

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 4 月 4 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な考え方
  - 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 : UTOP の有効性評価における制御棒の異常な引抜きによる反応度添加率の設定について
- 別紙 7-3 : 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 7-4 : 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 7-5 : 炉心燃料集合体の瞬時完全閉塞について
- 別紙 7-6 : 千鳥格子状閉塞の具体的想定<sup>1)</sup>の適切性
- 別紙 7-7 : 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 8-33 : 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 8-34 : 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 8-35 : 損傷炉心物質等と遮へいグラファイトとの共存性について
- 別紙 8-36 : 損傷炉心物質の安全容器内冷却解析について
- 別紙 8-37 : 安全容器内での損傷炉心物質の形状について
- 別紙 8-38 : 損傷炉心物質の安全容器移行後の臨界性について
- 別紙 8-39 : 損傷炉心物質の安全容器内冷却に係る安全容器の構造健全性評価について
- 別紙 8-40 : コンクリート遮へい体冷却系窒素ガスによる原子炉容器外面冷却の有効性評価
- 別紙 8-41 : BDBA における Cs-137 放出量評価及び敷地周辺の実効線量の評価
- 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） LORL, SBO のみ

## 千鳥格子状閉塞の具体的想定の適切性

## 1. はじめに

炉心に混入する可能性のある異物の種類として、従来の検討から、油、酸化物、金属粉などが考えられる。油の混入については、「常陽」では設備設計によって防止対策が施されている。また、カバーガス雰囲気への酸素等の反応ガスの混入による酸化物の形成については、ナトリウム純化系の動作により、プラント運転中のナトリウム純度は管理されており、過度な混入に対して検知が可能である。しかし、何らかの要因によって混入した金属片や金属粉等については、検知することが難しく、閉塞物を形成し得る異物の代表として考えられる[1]。

異物の形成によって高速炉プラントの健全性に大きな影響を与える箇所として、燃料要素の冷却性や健全性の観点から、多数の燃料要素が密に配置される燃料集合体内の燃料要素束部が考えられる。ただし、第1図に示すように、燃料集合体のエントランスノズルには、流量配分を決める流入孔が複数箇所に設定されており、その流入孔を超える大きさの粒子の混入は物理的に困難である[2]。

## 2. 流路閉塞の形成に関する実験的知見

燃料集合体内での閉塞の発生・成長挙動を調べるため、燃料集合体内に粒状異物を流入させた試験が複数行われている[3~9]。

## (1) ドイツにおける研究

ドイツ[3, 4]において、第2図に示すようにグリッドスペーサとワイヤスペーサを有するそれぞれの燃料集合体を対象とした閉塞試験が行われ、「常陽」と同じワイヤスペーサ型燃料集合体では、軸方向に厚さを有する閉塞が形成されるが、径方向の広がりは限定的であることが確認されている。

## (2) フランスにおける研究

フランス[5, 6, 7]において、1mm程度の粒子を混入させたABACUS試験が行われており、第3図に示すように、ドイツでの試験と同様に軸方向に厚さを有する閉塞が形成され得ることが示されている。

## (3) 日本における研究

日本[8, 9]においても、粒子の混入による燃料集合体内での閉塞形成のメカニズムを確認するため、燃料要素径(7.5mm)及びワイヤ径(1.3mm)となる271本の燃料要素で構成される模擬燃料集合体を対象に、粒子径(1.2mm~2mm)、濃度(10~1000ppm)、燃料集合体通過流速(2.8~5.6m/s)の条件で、材質(密度)を変えた粒子を用い、閉塞の発生・成長等が観察され、第

4 図に示すように、サブチャンネル（燃料要素間あるいはラップ管で囲まれる冷却材流路）の中央部にワイヤスペーサが位置する高さを基点として、ワイヤにより通過口径が最小となる位置での捕捉を核として閉塞が成長し、隣接サブチャンネルではワイヤスペーサ巻きピッチの 1/6 の距離ずれた高さとなるとの知見が得られている。また、第 5 図に示すように燃料集合体内で閉塞を形成する粒状異物の粒子径の特性について分析され、ワイヤ径相当の粒子径以下の異物は閉塞を生じないこと、サブチャンネルを閉塞する大きさの粒子径の異物は燃料要素東部に流入できず、閉塞の形成に寄与しないことが示されている。試験の結果、ワイヤスペーサによる燃料要素東体系では、第 6 図に示すように、燃料要素東部に流入しうる異物のうち、大きい粒子が、ワイヤスペーサを含むサブチャンネルに補足され、それを起点に粒子が集積してポーラス状の閉塞が生じるとともに、1 つの燃料要素の周囲 6 サブチャンネルが同時に閉塞することではなく、千鳥格子状に閉塞する可能性が高いことが示されている。

これらの知見は、先に述べたドイツ及びフランスでの試験結果と整合するものである。

#### (4) 閉塞形成位置に関する知見

ドイツ、フランス、日本での試験結果ともに、燃料集合体に流入した粒子は、サブチャンネル中のワイヤスペーサがフィルタの様に作用し、燃料要素東部の入口部で閉塞が多く発生することが示されている。

### 3. 評価事故シーケンスにおける閉塞形態の想定

本評価事故シーケンスでは、第 2 章で述べた実験的知見に基づいて千鳥格子状の閉塞を想定した（「第 13 条（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）に係る説明書 別紙 18」参照）。また、100MW 炉心の炉心燃料集合体内、冷却材最高温度が最も高くなる第 3 列外側燃料集合体を対象としている。軸方向位置について、実験的知見から、流路閉塞は燃料要素東部入口に形成される可能性が高いことが示されているが、被覆管破損の観点での保守的な設定として、被覆管温度が最も高くなる発熱上端部に閉塞を設定した。さらに、当該箇所の初期温度について、保守側の評価となるように、閉塞物を設定しない状態で燃料要素内の最高温度が熱的制限値となる条件を設定した。閉塞形態は、閉塞粒子よりも熱伝導のよい冷却材が存在するポーラス状閉塞ではなく、冷却材が存在しない空隙のない中実の閉塞とした。閉塞物の高さについては、実験的知見では、ワイヤスペーサ巻きピッチの 1/6 の高さ毎に閉塞が配置されることが示されており、閉塞高さはそれ以下になると予想される。ただし、本評価事故シーケンスでは、保守的な設定として、ワイヤスペーサ巻きピッチ 20.9cm の 1/3 となる約 7cm を閉塞高さとした。

#### 参考文献

- [1] 羽賀，局所事故に関する研究の現状と展開，PNC-TN2410 87-002，(1987)。
- [2] M. Nishimura, Y. Fukano, K. Kurisaka, and K. Naruto, Updating of Local Blockage Frequency in the Reactor Core of SFR and PRA on Consequent Severe Accident in Monju, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 54, No. 11, (2017), pp. 1178-

1189.

- [3] G. Karsten, W. Kramer, K. Schleisiek, and G.F. Schultheiss, Investigation of Local Disturbances in LMFBR Fuel Assemblies, Reactor Safety Aspects of Fuel Behavior, Vol. 1, (1981), pp.1-253 - 1-264.
- [4] G.F. Schultheiss, On Local Blockage Formation in Sodium Cooled Reactors, Nuclear Engineering and Design, Vol.100, (1987) pp.427 - 433.
- [5] G.L. Fiorini, J. Rion, and R. Vidil, The ABACUS Program: Experimental Study of Phenomenology Involving Subassembly Blockage; Computer Codes, Proceedings of the LMFBR safety topical meeting, Lyon, (1982) pp.19 - 23.
- [6] C. Le Rigoleur, P. Anzieu, G.L.Fiorini, J. Moreau, B. Carlucc, and M. Boschiero, Subassembly Accidents in the "RAPIDE 1500" associated Programs of R and D, Proceedings of the international topical meeting on fast reactor safety, Vol.I, Holiday Inn World's Fair, Knoxville, (1985) pp.111 - 117.
- [7] G. L. Fiorini, R. Coudray, J. Raffailhac, P. Sardain, and B. Valentin, Research and Development supporting the Fourth Category Subassembly Accident Analysis in the RNR 1500, Science and technology of fast reactor safety, (1987), pp.465 - 471.
- [8] K. Koyama, K. Satoh, F. Bando, Y. Tsukui, S. Kuroki, H. Endo, F. Kasahara, Y. Hashiguti, K. Kumasaka, Study on Local Blockage in FBR Fuel Subassembly, Proceedings of International conference on fast reactors and related fuel cycles, Vol. 3, Kyoto, Japan, (1991), pp.3.5/1 - 3.5/10.
- [9] 坂東、小平、津久井、黒木、佐藤、異物流入閉塞模擬試験による燃料局所閉塞の研究、日本原子力学会「1990秋の大会」、(1990) , F45.



著作権の関係から公開できません。

(出典：[2] M. Nishimura, Y. Fukano, K. Kurisaka, and K. Naruto, Updating of Local Blockage Frequency in the Reactor Core of SFR and PRA on Consequent Severe Accident in Monju, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.54, No.11, (2017), pp.1178-1189. Fig.1)

第1図 燃料集合体入口部のエントランスノズル形状

著作権の関係から公開できません。

(出典：[4] G.F. Schultheiss, On Local Blockage Formation in Sodium Cooled Reactors, Nuclear Engineering and Design, Vol.100, (1987) pp.427-433. Fig.5)  
第2図 燃料集合体内における閉塞形態の比較 (ドイツでの閉塞試験結果)

著作権の関係から公開できません。

(出典：[5] C. Le Rigoleur, P. Anzieu, G.L.Fiorini, J. Moreau, B. Carlucc, and M. Boschiero, Subassembly Accidents in the “RAPIDE 1500” associated Programs of R and D, Proceedings of the International Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Vol. I, Holiday Inn World’s Fair, Knoxville, (1985) pp.111-117. Fig.4)

第3図 ワイヤスペーサ型燃料集合体中での閉塞形態 (ABACUS 試験)

著作権の関係から公開できません。

(a)

(b)

((a)出典：[8] K. Koyalna, K. Satoh, F. Bando, Y. Tsukui, S. Kuroki, H. Endo, F. Kasahara, Y. Hashiguti, K. Kumasaka, Study on Local Blockage in FBR Fuel Subassembly, Proceedings of International conference on fast reactors and related fuel cycles, Vol. 3, Kyoto, Japan, (1991), pp.3.5/1 - 3.5/10. Fig.6)

((b)出典：[9] 坂東、小平、津久井、黒木、佐藤、異物流入閉塞模擬試験による燃料局所閉塞の研究、日本原子力学会「1990 秋の大会」、(1990) , F45. 図2)

第4図 燃料集合体内での粒状異物による閉塞の様子 (日本での試験)

著作権の関係から公開できません。

(出典：[8] K. Koyalna, K. Satoh, F. Bando, Y. Tsukui, S. Kuroki, H. Endo, F. Kasahara, Y. Hashiguti, K. Kumasaka, Study on Local Blockage in FBR Fuel Subassembly, Proceedings of International conference on fast reactors and related fuel cycles, Vol.3, Kyoto, Japan, (1991), pp.3.5/1 - 3.5/10.、Fig.4)

第5図 燃料集合体内で閉塞を形成する粒状異物の粒子径の特性

著作権の関係から公開できません。

(出典：[8] K. Koyalna, K. Satoh, F. Bando, Y. Tsukui, S. Kuroki, H. Endo, F. Kasahara, Y. Hashiguti, K. Kumasaka, Study on Local Blockage in FBR Fuel Subassembly, Proceedings of International conference on fast reactors and related fuel cycles, Vol.3, Kyoto, Japan, (1991), pp.3.5/1 - 3.5/10. Fig.7)

第6図 燃料集合体内で形成される千鳥格子状閉塞の様子

#### 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）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する安全容器内の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。本措置により、原子炉容器破損後の格納容器底部での損傷炉心物質とコンクリートとの相互作用を回避することで格納容器の破損を防止する。

さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としていることを踏まえ、炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、1次アルゴンガス系に安全板を設置することにより、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止する措置を講じる。また、格納容器（床下）の

床面に断熱材及びヒートシンク材を設置することにより、安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和する措置を講じる。

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.9.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。なお、ここでは、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することを想定する。

### (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

#### (i) 炉心損傷防止措置

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故において、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に、断熱材、ヒートシンク材（アルミナ）及び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。手動による措置は、自動による格納容器

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。

(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、「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

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5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/cm<sup>2</sup>℃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次主冷却系配管の内管及び外管が同時に破損する保守的な想定として、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42mm<sup>2</sup> (配管肉厚の2乗) 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℃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、初期値から上昇せず約1,800℃であり、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、初期値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、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。

