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		a.	b.	c.	d.	
20	1次主循環ポンプ軸固着 + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗	中	低	低	低	評価事故シナリオと選定理由
21	2次主循環ポンプ軸固着 + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗	低	低	低	低	
22	主送風機風量瞬時低下 + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗	低	低	低	低	
23	1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗	低	低	低	低	
24	1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗	低	低	低	低	
25	1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (破損)) (注1) + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗	低	低	低	低	
26	2次冷却材漏えい (注2) + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗	低	低	低	低	

4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

(注1) 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらずおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損は、異常事象により補助循環冷却に失敗する点で異常事象「1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損)」と同様である。ただし、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は原子炉を通常停止する点から、補助中間熱交換器伝熱管破損を起因とした本事故シナリオのような原子炉停止機能喪失は、イベントツリーから抽出されない。

(注2) 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらず主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インベントリの減少をもたらず異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。ただし、主中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は原子炉を通常停止することから、主中間熱交換器伝熱管破損を起因とした本事故シナリオのような原子炉停止機能喪失は、イベントツリーから抽出されない。

第 2.5.2 表 評価事故シナリオの選定表 (過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP))

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		a.	b.	c.	d.	
● 1 出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※: 「中性子束高 (出力領域)」	制御棒連続引抜き阻止インタロック及び代替原子炉トリップ信号 (「原子炉出口冷却材温度高」) による原子炉停止	低	高	低	中	a. 系統間機能依存性 それ以外の事故シナリオと炉心損傷防止措置に従属性はないことから、一律『低』とする。 b. 余裕時間 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」を起因とした事故シナリオは、他の異常事象を起因とした場合と比べ、正の反応度添加率が大きいことから、相対的に事象進展が早く炉心損傷までの余裕時間が短い。 したがって、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」を起因とした事故シナリオは、『高』とし、それ以外の事故シナリオは、『低』とする。 c. 設備容量 それぞれの事故シナリオにおいて、原子炉の停止に必要な負の反応度 (制御棒の挿入本数) に差はないことから、一律『低』とする。 d. 代表性 PRAの結果を参照して UTOP の頻度が原子炉停止機能喪失の事象グループである ULOF 及び WLOHS と比べて 1桁程度低いことを考慮し、以下のとおりとする。 10%以上の寄与 : 『中』 10%未満の寄与 : 『低』 なお、PRA では事故シナリオ '2' 及び '5' は炉心損傷に至らないと評価していることを踏まえて、『低』とした。
2 2次冷却材流量増大 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※: 「中性子束高 (出力領域)」	代替原子炉トリップ信号 (「原子炉出口冷却材温度高」) による原子炉停止	低	低	低	低	
3 主冷却器空気流量増大 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※: 「中性子束高 (出力領域)」		低	低	低	中	
● 4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	低	高	低	低	
5 2次冷却材流量増大 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		低	低	低	低	
6 主冷却器空気流量増大 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		低	低	低	低	

● : 選定した評価事故シナリオ
4つの着眼点から厳しい順に『高』、『低』とした。

第2.5.3表 評価事故シナリオの選定表 (除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (UOHS))

事故シナリオ	炉心損傷防止措置				評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
	a.	b.	c.	d.	a.	b.	c.	d.	
● 1	2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ) + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※: 「2次冷却材流量低」	低	高	低	高	a. 系統間機能依存性 それぞれの事故シナリオと炉心損傷防止措置に従属性はないことから、原則、一律「低」とするが、格納容器破損防止措置との機能依存性を有するものを「中」とする。			
		低	低	低	高	b. 余裕時間 それぞれの事故シナリオにおいて、炉心損傷に至るまでの余裕時間に有意な差はないが、2次冷却材からの除熱に異常が生じる「主冷却器空気流量減少」及び「主送風機風量瞬時低下」を起因とした事故シナリオに比べ、直接的に1次冷却材からの除熱に異常が生じる「2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ)」、 「2次主循環ポンプ軸固着」及び「2次冷却材漏えい」を起因とした事故シナリオの方が、炉心における除熱能力低下の観点で相対的に厳しい事象となることから、前者を「低」、後者を「高」とする。			
● 3	2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ) + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	低	高	低	中	c. 設備容量 それぞれの事故シナリオにおいて、原子炉の停止に必要な負の反応度 (制御棒の挿入本数) に差はないことから、一律「低」とする。			
		低	低	低	中	d. 代表性 PRAの結果を参照して以下のとおりとする。 10%以上の寄与 : 「高」 1%以上10%未満の寄与 : 「中」 1%未満の寄与 : 「低」			
● 5	2次主循環ポンプ軸固着 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※: 「2次冷却材流量低」	低	高	低	中	a. 系統間機能依存性 それぞれの事故シナリオにおいて、炉心損傷に至るまでの余裕時間に有意な差はないが、2次冷却材からの除熱に異常が生じる「主冷却器空気流量減少」及び「主送風機風量瞬時低下」を起因とした事故シナリオに比べ、直接的に1次冷却材からの除熱に異常が生じる「2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ)」、 「2次主循環ポンプ軸固着」及び「2次冷却材漏えい」を起因とした事故シナリオの方が、炉心における除熱能力低下の観点で相対的に厳しい事象となることから、前者を「低」、後者を「高」とする。			
		低	低	低	中	c. 設備容量 それぞれの事故シナリオにおいて、原子炉の停止に必要な負の反応度 (制御棒の挿入本数) に差はないことから、一律「低」とする。			
● 7	2次冷却材漏えい(注1) + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※: 「原子炉入口冷却材温度高」	中	高	低	中	d. 代表性 PRAの結果を参照して以下のとおりとする。 10%以上の寄与 : 「高」 1%以上10%未満の寄与 : 「中」 1%未満の寄与 : 「低」			
		低	低	低	低	a. 系統間機能依存性 それぞれの事故シナリオにおいて、炉心損傷に至るまでの余裕時間に有意な差はないが、2次冷却材からの除熱に異常が生じる「主冷却器空気流量減少」及び「主送風機風量瞬時低下」を起因とした事故シナリオに比べ、直接的に1次冷却材からの除熱に異常が生じる「2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ)」、 「2次主循環ポンプ軸固着」及び「2次冷却材漏えい」を起因とした事故シナリオの方が、炉心における除熱能力低下の観点で相対的に厳しい事象となることから、前者を「低」、後者を「高」とする。			
● 8	2次主循環ポンプ軸固着 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	低	高	低	低	c. 設備容量 それぞれの事故シナリオにおいて、原子炉の停止に必要な負の反応度 (制御棒の挿入本数) に差はないことから、一律「低」とする。			
		低	低	低	低	d. 代表性 PRAの結果を参照して以下のとおりとする。 10%以上の寄与 : 「高」 1%以上10%未満の寄与 : 「中」 1%未満の寄与 : 「低」			
● 9	主送風機風量瞬時低下 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	低	低	低	中	a. 系統間機能依存性 それぞれの事故シナリオにおいて、炉心損傷に至るまでの余裕時間に有意な差はないが、2次冷却材からの除熱に異常が生じる「主冷却器空気流量減少」及び「主送風機風量瞬時低下」を起因とした事故シナリオに比べ、直接的に1次冷却材からの除熱に異常が生じる「2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ)」、 「2次主循環ポンプ軸固着」及び「2次冷却材漏えい」を起因とした事故シナリオの方が、炉心における除熱能力低下の観点で相対的に厳しい事象となることから、前者を「低」、後者を「高」とする。			
		低	高	低	低	c. 設備容量 それぞれの事故シナリオにおいて、原子炉の停止に必要な負の反応度 (制御棒の挿入本数) に差はないことから、一律「低」とする。			
● 10	2次冷却材漏えい(注1) + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	中	高	低	低	d. 代表性 PRAの結果を参照して以下のとおりとする。 10%以上の寄与 : 「高」 1%以上10%未満の寄与 : 「中」 1%未満の寄与 : 「低」			
		低	低	低	低	a. 系統間機能依存性 それぞれの事故シナリオにおいて、炉心損傷に至るまでの余裕時間に有意な差はないが、2次冷却材からの除熱に異常が生じる「主冷却器空気流量減少」及び「主送風機風量瞬時低下」を起因とした事故シナリオに比べ、直接的に1次冷却材からの除熱に異常が生じる「2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ)」、 「2次主循環ポンプ軸固着」及び「2次冷却材漏えい」を起因とした事故シナリオの方が、炉心における除熱能力低下の観点で相対的に厳しい事象となることから、前者を「低」、後者を「高」とする。			

● : 選定した評価事故シナリオ

(注1) 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらず主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インペントリの減少をもたらず点で異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。ただし、主中間熱交換器伝熱管破損が生じると、2次冷却材流量減少により原子炉の緊急停止が必要となる前に運転員は原子炉を通常停止することから、主中間熱交換器伝熱管破損を起因とした本事故シナリオの選定は、イベントツリーから抽出されない。

第 2.5.4 表 評価事故シナリオの選定表（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（LORL））

事故シナリオ	炉心損傷防止措置		評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
	液位確保	炉心冷却	a.	b.	c.	d.	
● 1	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損） + 1次主冷却系配管（外管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループ	①補助冷却系による強制循環冷却、又は②コククリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	高	低	高	高	a. (系統間機能依存性) 及び c. (設備容量) の評価結果が『高』となった事故シナリオ '4' 及び '5' を評価する。 a. (系統間機能依存性) 及び c. (設備容量) の評価結果が『高』となった事故シナリオ '4' 及び '5' を評価する。 b. 余裕時間 それぞれの事故シナリオにおいて、炉心損傷に至るまでの余裕時間に有意な差はないことから、一律『低』とする。 c. 設備容量 炉心損傷防止措置のうち、炉心冷却に係るものは設備容量に有意な差はないことから、ここでは、原子炉容器液位確保機能に着目し、以下のとおり整理する。 ・ 原子炉容器液位確保機能が必要としない事故シナリオ：『低』 ・ 原子炉容器液位確保機能が必要とする事故シナリオ：『高』 d. 代表性 PRAの結果を参照して以下のとおりとする。 10%以上の寄与：『高』 1%以上10%未満の寄与：『中』 1%未満の寄与：『低』
2	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損） + 1次主冷却系配管（内管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループと異なるループ	不要	低	低	低	高	
3	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損） + 安全容器内配管（内管）破損	不要	高	低	低	中	
● 4	1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損） + 安全容器内配管（外管）破損	安全容器内での冷却材保持	高	低	高	高	
● 5	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）（注1） + 1次補助冷却系配管（外管）破損	補助冷却系サイフォンク	高	低	高	高	

●：選定した評価事故シナリオ
 (注1) 炉心損傷が生じると格納容器パイパスをもたらずおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損は、異常事象により補助冷却系による強制循環冷却に失敗する点で異常事象「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）」と同様である。ただし、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、2次補助冷却系から1次補助冷却系への冷却材流入が生じ、原子炉容器液位の低下要因にならないことから、補助中間熱交換器伝熱管破損を起因とした本事故シナリオと同様の事故シナリオは、イベントツリーから抽出されない。

第 2.5.5 表 評価事故シナリオの選定表 (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 (PLOHS)) (1/4)

事故シナリオ	炉心損傷防止措置				評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
	a.	b.	c.	d.	a.	b.	c.	d.	
●	外部電源喪失 + 1 次主循環ポンプボニモータによる 強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	低	高	高	高	a. 系統間機能依存性 系統間機能依存性は、それぞれの事故シナリオにおいて期待できる炉心損傷防止措置の厚み(数)が異なること、及び自然循環による信頼性が極めて高いことに着目し、以下のとおり整理する。なお、コンクリート遮へい体冷却系の異常に伴う原子炉スクラム時には、原子炉容器外面冷却機能が低下する場合があります。	c. (設備容量) 及び d. (代表性) の評価結果が『高』となった事故シナリオの中から常用系の動的機器全ての機能喪失をもたらす点で外部電源喪失が起因の事故シナリオが高い代表性を有すると判断し『1』を評価事故シナリオに選定する。 また、試験炉設置許可基準規則の解釈に基づき、冷却材漏えい時の強制循環冷却の失敗として冷却材漏えいが含まれる事故シナリオの中から、措置毎の有効性確認を代表性より重複し追加選定する。該当するものうち、c. (設備容量) の評価結果が『高』、a. (系統間機能依存性) の評価結果が『中』となった事故シナリオ '12'、'13'、'24' に着目し、1 次冷却材漏えいを起因とした事故シナリオ (1 次冷却系配管は 2 重管のため冷却材流路を喪失しない) に比べ、2 次冷却材漏えいを起因とした事故シナリオ (当該系統の冷却材流路を喪失する) の方が相対的に厳しいことから、'13' を評価事故シナリオに選定する。		
	1 次主循環ポンプ軸固着 + 1 次主循環ポンプボニモータによる 強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	低	低	高	高	・期待できる炉心損傷防止措置が 2 つあり、かつそのうち 2 ループの自然循環に期待できる場合：『低』 ・期待できる炉心損傷防止措置が 2 つあり、かつそのうち 1 ループ自然循環に期待できる場合、又は期待できる炉心損傷防止措置が 2 ループの自然循環のみの場合：『中』 ・動的機器を要する炉心損傷防止措置にのみ期待できる場合：『高』			
	1 次冷却材流量減少 (1 次主循環ポンプトリップ) + 1 次主循環ポンプボニモータによる 強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	低	低	高	高	①自然循環冷却 (2 ループ)、又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却			
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 1 次主循環ポンプボニモータによる 強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	低	低	高	低				
	2 次冷却材流量増大 + 1 次主循環ポンプボニモータによる 強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	低	低	高	中	b. 余裕時間 それぞれの事故シナリオにおいて、炉心損傷に至るまでの余裕時間に有意な差はないことから、一律『低』とする。			
	2 次冷却材流量減少 (2 次主循環ポンプトリップ) + 1 次主循環ポンプボニモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	低	低	高	中	c. 設備容量 設備容量は、崩壊熱除去機能を喪失した際の崩壊熱レベルに着目し、相対的に崩壊熱除去機能を喪失するまでの時間の長い「2 次主冷却系」による除熱の失敗を含む事故シナリオを『低』とし、動的機能である「1 次主冷却系、補助冷却系」による強制循環冷却の失敗を含む事故シナリオを『高』とする。			
	主冷却器空気流量増大 + 1 次主循環ポンプボニモータによる 強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	低	低	高	中				

● : 選定した評価事故シナリオ
4 つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第 2.5.5 表 評価事故シナリオの選定表 (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 (PLOHS)) (2/4)

事故シナリオ	炉心損傷防止措置				評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
	a.	b.	c.	d.	a.	b.	c.	d.	
8	主冷却器空気流量減少 + 1 次主循環ポンプモーターによる強 制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		低	中		低	高	d. 代表性 PRA の結果を参照して以下のとおりとする。 10%以上の寄与 : 『高』 1%以上 10%未満の寄与 : 『中』 1%未満の寄与 : 『低』	
9	2 次主循環ポンプ軸固着 + 1 次主循環ポンプモーターによる強 制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		低	低		低	高		
10	1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系配管 (内 管) 破損) + 1 次主循環ポンプモーターによる強 制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		低	低		低	高		
11	1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) (注 1) + 1 次主冷却系配管 (内管) 破損 + 1 次主循環ポンプモーターによる強 制循環冷却失敗		低	低		低	高		
12	1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) (注 1) + 安全容器内配管 (内管) 破損 + 1 次主循環ポンプモーターによる強 制循環冷却失敗		中	低		中	高		
● 13	2 次冷却材漏えい (注 2) + 1 次主循環ポンプモーターによる強 制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		中	低		低	高		

● : 選定した評価事故シナリオ
4 つの着眼点から厳しい順に 『高』、『中』、『低』とした。

第 2.5.5 表 評価事故シナリオの選定表 (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 (PLOHS)) (3/4)

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由	
		a.	b.	c.	d.		
14 外部電源喪失 + 2 次主冷却系による除熱失敗	①補冷却系による強制循環冷却、又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	高	低	低	中		
15 1 次冷却材流量減少 (1 次主循環ポンプトリップ) + 2 次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	中		
16 出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 2 次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低		
17 2 次冷却材流量増大 + 2 次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	中		
18 2 次冷却材流量減少 (2 次主循環ポンプトリップ) + 2 次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低		
19 主冷却器空気流量増大 + 2 次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低		
20 主冷却器空気流量減少 + 2 次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低		
21 2 次主循環ポンプ軸固着 + 2 次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低		
22 1 次主循環ポンプ軸固着 + 2 次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低		
23 2 次冷却材漏えい(注 2) + 2 次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	中		
24 1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 1 次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		自然循環冷却 (2 ループ)	中	低	高		低

4 つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第 2.5.5 表 評価事故シナリオの選定表 (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 (PLORES)) (4/4)

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		a.	b.	c.	d.	
25 1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) (注 3) + 1 次主循環ポンプモータによる強制循環冷却失敗	① 自然循環冷却 (2 ループ)、又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	低	低	高	中	
26 1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系配管 (内管) 破損) + 2 次主冷却系による除熱失敗	① 補助冷却系による強制循環冷却、又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	高	低	低	低	
27 1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 2 次主冷却系による除熱失敗	補助冷却系による強制循環冷却	高	低	低	低	
28 1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) (注 3) + 2 次主冷却系による除熱失敗	コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	高	低	低	低	

4 つの着眼点から厳しい順に「高」、「中」、「低」とした。

- (注 1) 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらずおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損は、異常事象により補助冷却系による強制循環冷却に失敗する点で異常事象「1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (内管) 破損)」と同様である。ただし、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、2 次補助冷却系から 1 次補助冷却系への冷却材流入が生じ、原子炉容器液位の低下要因にならないことから、補助中間熱交換器伝熱管破損を起因とした本事故シナリオと同様の事故シナリオは、イベントツリーから抽出されない。
- (注 2) 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらず主中間熱交換器伝熱管破損は、2 次冷却材インベントリの減少をもたらず点で異常事象「2 次冷却材漏えい」と同様である。主中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷防止で対策する。
- (注 3) 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらずおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損は、異常事象により補助冷却系に失敗する点で異常事象「1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (内管) 破損)」と同様である。なお、補助中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなるが、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は 2 次補助中間熱交換器出入口弁を閉止することから、炉心損傷に至ったとしても破損した伝熱管を通じた格納容器バイパスは防止される。

第 2.5.6 表 評価事故シナリオの選定表 (全交流動力電源喪失 (SBO))

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		a.	b.	c.	d.	
● 1 外部電源喪失 + ディーゼル発電機 (2 台) 起動失敗	自然循環 (2 ループ)	—	—	—	—	左記より、「外部電源喪失 + ディーゼル発電機 (2 台) 起動失敗」を評価事故シナリオに選定する。

● : 選定した評価事故シナリオ

第 2.5.7 表 評価事故シナリオの選定表 (局所的燃料破損 (LF))

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		a.	b.	c.	d.	
1 局所的過熱事象 (約 10% 過出力) + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗	炉心損傷防止措置 燃料破損検出系による検出及び原子炉停止	低	低	中	低	a. 系統間機能依存性 それぞれの事故シナリオにおいて、系統間機能依存性に差はないことから、一律『低』とする。 b. 余裕時間 短時間では燃料破損に至らない「局所的過熱事象」、燃料破損後に長時間運転を継続した場合に破損が伝播する可能性がある「燃料要素の偶発的破損」及び「流路閉塞事象 (1 サブチャナネル閉塞)」は『低』とする。集合体内の破損伝播速度が相対的に速い「流路閉塞事象 (千鳥閉塞)」は、相対的に余裕時間が短くなることから『高』とする。 c. 設備容量 「局所的過熱事象 (約 10% 過出力)」、燃料要素の偶発的破損」及び「流路閉塞事象 (1 サブチャナネル閉塞)」は、破損伝播速度が緩やかであり、原子炉を速やかに停止する必要がないことから、『低』とする。「局所的過熱事象 (約 30% 過出力)」及び「流路閉塞事象 (千鳥閉塞)」は、集合体内の破損伝播速度が相対的に速く、原子炉を速やかに停止する必要があることから『高』とする。 d. 代表性 それぞれの異常事象の発生頻度の相対的關係より代表性は、以下のとおり整理する。 ・燃料要素の偶発的破損：『高』 ・局所的過熱事象 (約 10% 過出力) 及び流路閉塞事象 (1 サブチャナネル閉塞)：『中』 ・局所的過熱事象 (約 30% 過出力)、流路閉塞事象 (千鳥閉塞)：『低』
2 局所的過熱事象 (約 30% 過出力)		低	低	高	低	
3 燃料要素の偶発的破損 + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗		低	低	高	低	
4 流路閉塞事象 (1 サブチャナネル閉塞) + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗		低	低	中	低	
5 流路閉塞事象 (千鳥閉塞)		低	高	低	低	

