

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(BWR)

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

上原 宏明、加藤 肇、小西 秀雄、江畑 茂男
Hiroaki UEHARA, Hajime KATO, Hideo KONISHI and Shigeo EBATA
安全技術管理官（システム安全担当）付
Division of Research for Reactor System Safety

市川 涼子、増原 康博
Ryoko ICHIKAWA and Yasuhiro MASUHARA
技術基盤課
Regulatory Standard and Research Division

原子力規制庁
長官官房技術基盤グループ
Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)



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（BWR）

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

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「炉心損傷防止対策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、必ず想定する事故シーケンスグループとして、沸騰水型原子炉（BWR）プラントについては、7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、ABWR及びBWR5. Mark- I 改良型を対象に、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つの事故シーケンスについて、原子力プラント過渡熱流動解析コードRELAP5/MOD3.3及び格納容器評価コードCONTEMPT-LTを用いて、各々の代表事故シーケンスの解析を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の特徴を整理するとともに、原子炉圧力、燃料被覆管温度等に影響する安全上重要な現象を抽出し、その影響を検討することにある。

「全交流動力電源喪失」では、原子炉隔離時冷却系の作動により原子炉水位は高く保たれ、交流電源復旧後に実施される逃がし安全弁による手動減圧と低圧代替注水によって原子炉水位を維持できることがわかった。

また、「高圧・低圧注水機能喪失」では、低圧代替注水系の容量が小さいことから、水位の回復に時間を要するため、原子炉の急速減圧時の水位の違いが燃料被覆管温度の上昇に影響を及ぼす結果となった。

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

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 licensees to perform evaluation of the effectiveness of the measures against both severe core damage and containment failure under postulated severe accidents. For BWR plants, seven event sequence groups are required to be evaluated for the severe core damage.

This technical report describes results of thermal-hydraulic and neutronic analyses of five representative sequence groups, with the light water reactor transient thermal-hydraulic analysis code, RELAP5/MOD3.3 and the containment evaluation code, CONTEMPT-LT, for ABWR and BWR5 with Mark-I advanced containment.

The major objectives are to well understand the thermal-hydraulic progression of events, and to identify the important phenomena that influence the safety parameters such as reactor pressure and fuel cladding temperatures.

In analytical results of "Loss of all AC power," reactor core isolation cooling system actuation keeps reactor water level high. After the AC power recovering, depressurization by manual opening of safety relief valves and water supply by alternative low pressure injection system maintain the reactor water level.

In analytical results of "Loss of high-pressure/low-pressure water injection functions," reactor water level takes time to recover due to the small capacity of alternative low pressure injection system, therefore, the reactor water level difference at the depressurization operation has an influence on the fuel rod temperature heat-up.

炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析 (BWR)

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 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評価モデル.....	3-3
3.2 CONTEMPT コード.....	3-3
3.2.1 基礎式.....	3-4
3.2.2 機器モデル.....	3-4
3.2.3 熱構造体モデル及び熱伝達モデル.....	3-4
3.2.4 RELAP5 コード及び CONTEMPT コードの結合.....	3-5
4. ABWR プラントの解析.....	4-1
4.1 共通解析条件.....	4-1
4.2 高圧・低圧注水機能喪失事象.....	4-7
4.2.1 概要及び事故シーケンス.....	4-7
4.2.2 解析条件.....	4-7
4.2.3 基本解析.....	4-8
4.2.4 感度解析.....	4-11
4.2.5 まとめ.....	4-12
4.3 高圧注水・減圧機能喪失事象.....	4-28
4.3.1 概要及び事故シーケンス.....	4-28
4.3.2 解析条件.....	4-28
4.3.3 基本解析.....	4-28
4.3.4 まとめ.....	4-30
4.4 全交流動力電源喪失事象.....	4-40
4.4.1 概要及び事故シーケンス.....	4-40
4.4.2 解析条件.....	4-40
4.4.3 基本解析.....	4-40

4.4.4	まとめ	4-42
4.5	原子炉停止機能喪失事象	4-50
4.5.1	概要及び事故シーケンス	4-50
4.5.2	解析条件	4-50
4.5.3	基本解析	4-51
4.5.4	感度解析	4-55
4.5.5	まとめ	4-55
4.6	LOCA 時注水機能喪失事象	4-69
4.6.1	概要及び事故シーケンス	4-69
4.6.2	解析条件	4-69
4.6.3	基本解析	4-70
4.6.4	まとめ	4-72
5.	BWR5 プラントの解析	5-1
5.1	共通解析条件	5-1
5.2	高圧・低圧注水機能喪失事象	5-7
5.2.1	概要及び事故シーケンス	5-7
5.2.2	解析条件	5-7
5.2.3	基本解析	5-7
5.2.4	まとめ	5-9
5.3	高圧注水・減圧機能喪失事象	5-19
5.3.1	概要及び事故シーケンス	5-19
5.3.2	解析条件	5-19
5.3.3	基本解析	5-19
5.3.4	まとめ	5-21
5.4	全交流動力電源喪失事象	5-31
5.4.1	概要及び事故シーケンス	5-31
5.4.2	解析条件	5-31
5.4.3	基本解析	5-31
5.4.4	まとめ	5-33
5.5	原子炉停止機能喪失事象	5-41
5.5.1	概要及び事故シーケンス	5-41
5.5.2	解析条件	5-41
5.5.3	基本解析	5-42
5.5.4	感度解析	5-45
5.5.5	まとめ	5-45

5.6 LOCA 時注水機能喪失事象	5-59
5.6.1 概要及び事故シーケンス	5-59
5.6.2 解析条件	5-59
5.6.3 基本解析	5-59
5.6.4 まとめ	5-62
6. おわりに	6-1
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と関連性の高い評価項目	2-3
表 3.1	RELAP5 コードのモデル概要	3-6
表 3.2	CONTEMPT コードのモデル概要	3-7
表 4.1	ABWR プラントの解析条件	4-2
表 4.2	解析条件（高圧・低圧注水機能喪失：ABWR）	4-13
表 4.3	解析条件（高圧注水・減圧機能喪失：ABWR）	4-32
表 4.4	解析条件（全交流動力電源喪失：ABWR）	4-43
表 4.5	解析条件（原子炉停止機能喪失：ABWR）	4-57
表 4.6	解析条件（LOCA 時注水機能喪失：ABWR）	4-73
表 5.1	BWR5 プラントの解析条件	5-2
表 5.2	解析条件（高圧・低圧注水機能喪失：BWR5）	5-11
表 5.3	解析条件（高圧注水・減圧機能喪失：BWR5）	5-23
表 5.4	解析条件（全交流動力電源喪失：BWR5）	5-34
表 5.5	解析条件（原子炉停止機能喪失：BWR5）	5-47
表 5.6	解析条件（LOCA 時注水機能喪失：BWR5）	5-63
表 6.1	解析結果及び重要現象	6-1

図一覧

図 3.2.1	RELAP5 コード及び CONTEMPT コードの結合モデル（概略図）	3-8
図 4.1.1	ABWR プラント解析モデルのノード分割図	4-4
図 4.1.2	炉心内のチャンネル部のノード分割図（ABWR）	4-6
図 4.2.1	高圧・低圧注水機能喪失事象の流れ（黒塗りは重大事故等対策）	4-14
図 4.2.2	原子炉圧力の時間変化	4-15
図 4.2.3	原子炉水位（ダウンカマ水位）の時間変化	4-15
図 4.2.4	SRV 流量の時間変化	4-16
図 4.2.5	低圧代替注水流量の時間変化	4-16
図 4.2.6	ノードごとのボイド率の時間変化（平均チャンネル）	4-17
図 4.2.7	ノードごとのボイド率の時間変化（ホットチャンネル）	4-17
図 4.2.8	燃料被覆管温度の時間変化(1/2)	4-18
図 4.2.9	燃料被覆管温度の時間変化(2/2)	4-18
図 4.2.10	ノードごとの燃料被覆管温度の時間変化（平均チャンネル）	4-19
図 4.2.11	格納容器内の圧力の時間変化	4-20

図 4.2.12	格納容器内の気相部温度の時間変化.....	4-20
図 4.2.13	S/C 水位の時間変化.....	4-21
図 4.2.14	S/C 水温の時間変化.....	4-21
図 4.2.15	原子炉圧力の時間変化（感度解析：原子炉急速減圧時間を変更した場合）	4-22
図 4.2.16	原子炉（ダウンカマ）水位の時間変化（感度解析：原子炉急速減圧時間を変更した場合）.....	4-22
図 4.2.17	SRV 流量の時間変化（感度解析：原子炉急速減圧時間を変更した場合）	4-23
図 4.2.18	低圧代替注水流量の時間変化(感度解析:原子炉急速減圧時間を変更した場合).....	4-23
図 4.2.19	燃料被覆管温度の時間変化(1/2)（感度解析：原子炉急速減圧時間を変更した場合）.....	4-24
図 4.2.20	燃料被覆管温度の時間変化(2/2)（感度解析：原子炉急速減圧時間を変更した場合）.....	4-24
図 4.2.21	ノードごとのボイド率の時間変化（ホットチャンネル）（感度解析：原子炉急速減圧時間を変更した場合）.....	4-25
図 4.2.22	格納容器内の圧力の時間変化(感度解析:原子炉急速減圧時間を変更した場合).....	4-26
図 4.2.23	格納容器内の気相温度の時間変化（感度解析：原子炉急速減圧時間を変更した場合）.....	4-26
図 4.2.24	S/C 水位の時間変化（感度解析：原子炉急速減圧時間を変更した場合）	4-27
図 4.2.25	S/C 水温の時間変化（感度解析：原子炉急速減圧時間を変更した場合）	4-27
図 4.3.1	高圧注水・減圧機能喪失事象の流れ（黒塗りは重大事故等対策）.....	4-33
図 4.3.2	原子炉圧力の時間変化.....	4-34
図 4.3.3	原子炉水位（ダウンカマ水位）の時間変化.....	4-34
図 4.3.4	SRV 流量の時間変化.....	4-35
図 4.3.5	低圧注水流量の時間変化.....	4-35
図 4.3.6	燃料被覆管温度の時間変化(1/2).....	4-36
図 4.3.7	燃料被覆管温度の時間変化(2/2).....	4-36
図 4.3.8	ノードごとのボイド率の時間変化（ホットチャンネル）.....	4-37
図 4.3.9	格納容器内の圧力の時間変化.....	4-38
図 4.3.10	格納容器内の気相部温度の時間変化.....	4-38
図 4.3.11	S/C 水位の時間変化.....	4-39
図 4.3.12	S/C 水温の時間変化.....	4-39
図 4.4.1	全交流動力電源喪失事象の流れ（黒塗りは重大事故等対策）.....	4-44
図 4.4.2	原子炉圧力の時間変化.....	4-45

図 4.4.3	原子炉水位（ダウンカマ水位）の時間変化.....	4-45
図 4.4.4	SRV 流量の時間変化.....	4-46
図 4.4.5	注水流量の時間変化.....	4-46
図 4.4.6	燃料被覆管温度の時間変化(1/2).....	4-47
図 4.4.7	燃料被覆管温度の時間変化(2/2).....	4-47
図 4.4.8	格納容器内の圧力の時間変化.....	4-48
図 4.4.9	格納容器内の気相部温度の時間変化.....	4-48
図 4.4.10	S/C 水位の時間変化.....	4-49
図 4.4.11	S/C 水温の時間変化.....	4-49
図 4.5.1	原子炉停止機能喪失事象の流れ（黒塗りは重大事故等対策）.....	4-59
図 4.5.2	中性子束、表面熱流束、炉心流量の時間変化.....	4-60
図 4.5.3	原子炉蒸気流量、給水流量の時間変化.....	4-60
図 4.5.4	RCIC、HPCF の流量の時間変化.....	4-61
図 4.5.5	原子炉圧力、原子炉水位（ダウンカマ水位）、SRV 流量の時間変化.....	4-61
図 4.5.6	炉心入口温度の時間変化.....	4-62
図 4.5.7	反応度の時間変化.....	4-62
図 4.5.8	クオリティ、限界クオリティの時間変化（第4スペーサ）.....	4-63
図 4.5.9	燃料被覆管温度の時間変化.....	4-63
図 4.5.10	熱伝達係数の時間変化.....	4-64
図 4.5.11	中性子束、表面熱流束の時間変化（長期フェーズ：40分まで）.....	4-64
図 4.5.12	炉心流量、バイパス流量の時間変化（長期フェーズ：40分まで）.....	4-65
図 4.5.13	原子炉蒸気流量、給水流量の時間変化（長期フェーズ：40分まで）.....	4-65
図 4.5.14	RCIC、HPCF の流量の時間変化（長期フェーズ：40分まで）.....	4-66
図 4.5.15	原子炉圧力、ダウンカマ水位の時間変化（長期フェーズ：40分まで）..	4-66
図 4.5.16	S/C 水温、圧力の時間変化（長期フェーズ：40分まで）.....	4-67
図 4.5.17	熱伝達係数の時間変化（感度解析：リウエット無し）.....	4-68
図 4.5.18	燃料被覆管温度の時間変化（感度解析：リウエット無し）.....	4-68
図 4.6.1	LOCA 時注水機能喪失事象の流れ（黒塗りは重大事故等対策）.....	4-74
図 4.6.2	原子炉圧力の時間変化.....	4-75
図 4.6.3	原子炉水位（ダウンカマ水位）の時間変化.....	4-75
図 4.6.4	原子炉水位（ダウンカマ水位）の時間変化（長期）.....	4-76
図 4.6.5	SRV 流量の時間変化.....	4-76
図 4.6.6	破断流量の時間変化.....	4-77
図 4.6.7	低圧代替注水流量の時間変化.....	4-77
図 4.6.8	ノードごとのボイド率の時間変化（平均チャンネル）.....	4-78

図 4.6.9	燃料被覆管温度の時間変化(1/2).....	4-79
図 4.6.10	燃料被覆管温度の時間変化(2/2).....	4-79
図 4.6.11	格納容器内の圧力の時間変化.....	4-80
図 4.6.12	格納容器内の気相部温度の時間変化.....	4-80
図 4.6.13	S/C 水位の時間変化.....	4-81
図 4.6.14	S/C 水温の時間変化.....	4-81
図 5.1.1	BWR5 プラント解析モデルのノード分割.....	5-4
図 5.1.2	炉心内のチャンネル部のノード分割図 (BWR5).....	5-6
図 5.2.1	高圧・低圧注水機能喪失事象の流れ (黒塗りは重大事故等対策).....	5-12
図 5.2.2	原子炉圧力の時間変化.....	5-13
図 5.2.3	原子炉水位 (ダウンカマ水位) の時間変化.....	5-13
図 5.2.4	SRV 流量の時間変化.....	5-14
図 5.2.5	低圧代替注水流量の時間変化.....	5-14
図 5.2.6	燃料被覆管温度の時間変化(1/2).....	5-15
図 5.2.7	燃料被覆管温度の時間変化(2/2).....	5-15
図 5.2.8	ノードごとのボイド率の時間変化 (平均チャンネル).....	5-16
図 5.2.9	格納容器内の圧力の時間変化.....	5-17
図 5.2.10	格納容器内の気相部温度の時間変化.....	5-17
図 5.2.11	S/C 水位の時間変化.....	5-18
図 5.2.12	S/C 水温の時間変化.....	5-18
図 5.3.1	高圧注水・減圧機能喪失事象の流れ (黒塗りは重大事故等対策).....	5-24
図 5.3.2	原子炉圧力の時間変化.....	5-25
図 5.3.3	原子炉水位 (ダウンカマ水位) の時間変化.....	5-25
図 5.3.4	SRV 流量の時間変化.....	5-26
図 5.3.5	低圧注水流量の時間変化.....	5-26
図 5.3.6	燃料被覆管温度の時間変化(1/2).....	5-27
図 5.3.7	燃料被覆管温度の時間変化(2/2).....	5-27
図 5.3.8	ノードごとのボイド率の時間変化 (ホットチャンネル).....	5-28
図 5.3.9	格納容器内の圧力の時間変化.....	5-29
図 5.3.10	格納容器内の気相部温度の時間変化.....	5-29
図 5.3.11	S/C 水位の時間変化.....	5-30
図 5.3.12	S/C 水温の時間変化.....	5-30
図 5.4.1	全交流動力電源喪失事象の流れ (黒塗りは重大事故等対策).....	5-35
図 5.4.2	原子炉圧力の時間変化.....	5-36
図 5.4.3	原子炉水位 (ダウンカマ水位) の時間変化.....	5-36

図 5.4.4	SRV 流量の時間変化	5-37
図 5.4.5	RCIC 流量及び低圧代替注水流量の時間変化	5-37
図 5.4.6	燃料被覆管温度の時間変化(1/2)	5-38
図 5.4.7	燃料被覆管温度の時間変化(2/2)	5-38
図 5.4.8	格納容器内の圧力の時間変化	5-39
図 5.4.9	格納容器内の気相部温度の時間変化	5-39
図 5.4.10	S/C 水位の時間変化	5-40
図 5.4.11	S/C 水温の時間変化	5-40
図 5.5.1	原子炉停止機能喪失事象の流れ（黒塗りは重大事故等対策）	5-49
図 5.5.2	中性子束、表面熱流束、炉心流量の時間変化	5-50
図 5.5.3	原子炉蒸気流量、給水流量の時間変化	5-50
図 5.5.4	RCIC、HPCS の流量の時間変化	5-51
図 5.5.5	原子炉圧力、原子炉水位（ダウンカマ水位）、SRV 流量の時間変化	5-52
図 5.5.6	炉心入口温度の時間変化	5-52
図 5.5.7	反応度の時間変化	5-53
図 5.5.8	クオリティ及び限界クオリティの時間変化（第2 スペーサ）	5-53
図 5.5.9	燃料被覆管温度の時間変化	5-54
図 5.5.10	熱伝達係数の時間変化	5-54
図 5.5.11	中性子束及び表面熱流束の時間変化（長期フェーズ：50 分まで）	5-55
図 5.5.12	原子炉蒸気流量、給水流量の時間変化（長期フェーズ：50 分まで）	5-55
図 5.5.13	RCIC 及び HPCS の流量の時間変化（長期フェーズ：50 分まで）	5-56
図 5.5.14	原子炉圧力、ダウンカマ水位の時間変化（長期フェーズ：50 分まで）	5-56
図 5.5.15	S/C 水温度、圧力の時間変化（長期フェーズ：50 分まで）	5-57
図 5.5.16	熱伝達係数の時間変化（感度解析：リウエット無し）	5-58
図 5.5.17	燃料被覆管温度の時間変化（感度解析：リウエット無し）	5-58
図 5.6.1	LOCA 時注水機能喪失事象の流れ（黒塗りは重大事故等対策）	5-64
図 5.6.2	原子炉圧力の時間変化	5-65
図 5.6.3	原子炉水位（ダウンカマ水位）の時間変化	5-65
図 5.6.4	原子炉水位（ダウンカマ水位）の時間変化（長期）	5-66
図 5.6.5	SRV 流量の時間変化	5-66
図 5.6.6	破断流量の時間変化	5-67
図 5.6.7	低圧代替注水流量の時間変化	5-67
図 5.6.8	ノードごとのボイド率の時間変化（ホットチャンネル）	5-68
図 5.6.9	燃料被覆管温度の時間変化(1/2)	5-69
図 5.6.10	燃料被覆管温度の時間変化(2/2)	5-69

図 5.6.11	格納容器内の圧力の時間変化.....	5-70
図 5.6.12	格納容器内の気相部温度の時間変化.....	5-70
図 5.6.13	S/C 水位の時間変化.....	5-71
図 5.6.14	S/C 水温の時間変化.....	5-71

略 語 表

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor	改良型沸騰水型原子炉
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
D/W	Drywell	ドライウエル
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却系
HPCF	High Pressure Core Flooder System	高压炉心注水系
HPCS	High Pressure Core Spray System	高压炉心スプレイ系
JNES	Japan Nuclear Energy Safety Organization	(独) 原子力安全基盤機構
LOCA	Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故
LPCI	Low Pressure Core Injection System	低压炉心注入系
LPCS	Low Pressure Core Spray System	低压炉心スプレイ系
LPFL	Low Pressure Flooder System	低压注水系
M CPR	Minimum Critical Power Ratio	最小限界出力比
MSIV	Main Steam Isolation Valve	主蒸気隔離弁
MUWC	Make-Up Water System (Condensate)	復水補給水系
NRA	Nuclear Regulation Authority	原子力規制委員会 (日本)
NRC	Nuclear Regulatory Commission	米国原子力規制委員会
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling System	原子炉隔離時冷却系
RHR	Residual Heat Removal System	残留熱除去系
S/C	Suppression Chamber	サプレッション・チェンバ
SLCS	Standby Liquid Control System	ほう酸水注入系
SLMCPR	Safety Limit Minimum Critical Power Ratio	安全限界最小限界出力比
SRV	Safety Relief Valve	逃がし安全弁
W/W	Wetwell	ウェットウエル

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では、重大事故等に対処するための設備が新たに要求され「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」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、必ず想定する事故シーケンスグループとして、沸騰水型原子炉（以下「BWR」という。）プラントについては 7 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、原子力プラント過渡熱流動解析コード RELAP5/MOD3.3（以下「RELAP5 コード」という。）^{(参1) ~ (参8)} 及び格納容器評価コード CONTEMPT-LT（以下「CONTEMPT コード」という。）^{(参9) ~ (参13)} を用いた代表事故シーケンスの解析を取りまとめたものである。

その主な目的は、対象とした事故シーケンスグループの代表事故シーケンスにおける核熱水力的な事象進展の特徴を整理するとともに、原子炉圧力と燃料被覆管温度等に影響する安全上重要な現象を抽出し、必要に応じて感度解析を実施して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結果は、旧（独）原子力安全基盤機構（以下「旧 JNES」という。）が安全研究として整備してきた改良型沸騰水型原子炉（以下「ABWR」という。）プラント及び 80 万 kWe 級 BWR5（格納容器 Mark-I 改良型）（以下「BWR5」という。）プラントの入力データ^{(参14) ~ (参18)} を利用して得られたものであり、特定のプラントを対象としたものではない。ただし、幾何形状、系統、機器・設備の容量等は、ABWR、BWR5 の設置変更許可申請書等を参考に既報^{(参14) ~ (参18)} において設定値の妥当性を確認し、使用している。

2. 解析対象とする事故シーケンス概要

新規制基準では、炉心損傷防止対策の有効性評価において、必ず想定する事故シーケンスグループとして、BWR プラントについては以下の 7 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。

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 高圧注水・減圧機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 崩壊熱除去機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ 冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）時注水機能喪失
- ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

また、個別プラントごとに確率論的リスク評価（PRA）を行い、上記項目に含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、上記項目に加え解析することとなっている。

本技術報告では、7 つの事故シーケンスグループのうち、次の 5 つを対象として、各事故シーケンスグループ中の代表事故シーケンスについて解析を行った。

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 高圧注水・減圧機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ LOCA 時注水機能喪失

なお、崩壊熱除去機能喪失と格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）を解析対象としなかった理由は、以下のとおりである。

- ・ 「崩壊熱除去機能喪失」は、高圧注水機能は使用できるものの、残留熱除去系（以下「RHR」という。）の低圧ポンプが使用できない事象であり、「全交流動力電源喪失（高圧注水機能が使用できる事象）」及び「高圧・低圧注水機能喪失（高圧注水機能と RHR の低圧ポンプとが共に使用できない事象）」によって、原子炉圧力、燃料被覆管温度等に影響する安全上重要な現象を抽出できるため。
- ・ 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」は、格納容器外の小 LOCA の事象であることから、「LOCA 時注水機能喪失」によって、原子炉圧力、燃料被覆管温度等に影響する安全上重要な現象を抽出できるため。

新規制基準において、炉心損傷防止対策の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目をおおむ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。

対象プラントは、ABWR 及び BWR5 である。表 2.1 に、本技術報告で解析対象とする事故シーケンスグループと関連性の高い評価項目及び重要な事故シーケンスの例を示す。

解析する代表事故シーケンスの事象シナリオと、それに含まれる具体的な手順、対応時間等の解析条件は、代表的な事象シナリオの事象進展の特徴を整理し、その過程で生じる安全上重要な現象を抽出する観点から、事業者が提出した設置変更許可申請書の記載を参照して定めた*。

また、安全上重要な現象等を更に詳細に検討する観点から、適宜感度解析を行い、影響を評価した。

*代表事故シーケンスの事象シナリオ、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 日以降の申請書）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と関連性の高い評価項目
 Table 2.1 Accident sequence groups and relevant assessment items

事故シーケンスグループ	重要な事故シーケンスの例	関連性の高い評価項目*
高圧・低圧注水機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（冷却材喪失事故（LOCA）を除く。）の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉の減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失して、炉心の著しい損傷に至る。	(a) 炉心損傷防止、炉心冷却 (c) 原子炉格納容器過圧防護 (d) 原子炉格納容器過温防護
高圧注水・減圧機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く。）の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。	(a) 炉心損傷防止、炉心冷却 (c) 原子炉格納容器過圧防護 (d) 原子炉格納容器過温防護
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る。	(a) 炉心損傷防止、炉心冷却 (c) 原子炉格納容器過圧防護 (d) 原子炉格納容器過温防護
原子炉停止機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。	(a) 炉心損傷防止、炉心冷却 (b) 原子炉圧力容器過圧防護 (c) 原子炉格納容器過圧防護 (d) 原子炉格納容器過温防護
LOCA 時注水機能喪失	LOCA の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。	(a) 炉心損傷防止、炉心冷却 (c) 原子炉格納容器過圧防護 (d) 原子炉格納容器過温防護

*表中の「関連性の高い評価項目」で示した項目は、新規制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) 原子炉圧力容器過圧防護：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 コード

原子力プラントの過渡熱流動解析コード RELAP5 は、米国 NRC が整備したコードであり、プラント内における気液二相流の過渡的な挙動を取り扱える。

旧 JNES は、本コードを導入・改良し、これまで運転時の異常な過渡変化、設計基準事故事象の実験解析と実機との比較解析等^(参19)、^(参20) に適用した実績があることから、今回の炉心損傷防止対策の有効性評価対象事象の事象進展、重要現象の特徴の整理等に使用した。

以下に本コードの概要を示す。また、表 3.1 に RELAP5 コードのモデルの概要を示す。

3.1.1 基礎式

本コードは、二相熱流動現象を取り扱う基礎式として、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。

これらの保存式から、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には、状態方程式及び構成式が必要となる。

保存式を解くに当たっては、原子力プラント内の流動領域（空間）を複数の体積要素（ノード）に分割し、それらを連結点（ジャンクション）で結ぶ離散化法が適用される。

(1) 状態方程式

状態方程式は、熱力学又は輸送に関わる状態量（密度、比熱、熱伝導率等）の評価式であり圧力及び温度の関数で与えられ、原子炉の高圧状態から破断発生後の低圧状態まで、幅広く評価することが可能である。

(2) 構成式

構成式は、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、二流体モデル特有の物理モデルを記述するものである。例えば、運動量保存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、エネルギー保存の観点からは壁面及び気液界面の熱伝達モデルが、流動様式又は沸騰・凝縮様式ごとに用意されている。これらにより、非均質かつ、熱的非平衡状態の二相流挙動を評価することが可能である。

3.1.2 機器モデル

BWR プラント内の流動領域（空間）は、パイプ、分岐管等の要素モデルで模擬される。

非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）、原子炉隔離時冷却系（以下「RCIC」という。）、ほう酸水注入系（以下「SLCS」という。）等の注入系は、時間依存ボリューム等で模擬されている。

また、流体機器である弁、ポンプ等については、その特徴を考慮したコード内蔵の機器モデルが使われる。以下に各機器モデルの概要を示す。

(1) ポンプモデル

ポンプのモデルは、揚程及びトルクホモログラス曲線を入力で与えることにより、ポンプの運転特性を反映することができるものである。

(2) 逃がし安全弁及び主蒸気隔離弁モデル

逃がし安全弁（以下「SRV」という。）及び主蒸気隔離弁（以下「MSIV」という。）モデルは、ノード境界に設定したジャンクションにより、これらの特性を模擬できるものである。

SRV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、基礎式からは直接に表現できないものであることから、臨界流モデル^(参6)によりその流量を求めている。

(3) 気水分離器モデル

気水分離器モデルでは、炉心上部のボイド率に基づいてタービンへ向かう蒸気流量及びダウンカマを通して再び炉心へ循環する水の流量を計算する。

(4) ジェットポンプモデル

BWRプラントにはジェットポンプを有するプラントがあり、これを本コードでは、ジェットミキサーコンポーネントで模擬している。

このコンポーネントは、3つのジャンクション（駆動口、吸込口及び吐出口）を持つ特殊な分岐管であり、吸込口に逆流現象が生じている場合でもポンプ性能及び正流・逆流現象を計算できる解析モデルが組み込まれている。

(5) 水位モデル

実機では、原子炉水位は水位計のタップ間の圧力差により計測される。

本技術報告で示す解析では、これと同等のものとして、ダウンカマの各ノードの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用いている。

3.1.3 熱構造体モデル及び炉心発熱量評価モデル

炉心での発熱を模擬する必要があるため、本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、ギャップ熱伝達モデル及び炉心発熱量評価モデルが使用されている。

(1) 熱構造体モデル

熱構造体モデルでは、燃料棒、構造材等を模擬するための円柱、球及び直方体形状の熱構造体の扱いが可能であり、熱伝導方程式によって熱構造体内の温度分布を計算する。

その際、材料の物性値は、材質ごとに体積比熱及び熱伝導率を入力し設定する。

熱伝導方程式では、流体温度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が評価できる。

冷却材と熱構造体間の熱伝達モデルは、構成式として沸騰様式又は凝縮様式ごとに与えられる。

(2) ギャップ熱伝達モデル

ギャップ熱伝達モデルでは、燃料被覆管温度等の解析に重要な燃料棒内における燃料ペレットと被覆管との間のギャップ熱伝達を扱うモデルが用意されている。

このモデルでは、ギャップに充填された気体の伝熱によりギャップ部の熱伝達係数を実効的に取り扱って算出する。

(3) 炉心発熱量評価モデル

炉心発熱量評価モデルでは、炉心出力や崩壊熱を計算する近似モデルが用意されている。炉心出力の変化は、1点炉近似の中性子動特性モデルを用いて計算しており、減速材密度(ボイド)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。また、崩壊熱モデルとしては、ANS79モデル^(参21)が組み込まれている。

3.2 CONTEMPT コード

炉心損傷防止対策の有効性評価対象事象の事象進展等の特徴を整理する際は、原子炉冷却システム内の熱流動現象のみならず、原子炉格納容器バウンダリの圧力及び温度を評価するため、格納容器内の過渡的な挙動を扱う必要がある。これを模擬するため格納容器評価コード CONTEMPT を使用する。

同コードは、米国の INL (Idaho National Laboratory) において開発された、格納容器内の熱流動を解析するコードであり、冷却材喪失事故時の格納容器の長期的な熱水力的挙動を評価することができる^{(参9) ~ (参13)}。

CONTEMPT コードでは、格納容器をいくつかのノードに分けて模擬しており、原子炉压力容器を格納する空間部及びサプレッション・チェンバ（以下「S/C」という。）をドライウエル（以下「D/W」という。）及びウェットウエル（以下「W/W」という。）に分割してモデル化し、過渡的な熱水力挙動を評価する。

物理モデルとしては、冷却材喪失事故中のヒートシンクとしての格納容器の効果、原子炉の崩壊熱等のエネルギー源から格納容器内への熱伝達等を評価することが可能となっている。表 3.2 に CONTEMPT コードのモデルの概要を示す。

3.2.1 基礎式

CONTEMPT コードでは、基礎式として、水の気相、液相及び非凝縮性ガスの質量及びエネルギーの保存式を用いている。

これらの基礎式から、格納容器内の液相、気相それぞれの質量及びエネルギーの輸送、相間の移行等を評価することが可能である。

3.2.2 機器モデル

CONTEMPT コードには、事故時の格納容器の圧力・温度上昇を緩和するために同容器に設置又は接続されているシステム等を考慮した解析を行うためのモデル（真空破壊弁、リーク、ファン・クーラー、冷却スプレイ及びベントシステム）が組み込まれている。

また、質量及びエネルギー保存式とこれらの機器モデルを組み合わせることで、格納容器からのリーク、格納容器ベント及びベント管を通じた D/W から W/W への流動等の現象を模擬する。

3.2.3 熱構造体モデル及び熱伝達モデル

格納容器の構造は、壁部、ドーム部及びフロア部に分割している。

内部構造物や機器は一次元のみ考慮したコンポーネントとして扱い、熱伝導部の形状は長方体、円筒形、球形から選択することができる。

熱伝達モデルとしては、格納容器内壁及び格納容器内構造物の表面における蒸気凝縮熱伝

達係数を考慮したモデル式を使っている^(参9)。

3.2.4 RELAP5 コード及び CONTEMPT コードの結合

炉心の著しい損傷に至るおそれがある事象（以下「重大事故等」という。）時には、原子炉の冷却系、再循環系等の配管、機器等と原子炉格納容器との間で冷却材等の移動がある。

この現象を模擬するために、BWR プラントの格納容器モデルと原子炉モデルとを結合させる必要がある。重大事故等時の熱水力的挙動については、CONTEMPT コードと RELAP5 コードとをタイムステップごとに陽的に結合することで計算している。

RELAP5 コードの解析では、以下のように、格納容器モデルの状態を参照し、CONTEMPT コードの解析では RELAP5 コード解析モデルのジャンクション流量を参照することでプラントの熱水力評価を行う（図 3.2.1）。

(1) SRV 及び RCIC 排気部から W/W への蒸気流入

SRV 開による原子炉からの吹出し蒸気は、W/W の液相部に流入する。

RELAP5 コードでは、SRV の流出先の圧力として CONTEMPT コードの W/W の圧力が設定される。

CONTEMPT コードでは、RELAP5 コードの SRV を模擬する VALVE ジャンクションの流量が W/W の液相部に流入するように設定する。

また、RCIC タービン排気蒸気についても、同様に取り扱う。

(2) W/W から原子炉への注水

W/W の液相部を水源とする RCIC によって原子炉注水を行う際には、RELAP5 コードにおいて RCIC 水源の温度に、CONTEMPT コードの W/W プール水温を用いることで、注水水温変化を考慮する。

表 3.1 RELAP5 コードのモデル概要

Table 3.1 Overview of RELAP5 code models

大項目	項目	解析モデル概要
基礎式等	保存式	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。 気液の非均質及び熱的非平衡の扱いが可能。
	状態方程式	熱力学又は輸送に関わる状態量（密度、比熱、熱伝導率等）の評価式であり圧力及び温度の関数で与えられる。
	構成式	流動様式線図、壁面摩擦、気液相間摩擦、壁面熱伝達、気液相間熱伝達及び蒸気生成・凝縮の扱いが可能。
機器モデル	ポンプモデル	ポンプ特性に基づきホモログス曲線（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）の表形式で入力する。
	SRV 及び MSIV 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。弁からの開放により冷却材を放出する場合には、臨界流モデルを用いて流出量を評価することが可能。
	気水分離器モデル	コンポーネント入口のボイド率に基づいてタービンへ向かう蒸気流量と再び炉心へ循環する水の流量を計算する。
	ジェットポンプモデル	3つのジャンクション（駆動口、吸込口及び吐出口）を持つ特殊な分岐管であり、吸込口に逆流現象が生じている場合でもポンプ性能及び正流・逆流現象を計算することが可能。
	水位モデル	実機では、原子炉水位は水位計のタップ間の圧力差により計測される。本技術報告で示す解析では、これと同等のものとして、ダウンカマの各ノードの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用いた。
熱構造体モデル 及び炉心発熱量 評価モデル	熱構造体モデル	燃料棒及び原子炉圧力容器等の熱構造体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有する。ギャップコンダクタンスモデルを含む。
	ギャップ熱伝達モデル	燃料被覆管温度等の解析に重要な燃料棒内において、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実効的に算出し、燃料被覆管温度等を求めている。
	炉心発熱量評価モデル	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。また、崩壊熱のモデルとしては、ANS79 モデル ^(参21) が組み込まれている。

表 3.2 CONTEMPT コードのモデル概要

Table 3.2 Overview of CONTEMPT code models

大項目	項目	解析モデル概要
基礎式	基礎式	水の気相、液相及び非凝縮性ガスに対する質量保存式及びエネルギー保存式を用いている。これらの基礎式から、格納容器内の液相と気相との間の質量・エネルギーの移動、リーク現象等の評価する。
機器モデル	事故時の圧力・温度上昇を緩和するシステム等	格納容器に設置・接続されている事故時の圧力・温度上昇を緩和するシステム等（真空破壊装置、ファン・クーラー、冷却スプレイ及びベントシステム）のモデルが組み込まれている。
熱構造体モデル及び熱伝達モデル	熱構造体モデル及び熱伝達モデル	格納容器の構造は、壁部、ドーム部及びフロア部に分割している。内部構造物や機器は一次元のみ考慮した質量として扱い、熱伝導部の形状は長方体、円筒形、球形から選択することができる。熱伝達モデルとしては、格納容器内壁及び格納容器内構造物の表面における蒸気凝縮熱伝達係数を考慮したモデル式を使っている。
RELAP5 コードとの結合	SRV モデル	SRV からの蒸気流を、W/W の液相部に流入するように設定する。
	RCIC 排気部から W/W への流入	RCIC からの排気蒸気を W/W の液相部に排出する。
	W/W から原子炉への注水	W/W の液相部を水源とする RCIC 注水の水温及びその流量を設定する。

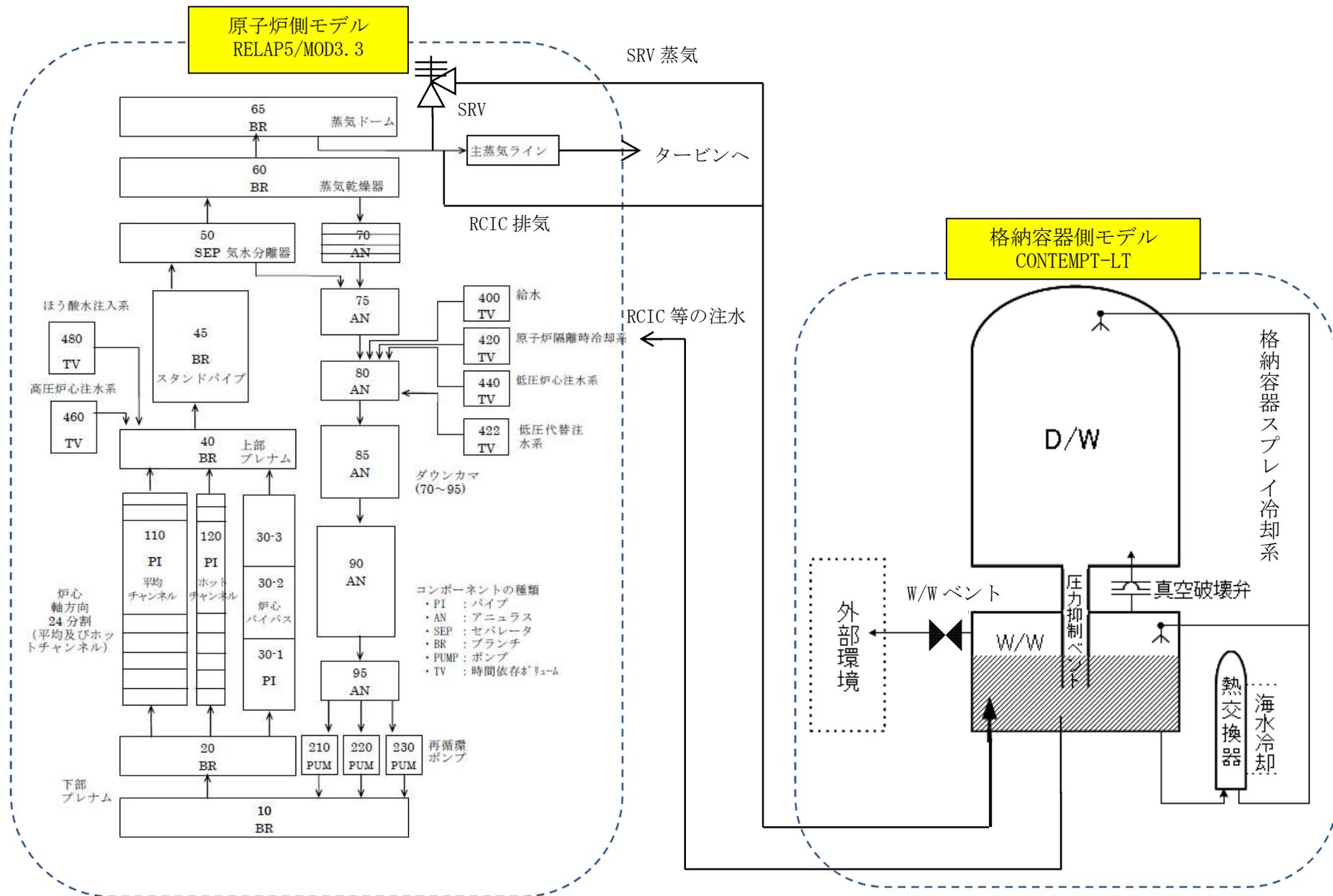


図 3.2.1 RELAP5 コード及び CONTEMPT コードの結合モデル (概略図)

Fig. 3.2.1 Coupling model of RELAP5 and CONTEMPT (Overview)

4. ABWR プラントの解析

4.1 共通解析条件

本章で示す解析は、旧 JNES が安全研究として整備してきた ABWR プラントの入力データを基本としている。

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変更許可申請書等をベースとして整備してきたものであり、ABWR プラントの主要な特徴を反映している。今回の解析では、同データに補正申請された国内プラントの設置変更許可申請書、審査資料等を反映させたものを解析に用いた。

表 4.1 に ABWR プラントの解析条件を、図 4.1.1 に解析で採用した ABWR プラント全体のノード分割図を示す。

また、図 4.1.2 に炉心内の燃料集合体を含むチャンネル部のノード分割図を示す。チャンネル部は、平均的な出力の燃料集合体（以下「平均チャンネル」という。）及び最も出力の高い燃料集合体（以下「ホットチャンネル」という。）の二つのチャンネルタイプで代表し、その有効加熱部を軸方向に 24 ノードに分割している。

格納容器については、CONTEMPT コードの制約により、W/W 水位がリターンラインに達した時、D/W 底部へプール水が流出する現象は模擬せず、真空破壊弁及びベントラインの水没に対して保守的に評価している。

表 4.1 ABWR プラントの解析条件
Table 4.1 Analytical conditions of ABWR

大項目	項目	解析条件等	備考
炉心	原子炉熱出力	3,926 MWt	定格原子炉熱出力
	燃料集合体タイプ	9×9 燃料 (A 型)	単一タイプの燃料を装荷
	最大線出力密度	44.0 kW/m	設計の最大値
	炉心崩壊熱モデル	ANS79 モデル	サイクル末期の値
圧力	原子炉圧力	7.07 MPa[gage]	定格原子炉圧力
流量	炉心流量	52,200 t/h	定格流量 (100%)
水位	原子炉水位	通常運転水位	—
	原子炉水位低 (レベル 3)	気水分離器下端から+62 cm	原子炉スクラム、再循環ポンプ 10 台中の 4 台がトリップする水位
	原子炉水位低 (レベル 2)	気水分離器下端から-58 cm	原子炉隔離時冷却系起動、再循環ポンプ 10 台中の残りの 6 台がトリップする水位
	原子炉水位低 (レベル 1.5)	気水分離器下端から-203 cm	高圧炉心注水系起動、主蒸気隔離弁閉止となる水位
	原子炉水位低 (レベル 1)	気水分離器下端から-287 cm	低圧注水系起動、自動減圧系起動となる水位
機器	逃がし安全弁 (開放設定圧 (弁数))	逃がし弁機能 7.51 MPa[gage] (1 弁) 7.58 MPa[gage] (1 弁) 7.65 MPa[gage] (4 弁) 7.72 MPa[gage] (4 弁) 7.79 MPa[gage] (4 弁) 7.86 MPa[gage] (4 弁)	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	高圧炉心注水系 (流量)	182~727 m ³ /h	0.69~8.12MPa[dif]*において
	低圧注水系 (流量)	954 m ³ /h	0.27MPa[dif]*において
	低圧代替注水系 (流量)	最大 300 m ³ /h	設計値に注水配管の流路圧損を考慮した値において
	原子炉隔離時冷却系 (流量)	182 m ³ /h	1.03~8.12MPa[dif]*において

*Pa[dif] : 圧力容器と水源との差圧

表 4.1 ABWR プラントの解析条件 (続き)

Table 4.1 Analytical conditions of ABWR(cont.)

大項目	項目	解析条件等	備考
格納容器	D/W 空間部容積	7,350 m ³	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	S/C 空間部容積	5,960 m ³	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	S/C のプール水量	3,580 m ³	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	残留熱除去系 (格納容器スプレイモード) (流量)	954 m ³ /h	定格値
	代替格納容器スプレイ冷却系 (流量)	140 m ³ /h にてスプレイ	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	格納容器圧力逃がし装置等 (流量)	格納容器圧力が 0.62 MPa[gage]における 最大排出流量 31.6 kg/s に対して、 70%開度にて除熱	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定

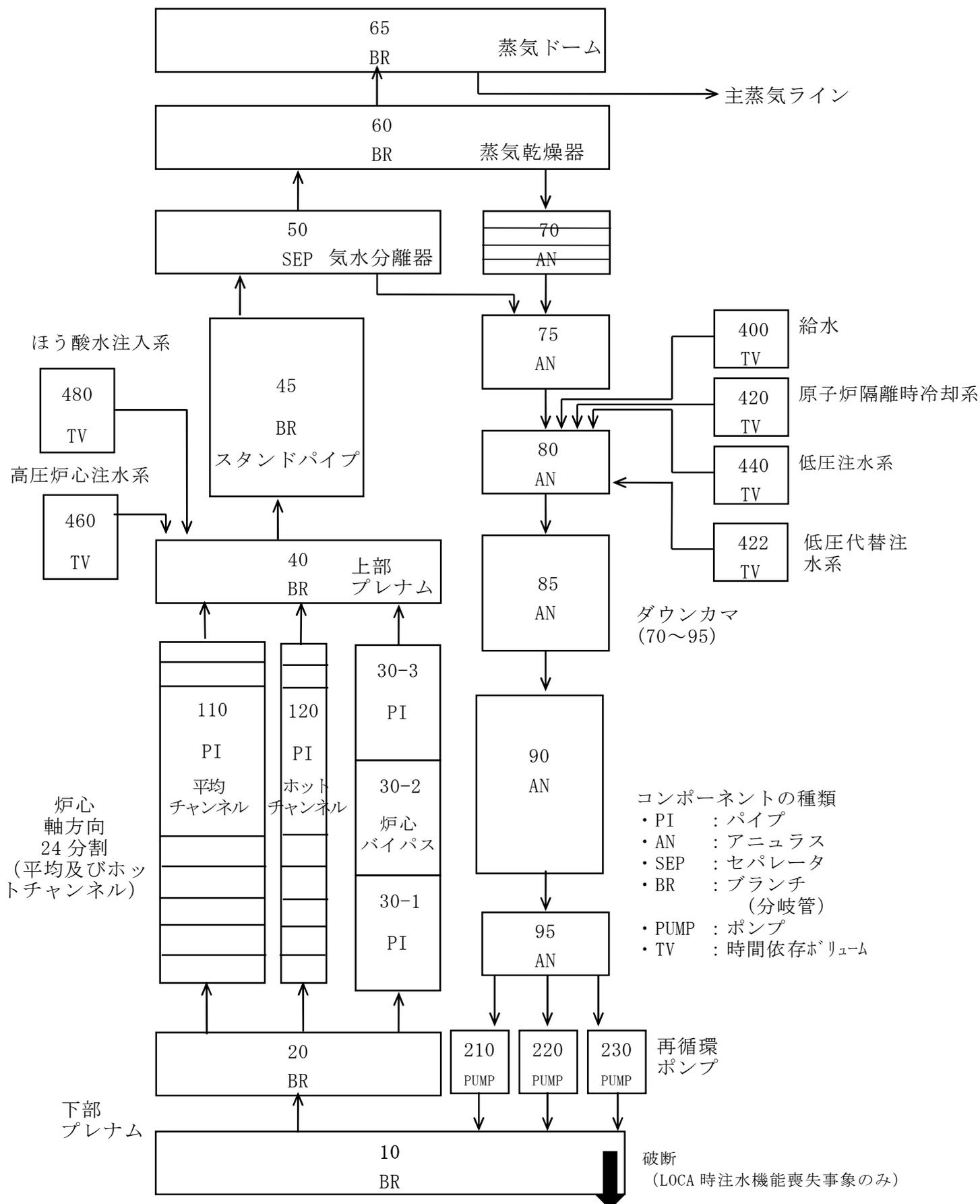


図 4.1.1 ABWR プラント解析モデルのノード分割図
 Fig. 4.1.1 Nodalization of ABWR analytical model

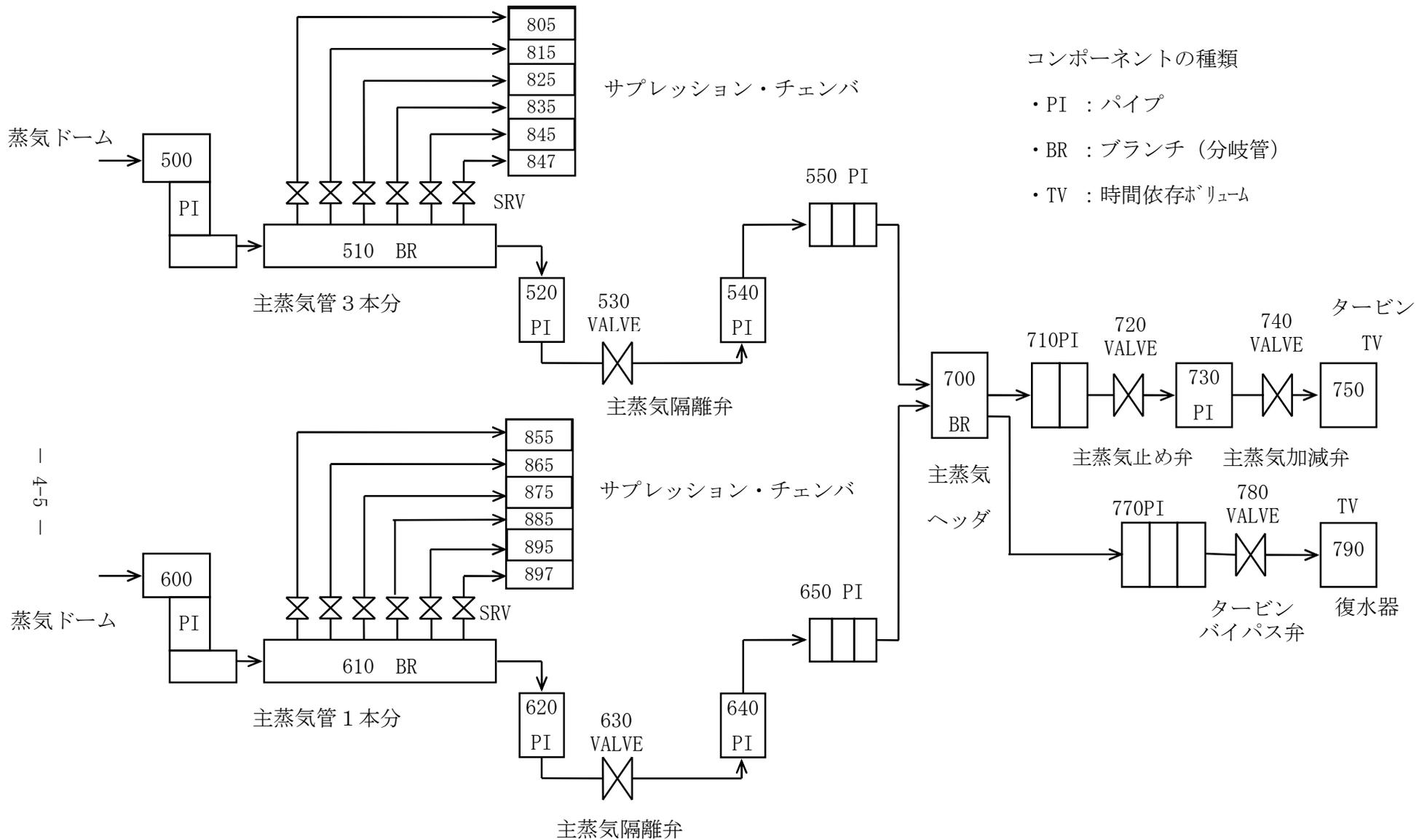


図 4.1.1 ABWR プラント解析モデルのノード分割図 (続き)
 Fig. 4.1.1 Nodalization of ABWR analytical model (cont.)

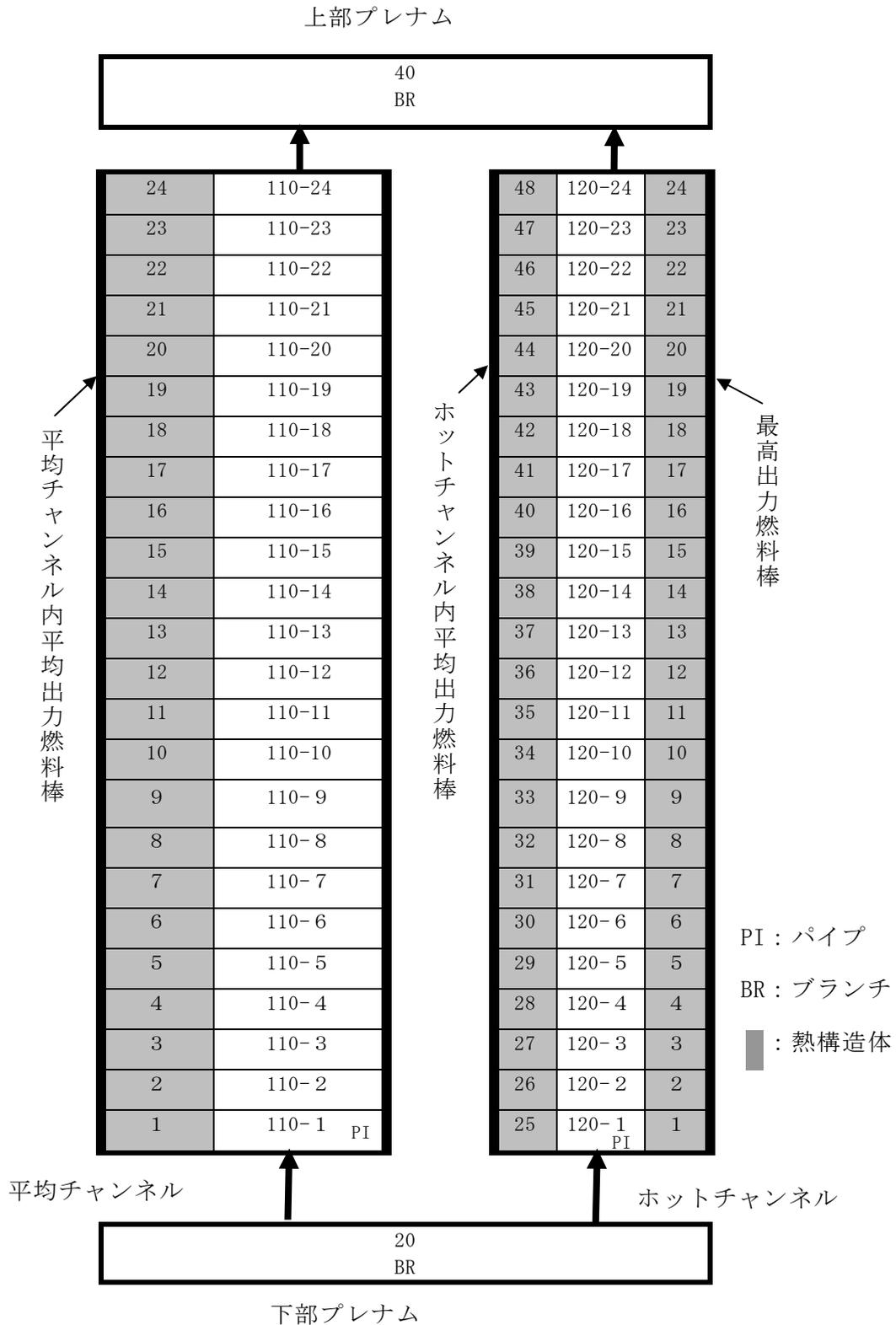


図 4.1.2 炉心内のチャンネル部のノード分割図 (ABWR)

Fig. 4.1.2 Nodalization of Fuel channels in core (ABWR)

4.2 高圧・低圧注水機能喪失事象

4.2.1 概要及び事故シーケンス

「高圧・低圧注水機能喪失」は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、原子炉水位低下時に高圧注水機能が喪失し、低圧注水機能も喪失する事象である。

事象進展の特徴の整理及び安全上重要な現象の抽出のために、本事故シーケンスグループの代表事故シーケンスとして、「給水流量の全喪失」を起因事象とする「運転時の異常な過渡変化事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」を解析した。

4.2.2 解析条件

本事故シーケンスの解析条件一覧を表 4.2 に示す。主な解析条件を以下に示す。

- ① 起因事象として、給水流量の全喪失を仮定した。
- ② RCIC、高圧炉心注水系（以下「HPCF」という。）及び低圧注水系（以下「LPFL」という。）の不作動を仮定した。LPFLの不作動により、自動減圧系も不作動が仮定される。
- ③ 外部電源が使用できるものと仮定して再循環ポンプは、原子炉水位低でトリップする。

また、主な重大事故等対策を以下に示す。

- ① 低圧代替注水系の準備完了後に手動操作により SRV を開き、原子炉を急速減圧させる。
- ② 原子炉減圧後に低圧代替注水系により原子炉注水を行う。
- ③ 格納容器圧力 0.18MPa[gage]到達時に代替格納容器スプレイを作動させ、格納容器を冷却する。
- ④ 代替格納容器スプレイによる格納容器冷却時に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）まで低下した場合には、代替格納容器スプレイを停止し、原子炉注水を実施する。原子炉水位高（レベル 8）まで原子炉水位が回復した後、原子炉注水を停止し、代替格納容器スプレイを再開する。
- ⑤ 格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時に格納容器圧力逃がし装置等を作動させ、格納容器を減圧・除熱する。

上記の条件を用いた手順を想定した解析を、安全上重要な現象等を抽出するための基本的な解析ケース（この節において以下「基本解析」という。）として実施した。

また、本事故シーケンスにおいては、水位が更に低下した時点で減圧が行われた場合、事象の進展にどのような影響を与えるか確認するため、感度解析を実施した。

4.2.3 基本解析

<事象シナリオ>

本事故シーケンスの事象シナリオを図 4.2.1 に示す。

本事象シナリオでは、給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル 3）信号が発信して、原子炉はスクラムし、再循環ポンプ 10 台中 4 台がトリップする。その後、原子炉水位低（レベル 2）で RCIC の起動に失敗し、再循環ポンプ残り 6 台がトリップする。さらに原子炉水位低（レベル 1.5）で HPCF の起動に失敗し、MSIV が全閉する。原子炉水位低（レベル 1）で LPFL の起動にも失敗する。

給水流量の喪失により、原子炉水位が低下し、MSIV 全閉により圧力が上昇することから、炉心損傷防止対策として、手動操作により原子炉を減圧し、減圧後に低圧代替注水系で炉心を冷却する。

また、格納容器の健全性を長期的に維持するため、代替格納容器スプレイ冷却系を用いた格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等を用いた格納容器除熱を行う。

基本解析の結果を図 4.2.2 から図 4.2.14 に示す。以下、重要なパラメータ等について結果の概要を記す。

<原子炉圧力>

図 4.2.2 に原子炉圧力の変化を示す。

原子炉水位低（レベル 1.5）への到達（事象発生から約 4.5 分後）による MSIV 全閉により、原子炉圧力が上昇する。原子炉圧力が 7.51MPa[gage]に到達後、SRV による自動開閉の繰り返しにより、この圧力以下に制御される。

その後、高圧のまま維持されることから、低圧代替注水系の注水操作準備完了後（10 分後）、事象発生から 14 分後に手動で SRV を開くことで原子炉は急速に減圧される。

なお、事象発生から約 33 分後には、低圧代替注水の注水流量増加に伴う発生蒸気の増加による若干の圧力上昇があるが、再冠水期間及びそれ以降の原子炉圧力はおおむね低圧で推移する。

<原子炉水位>

図 4.2.3 に原子炉水位の時間変化として、ダウンカマ水位を示す。

ダウンカマ水位は、給水流量が喪失することから、事象発生直後に急激に低下する。その後、14 分後の急速減圧による SRV からの冷却材流出により減圧沸騰が生じて一時的に水位が上昇した後、原子炉水位は低下し、燃料が露出して燃料被覆管温度が上昇する。

なお、一時的な水位の上昇は、ダウンカマより下に位置する下部プレナムで減圧沸騰が生じた影響により、ダウンカマ水位が上昇したためである。

事象発生から、約 18 分後以降、低圧代替注水系による炉心注水が開始されることで、原子炉水位は回復し、炉心が再冠水する。

<冷却材流出及び注水量>

図 4.2.4 に SRV 流量の変化を示す。

事象発生から約 5.5 分後以降、SRV の自動開閉により約 100kg/s の放出が間欠的に行われる。事象発生から 14 分後の SRV の開操作により、放出量は開操作直後に最大約 800kg/s となり、その後原子炉圧力の低下に応じて減少する。

図 4.2.5 に低圧代替注水流量の変化を示す。

事象発生後、約 18 分から流量が立ち上がり、圧力の低下に応じて徐々に増加して約 80kg/s の流量で保持される。このように低圧代替注水系が小容量であるため、水位の回復に時間を要する。

<燃料被覆管温度>

図 4.2.6 に平均チャンネルのノードごとのボイド率変化を示す。

破線で囲まれた部分がボイド率 1.0 に到達して燃料が露出し、乾き状態に至る領域を意味しており、燃料被覆管温度が上昇するノードの範囲を表している。原子炉の減圧後に燃料が上部より露出し、その後低圧代替注水系により注水されると、燃料が次第に冠水していくことが分かる。

図 4.2.7 にホットチャンネルについてノードごとのボイド率変化を示す。これらの図から、平均チャンネルの方が先に炉心が露出を開始し、冠水も遅くなっていることがわかる。

一般に、再循環ポンプが停止した自然循環状態では、ホットチャンネルの方が平均チャンネルよりも出力が高いため、ボイド率が大きく自然循環駆動力は大きくなる。このため、自

然循環駆動力がなくなると、循環は止まり、ボイド率に依存した静水頭として水面（ボイド率 1.0 の線；図 4.2.6、図 4.2.7）が形成される。ボイド率の小さい平均チャンネルの方が水位が低くなり、先に燃料の露出が始まる。その後ホットチャンネルの露出が始まる。

この露出開始から、冠水までの間に燃料被覆管温度は上昇するが、ホットチャンネルの方が出力が大きいと、その上昇速度は大きい。

一方、露出している時間は、ホットチャンネルの方が短い。このため、必ずしもホットチャンネルの燃料被覆管温度が高くなるとは限らない。

以下の解析においても、ホットチャンネルと平均チャンネルの燃料被覆管温度を比較し、高い方の燃料被覆管温度を示した。

図 4.2.8 及び図 4.2.9 に平均チャンネルの燃料被覆管温度の変化を示す。

本解析では水位の回復に時間を要することから、燃料被覆管温度の上昇量が大きくなる。事象発生から約 35 分後に、平均チャンネルの最高出力の燃料棒（以下「ホットロッド」という。）において燃料被覆管温度が最も高くなり、燃料被覆管の最高温度は約 780℃である。

また、炉心の軸方向の温度挙動に関しても、軸方向の出力が高い位置の燃料被覆管温度が最も高くなるとは限らない。図 4.2.10 に平均チャンネルのノードごとの燃料被覆管温度の変化を示した。燃料の露出が炉心の上部から始まるため、燃料被覆管温度の上昇も早く始まるが、燃料棒の軸方向出力分布を中央ピークとしたため、同温度の上昇速度は炉心の中央部の方が大きい。本解析結果では、燃料の有効加熱部下端から 20 ノード目で燃料被覆管温度が最も高くなっている。

<格納容器内の熱水力挙動>

図 4.2.11 から図 4.2.14 に、格納容器内の圧力及び気相温度並びに S/C の水位及び水温を示す。

事象初期から継続する SRV からの蒸気流入により格納容器内の圧力、水位及び温度ともに上昇する。このとき、S/C の水位及び水温は、同部に流入する蒸気流の凝縮に影響し、同部から D/W に流出する蒸気流量を変えるため、D/W の圧力及び温度にも影響する。事象発生から約 10 時間以降には格納容器スプレイにより格納容器冷却を、約 21 時間後からは格納容器圧力逃がし装置等による除熱を実施することにより、格納容器内の温度及び圧力は徐々に低下していく。格納容器内の最高圧力は約 0.31MPa[gage]、最高温度は約 145℃である。

4.2.4 感度解析

基本解析では、事象発生から 14 分後に SRV を手動で開き、原子炉圧力を急速減圧させ、低圧代替注水により炉心を冷却するとした。この時点で、原子炉水位は、水位低（レベル 1）以下となっているが、原子炉水位が更に低下した時点で減圧が行われる場合、燃料の露出挙動に影響する可能性がある。

感度解析では、減圧開始時に原子炉水位が炉心の頂部高さ程度まで低下していた場合の燃料の露出挙動への影響を評価するため、減圧開始時刻を 5 分遅らせ、事象発生から 19 分後に減圧が開始される条件を設定して解析を実施した。

<解析方法>

本感度解析で想定した事故シーケンスは、減圧開始時刻を事象発生から 19 分後としている点を除き基本解析と同じである。

ただし、燃料の露出が長時間となり燃料被覆管温度の上昇も大きく、1000℃近くにまで達すると予想されることから、燃料棒からのふく射冷却を考慮した。その際には、チャンネルボックス、高出力燃料棒及び平均出力燃料棒の 3 体間のみについてふく射を考慮し、ウォーターロッドへのふく射を無視するなど、燃料被覆管温度上昇に対して保守的な解析を行った。

<原子炉圧力容器内の熱水力挙動>

図 4.2.15 から図 4.2.18 に、原子炉圧力、原子炉水位、SRV 流量及び低圧代替注水流量の変化を示す。

基本解析では、これらに対応する図は、図 4.2.2 から図 4.2.5 である。事象発生から 19 分後に減圧が開始され、低圧代替注水系による注水も遅れて開始されるために（図 4.2.5 と図 4.2.18 との比較）、原子炉水位の低下幅も基本解析より大きくなる（図 4.2.3 と図 4.2.16 との比較）。

本感度解析においては、燃料被覆管温度の最高値がホットチャンネルに現れる。このため、図 4.2.19 及び図 4.2.20 にホットチャンネルのホットロッド（図の説明文ではホットテストと表記）の燃料被覆管温度変化を示す。また、図 4.2.21 にノードごとのボイド率変化を示す。

本解析では、約 39 分後付近で燃料被覆管温度が最も高くなり（図 4.2.20）、このときの最高温度は約 910℃となった。

<格納容器内の熱水力挙動>

図 4.2.22 から図 4.2.25 に、格納容器内の圧力及び気相温度並びに S/C の水位及び水温を示す。

基本解析では、これらに対応する図は、図 4.2.11 から図 4.2.14 であり、炉心内の事象進展と異なり、減圧開始時刻の遅れによる格納容器内の長期の事象進展に対する影響はみられない。

本感度解析の結果、格納容器の最高圧力は約 0.31MPa[gage]、最高温度は約 145℃となり、基本解析とほぼ同等であった。

4.2.5 まとめ

ABWR プラントの事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」の代表事故シーケンスとして、「運転時の異常な過渡変化事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」の解析を実施した。

本事象では、給水流量の喪失による原子炉水位低下時に、高圧注水機能と低圧注水機能がともに喪失するが、手動操作により原子炉は減圧され、燃料は露出するものの低圧代替注水系による原子炉注水により炉心は冷却される。また、格納容器は、格納容器圧力逃がし装置等により除熱される。

本事象の特徴は、低圧代替注水系が小容量であるため、水位の回復に時間を要し、燃料被覆管温度の上昇量が比較的大きいことである。

原子炉圧力、燃料被覆管温度等に影響する安全上重要な現象としては、原子炉減圧過程における SRV からの冷却材流出及び燃料集合体内でのボイド率の挙動が挙げられる。

本事象の解析から、ホットチャンネルと平均チャンネルとの出力の違い及び燃料集合体間のボイド率の差が、燃料被覆管最高温度が発生するチャンネルの流動に影響を与え、平均チャンネルで燃料被覆管最高温度が発生する可能性があることがわかった。

また、感度解析として、シュラウド内の水位が炉心の頂部高さ程度まで更に低下した時点において減圧させる解析を実施した。これにより、原子炉の急速減圧時の水位の違いが、燃料被覆管温度の上昇に与える影響を明らかにした。

表 4.2 解析条件 (高圧・低圧注水機能喪失 : ABWR)

Table 4.2 Analytical conditions (Loss of high-pressure/low-pressure water injection functions : ABWR)

	項目	条件	備考
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	—
	高圧注水機能及び低圧注水機能	機能喪失	—
	外部電源	あり	—
操作条件	低圧代替注水系の注水操作	事象発生から 10 分後	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	原子炉の急速減圧操作	事象発生から 14 分後	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	代替格納容器スプレイ冷却系操作	格納容器圧力 0.18 MPa[gage]到達時	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	格納容器圧力逃がし装置等による除熱操作	格納容器圧力 0.31 MPa[gage]到達時	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定

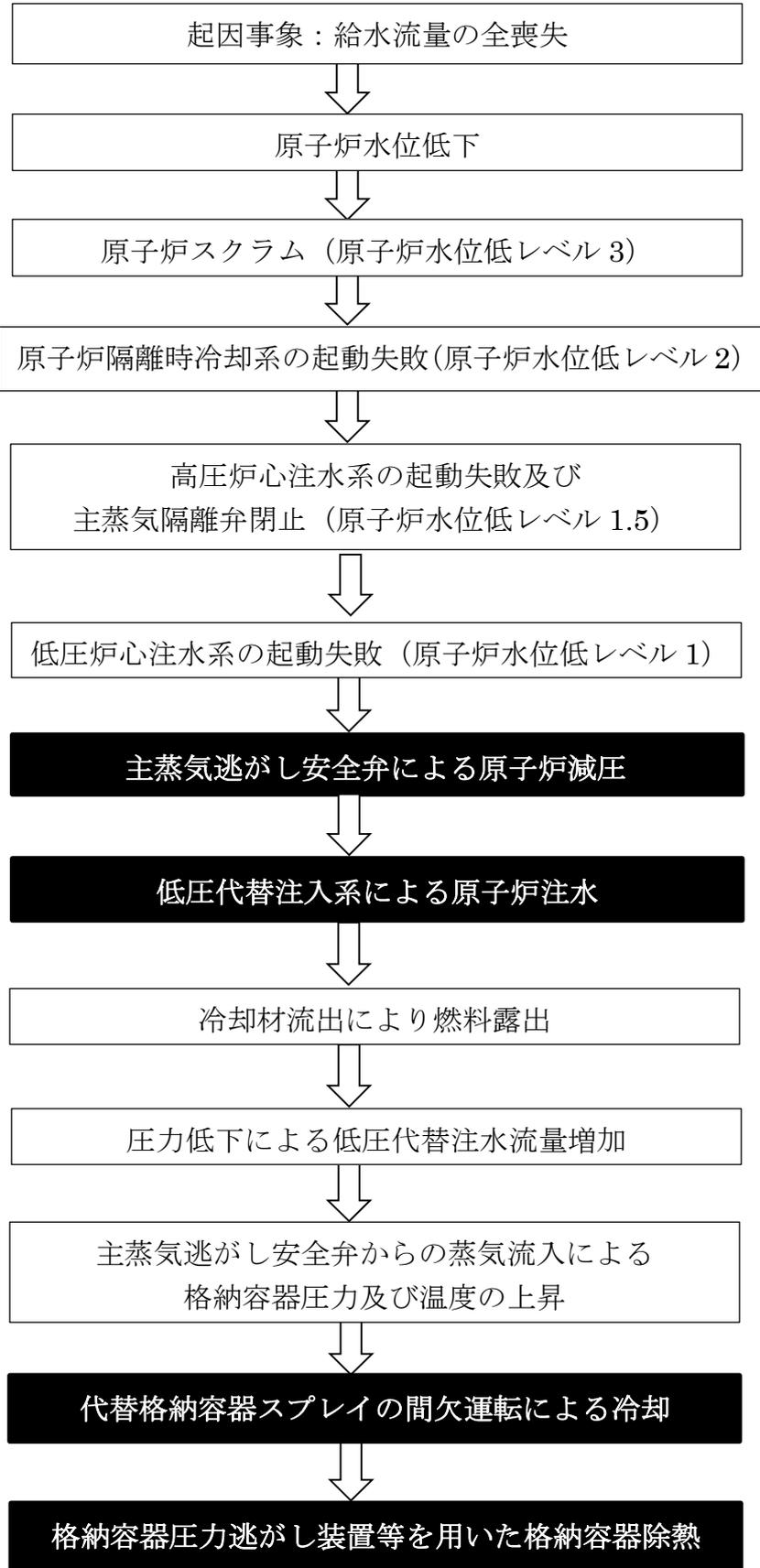


図 4.2.1 高圧・低圧注水機能喪失事象の流れ (黒塗りは重大事故等対策)

Fig. 4.2.1 Flow chart of Loss of high-pressure/low-pressure water injection functions

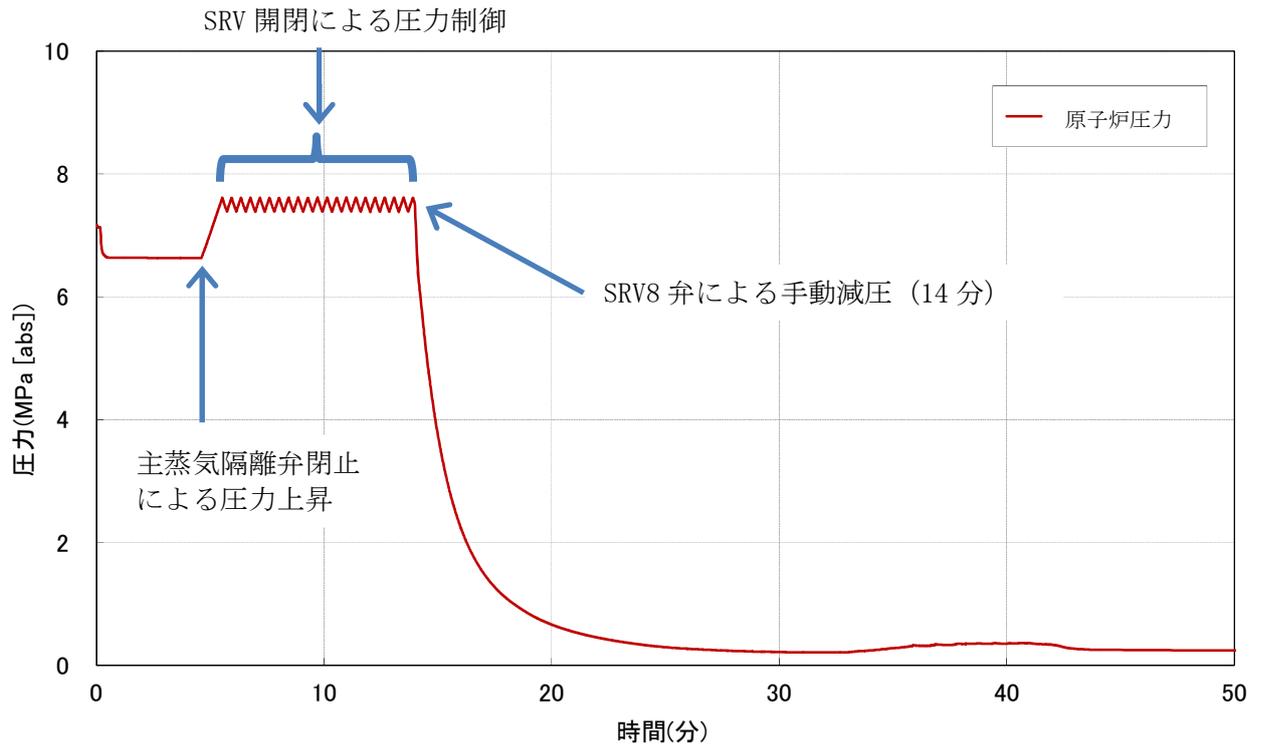


図 4.2.2 原子炉圧力の時間変化
Fig. 4.2.2 Reactor pressure

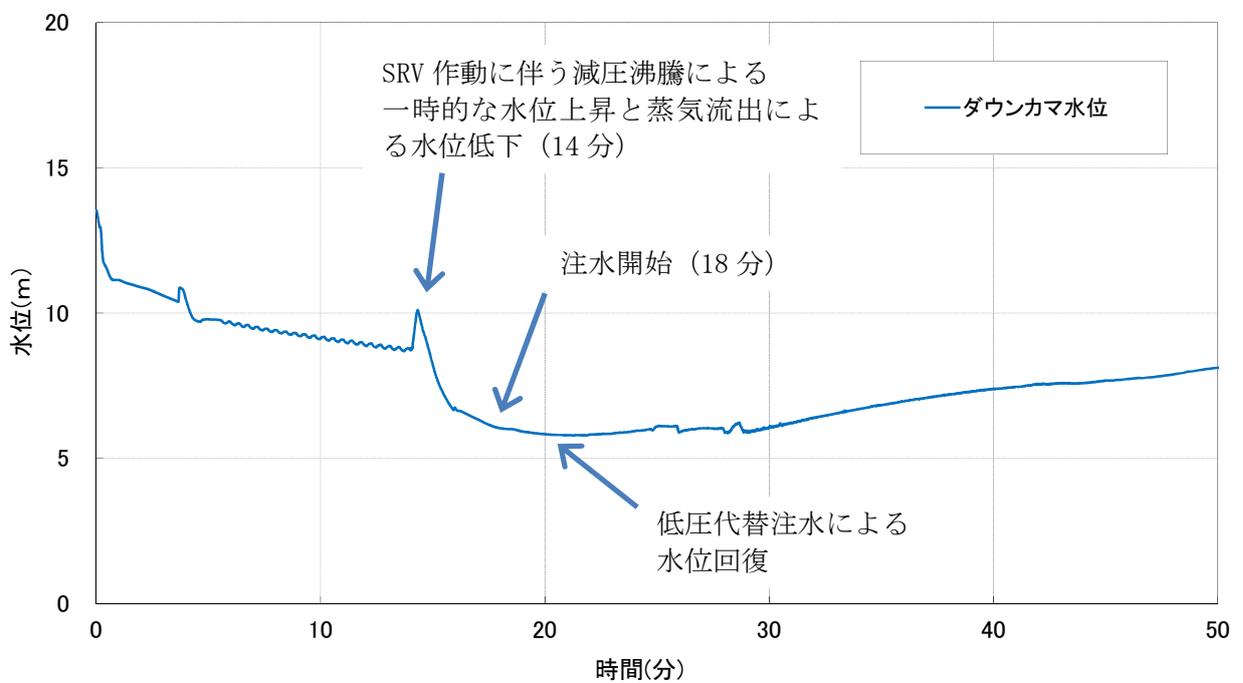


図 4.2.3 原子炉水位 (ダウンカマ水位) の時間変化
Fig. 4.2.3 Reactor water level (Downcomer water level)