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、それぞれ約 1,800℃及び約 460℃であり、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。なお、補助冷却設備の単独運転時には、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、燃料最高温度、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析に比べて、それぞれ約 20℃、約 10℃及び約 10℃高く、約 450℃、約 440℃及び約 440℃であり、原子炉容器出口冷却材（1 次補助冷却系）の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析に比べて、約 10℃高く約 400℃、原子炉容器入口冷却材温度（1 次補助冷却系）は「i) 基本ケース」の解析からほとんど上昇せず約 370℃である。

以上より、1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合であっても、炉心の著しい損傷は防止される。

#### (ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分けて解析を行う。事故の開始から炉心が損傷し原子炉容器が破損するまでの過程を炉内事象過程と呼び、この過程では崩壊熱が全て原子炉冷却材の昇温及び蒸発並びに原子炉冷却材バウンダリ内の機器の昇温に寄与するという保守的な仮定を用いて温度変化等を計算する。その後、原子炉容器が破損し、原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器内で保持する過程を炉外事象過程と呼び、この過程における熱流動挙動を FLUENT で解析する。安全板から原子炉冷却材バウンダリの外に流出したナトリウムによる影響が生じる過程を格納容器応答過程と呼び、この過程における流出したナトリウムによる格納容器の応答を CONTAIN-LMR で解析する。

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す (4) から (6) である。「(4) 原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。」の評価項目を炉外事象過程の解析により評価する。「(5) 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1 次・2 次境界）の過圧を防止できること。」については、本評価事故シーケンスの事象進展では、原子炉冷却材温度及び圧力が通常運転時よりも低い状態で 1 次主冷却系の循環に必要な液位を下回るため、1 次冷却材を介して主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1 次・2 次境界）を過温・過圧することはない。また、補助冷却設備の機能を喪失した場合には 1 次補助冷却系の弁を閉止するため補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1 次・2 次境界）を過温・過圧することはない。したがって、これら原子炉冷却材バウンダリの破損防止措置の有効性を評価する必要はない。また、「(6) 蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。」については、本評価事故シーケンスの事象進展では、炉心

が露出するまでに格納容器（床下）に流出する原子炉冷却材ナトリウムの量が、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」よりはるかに少ないため、本評価項目に係る有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

なお、本評価事故シーケンスにおける炉内事象過程の解析では、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである原子炉冷却材温度及び圧力を計算する。

i) 基本ケース

i. 炉内事象過程の解析

a. 解析条件

1次冷却材の漏えいにより、1次主冷却系の循環に必要な液位を喪失し、崩壊熱により原子炉冷却材が昇温され、原子炉冷却材の蒸発により更に原子炉容器内の液位が低下し、炉心頂部が露出するまでの炉内の事象推移を計算する。

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、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を以下の条件で計算する。

なお、炉心頂部が露出した時点で原子炉容器外に流出することを仮定しており、本仮定においても大きな保守性を確保している。

- 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 $42\text{mm}^2$ （配管肉厚の2乗）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) 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) 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。
- 7) 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（ $9.8\text{kPa}$ [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100%の密度で炉容器振止構造物内に円柱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の流量は20,500m<sup>3</sup>/h(通常運転時:15,000~20,000m<sup>3</sup>/h)、安全容器入口温度は40℃(事故時設計値:40℃)として流入させ、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考慮して十分に保守的な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

格納容器破損防止措置の有効性評価における炉外事象過程の不確かさについて、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。

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。**なお、本発熱条件の不確かさは、損傷炉心物質の幾何形状の不確かさの影響を上回る。**

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)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	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)
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原子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原子炉内ナトリウム液面計 ②安全容器呼吸系圧力計 ③1次補助冷却系温度計、流量計、補助冷却器出口温度計、2次補助冷却系流量計
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	—	①1次補助冷却系温度計、流量計、補助冷却器出口温度計、2次補助冷却系流量計

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

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安全板 ②断熱材 ③ヒートシンク 材 ④ライナ	—	①安全板の状態表示
格納容器 アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容 器内温度高」、「格納容器内床 上線量率高」により、原子炉保護 系（アイソレーション）が動作 し、工学的安全施設が自動的に 作動し、隔離されることを確認 する。	①格納容器 ②格納容器バウ ンダリに属す る配管・弁	—	①原子炉保護系 （アイソレーション） ②アイソレーション信号 「格納容器内圧力高」、 「格納容器内温度高」、 「格納容器内床上線量率 高」
原子炉容器外に 冷却材や 損傷炉心物質が 流出したことの判断	・安全容器内の圧力が著しく上 昇した場合、原子炉容器から安 全容器内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	・安全容器内呼吸系圧力計の監 視により、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安全容器呼吸系圧力計

下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

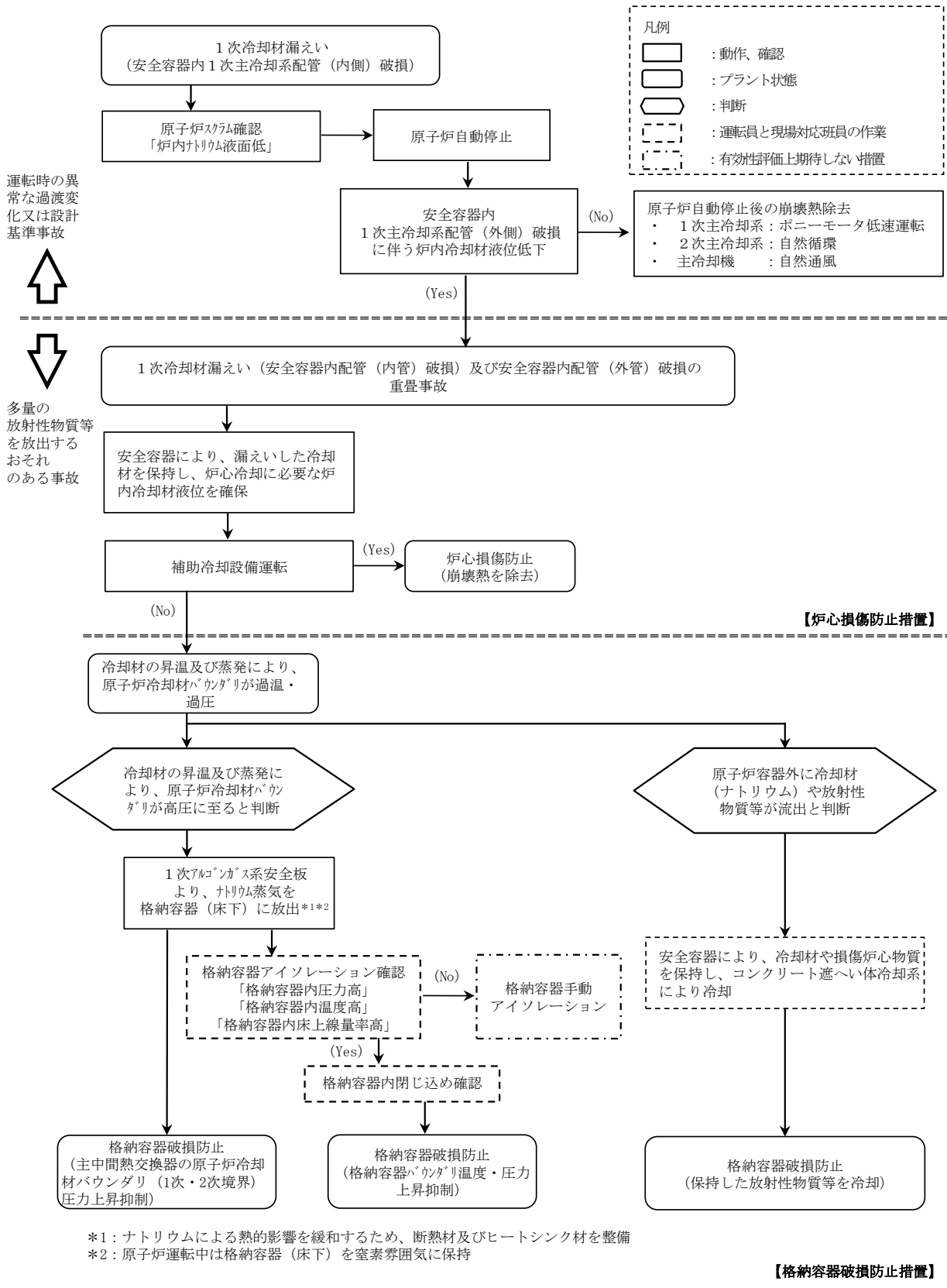
第4.3.3.9.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考										
			5	10	20	30	60	180	300	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 (中央制御室)	▽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 ▽事故発生の判断 (安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart bar]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。 ・上記の確認は、原子炉保護系(スクラム)動作時に、中央制御室で1名により5分以内に実施する。										
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Gantt chart bar]																・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。 ・二重壁内の容積に相当する液位を超えて液位が低下した時点で事故発生と判断する。 ・液位の確認は、中央制御室で3名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。また、事故発生の判断は、基準に達した際に、10分以内に実施する。										
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・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	[Gantt chart bar]																・補助冷却設備の運転が可能な状態であることを確認する。 ・上記は、中央制御室で1名により、液位の監視を継続することにより確認する。										
	運転員B、C	2 ・補助冷却設備運転	[Gantt chart bar]																・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。 ・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。 ・崩壊熱除去の確認は、中央制御室で2名により起動時から実施し、その後、監視を継続する。また、手動起動操作は、1次補助冷却系循環ポンプ等の各操作スイッチを手動操作することにより、中央制御室で2名により、5分以内に実施する。										

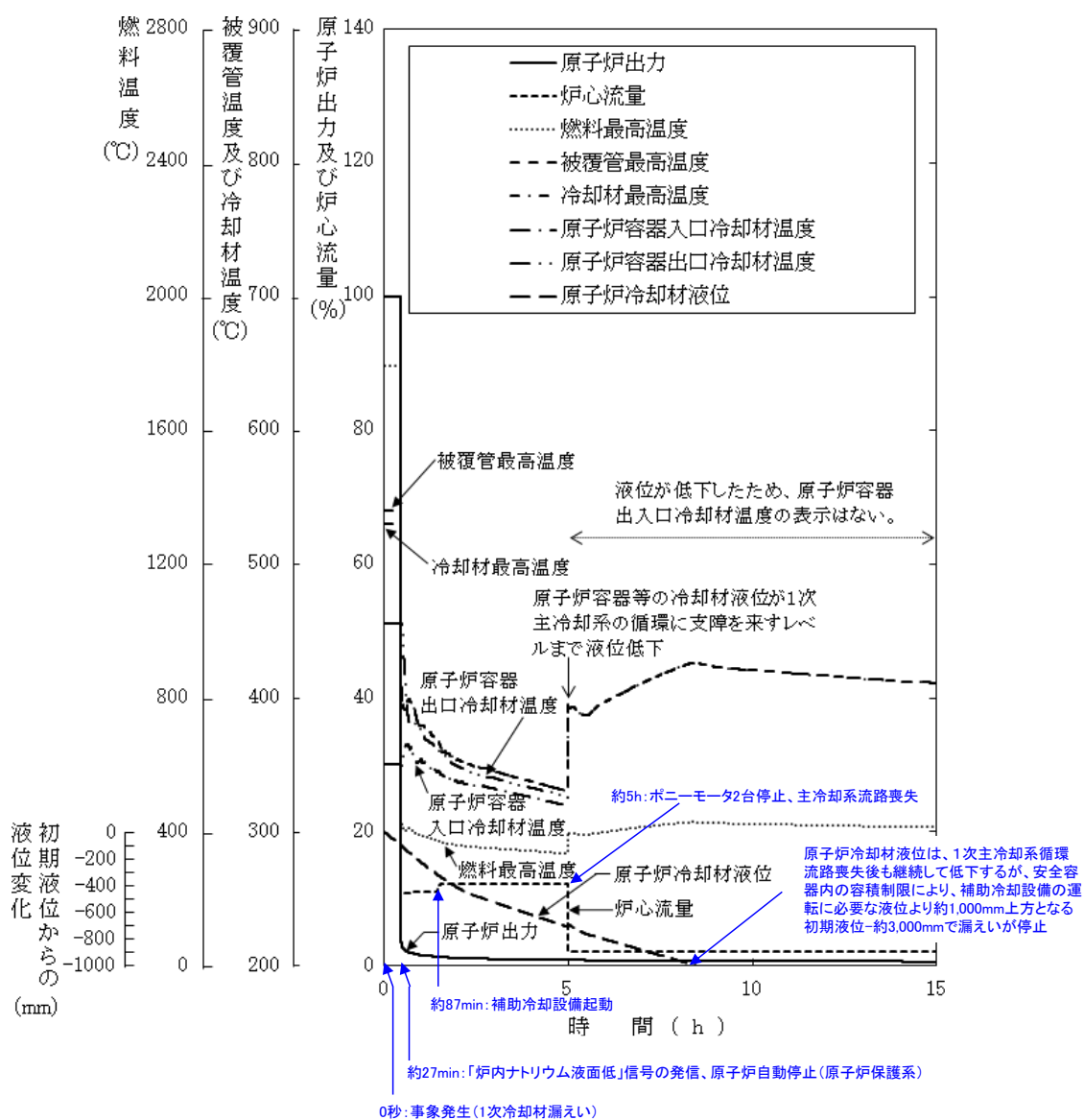


第 4.3.3.9.4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考						
			5	10	20	30	60	180	300	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 (中央制御室)	▽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崩壊熱除去に失敗 ▽冷却材の昇温及び蒸発により、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断 ▽原子炉容器外に損傷炉心物質が流出と判断																						
	当直長	・運転操作指揮																							
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断																	・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。 ・上記の判断は、必要な際に、中央制御室で2名により10分以内を実施する。						
格納容器破損防止措置	運転員C、D	2 ・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が開放し、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。 ・上記の確認は、ナトリウム蒸気が放出された際に、中央制御室で2名により10分以内を実施する。						
	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。 ・多量のナトリウムが格納容器床下に漏えいた場合は、格納容器床下温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、必要な際に、中央制御室で2名により5分以内を実施し、その後、監視を継続する。						
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																	・安全容器内圧力が著しく上昇した場合に、原子炉容器外に損傷炉心物質が流出したと判断する。 ・上記の判断は、原子炉容器外に損傷炉心物質が流出した際に、中央制御室で2名により10分以内を実施する。						
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																	・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。 ・コンクリート遮へい体冷却系の運転継続は、中央制御室で3名により、30分以内を確認する。また、通気風量及び通水流量を増加させる手順は、中央制御室で3名により、冷却開始までに30分以内で実施する。						