● : 選定した評価事故シナリオ
 4つの着観点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

2.6 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故として選定した評価事故シーケンスに対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置を第 2.6.1 表に示す。

第 2.6.1 表 評価事故シナリオに対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

事象グループ	評価事故シナリオ	炉心損傷防止措置	格納容器破損防止措置
炉心流量喪失時 原子炉停止機能喪失 (ULOF)	外部電源喪失及び 原子炉トリップ信号発信失敗の重量事故	代替原子炉トリップ信号(1次主循環ポンプトリップ)、 後備炉停止系用論理回路、 後備炉停止系による原子炉自動停止	＜原子炉容器内閉じ込め＞ ・非常用冷却設備による原子炉容器内強制循環冷却 1次主冷却系：強制循環冷却 2次主冷却系：自然循環冷却
	原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重量事故	制御棒連続引抜き阻止インタロック、 代替原子炉トリップ信号(「原子炉出口冷却材温度高」)、 後備炉停止系用論理回路、 後備炉停止系による原子炉自動停止	＜原子炉格納容器内閉じ込め＞ ・回転プラグを含む原子炉容器構造による即発臨界超過時のナトリウム 噴出量の抑制 ・原子炉格納容器構造による即発臨界超過時の噴出ナトリウム等の影 響緩和(閉じ込め機能維持)
過出力時 原子炉停止機能喪失 (UTOP)	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び 原子炉トリップ信号発信失敗の重量事故	代替原子炉トリップ信号(「原子炉出口冷却材温度高」)、 後備炉停止系用論理回路、 後備炉停止系による原子炉自動停止	＜物理的特性による原子炉格納容器破損防止(炉心損傷の回避)＞ ・負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる出力低減と冷却系 による冷却(1次主冷却系強制循環冷却、2次主冷却系自然循環冷却)
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び 原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重量事故	代替原子炉トリップ信号(「原子炉出口冷却材温度高」)、 後備炉停止系用論理回路、 後備炉停止系による原子炉自動停止	＜原子炉格納容器閉じ込め＞ ・コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による放射性 物質等(溶解炉心物質等を含む。)の安全容器内保持・冷却 ・安全板による原子炉冷却材バウダリの過圧の防止 ・ナトリウム流出位置(安全板設置位置:原子炉格納容器内(床下))に おける熱的影響緩和措置として、ヒートシンク材・断熱材を敷設
除熱源喪失時 原子炉停止機能喪失 (ULOHs)	2次冷却材流量減少及び 原子炉トリップ信号発信失敗の重量事故	1次主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制及び 補助冷却系による強制循環冷却※1	＜原子炉格納容器閉じ込め＞ ・コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による放射性 物質等(溶解炉心物質等を含む。)の安全容器内保持・冷却 ・安全板による原子炉冷却材バウダリの過圧の防止 ・ナトリウム流出位置(安全板設置位置:原子炉格納容器内(床下))に おける熱的影響緩和措置として、ヒートシンク材・断熱材を敷設
	2次冷却材流量減少及び 原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重量事故	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)及び 安全容器内配管(外管)破損の重量事故	＜原子炉格納容器閉じ込め＞ ・コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による放射性 物質等(溶解炉心物質等を含む。)の安全容器内保持・冷却 ・安全板による原子炉冷却材バウダリの過圧の防止 ・ナトリウム流出位置(安全板設置位置:原子炉格納容器内(床下))に おける熱的影響緩和措置として、ヒートシンク材・断熱材を敷設
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 (LORL)	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)及び 1次主冷却系配管(外管)破損の重量事故	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)及び 1次補助冷却系配管(外管)破損の重量事故	＜原子炉格納容器閉じ込め＞ ・コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による放射性 物質等(溶解炉心物質等を含む。)の安全容器内保持・冷却 ・安全板による原子炉冷却材バウダリの過圧の防止 ・ナトリウム流出位置(安全板設置位置:原子炉格納容器内(床下))に おける熱的影響緩和措置として、ヒートシンク材・断熱材を敷設
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)及び 1次補助冷却系配管(外管)破損の重量事故	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)及び 1次補助冷却系配管(外管)破損の重量事故	＜原子炉格納容器閉じ込め＞ ・コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による放射性 物質等(溶解炉心物質等を含む。)の安全容器内保持・冷却 ・安全板による原子炉冷却材バウダリの過圧の防止 ・ナトリウム流出位置(安全板設置位置:原子炉格納容器内(床下))に おける熱的影響緩和措置として、ヒートシンク材・断熱材を敷設
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(PLOHS)	2次冷却材漏えい及び 強制循環冷却失敗の重量事故	主冷却系(2ループ)による自然循環冷却※1	＜原子炉格納容器閉じ込め＞ ・コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による放射性 物質等(溶解炉心物質等を含む。)の安全容器内保持・冷却 ・安全板による原子炉冷却材バウダリの過圧の防止 ・ナトリウム流出位置(安全板設置位置:原子炉格納容器内(床下))に おける熱的影響緩和措置として、ヒートシンク材・断熱材を敷設
	外部電源喪失及び 強制循環冷却失敗の重量事故	主冷却系(2ループ)による自然循環冷却※1	＜受動的な安全特性による格納容器破損防止(炉心損傷の回避)＞ ・受動的な安全特性を活用した主冷却系(1ループ)による自然循環冷却
全交流動力電源喪失 による強制循環冷却 機能喪失(SBO)	全交流動力電源喪失(外部電源喪失及び ディーゼル発電機起動失敗)事故	主冷却系(2ループ)による自然循環冷却	＜受動的な安全特性による格納容器破損防止(炉心損傷の回避)＞ ・受動的な安全特性を活用した主冷却系(1ループ)による自然循環冷却
	局所的燃料破損 (LF)	燃料破損検出系による異常検知及び 手動スクラムによる原子炉停止	*:格納容器破損防止措置はULOF及びUTOPと同じ

※1 冷却に係る炉心損傷防止措置をバックアップするため、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却を自主対策として講じる。

評価事故シーケンスについて

1. 評価事故シーケンスの選定の基本的考え方

発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じるものとする。事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、燃料体の損傷が想定される事故（以下「炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故」という。）を選定する。

本原子炉施設において、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するための措置（以下「炉心損傷防止措置」という。）、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設から多量の放射性物質等の放出を防止するための措置（以下「格納容器破損防止措置」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象を整理した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価することを基本とする。

2. 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故における評価対象の整理

本原子炉施設において、起こりうる異常事象を抽出し、異常の発生に続く事故の進展について、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能（以下「設計基準事故対処設備」という。）の喪失の可能性を含め体系的に整理し、その中から炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故に至る可能性がある組合せ（以下「事故シーケンス」という。）を抽出する。さらに、事故シーケンスの様態及び事故に対処するための炉心損傷防止措置が類似する事故シーケンスのグループ化（以下「事象グループ」という。）を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「評価事故シーケンス」という。）を選定し、評価を行う。

また、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故に対処するために講じることとしている「炉心損傷防止措置」が機能しない場合においては、炉心の著しい損傷の可能性があり、その結果、格納容器が破損に至る可能性が想定される。本原子炉施設であるナトリウム冷却型高速炉については、格納容器の破損を含む包括的解析やレベル 1.5 確率論的リスク評価の実施例は数少なく、実用発電用軽水型原子炉施設における格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている格納容器破損モードは存在しない。このため、本原子炉施設においては、格納容器破損モードを想定した上でそれぞれの破損モードに照らして評価の対象とする事故シーケンスを選定するのではなく、炉心損傷防止措置の有効性評価のために選定した全ての評価事故シーケンスを対象として、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定して（安全機能の喪失を重畳させて）、その場合において、格納容器破損防止措置を講じることとし、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認する。全ての評価事故シーケンスを対象として有効性評価を行うことにより、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故の全体を一貫して評価することができる。

なお、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合においても、必ずしも全ての評価事故シーケンスにおいて格納容器への負荷が発生するわけではない。本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れたナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していること、原子炉冷却材バウンダリが放射性物質の閉じ込めに有効な物理障壁を形成していること、原子炉容器の周囲に安全容器を設置していることなどの特徴を有している。「格納容器破損防止措置の有効性評価」においてはそれぞれの評価事故シーケンスについて以上の特徴を含めて評価を行う。

3. 評価事故シーケンスの代表性について

3.1 炉心損傷防止措置の有効性評価における評価事故シーケンスの代表性について

炉心損傷防止措置の有効性評価のための評価事故シーケンスは、炉心の著しい損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスの中から、系統間機能依存性、余裕時間、設備容量及び代表性を着眼点としてそれぞれの事象グループについて選定したものであり、代表性を有するものである（添付書類 10 追補 VII. 1 の第 2.5.1 表～第 2.5.7 表）。また、後述する格納容器破損防止措置の有効性評価と同様に、有効性評価の観点からも代表性を有している。

3.2 格納容器破損防止措置の有効性評価における評価事故シーケンスの代表性について

実用炉における格納容器破損防止措置の有効性評価では、格納容器破損モードを同定した上でそれぞれの破損モードについて結果を厳しくする評価事故シーケンスを選定することとしている（有効性評価の審査ガイド）。一方、本原子炉施設における格納容器破損防止措置の有効性評価では、格納容器破損モードは定義しないで、炉心損傷防止措置の有効性評価のために選定した全ての評価事故シーケンスを対象として、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定して（すなわち、安全機能の喪失を重畳させて）、その場合において格納容器破損防止措置を講じることとし、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認している。

格納容器破損防止措置の有効性評価において全ての評価事故シーケンスを対象として評価を行うことは、分かりやすく合理的に一貫して評価できること、また合理的・効率的に措置を講じることができる利点があるが、その一方で、全ての事故シーケンスに対する評価結果が記載されないため、格納容器破損防止の観点から評価事故シーケンスの代表性について確認した（添付 1：格納容器破損防止措置の有効性評価における評価事故シーケンスの代表性）。

- 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF) については、抽出された事故シーケンスは炉心流量減少時の原子炉停止機能喪失であり、このうち、「1 次主循環ポンプ軸固着」以外の異常事象を起因とする事故シーケンスは、事故シーケンスによって出力変化、制御棒反応度挿入特性等の解析条件に僅かな差が生じるが、炉心流量減少時に原子炉停止機能喪失により炉心が損傷し、格納容器に負荷が生じる観点では、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスの「外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。「1 次主循環ポンプ軸固着」を起因とする事故シーケンスは、炉心流量の減少速度が相対的に速いこと、また、格納容器破損防止措置との機能依存性を有することから、これらの影響は評価事故シーケンス「1 次主循環ポンプ軸固着及び原

子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」により確認する。

- 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP) については、抽出された事故シーケンスは過出力時の原子炉停止機能喪失であり、事故シーケンスによって出力変化等の解析条件に僅かな差が生じるが、過出力時に原子炉停止機能喪失により炉心が損傷し、格納容器に負荷が生じる観点では、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。
- 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS) については、抽出された事故シーケンスは除熱源喪失時の原子炉停止機能喪失であり、このうち、「2次冷却材漏えい」以外の異常事象を起因とする事故シーケンスは、事故シーケンスによって冷却材温度、出力変化等の解析条件に僅かな差が生じるが、除熱源喪失時に原子炉停止機能喪失により冷却材温度が昇温し、原子炉入口冷却材温度が上昇する観点では、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスの「2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。「2次冷却材漏えい」を起因とする事故シーケンスは、除熱機能の低下が相対的に大きいこと、また、格納容器破損防止措置との機能依存性を有することから、これらの影響は評価事故シーケンス「2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」により確認する。
- 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 (LORL) については、評価事故シーケンスの「1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故」は液位低下が大きくなる条件であるとともに、炉心溶融と原子炉容器破損により炉心燃料の全量が安全容器に移行することを仮定しており、炉心燃料の安全容器内での安定冷却保持の観点では、抽出された事故シーケンスは同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスの「1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故」に包絡される。
- 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 (PLOHS) については、1ループの自然循環除熱に期待できる事故シーケンスのグループと2ループの自然循環除熱に期待できる事故シーケンスのグループのそれぞれから評価事故シーケンスを選定しており、代表的かつ厳しい条件となる評価事故シーケンスを選定していることから、抽出された事故シーケンスは同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。
- 局所的燃料破損 (LF) については、炉心損傷防止措置によらず破損伝播の可能性は極めて低いですが、起こったとしても伝播速度は緩慢であり、評価事故シーケンスにおいて事故の拡大を仮に想定したとしても、その影響は炉心の著しい損傷に至る ULOF に包絡される。

以上のことから、炉心損傷防止措置の有効性評価のための評価事故シーケンスは、格納容器破損防止措置の有効性評価の観点からも代表性を有している。また、全ての事象グループの評価事故シーケンスを一貫して評価することにより、結果的に、本原子炉施設において想定される格納容器への負荷に対して措置が有効性を有することを確認している（添付2：ナトリウム冷却高速炉における格納容器負荷メカニズムについて）。

以 上

格納容器破損防止措置の有効性評価における評価事故シークエンスの代表性

事象	事故シークエンス (●選定した評価事故シークエンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シークエンスの代表性
ULOF	●外部電源喪失＋原子炉トリップ信号発信失敗	代替原子炉トリップ信号が機能せず	全ての事故で原子炉急速停止に失敗しており、「外部電源喪失」に起因する評価事故シークエンス
	1 次冷却材流量減少＋原子炉トリップ信号発信失敗	原子炉停止に失敗	と「1次主循環ポンプ軸固着」以外の異常事象を起因とする事故シークエンスでは、過渡変化後のポンプトリップで主循環ポンプがコーストダウンし、同等の事象推移となる。
	●1次主循環ポンプ軸固着＋原子炉トリップ信号発信失敗	後備炉停止系用論理回路が機能せず	また、「1次主循環ポンプ軸固着」を起因とする事故シークエンスは、炉心流量の減少速度が相対的に速いこと、また、格納容器破損防止措置との機能依存性を有することから、これらの影響は評価事故シークエンス「1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」により確認する。
	1 次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) ＋ 原子炉トリップ信号発信失敗	原子炉停止に失敗	
	1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) ＋ 原子炉トリップ信号発信失敗	後備炉停止に失敗	
	1 次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) ＋ 原子炉トリップ信号発信失敗	原子炉停止に失敗	
	●外部電源喪失＋原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	後備炉停止系用論理回路が機能せず	また、「1次主循環ポンプ軸固着」を起因とする事故シークエンスは、炉心流量の減少速度が相対的に速いこと、また、格納容器破損防止措置との機能依存性を有することから、これらの影響は評価事故シークエンス「1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」により確認する。
	1 次冷却材流量減少＋原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	原子炉停止に失敗	
	1 次主循環ポンプ軸固着＋原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	原子炉停止に失敗	
	1 次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) ＋ 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	原子炉停止に失敗	
	1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) ＋ 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	原子炉停止に失敗	
	1 次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) ＋ 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	原子炉停止に失敗	
	外部電源喪失＋制御棒 (主系) の急速挿入失敗	後備炉停止制御棒挿入が機能せず	
	1 次冷却材流量減少＋制御棒 (主系) の急速挿入失敗	原子炉停止に失敗	
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋制御棒 (主系) の急速挿入失敗	原子炉停止に失敗	

事象	事故シケケンス (●選定した評価事故シケケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シケケンスの代表性
	2次冷却材流量増大＋制御棒（主系）の急速挿入失敗 主冷却器空気流量増大＋制御棒（主系）の急速挿入失敗 2次冷却材流量減少＋制御棒（主系）の急速挿入失敗 主冷却器空気流量減少＋制御棒（主系）の急速挿入失敗 1次主循環ポンプ軸固着＋制御棒（主系）の急速挿入失敗 2次主循環ポンプ軸固着＋制御棒（主系）の急速挿入失敗 主送風機風量瞬時低下＋制御棒（主系）の急速挿入失敗 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋制御棒（主系）の急速挿入失敗 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋制御棒（主系）の急速挿入失敗 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）＋制御棒（主系）の急速挿入失敗 2次冷却材漏えい＋制御棒（主系）の急速挿入失敗		
UTOP	●出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋原子炉トリップ信号発信失敗 2次冷却材流量増大＋原子炉トリップ信号発信失敗 主冷却器空気流量増大＋原子炉トリップ信号発信失敗 ●出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋原子炉保護系（スクラム）動作失敗 2次冷却材流量増大＋原子炉保護系（スクラム）動作失敗 主冷却器空気流量増大＋原子炉保護系（スクラム）動作失敗	制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号が機能せず原子炉停止に失敗 制御棒連続引抜き阻止インターロック及び後備炉停止系用論理回路が機能せず原子炉停止に失敗	主冷却器の流量増大は1次系冷却材温度の低下による正の応度により出力上昇に至るが、その効果は小さく、評価事故シケケンスに包絡される。また、2次冷却材の流量増大は炉心損傷に至らないと評価している。
ULOHS	●2次冷却材流量減少＋原子炉トリップ信号発信失敗 主冷却器空気流量減少＋原子炉トリップ信号発信失敗	代替原子炉トリップ信号が機能せず 原子炉停止に失敗	主冷却器の流量減少及び2次主循環ポンプ軸固着に起因する

事象	事故シケケンス (●選定した評価事故シケケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シケケンスの代表性
	2次主循環ポンプ軸固着＋原子炉トリップ信号発信失敗 主送風機風量瞬時低下＋原子炉トリップ信号発信失敗 ●2次冷却材漏えい＋原子炉トリップ信号発信失敗 ●2次冷却材流量減少＋原子炉保護系（スクラム）動作失敗 主冷却器空気流量減少＋原子炉保護系（スクラム）動作失敗 2次主循環ポンプ軸固着＋原子炉保護系（スクラム）動作失敗 主送風機風量瞬時低下＋原子炉保護系（スクラム）動作失敗 2次冷却材漏えい＋原子炉保護系（スクラム）動作失敗	後備炉停止系用論理回路が機能せず 原子炉停止に失敗	事故の事象推移は「2次冷却材流量減少」を起因とする評価事故シケケンスと同等であり、評価事故シケケンスに包絡される。 また、「2次冷却材漏えい」を起因とする事故シケケンスは、除熱機能の低下が相対的に大きいことと、また、格納容器破損防止措置との機能依存性を有することから、これらの影響は評価事故シケケンス「2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」により確認する。
LORL	●1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損＋1次主冷却系配管（外管）破損） 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損＋1次主冷却系配管（内管）破損） 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損＋安全容器内配管（内管）破損） ●1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損＋安全容器内配管（外管）破損） ●1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損＋1次補助冷却系配管（外管）破損）	それぞれの事故シケケンスに対する炉心損傷防止措置が機能を喪失すると、全ての事故で崩壊熱の除去に失敗	評価事故シケケンスの「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」は1次冷却材の2箇所での破損を重畳した事故であり、液位の低下が大きくなる箇所を選定している。有効性評価では原子炉容器破損により炉心燃料の全量が安全容器に移行することを仮定した解析を行っており、代表的かつ厳しい条件で

