

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）

第 53 条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）

（その 1：多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象への
対応を除く。）

2023 年 1 月 17 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所高速実験炉部

第 53 条：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（その 1）

目 次

1. 要求事項の整理
2. 設置許可申請書における記載
3. 設置許可申請書の添付書類における記載
 - 3.1 安全設計方針
 - 3.2 気象等
 - 3.3 設備等
4. 要求事項への適合性
 - 4.1 安全評価に関する基本方針
 - 4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定の基本的事業の考え方
 - 4.3 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
 - 4.3.1 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の選定
 - 4.3.1.1 選定の手順
 - 4.3.1.2 事象グループの選定
 - 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
 - 4.3.2 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
 - 4.3.2.2 解析に当たって考慮する事項
 - 4.3.2.3 有効性評価における解析の条件設定の方針
 - 4.3.2.4 解析の実施方針
 - 4.3.2.5 有効性評価に使用する計算コード
 - 4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定
 - 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
 - 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
 - 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
 - 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
 - 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
 - 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
 - 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
 - 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
 - 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
 - 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
 - 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

- 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
- 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
- 4.3.3.14 全交流動力電源喪失事故
- 4.3.3.15 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故
- 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
 - 4.4.2 使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故
- 4.5 要求事項（試験炉設置許可基準規則第53条）への適合性説明

(別紙)

- 別紙 1 : 「常陽」の深層防護の基本的な考え方及び全体像
- 別紙 2-1 : 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の選定
- 別紙 2-2 : 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
- 別紙 3 : 解析にあたって考慮する事項
- 別紙 4 : 有効性評価における解析条件の設定
- 別紙 5 : 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使用する計算コード
- 別紙 6 : 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る資機材及び手順
- 別紙 7-1 : 制御棒の落下速度による影響評価
- 別紙 7-2 : BDBA 評価における破損箇所及び破損規模の想定について
- 別紙 7-3 : LF 時の燃料破損検出時の原子炉停止と放射性物質の閉じ込め・貯留の手順
- 別紙 7-4 : 炉心燃料集合体の瞬時完全閉塞について
- 別紙 7-5 : LF の格納容器破損防止措置の有効性評価
- 別紙 8-1 : ボイド反応度が正となる領域と事象推移への影響
- 別紙 8-2 : 最終的即発臨界超過に至るまでの炉心物質挙動の視覚的説明
- 別紙 8-3 : 固体粒子の存在による炉心物質の実効的な粘性の増加を考慮した場合の事象推移
- 別紙 8-4 : 遷移過程解析における炉心物質の流動性とその影響について
- 別紙 8-5 : 高速炉燃料ペレットの急速加熱時の過渡挙動について
- 別紙 8-6 : 損傷燃料のデブリ化に対する炉外試験データの適用性について

- 別紙 8-7 : FCI 試験におけるナトリウム温度条件と粒径の関係
- 別紙 8-8 : デブリベッドの冷却性解析におけるデブリベッドの性状
- 別紙 8-9 : プラグ応答に関わる機械的応答過程解析の具体的内容について
- 別紙 8-10 : 高速炉における FCI 現象について
- 別紙 8-11 : 原子炉容器の歪みの判断基準 (10%) の設定について
- 別紙 8-12 : 格納容器応答過程における放熱等の解析条件及びセシウム挙動の評価方法について
- 別紙 8-13 : ULOF 時の中央制御室の実効線量の評価
- 別紙 8-14 : SAS4A の妥当性確認で抽出された不確かさの影響評価の詳細について
- 別紙 8-15 : 燃料の分布等を踏まえた燃料凝集率と反応度挿入率の評価について
- 別紙 8-16 : 即発臨界超過に伴う放出エネルギー評価に係る想定条件の保守性・妥当性について
- 別紙 8-17 : SIMMER による遷移過程解析における、燃料粒子径等の解析条件の即発臨界超過への影響、及び炉心物質質量の変化について
- 別紙 8-18 : 高速炉重大事故時の即発臨界超過現象における非線形性の影響評価
- 別紙 8-19 : 遷移過程解析及び機械的エネルギー発生の解析における FCI 実験からの知見の適用性
- 別紙 8-20 : 遷移過程解析における不確かさ影響評価の保守性について
- 別紙 8-21 : 重力コンパクションによる簡易評価と遷移過程解析基本ケースとの反応度挿入率の違いについて
- 別紙 8-22 : 再配置・冷却過程における損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさ及びその影響評価について
- 別紙 8-23 : デブリベッドの冷却性評価における粒子径の評価方法とその影響について
- 別紙 8-24 : FLUENT 解析に与える損傷炉心物質から周囲への熱流束の設定について
- 別紙 8-25 : FLUENT 解析における解析体系及び境界条件の設定について
- 別紙 8-26 : 機械的エネルギー発生の解析における (初期熱エネルギーの不確かさ以外の) 解析パラメータの不確かさの影響について
- 別紙 8-27 : 機械的エネルギー発生の解析におけるエネルギー散逸について
- 別紙 8-28 : 機械的エネルギー発生に係る極短時間挙動の解析への SIMMER の適用性について
- 別紙 8-29 : プラグ応答解析における FCI 挙動の不確かさの影響について

別紙 8-30 : 外部電源喪失に起因する事故及びポンプ軸固着に起因する事故におけるナトリウム噴出の解析結果に差異が生じた理由

別紙 8-31 : UTOP 事象推移全体が ULOF に包絡されることについて

別紙 8-32 : UTOP 遷移過程解析における炉心下部等での FCI 挙動の不確かさ影響について

別紙 8-XX : 崩壊熱除去機能喪失型の事故シーケンスの格納容器破損防止措置の有効性評価の関係

別紙 8-33 : LORL 及び PLOHS の炉内事象過程における事象推移の扱いに関する考え方

別紙 8-34 : 損傷炉心物質の安全容器移行後の臨界性について

別紙 8-35 : BDBA における敷地周辺の実効線量の評価

別紙 8-XX : 再配置・冷却過程の初期温度について

別紙 9-1 : 第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物のリスクについて

別紙 9-2 : 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の拡大を防止するための措置に使用する設備等（資機材）の仕様等

別紙 9-3 : 水冷却池に水を供給するための措置の概要

別紙 9-4 : 水冷却池の水位の変化に係る評価条件

別紙 9-5 : 水冷却池の水位の基準の設定

(添付)

添付 1 : 設置許可申請書における記載

添付 2 : 設置許可申請書の添付書類における記載（安全設計）

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 4 : 設置許可申請書の添付書類における記載（設備等） 一部、抜粋

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の資機材及び手順

目 次

1. 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る資機材に対する設計方針
2. 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る資機材
 - 2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）に係る資機材
 - 2.2 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）に係る資機材
 - 2.3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）に係る資機材
 - 2.4 局所的燃料破損（LF）に係る資機材
 - 2.5 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）に係る資機材
 - 2.6 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）に係る資機材
 - 2.7 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）に係る資機材
3. 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順
 - 3.1 各事象に共通の手順
 - 3.2 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）に対する手順
 - 3.3 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）に対する手順
 - 3.4 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）に対する手順
 - 3.5 局所的燃料破損（LF）に対する手順
 - 3.6 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）に対する手順
 - 3.7 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）に対する手順
 - 3.8 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）に対する手順

1. 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る資機材に対する設計方針

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る資機材（以下「資機材」という。）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とともに、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ことにより、地震や火災による損傷を防止することを基本とする。また、電源を必要とする資機材は、非常用電源設備より給電する。

なお、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に基づき、資機材のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故の想定において、故障を想定した資機材を除き、資機材の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び液位等）が確認できた場合には、その機能に期待できるものとする。【別添 6-1：設計基準事故対処設備等を BDBA に対する措置として使用する場合の信頼性について】

2. 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る資機材

第 2.1 図に炉心損傷防止措置に係る主な資機材及び手順を、第 2.2 図に格納容器破損防止措置に係る主な資機材及び手順を示す。【別添 6-2：炉心損傷の推移、監視、措置の判断について】

事象グループ	評価事故シナケンス	炉心損傷防止措置	主な資機材 ()内：主な関連系	手順 下線：自主対策
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畳事故 (ULOF (i))	代替原子炉トリップ信号※ 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 ※ 1次主循環ポンプトリップ	代替原子炉トリップ信号※検出器、計測装置 後備炉停止系用論理回路 後備炉停止制御棒 後備炉停止系による原子炉自動停止 計測装置 関連するプロセス計装検出器、計測装置 (非常用電源設備) (圧縮空気供給設備) ※ 1次主循環ポンプトリップ	後備炉停止系による原子炉自動停止時手順 原子炉手動停止手順 (1~3) *1 ①手動スクラムによる停止 ②手動操作による制御棒、後備炉停止制御棒保持電磁石の励磁断 ③手動操作による制御棒、後備炉停止制御棒の駆動機構による挿入 上記の自主対策は、炉心損傷防止措置の機能を喪失したと判断した場合に、炉心の状態によらず、①~③の順に実施する。
	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 (ULOF (iii))	1次主循環ポンプトリップ	同上	同上
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畳事故 (UTOP (i))	代替原子炉トリップ信号※ 制御棒連続引抜き阻止インターロック 上記以外は、ULOFに同じ ※ 原子炉出口冷却材温度高	代替原子炉トリップ信号※検出器、計測装置 制御棒連続引抜き阻止インターロック 上記以外は、ULOFに同じ ※ 原子炉出口冷却材温度高	同上
	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 (UTOP (ii))	代替原子炉トリップ信号※ 上記以外は、ULOFに同じ ※ 原子炉出口冷却材温度高	代替原子炉トリップ信号※検出器、計測装置 上記以外は、ULOFに同じ ※ 原子炉出口冷却材温度高	同上
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畳事故 (ULOHS (i))	代替原子炉トリップ信号※ 上記以外は、ULOFに同じ ※ 原子炉出口冷却材温度高	代替原子炉トリップ信号※検出器、計測装置 上記以外は、ULOFに同じ ※ 原子炉出口冷却材温度高	上記に加え、2次冷却材ナトリウム漏えい時の手順
	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 (ULOHS (iii))	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	遅発中性子法燃料破損検出設備 (一式)	燃料破損検知時原子炉手動スクラム手順 原子炉手動停止手順 (1~2) *2 ①手動操作による制御棒又は後備炉停止制御棒保持電磁石の励磁断 ②手動操作による制御棒、後備炉停止制御棒の駆動機構による挿入 * 1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順 *3
局所的燃料破損 (LF)	冷却材管路閉塞 (千鳥格子状) 事故			

以下の自主対策は、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。
*1：本操作は運転員が中央制御室で数分以内に実施できるため、炉心の著しい損傷を防止できる可能性があるが、操作に時間を要する可能性を考慮し、自主対策としていない。なお、炉心損傷の防止に間に合わない場合でも、炉心の出力を低下させ、影響を緩和する手段となり得る。
*2：原子炉手動スクラムにより炉心の著しい損傷は防止されるが、安全性向上のために、原子炉の出力を低下させる手順を整備する。
*3：炉心の著しい損傷は防止されるため、多量の放射性物質の放出は防止されるが、安全性向上のために、放射性物質の放出経路を閉止する手順を整備する。

第 2.1 図 炉心損傷防止措置に係る主な資機材及び手順 (1/3)

事象グループ	評価事故シーケンス	炉心損傷防止措置	主な資機材 () 内：主な関連系	手順 下線：自主対策
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(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重量事故(LORL(i))	<ul style="list-style-type: none"> 冷却材の安全容器内保持 補助冷却設備による強制循環冷却 	<ul style="list-style-type: none"> 安全容器 補助冷却設備※ (原子炉容器器液面計検出器、計測装置) (非常用電源設備) (補機冷却設備) ※原子炉容器器液面低信号により、自動起動する。	<ul style="list-style-type: none"> 安全容器内の1次主冷却系の配管(内管及び外管)の破損が重量した場合の補助冷却設備による崩壊熱除去手順 補助冷却設備の起動起動手順※1 上記の自主対策は、炉心損傷防止措置(補助冷却設備による強制循環冷却)の機能を喪失したと判断した場合に実施する(LORL(ii)も同じ)。
	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(LORL(ii))	<ul style="list-style-type: none"> 主冷却系サイフォンブ레이크による冷却材の保持 補助冷却設備による強制循環冷却 	<ul style="list-style-type: none"> 主冷却系サイフォンブ레이크 補助冷却設備※ (原子炉容器器液面計検出器、計測装置) (非常用電源設備) (補機冷却設備) ※原子炉容器器液面低信号により、自動起動する。	<ul style="list-style-type: none"> 安全容器外の1次主冷却系の配管(内管及び外管)の破損が重量した場合の補助冷却設備による崩壊熱除去手順 補助冷却設備の起動起動手順※1
	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(LORL(iii))	<ul style="list-style-type: none"> 1次補助冷却系サイフォンブ레이크による冷却材の保持 主冷却系(2ループ)による自然循環冷却 	<ul style="list-style-type: none"> 1次補助冷却系サイフォンブ레이크※ 1次主冷却系、2次主冷却系 関連するプロセス計装検出器、計測装置 (原子炉容器器液面計検出器、計測装置) (非常用電源設備) (圧縮空気供給設備) ※原子炉容器器液面低及び1次補助冷却系ナトリウム漏えい信号等により、1次補助冷却系サイフォンブ레이크が自動動作する。	<ul style="list-style-type: none"> 1次補助冷却系の配管(内管及び外管)の破損が重量した場合の自然循環による崩壊熱除去手順 ①1次主冷却系の強制循環機能の復旧手順※1 ②1次補助冷却系の手動サイフォンブ레이크及び原子炉容器器出入口弁閉止手順※2 ②の自主対策は、1次補助冷却系サイフォンブ레이크に異常が認められた場合に実施する。

以下の自主対策は、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。

*1：強制循環機能喪失の要因によっては、機能を復旧できる可能性があるため、自主対策として実施する。

*2：本操作を実施すれば液位を確保できるため、1次補助冷却系(自動)サイフォンブ레이크による液位確保機能に加えて、信頼性向上のためのバックアップの位置付けて整備する。

第2.1 図 炉心損傷防止措置に係る主な資機材及び手順 (2/3)

事象グループ	評価事故シーケンス	炉心損傷防止措置	主な資機材 () 内：主な関連系	手順 下線：自主対策
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、崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)	外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故 (PLOHS (i))	・主冷却系 (2ループ) による自然循環冷却	・ 1次主冷却系、2次主冷却系 ・ 関連するプロセス計装検出器、計測装置 (非常用電源設備) (圧縮空気供給設備)	・ 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の自然循環 (2ループ) による崩壊熱除去手順 ・ ①強制循環機能の復旧手順*1 ・ ②原子炉容器外面冷却手順*2 ②の自主対策は、炉心損傷防止措置の機能を喪失したと判断した場合に実施する。 ・ 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の自然循環 (1ループ) による崩壊熱除去手順 ・ 2次冷却材ナトリウム漏えい時手順 ・ ①強制循環機能の復旧手順*1 ・ ②原子炉容器外面冷却手順*2 ②の自主対策は、炉心損傷防止措置の機能を喪失したと判断した場合に実施する。
	2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故 (PLOHS (ii))	・主冷却系 (1ループ) による自然循環冷却		
交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)	交流動力電源喪失及び外部電源喪失及びティー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	・ 1次主冷却系、2次主冷却系 ・ 関連するプロセス計装検出器、計測装置 ・ 仮設発電機 ・ 仮設計器 (燃料油運搬設備) (非常用電源設備) (圧縮空気供給設備)	・ 交流動力電源喪失時の自然循環 (2ループ) による崩壊熱除去手順 ・ 手動による崩壊熱除去手順 (仮設発電機又は仮設計器による監視を含む。) *3 ・ ティーセル発電機機能の復旧手順*4

以下の自主対策は、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。

*1：強制循環機能喪失の要因によっては、機能を復旧できる可能性があるため、自主対策として実施する。

*2：本操作を実施すれば炉心損傷を防止できるため、主冷却系による炉心損傷防止措置に加えて、信頼性向上のためのバックアップの位置付けで整備する。

*3：全交流動力電源喪失時であっても崩壊熱の除去に必要な機能は喪失しない設計とするが、全交流動力電源喪失が長期化し、駆動源や監視系の電源が枯渇した場合の対応の信頼性向上のために、主冷却機ベーン等の手動操作、仮設発電機等を用いた監視等の手順を整備する。

*4：ティール発電機機能喪失の要因によっては、機能を復旧できる可能性があるため、自主対策として実施する。

第 2.1 図 炉心損傷防止措置に係る主な資機材及び手順 (3/3)

事象グループ	評価事故シナケンス	格納容器破損防止措置	主な資機材 ()内：主な関連系	手順 下線：自主対策
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畳事故 (ULOF (i))	<ul style="list-style-type: none"> 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 回転ブ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) 	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系強制循環設備 2次主冷却系自然循環 原子炉容器、回転ブラグ (非常用電源設備) (圧縮空気供給設備) 	<ul style="list-style-type: none"> 損傷炉心物質の原子炉容器内冷却手順 格納容器自動アイソレーション手順 1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順*1 格納容器手動アイソレーション手順*2
	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 (ULOF (iii))			
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保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故 (UTOP (ii))			
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畳事故 (ULOHS (i))			
	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 (ULOHS (ii))			
	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 (ULOHS (iii))			
局所的燃料破損 (LF)	冷却材管路閉塞 (千鳥格子状) 事故	ULOF及びUTOPに同じ	同左	同左

以下の自主対策は、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。
*1：格納容器アイソレーションにより、多量の放射性物質の放出は防止されるが、安全性向上のために、放射性物質の放出経路を閉止する手順である。
*2：格納容器アイソレーションは自動で動作するが、自動アイソレーションに加えて、信頼性向上のためのバックアップの位置付けて整備する。
*3：本操作は現場対応班員が原子炉格納容器内で実施する手順であり、操作に時間を要する可能性を考慮し、自主対策として講じる。なお、炉心損傷防止措置の機能を喪失しても高温での安定状態に移行するため、操作を実施するための時間は確保される。

第 2.2 図 格納容器破損防止措置に係る主な資機材及び手順 (1/3)

事象グループ	評価事故シナシス	格納容器破損防止措置	主な資機材 () 内：主な関連系	手順 下線：自主対策
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(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重量事故(LORL(i))	<ul style="list-style-type: none"> 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 安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧の防止 ナトリウム流出位置(安全板設置位置：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 	<ul style="list-style-type: none"> コンクリート遮へい体冷却系 安全容器 1次アルゴンガス系安全板 ヒートシンク材・断熱材(非常用電源設備)(補機冷却設備) 	<ul style="list-style-type: none"> 安全容器内の1次主冷却系の配管(内管及び外管)の破損が重量した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順 格納容器自動アイソレーション手順 1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順*1 格納容器手動アイソレーション手順*2
	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(LORL(ii))	<ul style="list-style-type: none"> コンクリート遮へい体冷却系を用いた原子炉容器外面冷却による炉心損傷の防止 	<ul style="list-style-type: none"> コンクリート遮へい体冷却系 予熱窒素ガス系(非常用電源設備)(補機冷却設備) 	<ul style="list-style-type: none"> 安全容器外の1次主冷却系の配管(内管及び外管)の破損が重量した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順 格納容器自動アイソレーション手順 格納容器手動アイソレーション手順*2
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(LORL(iii))	<ul style="list-style-type: none"> 受動的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 	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系、2次主冷却系 関連するプロセス計装検出器、計測装置(非常用電源設備)(圧縮空気供給設備) 	<ul style="list-style-type: none"> 1次補助冷却系の配管(内管及び外管)の破損が重量した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順 格納容器自動アイソレーション手順 ①格納容器手動アイソレーション手順*2 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手順*3 ②の自主対策は、主冷却系(1ループ)による自然循環冷却機能を喪失したと判断した場合に実施する。 	

以下の自主対策は、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。

*1：格納容器アイソレーションにより、多量の放射性物質の放出は防止されるが、安全性向上のために、放射性物質の放出経路を閉止する手順である。

*2：格納容器アイソレーションは自動で動作するが、自動アイソレーションに加えて、信頼性向上のためのバックアップの位置付けで整備する。

*3：本操作を実施すれば炉心損傷を防止できるため、主冷却系による措置に加えて、信頼性向上のためのバックアップの位置付けで整備する。

第 2.2 図 格納容器破損防止措置に係る主な資機材及び手順 (2/3)

事象グループ	評価事故シナケンス	格納容器破損防止措置	主な資機材 () 内：主な関連系	手順 下線：自主対策
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循環熱除去機能喪失 (PLOHS)	外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重量事故 (PLOHS (i))	<ul style="list-style-type: none"> 受動的安特性を活用した主冷却系 (1 ループ) による自然循環冷却 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 安全板による原子炉冷却材ハウジングの過圧の防止 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 	<ul style="list-style-type: none"> 1 次主冷却系、2 次主冷却系 関連するプロセス計装検出器、計測装置 (非常用電源設備) (圧縮空気供給設備) コンクリート遮へい体冷却系 安全容器 1 次アルゴンガス系安全板 ヒートシンク材・断熱材 (非常用電源設備) (補機冷却設備) 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重量した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重量した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順 格納容器自動アイソレーション手順 1 次アルゴンガス系の排気側の隔離手順 *1 格納容器手動アイソレーション手順 *2
交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SB0)	交流動力電源喪失及び外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗事故	<ul style="list-style-type: none"> 受動的安特性を活用した主冷却系 (1 ループ) による自然循環冷却 	<ul style="list-style-type: none"> 1 次主冷却系、2 次主冷却系 関連するプロセス計装検出器、計測装置 仮発電機 仮設計器 (燃料油運搬設備) (非常用電源設備) (圧縮空気供給設備) 	<ul style="list-style-type: none"> 交流動力電源喪失時の自然循環 (1 ループ) による崩壊熱除去手順 手動による崩壊熱除去手順 (仮発電機又は仮設計器による監視を含む。) *3 ディーゼル発電機機能の復旧手順 *4

以下の自主対策は、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。

*1：格納容器アイソレーションにより、多量の放射性物質の放出は防止されるが、放射性物質の放出経路を閉止する手順である。

*2：格納容器アイソレーションは自動で動作するが、自動アイソレーションに加えて、信頼性向上のためのバックアップの位置付けで整備する。

*3：交流動力電源喪失が長期化し、駆動源や監視系の電源が枯渇した場合に備え、主冷却機のインレットベーン等の手動操作、仮発電機等を用いた監視等の手順を整備する。

*4：ディーゼル発電機機能喪失の要因によっては、機能を復旧できる可能性があるため、自主対策として実施する。

第 2.2 図 格納容器破損防止措置に係る主な資機材及び手順 (3/3)

2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）に係る資機材

ULOF は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次主冷却系の流量が喪失した後、原子炉の停止に失敗することから、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事象である。

ULOF に対する炉心損傷防止措置は、代替原子炉トリップ信号、後備炉停止系用論理回路及び後備炉停止制御棒による原子炉の停止であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

設計基準事故に対処するための原子炉停止機能は高い信頼性を有する設計とし、【別添 6-3：原子炉停止機能の信頼性について】、かつ、上記の炉心損傷防止措置に係る資機材は、機械的要因等により設計基準事故に対処するための設備と同時に機能を喪失することがない設計とする。【別添 6-4：後備炉停止系の設計について】

- 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、1次主冷却系の流量を増大すると、炉心損傷を回避できる可能性があるため、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。【別添 6-5：冷却材の沸騰回避対策について】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。

ULOF に対する格納容器破損防止措置は、主冷却系による原子炉容器内での損傷炉心物質の冷却・閉じ込め、回転プラグを含む原子炉容器構造による格納容器内へのナトリウムの噴出の防止、格納容器構造によるナトリウム燃焼の影響緩和であり、以下の措置により格納容器の破損を防止する。

- 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。【別添 6-6：1 次アルゴンガス系の隔離弁の閉止の効果及び位置付けについて】
- 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。

ULOF の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第 2.1.1 図に、炉心損傷防止措置の資機材を第 2.1.1 表、格納容器破損防止措置の資機材を第 2.1.2 表に示す。

第 2.1.1 表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉の停止機能	代替原子炉トリップ信号（「1次主循環ポンプトリップ」）	検出器、計測装置	—	後備炉停止系による原子炉自動停止手順（3.2.1節参照）
	後備炉停止系用論理回路	論理回路	非常用電源設備【②】	
	後備炉停止制御棒	後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	—	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉停止後の除熱機能	原子炉停止後の除熱機能（MS-1）の系統	原子炉冷却材バウンダリの一部（1次主冷却系及び原子炉容器）	—	
		1次主循環ポンプボニーモータ	ボニーモータ動力電源【③】 ボニーモータ制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】	
		冷却材バウンダリ	—	
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉の停止機能	手動スクラム	手動スクラムボタン	—	原子炉手動停止手順（3.2.2節参照）
	制御棒、後備炉停止制御棒	保持電磁石励磁スイッチ	—	
	制御棒、後備炉停止制御棒（駆動機構による挿入）	制御棒駆動機構操作スイッチ	非常用電源設備【②】	
		制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管		
核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】		

*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

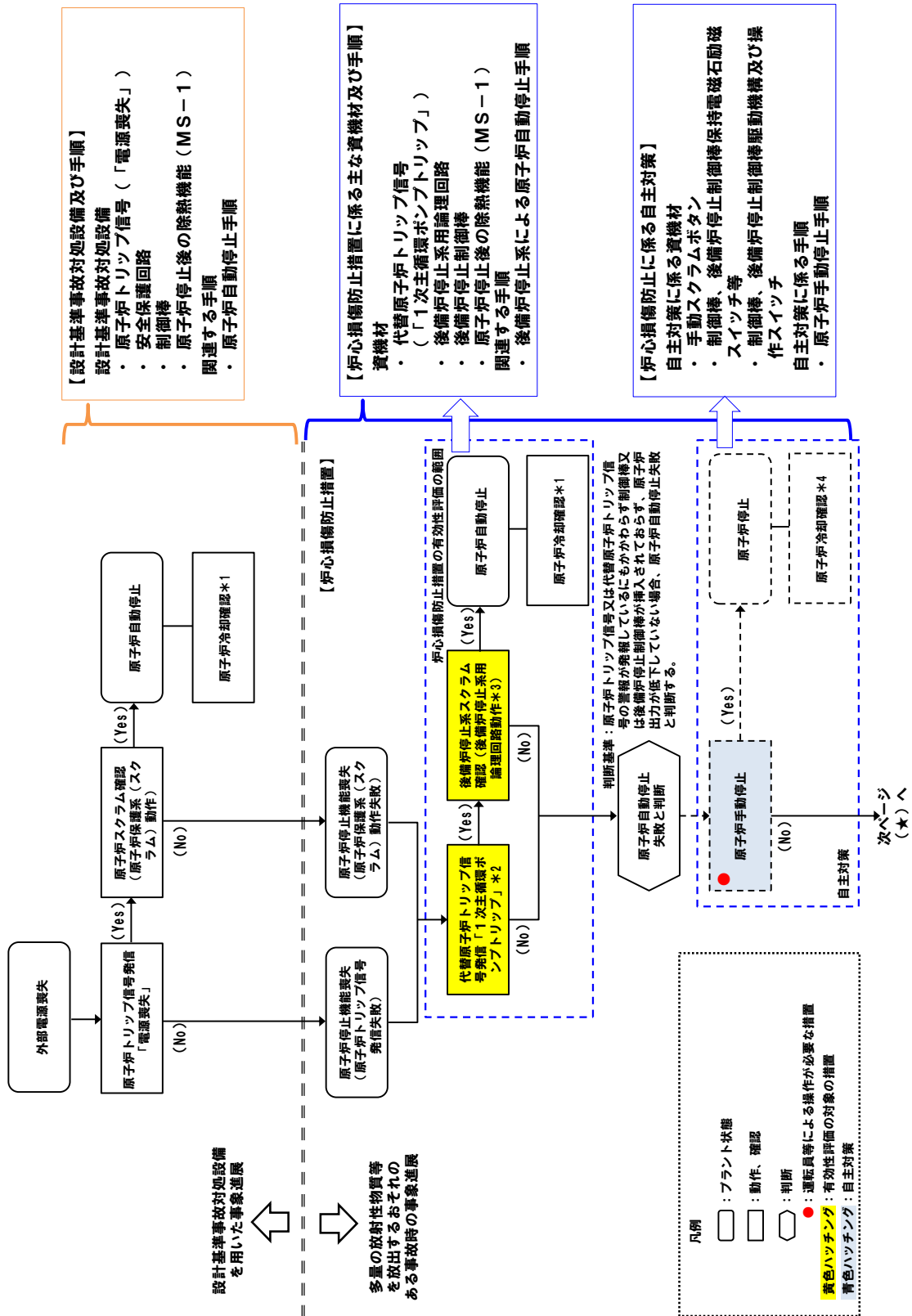
*2：アキュムレータタンクより下流側が対象

第 2.1.2 表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【1】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉容器内での損傷炉心物質の冷却機能	原子炉停止後の除熱機能 (MS-1) の系統	原子炉冷却材バウンダリの一部 (1次主冷却系及び原子炉容器)	—	損傷炉心物質の原子炉容器内冷却手順 (3.2.3 節参照)
		1次主循環ポンプポニーモータ	ポニーモータ動力電源【③】 ポニーモータ制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】	
		冷却材バウンダリ	—	
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
格納容器 (床上) へのナトリウムの噴出防止機能	原子炉カバーガスのバウンダリ	回転プラグ	—	
格納容器外への放射性物質の移行量の低減機能	原子炉カバーガスのバウンダリ	<u>1次アルゴンガス系隔離弁 (排気側)</u>	非常用電源設備【①/③】	格納容器自動アイソレーション手順 (3.2.4 節参照)
	原子炉格納施設	格納容器、格納容器バウンダリに属する配管・弁	非常用電源設備【①/②/③】 圧縮空気供給設備	格納容器手動アイソレーション手順 (3.2.5 節参照)
		<u>手動アイソレーションボタン</u>	—	<u>1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順</u> (3.2.6 節参照)
	プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	

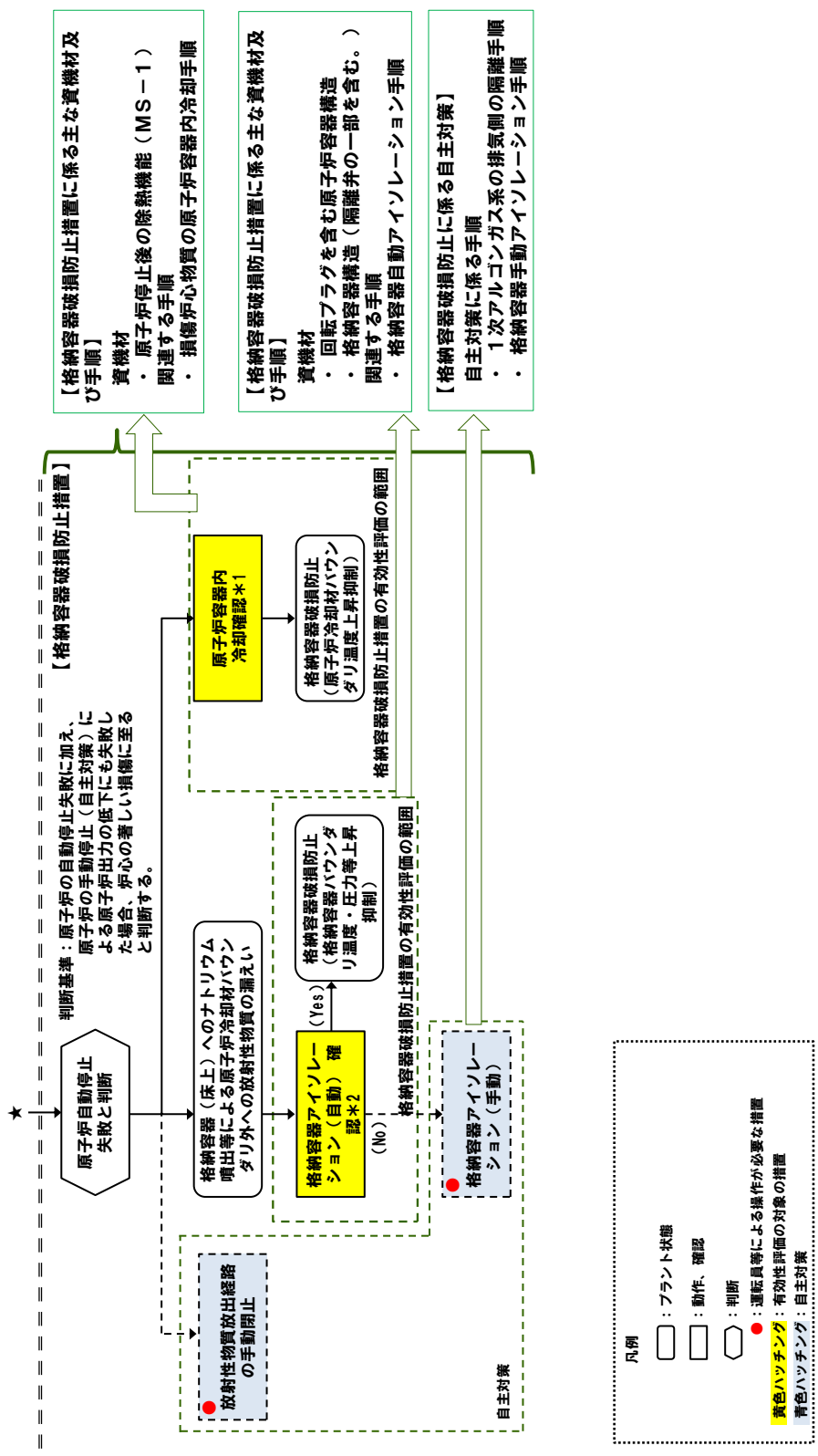
*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

*2：アキュムレータタンクより下流側が対象



*1：炉心（健全）/1次主冷却系（強制循環：低流量）/2次主冷却系（自然循環）/主冷却機（自然通風）
 *2：代替原子炉トリップ信号により原子炉保護系（スクラム）が動作し、原子炉が自動停止する場合がある。
 *3：原子炉トリップ信号により後備炉停止系用論理回路が動作し、原子炉が自動停止する場合がある。
 *4：炉心（健全又は損傷）/1次主冷却系（強制循環：低流量）/2次主冷却系（強制循環/自然循環）/主冷却機（強制通風/自然通風）

第 2.1.1 図 UL0F の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (1/2)



*1：炉心（著しい損傷）/ 2次主冷却系（強制循環/自然循環）/ 主冷却機（強制循環/自然循環）
*2：炉心の著しい損傷、格納容器（床上）へのナトリウム噴出等により、格納容器内の圧力、温度又は床上熱量率が異常に上昇した場合

第 2.1.1 図 ULOF の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (2/2)

2.2 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP) に係る資機材

UTOP は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で過出力となった後、原子炉の停止に失敗することから、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事象である。

UTOP に対する炉心損傷防止措置は、制御棒連続引抜き阻止インターロック (異常事象が制御棒の誤引抜きである場合)、代替原子炉トリップ信号、後備炉停止系用論理回路及び後備炉停止制御棒による原子炉の停止であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

- a. 制御棒連続引抜き阻止インターロック (異常事象が制御棒の誤引抜きである場合) 及び代替原子炉トリップ信号を整備することにより、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。【別添 6-7：制御棒連続引抜き阻止インターロックの設計について】
- 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。

UTOP に対する格納容器破損防止措置は、主冷却系による原子炉容器内での損傷炉心物質の冷却・閉じ込め、回転プラグを含む原子炉容器構造による格納容器内へのナトリウムの噴出の防止、格納容器構造によるナトリウム燃焼の影響緩和であり、以下の措置により格納容器の破損を防止する。

- 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. 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。

UTOP の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第 2.2.1 図に、炉心損傷防止措置の資機材を第 2.2.1 表、格納容器破損防止措置の資機材を第 2.2.2 表に示す。

第 2.2.1 表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉の停止機能	代替原子炉トリップ信号（「原子炉出口冷却材温度高」）	検出器、計測装置	非常用電源設備【②】	後備炉停止系による原子炉自動停止手順（3.2.1 節参照）
	制御棒連続引抜き阻止インターロック	タイマリレー	非常用電源設備【②】	
	後備炉停止系用論理回路	論理回路	非常用電源設備【②】	
	後備炉停止制御棒	後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	—	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉停止後の除熱機能	原子炉停止後の除熱機能（MS-1）の系統	原子炉冷却材バウンダリの一部（1次主冷却系及び原子炉容器）	—	—
		1次主循環ポンプボニーモータ	ボニーモータ動力電源【③】 ボニーモータ制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】	
		冷却材バウンダリ	—	
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉の停止機能	手動スクラム	手動スクラムボタン	—	原子炉手動停止手順（3.2.2 節参照）
	制御棒、後備炉停止制御棒	保持電磁石励磁スイッチ	—	
	制御棒、後備炉停止制御棒（駆動機構による挿入）	制御棒駆動機構操作スイッチ	非常用電源設備【②】	
		制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管		
核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】		

*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

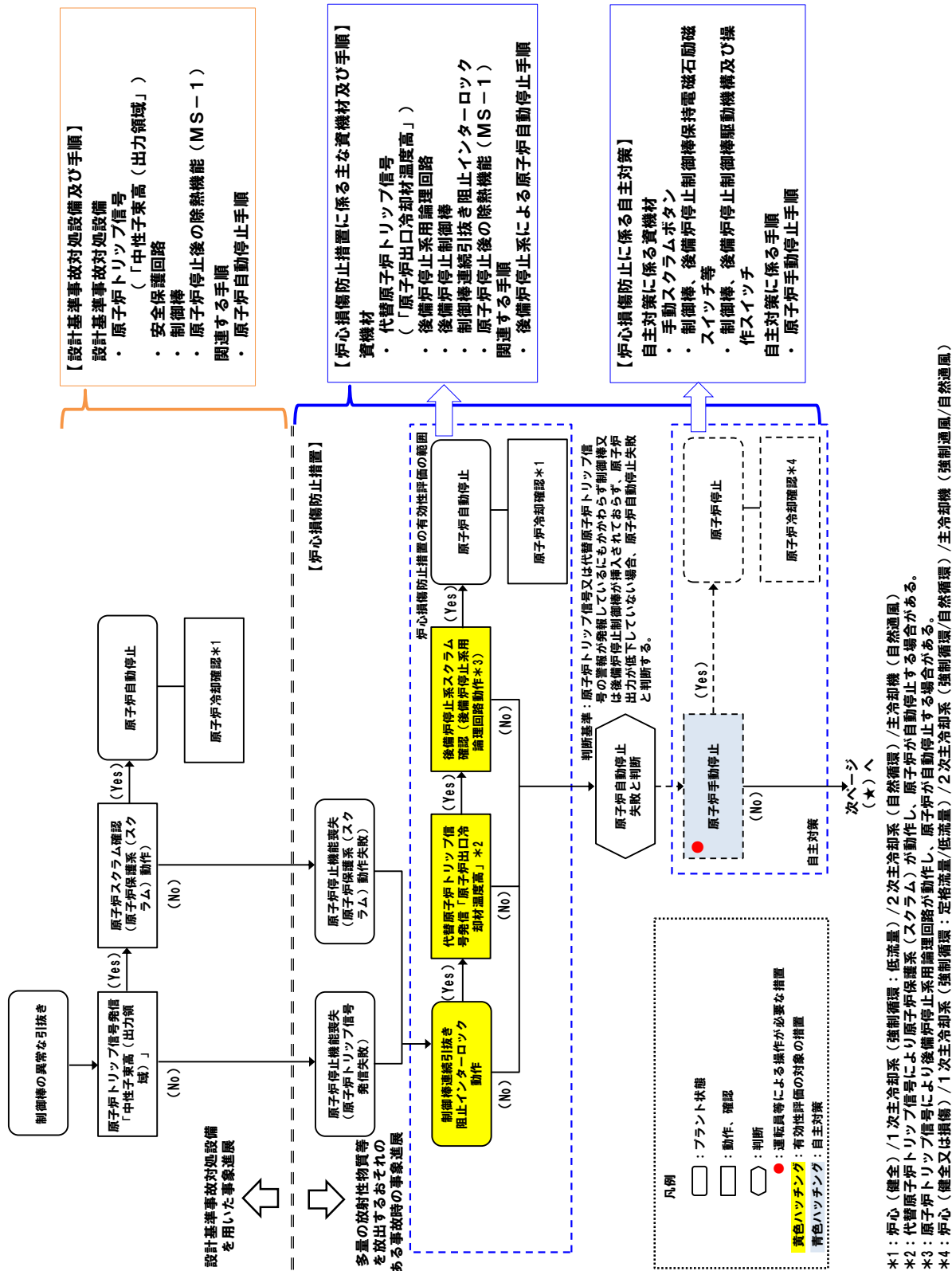
*2：アキュムレータタンクより下流側が対象

第 2.2.2 表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

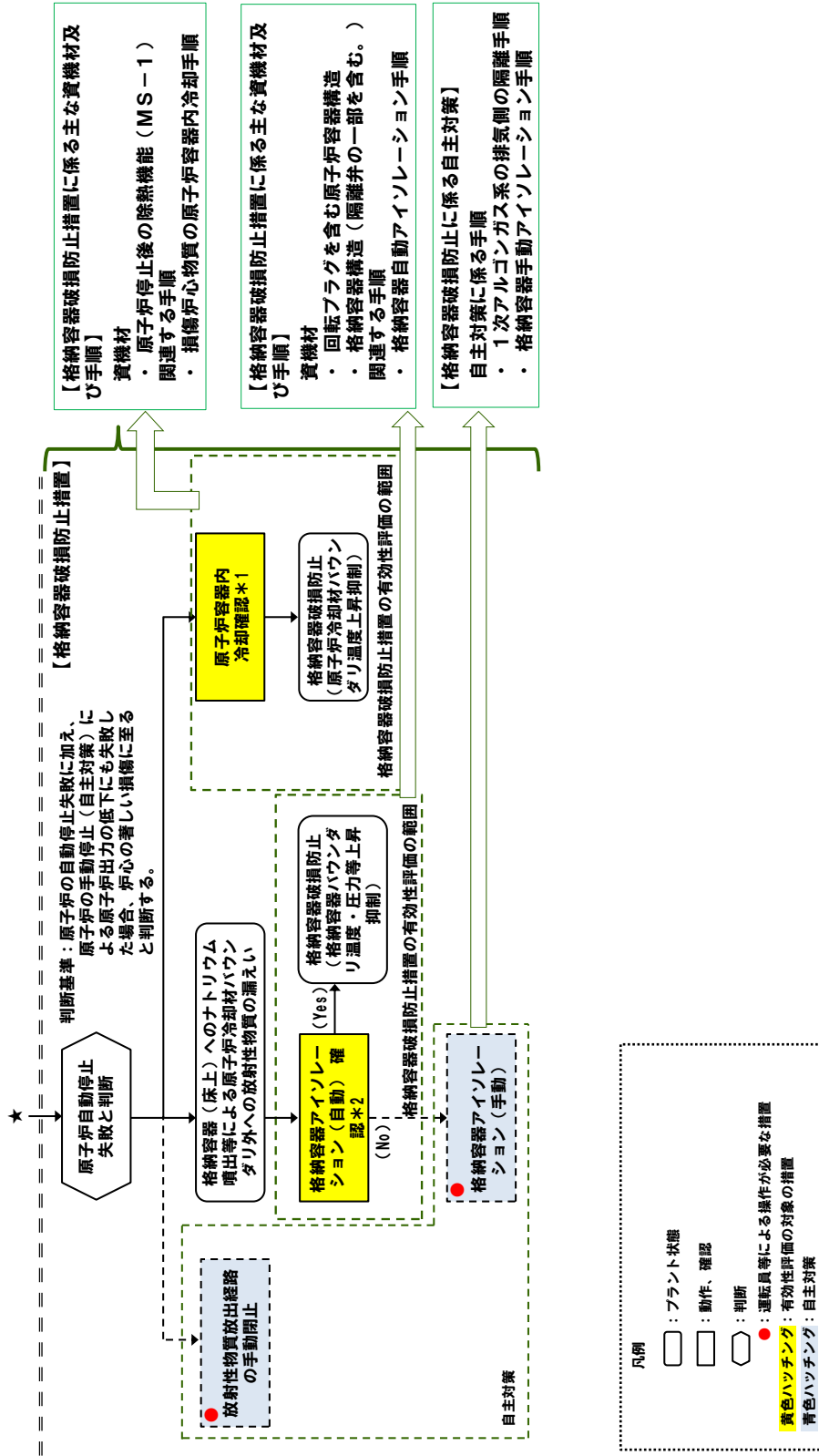
要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉容器内での損傷炉心物質の冷却機能	原子炉停止後の除熱機能 (MS-1) の系統	原子炉冷却材バウンダリの一部 (1次主冷却系及び原子炉容器)	—	損傷炉心物質の原子炉容器内冷却手順 (3.2.3 節参照)
		1次主循環ポンプポニーモータ	ポニーモータ動力電源【③】 ポニーモータ制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】	
		冷却材バウンダリ	—	
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
格納容器 (床上) へのナトリウムの噴出防止機能	原子炉カバーガスのバウンダリ	回転プラグ	—	
格納容器外への放射性物質の移行量の低減機能	原子炉カバーガスのバウンダリ	<u>1次アルゴンガス系隔離弁 (排気側)</u>	非常用電源設備【①/③】	格納容器自動アイソレーション手順 (3.2.4 節参照)
	原子炉格納施設	格納容器、格納容器バウンダリに属する配管・弁	非常用電源設備【①/②/③】 圧縮空気供給設備	格納容器手動アイソレーション手順 (3.2.5 節参照)
		<u>手動アイソレーションボタン</u>	—	<u>1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順</u> (3.2.6 節参照)
	プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	

*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

*2：アキュムレータタンクより下流側が対象



第 2.2.1 図 UTOP の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (1/2)



*1：炉心（著しい損傷）/1次主冷却系（強制循環/自然循環）/主冷却機（強制通風/自然通風）
*2：炉心の著しい損傷、格納容器（床下）へのナトリウム噴出等により、格納容器内の圧力、温度又は床上線量が異常に上昇した場合

第 2.2.1 図 UTOP の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要（2/2）

2.3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）に係る資機材

ULOHS は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で除熱源が喪失した後、原子炉の停止に失敗することから、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事象である。

ULOHS に対する炉心損傷防止措置は、代替原子炉トリップ信号、後備炉停止系用論理回路及び後備炉停止制御棒による原子炉の停止であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

- a. 代替原子炉トリップ信号を整備することにより、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。

ULOHS に対する格納容器破損防止措置は、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低減、主冷却系による原子炉容器内冷却であり、以下の措置により格納容器の破損を防止する。

- 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（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。【別添 6-8：制御棒駆動機構の軸の回転操作の資機材及び手順並びに実現性について】

ULOHS の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第 2.3.1 図に、炉心損傷防止措置の資機材を第 2.3.1 表、格納容器破損防止措置の資機材を第 2.3.2 表に示す。

第 2.3.1 表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉の停止機能	代替原子炉トリップ信号（「原子炉出口冷却材温度高」）	検出器、計測装置	非常用電源設備【②】	後備炉停止系による原子炉自動停止手順（3.2.1 節参照）
	後備炉停止系用論理回路	論理回路	非常用電源設備【②】	
	後備炉停止制御棒	後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	—	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉停止後の除熱機能	原子炉停止後の除熱機能（MS-1）の系統	原子炉冷却材バウンダリの一部（1次主冷却系及び原子炉容器）	—	—
		1次主循環ポンプボニーモータ	ボニーモータ動力電源【③】 ボニーモータ制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】	
		冷却材バウンダリ	—	
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉の停止機能	手動スクラム	手動スクラムボタン	—	原子炉手動停止手順（3.2.2 節参照）
	制御棒、後備炉停止制御棒	保持電磁石励磁スイッチ	—	
	制御棒、後備炉停止制御棒（駆動機構による挿入）	制御棒駆動機構操作スイッチ 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	非常用電源設備【②】	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	

*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

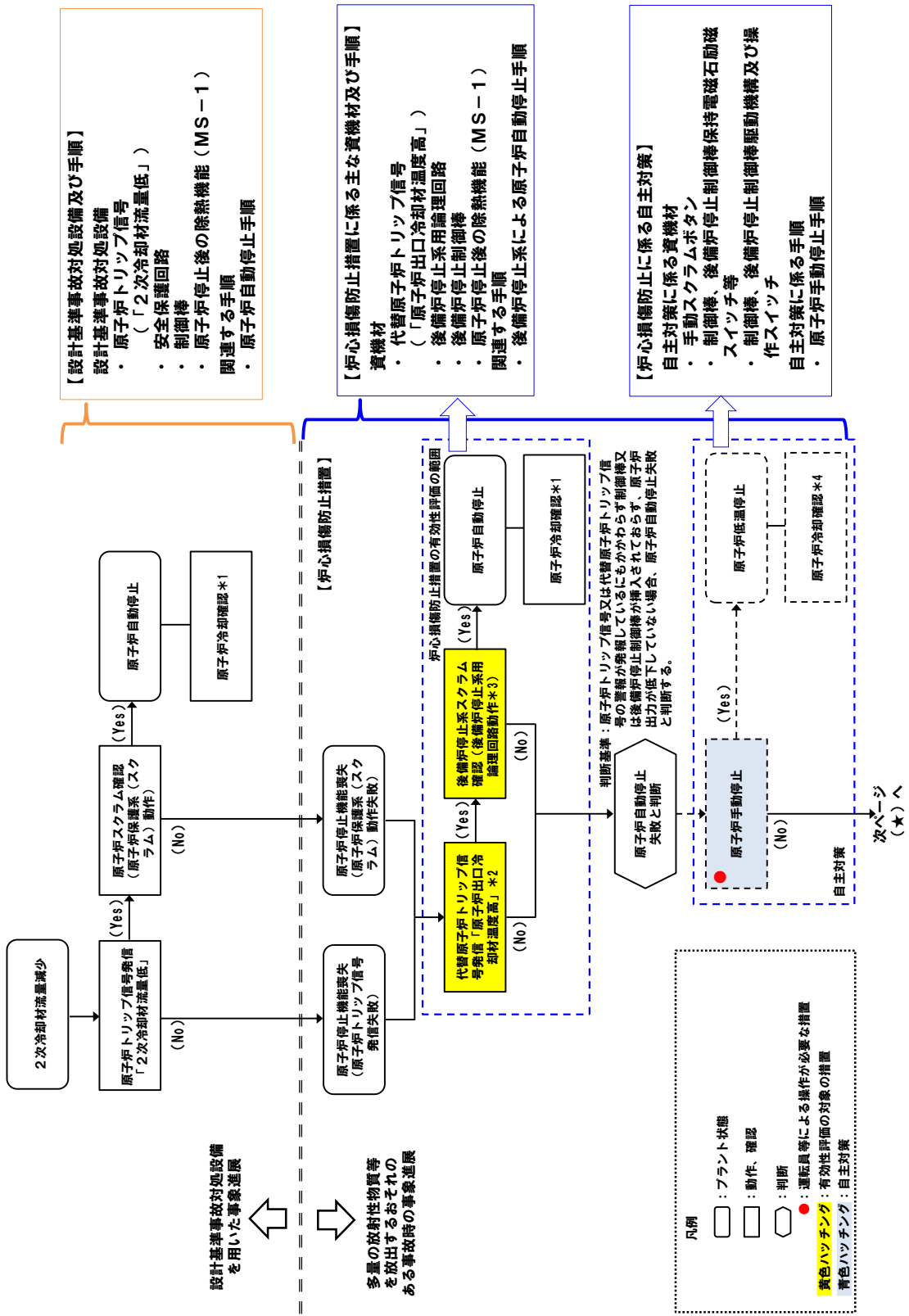
*2：アキュムレータタンクより下流側が対象

第 2.3.2 表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【1】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉の 高温静定状態 への移行	原子炉停止後の除熱 機能 (MS-1) の系 統	原子炉冷却材バ ウンダリの一部 (1次主冷却系 及び原子炉容器)	—	原子炉停止失敗時手 順 (除熱源喪失時) (3.4.1 節参照)
		1次主循環ポン プポニーモータ	ポニーモータ動力電源【③】 ポニーモータ制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット 動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット 制御電源【②】	
		冷却材バウンダ リ	—	
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動 用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御 電源【②】	
	1次主循環ポンプ	1次主循環ポン プ主電動機	主電動機動力電源【常用電源】 主電動機制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット 動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット 制御電源【②】	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉の 停止機能	制御棒駆動機構の軸 の直接回転に必要な 治具	<u>チェーンブロッ ク等</u>	—	<u>制御棒駆動機構の軸 の直接回転による制 御棒挿入手順</u> (3.4.2 節参照)
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	

*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

*2：アキュムレータタンクより下流側が対象



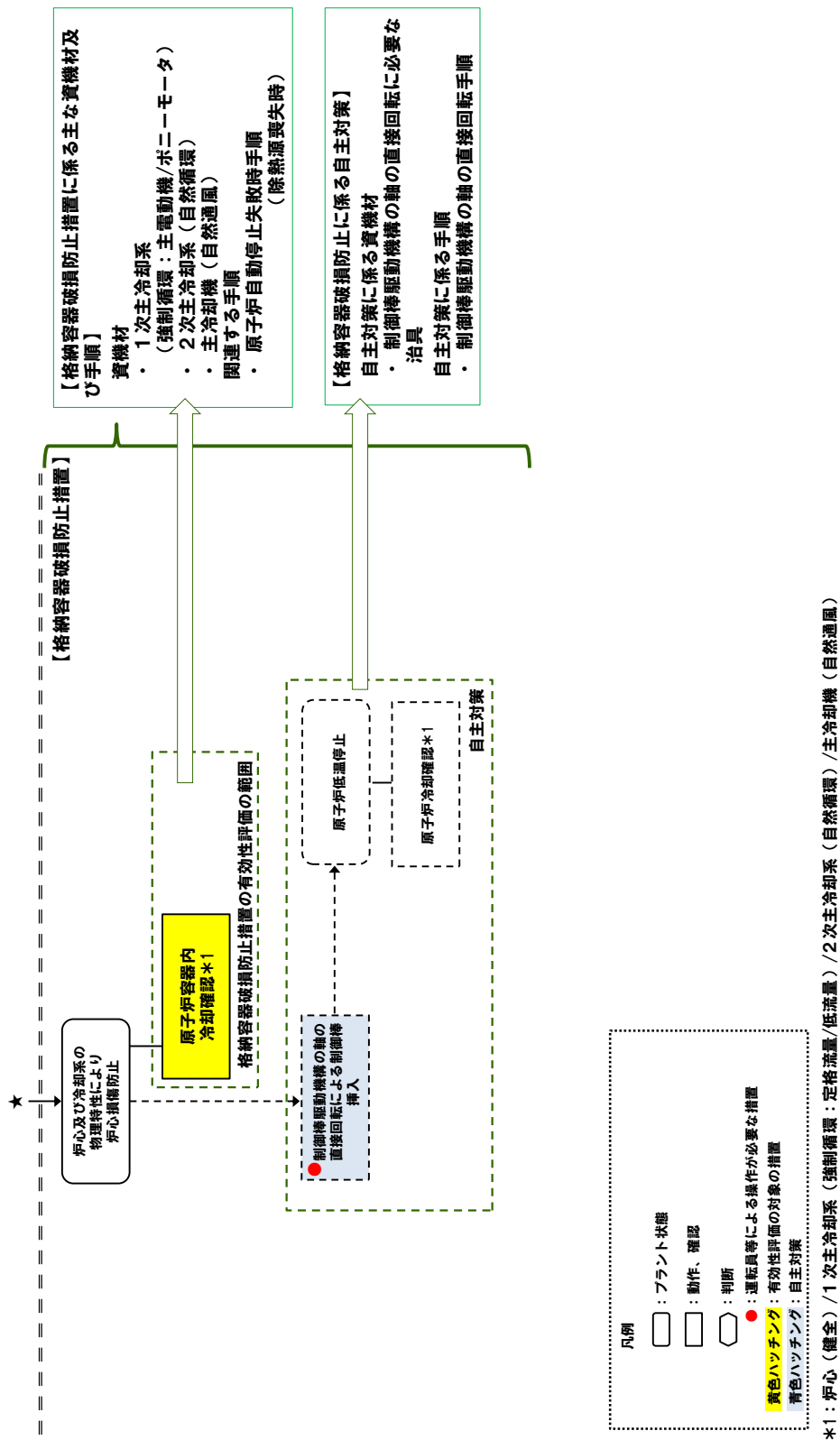
*1: 炉心 (健全) / 1次主冷却系 (強制循環; 低流量) / 2次主冷却系 (自然循環) / 主冷却機 (自然通風)

*2: 代替原子炉トリップ信号により原子炉保護系 (スクラム) が動作し、原子炉が自動停止する場合がある。

*3: 原子炉トリップ信号により後備炉停止系用論理回路が動作し、原子炉が自動停止する場合がある。

*4: 炉心 (健全) / 1次主冷却系 (強制循環; 定格流量/低流量) / 2次主冷却系 (自然循環) / 主冷却機 (自然通風)

第 2.3.1 図 UL0HS の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (1/2)



第 2.3.1 図 UL0HS の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (2/2)

2.4 局所的燃料破損（LF）に係る資機材

LF は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で燃料集合体内の冷却材流路が閉塞する等により、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可能性がある。

LF に対する炉心損傷防止措置は、燃料破損検出系による検出、運転員による原子炉の手動停止であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

- 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、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。
- 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スパイラルワイヤを巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。
- c. 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（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又は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。

LF に対する格納容器破損防止措置は、主冷却系による原子炉容器内での損傷炉心物質の冷却・閉じ込め、回転プラグを含む原子炉容器構造による格納容器内へのナトリウムの噴出の防止、格納容器構造によるナトリウム燃焼の緩和であり、以下の措置により格納容器の破損を防止する。

- 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. 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。

LF の炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第 2.4.1 図に、炉心損傷防止措置の資機材を第 2.4.1 表、格納容器破損防止措置の資機材を第 2.4.2 表に示す。

第2.4.1表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉の停止機能	燃料破損検出系	遅発中性子法検出設備 (検出器、計測装置)	非常用電源設備【②】	燃料破損検知時原子炉手動 スクラム手順
	燃料破損検出系	カバ-ガス法検出設備 (検出器、計測装置)	非常用電源設備【②】	
	手動スクラム	手動スクラムボタン	-	
	制御棒、後備炉停止制御棒	保持電磁石励磁スイッチ	-	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉停止後の除熱機能 (MS-1)の系統	核計装、プロセス計装	原子炉冷却材ハウンダリ	-	燃料破損検知時原子炉手動 スクラム手順
		1次主循環ポンプボニー モータ	ボニーモータ動力電源【③】 ボニーモータ制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】	
		冷却材ハウンダリ	-	
		主冷却機	インレットベ-ン・ダンパ駆動用圧縮空気供 給設備*2 インレットベ-ン・ダンパ制御電源【②】	
		検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉の停止機能	核計装、プロセス計装	制御棒、後備炉停止制御棒	-	原子炉手動停止手順
		制御棒、後備炉停止制御棒 (駆動機構による挿入)	非常用電源設備【②】	
		制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管		
		検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
		核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	

*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

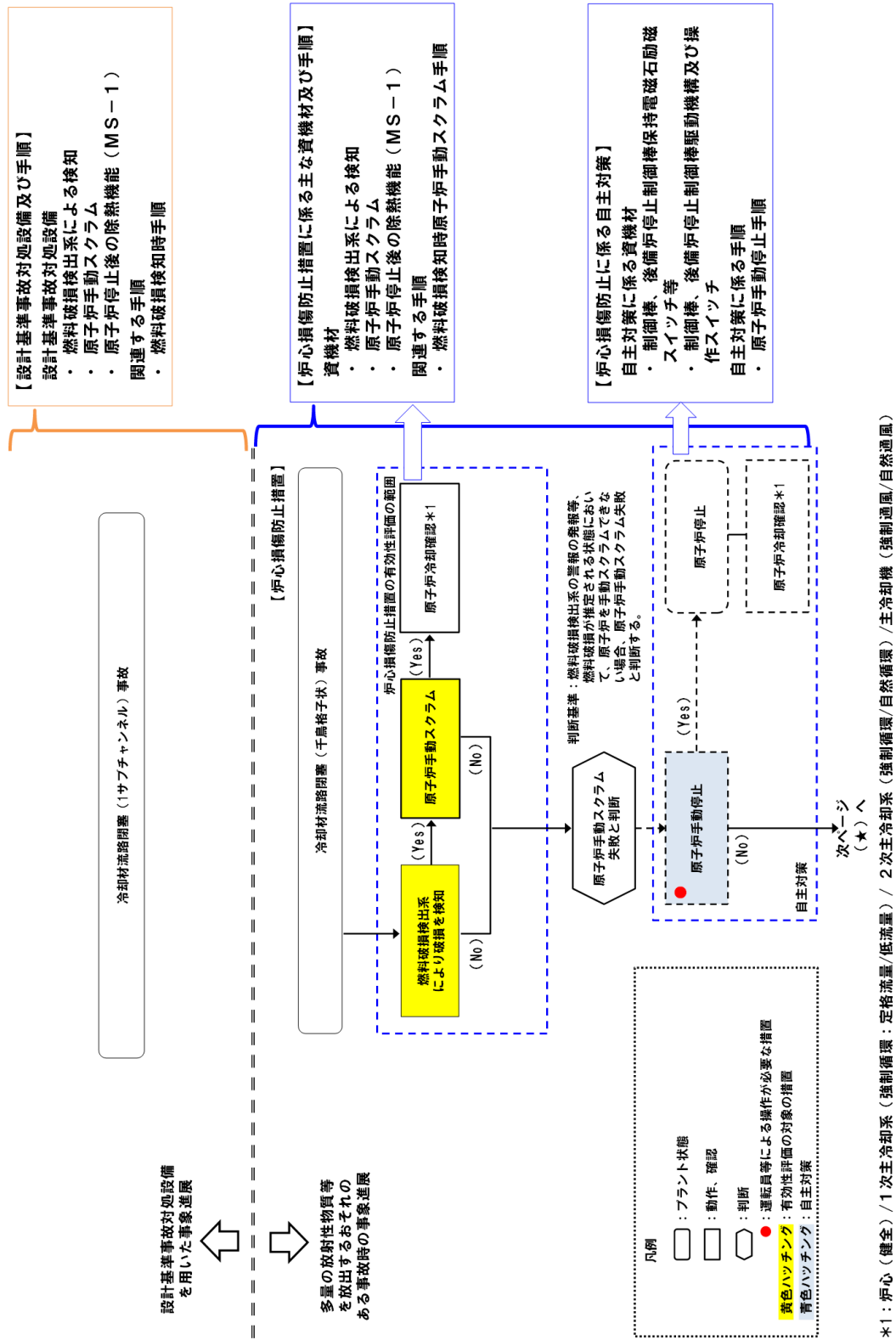
*2：アキウムレクタ-タンクより下流側が対象

第 2.4.2 表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

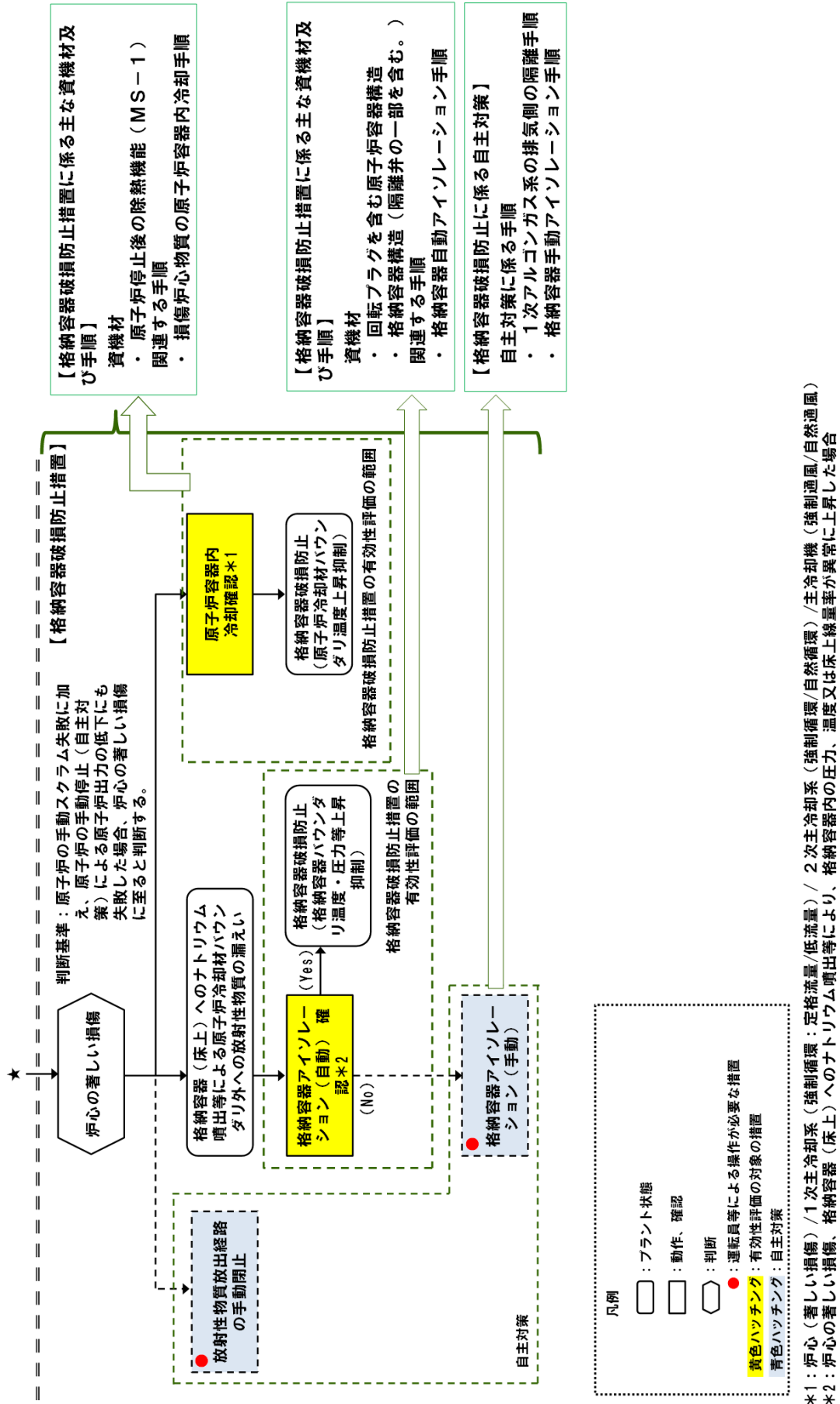
要求機能	資機材		関連設備 【 内：電源供給元*1】	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉容器内での 損傷炉心物質の冷却機能	原子炉停止後の除熱機能 (MS-1)の系統	原子炉冷却材バウンダリ 1次主循環ポンプポニー モータ 冷却材バウンダリ 主冷却機	ポニーモータ動力電源【③】 ポニーモータ制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】 インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】 非常用電源設備【②/③】	損傷炉心物質の原子炉容器 内冷却手順
	格納容器(床上)への ナトリウムの噴出防止機能	検計装、プロセス計装 原子炉カバガス等のパウ ンダリ	検出器、計測装置 回転ブラグ	非常用電源設備【①/③】
格納容器外への放射性物質 の移行量の低減機能	原子炉カバガス等のパウ ンダリ 原子炉格納施設 プロセス計装	1次アルゴンガス系隔離 弁(排気側) 格納容器、格納容器パウ ンダリに属する配管・弁 手動アイソレーションポ タン 検出器、計測装置	非常用電源設備【①/②/③】 非常用電源設備【①/②/③】 圧縮空気供給設備 非常用電源設備【②/③】	

