

## 安全研究成果報告（案）

RREP-20XX-XXXX

# 安全研究成果報告

S/NRA/R Research Report

## 重大事故の事故シーケンスグループ に係る事故進展解析

Accident progression analysis for severe accident sequence groups

城島 洋紀 小城 烈 星野 光保 濱口 義兼

JOJIMA Hiroki, KOJO Retsu, HOSHINO Mitsuyasu, and HAMAGUCHI Yoshikane

シビアアクシデント研究部門

Division of Research for Severe Accident

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)

令和 XX 年 XX 月

Month 20XX

本報告は、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プロジェクトの活動内容・成果をとりまとめたものです。

なお、本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、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本報告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 シビアアクシデント研究部門  
〒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：03-5114-2224  
ファックス：03-5114-2234

## 重大事故の事故シーケンスグループに係る事故進展解析

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

シビアアクシデント研究部門

城島 洋紀 小城 烈 星野 光保 濱口 義兼

### 要 旨

シビアアクシデント研究部門では、重大事故等対処設備の動作を組み込んだ確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の整備を進めている。本研究では、PRAの結果から得られる事故シーケンスに対して、レベル1PRAに必要な情報である成功基準に係る知見、レベル2PRAに必要な情報である放射性物質の環境への放出割合等の主要な物理量及び事故シーケンスのグループ化に係る知見を蓄積するために、以下を実施した。

まず、重大事故等対処設備の動作を組み込んだPRAの結果から得られる事故シーケンスのうち、炉心損傷を防止及び緩和するための設備の作動及び不作動の組合せにより炉心の損傷に至る事故進展が早い事故シーケンス等を抽出した。

これらの抽出した事故シーケンスに対し、原子力プラントシステム解析コードAprosを用いて、設備及び緩和策の条件を変化させた事故進展の解析を実施した。解析により得られた結果を比較することで、レベル1PRAの技術的根拠として活用できるように、各事故シーケンスの成功基準をまとめた。

また、総合シビアアクシデント解析コードMELCORを用いて、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る事故シーケンスの事故進展を解析し、原子炉（圧力）容器及び格納容器の破損の時間、放射性物質の環境への放出割合等の主要な物理量を算出した。これにより、各事故シーケンスの特徴が明らかとなった。

さらに、上記の主要な物理量を基に、事故シーケンスのグループ化を検討し、これにより得られた結果を、環境への放射性物質の放出に至る事故シーケンスの発生頻度とソースタームを評価するレベル2PRAの技術的根拠として活用できるようにとりまとめた。

Accident progression analysis for severe accident sequence groups

JOJIMA Hiroki, KOJO Retsu, HOSHINO Mitsuyasu, and HAMAGUCHI Yoshikane

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

Abstract

We have been conducting research on probabilistic risk assessment (PRA), incorporating equipment to mitigate or prevent severe accidents. The following study was carried out for the accident sequences obtained from the results of PRA, in order to accumulate the technical knowledge related to the success criteria, the information necessary for Level-1 PRA, and the technical knowledge related to major physical quantities including the fraction of environmental release of radioactive materials and the classification of accident sequences, the information necessary for Level-2 PRA.

First, we extracted accident sequences including those that led to core damage within shorter periods considering the combination of operation and non-operation of equipment to prevent or mitigate core damage from the results of PRA, incorporating equipment to mitigate or prevent severe accidents.

Then, we analyzed these accident sequences using the nuclear power plant system analysis code Apros under different conditions of equipment and mitigation procedure. By comparing the analysis results, we summarized the success criteria of each accident sequence as the technical base for Level-1 PRA.

We also analyzed these accident sequences using the severe accident analysis code MELCOR and summarized major physical quantities including the time to core and containment damage and the fraction of environmental release of radioactive materials. Thus, we clarified the characteristics of each accident sequence.

We discussed the classification of accident sequences based on the major physical quantities. Finally, we summarized the results on the classification as the technical bases for Level-2 PRA to evaluate the frequency of occurrence and source terms of accident sequences that led to release of radioactive materials into the environment.

## 目 次

1. 序論 .....	9
1.1 背景 .....	9
1.2 目的 .....	9
1.3 全体行程 .....	10
2. 本論 .....	12
2.1 PWR プラントの事故シーケンスに係る解析.....	12
2.1.1 PWR の PRA の定量化に基づく事故シーケンスの抽出 .....	12
2.1.2 PWR の成功基準に関する解析 .....	14
2.1.3 PWR の格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスに関する解析 .....	30
2.1.4 PWR の事故シーケンスのグループ化.....	44
2.2 BWR プラントの事故シーケンスに係る解析 .....	50
2.2.1 BWR の PRA の定量化に基づく事故シーケンスの抽出.....	50
2.2.2 BWR の成功基準に関する解析 .....	51
2.2.3 BWR の格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスに関する解析 .....	65
2.2.4 BWR の事故シーケンスのグループ化 .....	76
3. 結論 .....	82
3.1 成果の要点 .....	82
3.2 目的の達成状況 .....	82
3.3 成果の活用等 .....	83
3.4 今後の課題等 .....	83
参考文献一覧 .....	85
執筆者一覧 .....	86

## 表 目 次

表 2.1.1	抽出した起因事象及び事故シーケンス (PWR)	13
表 2.1.2	代表 4 ループ PWR プラントの主要な解析条件 (Apros)	15
表 2.1.3	代表 4 ループ PWR プラントの解析ケース (大破断 LOCA)	18
表 2.1.4	代表 4 ループ PWR プラントの主要な事象のタイミング (大破断 LOCA)	20
表 2.1.5	代表 4 ループ PWR プラントの解析ケース (中破断 LOCA)	21
表 2.1.6	代表 4 ループ PWR プラントの主要な事象のタイミング (中破断 LOCA)	23
表 2.1.7	代表 4 ループ PWR プラントの解析ケース (2 次系破断 (主給水配管破断))	24
表 2.1.8	代表 4 ループ PWR プラントの主要な事象のタイミング (2 次系破断 (主給水配管破断))	26
表 2.1.9	代表 4 ループ PWR プラントの解析ケース (SGTR)	27
表 2.1.10	代表 4 ループ PWR プラントの主要な事象のタイミング (SGTR)	29
表 2.1.11	MELCOR コードの各解析モデルに関する本研究における解析条件	33
表 2.1.12	MELCOR コードの放射性物質グループ	35
表 2.1.13	代表 4 ループ PWR プラントの主要な解析条件	36
表 2.1.14	代表 4 ループ PWR プラントの評価対象シーケンス	37
表 2.1.15	代表 4 ループ PWR プラントの MELCOR 感度解析パラメータ	38
表 2.1.16	代表 4 ループ PWR プラントの感度解析ケースの主要解析結果	38
表 2.1.17	代表 4 ループ PWR プラントの解析シーケンスの主要な事象の発生時間	47
表 2.2.1	抽出した起因事象及び事故シーケンス (BWR)	51
表 2.2.2	代表 BWR5 プラントの主要な解析条件(Apros)	52
表 2.2.3	代表 BWR5 プラントの解析ケース (大破断 LOCA)	54
表 2.2.4	代表 BWR5 プラントの主要な事象のタイミング (大破断 LOCA)	56
表 2.2.5	代表 BWR5 プラントの解析ケース (中破断 LOCA)	57
表 2.2.6	代表 BWR5 プラントの主要な事象のタイミング (中破断 LOCA)	59
表 2.2.7	代表 BWR5 プラントの解析ケース (小破断 LOCA)	59
表 2.2.8	代表 BWR5 プラントの主要な事象のタイミング (小破断 LOCA)	61
表 2.2.9	代表 BWR5 プラントの解析ケース (過渡事象)	62
表 2.2.10	代表 BWR5 プラントの主要な事象のタイミング (過渡事象)	64
表 2.2.11	代表 BWR5 プラントの主要な解析条件	68
表 2.2.12	代表 BWR5 プラントの評価対象シーケンス	69
表 2.2.13	代表 BWR5 プラントにおける MELCOR 感度解析パラメータ	70

表 2.2.14	代表 BWR5 プラントにおける感度解析ケースの主要解析結果 .....	70
表 2.2.15	代表 BWR5 プラントの解析シーケンスの主要な事象の発生時間 .....	78

## 目 次

図 1.2.1	本研究の実施フロー	10
図 1.3.1	全体行程	11
図 2.1.1	Apros コードの代表 4 ループ PWR プラントのノード分割図	16
図 2.1.2	炉心ノード分割	17
図 2.1.3	原子炉圧力 (PWR, 大破断 LOCA)	19
図 2.1.4	原子炉容器内水位 (PWR, 大破断 LOCA)	19
図 2.1.5	燃料被覆管最高温度 (PWR, 大破断 LOCA)	20
図 2.1.6	原子炉圧力 (PWR, 中破断 LOCA)	22
図 2.1.7	原子炉容器水位 (PWR, 中破断 LOCA)	22
図 2.1.8	燃料被覆管最高温度 (PWR, 中破断 LOCA)	23
図 2.1.9	原子炉圧力 (PWR, 2 次系破断 (主給水配管破断))	25
図 2.1.10	原子炉容器内水位 (PWR, 2 次系破断 (主給水配管破断))	25
図 2.1.11	燃料被覆管最高温度 (PWR, 2 次系破断 (主給水配管破断))	26
図 2.1.12	原子炉圧力 (PWR, SGTR)	28
図 2.1.13	原子炉容器内水位 (PWR, SGTR)	28
図 2.1.14	燃料被覆管最高温度 (PWR, SGTR)	29
図 2.1.15	MELOCOR の代表 4 ループ PWR プラントのノード分割	39
図 2.1.16	格納容器圧力 (PWR, AE)	40
図 2.1.17	放射性物質の環境への放出割合 (PWR, AE)	40
図 2.1.18	格納容器圧力 (PWR, SE)	41
図 2.1.19	放射性物質の環境への放出割合 (PWR, SE)	41
図 2.1.20	格納容器圧力 (PWR, TE1)	42
図 2.1.21	放射性物質の環境への放出割合 (PWR, TE1)	42
図 2.1.22	原子炉圧力 (PWR, G)	43
図 2.1.23	放射性物質の環境への放出割合 (PWR, G)	43
図 2.1.24	評価対象シーケンスの事象進展タイミング (PWR)	48
図 2.1.25	評価対象シーケンスの水素発生量 (PWR)	48
図 2.1.26	評価対象シーケンスの放射性物質の環境への放出割合 (PWR)	49
図 2.1.27	炉心損傷から格納容器破損までの時間と放射性物質の環境への放出割合 の関係 (PWR)	49
図 2.2.1	Apros コードの代表 BWR5 プラントのノード分割図	53
図 2.2.2	原子炉圧力 (BWR, 大破断 LOCA)	55
図 2.2.3	原子炉容器内水位 (BWR, 大破断 LOCA)	55
図 2.2.4	燃料被覆管最高温度 (BWR, 大破断 LOCA)	56

図 2.2.5	原子炉圧力 (BWR, 中破断 LOCA)	57
図 2.2.6	原子炉圧力容器内水位 (BWR, 中破断 LOCA)	58
図 2.2.7	燃料被覆管最高温度 (BWR, 中破断 LOCA)	58
図 2.2.8	原子炉圧力 (BWR, 小破断 LOCA)	60
図 2.2.9	原子炉圧力容器内水位 (BWR, 小破断 LOCA)	60
図 2.2.10	燃料被覆管温度 (BWR, 小破断 LOCA)	61
図 2.2.11	原子炉圧力 (BWR, 過渡事象)	63
図 2.2.12	原子炉圧力容器内水位 (BWR, 過渡事象)	63
図 2.2.13	燃料被覆管最高温度 (BWR, 過渡事象)	64
図 2.2.14	MELCOR の代表 BWR5 プラントのノード分割	71
図 2.2.15	格納容器圧力 (BWR, AE)	72
図 2.2.16	放射性物質の環境への放出割合 (BWR, AE)	72
図 2.2.17	格納容器圧力 (BWR, S2QUV)	73
図 2.2.18	放射性物質の環境への放出割合 (BWR, S2QUV)	73
図 2.2.19	格納容器圧力 (BWR, TQUV)	74
図 2.2.20	放射性物質の環境への放出割合 (BWR, TQUV)	74
図 2.2.21	感度解析の結果 (BWR, Cs の環境への放出割合)	75
図 2.2.22	感度解析の結果 (BWR, ペDESTALにおける炉外デブリ質量)	75
図 2.2.23	評価対象シーケンスの事象進展タイミング (BWR)	79
図 2.2.24	評価対象シーケンスの水素発生量 (BWR)	79
図 2.2.25	炉心損傷から原子炉圧力容器破損までの時間と水素発生量の関係 (BWR)	80
図 2.2.26	評価対象シーケンスの放射性物質の環境への放出割合 (BWR)	80
図 2.2.27	炉心損傷から格納容器破損までの時間と放射性物質の環境への放出割合 の関係 (BWR)	81

## 略 語 表

AM	Accident Management (アクシデントマネジメント)
BAF	Bottom of Active Fuel (有効燃料棒下端)
CCWS	Component Cooling Water System (原子炉補機冷却系)
DF	Decontamination Factor (除染係数)
ECCS	Emergency Core Cooling System (非常用炉心冷却系)
ISLOCA	Interface System Loss Of Coolant Accident (インターフェイスシステム LOCA)
LOCA	Loss Of Coolant Accident (冷却材喪失事故)
MCCI	Molten Core Concrete Interaction (コア・コンクリート反応)
PCS	Plant Control System (プラント制御システム)
PDS	Plant Damage State (プラント損傷状態)
PRA	Probabilistic Risk Assessment (確率論的リスク評価)
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling System (原子炉隔離時冷却系)
RCP	Reactor Coolant Pump (原子炉冷却材ポンプ)
SA	Severe Accident (シビアアクシデント)
SG	Steam Generator (蒸気発生器)
SGTR	Steam Generator Tube Rupture (蒸気発生器伝熱管破損)
TAF	Top of Active Fuel (有効燃料棒上端)

## 1. 序論

### 1.1 背景

これまでのシビアアクシデント（以下「SA」という。）の研究及び確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の研究の結果から重大事故の事故進展、ソースターム等は起回事象と緩和系の作動及び不作動の組み合わせ（事故シーケンス）によっていくつかのグループに分類できていることがわかっている<sup>1</sup>。東京電力福島第一原子力発電所事故後に策定された「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成25年原子力規制委員会規則第5号）（以下「設置許可基準規則」という。）の第37条（重大事故の拡大の防止等）第1項では、炉心の著しい損傷を防止するための必要な措置を要求しており、その解釈の中で炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスを示している。

発電用原子炉設置者は、設置許可基準規則の要求を満たすために、新たに重大事故等対処設備を設置するなどし、炉心の著しい損傷を防止するための必要な措置を講じている。そのため、このような重大事故等対処設備を考慮した PRA によって抽出される事故シーケンスの特徴を整理することが重要である。

事故シーケンスの事故進展解析においては、緩和設備や手順についての情報は発電用原子炉設置者が随時、更新しているため、これら情報を反映した解析モデル、解析条件のもとで、事故進展解析を実施することが重要である。

また、事故進展解析では、総合シビアアクシデント解析コード MELCOR 等を適用するが、随時、主要な物理化学現象を模擬するためのモデルの変更がされていること及び新たな技術的知見が蓄積されていることから、それらを反映した最新版の解析コードを適用し、原子炉容器及び格納容器破損の時間、ソースターム（大気中に放出される放射性物質の種類、性状、放出割合、放出タイミング等）等への影響を定量化し、レベル 1PRA 及びレベル 2PRA の技術的基盤になる事故シーケンスの特徴を把握することが重要である。

### 1.2 目的

本研究では、次の項目に係る知見を蓄積することを目的とする。

- (1) 重大事故等対処設備を組み込んだ PRA の定量化に基づく事故シーケンス
- (2) レベル 1PRA に必要な情報である成功基準
- (3) レベル 2PRA に必要な情報である放射性物質の環境への放出割合等の主要な物理量及び事故シーケンスのグループ化

本研究は図 1.2.1 のフローのとおり実施した。重大事故等対処設備を組み込んだ PRA の結果から得られる事故シーケンスを対象に、成功基準に関する解析、格納容器の機能喪失に関する解析及び事故シーケンスのグループ化を検討することで、上記(1)~(3)に係る知見を蓄積した。本研究で得られた知見は、安全研究プロジェクト「規制への PRA の活用のた

めの手法開発及び適用に関する研究（H29～R3）」及び「軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備（H29～R4）」においてそれぞれ整備しているレベル1PRA、レベル2PRAのモデル作成の検討に活用していく。

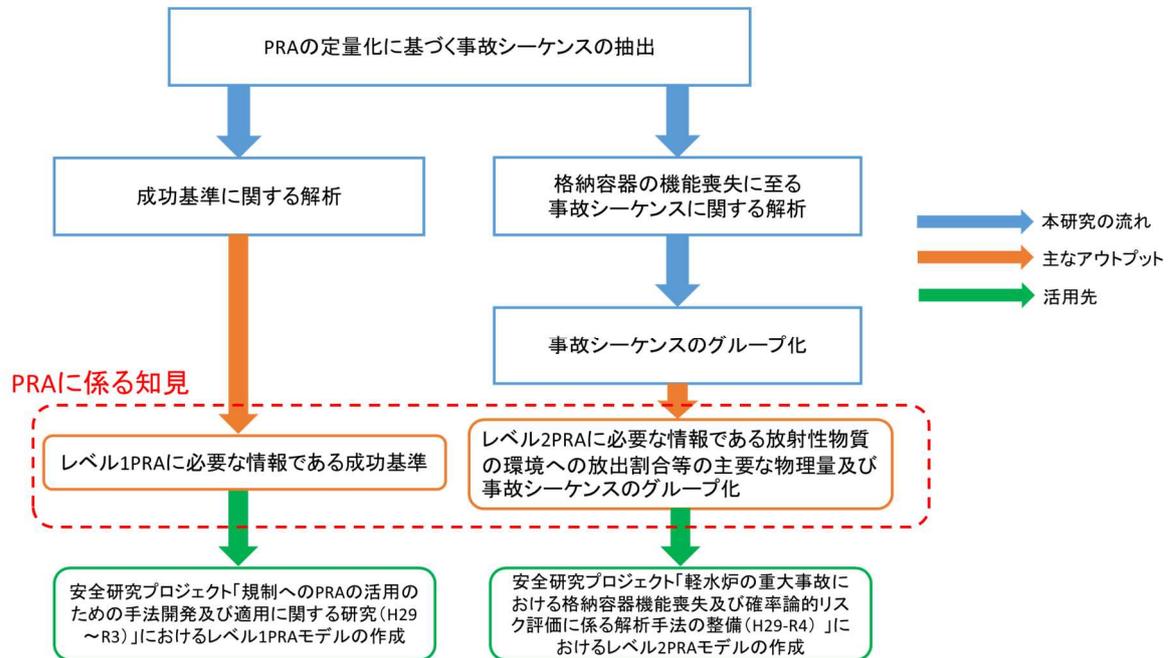


図 1.2.1 本研究の実施フロー

Fig. 1.2.1 Flow of this study

### 1.3 全体行程

本研究は平成29年度から令和元年度にかけて実施した。全体行程を図1.3.1に示す。図1.3.1中の実施項目は図1.2.1に示している項目に対応しており、括弧内に対象とした事故シーケンス等を併せて示した。

実施項目	H29年度	H30年度	R1年度
PRAの定量化に基づく事故シーケンスの抽出	解析対象事故シーケンスの選定		
成功基準に関する解析		緩和設備の台数の条件等の知見	↓ PRAモデルへの反映
格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスに関する解析	(炉心注水機能喪失)	事故進展解析、感度解析 (ECCS再循環失敗) (崩壊熱除去機能喪失)	(2次系除熱機能喪失) (高圧注水・減圧失敗)
		事故シーケンスの事象発生時期、水素、放射性物質等の結果を集約	
事故シーケンスのグループ化			事故シーケンスのグループ化及び事故シーケンスのグループ化に係る知見の整備 ↓ (事故シーケンスグループの結果を集約) ↓ 事故シーケンスグループの検討

図 1.3.1 全体行程

Fig. 1.3.1 Project schedule

## 2. 本論

本研究では、図 1.2.1 のフローに従って、事故進展の解析を行い、PRA に係る知見を蓄積した。2.1 に PWR プラントを対象とした解析結果、2.2 において BWR プラントを対象とした解析結果を示す。なお、本研究で解析対象とした炉の型式は、米国での最新知見の収集状況、日本国内でのプラントの運転状況等を考慮し、PWR プラントでは国内の代表的な 4 ループ PWR プラント（以下「代表 4 ループ PWR プラント」という。）、BWR プラントでは国内の代表的な BWR5 プラント（以下「代表 BWR5 プラント」という。）とした。

### 2.1 PWR プラントの事故シーケンスに係る解析

#### 2.1.1 PWR の PRA の定量化に基づく事故シーケンスの抽出

重大事故等対処設備を組み込んだ代表 4 ループ PWR プラントの PRA モデルのイベントツリー及びフォールトツリーから、炉心損傷に至る可能性がある事故シーケンスを同定した。また、同定した事故シーケンスを対象として、炉心損傷頻度、炉心損傷又は格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備の作動・不作動、炉心損傷までの事象の発生時期、格納容器の破損までの事象の発生時期等を分析することで、事故進展が早い事故シーケンス等を抽出した。

抽出した起因事象と事故シーケンスを表 2.1.1 に示す。炉心損傷に至る可能性がある事故シーケンスの起因事象としては、冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）及び過渡事象を対象とした。LOCA のうち 1 次系配管破断については、配管破断の規模及びその事故を緩和できる設計基準事故対処設備の種類で分類して、大破断 LOCA、中破断 LOCA 及び小破断 LOCA の三つを対象とした。さらに、余熱除去系の配管破断を仮定したインターフェイスシステム LOCA（以下「ISLOCA」という。）及び蒸気発生器伝熱管破断（以下「SGTR」という。）を LOCA の対象とした。

過渡事象では、特に緩和設備の信頼性に影響する 2 次系の配管破断（以下「2 次系破断」という。）、主給水喪失及び外部電源喪失（原子炉補機冷却系（以下「CCWS」という。）の喪失を含む。）を対象とした。

例として表 2.1.1 中の No.1 の事故シーケンスについて説明する。No.1 では大破断 LOCA が発生した後、非常用炉心冷却系が起動して炉心の冷却は達成されるものの、時間の経過とともに非常用炉心冷却系の水源である燃料取替用水ピットの水源が枯渇する。そのため、水源を格納容器サンプに切り替えた再循環モードに移行する。その際に、低圧再循環及び高圧再循環に失敗し、さらに、重大事故等対処設備である格納容器スプレイ系を使用した代替再循環にも失敗し、炉心損傷に至るものである。

表 2.1.1 抽出した起因事象及び事故シーケンス (PWR)

Table 2.1.1 Extracted initiating events and accident sequences (PWR)

No	起因事象	緩和策の失敗の組合せ
1	大破断 LOCA	低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+代替再循環失敗
2		格納容器スプレイ失敗+低圧再循環失敗+格納容器内自然対流冷却失敗
3		低圧注入失敗
4		低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
5		蓄圧注入失敗
6		蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
7	中破断 LOCA	高圧再循環失敗+低圧再循環失敗+代替再循環失敗
8		低圧注入失敗+2次系の減圧失敗+高圧再循環失敗
9		高圧注入失敗+低圧注入失敗+2次系の減圧失敗 +格納容器スプレイ失敗
10	小破断 LOCA	高圧再循環失敗+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ失敗
11		低圧注入失敗+蓄圧注入失敗+2次系の減圧失敗+高圧再循環失敗
12		高圧注入失敗+低圧注入失敗+代替低圧注入失敗
13		高圧注入失敗+補助級水系不作動+格納容器スプレイ失敗
14	ISLOCA	2次系の冷却失敗
15		隔離失敗
16	SGTR	破損 SG の隔離失敗+1次系の強制減圧失敗
17		高圧注入失敗+破損 SG の隔離失敗
18		高圧注入失敗+補助給水系失敗+緊急2次系冷却失敗
19	2次系破断、 主給水喪失	2次系の冷却失敗+主給水系の回復失敗+フィード&ブリード失敗
20		2次系の冷却失敗+主給水系の回復失敗+フィード&ブリード失敗 +格納容器スプレイ失敗
21	外部電源喪失 (CCWS の 喪失を含む。)	非常用所内電源失敗+短時間の電源回復失敗+号機間電源融通失敗 +長時間の電源回復失敗+空冷式非常用発電装置失敗
22		非常用所内電源失敗+短時間の電源回復失敗+RCP シール LOCA 発生 +号機間電源融通失敗+長時間の電源回復失敗 +空冷式非常用発電装置失敗
23		非常用所内電源失敗+短時間の電源回復失敗+RCP シール LOCA 発生 +2次系の冷却失敗+長時間の電源回復失敗
24		非常用所内電源失敗+加圧器逃がし弁開固着+短時間の電源回復失敗 +2次系の冷却失敗+長時間の電源回復失敗

## 2.1.2 PWR の成功基準に関する解析

2.1.1 において抽出した事故シーケンスの一部を対象に、代表 4 ループ PWR プラントのレベル 1PRA のための成功基準に関する解析を実施した。以下に解析に使用した解析コード、解析モデル、解析条件及び解析結果について述べる。

### (1) 解析コード及び解析モデル

#### ① Apros コード

フィンランドの VTT（フィンランド国立技術研究センター）及び Fortum 社が共同して開発している原子力プラントシステム解析コード Apros<sup>2</sup> を用いて緩和設備等の条件を変更した事故進展を解析した。Apros は世界の 30 以上の機関で使用されており、安全解析、DEC (Design Extension Conditions) 解析等の分野に活用されている。例えば、Westinghouse 社の電気出力 1010MW 級の BWR プラント、Areva 社の電気出力 1600MW 級の PWR プラント等を対象として、事故進展の解析が実施された実績がある<sup>3</sup>。Apros は GUI による機器の制御機能が優れており、イベントツリーやフォールトツリーの変更に対して極めて効果的に対処できる。

また、文献<sup>4</sup>では大破断 LOCA の事象を対象に、実験データや RELAP5/MOD3 の解析結果と Apros の解析結果を比較し、Apros の解析結果の妥当性を確認している。

#### ② 解析モデル

代表 4 ループ PWR プラントの主要な解析条件を表 2.1.2 に示す。設定値は設計値（最確値）を参考とした。図 2.1.1 に代表 4 ループ PWR プラントのノードの分割を模式的に示す。燃料棒については、熱出力の分布を考慮するために、図 2.1.2 のように、平均燃料集合体とは別に高温燃料棒をモデル化した。高温燃料棒の熱出力は、平均燃料集合体の熱出力にピーキングファクターを乗じて算出した。本解析では、炉心損傷の判定条件となる燃料被覆管最高温度は、高温燃料棒の燃料被覆管の温度から求めた。

表 2.1.2 代表 4 ループ PWR プラントの主要な解析条件 (Apros)

Table 2.1.2 Main analytical conditions for the representative 4-loop PWR plant (Apros)

名称	設定値	備考
炉心熱出力	3484 [MWt]	文献 <sup>5,6</sup> を参考に設定
1次系冷却材圧力	15.61 [MPa]	同上
1次系冷却材平均温度	309.3 [°C]	同上
1次系冷却材全流量	60.0×10 <sup>3</sup> [t/h]	同上
高圧注入ポンプ台数	2 台	同上
低圧注入ポンプ台数	2 台	同上
蓄圧注入タンク台数	1 ループあたり 1 台 (計 4 台)	同上
蓄圧注入タンク保持圧力	4.025 [MPa]	同上
加圧気逃がし弁数	2 弁	同上
主蒸気逃がし弁数	4 弁	同上
主蒸気流量	1.73×10 <sup>3</sup> [t/h/基]	同上
補助給水ポンプ台数	タービン動 : 1 台 電動 : 2 台	同上
炉心損傷の条件	燃料被覆管最高温度が 1200 [°C]に 到達する。	文献 <sup>7</sup> を参考に設定