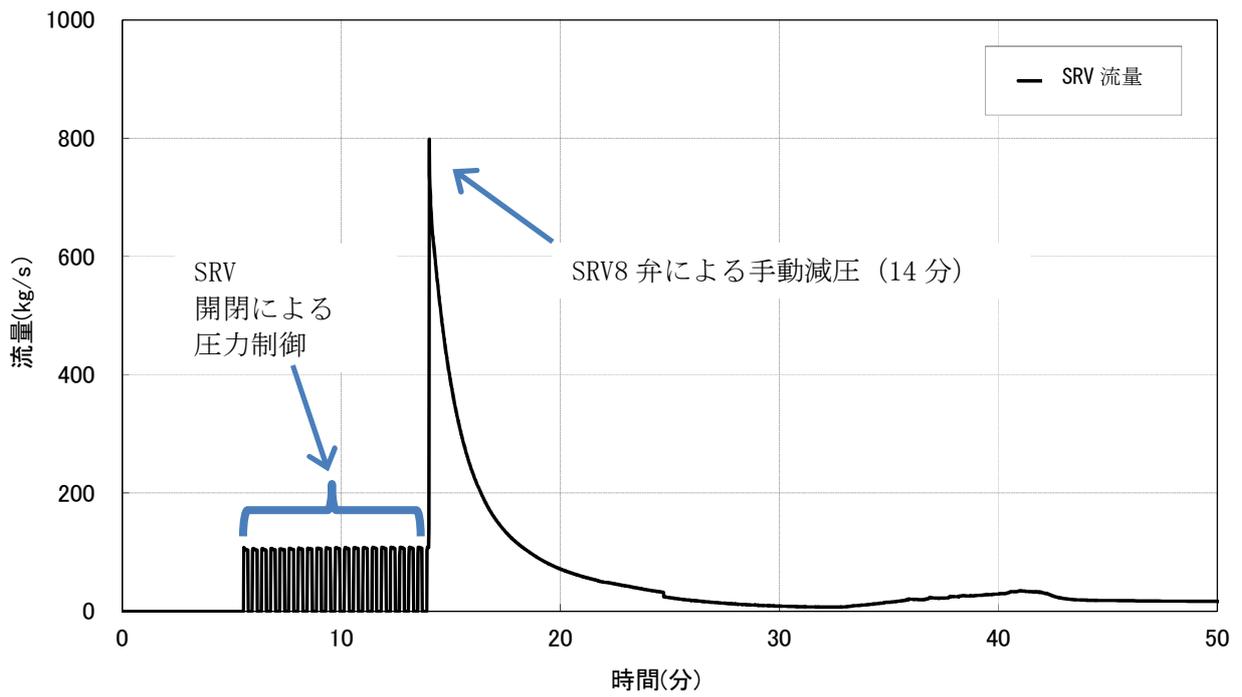


図 4.2.4 SRV 流量の時間変化
Fig. 4.2.4 SRV flow rate

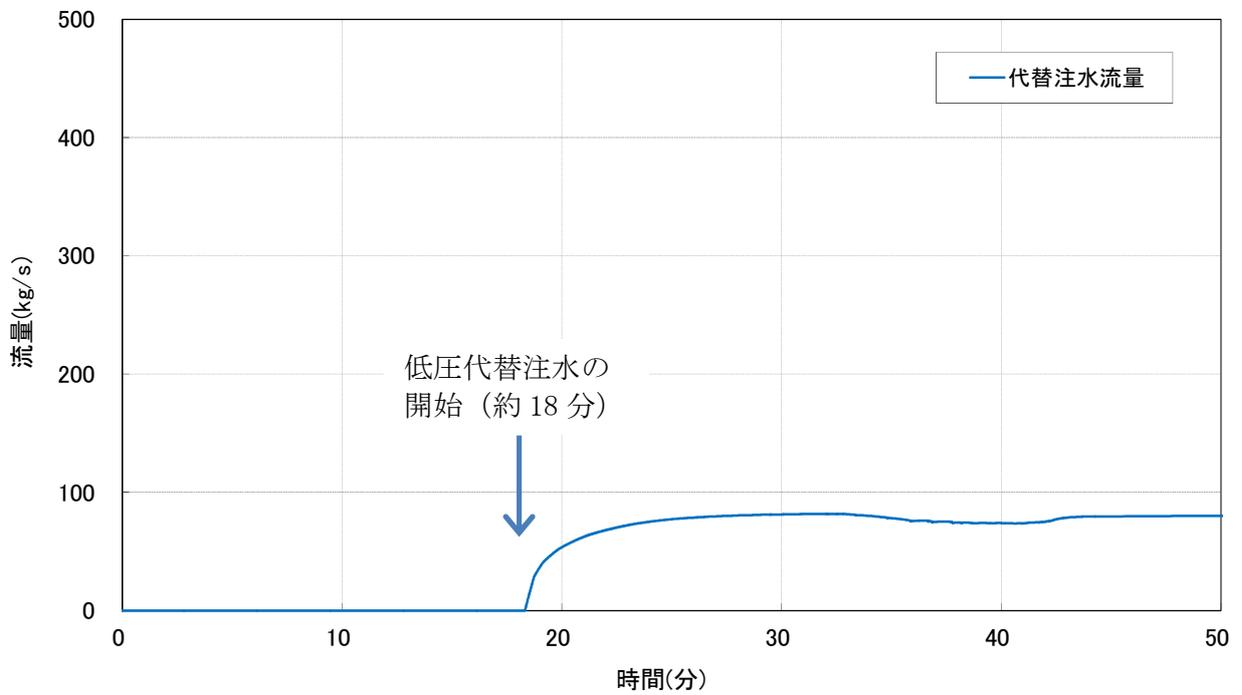


図 4.2.5 低圧代替注水流量の時間変化
Fig. 4.2.5 Alternative low pressure injection flow rate

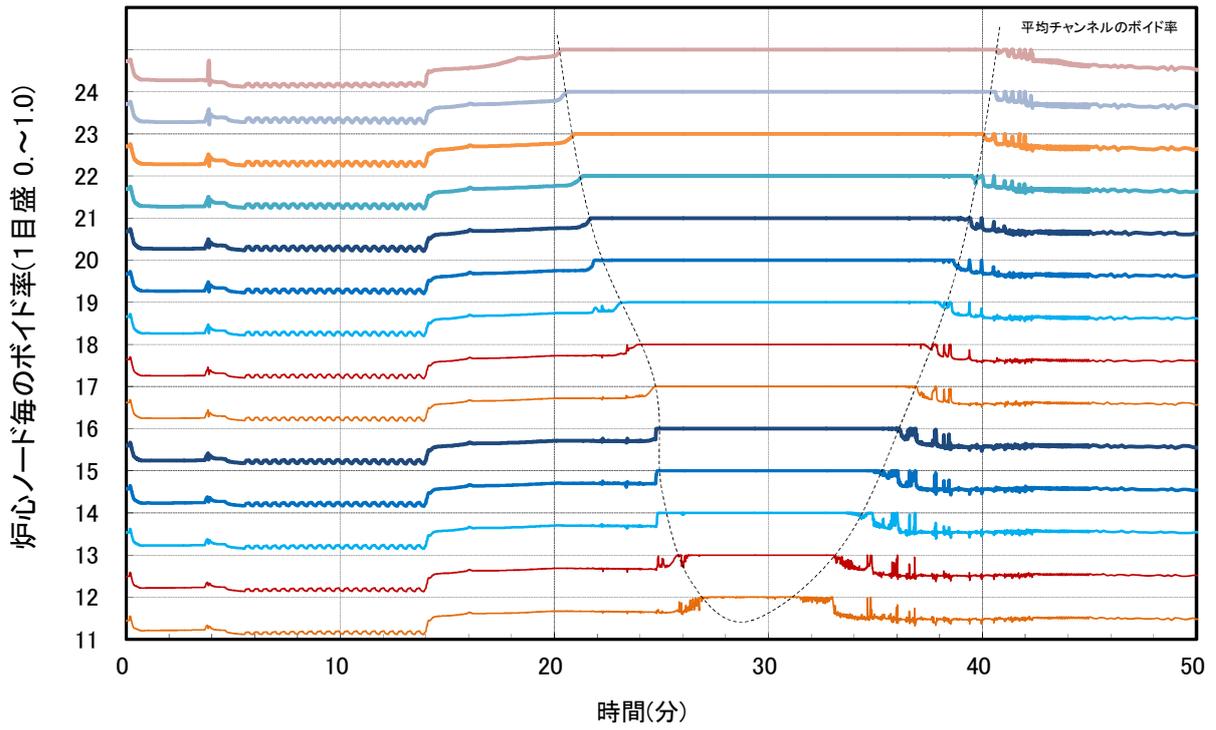


図 4.2.6 ノードごとのボイド率の時間変化 (平均チャンネル)
 Fig. 4.2.6 Void fraction of each node (Average channel)

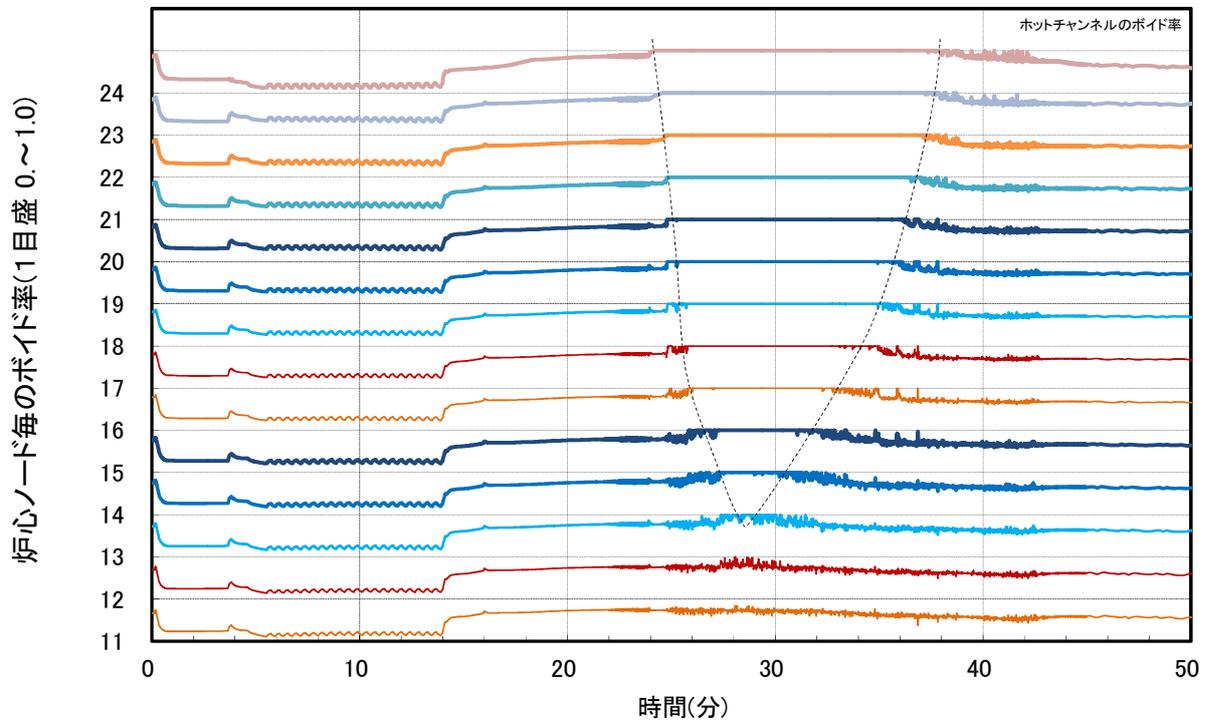


図 4.2.7 ノードごとのボイド率の時間変化 (ホットチャンネル)
 Fig. 4.2.7 Void fraction of each node (Hot channel)

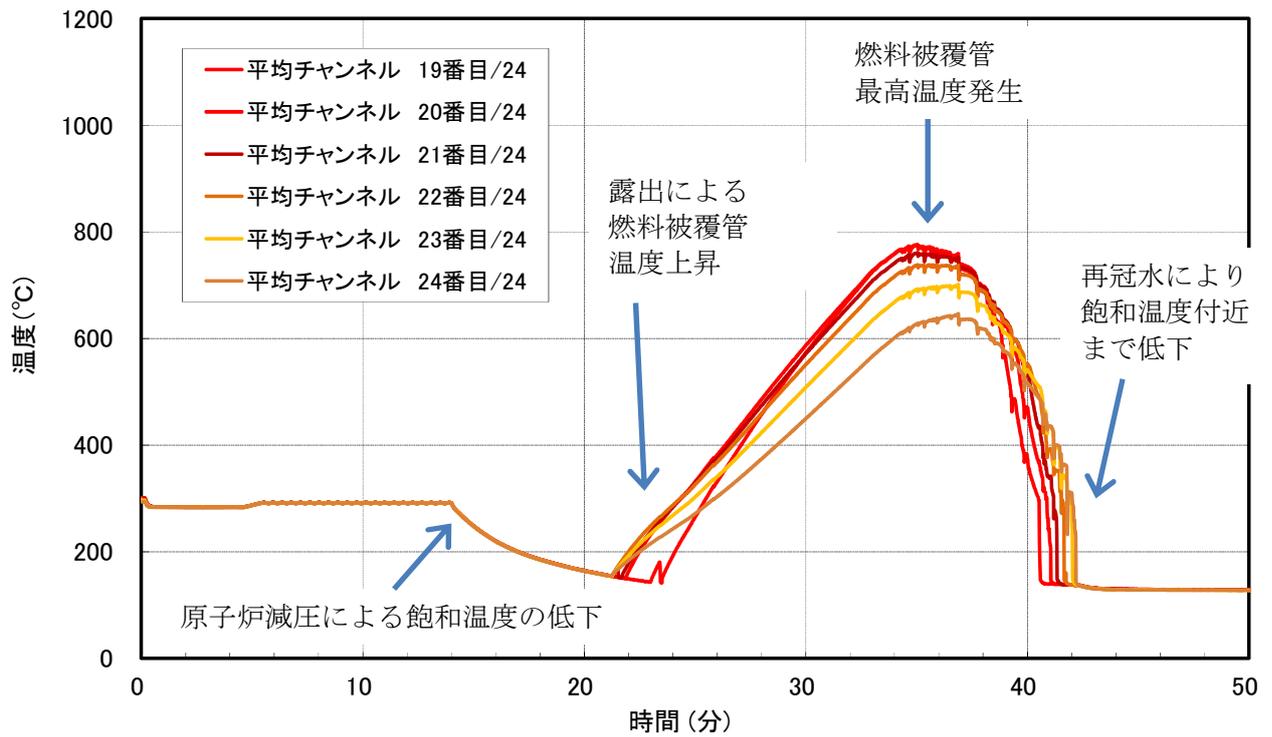


図 4.2.8 燃料被覆管温度の時間変化(1/2)
 Fig. 4.2.8 Fuel cladding temperature (1/2)

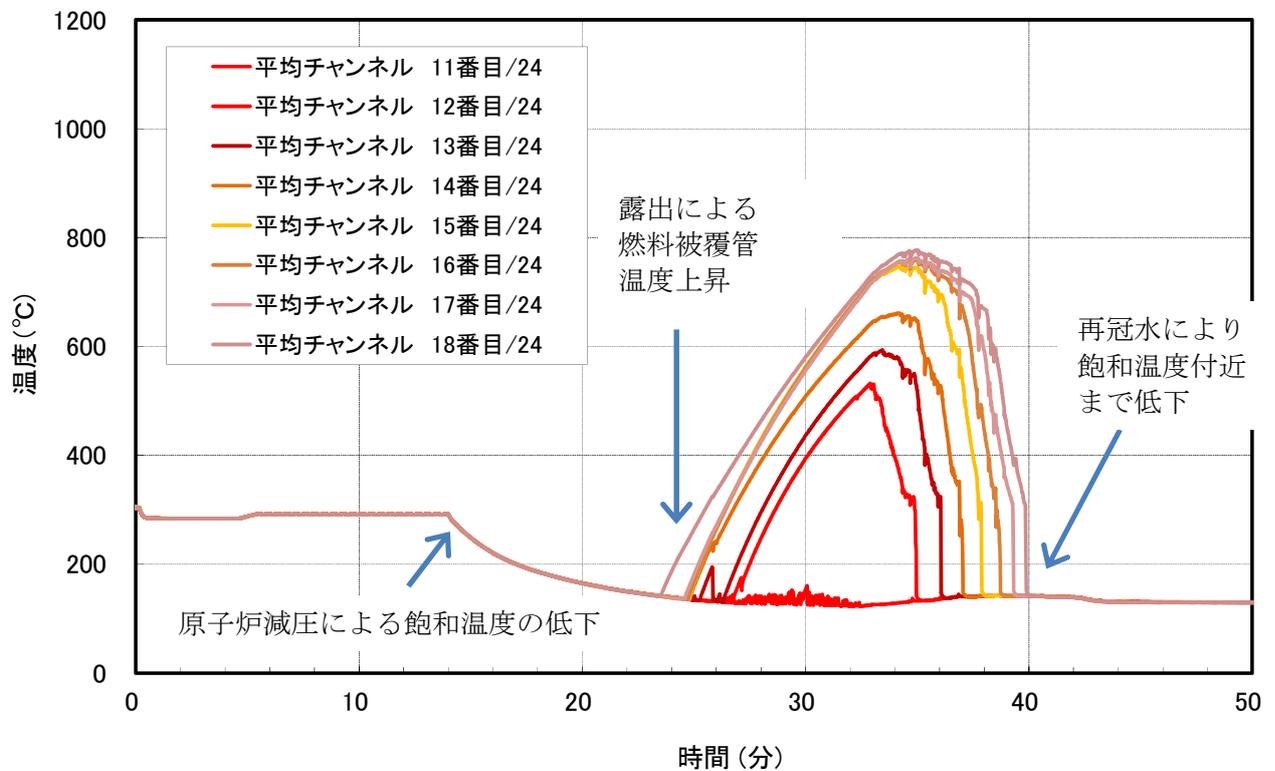


図 4.2.9 燃料被覆管温度の時間変化(2/2)
 Fig. 4.2.9 Fuel cladding temperature (2/2)

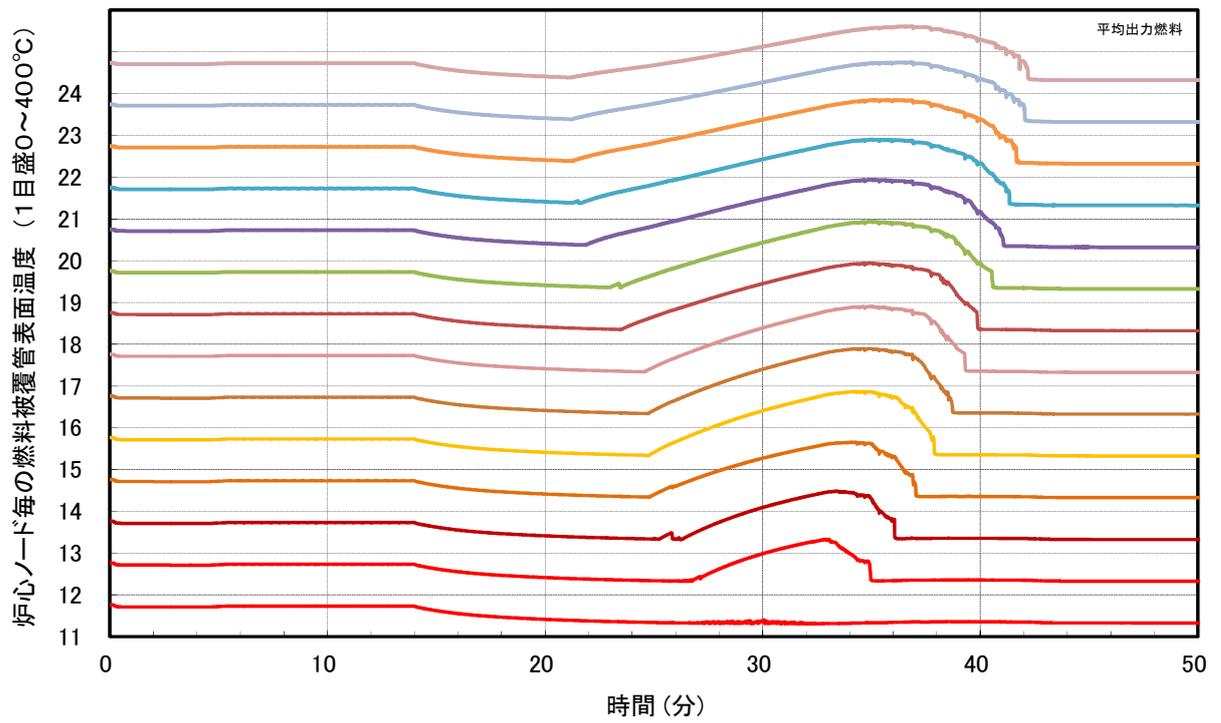


図 4.2.10 ノードごとの燃料被覆管温度の時間変化 (平均チャンネル)
 Fig. 4.2.10 Fuel cladding temperature of each node (Average channel)

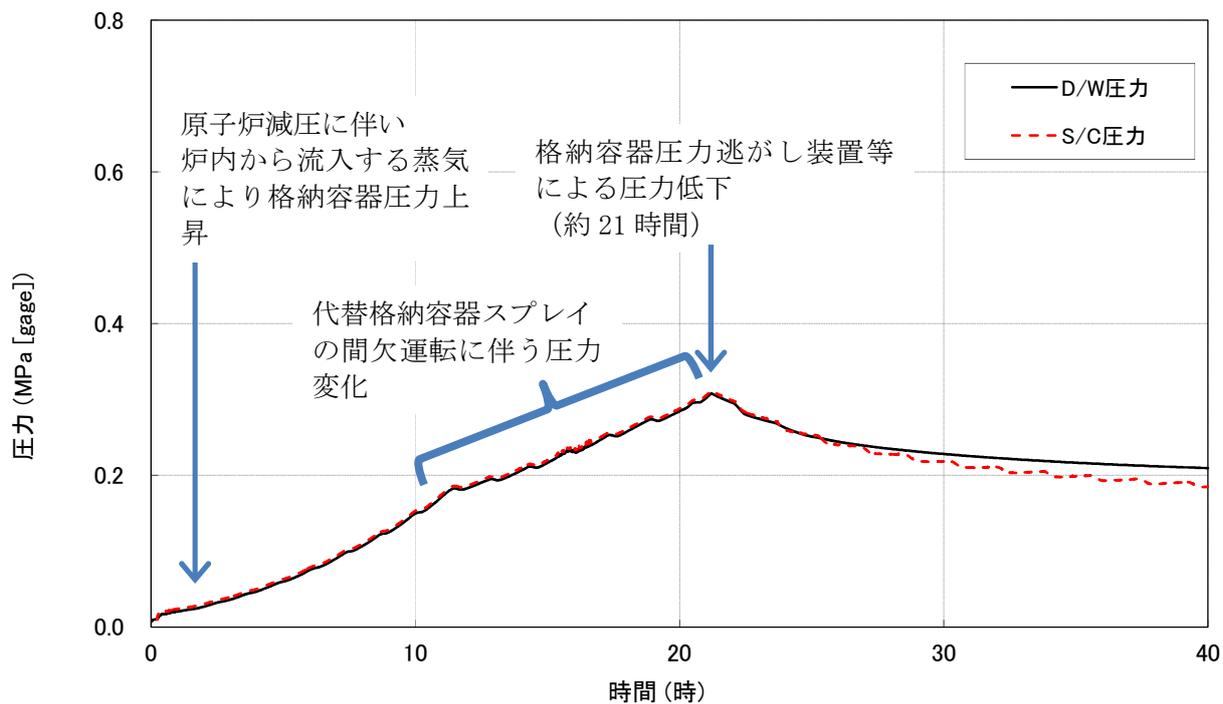


図 4.2.11 格納容器内の圧力の時間変化
 Fig. 4.2.11 Pressure in containment vessel

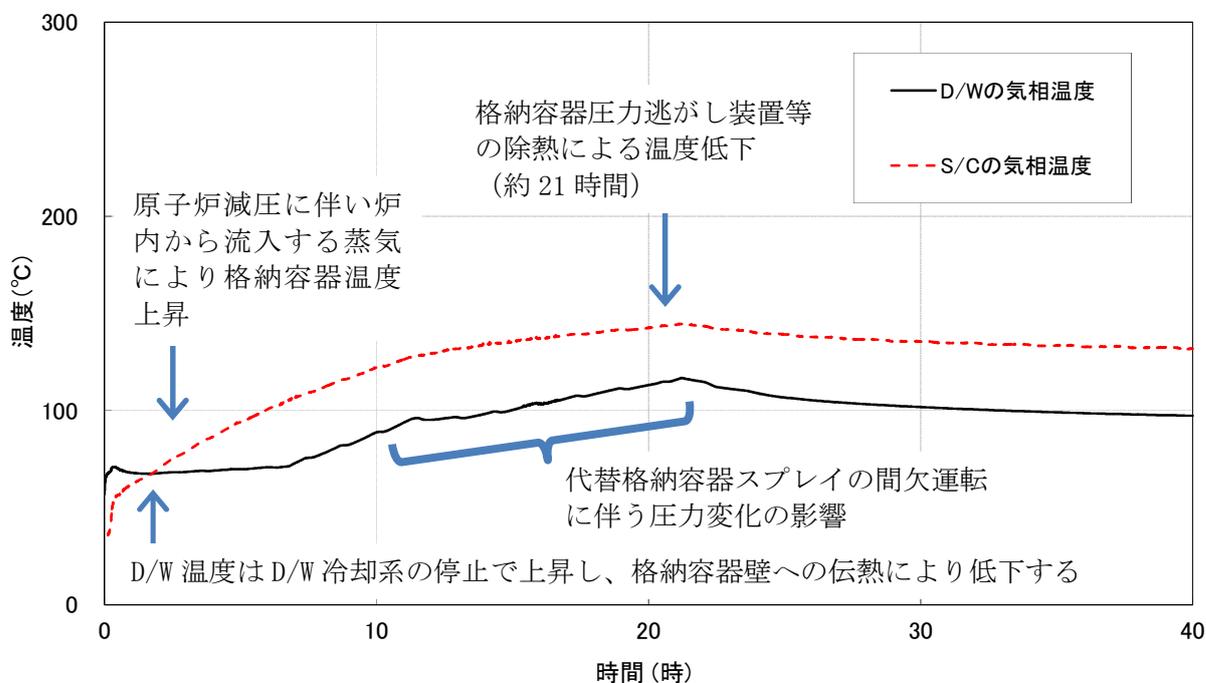


図 4.2.12 格納容器内の気相部温度の時間変化
 Fig. 4.2.12 Gas temperature in containment vessel

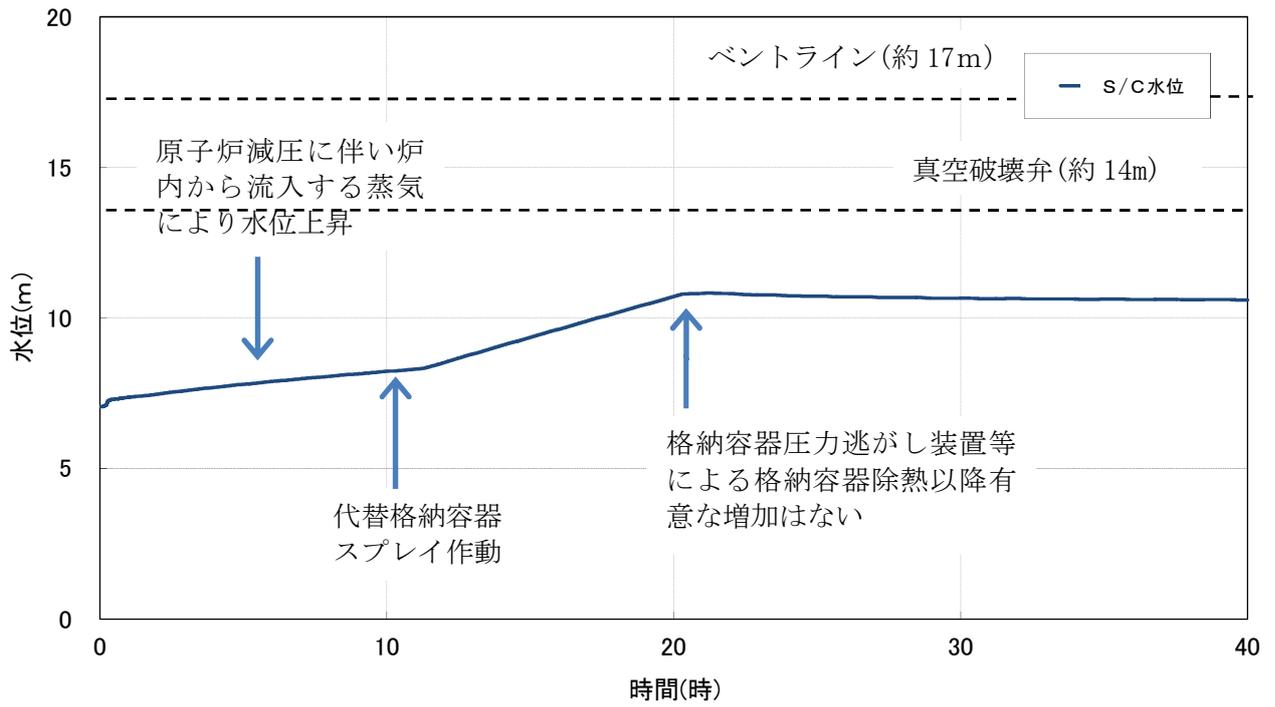


図 4.2.13 S/C 水位の時間変化
 Fig. 4.2.13 S/C water level

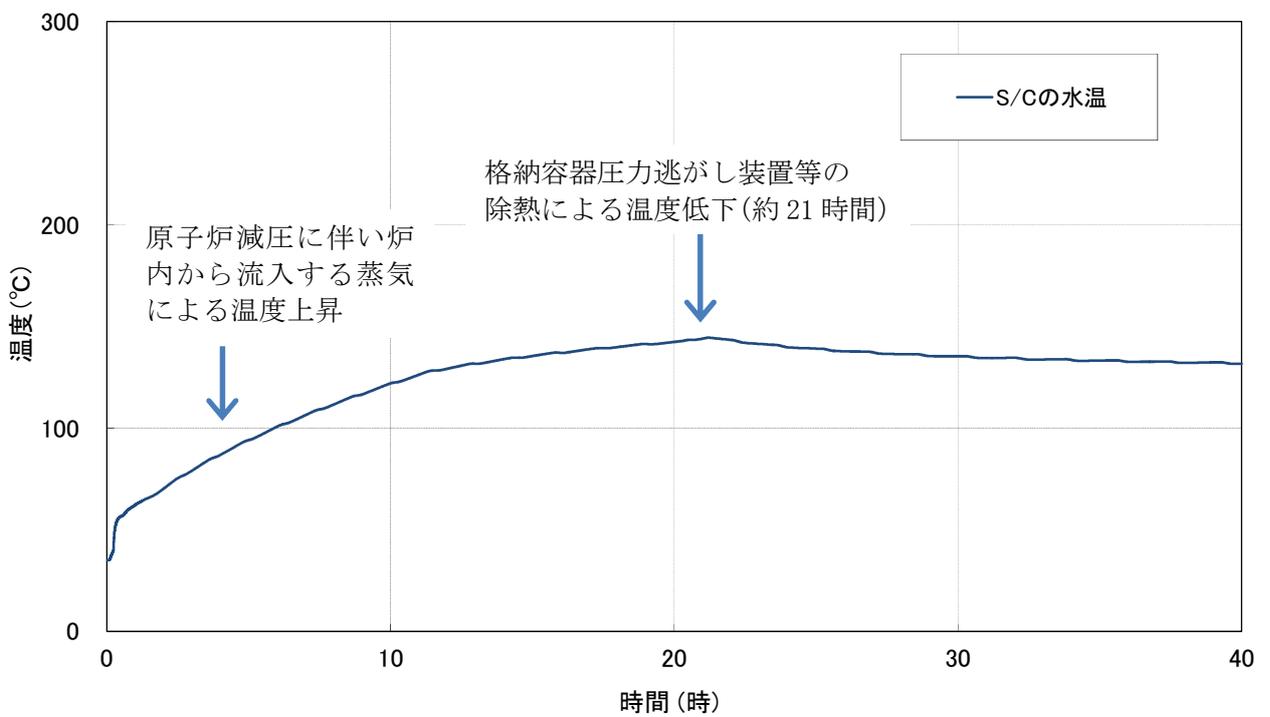


図 4.2.14 S/C 水温の時間変化
 Fig. 4.2.14 S/C water temperature

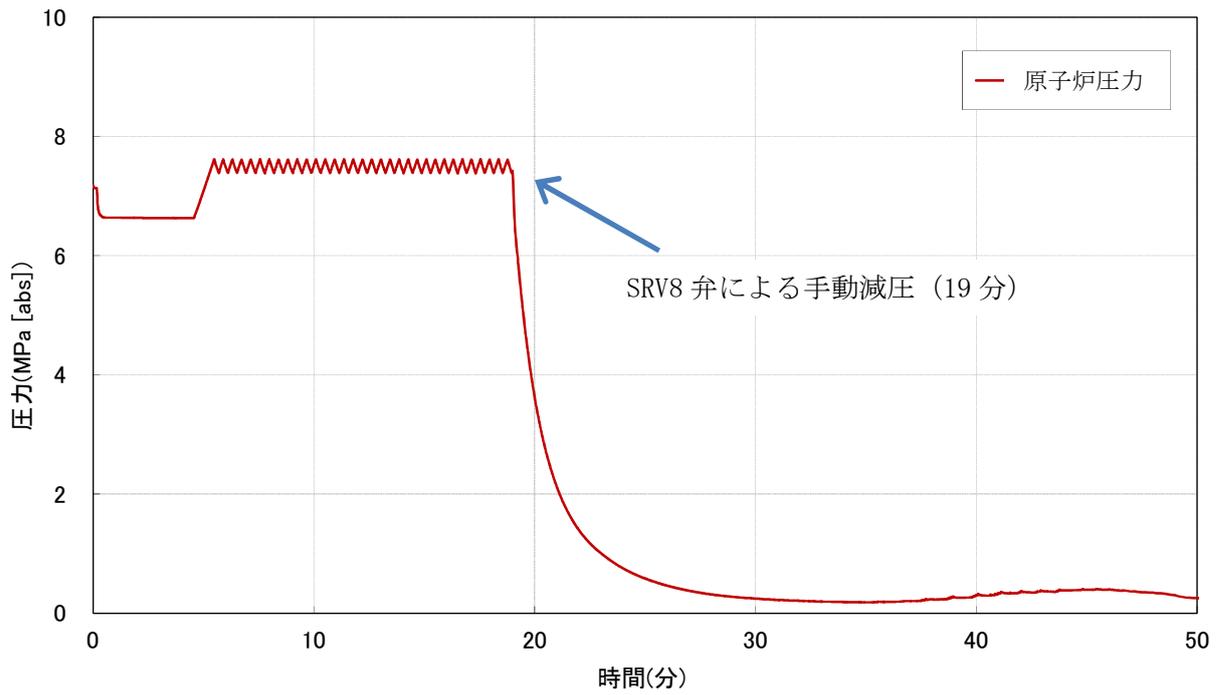


図 4.2.15 原子炉圧力の時間変化 (感度解析：原子炉急速減圧時間を変更した場合)

Fig. 4.2.15 Reactor pressure

(Sensitivity analysis :change of reactor depressurization timing)

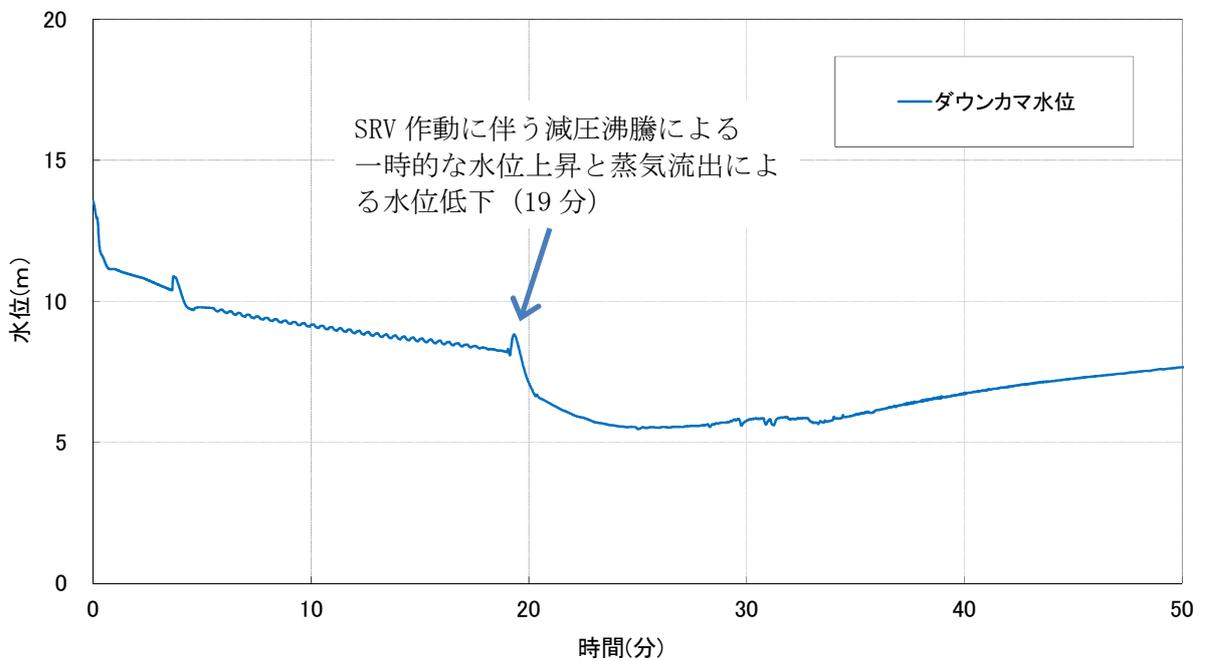


図 4.2.16 原子炉 (ダウンカマ) 水位の時間変化 (感度解析：原子炉急速減圧時間を変更した場合)

Fig. 4.2.16 Reactor water level (Downcomer water level)

(Sensitivity analysis :change of reactor depressurization timing)

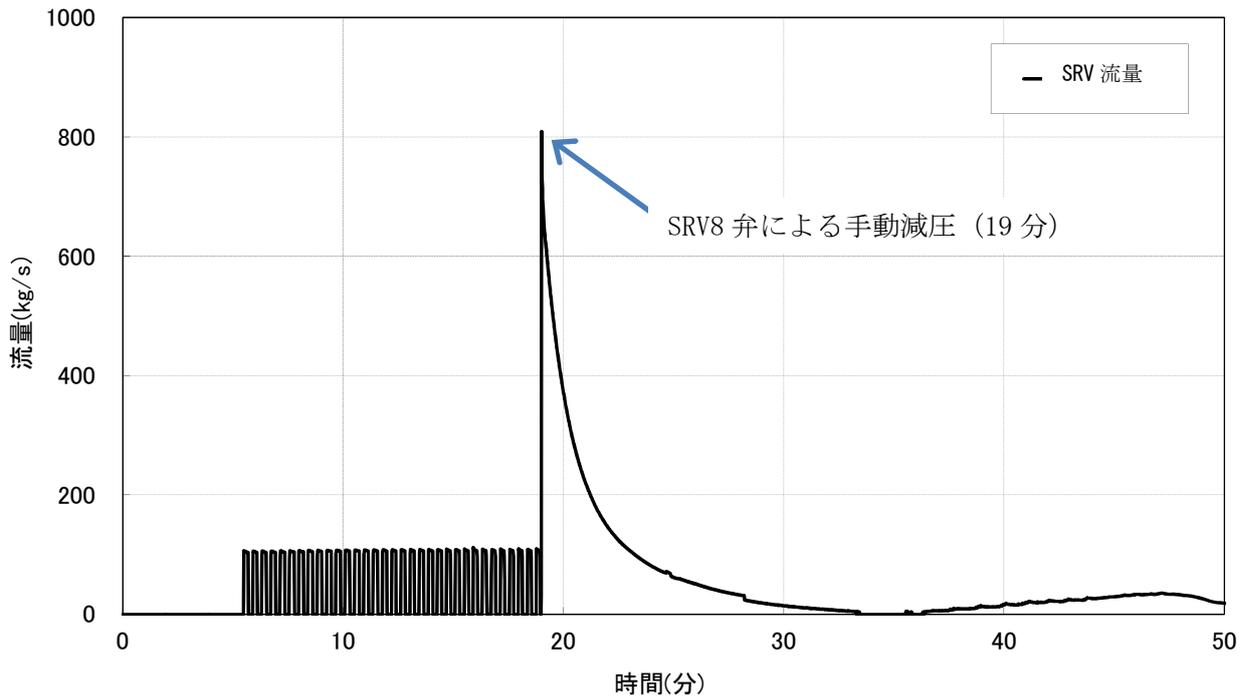


図 4.2.17 SRV 流量の時間変化 (感度解析 : 原子炉急速減圧時間を変更した場合)
 Fig. 4.2.17 SRV flow rate (Sensitivity analysis : change of reactor depressurization timing)

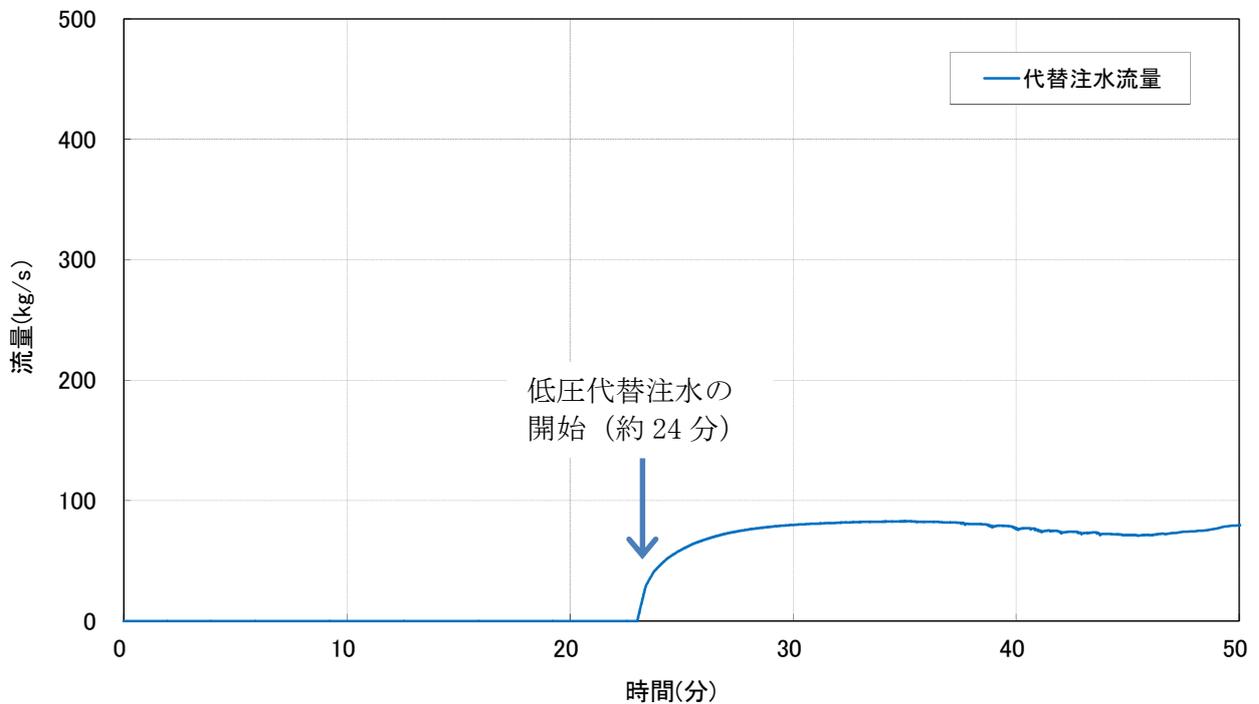


図 4.2.18 低圧代替注水流量の時間変化 (感度解析 : 原子炉急速減圧時間を変更した場合)
 Fig. 4.2.18 Reactor water level (Downcomer water level)
 (Sensitivity analysis : change of reactor depressurization timing)

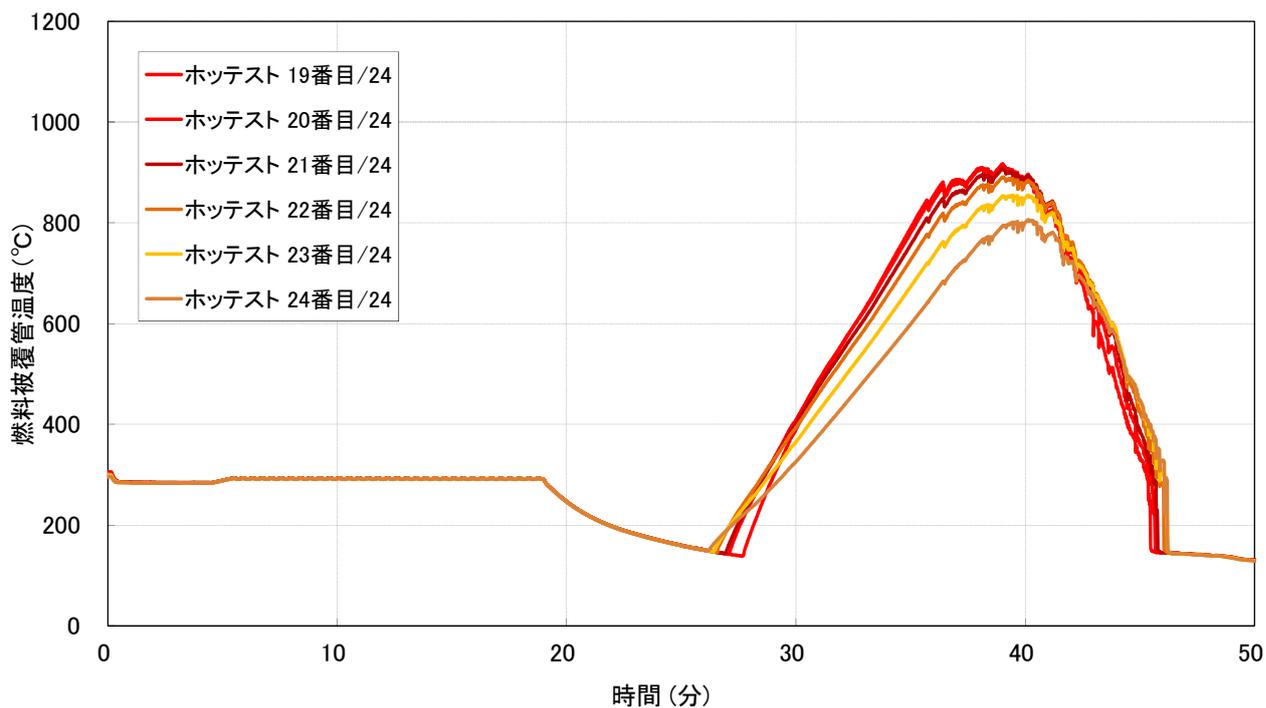


図 4.2.19 燃料被覆管温度の時間変化(1/2) (感度解析：原子炉急速減圧時間を変更した場合)
 Fig. 4.2.19 Fuel cladding temperature (1/2)
 (Sensitivity analysis :change of reactor depressurization timing)

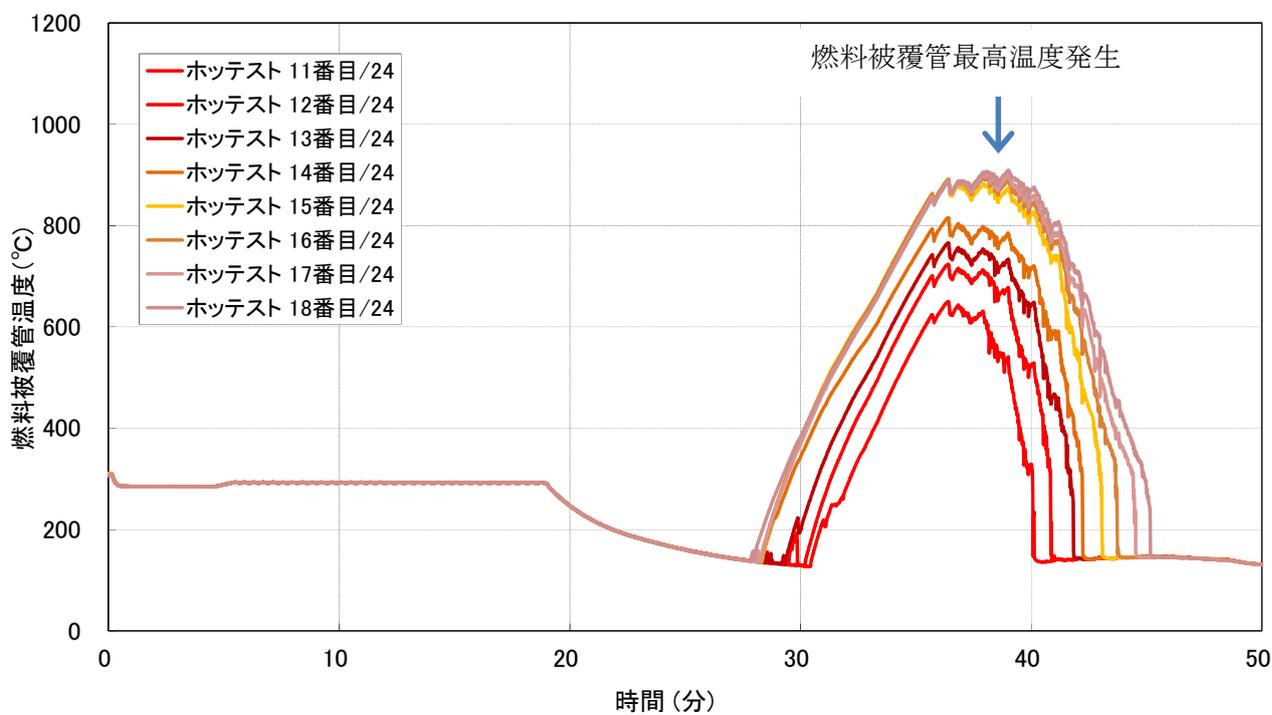


図 4.2.20 燃料被覆管温度の時間変化(2/2) (感度解析：原子炉急速減圧時間を変更した場合)
 Fig. 4.2.20 Fuel cladding temperature (2/2)
 (Sensitivity analysis :change of reactor depressurization timing)

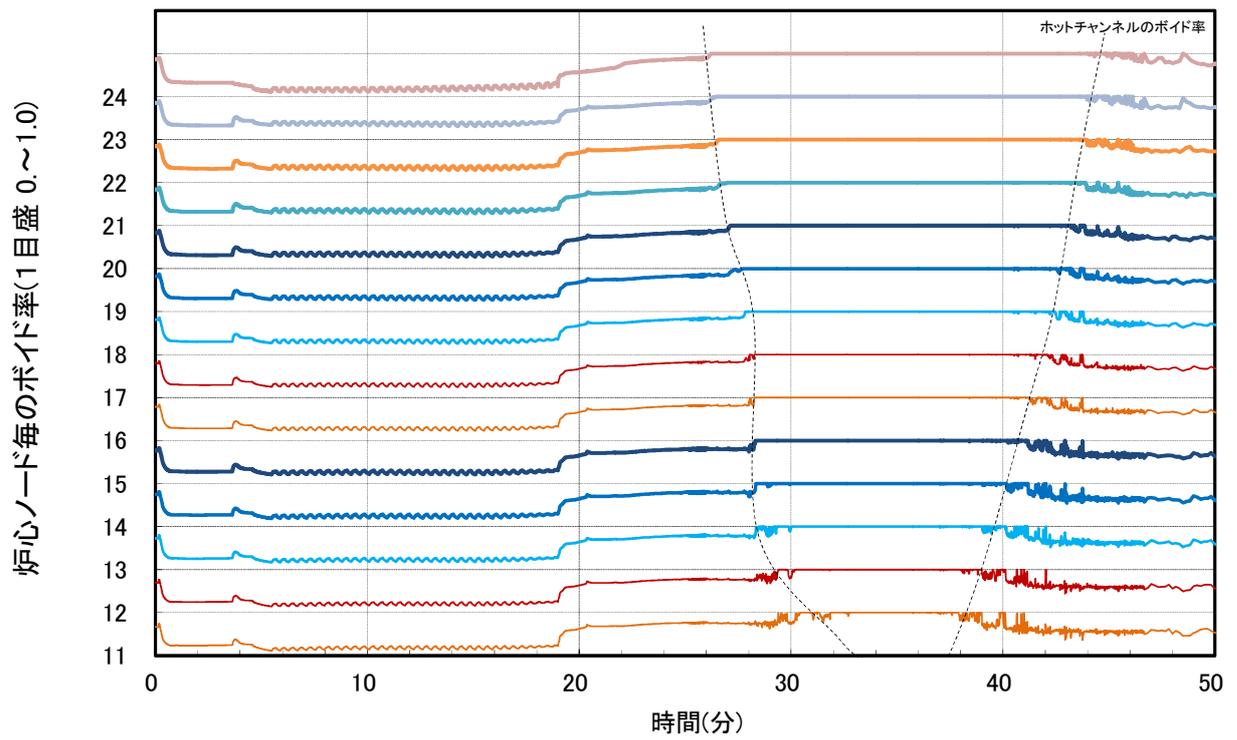


図 4.2.21 ノードごとのボイド率の時間変化 (ホットチャンネル)
 (感度解析：原子炉急速減圧時間を変更した場合)

Fig. 4.2.21 Void fraction of each node (Hot channel)
 (Sensitivity analysis :change of reactor depressurization timing)

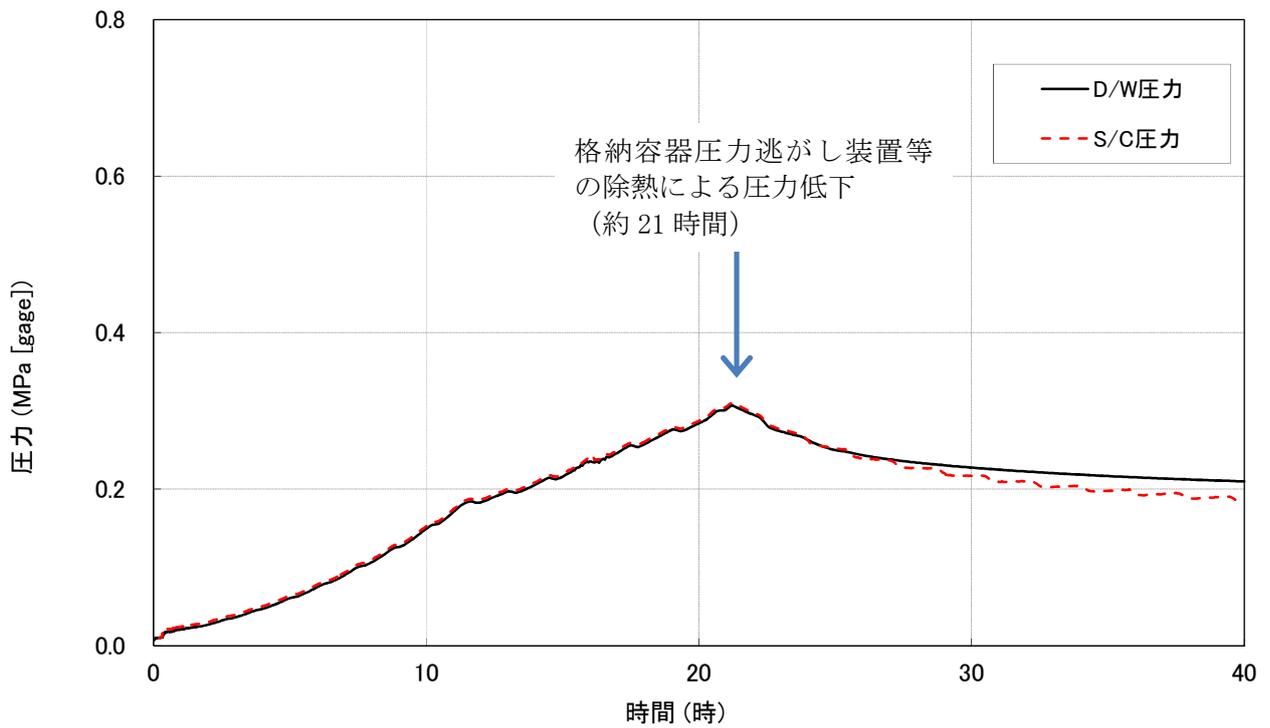


図 4.2.22 格納容器内の圧力の時間変化 (感度解析：原子炉急速減圧時間を変更した場合)
 Fig. 4.2.22 Pressure inside of containment vessel
 (Sensitivity analysis :change of reactor depressurization timing)

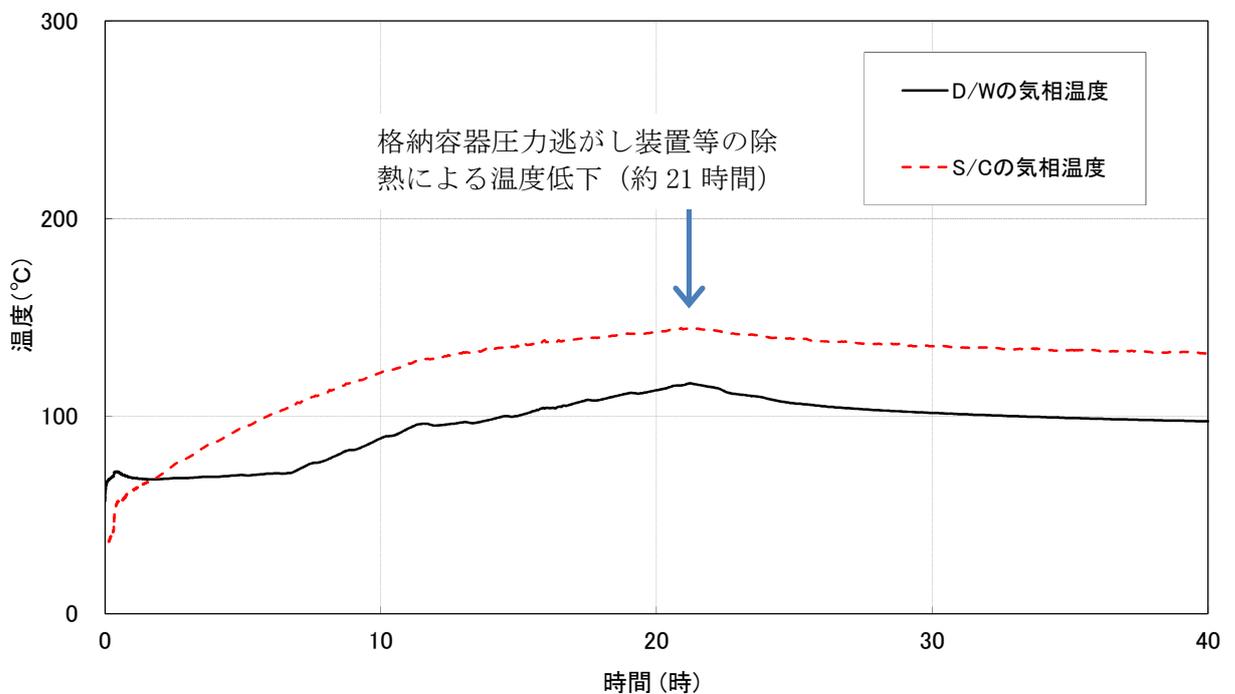


図 4.2.23 格納容器内の気相温度の時間変化 (感度解析：原子炉急速減圧時間を変更した場合)
 Fig. 4.2.23 Gas temperature in containment vessel
 (Sensitivity analysis :change of reactor depressurization timing)

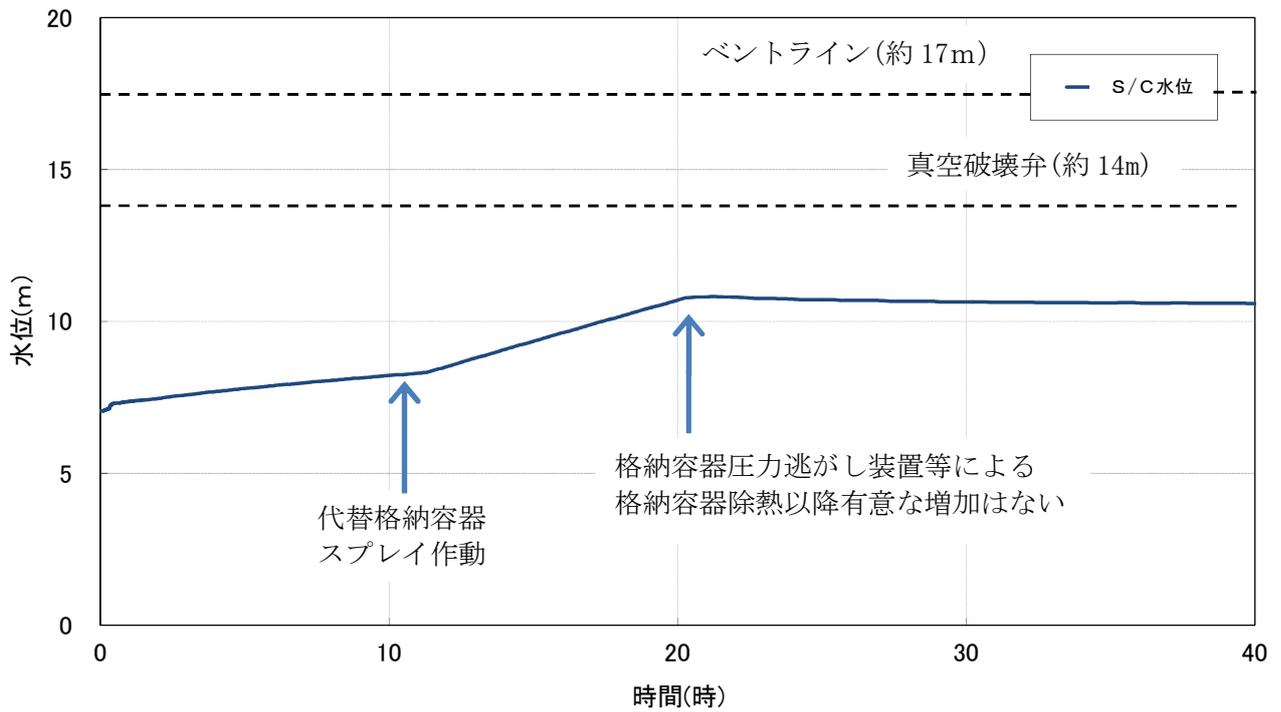


図 4.2.24 S/C 水位の時間変化 (感度解析: 原子炉急速減圧時間を変更した場合)

Fig. 4.2.24 S/C water level

(Sensitivity analysis :change of reactor depressurization timing)

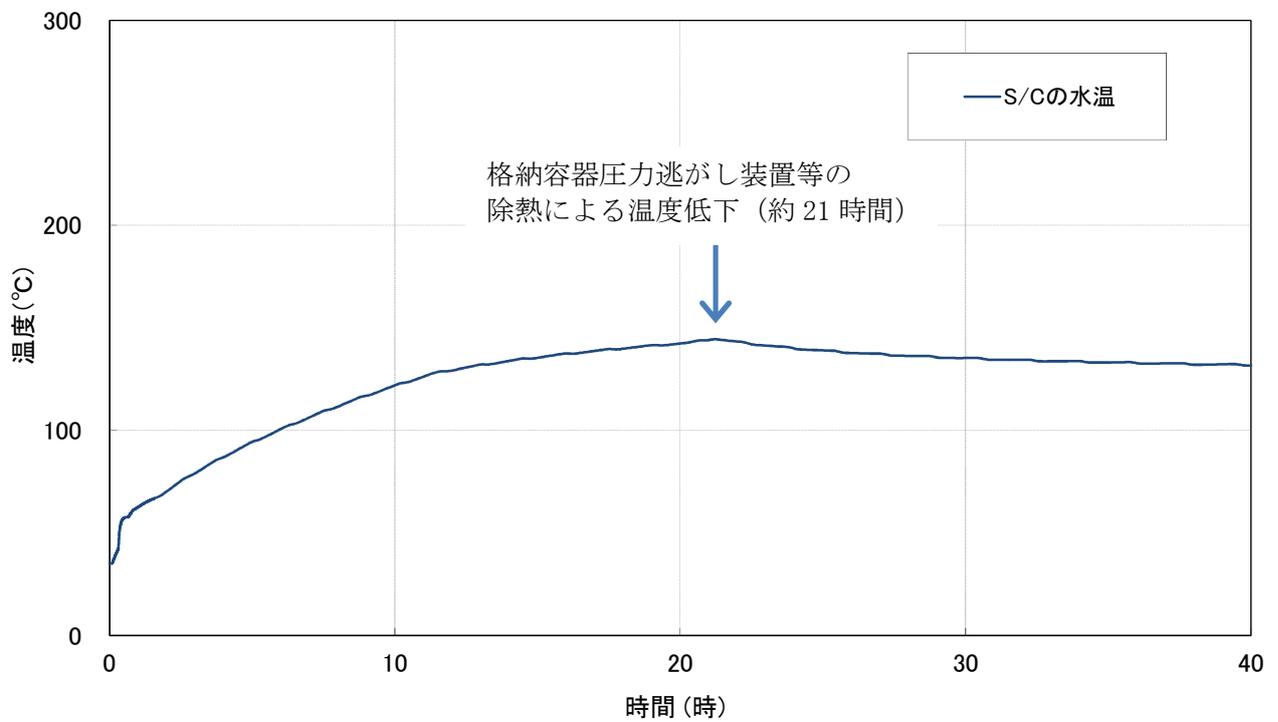


図 4.2.25 S/C 水温の時間変化 (感度解析: 原子炉急速減圧時間を変更した場合)

Fig. 4.2.25 S/C water temperature

(Sensitivity analysis :change of reactor depressurization timing)

4.3 高圧注水・減圧機能喪失事象

4.3.1 概要及び事故シーケンス

「高圧注水・減圧機能喪失」は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能が喪失する事象である。

事象進展の特徴の整理及び安全上重要な現象の抽出のために、本事故シーケンスグループの代表事故シーケンスとして、「給水流量の全喪失」を起因事象とする「運転時の異常な過渡変化事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗」を解析した。

4.3.2 解析条件

本事故シーケンスの解析条件一覧を表 4.3 に示す。主な解析条件を以下に示す。

- ① 起因事象として、給水流量の全喪失を仮定した。
- ② RCIC、HPCF 及び自動減圧系の不作動を仮定した。
- ③ 外部電源が使用できるものと仮定して、再循環ポンプは原子炉水位低でトリップする。

また、主な重大事故等対策を以下に示す。

- ① 手動の減圧操作に失敗すると仮定する。重大事故等時の SRV 作動回路により、原子炉水位低（レベル 1）到達から約 10 分後に SRV を開き原子炉を急速減圧させる。
- ② 原子炉減圧後に LPFL により原子炉注水を行う。
- ③ 原子炉水位高（レベル 8）に達した後、S/C のプール水冷却モード運転を開始する。
- ④ 原子炉圧力が低下していることを確認した後に、原子炉停止時冷却モード運転を開始する。

上記の条件を用いた手順を想定した解析を、安全上重要な現象等を抽出するための基本的な解析ケース（この節において以下「基本解析」という。）として実施した。

4.3.3 基本解析

<事象シナリオ>

本事故シーケンスの事象シナリオを図 4.3.1 に示す。

本事象シナリオでは、給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル 3）信号が発信して、原子炉はスクラムし、再循環ポンプ 10 台中 4 台がトリップする。その後、原子炉水位低（レベル 2）で RCIC の起動に失敗し、再循環ポンプ残り 6 台がトリッ

プする。さらに、原子炉水位低（レベル 1.5）で HPCF の起動に失敗し、MSIV が全閉する。原子炉水位低（レベル 1）で LPFL が起動する。MSIV 全閉により圧力が上昇することから、炉心損傷防止対策として、重大事故等時の SRV 作動回路により、SRV4 弁を開くことで原子炉を減圧し、減圧後に LPFL により炉心を冷却することによって、炉心の著しい損傷を防ぐ。

また、格納容器の健全性を長期的に維持するため、RHR を用いた格納容器除熱を行う。

基本解析の結果を図 4.3.2 から図 4.3.12 に示す。以下、重要なパラメータ等について、結果の概要を記す。

<原子炉圧力>

図 4.3.2 に原子炉圧力の変化を示す。

原子炉水位低（レベル 1.5）への到達（事象発生から約 5 分後）による MSIV 全閉により、原子炉圧力が上昇する。原子炉圧力が 7.51MPa[gage]に到達後、SRV による自動開閉の繰り返しにより、この圧力以下に制御される。

その後、炉心は高圧のまま維持されるが、原子炉水位低（レベル 1）に到達した 10 分後に重大事故等時の SRV 作動回路による原子炉の急速減圧操作により原子炉圧力は急速に減圧される。

<原子炉水位>

図 4.3.3 に原子炉水位の時間変化として、ダウンカマ水位を示す。

ダウンカマ水位は、給水流量が全喪失することから、事象発生直後に原子炉圧力の増加に伴い急激に低下する。原子炉水位は、同圧力がほぼ一定となった以降は SRV から蒸気流出に対応したほぼ一定の減少速度で低下し、事象発生後約 18 分からの減圧により更に低下するが、開放する SRV が 4 弁であることから、減圧が緩やかなため、水位は下がりにくくなる。その後、燃料が露出して燃料被覆管温度は上昇するが、事象発生後約 25 分から開始される低圧注水によって水位は回復し、炉心が再冠水する。

<冷却材流出及び注水量>

図 4.3.4 に SRV 流量の時間変化を示す。

事象発生から約 6 分後以降、SRV の自動開閉により約 100kg/s の放出が間欠的に行われる。事象発生から 18 分後に重大事故等時の SRV 作動回路による SRV の 4 弁開により、放出量は開

操作直後に最大約 370kg/s となり、その後原子炉圧力の低下に伴って減少する。

図 4.3.5 に低圧注水流量の時間変化を示す。

事象発生後約 25 分から流量が立ち上がり、圧力の低下に応じて徐々に増加して約 260kg/s の流量で保持される。

<燃料被覆管温度>

図 4.3.6 及び図 4.3.7 にホットチャンネルのホットロッドの燃料被覆管温度の時間変化を示す。

この事象シナリオにおいては、原子炉の急速減圧をした後、大容量の LPFL が作動するため、水位の回復が早く、燃料被覆管温度の上昇が抑制される。

解析結果では、原子炉水位が最も低くなる約 25 分から約 2 分経過した時点で、ホットロッドの燃料被覆管温度が最も高くなり約 480℃に達している。

図 4.3.8 にホットチャンネルについてノードごとのボイド率の時間変化を並べて示す。

破線で囲まれた部分が、ボイド率が 1.0、すなわち同チャンネルの燃料が露出して乾き状態に至り、燃料被覆管温度が上昇する領域を表している（炉心の上半分にあたる第 11 ノードから第 24 ノード）。乾き部の下端は、25 分後に第 14 ノード位置まで低下するが、その後上昇に転じ、燃料被覆管温度が最高値となる 27 分後では、燃料被覆管温度が最高値となる第 19 ノード位置まで上昇する。

<格納容器内の熱水力挙動>

図 4.3.9 から図 4.3.12 に、格納容器内の圧力及び気相温度並びに S/C の水位及び水温を示す。

原子炉水位高（レベル 8）に達した後に開始される RHR による S/C のプール水冷却運転モードにより、S/C 水温の上昇は抑制される。事象発生から約 12 時間までは、SRV からの蒸気流入により、格納容器内の圧力、水位、温度ともに上昇するが、事象発生から約 12 時間以降には RHR による S/C のプール水冷却運転モードにより、格納容器内の温度及び圧力は徐々に低下していく。格納容器内の最高圧力は約 0.06MPa[gage]、最高温度は約 94℃である。

4.3.4 まとめ

ABWR プラントの事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」の代表事故シーケン

スとして、「運転時の異常な過渡変化事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗」の解析を実施した。

本事象では、給水流量の喪失による原子炉水位低下時に、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能が喪失するが、重大事故等時の SRV 作動回路により、SRV が開くことで原子炉は減圧され、燃料は露出するものの LPFL による原子炉注水により炉心は冷却される。また、格納容器は RHR による S/C のプール水冷却運転モードにより除熱される。

本事象の特徴は、原子炉の急速減圧後、大容量の LPFL が作動するため、水位の回復が早く、燃料被覆管温度の上昇が抑制されることである。また、格納容器内の圧力、温度の上昇は RHR の S/C プール水冷却により抑制される。

安全上重要な現象としては、原子炉減圧過程における SRV からの冷却材流出及び燃料集合体内でのボイド率の挙動が挙げられる。

本事象の解析から、原子炉の急速減圧操作における SRV の個数（4.2 節の事象では 8 弁、本事象では 4 弁）が減圧速度、冷却材流出量及び原子炉水位低下速度に大きく影響することがわかった。

表 4.3 解析条件（高圧注水・減圧機能喪失：ABWR）

Table 4.3 Analytical conditions (Loss of high-pressure water injection/depressurization functions : ABWR)

	項目	条件	備考
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	—
	高圧注水機能及び減圧機能	機能喪失	—
	外部電源	あり	—
機器条件	重大事故等時の SRV 作動回路による急速減圧	「原子炉水位低（レベル 1）」到達から 10 分後に 4 弁開	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
操作条件	S/C のプール水冷却モード運転	原子炉水位高（レベル 8）到達時	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	原子炉停止時冷却モード運転	事象発生から 12 時間後	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定

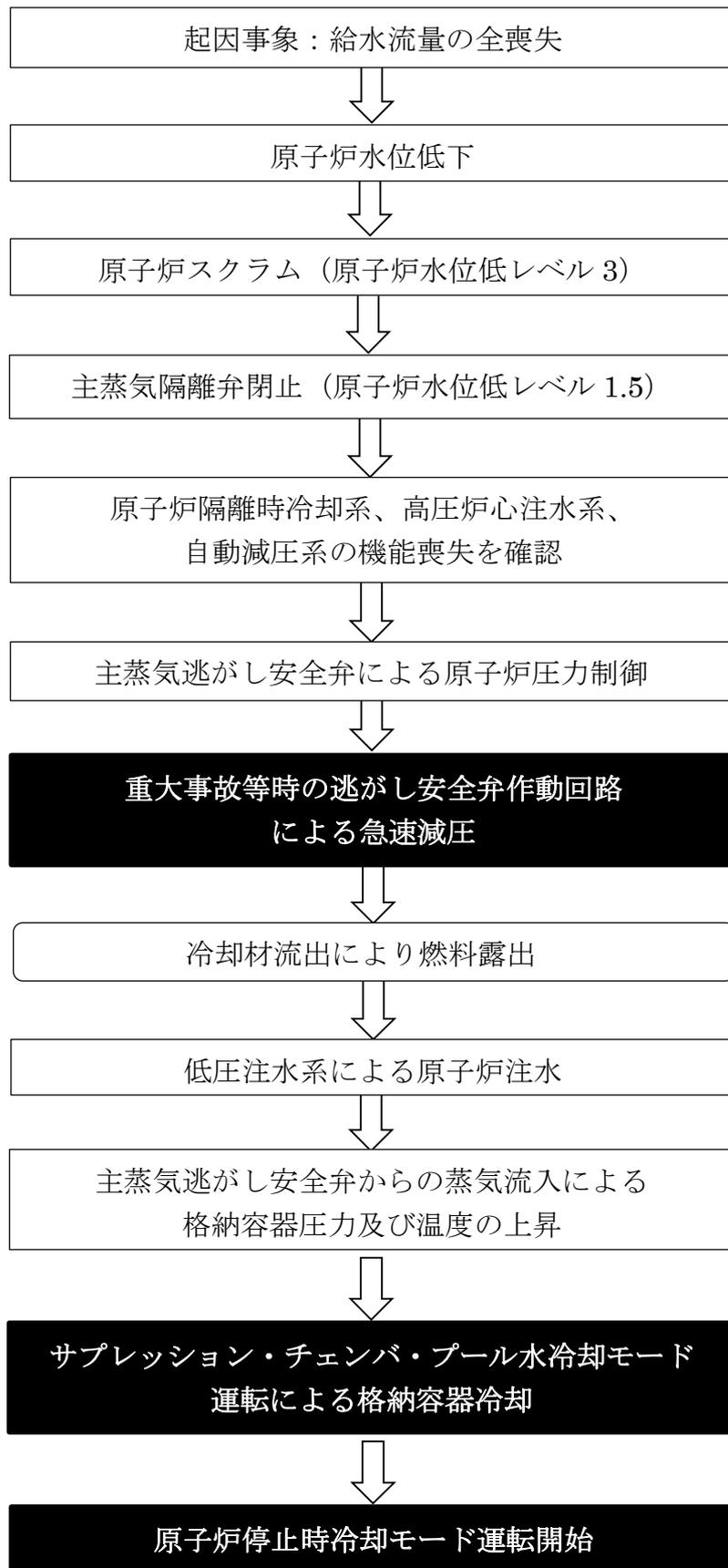


図 4.3.1 高圧注水・減圧機能喪失事象の流れ（黒塗りは重大事故等対策）

Fig. 4.3.1 Flow chart of Loss of high-pressure water injection/depressurization functions