*1:「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

*2: アキウムレータタンクより下流側が対象



第 2.4.1 図 LF の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (1/2)



第 2.4.1 図 LF の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要（2/2）

2.5 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）に係る資機材

LORL に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置は、異常事象の発生箇所（原子炉冷却材バウンダリの破損箇所）により異なるため、以下の事象進展ごとに示す。

- ・安全容器内の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合
- ・安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合
- ・1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合

2.5.1 安全容器内の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合

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（LORL（i））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）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいし液位が喪失した後、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。

LORL（i）に対する炉心損傷防止措置は、安全容器による漏えいした冷却材の保持、炉心冷却に必要な原子炉容器液位の確保及び補助冷却設備による原子炉停止後の崩壊熱の除去であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

- 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。【別添6-9：1次補助冷却系出口配管からの吸い込みに必要な液位とLORL時の液位の関係について】補助冷却設備は、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に備え、原子炉容器のナトリウム液位が通常ナトリウム液位-320mmまで低下した時点で自動起動する設計であるため、配管（外側）からの1次冷却材漏えいの判断に先行して、設計基準事故対処設備（主冷却系）による崩壊熱除去中に起動する。なお、補助冷却設備の運転が、設計基準事故対処設備（主冷却系）による崩壊熱除去を阻害することはない（炉心損傷防止措置の有効性評価参照）。

LORL（i）に対する格納容器破損防止措置は、安全容器による流出した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損傷炉心物質等の冷却、炉心が熔融する過程で、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）の過圧の防止、断熱材及びヒートシンク材により、安全板から流出するナトリウムによる熱的影響の緩和であり、以下の措置により、格納容器の破損を防止する。

- 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等を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。【別添6-10：BDBAの措置におけるコンクリート遮へい体冷却系の位置付けについて】
- 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。【別添 6-11：安全板の動作の信頼性、ヒートシンク材の材料及び設置場所について】

- 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、格納容器(床下)の床面に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。【別添 6-12：漏えいナトリウムの影響の拡大を抑制するための区画化等の対策について】
- e. 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。

LORL (i) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第 2.5.1.1 図に、炉心損傷防止措置の資機材を第 2.5.1.1 表、格納容器破損防止措置の資機材を第 2.5.1.2 表に示す。

第 2.5.1.1 表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
補助冷却設備の運転に必要な冷却材液位の確保機能	原子炉格納施設	安全容器	—	安全容器内の1次冷却管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の補助冷却設備による補修手順
	計測制御系	原子炉容器液面計、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉停止後の除熱機能	補助冷却設備	1次補助冷却系（補助中間熱交換器及び循環ポンプを含む。）	1次補助冷却系電磁ポンプ動力電源【①】 1次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【②/③】 機器冷却ファン動力電源【①】 機器冷却ファン制御電源【①】	
		2次補助冷却系（補助冷却機及び循環ポンプを含む。）	2次補助冷却系電磁ポンプ動力電源【①】 2次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【①/②/③】 2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン動力電源【①】 2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン制御電源【①/②/③】 補助送風機動力電源【①】 補助送風機制御電源【①/②/③】 インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】	
	計測制御系	原子炉容器液面計、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
	プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
	補助冷却設備	循環ポンプ・補助送風機起動スイッチ	非常用電源設備【②/③】	

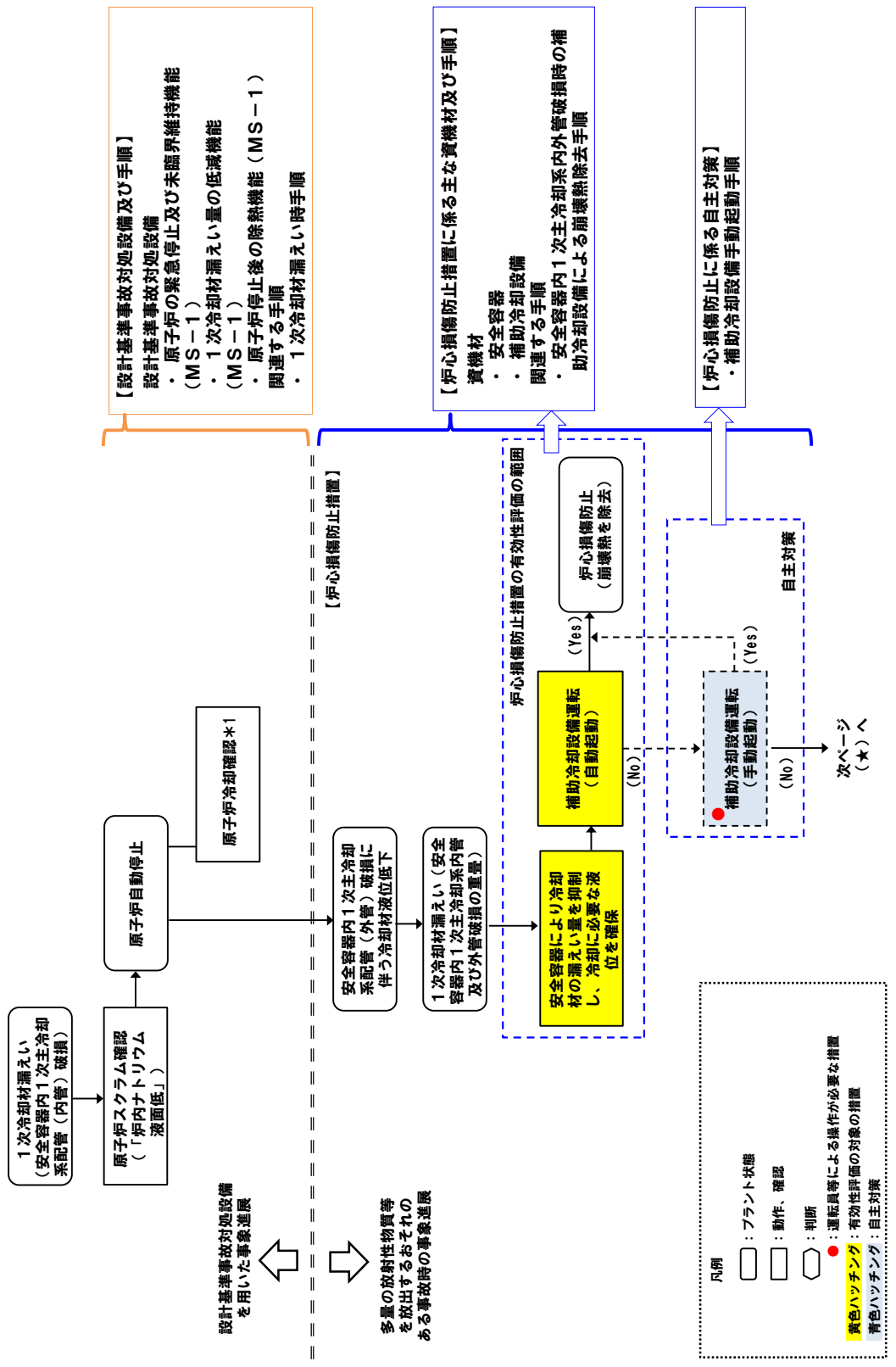
*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

*2：アキウムレクタタンクより下流側が対象

第2.5.1.2表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
安全容器内での損傷炉心物質の冷却機能	原子炉格納施設	安全容器	—	安全容器内の1次主冷却系配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順
	コンクリート遮へい体冷却系	窒素ガスブロワ	窒素ガスブロワ動力電源【①】 窒素ガスブロワ制御電源【①】 ピット部風量調節ダンパ動力電源【②】 ピット部風量調節ダンパ制御電源【②】	
		窒素ガス冷却器	補機系揚水ポンプ動力電源【①】 補機系揚水ポンプ制御電源【①】 補機系冷却塔ブロワ動力電源【①】 補機系冷却塔ブロワ制御電源【①】	
		ベテスタルブースタブロワ	ベテスタルブースタブロワ動力電源【①】 ベテスタルブースタブロワ制御電源【①】	
		窒素ガスダクト	—	
		検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
		安全板	非常用電源設備（作動検知）【③】	
		断熱材及びヒートシシク材	—	
		1次アルゴンガス系	非常用電源設備【①/③】	
		断熱材及びヒートシシク材	非常用電源設備【①/②/③】	
格納容器外への放射性物質の移行量の低減機能	断熱材及びヒートシシク材	断熱材及びヒートシシク材	—	格納容器自動アイソレーション手順 格納容器自動アイソレーション手順 1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順
	原子炉カバーガス等のハウンダリ	1次アルゴンガス系隔離弁（排気側）	非常用電源設備【①/③】	
	原子炉格納施設	格納容器、格納容器ハウンダリに属する配管・弁	非常用電源設備【①/②/③】	
	プロセス計装	手動アイソレーションボタン 検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	

*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」



2.5.2 安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合

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（LORL（ii））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）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいし液位が喪失した後、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。

LORL（ii）に対する炉心損傷防止措置は、主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材の漏えい量の抑制及び炉心冷却に必要な原子炉容器液位の確保並びに補助冷却設備による原子炉停止後の崩壊熱の除去であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

- 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。【別添6-13：1次主冷却系サイフォンブレイク及び1次補助冷却系サイフォンブレイクの成立性について】
- 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。補助冷却設備は、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に備え、原子炉容器のナトリウム液位が通常ナトリウム液位-320mmまで低下した時点で自動起動する設計であるため、配管（外側）からの1次冷却材漏えいの判断に先行して、設計基準事故対処設備（主冷却系）による崩壊熱除去中に起動する。なお、補助冷却設備の運転が、設計基準事故対処設備（主冷却系）による崩壊熱除去を阻害することはない（炉心損傷防止措置の有効性評価参照）。

LORL（ii）に対する格納容器破損防止措置は、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器の外表面冷却による原子炉停止後の崩壊熱除去、格納容器構造による格納容器（床下）に漏えいした冷却材の熱的影響の緩和であり、以下の措置により、格納容器の破損を防止する。

- 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。【別添6-14：原子炉容器外面冷却とナトリウム漏えい箇所との関係について】、【別添6-15：原子炉容器外面冷却に係る窒素ガス流路の切り替え及び冷却水の増大等の手順等について】
- 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。

LORL (ii) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第 2.5.2.1 図に、炉心損傷防止措置の資機材を第 2.5.2.1 表、格納容器破損防止措置の資機材を第 2.5.2.2 表に示す。

第2.5.2.1表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順	
	系統又は機器	機器			
補助冷却設備の運転に必要な冷却材液位の確保機能	原子炉冷却系統施設	主冷却系サイフォンブレーク配管	—		
	計測制御系	原子炉容器液面計、計測装置	非常用電源設備【②/③】		
原子炉停止後の除熱機能	補助冷却設備	1次補助冷却系（補助中間熱交換器及び循環ポンプを含む。）	1次補助冷却系電磁ポンプ動力電源【①】 1次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【②/③】 機器冷却ファン動力電源【①】 機器冷却ファン制御電源【①】	安全容器外の1次冷却系及び外管（内管）の破損が重畳した冷却設備による崩壊熱除去手順	
		2次補助冷却系（補助冷却機及び循環ポンプを含む。）	2次補助冷却系電磁ポンプ動力電源【①】 2次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【①/②/③】 2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン動力電源【①】 2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン制御電源【①/②/③】 補助送風機動力電源【①】 補助送風機制御電源【①/②/③】 インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】		
	計測制御系	原子炉容器液面計、計測装置	非常用電源設備【②/③】		
	プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】		
	補助冷却設備	循環ポンプ・補助送風機起動スイッチ			非常用電源設備【②/③】
					非常用電源設備【②/③】

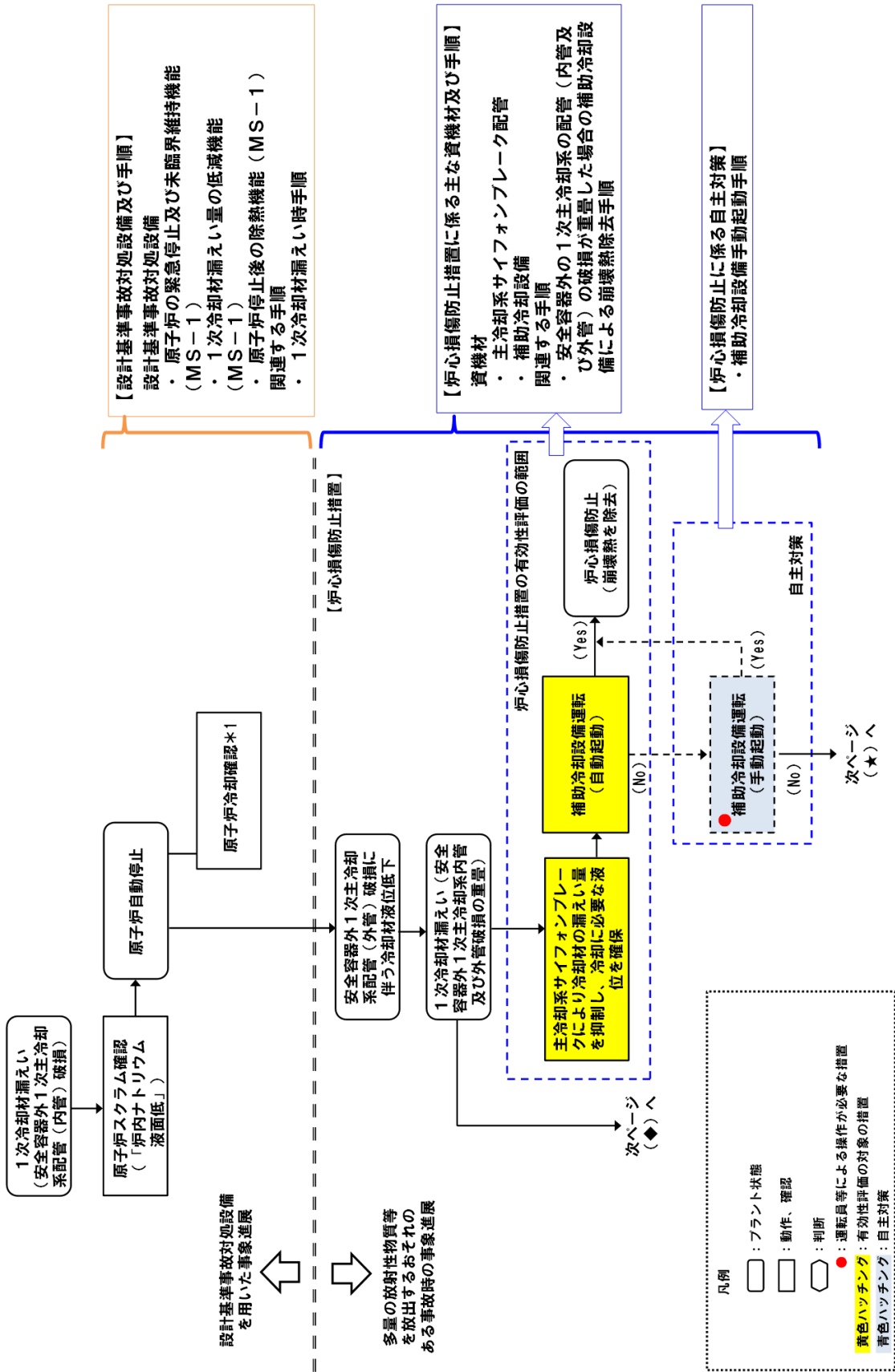
*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

*2：アキュムレータタンクより下流側が対象

第 2.5.2.2 表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

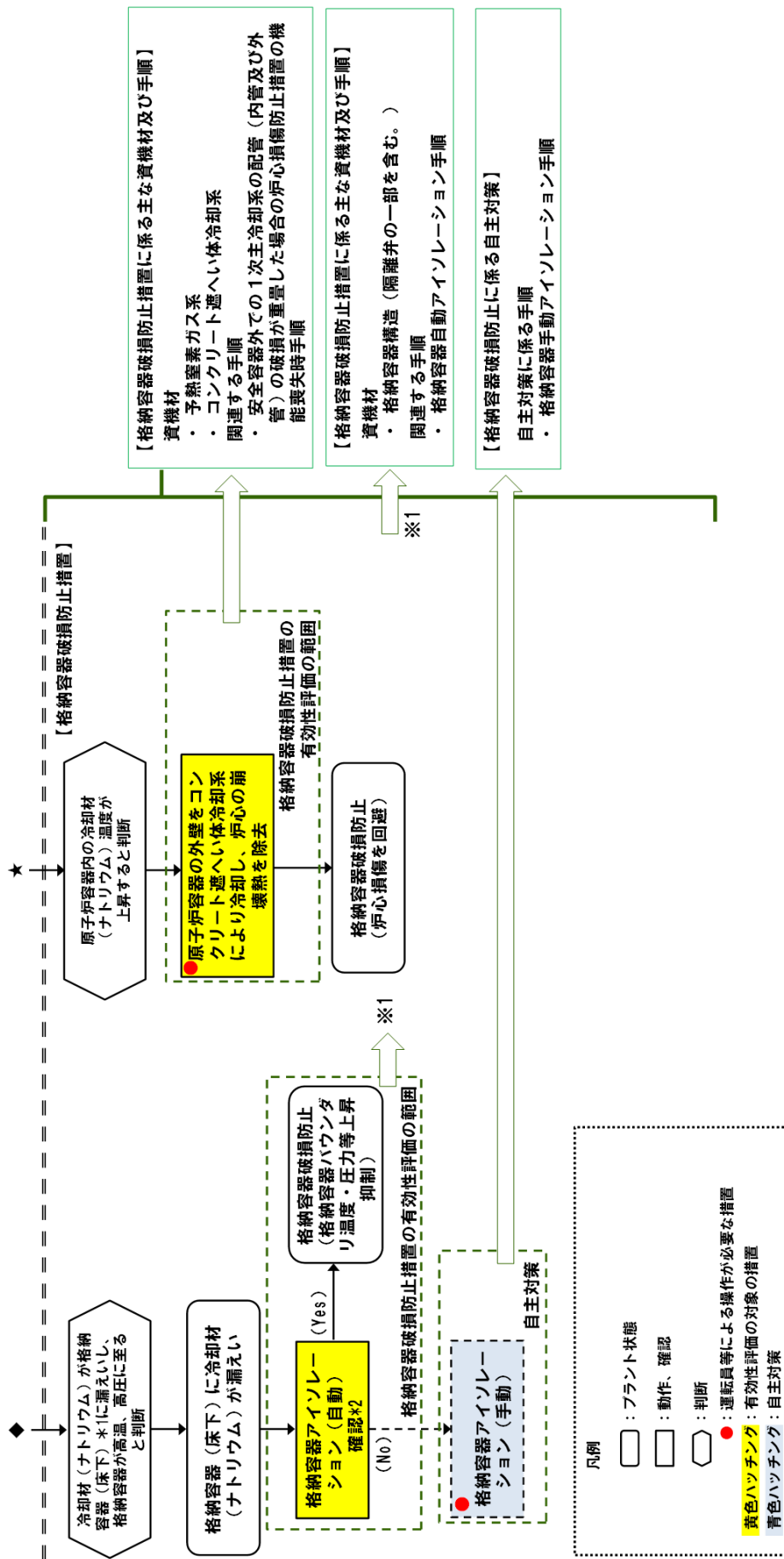
要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉停止後の除熱機能	原子炉冷却材ハウジング	原子炉容器	-	安全容器外の1次主管冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重量した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順
	コンクリート遮へい体冷却系	窒素ガスブロワ	窒素ガスブロワ動力電源【①】 窒素ガスブロワ制御電源【①】 ピット部風量調節タンバ動力電源【②】 ピット部風量調節タンバ制御電源【②】	
		窒素ガス冷却器	補機系揚水ポンプ動力電源【①】 補機系揚水ポンプ制御電源【①】 補機系冷却塔ブロワ動力電源【①】 補機系冷却塔ブロワ制御電源【①】	
		ペデスタルブースタブロワ	ペデスタルブースタブロワ動力電源【①】 ペデスタルブースタブロワ制御電源【①】	
		窒素ガスダクト	-	
		検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
		予熱窒素系	非常用電源設備【②/③】	
		原子炉格納施設	非常用電源設備【①/②/③】 圧縮空気供給設備	
		プロセス計装	-	
			非常用電源設備【②/③】	
格納容器外への放射性物質の移行量の低減機能		検出器、計測装置		格納容器自動アイソレーション手順 格納容器手動アイソレーション手順

*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」



*1: 1次主冷却系（強制循環：低流量）/2次主冷却系（自然循環）/主冷却機（自然通風）

第2.5.2.1 図 LORL (ii) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (1/2)



*1: 原子炉運転中は、格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保持
 *2: 格納容器（床下）へのナトリウム漏えい等により、格納容器内の圧力、温度又は床上線量率が異常に上昇した場合

第 2.5.2.1 図 LORL (ii) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (2/2)

2.5.3 1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合

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（LORL（iii））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、1次補助冷却系の配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいし液位が喪失した後、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。

LORL（iii）に対する炉心損傷防止措置は、1次補助冷却系サイフンブレイクによる冷却材の漏えい量の抑制、炉心冷却に必要な原子炉容器液位の確保及び主冷却系（2ループ）による原子炉停止後の崩壊熱除去であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

- a. 1次補助冷却系サイフンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフ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。【別添 6-16：1次補助冷却系サイフンブレイク弁の誤開の防止対策及び誤開の影響について】以上に加えて、原子炉の1次補助冷却系サイフンブレイク失敗を検知した場合には、運転員は手動で1次補助冷却系の原子炉容器出入口止弁を閉止し、1次冷却材の漏えいを防止できるものとする。なお、本措置は上記の1次補助冷却系サイフンブレイク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。
- 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。

LORL（iii）に対する格納容器破損防止措置は、主冷却系（1ループ）による原子炉停止後の崩壊熱除去、格納容器構造による格納容器（床下）に漏えいした冷却材の熱的影響の緩和であり、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、炉心の著しい損傷を防止するとともに、格納容器構造により熱的影響を緩和する。

LORL（iii）の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第 2.5.3.1 図に、炉心損傷防止措置の資機材を第 2.5.3.1 表、格納容器破損防止措置の資機材を第 2.5.3.2 表に示す。

第2.5.3.1表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
非常用冷却設備（主冷却系自然循環）に必要な冷却材液位の確保機能	原子炉冷却系統施設	1次補助冷却系サイフォンブ レーク配管、止弁	非常用電源設備【②/③】	1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重量した場の自然循環による崩壊熱除去手順
	計測制御系	原子炉容器液面計、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉停止後の除熱機能	原子炉冷却系統	原子炉冷却材バウンダリ	—	1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重量した場の自然循環による崩壊熱除去手順
		冷却材バウンダリ	—	
	主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】		
	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】		
非常用冷却設備（主冷却系自然循環）に必要な冷却材液位の確保機能	原子炉冷却系統施設	1次補助冷却系サイフォンブ レーク止弁、手動操作スイッチ	非常用電源設備【②/③】	1次補助冷却系の手動サイフォンブ レーク及び原子炉容器出入口弁閉止手順
		1次補助冷却系原子炉容器出入口弁、手動操作スイッチ	非常用電源設備【②/③】	
原子炉停止後の除熱機能	1次主循環ポンプ	1次主循環ポンプ主電動機	主電動機動力電源【常用電源】 主電動機制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】	1次主冷却系の強制循環冷却機能の復旧手順

*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

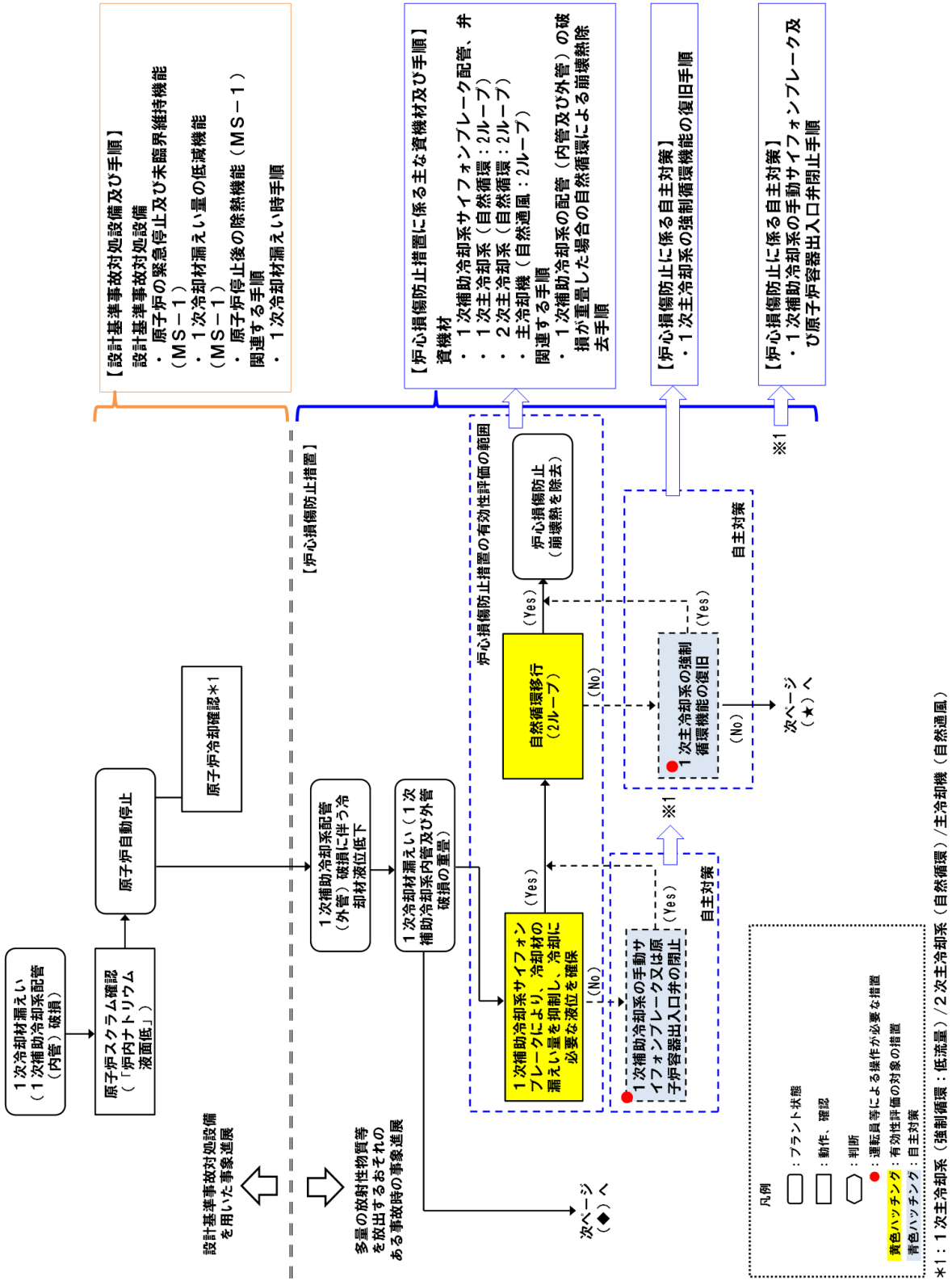
*2：アキウムレクタタンクより下流側が対象

第 2.5.3.2 表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

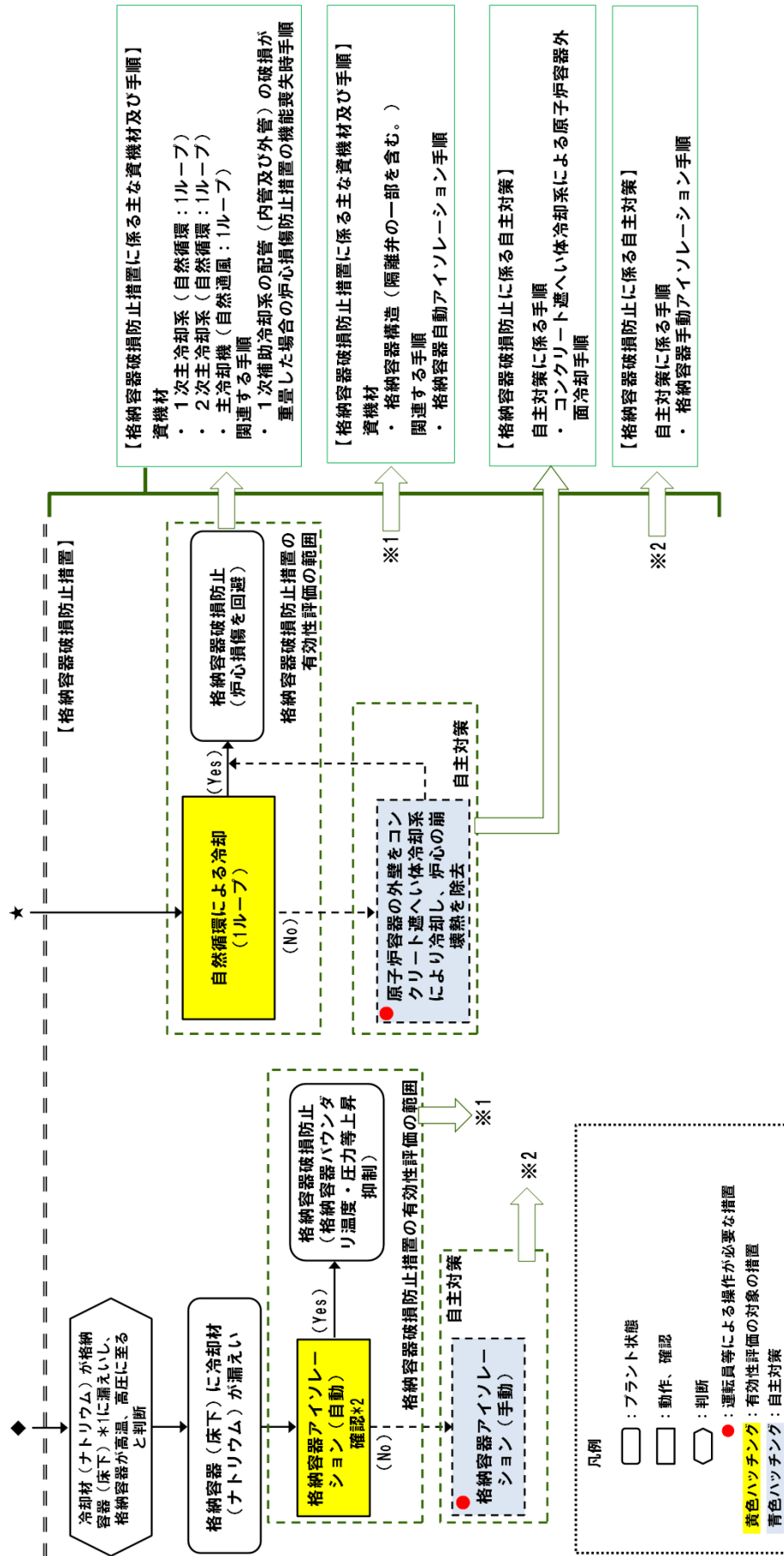
要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉停止後の 除熱機能	原子炉冷却系統	原子炉冷却材ハウダリ	—	1次補助冷却系の 配管（内管及び外 管）の破損が重畳 した場合は炉心損 傷防止措置の機能 喪失時手順
		冷却材ハウダリ	—	
	主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】		
	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】		
格納容器外への 放射性物質の移 行量の低減機能	原子炉格納施設	格納容器、格納容器ハウダリ に属する配管・弁	非常用電源設備【①/②/③】 圧縮空気供給設備	格納容器自動アイ ソレーション手順 格納容器手動アイ ソレーション手順
		手動アイソレーションボタン	—	
	プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
	原子炉冷却材ハウ ダリ	原子炉容器	—	
原子炉停止後の 除熱機能	コンクリート遮へ い体冷却系	窒素ガスブロフ	窒素ガスブロフ動力電源【①】 窒素ガスブロフ制御電源【①】 ピット部風量調節ダンパ動力電源【②】 ピット部風量調節ダンパ制御電源【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 却手順
		窒素ガス冷却器	補機系揚水ポンプ動力電源【①】 補機系揚水ポンプ制御電源【①】 補機系冷却塔ブロフ動力電源【①】 補機系冷却塔ブロフ制御電源【①】	
		ヘデスタルブースタブロフ	ヘデスタルブースタブロフ動力電源【①】 ヘデスタルブースタブロフ制御電源【①】	
		検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
	プロセス計装	予熱窒素ガス系仕切弁	非常用電源設備【②/③】	
	予熱窒素系			

*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

*2：アキウムレタタンクより下流側が対象



第 2.5.3.1 図 LORL (iii) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (1/2)



*1：原子炉運転中は、格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保持

*2：格納容器（床下）へのナトリウムの漏えい等により、格納容器内の圧力、温度又は床上線量率が異常に上昇した場合

第 2.5.3.1 図 LORL (iii) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (2/2)

2.6 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) に係る資機材

PLOHS に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置は、異常事象により異なるため、以下の事象進展ごとに示す。

- ・ 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合
- ・ 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合

2.6.1 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故 (PLOHS (i)) 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 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し、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。

PLOHS (i) に対する炉心損傷防止措置は、主冷却系 (2 ループ) による原子炉停止後の崩壊熱の除去であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。【別添 6-17:「常陽」における自然循環試験の実績について】

- 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。
- 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。

PLOHS (i) に対する格納容器破損防止措置は、主冷却系 (1 ループ) による原子炉停止後の崩壊熱除去であり、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。

PLOHS (i) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第 2.6.1.1 図に、炉心損傷防止措置の資機材を第 2.6.1.1 表、格納容器破損防止措置の資機材を第 2.6.1.2 表に示す。

第 2.6.1.1 表 炉心損傷防止措置の資機材(1/2) 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順	
	系統又は機器	機器			
原子炉停止後の除熱機能	原子炉冷却系統	原子炉冷却材バウンダリ	—	失 環 重 の 合 の 2 の よ よ 去 手 順	
		冷却材バウンダリ	—		
	核計装、プロセス計装	主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】		
		検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】		
	補冷却設備	1次主循環ポンプ	1次主循環ポンプ主電動機	主電動機動力電源【常用電源】 主電動機制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】	強 制 循 環 機 能 の 復 旧 手 順
		補冷却系（補助中間熱交換器及び循環ポンプを含む。）	1次補助冷却系（補助中間熱交換器及び循環ポンプを含む。）	1次補助冷却系電磁ポンプ動力電源【①】 1次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【②/③】 機器冷却ファン動力電源【①】 機器冷却ファン制御電源【①】	
	冷却系（補助冷却機及び循環ポンプを含む。）	2次補助冷却系（補助冷却機及び循環ポンプを含む。）	2次補助冷却系（補助冷却機及び循環ポンプを含む。）	2次補助冷却系電磁ポンプ動力電源【①】 2次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【①/②/③】 2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン動力電源【①】 2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン制御電源【①/②/③】	
			補助送風機動力電源【①】 補助送風機制御電源【①/②/③】 インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】		

*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

*2：アキウムレタータンクより下流側が対象

第2.6.1.1表 炉心損傷防止措置の資機材(2/2) 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉停止後の 除熱機能	コンクリート遮 へい体冷却系	窒素ガスプロ ワ	窒素ガスプロ ワ動力電源【①】 窒素ガスプロ ワ制御電源【①】 ピット部風 量調節ダン バ動力電 源【②】 ピット部風 量調節ダン バ制御電 源【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 却手順*2
		窒素ガス冷却器	補機系揚 水ポンプ 動力電 源【①】 補機系揚 水ポンプ 制御電 源【①】 補機系冷 却塔プロ ワ動力電 源【①】 補機系冷 却塔プロ ワ制御電 源【①】	
		ペデスタ ルブラス タプロ ワ	ペデスタ ルブラス タプロ ワ動力電 源【①】 ペデスタ ルブラス タプロ ワ制御電 源【①】	
		窒素ガスダ クト	窒素ガス プロ ワ動力電 源【①】 窒素ガス プロ ワ制御電 源【①】 ピット部 風量調 節ダン バ動力電 源【②】 ピット部 風量調 節ダン バ制御電 源【②】	
		検出器、計 測装置	非常用電 源設備【②/ ③】	
	プロセス計 装	予熱窒素ガ ス系仕切弁	非常用電 源設備【②/ ③】	
	予熱窒素系			

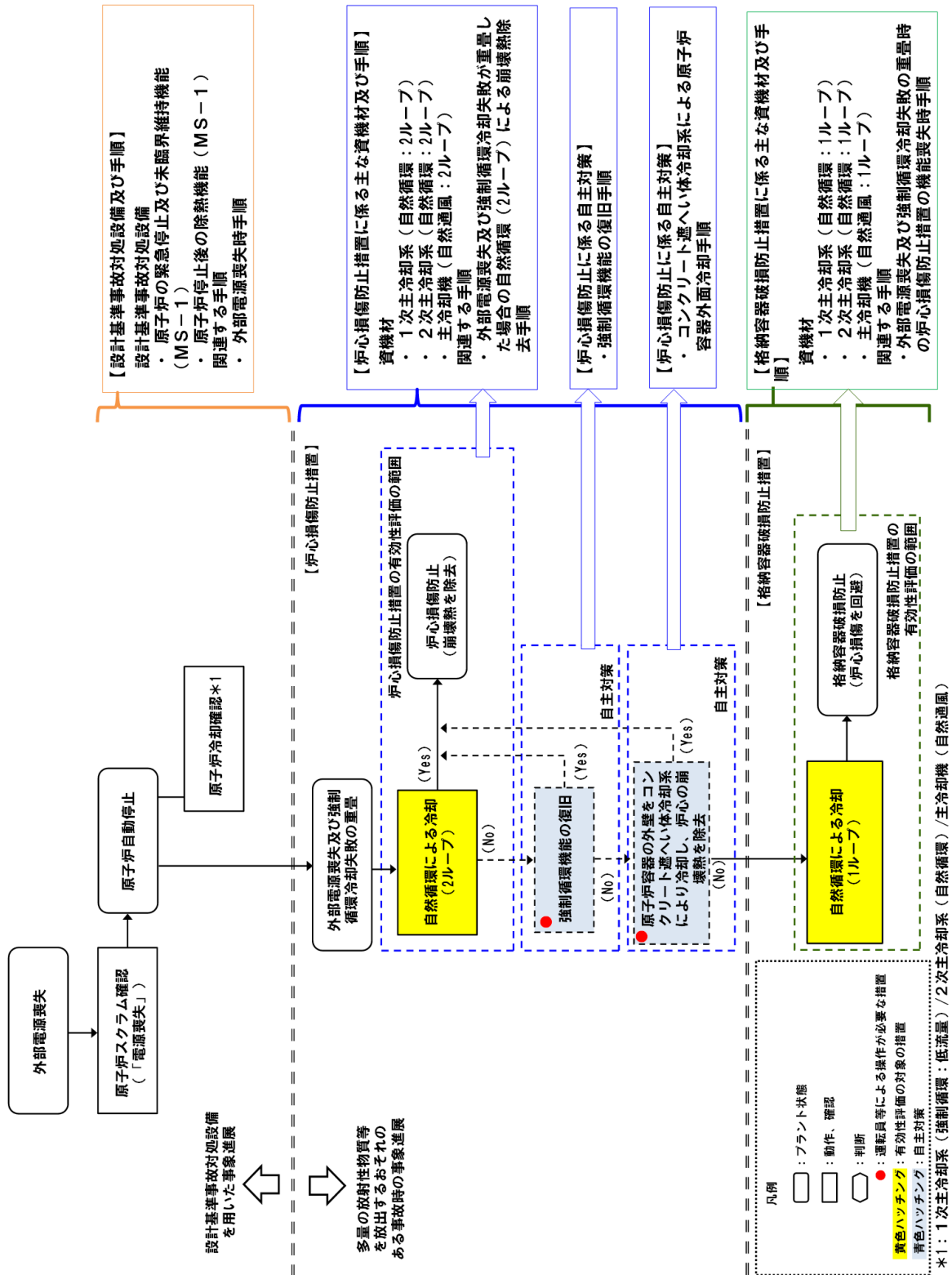
*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」
*2：自主対策として、LORL(ii)の格納容器破損防止措置として整備するコンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却手順を適用する。

第2.6.1.2表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉停止後の 除熱機能	原子炉冷却系統	原子炉冷却材ハウンダリ	—	外部電源喪失及び 強制循環冷却失敗 が重畳した場合の 炉心損傷防止措置 の機能喪失時手順
		冷却材ハウンダリ	—	
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】	
	核計装、プロセス 入計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	

*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

*2：アキユムレータタンクより下流側が対象



第2.6.1.1 図 PLOHS (i) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要

2.6.2 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故(PLOHS(ii))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、1次主冷却系の低速運転(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し、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。

PLOHS(ii)に対する炉心損傷防止措置は、主冷却系(1ループ)による原子炉停止後の崩壊熱の除去であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

- 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。

PLOHS(ii)に対する格納容器破損防止措置は、安全容器による流出した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損傷炉心物質等の冷却、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)の過圧の防止、断熱材及びヒートシンク材による安全板から流出するナトリウムによる熱的影響の緩和であり、以下の措置により、格納容器の破損を防止する。

- 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等を冷却するため、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、格納容器(床下)の床面に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. 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。

PLOHS(ii)の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第2.6.2.1図に、炉心損傷防止措置の資機材を第2.6.2.1表、格納容器破損防止措置の資機材を第2.6.2.2表に示す。

第2.6.2.1表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順	
	系統又は機器	機器			
原子炉停止後の除熱機能	原子炉冷却系統	原子炉冷却材ハウジング	—	2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の自然循環（1ループ）による崩壊熱除去手順 2次冷却材ナトリウム漏えい時手順*3	
		冷却材ハウジング	—		
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】		
		検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】		
	核計装、プロセス計装				
	1次主循環ポンプ	1次主循環ポンプ主電動機	主電動機動力電源【常用電源】 主電動機制御電源【②/③】 オイルプレッシャータンクユニット動力電源【②】 オイルプレッシャータンクユニット制御電源【②】		
	補助冷却設備	1次補助冷却系（補助中間熱交換器及び循環ポンプを含む。）	1次補助冷却系電磁ポンプ動力電源【①】 1次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【②/③】 機器冷却ファン動力電源【①】 機器冷却ファン制御電源【①】		強制循環機能の復旧手順
		2次補助冷却系（補助冷却機及び循環ポンプを含む。）	2次補助冷却系電磁ポンプ動力電源【①】 2次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【①/②/③】 2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン動力電源【①】 2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン制御電源【①/②/③】 補助送風機動力電源【①】 補助送風機制御電源【①/②/③】 インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】		

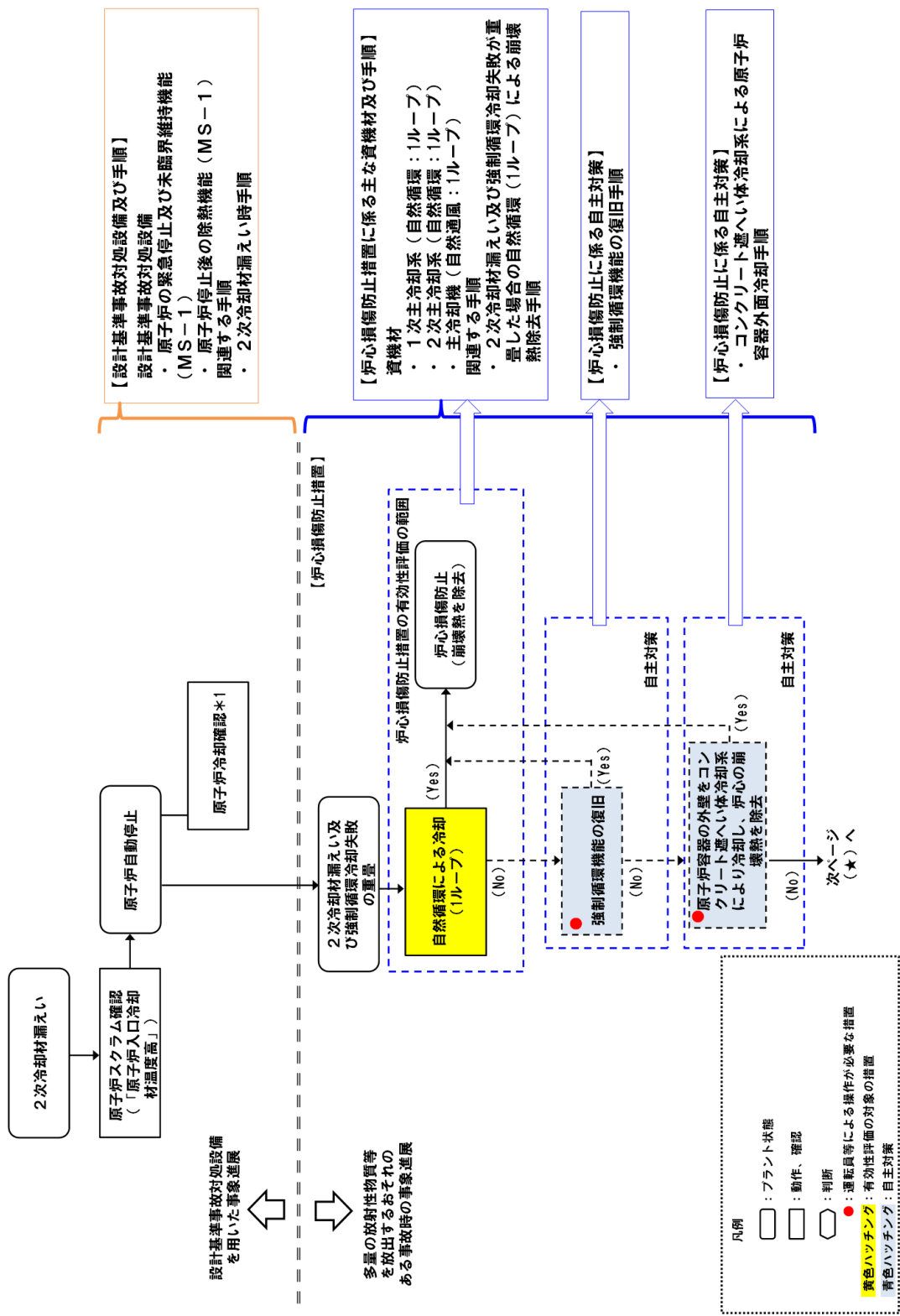
*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」
 *2：アキウムレタタンクより下流側が対象
 *3：2次冷却材ナトリウム漏えい時手順の詳細は第8条の火災による損傷の防止において説明する。

第 2.6.2.2 表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

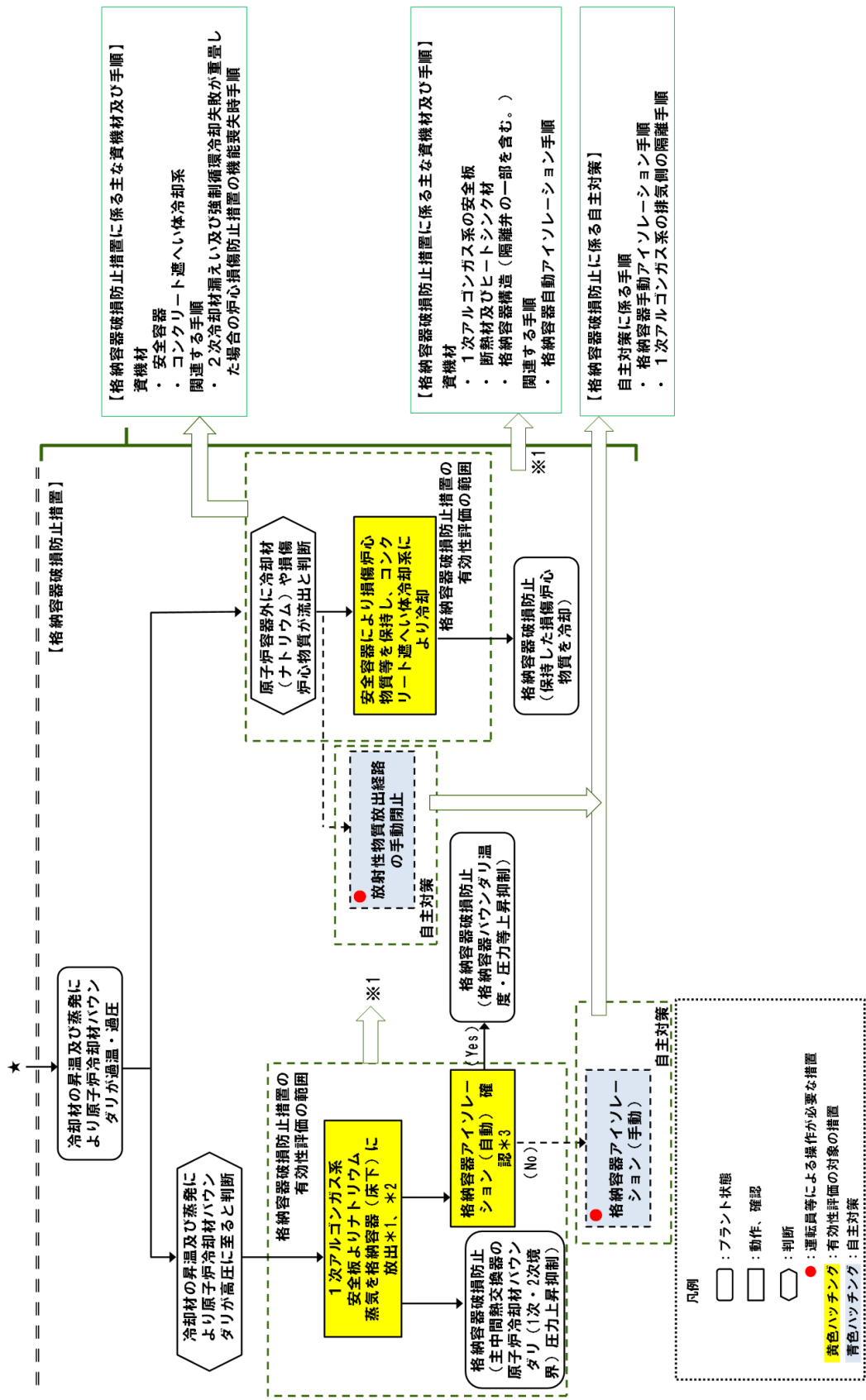
要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉停止後 の除熱機能	コンクリート遮へい体 冷却系	窒素ガスブロワ	窒素ガスブロワ動力電源【①】 窒素ガスブロワ制御電源【①】 ピット部風量調節ダンパ動力電源【②】 ピット部風量調節ダンパ制御電源【②】	コンクリート遮へい 体冷却系による原子 炉容器外面冷却手順 *2
		窒素ガス冷却器	補機系揚水ポンプ動力電源【①】 補機系揚水ポンプ制御電源【①】 補機系冷却塔ブロワ動力電源【①】 補機系冷却塔ブロワ制御電源【①】	
	パデスタルブースタブロ ワ	パデスタルブースタブロワ動力電源【①】 パデスタルブースタブロワ制御電源【①】		
	窒素ガスダクト	窒素ガスブロワ動力電源【①】 窒素ガスブロワ制御電源【①】 ピット部風量調節ダンパ動力電源【②】 ピット部風量調節ダンパ制御電源【②】		
	予熱窒素ガス系仕切弁	非常用電源設備【②/③】		
	予熱窒素系			

*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

*2：自主対策として、LORL (ii) の格納容器破損防止措置として整備する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手順を適用する。



第 2.6.2.1 図 PLOHS (ii) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (1/2)



*1: 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シंक材を整備

*2: 原子炉運転中は、格納容器(床下)を置素雰囲気保持

*3: 格納容器(床下)へのナトリウム蒸気の放出等により、格納容器内の圧力、温度又は床上線量率が異常に上昇した場合

第 2.6.2.1 図 PLOHS (ii) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (2/2)

2.7 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）に係る資機材

SBO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、強制循環冷却に失敗し、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。

SBOに対する炉心損傷防止措置は、主冷却系（2ループ）による原子炉停止後の崩壊熱の除去であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

- 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。【別添6-18：SBO時の崩壊熱除去に係る過冷却の防止及び訓練実績について】

SBOに対する格納容器破損防止措置は、主冷却系（1ループ）による原子炉停止後の崩壊熱除去であり、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。

SBOの事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第2.7.1図に、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の資機材を第2.7.1表に示す。

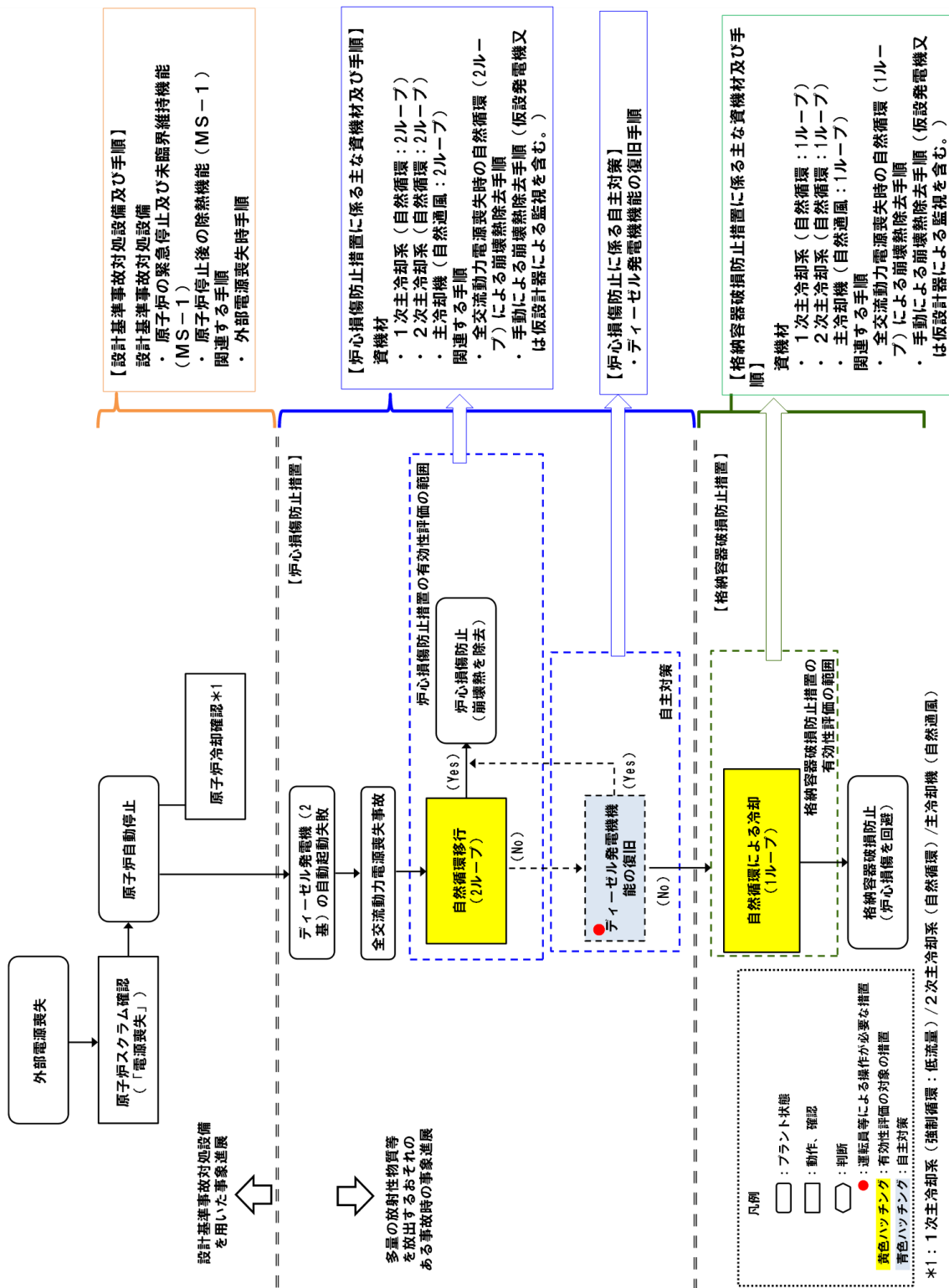
第2.7.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉停止後の除熱機能	原子炉冷却系統	原子炉冷却材バウンダリ	-	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失時手順（1ループの自然循環による格納容器破損防止措置を含む。）
		冷却材バウンダリ	-	
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
	仮設発電機	仮設発電機（1.6kVA*3）	燃料油運搬設備	<ul style="list-style-type: none"> 手動による崩壊熱除去手順（仮設発電機又は仮設計器による監視を含む。）
	仮設計器	仮設計器	-	
	ディーゼル電源系	ディーゼル発電機	燃料油、潤滑油供給系 関連する空調換気設備 補機冷却設備 配電盤	ディーゼル発電機機能の復旧手順

*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

*2：アキウムレタタンクより下流側が対象

*3：原子炉停止後の原子炉の監視に必要な容量



第 2.7.1 図 SBO の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要

3. 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順

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の発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて、事故に的確かつ柔軟に対処し、炉心の著しい損傷を防止若しくは炉心の著しい損傷に至る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できるように手順書を整備する。手順書は、使用主体に応じ、運転員が使用する手順書、現場対応班が使用する手順書を整備する。

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順については、原子炉施設保安規定等の後段規制において、詳細が審査されるものであるが、ここでは、その概要を示す。

3.1 各事象に共通の手順

第 3.1.1 図に「常陽」現場対応班の体制図を示す。「常陽」において事故が発生した場合、運転班以外の事故対応要員（現場対応班員約 170 名、このうち、緊急作業従事者は約 40 名）は、休日夜間を含めて召集され、約 1 時間後には、現場対応班長（高速実験炉部長）のもとで事故の影響緩和策をとることができる。また、「常陽」事故対策要領及び現場対応班活動要領には、現場対応班長（高速実験炉部長）は、現場対応班の組織によらない対応もできるものとしており、現場の状況に応じて必要な要員を影響緩和策に割り当てることができる。

事故時の共通的な対策として、あらかじめ定めておく事項を以下に示す。

(1) 見学者等の避難手順

①「常陽」原子炉施設

原子炉施設に立ち入る見学者等には、職員等が立ち会う。また、非常の事態に発展するおそれのある場合などの異常発生時には、中央制御室又は現場指揮所から一斉放送を行い、職員等の誘導のもと避難させる。

②大洗研究所

第 3.1.2 図に大洗研究所の現地対策本部の体制図を示す。事故・災害等が発生した場合は、本部長（大洗研究所の所長）を責任者とする現地対策本部が設置される。避難については、事故対策規則に基づき設置される現地対策本部において、発災施設の状況や環境モニタリング等の情報を基に、本部長が判断し、同規則に定めた活動班により行われる。具体的には、避難指示は、発災現場の状況、放射性物質の放出状況、環境モニタリングの結果等の情報を現地対策本部で収集、判断し、構内放送等により指示を行う。

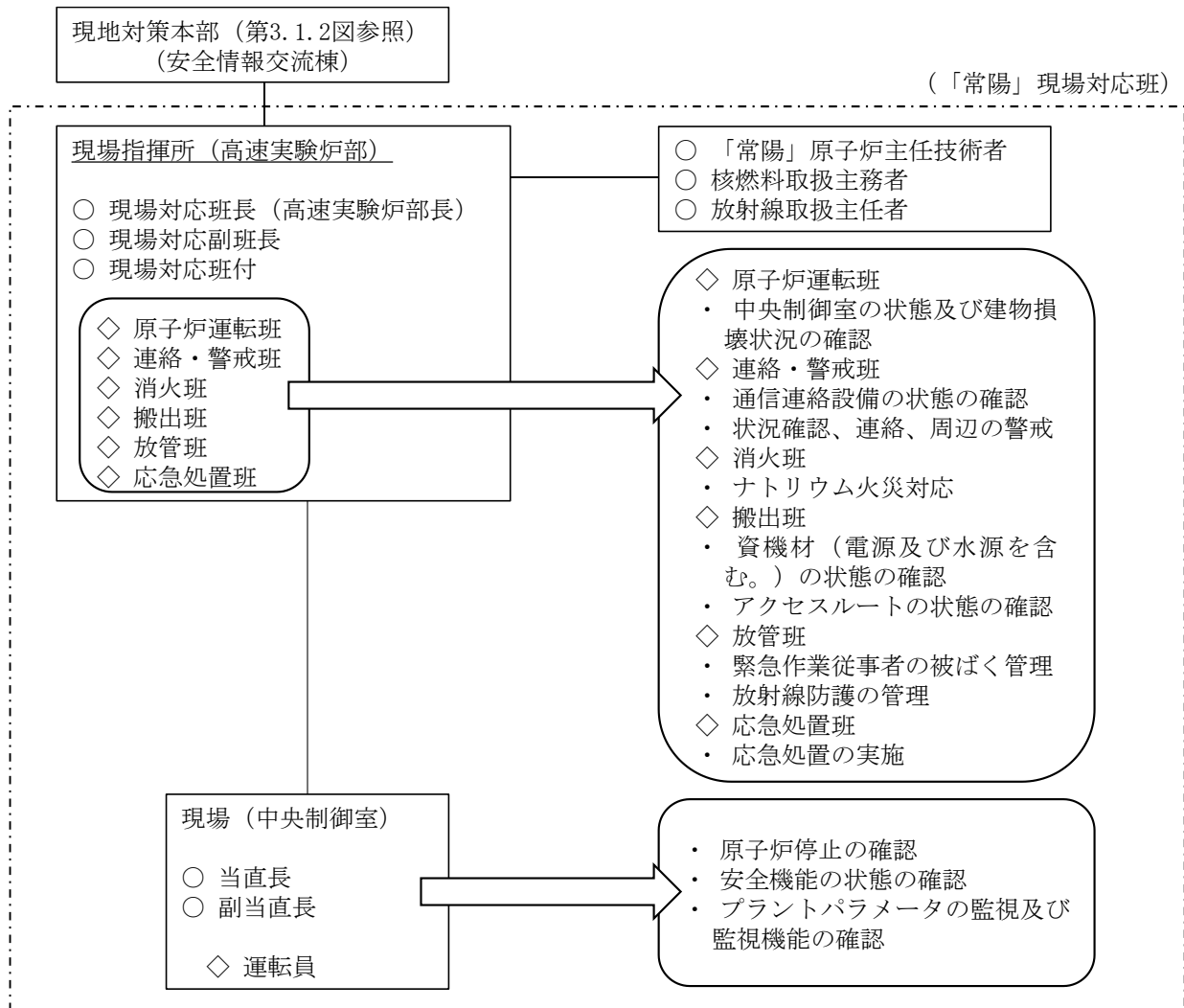
避難までの流れは、まずは、屋内退避を指示し、施設ごとに人員掌握を行う。その後、事象進展・状況に応じて、構内の適切な避難場所（北、南など）及び避難方法を決定する。現地対策本部の構成班により、構内避難場所へ誘導し、スクリーニングの実施、避難する者の連絡先を確認し、その後、事業所外への避難となる。