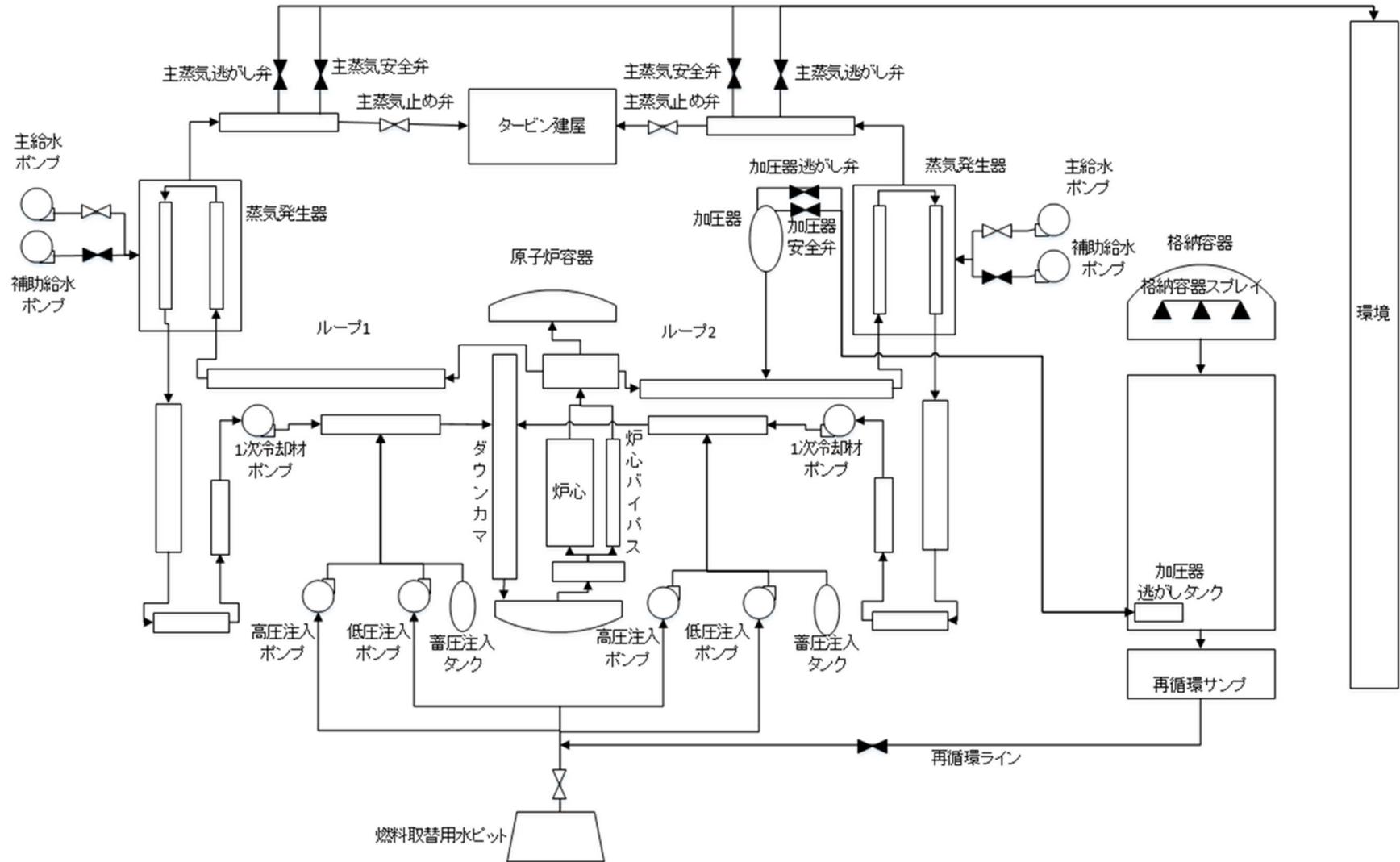


図 2.1.1 Apros コードの代表 4 ループ PWR プラントのノード分割図

Fig. 2.1.1 Apros nodalization of the representative 4-loop PWR plant

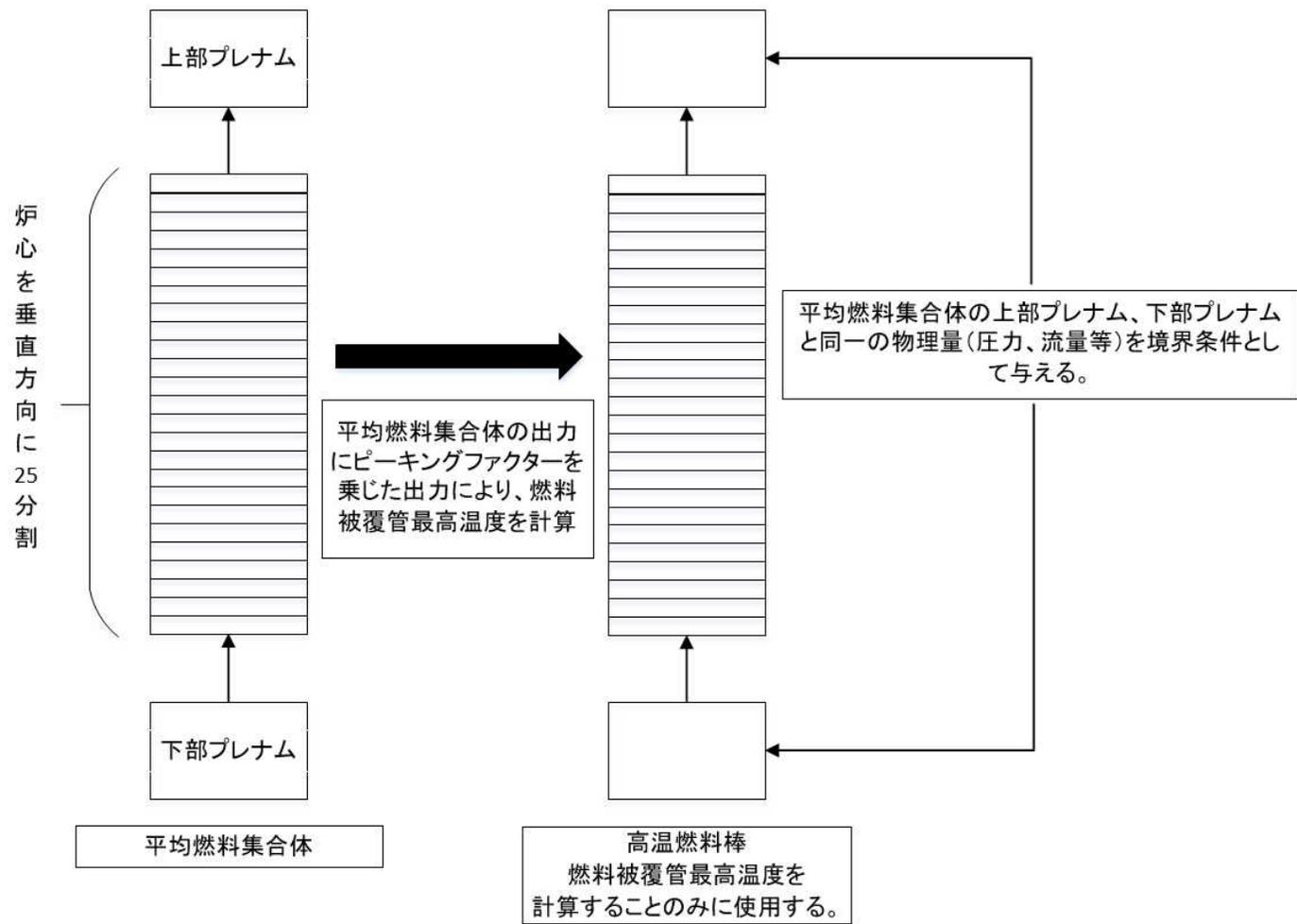


図 2.1.2 炉心ノード分割

Fig. 2.1.2 Apros nodalization of core

## (2) 解析条件及び解析結果

前述の 2.1.1 で抽出した事故シーケンスのうち、大破断 LOCA、中破断 LOCA、主給水系配管破断及び SGTR を起因事象とした事故シーケンスについて、Apros を用いて緩和設備等の条件を変更した解析を行い、炉心損傷防止に必要な緩和設備等の条件を確認した。以下に各事故シーケンス解析の結果を述べる。

### ① 大破断 LOCA

#### a 解析条件

出力運転時に、1 次系配管において、6 インチ相当の破断が発生することを想定した。緩和策として、蓄圧注入系及び低圧注入系による炉心冷却を想定した。蓄圧注入タンク及び低圧注入ポンプの注入台数が事故進展に及ぼす影響を確認するために、表 2.1.3 の 3 ケースについて解析した。

表 2.1.3 代表 4 ループ PWR プラントの解析ケース (大破断 LOCA)

Table 2.1.3 Analysis cases for the representative 4-loop PWR plant (Large break LOCA)

緩和設備等	case1	case2	case3
蓄圧注入タンク	健全 1/3 ループへ注水成功	健全 2/3 ループへ注水成功	健全 2/3 ループへ注水成功
低圧注入ポンプ	2 台中 1 台使用可能 健全 2/3 ループから 1 次系へ注水成功	2 台中 1 台使用可能 健全 2/3 ループから 1 次系へ注水成功	2 台中 2 台使用可能 健全 2/3 ループから 1 次系へ注水成功
高圧注入ポンプ	機能喪失		

#### b 解析結果

図 2.1.3 に原子炉圧力、図 2.1.4 に原子炉容器内水位 (コラプス水位)、図 2.1.5 に燃料被覆管最高温度をそれぞれ示す。また、主な事象の発生のタイミングを表 2.1.4 に示す。どのケースも破断口からの漏えいにより、原子炉容器内水位が低下し、燃料被覆管最高温度が上昇するものの、蓄圧注入系及び低圧注入系の注入により、原子炉容器内水位が回復し、燃料被覆管最高温度が低下する。

case1 では、case2 及び case3 に比べて蓄圧注入系による注水量が少ないため、1000 秒過ぎに原子炉容器内水位が有効燃料下端 (以下「BAF」という。) に達し、炉心が冷却されず、その後、炉心損傷に至る。

1500 秒以降は、原子炉圧力が低圧注入ポンプの最大揚程相当の圧力 (約 1MPa) であるため、低圧注入系による注水量は少ない。この場合、case3 の結果から、蓄圧注入系からの注水が一定量確保され、低圧注入ポンプ 2 台を運転すれば炉心損傷が防げることがわかる。

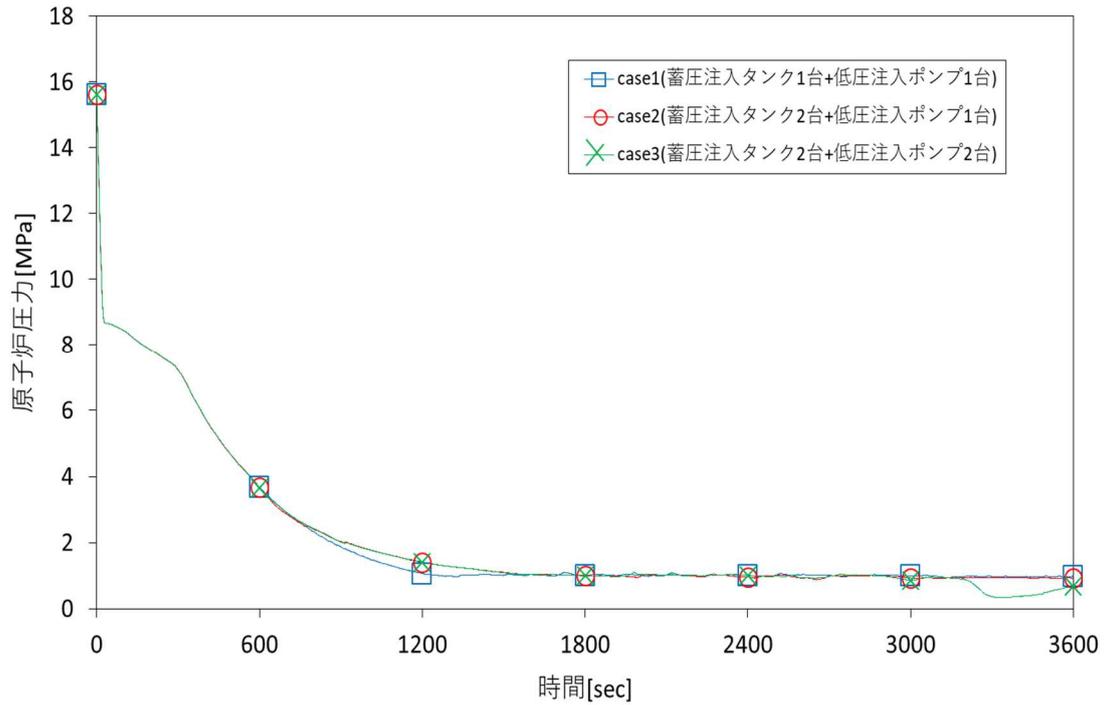


図 2.1.3 原子炉圧力 (PWR, 大破断 LOCA)  
 Fig. 2.1.3 Reactor pressure (PWR, Large break LOCA)

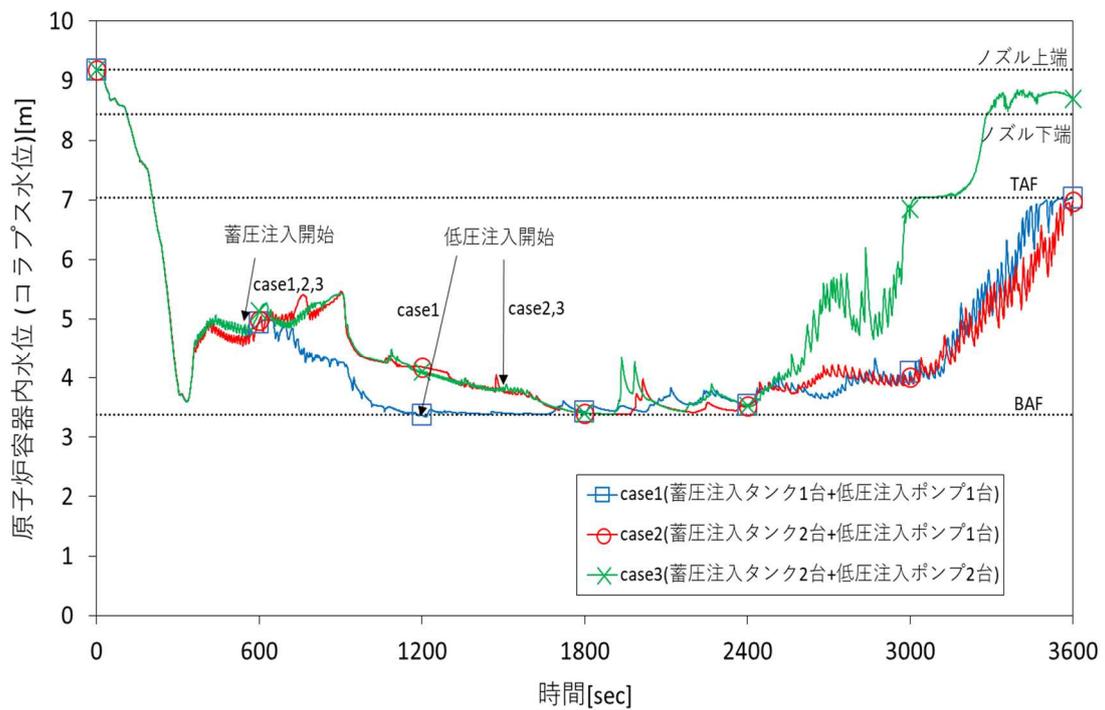


図 2.1.4 原子炉容器内水位 (PWR, 大破断 LOCA)  
 Fig. 2.1.4 Water level of reactor vessel (PWR, Large break LOCA)

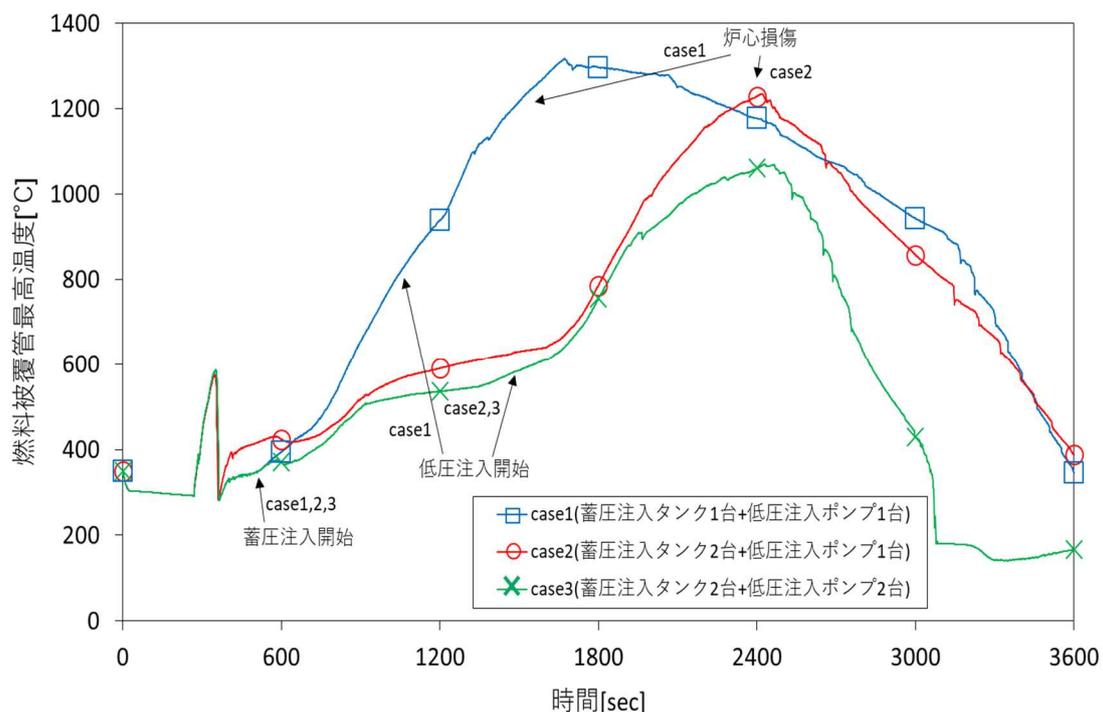


図 2.1.5 燃料被覆管最高温度 (PWR, 大破断 LOCA)

Fig. 2.1.5 Peak clad temperature (PWR, Large break LOCA)

表 2.1.4 代表 4 ループ PWR プラントの主要な事象のタイミング (大破断 LOCA)

Table 2.1.4 Timings of main events for the representative 4-loop PWR plant (Large break LOCA)

事象	case1	case2	case3
原子炉トリップ	LOCA 発生とほぼ同時 (原子炉冷却材流量「低」信号による)		
蓄圧注入開始	約 530 秒		
低圧注入開始	約 1215 秒	約 1555 秒	約 1555 秒
燃料被覆管最高温度 1200°C到達	約 1490 秒	約 2300 秒	到達せず

② 中破断 LOCA

a 解析条件

出力運転時に、1 次系配管において、4 インチ相当の破断が発生することを想定した。緩和策として、主蒸気逃がし弁の手動開放による 2 次系強制冷却後、蓄圧注入系及び低圧注入系による炉心冷却を想定した。主蒸気逃がし弁の開放数、開放時間及び、蓄圧注入系の注入台数が事故進展に及ぼす影響を確認するために、表 2.1.5 の 3 ケースについて解析した。

表 2.1.5 代表 4 ループ PWR プラントの解析ケース（中破断 LOCA）

Table 2.1.5 Analysis cases for the representative 4-loop PWR plant (Medium break LOCA)

緩和設備等	case1	case2	case3
電動補助給水ポンプ	2 台中 1 台使用可能 健全 2/3 ループの蒸気発生器へ注水成功		
タービン動補助給水ポンプ	機能喪失		
主蒸気逃がし弁	事象発生後 10 分に 2 弁手動開放		事象発生後 30 分に 3 弁手動開放
蓄圧注入タンク	健全 1/3 ループへ注 水成功	健全 2/3 ループへ注水成功	
低圧注入ポンプ	2 台中 1 台使用可能 健全 2/3 ループから 1 次系へ注水成功		
高圧注入ポンプ	機能喪失		

#### b 解析結果

図 2.1.6 に原子炉圧力、図 2.1.7 に原子炉容器内水位（コラプス水位）、図 2.1.8 に燃料被覆管最高温度をそれぞれ示す。また、主な事象の発生のタイミングを表 2.1.6 に示す。どのケースも破断口からの漏えいにより、原子炉容器内水位が低下し、燃料被覆管最高温度が上昇するものの、主蒸気逃がし弁の手動開放による 2 次系強制冷却、蓄圧注入系及び低圧注入系の注入により、原子炉容器内水位が回復し、燃料被覆管最高温度が低下する。

主蒸気逃し弁の 3 弁を事象発生後 30 分に開放した case3 では、原子炉圧力の低下が遅いので、蓄圧注入系の注入開始が遅れる。そのため、原子炉容器内水位が BAF に達し、炉心が冷却されず、その後、燃料被覆管最高温度が 1200°C に達する。

一方、主蒸気逃がし弁を事象発生後 10 分に開放し、蓄圧注入タンク 2 台による注入をしている case2 では、蓄圧注入により、原子炉容器内水位が、BAF より高い位置で維持されるため、炉心内を通過する蒸気により炉心が冷却される。蓄圧注入タンク 1 台による注入をしている case1 では先のケースと同じタイミングで蓄圧注入が開始されるものの、蓄圧注入量が少ないため、原子炉容器内水位が BAF に達し、炉心が冷却されず、その後、燃料被覆管最高温度が 1200°C に達する。

以上より、遅くとも事象発生後 10 分に主蒸気逃がし弁 2 弁を手動開放し、蓄圧注入タンク 2 台以上、低圧注入ポンプ 1 台以上の注入が実施できれば、炉心損傷に至らないことが分かる。

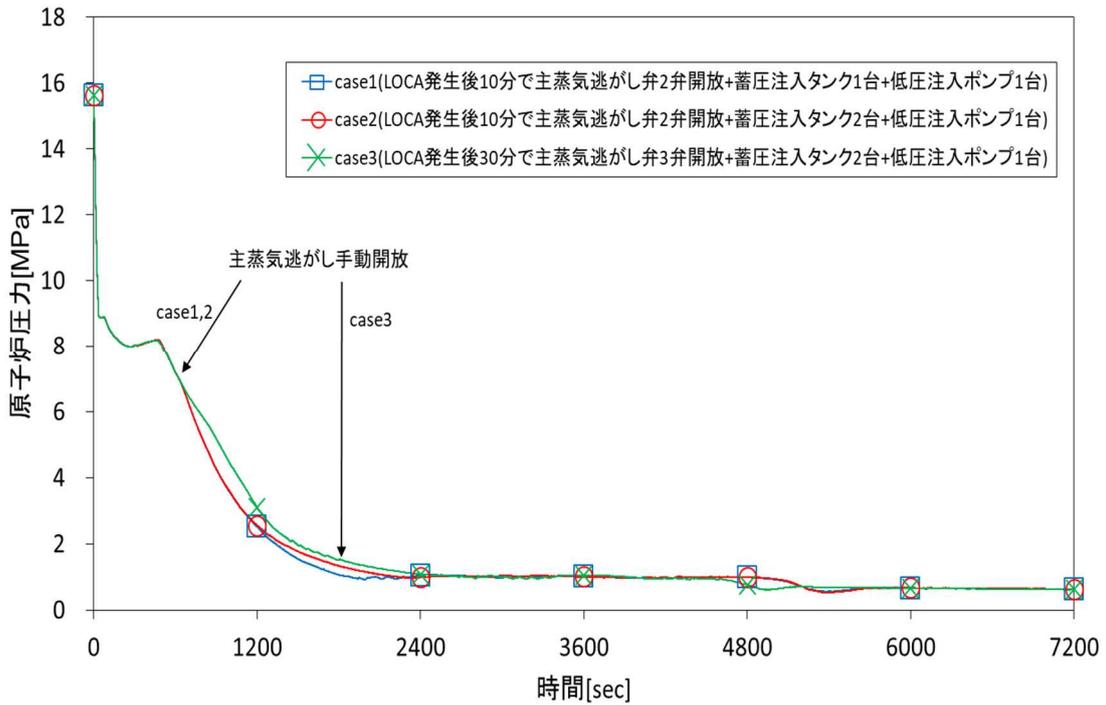


図 2.1.6 原子炉圧力 (PWR, 中破断 LOCA)  
 Fig. 2.1.6 Reactor pressure (PWR, Medium break LOCA)

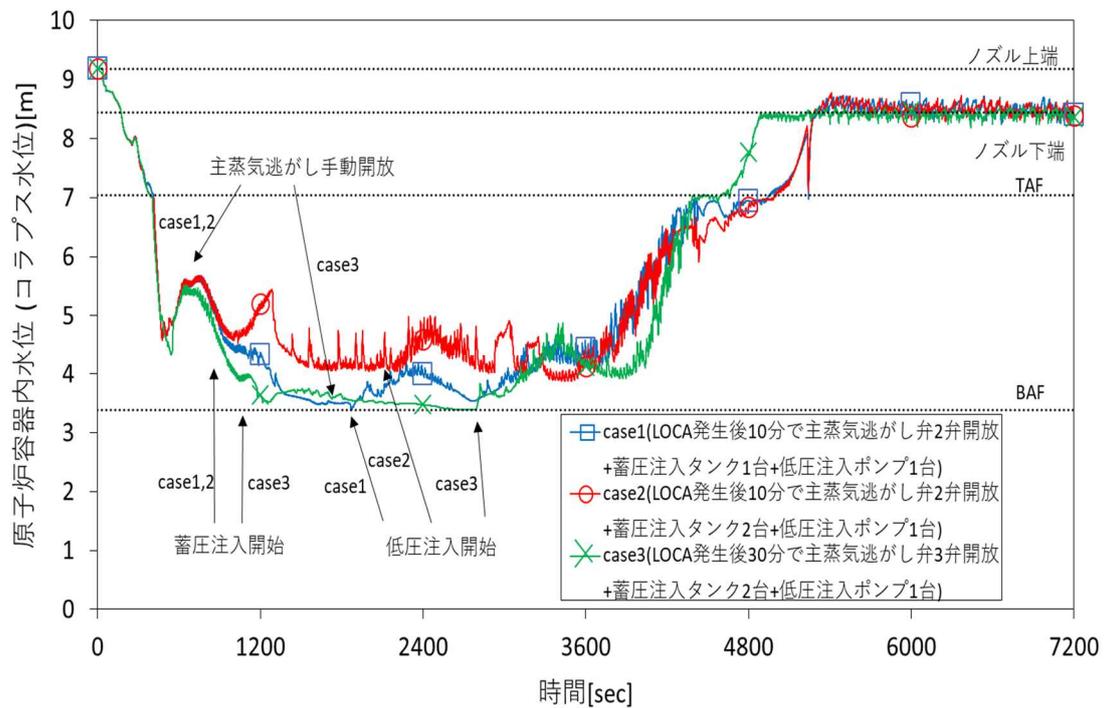


図 2.1.7 原子炉容器水位 (PWR, 中破断 LOCA)  
 Fig. 2.1.7 Water level of reactor vessel (PWR, Medium break LOCA)

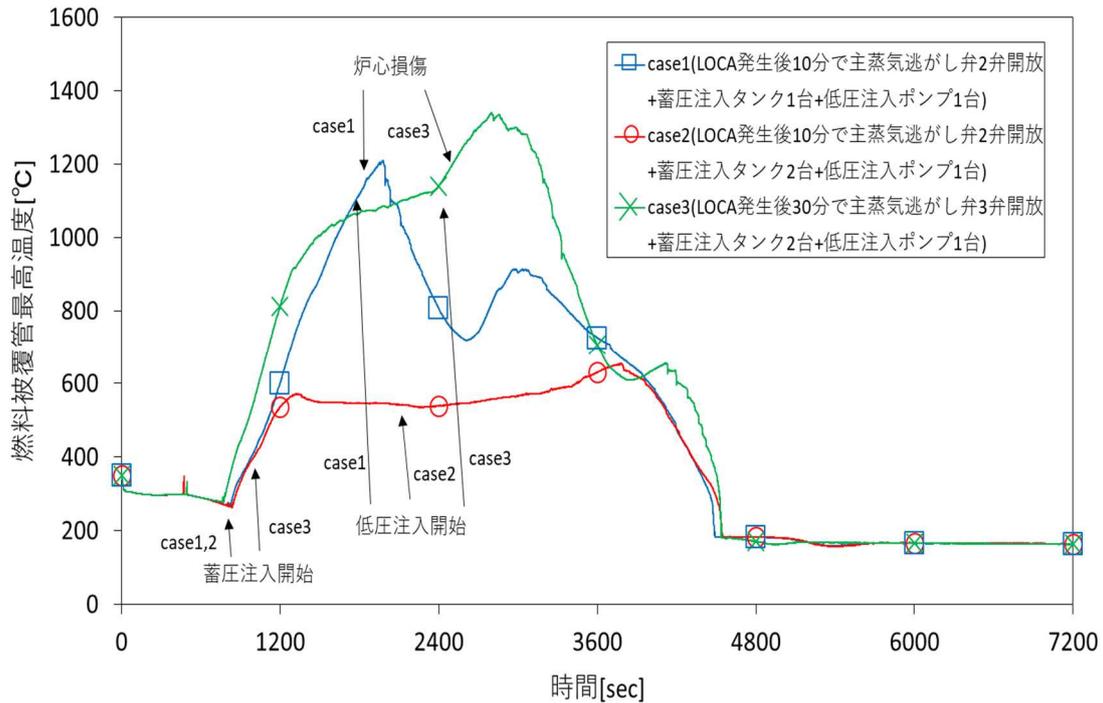


図 2.1.8 燃料被覆管最高温度 (PWR, 中破断 LOCA)

Fig. 2.1.8 Peak clad temperature (PWR, Medium break LOCA)

表 2.1.6 代表 4 ループ PWR プラントの主要な事象のタイミング (中破断 LOCA)

Table 2.1.6 Timings of main events for the representative 4-loop PWR plant (Medium break LOCA)

事象	case1	case2	case3
原子炉トリップ	約 2 秒 (原子炉冷却材流量「低」信号による)		
主蒸気逃がし弁手動開放	600 秒		1800 秒
蓄圧注入開始	約 900 秒		約 1020 秒
低圧注入開始	約 1800 秒	約 2135 秒	約 2480 秒
燃料被覆管最高温度 1200°C到達	約 1940 秒	到達せず	約 2500 秒

③ 2 次系破断 (主給水配管破断)

a 解析条件

出力運転時に、2 次系配管 (主給水配管) において、ギロチン破断が発生することを想定した。緩和策として、高圧注入系による炉心注水、加圧器逃がし弁の開放による原子炉圧力の減圧を想定した。加圧器逃がし弁の開放数及び開放のタイミングが事故進展に及ぼす影響を確認するために、表 2.1.7 の 2 ケースについて解析した。

表 2.1.7 代表 4 ループ PWR プラントの解析ケース (2 次系破断 (主給水配管破断))

Table 2.1.7 Analysis cases for the representative 4-loop PWR plant (secondary break (feed water pipe break))

緩和設備等	case1	case2
電動補助給水ポンプ	機能喪失	
タービン動補助給水ポンプ		
加圧器逃がし弁	自動開閉	事象発生後 30 分に 1 弁手動開放
蓄圧注入タンク (蓄圧注入系)	機能喪失	
低圧注入ポンプ (低圧注入系)		
高圧注入ポンプ (高圧注入系)	機能喪失	2 台中 1 台使用可能 2/4 ループから一次系へ注水成功

#### b 解析結果

図 2.1.9 に原子炉圧力、図 2.1.10 に原子炉容器内水位 (コラプス水位)、図 2.1.11 に燃料被覆管最高温度をそれぞれ示す。また、主な事象の発生のタイミングを表 2.1.8 に示す。

case1 では、原子炉容器及び 2 次系へ注水がされないため、燃料の熱伝達率が著しく低下し、燃料被覆管最高温度が上昇する。case2 では加圧器逃がし弁の開放による原子炉圧力の減圧により、高圧注入ポンプの注水が促進され、炉心が冷却されることにより、燃料被覆管最高温度は上昇しない。

case1 の結果より、原子炉容器内水位が低下し始める約 7000 秒以前に加圧器逃がし弁を手動開放すれば、高圧注入ポンプによる注水により、炉心損傷を防止することができる。

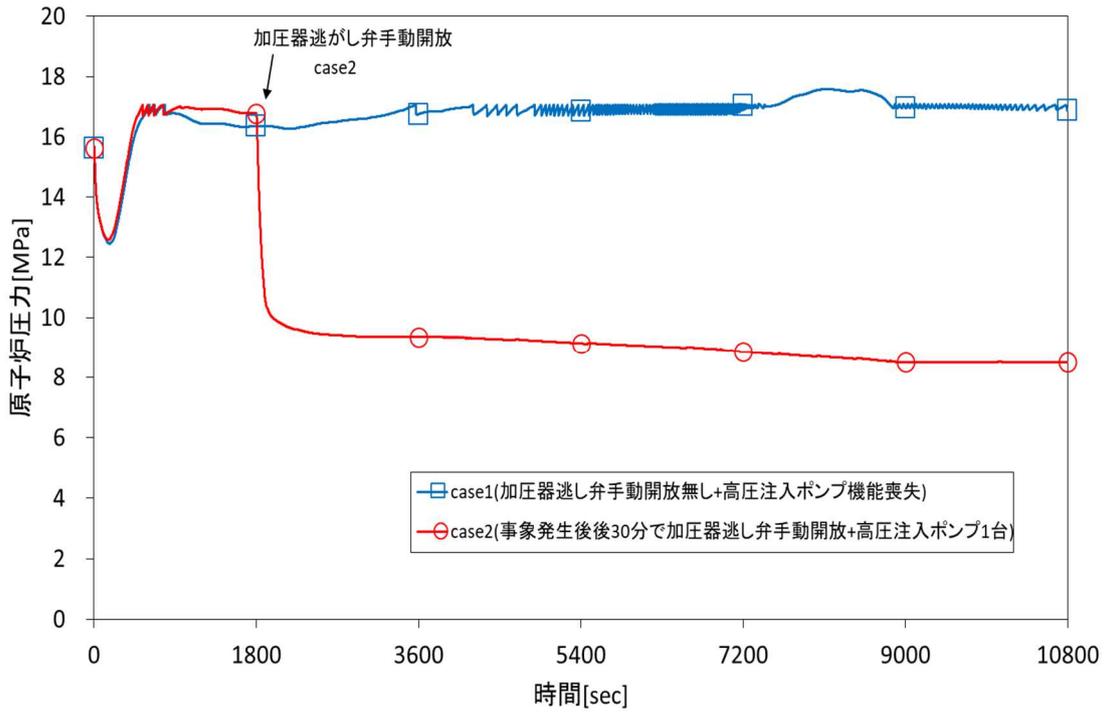


図 2.1.9 原子炉圧力 (PWR, 2 次系破断 (主給水配管破断))