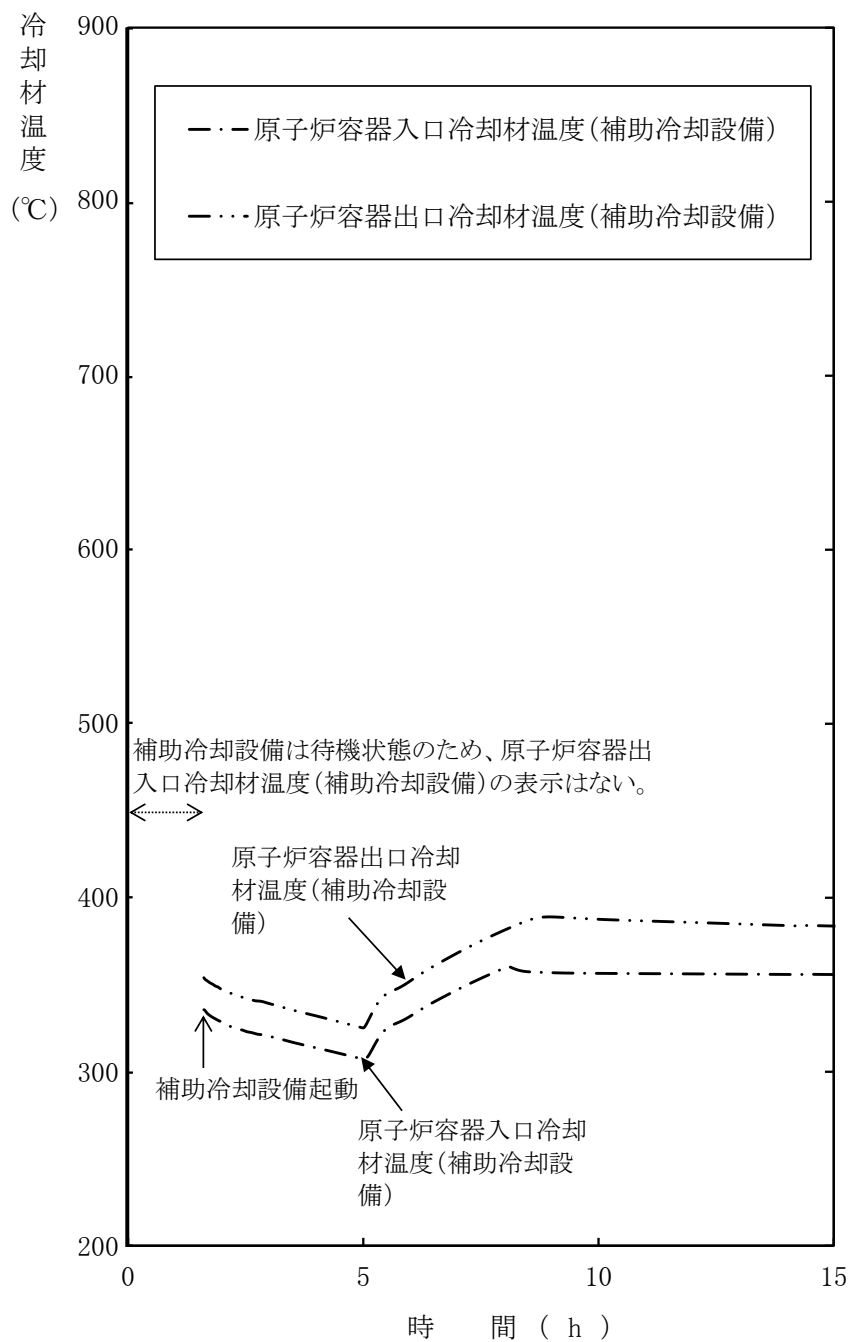


第 4.3.3.9.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

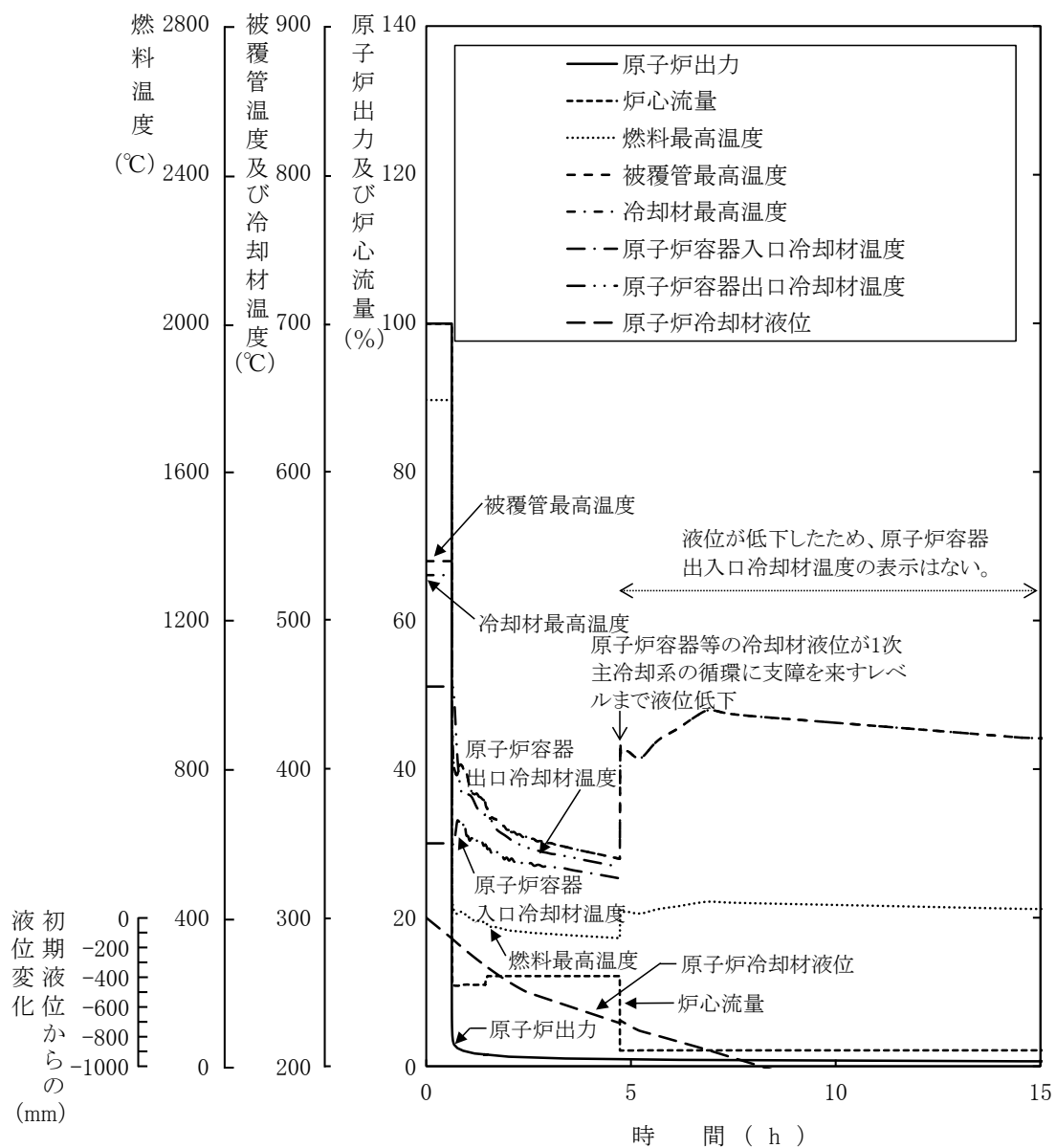


第 4.3.3.9.2 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故

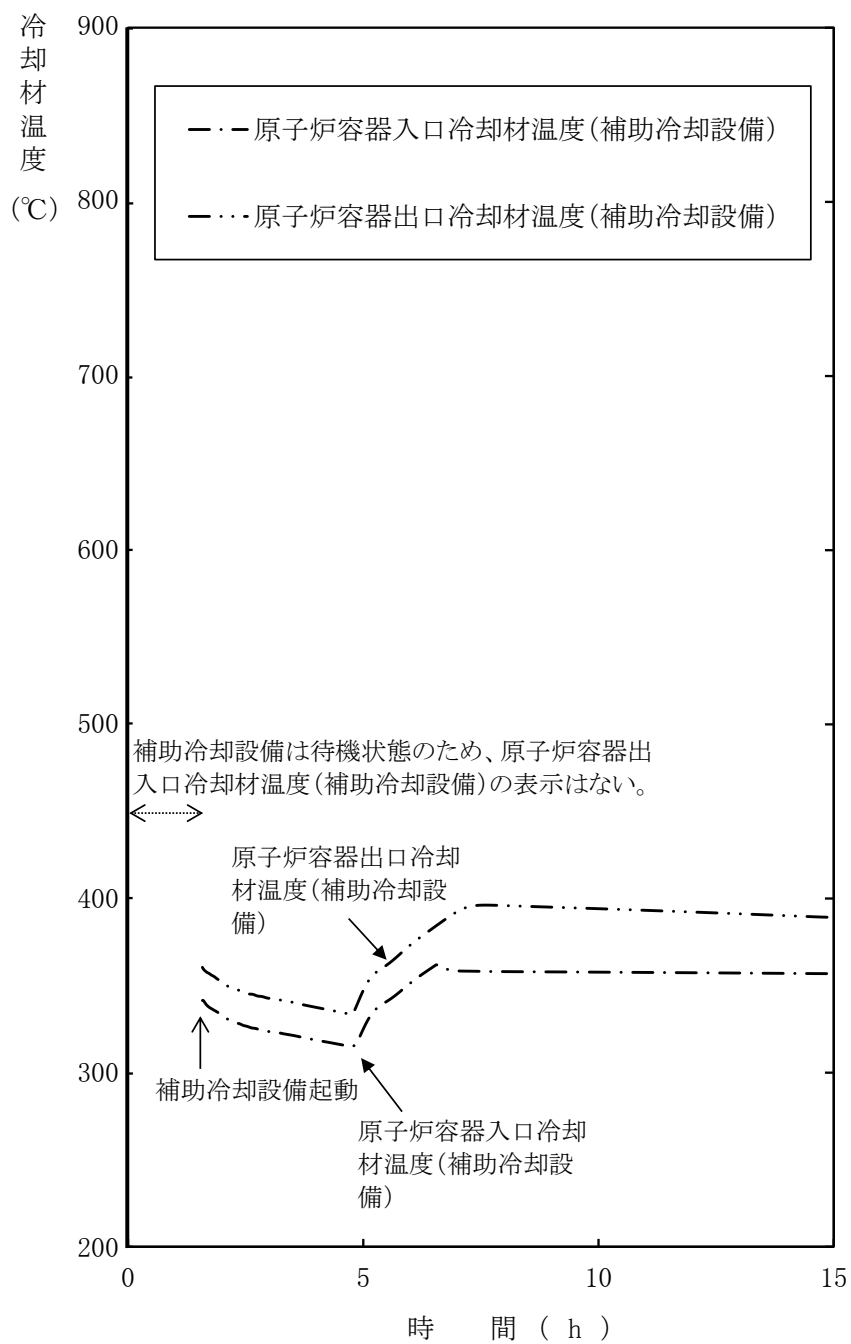
(炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却)