なお、通信連絡は、設置許可基準規則の第 30 条（通信連絡設備等）に係る設計基準事故が発生した場合の対応と同じである。

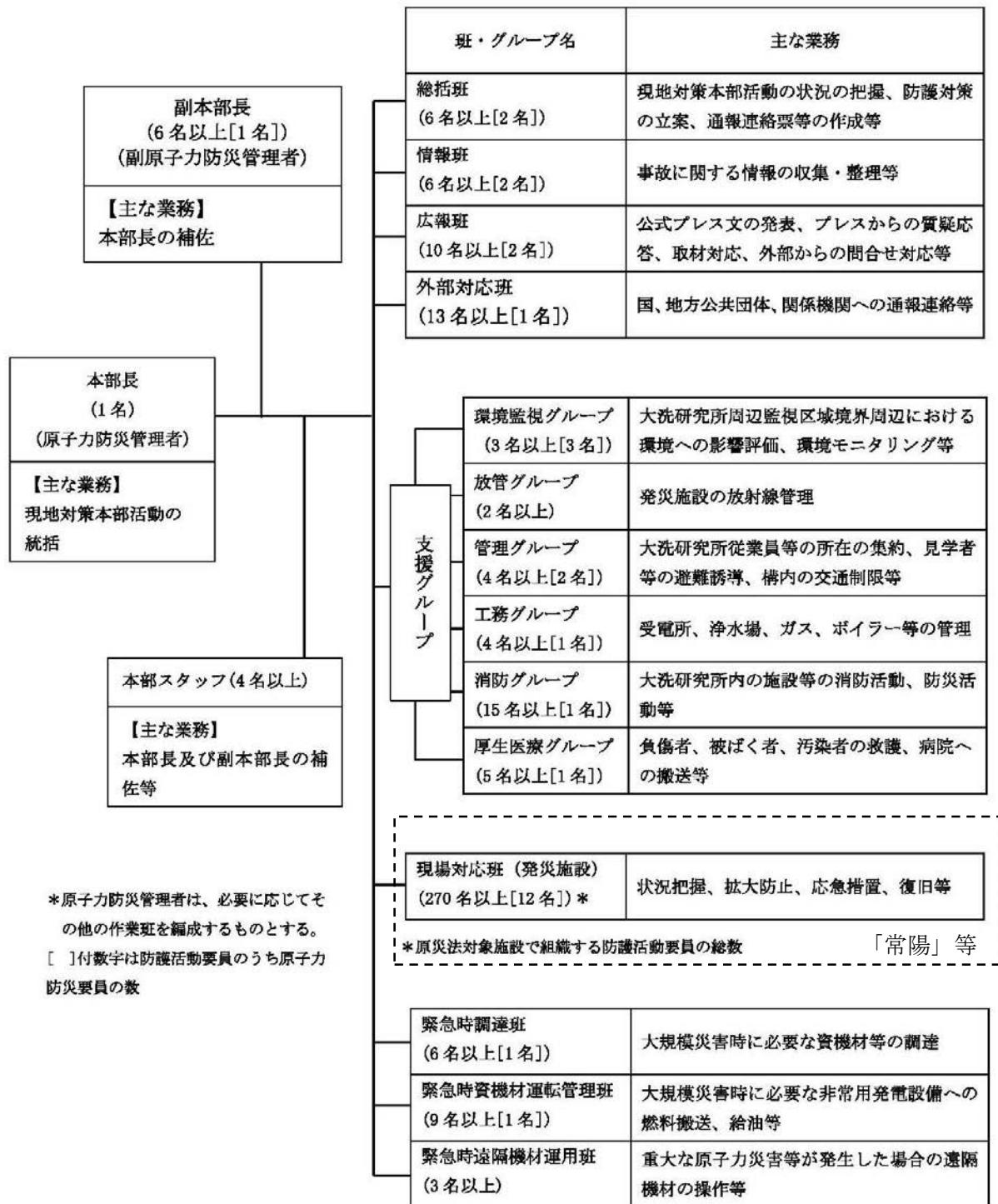
(2) 緊急作業従事者の被ばく管理

緊急作業従事者の被ばく管理は、原子炉施設保安規定、大洗研究所（南地区）放射線安全取扱要領等に基づき行う。作業は、現場のサーベイ結果を基に、放射線作業用に施設で保有している呼吸保護具、防護服等の保護具、線量計を着用して実施する。

炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故の発生時においても放射性物質等の放出量は低く抑制されることから、中央制御室の居住性に影響を及ぼすことはない（格納容器破損防止措置の有効性評価参照）。しかしながら、運転員等の被ばく低減に努めるため、万一の中央制御室空調再循環運転機能の喪失を想定し、放出された放射性物質等による運転員等を被ばくから防護するためにチャコールフィルタ付の半面マスク及び全面マスク等の保護具を整備する。



第 3.1.1 図 「常陽」現場対応班の体制



【原子力事業者防災業務計画抜粋：令和4年4月】

第3.1.2図 大洗研究所現地対策本部の体制

3.2 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）に対する手順

ULOF に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第 3.2.1 表に ULOF に対する手順のタイムチャートを示す。

＜炉心損傷防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 後備炉停止系による原子炉自動停止手順
- ・ 原子炉手動停止手順
- ・ 1次主冷却系流量の増大手順

＜格納容器破損防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 損傷炉心物質の原子炉容器内冷却手順
- ・ 格納容器自動アイソレーション手順
- ・ 格納容器手動アイソレーション手順
- ・ 1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順

第3.2.1表 ULOF に対する手順のタイムチャート (異常事象：外部電源喪失)

(a) 手順：後備炉停止系による原子炉自動停止

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間 (分)						備考			
	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容 (中央制御室)	5	10	15	20	25	30		60	120	180
状況判断	当直長	<ul style="list-style-type: none"> 運転操作指揮 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 										
	運転員A		1									
炉心損傷防止措置	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> 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 										
			1									
監視	運転員B、C	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止後の除熱確認 										

第 3.2.1 表 ULOF に対する手順のタイムチャート (異常事象：外部電源喪失)

(b) 手順：原子炉手動停止

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)	5	10	15	20	25	30	60	120	180	240			
手順の項目	当直長	▽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を確認 ▽原子炉手動停止操作を開始 ▽原子炉出力低下後の除熱状態の監視を開始												
	運転員A	手順の内容 (中央制御室) ・運転操作指揮 ・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												
	運転員A	・原子炉自動停止失敗と判断												
	自主対策	・原子炉自動停止失敗と判断した場合、速やかに原子炉手動停止操作を開始する。機器の操作時に余裕を見込んだ時間を設定している。 ・本操作により、炉心の著しい損傷を防止できない場合でも、炉心の出力を低下させ、影響を緩和する手段となりうるため、炉心の状態によらず、一連の操作を実施する。 ・格納容器破損防止措置の原子炉容器内冷却と並行して操作を実施することから、格納容器破損防止措置に影響はない。												
監視	運転員B、C	・1次主冷却系 (ボーンモータ低速運転)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。												

第3.2.1表 ULOF に対する手順のタイムチャート（異常事象：外部電源喪失）

(c) 手順：損傷炉心物質の原子炉容器内冷却等

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)	備考
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)	備考
要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容 (中央制御室)		
当直長	<ul style="list-style-type: none"> 運転操作指揮 		
状況判断	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ信号発信確認 原子炉スクラム確認 事故発生との判断 		<ul style="list-style-type: none"> 「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。
状況判断	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉自動停止失敗と判断 炉心の著しい損傷に至ると判断 		<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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。
自主対策	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバークラ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"> 燃料が破損したと判断した場合、操作を開始する。機器の操作時間に余裕を見込んだ時間を設定している。 操作実施後は、放射性物質の閉じ込め、貯留状態の監視を継続する。
格納容器破損防止措置	<ul style="list-style-type: none"> 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」、「格納容器内床温度高」、「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)が自動的に動作し、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。

3.2.1 後備炉停止系による原子炉自動停止手順

(1) 概要

本手順は、原子炉の緊急停止が必要な異常事象が生じた場合に原子炉トリップ信号や原子炉保護系（スクラム）の動作による原子炉自動停止に失敗した際の後備炉停止系による原子炉自動停止に係る手順である。

(2) 成功基準

後備炉停止系による原子炉自動停止は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するように設計している。このため、運転員の役割は、原子炉自動停止の確認及び原子炉自動停止後の除熱の監視となる。

(3) 操作手順

- ① 原子炉の緊急停止が必要な異常事象が発生した場合、当直長は、運転員に原子炉自動停止の確認及び原子炉自動停止後の除熱の監視を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、代替原子炉トリップ信号の発信及び後備炉停止系による原子炉自動停止を確認するとともに、原子炉出力の低下を確認する。
 - ※ 代替原子炉トリップ信号は、ULOFの場合「1次主循環ポンプトリップ」、UTOP及びULOHSの場合「原子炉容器出口冷却材温度高」である。
 - ※ 原子炉出力の低下の確認には、核計装（線形出力系）を用いる。また、未臨界の維持の確認には、核計装（起動系）を用いる。
 - ※ 原子炉が自動停止していない場合、原子炉手動停止操作を実施する（3.2.2節参照）。
- ③ 運転員（中央制御室）B及びCは、以下により原子炉自動停止後の除熱を監視する。
 - ・ 1次主冷却系（ポニーモータ等による強制循環運転）の運転状況を監視する。
 - ※ 上記の監視には、1次主冷却系の流量検出器を用いる。
 - ・ 2次主冷却系及び主冷却機に異常等がないことを監視する。
 - ※ 上記の監視には、2次主冷却系の流量検出器及び主冷却器出口冷却材の温度検出器を用いる。
 - ・ 主冷却器出口冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が安定することを監視する。
 - ※ 上記の監視には、主冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器出口冷却材の温度検出器を用いる。

(4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。
上記②は、運転員1名で5分以内に確認することが可能である。

3.2.2 原子炉手動停止手順【自主対策】

(1) 概要

本手順は、原子炉の自動停止に失敗した際の原子炉手動停止に係る手順である。本手順は、中央制御室で運転員が短時間で実施できるため、炉心損傷を防止できる可能性があるが、操作に時間を要する可能性を考慮すると ULOF や UTOP では、炉心損傷の防止に間に合わない場合がある。

なお、炉心損傷の防止に間に合わない場合でも、原子炉の出力を低下させ、影響を緩和する手段となり得ることから、本手順は、炉心の状態によらず実施する。

(2) 成功基準

原子炉手動停止は、安全性向上のために自主的に講じるものである。

(3) 操作手順

① 運転員（中央制御室）A は、原子炉の自動停止に失敗した場合、以下の順に原子炉手動停止操作を実施する（第 3.2.2.1 図参照）。

※ 原子炉保護系（スクラム）や後備炉停止系用論理回路の動作等の作動条件を満たしているにもかかわらず、制御棒又は後備炉停止制御棒が挿入されず、原子炉出力が低下していない場合、原子炉の自動停止に失敗したと判断する。

※ ULOF の場合、原子炉保護系（スクラム）の作動条件の確認には、1 次主冷却系の流量検出器、1 次主循環ポンプトリップ検出器を用いる。

※ UTOP の場合、原子炉保護系（スクラム）の作動条件の確認には、核計装（線形出力系）、原子炉出口冷却材の温度検出器を用いる。

※ UL0HS の場合、原子炉保護系（スクラム）の作動条件の確認には、原子炉出入口冷却材の温度検出器、2 次主冷却系の流量検出器を用いる。

※ 原子炉出力の低下の確認には、核計装（線形出力系）を用いる。また、未臨界の維持の確認には、核計装（起動系）を用いる。

- a. 手動スクラムボタンを押し、原子炉保護系（スクラム）を動作させる。
- b. a. の操作を実施しても制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入できない場合は、以下の順に操作を実施し、制御棒又は後備炉停止制御棒保持電磁石の励磁を切る。
 - i. 励磁制御棒全数スイッチを「切」とする。
 - ii. 各制御棒又は各後備炉停止制御棒の励磁スイッチを「切」とする。
 - iii. 各制御棒又は各後備炉停止制御棒の励磁電源スイッチを「切」とする。
- c. b. の操作を実施しても制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入できない場合は、各制御棒又は各後備炉停止制御棒の駆動機構のスイッチを「挿入」として個別に挿入する。

なお、UL0HS において、上記 a. ～c. の操作によっても制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入できない場合、現場（格納容器内）にて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させ、制御棒を挿入する操作を実施する（3.4.2 節参照）。

② 運転員（中央制御室）B 及び C は、以下により①の操作後の除熱を監視する。

- a. ①の a. の操作に成功した場合、3.2.1 節に同じ。
- b. ①の b. 又は c. の操作に成功した場合、冷却系は、操作前の状態が維持される場合があ

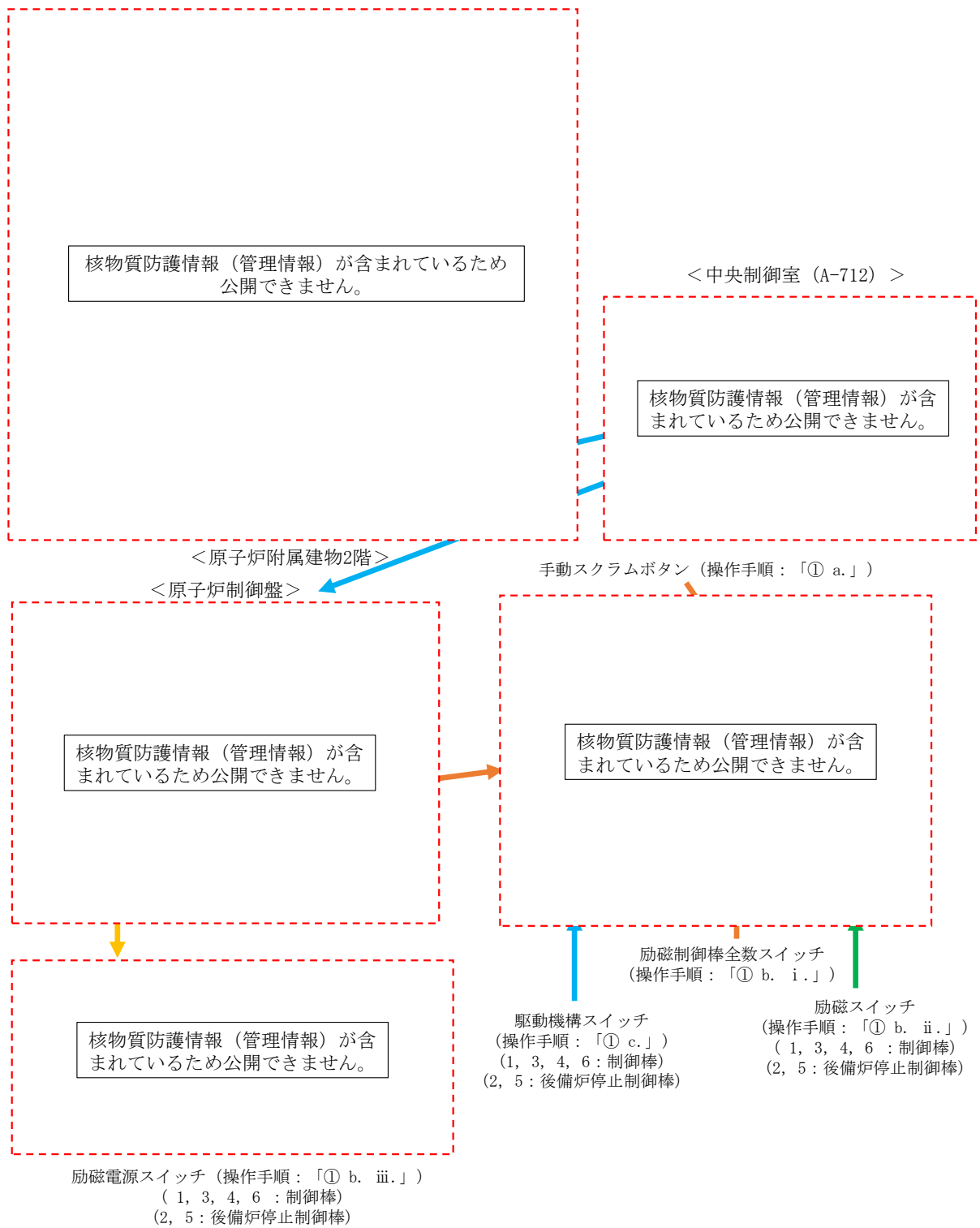
り、必要に応じて、1次主冷却系（ポンプモータ等による低速運転）、2次主冷却系（自然循環）、主冷却機（自然通風）の状態へ移行させる。

- c. ①の操作を実施しても制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入できない場合は、1次主冷却系（ポンプモータ等による低速運転）の流量を増大させる。

(4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

上記①の操作は、運転員1名で10分以内に実施することが可能であり、当該操作は、炉心損傷の防止に間に合わない場合であっても、原子炉の出力を低下させ、影響を緩和する手段となり得ることから、炉心の状態によらず実施する。また、上記②の操作は、運転員2名で10分以内に実施することが可能であり、当該操作は、炉心損傷の防止に間に合わない場合であっても、原子炉の冷却能力を向上させ、影響を緩和する手段となり得ることから、炉心の状態によらず実施する。



第 3.2.2.1 図 原子炉手動停止の補足

3.2.3 損傷炉心物質の原子炉容器内冷却手順

(1) 概要

本手順は、炉心流量の喪失又は過出力時に原子炉の停止に失敗し、炉心の著しい損傷に至ると判断した際の損傷炉心物質の原子炉容器内冷却に係る手順である。本手順では、炉心が健全な状態又は部分的な損傷状態のまま事故が静定する可能性も考慮し、可能な限り速やかに系統降温を実施し、原子炉冷却材バウンダリの健全性の維持を最優先として対応する。

(2) 成功基準

損傷炉心物質の冷却は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するように設計している。このため、運転員の役割は、原子炉の状態の監視となる。

(3) 操作手順

① 当直長は、原子炉の停止に失敗した場合、炉心の著しい損傷に至ると判断し、運転員に原子炉の状態の監視強化及び系統降温の実施を指示する。

※ 原子炉の自動停止に加え、原子炉の手動停止により原子炉出力の低下にも失敗した場合に炉心の著しい損傷に至ると判断する。

※ 原子炉出力の低下の確認には、核計装（線形出力系）を用いる。また、未臨界の維持の確認には、核計装（起動系）を用いる。

② 運転員（中央制御室）A、B、C及びEは、以下により原子炉の状態を監視する。

- ・ 1次主冷却系（ポニーモータ等による低速運転）の運転状況を監視する。

※ 上記の監視には、1次主冷却系の流量検出器を用いる。

- ・ 2次主冷却系及び主冷却機に異常等がないことを監視する。

※ 上記の監視には、2次主冷却系の流量検出器及び主冷却器出口冷却材の温度検出器を用いる。

- ・ 主冷却器出口冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度を監視する。

※ 上記の監視には、主冷却器出入口冷却材の温度検出器、原子炉容器出口冷却材の温度検出器を用いる。

- ・ 格納容器の温度、圧力及び線量率を監視する。

※ 上記の監視には、格納容器（床上及び床下）の温度検出器、格納容器（床上及び床下）の圧力検出器及び格納容器内高線量エリアモニタを用いる。

※ 格納容器の温度、圧力又は線量率が原子炉保護系（アイソレーション）の作動設定値に達した場合、格納容器アイソレーションの作動を確認する（3.2.4節参照）。

③ 運転員（中央制御室）B及びCは、原子炉の状態を監視しつつ、可能な限り速やかに系統降温を実施する。

- ・ 可能な場合には、2次主循環ポンプを用いる。

(4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

3.2.4 格納容器自動アイソレーション手順

(1) 概要

本手順は、炉心の著しい損傷等により格納容器の温度、圧力又は線量率が原子炉保護系（アイソレーション）の作動設定値に達した際の格納容器自動アイソレーションに係る手順である。

(2) 成功基準

格納容器自動アイソレーションは、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するように設計している。このため、運転員の役割は、隔離の確認となる。

(3) 操作手順

- ① 運転員（中央制御室）A 及び E は、格納容器の温度、圧力又は線量率が原子炉保護系（アイソレーション）の作動設定値に達した場合に格納容器が自動で隔離されることを確認する（第 3.2.4.1 図参照）。

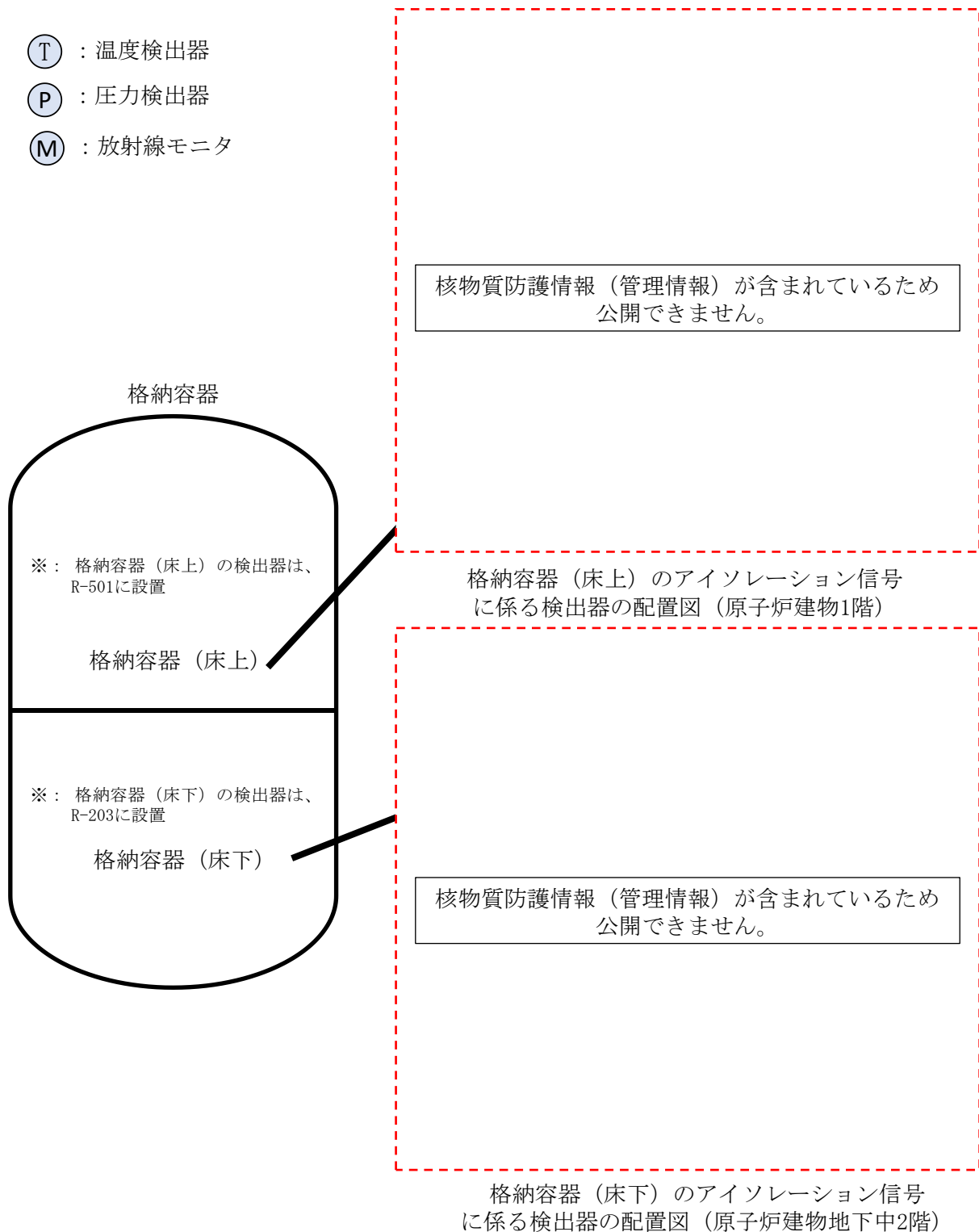
※ 上記の確認は、隔離弁の状態表示灯により行う。

※ 隔離弁が自動で動作していない場合、手動による隔離操作を実施する（3.2.5 節参照）。

(4) 操作の成立性

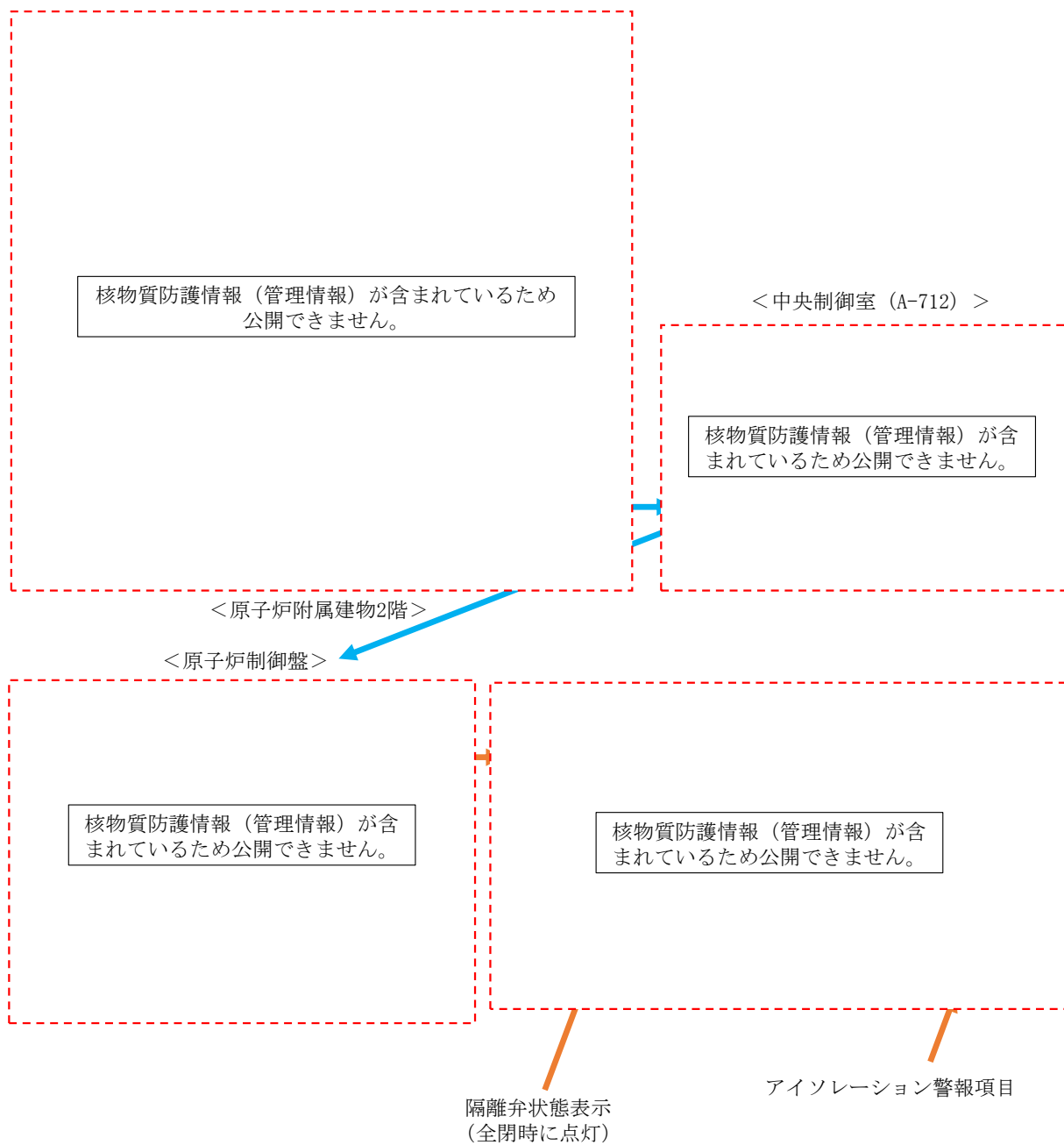
上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

- Ⓓ : 温度検出器
- Ⓔ : 圧力検出器
- Ⓜ : 放射線モニタ



- ※： 格納容器（床上）と格納容器（床下）の内部は、開口等により連通しており、検出器の設置場所において、当該区画のパラメータを計測可能
- ※： 格納容器（床下）の検出器は、主に漏えいした1次冷却材が堆積する地下中2階で、かつ、空調系の吸込み口を設置するR-203室に設置

第 3.2.4.1 図 格納容器自動アイソレーションの補足（2/3：検出器の配置）



第 3.2.4.1 図 格納容器自動アイソレーションの補足（3/3：操作場所）

3.2.5 格納容器手動アイソレーション手順【自主対策】

(1) 概要

本手順は、格納容器の温度、圧力又は線量率が原子炉保護系（アイソレーション）の作動設定値に達した場合に格納容器が自動で隔離されなかった際の手動による隔離に係る手順である。

(2) 成功基準

格納容器手動アイソレーションは、安全性向上のために自主的に講じるものである。

(3) 操作手順

- ① 運転員（中央制御室）A 及び E は、以下の順に格納容器の隔離を実施する（第 3.2.5.1 図参照）。
 - a. 手動アイソレーションボタンを押し、原子炉保護系（アイソレーション）を動作させる。
 - b. a. によっても格納容器の隔離ができない場合、隔離弁を個別に「閉」とする。

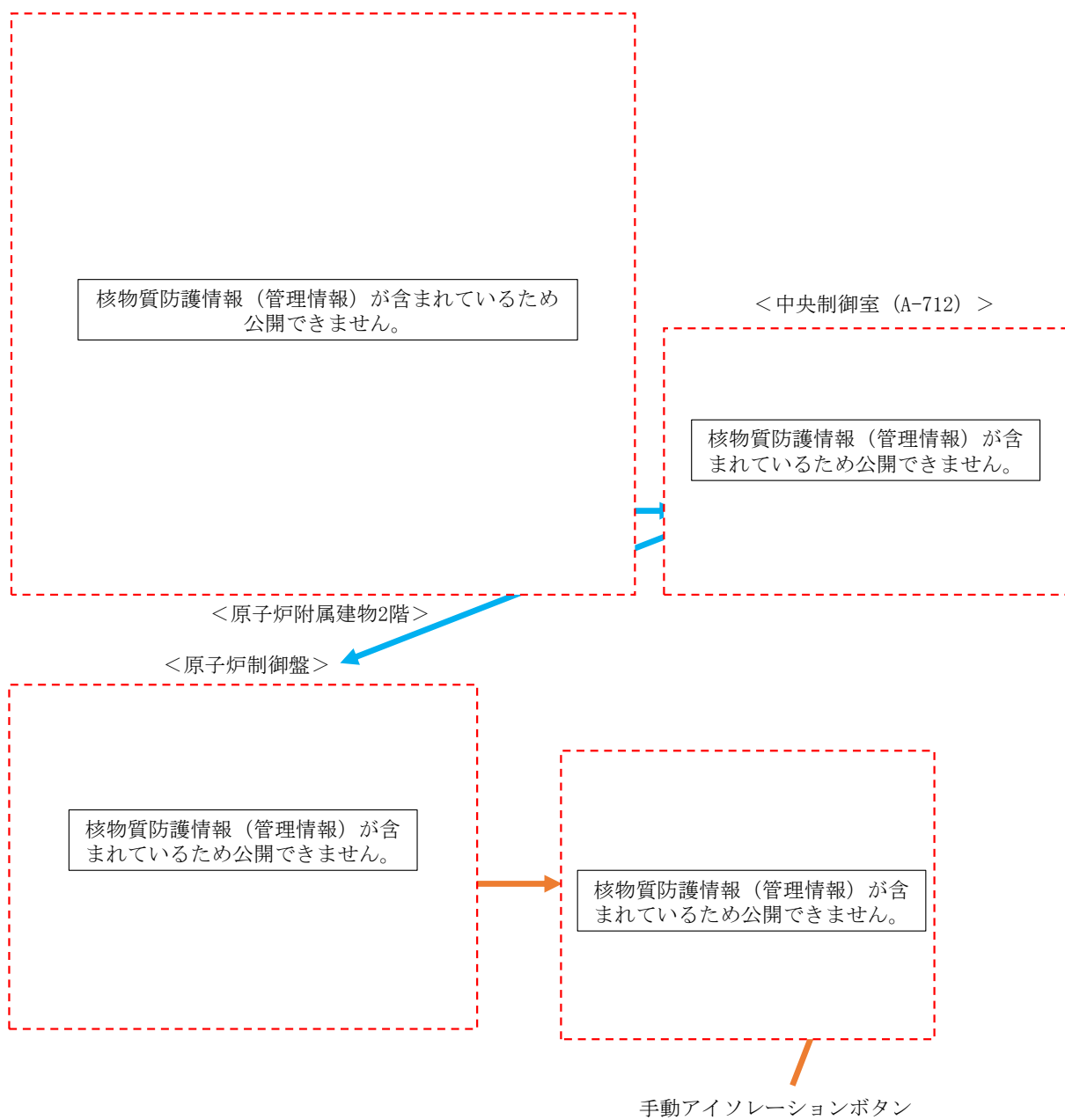
(4) 操作の成立性

上記の①の a. の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

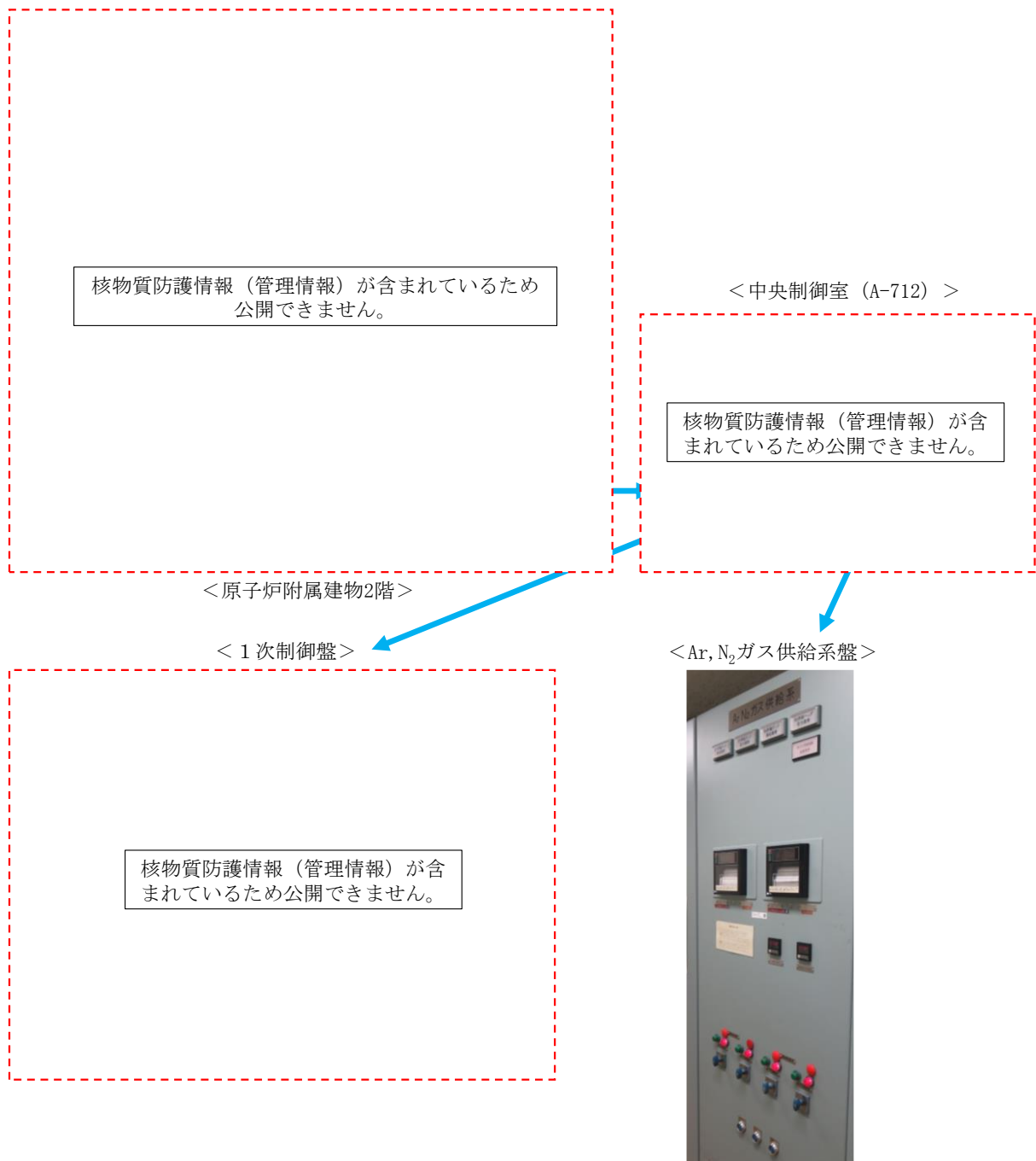
上記の①の b. の操作は、大部分が中央制御室での操作であるが、一部は現場での操作である。

①の a. の操作は、運転員 1 名で格納容器が自動でアイソレーションされなかったことを確認してから 5 分以内で実施することが可能である。

①の b. の操作は、運転員 2 名で a. による隔離弁手動操作の判断から 30 分以内（現場への移動時間を含む。）に実施することが可能である。

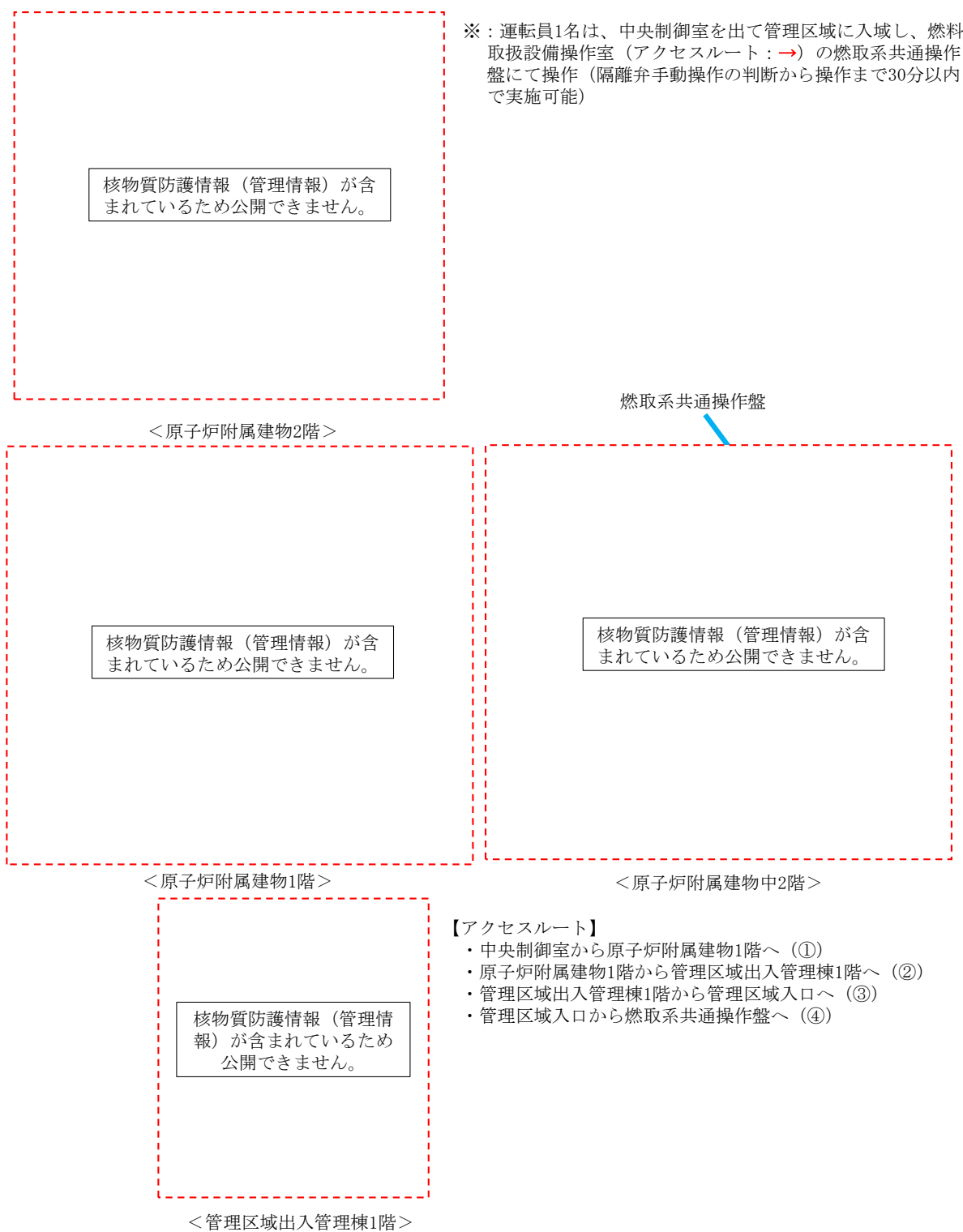


第 3.2.5.1 図 格納容器手動アイソレーションの補足
 (1/3 : 手動アイソレーションボタンの操作 (操作手順 : 「① a.」))



※：燃料取扱設備格内廃ガス隔離弁（V24-215/V24-216）を除く隔離弁を操作

第 3.2.5.1 図 格納容器手動アイソレーションの補足
 (2/3：中央制御室における隔離弁の個別操作（操作手順：「① b.」）)



第 3.2.5.1 図 格納容器手動アイソレーションの補足
 (3/3：燃料取扱設備格内廃ガス隔離弁の操作場所（操作手順：「① b.」）

3.2.6 1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順【自主対策】

(1) 概要

本手順は、燃料の破損が推定される際に原子炉カバーガス中の放射性物質を閉じ込めるための1次アルゴンガス系の排気側の隔離に係る手順である。

(2) 成功基準

1次アルゴンガス系の排気側の隔離は、安全性を向上させるために自主的に講じるものである。

(3) 操作手順

① 炉心の著しい損傷に至ると判断した場合、運転員（中央制御室）Dは、燃料破損検出系により燃料破損の有無を監視する。

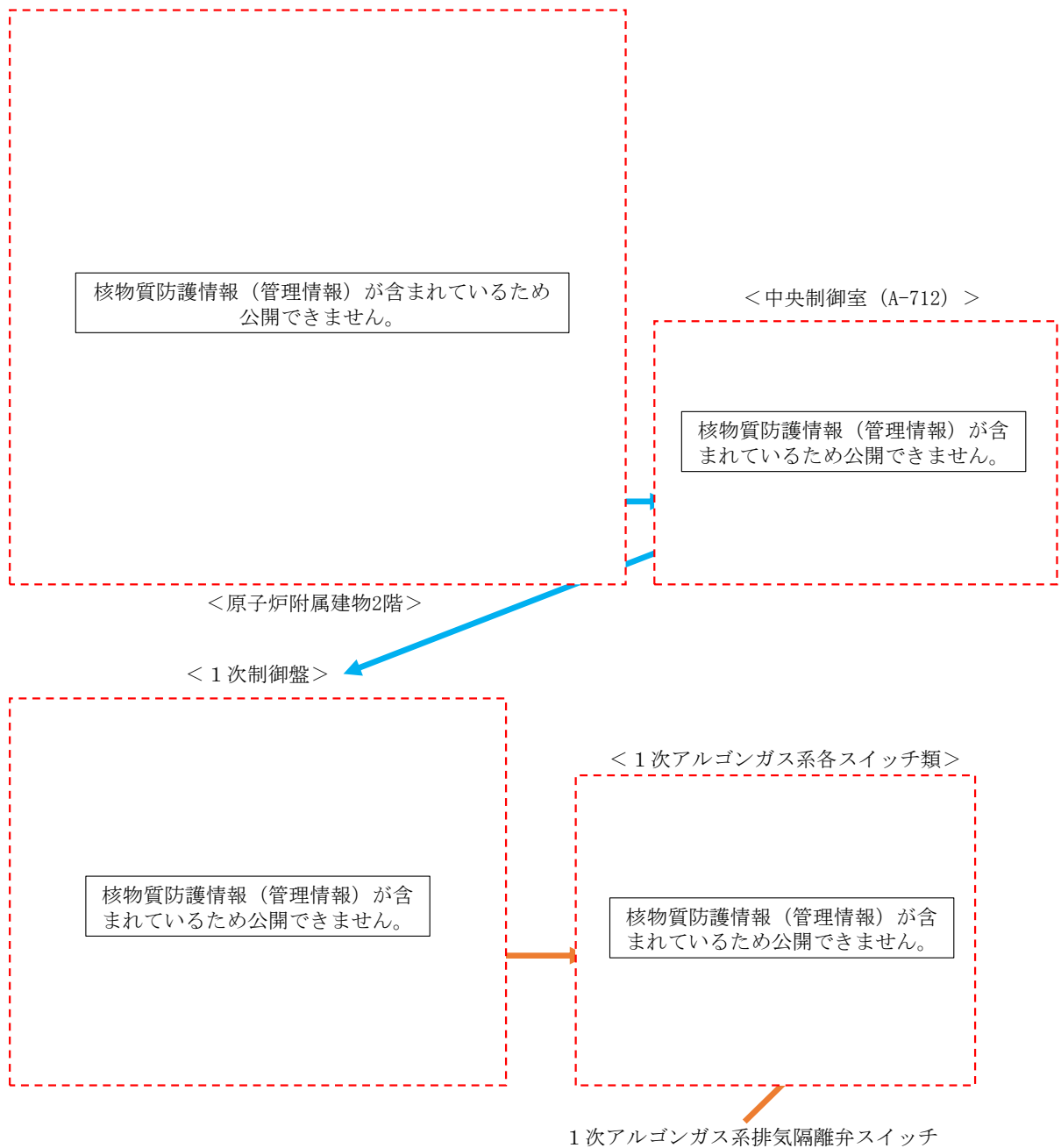
※ 上記の監視には、燃料破損検出系等を用いる。

② 運転員（中央制御室）Dは、燃料が破損したと推定される場合、1次アルゴンガス系の排気側の隔離弁を「閉」とする（第3.2.6.1図参照）。

(4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

②の操作は、運転員1名で燃料が破損したと推定してから5分以内に実施可能である。



※：原子炉カバーガス中の放射性物質を閉じ込めるため、1次アルゴンガス系排気ラインの隔離弁を「全閉」にする(隔離弁手動操作の判断から隔離弁操作まで5分以内)。

第 3. 2. 6. 1 図 1 次アルゴンガス系の排気側の隔離の補足

3.3 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）に対する手順

UTOP に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第 3.3.1 表に UTOP に対する手順のタイムチャートを示す。

＜炉心損傷防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 後備炉停止系による原子炉自動停止手順
※：上記の手順は、3.2.1 節に同じである。
- ・ 原子炉手動停止手順
※：上記の手順は、3.2.2 節に同じである。

＜格納容器破損防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 損傷炉心物質の原子炉容器内冷却手順
※：上記の手順は、3.2.3 節に同じである。
- ・ 格納容器自動アイソレーション手順
※：上記の手順は、3.2.4 節に同じである。
- ・ 格納容器手動アイソレーション手順
※：上記の手順は、3.2.5 節に同じである。
- ・ 1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順
※：上記の手順は、3.2.6 節に同じである。

第 3.3.1 表 UTOP に対する手順のタイムチャート（異常事象：制御棒の異常な引抜き）

(b) 手順：原子炉手動停止

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容 (中央制御室)	5	10	15	20	25	30	60	120	180	240			
	当直長	<ul style="list-style-type: none"> 運転操作指揮 	<ul style="list-style-type: none"> ▽異常事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽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失敗) ▽原子炉自動停止失敗を確認 ▽原子炉手動停止操作を開始 ▽原子炉出力低下後の除熱状態の監視を開始 												
状況判断	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> 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 													<ul style="list-style-type: none"> 「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。 原子炉スクラム、後炉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。
状況判断	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉自動停止失敗と判断 													
自主対策	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉手動停止 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉自動停止失敗と判断した場合、速やかに原子炉手動停止操作を開始する。機器の操作時に余裕を見込んだ時間を設定している。 本操作により、炉心の著しい損傷を防止できる可能性がある。また、炉心の出力を低下させ、影響を緩和する手段となりうるため、炉心の状態によらず、一連の操作を実施する。 格納容器破損防止措置の原子炉容器内冷却と並行して操作を実施することから、格納容器破損防止措置に影響はない。 												<ul style="list-style-type: none"> 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後炉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炉炉停止制御棒駆動機構による後炉炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。
監視	運転員B、C	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の除熱確認 													<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系(主電動機定格運転又はボーンター低速運転)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。

第 3.3.1 表 UTOP に対する手順のタイムチャート（異常事象：制御棒の異常な引抜き）
 (c) 手順：損傷炉心物質の原子炉容器内冷却等

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間 (分)							備考		
	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容 (中央制御室)	5	10	15	20	25	30	60		120	180
		<ul style="list-style-type: none"> 異常事象発生 (制御棒の異常な引抜き) 事故発生の判断 (「中性子東高 (出力領域)」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を確認 炉心の著しい損傷に至ると判断 損傷炉心物質の除熱状態の監視を開始 放射線物質閉じ込めに係る監視を強化 										
	当直長	<ul style="list-style-type: none"> 運転操作指揮 										
状況判断	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> 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 										
状況判断	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉自動停止失敗と判断 炉心の著しい損傷に至ると判断 										
格納容器破損防止措置	運転員B、C	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器内冷却確認 										
自主対策	運転員D	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバールガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 										
格納容器破損防止措置	運転員A、E	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器アイソレーション確認 										

3.4 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）に対する手順

ULOHS に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第 3.4.1 表に ULOHS に対する手順のタイムチャートを示す。

<炉心損傷防止措置> 下線：自主対策

- ・ 後備炉停止系による原子炉自動停止手順
※：上記の手順は、3.2.1 節に同じである。
- ・ 原子炉手動停止手順
※：上記の手順は、3.2.2 節に同じである。

<格納容器破損防止措置> 下線：自主対策

- ・ 原子炉停止失敗時手順（除熱源喪失時）
- ・ 制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒挿入手順

第 3.4.1 表 UL0HS に対する手順のタイムチャート（異常事象：2次冷却材流量減少）
 (b) 手順：原子炉手動停止等

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)	備考	
			5 10 15 20 25 30 35 40 45 50 55 60 65 70 75 80 85 90 95 100 105 110 115 120 125 130 135 140 145 150 155 160 165 170 175 180 185 190 195 200 205 210 215 220 225 230 235 240 245 250 255 260 265 270 275 280 285 290 295 300	
手順の内容	要員(名) (作業に必要な要員数)	<ul style="list-style-type: none"> ▽異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生(「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 ▽原子炉停止機能喪失と判断 ▽制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒挿入実施を判断 		
状況判断	当直長	<ul style="list-style-type: none"> ・運転操作指揮 		<ul style="list-style-type: none"> ・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。
	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉自動停止失敗と判断 		<ul style="list-style-type: none"> ・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。原子炉手動停止に失敗した場合は原子炉停止機能喪失と判断する。
	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉手動停止 		<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室で監視を強化する。
炉心損傷防止措置	運転員A、E	<ul style="list-style-type: none"> ・反応度、出力、冷却状態等の監視 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉上部の線量率に異常がないことを確認 資機材及び防護具の手配、作業準備 電源遮断 ケーブル切り離し 駆動部ハウジング内加圧ガスの停止 駆動部中間部上ハウジング切り離し 手動ハンドルの取り付け ハンドルを回転させ 制御棒を下端まで挿入 	<ul style="list-style-type: none"> ・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。
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	<ul style="list-style-type: none"> ・2次冷却材ドレン、消火等 		<ul style="list-style-type: none"> ・2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材を2次冷却材ダンプタンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火を行う。

3.4.1 原子炉停止失敗時手順（除熱源喪失時）

(1) 概要

本手順は、除熱源喪失時に原子炉の停止に失敗した際の炉心及び冷却系の物理特性による炉心損傷防止に係る手順である。

(2) 成功基準

炉心及び冷却系の物理特性による炉心損傷の防止は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するように設計している。このため、運転員の役割は、原子炉の状態の監視となる。

(3) 操作手順

- ① 当直長は、原子炉の停止に失敗した場合、運転員に原子炉の状態の監視強化を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）B及びCは、以下により原子炉の状態を監視する。
 - ・ 1次主冷却系（主電動機による定格運転）の運転状況を監視する。
 - ※ 上記の監視には、1次主冷却系の流量検出器を用いる。
 - ・ 2次主冷却系及び主冷却機に異常等がないことを監視する。
 - ※ 上記の監視には、2次主冷却系の流量検出器及び主冷却器出口冷却材の温度検出器を用いる。
 - ・ 主冷却器出口冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度を監視する。
 - ※ 上記の監視には、主冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器出口冷却材の温度検出器を用いる。

(4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

3.4.2 制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒挿入手順【自主対策】

(1) 概要

本手順は、原子炉の手動停止手順によっても制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入できない場合に、現場（格納容器内）にて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることによる制御棒の挿入に係る手順である。

(2) 成功基準

制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒挿入手順は、安全性向上のために自主的に講じるものである。

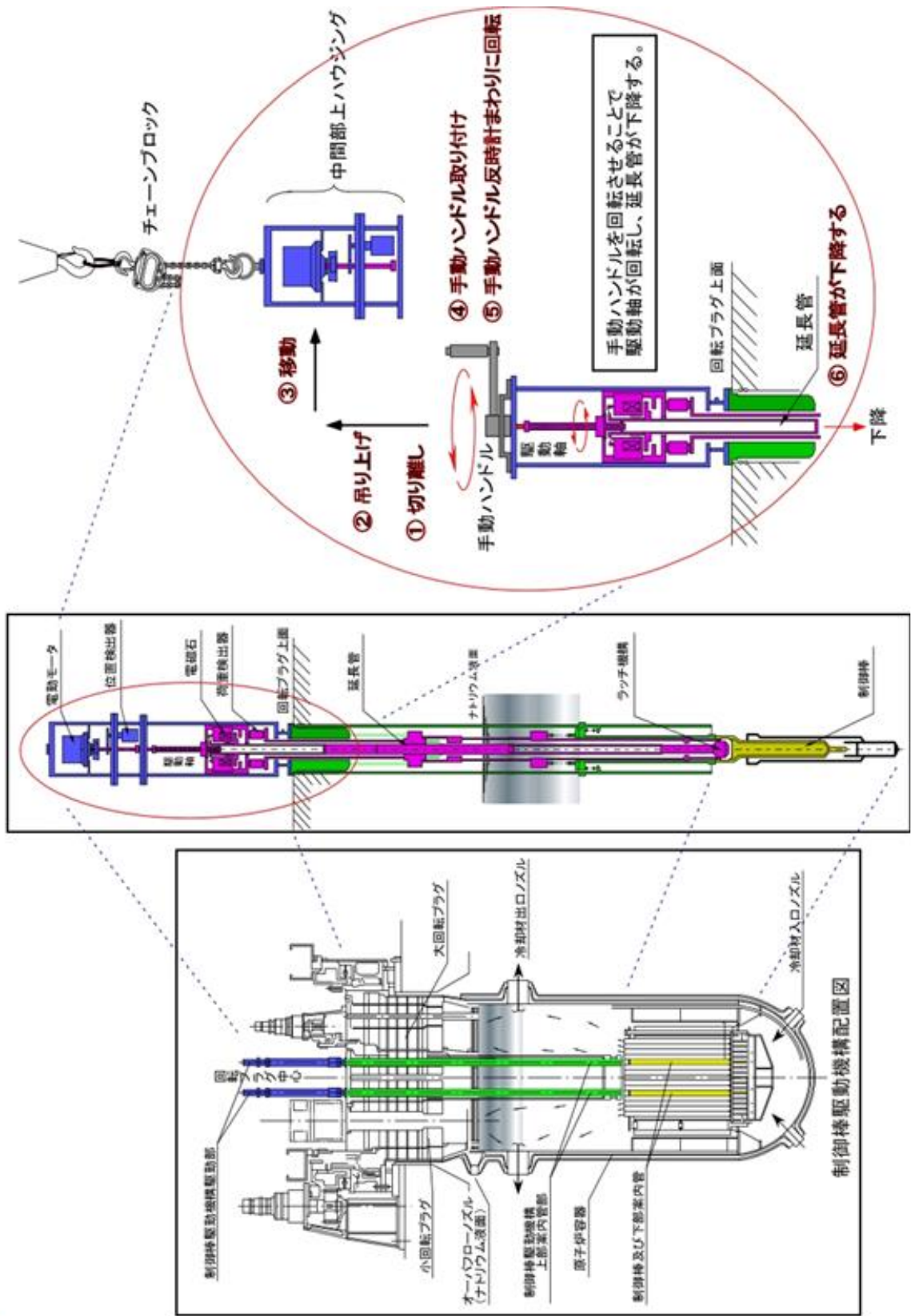
(3) 操作手順

- ① 現場対応班長は、原子炉の手動停止操作（3.2.2節参照）によっても、制御棒が挿入できない場合には、原子炉上部に設置されている制御棒駆動機構の駆動軸を機械的に回転させて制御棒を炉心に挿入することを指示する。
- ② 現場対応班員（格納容器内）5名は、被ばくを防止するための防護措置を講じるとともに、原子炉容器上部の線量率を測定し、異常がないことを確認した上で、以下の a.～f. の操作（第3.4.2.1図参照）により、制御棒駆動機構の中間部上ハウジングを切り離し、炉心第3列に配置している制御棒1本を手動で下端まで挿入する。なお、当該制御棒を下端まで挿入できない場合は、他の炉心第3列に配置している制御棒を操作し、低温停止に必要な反応度を挿入する。また、以下の作業中は、中央制御室において運転員による反応度及び出力等の監視を強化する。
 - a. 駆動部の電源を遮断し、電源ケーブルを切り離す。
 - b. 駆動部ハウジング内の加圧ガスを停止する。
 - c. 駆動部の中間部上ハウジングを切り離す。
 - d. 駆動部の駆動軸に手動ハンドルを取り付ける。
 - e. 手動ハンドルを反時計まわりに回転させ、延長管を下降（制御棒を挿入）させる。
 - f. 駆動部が完全に挿入されたことを下端表示ランプ点灯により確認する。

※ 「常陽」の制御棒は、制御棒（主炉停止系）4本、後備炉停止制御棒（後備炉停止系）2本の全6本で構成される。制御棒1本をサイクル運転初期の引き抜き位置から下端まで挿入すると約 $0.01 \Delta k/k$ の反応度が挿入され、低温停止に必要な反応度（ $0.0092 \Delta k/k$ ）を挿入することができる。

(4) 操作の成立性

上記②の操作は、資機材の準備も含めて、現場対応班員5名により5時間以内に実施することが可能である。



第 3. 4. 2. 1 図 制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒挿入手順の補足

3.5 局所的燃料破損（LF）に対する手順

LF に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第 3.5.1 表に LF に対する手順のタイムチャートを示す。

＜炉心損傷防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 燃料破損検知時原子炉手動スクラム手順
- ・ 原子炉手動停止手順
※：上記の手順は、3.2.2 節に同じである。

＜格納容器破損防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 損傷炉心物質の原子炉容器内冷却手順
※：上記の手順は、3.2.3 節に同じである。
- ・ 格納容器自動アイソレーション手順
※：上記の手順は、3.2.4 節に同じである。
- ・ 格納容器手動アイソレーション手順
※：上記の手順は、3.2.5 節に同じである。
- ・ 1 次アルゴンガス系の排気側の隔離手順
※：上記の手順は、3.2.6 節に同じである。

第 3.5.1 表 LF に対する手順のタイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間 (分)	備考
	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容		
炉心損傷 防止措置	当直長	▽冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生 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	10 20 30 40 50 60 90 120 180 240	
	運転員A、D	・ 運転操作指揮 ・ 事故発生 の判断		<ul style="list-style-type: none"> 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。 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒駆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A	・ 原子炉手動停止		<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) に異常がないことを確認する。
	運転員B、C	・ 原子炉容器内冷却確認		<ul style="list-style-type: none"> 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、原子炉カバードリを隔離する。
格納容器破損 防止措置	運転員D	・ 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバードリ内の放射性物質を閉じ込め、貯留		
	運転員A、E	・ 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」、「格納容器内床上線量率高」、「格納容器内床系 (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。

3.5.1 燃料破損検知時原子炉手動スクラム手順

(1) 概要

本手順は、燃料破損検出系の警報が発報し、その指示値が原子炉施設保安規定に定める運転上の制限（遅発中性子法燃料破損検出設備：バックグラウンドの値の5倍）を超過したことを確認した場合の原子炉手動スクラムに係る手順である。なお、自主対策として整備するカバーガス法燃料破損検出設備の指示値が原子炉施設保安規定に定める運転上の制限を超過した場合も同様に、原子炉手動スクラム手順を実施する。

(2) 成功基準

燃料破損検知時原子炉手動スクラムに必要な操作は、燃料破損検出系の指示値が運転上の制限を超過したことを確認後、炉心の著しい損傷を防止できるように実施する。

(3) 操作手順

- ① 当直長は、燃料破損検出系の警報が発報し、その指示値が原子炉施設保安規定に定める運転上の制限（遅発中性子法燃料破損検出設備：バックグラウンドの値の5倍）を超過したことを確認した場合、運転員に原子炉手動スクラムの実施及び原子炉停止後の除熱の監視を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A及びDは、燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）の警報が発報したことを確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）Aは、手動スクラムボタンを押し、原子炉保護系（スクラム）を動作させる。
※ ③の操作を実施しても制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入できない場合は、3.2.2節のb.～c.の操作を実施する。
- ④ 運転員（中央制御室）B及びCは、③の操作後の除熱を監視する（3.2.2節の②参照）。

(4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

運転員による燃料破損の判断及び原子炉の手動スクラムは、約10分以内（燃料破損検出系の検出時間及び運転員操作時間の合計）に実施することが可能である。

3.6 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）に対する手順

LORL に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置は、異常事象の発生箇所（原子炉冷却材バウンダリの破損箇所）により異なるため、以下の事象進展ごとに示す。

- ・ 安全容器内の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合
- ・ 安全容器外の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合
- ・ 1 次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合

3.6.1 安全容器内の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合

LORL のうち、安全容器内の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第 3.6.1.1 表に LORL のうち、安全容器内の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する手順のタイムチャートを示す。

<炉心損傷防止措置> 下線：自主対策

- ・ 安全容器内の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の補助冷却設備による崩壊熱除去手順
- ・ 補助冷却設備の手動起動手順

<格納容器破損防止措置> 下線：自主対策

- ・ 安全容器内の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順
 - ※ コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却
- ・ 格納容器自動アイソレーション手順
 - ※ 上記の手順は、3.2.4 節に同じである。
- ・ 格納容器手動アイソレーション手順
 - ※ 上記の手順は、3.2.5 節に同じである。

第3.6.1.1表 LORLのうち、安全容器内の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する手順のタイムチャート
 (a) 手順：補助冷却設備による崩壊熱除去

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間（分）								備考				
		5	10	20	30	60	180	300	10日		20日	30日	40日	
手順の内容 （作業に必要な要員数）	手順の内容 （中央制御室） ・運転操作指揮 1 ・原子炉スクラム確認 3 ・事故発生、主冷却系流路喪失の判断	▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷却設備自動起動 ▽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) ▽主冷却系流路喪失の判断												
		当直長	・「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。 ・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。 ・原子炉容器液位確保機能を喪失する事象であるため、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。											
		運転員A												
状況判断	運転員A、B、D													
炉心損傷防止措置	運転員B	・安全容器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												
	運転員B、C	・炉心損傷防止措置(補助冷却設備による崩壊熱除去)は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、補助冷却設備の運転の確認及び監視となる。												
		・補助冷却設備は、原子炉容器液位確保機能喪失事象への移行に備え、原子炉容器のナトリウム液位が通常ナトリウム液位-320mmまで低下した時点で自動起動する設計であるため、配管（外側）からの1次冷却材漏えいの判断に先行して起動する。 ・自動起動に失敗したと判断した場合には手動で起動する（機器の操作時間に余裕を見込んで、60分以内に操作可能）。												

第 3.6.1.1 表 LORL のうち、安全容器内の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重量した場合に対する手順のタイムチャート
 (b) 手順：コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却等

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)										備考
		5	10	20	30	60	180	300	10日	20日	30日	
手順の内容 (中央制御室)	要員(名) (作業に必要な要員数)	▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽補助冷却設備による副凝熱除去に失敗 ▽冷却材の昇温及び蒸発により 原子炉冷却材ハウダリが高圧に至ると判断 ▽原子炉容器外に損傷炉心物質が流出と判断										
状況判断	当直長	・運転操作指揮										
	運転員A	・原子炉スクラム確認										
	運転員A、B、D	・事故発生時の判断										
状況判断	運転員A、B	・原子炉冷却材温度が高圧に至ることの判断										
格納容器破損防止措置	運転員D	・安全板による過圧防止は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能するよう設計している。このため、運転員の操作は必要なく、運転員の役割は、隔離状態の確認及び監視となる。 ・格納容器隔離に失敗したと判断した場合、手動アイソレーション操作を開始する。機器の操作時間余裕を自入込時間を設定している。操作実施後は、放射性物質の閉じ込め状態の監視を継続する。										
	運転員A、E	・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線異常高」により、「格納容器内圧力高」、「格納容器内床上線異常高」により、「格納容器内圧力高」が動作し、工学的アイソレーションが自動的に動作し、隔離されることを確認する。										
状況判断	運転員A、B	・安全容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したこと判断										
格納容器破損防止措置	運転員B、E	・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										
格納容器破損防止措置	運転員B、E	・コンクリート遮へい体冷却系は、通常運転時から継続運転であり、運転員の操作を介しなくても、運転は継続されるが、冷却の準備として、通気風量及び通水流量を増加させる手順を実施する。										

