

# 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(PWR)

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

技術基盤グループ



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

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

本レポートの内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ 安全技術管理官（シ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(PWR)

技術基盤グループ

### 要旨

平成 25 年 7 月に施行された実用発電用原子炉に係る新規制基準において、重大事故等に対して「炉心損傷及び格納容器破損防止対策の有効性評価」を実施することが規定された。このうち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、PWR プラントでの 4 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 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗」及び「全交流動力電源喪失+補助給水停止」）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、感度解析によりその影響を検討した。

「大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗」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、例えば代替格納容器スプレイ開始時間が原子炉格納容器温度に対して影響が大きいことを把握した。

また、「全交流動力電源喪失+補助給水停止」シーケンスでは、雰囲気温度による静的負荷及び高圧溶融物放出/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 1 次系の強制減圧開始時間が原子炉容器の圧力及び破損時間に対して影響が大きいことを把握した。

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

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

Abstract

The new regulatory requirements for the commercial nuclear power plants, enforced in July, 2013, require 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 (large break LOCA with loss of all emergency core cooling functions and failure of containment spray water injection system, and transient with loss of all AC power supplies and failure of auxiliary feed water system) for four 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 former sequence, the uncertainty factors on the static loading due to internal pressure and hydrogen combustion were identified, where, for example, the activation timing of the alternative containment spray system was confirmed to be important for evaluation of the containment temperature.

In the analysis of the latter sequence, those for the static loading due to internal temperature and high pressure melt ejection / direct containment heating were identified, where, for example, the activation timing of depressurization of the reactor cooling system (RCS) was confirmed to be important for evaluation of RCS pressure and lower head failure timing.

## 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
2. 2 「大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗」シーケンス .....	3
2. 3 「全交流動力電源喪失+補助給水停止」シーケンス .....	3
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 .....	16
4. 1 「大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗」シーケンス .....	16
4. 1. 1 基本解析 .....	16
4. 1. 2 感度解析 .....	22
4. 1. 3 考察 .....	24
4. 2 「全交流動力電源喪失+補助給水停止」シーケンス .....	25
4. 2. 1 基本解析 .....	25
4. 2. 2 感度解析 .....	31
4. 2. 3 考察 .....	33
5. おわりに .....	34
参考文献 .....	36
執筆者 .....	38

## 表 目 次

表 1	格納容器破損モードの事故シーケンス .....	4
表 2	MELCOR コードの概要 .....	7
表 3	選択した MELCOR コードの解析モデル .....	8
表 4	MELCOR コードの物質種のグループ分け .....	9
表 5	代表 3 ループ PWR プラントの共通解析条件 .....	10
表 6	事故シーケンス毎の解析条件 .....	11
表 7	「大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗」シーケンスでの感度解析条件 .....	12
表 8	「全交流動力電源喪失+補助給水停止」シーケンスでの感度解析条件 .....	12
表 9	「大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗」シーケンスでの主要事象の発生時刻 .....	18
表 10	「全交流動力電源喪失+補助給水停止」シーケンスでの主要事象の発生時刻 .....	27
表 11	評価結果及び不確かさ .....	35

## 目 次

図 1	3 ループ PWR プラントの系統図	13
図 2	MELCOR コード用解析ノード図	14
図 3	MELCOR コード用炉心部モデル	15
図 4	原子炉水位 (大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗)...	19
図 5	炉心部最高温度(大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗) .....	19
図 6	原子炉格納容器圧力	20
図 7	原子炉格納容器雰囲気温度 (大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレ イ注水失敗).....	20
図 8	原子炉格納容器熱構造体の蓄熱量 (大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器 スプレイ注水失敗).....	21
図 9	水素発生量及び原子炉格納容器内水素濃度 (大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+ 格納容器スプレイ注水失敗).....	21
図 10	原子炉格納容器雰囲気温度	23
図 11	2 次系水位 (全交流動力電源喪失+補助給水停止).....	28
図 12	加圧器水位 (全交流動力電源喪失+補助給水停止).....	28
図 13	原子炉圧力及び水位(全交流動力電源喪失+補助給水停止).....	29
図 14	原子炉圧力と蓄圧注水量(全交流動力電源喪失+補助給水停止).....	29
図 15	炉心部最高温度(全交流動力電源喪失+補助給水停止).....	30
図 16	原子炉容器貫通部温度及び塑性ひずみ割合(全交流動力電源喪失+補助給水停 止).....	30
図 17	原子炉圧力挙動の比較 (全交流動力電源喪失+補助給水停止・感度解析) ...	32
図 18	原子炉格納容器雰囲気温度の比較 (全交流動力電源喪失+補助給水停止・感度 解析).....	32

略 語 表

BAF	Bottom of Active Fuel	有効燃料下端
CV	Containment Vessel	原子炉格納容器
DCH	Direct Containment Heating	格納容器雰囲気直接加熱
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却系
FP	Fission Products	核分裂生成物
IAEA	International Atomic Energy Agency	国際原子力機関
ISP	International Standard Problem	国際標準問題
JAEA	Japan Atomic Energy Agency	(独) 日本原子力研究開発機構
JNES	Japan Nuclear Energy Safety Organization	(独) 原子力安全基盤機構
LOCA	Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故
MCCI	Molten Core Concrete Interaction	溶融炉心-コンクリート相互作用
NRC	Nuclear Regulatory Commission	米国原子力規制委員会
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
PAR	Passive Autocatalytic Recombiner	触媒式リコンビナ
PRA	Probabilistic Risk Assessment	確率論的リスク評価
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型発電用原子炉
SA	Severe Accident	シビアアクシデント
TAF	Top of Active Fuel	有効燃料頂部

## 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タイミング、さらには、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、2つの事故シーケンスについて、SA総合解析コード MELCOR<sup>(参1),(参2)</sup>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、感度解析によりその影響を検討した。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考察にまとめた。

なお、本技術報告で示す解析結果は、旧(財)原子力発電技術機構及び旧(独)原子力安全基盤機構が安全研究として整備した3ループPWRプラントの入力データ<sup>(参3)-(参19)</sup>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、3ループPWRプラントの設置許可申請書等を参考に既報<sup>(参3)-(参19)</sup>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

「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の解釈」<sup>(参20)</sup>（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) 高圧溶融物放出/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

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。

レベル2PRAでは、対象プラント情報（プラント構成、事故緩和操作、溶融燃料・溶融炉心移動経路、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

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<sup>(参<sup>21</sup>)</sup>。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、原子炉格納容器の破損に関連する物理化学現象を内包しており、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。

上記の格納容器破損モードに至る代表的な事故シーケンスとして、設置変更許可申請書<sup>1</sup>（以下、「申請書」という。）ではPRA等により抽出された2.2及び2.3に示す2つの事故シーケンスが選定されている。表1に、各々の格納容器破損モードの事故シーケンスと関連性の高い項目を抽出した結果を示す。なお、格納容器直接接触（シェルアタック）は、原子炉下部キャビティの幾何形状から起こり難いと考えられるため、申請書では除外されている。

規則の解釈<sup>(参<sup>20</sup>)</sup>では、「重大事故対策の有効性がある」とは、以下の評価項目を概ね満足することとしている。

- (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溶融燃料－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溶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溶融炉心が適切に冷却されること。
- (i) 溶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溶融炉心が適切に冷却されること。

本技術報告では、2つの事故シーケンスにおける重要な物理化学現象の抽出、有効性評価において考慮すべき主要な不確かさの要因の同定に加え、上記評価項目を解析した。

---

<sup>1</sup>新規規制基準が施行された平成25年7月8日直後に提出された発電用原子炉設置変更許可申請書。

## 2. 2 「大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗」シーケンス

本シーケンスは、起因事象として大破断 LOCA が発生し、急激に冷却材が喪失する際に、ECCS による注水に失敗し炉心損傷に至る事故シーケンスである。格納容器スプレイの注水失敗も想定するために、原子炉格納容器に対する負荷が大きいことから、格納容器破損防止対策として、代替格納容器スプレイを考慮して、「雰囲気圧力・温度による静的不可(格納容器過圧破損)」及び「水素燃焼」の格納容器破損モードが防止されることを解析した。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、感度解析によりその影響を検討した。

本シーケンスでは、原子炉容器破損が想定され、申請書では「原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」の格納容器破損モードを評価するための事故シーケンスとして選定されている。上記破損モードを引き起こす事象としては、原子炉容器破損時に熔融炉心が原子炉下部キャビティのプールに落下した場合の水蒸気爆発が考えられる。水蒸気爆発の発生には、予混合、トリガリング等の複数のプロセスが成立することが必要である。水蒸気爆発発生の可能性とその影響を検討するには、このようなプロセスを扱い得る解析コード(参<sup>22</sup>)に、既往の試験結果等(参<sup>23</sup>),(参<sup>24</sup>)に基づく不確かさを勘案した評価を行うことが妥当である。

また、本シーケンスは、「熔融炉心・コンクリート相互作用(以下、「MCCI」という。)」の格納容器破損モードを評価するための事故シーケンスとしても選定されている。コンクリート侵食の発生と継続の可能性を検討するためには、主として既往の試験結果等に基づき不確かさ要因を同定した上で、その影響を含めた評価を行うことが妥当である。

上述のように、「原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「MCCI」の格納容器破損モードは、既往の試験結果等に基づく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た。

## 2. 3 「全交流動力電源喪失+補助給水停止」シーケンス

本シーケンスは、外部電源に加えて非常用電源の確保にも失敗し、全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスである。2次系へのタービン動補助給水ポンプによる補助給水にも失敗するため、崩壊熱の最終ヒートシンクへの輸送が不可能になり炉心損傷に至る。高圧での原子炉容器破損を防止するため、1次系を強制減圧し、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止する。本事故シーケンスにおいては、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」及び「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損モードが防止されることを解析した。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、感度解析によりその影響を検討した。

表 1 格納容器破損モードの事故シーケンス

格納容器破損モード	事故シーケンス	関連性の高い項目
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗	● 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
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	全交流動力電源喪失+補助給水停止	● 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
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	全交流動力電源喪失+補助給水停止	● 原子炉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
原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用*1		
水素燃焼	大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗	● 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
格納容器直接接触（シェルアタック）*2		
溶融炉心・コンクリート相互作用*1		