Fig. 2.1.9 Reactor pressure (PWR, secondary break (feed water pipe break))

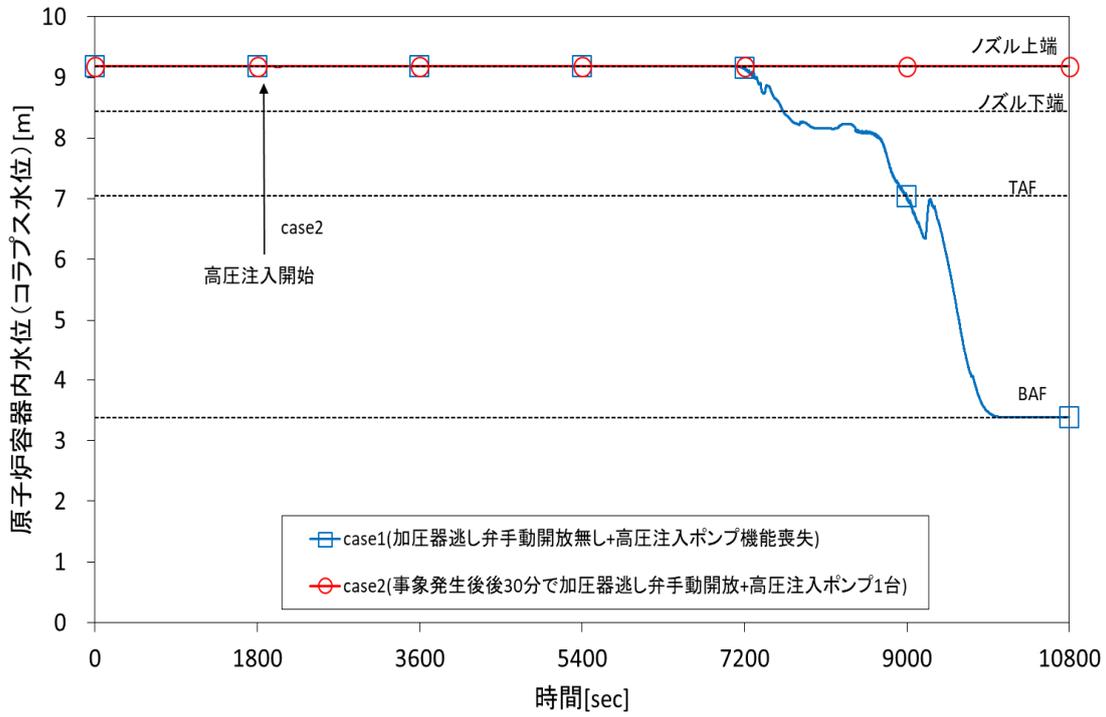


図 2.1.10 原子炉容器内水位 (PWR, 2 次系破断 (主給水配管破断))

Fig. 2.1.10 Water level of reactor vessel (PWR, secondary break (feed water pipe break))

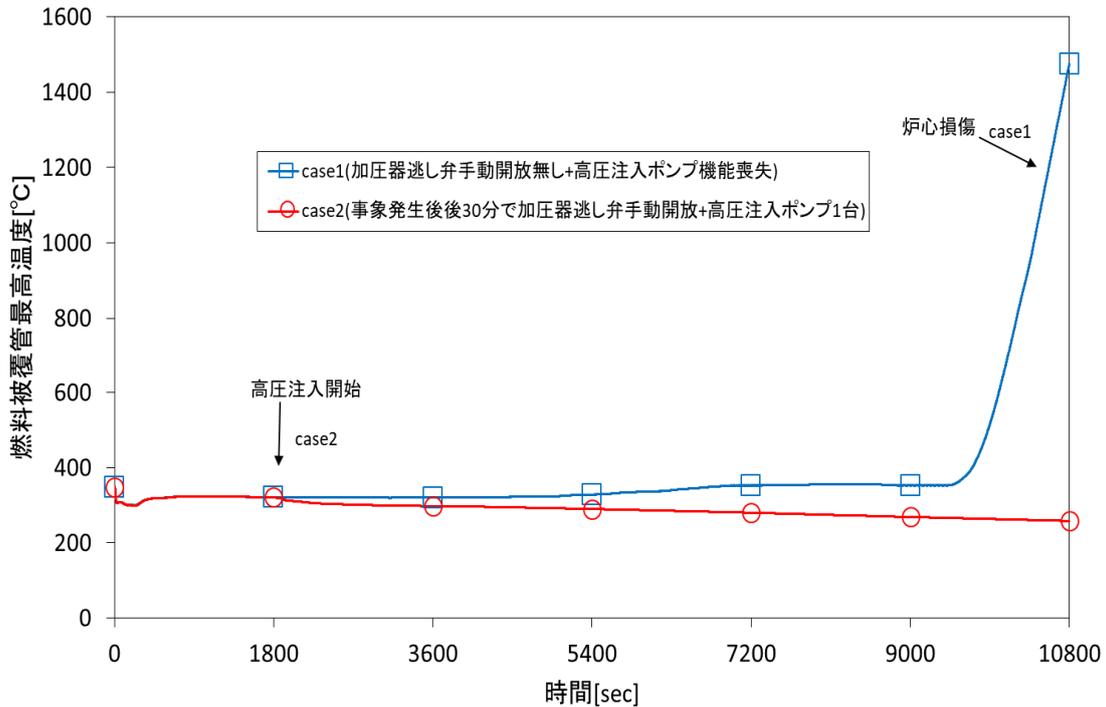


図 2.1.11 燃料被覆管最高温度 (PWR, 2次系破断 (主給水配配管破断))

Fig. 2.1.11 Peak clad temperature (PWR, secondary break (feed water pipe break))

表 2.1.8 代表 4 ループ PWR プラントの主要な事象のタイミング (2次系破断 (主給水配配管破断))

Table 2.1.8 Timings of main events for the representative 4-loop PWR plant (secondary break (feed water pipe break))

事象	case1	case2
原子炉トリップ	約 3 秒 (SG 圧力「極低」信号による)	
破断 SG 枯渇	約 120 秒	
加圧器逃がし弁手動開放	-	約 420 秒
高圧注入開始	-	約 1840 秒 (約 80 秒時点で一旦注入されるも、原子炉圧力の上昇により停止。)
燃料被覆管温度 1200°C到達	約 10560 秒	到達せず

④ SGTR

a 解析条件

出力運転時に、4基あるSGのうち1基のSG内の伝熱管1本においてギロチン破断が発生することを想定した。緩和策として、高圧注入系による炉心注水、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の手動開放による原子炉圧力の減圧、高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替えを想定した。加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開放数及び開放のタイミング、高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替えが事故進展に及ぼす影響を確認するために、表 2.1.9 の2ケースについて解析した。

表 2.1.9 代表4ループPWRプラントの解析ケース (SGTR)

Table 2.1.9 Analysis cases for the representative 4-loop PWR plant (SGTR)

緩和設備等	case1	case2
電動補助給水ポンプ	2台中1台使用可能 健全3/4ループの蒸気発生器へ注水成功	
タービン動補助給水ポンプ	機能喪失	
破断SG隔離	17分に隔離成功	
主蒸気逃がし弁	30分に1弁手動開放	60分に1弁手動開放
蓄圧注入タンク	機能喪失	
低圧注入ポンプ	機能喪失	
高圧注入ポンプ	2台中1台使用可能 健全4/4ループから1次系へ注水成功	
加圧器逃がし弁	30分に1弁手動開放	60分に1弁手動開放
充てんポンプ	60分に高圧注入から 充てんポンプの注入へ切替え	90分に高圧注入から 充てんポンプの注入へ切替え

b 解析結果

図 2.1.12 に原子炉圧力、図 2.1.13 に原子炉容器内水位 (コラプス水位)、図 2.1.14 に燃料被覆管最高温度をそれぞれ示す。また、主な事象の発生のタイミングを表 2.1.10 に示す。

LOCA 同様、SGTR 発生後は原子炉容器内の冷却材が漏れることで原子炉圧力は低下するものの、高圧注入ポンプによる炉心冷却並びに主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁の手動開放による減圧により、燃料被覆管最高温度は上昇しない。

case1 及び case2 の結果より、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁の手動開放のタイミングは燃料被覆管最高温度に大きな影響はない。また、それぞれ1弁ずつ手動開放し、その後、充てんポンプに切り替えることで、原子炉圧力の減圧が促進される。

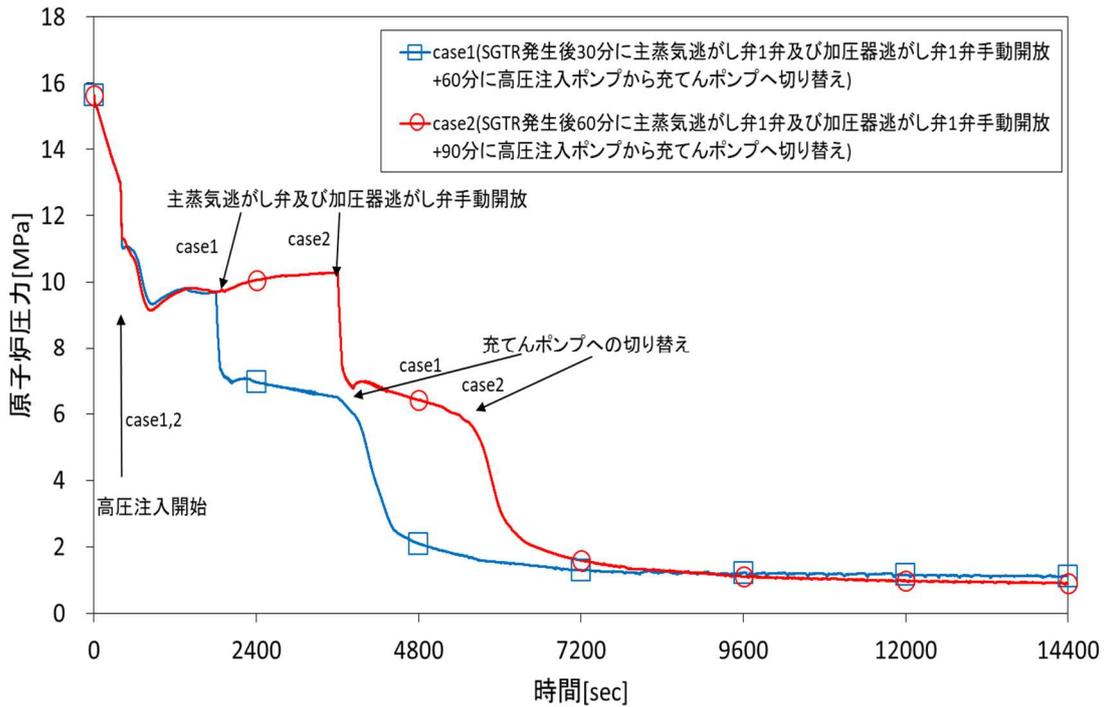


図 2.1.12 原子炉圧力 (PWR, SGTR)  
 Fig. 2.1.12 Reactor pressure (PWR, SGTR)

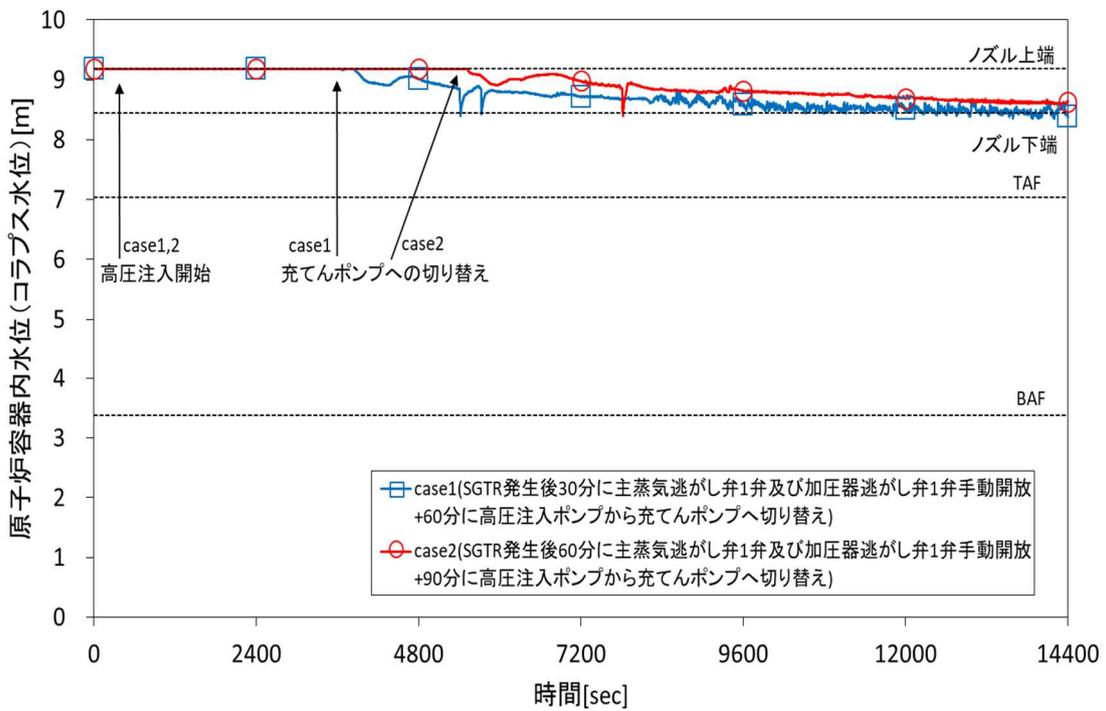


図 2.1.13 原子炉容器内水位 (PWR, SGTR)  
 Fig. 2.1.13 Water level of reactor vessel (PWR, SGTR)

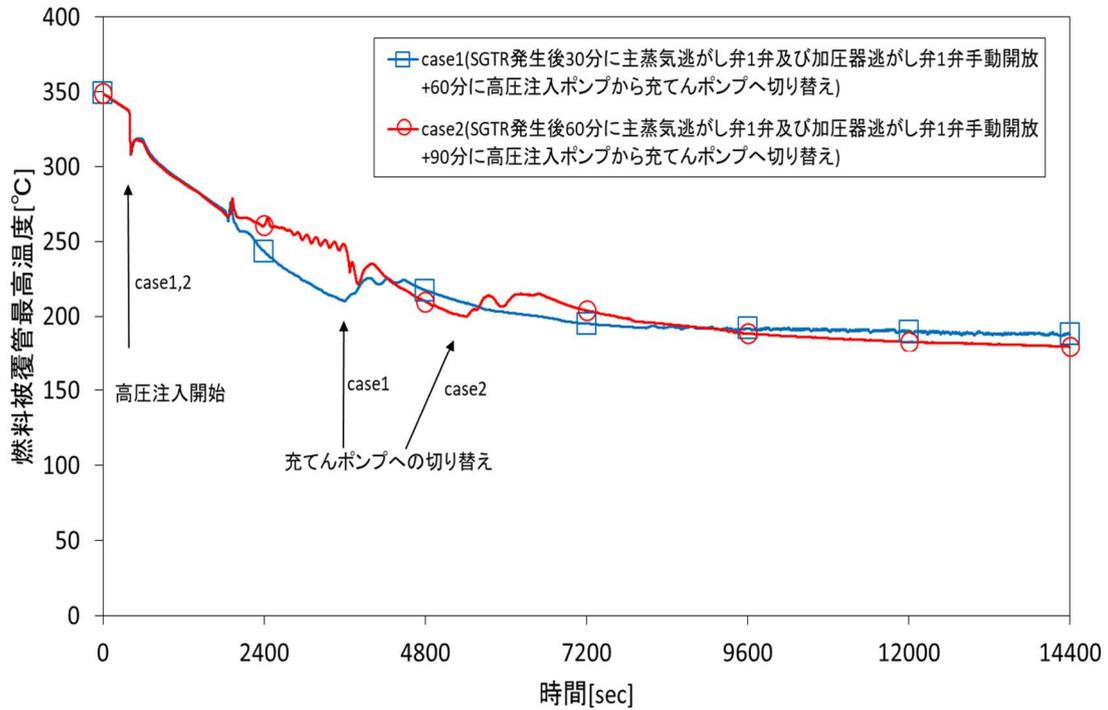


図 2.1.14 燃料被覆管最高温度 (PWR, SGTR)

Fig. 2.1.14 Peak clad temperature (PWR, SGTR)

表 2.1.10 代表 4 ループ PWR プラントの主要な事象のタイミング (SGTR)

Table 2.1.10 Timings of main events for the representative 4-loop PWR plant (SGTR)

事象	case1	case2
原子炉トリップ	約 395 秒 (加圧器圧力「低」信号による)	
高圧注入開始	約 415 秒	約 415 秒
破断 SG 隔離	1020 秒	
主蒸気逃がし弁手動開放	1800 秒	3600 秒
加圧器逃がし弁手動開放	1800 秒	3600 秒
充てんポンプへの切替え	3600 秒	5400 秒
燃料被覆管最高温度 1200°C到達	到達せず	到達せず

## 2.1.3 PWR の格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスに関する解析

### (1) 解析コード

#### ① MELCOR コード

米国サンディア国立研究所が開発を行っている総合シビアアクシデント解析コード MELCOR の最新バージョン 2.2<sup>8</sup> を使用して、国内の代表 4 ループ PWR プラントを対象に事故進展解析及びソースターム解析を実施した。MELCOR は軽水炉における SA 時の事故の進展を解析するための幅広い現象を扱うことが可能な解析コードであり、原子炉冷却系、原子炉キャビティ、原子炉格納容器等における熱流動挙動、炉心の加熱・昇温、損傷、熔融移行挙動、コア・コンクリート反応（以下「MCCI」という。）、水素ガスの発生・移行・燃焼挙動、放射性物質の放出・移行挙動等を解析することができる<sup>9</sup>。

MELCOR コードの各解析モデルに関する本研究における解析条件を表 2.1.11 に示す。その他の解析モデルについては、米国の最新知見として State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses（以下「SOARCA」という。）プロジェクト<sup>10,11</sup>の成果を取り入れて整備を進めており、ノード分割は図 2.1.15 に示すように既報<sup>12</sup>をベースとして一部変更した。

#### ② 解析条件

代表 4 ループ PWR プラントの主要解析条件を表 2.1.13 に示す。主要な解析条件は、設計値（最確値）を基に設定した。また、解析対象は表 2.1.14 に示すように、2.1.1 で抽出された事故シーケンス及び既報<sup>12</sup>を参考にしてアクシデントマネジメント策（以下「AM 策」という。）がない場合の 19 シーケンスとし、晩期格納容器機能喪失事故シーケンスと早期環境放出事故シーケンス（格納容器隔離失敗、SGTR、ISLOCA）の二つに大別した。また、表 2.1.14 に各シーケンスのプラント損傷状態（以下「PDS」という。）を示す。

### (2) PWR 事故シーケンス解析

#### ① 主要解析結果

本節では、2.1.1 で抽出した以下の a～d の 4 シーケンスについて主要解析結果をまとめる。a、b、c 及び d の各シーケンスは表 2.1.14 の No.1、3、7 及び 17 にそれぞれ対応している。

#### a 大破断 LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗+スプレイ注入失敗

高温側配管の大破断により 1 次冷却材の喪失が生じる。ECCS 注入失敗により約 53 分で炉心が損傷し、約 3.2 時間で原子炉容器破損に至る。

格納容器圧力及び環境への放出割合をそれぞれ図 2.1.16 及び図 2.1.17 に示す。格納容器スプレイ注入に失敗するため、原子炉容器破損後の MCCI によって生成する非凝縮性ガス等によって格納容器圧力が上昇し、約 58 時間で過圧破損が生じて放射性物質が環境に放出される。

b 小破断 LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗+スプレイ注入失敗

高温側配管の小破断により 1 次冷却材の喪失が生じる。ECCS 注入失敗により約 1.1 時間で炉心が損傷し、約 9.4 時間で原子炉容器破損に至る。

格納容器圧力及び環境への放出割合をそれぞれ図 2.1.18 及び図 2.1.19 に示す。格納容器スプレイ注入に失敗するため、原子炉容器破損後の MCCI によって生成する非凝縮性ガス等によって格納容器圧力が上昇し、約 85 時間で過圧破損が生じて放射性物質が環境に放出される。

c 2 次系破断+補助給水系不動作+高圧注入失敗+低圧注入失敗+スプレイ注入失敗

2 次系破断を起因事象として 2 次冷却系の失敗により炉心冷却機能が失われ、加圧器逃がし弁及び安全弁からの 1 次冷却材の流出が生じる。ECCS 注入失敗により約 3.1 時間で炉心が損傷し、約 6.7 時間で原子炉容器破損に至る。

格納容器圧力及び環境への放出割合をそれぞれ図 2.1.20 及び図 2.1.21 に示す。格納容器スプレイ注入に失敗するため、原子炉容器破損後の MCCI によって生成する非凝縮性ガス等によって格納容器圧力が上昇し、約 59 時間で過圧破損が生じて放射性物質が環境へ放出される。

d SGTR+高圧注入失敗+破損 SG 隔離失敗

SGTR を起因事象として 1 次冷却材の喪失が生じる。破損 SG の隔離に失敗し、主蒸気管が破断する。原子炉圧力及び環境への放出割合をそれぞれ図 2.1.22 及び図 2.1.23 に示す。ECCS 注入失敗により炉心冷却機能が失われ、約 5.0 時間で炉心が損傷し、蒸気発生器伝熱管の破損箇所から主蒸気逃がし弁を経由して放射性物質の環境放出が開始する。

② 感度解析結果

事故発生から格納容器破損までの事象進展に影響が大きくかつ不確実さの大きいパラメータに着目した感度解析を実施した。表 2.1.15 に示すように、先行解析<sup>10,11</sup>を参考にして事故発生から格納容器破損までの事象進展に影響の大きいパラメータを二つ抽出し、AE シーケンス(表 2.1.14 の事故シーケンス No.1)を対象にして各パラメータを変更した感度解析を実施した。感度解析ケースの主要解析結果を表 2.1.16 に示す。

【ケース P1：下部ヘッド貫通部破損なし】

ベースケースの原子炉容器破損モードが制御棒案内管の貫通部破損であるのに対して、下部ヘッド構造材の破損モードの想定を変更した場合の解析を実施した。例えば SOARCA では貫通部以外の破損モード(クリープ破損)が推奨されている<sup>11</sup>。貫通部破損と比べると原子炉容器破損口が大きくなって原子炉キャビティへの溶融デブリ落下量が増加する。こ

のため、MCCI による非凝縮性ガスの発生に伴う過圧効果が増大して格納容器破損時間は早まる。

**【ケース P2：コンクリートの溶融エンタルピ】**

コンクリート侵食量に影響するコンクリートの溶融エンタルピを変更した場合の解析を実施した。ベースケースでは CCI-3 実験の侵食体積を包絡する保守的な設定を行っているため、その条件を緩和した場合の格納容器破損時間への影響を確認した。

コンクリート侵食に必要な溶融エンタルピを大きくしたことによって MCCI によるコンクリート侵食速度が低下し、MCCI による非凝縮性ガスの発生に伴う過圧効果が減少して格納容器破損時間は約 30 時間遅くなる。MCCI によって発生する非凝縮性ガスによる過圧効果が格納容器破損時間に大きく影響する結果となっている。

表 2.1.11 MELCOR コードの各解析モデルに関する本研究における解析条件 (1/2)

Table 2.1.11 Analysis conditions of MELCOR-code (1/2)

解析モデル	解析条件
炉心ノード分割	系方向 5 分割、軸方向 10 分割
放射性物質グループ	表 2.1.12 参照
金属・水反応	ジルコニウムと水蒸気の反応速度は、Catchart-Pawel / Urbanic-Heidrick の式に基づく。
被覆管破損	被覆管表面温度が 900°C に到達した時点で被覆管が破損したものとする。その際、燃料ペレットと被覆管の間のギャップに存在している放射性物質は炉心セルに放出され、それ以降に炉心から放出される放射性物質は直接炉心セルに放出される。
燃料からの放射性物質放出	<p>文献<sup>11</sup>を参考に以下のとおりに設定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 燃料からの放射性物質放出モデル：改良 CORSOR-Booth モデル</li> <li>● 燃料内の放射性物質の分布</li> </ul> <p>Cs、I 及び Mo の燃料内の化学形態及び分布としては、Cs は CsOH のエアロゾル状態として、燃料内の Cs のうち 5% が被覆管－燃料間のギャップに CsOH として存在すると仮定。残りの Cs はまず燃料内のヨウ素と CsI を形成し、さらに余剰の Cs は燃料内に存在する Mo と Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub> (以下「CsM」とする。) を形成すると仮定。なお、CsI と CsM は燃料内に存在すると仮定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 放射性物質化学反応モデル：OFF</li> </ul>
燃料棒落下	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 落下条件</li> </ul> <p>炉心セル内の燃料棒が、下記のデブリ化条件で粒子状デブリとなった時点で落下する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 燃料棒デブリ化条件</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料被覆管の場合：未酸化層厚さ &lt; 0.1 mm</li> <li>・他の構造材の場合：未酸化層厚さ &lt; 0.1 mm</li> <li>・燃料の場合：同一セル内の健全な被覆管が全て失われた場合</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 熔融温度</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ジルカロイ : 1,825°C</li> <li>・酸化ジルコニウム : 2,717°C</li> <li>・二酸化ウラン : 2,840°C</li> <li>・ステンレス鋼 : 1,427°C</li> <li>・ステンレス鋼酸化物 : 1,597°C</li> </ul>

表 2.1.11 MELCOR コードの各解析モデルに関する本研究における解析条件 (2/2)

Table 2.1.11 Analysis conditions of MELCOR-code (2/2)

解析モデル	解析条件
下部ヘッド	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 形状データ               <ul style="list-style-type: none"> <li>・下部ヘッド（下部プレナム）は半球形状で模擬</li> <li>・下部ヘッド構造材は径方向 5 分割、厚み方向 5 分割</li> </ul> </li> <li>● 破損モード               <ul style="list-style-type: none"> <li>・貫通部破損（PWR では、構造材内面温度又は貫通材温度 1,571°C以上で判定<sup>13</sup>、BWR では、デフォルト値である 1,000°C以上で破損を仮定）</li> <li>・クリープ破損（Larson-Miller クリープ破損モデルで判定）</li> <li>・降伏応力による破損</li> </ul> </li> </ul>
コア・コンクリート反応	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 溶融物プールの扱い メカニスティック混合モデルを適用</li> <li>● コンクリート分解温度：1,177°C</li> <li>● コンクリート溶融エンタルピ 9.3×10<sup>5</sup> J/kg（PWR では CCI-3 実験<sup>14</sup>における玄武岩系コンクリートの侵食体積を包絡するように溶融エンタルピを補正）</li> </ul>
水素燃焼	格納容器内の水素分布を確認するため、水素燃焼を起こさない設定とした。
崩壊熱	ORIGEN 計算結果に基づく崩壊熱曲線を用いる。
その他	MELCOR コードのデフォルト値を適用

表 2.1.12 MELCOR コードの放射性物質グループ

Table 2.1.12 Radioactive material group compositions of MELCOR-code

元素グループ	代表要素	グループ内要素
① 希ガス類	Xe	He、 Ne、 Ar、 Kr、 Xe、 Rn、 H、 N
② アルカリ金属類	Cs	Li、 Na、 K、 Rb、 Cs、 Fr、 Cu
③ アルカリ土類	Ba	Be、 Mg、 Ca、 Sr、 Ba、 Ra、 Es、 Fm
④ ハロゲン類	I <sub>2</sub>	F、 Cl、 Br、 I、 At
⑤ カルコゲン	Te	O、 S、 Se、 Te、 Po
⑥ プラチノイド	Ru	Ru、 Rh、 Pd、 Re、 Os、 Ir、 Pt、 Au、 Ni
⑦ 初期遷移元素類	Mo	V、 Cr、 Fe、 Co、 Mn、 Nb、 Mo、 Tc、 Ta、 W
⑧ 四価元素類	Ce	Ti、 Zr、 Hf、 Ce、 Th、 Pa、 Np、 Pu、 C
⑨ 三価元素類（希土類等）	La	Al、 Sc、 Y、 La、 Ac、 Pr、 Nd、 Pm、 Sm、 Eu、 Gd、 Tb、 Dy、 Ho、 Er、 Tm、 Yb、 Lu、 Am、 Cm、 Bk、 Cf
⑩ ウラン	UO <sub>2</sub>	U
⑪ 揮発性グループ	Cd	Cd、 Hg、 Zn、 As、 Sb、 Pb、 Tl、 Bi
⑫ 難揮発性グループ	Ag	Ga、 Ge、 In、 Sn、 Ag
⑬ ボロン類	BO <sub>2</sub>	B、 Si、 P
⑭ 水	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O
⑮ コンクリート	CON	--
⑯ ヨウ化セシウム	CsI	CsI
⑰ モリブデン酸セシウム	Cs <sub>2</sub> MoO <sub>4</sub>	Cs <sub>2</sub> MoO <sub>4</sub>

表 2.1.13 代表 4 ループ PWR プラントの主要な解析条件

Table 2.1.13 Main analysis conditions for the representative 4-loop PWR plant

項目	設定値	備考
炉心熱出力（初期）	3,411 [MWt]	設計値
1 次系冷却材圧力（初期）	15.51 [MPa]	同上
1 次系冷却材温度（初期）	原子炉容器入口：289 [°C] 原子炉容器出口：325 [°C]	同上
蓄圧タンク保持圧力	4.5 [MPa]	同上
蓄圧タンク保有水量	27.5 [m <sup>3</sup> /基]	同上
原子炉格納容器自由体積	73,700 [m <sup>3</sup> ]	同上
格納容器破損条件	<p><u>過圧破損</u> 格納容器圧力 1.08 [MPa]以上</p> <p><u>過温破損</u>  <math>Y \geq -0.06X+18</math>  <math>Y \geq -0.03X+10</math>                      のどちらかが成立した時                      Y：格納容器最高使用圧力の Y 倍                      X：格納容器バウンダリ温度 [°C]</p> <p><u>ベースマツト貫通</u>                      コンクリートが溶融貫通した時点</p>	<p><u>過圧破損</u>                      評価対象プラントの最高使用圧力の 2.5 倍を仮定</p> <p><u>過温破損</u>                      2000 年度 NUPEC 学術論文 R12-09-20<sup>15</sup></p> <p><u>ベースマツト貫通</u>                      設計値</p>
格納容器破損口	最も早く破損条件に到達した破損口のみ設定	—