事象	事故シケンス (●選定した評価事故シケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シケンスの代表性
PLOHS	<p>●外部電源喪失＋1次主循環ポンプポニモータによる強制循環冷却失敗＋補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>1次主循環ポンプ軸固着＋1次主循環ポンプポニモータによる強制循環冷却失敗＋補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>1次冷却材流量減少＋1次主循環ポンプポニモータによる強制循環冷却失敗＋補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋1次主循環ポンプポニモータによる強制循環冷却失敗＋補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>2次冷却材流量増大＋1次主循環ポンプポニモータによる強制循環冷却失敗＋補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>2次冷却材流量減少＋1次主循環ポンプポニモータによる強制循環冷却失敗＋補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>主冷却器空気流量増大＋1次主循環ポンプポニモータによる強制循環冷却失敗＋補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>主冷却器空気流量減少＋1次主循環ポンプポニモータによる強制循環冷却失敗＋補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>2次主循環ポンプ軸固着＋1次主循環ポンプポニモータによる強制循環冷却失敗＋補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋1次主循環ポンプポニモータによる強制循環冷却失敗＋補助冷却系</p>	<p>主冷却系2ループ中1ループの自然循環に失敗（受動的な安全機能である自然循環除熱は信頼度が高く、独立した2ループの同時失敗は防止できている）</p>	<p>の評価となっている。</p> <p>いずれの事故シケンスでも原子炉停止後の1ループの自然循環に期待する点では共通である。</p> <p>事故シケンスによって初期の炉心流量の減少挙動等に差があるが、原子炉停止後であるためその影響はほとんどなく、崩壊熱による発熱の自然循環冷却という意味では、初期挙動の違いの影響は重要ではない。</p> <p>したがって、評価事故シケンスは代表性を有する。</p>

事象	事故シケケンス (●選定した評価事故シケケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シケケンスの代表性
	による強制循環冷却失敗		
	1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) + 1 次主冷却系配管 (内管) 破損 + 1 次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗		
	1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) + 安全容器内配管 (内管) 破損 + 1 次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗		
	1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) + 1 次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗		
	● 2 次冷却材漏えい + 1 次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	全ての事故で崩壊熱の除去に失敗	全ての事故シケケンスにおいて崩壊熱除去に失敗するため、炉心溶融に至る。評価事故シケケンスにおいては、原子炉容器破損により炉心燃料の全量が安全容器に移行することを仮定している。
	外部電源喪失 + 2 次主冷却系による除熱失敗		
	1 次冷却材流量減少 + 2 次主冷却系による除熱失敗		
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 2 次主冷却系による除熱失敗		
	2 次冷却材流量増大 + 2 次主冷却系による除熱失敗		
	2 次冷却材流量減少 + 2 次主冷却系による除熱失敗		
	主冷却器空気流量増大 + 2 次主冷却系による除熱失敗		
	主冷却器空気流量減少 + 2 次主冷却系による除熱失敗		
	2 次主循環ポンプ軸固着 + 2 次主冷却系による除熱失敗		
	1 次主循環ポンプ軸固着 + 2 次主冷却系による除熱失敗		
	2 次冷却材漏えい + 2 次主冷却系による除熱失敗		
	1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系配管 (内管) 破損) + 2 次主冷却系による除熱失敗		また、2 次冷却材漏えいと同時に主中間熱交換器の除熱能力喪失を想定しており、代表的かつ厳しい条件での評価となっている。

事象	事故シケケンス (●選定した評価事故シケケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シケケンスの代表性
	1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 2 次冷却系による除熱失敗 1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (内管) 破損) + 2 次主冷却系による除熱失敗	主冷却系 2 ループ中 1 ループの自然循環に失敗 (受動的な安全機能である自然循環除熱は信頼度が高く、独立した 2 ループの同時失敗は防止できない)	PLOHS の評価事故シケケンス「外部電源喪失 + 強制循環冷却喪失」と事象推移は同等
SBO	●外部電源喪失 + ディーゼル発電機 (2 台) 起動失敗	主冷却系 2 ループ中 1 ループの自然循環に失敗 (受動的な安全機能である自然循環除熱は信頼度が高く、独立した 2 ループの同時失敗は防止できない)	同上
LF	局所的過熱事象 (約 10% 過出力) + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗 局所的過熱事象 (約 30% 過出力) 燃料要素の偶発的破損 + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗 冷却材流路閉塞事象 (1 サブチャネル閉塞) + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗 ●冷却材流路閉塞事象 (千鳥格子状)	冷却材流路閉塞事象 (千鳥格子状) では、燃料破損検出系による破損の検出及び原子炉停止に失敗すると、燃料破損の伝播・拡大の可能性がある。その他の事故は破損伝播に長時間かかり原子炉停止に対しての猶予時間が長い。	局所的燃料破損事故は破損伝播の観点から相対的に猶予時間の短い冷却材流路閉塞事象 (千鳥格子状) に包絡される。なお、破損伝播速度は緩慢であり、仮に多数の集合体に拡大するとともに、炉心損傷の影響は炉心の著しい損傷に至る ULOF に包絡される。

ナトリウム冷却高速炉における格納容器負荷メカニズムについて

格納容器への負荷メカニズムは高圧システムの軽水炉と低圧システムの高速炉では異なり、軽水炉における格納容器破損モードの大半は低圧の高速炉には当てはまらない。また、「常陽」においては仮に炉心の著しい損傷が発生したとしても、原子炉容器または安全容器によりその影響が格納容器に拡大することを防止することができる。なお、実用発電炉では、配管破断に伴う冷却材喪失事故が生じると、設計基準事故の範囲内において格納容器に負荷が発生するとともに、格納容器に放出された水蒸気を格納容器バウンダリの機能を用いて凝縮・回収した水の再循環により炉心の冷却を実施することがあり、格納容器の過圧防止に失敗すると格納容器先行破損に由来する炉心損傷のおそれがある。これに対して、高速炉では設計基準事故の範囲内において格納容器に過大な負荷が生じることはなく、主冷却系又は補助冷却系での炉心冷却が基本のため、そのような事象はない。

以上の安全上の特徴も踏まえ、格納容器への負荷メカニズムは以下及び第 1 表のとおり整理できる。

一般に格納容器に対する負荷メカニズムには機械的要因と熱的要因がある。熱的要因は熔融炉心や炉心デブリ（熔融燃料や燃料デブリ）からの崩壊熱除去能力を喪失して、原子炉容器を熔融貫通し、やがてベースマット・コンクリートが浸食され、格納機能の喪失に至るもので、これは軽水炉においても高速炉においても共通である。機械的要因に関しては、高圧の冷却材に保有される内部エネルギーの放出が重要となる軽水炉に対して、高速炉では即発臨界の超過による核的エネルギーの放出が重要となる。この他に、冷却材としてナトリウムを使用する高速炉ではナトリウムの化学反応に伴う圧力・温度の上昇が重要となる。

第1表 ナトリウム冷却高速炉における格納容器負荷メカニズム

格納容器の破損形態	格納容器への負荷メカニズム	「常陽」での格納容器破損防止の考え方
ナトリウム燃焼による機械的破損	原子炉停止機能喪失系 (ATWS 系) の事象の炉心損傷の過程で即発臨界超過に伴う機械的エネルギー発生の結果、格納容器床上に噴出されたナトリウムの燃焼に伴う雰囲気圧力の上昇	固有の炉心特性による炉心損傷、即発臨界超過の回避又は過大な機械的エネルギー発生抑制によるナトリウム床上噴出の抑制
水素燃焼による機械的破損	ATWS 系又は崩壊熱除去機能喪失系 (LOHRS 系) 事象で原子炉冷却材バウンダリ外での反応で発生した水素が運転床上に移行し蓄積燃焼することによる雰囲気圧力の急上昇	ATWS 系では損傷炉心の原子炉容器内保持・冷却、LOHRS 系では原子炉容器破損後の安全容器内保持・冷却による、ナトリウム・コンクリート反応に伴う過大な水素発生回避
ベースマット・コンクリートの浸食・貫通	原子炉容器破損後、格納容器底部でのデブリ・コンクリート相互作用によるベースマット・コンクリートの浸食・貫通	LOHRS 系では原子炉容器破損後の安全容器内保持・冷却による格納容器底部でのデブリ・コンクリート相互作用の回避
原子炉冷却材バウンダリ圧力の上昇による中間熱交換器バウンダリの破損	PLOHS 及び SBO において、炉心損傷の過程で冷却系の過圧及び過温により中間熱交換器のバウンダリ (1 次・2 次境界) が損傷 (格納容器のバイパス)	安全板の開放による 1 次冷却系の過圧防止で中間熱交換器のバウンダリ破損を防止
その他	熔融燃料・冷却材相互作用 (FCI) による圧力急上昇、エネルギー発生による機械的破損	FCI については炉内は事象推移解析で考慮、炉外は高速炉条件では大規模 FCI の発生条件に至らない

対象外とする異常事象

1. 対象外とする異常事象

以下に示す異常事象については、発生する可能性や影響を考慮して評価対象外と判断している。

a. 気体廃棄物処理設備の破損

炉心損傷の観点からは考慮不要であるため評価対象外とする。

b. 燃料集合体の落下

原子炉の出力運転中では、使用済燃料貯蔵設備における使用済燃料集合体の取扱中における落下が考えられるが、落下した場合でも原子炉の運転には影響がなく、炉心損傷の観点からは考慮不要であるため評価対象外とする。

c. 原子炉容器破損

原子炉容器の破損が発生する可能性は十分に低いと考えられ、評価対象外と判断している。

d. 1次オーバフロー系、1次ナトリウム純化系、1次ナトリウム充填・ドレン系の破損

1次オーバフロー系、1次ナトリウム純化系や1次ナトリウム充填・ドレン系の配管破損により、主冷却系及び補助冷却設備の冷却機能が喪失することはなく、原子炉容器液位確保機能を喪失することはないため、評価対象外とする。なお、これらが通常運転中に発生すると、原子炉の停止及び崩壊熱除去開始に至ることから、その影響は異常事象「1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）」に包絡される。

e. 制御棒の急速引抜き

制御棒の急速引抜きについては、設計上、制御棒の引抜き速度は一定であり、引抜き速度は異常事象「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」を超えないため、評価対象外とする。

事象選定における補機冷却設備の異常の考慮について

1. 概要

事故の選定においては、施設の特徴を踏まえた異常事象の抽出を行っている。ここで、炉心の著しい損傷は、原子炉施設が通常運転状態から逸脱し、燃料体の発熱の増加または燃料体からの除熱の減少により、炉心が昇温することにより生じるものであることに着目している。次に、抽出した異常事象に続く事故の進展について、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能（以下「設計基準事故対処設備」という。）の喪失の可能性を含めて分析している。これらの異常事象の抽出及び設計基準事故対処設備の安全機能の喪失の要因として補機冷却設備の異常を考慮している。

2. 補機冷却設備の概要

補機冷却設備は、冷却水水槽、補助水槽、冷却塔、揚水ポンプ及び循環ポンプ等から構成する（第1図参照）。補機冷却設備は、揚水ポンプにより冷却水水槽から水を汲み上げ、格納容器雰囲気調整系、コンクリート遮へい体冷却系、使用済燃料貯蔵設備水冷却浄化設備、ディーゼル発電機、圧縮空気供給設備等に冷却水を供給するものであり、各設備等に供給された水は冷却水水槽に還流する。なお、一部の補機冷却設備については、循環ポンプにより、冷却水水槽を経由せず冷却水を循環する。また、除去した熱は、冷却塔から大気中に放散される。揚水ポンプ及び循環ポンプについては、それぞれ非常用ディーゼル電源系に接続された予備ポンプを設けるものとする。

3. 補機冷却設備の異常の考慮

(1) ディーゼル発電機冷却系

外部電源喪失を異常事象として、これに対する設計基準事故対処設備としてディーゼル発電機2台の起動失敗を選定している。

(2) 空調系冷却設備

格納容器雰囲気調整系の機能喪失の要因となり、格納容器内温度、圧力が上昇する可能性があるが、この場合には保安規定に基づき、原子炉を停止する。本異常は、炉心の昇温に直接影響を及ぼすものではないため、単独の異常事象としては抽出しておらず、これらが生じた際の原子炉手動停止後の事象進展は、原子炉誤スクラム（手動）の異常事象と同様となる。

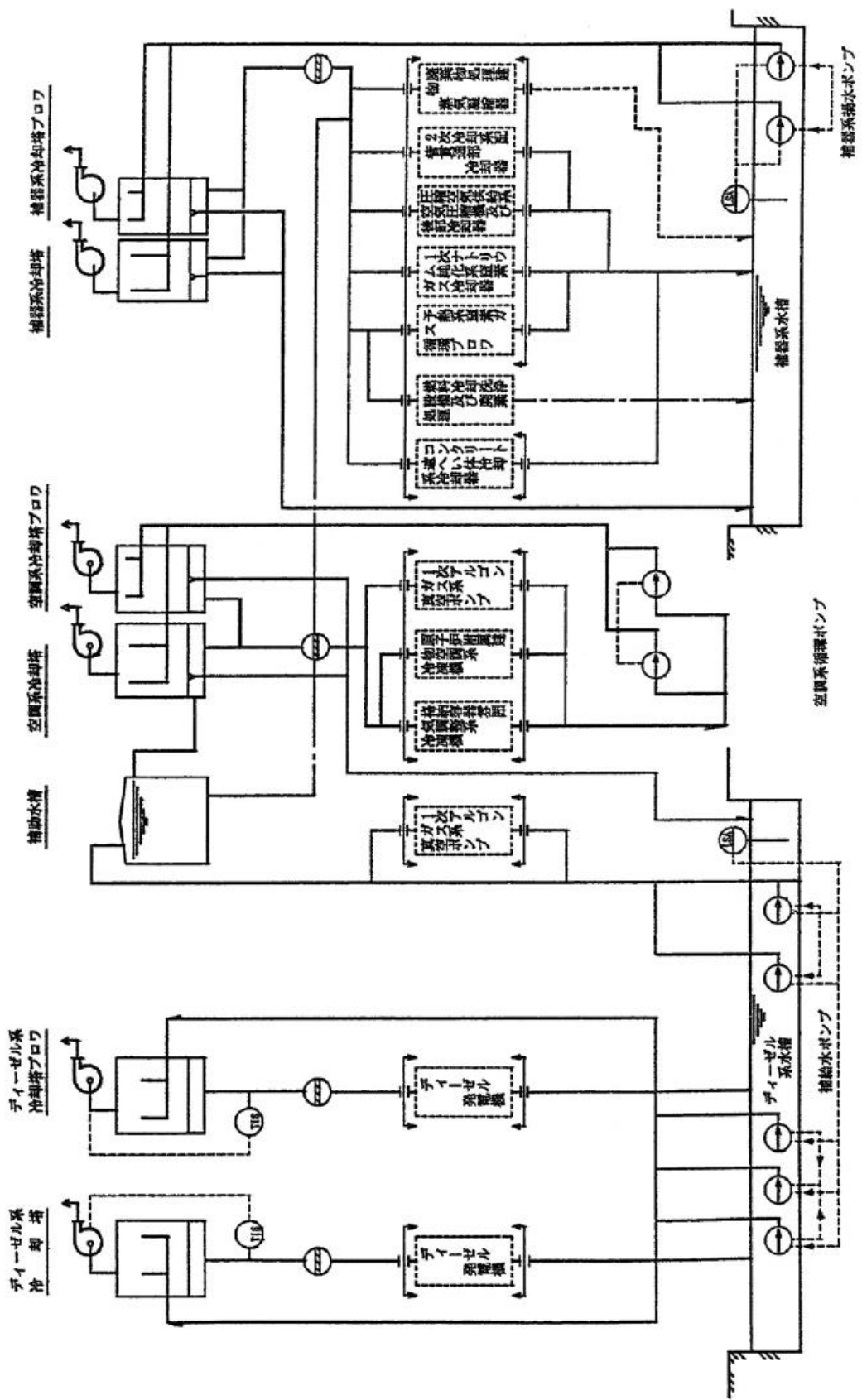
(3) 補機冷却系冷却設備

コンクリート遮へい体冷却系の機能喪失の要因となり、原子炉を停止する可能性がある。(2)と同様に、本異常は、炉心の昇温に直接影響を及ぼすものではないため、単独の異常事象としては抽出しておらず、本異常が生じた際の原子炉手動停止後の事象進展は、原子炉誤スクラム

(手動)の異常事象と同様となる。また、圧縮空気供給設備の機能喪失の原因ともなるが、圧縮空気供給設備の異常は、炉心の昇温に直接影響を及ぼすものであるため、異常事象に選定しており、補機冷却設備の故障は、圧縮空気供給設備の異常の要因の一つとして考慮されている。

以上のとおり、異常事象の抽出及び設計基準事故対処設備の安全機能の喪失の要因として補機冷却設備の異常を考慮している。

以上



第1図 補機冷却設備

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する範囲の安全機能を対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価（出力運転時レベル 1PRA）で抽出した事故シーケンスについて

1. 評価事故シーケンスの選定の基本的考え方

発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じるものとする。事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、燃料体の損傷が想定される事故（以下「炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故」という。）を選定する。

2. 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故における評価対象の整理

本原子炉施設において、起こりうる異常事象を抽出し、異常の発生に続く事故の進展について、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能の喪失の可能性を含め体系的に整理し、その中から炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故に至る可能性がある組合せ（以下「事故シーケンス」という。）を抽出する。さらに、事故シーケンスの様態及び事故に対処するための炉心損傷防止措置が類似する事故シーケンスのグループ化（以下「事象グループ」という。）を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「評価事故シーケンス」という。）を実用発電炉の有効性評価ガイドを参考に選定し、評価を行う。

3. 確率論的リスク評価（PRA）で抽出した事故シーケンス

3.1 目的

以下の①～③を目的に、出力運転時における内部事象を対象としたレベル 1PRA を実施し、内部事象に起因して炉心損傷に至る事故シーケンスの同定及び炉心損傷頻度の定量化結果を整理する。なお、レベル 1PRA とは「炉心損傷頻度の評価までを行う確率論的リスク評価」^[1]である。

- ① PRA で選定した事象グループと 2. で選定した事象グループを比較し、これらが一致することを確認する。（→事象グループの選定に漏れがないことの整理）
- ② PRA で抽出した起因事象及び事故シーケンスと 2. で選定した異常事象及び事故シーケンスを比較し、起因事象については 2. で選定した異常事象に対応付けられることを確認するとともに、PRA で抽出した事故シーケンスが 2. で抽出した事故シーケンスで代表されることを確認する。（→異常事象及び事故シーケンスが体系的に抽出・選定されていることの整理）
- ③ 2. における評価事故シーケンスは、実用発電炉の有効性評価ガイドを参考に、影響の大きさを考慮した 4 つの着眼点について評価した結果に基づき選定している。この着眼点のうちの代表性については、頻度の観点で評価している。このため、PRA の定

量化結果を基に事故シーケンスの頻度と事象グループにおける寄与割合を整理する。
(→事故シーケンスの頻度の整理)

3.2 評価対象

評価の対象は、新規規制基準適合性を申請中の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する範囲の安全機能とした。

3.3 評価方法

実用炉と同様に、日本原子力学会標準^{[1][2]}等を参考に第1図に示す評価の流れに沿って起
因事象の選定及びグループ化から成功基準の設定及びイベントツリーの作成並びにフォー
ルトツリーの作成を経て評価モデルを構築し、パラメータ（すなわち起
因事象の発生頻度、機器の故障率、共通原因故障パラメータ、及びヒューマンエラー確率）の推定及び使命時間
等の設定を基にフォールトツリーの確率計算及びイベントツリーを用いた事故シーケンス
の発生頻度の計算を実施した。フォールトツリーの作成では、運転時の異常な過渡変化又は
設計基準事故で考慮する範囲の設備及びこれらに必要なサポート系をモデル化し、機器故
障率等のパラメータには、「常陽」の故障実績や高速炉機器信頼性データベース等に基づい
て値を設定することにより、「常陽」のナトリウム冷却型炉としての安全上の特徴を踏まえ
た評価としている。

崩壊熱除去機能の使命時間は、崩壊熱と原子炉冷却材バウンダリからの自然放熱が同程度
となるまでの期間として、一律 1536 時間と設定している。後述する起
因事象によっては、使命時間が 1536 時間より短い場合（例：外部電源喪失の場合、外部電源復旧後に起
因事象発生前の通常運転状態へ復帰することから、その時点で崩壊熱除去の使命が終わる。）があ
るが、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律 1536 時間と
設定している。このため、事象グループ LORL、PLOHS 及び SBO については、事故シーケンス
の発生頻度が過大な値となっている可能性がある。なお、使命時間の評価における崩壊熱は、
ノミナル値（最適評価値）を用いている。