\*1；既往の試験結果等に基づく不確かさを勘案した評価を行うことが妥当。

\*2；原子炉下部キャビティの幾何形状から起こり難いと考えられる。

### 3. 解析方法

#### 3. 1 解析コード

国際原子力機関(IAEA)の Safety Guide (NS-G-2.15) で述べられているように、SA の解析では、“現実的又は最適評価”に基づく解析コードが用いられ<sup>(参25)</sup>、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評価機能を備えていることが求められる。また、SA の解析では、SA の事象進展に影響を及ぼす物理化学現象は幅広いため、原子炉格納容器及び建屋を含むプラントの広い範囲に影響が及ぶこととなる。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<sup>(参26)</sup>、特定の現象、例えば、熔融炉心・コンクリート相互作用や原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用などの現象については、実験的知見を考慮すると共に、より詳細なモデルによる解析が必要である。

本解析では、炉心損傷後の原子炉格納容器内での SA 事象を評価する必要があることから、米国原子力規制委員会(NRC)が開発した MELCOR1.8.5<sup>(参1)、(参2)</sup>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 2 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、原子炉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、熔融移行挙動、コア・コンクリート反応、水素ガスの発生・移行・燃焼挙動及び放射性物質の放出・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、既報<sup>(参19)</sup>に基づき表 3 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報<sup>(参19)</sup>で設定された温度を用いている。また、被覆管温度が 2227°C(2500 K)に達した時点を炉心損傷として取り扱った。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、核分裂生成物（以下、「FP」という。）を表 4 に示す 16 のグループに分類する。

#### 3. 2 ノード分割

MELCOR コードの入力データは既報で整備した 3 ループ PWR プラントの入力データ<sup>(参19)</sup>を利用した。解析で考慮したプラントの系統図を図 1 に示す。解析ノード図を

図 2 に示す。1 次系(蒸気発生器伝熱管部を除く)と原子炉格納容器の外側の境界は断熱を仮定している。炉心部は図 3 に示すように、径方向に 5 分割、軸方向に 10 分割している。

### 3. 3 解析条件

表 5 には代表 3 ループ PWR プラントの共通解析条件を、表 6 には各事故シーケンス固有の解析条件を示す。

各事故シーケンスの基本解析は、申請書の重大事故対策の手順として示された代替格納容器スプレイ、格納容器自然対流冷却等を想定して行った。また、既往の解析結果(参 3)-(参 18)等を参照して、講じられる対策開始時間を主な不確かさ要因とした場合の感度解析を行った。具体的には、「大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗」の事故シーケンスでは代替格納容器スプレイの開始時間を、「全交流動力電源喪失+補助給水停止」の事故シーケンスでは 1 次系の強制減圧の開始時間をそれぞれパラメータとした。表 7 及び表 8 に感度解析の条件を示す。

表 2 MELCOR コードの概要

項目	MELCOR モデル
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、蓄圧注入、補助給水等）、SA 対策設備（格納容器再循環ユニット、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、熔融燃料、熔融炉心の移行挙動、熔融燃料-冷却材相互作用、熔融炉心・コンクリート反応、熔融炉心高圧飛散等
放射性物質の移行	燃料からの放射性物質の放出、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、上部ヘッド、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、アニュラス等） (2)ジャンクション 運動量の保存を計算

表 3 選択した MELCOR コードの解析モデル

MELCOR コードの 解析モデル	解析条件
金属・水反応	ジルコニウムと水蒸気の反応は Urbanic-Heidrich の式に基づく。
被覆管破損	被覆管表面温度が 900°C(1,173 K)に到達すると被覆管が破損したものとする。
燃料棒落下	<ul style="list-style-type: none"> <li>○落下条件 燃料棒が粒子状溶融物<sup>(注1)</sup>となった時点で落下する。</li> <li>○燃料棒溶融物化条件 <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なくなった場合。</li> </ul> </li> <li>○溶融温度 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ジルカロイ : 1,825°C(2,098 K)</li> <li>・酸化ジルコニウム : 2,717°C(2,990 K)</li> <li>・二酸化ウラン : 2,840°C(3,113 K)</li> <li>・ステンレス鋼 : 1,427°C(1,700 K)</li> <li>・ステンレス鋼酸化物 : 1,597°C(1,870 K)</li> </ul> </li> </ul>
下部ヘッド破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>○貫通部過温破損 貫通部の温度が 1570°Cに達した時点で破損と判定。</li> <li>○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。</li> </ul>
コア・コンクリート反応	主として既往の試験結果等に基づき不確かさ要因を同定した上で、その影響を含めた評価を行うことが妥当であることから、本検討では MCCI を計算していない。
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 1.8.5 デフォルト値を適用する。

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

表 4 MELCOR コードの物質種のグループ分け

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 <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> 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)

表 5 代表 3 ループ PWR プランツの共通解析条件

項目	初期設定値	備考
原子炉格納容器自由体積	67,400 m <sup>3</sup>	申請書を参考に設定
炉心熱出力（初期）	2,652 MWt	同上
1 次系冷却材圧力（初期）	加圧器圧力：15.5 MPa	同上
1 次系冷却材温度（初期）	炉心入口：284℃ 炉心出口：321℃	同上
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 <sup>(参 27)</sup> アクチニド：ORIGEN2	サイクル末期を仮定
蓄圧タンク保持圧力	4.04 MPaG	最低保持圧力を想定
蓄圧タンク保有水量	29.0 m <sup>3</sup> /基	最低保有水量を想定

表 6 事故シーケンス毎の解析条件

項目		大破断 LOCA+ECCS 注水失敗 + 格納容器スプレイ注水失敗	全交流動力電源喪失 + 補助給水停止
LOCA 条件	破断位置、口径	高温側配管の完全両端破断	なし
原子炉トリップ		事象発生直後	同左
電源	交流	事象発生直後全喪失	同左
	直流	健全	同左
不作動機器		ECCS 格納容器スプレイ 補助給水	同左
代替格納容器 スプレイ ポンプ	流量	140 m <sup>3</sup> /h <sup>*</sup>	同左
	液滴径	740 μm (参 19)	同左
	運転開始	炉心損傷後 + 30 分 <sup>*</sup>	同左
	停止	事象発生から 24 時間後 <sup>*</sup>	同左
格納容器自 然対流冷却	開始	事象発生から 24 時間後 <sup>*</sup>	同左
	通水量	120 m <sup>3</sup> /h×2 台 <sup>*</sup> クーラー除熱量 (最大 13 MW)	同左

※申請書を参考に設定

表 7 「大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗」シーケンスでの感度解析条件

解析ケース	代替格納容器スプレイ開始時間	設定根拠
基本解析	55 分(0.92 h)	炉心損傷*後+30 分で代替格納容器スプレイを開始
ケース 1	18 分(0.3 h)	代替格納容器スプレイ開始時間を早めた場合の効果を解析
ケース 2	90 分(1.5 h)	代替格納容器スプレイの開始が遅延した場合に、原子炉格納容器への負荷を解析

\*基本解析では炉心損傷は事象発生後 25 分(0.42 h)

表 8 「全交流動力電源喪失+補助給水停止」シーケンスでの感度解析条件

解析ケース	炉心損傷から強制減圧開始までの時間	設定根拠
基本解析	10 分 (0.17 h)	事象判断後速やかに 1 次系の強制減圧が実施できた場合
ケース 1	120 分(2 h)	1 次系の強制減圧の開始が遅延した場合(炉心支持板破損前に開始)
ケース 2	240 分(4 h)	1 次系の強制減圧の開始が遅延した場合(炉心支持板破損後に開始)

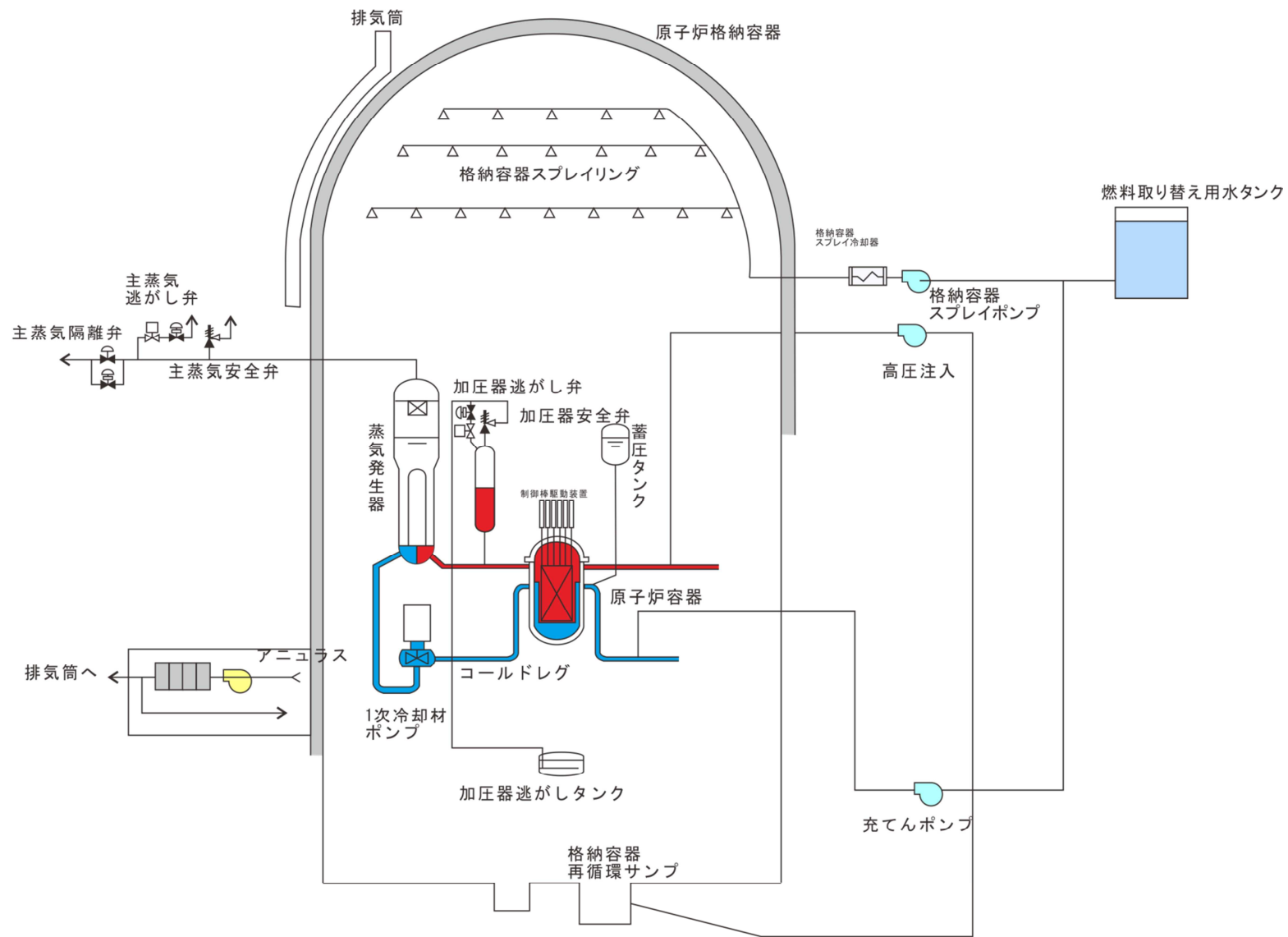
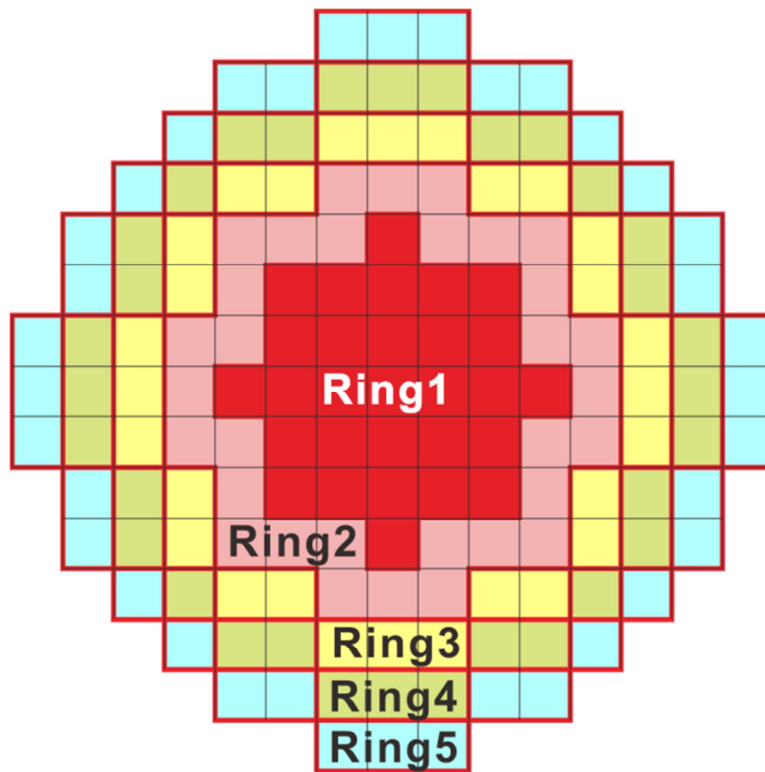