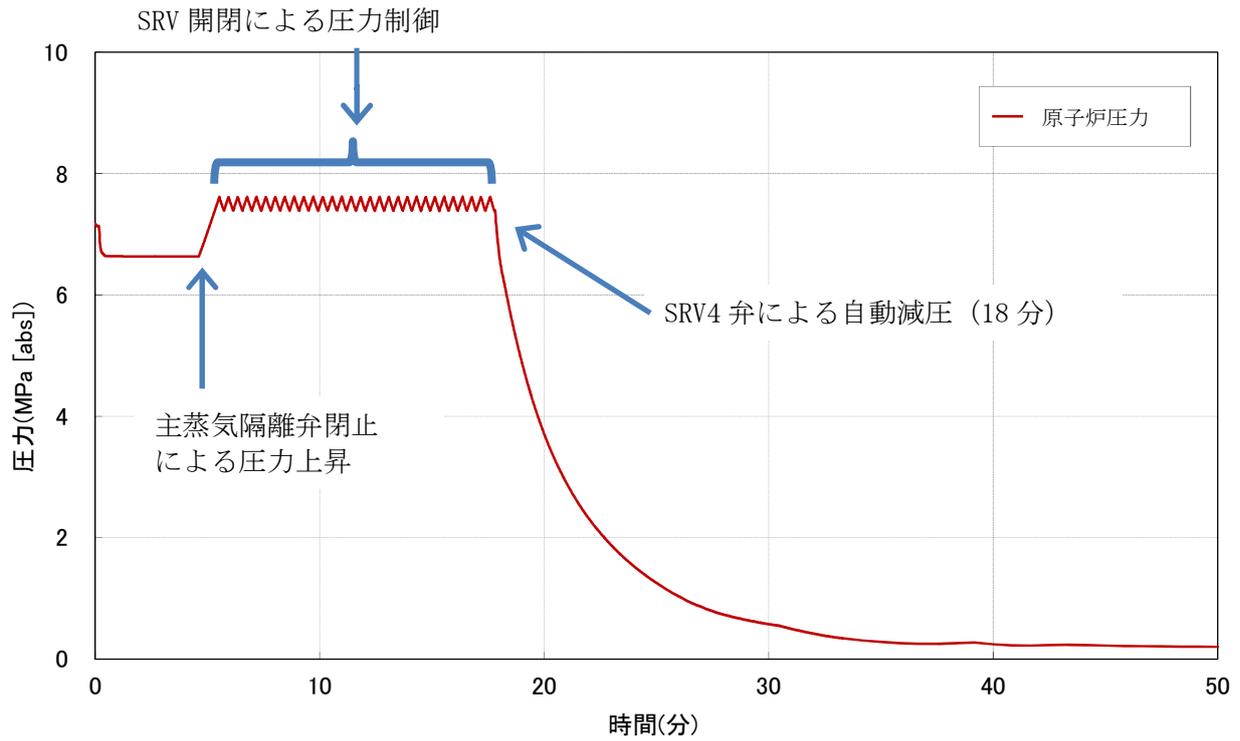


図 4.3.2 原子炉圧力の時間変化
Fig. 4.3.2 Reactor pressure

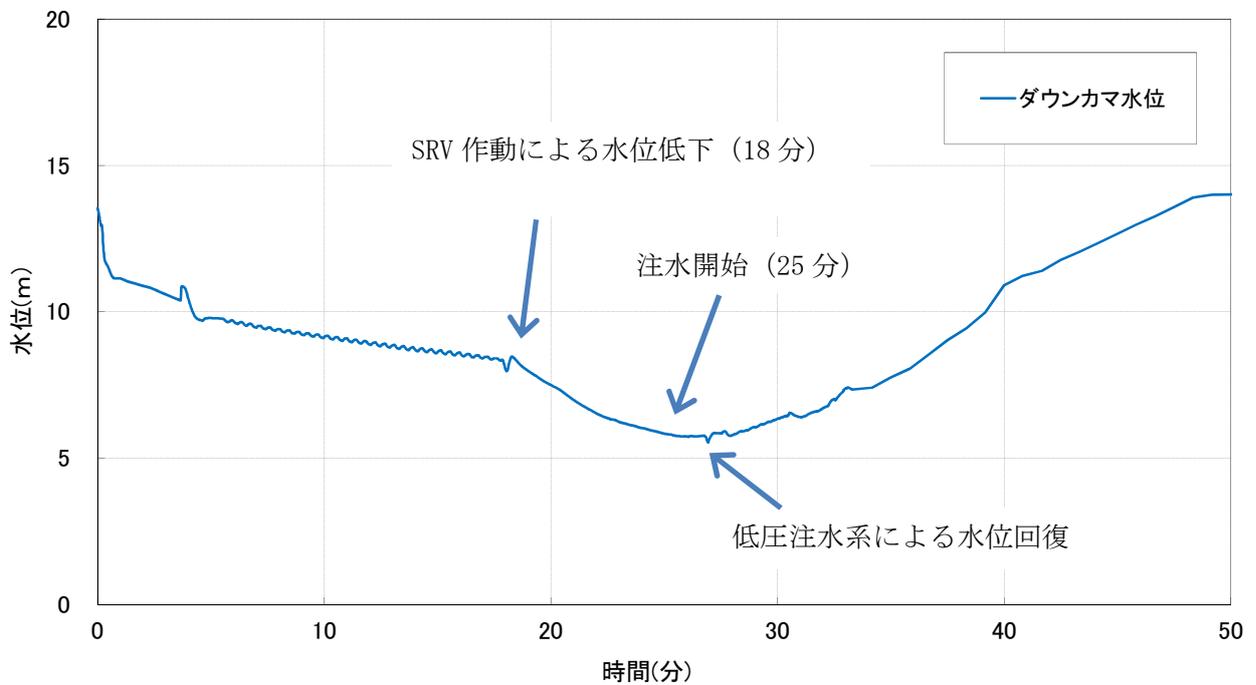


図 4.3.3 原子炉水位 (ダウンカマ水位) の時間変化
Fig. 4.3.3 Reactor water level (Downcomer water level)

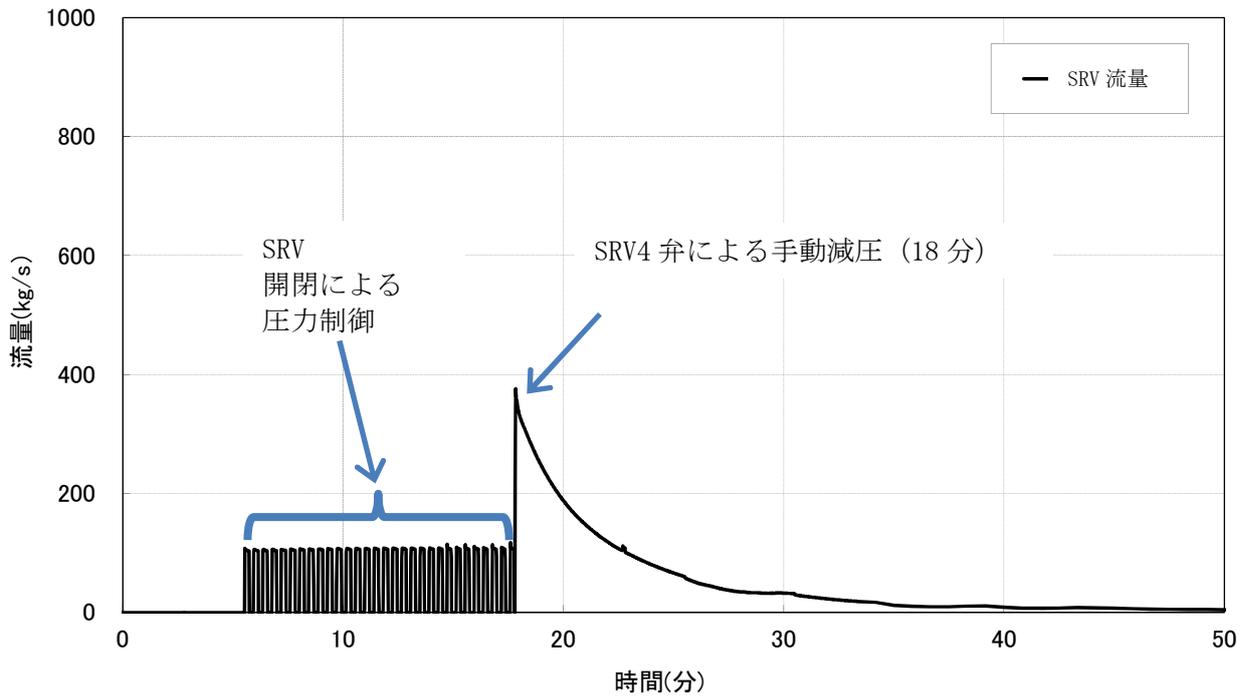


図 4.3.4 SRV 流量の時間変化
Fig. 4.3.4 SRV flow rate

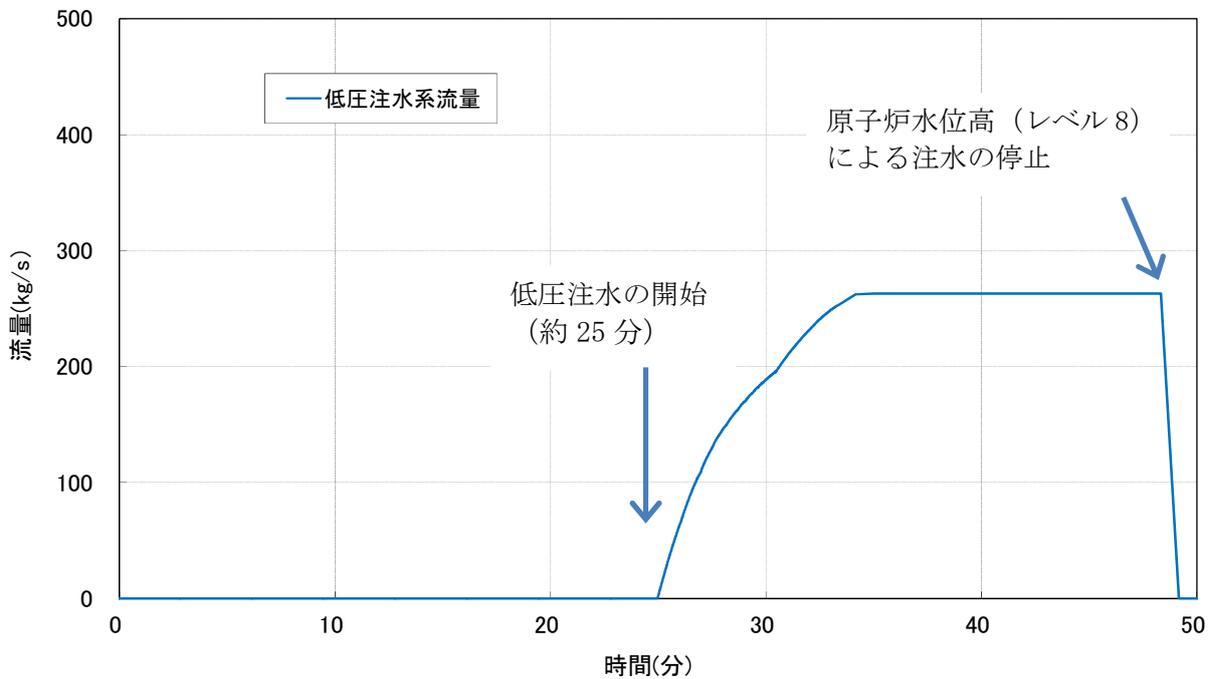


図 4.3.5 低圧注水流量の時間変化
Fig. 4.3.5 Low pressure injection flow rate

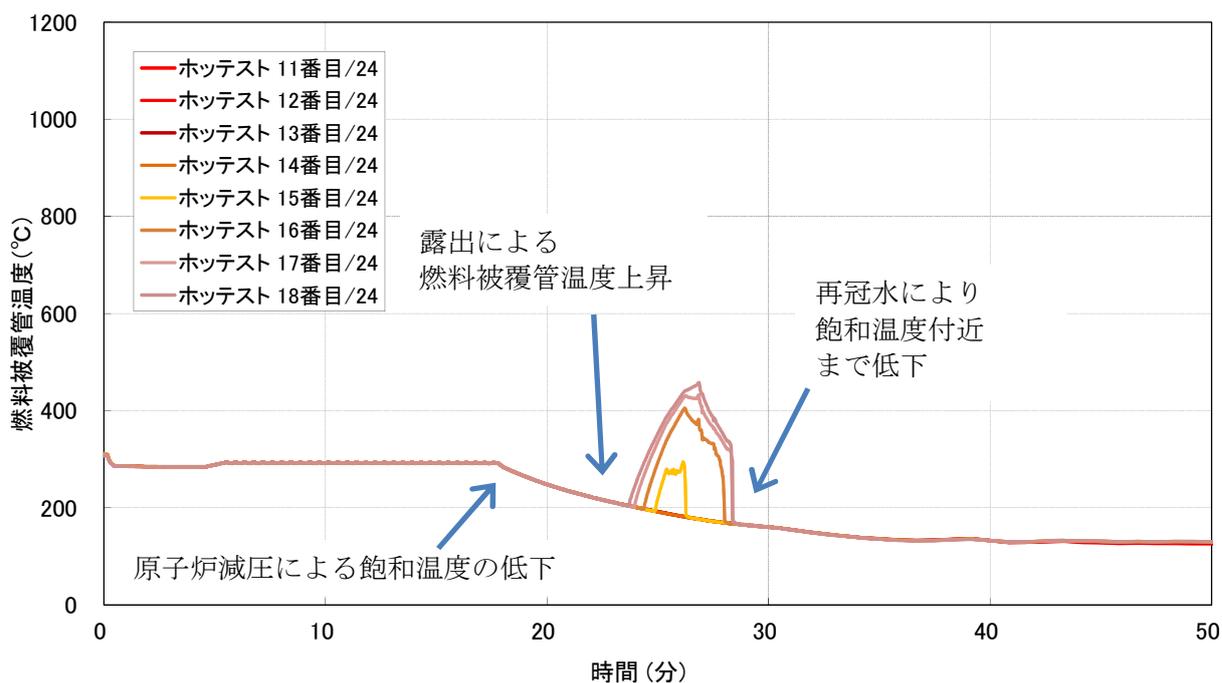


図 4.3.6 燃料被覆管温度の時間変化(1/2)
 Fig. 4.3.6 Fuel cladding temperature (1/2)

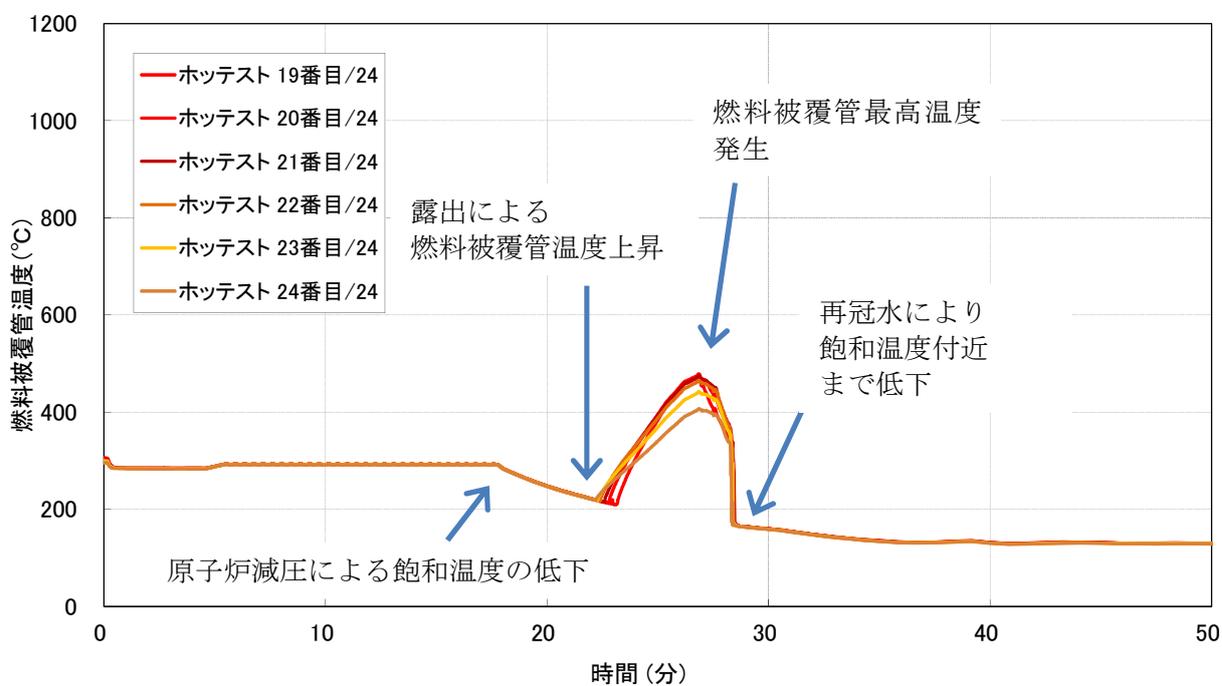


図 4.3.7 燃料被覆管温度の時間変化(2/2)
 Fig. 4.3.7 Fuel cladding temperature (2/2)

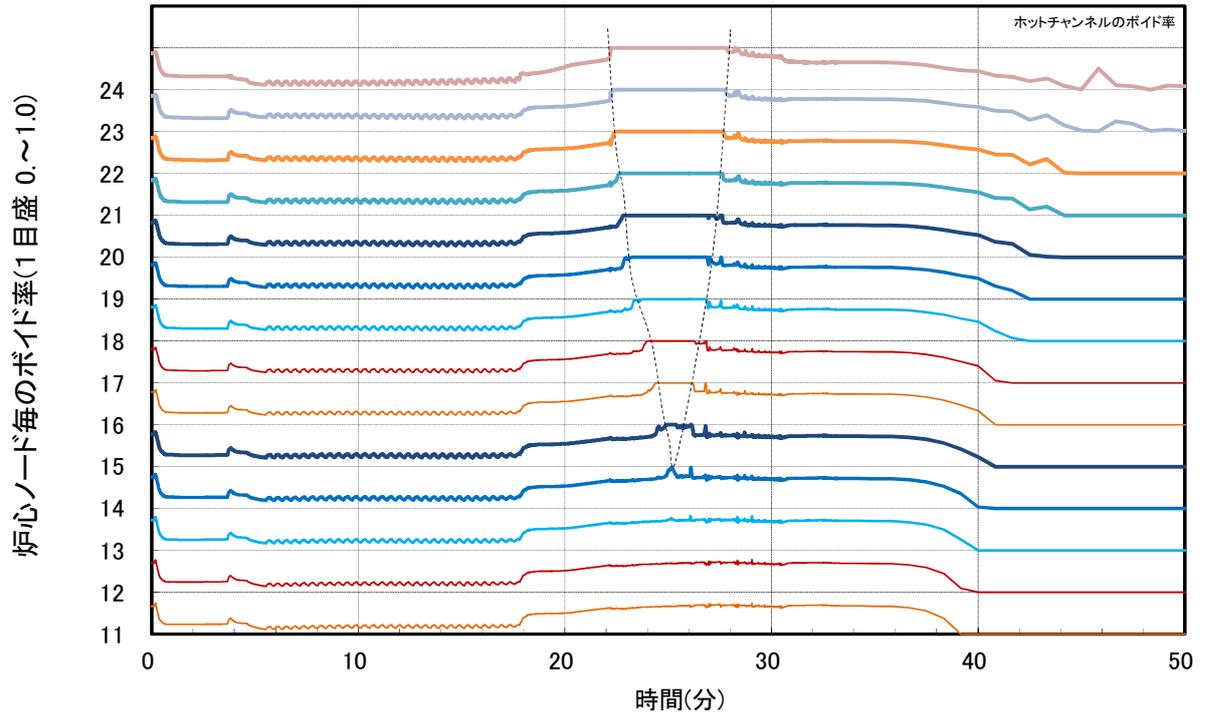


図 4.3.8 ノードごとのボイド率の時間変化 (ホットチャンネル)

Fig. 4.3.8 Void fraction of each node (Hot channel)

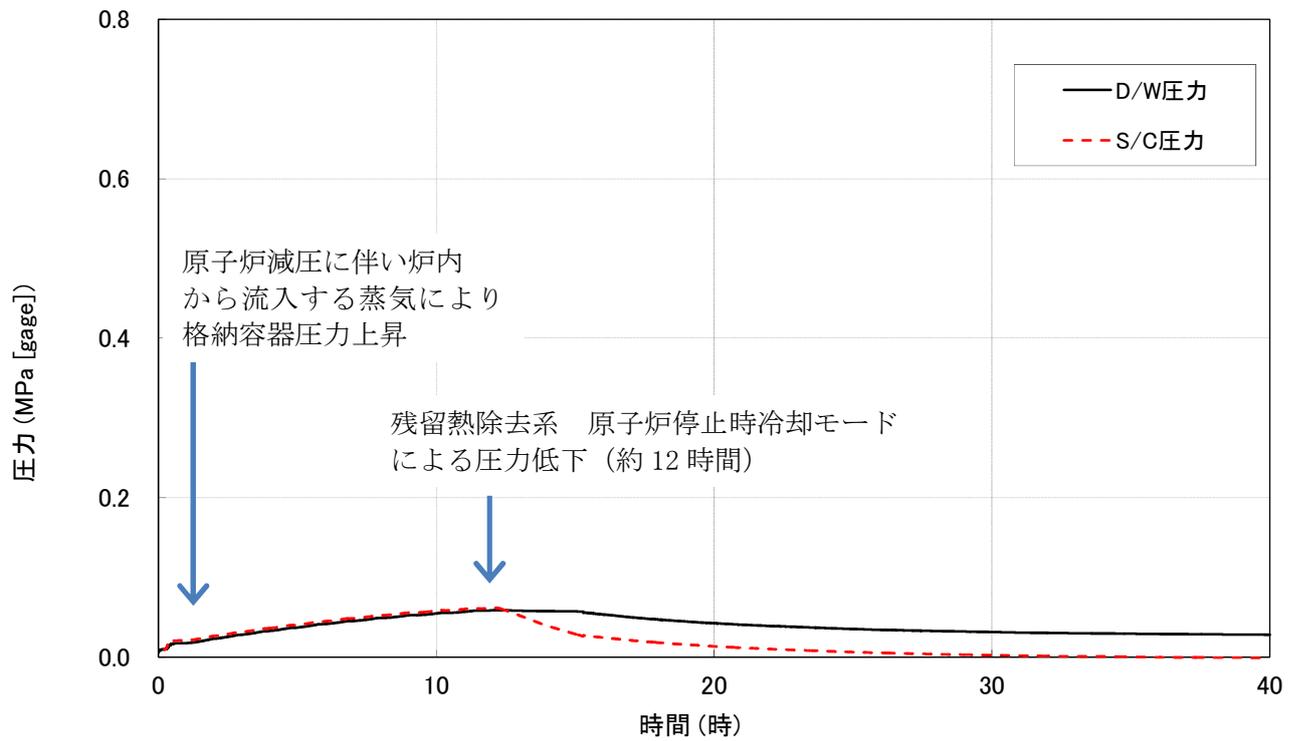


図 4.3.9 格納容器内の圧力の時間変化
 Fig. 4.3.9 Pressure in containment vessel

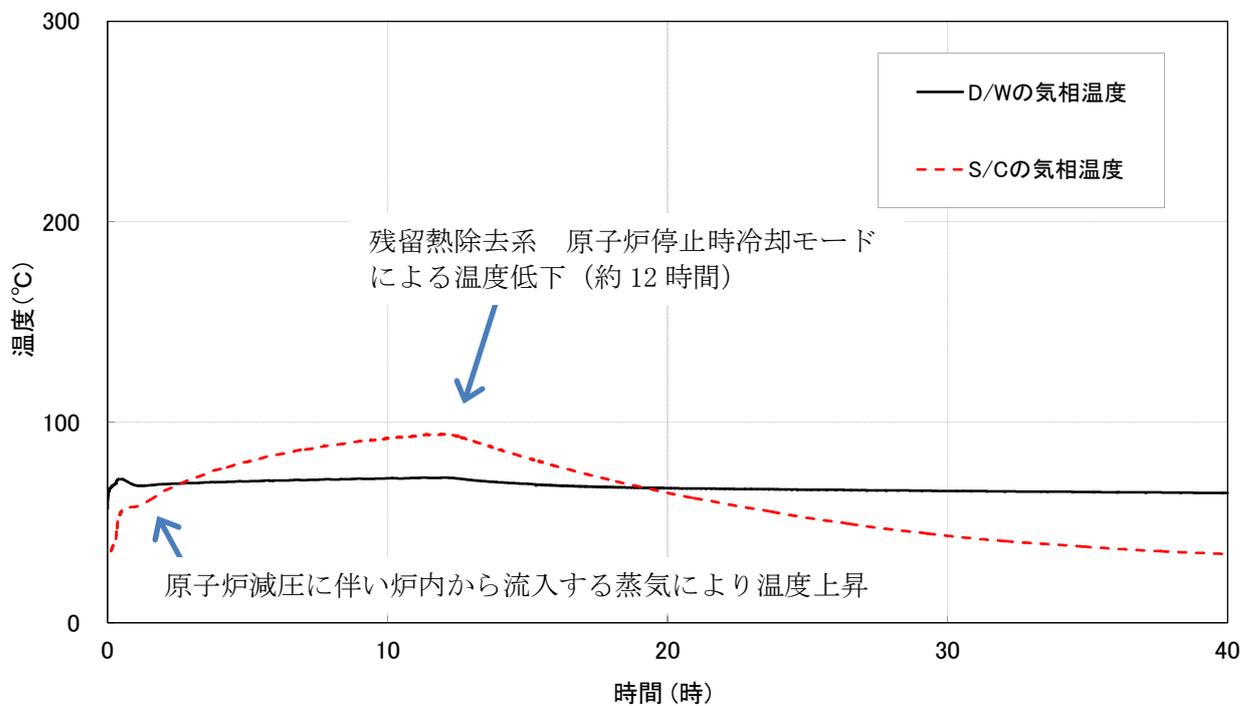


図 4.3.10 格納容器内の気相部温度の時間変化
 Fig. 4.3.10 Gas temperature in containment vessel

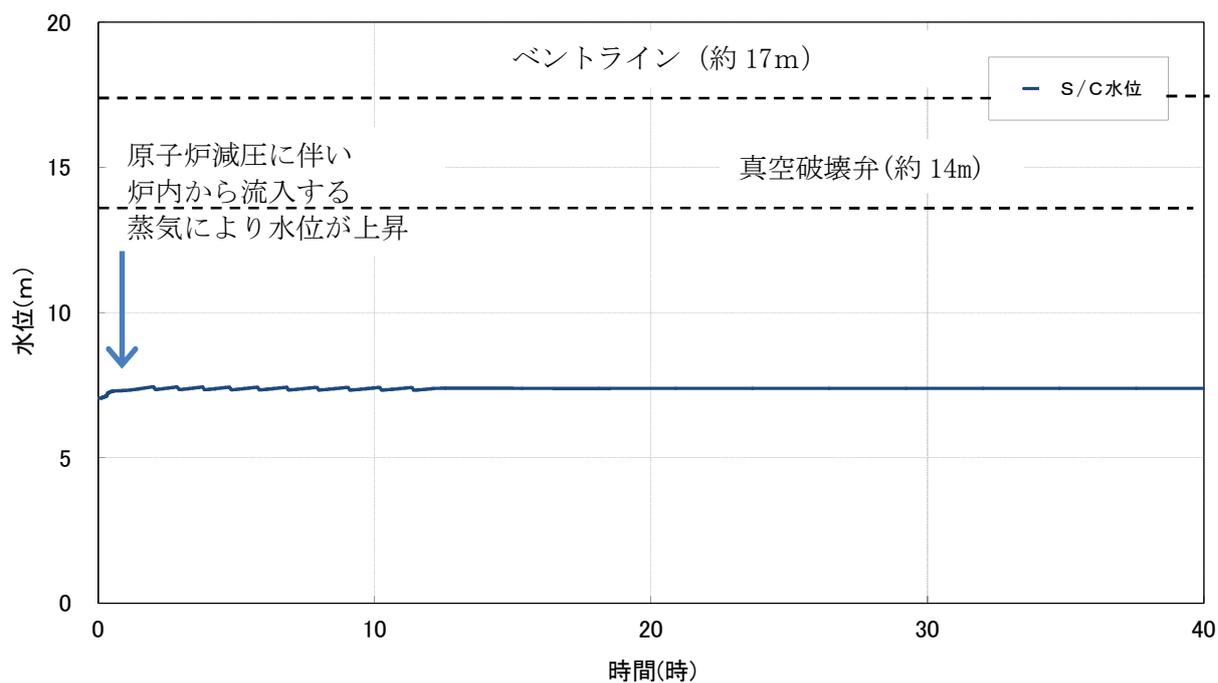


図 4.3.11 S/C 水位の時間変化
Fig. 4.3.11 S/C water level

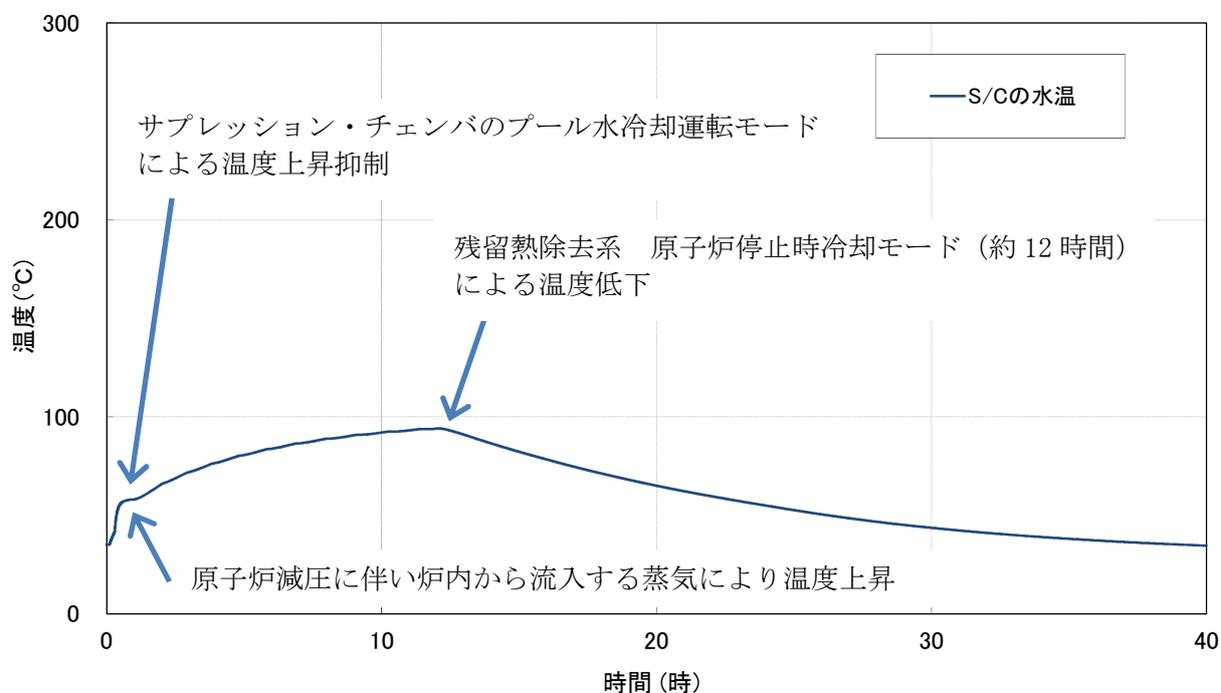


図 4.3.12 S/C 水温の時間変化
Fig. 4.3.12 S/C water temperature

4.4 全交流動力電源喪失事象

4.4.1 概要及び事故シーケンス

「全交流動力電源喪失」は、全交流動力電源喪失後、RCIC が起動し、設計基準事故対処設備として蓄電池に期待する期間は RCIC 運転を継続するものの、その期間を超えた後に蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して RCIC に期待できなくなる事象である。

事象進展の特徴の整理及び安全上重要な現象の抽出のために、本事故シーケンスグループの代表事故シーケンスとして、「全交流電源喪失(外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失)」を解析した。

4.4.2 解析条件

本事故シーケンスの解析条件一覧を表 4.4 に示す。主な解析条件を以下に示す。

- ① 起因事象として、外部電源喪失と全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を仮定した。
- ② 「タービン蒸気加減弁急速閉」で原子炉は、スクラムする。
- ③ 交流電源は、24 時間使用できないものと仮定した。
- ④ 直流電源は、代替直流電源の使用を含め 24 時間以上使用でき、RCIC も使用可能と仮定した。

また、主な重大事故等対策を以下に示す。

- ① 低圧代替注水系の準備完了後に、手動操作により SRV を開き原子炉を急速減圧させる。
- ② 原子炉減圧後に、低圧代替注水系により原子炉注水を行う。
- ③ 格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達時に格納容器圧力逃がし装置等を作動させ、格納容器を減圧・除熱する。
- ④ 事象発生から約 24 時間後に、RHR による S/C のプール水冷却モード運転を開始する。

上記の条件を用いた手順を想定した解析を、安全上重要な現象等を抽出するための基本的な解析ケース（この節において以下「基本解析」という。）として実施した。

4.4.3 基本解析

<事象シナリオ>

本事故シーケンスの事象シナリオを図 4.4.1 に示す。

本事象シナリオでは、全交流電源喪失後、タービン蒸気加減弁急速閉で原子炉はスクラムするが、原子炉水位低（レベル 2）で RCIC が起動し、原子炉水位を適切に維持する。事象発生から 25 時間経過した時点で、常設代替交流電源設備による交流電源供給を行い、その後、SRV2 弁によって原子炉を減圧させ、低圧代替注水系によって原子炉注水を開始することで炉心の著しい損傷を防ぐ。

また、格納容器の健全性を長期的に維持するため、格納容器圧力逃がし装置等を用いた格納容器除熱を行う。

基本解析の結果を図 4.4.2 から図 4.4.11 に示す。以下、重要なパラメータ等について結果の概要を記す。

<原子炉圧力>

図 4.4.2 に原子炉圧力の変化を示す。

原子炉圧力は、RCIC の起動、停止の繰り返しによって、原子炉内の蒸気発生量及び原子炉からの流出量が増加することにより、圧力の上昇と低下を繰り返す。原子炉圧力が 7.51MPa [gage] に到達し、SRV による自動開閉の繰り返しにより、この圧力以下に制御される。その後、高圧のまま維持されることから、低圧代替注水系の注水操作準備完了後、事象発生から 25 時間後に手動で SRV を開くことで原子炉は急速に減圧される。

<原子炉水位>

図 4.4.3 に原子炉水位の時間変化として、ダウンコマ水位を示す。事象発生後から約 25 時間後までは、RCIC の起動、停止の繰り返しによる水位維持操作を行うため、原子炉水位はレベル 2 とレベル 8 の間を上下する。25 時間後には、原子炉減圧により一時的に水位が低下するが、低圧代替注水によって原子炉水位は回復し、その後、原子炉水位はレベル 3 とレベル 8 の間で維持される。このように原子炉水位は高く保たれ、燃料の露出は生じない。

<冷却材流出及び注水量>

図 4.4.4 に SRV 流量の変化を示す。

事象発生以降、SRV の自動開閉により約 100kg/s の放出が間欠的に行われる。事象発生から 25 時間後の SRV の開操作により、放出量は開操作直後に最大約 280kg/s となり、その後、原子炉圧力の低下に応じて減少する。

図 4.4.5 に RCIC 及び低圧代替注水系の注水流量変化を示す。

RCIC は、約 2 時間ごとに約 50kg/s の注水を行い、原子炉の水位を維持する。事象発生から 25 時間以降には、その代わりとして、低圧代替注水系を起動させることで約 70kg/s の流量で注水が開始される。

<燃料被覆管温度>

図 4.4.6 及び図 4.4.7 にホットチャンネルのホットロッドの燃料被覆管温度の変化を示す。

燃料被覆管温度は、原子炉圧力の変化に応じた飽和温度の変化に追従する変化を繰り返し、事象発生から約 25 時間後の原子炉減圧に伴い、飽和温度と同様に低下する。

<格納容器内の熱水力挙動>

図 4.4.8 から図 4.4.11 に、格納容器内の圧力及び気相温度並びに S/C の水位及び水温を示す。

事象発生から、SRV からの蒸気及び RCIC のタービン排気蒸気の流入により、格納容器内の圧力、水位、温度ともに上昇する。事象発生から約 16 時間までに、格納容器内圧力が、格納容器圧力逃がし装置等による除熱を行う必要がある圧力レベルまで増加する。このとき、S/C の水温は、同部に流入する蒸気流の凝縮により上昇し、それに伴い蒸気凝縮効果が小さくなるため、格納容器内の圧力及び温度にも影響する。

また、事象発生から約 16 時間以降には、格納容器圧力逃がし装置等による除熱を行うことにより、格納容器内の圧力、温度は徐々に低下していく。格納容器内の最高圧力は約 0.31MPa [gage]、最高温度は約 144℃である。

4.4.4 まとめ

ABWR プラントの事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の代表事故シーケンスとして、「全交流電源喪失（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失）」の解析を実施した。

本事象では、全交流電源喪失後、原子炉水位低（レベル 2）で RCIC が起動するため、原子炉水位は維持され、交流電源が復旧した時点で、SRV の手動開操作によって原子炉は減圧され、低圧代替注水系による原子炉注水によって炉心は冷却される。また、格納容器は格納容器圧力逃がし装置等により除熱される。

本事象の特徴は、RCIC が作動することで、原子炉水位が高く保たれ、SRV による手動減圧と低圧代替注水によって原子炉水位を維持できるため燃料の露出が生じないことである。

安全上重要な現象としては、SRV からの蒸気及び RCIC のタービン排気蒸気の S/C への流入による格納容器内の圧力、温度上昇挙動が挙げられる。

本事象の解析から、格納容器内の圧力と温度の上昇について、交流電源が復旧する前に格納容器圧力逃がし装置等による減圧にて除熱を行う必要が生じるが、当該設備の作動により、格納容器の圧力及び温度を低下させられることがわかった。

表 4.4 解析条件（全交流動力電源喪失：ABWR）
 Table 4.4 Analytical conditions (Loss of all AC power : ABWR)

	項目	条件	備考
事故条件	起因事象	外部電源喪失	—
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流電源喪失	—
機器条件	原子炉スクラム信号	タービン蒸気加減弁急速閉	—
操作条件	格納容器圧力逃がし装置等による除熱操作	格納容器圧力 0.31 MPa[gage]到達時	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	S/C のプール水冷却モード運転	事象発生から 24 時間後	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	低圧代替注水系の注水操作	事象発生から 25 時間後	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	原子炉の急速減圧操作	事象発生から 25 時間後	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定

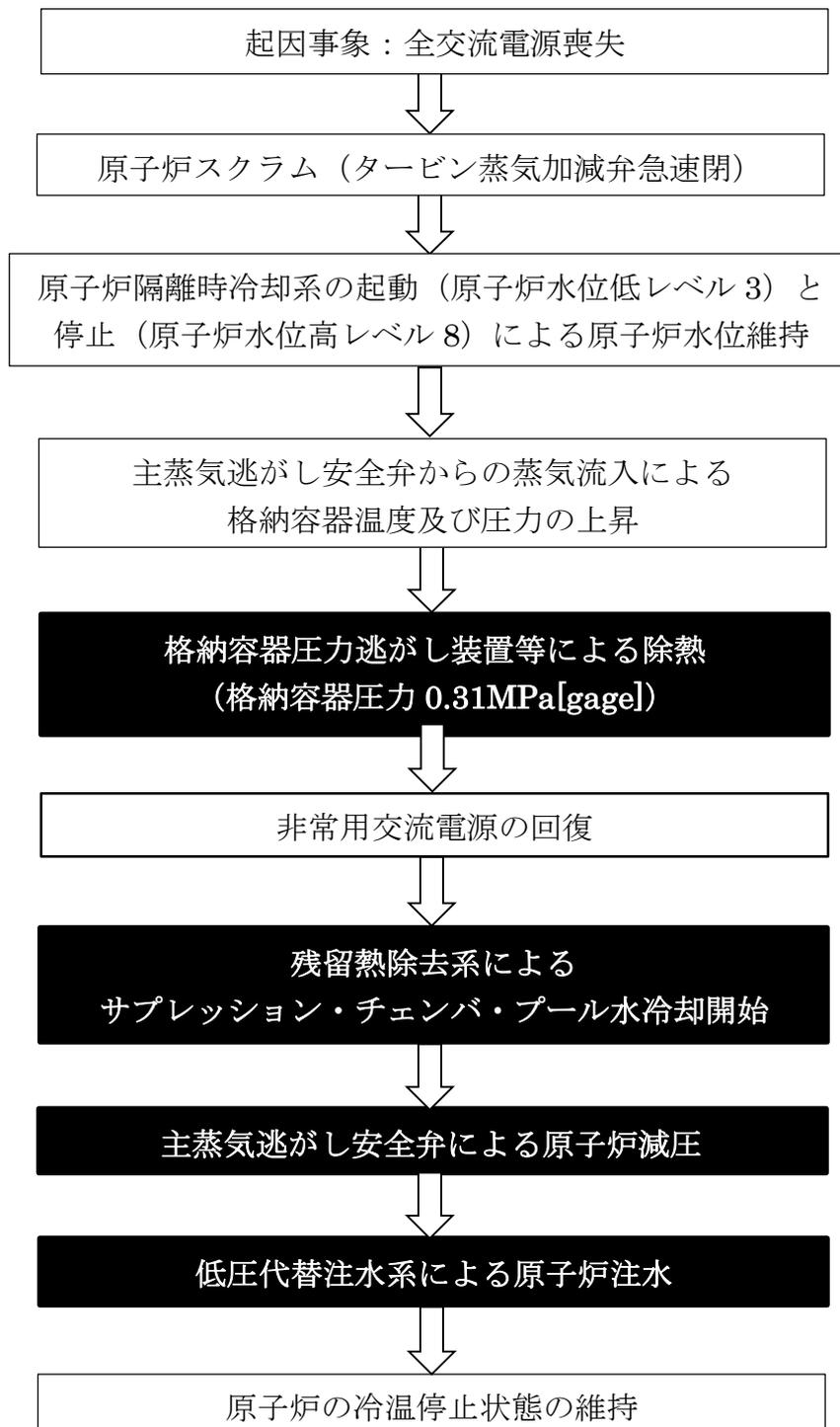


図 4.4.1 全交流動力電源喪失事象の流れ（黒塗りは重大事故等対策）

Fig. 4.4.1 Flow chart of Loss of all AC power

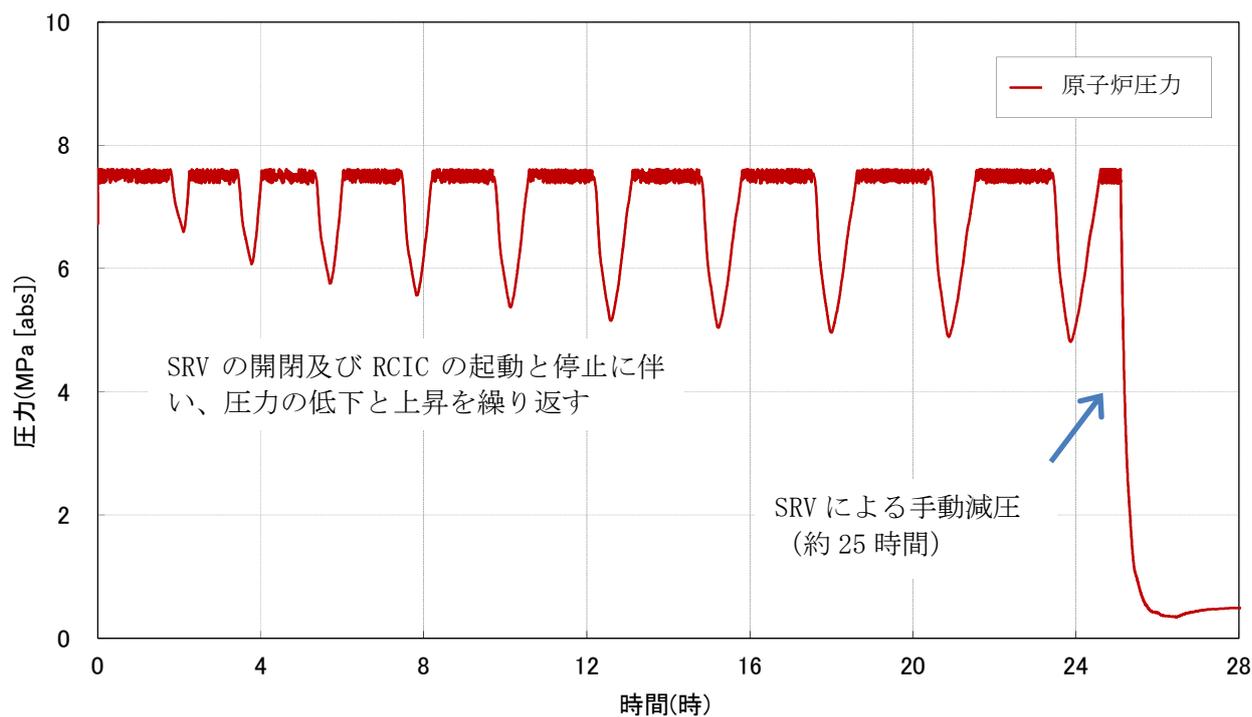


図 4.4.2 原子炉圧力の時間変化
Fig. 4.4.2 Reactor pressure

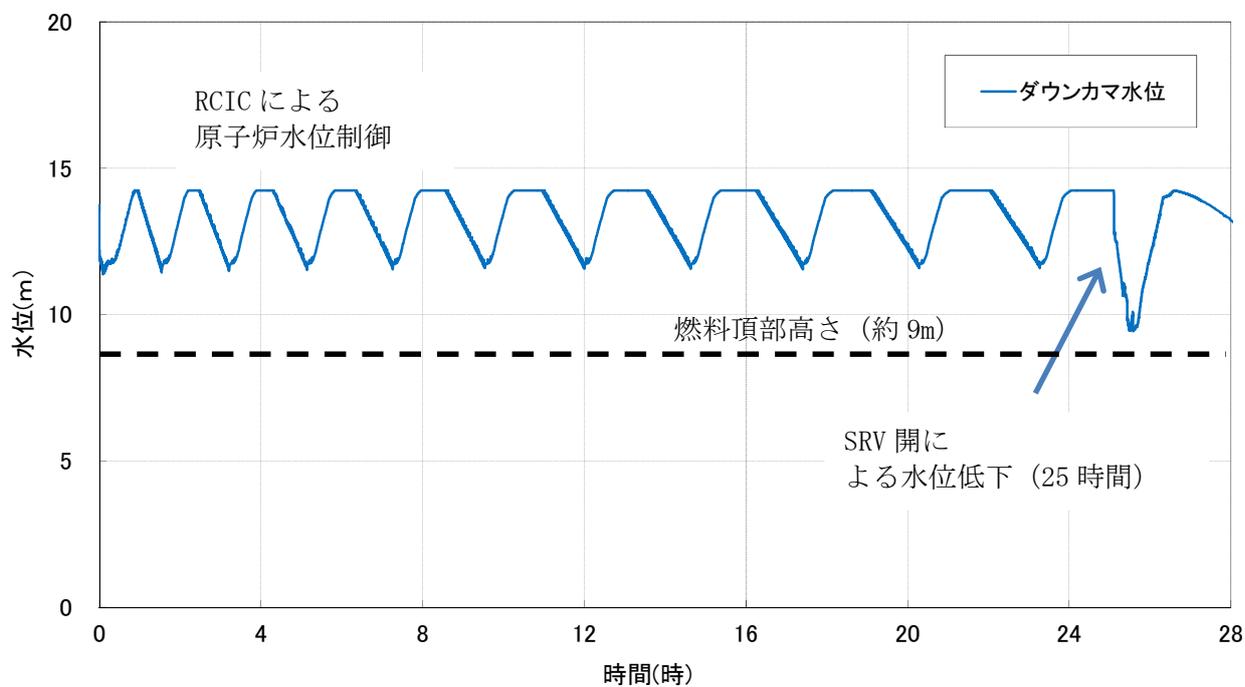


図 4.4.3 原子炉水位(ダウンコマ水位)の時間変化
Fig. 4.4.3 Reactor water level (Downcomer water level)

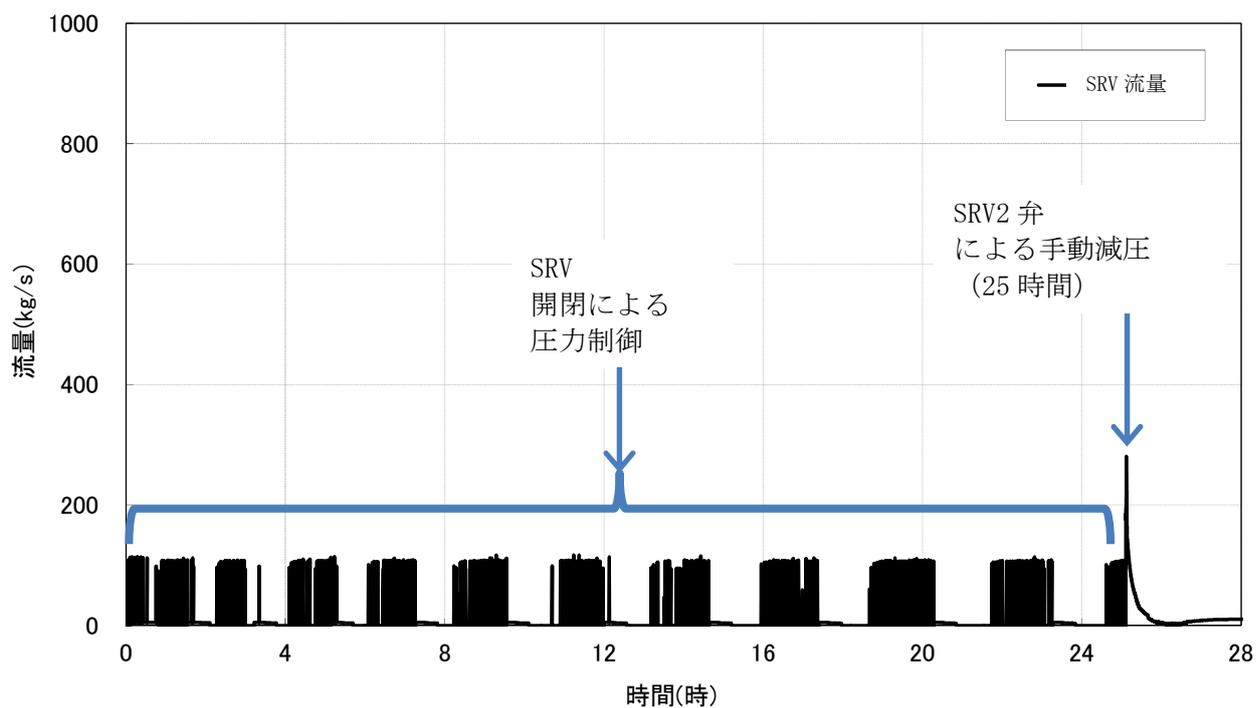


図 4.4.4 SRV 流量の時間変化
Fig. 4.4.4 SRV flow rate

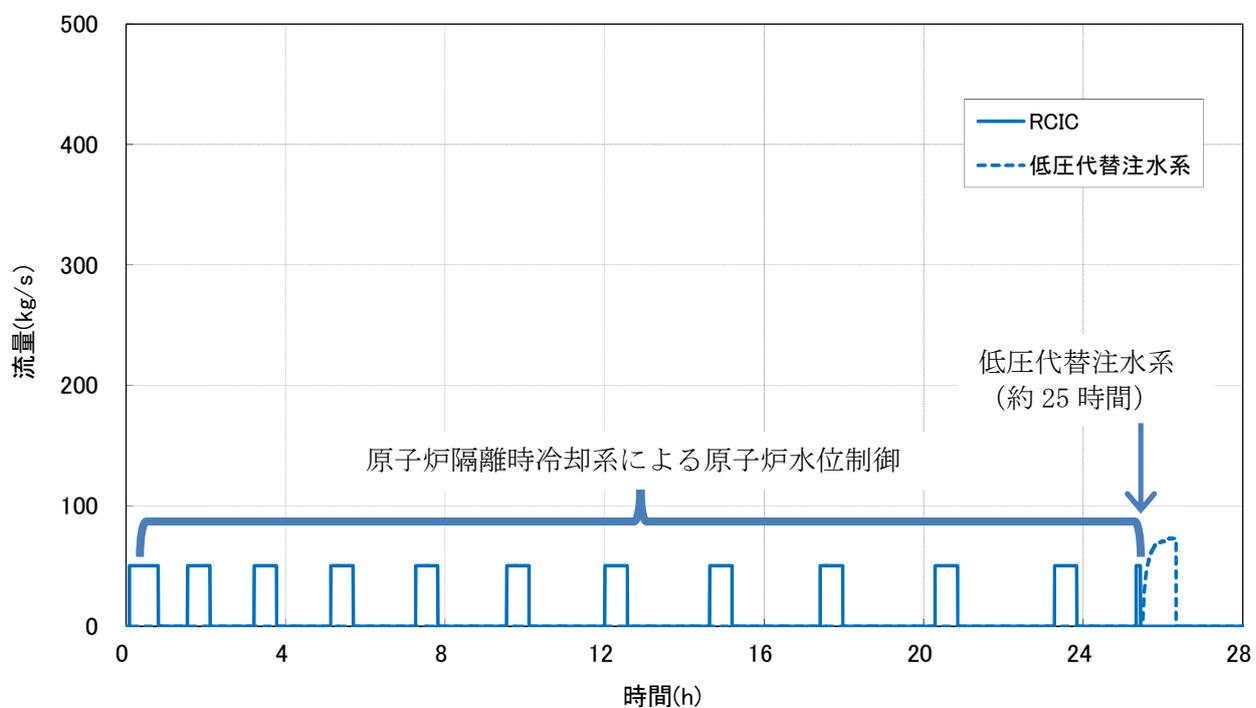


図 4.4.5 注水流量の時間変化
Fig. 4.4.5 Injection flow rate

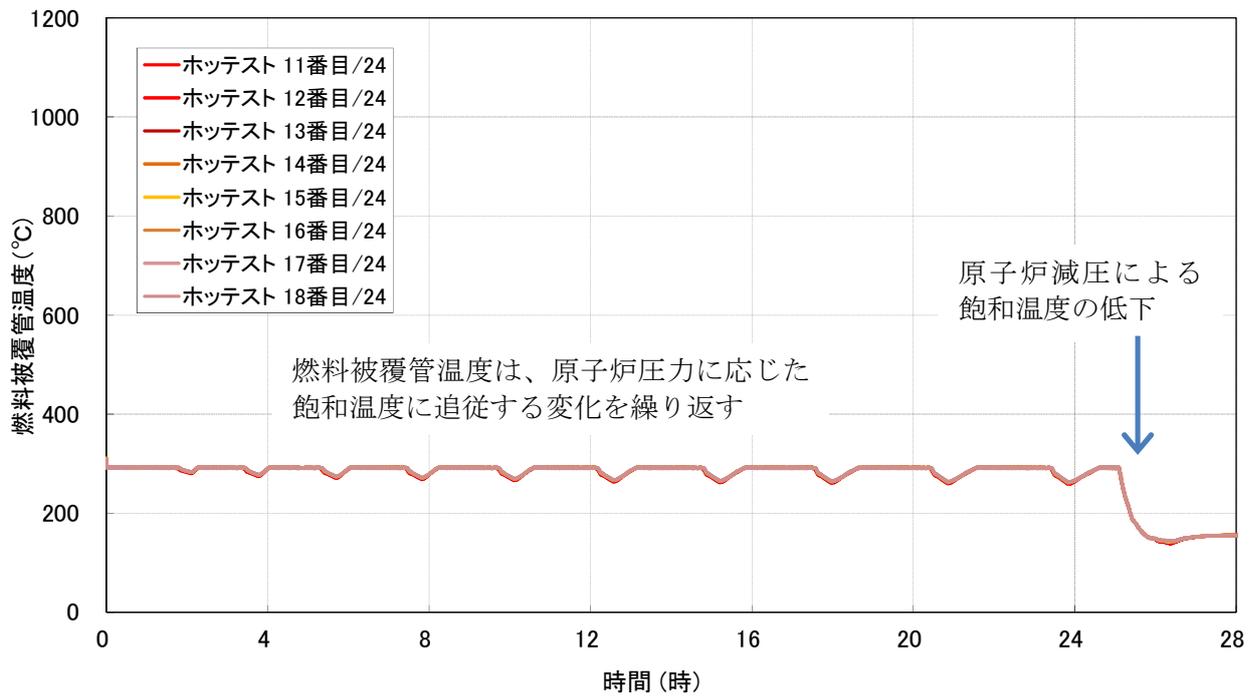


図 4.4.6 燃料被覆管温度の時間変化(1/2)

Fig. 4.4.6 Fuel cladding temperature (1/2)

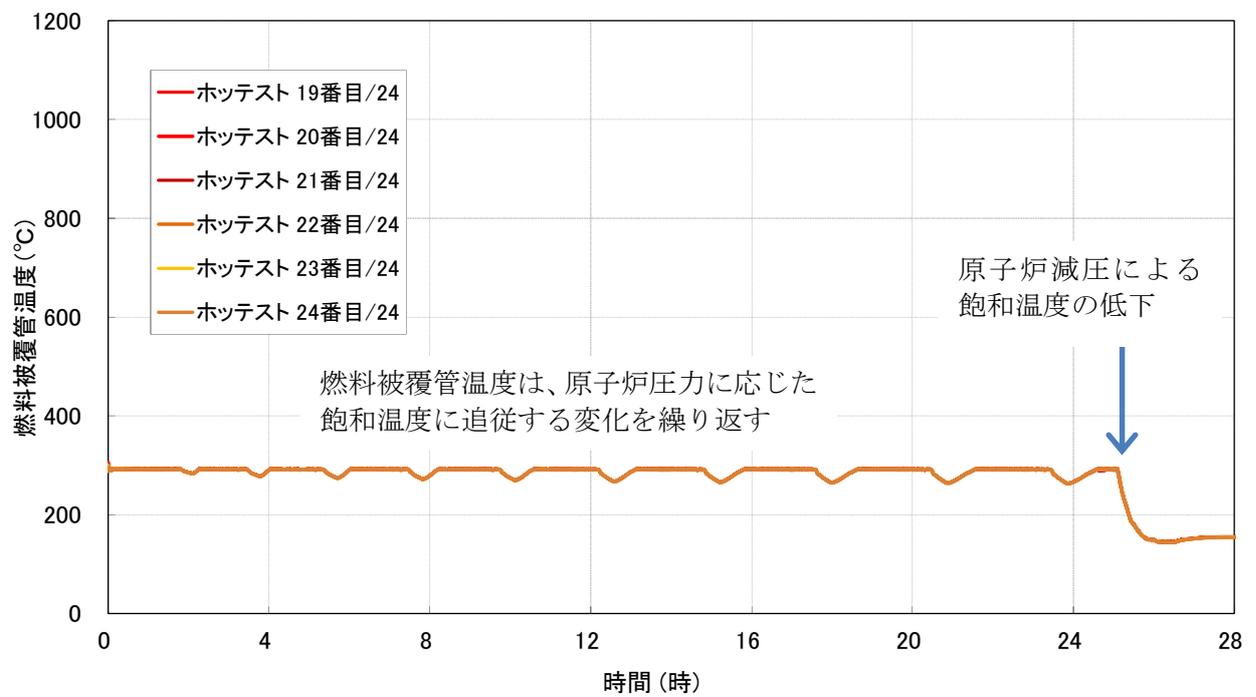


図 4.4.7 燃料被覆管温度の時間変化(2/2)

Fig. 4.4.7 Fuel cladding temperature (2/2)

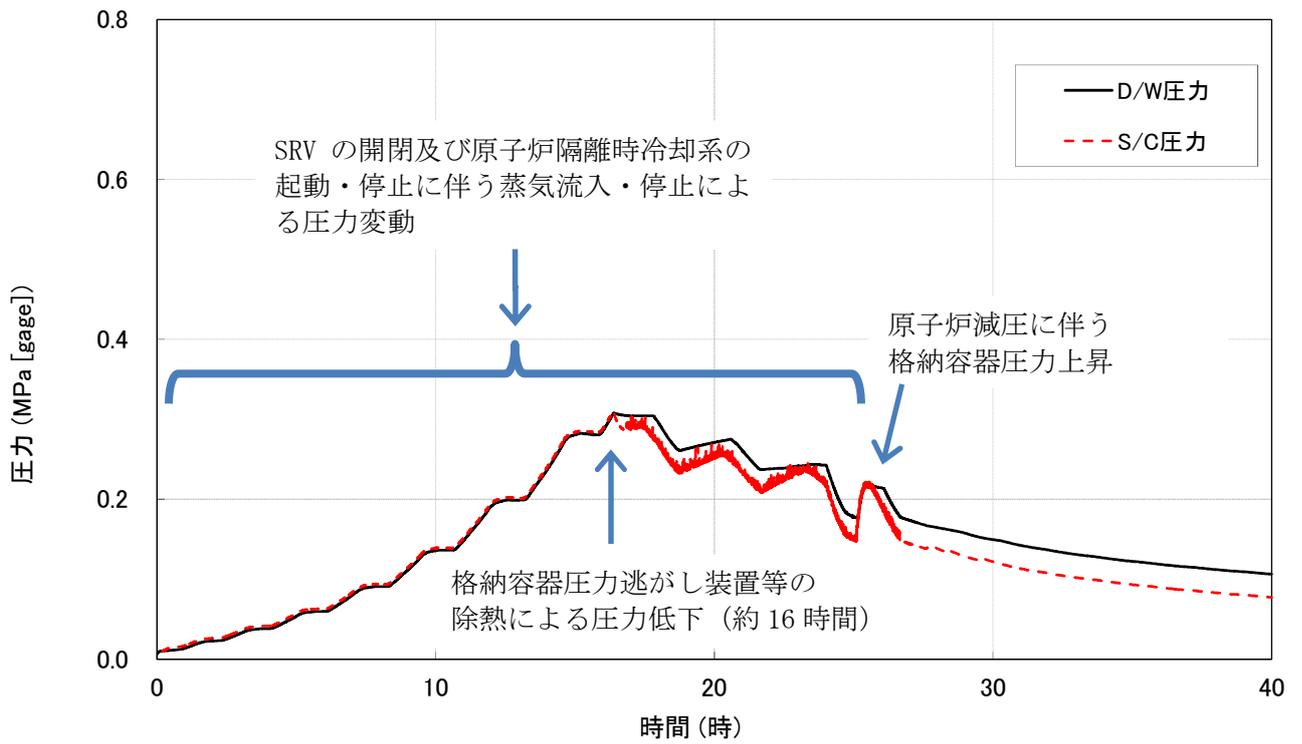


図 4.4.8 格納容器内の圧力の時間変化
 Fig. 4.4.8 Pressure in containment vessel

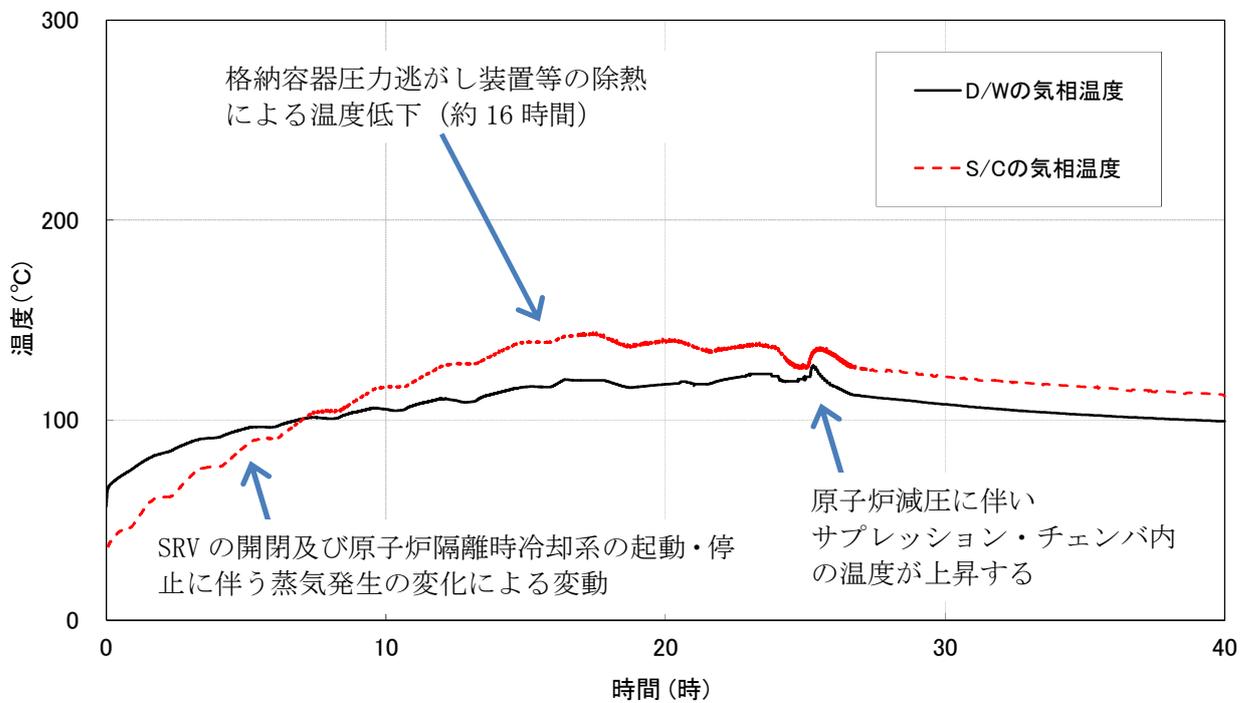


図 4.4.9 格納容器内の気相部温度の時間変化
 Fig. 4.4.9 Gas temperature in containment vessel

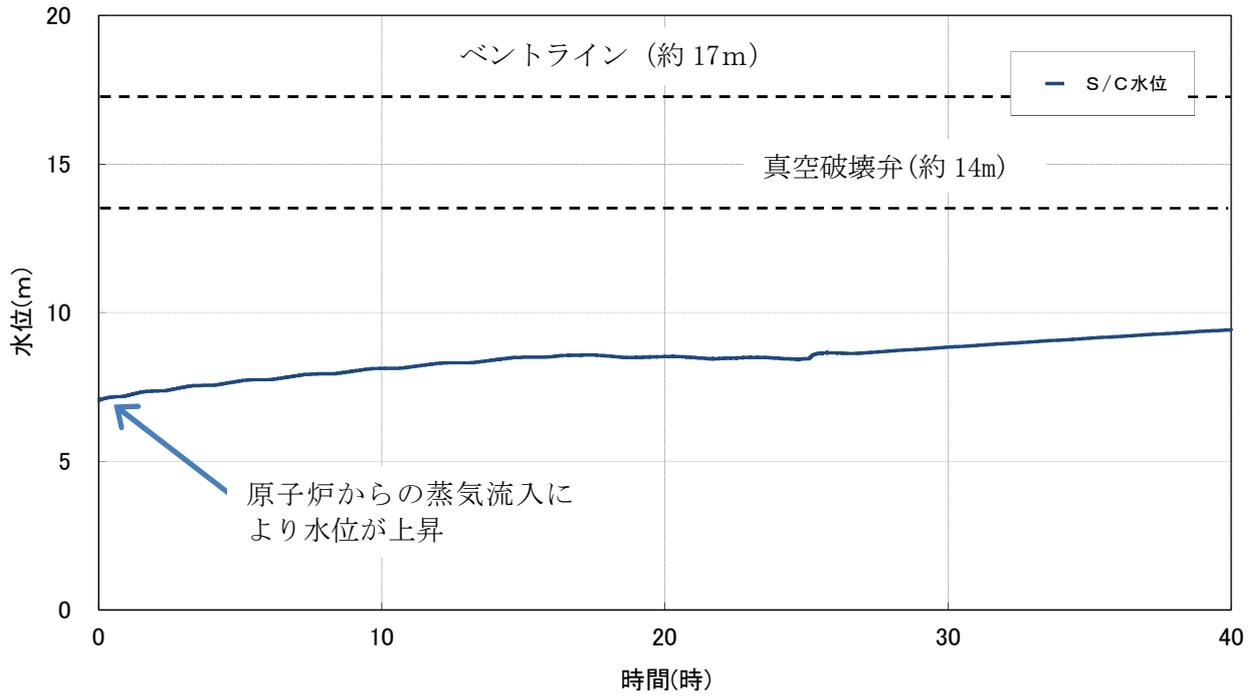


図 4.4.10 S/C 水位の時間変化
Fig. 4.4.10 S/C water level

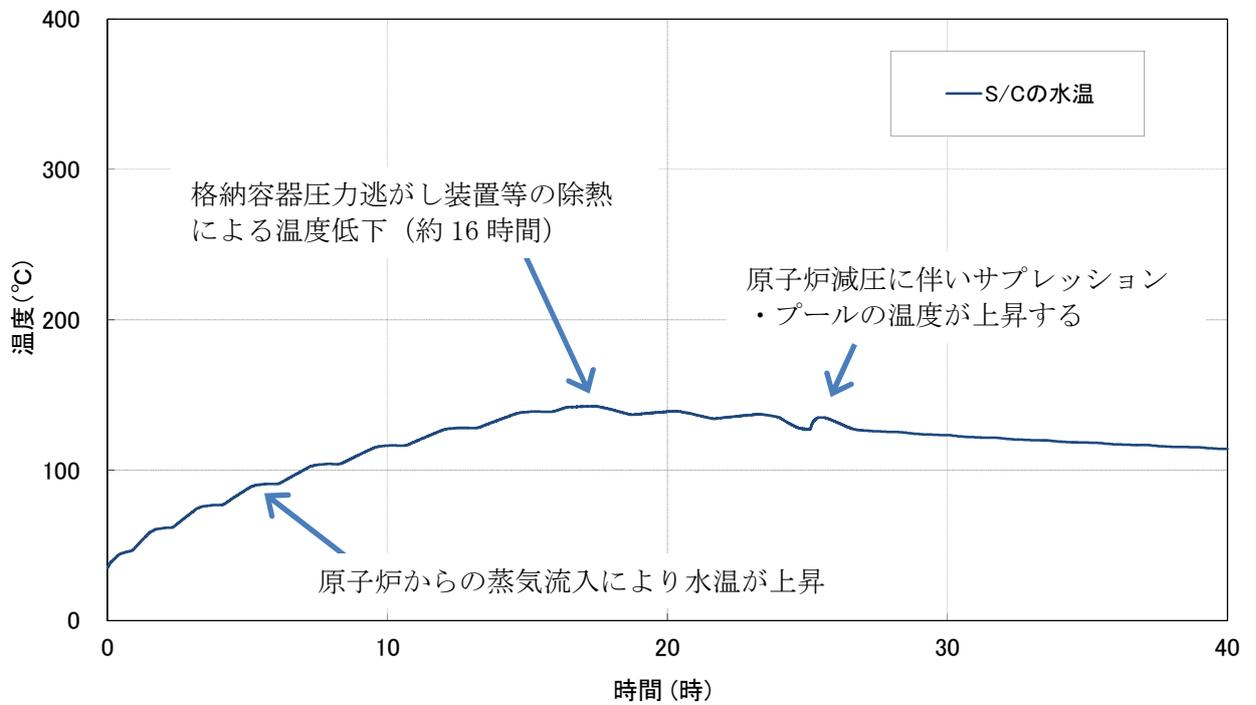


図 4.4.11 S/C 水温の時間変化
Fig. 4.4.11 S/C water temperature

4.5 原子炉停止機能喪失事象

4.5.1 概要及び事故シーケンス

「原子炉停止機能喪失」は、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失する事象である。

事象進展の特徴の整理及び安全上重要な現象を抽出するために、本事故シーケンスグループの代表事故シーケンスとして、「主蒸気隔離弁の誤閉止時の原子炉停止機能喪失事象」を解析した。

4.5.2 解析条件

本事故シーケンスの解析条件一覧を表 4.5 に示す。主な解析条件のうち事故条件等を以下に示す。

(1) 事故条件

- ① 起因事象として、MSIV の誤閉止の発生を仮定した。
- ② MSIV 閉時に原子炉スクラムの失敗を仮定した。また、原子炉手動スクラムには期待せず、代替制御棒挿入機能（ARI）は不作動とした。
- ③ 外部電源が使用できるものと仮定して、再循環ポンプは原子炉圧力高又は原子炉水位低でトリップする。

また、本事故シーケンスで仮定した重大事故等対策及び機器等条件を以下に示す。

- ① 再循環制御系は自動モードを仮定する。
- ② SRV については、逃がし弁機能による原子炉圧力の抑制を期待する。
- ③ MSIV の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動駆動給水ポンプが自動起動する。

続いて、重大事故等対策に関連する運転員操作条件を示す。

- ① 自動減圧系の起動を阻止する操作を行う。
- ② ほう酸水注入及び RHR による S/C のプール水冷却モード運転を手動起動する。

(2) 反応度係数等に関する条件

本事故シーケンスでは、一点炉近似動特性モデルを用い、同モデルでのボイド反応度係数は設置変更許可申請書添付十の「運転時の異常な過渡変化解析」と同様に、同添付八記載の ABWR 代表値の 1.25 倍、また、ドップラ係数については同代表値の 0.9 倍とした値を

用いた。

(3) ほう酸水注入に関する条件

本事故シーケンスでは、原子炉出力を低下させ事象を収束させるために、ほう酸水注入を実施する。

ABWR プラントでは、ほう酸水は炉心上部の HPCF スパージャより注入され、炉心を降下することから、炉心部に存在するほう素の全量が反応度に寄与するとする。

(4) 沸騰遷移相関式等

本事故シーケンスでは、出力の高い状態が継続するため、沸騰遷移時刻の決定には沸騰遷移相関式^(参22)を、沸騰遷移後の熱伝達の予測及びリウエット時刻の決定には、日本原子力学会標準「BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」に記載の修正 Dougall-Rohsenow 式及びリウエット相関式 2 を使用する。

なお、ここで用いる保守的な設定として、沸騰遷移の判定は、沸騰遷移相関式から得られる最小限界出力比（以下「MCPR」という。）が燃料の許容設計限界（以下「SLMCPR」という。）を下回った時点とする。また、リウエットの判定においても、リウエットクオリティに対して、SLMCPR 相当の低めの限界クオリティを用いることでドライアウト持続時間を厳しい側に評価する解析条件を設定する。

以上に示した手順と条件等を想定した解析を、安全上重要な現象等を抽出するための基本的な解析ケース（この節において以下「基本解析」という。）として実施した。

この中で特に燃料被覆管温度に影響を与える重要現象の中で、温度上昇幅に対するリウエットの影響を見るために、保守的にリウエットさせない感度解析を実施した。

4.5.3 基本解析

<事象シナリオ>

本事故シーケンスの事象シナリオを図 4.5.1 に示す。

「MSIV の誤閉止」発生により、スクラム信号が発生するが原子炉スクラムに失敗する。MSIV の閉止により原子力圧力が上昇し、この圧力上昇によりボイドが減少し正の反応度が印加され、中性子及び平均表面熱流束が増加する。その後、原子炉圧力高信号によって再循環ポン

プ4台がトリップし、ボイドの増加に伴う負の反応度が印加され、炉心出力は低下に転じる。

また、MSIV 閉止により、タービン駆動給水ポンプがトリップするが、電動駆動給水ポンプが自動起動し、給水を継続する。その後、主蒸気の遮断により、給水加熱喪失状態となり、給水温度が低下するため、徐々に出力が上昇する。

SRV の開閉により、主蒸気が S/C へ流入するため、原子炉格納容器圧力が上昇する。これによって D/W 圧力高信号が発生し、RCIC 及び HPCF が自動起動する。その後、復水器水位低下により、電動駆動給水ポンプがトリップするため、給水加熱喪失状態は終わるが、原子炉水位が低下し、原子炉水位低信号（レベル 2）で残りの 6 台の再循環ポンプがトリップする。RCIC 及び HPCF による注水は継続しているため、炉心冠水は維持される。その後、SLCS による炉心へのほう酸水注入を開始することで、中性子束は低下し、未臨界に至る。同時に、RHR による S/C のプール水冷却モード運転による格納容器冷却を開始する。

基本解析の結果を図 4.5.2 から図 4.5.16 に示すが、事故シーケンス中の時期により現象が異なるので、事象発生から 20 秒程度までの事象初期、給水加熱喪失期間（事象発生から 250 秒まで）及び長期フェーズ（事象発生から 40 分まで）の 3 期間に分けて説明する。

(1) 事象初期（事象発生から 20 秒程度まで）

<炉心出力、炉心流量、蒸気流量等>

MSIV の誤閉止により、主蒸気の流れが遮断されるが、原子炉スクラムの失敗を仮定するため、原子炉圧力の上昇に伴い、蒸気（ボイド）の体積割合の減少による正のボイド反応度が印加され、事象発生から約 2.0 秒後に中性子束（炉心出力）は約 370%まで上昇する（図 4.5.2）。

事象発生から 1.8 秒後には、原子炉圧力が代替再循環ポンプトリップ設定点である 7.48MPa[gage]に達し、再循環ポンプ 10 台中 4 台がトリップする。この後、炉心流量の低下及び出力上昇に伴う燃料温度の上昇による負のボイド及びドップラ反応度フィードバックのため、中性子束及び平均表面熱流束は低下する（図 4.5.2、図 4.5.3）。

<ホットチャンネルでの燃料被覆管温度等>

上記の出力上昇により、ホットチャンネルではクオリティが上昇し、SLMCPR 相当の限界クオリティを上回ることで沸騰遷移が生じ、第 2 スペーサ、第 3 スペーサ上流の燃料被覆管温度が上昇する。このときの燃料被覆管温度の最高値は、約 718℃である（図 4.5.8、図 4.5.9）。

<原子炉圧力等>

炉心で発生する蒸気は、SRV から格納容器の S/C 内のプール水中に導かれる。

原子炉圧力（蒸気ドーム圧力）の上昇は、早期に抑制され、圧力の最大値は約 2.9 秒後 8.44MPa[gage]（初期圧力から 1.37MPa の上昇）にとどまる（原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 8.60MPa[gage]以下に抑えられる）（図 4.5.5）。

MSIV の閉止により、駆動蒸気が喪失するためタービン駆動給水ポンプがトリップするが、電動駆動給水ポンプが自動起動して給水は継続される。

(2) 給水加熱喪失期間（事象発生から 250 秒まで）

<炉心出力、炉心流量、蒸気流量等>

事象発生から約 1.8 秒に発生する再循環ポンプ 4 台トリップにより、炉心流量が低下し、約 60 秒後には 35%程度まで低下する（図 4.5.2）。

電動駆動給水ポンプによる給水は継続されているが、主蒸気が隔離されていることから給水加熱喪失状態となり、炉心入口部での温度が低下する。これにより、炉心に正のボイド反応度が印加され、中性子束等が増加する（図 4.5.2、図 4.5.6、図 4.5.7）。

<ホットチャンネルでの燃料被覆管温度等>

ホットチャンネルでは、約 80 秒後に出力の上昇によりクオリティが上昇し、SLMCPR 相当の限界クオリティを上回ることによって沸騰遷移が生じ、第 1 スペーサ位置から第 4 スペーサ位置まで燃料被覆管温度が上昇する（図 4.5.8、図 4.5.9）。

沸騰遷移が生じているスペーサ位置の中で、出力が高い第 4 スペーサ位置で燃料被覆管温度が最も上昇し、最高温度は約 1080℃に達する（図 4.5.9）。

<給水ポンプ停止後の原子炉水位等>

復水器水位の低下により事象発生後約 178 秒（約 3 分）に電動駆動給水ポンプがトリップし、給水は停止する。これにより、炉心入口温度が上昇し、原子炉出力は徐々に低下する（図 4.5.11）。

原子炉への注水は、D/W 圧力高信号で起動した HPCF 及び RCIC により継続されるが（図 4.5.4）、電動駆動給水ポンプの停止により原子炉水位は徐々に低下する（図 4.5.15）。

その後、同 239 秒（約 4 分）後に原子炉水位低信号（レベル 2）で残りの再循環ポンプ 6

台がトリップするため、炉心流量は低下し、自然循環状態となる（図 4.5.12）。

これにより、緩やかに炉心流量及び原子炉出力が低下し、炉心の沸騰遷移が収束する。原子炉水位は、RCIC、HPCF からの注水により燃料有効発熱部頂部付近で維持され（図 4.5.15）、燃料集合体内の内部循環によって炉心の冷却が継続される（図 4.5.12）。

<中性子束>

図 4.5.2 に示すように、中性子束は、約 60 秒から約 180 秒まで、炉心入口温度の低下（図 4.5.6）により振動しながら緩やかに上昇する。この振動は、図 4.5.3 に示す 5～6 秒周期の SRV の開閉に起因する圧力変動（ボイド率変動）により、2～3 秒周期の減衰振動が誘起されたものである。この 2～3 秒の周期は、BWR プラントの炉心の安定性に特徴的なものである。

この振動により、燃料被覆管表面で沸騰遷移とリウエットが繰り返されるが、後述の 4.5.4 では、感度解析を実施し、リウエットさせないという保守的な条件でも燃料被覆管温度が大きく増加しないことを確認している。

なお、約 180 秒以降は、電動駆動給水ポンプトリップにより炉心入口温度が上昇に転じて炉心の安定性が改善される。（図 4.5.2）。

(3) 長期フェーズ（事象発生から 40 分まで）

<格納容器圧力等>

格納容器では、S/C の空間は窒素で満たされており、チェンバ内のプール水は窒素と発生した蒸気により加圧され、サブクール状態となっている。そのため、SRV から導かれる蒸気はプール水内で凝縮し、プール水温度が上昇する。

また、S/C の気相部では、プール温度の上昇により蒸気分圧が増加するためプール水面から冷却材が蒸発し、S/C の圧力が増加する。

これによって S/C の真空破壊弁が開き、D/W 圧力が増加する（図 4.5.16）。

<ほう酸水注入後の原子炉出力、原子炉水位等>

事象発生から 11 分後に、ほう酸水注入系が起動される。炉心上部から注入したほう酸水は、内部循環により炉心へ運ばれる。炉心のほう酸水濃度の上昇により負の反応度が印加され、約 15 分には原子炉出力は低下する（図 4.5.11）。

これに伴い、蒸気流量が低下し原子炉水位が上昇し始めることから、RCIC、HPCF の起動と

停止が繰り返されることにより、レベル 1.5 付近で原子炉水位が維持される（図 4.5.14、図 4.5.15）。

圧力は、事象発生から 11 分後に RHR ポンプを用いた S/C のプール水冷却モード運転による冷却が開始され、プール温度の低下により蒸気分圧が減少するため、減少する。その後、ほう酸水により原子炉出力が崩壊熱レベルまで低下することにより、格納容器の冷却が維持される（図 4.5.11、図 4.5.16）。

4.5.4 感度解析

給水加熱喪失期間では、スぺーサ位置によっては燃料被覆管温度が振動的に増減する。この温度上昇幅に対するリウエットの影響を見るために、保守的にリウエットさせない感度解析を実施した。

図 4.5.17 にホットチャンネルのホットロッドについて、その熱伝達係数の時間変化を示す。

リウエットしないため、沸騰遷移後に低下した熱伝達係数がそのまま保持されていることが確認できる。

また、図 4.5.18 に燃料被覆管温度の時間変化を示す。給水加熱喪失後の沸騰遷移時刻は、基本解析と同一である。リウエットしない結果、基本解析ではリウエット現象の影響を大きく受けていた第 4 スぺーサ位置においても、燃料被覆管温度は時刻 200 秒より前に一定値にとどまり、基本解析と比較して約 60°C 高い最高温度に達する結果が得られた。また、約 200 秒で再循環ポンプトリップにより原子炉出力が低下し始めることから、この時刻以降、燃料被覆管温度の低下が進む。

4.5.5 まとめ

ABWR プラントの事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の代表事故シーケンスとして、「主蒸気隔離弁の誤閉止時の原子炉停止機能喪失」の解析を実施した。

本事象は、MSIV の誤閉止による原子炉圧力上昇及びスクラム不作動に起因して中性子束が大きく上昇する「事象初期」、電動駆動給水ポンプによる給水が継続するが、主蒸気の遮断により給水加熱喪失状態となる「給水加熱喪失期間」、及び炉心へのほう酸水注入により原子炉が未臨界に至り、RHR による S/C プール水冷却モード運転による格納容器冷却が開始される「長期フェーズ」に分けられる。

< 事象初期（20 秒頃まで） >

この期間の事象進展の特徴は、ボイド率の減少による正のボイド反応度が印加され中性子束が大きく上昇すること、これにより、沸騰遷移が生じ燃料被覆管温度は一時的に上昇すること及びこれらの出力・圧力上昇は、再循環ポンプ 4 台トリップによりボイド率が増加する結果、負の反応度が印加され抑制されることである。

安全上重要な現象としては、出力、圧力の上昇量には、ボイド反応度、ドップラ反応度の核的フィードバックが重要な影響を及ぼすこと及び上記の炉心内での過渡的な沸騰遷移の際、複数段のスペーサ位置で燃料被覆管温度が高温になることが挙げられる。

<給水加熱喪失期間（250 秒まで）>

この期間の事象進展の特徴は、給水温度の低下のため、炉心入口温度が低下して正のボイド反応度が印加され、原子炉出力が上昇すること、SRV の開閉による圧力変動がボイド率に変動を及ぼし、中性子束等の増減が繰り返され、炉心内で過渡的又は継続的な沸騰遷移が生じること及び複数段のスペーサ位置で燃料被覆管温度が高温になることである。

安全上重要な現象としては、スペーサ位置によっては燃料被覆管温度が振動的に増減することが挙げられる。

また、燃料被覆管温度に対するリウエットの影響を見るために、保守的にリウエットさせない感度解析を実施した結果、温度上昇幅は最大でも数十℃程度であることがわかった。

<長期フェーズ（40 分まで）>

この期間の事象進展の特徴は、再循環ポンプ全台トリップ後の自然循環状態での RCIC・HPCF の作動により原子炉水位が維持されること並びに SRV 等から S/C に排出される蒸気により、S/C 及び D/W の圧力が増加することである。

安全上重要な現象としては、ほう酸水の注入により原子炉出力が崩壊熱レベルまで低下すること及び S/C プール水冷却モード運転による冷却により格納容器の冷却が維持されることが挙げられる。

表 4.5 解析条件（原子炉停止機能喪失：ABWR）

Table 4.5 Analytical conditions (Loss of all reactor shutdown functions : ABWR)

	項目	条件	備考
事故条件	起因事象	主蒸気隔離弁の全弁閉止	3秒で全閉しスクラム不作動。 代替制御棒挿入機能は考慮しない
	安全機能等の喪失に対する仮定	原子炉停止機能	—
		スクラム不作動	
		代替制御棒挿入機能	
	外部電源	あり	保守的な仮定として、再循環ポンプ運転を考慮
	初期 MCPR	1.22	MCPR 運転制限値
	ボイド係数	設置変更許可申請書添付八の ABWR 代表値の 1.25 倍	運転時の異常な過渡変化解析と同じ条件
ドップラ係数	設置変更許可申請書添付八の ABWR 代表値の 0.9 倍	保守的な値として設定	
給水温度低下特性	初期 216℃、MSIV 閉鎖後、 約 200 秒で 57℃となるまで徐々に低下、その後 一定値で推移	—	
機器条件	原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁全閉	—
	再循環ポンプトリップ	原子炉圧力高 (7.48MPa[gage]) で 4 台 原子炉水位低 (レベル 2) で 6 台	—
	原子炉隔離時冷却系	D/W 圧力高 (13.7kPa[gage]) で起動	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	高圧炉心スプレイ系	D/W 圧力高 (13.7kPa[gage]) で起動	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	ほう酸注入系	注入流量 190 リットル/min ほう酸濃度 13.4w%	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定

表 4.5 解析条件（原子炉停止機能喪失：ABWR）（続き）

Table 4.5 Analytical conditions (Loss of all reactor shutdown functions : ABWR) (cont.)

