

NRA 技術報告

NRA Technical Report Series

炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析(PWR)

Analyses of Events for the Evaluation of the Effectiveness of Measures
Against Severe Core Damage (PWR)

技術基盤グループ



本技術報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究等の成果をまとめたものです。原子力規制委員会は、これらの成果が広く利用されることを期待し適時に公表することとしています。

なお、本技術報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、改めて原子力規制委員会としての判断が行われます。

本レポートの内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ 安全技術管理官（システム安全担当） 付
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル
電 話：03-5114-2223
ファックス：03-5114-2233

炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析（PWR）

技術基盤グループ

要 旨

平成25年7月に施行された実用発電用原子炉に係る新規制基準において、重大事故等に対して「炉心損傷及び格納容器破損防止対策の有効性評価」を実施することが規定された。このうち炉心損傷防止対策の有効性評価では、加圧水型軽水炉（PWR）プラントについて8つの事故シーケンスグループが評価対象として示されている。

本技術報告は、上記炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループのうち5つを対象として、軽水炉プラントの過渡熱流動解析コードRELAP5/MOD3.3及び3次元核熱結合解析コードSKETCH-INS/TRACE5.0を用いた各々の代表シーケンスの解析をとりまとめたものである。その主な目的は、各代表シーケンスにおける核熱水力的な事象進展を把握するとともに、原子炉圧力及び燃料被覆管温度等の主要な物理量に影響する重要な物理現象を抽出し、感度解析によりその影響を検討することにある。

解析の結果、例えば、非常用炉心冷却系（ECCS）再循環機能喪失事象においては、蒸気発生器でのスチームバインディング現象によりECCS再循環失敗後の炉心露出に至る時間が早くなり燃料被覆管温度の上昇が大きくなることから、同現象を適切に模擬することが重要であることを把握した。

Analyses of Events for the Evaluation of the Effectiveness of Measures
Against Severe Core Damage (PWR)

Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

Abstract

The new regulatory requirements for the commercial nuclear power plants enforced in July, 2013 require the evaluation of the effectiveness of the measures against both severe core damage and containment failure under postulated severe accidents. For the PWR plants, eight event sequence groups are shown as those to be evaluated for the severe core damage.

This report shows the results of the thermal-hydraulic and neutronic analyses of the representative sequences of five out of the eight accident sequence groups mentioned above with the RELAP5/MOD3.3 and SKETCH-INS/TRACE5.0 codes. The major objectives are to well understand the thermal-hydraulic progression of events, identify the important phenomena that influence the important physical parameters such as reactor pressure and fuel cladding temperatures, and clarify their influences through sensitivity analyses.

As a result, in the event of loss of ECCS recirculation function, for instance, the steam binding phenomenon at the steam generator is understood to be important because it causes earlier core uncover and higher fuel cladding temperatures.

炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析 (PWR)

目 次

1. はじめに.....	1-1
2. 解析対象とする事故シーケンス概要.....	2-1
3. 解析コード.....	3-1
3.1 RELAP5/MOD3.3 コード	3-1
3.1.1 基礎式.....	3-1
3.1.2 機器モデル.....	3-1
3.1.3 熱構造体モデル及び炉心発熱量解析モデル	3-2
3.2 SKETCH-INS/TRACE5.0 コード.....	3-3
3.2.1 SKETCH-INS コード.....	3-4
3.2.2 TRACE5.0 コード.....	3-5
3.3 標準データ	3-6
4. 2次冷却系からの除熱機能喪失.....	4-1
4.1 2次冷却系からの除熱機能喪失の挙動.....	4-1
4.2 2次冷却系からの除熱機能喪失の解析条件.....	4-1
4.3 2次冷却系からの除熱機能喪失の解析結果.....	4-2
4.3.1 基本解析	4-2
4.3.2 感度解析	4-3
4.4 まとめ	4-5
5. 全交流動力電源喪失	5-1
5.1 全交流動力電源喪失の挙動.....	5-1
5.2 全交流動力電源喪失の解析条件	5-1
5.3 全交流動力電源喪失の解析結果	5-2
5.3.1 3ループ PWR プラント解析 (基本解析)	5-2
5.3.2 4ループ PWR プラント解析 (基本解析)	5-3
5.3.3 4ループ PWR プラント解析 (主蒸気逃がし弁流量の感度解析)	5-4
5.3.4 4ループ PWR プラント解析 (蓄圧タンク初期保有水量の感度解析)	5-5
5.4 まとめ	5-5
6. 原子炉停止機能喪失	6-1
6.1 原子炉停止機能喪失の挙動.....	6-1
6.2 原子炉停止機能喪失の解析条件 (3次元核熱結合解析)	6-1

6.3 原子炉停止機能喪失の解析結果（3次元核熱結合解析）	6-2
6.3.1 基本解析	6-2
6.4 原子炉停止機能喪失の解析条件（一点炉近似動特性モデル）	6-3
6.5 原子炉停止機能喪失の解析結果（一点炉近似動特性モデル）	6-4
6.5.1 基本解析	6-4
6.5.2 感度解析	6-4
6.6 まとめ	6-6
7. ECCS 注水機能喪失事象.....	7-1
7.1 ECCS 注水機能喪失事象の挙動.....	7-1
7.2 ECCS 注水機能喪失事象の解析条件.....	7-1
7.3 ECCS 注水機能喪失事象の解析結果.....	7-2
7.3.1 基本解析（低温側配管 4 インチ破断）	7-2
7.3.2 破断口径の感度解析.....	7-4
7.3.3 蓄圧タンク初期保有水量の感度解析	7-5
7.4 まとめ	7-6
8. ECCS 再循環機能喪失事象.....	8-1
8.1 ECCS 再循環機能喪失事象の挙動	8-1
8.2 ECCS 再循環機能喪失事象の解析条件	8-1
8.3 ECCS 再循環機能喪失事象の解析結果	8-2
8.3.1 基本解析	8-2
8.3.2 感度解析	8-2
8.4 まとめ	8-3
9. おわりに.....	9-1
参考文献	参-1
執筆者	巻-1

表一覧

表 2.1	解析対象とする事故シーケンスグループ概要	2-3
表 3.1	RELAP5/MOD3.3 コードのモデル概要	3-7
表 3.2	SKETCH-INS/TRACE5.0 コードのモデル概要	3-8
表 3.3	標準データの主要諸元	3-9
表 4.1	解析条件（2次冷却系からの除熱機能喪失事象）	4-6
表 4.2	主要事象発生時刻（2次冷却系からの除熱機能喪失事象）	4-7
表 4.3	解析ケース（2次冷却系からの除熱機能喪失事象：4ループ PWR プラント）	4-7
表 5.1	解析条件（全交流動力電源喪失事象（RCP シール LOCA あり））	5-7
表 5.2	主要事象発生時刻（全交流動力電源喪失事象（RCP シール LOCA あり）、 3ループ PWR プラントの場合）	5-8
表 5.3	主要事象発生時刻（全交流動力電源喪失事象（RCP シール LOCA あり）、 4ループ PWR プラントの場合）	5-8
表 5.4	解析ケース 1（全交流動力電源喪失事象：4ループ PWR プラント）	5-9
表 5.5	解析ケース 2（全交流動力電源喪失事象：4ループ PWR プラント）	5-9
表 6.1	主給水流量喪失からの原子炉停止機能喪失事象における解析条件（3ループ PWR プラント、3次元核熱結合解析）	6-7
表 6.2	主給水流量喪失からの原子炉停止機能喪失事象における解析条件（3ループ PWR プラント、一点炉近似動特性モデル解析）	6-8
表 6.3	解析ケース（原子炉停止機能喪失事象：3ループ PWR プラント）	6-9
表 7.1	解析条件（ECCS 注水機能喪失事象、中小破断 LOCA）	7-7
表 7.2	主要事象発生時刻（ECCS 注水機能喪失）	7-8
表 7.3	解析ケース 1（ECCS 注水機能喪失事象）	7-9
表 7.4	解析ケース 2（ECCS 注水機能喪失事象）	7-9
表 7.5	ECCS 注水機能喪失の事象進展 —破断口径の比較—	7-9
表 8.1	解析条件（ECCS 再循環機能喪失事象）	8-4
表 8.2	主要事象発生時刻（ECCS 再循環機能喪失事象）	8-5
表 8.3	解析ケース（ECCS 再循環機能喪失事象）	8-5
表 9.1	炉心損傷防止対策の有効性評価の代表シーケンス解析結果（その 1）	9-2
表 9.2	炉心損傷防止対策の有効性評価の代表シーケンス解析結果（その 2）	9-3

図一覧

図 3.1	RELAP5/MOD3.3 の解析ノード分割図 (3 ループ PWR プラントの標準データ)	3-10
図 3.2	SKETCH-INS/TRACE5.0 コードの核熱結合モデル	3-11
図 4.1	2 次冷却系からの除熱機能喪失事象の流れと模擬する必要がある現象	4-8
図 4.2	2 次冷却系からの除熱機能喪失事象のシナリオ	4-9
図 4.3	1 次系圧力、1 次系保有水量 (事象開始から高圧の期間)	4-10
図 4.4	時刻ごとの水量概略図 (事象開始から高圧の期間)	4-10
図 4.5	1 次系圧力、1 次系保有水量 (圧力低下開始後)	4-11
図 4.6	時刻ごとの水量概略図 (圧力低下開始後)	4-11
図 4.7	SG 水位、加圧器水位、加圧器上端部クオリティ	4-12
図 4.8	高圧及び蓄圧注入流量、加圧器逃がし弁流量	4-12
図 4.9	1 次冷却材温度	4-13
図 4.10	燃料被覆管温度	4-13
図 4.11	1 次系圧力、1 次系保有水量 (感度解析)	4-14
図 4.12	SG 水位、加圧器水位、加圧器上端部クオリティ (感度解析)	4-14
図 4.13	注入流量、加圧器逃がし弁流量 (感度解析)	4-15
図 4.14	燃料被覆管温度 (感度解析)	4-15
図 5.1	全交流動力電源喪失事象の流れと模擬する必要がある現象	5-10
図 5.2	全交流動力電源喪失事象のシナリオ	5-11
図 5.3	1 次系圧力、2 次系圧力 (3 ループプラント)	5-12
図 5.4	1 次系保有水量 (3 ループプラント)	5-12
図 5.5	炉心出口流量 (3 ループプラント)	5-13
図 5.6	燃料被覆管温度 (3 ループプラント)	5-13
図 5.7	1 次系内の冷却材分布 (初期定常時、3 ループプラント)	5-14
図 5.8	1 次系内の冷却材分布 (約 30 分後、3 ループプラント)	5-14
図 5.9	1 次系内の冷却材分布 (約 1 時間後、3 ループプラント)	5-15
図 5.10	1 次系内の冷却材分布 (約 24 時間後、3 ループプラント)	5-15
図 5.11	1 次系圧力、2 次系圧力 (4 ループプラント)	5-16
図 5.12	1 次系保有水量 (4 ループプラント)	5-16
図 5.13	炉心出口流量 (4 ループプラント)	5-17
図 5.14	燃料被覆管温度 (4 ループプラント)	5-17
図 5.15	1 次系圧力 (主蒸気逃がし弁流量の感度解析、4 ループプラント)	5-18
図 5.16	燃料被覆管温度 (主蒸気逃がし弁流量の感度解析、4 ループプラント)	5-18

図 5.17	1次系圧力（蓄圧タンク初期保有水量の感度解析、4ループプラント）	5-19
図 5.18	1次保有水量（蓄圧タンク初期保有水量の感度解析、4ループプラント）	5-19
図 5.19	燃料被覆管温度（蓄圧タンク初期保有水量の感度解析、4ループプラント）	5-20
図 6.1	主給水流量喪失からの原子炉停止機能喪失事象の流れと模擬する必要のある現象	6-10
図 6.2	核計算ノード分割	6-11
図 6.3	TRACE5.0 ノード分割図（VESSEL コンポーネント）	6-12
図 6.4	TRACE5.0 ノード分割図（全体）	6-13
図 6.5	TRACE5.0 ノード分割図（SG2 次側、ループ 1）	6-13
図 6.6	減速材温度反応度係数（臨界ほう素濃度：1,877ppm での係数）	6-14
図 6.7	減速材温度反応度係数（ほう素濃度：2,090ppm での係数）	6-14
図 6.8	ドップラ反応度欠損	6-15
図 6.9	初期炉心軸方向出力分布	6-15
図 6.10	SG2 次側保有水量	6-16
図 6.11	蒸気流量	6-16
図 6.12	SG 除熱量	6-17
図 6.13	主蒸気ライン圧力	6-17
図 6.14	補助給水流量（2 ケースの線が重なっている）	6-18
図 6.15	1次冷却材平均温度	6-18
図 6.16	原子炉出力	6-19
図 6.17	1次冷却材圧力	6-19
図 6.18	加圧器逃がし弁流量	6-20
図 6.19	加圧器安全弁流量	6-20
図 6.20	炉心上端ボイド率	6-21
図 6.21	炉心軸方向出力分布（-13pcm/°C（基本ケース））	6-22
図 6.22	炉心軸方向冷却材密度分布（-13pcm/°C（基本ケース））	6-22
図 6.23	成分別反応度	6-23
図 6.24	成分別反応度（100 秒までを拡大）	6-23
図 6.25	炉心軸方向出力分布（一点炉近似動特性モデル解析）	6-24
図 6.26	減速材温度反応度係数（一点炉近似動特性モデル解析、実線の値を用いた）	6-24
図 6.27	ドップラ反応度欠損（一点炉近似動特性モデル解析）	6-25
図 6.28	1次冷却材温度	6-26
図 6.29	原子炉出力	6-26
図 6.30	成分別反応度	6-27
図 6.31	原子炉圧力	6-27

図 6.32	加圧器逃がし弁流量	6-28
図 6.33	加圧器安全弁流量	6-28
図 6.34	1次冷却材平均温度（ドップラ反応度係数の感度解析、一点炉近似動特性モデル）	6-29
図 6.35	原子炉出力（ドップラ反応度係数の感度解析、一点炉近似動特性モデル）	6-29
図 6.36	1次系圧力（ドップラ反応度係数の感度解析、一点炉近似動特性モデル）	6-30
図 6.37	加圧器安全弁流量（ドップラ反応度係数の感度解析、一点炉近似動特性モデル）	6-30
図 6.38	蒸気流量（負荷の喪失からの原子炉停止機能喪失事象）	6-31
図 6.39	SG2次側保有水量（負荷の喪失からの原子炉停止機能喪失事象）	6-31
図 6.40	SG除熱量（負荷の喪失からの原子炉停止機能喪失事象）	6-32
図 6.41	1次冷却材平均温度（負荷の喪失からの原子炉停止機能喪失事象）	6-32
図 6.42	原子炉出力（負荷の喪失からの原子炉停止機能喪失事象）	6-33
図 6.43	1次系圧力（負荷の喪失からの原子炉停止機能喪失事象）	6-33
図 7.1	ECCS注水機能喪失事象の流れと模擬する必要がある現象	7-10
図 7.2	ECCS注水機能喪失事象シナリオ	7-11
図 7.3	1次系圧力、2次系圧力（4インチ破断）	7-12
図 7.4	1次系保有水量（4インチ破断）	7-12
図 7.5	炉心水位と注入流量（全ループ分）（4インチ破断）	7-13
図 7.6	燃料被覆管温度（4インチ破断）	7-13
図 7.7	1次系圧力、2次系圧力（6インチ破断）	7-14
図 7.8	1次系保有水量（6インチ破断）	7-14
図 7.9	炉心水位と注入流量（全ループ分）（6インチ破断）	7-15
図 7.10	燃料被覆管温度（6インチ破断）	7-15
図 7.11	1次系圧力、2次系圧力（2インチ破断）	7-16
図 7.12	燃料被覆管温度（2インチ破断）	7-16
図 7.13	4インチ破断 ヒートアップ時冷却材分布	7-17
図 7.14	6インチ破断 ヒートアップ時冷却材分布	7-17
図 7.15	1次系圧力、2次系圧力（蓄圧タンク初期保有水量の感度解析、4インチ破断）	7-18
図 7.16	1次系保有水量（蓄圧タンク初期保有水量の感度解析、4インチ破断）	7-18
図 7.17	炉心水位と注入流量（全ループ分）	7-19
図 7.18	燃料被覆管温度（蓄圧タンク初期保有水量の感度解析、4インチ破断）	7-19
図 8.1	ECCS再循環機能喪失事象の流れと模擬する必要がある現象	8-6
図 8.2	高圧注入流量	8-7

図 8.3	低圧注入流量.....	8-7
図 8.4	代替再循環注入流量.....	8-8
図 8.5	破断流量.....	8-8
図 8.6	炉心及びダウンカマの水位.....	8-9
図 8.7	SG 入口、出口ボイド率.....	8-9
図 8.8	上部プレナム-SG 間差圧.....	8-10
図 8.9	炉心水位低下挙動.....	8-10
図 8.10	炉心及びダウンカマの水位（感度解析、代替再循環 15 分後）.....	8-11
図 8.11	燃料被覆管最高温度（感度解析、代替再循環 15 分後）.....	8-11

略語表

BWR	: Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
ECCS	: Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却系
HZP	: Hot Zero Power	高温零出力
LOCA	: Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故
MSIV	: Main Steam Isolation Valve	主蒸気隔離弁
NRC	: Nuclear Regulatory Commission	原子力規制委員会
PRA	: Probabilistic Risk Assessment	確率論的リスク評価
PWR	: Pressurized Water Reactor	加圧水型原子炉
RCP	: Reactor Coolant Pump	原子炉冷却材ポンプ
SG	: Steam Generator	蒸気発生器

1. はじめに

平成 25 年 7 月に施行された実用発電用原子炉に係る新規制基準において、重大事故等に対して「炉心損傷及び格納容器破損防止対策の有効性評価」を実施することが規定された。このうち炉心損傷防止対策の有効性評価では、加圧水型軽水炉（PWR）プラントについて 8 つの事故シーケンスグループが評価対象として示されている。

本技術報告は、上記炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループのうちの 5 つを対象として、軽水炉プラント過渡熱流動解析コード RELAP5/MOD3.3^{(参1)～(参8)}及び 3 次元核熱結合解析コード SKETCH-INS/TRACE5.0^(参9)を用いた各々の代表シーケンスの解析をとりまとめたものである。その主な目的は、各代表シーケンスにおける核熱水力的な事象進展を把握するとともに、原子炉圧力、燃料被覆管温度等の主要な物理量に影響する重要な物理現象を抽出し、感度解析によりその影響を検討することにある。

なお、本技術報告で示す解析は、旧（独）原子力安全基盤機構（平成 26 年 3 月 1 日付で原子力規制委員会に統合。以下、「旧 JNES」という。）が整備してきた 3 ループ及び 4 ループ PWR プラントのデータ^{(参10)～(参14)}（以下、「標準データ」という。）に基づいて行っている。同データは、特定の国内プラントに対応したものではないが、国内プラントの設置許可申請書等をベースとして整備してきたものであり、PWR プラントの主要な特徴を反映していることから、これを用いた解析により、炉心損傷前までの事象進展、炉心損傷防止対策の効果等を把握することが可能である。

2. 解析対象とする事故シーケンス概要

新規制基準において、炉心損傷防止対策の有効性評価では、以下の 8 つの事故シーケンスグループが評価対象として示されている。

- ・ 2 次冷却系からの除熱機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ ECCS 注水機能喪失
- ・ ECCS 再循環機能喪失
- ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

さらに、個別プラントの事故シーケンスグループは、確率論的リスク評価（PRA）に基づいて抽出することとしており、上記事故シーケンスグループに含まれないものが抽出された場合には、上記項目に加え解析する。

本技術報告では、8 つの事故シーケンスグループのうち、5 つを対象としており、各事故シーケンスグループの中の代表シーケンスについて解析を行った結果を示す。表 2.1 に、各事故シーケンスグループに関連性の高い評価項目及び解析を実施したプラントタイプを示す。また、解析対象としなかった 3 つの事故シーケンスグループについて、その理由を記載した。

新規制基準では、炉心損傷防止対策の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することとしている。

- (a) 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。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍又は限界圧力を下回ること。
- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

なお、解析を実施したプラントタイプは 3 ループ PWR プラントを基本としたが、4 ループ PWR プラントの方が厳しい結果となることが考えられる場合は 4 ループ PWR プラントを対象とした。

また、解析する代表シーケンスの事故シナリオや、それに含まれる具体的な手順、対応時間等の解析条件は、事業者が提出した設置変更許可申請書等の記載を参照して定め*、適宜感度解析を行い、影響を評価した。

上記に示すように、本解析は、各代表シーケンスにおける核熱水力的な事象進展及びその過程における重要な物理現象を把握することを目的として実施したものである。

(*)代表シーケンスの事故シナリオや、具体的な手順、対応時間等については、発電用原子炉設置変更許可申請書（新規制基準が施行された平成 25 年 7 月 8 日直後の申請書）等の資料を参照している。

表 2.1 解析対象とする事故シーケンスグループ概要

事故シーケンスグループ	関連性の高い評価項目*	解析実施 プラントタイプ	本技術報告で解析対象としない理由 (炉心損傷防止の観点から)
2次冷却系からの除熱機能喪失	(a) 炉心損傷防止、炉心冷却	4 ループ PWR プラント	—
全交流動力電源喪失	(a) 炉心損傷防止、炉心冷却	3 ループ PWR プラント 4 ループ PWR プラント	—
原子炉補機冷却機能喪失	(a) 炉心損傷防止、炉心冷却	—	原子炉補機冷却機能喪失は結果的に全交流動力電源喪失と同じ事象となり、熱流動的挙動進展は同じであるため。
原子炉格納容器の除熱機能喪失	(c) 原子炉格納容器過圧防護 (d) 原子炉格納容器過温防護	—	本事象では炉心への注水が確保されており、炉心損傷に対する影響が小さいため。
原子炉停止機能喪失	(b) 原子炉容器過圧防護	3 ループ PWR プラント	—
ECCS 注水機能喪失	(a) 炉心損傷防止、炉心冷却	4 ループ PWR プラント	—
ECCS 再循環機能喪失	(a) 炉心損傷防止、炉心冷却	3 ループ PWR プラント	—
格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損)	(a) 炉心損傷防止、炉心冷却	—	破断サイズが小さい場合には、ECCS 注入により炉心冷却が保たれ、炉心損傷に対する影響が小さいため。(破断サイズの条件設定の適切性については熱水力解析とは別の評価が必要。)

(*) 表中の「関連性の高い評価項目」で示した項目は、新規基準に記載されている以下の評価項目を表す。

(a) 炉心損傷防止、炉心冷却：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。

(b) 原子炉容器過圧防護：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍又は限界圧力を下回ること。

(c) 原子炉格納容器過圧防護：原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。

(d) 原子炉格納容器過温防護：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

3. 解析コード

3.1 RELAP5/MOD3.3 コード

プラント過渡熱流動解析コード RELAP5/MOD3.3 は、米国 NRC が整備したコードを旧 JNES が導入し改良したものである。これまで、運転時の異常な過渡変化、設計基準事象の実験解析、クロスチェック解析等^(参15)、^(参16)に適用しており、今回の炉心損傷防止対策の有効性評価の解析に使用した。以下にコードの概要を示す。また表 3.1 に RELAP5/MOD3.3 の解析モデル概要を図 3.1 に解析で採用したノード分割図を示す。

3.1.1 基礎式

炉心損傷防止対策の有効性を評価するには、原子炉プラント内における気液二相流の過渡的な挙動を扱う必要がある。これを模擬するため RELAP5/MOD3.3 コードは、基礎式として、二流体モデルに基づき、気相、液相それぞれに対する質量保存式、運動量保存式及びエネルギー保存式の計 6 個の保存式を用いている。

これらの基礎式から、圧力、ボイド率（蒸気体積割合）、気液各相の温度及び流速の 6 個の物理量を求めるため、状態方程式及び構成方程式が必要である。

状態方程式は、熱力学的な状態量（密度、比熱、熱伝導率等）の関係式であり圧力及び温度の関数で与えられ、原子炉定格運転の高圧状態から破断発生後の低圧状態まで、幅広く使用できる。

構成方程式は、基礎式が閉じた方程式系を成すために必要なものであり、熱水力学特有の物理モデルを記述するものである。例えば、運動量の観点からは、壁面及び気液界面における摩擦モデル、また、エネルギーの観点からは、壁面及び気液界面の熱伝達モデルが流動様式線図ごとに準備されている。これらにより、非均質、熱的非平衡状態の二相流挙動を評価することが可能となっている。

なお、本技術報告では、炉心、加圧器等の水位は、上述の基礎式により得られたボイド率から求めた液相体積を鉛直方向に積算したコラプスト水位を結果表示に用いている。

3.1.2 機器モデル

上記の方程式系では、原子炉プラント内の流動領域（空間）を複数の体積（ノード）に分割しそれらを連結点（ジャンクション）で結ぶ離散化法（ノード・ジャンクション法）が適用される。また、流体機器である弁、ポンプ、蓄圧タンク、SG 及び加圧器等については、その特徴を考慮したコード内蔵の機器モデルが使われている。

まず、ポンプのモデルは、揚程及びトルクの高モロガス曲線を入力で与えることにより、

ポンプ特性を反映することができる。

弁は、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁等が挙げられるが、流路面積及び圧力損失特性に応じて弁部分での圧力損失及び流量を解析するため、ノード境界に設定したジャンクションにより模擬する。また、これらの弁では、開放により冷却材を放出する場合、原子炉圧力が格納容器等の外部の圧力に近づくまでは臨界流となることがある。臨界流は、その流速が圧力伝播速度を超える場合に、下流側の状態が上流側に伝播されないために起こる現象であり、上流側の圧力等の条件により臨界流量が決まる。このような現象は、基礎式からは表現できないものであることから、臨界流モデルによりその流量を求めている。RELAP5/MOD3.3 コードでは、Ransom-Trapp 及び Henry-Fauske モデル^(参6)を用いることができるため、事象に応じて適用している。

また、PWR プラントには蓄圧タンクがあり、RELAP5/MOD3.3 コードにはその解析モデルが組み込まれている。タンク上部の窒素ガスは、理想気体を仮定し、タンク水注入による空間体積の膨張での圧力変化を模擬している。タンクからの注入量は、水面以下の部分の慣性、壁面摩擦、形状損失、重力効果を考慮して計算される。

その他に PWR プラントを構成する重要な機器として加圧器と SG がある。

加圧器では、内部に液面があり気液が分離しているが、上部気体は蒸気であり、水・蒸気二相流の基礎式がそのまま適用できることから通常のノードを用いる。加圧器の圧力制御機能を模擬するため、加圧器の下部にヒーターによる入熱をモデル化できる。加圧器上部には、逃がし弁及び安全弁を配置する。

また、SG については、1 次側と 2 次側を互いに独立した流路体系として扱い、それらが接する伝熱管金属部を熱構造材により模擬する。SG は、伝熱により 2 次側で沸騰が生じ蒸気が生成されるため、気水分離器（セパレータ）モデルが 2 次側上部に用意され、主蒸気配管に蒸気を導いている。

3.1.3 熱構造体モデル及び炉心発熱量解析モデル

PWR プラントの炉心からの発熱を模擬する必要があるため、同コードには燃料被覆管、 UO_2 燃料ペレット等の構造物を取り扱う熱構造体モデル及び炉心発熱量解析モデルが準備されている。

熱構造体モデルでは、燃料棒を模擬するための円柱や、球、直方体形状の扱いが可能で、熱構造体内の温度分布を熱伝導方程式により計算される。その際、材料の物性値は、材質ごとに体積比熱及び熱伝導度を入力し設定する。熱伝導方程式の境界条件としては、流体と構造材壁面温度との差による熱伝達が考慮できるため、冷却材による除熱及び水位低下時の燃

料温度上昇（ヒートアップ）が解析できる。冷却材と熱構造体間の熱伝達モデルは、上述の構成方程式において流動様式ごとに解析モデルが適用される。

また、燃料被覆管温度の解析に重要な、燃料棒の燃料ペレットと被覆管の間のギャップ熱伝達を扱うモデルが用意され、燃料ペレットからの伝熱量をギャップ幅とギャップに充填された気体の伝熱により解析し、燃料被覆管温度を求めている。

炉心発熱量解析モデルでは、核分裂反応熱や崩壊熱を計算する一点炉近似動特性モデルが準備されている。崩壊熱のモデルとしては、ANS79モデル^(参17)が適用でき、また、炉心出力の変化には、冷却材密度（温度）反応度、ドップラ反応度、制御棒及びほう素による反応度を考慮できる。これらの反応度係数は、入力データとして与える必要がある。

以上に述べたモデルにより、炉心燃料からの発熱、燃料被覆管温度等の解析を行っている。

3.2 SKETCH-INS/TRACE5.0 コード

3次元核熱結合解析コード SKETCH-INS/TRACE 5.0 は、旧日本原子力研究所（現（独）日本原子力研究開発機構）で開発された TRAC-BF1/SKETCH-N をベースに、炉心安定性解析等の核熱結合解析を目的として改良・整備したものである。本コードは、3次元核動特性解析コード SKETCH-INS^(参9) と多次元熱水力解析コード TRACE5.0^{(参18)~(参24)} を結合したものであり、核動特性と熱水力に関するモデルが集約されている。SKETCH-INS/TRACE5.0 は、ベンチマーク問題の解析や実機炉心解析等により解析コードとしての妥当性が検証されている。主な検証例としては、OECD/NEA 主催の「MOX/ UO_2 炉心の制御棒飛び出しベンチマーク問題」及び「Peach Bottom-2号炉のタービントリップ試験」の解析^{(参25), (参26)}がある。本技術報告では、原子炉停止機能喪失事象に適用した。

表 3.2 に SKETCH-INS/TRACE5.0 コードの解析モデル概要を示す。なお、本コードは「6.の原子炉停止機能喪失事象」のみで適用しているため、解析ノード分割図は 6.で示す。

図 3.2 に SKETCH-INS/TRACE5.0 コードの炉心部分の核熱結合モデルを模式的に表した図を示す。SKETCH-INS コードは、TRACE5.0 コードで計算されたノード単位の燃料温度等の状態を使用して核定数のフィッティングを行い、炉内の出力分布、崩壊熱分布を計算する。また、TRACE5.0 コードは、この出力分布を受け取って、次ステップの炉心部分を含む状態量を計算する。

なお、核熱結合モデルは、PWR プラントと BWR プラントでその扱いがやや異なる。BWR プラントの場合、TRACE5.0 コード側では、炉心部は CHAN コンポーネントを用いた並行多チャンネルで表されるため、熱的挙動の類似する複数の燃料集合体をグルーピングした少数チャンネルでモデル化される。そのため、SKETCH-INS は、グルーピングされたチャン

ネル出力の平均値を受け渡す。一方、PWRプラントの場合、炉心部はVESSELコンポーネントで表され、ノードの座標系は円筒座標系であるR- θ -Z体系を選択している。SKETCH-INSは、炉心を直交座標系であるX-Y-Z体系で扱うため、両座標系の体積を保存するマッピングマトリックスを作成し、座標変換を実施している。

3.2.1 SKETCH-INS コード

(1) 核動特性モデル

SKETCH-INSは、中性子に関する時間依存の多群拡散方程式と6群の遅発中性子先行核の式で構成されており、空間に関しては半解析的多項式ノード法を、時間に関しては完全陰解法又は改良型準静近似法を選択して使用できる。炉内の3次元出力分布は、ノード単位で計算されるが、燃料棒出力再構築法を用いて燃料棒単位での出力を時間依存で計算することも可能である。

崩壊熱モデルは、ANS79モデルが組み込まれており、炉内の3次元出力は核分裂出力と崩壊熱の和として与えられる。

(2) 核定数モデル

中性子束計算の入力となる核定数（断面積、不連続因子、動特性パラメータ等）は、ノード単位で与えられ、燃料実効温度、減速材密度、ほう素濃度及び制御棒の有無に依存した多項式のフィッティング式で与えられる。フィッティングに使用される核定数は、CASMO-5コード^(参27)などの集合体燃焼計算コードを用いた燃焼度依存のテーブルを処理したもので、パラメータのテーブル点数は計算対象に応じて自由に与えられる。

また、燃料温度等の不確かさを評価するため、改良型準静近似法を用いた過渡計算ではフィードバック反応度を変更することが可能である。この操作によって、例えば基準ケースに対してドップラ反応度係数を+10%、減速材温度反応度係数を-20%とするような計算も可能となっている。

なお、燃料実効温度は、各ノードの燃料平均温度を使用する方法の他に、燃料棒内の中性子束重みを用いて燃料中心温度と燃料表面温度から計算される。

(3) 成分別反応度計算モデル

SKETCH-INSコードでは、初期定常状態と過渡解析中の断面積の差から厳密摂動法を用いた反応度計算を実施することで、過渡解析中の全反応度変化を計算することが可能である。なお、ノード法の摂動理論に関しては、小林が考案した式^(参28)を採用している。さらに、

SKETCH-INS コードでは、燃料実効温度、減速材密度及びほう素濃度等の断面積の変化項のみが初期定常状態から変動した場合の断面積に対して同様の計算を行うことで、成分別の反応度も計算することが可能である。断面積は、各成分の線形結合にはなっていないので、厳密には成分別反応度の和は全反応度と等しくはならないものの、近似的には成立する。そのため、本機能を使用することで、6.に示す出力変動の要因分析に役立てることができる。

3.2.2 TRACE5.0 コード

(1) 概要

熱流動解析 TRACE5.0 コードは、米国 NRC が PWR プラント解析用の TRAC-PF1 コードと BWR プラント解析用の TRAC-BF1 コードを融合して TRAC-M とし、更に RELAP5/MOD3 コードを取り込んで、統合コード名称を TRACE とした二流体モデルに基づく解析コードである。

旧 JNES では、旧日本原子力研究所（現（独）日本原子力研究開発機構）の試験等を対象に検証解析^{(参29), (参30)}を行い、TRACE5.0 コードの適用性を確認してきた。

また、米国でも検証と妥当性確認は体系的に行われており、コード適用範囲は既存の軽水炉プラントの他、欧米などで採用されている静的機器などを備えた次世代炉の安全評価にも適用できるとされ、解析モデル、解法、妥当性、マニュアルに関して専門家によりそれぞれ個別のレビュー^(参31)が行われている。

(2) 機器コンポーネントモデル

TRACE5.0 は、原子炉プラントシステムの主要機器をコンポーネントモデルにより表現する手法を用いている。

1 次系ループ配管には PIPE 及び TEE コンポーネントを、弁には VALVE コンポーネントを、加圧器には PRIZER コンポーネントを備えており、原子炉容器には TRACE5.0 コードの特徴の一つとして 3 次元モデルの VESSEL コンポーネントを用いることができる。

VESSEL コンポーネントでは、円筒座標系である $R-\theta-Z$ 体系または直交座標系である $X-Y-Z$ 体系が、空間の座標系として選択可能となっている。3 次元的な流速分布によるせん断力や乱流による拡散等のモデルを扱うことはできないが、原子炉容器をやや大きい領域に分割し、流路面積や圧力損失係数等を適切に配置することにより、運動量及びエネルギー保存式で表現される流れの 3 次元性を模擬することができる。そのため、コールドレグからダウンカマを經由し下部プレナムへ流れる過程における圧力損失やそれに伴う流動方向変化を解析することができる。また、LOCA 事象等のループ間で過渡的に非対称性が現れる事象では、

原子炉容器内での圧力差による横流れ等の流動状態を解析することができる。

(3) 熱構造材及び出力コンポーネントモデル

原子炉容器壁、配管壁、炉内構造物及び燃料棒等を模擬する構造材内の温度挙動の解析には、**HTSTR** コンポーネントが用いられ、非定常熱伝導方程式で表される。

炉心出力の計算には、**POWER** コンポーネントにより一点炉近似動特性モデルを用いることができるが、**SKETCH-INS** との核熱結合を行う場合、**SKETCH-INS** コードで原子炉出力を解析する。

3.3 標準データ

本技術報告で示す解析は、旧 **JNES** が安全研究として整備してきた、3 ループ及び 4 ループ **PWR** プラントの標準データに基づいて行っている。

同データは、特定の国内プラントに対応したものではないが、国内プラントの設置許可申請書等の資料を参照して整備してきたものである。我が国の **PWR** では、ループ数が同じであれば、プラントの基本設計パラメータはほぼ共通しているため、各ループの標準データを使用した解析により、**PWR** プラントの主要な熱水力挙動の特徴を把握することができる。表 3.3 に標準データの主要諸元を示す。

表 3.1 RELAP5/MOD3.3 コードのモデル概要

項目	解析モデル概要
基礎式	水・蒸気にそれぞれ質量、運動量、エネルギー保存式を用いる。 (6 保存式)。気液の非均質及び熱的非平衡の扱いが可能。
構成方程式等	状態方程式を用いる。 流動様式線図、壁面摩擦、気液相間摩擦、壁面熱伝達、気液相間熱伝達、蒸気生成・凝縮の扱いが可能。
ポンプ特性モデル	ポンプ特性に基づきホモログ形式（各変数を規格化し、流量と回転数の比の関数として揚程及びトルク特性を表示したもの）のテーブルで入力する。
弁モデル	流路面積及び圧力損失特性に応じて弁部分での圧力損失及び流量を解析するため、ジャンクションにより模擬。臨界流モデルとして Ransom-Trapp 及び Henry-Fauske モデルを用いることが可能。
加圧器モデル	ノードを鉛直方向に分割して配置し、加圧器内の水位変動等を解析可能。
SG モデル	1 次側及び 2 次側流路をそれぞれノードにより模擬し、それらが接する伝熱管金属部を熱構造材により模擬する。2 次側上部に気水分離器（セパレータ）を配置する。
蓄圧タンクモデル	タンク上部の窒素ガスは理想気体を仮定し、水面以下の部分の慣性、壁面摩擦、形状損失、重力効果を考慮して、注入量を解析可能。
熱構造体モデル	燃料棒、炉容器、SG 等の熱構造体（ヒートストラクチャ）をモデル化することが可能で、構造体内部の伝熱計算及び熱構造体と流体との伝熱計算を行う機能を持つ。ギャップコンダクタンスモデルを含む。
核動特性モデル	炉心出力は、一点炉近似動特性方程式に基づき解析している。また、減速材密度反応度、ドップラ反応度、ほう素反応度は、軸方向ノードごとに、減速材密度又は燃料平均温度に基づいて解析し、最終的に軸方向に加え合わせて求める。
その他の流動モデル	流路面積急変モデル（急激な拡大やオリフィス等の縮流効果を考慮）、水平層状エントレインメントモデル（水平層状流における蒸気の引き込みとエントレインメントを考慮）等

表 3.2 SKETCH-INS/TRACE5.0 コードのモデル概要

核動特性 モデル	空間次元	直交座標系 (X-Y-Z)
	基礎式	時間依存拡散方程式
	ノード内の中性子束の扱い	半解析的多項式ノード法
	エネルギー群数	多群 (本解析では 2 群)
	過渡時の数値解法	完全陰解法又は改良型準静近似法
	遅発中性子群数	6 群
	核定数	多項式フィッティング (核定数ファイル: CASMO5 コードで作成)
	制御棒反応度	制御棒位置の変化と核断面積より計算
	フィードバック反応度 (ドップラ、減速材密度)	フィードバック状態量 (燃料温度、減速材密度、ホウ素濃度) の変化に基づく核断面積より計算
燃料棒熱伝 導モデル	空間次元	径方向一次元
	基礎式	熱伝導方程式
	炉心内燃料棒熱構造体配置	炉心の $r-\theta$ 断面に 30 本 ($r=5, \theta=6$) を配置
	燃料温度計算	非断熱計算 (ドップラ反応度計算に用いる)
	ギャップコンダクタンス	MATPRO ^(参32) に基づくモデル
	熱伝達係数	流動様式毎に構成方程式により解析
熱水力 モデル	空間次元	円筒座標系 (R- θ -Z)、直交座標系 (X-Y-Z) の選択が可能
	基礎式	6 方程式 気相、液相 質量保存式 気相、液相 運動量保存式 気相、液相 エネルギー保存式
	数値解法	SETS 法
	コンポーネントモデル	原子炉容器: VESSEL コンポーネント 1 次系ループ配管: PIPE, TEE コンポーネント 弁: VALVE コンポーネント 加圧器: PRIZER コンポーネント 熱構造材: HTSTR コンポーネント 炉出力: POWER コンポーネント等

表 3.3 標準データの主要諸元

項目	3 ループプラント	4 ループプラント
原子炉熱出力	2,652MWt	3,411MWt
1 次冷却材圧力	15.30MPa[gage]	15.52MPa[gage]
1 次冷却材平均温度	302.3℃	306.3℃
原子炉容器全高	約 12.2m	約 12.7m
1 次系保有水量	約 263m ³	約 346m ³
1 次冷却材全流量	約 45.7×10 ³ t/h	約 60.1×10 ³ t/h
燃料集合体タイプ	17×17	17×17
平均線出力密度	17.5kW/m	18.3kW/m
炉心崩壊熱	ANS79 モデル	ANS79 モデル
加圧器	1 基	1 基
容積	約 40m ³	約 51m ³
保有水量	約 24.1m ³	約 30.6m ³
加圧器逃がし弁	2 弁、95t/h/弁	2 弁、95t/h/弁
加圧器安全弁	3 弁、145t/h/弁	3 弁、180t/h/弁
蒸気発生器	1 基/ループ	1 基/ループ
主蒸気圧力	54.5kg/cm ² G	61.5kg/cm ² G
主蒸気温度	約 269℃	約 277℃
主蒸気流量	約 1.73×10 ³ t/h/基	約 1.68×10 ³ t/h/基
主蒸気逃がし弁*	3 弁	4 弁
主蒸気安全弁*	15 弁	20 弁
補助給水ポンプ*	電動：2 台 タービン動：1 台	電動：2 台 タービン動：1 台
蓄圧タンク	1 基/ループ	1 基/ループ
容積	約 41m ³ /台	約 38m ³ /台
保持圧力	4.04MPa[gage]	4.04MPa[gage]
保有水量	29.0m ³	26.9m ³
高圧注水系*	2 台	2 台
低圧注水系*	2 台	2 台

(*)設置変更許可申請書等の資料を参照し、データを設定した。

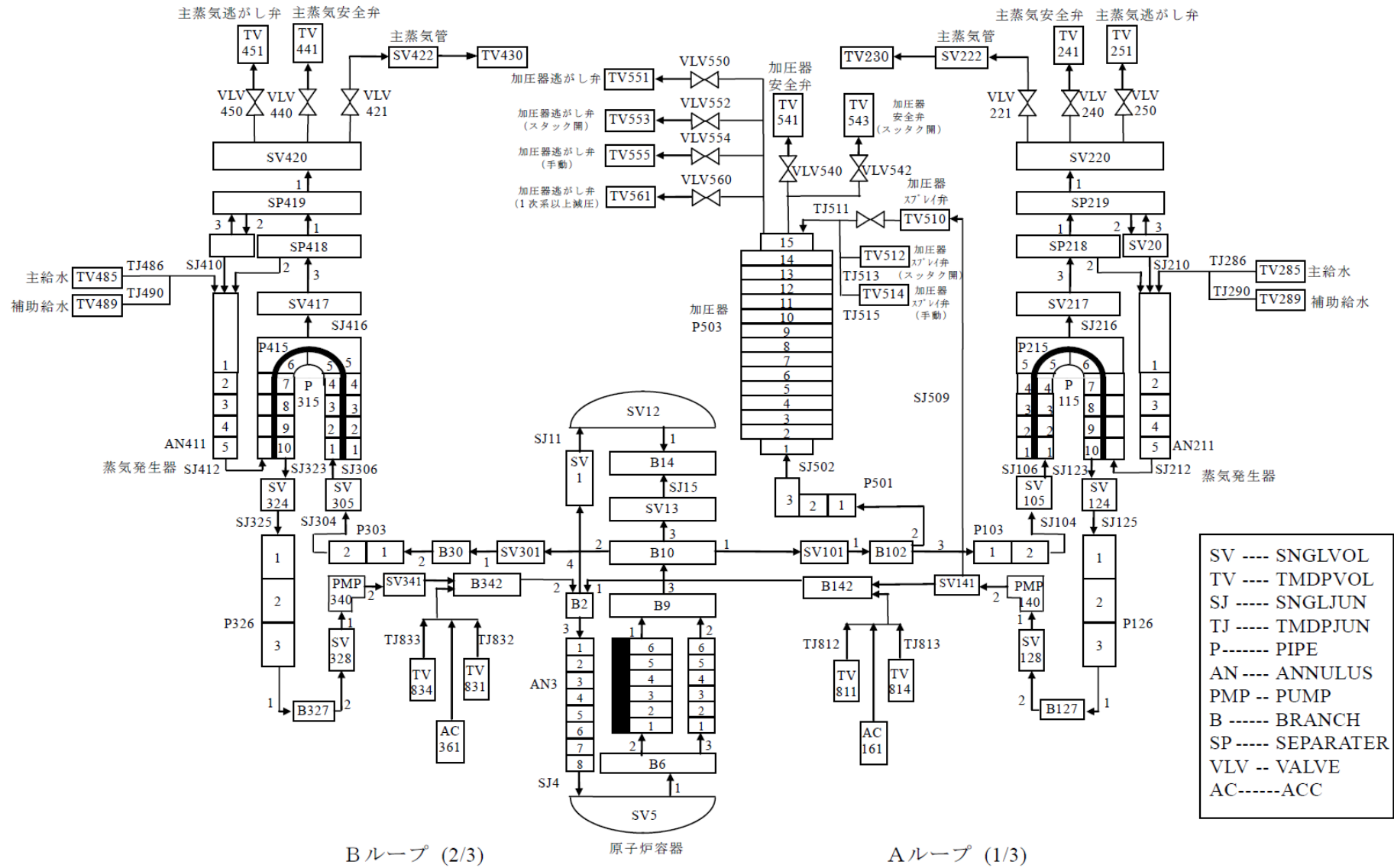


図 3.1 RELAP5/MOD3.3 の解析ノード分割図 (3 ループ PWR プラントの標準データ)

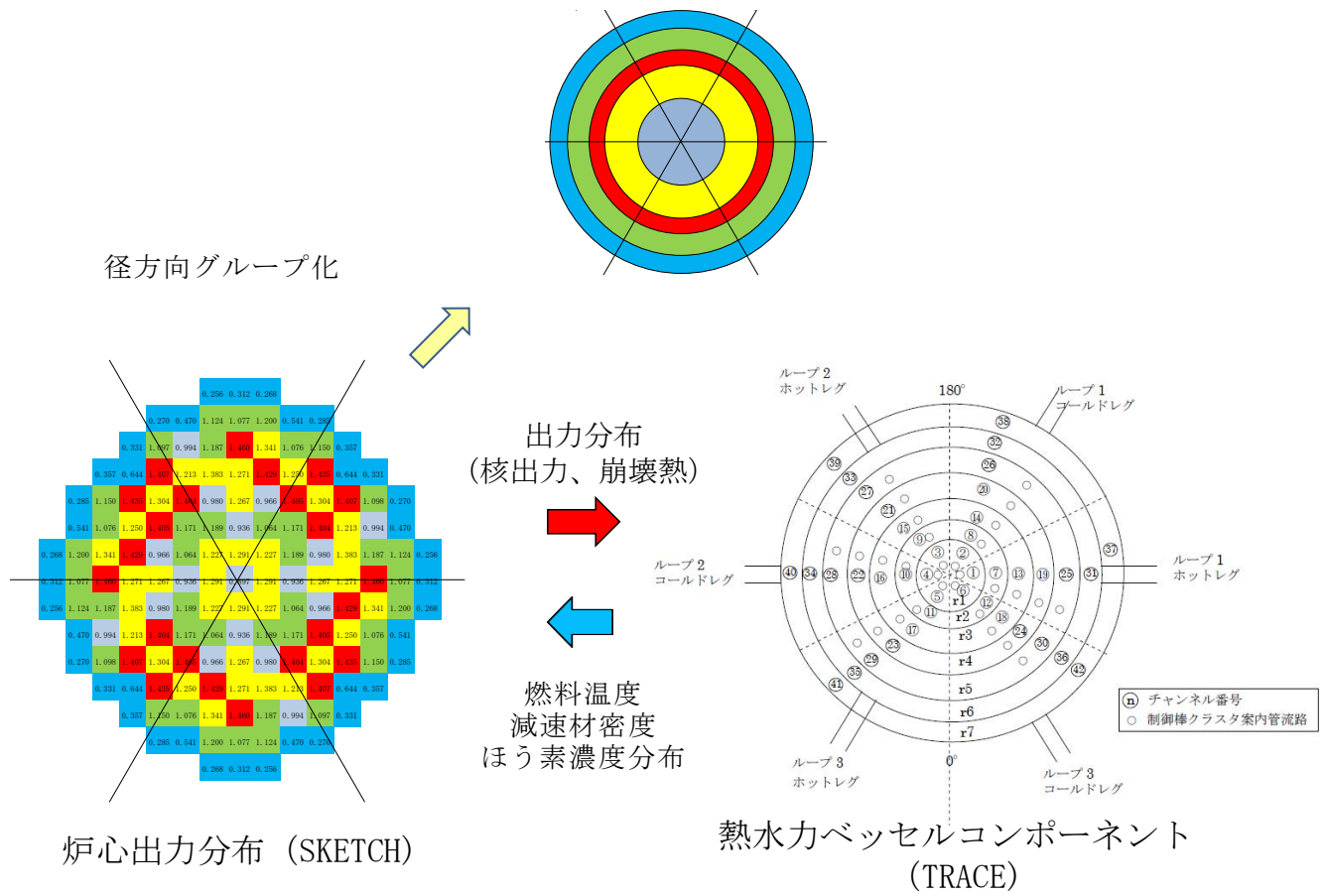


図 3.2 SKETCH-INS/TRACE5.0 コードの核熱結合モデル

4. 2次冷却系からの除熱機能喪失

4.1 2次冷却系からの除熱機能喪失の挙動

「2次冷却系からの除熱機能喪失事象」は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（大破断 LOCA 及び中破断 LOCA を除く。）の発生後、SG2 次系による除熱機能が喪失する事象である。

原子炉トリップに成功するが、炉心での崩壊熱により 1 次系が高温、高圧状態で推移することから、1 次系を減圧し、炉心を冷却する必要がある。

本事故シーケンスグループの代表シーケンスとして、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を解析した。

本事故シーケンスの事象シナリオを図 4.1、図 4.2 に示す。本事象シナリオでは、主給水流量喪失が発生し、SG 水位が狭域水位検出器下端水位を下回ることにより蒸気発生器水位異常低の原子炉トリップ信号が発信されるが、補助給水ポンプの起動に失敗し、SG 水位が低下する。それによって SG からの除熱量が低下し、1 次系圧力、温度が上昇することから、その対策を講じるものである。

本解析では、炉心損傷防止対策として、高圧注入系の注入及び加圧器逃がし弁手動全開によるフィードアンドブリード運転を行う。高圧注入系による炉心注入及び加圧器逃がし弁全開による 1 次冷却材放出により、1 次系を減圧し、余熱除去系の注入による長期冷却に移行する。

4.2 2次冷却系からの除熱機能喪失の解析条件

フィードアンドブリード運転に用いる加圧器逃がし弁の容量は 3 ループ、4 ループプラントで同じプラントがあるため、より原子炉出力の高い 4 ループ PWR プラントの標準データを用いて RELAP5/MOD3.3 コードによる解析を実施した。

本解析で用いたノード分割は、図 3.1 に示したものをベースにしているが、事象初期に生じる SG 水位低下による除熱量の低下の評価が重要であることから、SG 伝熱管を細分化（伝熱管を 24 分割、SG2 次側を 12 分割）した。さらに、炉心露出による燃料被覆管温度上昇が発生することから、炉心部を細分化（6 分割から 16 分割）した。

本事象の解析条件一覧及び主要事象発生時刻をそれぞれ表 4.1 及び表 4.2 に示す。主な解析条件を以下に示す。

- ・ SG 狭域水位低 11%で原子炉トリップとし、応答時間として 2.0 秒を設定した。
- ・ フィードアンドブリード運転は、SG 広域水位 0%到達から 5 分後に開始するとした。
- ・ 高圧注入ポンプは最低量となる注入特性を設定した。

- ・ 加圧器逃がし弁は1弁あたりの流量を95 t/h、臨界流モデルとして Henry-Fauske を適用した。
- ・ 加圧器ヒーター等の制御系は、解析上作動しないと仮定した。

解析条件においては、フィードアンドブリードで使用する高圧注入ポンプの流量が、1次系保有水量の変化に関係し、炉心冠水に影響を与える。ここでは、注入流量が少ない方が厳しいためブースティングなしの高圧注入ポンプを仮定した。

上記の条件を用いた標準的な手順を想定した解析を基本解析として実施した。

また、フィードアンドブリード運転の対策に遅延等が発生した場合の影響を確認する解析を感度解析として実施した。感度解析の条件を表4.3に示す。

4.3 2次冷却系からの除熱機能喪失の解析結果

4.3.1 基本解析

1次系圧力及び1次系保有水量の推移をそれぞれ図4.3及び図4.5に示す。1次系圧力は、事象発生後すぐに生じる原子炉トリップによる出力低下と主蒸気逃がし弁及び安全弁による2次系減圧により、低下する。その後、1次系圧力は、SG除熱量の低下により徐々に上昇し、約24分後に加圧器逃がし弁自動作動圧（約16MPa[gage]）に到達し、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が始まるが、SG広域水位0%到達（約24分）から5分後の約29分にフィードアンドブリード運転を開始し、減圧する。

フィードアンドブリード運転後の圧力変動について、以下に詳細を示す。

- ・ 図4.3、①の時点（約29分後）において、フィードアンドブリード運転を開始したため加圧器逃がし弁からの蒸気放出により、急激に減圧する。（図4.4参照）
- ・ 図4.3、②の期間においては、1次系圧力の急激な低下により減圧沸騰が発生すること、及びその発生によって加圧器水位を押し上げるために加圧器逃がし弁からの放出が液相となり、放出体積流量が少なくなることから圧力が上昇する。（図4.4参照）
- ・ 図4.3、③の期間においては、加圧器逃がし弁からの液相放出による加圧器水位の低下により、再び気相の放出体積流量が多くなることから減圧する。（図4.4参照）
- ・ 図4.5、④の期間においては、圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加により、注入先である低温側配管で凝縮が生じ、1次系内の圧力低下が継続する。（図4.6参照）
- ・ 図4.5、⑤の期間においては、低温側配管の温度低下により凝縮が弱まるが、高圧注入による加圧器水位上昇のため、加圧器からの液相放出が二相放出となり放出体積流量が少なくなることから、1次系圧力は上昇する。（図4.6参照）