3.6.1.1 安全容器内の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の補助冷却設備による崩壊熱除去手順

(1) 概要

本手順は、安全容器内の1次主冷却系の配管（内管）が破損し、原子炉が自動停止した後の崩壊熱除去中に同一区画の1次主冷却系の配管（外管）が破損した際の補助冷却設備による崩壊熱除去（第3.6.1.1.1図参照）に係る手順である。

(2) 成功基準

原子炉容器のナトリウム液位が低下した場合、補助冷却設備は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するように設計している。このため、運転員の役割は、補助冷却設備の自動起動の確認及び補助冷却設備の自動起動後の崩壊熱除去の監視となる。

(3) 操作手順

① 1次主冷却系の配管（内管）が破損し、1次冷却材漏えいが生じた場合、当直長は、運転員に原子炉自動停止の確認を指示する。

※ 2箇所以上のナトリウム漏えい検出器が作動する等、ナトリウム漏えいが発生していると判断され、原子炉の自動停止に至っていない場合、運転員に手動スクラムを実施させる（3.2.2節の①のa.参照）。

② 運転員（中央制御室）Aは、原子炉が自動停止したことを確認する。

③ 運転員（中央制御室）B及びCは、原子炉容器のナトリウム液位がN s L（原子炉容器通常ナトリウム液位）-320mmまで低下した場合、以下により補助冷却設備の自動起動を確認する。

※ 補助冷却設備が自動起動していない場合、手動により起動する。

- ・ 1次補助冷却系の電磁ポンプが自動起動し、定格流量（約56t/h）まで自動で到達することを確認する。

※ 上記の確認には、1次補助冷却系の温度検出器を用いる。

- ・ 2次補助冷却系の補助冷却機用送風機が自動起動することを確認する。

④ 運転員（中央制御室）B及びCは、補助冷却設備により崩壊熱が正常に除去されていることを監視するとともに、運転員（中央制御室）Bは、原子炉容器のナトリウム液位を監視する。

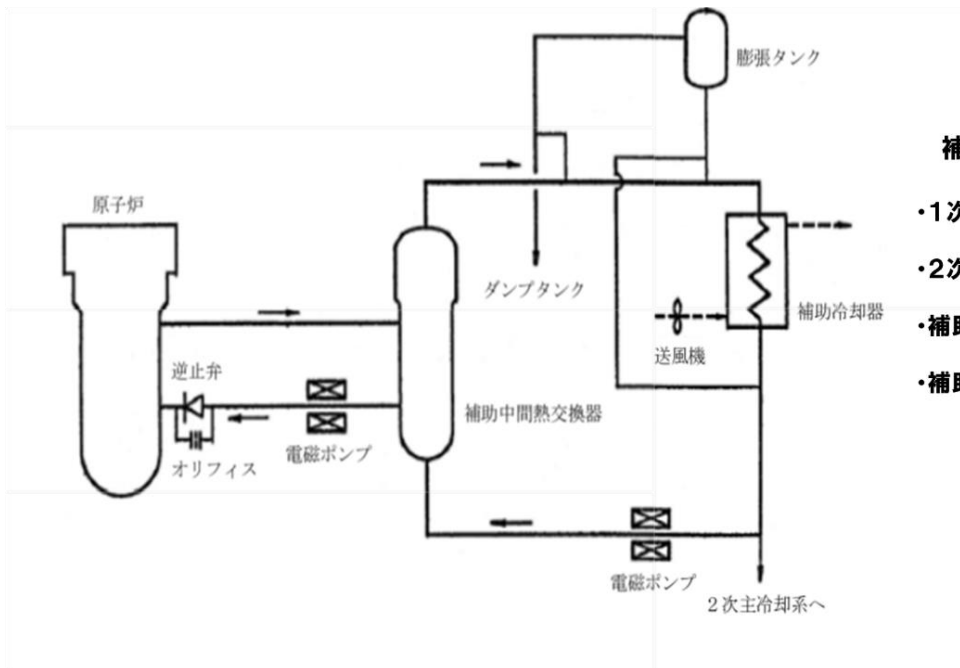
※ 上記の監視には、1次補助冷却系の温度検出器、補助冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器の液面検出器を用いる。

⑤ 運転員（中央制御室）Bは、原子炉容器のナトリウム液位が1次主冷却系の循環に必要な液位を下回った場合、1次主冷却系の配管（外管）が破損したと判断するとともに、安全容器によりナトリウムの漏えいが所定の容積で制限されることを確認する。

※：上記の対応には、原子炉容器の液面検出器等を用いる。

(4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。



補助冷却設備の主要仕様

- ・1次補助冷却系流量 約56t/h
- ・2次補助冷却系流量 約56t/h
- ・補助中間熱交換器容量 約2.6MW
- ・補助冷却機容量 約2.6MW

第 3. 6. 1. 1. 1 図 補助冷却設備による崩壊熱除去の補足
(補助冷却系による崩壊熱除去の概念図)

3.6.1.2 補助冷却設備の手動起動手順【自主対策】

(1) 概要

本手順は、補助冷却設備の自動起動に失敗した際の補助冷却設備の手動起動に係る手順である。

(2) 成功基準

補助冷却設備の手動起動は、安全性向上のために自主的に講じるものである。

(3) 操作手順

① 運転員（中央制御室）B 及び C は、1 次補助冷却系循環ポンプ、2 次補助冷却系の補助冷却機用送風機が自動起動していなかった場合、各操作スイッチにより手動起動する。

(4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

①の操作は、補助冷却設備の自動起動の失敗を確認してから 5 分以内に実施することが可能である。

3.6.1.3 安全容器内の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順

(1) 概要

本手順は、安全容器内の1次主冷却系の配管（内管）が破損し、原子炉が自動停止した後の崩壊熱除去中に同一区画の1次主冷却系の配管（外管）が破損し、さらに、補助冷却設備による崩壊熱除去機能を喪失した際に、損傷炉心物質等を安全容器内で保持・冷却するためのコンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却に係る手順である。

(2) 成功基準

コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却に必要な操作は、安全容器内に移行した損傷炉心物質を安全容器内で冷却・保持することが達成できるように実施する。

(3) 操作手順

- ① 事象発生（1次主冷却系の配管（内管）破損）から原子炉自動停止の確認までは、3.6.1.1節に同じである。
- ② 運転員A及びBは、原子炉冷却材温度が高温、高圧に至ると判断する。
 - ※ 補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗し、かつ、原子炉容器のナトリウム液位が1次主冷却系の循環に必要な液位を下回った場合に原子炉冷却材が高温、原子炉冷却材バウンダリ等が高圧に至ると判断する。
- ③ 運転員（中央制御室）A、B、D及びEは、以下により原子炉の状態を監視する。
 - ・ 1次アルゴンガス系の圧力を監視する。
 - ※ 上記の監視には、原子炉カバーガスの圧力検出器を用いる。
 - ※ 1次アルゴンガス系の圧力が所定の圧力に達した場合、1次アルゴンガス系安全板が開放されることを確認する。
 - ※ 1次アルゴンガス系の安全板の開放は、警報により確認する。
 - ・ 格納容器の温度、圧力及び線量率を監視する。
 - ※ 上記の監視には、格納容器の温度検出器、格納容器の圧力検出器及び格納容器内高線量エリアモニタを用いる。
 - ※ 格納容器の温度、圧力又は線量率が原子炉保護系（アイソレーション）の作動設定値に達した場合、格納容器のアイソレーションを確認する。
 - ・ 安全容器内の圧力を監視する。
 - ※ 上記の監視には、安全容器呼吸系の圧力検出器を用いる。
 - ・ コンクリート遮へい体冷却系の運転状況を監視する。
 - ※ 上記の監視には、コンクリート遮へい体冷却系の温度検出器、冷却水の流量検出器を用いる。
- ④ 運転員（中央制御室）B及びEは、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスの安全容器部への通気風量及びコンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス冷却器の通水流量を増加させる（第3.6.1.3.1図参照）。
- ⑤ 運転員（中央制御室）A及びBは、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したと判

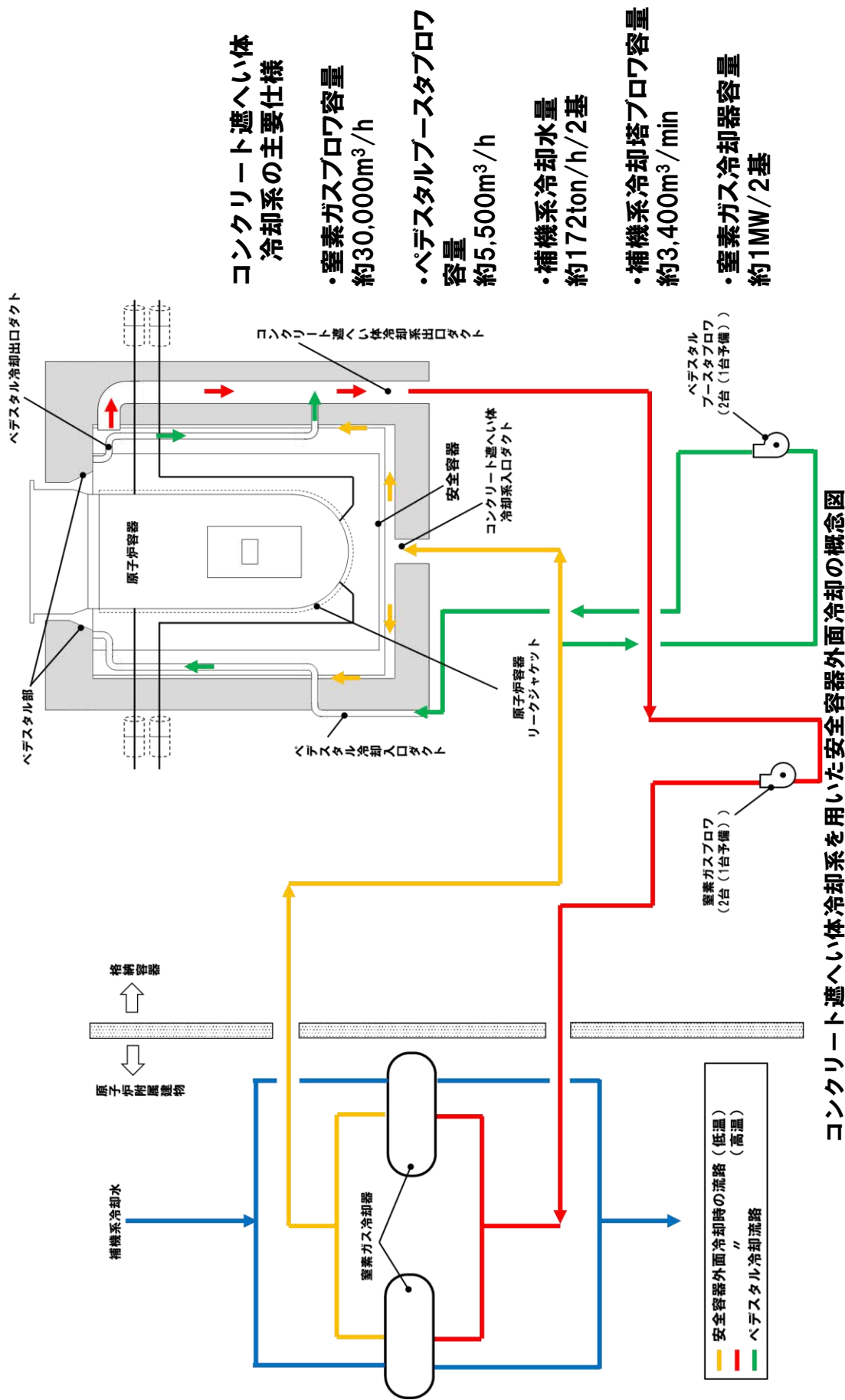
断し、冷却状態を監視する。

※ 安全容器内の圧力が著しく上昇した場合に、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。

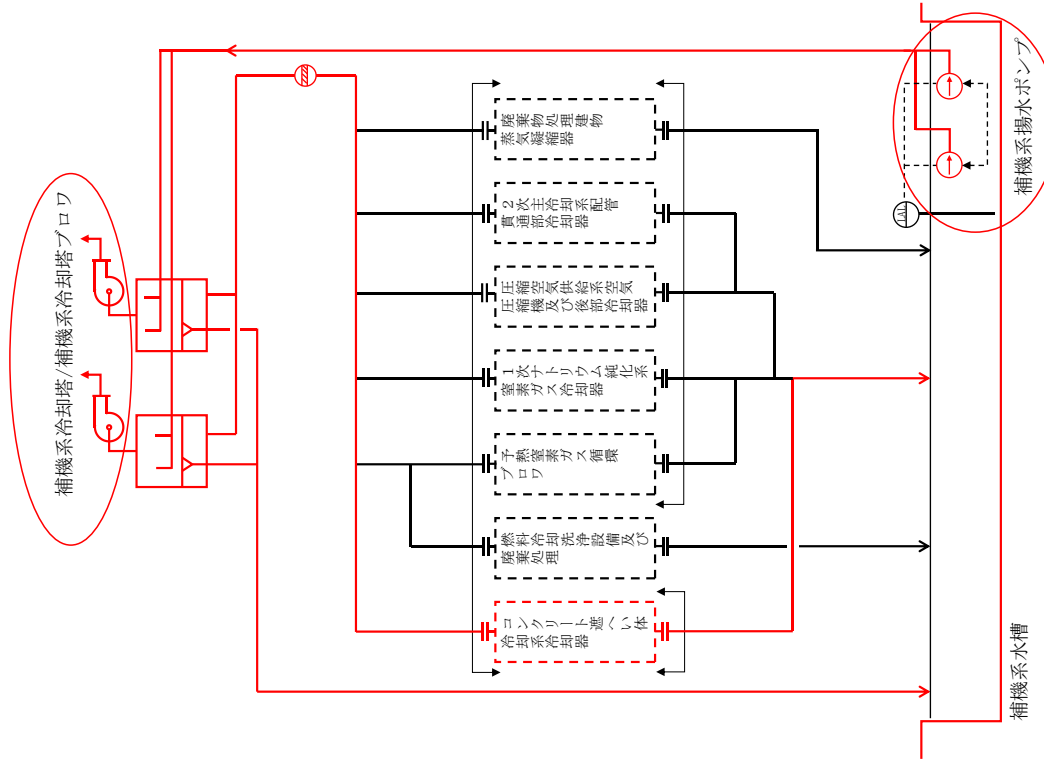
(4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

上記の④の操作は、30分以内に実施することが可能である。



第3.6.1.3.1 図 コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却の補足
(1/5: 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の概念図)



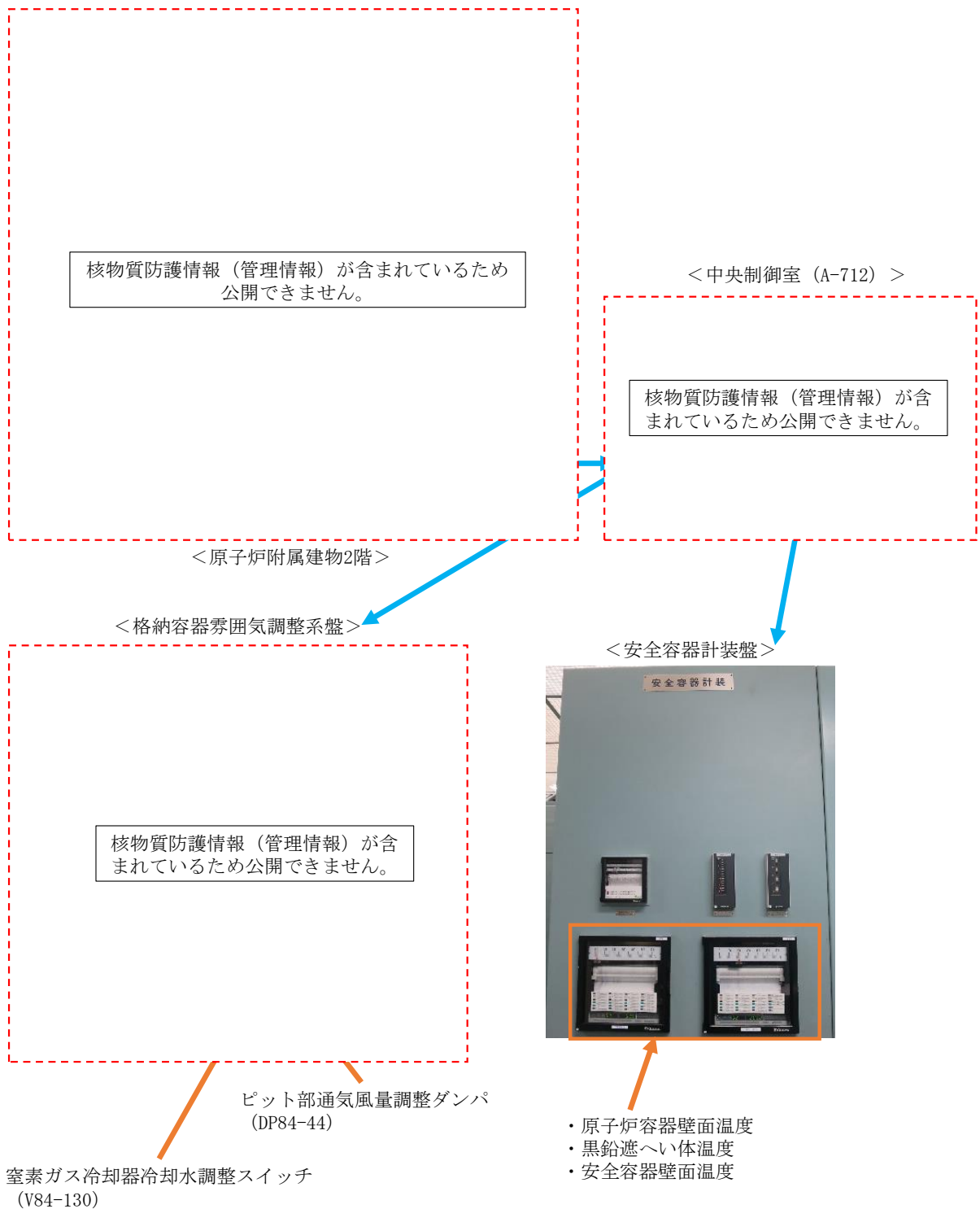
赤線：補機冷却設備のうち、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置で考慮する範囲（コンクリート遮へい体冷却系の冷却水の供給に使用）

第 3.6.1.3.1 図 コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却の補足

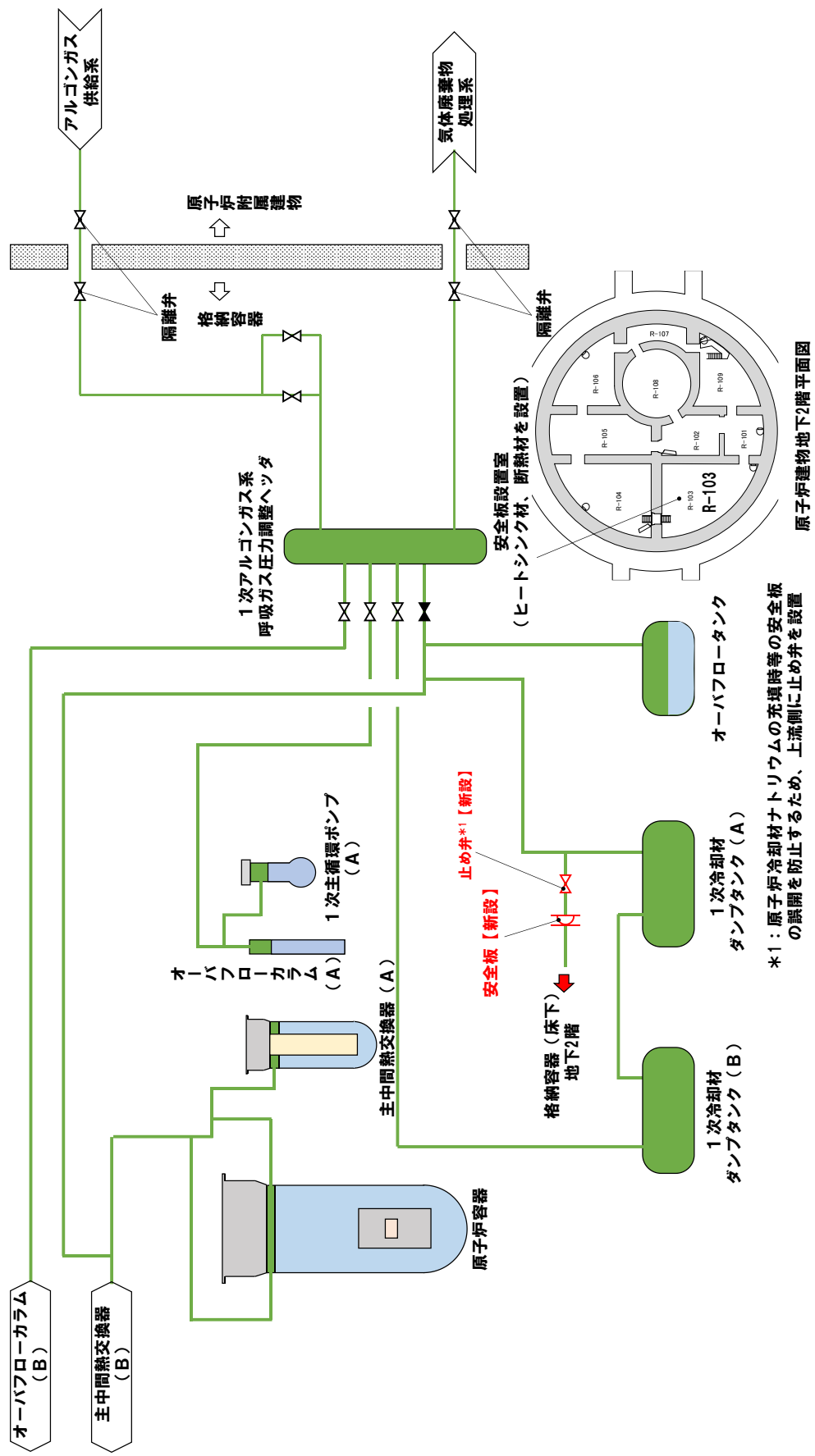
(2/5：関連する補機冷却設備)

補機冷却系の主要仕様

- 補機系冷却水量
172ton/h/2基
- 補機系冷却塔ブロウ容量
約3,400m³/min



第 3. 6. 1. 3. 1 図 コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却の補足 (4/5：操作場所)



第3.6.1.3.1 図 コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却の補足
 (5/5: 1次アルゴンガス系安全板の概念図)

3.6.2 安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合

LORLのうち、安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第3.6.2.1表にLORLのうち、安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する手順のタイムチャートを示す。

＜炉心損傷防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の補助冷却設備による崩壊熱除去手順
- ・ 補助冷却設備の手動起動手順
※ 上記の手順は、3.6.1.2節に同じである。

＜格納容器破損防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順
※ 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手順
- ・ 格納容器自動アイソレーション手順
※ 上記の手順は、3.2.4節に同じである。
- ・ 格納容器手動アイソレーション手順
※ 上記の手順は、3.2.5節に同じである。

第3.6.2.1表 LORLのうち、安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する手順のタイムチャート
 (a) 手順：補助冷却設備による崩壊熱除去

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間（分）										備考			
	要員（名） （作業に必要な要員数）	作業項目	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日		40日		
状況判断	当直長	手順の内容 ▽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(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)														
	運転員A		1													
	運転員A、B、D		3													
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													
	運転員B、C	2	・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。													

3.6.2.1 安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の補助冷却設備による崩壊熱除去手順

(1) 概要

本手順は、安全容器外の1次主冷却系の配管（内管）が破損し、原子炉が自動停止した後の崩壊熱除去中に同一区画の1次主冷却系の配管（外管）が破損した際の補助冷却設備による崩壊熱除去（第3.6.1.1.1図参照）に係る手順である。

(2) 成功基準

1次主冷却系のサイフォンブレイクによる液位の確保（第3.6.2.1.1図参照）は、受動的に達成されるとともに、原子炉容器のナトリウム液位が低下した場合、補助冷却設備は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するように設計している。このため、運転員の役割は、補助冷却設備の自動起動の確認及び補助冷却設備の自動起動後の崩壊熱除去の監視となる。

(3) 操作手順

- ① 1次主冷却系の配管（内管）が破損し、1次冷却材漏えいが生じた場合、当直長は、運転員に原子炉自動停止の確認を指示する。
 - ※ 2箇所以上のナトリウム漏えい検出器が作動する等、ナトリウム漏えいが発生していると判断され、原子炉の自動停止に至っていない場合、運転員に手動スクラムを実施させる（3.2.2節の①のa.参照）。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、原子炉が自動停止したことを確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）B及びCは、原子炉容器のナトリウム液位がN s L（原子炉容器通常ナトリウム液位）-320mmまで低下した場合、以下により補助冷却設備の自動起動を確認する。
 - ※ 補助冷却設備が自動起動していない場合、手動により起動する。
 - ・ 1次補助冷却系の電磁ポンプが自動起動し、定格流量（約56t/h）まで自動で到達することを確認する。
 - ※ 上記の確認には、1次補助冷却系の温度検出器を用いる。
 - ・ 2次補助冷却系の補助冷却機用送風機が自動起動することを確認する。
- ④ 運転員（中央制御室）B及びCは、補助冷却設備により崩壊熱が正常に除去されていることを監視するとともに、運転員（中央制御室）Bは、原子炉容器のナトリウム液位を監視する。
 - ※ 上記の監視には、1次補助冷却系の温度検出器、補助冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器の液面検出器を用いる。
- ⑤ 運転員（中央制御室）Bは、原子炉容器のナトリウム液位が1次主冷却系の循環に必要な液位を下回った場合、1次主冷却系の配管（外管）が破損したと判断するとともに、1次主冷却系のサイフォンブレイクによりナトリウムの漏えいが抑制されることを確認する。
 - ※：上記の対応には、原子炉容器の液面検出器等を用いる。

(4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。

3.6.2.2 安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順

(1) 概要

本手順は、安全容器外の1次主冷却系の配管（内管）が破損し、原子炉が自動停止した後の崩壊熱除去中に同一区画の1次主冷却系の配管（外管）が破損し、さらに、補助冷却設備による崩壊熱除去機能を喪失した際に、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（第3.6.2.2.1図参照）により、炉心の崩壊熱を除去するための手順である。

(2) 成功基準

コンクリート遮へい体冷却系は、通常運転時から継続して運転するものであり、給水流量の増大、窒素ガス流路の切り替えのための操作を除いて、基本的な手順は監視となる。

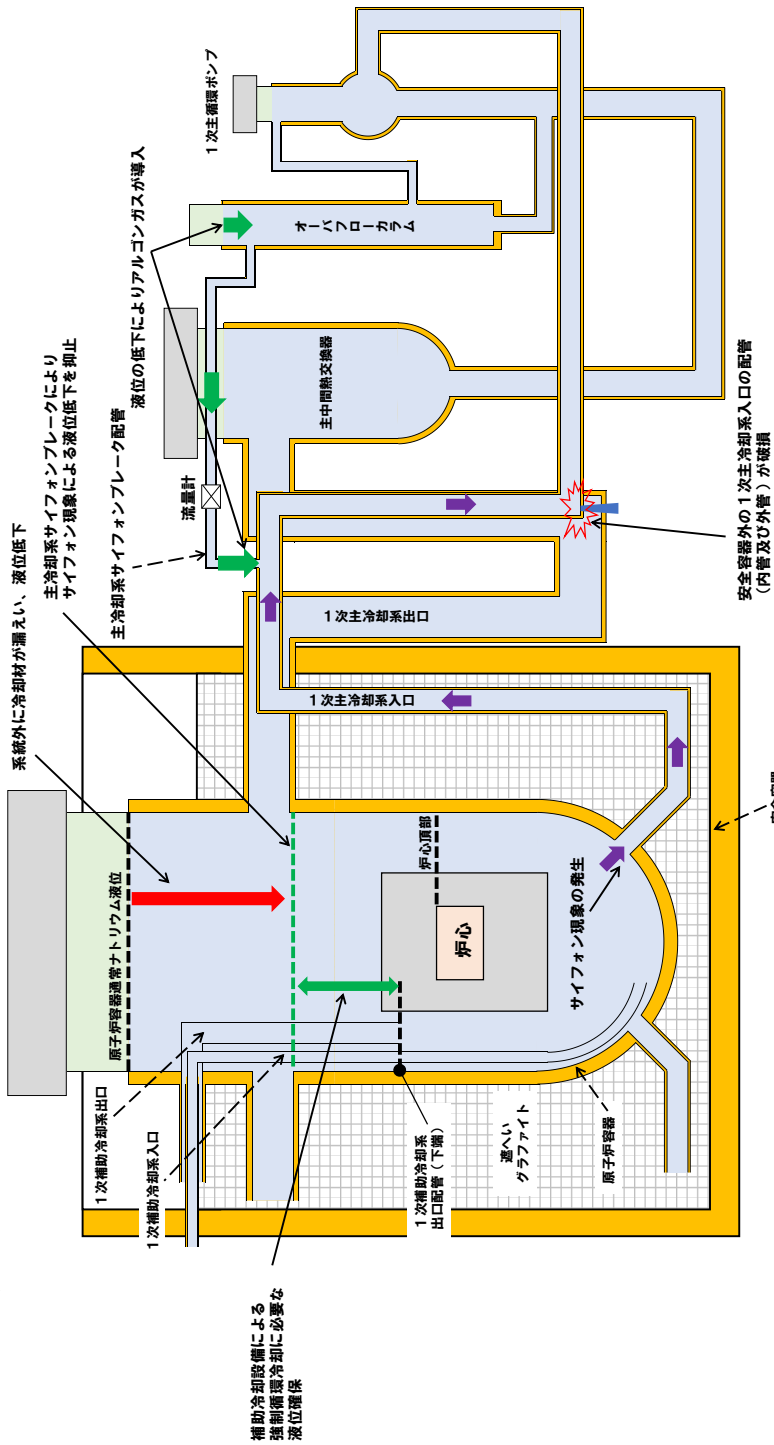
(3) 操作手順

- ① 事象発生（1次主冷却系の配管（内管）破損）から原子炉自動停止の確認までは、3.6.2.1節に同じである。
- ② 運転員（中央制御室）A及びBは、原子炉冷却材温度が上昇すると判断する。
※ 補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗した場合、原子炉冷却材温度が上昇すると判断する。
- ③ 運転員（中央制御室）B及びCは、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを原子炉容器のリークジャケットに通気するように窒素ガスの流路を切り替えると同時に、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス冷却器の通水流量を増加させる。
- ④ 運転員（中央制御室）A、B、C及びDは、コンクリート遮へい体冷却系により崩壊熱が正常に除去されていることを監視する。
※ 上記の監視には、コンクリート遮へい体冷却系の温度検出器、冷却水の流量検出器を用いる。

(4) 操作の成立性

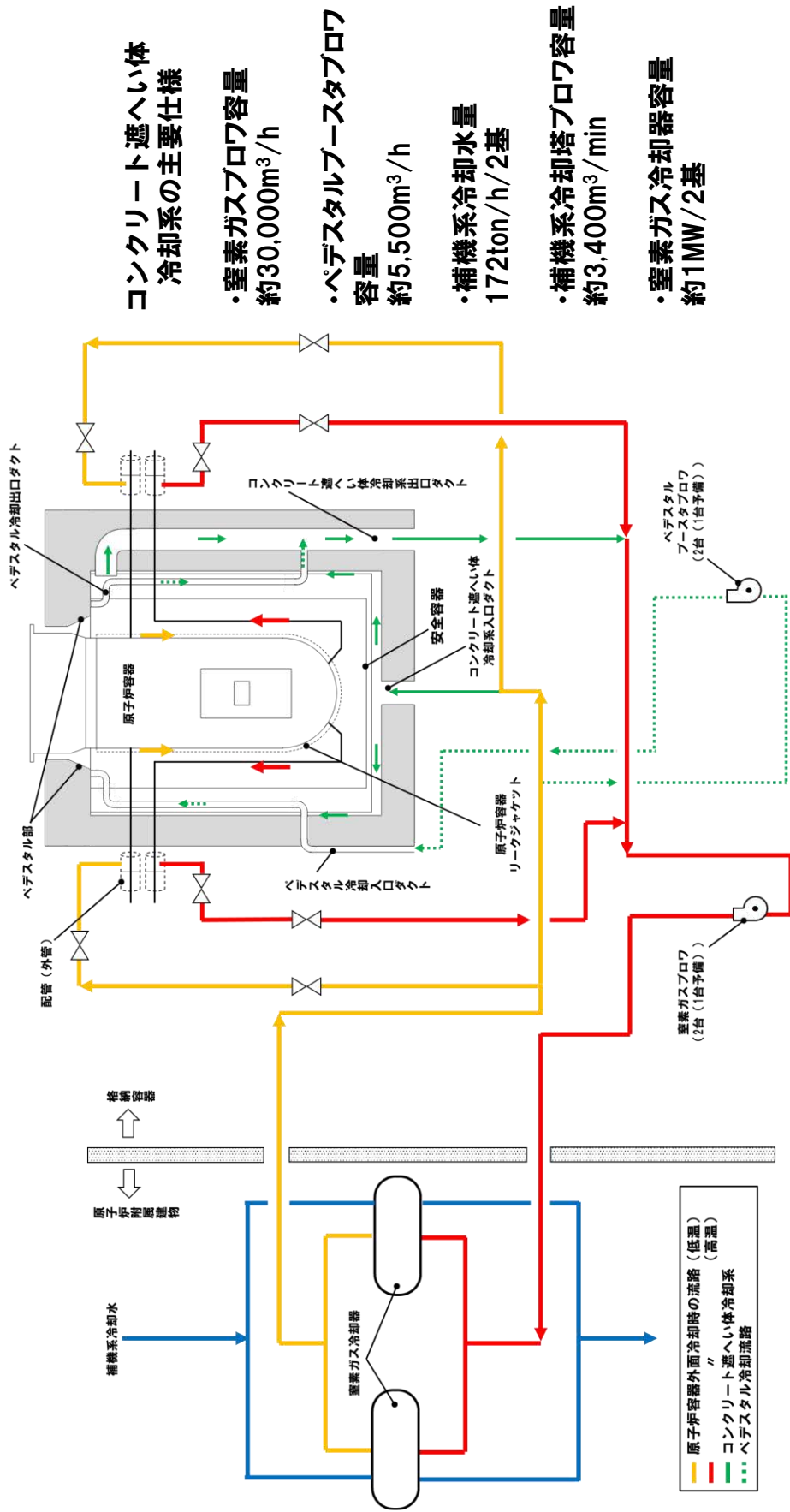
上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。

- 安全容器より外側の1次主冷却系入口の低所配管（内管及び外管）が破損した際に、主冷却系サイフォンレーク配管からアルゴンガスが導入されることがにより、サイフォン現象による原子炉容器の冷却材液位の低下を抑制し、補助冷却設備の強制循環冷却に必要な液位を確保する。
- アルゴンガスは、配管等の適切な配置により、オーバーフローカラムの液位低下に伴い、受動的に導入され（電源及び運転員操作不要）、運転員は炉内ナトリウム液面計の指示値により、主冷却系サイフォンレークの成否を確認する。
- 主冷却系サイフォンレーク配管は、通常運転時に凝固・閉塞が生じることを防止するため、差圧により常時ナトリウムを流動させる設計とともに、配管内のナトリウムの流動を確認できるよう電磁流量計を設置し、運転員が常時監視している。なお、サイフォンレーク配管内の流量が異常に低下した場合には、中央制御室に警報を発生し、異常を検知できる設計としている。



第3.6.2.1.1 図 1 次主冷却系のサイフォンレークの概念図
主冷却系サイフォンレークによる液位確保の補足

- 1次冷却材の漏えいにより窒素ガス流路を喪失する場合を除く事故時に使用可能（コンクリート遮へい体冷却系を予熱窒素ガス系と接続し、原子炉容器等の二重構造の間隙部に窒素ガスを通気）
- コンクリート遮へい体冷却系は、主冷却系と独立した系統



- コンクリート遮へい体冷却系の主要仕様
- 窒素ガスプロフ容量 約30,000m³/h
- ベテスタルブースタプロフ容量 約5,500m³/h
- 補機系冷却水量 172ton/h/2基
- 補機系冷却塔プロフ容量 約3,400m³/min
- 窒素ガス冷却器容量 約1MW/2基

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概念図

第3.6.2.2.1図 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補足

3.6.3 1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合

LORL のうち、1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第3.6.3.1表にLORLのうち、1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する手順のタイムチャートを示す。

＜炉心損傷防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の自然循環による崩壊熱除去手順
 - ※ 自然循環（2ループ）による崩壊熱除去
- ・ 1次主冷却系の強制循環機能の復旧手順
- ・ 1次補助冷却系の手動サイフォンブレイク及び原子炉容器出入口弁閉止手順

＜格納容器破損防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順
 - ※ 自然循環（1ループ）による崩壊熱除去
- ・ 格納容器自動アイソレーション手順
 - ※ 上記の手順は、3.2.4節に同じである。
- ・ 格納容器手動アイソレーション手順
 - ※ 上記の手順は、3.2.5節に同じである。
- ・ コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却手順
 - ※ 上記の手順は、3.1.6.3節に同じである。

第 3.6.3.1 表 LORL のうち、1 次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する手順のタイムチャート

(a) 手順：1 次補助冷却系サイフォンブレークの確認及び主冷却系の自然循環による崩壊熱除去

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間 (分)	備考
	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容		
状況判断	当直長	<ul style="list-style-type: none"> 運転操作指揮 	5	<ul style="list-style-type: none"> 「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。 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。 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 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。 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。 「格納容器内圧力高」、「格納容器内床温度高」、「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。
	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム確認 	10	
	運転員A、B、D	<ul style="list-style-type: none"> 事故発生の判断 	15	
炉心損傷防止措置	運転員B	<ul style="list-style-type: none"> 1 次補助冷却系サイフォンブレー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 	20	
	運転員B、C	<ul style="list-style-type: none"> 主冷却系の循環による冷却（自然循環） 	25	
状況判断	運転員A、E	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断 	30	
	運転員A、E	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器アイソレーション確認 	35	

3.6.3.1 1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の自然循環による崩壊熱除去手順

(1) 概要

本手順は、1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の主冷却設備（2ループ）の自然循環による崩壊熱除去に係る手順である。

(2) 成功基準

1次補助冷却系のサイフォンブレイクによる液位の確保（第3.6.3.1.1図参照）は、自動的に達成されるとともに、主冷却設備は、運転員の操作を介しなくても、自動的に自然循環に移行するように設計している。このため、運転員の役割は、サイフォンブレイクによる液位の確保、主冷却設備の運転状態及び原子炉の冷却状態の確認並びに崩壊熱除去の監視となる。

(3) 操作手順

- ① 1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が発生した場合、当直長は、運転員に原子炉の自動停止の確認を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、原子炉が自動停止したことを確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）B及びCは、原子炉が自動停止した後、1次補助冷却系のサイフォンブレイクによる液位確保及び1次主冷却系の自然循環冷却を確認する。
- ④ 運転員（中央制御室）B及びCは、2ループの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とともに、主冷却設備により崩壊熱が正常に除去されていることを以下により監視する。
 - ・ 1次主冷却系の自然循環の状況を監視する。
 - ※ 上記の監視には、1次主冷却系の流量検出器を用いる。
 - ・ 2次主冷却系及び主冷却機に異常等がないことを監視する。
 - ※ 上記の監視には、2次主冷却系の流量検出器及び主冷却器出口冷却材の温度検出器を用いる。
 - ・ 主冷却器出口冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が安定することを監視する。
 - ※ 上記の監視には、主冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器出口冷却材の温度検出器を用いる。

(4) 操作の成立性

上記の作業は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。

3.6.3.2 1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順

(1) 概要

本手順は、1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳し、かつ、炉心損傷防止措置（主冷却設備（2ループ）の自然循環による崩壊熱除去）の機能を喪失した場合の主冷却設備（1ループ）の自然循環による崩壊熱除去に係る手順である。

(2) 成功基準

主冷却設備は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に自然循環に移行するように設計している。このため、運転員の役割は、主冷却設備の運転状態及び原子炉の冷却状態の確認並びに崩壊熱除去の監視となる。

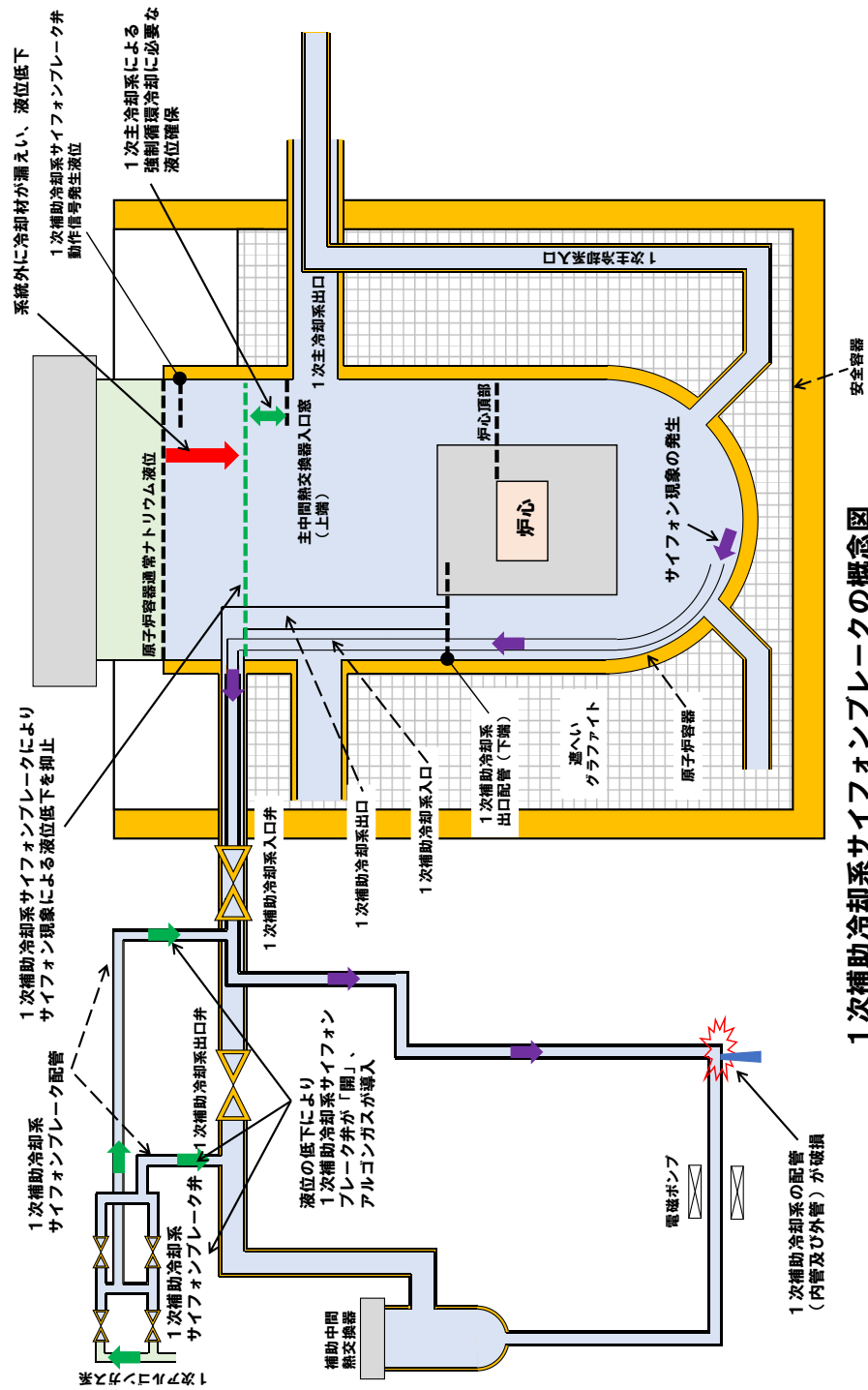
(3) 操作手順

- ① 事象発生（1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損）、原子炉自動停止、1次補助冷却系のサイフォンブレイクによる液位確保の確認及び1次主冷却系の自然循環冷却の確認までは、3.6.3.1節に同じである。
- ② 運転員（中央制御室）B及びCは、1ループの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とともに、主冷却設備により崩壊熱が正常に除去されていることを以下により監視する。
 - ・ 1次主冷却系の自然循環の状況を監視する。
 - ※ 上記の監視には、1次主冷却系の流量検出器を用いる。
 - ・ 2次主冷却系及び主冷却機に異常等がないことを監視する。
 - ※ 上記の監視には、2次主冷却系の流量検出器及び主冷却器出口冷却材の温度検出器を用いる。
 - ・ 主冷却器出口冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が安定することを監視する。
 - ※ 上記の監視には、主冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器出口冷却材の温度検出器を用いる。

(4) 操作の成立性

上記の作業は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。

- 1次補助冷却系の低所配管（内管及び外管）が破損した際に、1次補助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することにより、サイフォン現象による原子炉容器の冷却材液位の低下を抑制し、1次主冷却系の循環に必要な液位を確保する。
- 1次補助冷却系のナトリウム漏えいの検知（2 out of 28）、原子炉容器の冷却材液位低低（NsL-320mm）、ポニーモータ1台停止の条件が成立した時点で、自動で1次補助冷却系サイフォンブレイク弁が「開」となりアルゴンガスが導入される。また、1次補助冷却系サイフォンブレイク弁は、中央制御室での操作、及び現場での直接操作を可能とする。
- 1次補助冷却系サイフォンブレイク失敗を仮想した場合であっても、1次補助冷却系の出入口弁（電源：直流無停電電源系）を「開」とすることにより、1次主冷却系の循環に必要な液位の確保が可能である。



1次補助冷却系サイフォンブレイクの概念図

第 3.6.3.1.1 図 1 次補助冷却系のサイフォンブレイクによる液位確保の補足

3.7 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) に対する手順

PLOHS に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置は、異常事象により異なるため、以下の事象進展ごとに示す。

- ・ 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合
- ・ 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合

3.7.1 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合

PLOHS のうち、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第 3.7.1.1 表に PLOHS のうち、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合に対する手順のタイムチャートを示す。

<炉心損傷防止措置> 下線：自主対策

- ・ 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の自然循環（2 ループ）による崩壊熱除去手順
- ・ 強制循環機能の復旧手順
- ・ コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器の外面冷却手順

<格納容器破損防止措置> 下線：自主対策

- ・ 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順
- ※ 自然循環（1 ループ）による崩壊熱除去

3.7.1.1 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の自然循環（2 ループ）による崩壊熱除去手順

(1) 概要

本手順は、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の主冷却設備（2 ループ）の自然循環による崩壊熱除去に係る手順である。

(2) 成功基準

主冷却設備は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に自然循環に移行するように設計している。このため、運転員の役割は、主冷却設備の運転状態及び原子炉の冷却状態の確認並びに崩壊熱除去の監視となる。

(3) 操作手順

- ① 外部電源喪失が発生した場合、当直長は、運転員に原子炉の自動停止の確認を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A は、原子炉が自動停止したことを確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）B 及び C は、原子炉が自動停止した後、1 次主冷却系の強制循環冷却（ポニーモータによる低速運転）及び補助冷却設備による強制循環冷却の失敗を確認する。
 - ※ 強制循環冷却機能喪失の原因によっては、機能を復旧できる可能性があるため、手動での強制循環冷却機能の復旧を行う。
- ④ 運転員（中央制御室）B 及び C は、2 ループの 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とともに、主冷却設備により崩壊熱が正常に除去されていることを以下により監視する。
 - ・ 1 次主冷却系の自然循環の状況を監視する。
 - ※ 上記の監視には、1 次主冷却系の流量検出器を用いる。
 - ・ 2 次主冷却系及び主冷却機に異常等がないことを監視する。
 - ※ 上記の監視には、2 次主冷却系の流量検出器及び主冷却器出口冷却材の温度検出器を用いる。
 - ・ 主冷却器出口冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が安定することを監視する。
 - ※ 上記の監視には、主冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器出口冷却材の温度検出器を用いる。

(4) 操作の成立性

上記の作業は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。

3.7.1.2 強制循環機能の復旧手順

(1) 概要

本手順は、1次主冷却系の強制循環冷却（ポンプモータによる低速運転）及び補助冷却設備による強制循環冷却に失敗した際の当該機能の復旧に係る手順である。

(2) 成功基準

強制循環機能の復旧手順は、安全性向上のために自主的に講じるものである。

(3) 操作手順

- ① 1次主冷却系主循環ポンプの機能喪失の原因（電気故障、潤滑油ポンプの故障等）を調査し、可能な場合には復旧する。
- ② 補助冷却設備の機能喪失の原因（1次補助電磁ポンプ、2次補助電磁ポンプ、補助冷却機等）を調査し、可能な場合には復旧する。

(4) 操作の成立性

上記の操作は、安全性向上のために自主的に講じるものである。また、通常運転時の作業環境と同様の環境で実施できる操作である。

3.7.1.3 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順

(1) 概要

本手順は、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳し、かつ、炉心損傷防止措置（主冷却設備（2 ループ）の自然循環による崩壊熱除去）の機能を喪失した場合の主冷却設備（1 ループ）の自然循環による崩壊熱除去に係る手順である。

(2) 成功基準

主冷却設備は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に自然循環に移行するように設計している。このため、運転員の役割は、主冷却設備の運転状態及び原子炉の冷却状態の確認並びに崩壊熱除去の監視となる。

(3) 操作手順

- ① 事象発生（外部電源喪失）から原子炉自動停止の確認までは、3.7.1.1 節に同じである。
- ② 運転員（中央制御室）B 及び C は、1 ループの 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とともに、主冷却設備により崩壊熱が正常に除去されていることを以下により監視する。
 - ・ 1 次主冷却系の自然循環の状況を監視する。
 - ※ 上記の監視には、1 次主冷却系の流量検出器を用いる。
 - ・ 2 次主冷却系及び主冷却機に異常等がないことを監視する。
 - ※ 上記の監視には、2 次主冷却系の流量検出器及び主冷却器出口冷却材の温度検出器を用いる。
 - ・ 主冷却器出口冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が安定することを監視する。
 - ※ 上記の監視には、主冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器出口冷却材の温度検出器を用いる。

(4) 操作の成立性

上記の作業は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。

3.7.2 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合

PLOHS のうち2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第3.7.2.1表にPLOHSのうち、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合に対する手順のタイムチャートを示す。

＜炉心損傷防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の自然循環（1ループ）による崩壊熱除去手順
- ・ 強制循環機能の復旧手順
※ 上記の手順は、3.7.1.2節に同じである。

＜格納容器破損防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順
※ 上記の手順は、3.6.1.3節に同じである。
- ・ 格納容器自動アイソレーション手順
※ 上記の手順は、3.2.4節に同じである。
- ・ 格納容器手動アイソレーション手順
※ 上記の手順は、3.2.5節に同じである。

第3.7.2.1表 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合に対する手順のタイムチャート

(a) 手順：主冷却系の自然循環による崩壊熱除去

手順の項目	必要な要員と作業項目 要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	経過時間(分)								備考			
			5	10	20	30	40	50	60	70				
状況判断	当直長	手順の内容 ・運転操作指揮 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断 ・自然循環移行(1ループ) ・原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断 ・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 ・格納容器アイソレーション確認 ・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	▼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気により、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)や放射性物質等が流出と判断											
	運転員A		<ul style="list-style-type: none"> 「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。 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。 											
	運転員A、B		<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。 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。 											
炉心損傷防止措置	運転員B、C													
状況判断	運転員A、B													
格納容器破損防止措置	運転員D													
	運転員A、E													
状況判断	運転員A、B													
格納容器破損防止措置	運転員B、D、E													

3.7.2.1 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の自然循環（1 ループ）による崩壊熱除去手順

(1) 概要

本手順は、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の主冷却設備（1 ループ）の自然循環による崩壊熱除去に係る手順である。

(2) 成功基準

主冷却設備は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に自然循環に移行するように設計している。このため、運転員の役割は、主冷却設備の運転状態及び原子炉の冷却状態の確認並びに崩壊熱除去の監視となる。

(3) 操作手順

- ① 2次冷却材漏えいが発生した場合、当直長は、運転員に原子炉の自動停止の確認を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、原子炉が自動停止したことを確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）B及びCは、原子炉が自動停止した後、1次主冷却系の強制循環冷却（ポニーモータによる低速運転）及び補助冷却設備による強制循環冷却の失敗を確認する。
 - ※ 強制循環冷却機能喪失の要因によっては、機能を復旧できる可能性があるため、手動での強制循環冷却機能の復旧を行う。
- ④ 運転員（中央制御室）B及びCは、1ループの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とともに、主冷却設備により崩壊熱が正常に除去されていることを以下により監視する。
 - ・ 1次主冷却系の自然循環の状況を監視する。
 - ※ 上記の監視には、1次主冷却系の流量検出器を用いる。
 - ・ 2次主冷却系及び主冷却機に異常等がないことを監視する。
 - ※ 上記の監視には、2次主冷却系の流量検出器及び主冷却器出口冷却材の温度検出器を用いる。
 - ・ 主冷却器出口冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が安定することを監視する。
 - ※ 上記の監視には、主冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器出口冷却材の温度検出器を用いる。

(4) 操作の成立性

上記の作業は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。

3.8 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO) に対する手順

SBO に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第 3.8.1 表に SBO に対する手順のタイムチャートを示す。

<炉心損傷防止措置> 下線：自主対策

- ・ 全交流動力電源喪失時の自然循環 (2 ループ) による崩壊熱除去手順
※：上記の手順は、仮設発電機及び手動操作を除いて、3.7.1.1 節に同じである。
- ・ 自然循環 (2 ループ) での仮設発電機及び手動操作による崩壊熱除去手順
- ・ ディーゼル発電機の機能復旧手順

<格納容器破損防止措置> 下線：自主対策

- ・ 全交流動力電源喪失時の自然循環 (1 ループ) による崩壊熱除去手順
※：上記の手順は、3.7.1.3 節に同じである。

第 3. 8. 1 表 SBO に対する手順のタイムチャート

(a) 手順：仮設発電機及び手動操作を用いた主冷却系の自然循環による崩壊熱除去

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間 (分)										備考			
	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		
手順の項目	当直長	<ul style="list-style-type: none"> ▽異常事象発生 (外部電源喪失) ▽事故発生の判断 (ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗) 														
	運転員A		<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転操作指揮 													
状況判断	運転員A, D	<ul style="list-style-type: none"> 1 原子炉スクラム確認 2 事故発生の判断 														
	運転員A, B, C, D	<ul style="list-style-type: none"> 4 自然循環移行 														
炉心損傷防止措置	運転員E	<ul style="list-style-type: none"> 1 ディーゼル発電機の起動失敗の原因調査・復旧 														<ul style="list-style-type: none"> ・ 「電源喪失」による原子炉保護系 (スクラム) 動作を確認する。 ・ ディーゼル発電機 (2基) の自動起動失敗を確認する。 ・ 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。 ・ 仮設発電機等により温度監視等を行う。また、必要に応じて手動で主冷却機のペーン等の操作を実施する。 ・ 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。

3.8.1 自然循環（2ループ）での仮設発電機及び手動操作による崩壊熱除去手順

(1) 概要

本手順は、全交流動力電源喪失が長期化し、駆動源や監視系の電源が枯渇した際の主冷却機のインレットベーン等の手動操作、仮設発電機等を用いた監視等に係る手順である。

仮設電源設備は2組用意し、原子炉建物以外の独立した場所にそれぞれ保管し、交流無停電電源が枯渇するまでに、設置場所へ移動して電源を供給できるようにする。なお、交流無停電電源喪失までの時間は、全交流電源喪失発生から2時間以上経過後である。

(2) 成功基準

自然循環（2ループ）での仮設発電機及び手動操作による崩壊熱除去手順は、全交流動力電源喪失時の交流無停電電源枯渇以降に、仮設発電機等を用いた監視及び主冷却機のインレットベーン等の手動操作により、炉心の著しい損傷を防止できるように実施する。

(3) 操作手順

- ① 敷地内の倉庫に保管している可搬型発電機1台を中央制御室の非常階段下1階の屋外に設置する。また、上記が使用できない場合は、第二使用済燃料貯蔵建物西側倉庫（物置）に保管している可搬型発電機1台を中央制御室前渡し廊下に設置する。
- ② 仮設電源ケーブルを敷設し、電源を供給する。
- ③ 仮設発電機からの給電により、手動操作による崩壊熱除去に必要なパラメータを監視するとともに、運転員を主冷却機のインレットベーン等の手動操作場所に配置し、手動操作による崩壊熱除去を実施する。

(4) 操作の成立性

操作は、外部電源喪失等の異常事象発生から、仮設電源設備の設置電源の給電まで、現場対応班員4名により2時間以内で行うことが可能である。

3.8.2 ディーゼル発電機の機能復旧手順

(1) 概要

本手順は、非常用ディーゼル発電機の機能を喪失した際の当該機能の復旧に係る手順である。

(2) 成功基準

非常用ディーゼル発電機の機能復旧手順は、安全性向上のために自主的に講じるものである。

(3) 操作手順

- ① 非常用ディーゼル発電機起動失敗の原因（始動空気圧の低下、燃料切れ、弁状態等）を調査し、可能な場合は復旧し、手動起動する。
- ② 非常用ディーゼル発電機の機関トリップの原因（冷却水異常、潤滑油圧力低低等）を調査し、可能な場合は復旧し、手動起動する。

(4) 操作の成立性

上記の操作は、安全性向上のために自主的に講じるものである。また、通常運転時の作業環境と同様の環境で実施できる操作である。

機械的エネルギー発生解析における（初期熱エネルギーの不確かさ以外の）解析パラメータの不確かさの影響について

機械的エネルギー発生における重要現象

- 評価指標に「H」又は「M」のある現象を重要現象としてSIMMERの検証と「常陽」解析への適用性を検討する対象とする。
- 評価の結果、(2)燃料からスチールへの熱移行、(3)炉心上部構造による熱及び圧力損失、(5)FCI、(6)蒸気泡の成長が重要現象として抽出された。

物理現象	評価指標
	機械的エネルギー
(1) 炉心圧力の平坦化	L
(2) 燃料からスチールへの熱移行	H
(3) 炉心上部構造による熱及び圧力損失	H
(4) 炉心上部構造の溶融と炉心物質への混入	L
(5) FCI	H
(6) 蒸気泡の成長	H

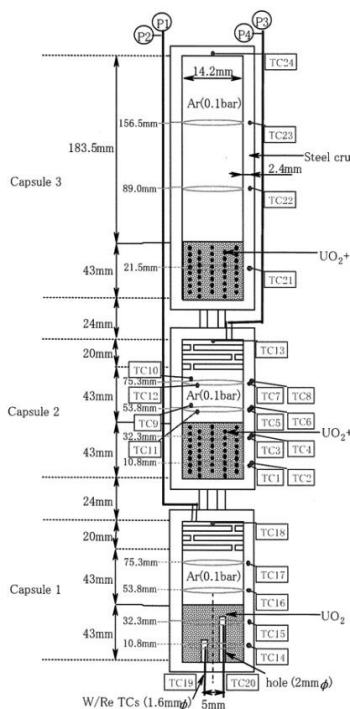
重要現象の検証課題とS I M M E Rの解析モデルの対応関係

重要現象	検証解析	S I M M E Rの解析モデル				
		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	構造材 空間依存動特性
燃料からスティールへの熱移行	CABRI TP-A2試験解析		○		○	
炉心上部構造による熱及び圧力損失	VECTORS試験解析	○	○	○	○	○
FCI	THINA拳動試験解析	○	○	○	○	
蒸気泡の成長	OMEGA試験解析	○	○	○	○	

機械的エネルギー発生拳動に関する検証解析 (1/2) -燃料からスティールへの熱移行：CABRI TP-A2試験解析-

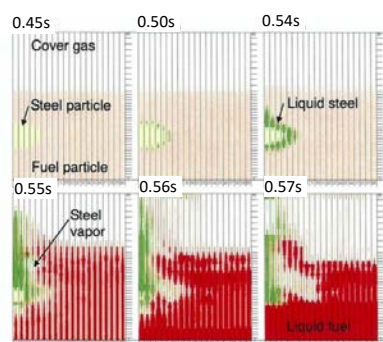
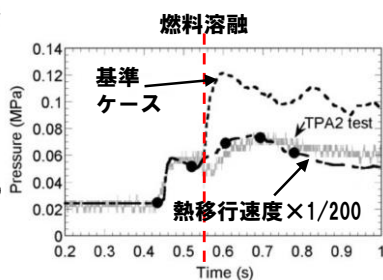
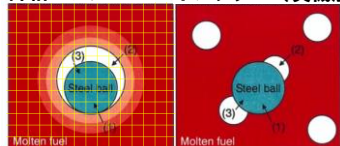
■ 試験と解析結果の概要

ステンレス球を含む燃料ペレットを核加熱により溶融し、発生するスティール蒸気圧を測定した。



S I M M E R-IIIによる試験解析

詳細メッシュ 1メッシュ (実機解析)



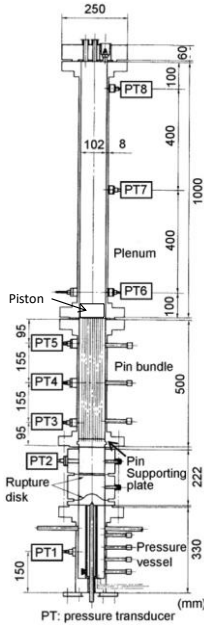
詳細メッシュを用いた単一スティール球のS I M M E R-IIIによる解析結果

ステンレスの膜沸騰温度には達しないが、ステンレスの蒸気がステンレス液滴を覆うことで、溶融燃料からステンレスへの実効的な熱移行速度は約1/200程度に抑制される。

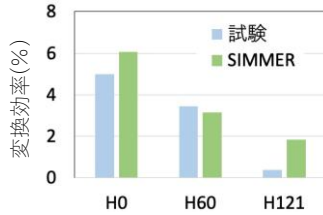
機械的エネルギー発生挙動に関する検証解析 (2/2) ー炉心上部構造による熱及び圧力損失：VECTORS試験解析ー

■ 試験と解析結果の概要

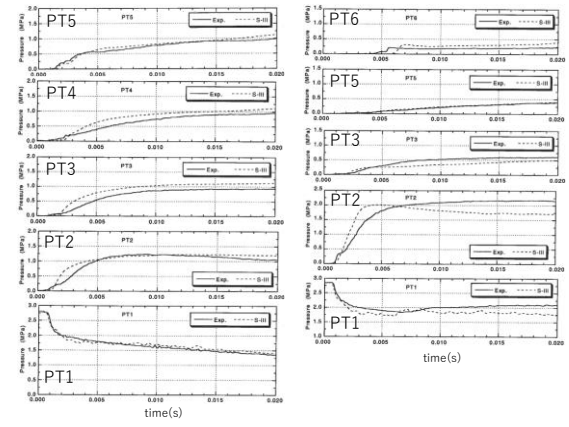
VECTORS試験は高温の水と水蒸気の混合物をピン束を模擬した流路の下部から放出し、ピン束の流動抵抗と熱損失による圧力損失、エネルギー損失を模擬した試験である。ピン束の出口に置かれた重さ約80gのピストンの運動エネルギーへの変換効率も測定された。



ケース	ピン本数	圧力 (MPa)	温度 (°C)
H0	0	2.994	234
H60	60	2.849	231
H121	121	2.849	231



大気圧までの等エントロピー膨張ポテンシャルに対する機械的エネルギー変換効率



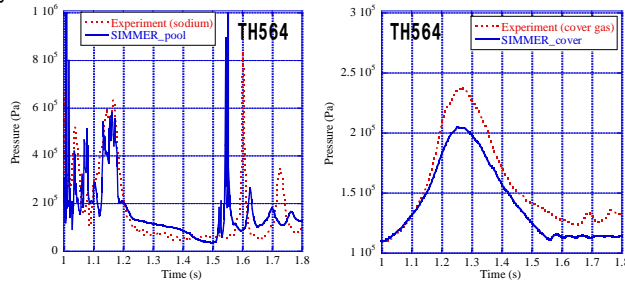
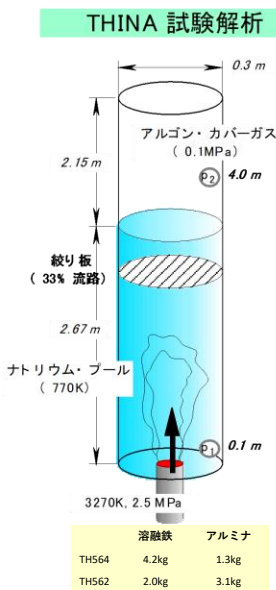
H0ケース圧力変化

H60ケース圧力変化

重要現象の検証解析 ー燃料ー冷却材相互作用 (FCI)：THINA試験解析ー

■ 試験と解析結果の概要

テルミット反応で生成した高温融体 (Al₂O₃とFeとの混合溶融物) をナトリウムプール中に下方から噴出させることでFCIを模擬した炉外試験である。



ナトリウムプールの圧力(左)とカバーガス圧(右)の時間変化

カバーガス圧力が実験値の方が高くなっているのは、サーマイトと共に非凝縮性ガスが流入したことの影響であると推定

FCIに駆動されるスロッシング挙動が燃料凝集を引き起こして、評価指標である炉心平均燃料温度に影響を与える。

解析結果は圧力のピーク値と発生時刻をよく再現している。THINA試験は高速炉の炉心損傷事故で発生する温度条件と冷却材条件を模擬したものであり、圧力発生挙動を適切に解析できていることから、実機解析への適用性を有すると判断した。

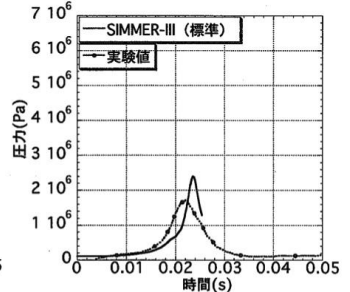
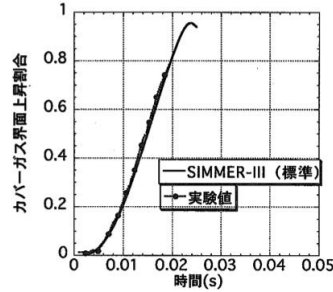
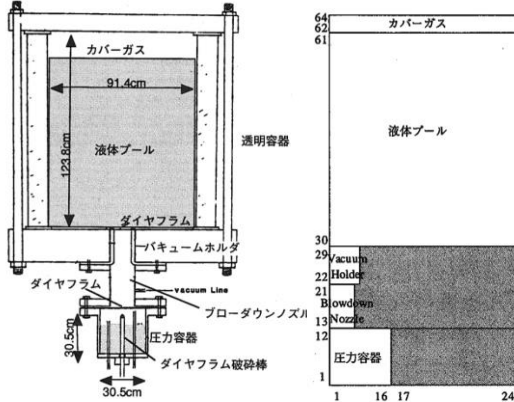
THINA試験は、高温 (3, 270K) の融体をナトリウムプールの底面から噴出させてFCIを発生させ、ナトリウム蒸気泡の成長によってカバーガスを圧縮するという、高速炉の機械的エネルギー発生過程の高い模擬性を有する試験である。SIMMERコードはこの試験結果を適切に再現することから、SIMMERを機械的エネルギー発生挙動に適用する際の、FCIに係る不確かさは小さいと判断出来る。

機械的エネルギー発生挙動に関する検証解析

— 蒸気泡の成長：OMEGA試験解析 —

■ 試験と解析結果の概要

OMEGA試験は高温の水と水蒸気の混合物を水プールの下部から放出し、蒸気泡の成長とカバーガスの圧縮挙動を模擬した試験である。



IV-12試験 (2.136MPa, 215°C、蒸気体積率16.7%) 解析結果

OMEGA試験装置概略図 [1]

SIMMER-III解析体系

カバーガス界面の上昇挙動、即ち蒸気泡の成長挙動は実験と良く一致している。

カバーガス圧力の時間変化はSIMMER-IIIが過大評価している。これはカバーガスのプール液面への熱損失の違いによるものであるが、圧力過渡のピーク値を大きく評価するため、機械的負荷の評価の観点からは保守側である。

[1] : D. Simpson, et al., PNE-81-151, Purdue Univ. 1980.

ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 機械的応答過程解析の解析条件

解析条件

- 本解析の基本ケースでは、遷移過程の基本ケースにおいて炉心平均燃料温度が最大となる時点の炉心の物質及び温度配位を用いる。
- ULOFの機械的エネルギー発生に至る事象推移において考慮すべき不確かさ
 - 遷移過程までの事象推移における再臨界による熱エネルギー発生の不確かさ
 - 遷移過程における不確かさ影響評価ケースの炉心状態を初期状態とする
 - 燃料からスチールへの熱移行
 - CABRI TP-A2試験解析でSIMMERは200倍過大評価することが示されているため、熱移行速度を1/200倍としてその影響を評価する。
 - 炉心上部構造による熱及び圧力損失
 - 蒸気泡の成長
 - VECTORS、OMEGA試験解析においてモデルの基本的な妥当性を確認しているが、これらの試験は模擬物質として水を用いていることから、実機条件への外挿性の不確かさを考慮する。不確かさの考慮としては凝縮量を1/2倍とすれば十分と考えられるが、念のため1/5倍までパラメトリック解析として実施した。
 - 圧力損失（摩擦抵抗）は元から無視している。
- これらの不確かさの影響評価の結果、機械的応答過程に最も大きな影響を持つ不確かさは遷移過程までの事象推移における不確かさ、すなわち解析初期条件としての放出熱エネルギーの大きさである。

		炉心平均燃料温度 (°C)	機械的エネルギー (MJ)	
ULOF (i)	基本ケース	約3,700	1.8	
	炉心上部構造凝縮×1/2		2.1	
	炉心上部構造凝縮×1/5		2.3	
	上部プレナム凝縮×1/2		1.9	
	上部プレナム凝縮×1/5		2.2	
	炉心F-S熱伝達×1/200		1.7	
ULOF (iii)	上部反射体削除	約5,110	1.9	
	不確かさの影響評価ケース2		3.6	
	基本ケース		約4,200	2.6
	炉心上部構造凝縮×1/2			3.1
	炉心上部構造凝縮×1/5			3.3
	上部プレナム凝縮×1/2			2.8
上部プレナム凝縮×1/5	3.3			
炉心F-S熱伝達×1/200	2.1			
ULOF (iii)	上部反射体削除	約5,130	2.1	
	不確かさの影響評価ケース2		3.4	

崩壊熱除去機能喪失型の事故シナリオの格納容器破損防止措置の有効性評価の関係

評価項目	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	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	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	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	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
炉心損傷の回避	—	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	主冷却系(1ループ)による自然循環冷却(4.3.3.13の炉心損傷防止措置の有効性評価に包絡されるため、4.3.3.13で評価)	同左	—
損傷炉心物質等の安全容器内保持冷却	炉内事象過程 炉外事象過程	炉心損傷回避により負荷が生じない	炉心損傷回避により負荷が生じない	炉心損傷回避により負荷が生じない	安全容器への負荷が4.3.3.9を下回るため、4.3.3.9で評価
中間熱交換器の過圧防止	冷却材漏えいによる過圧が生じないため、過圧が生じる4.3.3.13で評価	炉心損傷回避により過圧が生じない	炉心損傷回避により過圧が生じない	炉心損傷回避により過圧が生じない	炉内事象過程
冷却材(ナトリウム)による格納容器破損の防止	冷却材の流出量が4.3.3.13を下回るため、4.3.3.13で評価	格納容器芯管過程(1次主冷却系配管からのナトリウム漏えいの影響評価)	冷却材の漏えい量が4.3.3.10を下回るため、4.3.3.10で評価	炉心損傷回避により冷却材の流出が生じない	格納容器芯管過程 (安全板からのナトリウム流出の影響評価)

再配置・冷却過程の初期温度について

1. 残留炉心物質の冷却における冷却過程開始時点の温度条件

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、(6)措置の有効性評価、(ii)格納容器破損防止措置、i)基本ケース、iii.再配置・冷却過程の解析における「9)…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。」(p.57)の設定根拠はそれぞれ以下の通りである。

● 残留炉心物質の温度

本条件は、ii.遷移過程の解析の結果を引き継いで設定している。遷移過程中、損傷炉心物質は下部空間部(下部反射体上端)まで下方向に浸食するものの、構造スチールの体積割合が大きい下部反射体上端で浸食が一旦停止する。冷却過程開始時点の残留炉心物質を、下部空間部に浸食して周辺のスチール構造との熱交換によって温度低下した残留炉心物質(以下「残留炉心物質下側」という。)と、その上部に存在する比較的温度の高い残留炉心物質(以下「残留炉心物質上側」という。)の2領域に分けて条件を設定した。それぞれの領域で、遷移過程の解析結果より燃料とスチールの平衡温度を求めると、残留炉心物質上側は約 2120K、残留炉心物質下側は約 1720Kとなる。これをそれぞれ保守的に切り上げた 2200K(約 1,930℃)、1800K(約 1,530℃)を冷却過程開始時点の残留炉心物質の温度として設定している。

● 構造材及び冷却材温度

1次主冷却系流量等の境界条件をSuper-COPDで計算した際に得られた冷却過程開始時点における各領域(支持板下方の領域、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域、炉心周辺領域)の温度をそれぞれ用いている。

2. 上部プレナムにおけるデブリベッド冷却における冷却過程開始時点の温度条件

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、(6)措置の有効性評価、(ii)格納容器破損防止措置、i)基本ケース、iii.再配置・冷却過程の解析における「11)…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。」の設定根拠は次の通りである。本条件は、ii)不確かさの影響評価、iv.機械的応答過程の不確かさの影響評価の結果を引き継いで設定している。上部プレナムに放出され、上部プレナム内のナトリウムと熱平衡となって燃料集合体頂部位置まで沈降した燃料及びスチール温度はともに約 590℃である。これを保守的に切り上げた 600℃を冷却過程開始時点の損傷炉心物質の温度として設定している。

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の拡大を防止するための措置に
使用する設備等（資機材）の仕様等

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の拡大を防止するための措置に使用する設備等（資機材）の仕様等を以下に示す。

(1) 可搬式ポンプ及びホース

可搬式ポンプ及びホースは、「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」において、水冷却池に水を供給するために用いる。可搬式ポンプの最大吐出量は冷却水の蒸発速度の約5ℓ/minを上回るものとする。また、可搬式ポンプはエンジン内蔵のポンプであるため、電源は不要であり、SBO時にも使用できる。液位を一定に保つためには、ポンプを毎日10分程度、断続的に駆動すれば良く、7日間の運転時間は約1時間となる。これに対して、燃料は、7日間以上の連続運転が可能な容量（ガソリン200L）を常時貯蔵し、十分な容量を確保する。

i) 可搬式ポンプ：1台（最大吐出量：840ℓ/min／最大揚程：30m） ※ 予備：1台



ii) ホース（消火用ホース）：8本（20m/本） ※ 予備：2本



iii) 水源：夏海湖（過去最低貯水量：約 193,000m³）



(2) 水冷却浄化設備サイフォンブレイカー

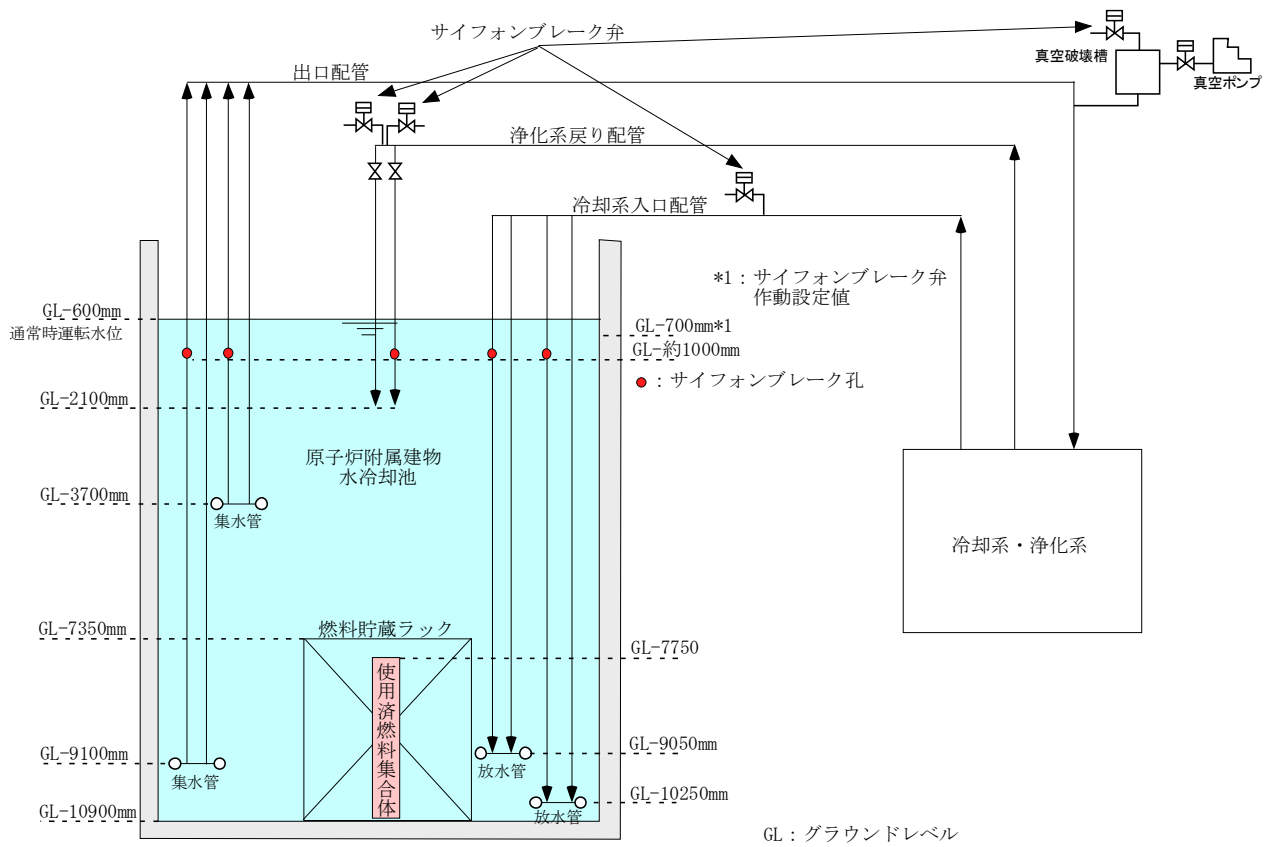
使用済燃料貯蔵設備は、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを有する。

水冷却浄化設備サイフォンブレイカーの配置を第1図に示す。水冷却浄化設備サイフォンブレイカーは、設計基準対象設備のサイフォンブレイク弁と「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」に対処するための措置として整備するサイフォンブレイク孔から構成している。

設計基準の範囲で想定される事象に対しては、水位が低下した場合に、所定の水位で各配管に設置したサイフォンブレイク弁が自動で「全開」となり、サイフォン現象による水冷却池の水位の低下は抑止される。

「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」に対して、サイフォンブレイク孔は、通常状態において、水面下となる配管に開口部を設けたものであり、水位の低下による開口部の開放による受動的なサイフォンブレイク機能を有する。「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」にあつては、サイフォンブレイク孔によって、水冷却池の水位の低下を抑止できる。

(3) 水冷却池及び水位計 「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」において、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、設計基準対象設備である水冷却池を活用して措置を講じる。なお、事象の想定において、水冷却池の破損は想定していない。「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」の措置時に、水冷却池の水位は目視で監視するため、設計基準対象設備の水位計は措置で使用することはない。



第 1 図 水冷却浄化設備サイフォンブレイカーの配置

水冷却池に水を供給するための措置の概要

「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」では、夏海湖から原子炉附属建物の水冷却池へ水を供給するための措置を講じることとしている。以下に、当該措置に係る手順及び各手順の所要時間等を示す（第1表参照）。

i) 事故発生の判断

事故発生後、事故発生の判断は、「使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故」においては、全交流動力電源喪失により、また、「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」においては、水冷却池の水位低警報の発報により確認する。なお、これらの判断に要する所要時間は同じである。

所要時間 : 10分

作業に必要な要員数 : 1名

ii) 水冷却池の点検と監視

事故発生後、水冷却池の水位、冷却水の水温等のパラメータにより水冷却池の状態を点検する。以降、監視を継続する。

所要時間 : 10分

作業に必要な要員数 : 1名

iii) 可搬式ポンプ及びホースを用いた夏海湖からの給水の準備

第1図に夏海湖から給水する場合の可搬式ポンプ及びホースの配置例を示す。第1図に示す位置に可搬式ポンプ及びホースを配置し、水冷却池への給水の準備を行う。なお、水冷却浄化設備を構成する脱塩水系が復旧した場合は、水冷却浄化設備による給水に切り替える場合がある。

所要時間 : 60分

作業に必要な要員数 : 4名

第1表 使用済燃料の損傷を防止するための措置に係る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
			10	20	30	40	50	60	70	80	
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(外部電源喪失又は水冷却浄化設備の配管の破断) ▽事故発生の判断 ▽水冷却池の状態の点検と監視 ▽可搬式ポンプ及びホースを用いた給水準備								
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing 60 minutes of activity]								
状況判断	運転員A	1 ・事故発生の判断	[Bar chart showing 10 minutes of activity]								・「使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故」においては、全交流動力電源喪失により、また、「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」においては、水冷却池の水位低警報の発報により判断する。 ・事故発生後、水冷却池の水位、冷却水の水温等のパラメータにより水冷却池の状態を点検し、以降、監視を継続する。
	作業員A	1 ・水冷却池の点検と監視	[Bar chart showing 10 minutes of activity for '点検'] [Bar chart showing 50 minutes of activity for '監視(継続)']								
使用済燃料損傷防止措置	作業員B、C、D、E	4 ・水冷却池への可搬式ポンプ及びホースを用いた夏海湖からの給水準備*1	[Bar chart showing 60 minutes of activity]								・可搬式ポンプ及びホースを配置し、夏海湖から水冷却池への給水の準備を行う。

*1: 水冷却池への給水は、水冷却池の水位を監視しながら実施

使用済燃料の損傷を防止するための措置の有効性の評価においては、第1表の可搬式ポンプ及びホースを用いた給水までの所要時間(80分)に対して、要員の招集時間も考慮して保守的に2日と設定する。

核物質防護情報（管理情報）が含まれているため公開できません。

第1図 夏海湖から取水する場合の可搬式ポンプ及びホースの配置例

水冷却池の水位の変化に係る評価条件

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の拡大を防止するための措置が有効であることを確認するため、「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」を想定し、当該事故時において水冷却池の水位の変化を解析し、水冷却池の水位の基準を下回らないことを評価する。以下に、当該評価に係る主要な条件を示す。

- 1) 有効性評価では、「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「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」に係る資機材を用いたものを対象とし、措置が有効であることを合理的に判断できる時点までを対象とする。
- 2) 水冷却池の初期水位は、通常運転時の水位（グラウンドレベル基準-0.6m）に対して、使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故における水冷却浄化設備サイフォンブレーカーの作動等を考慮して、保守的にグラウンドレベル基準-1.1mとする。使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故の初期水位も同じ値を設定しているため、解析結果も同じとなる。
- 3) 水冷却池の初期水量は、上記の初期水位に応じた 580m³とする。
- 4) 水冷却池の初期水温は、**水冷却池の設計値及び運転要領における管理**値に基づき 42℃とする。
- 5) 水冷却池からの除熱は、水冷却池側面及び底面は断熱を仮定し、水面からの無風状態での冷却水の蒸発によるもののみ考慮する。
- 6) 使用済燃料貯蔵設備の水冷却池に貯蔵された使用済燃料の崩壊熱は、以下の条件により算出される 135kW を用いる。
 - ・ 5 サイクル運転（1 サイクル：60 日定格出力運転、19 日停止）、定期検査 6 ヶ月を繰り返す工程とする。また、崩壊熱は、炉心燃料集合体が一律に最高燃焼度に達するものとして計算した値を用いる。
 - ・ 炉内燃料貯蔵ラックにおいて、1 サイクル冷却した炉心燃料集合体を 10 体ずつ水冷却池に 121 体（水冷却池の貯蔵容量 200 体から 1 炉心分 79 体を除いた値）に達するまで貯蔵し、その後、炉心燃料集合体を 1 炉心分（79 体）水冷却池に移動することを仮定する。
 - ・ 事故発生までの崩壊熱の減衰は考慮するが、事故発生後の崩壊熱の減衰は考慮しないものとする。
- 7) 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ための措置に必要な期間は、保守的に約 2 日間とする。
- 8) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。

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ァイトの中に、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）。

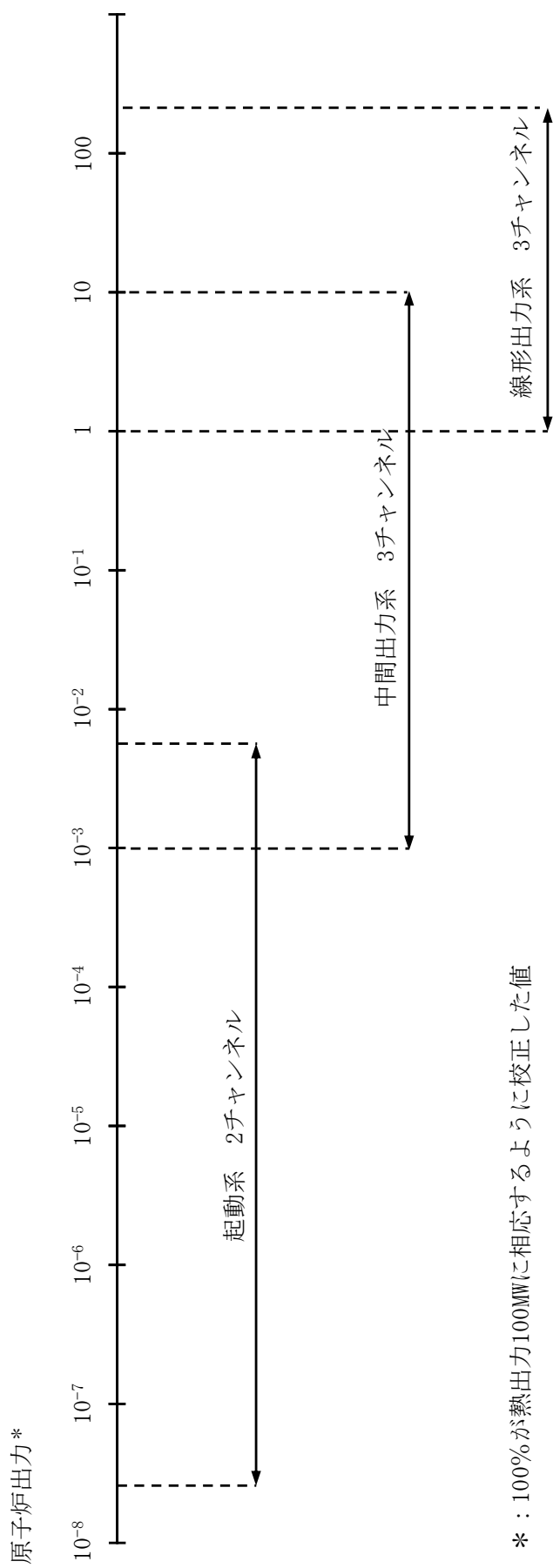
(2) 中間出力系

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

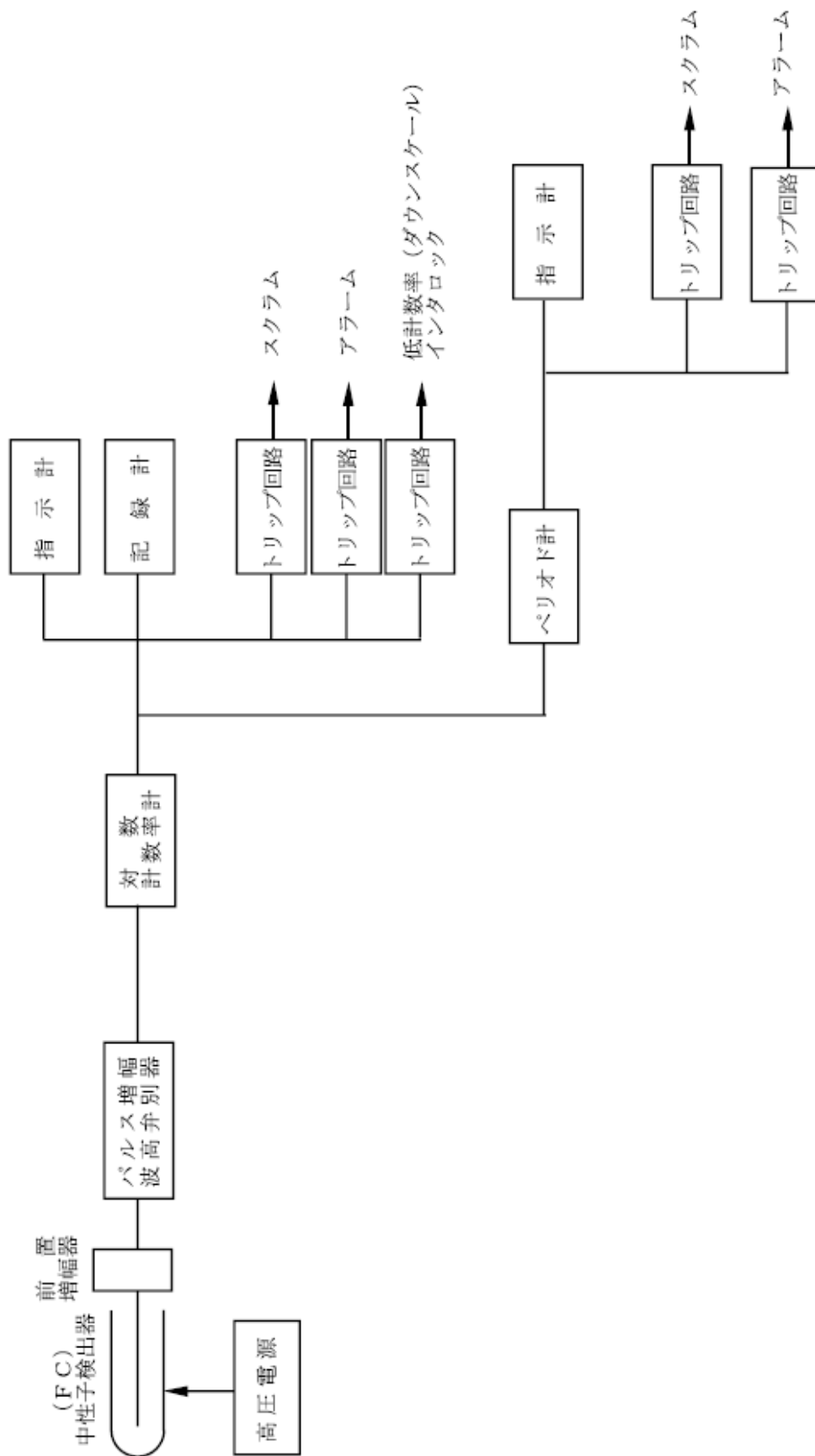
線形出力系は3チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、中性子検出器（ガンマ線補償型電離箱：CIC）、高圧電源、直流増幅器及びレンジ切替スイッチ等から構成する（第6.2.4図参照）。なお、線形出力系にあっては、レンジ切替スイッチにより、適切なレ

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。

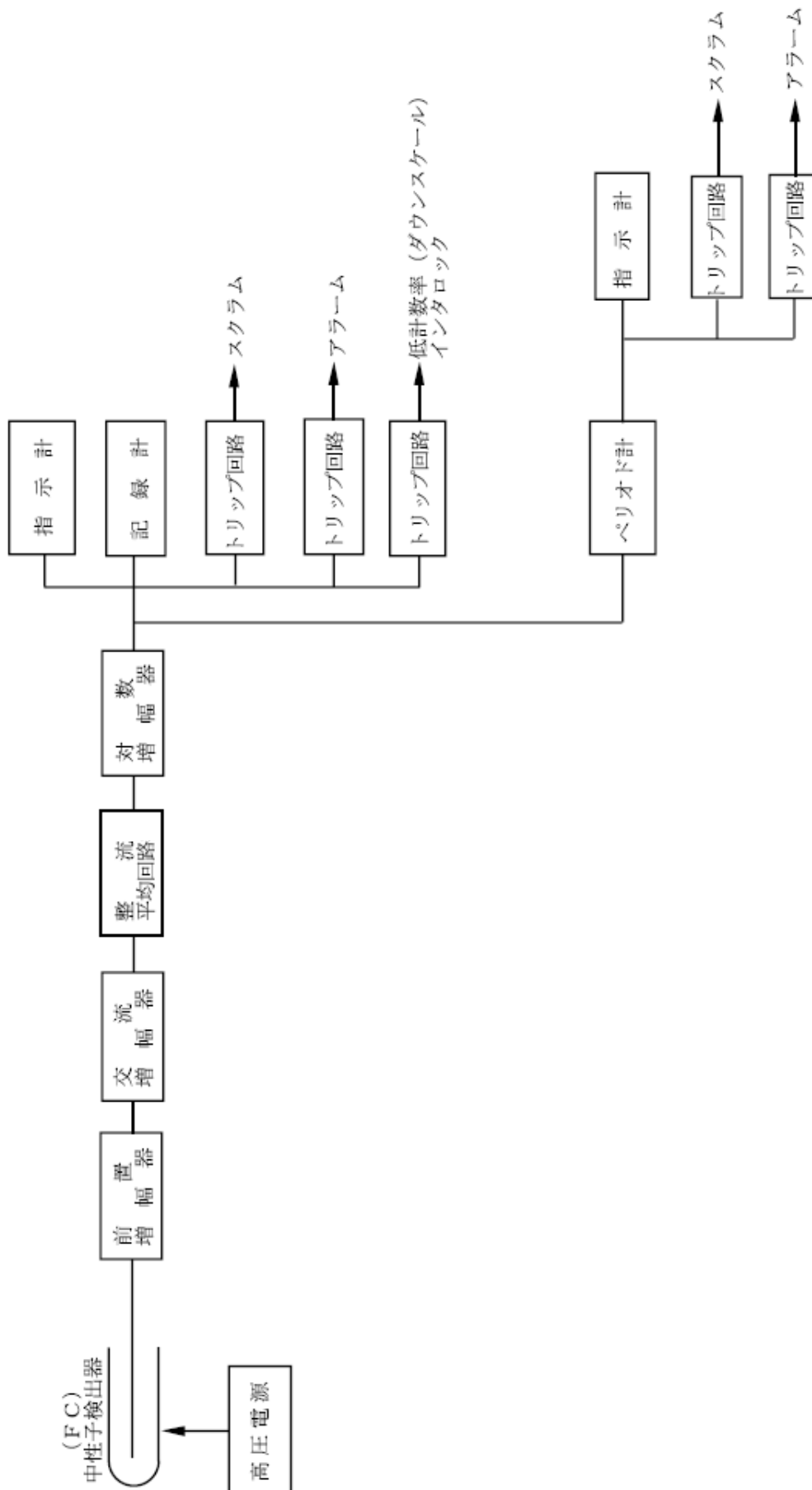


* : 100%が熱出力100MWに相応するように校正した値

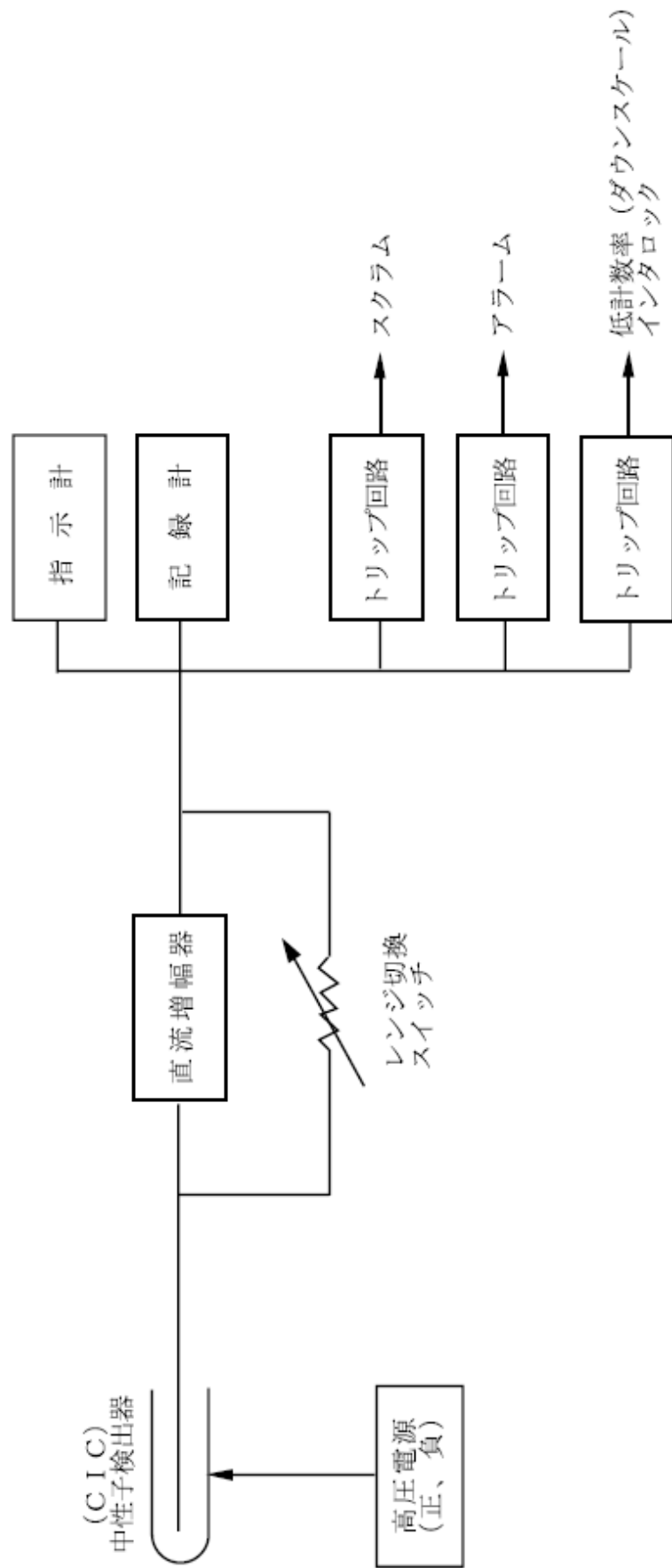
第 6. 2. 1 図 核計装計測範囲



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スील温度計等から構成する。また、格納容器には、格納容器（床上）及び格納容器（床下）の温度及び圧力を測定する

ための温度計及び圧力計を設ける。

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

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

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

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

6.3.2.2 主冷却系計装

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

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

6.3.2.3 補助冷却系計装

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

6.3.2.4 純化系計装

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

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

6.3.2.5 制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の計装

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

6.3.2.6 その他の計装

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

6.4 燃料破損検出系

6.4.1 概要

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

6.4.2 主要設備

(1) 遅発中性子法燃料破損検出設備

遅発中性子法燃料破損検出設備は、検出器及びこれを収納するグラファイトブロック並びに計測装置等から構成し、1次主冷却系配管の近傍に設置される。検出器には、BF₃比例計数管等を使用する。遅発中性子法燃料破損検出設備は、燃料要素1本で開口破損が生じた場合に、バックグラウンドの値の5倍を超過する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次主冷却系にあっては、外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除き、1次主循環ポンプをランバック制御に移行させ、1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転（低速運転：ランバック制御）、2次主冷却系にあっては、2次主循環ポンプ及び主送風機を停止し自然循環運転するものとする。

6.5.2.2 原子炉保護系（アイソレーション）

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

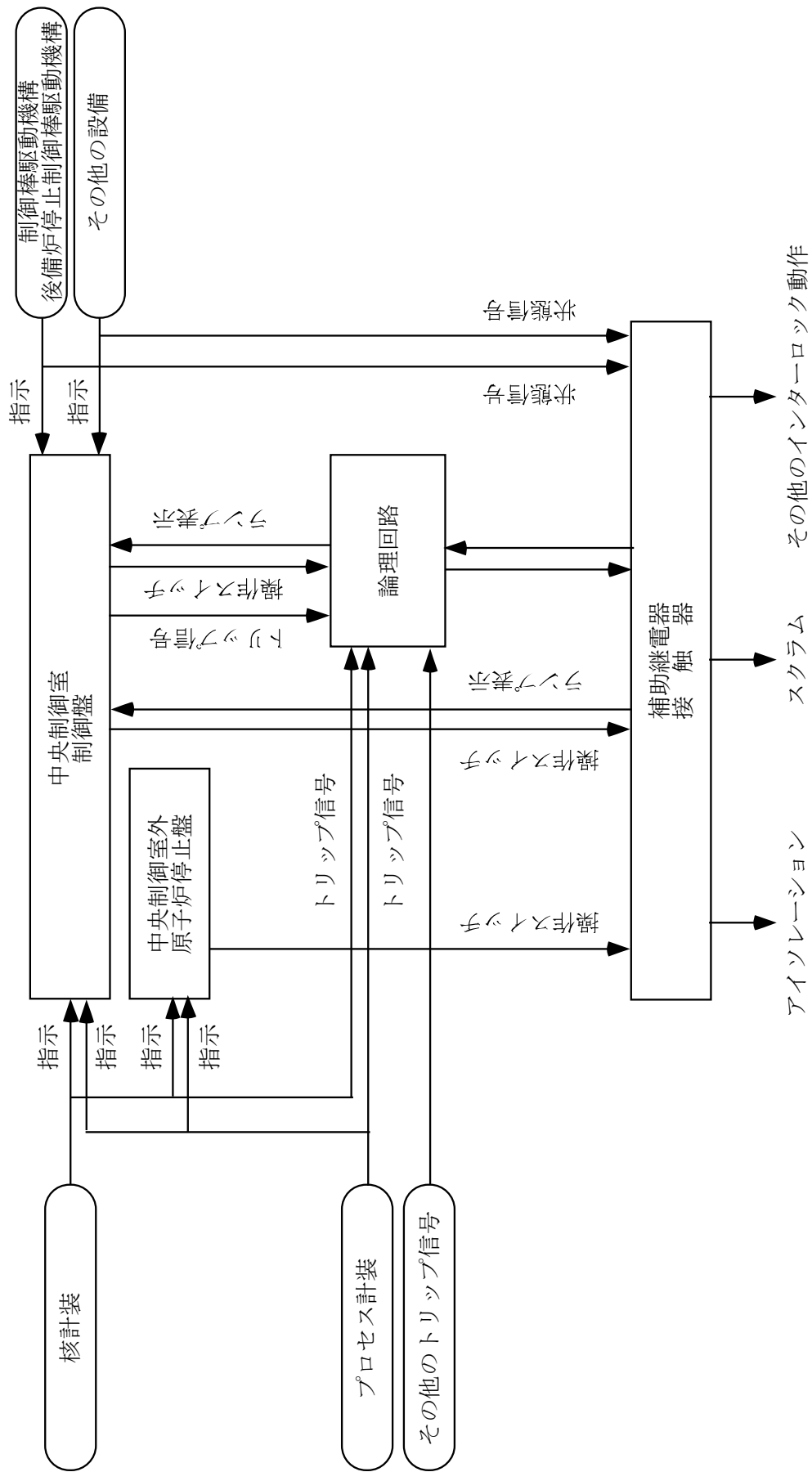
- a. 格納容器内床上線量率高
- b. 格納容器内温度高
- c. 格納容器内圧力高
- d. 手動アイソレーション

第 6.5.1 表 原子炉保護系作動設定値

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

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

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



第 6.5.1 図 安全保護回路概要図

6.6 原子炉出力制御系

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

6.7 原子炉制御系

6.7.1 概要

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

6.7.2 主要設備

6.7.2.1 原子炉冷却材温度制御系

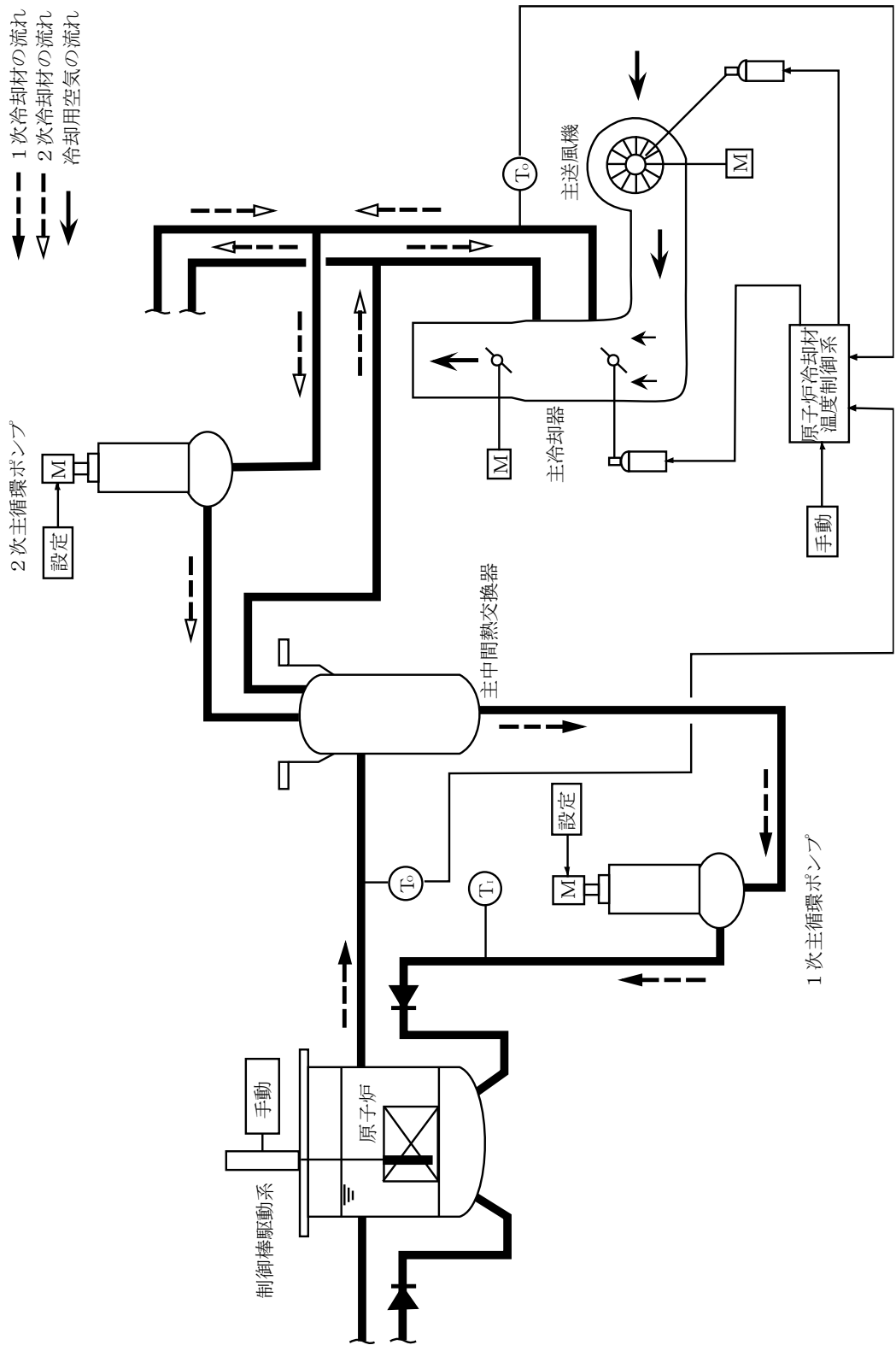
通常運転時の原子炉入口冷却材温度を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つように、主冷却器の空気流量を調整する原子炉冷却材温度制御系を設ける。空気流量は、手動又は自動で制御する。

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

6.7.2.2 1次冷却材流量制御系

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

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



第 6.7.1 図 原子炉制御系統図

6.8 警報回路

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

6.9 インターロック系

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

(1) 運転モードスイッチ

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

(i) 停止モード

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

(ii) 起動モード

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

(iii) 低出力モード

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

(iv) 高出力モード

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

(v) 燃料交換モード

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

いて、その引き抜き・挿入操作を阻止する。

(2) 制御棒電磁石励磁インターロック

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

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

(3) 制御棒引抜きインターロック

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

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

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。

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、以下の資機材及び資機材の機能に必要な関連設備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っては、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。なお、非常用電源設備の燃料は、4 日間以上の連続運転に必要な量を貯留するものとする。
 - f.
- (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. 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ないよう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

後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、制御棒及び制御棒駆動系による原子炉停止が不能の場合にも原子炉を停止できるよう、次のような条件

を備えた信頼性を確保した設計とする。

- イ. 後備炉停止制御棒は保持電磁石の励磁により把持するものとし、保持電磁石の励磁断により、自動的に重力等により落下し、炉心に挿入される信頼性の高い設計とする。
- ロ. 後備炉停止制御棒は、周囲の集合体とは独立し、駆動範囲を空洞にした後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管内に配置し、通常運転時から、後備炉停止制御棒の過半が後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管内に位置し、挿入が阻害されない設計とする。
- ハ. 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、地震時の相対変位による衝突及び拘束により挿入性が阻害されず、地震による共通原因により、主炉停止系と同時に機能を喪失しない設計とする。
- ニ. 制御棒及び後備炉停止制御棒は、他の高速炉も含めて、挿入に失敗した事例はなく、実機の実績に基づく設計、製作及び保守により信頼性を確保する。

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。なお、後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系の動作に必要な信号の発生は、f. 後備炉停止系用論理回路に示すとおり、多様性を備えたものとする。

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

設計基準事故で考慮する安全保護回路の論理回路による原子炉保護系（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作動する後備炉停止系用論理回路を設け、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し、論理回路の作動に係る多様性及び独立性を確保する。（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。

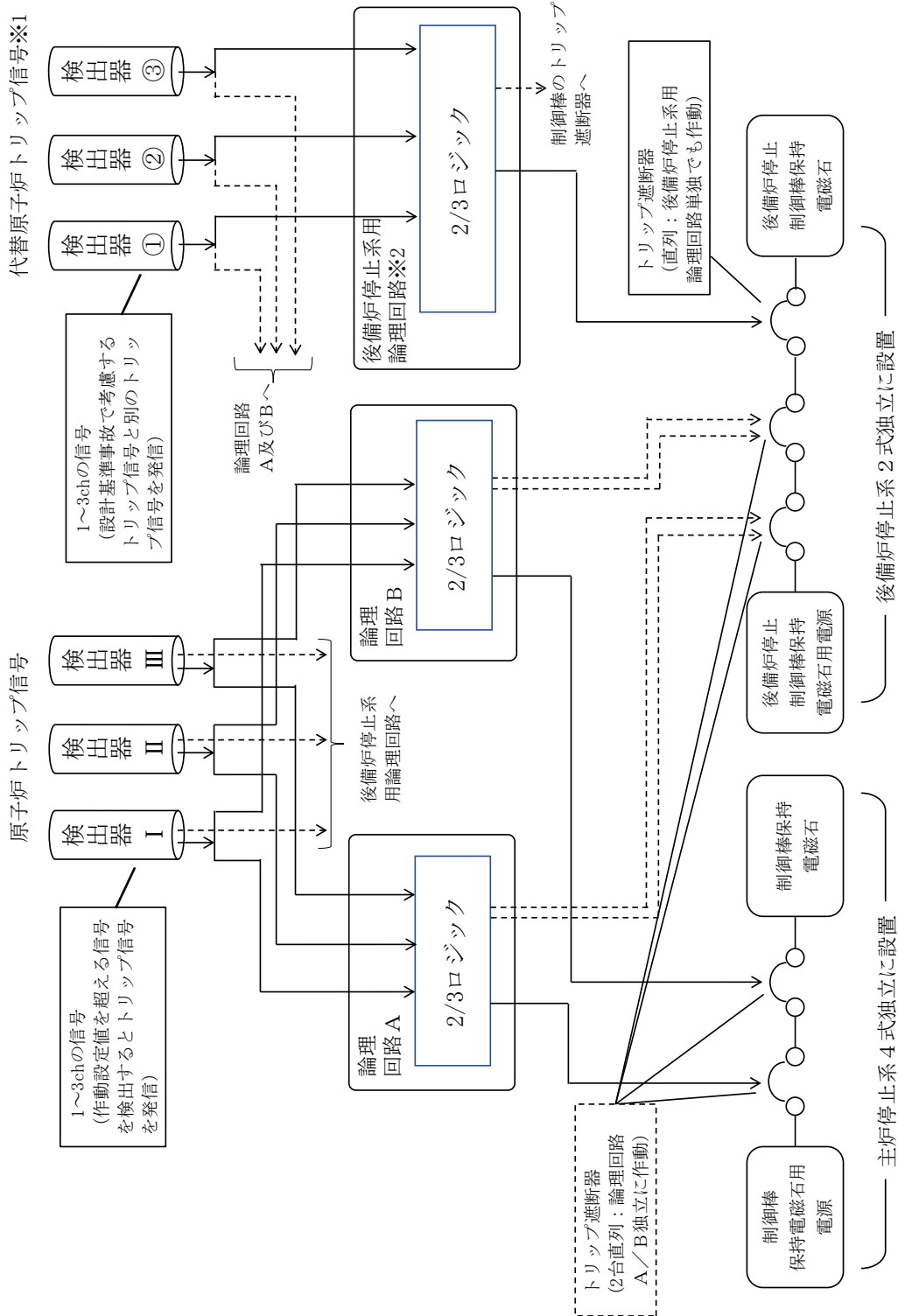
b. 水冷却浄化設備サイフォンブレイカー

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で、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)

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	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	主冷却器空気流量増大
			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			事故シナケンス	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			事故シナケンス	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	—	—
	失敗	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		
	成功	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)※4
	失敗	失敗	失敗		
	成功	成功	成功	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
	失敗	失敗	失敗		

※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、これを起因として本事故シナ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			事故シナジェンス	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		
	成功	成功	失敗	制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗	過出力時原子炉停止機能 喪失(UTOP)
	失敗	失敗	成功	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)

※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			事故シナジェンス	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		
	成功	成功	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	失敗	成功	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」） リップ）※1	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	失敗	失敗		
	成功	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	失敗	成功	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	炉心健全※2	—
	失敗	失敗	失敗		
	成功	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)※4
	失敗	失敗	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)※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ケンスのような原子炉停止機能喪失には至らなない。

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			事故シナジェンス	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	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
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	成功	炉心健全※2	—
	失敗	失敗	失敗		
	成功	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	失敗	失敗		

※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次主循環ポンプモー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
				失敗	炉心損傷なし	
	健全	健全	破損	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(LOHS)
				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	
	健全	破損	破損	成功	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による崩壊熱除去機能喪失(LORL)
				失敗	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)	
	破損	破損	破損	成功	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による崩壊熱除去機能喪失(LORL)
				失敗	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)	

※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: 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 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		事故シナゲクセス	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	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	炉心損傷なし
			失敗	失敗		
健全	健全	破損	成功	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)
			失敗	失敗		
破損	破損	破損	成功	成功	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次主循環ポンプモー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	原子炉容器液位が確保し、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	炉心損傷なし
	健全	破損	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ルーブとも失敗	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)※4
	健全	破損	破損	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次主循環ポンプモーターによる強制循環2ルーブとも失敗	炉心損傷なし
	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次主循環ポンプモーターによる強制循環2ルーブとも失敗	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)※2
	破損	破損	破損	成功	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)	炉心損傷なし
	破損	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次主循環ポンプモーターによる強制循環2ルーブとも失敗	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)※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、補助中間熱交換器熱管破損が生じると、2次補助冷却系からの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次主循環ポンプポ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		
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
	失敗	失敗	失敗		
			成功		炉心損傷なし
			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)

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	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
	失敗※1	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: 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		
2次冷却材漏えい※1	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
	失敗	失敗※2	失敗		
	成功	成功	成功	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	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	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ちます点で異常事象「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				事故シナゲンス	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熔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熔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 FLUENT

4.3.2.5.5.1 概要

FLUENT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、FLUENT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

FLUENT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 CONTAIN-LMR

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) スプレー燃焼

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、スプレー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、④については、クリープ損傷の増大が有意になる条件である被覆管最高温度が 10 秒程度以上継続して 700°C を上回る場合に評価結果を記載する。また、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 有効性を評価するための評価項目 (i) 炉心損傷防止措置」で設定した評価項目を適用する。

なお、炉心損傷が防止できれば原子炉冷却材バウンダリは健全であり、格納容器への負荷も発生せず、格納容器は破損しないことから、炉心損傷防止措置の評価項目の適用が可能である。また、主冷却系及び補助冷却設備による炉心冷却は、格納容器バウンダリの機能に依存しないことから、格納容器の先行破損に起因して炉心損傷に至る可能性はない。

- (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。

出力流量比の高い集合体において冷却材が沸騰し、さらに炉心が損傷を開始するまでの時間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止する措置として、この時間内に原子炉を停止する措置を講じる。また、炉心の著しい損傷に至った場合に、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であることから、通常運転状態及び自動作動による格納容器破損防止措置を講じる。

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、「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。

なお、原子炉の停止後は、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崩壊熱の除去を行う。

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、1次主冷却系の流量を増大すると、炉心の著しい損傷を回避できる可能性があるため、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、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 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」に定める設計方針に基づき整備する。

(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。炉心損傷防止措置に必要な要員は 2 名、格納容器破損防止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。燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度の初期値をそれぞれ、1794℃、540℃及び 531℃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) 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) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高め評価するため、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% Δ k/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、主に冷却材温度の上昇による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、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、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

事故の開始からラップ管内で炉心燃料が溶融するまでの過程を起因過程と呼び、計算コードSAS4Aにより解析する。

a. 解析条件

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、炉心流量は定格値の約10%が確保されるものとする。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、燃料の温度低下と収縮により被覆管による拘束力は燃

料が溶融する前に喪失し、燃料自身の強度が失われれば崩壊する状態になる。

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、SAS 4A 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、初期値から約 10°C 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

起因過程の後、ラップ管の溶融から炉心損傷が全炉心に拡大し、事象推移を経て事

故が核的に収束するまでの過程を遷移過程と呼び、計算コードS I M M E R - I Vにより解析する。

a. 解析条件

S I M M E R - I Vにおける解析体系を第 4.3.3.1.9 図に示す。また、本評価事故シナリオ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。S I M M E R - I V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、S A S 4 A 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（燃料が一旦溶融した後に固化した固体粒子）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。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、可動性のある燃料チャンク（未溶融の固体燃料粒子）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 (-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炉心に残留した燃料及びスチール (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材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熔融炉心物質は、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、未熔融又は再固化した燃料と熔融スティールの混合物となり、崩壊熱によって徐々に再熔融する。熔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熔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熔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 $^{\circ}\text{C}$ 、約 420 $^{\circ}\text{C}$ 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 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 $^{\circ}\text{C}$ 、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 $^{\circ}\text{C}$ 、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約 500 $^{\circ}\text{C}$ 並びに炉心周辺領域は約 460 $^{\circ}\text{C}$ とする。この残留炉心物質の温度は遷移過程の終状態で炉心に残留する燃料とスティールの平衡温度である。また構造材及び冷却材の温度は、1 次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算した際に得られた冷却過程開始時点における各領域の温度である。
- 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（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、次節の iv. 機械的応答過程において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 SIMMER-IV で解析した結果によると上部プレナムに放出された損傷炉心物質は炉容器壁近傍の上部プレナム底部に沈降し、その位置にある材料照射ラック及び炉心支持台上面に堆積する。堆積位置の広がり面積に対する材料照射ラック

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°C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°Cとする。この温度は上部プレナムに放出された炉心物質と上部プレナム内のナトリウムの平衡温度である。

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°Cまで上昇するが、炉心損傷防止措置の評価項目として設定した原子炉冷却材バウンダリ温度 550°Cを超えないことから、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、再熔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°C、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°C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、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、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炉心平均スティール温度は、「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。なお、炉心物質が保有する全熱エネルギーに対応する指標として、ここでは炉心平均燃料温度に加えて炉心平均スティール温度も示した。
- 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

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 of 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 of 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 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。
- 7) Cs-137 の格納容器外への放出量については、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炉内蓄積量を基に、炉心から冷却材には全量が放出されると仮定し、冷却材中での捕獲及び格納容器（床上）での凝集、沈着等による除去を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のうち、事象進展に有意な影響を与えるものとしては反応度係数と燃料破損条件が挙げられるが、燃料破損条件は既に十分に保守的な条件であるため、反応度係数の不確かさとして、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、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 ガス圧力の効果を無視する。
- 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、「④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°C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°C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°C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。

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4.3.3.1.29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°C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、これは「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」における原子炉冷却材バウンダリの制限温度(550°C)以下であることから、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炉心平均スティール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。

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 0.93kg/cm²[gage]）、格納容器の鋼壁温度は若干上昇する（最高温度は約 69℃）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

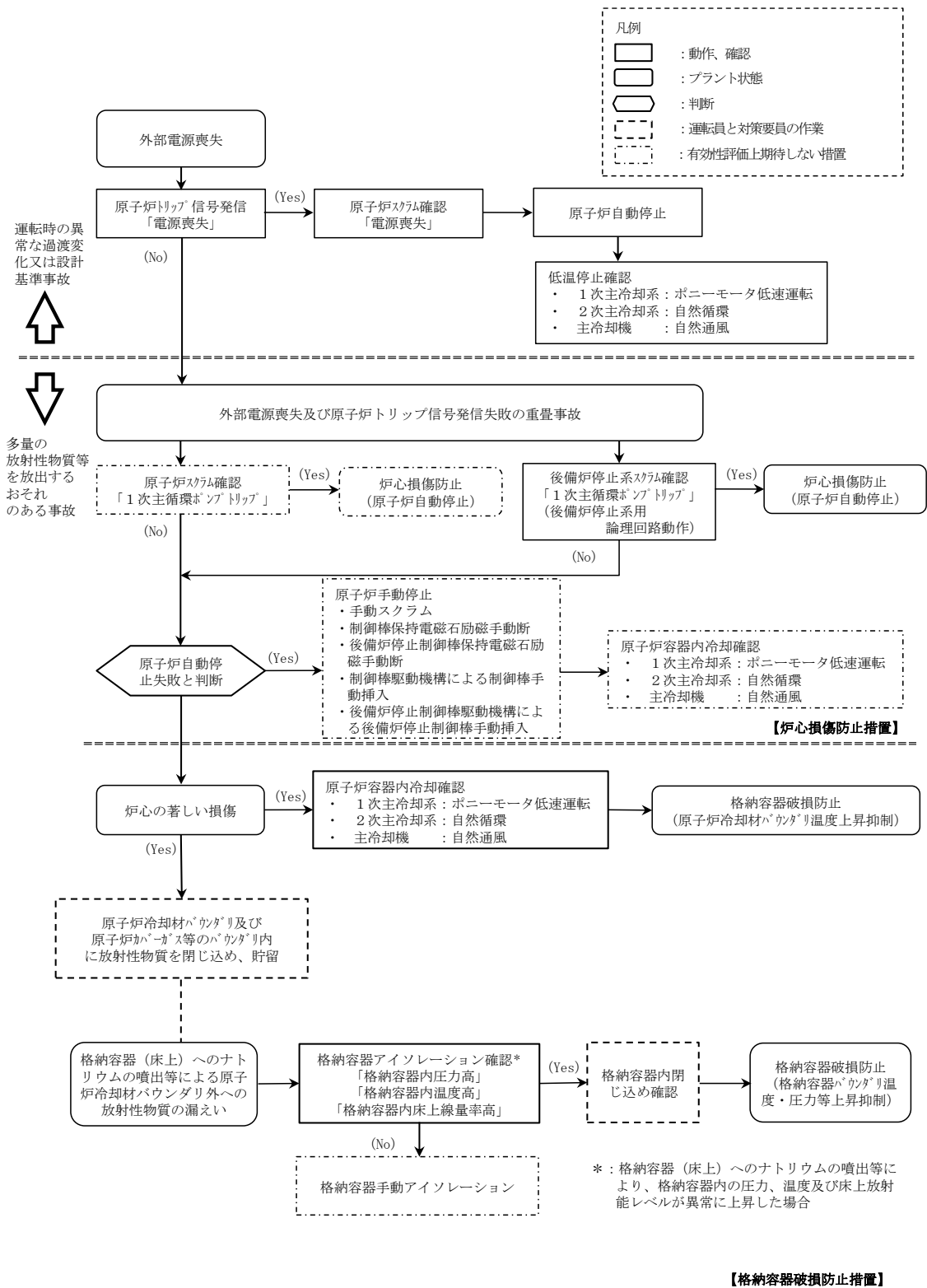
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（ポンプモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	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

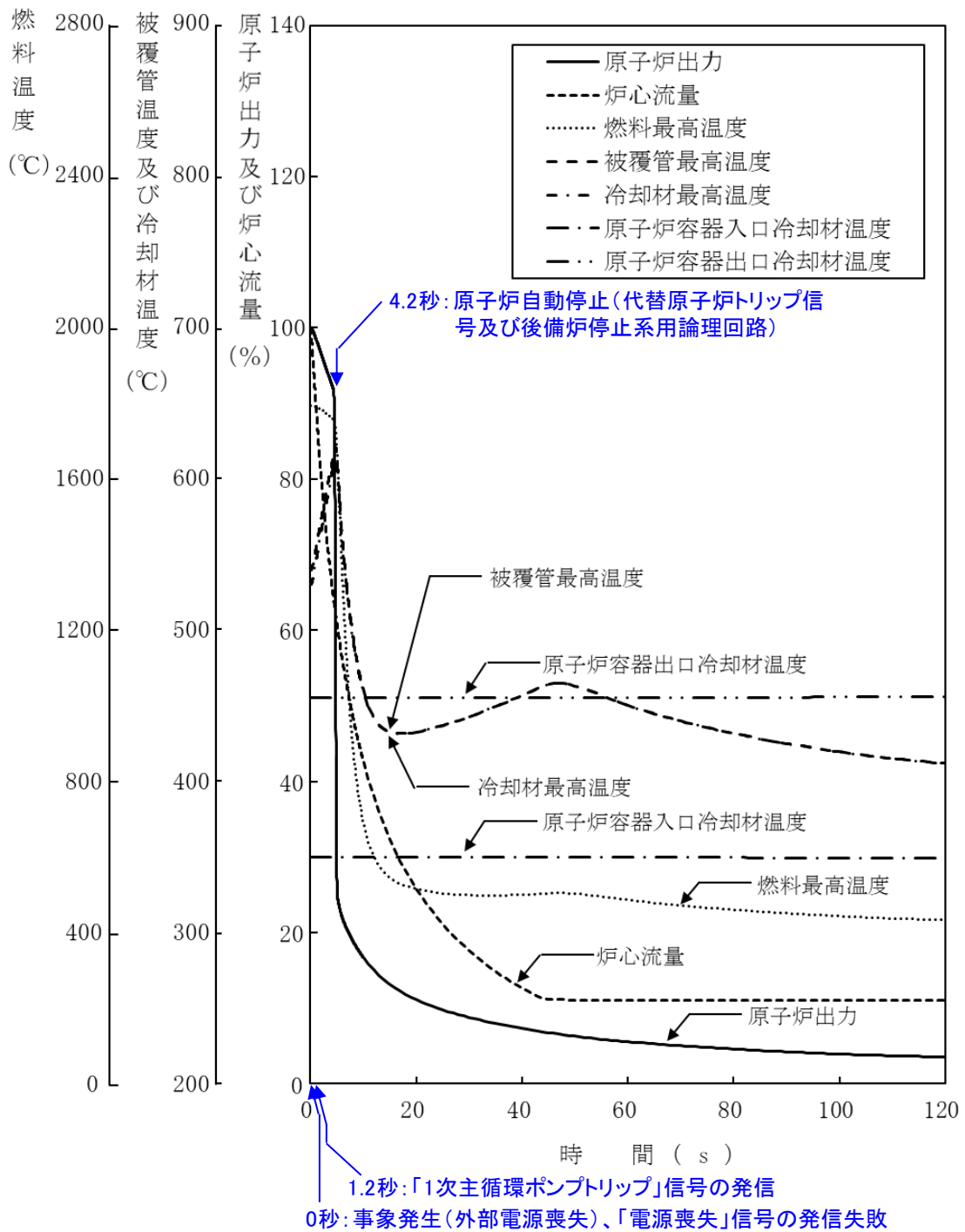
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
		△異常事象発生(外部電源喪失) △事故発生の判断(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断																・「電源喪失」による原子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																・「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																・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																・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