図 1 3 ループ PWR プラントの系統図





10	
9	
8	
7	
6	炉心
5	
4	
3	
2	
1	
1	下部炉心支持板
5	
4	
3	下部プレナム
2	
1	

図 3 MELCOR コード用炉心部モデル

#### 4. 解析結果

##### 4. 1 「大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗」シーケンス

###### 4. 1. 1 基本解析

###### (1) 事象進展

表 9 に、本シーケンスにおける主要事象の発生時刻をまとめる。図 4 に原子炉水位を、図 5 に炉心部最高温度を示す。大破断 LOCA の発生により、原子炉圧力が急激に低下し、高圧注水及び低圧注水に失敗するため、原子炉水位は急激に低下して約 10 秒で炉心が露出する。1 次系が減圧するため、原子炉への蓄圧器による注水が約 60 秒から始まるが、約 85 秒で蓄圧器からの注水は停止し、図 4 に示すように原子炉水位は低下する。図 5 に示すように、炉心部最高温度は急激に上昇し、約 25 分で炉心損傷に至る。溶融炉心の下部プレナムへの落下により、図 4 では見かけ上水位が上昇している。計装管等の貫通部の過温破損により、約 1.2 時間後に原子炉容器破損に至る。

図 6 に原子炉格納容器圧力を、図 7 に原子炉格納容器雰囲気温度を、図 8 に原子炉格納容器熱構造体の蓄熱量をそれぞれ示す。大破断 LOCA の発生により多量の冷却材が原子炉格納容器に放出されるため、原子炉格納容器雰囲気温度が上昇するが、原子炉格納容器の熱構造体（原子炉格納容器下部：約 800 トン、原子炉格納容器上部：約 770 トン）への伝熱のため、原子炉格納容器雰囲気温度は飽和温度まで低下する。炉心損傷に至ると、炉心のリロケーションにより、原子炉水位より高い位置の溶融炉心が落下した際に多量の水蒸気が発生し、原子炉格納容器に過熱蒸気が流入するために原子炉格納容器雰囲気温度が上昇する。原子炉格納容器の熱構造体への伝熱(図 8 参照)により、原子炉格納容器雰囲気温度は低下している。

図 6 に示すように、事故初期の原子炉格納容器圧力は、55 分の時点で開始される代替格納容器スプレイによって抑制される。その後、原子炉容器が破損し、溶融炉心が落下することにより発生する水蒸気のため、原子炉格納容器圧力は徐々に増加に転ずる。24 時間後の時点で代替格納容器スプレイを停止し、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却が開始することから、原子炉格納容器圧力の増加傾向が緩慢になり、徐々に増加率が低下する。

図 9 に炉内での水素発生量及び原子炉格納容器の水素濃度を示す。金属-水反応により炉内で約 40%のジルカロイが酸化し、生成される水素発生量は 300 kg を超えるが、ドライ換算の水素濃度は 6%未満、水蒸気を考慮した水素濃度は 4%未満である。

###### (2) 格納容器破損防止対策の有効性

###### ① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

原子炉格納容器圧力は、事故初期では代替格納容器スプレイによる冷却によって抑制される。また、代替格納容器スプレイが停止すると、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却が開始され、ピーク圧力は最高使用圧力(1Pd)を超えない。

なお、原子炉格納容器雰囲気温度は、原子炉格納容器の最高使用温度を一時的にわずかに上回るが、原子炉格納容器バウンダリ温度は、ピーク温度が 125℃であり、最高使用温度(200℃)を下回る。

## ② 水素燃焼

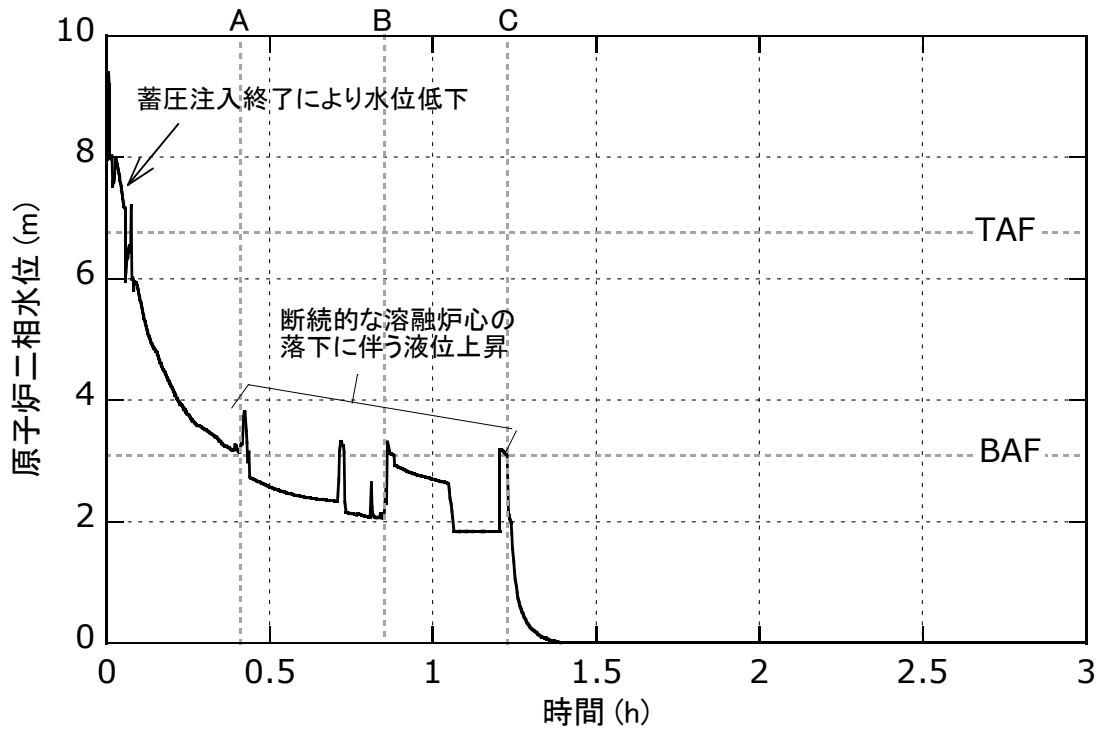
金属-水反応により炉内で約 40%のジルカロイが酸化する。原子炉格納容器内の水素濃度は、ドライ換算で 6%未満であり、水蒸気を考慮した水素濃度は 4%未満と可燃限界よりも低い。