3.4 起 因事象

起
因事象は、「通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷、格納容器機能喪失、及
び/又は放射性物質などの放出を伴う事故へ波及する可能性のあるもの」^[1]と定義される。

内部事象を対象とした PRA では、起
因事象を体系的に選定するため、学会標準^[2]に記載された方法の一つであるマスターロジックダイアグラム (MLD) と呼ばれる論理モデルを用いた。
起
因事象の選定のために作成した MLD を第 1 表及び第 2 表に、選定した起
因事象及び起
因事象グループを第 3 表に示す。

本起
因事象グループは、第 4 表に示すとおり、評価事故シーケンスを選定する過程で炉心
の著しい損傷に至る原因として選定した異常事象に直接的に対応するか、もしくは、起
因事象により異常事象に至ることから、異常事象に対応付けられる。

起
因事象グループの発生頻度は、学会標準^[2]に記載のベイズ統計による推定手法を用いて

評価した。起因事象グループの発生頻度の評価の概要を第 5 表に、評価結果を第 6 表に示す。

なお、PRA が適用可能でない外部事象については、別途、定性的な検討を実施している。

3.5 イベントツリーの作成

条件付分岐確率イベントツリー法^[2]を適用し、計算コードRISKMANを使用した。主要な緩和機能を有するシステムの成否と事象グループとの関係を模式的に描いたイベントツリー図を第2図に示す。原子炉容器液位確保については、1次冷却系配管が複数破損した場合にLORLと判定した。第2図に示すように原子炉容器液位が確保された状況下での強制循環モードによる崩壊熱除去機能喪失要因のうち、ポンプモータ等への動力電源が全て喪失する事故シーケンスをSBOとして考慮し、動力電源が供給された状況下での強制循環モードによる崩壊熱除去機能喪失をPLOHSとして考慮した。運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する範囲を、補助冷却系の位置づけに着目して整理すると、第7表のNo. 1に示す状態で補助冷却系により崩壊熱除去する場合が設計基準事故の範囲内の対策に位置づけられ、第7表のNo. 2及びNo. 3は設計基準事故を超えた事態への対策に位置づけられる。これを踏まえ、原子炉容器液位が確保された状態で2次主冷却系が2ループとも自然循環冷却機能喪失した状態はPLOHSに分類された。

また、ポンプモータ運転等の動的機能の維持に必要なサポート系についても、機能の依存関係の評価できる詳細度でイベントツリーのヘディングに設定し、機能喪失の影響を考慮した。

3.6 評価結果

内部事象を起因とする炉心損傷頻度を算出し、事象グループごとの炉心損傷頻度を整理した結果を第8表に示す。各事象グループにおける起因事象の寄与割合を第9表に示し、ULOF、UTOP、ULOHS、LORL 及び PLOHS における事故シーケンスの頻度と事象グループにおける寄与割合を第10表～第14表に示す。

4. まとめ

PRA において炉心損傷に至る可能性があると判定された事故シーケンスは、2. で選定した事象グループに集約されることを確認した（第2図及び第9表）。

事象グループ ULOF、UTOP、ULOHS、LORL、PLOHS 及び SBO について 2. で抽出した事故シーケンスが PRA で得られた事故シーケンス全てを代表することを確認した。

事象グループ ULOF、UTOP、ULOHS、LORL 及び PLOHS における事故シーケンスの頻度と事象グループにおける寄与割合を第10表～第14表のとおり整理した。

5. 参考文献

[1] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義: 2018」, AESJ-SC-RK003:2018, 2019年3月

- [2] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 1PRA 編):2013」, AESJ-SC-P008:2013, 2014年8月
- [3] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2015」, AESJ-SC-RK001:2015, 2016年3月
- [4] 動力炉・核燃料開発事業団(現日本原子力研究開発機構), 「安全設計評価事象の区分に関する研究」, PNC TN9410 97-050, 1997年5月
- [5] 日本原子力研究開発機構, 「高速実験炉『常陽』の確率論的安全評価に係る研究—内の事象に対するレベル1 PSA—」, JAEA-Technology 2009-004, 2009年5月.
- [6] 一般社団法人 原子力安全推進協会, 「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982年度~2010年度29ヵ年56基データ)」, JANSI-CFR-02, 2016年6月.
- [7] IEEE, “IEEE Guide to the Collection and Presentation of Electrical, Electronic, Sensing Component, and Mechanical Equipment Reliability Data for Nuclear-Power Generating Stations,” IEEE Std 500-1984.
- [8] 日本原子力研究開発機構, 「高速炉機器信頼性データベースの開発」, 動燃技報, No. 98, pp. 18-31, PNC1340 96-002, 1996年6月.

第1表 MLD(レベル1から9まで)

レベル1	レベル2	レベル3	レベル4	レベル5	レベル6	レベル7	レベル8	レベル9
頂上事象	リスク源による内訳	放出シナリオ(発生の条件)	原因の所在による内訳	初期運転状態による内訳	炉心損傷シナリオ(発生の条件)	起回事象の発生場所による内訳	起回事象の物理パラメータによる内訳	物理パラメータの増減による内訳
OR条件	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	OR条件
環境中への放射性物質の放出	炉心	炉心損傷事故(原子炉シナリオ)への放射性物質の放出	内的事象	プラント出力100%で運転中	プラント停止を必要とする起回事象の発生	炉心/1次主冷却系に直接影響する起回事象発生	炉心/1次主冷却系の圧力に影響する事象 炉心の反応度投入 炉心/1次主冷却系の冷却材インベントリに影響する事象 炉心/1次主冷却系の除熱に影響する事象 2次主冷却系インベントリに影響する事象 2次主冷却系の除熱に影響する事象 2次主冷却系圧力に影響する事象 主冷却機に直接影響する起回事象発生 原子炉保護設備に直接影響する起回事象発生 サポーター系に影響する起回事象発生	1次主冷却系圧力増大 1次主冷却系圧力減少 正の反応度投入 負の反応度投入 1次主冷却系インベントリ増大 1次主冷却系インベントリ減少 局所的燃料破損による除熱不足 1次主冷却系流量増大 1次主冷却系流量減少 2次主冷却系インベントリ増大 2次主冷却系インベントリ減少 2次主冷却系流量増大 2次主冷却系流量減少 2次主冷却系圧力増大 2次主冷却系圧力減少 空気流量増大 空気流量減少 誤スクラム 強制循環喪失 電源喪失 圧空喪失 機器冷却喪失
				プラント出力100%未満で運転中	事故緩和系の機能喪失	以降省略		
			外的事象	以降省略	以降省略			
		原子炉冷却材バウンダリ、格納容器の破損	以降省略					
	炉心以外	以降省略						

第2表 MLD(レベル9から10まで) (1/2)

レベル9	レベル10	
物理パラメータの増減による内訳	具体的起回事象	ID
OR条件	OR条件	
1次主冷却系圧力増大	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE01
	他系統からのガス混入	IE02
1次主冷却系圧力減少	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE03
	1次アルゴンガス系漏えい	IE04
正の反応度投入	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)	IE05
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き(主炉停止系制御棒)	IE06
負の反応度投入	ガス気泡の炉心通過	IE07
	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)	IE08
	制御棒誤挿入	IE09
	制御棒落下	IE10
1次主冷却系インベントリ増大	補助中間熱交換器伝熱管破損	IE11
	1次ナトリウムオーバフロー系故障	IE12
1次主冷却系インベントリ減少	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	IE13
	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	IE14
	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	IE15
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	IE16
局所的燃料破損による除熱不足	局所的燃料過出力	IE17
	局所的冷却材流路閉塞(1サブチャンネル)	IE18
	局所的冷却材流路閉塞(千鳥格子状)	IE19
1次主冷却系流量増大	1次主冷却系流量制御系故障	IE20
1次主冷却系流量減少	1次主循環ポンプA軸固着	IE21
	1次主循環ポンプB軸固着	IE22
	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	IE23
2次主冷却系インベントリ増大	2次ナトリウム純化系故障	IE24
2次主冷却系インベントリ減少	2次冷却材漏えい(Aループ)	IE25
	2次冷却材漏えい(Bループ)	IE26
	2次冷却材漏えい(純化系)	IE27
	主中間熱交換器管側破損	IE28
2次主冷却系流量増大	2次冷却材流量増大	IE29
2次主冷却系流量減少	2次主循環ポンプ軸固着	IE30
	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	IE31
2次主冷却系圧力増大	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE32
2次主冷却系圧力減少	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE33
	2次アルゴンガス系漏えい	IE34
空気風量増大	温度制御系故障(空気流量増大)	IE35
	温度制御系誤操作(空気流量増大)	IE36
空気風量減少	温度制御系故障(空気流量減少)	IE37
	主送風機(1台)故障/トリップ	IE38
	主送風機軸固着	IE39
	温度制御系誤操作(空気流量減少)	IE40

第2表 MLD(レベル9から10まで) (2/2)

レベル9	レベル10	
物理パラメータの増減による内訳	具体的起因事象	ID
OR条件	OR条件	
誤スクラム	原子炉誤スクラム(自動)【アイソレーションなど】	IE41
	原子炉誤スクラム(手動)	IE42
強制循環喪失	2次補助冷却系ナトリウム漏えい	IE43
	2次補助電磁ポンプトリップ	IE44
電源喪失	外部電源喪失	IE45
	無停電電源喪失(6Cインバータ故障)	IE46
	無停電電源喪失(6C電源負荷側故障)	IE47
	無停電電源喪失(6Dインバータ故障)	IE48
	無停電電源喪失(6D電源負荷側故障)	IE49
	無停電電源喪失(6S電源負荷側故障)	IE50
	無停電電源喪失(7C整流装置故障)	IE51
	無停電電源喪失(7C電源負荷側故障)	IE52
	無停電電源喪失(7D整流装置故障)	IE53
	無停電電源喪失(7D電源負荷側故障)	IE54
	無停電電源喪失(7S電源負荷側故障)	IE55
	非常系3.3kVメタクラ1C電源喪失	IE57
	非常系3.3kVメタクラ1D電源喪失	IE58
	非常系400Vパワーセンタ2C電源喪失	IE59
	非常系400Vパワーセンタ2D電源喪失	IE60
	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失	IE61
	非常系400Vコントロールセンタ 2次補助系2S電源喪失	IE62
	非常系200Vパワーセンタ3S喪失	IE63
	原子炉付属建屋3S C/C喪失	IE64
	4C電源盤喪失	IE65
4S電源盤喪失	IE66	
5C電源盤喪失	IE68	
5D電源盤喪失	IE69	
圧空喪失	圧空供給設備故障/圧空漏えい	IE56
機器冷却喪失	機器冷却ファン故障	IE67

第3表 起因事象一覧(1/3)

起因事象グループ		MLDによる起因事象	
IC01	正の反応度挿入	IE05	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)
		IE06	出力運転中の制御棒の異常な引抜き(主炉停止系制御棒)
IC02-1	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	IE13	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)
IC02-2	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	IE14	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)
IC03	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	IE15	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)
IC04	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	IE11	補助中間熱交換器伝熱管破損
		IE16	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)
IC05	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	IE23	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)
IC06-1	1次主循環ポンプA軸固着	IE21	1次主循環ポンプA軸固着
IC06-2	1次主循環ポンプB軸固着	IE22	1次主循環ポンプB軸固着
IC07-1	2次冷却材漏えい(Aループ)	IE25	2次冷却材漏えい(Aループ)
		IE28	主中間熱交換器A伝熱管破損
IC07-2	2次冷却材漏えい(Bループ)	IE26	2次冷却材漏えい(Bループ)
		IE28	主中間熱交換器B伝熱管破損
IC07-3	2次冷却材漏えい(純化系)	IE24	2次ナトリウム純化系故障
		IE27	2次冷却材漏えい(純化系)
IC08	2次主循環ポンプ及び制御系の異常	IE30	2次主循環ポンプ軸固着
		IE31	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)
IC09-1	主冷却器1Aのベーン・ダンパ誤閉	IE37	温度制御系故障(空気流量減少)
IC09-2	主冷却器2Aのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-3	主冷却器1A及び2Aのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-4	主冷却器1Bのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-5	主冷却器2Bのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-6	主冷却器1B及び2Bのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-7	主冷却器異常による除熱不足(主送風機異常による除熱不足)		
		IE39	主送風機軸固着
		IE40	温度制御系誤操作(空気流量減少)
IC10-1	主冷却器1Aのベーン・ダンパ誤閉	IE35/	温度制御系故障(空気流量増大)/ 温度制御系誤操作(空気流量増大)
		IE36	
IC10-2	主冷却器2Aのベーン・ダンパ誤閉		
IC10-3	主冷却器1A及び2Aのベーン・ダンパ誤閉		

第3表 起因事象一覧(2/3)

起因事象グループ		MLDによる起因事象	
IC10-4	主冷却器1Bのベーン・ダンパ誤開	IE35/ IE36	温度制御系故障(空気流量増大)/ 温度制御系誤操作(空気流量増大)
IC10-5	主冷却器2Bのベーン・ダンパ誤開		
IC10-6	主冷却器1B及び2Bのベーン・ダンパ誤開		
IC11	手動スクラム	IE01	1次アルゴンガス系圧力制御系故障
		IE02	他系統からのガス混入
		IE03	1次アルゴンガス系圧力制御系故障
		IE04	1次アルゴンガス系漏えい
		IE07	ガス気泡の炉心通過
		IE08	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)
		IE09	制御棒誤挿入
		IE10	制御棒落下
		IE12	1次ナトリウムオーバフロー系故障
		IE20	1次主冷却系流量制御系故障
		IE29	2次冷却材流量増大
		IE32	2次アルゴンガス系圧力制御系故障
		IE33	2次アルゴンガス系圧力制御系故障
		IE34	2次アルゴンガス系漏えい
IE41	原子炉誤スクラム(自動)【アイソレーションなど】		
IE42	原子炉誤スクラム(手動)		
IE50	無停電電源喪失(6S電源負荷側故障)		
IC12-1	無停電電源喪失(6C電源喪失)	IE47	無停電電源喪失(6C電源負荷側故障)
IC12-2	無停電電源喪失(6D電源喪失)	IE49	無停電電源喪失(6D電源負荷側故障)
IC12-3	無停電電源喪失(7C電源喪失)	IE51	無停電電源喪失(7C整流装置故障)
		IE52	無停電電源喪失(7C電源負荷側故障)
IC12-4	無停電電源喪失(7D電源喪失)	IE53	無停電電源喪失(7D整流装置故障)
		IE54	無停電電源喪失(7D電源負荷側故障)
IC12-5	無停電電源喪失(5C電源喪失)	IE46	無停電電源喪失(6Cインバータ故障)
		IE68	5C電源喪失
IC12-6	無停電電源喪失(5D電源喪失)	IE48	無停電電源喪失(6Dインバータ故障)
		IE69	5D電源喪失
IC13	外部電源喪失	IE45	外部電源喪失
IC14	圧空喪失	IE56	圧空供給設備故障/圧空漏えい

第3表 起因事象一覧(3/3)

起因事象グループ		MLDによる起因事象	
IC15	補助冷却系強制循環喪失	IE11	補助中間熱交換器伝熱管破損
		IE43	2次補助電磁ポンプトリップ
		IE44	2次補助冷却系ナトリウム漏えい
		IE55	無停電電源喪失(7S 電源負荷側故障)
		IE62	非常系 400V コントロールセンタ 2次補助系 2S 電源喪失
		IE63	非常系 200V パワーセンタ 3S 喪失
		IE64	原子炉付属建屋 3S C/C 喪失
		IE67	機器冷却ファン故障
IC16-1	非常系 3.3kV メタクラ 1C 喪失	IE57	非常系 3.3kV メタクラ 1C 喪失
		IE59	非常系 400V パワーセンタ 2C 喪失
IC16-2	非常系 3.3kV メタクラ 1D 喪失	IE58	非常系 3.3kV メタクラ 1D 喪失
IC16-3	非常系 400V パワーセンタ 2D 喪失	IE60	非常系 400V パワーセンタ 2D 喪失
IC16-4	非常系 100V 電源盤 4C 喪失	IE65	非常系 100V 電源盤 4C 喪失
IC16-5	非常系 100V 電源盤 4S 喪失	IE66	非常系 100V 電源盤 4S 喪失
IC16-6	非常系 400V パワーセンタ 2S 電源喪失	IE61	非常系 400V パワーセンタ 2S 電源喪失

第4表 炉心の著しい損傷に至る原因として選定した異常事象と対応する起回事象グループ

PRAにおける起回事象グループ		選定した異常事象	選定した異常事象に至る理由
IC01	正の反応度挿入	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	—
IC02-1	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)	Aループ	—
IC02-2		Bループ	
IC03	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	—
IC04	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	—
IC05	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	—
IC06-1	1次主循環ポンプA軸固着	1次主循環ポンプ軸固着	—
IC06-2	1次主循環ポンプB軸固着		
IC07-1	2次冷却材漏えい(Aループ)	2次冷却材漏えい	—
IC07-2	2次冷却材漏えい(Bループ)		
IC07-3	2次冷却材漏えい(純化系)		
IC08	2次主循環ポンプ及び制御系の異常	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	—
		2次主循環ポンプ軸固着	—
IC09-1	主冷却器異常による除熱不足	主冷却器1 Aベーン・ダンパ誤閉	—
IC09-2		主冷却器2 Aベーン・ダンパ誤閉	
IC09-3		主冷却器(Aループ2基)ベーン・ダンパ誤閉	
IC09-4		主冷却器1 Bベーン・ダンパ誤閉	
IC09-5		主冷却器2 Bベーン・ダンパ誤閉	
IC09-6		主冷却器(Bループ2基)ベーン・ダンパ誤閉	
IC09-7		主送風機異常による除熱不足	
IC10-1	主冷却器空気流量増大	主冷却器1 Aベーン・ダンパ誤開	—
IC10-2		主冷却器2 Aベーン・ダンパ誤開	
IC10-3		主冷却器(Aループ2基)ベーン・ダンパ誤開	
IC10-4		主冷却器1 Bベーン・ダンパ誤開	
IC10-5		主冷却器2 Bベーン・ダンパ誤開	
IC10-6		主冷却器(Bループ2基)ベーン・ダンパ誤開	
IC11	手動スクラム	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	左記起回事象が発生するとインタロックにより1次主循環ポンプトリップに至ることから、1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)で代表される。
IC12-1	無停電電源喪失(6C電源喪失)	主冷却器空気流量増大	左記起回事象が発生すると原子炉スクラムと同時に1ループの主冷却機インレットベーン全開に至ることから、主冷却器空気流量増大で代表される。
IC12-2	無停電電源喪失(6D電源喪失)		
IC12-5	無停電電源喪失(5C電源喪失)		
IC12-6	無停電電源喪失(5D電源喪失)		
IC12-3	無停電電源喪失(7C電源喪失)		
IC12-4	無停電電源喪失(7D電源喪失)	1次主循環ポンプ軸固着	左記起回事象が発生しても異常な過渡は生じないが、何らかの原子炉トリップ信号が発生すると想定し、さらに、1ループの1次主循環ポンプポンモータ機能喪失に至ることから、崩壊熱除去機能の一部を喪失する点は、1次主循環ポンプ軸固着で代表される。
IC13	外部電源喪失	外部電源喪失	—
IC14	圧空喪失	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	左記起回事象が発生すると主冷却機インレットベーンが固定されることから、原子炉出力は定格出力近傍に維持され、炉心の健全性は脅かされないが、原子炉を手動スクラムすると想定した。インタロックにより1次主循環ポンプトリップに至ることから、1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)で代表される。
IC15	補助冷却系強制循環喪失	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	左記起回事象が発生しても異常な過渡は生じないが、何らかの原子炉トリップ信号が発生されると想定し、さらに、崩壊熱除去機能の一部を喪失する点は、1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)で代表される。ただし、原子炉容器液位低下をもたらすものではない。
IC16-1	非常系3.3kVメタクラ1C喪失	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	左記起回事象が発生すると1次主循環ポンプトリップに至ると想定されることから、原子炉停止機能喪失時の影響は、1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)で代表される。
IC16-2	非常系3.3kVメタクラ1D喪失		
IC16-3	非常系400Vパワーセンタ2D喪失		
IC16-4	非常系100V電源盤4C喪失		
IC16-5	非常系100V電源盤4S喪失		
IC16-6	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失		