表 2.1.14 代表 4 ループ PWR プラントの評価対象シーケンス

Table 2.1.14 Analysis sequences for the representative 4-loop PWR plant

No.	起因事象	代表的な事故シーケンス	PDS
A. AM策なしの晩期格納容器機能喪失事故シーケンス			
1	大破断LOCA	高圧注入失敗+低圧注入失敗+スプレイ注入失敗	AE
2	大破断LOCA	高圧再循環失敗+低圧再循環失敗+スプレイ再循環失敗	AL
3	小破断LOCA	高圧注入失敗+低圧注入失敗+スプレイ注入失敗	SE
4	小破断LOCA	高圧再循環失敗+低圧再循環失敗+スプレイ再循環失敗	SL
5	外部電源喪失	RCPシールLOCA+加圧器逃がし弁不動作+高圧注入失敗 +低圧注入失敗+スプレイ注入失敗	SE'
6	CCWS喪失	RCPシールLOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗 +スプレイ注入失敗	SE''
7	2次系破断	補助給水系不動作+高圧注入失敗+低圧注入失敗 +スプレイ注入失敗	TE1
8	外部電源喪失	補助給水系不動作+高圧再循環失敗+低圧注入失敗 +スプレイ注入失敗	TE'
9	小破断LOCA	格納容器先行破損	P
10	主給水喪失	補助給水系不動作+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗 +スプレイ再循環失敗	TE2
B. 格納容器隔離失敗の早期環境放出事故シーケンス			
11	大破断LOCA	格納容器隔離失敗+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗 +スプレイ再循環失敗	AL
12	小破断LOCA	格納容器隔離失敗+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗 +スプレイ再循環失敗	SL
13	外部電源喪失	格納容器隔離失敗+補助給水系不動作+高圧再循環失敗 +低圧注入失敗	TEC
14	小破断LOCA	格納容器隔離失敗+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗	SLC
C. SGTRの早期環境放出事故シーケンス			
15	SGTR	外部電源喪失+ RCPシールLOCA	SE'
16	SGTR	2次系破断+2次系冷却失敗	TE
17	SGTR	高圧注入失敗+破損SG隔離失敗	G
18	SGTR	高圧再循環失敗+破損SG隔離失敗	G'
D. ISLOCAの早期環境放出事故シーケンス			
19	ISLOCA	—	V

表 2.1.15 代表 4 ループ PWR プラントの MELCOR 感度解析パラメータ

Table 2.1.15 Sensitivity analysis parameters of MELCOR-code for the representative 4-loop PWR plant

ケース番号	パラメータ名	デフォルト値	変更値
P1	下部ヘッド貫通モデル	貫通部破損あり	<u>貫通部破損なし</u>
P2	コンクリート溶融エンタルピの補正 (MCCI パラメータ)	-1.0×10 <sup>6</sup> [J/kg] (表 2.1.11 参照)	<u>0 [J/kg]</u> (デフォルト値：補正なし)

表 2.1.16 代表 4 ループ PWR プラントの感度解析ケースの主要解析結果

Table 2.1.16 Main analysis results for sensitivity analysis for the representative 4-loop PWR plant

主要事象	発生時間 [hr]		
	ベースケース	ケース P1	ケース P2
炉心損傷	0.88	0.88	0.88
原子炉容器破損	3.2	3.8	3.2
格納容器破損	57.8	52.6	87.7

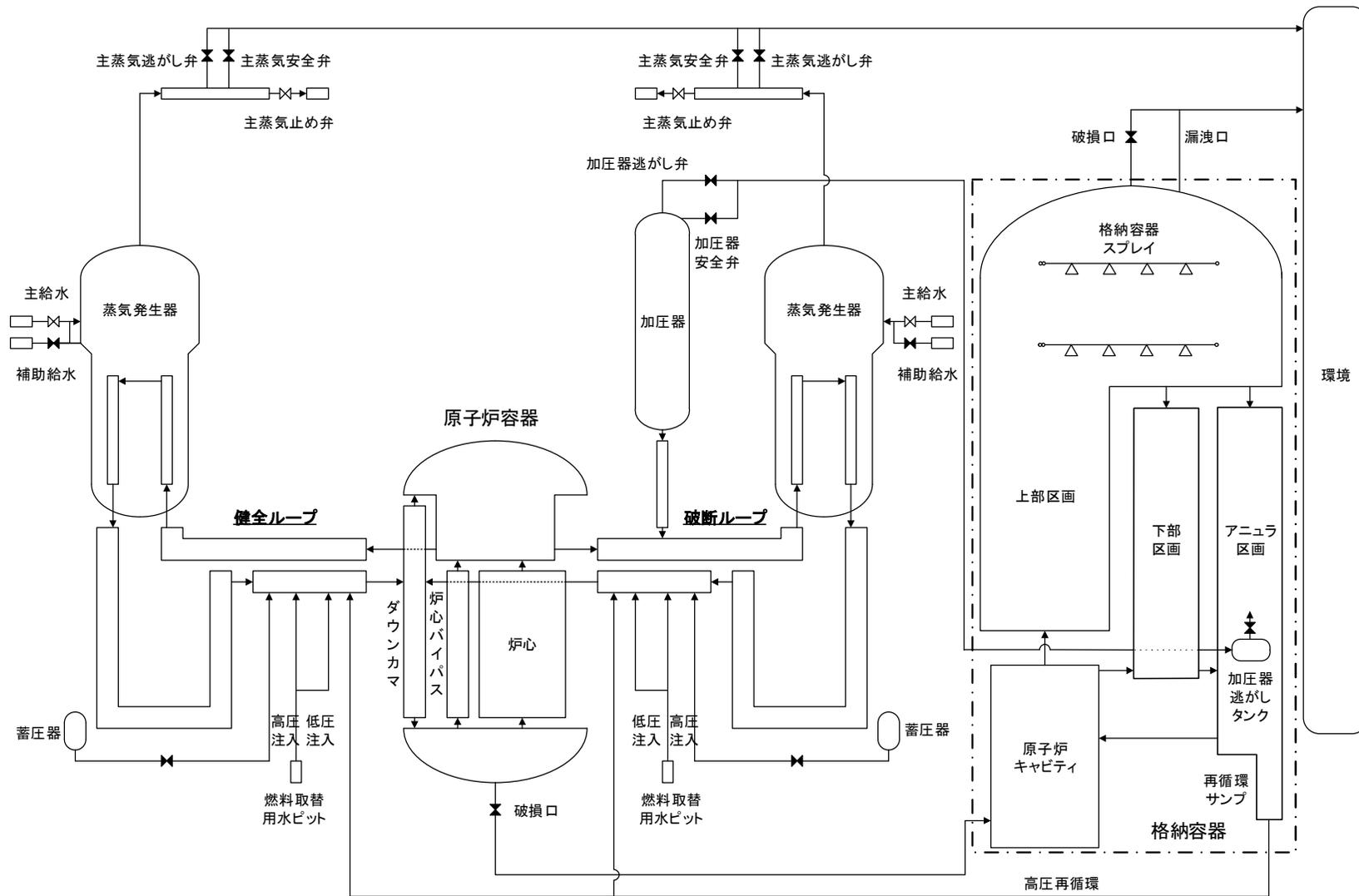


図 2.1.15 MELCOR の代表 4 ループ PWR プラントのノード分割

Fig. 2.1.15 MELCOR nodalization of the representative PWR 4-loop plant

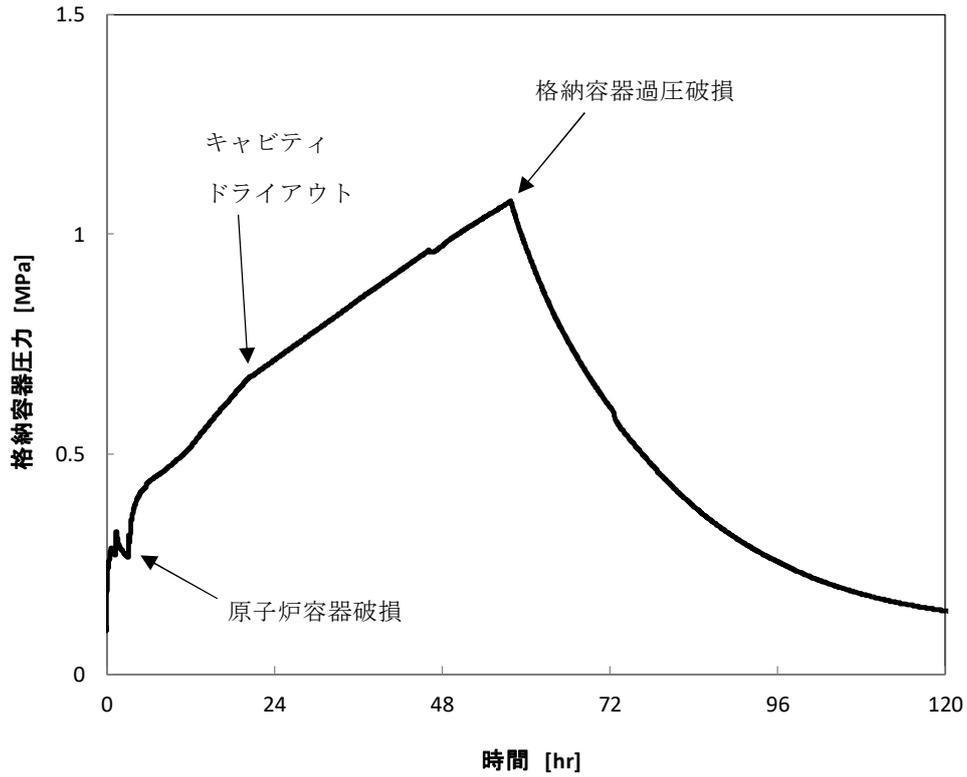


図 2.1.16 格納容器圧力 (PWR, AE)

Fig. 2.1.16 Containment pressure (PWR, AE)

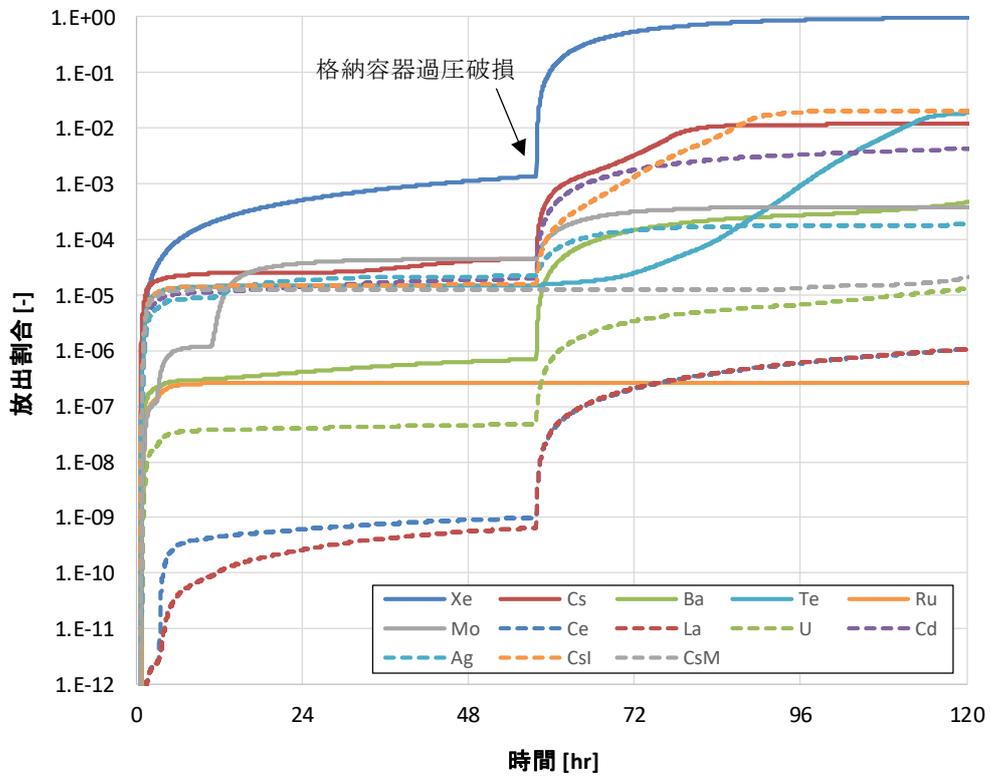


図 2.1.17 放射性物質の環境への放出割合 (PWR, AE)

Fig. 2.1.17 Fraction of environmental release of radioactive materials (PWR, AE)

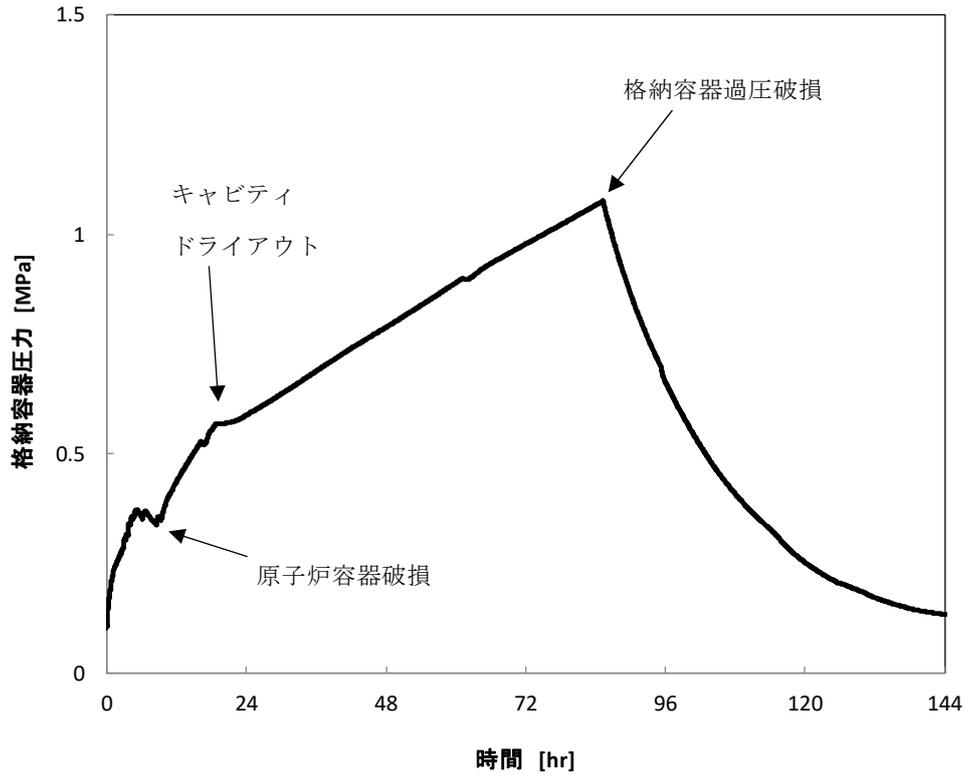


図 2.1.18 格納容器圧力 (PWR, SE)

Fig. 2.1.18 Containment pressure (PWR, SE)

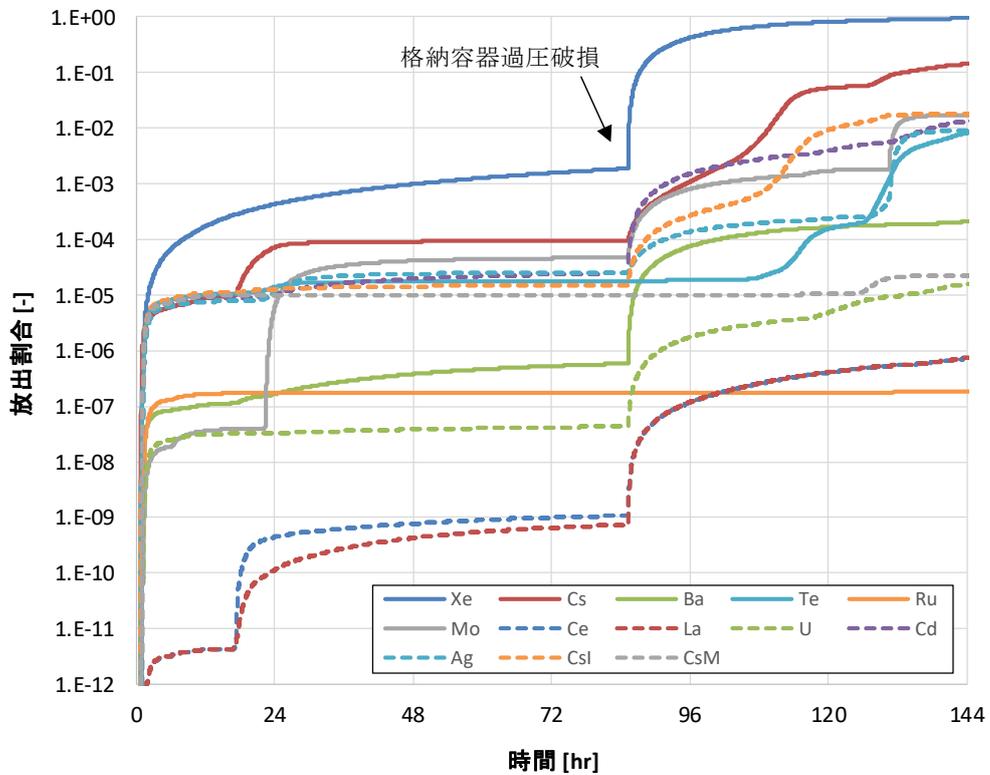


図 2.1.19 放射性物質の環境への放出割合 (PWR, SE)

Fig. 2.1.19 Fraction of environmental release of radioactive materials (PWR, SE)

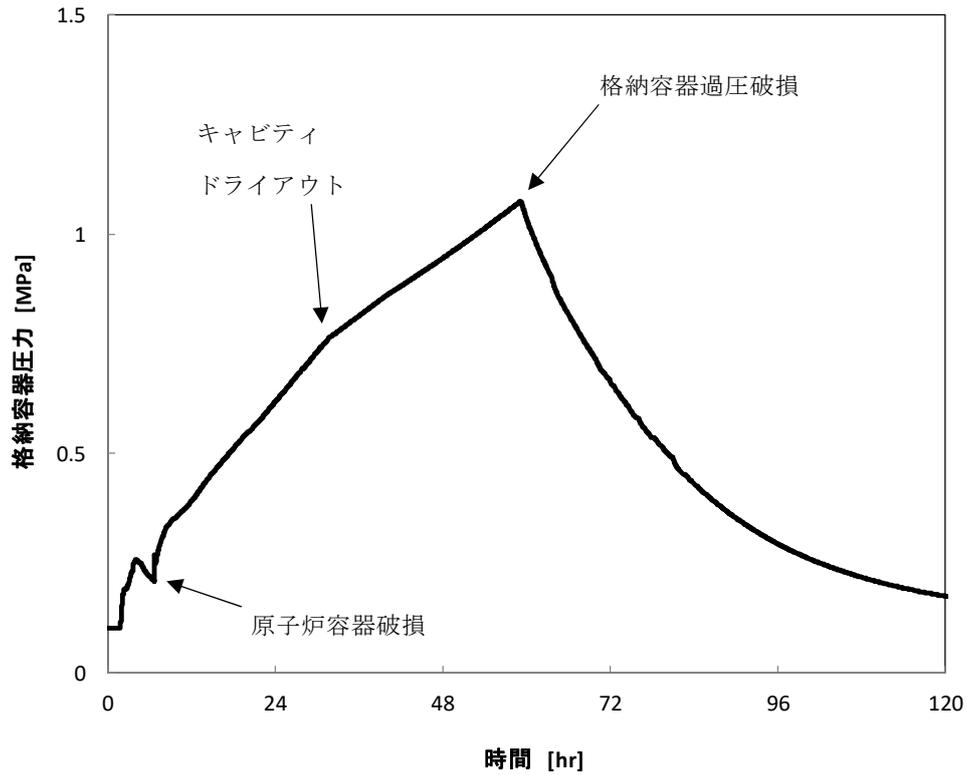


図 2.1.20 格納容器圧力 (PWR, TE1)  
Fig. 2.1.20 Containment pressure (PWR, TE1)

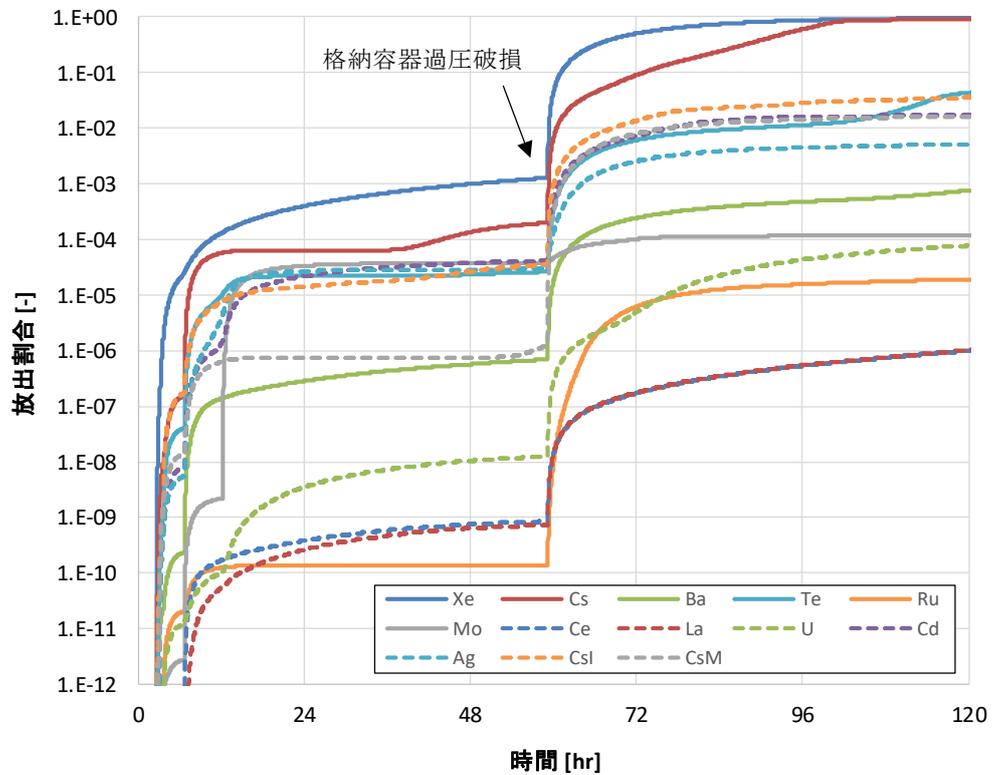


図 2.1.21 放射性物質の環境への放出割合 (PWR, TE1)  
Fig. 2.1.21 Fraction of environmental release of radioactive materials (PWR, TE1)

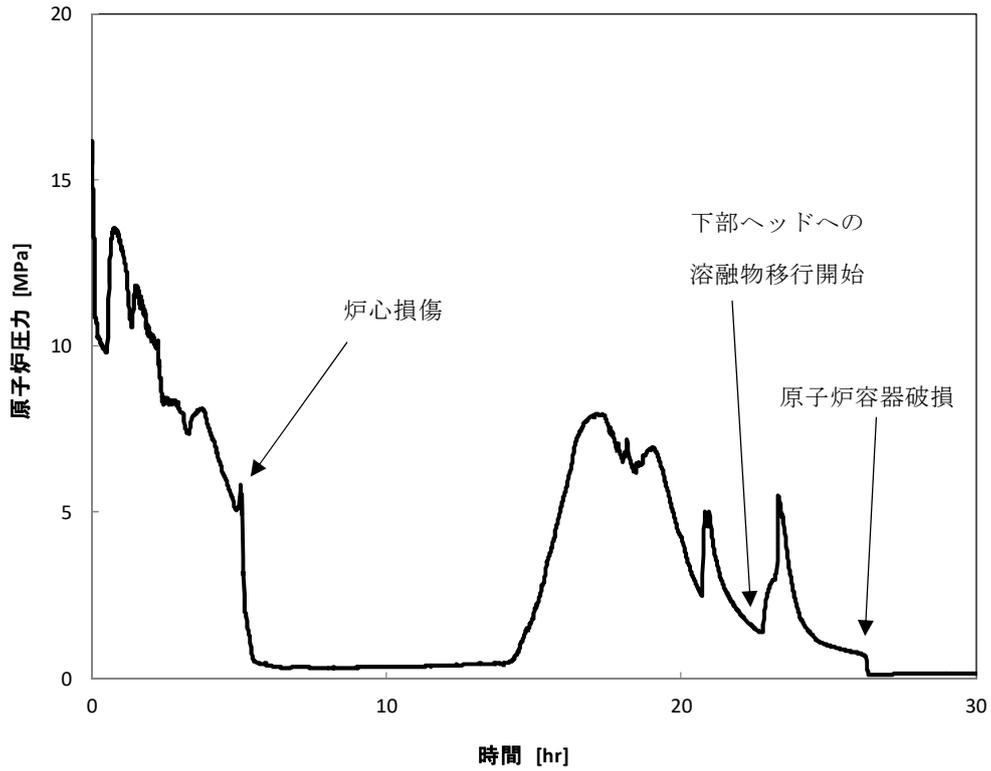


図 2.1.22 原子炉圧力 (PWR, G)

Fig. 2.1.22 Reactor pressure (PWR, G)

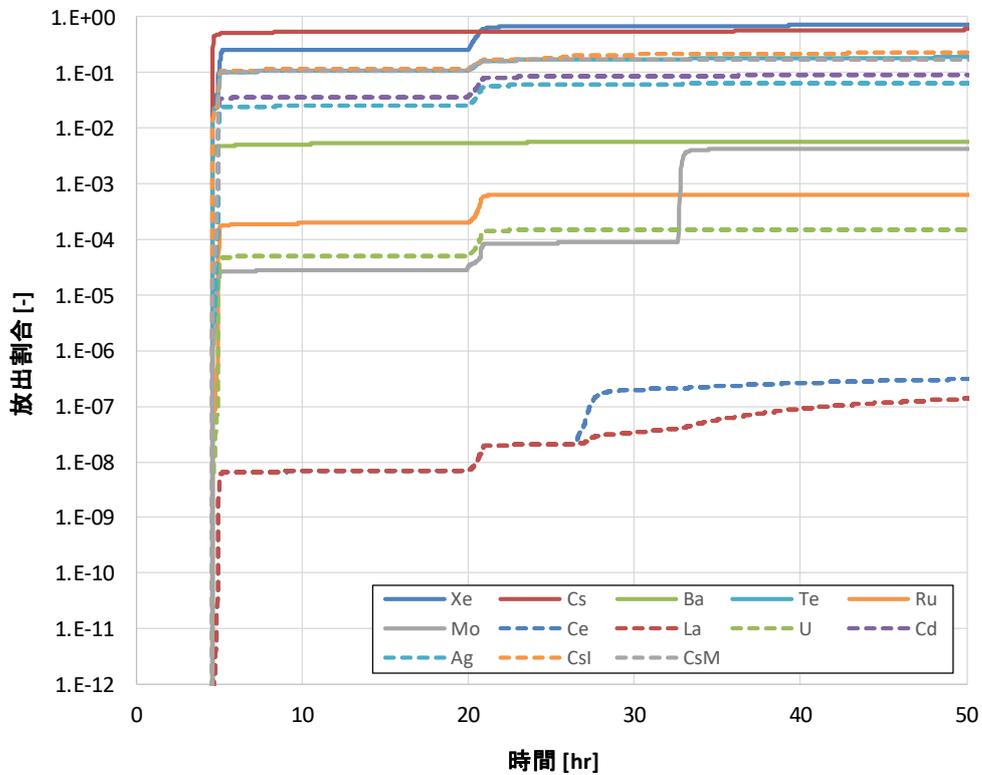


図 2.1.23 放射性物質の環境への放出割合 (PWR, G)

Fig. 2.1.23 Fraction of environmental release of radioactive materials (PWR, G)

## 2.1.4 PWR の事故シーケンスのグループ化

PRA の定量化に係る知見の整備ために、解析対象とした事故シーケンスの炉心損傷時期、格納容器破損時期、格納容器機能喪失モード及びソースタームを分析し、事故シーケンスの特徴に応じてグループ化を検討した。格納容器破損条件として、表 2.1.13 に示すように過圧破損、過温破損及びベースマット貫通の三つを想定している。格納容器機能喪失モードの確認結果を表 2.1.17 に示す。晩期格納容器機能喪失事故シーケンスについては、先行破損（水蒸気による過圧）の 1 ケースを除いて、過圧破損（水蒸気及び非凝縮性ガスによる過圧）となることを確認した。本結果は既報<sup>12</sup>と同じであり、PWR プラントについては過圧破損が先行する。

PRA の定量化に係る知見の整備として、事故進展解析における主要な物理量の整理を行った。表 2.1.14 で示した評価対象 19 シーケンスの事象進展タイミング（炉心損傷、原子炉容器破損、格納容器破損）、水素発生量、放射性物質の環境への放出割合をそれぞれ図 2.1.24～図 2.1.26 に示す。また、晩期格納容器機能喪失事故シーケンスにおける炉心損傷から格納容器破損までの時間と環境への放出割合の関係を図 2.1.27 に示す。なお、図 2.1.26 及び図 2.1.27 における Cs は、表 2.1.12 に示す代表元素 Cs、CsI 及び CsM のセシウムクラスの放射性物質の合計質量を初期における Cs の炉内インベントリで割ったものである。以下にそれらの解析結果の考察をまとめる。

### (1) 炉心損傷及び原子炉容器破損時間

1 次系の破断口径、安全注入系（高圧注入及び低圧注入）の作動条件、加圧器逃がし弁及び安全弁の作動状況によって 1 次系インベントリの減少速度に差が出る。これによって、炉心損傷時間とその後の熔融デブリの下部ヘッドへの移行時間、原子炉容器破損時間に差が生じる。

LOCA 系シーケンスは、破断口径の大きい大破断、中破断、RCP シール LOCA の順に事象進展が遅くなる。一方で、トランジェント系シーケンスは加圧器逃がし弁及び安全弁が作動することによって LOCA 相当の破断口が形成されるため、LOCA 系シーケンスと同等の挙動となる。また、全交流電源喪失シーケンスにおいては直流電源の枯渇する時期がタービン動補助給水の停止時間に直接関わるため、事象進展に大きく影響する。

### (2) 格納容器破損時間

晩期格納容器機能喪失事故シーケンスについて、格納容器破損時間は最短で P-θ シーケンスの 46.2 時間（炉心損傷は 48.9 時間）、最長で SE''-δ シーケンスの 137 時間となる。

格納容器破損時間は、原子炉容器破損後に原子炉キャビティに移動する熔融デブリ質量と温度、原子炉容器内及び原子炉キャビティでの熔融デブリ起因の水蒸気による過圧と雰囲気過熱、MCCI による非凝縮性ガスの発生、放射性物質による気相及び液相の過熱等の要因によって決まる。

原子炉キャビティでの溶融デブリ起因の水蒸気による過圧の期間は原子炉キャビティの蓄水量に依存しており、AM 策なしの場合、破断流は格納容器下部区画又はアニューラ区画に放出された後、ドリルホールを通じてアニューラ区画から原子炉キャビティに流れ込む。この計算においては、設計値を基にしてアニューラ区画の死水（再循環サンプル及びサンプル上端からドリルホール下端までの体積）を考慮している。

