

NRA 技術報告

NRA Technical Report Series

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(BWR)

Analyses of important phenomena on evaluation of
countermeasures to prevent containment failure (BWR)

星 陽崇、西村 健、森田 彰伸

Harutaka HOSHI, Takeshi NISHIMURA, Akinobu MORITA

安全技術管理官(シビアアクシデント担当)付

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)

原子力規制委員会
Nuclear Regulation Authority

平成 28 年 3 月
March 2016

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、評価ガイドライン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（シビアアクシデント担当）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：03-5114-2224
ファックス：03-5114-2234

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（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。このうち格納容器破損防止対策の有効性評価では、6 つの格納容器破損モードが評価対象として示されている。

本技術報告では、BWR プラント（ABWR 及び BWR5Mark-I 改良型）での 3 つの格納容器破損モードを対象に、格納容器破損に至る事故シーケンス（「大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失」及び「高圧・低圧注水機能喪失」）について、シビアアクシデント総合解析コード MELCOR を用いた事象進展解析を実施し、事故シーケンスの特徴を整理した。また、格納容器破損防止対策に影響を与える重要な物理化学現象及び不確かさ要因を同定し、感度解析により不確かさ要因の影響を検討した。

「大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失」シーケンスでは、雰囲気圧力による静的負荷及び水素燃焼に影響する不確かさ要因を同定し、例えば格納容器外部からの注水履歴が格納容器スプレイの継続時間、ベントの開始時間等に対して影響が大きいことを把握した。

また、「高圧・低圧注水機能喪失」シーケンスでは、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に影響する不確かさ要因を同定し、例えば原子炉圧力容器の破損時間及びその時の圧力に対する原子炉圧力容器の減圧開始時間の影響を把握した。

Analyses of important phenomena on evaluation of countermeasures
to prevent containment failure (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 to perform the evaluation of the effectiveness of the measures against both severe core damage and containment failure under postulated severe accidents. Regarding the evaluation of the effectiveness of the measures against containment failure, a total of six containment failure modes are shown as those to be evaluated.

This technical report describes accident progression analyses of the two sequences for ABWR and BWR5 Mark-I Ex., 1) large break LOCA with loss of all emergency core cooling functions and station black out, and 2) transient followed by failure of makeup, for three out of six containment failure modes mentioned above with the integrated severe accident analysis code, MELCOR. Through the analyses, the characteristics of the accident sequences were well understood, the important physical and chemical phenomena and their associated uncertainty factors that influenced the measures to prevent containment failure were identified, and their degrees of influences were clarified by conducting sensitivity analyses.

In the analysis of the first sequence, the uncertainty factors on the static loading due to internal pressure and hydrogen combustion were identified, where, for example, history of water injection into the containment was confirmed to be important for evaluation of spray operation and activation of venting.

In the analysis of the second sequence, those for high pressure melt ejection / direct containment heating were identified, where, for example, the activation timing of depressurization of the reactor pressure vessel (RPV) was confirmed to be important for evaluation of lower head failure timing and RPV pressure.

目 次

1. はじめに	1
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価	1
2.1. 評価対象とする事故シーケンス	1
3. 解析方法	5
3.1. 解析コード	5
3.2. ノード分割	5
3.3. 解析条件	6
4. 解析結果	23
4.1. ABWR	23
4.1.1. 「大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失」シーケンス	23
4.1.2. 「高圧・低圧注水機能喪失」シーケンス	35
4.2. BWR5	47
4.2.1. 「大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失」シーケンス	47
4.2.2. 「高圧・低圧注水機能喪失」シーケンス	59
5. おわりに	71
参考文献	73
執筆者	74

表 目 次

表 2.1	本技術報告で扱う格納容器破損モードに対応する事故シーケンスと格納容器破損モードを防止するための評価項目	4
表 3.1	MELCOR コードの概要	7
表 3.2	選択した MELCOR コードの解析モデル	8
表 3.3	MELCOR コードの放射性物質等のグループ分け	10
表 3.4	ABWR の共通解析条件	11
表 3.5	事故シーケンスごとの解析条件 (ABWR)	13
表 3.6	BWR5 の共通解析条件	14
表 3.7	事故シーケンスごとの解析条件 (BWR5)	16
表 4.1	「大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失 (ABWR)」シーケンスでの主要事象の発生時間	26
表 4.2	「高圧・低圧注水機能喪失」シーケンスでの主要事象の発生時間	38
表 4.3	感度解析条件及び解析結果	44
表 4.4	「大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失」シーケンスでの主要事象の発生時間	50
表 4.5	「高圧・低圧注水機能喪失」シーケンスでの主要事象の発生時間	62
表 5.1	評価結果及び不確かさ	72

図 目 次

図 3.3.1	ABWR の系統図	17
図 3.3.2	MELCOR コード用 ABWR 解析ノード分割	18
図 3.3.3	MELCOR コード用炉心部モデル (ABWR)	19
図 3.3.4	BWR5 の系統図	20
図 3.3.5	MELCOR コード用 BWR5 解析ノード分割	21
図 3.3.6	MELCOR コード用炉心部モデル (BWR5)	22
図 4.1.1	原子炉水位及び圧力(大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失)	27
図 4.1.2	炉心部最高温度及び蒸気温度(大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失)	27
図 4.1.3	炉心部での水素発生量(大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失)	28
図 4.1.4	格納容器雰囲気圧力(大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失)	28
図 4.1.5	格納容器水位 (大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失)	29
図 4.1.6	格納容器温度 (大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失)	29
図 4.1.7	格納容器の酸素濃度(大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失)	30
図 4.1.8	原子炉建屋の水素濃度(大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失)	30
図 4.1.9	環境への放射性物質等の放出割合(大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失)	31
図 4.1.10	格納容器雰囲気圧力 (感度解析)	33
図 4.1.11	環境への放射性物質等の放出割合 (感度解析)	33
図 4.1.12	原子炉水位及び圧力 (高圧・低圧注水機能喪失)	39
図 4.1.13	炉心部最高温度及び蒸気温度 (高圧・低圧注水機能喪失)	39
図 4.1.14	炉心部での水素発生量 (高圧・低圧注水機能喪失)	40
図 4.1.15	格納容器雰囲気圧力 (高圧・低圧注水機能喪失)	40
図 4.1.16	格納容器水位 (高圧・低圧注水機能喪失)	41
図 4.1.17	溶融炉心・コンクリート相互作用によるガス発生量 (高圧・低圧注水機能喪失)	41
図 4.1.18	格納容器温度 (高圧・低圧注水機能喪失)	42
図 4.1.19	格納容器の酸素濃度 (高圧・低圧注水機能喪失)	42

図 4.1.20	原子炉建屋の水素濃度（高圧・低圧注水機能喪失）	43
図 4.1.21	環境への放射性物質等の放出割合（高圧・低圧注水機能喪失）	43
図 4.1.22	原子炉圧力（高圧注水・減圧機能喪失）	45
図 4.1.23	原子炉水位（高圧注水・減圧機能喪失）	45
図 4.2.1	原子炉水位及び圧力（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）	51
図 4.2.2	炉心部最高温度及び蒸気温度（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）	51
図 4.2.3	炉心部での水素発生量（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）	52
図 4.2.4	格納容器雰囲気圧力（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）	52
図 4.2.5	格納容器水位（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）	53
図 4.2.6	格納容器温度（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）	53
図 4.2.7	格納容器の酸素濃度（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）	54
図 4.2.8	原子炉建屋の水素濃度（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）	54
図 4.2.9	環境への放射性物質等の放出割合（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）	55
図 4.2.10	格納容器雰囲気圧力	57
図 4.2.11	環境への放射性物質等の放出割合	57
図 4.2.12	原子炉水位及び圧力（高圧・低圧注水機能喪失）	63
図 4.2.13	炉心部最高温度及び蒸気温度（高圧・低圧注水機能喪失）	63
図 4.2.14	炉心部での水素発生量（高圧・低圧注水機能喪失）	64
図 4.2.15	格納容器雰囲気圧力（高圧・低圧注水機能喪失）	64
図 4.2.16	溶融炉心・コンクリート相互作用によるガス発生量（高圧・低圧注水機能喪失）	65
図 4.2.17	格納容器水位（高圧・低圧注水機能喪失）	65
図 4.2.18	格納容器温度（高圧・低圧注水機能喪失）	66
図 4.2.19	格納容器の酸素濃度（高圧・低圧注水機能喪失）	66
図 4.2.20	原子炉建屋の水素濃度（高圧・低圧注水機能喪失）	67
図 4.2.21	環境への放射性物質等の放出割合（高圧・低圧注水機能喪失）	67
図 4.2.22	溶融炉心・コンクリート相互作用によるガス発生量（感度解析）	69
図 4.2.23	格納容器ベント開始時間の比較	69

略 語 表

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor	改良沸騰水型発電用原子炉
BAF	Bottom of Active Fuel	有効燃料底部
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型発電用原子炉
D/W	Dry Well	ドライウエル
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却系
HPCF	High Pressure Core Flooder	高圧炉心注水系
HPCS	High Pressure Core Spray System	高圧炉心スプレイ系
LOCA	Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故
LPCI	Low Pressure Coolant Injection	低圧注水系
LPCS	Low Pressure Core Spray System	低圧炉心スプレイ系
LPFL	Low Pressure Flooder System	低圧注水系
NUREG	Nuclear Regulatory guides	NRC が発行するレポート
OECD/NEA	Organization for Economic Co-operation and Development /Nuclear Energy Agency	経済協力開発機構/原子力機関
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
SA	Severe Accident	シビアアクシデント
SRV	Safety Relief Valve	逃し安全弁
TAF	Top of Active Fuel	有効燃料頂部
W/W	Wet Well	ウェットウエル

余白項

1. はじめに

格納容器破損防止対策の有効性を評価するには、評価対象プラントに対してシビアアクシデント（以下「SA」という。）の事故シーケンスを適切に設定し、これに対応するモデルを備えた解析コードによって事象進展を予測し、不確かさを考慮した上で、格納容器破損につながる現象の抑制及び影響拡大の防止・緩和を目的とした対策が機能すること、また、関連する物理化学現象の実験的知見、対策に係る機器・設備及び体制・手順等を考慮した総合的判断を行うことが必要である。解析は、基本となる事象進展、主要な現象の規模と発生時間、更には、これらに関する不確かさに関する情報を得るために行われる。

ここでは、沸騰水型発電用原子炉（以下「BWR」という。）での2つの事故シーケンスについて、SA総合解析コード MELCOR^(参 1, 2)を用いて、基本となる事象進展解析を実施することにより、事故シーケンスの特徴を整理した。また、格納容器破損防止対策に影響を与える重要な物理化学現象等を抽出し、不確かさ要因を同定するとともに、感度解析により不確かさ要因の影響を検討した。さらに、SA総合解析コードにより判断材料が十分に得られない不確かさ要因については、既往の研究結果等に基づきまとめた。

なお、本技術報告で示す解析結果は、（独）原子力安全基盤機構が安全研究として整備した改良 BWR（以下「ABWR」という。）及び 80 万 kWe 級 BWR5Mark-I 改良型（以下「BWR5」という。）の入力データ^(参 3, 4, 5)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 及び BWR5 の設置許可申請書等を参考に既往の安全研究報告^(参 3, 4, 5)において設定根拠の妥当性を検証し、使用している。

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価

2.1. 評価対象とする事故シーケンス

① 規制における要求事項

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」^(参 6)（以下「規則の解釈」という。）では、必ず想定する格納容器破損モードとして下記を示している。

- (1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
- (2) 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
- (3) 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- (4) 水素燃焼
- (5) 格納容器直接接触（シェルアタック）
- (6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

また、上記以外に考慮すべき格納容器破損モードは、個別プラントの確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）に基づいて抽出することとしている。

「重大事故対策の有効性がある」とは、以下の評価項目をおおむね満足することとしている^(参6)。

- (a) 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。
- (b) 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。
- (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0 MPa 以下に低減されていること。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。
- (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。
- (h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。
- (i) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。

② 本技術報告で扱う事故シーケンス

上記①の個別プラントごとに追加的に格納容器破損モードを抽出する際の PRA に関して、レベル 2PRA では一般的に、対象プラント情報（プラント構成、事故緩和操作、熔融炉心移動経路、類似プラントに対する既往の検討結果等）に基づき考えられる格納容器破損モードを設定し、格納容器イベントツリーで分類された全ての事故シーケンスに対して格納容器破損モードを割り付ける^(参7)。このようにして格納容器破損モードと対応付けされた事故シーケンスは、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損に関連する物理化学現象を内包しており^(参7)、これらの中から、その発生頻度と影響を勘案した上で、解析対象とする事故シーケンスを選定する。

ここでは、既往のレベル 2PRA の研究報告^(参3,4)を参考に、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「水素燃焼」の 3 つの格納容器破損モードに対して「大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失」及び「高圧・低圧注水機能喪失」の 2 つの事故シーケンスを選定した。表 2.1 に、本技術報告で扱う各々の格納容器破損モードに対応する事故シーケンスと格納容器破損モードを防止するための評価項目を示す。なお、本技術報

告で用いたプラントモデルの下部ドライウェル（ABWR）又はペデスタル（BWR5）の幾何形状では、「格納容器直接接触（シェルアタック）」は起こり難いと考えられるため、格納容器破損モードでは除外している。また、「原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」の格納容器破損モードは、既往の試験結果等に基づき不確かさを勘案した評価を行うことが妥当であることから、本技術報告の検討対象からは除外している。ただし、熔融炉心・コンクリート相互作用による水蒸気及び非凝縮性ガスの生成は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の格納容器破損モードに影響するため、熔融炉心・コンクリート相互作用を考慮して解析を実施した。

本技術報告では、「大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失」及び「高圧・低圧注水機能喪失」の 2 つの事故シーケンスについて、シビアアクシデント総合解析コードを用いた事象進展解析を実施し、事故シーケンスの特徴を整理した。また、格納容器破損防止対策に影響を与える重要な物理化学現象及び不確かさ要因を同定し、感度解析により不確かさ要因の影響を検討した。

表 2.1 本技術報告で扱う格納容器破損モードに対応する事故シーケンスと格納容器破損モードを防止するための評価項目

Table 2.1 Containment failure modes and assessment items on prevention of containment failure

格納容器破損モード	事故シーケンス	格納容器破損モードを防止するための評価項目
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	- 大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失 - 高圧・低圧注水機能喪失	- 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。 - 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。
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	高圧・低圧注水機能喪失^{※1}	原子炉圧力容器の破損までに原子炉圧力容器の圧力は 2.0 MPa 以下に低減されていること。
水素燃焼	大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失	格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。

※1「高圧注水・減圧機能喪失」は「高圧・低圧注水機能喪失」の感度解析として実施した。

3. 解析方法

3.1. 解析コード

国際原子力機関の安全指針 NS-G-2.15「Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants」で述べられているように、SA の解析では「現実的評価又は最適評価」に基づく解析コードが用いられ^(参 8)、同時にこれらの解析コードにはプラント情報及び重要な物理化学現象に関する知見を反映した不確かさを評価する機能を備えていることが求められる。SA の事象進展に影響を及ぼす物理化学現象は幅広く、解析は格納容器及び建屋を含むプラントの広い範囲を対象とする。また、プラントシステムをモデル化した SA 総合解析コードによる解析では、有効性評価の大部分についての判断材料を得ることができるものの^(参 9)、特定の現象、例えば溶融炉心・コンクリート相互作用や原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用等の現象は、実験的知見を考慮するとともに、より詳細なモデルによる解析が必要である。

本解析では、米国原子力規制委員会が開発した MELCOR1.8.5 (以下「MELCOR コード」という。)^(参 1, 2)を用いた。MELCOR コードは、軽水炉における SA 時の事故の進展を解析する SA 総合解析コードである。本コードは、表 3.1 に示すように、幅広い SA 現象を扱うことが可能であり、原子炉冷却系、原子炉キャビティ及び格納容器における熱流動挙動はもとより、炉心の加熱・昇温、損傷及び溶融移行挙動、溶融炉心・コンクリート相互作用、水素ガスの発生・移行・燃焼挙動、放射性物質等の放出・移行挙動等を解析することができる。

MELCOR コードの解析モデルは、既往の安全研究報告^(参 5)に基づき表 3.2 に示すように選択した。本解析では、格納容器破損防止対策について検討するため、被覆管の破損判定温度は既往の安全研究報告^(参 5)で設定された温度を用いている。また、燃料の落下開始時点を炉心損傷として取り扱った。なお、MELCOR コードの溶融炉心・コンクリート相互作用のモデルは、溶融炉心デブリの上面が冷却材と接触している場合には 0.5 MW/m^2 の熱流束でデブリから除熱されると仮定した^(参 10)。

MELCOR コードは、一点集中型定数近似コードであり、これらの計算を行うために解析が対象とするシステム全体をボリュームにより分割し、ボリューム間をジャンクションで結びつけ、ボリューム内では質量及びエネルギー保存を計算し、ジャンクションでは、運動量保存を解いてボリューム間の質量／エネルギーの移行を計算する。各ボリューム内は、液相部、気相部及び液滴部から構成されており、ボリューム内の水位の計算を正しく行うように、断面積の異なる複数のセグメントに分割できる。

なお、本解析では、放射性物質等を表 3.3 に示す 16 のグループに分類する。

3.2. ノード分割

(1) ABWR

MELCOR コードの入力データは、既往の安全研究報告で整備した ABWR の入力データ^(参 5)を利用した。解析で考慮したプラントの系統図を図 3.3.1 に示す。また、解析ノード図を図 3.3.2 に、炉心部の分割を図 3.3.3 に示す。原子炉冷却系と格納容器との境界及び格納容器と原子炉建屋との境界は断熱を仮定している。炉心部を径方向に 4 分割、軸方向に 6 分割している。後述の解析結果では、分割した領域の中で最も温度の高い領域の温度を炉心部最高温度として示している。

(2) BWR5

MELCOR コードの入力データは、既往の安全研究報告で整備した BWR5 の入力データ^(参 5, 11)を利用した。解析で考慮したプラントの系統図を図 3.3.4 に示す。また、解析ノード図を図 3.3.5 に、炉心部の分割を図 3.3.6 に示す。原子炉冷却系と格納容器との境界及び格納容器と原子炉建屋との境界は断熱を仮定している。炉心部を径方向に 3 分割、軸方向に 6 分割している。後述の解析結果では、分割した領域の中で最も温度の高い領域の温度を炉心部最高温度として示している。

3.3. 解析条件

本解析では、2.1 節に示した各事故シーケンスのそれぞれについて基本解析及び感度解析を実施した。

ABWR の共通解析条件を表 3.4 に、各事故シーケンス固有の解析条件を表 3.5 に示す。また、BWR5 の共通解析条件を表 3.6 に、各事故シーケンス固有の解析条件を表 3.7 に示す。

各事故シーケンスの基本解析は、新規制基準が施行された平成 25 年 7 月 8 日後に提出された複数の発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「申請書」という。）の重大事故対策の手順として示された低圧代替注水系（常設）、常設代替交流電源設備、格納容器圧力逃し装置¹（以下「格納容器ベント」という。）等を想定した。また、既往の解析結果^(参 5)等を参照して、講じられる対策開始時間等に関する感度解析を行った。具体的には、「大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失」の事故シーケンスでは格納容器ベント開始の条件を、「高圧・低圧注水機能喪失」の事故シーケンスでは減圧開始時間又はペDESTALでの溶融炉心デブリから冷却材への熱流束をそれぞれ感度解析の対象パラメータとした。

¹ 圧力逃し装置のスクラビング等による放射性物質等の除去はモデル化していない。

表 3.1 MELCOR コードの概要
Table 3.1 Summary of MELCOR code

項目	評価対象挙動及びモデルの内容
熱流動モデル	流動挙動、伝熱挙動、壁面摩擦、相間摩擦、反応度計算、崩壊熱、臨界流モデル、プール表面での凝縮・蒸発、プール中の気泡上昇及び相分離等
プラントモデル	原子炉モデル、制御系、安全系（高圧注水、低圧注水等）、重大事故対策設備（代替注水、代替スプレイ、代替水源等）等
SA 現象	炉心損傷挙動、金属－水反応、水素発生、水素燃焼、燃料の溶融、溶融炉心デブリの移行挙動、溶融炉心・コンクリート相互作用、溶融炉心高圧飛散等
放射性物質等の移行	燃料からの放射性物質等の放出、凝集（粒径成長）、拡散、沈着（熱泳動/重力沈降）、再蒸発、捕集・除去（スプレイ/プール除染/フィルター）、プールスクラビング等
体系のモデル化	解析対象を、ボリュームとジャンクションでモデル化 (1) ボリューム 質量及びエネルギー保存を計算 （炉心、ダウンカマ、下部プレナム、格納容器、原子炉建屋等） (2) ジャンクション 運動量の保存を計算

表 3.2 選択した MELCOR コードの解析モデル

Table 3.2 Analysis model of MELCOR code

現象	MELCOR コードの解析モデル
金属－水反応	ジルコニウムと水蒸気の反応は Urbanic-Heidrick (参 12) の式に基づく。
被覆管破損	被覆管表面温度が 900℃ (1,173 K) に到達すると被覆管が破損したものとする。
燃料落下	○落下条件 燃料が粒子状溶融物(注 1)となった時点で落下と判定 ○粒子状融物化条件 ・燃料被覆管の場合 : 未酸化層厚さ < 0.1 mm ・他の構造材の場合 : 未酸化層厚さ < 0.1 mm ・燃料の場合 : 同一セル内の健全な被覆管が全てなくなった場合 ○溶融温度 ・ジルカロイ : 1,825℃ (2,098 K) ・酸化ジルコニウム : 2,717℃ (2,990 K) ・二酸化ウラン : 2,840℃ (3,113 K) ・ステンレス鋼 : 1,427℃ (1,700 K) ・ステンレス鋼酸化物 : 1,597℃ (1,870 K)
原子炉圧力容器破損	○貫通部過温破損 貫通部の温度が 1,000℃に達した時点で破損と判定 ○クリープ破損 Larson-Miller パラメータを用いて、塑性ひずみ割合を算出し、塑性ひずみ割合が 18%に達した時点で破損と判定
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	ABWR : 常温、空気、設計圧力の 0.9 倍において 0.4%/日相当 (参 5) BWR5 : 常温、空気、設計圧力において 0.5%/日相当 (参 5)
格納容器破損	限界圧力 : 設計圧力の 2 倍 限界温度 : 圧力の関数となる相関式 (参 13, 5)
原子炉建屋から環境への漏えい率	ABWR : 水柱 6.4 mm の負圧で 50%/日相当 (参 5) BWR5 : 水柱 6.4 mm の負圧で 100%/日相当 (参 5)

溶融炉心・コンクリート相互作用	○デフォルトモデル（CORCON）を使用 ○コンクリートの組成：玄武岩系（MELCOR コードデフォルト） ○溶融炉心デブリ上面が冷却材と接している場合は、 0.5 MW/m ² で除熱されると仮定 ^(注 2) （参 10）。
崩壊熱	ORIGEN 計算結果に基づく崩壊熱曲線を使用
その他	MELCOR コードデフォルト値を適用

注 1：MELCOR コードは燃料を次の状態に分類する。

- ・健全燃料
- ・溶融物：融点に達して液化している状態
- ・粒子状溶融物：液化していないが、健全な状態の位置から離脱した固体状態
- ・団塊状溶融物：液化した炉心構造物や燃料が再固化した状態

注 2：溶融炉心・コンクリート相互作用による水蒸気及び非凝縮性ガスの発生量を評価するために、過去の実験結果等に基づき設定した。なお、この値には不確かさがあることから、4.2.2.（2）項において感度解析を実施した。

表 3.3 MELCOR コードの放射性物質等のグループ分け

Table 3.3 Radionuclides group in MELCOR code

種 名	代表的元素	元 素 の 種 類
1. 希ガス	Xe	Xe, Kr, Rn, He, Ne, Ar, H, N
2. アルカリ金属※	Cs	Cs, Rb, Li, Na, K, Fr, Cu
3. アルカリ土類金属	Ba	Ba, Sr, Be, Mg, Ca, Ra, Es, Fm
4. ハロゲン元素	I	I, Br, F, Cl, At
5. カルコゲン	Te	Te, Se, S, O, Po
6. 白金族元素	Ru	Ru, Pb, Rh, Ni, Re, Os, Ir, Pt, Au
7. 初期遷移元素	Mo	Mo, Tc, Nb, Fe, Cr, Mn, V, Co, Ta, W
8. 四価元素	Ce	Ce, Zr, Th, Np, Ti, Hf, Pa, Pu, C
9. 三価元素	La	La, Pm, Sm, Y, Pr, Nd, Al, Sc, Ac, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu, Am, Cm, Bk, Cf
10. ウラン	U	U
11. 揮発性元素群	Cd	Cd, Hg, Pb, Zn, As, Sb, Tl, Bi
12. 難揮発性元素群	Sn	Sn, Ag, In, Ga, Ge
13. ホウ素類	B	B, Si, P
14. 水	H ₂ O	H ₂ O
15. コンクリート	—	—
16. アルカリ・ハロゲン元素	CsI	(Cs, Rb, Li 等) × (I, Br, F 等)

※本技術報告では Cs-137 の放出割合はアルカリ金属の値を用いており、CsI への移行分を含めていない。

表 3.4 ABWR の共通解析条件
Table 3.4 Analysis conditions for ABWR

項目	初期設定値	備考
炉心熱出力（初期）	3,926 MWt	定格原子炉熱出力として設定した。
炉心崩壊熱	ORIGEN 計算値	MELCOR 内部データベース値を使用した。
原子炉初期圧力	7.17 MPa	定格原子炉圧力として設定した。
格納容器最高使用圧力	310 kPaG	申請書を参考に設定した。
格納容器自由体積	上部ドライウエル：5,736 m ³ 下部ドライウエル：1,025 m ³ アクセストンネル：303 m ³ コネクティングベント※ ¹ ：285 m ³ ウェットウエル※ ¹ ：9,555 m ³	同上
逃し安全弁	電源・制御用ガスの利用可否に関係なく、逃し弁の設定圧において作動することとした。	炉心損傷後も漏えいは生じないものとした。
原子炉圧力容器の強制減圧	原子炉水位が、燃料有効長底部から、燃料有効長の 10%の位置で逃し安全弁を 2 弁作動させることとした。	申請書を参考に設定した。
HPCF	—	機能喪失とした。
RCIC	—	機能喪失とした。
LPFL	—	機能喪失とした。
CRD 注水	—	考慮していない。

低圧代替注水ポンプ※2	流量：120 m³/h 最大吐出圧：735 kPaG	○炉心冠水の状態を維持するように間欠運転を仮定した。 ○代替格納容器スプレイを併用する場合は、炉心への注水とは交互に実施することとした。
下部ドライウェル注水※2	○2 mの水位が維持されるように間欠運転することとした。	○原子炉圧力容器破損までに水張りが実施されると仮定した。
代替格納容器スプレイ※2	○流量：140 m³/h ○設計圧の1.5倍で始動することとした。 ○圧力制御の間欠運転をすることとした。	○D/W スプレイのみを用いた。
格納容器ベント	○最大排出流量 32 kg/s にて除熱（格納容器圧力が 620 kPaG において） ○希ガスの減衰を考慮し、外部注水量が制限値に達した場合にバルブを開くこととした。	○ここでは格納容器ベントによる除染係数を考慮していない。

※1 サプレッションプール水を含む。

※2 同一のポンプを切り替えて使用するものと仮定し、注水流量はポンプの容量を超えない範囲で設定した。

表 3.5 事故シーケンスごとの解析条件 (ABWR)
Table 3.5 Analysis conditions on specific sequence (ABWR)