	項目	条件	備考
操作条件	自動減圧系起動阻止	原子炉水位低（レベル 1）到達時	—
	残留熱除去系（S/C・プール水冷却モード運転）	S/C 水温が 49℃に到達した後、 10 分後に起動	49℃ : S/C 水温高警報設定値
	ほう酸注入系運転	S/C 水温が 49℃に到達した後、 10 分後に起動	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定

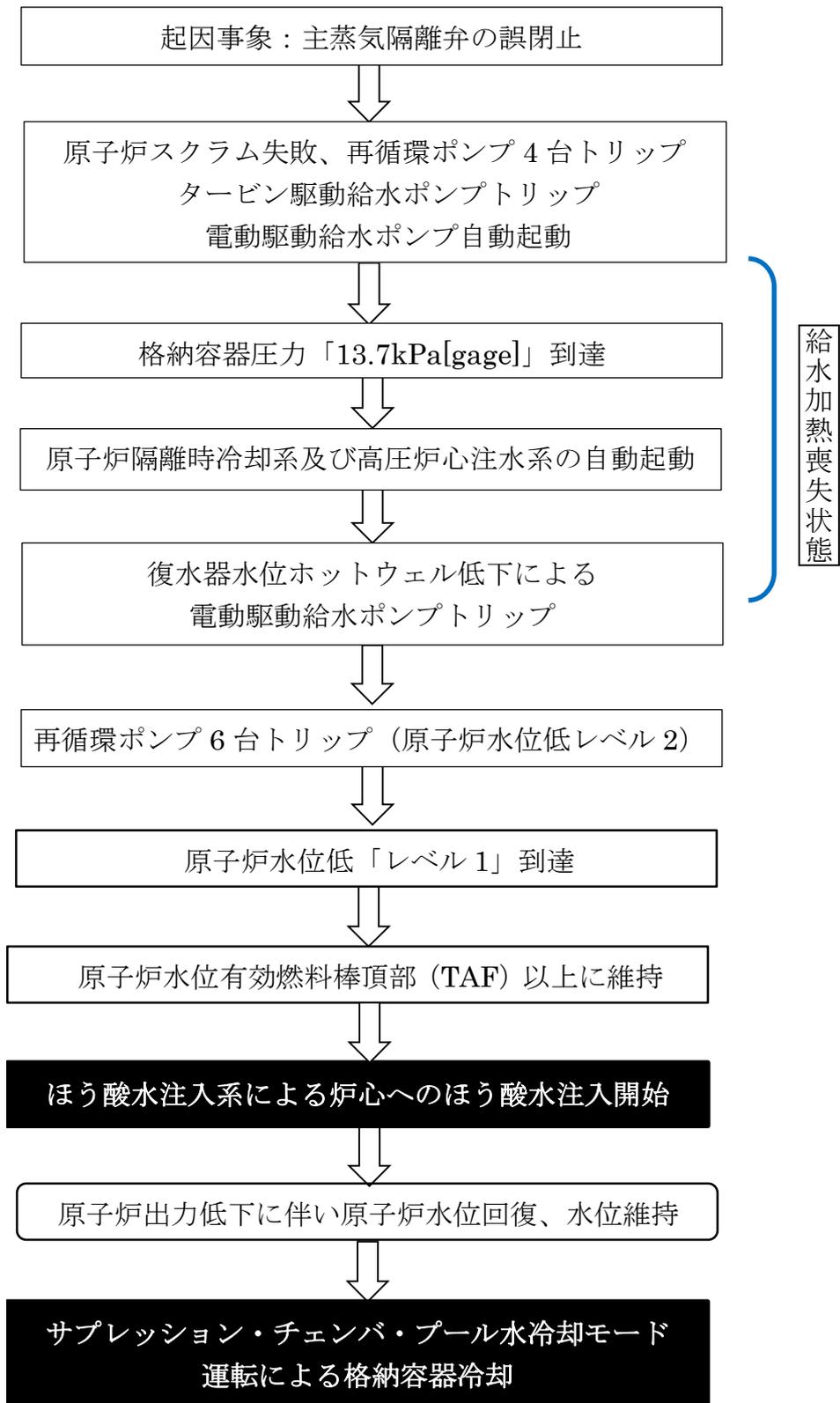


図 4.5.1 原子炉停止機能喪失事象の流れ（黒塗りは重大事故等対策）
 Fig. 4.5.1 Flow chart of Loss of all reactor shutdown functions

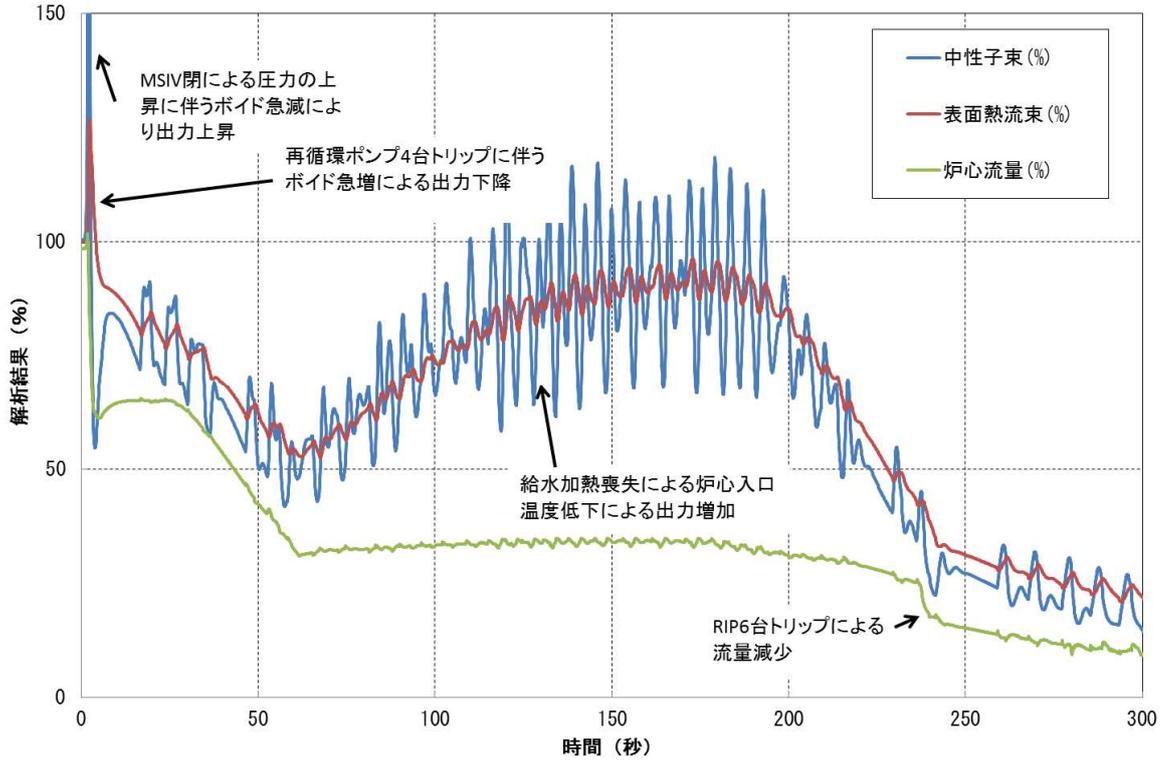


図 4.5.2 中性子束、表面熱流束、炉心流量の時間変化
 Fig. 4.5.2 Neutron flux, surface heat flux and core flow rate

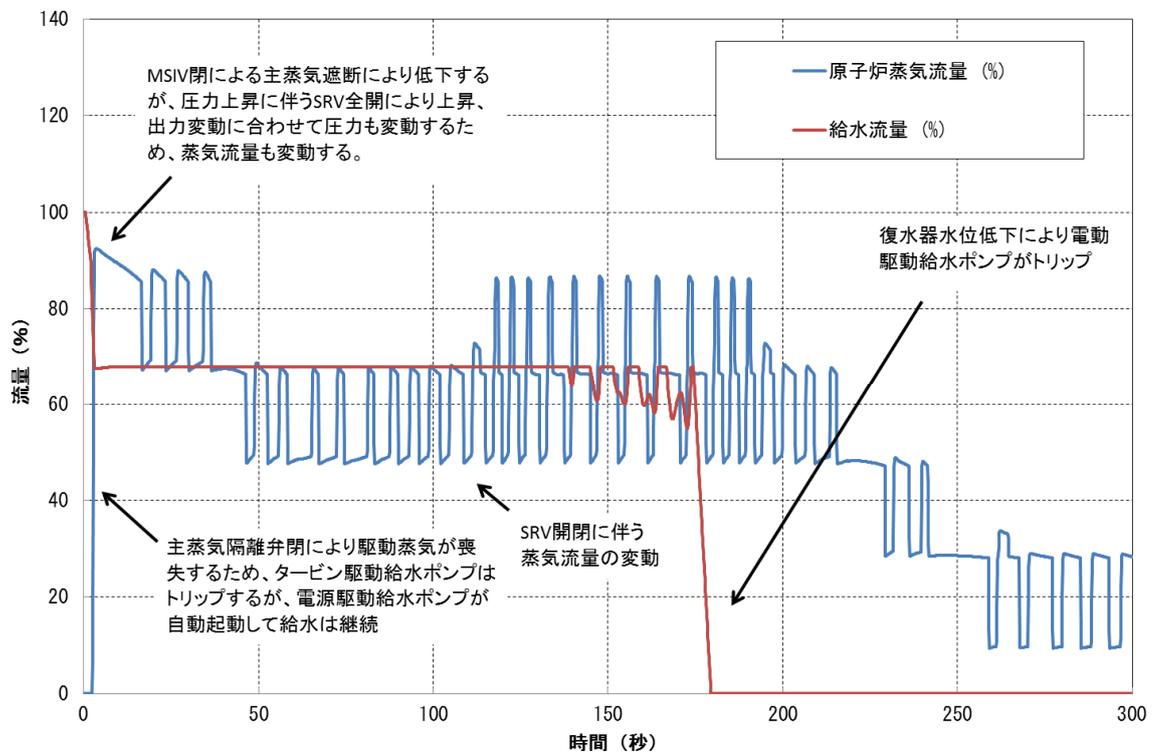


図 4.5.3 原子炉蒸気流量、給水流量の時間変化
 Fig. 4.5.3 Core vapor and feedwater flow rate

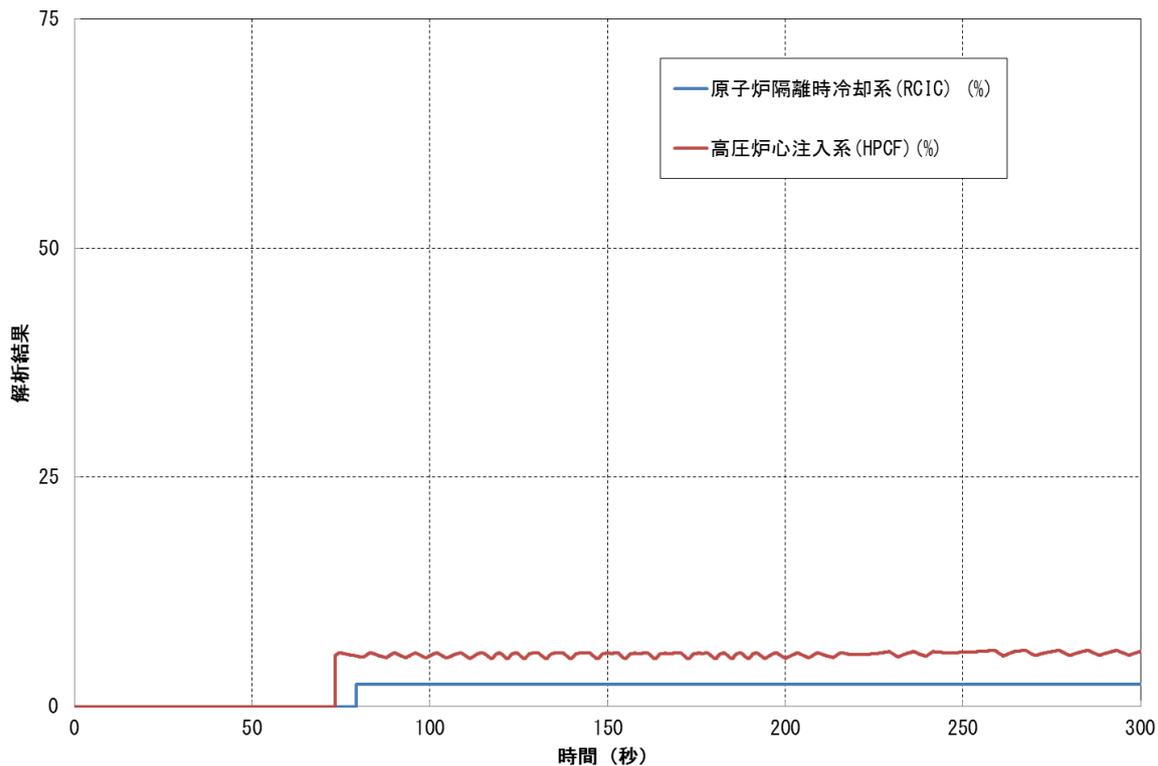


図 4.5.4 RCIC、HPCF の流量の時間変化
 Fig. 4.5.4 RCIC and HPCF flow rate

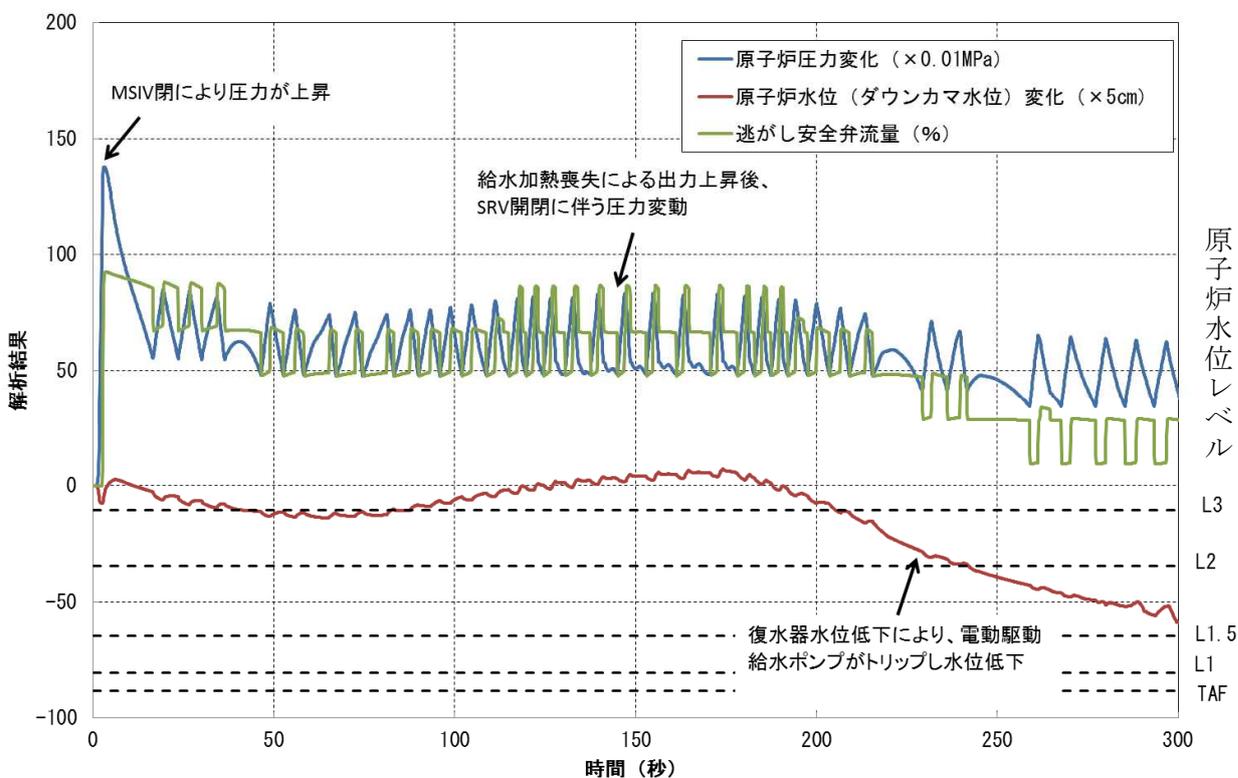


図 4.5.5 原子炉圧力、原子炉水位 (ダウンカマ水位)、SRV 流量の時間変化
 Fig. 4.5.5 Reactor pressure, reactor water level (Downcomer water level) and SRV flow rate

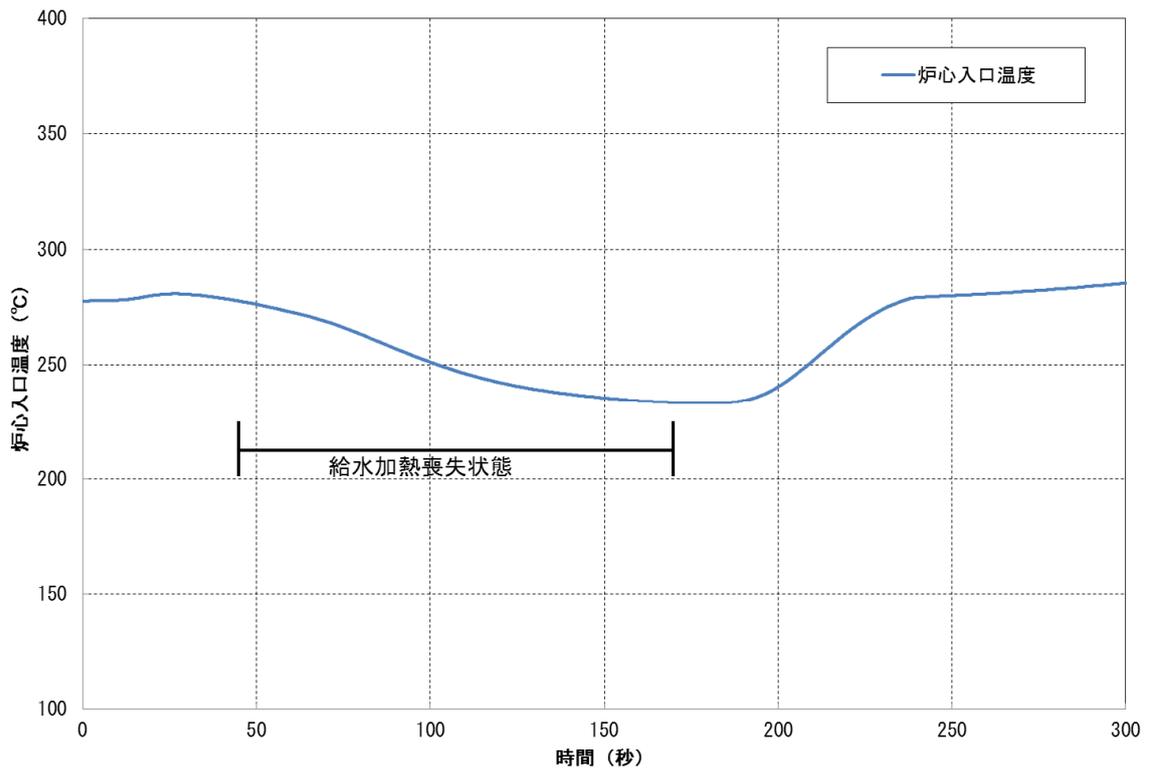


図 4.5.6 炉心入口温度の時間変化
 Fig. 4.5.6 Core inlet-flow temperature

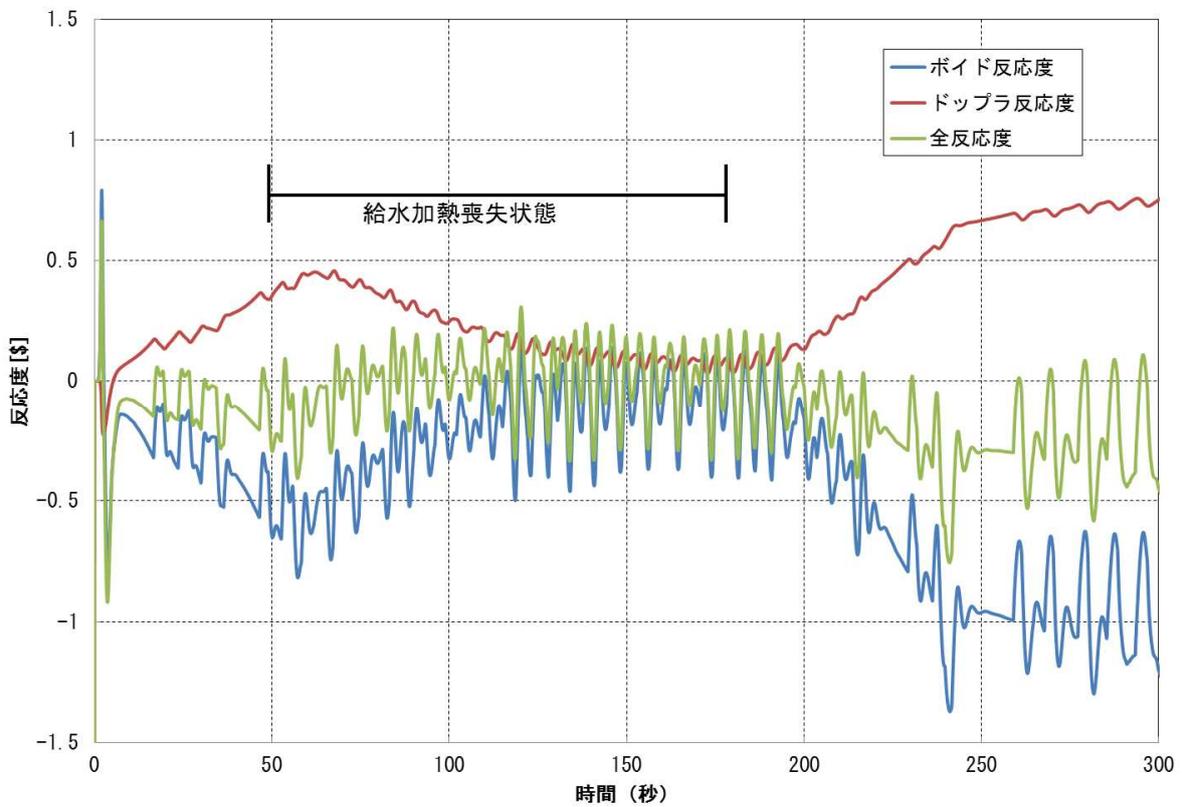


図 4.5.7 反応度の時間変化
 Fig. 4.5.7 Reactivity

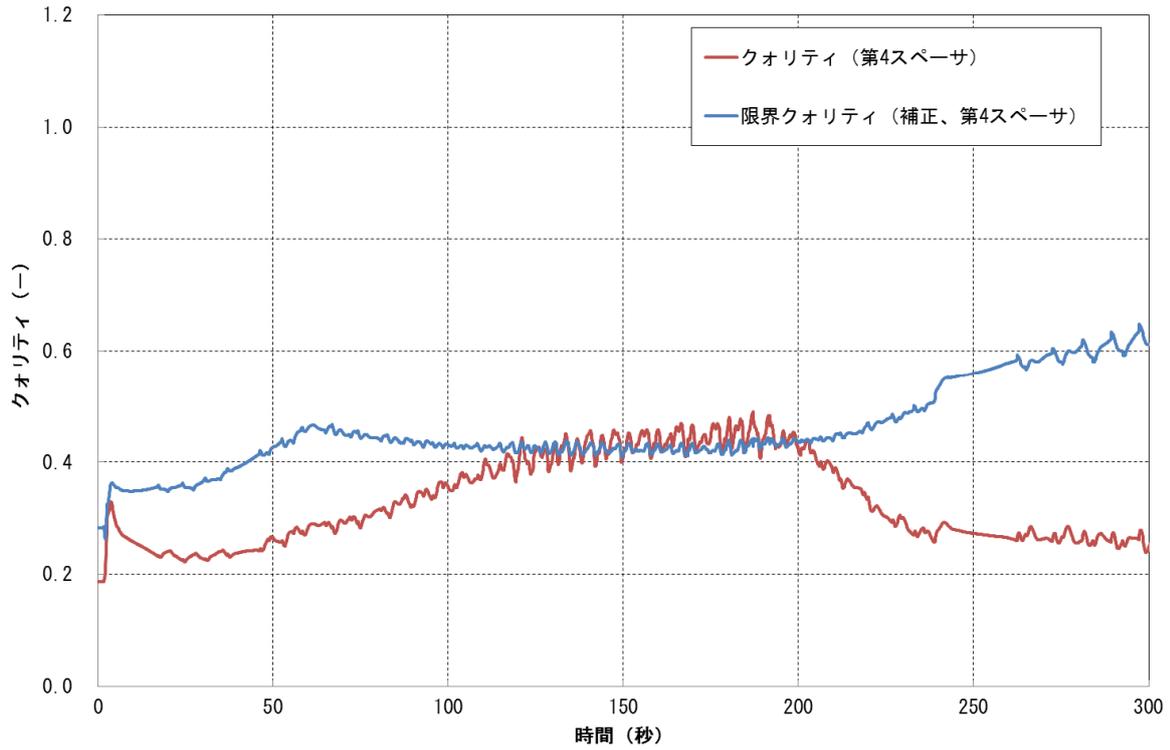


図 4.5.8 クオリティ、限界クオリティの時間変化 (第 4 スペーサ)

Fig. 4.5.8 Quality and critical quality(Fourth spacer)

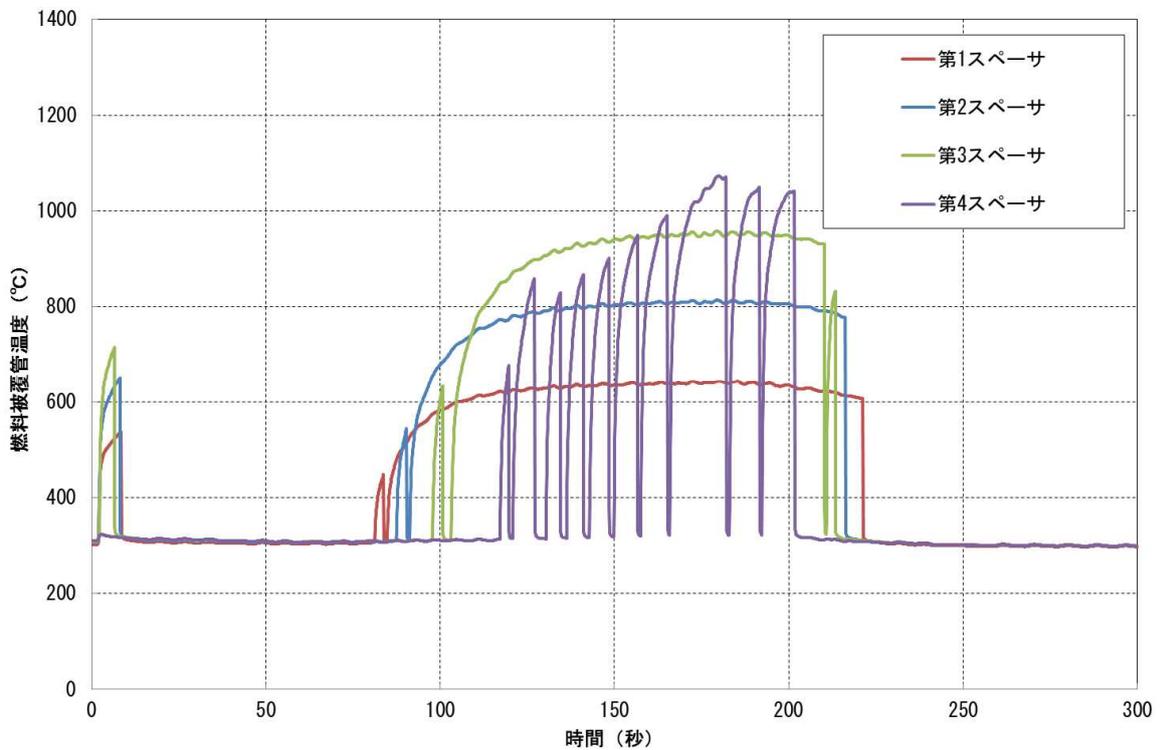


図 4.5.9 燃料被覆管温度の時間変化

Fig. 4.5.9 Fuel cladding temperature

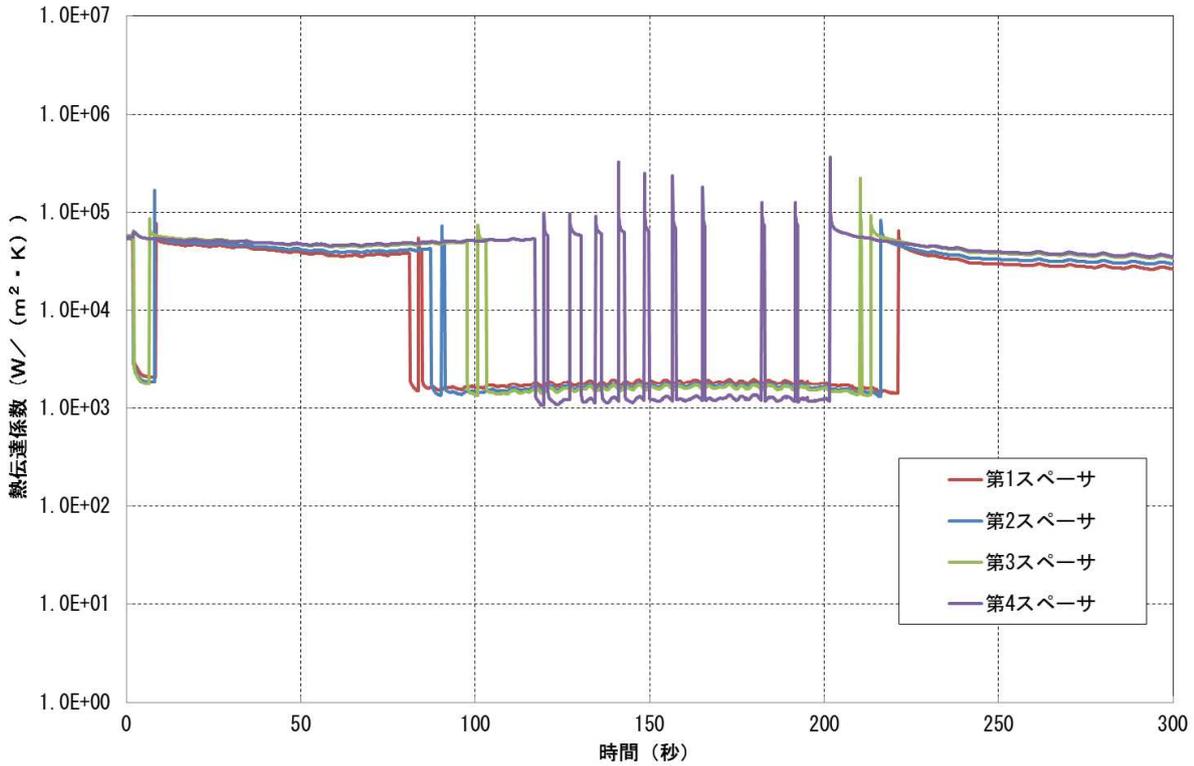


図 4.5.10 熱伝達係数の時間変化
Fig. 4.5.10 Coefficient of heat transfer

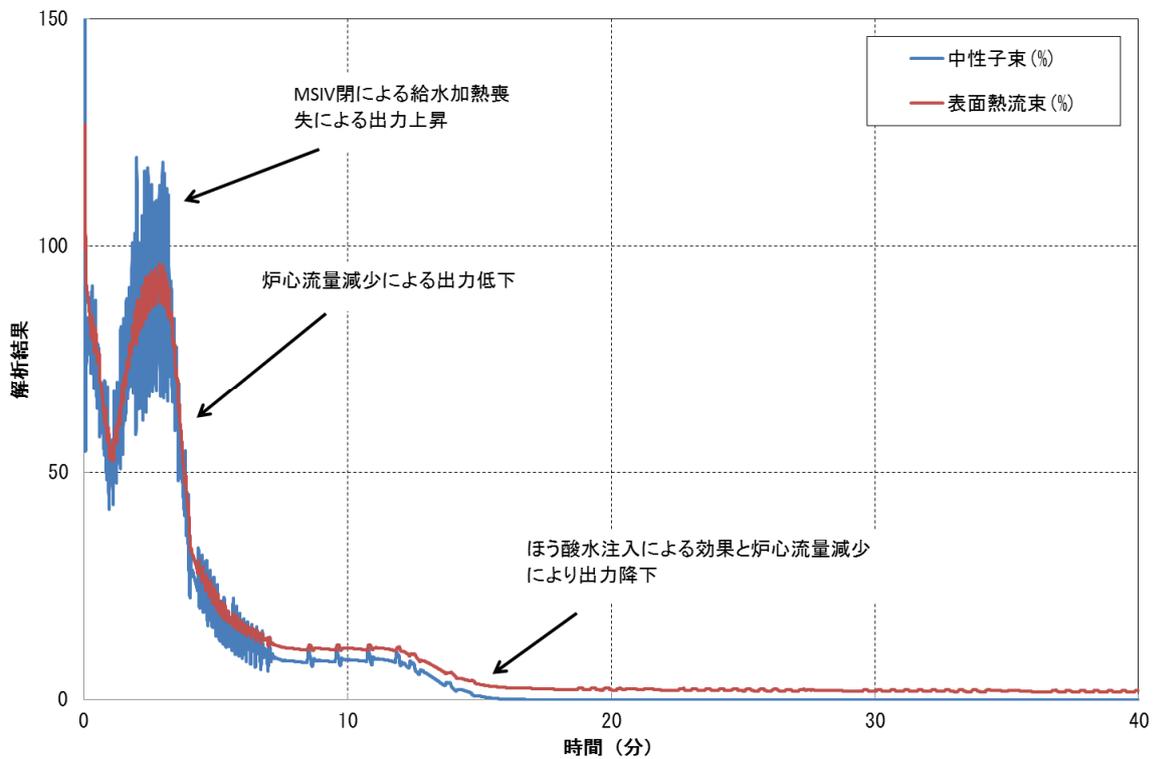


図 4.5.11 中性子束、表面熱流束の時間変化 (長期フェーズ: 40分まで)

Fig. 4.5.11 Neutron flux and surface heat flux (Long term phase: before 40 minutes)

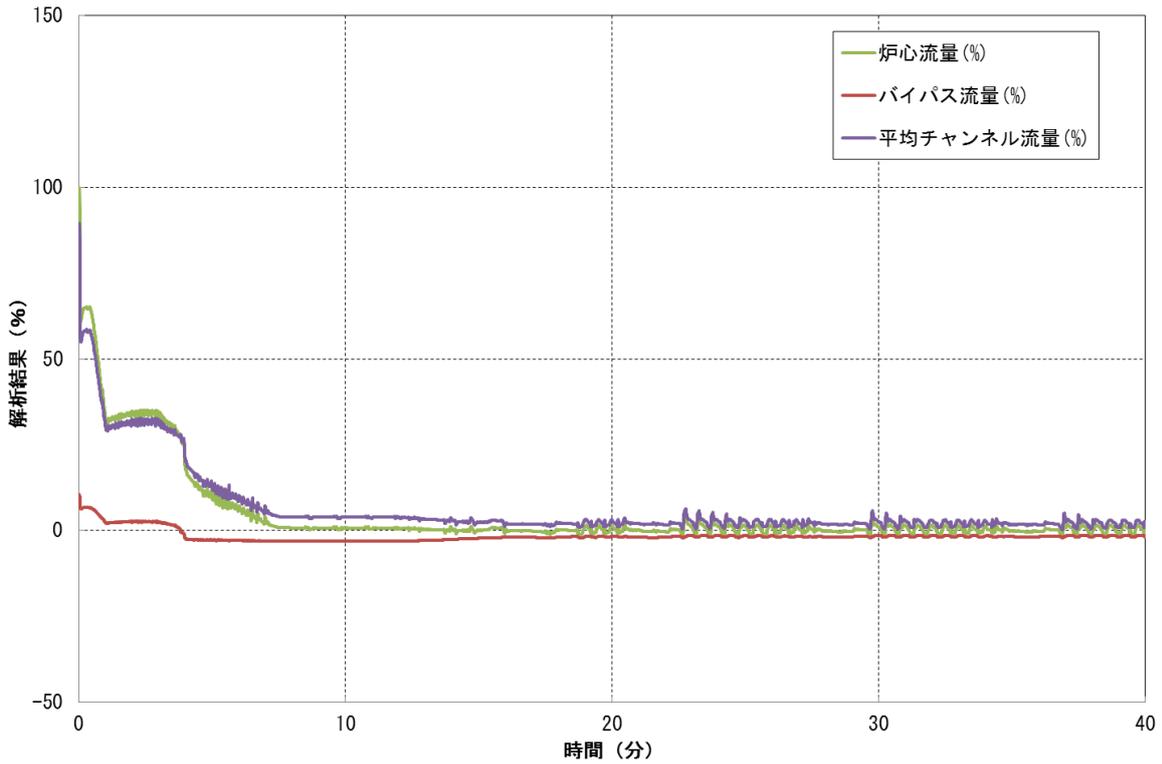


図 4.5.12 炉心流量、バイパス流量の時間変化 (長期フェーズ: 40分まで)
 Fig. 4.5.12 Core and bypass flow rate (Long term phase: before 40 minutes)

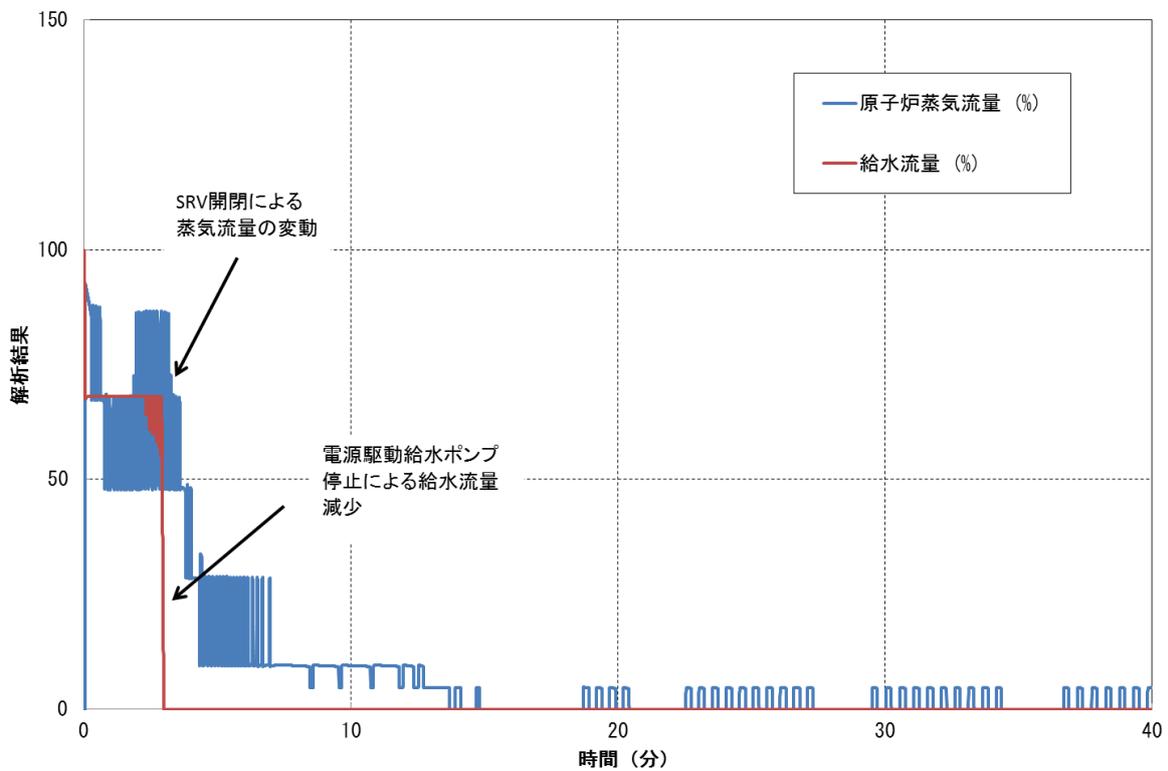


図 4.5.13 原子炉蒸気流量、給水流量の時間変化 (長期フェーズ: 40分まで)
 Fig. 4.5.13 Core vapor and feedwater flow rate
 (Long term phase: before 40 minutes)

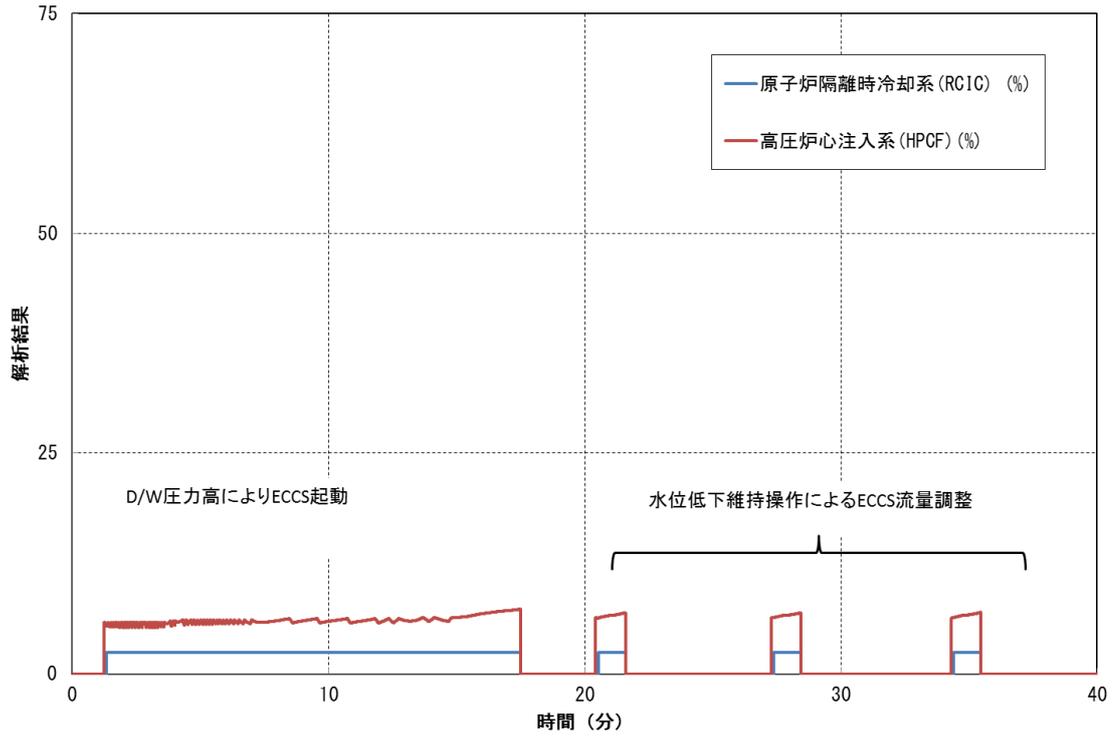


図 4.5.14 RCIC、HPCF の流量の時間変化（長期フェーズ：40分まで）

Fig. 4.5.14 RCIC and HPCF flow rate (Long term phase: before 40 minutes)

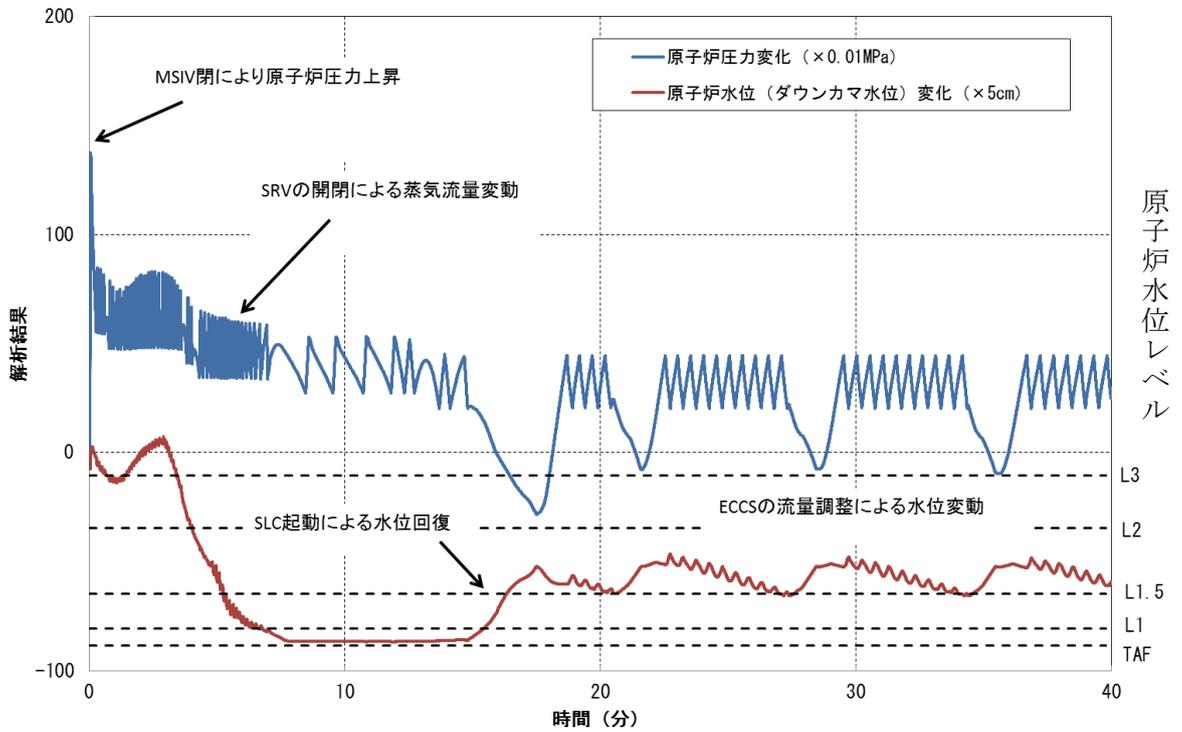


図 4.5.15 原子炉圧力、ダウンコマ水位の時間変化（長期フェーズ：40分まで）

Fig. 4.5.15 Reactor pressure and Downcomer water level (Long term phase: before 40 minutes)

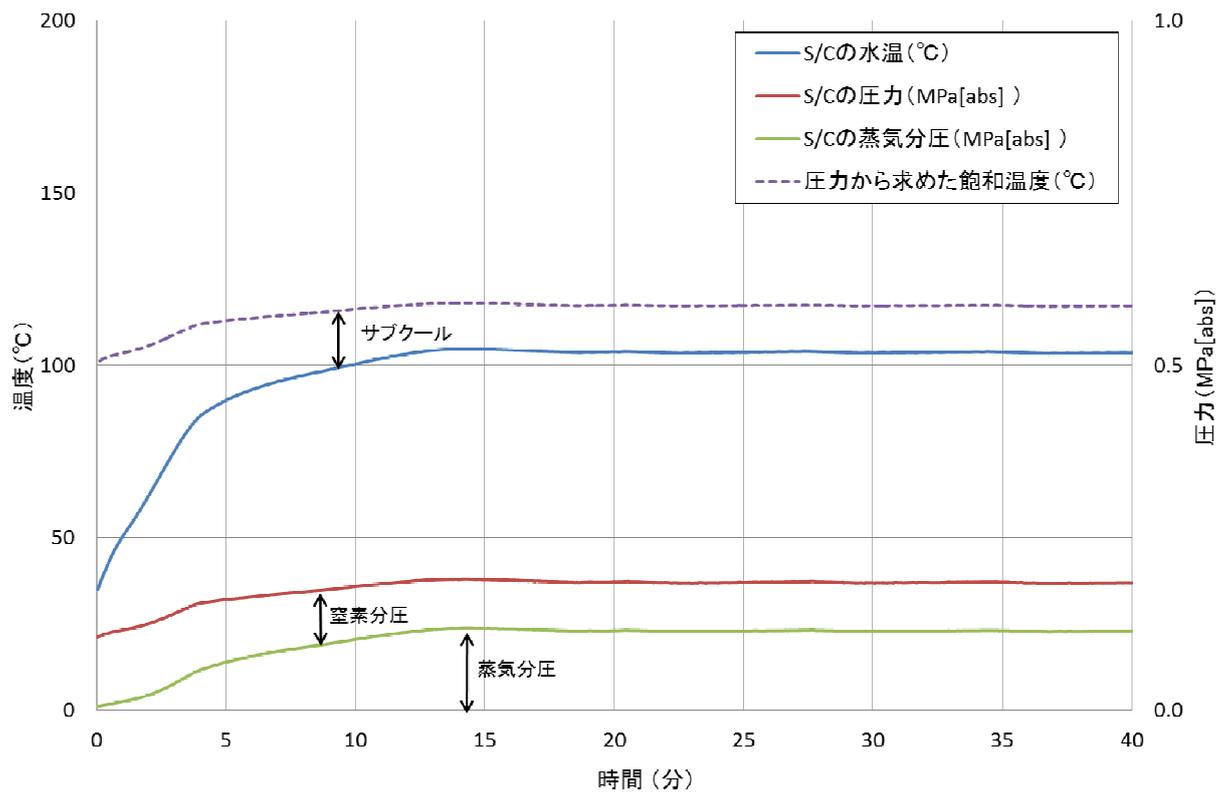


図 4.5.16 S/C 水温、圧力の時間変化 (長期フェーズ : 40 分まで)

Fig. 4.5.16 S/C water temperature and pressure (Long term phase: before 40 minutes)

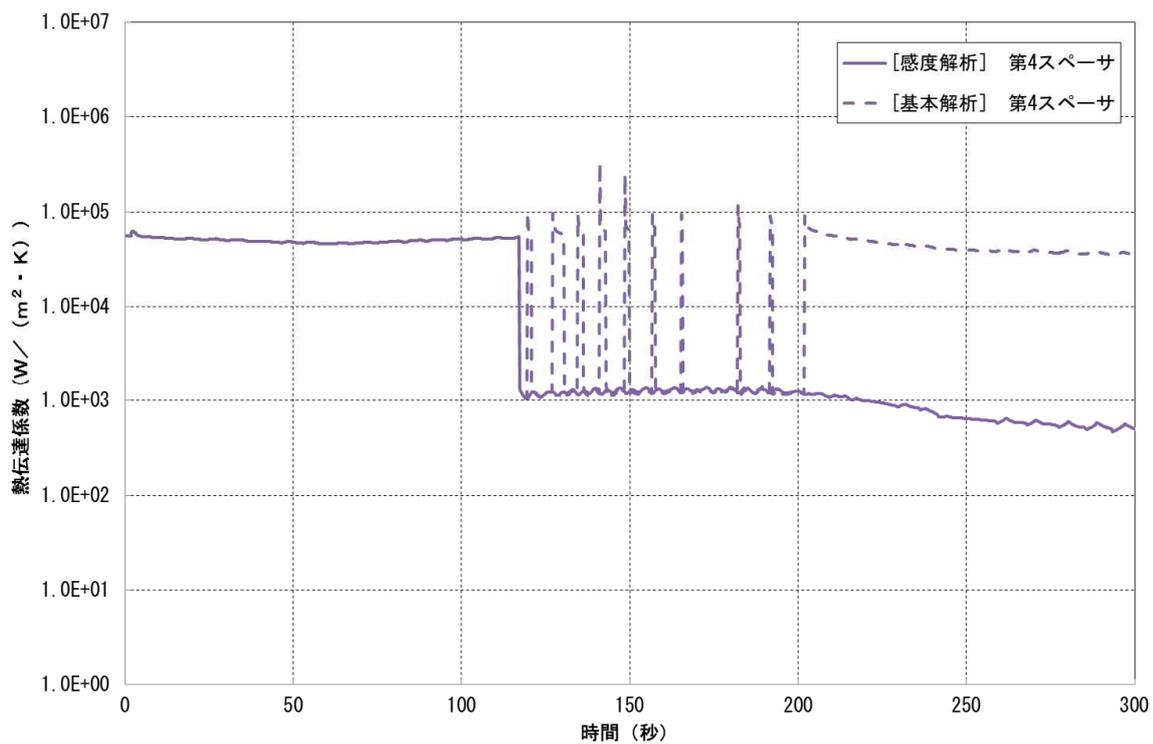


図 4.5.17 熱伝達係数の時間変化 (感度解析：リウエット無し)

Fig. 4.5.17 Coefficient of heat transfer (Sensitivity analysis :Without rewet)

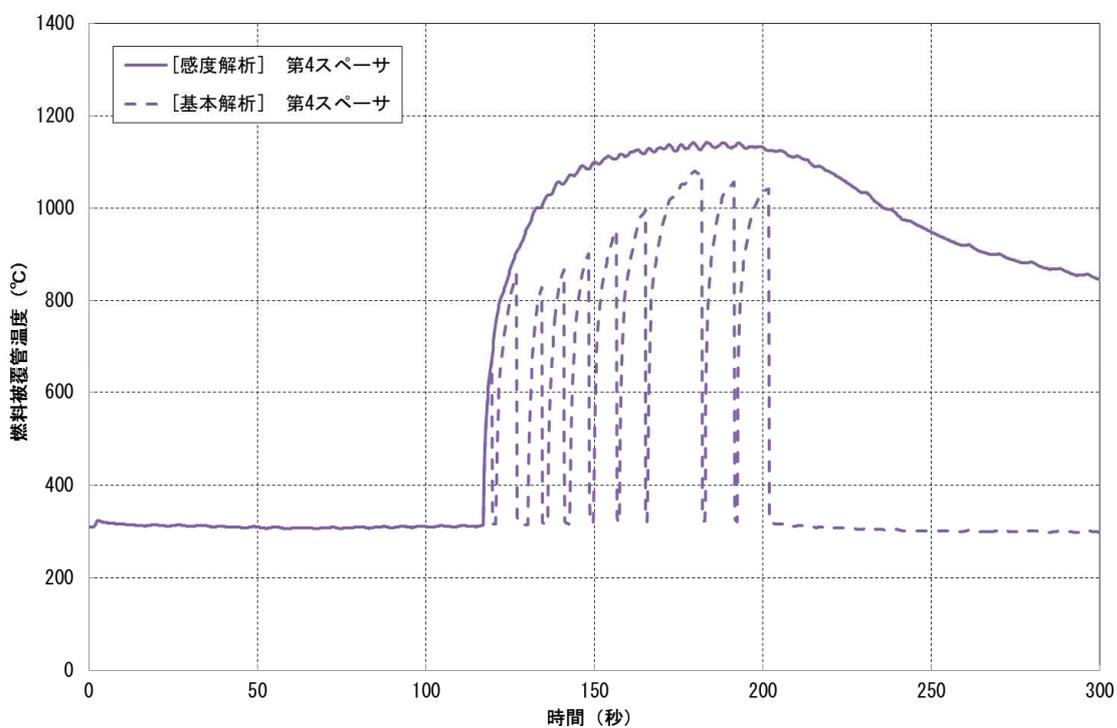


図 4.5.18 燃料被覆管温度の時間変化 (感度解析：リウエット無し)

Fig. 4.5.18 Fuel cladding temperature (Sensitivity analysis :Without rewet)

4.6 LOCA 時注水機能喪失事象

4.6.1 概要及び事故シーケンス

「LOCA 時注水機能喪失」は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断発生後、原子炉水位低下時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、かつ、自動減圧系も機能喪失する事象である。

事象進展の特徴の整理及び安全上重要な現象の抽出のために、本事故シーケンスグループの代表事故シーケンスとして、中小破断 LOCA を起因事象とする「中小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗」を解析した。

4.6.2 解析条件

本事故シーケンスの解析条件一覧を表 4.6 に示す。主な解析条件を以下に示す。

- ① 起因事象として、原子炉圧力容器下部ドレン配管破断（破断面積約 1cm^2 ）を仮定した。
- ② RCIC、HPCF、LPFL 及び自動減圧系の不作動を仮定した。
- ③ 再循環ポンプについては、外部電源喪失により事象発生とともに 10 台全てがトリップする。
- ④ 外部電源喪失による再循環ポンプ全台トリップに伴う炉心流量の急減により、炉心流量急減スクラムが発生する。

また、主な重大事故等対策を以下に示す。

- ① 低圧代替注水系の準備完了後に、手動操作により SRV を開き原子炉を急速減圧させる。
- ② 原子炉減圧後に低圧代替注水系により原子炉注水を行う。
- ③ 格納容器圧力 $0.18\text{MPa}[\text{gage}]$ 到達時に復水移送ポンプを用いた代替格納容器スプレイを作動させ、格納容器を冷却する。
- ④ 代替格納容器スプレイによる格納容器冷却時に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）まで低下した場合には、代替格納容器スプレイを停止し原子炉注水を実施する。原子炉水位高（レベル 8）まで原子炉水位が回復した後、原子炉注水を停止し代替格納容器スプレイを再開する。
- ⑤ 格納容器圧力 $0.31\text{MPa}[\text{gage}]$ 到達時に格納容器圧力逃がし装置等を作動させ、格納容器内を除熱する。

上記の条件を用いた手順を想定した解析を、安全上重要な現象等を抽出するための基本的な解析ケース（この節において以下「基本解析」という。）として実施した。

4.6.3 基本解析

<事象シナリオ>

本事故シーケンスの事象シナリオを図 4.6.1 に示す。

本事象シナリオでは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小規模破断発生後に外部電源喪失となり、再循環ポンプ 10 台全てがトリップする。このため、炉心流量急減信号により、原子炉はスクラムする。その後、原子炉水位低（レベル 2）で RCIC の起動に失敗し、更に原子炉水位低（レベル 1.5）で HPCF の起動に失敗し、MSIV が全閉する。原子炉水位低（レベル 1）で LPFL の起動にも失敗する。また、自動減圧系の作動にも失敗する。

給水流量の喪失により、原子炉水位が低下し、MSIV 全閉により圧力が上昇することから、炉心損傷防止対策として、手動操作により原子炉を減圧し、減圧後に低圧代替注水系により炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷を防ぐ。

また、格納容器の健全性を長期的に維持するため、代替格納容器スプレイ冷却系を用いた格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等を用いた格納容器除熱を行う。

基本解析の結果を図 4.6.2 から図 4.6.14 に示す。以下、重要なパラメータ等について結果の概要を記す。

<原子炉圧力>

図 4.6.2 に原子炉圧力の変化を示す。

原子炉水位低（レベル 1.5）への到達（事象発生から約 6.5 分後）による MSIV の全閉により、原子炉圧力は上昇する。原子炉圧力が 7.51MPa[gage]に到達後、SRV の自動開閉の繰り返しにより、この圧力以下に制御される。その後、高圧のまま維持されることから、低圧代替注水系の注水操作準備完了後、事象発生から 18 分後に手動で SRV を開くことで原子炉は急速に減圧される。

なお、事象発生から約 40 分後には、低圧代替注水の注水流量増加に伴う発生蒸気の増加による若干の圧力上昇があるが、再冠水期間及びそれ以降の原子炉圧力はおおむね低圧で推移する。

<原子炉水位>

図 4.6.3 に原子炉水位の時間変化として、ダウンコマ水位を示す。ダウンコマ水位は、ド

レン配管破断及び SRV 開閉による冷却材流出により、事象発生直後に急激に低下する。その後、原子炉水位は、事象発生から 18 分後の急速減圧による SRV からの冷却材流出により、減圧沸騰が生じて一時的に水位が上昇した後、低下し燃料が露出するため燃料被覆管温度が上昇する。事象発生後、約 22 分から低圧代替注水系による炉心注水が開始されることで、原子炉水位は回復し、炉心が再冠水する。

図 4.6.4 に長期的な原子炉水位の変化を示す。原子炉水位回復後は、低圧代替注水系により、原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持される。

<冷却材流出及び注水量>

図 4.6.5 に SRV 流量、図 4.6.6 に破断流量の変化を示す。

SRV 流量については事象発生から約 7 分後以降、SRV の自動開閉により約 100kg/s の放出が間欠的に行われる。事象発生から 18 分後の SRV の開操作により、放出量は開操作直後に最大約 860kg/s となり、その後原子炉圧力の低下に応じて減少する。

図 4.6.7 に低圧代替注水系の注水流量変化を示す。事象発生後約 22 分から低圧代替注水系の流量が立ち上がり、圧力の低下に応じて徐々に増加し、約 80kg/s の流量で保持される。

<燃料被覆管温度>

4.2 節と同様に、ホットチャンネルと平均チャンネルとの出力の違い及び燃料集合体間のボイド率の差が、燃料被覆管最高温度が発生するチャンネルに影響を及ぼし、本事象シナリオでは、平均チャンネルにて燃料被覆管温度が最高値に達している。

図 4.6.8 に平均チャンネルについてノードごとのボイド率変化を示す。

破線で囲まれた部分が、ボイド率 1.0 に到達し燃料が露出し、乾き状態に至る領域を表しており、この領域内のノード（燃料の上半分にあたる 11 番目から 24 番目）で燃料被覆管温度が上昇する。

図 4.6.9 及び図 4.6.10 に平均チャンネルのホットロッドの燃料被覆管温度の変化を示す。燃料被覆管温度は、事象発生から約 40 分後に、約 760℃に達する。

<格納容器内の熱水力挙動>

図 4.6.11 から図 4.6.14 に、格納容器内の圧力及び気相温度並びに S/C の水位及び水温を示す。

事象初期から継続する SRV からの蒸気流入により、格納容器内の圧力、水位、温度ともに上昇する。このとき、S/C の水位及び水温は、同部に流入する蒸気流の凝縮に影響し、同部から D/W に流出する蒸気流量を変えるため、D/W の圧力及び温度にも影響する。事象発生から約 10 時間以降には、格納容器スプレイにより格納容器冷却を実施し、約 21 時間後からは格納容器圧力逃がし装置等による除熱を実施することにより、格納容器内の温度及び圧力は徐々に低下していく。格納容器内の最高圧力は約 0.31MPa[gage]、最高温度は約 145℃である。

4.6.4 まとめ

ABWR プラントの事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」の代表事故シーケンスとして、「中小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗」の解析を実施した。

本事象では、配管の破断及び給水流量喪失による原子炉水位低下時に、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失するが、手動操作により原子炉は減圧され、その後燃料は露出するものの低圧代替注水系による原子炉注水により炉心は冷却される。また、格納容器は、格納容器圧力逃がし装置等により除熱される。

本事象の特徴は、破断口からの流出があることに加えて低圧代替注水系が小容量であるため、水位の回復に時間を要し、燃料被覆管温度の上昇量が比較的大きいことである。

安全上重要な現象としては、破断口からの流出挙動、原子炉減圧過程における SRV からの冷却材流出挙動及び燃料集合体内でのボイド率の挙動が挙げられる。

表 4.6 解析条件 (LOCA 時注水機能喪失 : ABWR)

Table 4.6 Analytical conditions (Loss of water injection function during LOCA : ABWR)

	項目	条件	備考
事故条件	起因事象	原子炉压力容器下部のドレン配管の破断	破断面積は約 1cm ²
	高压注水機能、低压注水機能及び減圧機能	機能喪失	—
	外部電源	なし	—
機器条件	原子炉スクラム信号	炉心流量急減	—
操作条件	低压代替注水系の注水操作	事象発生から 14 分後	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	原子炉の急速減圧操作	事象発生から 18 分後	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	代替格納容器スプレイ冷却系操作	格納容器圧力 0.18 MPa[gage]到達時	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	格納容器圧力逃がし装置等による除熱操作	格納容器圧力 0.31 MPa[gage]到達時	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定

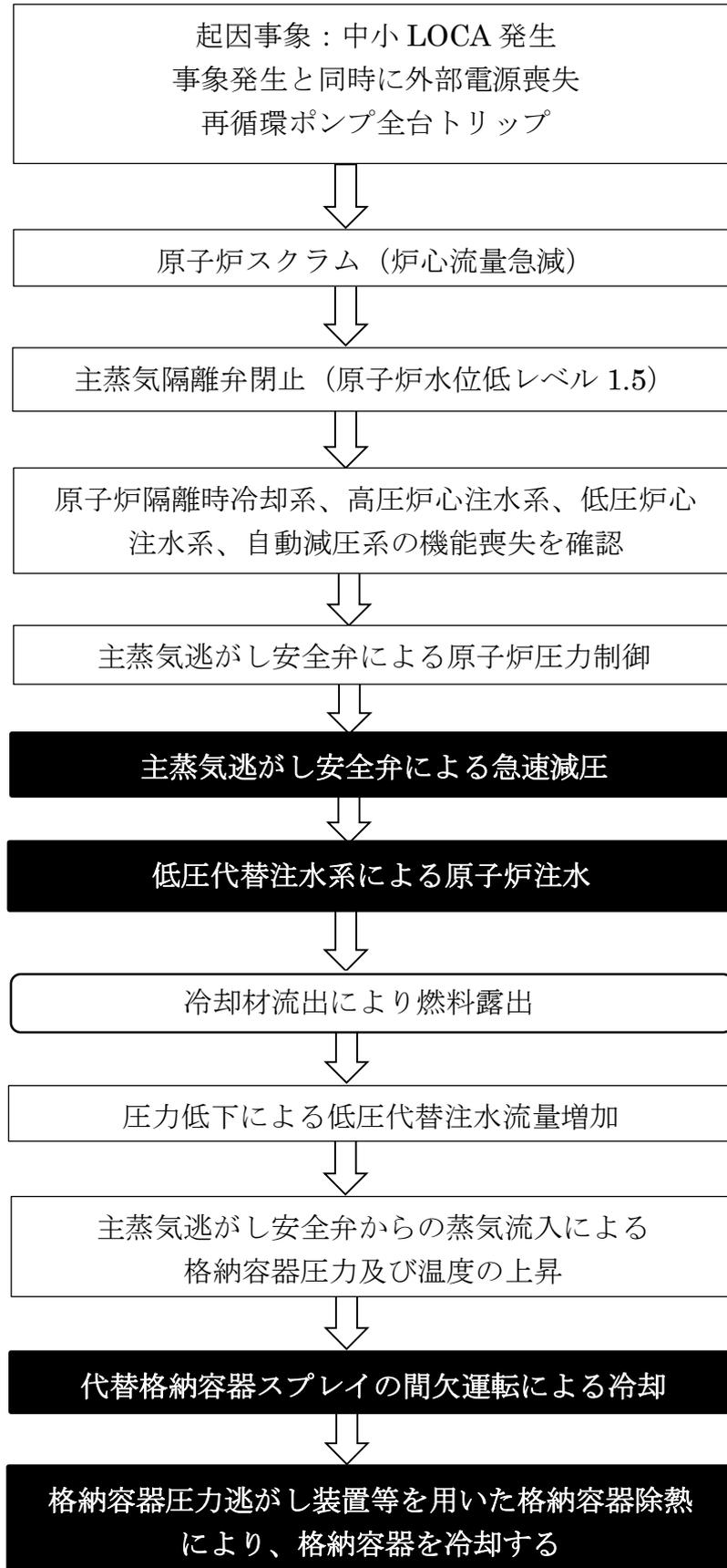


図 4.6.1 LOCA 時注水機能喪失事象の流れ (黒塗りは重大事故等対策)
 Fig.4.6.1 Flow chart of Loss of water injection function during LOCA