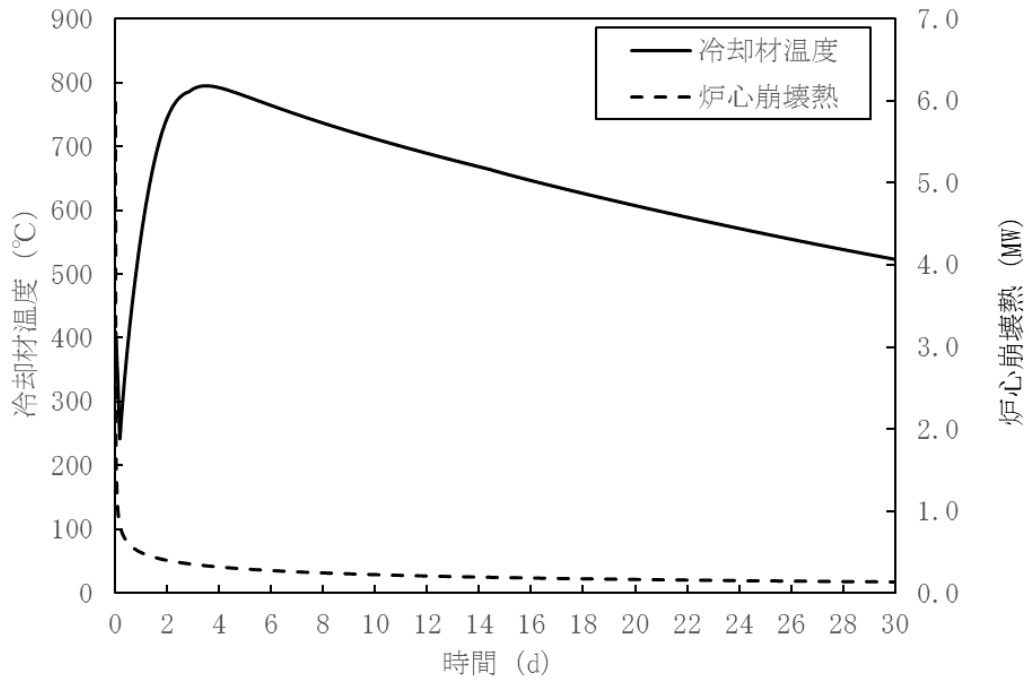
第 4.3.3.9.3 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）  
及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却)



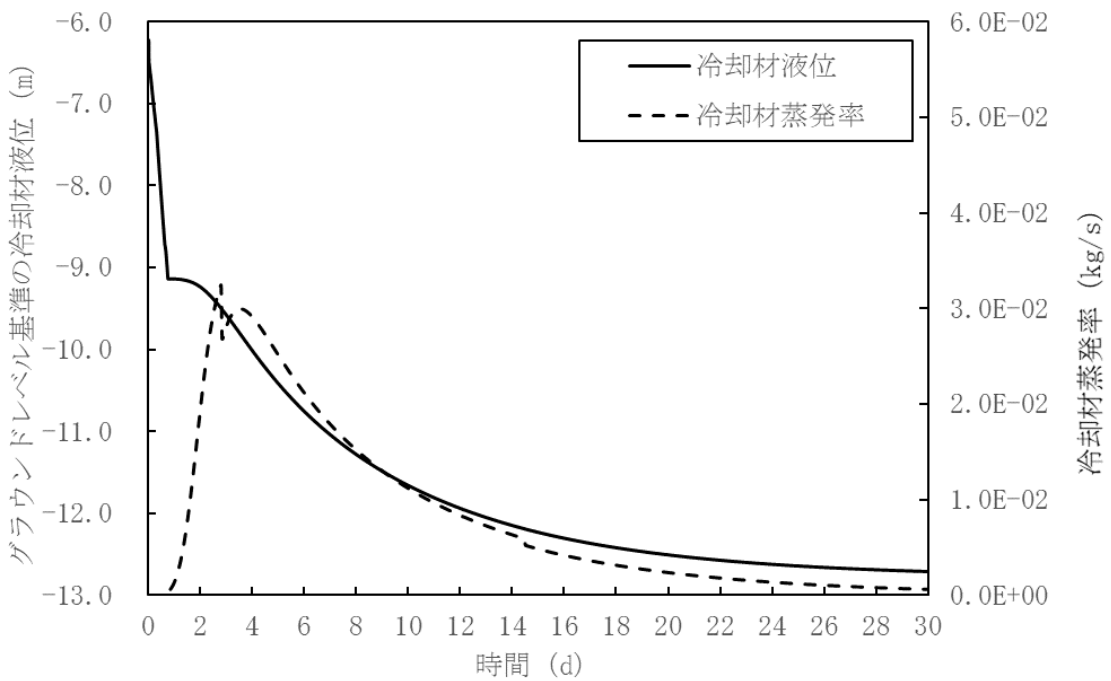
第 4.3.3.9.4 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）  
及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故（不確かさの影響評価）



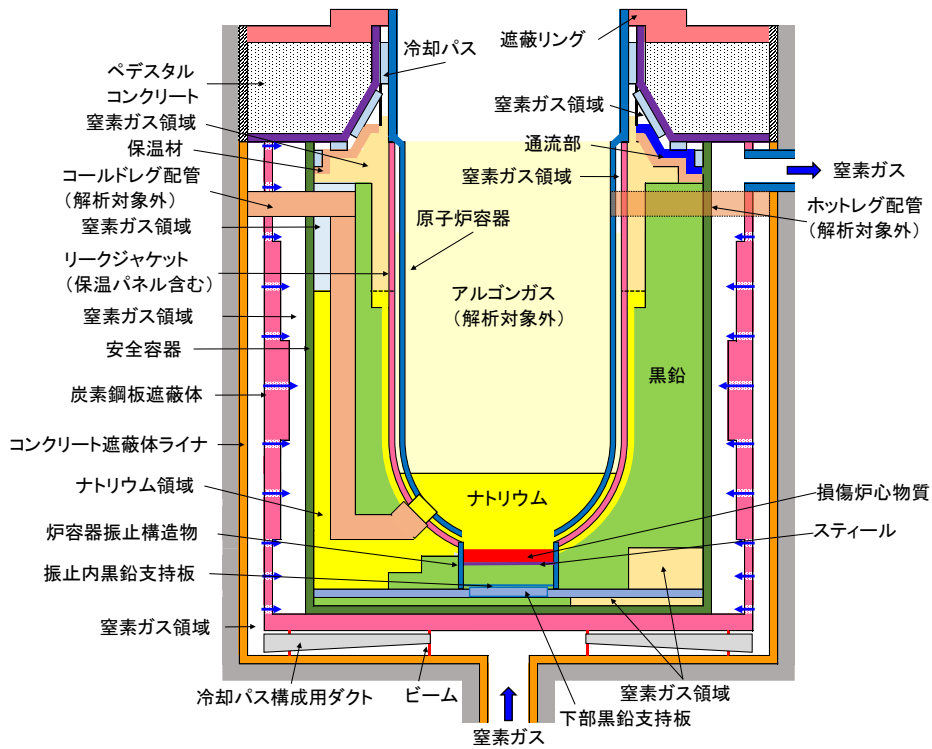
第 4.3.3.9.5 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）  
及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故（不確かさの影響評価）



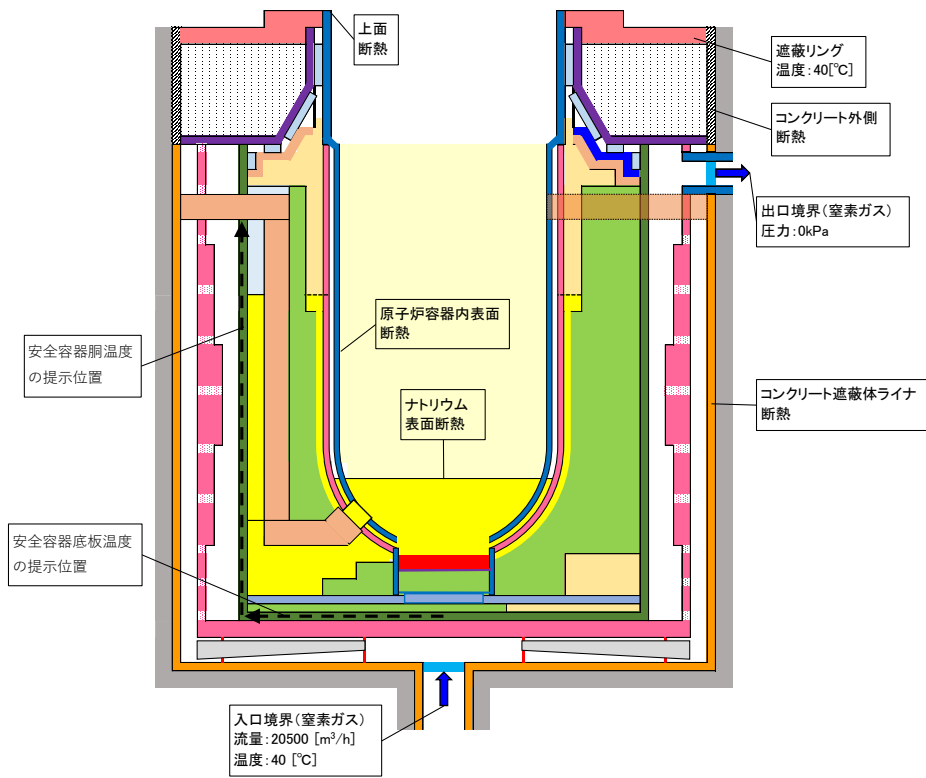
第 4. 3. 3. 9. 6 図 炉内事象推移の計算結果 (原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移)



第 4. 3. 3. 9. 7 図 炉内事象推移の計算結果 (原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移)



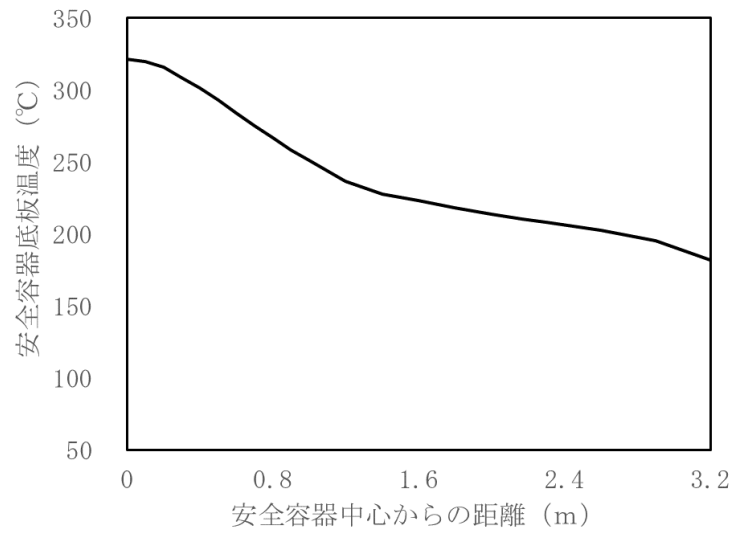
(解析体系)



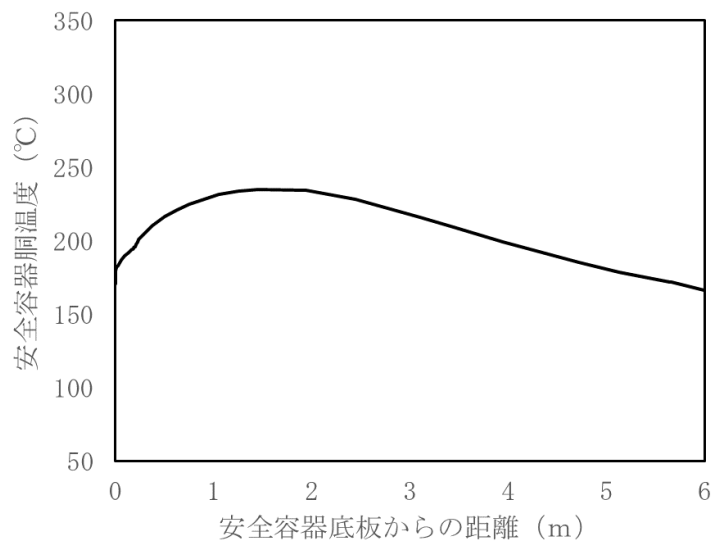
(境界条件等)