なお、詳細な水素濃度分布を評価する必要がある場合は、数値流体力学コード等を利用して評価することが望ましい。

表 9 「大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗」シーケンスでの  
主要事象の発生時刻

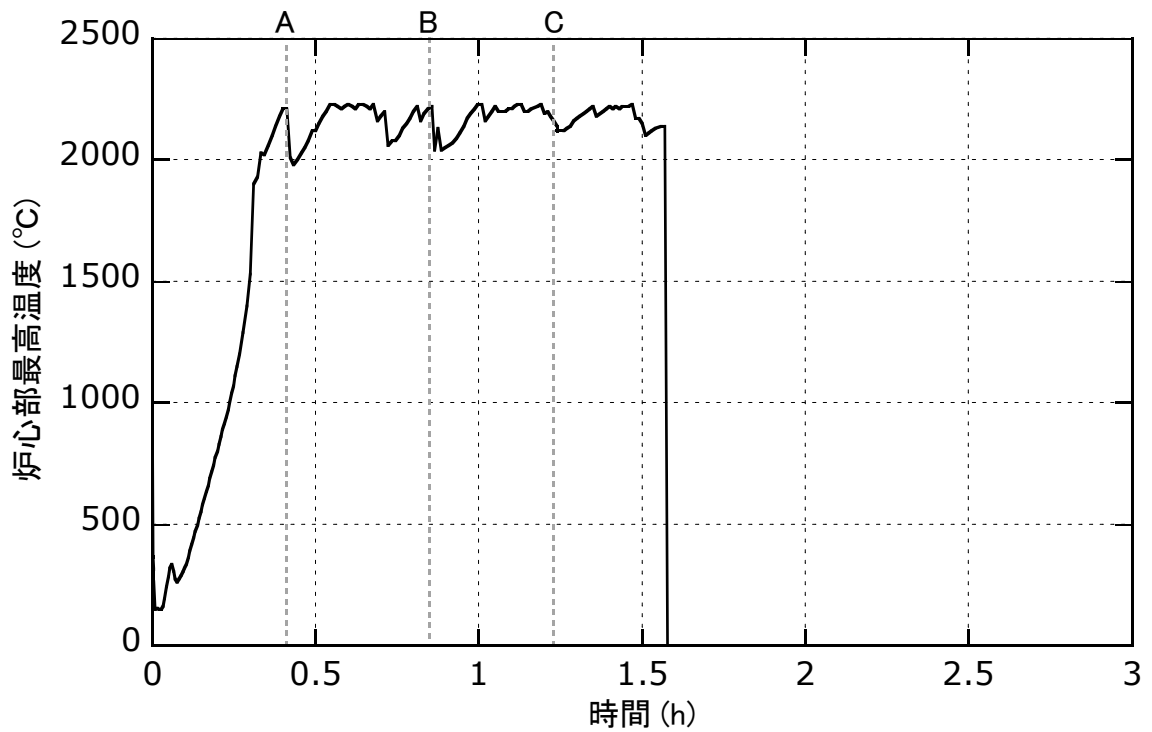
事象	大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗
大破断 LOCA 全交流動力電源喪失	0.0 秒
原子炉トリップ	0.0 秒
炉心露出	10 秒
蓄圧注入開始	60 秒
蓄圧器からの注水停止	85 秒
燃料被覆管破損	14 分
炉心損傷	25 分
炉心支持板破損	52 分
代替格納容器スプレイ開始*	55 分
高圧再循環開始	
原子炉容器破損	1.2 時間
原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却開始*	24 時間
原子炉格納容器最高圧力到達	52.8 時間
原子炉格納容器破損	

※重大事故等対策



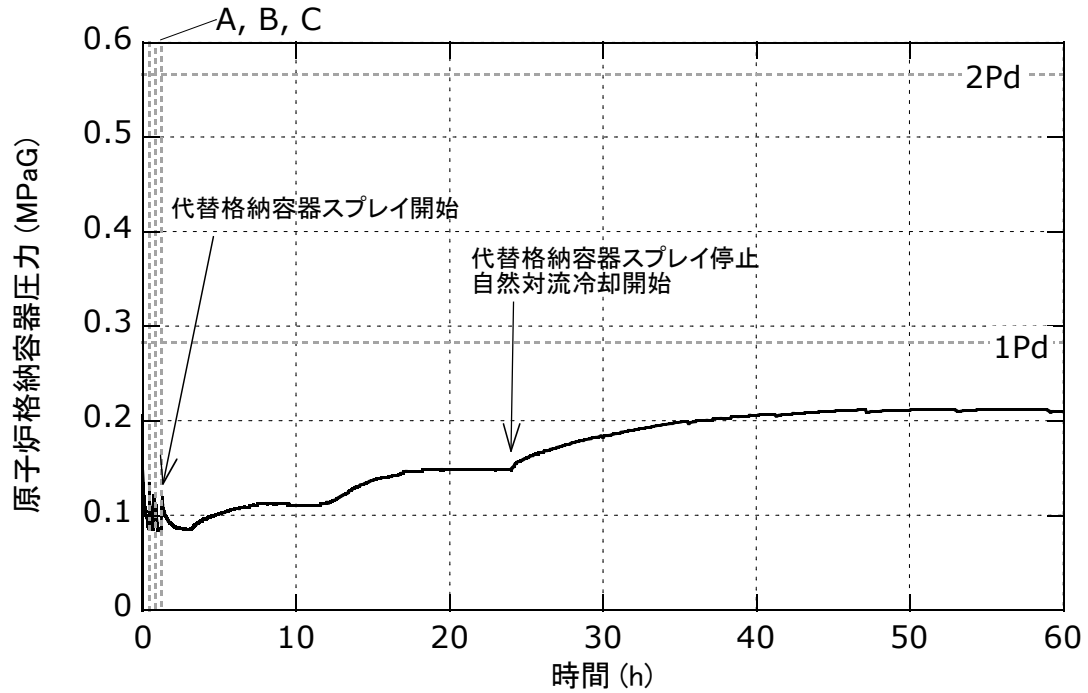
A : 炉心損傷、B : 炉心支持板破損、C : 原子炉容器破損

図 4 原子炉水位 (大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレィ注水失敗)



A : 炉心損傷、B : 炉心支持板破損、C : 原子炉容器破損

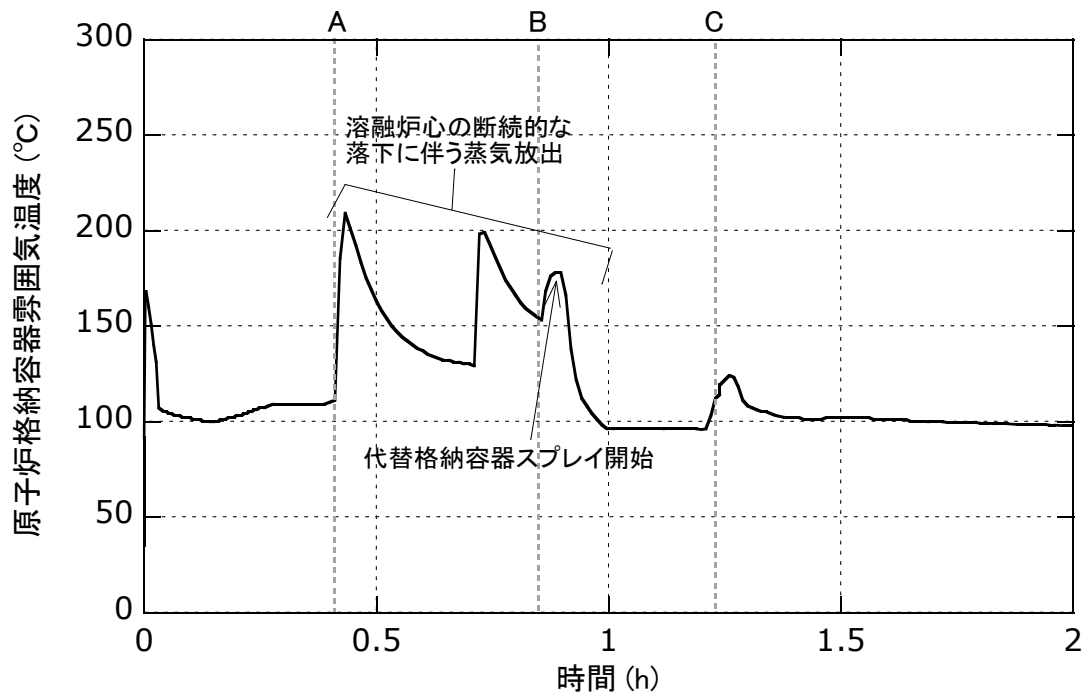
図 5 炉心部最高温度(大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレィ注水失敗)



A : 炉心損傷、B : 炉心支持板破損、C : 原子炉容器破損

図 6 原子炉格納容器圧力

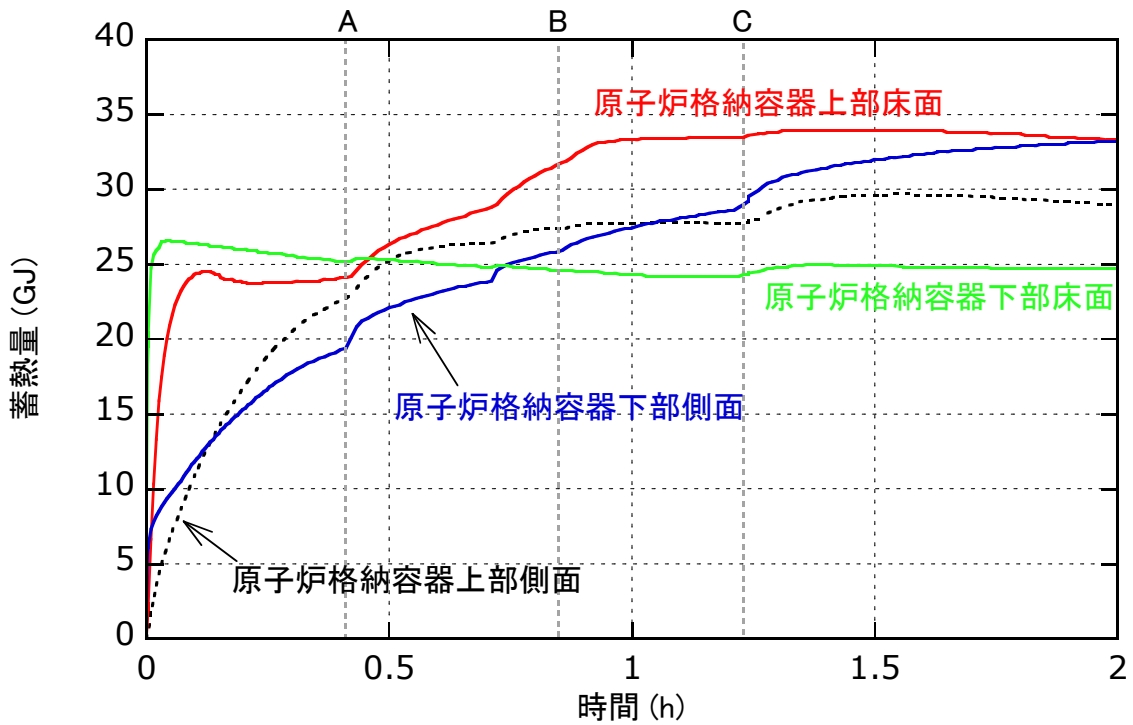
(大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗)