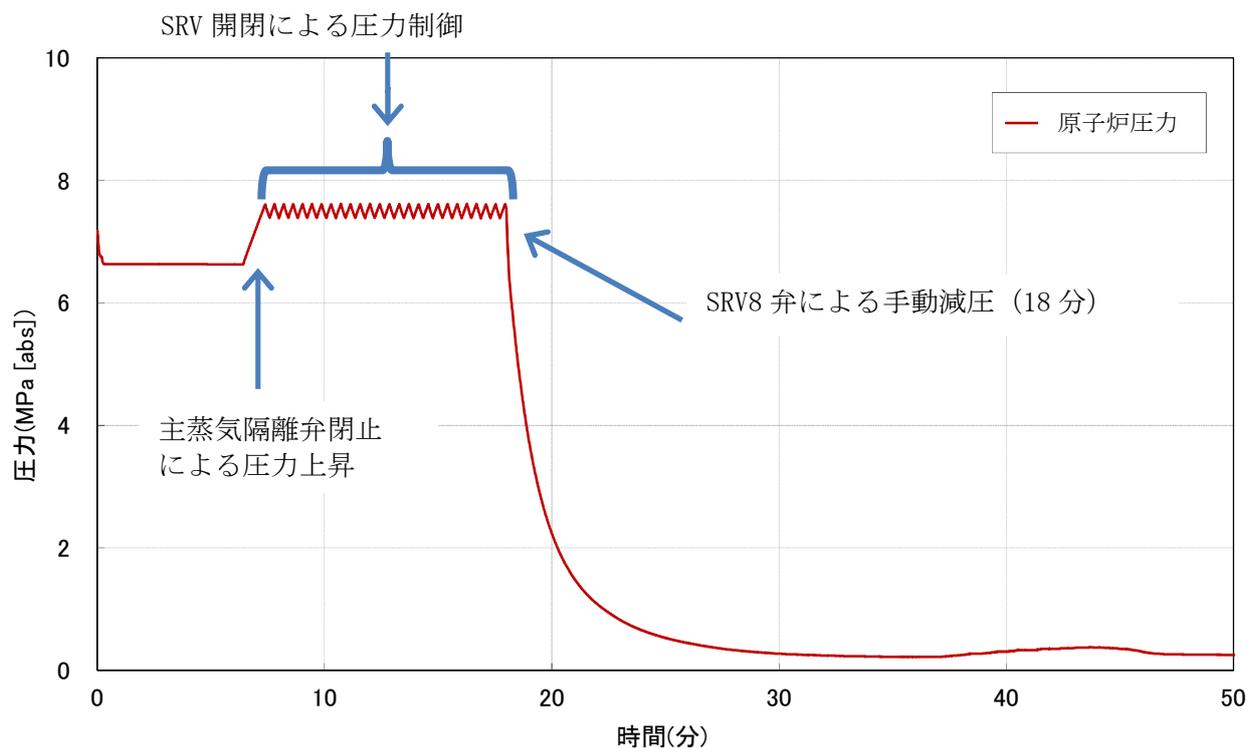


図 4.6.2 原子炉圧力の時間変化
Fig. 4.6.2 Reactor pressure

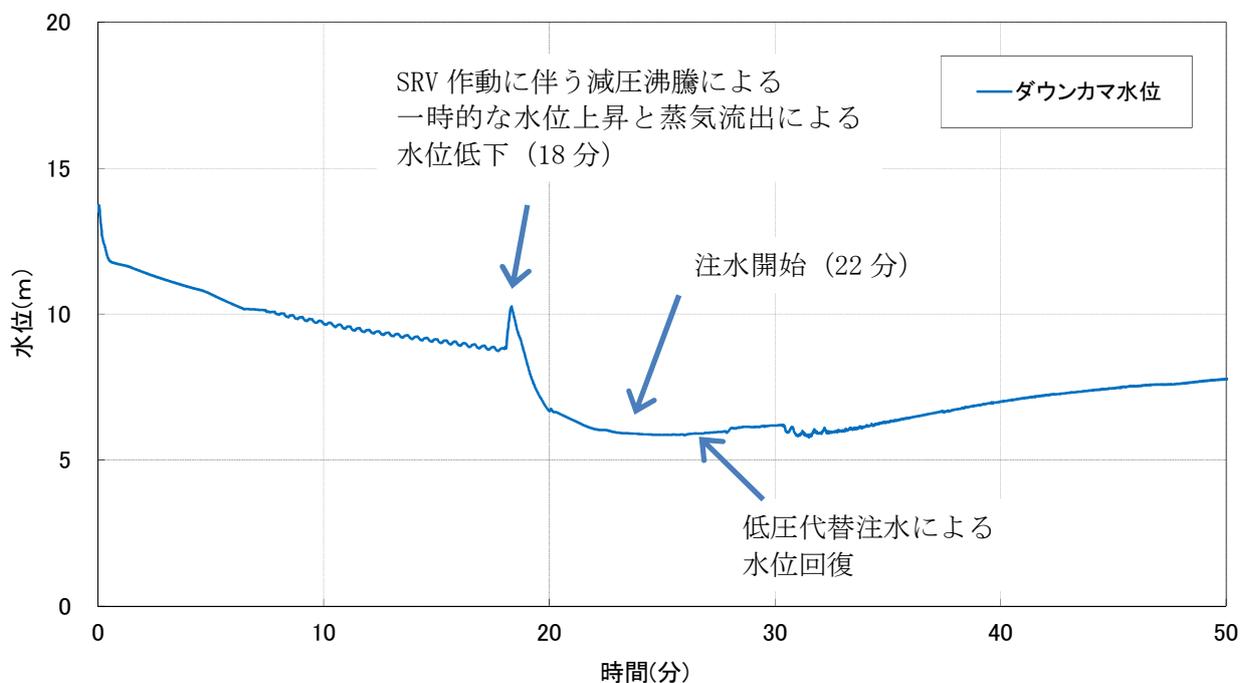


図 4.6.3 原子炉水位 (ダウンカマ水位) の時間変化
Fig. 4.6.3 Reactor water level (Downcomer water level)

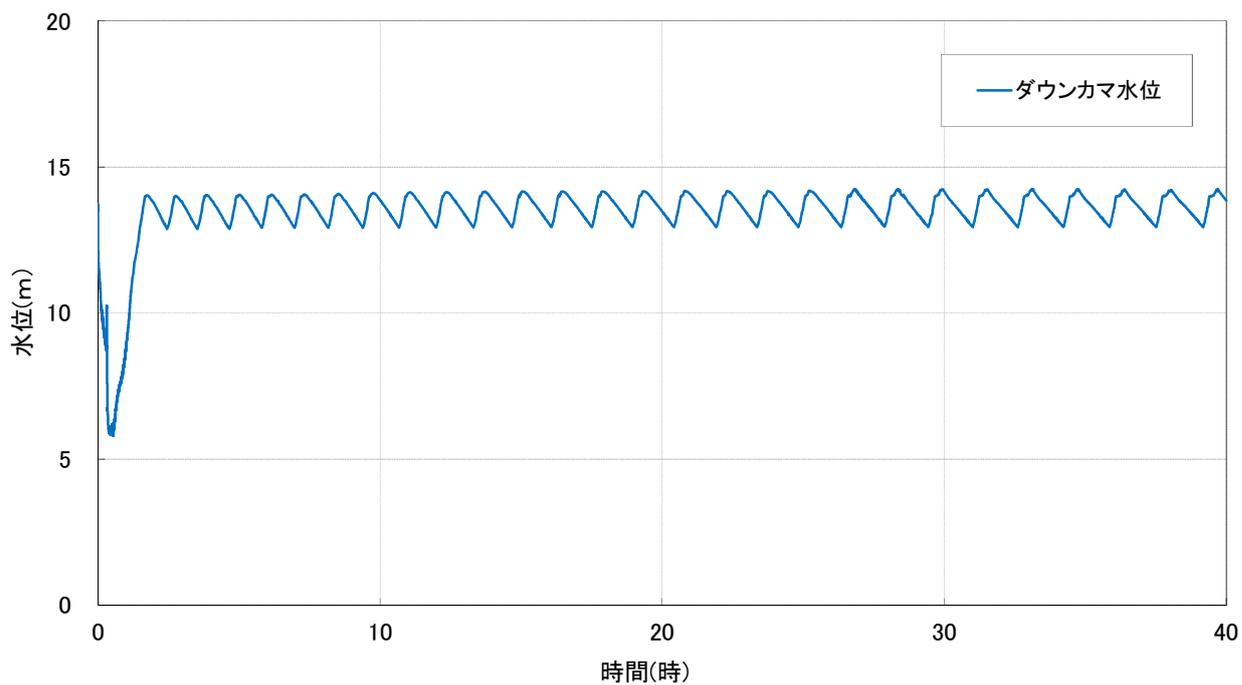


図 4.6.4 原子炉水位（ダウンカマ水位）の時間変化（長期）
 Fig. 4.6.4 Reactor water level (Downcomer water level) (Long term)

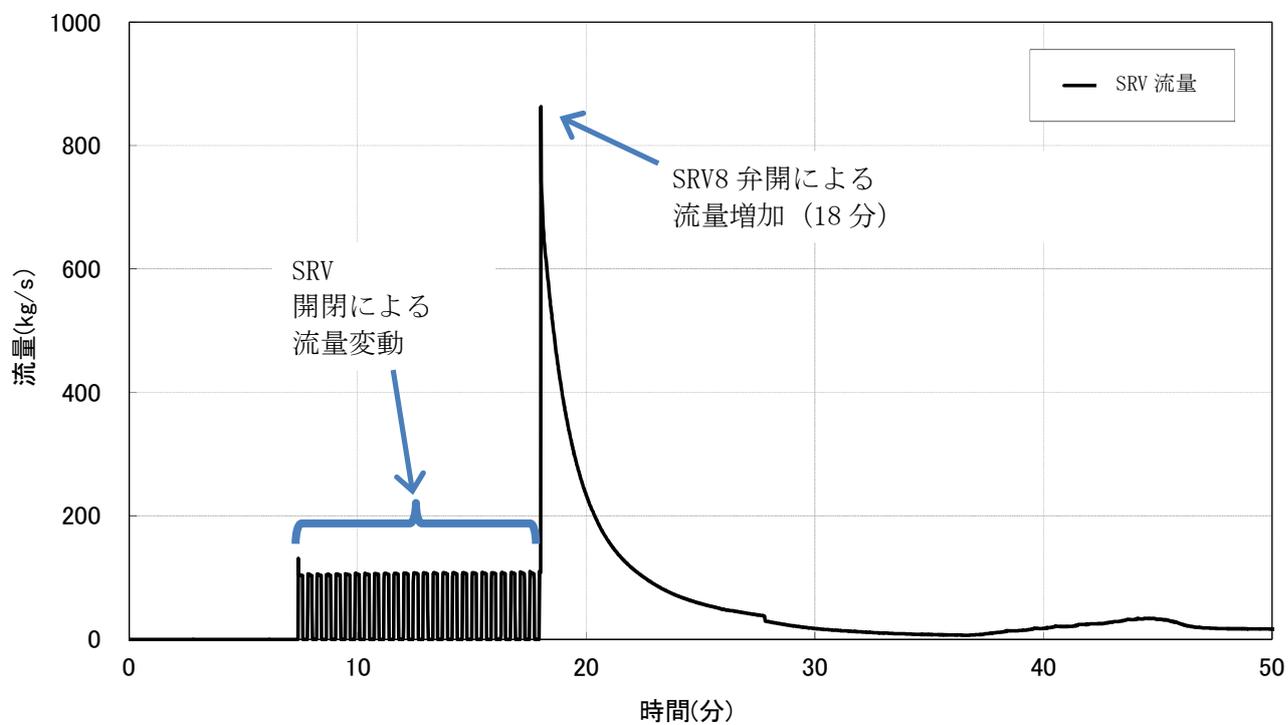


図 4.6.5 SRV 流量の時間変化
 Fig. 4.6.5 SRV flow rate

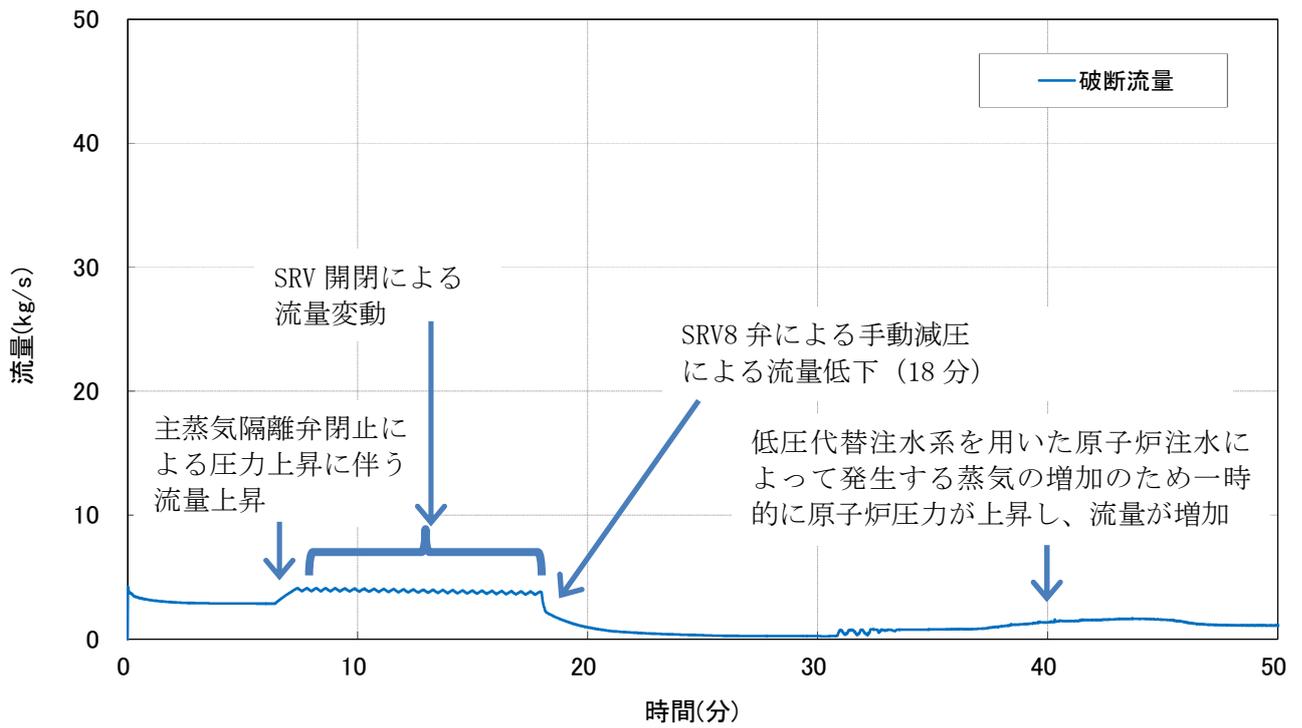


図 4.6.6 破断流量の時間変化
Fig. 4.6.6 Break flow rate

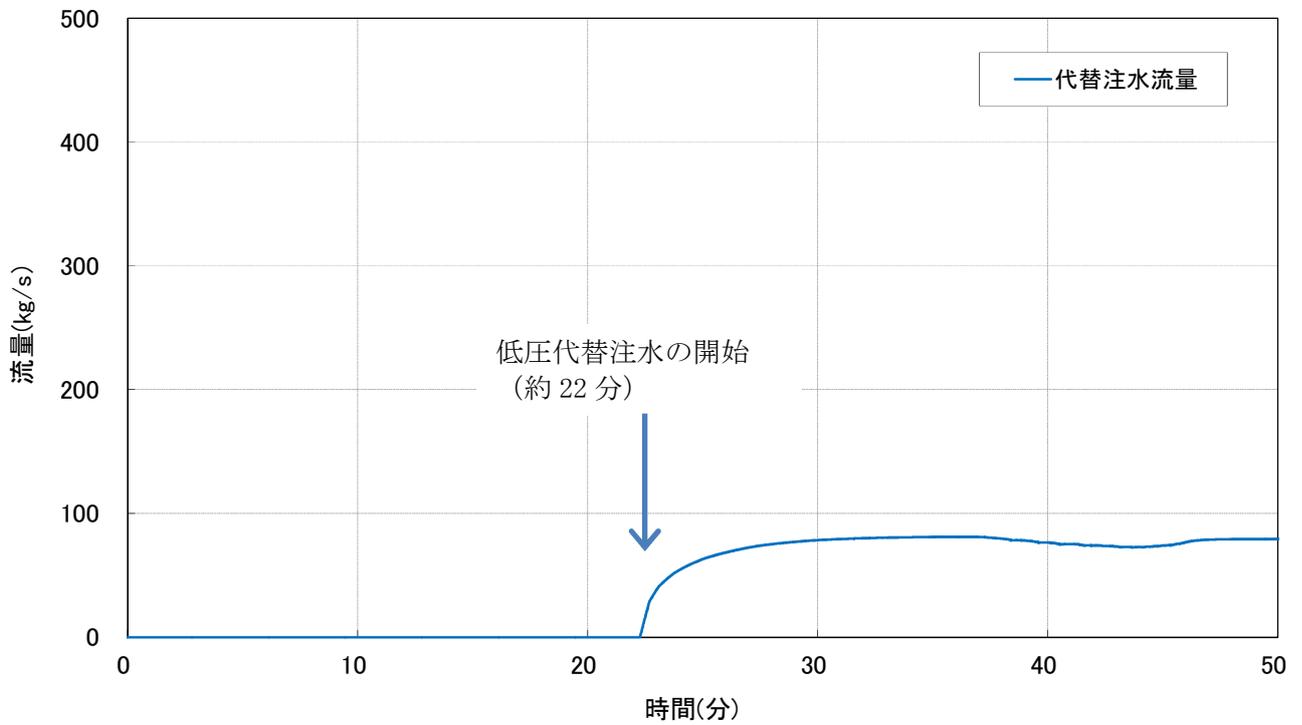


図 4.6.7 低圧代替注水流量の時間変化
Fig. 4.6.7 Alternative low pressure injection flow rate

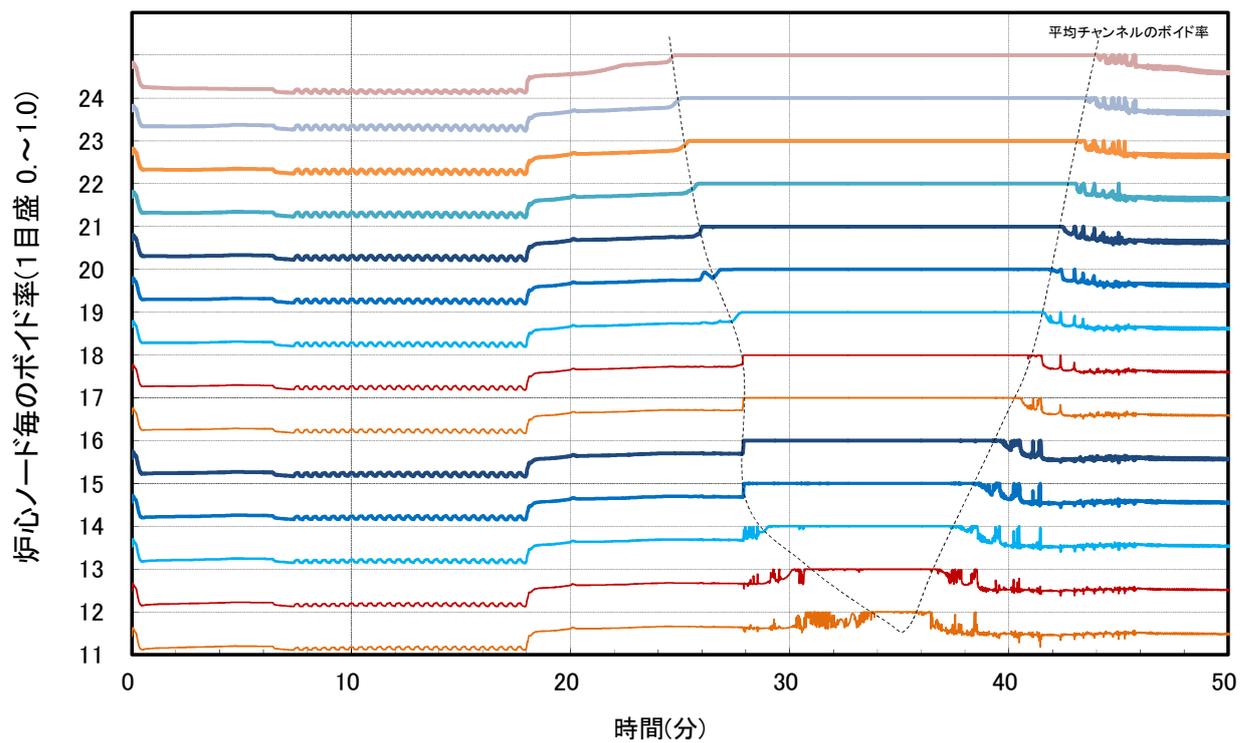


図 4.6.8 ノードごとのボイド率の時間変化 (平均チャンネル)
 Fig. 4.6.8 Void fraction of each node (Average channel)

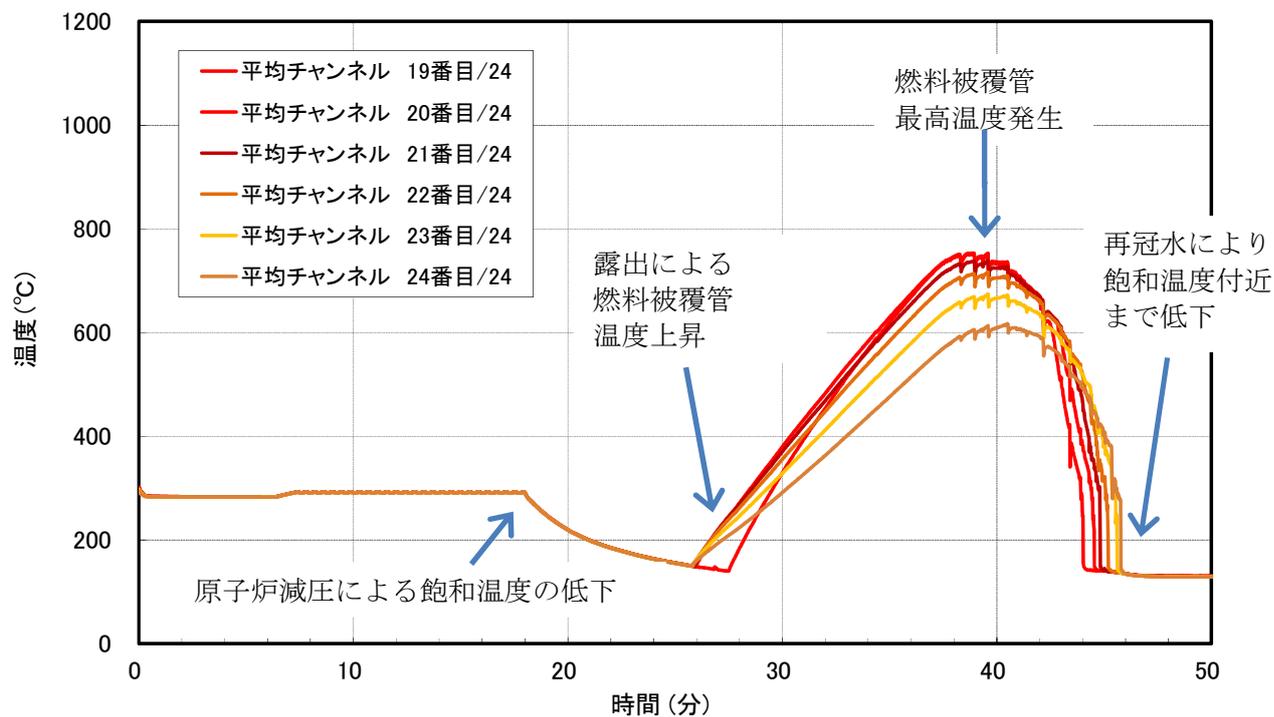


図 4.6.9 燃料被覆管温度の時間変化(1/2)

Fig. 4.6.9 Fuel cladding temperature (1/2)

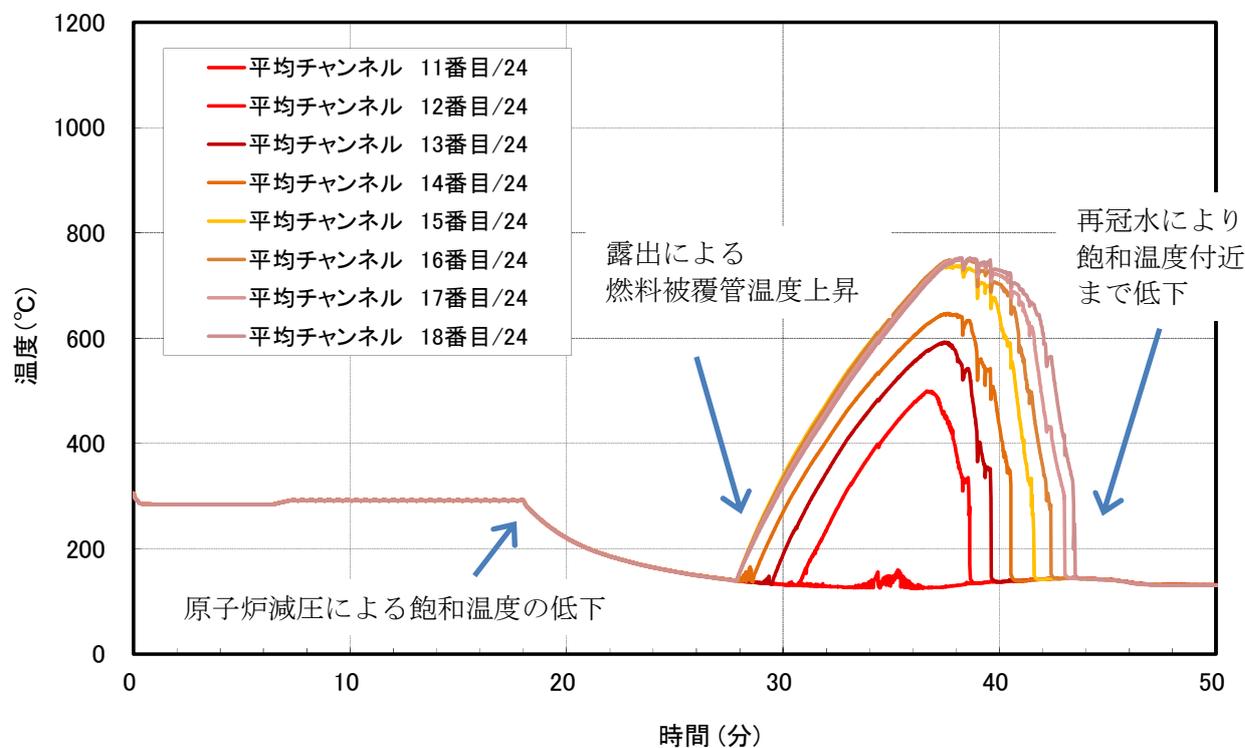


図 4.6.10 燃料被覆管温度の時間変化(2/2)

Fig. 4.6.10 Fuel cladding temperature (2/2)

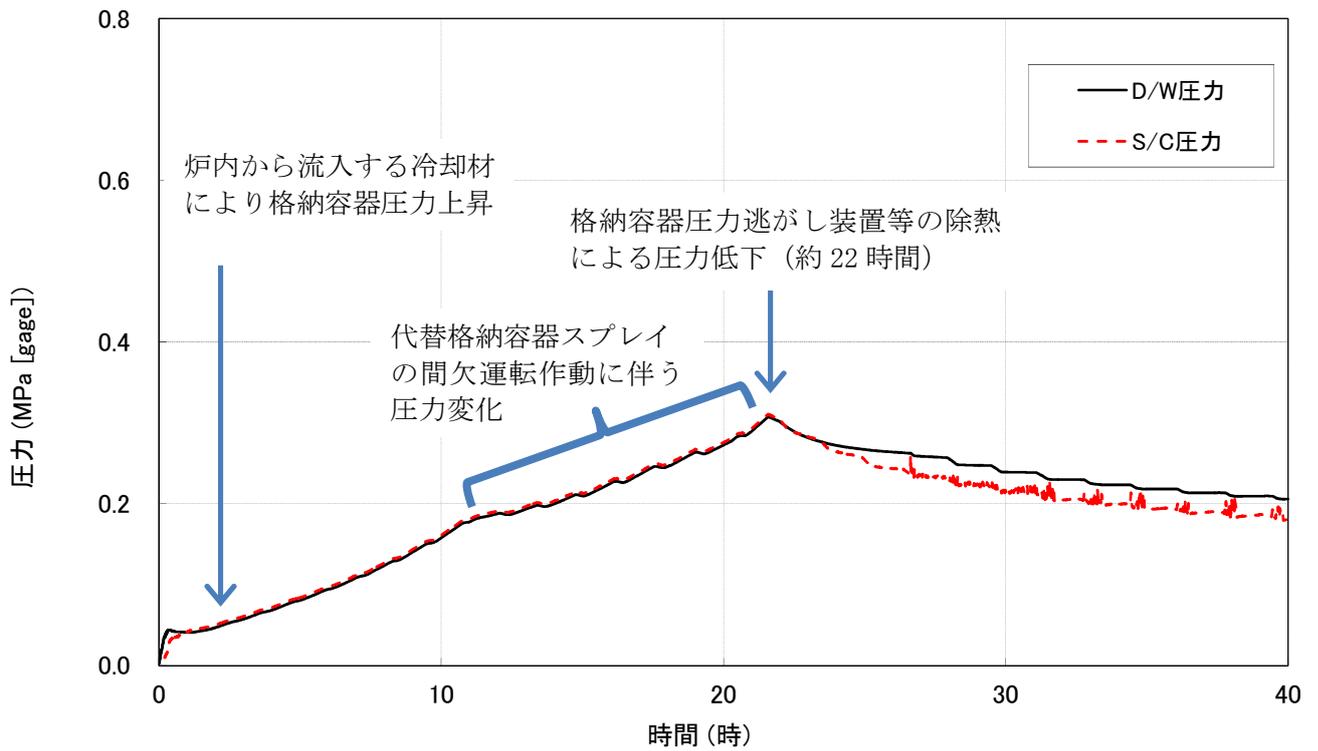


図 4.6.11 格納容器内の圧力の時間変化
Fig. 4.6.11 Pressure in containment vessel

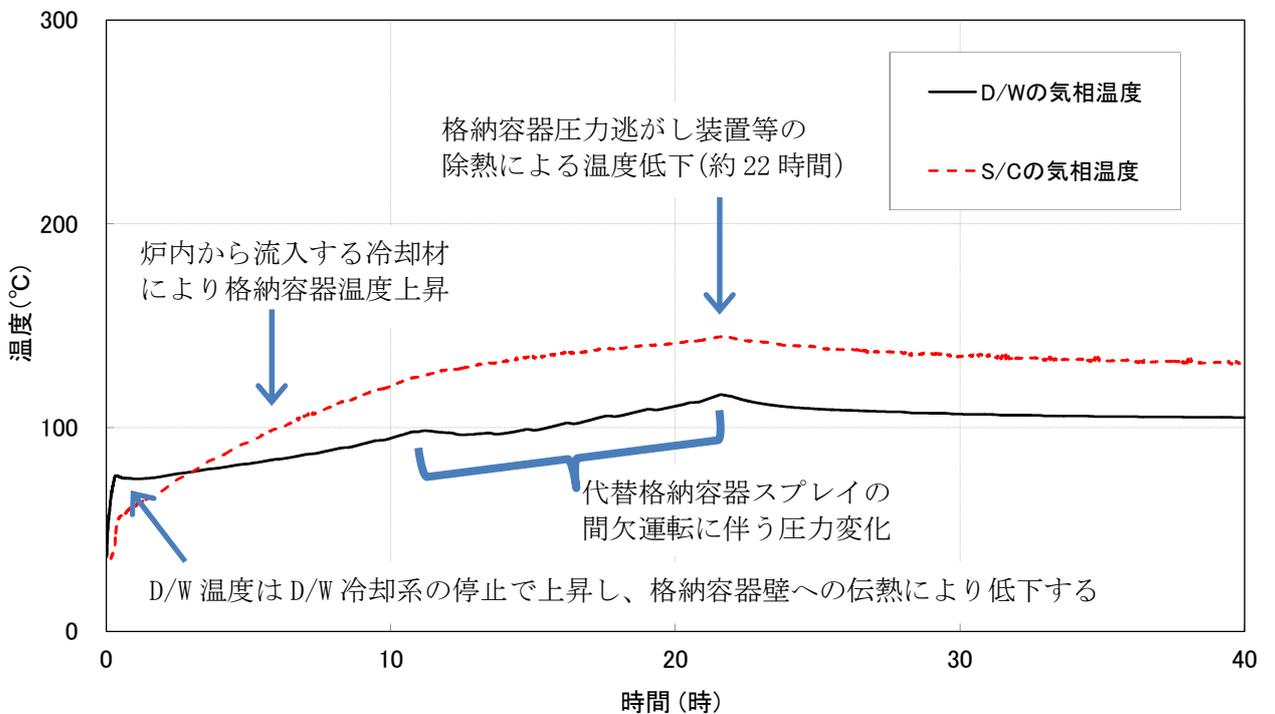


図 4.6.12 格納容器内の気相部温度の時間変化
Fig. 4.6.12 Gas temperature in containment vessel

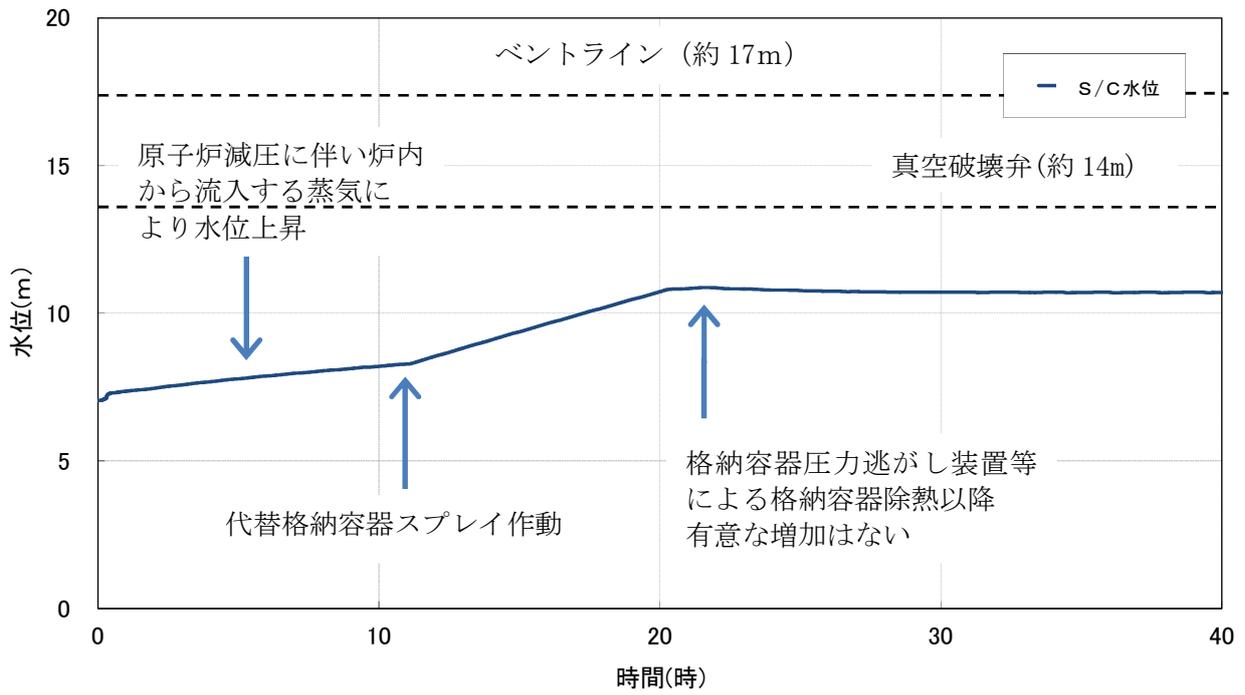


図 4.6.13 S/C 水位の時間変化
 Fig. 4.6.13 S/C water level

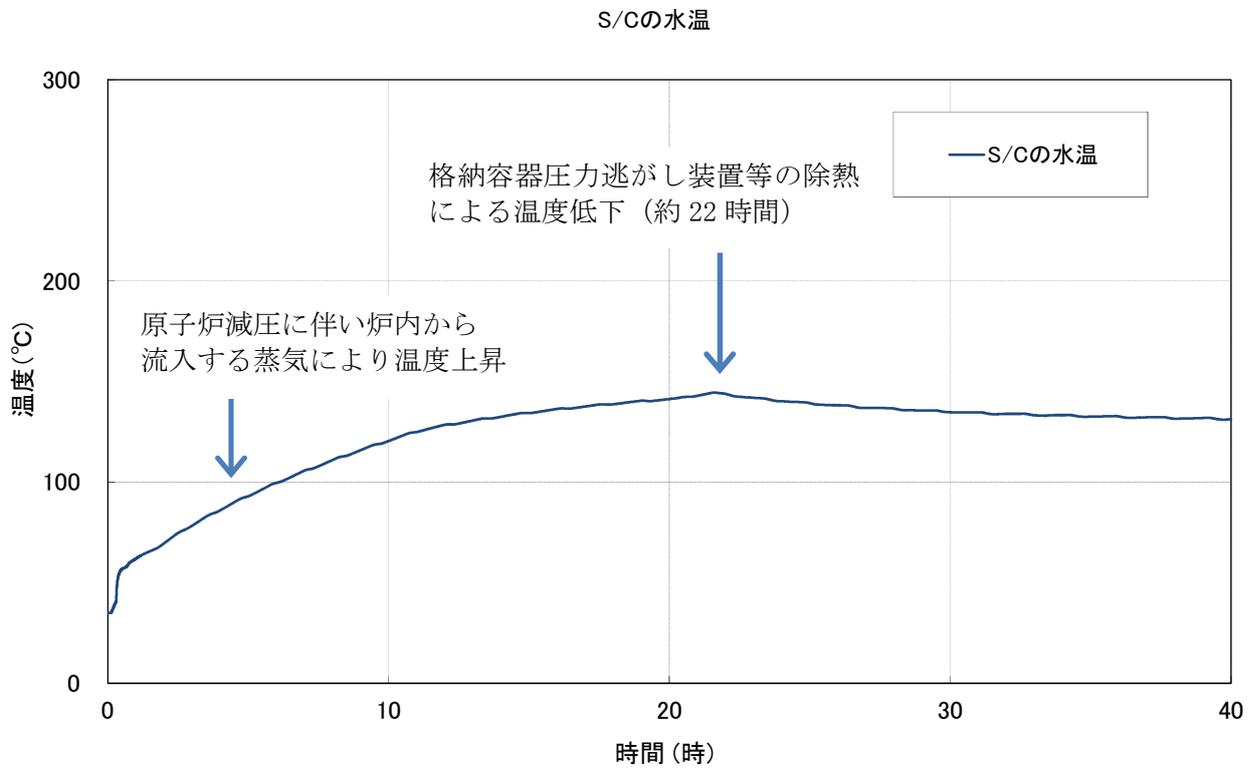


図 4.6.14 S/C 水温の時間変化
 Fig. 4.6.14 S/C water temperature

5. BWR5 プラントの解析

5.1 共通解析条件

本章で示す解析は、旧 JNES が安全研究として整備してきた BWR5 プラントの入力データを基本として行っている。

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変更許可申請書等をベースとして整備してきたものであり、BWR5 プラントの主要な特徴を反映している。今回の解析では、同データに補正申請された国内プラントの設置変更許可申請書及び審査資料等を反映させたものを解析に用いた。

表 5.1 に BWR5 プラントの解析条件を、図 5.1.1 に解析で採用した BWR5 プラント全体のノード分割図を示す。

また、図 5.1.2 に炉心内の燃料集合体を含むチャンネル部のノード分割図を示す。チャンネル部は、平均チャンネル及びホットチャンネルの二つのチャンネルタイプで代表し、その有効加熱部を軸方向に 24 ノードに分割している。

表 5.1 BWR5 プラントの解析条件

Table 5.1 Analytical conditions of BWR5

大項目	項目	解析条件等	備考
炉心	原子炉熱出力	2,436 MWt	定格熱出力
	燃料集合体タイプ	9×9 燃料 (A 型)	単一タイプの燃料を装荷
	最大線出力密度	44.0 kW/m	設計の最大値
	炉心崩壊熱モデル	ANS79 モデル	サイクル末期の値
圧力	原子炉圧力	6.93 MPa[gage]	定格原子炉圧力
流量	炉心流量	35,600 t/h	定格流量 (100%)
水位	原子炉水位	通常運転水位	—
	原子炉水位低 (レベル 3)	気水分離器下端から+66 cm	原子炉スクラムとなる水位
	原子炉水位低 (レベル 2)	気水分離器下端から-63 cm	原子炉隔離時冷却系起動、主蒸気隔離弁閉止 高圧炉心スプレイ系起動、原子炉再循環ポンプトリップ となる水位
	原子炉水位低 (レベル 1)	気水分離器下端から-345 cm	低圧炉心スプレイ系起動、低圧炉心注入系起動、自動減 圧系作動、非常用所内交流電源発電機作動となる水位
機器	逃がし安全弁 (開放設定圧 (弁数))	逃がし弁機能 7.58 MPa[gage] (2 弁) 7.65 MPa[gage] (3 弁) 7.72 MPa[gage] (3 弁) 7.79 MPa[gage] (4 弁)	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	高圧炉心スプレイ系 (流量)	1,050 m ³ /h	1.38 MPa[dif]において
	低圧炉心スプレイ系 (流量)	1,050 m ³ /h	0.78 MPa[dif]において
	低圧炉心注入系 (流量)	1,136 m ³ /h	0.14 MPa[dif]において
	低圧代替注水系 (流量)	200 m ³ /h	1.00 MPa[dif]において
	原子炉隔離時冷却系 (流量)	90.8 m ³ /h	1.04~7.86 MPa[dif]において

表 5.1 BWR5 プラントの解析条件 (続き)
 Table 5.1 Analytical conditions of BWR5(cont.)

大項目	項目	解析条件等	備考
格納容器	D/W 空間部容積	約 7,900 m ³	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	S/C 空間部容積	約 5,100 m ³	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	S/C のプール水量	約 2,800 m ³	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	格納容器圧力逃がし装置等	9.8 kg/s の流量にて除熱	格納容器圧力 0.427 MPa[gage]において

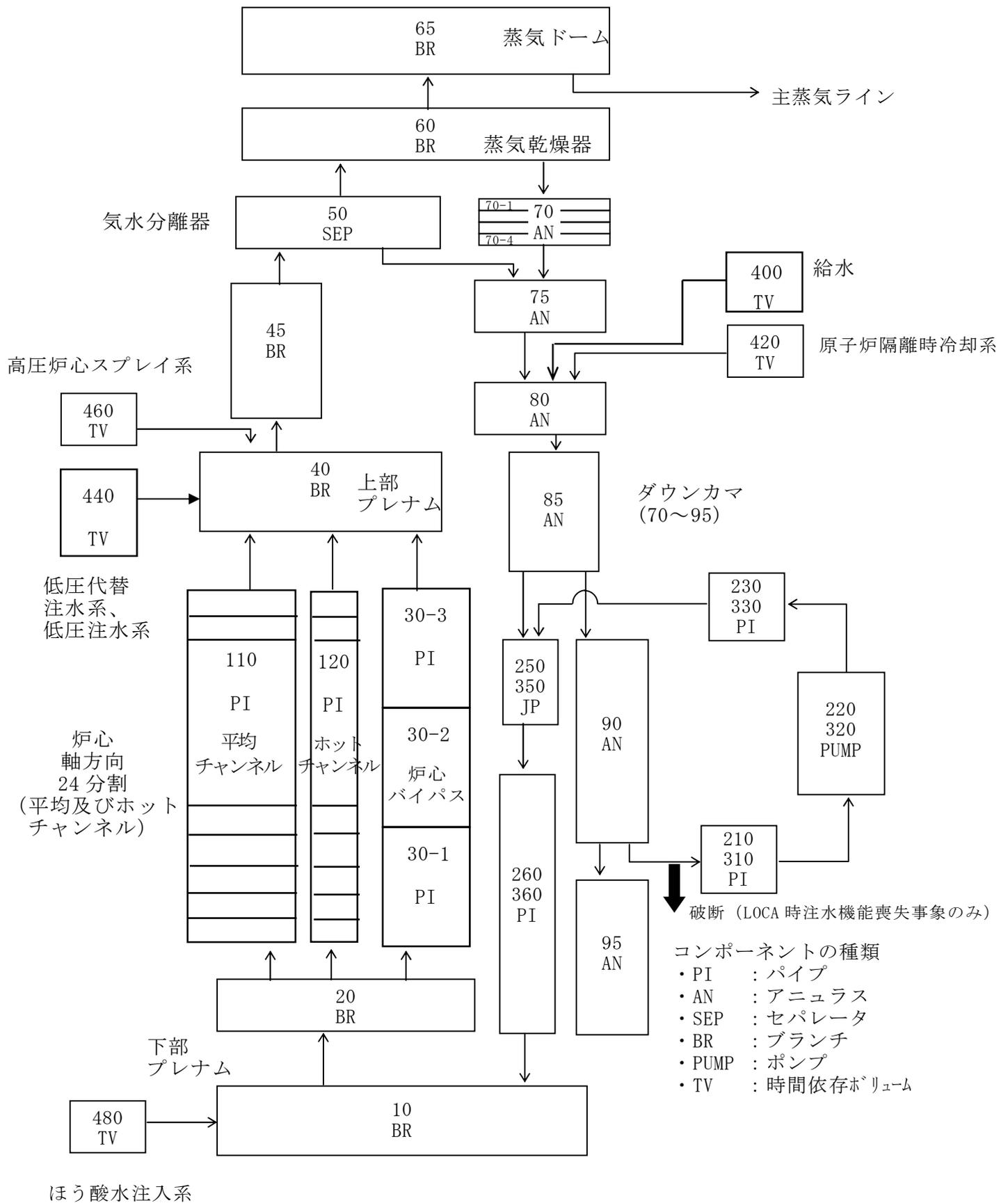


図 5.1.1 BWR5 プラント解析モデルのノード分割

Fig. 5.1.1 Nodalization of BWR5 analytical model

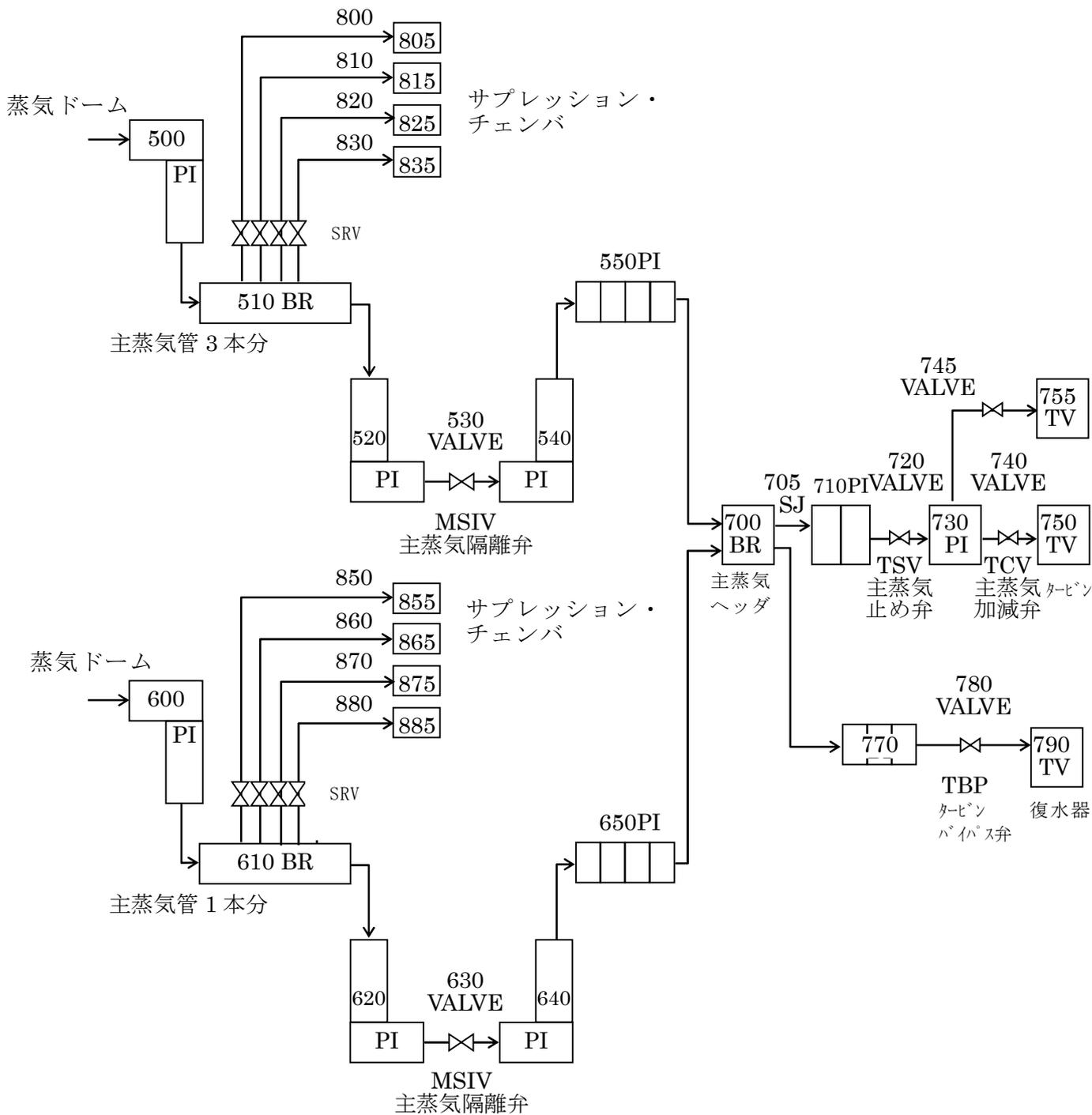


図 5.1.1 BWR5 プラント解析モデルのノード分割 (続き)

Fig. 5.1.1 Nodalization of BWR5 analytical model(cont.)

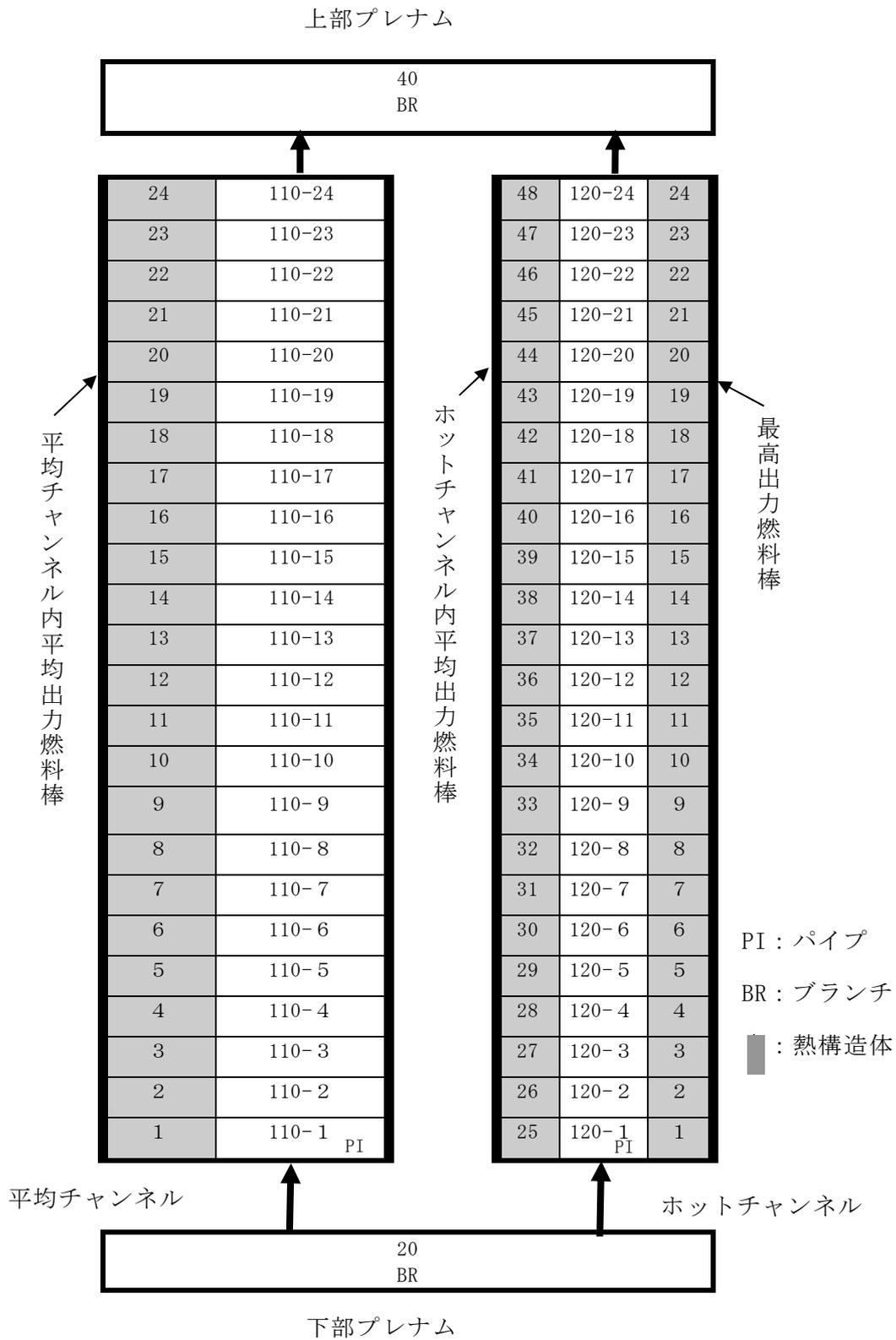


図 5.1.2 炉心内のチャンネル部のノード分割図 (BWR5)
Fig. 5.1.2 Nodalization of fuel channels in core (BWR5)

5.2 高圧・低圧注水機能喪失事象

5.2.1 概要及び事故シーケンス

「高圧・低圧注水機能喪失」は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、原子炉水位低下時に高圧注水機能が喪失し、低圧注水機能も喪失する事象である。

事象進展の特徴の整理及び安全上重要な現象の抽出のために、本事故シーケンスグループの代表事故シーケンスとして、「給水流量の全喪失」を起因事象とする「運転時の異常な過渡変化事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」を解析した。

5.2.2 解析条件

本事故シーケンスの解析条件一覧を表 5.2 に示す。主な解析条件を以下に示す。

- ① 起因事象として、給水流量の全喪失を仮定した。
- ② RCIC、高圧炉心スプレイ系（以下「HPCS」という。）、低圧炉心スプレイ系（以下「LPCS」という。）及び低圧炉心注入系（以下「LPCI」という。）の機能喪失を仮定した。
- ③ 外部電源は使用できないものと仮定して、再循環ポンプは、事象発生と同時にトリップする。

また、主な重大事故等対策を以下に示す。

- ① 低圧代替注水系の準備完了後に、手動操作により SRV を開き原子炉を急速減圧させる。
- ② 原子炉減圧後に低圧代替注水系により原子炉注水を実施する。
- ③ 格納容器圧力 0.427MPa[gage]到達時に格納容器圧力逃がし装置等を作動させ、格納容器内を除熱する。

上記の条件を用いた手順を想定した解析を、安全上重要な現象等を抽出するための基本的な解析ケース（この節において以下「基本解析」という。）として実施した。

5.2.3 基本解析

<事象シナリオ>

本事故シーケンスの事象シナリオを図 5.2.1 に示す。

本事象シナリオでは、給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル 3）信号が発信して、原子炉はスクラムするが、原子炉水位低（レベル 2）で RCIC、HPCS の起動に失敗し、原子炉水位低（レベル 1）で LPCS 及び LPCI の起動に失敗する。

その後、炉心損傷防止対策として手動操作により原子炉を減圧し、減圧後に低圧代替注水

系を起動し、炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷を防ぐ。

また、格納容器の健全性を長期的に維持するため、格納容器圧力逃がし装置等を用いた格納容器除熱を行う。

基本解析の結果を図 5.2.2 から図 5.2.12 に示す。以下、重要なパラメータ等について結果の概要を記す。

<原子炉圧力>

図 5.2.2 に原子炉圧力の変化を示す。

原子炉水位低（レベル 2）への到達（事象発生から約 1 分後）による MSIV 全閉により、原子炉圧力が上昇する。原子炉圧力が 7.58MPa[gage]に到達後、SRV による自動開閉の繰り返しにより、この圧力以下に制御される。その後、高圧のまま維持されることから、低圧代替注水系の注水操作準備完了後、事象発生から 30 分後に手動で SRV を開くことで原子炉は急速に減圧される。

なお、事象発生から約 48 分後には、低圧代替注水系の注水流量増加に伴う発生蒸気の増加による若干の圧力上昇があるが、再冠水期間及びそれ以降の原子炉圧力はおおむね低圧で推移する。

<原子炉水位>

図 5.2.3 に原子炉水位の時間変化として、ダウンコマ水位を示す。

ダウンコマ水位は、給水流量が喪失することから、事象発生直後に急激に低下する。その後、30 分後の急速減圧による SRV からの冷却材流出により、減圧沸騰が生じて一時的に水位が上昇した後原子炉水位は低下し、燃料が露出する。その後、低圧代替注水系による炉心注水が約 32 分後から開始されることで、原子炉水位は回復し、炉心が再冠水する。

<冷却材流出及び注水量>

図 5.2.4 に SRV 流量の変化を示す。

事象発生から約 2 分後以降、SRV の開閉により約 200kg/s の放出が間欠的に行われる。事象発生から 30 分後の SRV の開操作により、放出量は開操作直後に最大約 550kg/s となり、その後原子炉圧力の低下に応じて減少する。

図 5.2.5 に低圧代替注水系流量の変化を示す。約 32 分後から流量が立ち上がり、圧力の低

下に応じて徐々に増加して約 67kg/s の流量で保持される。

<燃料被覆管温度>

図 5.2.6 及び図 5.2.7 に平均チャンネルのホットロッドの燃料被覆管温度の変化を示す。

本解析では、4.2 節と同様に、ホットチャンネルと平均チャンネルとの出力の違い及び燃料集合体間のボイド率の差が、燃料被覆管最高温度が発生するチャンネルに影響を及ぼし、事象発生から約 45 分後に、平均チャンネルにおいて燃料被覆管温度が最も高くなる。その際の燃料被覆管の最高温度は、燃料の露出が遅いことから、約 485℃となった。

図 5.2.8 に平均チャンネルについてノードごとのボイド率変化を示す。

破線で囲まれた部分が、ボイド率 1.0 に到達して燃料が露出し、乾き状態に至る領域を意味しており、燃料被覆管温度が上昇するノードの範囲を表している（炉心の上半分にあたる 11 番目から 24 番目）。SRV による減圧時の下部プレナムでのフラッシングにより、燃料の露出開始が遅れている。

<格納容器内の熱水力挙動>

図 5.2.9 から図 5.2.12 に、格納容器内の圧力及び気相温度並びに S/C の水位及び水温を示す。

事象初期から継続する SRV からの蒸気流入により、格納容器内の圧力、水位、温度はともに上昇する。このとき、S/C の水位及び水温は、同部に流入する蒸気流の凝縮に影響し、同部から D/W に流出する蒸気流量を変えるため、格納容器内の圧力及び温度にも影響する。事象発生から約 25 時間後から格納容器圧力逃がし装置等による除熱を実施することにより、格納容器内の圧力及び温度は徐々に低下していく。格納容器内の最高圧力は、約 0.43MPa[gage]、最高温度は約 153℃である。

5.2.4 まとめ

BWR5 プラントの事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」の代表事故シーケンスとして、「運転時の異常な過渡変件事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」の解析を実施した。

本事象では、給水流量の喪失による原子炉水位低下時に、高圧注水機能と低圧注水機能がともに喪失するが、手動操作により原子炉は減圧され、その後燃料は露出するものの低圧代

替注水系による原子炉注水により炉心は冷却される。また、格納容器は、格納容器圧力逃がし装置等により除熱される。

本事象の特徴は、低圧代替注水系が小容量であるため、水位の回復に時間を要し、燃料被覆管温度が上昇することである。

安全上重要な現象としては、原子炉減圧過程における SRV からの冷却材流出及び燃料集合体内でのボイド率の挙動が挙げられる。

本事象の解析から、SRV による減圧時の下部プレナムでのフラッシングにより、シュラウド内水位が高くなり、燃料の露出が遅くなることがわかった。

表 5.2 解析条件（高圧・低圧注水機能喪失：BWR5）

Table 5.2 Analytical conditions (Loss of high-pressure/low-pressure water injection functions : BWR5)

	項目	条件	備考
事故条件	起回事象	給水流量の全喪失	—
	高圧注水機能及び低圧注水機能、崩壊熱除去機能	機能喪失	—
	外部電源	なし	—
操作条件	SRV 開及び 低圧代替注水系による注水	事象発生から 30 分後	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	格納容器圧力逃がし装置等による除熱操作	格納容器圧力 0.427 MPa [gage] 到達時	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定

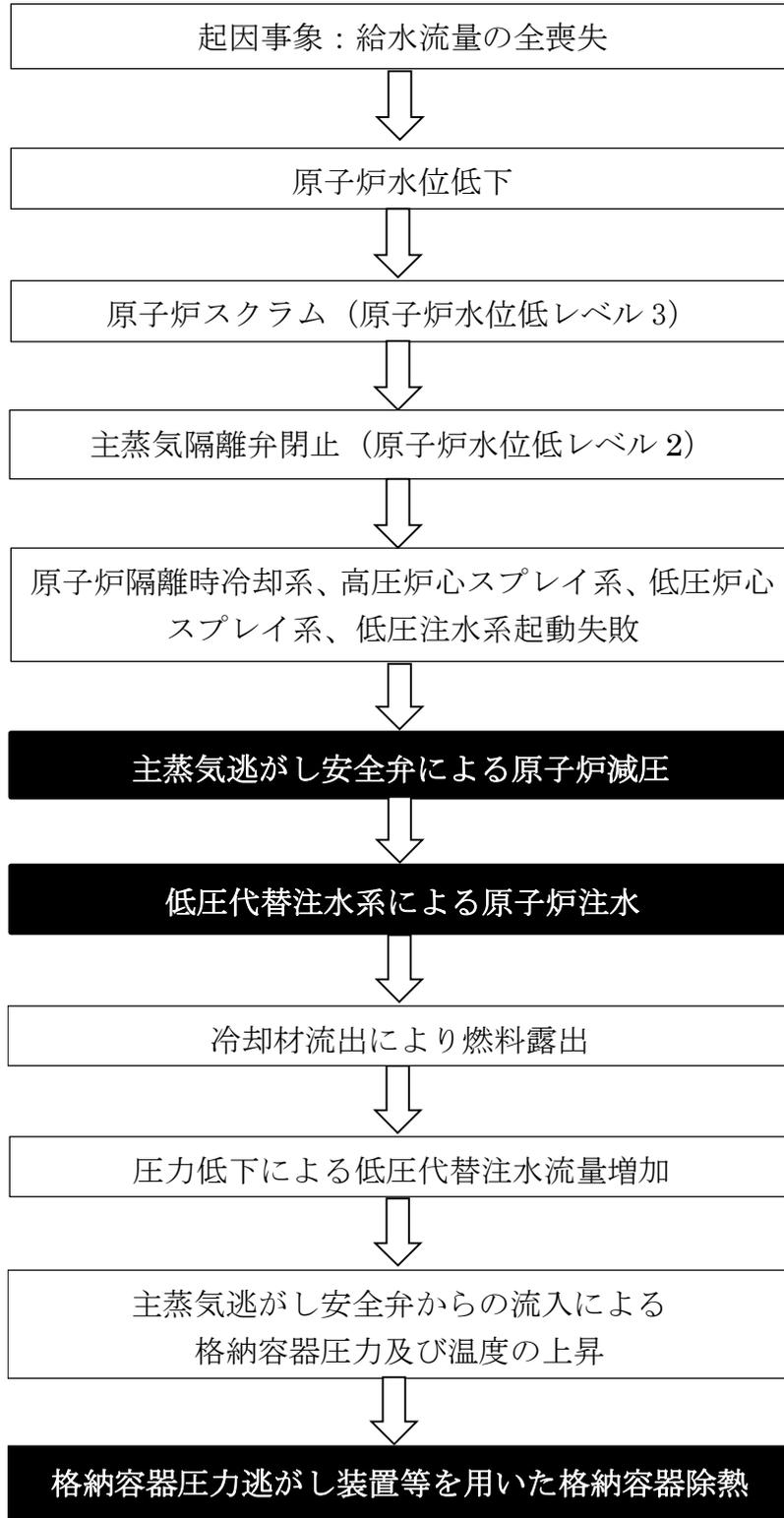


図 5.2.1 高圧・低圧注水機能喪失事象の流れ（黒塗りは重大事故等対策）

Fig. 5.2.1 Flow chart of Loss of high-pressure/low-pressure water injection function

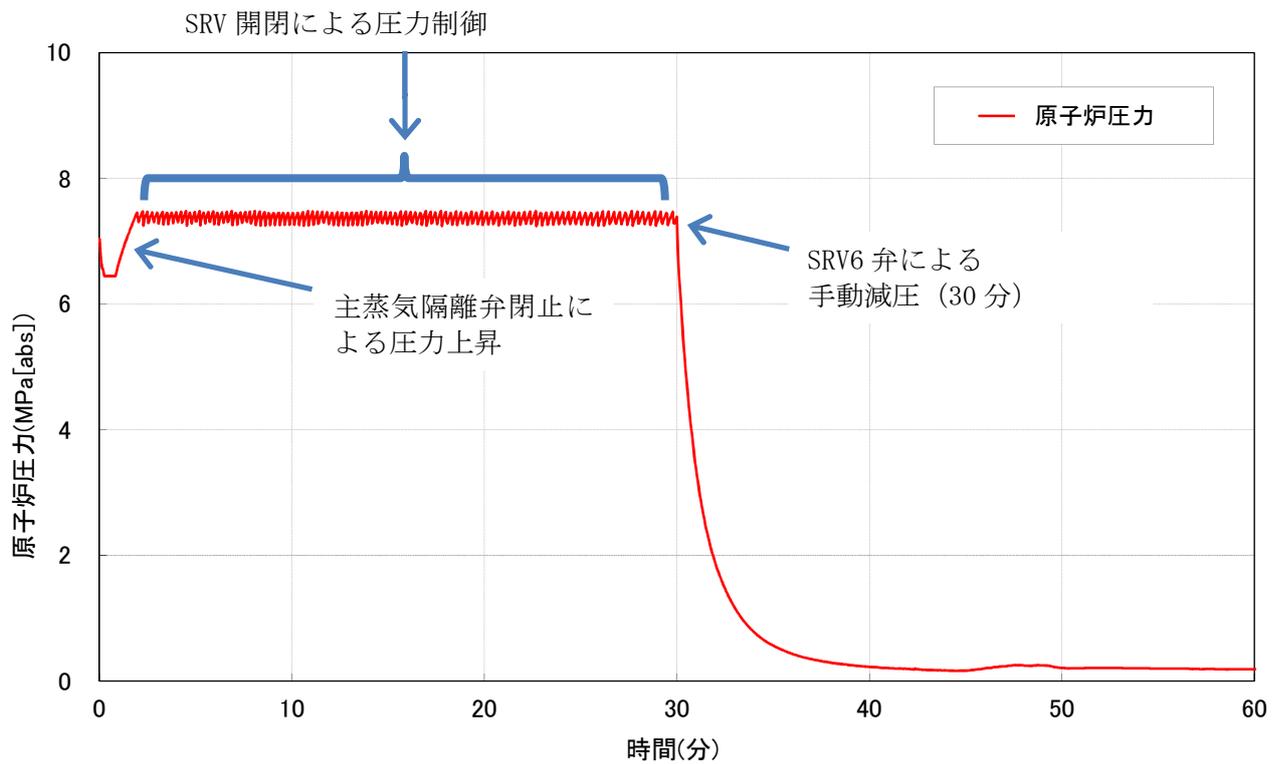


図 5.2.2 原子炉圧力の時間変化
Fig. 5.2.2 Reactor pressure

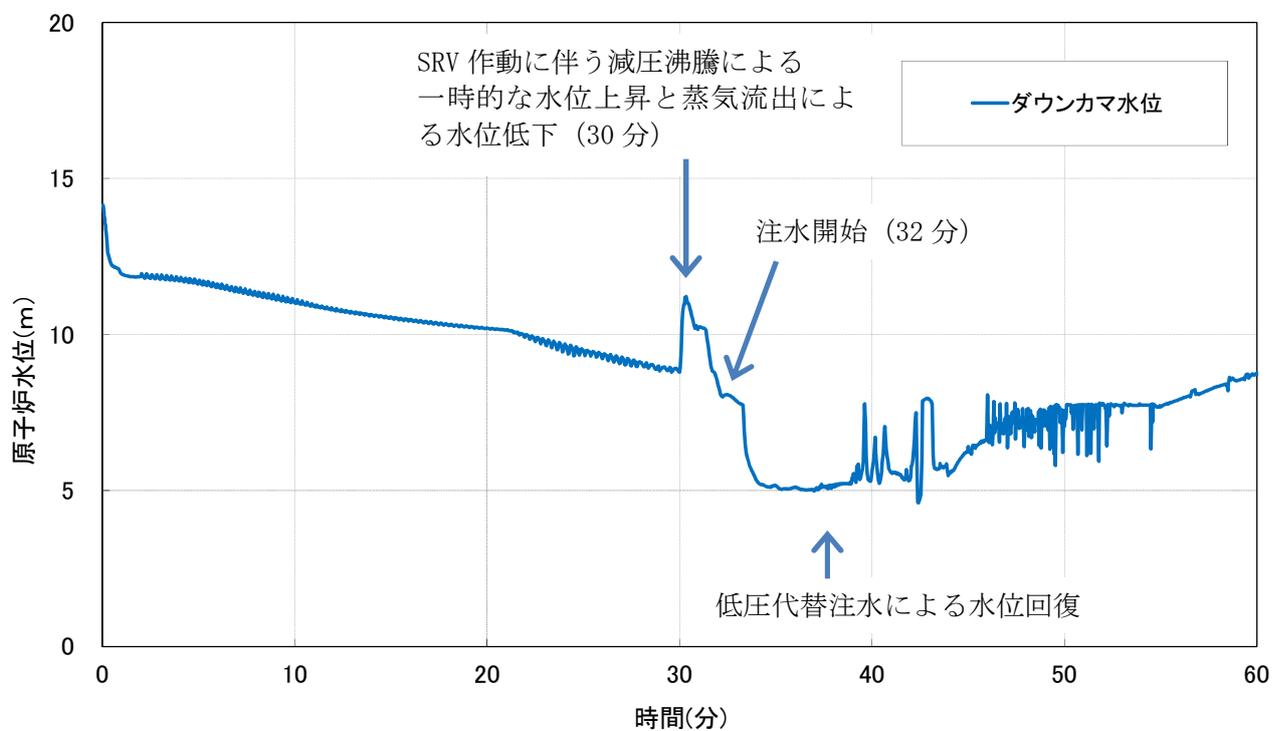


図 5.2.3 原子炉水位 (ダウンカマ水位) の時間変化
Fig. 5.2.3 Reactor water level (Downcomer water level)

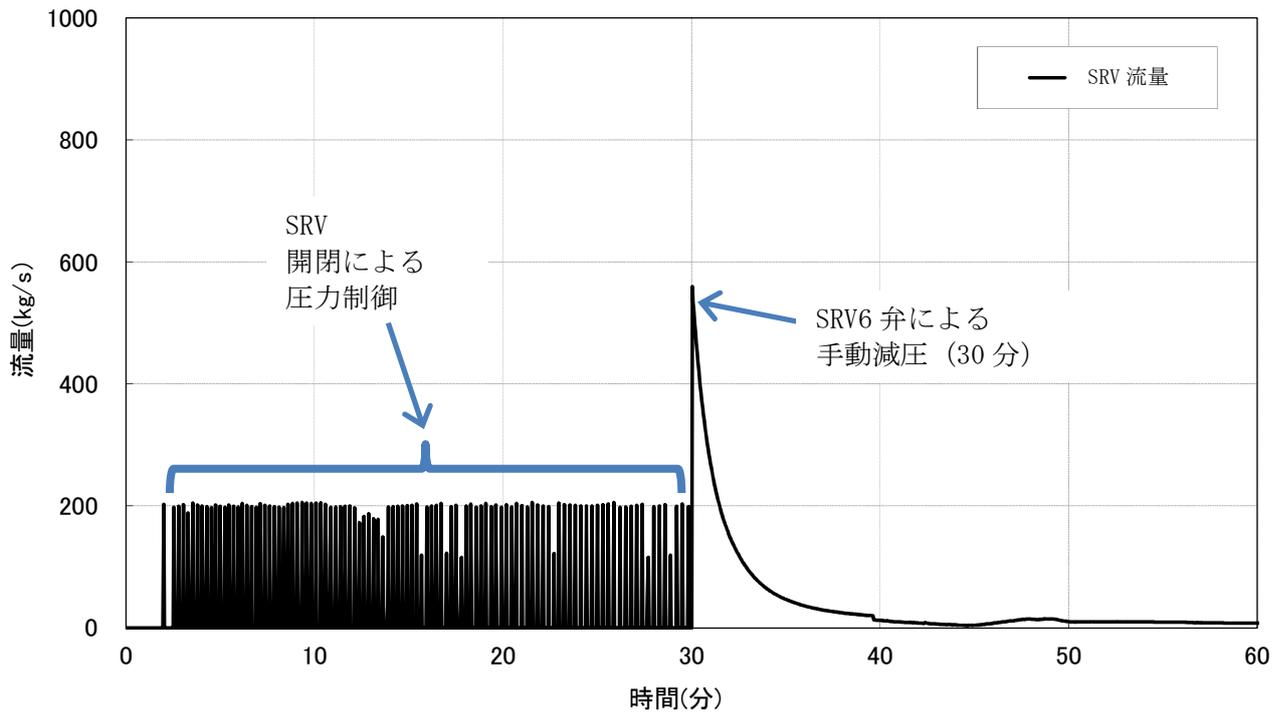


図 5.2.4 SRV 流量の時間変化
Fig. 5.2.4 SRV flow rate

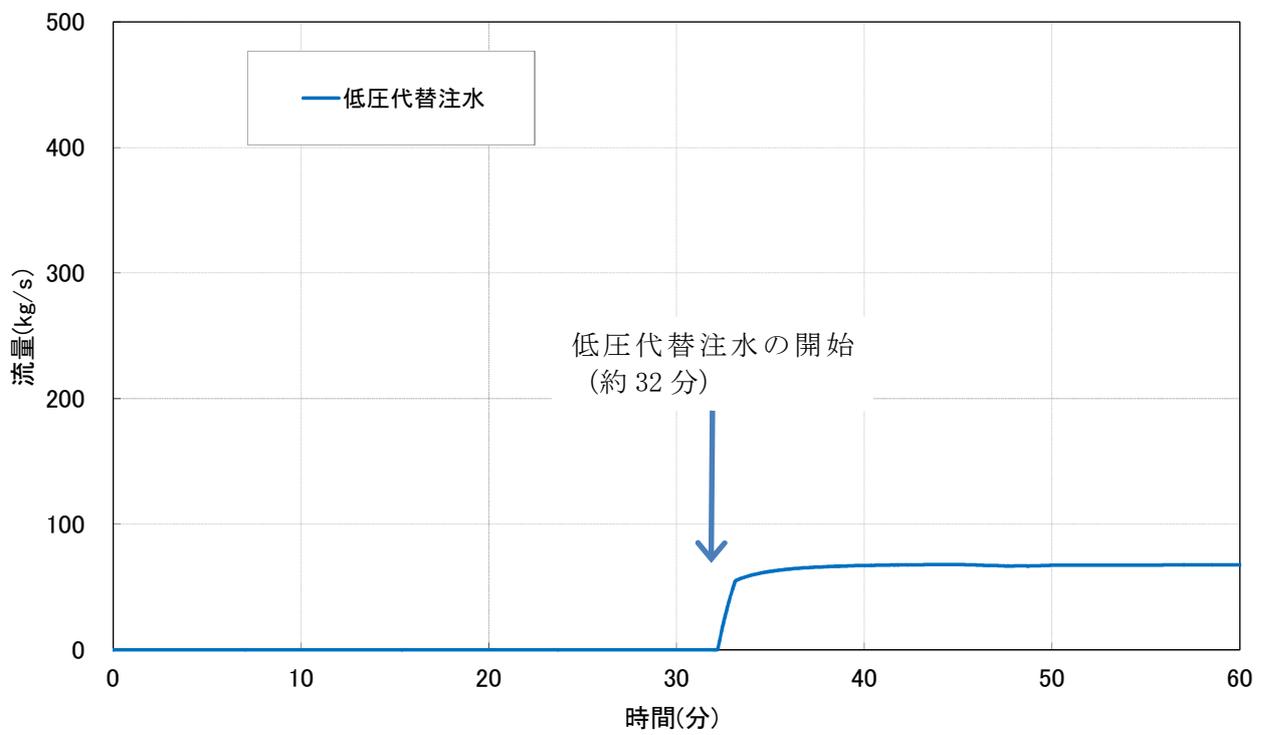


図 5.2.5 低圧代替注水流量の時間変化
Fig. 5.2.5 Alternative low pressure injection flow rate

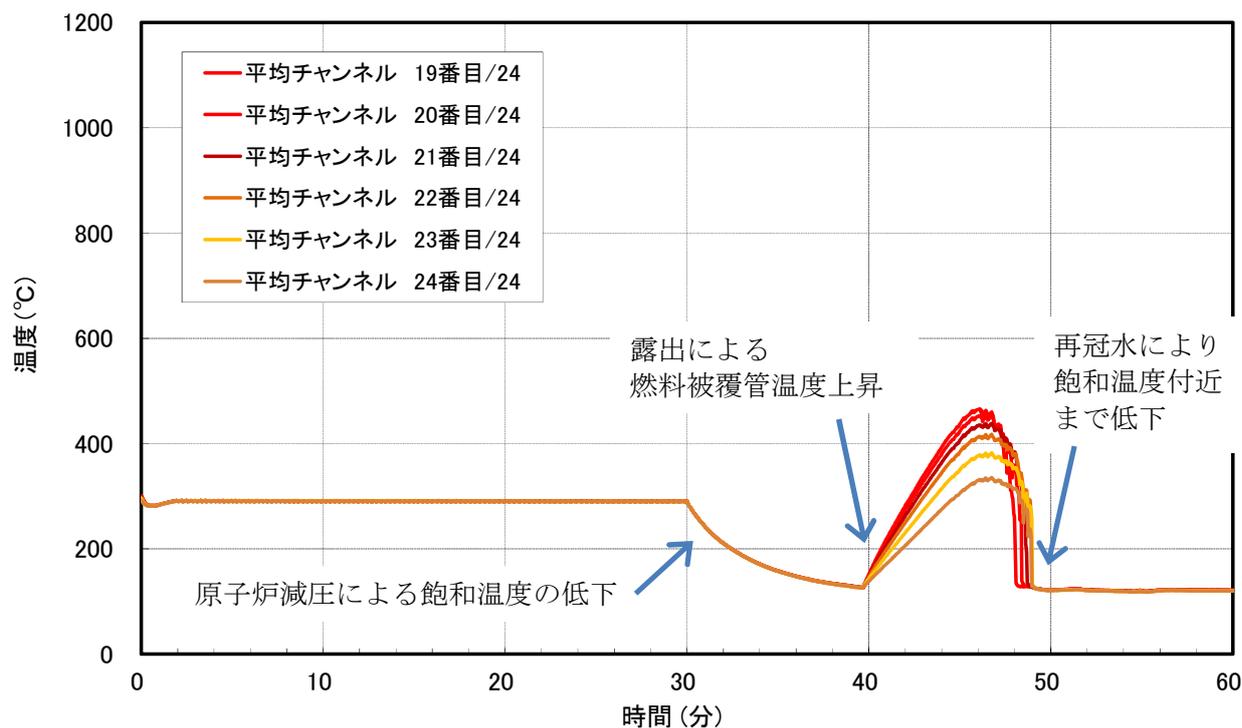


図 5.2.6 燃料被覆管温度の時間変化(1/2)
Fig. 5.2.6 Fuel cladding temperature (1/2)