第 4.3.3.9.8 図 FLUENTにおける解析体系等

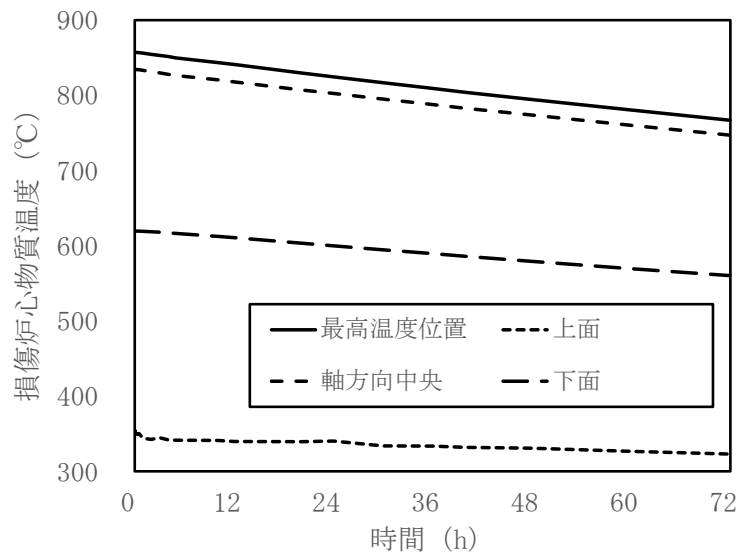




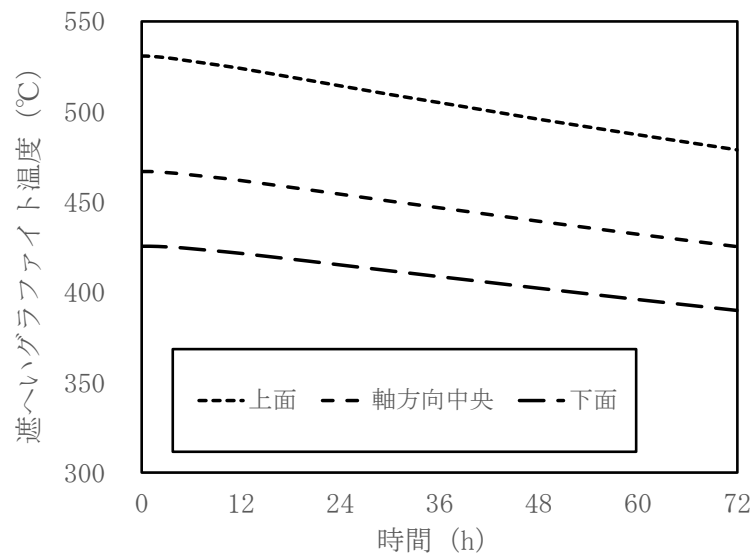
第 4.3.3.9.9 図 安全容器底板の径方向温度分布



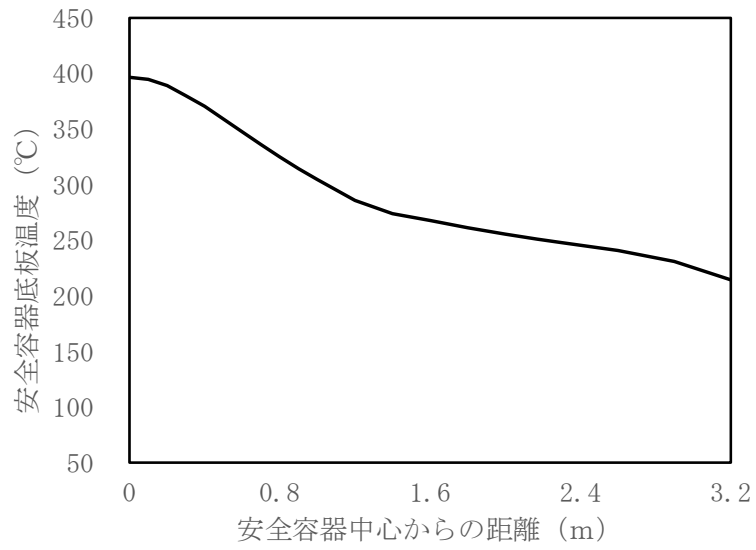
第 4.3.3.9.10 図 安全容器胴の軸方向温度分布



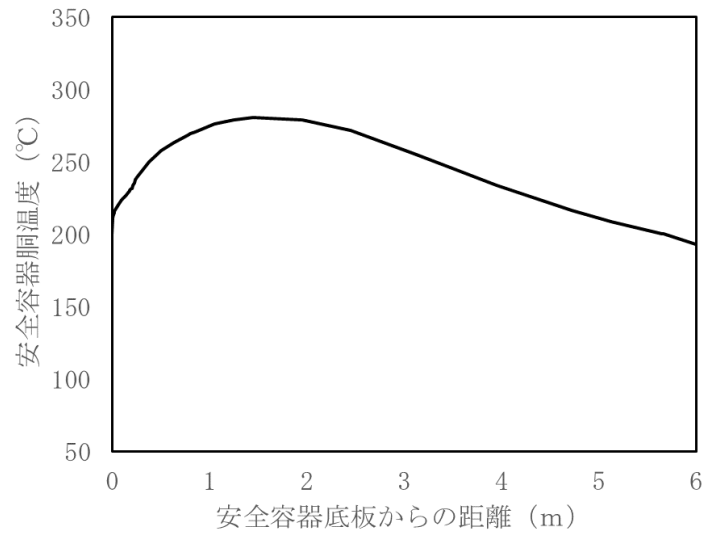
第 4. 3. 3. 9. 11 図 損傷炉心物質温度の時間変化



第 4. 3. 3. 9. 12 図 損傷炉心物質下部の遮へいグラファイト温度の時間変化



第 4.3.3.9.13 図 安全容器底板の径方向温度分布（不確かさの影響評価）



第 4.3.3.9.14 図 安全容器胴の軸方向温度分布（不確かさの影響評価）

#### 4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故

##### （1）事故の原因及び説明

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する安全容器外の1次主冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、配管（外管）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外管）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の1次主冷却系の配管（内側及び外側）とする。

##### （2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

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（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、自動起動又は流路切り替えを伴う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（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、主冷却系サイフォンブレイクにより冷却材の漏えい量を抑制し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

主冷却系サイフォンブレイクは、原子炉容器等の液位低下に伴い、サイフォンブレイク配管に受動的にアルゴンガスが導入され、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制する措置であり、サイフォンブレイク配管は差圧により常時ナトリウムを流動させる設計とするとともに、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉冷却材純度の管理により異物による閉塞を防止する設計としており、その信頼性は極めて高い。

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、炉心損傷防止措置（補助冷却設備の運転による原子炉容器内の冷却）が機能しないことを仮定した場合、コンクリート遮へい体冷却系により原子炉容器とリークジャケットのギャップに窒素ガスを通気し、原子炉容器の外面から炉心を冷却することにより原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止し、格納容器の破損を防止する。

さらに、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）

破損の重畳事故では、配管（外管）の破損に伴い、格納容器（床下）に冷却材が漏えいするため、格納容器の構造により漏えいした冷却材による熱的影響を緩和する措置を講じる。

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.10.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。なお、ここでは、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することを想定する。

### （3）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

#### （i）炉心損傷防止措置

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 主冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次補助冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- b. 原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下した場合でも、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とするため、補助冷却設備を整備する。

#### （ii）格納容器破損防止措置

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉容器とリークジャケットのギャップに窒素ガスを通気し、原子炉停止後の崩壊熱を除去するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。
- b. 原子炉冷却材バウンダリから漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器（床下）の室には鋼製のライナを整備する。なお、1次主冷却系の配管・機器の破損による格納容器内の圧力、温度の異常な上昇を検出した場合には、手動操作によって、1次主冷却系配管に残存するナトリウムをダンプタンクにドレンすることを可能とする。**手動による措置は、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。**
- 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。手動による措置は、自動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。

(iii) その他

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

(4) 資機材

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.10.1表及び第4.3.3.10.2表に示す。これらの設備等は、「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

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.10.3表及び第4.3.3.10.4表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は5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

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心の冷却に係る炉心損傷防止措置は「2.5.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」と概ね同じである。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の解析

a. 解析条件

計算コードS u p e r - C O P D及びF L U E N T等により解析する。F L U E N Tにおける解析体系を第 4.3.3.10.2 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の原子炉容器入口配管低所とし、漏えい口の大きさは保守的な想定として $90\text{mm}^2$  (配管肉厚の2乗)とする。なお、当該位置は漏えい口の内側圧力が最も高く、かつ、漏えい口の大きさは配管肉厚が最大となる原子炉容器出口配管の肉厚から設定していることから、本想定は、1次主冷却系配管において最大の流出速度を与える保守的なものである。
- 3) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値 (最適評価値) を用いる。
- 4) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はN s L -100mm、応答時間は0.4秒とする。
- 5) 補助冷却設備の機能喪失を想定する。
- 6) 原子炉容器入口ナトリウム及び炉心領域のナトリウムの初期温度は、1次主冷却系の系統降温操作を考慮しない保守的な想定に基づき計算し、それぞれ約 $340^\circ\text{C}$ 及び約 $350^\circ\text{C}$ とする。また、リークジャケットの外面は断熱条件とする。
- 7) 崩壊熱はノミナル値 (最適評価値) を用いるものとし、崩壊熱の減衰を考慮した過渡解析を行う。
- 8) 1次主冷却系の流路が途絶した時点 (事象発生約2時間後) から、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを原子炉容器とリークジャケットのギャップに通気する。窒素ガスの流量は $5,500\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉容器入口温度は $40^\circ\text{C}$ とする。原子炉容器内部は、冷却材ナトリウムが炉内燃料貯蔵ラック、反射体及び遮へい集合体部で下降し、高温の燃料集合体部で上昇する自然循環冷却により崩壊熱を除去する。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.10.3 図及び第 4.3.3.10.4 図に示す。

コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却により炉心部のナトリウムの最高温度は約 $610^\circ\text{C}$ であり、その後は緩やかに低下する。また、原子炉容器の最高温度は約 $540^\circ\text{C}$ であり、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 $550^\circ\text{C}$ 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。原子炉容器外面冷却時の崩壊熱に基づく燃料集合体内の温度分布を考慮すると、被覆管最高温度は冷却材最高温度とほぼ同等であり、燃料最高温度も過度に上昇しないと判断できることから、被覆管最高温度及び燃

料最高温度も炉心損傷防止措置の評価項目として設定した値を超えない。したがって、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損は防止される。

## ii. 格納容器応答過程の解析

### a. 解析条件

計算コードCONTAIN-LMRにより解析する。CONTAIN-LMRにおける解析体系を第4.3.3.10.5図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 格納容器（床上）、格納容器（床下）及び格納容器外（外部環境）をモデル化する。
- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の原子炉容器入口配管低所とし、漏えい口の大きさは保守的な想定として90mm<sup>2</sup>（配管肉厚の2乗）とする。漏えいするナトリウムの温度は、保守的な想定として事象進展を考慮した原子炉出口冷却材の温度及び蒸発速度で漏えいするものとする。
- 3) 窒素雰囲気（酸素濃度3.5vol%）の格納容器（床下）に流出したナトリウムは窒素ガス中の酸素等と反応し、格納容器（床下）にプール状に溜るものとする。
- 4) プールの広がり面積は、漏えい箇所の床面の構造を考慮した上で最大となる170m<sup>2</sup>とする。
- 5) 格納容器（床上）圧力の初期値は0.25kPa[gage]、格納容器鋼壁温度の初期値は40℃とする。また、格納容器（床下）圧力の初期値は0.49kPa[gage]、格納容器（床下）の構造材温度の初期値は50℃とする。
- 6) 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。
- 7) 格納容器（床上）と格納容器（床下）は、内外圧差981Paに対して100%/dの通気率があるものとする。

### b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.10.6図及び第4.3.3.10.7図に示す。

格納容器（床上）の最高圧力及び格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約0.025kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約2.5kPa[gage]）及び約41℃であり、格納容器の設計圧力1.35kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約0.13MPa[gage]）及び格納容器鋼壁の設計温度150℃を超えず、格納容器（床上）の健全性は確保される。

また、格納容器（床下）の最高圧力は約0.065kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約6.4kPa[gage]）、ナトリウムプール下面の床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、それぞれ約160℃及び約96℃であり、格納容器（床下）の健全性は確保される。