A : 炉心損傷、B : 炉心支持板破損、C : 原子炉容器破損

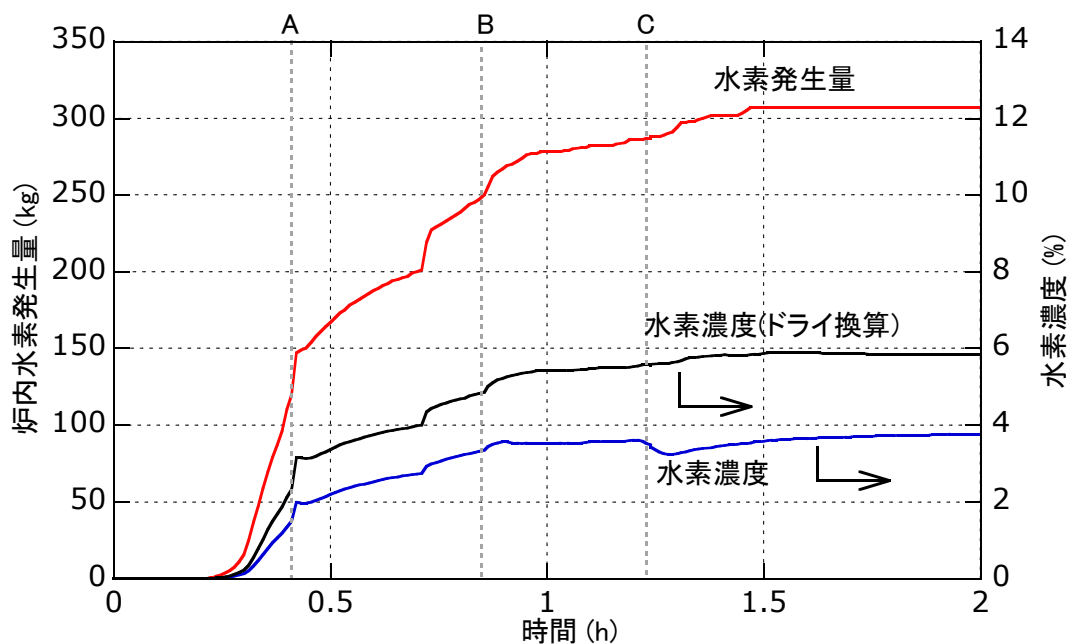
図 7 原子炉格納容器雰囲気温度

(大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗)



A : 炉心損傷、B : 炉心支持板破損、C : 原子炉容器破損

図 8 原子炉格納容器熱構造体の蓄熱量  
(大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレー注水失敗)



A : 炉心損傷、B : 炉心支持板破損、C : 原子炉容器破損

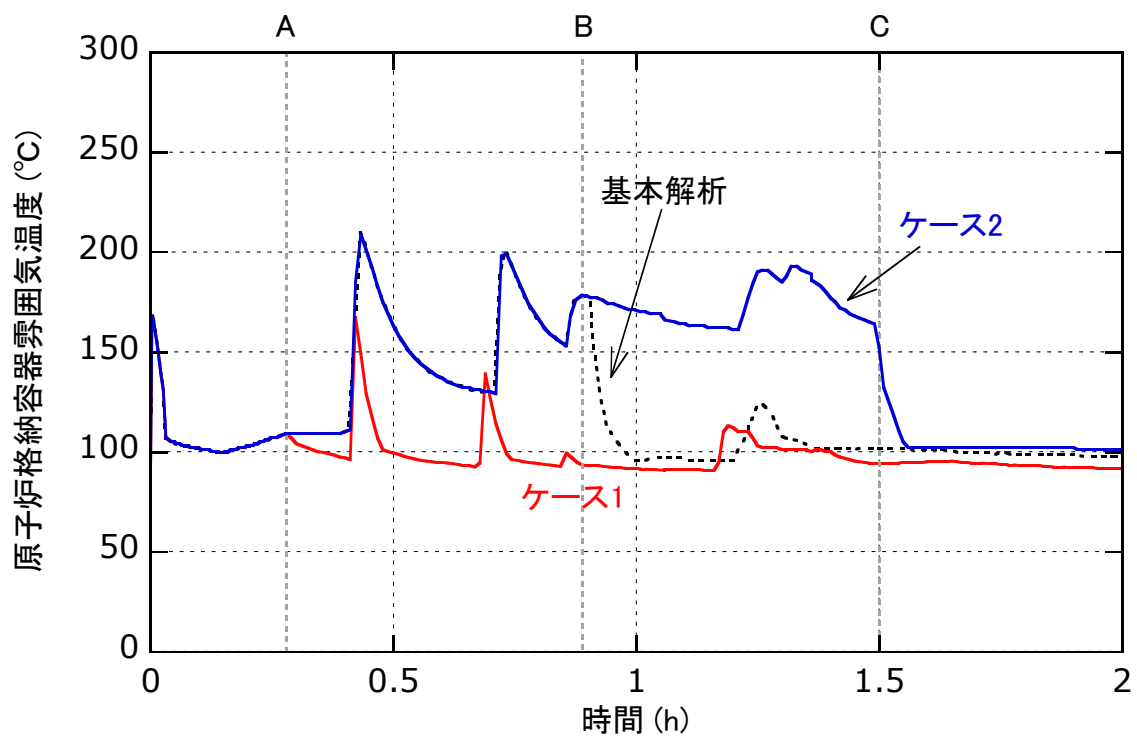
図 9 水素発生量及び原子炉格納容器内水素濃度  
(大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレー注水失敗)

#### 4. 1. 2 感度解析

4. 1. 1で示したように、事故初期の原子炉格納容器温度上昇は代替格納容器スプレイによる冷却によって抑制されるため、代替格納容器スプレイの開始時刻の影響を受ける。ここでは、表 7 に示す代替格納容器スプレイ開始時間を仮定し、原子炉格納容器温度に対する影響を解析した。ケース 1 は、早期に炉心損傷が不可避であることが判断できたと仮定し、炉心損傷の判断基準に達する前に代替格納容器スプレイを開始する場合を想定した。ケース 2 は、炉心損傷後に代替格納容器スプレイの準備を開始する等の理由により、代替格納容器スプレイの開始時間が遅れる場合を想定した。

図 10 に各ケースでの原子炉格納容器雰囲気温度を示す。ケース 1 は炉心損傷に至る前に代替格納容器スプレイを開始するため、原子炉格納容器雰囲気温度は概ね 150℃以下に抑制されることがわかる。一方、代替格納容器スプレイの開始が遅れるケース 2 の場合では、代替格納容器スプレイ開始前には原子炉格納容器雰囲気温度が一時的に 200℃を超えるが、代替格納容器スプレイ開始後は速やかに温度が低下することがわかる。原子炉格納容器バウンダリ温度は、ケース 1 では 110℃以下、ケース 2 では 148℃以下となり、いずれのケースにおいても、原子炉格納容器バウンダリ温度は 200℃を下回る。

これらの感度解析から、代替格納容器スプレイの開始時間が早い場合には、原子炉格納容器気雰囲気温度が抑制できる。



格納容器スプレイ開始時間： A(ケース 1)、B(基本解析)、C(ケース 2)

図 10 原子炉格納容器雰囲気温度  
(大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注水失敗・感度解析)

#### 4. 1. 3 考察

##### (1) 重要な物理化学現象

4. 1. 2までに述べたように、本シーケンスにおける重要な物理化学現象は、以下が抽出された。

- ① 雰囲気圧力・温度による静的負荷
  - ・代替格納容器スプレイによる除熱
  - ・原子炉格納容器構造体への熱伝達
- ② 水素燃焼
  - ・金属-水反応等の水素生成反応

##### (2) 主要な不確かさ要因

###### ① 雰囲気圧力・温度による静的負荷

代替格納容器スプレイの開始時刻は、格納容器雰囲気温度への影響が大きいことから、格納容器破損防止対策に影響を与える大きな不確かさ要因となる。感度解析において、代替格納容器スプレイ開始時間を早めることによって原子炉格納容器雰囲気温度が抑制された。代替格納容器スプレイ開始時間が遅れた場合においても、原子炉格納容器バウンダリ温度は200°Cを下回った。

一方、事故初期の原子炉格納容器内温度は、構造体への伝熱によって低下しており、原子炉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。

###### ② 水素燃焼

本解析では、水蒸気を考慮した水素濃度は可燃限界を下回った。ただし、既報<sup>(参 26)</sup>で示されるように、水素発生量及び原子炉格納容器内の水素分布の評価においては、以下の不確かさ要因の影響を考慮する必要がある。

- ・水素発生量に対する金属-水反応モデル
- ・炉心損傷・リロケーションの挙動
- ・MCCIによる可燃性ガス等の発生
- ・グロープラグ式イグナイタ、触媒式リコンバイナ(以下、「PAR」という。)等の水素対策

## 4. 2 「全交流動力電源喪失+補助給水停止」シーケンス

### 4. 2. 1 基本解析

#### (1) 事象進展

本シーケンスは、2次系での除熱ができず、かつ1次系への注水手段にも失敗することにより、炉心からの崩壊熱除去ができないため、原子炉容器の破損に至る事故シーケンスである。本シーケンスでは、高圧状態での原子炉容器破損による格納容器雰囲気直接加熱(以下、「DCH」という。)を避けるための対策が実施される。ここでは、加圧器逃がし弁の手動開による1次系の強制減圧を考慮し、原子炉容器破損までの原子炉容器の減圧挙動等を解析した。

表 10 に、本シーケンスにおける主要事象の発生時刻をまとめる。図 11 に2次系水位を、図 12 に加圧器水位を、図 13 に原子炉圧力及び水位を、図 14 に原子炉圧力と蓄圧器からの注水量を、図 15 に炉心部最高温度を、図 16 に下部ヘッドの貫通部温度及び塑性ひずみ割合をそれぞれ示す。補助給水に失敗するため、主蒸気逃がし弁が開いた後、図 11 に示すように、2次系の水位が急激に低下し、2次系の除熱機能を喪失する。

2次系の除熱機能の低下及び喪失により1次系の冷却材温度が上昇し、1次系圧力が上昇するため、約1.5時間後から加圧器安全弁が開き始める。図 12 に示すように炉心での蒸気発生に伴い、一時的に加圧器水位が上昇するが、約2時間後から水位が低下し始め、約3時間後に水位が形成されなくなる。図 13 に示すように、約2時間後から原子炉容器内においても水位低下が始まり、約2.3時間後に炉心が露出する。約3.0時間後に炉心損傷に至り、炉心損傷から10分後に、加圧器逃がし弁の手動開による1次系の強制減圧を開始する。1次系の圧力減少により蓄圧器から注水されるため原子炉水位が回復する。図 14 に示すように、蓄圧器から注水が継続されている期間には、リロケーションに伴い発生する水蒸気による圧力スパイクが現れている。本解析では、図 14 に示すように、蓄圧器からの注水は約5.9時間後に停止し、その後炉心支持板破損により圧力ピークが出現した後は、1次系の圧力は上昇しない。