SE”-δ シーケンスの格納容器破損時間が他シーケンスに比べて遅い理由は、RCP シール LOCA のため 1 次系インベントリの格納容器への放出量が相対的に少なく、また長期的に 2 次系冷却を実施できることから、下部ヘッドに溜まった水で溶融デブリを保持及び冷却してから原子炉容器破損が発生する。このため、原子炉容器破損後に原子炉キャビティへ落下した溶融デブリの温度が低く、原子炉キャビティ水が蒸発し終わるのに時間がかかることと、MCCI 侵食量及びそれに起因する非凝縮性ガスによる過圧効果が小さくなり、格納容器過圧破損が遅れることとなる。

### (3) 水素発生量

原子炉容器破損前の炉内水素発生量は約 300～500kg であり、全炉心ジルコニウム換算割合で約 29～48%である。

MCCI 起因の炉外水素発生量は格納容器破損時又は解析終了時に最大でも約 3,200kg である。LOCA 系シーケンスよりもトランジェント系シーケンスの方が炉心水位の減少速度が遅くなるため、炉心部の流路閉塞が遅れて原子炉容器破損前の炉内水素発生量は多くなる傾向がある。

### (4) 放射性物質の環境への放出割合

晩期格納容器機能喪失事故シーケンスについて、Xe で約 83～98%、Cs で最大約 6%が環境に放出される。CsI について、環境への放出割合が小さい SL-δ シーケンスと、放出割合が大きい SE”-δ シーケンスの結果を比較する。SL-δ シーケンスは、他シーケンスと比べると事象進展が緩やかであり、1 次系構造材等への沈着量は多めとなる。格納容器破損直後に減圧沸騰が発生し、液相部に沈着していた CsI が 2.2%程度気相部に移行し、その一部が環境に放出されることによって放出割合が若干増加するが、1 次系構造材に沈着していた放射性物質の再浮遊は発生しないため環境への放出割合が小さくなる。SE”-δ シーケンスは、SG がドライアウトした後に 1 次系雰囲気温度が上昇し、事故後約 98 時間から 1 次系構造材に沈着していた CsI の約 64%が再浮遊する。その再浮遊過程の途中の事故後約 137 時間で格納容器破損が発生し、CsI の一部は格納容器の液相部又は構造材に沈着するが、一部は環境に放出されることによって放出割合が増加する。

早期環境放出事故シーケンスについて、Xe で約 51～91%、Cs で最大約 24%が環境に放出される。本シーケンスは遅くとも炉心損傷時には環境への放出パスが形成されるので、

1 次系構造材等への沈着量が相対的に少なくなり、揮発性核種の環境への放出割合は大きくなる。

#### (5) 炉心損傷から格納容器破損までの時間と環境への放出割合の関係

晩期格納容器機能喪失事故シーケンスにおいては、炉心損傷から格納容器破損までの時間が長いほど 1 次系及び格納容器内に沈着する放射性物質の割合が増加するので環境への放出割合は減少する傾向となるが、PWR プラントについてはその傾向は確認できなかった。この原因として、格納容器破損後から顕著となる 1 次系構造材に沈着した放射性物質の再揮発挙動が挙げられる。

上述の放射性物質再揮発の割合が最も大きい SE<sup>1</sup>-δ シーケンスと、最も小さい SL-δ シーケンスの解析結果を考察する。SE<sup>1</sup>-δ シーケンスについては、炉心損傷から原子炉容器破損までの時間が長いほど炉心からの放射性物質放出割合が大きく、その結果として 1 次系構造材への放射性物質沈着割合が約 70~80%と他シーケンスと比べて高くなる。このため、SG がドライアウトした後に 1 次系雰囲気温度が上昇し始め、約 600°C を超えたあたりから I、Te、Cs の順番に再揮発が発生する。I についてはほぼ全量が格納容器に放出され、それらの一部が環境に放出されて環境放出割合を増加させている。一方で、SL-δ シーケンスについては炉心からの放射性物質放出割合が SE<sup>1</sup>-δ シーケンスに比べると小さく、1 次系構造材への放射性物質沈着割合が約 45%と低くなる。また、SG による長期的な除熱が行われるため 1 次系雰囲気温度は約 400°C であり、沈着放射性物質の再揮発は発生しない。

したがって、PWR プラントについては炉心からの放射性物質放出割合、それらの 1 次系構造材への沈着割合及びその後の長期的な 1 次系雰囲気温度によって 1 次系沈着放射性物質の再揮発量が決まるので、放射性物質の性状がエアロゾルの場合とは異なって、炉心損傷から格納容器破損までの時間が長いほど環境への放出割合が減少する傾向とはならない。

以上より、PWR プラントにおけるグループ化のための事故進展解析データの整備を行って、グループ化を検討した。具体的には、従来のレベル 2PRA において格納容器機能喪失モードを設定する場合には、事故進展解析の結果等を参考に、最も早くに格納容器破損に至る機能喪失モードを定めるのが一般的である。これは最も早くに格納容器破損に至る機能喪失モードがシナリオの特徴を決定づけるためであるとされているためである。本解析の結果から複数の格納容器破損形態を考慮した場合には、必ずしも最も早くに格納容器破損に至る機能喪失モードがシナリオの特徴を決定づけるとは限らないことが明らかになった。

表 2.1.17 代表 4 ループ PWR プラントの解析シーケンスの主要な事象の発生時間  
 Table 2.1.17 Timings of major events for analysis sequences on the representative 4-loop PWR  
 plant

事故 シーケンス	発生時間 [hr]*			格納容器 機能喪失 モード
	過圧破損	過温破損	ベースマツト 貫通	
AE	57.8	—	106	δ (過圧破損)
AL	48.1	—	—	δ (過圧破損)
SE	85.3	—	141	δ (過圧破損)
SL	72.2	—	—	δ (過圧破損)
SE'	85.6	—	113	δ (過圧破損)
SE''	137	—	183	δ (過圧破損)
TE1	59.2	—	108	δ (過圧破損)
TE'	58.1	—	—	δ (過圧破損)
P	46.2	—	—	θ (先行破損)
TE2	59.4	—	—	δ (過圧破損)

※解析期間内に過圧／過温破損またはベースマツト貫通に至らない場合 “—” と記載

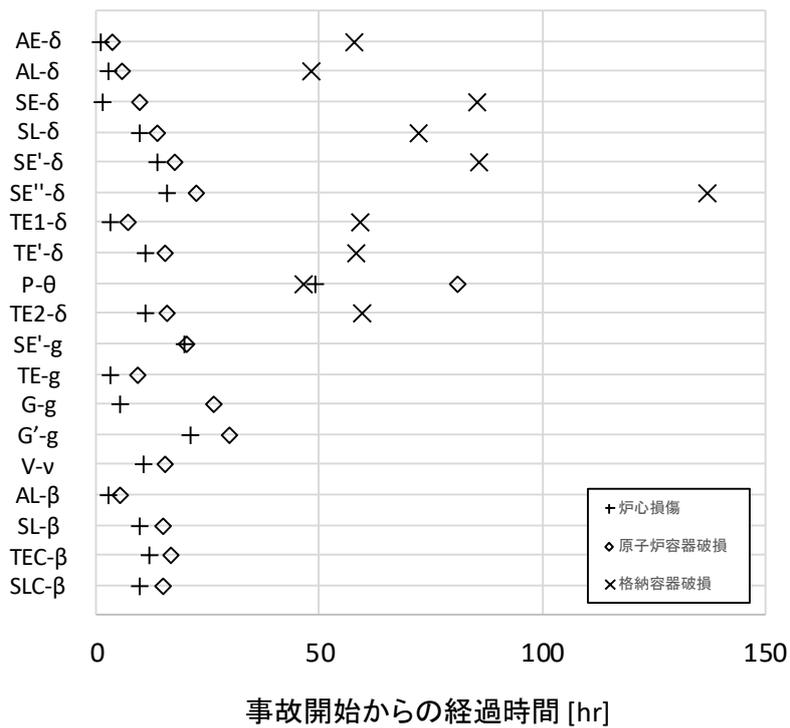


図 2.1.24 評価対象シーケンスの事象進展タイミング (PWR)  
 Fig. 2.1.24 Timings of events for analysis sequences (PWR)

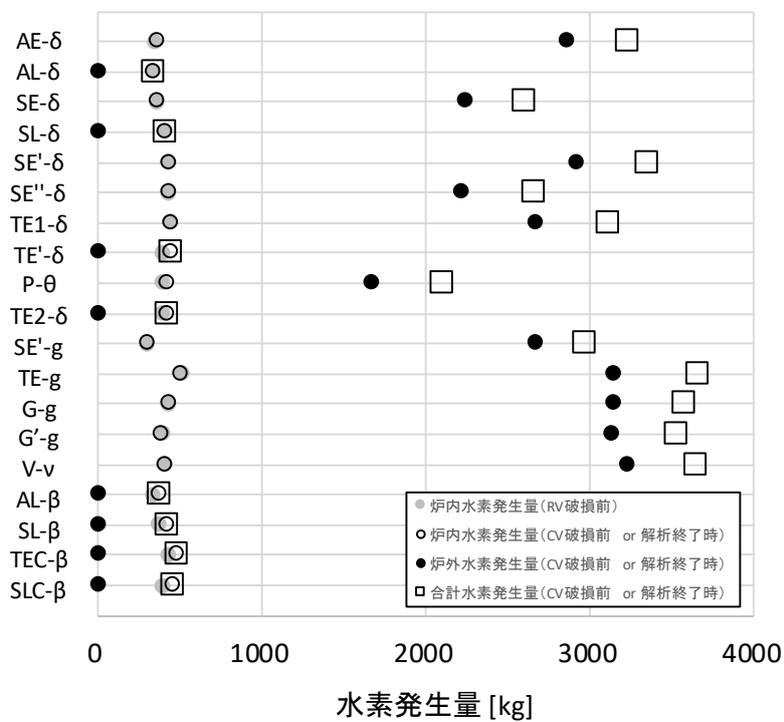


図 2.1.25 評価対象シーケンスの水素発生量 (PWR)  
 Fig. 2.1.25 Hydrogen production masses for analysis sequences (PWR)

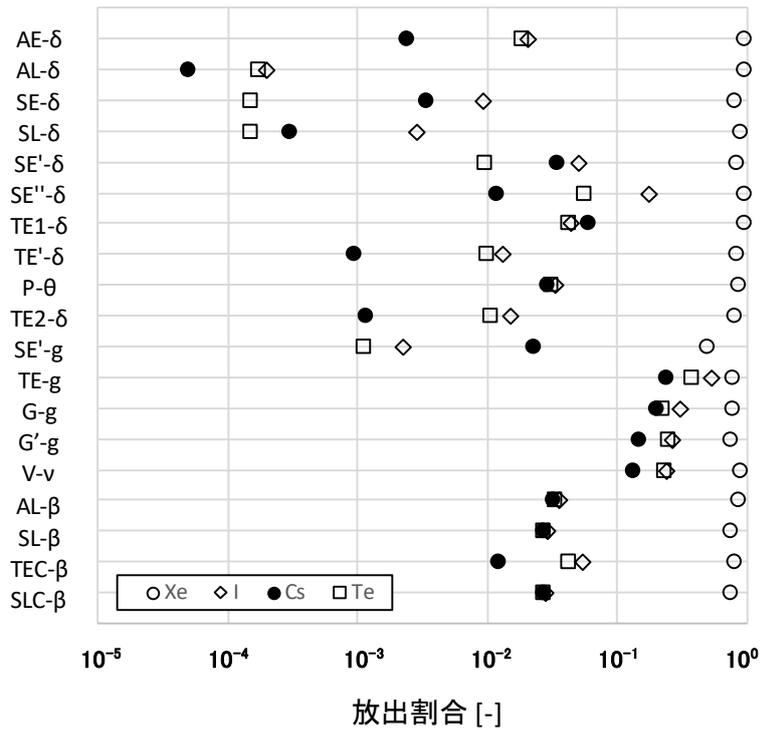


図 2.1.26 評価対象シーケンスの放射性物質の環境への放出割合 (PWR)

Fig. 2.1.26 Fraction of environmental release of radioactive materials for analysis sequences (PWR)

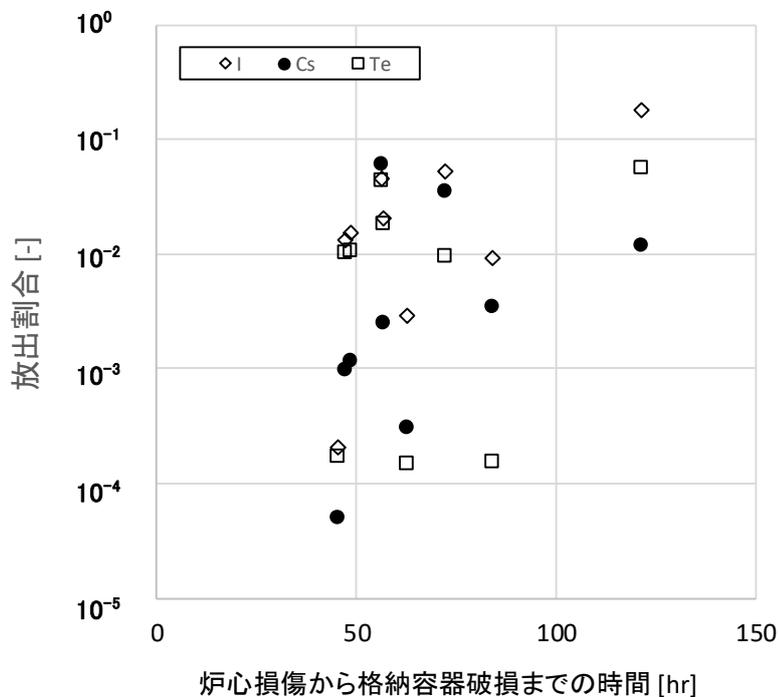


図 2.1.27 炉心損傷から格納容器破損までの時間と放射性物質の環境への放出割合の関係 (PWR)

Fig. 2.1.27 Fraction of environmental release of radioactive materials vs duration of core failure to containment failure (PWR)

## 2.2 BWR プラントの事故シーケンスに係る解析

### 2.2.1 BWR の PRA の定量化に基づく事故シーケンスの抽出

重大事故等対処設備を組み込んだ代表 BWR5 プラントの PRA モデルのイベントツリー・フォールトツリーから、炉心損傷に至る可能性がある事故シーケンスを同定した。また、同定した事故シーケンスを対象として、炉心損傷頻度、炉心損傷又は格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備の作動・不作動、炉心損傷までの事象の発生時期、格納容器の機能喪失までの事象の発生時期等を分析することで、事故進展が早い事故シーケンス等を抽出した。

抽出した起因事象と事故シーケンスを表 2.2.1 に示す。炉心損傷に至る可能性がある事故シーケンスの起因事象としては、LOCA と過渡事象（初期に原子炉制御システム（以下「PCS」という。）が使用可能なもの、初期に PCS が使用不可能なもの及び全交流電源喪失）を対象とした。

例として表 2.2.1 中の No.6 の事故シーケンスについて説明する。No.6 では小口径の配管破断により小破断 LOCA が発生した後、給水系、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の高圧注水に失敗する。また、重大事故等対処設備である高圧代替注水系による注水に失敗する。主蒸気逃がし安全弁により、原子炉圧力は低下するものの、低圧炉心スプレイ系及び低圧炉心注水系による注水に失敗する。さらに、重大事故等対処設備である低圧代替注水系による注水に失敗することで、炉心損傷に至るものである。

表 2.2.1 抽出した起因事象及び事故シーケンス (BWR)

Table 2.2.1 Extracted initiating events and accident sequences (BWR)

No	起因事象	緩和策の失敗の組合せ
1	大破断 LOCA	高圧炉心スプレイ系失敗+余熱除去系失敗+格納容器ベント失敗
2		高圧炉心スプレイ系失敗+低圧炉心スプレイ系失敗+低圧注水系失敗
3	中破断 LOCA	高圧炉心スプレイ系失敗+余熱除去系失敗+格納容器ベント失敗
4		高圧炉心スプレイ系失敗+低圧炉心スプレイ系失敗+低圧注水系失敗
5	小破断 LOCA	給水系失敗+高圧炉心スプレイ系+余熱除去系失敗 +格納容器ベント失敗
6		給水系失敗+高圧炉心スプレイ系失敗+原子炉隔離時冷却系失敗 +低圧炉心スプレイ系失敗+低圧注水系失敗+復水系失敗 +代替注水系失敗
7	ISLOCA	—
8	初期に PCS が使用可能な 過渡事象	過渡事象+給水系失敗+高圧炉心スプレイ系失敗 +原子炉隔離時冷却系失敗+低圧炉心スプレイ系失敗 +低圧注水系失敗+PCS 失敗+余熱除去系失敗
9		過渡事象+給水系失敗+高圧炉心スプレイ系失敗 +原子炉隔離時冷却系失敗+自動減圧系失敗
10	初期に PCS が使用不可 能な過渡事象	給水系失敗+PCS 失敗+余熱除去系失敗+格納容器ベント失敗
11		給水系失敗+高圧炉心スプレイ系失敗+原子炉隔離時冷却系失敗 +低圧炉心スプレイ系失敗+低圧注水系失敗+復水系失敗 +代替注水系失敗
12		給水系失敗+高圧炉心スプレイ系失敗+自動減圧系失敗
13	全交流動力電 源喪失	非常用ディーゼル発電機失敗+30 分以内の交流電源復帰失敗 +高圧炉心スプレイ系失敗+8 時間以内の交流及び直流電源復帰失敗
14	(外部電源喪 失)	非常用ディーゼル発電機失敗+30 分以内の交流電源復帰失敗 +高圧炉心スプレイ系失敗+原子炉隔離時冷却系失敗

## 2.2.2 BWR の成功基準に関する解析

2.2.1 において抽出した事故シーケンスの一部を対象に、代表 BWR5 プラントのレベル 1PRA のための成功基準に関する解析を実施した。以下に解析に使用した解析コード、解析モデル、解析条件及び解析結果について述べる。

## (1) 解析コード及び解析モデル

### ① Apros コード

BWR5 プラントを対象とした解析においても、2.1.2 と同様に Apros コードを用いた。

### ② 解析モデル

代表 BWR5 プラントの主要な解析条件を表 2.2.2 に示す。設定値は設計値（最確値）を参考とした。図 2.2.1 に代表 BWR5 プラントのノードの分割を模式的に示す。燃料棒については、4 ループ PWR プラントと同様に、図 2.1.2 のように、平均燃料集合体とは別に高温燃料棒をモデル化した。高温燃料棒の熱出力は、平均燃料集合体の熱出力にピーキングファクターを乗じて算出した。本解析では、炉心損傷の判定条件となる燃料被覆管最高温度は、高温燃料棒の燃料被覆管の温度から求めた。

表 2.2.2 代表 BWR5 プラントの主要な解析条件(Apros)

Table 2.2.2 Main analysis conditions for the representative BWR5 plant (Apros)

名称	設定値	備考
炉心熱出力	3242 [MWt]	文献 5,16 を参考に設定
原子炉圧力	7.27 [MPa]	同上
主蒸気流量	6408 [t/h]	同上
炉心流量	$48.0 \times 10^3$ [t/h]	同上
高圧炉心スプレイ系ポンプ台数	1 台	同上
低圧炉心スプレイ系ポンプ台数	1 台	同上
低圧注水系ポンプ台数	3 台	同上
逃がし安全弁数	15	同上
自動減圧機能を有する逃がし安全弁数	7	同上
逃がし安全弁開設定圧力	弁ごとに 7.37 ~7.65 [MPa] の間で設定	同上
炉心損傷の条件	燃料被覆管最高温度が 1200 [°C] に到達する。	文献 7 を参考に設定

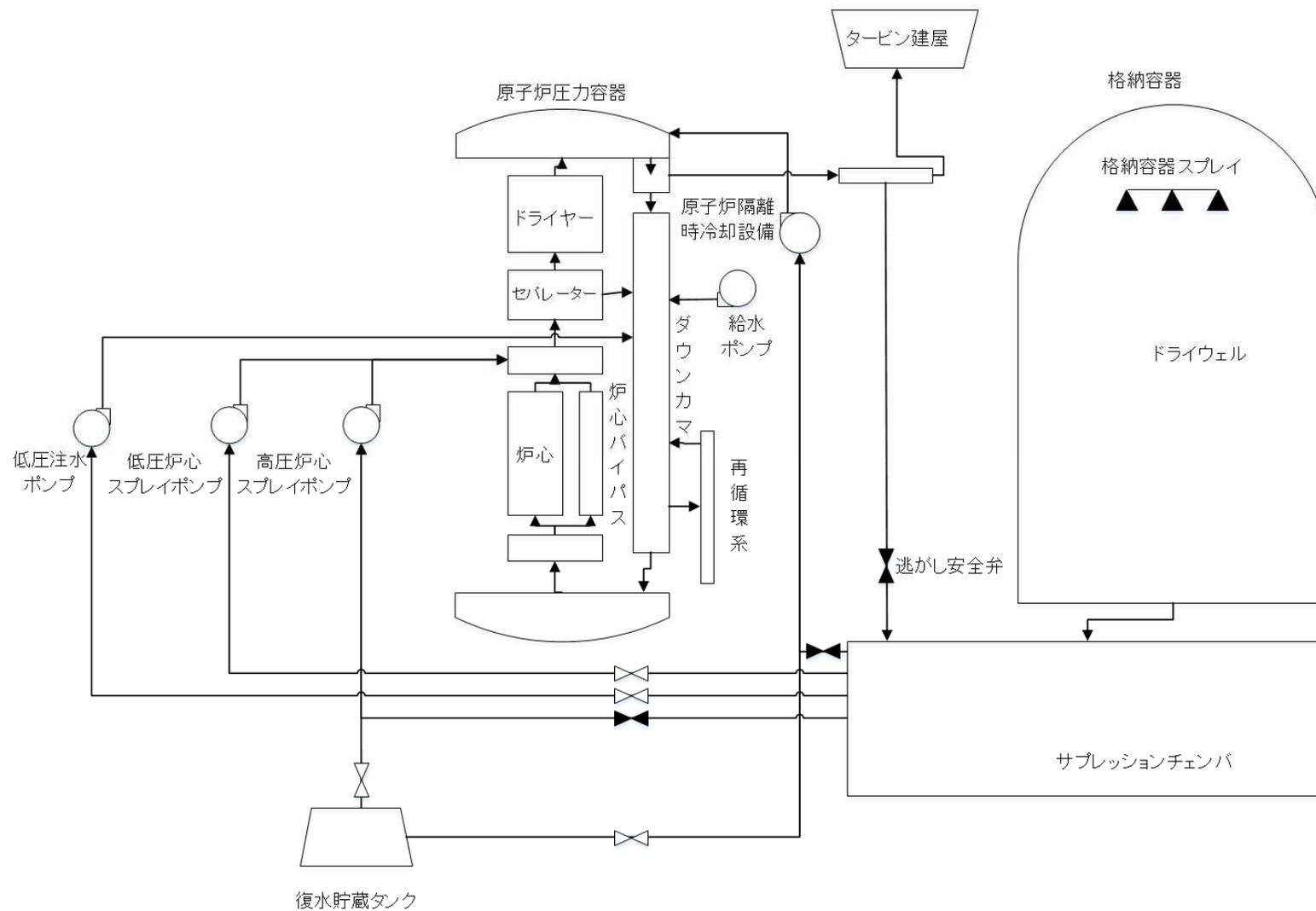


図 2.2.1 Apros コードの代表 BWR5 プラントのノード分割図

Fig. 2.2.1 Apros nodalization of the representative BWR5 Plant

## (2) 解析条件及び解析結果

前述の 2.2.1 で抽出した事故シーケンスのうち、大破断 LOCA、中破断 LOCA、小破断 LOCA 及び過渡事象を起因事象とした事故シーケンスについて、Apros を用いて緩和設備等の条件を変更した解析を行い、炉心損傷防止に必要な緩和設備等の条件を確認した。以下に各事故シーケンス解析の結果を述べる。

### ① 大破断 LOCA

#### a 解析条件

出力運転時に、再循環ポンプの吸い込み側の配管において、6 インチ相当の破断が発生することを想定した。緩和策として、高圧炉心スプレイ系による炉心冷却を想定した。高圧炉心スプレイポンプの起動のタイミングが事故進展に及ぼす影響を確認するために、表 2.2.3 の 2 ケースについて解析した。

表 2.2.3 代表 BWR5 プラントの解析ケース (大破断 LOCA)

Table 2.2.3 Analysis cases for the representative BWR5 plant (Large break LOCA)

緩和設備等	case1	case2
原子炉スクラム	成功	
高圧炉心スプレイポンプ	1 台自動起動	起因事象発生後 5 分
低圧炉心スプレイポンプ	不作動	
低圧注水ポンプ	不作動	

#### b 解析結果

図 2.2.2 に原子炉圧力、図 2.2.3 に原子炉圧力容器内水位 (コラプス水位)、図 2.2.4 に燃料被覆管最高温度をそれぞれ示す。また、主な事象の発生タイミングを表 2.2.4 に示す。

case1 では LOCA 発生直後に高圧炉心スプレイポンプが自動起動し、炉心への注水を行うことで、原子炉圧力容器内水位はほぼ有効燃料棒上端 (以下「TAF」という。) 以上に保たれ、燃料被覆管最高温度は上昇しない。case2 では高圧炉心スプレイポンプの自動起動に失敗し、原子炉圧力容器内水位が TAF を下回ること、燃料被覆管最高温度が上昇する。しかし、LOCA 発生後 5 分で高圧炉心スプレイポンプの手動起動に成功することで、その後は原子炉圧力容器内水位が回復し、燃料被覆管最高温度も低下する。このため、LOCA 発生後 5 分以内に高圧炉心スプレイポンプ 1 台が起動すれば、炉心損傷に至ることなく、事故を緩和することができる。

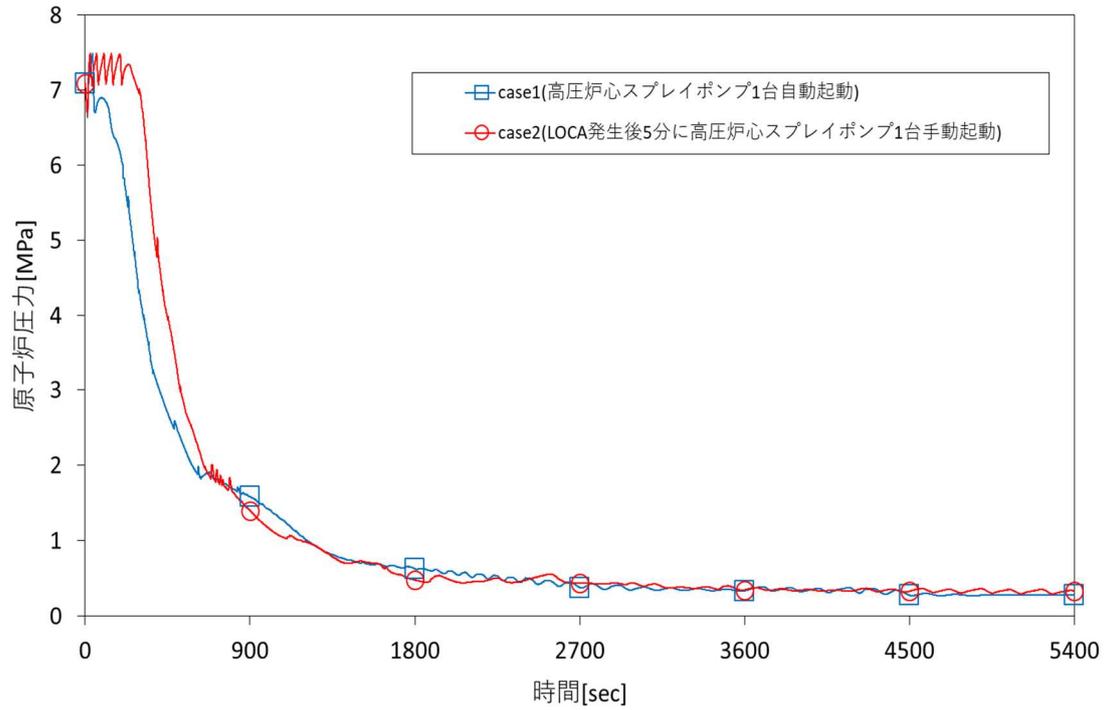


図 2.2.2 原子炉圧力 (BWR, 大破断 LOCA)  
 Fig. 2.2.2 Reactor pressure (BWR, Large break LOCA)

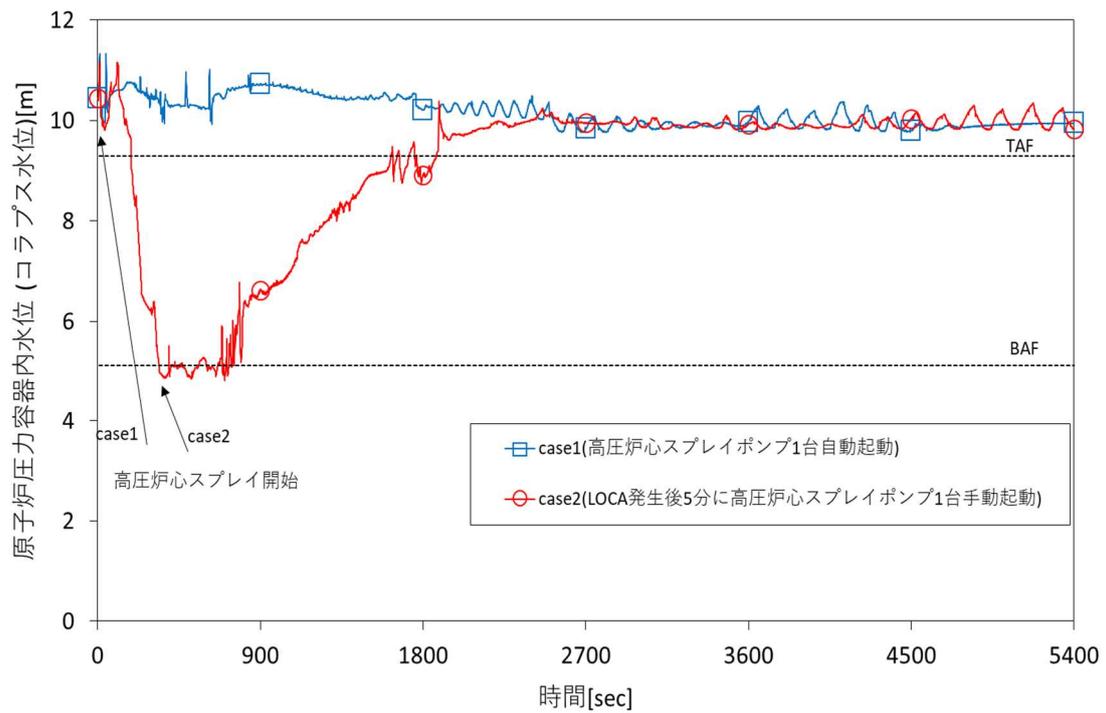


図 2.2.3 原子炉圧力容器内水位 (BWR, 大破断 LOCA)  
 Fig. 2.2.3 Water level of reactor pressure vessel (BWR, Large break LOCA)