なお、本評価事故シーケンスでは炉心の著しい損傷は防止されるため、格納容器外への放射性物質の放出は極めて低く抑制される。

以上より、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質



等の放出は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の不確かさの影響評価

格納容器破損防止措置の有効性評価におけ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の不確かさについて、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。不確かさの影響評価について、「i) 基本ケース i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の解析」において、評価項目に対して厳しい結果となるように解析条件（初期温度及び境界条件等）を設定している。このため、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却に係る不確かさの影響評価は不要である。

ii. 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

格納容器破損防止措置の有効性評価における格納容器応答過程の不確かさについて、計算コードの不確かさを考慮して入力条件を設定する必要がある。この不確かさの影響評価について、評価項目に対して影響のあるプールの広がり面積は、「i) 基本ケース ii. 格納容器応答過程の解析」において、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるようにプール広がり面積を設定している。このため、格納容器応答過程に係る不確かさの影響評価は不要である。

第4.3.3.10.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	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)
事故発生 の判断	・1次主冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉内ナトリウム液面計
主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 補助冷却設備運転に必要な炉内冷却材液位確保	・補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。	①サイフォンブレイク配管	—	①原子炉内ナトリウム液面計 ②1次補助冷却系温度計、流量計、補助冷却器出口温度計、2次補助冷却系流量計
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	—	①1次補助冷却系温度計、流量計、補助冷却器出口温度計、2次補助冷却系流量計

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.10.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温が推定される場合に、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断する。	—	—	①燃料集合体出口ナトリウム温度計
コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	・コンクリート遮へい体冷却系の運転により原子炉容器外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。	①コンクリート遮へい体冷却系 ②原子炉容器リークジャケット上	—	①燃料集合体出口ナトリウム温度計
格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	・冷却材の格納容器（床下）への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。	—	—	①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」
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」

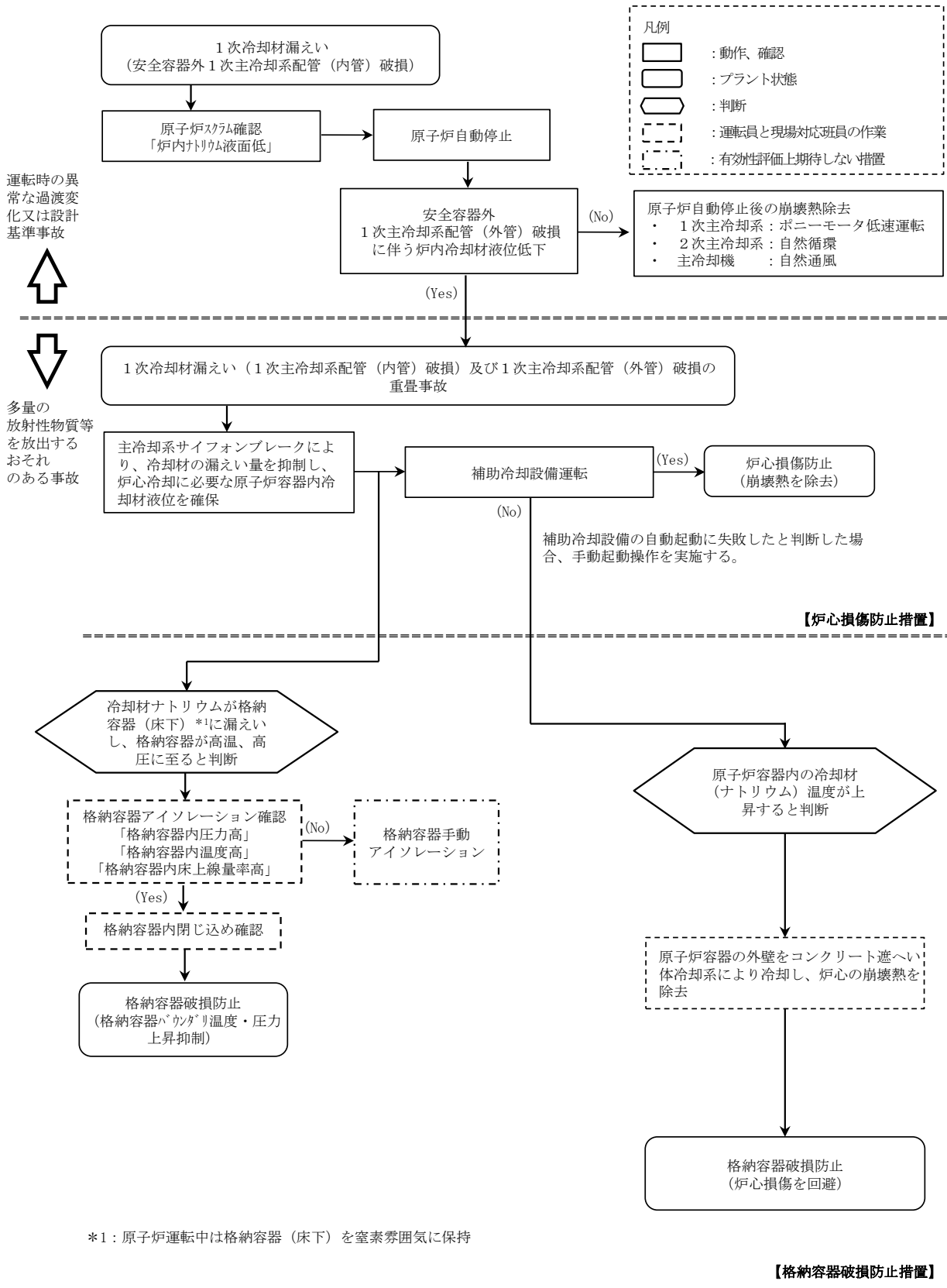
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.10.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考								
			5	10	20	30	60	120	180	240	300	360	420	480	540	600	660	720	780	840	900	960	1020	1080	1140	1200	
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(安全容器外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 ▽事故発生の判断 (安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																								
	当直長	・運転操作指揮																									
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認																									・「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。 ・上記の確認は、原子炉保護系(スクラム)動作時に、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断																									・安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。 ・二重壁内の容積に相当する液位を超えて液位が低下した時点で事故発生と判断する。 ・液位の確認は、中央制御室で3名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。また、事故発生の判断は、基準に達した際に、10分以内に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制の確認 ・補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	・炉心損傷防止措置(主冷却系サイフォンブレイクによる液位確保)は、運転員の操作を介しなくても、受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、液位確保の確認及び監視となる。																								・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。 ・上記は、中央制御室で1名により、液位の監視を継続することにより確認する。
	運転員B、C	2 ・補助冷却設備運転	・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。																								・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。 ・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。 ・崩壊熱除去の確認は、中央制御室で2名により起動時から実施し、その後、監視を継続する。また、手動起動操作は、1次補助冷却系循環ポンプ等の各操作スイッチを手動操作することにより、中央制御室で2名により、5分以内に実施する。

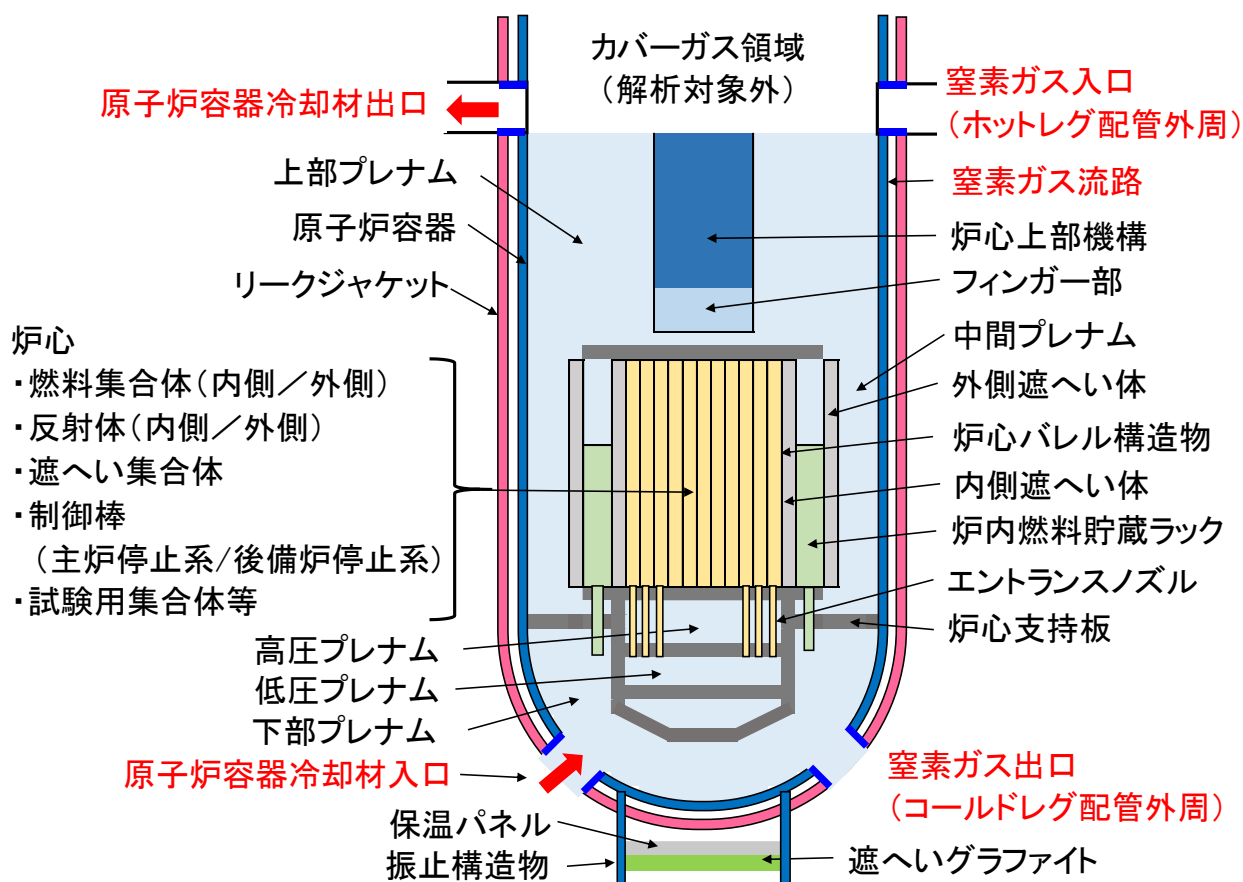
第 4.3.3.10.4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日		
			▽異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損) ▽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 ▽事故発生の判断 (安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う原子炉容器内冷却材液位低下) ▽原子炉容器内冷却材液位の低下により、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断												
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing duration]												
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断	[Bar chart showing duration]												・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断する。 ・上記の判断は、中央制御室で2名により必要な期間実施する。
格納容器破損防止措置	運転員A、B、D	3 ・コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	・コンクリート遮へい体冷却系は、通常運転時からの継続運転であり、運転員の操作を介在しなくても、運転は継続される。冷却材の漏えいが発生し、補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗した時点で、原子炉容器外面冷却の開始前から、通水流量を増加させる手順等を実施し、原子炉容器外面冷却に備える。原子炉容器内冷却材液位が低下し、主冷却系による崩壊熱除去にも失敗すると判断した時点で、原子炉容器外面冷却開始前に、通気流路を原子炉容器外面に切り替える手順を10分以内に実施する。なお、有効性評価の解析では、本手順を踏まえて、解析の初期から上記手順実施後の値を適用する。												・コンクリート遮へい体冷却系の運転により原子炉容器外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。 ・上記の操作は、中央制御室及び原子炉附属建物1階の現場操作盤で3名により、必要な際に速やかに実施する。
状況判断	運転員C、E	2 ・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	[Bar chart showing duration]												・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。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により必要な期間実施する。
格納容器破損防止措置	運転員C、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	・格納容器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、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。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。												・「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。 ・格納容器床下へのナトリウムの漏えいにより、漏えい発生の数分後には、格納容器床下の温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、中央制御室で2名により速やかに実施する。なお、手動での隔離操作が必要な場合は現場操作盤で操作を実施する。