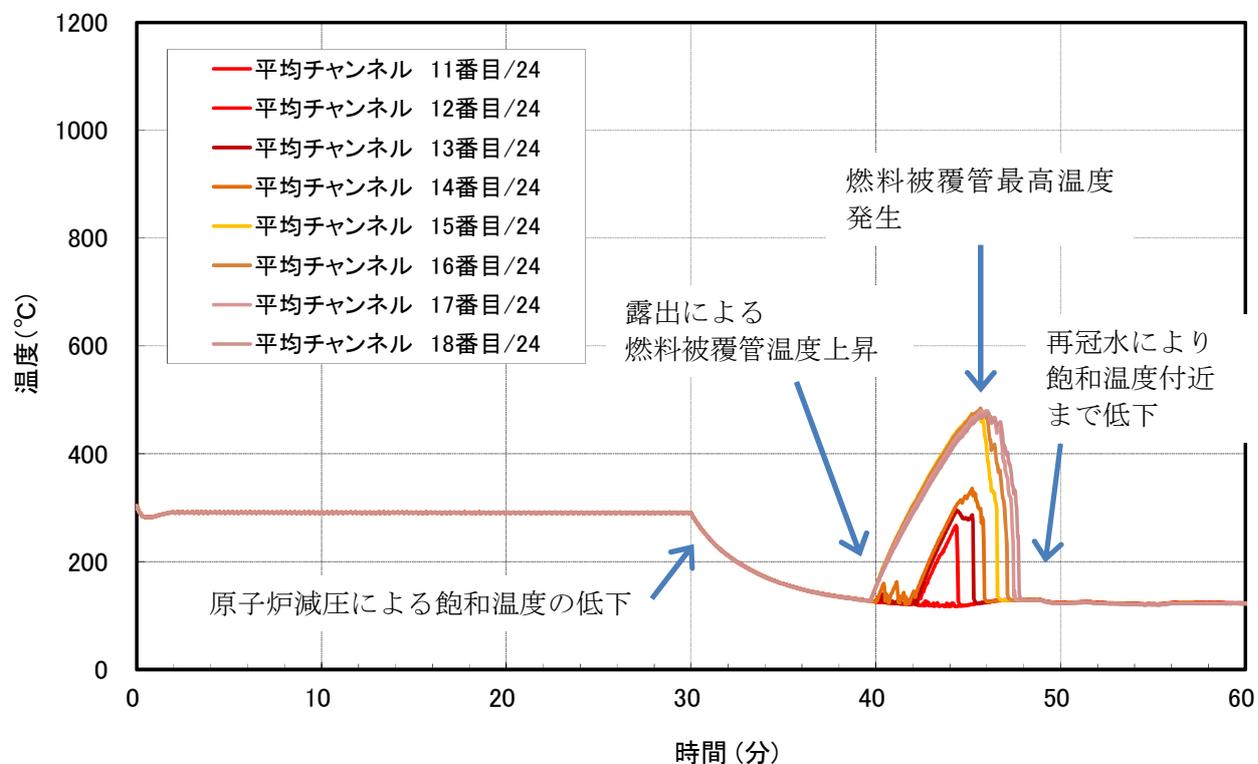


図 5.2.7 燃料被覆管温度の時間変化(2/2)
Fig. 5.2.7 Fuel cladding temperature (2/2)

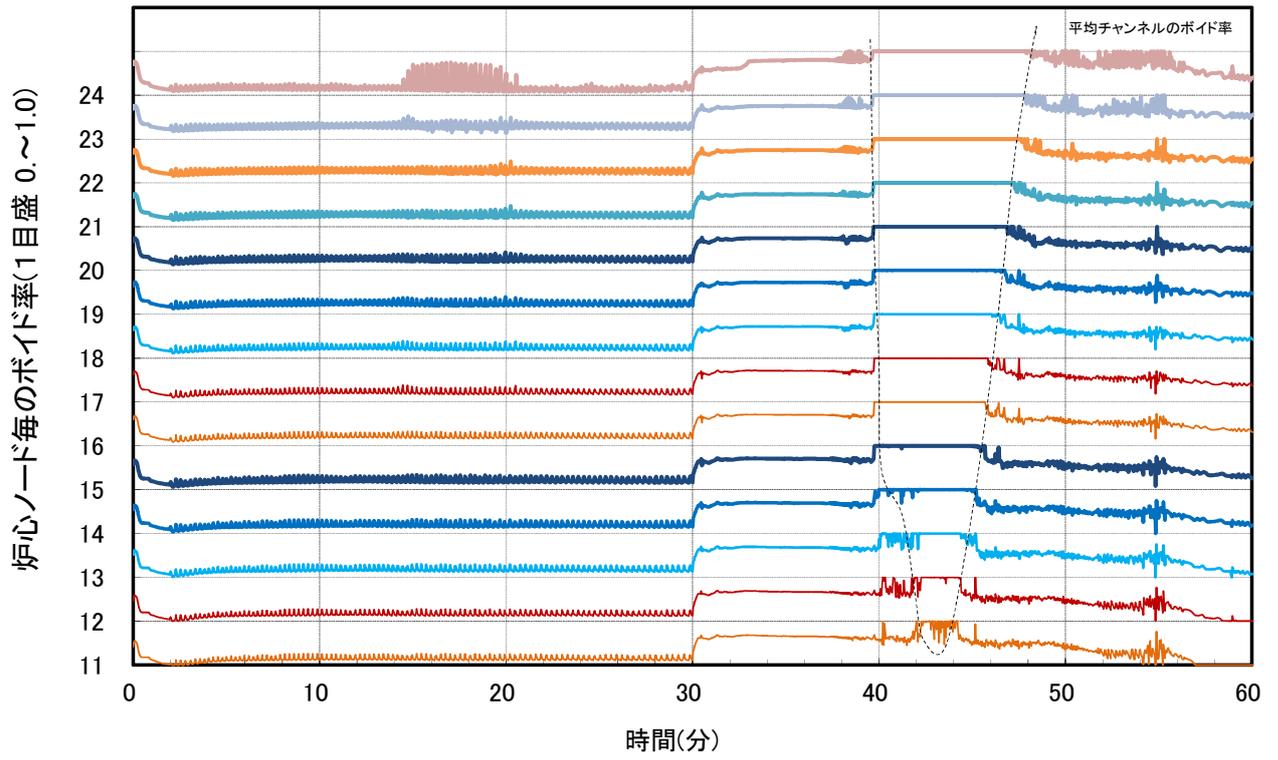


図 5.2.8 ノードごとのボイド率の時間変化 (平均チャンネル)
 Fig. 5.2.8 Void fraction of each node (Average channel)

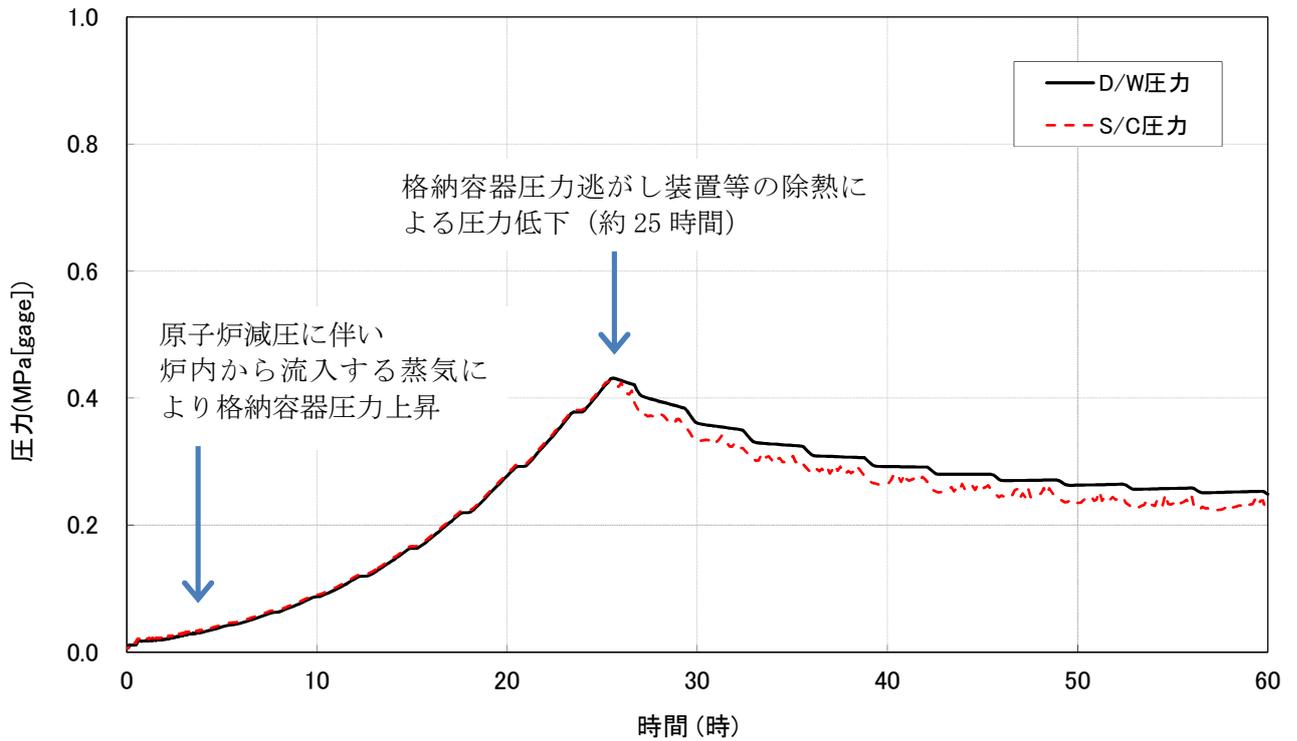


図 5.2.9 格納容器内の圧力の時間変化
Fig. 5.2.9 Pressure in containment vessel

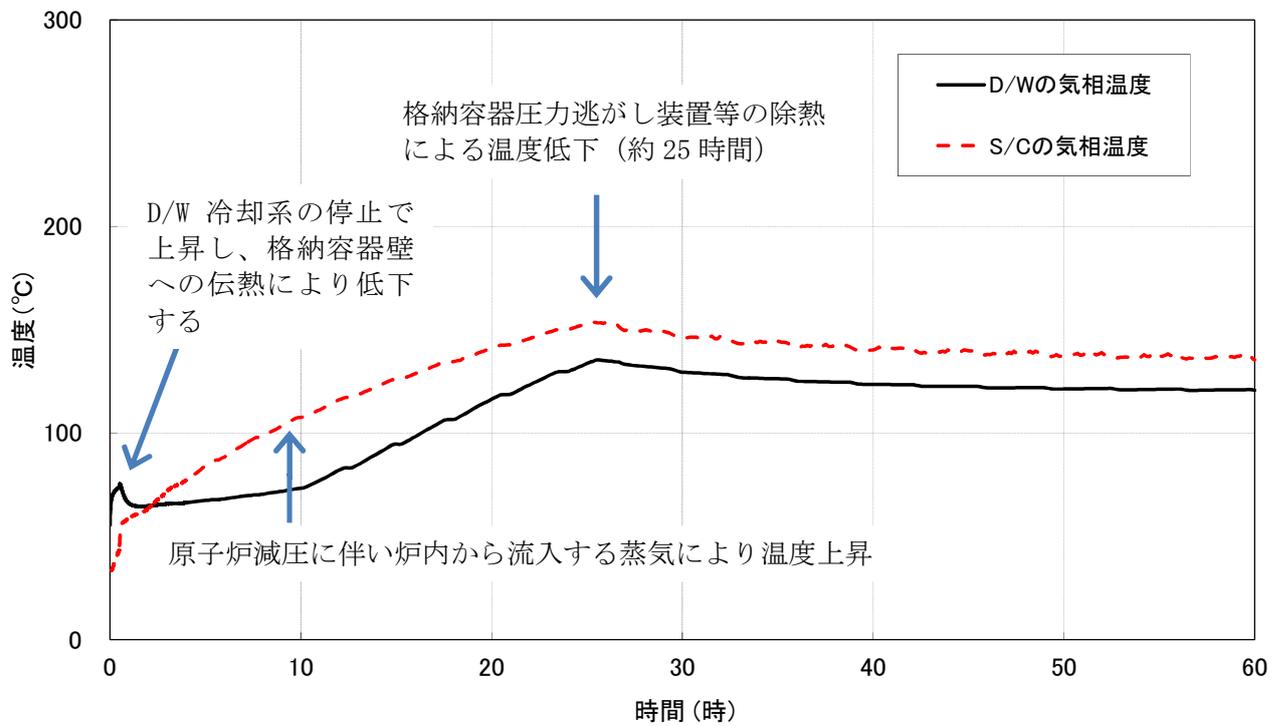


図 5.2.10 格納容器内の気相部温度の時間変化
Fig. 5.2.10 Gas temperature in containment vessel

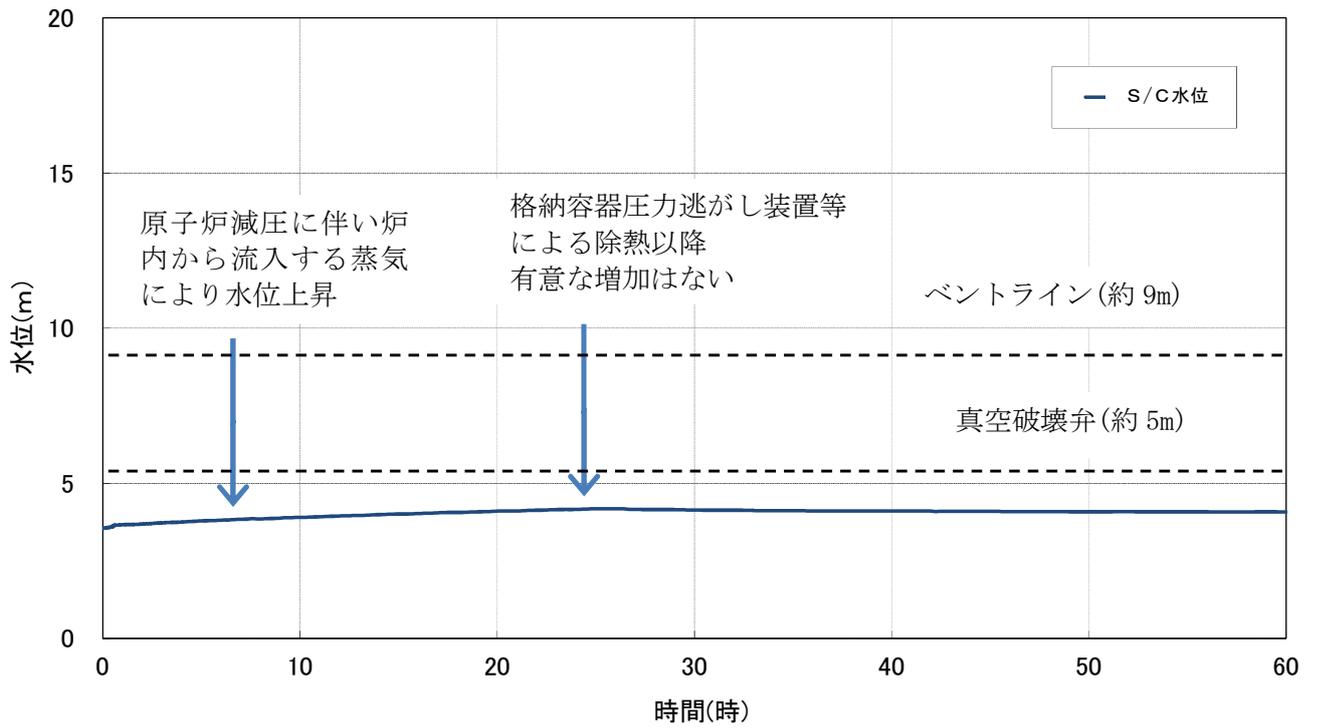


図 5.2.11 S/C 水位の時間変化
Fig. 5.2.11 S/C water level

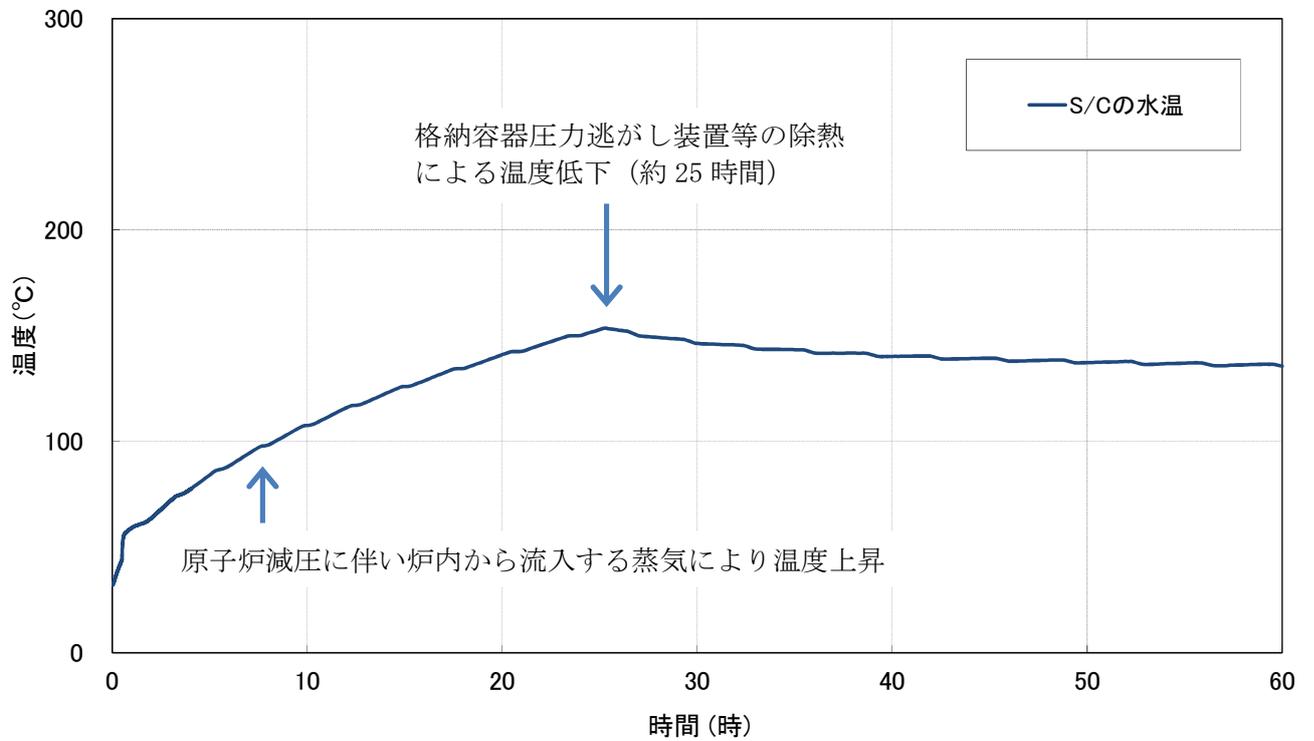


図 5.2.12 S/C 水温の時間変化
Fig. 5.2.12 S/C water temperature

5.3 高圧注水・減圧機能喪失事象

5.3.1 概要及び事故シーケンス

「高圧注水・減圧機能喪失」は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能も喪失する事象である。

事象進展の特徴の整理及び安全上重要な現象の抽出のために、本事故シーケンスグループの代表事故シーケンスとして、「給水流量の全喪失」を起因事象とする「運転時の異常な過渡変化事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗」を解析した。

5.3.2 解析条件

本事故シーケンスの解析条件一覧を表 5.3 に示す。主な解析条件を以下に示す。

- ① 起因事象として、給水流量の全喪失を仮定した。
- ② RCIC 及び HPCS の機能喪失を仮定した。
- ③ LPCS の起動は、仮定しない。
- ④ 原子炉の手動減圧失敗を仮定した。
- ⑤ 外部電源は使用できるものと仮定して、再循環ポンプは原子炉水位低でトリップする。

また、主な重大事故等対策を以下に示す。

- ① 手動の減圧操作に失敗すると仮定する。代替自動減圧回路により、原子炉水位低（レベル 1）到達から約 10 分後に SRV を開き、原子炉を急速減圧させる。
- ② 原子炉水位低（レベル 1）信号により、LPCI が自動起動し原子炉減圧後に原子炉注水を行う。
- ③ 原子炉への注水が開始された時点から、RHR により格納容器の除熱を開始する。

上記の条件を用いた手順を想定した解析を、安全上重要な現象等を抽出するための基本的な解析ケース（この節において以下「基本解析」という。）として実施した。

5.3.3 基本解析

<事象シナリオ>

本事故シーケンスの事象シナリオを図 5.3.1 に示す。

本事象シナリオでは、給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル 3）信号が発信して、原子炉はスクラムするが、原子炉水位低（レベル 2）で RCIC の起動に失敗し、HPCS の自動起動にも失敗し、MSIV が全閉する。原子炉水位低（レベル 1）で LPCI

が起動する。その後、原子炉は代替自動減圧回路により、SRV2 弁が開くことで、急速に減圧され、LPCI による原子炉注水が開始される。

また、格納容器の健全性を長期的に維持するため、RHR を用いた格納容器除熱を行う。

基本解析の結果を図 5.3.2 から図 5.3.12 に示す。以下、重要なパラメータ等について結果の概要を記す。

<原子炉圧力>

図 5.3.2 に原子炉圧力の変化を示す。

原子炉水位低（レベル 2）への到達（事象発生から約 1 分後）による MSIV 全閉により、原子炉圧力が上昇する。原子炉圧力が 7.58MPa[gage]に到達後、SRV による自動開閉の繰り返しにより、この圧力以下に制御される。

その後、炉心は高圧のまま維持されるが、原子炉水位低（レベル 1）に到達した 10 分後に代替自動減圧回路が作動し、SRV2 弁により原子炉圧力は急速に減圧される。

<原子炉水位>

図 5.3.3 に原子炉水位の時間変化として、ダウンコマ水位を示す。

ダウンコマ水位は、給水流量が全喪失することから、事象発生直後に急激に低下する。その後、SRV からの蒸気流出に対応したほぼ一定の減少速度で低下する。その後、代替減圧系による減圧の過程で同水位が一時的に上昇した後、すぐに減少に転じるが、開放する SRV が 2 弁であることから、減圧が緩やかなため、水位は下がりにくくなる。約 47 分から開始される低圧注水によって原子炉水位は回復する。

<冷却材流出及び注水量>

図 5.3.4 に SRV 流量の時間変化を示す。

事象発生から約 2 分後以降、SRV の開閉により約 200kg/s の放出が間欠的に行われる。事象発生から 36 分後に代替自動減圧回路による SRV の 2 弁開により、原子炉の急速減圧による放出がなされ、その後放出量は原子炉圧力の低下に応じて減少する。

図 5.3.5 に低圧注水流量の時間変化を示す。

低圧注水は、約 47 分から流量が立ち上がり、徐々に増加して約 300kg/s の流量で保持される。

<燃料被覆管温度>

図 5.3.6 及び図 5.3.7 にホットチャンネルのホットロッドの燃料被覆管温度の時間変化を示す。

この事象シナリオにおいては、大容量の LPCI が作動するため、水位の回復が早く、燃料被覆管温度の上昇が抑制される。解析結果では、原子炉水位が最も低くなる約 47 分付近において、ホットロッドの燃料被覆管温度が最も高くなり約 545°C に達している。

図 5.3.8 にホットチャンネルについてノードごとのボイド率の時間変化を並べて示す。

破線で囲まれた部分が、ボイド率が 1.0 に到達しホットチャンネルが露出して乾き状態に至り、燃料被覆管温度が上昇を開始する領域を表している（炉心の上半分にあたる第 11 ノードから第 24 ノード）。事象発生から約 46 分後に乾き部の下端が第 11 ノード位置まで低下する。

事象発生から約 47 分後に開始される低圧注水が上部プレナムに注水されるため、炉心バイパス部から下部プレナムへのサブクール水の落水が生じ、下部プレナム中のボイドがつぶれて、原子炉圧力が低下するため、同部でフラッシングが発生する。これにより、一時的にチャンネル内の二相水位が上昇し、燃料被覆管温度は低下する。その後、フラッシングの収束とともに二相水位が大きく低下する結果、燃料被覆管温度は再び上昇する。ただし、LPCI による注水が続くため、二相水位が再度上昇することで燃料被覆管温度は早期に下降に転じて飽和温度近傍まで低下する。

<格納容器内の熱水力挙動>

図 5.3.9 から図 5.3.12 に、格納容器内の圧力及び気相温度並びに S/C の水位及び水温を示す。

事象発生から約 20 時間までは、SRV からの蒸気流入により、格納容器圧力、水位、温度ともに上昇するが、原子炉への注水が開始された時点から RHR による格納容器内の除熱を行うことにより、格納容器内の温度及び圧力は徐々に低下していく。格納容器内の最高圧力は約 0.06MPa [gage]、最高温度は約 96°C である。

5.3.4 まとめ

BWR5 プラントの事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」の代表事故シーケン

スとして、「運転時の異常な過渡変件事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗」の解析を実施した。

本事象では、給水流量の喪失による原子炉水位低下時に、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能が喪失するが、重大事故等時の SRV 作動回路により SRV が開くことで原子炉は減圧され、その後燃料は露出するものの LPCI による原子炉注水により炉心は冷却される。また、格納容器は RHR を用いた S/C のプール水冷却モード運転により除熱される。

本事象の特徴は、大容量の LPCI が作動するため、水位の回復が早く、燃料被覆管温度の上昇が抑制されることである。

安全上重要な現象としては、原子炉減圧過程における、SRV からの冷却材流出挙動及び燃料集合体内でのボイド率の挙動が挙げられる。

本事象の解析から、原子炉の急速減圧操作における SRV の個数（5.2 節の事象では 6 弁、本事象では 2 弁）が減圧速度、冷却材流出量及び原子炉水位低下速度に大きく影響することがわかった。また、低圧注水によって引き起こされる下部プレナムでのフラッシングが、燃料被覆管温度挙動に影響を及ぼすこともわかった。

表 5.3 解析条件 (高圧注水・減圧機能喪失 : BWR5)

Table 5.3 Analytical conditions (Loss of high-pressure water injection/depressurization functions : BWR5)

	項目	条件	備考
事故条件	起回事象	給水流量の全喪失	—
	高圧注水機能及び減圧機能	機能喪失	—
	外部電源	なし	—
機器条件	代替自動減圧回路による原子炉急速減圧	原子炉水位低 (レベル 1) 到達から 10 分後に 2 弁開	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
操作条件	S/C のプール水冷却モード運転による格納容器除熱	原子炉への注水開始時	—

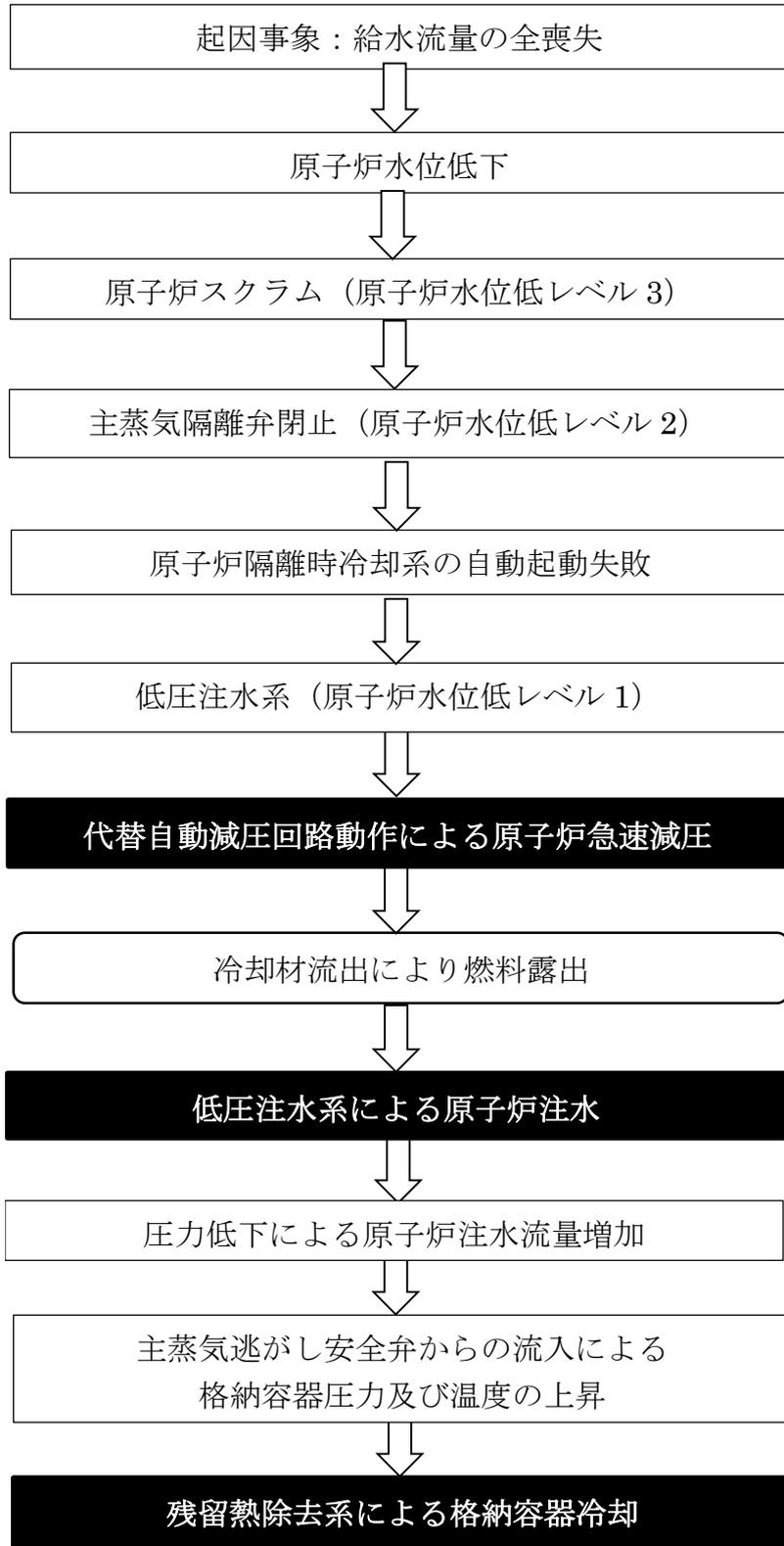


図 5.3.1 高圧注水・減圧機能喪失事象の流れ（黒塗りは重大事故等対策）
 Fig.5.3.1 Flow chart of Loss of high-pressure water injection/depressurization functions

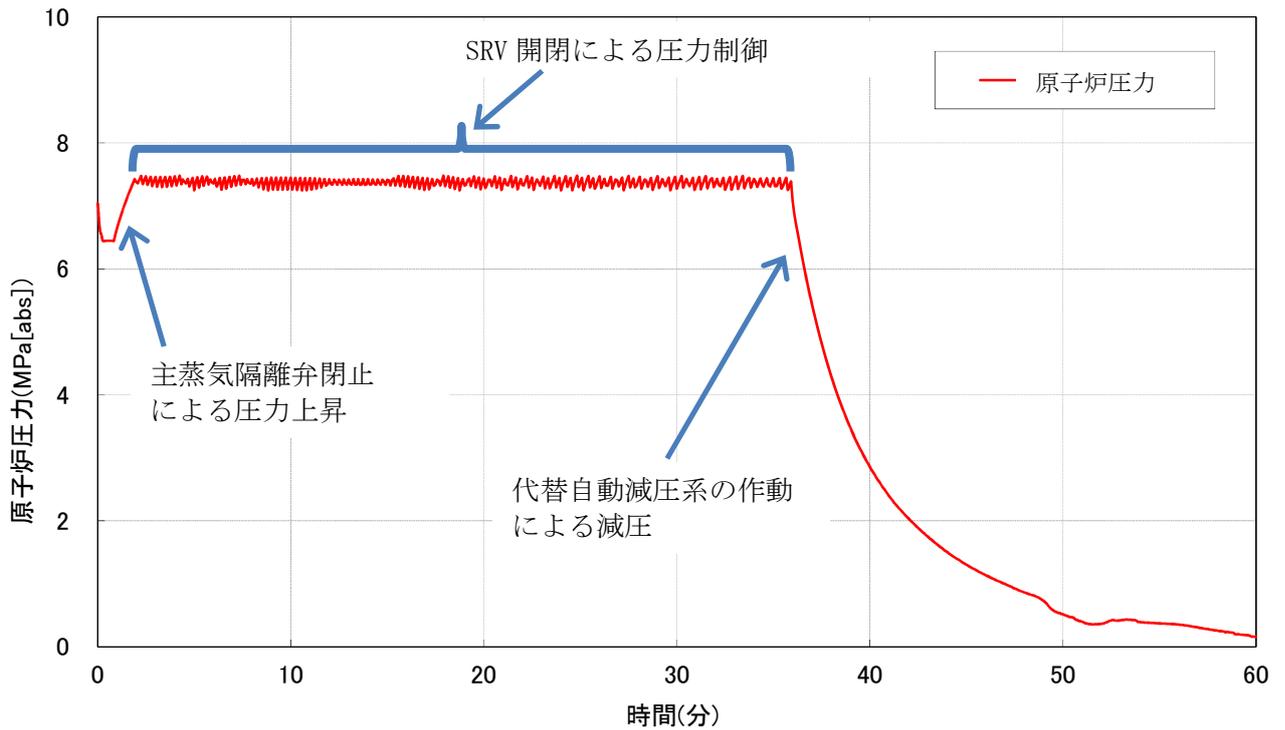


図 5.3.2 原子炉圧力の時間変化
Fig. 5.3.2 Reactor pressure

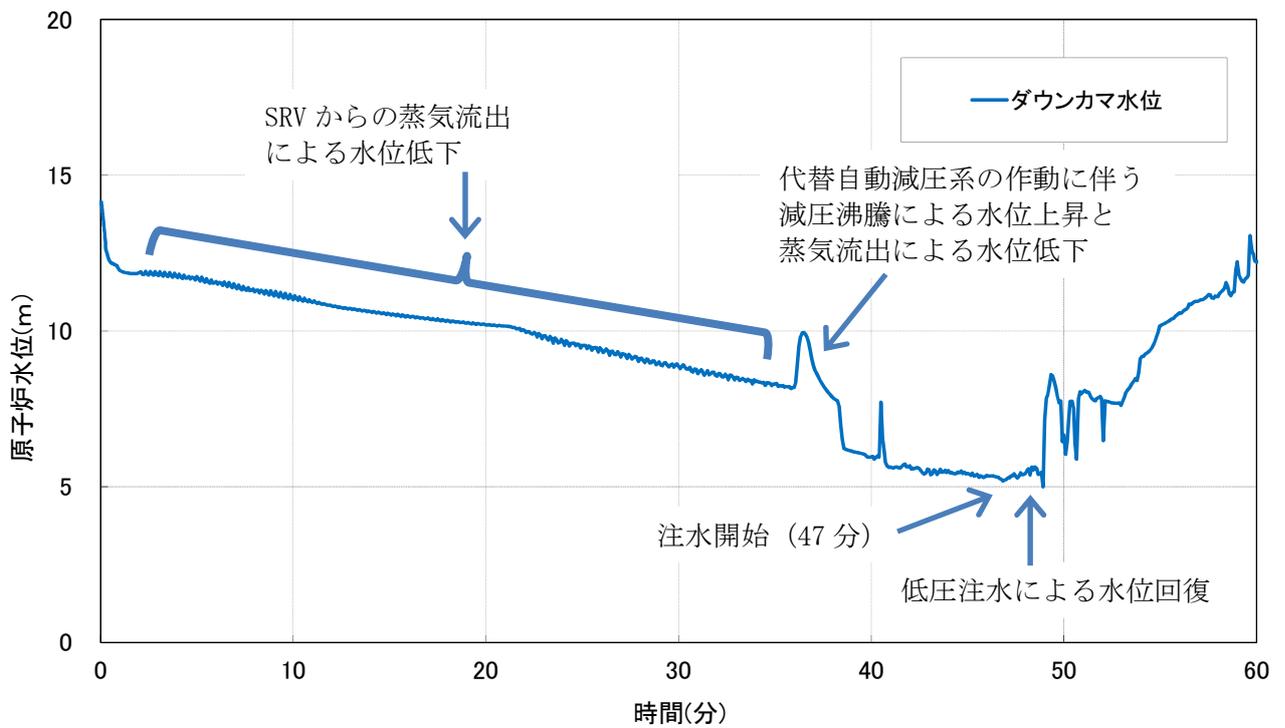


図 5.3.3 原子炉水位 (ダウンカマ水位) の時間変化
Fig. 5.3.3 Reactor water level (Downcomer water level)

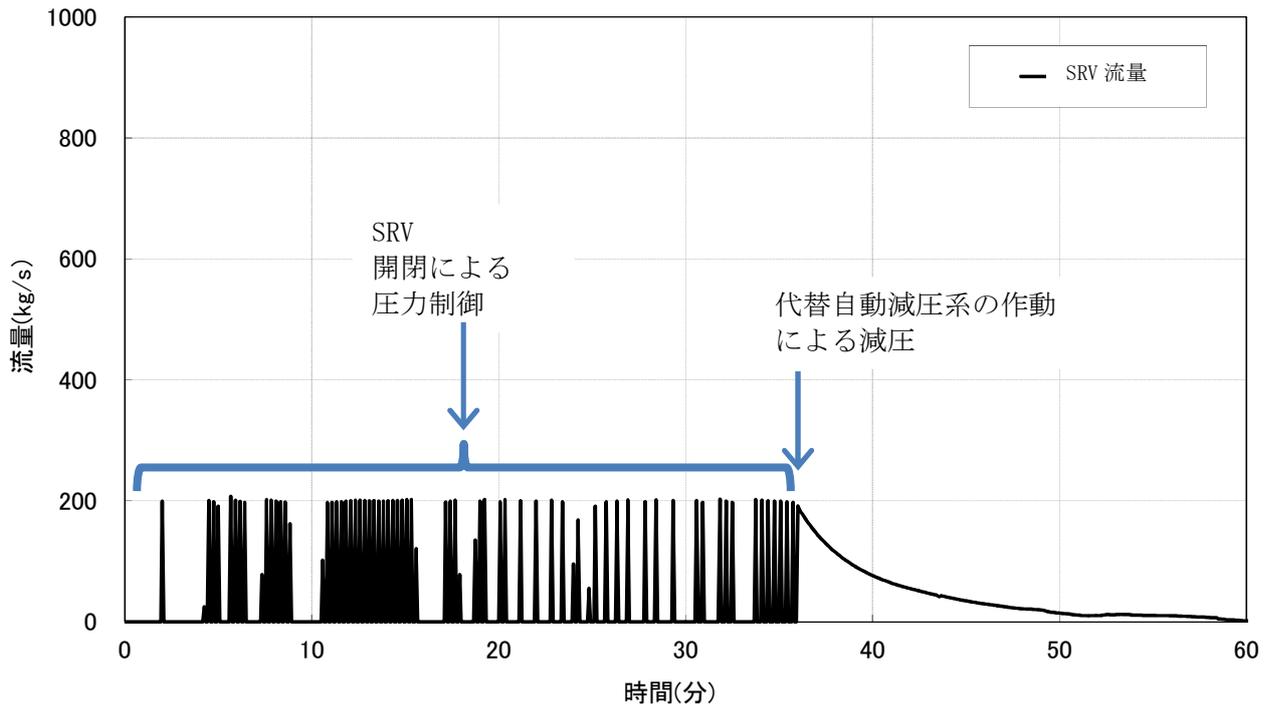


図 5.3.4 SRV 流量の時間変化
Fig. 5.3.4 SRV flow rate

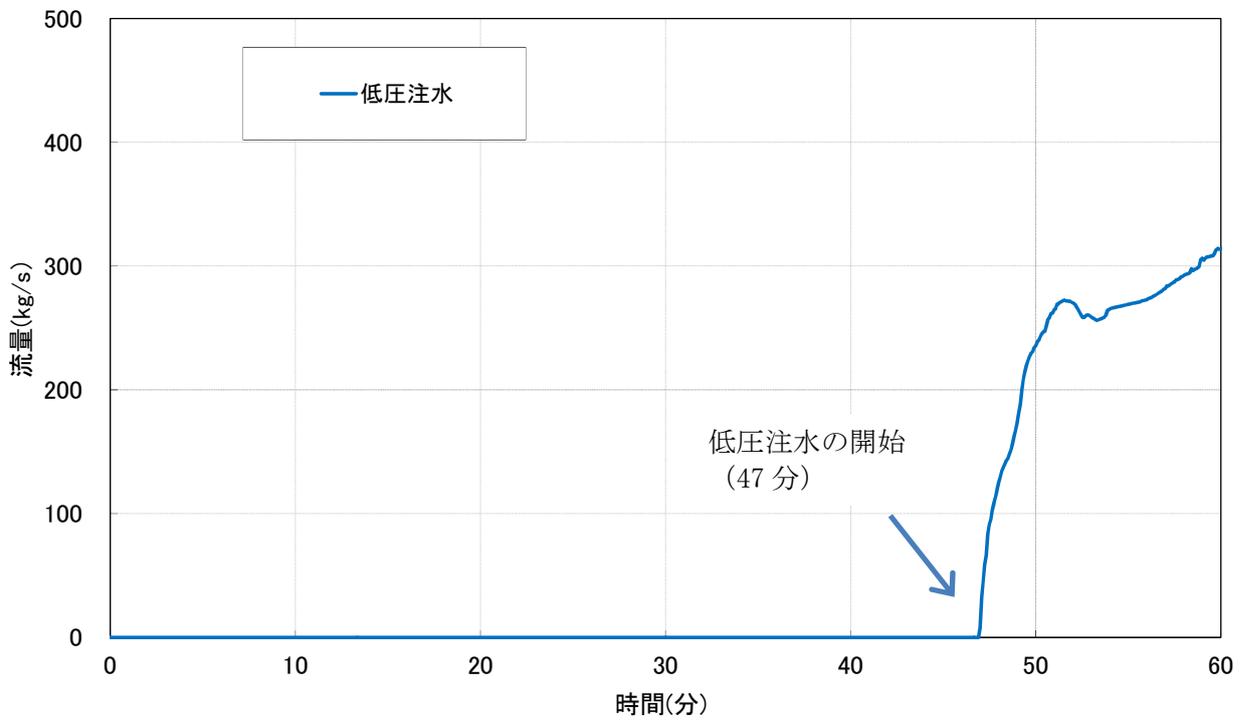


図 5.3.5 低圧注水流量の時間変化
Fig. 5.3.5 Low pressure injection flow rate

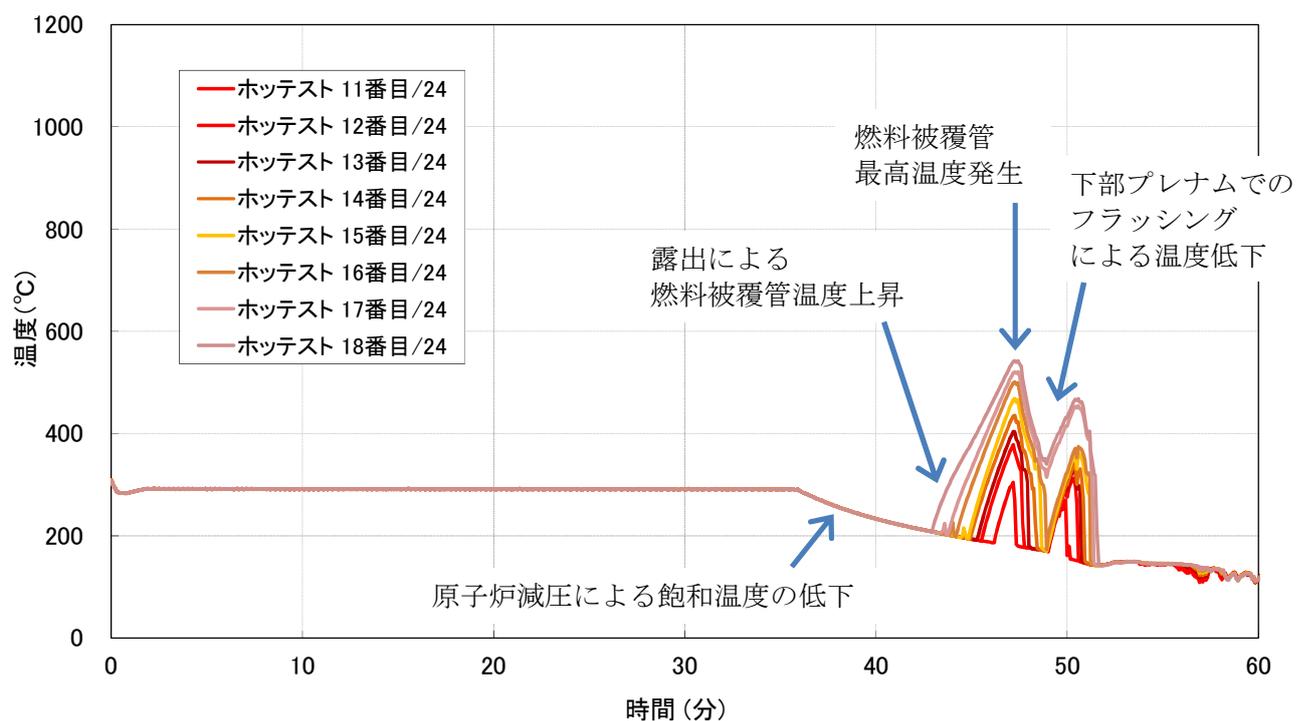


図 5.3.6 燃料被覆管温度の時間変化(1/2)
 Fig. 5.3.6 Fuel cladding temperature (1/2)

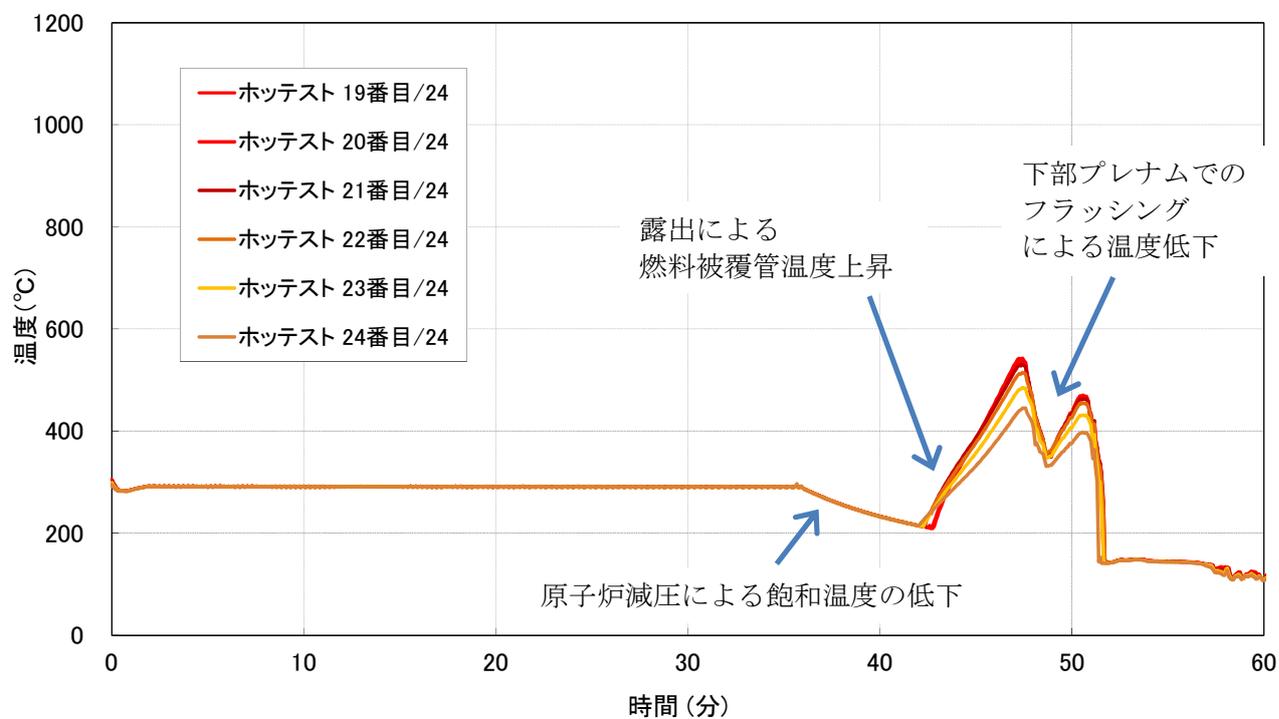


図 5.3.7 燃料被覆管温度の時間変化(2/2)
 Fig. 5.3.7 Fuel cladding temperature (2/2)

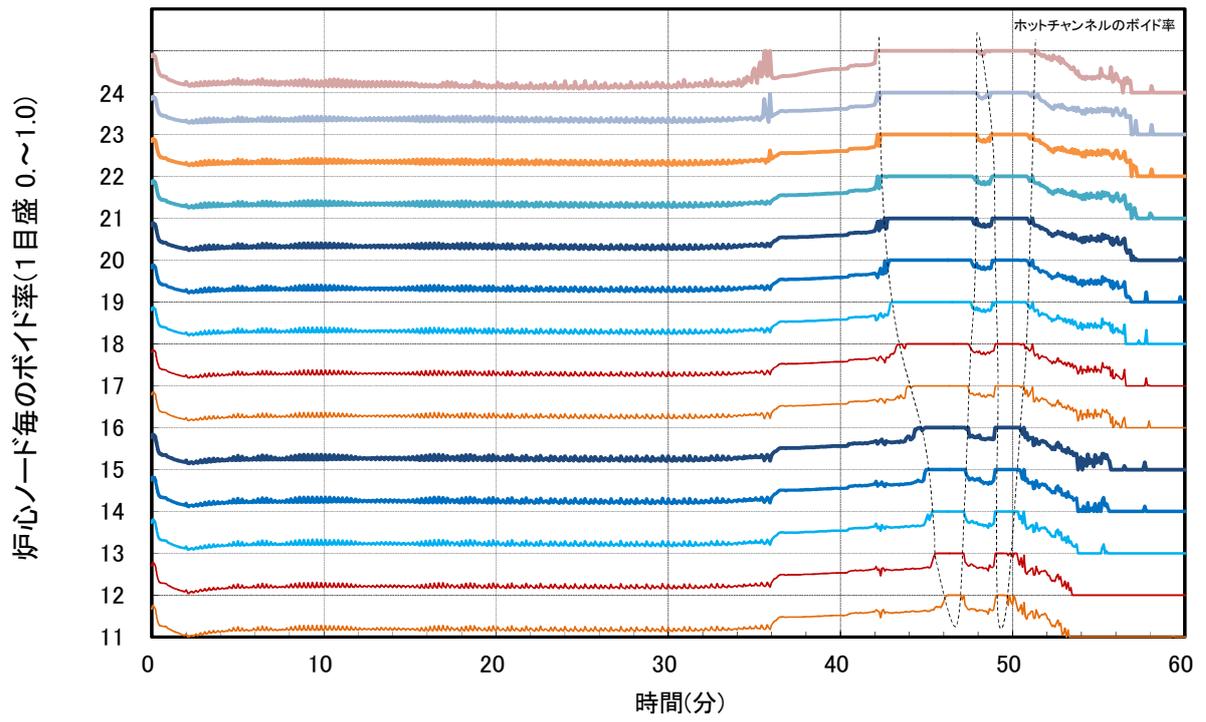


図 5.3.8 ノードごとのボイド率の時間変化 (ホットチャンネル)
 Fig. 5.3.8 Void fraction of each node (Hot channel)

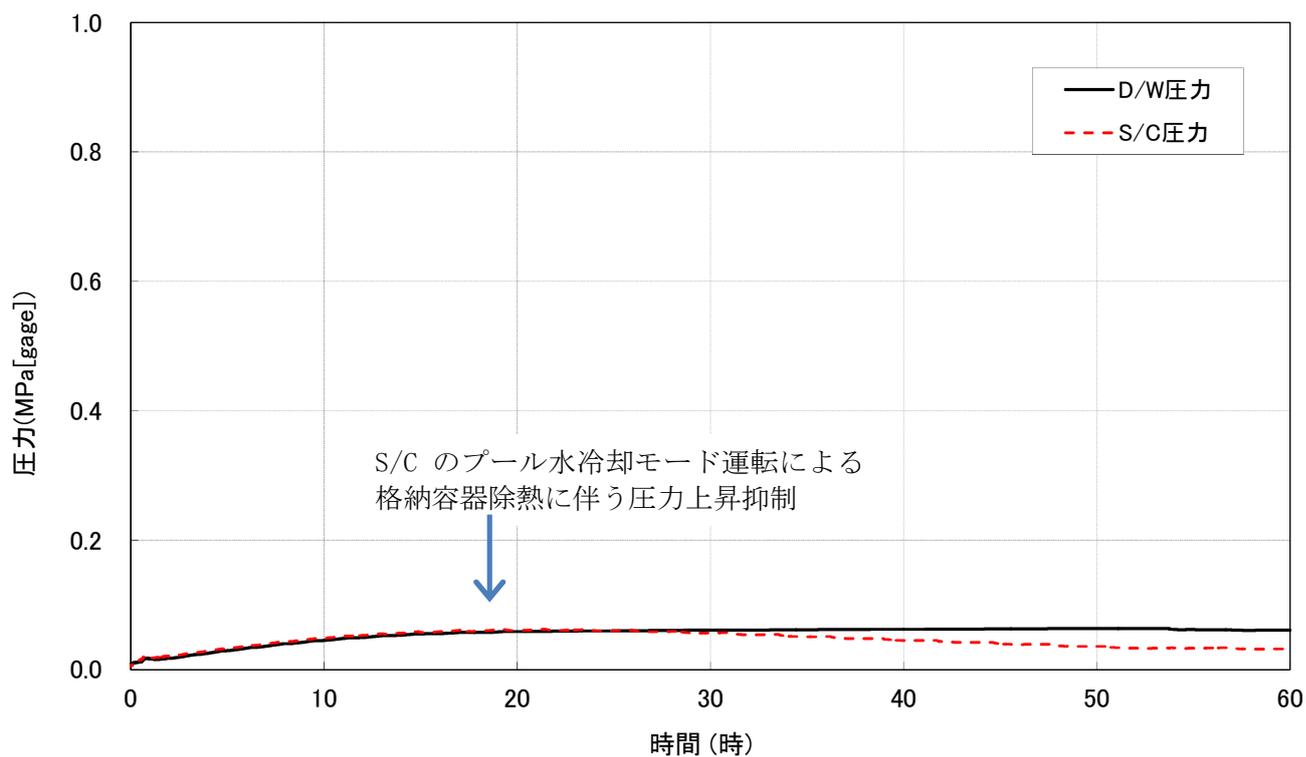


図 5.3.9 格納容器内の圧力の時間変化
 Fig. 5.3.9 Pressure in containment vessel

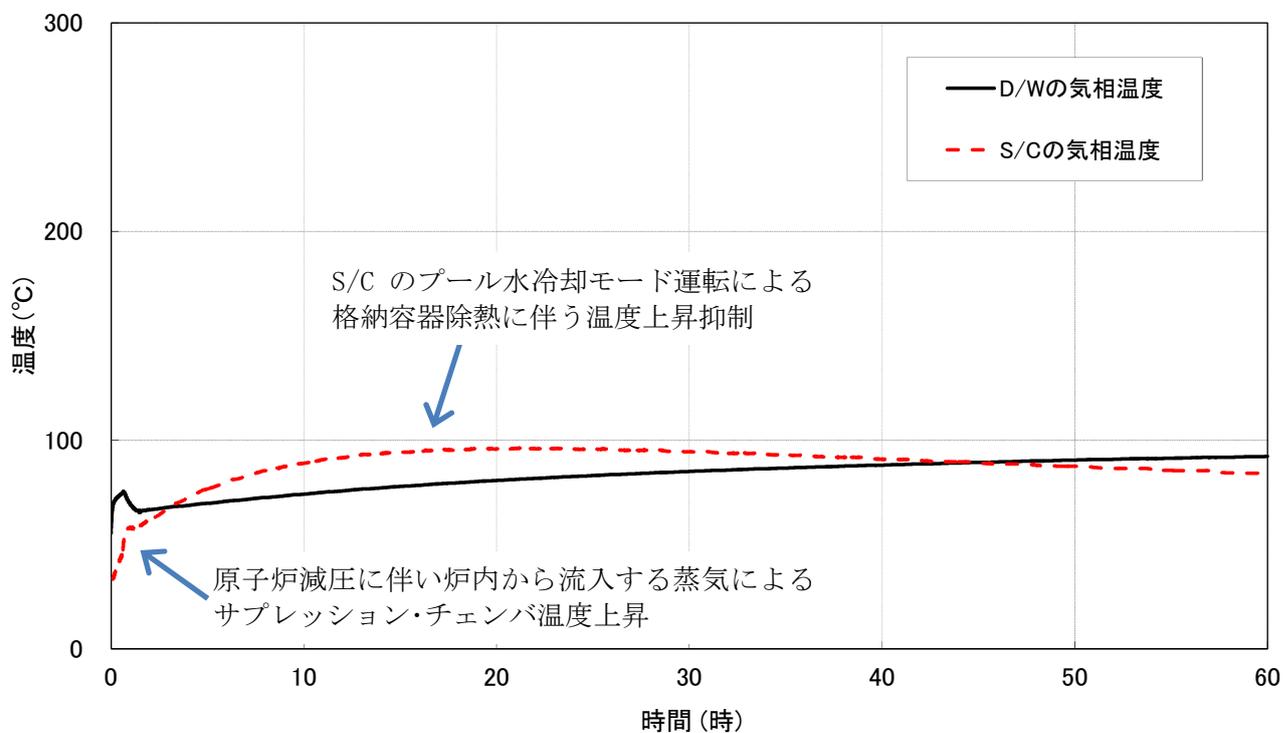


図 5.3.10 格納容器内の気相部温度の時間変化
 Fig. 5.3.10 Gas temperature in containment vessel

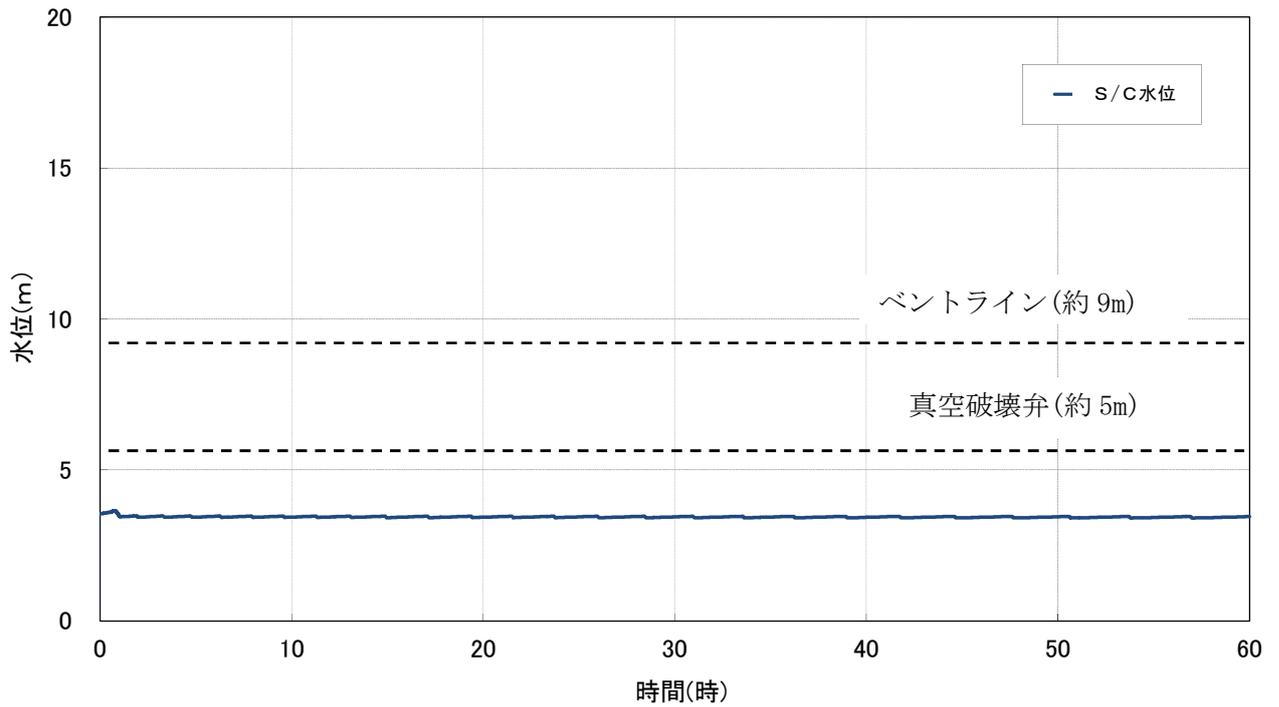


図 5.3.11 S/C 水位の時間変化
Fig. 5.3.11 S/C water level

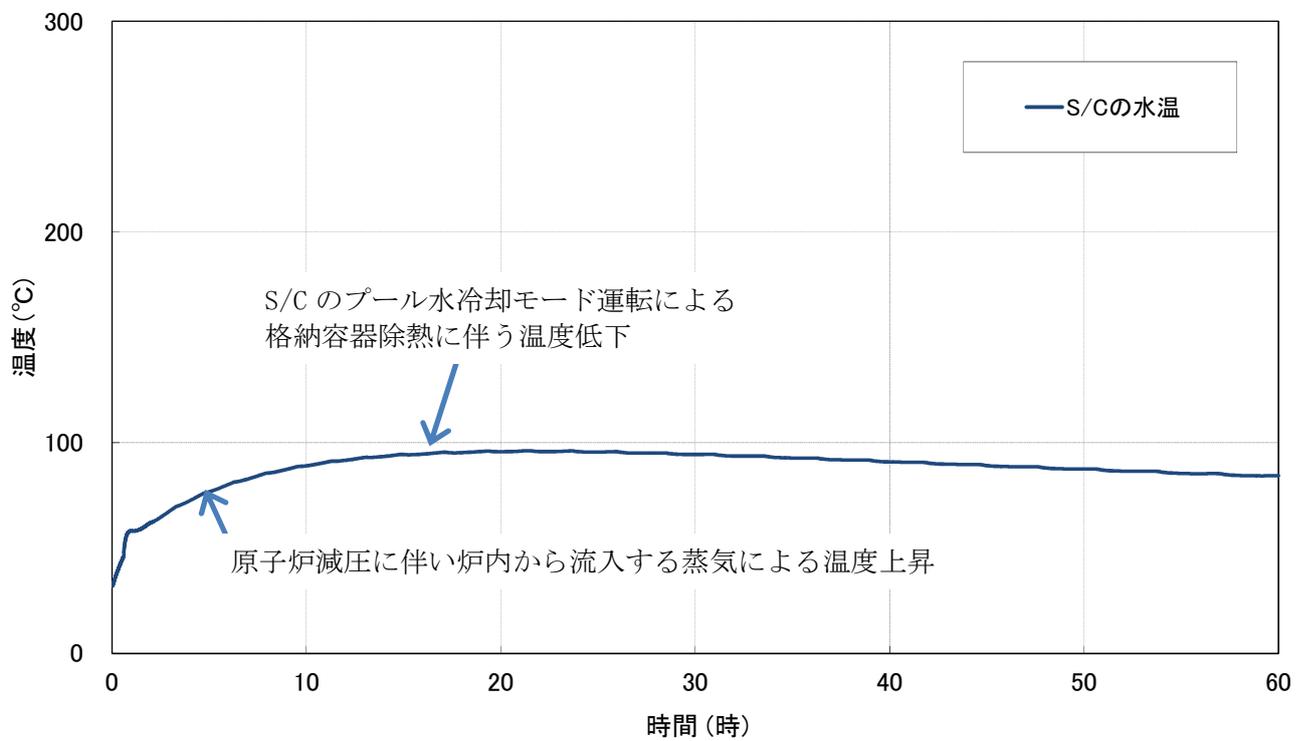


図 5.3.12 S/C 水温の時間変化
Fig. 5.3.12 S/C water temperature

5.4 全交流動力電源喪失事象

5.4.1 概要及び事故シーケンス

「全交流動力電源喪失」は、全交流動力電源喪失後、RCIC が起動し、設計基準事故対処設備として蓄電池に期待する期間は RCIC の運転を継続するものの、その期間を超えた後に蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して RCIC に期待できなくなる事象である。

事象進展の特徴の整理及び安全上重要な現象の抽出のために、本事故シーケンスグループの代表事故シーケンスとして、「全交流電源喪失(外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失)」を解析した。

5.4.2 解析条件

本事故シーケンスの解析条件一覧を表 5.4 に示す。主な解析条件を以下に示す。

- ① 起因事象として、外部電源喪失と全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を仮定した。
- ② 「主蒸気止め弁閉」信号で原子炉は、スクラムする。
- ③ 交流電源は、24 時間使用できないものと仮定した。
- ④ 直流電源は、代替直流電源の使用を含め 24 時間以上使用でき、RCIC も使用可能と仮定した。

また、主な重大事故等対策を以下に示す。

- ① 低圧代替注水系の準備完了後に、手動操作により SRV を開き原子炉を急速減圧させる。
- ② 原子炉減圧後に、低圧代替注水系により原子炉注水を行う。
- ③ 事象発生から約 25 時間後に、RHR による S/C のプール水冷却モード運転を開始する。

上記の条件を用いた手順を想定した解析を、安全上重要な現象等を抽出するための基本的な解析ケース（この節において以下「基本解析」という。）として実施した。

5.4.3 基本解析

<事象シナリオ>

本事故シーケンスの事象シナリオを図 5.4.1 に示す。

本事象シナリオでは、全交流電源喪失後、「主蒸気止め弁閉」で原子炉はスクラムするが、原子炉水位低（レベル 2）で RCIC が起動し、原子炉水位を適切に維持する。事象発生から 24 時間経過した時点で、代替交流電源設備による交流電源供給を行い、その後、SRV2 弁による原子炉減圧及び低圧代替注水系による原子炉注水を開始することで炉心の著しい損傷を防ぐ。

また、格納容器の健全性を長期的に維持するため、RHR による格納容器除熱を行う。

基本解析の結果を図 5.4.2 から図 5.4.11 に示す。以下、重要なパラメータ等について結果の概要を記す。

<原子炉圧力>

図 5.4.2 に原子炉圧力の変化を示す。

原子炉圧力は、RCIC の起動、停止の繰り返しによって、原子炉内の蒸気発生量及び原子炉からの流出量が増加することにより、圧力の上昇と低下を繰り返す。原子炉圧力が 7.58MPa [gage] に到達し、SRV による自動開閉の繰り返しにより、この圧力以下に制御される。その後、高圧のまま維持されることから、低圧代替注水系の注水操作準備完了後、事象発生から 25 時間後に手動で SRV を開くことで原子炉を急速に減圧させる。

<原子炉水位>

図 5.4.3 に原子炉水位の時間変化として、ダウンコマ水位を示す。原子炉水位は事象発生後から約 25 時間後までは、RCIC の起動、停止の繰り返しによる水位維持操作を行うため、レベル 2 とレベル 8 の間を上下する。25 時間後には、原子炉減圧により一時的に水位が低下するが、低圧代替注水によって原子炉水位は回復し、その後、原子炉水位はレベル 3 とレベル 8 の間で維持される。このように原子炉水位は高く保たれ、燃料の露出は生じない。

<冷却材流出及び注水量>

図 5.4.4 に SRV 流量の変化を示す。

事象発生以降、SRV の自動開閉により約 200kg/s の放出が間欠的に行われる。事象発生から約 25 時間後の SRV の開操作により、放出量は開操作直後に最大約 270kg/s となり、その後、原子炉圧力の低下に応じて減少する。

図 5.4.5 に RCIC 及び低圧代替注水系の流量変化を示す。

RCIC は、約 2 時間ごとに約 25kg/s の注水を行い、原子炉の水位を維持する。事象発生から約 25 時間以降には、低圧代替注水系を起動させることで、原子炉の水位が維持される。

<燃料被覆管温度>

図 5.4.6 及び図 5.4.7 にホットチャンネルのホットロッドの燃料被覆管温度の変化を示す。

燃料被覆管温度は、原子炉圧力の変化に応じた飽和温度の変化に追従する変化を繰り返し、事象発生から約 25 時間後の原子炉減圧に伴い、飽和温度と同様に低下し、その後、冷温停止状態を維持する。

<格納容器内の熱水力挙動>

図 5.4.8 から図 5.4.11 に、格納容器内の圧力及び気相温度並びに S/C の水位及び水温を示す。

事象発生から約 25 時間までは、SRV からの蒸気及び RCIC のタービン排気蒸気の流入により、格納容器内の圧力、水位、温度はともに上昇するが、S/C プール水量が大きいことから格納容器内の

圧力上昇は抑えられる。このとき、S/C の水位及び水温は、同部に流入する蒸気流の凝縮により上昇し、それに伴い蒸気凝縮効果が小さくなるため、格納容器内の圧力及び温度にも影響する。事象発生から約 25 時間以降には、RHR による S/C のプール水冷却により除熱を行うことで、格納容器内の圧力及び温度は徐々に低下していく。格納容器内の最高圧力は約 0.42 MPa[gage]、最高温度は約 150°C である。

5.4.4 まとめ

BWR5 プラントの事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の代表事故シーケンスとして、「全交流電源喪失（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失）」の解析を実施した。

本事象では、全交流電源喪失後、原子炉水位低（レベル 2）で RCIC が起動するため、原子炉水位は維持され、交流電源が復旧した時点で、SRV の手動開操作による原子炉減圧及び低圧代替注水系による原子炉注水が開始されることで炉心は冷却される。また、格納容器は RHR を用いた S/C のプール水冷却モード運転により除熱される。

本事象の特徴は、RCIC が作動することで、原子炉水位が高く保たれ、SRV による手動減圧と低圧代替注水によって原子炉水位を維持できるため、燃料の露出が生じないことである。

安全上重要な現象としては、SRV からの蒸気及び RCIC のタービン排気蒸気の S/C への流入による格納容器内の圧力、温度上昇挙動が挙げられる。

本事象の解析により、格納容器内の圧力と温度上昇について、S/C プール水量が比較的大きいことから圧力上昇が抑えられるとともに、交流電源復旧後に実施される RHR による S/C のプール水冷却により圧力及び温度が低下することがわかった。

表 5.4 解析条件（全交流動力電源喪失：BWR5）
 Table 5.4 Analytical conditions (Loss of all AC power : BWR5)

	項目	条件	備考
事故条件	起因事象	外部電源喪失	—
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定
機器条件	原子炉スクラム信号	主蒸気止め弁閉	タービントリップに伴う原子炉スクラム信号を設定
	低圧代替注水系	108.5 m ³ /h (0.427 MPa[dif]において) で注水、 その後は炉心を冠水維持可能な水位注水量に制御	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
操作条件	低圧代替注水系の注水操作	事象発生から 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後
	原子炉の急速減圧操作	事象発生から 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後
	残留熱除去系 S/C のプール水冷却モード運転	事象発生から 25 時間後	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定

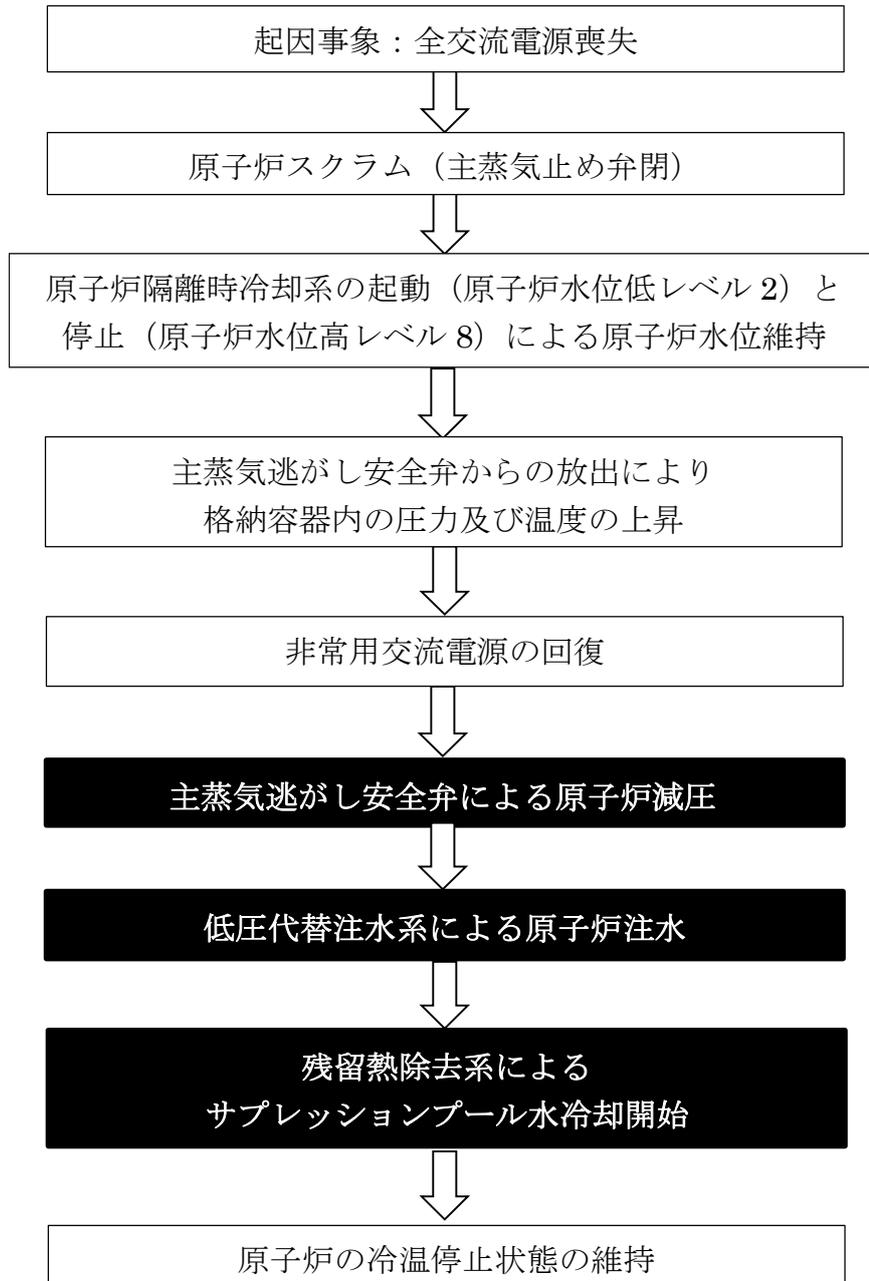


図 5.4.1 全交流動力電源喪失事象の流れ（黒塗りは重大事故等対策）
Fig.5.4.1 Flow chart of Loss of all AC power

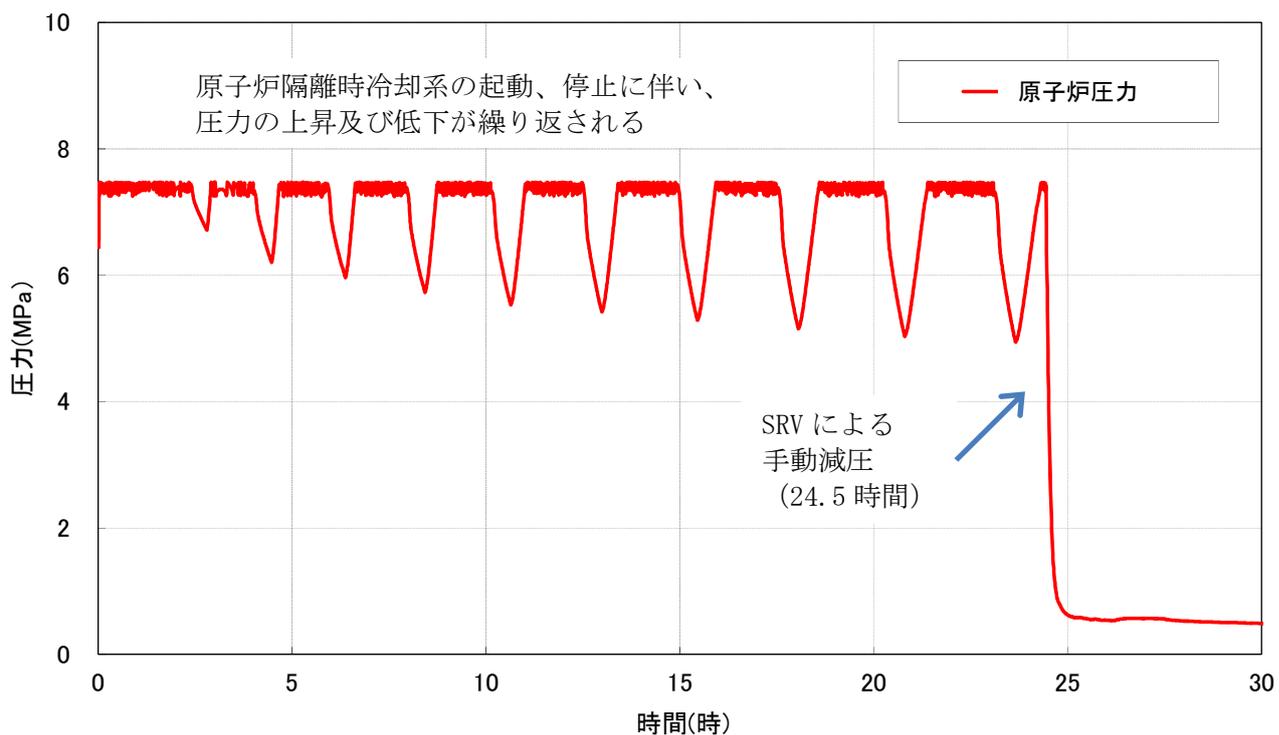


図 5.4.2 原子炉圧力の時間変化
Fig. 5.4.2 Reactor pressure

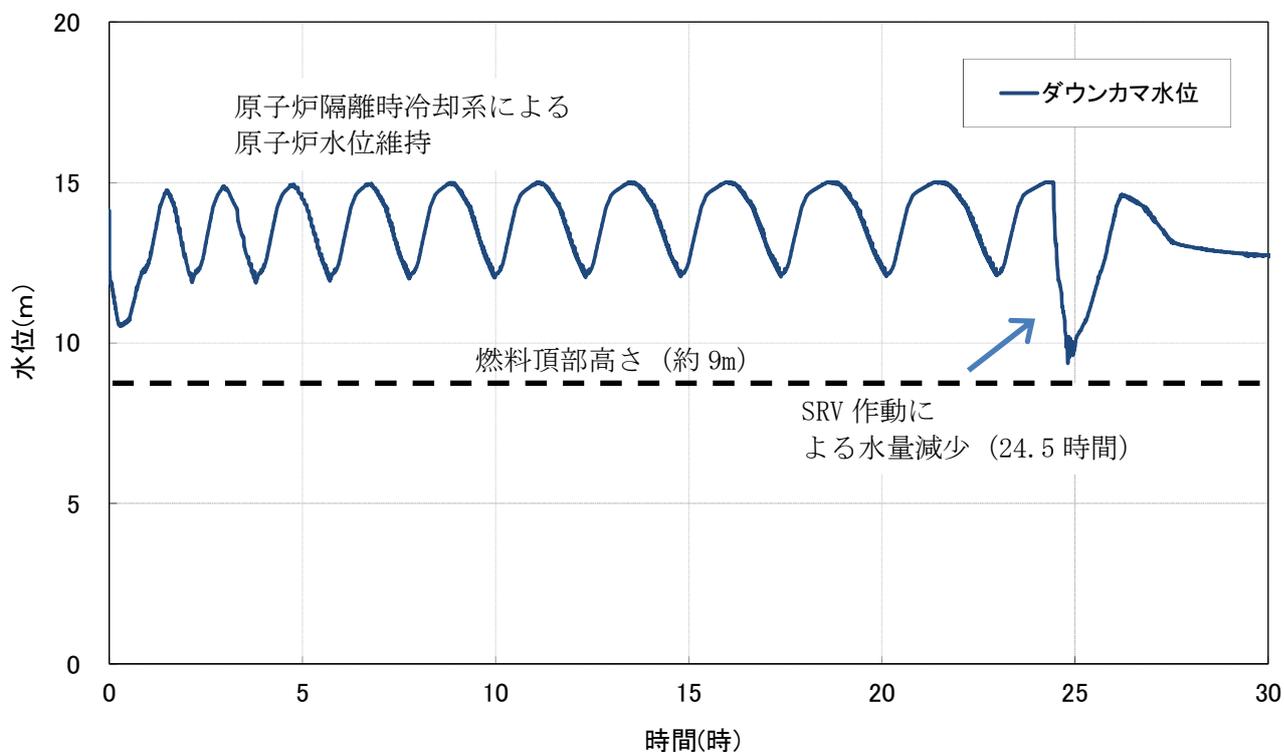


図 5.4.3 原子炉水位 (ダウンカマ水位) の時間変化
Fig. 5.4.3 Reactor water level (Downcomer water level)