項目		大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失	高圧・低圧注水機能喪失
LOCA 条件	破断位置、口径	RHR 吸い込み配管（有効燃料頂部（以下 TAF という。）+0.8 m）の完全両端破断	
原子炉スクラム開始時間		事象発生直後	同左
電源	交流	事象発生直後全喪失	使用可能
	直流	使用可能	同左
不作動機器／機能		ECCS	高圧注水機能 低圧注水機能
低圧代替注水開始時間		70 分後	未考慮
格納容器下部注水系		なし	水深 2 m を維持
代替格納容器スプレイ	流量	140 m ³ /h ^{※1}	同左
	作動条件	最高使用圧の 1.5 倍	同左

※1 申請書を参考に設定

表 3.6 BWR5 の共通解析条件
Table 3.6 Analysis conditions for BWR5

項目	初期設定値	備考
炉心熱出力（初期）	2,436 MWt	定格原子炉熱出力として設定した。
炉心崩壊熱	ORIGEN 計算値	MELCOR 内部データベース値を使用した。
原子炉初期圧力	7.03 MPa	定格原子炉圧力として設定した。
格納容器最高使用圧力	427 kPaG	申請書を参考に設定した。
格納容器自由体積	ドライウェル：7,900 m ³ ウェットウェル：4,700 m ³	申請書を参考に設定した。
逃し安全弁	電源・制御用ガスの利用可否に関係なく、逃し弁の設定圧において作動することとした。	炉心損傷後も漏えいは生じないものとした。
原子炉圧力容器の強制減圧	原子炉水位が、燃料有効長底部から、燃料有効長の 20%の位置で逃し安全弁を 2 弁作動させることとした。	申請書を参考に設定した。
HPCS	—	機能喪失とした。
RCIC	—	機能喪失とした。
LPCS	—	機能喪失とした。
LPCI	—	機能喪失とした。
CRD 注水	—	考慮していない。
低圧代替注水ポンプ※1	200 m ³ /h の流量で注水し、水位回復後は崩壊熱による蒸発量相当の流量で注水することとした。	申請書を参考に設定した。

ペデスタル注水※1	○3.7 m の水位が維持されるように間欠運転をすることとした。	○原子炉圧力容器破損までに水張りが実施されると仮定した。
代替格納容器スプレイ※1	○流量：120 m ³ /h ○設計圧の 1.5 倍で始動することとした。 ○圧力制御の間欠運転をすることとした。	○D/W スプレイのみを用いた。
格納容器ベント	○最大排出流量 9.8 kg/s にて除熱（格納容器圧力が 427 kPaG において） ○希ガスの減衰を考慮し、外部注水量が制限値に達した場合にバルブを開くこととした。	○ここでは格納容器ベントによる除染係数を考慮していない。

※1 それぞれ個別のポンプを使用するものと仮定。注水流量はポンプの容量を超えない範囲で設定した。

表 3.7 事故シーケンスごとの解析条件 (BWR5)
Table 3.7 Analysis conditions on specific sequence (BWR5)

項目		大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力 電源喪失	高圧・低圧注水機能喪失
LOCA 条件	破断位置、口径	再循環ポンプ吸い込み側配管の完全両 端破断	
原子炉スクラム開始時間		事象発生直後	同左
電源	交流	事象発生直後全喪失	使用可能
	直流	使用可能	同左
不作動機器／機能		ECCS	高圧注水機能 低圧注水機能
低圧代替注水開始時間		30 分後	未考慮
ペデスタル注水		なし	水深 3.7 m を維持
代替格納容器 スプレイ	流量	120 m ³ /h ^{※1}	同左
	作動条件	設計圧の 1.5 倍	同左

※1 申請書を参考に設定

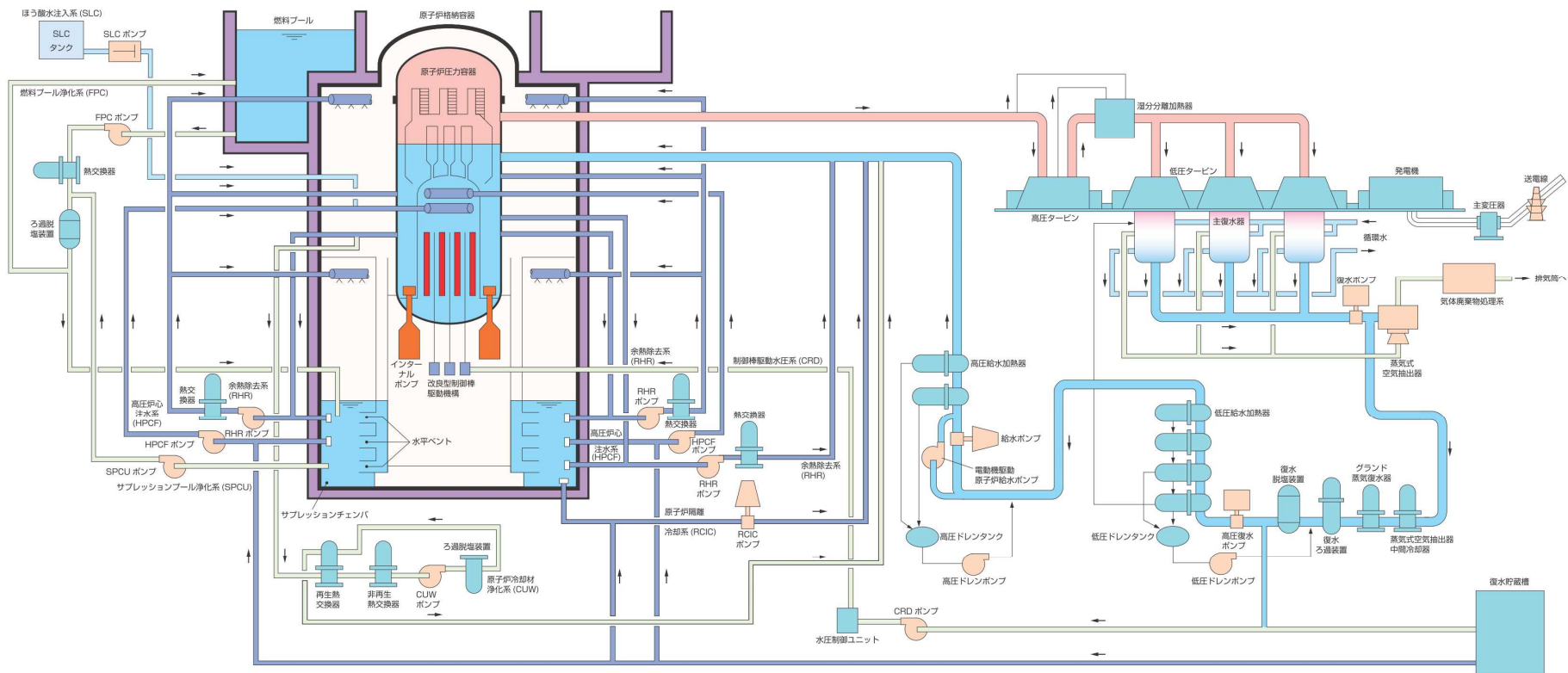


図 3.3.1 ABWR の系統図

Fig. 3.3.1 ABWR system

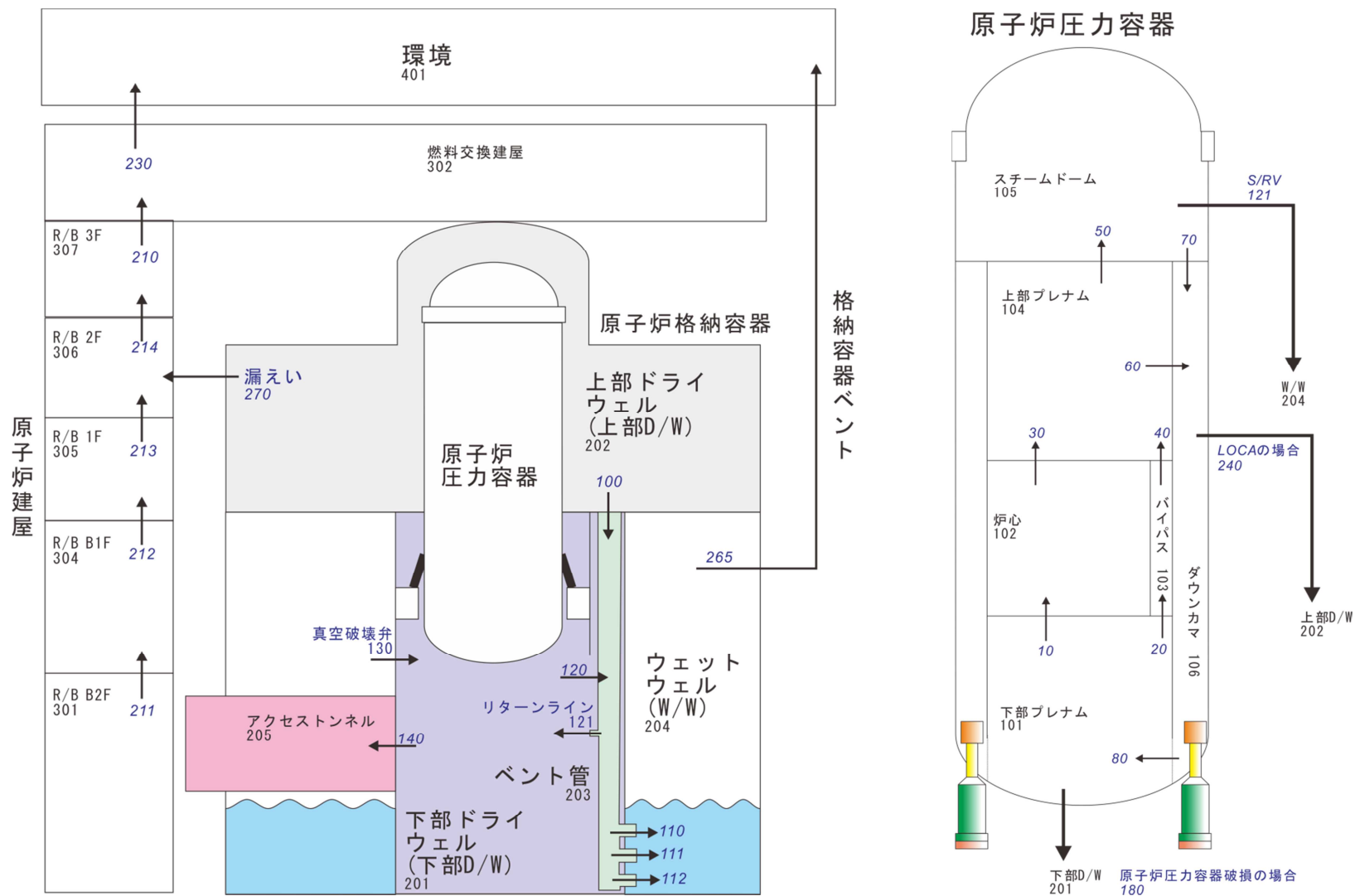


図 3.3.2 MELCOR コード用 ABWR 解析ノード分割

Fig. 3.3.2 ABWR nodalization for MELCOR

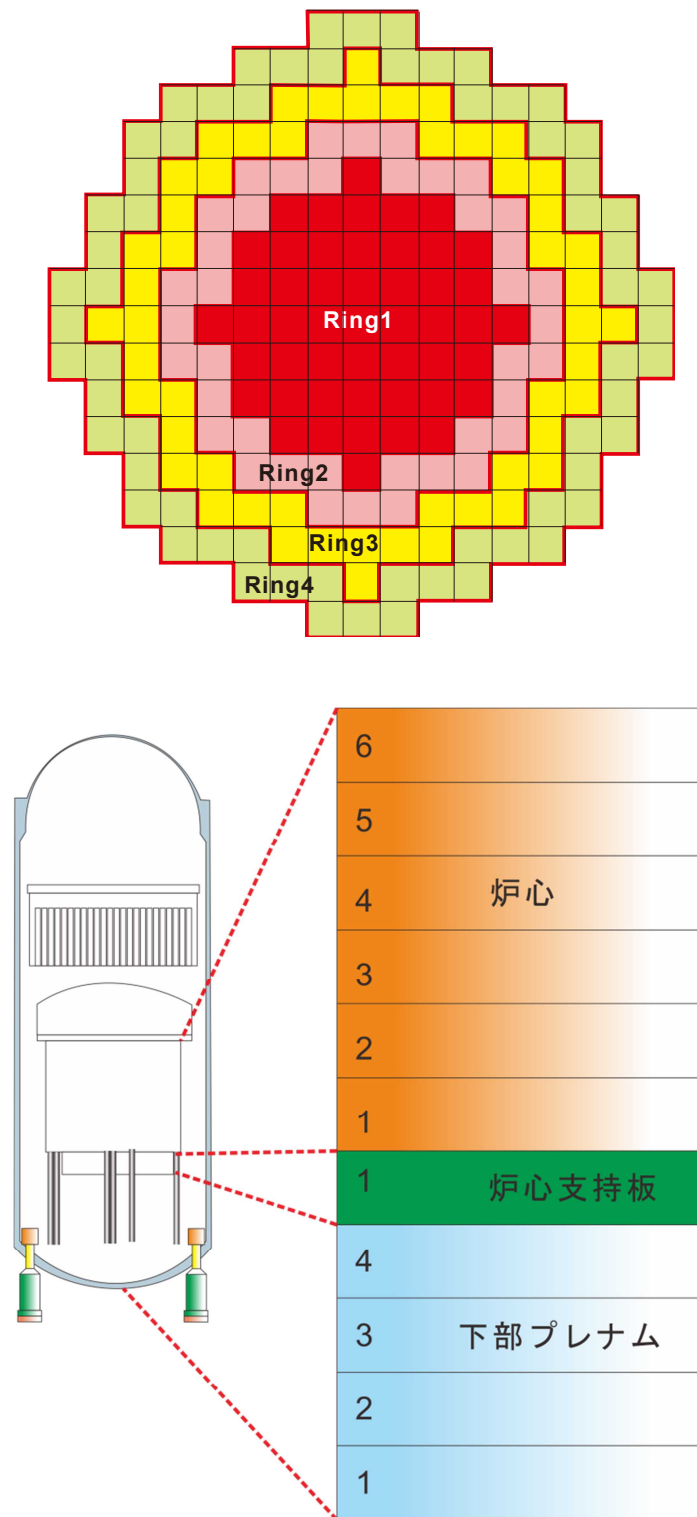


図 3.3.3 MELCOR コード用炉心部モデル (ABWR)
Fig. 3.3.3 Core nodalization (ABWR)

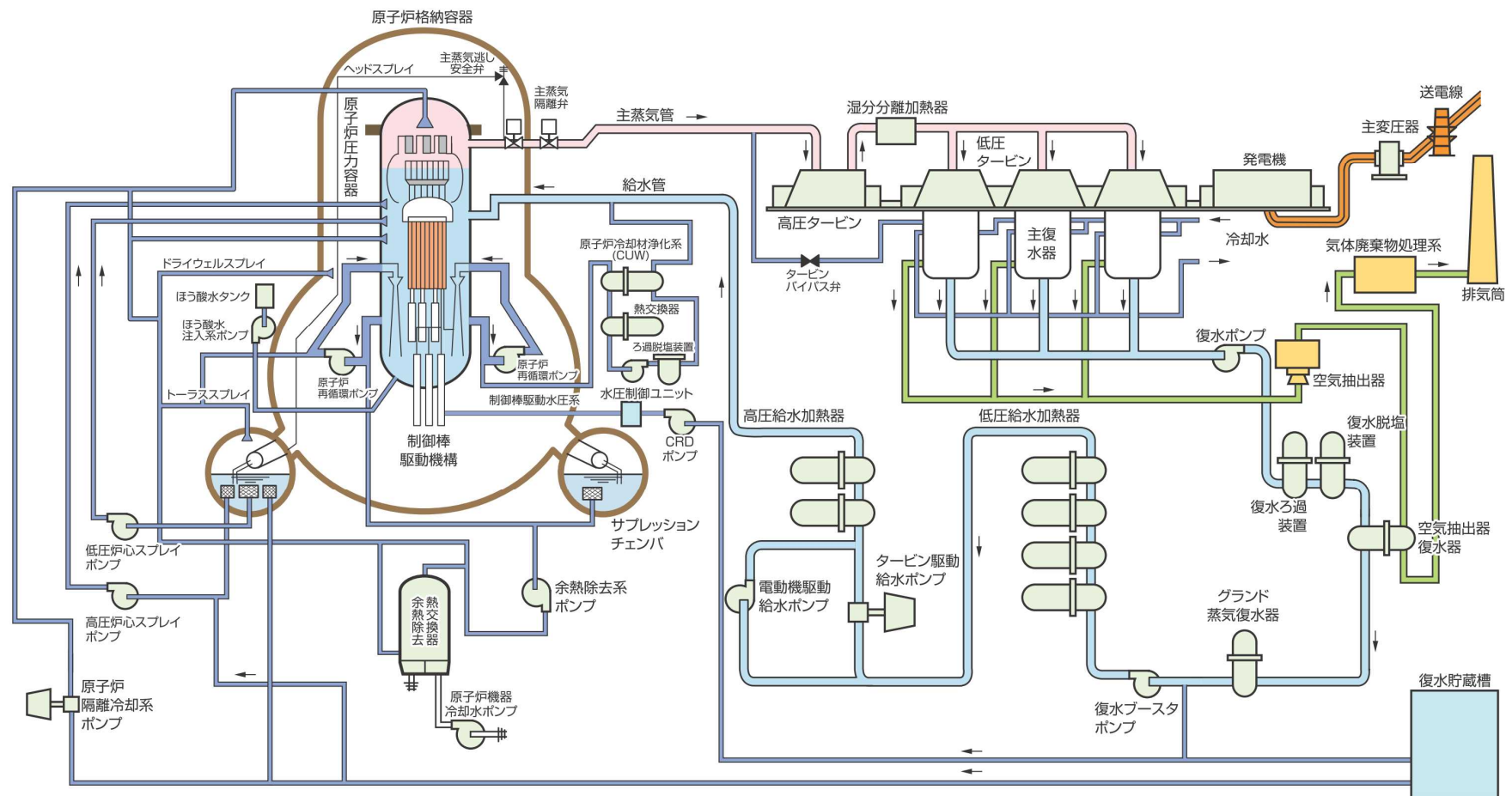


図 3.3.4 BWR5 の系統図

Fig. 3.3.4 BWR5 system

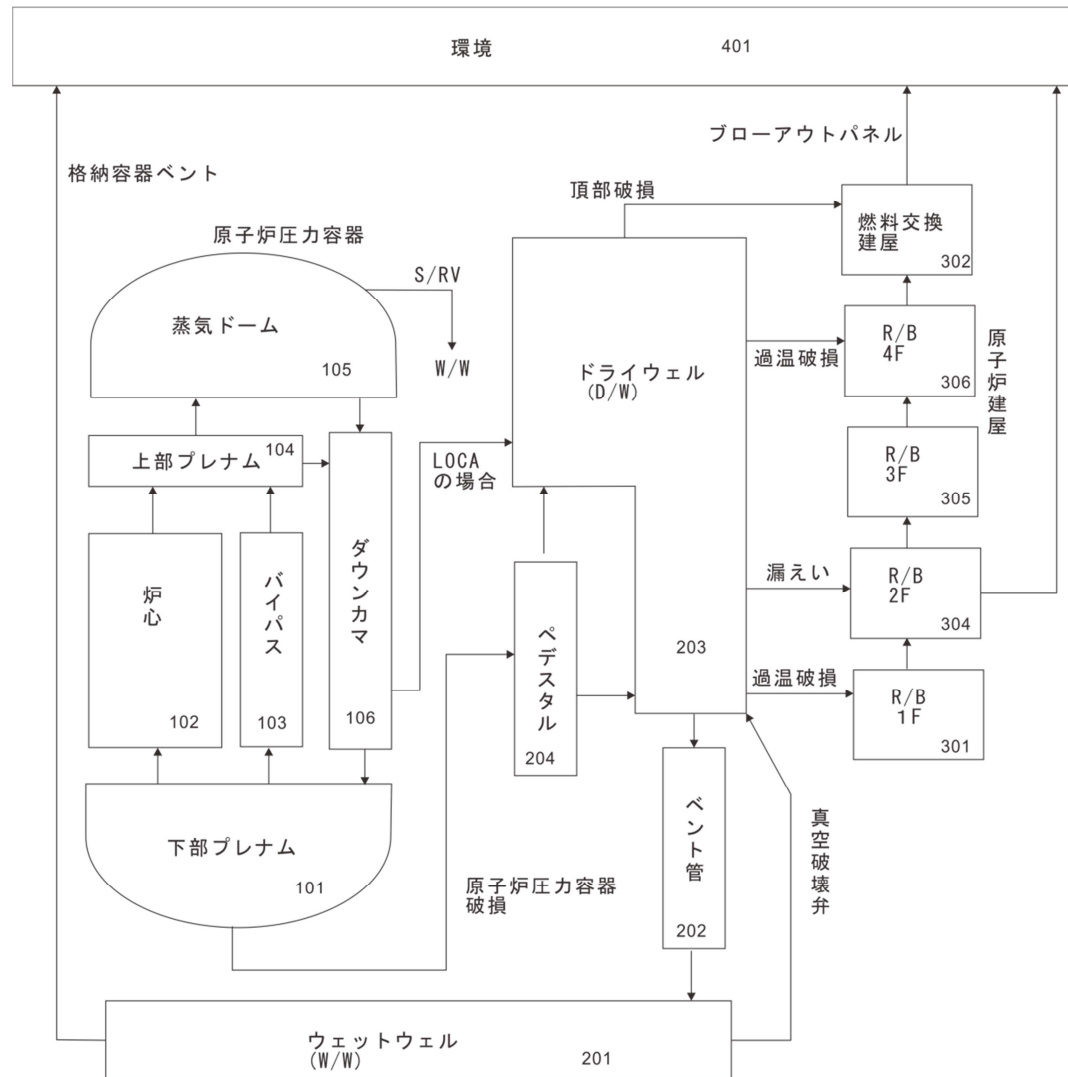


図 3.3.5 MELCOR コード用 BWR5 解析ノード分割
Fig. 3.3.5 BWR5 nodalization for MELCOR

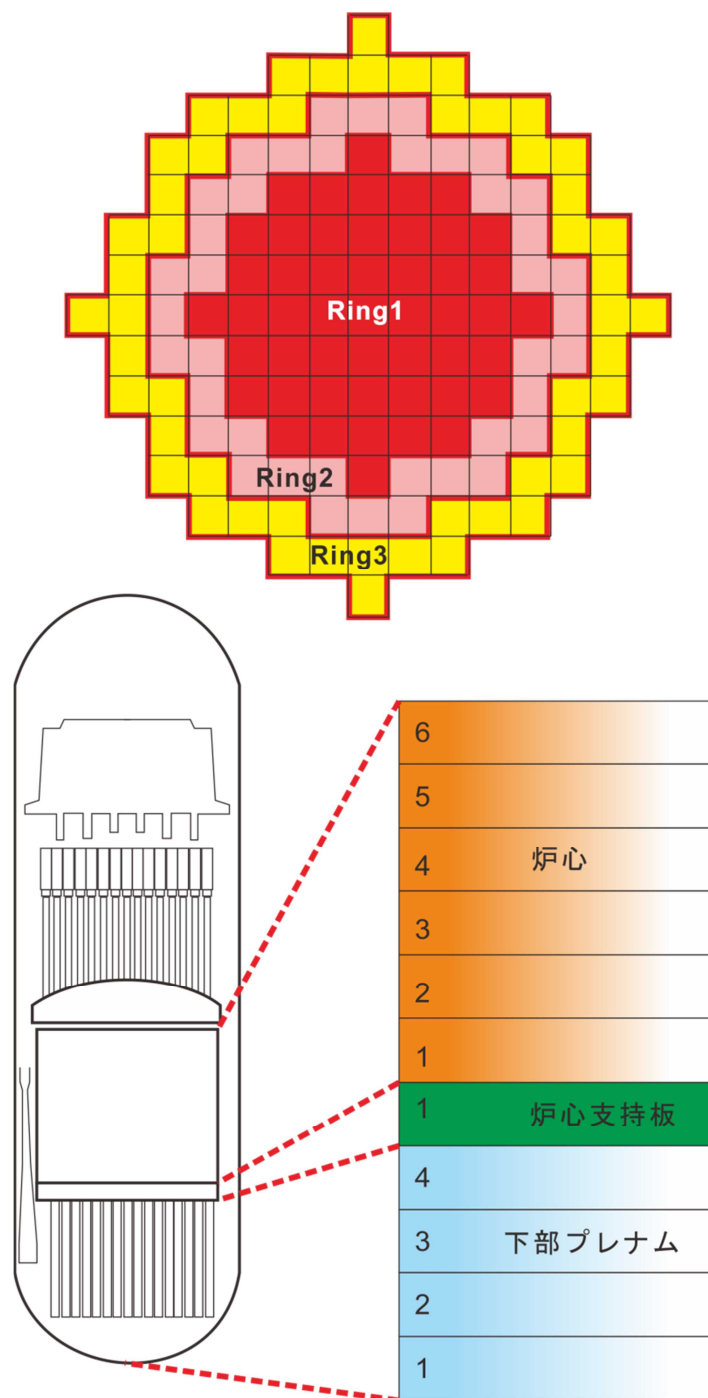


図 3.3.6 MELCOR コード用炉心部モデル (BWR5)
Fig. 3.3.6 Core nodalization (BWR5)

4. 解析結果

4.1. ABWR

4.1.1. 「大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失」シーケンス

(1) 基本解析

ここでは、雰囲気圧力・温度による静的負荷及び水素燃焼の格納容器破損モードに対して、原子炉水位の低下が早いため、対応の余裕時間が短く、大容量の設備が必要な大破断 LOCA を起因事象とした。さらに、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が短くなる「大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失」シーケンスを解析対象として選定した。本事故シーケンスでは、下記の重大事故対策を講じることを想定する。

- ガスタービン発電機による電源供給
- 低圧代替注水系（常設）による注水
- 代替格納容器スプレイ（以下「格納容器スプレイ」という。）の間欠運転
- 格納容器ベント

ここでは、原子炉圧力容器内に溶融炉心デブリを閉じ込めている状態を解析した¹。原子炉圧力容器が破損して溶融炉心デブリが格納容器へ放出される場合は、後述の別シーケンスで検討する。

① 事象進展

表 4.1 に本シーケンスでの主要な事象の発生時間をまとめた。また、図 4.1.1 に原子炉水位²及び原子炉圧力の時間変化を示す³。大破断 LOCA の発生により原子炉圧力は急激に低下し、さらに、ECCS も機能喪失するため水位も急速に低下する。約 15 分後⁴に炉心が損傷し、約 1 時間後に溶融炉心デブリが下部プレナムに落下するため、原子炉水位は見かけ上で上昇する。70 分後に電源供給及び低圧代替注水系による注水が開始されるため、原子炉水位が回復し、炉心が再冠水する。その後、低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水は、炉心の冠水を維持するように間欠運転を継続するものとした。

図 4.1.2 に炉心部最高温度及び蒸気温度の時間変化を、図 4.1.3 に炉心部での水素発生量の時間変化を示す。図 4.1.2 に示すように約 10 分後から炉心温度は金属－水反応の反応熱により急激に上昇し、約 60 分後に高温の溶融炉心デブリが下部プレナムに落下するため、炉心部分の温度は一旦低下する。70 分後からは原子炉圧力容器へ注

¹ 予備検討の結果に基づき、溶融炉心デブリが原子炉圧力容器内にとどまるようにパラメータを設定した。

² 本技術報告ではシュラウド内のコラプスト水位を示す。

³ 時間変化のグラフは最初の 1 時間は 1 秒間隔、5 時間までは 20 秒間隔、その後は 100 秒間隔で解析結果を示している。

⁴ 特に断らない限り、事象発生からの経過時間で表記する。

水が開始されるため、炉心が冷却され、温度が低下する。この間、図 4.1.3 に示すように約 700 kg の水素が炉心部で発生する。低圧代替注水系での注水により炉心温度が低下し、約 1.5 時間後に炉内での水素生成も収束する。