- ・ 図 4.5、⑥の期間においては、蓄圧注入系からの注入による蒸気凝縮に伴い 1 次系圧力は低下し、高圧注入系からの注入量の増加により、1 次系保有水量は確保される。（図 4.6 参照）

このようにフィードアンドブリード運転時は、加圧器内の二相流挙動が、1 次系の圧力挙動に影響を与える。

SG 水位、加圧器水位及び加圧器上端部クオリティの推移を図 4.7 に示す。SG 広域水位は、約 24 分後に 0%まで低下する。加圧器水位と加圧器上部クオリティ低下により、約 29 分後のフィードアンドブリード運転開始後、加圧器頂部の逃がし弁に液相が溜まる状態が継続される（図 4.7、②）。その後、炉心での蒸気発生量に比べ高圧注入量が十分でないために、徐々に 1 次系保有水量が減少することにより、加圧器水位は低下する（図 4.7、③）。その結果、加圧器逃がし弁からの放出が液相から二相となるため、再び圧力は低下する。圧力が低下すると高圧注入流量は増加するので、加圧器内水位が上昇する（図 4.7、④）。

高圧及び蓄圧注入流量並びに加圧器逃がし弁流量の推移を図 4.8 に示す。高圧系注入流量は、1 次系圧力が高い期間は少なくなっている（図 4.8、②）。その間、高圧注入流量よりも加圧器逃がし弁からの放出流量が多くなり、1 次系保有水量は減少するが、1 次系の圧力低下に伴い、高圧注入流量が徐々に増加し（図 4.8、③）、その後は蓄圧注入も行われ、炉心は冷却される。

1 次冷却材温度を図 4.9 に示す。フィードアンドブリード運転前では、低温側配管の温度は、高温側配管温度にほぼ追従するが、フィードアンドブリード運転開始後では、高圧注入系が作動し低温側配管の温度は低下する（図 4.9、②）。その後、高圧注入流量が徐々に増加するため、配管内で凝縮が発生することにより 1 次系圧力が低下し、低温側配管温度はさらに低下する（図 4.9、③、④）。その後は、蓄圧注入も行われ、高温側配管もサブクール状態となり、炉心は安定した冷却状態となる。

燃料被覆管温度の推移を図 4.10 に示す。燃料被覆管温度は、若干の上昇が見られるものの（図 4.10、③）、事象の全期間を通じてほぼ冷却材と同じ温度を維持する。

これらの結果から、燃料被覆管温度は上昇せず、また、フィードアンドブリード運転により 1 次系圧力も低下し、1 次系保有水も回復することが分かる。

4.3.2 感度解析

2 次冷却系からの除熱機能喪失が発生した場合の対策として、フィードアンドブリード運転を実施する場合、SG ドライアウト判断の遅延等が 1 次系圧力及び燃料被覆管温度に影響する。

そこで、フィードアンドブリード運転開始が遅延した場合の影響を確認するため、SG 水位が広域水位 0%到達後から 10 分後（基本解析は 5 分後）にフィードアンドブリード運転を実施するとして、解析を実施した（表 4.3）。

1 次系圧力及び 1 次系保有水量の推移を図 4.11 に示す。フィードアンドブリード運転を基本解析に比べて 5 分遅らせていることにより、1 次系のサブクール度が小さい状態で減圧が開始されることから、減圧沸騰開始までの 1 次系の減圧幅が小さくなり、12MPa[gage]を下回らずに、1 次系圧力は再度上昇する。そのため、約 53 分の時点では、1 次系圧力は最高となり約 17.3MPa[gage]に到達する（図 4.11、③）。

1 次系保有水量は、1 次系圧力が高いために、高圧注入系が注入されない期間があることから、約 55,000kg まで低下する。その後、1 次系保有水量は、加圧器逃がし弁からの放出が二相放出から蒸気放出となり 1 次系圧力が低下することから、高圧注入及び蓄圧注入により回復する。

SG 水位、加圧器水位及び加圧器上端部クオリティの推移を図 4.12 に示す。SG 水位は、基本解析と同様の約 24 分後に広域水位 0%に至る。加圧器水位は、約 70 分から約 84 分までの間、ゼロになり基本解析よりも低下するが、これは、フィードアンドブリード運転が遅れることにより、1 次系圧力が高い状態を維持する結果、高圧注入が十分に入らないためである（図 4.13）。1 次系圧力の低下により高圧注入流量が増加し、その後、加圧器水位は徐々に回復し、約 145 分以降は満水になる。

注入流量及び加圧器逃がし弁流量の推移を図 4.13 に示す。注入流量については、加圧器逃がし弁からの二相放出が生じる期間に 1 次系圧力が高い状態を維持することから、約 38 分から約 63 分までの間において、高圧注入系の注入が停止する。加圧器逃がし弁流量については、事象初期は放出が 5 分遅れ、加圧器内の流動が異なるために、約 90 分から約 145 分までの間で流量が小さくなる箇所があるが、全体的な流量の挙動は基本解析と同様である。

燃料被覆管温度の推移を図 4.14 に示す。燃料被覆管温度は、フィードアンドブリード運転が遅延することから、1 次系圧力が高圧で推移し、高圧注入系が約 38 分から約 63 分までの間は注入されないために上昇し、最高温度は約 973℃に到達するが、1 次系圧力の低下に伴う高圧注入量の増加により炉心は冠水される。

これらの結果から、フィードアンドブリード運転の開始時間が遅れると、1 次冷却材温度が上昇しサブクール度が小さくなることから、1 次系圧力が低下しにくく、高圧注入系による炉心冷却に影響する。従って、高圧注入ポンプの注入特性が結果に影響を与える要因となる。

4.4 まとめ

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」の代表シーケンスとして、4ループ PWR プラントの標準データを用いて「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の解析を実施した。

基本解析結果から、1次系圧力は、加圧器逃がし弁自動作動圧まで到達するが、フィードアンドブリード運転を実施することで抑制され、高圧注入系と蓄圧注入系により1次系保有水量が維持されることから、燃料被覆管温度は上昇せず、炉心は冷却される。

フィードアンドブリード運転時に、加圧器逃がし弁からの放出流が気相の場合は放出体積流量が増加し、液相の場合は放出体積流量が減少する。1次系での減圧沸騰による蒸気発生量と加圧器逃がし弁からの放出体積流量とのバランスにより、1次系圧力が変動する。すなわち、加圧器逃がし弁からの冷却材放出の状態（液相/二相/気相）及び1次系での減圧沸騰により1次系の減圧挙動が大きく影響される。

また、SG 広域水位 0%到達後のフィードアンドブリード運転開始までの影響を確認するため、感度解析を実施した。

フィードアンドブリード運転の開始時間が5分遅れた感度解析の場合、1次冷却材温度が上昇することから、加圧器逃がし弁開操作後、減圧沸騰が早期に開始するため、1次系圧力の低下量が少なくなる。さらに、加圧器逃がし弁からの放出流が液相に移行後の1次系圧力の上昇量も大きくなる。これらの結果、高圧注入系の流量が減少して炉心冷却機能が低下する。そのため、フィードアンドブリード運転では圧力が上昇して、高圧注入流量が影響を受ける。従って、高圧注入ポンプの注入特性が結果に影響を与える要因となる。

表 4.1 解析条件（2次冷却系からの除熱機能喪失事象）

項目	条件	備考
解析コード	RELAP5/MOD3.3	—
起回事象	全給水流量喪失	—
初期条件		
原子炉熱出力	3,411MWt	100%
1次冷却材圧力	15.52 MPa[gage]	加圧器頂部での圧力
1次冷却材平均温度	306.3℃	—
炉心出力分布	コサイン（軸方向）	—
2次側初期保有水量	45.7 t/基	—
炉心崩壊熱	ANS79 モデル	—
事故条件		
補助給水系機能喪失	機能喪失	設置変更許可申請書等の資料を参照
外部電源	あり	設置変更許可申請書等の資料を参照
機器条件		
原子炉トリップ	SG水位低 （狭域水位11%）	原子炉トリップ信号発信から応答時間2秒
加圧器逃がし弁 弁数 容量/弁	2弁 95t/h	—
高压注入系ポンプ 台数	2台	設置変更許可申請書等の資料を参照 最低注入流量を設定
操作条件		
SGドライアウト判定条件	SG 広域水位 0%到達	—
フィードアンドブリード開始	SG広域水位0%到達から5分後	設置変更許可申請書等の資料を参照 SGドライアウト検知（2分） + 非常用炉心冷却設備作動信号手動発信（2分） + 加圧器逃がし弁操作（1分）

表 4.2 主要事象発生時刻（2次冷却系からの除熱機能喪失事象）

事象シナリオ	発生時刻
主給水流量喪失	0 秒
原子炉トリップ タービントリップ 補助給水起動失敗	約 28 秒
SG 広域水位 0%到達	約 24 分
フィードアンドブリード開始	約 29 分
蓄圧注入開始	約 106 分
代替注入開始 (0.7MPa[gage]到達)	約 180 分以降

表 4.3 解析ケース（2次冷却系からの除熱機能喪失事象：4ループ PWR プラント）

解析ケース	解析条件（フィードアンドブリード運転開始の判断条件）
基本解析	SG 広域水位 0%到達から 5 分後
感度解析	SG 広域水位 0%到達から 10 分後

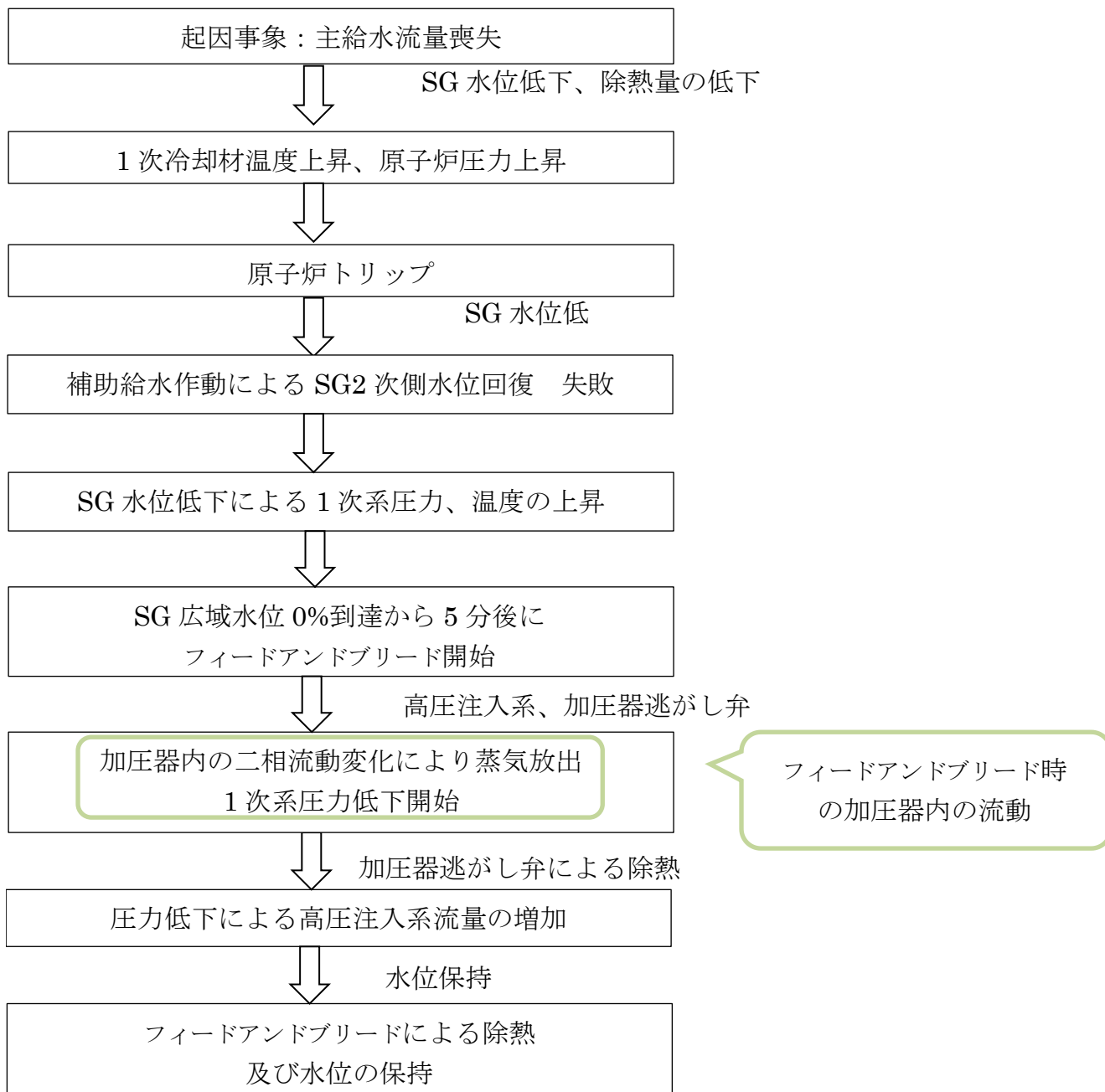
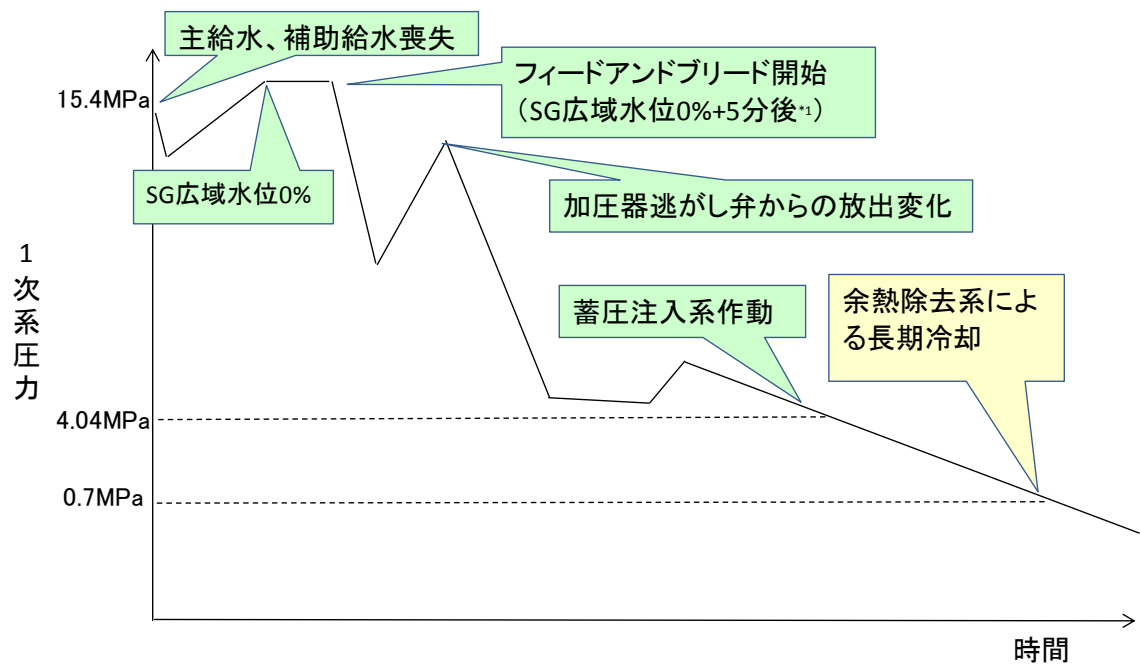


図 4.1 2次冷却系からの除熱機能喪失事象の流れと模擬する必要がある現象
(吹き出しは重要な物理現象を示す)



*1 5分内訳:ドライアウト検知に2分+非常用炉心冷却設備作動信号発信及びシーケンス確認に2分+操作に1分

図 4.2 2次冷却系からの除熱機能喪失事象のシナリオ

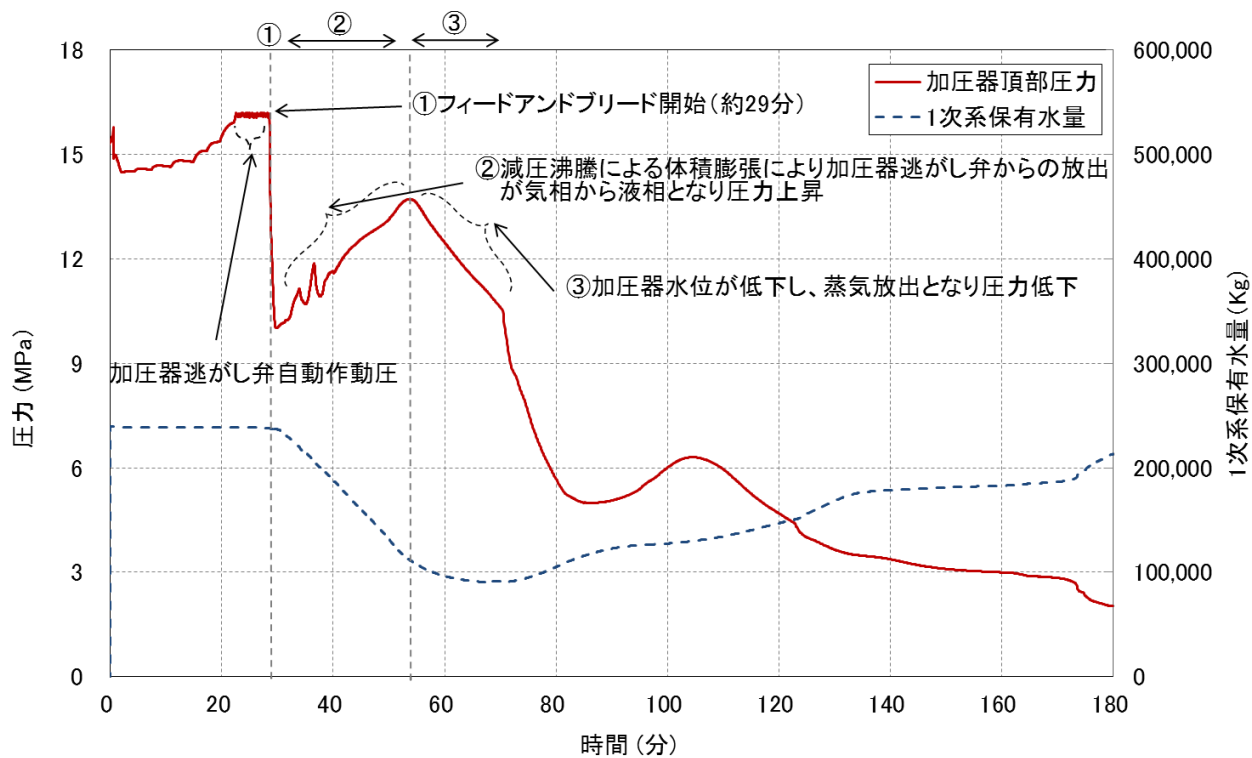


図 4.3 1次系圧力、1次系保有水量（事象開始から高圧の期間）

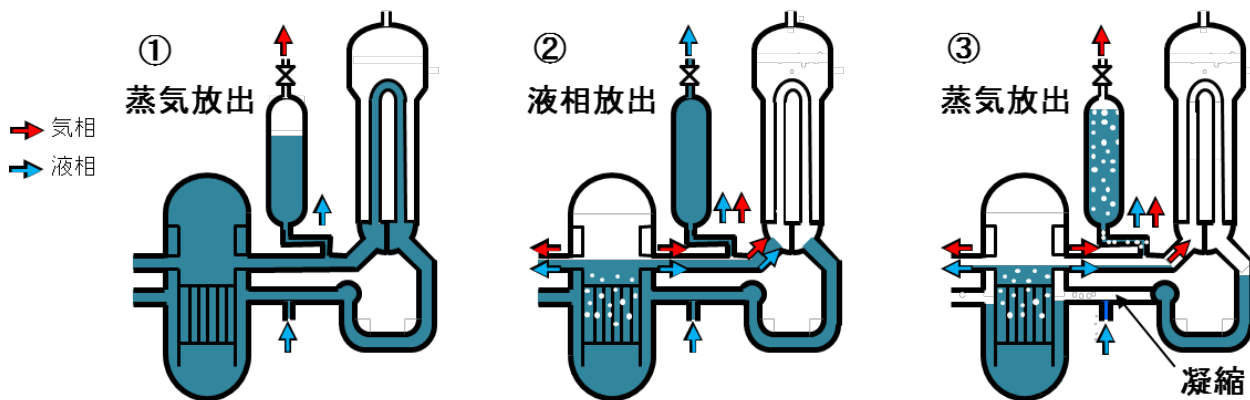


図 4.4 時刻ごとの冷却材分布及び流動概略図（事象開始から高圧の期間）

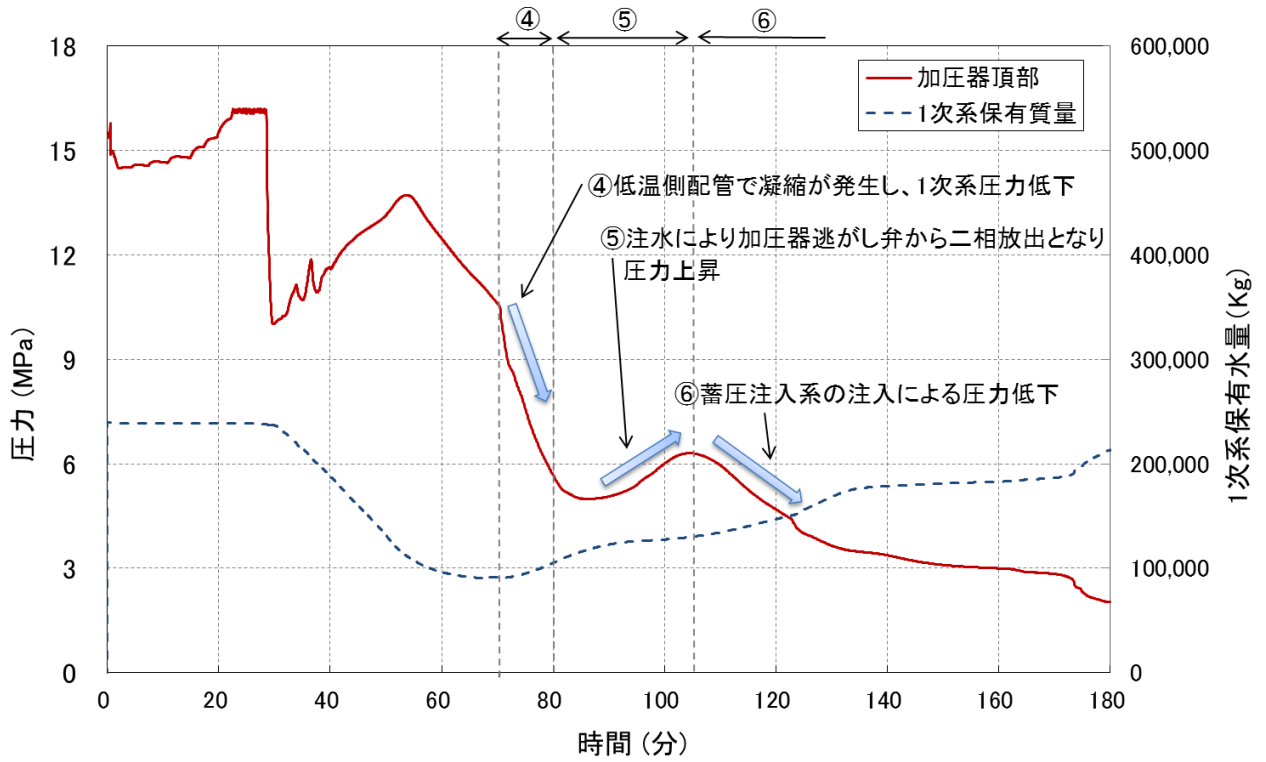


図 4.5 1次系圧力、1次系保有水量（圧力低下開始後）

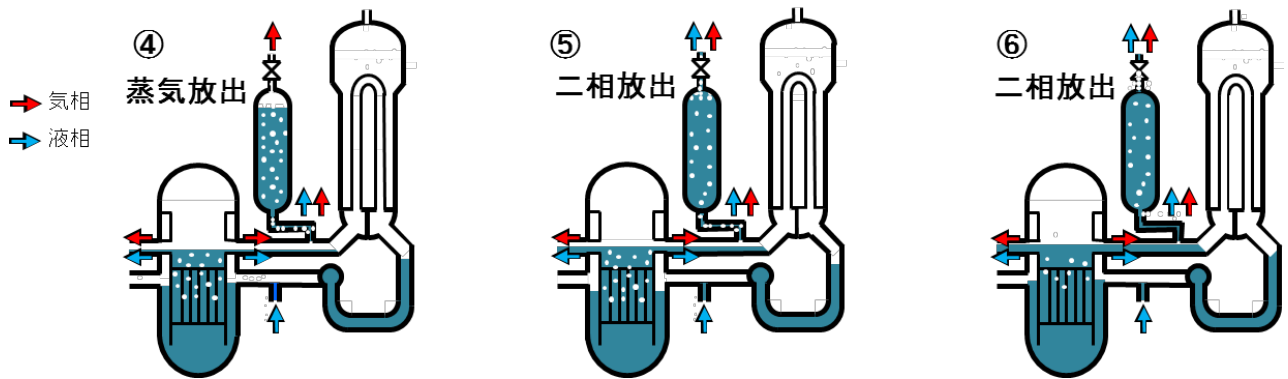


図 4.6 時刻ごとの冷却材分布及び流動概略図（圧力低下開始後）

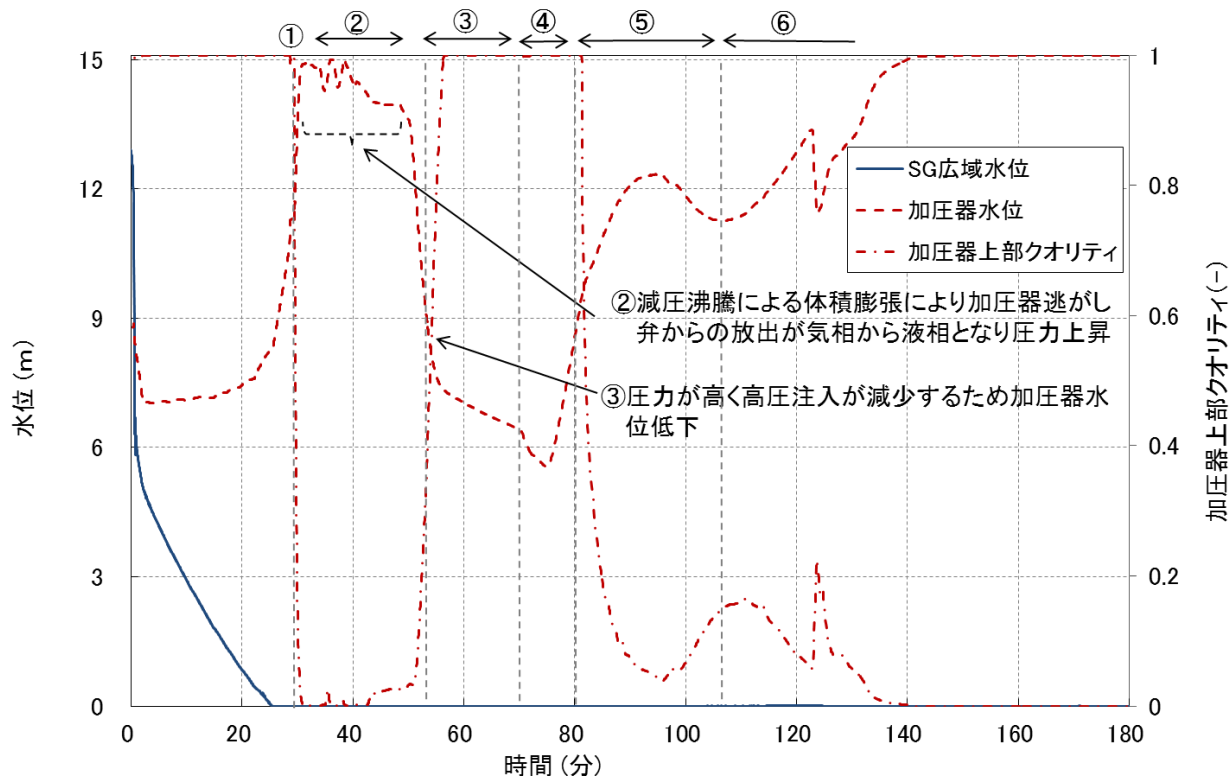


図 4.7 SG 水位、加圧器水位、加圧器上端部クオリティ

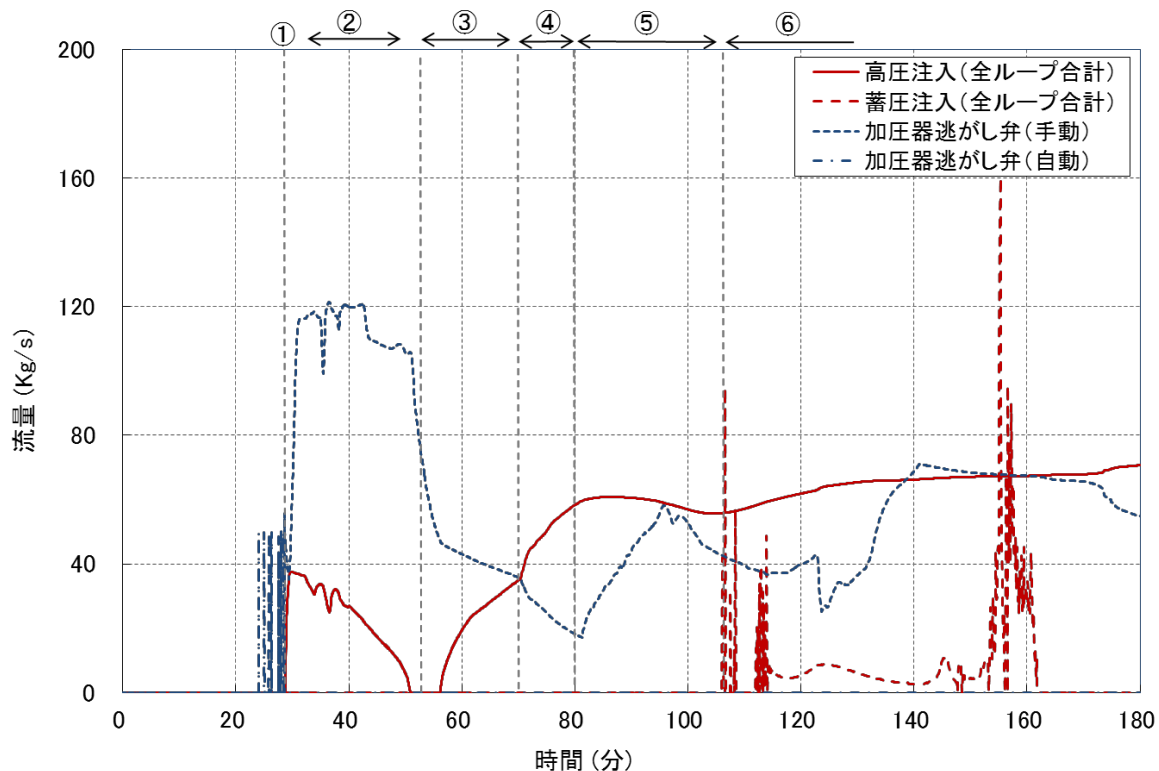


図 4.8 高圧及び蓄圧注入流量、加圧器逃がし弁流量

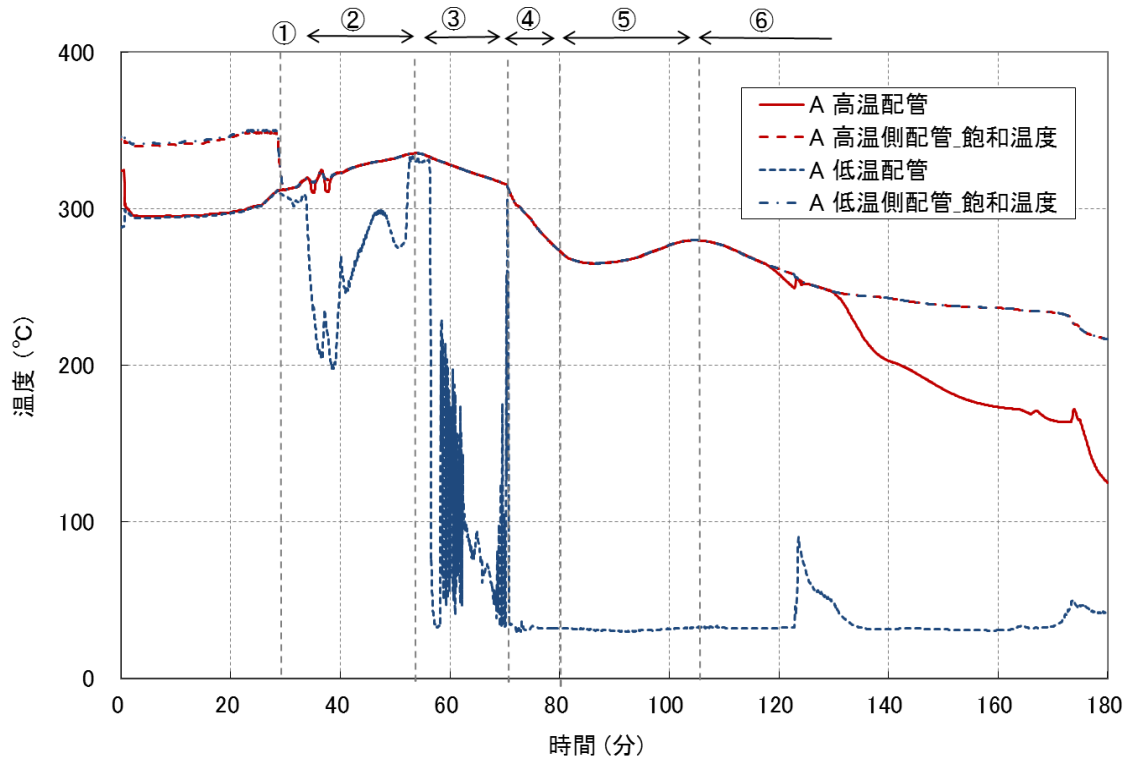


図 4.9 1次冷却材温度

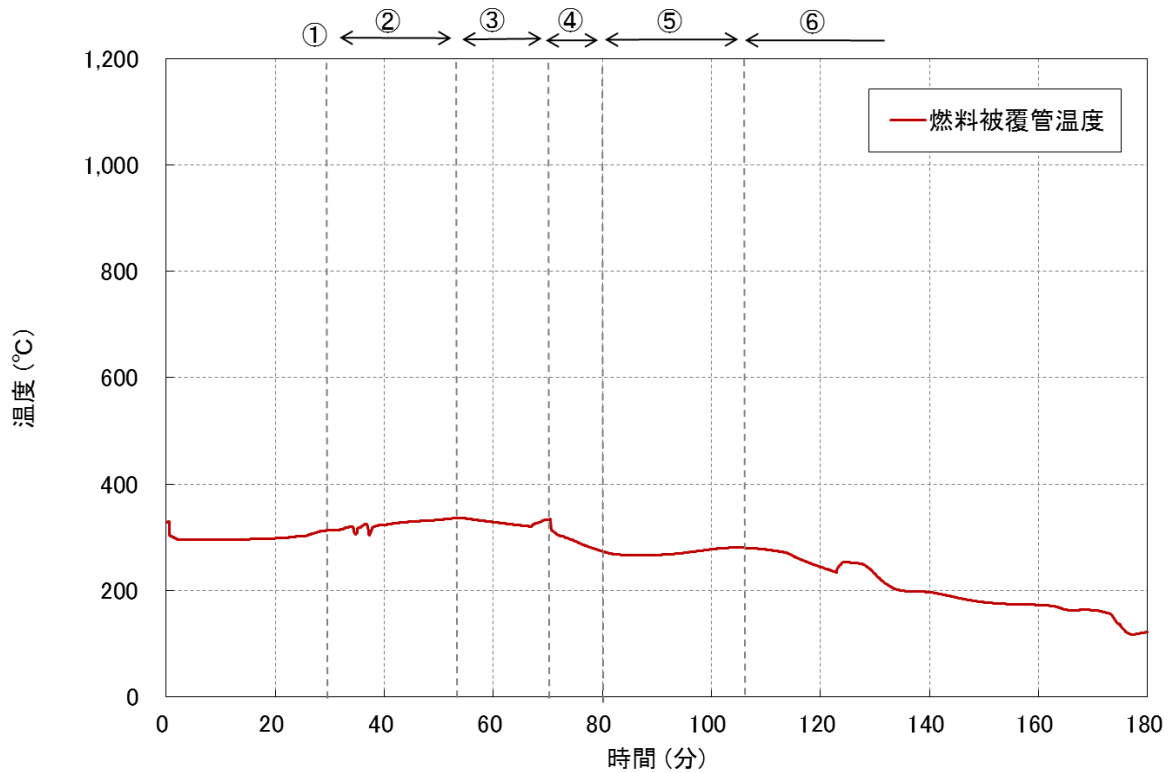


図 4.10 燃料被覆管温度

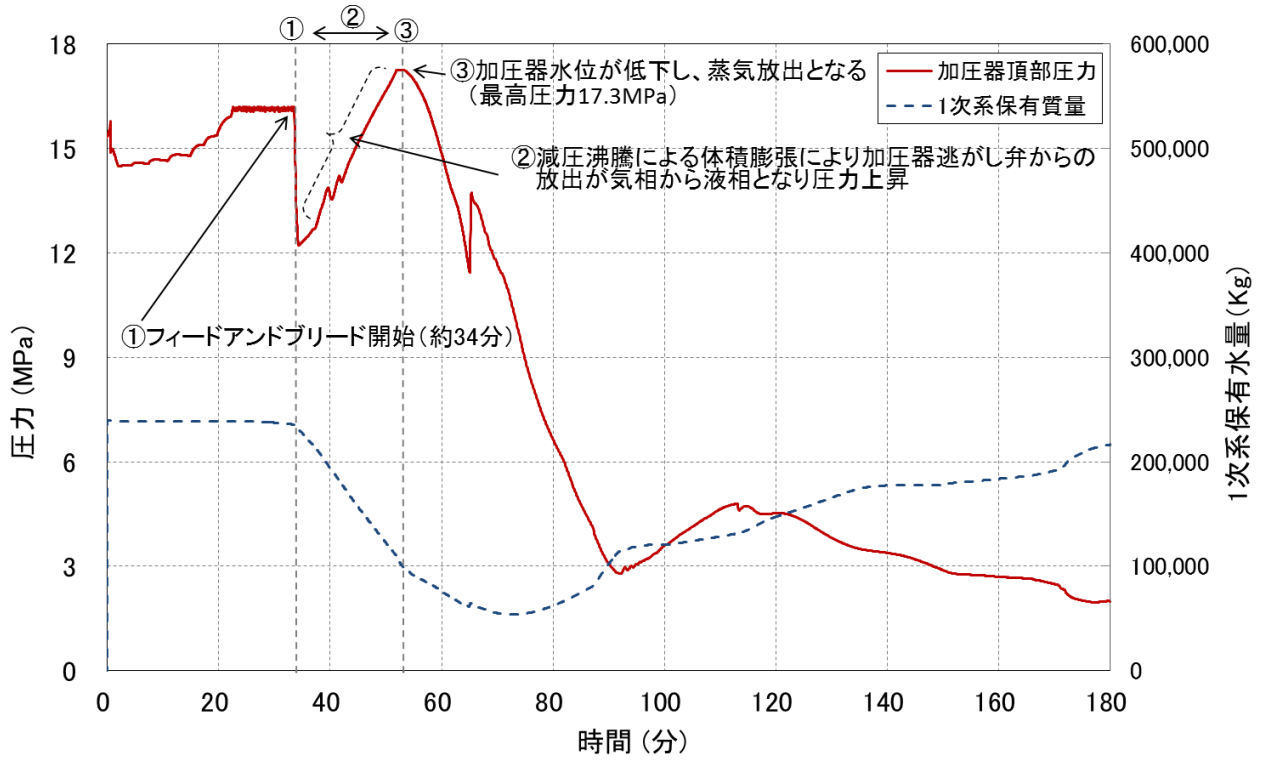


図 4.11 1次系圧力、1次系保有水量（感度解析）

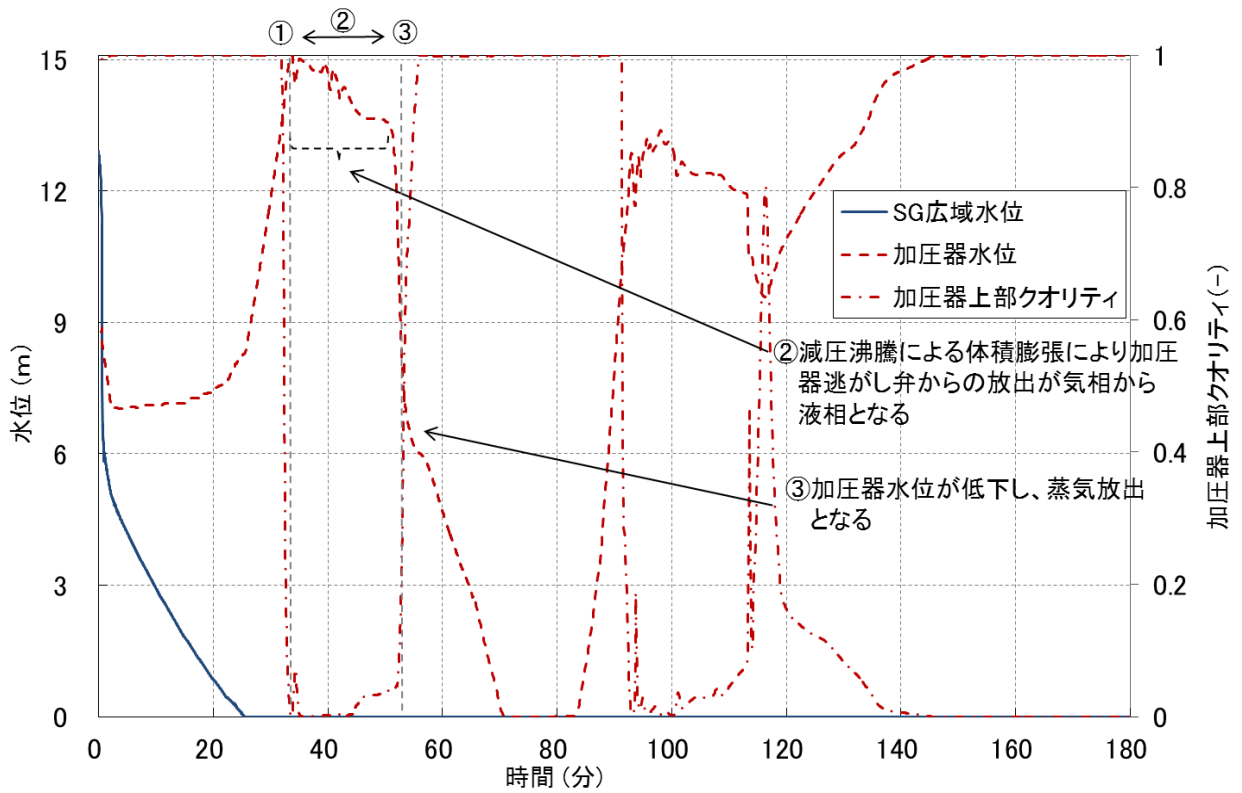


図 4.12 SG 水位、加圧器水位、加圧器上端部クオリティ（感度解析）

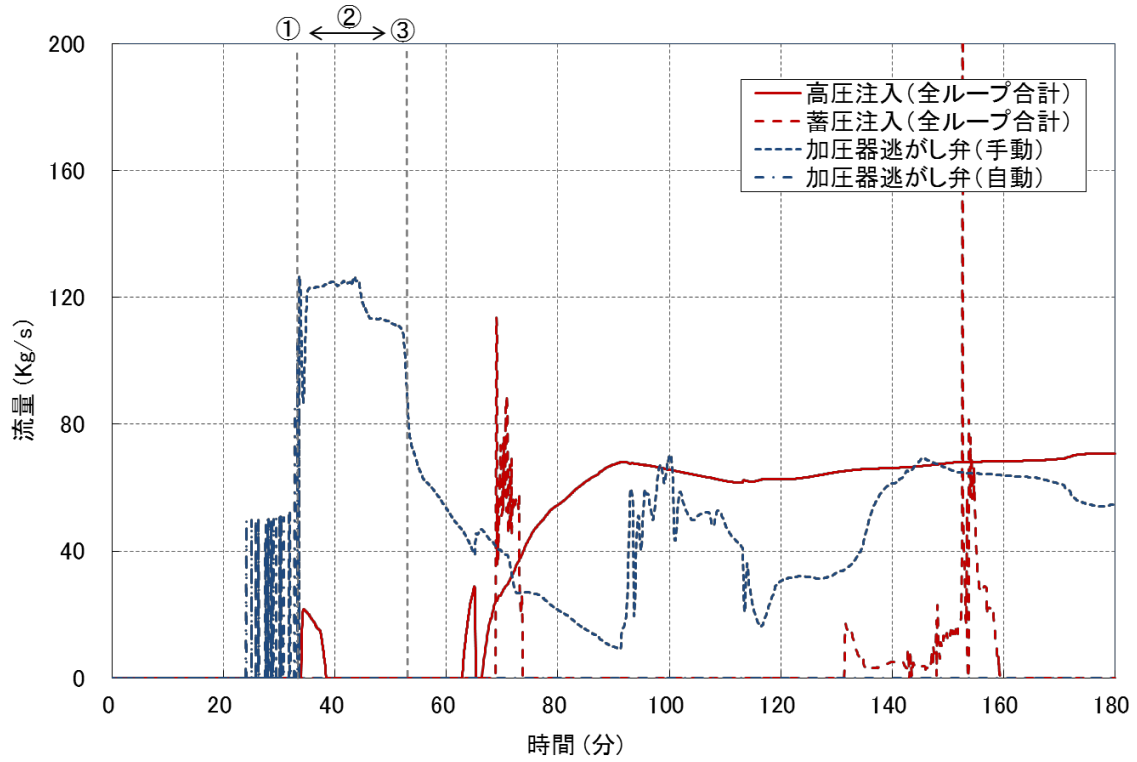


図 4.13 注入流量、加圧器逃がし弁流量（感度解析）

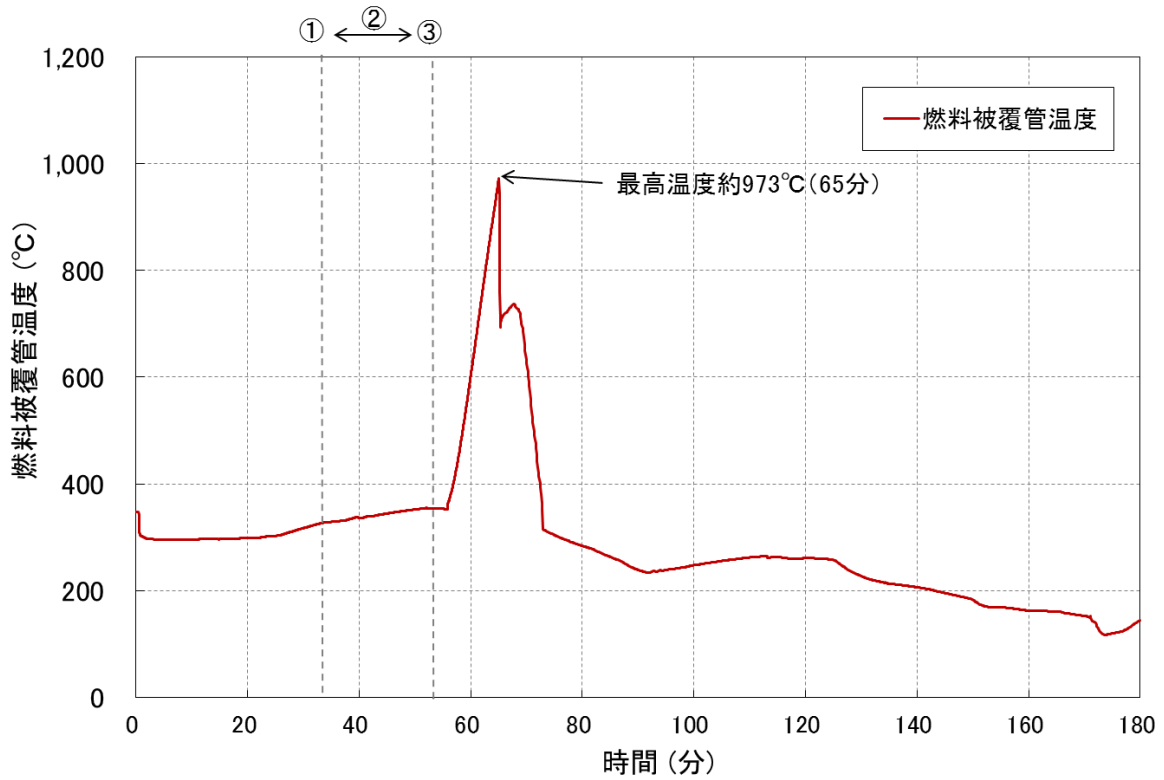


図 4.14 燃料被覆管温度（感度解析）

5. 全交流動力電源喪失

5.1 全交流動力電源喪失の挙動

「全交流動力電源喪失」は、原子炉の出力運転中に外部電源喪失が発生し、さらに非常用所内電源が喪失することで、全交流動力電源が使用できないとしている事象である。これにより、交流電源を必要とする ECCS による 1 次系への注水ができなくなるため、対策が必要である。

ここでは代表シーケンスとして 1 次系保有水量の低下が大きくなる「外部電源喪失時に非常用所内電源が喪失し、原子炉補機冷却水の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」を解析した。

本事故シーケンスの事象シナリオを図 5.1、図 5.2 に示す。本事象シナリオは、全交流動力電源喪失発生後、原子炉及びタービンがトリップし、SG2 次側の蒸気を駆動源として用いたタービン動補助給水ポンプによる給水を実施するが、RCP シール部からの 1 次系冷却材流出により、1 次系保有水が確保できないため、その対策を講じるものである。

本解析では、炉心損傷防止対策として、運転員操作による主蒸気逃がし弁開による 2 次系強制冷却により、1 次系圧力を低下させ、1 次系圧力が 4.04MPa[gage]到達後、蓄圧タンクからの注入を開始し 1 次系保有水を確保する。その後、1 次系圧力が 1.7 MPa[gage]まで低下した時点で、タービン動補助給水ポンプによる注水を中断し、蓄圧タンク内窒素ガスの 1 次系内への流入を防止するため、蓄圧タンク出口弁の隔離操作を行う。蓄圧タンクを隔離した後、タービン動補助給水ポンプによる注水を再開し、1 次系圧力をさらに 0.7MPa[gage]まで低下させ、代替低圧注入系により長期冷却に移行する。

5.2 全交流動力電源喪失の解析条件

3 ループプラントと 4 ループプラントで 1 次系圧力の減圧時間に相違があることから、ここでは、3 ループ及び 4 ループの両プラントに対して標準データを用いて RELAP5/MOD3.3 による解析を実施した。

本解析で用いたノード分割は、図 3.1 に示したものをベースにしているが、2 次系強制冷却による 1 次系の減圧が事象全期間において重要であることから、SG 部を細分化（伝熱管を 24 分割、SG2 次側を 12 分割）した。

本事象の解析条件一覧及び主要事象発生時刻を表 5.1 から表 5.3 に示す。主な解析条件を以下に示す。

- ・ 全交流動力電源喪失事象発生と同時に RCP シール LOCA を仮定した。破断口の臨界流モデルとして Henry-Fauske を適用し、定格運転状態で 480gpm/台のシール LOCA

流量となる破断面積を設定した。

- ・ タービン動補助給水ポンプの作動は、事象発生から 60 秒後とした。
- ・ 主蒸気逃がし弁を用いた 2 次系強制冷却の開始は、事象発生から 30 分後とした。
- ・ 蓄圧タンク出口弁は、窒素混入防止のため 1.7MPa[gage]まで減圧した時点から 10 分後に閉止とした。
- ・ 2 次系からの強制減圧の際の主蒸気逃がし弁流量は、3 ループ PWR プラントでは定格主蒸気流量の 10%とし、4 ループ PWR プラントでは定格主蒸気流量の 6.5%とした。

解析ケースとして、上記の条件を用いた標準的な手順を想定した解析を基本解析として実施した。

また、2 次側強制冷却の影響を確認するため、4 ループ PWR プラントに対し感度解析を実施した。感度解析の条件を表 5.4 に示す。ここでは、2 次系の減圧速度の影響に着目し、主蒸気逃がし弁流量を定格主蒸気流量の 10%、6.0%、5.5%に変更した 3 ケースを想定した。

さらに、蓄圧注入流量の影響を確認ため、4 ループ PWR プラントに対し感度解析を実施した。感度解析の条件を表 5.5 に示す。ここでは、蓄圧タンクの初期保有水量の影響に着目し、基本解析の 26.9m³/基から 1.4m³/基増加させたケースを想定した。

5.3 全交流動力電源喪失の解析結果

5.3.1 3 ループ PWR プラント解析（基本解析）

1 次系圧力及び 2 次系圧力の推移を図 5.3 に示す。1 次系圧力は、RCP シール LOCA による低下と、事象発生 30 分後からの 2 次系強制冷却の効果が重なり、2 次側圧力に追従して低下する（図 5.3①）。約 37 分後には蓄圧注入作動圧（4.04MPa[gage]）まで低下し（図 5.3②）、続いて約 48 分後には蓄圧タンク出口弁閉止を行う 1.7MPa[gage]に到達する（図 5.3③）。蓄圧タンク出口弁閉止のため、主蒸気逃がし弁の開度調整により 1 次系圧力を 1.7MPa[gage]で 10 分間保持した後、2 次系強制冷却を再開し、約 2.5 時間で代替低压注水が可能となる 0.7MPa[gage]まで低下させる（図 5.3④）。