第5表 ベイズ法を用いた起回事象グループの発生頻度の評価の概要

起回事象グループ	発生要因 展開の有無	ベイズ法適用の概要	
IC11、IC13、IC14	無。	Jeffreys 無情報事前分布 ^{※1} を設定	「常陽」の運転経験 ^[5] を尤度に考慮して発生頻度を推定
IC01、IC05、IC06-1、IC06-2、IC08		高速炉の起回事象に関する既往研究 ^[4] を基に事前分布を設定	
IC09-3、-6、-7、 IC10-3、-6、 IC12-1～IC12-6、 IC16-1～IC16-6	有。 起回事象グループの発生要因を機器故障レベルまで展開し、要因別に発生頻度を評価した後 に集計。	国内発電炉の故障率 ^[6] を基に発生頻度の事前分布を設定	
IC09-1、-2、-4、-5、 IC10-1、-2、-4、-5		構成機器毎に「常陽」の運転経験以外に基づく故障率 ^{※2} を基に発生頻度の事前分布を設定	
IC15		制御回路及び電源設備については、構成機器毎に「常陽」の運転経験以外に基づく故障率 ^{※2} を基に発生頻度の事前分布を設定	
		ベーン、ダンパ、送風機の故障については、国内発電炉の故障率 ^[6] を基に発生頻度の事前分布を設定	
		ナトリウム用空気作動弁及び電磁ポンプの動的故障については、Jeffreys 無情報事前分布 ^{※1} を設定	
		※3	
IC02-1、IC02-2、IC03、 IC04、IC07-1、IC07-2、 IC07-3		※3	

- ※1 学会標準^[3]の附属書Hの中のH.3.2c)項によれば、Jeffreys 無情報事前分布は事前分布を設定するための事前の情報がほとんどない場合に一般に広く用いられる無情報事前分布に相当する。
- ※2 ナトリウム温度計： 「もんじゅ」での運転故障経験データに基づく故障率
国内発電炉と共通の機器： 国内発電炉の故障率^[6]
国内発電炉の故障率に該当する機器が無いもの（電空変換器、指示制御器）： 米国 IEEE がとりまとめた故障率^[7]
- ※3 ナトリウム冷却系機器の外部漏えいについて、高速炉機器信頼性データベース CORDS^[8]等に登録された米国の EBR-II 及び FFTF の運転故障経験データを基に故障率の事前分布を設定
- ※4 高速炉機器信頼性データベース CORDS^[8]に登録された「常陽」及び「もんじゅ」の運転故障経験データ

第6表 起因事象発生頻度の定量化結果

記号	名称	平均値 [/炉年]
IC01	正の反応度挿入	6.3E-03
IC02-1	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	1.4E-03
IC02-2	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	1.7E-03
IC03	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	2.5E-04
IC04	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	1.8E-03
IC05	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	2.8E-02
IC06-1	1次主循環ポンプA軸固着	3.1E-03
IC06-2	1次主循環ポンプB軸固着	3.1E-03
IC07-1	2次冷却材漏えい(Aループ)	3.7E-03
IC07-2	2次冷却材漏えい(Bループ)	3.7E-03
IC07-3	2次冷却材漏えい(純化系)	1.8E-03
IC08	2次主循環ポンプ及び制御系の異常	8.4E-02
IC09-1	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器1 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC09-2	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器2 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC09-3	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器(Aループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07
IC09-4	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器1 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC09-5	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器2 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC09-6	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器(Bループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07
IC09-7	主冷却器異常による除熱不足(主送風機異常による除熱不足)	3.7E-02
IC10-1	主冷却器空気流量増大(主冷却器1 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC10-2	主冷却器空気流量増大(主冷却器2 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC10-3	主冷却器空気流量増大(主冷却器(Aループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07
IC10-4	主冷却器空気流量増大(主冷却器1 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC10-5	主冷却器空気流量増大(主冷却器2 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC10-6	主冷却器空気流量増大(主冷却器(Bループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07
IC11	手動スクラム	4.1E-01
IC12-1	無停電電源喪失(6C電源喪失)	4.1E-04
IC12-2	無停電電源喪失(6D電源喪失)	4.1E-04
IC12-3	無停電電源喪失(7C電源喪失)	3.9E-03
IC12-4	無停電電源喪失(7D電源喪失)	3.9E-03
IC12-5	無停電電源喪失(5C電源喪失)	4.1E-03
IC12-6	無停電電源喪失(5D電源喪失)	4.1E-03
IC13	外部電源喪失	9.3E-01
IC14	圧空喪失	4.0E-02
IC15	補助冷却系強制循環喪失	4.7E-02
IC16-1	非常系3.3KVメタクラ1C喪失	2.2E-03
IC16-2	非常系3.3KVメタクラ1D喪失	4.8E-04
IC16-3	非常系400Vパワーセンタ2D喪失	1.7E-03
IC16-4	非常系100V電源盤4C喪失	1.7E-03
IC16-5	非常系100V電源盤4S喪失	7.4E-04
IC16-6	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失	6.8E-04

第7表 補助冷却系の崩壊熱除去が必要な状態の分類

補助冷却系による崩壊熱除去が必要な状態		補助冷却系の位置づけ
No. 1	原子炉容器液位が確保され、且つ2次主冷却系が1ループ以上自然循環冷却可能な状態で1次主冷却系が2ループとも強制循環機能喪失した状態	設計基準事故の範囲内の対策
No. 2	原子炉容器液位が確保された状態で2次主冷却系が2ループとも自然循環冷却機能喪失した状態	設計基準事故を超えた事態への対策
No. 3	原子炉容器液位が確保されない（すなわち、主冷却系循環液位を下回った）状態	

第8表 炉心損傷頻度の定量化結果

事象グループ	発生頻度 (/炉年)
ULOF ^{※1}	6.1E-06 (1.2E-05)
UTOP	3.3E-07
ULOHS	6.7E-06
LORL ^{※2}	7.3E-06
PLOHS ^{※2}	6.5E-04
SBO ^{※2}	1.2E-04
合計	8.0E-04

※1： 括弧内の数値は制御棒挿入失敗の共通原因故障を仮定した場合の値

※2： 崩壊熱除去機能の使命時間は、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律1536時間として設定している。このため、事象グループLORL、PLOHS及びSBOについては、炉心損傷頻度が過大な値となっている可能性がある。

第9表 各事象グループにおける起回事象の寄与割合

起回事象グループ	ULOF	UTOP	ULOHS	LORL	PLOHS	SBO
IC01	0.0%	79.4%		0.1%	0.2%	0.1%
IC021	0.9%			18.4%	0.0%	0.0%
IC022	1.1%			21.8%	0.0%	0.0%
IC03	0.2%			17.7%	0.0%	0.0%
IC04	1.2%			13.0%	0.3%	0.0%
IC05	19.1%			0.5%	0.7%	0.6%
IC061	2.1%			0.1%	1.6%	0.1%
IC062	2.1%			0.1%	1.2%	0.1%
IC071	0.0%		2.3%	0.1%	2.1%	0.1%
IC072	0.0%		2.3%	0.1%	2.1%	0.1%
IC073	0.0%			0.0%	0.1%	0.0%
IC08	0.1%		52.6%	1.5%	2.8%	1.7%
IC091	0.0%		5.0%	0.1%	0.2%	0.2%
IC092	0.0%		5.0%	0.1%	0.2%	0.2%
IC093	0.0%		0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
IC094	0.0%		5.0%	0.1%	0.2%	0.2%
IC095	0.0%		5.0%	0.1%	0.2%	0.2%
IC096	0.0%		0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
IC097	0.0%		23.0%	0.6%	1.0%	0.7%
IC101	0.0%	2.4%		0.1%	0.2%	0.2%
IC102	0.0%	2.4%		0.1%	0.2%	0.2%
IC103	0.0%	0.0%		0.0%	0.0%	0.0%
IC104	0.0%	2.4%		0.1%	0.2%	0.2%
IC105	0.0%	2.4%		0.1%	0.2%	0.2%
IC106	0.0%	0.0%		0.0%	0.0%	0.0%
IC11	0.5%			7.0%	10.8%	8.2%
IC121	0.0%	5.2%		0.0%	1.1%	0.3%
IC122	0.0%	5.2%		0.0%	1.1%	0.3%
IC123	0.0%			0.1%	3.7%	2.8%
IC124	0.0%			0.1%	9.6%	2.8%
IC125	0.0%	0.3%		0.1%	1.7%	2.9%
IC126	0.0%	0.3%		0.1%	1.2%	2.9%
IC13	35.9%			16.0%	28.1%	68.8%
IC14	0.0%			0.7%	9.2%	0.8%
IC15	32.0%			0.8%	7.4%	1.0%
IC161	1.5%			0.0%	6.1%	2.2%
IC162	0.3%			0.0%	1.3%	0.5%
IC163	1.1%			0.0%	4.7%	1.7%
IC164	1.1%			0.0%	0.0%	0.0%
IC165	0.5%			0.0%	0.0%	0.0%
IC166	0.0%			0.0%	0.0%	0.0%
合計	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%
2次主循環ポンプ軸固着※	0.0%		3.8%			

※2次主循環ポンプ軸固着の頻度は1次主循環ポンプ軸固着の頻度と同等と考えられる。第6表に示す起回事象グループIC08とIC06-1及びIC06-2の和の発生頻度の比をIC08の事故シーケンスの発生頻度へ乗じて2次主循環ポンプ軸固着起因の事故シーケンス発生頻度を推定した。

第 10 表 ULOF に分類される事故シーケンスの頻度

事故シーケンス	発生頻度 (/炉年)	寄与割合
No. 1 外部電源喪失＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「電源喪失」	1. 2E-06	19. 2%
No. 2 1 次冷却材流量減少（1 次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「1 次冷却材流量低」	3. 3E-06	54. 1%
No. 3 外部電源喪失＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	9. 6E-07	15. 7%
No. 4 1 次冷却材流量減少（1 次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	8. 4E-08	1. 4%
No. 5 外部電源喪失＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	6. 8E-08	1. 1%
No. 6 1 次冷却材流量減少（1 次主循環ポンプトリップ）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	9. 5E-09	0. 2%
No. 7 出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	4. 6E-10	0. 0%
No. 8 2 次冷却材流量増大＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	3. 0E-08	0. 5%
No. 9 主冷却器空気流量増大＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	3. 0E-09	0. 0%
No. 10 2 次冷却材流量減少（2 次主循環ポンプトリップ）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	6. 2E-09	0. 1%
No. 11 主冷却器空気流量減少＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	5. 0E-09	0. 1%
No. 12 1 次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「1 次冷却材流量低」	2. 5E-07 (2. 9E-08) (注 1)、(注 2)	4. 1%
No. 13 1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」	1. 2E-07 (注 2)	2. 0%
No. 14 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」	1. 0E-08	0. 2%
No. 15 1 次冷却材漏えい（1 次補助冷却系配管（破損））＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」	7. 3E-08	1. 2%
No. 16 1 次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	6. 4E-09	0. 1%
No. 17 1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	3. 1E-09	0. 1%
No. 18 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	2. 6E-10	0. 0%
No. 19 1 次冷却材漏えい（1 次補助冷却系配管（破損））＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	1. 9E-09	0. 0%
No. 20 1 次主循環ポンプ軸固着＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	4. 5E-10	0. 0%
No. 21 1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	2. 2E-10	0. 0%
No. 22 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	1. 8E-11	0. 0%
No. 23 1 次冷却材漏えい（1 次補助冷却系配管（破損））＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	1. 3E-10	0. 0%
No. 24 2 次冷却材漏えい＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	6. 7E-10	0. 0%
合計	6. 1E-06	100. 0%

(注 1) 括弧内の数値は高速炉の起因事象に関する既往研究に国内実用発電炉の電動ポンプの故障率及び信頼性情報を基に事前分布を設定し、発生頻度を評価した値。

(注 2) 炉心損傷防止措置として整備する代替原子炉トリップ信号を考慮すれば、2 桁程度炉心損傷頻度が低減すると考えられ、頻度の観点では格納容器破損防止措置の有効性評価において考慮すべき事故シーケンスとならないが、事故シーケンスの選定では、設計の特徴も含めて総合的に判断する。

第 11 表 UTOP に分類される事故シーケンスの頻度

事故シーケンス		発生頻度 (/炉年)	寄与割合
No. 1	出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「中性子束高（出力領域）」	2. 5E-07	77. 4%
No. 3	主冷却器空気流量増大＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「中性子束高（出力領域）」	6. 60E-08	20. 1%
No. 4	出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	6. 4E-09	2. 0%
No. 6	主冷却器空気流量増大＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	1. 7E-09	0. 5%
	合計	3. 3E-07	100. 0%

第 12 表 ULOHS に分類される事故シーケンスの頻度

事故シーケンス		発生頻度 (/炉年)	寄与割合
No. 1	2 次冷却材流量減少（2 次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「2 次冷却材流量低」	3. 4E-06	49. 4%
No. 2	主冷却器空気流量減少＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「原子炉入口冷却材温度高」	2. 8E-06	40. 2%
No. 3	2 次冷却材流量減少（2 次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	8. 7E-08	1. 3%
No. 4	主冷却器空気流量減少＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	7. 1E-08	1. 0%
No. 5	2 次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「2 次冷却材流量低」	2. 5E-07 (2. 9E-08) (注 1) (注 2) (注 3)	3. 6%
No. 6	2 次冷却材漏えい＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「原子炉入口冷却材温度高」	3. 0E-07 (注 2)	4. 3%
No. 7	2 次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	6. 4E-09 (注 3)	0. 1%
No. 8	2 次冷却材漏えい＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	7. 6E-09	0. 1%
	合計	6. 7E-06 (注 3)	100. 0% (注 3)

(注 1) 括弧内の数値は高速炉の起因事象に関する既往研究に国内実用発電炉の電動ポンプの故障率及び信頼性情報を基に事前分布を設定し、発生頻度を評価した値。

(注 2) 炉心損傷防止措置として整備する代替原子炉トリップ信号を考慮すれば、2 桁程度炉心損傷頻度が低減すると考えられ、頻度の観点では格納容器破損防止措置の有効性評価において考慮すべき事故シーケンスとならないが、事故シーケンスの選定では、設計の特徴も含めて総合的に判断する。

(注 3) 合計欄の数値の集計にあたっては事故シーケンス No. 5 及び No. 7 の数値を含めていない。事故シーケンス No. 1 及び No. 3 の数値には、各々 No. 5 及び No. 7 の寄与が既に含まれており、重複集計を避けるためである。

第 13 表 LORL に分類される事故シーケンスの頻度

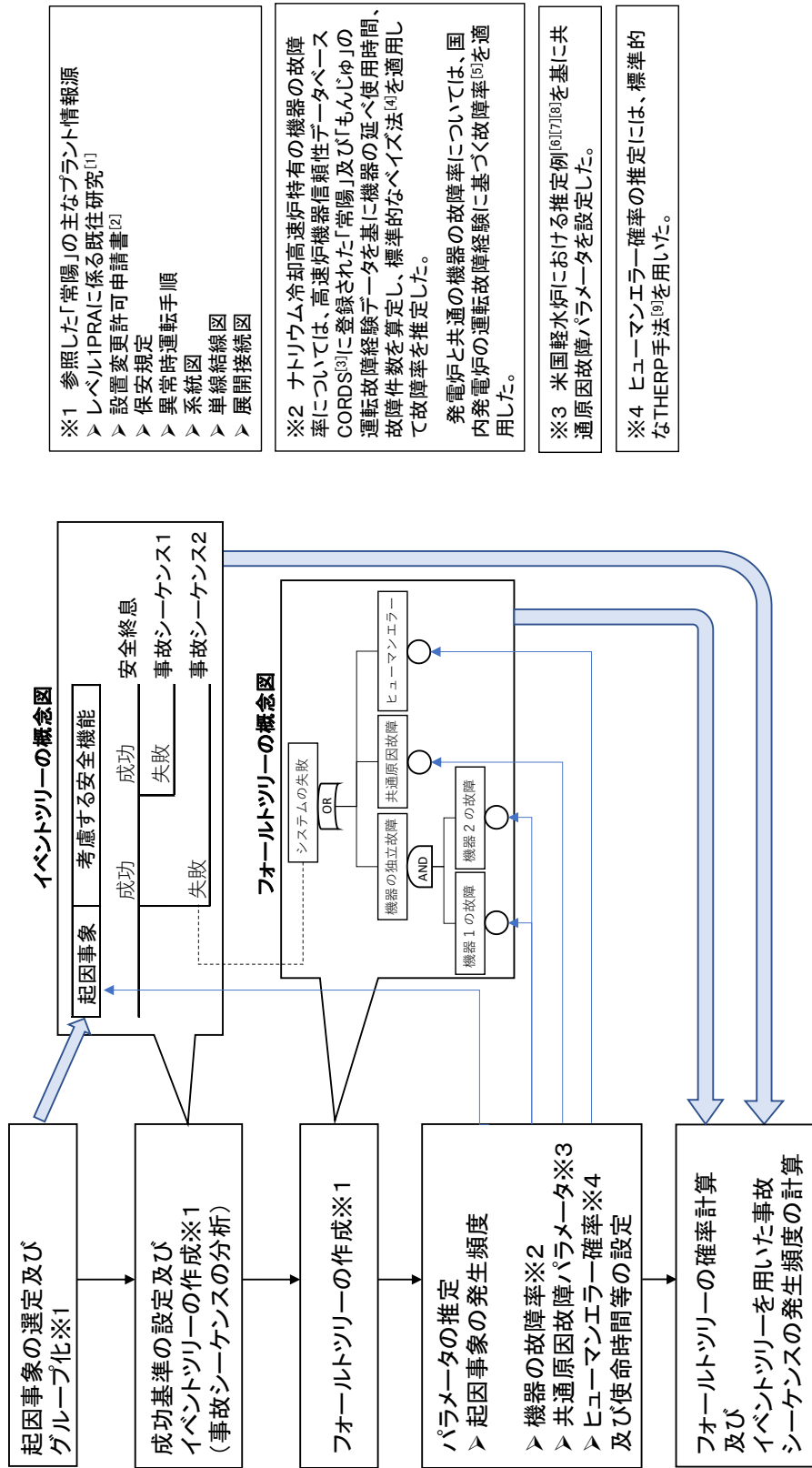
事故シーケンス		発生頻度 (/炉年)	寄与 割合
No. 1	1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損）＋ 1 次主冷却系配管（外管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループ	2. 0E-06	28. 0%
No. 2	1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損）＋ 1 次主冷却系配管（内管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループと異なるループ	1. 7E-06	23. 0%
No. 3	1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損）＋ 安全容器内配管（内管）破損	5. 6E-07	7. 7%
No. 4	1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 安全容器内配管（外管）破損	1. 6E-06	21. 9%
No. 5	1 次冷却材漏えい（1 次補助冷却系配管（内管）破損）＋ 1 次補助冷却系配管（外管）破損	1. 4E-06	19. 4%
	合計	7. 3E-06	100. 0%

崩壊熱除去機能の使命時間は、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律 1536 時間として設定している。このため、事故シーケンスの発生頻度が過大な値となっている可能性がある。