図 4.1.4 に格納容器雰囲気圧力の時間変化を示す。事象発生直後に原子炉圧力容器からの冷却材の流出により格納容器雰囲気圧力が上昇する。70 分後から低圧代替注水系により炉心へ注水が開始されるため、炉内で発生した蒸気がドライウェル(以下「D/W」という。)に放出されることで格納容器雰囲気圧力が更に上昇する。約 8.3 時間後に格納容器最高使用圧の 1.5 倍に達するため、格納容器スプレイが開始され、蒸気が凝縮されることで格納容器雰囲気圧力は低下する。所定の圧力まで格納容器雰囲気圧力が低下すると、格納容器スプレイは停止する。図 4.1.5 に格納容器内の水位の時間変化を示す。格納容器スプレイが始まると、蒸気の凝縮により D/W の圧力が減少するため、ベント管及び下部 D/W の水位が上昇する。格納容器スプレイが停止すると反対に D/W 圧力が上昇するため、ベント管及び下部 D/W の水位が低下する。約 35 時間後にウェットウェル(以下「W/W」という。)水位が設定上限¹に到達するため格納容器スプレイが停止する。その後、速やかに格納容器ベントを実施する。格納容器ベントによって W/W が減圧され、ベント管内部の冷却材が W/W に押し出されるため、W/W 水位が上昇する。

図 4.1.6 に格納容器温度の時間変化を示す。格納容器 D/W 雰囲気温度は、LOCA による高温冷却材の流入及び炉心損傷に伴う過熱蒸気の流入によって一旦上昇するが、格納容器スプレイの間欠運転が開始されると徐々に低下する。この間、格納容器バウンダリの温度は限界温度を下回る。

図 4.1.7 に格納容器の酸素濃度の時間変化を、図 4.1.8 に原子炉建屋のドライ換算の水素濃度の時間変化を示す。事象直後は、原子炉圧力容器からの高温冷却材の流入及び炉心損傷に伴う過熱蒸気の流入によって W/W よりも D/W の圧力が高いため、酸素は D/W から W/W へ移行する。したがって、D/W の酸素濃度は一旦低下するが、格納容器スプレイが作動すると、真空破壊弁が作動して W/W から D/W へ酸素が移行するため D/W の酸素濃度は上昇する。格納容器内の酸素濃度は、炉心内の金属－水反応により格納容器内に非凝縮性の水素が放出されるため、図 4.1.7 に示すように、初期濃度よりも減少し、可燃限界(5%)を下回る。一方、水素も酸素と同様に一旦 W/W へ移行し、格納容器スプレイ作動後に D/W へ移行する。格納容器から原子炉建屋への漏えいによって、原子炉建屋内の水素濃度は、図 4.1.8 に示すように格納容器スプレイ作動後に上昇し、ベント開始時までは上昇が続くが、可燃限界(4%)を超えない。

¹ 格納容器ベント時の飛沫同伴等を防止するために外部注水量に制限を設けている。

図 4.1.9 に初期炉心インベントリに対する環境への放射性物質等の放出割合を示す¹。燃料から放出された放射性物質等は、原子炉圧力容器から格納容器へ移行する。格納容器から原子炉建屋への漏えいによって、微量の放射性物質等が環境へ放出される。格納容器スプレイが作動すると、エアロゾル状のセシウム等は D/W 雰囲気から除去されるため、環境への放出が抑制される。格納容器スプレイ停止後、速やかに格納容器ベントを実施すると、W/W の雰囲気に存在する放射性物質等が放出され、環境への放射性物質等の放出割合²は、炉心インベントリに対して希ガスは約 0.89、ヨウ素は約 3.0×10^{-5} 、セシウムは約 3.0×10^{-5} である。この場合に、セシウムに対するフィルター付ベントの除染係数（以下「DF」という。）を 1,000 と仮定すると、環境への Cs-137 の放出量は約 2.4×10^{10} Bq である。なお、放射性物質等の初期インベントリは、平均燃焼度 45 GWd/tHM の計算値（¹⁴）を用いた。

② 格納容器破損防止対策の有効性

a 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

格納容器雰囲気圧力は、事象初期では格納容器スプレイの間欠運転による冷却によって抑制される。W/W の水位上昇により格納容器スプレイが使用できなくなると格納容器雰囲気圧力及び温度が上昇するが、格納容器ベントをすることにより限界圧力及び限界温度を下回る。

なお、格納容器雰囲気温度は事象初期に格納容器の最高使用温度を一時的に上回るが、格納容器バウンダリ温度は限界温度を下回る。

b 水素燃焼

格納容器内は、水素燃焼を防止するために窒素で不活性化されている。このため、水素の燃焼は酸素濃度で律速される。

格納容器内の酸素濃度は金属－水反応によって水素が発生するため初期濃度より低下することから、可燃限界を下回る。

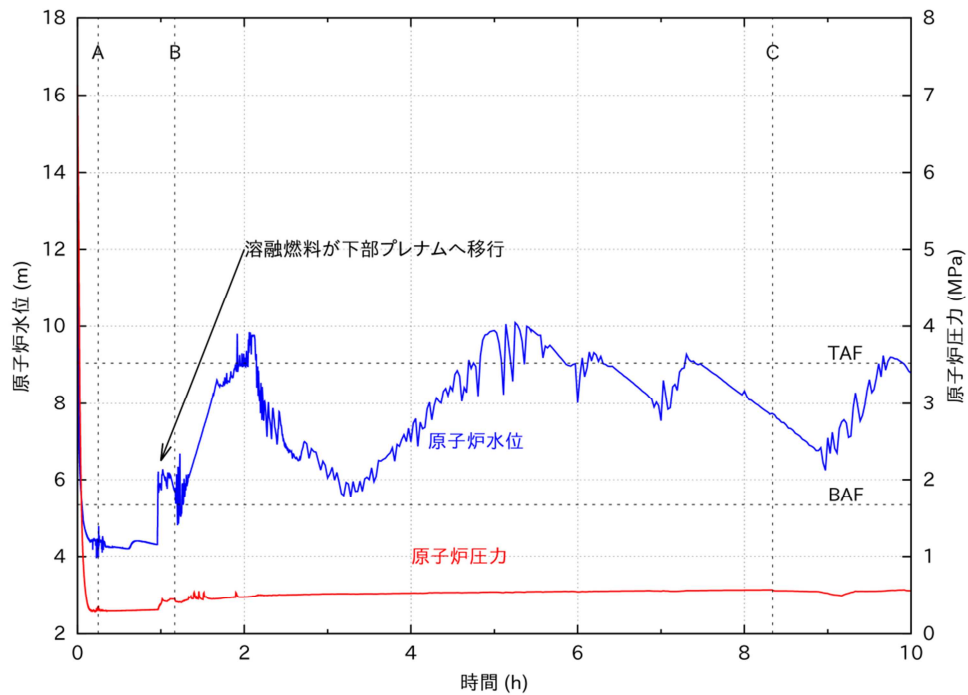
¹ セシウムは CsOH、ヨウ素は CsI の化学形態としている。

² 格納容器ベントによる放射性物質等の放出低減効果は考慮していない。

表 4.1 「大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失」シーケンスでの主要事象
の発生時間

Table 4.1 Major events (LBLOCA with Loss of ECCS and SBO)

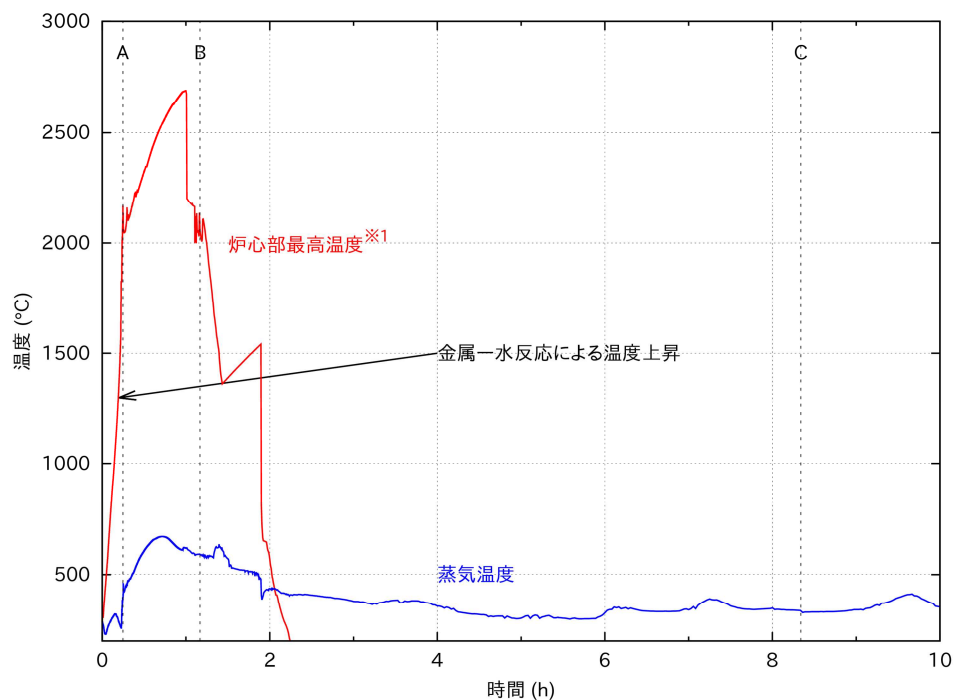
事象	時間
大破断 LOCA 全交流動力電源喪失	0.0 分後
原子炉スクラム	0.0 分後
炉心露出	約 3.3 分後
燃料被覆管破損	約 7.6 分後
炉心損傷	約 15 分後
炉心支持板破損	約 25 分後
低圧代替注水系による注水開始	70 分後
格納容器スプレイ開始	約 8.3 時間後
真空破壊弁開	約 9.0 時間後
格納容器ベント開始	約 35 時間後
原子炉圧力容器破損	—
格納容器破損	—



A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始、C : 格納容器スプレイ開始

図 4.1.1 原子炉水位及び圧力 (大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失)

Fig. 4.1.1 Collapsed liquid level in RPV and RPV pressure (LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)

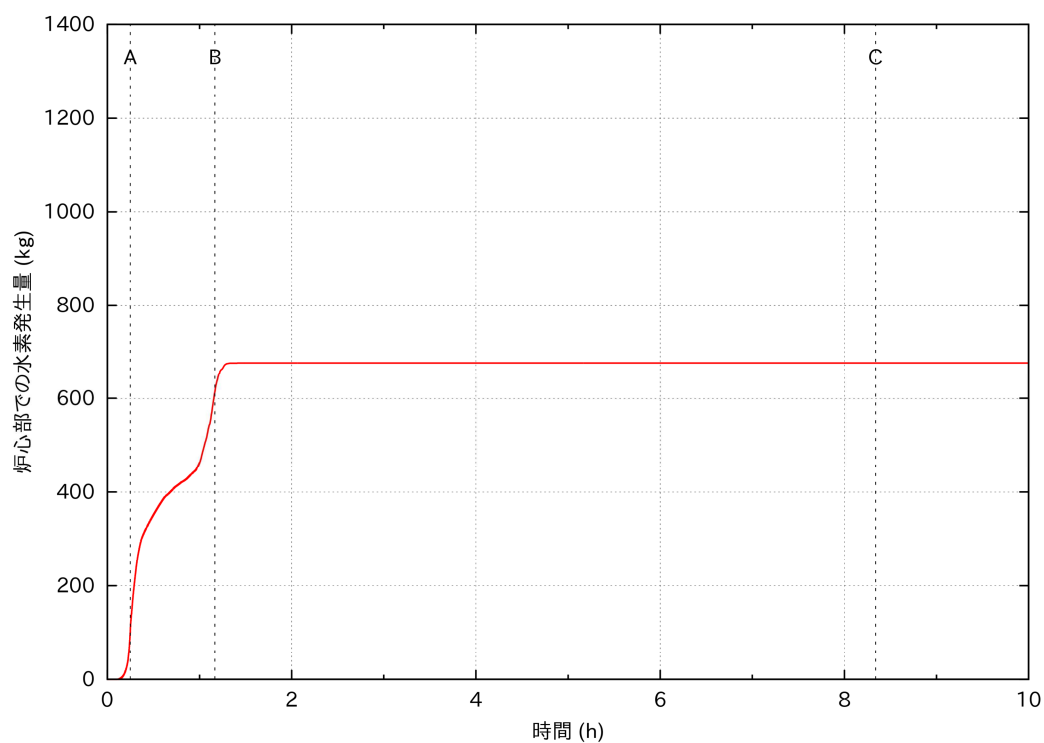


A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始、C : 格納容器スプレイ開始

図 4.1.2 炉心部最高温度及び蒸気温度 (大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失)

Fig. 4.1.2 Maximum core temperature and steam temperature (LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)

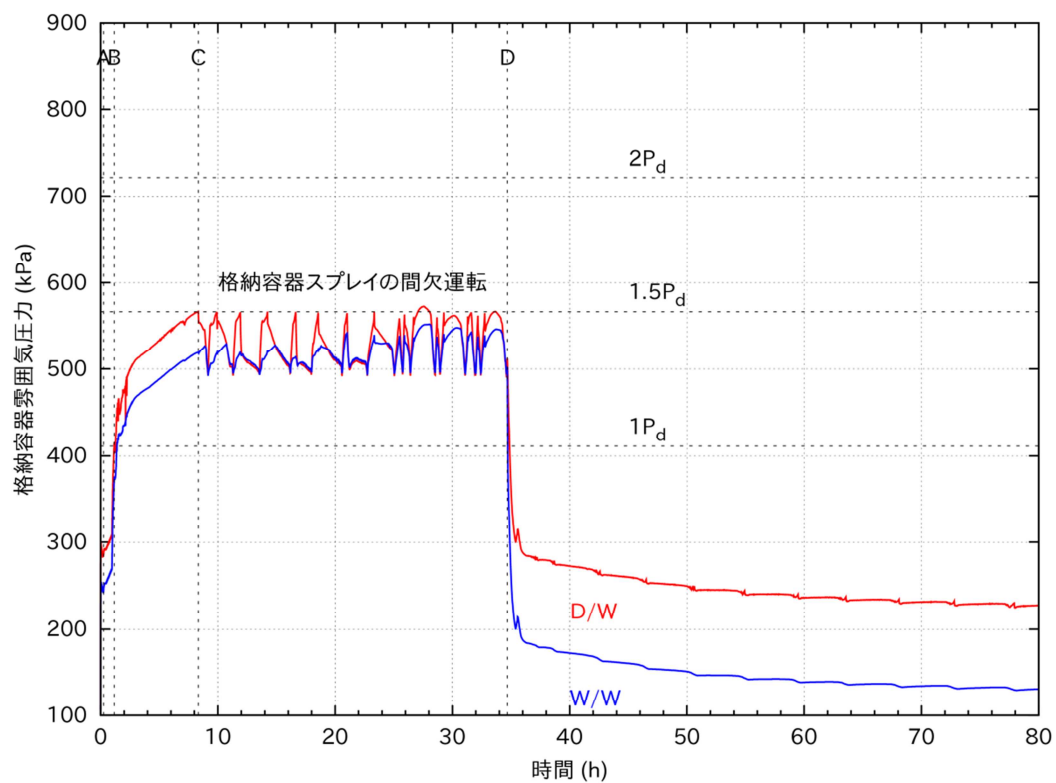
※1 炉心を分割した領域の中で最も温度の高い領域の温度を示している。



A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始、C : 格納容器スプレイ開始

図 4.1.3 炉心部での水素発生量（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）

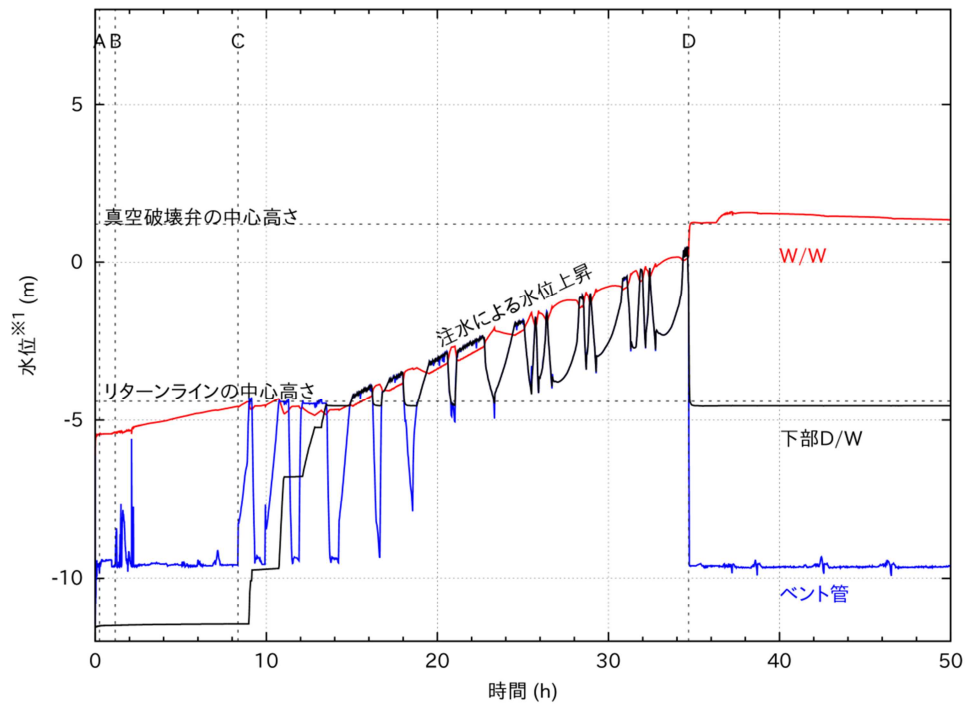
Fig. 4.1.3 Hydrogen generated in the core(LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)



A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始、C : 格納容器スプレイ開始、D : 格納容器ベント開始

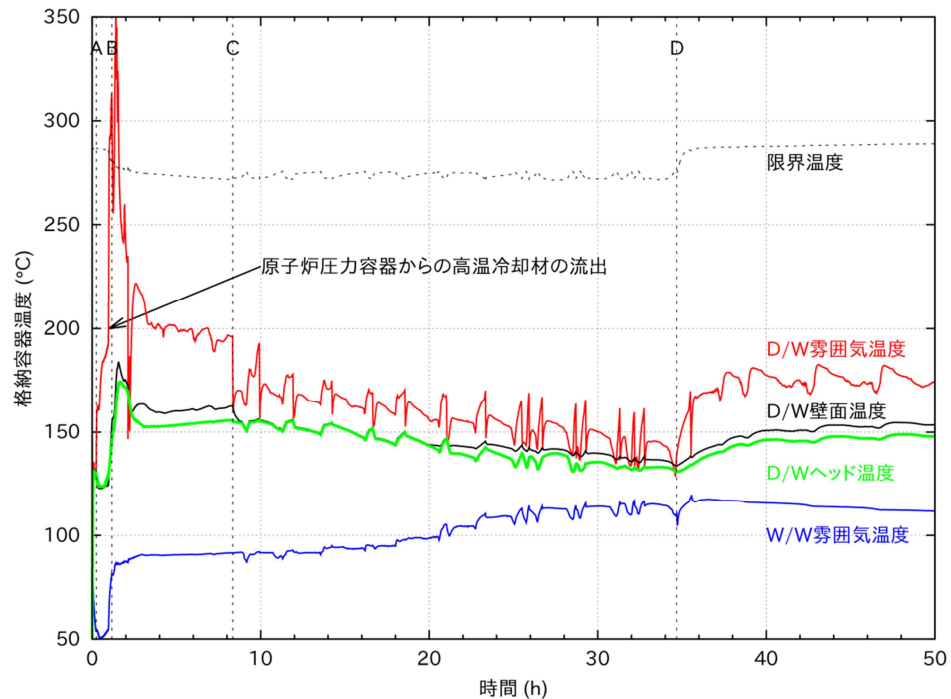
図 4.1.4 格納容器雰囲気圧力（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）

Fig. 4.1.4 PCV Pressure (LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)



A：炉心損傷、B：低圧代替注水開始、C：格納容器スプレイ開始、D：格納容器ベント開始

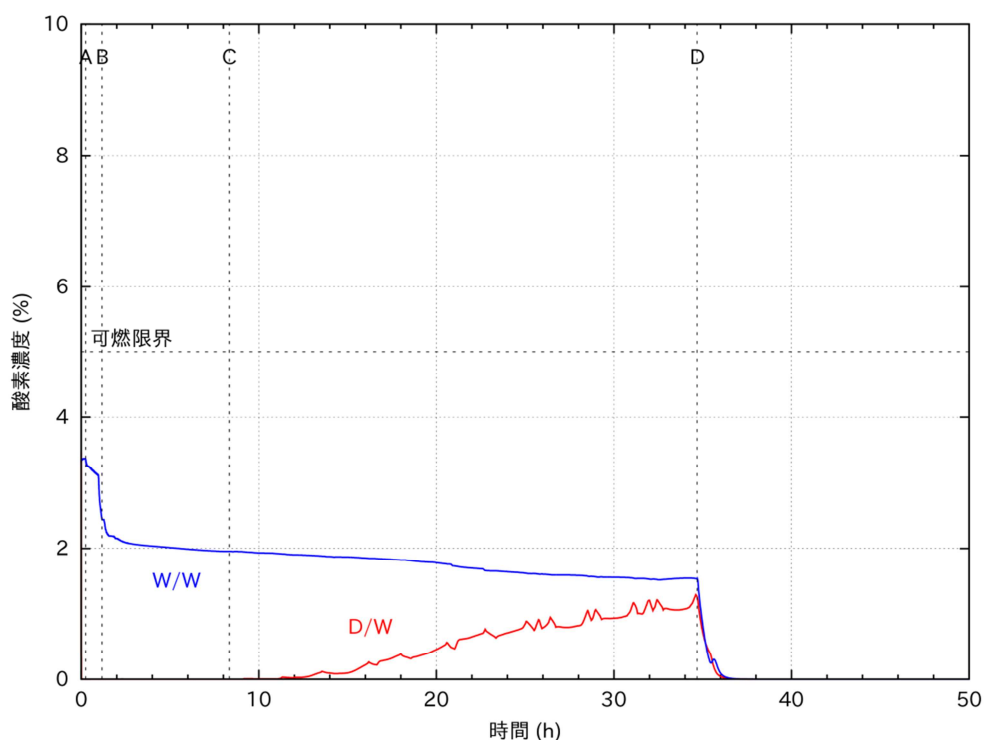
図 4.1.5 格納容器水位（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）
Fig. 4.1.5 Liquid level in PCV (LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)



A：炉心損傷、B：低圧代替注水開始、C：格納容器スプレイ開始、D：格納容器ベント開始

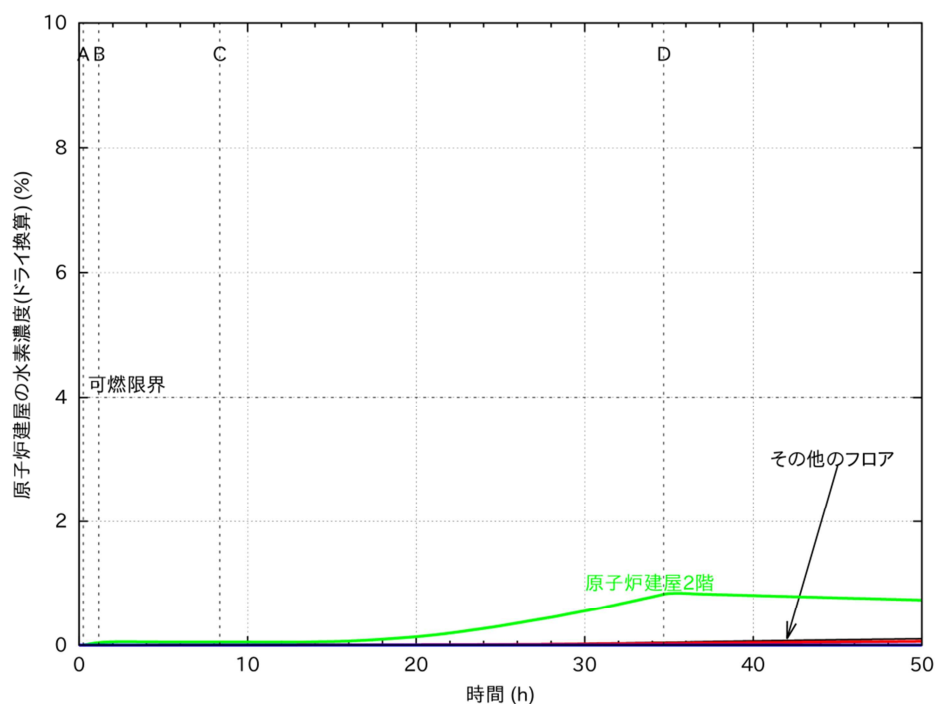
図 4.1.6 格納容器温度（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）
Fig. 4.1.6 PCV temperature (LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)

※1 原子炉圧力容器下端からの相対高さを示している。



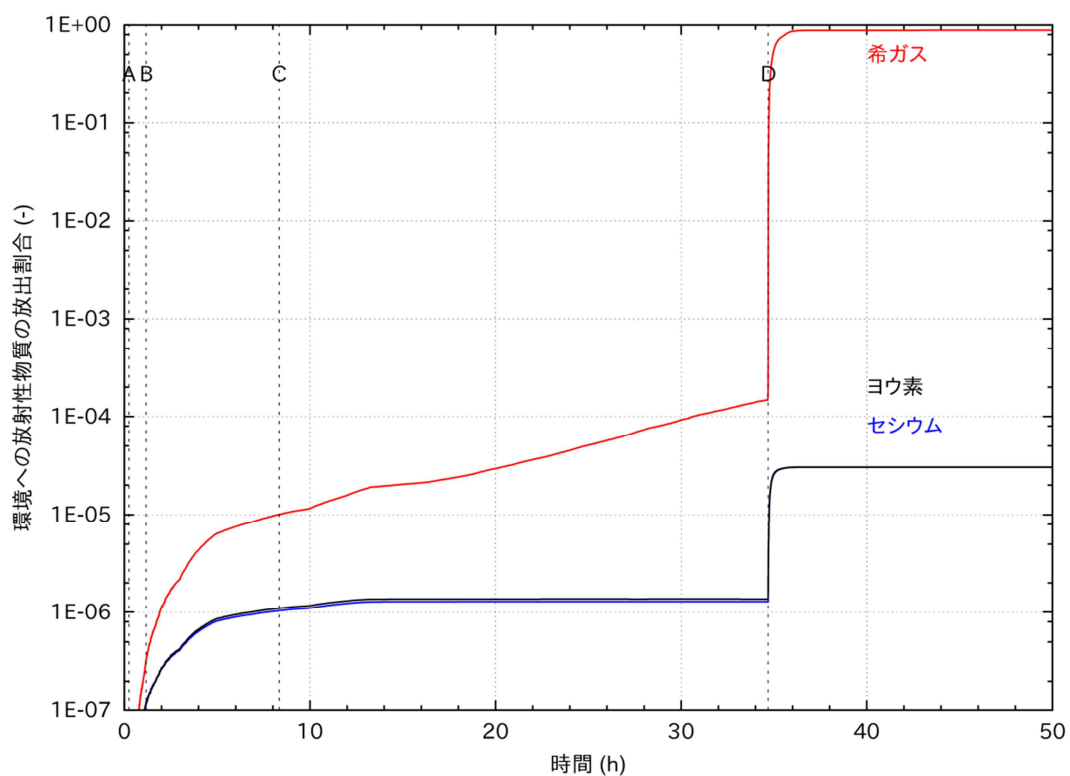
A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始、C : 格納容器スプレイ開始、D : 格納容器ベント開始