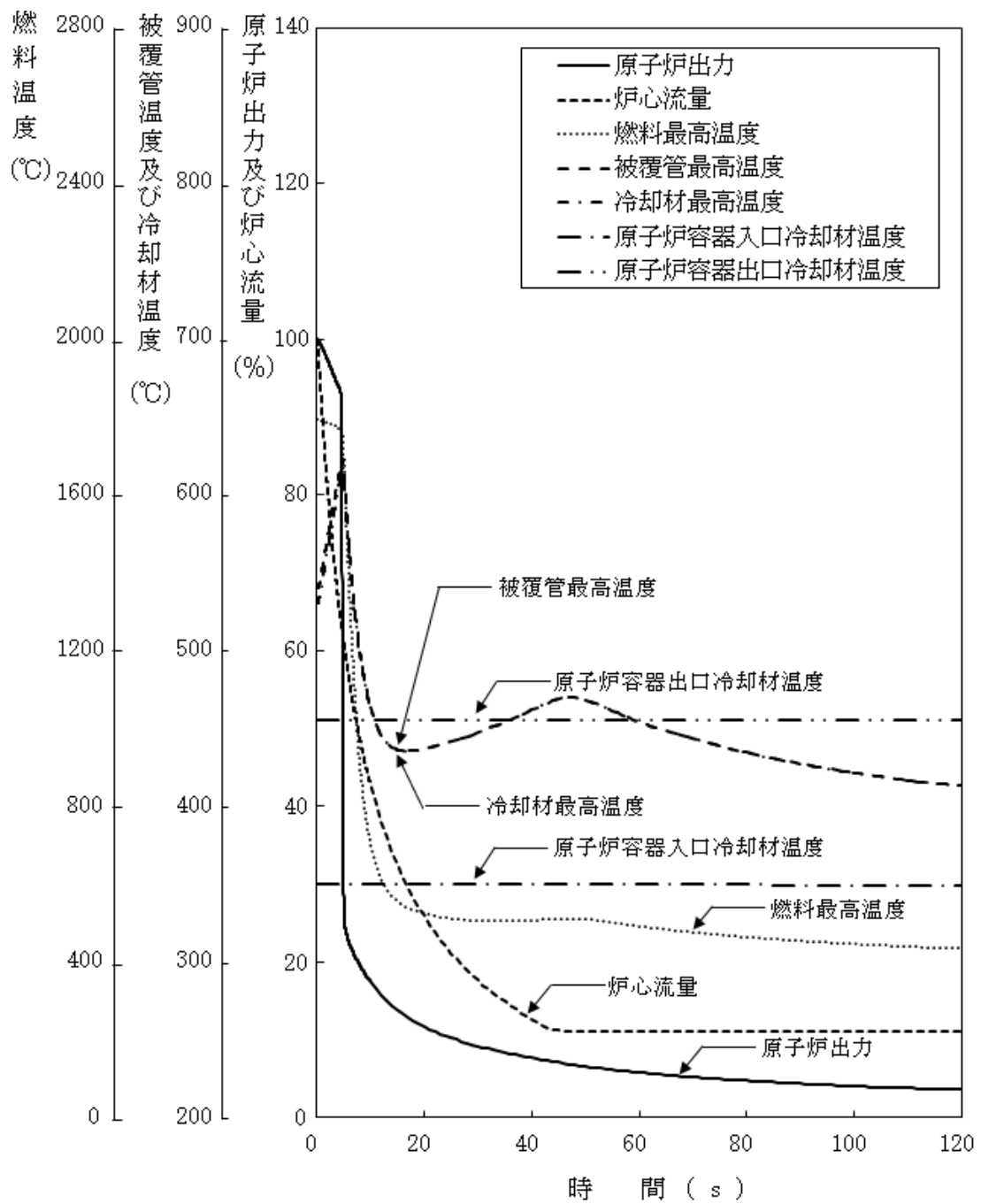
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
		△異常事象発生(外部電源喪失) △事故発生の判断(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断																
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																・原子炉スクラム、後備炉停止系スク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																・1次主冷却系(ボーンモータ低速運転)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																・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																・「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。



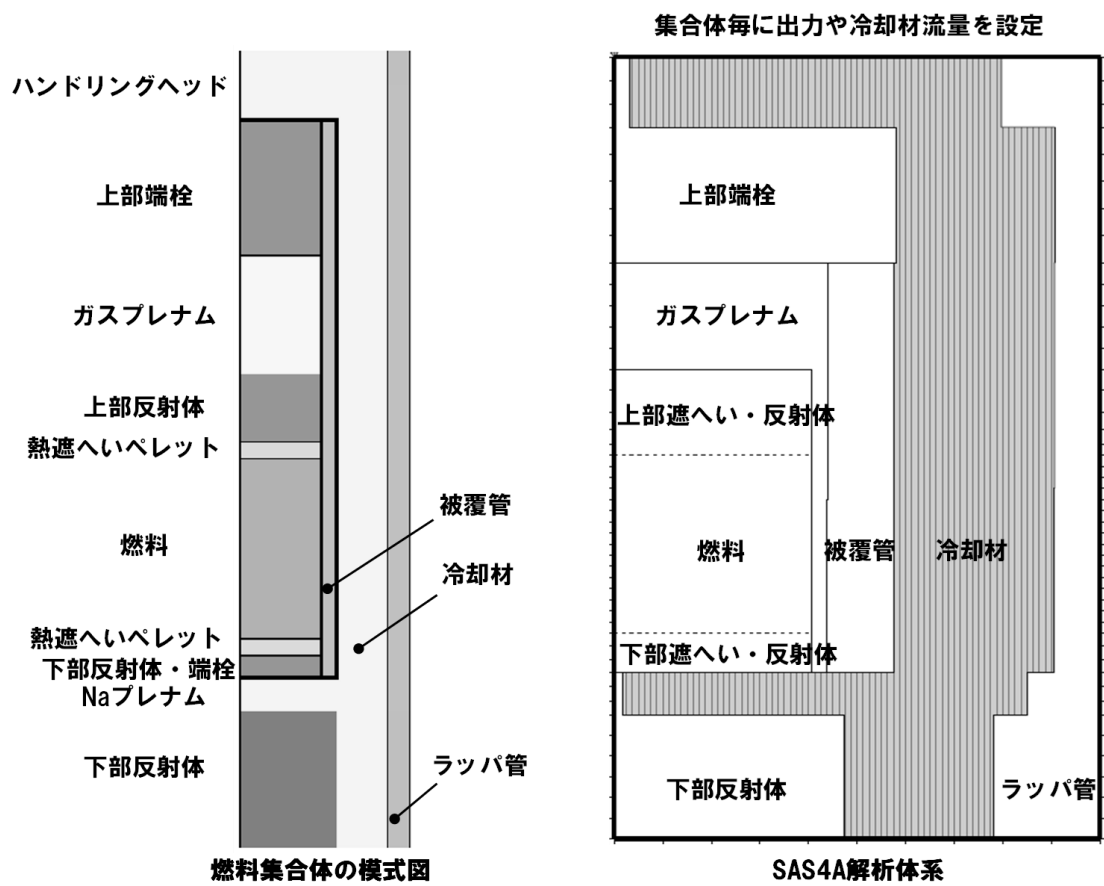
第4.3.3.1.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



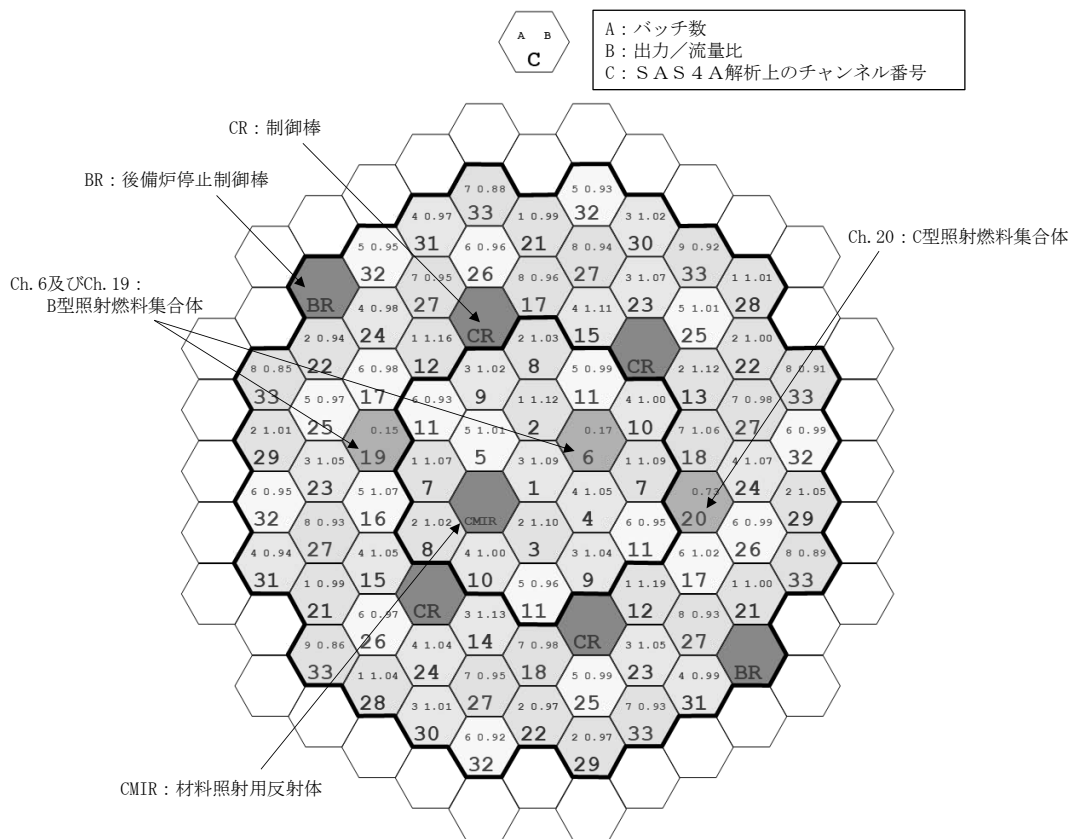
第 4.3.3.1.2 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(炉心損傷防止措置：代替トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



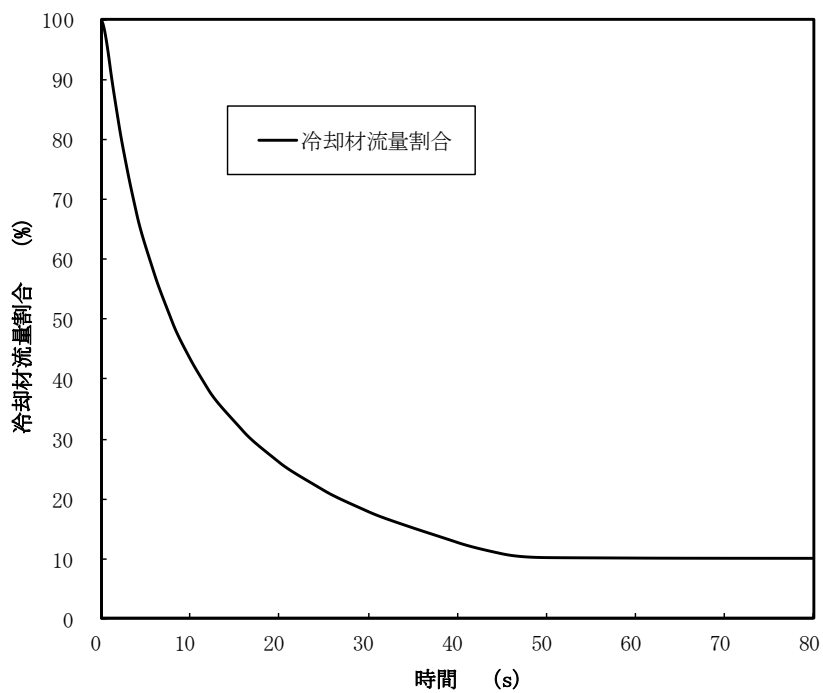
第 4.3.3.1.3 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故（不確かさの影響評価）



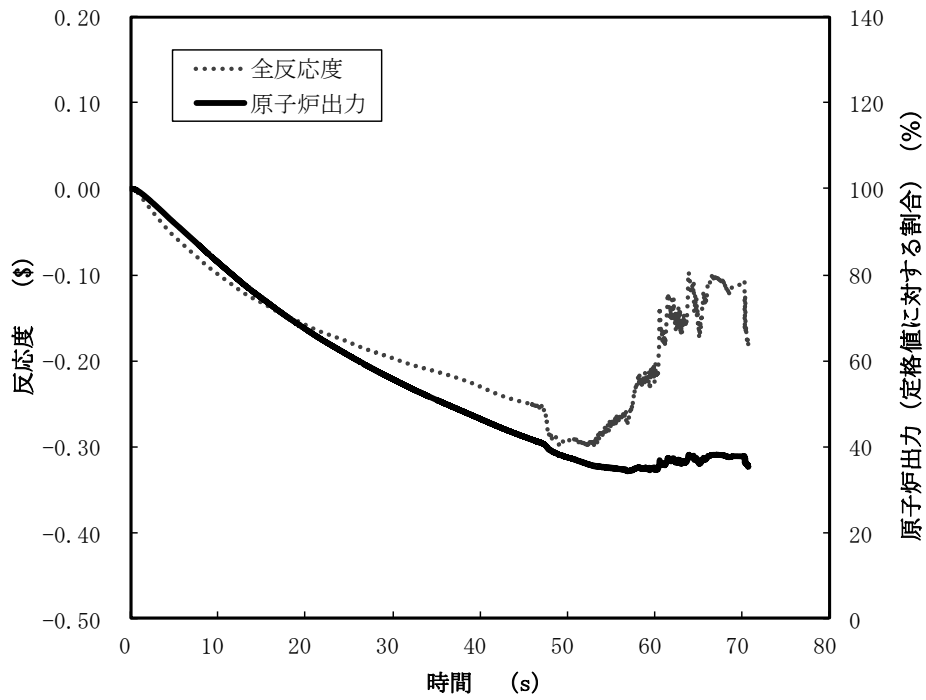
第 4. 3. 3. 1. 4 図 SAS4Aにおける解析体系



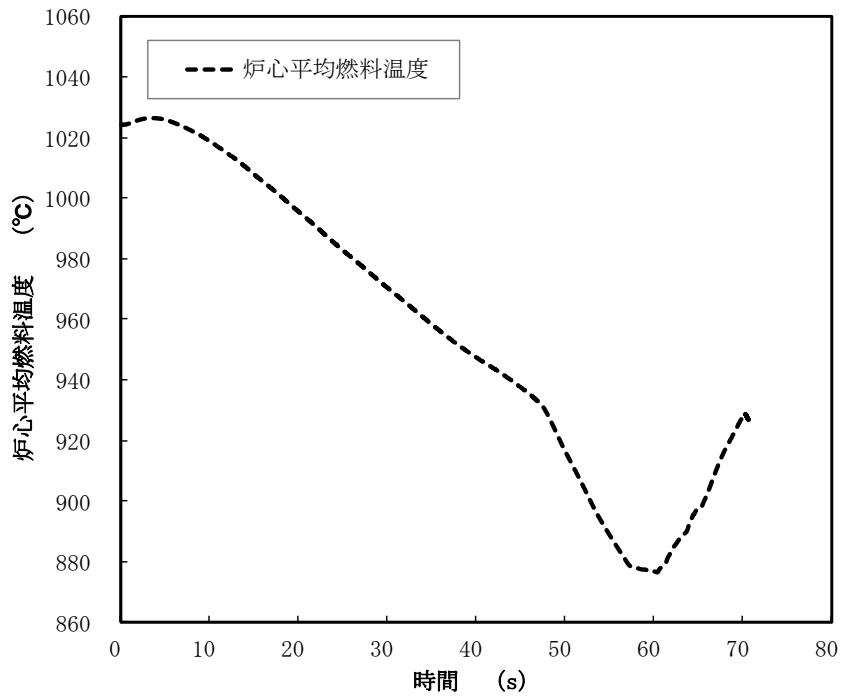
第 4.3.3.1.5 図 SAS 4Aの解析におけるチャンネルの配置図



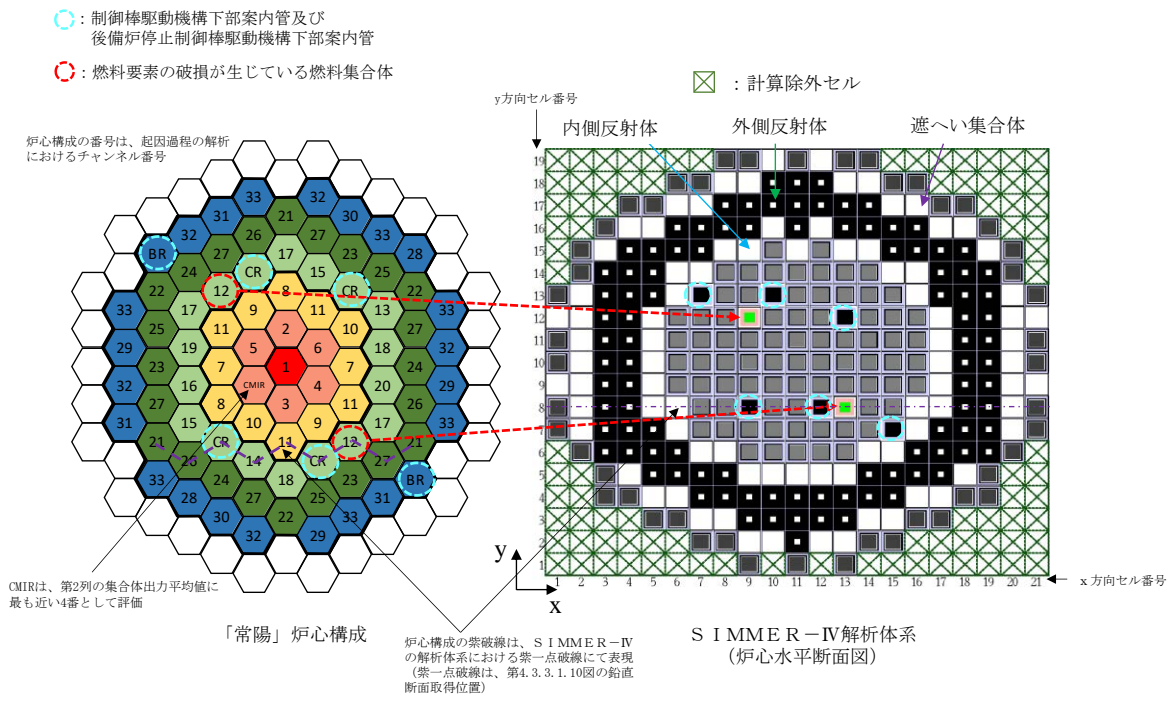
第 4.3.3.1.6 図 1次主循環ポンプの主電動機停止に伴う冷却材流量減少の推移



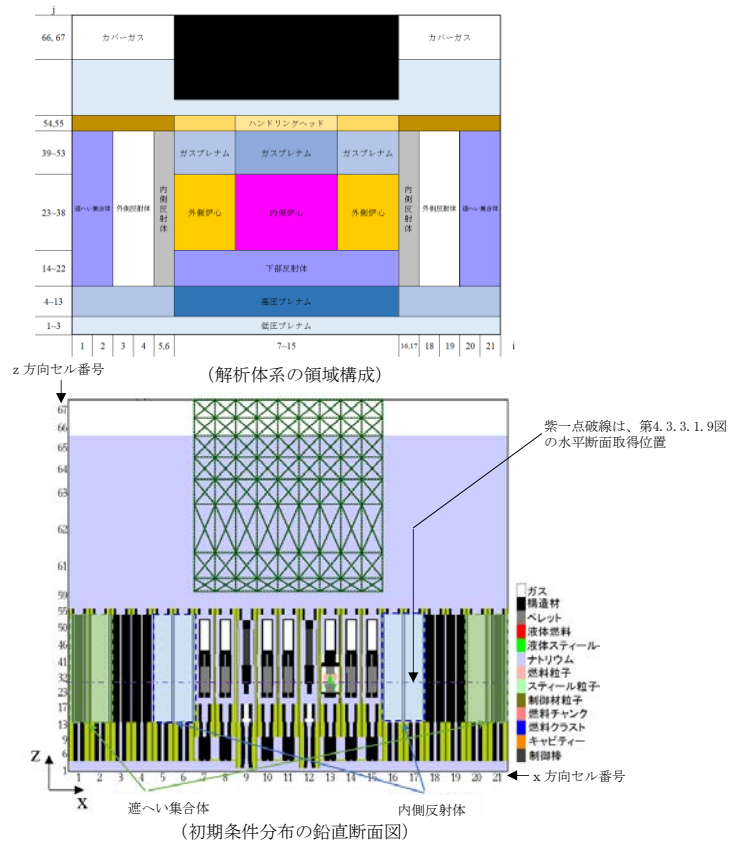
第 4. 3. 3. 1. 7 図 起因過程における原子炉出力及び反応度履歴



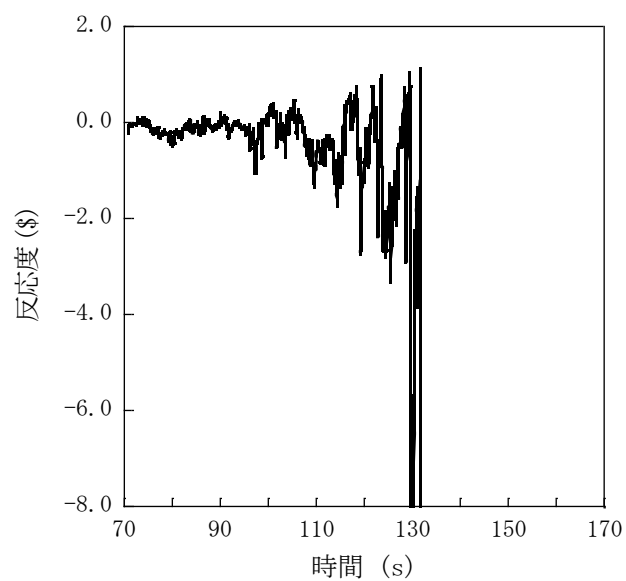
第 4. 3. 3. 1. 8 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



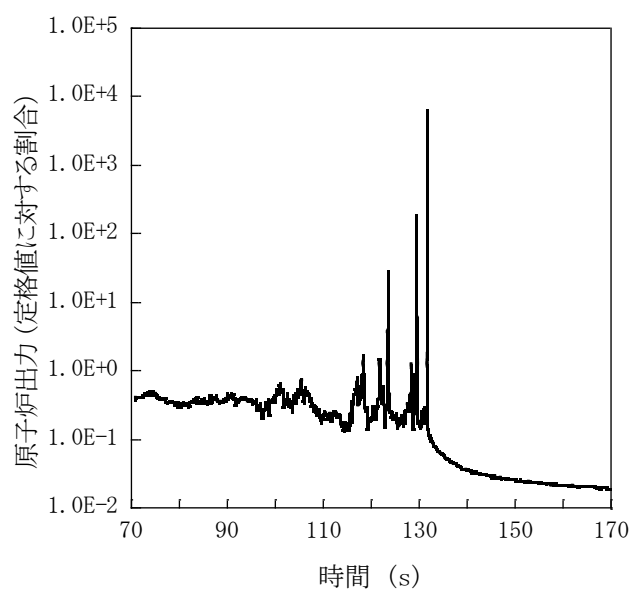
第 4.3.3.1.9 図 S I M M E R - I V における解析体系 (遷移過程の解析)



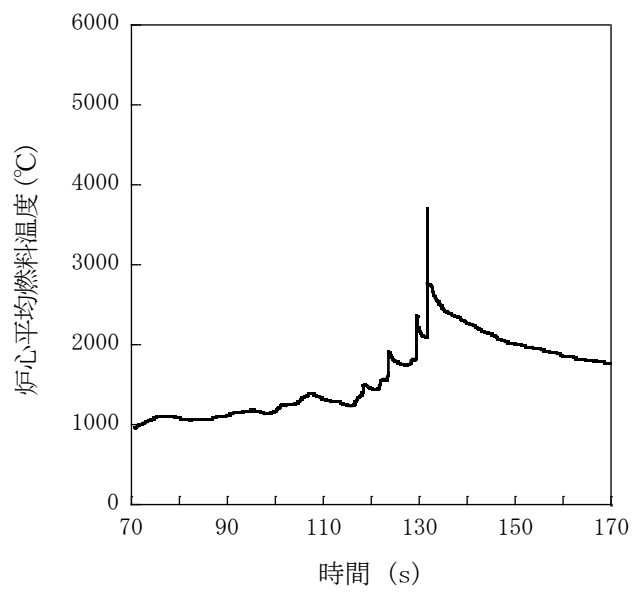
第 4.3.3.1.10 図 S I M M E R - I V における初期物質分布



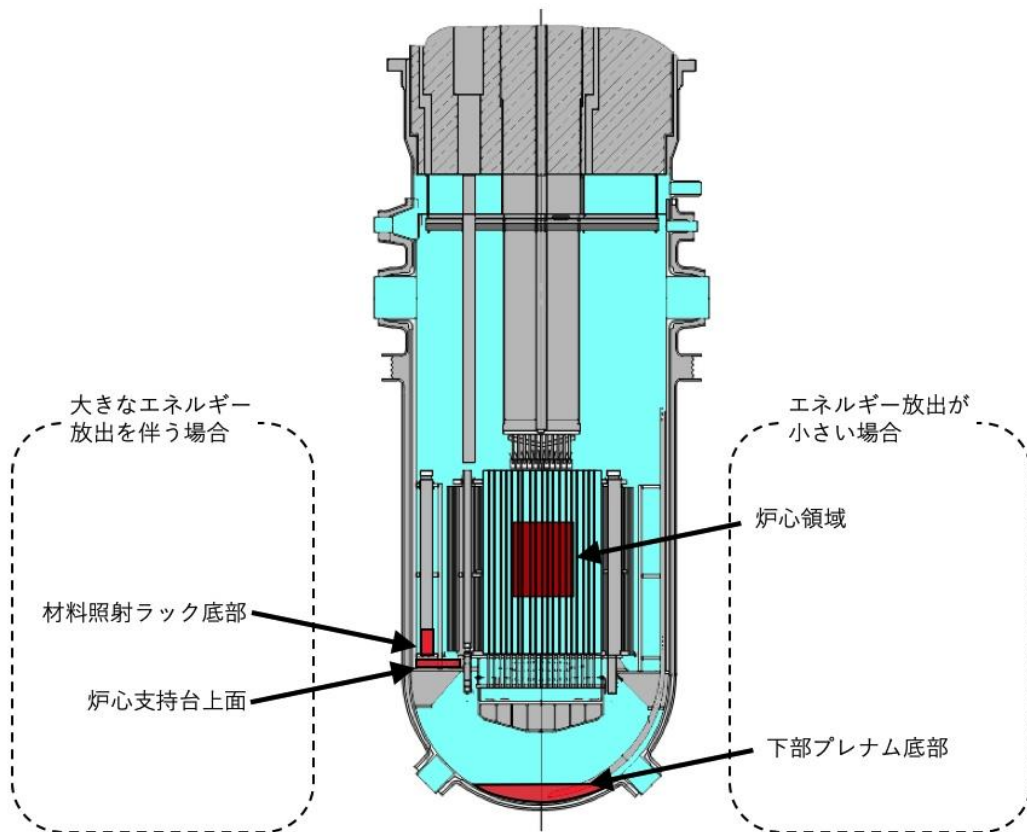
第 4.3.3.1.11 図 遷移過程における反応度履歴



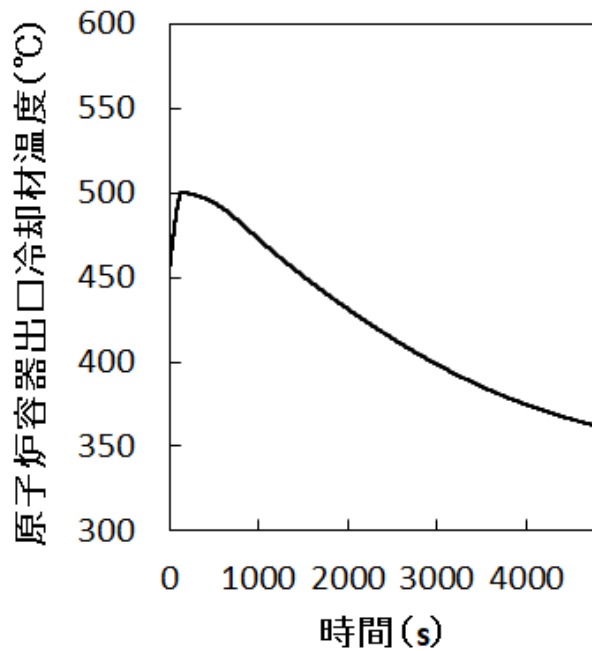
第 4.3.3.1.12 図 遷移過程における原子炉出力履歴



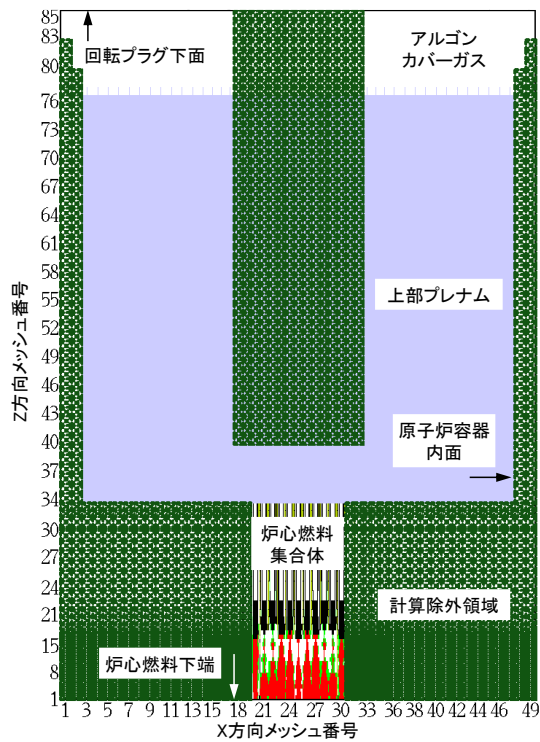
第 4.3.3.1.13 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



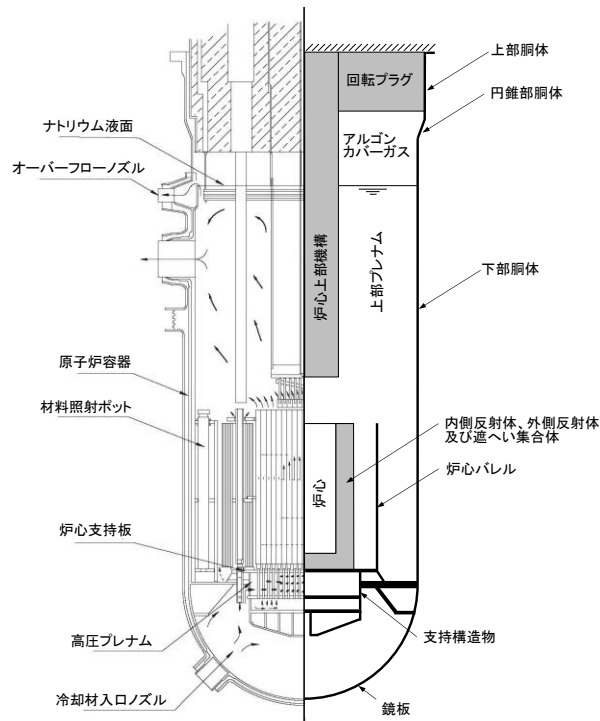
第 4. 3. 3. 1. 14 図 再配置・冷却過程における損傷炉心物質の最終的な再配置場所



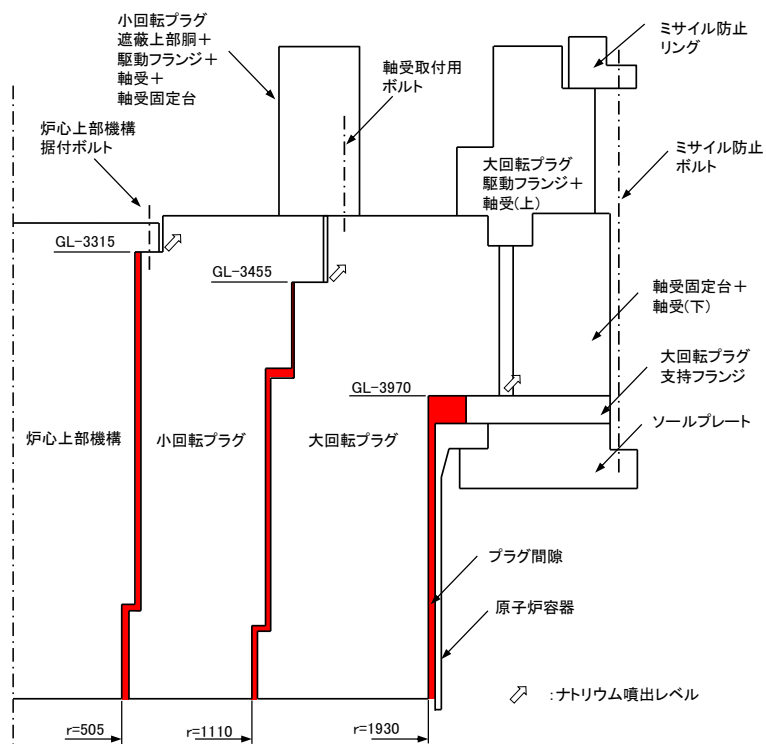
第 4. 3. 3. 1. 15 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴



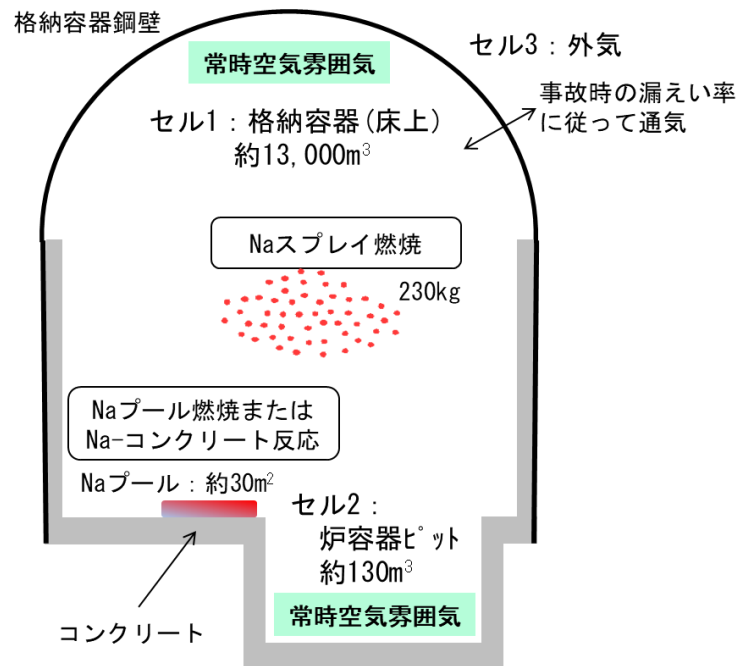
第 4. 3. 3. 1. 16 図 SIMMER-IVにおける解析体系（機械的応答過程の解析）



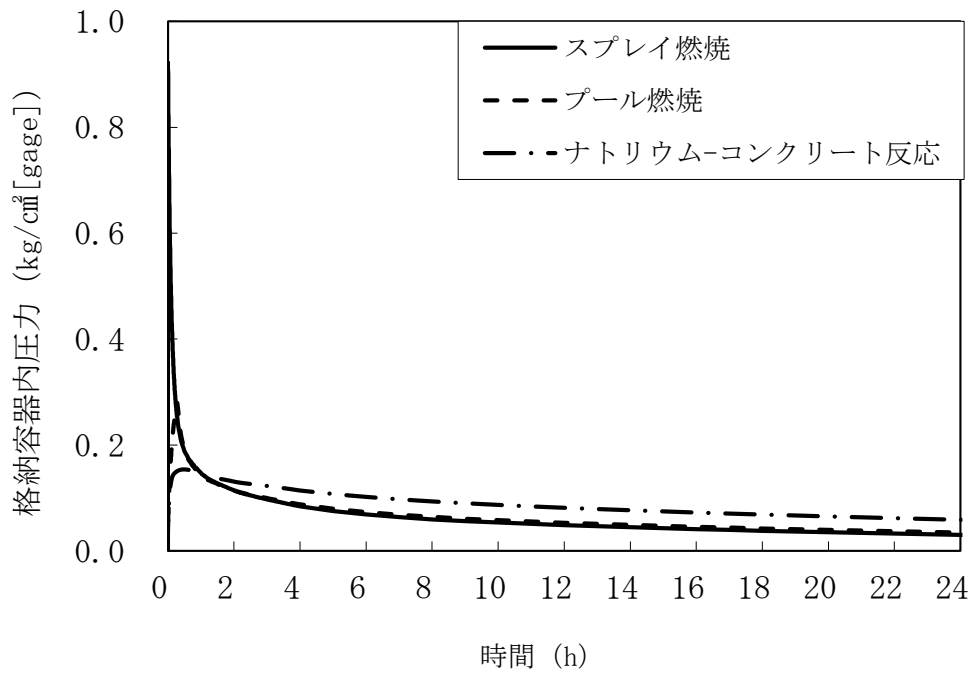
第 4. 3. 3. 1. 17 図 AUTODYNにおける解析体系



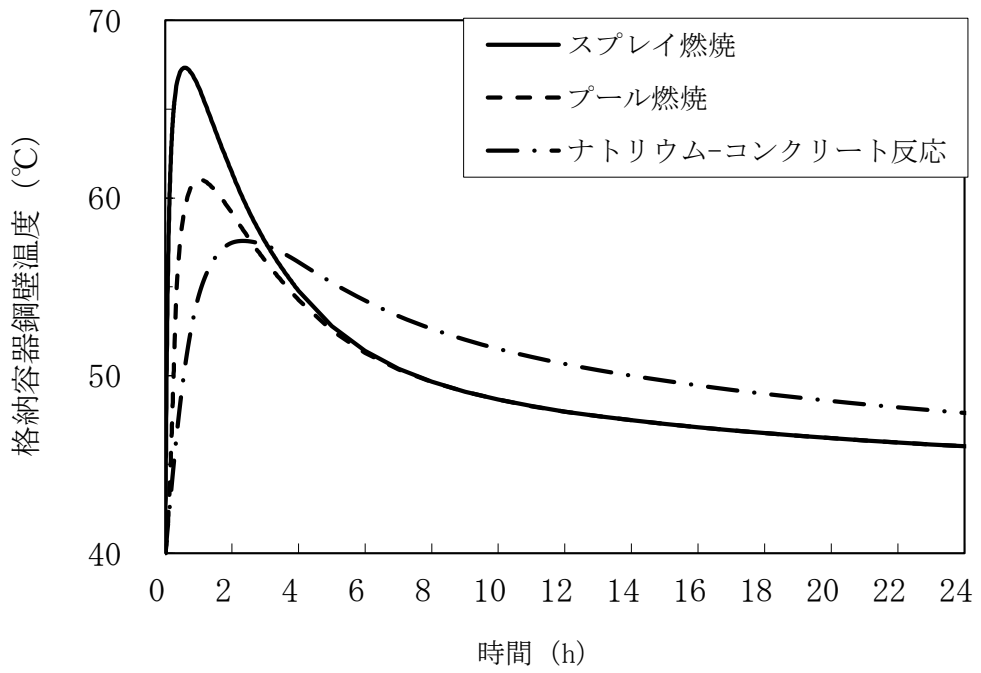
第 4.3.3.1.18 図 PLUGにおける解析体系



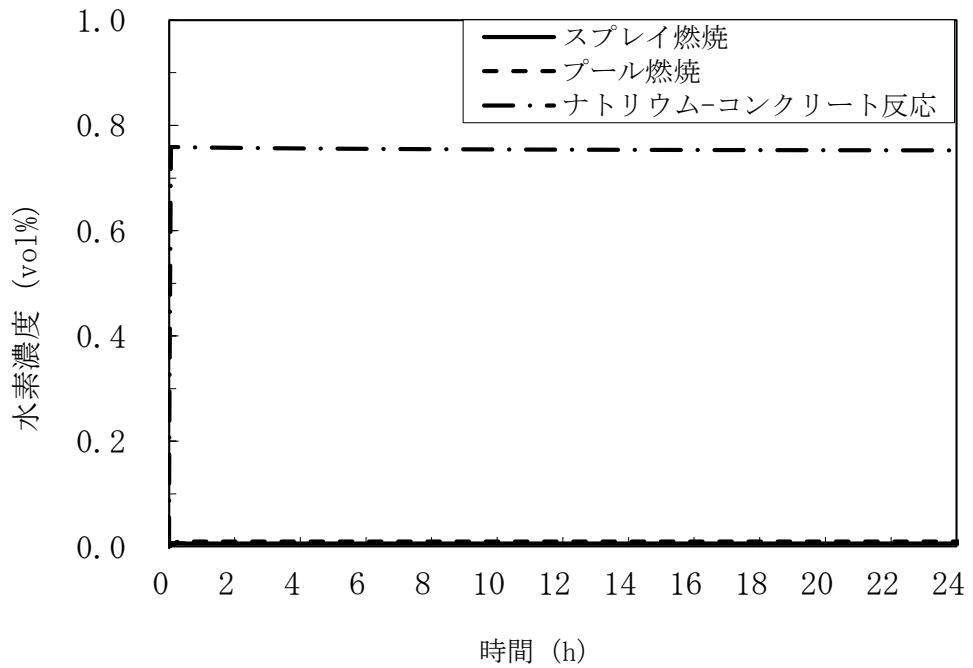
第 4. 3. 3. 1. 19 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



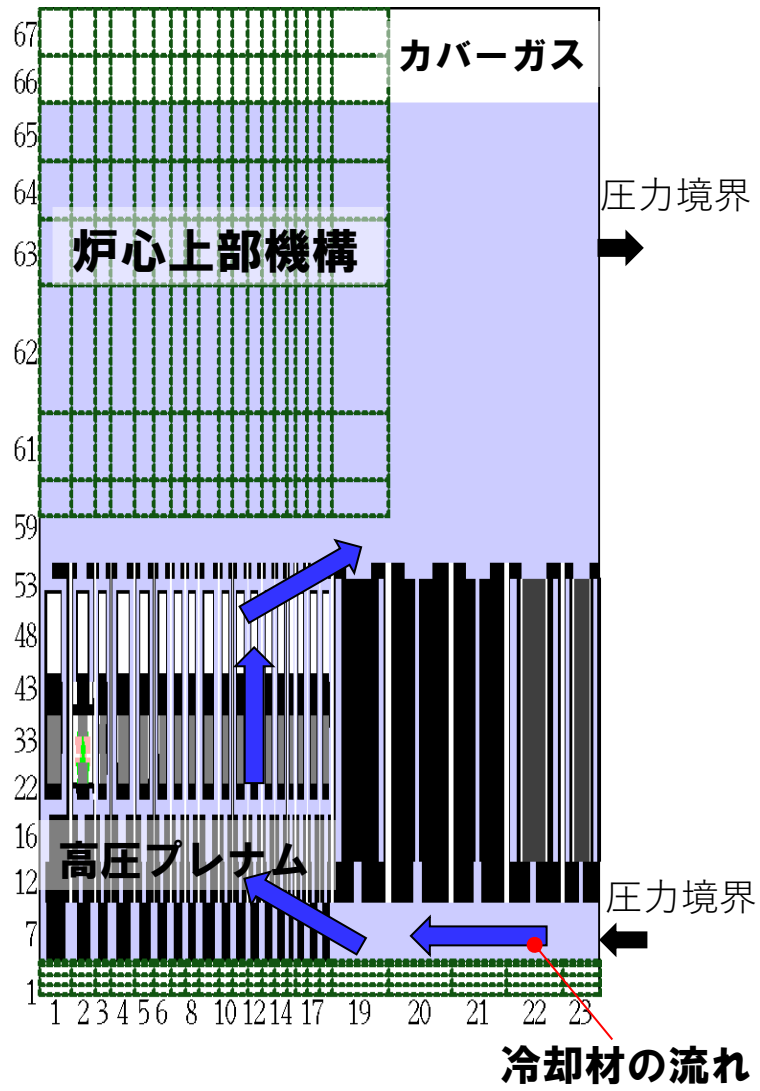
第 4. 3. 3. 1. 20 図 格納容器内圧力の推移



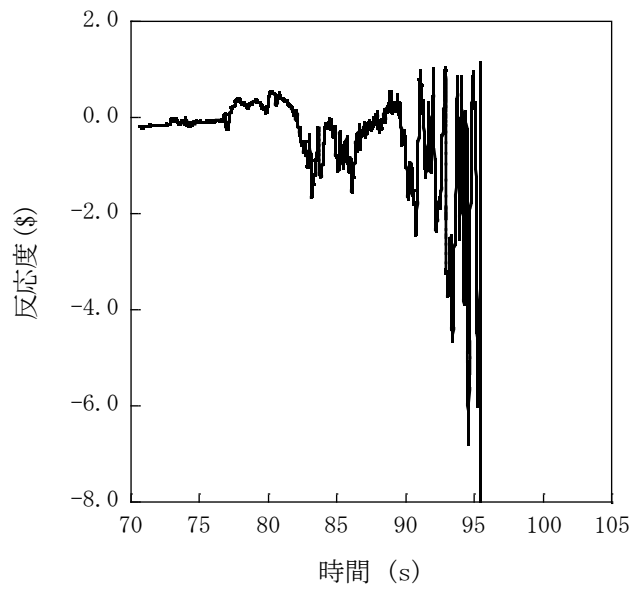
第 4.3.3.1.21 図 格納容器鋼壁温度の推移



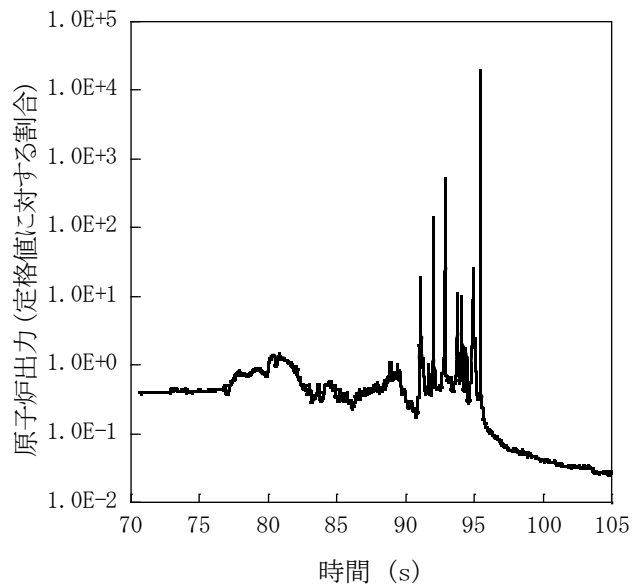
第 4.3.3.1.22 図 格納容器内水素濃度の推移



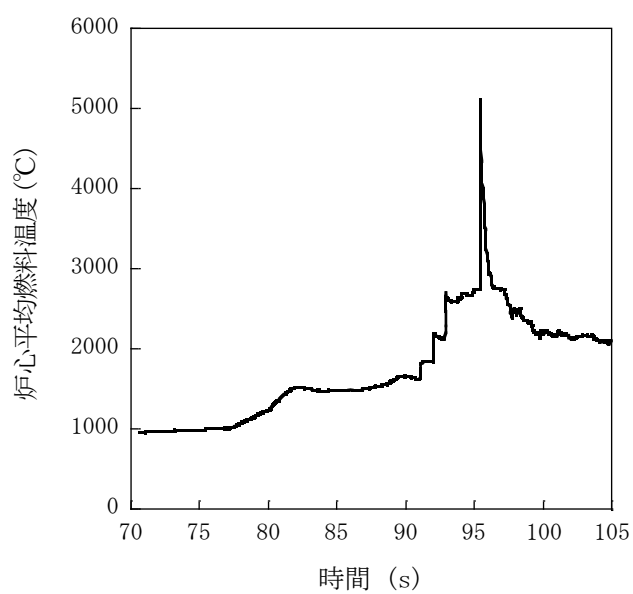
第 4. 3. 3. 1. 23 図 S I M M E R - Ⅲにおける解析体系



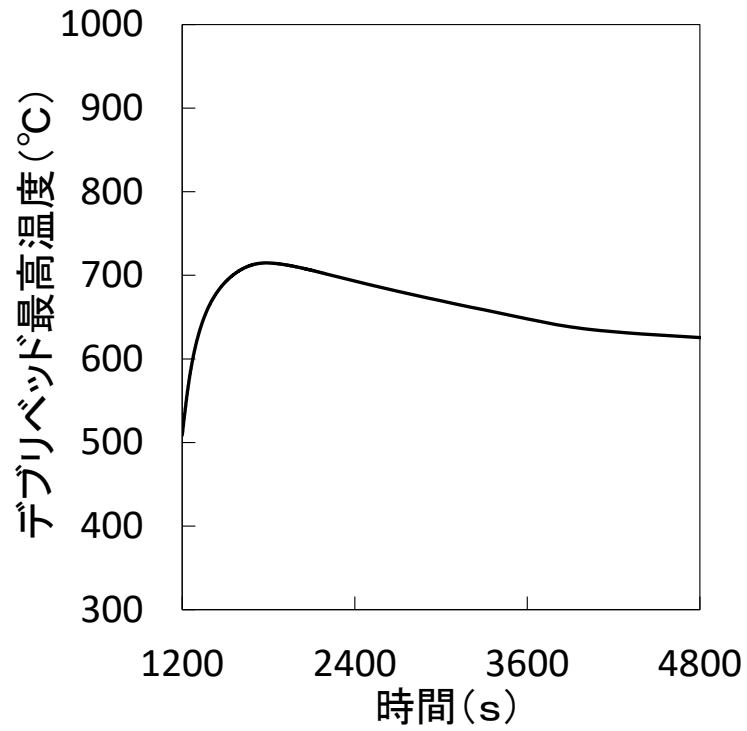
第 4.3.3.1.24 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



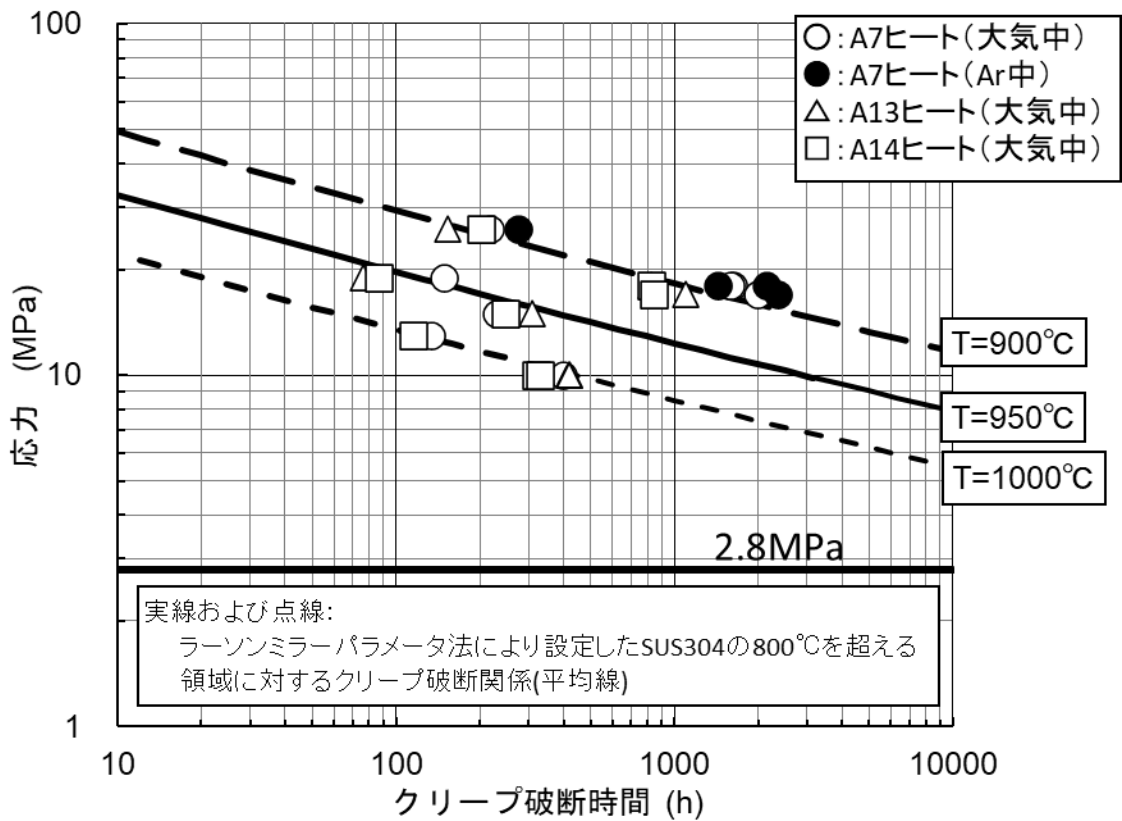
第 4.3.3.1.25 図 遷移過程の不確かさの影響評価における原子炉出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



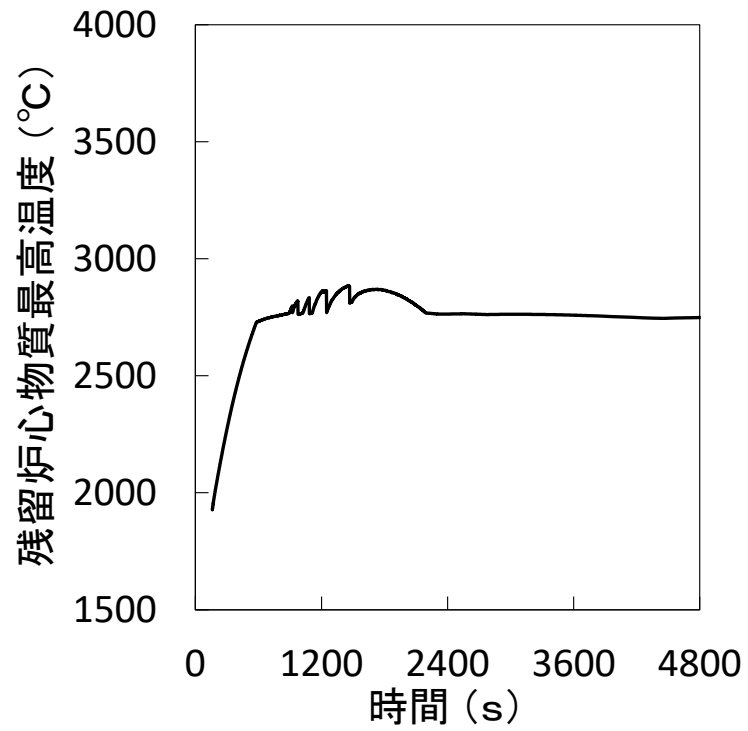
第 4.3.3.1.26 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



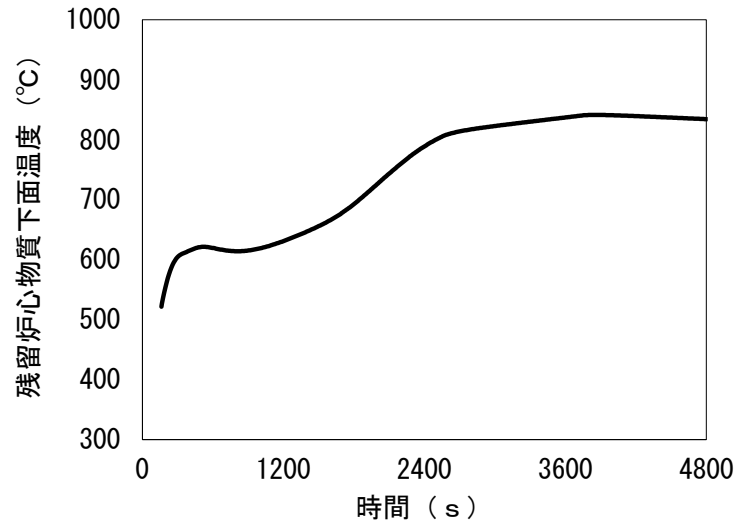
第4.3.3.1.27図 デブリベッド最高温度の履歴



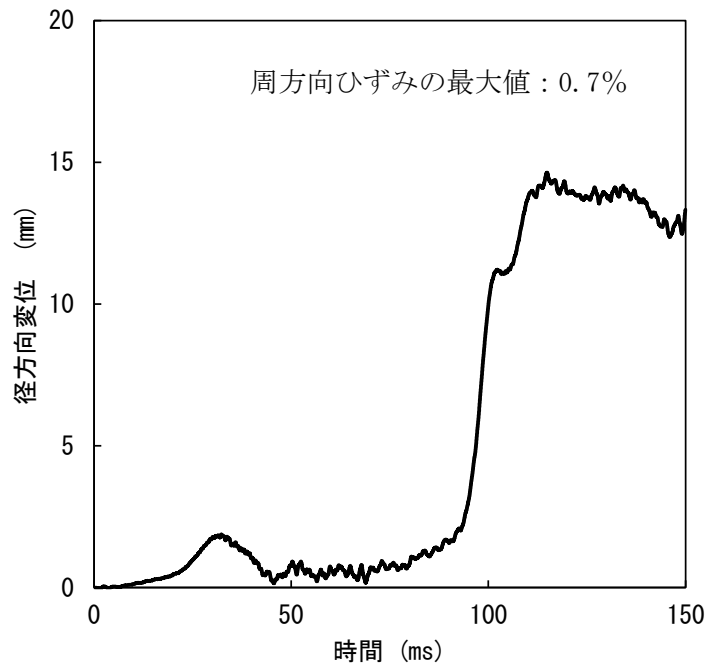
第4.3.3.1.28図 SUS304のクリープ破断時間と応力の関係 (900°Cから1,000°C)



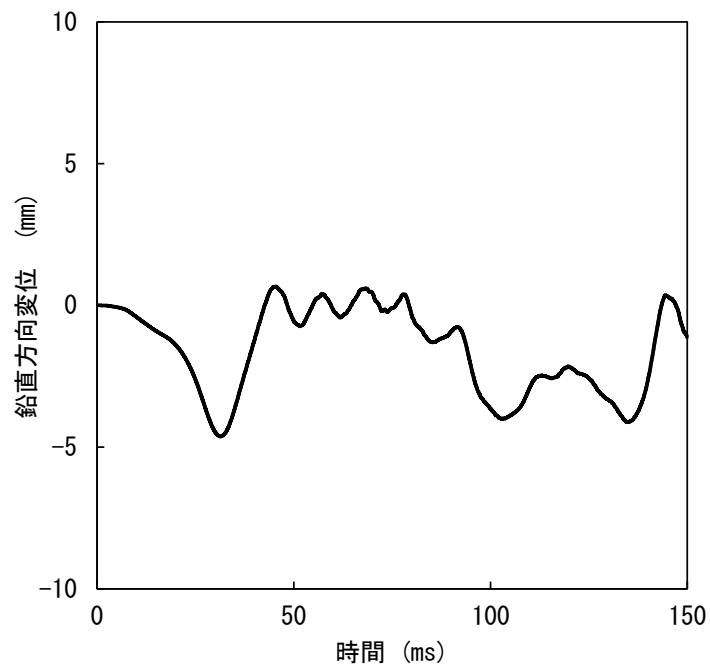
第 4. 3. 3. 1. 29 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 4. 3. 3. 1. 30 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

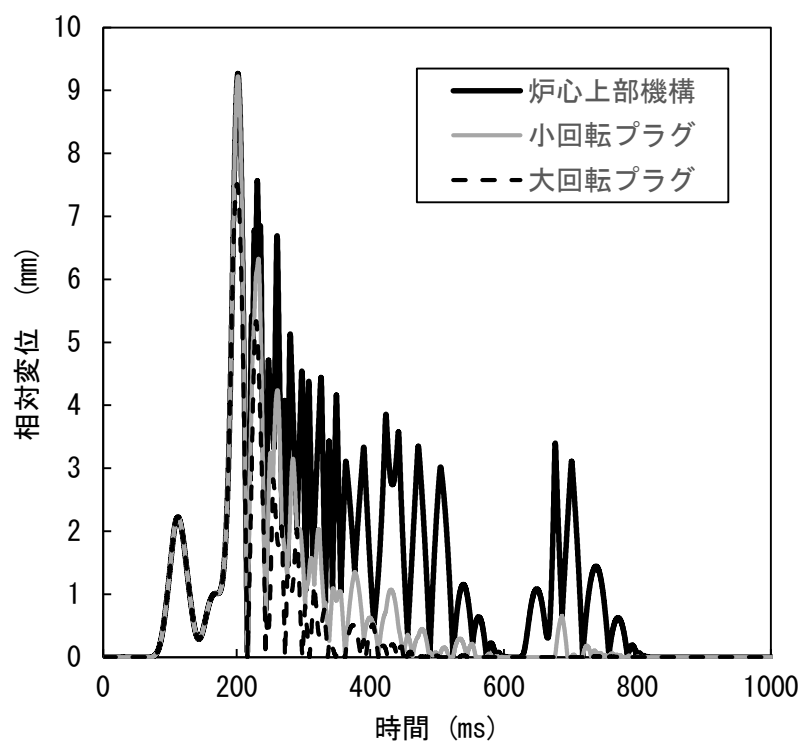


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位

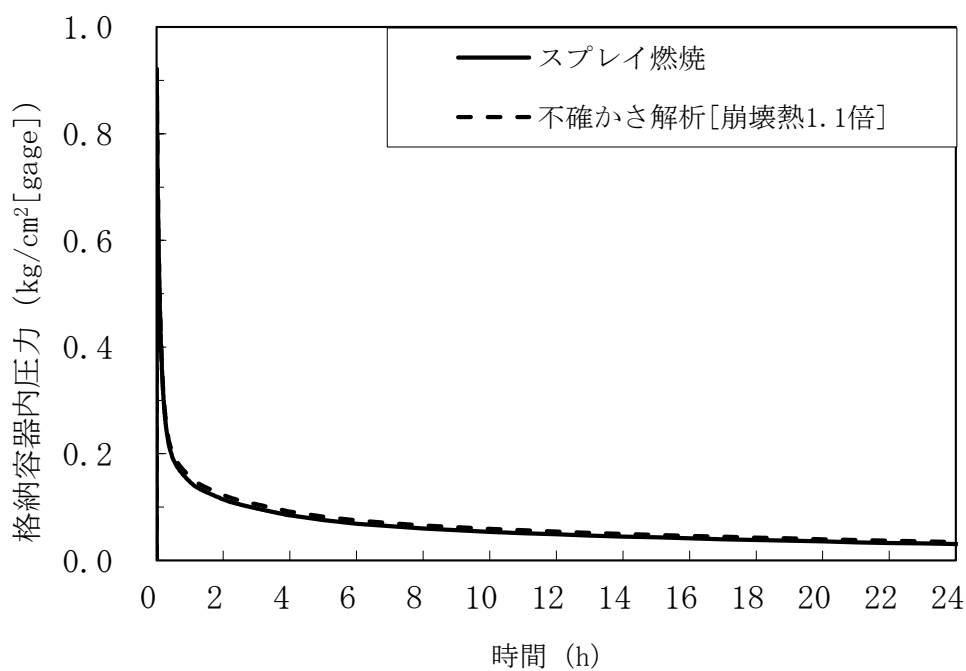


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

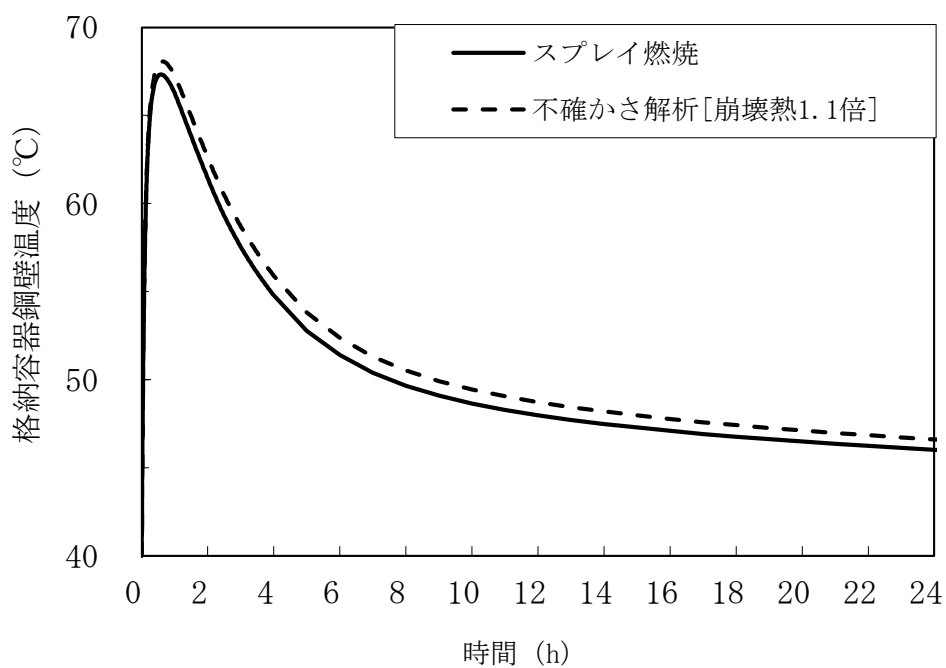
第 4.3.3.1.31 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴



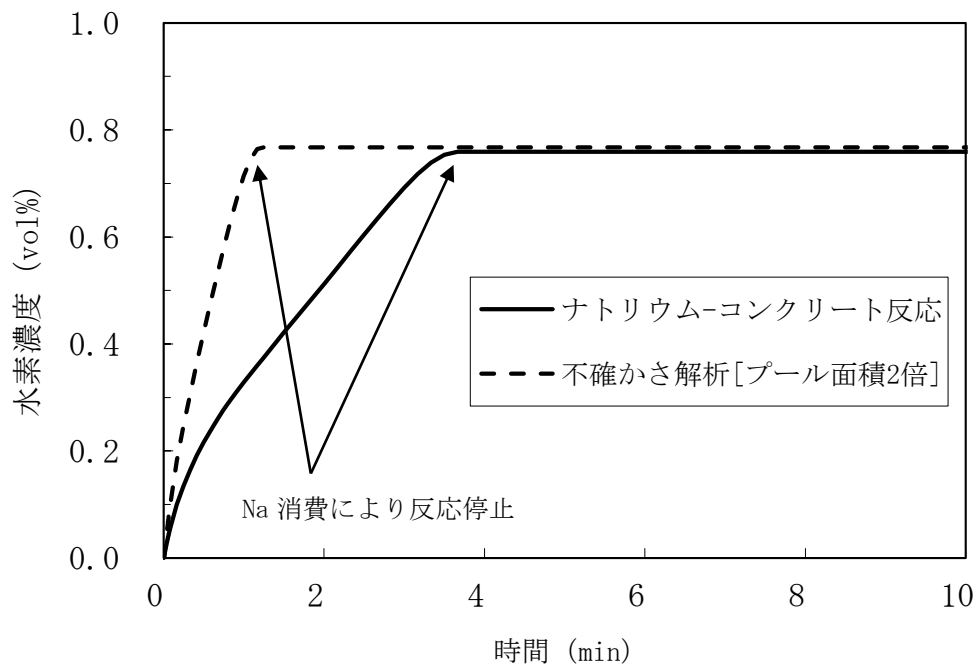
第 4.3.3.1.32 図 回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果