また、図 15 に示すように、炉心部の最高温度は1次系の強制減圧と蓄圧器からの注水により一旦低下するが、蓄圧器からの注水が停止すると再度上昇し炉心損傷が進展する。蓄圧器からの注水が停止すると原子炉水位が緩やかに減少し、図 16 に示すように、下部支持板が破損して熔融炉心が下部プレナムに落下することに伴い、下部プレナム内壁温度が上昇する。この時点で下部プレナムには冷却材が残存するため、熔融炉心は冷却され一時的に温度が低下するが、ドライアウト後、再度内壁温度が上昇し、原子炉容器貫通部の過温破損に至る。過温破損に至る貫通部の温度上昇速度(図中の円で囲まれた部分)は、下部プレナムに落下した熔融燃料の崩壊熱量に依存する。また、図 16 に示すように塑性ひずみ割合は低い値を示しており、クリープ破損には至らない。

格納容器雰囲気温度は、次節の図 18 に示すように 1 次系の強制減圧直後に最大値 163℃を示した。格納容器バウンダリの最大値は 116℃である。

(2) 格納容器破損防止対策の有効性

① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

上述のように原子炉容器雰囲気温度、バウンダリ温度共に最高使用温度（200℃）を下回る。

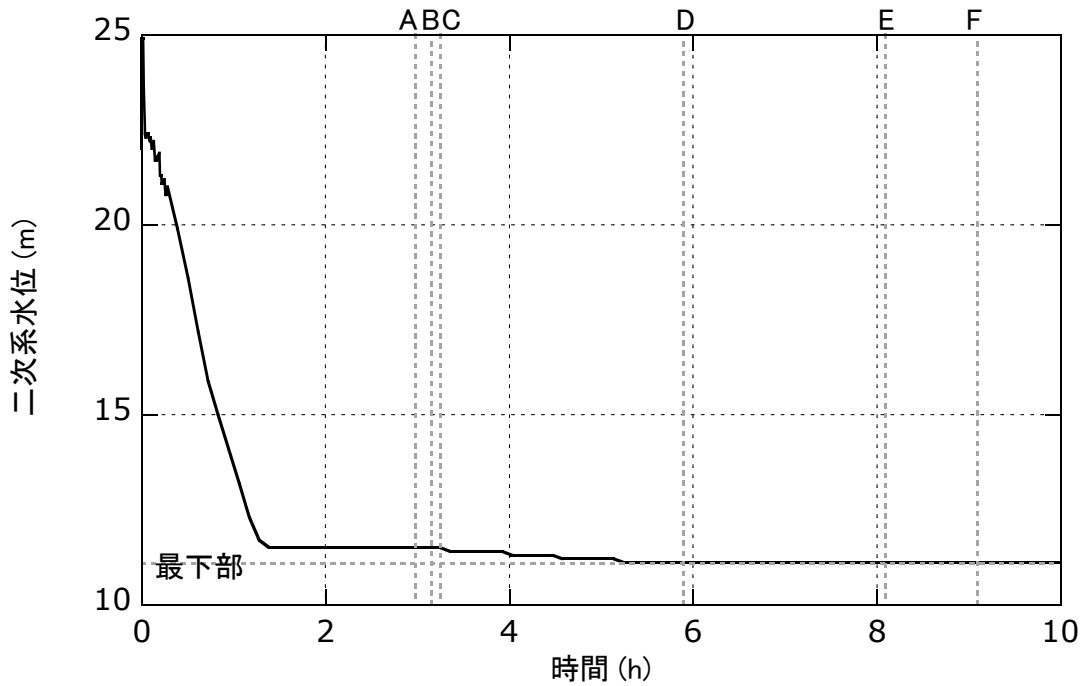
② 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

上述のように、下部プレナム内壁温度は、下部プレナムに落下した熔融炉心のドライアウト後に上昇し、貫通部の過温破損温度に達する。貫通部の過温破損時の原子炉容器の圧力は、約 0.1 MPa まで減圧されており、2 MPa を下回る。

表 10 「全交流動力電源喪失＋補助給水停止」シーケンスでの主要事象の発生時刻

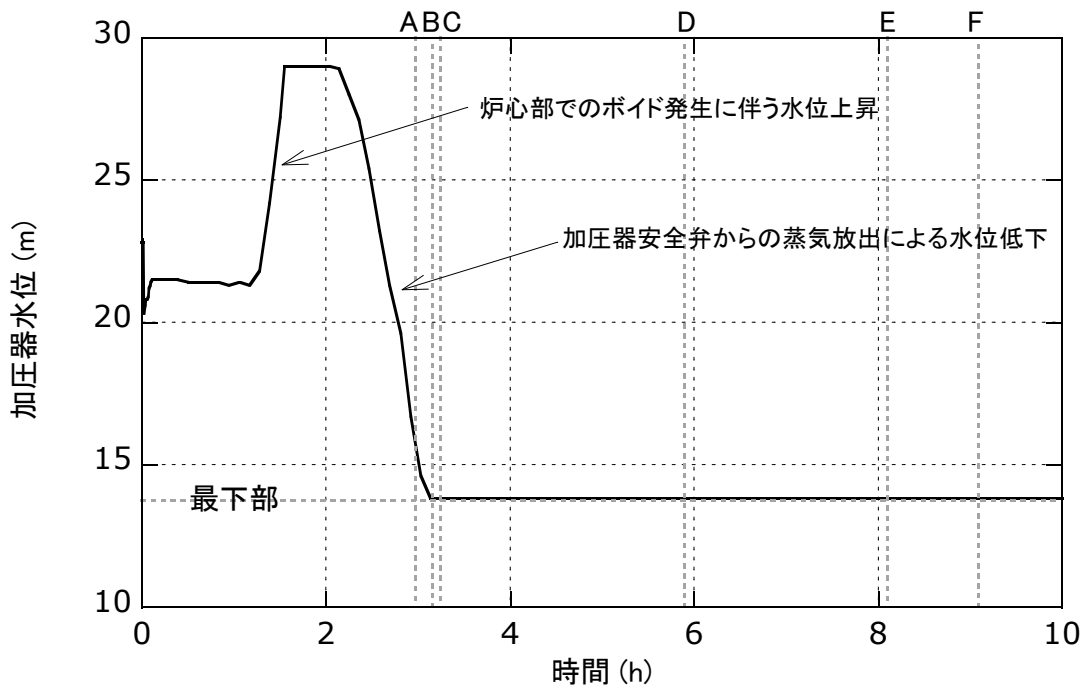
事象	全交流動力電源喪失＋補助給水停止
全交流動力電源喪失 補助給水停止	0.0 時間
原子炉トリップ	0.0 時間
加圧器安全弁開	1.5 時間
炉心露出	2.3 時間
燃料被覆管破損	2.6 時間
炉心損傷	3.0 時間
強制減圧開始※	3.2 時間
蓄圧器からの注水開始	3.3 時間
格納容器代替注水開始※	3.5 時間
蓄圧器からの注水停止	5.9 時間
炉心支持板破損	8.1 時間
高圧再循環開始	
原子炉容器破損	9.1 時間
原子炉格納容器最高圧力到達	57 時間
原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却開始※	24 時間
原子炉格納容器破損	

※重大事故等対策



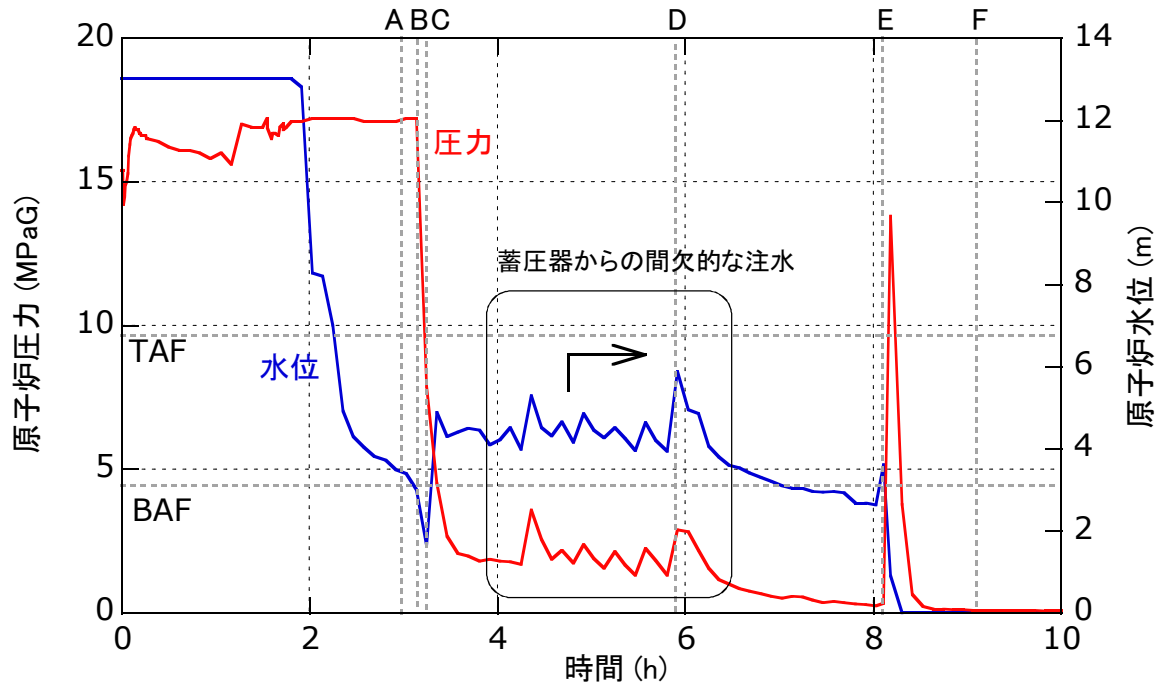
A : 炉心損傷、B : 強制減圧開始、C : 蓄圧器注水開始、D : 蓄圧器注水停止、E : 炉心支持板破損、F : 原子炉容器破損

図 11 2 次系水位 (全交流動力電源喪失+補助給水停止)