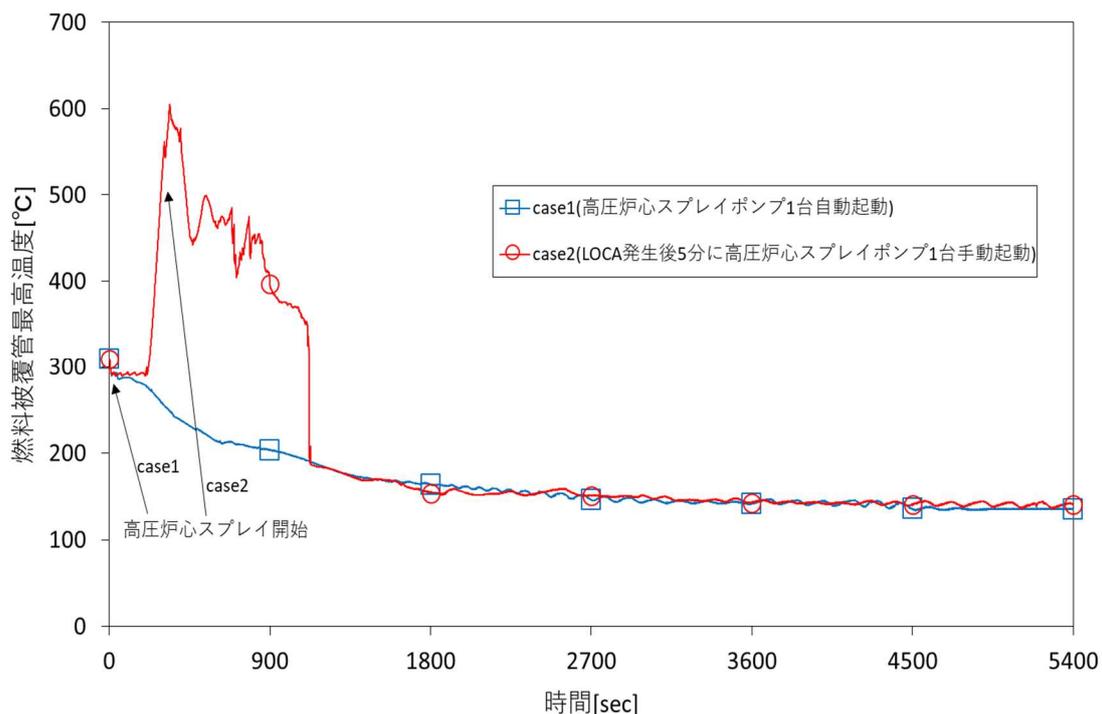


図 2.2.4 燃料被覆管最高温度 (BWR, 大破断 LOCA)

Fig. 2.2.4 Peak clad temperature (BWR, Large break LOCA)

表 2.2.4 代表 BWR5 プラントの主要な事象のタイミング (大破断 LOCA)

Table 2.2.4 Timings of main events for the representative BWR5 plant (Large break LOCA)

事象	case1	case2
原子炉トリップ	約 4 秒 (ドライウエル圧力「高」信号)	
高圧炉心スプレイ開始	約 4 秒 (ドライウエル圧力「高」信号)	300 秒 (手動)
燃料被覆管温度 1200°C到達	到達せず	到達せず

## ② 中破断 LOCA

### a 解析条件

出力運転時に、再循環ポンプの吸い込み側の配管において、4 インチ相当の破断が発生することを想定した。緩和策として、自動減圧系による原子炉圧力の減圧後、低圧炉心スプレイ系による炉心冷却を想定した。自動減圧系の起動の台数及び起動のタイミングが事故進展に及ぼす影響を確認するために、表 2.2.5 の 2 ケースについて解析した。

表 2.2.5 代表 BWR5 プラントの解析ケース（中破断 LOCA）

Table 2.2.5 Analysis cases for the representative BWR5 plant (Medium break LOCA)

緩和設備等	case1	case2
原子炉スクラム	成功	
高圧注入スプレイポンプ	機能喪失	
原子炉隔離時冷却設備	機能喪失	
自動減圧系	1 弁自動起動	3 弁自動起動
低圧炉心スプレイポンプ	1 台自動起動	
低圧注水ポンプ	不作動	

b 解析結果

図 2.2.5 に原子炉圧力、図 2.2.6 に原子炉圧力容器内水位（コラプス水位）、図 2.2.7 に燃料被覆管最高温度をそれぞれ示す。また、主な事象の発生タイミングを表 2.2.6 に示す。

case1 では LOCA 発生後に原子炉圧力が低下する。しかし、自動減圧系 1 弁が自動起動するものの、減圧が遅いため、低圧炉心スプレイポンプの炉心注水による原子炉圧力容器内水位の回復が遅く、その後、燃料被覆管最高温度は 1200℃に至る。case2 では自動減圧系 3 弁が自動起動しているため、case1 に比べて原子炉圧力容器内水位の回復が早く、炉心損傷には至らない。よって、自動減圧系 3 弁以上が自動起動することができれば、低圧炉心スプレイポンプ 1 台による炉心冷却により、炉心損傷を防止することができる。

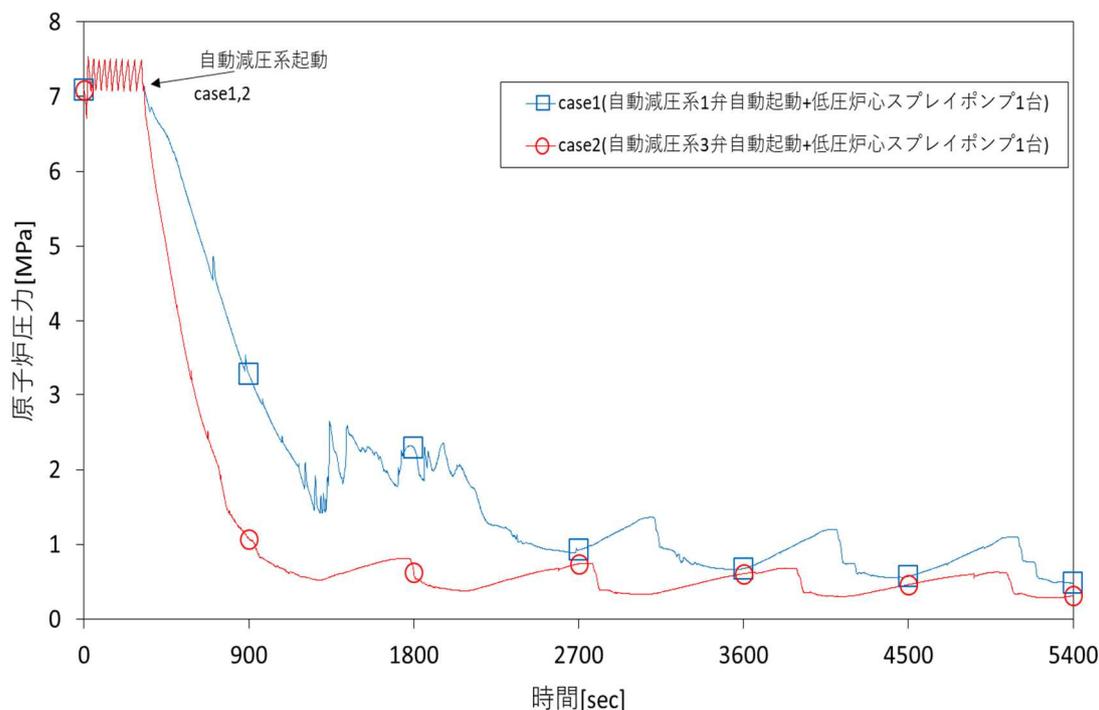


図 2.2.5 原子炉圧力（BWR, 中破断 LOCA）

Fig. 2.2.5 Reactor pressure (BWR, Medium break LOCA)

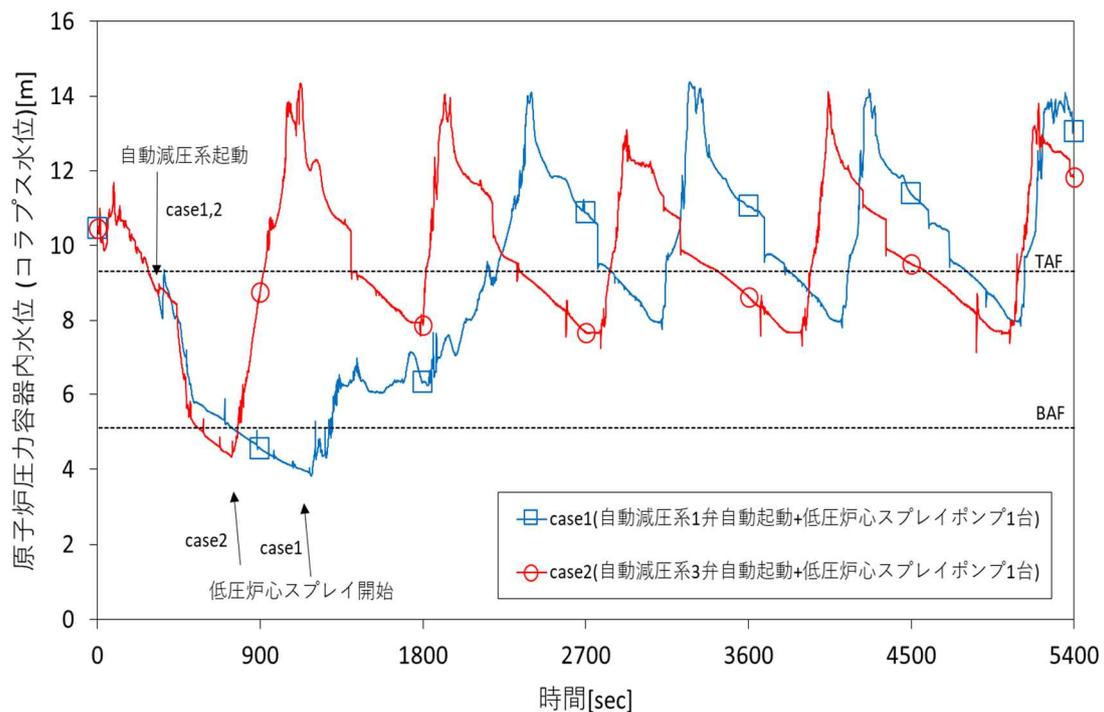


図 2.2.6 原子炉压力容器内水位 (BWR, 中破断 LOCA)

Fig. 2.2.6 Water level of reactor pressure vessel (BWR, Medium break LOCA)

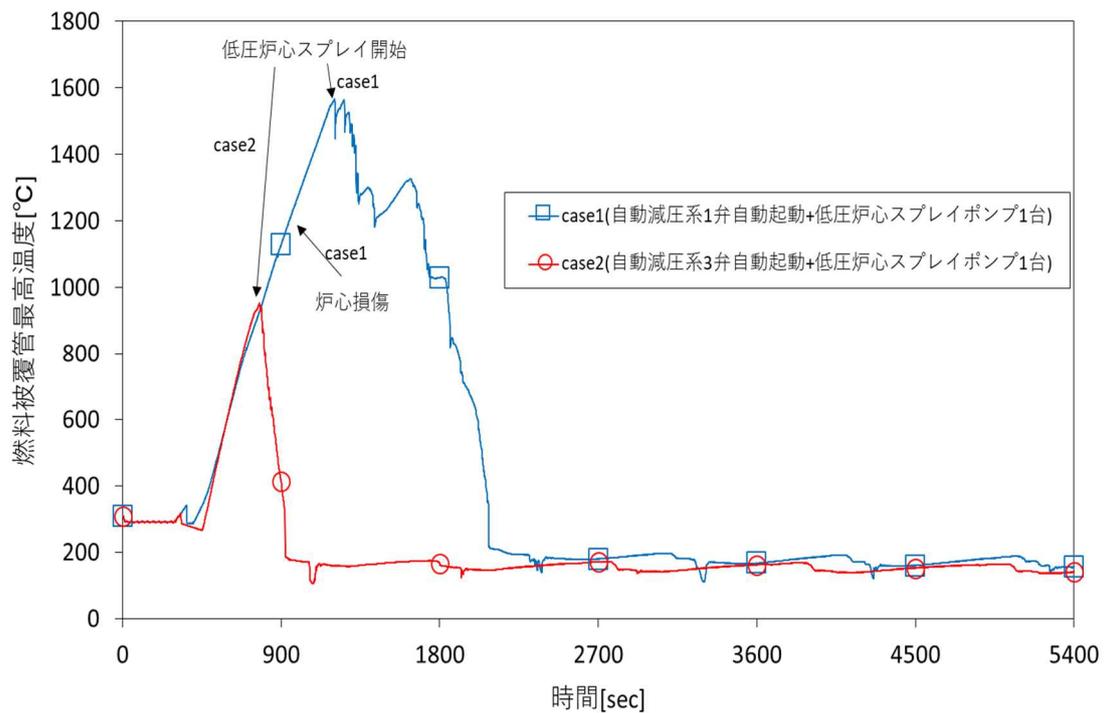


図 2.2.7 燃料被覆管最高温度 (BWR, 中破断 LOCA)

Fig. 2.2.7 Peak clad temperature (BWR, Medium break LOCA)

表 2.2.6 代表 BWR5 プラントの主要な事象のタイミング（中破断 LOCA）

Table 2.2.6 Timings of main events for the representative BWR5 plant (Medium break LOCA)

事象	case1	case2
原子炉トリップ	約 6 秒 (ドライウェル圧力「高」信号)	
自動 or 手動減圧開始	約 330 秒	約 330 秒
低圧炉心スプレイ開始	約 1170 秒	約 740 秒
燃料被覆管温度 1200°C到達	約 940 秒	到達せず

### ③ 小破断 LOCA

#### a 解析条件

出力運転時に、再循環ポンプの吸い込み側の配管において、2 インチ相当の破断が発生することを想定した。緩和策として、自動減圧系による原子炉圧力の減圧後、低圧注水系による炉心冷却を想定した。自動減圧系の起動の台数及び起動のタイミングが事故進展に及ぼす影響を確認するために、表 2.2.7 の 2 ケースについて解析した。

表 2.2.7 代表 BWR5 プラントの解析ケース（小破断 LOCA）

Table 2.2.7 Analysis cases for the representative BWR5 plant (Small break LOCA)

緩和設備等	case1	case2
原子炉スクラム	成功	
高圧注水ポンプ	機能喪失	
原子炉隔離時冷却設備	機能喪失	
自動減圧系	7 弁自動起動	起因事象発生後約 26 分に 7 弁手動開放
低圧炉心スプレイポンプ	機能喪失	
低圧注水ポンプ	3 台中 1 台自動起動	

#### b 解析結果

図 2.2.8 に原子炉圧力、図 2.2.9 に原子炉圧力容器内水位（コラプス水位）、図 2.2.10 に燃料被覆管最高温度をそれぞれ示す。また、主な事象の発生タイミングを表 2.2.8 に示す。

case1 の結果から自動減圧系 7 弁の自動起動及び低圧注水ポンプ 1 台による炉心注水により炉心損傷を防止することができる。case2 は自動減圧系の自動起動に失敗し、手動起動することを想定している。この場合、事象発生後 1600 秒に手動開放すれば炉心損傷を防止することができる。

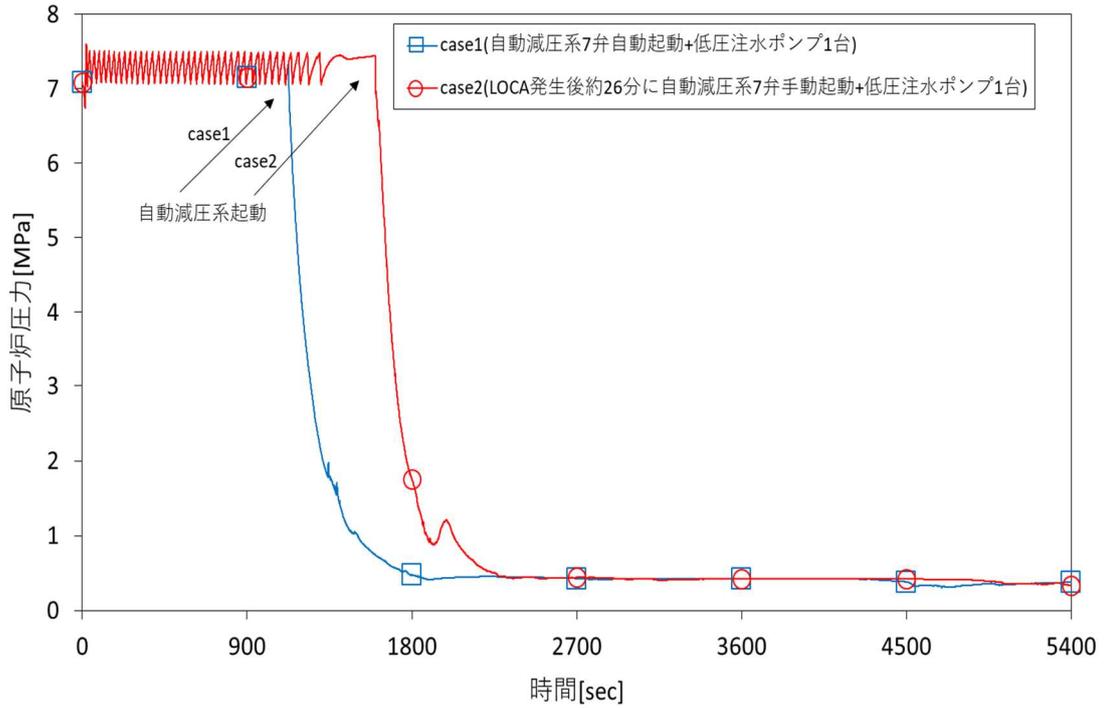


図 2.2.8 原子炉圧力 (BWR, 小破断 LOCA)

Fig. 2.2.8 Reactor pressure (BWR, Small break LOCA)

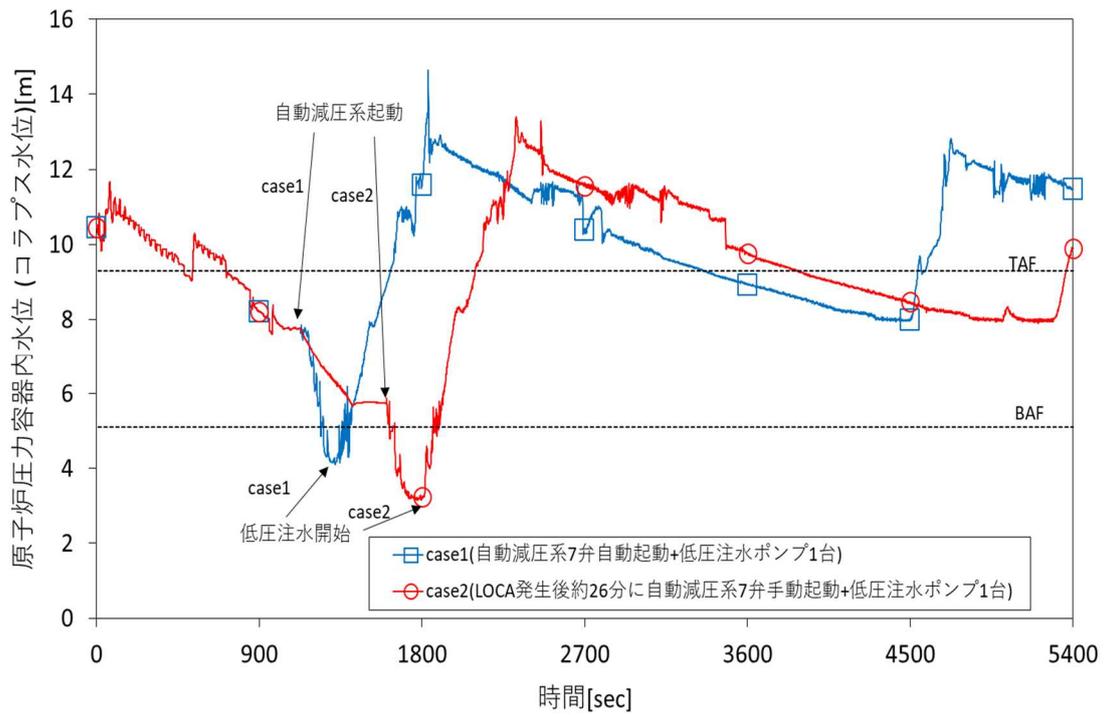


図 2.2.9 原子炉圧力容器内水位 (BWR, 小破断 LOCA)

Fig. 2.2.9 Water level of reactor pressure vessel (BWR, Small break LOCA)

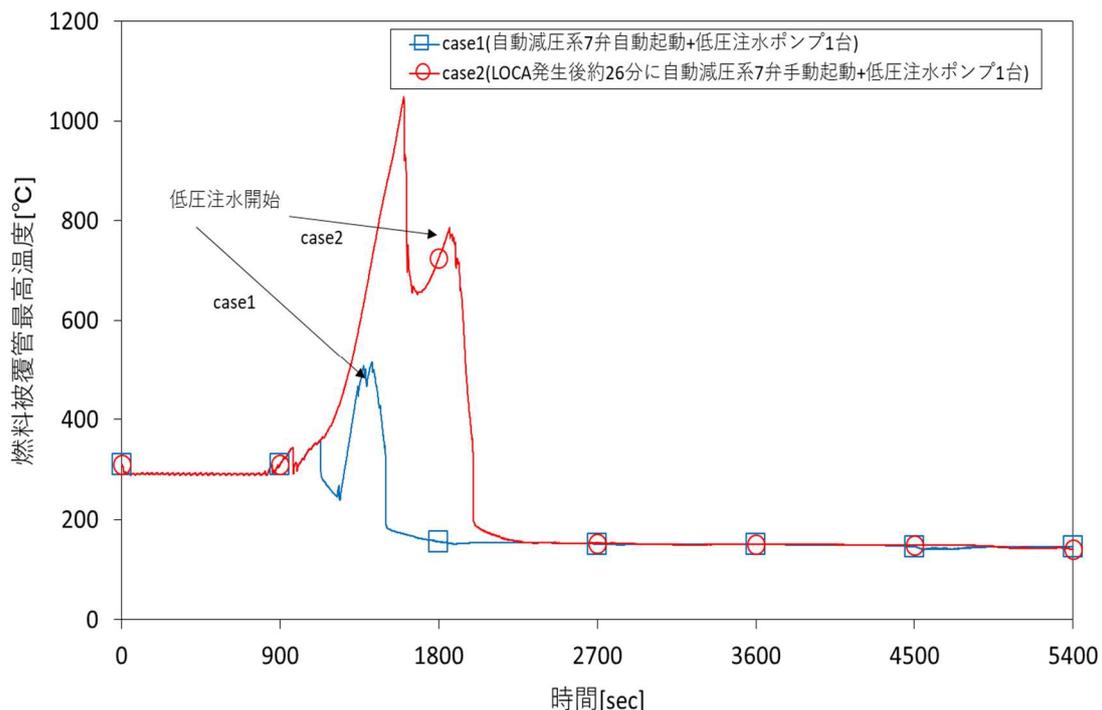


図 2.2.10 燃料被覆管温度 (BWR, 小破断 LOCA)

Fig. 2.2.10 Peak clad temperature (BWR, Small break LOCA)

表 2.2.8 代表 BWR5 プラントの主要な事象のタイミング (小破断 LOCA)

Table 2.2.8 Timings of main events for the representative BWR5 plant (Small break LOCA)

事象	case1	case2
原子炉トリップ	約 8 秒 (原子炉水位「低」L3 信号)	
自動 or 手動減圧開始	約 1120 秒	約 1600 秒
低圧注水開始	約 1370 秒	約 1810 秒
燃料被覆管温度 1200°C到達	到達せず	到達せず

#### ④ 過渡事象

##### a 解析条件

出力運転時に、発電機負荷遮断が発生し、蒸気加減弁が急速に閉止する事象を想定した。加えて、初期に PCS は機能喪失するものとした。これにより、原子炉圧力が上昇し、逃がし安全弁が自動開閉するが、この際に 1 弁は開いた後に閉じることに失敗するものとした。緩和策として、原子炉スクラム、自動減圧系による原子炉圧力の減圧後の低圧注水系による炉心冷却を想定した。自動減圧系の起動の台数及び起動のタイミングが事故進展に及ぼす影響を確認するために、表 2.2.9 の 2 ケースについて解析した。

表 2.2.9 代表 BWR5 プラントの解析ケース（過渡事象）

Table 2.2.9 Timings of main events for the representative BWR5 plant (Transient Event)

緩和設備等	case1	case2
原子炉スクラム	成功	
主給水ポンプ	起因事象と同時に給水流量喪失	
タービンバイパス弁	不作動	
逃がし安全弁 自動開閉	15 弁自動開閉 そのうち 1 弁再開失敗	
高圧炉心スプレイポンプ	機能喪失	
原子炉隔離時冷却設備	機能喪失	
自動減圧系	不作動	事象発生後 30 分に 1 弁手動開放
低圧炉心スプレイポンプ	機能喪失	
低圧注水ポンプ	3 台中 1 台自動起動	

b 解析結果

図 2.2.11 に原子炉圧力、図 2.2.12 に原子炉圧力容器内水位（コラプス水位）、図 2.2.13 に燃料被覆管最高温度をそれぞれ示す。また、主な事象の発生タイミングを表 2.2.10 に示す。

蒸気加減弁が急速に閉止することで、原子炉圧力は一時的に上昇するが、逃がし安全弁が自動的に作動し、1 弁が閉止に失敗することで圧力は減少する。case1 のように自動減圧系による減圧が実施されない場合は、原子炉圧力が低圧注水ポンプの作動圧力に到達する前に、燃料被覆管最高温度が 1200°C に到達し炉心損傷に至る。case2 の結果から、自動減圧系 1 弁の手動開放を事象発生後 30 分に行えば、低圧注水ポンプ 1 台による炉心注水によって、炉心損傷に至らない。

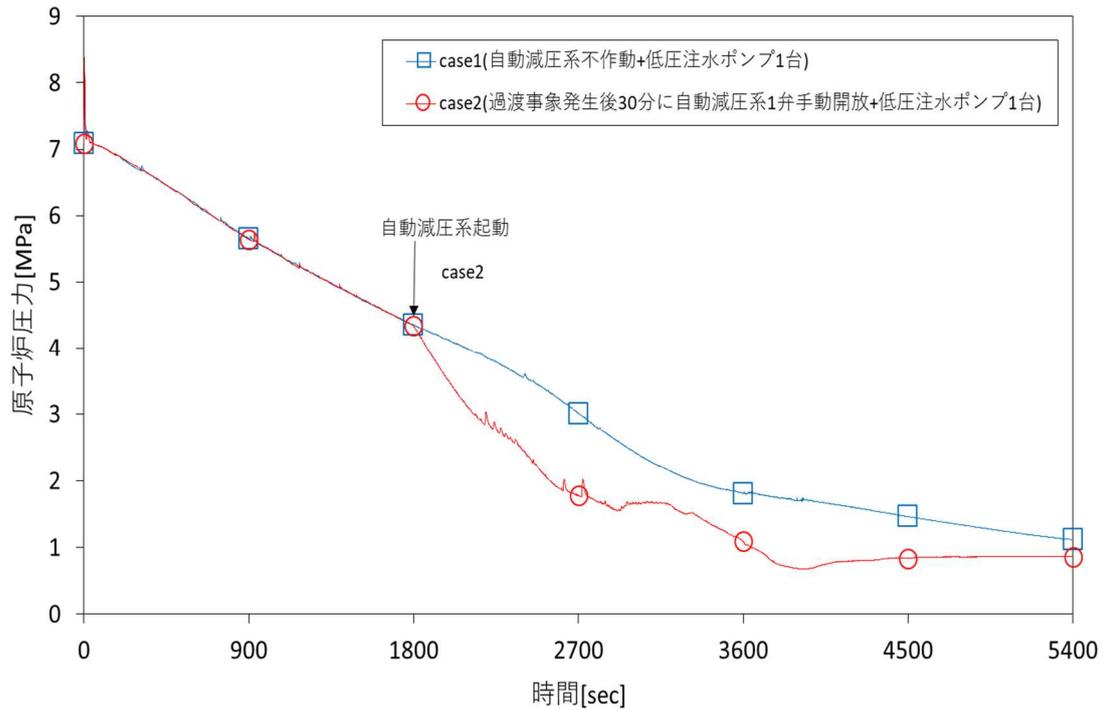


図 2.2.11 原子炉圧力 (BWR, 過渡事象)

Fig. 2.2.11 Reactor pressure (BWR, Transient Event)

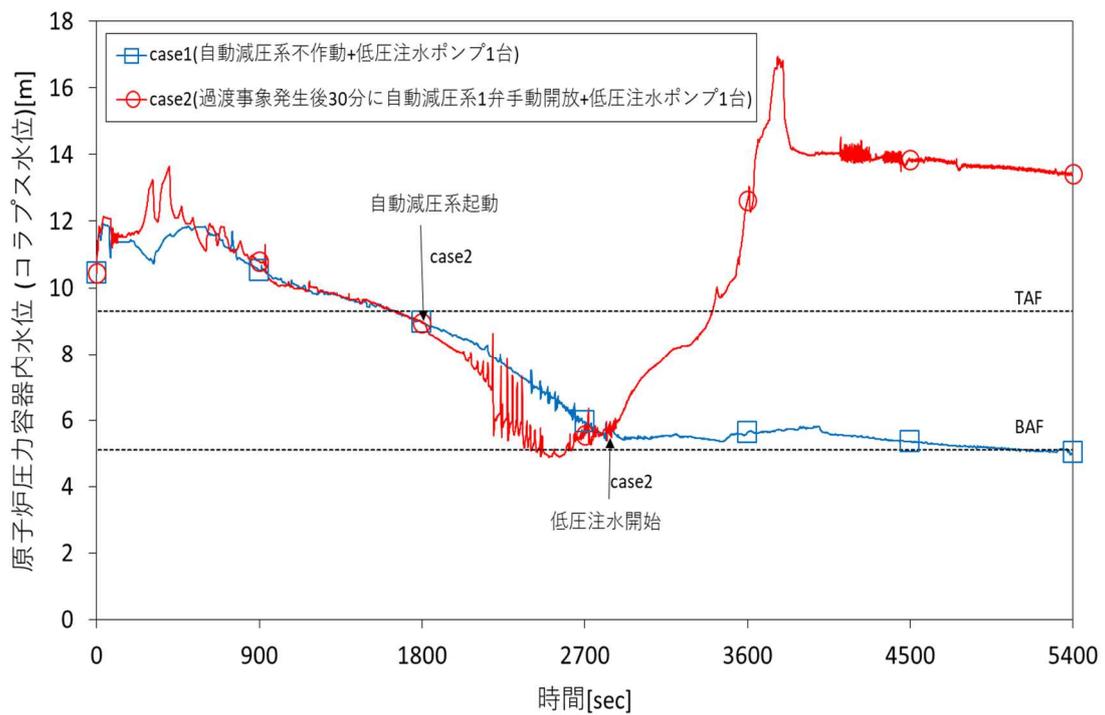


図 2.2.12 原子炉圧力容器内水位 (BWR, 過渡事象)

Fig. 2.2.12 Water level of reactor pressure vessel (BWR, Transient Event)