第 14 表 PLOHS に分類される事故シーケンスの頻度

事故シーケンス	発生頻度 (/炉年)	寄与割合
No. 1 外部電源喪失 + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1. 6E-04	24. 4%
No. 2 1 次主循環ポンプ軸固着 + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1. 1E-04	16. 1%
No. 3 1 次冷却材流量減少 (1 次主循環ポンプトリップ) + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1. 2E-04	18. 0%
No. 4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	9. 3E-07	0. 1%
No. 5 2 次冷却材流量増大 + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	6. 1E-05	9. 3%
No. 6 2 次冷却材流量減少 (2 次主循環ポンプトリップ) + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1. 2E-05	1. 8%
No. 7 主冷却器空気流量増大 + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	3. 6E-05	5. 5%
No. 8 主冷却器空気流量減少 + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1. 0E-05	1. 6%
No. 9 2 次主循環ポンプ軸固着 + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	9. 2E-07	0. 1%
No. 10 1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系配管 (内管) 破損) + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	4. 8E-07	0. 1%
No. 11 1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) + 1 次主冷却系配管 (内管) 破損 + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗	4. 4E-08	0. 0%
No. 12 1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) + 安全容器内配管 (内管) 破損 + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗	3. 6E-09	0. 0%
No. 13 2 次冷却材漏えい + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1. 4E-06	0. 2%
No. 14 外部電源喪失 + 2 次主冷却系による除熱失敗	2. 5E-05	3. 8%
No. 15 1 次冷却材流量減少 (1 次主循環ポンプトリップ) + 2 次主冷却系による除熱失敗	2. 7E-05	4. 1%
No. 16 出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 2 次主冷却系による除熱失敗	1. 5E-07	0. 0%
No. 17 2 次冷却材流量増大 + 2 次主冷却系による除熱失敗	9. 8E-06	1. 5%
No. 18 2 次冷却材流量減少 (2 次主循環ポンプトリップ) + 2 次主冷却系による除熱失敗	5. 5E-06	0. 8%
No. 19 主冷却器空気流量増大 + 2 次主冷却系による除熱失敗	2. 7E-06	0. 4%
No. 20 主冷却器空気流量減少 + 2 次主冷却系による除熱失敗	2. 1E-06	0. 3%
No. 21 2 次主循環ポンプ軸固着 + 2 次主冷却系による除熱失敗	4. 3E-07	0. 1%
No. 22 1 次主循環ポンプ軸固着 + 2 次主冷却系による除熱失敗	4. 7E-07	0. 1%
No. 23 2 次冷却材漏えい + 2 次主冷却系による除熱失敗	2. 7E-05	4. 1%
No. 24 1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	4. 0E-08	0. 0%
No. 25 1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗	4. 9E-05	7. 5%
No. 26 1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系配管 (内管) 破損) + 2 次主冷却系による除熱失敗	7. 3E-08	0. 0%
No. 27 1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 2 次主冷却系による除熱失敗	6. 0E-09	0. 0%
No. 28 1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) + 2 次主冷却系による除熱失敗	1. 2E-06	0. 2%
合計	6. 5E-04	100. 0%

崩壊熱除去機能の使命時間は、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律 1536 時間として設定している。このため、事故シーケンスの発生頻度が過大な値となっている可能性がある。



[1] 日本原子力研究開発機構、「高速実験炉『常陽』の確率論的安全評価に係る研究一内的事象に対するレベル1PSA一」、JAEA-Technology, 2009-004, 2009年5月。
 [2] 日本原子力研究開発機構、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正について」、平成30年10月26日付け30原機(安)013
 [3] 日本原子力研究開発機構、「高速炉機器信頼性データベースの開発」、動燃技報, No.98, pp.18-31, PNC1340 96-002, 1996年6月。
 [4] 一般社団法人 日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準: 2015」、AESJ-SC-RK001: 2015, 2016年3月。
 [5] 一般社団法人 原子力安全推進協会、「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982年度~2010年度29 年56 基データ)」、JANSI-CFR-02, 2016 年6 月。
 [6] F. M. Marshall, et. al., "Common-Cause Failure Parameter Estimations," NUREG/CR-5497, October 1998.
 [7] U. S. Nuclear Regulatory Commission, "CCF Parameter Estimations, 2015 Update", <http://nrc.coa.inel.gov/resultsdb/ParamEstSpar/>, October 2016.
 [8] S. A. Eide, et. al., "Reliability Study: Westinghouse Reactor Protection System, 1984-1995," NUREG/CR-5500, Vol.2, April 1999.
 [9] A. D. Swain and H. E. Guttman, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications Final Report," NUREG/CR-1278, August, 1983.

第 1 図 「常陽」の出力運転時レベル1 PRA の評価の流れ

起因事象	原子炉停止機能		原子炉容器液位確保機能		冷却機能			事象グループ	
	原子炉保護 系(主炉停止 系)動作	制御棒(主炉 停止系)の 急速挿入	1次主冷却系 配管(内管)	同一区画の1 次主冷却系 配管(外管)	異なる区画の 1次主冷却系 配管(内管)	動力電源	1次主循環ボ ンプポンプによる強 制循環冷却		2次主冷却系 による除熱
(1)炉心流量減少 (2)過出力 (3)除熱源喪失	成功	成功	健全	健全	健全	健全	成功	成功	成功
									炉心損傷なし
									崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)
									炉心損傷なし
									PLOHS
									全交流動力電源喪失(SBO)
									炉心損傷なし
									PLOHS
									炉心損傷なし
									PLOHS
									SBO
									原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)
									LORL
									炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)
									炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)
									起因事象依存 (1) ULOF (2) 過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP) (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS)
									起因事象依存 (1) ULOF (2) UTOP (3) ULOHS

第2図 イベントツリー

本評価と既往研究との比較

1. 起因事象の選定に関する既往研究との比較

1.1 起因事象の選定手法及び選定結果

起因事象を体系的に選定するため、学会標準^[1]に記された方法の一つであるマスターロジックダイヤグラム (MLD) と呼ばれる論理モデルを用いている。本評価と既往研究において、起因事象の選定のために作成した MLD を第 1 表及び第 2 表に示す。

1.2 構築した MLD に関する既往研究との比較

レベル 10 において具体的に選定した合計 67 の起因事象を既往研究^[2]で選定された起因事象と比較して第 2 表に示す。

【既往研究との共通点】

選定した起因事象のうち、IE01～IE12、IE16～IE20、IE23～IE24、IE28～IE38、IE40～IE42、及び IE45 は既往研究と同じである。また、起因事象 IE56 は、記載の単純化を図るため、既往研究で選定した起因事象 (IE38 及び IE39) をひとまとめにしたものであり、内容は既往研究と同じである。起因事象 IE39 は、「主送風機トリップ」だけでなく「主送風機軸固着」を考慮していることをわかりやすく明示するため、「1 次主循環ポンプ軸固着」や「2 次主循環ポンプ軸固着」に倣って追加選定したものである。起因事象 IE13～IE15、IE21～IE22、IE25～IE26 については、既往研究で選定した起因事象 (IE13、IE19 及び IE22) を冷却系の複数ループをひとまとめにしていたところ、ループの違いを区別して選定したものであり、内容は既往研究と同じである。

【既往研究との相違点】

一方、起因事象 IE27、IE43～IE44、IE46～IE55 及び IE57～IE69 については、新たに追加されたものであり、緩和機能の一部を従属的に喪失させるおそれのある起因事象になる。事故シーケンスの発生頻度が増大する可能性を有する点で他の起因事象と区別することが重要である¹。既往研究では、原子炉の運転に必要な主冷却系の一部の機能喪失及び外部電源等のサポート系の機能喪失について考慮されていたが、原子炉の運転に不要な補助冷却系又は外部電源以外の電源については未考慮であった。また、2 次ナトリウム純化系での漏えい (IE27) については、2 重化された弁によって 2 次主冷却系から隔離すれば崩壊熱除去機能が維持されることから無視できると判断していた。これらの点について体系的に考慮するため、既往研究において考慮されていた緩和機能喪失要因 (例：1 次主

¹ 新たに選定された起因事象と緩和機能喪失の組合せとして表される事故シーケンスを他と区別することは、事故シーケンスの発生頻度の過小評価を防止するために重要である。なお、起因事象によって生じる炉心パラメータの変化、並びに起因事象によって喪失する緩和機能の種類及び数については既往研究において選定された起因事象と緩和機能喪失の組合せとして表される事故シーケンスに集約される。

冷却系及び補助冷却系の強制循環に必要な機器の故障)を対象に、原子炉運転時に当該機能喪失要因が生じた場合の原子炉運転への影響を新たに調査した。結果、第1表のレベル7及び8に「補助冷却系に直接影響する起因事象発生」を追加するとともに、第1表のレベル9には「強制循環喪失」及び補助冷却系のサポート系の機能喪失として「機器冷却喪失」を追加し、第2表のレベル10にはレベル9で新たに追加した内容に対応する具体的な起因事象に加えて、外部電源喪失以外の電源喪失を追加選定した。

第2表 構築した MLD に関する既往研究との比較(レベル9から10まで) (1/2)

レベル9	レベル10		既往研究のレベル10	
物理パラメータの増減による内訳	具体的起回事象	ID	具体的起回事象	ID
OR条件	OR条件		OR条件	
1次主冷却系圧力増大	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE01	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE01
	他系統からのガス混入	IE02	他系統からのガス混入	IE02
1次主冷却系圧力減少	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE03	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE03
	1次アルゴンガス系漏えい	IE04	1次アルゴンガス系漏えい	IE04
正の反応度投入	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)	IE05	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)	IE05
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き(主炉停止系制御棒)	IE06	出力運転中の制御棒の異常な引抜き(主炉停止系制御棒)	IE06
負の反応度投入	ガス気泡の炉心通過	IE07	ガス気泡の炉心通過	IE07
	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)	IE08	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)	IE08
	制御棒誤挿入	IE09	制御棒誤挿入	IE09
	制御棒落下	IE10	制御棒落下	IE10
1次主冷却系インベントリ増大	補助中間熱交換器伝熱管破損	IE11	補助中間熱交換器伝熱管破損	IE11
	1次ナトリウムオーバーフロー系故障	IE12	1次ナトリウムオーバーフロー系故障	IE12
1次主冷却系インベントリ減少	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	IE13	1次主冷却系漏えい(内管破損:原子炉容器含む)	IE13
	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	IE14		
	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	IE15		
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	IE16	1次補助冷却系漏えい(内管破損)	IE14
局所的燃料破損による除熱不足	局所的燃料過出力	IE17	局所的燃料過出力	IE15
	局所的冷却材流路閉塞(1サブチャンネル)	IE18	局所的冷却材流路閉塞(1サブチャンネル)	IE16
	局所的冷却材流路閉塞(千鳥格子状)	IE19	局所的冷却材流路閉塞(1燃料集合体2/3)	IE17
1次主冷却系流量増大	1次主冷却系流量制御系故障	IE20	1次主冷却系流量制御系故障	IE18
1次主冷却系流量減少	1次主循環ポンプA軸固着	IE21	1次主循環ポンプ(1台)軸固着	IE19
	1次主循環ポンプB軸固着	IE22		
1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	IE23	1次主循環ポンプ故障/トリップ	IE20
	2次ナトリウム純化系故障	IE24	2次ナトリウム純化系故障	IE21
2次主冷却系インベントリ増大	2次冷却材漏えい(Aループ)	IE25	2次主冷却系漏えい	IE22
	2次冷却材漏えい(Bループ)	IE26		
	2次冷却材漏えい(純化系)	IE27	—	—
	主中間熱交換器管側破損	IE28	主中間熱交換器伝熱管破損	IE23
2次主冷却系流量増大	2次冷却材流量増大	IE29	2次主冷却系流量制御系故障	IE24
2次主冷却系流量減少	2次主循環ポンプ軸固着	IE30	2次主循環ポンプ(1台)軸固着	IE25
	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	IE31	2次主循環ポンプ(1台)故障/トリップ	IE26
2次主冷却系圧力増大	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE32	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE27
2次主冷却系圧力減少	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE33	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE28
	2次アルゴンガス系漏えい	IE34	2次アルゴンガス系漏えい	IE29
空気風量増大	温度制御系故障(空気流量増大)	IE35	温度制御系故障	IE30
	温度制御系誤操作(空気流量増大)	IE36	温度制御系誤操作	IE31
空気風量減少	温度制御系故障(空気流量減少)	IE37	温度制御系故障	IE32
	主送風機(1台)故障/トリップ	IE38	主送風機(1台)故障/トリップ	IE33
	主送風機軸固着	IE39	—	—
	温度制御系誤操作(空気流量減少)	IE40	温度制御系誤操作	IE34

※ハッチング箇所は既往研究^[2]から新たに追加したものを表す。

第2表 構築したMLDに関する既往研究との比較(レベル9から10まで) (2/2)

レベル9	レベル10		既往研究のレベル10	
物理パラメータの増減による内訳	具体的起因事象	ID	具体的起因事象	ID
OR条件	OR条件		OR条件	
誤スクラム	原子炉誤スクラム(自動)【アイソレーションなど】	IE41	原子炉誤スクラム(自動)	IE35
	原子炉誤スクラム(手動)	IE42	原子炉誤スクラム(手動)	IE36
強制循環喪失	2次補助冷却系ナトリウム漏えい	IE43	—	—
	2次補助電磁ポンプトリップ	IE44	—	—
電源喪失	外部電源喪失	IE45	外部電源喪失	IE37
	無停電電源喪失(6Cインバータ故障)	IE46	—	—
	無停電電源喪失(6C電源負荷側故障)	IE47	—	—
	無停電電源喪失(6Dインバータ故障)	IE48	—	—
	無停電電源喪失(6D電源負荷側故障)	IE49	—	—
	無停電電源喪失(6S電源負荷側故障)	IE50	—	—
	無停電電源喪失(7C整流装置故障)	IE51	—	—
	無停電電源喪失(7C電源負荷側故障)	IE52	—	—
	無停電電源喪失(7D整流装置故障)	IE53	—	—
	無停電電源喪失(7D電源負荷側故障)	IE54	—	—
	無停電電源喪失(7S電源負荷側故障)	IE55	—	—
	非常系3.3kVメタクラ1C電源喪失	IE57	—	—
	非常系3.3kVメタクラ1D電源喪失	IE58	—	—
	非常系400Vパワーセンタ2C電源喪失	IE59	—	—
	非常系400Vパワーセンタ2D電源喪失	IE60	—	—
	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失	IE61	—	—
	非常系400Vコントロールセンタ 2次補助系2S電源喪失	IE62	—	—
	非常系200Vパワーセンタ3S喪失	IE63	—	—
	原子炉付属建屋3S C/C喪失	IE64	—	—
	4C電源盤喪失	IE65	—	—
4S電源盤喪失	IE66	—	—	
5C電源盤喪失	IE68	—	—	
5D電源盤喪失	IE69	—	—	
圧空喪失	圧空供給設備故障/圧空漏えい	IE56	圧空供給設備故障	IE38
			圧空漏えい	IE39
機器冷却喪失	機器冷却ファン故障	IE67	—	—

※ハッチング箇所は既往研究^[2]から新たに追加したものを表す。

2. 起回事象グループの発生頻度の評価に関する既往研究との比較

本評価で得た起回事象グループの発生頻度と既往研究^[2]との比較を第3表～第5表に示す。

第3表には、起回事象のグループ化が既往研究^[2]と同じ起回事象グループの発生頻度を示している。この中で外部電源喪失の発生頻度は一致しており、その他には差異が認められる。その要因は以下に述べる通りであり、本評価は既往研究^[2]より現実的な評価であると判断する。

- IC05、IC06-1 及び IC06-2 における差異は、既往研究^[2]では高速炉の先行 PRA の数値をループ数及び想定稼働率の相違を考慮して「常陽」へ換算した簡易評価であったことが要因である。
- IC08、IC09-1～IC09-7 における差異は設定した事前分布の相違による。既往研究^[2]では Jeffreys 無情報事前分布²を仮定していた。
- IC04 における差異は、ナトリウム配管漏えいの故障率の推定において 1995 年に生じた「もんじゅ」2次系での熱電対鞘管破損事例の集計先を大口径管から小口径管へ変更したことが主要因である。
- IC07-1 及び IC07-2 における差異は、既往研究^[2]のナトリウム配管漏えい発生頻度が過小であることが主要因である。

第4表には、起回事象のグループ化が既往研究^[2]と異なる起回事象グループの発生頻度を示している。IC07-3、IC14 については、後述の第5表と同様に既往研究において「IC10 手動スクラム」の一部として含めていたものを分離して新規に追加設定したものであり、発生頻度は新規に評価したものである。同様に IC10-1～IC10-6 については、既往研究^[2]では「IC01 正の反応度投入」の一部に含めていたものを分離して新規に追加設定したものであり、発生頻度は新規に評価したものである。他の起回事象については、対応する既往研究^[2]との間に差異がみられる。その要因は以下に述べる通りであり、本評価は既往研究^[2]より現実的な評価であると判断する。

- IC01、IC02-1、IC02-2 における差異は、尤度に考慮した「常陽」の運転経験が既往研究^[2]より増加したことが主要因である。
- IC03 における差異は、集計先の変更によって、安全容器内配管の漏えいが新たに集計されたことが主要因である。
- IC11 における差異は、「常陽」の運転経験として尤度に考慮した過去の事例が起回事象に該当するか改めて判定した結果、発生回数及び発生頻度が低減したことが主要因である。

第5表に示した起回事象グループは既往研究^[2]において「手動スクラム」の一部として含めていたものを分離して新規に追加設定したものであり、発生頻度は新規に評価したものである。

² 学会標準^[3]の附属書 H の中の H. 3. 2c) 項によれば、Jeffreys 無情報事前分布は事前分布を設定するための事前の情報ほとんどない場合に一般に広く用いられる無情報事前分布に相当する。

第3表 起因事象のグループ化が既往研究と同じ起因事象グループの発生頻度の比較

記号	名称	平均値 [/ 炉年]	既往研究 ^[2]	
			記号	平均値 [/ 炉年]
IC04	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	1.8E-03	IC03	6.3E-04
IC05	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	2.8E-02	IC05	9.3E-02
IC06-1	1次主循環ポンプA軸固着	3.1E-03	IC04	9.3E-02
IC06-2	1次主循環ポンプB軸固着	3.1E-03		
IC07-1	2次冷却材漏えい(Aループ)	3.7E-03	IC06	4.3E-03
IC07-2	2次冷却材漏えい(Bループ)	3.7E-03		
IC08	2次主循環ポンプ及び制御系の異常	8.4E-02	IC07	1.1E-01
IC09-1	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器1 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03	IC08	1.1E-01
IC09-2	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器2 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC09-3	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器(Aループ2基) ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07		
IC09-4	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器1 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC09-5	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器2 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC09-6	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器(Bループ2基) ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07		
IC09-7	主冷却器異常による除熱不足(主送風機異常による除熱不足)	3.7E-02		
IC13	外部電源喪失	9.3E-01	IC09	9.3E-01

第4表 起因事象のグループ化が既往研究と異なる起因事象グループの発生頻度の比較

記号	名称	平均値 [/ 炉年]	既往研究 ^[2]	
			記号	平均値 [/ 炉年]
IC02-1	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	1.4E-03	IC02-4	3.6E-03
IC02-2	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	1.7E-03		
IC03 (※)	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	2.5E-04	IC02-1 ～-3	1.7E-04
IC01	正の反応度挿入	6.3E-03	IC01	6.5E-03
IC10-1	主冷却器空気流量増大(主冷却器1 Aベーン・ダンパ誤開)	8.0E-03		
IC10-2	主冷却器空気流量増大(主冷却器2 Aベーン・ダンパ誤開)	8.0E-03		
IC10-3	主冷却器空気流量増大(主冷却器(Aループ2基) ベーン・ダンパ誤開)	3.6E-07		
IC10-4	主冷却器空気流量増大(主冷却器1 Bベーン・ダンパ誤開)	8.0E-03		
IC10-5	主冷却器空気流量増大(主冷却器2 Bベーン・ダンパ誤開)	8.0E-03		
IC10-6	主冷却器空気流量増大(主冷却器(Bループ2基) ベーン・ダンパ誤開)	3.6E-07	IC10	4.8E-01
IC11 (※)	手動スクラム	4.1E-01		
IC14	圧空喪失	4.0E-02		
IC07-3	2次冷却材漏えい(純化系)	1.8E-03		