1 次系保有水量の推移を図 5.4 に示す。1 次系保有水量は、RCP シール LOCA による冷却材流出により、徐々に減少する。約 20 分以降は、炉心部で発生した蒸気が徐々に SG 細管内に移行するため、自然循環が停滞状態になり、炉心冷却機能も低下するが、その後 RCP シール LOCA 及び 2 次系強制冷却による 1 次系圧力低下のため、約 37 分後に蓄圧注入が開始することから、1 次系保有水量は一旦回復する。さらに、減圧が進むと、窒素混入防止の観点から蓄圧タンク出口弁を閉止するため、再度 1 次系保有水は低下するが、1 次系圧力が 0.7MPa[gage]に到達後に代替低压注入ポンプによる注水が開始されることにより、1 次系保

有水は維持され、炉心は冷却される。

炉心出口流量の推移を図 5.5 に示す。事象初期には、炉心部において冷却材流量は少ないながら順方向の流れがあり、自然循環による冷却が継続している。炉心部での冷却材流量は、約 20 分以降、炉心で発生した蒸気が SG 細管内に溜まり、徐々に自然循環が停滞するため、減少していく。その後、自然循環は停止するが、SG 細管内で蒸気が冷却され凝縮し、その戻り水が炉心に戻るリフラックス冷却により炉心は冷却される（約 2.5 時間後）。

この結果から、リフラックス冷却は、事象後半において炉心冷却に寄与するため、重要な現象であることが分かる。また、事象の後半に生じる代替低圧注入後の炉心出口流量の振動は、破断流の状態が液単相と二相を繰り返すことによる。

燃料被覆管温度の推移を図 5.6 に示す。炉心の流動状態は、炉心出口で約 0.6 の高いボイド率となるが、気泡流又はスラグ流の状態にあるため、燃料被覆管温度は、解析時間を通して上昇することなく、冷却材温度に近い温度で推移した。

1 次系のプラント状態の把握のため、解析結果から各時間での 1 次系内の冷却材分布の様式図を図 5.7 から 5.10 に示す。

事象発生後、10 分以内に加圧器内の冷却材は無くなり、事象発生から約 30 分後には压力容器内の水位はホットレグ位置まで低下する。約 1 時間後には、炉心部でボイドが増加することから、SG 細管内に蒸気が溜まり始めるため、自然循環は徐々に停滞していく。また、低温側配管にも蒸気が溜まり始め、配管内に水位が生じる。低温側配管に蒸気が流れる経路は、①炉心下部からダウンカムへの蒸気の流れ、②原子炉上部からスプレイノズルを通してダウンカムへの蒸気の流れの 2 つがあることから低温側配管にボイドが溜まり、水位が形成される。代替低圧注入が開始される頃に自然循環は停止するが、リフラックス冷却が生じるために炉心は冷却される。それ以降、プラント挙動に大きな変化は無く、徐々に 1 次系保有水が回復していき、24 時間後の時点では炉心でのボイド発生も減少し、炉心冷却は安定化する。

これらの結果から、全交流動力電源喪失時に RCP シール LOCA が発生しても、燃料被覆管温度は上昇せず（図 5.6）、また、圧力は 0.7MPa[gage]まで約 2.5 時間で到達し（図 5.3）、長期冷却に移行し、事象が収束する。

5.3.2 4 ループ PWR プラント解析（基本解析）

1 次系圧力の推移を図 5.11 に示す。事象進展は概ね 3 ループと同様の結果である。1 次系の減圧時間が 3 ループプラントよりも長くなっているが、この理由として、主蒸気逃がし弁流量の定格主蒸気流量との比が 4 ループ PWR プラントでは 6.5%、3 ループ PWR プラントでは 10.0%とループ間で相違があることが挙げられる。4 ループ PWR プラントでは、主蒸気

逃がし弁流量が相対的に少ないため、0.7MPa[gage]までの減圧時間は約 7.3 時間となり、3 ループ PWR プラントに比べ減圧に時間がかかる。

1 次系保有水量の推移を図 5.12 に示す。1 次系保有水量は、3 ループ PWR プラントに比べて減圧に時間がかかるために減少するが、代替低圧注入が開始されると冷却材は維持され、炉心は冷却される。

炉心出口流量の推移を図 5.13 に示す。炉心出口流量は、約 200kg/s 程度の流量があり、3 ループ PWR プラントで記述したものと同様の傾向である。

燃料被覆管温度の推移を図 5.14 に示す。燃料被覆管温度は、解析時間を通して上昇することはない。

これらの結果から、4 ループ PWR プラント基本解析は、3 ループ PWR プラント基本解析と比較して 1 次圧力の低下速度に相違があるものの、燃料被覆管温度は上昇せず、また、0.7MPa[gage] 到達までの減圧時間は約 7.3 時間で、この後長期冷却に移行し、事象が収束する。

5.3.3 4 ループ PWR プラント解析（主蒸気逃がし弁流量の感度解析）

上述の解析で、全交流動力電源喪失が発生した場合において 2 次系強制冷却の対策が事象進展に影響を与える重要な項目であることから、2 次系強制冷却の減圧速度への影響を検討した。

感度解析としては、4 ループ PWR プラントを対象に、主蒸気逃がし弁流量を定格主蒸気流量の 10%の場合と、10%より小さくした場合について減圧する解析を実施した。

RCP シール部からの漏えい流量は定格状態で 480gpm を仮定し、主蒸気逃がし弁流量を定格主蒸気流量の 6.5%とした基本解析に加え、感度解析では定格主蒸気流量の 10%、6.0%、5.5%とした。解析結果のうち、1 次系圧力及び燃料被覆管温度の推移をそれぞれ図 5.15 及び図 5.16 に示す。

1 次系圧力の推移を図 5.15 に示す。1 次系圧力の低下は、主蒸気逃がし弁流量が大きいほど早く、そのため主蒸気逃がし弁流量により代替低圧注水の開始時間が大きく変化する。代替低圧注入までの時間は、定格主蒸気流量の 10%では約 2.4 時間、6.0%では約 8.7 時間となる。主蒸気の逃がし弁流量が小さいほど、代替低圧注入まで時間がかかり、その間 RCP シール部からの漏えいにより 1 次系保有水量が低下する。

燃料被覆管温度の推移を図 5.16 に示す。燃料被覆管温度は、6.5%（基本解析）及び 10%では上昇が確認されないが、6.0%以下の場合、燃料の一部が露出する。さらに 5.5%では、燃料被覆管温度が最高約 763℃まで上昇する。

以上より、主蒸気逃がし弁流量が定格主蒸気流量の 10%の場合、運転員操作時間への余裕が小さくなり、一方、主蒸気逃がし弁流量が定格主蒸気流量の 6.0%以下の場合には燃料被覆管温度に影響がある。

5.3.4 4 ループ PWR プラント解析（蓄圧タンク初期保有水量の感度解析）

全交流動力電源喪失時に RCP シール LOCA が発生している場合、事象進展に伴い 1 次系保有水量が徐々に減少していくが、蓄圧注入等により 1 次系保有水量は維持される。そのため、1 次系保有水量の確保に蓄圧注入は重要な項目であることから、蓄圧タンク初期保有水量の設定について検討した。

ここでは、蓄圧タンク初期保有水量を、設置変更許可申請書等の資料を参照し、「最低保有水量」である 26.9m^3 /基の設定から、 1.4m^3 /基増加させた感度解析を実施した。

解析結果のうち、1 次系圧力、1 次系保有水量及び燃料被覆管温度の推移をそれぞれ図 5.17、図 5.18 及び図 5.19 に示す。

1 次系圧力の推移を図 5.17 に示す。1 次系圧力は、基本解析と感度解析では大きな相違がなく、 0.7MPa [gauge]到達まで基本解析では約 7.3 時間、感度解析では約 7.4 時間となる。

1 次系保有水量の推移を図 5.18 に示す。初期保有水量が多い感度解析の方が蓄圧注入量は少なくなり、1 次系保有水量は約 $3,000\text{kg}$ 程度の相違がある。蓄圧タンク初期保有水量が多いケースでは、蓄圧注入の駆動力であるタンク上部の気相部の体積が減少するため、その分駆動力が減少して蓄圧注入量が減少すると考えられる。

燃料被覆管温度の推移を図 5.19 に示す。感度解析において 1 次系保有水量は低下したが、その量が少なかったため、燃料被覆管温度は上昇していない。これは、1 次系のシール LOCA 流量が少なく、1 次系保有水量が比較的多く保たれることから、蓄圧注入流量のわずかな差による影響が少ないためと考えられる。

以上を踏まえ、1 次系保有水量が少なくなる事象（例：ECCS 注水機能喪失等）においては、蓄圧注入流量の差による燃料被覆管温度への影響があると考えられることから、7.において別途感度解析を実施する。

5.4 まとめ

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の代表シーケンスとして、「外部電源喪失時に非常用所内電源が喪失し、原子炉補機冷却水の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」について、3 ループ及び 4 ループ PWR プラントの標準データを用いて、解析を実施した。

解析結果から、1次系圧力が、代替低圧注水可能圧である0.7MPa[gage]まで下がる時間は、3ループPWRプラントでは約2.5時間、4ループPWRプラントでは約7.3時間（定格主蒸気流量比6.5%の場合）であり、その間、燃料被覆管温度は上昇しなかった。これは、2次系からの冷却により1次系内での自然循環、水位低下時のリフラックス冷却が生じ炉心が冷却されるためであり、これらの模擬が解析の観点から重要である。

また、主蒸気逃がし弁流量を変更し、減圧時間に対する感度解析を実施した。

その結果、主蒸気逃がし弁流量が定格主蒸気流量の6.0%以下で減圧時間がさらに長くなるケースでは、RCPシール部からの漏えい量が多くなり、燃料被覆管温度が上昇した。このことから、RCPシール部からの漏えい量が多い場合には、短時間で減圧する必要があると考えられる。

さらに、蓄圧注入により1次冷却材保有水量が回復することから、蓄圧タンクからの注入量に対する感度解析を実施した。蓄圧注入量は、初期保有水量が多いケースの方が若干少なくなるが、燃料被覆管温度へ与える影響は小さかった。

表 5.1 解析条件（全交流動力電源喪失事象（RCP シール LOCA あり））

項目	条件（3ループプラント）	条件（4ループプラント）	備考
解析コード	RELAP5/MOD3.3	RELAP5/MOD3.3	—
起因事象	全交流動力電源喪失（時刻0）	全交流動力電源喪失（時刻0）	—
初期条件			
原子炉熱出力	2,652MWt	3,411MWt	100%
1次冷却材圧力	15.30 MPa[gage]	15.52 MPa[gage]	加圧器頂部での圧力
1次冷却材平均温度	302.3℃	306.3℃	—
炉心崩壊熱	ANS79 モデル	ANS79 モデル	—
事故条件			
全交流動力電源	なし	なし	—
RCPからの漏えい率	定格圧力で 480gpm 相当	定格圧力で 480gpm 相当	設置許可申請書等の資料を参照
機器条件			
代替低圧注水ポンプ	2台 30 m ³ /h	2台 30 m ³ /h	設置許可申請書等の資料を参照
代替低圧注水ポンプ作動	1次系圧力0.7MPa[gage]到達時	1次系圧力0.7MPa[gage]到達時	設置許可申請書等の資料を参照
蓄圧タンク保持圧力	4.04 MPa[gage]	4.04 MPa[gage]	最低保持圧力
蓄圧タンク保有水量	29.0 m ³ /基	26.9 m ³ /基	最低保有水量
タービン動補助給水	1台 約210m ³ /hr（SG3基合計）	1台 約250m ³ /hr（SG4基合計）	—
2次系強制冷却時の主蒸気逃がし弁流量	定格主蒸気流量比の10%	定格主蒸気流量比の6.5%	設置許可申請書等の資料を参照
操作条件			
2次系強制冷却開始	事象発生から30分後	事象発生から30分後	運転操作時間（事象発生を検知・判断に10分、主蒸気逃がし弁の操作に20分）
交流電源確立	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	—
1次系温度圧力の保持	1次系圧力1.7MPa[gage]到達時	1次系圧力1.7MPa[gage]到達時	設置許可申請書等の資料を参照
蓄圧タンク出口弁閉止	1次系圧力1.7MPa[gage]到達時+10分	1次系圧力1.7MPa[gage]到達時+10分	設置許可申請書等の資料を参照
2次系強制冷却再開	蓄圧タンク出口弁閉止+10分	蓄圧タンク出口弁閉止+10分	設置許可申請書等の資料を参照
タービン動補助給水注入開始	原子炉トリップ+60秒	原子炉トリップ+60秒	設置許可申請書等の資料を参照

表 5.2 主要事象発生時刻（全交流動力電源喪失事象（RCP シール LOCA あり）、
3 ループ PWR プラントの場合）

事象	発生時刻
全交流動力電源喪失	0 秒
原子炉トリップ タービントリップ	0 秒
タービン動補助給水 ポンプ起動	60 秒
主蒸気逃がし弁開	30 分
蓄圧注入	約 37 分
蓄圧タンク出口弁閉止	約 58 分
代替低圧注入 (0.7MPa[gage]到達)	約 2.5 時間

表 5.3 主要事象発生時刻（全交流動力電源喪失事象（RCP シール LOCA あり）、
4 ループ PWR プラントの場合）

事象	発生時刻
全交流動力電源喪失	0 秒
原子炉トリップ タービントリップ	0 秒
タービン動補助給水ポ ンプ起動	60 秒
主蒸気逃がし弁開	30 分
蓄圧注入	約 40 分
蓄圧タンク出口弁閉止	約 69 分
代替低圧注入 (0.7MPa[gage]到達)	約 7.3 時間

表 5.4 解析ケース 1 (全交流動力電源喪失事象：4 ループ PWR プラント)

解析ケース	2 次系強制冷却時の主蒸気逃がし弁流量 (定格主蒸気流量比)
基本解析	6.5%
感度解析-1	10.0%
感度解析-2	6.0%
感度解析-3	5.5%

表 5.5 解析ケース 2 (全交流動力電源喪失事象：4 ループ PWR プラント)

解析ケース	蓄圧タンク初期保有水量
基本解析	26.9m ³ /基 (最低保有水量)
感度解析-4	28.3m ³ /基

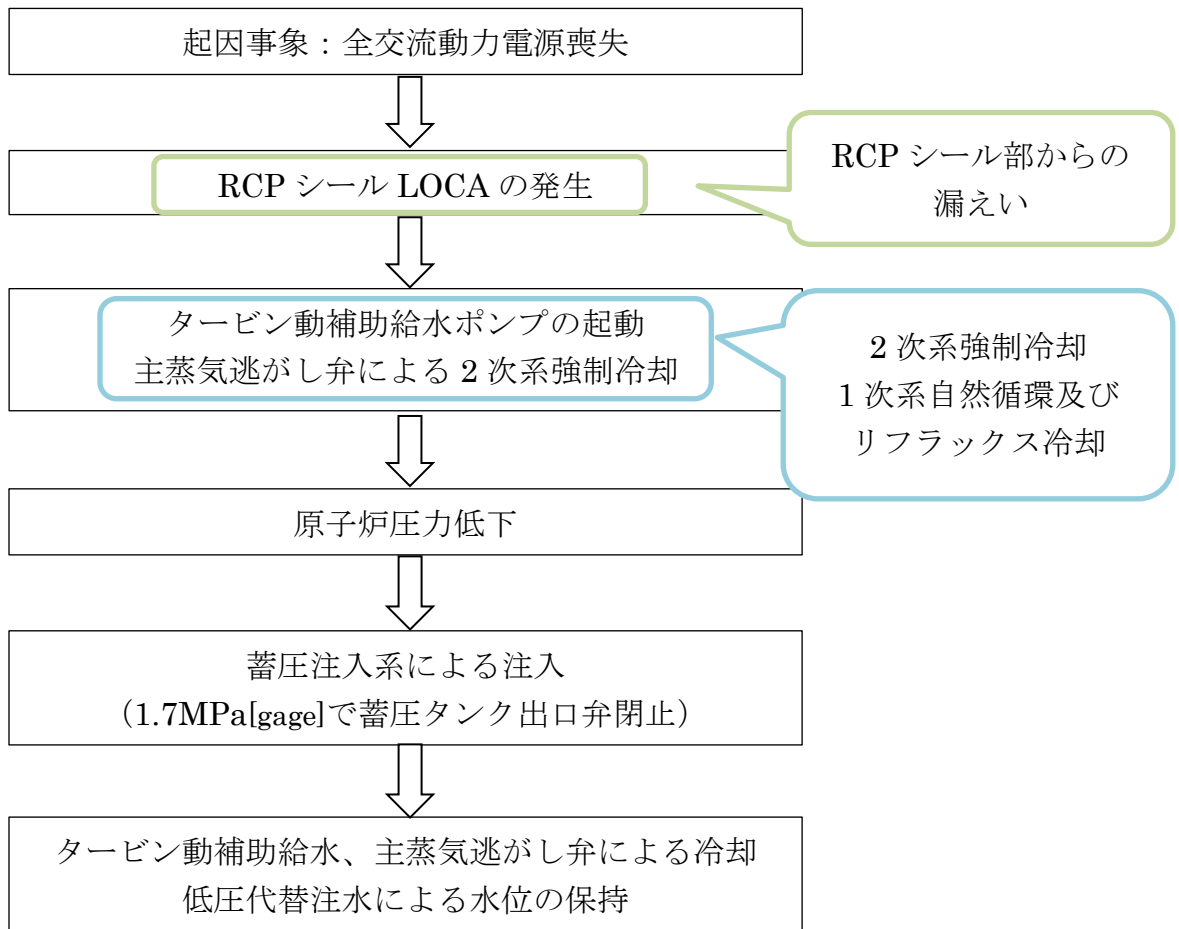


図 5.1 全交流動力電源喪失事象の流れと模擬する必要がある現象
(吹き出しは重要な物理現象を示す)

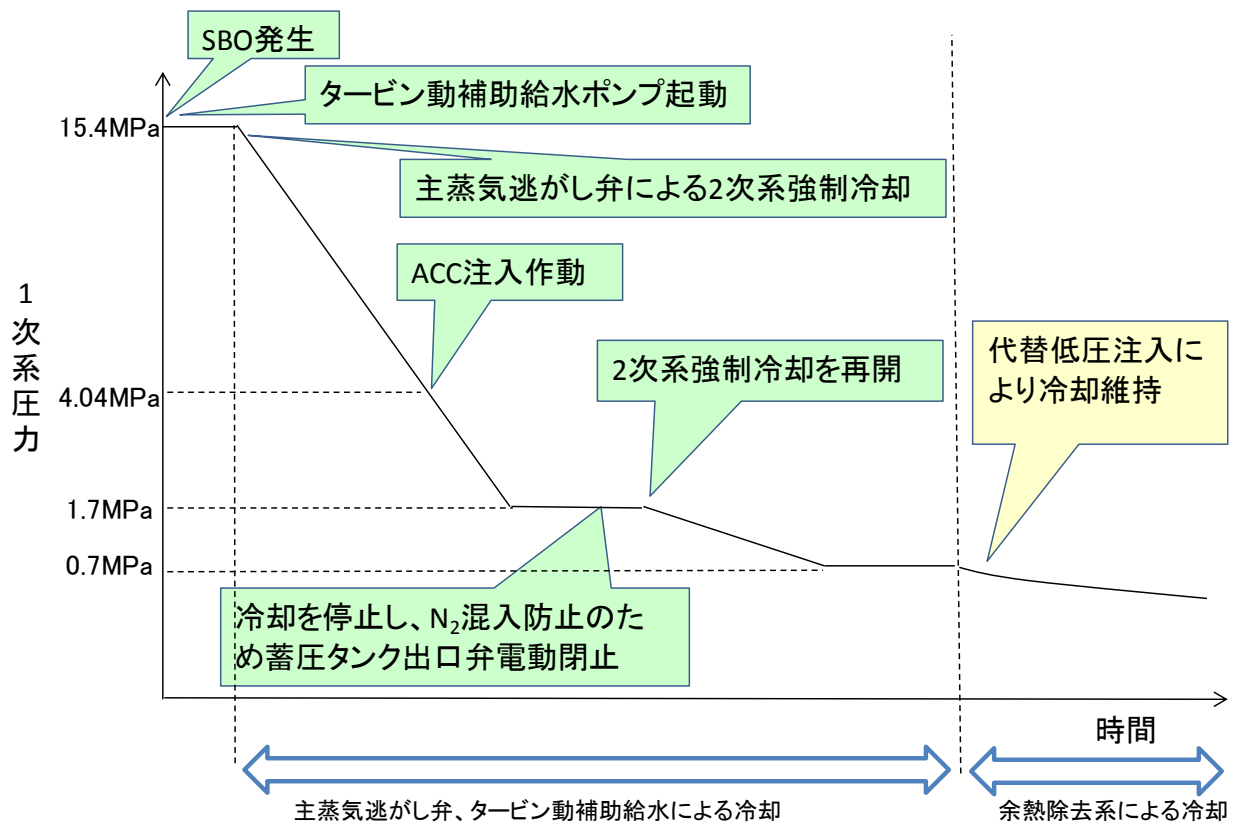


図 5.2 全交流動力電源喪失事象のシナリオ

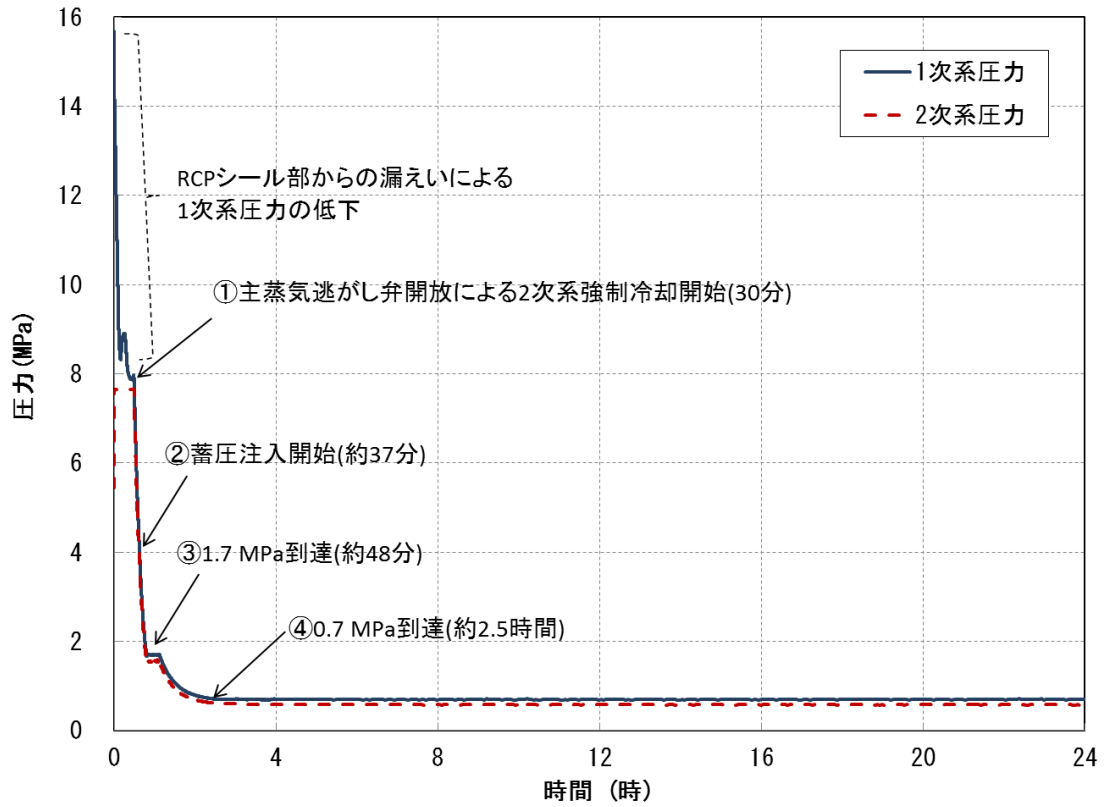


図 5.3 1次系圧力、2次系圧力 (3 ループプラント)

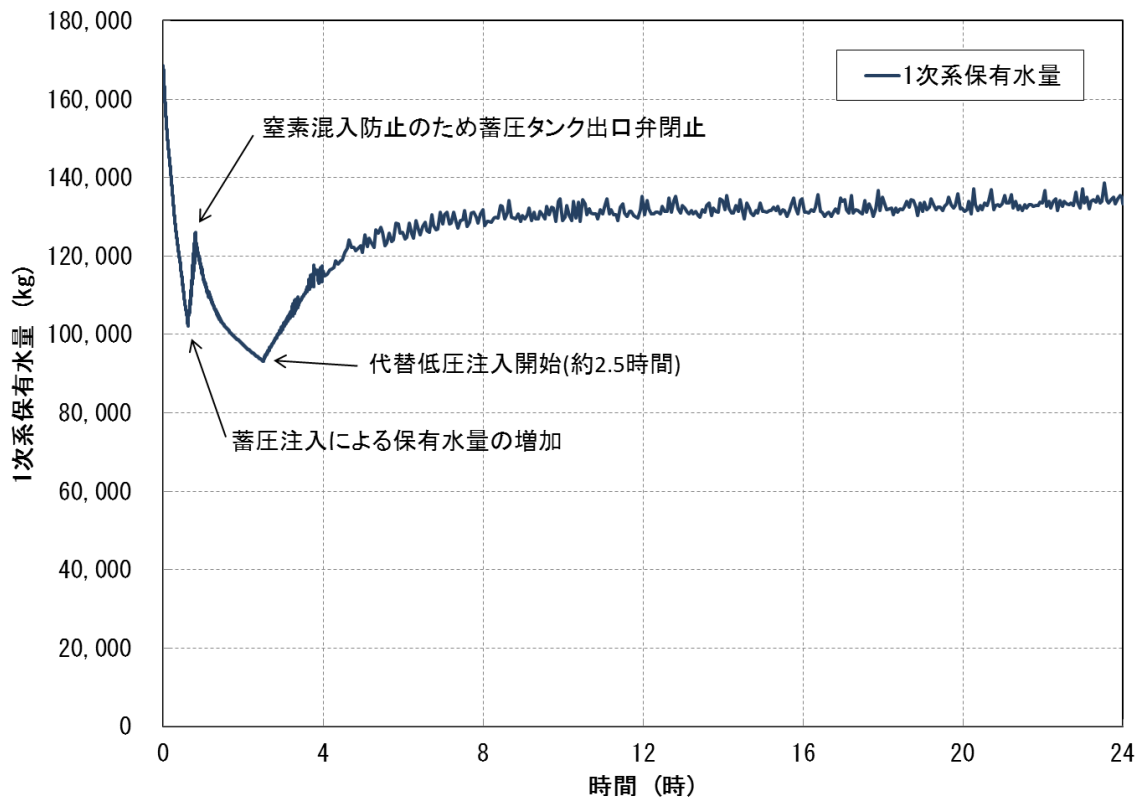


図 5.4 1次系保有水量 (3 ループプラント)

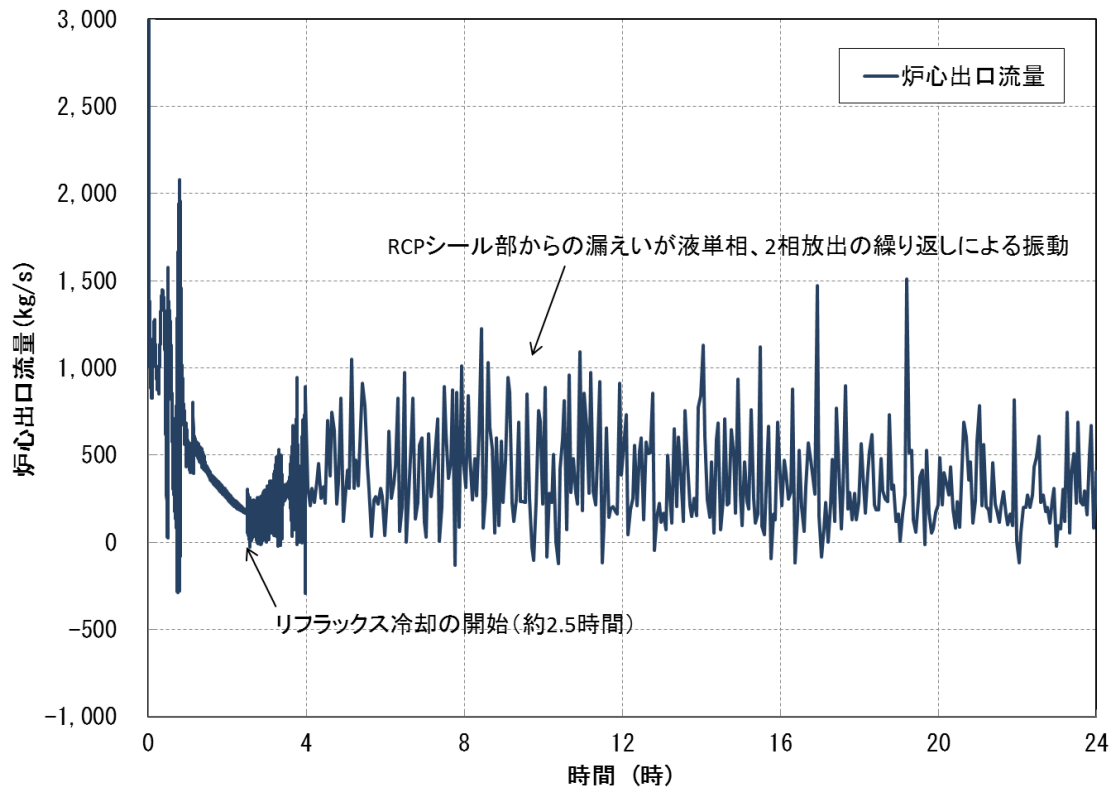


図 5.5 炉心出口流量 (3 ループプラント)

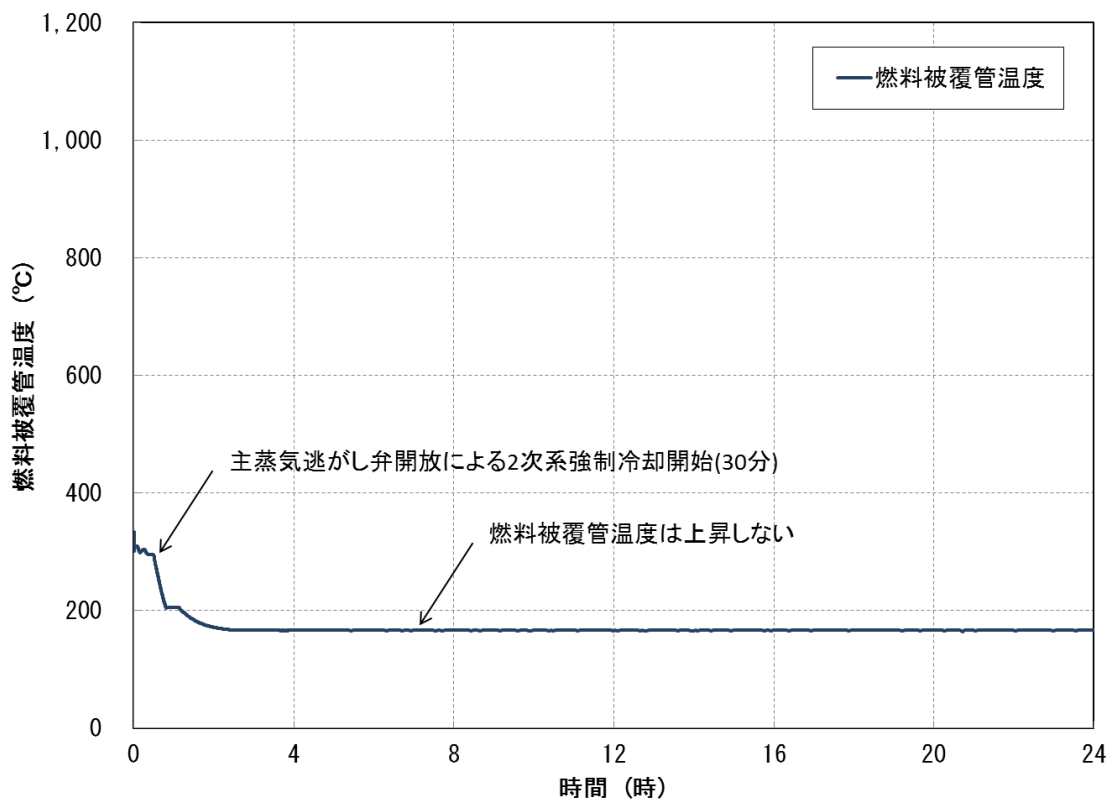


図 5.6 燃料被覆管温度 (3 ループプラント)

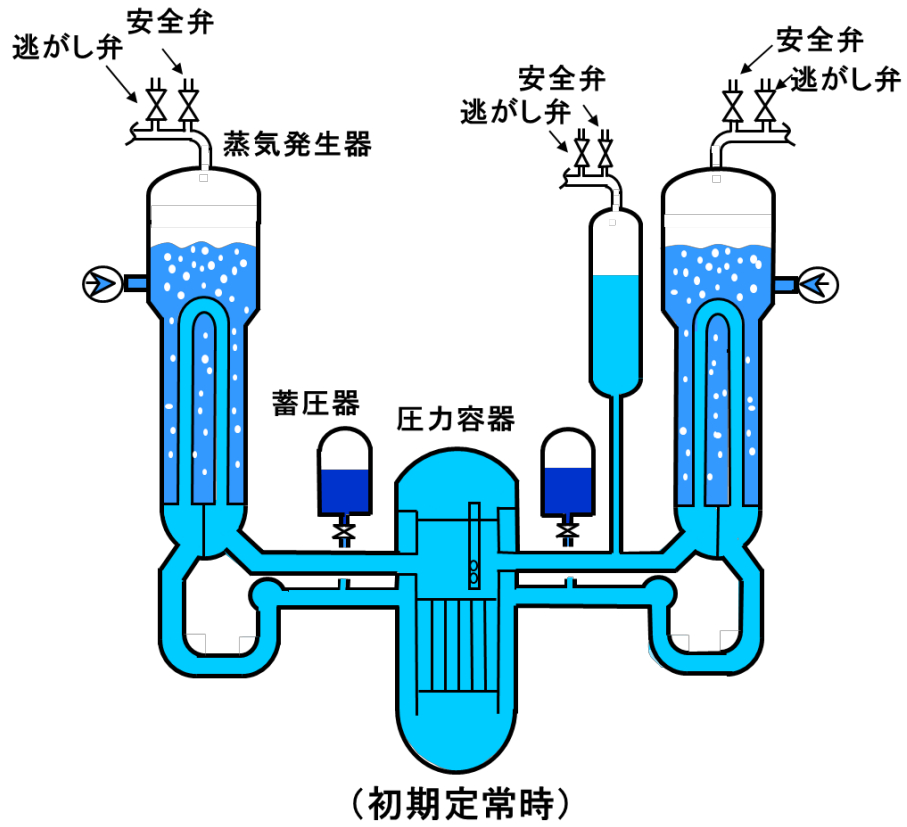


図 5.7 1次系内の冷却材分布（初期定常時、3ループプラント）

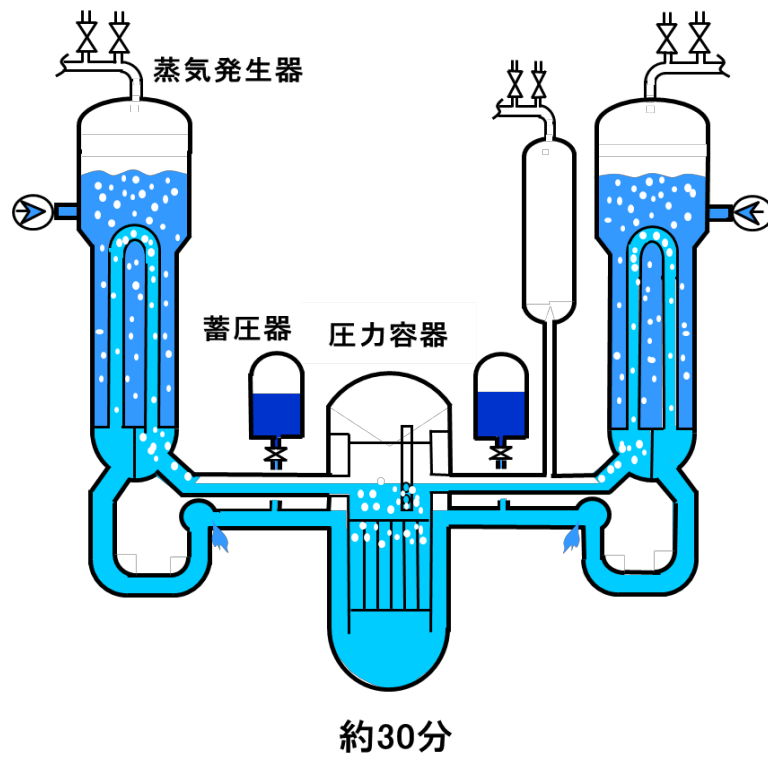


図 5.8 1次系内の冷却材分布（約30分後、3ループプラント）

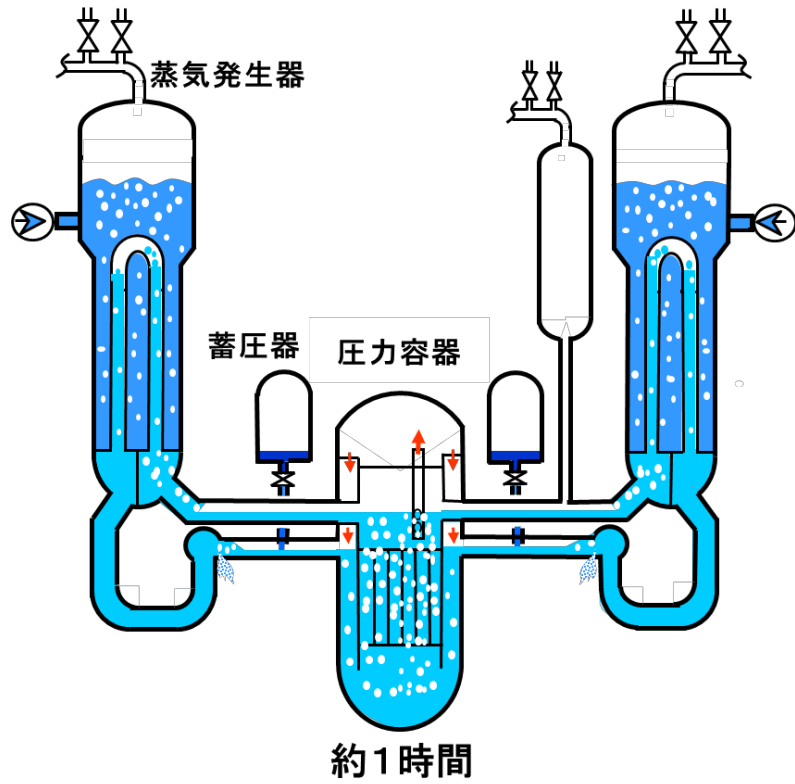


図 5.9 1次系内の冷却材分布（約1時間後、3ループプラント）

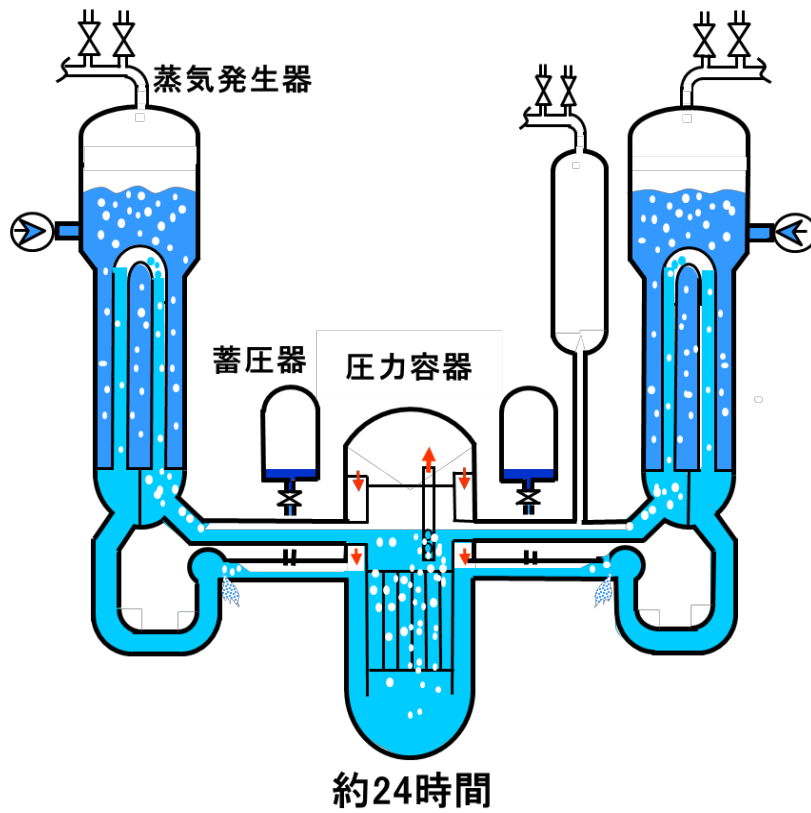


図 5.10 1次系内の冷却材分布（約24時間後、3ループプラント）

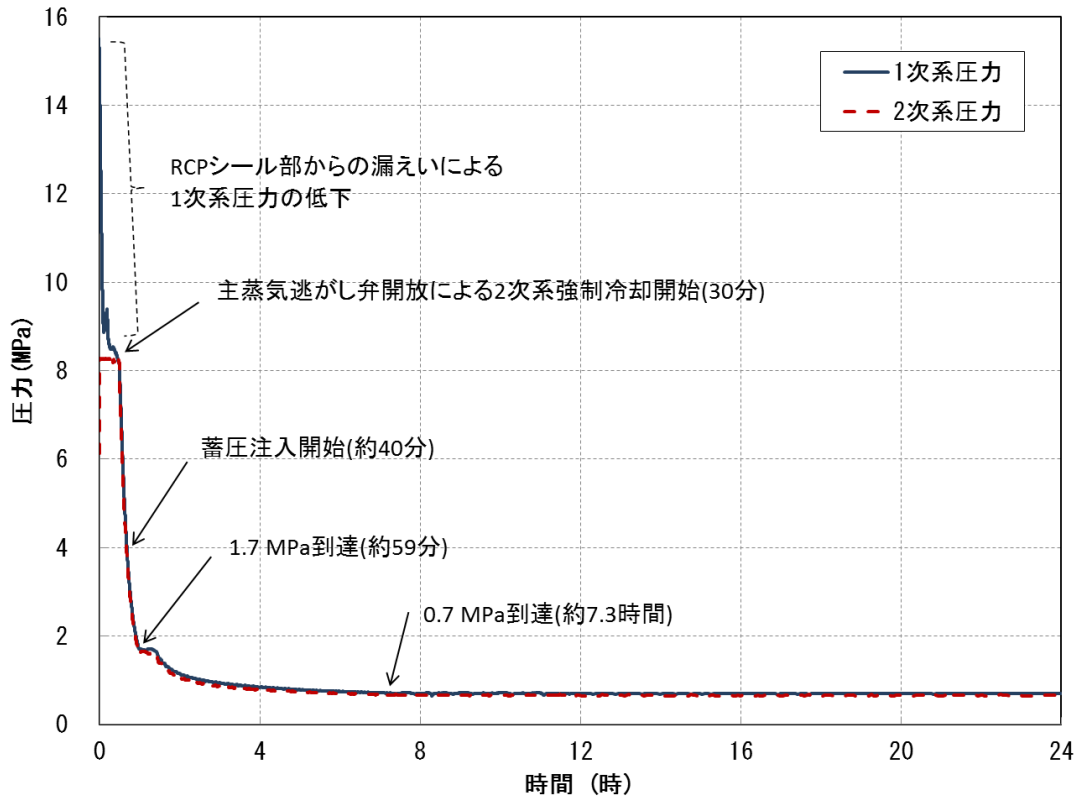


図 5.11 1次系圧力、2次系圧力（4ループプラント）

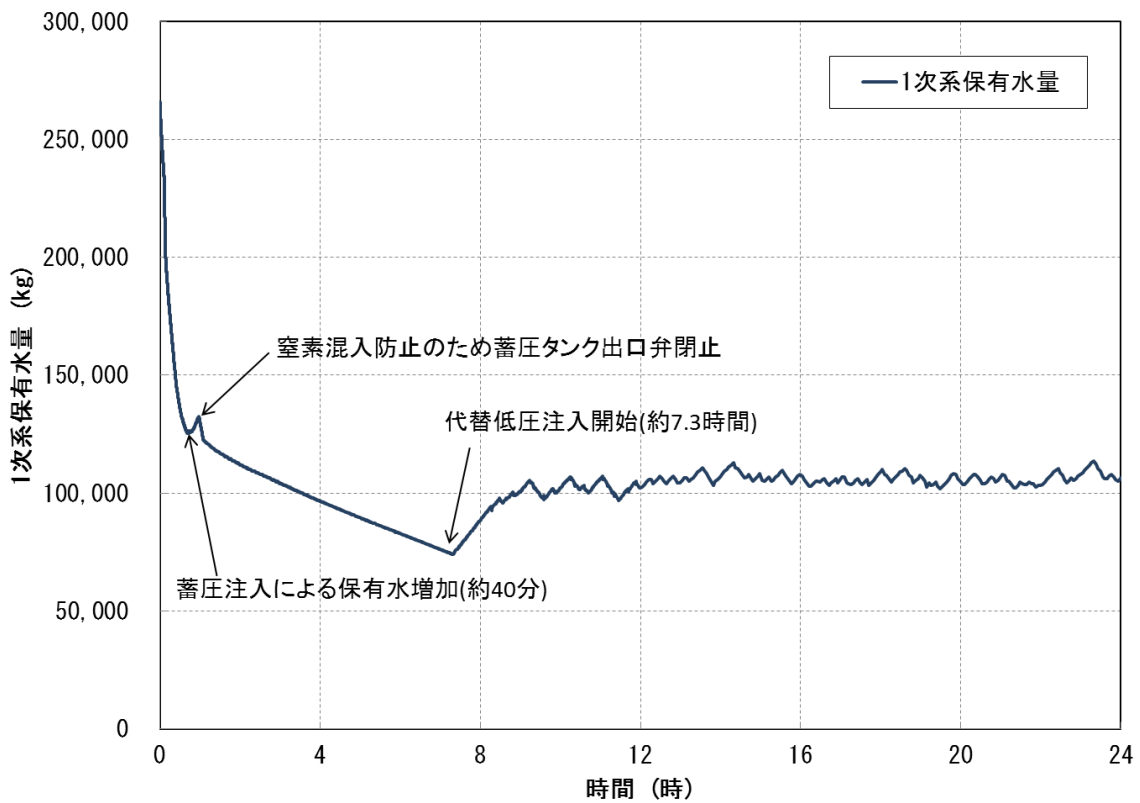


図 5.12 1次系保有水量（4ループプラント）

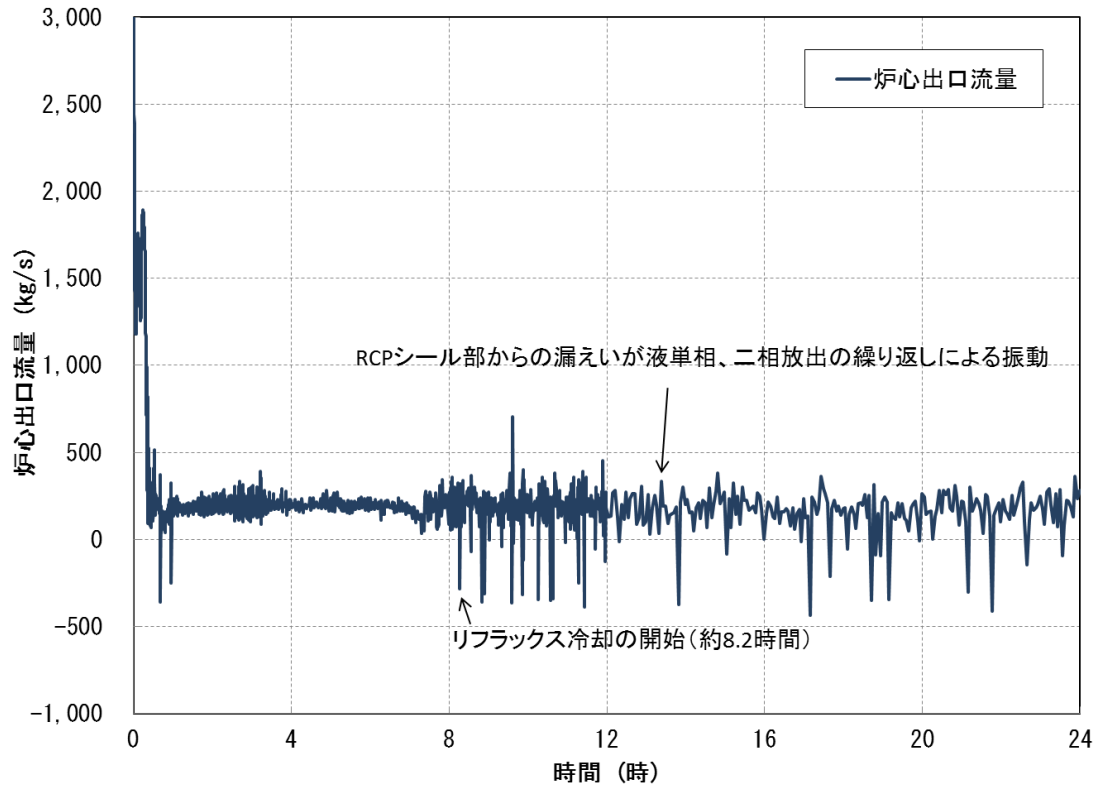


図 5.13 炉心出口流量 (4 ループプラント)

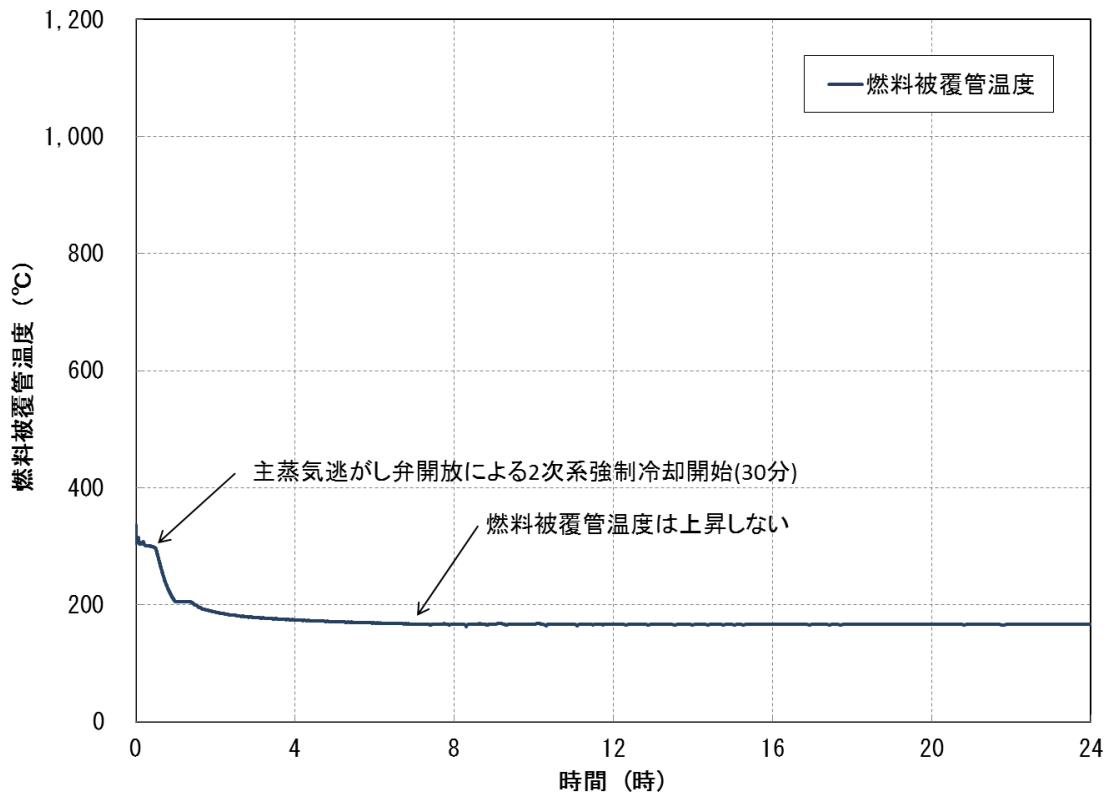


図 5.14 燃料被覆管温度 (4 ループプラント)