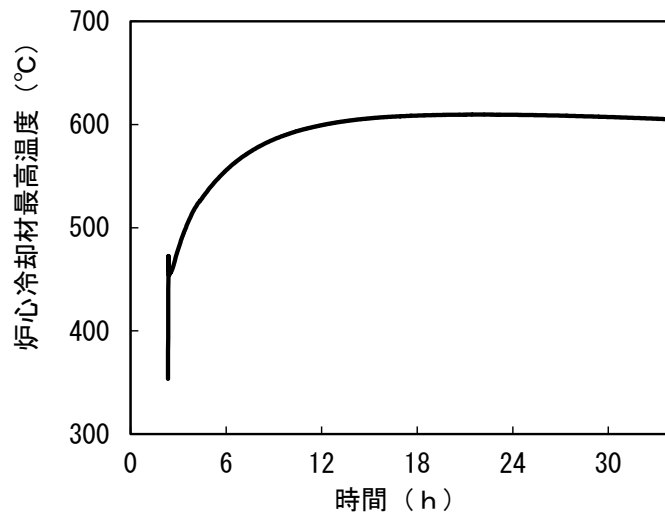


\*1：原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保持

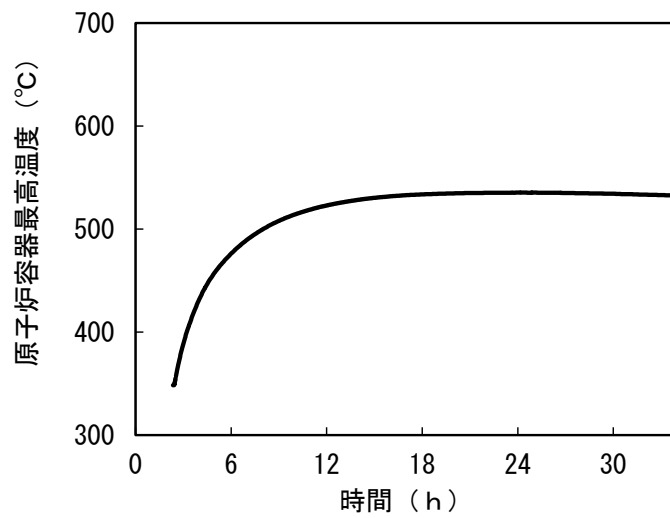
第 4.3.3.10.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



第 4. 3. 3. 10. 2 図 FLUENTにおける解析体系

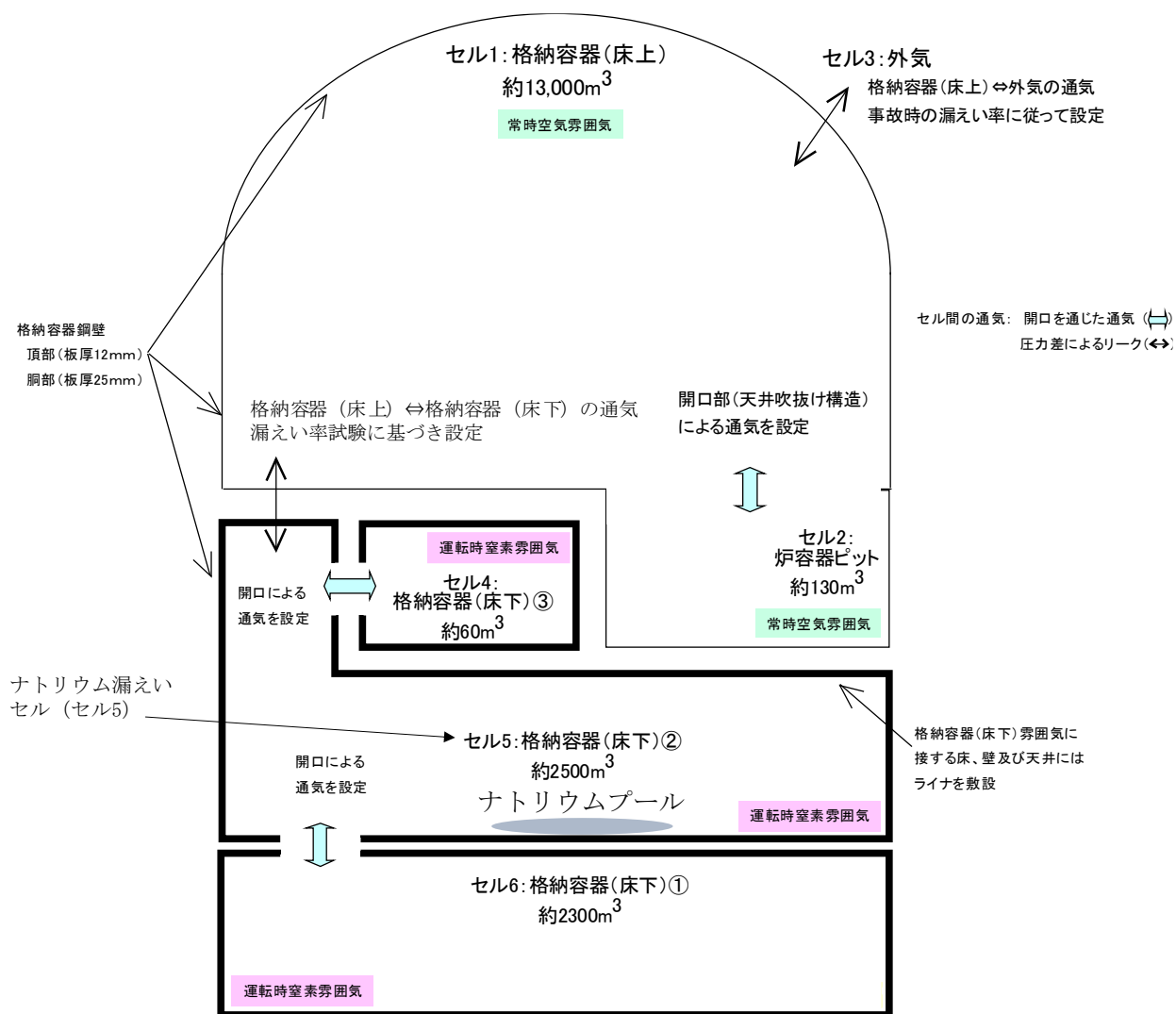


第 4. 3. 3. 10. 3 図 冷却材最高温度の時間変化

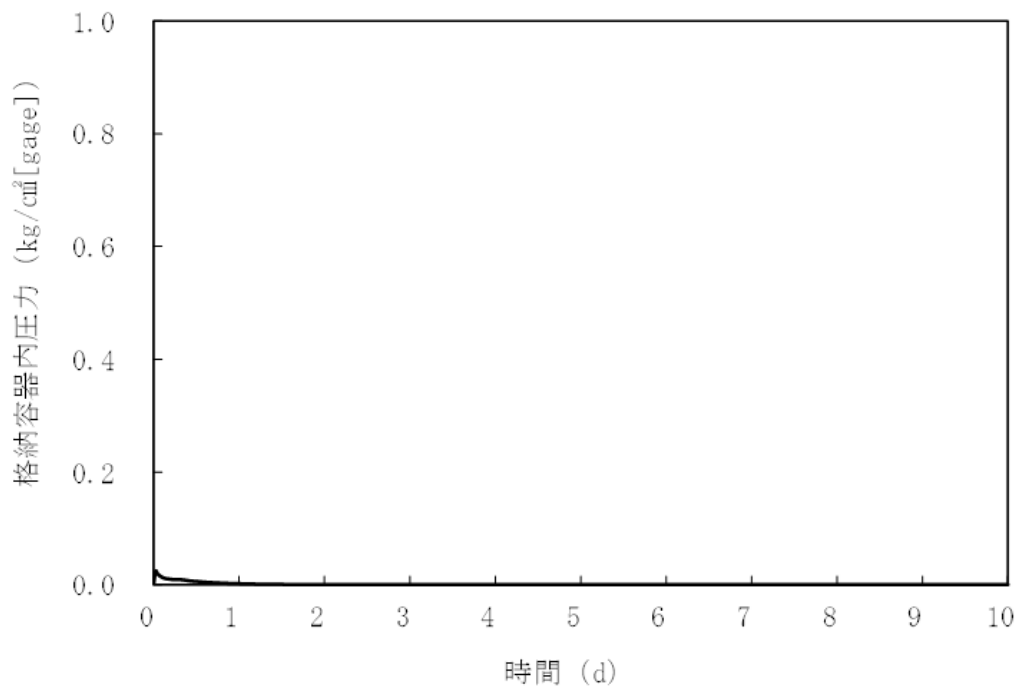


第 4. 3. 3. 10. 4 図 原子炉容器最高温度の時間変化

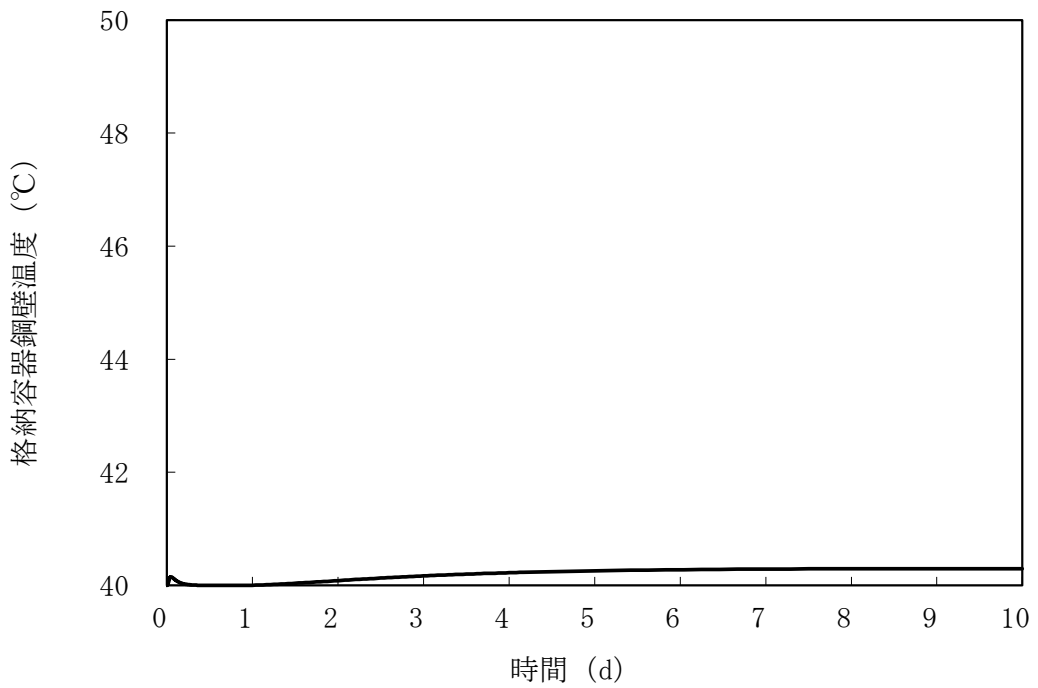




第 4. 3. 3. 10. 5 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



第 4.3.3.10.6 図 格納容器内圧力の推移



第 4.3.3.10.7 図 格納容器鋼壁温度の推移

#### 4.3.3.11 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故

##### （1）事故の原因及び説明

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次補助冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、1次補助冷却系の配管低所（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは $16\text{mm}^2$ （配管肉厚の2乗）とする。

##### （2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

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、余裕時間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（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、1次補助冷却系サイフォンブレイクにより冷却材の漏えい量を抑制し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、主冷却系により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。本事故シーケンスは冷却機能の喪失に関するものであることから、1次主冷却系2ループの強制循環冷却機能の喪失を想定する。

1次補助冷却系サイフォンブレイクは、多重化された補助冷却系サイフォンブレイク止弁が開となりアルゴンガスが導入され、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制する措置である。補助冷却系サイフォンブレイク止弁は、中央制御室又は現場での遠隔操作も可能であり、その信頼性は高い。なお、1次補助冷却系のサイフォンブレイクが機能しないことを仮定した場合でも、中央制御室で1次補助冷却系の出入口弁を閉めることにより炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保することが可能である。

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高い。また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示すとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。なお、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風による炉心損傷防止措置の有効性評

価は、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において、破損が生じたループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定して評価しており、本評価条件の方が保守的となるため、措置の有効性の評価は、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、配管（外管）の破損に伴い、格納容器（床下）に冷却材が漏えいするため、格納容器の構造により漏えいした冷却材による熱的影響を緩和する措置を講じる。なお、1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故の事象進展では、格納容器（床下）に漏えいする冷却材の量が、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」より少ない。このため、措置の有効性の評価は、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.11.1 図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。

### (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

#### (i) 炉心損傷防止措置

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次補助冷却系サイフ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次主冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- b. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- c. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。手動による措置は、自動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。
- d. 可能な場合には、強制循環冷却機能の復旧に努めるものとする。本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。
- e. 自動での1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁の開失敗を検知した場合には、運転員は手動で1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁を開けることができるものとする。また、1次補助冷却系の出入口止弁を閉めることによっても、炉心冷

却に必要な原子炉容器液位を確保できるものとする。なお、本措置は上記 a. 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次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。

- a. 1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。

(iii) その他

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

(4) 資機材

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.11.1表に示す。これらの設備等は、「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

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.11.2表及び第4.3.3.11.3表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は6名、格納容器破損防止措置に必要な要員は3名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

本評価事故シーケンスの炉心の冷却に係る炉心損傷防止措置の有効性評価は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と概ね同じである。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

炉心の冷却に係る格納容器破損防止措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」におい

て実施する。

漏えいした冷却材による熱的影響に係る格納容器破損防止措置は「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。上記の評価結果から、1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.11.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	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)
事故発生 の判断	・1次補助冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉内ナトリウム液面計
1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 1次主冷却系の循環に必要な炉内冷却材液位確保	・主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。	①1次補助冷却系サイフォンブレイク	—	①原子炉内ナトリウム液面計
主冷却系による崩壊熱除去	・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計
格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	・冷却材の格納容器(床下)への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。	—	—	①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」
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」