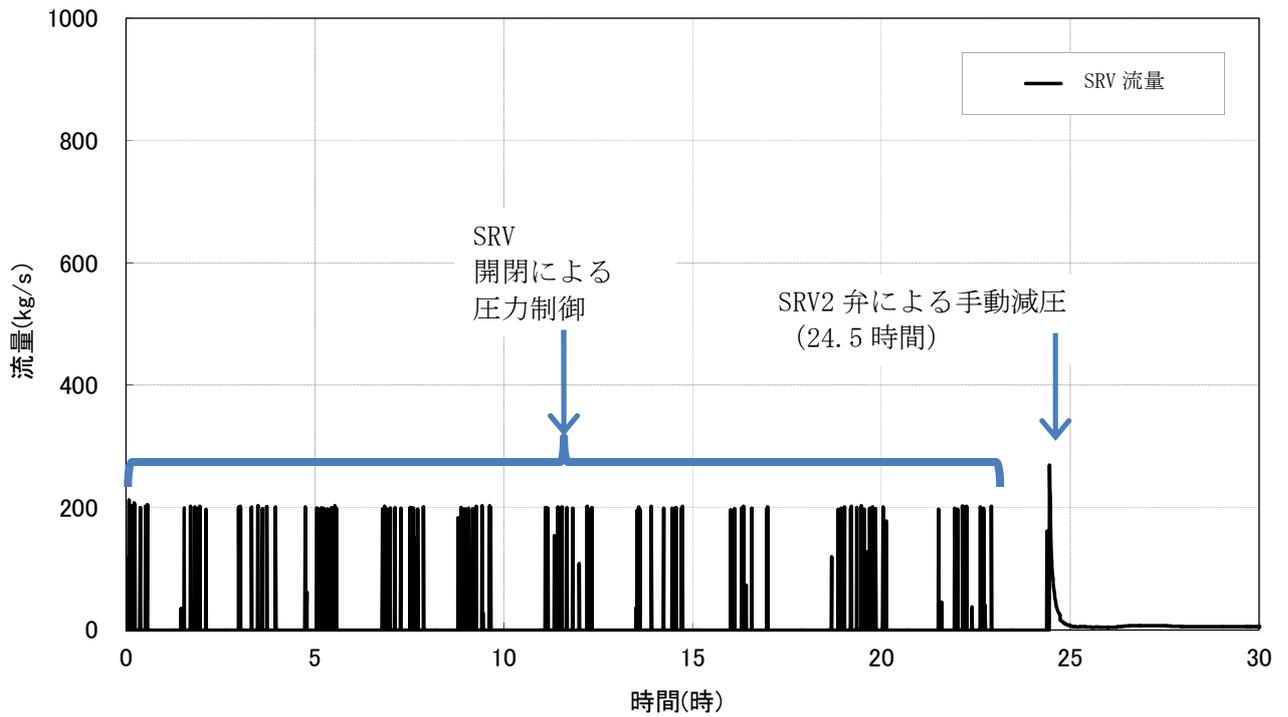


図 5.4.4 SRV 流量の時間変化
Fig. 5.4.4 SRV flow rate

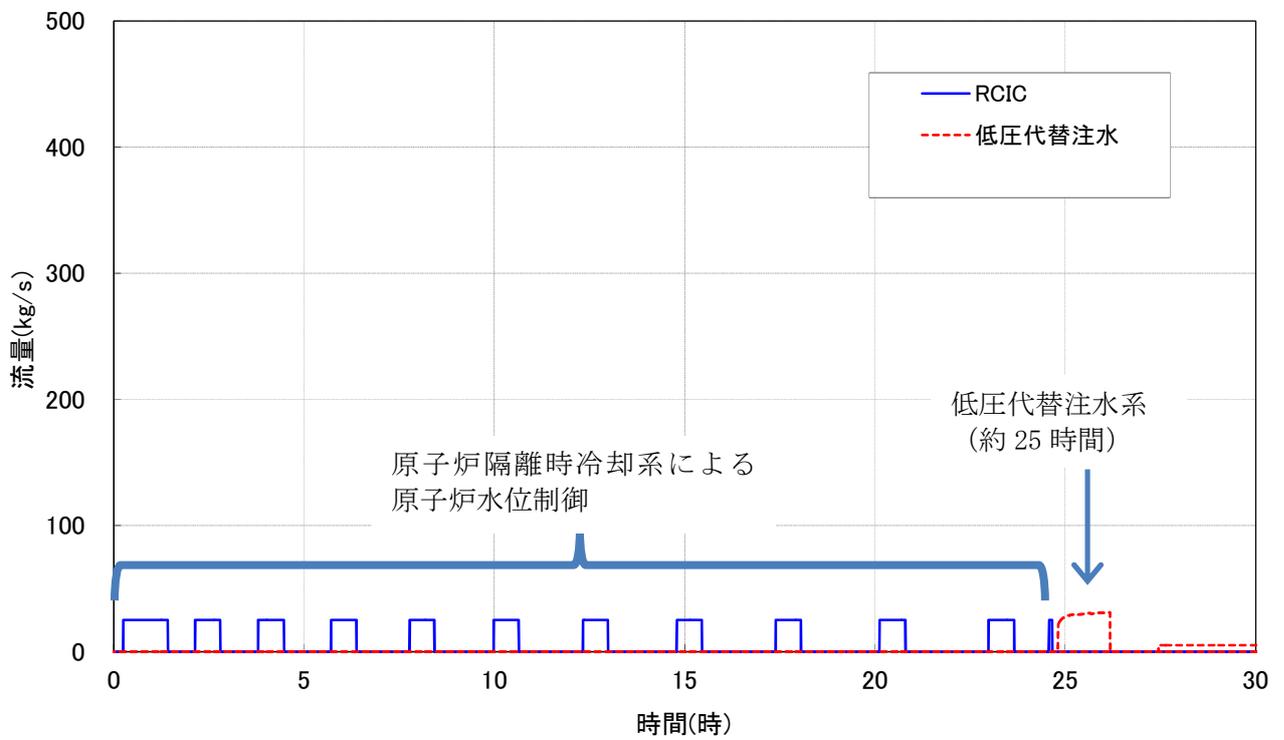


図 5.4.5 RCIC 流量及び低圧代替注水流量の時間変化
Fig. 5.4.5 RCIC and alternative low pressure injection flow rate

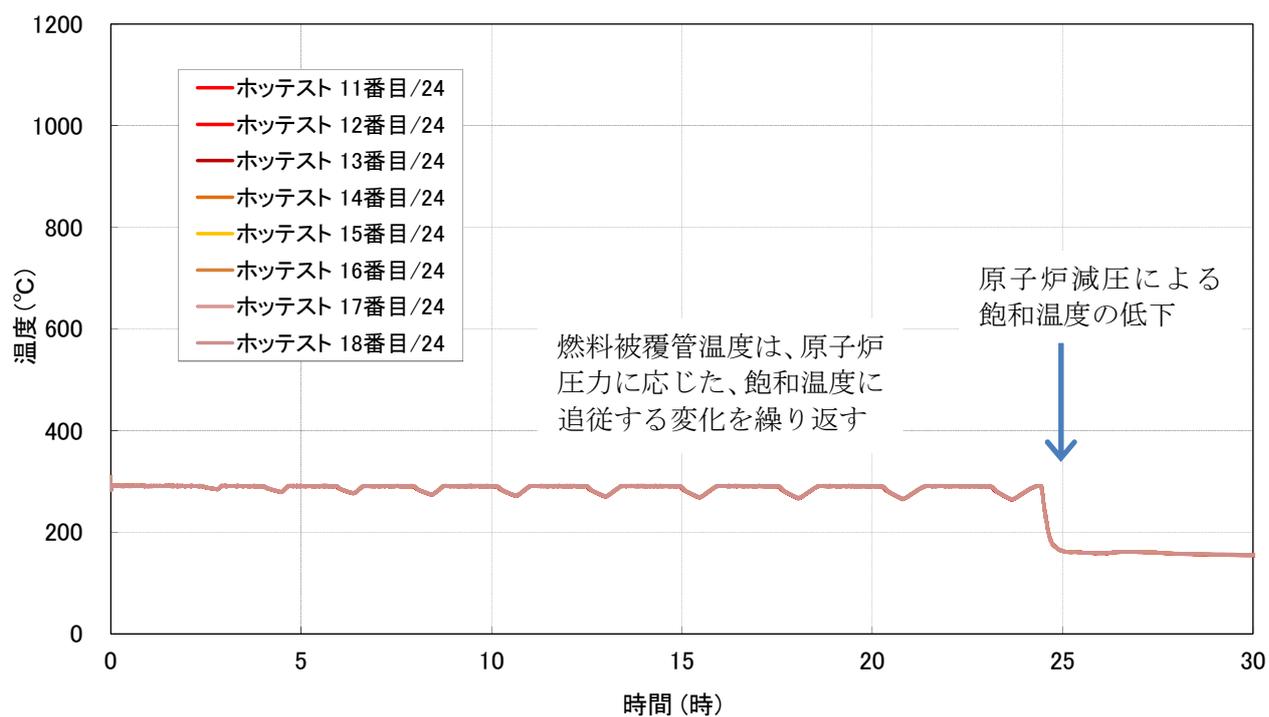


図 5.4.6 燃料被覆管温度の時間変化(1/2)
Fig. 5.4.6 Fuel cladding temperature (1/2)

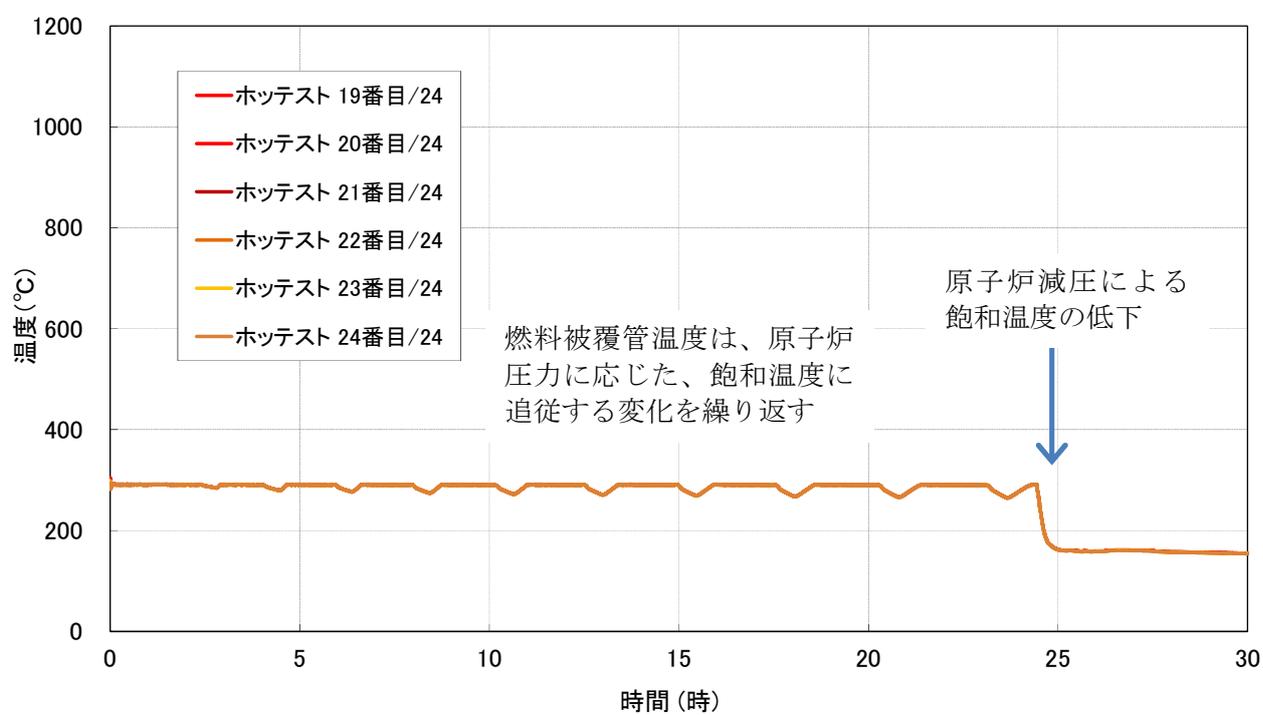


図 5.4.7 燃料被覆管温度の時間変化(2/2)
Fig. 5.4.7 Fuel cladding temperature (2/2)

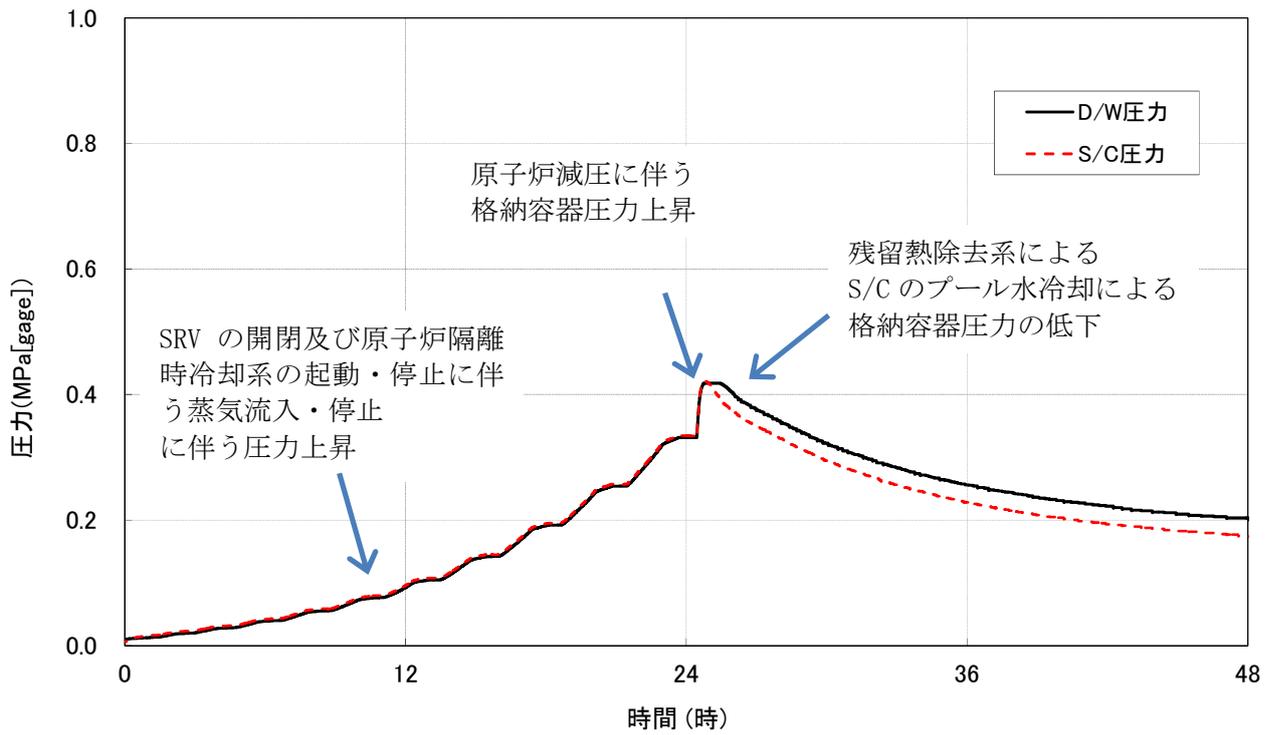


図 5.4.8 格納容器内の圧力の時間変化
 Fig. 5.4.8 Pressure in containment vessel

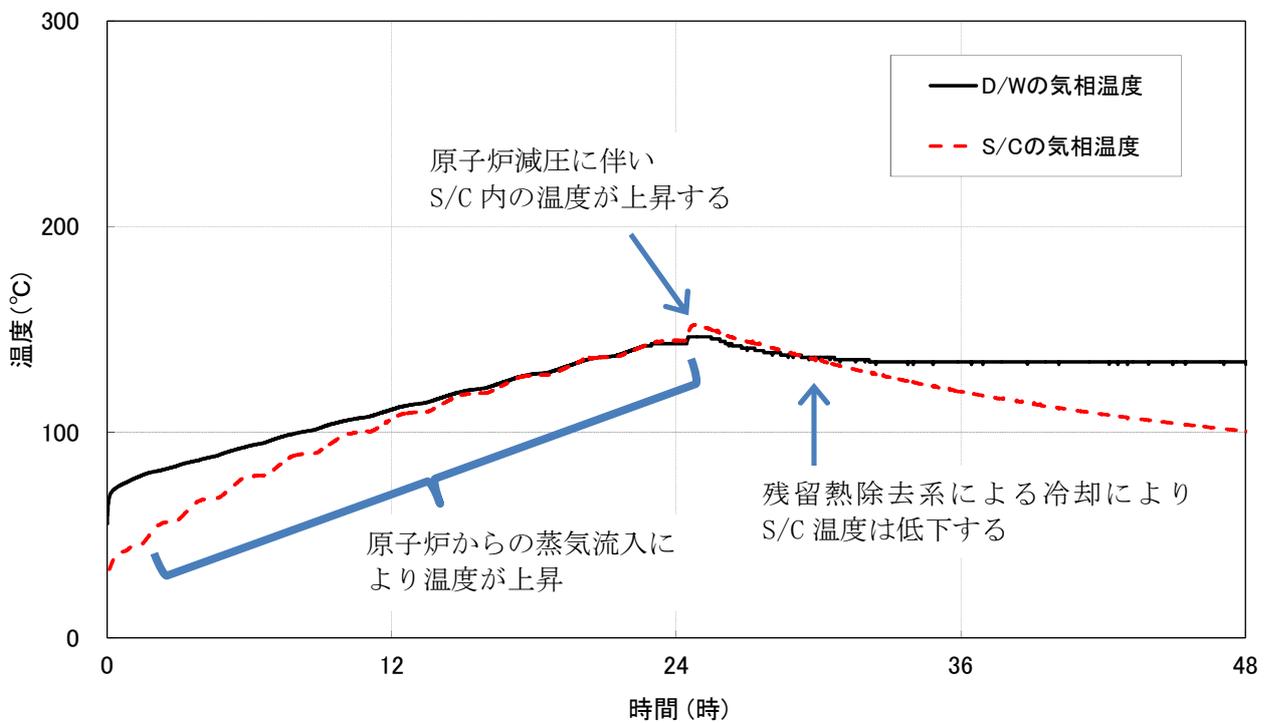


図 5.4.9 格納容器内の気相部温度の時間変化
 Fig. 5.4.9 Gas temperature in containment vessel

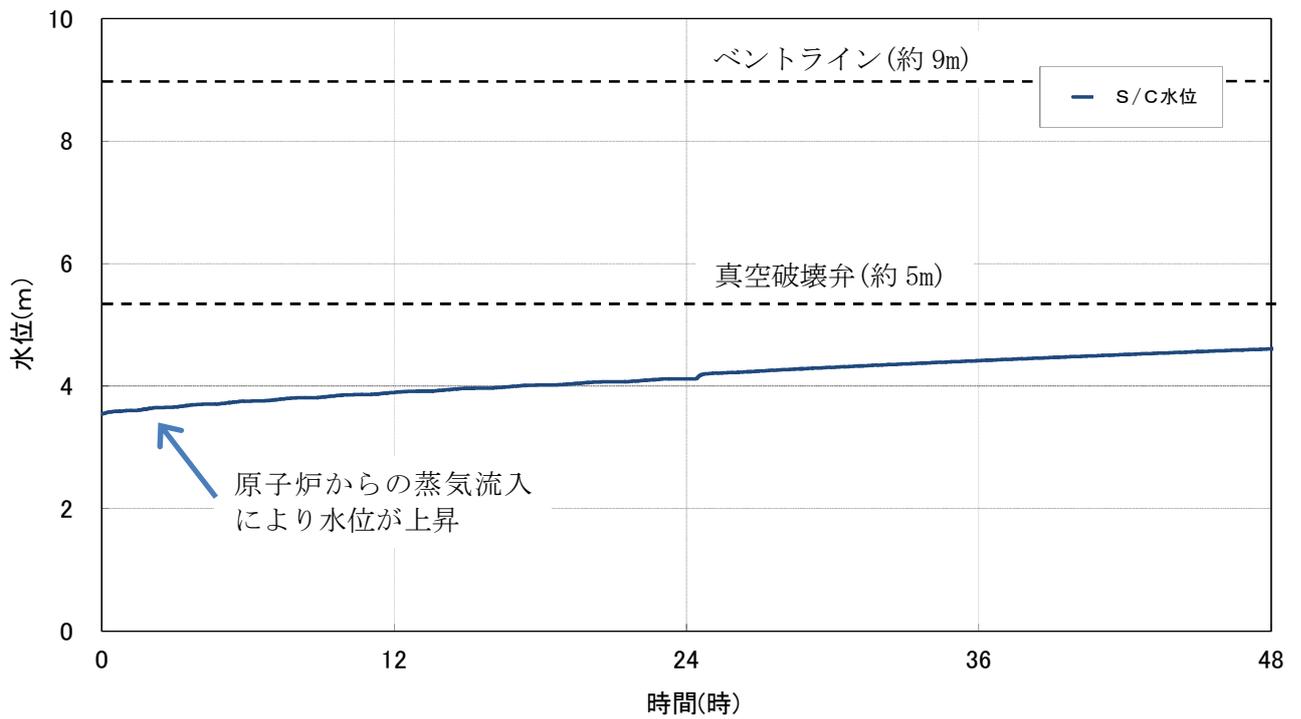


図 5.4.10 S/C 水位の時間変化
Fig. 5.4.10 S/C water level

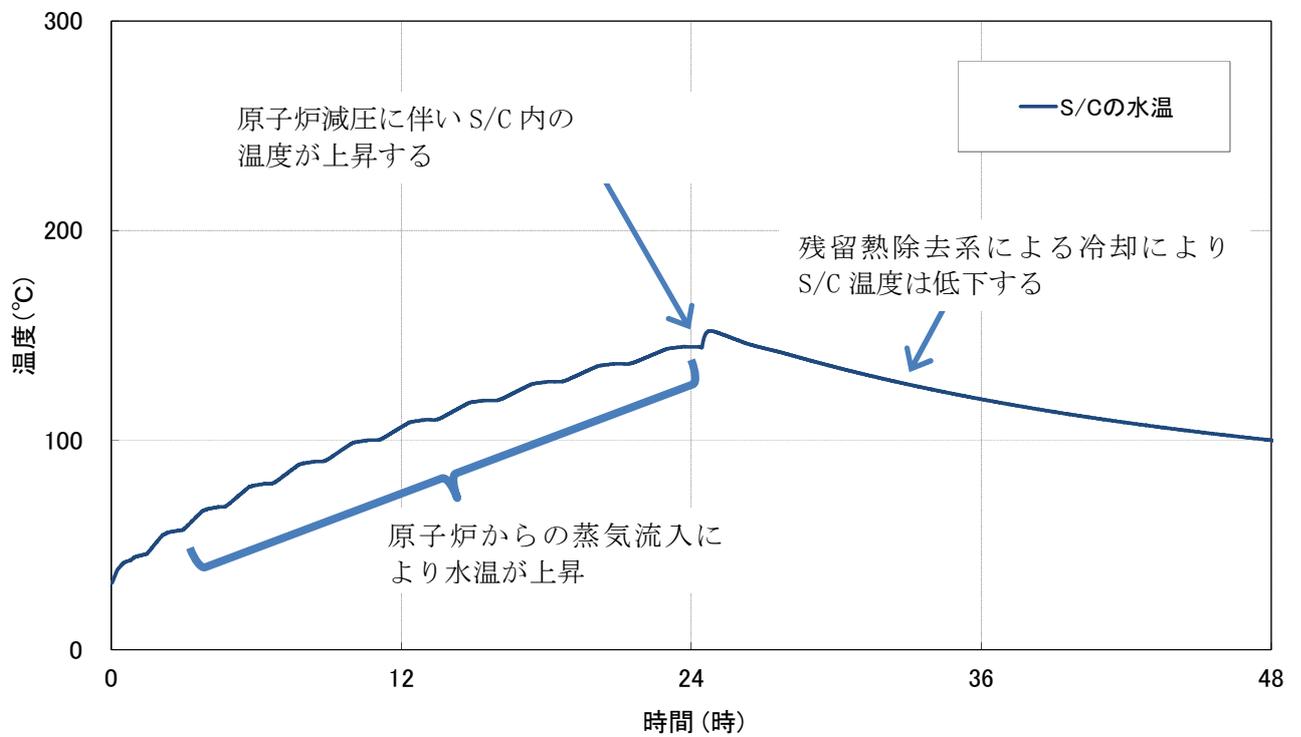


図 5.4.11 S/C 水温の時間変化
Fig. 5.4.11 S/C water temperature

5.5 原子炉停止機能喪失事象

5.5.1 概要及び事故シーケンス

「原子炉停止機能喪失」は、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失する事象である。

事象進展の特徴の整理及び安全上重要な現象の抽出のために、本事故シーケンスグループの代表事故シーケンスとして、「主蒸気隔離弁の誤閉止時の原子炉停止機能喪失事象」を解析した。

5.5.2 解析条件

本事故シーケンスの解析条件一覧を表 5.5 に示す。主な解析条件のうち事故条件等を以下に示す。

(1) 事故条件

- ① 起因事象として、MSIV の誤閉止の発生を仮定した。
- ② MSIV 閉のスクラム信号による原子炉スクラムの失敗を仮定した。また、原子炉手動スクラムには期待せず、代替制御棒挿入機能（ARI）は不作動とした。
- ③ 外部電源は使用できるものと仮定して、再循環ポンプは原子炉圧力高及び原子炉水位低でトリップする。

また、本事故シーケンスで仮定した重大事故等対策及び機器条件を以下に示す。

- ① SRV については、逃がし弁機能による原子炉圧力の抑制を期待する。
- ② MSIV の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動駆動給水ポンプが自動起動する。
- ③ HPCS は D/W 圧力高（13.7kPa[gage]）で自動起動する。
- ④ 制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能は、中性子束高及び原子炉水位低（レベル 2）信号により作動する。

続いて、重大事故等対策に関連する運転員操作条件を示す。

- ① SLCS 及び RHR による S/C のプール水冷却モード運転を手動起動する。

(2) 反応度係数等に関する条件

本事故シーケンスでは、炉心の原子炉出力評価に一点炉近似動特性モデルを用いた。同モデルに与えるボイド反応度係数は、「運転時の異常な過渡変化解析」と同様に、設置変更許

可申請書添付八の記載の BWR5 代表値の 1.25 倍、またドップラ係数については同代表値の 0.9 倍とした値を用いた。

(3) ほう酸水注入に関する条件

本事故シーケンスでは、原子炉出力を低下させ事象を収束させるために、ほう酸水注入を実施する。

BWR5 プラントでは、ほう酸水は炉心下部のスタンドパイプより注入されるため、炉心流量が低流量の場合に、反応度に寄与するほう素の割合を炉心流量に応じて減少させるモデルを使用する。

(4) 沸騰遷移相関式等

4.5.2 項の(4)と同一である。

以上に示した手順、条件等を想定した解析を、安全上重要な現象等を抽出するための基本的な解析ケース（この節において以下「基本解析」という。）として実施した。

この中で特に燃料被覆管温度に影響を与える重要現象の中で、温度上昇幅に対するリウエットの影響を見るために、保守的にリウエットさせない感度解析を実施した。

5.5.3 基本解析

<事象シナリオ>

本事故シーケンスの事象シナリオを図 5.5.1 に示す。

「MSIV の誤閉止」発生により、スクラム信号が発生するが原子炉スクラムに失敗する。その後、原子炉圧力高信号によって再循環ポンプがトリップする。MSIV 閉止により、タービン駆動給水ポンプがトリップするが、電動駆動給水ポンプが自動起動し、給水を継続する。その後、主蒸気が遮断されることから、給水加熱喪失状態となり、給水温度が低下するため、徐々に出力が上昇する。

SRV の間欠的な開閉により、主蒸気が S/C へ流入するため、原子炉格納容器圧力が上昇する。これによって格納容器圧力高信号が発生し、HPCS が起動し、原子炉への注水を開始する。その後、復水器水位低下により、電動駆動給水ポンプがトリップするため、原子炉水位が低下するが、原子炉水位低信号（レベル 2）で起動する RCIC の注水により炉心冠水は維持され

る。その後、SLCSによる炉心へのほう酸水注入を開始することで、中性子束は低下し原子炉は停止する。同時に、RHRによるS/Cのプール水冷却モード運転による格納容器冷却を開始する。

基本解析の結果を図5.5.2から図5.5.15に示すが、事象発生から20秒程度までの事象初期、給水加熱喪失期間（事象発生から200秒まで）及び長期フェーズ（事象発生から50分まで）の3期間に分けて説明する。

(1) 事象初期（事象発生から20秒程度まで）

<炉心出力、炉心流量、蒸気流量等>

中性子束(炉心出力)は、MSIVの誤閉止により主蒸気の流れが遮断されるが、原子炉スクラムの失敗を仮定するため、原子炉圧力の上昇に伴い、蒸気(ボイド)の体積割合の減少による正のボイド反応度フィードバックが投入され、事象発生から約1.9秒後に約530%まで上昇する。(図5.5.2)。

同1.7秒後には、原子炉圧力が原子炉圧力高設定点である7.35MPa[gage]に達し、再循環ポンプ2台がトリップする。炉心流量の低下及び出力上昇に伴う負のボイド及びドップラ反応度フィードバックのため、中性子束、平均表面熱流束及び主蒸気流量は低下する(図5.5.2、図5.5.3)。

<ホットチャンネルでのクオリティ、燃料被覆管温度等>

上記の出力上昇により、ホットチャンネルではクオリティが上昇し、SLMCPR相当の限界クオリティを上回ることによって沸騰遷移が生じ、第1スペーサ位置から第4スペーサ位置まで燃料被覆管温度が上昇する。このときの燃料被覆管温度の最高値は、約822℃である(図5.5.8、図5.5.9)。

<原子炉圧力等>

炉心で発生する蒸気は、SRVの逃がし機能の作動により格納容器のS/C内のプール水中に導かれる。

原子炉圧力(蒸気ドーム圧力)の上昇は、早期に抑制され、最大値は約5.9秒後の8.74MPa[gage](初期圧力から1.81MPaの上昇)にとどまる(原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約8.89MPa[gage]以下に抑えられる)(図5.5.5)。

MSIV の閉止により、駆動蒸気が喪失するためタービン駆動給水ポンプがトリップするが、電動駆動給水ポンプが自動起動して給水は継続される。

(2) 給水加熱喪失期間（事象発生から約 200 秒まで）

< 炉心出力、炉心流量、蒸気流量等 >

約 1.7 秒に発生する再循環ポンプ 2 台のトリップにより、炉心流量が低下し、自然循環状態となる（図 5.5.2）。電動駆動給水ポンプによる給水は継続しているが、給水への加熱機能が喪失するため、給水温度の低下により、炉心入口部での温度が低下し、これにより、炉心に正のボイド反応度が印加され、中性子束等が増加する（図 5.5.2、図 5.5.6、図 5.5.7）。表面熱流束は 161 秒で定格の約 75%まで上昇する（図 5.5.2）。

< ホットチャンネルでのクオリティ、燃料被覆管温度等 >

ホットチャンネルでは、出力の上昇によりクオリティが上昇し、SLMCPR 相当の限界クオリティを上回ることによって沸騰遷移が生じる。このため、第 1 スペーサ位置から第 3 スペーサ位置まで、燃料被覆管温度が上昇し、約 718℃まで上昇する（図 5.5.8、図 5.5.9）。

(3) 長期フェーズ（事象発生から 50 分まで）

< 格納容器圧力等 >

格納容器では、SRV から S/C に導かれる蒸気はプール水内で凝縮し、プール水温度が上昇する。また、S/C の気相部では、プール温度の上昇により蒸気分圧が増加するためプール水面から冷却材が蒸発し、S/C の圧力が増加する。これによって S/C の真空破壊弁が開き、D/W 圧力が増加する（図 5.5.15）。

< ほう酸水注入後の原子炉出力、原子炉水位等 >

SLCS は、事象発生から 12 分後より起動する。炉心下部から注入したほう酸水は、内部上昇流により炉心へ運ばれる。原子炉出力は炉心のほう酸濃度の上昇により負の反応度が印加され、約 28 分には低下する（図 5.5.11）。

それに伴い、蒸気流量が低下し原子炉水位が上昇し始めることから、RCIC、HPCS の起動、停止が繰り返されることにより、レベル 1 以上で原子炉水位が維持される（図 5.5.4、図 5.5.12、図 5.5.13、図 5.5.14）。

同じく事象発生から 12 分後に RHR ポンプを用いた S/C 水冷却モード運転による冷却が開始される。プール温度の低下により蒸気分圧が減少するため、圧力は減少する。その後、ほう酸水により原子炉出力が低下することにより、格納容器の冷却が維持される（図 5.5.11、図 5.5.15）。

5.5.4 感度解析

給水加熱喪失期間では、スペーサ位置によっては燃料被覆管温度が振動的に増減する。この温度上昇幅に対するリウエットの影響を見るために、保守的にリウエットさせない感度解析を実施した。

図 5.5.16 にホットチャンネルのホットロッドについて、その熱伝達係数の時間変化を示す。

リウエットしないため、沸騰遷移後に低下した熱伝達係数がそのまま保持されていることが確認できる。

また、図 5.5.17 に燃料被覆管温度の時間変化を示す。

給水加熱喪失後の沸騰遷移時刻は、基本解析と同一である。リウエットしない結果、基本解析ではリウエット時刻の影響を大きく受けていた第 2 スペーサ位置においても、燃料被覆管温度は時刻 200 秒より前に一定値にとどまり、基本解析と比較して 27℃ 高い最高温度に達する結果が得られた。また、約 170 秒以降、表面熱流束が低下し始めることから、この時刻以降、燃料被覆管温度の低下が進む。

5.5.5 まとめ

BWR5 プラントの事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の代表事故シーケンスとして、「主蒸気隔離弁の誤閉止時の原子炉停止機能喪失事象」の解析を実施した。

本事象は、MSIV の誤閉止による原子炉圧力上昇及びスクラム不作動に起因して中性子束が大きく上昇する「事象初期」、電動駆動給水ポンプによる給水が継続するが、主蒸気の遮断により給水加熱喪失状態となる「給水加熱喪失期間」、及び炉心へのほう酸水注入により原子炉が未臨界に至り、RHR による S/C プール水冷却モード運転による格納容器冷却が開始される「長期フェーズ」に分けられる。

< 事象初期（20 秒頃まで） >

この期間の事象進展の特徴は、ボイド率の減少による正のボイド反応度が印加され中性子束が大きく上昇すること、これにより沸騰遷移が生じ、燃料被覆管温度は一時的に上昇する

こと及びこれらの出力上昇、圧力上昇は、再循環ポンプ 2 台トリップによりボイド率が増加する結果、負の反応度が印加され抑制されることである。

安全上重要な現象としては、出力及び圧力の上昇量には、ボイド反応度やドブプラ反応度の核的フィードバックが重要な影響を及ぼすこと及び上記の炉心内での過渡的な沸騰遷移の際、複数段のスペーサ位置で燃料被覆管温度が高温になることが挙げられる。

<給水加熱喪失期間（200 秒まで）>

この期間の事象進展の特徴は、給水温度の低下のため、炉心入口温度が低下して正のボイド反応度が印加され、原子炉出力が上昇すること、SRV の開閉による圧力変動がボイド率に変動を及ぼし、中性子束等の増減が繰り返され、炉心で過渡的又は継続的な沸騰遷移が生じること及び複数段のスペーサ位置で燃料被覆管温度が高温になることである。

安全上重要な現象としては、スペーサ位置によっては燃料被覆管温度が振動的に増減することが挙げられる。

また、燃料被覆管温度に対するリウエットの影響を見るために、保守的にリウエットさせない感度解析を実施した結果、温度の上昇幅は最大でも数十℃程度であることがわかった。

<長期フェーズ（50 分まで）>

この期間の事象進展の特徴は、再循環ポンプ 2 台トリップ後の自然循環状態での RCIC・HPCF の作動により原子炉水位が維持されること並びに SRV 等から S/C に排出される蒸気により、S/C 及び格納容器 D/W の圧力が増加することである。

安全上重要な現象としては、ほう酸水の注入により原子炉出力が崩壊熱レベルまで低下すること、及び S/C プール水冷却モード運転による冷却により、格納容器の冷却が維持されることが挙げられる。

表 5.5 解析条件 (原子炉停止機能喪失 : BWR5)

Table 5.5 Analytical conditions (Loss of all reactor shutdown functions : BWR5)

	項目	条件	備考
事故条件	起回事象	主蒸気隔離弁の全弁閉止	炉心への反応度投入の観点で厳しい過渡事象として設定
	安全機能等の喪失に対する仮定	原子炉停止機能 手動スクラム 代替制御棒挿入機能	全ての制御棒挿入機能喪失を仮定
	外部電源	あり	外部電源がある場合には、再循環ポンプが事象発生と同時にトリップしないため、原子炉出力が高く維持され事象進展の観点で厳しくなることを考慮して設定。
	初期 MCPR	1.25	通常運転時の熱的制限値
	ボイド係数	設置変更許可申請書添付八の BWR5 代表値の 1.25 倍	運転時の異常な過渡変化解析と同じ条件
	ドップラ係数	設置変更許可申請書添付八の BWR5 代表値の 0.9 倍	保守的な値として設定
	給水温度低下特性	給水温度は、主蒸気隔離弁の閉鎖に伴う 給水加熱喪失により、 初期 216℃から 400 秒程度で 33℃まで低下	—
機器条件	原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁閉	—
	代替再循環ポンプトリップ機能	原子炉圧力高 (7.35 MPa[gage]) 信号により、 再循環ポンプトリップ	—
	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル 2) 信号により自動起動	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	高圧炉心スプレイ系	格納容器圧力高 (13.7 kPa[gage]) 信号 により自動起動	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	ほう酸注入系	注水流量 0.162 m ³ /min、 ほう酸濃度 12.1w%	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定

表 5.5 解析条件（原子炉停止機能喪失：BWR5）（続き）

Table 5.5 Analytical conditions (Loss of all reactor shutdown functions : BWR5) (cont.)

	項目	条件	備考
操作条件	自動減圧系起動阻止	原子炉水位低（レベル1）到達時	訓練実績を踏まえ設定
	残留熱除去系（S/C・プール水冷却モード運転）	S/C 水温が 49℃に到達した後、10 分後に起動	49℃ : S/C 水温度高信号設定値
	ほう酸注入系運転	S/C 水温が 49℃に到達した後、10 分後に起動	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定

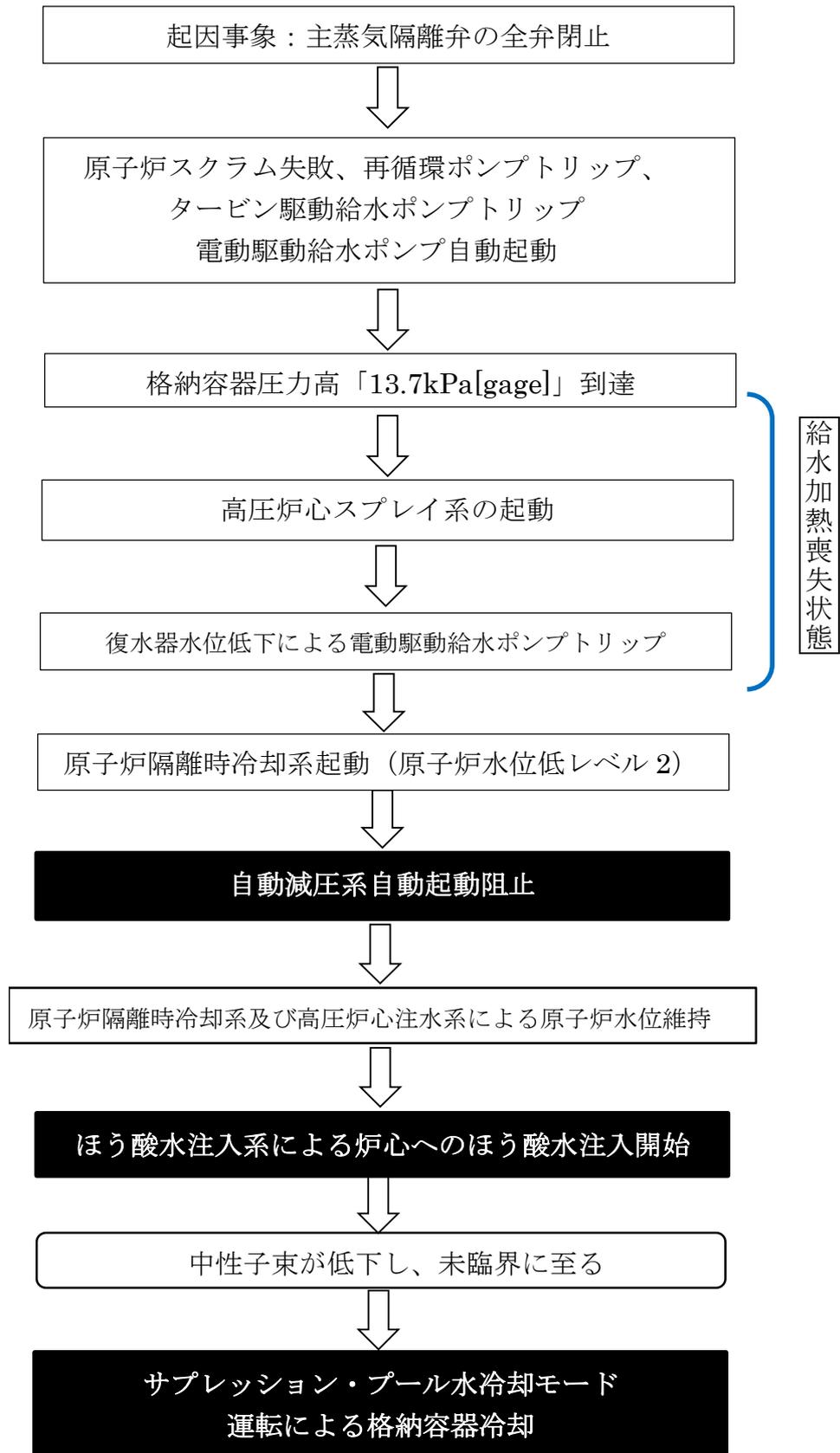


図 5.5.1 原子炉停止機能喪失事象の流れ（黒塗りは重大事故等対策）
Fig. 5.5.1 Flow chart of Loss of all reactor shutdown functions

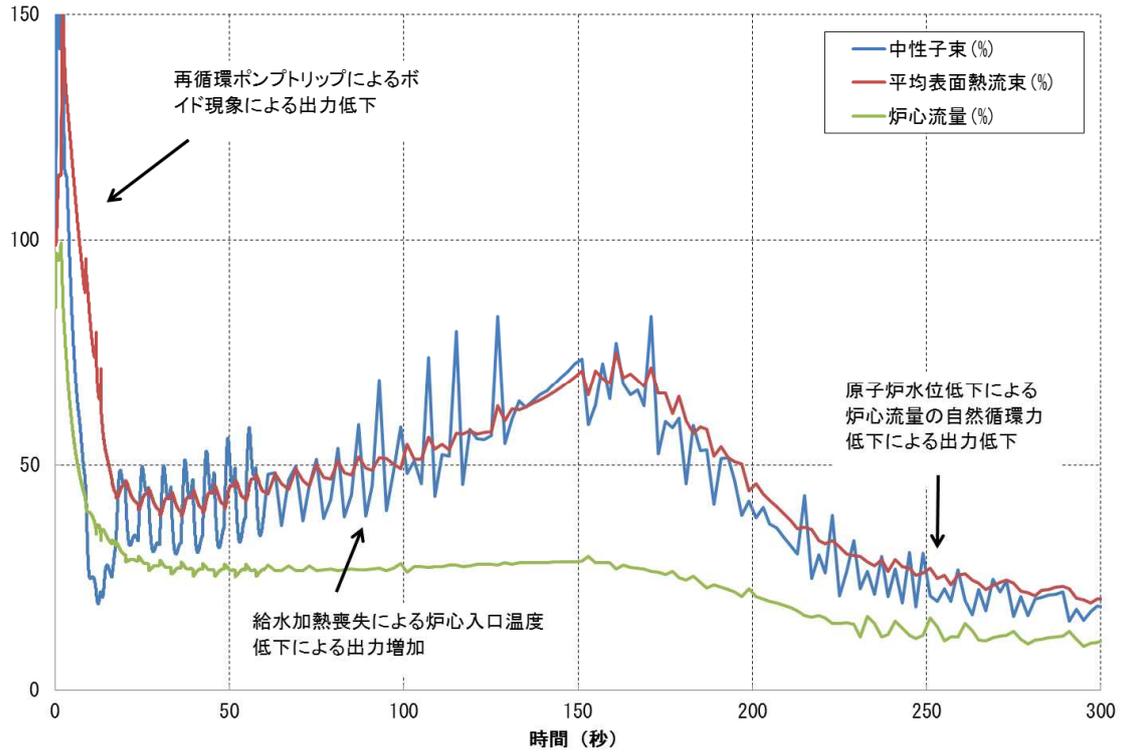


図 5.5.2 中性子束、表面熱流束、炉心流量の時間変化
 Fig. 5.5.2 Neutron flux, surface heat flux and core flow rate

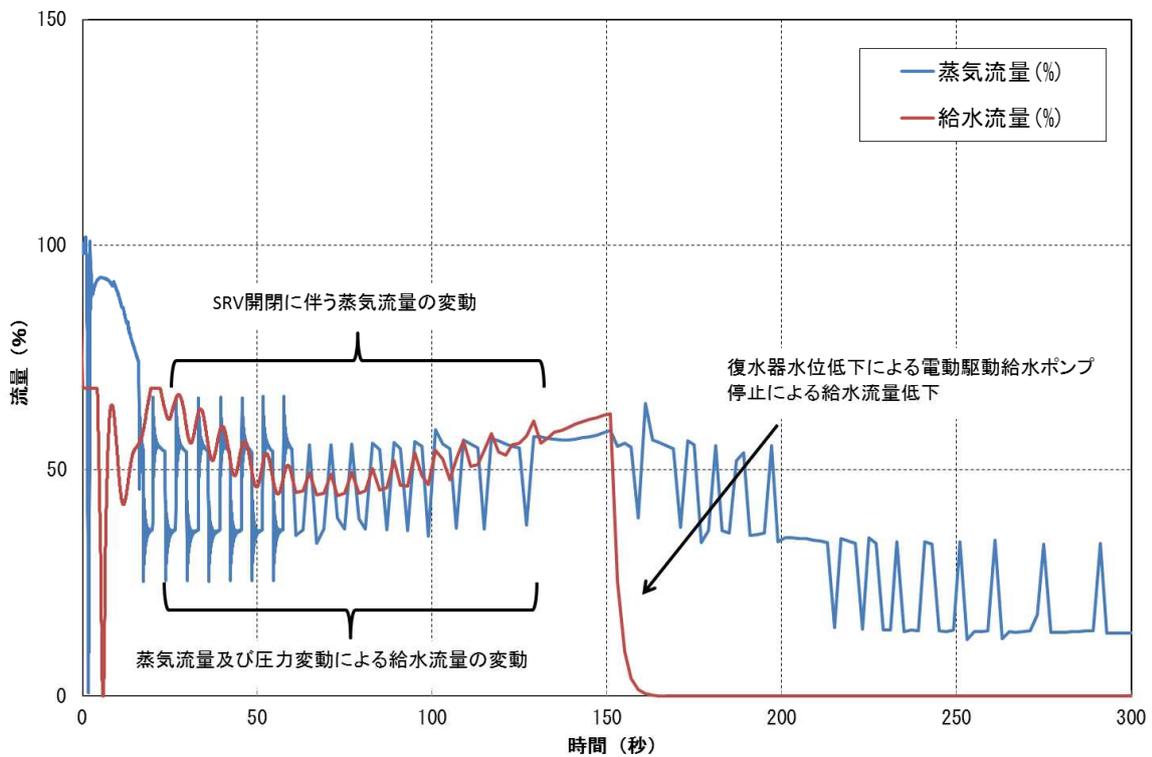


図 5.5.3 原子炉蒸気流量、給水流量の時間変化
 Fig. 5.5.3 Core vapor and feedwater flow rate

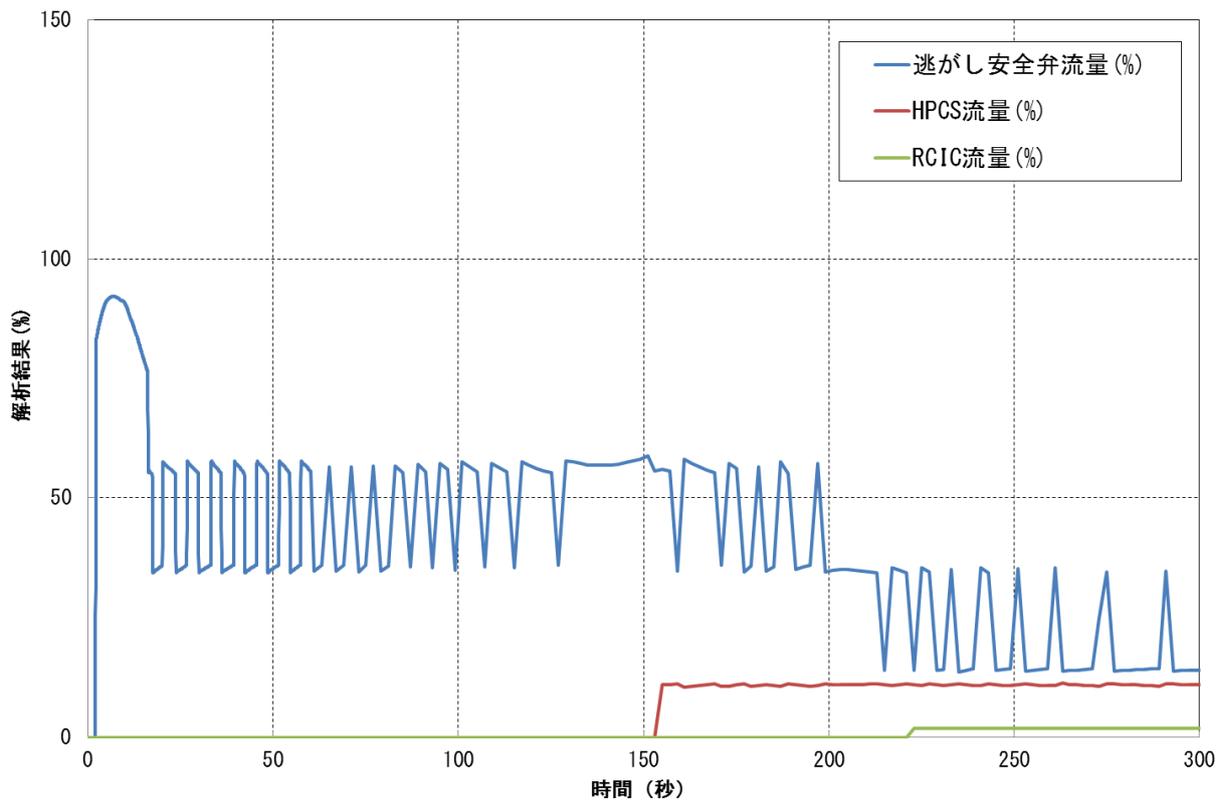


図 5.5.4 RCIC、HPCS の流量の時間変化

Fig. 5.5.4 RCIC and HPCF flow rate

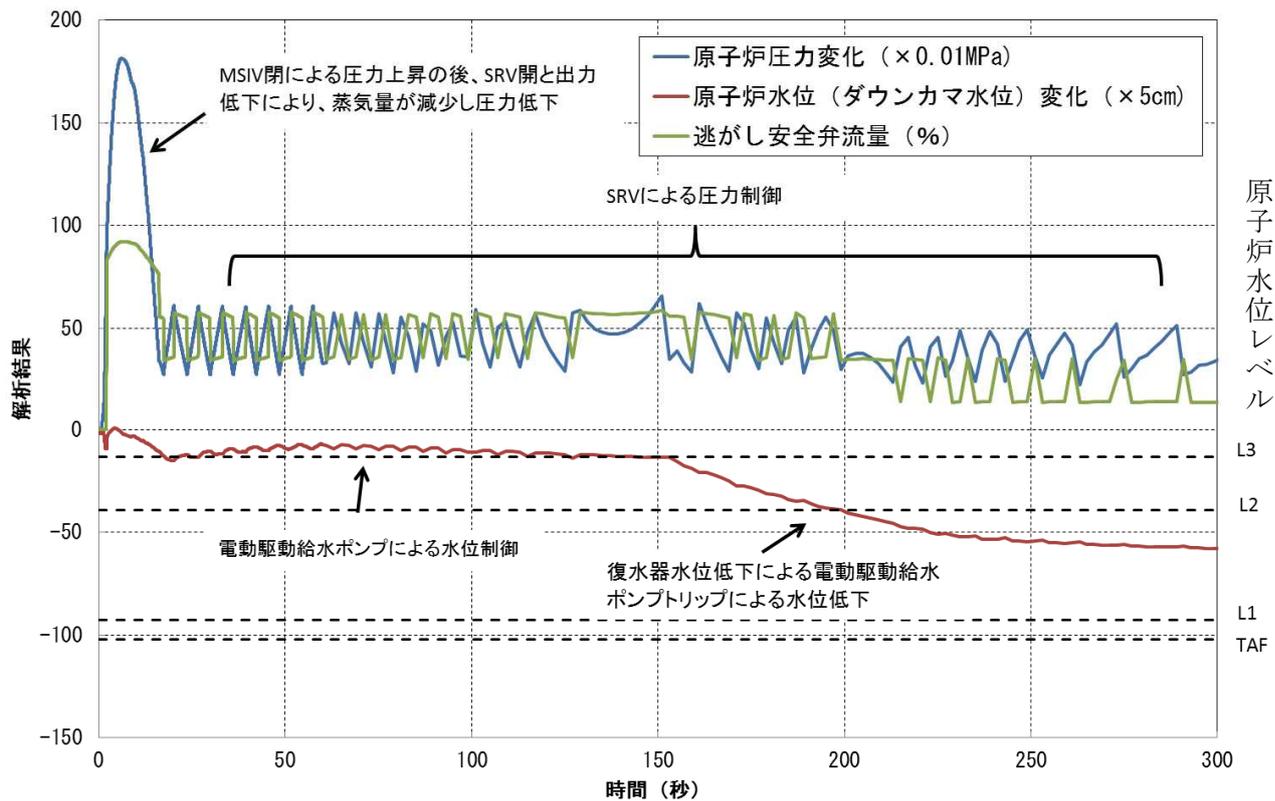


図 5.5.5 原子炉圧力、原子炉水位（ダウンカマ水位）、SRV 流量の時間変化

Fig. 5.5.5 Reactor pressure, reactor water level (Downcomer water level) and SRV flow rate

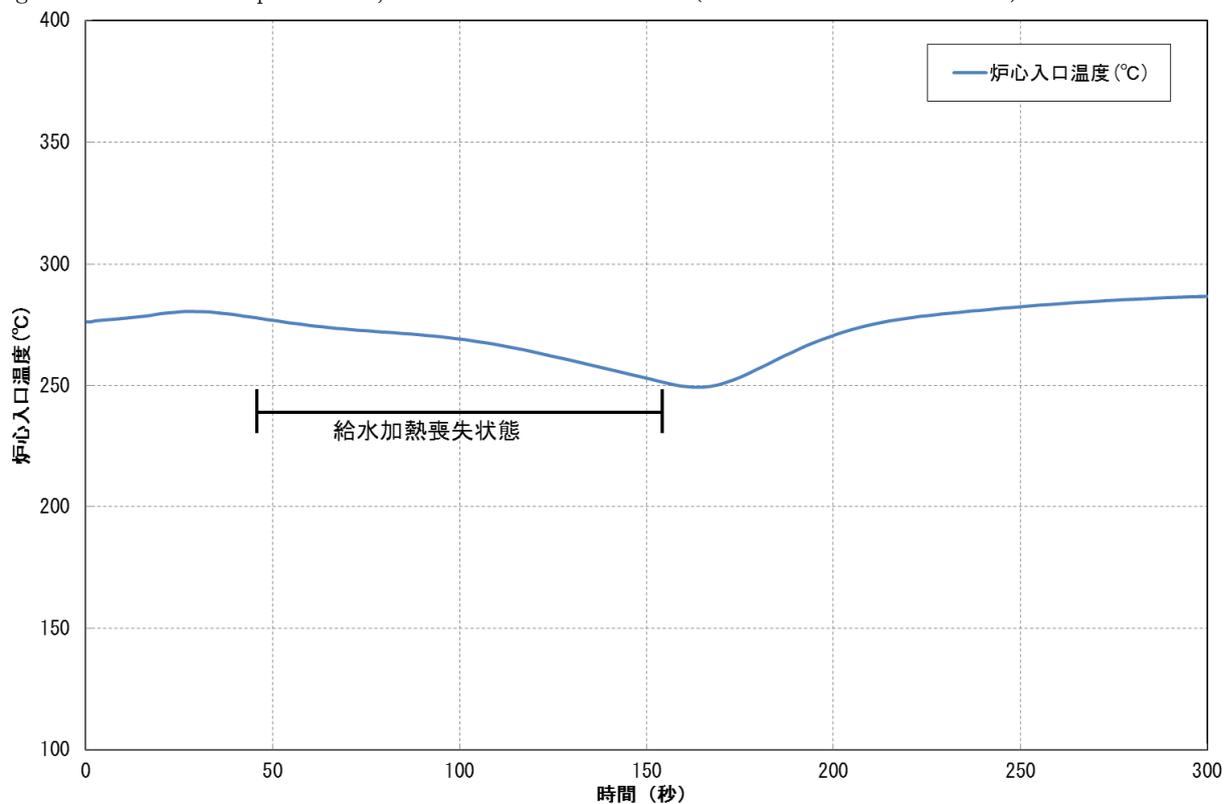


図 5.5.6 炉心入口温度の時間変化

Fig. 5.5.6 Core inlet-flow temperature

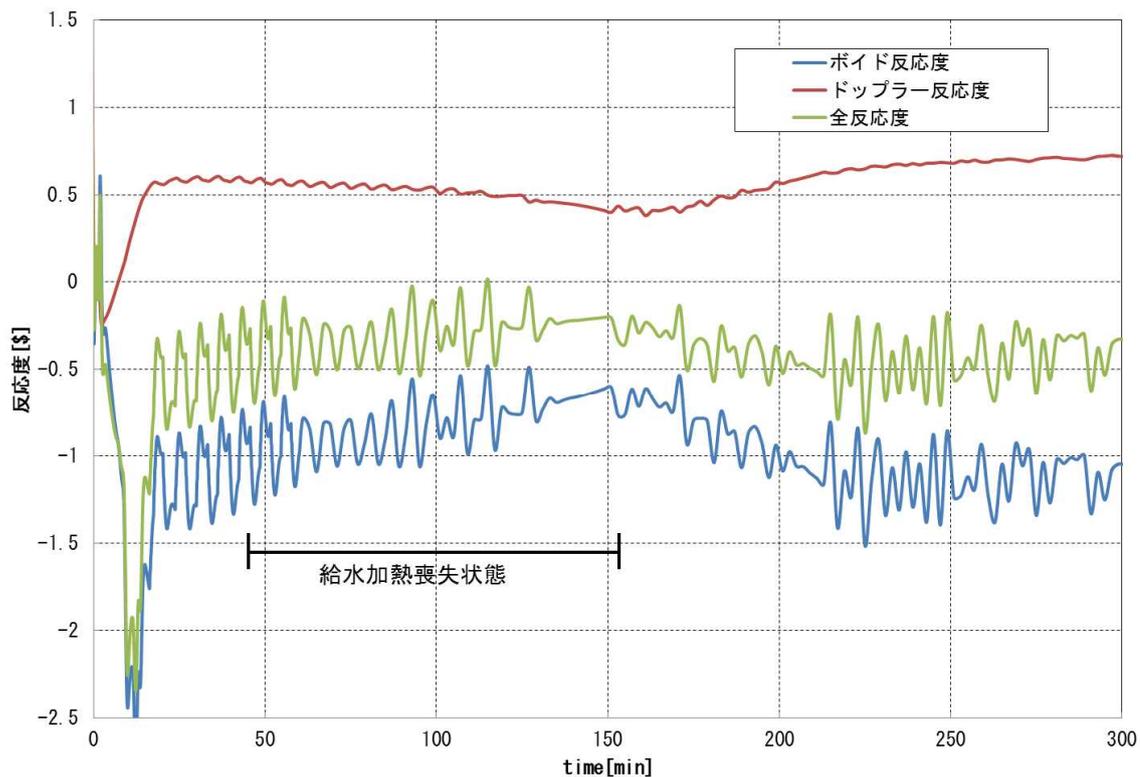


図 5.5.7 反応度の時間変化
Fig. 5.5.7 Reactivity

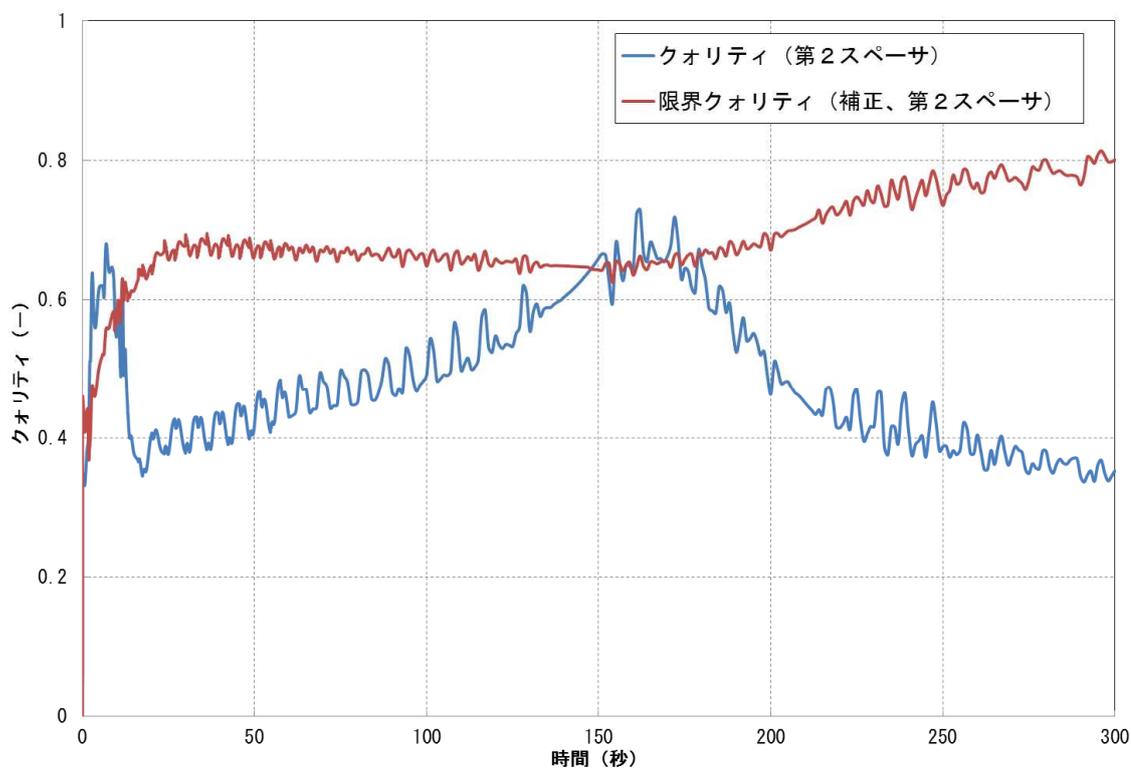


図 5.5.8 クオリティ及び限界クオリティの時間変化 (第2スパーサ)
Fig. 5.5.8 Quality and critical quality (Second spacer)

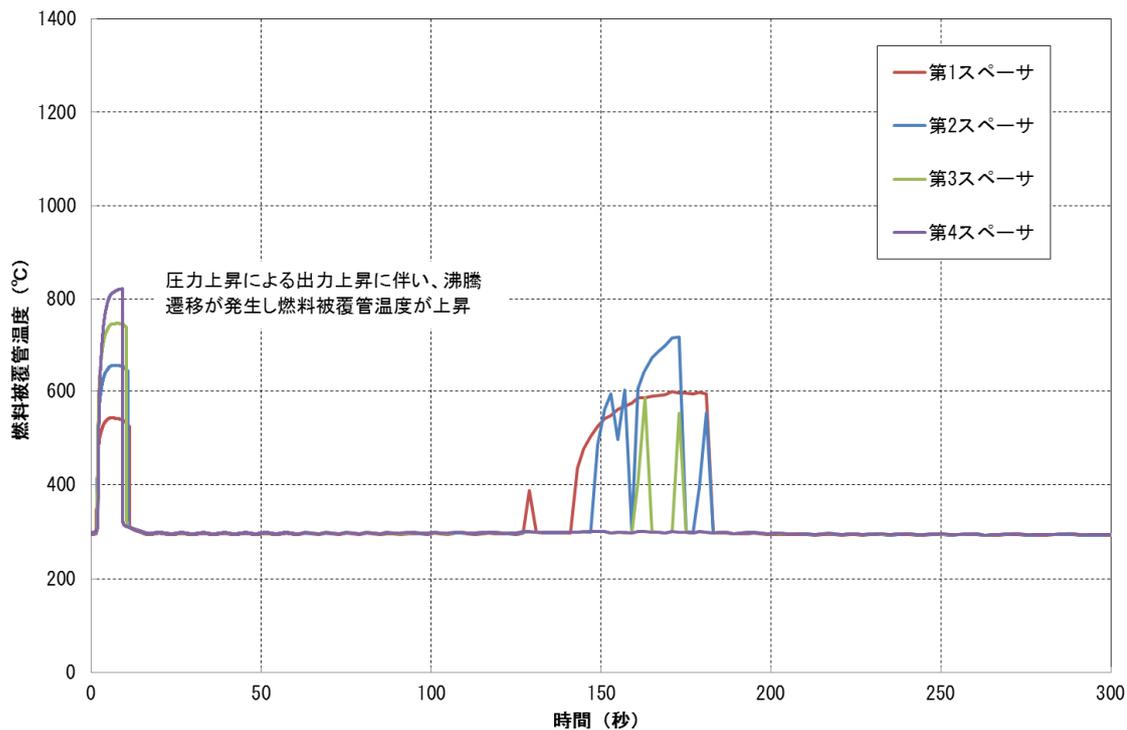


図 5.5.9 燃料被覆管温度の時間変化
Fig. 5.5.9 Fuel cladding temperature

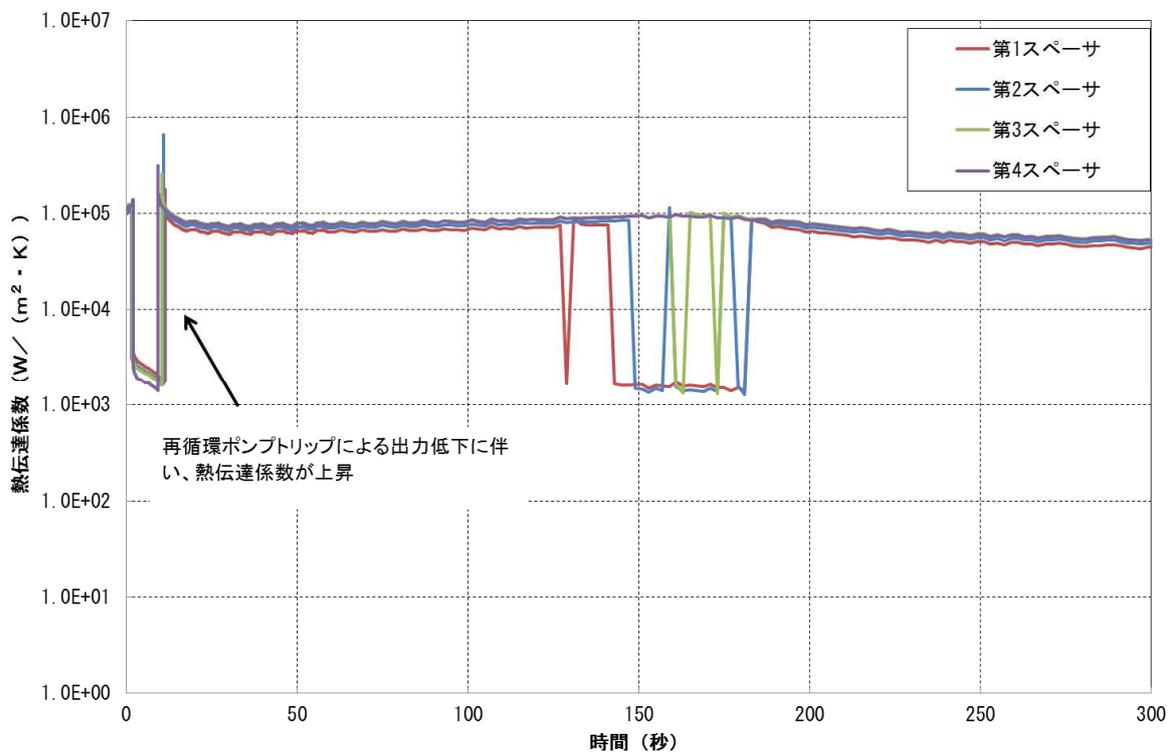


図 5.5.10 熱伝達係数の時間変化
Fig. 5.5.10 Coefficient of heat transfer

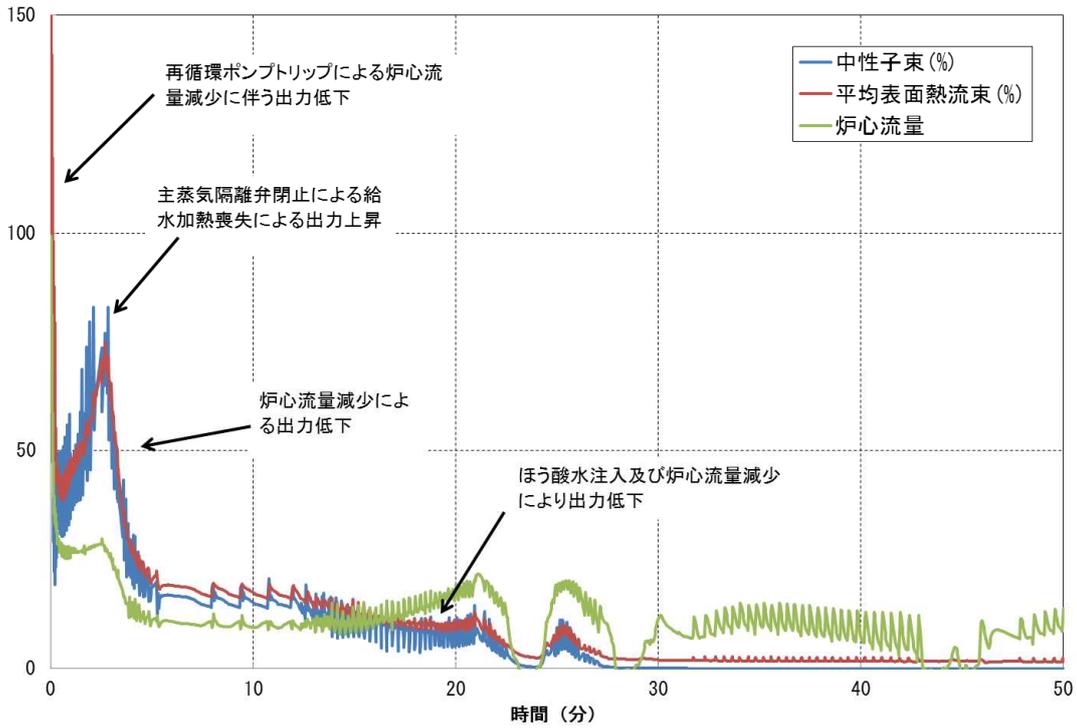


図 5.5.11 中性子束及び表面熱流束の時間変化 (長期フェーズ: 50 分まで)
 Fig. 5.5.11 Neutron flux and surface heat flux (Long term phase: before 50 minutes)

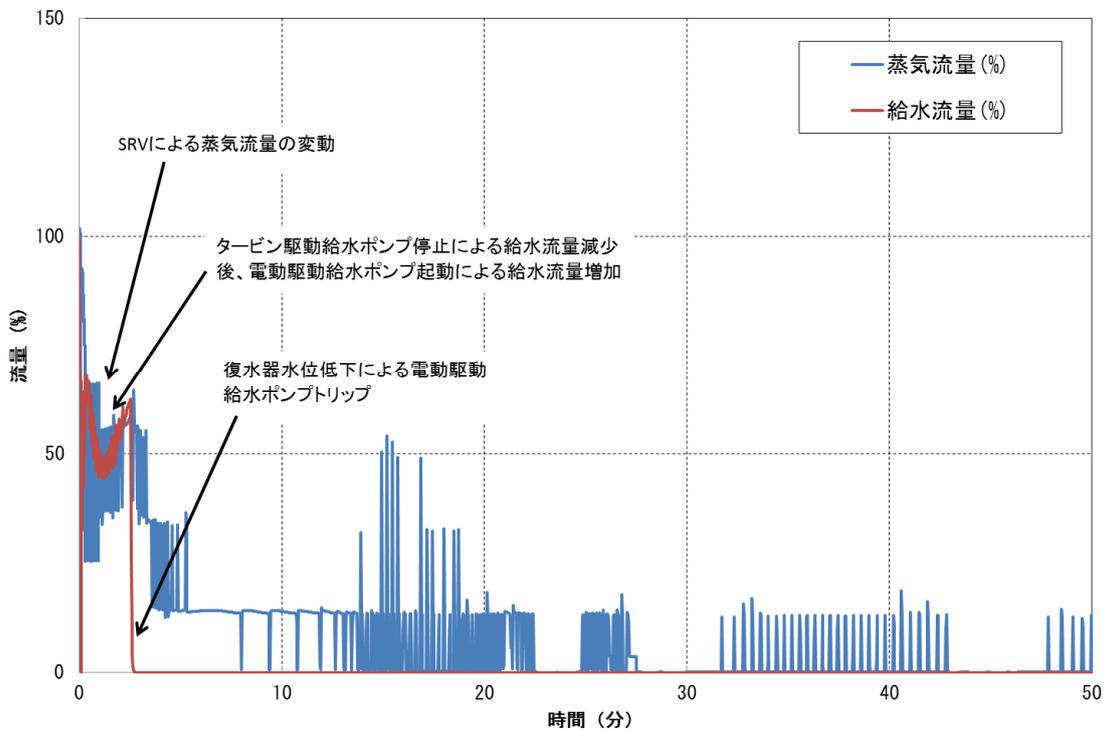


図 5.5.12 原子炉蒸気流量、給水流量の時間変化 (長期フェーズ: 50 分まで)
 Fig. 5.5.12 Core vapor and feedwater flow rate (Long term phase: before 50 minutes)