(※) 本評価と既往研究との間で起因事象グループの分類が異なるため、平均値が一对一对応していない。

第5表 既往研究から新たに追加した起因事象グループの発生頻度

記号	名称	平均値 [/炉年]	既往研究 ^[2]
IC12-1	無停電電源喪失(6C 電源喪失)	4.1E-04	なし
IC12-2	無停電電源喪失(6D 電源喪失)	4.1E-04	
IC12-3	無停電電源喪失(7C 電源喪失)	3.9E-03	
IC12-4	無停電電源喪失(7D 電源喪失)	3.9E-03	
IC12-5	無停電電源喪失(5C 電源喪失)	4.1E-03	
IC12-6	無停電電源喪失(5D 電源喪失)	4.1E-03	
IC15	補助冷却系強制循環喪失	4.7E-02	
IC16-1	非常系 3.3KV メタクラ 1C 喪失	2.2E-03	
IC16-2	非常系 3.3KV メタクラ 1D 喪失	4.8E-04	
IC16-3	非常系 400V パワーセンタ 2D 喪失	1.7E-03	
IC16-4	非常系 100V 電源盤 4C 喪失	1.7E-03	
IC16-5	非常系 100V 電源盤 4S 喪失	7.4E-04	
IC16-6	非常系 400V パワーセンタ 2S 電源喪失	6.8E-04	

3. 1次主循環ポンプ軸固着の発生頻度の評価について

1次主循環ポンプ軸固着は、設計基準事故において想定される異常な状態の一つであり、原子炉施設の寿命期間に生じると考えられないほど発生頻度は低く抑制されているが、炉心流量急減時の原子炉停止機能喪失事象の扱いを頻度の観点から検討することを目的に、発生頻度の推定評価においては運転・故障経験情報の不足に由来する過剰な保守性を排除するため、以下に示す運転・故障経験情報を評価に取り入れた評価も実施した。

- 国内実用発電炉での運転・故障経験情報

国内実用発電炉で使用される電動ポンプ及び本原子炉施設のナトリウム冷却系で使用される電動ポンプはともに国内メーカーの技術により原子炉施設用に設計及び製作された点で共通である。使用流体、設計仕様の相違等があるが、これらは同等の信頼性を有すると考えられる。

- 国外のナトリウム冷却高速炉での運転・故障経験情報

国外のナトリウム冷却高速炉のナトリウム冷却系で使用される電動ポンプと本原子炉施設の1次主循環ポンプは、ナトリウムを使用流体とする電動ポンプという点で共通であり、原子炉施設用に設計及び製作された点で共通である。設計仕様の相違等によって不確実さを有するが、同等の信頼性を有すると考えられる。

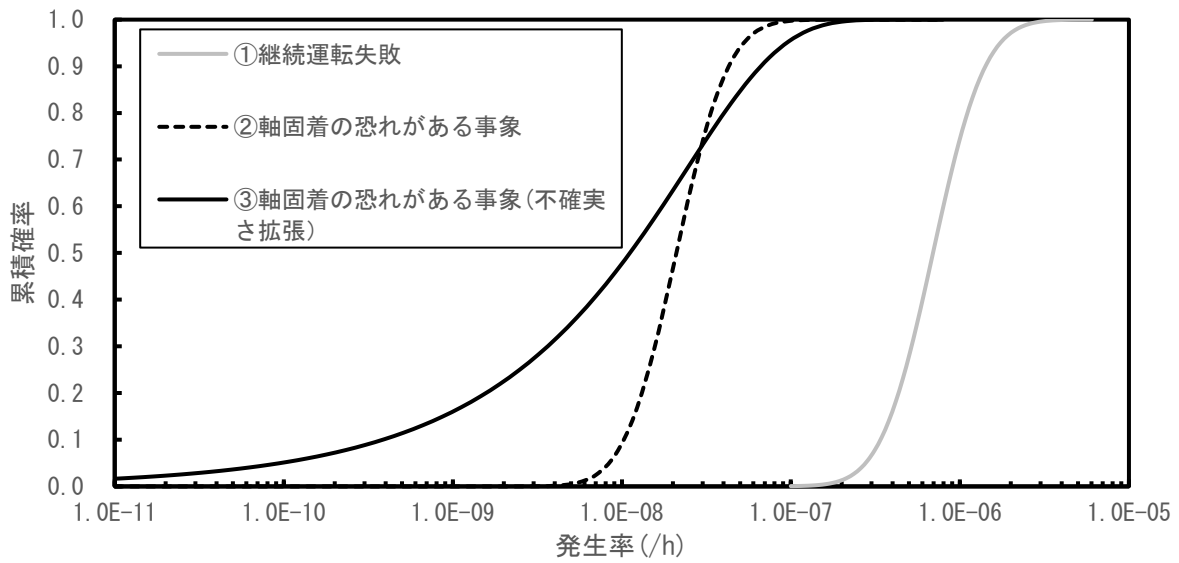
電動ポンプに関する原子炉施設での使用実績に基づくこれら2種類の情報を活用して本原子炉施設の1次主循環ポンプ軸固着の発生頻度を評価するため、ベイズ法を2段階に分けて適用した。

- 第1段階（一般的なナトリウム冷却炉の発生率の推定）

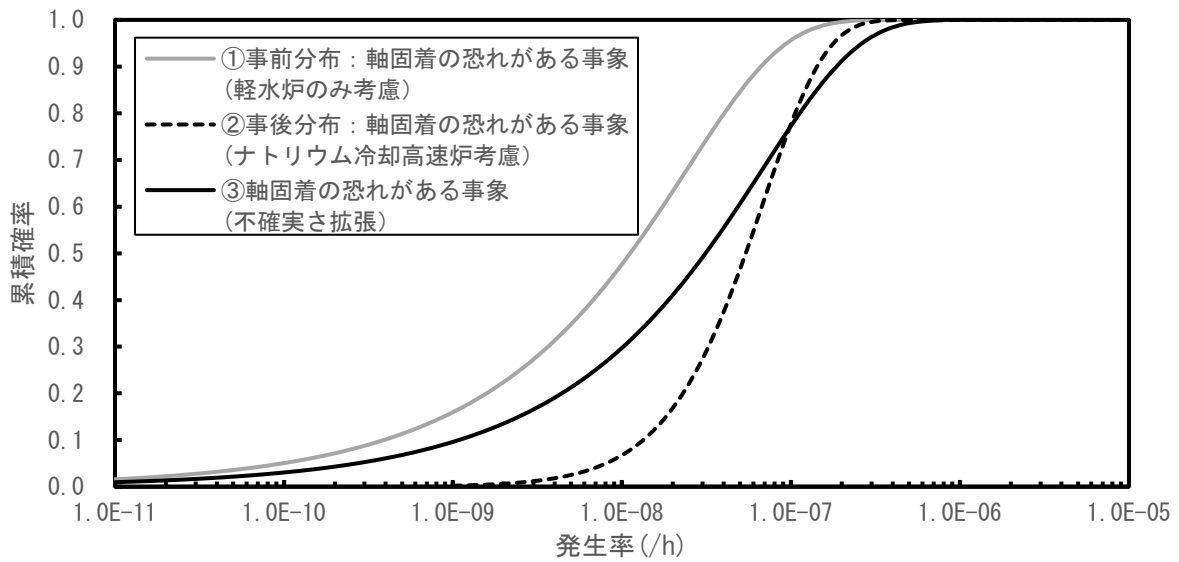
国内実用発電炉のポンプの運転・故障経験から得られる継続運転失敗の故障率^[4]（第1図の①）及び信頼性データ^[5]を分析することで継続運転失敗事例33件のうち1件を軸固着のおそれがあると判定し、これらを基に推定される電動ポンプの軸固着の発生率（第1図の②）に不確実さを考慮して得られる確率分布（第1図の③）を事前分布に設定した（第2図の①）。国外のナトリウム冷却高速炉での電動ポンプの運転経験及び軸固着事象の経験に関する情報^[6]を基に尤度を設定し、ベイズ法により発生率の事後確率分布を求めた（第2図の②）。

- 第2段階（本原子炉施設での発生頻度の推定）

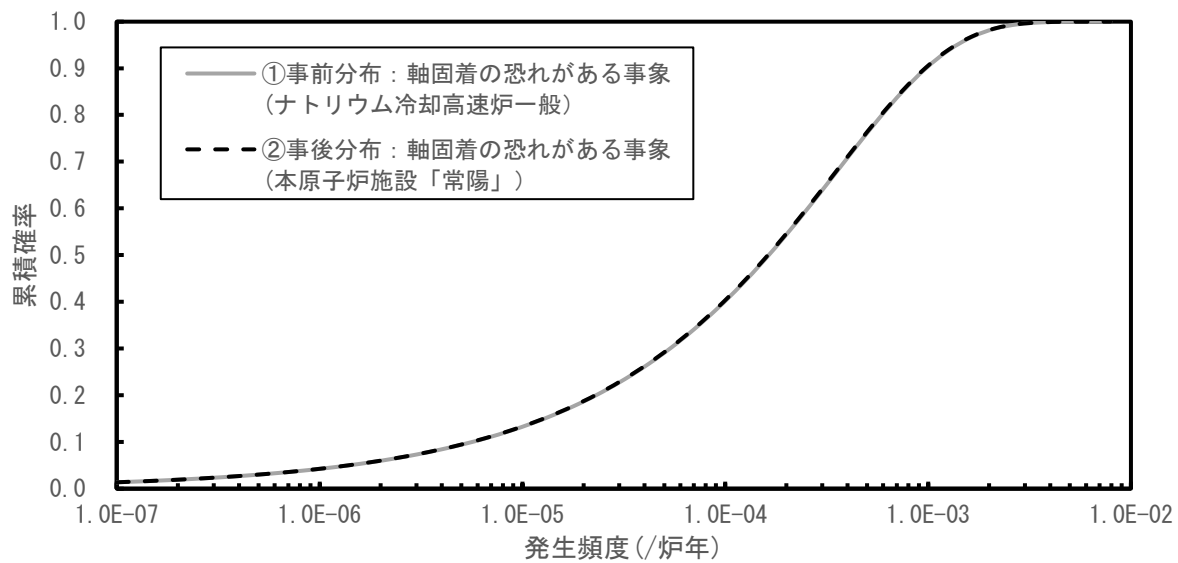
不確実さを考慮するため、第1段階で得られた事後確率分布の拡がりを拡張した（第2図の③）。さらに単位時間当たりの故障率から原子炉の稼働率を考慮した年発生頻度へ単位換算することにより、発生頻度の事前分布に設定した（第3図の①）。本原子炉施設での1次主循環ポンプの運転経験及び軸固着事象の経験に関する情報^[2]を基に尤度を設定し、ベイズ法により発生頻度の事後確率分布を求めた（第3図の②）。



第1図 国内実用発電炉での使用実績に基づく電動ポンプの故障率の推定



第2図 国外のナトリウム冷却高速炉での使用実績を考慮した故障率の推定



第3図 国内実用発電炉及び国外のナトリウム冷却高速炉での使用実績を考慮した「常陽」の発生頻度の推定

4. 参考文献

- [1] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 1PRA 編):2013」, AESJ-SC-P008:2013, 2014年8月
- [2] 日本原子力研究開発機構, 「高速実験炉「常陽」の確率論的安全評価に係る研究-内の事象に対するレベル 1PSA-」, JAEA-Technology 2009-004, 2009年5月
- [3] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2015」, AESJ-SC-RK001:2015, 2016年3月
- [4] 一般社団法人 原子力安全推進協会, 「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982年度~2010年度 29 ヶ年 56 基データ)」, JANSI-CFR-02, 2016年6月
- [5] ニューシア 原子力施設情報公開ライブラリー, URL:www.nucia.jp (2020年9月9日情報検索)
- [6] 動力炉・核燃料開発事業団(現日本原子力研究開発機構), 「安全設計評価事象の区分に関する研究」, PNC TN9410 97-050, 1997年5月

炉心損傷防止が困難な事故シーケンスの整理

1. 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスの整理

深層防護の第4レベルで考慮する事故シーケンスは、「設計基準事故（DBA）までの起因事象を上回る規模の起因事象」と「運転時の異常な過渡変化（A00）又はDBA発生時の設計基準事故対処設備の故障の組み合わせ」としている。

前者の例としては、実用発電炉では、大破断LOCAを超える規模の損傷に伴う冷却材喪失（Excess-LOCA）が挙げられており、「常陽」では、大口径配管破損が考えられるが、熱伝導度の高いナトリウムを低圧で単相状態で使用しており、運転状態からの逸脱に対して安定であることに加えて、2重管構造の設計であることから、冷却材喪失に進展することはなく、対応する事故シーケンスはない。

後者の例としては、実用発電炉では、一部のLOCAとECCS故障の組み合わせがあるが、「常陽」では、基本的にはA00又はDBA発生時に設計基準事故対処設備の多重故障を想定しても、炉心損傷防止措置による炉心損傷防止が可能である。また、「常陽」では、2ループの主冷却系による自然循環冷却を炉心損傷防止措置としており、自然循環冷却機能も含めた全ての崩壊熱除去機能を喪失するのは、ポンプ・ブロワ等の動的機器の機能喪失に加えて、2箇所以上の低圧の静的機器の機能喪失が重畳する場合であり、想定を大幅に超える地震を想定した場合に発生する可能性があることから、大規模損壊対策で対応するものに位置付けている。

なお、PRAにおいて抽出される事故シーケンスは、起因事象と緩和機能喪失の組み合わせのうち炉心損傷に至る最小の組み合わせとして表現されるものであり、この事故シーケンスに「炉心損傷防止措置に影響を与える設計基準事故対処設備の故障」を重畳した場合は、炉心損傷防止ができないと考えられる。しかしながら、これらの事故シーケンスの発生頻度は低く、また、格納容器破損防止措置の有効性評価で取り扱われている事故シーケンスと事故影響は同等であるため、あえて考慮する必要はない。

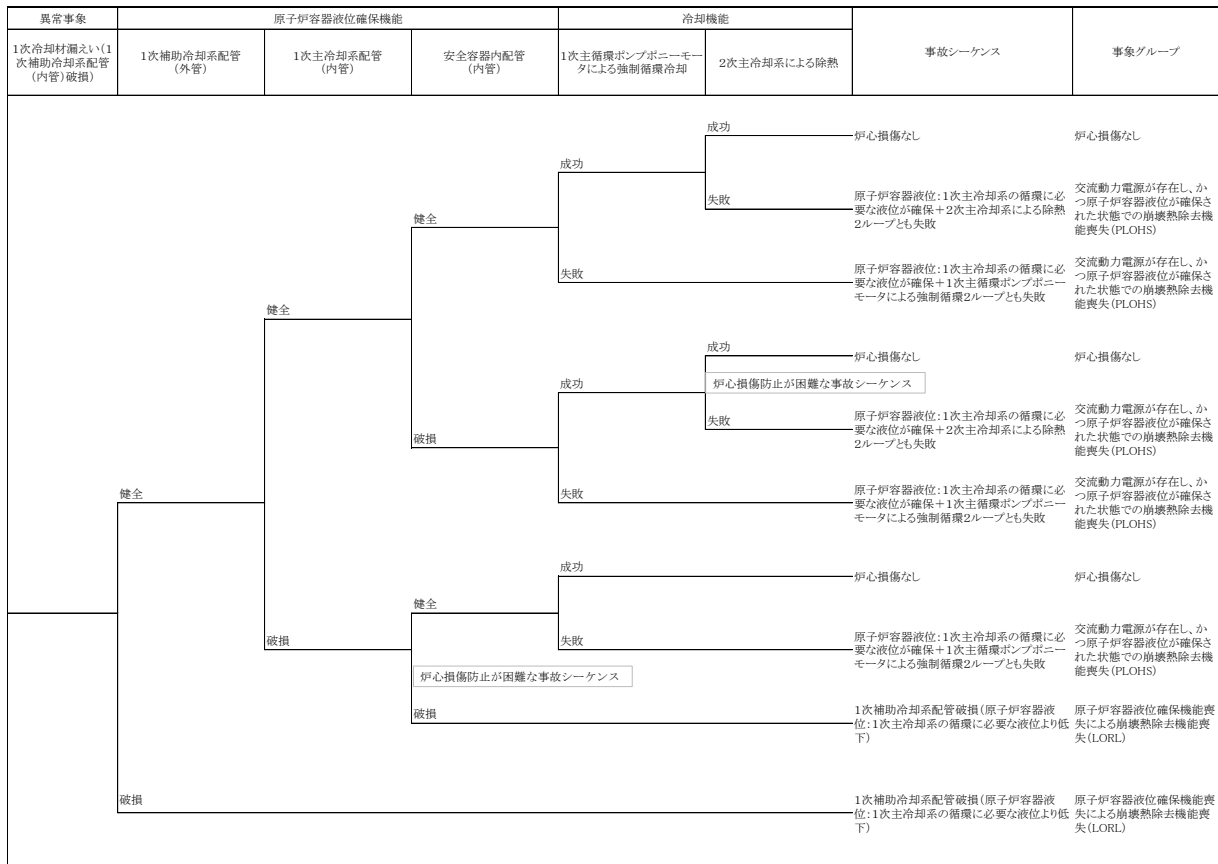
上記のような炉心損傷防止が困難な事故シーケンスをあえて想定しても、その発生頻度は低く、かつ、事故影響の観点から同等であるため、現状の有効性評価の網羅性には問題ない。

2. 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスの発生頻度の定量化

「常陽」では、複数の安全機能が同時に喪失するような想定「複数の安全機能の喪失」をした場合において、始めて炉心損傷の防止が困難となる可能性がある。

53条の説明資料（その1）の添付書類10 追補VII.1の第2.3.2 図（3）において、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスを第1図に示す。

これらを含めた「複数の安全機能の喪失」は、先進的な対策を講じて炉心を冷却することが困難であり（添付1参照）、かつ、想定を大幅に超える地震を想定した場合に発生する可能性があることから、大規模損壊対策で対応する。なお、発生する事象の程度に応じて、適用可能な場合には、格納容器破損防止措置を柔軟に活用する。



第1図 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス

国外での先進的な対策と「常陽」の措置の比較

1. 国外での先進的な対策との比較について

高速炉の運転経験を有する米国、仏国、独国、露国の高速炉に関して、調査可能な範囲で得られた高速炉の炉心損傷防止措置と、「常陽」の特徴を踏まえて整備している炉心損傷防止措置を比較した結果を以下に示す。

(1) 原子炉停止機能喪失に係る炉心損傷防止措置

- ・ 実用段階の大型炉開発を進める各国において、後備炉停止系を含む全ての炉停止系が失敗した際の対策として、受動的炉停止機構（溶融金属保持方式、温度作動型制御棒、流体圧浮遊式制御棒、ガス膨張機構）に関する研究開発が進められているが、設計に係る信頼性のある情報を入手可能な国外において、実機に実装されている受動的炉停止機構はなく、国際的にも研究開発段階の対策に位置付けられる。
- ・ 「常陽」は小型の原子炉で制御棒又は後備炉停止制御棒の合計 6 本のうち、1 本でも挿入に成功すれば炉心損傷は防止できることから、設計基準事故対処設備（主炉停止系）及び BDBA 対処設備（後備炉停止系）により、原子炉停止機能は高い信頼性を有した設計としている。
- ・ 受動的炉停止機構は、大型炉には重要な設備であり、各国にて開発が進められているが、「常陽」は燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していることから、受動的炉停止機構を「常陽」に設置しても安全性向上への寄与は小さいと判断している。
- ・ なお、既設の炉への新しい停止系の設置は大幅な改造工事を伴うとともに、工事や開発段階の異常等に付随するリスクも考慮すると現実的ではない。