下線部が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資機材

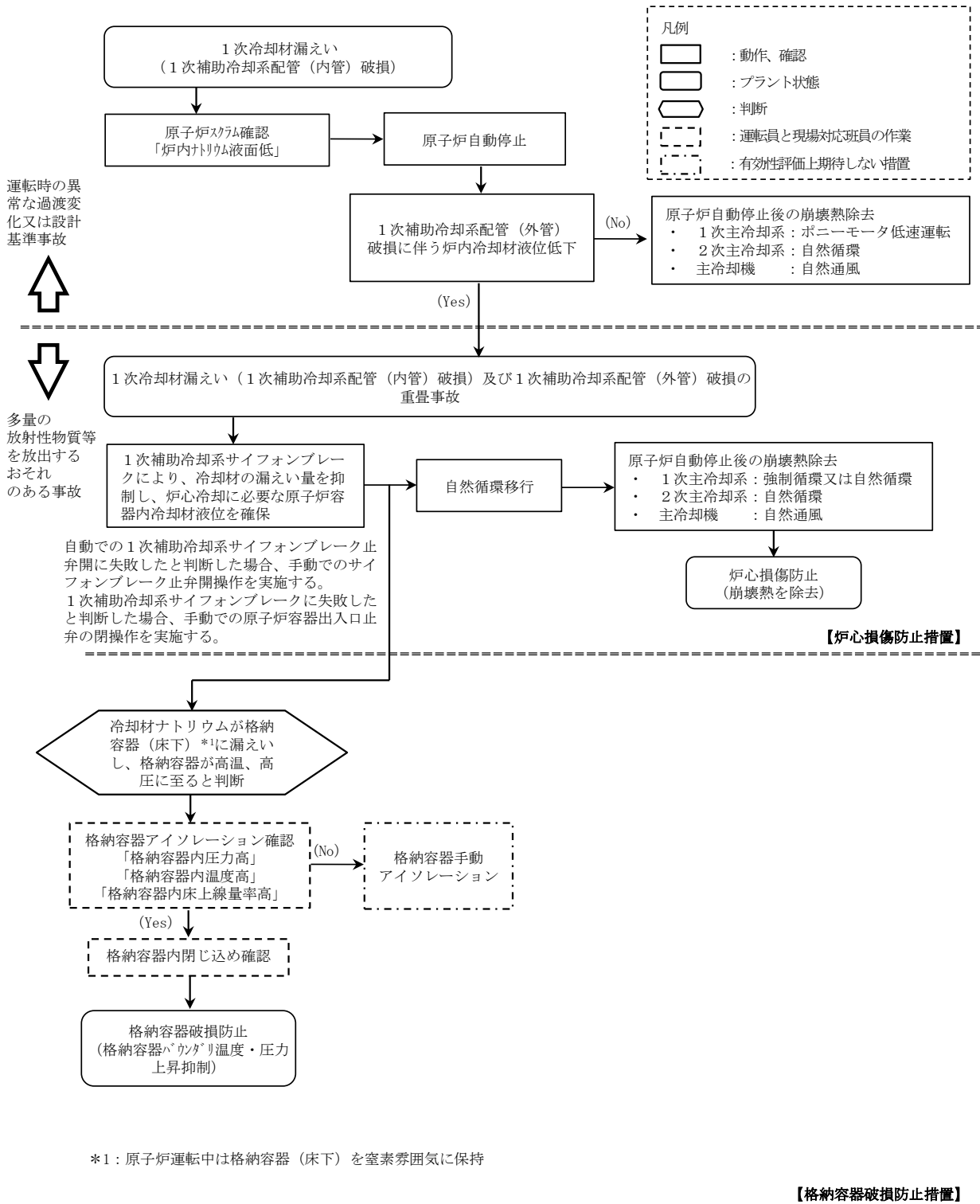
第4.3.3.11.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考						
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日												
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar from 0 to 180 minutes]																						
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart bar from 0 to 30 minutes]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系（スクラム）動作を確認する。 ・上記の確認は、原子炉保護系（スクラム）動作時に、中央制御室で1名により5分以内に実施する。						
	運転員A、D	2 ・事故発生の判断	[Gantt chart bar from 0 to 60 minutes]																・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。 ・二重壁内の容積に相当する液位を超えて液位が低下した時点で事故発生と判断する。 ・液位の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。また、事故発生の判断は、基準に達した際に、10分以内に実施する。						
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量抑制の確認 ・自動での1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁開に失敗した場合、手動で開操作 ・1次補助冷却系サイフォンブレイクに失敗した場合、手動で原子炉容器出入口止弁の開操作 ・主冷却系の循環に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Gantt chart bar from 0 to 180 minutes]																・炉心損傷防止措置（1次補助冷却系サイフォンブレイクによる液位確保）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、液位確保の確認及び監視となる。 ・1次補助冷却系自動サイフォンブレイクに失敗した場合、1次補助冷却系サイフォンブレイクが必要な液位までの液位低下には約4時間、主冷却系の液位喪失までの液位低下には約13時間を要するため、その期間に運転員が中央制御室で手動サイフォンブレイク及び手動原子炉容器出入口止弁開操作を実施する。						
	運転員B、E	2 ・主冷却系の循環による冷却（自然循環）	[Gantt chart bar from 0 to 180 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。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。						



第 4.3.3.11.3 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考														
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日																
手順の項目		手順の内容	▼異常事象発生(1次補助冷却系配管(内側)破損) ▼事故発生時の判断 (1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) ▼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1次補助冷却系サイフォンブレイク																										
	当直長	・運転操作指揮	<table border="1"> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> </table>																										
状況判断	運転員A、D	2 ・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	<table border="1"> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> </table>																										・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。 ・上記の判断は、中央制御室で2名により必要な期間実施する。
格納容器破損防止措置	運転員B、E	2 ・主冷却系(1ループ)の循環による冷却(自然循環)	<table border="1"> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> </table>																										・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。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により必要な期間実施する。
格納容器破損防止措置	運転員A、D	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	<table border="1"> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> </table>																										・「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。 ・格納容器床下へのナトリウムの漏えいにより、漏えい発生の数分後には、格納容器床下の温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、中央制御室で2名により速やかに実施する。なお、手動での隔離操作が必要な場合は現場操作盤で操作を実施する。



第 4.3.3.11.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

#### 4.3.3.14 全交流動力電源喪失事故

##### (1) 事故の原因及び説明

全交流動力電源喪失事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」により自動停止した後、非常用ディーゼル電源系のディーゼル発電機（2基）の自動起動に失敗し、一般電源系及び非常用ディーゼル電源系の電源が全て同時に失われる事象として考える。

##### (2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

全交流動力電源喪失事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

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、仮設電源設備等も活用した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、本原子炉施設の設計の特徴と全交流動力電源喪失事故の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。

全交流動力電源喪失事故では、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、炉心の著しい損傷は防止できる。また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示すとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.14.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、ディーゼル発電機（2基）の自動起動失敗を起点とする。

##### (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

###### (i) 炉心損傷防止措置

全交流動力電源喪失事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- c. 全交流動力電源喪失の長期化による直流及び交流無停電電源系の喪失を想定し、事故対策上必要な操作は手動で対応できるものとするとともに、**仮設電源設備及び仮設計器**により、監視を実施できるものとする。

d. 運転員は、仮設電源設備を保管場所から原子炉附属建物の設置場所に移動、設置し、仮設電源ケーブルを敷設して、制御盤に接続する。これらの操作は、直流及び交流無停電電源系が枯渇する2時間以内に行う。なお、仮設電源設備の運搬等は、事故発生後約1時間後に参集する現場対応班員と連携して実施することがある。

e. 仮設電源設備は2箇所の保管場所に分散配置し、各保管場所から原子炉附属建物の設置場所までの移動ルートも2系統用意し、一方が使用できない場合であっても、2時間以内に制御盤に接続可能な手順とする。

f. 運転員は、仮設計器を用いた抵抗測定により、格納容器(床上)及び格納容器(床下)の温度を測定し、監視する。

g. ディーゼル発電機については、その起動失敗に係る原因を調査し、復旧に努めるものとする。本措置は上記のa.～f.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

全交流動力電源喪失事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。

a. 1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。

#### (iii) その他

a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

#### (4) 資機材

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.14.1表に示す。これらの設備等は、「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

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.14.2表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は6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

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.12 外部電源喪失及び

強制循環冷却失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、全交流動力電源喪失事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

炉心の冷却に係る格納容器破損防止措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、**全交流動力電源喪失事故**を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

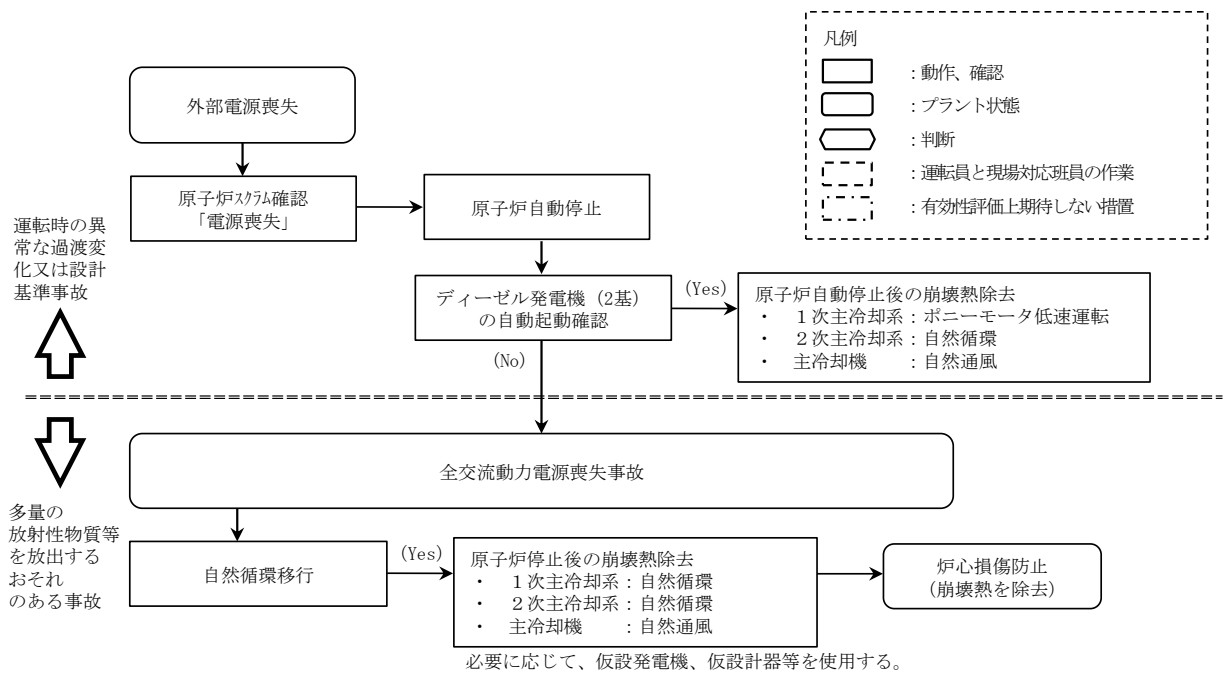
第4.3.3.14.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・「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)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	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)
事故発生 の判断	・ディーゼル発電機(2基)の自動起動に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	①M/Cの電圧計
自然循環移行	・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	①仮設電源設備 ②仮設計器	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計

下線部が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資機材

第4.3.3.14.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	240	300	360	420	480	
			▽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)												
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded bar from 0 to 100 minutes]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Shaded bar from 0 to 5 minutes]												・「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。
	運転員A、D	2 ・事故発生の判断	[Shaded bar from 0 to 10 minutes]												・ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内を実施する。
炉心損傷防止措置、 格納容器破損防止措置	運転員A、B、C、D	4 ・自然循環移行(2ループ又は1ループ)	[Shaded bar from 0 to 120 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。 ・仮発電機、仮設計器等により温度監視等を行う。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内を実施し、その後、監視を継続する。また、仮発電機、仮設計器等による温度監視等は、中央制御室及び現場で4名により、蓄電池が枯渇する前に、120分以内で実施する。なお、仮設電源設備の運搬等は、現場対応班員と連携して実施することがある。
自主対策	運転員E	1 ・ディーゼル発電機の起動失敗の原因調査・復旧	[Shaded bar from 0 to 120 minutes]												・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。 ・上記の対策は、中央制御室及び現場で運転員1名により実施する。なお、対策は現場対応班員と連携して実施する。



【炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置】

第 4. 3. 3. 14. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要