図 4.1.7 格納容器の酸素濃度（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）
Fig. 4.1.7 Oxygen concentration in PCV (LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)



A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始、C : 格納容器スプレイ開始、D : 格納容器ベント開始

図 4.1.8 原子炉建屋の水素濃度（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）
Fig. 4.1.8 Hydrogen concentration in R/B (LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)



A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始、C : 格納容器スプレイ開始、D : 格納容器ベント開始

図 4.1.9 環境への放射性物質等の放出割合(大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失)

Fig. 4.1.9 Radionuclides release fraction to the environment (LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)

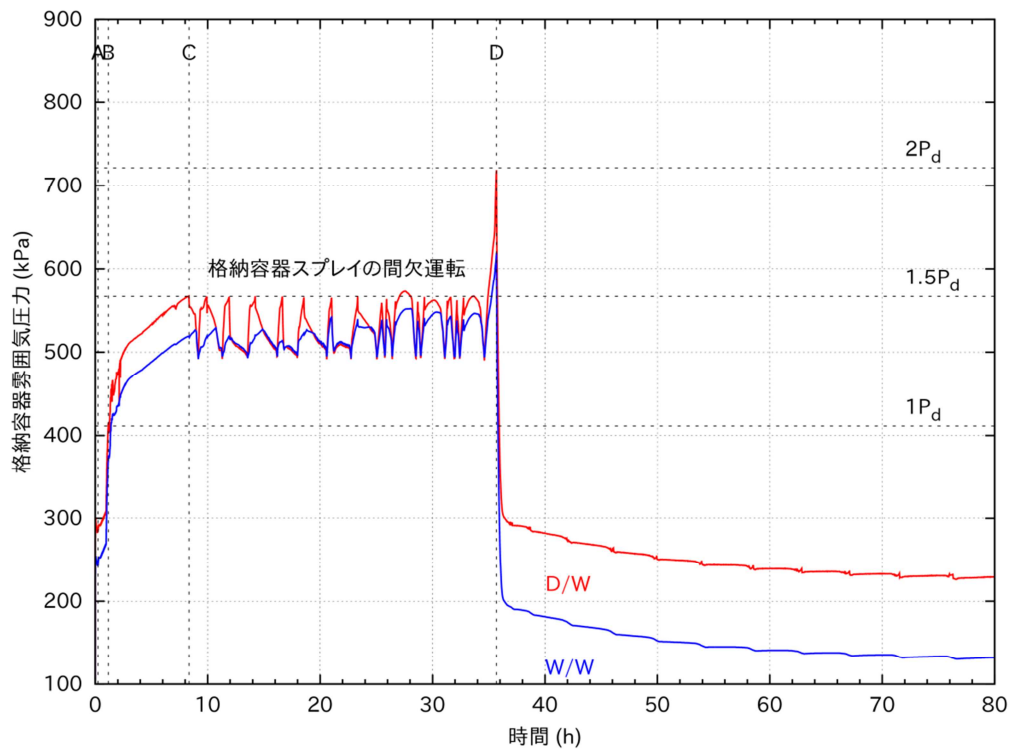
(2) 感度解析

① 格納容器ベントの開始条件

ここでは、格納容器ベントの開始条件を設計圧の 2 倍 ($2P_d$) として、格納容器の圧力挙動及び環境への放射性物質等の放出量を調べた。

図 4.1.10 に格納容器雰囲気圧力の時間変化を示す。(1)の基本解析で示したように、約 35 時間後に W/W の水位が設定上限に達するため格納容器スプレイが停止する。格納容器内で発生する蒸気によって格納容器雰囲気圧力が上昇し、約 36 時間後に $2P_d$ に達するため、格納容器ベントを開始する。(1)の基本解析の結果と比べて、格納容器ベントの開始時間に顕著な差はない。

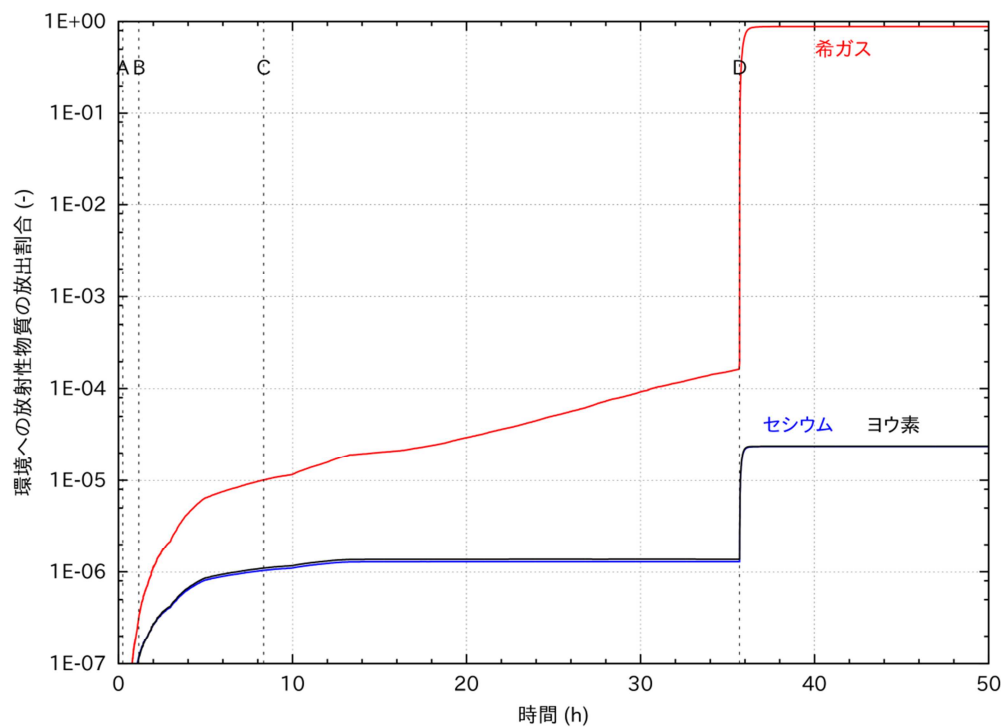
図 4.1.11 に環境への放射性物質等の放出割合を示す。環境への放射性物質等の放出割合は、格納容器ベント時に上昇し、ヨウ素は約 2.4×10^{-5} 、セシウムは約 2.4×10^{-5} である。(1)の基本解析の結果と比べると格納容器ベント開始時間が遅れ、格納容器雰囲気内に浮遊するエアロゾル状の放射性物質等の沈着が進むため、放出割合は若干減少している。



A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始、C : 格納容器スプレイ開始、D : 格納容器ベント開始

図 4.1.10 格納容器雰囲気圧力 (感度解析)

Fig. 4.1.10 PCV pressure (sensitivity analysis).



A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始、C : 格納容器スプレイ開始、D : 格納容器ベント開始

図 4.1.11 環境への放射性物質等の放出割合 (感度解析)

Fig. 4.1.11 Radionuclides release fraction to the environment (sensitivity analysis)

(3) 重要な物理化学現象

本シナシスにおいて格納容器破損防止対策に影響を与える重要な物理化学現象として、以下を抽出した。

a 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

- ・ 格納容器スプレイによる除熱
- ・ 格納容器構造体への熱伝達

b 水素燃焼

- ・ 金属－水反応等の水素生成反応

c その他

- ・ 溶融した燃料の移行による冷却材及び蒸気の流路閉塞

(4) 主要な不確かさ要因

下記の格納容器破損モードについて、格納容器破損防止対策に影響を与える主要な不確かさ要因は、以下のとおりである

① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

- ・ 格納容器スプレイを作動させることにより、格納容器雰囲気中の蒸気が凝縮され、格納容器雰囲気圧力が抑制される。一方、金属－水反応で生成する水素等の非凝縮性ガスは、格納容器スプレイによる圧力抑制効果に影響を及ぼす。
- ・ 格納容器スプレイを継続できる期間は、格納容器外からの総注水量に制限されるために、格納容器スプレイ、炉心注水、下部 D/W への注水等の注水履歴の影響を受ける。
- ・ 事故初期の格納容器雰囲気温度は、格納容器構造体への伝熱によって低下する。格納容器バウンダリの温度は、格納容器スプレイによる除熱、格納容器の構造体の熱容量、伝熱モデル等の影響を受ける。

なお、溶融炉心デブリを原子炉圧力容器内にとどめることができるかは、代替注水の開始時間、流量、下部プレナムでの溶融炉心デブリの冷却等の影響を受ける。

② 水素燃焼

- ・ 炉心部での水素発生量は、炉心への注水履歴、溶融した炉心の移行に伴う冷却材及び蒸気の流路閉塞等の解析コードモデルの影響を受ける。

なお、原子炉建屋へ漏えいした水素濃度は、貫通部の配置、原子炉建屋の漏えい先の体積等の影響を受ける。また、水素と同様に、希ガス等の放射性物質等も原子炉建屋に漏えいすると考えられるため原子炉建屋内の線量が高まる可能性がある。

4.1.2. 「高圧・低圧注水機能喪失」シーケンス

(1) 基本解析

ここでは、事象進展が早く、炉心溶融までの時間が短い過渡事象を起因とする事故シーケンスを選んだ。溶融炉心デブリが原子炉圧力容器外へ移行する場合は、格納容器に対する熱的負荷等が高まることから、「高圧・低圧注水機能喪失」シーケンスを解析対象として選定した。本事故シーケンスでは、下記の重大事故対策を講じることを想定する。

- 下部ドライウェル注水による水張り
- 格納容器スプレイ
- 格納容器ベント

① 事象進展

表 4.2 に本シーケンスでの主要な事象の発生時間をまとめた。また、図 4.1.12 に原子炉水位及び圧力の時間変化を、図 4.1.13 に炉心部最高温度及び蒸気温度の時間変化を、図 4.1.14 に炉心部での水素発生量の時間変化を示す。高圧注水機能を喪失しているため、図 4.1.12 に示すように逃し安全弁（以下「SRV」という。）が開閉を繰り返し、原子炉水位が低下する。約 34 分後に炉心が露出し、約 1.7 時間後に炉心損傷に至る。原子炉水位が有効燃料底部（以下「BAF」という。）から燃料有効長の 10% の位置まで低下する（約 1.7 時間後）と、SRV2 弁を作動させるため、原子炉圧力容器の圧力は低下する。図 4.1.13 に示すように炉心が露出すると金属－水反応による発熱によって炉心温度が上昇する。減圧開始直後に、減圧沸騰で発生した蒸気によって炉心は一旦冷却されるが、再度炉心温度は上昇する。図 4.1.14 に示すように金属－水反応によって、原子炉圧力容器破損までに約 1,100 kg、その後も炉心部での水素発生が継続して、最終的に約 1,300 kg の水素が発生する。

約 2.6 時間後に原子炉圧力容器底部の貫通部が過温により小規模に破損するため、溶融炉心デブリが下部 D/W へ放出される。約 4.8 時間後までに全炉心の数%が下部 D/W へ移行し、その後も炉心は冷却されないため溶融が進む。溶融炉心デブリの下部 D/W への移行が継続し、約 6.3 時間後に全炉心の 80%弱が下部 D/W へ移行する。原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力容器圧力は約 0.9 MPa と 2 MPa を下回っていることから、格納容器雰囲気直接加熱は防止されている。

図 4.1.15 に格納容器雰囲気圧力を、図 4.1.16 に格納容器水位を示す。格納容器雰囲気圧力は原子炉圧力容器破損時に急激に上昇し、溶融炉心デブリ放出後は下部 D/W で発生する水蒸気等の蓄積で次第に上昇する。約 18 時間後に格納容器の雰囲気圧力が 1.5P_dに達した時点で格納容器スプレイが開始されるため、格納容器雰囲気圧力は低下する。その後、格納容器スプレイが間欠的に運転されるため、格納容器雰囲気圧力は上昇と下降を繰り返す。図 4.1.16 に示すように、下部 D/W には原子炉圧力容器破損

前に注水することから、下部 D/W 底部より約 2 m の水位が形成される。原子炉圧力容器が破損する（約 2.6 時間後）と、原子炉圧力容器から冷却材が落下するため一旦水位が上昇するが、熔融炉心デブリの崩壊熱により冷却材が蒸発するため水位が低下する。格納容器スプレイが開始されるまでは、下部 D/W への注水を継続するため一定の水位が保たれる。格納容器スプレイ注水を開始すると W/W の水位が上昇し、約 42 時間後に水位の制限値に達するため、格納容器スプレイが停止する。その後速やかに格納容器ベントを実施するため、格納容器雰囲気圧力は急激に低下し、格納容器雰囲気圧力は大気圧近傍まで下がる。W/W は飽和温度に達しているため、崩壊熱に相当して発生する蒸気は、格納容器ベントによって継続して大気へ放出される。

図 4.1.17 に熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生量を示す。下部 D/W には原子炉圧力容器破損前に水張りされ、原子炉圧力容器破損後の原子炉圧力容器からの冷却材の流入、間欠的な下部注水及びリターンラインを介した W/W からの流入によって、常に冷却材が存在する。落下した熔融炉心デブリは下部 D/W 内の冷却材によって冷却され¹、熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生は熔融炉心デブリが下部 D/W へ落下した直後にのみ生じ、その後停止している。熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生量は 60 kg 未満であり、格納容器雰囲気圧力への大きな影響は生じない。

図 4.1.18 に格納容器温度の時間変化を示す。W/W の温度は、SRV を介して高温の蒸気等が移行することにより上昇し、D/W の温度は原子炉圧力容器が破損した後に上昇する。D/W の温度は格納容器スプレイが作動すると低下する。W/W の温度は格納容器ベントを実施すると低下する。この間、格納容器バウンダリの温度は限界温度より低い温度で推移する。

図 4.1.19 に格納容器の酸素濃度の時間変化を、図 4.1.20 に原子炉建屋のドライ換算の水素濃度の時間変化を示す。W/W の酸素濃度は、金属－水反応で生成した水素が、SRV を介して W/W へ移行するため、初期濃度よりも低下する。D/W の酸素濃度も、真空破壊弁を介して流入する水素及び炉外に放出された熔融炉心デブリの崩壊熱により発生する水蒸気により、初期濃度よりも低下する。格納容器から原子炉建屋への漏えいによって、原子炉建屋の水素濃度は、図 4.1.20 に示すように真空破壊弁が作動後に上昇し、ベント開始時までは上昇が続く。この間、格納容器内の酸素濃度及び原子炉建屋の水素濃度は可燃限界（酸素：5%、水素：4%）を下回る。

図 4.1.21 に初期炉心インベントリに対する環境への放射性物質等の放出割合を示す。原子炉圧力容器破損までは、燃料から放出された放射性物質等は、SRV を介して原子炉圧力容器から W/W へ移行する。真空破壊弁が作動すると、W/W 雰囲気中の放射性物質等は D/W へ移行し、格納容器から原子炉建屋への漏えいによって、微量の放射

¹ デブリは床面に一様に広がり、熔融炉心デブリ上面が冷却材と接している場合は、 0.5 MW/m^2 で除熱されると仮定した。

性物質等が環境へ放出される。環境への放射性物質等の放出割合¹は、格納容器ベント時に上昇し、炉心インベントリに対して希ガスがほぼ全量、ヨウ素が 10^{-3} 未満、セシウムが 10^{-5} 未満である。

② 格納容器破損防止対策の有効性

a 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

原子炉圧力容器を減圧することによって、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力容器圧力は 2 MPa を下回り、高圧溶融物放出は防止される。

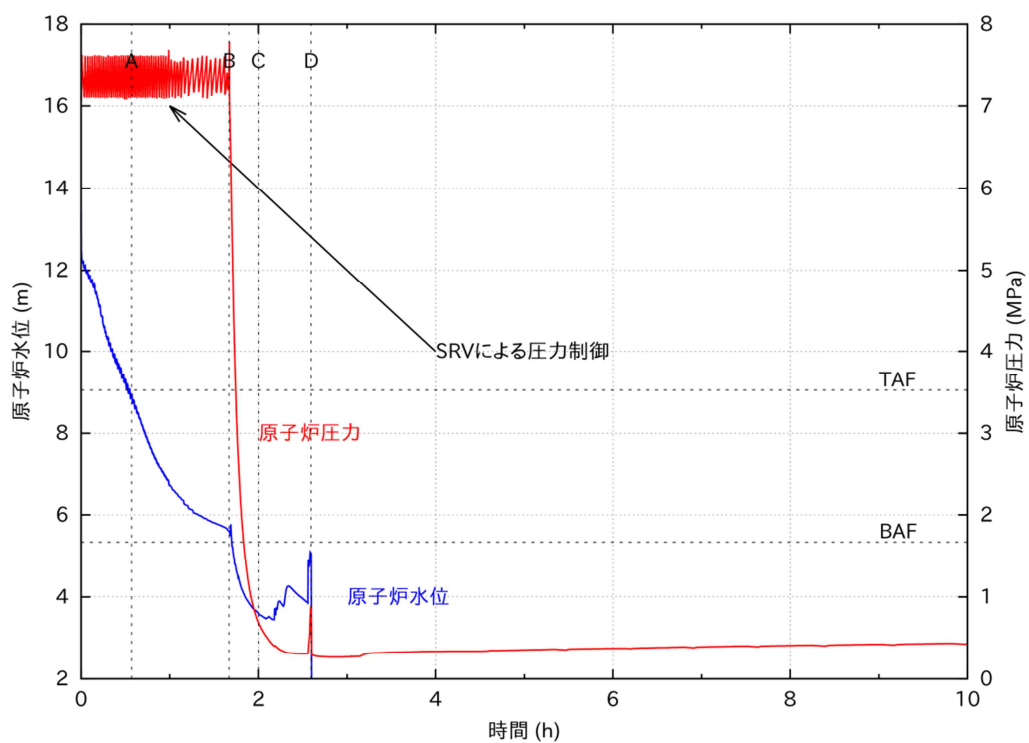
b 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

事前に下部 D/W に水張りをすることで溶融炉心・コンクリート相互作用が抑制され、非凝縮性ガスの発生量は少なくなる。

¹格納容器ベントによる放射性物質等の放出低減効果は考慮していない。

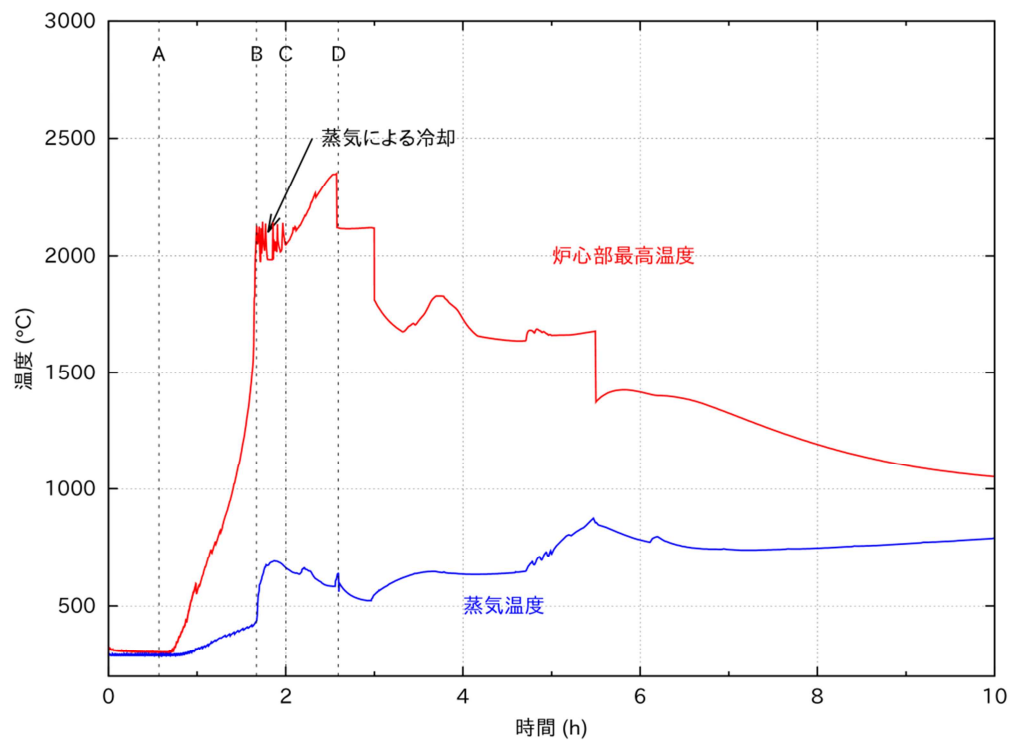
表 4.2 「高圧・低圧注水機能喪失」シーケンスでの主要事象の発生時間
Table 4.2 Major events (TQUV)

事象	時間
事象発生	0.0 分後
原子炉スクラム	0.0 分後
炉心露出	約 34 分後
真空破壊弁開	約 40 分後
燃料被覆管破損	約 1.3 時間後
炉心損傷	約 1.7 時間後
原子炉圧力容器の減圧開始	約 1.7 時間後
炉心支持板破損	約 1.7 時間後
原子炉圧力容器破損	約 2.6 時間後
格納容器スプレイ開始	約 18 時間後
格納容器ベント開始	約 42 時間後
格納容器破損	—



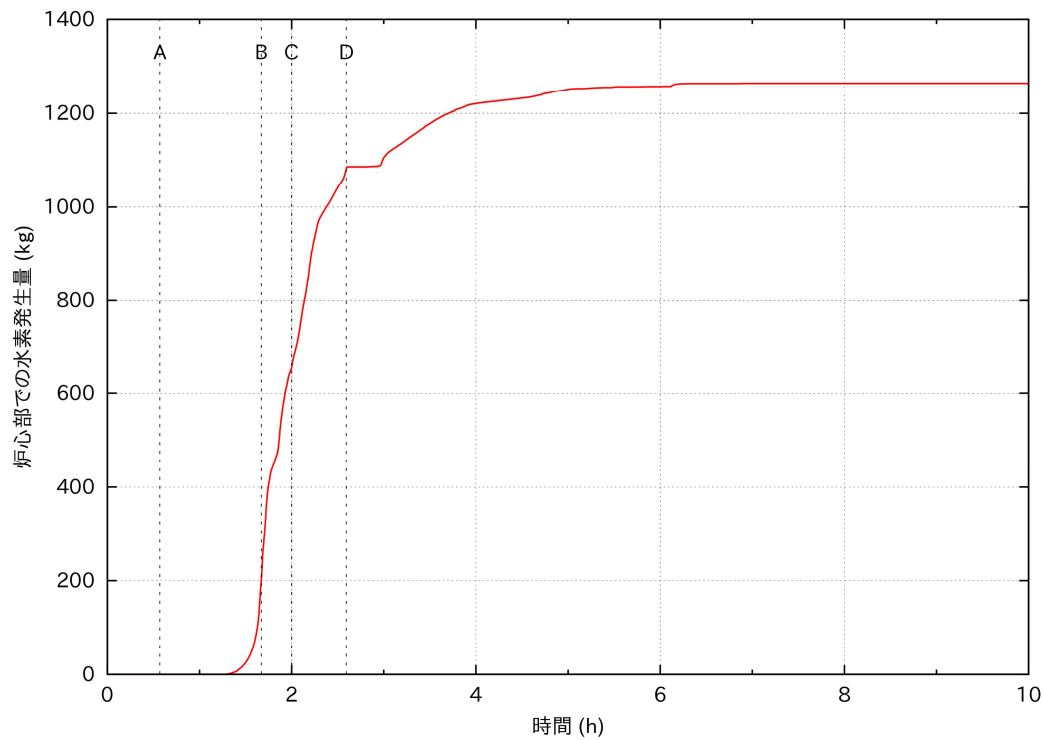
A : 炉心露出、B : 炉心損傷・減圧、C : 下部 D/W 注水、D : 原子炉圧力容器破損
 図 4.1.12 原子炉水位及び圧力（高圧・低圧注水機能喪失）

Fig. 4.1.12 Collapsed liquid level in RPV and RPV pressure (TQUV)



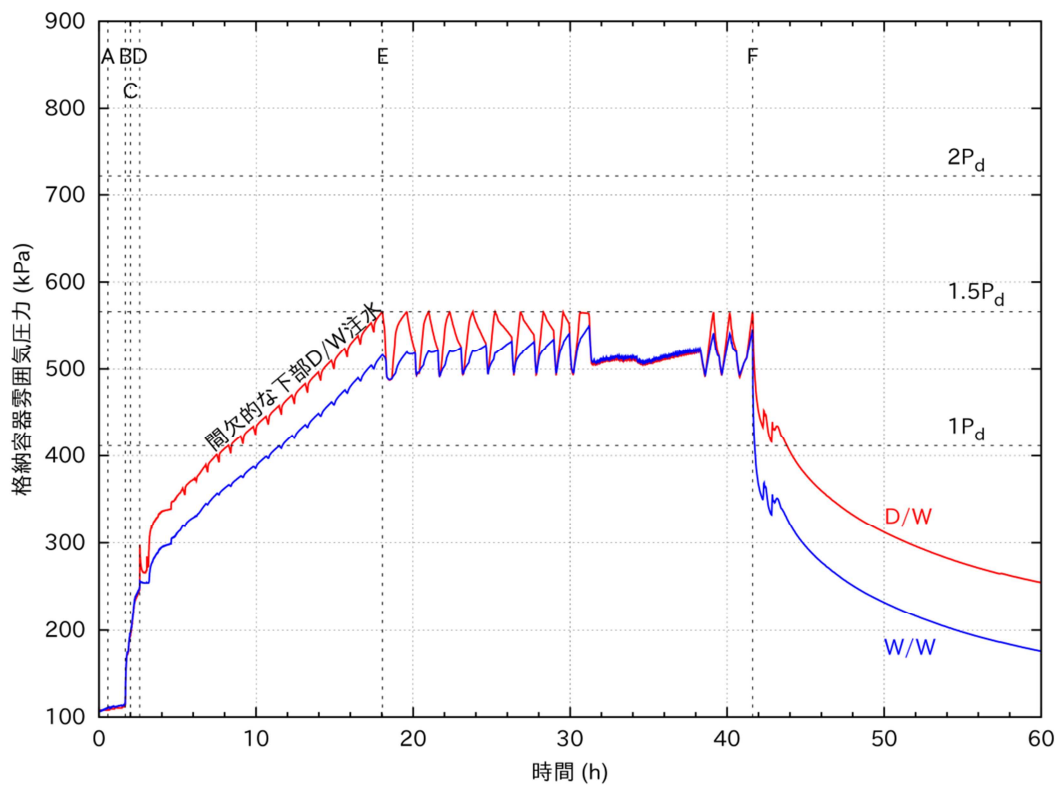
A : 炉心露出、B : 炉心損傷・減圧、C : 下部 D/W 注水、D : 原子炉圧力容器破損
 図 4.1.13 炉心部最高温度及び蒸気温度（高圧・低圧注水機能喪失）

Fig. 4.1.13 Maximum core temperature and steam temperature (TQUV)



A : 炉心露出、B : 炉心損傷・減圧、C : 下部 D/W 注水、D : 原子炉压力容器破損
 図 4.1.14 炉心部での水素発生量 (高圧・低圧注水機能喪失)