(2) 崩壊熱除去機能喪失に係る炉心損傷防止措置

- ・ 実用段階の大型炉開発を進める各国において、設計基準事故対処設備による崩壊熱除去に失敗した際の対策として、原子炉冷却材ナトリウムを用いた直接炉心冷却型の崩壊熱除去系及び 1 次/2 次冷却系冷却型の崩壊熱除去系の強制循環、自然循環を組み合わせた炉心損傷防止措置が検討されている。また、例えば、米国や仏国では、1 次系ナトリウムの漏洩対策として設置するガードベッセルを冷却する代替除熱系の設置が検討されている。
- ・ 「常陽」における崩壊熱除去機能喪失については、2 ループの主冷却系の自然循環を炉心損傷防止措置としており、本措置は受動的、物理的特性によって機能する極めて信頼性が高いものである。また、主冷却機は高い除熱能力を有しており、4 基の主冷却機のうち、1 基の自然通風によって崩壊熱を除去できる。さらに、原子炉冷却材液位が主冷却系の循環に必要な液位を下回った場合には、原子炉容器内から直接炉心を冷却する別の独立した補助冷却設備による強制循環冷却を炉心損傷防止措置としている。これらに加えて、原子炉容器外面を窒素ガスにより冷却し、崩壊熱を除去することを炉心損傷防止措置として整備しており、各国の炉との比較においても、崩壊熱除去機能に係る炉心損傷防止措置は高い信頼性を

有している。

- 「常陽」における液位確保機能喪失については、外管等の2重壁を設置したうえで、さらに安全容器やサイフォンブレイク系等を設置しており、各国との比較においても、液位確保機能喪失に係る炉心損傷防止措置は高い信頼性を有している。
- 「常陽」は出力の小さい小型の原子炉であることから事象進展の時間的猶予が大きい特徴を有している。また、上述のとおり、多様かつ多重の信頼性の高い炉心損傷防止措置を講じていることから、追加の崩壊熱除去設備を追加しても、安全性向上への寄与は小さいと判断している。
- なお、既設の炉への新しい崩壊熱除去系の設置は大幅な改造工事を伴うとともに、工事や開発段階の異常等に付随するリスクも考慮すると現実的ではない。

炉心損傷防止が困難な事故シーケンス（複数の安全機能喪失）

事象 グループ	事故シーケンス※1	発生頻度※5 (/炉年)
LORL	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）※2+ 1次主冷却系配管（内管）破損+ 安全容器内配管（内管）破損※3	3. 2E-09 (1. 6E-10)
PLOHS	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））※2+ 安全容器内配管（内管）破損※3、※4+ 2次主冷却系による除熱失敗	8. 7E-11 (8. 1E-12)

※1 原子炉停止機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準事故対処設備に限る（炉心損傷防止措置は対象としていない。）。

※2 炉心損傷防止措置「補助冷却系による強制循環冷却」の機能が従属的に喪失する。発生確率の算出にあたっては、崩壊熱除去へ同等の影響をもたらす補助冷却系強制循環機能喪失の発生確率を含めた。

※3 安全容器内配管（内管）破損が生じると、内管と外管の間隙へ漏えい冷却材が流入することによって炉心損傷防止措置「コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却」の機能が従属的に喪失する。

※4 この事故シーケンスは、添付書類 10 追補VII. 1 の別添 4 の第 14 表における No. 28 の事故シーケンスの部分集合に該当する。すなわち、PRA で抽出される事故シーケンスに「炉心損傷防止措置に影響を与える設計基準事故対処設備の故障」を重畳した場合であり、この事故シーケンスにおける安全容器内配管（内管）破損が生じない場合であっても、PLOHS に至る。ここでは、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスの頻度を定量化するため、あえて炉心損傷防止措置「コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却」との機能依存性を考慮して、重畳を想定した。

※5 崩壊熱除去機能の使命時間は、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律 1536 時間として設定している。括弧内の数値は、現実的な使命時間として、使命時間を 336 時間に設定して評価した値である。

全交流動力電源喪失（SBO）を事象グループに選定した理由

1. SBO を事象グループに選定した理由

炉心損傷に至る可能性のある事故シーケンスを類型化する際に、SBO は同様の事象推移をたどる PLOHS の一部として類型化されることが通例であるが、「常陽」においては、以下の理由から、SBO を PLOHS と区別して新たな事象グループに選定した。

- SBO に対処するための炉心損傷防止措置には PLOHS と異なる手動操作、仮設計器による監視等が含まれるため、これらの有効性を評価するために事象グループに選定した。
- 同時に、「常陽」において SBO は使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失させることから、SBO 時における使用済燃料貯蔵設備に対する措置の有効性を示すために事象グループに選定した。

設計基準を超える自然現象の考慮

1. 概要

自然現象等の共通原因となる外部事象について、その影響が及ぶ範囲に着目すると、広範囲の緩和機能（例：原子炉停止、原子炉容器液位確保、崩壊熱除去）に影響が及ぶおそれがある地震と、建物外部へつながる主冷却機等の原子炉冷却機能及び崩壊熱除去機能のみに影響が限定される竜巻、火山、津波などの地震以外の外部事象に大別される。このうち、津波については、原子炉施設は台地に位置するため、津波により重大な影響を受けるおそれがなく（規則第 5 条の津波による損傷の防止に関しては、「まとめ資料 第 5 条（津波による損傷の防止）」を参照）、津波による共通原因故障を考慮する必要はない。

2. 竜巻

竜巻については、設計基準として 100m/s を設定して防護することとしている。また、これを超えたとしても、基本的安全機能の原子炉停止機能及び原子炉冷却機能は建物により防護されていることから、直接的に大規模に安全機能を喪失させることはなく、内部事象に起因する多重故障を考慮した SBO 又は崩壊熱除去機能喪失事故の事象グループの事象に包絡されると判断している。

3. 火山

火山による火砕降下物に対しても、火山からの離隔距離が大きく、噴火時には原子炉を停止する措置を講じることから、火砕降下物による SBO 又は崩壊熱除去機能喪失事故の厳しさは、内部事象に起因する多重故障を考慮した SBO 又は崩壊熱除去機能喪失事故の事象グループの事象に包絡されると判断している。

4. 地震

地震については、影響が及ぶ範囲内で共通原因故障の可能性を考慮して、機器の設計仕様の共通性、機器配置の共通性等に着目して、自然現象が同時に誘発する複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の機能喪失を体系的に抽出した。抽出された異常事象を第 1 表に示す。第 1 表のハッチングされた異常事象は、内部事象において抽出されなかったものである。これ以外の異常事象については、内部事象で抽出されたものと同等であり、イベントツリーを展開して得られる事故シーケンスは内部事象と同等である。

その結果、大部分が内部事象で抽出・選定された評価事故シーケンスに包絡された。例えば、同一設計仕様を有する主冷却系 2 ループでのポンプ同時トリップ、2 ループでの 1 次主冷却系配管（内管）破損である。

また、評価事故シーケンスに包絡されないもの（第 1 表の B：2 ループでの 2 次主冷却系配管破損、主冷却機 4 基の風量制御機能喪失による空気流量増大）についても炉心損傷防止措置（例：補助冷却系による強制循環冷却）及び格納容器破損防止措置（例：コンクリート遮へい体冷却系を用

いた安全容器外面冷却による放射性物質等の安全容器内保持・冷却)の適用が可能である。

このほかに、自然現象によって誘発する個々の異常事象及び設計基準事故対処設備の機能喪失のうち、設計基準で想定している範囲を超えるものについても考慮した。

第1表の3、4、5及び6において、例えば、1次主冷却系配管(内管)の破損口面積の影響については、「常陽」の主な1次冷却系配管は二重管設計としていることから、内管破損の破損口面積に想定を超える大きさを仮定したとしても、冷却材の漏えいは外管によって抑制され、事象の影響の大きさに有意な差は生じない。

また、第1表の12及び13において、2次主冷却系配管の破損口面積の影響については、その大小によらず破損ループによる崩壊熱除去が不可能になることを考慮済みであり、炉心損傷防止措置(例：健全ループによる自然循環冷却、補助冷却系による強制循環冷却)を講じるとともに、格納容器破損防止措置(例：コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による放射性物質等の安全容器内保持・冷却)を講じる。

上記の整理は、設計基準地震動を超える地震を想定した場合の耐震裕度に関するナトリウム冷却高速炉での既往評価^[1]も踏まえたものであり、同評価^[1]の知見及び高速炉の一般的な安全上の特徴から、設計基準地震動を超えて入力地震動が増大した場合には、①外部電源の喪失、②非常用発電機・1次主循環ポンプ等の動的機器の機能喪失、③建物、配管等の静的機器の機能喪失の順で機能を喪失すると考えられ、この相対的な耐震裕度の関係は本原子炉施設においても同様と考えられる。この点について、本原子炉施設においては、②の動的機器の機能喪失までを想定していることを確認した。なお、原子炉停止機能については、設計基準地震動を一定程度超えても制御棒及び後備炉停止制御棒の停止機能は維持される。

【参考文献】

- [1] 日本原子力研究開発機構、東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価、JAEA-Reserch-2013-001、2013.

第1表 抽出した地震誘引異常事象

炉心への影響 ※1	抽出した地震誘引異常事象※2		
炉心流量減少	1	地震誘引1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)※3	A
	2	地震誘引外部電源喪失	A
	3	地震誘引1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管1ループ(内管)破損)	A
	4	地震誘引1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管2ループ(内管)破損)	A
	5	地震誘引1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	A
	6	地震誘引1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	A
炉心流量が確保された状態での過出力	7	地震誘引反応度投入	A
	8	地震誘引2次冷却材流量増大	A
	9	地震誘引主冷却器空気流量増大(1基)	A
	10	地震誘引主冷却器空気流量増大(2基~4基)	B
炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	11	地震誘引2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)※3	A
	12	地震誘引2次冷却材漏えい(1ループ)	A
	13	地震誘引2次冷却材漏えい(2ループ)	B
	14	地震誘引主冷却器空気流量減少※3	A
	15	地震誘引主送風機風量瞬時低下※3	A
—	16	地震誘引建物損傷	C

- A：当該異常に始まる事故シーケンスの影響は内部事象で抽出・選定された評価事故シーケンスに包絡される。
- B：当該異常の想定は内部事象で抽出した事故シーケンスに含まれず、解析条件に僅かな差が生じるが、評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響は評価事故シーケンスに包絡されることから、評価事故シーケンスの炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置が適用可能である。
- C：炉心流量減少及び除熱源喪失のみならず、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の機能喪失の可能性を有するため、大規模損壊対策により影響を緩和する。

※1：炉心の著しい損傷に至る可能性がある炉心全体の昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱の観点から次のように影響を類型化した。

- (I) 炉心流量減少
- (II) 炉心流量が確保された状態での過出力
- (III) 炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失

※2：設計基準内から設計基準を大幅に超える範囲の地震による共通原因故障の可能性を含めて、①外部電源の喪失、②非常用発電機・1次主循環ポンプ等の動的機器の機能喪失、③建物、配管等の静的機器の機能喪失を考慮し、炉心の著しい損傷に至る可能性がある異常事象に至るものとして、地震誘引異常事象を体系的に抽出した。

※3：異常事象が1ループの流量減少であってもインタロックによって他のループのポンプがトリップし、結果として2ループの流量減少に至る。地震誘引の2ループ流量減少は内部事象で抽出された1ループ流量減少に集約される。

<p>実用発電炉（PWR）の必ず想定する事故シーケンスグループと「常陽」において選定した事象グループの比較</p>

1. 実用発電炉（PWR）の必ず想定する事故シーケンスグループとの比較

実用発電炉（PWR）の必ず想定する事故シーケンスグループと「常陽」において選定した事象グループの比較を第1表に示す。

第1表 実用発電炉（PWR）の必ず想定する事故シーケンスグループと「常陽」の事象グループ

炉型	実用発電炉事故シーケンスグループ	「常陽」の事象グループ
PWR	2次冷却系からの除熱機能喪失	左記は原子炉停止成功後の崩壊熱除去のうち、1次系からの熱除去機能の喪失に相当する観点でPLOHSが対応
	全交流動力電源喪失	SBOが対応
	原子炉補機冷却機能喪失	緩和機能のサポート機能の喪失を表す事象グループとしては選定していないが、補機冷却機能喪失は異常事象として考慮している。崩壊熱除去機能のサポート機能喪失を起因とした原子炉停止後の崩壊熱除去機能喪失をPLOHSの中で考慮している点で、PLOHSが対応
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	格納容器の除熱が必要な設計基準事故及び格納容器を活用した炉心損傷防止措置はなく、設計上該当しない。
	原子炉停止機能喪失	ULOF、UTOP、ULOHSが対応
	ECCS 注水機能喪失	原子炉冷却材漏えいにはLORLが対応。なお、原子炉冷却材ナトリウムを常圧でサブクール度の大きい状態で運転しており、冷却材漏えい時に冷却材の注入は不要である。
	ECCS 再循環機能喪失	崩壊熱除去系の循環機能喪失としてPLOHSが対応
	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）	事象グループとしては選定していないが、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなる事故シーケンスとして、主中間熱交換器伝熱管破損が起因の事故シーケンスを考慮
—	燃料要素を稠密に配置しており、出力密度が高いことからLFを選定	

国外のナトリウム冷却型高速炉との比較による事象選定の妥当性の確認

1. 目的

抽出した事故シーケンス及び事象グループと国外のナトリウム冷却型高速炉で考慮されたものを比較、検討し、これらの抽出結果に抜け、漏れがないことを確認する。

2. 調査範囲

国外のナトリウム冷却高速炉のうち、米国の CRBRP 及び EBR-II、独国の SNR-300、仏国の Superphenix、露国の BN600 及び BN800 並びに中国の CEFR について、可能な範囲でレベル 1 PRA の実施状況を調査した。

3. 調査結果

米国の CRBRP 及び独国の SNR-300 について炉心損傷に至る事象グループの情報を抽出し、また、米国の EBR-II について主要な事故シーケンスの情報を抽出した。結果を第 1 表に示す。

4. 評価

調査した範囲で、「常陽」において選定した事故シーケンス又は事象グループは、国外のナトリウム冷却型高速炉のレベル 1PRA で考慮されているものと比べて概ね共通性があることを確認した。なお、一部、米国の CRBRP 及び EBR-II において、「常陽」の事故シーケンス又は事象グループに直接当てはまらないものがあるが、それらについての考え方を第 2 表に示す。

第1表 国外のナトリウム冷却型高速炉との事故シーケンス等の比較

日本	米国	米国	独国
「常陽」	CRBRP ^[1]	EBR-II ^[2]	SNR-300 ^[3]
ULOF	ULOF	ULOF	Group 1
UTOP	UTOP	UTOP	Group 3
ULOHS	ULHS	*1	Group 2
LORL	LOS	*1	Group 6
PLOHS	LHSE	PLOHS*2, *3, *4	Group 5
	LHSL		
SBO	なし	*1	なし
LF	なし	*1	Group 4
	ULOS	*5、*6、*7、*8、*9	

ULOF : Unprotected Loss of Flow

UTOP : Unprotected Transient Over-Power

ULOHS/ULHS : Unprotected Loss of Heat Sink

ULOS : Unprotected loss of sodium

LORL : Loss of Reactor Level

LOS : Loss of sodium (protected)

PLOHS : Protected Loss of Heat Sink

LHSE : Loss of heat sink - early (protected)

LHSL : Loss of heat sink - late

SBO : Station Blackout

LF : Local (Fuel) Faults

*1 支配的な事故シーケンスの中に記載なし

*2 短期と長期を含む。

*3 2系統の「Shutdown cooler」のうち、1系統におけるNaK火災により残りの1系統が損傷

*4 2次ナトリウム火災により1系統の「Shutdown cooler」が機能喪失するとともに残りの1系統が損傷

*5 地震起因の「Primary tank」のハンガーの損傷（直接損傷事象、構造物の破損）

*6 地震起因のベアリング劣化によるポンプ2台の急速コストダウン（炉停止成功）

*7 過熱器での小規模漏えいの事象拡大（2次系ダンプされず停止されない、または圧力放出されず停止されない）

*8 過熱器での大規模漏えい、圧力放出失敗、assembly伝播

*9 アルゴン加圧による「Primary tank」の破裂（直接損傷事象、構造物の破損）

[1] J. G. Giitter and M. W. Akhtar, "An Assessment of the Clinch River Breeder Reactor Core and Containment Response to Core Disruptive Accidents," Proc. Of the Int. Topical Mtg. on Fast Reactor Safety, Vol.1, pp.463-470, Knoxville, U.S.A., April 21-25, 1985.

[2] D. J. Hill, et. al, "The EBR-II Probabilistic Risk Assessment: lessons learned regarding passive safety," Reliability Engineering and System Safety, 62, pp.43-50 (1998).

[3] A. Bayer and K. Koberlein, "Risk-Oriented Analysis on the German Prototype Fast Breeder Reactor SNR-300," Nuclear Safety, Vol. 25, No.1, January-February, 1984.

第2表 「常陽」の事象グループ等との相違点に対する「常陽」における考え方

対象	「常陽」の事象グループ等との相違点	「常陽」における考え方
米国 (CRBRP)	<p>・地震による「原子炉停止機能喪失の事象グループ」と「液位確保機能喪失の事象グループ」を重畳したものに相当する ULOS を想定※</p> <p>※ 防止措置を講じるための事象として想定されたものでなく、放射性物質の放出リスクの特徴を把握するために想定されたものである。</p>	<p>・「常陽」では、異常事象、安全機能の作動状態、措置の共通点に着目して事象グループを類型化し、事象グループごとに措置を講じている。また、PRA よりこれらの事象グループの事故シーケンスは、異常の発生後、複数の設計基準事故対処設備の機能喪失を重畳させている事故であることから、その発生頻度は十分に低いと考えられ、事象グループが重畳する頻度は極めて低く、その重畳は不要と判断した。</p> <p>・仮に、これらの重畳を考慮したとしても、原子炉停止機能の喪失に対しては ULOF 等に対する措置を、液位確保機能喪失に対しては LORL の措置を活用できる。一方、地震誘因の事故シーケンスについては「常陽」では設計基準地震動を一定程度超えた地震動までの範囲において制御棒が挿入されること（原子炉停止機能喪失の事象グループは生じないこと）、また、主冷却系の自然循環による崩壊熱除去に必要なバウンダリ機能が維持（液位確保機能喪失の事象グループは生じないこと）されることを評価する。</p> <p>・なお、上記の範囲を超える地震動を仮想した場合には、ULOS に相当する事故シーケンスが生じる恐れがあるが、これは想定を超える自然現象等による炉心損傷防止が困難なものうち、複数の安全機能喪失に相当し、大規模損壊対策で対応する。また、発生する事象の程度に応じて、適用可能な場合には、格納容器破損防止措置を柔軟に活用し対応する。</p>
米国 (EBR-II)	<p>・地震起因の「Primary tank」のハンガの損傷（直接損傷事象、構造の破損）を想定</p> <p>・地震起因のベアリング劣化によるポンプ2台の急速コストダウン(炉停止成功)を想定</p> <p>・「過熱器での小規模漏洩の事象拡大」及び「過熱器での大規模漏洩、圧力放出失敗、assembly 伝播」を想定</p> <p>・アルゴン加圧による「Primary tank」の破裂（直接損傷事象、構造物の破損）を想定</p>	<p>・「常陽」においては、原子炉容器の支持構造が地震によって損傷する事象に相当すると考えられ、このような事象に対しては、大規模損壊対策を講じるものとし、事象の進展に応じて、格納容器破損防止措置(コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による損傷炉心物質の安全容器内保持・冷却)を可能な限り活用し対応する。</p> <p>・本事象は、原子炉を停止する過程での炉心損傷と解釈され、「常陽」では1次主循環ポンプ軸固着を起因として急速に炉心流量が低下する事故シーケンスを ULOF の事象グループに含めており、ULOF の事象グループにおいて、相当する厳しさの事故シーケンスを対象にしている。</p> <p>・これらの事象は、水・蒸気系を有さない「常陽」には存在しない機器での異常であることから想定は不要と判断した。</p> <p>・本事象は、ループ型の「常陽」には存在しない機器での異常であることから想定は不要と判断した。</p> <p>・仮に、原子炉カバーガス等のバウンダリにおいて、アルゴン加圧が生じたとしても安全板を通じた排気によって過圧が防止され、原子炉冷却材バウンダリの破損や破裂は生じない。</p>