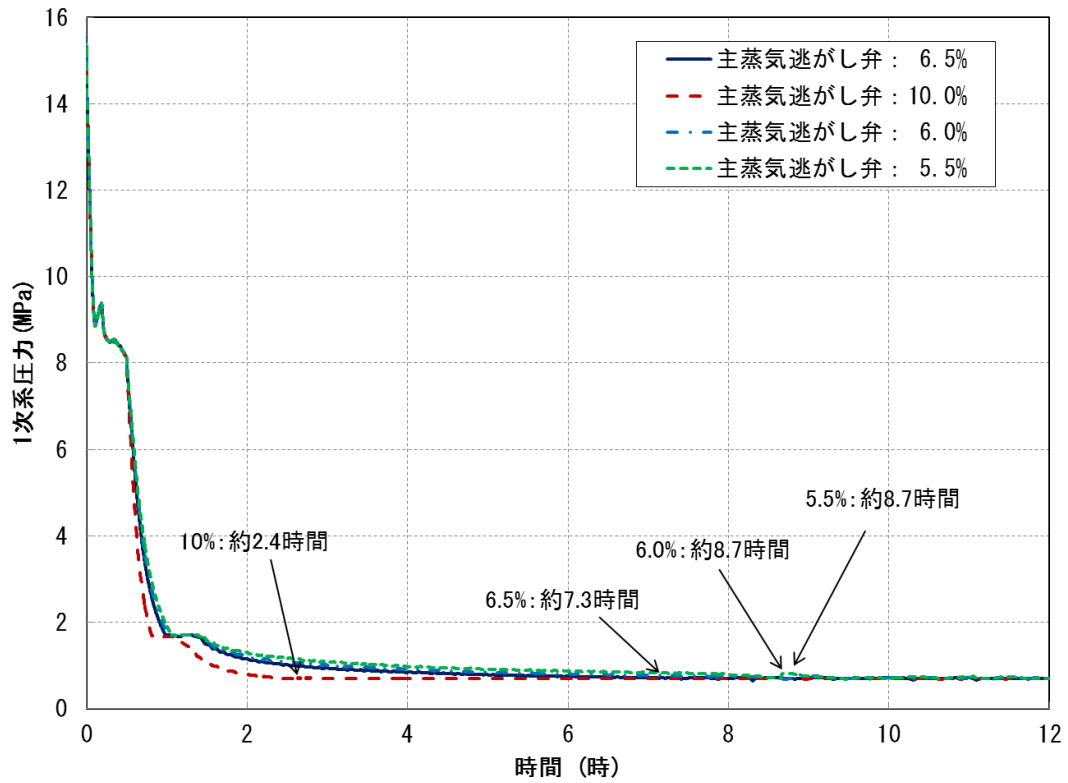


図 5.15 1次系圧力（主蒸気逃がし弁流量の感度解析、4 ループプラント）

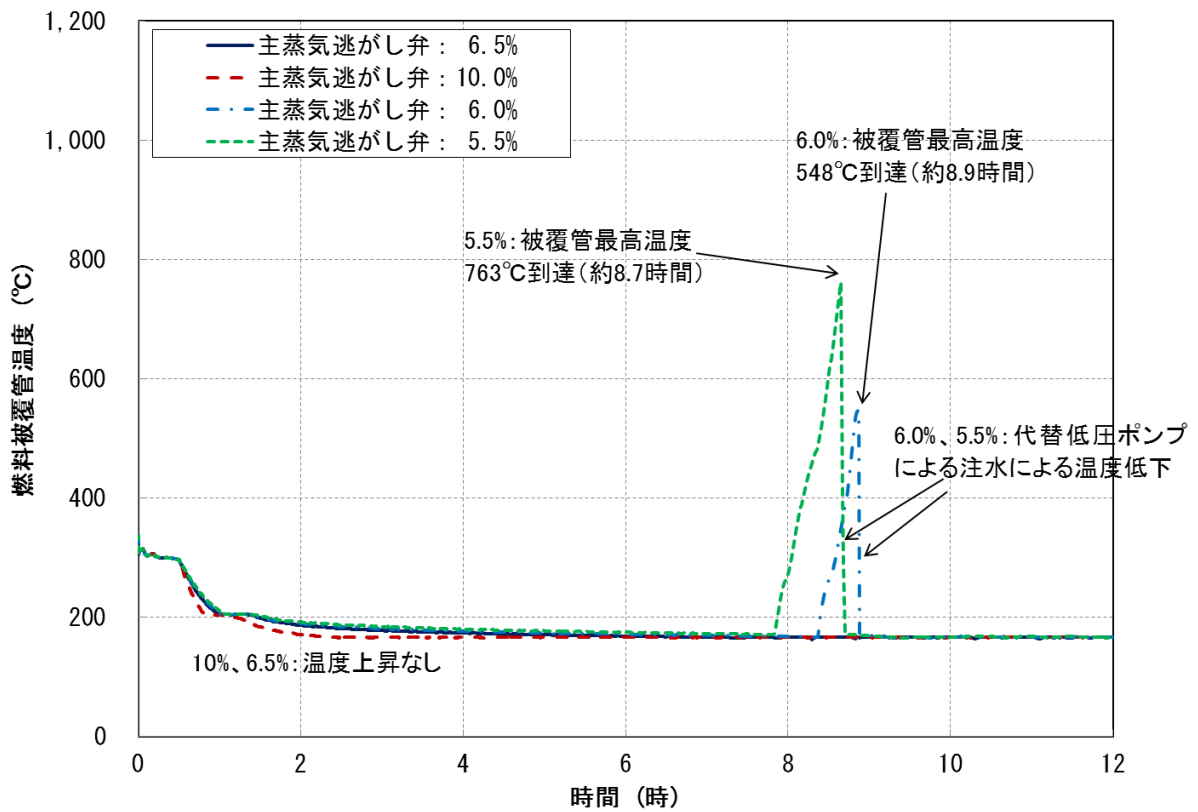


図 5.16 燃料被覆管温度（主蒸気逃がし弁流量の感度解析、4 ループプラント）

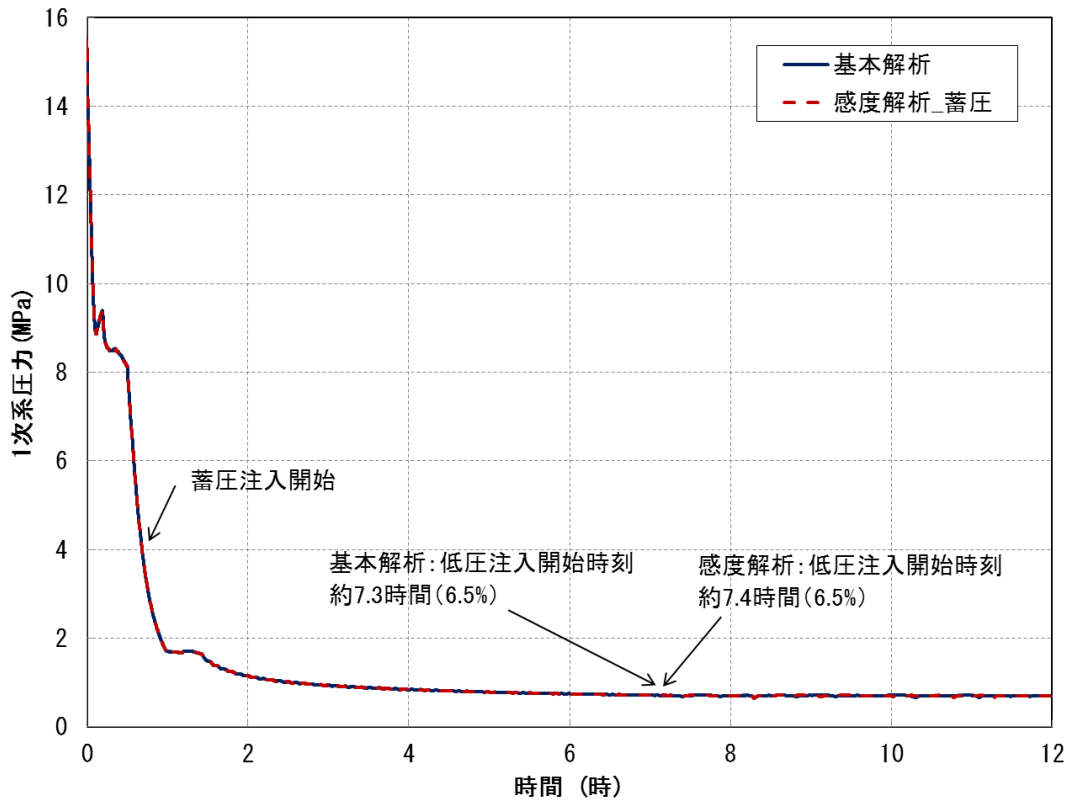


図 5.17 1次系圧力（蓄圧タンク初期保有水量の感度解析、4 ループプラント）

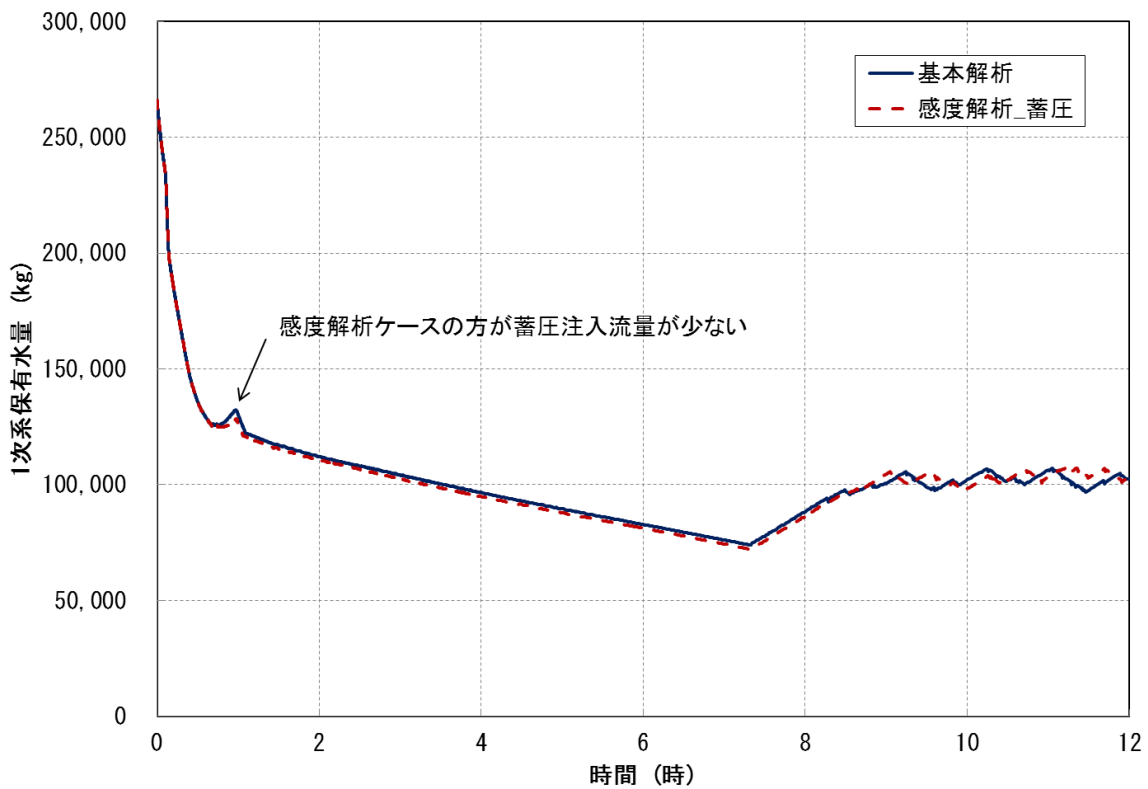


図 5.18 1次保有水量（蓄圧タンク初期保有水量の感度解析、4 ループプラント）

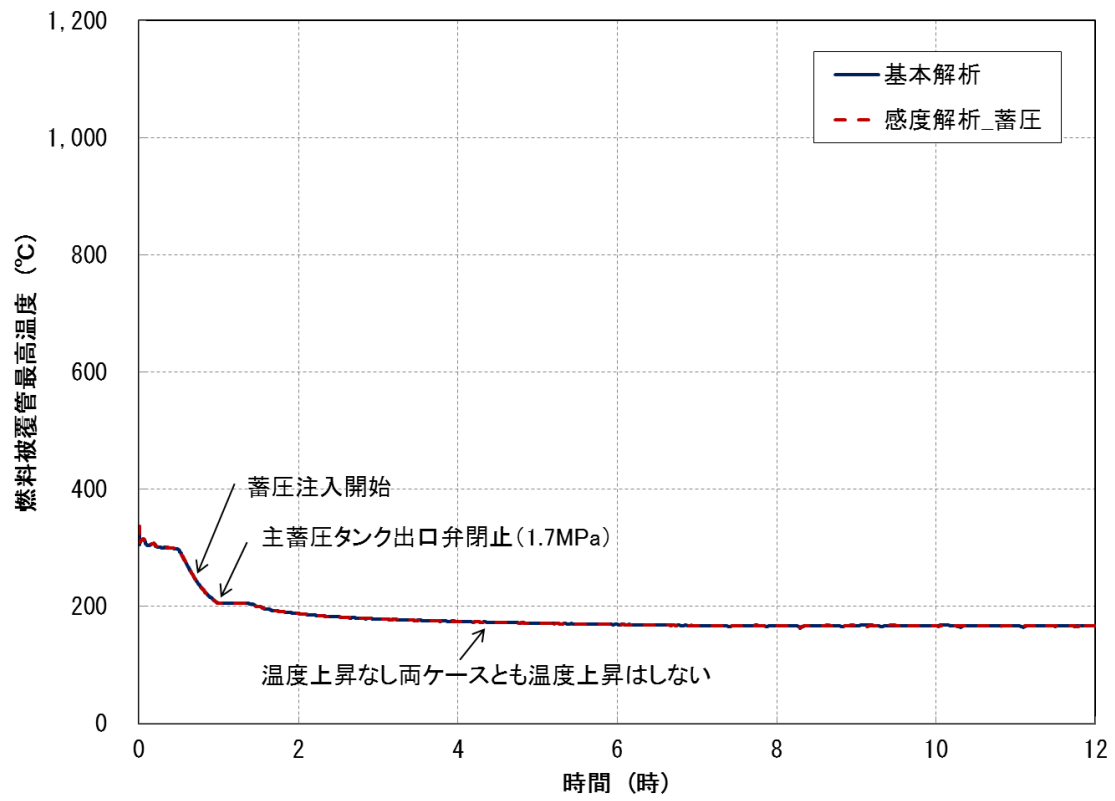


図 5.19 燃料被覆管温度（蓄圧タンク初期保有水量の感度解析、4 ループプラント）

6. 原子炉停止機能喪失

6.1 原子炉停止機能喪失の挙動

「原子炉停止機能喪失」は、起因事象となる運転時の異常な過渡変化が発生した場合に、事象収束に必要となる原子炉を停止させるための制御棒の挿入ができない事象である。原子炉出力を低下させることができなくなるため、対策が必要である。

ここでは代表シーケンスとして原子炉圧力の上昇が厳しくなる「主給水流量喪失時の原子炉停止機能喪失事象」を解析した。

本事故シーケンスの事象シナリオを図 6.1 に示す。本事象シナリオは、主給水流量喪失の発生後、原子炉がトリップしないことを仮定するが、原子炉停止機能喪失事象の対策設備である ATWS 緩和設備により「MSIV 閉、補助給水ポンプ起動、タービントリップ作動」という一連の対策機能が自動作動し、原子炉が持つ特性のひとつである負の反応度フィードバックにより原子炉出力が低下するものである。

本事象では、減速材温度反応度及びドップラ反応度といった核特性パラメータが、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に大きな影響を与えることから、炉心 3 次元核熱結合解析を実施した。さらに、一点炉近似動特性モデルによる解析を併せて実施し、結果の比較検討を行った。

6.2 原子炉停止機能喪失の解析条件（3次元核熱結合解析）

本事故シーケンスの解析は、3 ループ PWR プラントの SKETCH-INS 及び TRACE5.0 用標準データを用いて、3次元核熱結合解析コード SKETCH-INS/TRACE5.0 により実施した。本解析で用いた SKETCH-INS のノード分割を図 6.2 に、TRACE5.0 のノード分割を図 6.3 から図 6.5 に示す。また、本事象の主要な解析条件を表 6.1 に示す。

原子炉停止機能喪失事象では、主として減速材温度反応度係数の負のフィードバック効果で出力が下がるため、減速材温度反応度係数の絶対値が小さいほど、保守的な解析となる。3次元核特性データでは、減速材温度反応度係数は入力パラメータとして与えられないため、ほう素濃度が高いほど減速材温度反応度係数がより正側となり絶対値が小さくなることを利用して、臨界ほう素濃度が最も高くなるサイクル初期炉心を設定した。

さらに、減速材温度反応度係数に保守性を持たせるため、ほう素濃度を高めることで減速材温度反応度係数を調整した。具体的には、減速材温度反応度係数が $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ となるよう、ほう素濃度を臨界ほう素濃度である $1,877\text{ppm}$ から $2,090\text{ppm}$ へと変更し、それを基本ケースとした。ほう素濃度と減速材温度反応度係数の関係をそれぞれ図 6.6 及び図 6.7 に示す。この変更により、減速材温度反応度係数は、 $-17.2\text{pcm}/^\circ\text{C}$ から $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ と負の絶対値が小

さくなっている。

なお、本解析に用いたドップラ反応度係数は、図 6.8 に示すドップラ反応度欠損から分かるようにほう素濃度調整による影響はほとんど見られない。また、初期軸方向出力分布は、図 6.9 に示すとおり、ほぼ中央部にピークのある形であり、ほう素濃度を高めることでピークがやや上方にずれるものの、ほう素濃度の変更による出力分布への影響は大きくなかった。

主給水流量喪失後の原子炉停止機能喪失発生の判断は、SG2 次側狭域水位が 7%を下回ったことにより行うこととし、ATWS 緩和設備により MSIV を閉止するとともに、補助給水ポンプを起動する。補助給水ポンプは、電動 2 台、タービン動 1 台の合計 3 台を起動する。

6.3 原子炉停止機能喪失の解析結果（3次元核熱結合解析）

6.3.1 基本解析

基本ケース（減速材温度反応度係数 $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ 、ほう素濃度 2,090ppm）と、臨界ほう素濃度である 1,877ppm（減速材温度反応度係数 $-17.2\text{pcm}/^\circ\text{C}$ ）のケースを比較し、減速材温度反応度係数の影響を確認した。3次元核熱結合コード SKETCH-INS/TRACE5.0 による主給水流量喪失からの原子炉停止機能喪失事象の解析結果のうち主要なパラメータの推移を図 6.10 から図 6.24 に示す。

主給水流量喪失により SG2 次側保有水量が低下し（図 6.10）、48 秒後に狭域水位 7%に達すると ATWS 緩和設備により MSIV が閉止される（図 6.10①）。これにより蒸気流量が低下し（図 6.11①）、SG での除熱量が一時的に低下する（図 6.12①）。2 次側の圧力上昇により（図 6.13）、主蒸気逃がし弁及び安全弁が開き蒸気が放出され除熱されるが、SG 水位の低下（図 6.10②）により、再度 SG での除熱量が低下する（図 6.12②）。その後、ATWS 緩和設備により補助給水ポンプが作動し（図 6.14）、SG2 次側の水位を低い位置に保ちながら除熱を継続する。このように、原子炉停止機能喪失事象では、①MSIV 閉止時及び②70 秒以降の SG2 次側水位低下時の 2 度、SG での除熱量が低下する。

原子炉出力は、上述した 2 度の SG での除熱量の低下により 1 次冷却材温度が上昇する（図 6.15）ことから、減速材温度反応度係数による負のフィードバック効果が加わり低下する（図 6.16）。このため、燃料温度が下がり、ドップラ反応度係数による正のフィードバックが加わるが、減速材温度反応度係数による負のフィードバックの方が上回っており、原子炉出力の低下は継続する。

1 次系圧力は、上述の SG 除熱量の低下により 2 度上昇する（図 6.17①、②）が、加圧器逃がし弁（図 6.18）及び加圧器安全弁（図 6.19）の作動により 1 次系圧力の上昇は抑制されるため、1 次系圧力の最大値は 18.02MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍の

20.59MPa[gage]を超えない。

その後、1次冷却材温度の上昇により、炉心上端のボイド率が上昇するが、圧力がピークとなる150秒付近までは蒸気の発生はほとんどない(図6.20)。

原子炉出力は、減速材温度反応度係数の影響により、70秒付近で基本ケースの方が高くなる(図6.16②)。これにより、1次冷却材温度が上昇するため(図6.15③)、炉心上端でのボイド率が高く、150秒から200秒付近での1次系圧力は、基本ケースの方が高い期間が継続するが(図6.17③)、150秒付近までの期間においては、加圧器逃がし弁及び安全弁からの流量が増えることで圧力上昇が抑制されており、減速材温度反応度係数の違いによる1次系圧力ピーク値への影響は見られない。

炉心軸方向の出力分布(図6.21)は、圧力がピークとなる100秒付近まではほとんど変動が見られない。200秒時点において、炉心軸方向の分布は上部がやや高くなるが、(図6.22)、原子炉出力がすでに低下していることから、軸方向分布の変化が原子炉圧力に与える影響は小さい。なお、炉心軸方向の分布の上部がやや高くなる理由は、原子炉出力の低下により炉心上部と下部の間での温度差が小さくなることで、相対的に減速材密度の差が少なくなるためである。

3次元核熱結合解析結果から求めた成分別反応度の変化を図6.23及び図6.24に参考として示す。温度上昇に伴う減速材反応度(緑線、負の値)の低下量が、出力低下に伴うドップラ反応度(赤線、正の値)の上昇量を上回るため、全反応度(青線)は300秒までは負となり、出力の低下が続く。300秒以降、出力の低下に伴う減速材温度の低下により、ドップラ反応度と釣り合い、全反応度はゼロ近傍に収束する。

ほう素濃度による減速材温度反応度係数の調整の影響については、1次系圧力がピークとなる期間に基本ケース(2,090ppm)の方が負の減速材温度反応度の添加量は小さくなっており(図6.24)、ドップラ反応度を加えた全反応度についても負の絶対値が小さくなっていることから、減速材温度反応度係数の調整は厳しめになっている。

なお、基本ケースでは、200秒以降に炉心でボイドが生じ、ほう素濃度が上昇することによる負の反応度が入り各反応度の変化に違いが生じているが、1次系圧力がピークとなる期間を過ぎていることから、その影響は小さい。

6.4 原子炉停止機能喪失の解析条件(一点炉近似動特性モデル)

上述した3次元核熱結合解析コードによる結果から、出力分布の変動は小さく3次元的效果は小さいと考えられる。このため、一点炉近似動特性モデルを採用しているRELAP5/MOD3.3による解析を実施し、解析結果を比較検討した。

一点炉近似動特性モデル RELAP5/MOD3.3 での解析条件を表 6.2 に示す。初期定常状態、加圧器逃がし弁及び安全弁等の条件は、前述した核熱結合コード SKETCH-INS/TRACE5.0 での条件と同じとした。炉心の軸方向出力分布は、定格出力時の分布（図 6.25、ほう素濃度 2,090ppm の値）を使用した。

また、一点炉近似動特性モデルに与える反応度係数は 3 次元炉心解析コード SIMULATE5 (参 3 2) の 3 ループ PWR 炉心の定常計算により求め、減速材温度反応度係数は、定格出力時に $-13\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ （ほう素濃度 2,090ppm の値）とした。なお、同係数は温度上昇時には圧力の依存性もあるため、フィードバックを小さくするように 18.5MPa[gage]のデータを用い（図 6.26）、ドップラ反応度欠損も同じく 2,090ppm の場合のデータ（図 6.27）を用いた。

6.5 原子炉停止機能喪失の解析結果（一点炉近似動特性モデル）

6.5.1 基本解析

1 次冷却材温度、原子炉出力及び成分別反応度をそれぞれ図 6.28、図 6.29 及び図 6.30 に示す。上述した 3 次元核熱結合解析と同様に、SG2 次側における二度の除熱量の低下（MSIV 閉止及び SG2 次側水位低下による）に伴い、1 次冷却材温度が上昇し、減速材温度の負のフィードバック効果で原子炉出力が低下する。これは、3 次元核熱結合解析と同じ傾向である。

成分別反応度は、100 秒以降について違いが現れているが、原子炉圧力の上昇が厳しい 100 秒付近までは、一点炉近似動特性モデルと 3 次元核熱結合解析はほぼ同じ傾向となる。

原子炉圧力、加圧器逃がし弁流量及び加圧器安全弁流量をそれぞれ図 6.31、図 6.32 及び図 6.33 に示す。原子炉圧力は、100 秒以前において、一点炉近似動特性モデルの圧力が若干高くなっている。これは、加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出量を評価する臨界流モデルの違いによるものと考えられる。2 回目の SG 除熱量の低下に伴う 1 次系圧力上昇の際（約 70 秒以降）、3 次元核熱結合解析の SKETCH-INS/TRACE5.0 の方が加圧器逃がし弁からの冷却材放出量が多いことが図 6.32 より分かる。

これらのことから、主給水流量喪失の原子炉停止機能喪失事象の全体的な挙動については、3 次元核熱結合解析と一点炉近似動特性モデルで大きな違いはないと言える。

6.5.2 感度解析

事象の進展に対して影響があると考えられるパラメータについて感度解析を実施した。感度解析のケース一覧を表 6.3 に示す。

まず、反応度係数についての感度を確認するため、減速材温度反応度係数については、基本解析の $-13\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ が絶対値も小さい値のためそのまま使用することとし、ドップラ反応度

係数は、係数の持つ不確かさを±20%と想定し、原子炉圧力に対して厳しくなる+20%（基本ケースの1.2倍）として解析した。

解析結果のうち主要なパラメータの推移を図 6.34 から図 6.37 に示す。ドップラ反応度係数については、原子炉出力低下（燃料温度低下）に伴う正のフィードバック効果が大きくなるため、原子炉出力が低下する期間においては、基本解析に比べて原子炉出力が高くなる傾向となる。このため、1次系圧力は、ピーク値がやや高くなり（100秒付近）、加圧器安全弁からの放出流量が増加するが、本解析におけるドップラ反応度係数の変化幅の範囲においては、加圧器安全弁からの放出流量の増加はその容量を超えることはなく、1次系圧力の大きな上昇を抑制しており、そのため1次系圧力は、20.59MPa[gage]を超えない。

これらのことから、ドップラ反応度係数を1.2倍とすると厳しめな解析となるが、この不確かさの幅においては、1次系圧力に対する影響は大きくはない（図 6.36）。

また、起因事象に対する感度を確認するため、運転時の異常な過渡変件事象の中で原子炉圧力が上昇する「負荷の喪失」からの原子炉停止機能喪失事象を解析した。

ここでは、負荷の喪失が発生する原因を復水器の故障によるタービントリップと仮定した。タービントリップによりタービン止め弁が閉止し、復水器の故障によりタービンバイパスが使用できないため、余剰蒸気は主蒸気逃がし弁及び安全弁から放出される。また、復水器故障により主給水流量の喪失も同時に発生する。以上のことから、負荷の喪失からの原子炉停止機能喪失事象は、時刻0秒で主給水流量喪失及び主蒸気流量がゼロとなる事象とした。

解析結果のうち主要なパラメータの推移を図 6.38 から図 6.43 に示す。負荷の喪失の発生により、時刻0秒で蒸気流量が低下する（図 6.38）。このとき、SGからの除熱量も低下し（図 6.40）、1次冷却材温度が上昇する（図 6.41）。時刻0秒で主蒸気流量が0となることから、SG2次側水位低下が主給水流量喪失からの原子炉停止機能喪失事象に比べて遅くなる（図 6.39）。その後、主給水流量が喪失していることによるSG2次側水位の低下により、2度目のSGからの除熱量の低下が生じる。このSGからの除熱量の低下のタイミングもSG2次側水位の低下の遅れにより、主給水流量喪失からの原子炉停止機能喪失事象に比べると20秒ほど遅くなるが、2回のSGからの除熱量の低下が発生する傾向は同じである。

原子炉出力は、時刻0秒の蒸気流量低下によるSGからの除熱量の低下で、事象発生後すぐに低下し、しばらく維持した後、SG水位低下により100秒付近で再度低下する。

このように、SGからの除熱量の低下が2回生じるため、負荷の喪失からの原子炉停止機能喪失事象では原子炉圧力の上昇は2回発生したが、そのピーク値は主給水流量喪失からの原子炉停止機能喪失事象と同程度である。

6.6 まとめ

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の代表シーケンスとして、「主給水流量喪失時の原子炉停止機能喪失事象」について、SKETCH-INS/TRACE5.0により炉心3次元核熱結合解析を実施した。

2度のSGからの除熱量の低下により、減速材温度が上昇し、減速材温度反応度係数及びドップラ反応度係数によるフィードバックで原子炉出力が低下する。同時に、SGからの除熱量の低下に伴い、1次冷却材圧力上昇が生じることから、反応度係数は重要なパラメータとなる。減速材温度の上昇に伴い1次系圧力も上昇するが、加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材が放出されることにより1次系圧力の上昇は抑制される。

一点炉近似動特性モデルを採用しているRELAP5/MOD3.3により原子炉停止機能喪失事象を解析し、3次元核熱結合解析との比較を行った。1次系圧力は、高めとなるものの、事象の全体的な挙動を一点炉近似動特性モデルでも概ね解析できた。

また、「負荷の喪失」を起因とする原子炉停止機能喪失事象における1次系圧力上昇は、一点炉近似動特性モデルにより実施した感度解析から、「主給水流量喪失」を起因とする場合と同程度である。

表 6.1 主給水流量喪失からの原子炉停止機能喪失事象における解析条件（3 ループ PWR プラント、3 次元核熱結合解析）

項目	条件	備考
解析コード	SKETCH-INS/TRACE5.0	—
ループ数	3 ループ	—
起因事象	主給水流量喪失	—
原子炉熱出力(初期)	2,652 MWt	—
1 次冷却材圧力(初期)	15.30 MPa[gage]	加圧器頂部での圧力
1 次冷却材平均温度(初期)	302.3℃	—
炉心崩壊熱	ANS79 モデル	—
ほう素濃度(初期)	1,877 / 2,090 ppm	1,877ppm : 臨界ほう素濃度、定格熱出力で -17.2pcm/℃ 2,090ppm : 定格熱出力で -13pcm/℃となるようほう素濃度を調整基本ケースを 2,090ppm (-13.0pcm/℃) とした
減速材温度反応度係数(定格)	-17.2 / -13.0 pcm/℃	設置変更許可申請書等の資料を参照 定格熱出力で -13pcm/℃とした
ドップラ反応度係数	図 6.8 参照	—
炉心出力分布(初期)	図 6.9 参照	—
原子炉停止機能喪失対策信号 MSIV 閉、タービントリップ 補助給水ポンプ起動	SG 狭域水位 ≤ 7% 48 秒 91 秒	設置変更許可申請書等の資料を参照 MSIV 閉、タービントリップ、補助給水ポンプ起動 SG 狭域水位 ≤ 7%が 48 秒
加圧器逃がし弁/安全弁 弁数 容量/弁	2/3 弁 95/145 t/h	—
主蒸気逃がし弁/安全弁 弁数	3/15 弁	設置変更許可申請書等の資料を参照
電動補助給水ポンプ 台数 タービン動補助給水ポンプ 台数	2 台 1 台	設置変更許可申請書等の資料を参照

表 6.2 主給水流量喪失からの原子炉停止機能喪失事象における解析条件（3 ループ PWR プラント、一点炉近似動特性モデル解析）

項目	条件	備考
解析コード	RELAP5/MOD3.3	—
ループ数	3 ループ	—
起因事象	主給水流量喪失	—
原子炉熱出力(初期)	2,652 MWt	—
1 次冷却材圧力(初期)	15.30MPa[gage]	加圧器頂部での圧力
1 次冷却材平均温度(初期)	302.3℃	—
炉心崩壊熱	ANS79 モデル	—
減速材温度反応度係数(定格)	3 次元核熱結合解析より	設置変更許可申請書等の資料を参照 定格熱出力で -13pcm/℃とした
ドップラ反応度係数(定格)	3 次元核熱結合解析より	
炉心出力分布(初期)	図 6.25 参照	解析中全時間にわたり図 6.25 の出力分布を適用。
原子炉停止機能喪失対策信号 MSIV 閉、タービントリップ 補助給水ポンプ起動	SG 狭域水位 ≤ 7% 48 秒 91 秒	3 次元核熱結合解析と同じ。
加圧器逃がし弁/安全弁 弁数 容量/弁	2/3 弁 95/160 t/h	—
主蒸気逃がし弁/安全弁 弁数 容量/弁	3/15 弁 180/360 t/h	—
電動補助給水ポンプ 台数	2 台	—
タービン動補助給水ポンプ 台数	1 台	—

表 6.3 解析ケース（原子炉停止機能喪失事象：3 ループ PWR プラント）

解析ケース	感度パラメータ	
	起因事象	ドップラ反応度係数
基本ケース	主給水流量喪失	3次元核熱結合解析 炉心データより
感度ケース 1	主給水流量喪失	基本ケースの 1.2 倍
感度ケース 2	負荷の喪失 (時刻 0 秒で主給水流量喪失及び 蒸気流量がゼロ)	基本ケースと同じ

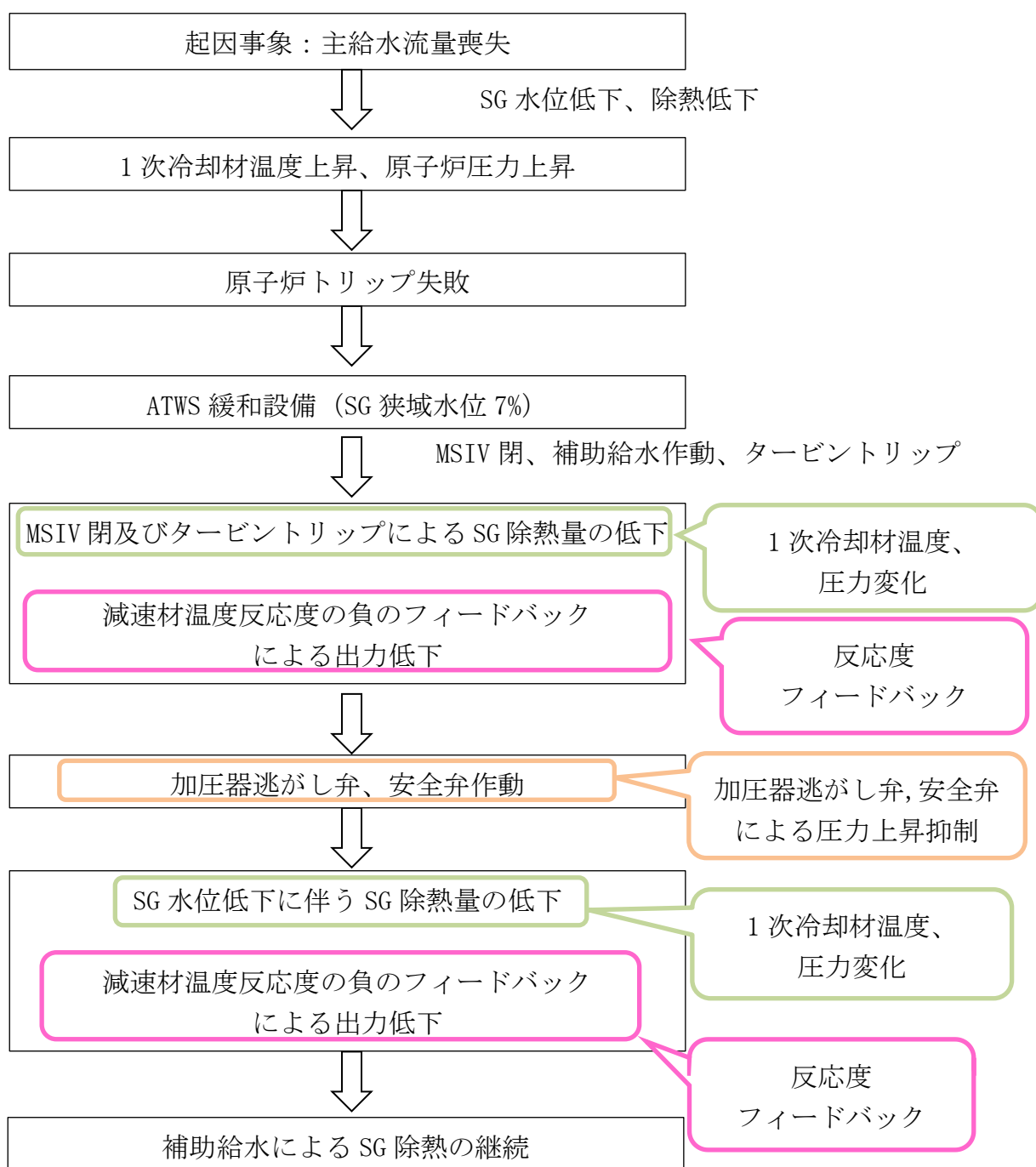


図 6.1 主給水流量喪失からの原子炉停止機能喪失事象の流れと模擬する必要のある現象
(吹き出しは重要な物理現象を示す)

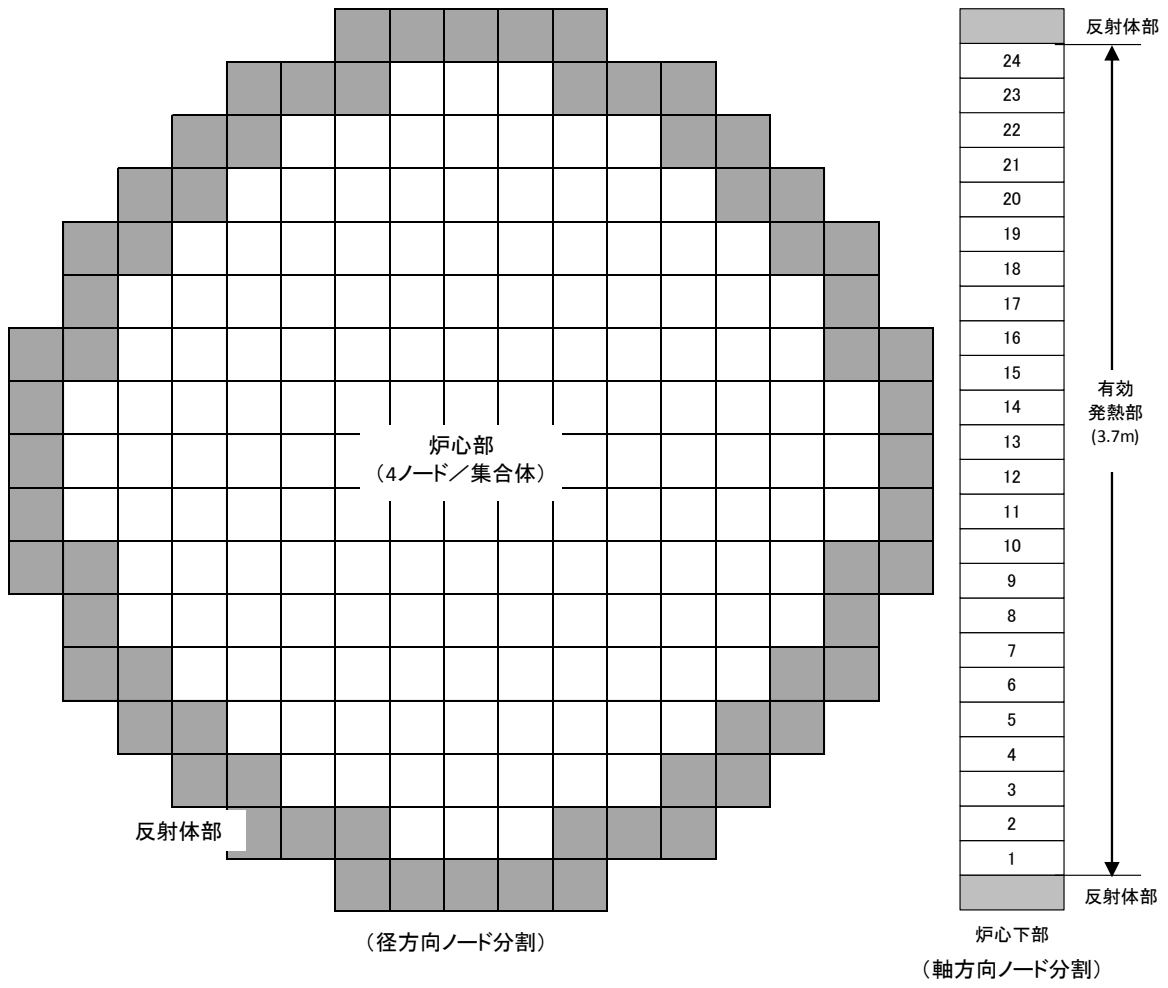


図 6.2 核計算ノード分割

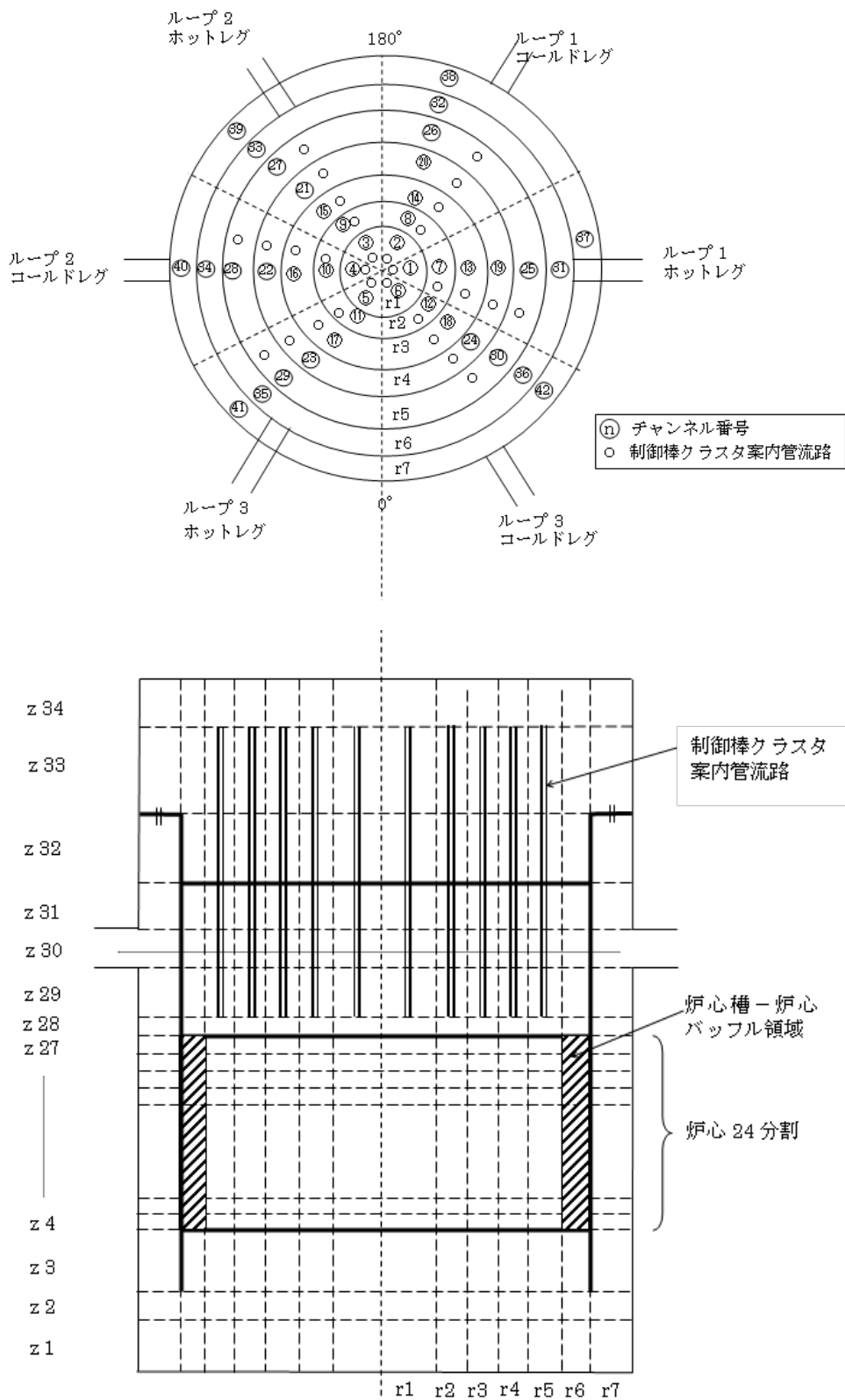


図 6.3 TRACE5.0 ノード分割図 (VESSEL コンポーネント)

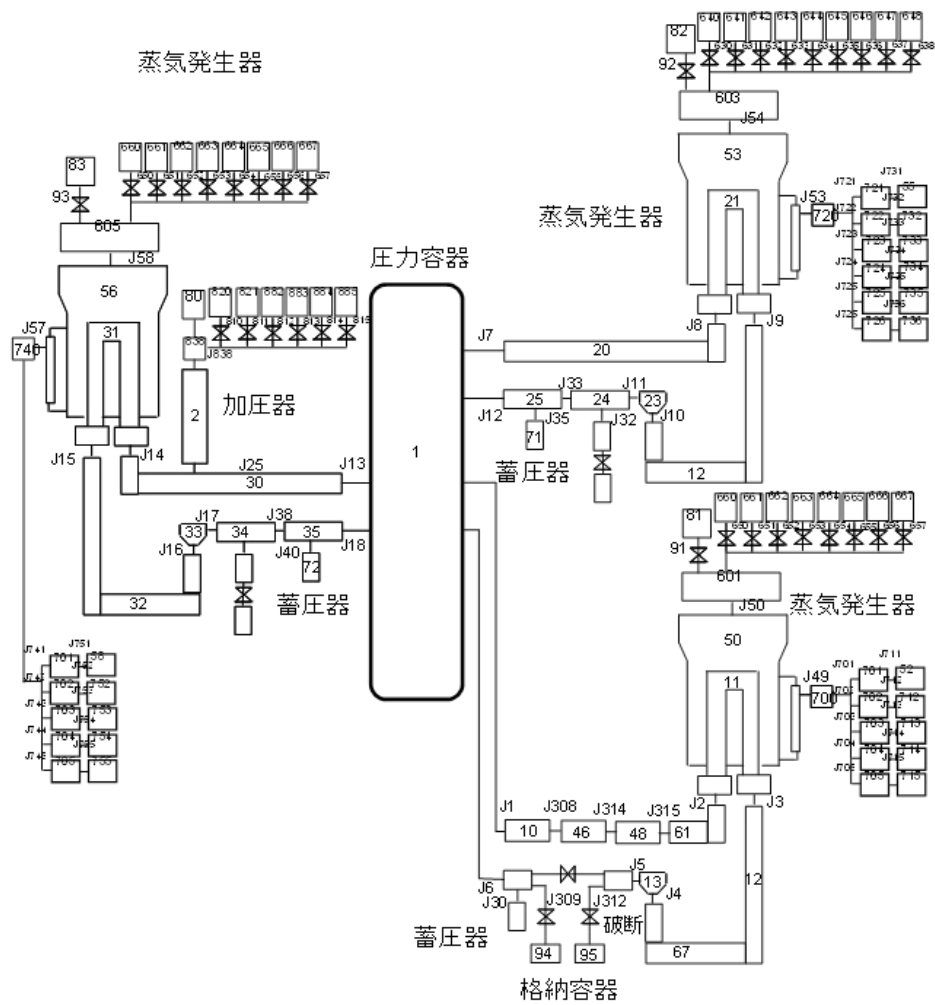


図 6.4 TRACE5.0 ノード分割図 (全体)

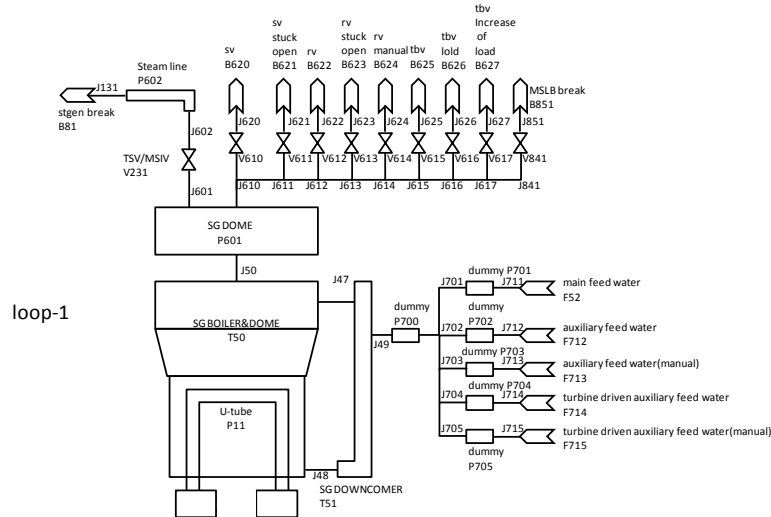


図 6.5 TRACE5.0 ノード分割図 (SG2 次側、ループ 1)

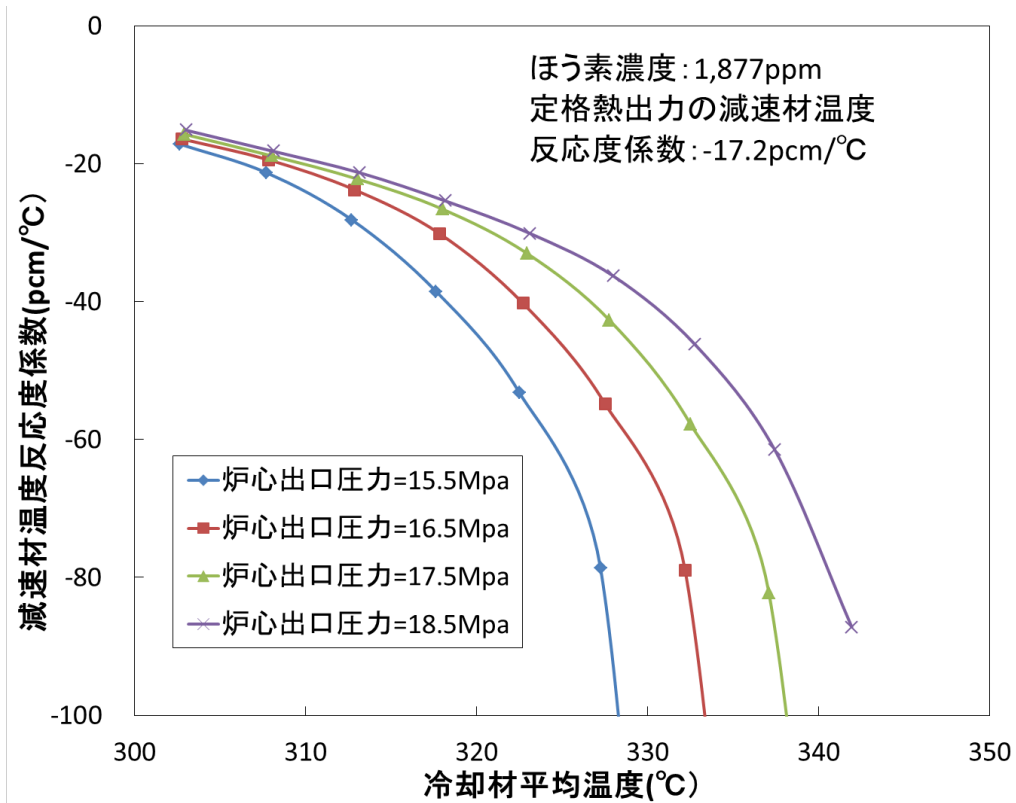


図 6.6 減速材温度反応度係数 (臨界ほう素濃度: 1,877ppm での係数)

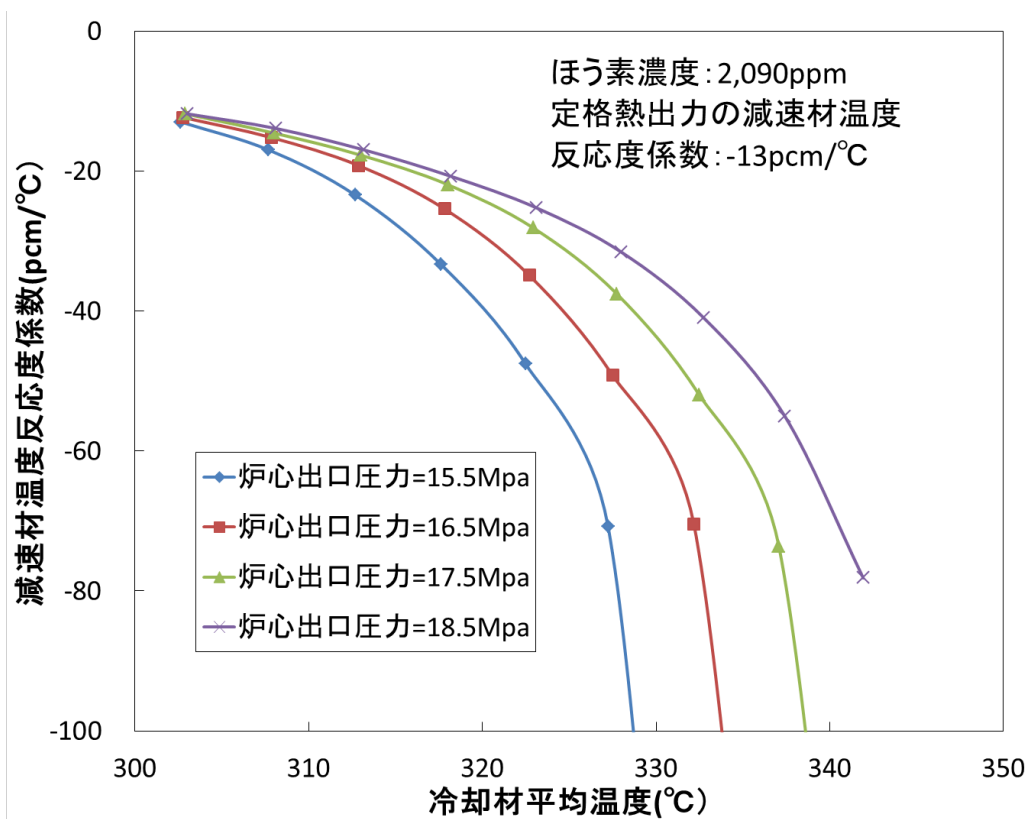


図 6.7 減速材温度反応度係数 (ほう素濃度: 2,090ppm での係数)