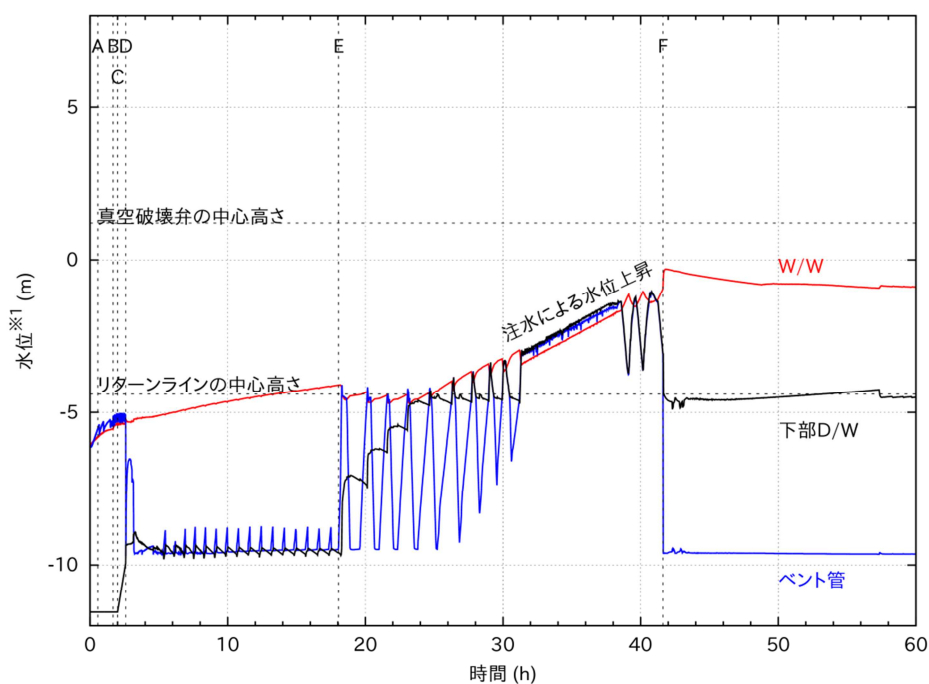
Fig. 4.1.14 Hydrogen generated in the core(TQUV)



A : 炉心露出、B : 炉心損傷・減圧、C : 下部 D/W 注水、D : 原子炉压力容器破損
 E : 格納容器スプレイ、F : 格納容器ベント開始

図 4.1.15 格納容器雰囲気気圧力 (高圧・低圧注水機能喪失)

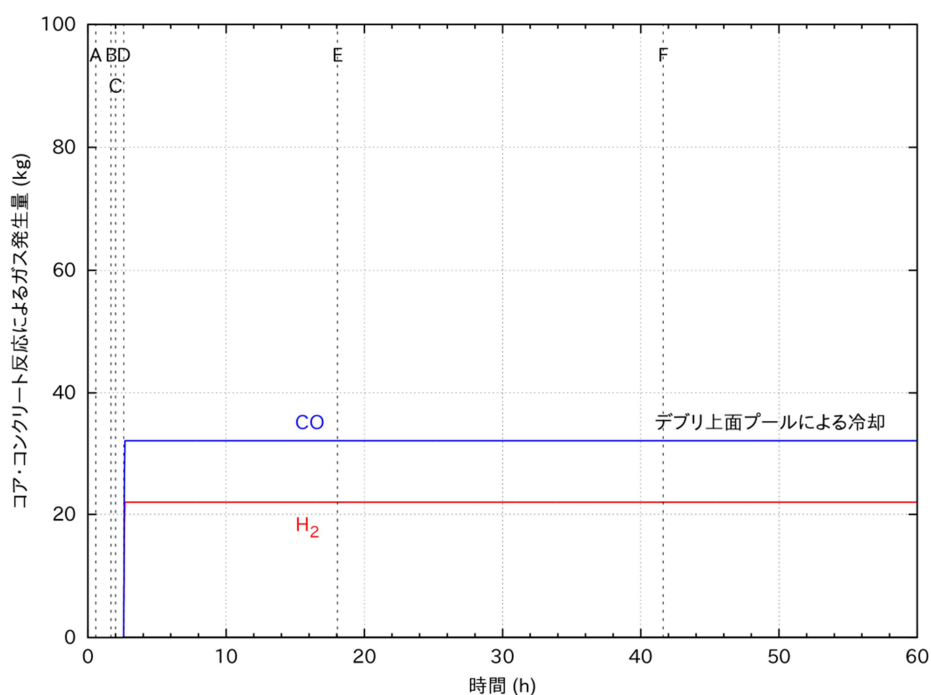
Fig. 4.1.15 PCV pressure(TQUV)



A : 炉心露出、B : 炉心損傷・減圧、C : 下部 D/W 注水、D : 原子炉圧力容器破損
E : 格納容器スプレイ、F : 格納容器ベント開始

図 4.1.16 格納容器水位 (高圧・低圧注水機能喪失)

Fig. 4.1.16 Liquid level in PCV (TQUV)

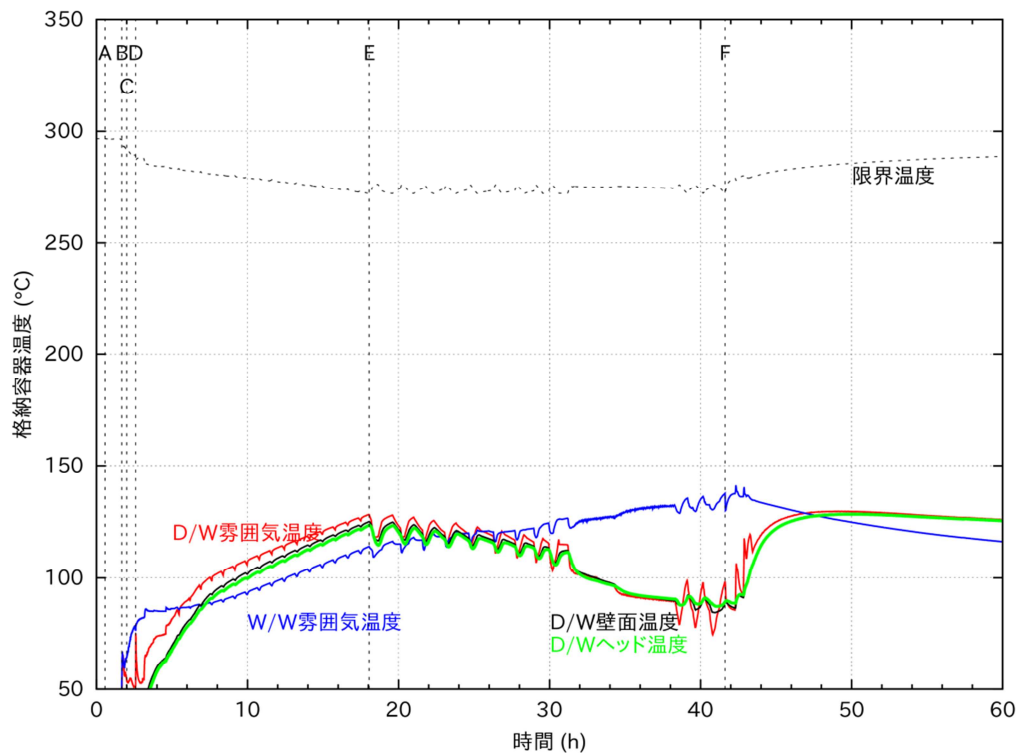


A : 炉心露出、B : 炉心損傷・減圧、C : 下部 D/W 注水、D : 原子炉圧力容器破損
E : 格納容器スプレイ、F : 格納容器ベント開始

図 4.1.17 溶融炉心・コンクリート相互作用によるガス発生量 (高圧・低圧注水機能喪失)

Fig. 4.1.17 Gas generated by MCCI (TQUV)

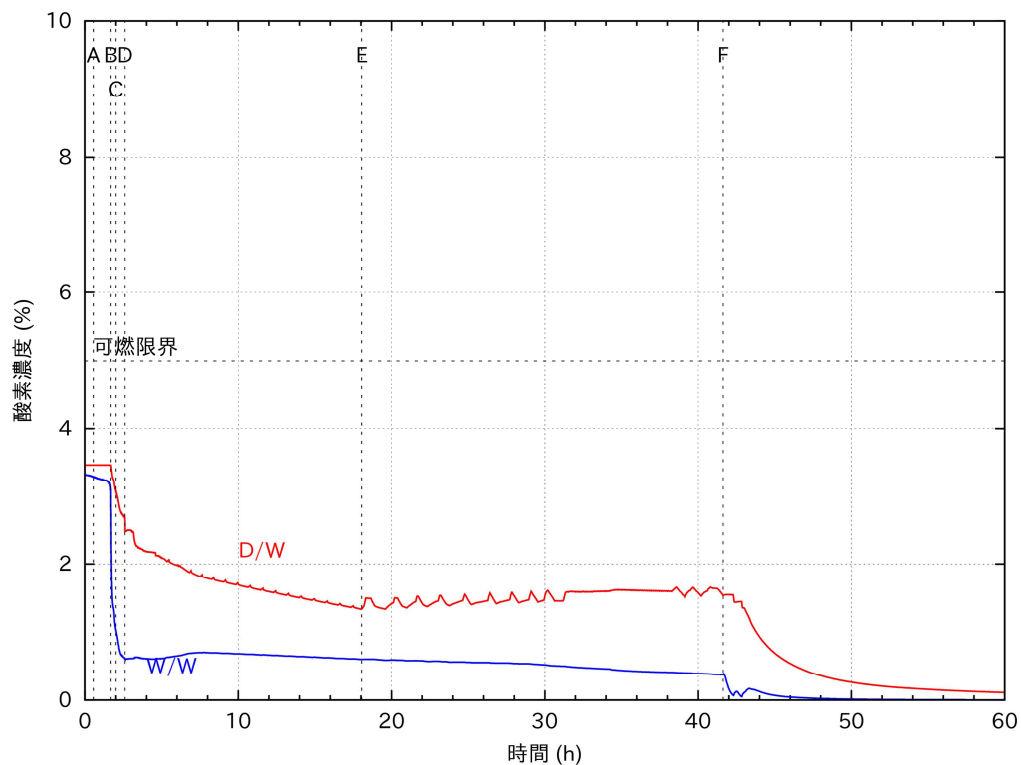
※1 原子炉圧力容器下端からの相対高さを示している。



A : 炉心露出、B : 炉心損傷・減圧、C : 下部 D/W 注水、D : 原子炉压力容器破損
E : 格納容器スプレイ、F : 格納容器ベント開始

図 4.1.18 格納容器温度 (高圧・低圧注水機能喪失)

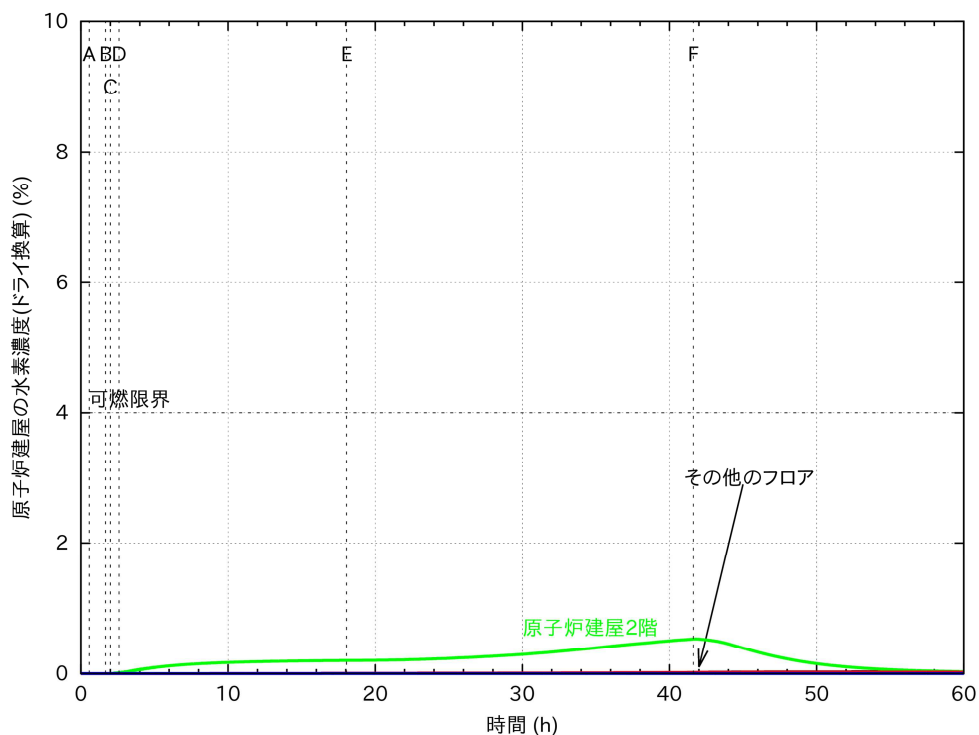
Fig. 4.1.18 PCV temperature (TQUV)



A : 炉心露出、B : 炉心損傷・減圧、C : 下部 D/W 注水、D : 原子炉压力容器破損
E : 格納容器スプレイ、F : 格納容器ベント開始

図 4.1.19 格納容器の酸素濃度 (高圧・低圧注水機能喪失)

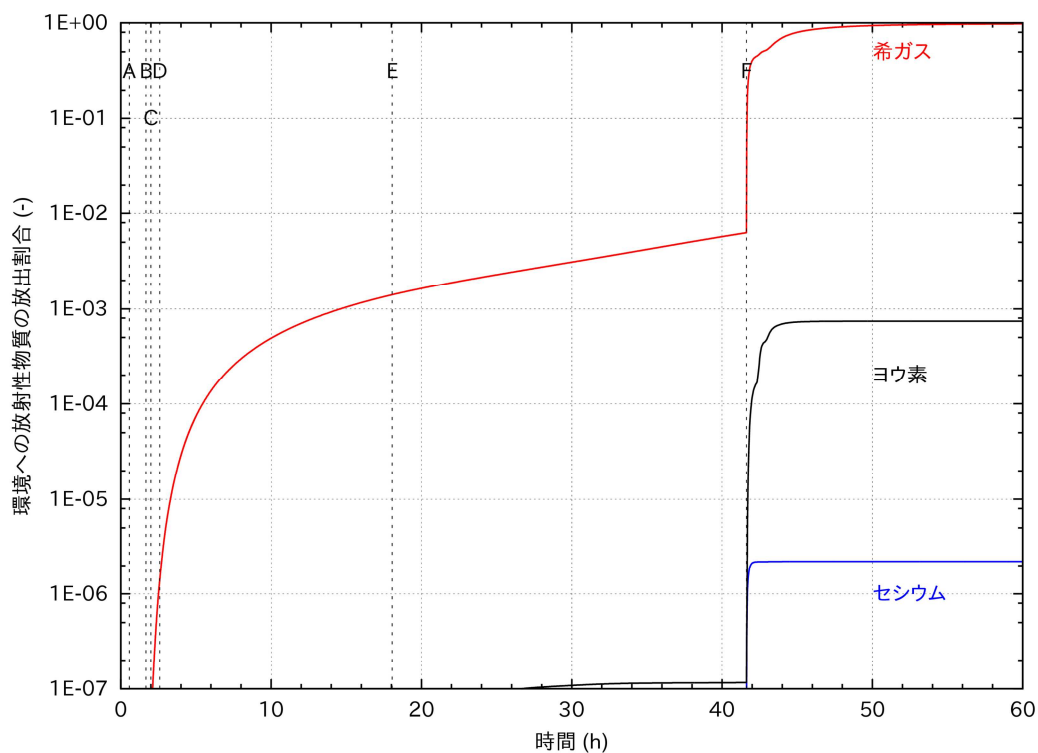
Fig. 4.1.19 Oxygen concentration in PCV (TQUV)



A : 炉心露出、B : 炉心損傷・減圧、C : 下部 D/W 注水、D : 原子炉压力容器破損
E : 格納容器スプレイ、F : 格納容器ベント開始

図 4.1.20 原子炉建屋の水素濃度 (高圧・低圧注水機能喪失)

Fig. 4.1.20 Hydrogen concentration in R/B (TQUV)



A : 炉心露出、B : 炉心損傷・減圧、C : 下部 D/W 注水、D : 原子炉压力容器破損
E : 格納容器スプレイ、F : 格納容器ベント開始

図 4.1.21 環境への放射性物質等の放出割合 (高圧・低圧注水機能喪失)

Fig. 4.1.21 Radionuclides release fraction to the environment (TQUV)

(2) 感度解析

① 減圧開始時間の影響

重大事故対策の実施を想定した場合、高圧・低圧注水機能喪失と高圧注水・減圧機能喪失は類似の事故進展となる。ここでは、高圧・低圧注水機能喪失の解析の中で、高圧熔融物放出対策に対する強制減圧操作の開始時間の影響を確認した。

表 4.3 に感度解析条件及び解析結果を示す。また、図 4.1.22 に原子炉圧力の挙動を、図 4.1.23 に原子炉水位の時間変化を示す。ここでは、減圧を開始する原子炉水位をパラメータとして、減圧開始時間を変更した場合の感度解析を実施した。減圧開始水位を BAF より下回る位置に設定したケースでは高圧状態で原子炉圧力容器が破損するが、それ以外のケースでは原子炉圧力が 2 MPa を下回ってから原子炉圧力容器が破損している。なお、図 4.1.23 に示すように、BAF-9%以外のケースでは原子炉水位が設定水位まで低下した時点で減圧を開始するが、BAF-9%のケースでは下部プレナムに落下した熔融炉心デブリにより見かけ上水位が上昇することにより、水位が減圧開始の設定位置に下がる前に原子炉圧力容器が破損する。

表 4.3 感度解析条件及び解析結果

Table 4.3 Analysis conditions and results of sensitivity analyses

減圧を開始する水位 BAF からの相対高さ（燃料 有効長に対する割合） *	解析結果
	減圧開始時間 （分後）
+66%	46
+45%	58
+31%	68
+18%	86
+4%	106
-9%	—

*+100%=TAF、±0%=BAF に相当する。

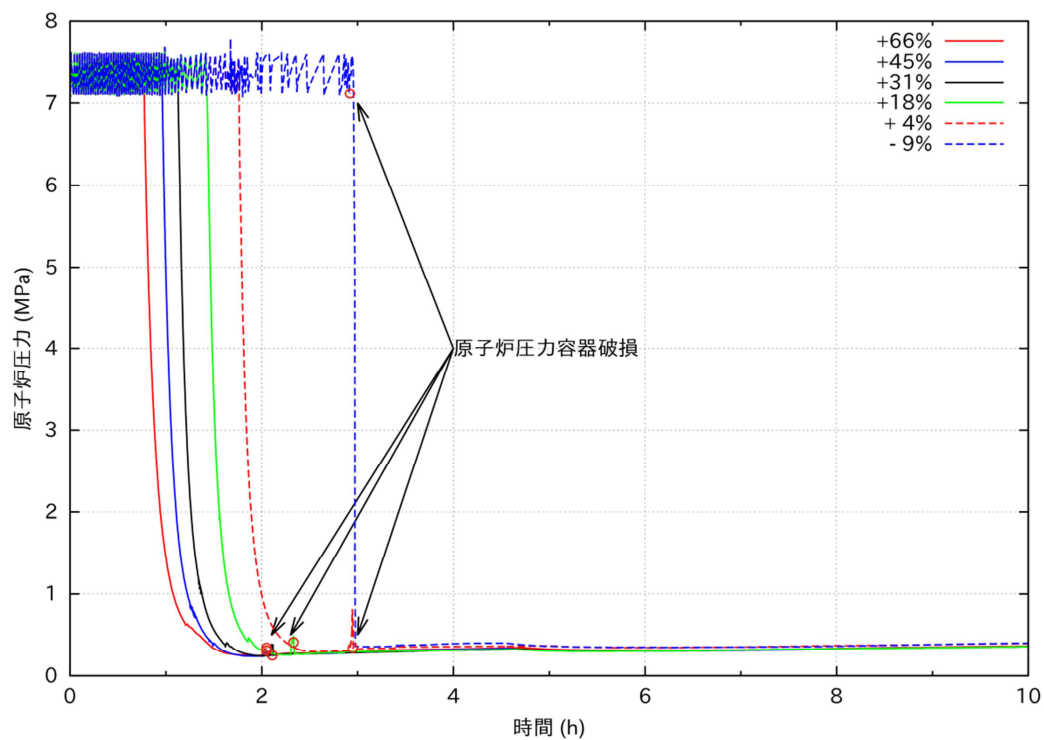


図 4.1.22 原子炉圧力（高压注水・減圧機能喪失）
Fig. 4.1.22 RPV Pressure (TQUX)

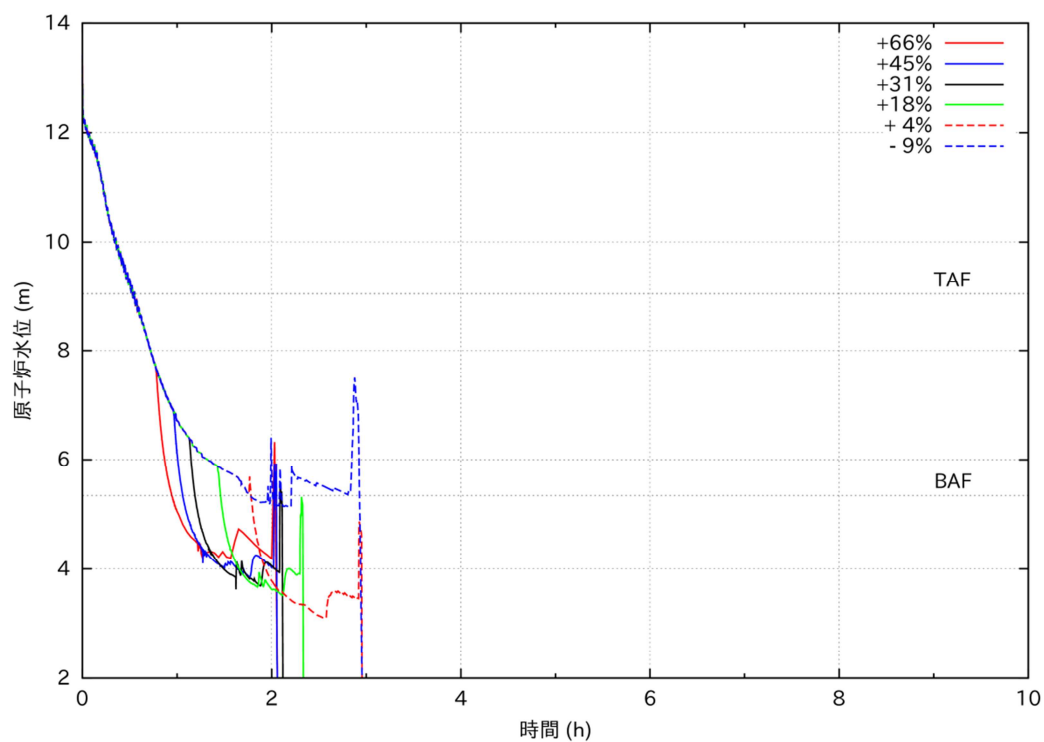


図 4.1.23 原子炉水位（高压注水・減圧機能喪失）
Fig. 4.1.23 Collapsed liquid level in RPV (TQUX)

(3) 重要な物理化学現象

本シーケンスにおいて格納容器破損防止対策に影響を与える重要な物理化学現象として、以下を抽出した。

a 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

- 燃料の溶融モデル

b 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

- 溶融炉心デブリ上面の冷却材による除熱効果
- 炉外に放出される溶融炉心デブリ量

(4) 主要な不確かさ要因

下記の格納容器破損モードについて、格納容器破損防止対策に影響を与える主要な不確かさ要因は、以下のとおりである。

① 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

- 燃料の溶融挙動は、金属－水反応で発生する反応熱による加温、溶融炉心デブリの移行等の燃料の溶融モデルの影響を受ける。
- 下部プレナムに溶融炉心デブリが移行する時間及び溶融炉心デブリの量は上記燃料溶融モデルの影響を受ける。
- 原子炉減圧開始から原子炉圧力容器破損に至るまでの時間は、下部プレナムに溶融炉心デブリが移行する時間及び溶融炉心デブリの量、下部プレナムでの溶融炉心デブリの冷却等の影響を受ける。

② 溶融炉心・コンクリート相互作用

- 水張りされた下部 D/W での溶融炉心デブリの広がり方には不確かさがある。
- 溶融炉心デブリ上面の固体層の生成モデル及び溶融炉心デブリ上面に固体層が形成された場合の除熱効果は、不確かさがある。
- 原子炉圧力容器から放出される溶融炉心デブリ量は、溶融炉心・コンクリート相互作用の発熱量を決定する重要なパラメータとなり、燃料溶融モデル等の影響を受ける。

4.2. BWR5

4.2.1. 「大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失」シーケンス

(1) 基本解析

ここでは、雰囲気圧力・温度による静的負荷及び水素燃焼の格納容器破損モードに対する起因事象に関して、大破断 LOCA は、原子炉水位の低下が早く対応の余裕時間が短いこと、また、水位回復に必要な注水流量が大きいため大容量の設備が必要なことから、大破断 LOCA を起因事象とした。さらに、格納容器破損防止対策を講じるための対応の余裕時間が短くなる「大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失」シーケンスを解析対象として選定した。本事故シーケンスでは、下記の重大事故対策を講じることを想定する。

- ・ ガスタービン発電機による電源供給
- ・ 低圧代替注水系（常設）による注水
- ・ 格納容器スプレイの間欠運転
- ・ 格納容器ベント

① 事象進展

表 4.4 に本シーケンスでの主要な事象の発生時間をまとめた。また、図 4.2.1 に原子炉水位及び原子炉圧力の時間変化を示す。大破断 LOCA の発生により、原子炉圧力及び炉心水位は急激に低下し、約 2 分後に炉心が露出する。約 15 分後に燃料被覆管が損傷し、希ガスの放出が始まる。0.5 時間後に低圧代替注水系が作動し、炉内に注水を開始するため炉心水位は回復する。

図 4.2.2 に炉心部最高温度及び蒸気温度の時間変化を、図 4.2.3 に炉心部での水素発生量の時間変化を示す。炉心温度は事象発生直後に冷却材喪失のため上昇し炉心中心部の最高温度は 2,000℃を超えるが、低圧代替注水系による炉心水位回復により炉心温度も低下する。事象発生直後の燃料被覆管温度の上昇と共に、金属－水反応により水素が生成される。低圧代替注水系での注水により炉心温度が低下する。この間、図 4.2.3 に示すように、炉心における水素生成量は約 390 kg である。

図 4.2.4 に格納容器雰囲気圧力の時間変化を、図 4.2.5 に格納容器の水位を示す。原子炉圧力容器から破断口を通して高温の冷却材が格納容器に流れ込むため、格納容器雰囲気圧力は上昇する。約 19 時間後に格納容器雰囲気圧力が設計圧の 1.5 倍に達するため、格納容器スプレイが作動し、蒸気が凝縮されることで格納容器雰囲気圧力は低下する。所定の圧力まで格納容器雰囲気圧力が低下すると格納容器スプレイを停止するが、格納容器雰囲気圧力が再度上昇すると格納容器スプレイが再開される。図 4.2.5 に示すように、格納容器外部からの注水により格納容器内の水位は上昇し、約 35 時間後に真空破壊弁の下端に達する。約 60 時間から約 80 時間後にかけて W/W 水位はほぼ一定であるが、D/W 水位が上昇を続けるため、この時間の W/W 圧力は D/W 圧力

よりも高くなる。約 81 時間後に外部注水量の積算値が制限値¹に達する。この間、格納容器スプレイが間欠的に作動するため、格納容器雰囲気圧力は一定の幅で制御される。その後、速やかに格納容器ベントを実施するため、格納容器雰囲気圧力は大気圧近傍まで低下する。格納容器ベント開始直後に D/W 内の冷却材が W/W に流れ込むため W/W 水位が急激に上昇するが、格納容器ベントラインの吸い込み高さに達しないため、環境には蒸気単相が放出される。