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)

4.3.3.3 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。

出力流量比の高い集合体において冷却材が沸騰し、さらに炉心が損傷を開始するまでの時間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止する措置として、この時間内に原子炉を停止する措置を講じる。また、炉心の著しい損傷に至った場合に、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であることから、通常運転状態及び自動作動による格納容器破損防止措置を講じる。

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、「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。

なお、原子炉の停止後は、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崩壊熱の除去を行う。

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、**1次主冷却系の流量を増大すると、炉心の著しい損傷を回避できる可能性があるため**、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。炉心損傷防止措置に必要な要員は2名、格納容器破損防止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。また、1次主循環ポンプは、1基が停止した場合に、相互インターロックにより他ループの1基を停止する設計であるため、1ループのポンプ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) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高め評価するため、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% Δ k/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、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

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、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、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 4.3.3.3 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、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

(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

事故の開始からラップ管内で炉心燃料が溶融するまでの過程を起因過程と呼び、計算コードSAS4Aにより解析する。

a. 解析条件

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、炉心流量は定格値の約6.5%が確保されるものとする。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し、燃料自身の強度が失われれば崩壊する状態になる。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 のラップ管の温度が融点まで上昇し、S A S 4 A 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（炉心燃料集合体数：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℃から最大値の約 1,040℃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

起因過程の後、ラップ管の溶融から炉心溶融が全炉心規模に進展する過程を遷移過程と呼び、計算コード S I M M E R - I V により解析する。

a. 解析条件

S I M M E R - I Vにおける解析体系を第 4.3.3.3.7 図に示す。また、本評価事故シナリオ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。S I M M E R - I V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、S A S 4 A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。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 β) 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°C 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 β 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 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 $^{\circ}$ C、約 440 $^{\circ}$ 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 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 $^{\circ}$ C、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 $^{\circ}$ C、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約 470 $^{\circ}$ C並びに炉心周辺領域は約 500 $^{\circ}$ C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による損傷炉心物質の放出の抑制効果は無視して、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 5,130 $^{\circ}$ C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 $^{\circ}$ C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、**炉心損傷防止措置の評価項目として設定した原子炉冷却材バウンダリ温度550℃を超えないことから**、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)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SIMMER-IVで解析する。SIMMER-IV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AUTODYNで解析する。AUTODYN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)へのナトリウム噴出をPLUGで解析する。PLUG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) SIMMER-IV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チール平均温度は、「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時の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時の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のうち、事象進展に有意な影響を与えるものとしては反応度係数と燃料破損条件が挙げられるが、燃料破損

条件は既に十分に保守的な条件であるため、反応度係数の不確かさのうち、事象進展に有意な影響を与えるものとしては反応度係数と燃料破損条件が挙げられるが、燃料破損条件は既に十分に保守的な条件であるため、反応度係数の不確かさとして、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 ガス圧力の効果を無視する。
- 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、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) 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、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、炉心中心への溶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、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。

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、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 3,400 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、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

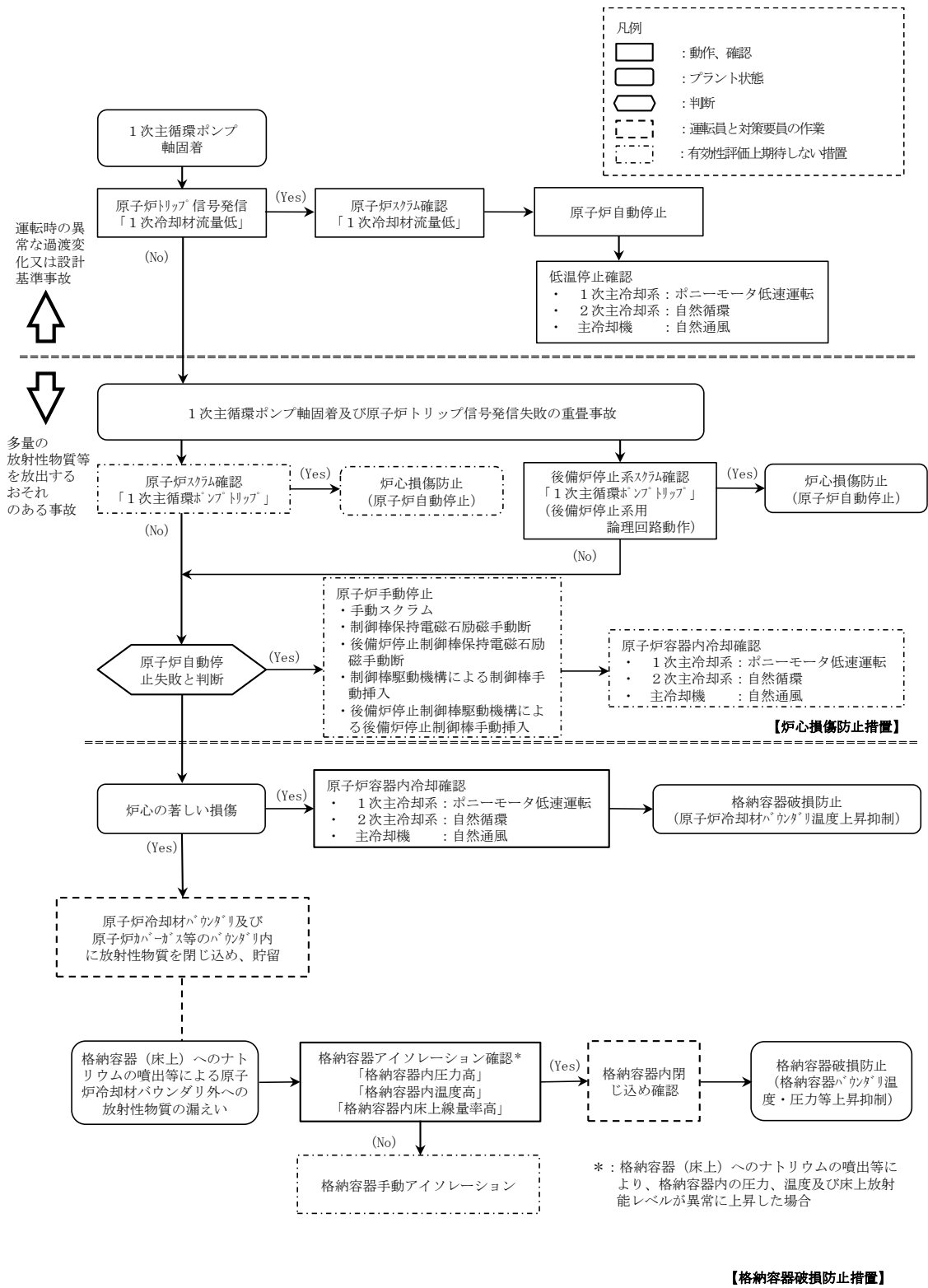
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	<ul style="list-style-type: 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

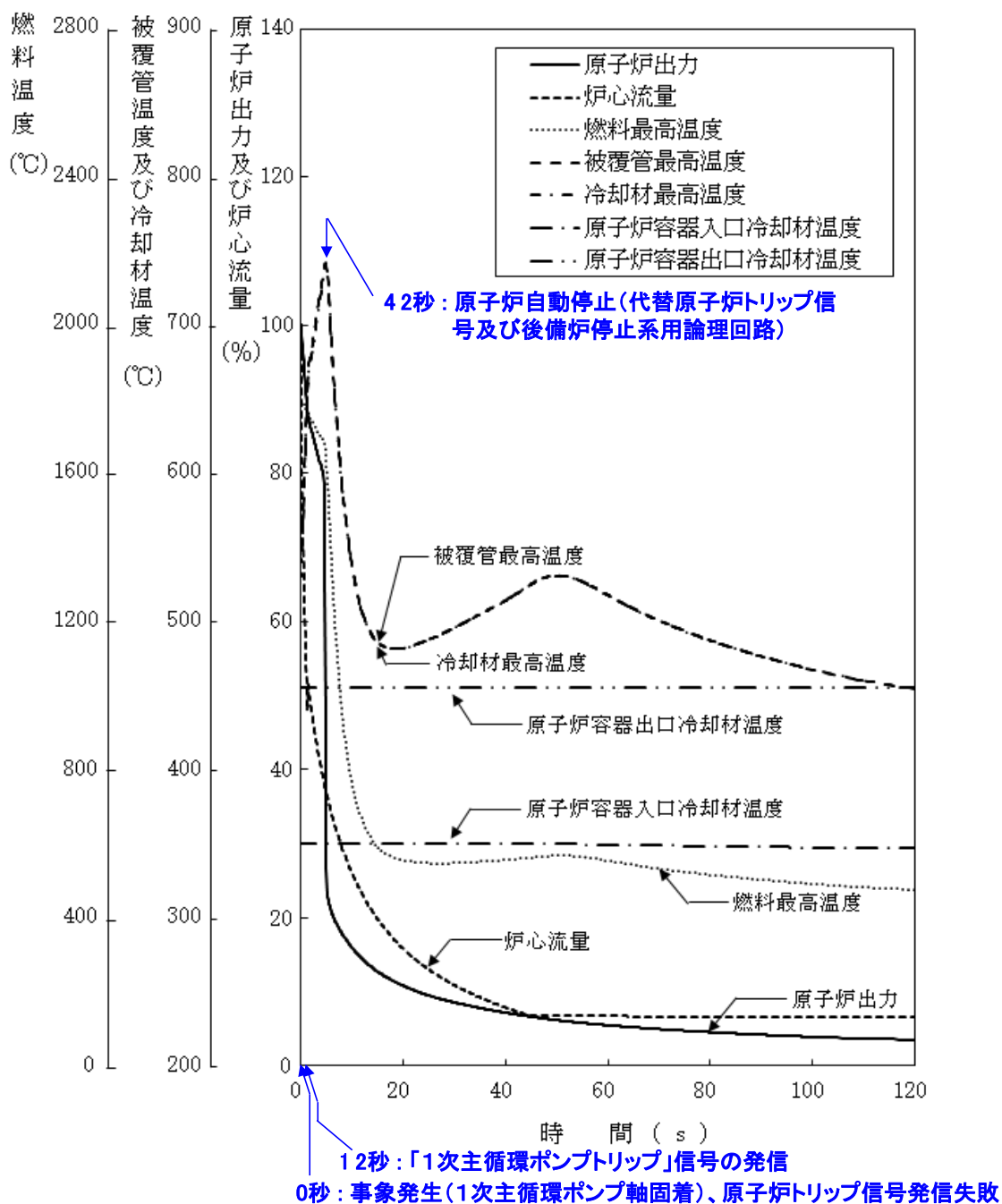
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			△異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) △事故発生の判断(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Gantt chart bar]															・「1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	[Gantt chart bar]															・「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	[Gantt chart bar]															・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	[Gantt chart bar]															・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4.3.3.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

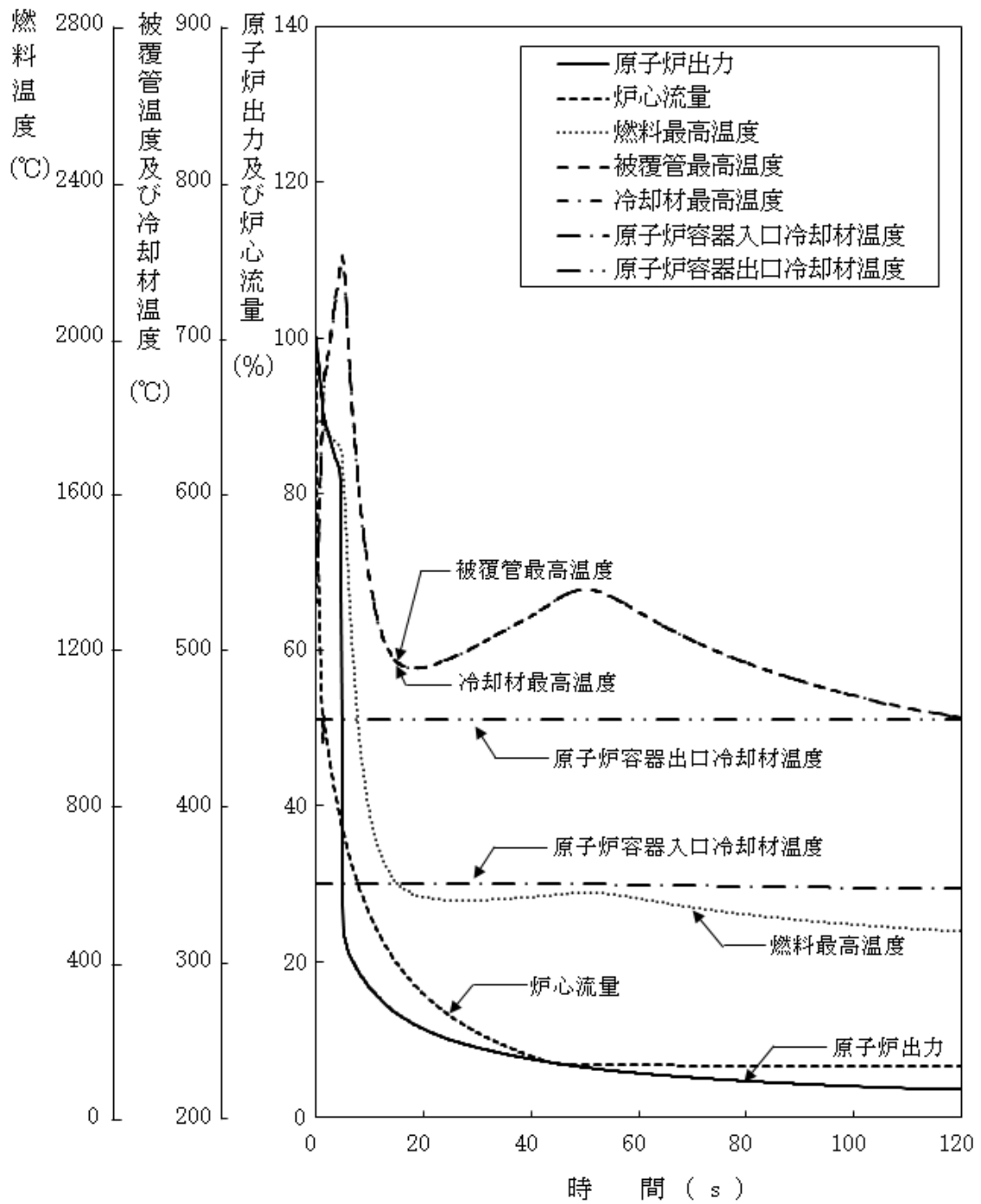
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			△異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) △事故発生の判断(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart bar]															・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	[Gantt chart bar]															・1次主冷却系(ボーンモータ低速運転)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	[Gantt chart bar]															・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	[Gantt chart 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。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



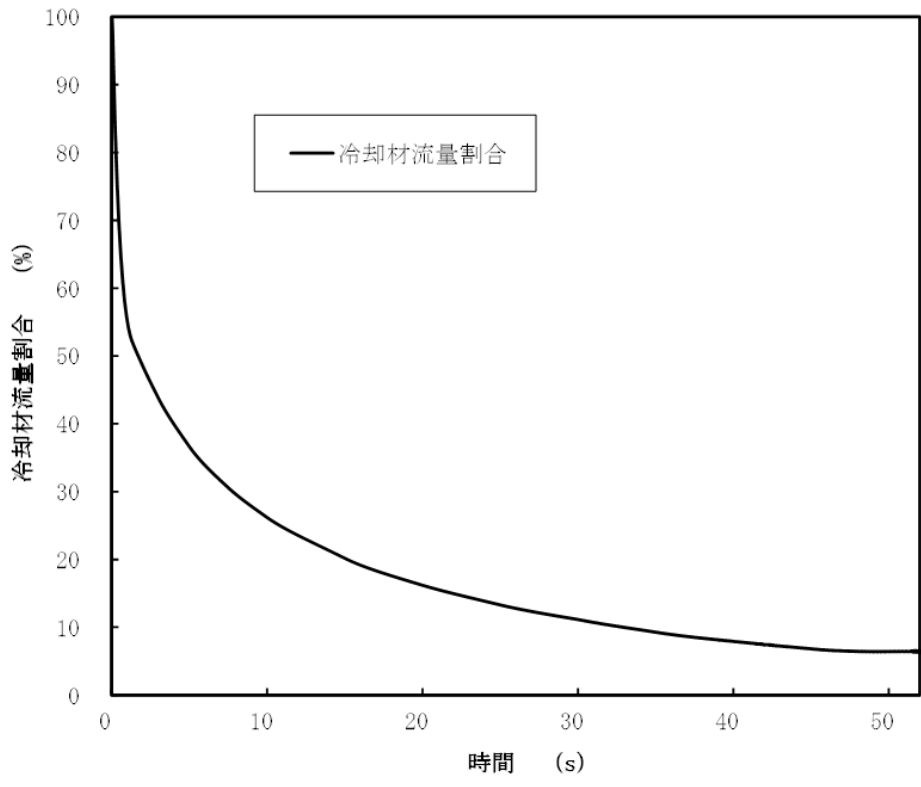
第 4.3.3.3.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



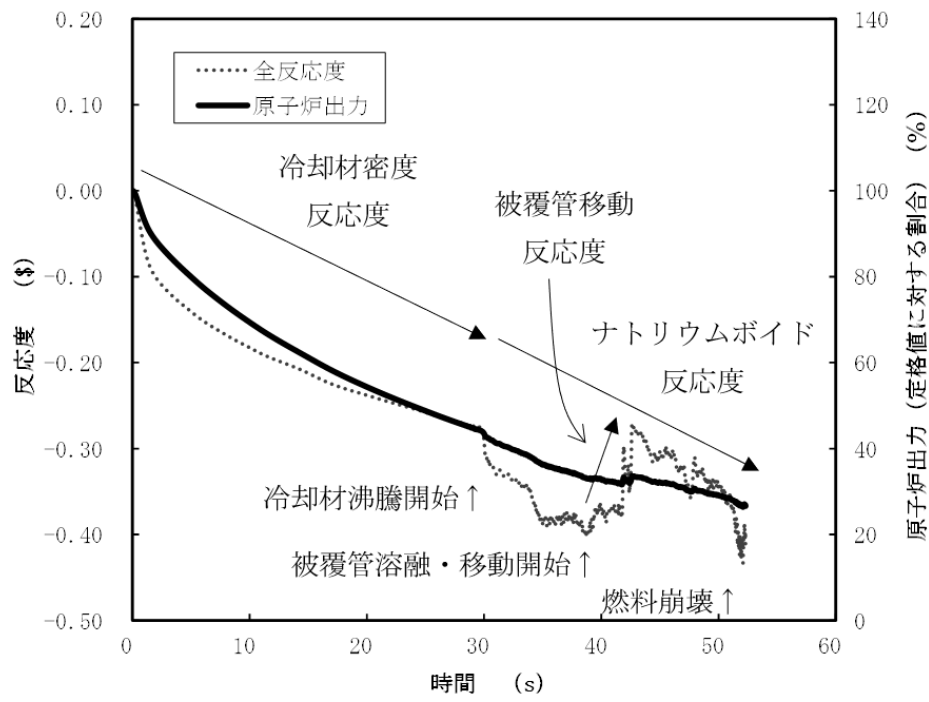
第 4.3.3.3.2 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(炉心損傷防止措置：代替トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



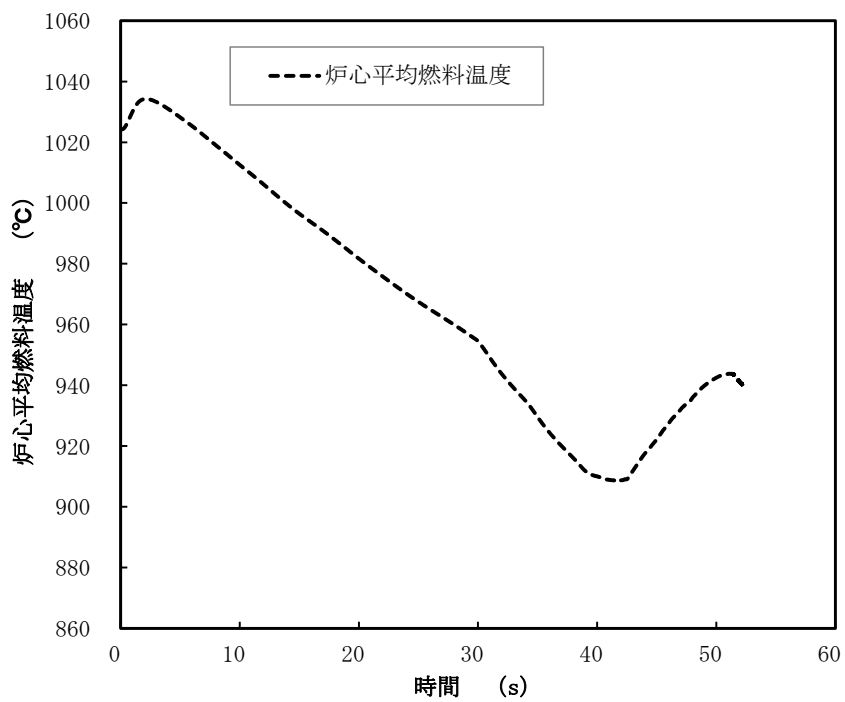
第 4.3.3.3.3 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (不確かさの影響評価)



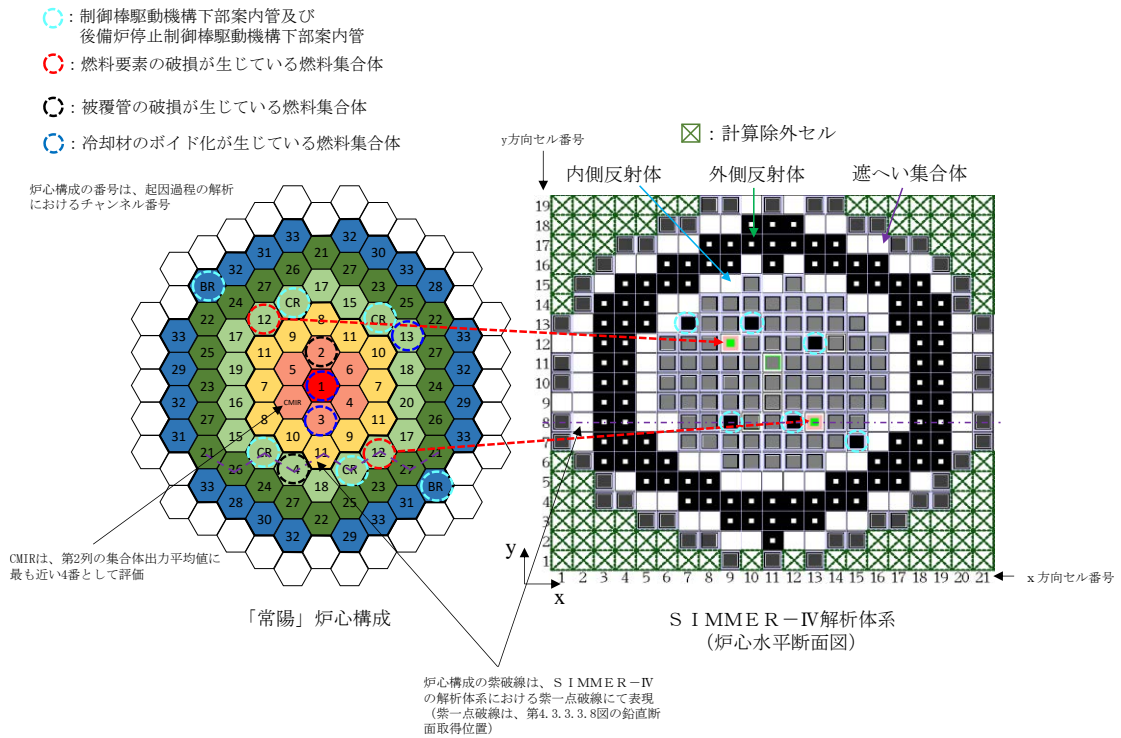
第 4.3.3.3.4 図 1 次主循環ポンプの軸固着時の冷却材流量の推移



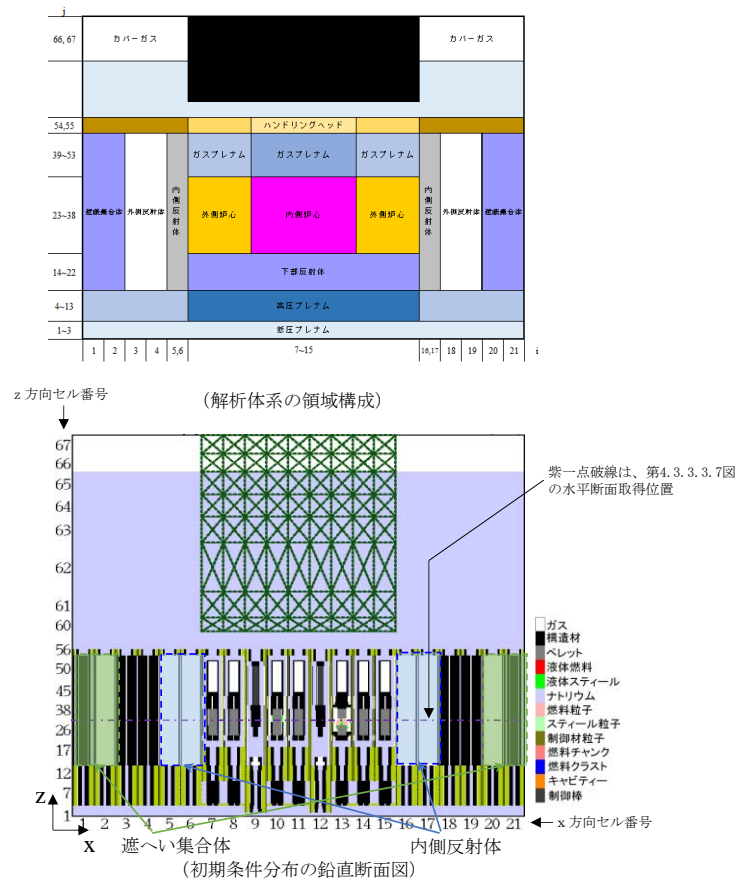
第 4.3.3.3.5 図 起因過程における出力及び反応度履歴



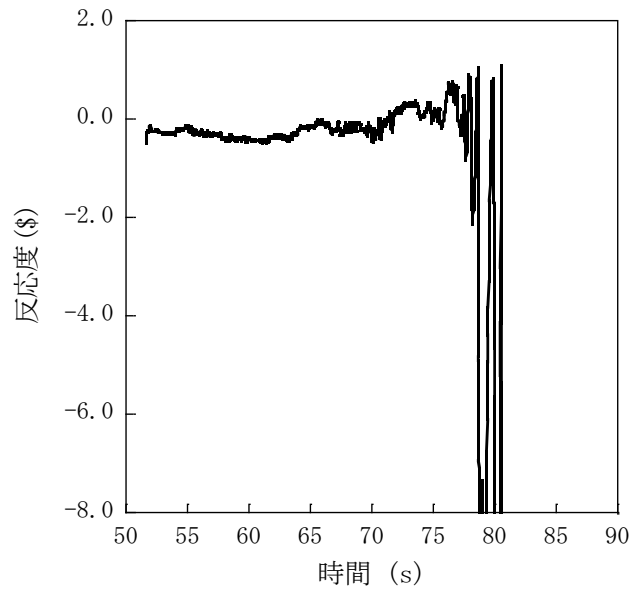
第 4.3.3.3.6 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



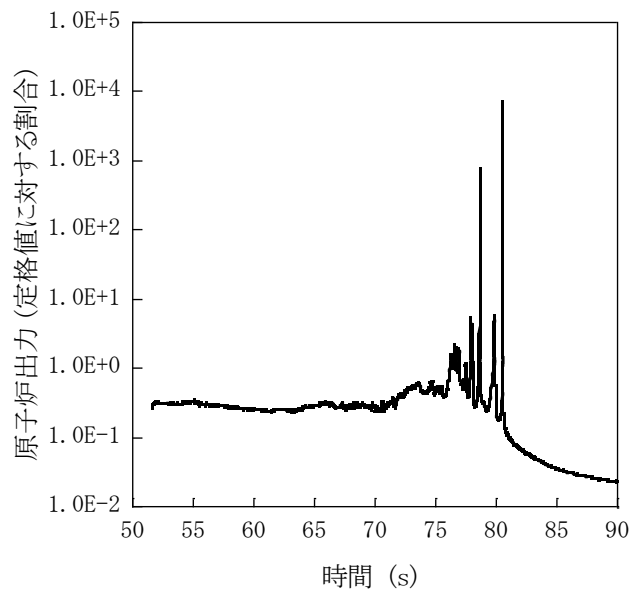
第 4.3.3.3.7 図 S I M M E R - I V における解析体系 (遷移過程の解析)



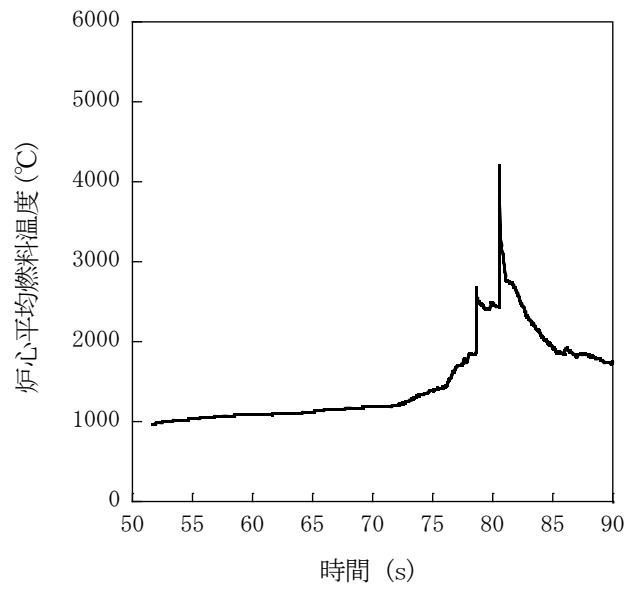
第 4.3.3.3.8 図 S I M M E R - I V における初期物質分布



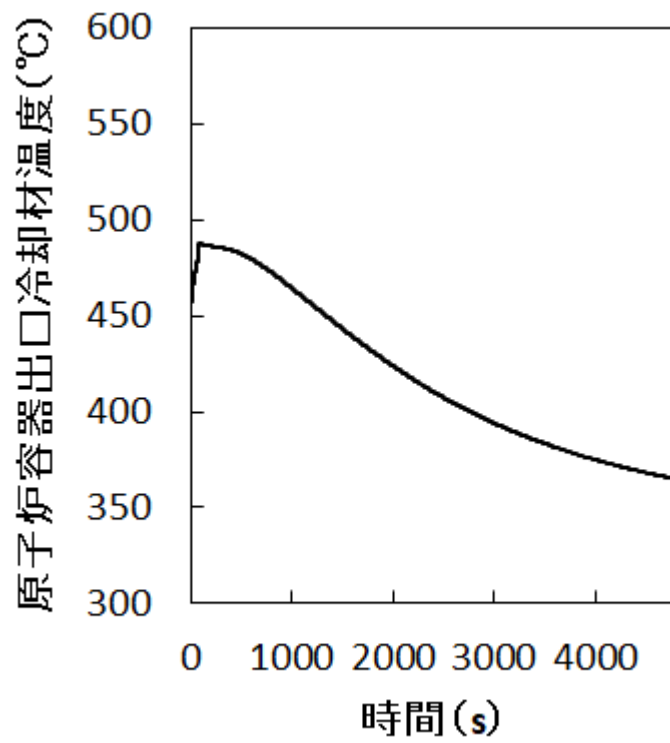
第 4.3.3.3.9 図 遷移過程における反応度履歴



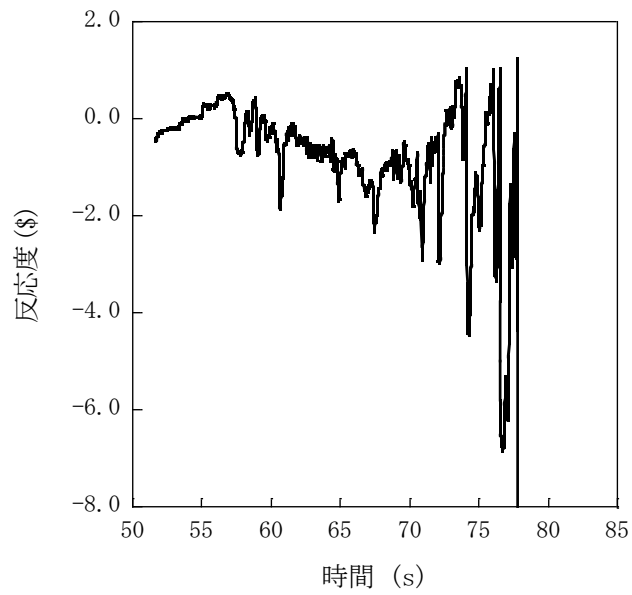
第 4.3.3.3.10 図 遷移過程における出力履歴



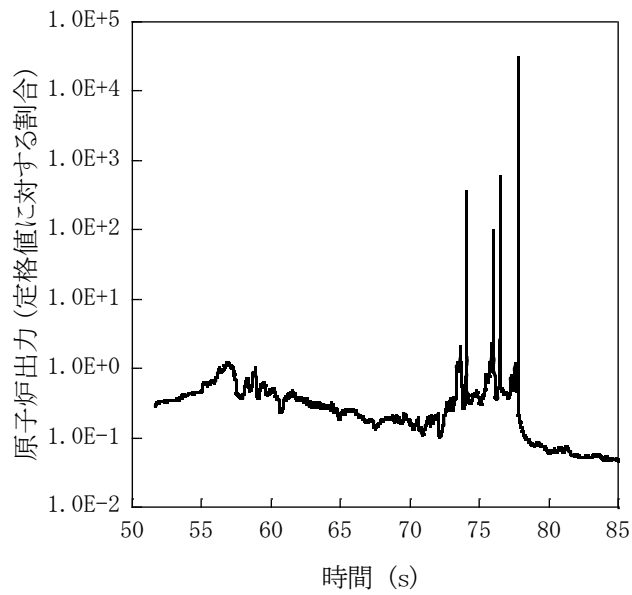
第 4. 3. 3. 3. 11 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



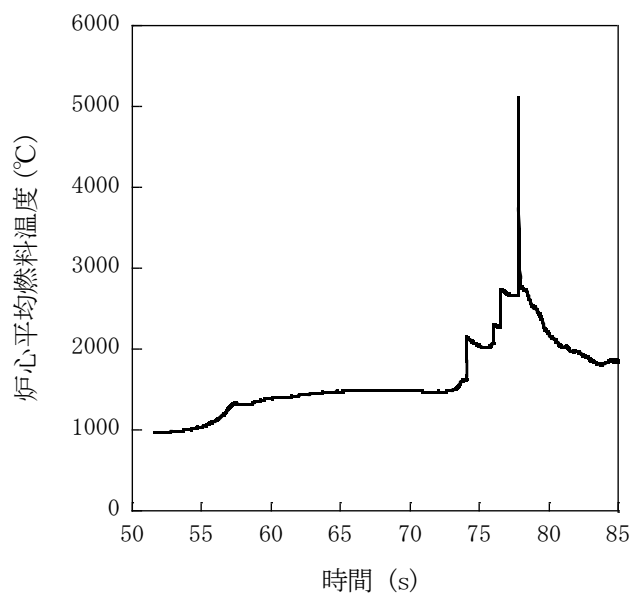
第 4. 3. 3. 3. 12 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴



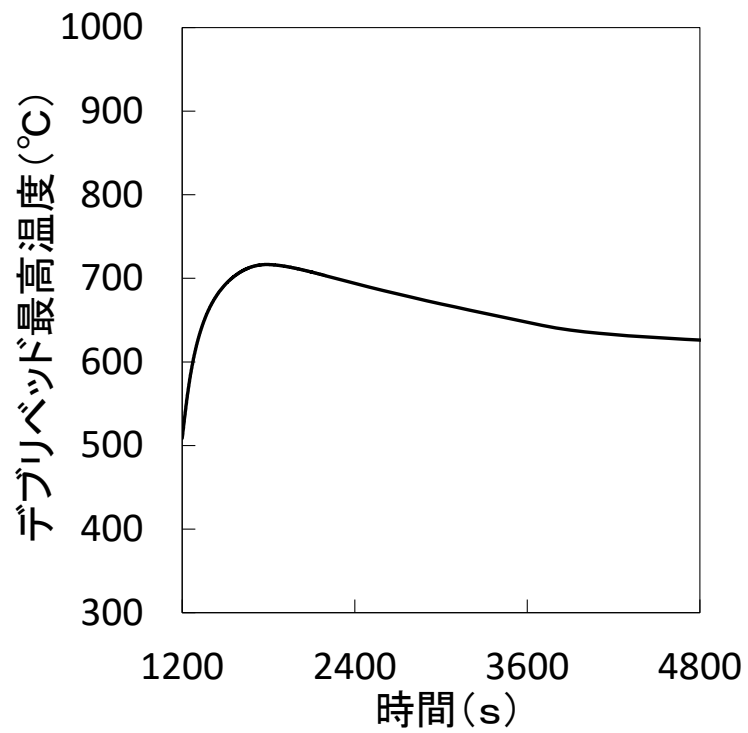
第 4.3.3.3.13 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



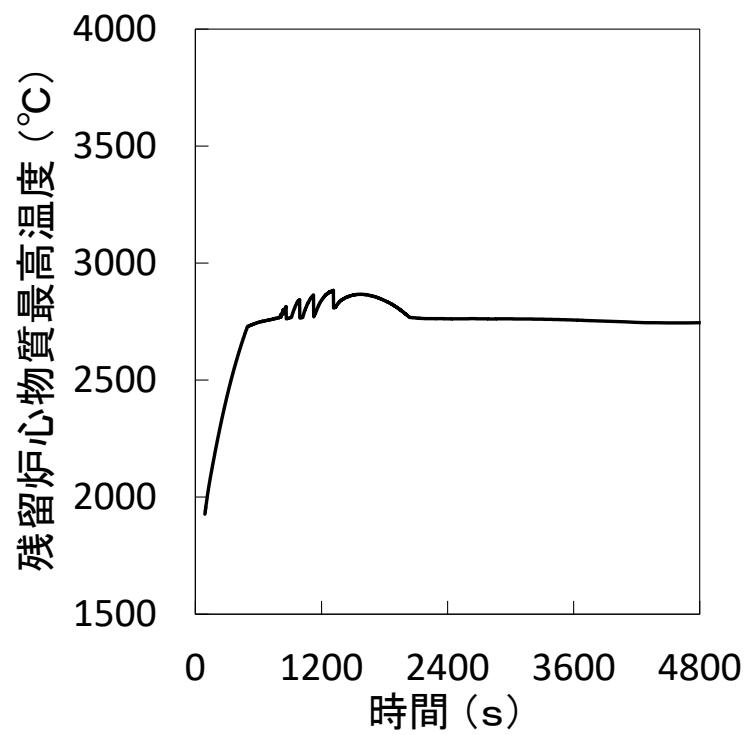
第 4.3.3.3.14 図 遷移過程の不確かさの影響評価における出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



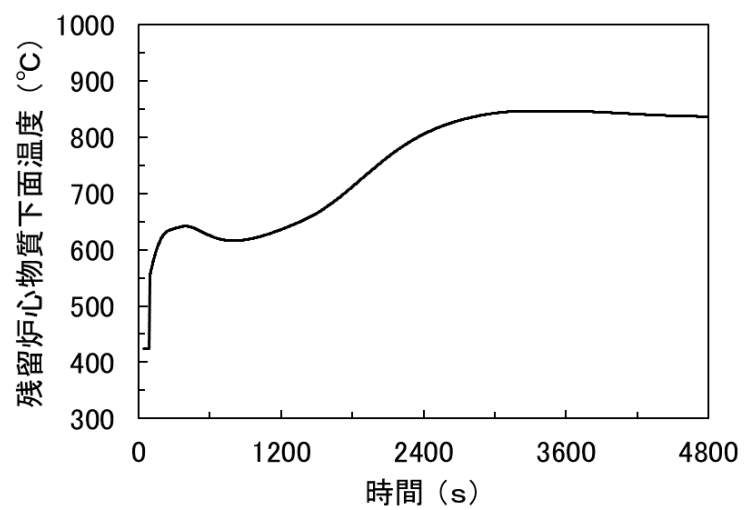
第 4.3.3.3.15 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



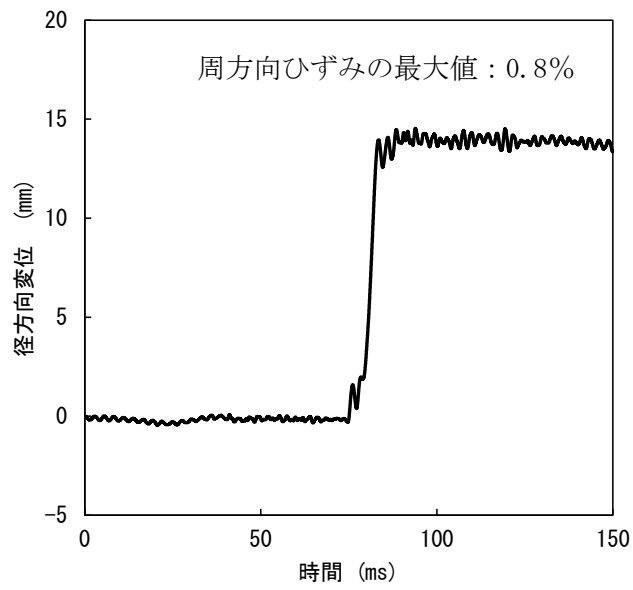
第 4. 3. 3. 3. 16 図 デブリベッド最高温度の履歴



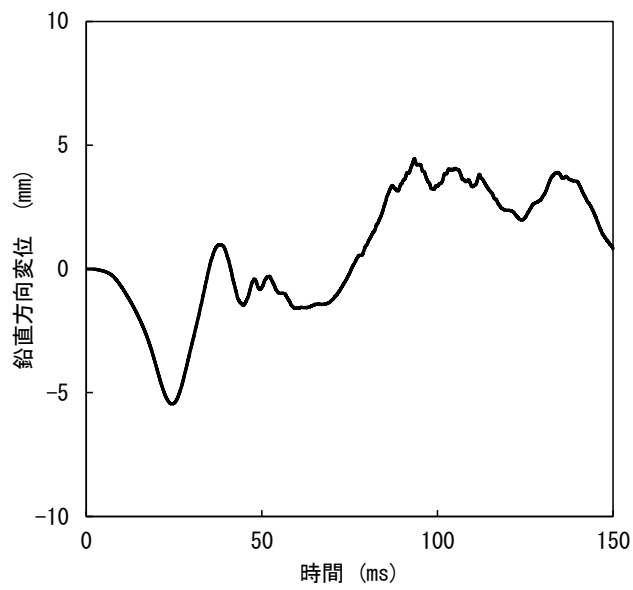
第 4. 3. 3. 3. 17 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 4. 3. 3. 3. 18 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

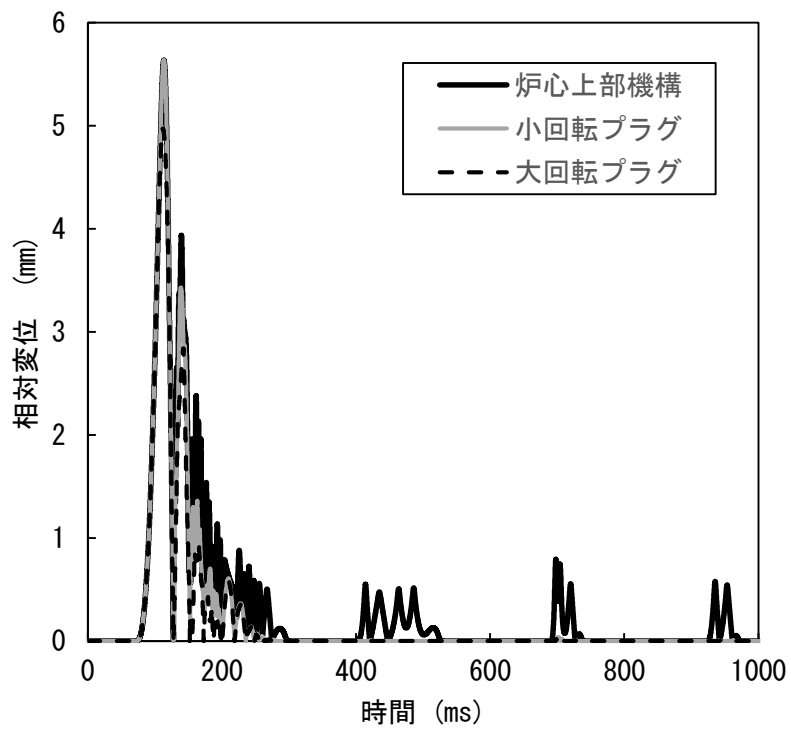


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位



(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

4.3.3.9 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。

本原子炉施設においては、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から、原子炉冷却材バウンダリ破損時にも減圧沸騰せず、液位低下は緩慢となる特徴を踏まえ、静的機器を活用した信頼性の高い原子炉冷却材液位確保のための措置を講じる。また、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、本原子炉施設の設計の特徴と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）破損の重畳事故の特徴から、炉心の昇温等の事象進展は緩慢となるが、冷却のための措置は、自動起動又は通常運転時からの継続とし、信頼性の高い措置とする。なお、これらの余裕時間を踏まえ、冷却のための措置は手動でも起動操作等が実施できるものとする。

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、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. 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。炉心損傷防止措置に必要な要員は2名、格納容器破損防止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) 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N s L-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(N

s L-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N s L-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 $7.1\% \Delta k/k$ 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（N s L-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°C 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N s L-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N s L-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、原子炉容器を溶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°C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。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

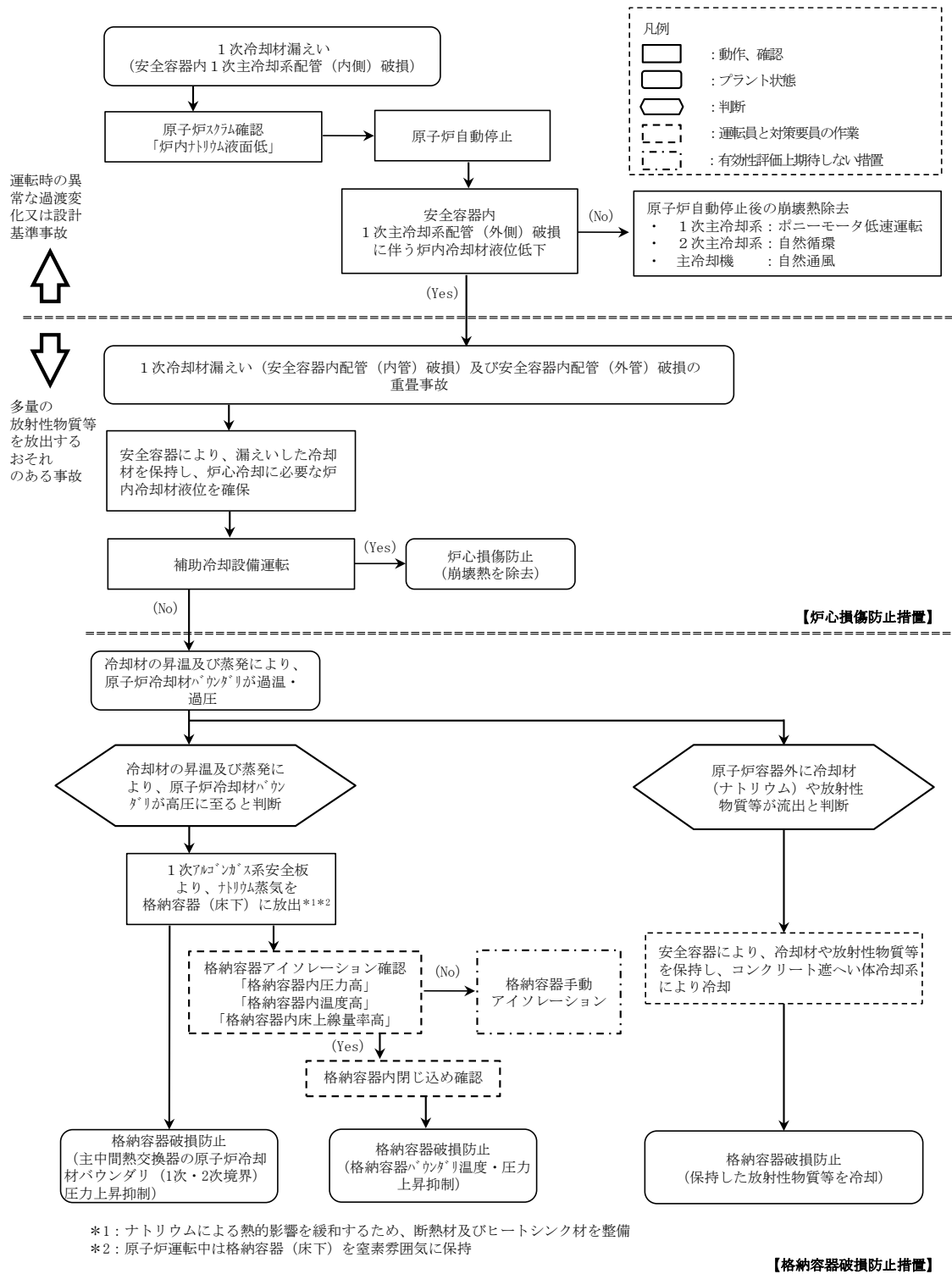
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材 バウンダリが高圧 に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温及び蒸発 が生じた場合、原子炉冷却材バ ウンダリが高圧に至ると判断 する。	—	—	① 原子炉出口温度計、原 子炉カバーガス圧力計
1次アルゴンガス系 安全板より、 ナトリウム蒸気を 格納容器（床下） に放出	・1次アルゴンガス系安全板よ り、ナトリウム蒸気が格納容器 （床下）に流出することを確認 する。	① 断熱材及び ヒートシンク材	—	① 安全板の状態表示
格納容器 アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容 器内温度高」、「格納容器内床上 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

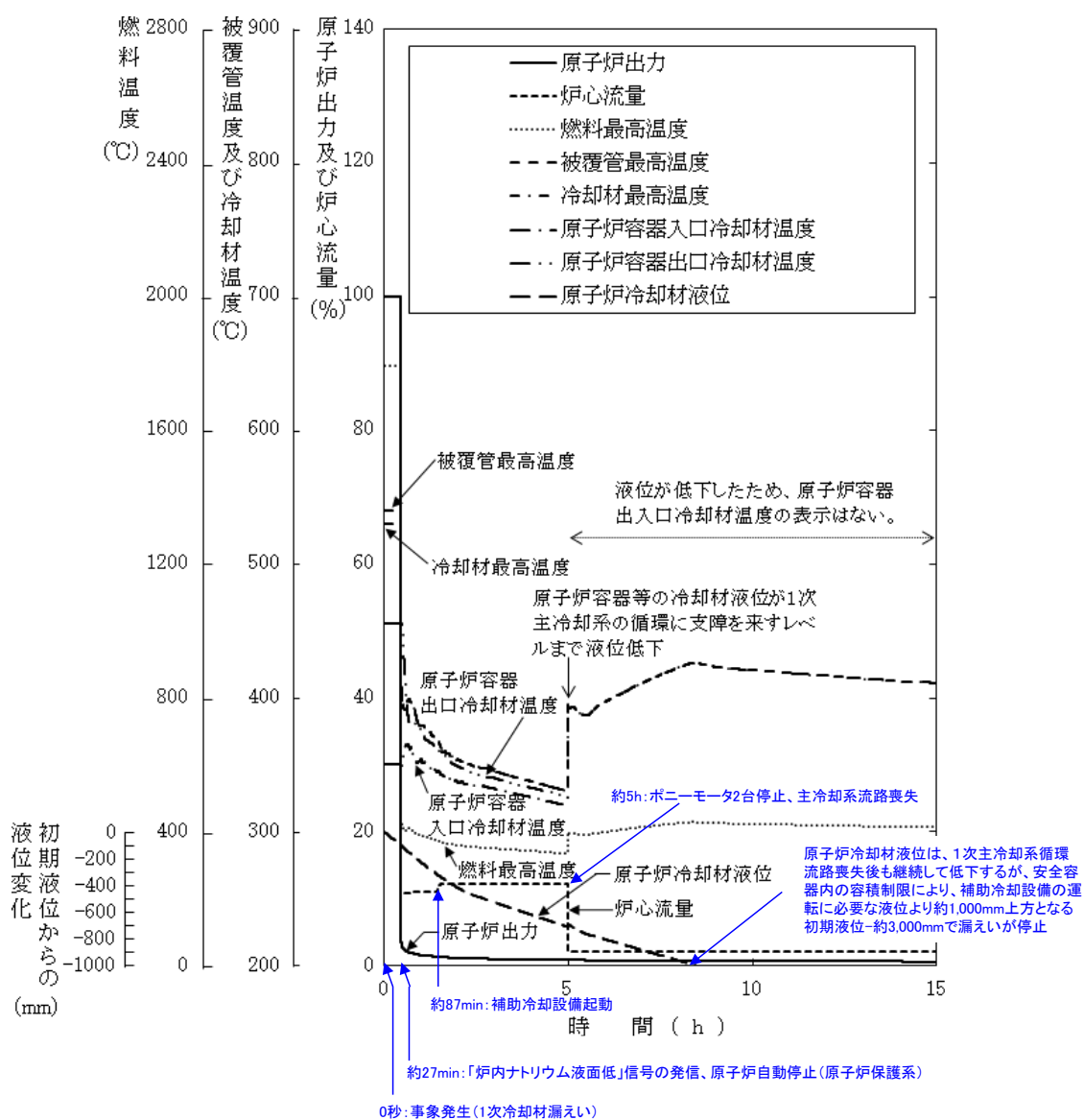
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考										
			5	10	20	30	60	5時間	1日	5日	10日	30日	40日																
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生(安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																										
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing time allocation for 5, 10, 20, 30, 60, 5h, 1d, 5d, 10d, 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]																・「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	[Bar chart showing time allocation]																・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	[Bar chart showing time allocation]																・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	[Bar chart showing time allocation]																・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圧に達すると判断 ▽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	[Bar chart showing time allocation]																										
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ることの判断	[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圧に至ると判断する。										
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	[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	[Bar chart showing time allocation]																・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。										

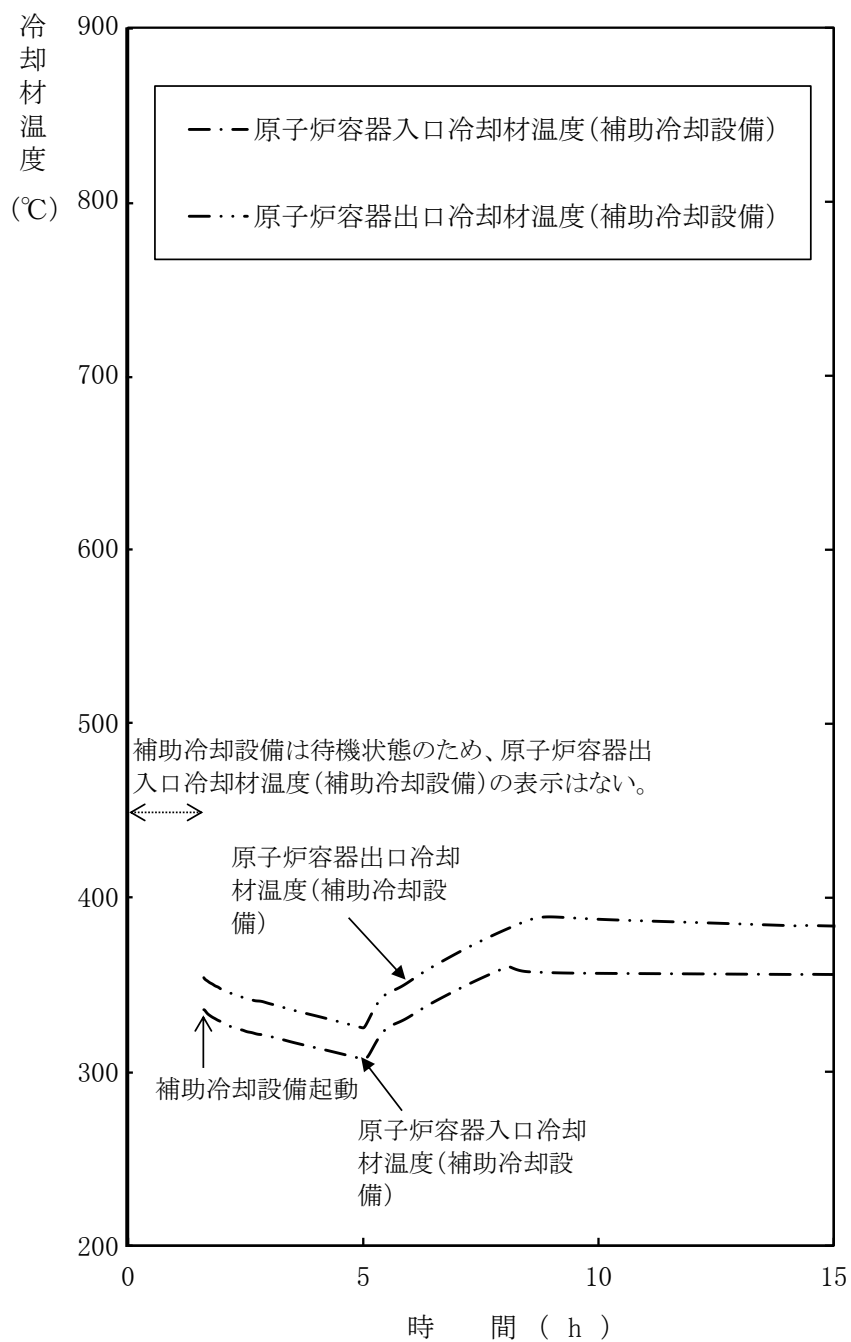


第 4.3.3.9.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

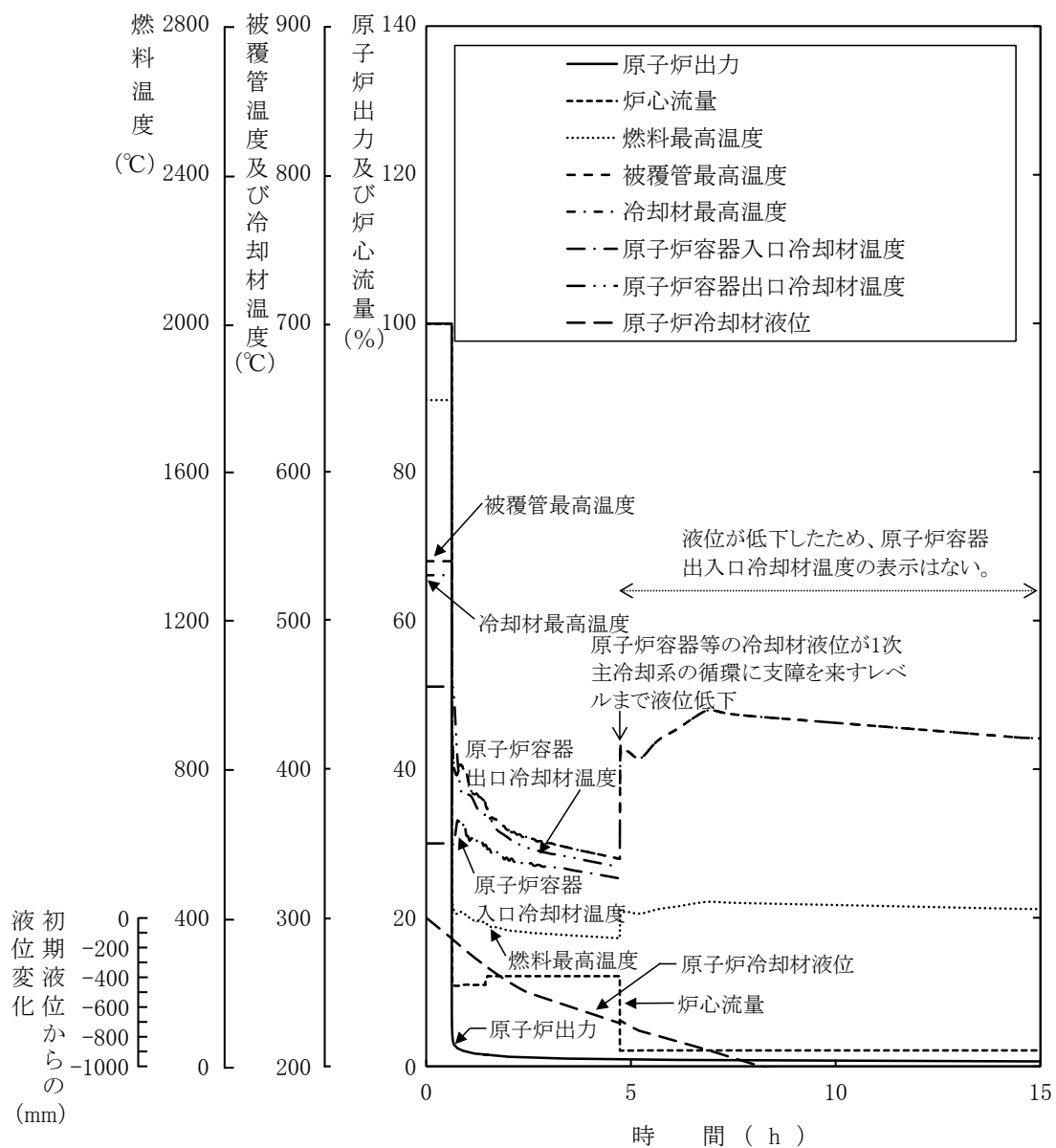


第 4. 3. 3. 9. 2 図 1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び 安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故

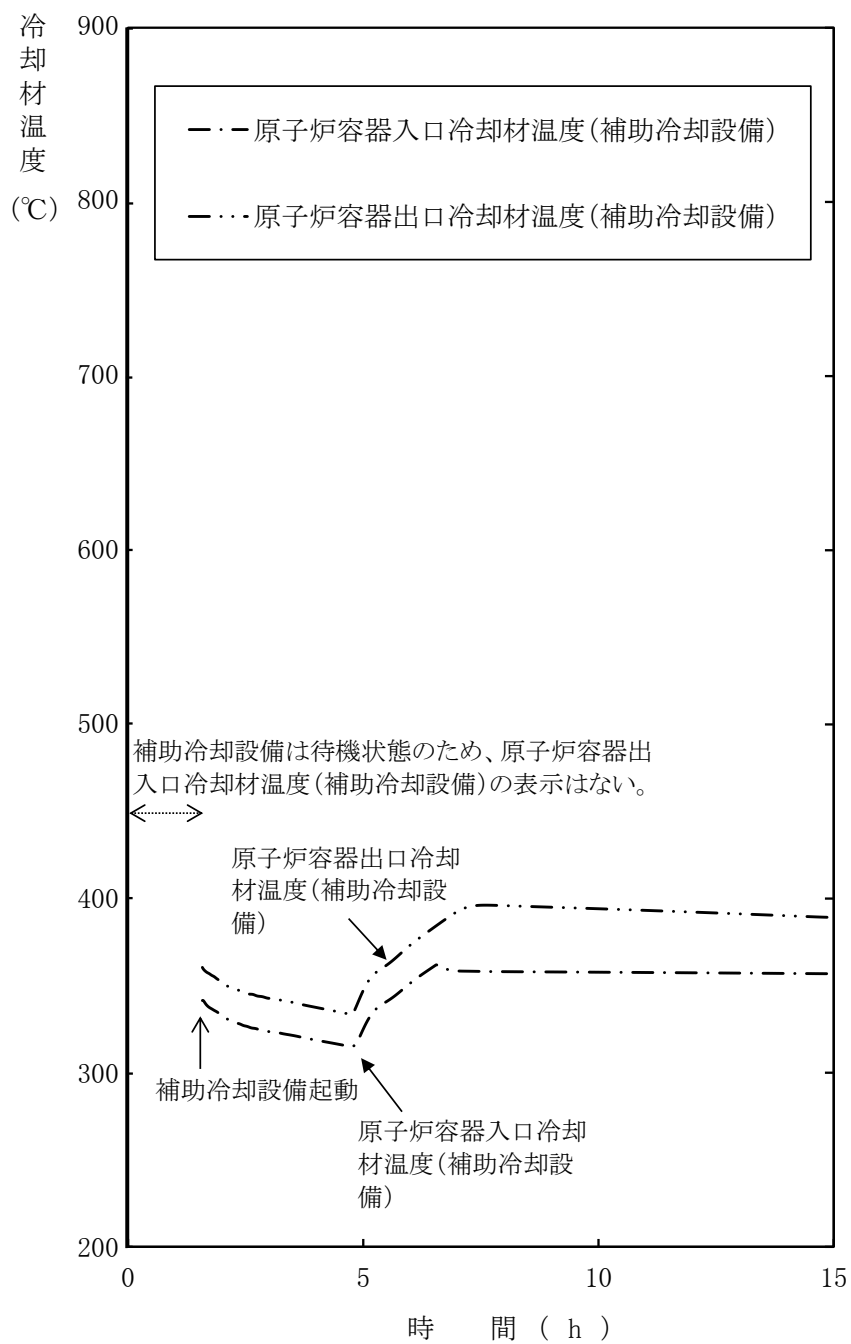
(炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却)