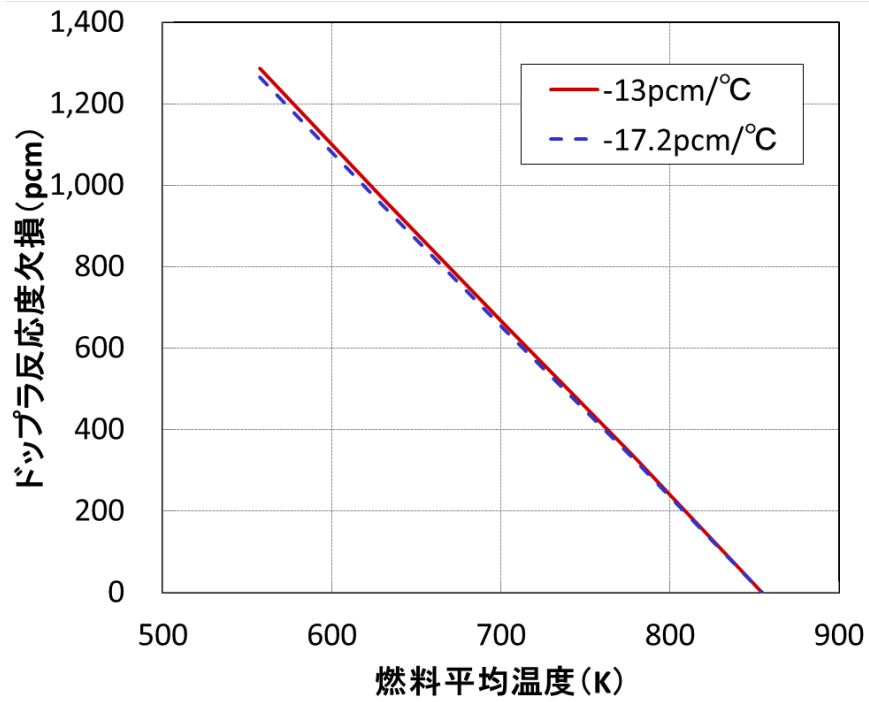


図 6.8 ドップラ反応度欠損

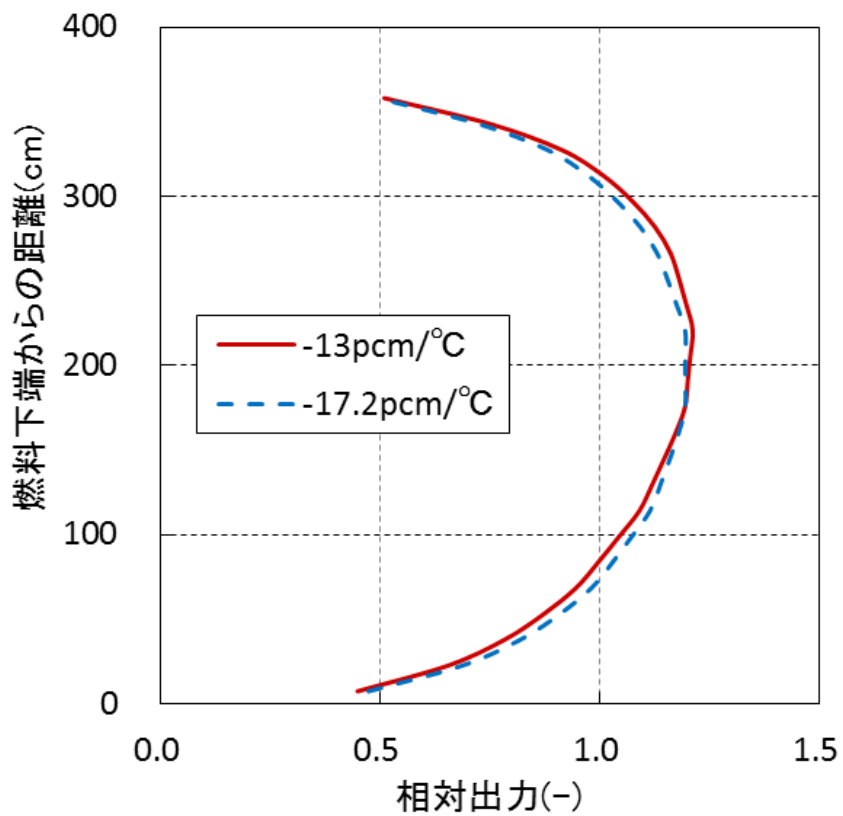


図 6.9 初期炉心軸方向出力分布

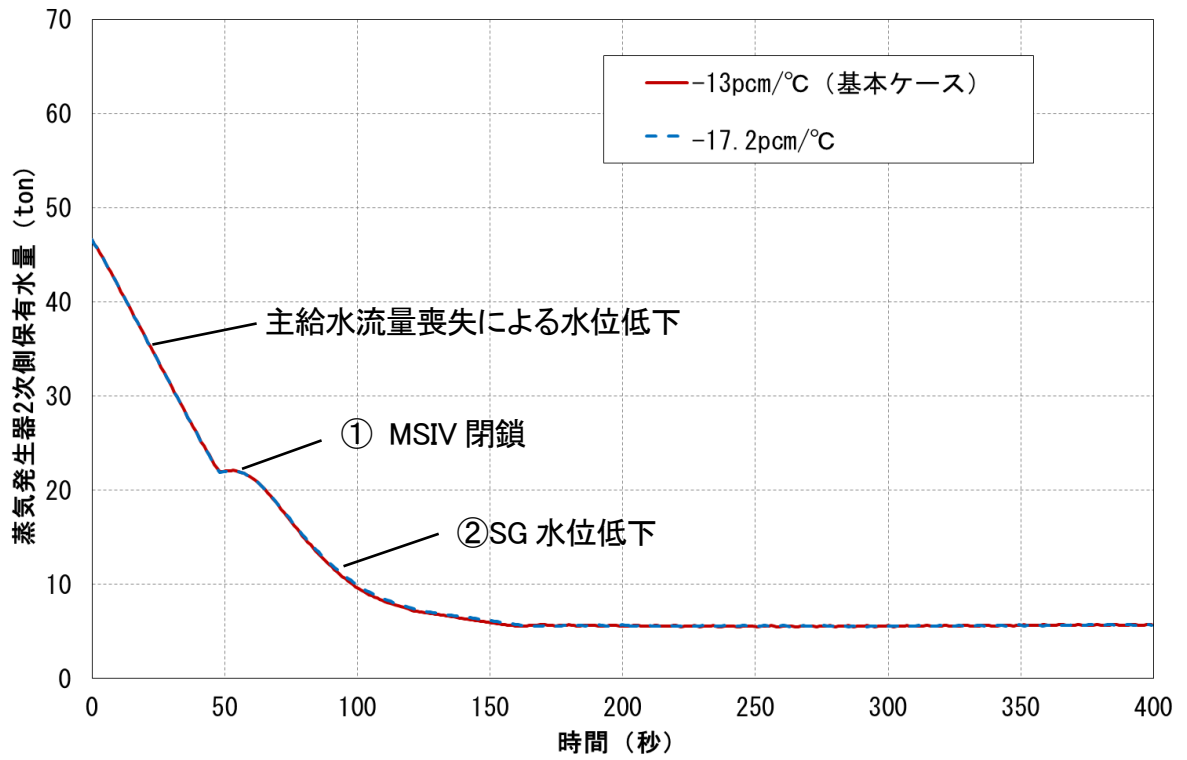


図 6.10 SG2 次側保有水量

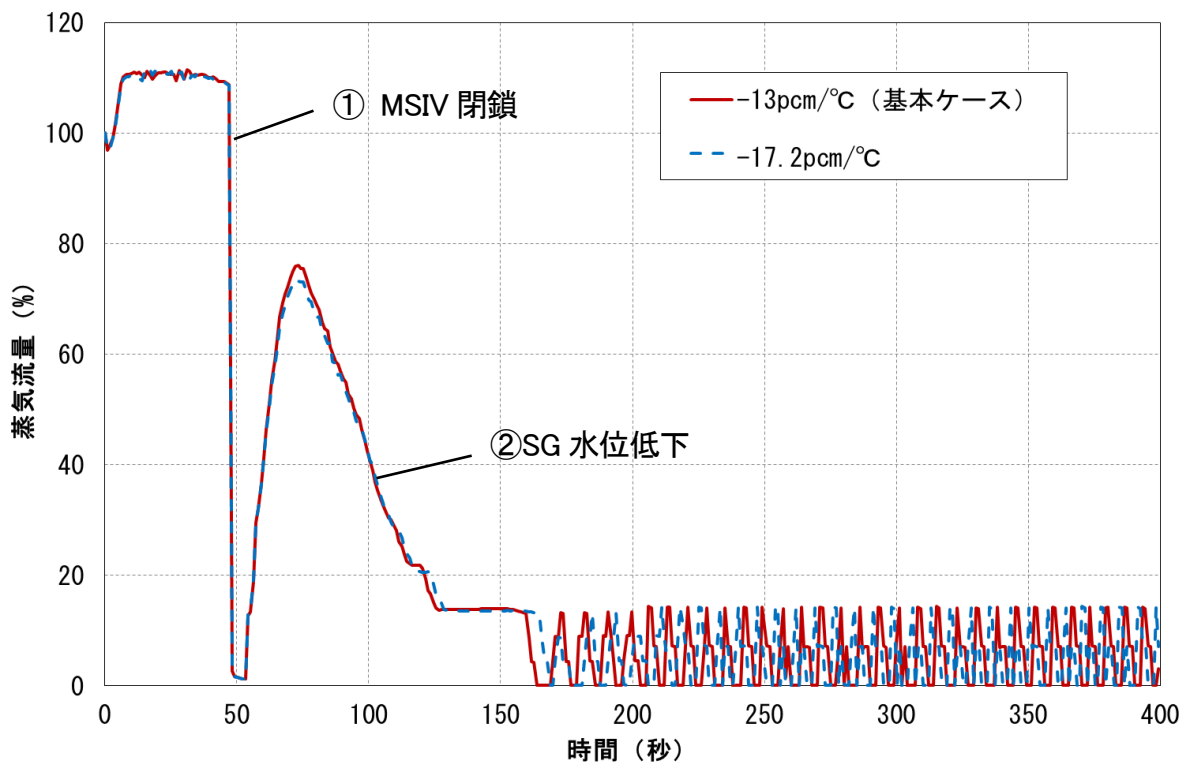


図 6.11 蒸気流量

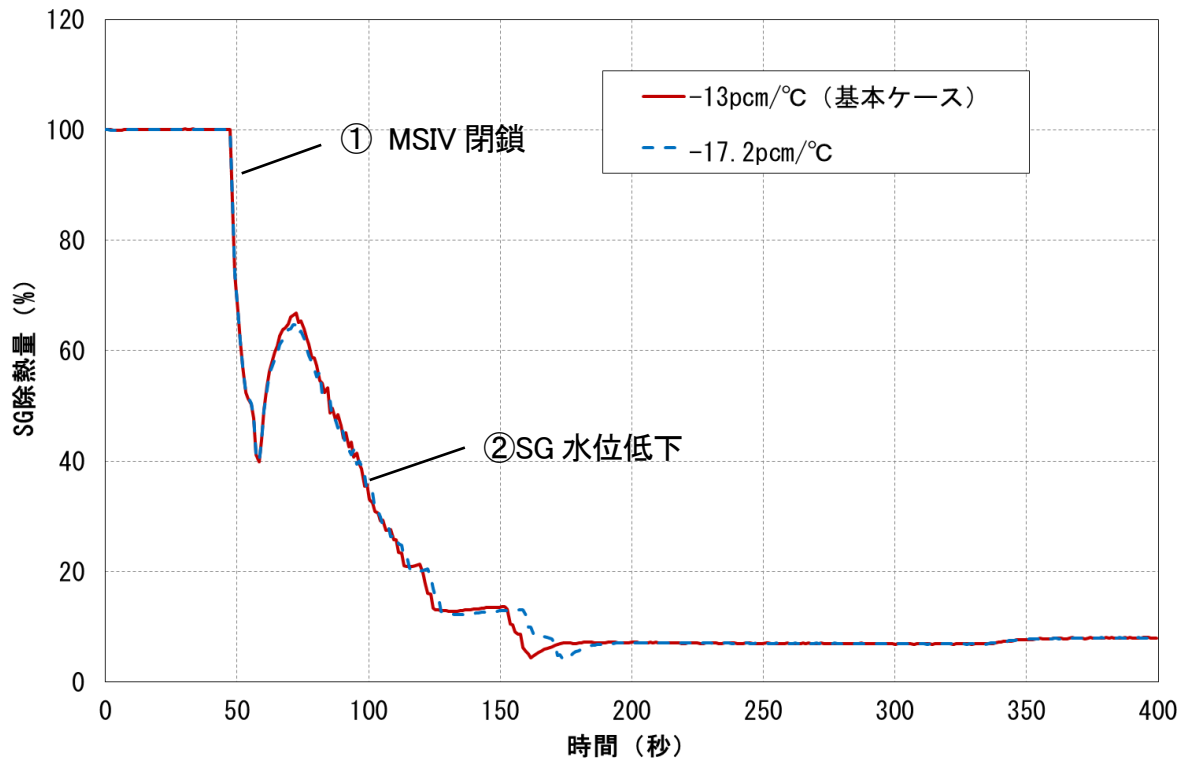


図 6.12 SG 除熱量

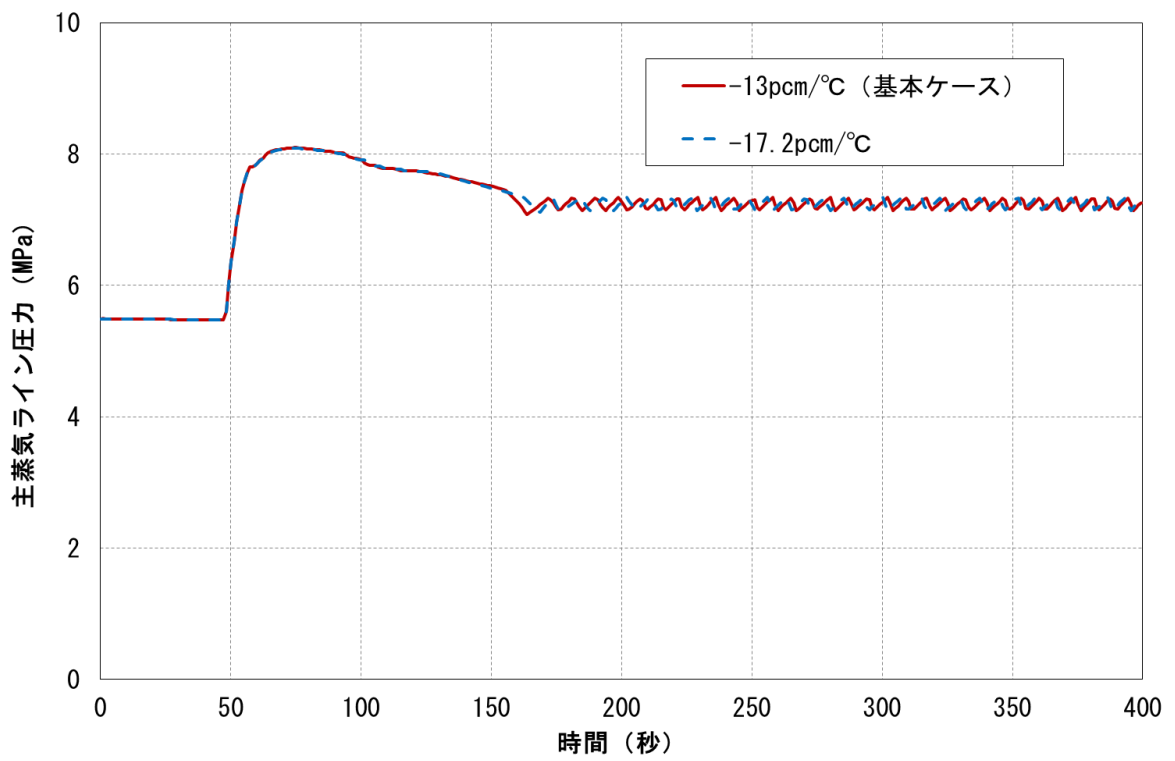


図 6.13 主蒸気ライン圧力

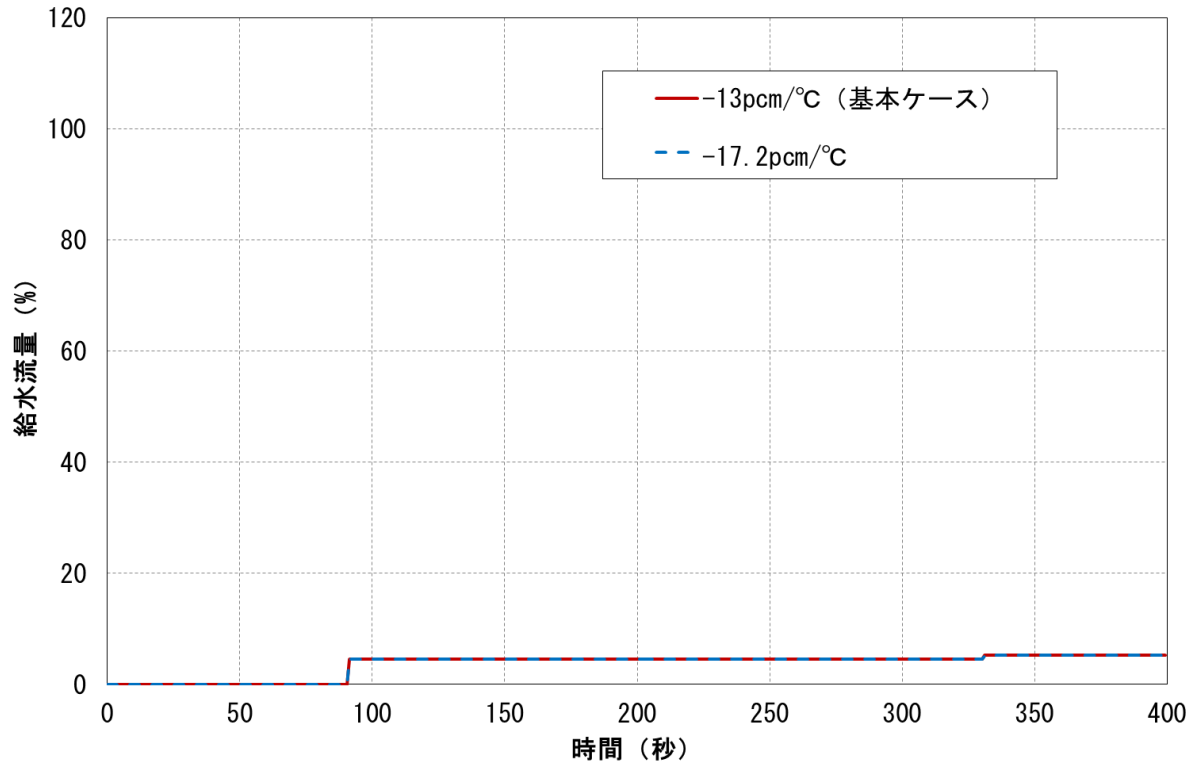


図 6.14 補助給水流量 (2 ケースの線が重なっている)

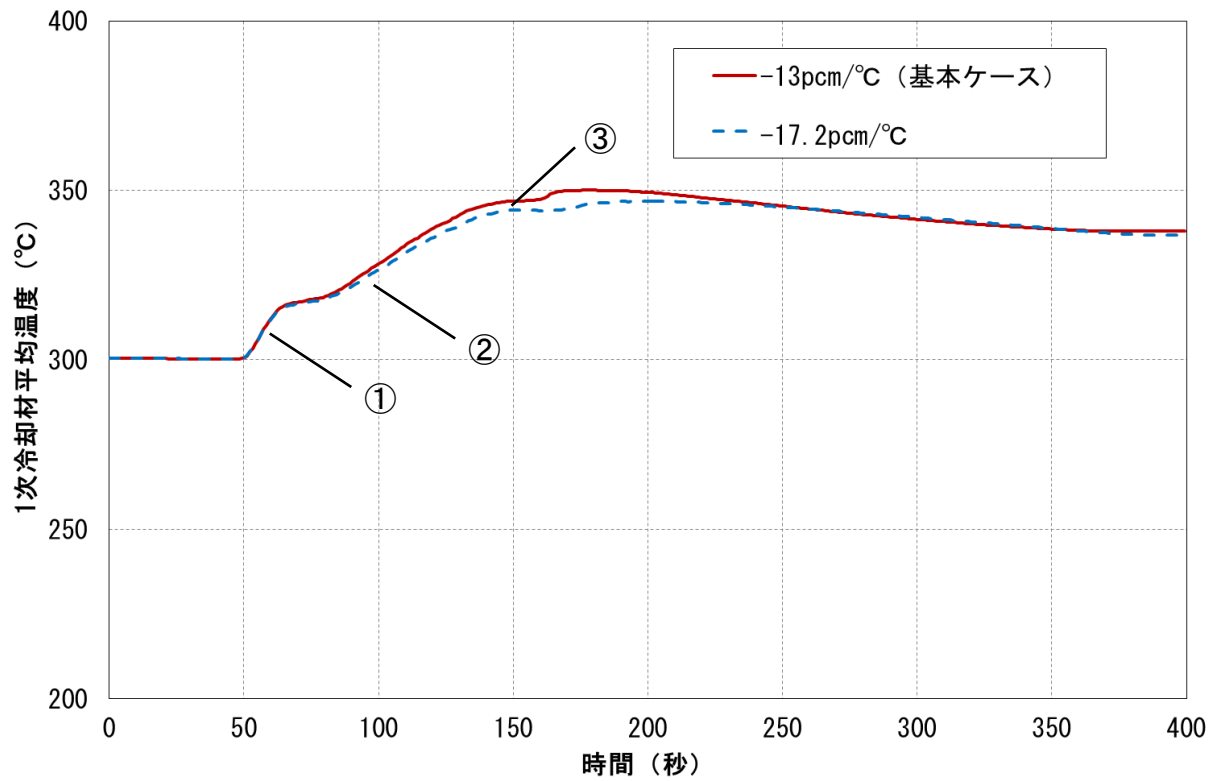


図 6.15 1次冷却材平均温度

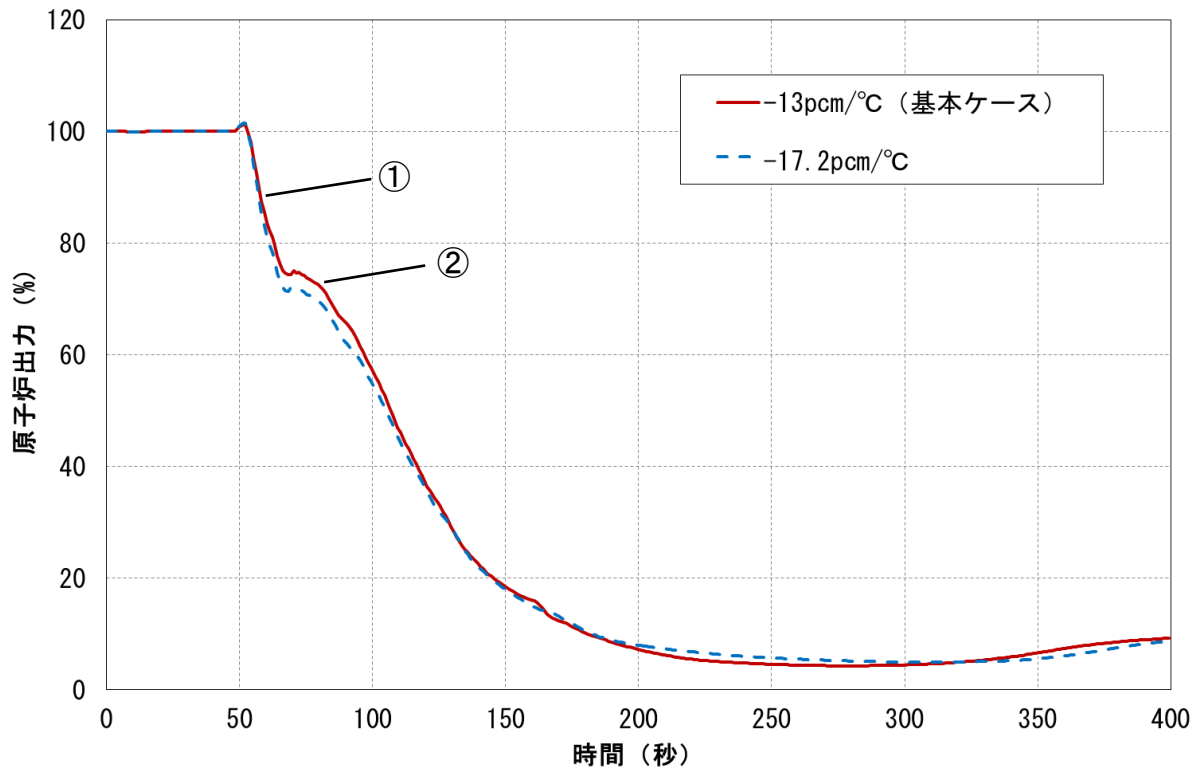


図 6.16 原子炉出力

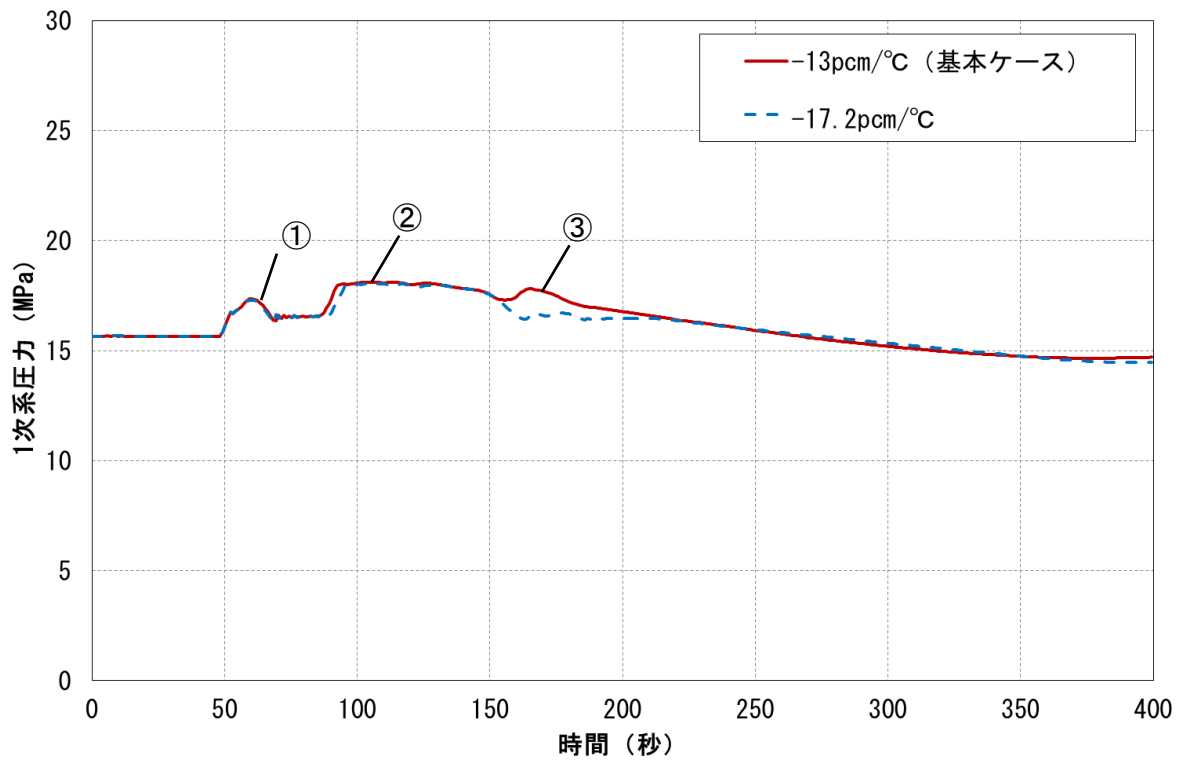


図 6.17 1次冷却材圧力

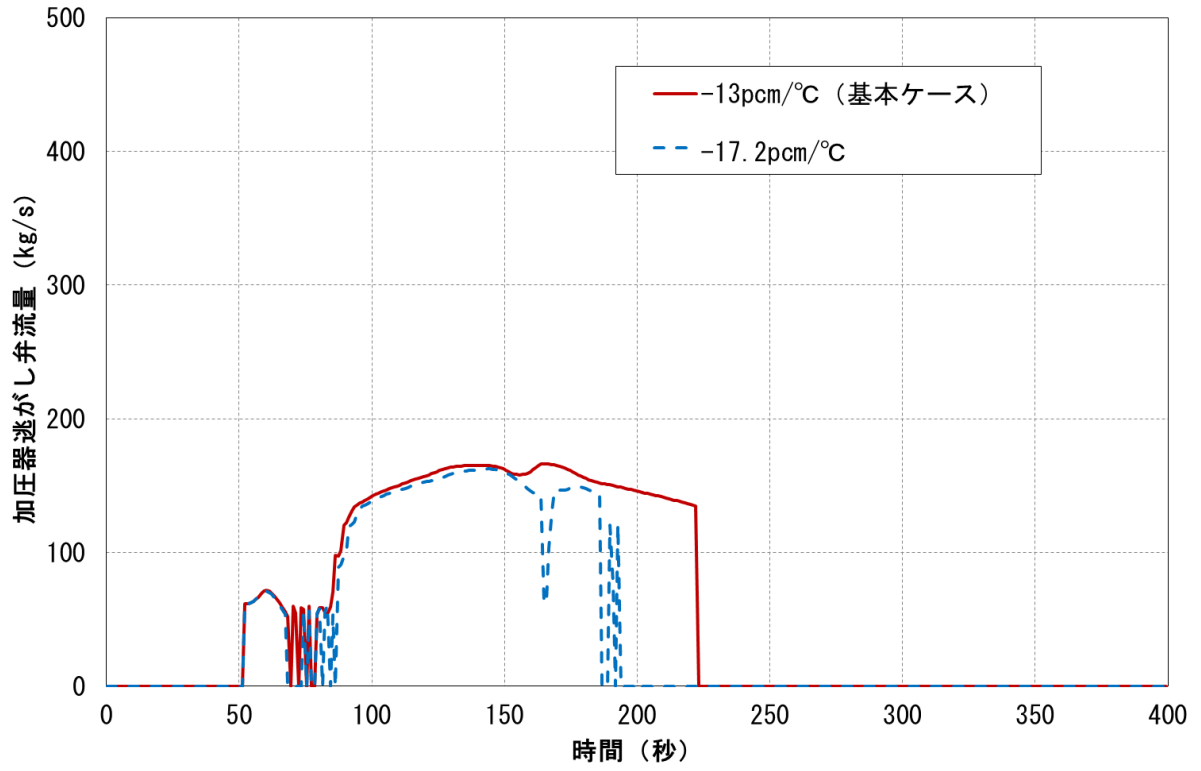


図 6.18 加圧器逃がし弁流量

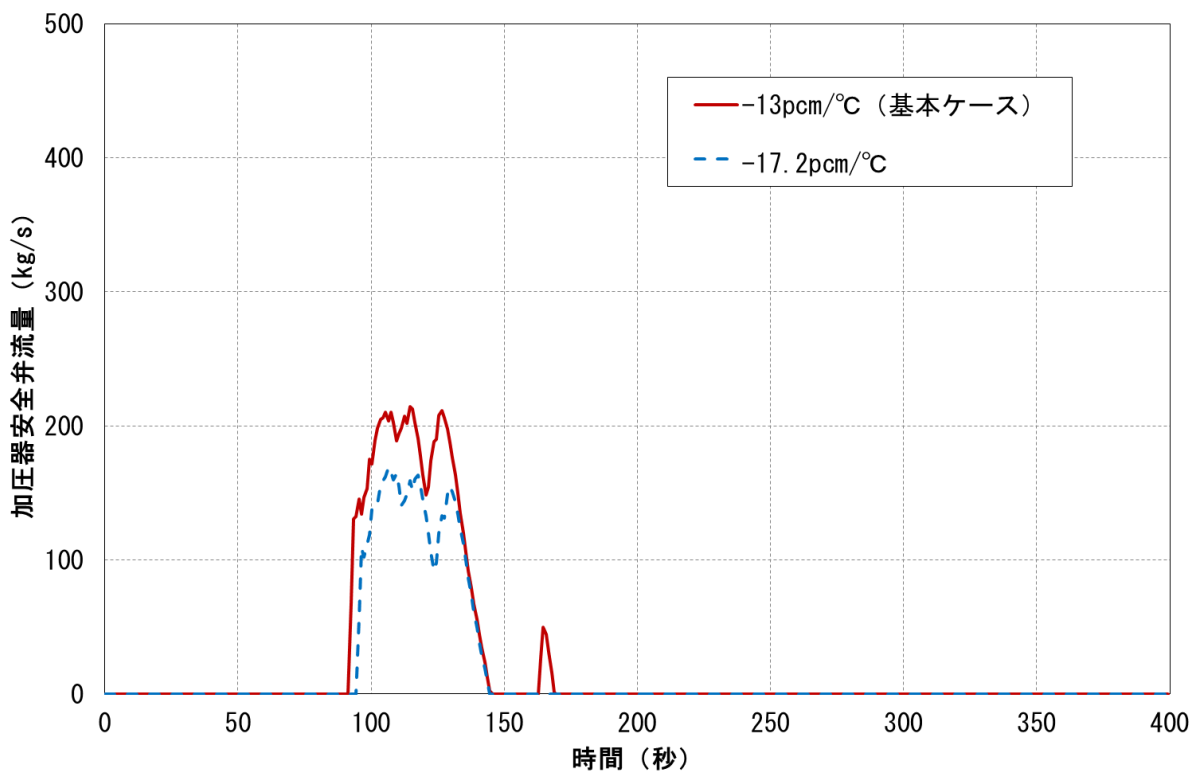


図 6.19 加圧器安全弁流量

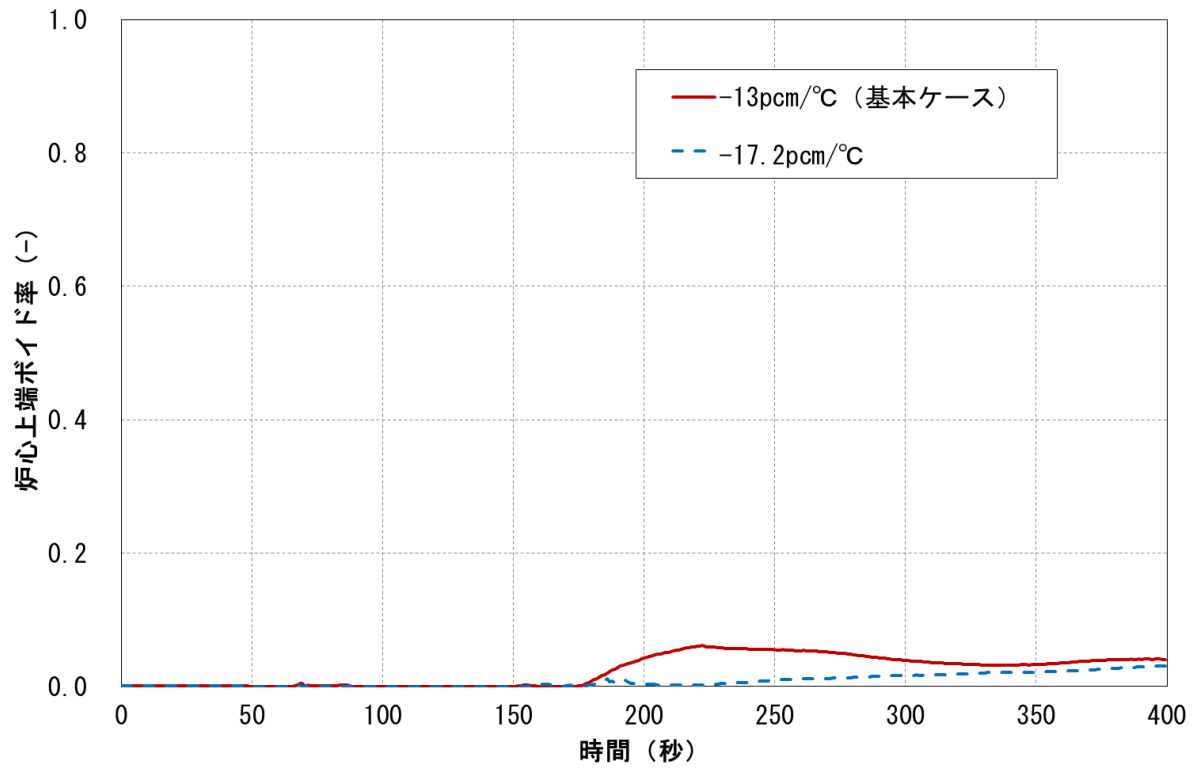


図 6.20 炉心上端ボイド率

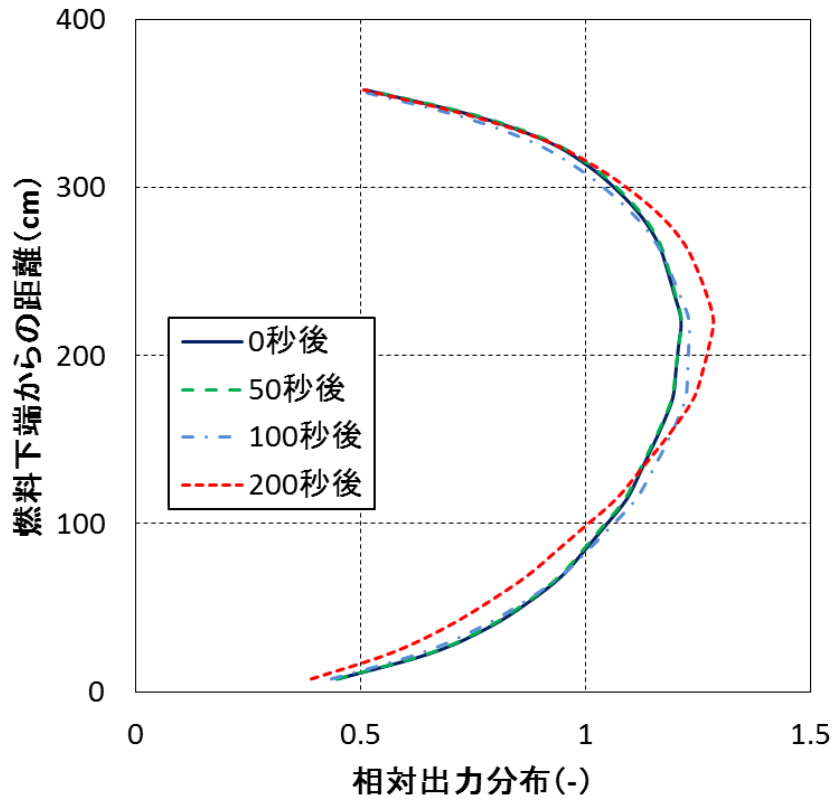


図 6.21 炉心軸方向出力分布 (-13pcm/°C (基本ケース))

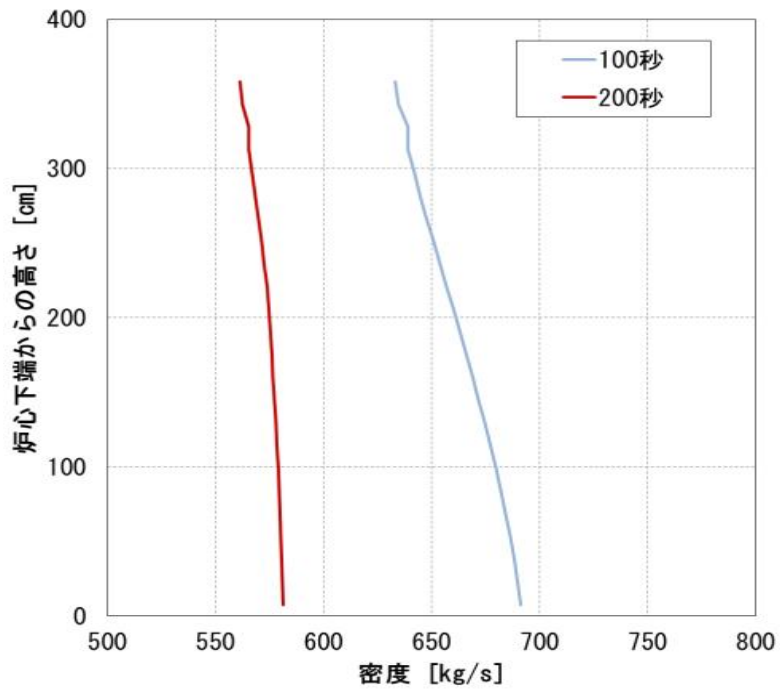


図 6.22 炉心軸方向冷却材密度分布 (-13pcm/°C (基本ケース))

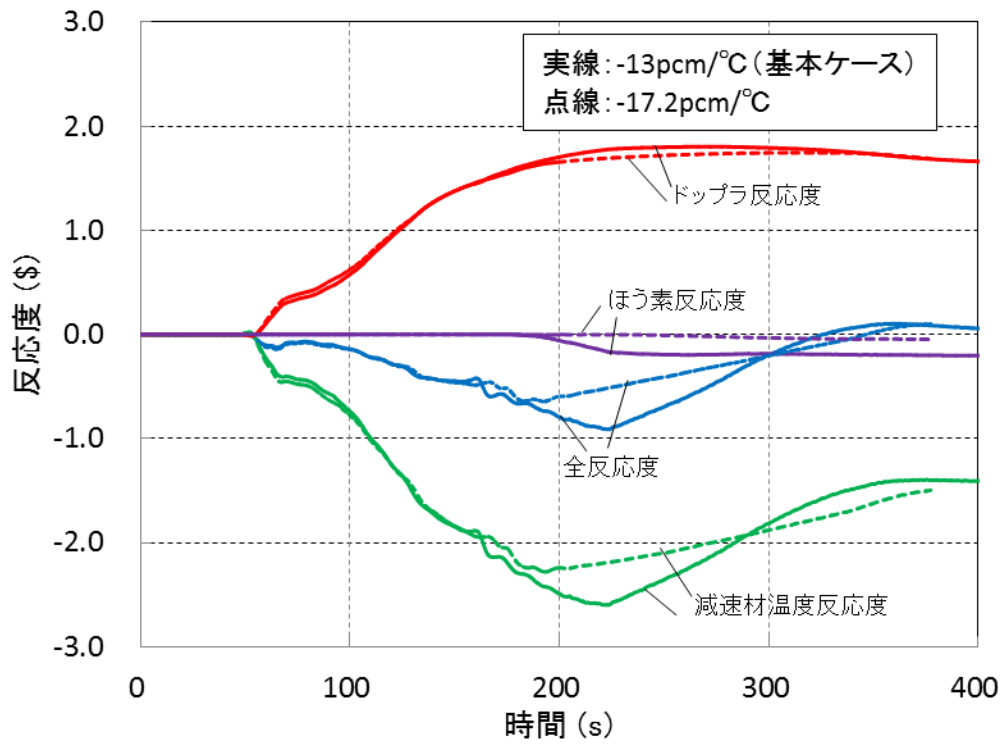


図 6.23 成分別反応度

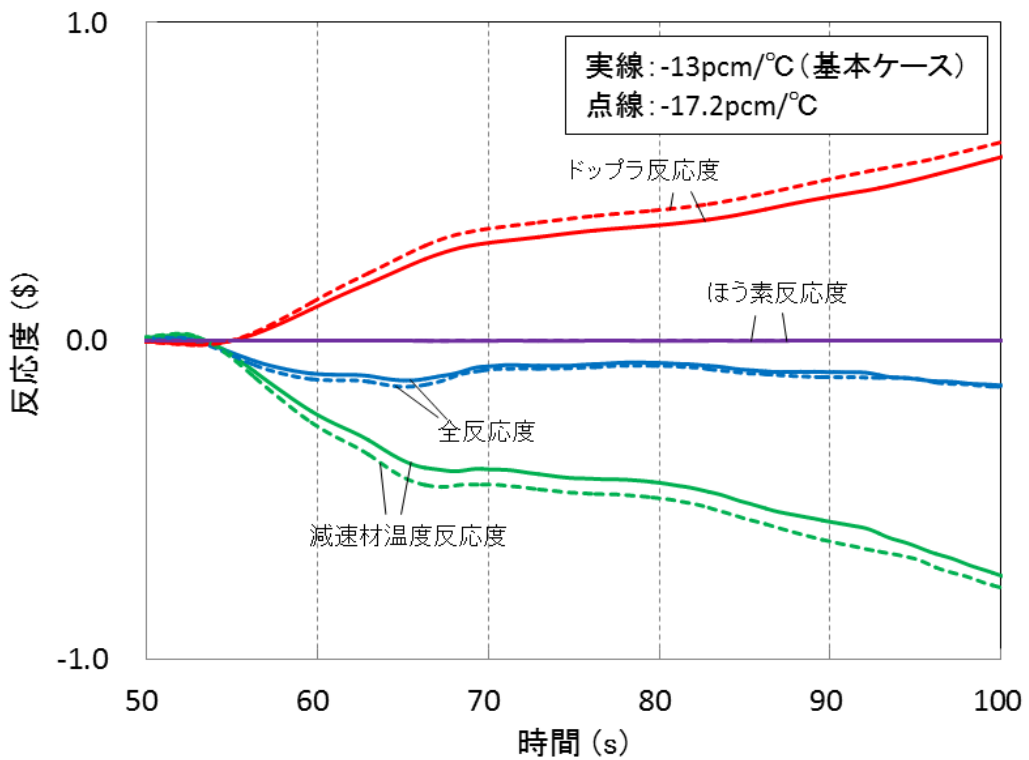


図 6.24 成分別反応度 (100 秒までを拡大)

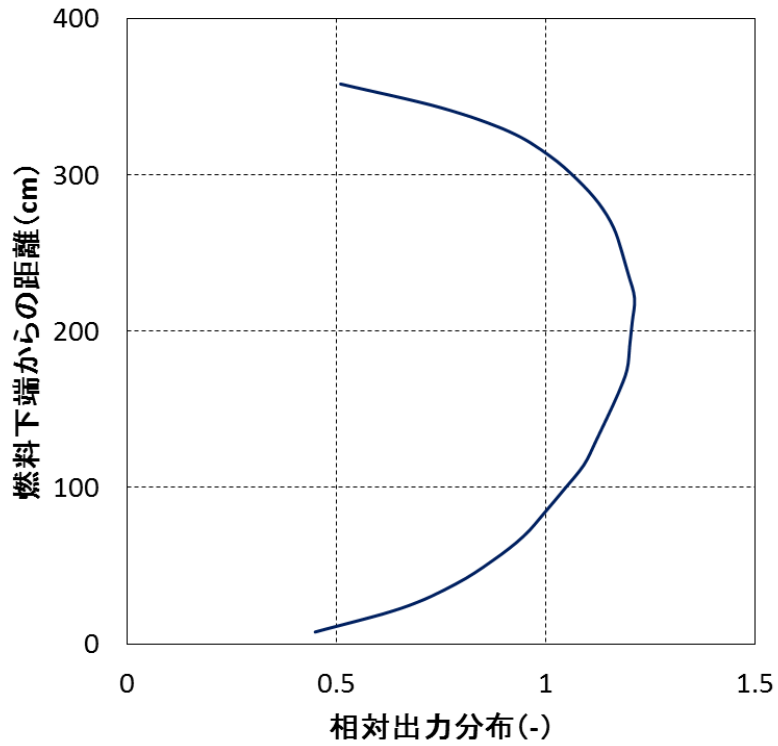


図 6.25 炉心軸方向出力分布 (一点炉近似動特性モデル解析)

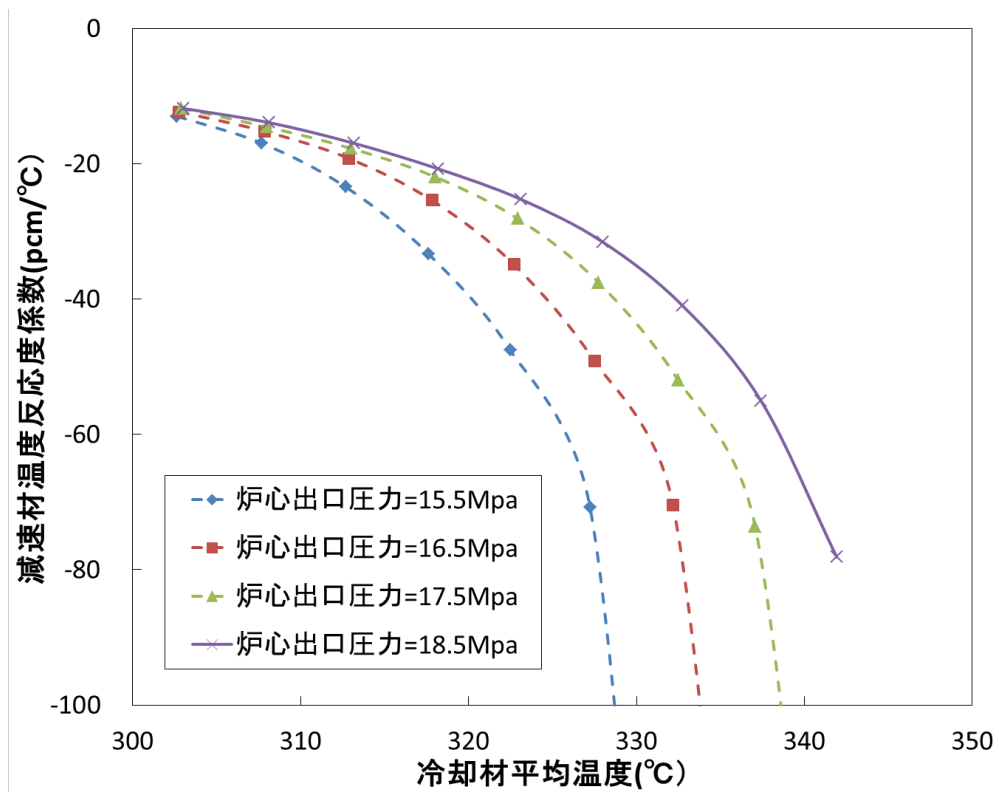


図 6.26 減速材温度反応度係数 (一点炉近似動特性モデル解析、実線の値を用いた)

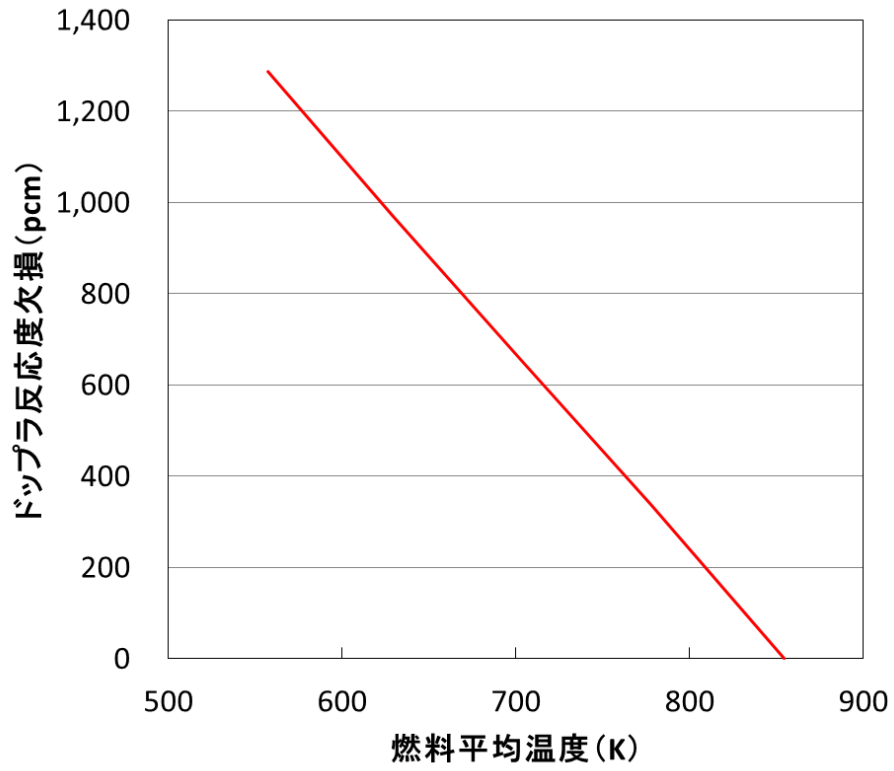


図 6.27 ドップラ反応度欠損 (一点炉近似動特性モデル解析)