図 4.2.6 に格納容器温度の時間変化を示す。格納容器雰囲気温度は事象発生直後に炉内の過熱蒸気が破断口より格納容器に放出されるため、D/W の雰囲気温度が短時間上昇するが、構造材への伝熱によって雰囲気温度は速やかに低下する。その後、格納容器スプレイが間欠的に動作するため、格納容器雰囲気温度も増減が繰り返される。事象の初期に格納容器雰囲気温度が限界温度を一時的に超えるが、壁面温度は限界温度を下回っており、格納容器の健全性は保たれる。

図 4.2.7 に格納容器の酸素濃度の時間変化を、図 4.2.8 に原子炉建屋のドライ換算の水素濃度の時間変化を示す。事象直後は、原子炉圧力容器からの高温冷却材の流入及び炉心損傷に伴う過熱蒸気の流入によって W/W よりも D/W の圧力が高いため、酸素は D/W から W/W へ移行する。したがって、D/W の酸素濃度は一旦低下するが、格納容器スプレイが作動すると、真空破壊弁が作動して W/W から D/W へ酸素が移行するため D/W の酸素濃度は上昇する。格納容器内の酸素濃度は、炉心内の金属－水反応により格納容器内に非凝縮性の水素が放出されるため、図 4.2.7 に示すように、初期濃度よりも減少し、可燃限界（5%）を下回る。一方、水素も酸素と同様に一旦 W/W へ移行し、格納容器スプレイ作動後に D/W へ移行する。格納容器から原子炉建屋への漏えいによって、原子炉建屋内の水素濃度は、図 4.2.8 に示すように格納容器スプレイ作動後に上昇し、ベント開始時までは上昇が続くが、可燃限界（4%）を超えない。

図 4.2.9 に初期炉心インベントリに対する環境への放射性物質等の放出割合を示す。燃料から放出された放射性物質等は、原子炉圧力容器から格納容器へ移行する。格納容器から原子炉建屋への漏えいによって、微量の放射性物質等が環境へ放出される。格納容器スプレイが作動すると、エアロゾル状のセシウム等は D/W 雰囲気から除去されるため、環境への放出が抑制される。前述の ABWR と比較すると、スプレイの動作時間が長いため、D/W 雰囲気のエアロゾルはほとんど除去される。格納容器スプレイ停止後、速やかに格納容器ベントを実施すると、W/W 雰囲気中の放射性物質等が放出される。環境への放射性物質等の放出割合²は、炉心インベントリに対して希ガスは約 0.58、ヨウ素は約 1.5×10^{-6} 、セシウムは約 1.3×10^{-6} である。この場合に、セシウムに対するフィルター付ベントの DF を 1,000 と仮定すると、環境への Cs-137 の放出量は約 6.6×10^8 Bq である。

¹ ここでは、3,800 m³とした。

²格納容器ベントによる放射性物質等の放出低減効果は考慮していない。

② 格納容器破損防止対策の有効性

a 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

格納容器雰囲気圧力は、事象初期では格納容器スプレイの間欠運転による冷却によって抑制される。W/W の水位上昇により、格納容器スプレイが使用できなくなると格納容器雰囲気圧力及び温度が上昇するが、格納容器ベントをすることにより限界圧力及び限界温度を下回る。

なお、格納容器雰囲気温度は事象初期に格納容器の最高使用温度を一時的に上回るが、格納容器バウンダリ温度は限界温度を下回る。

b 水素燃焼

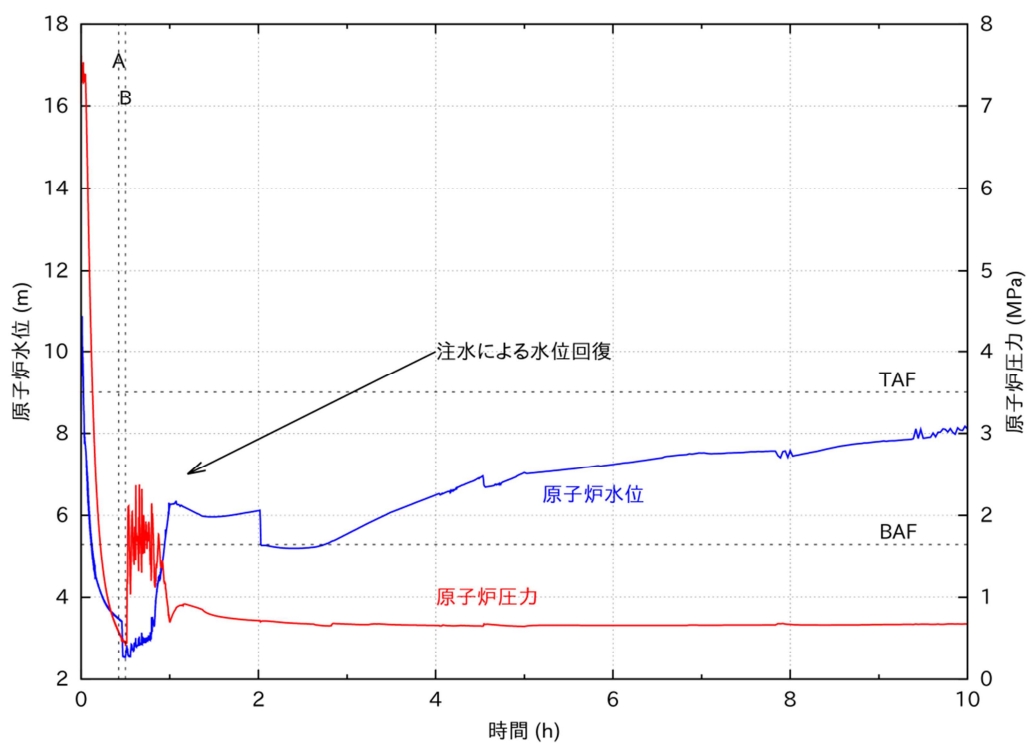
格納容器内は水素燃焼を防止するために窒素で不活性化されている。このため、水素の燃焼は酸素濃度で律速される。

格納容器内の酸素濃度は金属－水反応によって水素が発生するため初期濃度より低下することから、可燃限界を下回る。

表 4.4 「大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失」シーケンスでの主要事象
の発生時間

Table 4.4 Major events (LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)

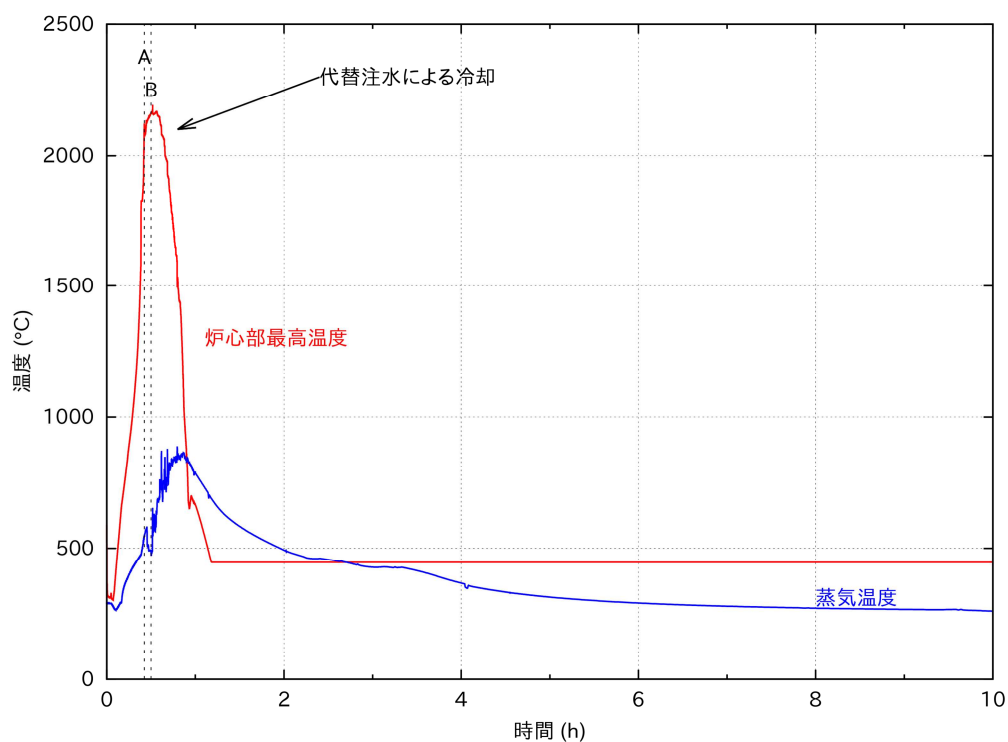
事象	時間
大破断 LOCA 全交流動力電源喪失	0.0 分後
原子炉スクラム	0.0 分後
炉心露出	約 2 分後
燃料被覆管破損	約 15 分後
炉心損傷	約 25 分後
低圧代替注水開始	30 分後
格納容器スプレイ開始	約 19 時間後
格納容器ベント開始	約 81 時間後
炉心支持板破損	—
原子炉圧力容器破損	—
格納容器破損	—



A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始

図 4.2.1 原子炉水位及び圧力（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）

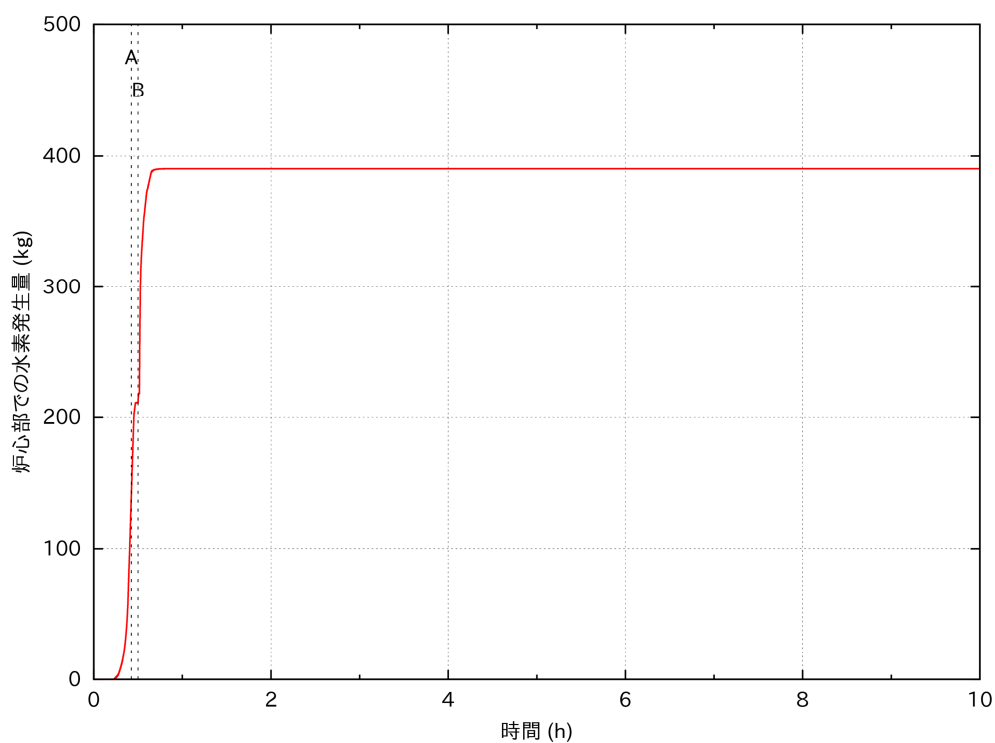
Fig. 4.2.1 Collapsed liquid level in RPV and RPV pressure (LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)



A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始

図 4.2.2 炉心部最高温度及び蒸気温度（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）

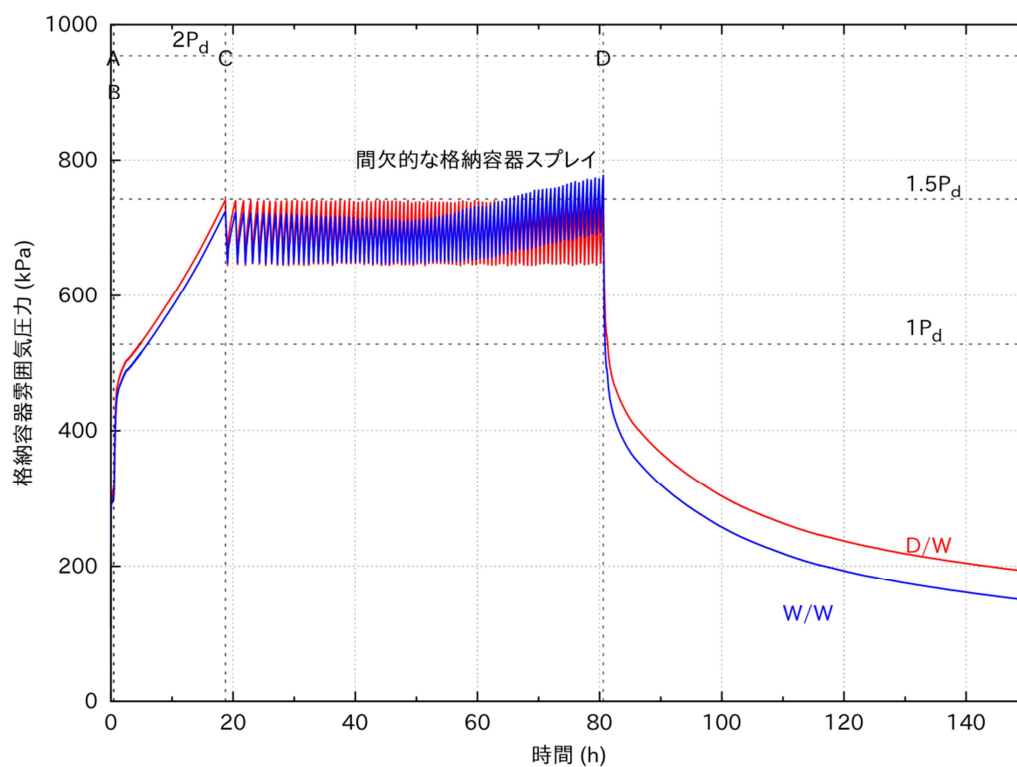
Fig. 4.2.2 Maximum core temperature and steam temperature (LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)



A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始

図 4.2.3 炉心部での水素発生量（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）

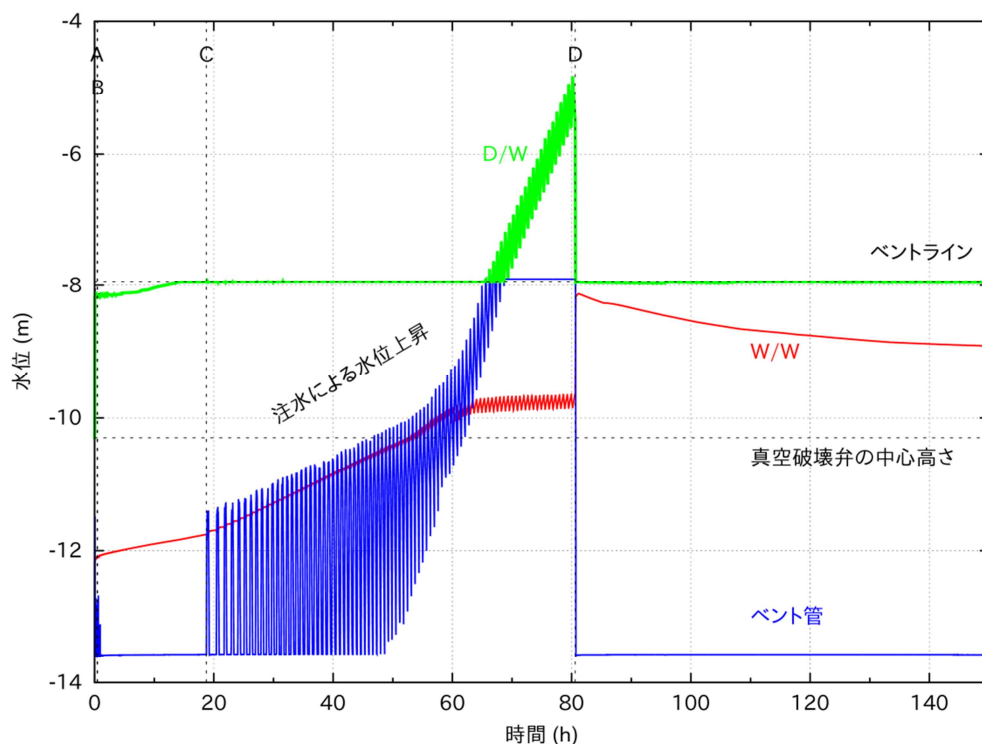
Fig. 4.2.3 Hydrogen generated in the core(LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)



A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始、C : 格納容器スプレイ開始、D : 格納容器ベント開始

図 4.2.4 格納容器雰囲気気圧力（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）

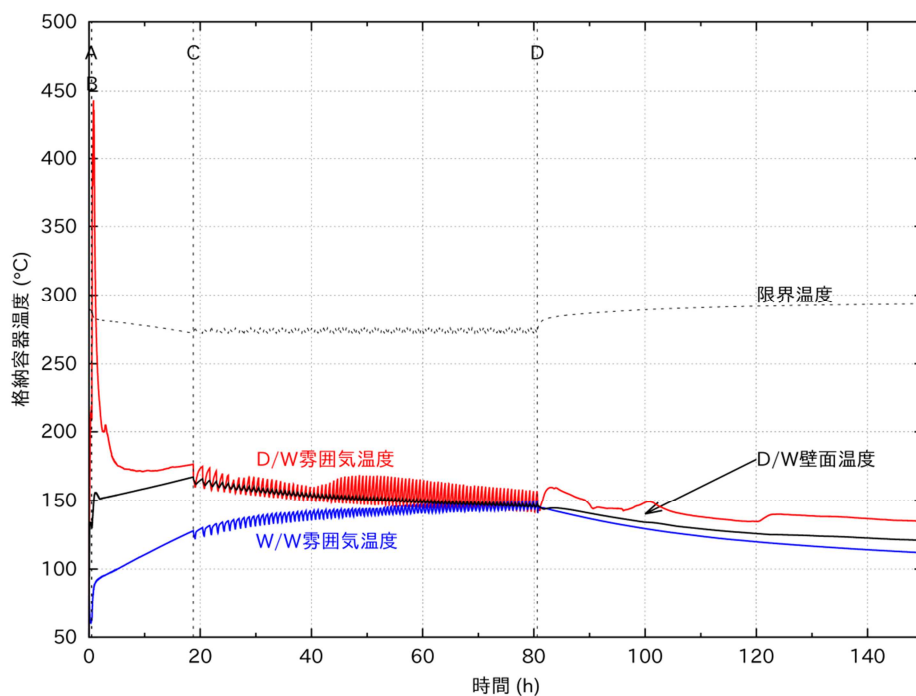
Fig. 4.2.4 PCV Pressure (LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)



A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始、C : 格納容器スプレイ開始、D : 格納容器ベント開始

図 4.2.5 格納容器水位 (大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失)

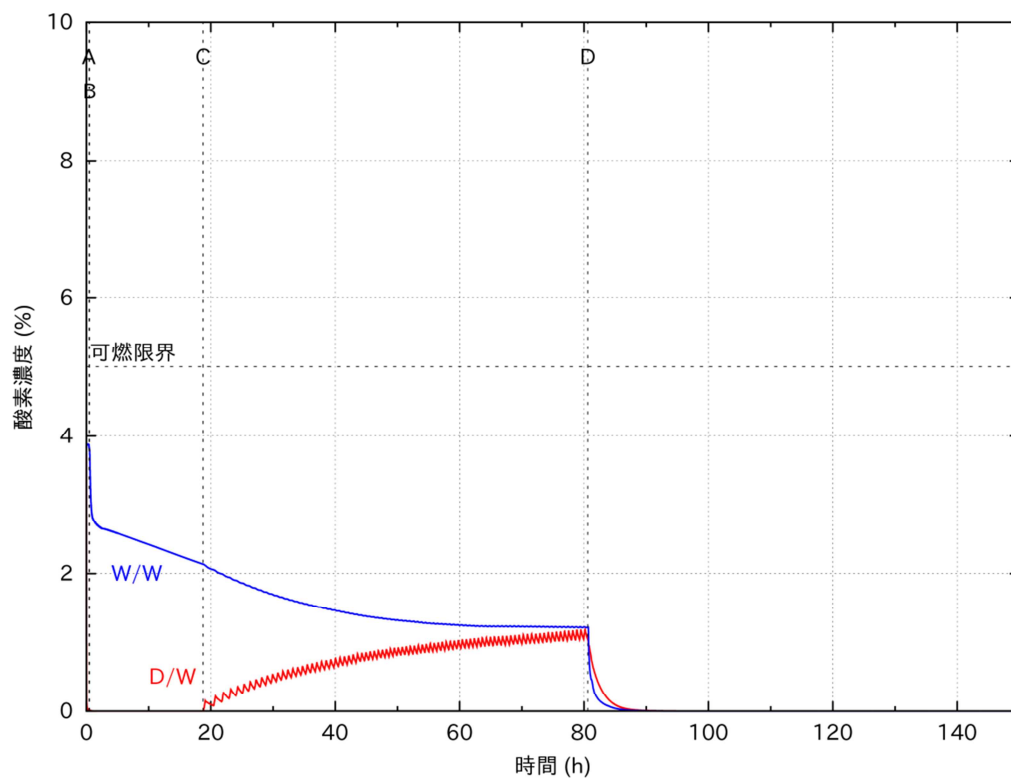
Fig. 4.2.5 Liquid level in PCV (LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)



A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始、C : 格納容器スプレイ開始、D : 格納容器ベント開始

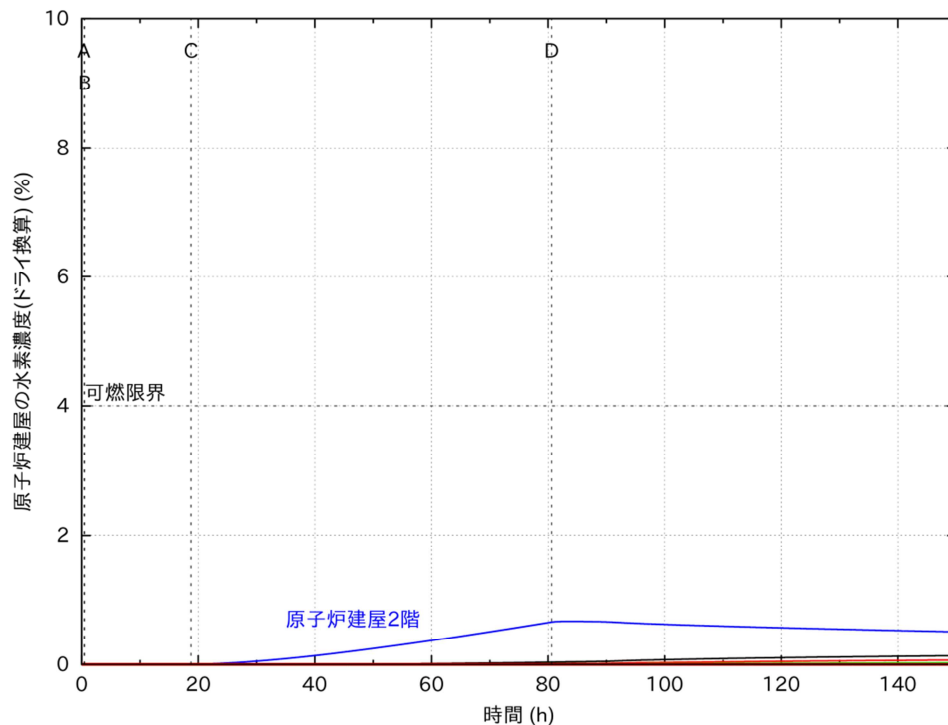
図 4.2.6 格納容器温度 (大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失)

Fig. 4.2.6 PCV temperature (LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)



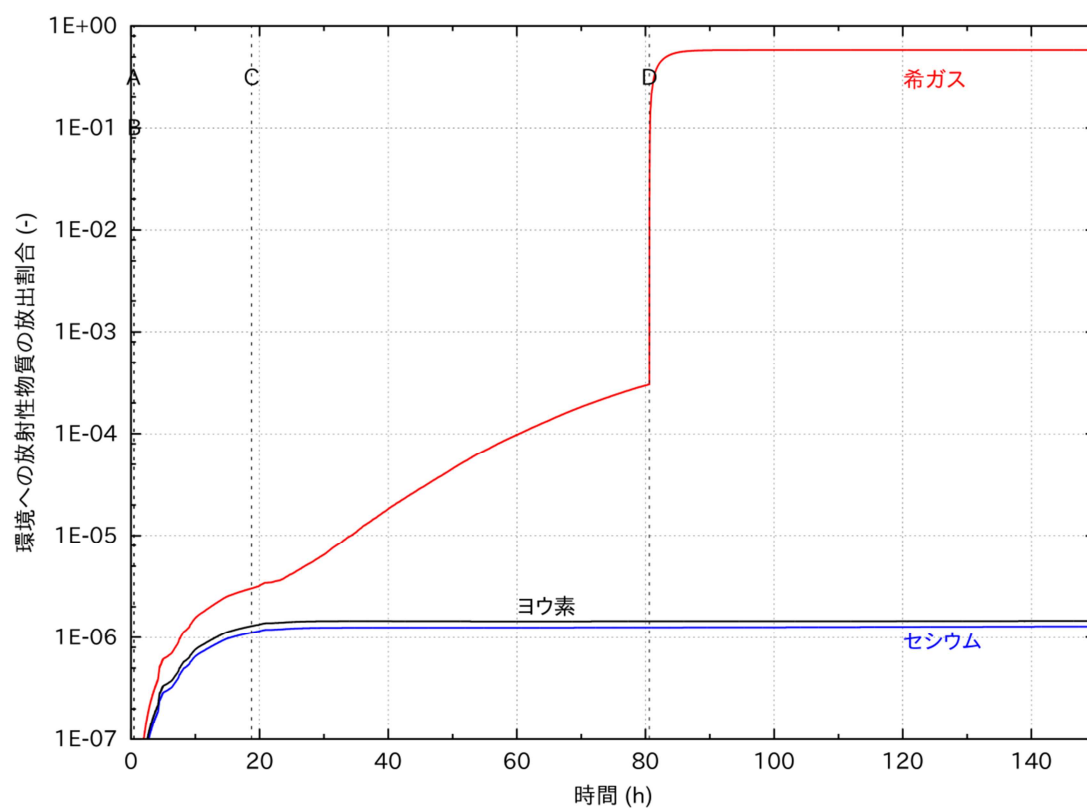
A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始、C : 格納容器スプレイ開始、D : 格納容器ベント開始

図 4.2.7 格納容器の酸素濃度（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）
Fig. 4.2.7 Oxygen concentration in PCV (LBLOCA with Loss of ECCS and SBO)



A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始、C : 格納容器スプレイ開始、D : 格納容器ベント開始

図 4.2.8 原子炉建屋の水素濃度（大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失）
Fig. 4.2.8 Hydrogen concentration in R/B (LBLOCA with Loss of ECCS and SBO)



A: 炉心損傷、B: 低圧代替注水開始、C: 格納容器スプレイ開始、D: 格納容器ベント開始

図 4.2.9 環境への放射性物質等の放出割合 (大破断 LOCA+ECCS 機能及び全交流動力電源喪失)

Fig. 4.2.9 Radionuclides release fraction to the environment (LBLOCA with Loss of ECCS and SB0)