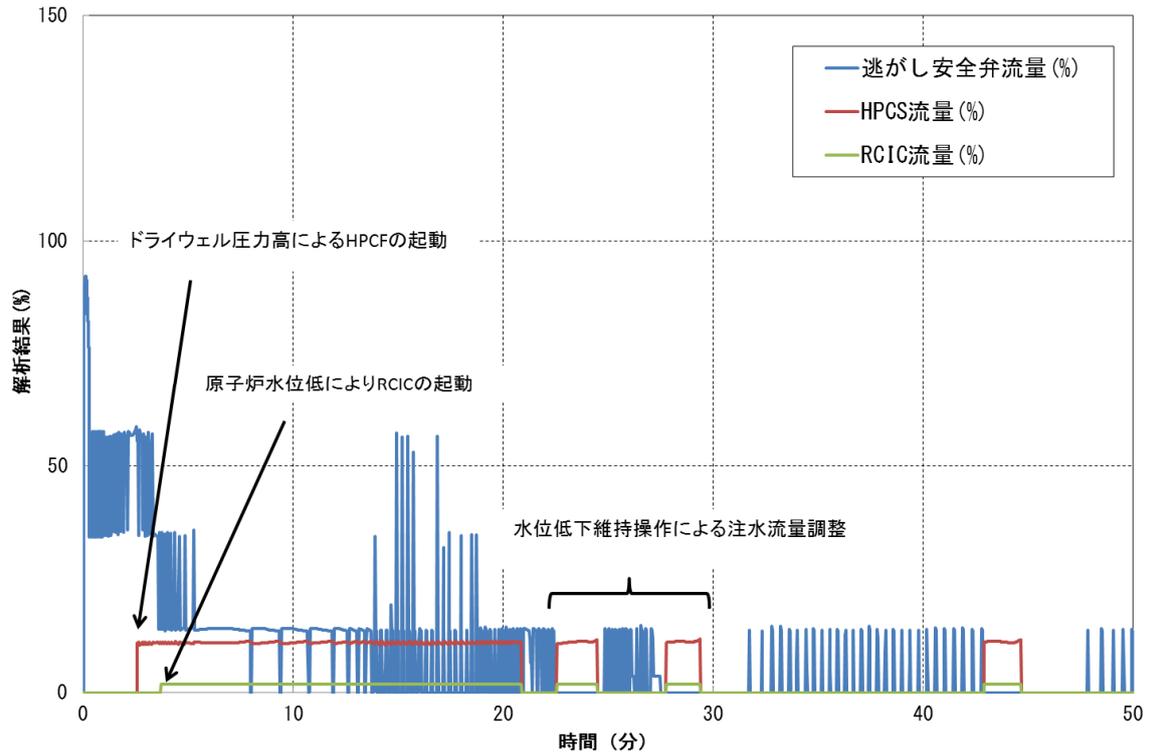


図 5.5.13 RCIC 及び HPCS の流量の時間変化 (長期フェーズ : 50 分まで)
 Fig. 5.5.13 RCIC and HPCS flow rate (Long term phase: before 50 minutes)

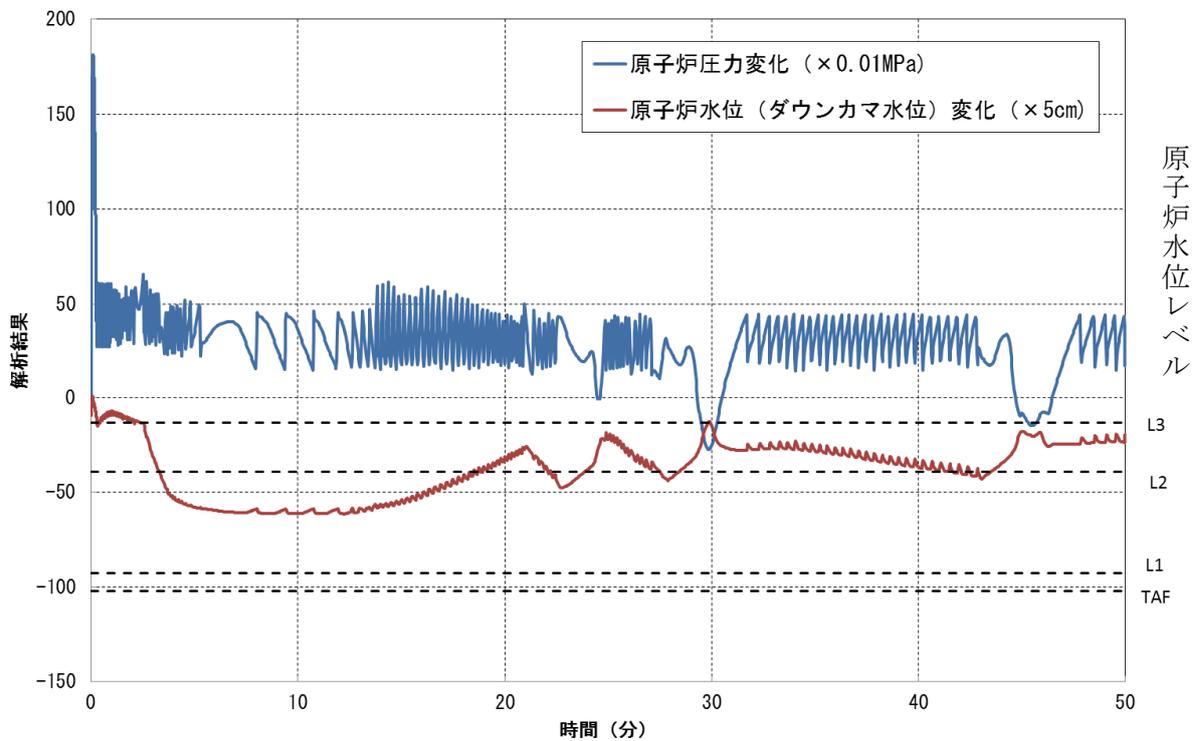


図 5.5.14 原子炉圧力、ダウンコマ水位の時間変化 (長期フェーズ : 50 分まで)
 Fig. 5.5.14 Reactor water level (Downcomer water level) (Long term phase: before 50 minutes)

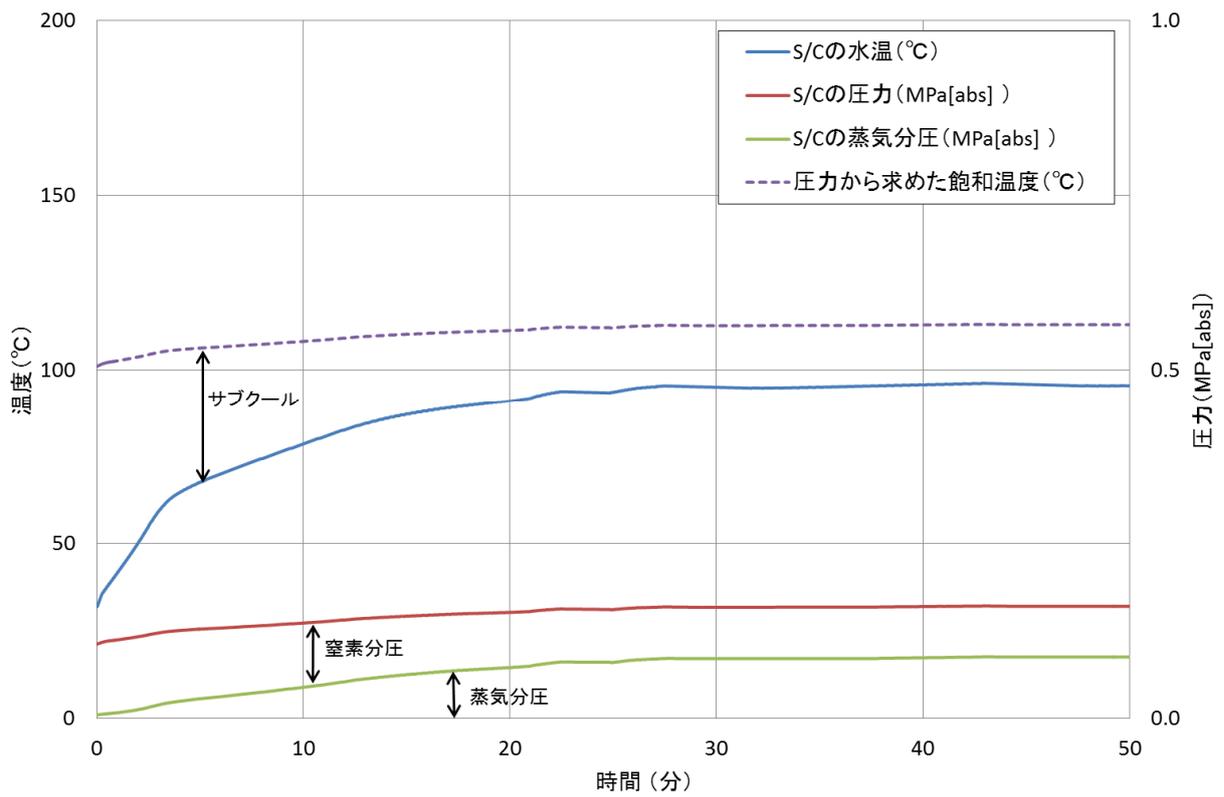


図 5.5.15 S/C 水温度、圧力の時間変化 (長期フェーズ : 50 分まで)

Fig. 5.5.15 S/C water temperature and pressure (Long term phase: before 50 minutes)

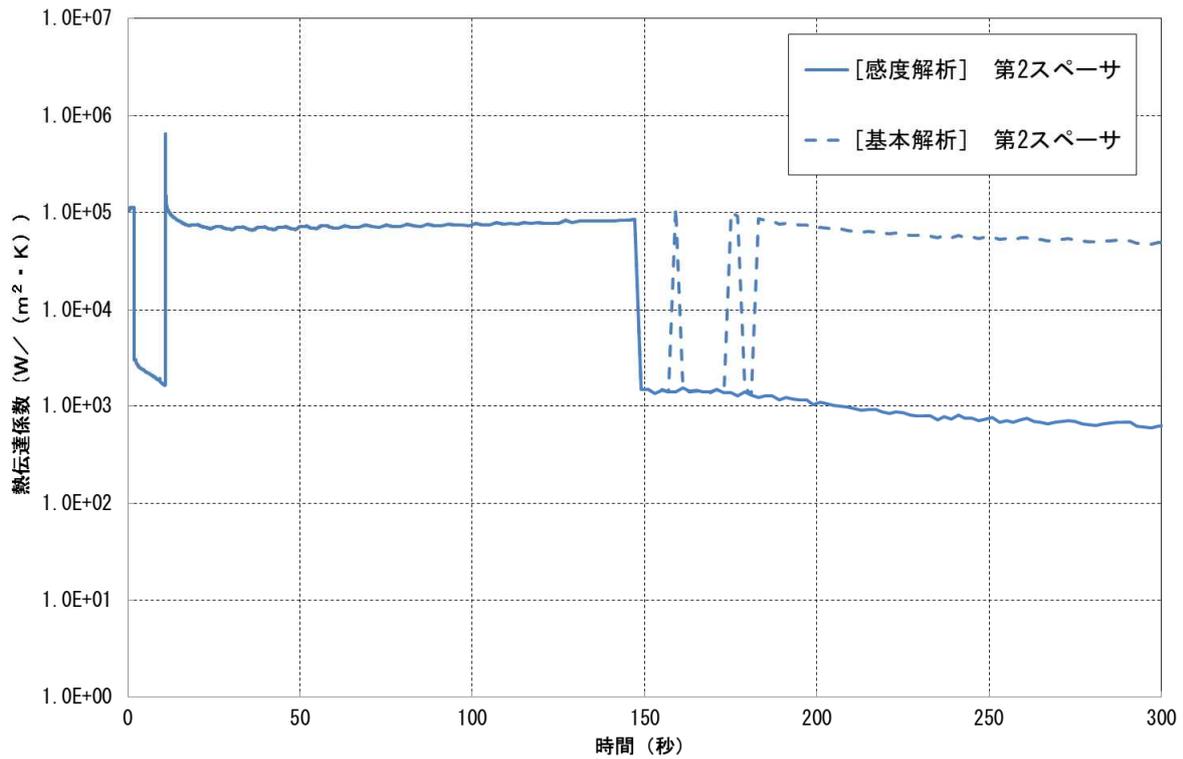


図 5.5.16 熱伝達係数の時間変化 (感度解析：リウエット無し)

Fig. 5.5.16 Coefficient of heat transfer (Sensitivity analysis :Without rewet)

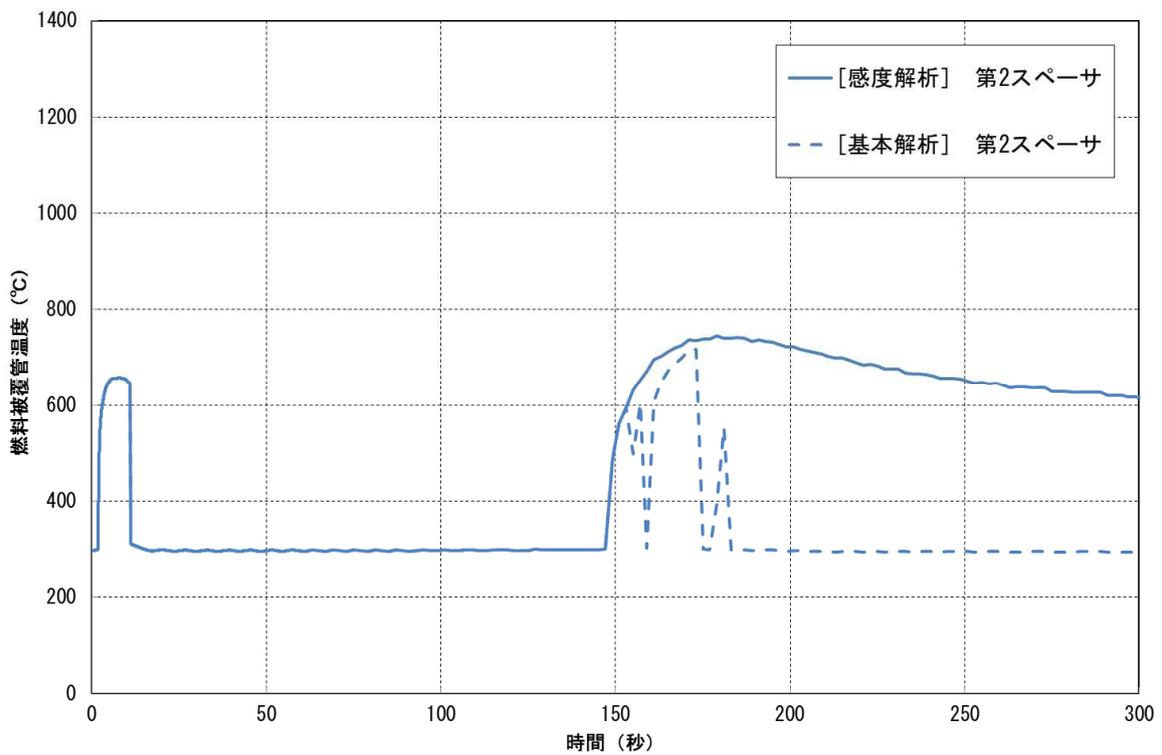


図 5.5.17 燃料被覆管温度の時間変化 (感度解析：リウエット無し)

Fig. 5.5.17 Fuel cladding temperature (Sensitivity analysis :Without rewet)

5.6 LOCA 時注水機能喪失事象

5.6.1 概要及び事故シーケンス

「LOCA 時注水機能喪失」は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、かつ、自動減圧系も機能喪失する事象である。

事象進展の特徴の整理及び安全上重要な現象の抽出のために、本事故シーケンスグループの代表事故シーケンスとして、中小規模破断 LOCA を起因事象とする「中小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗」を解析した。

5.6.2 解析条件

本事故シーケンスの解析条件一覧を表 5.6 に示す。主な解析条件を以下に示す。

- ① 起因事象として、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管破断（破断面積 4.6cm^2 ）を仮定した。
- ② RCIC、HPCS、LPCS、LPCI 及び自動減圧系の不作動を仮定した。
- ③ 再循環ポンプについては、外部電源喪失により事象発生とともに即時にトリップすると仮定した。
- ④ 原子炉は中小規模破断発生による「原子炉水位低（レベル 3）信号」でスクラムする。

また、主な重大事故等対策を以下に示す。

- ① 低圧代替注水系の準備完了後に、手動操作により SRV を開き原子炉を急速減圧させる。
- ② 原子炉減圧後に低圧代替注水系により原子炉注水を行う。
- ③ 格納容器圧力 $0.427\text{MPa}[\text{gage}]$ 到達時に格納容器圧力逃がし装置等を作動させ、格納容器内を除熱する。

上記の条件を用いた手順を想定した解析を、安全上重要な現象等を抽出するための基本的な解析ケース（この節において以下「基本解析」という。）として実施した。

5.6.3 基本解析

<事象シナリオ>

本事故シーケンスの事象シナリオを図 5.6.1 に示す。

本事象シナリオでは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小規模破断発生及び給水喪失により原子炉水位が急速に低下し、原子炉水位低（レベル 3）信号が発生して、

原子炉はスクラムする。その後、原子炉水位低（レベル 2）で MSIV が全閉するが、RCIC の起動に失敗する。格納容器圧力高信号により、HPCS、LPCS 及び LPCI の自動起動信号が発信されるが起動に失敗する。また、自動減圧系の作動にも失敗する。

それらにより、原子炉水位が低下することから、炉心損傷防止対策として、手動操作により原子炉を減圧し、減圧後に低圧代替注水系により炉心を冷却することで炉心の著しい損傷を防ぐ。

また、格納容器の健全性を長期的に維持するため、格納容器圧力逃がし装置等を用いた格納容器除熱を行う。

基本解析の結果を図 5.6.2 から図 5.6.14 に示す。以下、重要なパラメータ等について結果の概要を記す。

<原子炉圧力>

図 5.6.2 に原子炉圧力の変化を示す。原子炉水位低（レベル 2）への到達（事象発生から約 1 分後）による MSIV 全閉により、原子炉圧力が上昇する。原子炉圧力が 7.58MPa[gage]に到達後、SRV による自動開閉の繰り返しにより、この圧力以下に制御される。その後、高圧のまま維持されることから、低圧代替注水系の注水操作準備完了後、事象発生から 30 分後に手動で SRV を開くことで原子炉は急速に減圧される。

なお、事象発生から約 45 分後には、低圧代替注水の注水流量増加に伴う圧力下降速度への影響がわずかにみられる期間があるが、再冠水期間及びそれ以降の原子炉圧力はおおむね低圧で推移する。

<原子炉水位>

図 5.6.3 に原子炉水位の時間変化として、ダウンコマ水位を示す。ダウンコマ水位は、配管破断及び SRV 開閉による冷却材流出により低下していく。本事象では破断口からの冷却材流出量が大きいため、水位の低下速度が早くなっている。その後、原子炉水位は 30 分後の急速減圧による SRV からの冷却材流出により、減圧沸騰が生じて一時的に上昇した後に低下する。その後、低圧代替注水系による炉心注水が約 32 分後から開始されることで、原子炉水位は回復する。

図 5.6.4 に長期的な原子炉水位の変化を示す。原子炉水位回復後は低圧代替注水系により、原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持される。

<冷却材流出及び注水量>

図 5.6.5 に SRV 流量、図 5.6.6 に破断流量の変化を示す。

SRV 流量については事象発生から約 2 分後以降、SRV の自動開閉により約 200kg/s の放出が間欠的に行われる。事象発生から 30 分後の SRV の開操作により、放出量は開操作直後に最大約 600kg/s となり、その後原子炉圧力の低下に応じて減少する。

図 5.6.7 に低圧代替注水系流量の変化を示す。

事象発生後約 32 分から低圧代替注水系流量が立ち上がり、圧力の低下に応じて徐々に増加して約 68kg/s の流量で保持される。

<燃料被覆管温度>

図 5.6.8 にホットチャンネルについてノードごとのボイド率変化を示す。

破線で囲まれた部分が、ボイド率が 1.0 に到達しホットチャンネルの燃料が露出して乾き状態に至り、燃料被覆管温度が上昇する領域を表している（炉心の上半分にあたる第 11 ノードから第 24 ノード）。本事象は、水位の低下が大きいため、約 24 分から燃料の露出が始まる。減圧が 30 分に開始すると一時的に水位は回復するが、約 36 分から再び露出が始まり、乾き部の下端は、約 39 分に第 11 ノード以下まで低下するが、その後上昇に転じ、燃料被覆管温度が最高値となる約 44 分では、燃料被覆管温度が最高値となる第 18 ノード位置まで上昇する。

図 5.6.9 及び図 5.6.10 にホットチャンネルのホットロッドの燃料被覆管温度の変化を示す。燃料被覆管温度は上昇量が大きく、事象発生から約 44 分後に約 750℃に達する。

<格納容器内の熱水力挙動>

図 5.6.11 から図 5.6.14 に、格納容器内の圧力及び気相温度並びに S/C の水位及び水温を示す。

事象初期から継続する SRV からの蒸気流入により、格納容器内の圧力、水位、温度ともに上昇する。このとき、S/C の水位及び水温は、同部に流入する蒸気流の凝縮に影響を及ぼすことで、同部から D/W に流出する蒸気流量を変えるため、格納容器内の圧力及び温度にも影響する。事象発生から約 28 時間後から格納容器圧力逃がし装置等による除熱を実施することにより、格納容器内の圧力及び温度は徐々に低下していく。格納容器内の最高圧力は約

0.43MPa[gage]、最高温度は約 150℃である。

5.6.4 まとめ

BWR5 プラントの事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」の代表事故シーケンスとして、「中小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗」の解析を実施した。

本事象では、配管の破断及び給水流量喪失による原子炉水位低下時に、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失するが、手動操作により原子炉は減圧され、その後燃料は露出するものの低圧代替注水系による原子炉注水により炉心は冷却される。また、格納容器は、格納容器圧力逃がし装置等により除熱される。

本事象の特徴は破断口からの流出があることに加えて、低圧代替注水系が小容量であるため、水位の回復に時間を要し、燃料被覆管温度の上昇量が比較的大きいことである。

安全上重要な現象としては、破断口からの流出挙動、原子炉減圧過程における SRV からの冷却材流出挙動及び燃料集合体内でのボイド率の挙動が挙げられる。

表 5.6 解析条件 (LOCA 時注水機能喪失 : BWR5)

Table 5.6 Analytical conditions (Loss of water injection function during LOCA : BWR5)

	項目	条件	備考
事故条件	起因事象	原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の破断	破断面積は約 4.6 cm ²
	機能喪失	高圧注水機能、低圧注水機能、減圧機能 及び崩壊熱除去機能	—
	外部電源	なし	—
操作条件	SRV 開及び低圧代替注水系による注水	事象発生から 30 分後	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定
	格納容器圧力逃がし装置等による除熱操作	格納容器圧力 0.427 MPa [gage]到達時	設置変更許可申請書等の資料を参照して設定

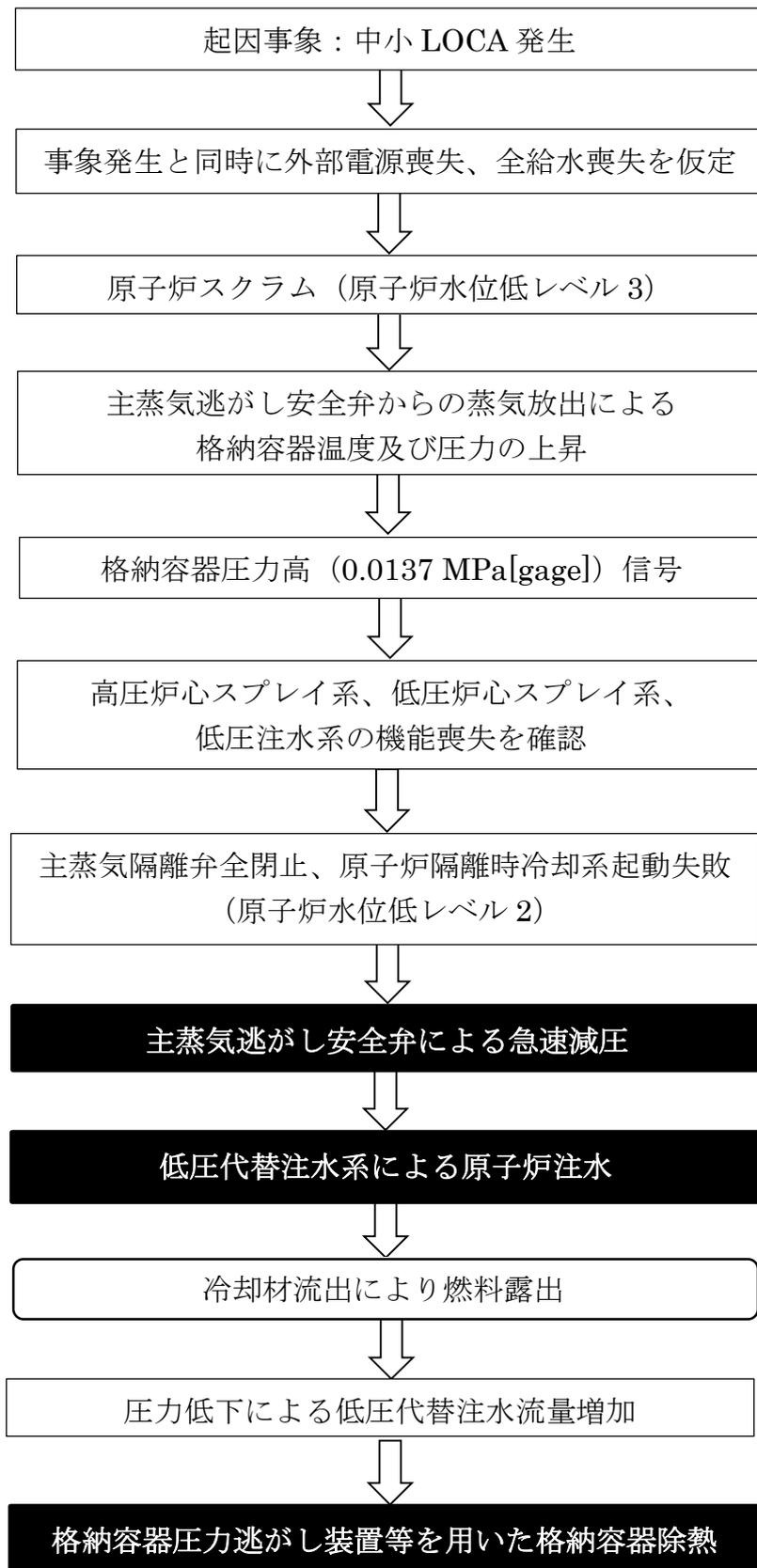


図 5.6.1 LOCA 時注水機能喪失事象の流れ (黒塗りは重大事故等対策)
 Fig.5.6.1 Flow chart of Loss of water injection function during LOCA

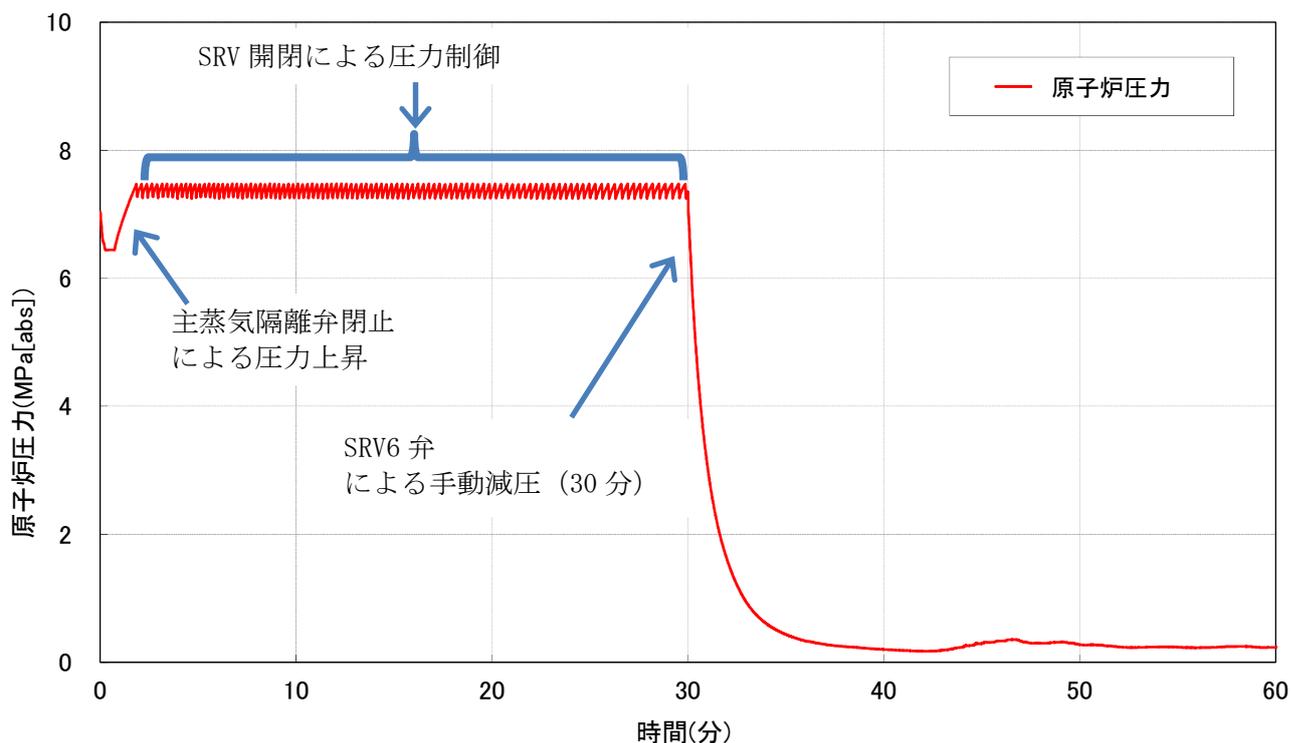


図 5.6.2 原子炉圧力の時間変化
Fig. 5.6.2 Reactor pressure

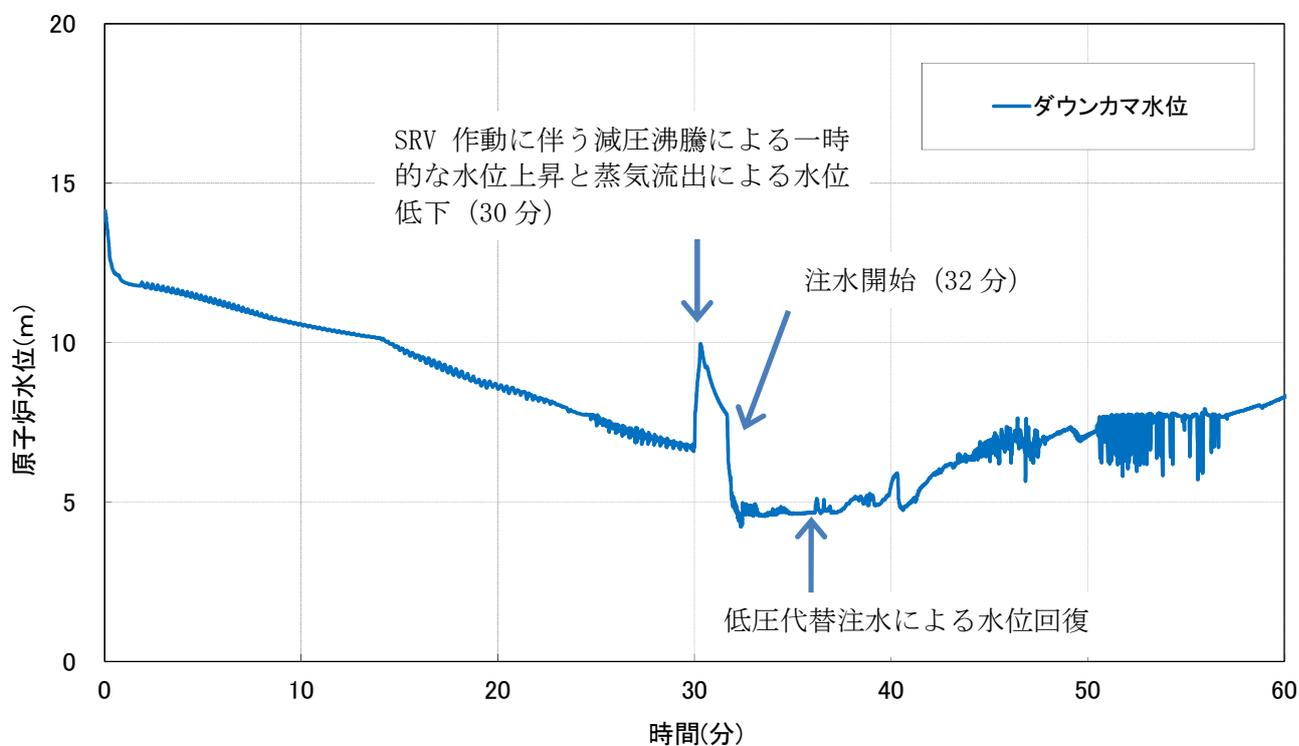


図 5.6.3 原子炉水位 (ダウンカマ水位) の時間変化
Fig. 5.6.3 Reactor water level (Downcomer water level)

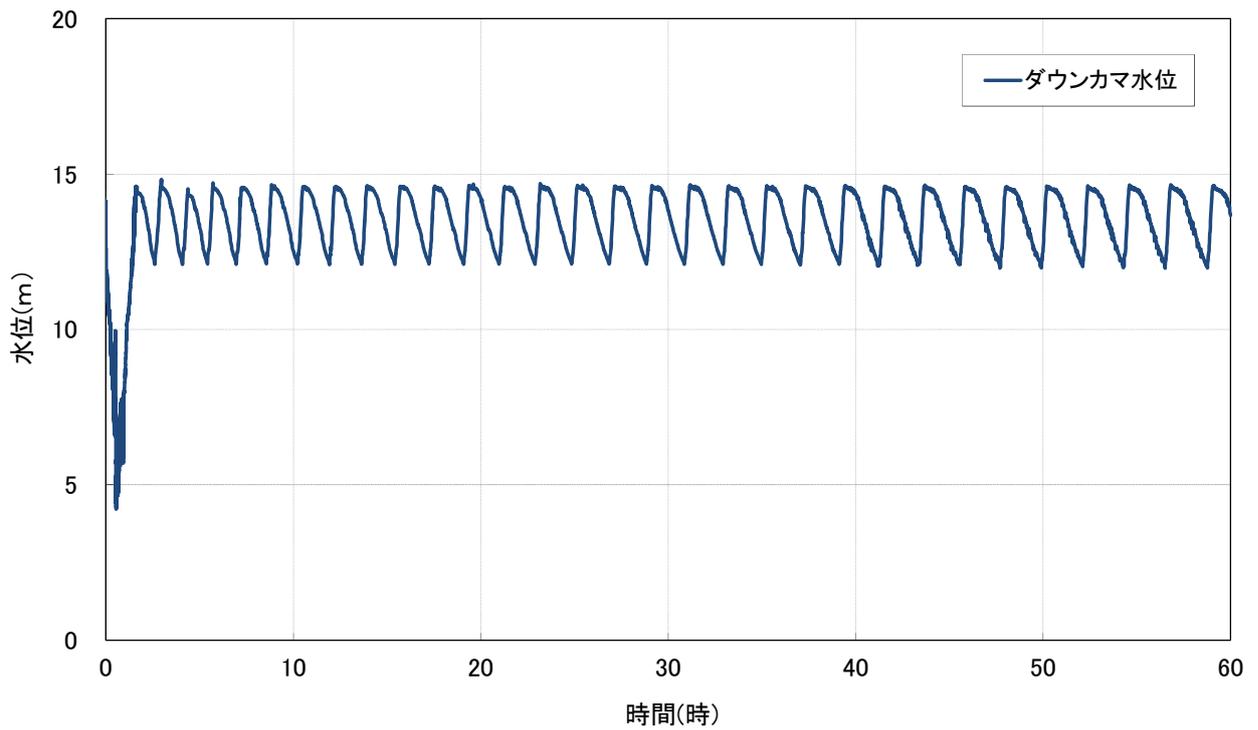


図 5.6.4 原子炉水位 (ダウンカマ水位) の時間変化 (長期)
 Fig. 5.6.4 Reactor water level (Downcomer water level) (Long term)

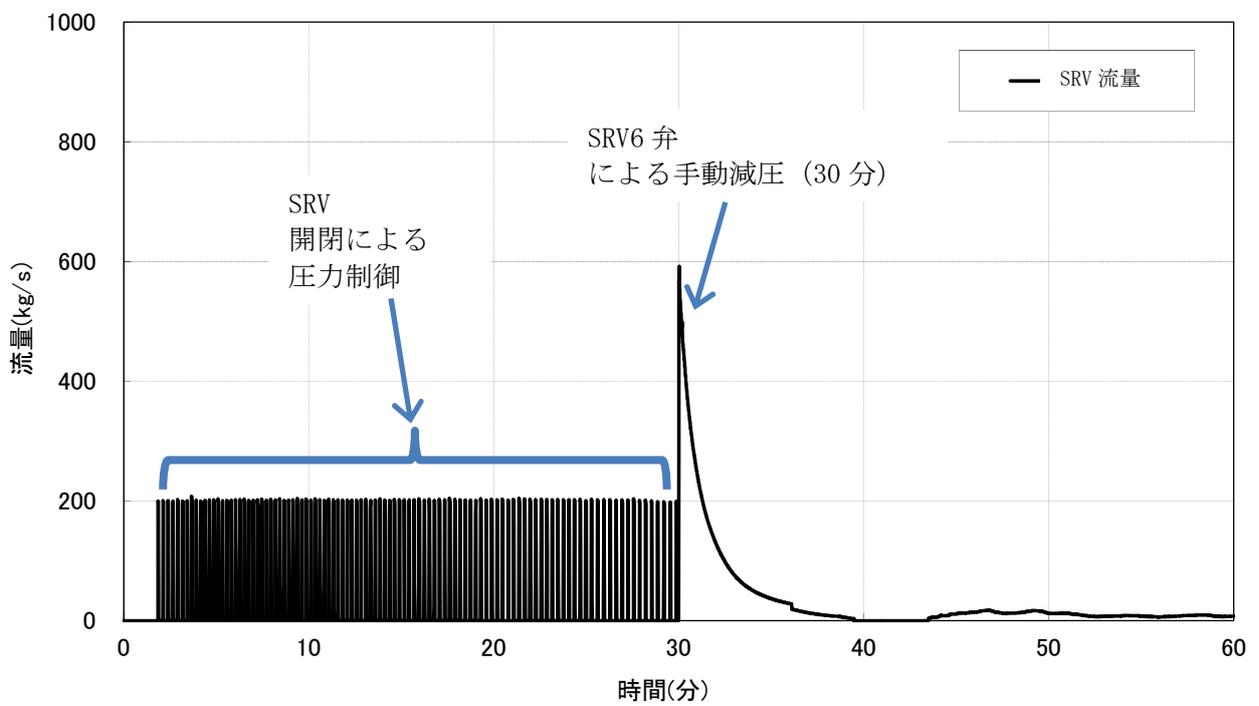


図 5.6.5 SRV 流量の時間変化
 Fig. 5.6.5 SRV flow rate

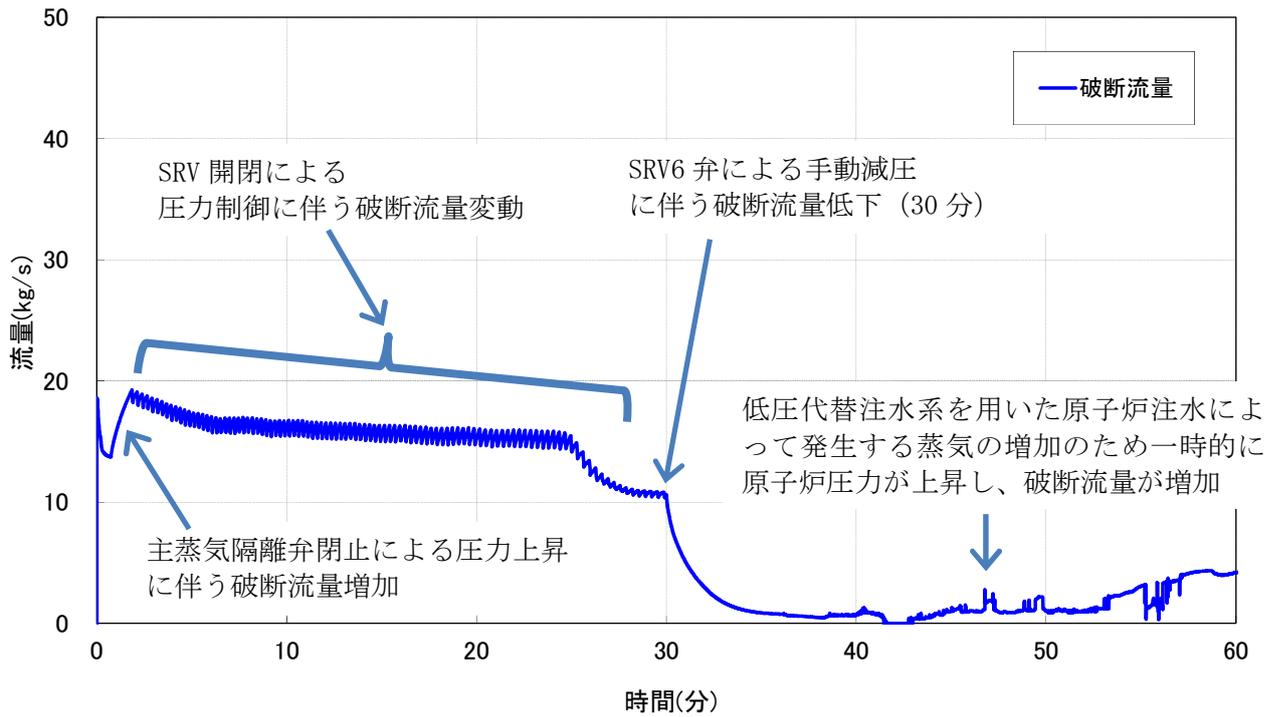


図 5.6.6 破断流量の時間変化
Fig. 5.6.6 Break flow rate

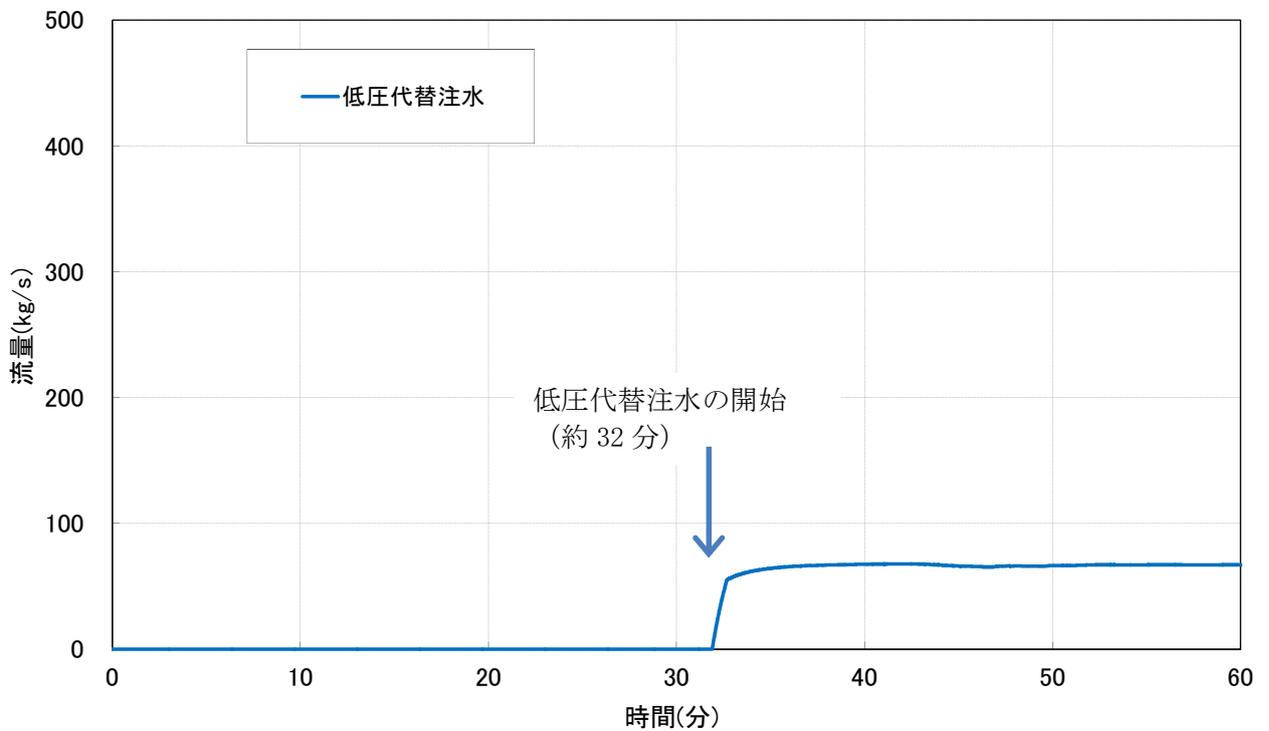


図 5.6.7 低圧代替注水流量の時間変化
Fig. 5.6.7 Alternative low pressure injection flow rate

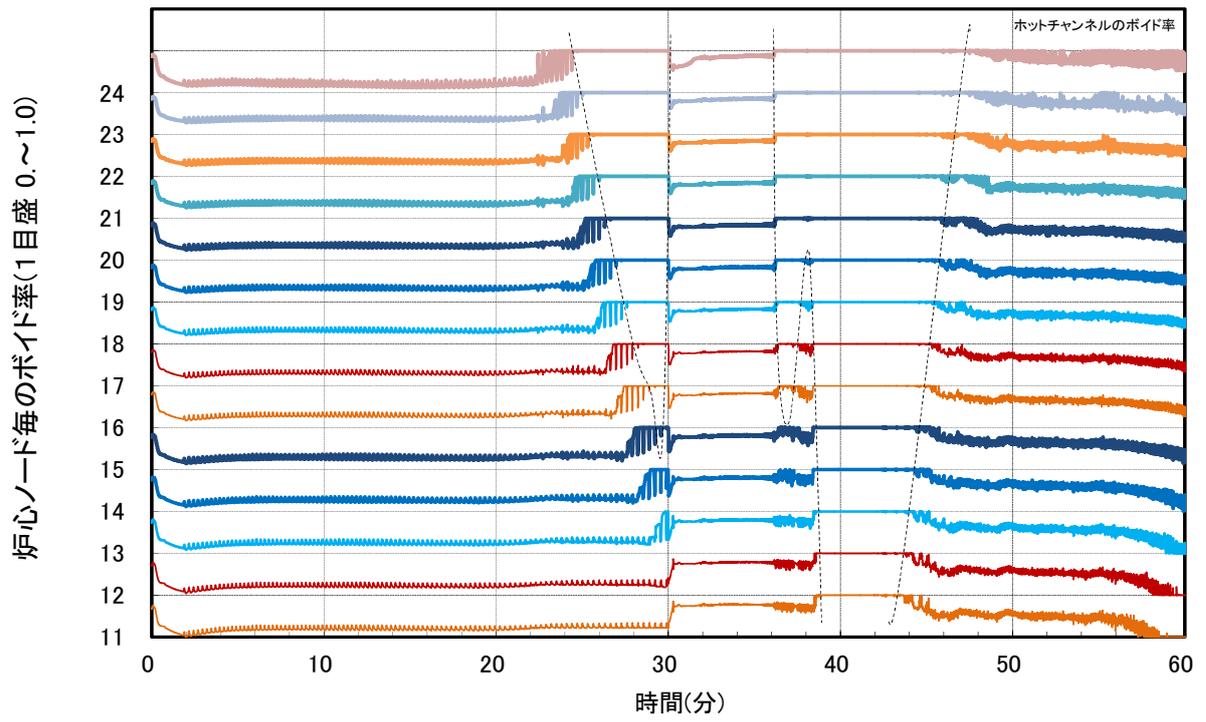


図 5.6.8 ノードごとのボイド率の時間変化 (ホットチャンネル)
 Fig. 5.6.8 Void fraction of each node (hot channel)

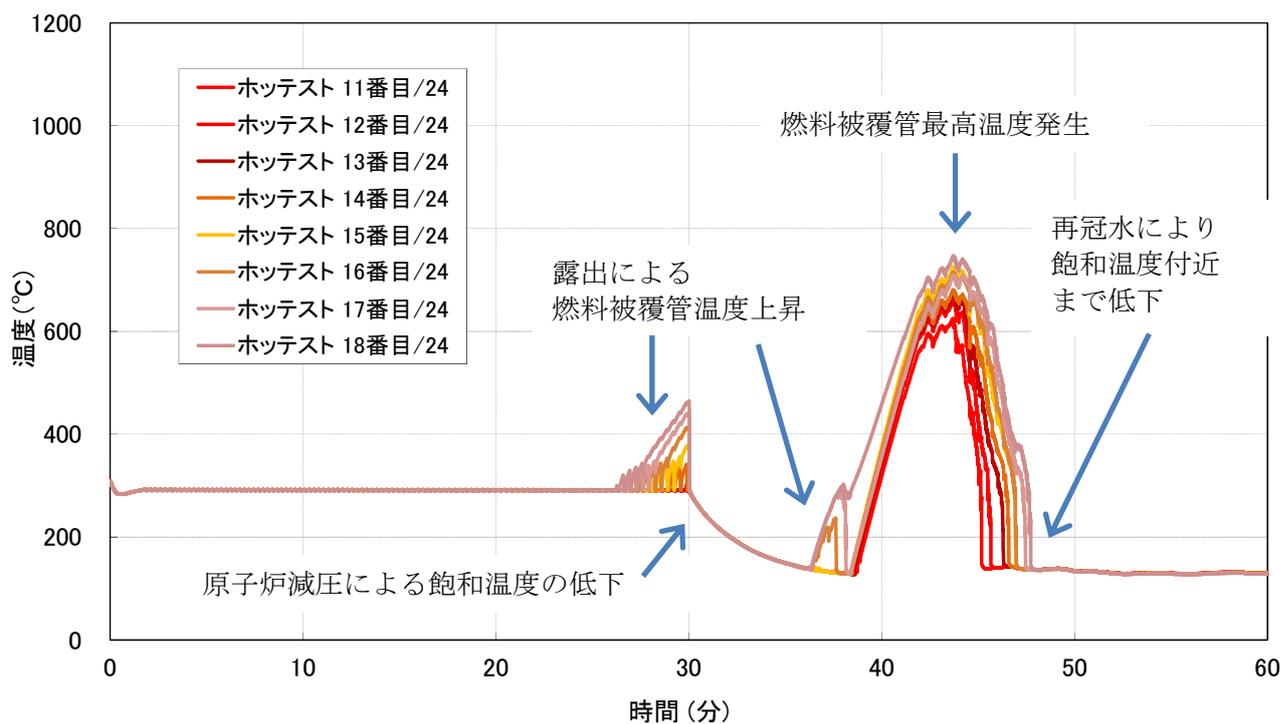


図 5.6.9 燃料被覆管温度の時間変化(1/2)
Fig. 5.6.9 Fuel cladding temperature (1/2)

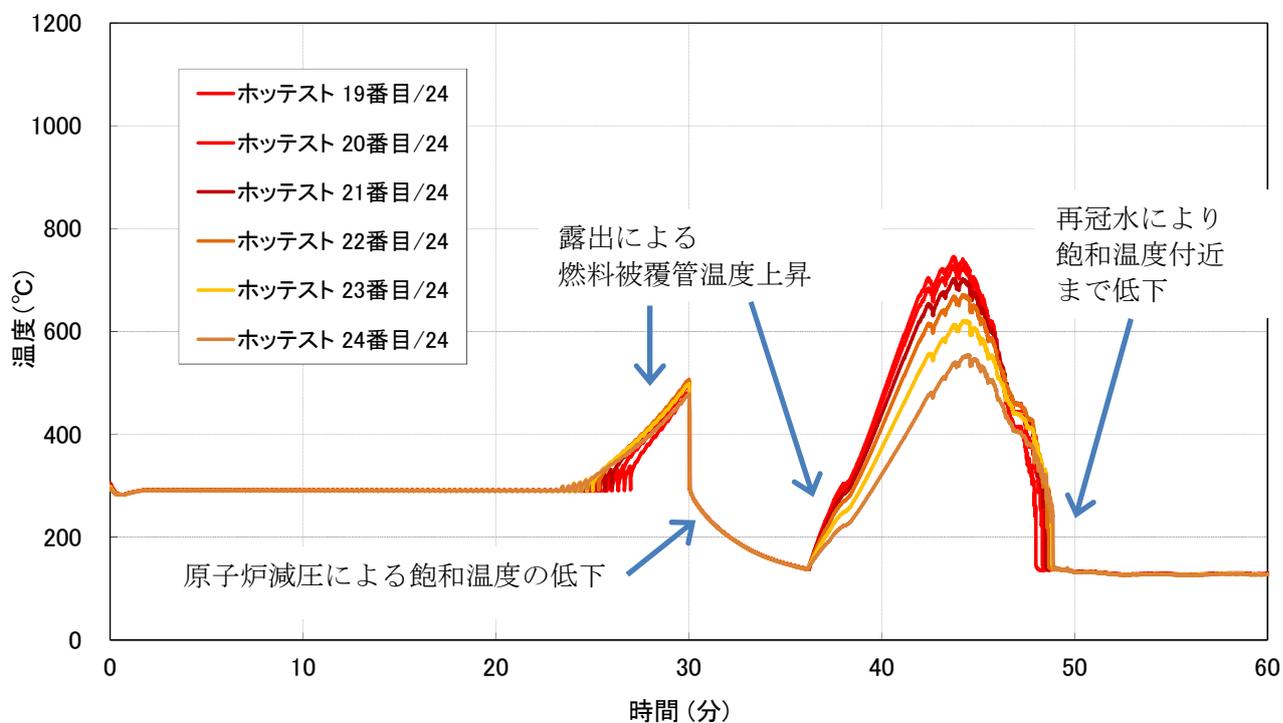


図 5.6.10 燃料被覆管温度の時間変化(2/2)
Fig. 5.6.10 Fuel cladding temperature (2/2)

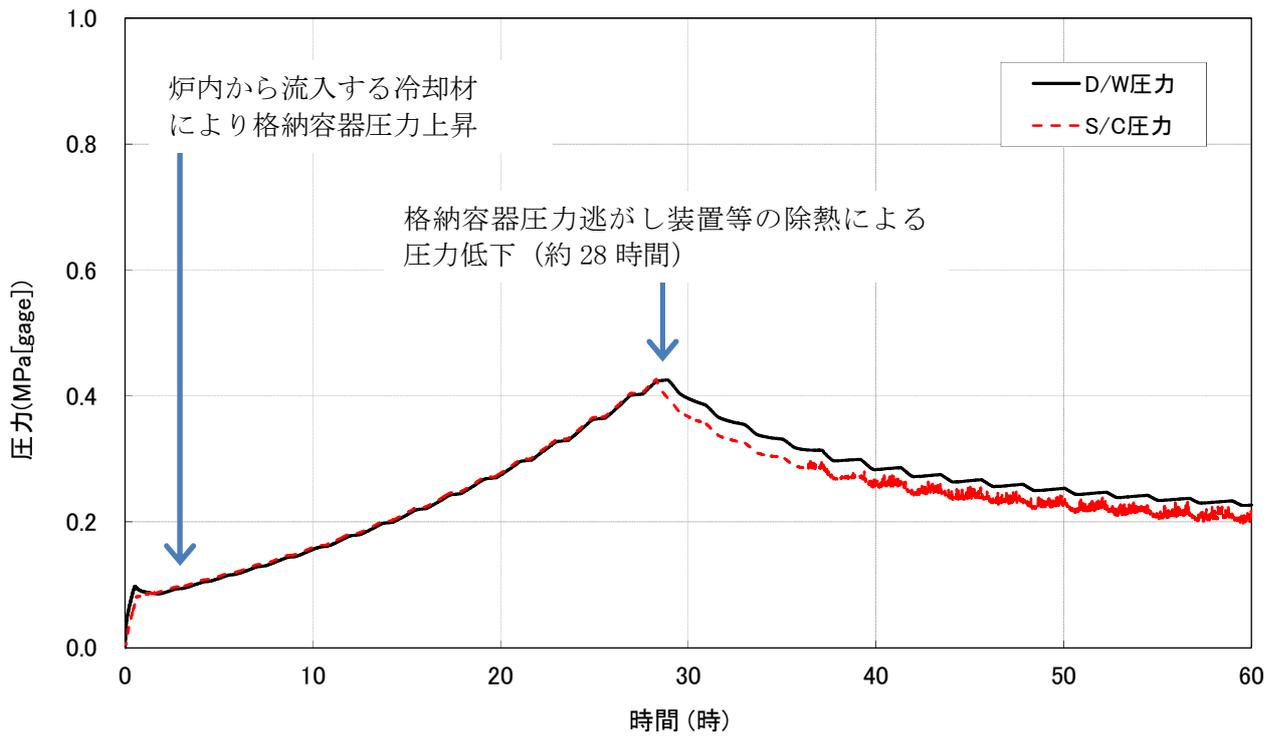


図 5.6.11 格納容器内の圧力の時間変化
Fig. 5.6.11 Pressure in containment vessel

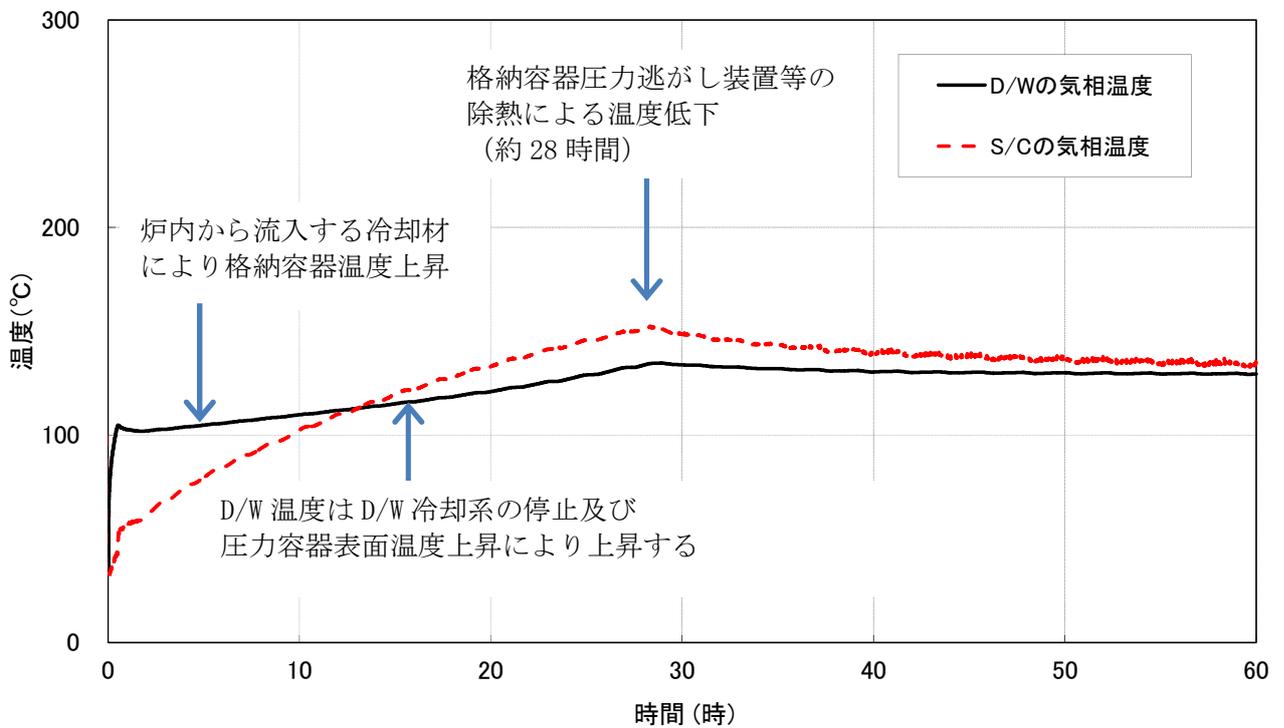


図 5.6.12 格納容器内の気相部温度の時間変化
Fig. 5.6.12 Gas temperature in containment vessel

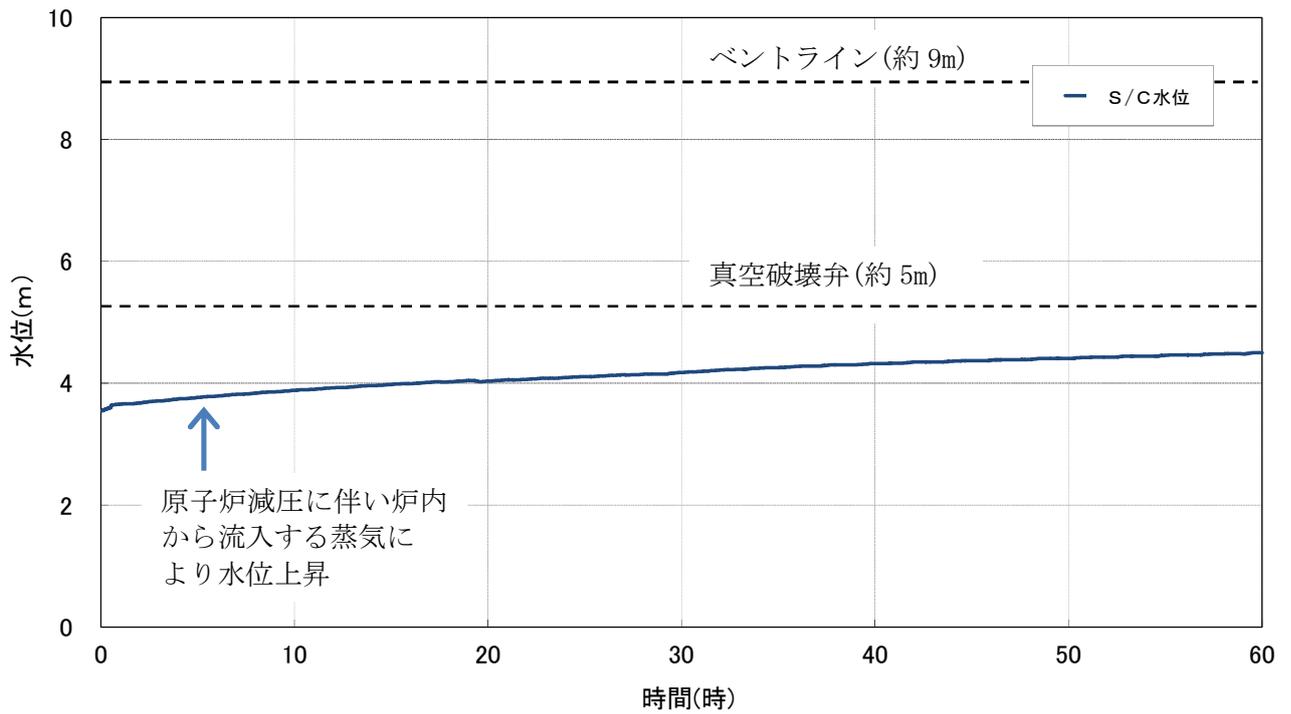


図 5.6.13 S/C 水位の時間変化

Fig. 5.6.13 S/C water level

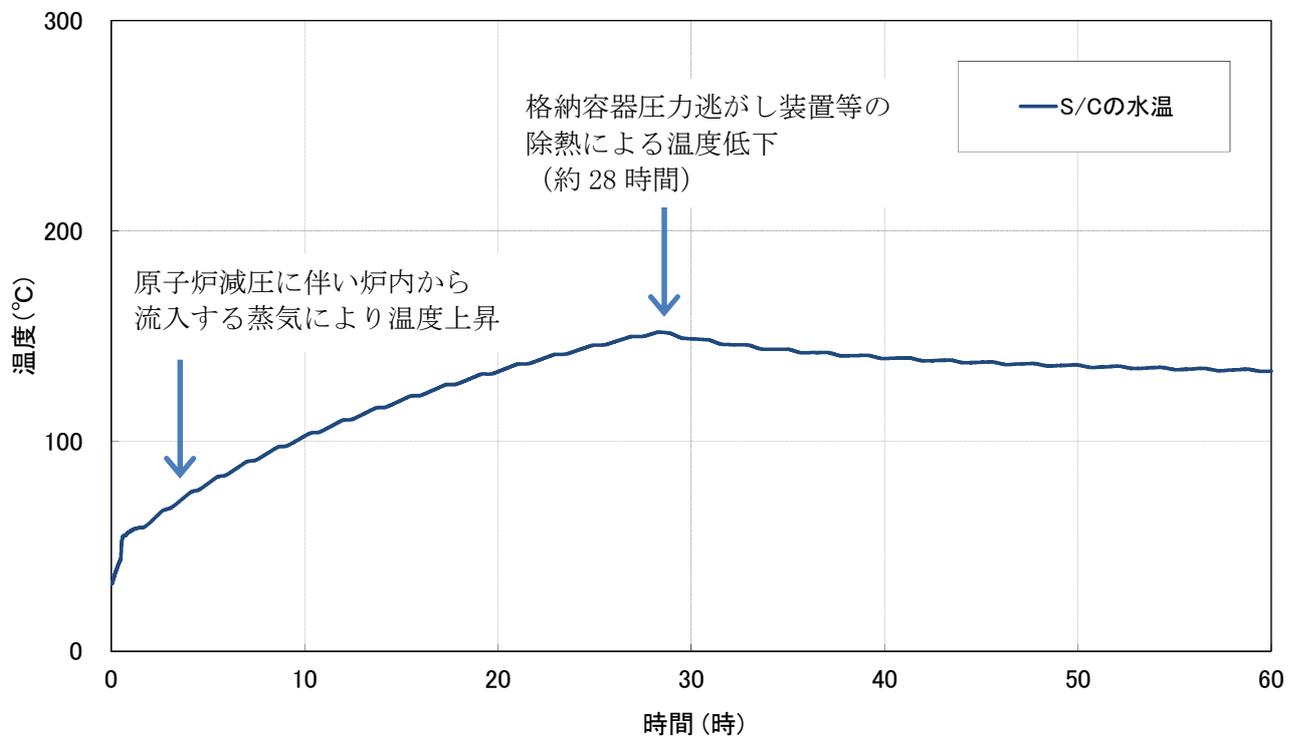


図 5.6.14 S/C 水温の時間変化

Fig. 5.6.14 S/C water temperature

6. 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入力データを用いて、高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉停止機能喪失及びLOCA時注水機能喪失の「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、各代表事故シーケンスにおける核熱水力的な事象進展の特徴を整理するとともに、原子炉圧力、燃料被覆管温度等に影響する安全上重要な現象を抽出し、必要に応じて感度解析によりその影響を明らかにした。

たとえば、事象進展の特徴として「全交流動力電源喪失」では、RCICの作動により原子炉水位は高く保たれ、交流電源復旧後に実施されるSRVによる手動減圧と低圧代替注水によって原子炉水位を維持できることがわかった。

また、原子炉圧力、燃料被覆管温度等に影響する安全上重要な現象として、「高圧・低圧注水機能喪失」では、低圧代替注水系の容量が小さいことから、水位の回復に時間を要するため、原子炉の急速減圧時の水位の違いが燃料被覆管温度の上昇に影響を及ぼすことがわかった。

これらの結果を表6.1にまとめる。

表 6.1 解析結果及び重要現象
Table 6.1 Analysis results and important phenomena

事故シーケンス 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	事象の特徴及び抽出された重要現象等
高圧・低圧注水機能 喪失	炉心損傷防止対策として、手動操作により原子炉を減圧し、減圧後に低圧代替注水系で炉心を冷却することによって燃料被覆管温度は 1,200℃以下にとどまる。	<ul style="list-style-type: none"> • 低圧代替注水系が小容量であるため、水位の回復に時間を要し、燃料被覆管温度が上昇する。 • 原子炉圧力、燃料被覆管温度等に影響する安全上重要な現象としては、原子炉減圧過程における SRV からの冷却材流出及び燃料集合体内でのボイド率の挙動が挙げられる。 • ABWR について、ホットチャンネルと平均チャンネルとの出力の違い及び燃料集合体間のボイド率の差が、燃料被覆管最高温度が発生するチャンネルの流動に影響を与え、平均チャンネルで燃料被覆管最高温度が発生することがわかった。 • ABWR について、感度解析として、シュラウド内の水位が炉心の頂部高さ程度まで更に低下した時点において減圧させる解析を実施した。これにより、原子炉の急速減圧時の水位の違いが、燃料被覆管温度の上昇に与える影響を明らかにした。 • BWR5 について、SRV による減圧時の下部プレナムでのフラッシングにより、シュラウド内水位が高くなり、燃料の露出が遅くなることがわかった。
高圧注水・減圧機能 喪失	炉心損傷防止対策として、代替自動減圧回路により、SRV が開くことで、原子炉は急速に減圧され、低圧注水系で炉心を冷却することによって燃料被覆管温度は 1,200℃以下にとどまる。	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉の急速減圧後、大容量の低圧注水が作動するため、水位の回復が早く、燃料被覆管温度の上昇が抑制される。 • 安全上重要な現象としては、原子炉減圧過程における SRV からの冷却材流出及び燃料集合体内でのボイド率の挙動が挙げられる。 • 本事象の解析から、原子炉の急速減圧操作における SRV の個数が減圧速度、冷却材流出量及び原子炉水位低下速度に大きく影響することがわかった。 • BWR5 について、低圧注水によって引き起こされる下部プレナムでのフラッシングが燃料被覆管温度挙動に影響を及ぼすことがわかった。

表 6.1 解析結果及び重要現象（続き）

Table 6.1 Analysis results and important phenomena(cont.)

事故シーケンス 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	事象の特徴及び抽出された重要現象等
全交流動力電源 喪失	全交流電源喪失後、原子炉水位低（レベル 2）で RCIC が起動し、原子炉水位を適切に維持することによって燃料被覆管温度は 1,200°C以下にとどまる。	<ul style="list-style-type: none"> • RCIC が作動することで、原子炉水位が高く保たれ、SRV による手動減圧と低圧代替注水によって原子炉水位を維持できるため燃料の露出が生じない。 • 安全上重要な現象としては、SRV からの蒸気及び RCIC のタービン排気蒸気の S/C への流入による格納容器内の圧力、温度上昇挙動が挙げられる。 • ABWR の格納容器内の圧力と温度上昇については、交流電源が復旧する前に格納容器圧力逃がし装置等による減圧にて除熱を行う必要が生じるが、当該設備の作動により、格納容器の圧力及び温度が低下することがわかった。 • BWR5 の格納容器内の圧力と温度上昇について、S/C プール水量が比較的大きいことから圧力上昇が抑えられるとともに、交流電源復旧後に実施される RHR による S/C のプール水冷却により圧力及び温度が低下することがわかった。

表 6.1 解析結果及び重要現象（続き）

Table 6.1 Analysis results and important phenomena(cont.)

事故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	事象の特徴及び抽出された重要現象等
原子炉停止機能喪失	<p>SRV の逃がし機能の作動により原子炉圧力の上昇は早期に抑制され、原子炉冷却材圧力容器バウンダリにかかる圧力の最大値は限界圧力以下にとどまる。</p> <p>ホットチャンネルでは、出力の上昇によりクォリティが上昇し、SLMCPR 相当の限界クォリティを上回ることによって沸騰遷移が生じ、第 1 スペーサ位置から第 4 スペーサ位置まで燃料被覆管温度が上昇するが、燃料被覆管温度は 1,200℃以下にとどまる。</p>	<p><事象初期></p> <ul style="list-style-type: none"> この期間の特徴は、ボイド率の減少による正のボイド反応度が印加され中性子束が大きく上昇すること、これにより沸騰遷移が生じ燃料被覆管温度は一時的に上昇すること、及びこれらの出力・圧力上昇は、再循環ポンプトリップによりボイド率が増加する結果、負の反応度が印加され抑制されることである。 安全上重要な現象としては、出力、圧力の上昇量には、ボイド反応度やドップラ反応度の核的フィードバックが重要な影響を及ぼすこと、及び、上記の炉心内での過渡的な沸騰遷移の際、複数段のスペーサ位置で燃料被覆管温度が高温になることが挙げられる。 <p><給水加熱喪失期間></p> <ul style="list-style-type: none"> この期間の特徴は、給水温度の低下のため、炉心入口温度が低下して正のボイド反応度が印加され、原子炉出力が上昇すること、SRV の開閉による圧力変動がボイド率に変動を及ぼし、中性子束等の増減が繰り返され、炉心内で過渡的又は継続的な沸騰遷移が生じること、及び複数段のスペーサ位置で燃料被覆管温度が高温になることである。 安全上重要な現象としては、スペーサ位置によっては燃料被覆管温度が振動的に増減することが挙げられる。 燃料被覆管温度に対するリウエットの影響を見るために、保守的にリウエットさせない感度解析を実施した結果、温度上昇幅は最大でも数十℃程度であることがわかった。 <p><長期フェーズ></p> <ul style="list-style-type: none"> この期間の特徴は、再循環ポンプトリップ後の自然循環状態での RCIC・HPCF の作動により原子炉水位が維持されること並びに SRV 等から S/C に排出される蒸気により、S/C 及び D/W の圧力が増加することである。 安全上重要な現象としては、ほう酸水の注入により原子炉出力が崩壊熱レベルまで低下すること及び S/C プール水冷却モード運転による冷却により格納容器の冷却が維持されることが挙げられる。

表 6.1 解析結果及び重要現象（続き）

Table 6.1 Analysis results and important phenomena(cont.)

事故シーケンス 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	事象の特徴及び抽出された重要現象等
LOCA 時注水機能喪失	炉心損傷防止対策として、手動操作により原子炉を減圧し、減圧後に低圧代替注水系で炉心を冷却することによって燃料被覆管温度は 1,200℃以下にとどまる。	<ul style="list-style-type: none"> ・破断口からの流出があることに加えて、低圧代替注水系が小容量であるため、水位の回復に時間を要し、燃料被覆管温度の上昇量が比較的大きい。 ・安全上重要な現象としては、破断口からの流出挙動、原子炉減圧過程における SRV からの冷却材流出挙動及び燃料集合体内でのボイド率の挙動が挙げられる。

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 NUMERICAETECHNIQUES 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) 日本原子力研究所, “WREM-J2:原研改良版軽水炉安全性評価コードシステム”, JAERI-M 9285, 1981.
- (参10) Richardson, L. C. ; Finnegan, L. J. ; Wagner, R. J. ; Waage, J. M. “CONTEMPT: A COMPUTER PROGRAM FOR PREDICTING THE CONTAINMENT PRESSURE- TEMPERATURE RESPONSE TO A LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT.” , IDO-17220, Phillips Petroleum Co., Idaho Falls, Idaho. Atomic Energy Div., January 1967.
- (参11) 日本原子力研究所, “格納容器温度圧力解析コード CONTEMPT の検討”, JAERI-M-5339, 1973年7月.
- (参12) Wheat, L. L.; Wagner, R. J.; Niederauer, G. F.; Obenchain, C. F, “CONTEMPT-LT - A Computer Program for Predicting Containment Pressure-Temperature Response to a Loss-of-Coolant Accident.” ANCR-1219, Idaho National Engineering Laboratory , June 1975.
- (参13) DON W. HARGROVES LAWRENCE J. METCALFE, “CONTEMPT-LT/028-A COMPUTER PROGRAM FOR. PREDICTING CONTAINMENT PRESSURE-TEMPERATURE. RESPONSE TO A LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT.” , NUREG/CR-0255. TREE-1279. R4, Idaho National Engineering Laboratory, March 1979.
- (参14) (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.
- (参15) (財) 原子力発電技術機構 原子力安全解析所, “各種事故解析コード RELAP5/MOD1 用入力データの保守に関する報告書 =80万、50万 KW 級 BWR 標準データの保守=”, INS/M95-23, 1996.
- (参16) (財) 原子力発電技術機構 原子力安全解析所, “130万 kWe 級 BWR の RELAP5 標準入力データによる過渡・事故事象解析”, INS/M96-37, 1997.
- (参17) (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.
- (参18) (独) 原子力安全基盤機構, “RELAP5/MOD3 コードの解析環境整備”, 06 解部報-0034, 2005.
- (参19) (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 解部報-0037, 2007.
- (参20) (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 解部報-0089, 2006.
- (参21) 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.
(参22) (独) 原子力安全基盤機構, “沸騰遷移後の熱流動解析技術の実機適用性”, 07 解部報-0086, 2007.

「炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析（BWR）」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

上原 宏明	技術研究調査官
加藤 肇	技術研究調査官
小西 秀雄	主任技術研究調査官
江畑 茂男	技術参与

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ 技術基盤課

市川 涼子	課長補佐
増原 康博	企画官