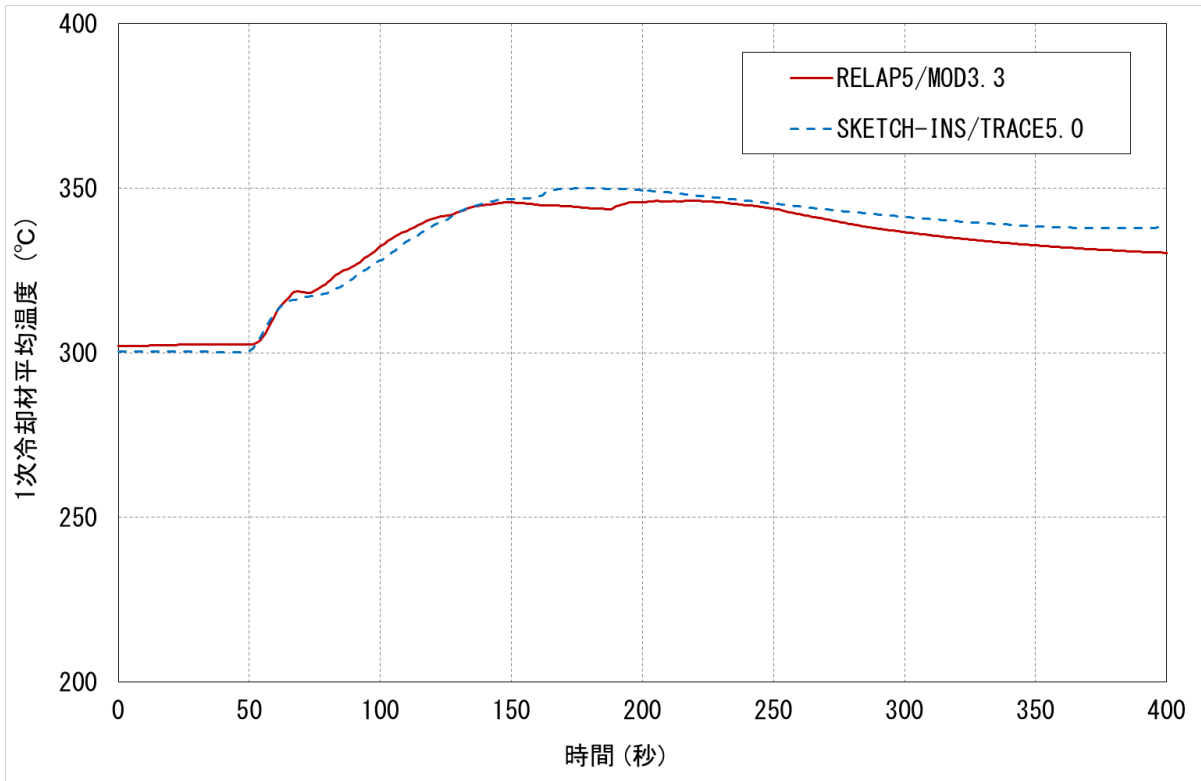


図 6.28 1次冷却材温度

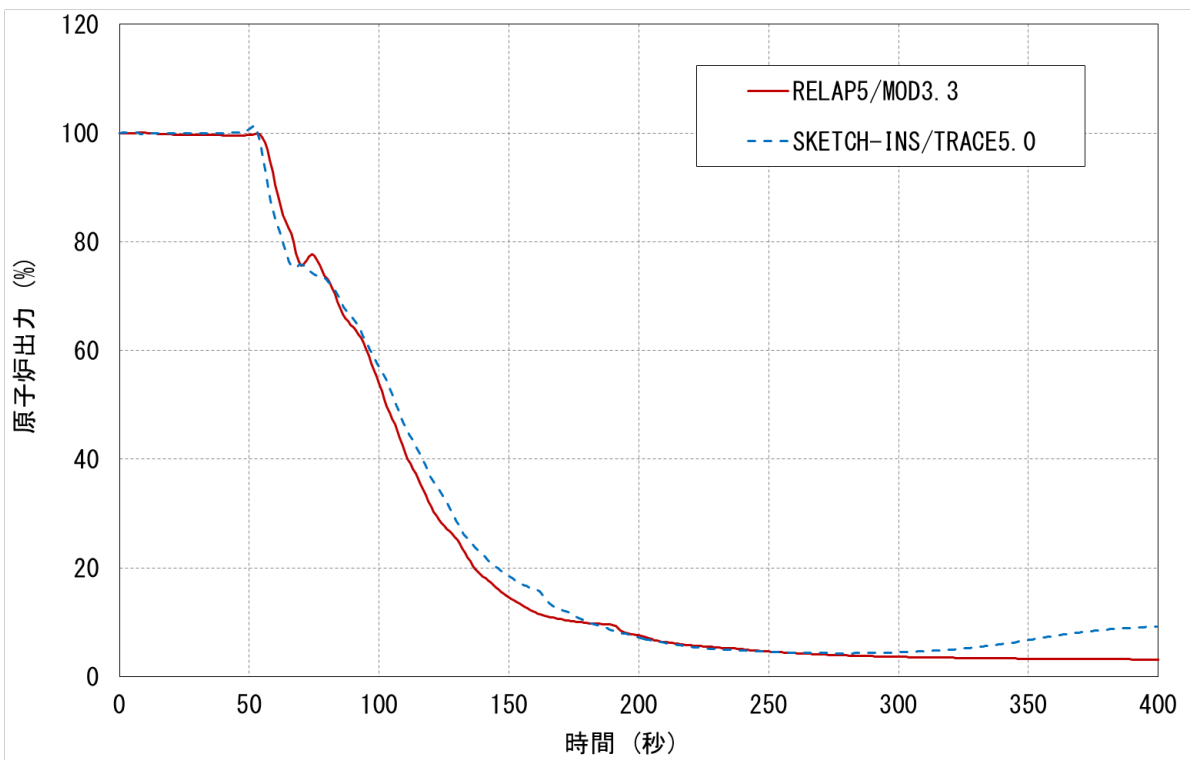


図 6.29 原子炉出力

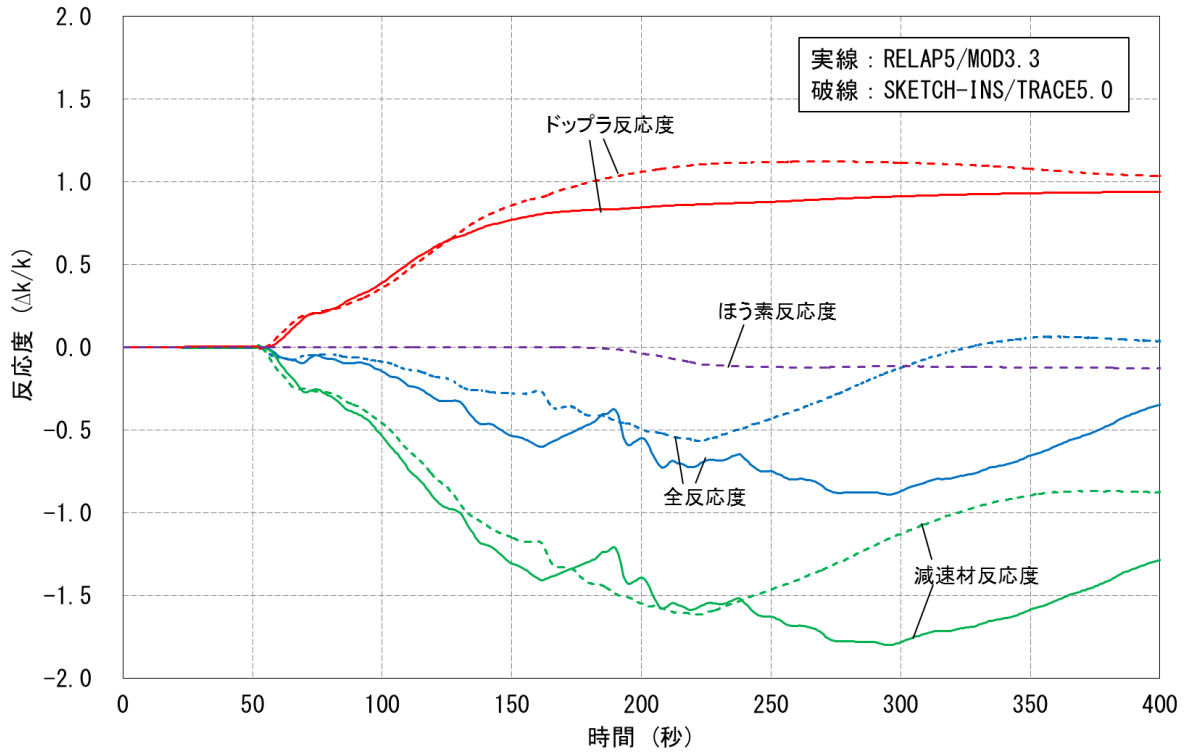


図 6.30 成分別反応度

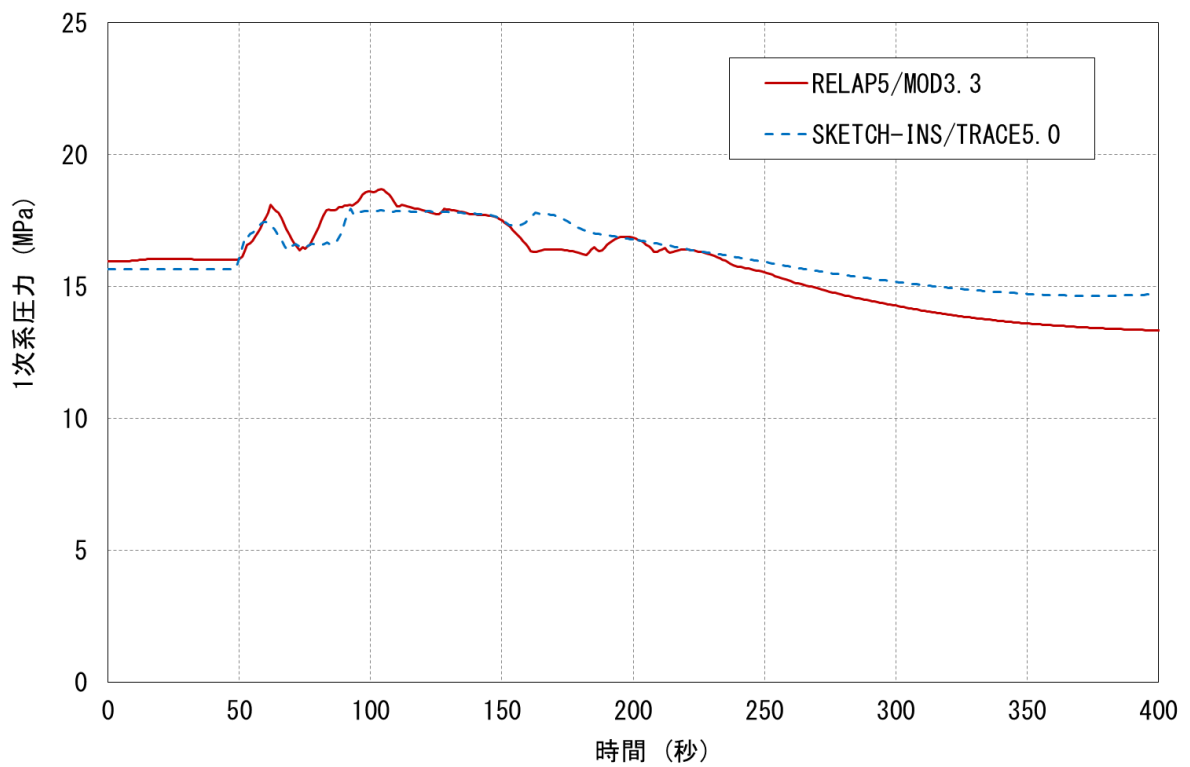


図 6.31 原子炉圧力

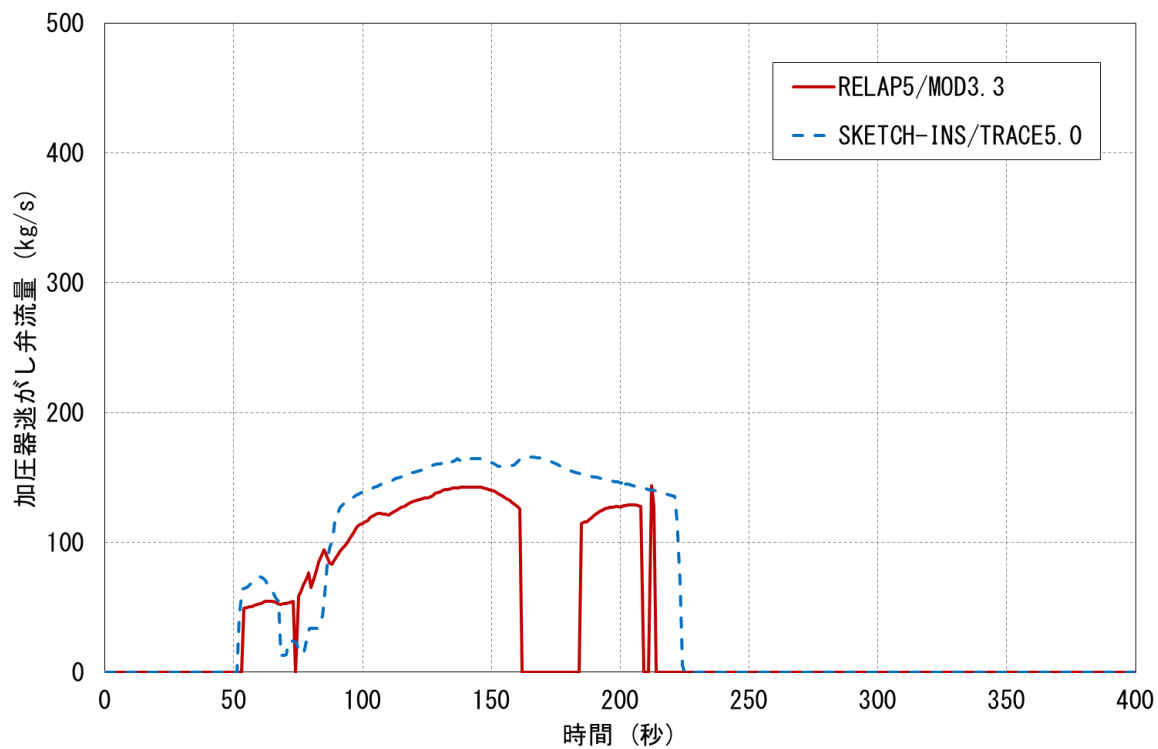


図 6.32 加圧器逃がし弁流量

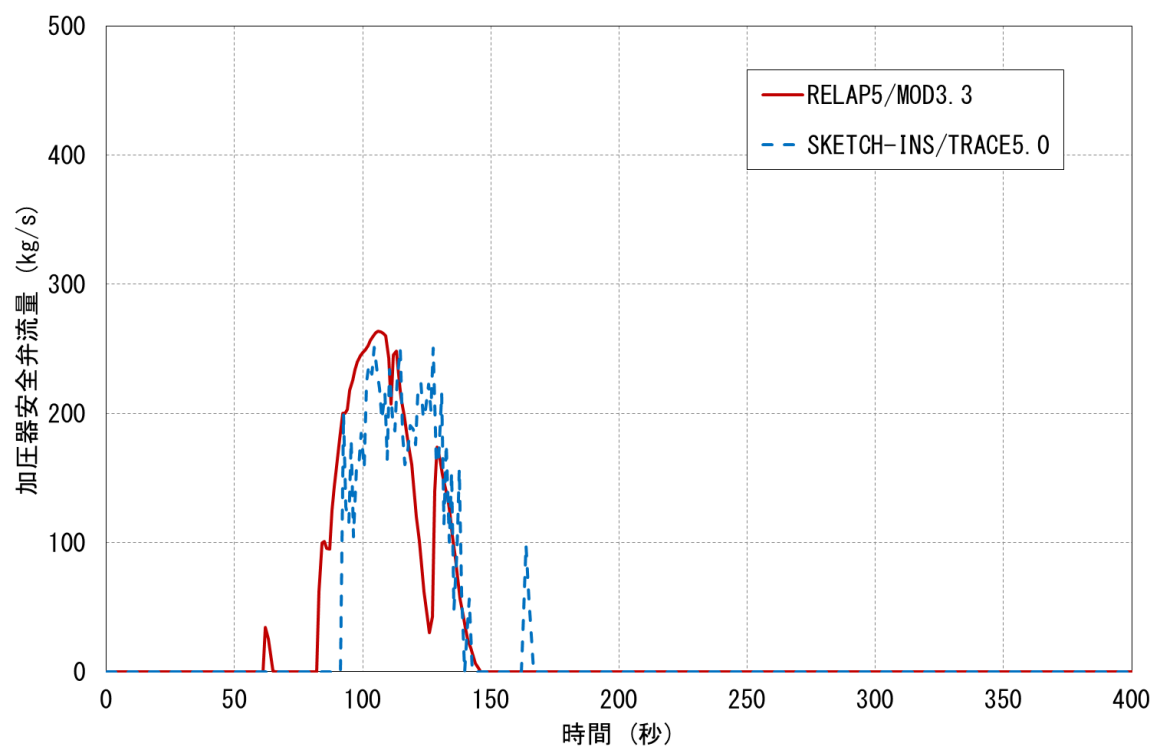


図 6.33 加圧器安全弁流量

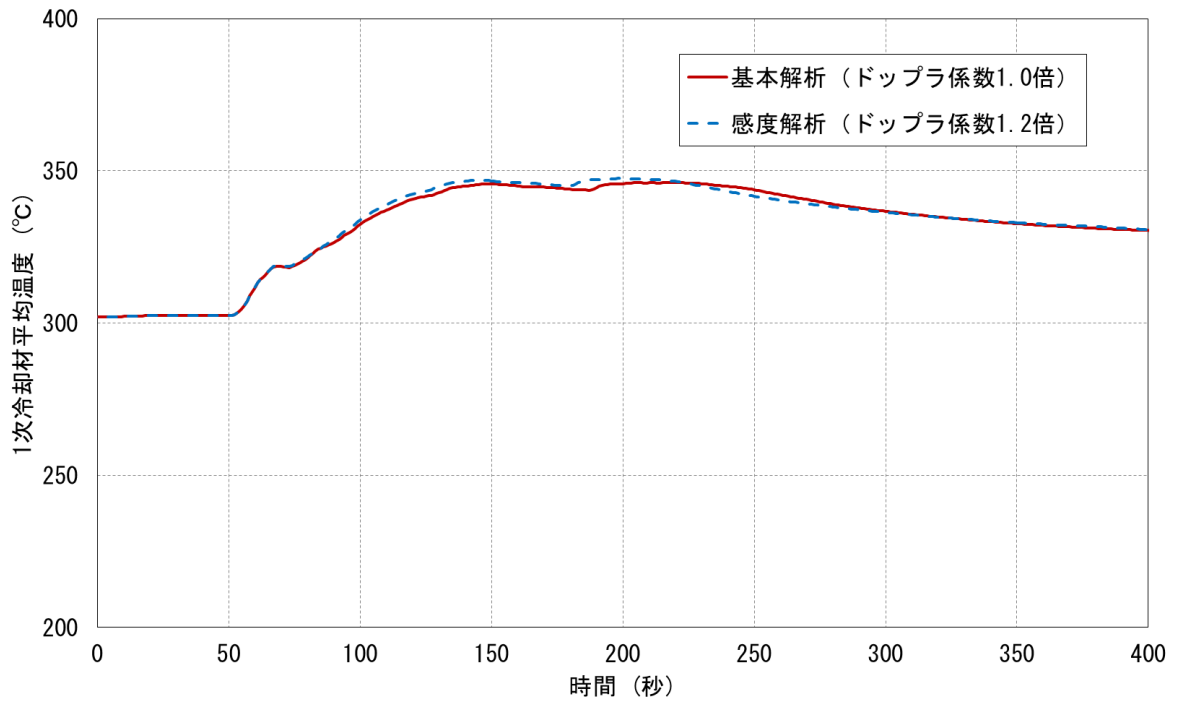


図 6.34 1次冷却材平均温度 (ドップラ反応度係数の感度解析、一点炉近似動特性モデル)

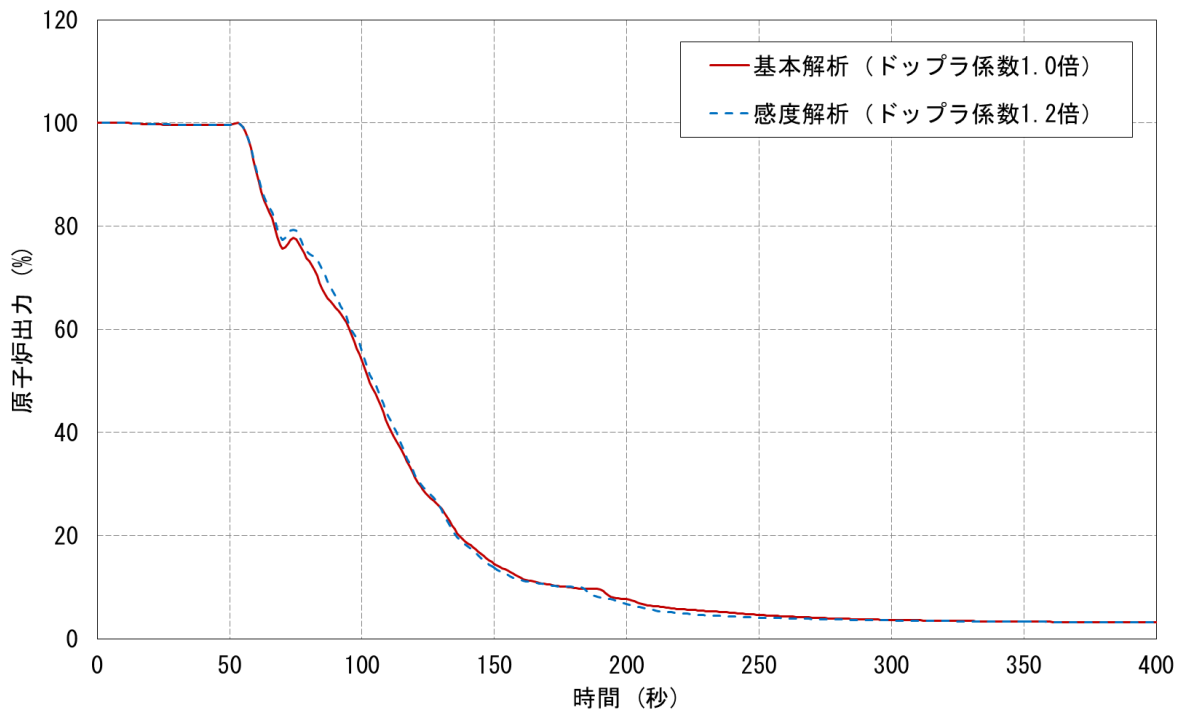


図 6.35 原子炉出力 (ドップラ反応度係数の感度解析、一点炉近似動特性モデル)

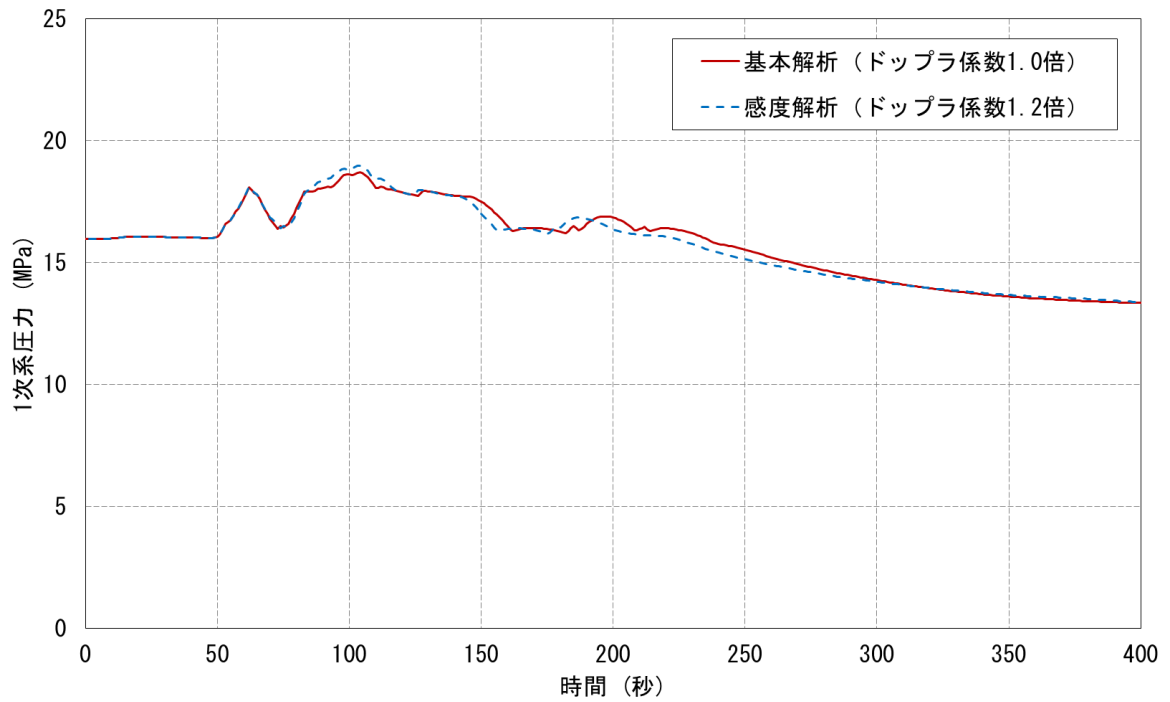


図 6.36 1次系圧力（ドップラ反応度係数の感度解析、一点炉近似動特性モデル）

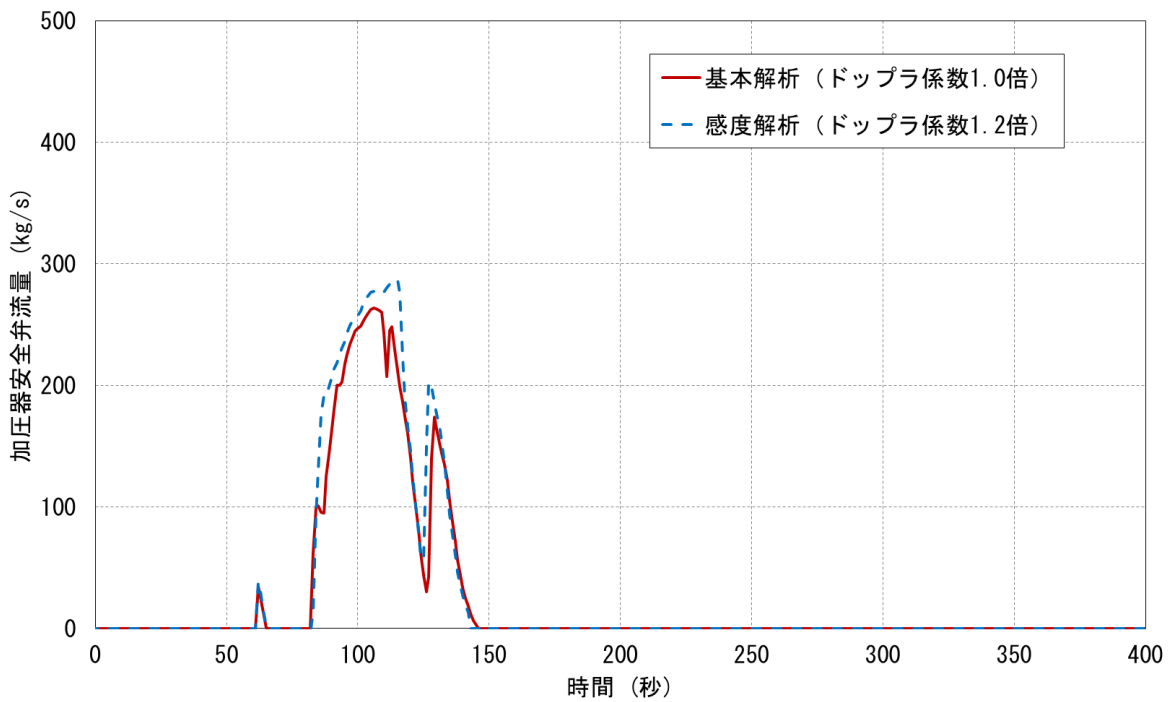


図 6.37 加圧器安全弁流量（ドップラ反応度係数の感度解析、一点炉近似動特性モデル）

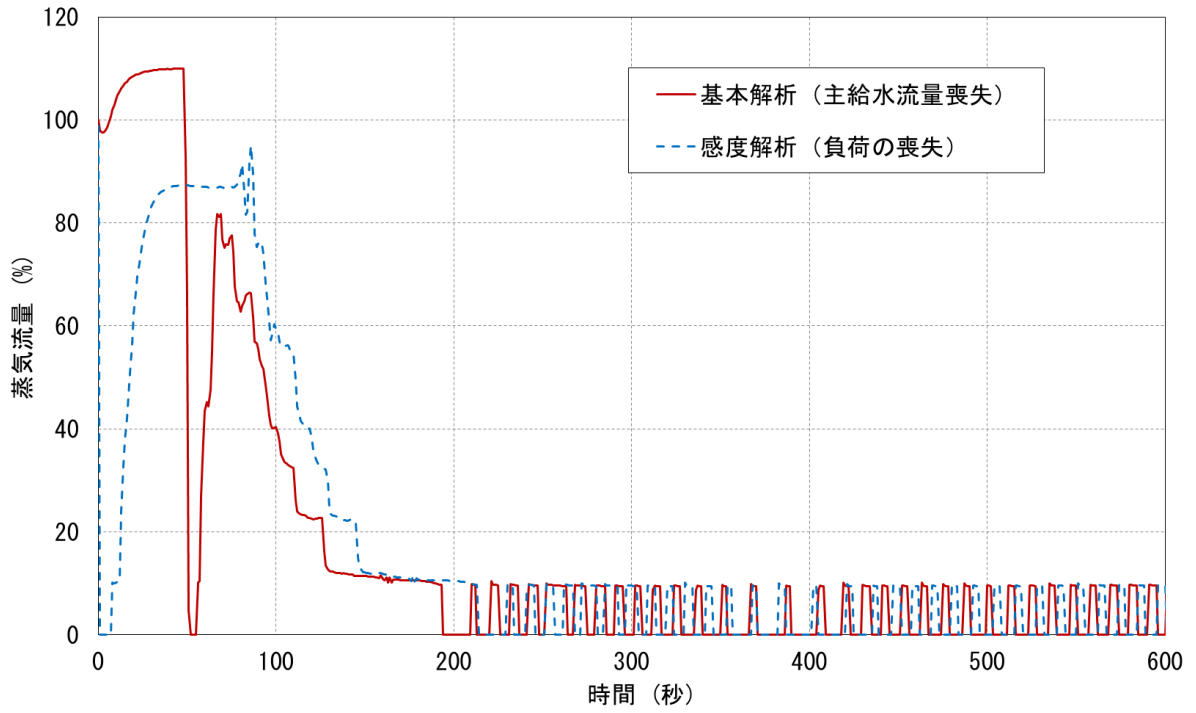


図 6.38 蒸気流量 (負荷の喪失からの原子炉停止機能喪失事象)

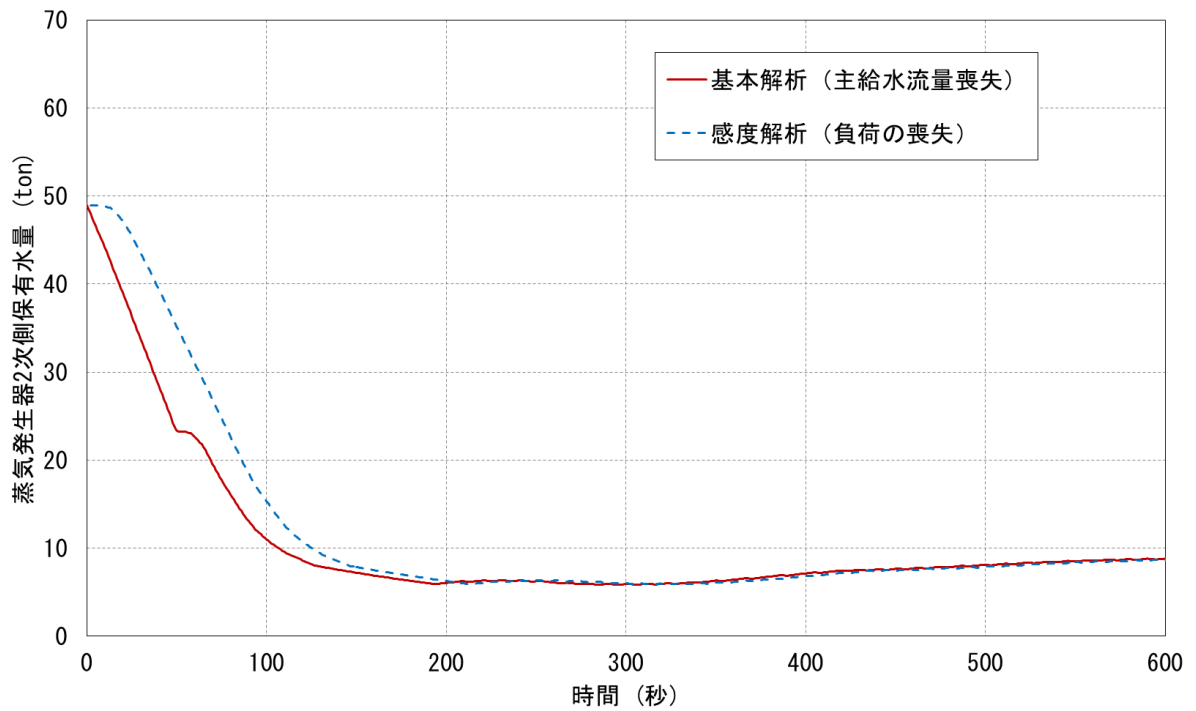


図 6.39 SG2 次側保有水量 (負荷の喪失からの原子炉停止機能喪失事象)

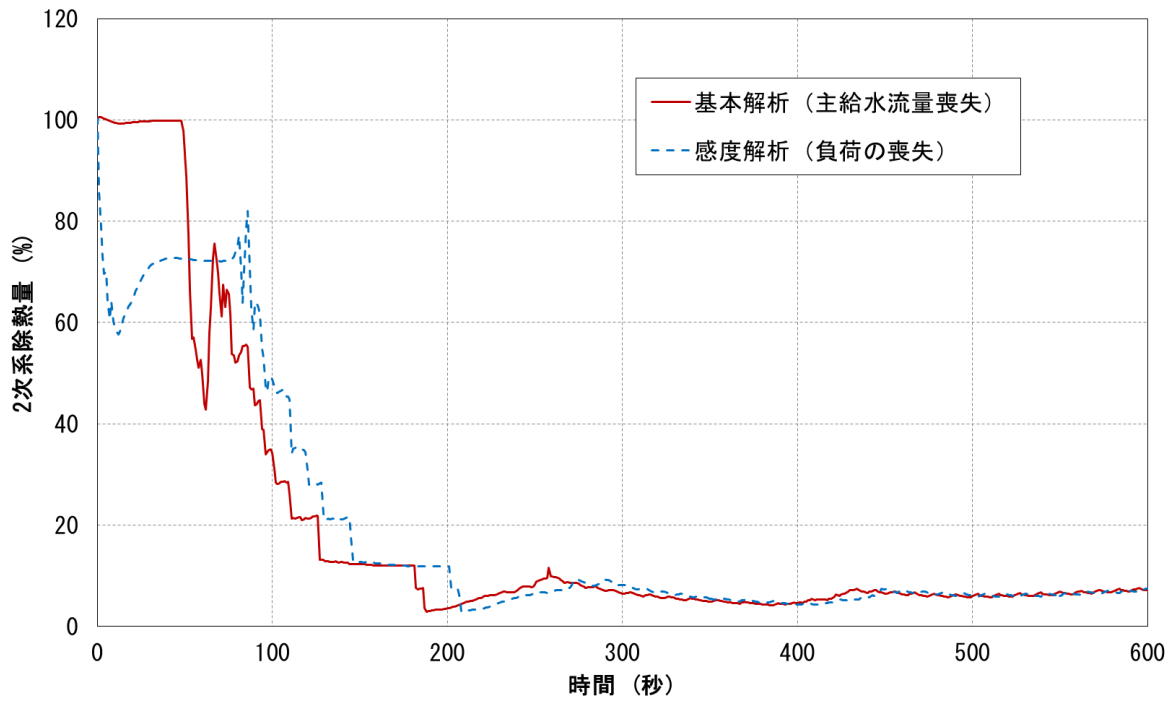


図 6.40 SG 除熱量 (負荷の喪失からの原子炉停止機能喪失事象)

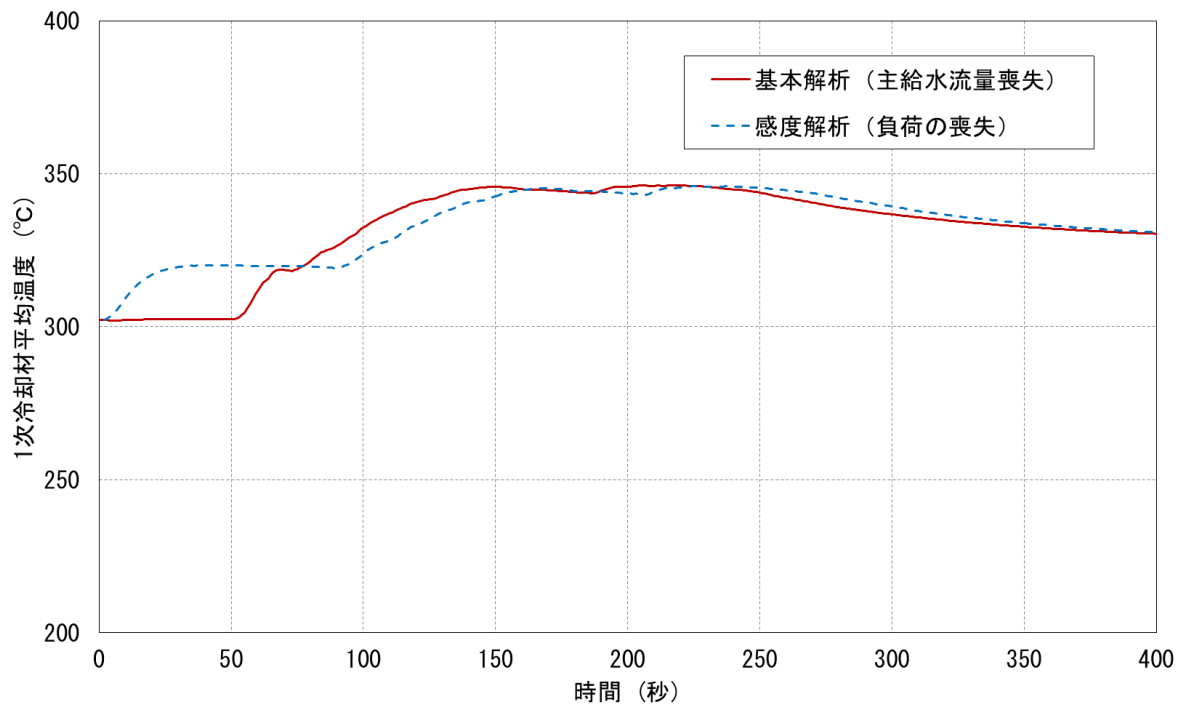


図 6.41 1次冷却材平均温度 (負荷の喪失からの原子炉停止機能喪失事象)

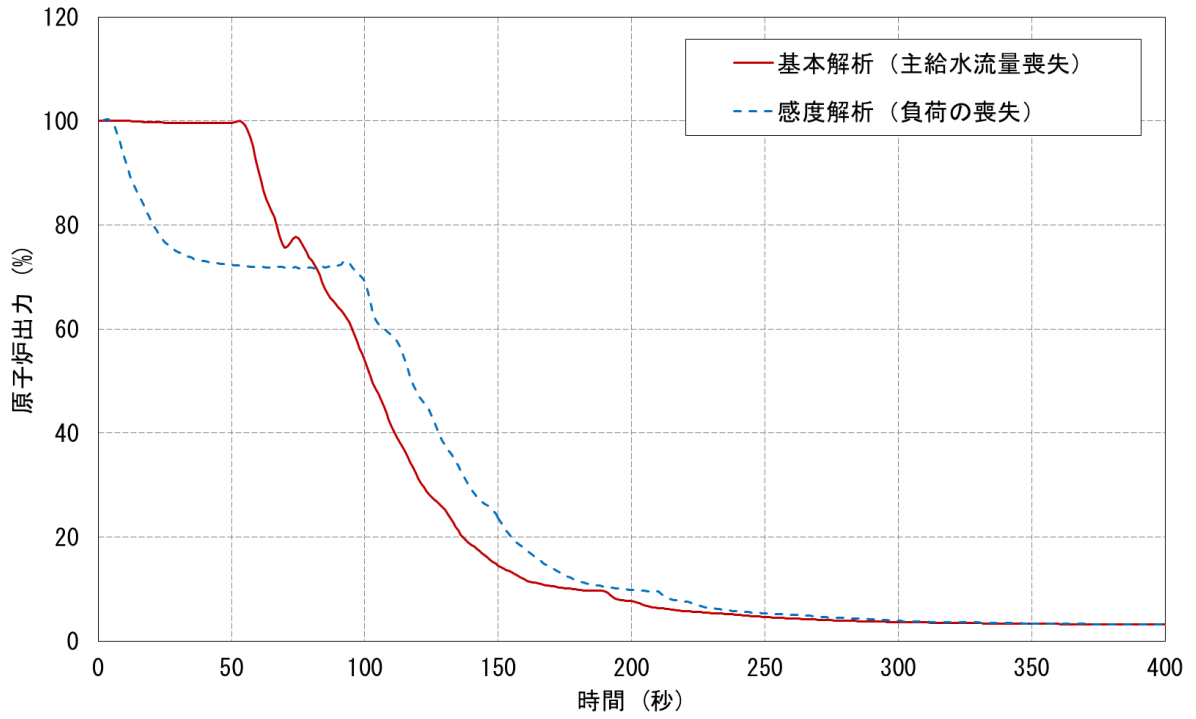


図 6.42 原子炉出力 (負荷の喪失からの原子炉停止機能喪失事象)

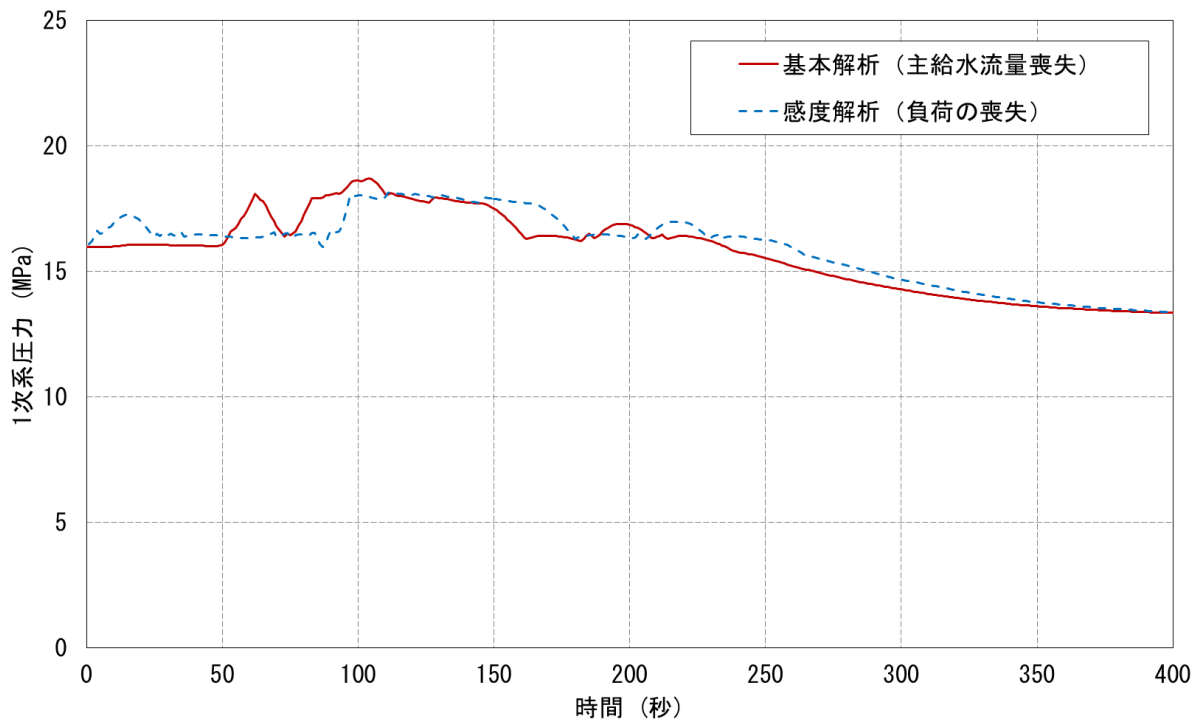


図 6.43 1次系圧力 (負荷の喪失からの原子炉停止機能喪失事象)

7. ECCS 注水機能喪失事象

7.1 ECCS 注水機能喪失事象の挙動

「ECCS 注水機能喪失事象」は、原子炉出力運転中に中小破断 LOCA が発生し、非常用炉心冷却設備による炉心注水機能が喪失する事象である。

原子炉トリップには成功するが、破断口からの 1 次系冷却材流出により、1 次系保有水量が減少する。破断サイズが比較的小さい場合、1 次系が高圧のまま炉心冷却ができなくなるため、1 次系を減圧し、炉心を冷却する必要がある。

本事故シーケンスグループの代表シーケンスとして、「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」を解析した。

本事故シーケンスの事象シナリオを図 7.1、図 7.2 に示す。低温側配管での中破断 LOCA により原子炉トリップ信号が発信し、その後すぐに、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」又は「原子炉圧力異常低」により非常用炉心冷却設備作動信号が発信するが、高圧注入系による注水に失敗する。非常用炉心冷却設備作動信号発信後に、電動及びタービン動補助給水ポンプで SG2 次側給水を開始するが、高圧注入に失敗し、早期に 1 次系の減圧ができないため、その対策を講じるものである。

本解析では、炉心損傷防止対策として、主蒸気逃がし弁を用いて 2 次系強制冷却を行う。減圧過程において、ループシール現象による炉心水位の一時的な低下及びボイルオフによる低下が考えられる。これらにより燃料被覆管温度が上昇する場合もあるが、1 次系圧力が蓄圧タンク保持圧力 (4.04MPa[gage]) 以下になり、蓄圧注入が開始すると、水位の回復とともに燃料被覆管温度も低下する。1 次系圧力が 0.7MPa[gage]まで低下した後は、余熱除去系による注入を行いながら低圧再循環運転へ切り替えを行い、長期冷却に移行する。

7.2 ECCS 注水機能喪失事象の解析条件

最高線出力密度の高い 4 ループ PWR プラントの標準データを用いて、RELAP5/MOD3.3 コードによる解析を実施した。

本解析で用いたノード分割は、図 3.1 に示したものをベースにしているが、2 次系強制冷却による 1 次系の減圧が事象全期間において重要であることから、SG 部を細分化 (伝熱管を 24 分割、SG2 次側を 12 分割) した。また、低温側配管への ECCS 注入量が燃料被覆管温度に影響を与えることから、注入先である低温側配管部を細分化 (3 分割からの 6 分割) した。さらに、炉心露出による燃料被覆管温度上昇が発生することから、炉心部を細分化 (6 分割から 16 分割) した。

本事象の主要事象発生時刻及び解析条件一覧を表 7.1、表 7.2 に示す。主な解析条件を以下に示す。

- ・ 「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」(約 13MPa[gage]と水位検出器下端水位の一致)又は「原子炉圧力異常低」(約 12MPa[gage])で非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、その応答時間として 2 秒を設定した。
- ・ 低温側配管の破断を起因事象と仮定した。破断口の臨界流モデルは Henry-Fauske を適用し、破断口径は 4 インチ (約 10cm) に設定した。
- ・ 電動及びタービン動補助給水ポンプの作動は、非常用炉心冷却設備作動信号発信から 60 秒後とした。
- ・ 主蒸気逃がし弁を用いた 2 次系強制冷却の開始は、非常用炉心冷却設備作動信号発信から 11 分後とした。
- ・ 蓄圧タンクは、最低保持圧力として 4.04MPa[gage]、最低保有水量として 26.9m³/基とした。

さらに、設置変更許可申請書等の資料を参照し、破断口があるループには蓄圧注入を行わない仮定とした。これは、蓄圧注入系から注入した水は、低温側配管にある破断口から流出するが、一部が原子炉容器に入り炉心冷却に寄与するので、より保守的な評価を行うためである。

破断口径については、そのサイズが大きくなるに従い破断流量が増えることから、炉心水位の低下速度が大きくなる。しかし、同時に 1 次系圧力の低下速度も大きくなるため、蓄圧注入系の作動時間が早くなる。これらの競合過程は、1 次系全体の複雑な熱水力挙動に依存している。ここでは、破断口径 4 インチを基本解析とし、表 7.3 に示すように、破断口径が 6 インチ、2 インチの 2 ケースについて感度解析を実施した。

さらに、蓄圧注入流量の影響を確認するための感度解析を実施した。感度解析の条件を表 7.4 に示す。

7.3 ECCS 注水機能喪失事象の解析結果

7.3.1 基本解析 (低温側配管 4 インチ破断)

1 次系及び 2 次系の圧力の推移を図 7.3 に示す。1 次系圧力は、LOCA による冷却材流出により低下を続ける。LOCA 発生直後の「原子炉圧力低」信号 (解析条件) により、原子炉は自動停止する。

続いて、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」により非常用炉心冷却設備作動信号が発信され、その 60 秒後に補助給水ポンプが自動起動し、SG2 次側への給水が開始される。1 次系圧力は、2 次系圧力と同じになるまで低下し、その後、1 次系の減圧は、破断流によるものよりも 2 次側によるもののほうが支配的になることから、1 次系圧力は 2 次系圧力に追従しながら低下する。

この減圧過程において1次系水位が低下し、クロスオーバー配管の冷却材が炉心で発生した蒸気により圧力容器側へと押し出される現象(ループシール解除)が約7.5分に発生する。ループシール解除後は、破断口から流出する冷却材のクオリティが増加するために、1次系圧力の低下が促進される。

1次系圧力は、約13分後に蓄圧タンク保持圧力である4.04MPa[gage]に到達し、約27分後に余熱除去ポンプによる低圧注入開始の圧力(0.7MPa[gage])まで低下する。

1次系保有水量の推移を図7.4に示す。1次系保有水量は、破断発生後に非常用炉心冷却設備作動信号が発信されるが高圧注入系が起動しないために徐々に減少し、約10分後には、50,000kg近傍まで低下し、燃料被覆管が露出し始める。その後、1次系保有水量はさらに低下し、約13分後には50,000kgを下回るが、蓄圧注入が開始されることで回復し、約27分後の余熱除去ポンプによる低圧注入開始により、炉心の冷却が維持される。

炉心水位と注入流量(全ループ分)の推移を図7.5に示す。炉心水位は、炉心有効発熱長下端を0mとしている。炉心水位は、有効燃料底部破断口からの冷却材流出に伴い低下するが、水位低下の過程で1次系内の冷却材分布が炉心水位に影響する中小破断LOCA時の特有の現象が見られる。すなわち、炉心水位は、破断発生から約4分後にSG上昇側細管での対向流制限(CCFL)現象に伴い生じた細管内での蓄水の水頭により、低下する。また、ループシールの解除が発生する直前の約7.5分後には、クロスオーバー配管の上流側での蓄水による水頭が炉心水位を押し下げるため、炉心上部が露出する。しかし、クロスオーバー配管の上流側の冷却材が圧力容器側へ移動すると(ループシール解除)、炉心水位を押し下げる効果が無くなるため、炉心水位は回復する。約8分後からは、崩壊熱による冷却材の蒸発が継続することから、炉心水位の低下が生じる(ボイルオフ)。約13分後には、炉心水位は、炉心下端から約1mまで低下するが、すぐに蓄圧注入が行われることにより回復する。

燃料被覆管温度の推移を図7.6に示す。4インチ破断では、燃料被覆管温度の上昇は2回発生する。1回目は、ループシール形成時の一時的な炉心水位低下によるものである。2回目は、ボイルオフによるもので、約10分後に炉心露出が始まり、約13分後に蓄圧注入が開始され、約14分後に燃料被覆管温度は最高温度となる約717℃に上昇する。その後、炉心は、蓄圧注入により冠水し、約27分後に余熱除去ポンプによる低圧注入が開始され、長期冷却状態になる。蓄圧注入は、注入先の圧力の変化により間欠的に注入されるが、燃料被覆管温度の上昇を抑えることから、炉心冷却にとって重要である。

以上の結果から、燃料被覆管温度は2回上昇するが、1次系を早期に減圧し、蓄圧注入及び余熱除去ポンプによる低圧注入を実施することにより1次系保有水量が回復し、最高温度は約717℃と1,200℃を下回っている。

7.3.2 破断口径の感度解析

LOCA 時の破断流量は、1 次系の減圧速度、1 次系保有水量、蓄圧注入系の作動タイミング等に影響することから、燃料被覆管温度を評価する上で重要なパラメータである。そこで、破断流量の影響を確認するため、破断口径について感度解析を実施した。

ここでは、表 7.3 の解析ケースに示すように、低温側配管での 6 インチ破断及び 2 インチ破断の 2 ケースを実施した。

6 インチ破断の 1 次系圧力及び 2 次系圧力の推移を図 7.7 に示す。1 次系圧力は、破断口径が 6 インチのケースは、4 インチのケースよりも破断流量が大きいことから、減圧速度が大きく、約 6 分後に 4.04MPa[gage]まで低下する。その後、蓄圧注入が行われ、約 20 分後に 0.7MPa[gage]まで低下する。

6 インチ破断の 1 次系保有水量の推移を図 7.8 に示す。破断口径が 4 インチ破断と比較して大きいために、早期に 1 次系冷却材が流出し、1 次系保有水量が約 5 分後に約 50,000kg を下回ると、炉心は一時露出する。約 6 分後には蓄圧注入が行われることで、1 次系保有水は回復し、約 20 分後に余熱除去系による低圧注入ポンプも作動することにより、炉心冷却が維持される。

6 インチ破断における炉心水位及び注入流量の推移を図 7.9 に示す。事象発生後約 2 分付近で SG 細管上昇側での蓄水の水頭により、炉心水位は押し下げられる。その後、約 3 分後からループシール上昇流側の蓄水による水頭で炉心水位が低下するが、ループシールが解除されると上昇する。その後再びループシールが形成されること、及び破断口からの 1 次系冷却材流出により、炉心水位はさらに低下するが、約 5 分後にループシールが解除され、続いて約 6 分後には蓄圧注入が作動することで、炉心水位は段階的に上昇する。約 20 分後からは低圧注入が開始されることにより、炉心水位は維持される。基本解析の 4 インチと比較すると、1 次系圧力が早く低下することから、蓄圧注入及び低圧注入開始が早くなり注入流量も多くなる。

6 インチ破断の燃料被覆管温度の推移を図 7.10 に示す。燃料被覆管温度は、約 4 分後からヒートアップを開始し、ループシール上昇流側の蓄水による水頭及び破断口からの 1 次系冷却材流出により、約 5 分後に約 481°Cまで上昇するが、約 5 分後のループシール解除及び約 6 分の蓄圧注入により、速やかに低下する。

2 インチ破断の 1 次系圧力及び 2 次系圧力の推移を図 7.11 に示す。1 次系圧力は、破断口径が基本解析（4 インチ）と比較して小さいことから低下が遅くなり、約 18 分後に 4.04MPa[gage]まで減圧した後、蓄圧注入により、約 39 分後に 0.7MPa[gage]まで低下する。

2 インチ破断の燃料被覆管温度の推移を図 7.12 に示す。燃料被覆管温度は、全過渡期間を通して冷却材温度と同程度であった。

破断口径の相違による事象進展を表 7.5 に示す。また、4 インチ破断時のヒートアップ時の冷却材分布のイメージを図 7.13 に、6 インチ破断時のそれを図 7.14 に示す。図 7.13 及び図 7.14 に示すように、冷却材は破断側ループには存在しないが、健全側ループにはループシール部に残っている。これは健全側の方が破断口とループシール部との距離が長い（流れの圧損が大きい）ことによるものである。ループシール解除の駆動力は、高温側配管と低温側配管との差圧であるため、破断口径が大きくなるに従い増大する。従って、6 インチ破断のほうが、4 インチ破断に比べて残留水が少ない。