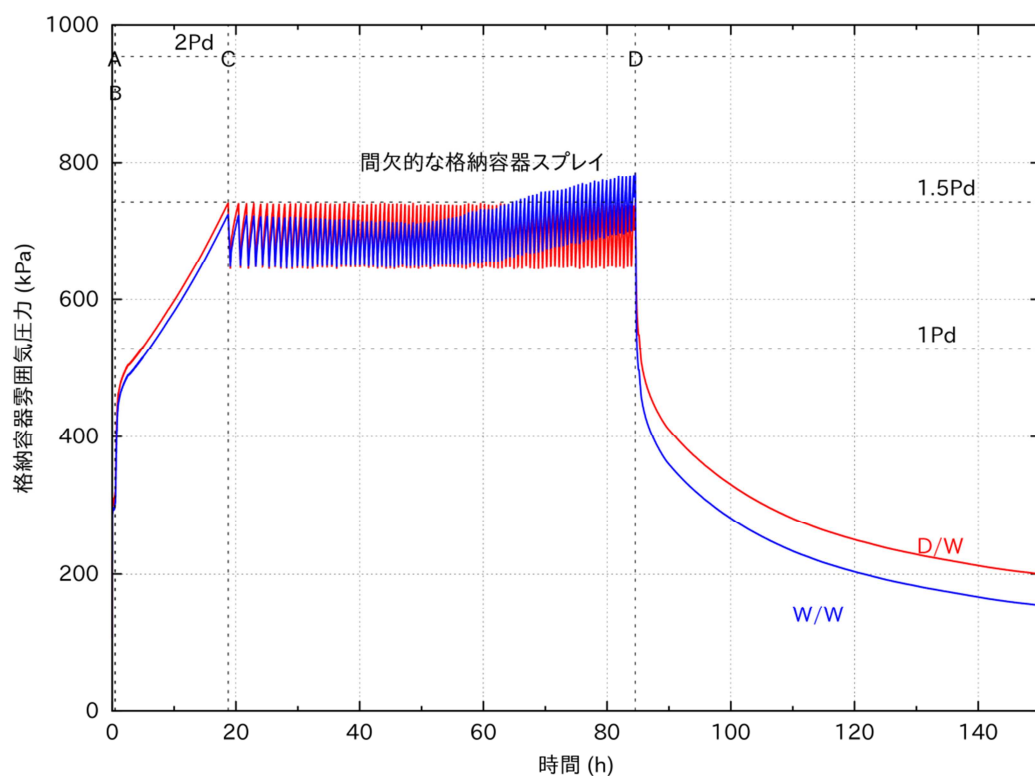
(2) 感度解析

① 格納容器ベントの開始条件

(1) の基本解析では外部注水総量が $3,800 \text{ m}^3$ に達した後で格納容器ベントを行った。ここでは、外部注水量の制限値が格納容器ベント開始時間及び環境へ放出される放射性物質等の量に与える影響を確認するため、外部注水総量を $4,000 \text{ m}^3$ で制限する場合を解析した。

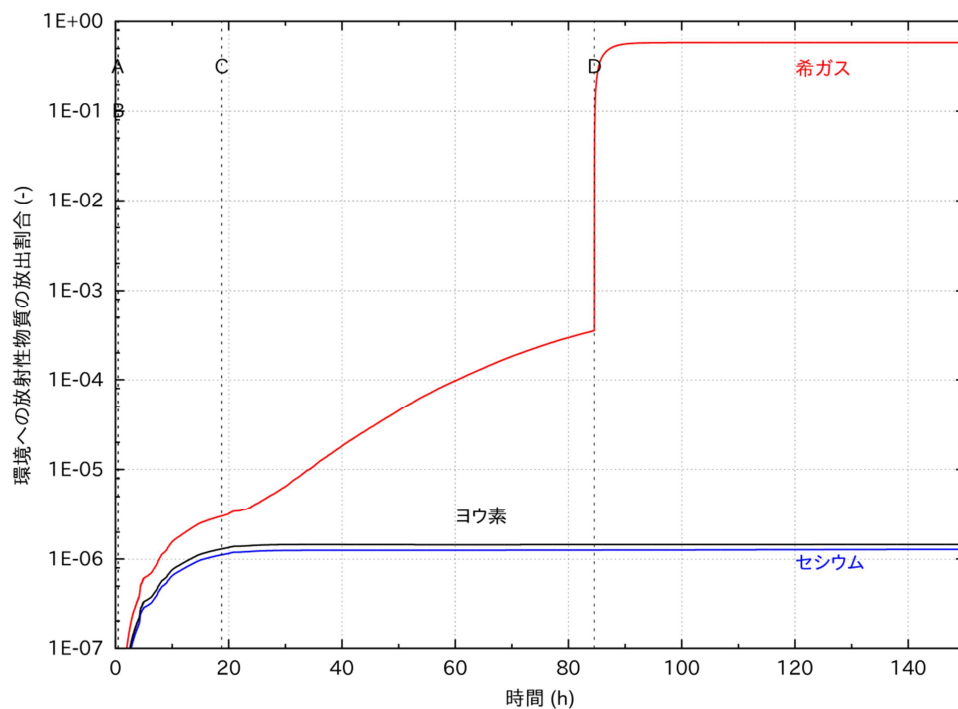
図 4.2.10 に格納容器雰囲気圧力の時間変化を示す。(1) の基本解析に比べて外部注水総量が多いため、格納容器スプレイの動作時間が長くなり格納容器ベント開始時間は約 85 時間後になるが、(1) の基本解析と比べて大きな違いはない。

図 4.2.11 に初期炉心インベントリに対する環境への放射性物質等の放出割合を示す。環境への放射性物質等の放出割合は、希ガスは約 0.58、ヨウ素は約 1.5×10^{-6} 、セシウムは約 1.3×10^{-6} である。(1) の基本解析においても、長時間の格納容器スプレイ作動によりエアロゾル状の放射性物質等の大部分が D/W 雰囲気から除去されており、環境への放射性物質等の放出割合は、(1) の基本解析の結果と比べてほとんど変わらない。



A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始、C : 格納容器スプレイ開始、D : 格納容器ベント開始

図 4.2.10 格納容器雰囲気圧力
Fig. 4.2.10 PCV pressure



A : 炉心損傷、B : 低圧代替注水開始、C : 格納容器スプレイ開始、D : 格納容器ベント開始

図 4.2.11 環境への放射性物質等の放出割合
Fig. 4.2.11 Radionuclides release fraction to the environment

(3) 重要な物理化学現象

本シーケンスにおいて格納容器破損防止対策に影響を与える重要な物理化学現象として、以下を抽出した。

a 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

- ・ 格納容器スプレイによる除熱
- ・ 格納容器構造体への熱伝達

b 水素燃焼

- ・ 金属－水反応等の水素生成反応

c その他

- ・ 溶融した燃料の移行による冷却材及び蒸気の流路閉塞

(4) 主要な不確かさ要因

下記の格納容器破損モードについて、格納容器破損防止対策に影響を与える主要な不確かさ要因は、以下のとおりである。

① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

- ・ 格納容器スプレイを作動させることにより、格納容器雰囲気中の蒸気が凝縮され、格納容器雰囲気圧力が抑制される。一方、金属－水反応で生成する水素等の非凝縮性ガスは、格納容器スプレイによる圧力抑制効果に影響を及ぼす。
- ・ 格納容器スプレイを継続できる期間は、格納容器外からの総注水量に制限されるために、格納容器スプレイ、炉心注水、ペDESTALへの注水等の注水履歴の影響を受ける。
- ・ 事故初期の格納容器雰囲気温度は、格納容器構造体への伝熱によって低下する。格納容器バウンダリの温度は、格納容器スプレイによる除熱、格納容器の構造体の熱容量、伝熱モデル等の影響を受ける。

なお、溶融炉心デブリを原子炉圧力容器内にとどめることができるかは、代替注水の開始時間、流量、下部プレナムでの溶融炉心デブリの冷却等の影響を受ける。

② 水素燃焼

- ・ 炉心部での水素発生量は、炉心への注水履歴、溶融した炉心の移行に伴う冷却材及び蒸気の流路閉塞等の解析コードモデルの影響を受ける。

なお、原子炉建屋へ漏えいした水素濃度は、貫通部の配置、原子炉建屋の漏えい先の体積等の影響を受ける。また、水素と同様に、希ガス等の放射性物質等も原子炉建屋に漏えいすると考えられるため原子炉建屋内の線量が高まる可能性がある。

4.2.2. 「高圧・低圧注水機能喪失」シーケンス

(1) 基本解析

ここでは、事象進展が早く、炉心溶融までの時間が短い過渡事象を起因とする事故シーケンスを選んだ。溶融炉心デブリが原子炉圧力容器外へ移行する場合は、格納容器に対する熱的負荷等が高まることから、「高圧・低圧注水機能喪失」シーケンスを解析対象として選定した。本事故シーケンスでは、下記の重大事故対策を講じることを想定する。

- ペDESTAL注水による水張り
- 格納容器スプレイ
- 格納容器ベント

ここでは、低圧代替注水による原子炉圧力容器への注水に失敗し、原子炉圧力容器が破損して溶融炉心デブリがペDESTALへ落下する場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用の防止のためにペDESTALへ注水する場合を想定した。

① 事象進展

表 4.5 に本シーケンスでの主要な事象の発生時間をまとめた。また、図 4.2.12 に原子炉水位及び原子炉圧力の時間変化を、図 4.2.13 に炉心部最高温度及び蒸気温度の時間変化を、図 4.2.14 に炉心部での水素発生量の時間変化を示す。全給水流量喪失によって、原子炉スクラム及び主蒸気隔離弁閉止に至るが、崩壊熱により炉心で蒸気が生成され、炉内圧力が上昇する。約 1.1 時間までは SRV が作動し、原子炉圧力容器の圧力は一定の範囲内に制御される。この間、原子炉圧力容器への注水がなく、SRV の作動により冷却材が W/W へ放出されるため、原子炉水位は低下し、約 35 分後に炉心が露出する。

図 4.2.13 に示すように、炉心部最高温度は炉心露出により急激に上昇し、金属－水反応により水素が生成される。図 4.2.14 に示すように、原子炉圧力容器破損までに約 240 kg、その後も炉心部での水素発生が継続して、最終的に約 390 kg の水素が発生する。約 1.1 時間後に原子炉水位が BAF から燃料有効長の高さ 20%まで低下するため、SRV2 弁を手動で作動させ、原子炉圧力容器を強制減圧する。原子炉水位は強制減圧により更に低下し、約 3 時間後に原子炉圧力容器下部に落下した溶融炉心デブリの加熱により原子炉圧力容器底部の貫通部が小規模に破損する。約 4 時間後までに全炉心の数%がペDESTALへ移行し、その後も炉心は冷却されないため溶融が進む。溶融炉心デブリのペDESTALへの移行が継続し、約 6.8 時間後に全炉心の約 80%がペDESTALへ移行する。

図 4.2.15 に格納容器雰囲気圧力の時間変化を示す。ペDESTALには原子炉圧力容器破損までに注水を行い、ペDESTAL底部から約 3.7 m の水位を形成する。したがって、原子炉圧力容器からペDESTALに落下した溶融炉心デブリは、ペDESTALにあら

かじめ注水してある冷却材により冷却される。原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力容器の圧力は約 0.3 MPa であり、2 MPa を下回っている¹ことから、格納容器雰囲気直接加熱は防止されている。原子炉圧力容器破損後、ペDESTAL の溶融炉心デブリによって生じる水蒸気等により格納容器雰囲気圧力は図 4.2.15 に示すように上昇し、約 22 時間後に格納容器雰囲気圧力が 1.5P_a に至るため格納容器スプレイが作動する。

図 4.2.16 に溶融炉心・コンクリート相互作用によるガス発生量の時間変化を示す。あらかじめペDESTAL へ注水したことにより溶融炉心・コンクリート相互作用は抑制され、非凝縮性ガスの発生は停止している。溶融炉心・コンクリート相互作用によってペDESTAL で生成される非凝縮性ガスは合計で 70 kg 未満であり、格納容器雰囲気圧力への大きな影響は生じない。

図 4.2.17 に格納容器の水位の時間変化を示す。ペDESTAL 注水及び格納容器スプレイによって、W/W の水位が上昇し、約 60 時間後に真空破壊弁に達する。ベント管内を水位が上昇し、約 80 時間後から D/W 内にも水位が形成される。真空破壊弁が水没すると、D/W 側の静水頭差分だけ W/W の圧力が D/W より高くなる（図 4.2.15）。約 101 時間後に外部注水量の総和が制限値に達するため、格納容器スプレイが停止し、格納容器ベントが開始される。格納容器の減圧に伴い、D/W の冷却材が W/W へ移行する。この時の W/W の水位がベントラインに近接すると、ベントによる減圧沸騰により飛沫が同伴する可能性がある。

図 4.2.18 に格納容器温度の時間変化を示す。W/W の温度は、SRV を介して高温の蒸気等が移行することにより上昇し、D/W の温度は原子炉圧力容器が破損した後に上昇する。D/W の温度は格納容器スプレイが作動すると低下する。W/W の温度は格納容器ベントを実施すると低下する。この間、格納容器バウンダリの温度は限界温度より低い温度で推移する。

図 4.2.19 に格納容器の酸素濃度の時間変化を、図 4.2.20 に原子炉建屋のドライ換算の水素濃度の時間変化を示す。W/W の酸素濃度は、金属－水反応で生成した水素が、SRV を介して W/W へ移行するため、初期濃度よりも低下する。D/W の酸素濃度も、真空破壊弁を介して流入する水素、炉外に放出された溶融炉心デブリの崩壊熱により発生する水蒸気等により、初期濃度よりも低下する。格納容器から原子炉建屋への漏えいによって、原子炉建屋の水素濃度は、図 4.2.20 に示すように真空破壊弁が作動後に上昇し、ベント開始時までは上昇が続く。この間、格納容器内の酸素濃度及び原子炉建屋の水素濃度は可燃限界（酸素：5%、水素：4%）を下回る。

図 4.2.21 に初期炉心インベントリに対する環境への放射性物質等の放出割合を示す。燃料から放出された放射性物質等は、原子炉圧力容器から D/W へ移行し、格納容器から原子炉建屋への漏えいによって、微量の放射性物質等が環境へ放出される。格

¹ 原子炉圧力容器破損後に生じる短時間の圧力上昇においても 2 MPa を下回っている。

格納容器スプレーが作動すると、エアロゾル状のセシウム等は D/W 雰囲気から除去されるため、環境への放出が抑制される。前述の ABWR と比較すると、スプレーの動作時間が長いため、D/W 雰囲気のエアロゾルはほとんど除去される。格納容器スプレー停止後、速やかに格納容器ベントを実施すると、格納容器雰囲気中の放射性物質等が放出され、環境への放射性物質等の放出割合¹は、炉心インベントリに対して希ガスは約 0.97、ヨウ素は約 1.7×10^{-6} 、セシウムは約 7.4×10^{-7} である。この場合に、セシウムに対するフィルター付ベントの DF を 1,000 と仮定すると、環境への Cs-137 の放出量は約 3.8×10^8 Bq である。

② 格納容器破損防止対策の有効性

a 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

原子炉圧力容器を減圧することによって、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力容器圧力は 2 MPa を下回り、高圧溶融物放出は防止される。

b 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

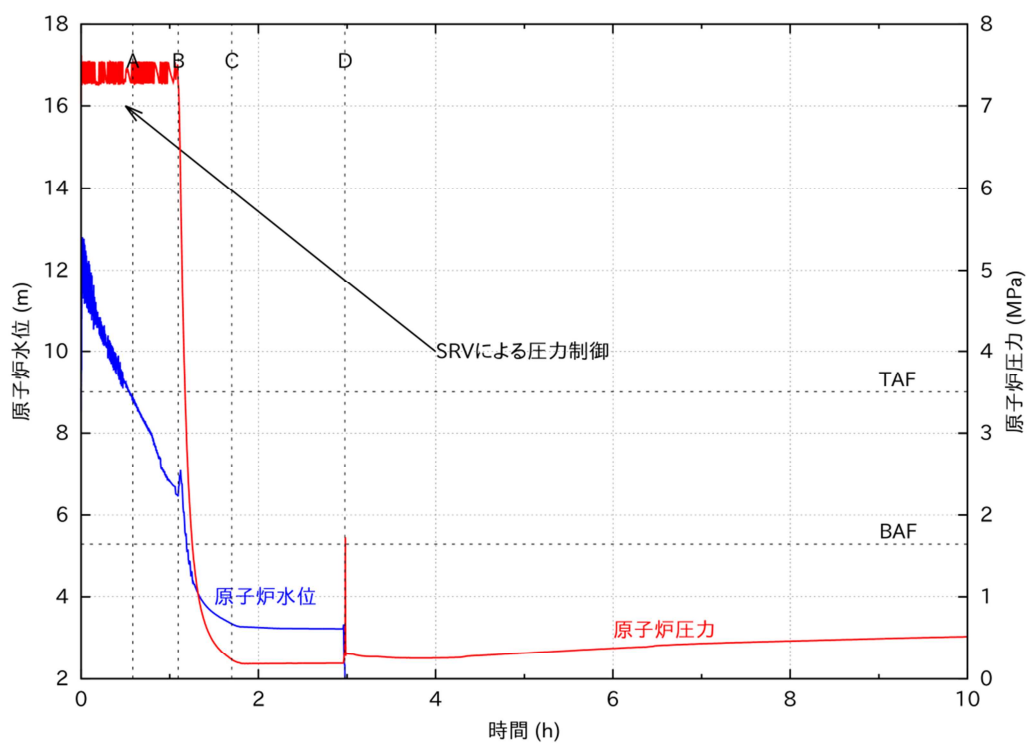
事前にペデスタルに水張りをする事で溶融炉心・コンクリート相互作用が抑制され、非凝縮性ガスの発生量は少なくなる。

¹格納容器ベントによる放射性物質等の放出低減効果は考慮していない。

表 4.5 「高圧・低圧注水機能喪失」シーケンスでの主要事象の発生時間

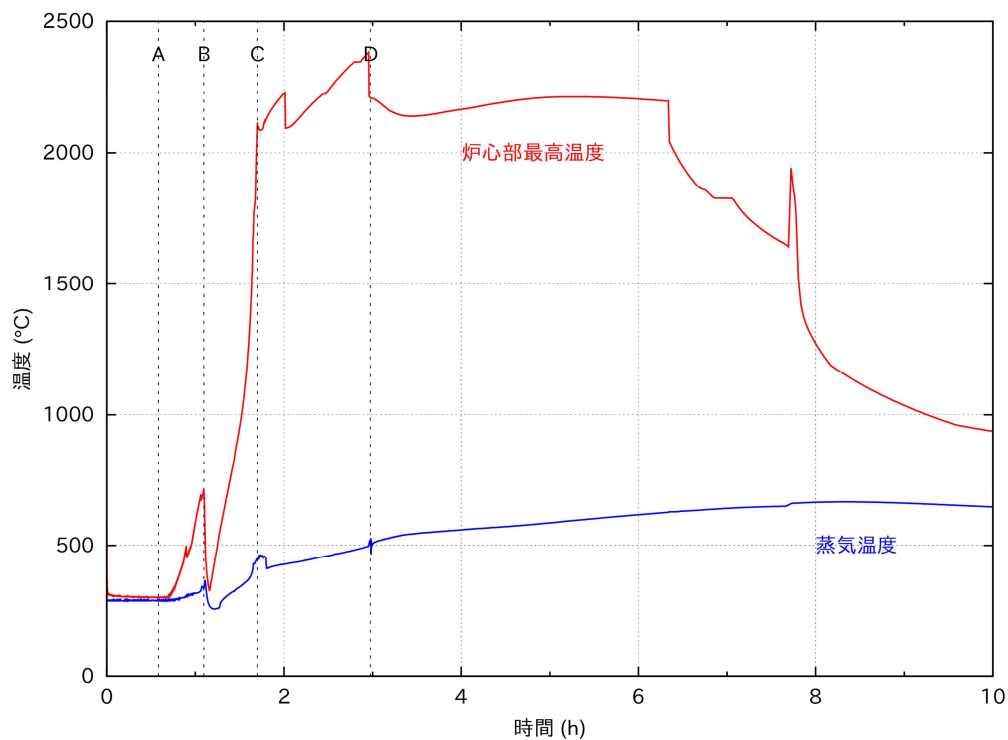
Table 4.5 Major events (TQUV)

事象	時間
事象発生	0.0 分後
原子炉スクラム	0.0 分後
炉心露出	約 35 分後
原子炉圧力容器の減圧開始	約 1.1 時間後
燃料被覆管破損	約 1.5 時間後
炉心損傷	約 1.7 時間後
炉心支持板破損	約 3.0 時間後
原子炉圧力容器破損	約 3.0 時間後
格納容器スプレイ開始	約 22 時間後
格納容器ベント開始	約 101 時間後
格納容器破損	—



A : 炉心露出、B : 減圧、C : 炉心損傷、D : 原子炉压力容器破損
 図 4.2.12 原子炉水位及び圧力（高圧・低圧注水機能喪失）

Fig. 4.2.12 Collapsed liquid level in RPV and RPV pressure (TQUV)



A : 炉心露出、B : 減圧、C : 炉心損傷、D : 原子炉压力容器破損
 図 4.2.13 炉心部最高温度及び蒸気温度（高圧・低圧注水機能喪失）

Fig. 4.2.13 Maximum core temperature and steam temperature (TQUV)

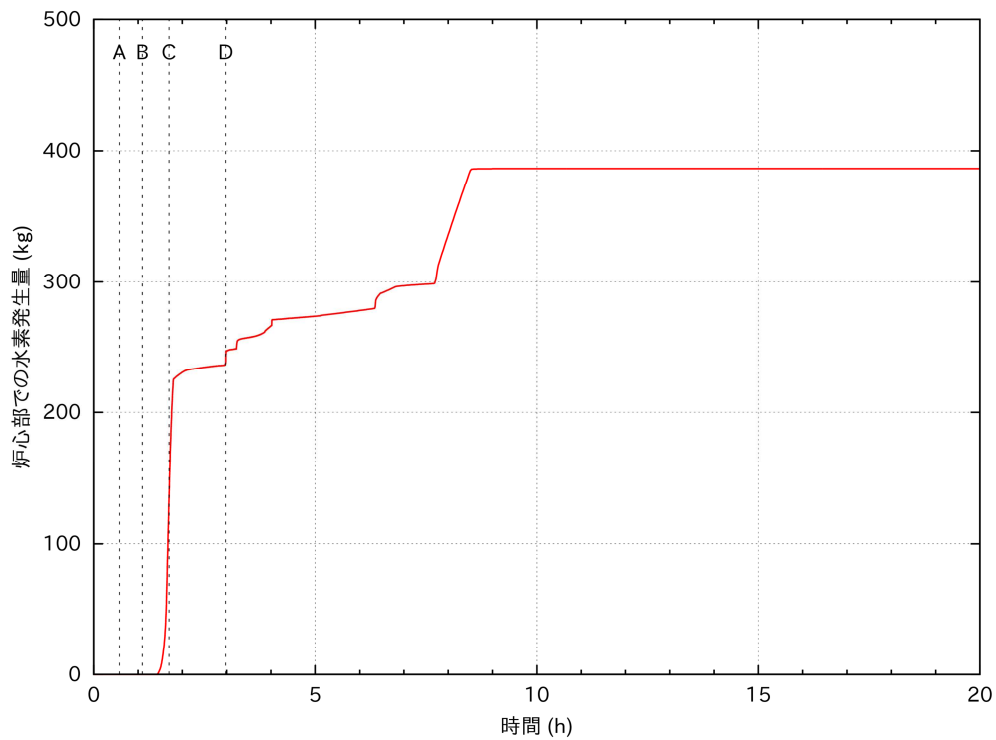


図 4.2.14 炉心部での水素発生量（高圧・低圧注水機能喪失）

Fig. 4.2.14 Hydrogen generated in the core(TQUV)

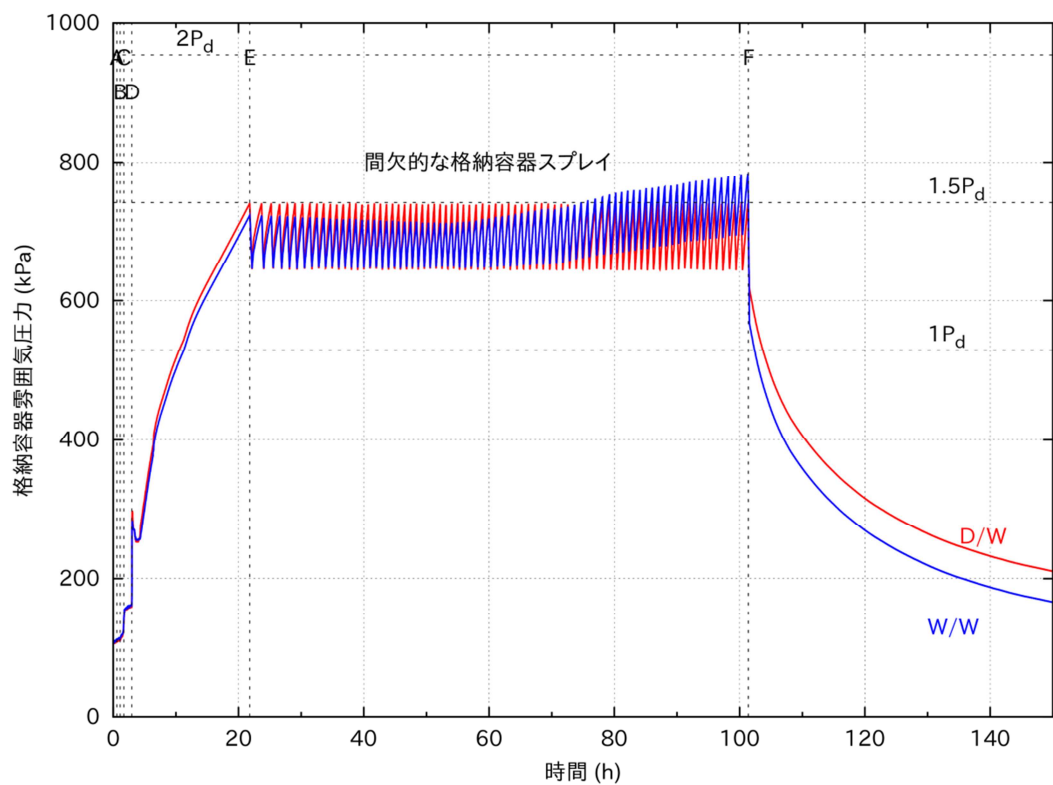
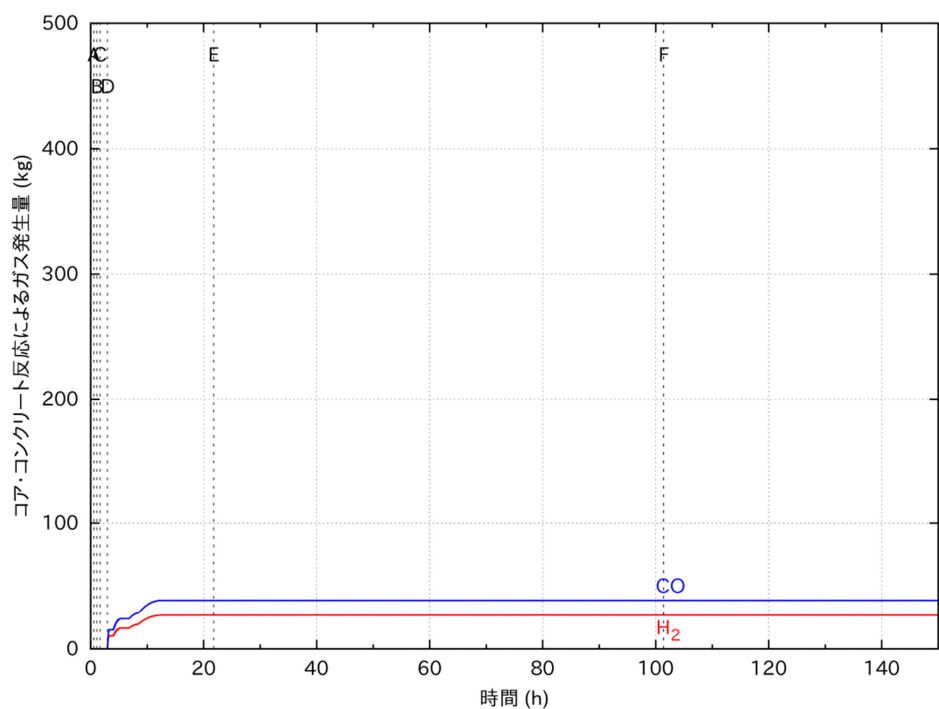