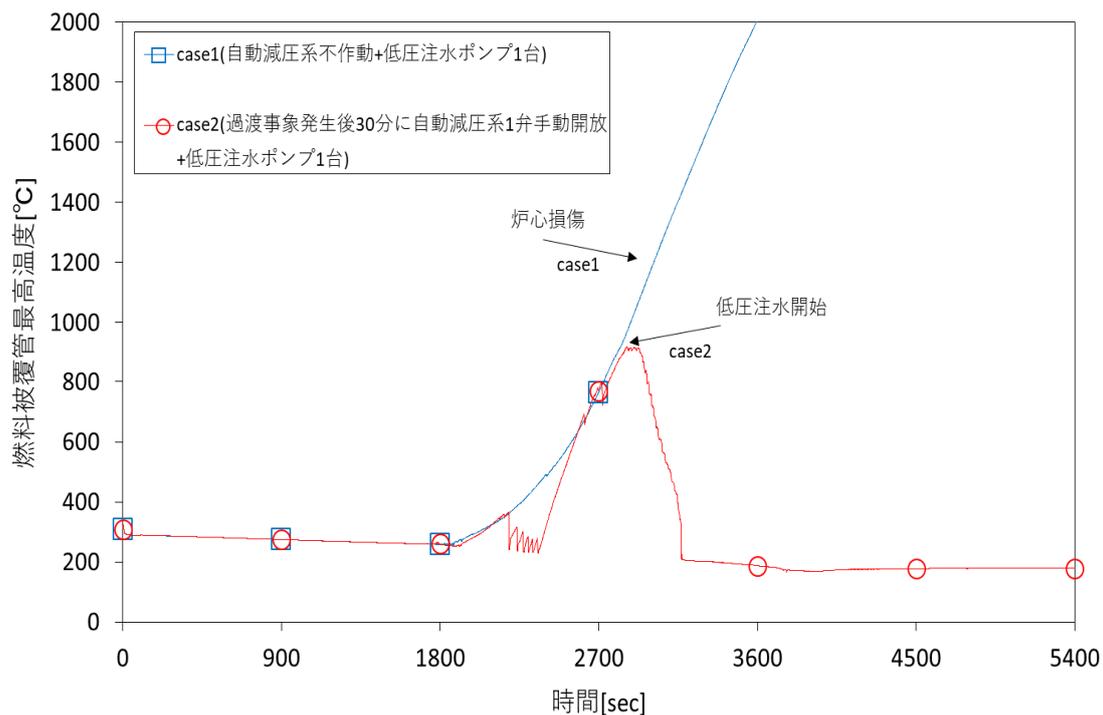


図 2.2.13 燃料被覆管最高温度 (BWR, 過渡事象)

Fig. 2.2.13 Peak clad temperature (BWR, Transient Event)

表 2.2.10 代表 BWR5 プラントの主要な事象のタイミング (過渡事象)

Table 2.2.10 Timings of main events for the representative BWR5 plant (Transient Event)

事象	case1	case2
原子炉トリップ	0 秒 (タービン蒸気加減弁急速閉信号)	
逃がし安全弁 自動開閉	自動開：約 2 秒 (全弁) 閉失敗：約 32 秒 (1 弁)	
手動減圧開始	手動減圧失敗	1800 秒 (1 弁)
低圧注水開始	注水せず	約 2930 秒
燃料被覆管温度 1200°C到達	約 3000 秒	到達せず

## 2.2.3 BWR の格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスに関する解析

### (1) 解析コード

#### ① MELCOR コード

PWR プラントにおける解析同様、総合シビアアクシデント解析コード MELCOR の最新バージョン 2.2 を用いて、国内の代表的な BWR5 Mark II 型格納容器を有するプラントを対象に事故進展解析及びソースターム解析を実施した。

MELCOR モデルについては、米国の最新知見として SOARCA プロジェクト<sup>17</sup>の成果を取り入れて整備を進めている。BWR プラントの先行事例である OECD/NEA BSAF プロジェクトの結果<sup>18</sup>から放射性セシウムの原子炉圧力容器内の沈着量が多く、ドライア、セパレータ等の放射性エアロゾルが沈着する原子炉圧力容器内の構造物を考慮し、ノード分割を詳細化している。格納容器区画も同様にドライウェル空間を 5 分割した。

#### ② 解析条件

代表 BWR5 プラントにおける解析条件を表 2.2.11 に示す。主要解析条件は、設計値（最確値）を基に設定した。また、解析対象は表 2.2.12 に示すように、2.2.1 で抽出された事故シーケンス及び既報<sup>19</sup>を参考にして AM 策なしの 14 シーケンスとする。表 2.2.12 に各シーケンスの PDS を示す。

格納容器の機能喪失の条件には、ドライウェル上部に位置する格納容器トップヘッド及びドライウェル胴部に位置する大型機器搬入孔における過圧破損並びに格納容器胴部の電気計装貫通部等の過温破損を考慮した。電気計装貫通部等の過温破損については、既往の知見から除染係数（以下「DF」という。）を考慮した。

### (2) BWR 事故シーケンス解析

#### ① 主要解析結果

本節では、2.2.1 で抽出した以下の a～c の 3 シーケンスについて主要解析結果をまとめる。a、b 及び c の各シーケンスは表 2.2.12 の No. 13,2 及び 1 にそれぞれ対応している。

#### a 大破断 LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗

再循環配管の大破断により冷却材の喪失が生じる。ECCS 注入失敗により、約 0.2 時間で炉心が損傷し、約 1.3 時間で原子炉圧力容器破損に至る。その後、格納容器スプレイの失敗により格納容器の圧力及び温度が上昇し、約 4.6 時間後に格納容器機能喪失に至る。格納容器圧力及び環境への放出割合をそれぞれ図 2.2.15 及び図 2.2.16 に示す。なお、過温破損後に格納容器の圧力は低下するものの、格納容器破損面積が小さいことから MCCI による水素発生等によって格納容器の圧力は再び上昇し、112.5 時間後には過温破損に加えて、過圧破損が生じ放射性物質の放出量が増加している。

#### b 小破断 LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗

再循環配管の小破断により冷却材の喪失が生じる。高圧注入系の失敗によって原子炉水位が低下し、約 0.1 時間後に自動減圧系による自動減圧操作が行われる。その後、低圧注入が失敗するため、約 0.7 時間で炉心が損傷し、約 2.0 時間で原子炉圧力容器破損に至る。その後、格納容器スプレイの失敗により格納容器の圧力及び温度が上昇し、約 5.4 時間後に格納容器機能喪失に至る。格納容器圧力及び環境への放出割合をそれぞれ図 2.2.17 及び図 2.2.18 に示す。なお、過温破損後に格納容器の圧力は低下するものの、格納容器破損面積が小さいことから MCCI による水素発生等によって格納容器の圧力は再び上昇し、119.8 時間後には過温破損に加えて、過圧破損が生じ放射性物質の放出量が増加している。

#### c 過渡事象+給水喪失+高圧注入失敗+低圧注入失敗

過渡事象を起因事象として主給水の喪失及び高圧注入系の失敗によって主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能によって冷却材がサプレッションチェンバーに放出され、原子炉水位が低下する。約 0.3 時間後に自動減圧系による自動減圧操作が行われるが、低圧注入が失敗するため、約 0.9 時間で炉心が損傷し、約 2.0 時間で原子炉圧力容器破損に至る。その後、格納容器スプレイの失敗により格納容器の圧力及び温度が上昇し、約 6.7 時間後に格納容器機能喪失に至る。格納容器圧力及び環境への放出割合をそれぞれ図 2.2.19 及び図 2.2.20 に示す。なお、過温破損後に格納容器の圧力は低下するものの、格納容器破損面積が小さいことから MCCI による水素発生等によって格納容器の圧力は再び上昇し、107.7 時間後には過温破損に加えて、過圧破損が生じ放射性物質の放出量が増加している。

### ② 感度解析結果

事故発生から格納容器破損までの事象進展に影響が大きくかつ不確かさの大きいパラメータに着目した感度解析を実施した。感度解析の条件を表 2.2.13 に示す。

大破断 LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗+スプレイ注入失敗シーケンスを対象にして、上述の 3 パラメータをデフォルト値から変更した感度解析を実施した。感度解析の主要解析結果を表 2.2.14、図 2.2.21 及び図 2.2.22 に示す。

#### 【ケース B1：下部ヘッド貫通部破損なし】

原子炉圧力容器下部の破損モードの違いに着目するため炉内計装案内管貫通部の破損を考慮する場合と考慮しない場合について、解析を行った。炉内計装案内管貫通部の破損を考慮しない場合には、原子炉圧力容器破損の時間が 1.2 時間から 4.3 時間に伸び、格納容器破損は 4.3 時間から 6.8 時間となった。しかしながら Cs の環境への放出割合はベースケースと比較して大きく推移する結果となった。例えば 100 時間時点での Cs 放出割合はベースケースに対して約 23%増加した。これは原子炉圧力容器内で溶融デブリが高温で維

持されたことによって中揮発性である Cs の燃料及び溶融燃料から格納容器雰囲気への放出量が増加したこと、原子炉压力容器破損から格納容器破損までの時間が相対的に短くなったこと等によりエアロゾル上の放射性物質が格納容器内に滞留する際の重力沈降等による低減効果が小さかったためである。

#### 【ケース B2 : CORSOR-M モデル】

炉心からの放射性物質の放出挙動及び放出形態に着目するため最新の MELCOR に実装されている「改良 CORSOR-Booth モデル」と既存の MELCOR で採用されていた「CORSOR-M モデル」を用いた場合について解析を行った。CORSOR-M モデルでは、改良 CORSOR-Booth モデルより燃料外に放出される放射性物質が早期に放出されるモデルとなっており、結果として格納容器内に滞留する時間の短い改良 CORSOR-Booth モデルを用いたベースケースに比べて CORSOR-M モデルの方が Cs 放出割合は小さな結果となった。例えば 100 時間時点での Cs 放出割合はベースケースに対して約 28%減少した。

表 2.2.11 代表 BWR5 プラントの主要な解析条件

Table 2.2.11 Main analysis conditions for the representative BWR5 plant

項目	設定値	備考
設計に関する条件		
炉心熱出力（初期）	3,293 [MWt]	設計値を参考に設定
原子炉圧力（初期）	7.03 [MPa]	設計値を参考に設定
格納容器空間体積	ドライウェル：約 5,100m <sup>3</sup> （ベント管を含む場合：約 5,450m <sup>3</sup> ） キャビティ空間：約 230m <sup>3</sup> ウェットウェル空間：約 8,050m <sup>3</sup>	設計値を参考に設定
サプレッションプール水量	約 3,400m <sup>3</sup>	設計値を参考に設定
シナリオに関する条件		
大破断 LOCA	再循環ラインサクシオン配管 両端ギロチン破断	先行例を参考に設定
小破断 LOCA	再循環ラインサクシオン配管 2 インチ破断	先行例を参考に設定
全動力電源喪失時の直流電源継続時間	8 時間または 24 時間	先行例及び現行の有効性評価の代表例を参考に設定
格納容器機能喪失に関する条件		
格納容器破損条件	<u>過圧破損</u> 2.5 Pd [MPa] <u>過温破損</u> $Y \geq -0.06X + 18$ $Y \geq -0.03X + 10$ のどちらかが成立した時 Y：格納容器最高使用圧力の Y 倍 X：格納容器バウンダリ温度 [°C] <u>ベースマツト貫通</u> ウェットウェル内のコンクリートが溶融貫通した時点	<u>過圧破損</u> 評価対象プラントの最高使用圧力の 2.5 倍を仮定 <u>過温破損</u> 2000 年度 NUPEC 学術論文 R12-09-20 <sup>15</sup> の過温破損では、除染係数 DF=16 を考慮 <u>ベースマツト貫通</u> 設計値

表 2.2.12 代表 BWR5 プラントの評価対象シーケンス

Table 2.2.12 Analysis sequences for the representative BWR5 plant

No.	起回事象	代表的な事故シーケンス	PDS
1	過渡事象	給水喪失＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗	TQUV
2	小破断LOCA	給水喪失＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗	S2QUV
3	過渡事象	給水喪失＋高圧注入失敗＋減圧失敗	TQUX
4	過渡事象	全交流動力電源喪失 (直流電源が24時間後喪失)	TB <sub>24</sub>
5	過渡事象	全交流動力電源喪失 (直流電源が8時間後喪失)	TB <sub>8</sub>
6	小破断LOCA	全交流動力電源喪失 (直流電源が24時間後喪失)	S2B <sub>24</sub>
7	小破断LOCA	全交流動力電源喪失 (直流電源が8時間後喪失)	S2B <sub>8</sub>
8	過渡事象	全交流動力電源喪失＋高圧注入失敗	TBU
9	過渡事象	格納容器除熱失敗	TW
10	小破断LOCA	格納容器除熱失敗	S2W
11	過渡事象	未臨界確保失敗	TC
12	小破断LOCA	未臨界確保失敗	S2C
13	大破断LOCA	高圧注入失敗＋低圧注入失敗	AE
14	インターフェイスシステムLOCA		V

表 2.2.13 代表 BWR5 プラントにおける MELCOR 感度解析パラメータ

Table 2.2.13 Sensitivity analysis parameters of MELCOR-code for the representative BWR5 plant

ケース 番号	パラメータ名	デフォルト値	変更値
B1	下部ヘッド貫通モデル	貫通部破損あり	<u>貫通部破損なし</u>
B2	炉心放射性物質放出モデル	改良 CORSOR-Booth	<u>CORSOR-M</u>

表 2.2.14 代表 BWR5 プラントにおける感度解析ケースの主要解析結果

Table 2.2.14 Main analysis results of sensitivity analysis for the representative BWR5 plant

主要事象	発生時間(hr)		
	ベース	ケース B1	ケース B2
炉心損傷	0.2	0.2	0.2
原子炉圧力容器破損	1.2	4.3	1.3
格納容器破損	4.3	6.8	4.3

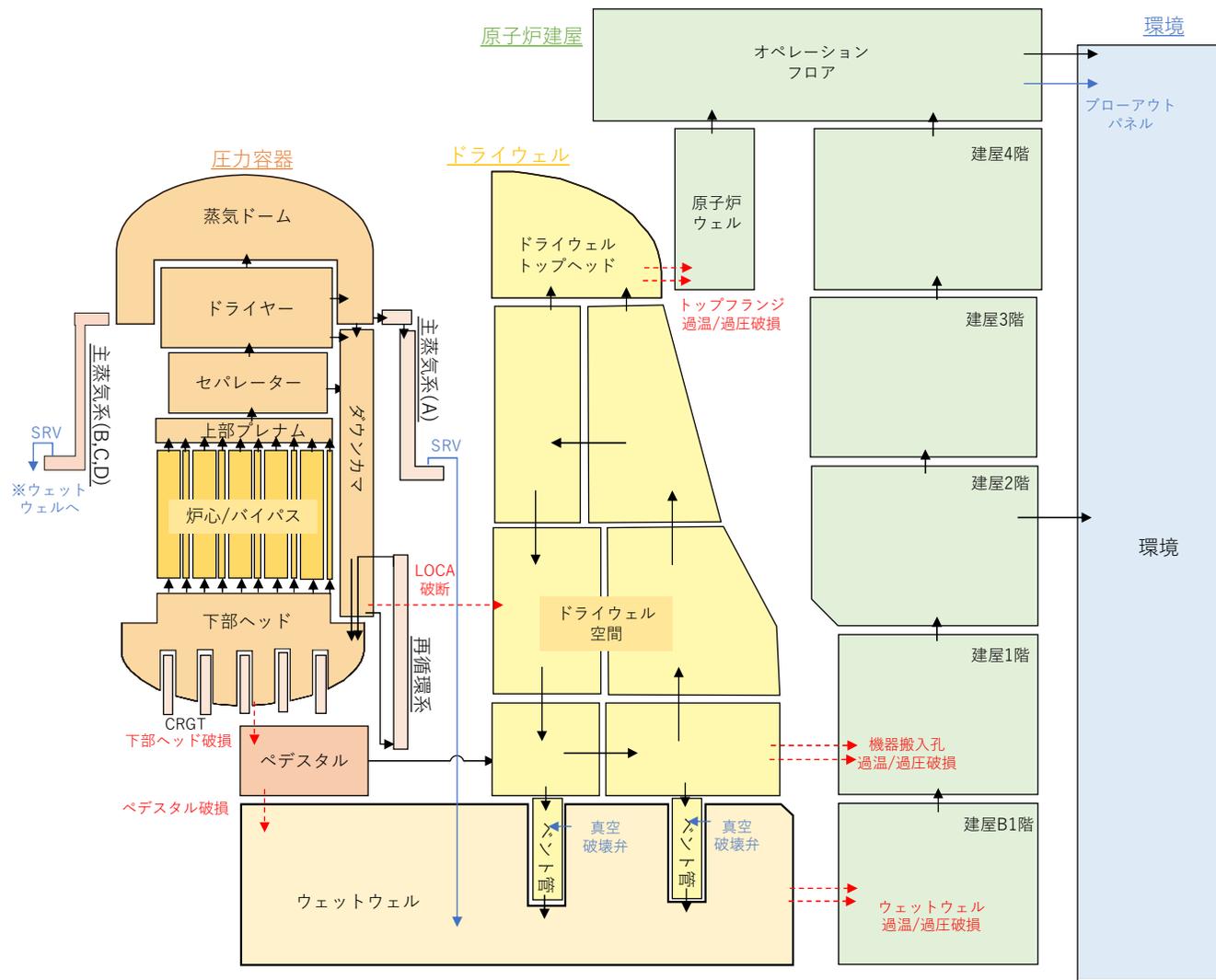


図 2.2.14 MELCOR の代表 BWR5 プラントのノード分割  
 Fig. 2.2.14 MELCOR nodalization for the representative BWR5 plant

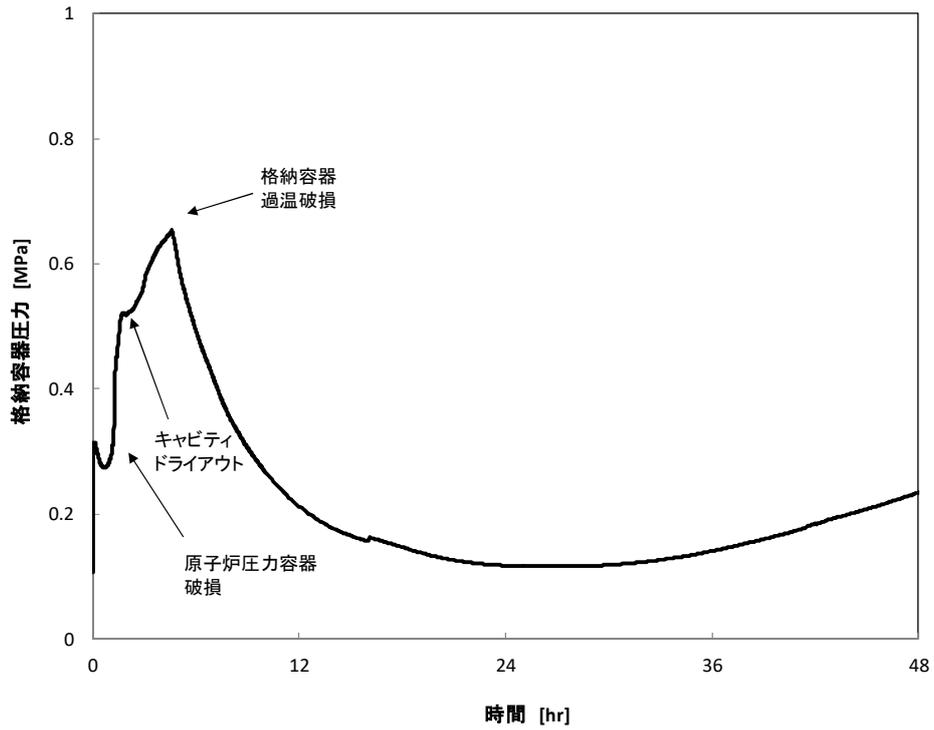


図 2.2.15 格納容器圧力 (BWR, AE)

Fig. 2.2.15 Containment pressure (BWR, AE)

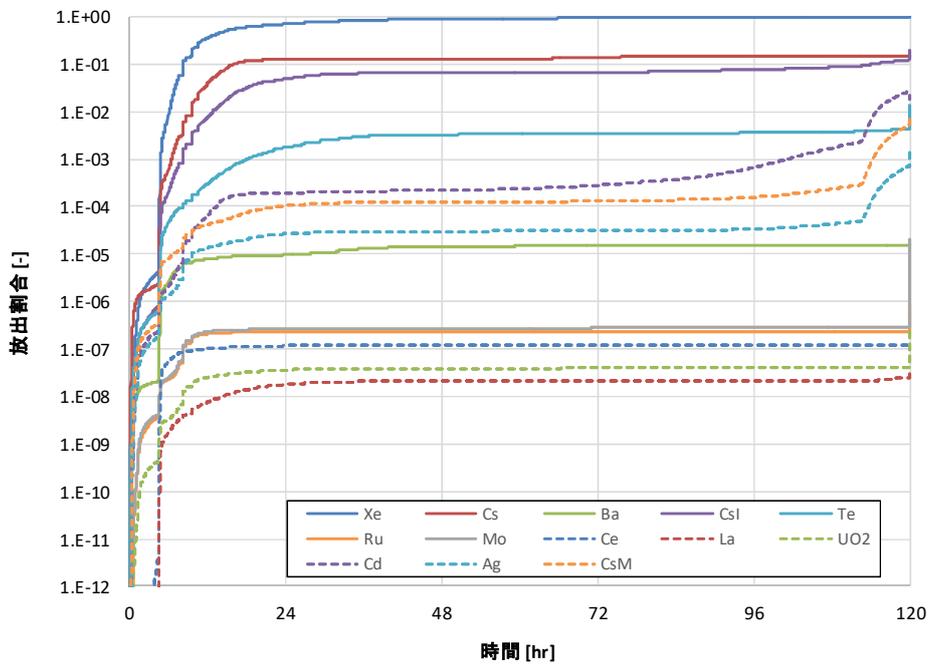


図 2.2.16 放射性物質の環境への放出割合 (BWR, AE)

Fig. 2.2.16 Fraction of environmental release of radioactive materials (BWR, AE)

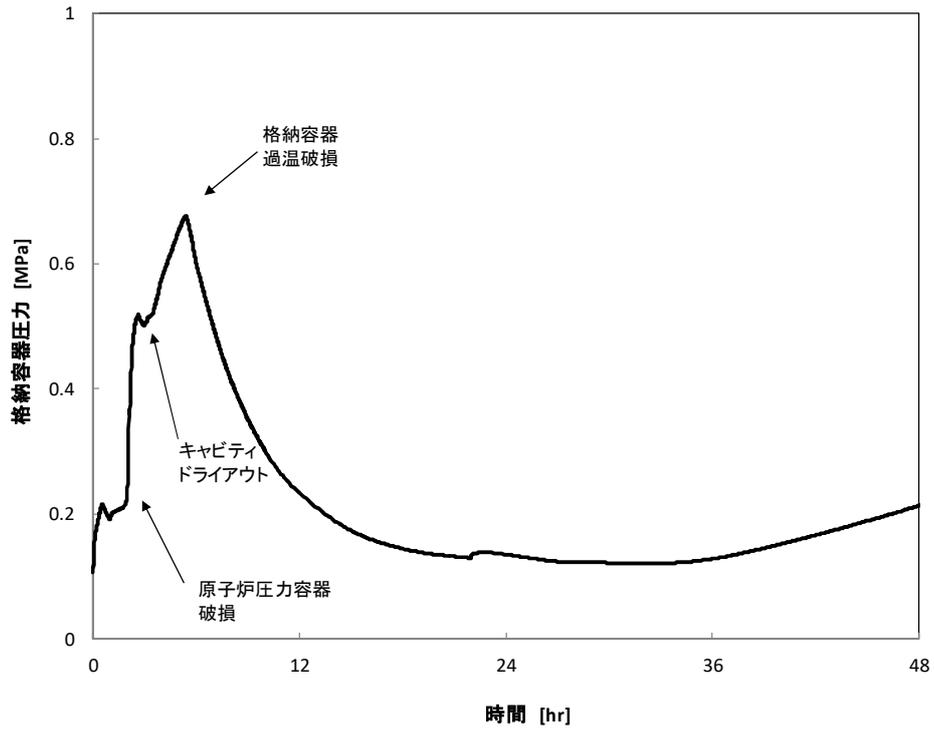


図 2.2.17 格納容器圧力 (BWR, S2QUV)

Fig. 2.2.17 Containment pressure (BWR, S2QUV)

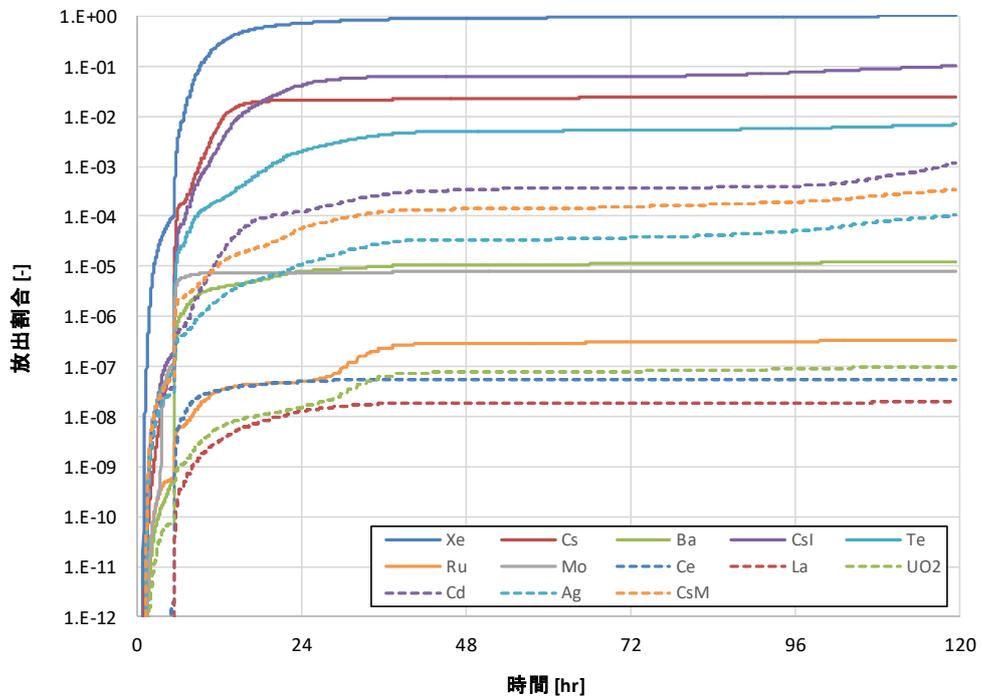


図 2.2.18 放射性物質の環境への放出割合 (BWR, S2QUV)

Fig. 2.2.18 Fraction of environmental release of radioactive materials (BWR, S2QUV)

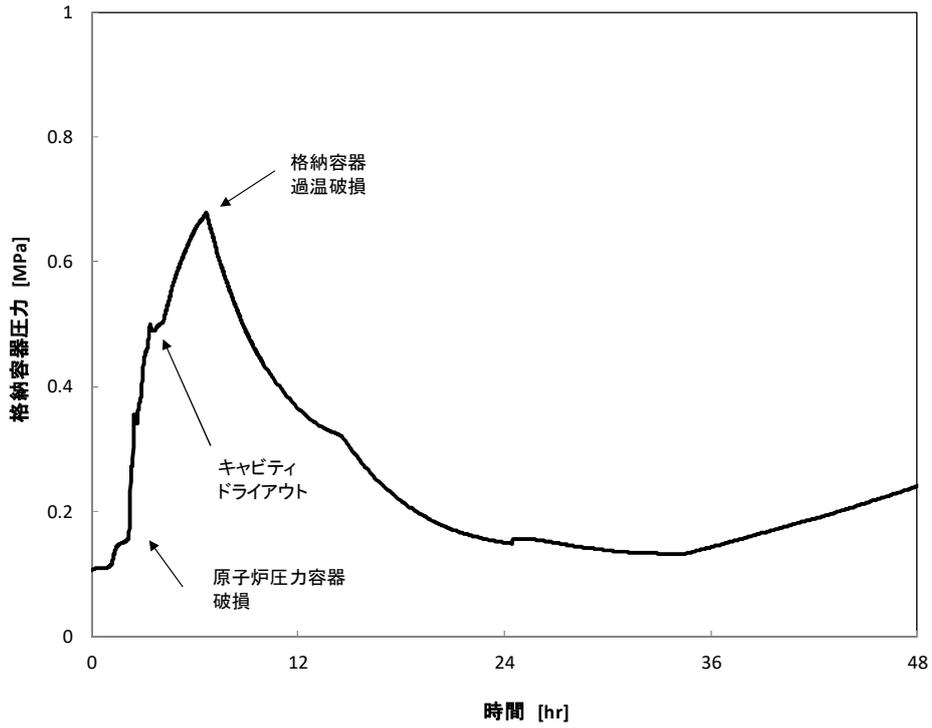


図 2.2.19 格納容器圧力 (BWR, TQUV)  
 Fig. 2.2.19 Containment pressure (BWR, TQUV)

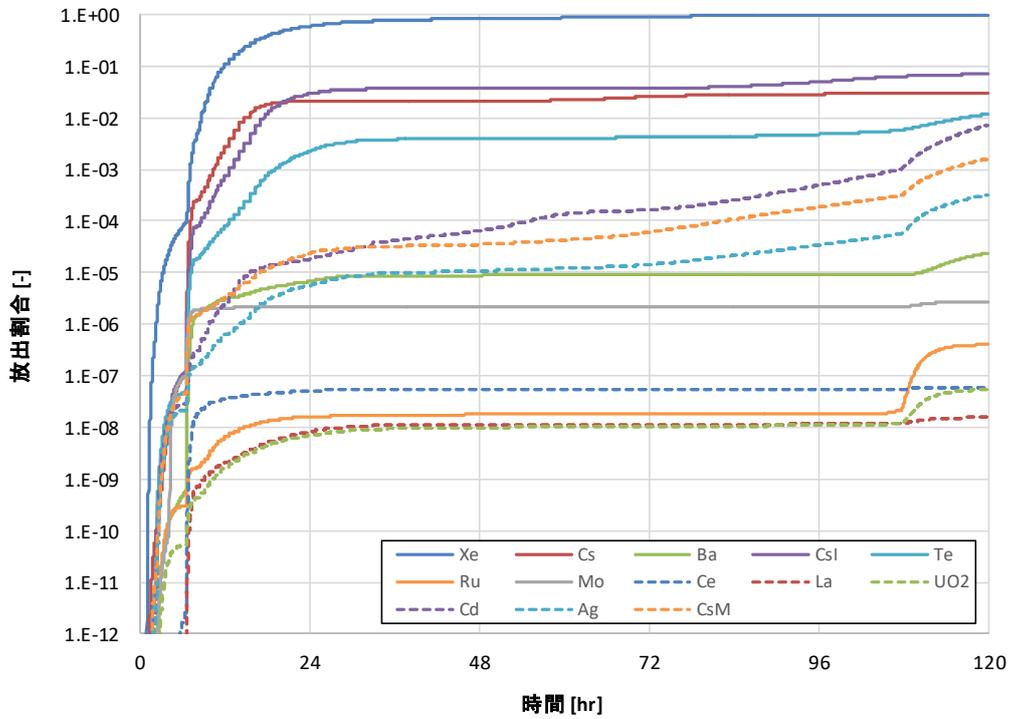


図 2.2.20 放射性物質の環境への放出割合 (BWR, TQUV)  
 Fig. 2.2.20 Fraction of environmental release of radioactive materials (BWR, TQUV)