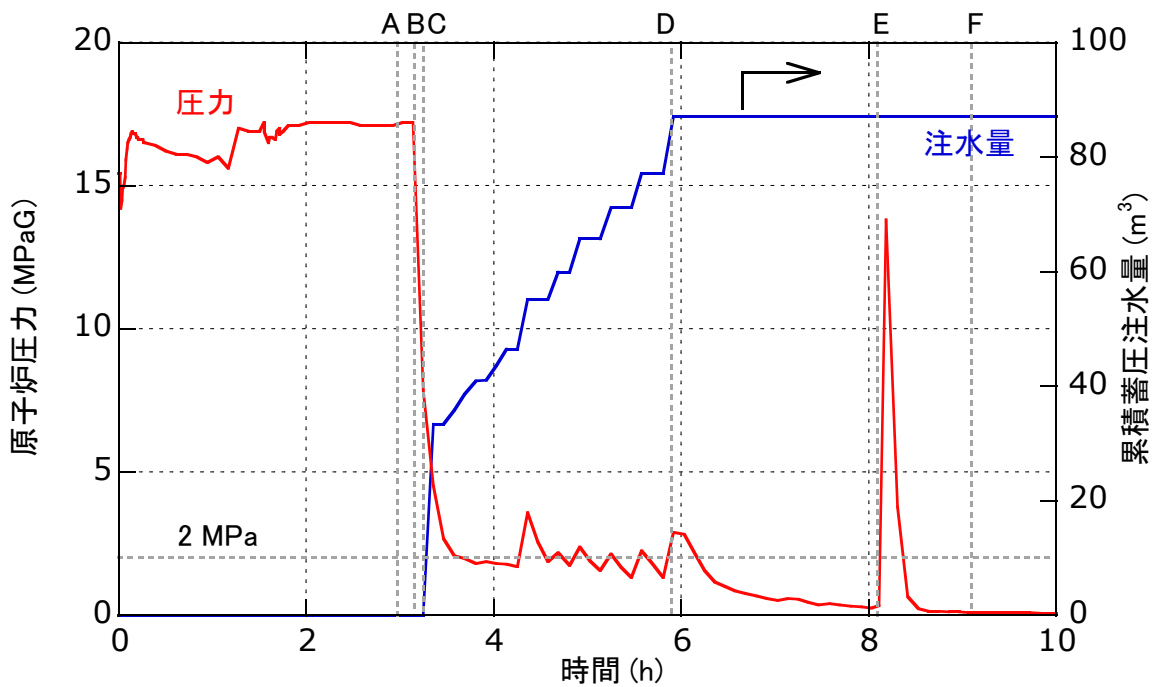
A : 炉心損傷、B : 強制減圧開始、C : 蓄圧器注水開始、D : 蓄圧器注水停止、E : 炉心支持板破損、F : 原子炉容器破損

図 12 加圧器水位 (全交流動力電源喪失+補助給水停止)



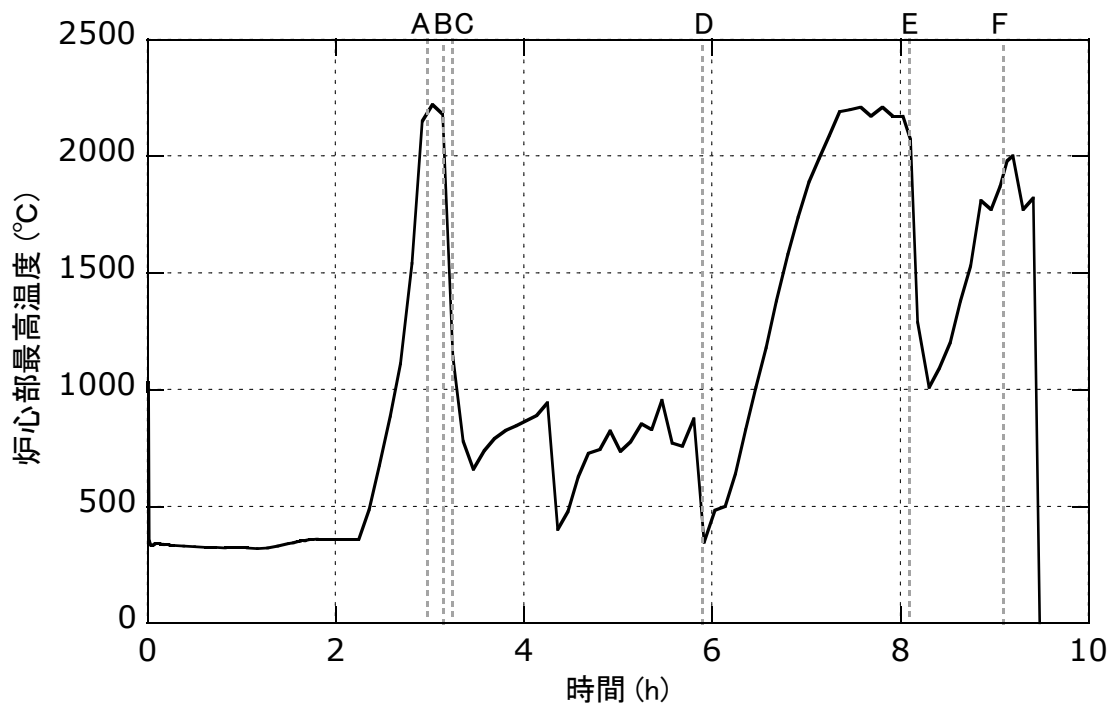
A : 炉心損傷、B : 強制減圧開始、C : 蓄圧器注水開始、D : 蓄圧器注水停止、E : 炉心支持板破損、F : 原子炉容器破損

図 13 原子炉圧力及び水位(全交流動力電源喪失+補助給水停止)



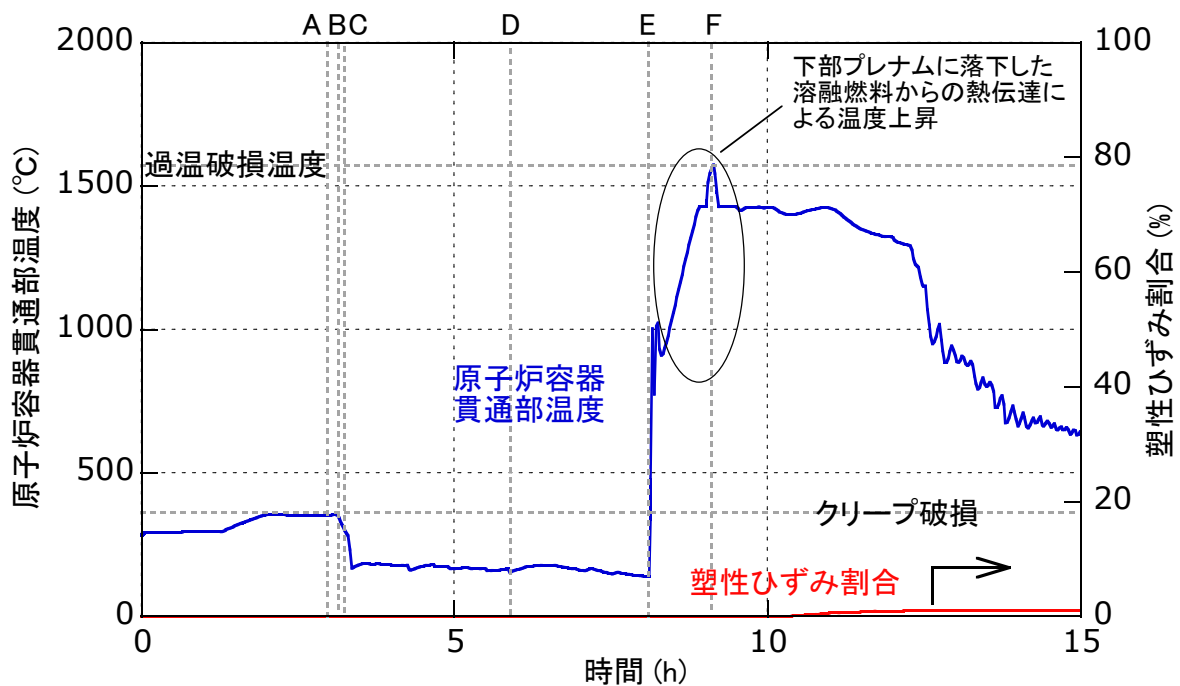
A : 炉心損傷、B : 強制減圧開始、C : 蓄圧器注水開始、D : 蓄圧器注水停止、E : 炉心支持板破損、F : 原子炉容器破損

図 14 原子炉圧力と蓄圧注水量(全交流動力電源喪失+補助給水停止)



A : 炉心損傷、B : 強制減圧開始、C : 蓄圧器注水開始、D : 蓄圧器注水停止、E : 炉心支持板破損、F : 原子炉容器破損

図 15 炉心部最高温度(全交流動力電源喪失+補助給水停止)



A : 炉心損傷、B : 強制減圧開始、C : 蓄圧器注水開始、D : 蓄圧器注水停止、E : 炉心支持板破損、F : 原子炉容器破損

図 16 原子炉容器貫通部温度及び塑性ひずみ割合(全交流動力電源喪失+補助給水停止)