図 4.2.15 格納容器雰囲気圧力（高圧・低圧注水機能喪失）

Fig. 4.2.15 PCV Pressure(TQUV)

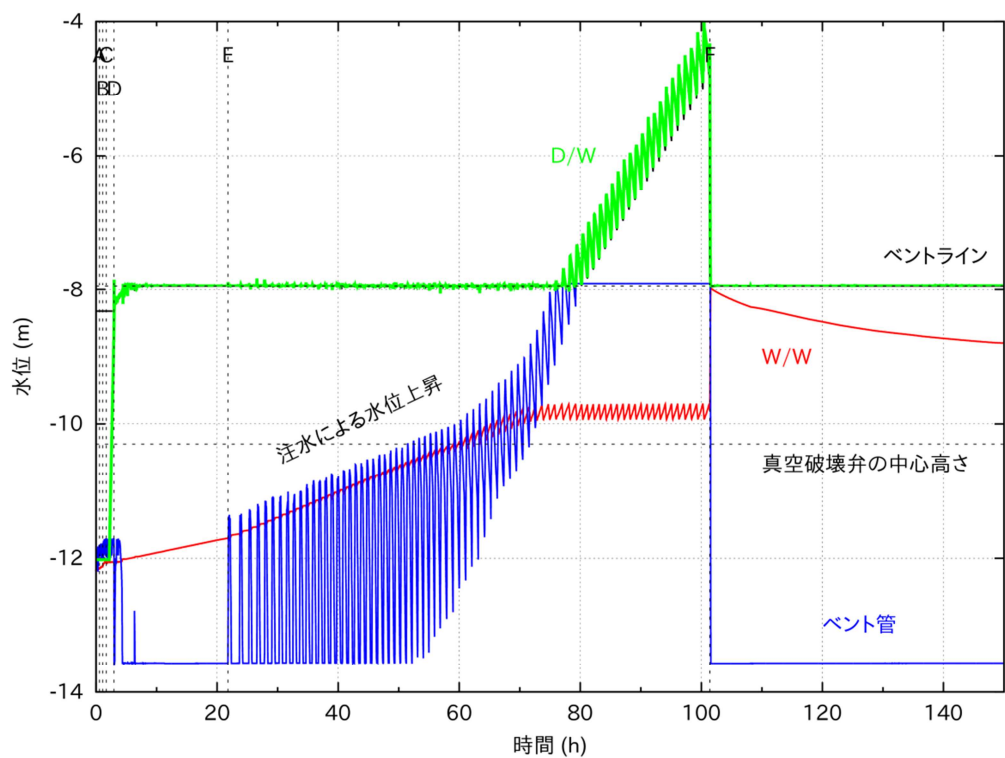


A : 炉心露出、B : 減圧、C : 炉心損傷

D : 原子炉圧力容器破損、E : 格納容器スプレイ、F : 格納容器ベント開始

図 4.2.16 溶融炉心・コンクリート相互作用によるガス発生量 (高圧・低圧注水機能喪失)

Fig. 4.2.16 Gas generated by MCCI (TQUV)

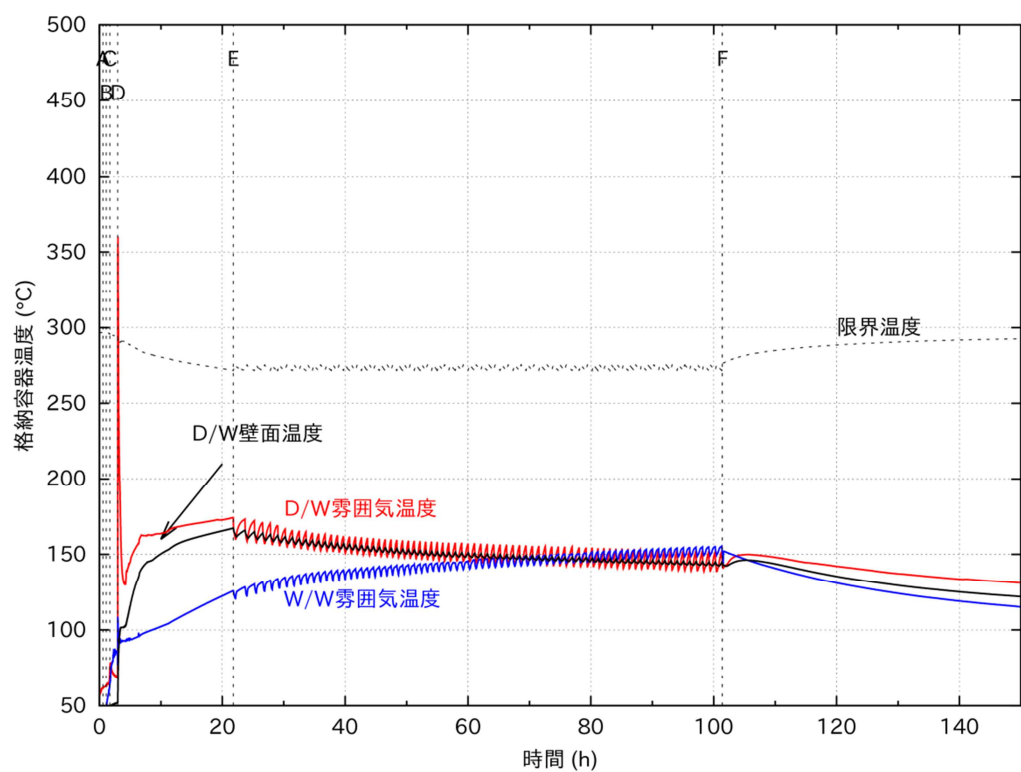


A : 炉心露出、B : 減圧、C : 炉心損傷

D : 原子炉圧力容器破損、E : 格納容器スプレイ、F : 格納容器ベント開始

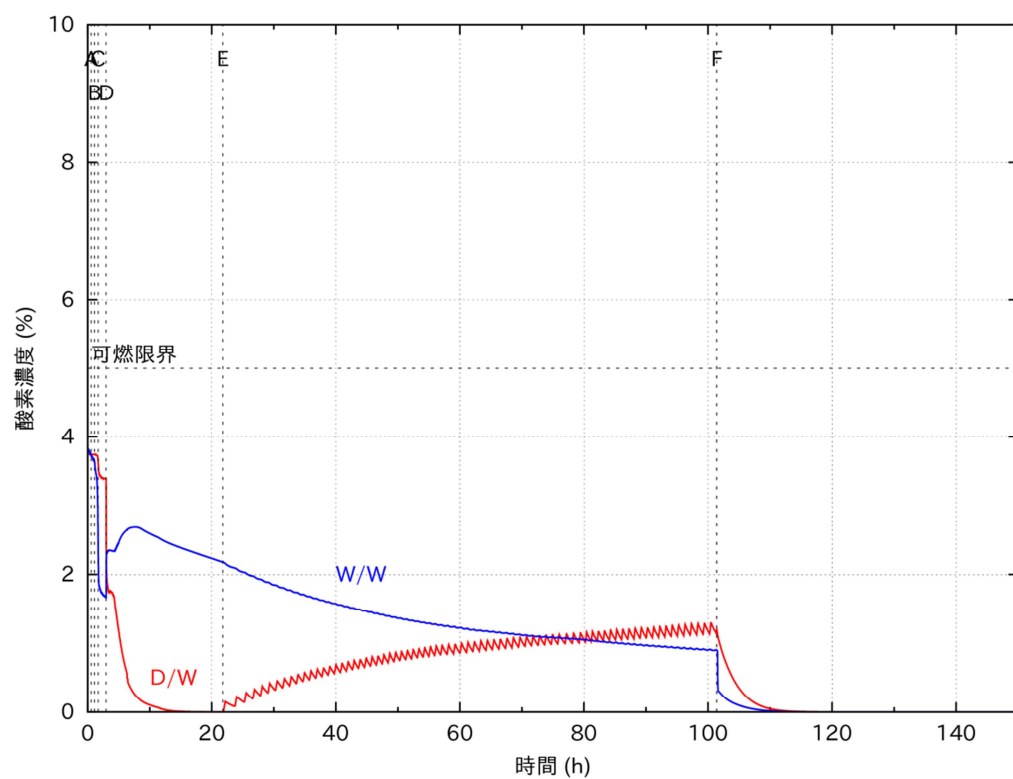
図 4.2.17 格納容器水位 (高圧・低圧注水機能喪失)

Fig. 4.2.17 Liquid level in PCV (TQUV)



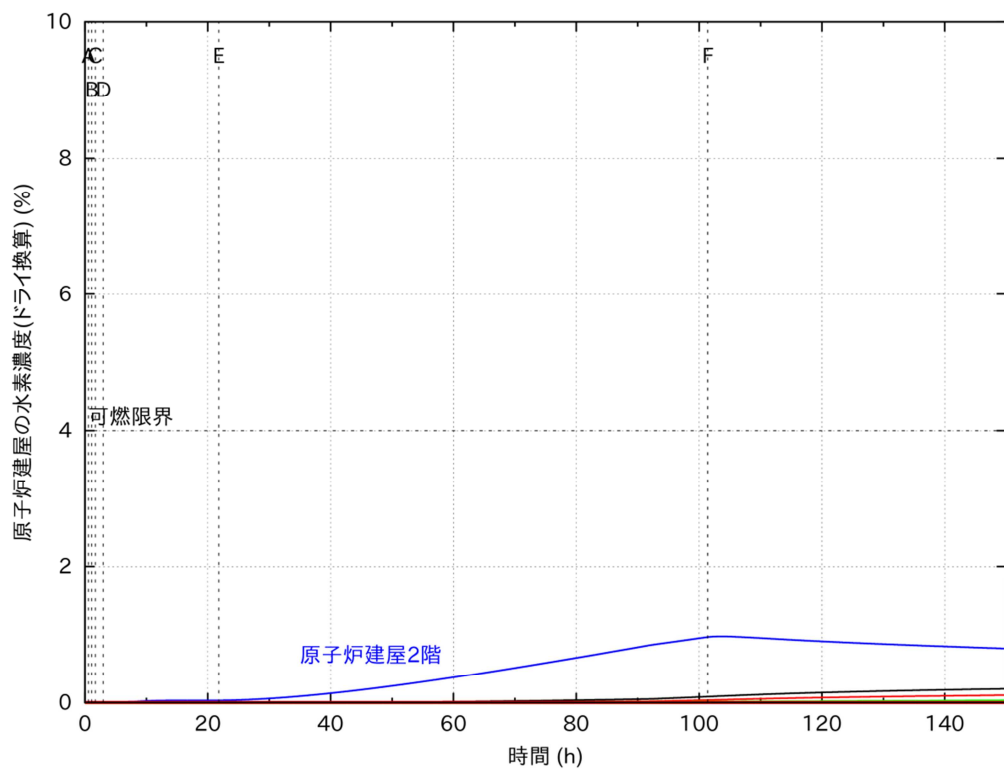
A : 炉心露出、B : 減圧、C : 炉心損傷
D : 原子炉压力容器破損、E : 格納容器スプレイ、F : 格納容器ベント開始
図 4.2.18 格納容器温度 (高圧・低圧注水機能喪失)

Fig. 4.2.18 PCV temperature (TQUV)



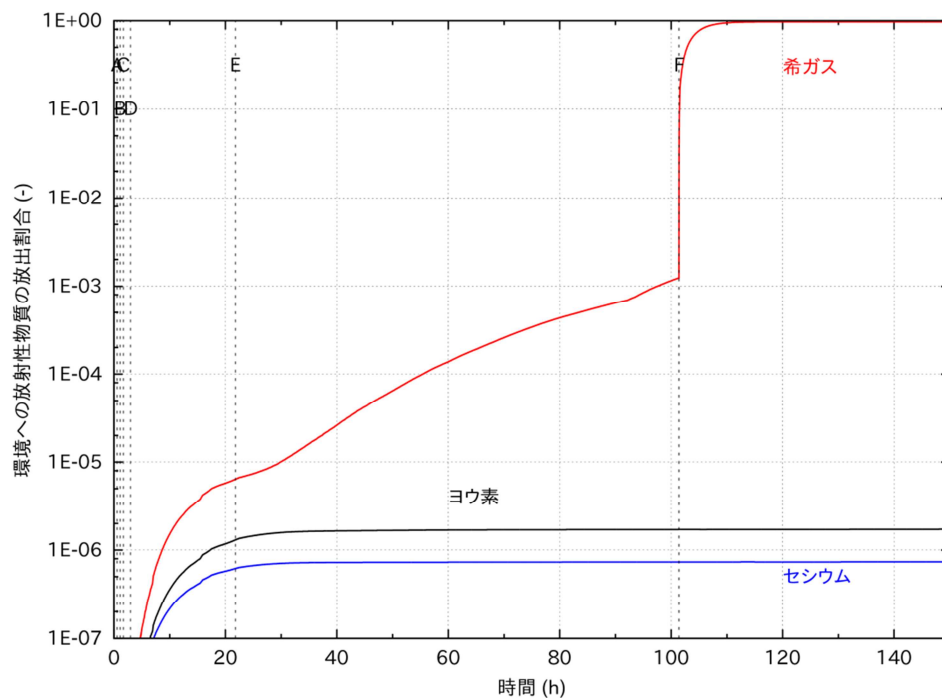
A : 炉心露出、B : 減圧、C : 炉心損傷
D : 原子炉压力容器破損、E : 格納容器スプレイ、F : 格納容器ベント開始
図 4.2.19 格納容器の酸素濃度 (高圧・低圧注水機能喪失)

Fig. 4.2.19 Oxygen concentration in PCV (TQUV)



A : 炉心露出、B : 減圧、C : 炉心損傷
 D : 原子炉圧力容器破損、E : 格納容器スプレイ、F : 格納容器ベント開始
 図 4.2.20 原子炉建屋の水素濃度（高圧・低圧注水機能喪失）

Fig. 4.2.20 Hydrogen concentration in R/B (TQUV)



A : 炉心露出、B : 減圧、C : 炉心損傷
 D : 原子炉圧力容器破損、E : 格納容器スプレイ、F : 格納容器ベント開始
 図 4.2.21 環境への放射性物質等の放出割合（高圧・低圧注水機能喪失）
 Fig. 4.2.21 Radionuclides release fraction to the environment (TQUV)

(2) 感度解析

① 熔融炉心デブリ上面の冷却材による除熱効果

(1)の基本解析では熔融炉心デブリ上面の冷却材により 0.5 MW/m^2 の熱流束で除熱される場合を解析し、熔融炉心・コンクリート相互作用で発生する水蒸気及び非凝縮性ガスによる静的負荷への影響を調べた。しかし、熔融炉心デブリから上面の冷却材への熱流束は次のような現象が複雑に影響するため不確かさがある。

- ・水中での熔融炉心デブリの広がり方、粒子化割合、粒子径の均一性、上面の固体層の形成等
- ・熔融炉心デブリの上面に固体層が形成された場合は、固体層から冷却材への熱伝達、固体層の亀裂の生成、冷却材の浸入、固体層の機械的強度等
- ・熔融炉心デブリに含まれるコンクリート成分の割合等

ここでは、熔融炉心デブリ上面の冷却材への熱流束を $0.3 \sim 0.8 \text{ MW/m}^2$ の間で変化させ、熔融炉心・コンクリート相互作用による水蒸気及び非凝縮性ガスの発生量を解析し、格納容器ベントの開始時間への影響を評価した。

図 4.2.22 に熔融炉心・コンクリート相互作用によるガス発生量¹を示す。熔融炉心デブリ上面の冷却材への熱流束が 0.4 MW/m^2 の場合は(1)の基本解析の結果と変わらない。更に低い熱流束を仮定するとガス発生量が増加し、 0.3 MW/m^2 の場合は、約 300 kg のガスが発生する。いずれの場合も、熔融炉心デブリは冷却され、熔融炉心・コンクリート相互作用によるガス発生は停止している。

図 4.2.23 に熔融炉心デブリ上面の冷却材への熱流束を変化させた場合の、格納容器ベントの開始時間を示す。上述のように、熔融炉心デブリ上面の冷却材への熱流束が低下すると熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの生成量が増加するため、格納容器スプレイでの水蒸気凝縮による圧力抑制効果が小さくなる。そのため、格納容器ベントの開始時間が早まるが、熱流束が 0.3 MW/m^2 に低下した場合でも、格納容器ベントの開始時間は(1)の基本解析の場合と大きな違いはない。

¹ H_2 、 CO 及び CO_2 の和を示している。

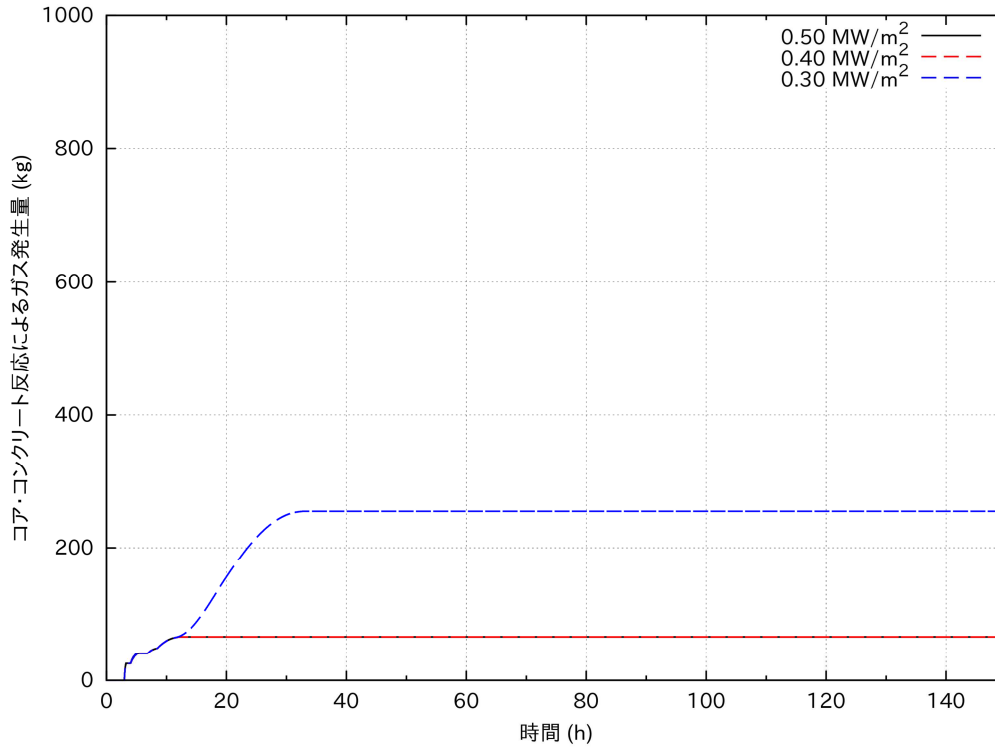


図 4.2.22 溶融炉心・コンクリート相互作用によるガス発生量（感度解析）
Fig. 4.2.22 Gas generated by MCCI (sensitivity analysis)

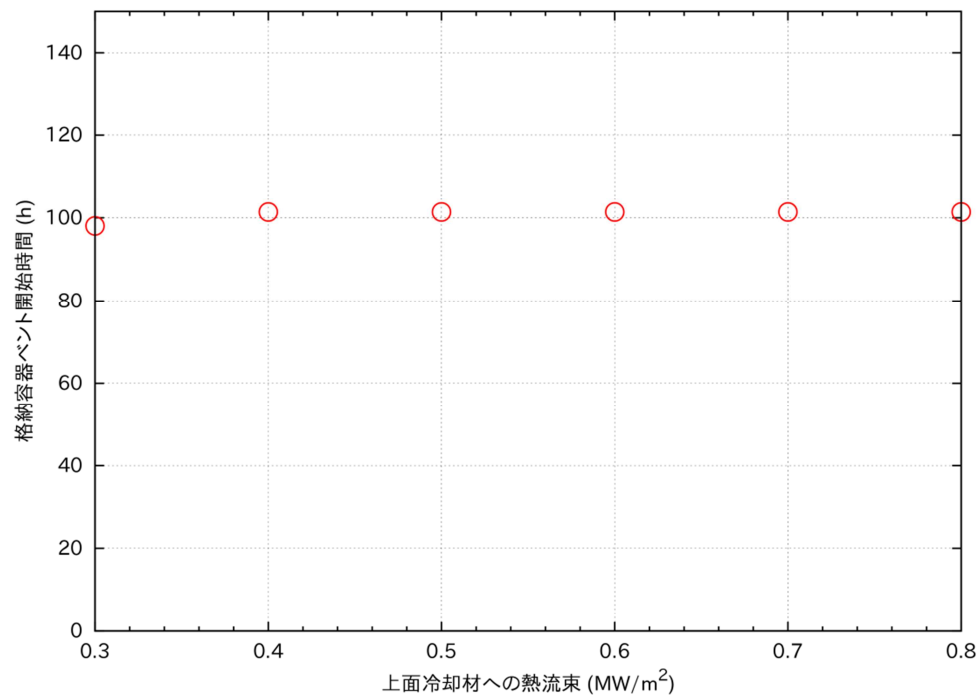


図 4.2.23 格納容器ベント開始時間の比較
Fig. 4.2.23 Comparison on starting time of PCV venting

(3) 重要な物理化学現象

本シーケンスにおいて格納容器破損防止対策に影響を与える重要な物理化学現象として、以下を抽出した。

a 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

- 燃料の溶融モデル

b 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

- 溶融炉心デブリ上面の冷却材による除熱効果
- 炉外に放出される溶融炉心デブリ量

(4) 主要な不確かさ要因

下記の格納容器破損モードについて、格納容器破損防止対策に影響を与える主要な不確かさ要因は、以下のとおりである。

① 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

- 燃料の溶融挙動は、金属－水反応で発生する反応熱による加温、溶融炉心デブリの移行等の燃料の溶融モデルの影響を受ける。
- 下部プレナムに溶融炉心デブリが移行する時間及び溶融炉心デブリの量は上記燃料溶融モデルの影響を受ける。
- 原子炉減圧開始から原子炉圧力容器破損に至るまでの時間は、下部プレナムに溶融炉心デブリが移行する時間及び溶融炉心デブリの量、下部プレナムでの溶融炉心デブリの冷却等の影響を受ける。

② 溶融炉心・コンクリート相互作用

- 水張りされたペデスタルでの溶融炉心デブリの広がり方には不確かさがある。
- 溶融炉心デブリ上面の固体層の生成モデル及び溶融炉心デブリ上面に固体層が形成された場合の除熱効果は、不確かさがある。
- 原子炉圧力容器から放出される溶融炉心デブリ量は、溶融炉心・コンクリート相互作用の発熱量を決定する重要なパラメータとなり、燃料溶融モデル等の影響を受ける。

5. おわりに

本技術報告では、ABWR 及び BWR5 の代表的な 2 つの事故シーケンスについて、MELCOR コードを用いた事象進展を解析し、事故シーケンスの特徴を整理した。また、格納容器破損防止対策に影響を与える重要な物理化学現象等を抽出し、不確かさ要因を同定するとともに、感度解析により不確かさ要因の影響を検討した。これらの結果を表 5.1 にまとめる。

表 5.1 評価結果及び不確かさ
Table 5.1 Analysis results and uncertainties

格納容器破損モード	重要な物理化学現象	評価結果	不確かさ要因
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	- 格納容器スプレイによる除熱 - 格納容器構造体への熱伝達 - 溶融炉心デブリ上面の冷却材による除熱効果 - 炉外に放出される溶融炉心デブリ量	- 格納容器バウンダリ圧力は限界圧力を下回る。 - 格納容器バウンダリ温度は限界温度を下回る。	- 格納容器スプレイ継続時間 - 格納容器の構造体の熱容量、伝熱モデル - 水張りされたペDESTALでの溶融炉心デブリの広がり方 - 溶融炉心デブリ上面の固体層の生成とプールによる除熱性
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	燃料の溶融モデル	原子炉圧力容器の破損までに原子炉圧力は 2.0MPa 以下に低減される。	- 原子炉圧力容器の減圧開始時間 - 原子炉下部プレナムでの溶融炉心デブリの冷却モデル
水素燃焼	金属－水反応等の水素生成反応	ドライ換算の酸素濃度 < 5% （可燃限界）※1	- 水素発生量に対する金属－水反応モデル - 溶融炉心・コンクリート相互作用で生じる可燃性ガスの発生量 - 原子炉建屋での水素濃度分布

※1 格納容器内は水素燃焼を防止するために窒素で不活性化されている。このため、水素の燃焼は酸素濃度で律速される。

参 考 文 献

- 参 1. R. O. Gauntt, R. K. Cole, C. M. Erickson, R. G. Gido, R. D. Gasser, S. B. Rodriguez, and M. F. Young, MELCOR Computer Code Manuals Vol.1:Primer and User' s Guide Version 1.8.5; SAND2000-2417/1; NUREG/CR-6119, Vol.1,Rev.2, May 2000.
- 参 2. R. O. Gauntt, R. K. Cole, C. M. Erickson, R. G. Gido, R. D. Gasser, S. B. Rodriguez, and M. F. Young, MELCOR Computer Code Manuals Vol.2:Reference Manuals Ver1.8.5; SAND2000-2417/2; NUREG/CR-6119, Vol.2, Rev.2, May 2000.
- 参 3. 独立行政法人原子力安全基盤機構, レベル 2PSA 手法の整備(BWR); 04 解部報-0033; JNES/SAE04-033, 2004 年 9 月.
- 参 4. 独立行政法人原子力安全基盤機構, レベル 2PSA 手法の整備(BWR); 05 解部報-0060; JNES/SAE05-060, 2005 年 12 月.
- 参 5. 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(BWR); JNES/NSAG10-0010; 10 原シ報-0010, 2014 年 2 月.
- 参 6. 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈; 原規技発第 1306193 号, 2013 年 6 月 19 日.
- 参 7. 社団法人 日本原子力学会, 日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準(レベル 2PSA 編): 2008; AESJ-SC-P009:2008, 2009 年 3 月.
- 参 8. IAEA, Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants; NS-G-2.15, 2009.
- 参 9. IAEA, Approaches and Tools for Severe Accident Analysis for Nuclear Power Plants; SAFETY REPORTS SERIES No. 56, 2008.
- 参 10. Technical Support for the Debris Coolability Requirement for Advanced Light Water Reactors in the Utility/EPRI Light Water Reactor Requirements Document; DOE/ID-10278, Mar, 1990.
- 参 11. 独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成 21 年度地震時レベル 2PSA の解析(BWR); 10 原シ報-003, 2010 年 10 月.
- 参 12. V. F. URBANIC and T. R. HEIDRICK, "HIGH-TEMPERATURE OXIDATION OF ZIRCALOY-2 AND ZIRCALOY-4 IN STEAM.," J. Nucl. Mater., 1978, 75 (2), 251-261.
- 参 13. 渡部、山田、大崎、"シビアアクシデント時の格納容器貫通部リークパスでの FP エアロゾル捕集効果(I) 貫通部の損傷クライテリア.," 日本原子力学会和文論文誌, 2009, 8 (3), 254-263.
- 参 14. 安藤良平、高野秀機、使用済軽水炉燃料の核種組成評価; JAERI-Research 99-004, 1999 年 2 月.

「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（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（シビアアクシデント担当）付

星 陽崇 主任技術研究調査官

西村 健 技術研究調査官

森田 彰伸 技術研究調査官