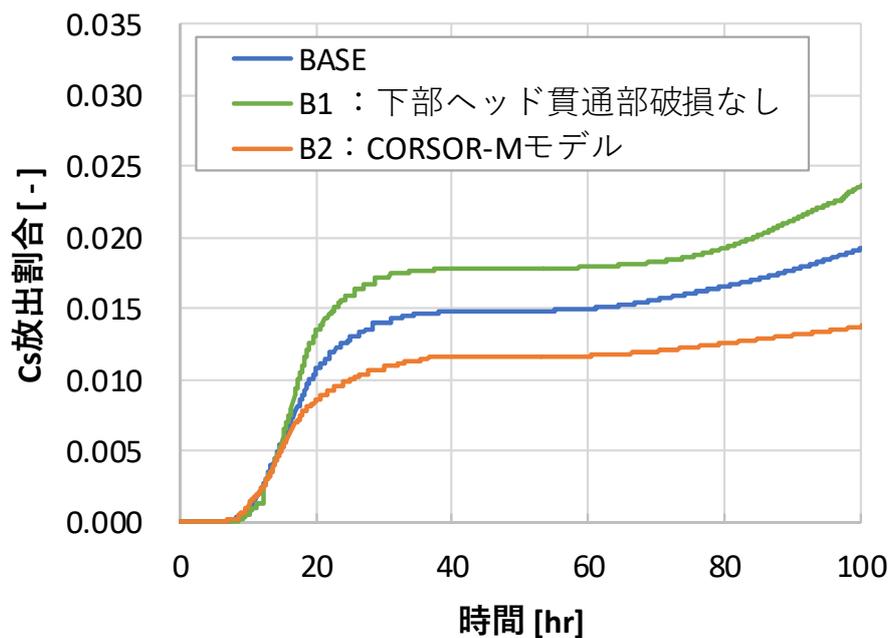


図 2.2.21 感度解析の結果 (BWR, Cs の環境への放出割合)

Fig. 2.2.21 Sensitivity analysis results (BWR, Fraction of environmental release of Cs)

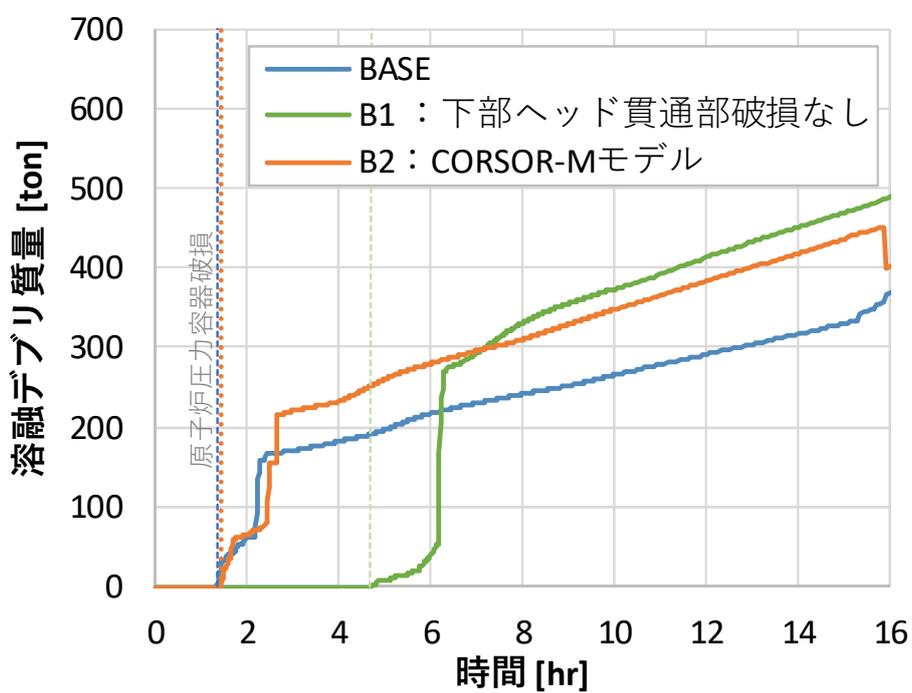


図 2.2.22 感度解析の結果 (BWR, ペDESTALにおける炉外デブリ質量)

Fig. 2.2.22 Sensitivity analysis results (BWR, Mass of ex-vessel debris in the pedestal)

## 2.2.4 BWR の事故シーケンスのグループ化

PRA の定量化に係る知見の整備ために、解析対象とした事故シーケンスの炉心損傷時期、格納容器破損時期、格納容器機能喪失モード及びソースタームを分析し、事故シーケンスの特徴に応じてグループ化を検討した。格納容器破損条件として、過圧破損、過温破損、ベースマツト貫通、先行破損及びバイパスの五つを想定しており、最初に格納容器破損に至った条件を格納容器機能喪失モードとした。各シーケンスグループの主要なイベント及び格納容器機能喪失モードの解析結果を表 2.2.15 に示す。

PRA の定量化に係る知見の整備として、事故進展解析における主要な物理量の整理を行った。表 2.2.12 で示した評価対象 12 シーケンスの事象進展タイミング（炉心損傷、原子炉圧力容器破損、格納容器破損）、水素発生量及び放射性物質の環境への放出割合をそれぞれ図 2.2.23～図 2.2.26 に示す。炉心損傷から格納容器破損までの時間と環境放出割合との関係を図 2.2.27 に整理した。

なお、図 2.2.26 及び図 2.2.27 における Cs は、表 2.1.12 に示す代表元素 Cs、CsI 及び CsM のセシウムクラスの放射性物質の合計質量を初期における Cs の炉内インベントリで割ったものである。以下にそれらの解析結果の考察をまとめる。

### (1) 炉心損傷及び原子炉容器破損時間

LOCA 後に炉心への注水が不可能である AE, V 及び S2QUV のシーケンスでは炉心損傷から原子炉圧力容器破損に至るまでの時間は短く、次いで LOCA を伴わないが炉心への注水が不可能である TQUV、減圧操作を行わない TQUX 及び TBU のシーケンス、そして未臨界確保失敗の TC,S2C の順に原子炉圧力容器破損に至る結果となった。直流電源喪失まで原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。)が使用可能な TB<sub>8</sub>, S2B<sub>8</sub> のシーケンスでは原子炉圧力容器破損の時間は 10 時間以降、TB<sub>24</sub>, S2B<sub>24</sub> のシーケンスでは 24 時間以降となった。

### (2) 格納容器破損モード及び格納容器破損時間

TB 及び S2B のシーケンスが過圧破損に至っており、先行破損及びバイパスシーケンスを除いて、その他のシナリオは過温破損となった。なお、全てのシナリオでベースマツト溶融貫通は発生しなかった。これは、BWR5 Mark II においてはペDESTAL の下に位置する領域がサブプレッションプールであることから、ペDESTAL を貫通した場合でも、落下したデブリがサブプレッションプール水によって冷却されベースマツト溶融貫通に至らないというプラントの特徴が表れている。

BWR プラントでは格納容器の体積が比較的小さいことから、過圧破損及び過温破損の両方の破損が生じると考えられる。例えば格納容器貫通部の破損を想定する過温破損では、過温破損の破損口径が小さいことから、格納容器の減圧が十分ではない場合には過圧破損が追隨して発生する場合があります。格納容器トップフランジ部等の大型貫通部の過圧破損を

想定する場合においても、格納容器の除熱が十分ではない場合には過温破損が追隨して発生する場合がある。

### (3) 水素発生量

格納容器破損時の水素発生量は原子炉圧力容器破損時の水素発生量と大きな差がないケースが見られた。これは本解析で対象とした BWR5 Mark II においては、出力に対して格納容器体積が比較的小さいというプラントの特徴から、原子炉圧力容器破損後に格納容器破損に至るまでの時間が比較的短く、格納容器破損までに発生する MCCI による炉外での水素発生量は炉心から発生する水素量に比べて小さな値となった。また、LOCA、減圧操作等によって低圧で圧力容器が損傷する TQUV, S2QUV 及び AE では圧力容器内の蒸気が格納容器に放出されるのに対して、高圧で圧力容器が損傷する TBU, TQUX, TB<sub>8</sub>, TB<sub>24</sub>, S2B<sub>8</sub> 及び S2B<sub>24</sub> のシーケンスでは炉心損傷後の燃料が高温状態の時刻で圧力容器内の蒸気量が多く、結果として Zr の酸化による炉内で発生する水素の発生量が大きくなった。一方で、圧力容器の損傷から格納容器の損傷までの時間が短いことから格納容器破損までの水素発生量は小さい。なお、解析終了時点までに着目すると MCCI による水素発生は継続する結果となった。

### (4) 放射性物質の環境への放出割合

各シーケンスの最終的な放射性物質の環境への放出割合について、解析終了時点の 120 時間における環境への放出量を整理した。バイパス及び先行破損を除いたシーケンスについて、Xe においては約 98~99%、Cs においては TB シーケンスで最も多く約 5%、TQUX 及び TBU で約 1% となった。TB シーケンスでは、RCIC による注水が継続していることから炉心損傷時期が遅いものの原子炉圧力容器破損までに格納容器の圧力が高く推移しており、結果として放射性物質が格納容器に放出されてから格納容器破損までの時間が短くなったことで、格納容器内での沈着量が相対的に少なくなる。

バイパス及び先行破損シーケンスについて、Xe においては約 98~100%、Cs においては約 14% で最も多く、TC シーケンスで 4% であった。本シーケンスは遅くとも炉心損傷時には環境への放出パスが形成されるので、格納容器内での沈着量が相対的に少なくなり、放射性物質の環境への放出割合は大きくなる。

### (5) 炉心損傷から格納容器破損までの時間と環境への放出割合の関係

炉心損傷により放射性物質が原子炉圧力容器内に放出されてから格納容器破損にいたるまでの時間と最終的な環境への放出割合の関係を整理した。炉心損傷から格納容器破損までの時間が長ければ、環境放出割合が減少する傾向が得られた。これは損傷炉心から放出された放射性物質が格納容器内において、重力沈降、構造物への壁面沈着等のメカニズムによって除去されるためである。なお、中揮発性核種であるテルルは、過圧破損の破損モ

ードにおいて放出量が顕著に多くなった。これは過圧破損の破損口径が大きいためであり、過温破損においては破損口径が小さくかつDFを考慮しているためである。

セシウムにおいて同様の傾向が観察されない理由は、中揮発性核種であるテルルは解析炉心損傷時の高温時の損傷炉心からの放出が支配的であり、解析終了時点までに顕著な再揮発が生じない。一方で、高揮発性のセシウムは再揮発によってドライウェル内に蓄積し、過圧破損によって環境へ放出される放出量が支配的であったためである。

以上より、BWRプラントにおけるグループ化のための事故進展解析データの整備を行い、グループ化を検討した。具体的には、従来のレベル2PRAにおいて格納容器機能喪失モードを設定する場合には、事故進展解析の結果等を参考に、最も早くに格納容器破損に至る機能喪失モードを定めるのが一般的である。これは最も早くに格納容器破損に至る機能喪失モードがシナリオの特徴を決定づけるとされているためである。本解析の結果から複数の格納容器破損形態を考慮した場合には、必ずしも最も早くに格納容器破損に至る機能喪失モードがシナリオの特徴を決定づけるとは限らないことが明らかになった。

表 2.2.15 代表 BWR5 プラントの解析シーケンスの主要な事象の発生時間

Table 2.2.15 Timings of major events for analysis sequences on the representative BWR5 plant

事故 シーケンス	発生時間 [hr]*			格納容器 機能喪失 モード
	原子炉圧力容器 破損	格納容器 過圧破損	格納容器 過温破損	
TQUV	2.2	107.7	6.7	τ (過温破損)
S2QUV	2.0	119.8	5.4	τ (過温破損)
TQUX	3.2	-	7.3	τ (過温破損)
TB <sub>24</sub>	33.3	32.5	33.4	δ (過圧破損)
TB <sub>8</sub>	15.9	16.0	23.3	δ (過圧破損)
S2B <sub>24</sub>	29.3	28.6	41.0	δ (過圧破損)
S2B <sub>8</sub>	13.1	14.8	19.8	δ (過圧破損)
TBU	3.3	117.3	6.8	τ (過温破損)
TW	43.8	34.2	43.9	θ (先行破損)
S2W	32.1	26.8	39.9	θ (先行破損)
TC	5.1	2.0	12.3	θ (先行破損)
S2C	4.6	2.1	8.5	θ (先行破損)
AE	1.3	112.5	4.6	τ (過温破損)
V	1.4	-	10.1	v (ISLOCA)

\*解析期間内に過圧又は過温破損に至らない場合“-”と記載

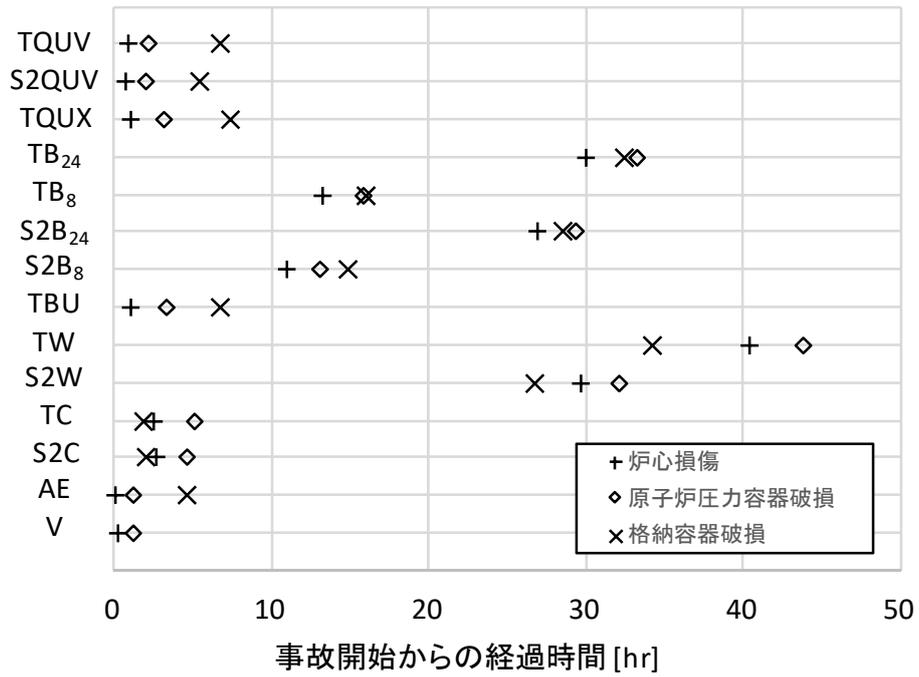


図 2.2.23 評価対象シーケンスの事象進展タイミング (BWR)  
 Fig. 2.2.23 Timings of events for analysis sequences (BWR)

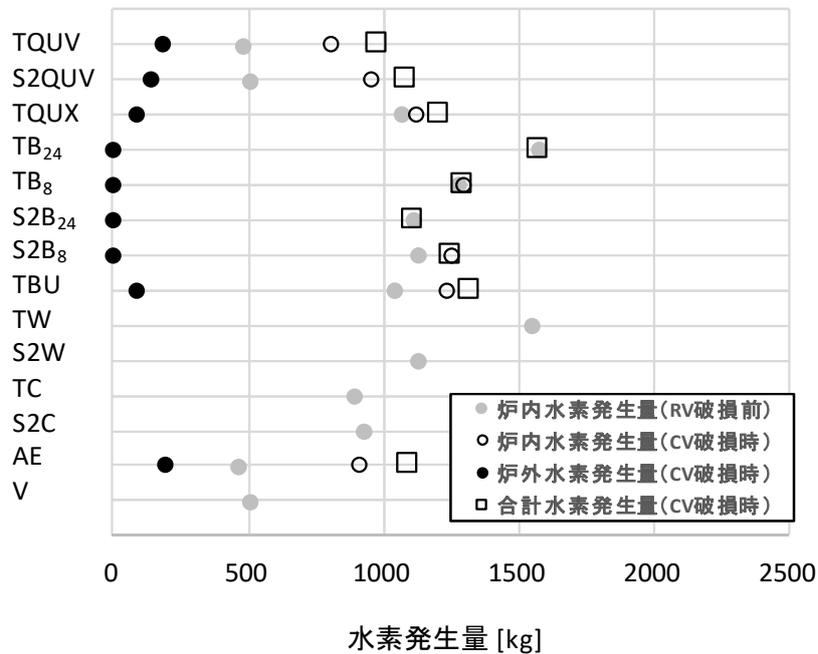


図 2.2.24 評価対象シーケンスの水素発生量 (BWR)  
 Fig. 2.2.24 Hydrogen production masses for analysis sequences (BWR)

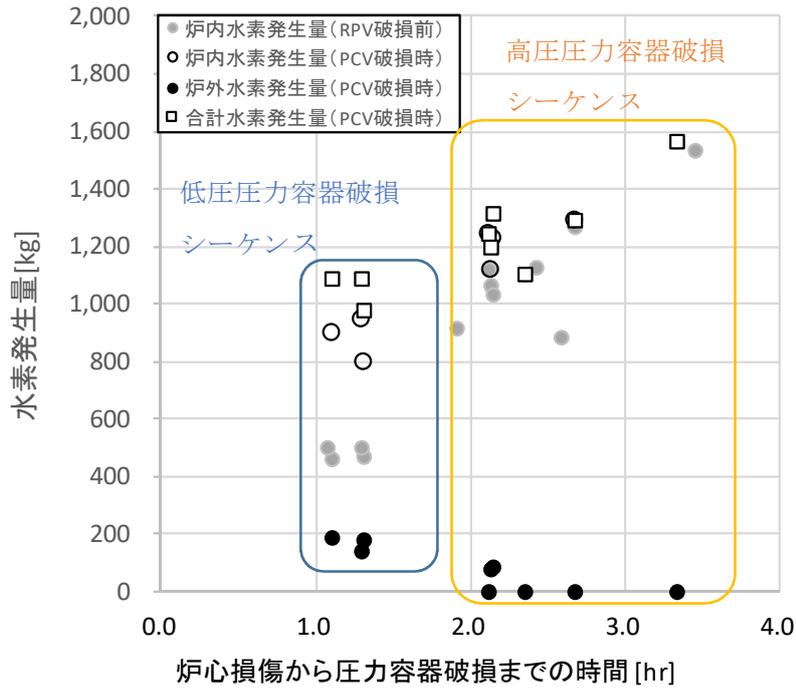


図 2.2.25 炉心損傷から原子炉圧力容器破損までの時間と水素発生量の関係(BWR)  
 Fig. 2.2.25 Hydrogen production masses vs duration of core failure to reactor pressure vessel failure (BWR)

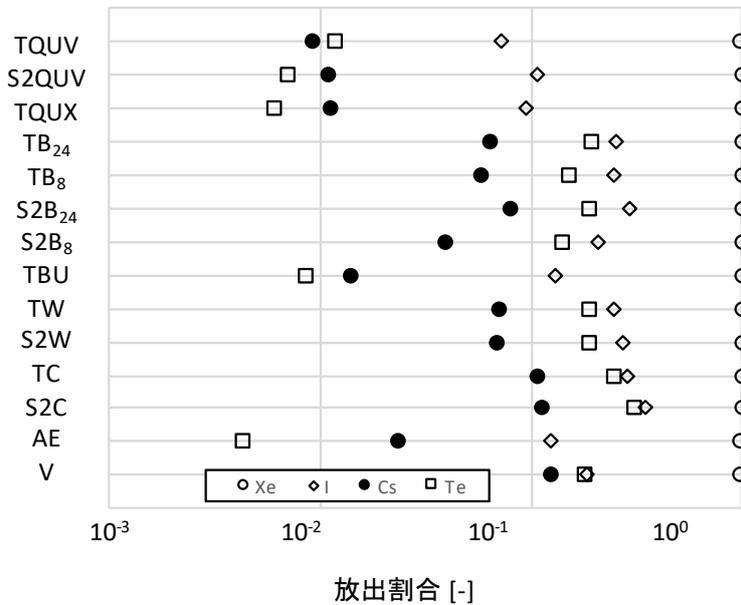


図 2.2.26 評価対象シーケンスの放射性物質の環境への放出割合 (BWR)  
 Fig. 2.2.26 Fraction of environmental release of radioactive materials for analysis sequences (BWR)

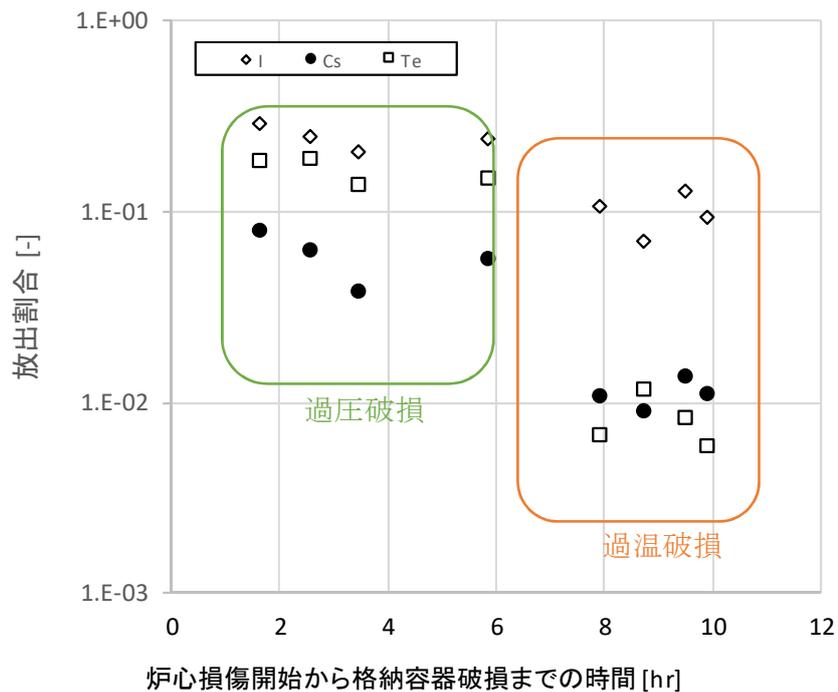


図 2.2.27 炉心損傷から格納容器破損までの時間と放射性物質の環境への放出割合の関  
係 (BWR)

Fig. 2.2.27 Fraction of environmental release of radioactive materials vs duration of core failure to  
containment failure (BWR)

### 3. 結論

#### 3.1 成果の要点

##### (1) PRA の定量化に基づく事故シーケンスの抽出

重大事故等対処設備を組み込んだ PRA のイベントツリー及びフォールトツリーから炉心損傷に至る事故シーケンスを同定した。さらに、この結果から事故進展の早い事故シーケンス等を抽出した。

##### (2) 成功基準に関する解析

Apros コードを使用して、国内の代表 4 ループ PWR プラント及び代表 BWR5 プラントを対象に、国内プラントの最新の設計値等を用いて解析モデルを作成した。また、PWR、BWR プラントそれぞれについて四つの事故シーケンスを対象に、緩和策の条件を変更した解析を実施した。これによって炉心損傷を回避できるような緩和設備の作動開始時間、緩和設備の台数を整理した。

##### (3) 格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスに係る解析及び事故シーケンスのグループ化

MELCOR コードを使用して、国内の代表 4 ループ PWR プラント及び代表 BWR5 プラントを対象に米国の最新知見として SOARCA プロジェクトの成果を取り入れて解析モデルを整備し、事故進展解析及びソースタム解析を実施した。PWR では 19 シーケース、BWR では 12 シーケンスの事象進展のタイミング（炉心損傷、原子炉（圧力）容器破損、格納容器破損）、水素発生量、放射性物質の環境への放出割合について考察を行った。その結果、PWR では先行破損（水蒸気による過圧）の 1 ケースを除いて、過圧破損（水蒸気及び非凝縮性ガスによる過圧）となること、BWR では先行破損及びバイパス以外のシナリオとして、過温破損及び過圧破損の両方のシナリオが生じることを確認した。また、炉心損傷から格納容器破損までの時間を定量化した。これら物理量を基に、事故シーケンスのグループ化を検討した。

#### 3.2 目的の達成状況

##### (1) PRA の定量化に基づく事故シーケンスの抽出

国内の代表 4 ループ PWR プラント及び代表 BWR5 プラントを対象とした PRA のモデルに重大事故等対処設備を組み込み、重大事故等対処設備を組み込んだ PRA の定量化に基づく事故シーケンスの抽出をすることができ、当初の目的を達成している。

## (2) 成功基準に関する解析

国内の代表 4 ループ PWR プラント及び代表 BWR5 プラントを対象に、炉心損傷を防止するための緩和策の条件について整理した。これにより、レベル 1PRA における成功基準に係る知見を蓄積することができ、当初の目的を達成している。

## (3) 格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスに係る解析及び事故シーケンスのグループ化

国内の代表 4 ループ PWR プラント及び代表 BWR5 プラントを対象に代表的な事故シーケンスの事故進展解析及びソースターム解析を実施することによって、炉心損傷時期、格納容器機能喪失時期、ソースターム等の格納容器機能喪失に至る事故シーケンスの特徴を明らかにした。これにより、環境への放射性物質の放出に至る事故シーケンスの発生頻度とソースタームを評価するレベル 2PRA に係る知見を蓄積することができ、当初の目的を達成している。

### 3.3 成果の活用等

本研究では、事故進展の解析を実施することで、成功基準、水素発生量、放射性物質の環境への放出割合等の PRA に係る知見を整備した。これら知見は「実用発電用原子炉の安全性向上評価等のガイドに関する運用ガイド」の改訂等の要否を含めた検討に活用することができる。

また、安全研究プロジェクト「規制への PRA の活用のための手法開発及び適用に関する研究（H29 年度～R3 年度）」及び「軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備（H29 年度～R4 年度）」においてそれぞれ整備しているレベル 1PRA、レベル 2PRA のモデルの改良等に活用する予定である。

### 3.4 今後の課題等

本研究では、最新版の解析コードを使用して事故進展の解析を行い、各事故シーケンスの特徴に係る知見を蓄積した。今後は、解析コードで使用するパラメータ、物理化学現象を模擬するモデル等に係る最新知見を収集し、事故進展解析及びソースターム解析を進めることで、事故シーケンスグループの技術的根拠を更に確立する必要がある。例えば本研究の感度解析の結果から、炉心から放出されるソースタームの化学形態及び MCCI の条件について事故進展及びソースタームに大きな影響があることを確認しており、ソースタームの化学形態を含めた詳細挙動に関する知見については「重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験（R2 年度～R7 年度）」プロジェクトにおいて、MCCI の詳細解析条件については「軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発（H29 年度～R4 年度）」においてさらなる知見の拡充を行う予定である。

また、本研究で得られた知見を活用して重大事故等対処設備を含めたレベル 1PRA 及びレベル 2PRA の手法を整備することが重要である。これらは「規制への PRA の活用のための手法開発及び適用に関する研究 (H29 年度～R3 年度)」及び「軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備 (H29 年度～R4 年度)」において実施する予定である。

## 参考文献一覧

- 1 M.Kajimoto, N.Watanabe, M.Funasako and K.Muramatsu, “ANALYSIS OF AEROSOL BEHAVIOR IN CONTAINMENT OVERPRESSURE”, WORKSHOP ON AEROSOL BEHAVIOUR AND THERMAL- HYDRAULICS IN THE CONTAINMENT, CSNI Report No.176, pp. 525-540, 1990.
- 2 K.Porkholm, K.Honkoila, P.Nurmilaukas and H.Kontio, “APROS Multifunctional Simulator for Thermal and Nuclear Power Plants ”, Proceedings of World Congress on Systems Simulation, pp. 504-508, 1997.
- 3 Apros in recent BWR and PWR projects  
[http://www.apros.fi/en/industries/nuclear\\_power/recent\\_bwr\\_and\\_pwr\\_projects](http://www.apros.fi/en/industries/nuclear_power/recent_bwr_and_pwr_projects). (2020年1月7日確認)
- 4 H. Plit, H. Kontio, H. Kantee and H. Tuomisto, “LBLOCA Analyses with APROS to Improve Safety and Performance of Loviisa NPP”, OECD/CSNI Workshop on Advanced Thermal-Hydraulic and Neutronic Codes: Current and Future Applications, Barcelona, Spain, 2000.
- 5 財団法人原子力安全研究協会 実務テキスト編集委員会、“軽水炉発電所のあらまし”、実務テキストシリーズ No.1(改訂第3版)、財団法人原子力安全研究協会、2008年9月.
- 6 原子力規制委員会、“炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析 (PWR) ”、NTEC-2014-1001、2014年8月.
- 7 United States Nuclear Regulatory Commission, “Confirmatory Thermal-Hydraulic Analysis to Support Specific Success Criteria in the Standardized Plant Analysis Risk Models—Byron Unit 1”, NUREG-2187, 2016.
- 8 L.L.Humphries, “MELCOR Computer Code Manuals Vol.2; Reference Manual Version 2.2.9541 2017”, January 2017.
- 9 原子力規制委員会、“格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析 (PWR) ”、NTEC-2014-2001、2014年8月.
- 10 S. N. Laboratories, “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 2: Surry Integrated Analysis”, NUREG/CR-7110, Volume 2, Revision 1, August 2013.
- 11 K. Ross, “MELCOR Best Practices as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project”, August 2014.
- 12 独立行政法人原子力安全基盤機構、“予防的防護措置範囲検討のためのレベル2PSAの解析 (PWR) ”、JNES/NSAG10-0011、2012年1月.
- 13 独立行政法人原子力安全基盤機構、“アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書 =データベース (PWR) =”、JNES/SAE06-050、平成18年8月.
- 14 M.T.Farmer, S. Lomperski, D. J. Kilsdonk and R. W. Aeschlimann, “OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interactions (CCI) Tests: CCI-3 Test Data Report-Thermalhydraulic Results”, OECD/MCCI-2005-TR04, October 2005.

- 15 渡部厚 他、“格納容器貫通部リーク条件とエアロゾル捕集効果”、NUPEC 学術論文 R12-09-20、2000 年度.
- 16 原子力規制委員会、“炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析 (BWR) ”、NTEC-2016-1001、2016 年 3 月.
- 17 N. Bixler, R. Gauntt, J. Jones and M. Leonard, “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 1: Peach Bottom Integrated Analysis”, NUREG/CR-7110, Volume 1, Revision 1, May 2013.
- 18 OECD/NEA/CSNI, “Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (BSAFProject) - Phase I Summary Report”, NEA/CSNI/R (2015)18, March 2015.
- 19 独立行政法人原子力安全基盤機構、“予防的防護措置範囲検討のためのレベル 2PRA の解析(BWR) ”、JNES/NSAG10-0010、2014 年 2 月.

### 執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ

シビアアクシデント研究部門

城島 洋紀 技術研究調査官

小城 烈 技術研究調査官

星野 光保 技術研究調査官

濱口 義兼 技術研究調査官