これらの結果から、破断口径の違いにより、1 次系圧力の低下速度に相違が生じ、蓄圧注入タイミングが変化することから、炉心ヒートアップに違いが生じることが分かる。

7.3.3 蓄圧タンク初期保有水量の感度解析

中破断 LOCA 時に高圧注水に失敗した場合において、1 次系圧力が低下する過程で最初に起動する非常用炉心冷却系は蓄圧注入系である。蓄圧注入流量は、冷却材と蒸気の直接接触による蒸気凝縮量や炉心水位に影響する重要なパラメータであり、蓄圧タンクの初期保有水量（もしくは気相体積）に依存する。このため、感度解析として、蓄圧タンク初期保有水量を「最低保有水量」である $26.9\text{m}^3/\text{基}$ の設定から、 $1.4\text{m}^3/\text{基}$ 増加させたケースを実施した。

1 次系保有水量、炉心水位及び注入流量の推移をそれぞれ図 7.16 及び図 7.17 に示す。蓄圧タンク初期保有水量が増加すると、燃料被覆管温度が上昇する期間において蓄圧注入流量が少なくなり、基本解析と比較して、1 次系保有水量は低下した。この期間に蓄圧注入量が減少するのは、初期の気相部体積が小さい感度解析の方が基本解析よりも蓄圧タンクの圧力が短時間で低下するためであり、例えば図 7.15 に示すように、1 次系圧力が $0.7\text{MPa}[\text{gage}]$ に到達するまでの時間は、基本解析では約 27 分後、感度解析では約 26 分後となる。これらの結果から、蓄圧タンク初期保有水量が 1 次系全体の圧力挙動に影響することが分かる。

燃料被覆管温度の推移を図 7.18 に示す。燃料被覆管温度は、ループシール解除による第 1 ピークは、基本解析、感度解析の間で大きな相違はないが、第 2 ピークの燃料被覆管温度は、感度解析の方が若干上昇（基本解析に対して約 16°C 高い約 733°C ）し、炉心露出時間も長くなる。

本感度解析において、蓄圧タンクの初期保有水量の増加分だけ気相部体積が減少し蓄圧注入系圧力の低下が早くなることから、燃料被覆管温度上昇の期間において蓄圧注入量が少なくなる。このため、蓄圧注入が開始された後、1 次系保有水量に相違が生まれ、感度解析のケースの方が燃料被覆管温度が高くなることが分かった。

7.4 まとめ

事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失事象」の代表シーケンスとして、4 ループ PWR プラントの標準データを用いて、「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」の解析を実施した。

基本解析結果から、4 インチ破断では、ループシール解除とボイルオフにより 2 回の温度上昇が生じるが、蓄圧注入により 1 次冷却材保有水量が回復し、最高温度は約 717°C と 1,200°C を下回った。

破断口径に対する感度解析として、6 インチ破断及び 2 インチ破断について解析を実施したところ、6 インチ破断のみで炉心ヒートアップが生じ燃料被覆管温度は最高温度となる約 481°C に上昇した。基本解析の 4 インチ破断は約 717°C に上昇し、2 インチ破断では上昇しなかったことから、破断サイズが燃料被覆管最高温度に及ぼす影響は非線形であり、本解析条件のもとでは、4 インチの破断が最も厳しくなることを示している。

また、ここでは感度解析を実施していないが、破断口からの冷却材流出量（臨界流モデル）は、炉心水位低下及び燃料被覆管温度に影響するため、その解析モデルの選択は重要であり、さらに、燃料被覆管温度上昇は、被覆管表面の熱伝達モデル及び炉心水位評価の影響を受けるため、これらの解析モデルの選択も重要である。

蓄圧初期保有水量の感度解析の結果、初期保有水量の多い方が注入量は少なくなり、燃料被覆管温度の上昇に若干影響があることが分かった。

表 7.1 解析条件（ECCS 注水機能喪失事象、中小破断 LOCA）

項目	条件 (4ループプラント)	備考
解析コード	RELAP5/MOD3.3	—
初期条件		
原子炉熱出力	3,411MWt	100%
1次冷却材圧力	15.52 MPa[gage]	加圧器頂部での圧力
1次冷却材平均温度	306.3°C	—
炉心崩壊熱	ANS79 モデル	—
事故条件		
破断位置、口径	低温側配管 4インチ口径破断	設置許可変更許可申請書等の資料を参照
安全機能の喪失	高圧注水喪失	—
外部電源	なし	外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動遅れ（RCPトリップ、補助給水ポンプ立ち上げ遅れ等）により、炉心冷却上厳しくなる。
機器条件		
非常用炉心冷却設備作動信号	「原子炉圧力異常低」 (約12MPa[gage]) 応答時間として2秒を設定	—
余熱除去ポンプ	2台	設置許可変更許可申請書等の資料を参照 最小注入流量
蓄圧タンク保持圧力	4.04 MPa[gage]	最低保持圧力
蓄圧タンク保有水量	26.9m ³ /基	最小保有水量
補助給水ポンプ流量	約370m ³ /h (SG4基合計)	電動2台+タービン動1台
補助給水ポンプ起動時間	非常用炉心冷却設備作動信号+60秒	設置許可変更許可申請書等の資料を参照
2次系強制冷却時の主蒸気逃がし弁流量	定格主蒸気流量比の10%	—
操作条件		
2次系強制冷却開始（主蒸気逃がし弁開）	非常用炉心冷却設備作動信号+11分	設置許可変更許可申請書等の資料を参照 非常用炉心冷却設備作動信号発信+10分 +主蒸気逃がし弁開操作時間（1分）

表 7.2 主要事象発生時刻 (ECCS 注水機能喪失)

事象	発生時刻 (4 インチ破断)
中破断 LOCA 発生	0 秒
原子炉トリップ タービントリップ	14 秒
非常用炉心冷却設備作動信号	22 秒 (20 秒+応答時間 2 秒)
補助給水ポンプ起動	82 秒 (非常用炉心冷却設備作動信号発信から 60 秒後)
2 次系強制冷却	11 分 22 秒 (非常用炉心冷却設備作動信号発信から 11 分後)
蓄圧注入 (4.04MPa[gage]到達)	約 13 分
蓄圧タンク出口弁閉止	約 30 分
余熱除去ポンプによる低圧注入 (0.7MPa[gage]到達)	約 27 分

表 7.3 解析ケース 1 (ECCS 注水機能喪失事象)

解析ケース	破断口径、破断位置
基本解析	4 インチ、低温側配管
感度解析-1	6 インチ、低温側配管
感度解析-2	2 インチ、低温側配管

表 7.4 解析ケース 2 (ECCS 注水機能喪失事象)

解析ケース	蓄圧タンク初期保有水量
基本解析	26.9m ³ /基 (最低保有水量)
感度解析-3	28.3m ³ /基

表 7.5 ECCS 注水機能喪失の事象進展 —破断口径の比較—

事象シナリオ	2 インチ破断	4 インチ破断	6 インチ破断
ヒートアップ発生要因	発生しない	ボイルオフ	ループシール、SG 細管蓄水及びボイルオフ
2 次系強制冷却	約 12 分後	約 11 分後	約 11 分後
蓄圧注入開始	約 18 分後	約 13 分後	約 6 分後
ヒートアップ開始時刻	—	約 10 分後	約 4 分後
燃料被覆管最高温度時刻	—	約 14 分後	約 5 分後
燃料被覆管最高温度	—	約 717°C	約 481°C

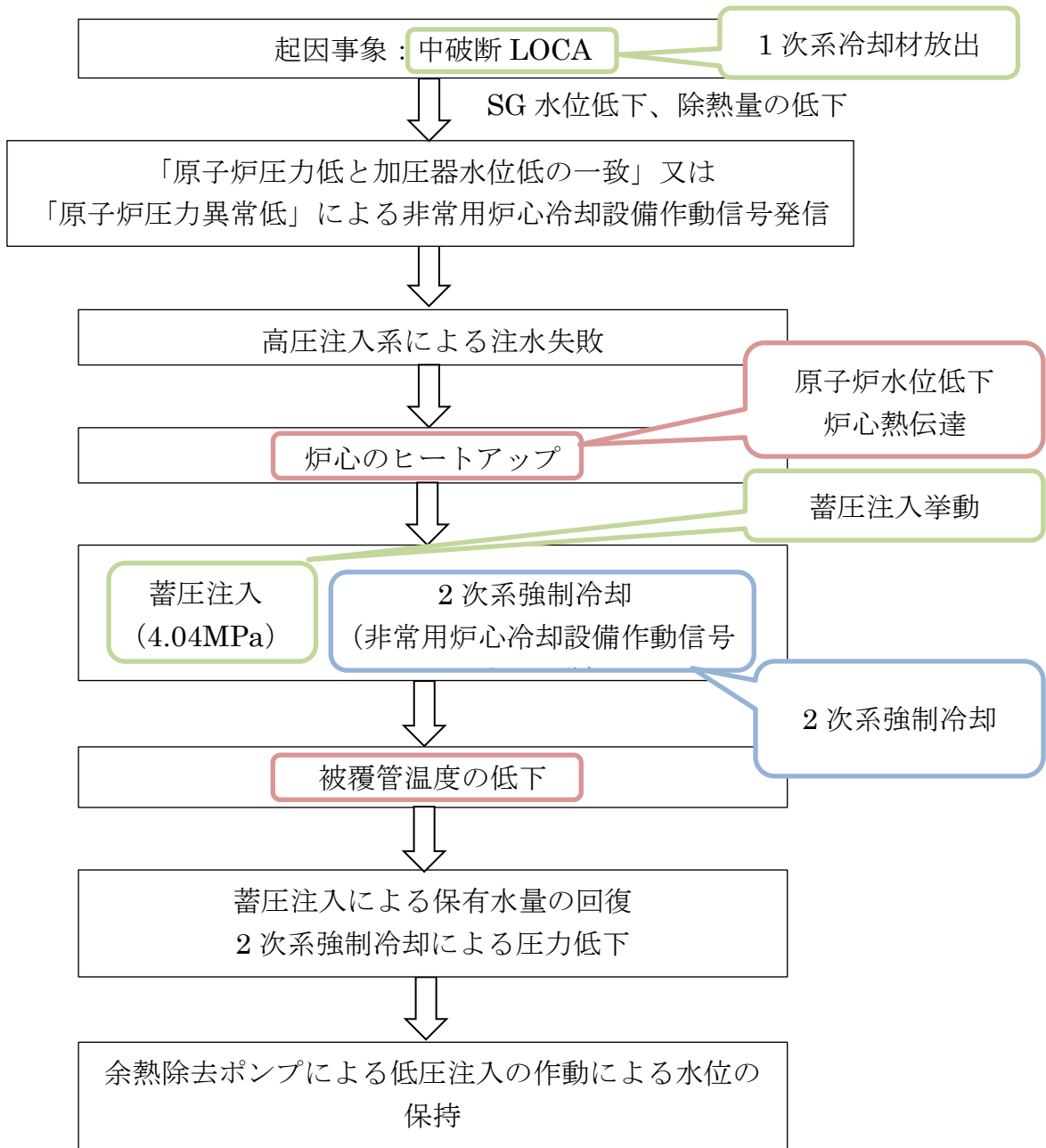


図 7.1 ECCS 注水機能喪失事象の流れと模擬する必要がある現象
(吹き出しは重要な物理現象を示す)

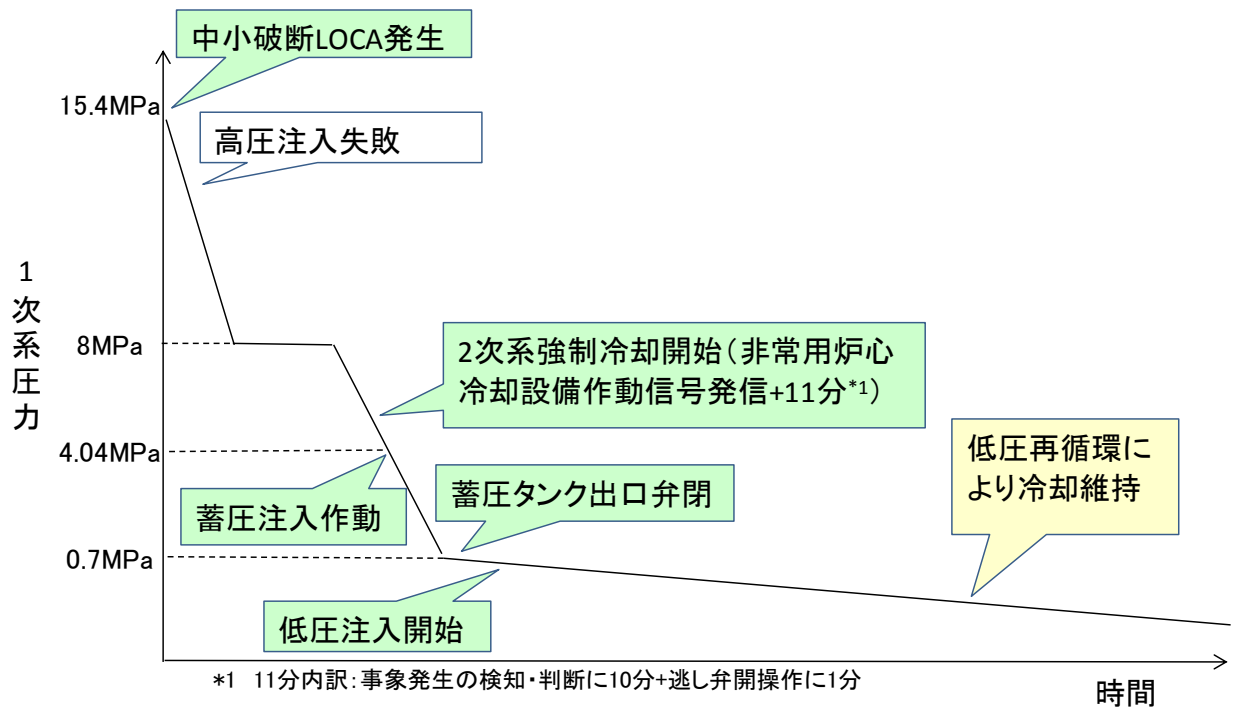


図 7.2 ECCS 注水機能喪失事象シナリオ

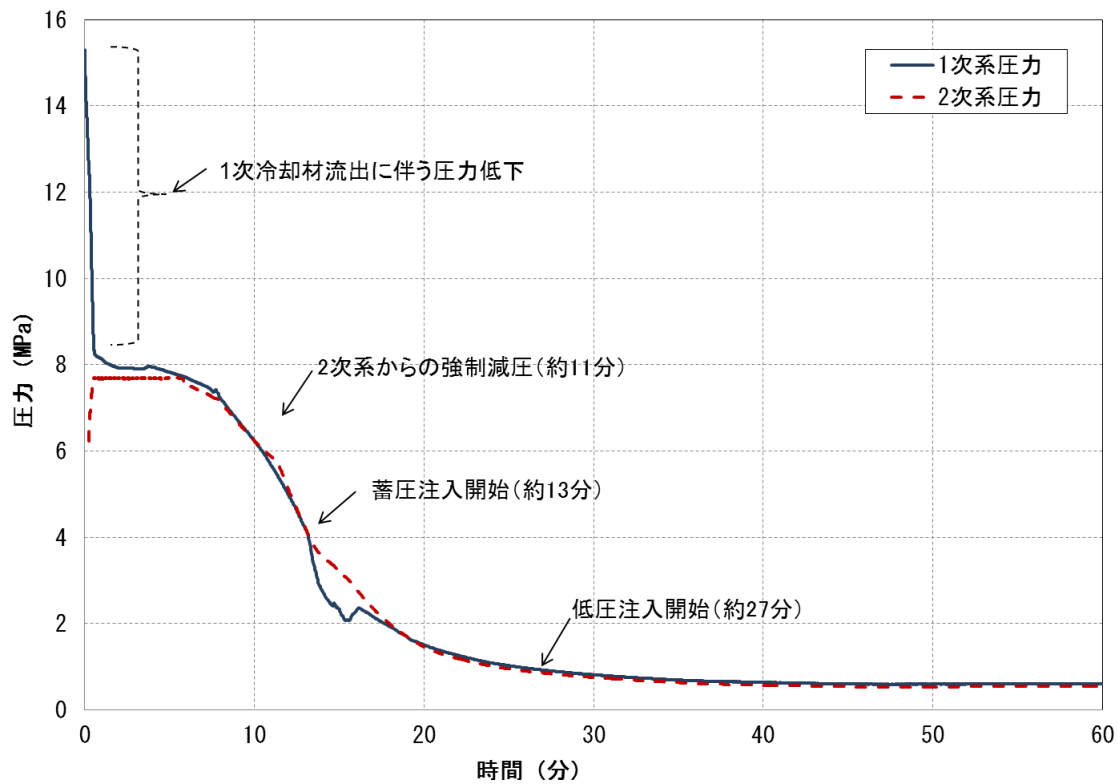


図 7.3 1次系圧力、2次系圧力 (4インチ破断)

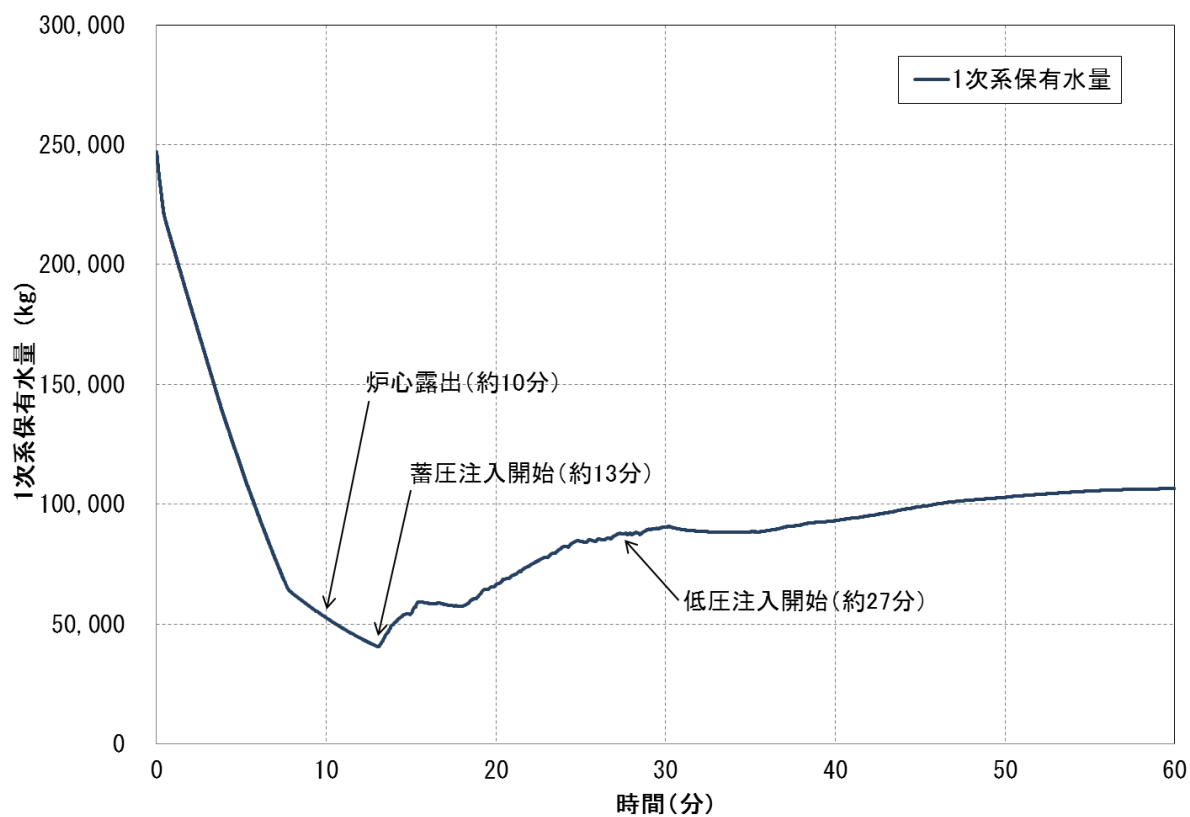


図 7.4 1次系保有水量 (4インチ破断)

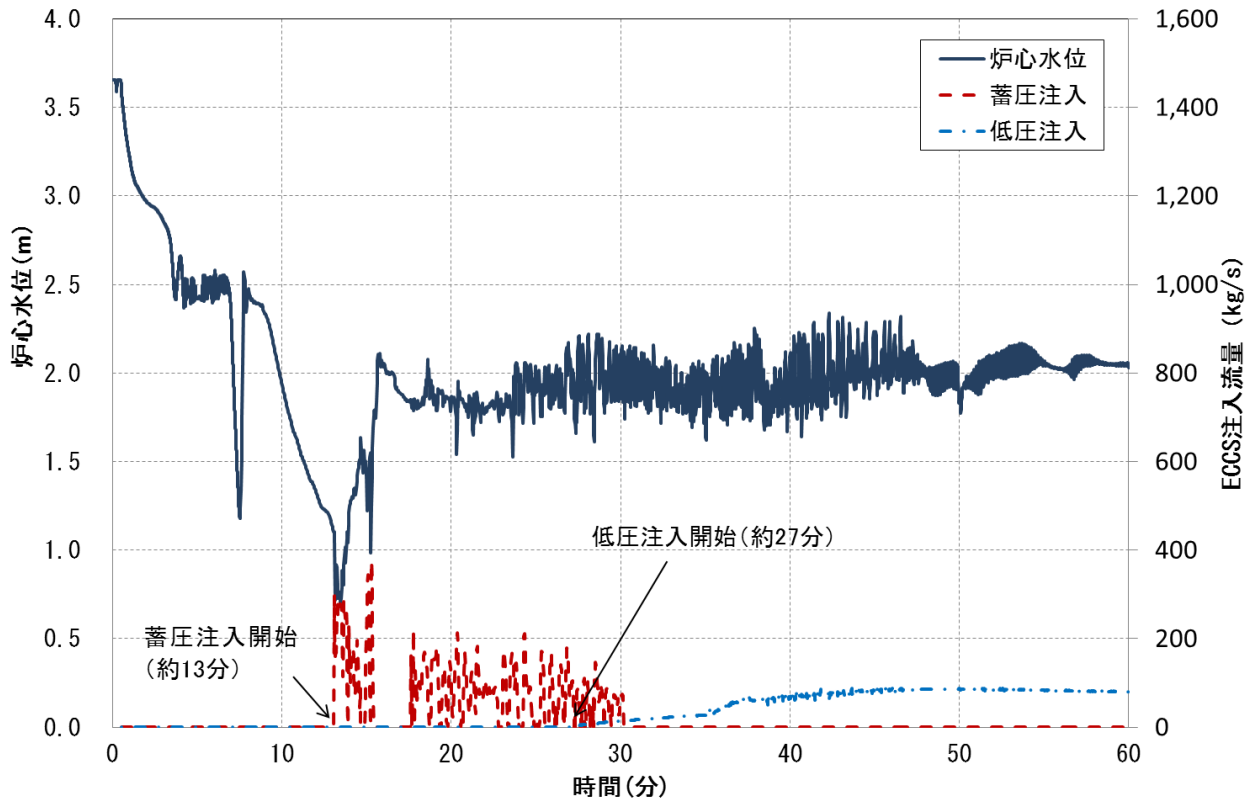


図 7.5 炉心水位と注入流量（全ループ分）（4 インチ破断）

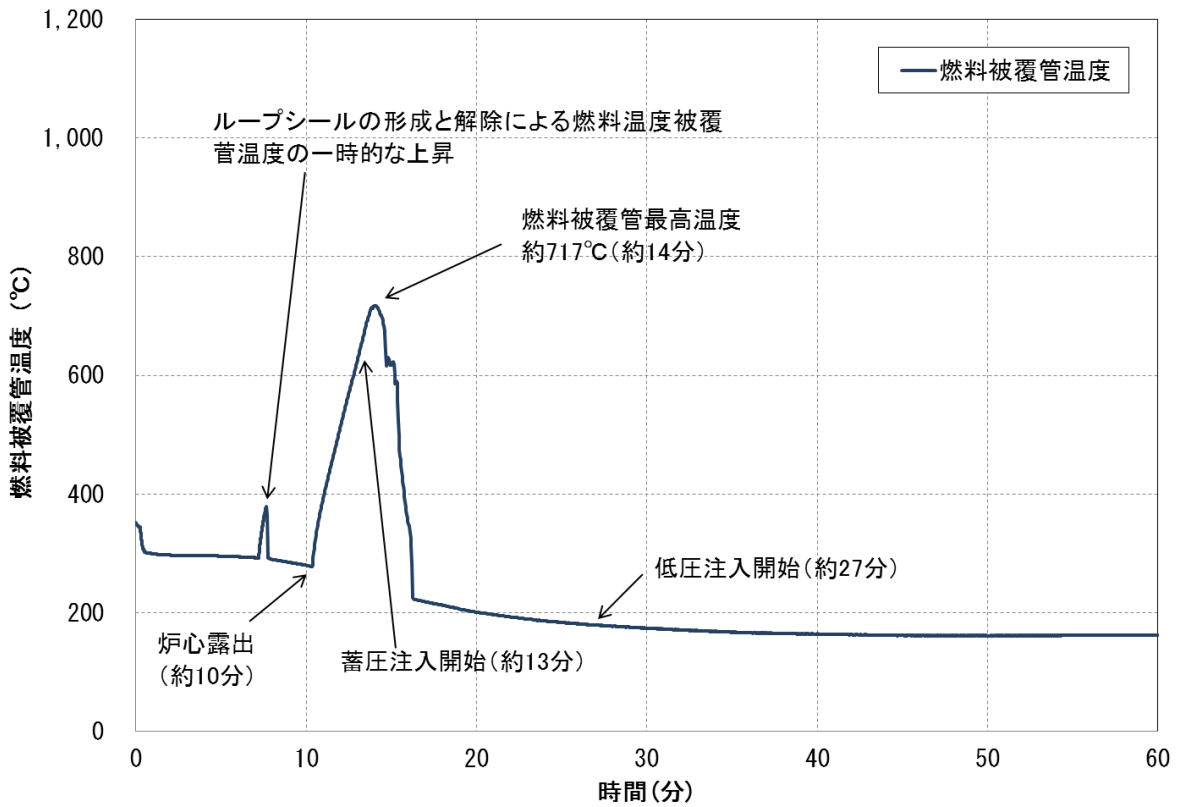


図 7.6 燃料被覆管温度（4 インチ破断）

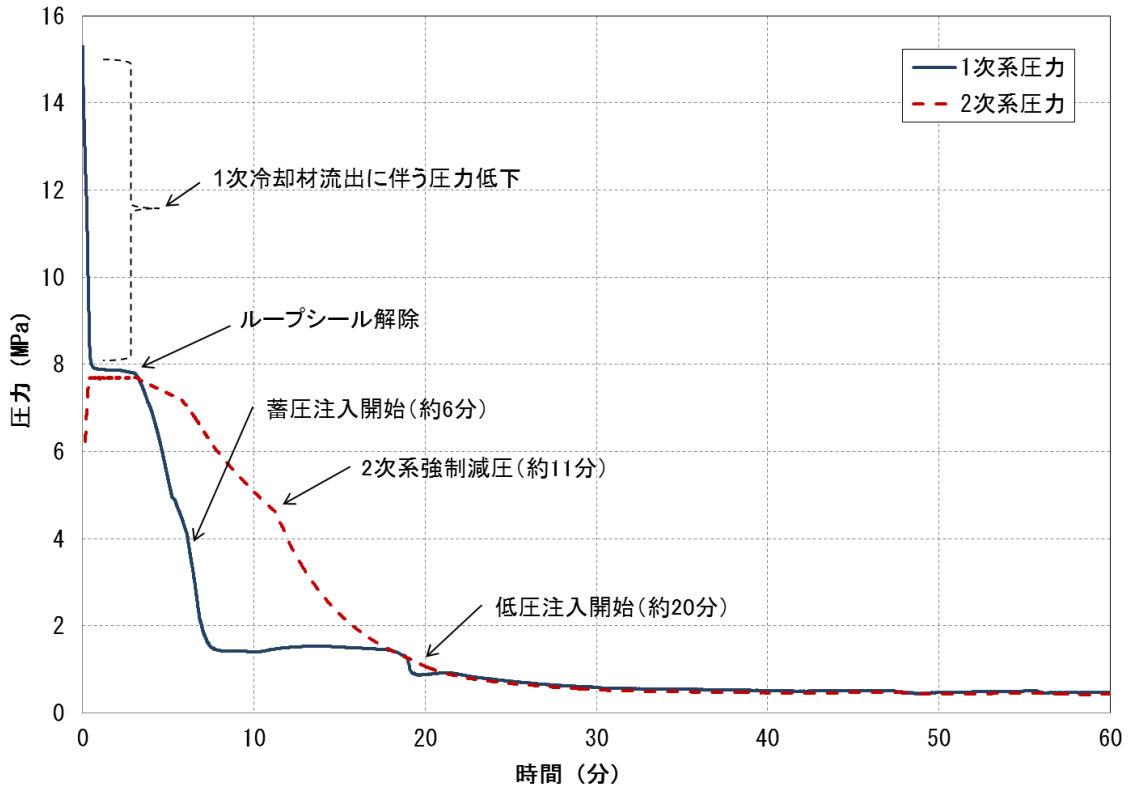


図 7.7 1次系圧力、2次系圧力 (6インチ破断)

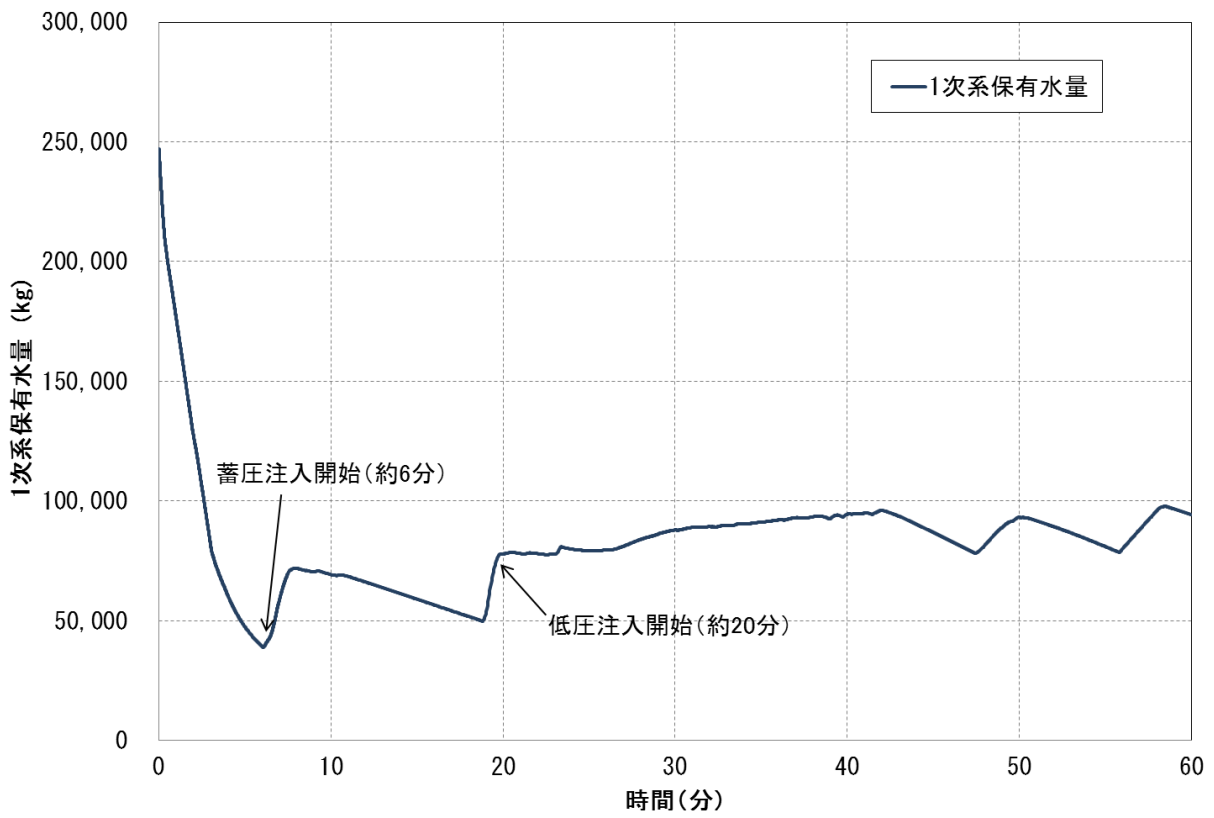


図 7.8 1次系保有水量 (6インチ破断)

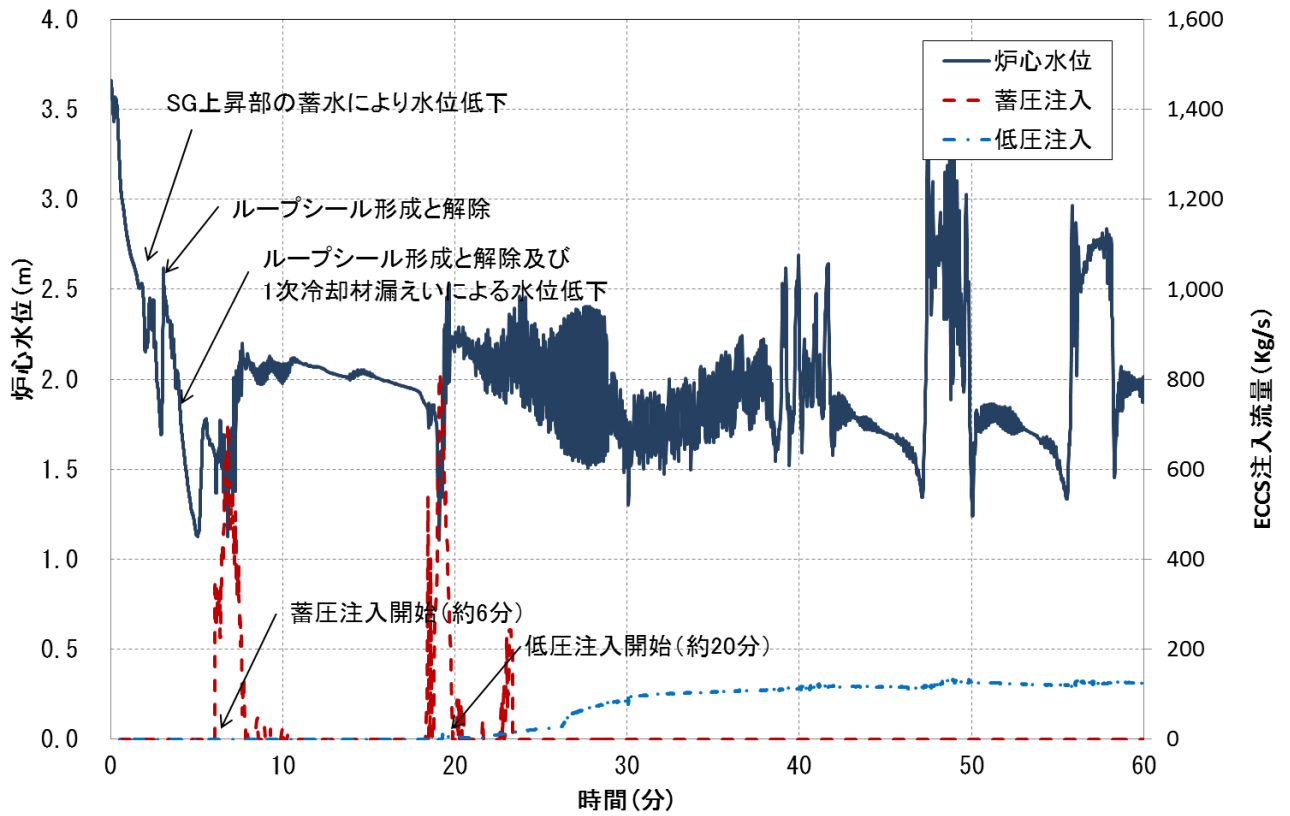


図 7.9 炉心水位と注入流量（全ループ分）（6 インチ破断）

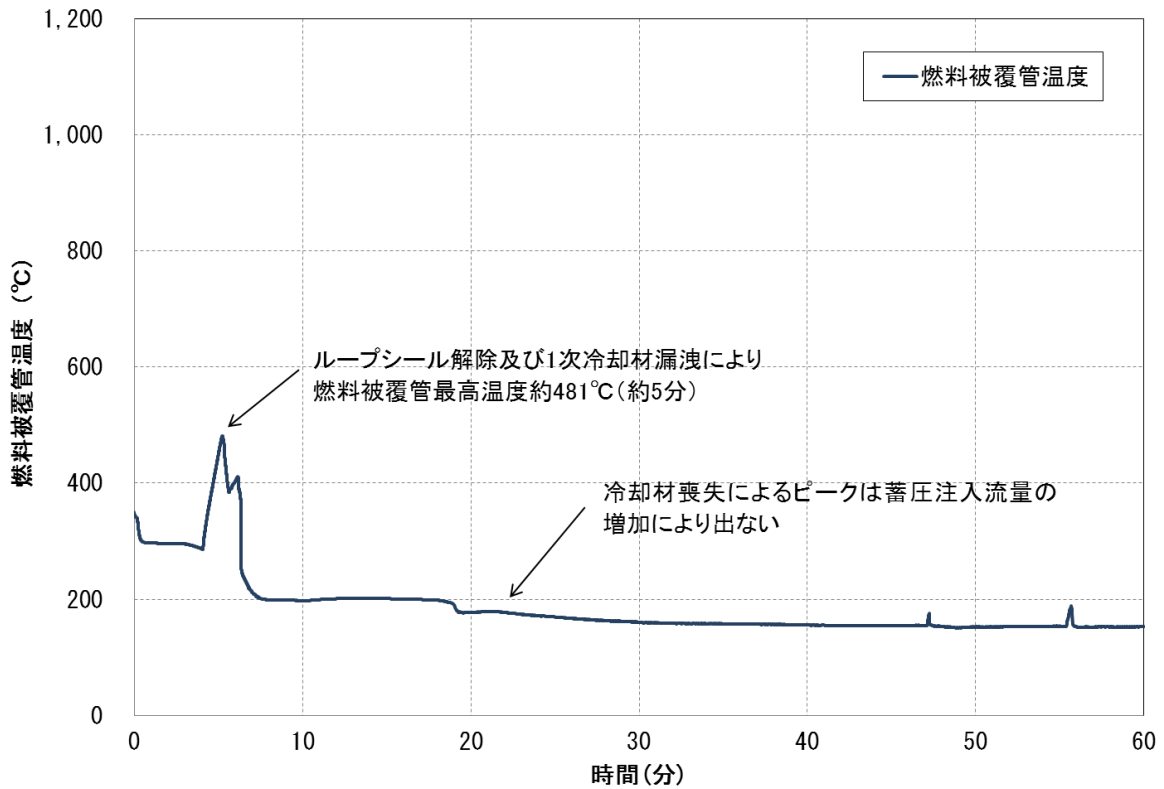


図 7.10 燃料被覆管温度（6 インチ破断）

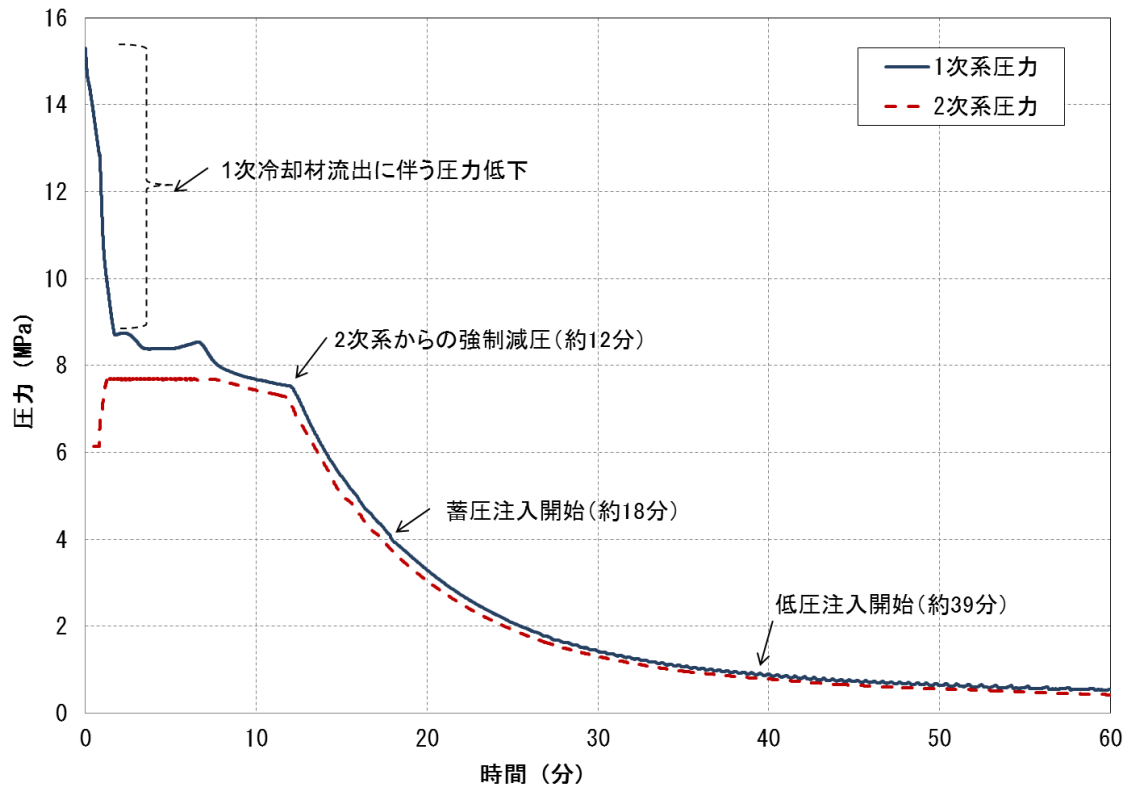


図 7.11 1次系圧力、2次系圧力 (2インチ破断)

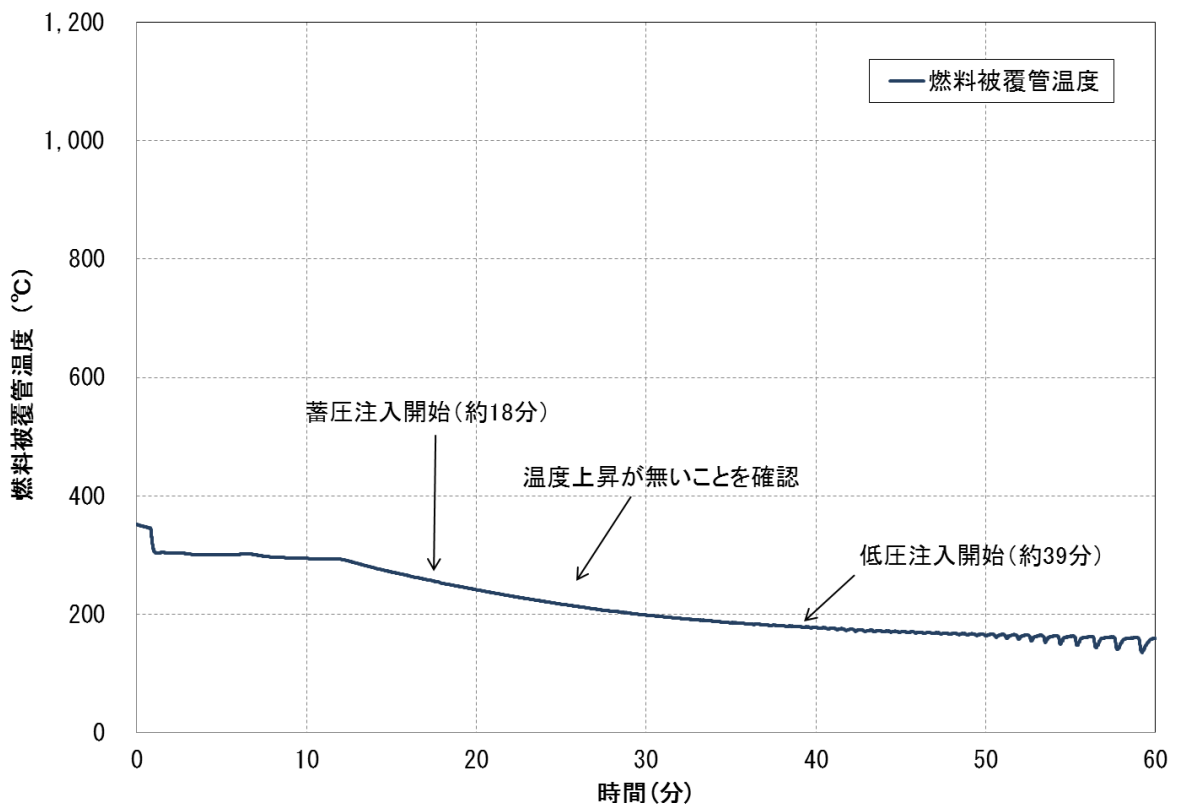


図 7.12 燃料被覆管温度 (2インチ破断)

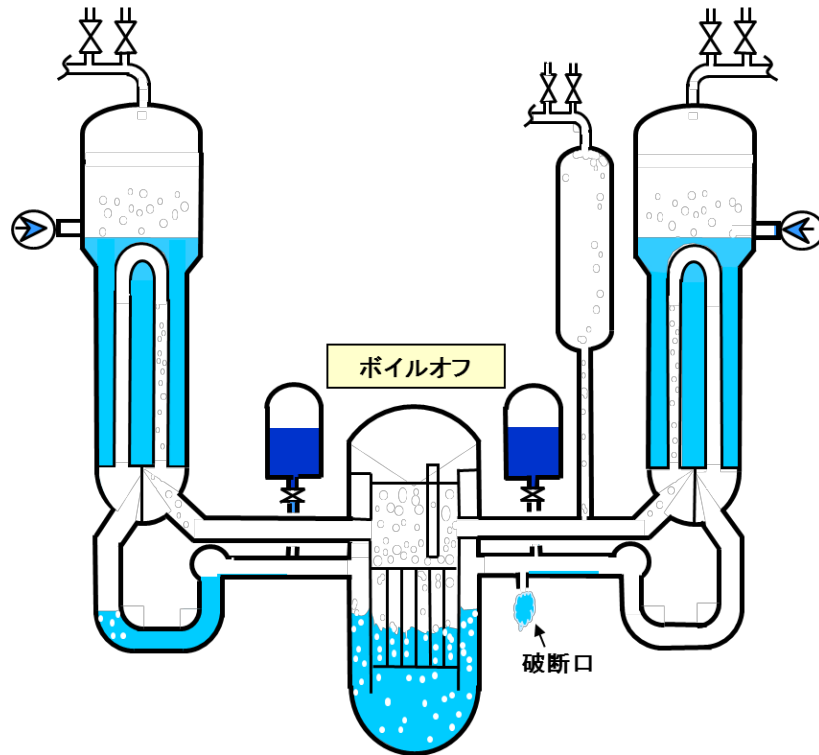


図 7.13 4 インチ破断 ヒートアップ時冷却材分布

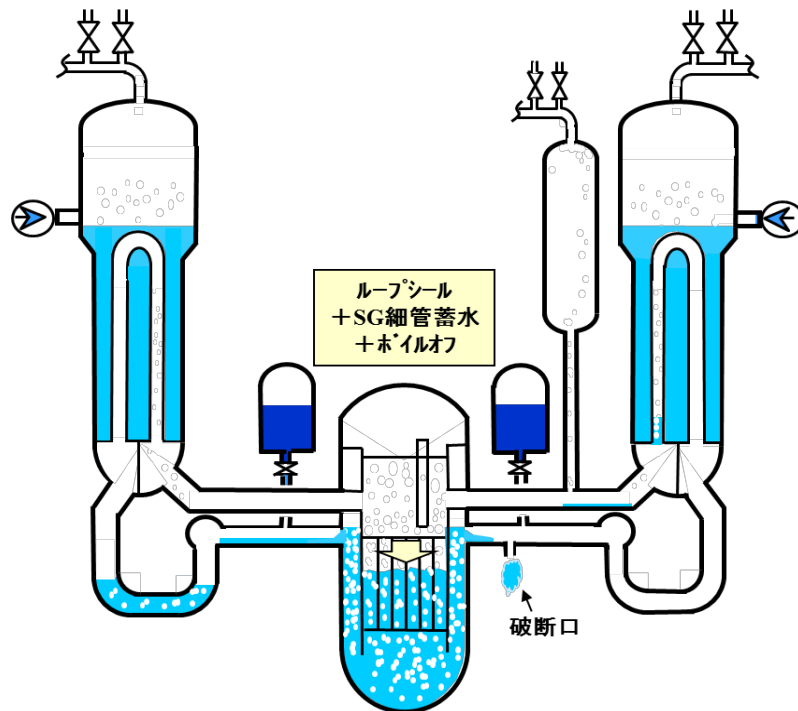


図 7.14 6 インチ破断 ヒートアップ時冷却材分布

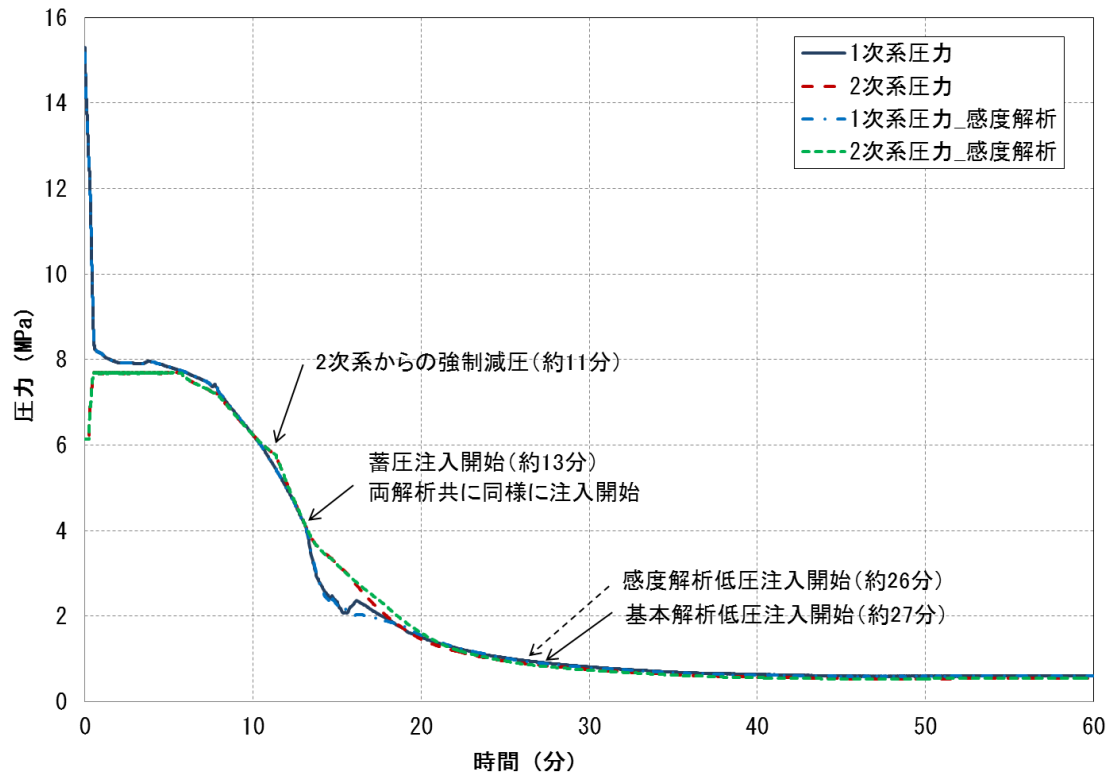


図 7.15 1次系圧力、2次系圧力 (蓄圧タンク初期保有水量の感度解析、4インチ破断)

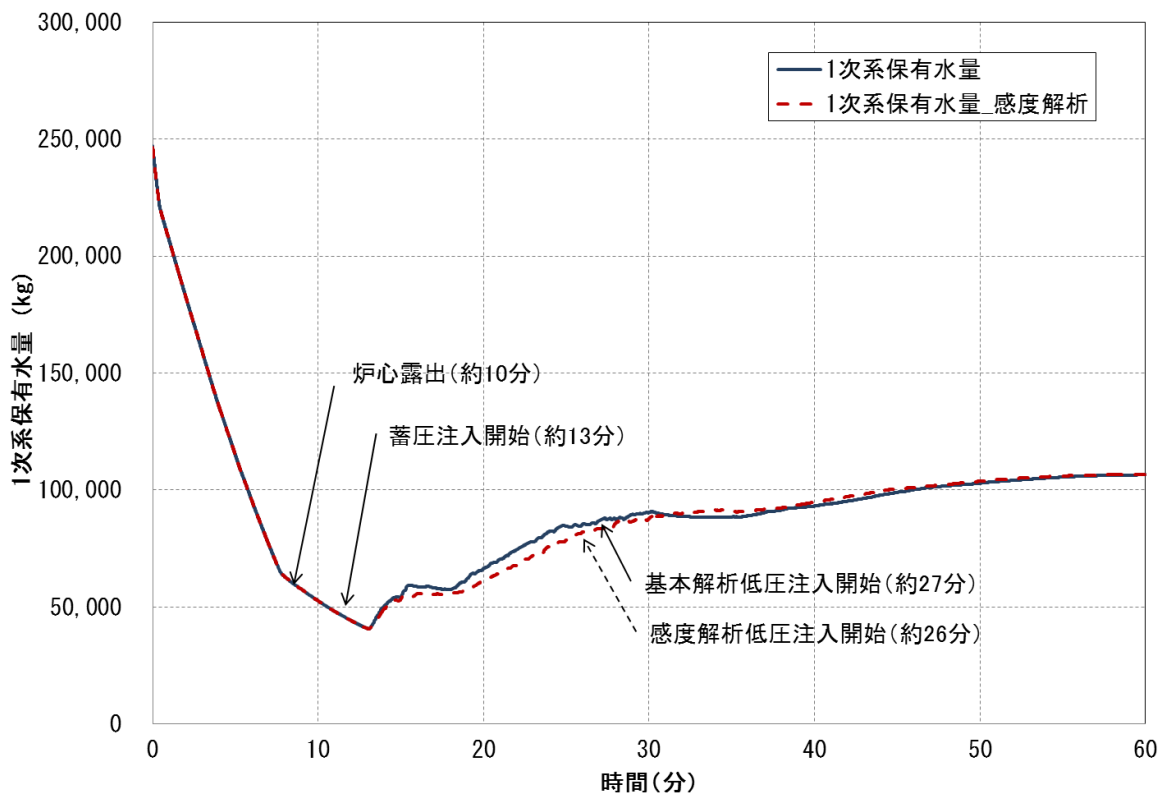


図 7.16 1次系保有水量 (蓄圧タンク初期保有水量の感度解析、4インチ破断)