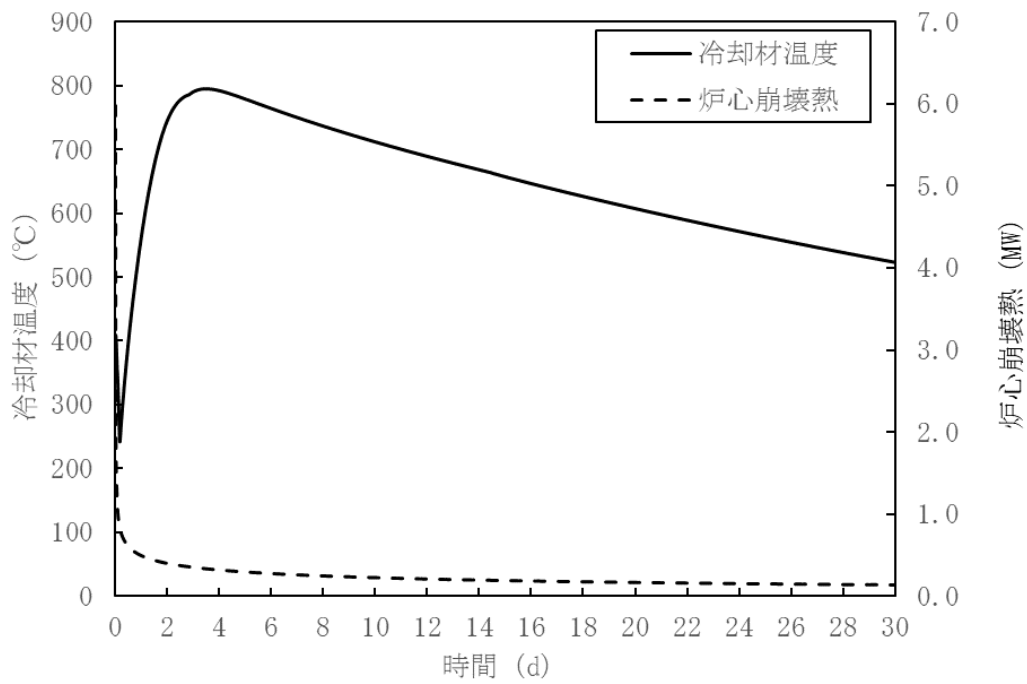
第 4. 3. 3. 9. 3 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）
及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
（炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却）



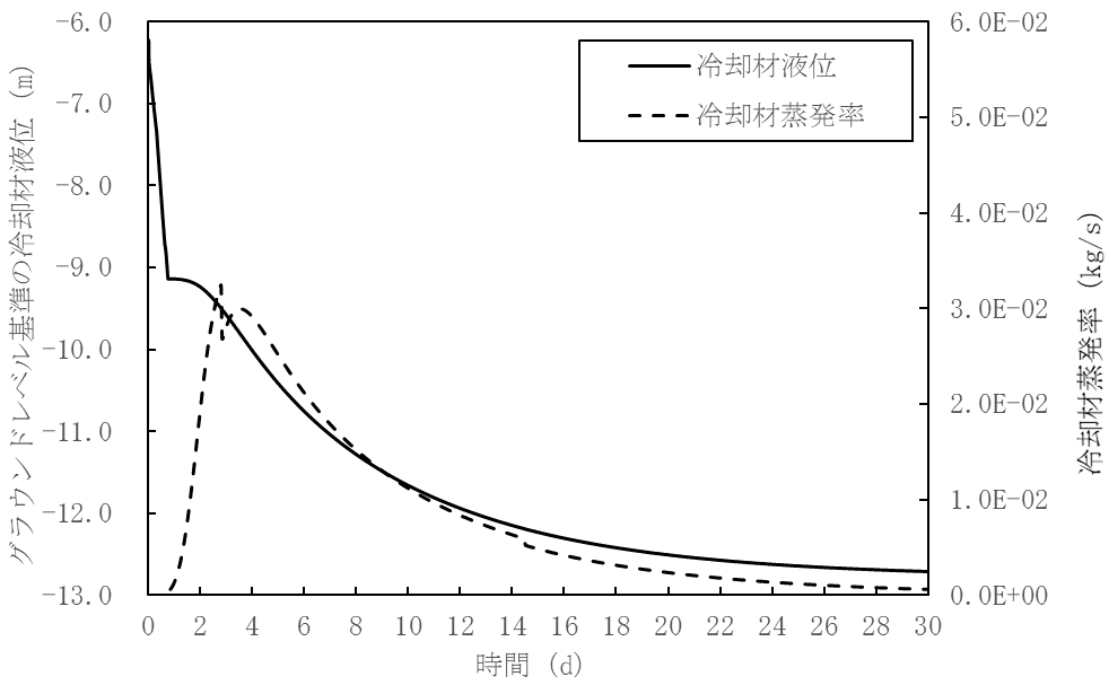
第 4.3.3.9.4 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）
及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故（不確かさの影響評価）



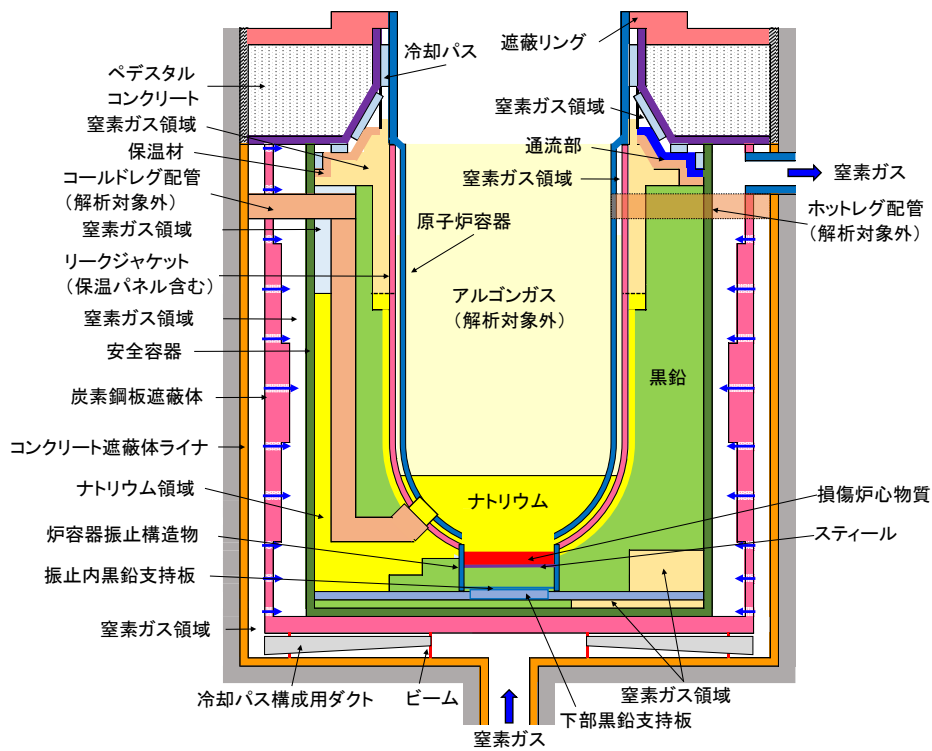
第 4.3.3.9.5 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）
及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故（不確かさの影響評価）



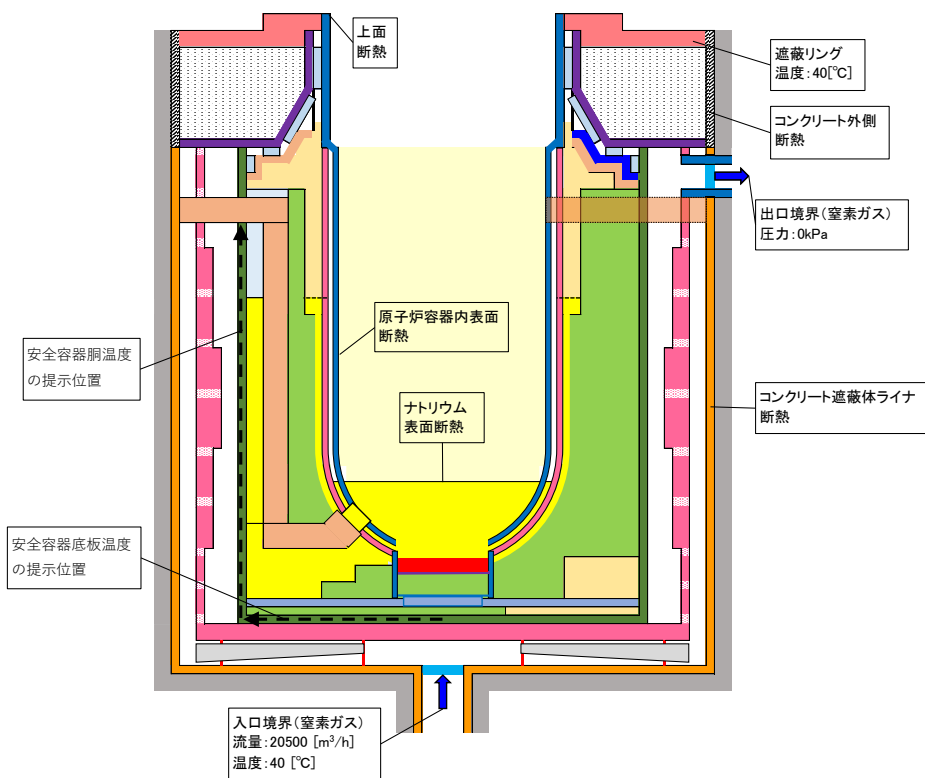
第 4. 3. 3. 9. 6 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）



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）

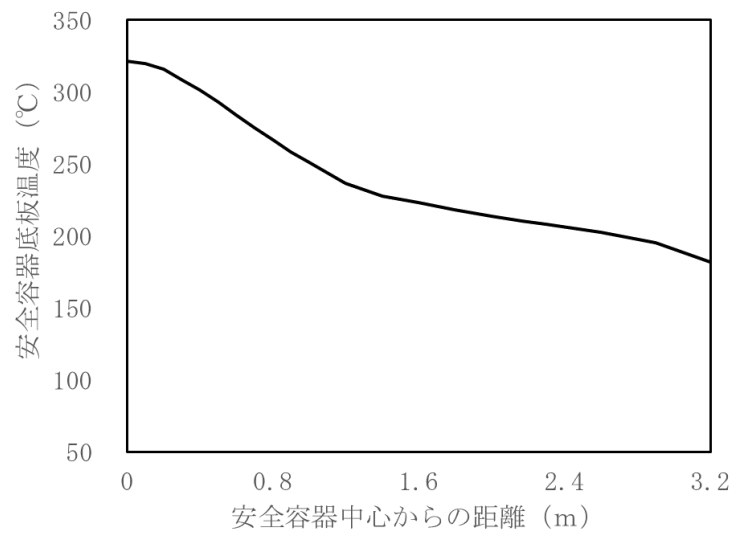


(解析体系)

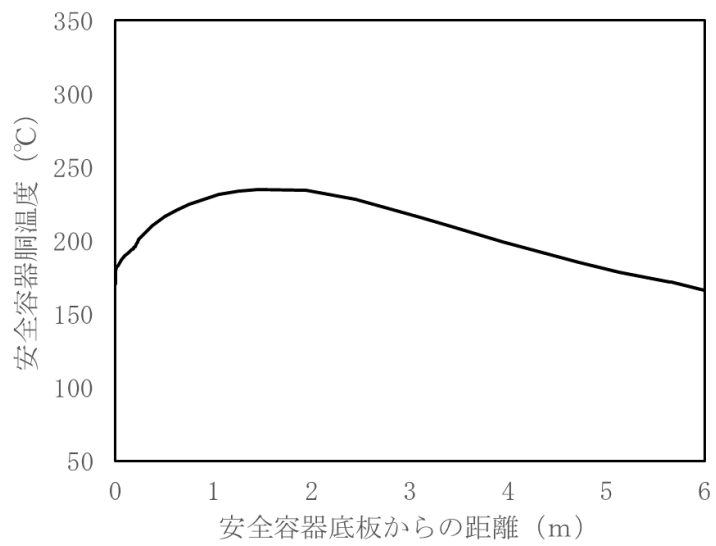


(境界条件等)

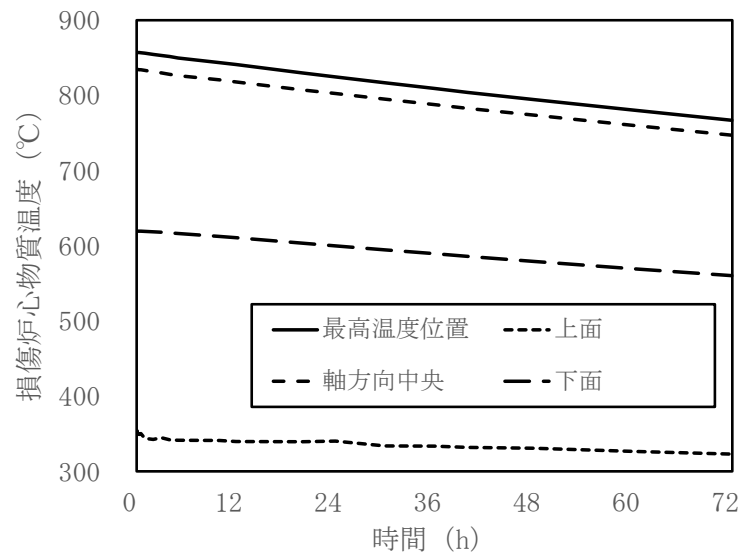
第 4.3.3.9.8 図 FLUENTにおける解析体系等



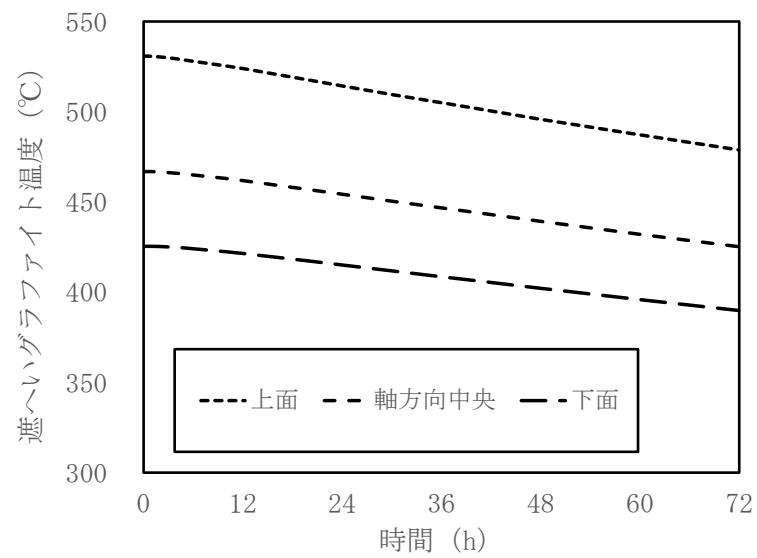
第 4.3.3.9.9 図 安全容器底板の径方向温度分布



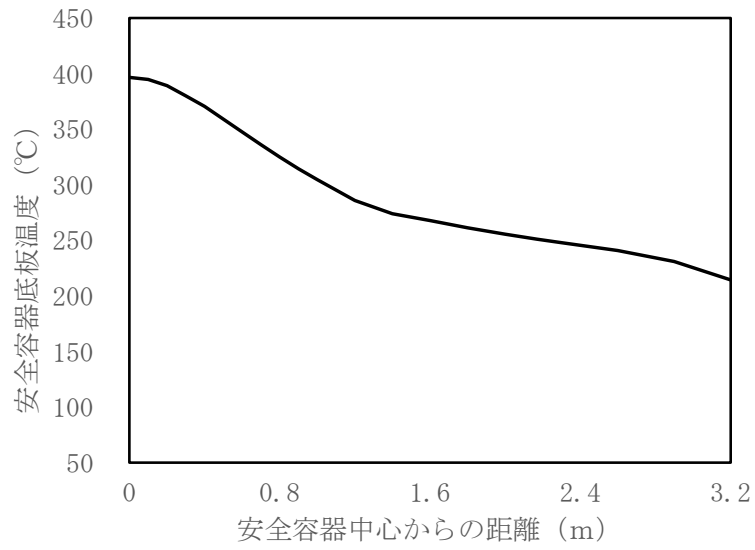
第 4.3.3.9.10 図 安全容器胴の軸方向温度分布



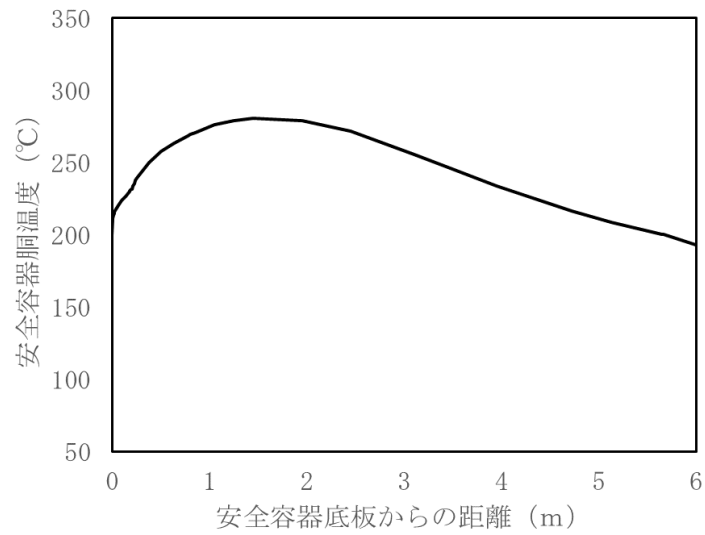
第 4. 3. 3. 9. 11 図 損傷炉心物質温度の時間変化



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）

4.3.3.13 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。

本原子炉施設においては、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から、強制循環機能喪失時にも自然循環による崩壊熱の除去が可能となる特徴を踏まえ、受動的な信頼性の高い炉心損傷防止措置を講じる。また、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、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故の特徴から、炉心の昇温等の事象進展は緩慢となるが、冷却のための措置は、自動起動又は通常運転時からの継続とし、信頼性の高い措置とする。なお、これらの余裕時間を踏まえ、冷却のための措置は手動でも起動操作等が実施できるものとする。

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。

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。炉心損傷防止措置に必要な要員は2名、格納容器破損防止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) 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℃、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価値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、被覆管温度が高温に維持される期間中の被覆管のクリープ寿命分数和の増分は 0.0004 であり、

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は設計上の制限値 (1.0) を下回ることから、評価項目を満足する。

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。また、被覆管温度が高温に維持される期間中の被覆管のクリープ寿命分数和の増分は 0.0007 であり、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は設計上の制限値 (1.0) を下回ることから、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

ケー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。

本評価は、原子炉停止後の炉心崩壊熱が原子炉容器内の原子炉冷却材ナトリウムの昇温及び蒸発に寄与すると想定し、保守的な条件として、主中間熱交換器の2次側の除熱能力の喪失及び1次主冷却系配管等の断熱を仮定し、原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により炉心頂部が露出するまでの時間及びナトリウムの蒸発速度を以下の条件で計算する。

- 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°C 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。

7) Cs-137の格納容器外への放出量については、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炉内蓄積量を基に、炉心から格納容器（床下）には全量が放出されると仮定し、格納容器（床下）及び格納容器（床上）での凝集、沈着等による除去を考慮するものとする。

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	・ 「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「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	・ 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ループ)	・ 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 4.3.3.13.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

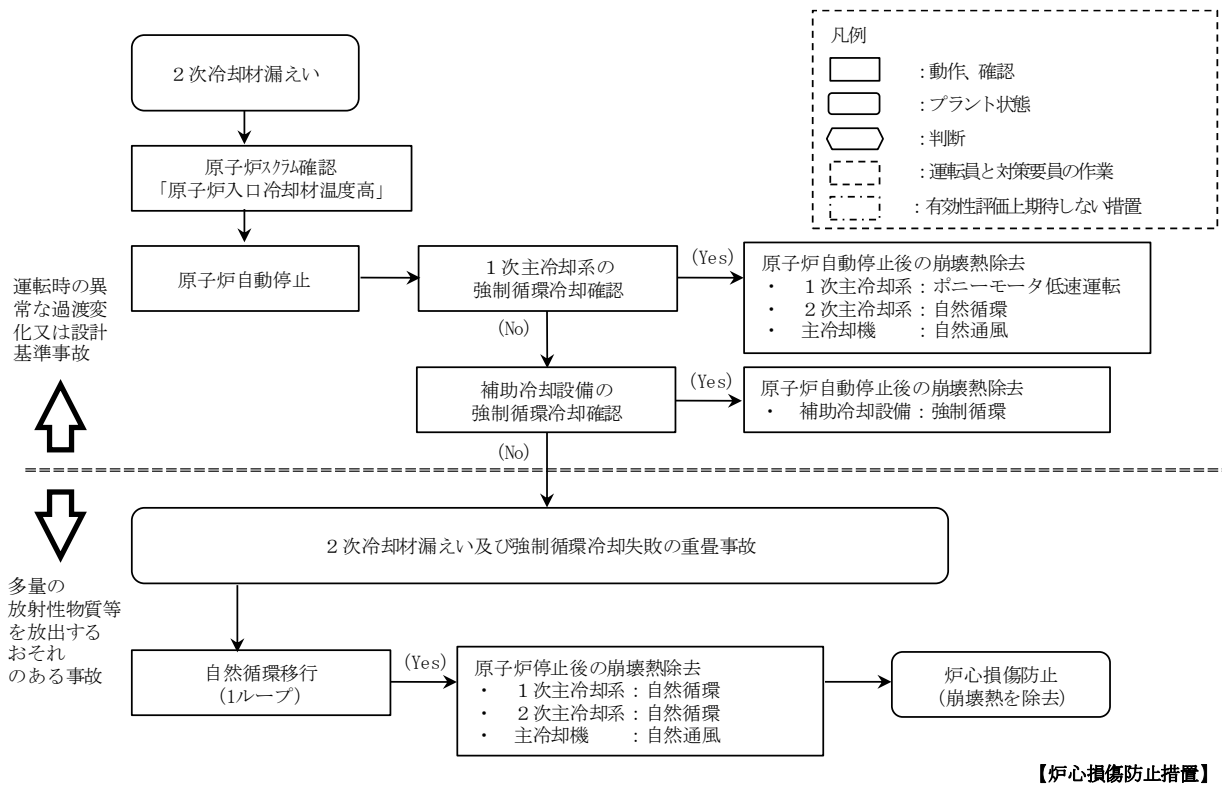
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断	・ 冷却材の著しい昇温及び蒸発が生じた場合、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。	—	—	①原子炉出口温度計、原子炉カバーガス圧力
1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器（床下）に放出	・ 1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器（床下）に流出することを確認する。	① 断熱材及びヒートシシク材	—	①安全板の状態表示
格納容器アイソレーション確認	・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（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

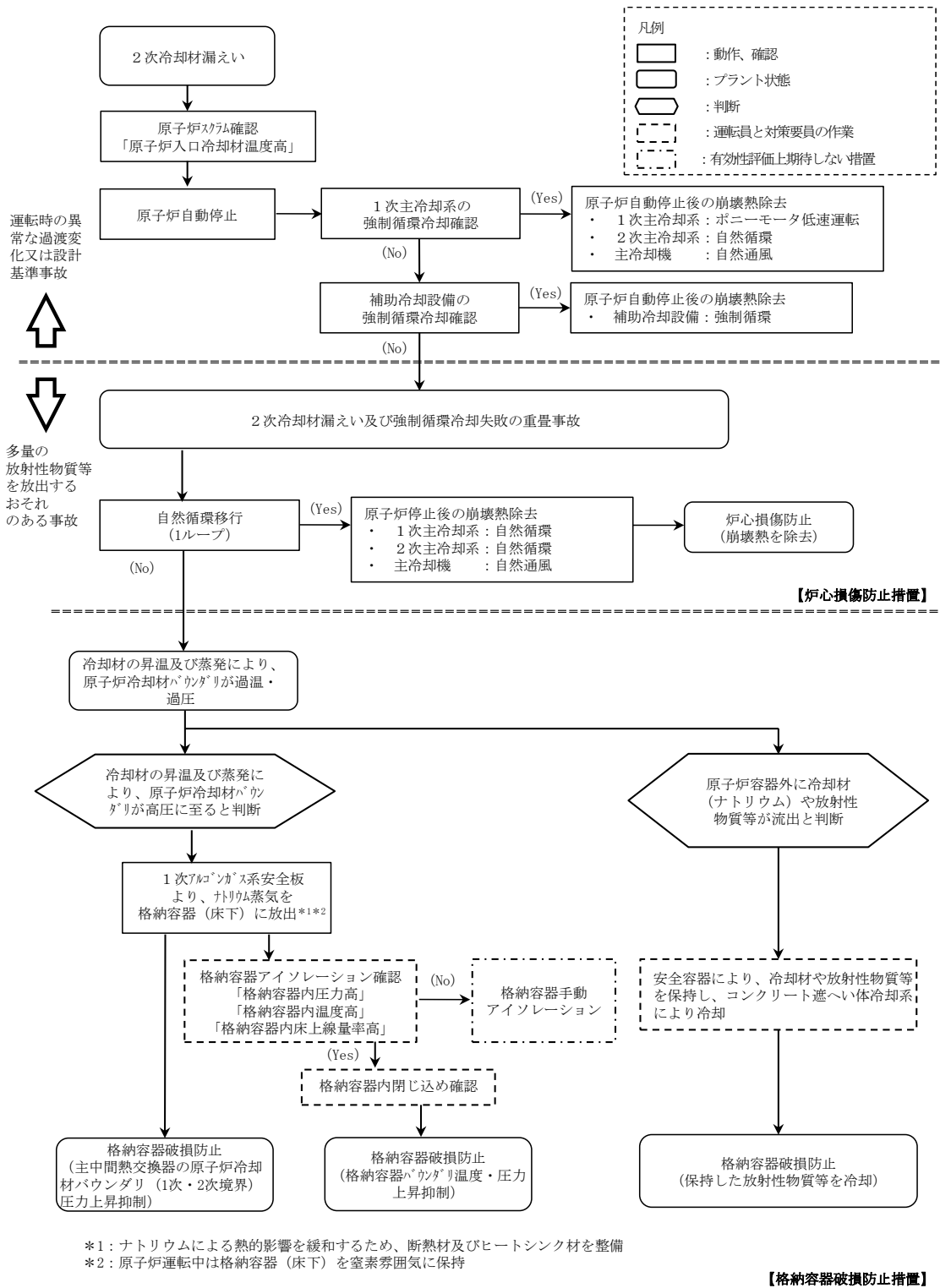
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
			5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▼異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▼事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)												
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing 100% activity from 0 to 40 minutes]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing 100% activity from 0 to 5 minutes]												・「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	[Gantt chart showing 100% activity from 0 to 10 minutes]												・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)	[Gantt chart showing 100% activity from 0 to 40 minutes]												・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

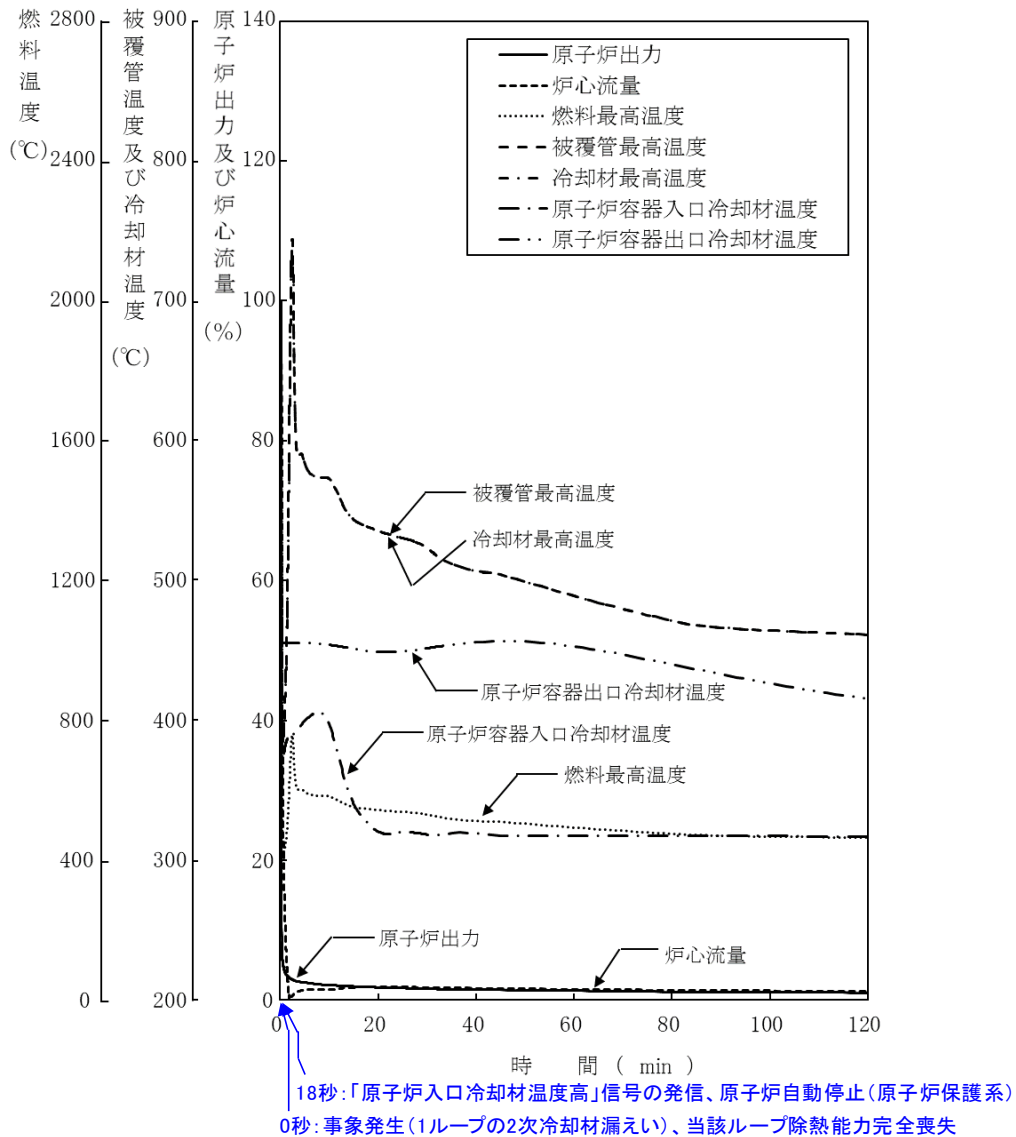
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
			5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▼異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▼事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗) ▼冷却材の昇温及び蒸発により原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断 ▼原子炉容器外に冷却材(ナトリウム)や損傷炉心物質が流出と判断												
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing 100% activity from 0 to 40 minutes]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing 100% activity from 0 to 5 minutes]												・「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	[Gantt chart showing 100% activity from 0 to 10 minutes]												・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)	[Gantt chart showing 100% activity from 0 to 40 minutes]												・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	[Gantt chart showing 100% activity from 0 to 30 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 100% activity from 0 to 30 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 100% activity from 0 to 30 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損傷炉心物質が流出したことの判断	[Gantt chart showing 100% activity from 0 to 20 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	[Gantt chart showing 100% activity from 0 to 40 minutes]												・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。



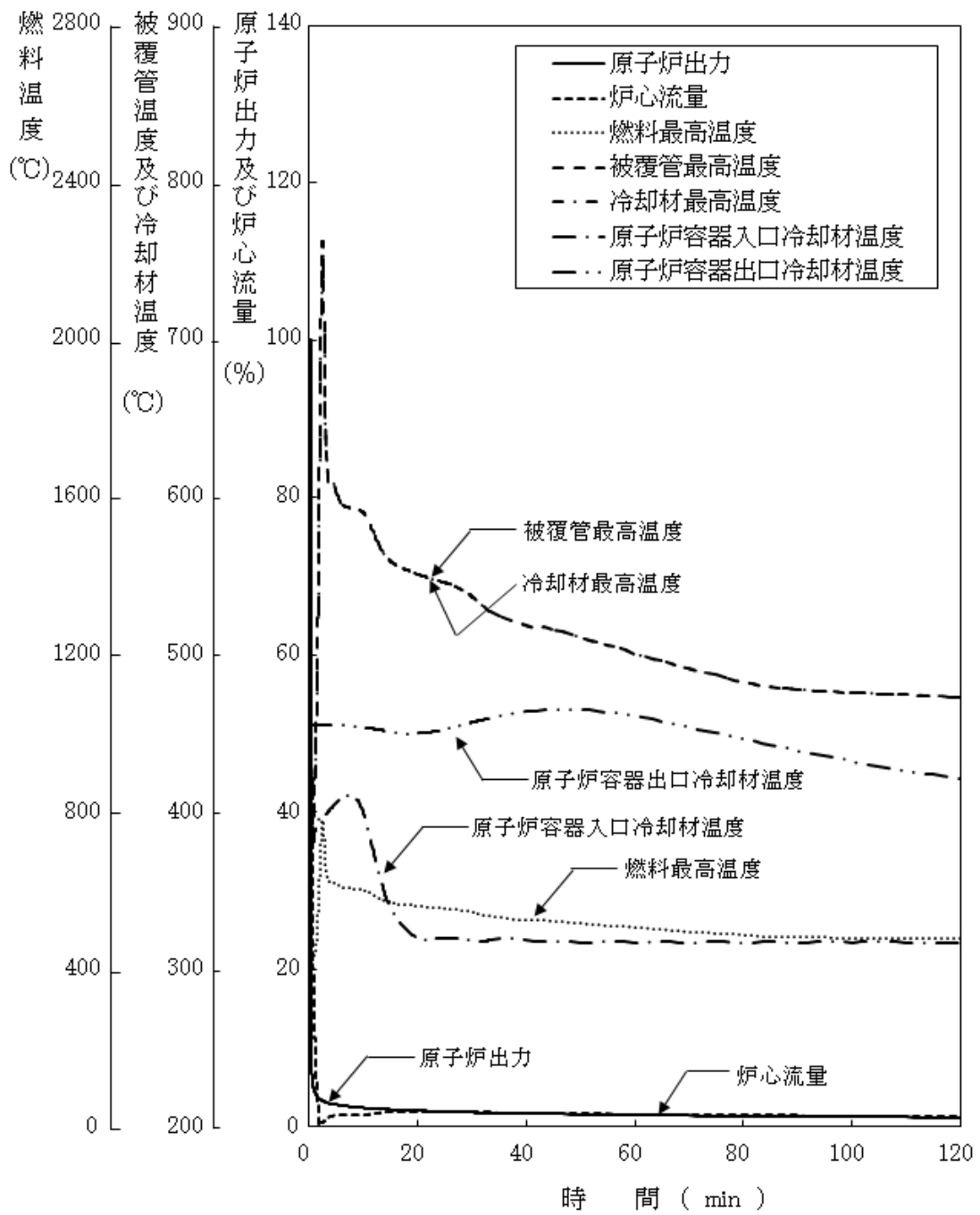
第 4.3.3.13.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



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

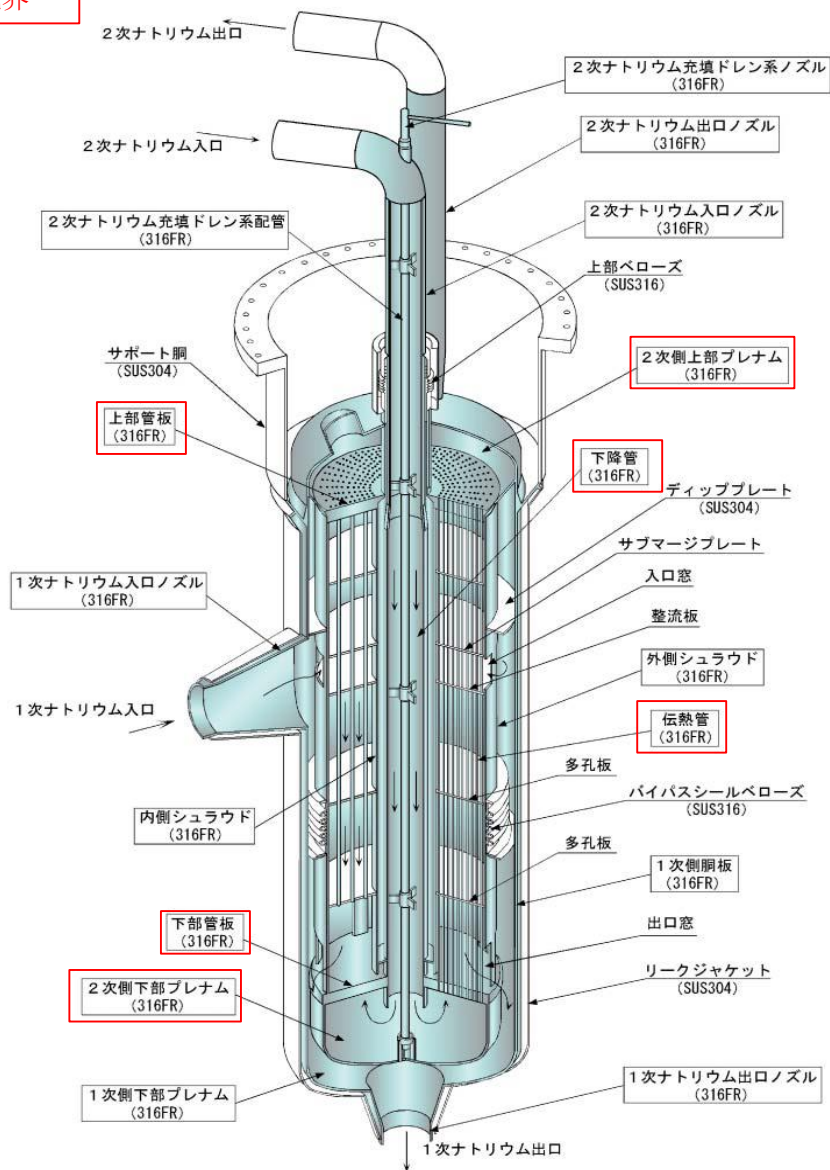


第 4. 3. 3. 13. 3 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
(炉心損傷防止措置：1 ループ自然循環による冷却)

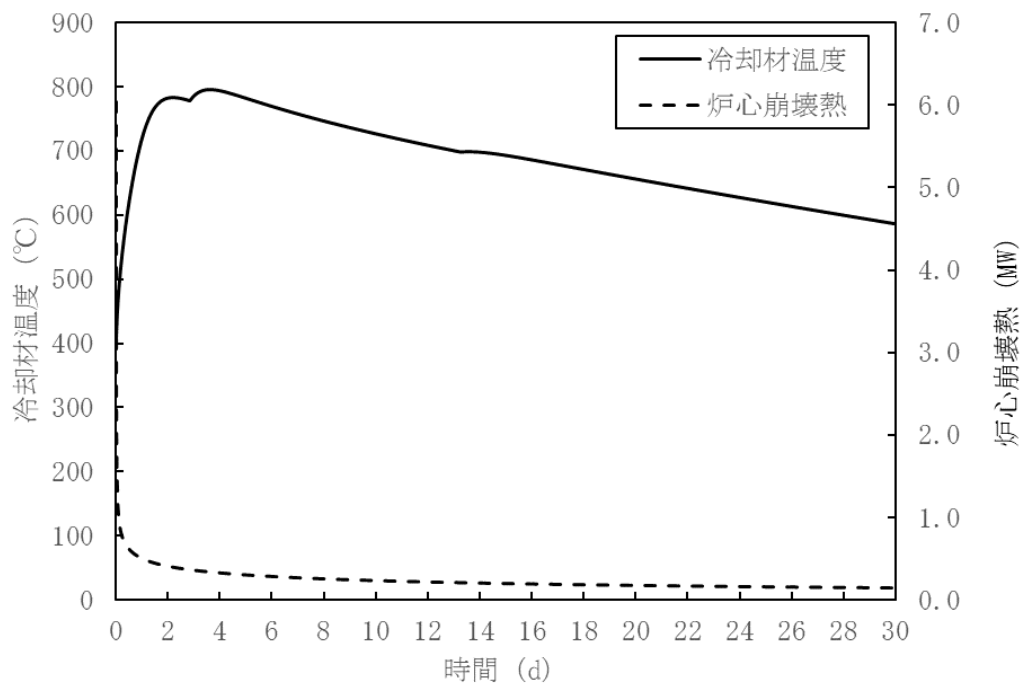


第 4.3.3.13.4 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)

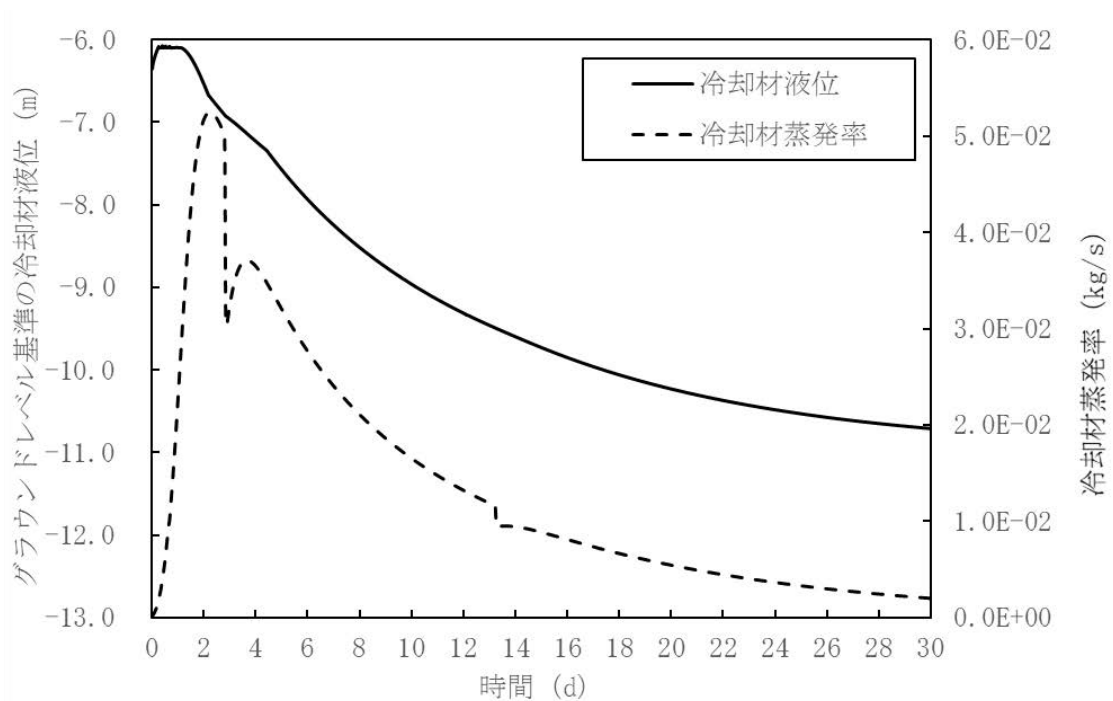
1次/2次境界



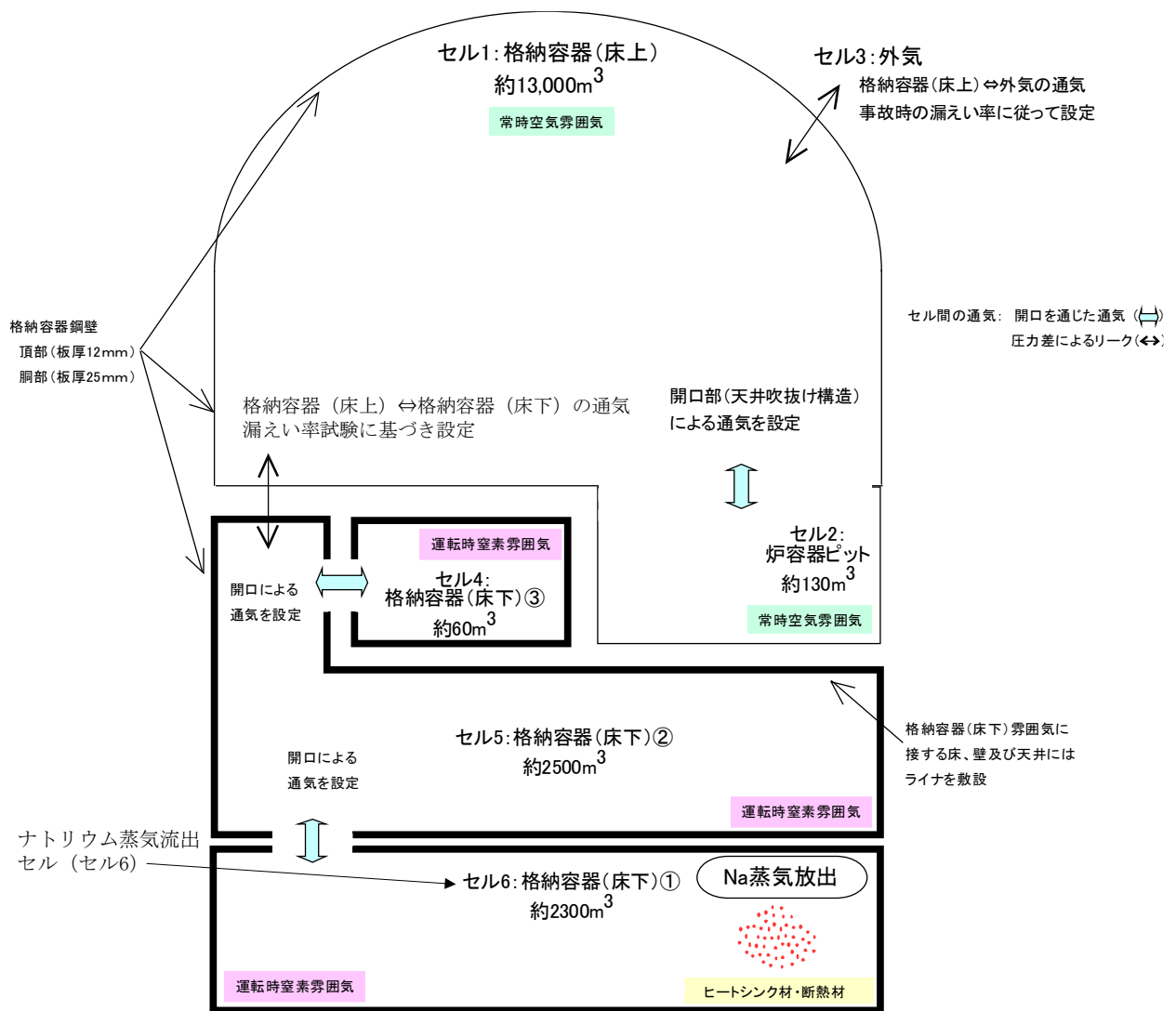
第 4. 3. 3. 13. 5 図 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界)



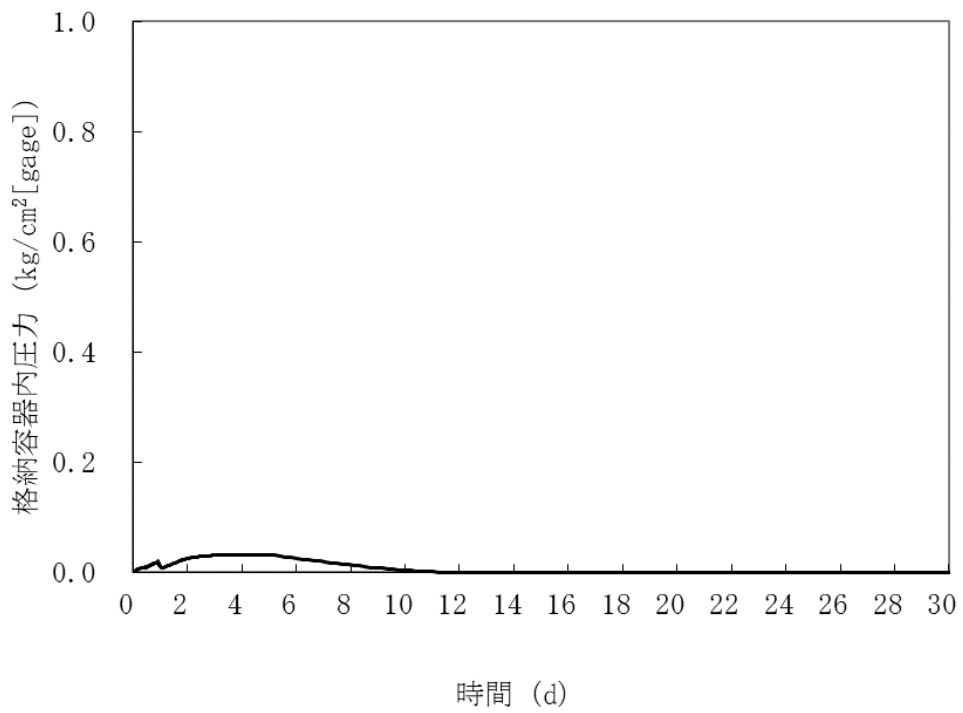
第 4. 3. 3. 13. 6 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）



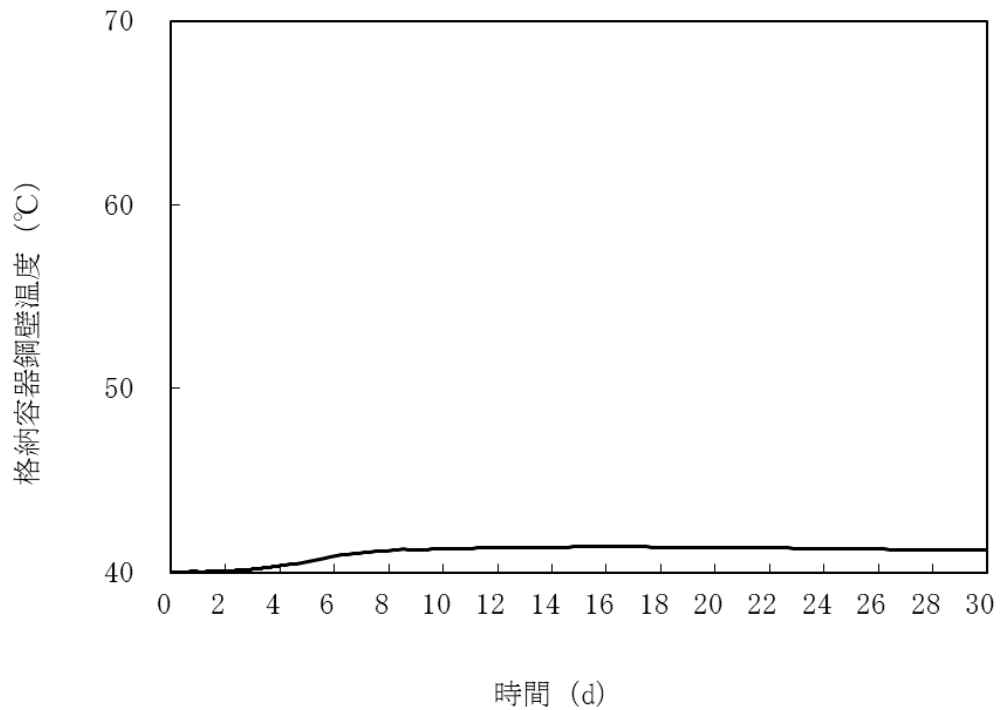
第 4. 3. 3. 13. 7 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移）



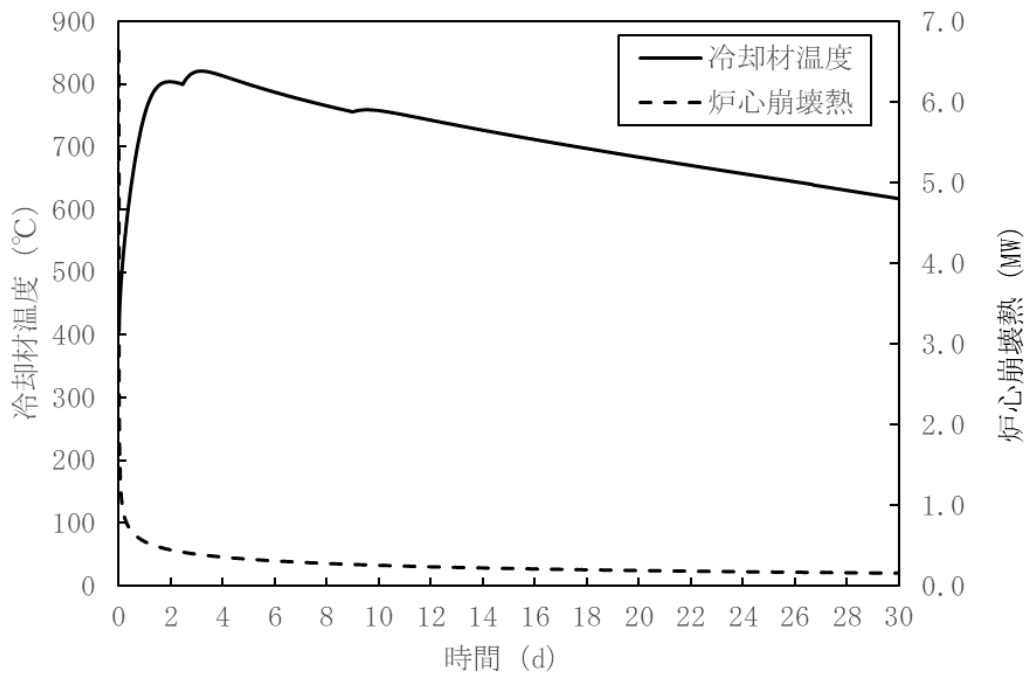
第 4. 3. 3. 13. 8 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



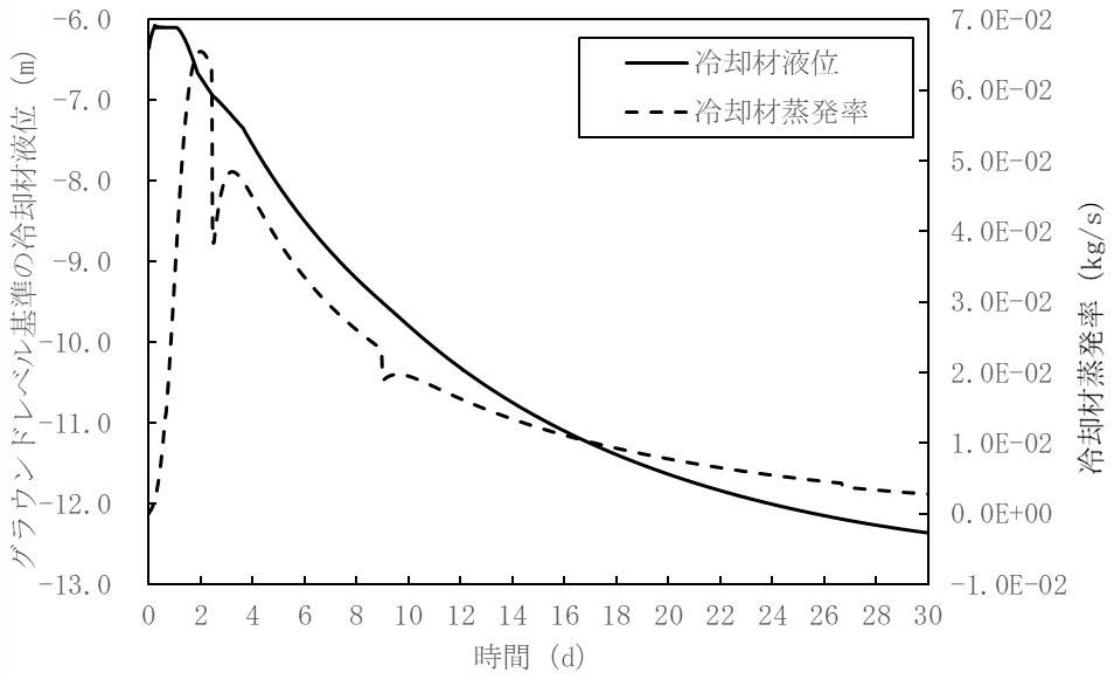
第 4. 3. 3. 13. 9 図 格納容器内圧力の推移



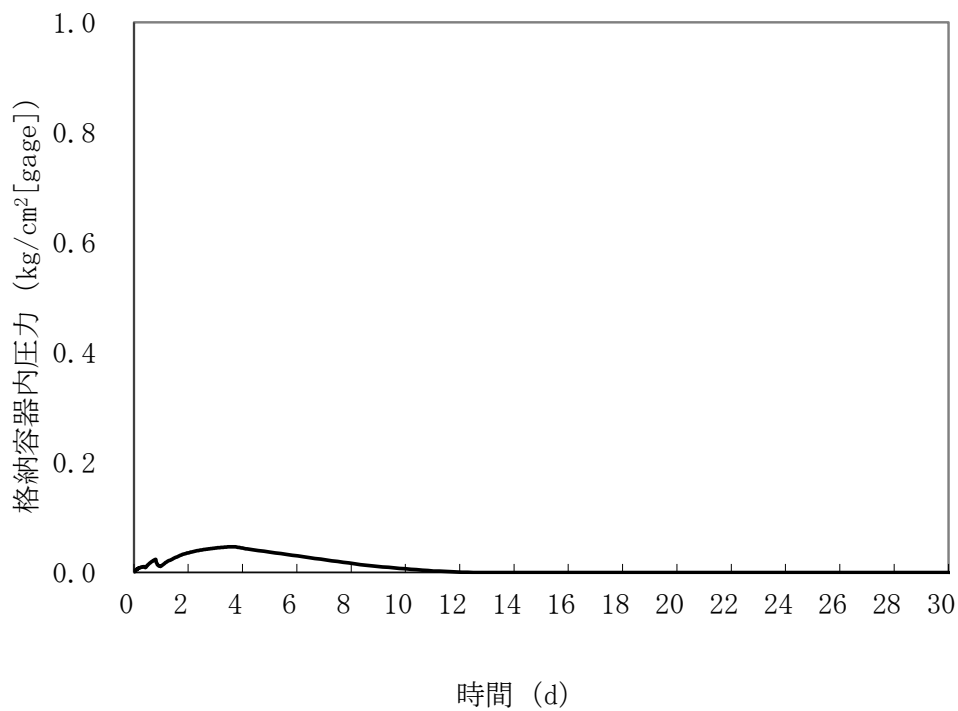
第 4. 3. 3. 13. 10 図 格納容器鋼壁温度の推移



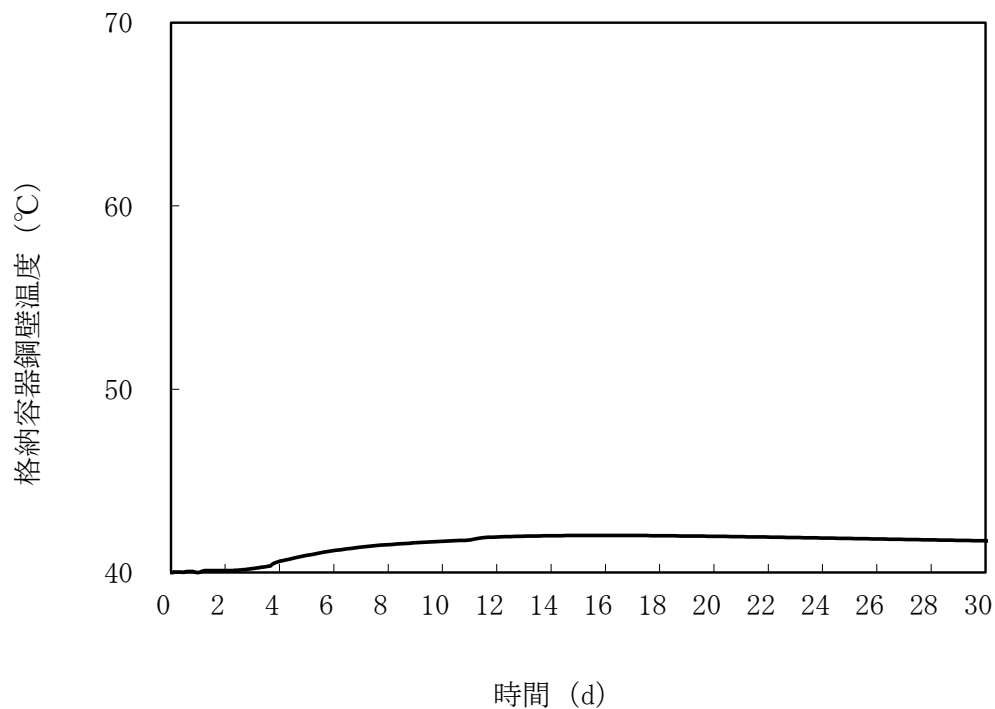
第 4.3.3.13.11 図 炉内事象推移の計算結果
 (原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移：不確かさの影響評価)



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)

4.4 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又は放射線の遮蔽機能が維持できなくなり、使用済燃料の破損又は多量の放射線の放出に至る可能性があ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。

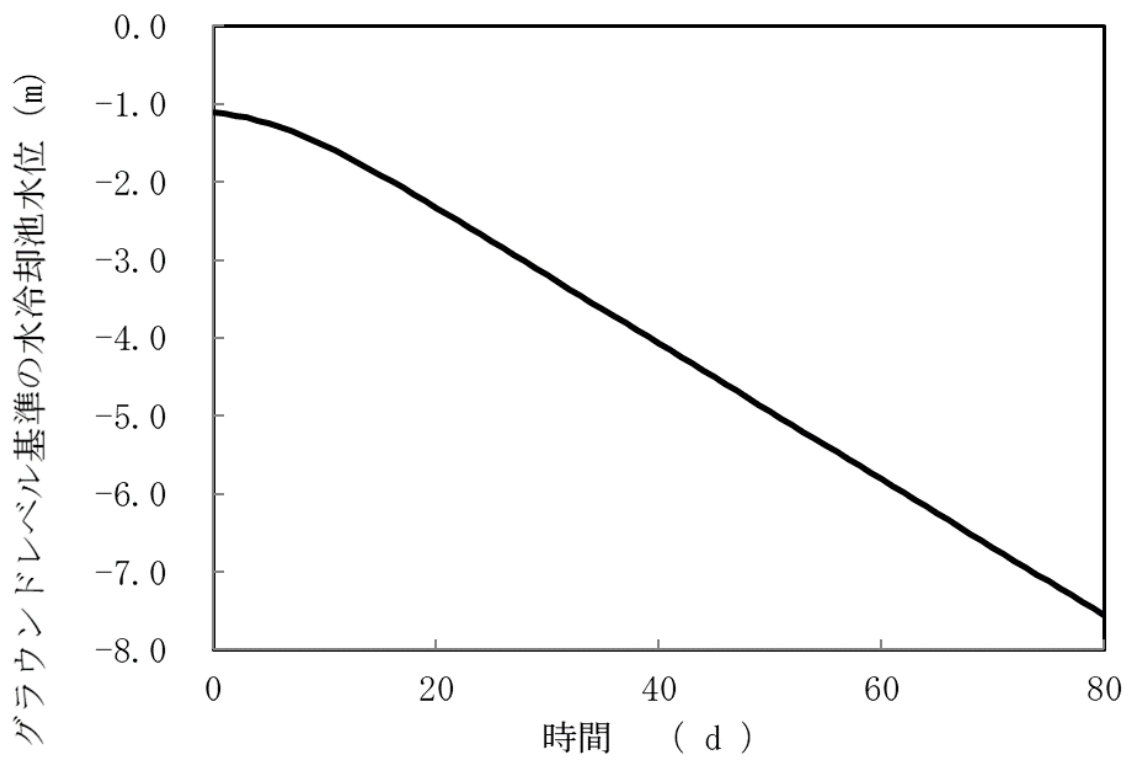
(4) 作業と所要時間

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、当該水位まで水位が低下することはない。

また、これらの給水及び水位確保に係る措置により、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は、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。



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、使用済燃料の冠水又は放射線の遮蔽機能が維持できなくなり、使用済燃料の破損又は多量の放射線の放出に至る可能性があ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。