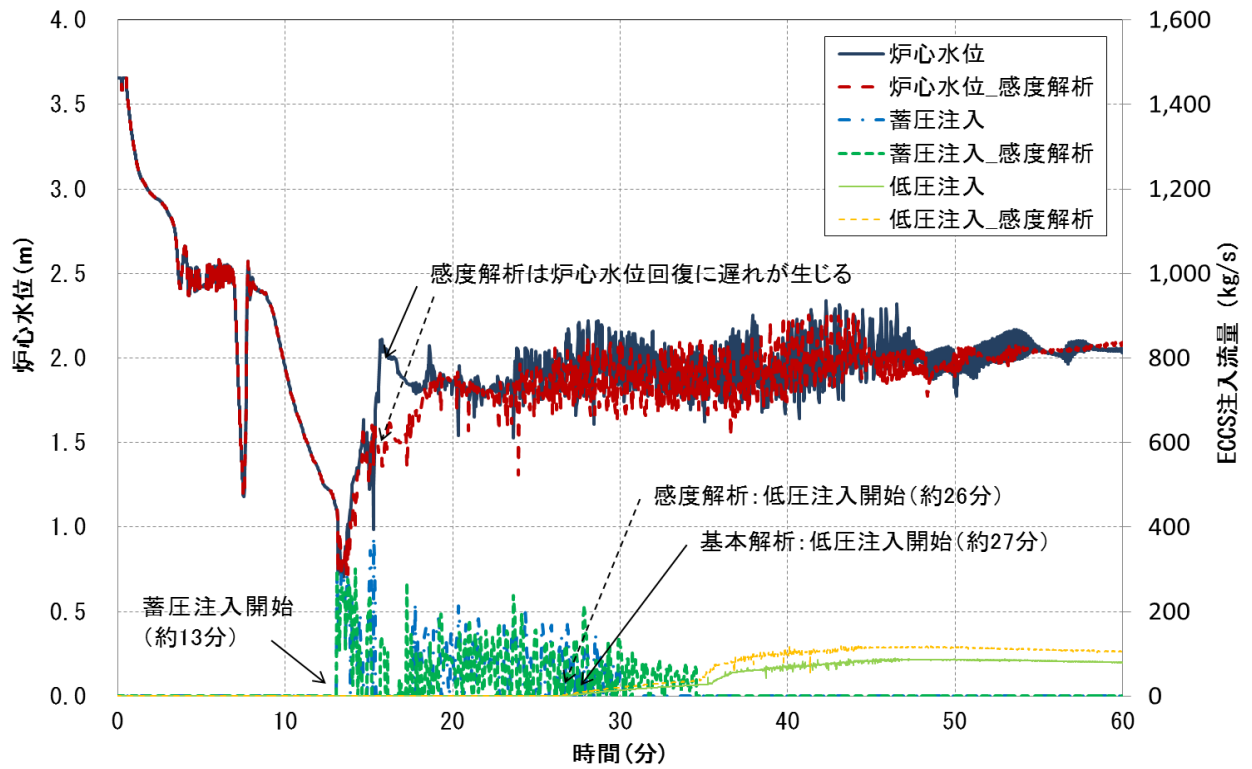


図 7.17 炉心水位と注入流量 (全ループ分)
(蓄圧タンク初期保有水量の感度解析、4 インチ破断)

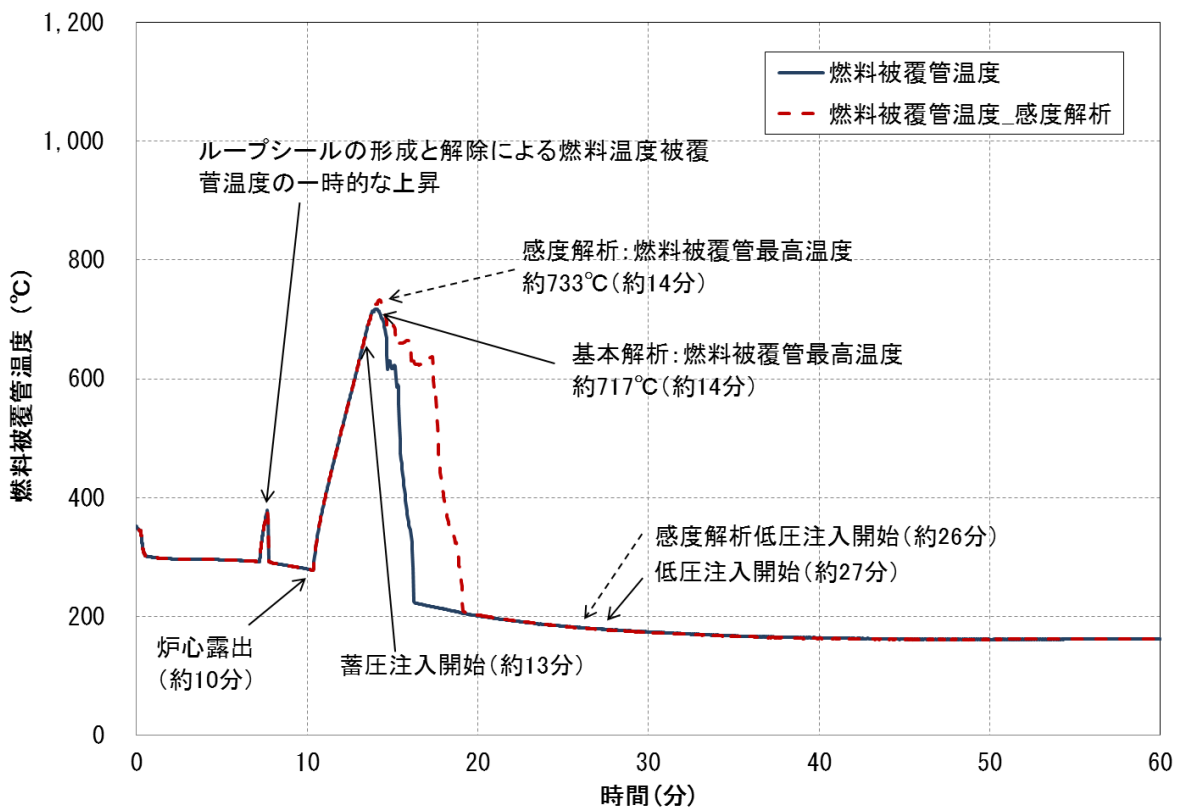


図 7.18 燃料被覆管温度 (蓄圧タンク初期保有水量の感度解析、4 インチ破断)

8. ECCS 再循環機能喪失事象

8.1 ECCS 再循環機能喪失事象の挙動

「ECCS 再循環機能喪失事象」は、大破断 LOCA の発生後、ECCS 再循環機能が喪失する事象である。ECCS の水源を補給して時間余裕を確保しつつ、ECCS 再循環機能の代替手段によって長期の炉心冷却を確保する必要がある。

ここでは代表シーケンスとして「大破断 LOCA 時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」を解析した。

本事故シーケンスの事象シナリオを図 8.1 に示す。定格運転中に低温側配管の完全両端破断による大破断 LOCA が発生した後、高圧注入系、低圧注入系及び蓄圧注入系は作動するが、事故発生から 19 分後に高圧注入系及び低圧注入系の水源が枯渇する。その後、原子炉格納容器サンプ水への水源切り替えの失敗により高圧及び低圧再循環が行えず炉心への注水が停止する。ここでは、炉心損傷防止対策として 2 系統ある格納容器スプレイポンプの一方を利用した代替再循環による 1 次系の冷却を開始する場合を解析した。

8.2 ECCS 再循環機能喪失事象の解析条件

本事故シーケンスについては、3 ループ PWR プラントの標準データを用いて、炉心水位変化の詳細な解析が可能な RELAP5/MOD3.3 コードを用いて解析を実施した。

本解析で用いたノード分割は、図 3.1 に示したものをベースとし、大破断 LOCA を模擬するため、破断口を模擬するノード等を破断ループに付加し、炉心部を細分化（6 分割から 24 分割）した。

本事故シーケンスの解析条件の一覧及び主要事象発生時刻をそれぞれ表 8.1 及び表 8.2 に示す。主な解析条件を以下に示す。

- ・ 低温側配管での大破断 LOCA 発生後、ECCS 注入に成功。
- ・ 大破断 LOCA の発生から 19 分後に再循環の水源切り替えに失敗。
- ・ 再循環失敗から 30 分後（事象発生から 49 分後）に格納容器スプレイポンプによる代替再循環を開始。

さらに、上記の条件を用いた解析を基本解析とし、燃料被覆管温度に及ぼす代替再循環の開始時間の影響を確認するため、感度解析を実施した。感度解析の条件を表 8.3 に示す。ここでは代替再循環を再循環失敗から 15 分後（事象発生から 34 分後）に開始する、1 ケースの感度解析を実施した。

8.3 ECCS 再循環機能喪失事象の解析結果

8.3.1 基本解析

高圧、低圧注入流量及び代替再循環流量の推移について、それぞれ図 8.2、図 8.3 及び図 8.4 に示す。大破断 LOCA の発生後、ECCS 注水に成功するが、再循環の水源切り替え失敗を仮定し、高圧及び低圧の ECCS 注入が 19 分後に停止する。その後、再循環失敗から 30 分後の 49 分後に代替再循環注入が開始される。

破断流量の推移を図 8.5 に示す。再循環失敗に伴い 1 次系への注水が停止するため、19 分後に破断流量は低下し、代替再循環による注入開始後は、破断流量が増加する。

炉心及びダウンカマ水位の推移を図 8.6 に示す。再循環失敗により注水が停止している 19 分後から 49 分後までの 30 分間に炉心水位が炉心下端近傍まで低下する。

SG 入口及び出口ボイド率並びに上部プレナムから SG 出入口間の差圧の推移をそれぞれ図 8.7 及び図 8.8 に示す。炉心での蒸気の発生に伴い SG 内にへ流入した液滴が SG 出口では気相となり（図 8.7）、SG 出入口間において約 0.02MPa（水頭に換算すると約 2m）の圧力損失が生じている（図 8.8）。これらの結果は、SG 内で液滴が 2 次側からの加熱により蒸発し、気相が加速されることで SG 伝熱管での圧力損失が大きくなることを示している。

炉心水位は、事象発生から 19 分後までの間にダウンカマ水位より 2m 程度低下している（図 8.6）が、これは上述の SG 伝熱管の圧力損失によるものであり、スチームバインディング現象と呼ばれる。

同現象により、炉心水位は、19 分後に ECCS 注水が停止すると低下が始まり、49 分までの間に燃料有効発熱長下端付近となる。その結果、燃料被覆管温度は 1,200°C を超えて上昇した。

これらのことから、本事故シーケンスでは、スチームバインディング現象が炉心水位及びダウンカマ水位の挙動に影響し、さらに、これが燃料被覆管温度の上昇に関連している重要な現象であることが分かる。

8.3.2 感度解析

基本解析で、燃料被覆管温度が 1,200°C を超えて上昇したため、再循環切り替え失敗から代替再循環再開までの時間が炉心水位及び燃料被覆管温度に与える影響を確認する目的で、再循環切り替え失敗（19 分後）から 15 分後に代替再循環を再開（34 分後）する場合について感度解析を実施した。

炉心及びダウンカマ水位の推移を図 8.10 に、燃料被覆管温度の推移を図 8.11 にそれぞれ示す。19 分に再循環切り替え失敗後、炉心水位は徐々に低下するが、34 分後に代替再循環による注水が開始されることにより、緩やかに回復する。

燃料被覆管温度は、水位低下により約 600℃まで上昇するが、代替再循環の開始に伴い低下する。炉心水位回復後も炉心水位は、ダウンカマ水位よりも低めを維持するが、二相水位が維持され、炉心は冷却される。

8.4 まとめ

事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」の代表シーケンスとして、「大破断 LOCA 時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」について、3 ループ PWR プラントの標準データを用いて、解析を実施した。

ECCS 再循環機能喪失時に 1 次系への注水が停止し、炉心水位が低下する可能性があることから、RELAP5/MOD3.3 コードにより 3 ループ PWR プラントについて解析を実施した。本事象では、スチームバインディング現象が、炉心水位及びダウンカマ水位の挙動に影響し、さらに、燃料被覆管温度の上昇に関連する重要な現象である。

また、代替再循環開始までの時間を 15 分とした感度解析では、燃料被覆管温度は約 600℃まで上昇するが、代替再循環開始に伴う炉心水位の回復により低下した。

表 8.1 解析条件 (ECCS 再循環機能喪失事象)

項目	条件	備考
解析コード	RELAP5/MOD3.3	—
ループ数	3 ループ	—
起因事象	大破断 LOCA	—
破断位置、口径	低温側配管の完全両端破断	—
初期条件		
原子炉熱出力	2,652 MWt	—
1 次冷却材圧力	15.30 MPa[gage]	加圧器頂部での圧力
1 次冷却材平均温度	302.3°C	—
炉心崩壊熱	ANS79 モデル	—
非常用炉心冷却設備作動信号等	非常用炉心冷却設備作動信号：4.4 秒 蓄圧注入開始：約 6 秒 ECCS 注入自動作動：約 20 秒	—
機器条件		
蓄圧タンク保有圧力	4.04 MPa[gage]	最低保持圧力
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基	
ECCS 高圧注入流量	約 100kg/s	設置変更許可申請書等の資料を参照
ECCS 低圧注入流量	約 500kg/s	
補助給水ポンプ流量	280m ³ /h	電動補助給水ポンプ 2 台 及び タービン動補助給水ポンプ 1 台
操作条件		
再循環切り替え失敗	19 分	設置変更許可申請書等の資料を参照
代替再循環開始	49 分 (再循環切り替え失敗から 30 分後)	設置変更許可申請書等の資料を参照
代替再循環注水流量	200 m ³ /h	格納容器スプレイポンプ 1 台流量

表 8.2 主要事象発生時刻 (ECCS 再循環機能喪失事象)

事象	発生時刻
大破断 LOCA の発生	0 秒
高圧注入ポンプ 低圧注入ポンプ 格納容器スプレイポンプ	自動起動
再循環切り替え失敗 高圧及び低圧注入停止	19 分
代替再循環による 1 次系冷却の再開	49 分 (再循環切り替え失敗から 30 分後)

表 8.3 解析ケース (ECCS 再循環機能喪失事象)

解析ケース	代替再循環開始時刻
基本解析	49 分 (再循環切り替え失敗から 30 分後)
感度解析	34 分 (再循環切り替え失敗から 15 分後)

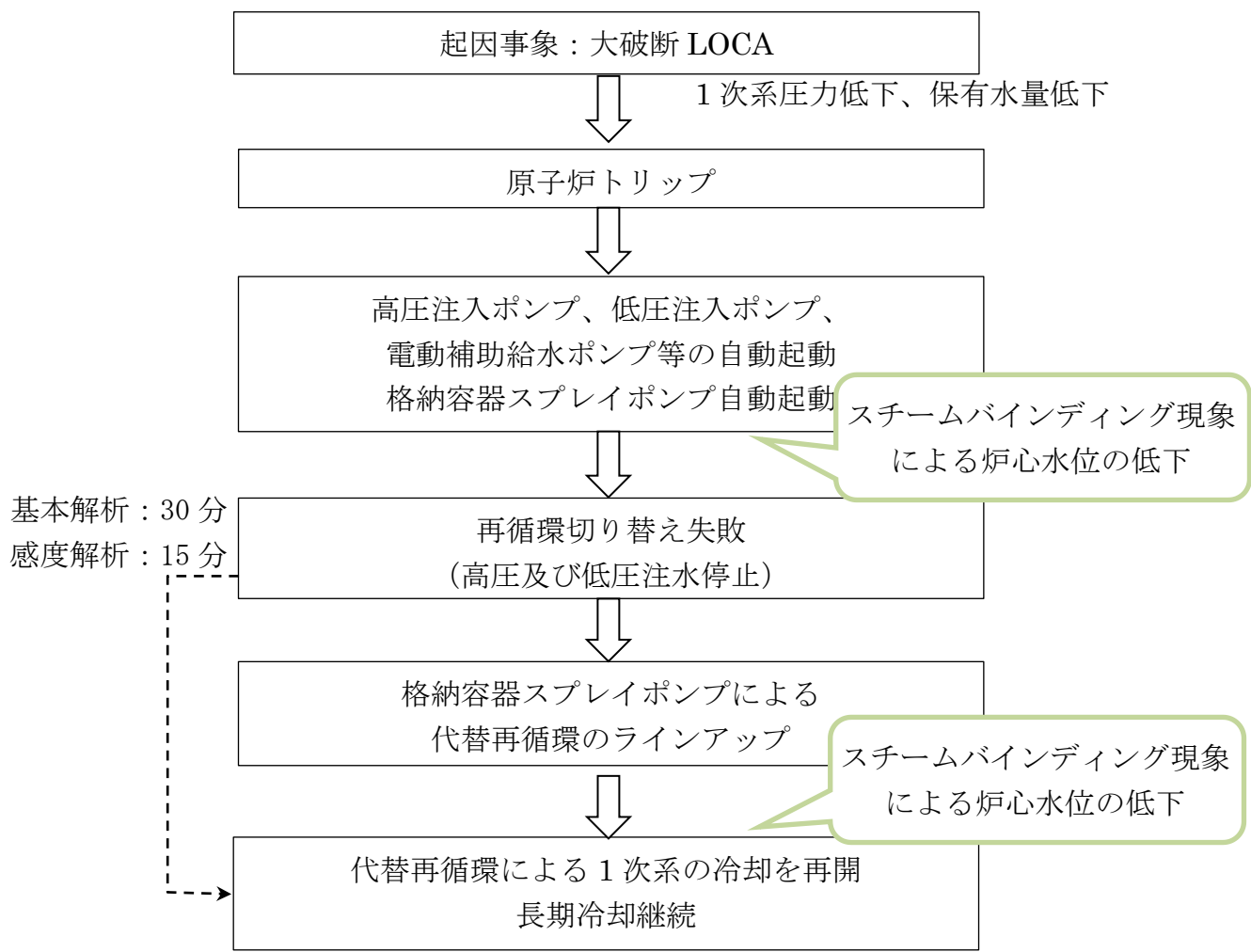


図 8.1 ECCS 再循環機能喪失事象の流れと模擬する必要がある現象
(吹き出しは重要な物理現象を示す)

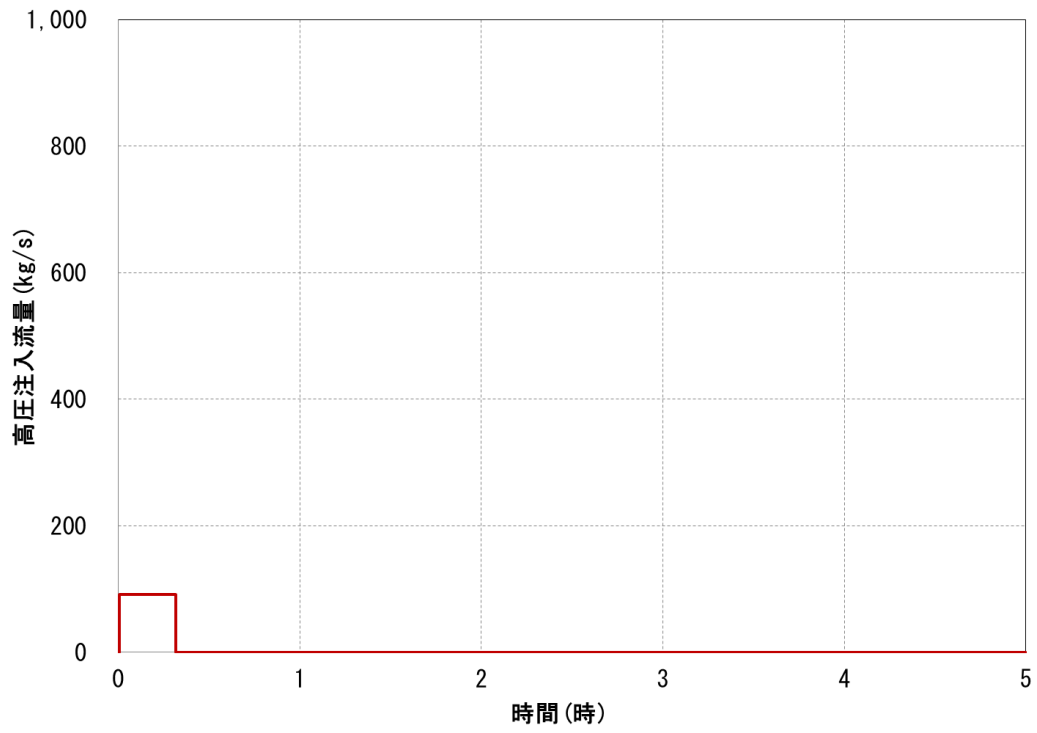


図 8.2 高压注入流量

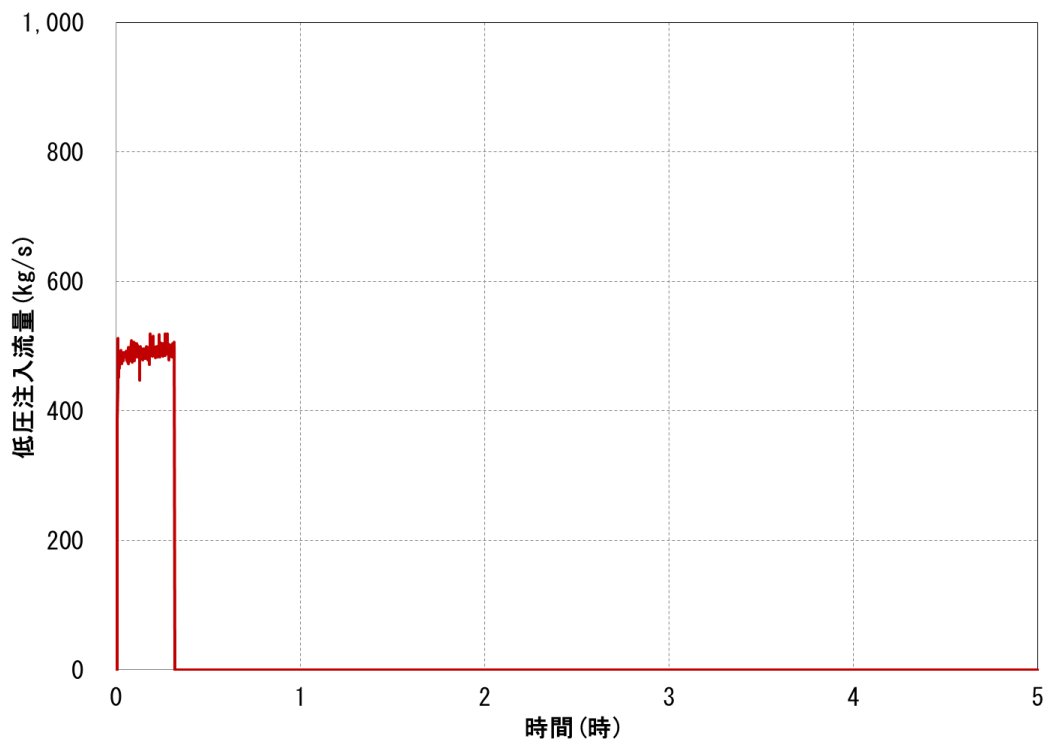


図 8.3 低压注入流量

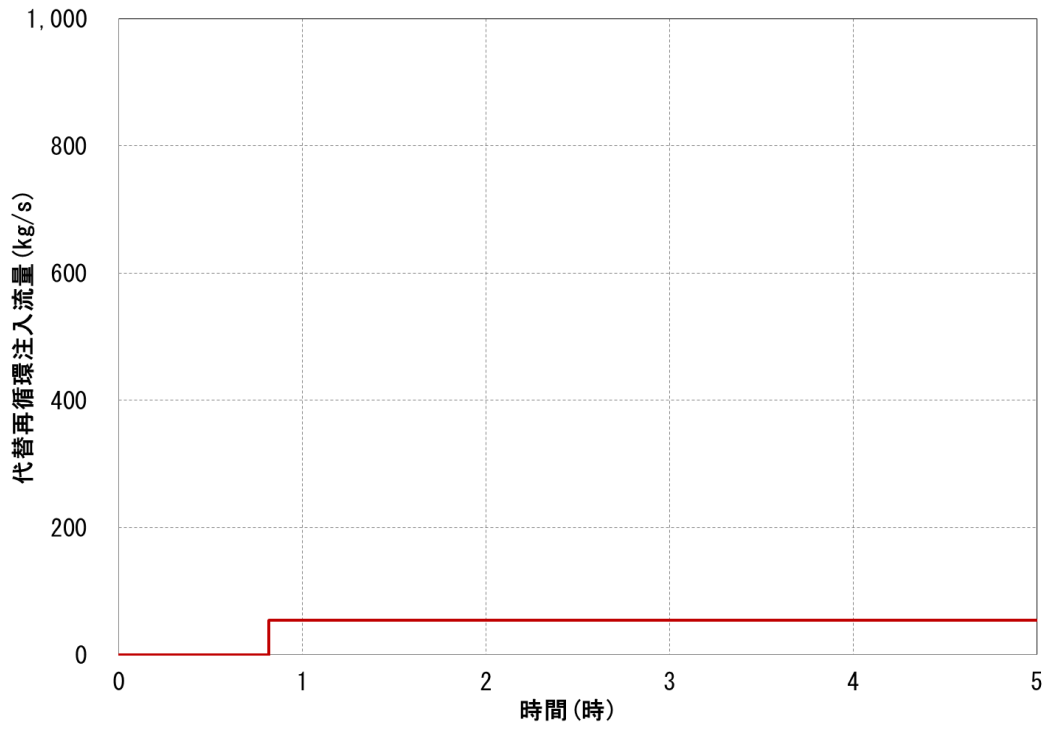


図 8.4 代替再循環注入流量

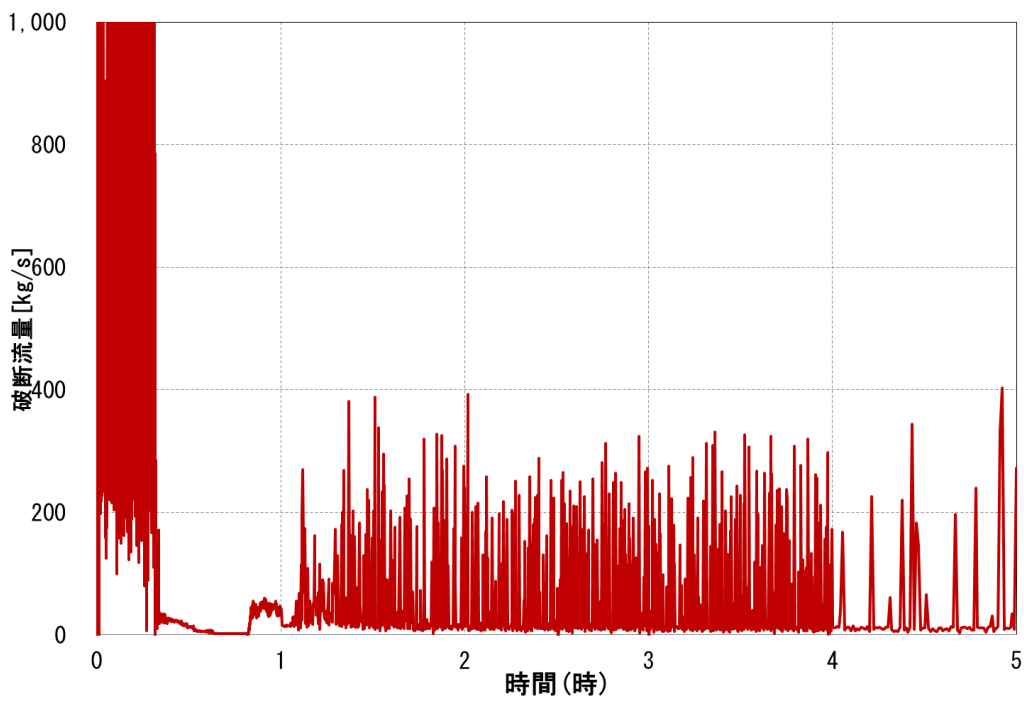


図 8.5 破断流量

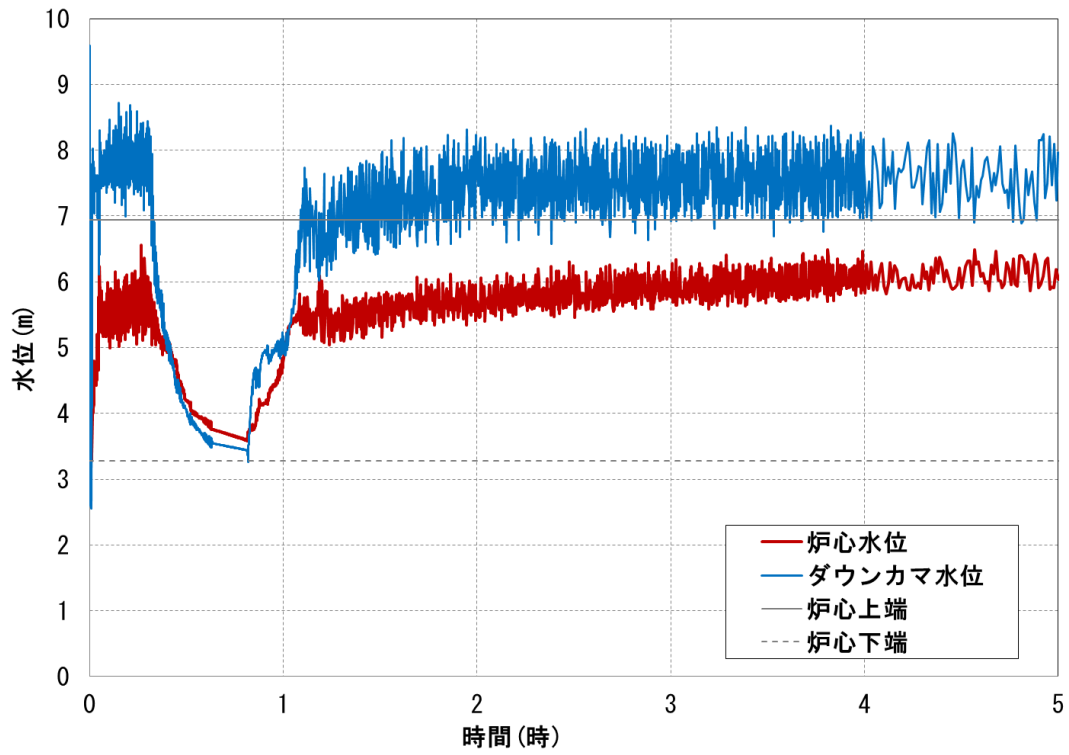


図 8.6 炉心及びダウンカマの水位

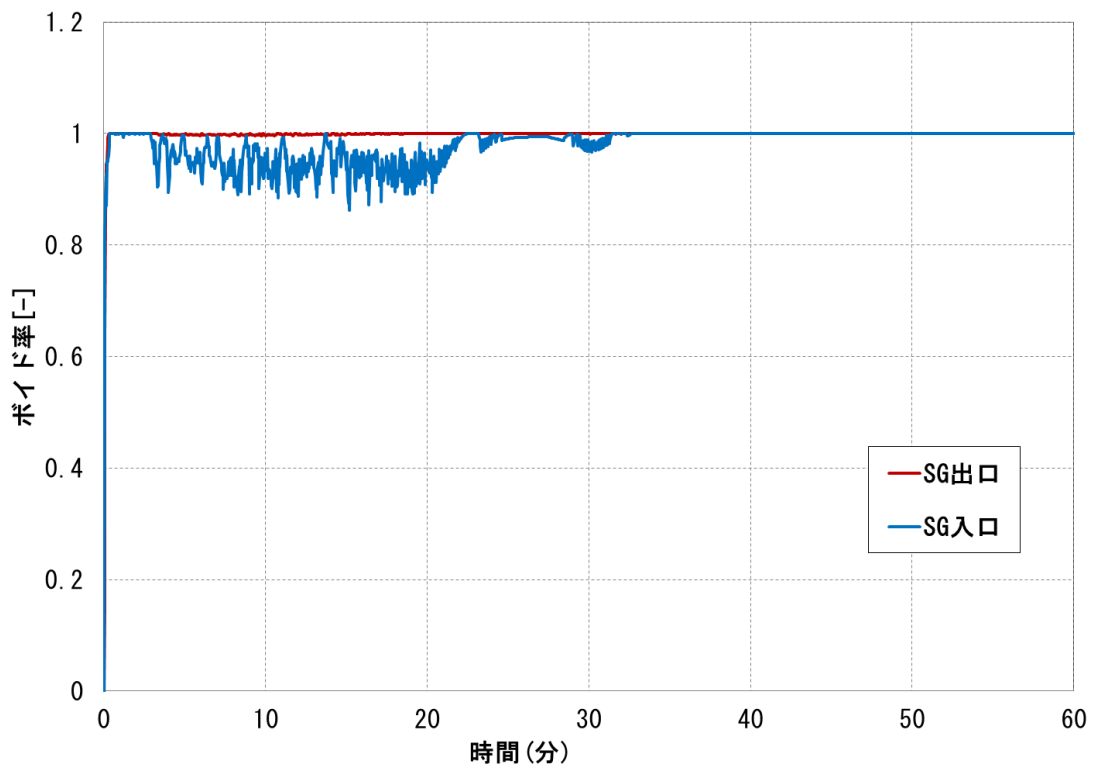


図 8.7 SG 入口、出口ボイド率

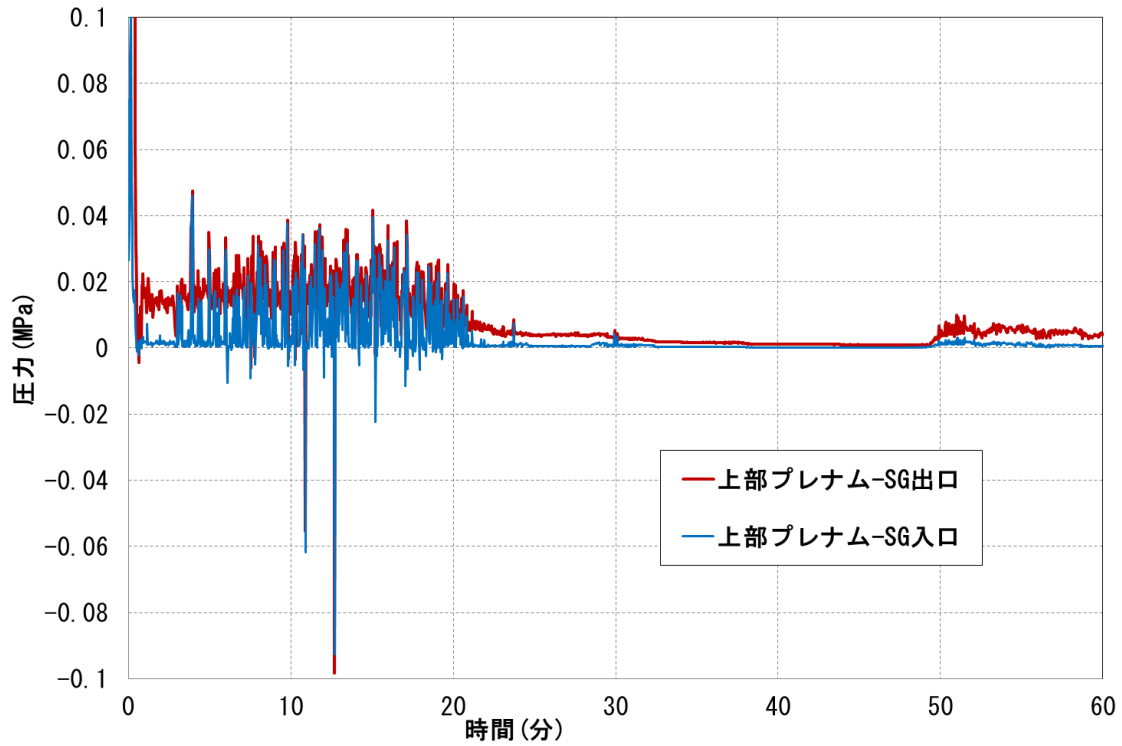
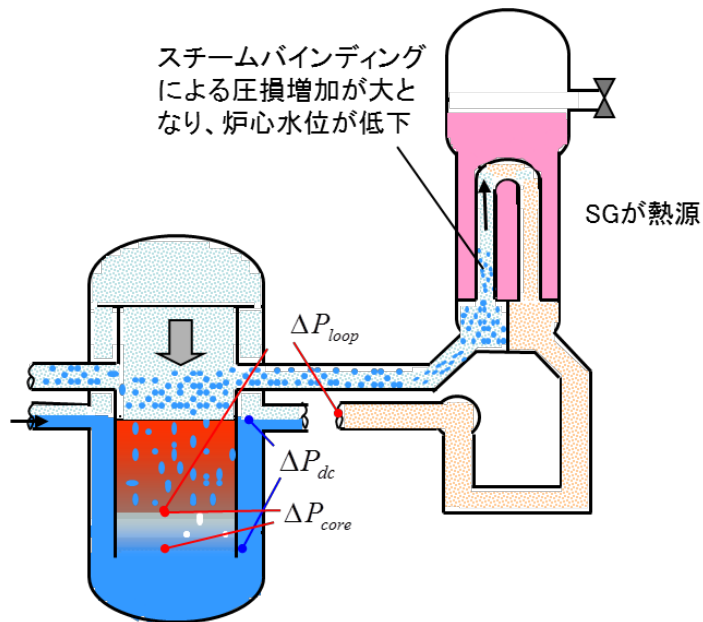


図 8.8 上部プレナム-SG 間差圧



システムの圧力バランス

- ・ダウンコマ水頭: ΔP_{dc}
- ・炉内水頭: ΔP_{core} 、ループ圧損: ΔP_{loop}
- ・圧力バランス: $\Delta P_{dc} = \Delta P_{core} + \Delta P_{loop} = \text{一定}$

図 8.9 炉心水位低下挙動

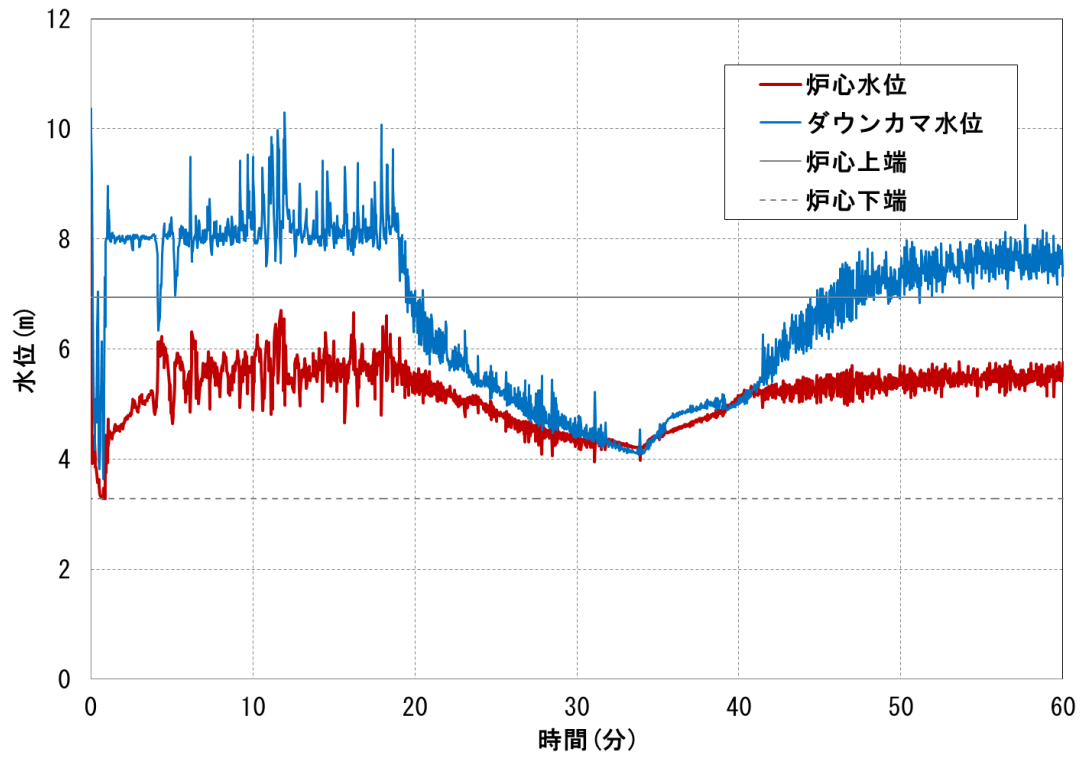


図 8.10 炉心及びダウンカメラの水位 (感度解析、代替再循環 15 分後)

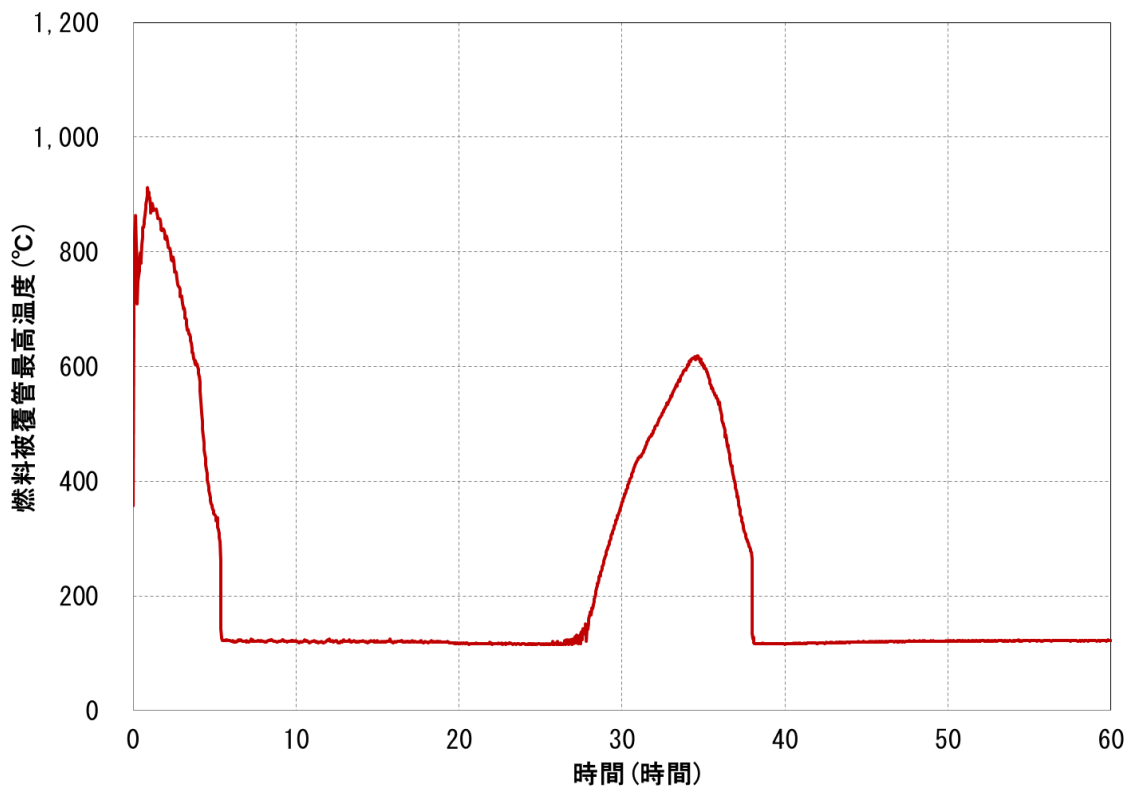


図 8.11 燃料被覆管最高温度 (感度解析、代替再循環 15 分後)

9. おわりに

本技術報告では、これまでの安全研究で整備してきた解析コード及び標準データを用いて、2次系からの除熱機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉停止機能喪失、ECCS注水機能喪失及びECCS再循環機能喪失の「炉心損傷防止対策の有効性評価」に関する解析を実施した。

これにより、各代表シーケンスにおける核熱水力的な事象進展を把握するとともに、原子炉圧力、燃料被覆管温度等の主要な物理量に影響する重要な物理現象を抽出し、感度解析によりその影響を明らかにした。これらの結果を表9.1にまとめる。

表 9.1 炉心損傷防止対策の有効性評価の代表シーケンス解析結果（その1）

事象シーケンスグループ	本技術報告で対象としたプラントでの解析結果	抽出された重要事象、パラメータ等
2次冷却系からの除熱機能喪失	<p>フィードアンドブリード運転により減圧し、高圧注入系により1次系保有水量を維持することから、燃料被覆管最高温度は1,200°C以下に留まる。</p>	<ul style="list-style-type: none"> フィードアンドブリード運転時、加圧器逃がし弁からの冷却材放出の状態（液相/二相/気相）及び1次系での減圧沸騰により1次系の減圧挙動が大きく影響される。 フィードアンドブリード運転の開始時間が遅れると、1次系圧力が高めに維持されるため、高圧注入系の流量が減少して炉心冷却機能が低下する。 フィードアンドブリード運転では圧力が上昇して、高圧注入流量が影響を受けるため、高圧注入ポンプの注入特性が結果に影響を与える。
全交流動力電源喪失	<p>タービン動補助給水ポンプと主蒸気逃がし弁による2次側冷却により減圧し、1次系ループで生じる自然循環及びリフラックス冷却により炉心を冷却する。また蓄圧タンク及び代替低圧注水により1次系保有水量を維持することから、燃料被覆管最高温度は1,200°C以下に留まる。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 1次系内での自然循環、水位低下時のリフラックス冷却が炉心冷却の観点から重要である。 主蒸気逃がし弁の容量が、減圧時間に影響を与える。減圧時間が長い場合、RCP シール部からの漏えい量が多くなり、燃料被覆管温度が上昇する可能性がある。
原子炉停止機能喪失	<p>MSIV 閉鎖により、SG 除熱量が低下するため、1次冷却材温度が上昇し、減速材温度反応度係数の負のフィードバックで原子炉出力が低下する。 1次系圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び安全弁の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.2倍以下に留まる。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 減速材温度反応度係数による負のフィードバックが原子炉出力の低下に重要である。 1次系圧力上昇を抑制する手段として、加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出が重要である。 「負荷の喪失」を起因とする原子炉停止機能喪失事象も、1次系圧力上昇は「主給水流量喪失」の場合と同程度となる。

表 9.2 炉心損傷防止対策の有効性評価の代表シーケンス解析結果（その2）

事象シーケンスグループ	本技術報告で対象としたプラントでの解析結果	抽出された重要事象、パラメータ等
ECCS 注水機能喪失	<p>4 インチ破断の場合、2 度の燃料被覆管温度の上昇が生じるが、2 次系強制冷却、蓄圧注入作動により、燃料被覆管最高温度は 1,200°C以下に留まる。</p> <p>2 インチ、6 インチ破断の感度解析から、6 インチ破断の場合に燃料被覆管温度の上昇が生じるが、燃料被覆管最高温度は 1,200°C以下に留まる。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ ループシール解除とボイルオフにより燃料被覆管温度が上昇するが、蓄圧注入により 1 次冷却材保有水量が回復し、燃料被覆管温度が抑制されることから、蓄圧注入系の作動は重要である。
ECCS 再循環機能喪失	<p>ECCS 高圧・低圧注入中に、SG 部での圧損が炉心水位を押し下げるスチームバインディング現象が生じ、再循環失敗により炉心水位が低下し燃料被覆管温度は上昇する。しかしながら代替再循環開始までの時間を短縮することで、燃料被覆管最高温度は 1,200°C以下に留まる。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ スチームバインディング現象は、炉心水位及びダウンコマ水位の挙動に影響し、さらに、これが燃料被覆管温度の上昇に関連している重要な現象である。

参考文献

- (参1) RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME I: CODE STRUCTURE, SYSTEM MODELS, AND SOLUTION METHODS, December 2001, Information Systems Laboratories, Inc., Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho.
- (参2) RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME II: USER'S GUIDE AND INPUT REQUIREMENTS, December 2001, Information Systems Laboratories, Inc., Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho.
- (参3) RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME III: DEVELOPMENTAL ASSESSMENT PROBLEMS, December 2001, Information Systems Laboratories, Inc., Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho.
- (参4) RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME IV: MODELS AND CORRELATIONS, December 2001, Information Systems Laboratories, Inc., Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho.
- (参5) RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME V: USER'S GUIDELINES, December 2001, Information Systems Laboratories, Inc., Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho.
- (参6) RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME VI: VALIDATION OF NUMERICAL TECHNIQUES IN RELAP5/MOD3.0, December 2001, Information Systems Laboratories, Inc., Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho.
- (参7) RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME VII: SUMMARIES AND REVIEWS OF INDEPENDENT CODE ASSESSMENT REPORTS, December 2001, Information Systems Laboratories, Inc., Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho.
- (参8) RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME VIII: PROGRAMMERS MANUAL, December 2001, Information Systems Laboratories, Inc., Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho.
- (参9) (独) 原子力安全基盤機構, “3次元プラント動特性コード SKETCH-INS/TRAC-BF1 の改良整備”, 04 解部報-0012, 2003.
- (参10) (独) 原子力安全基盤機構, “プラント動特性解析コード RELAP5/MOD3 のデータ整備”, 05 解部報-0085, 2004.
- (参11) (財) 原子力発電技術機構 原子力安全解析所, “80万 kW 級 PWR (17x17 型燃料集合体) プラントの原子炉冷却材喪失事故解析に関する報告書”, INS/M98-4, 1999.
- (参12) (財) 原子力発電技術機構 原子力安全解析所, “110 及び 80 万 kW 級 PWR (17x17 型燃料集合体) プラントの標準データによる過渡・事故事例解析に関する報告書”, INS/M97-52, 1998.
- (参13) (財) 原子力発電技術機構 原子力安全解析所, “平成 6 年度 各種事故解析コード RELAP5/MOD2 用入力データの保守 付録”, INS/M94-K1-M03(A), 1995.
- (参14) (独) 原子力安全基盤機構, “TRACE コードによる PWR プラント LOCA 解析の整備”, 06

- 解剖報-0073, 2007.
- (参15) (独) 原子力安全基盤機構, “OECD/ROSA 試験の解析評価=炉容器頂部破断 LOCA 試験解析=”, 08 解剖報-0037, 2007.
- (参16) (独) 原子力安全基盤機構, “RELAP5/MOD3 コードの検証解析-Peach Bottom-2 タービントリップテスト”, 07 解剖報-0089, 2006.
- (参17) American Nuclear Society, American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors, ANSI/ANS-5.1-1979, 1979.TRACE V5.0 THEORY MANUAL: Field Equations, Solution Methods, and Physical Models, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.
- (参18) TRACE V5.0 USER’S MANUAL, Volume 1: Input Specification, Models, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.
- (参19) TRACE V5.0 USER’S MANUAL, Volume 2: Modeling Guidelines, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.
- (参20) TRACE V5.0 ASSESSMENT MANUAL, Main Report, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.
- (参21) TRACE V5.0 ASSESSMENT MANUAL, Appendix A: Fundamental Validation Cases, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.
- (参22) TRACE V5.0 ASSESSMENT MANUAL, Appendix B: Separate Effects Tests, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.
- (参23) TRACE V5.0 ASSESSMENT MANUAL, Appendix C: Integral Effects Tests, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.
- (参24) Tomasz K. and Thomas J. D.,”PWR MOX/UO2 Core Transient Benchmark Final Report”, NEA/NSC/DOC (2006) 20, January 2007.
- (参25) (独) 原子力安全基盤機構, “TRACE コードによる統計的安全解析手法の整備=集合体熱水力試験及びタービントリップ試験の解析”, 09 原熱報-0013, 2009.
- (参26) Joel Rhodes, Kord Smith, and Deokjung Lee, "CASMO5 Development and Applications," PHYSOR 2006, Vancouver B.C., Sept. 2006.
- (参27) K. Kobayashi: “Boundary Condition for the Adjoint Flux Corresponding to the Flux Discontinuity of the Nodal Diffusion Equation in the Perturbation Theory”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 35, Issue 1, pp.20-25, 1998.

- (参28) (独) 原子力安全基盤機構, “TRACE コードによる PWR プラント中小破断 LOCA 解析手法の整備”, 11 原熱報-0005, 2010.
- (参29) (独) 原子力安全基盤機構, “TRACE コードによる PWR プラントの LOCA 解析”, 07 解部報-0087, 2006.
- (参30) FINAL REPORT, TRACE Version 5.0 Computer Code Independent Peer Review, March 2009, Office of Nuclear Regulatory Research Division of Systems Analysis Reactor Systems Analysis Branch.
- (参31) Tamer Bahadir, Stem-Orjan Lindahl: “Studsvik’s Next-Generation Nodal Code SIMULAE-5”, Proceedings of Advances in Nuclear Fuel Management IV, Hilton Head Island, South Carolina, USA, 2009.
- (参32) D. L. Hagrman, G. A. Reyman and R. E. Mason, “MATPRO-Version11(Revision2), A Handbook of Materials Properties for Use in the Analysis of Light Water Reactor Fuel Rod Behavior.”, NUREG/CR-0479, TREE-1280, Revision 2. Idaho National Engineering Laboratory, August 1981.

「炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析（PWR）」の執筆者

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ安全技術管理官（システム安全担当）付

市川 涼子	技術研究調査官
関根 将史	技術研究調査官
酒井 友宏	主任技術研究調査官
小野 寛	首席技術研究調査官（熱流動）