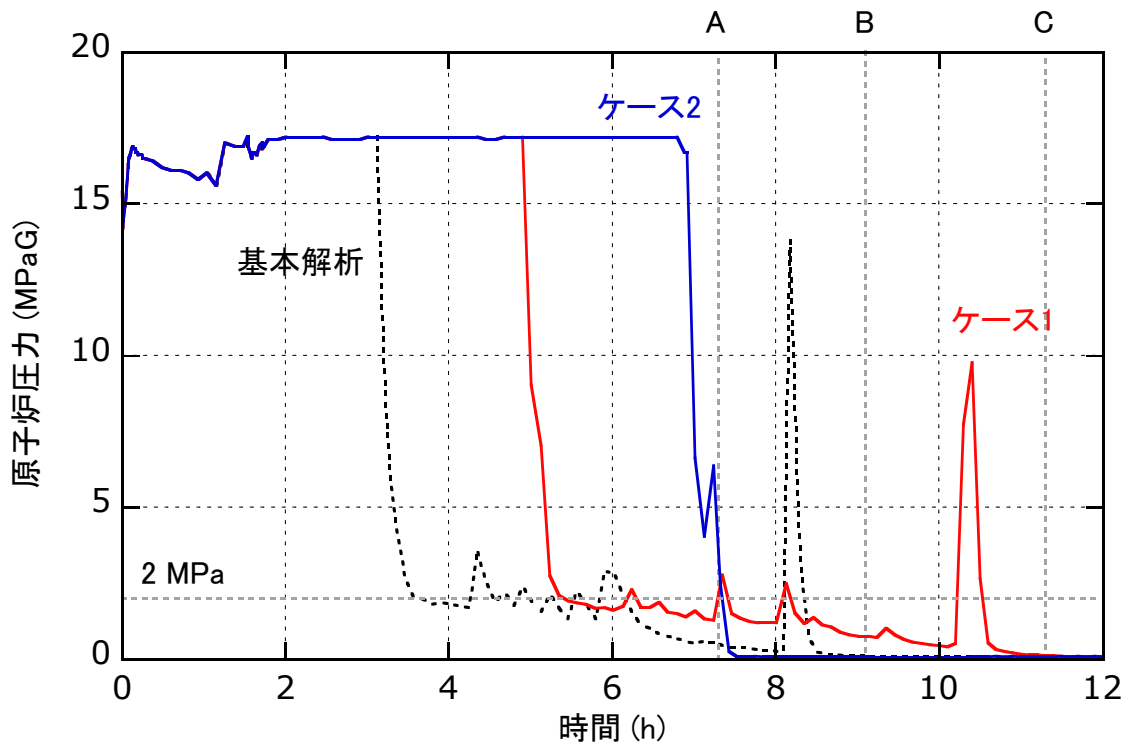
#### 4. 2. 2 感度解析

本シナシスでは、強制減圧の開始時間が原子炉容器破損時の圧力挙動に及ぼす影響が大きいことが予想されるため、強制減圧の開始時間の遅れを想定した感度解析を行った。

ケース 1 では、強制減圧開始が炉心損傷後 120 分まで遅れた場合を、ケース 2 では炉心損傷後 240 分まで遅れた場合の影響を解析した。遅延時間は、ケース 1 では強制減圧が下部プレナムに熔融炉心が落下する前に実施されるように、ケース 2 では強制減圧が下部プレナムに熔融炉心が落下した後に実施されるように設定した。

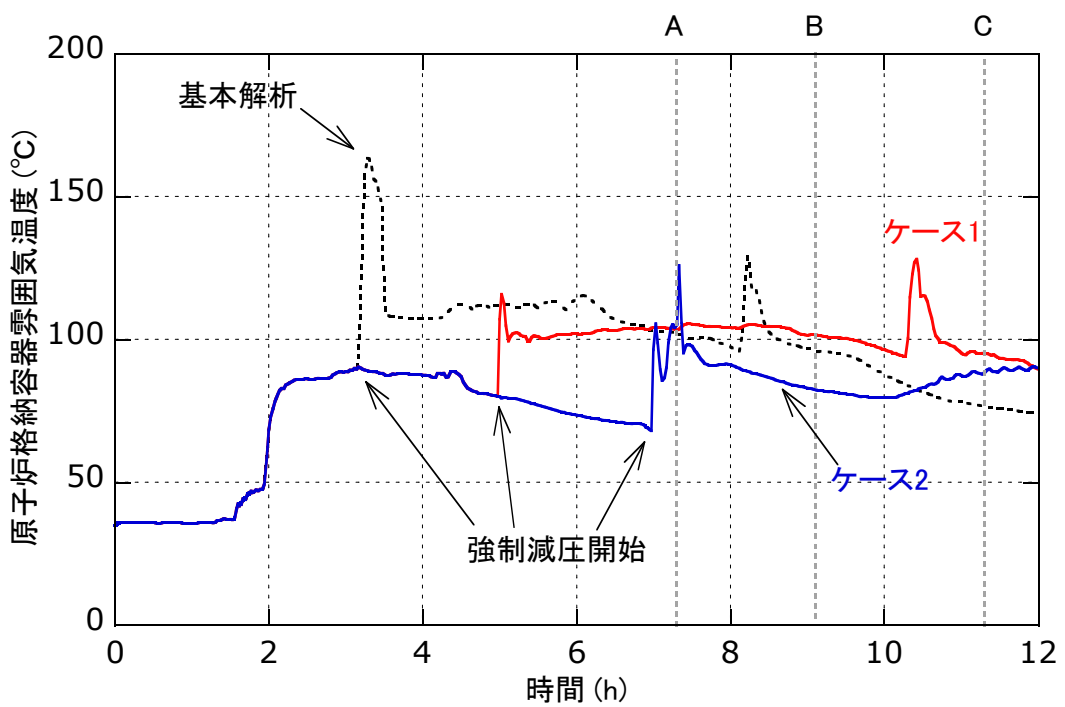
図 17 に原子炉圧力の挙動の比較を示す。ケース 1 及びケース 2 共に、1 次系の強制減圧開始後の圧力挙動は基本解析の場合と類似しているが、ケース 1 では原子炉容器の破損が基本解析よりも遅くなる。一方、ケース 2 では原子炉容器の破損は基本解析よりも早まる。ケース 1 の結果から、下部プレナムに熔融炉心が落下する前に強制減圧が実施されれば、原子炉容器破損時の圧力は 2 MPa を下回る。一方、ケース 2 の結果から、下部プレナムに熔融炉心が落下後まで強制減圧が遅延した場合は、原子炉容器破損時の圧力は約 6 MPa となり 2 MPa を上回る。これは、ケース 2 の場合、強制減圧に伴って、炉内に残留する高温の炉心部が短時間で崩落して下部プレナムで大量の蒸気が発生することによる。

何れのケースでも代替格納容器スプレイは約 3.5 時間で開始されるが、基本解析では強制減圧後に開始されるのに対し、ケース 1 及びケース 2 では強制減圧前に開始される。図 18 に示すように、強制減圧開始後に代替格納容器スプレイを開始する場合よりも、代替格納容器スプレイ開始後に強制減圧を開始した場合の方が、原子炉格納容器雰囲気最高温度は低く抑えられている。ケース 1 及びケース 2 共に、原子炉格納容器雰囲気温度は 200°C を下回る。



原子炉容器破損：A(ケース 2)、B(基本解析)、C(ケース 1)

図 17 原子炉圧力挙動の比較 (全交流動力電源喪失+補助給水停止・感度解析)



原子炉容器破損：A(ケース 2)、B(基本解析)、C(ケース 1)

図 18 原子炉格納容器雰囲気温度の比較 (全交流動力電源喪失+補助給水停止・感度解析)

#### 4. 2. 3 考察

##### (1) 重要な物理化学現象

4. 2. 2 までに述べたように、本シーケンスにおける重要な物理化学現象は、以下が抽出された。

- ① 雰囲気圧力・温度による静的負荷
  - ・代替格納容器スプレイによる除熱
  - ・原子炉格納容器構造体への熱伝達
- ② 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
  - ・原子炉下部プレナムでの熔融炉心からの熱伝達

##### (2) 主要な不確かさ要因

###### ① 雰囲気圧力・温度による静的負荷

4. 1. 3 (2) ①節に記載の要因が同じく該当する。

また、原子炉下部キャビティへの熔融炉心の放出モデル（破損口の位置、面積、拡大等）は、原子炉格納容器の圧力挙動に影響することから、このモデルに依存する不確かさがあることを留意する必要がある。

###### ② 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

感度解析で示したように、1次系強制減圧の開始時間は、原子炉容器破損時の1次系圧力に影響する。

また、下部プレナムへの熔融炉心の落下による圧力ピークは燃料熔融モデルとの関連性が高く、下部ヘッド破損評価モデルは原子炉容器破損時間の評価に大きく影響する。

## 5. おわりに

本技術報告では、PWR プラントの 2 種の事故シーケンスについて、SA 総合解析コード MELCOR 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、感度解析によりその影響を検討した。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考察にまとめた。これらの結果を表 11 にまとめる。

表 11 評価結果及び不確かさ

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
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 代替格納容器スプレイによる除熱</li> <li>● 原子炉格納容器構造体への熱伝達</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 原子炉格納容器バウンダリ圧力は限界圧力を下回る</li> <li>● 原子炉格納容器バウンダリ温度は限界温度を下回る</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 代替格納容器スプレイ開始時間</li> <li>● 原子炉格納容器の構造体の熱容量、伝熱モデル</li> <li>● 原子炉下部キャビティへの熔融炉心の放出モデル</li> </ul>
高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 原子炉下部プレナムでの熔融炉心からの熱伝達</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 原子炉容器の破損までに原子炉圧力は 2.0MPa 以下に低減される</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 1次系強制減圧開始時間</li> <li>● 燃料熔融モデル</li> <li>● 下部ヘッド破損評価モデル</li> </ul>
水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 金属-水反応等の水素生成反応</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● ドライ換算の水素濃度 &lt; 6%</li> <li>● 水蒸気を考慮した水素濃度 &lt; 4% (可燃限界)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 水素発生量に対する金属-水反応モデル</li> <li>● 原子炉格納容器内水素濃度に対して、MCCI で生じる可燃性ガスの発生量</li> <li>● 水素濃度評価でのイグナイタ、PAR 等の水素対策の効果</li> </ul>

## 参 考 文 献

- 参 1. R. O. Gauntt, et al., *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, et al., *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2 地震 PSA 手法の整備(4 ループ PWR); 06 解部報-0087; JNES/SAE06-087, 平成 18 年 8 月.
- 参 4. 独立行政法人原子力安全基盤機構, 格納容器内熱流動解析手法の検討ーデブリ飛散挙動解析ー; 07 解部報-0057; JNES/SAE07-057, 平成 19 年 4 月.
- 参 5. 独立行政法人原子力安全基盤機構, 格納容器内熱流動解析手法の検討ーデブリ飛散挙動解析ー; 06 解部報-0045; JNES/SAE06-045, 平成 18 年 6 月.
- 参 6. 独立行政法人原子力安全基盤機構, 格納容器内熱流動解析手法の検討ーデブリ飛散挙動解析ー; 05 解部報-0041; JNES/SAE05-041, 平成 17 年 12 月.
- 参 7. 独立行政法人原子力安全基盤機構, シビアアクシデント時構造バウンダリ健全性解析手法の検討; 08 解部報-0016; JNES/SAE08-016, 平成 20 年 5 月.
- 参 8. 独立行政法人原子力安全基盤機構, シビアアクシデント時構造バウンダリ健全性解析手法の検討-原子炉冷却系クリープ損傷解析-; 09 解部報-0018; JNES/SAE09-018, 平成 21 年 3 月.
- 参 9. 独立行政法人原子力安全基盤機構, シビアアクシデント時構造バウンダリ健全性解析手法の検討-原子炉冷却系クリープ損傷解析-; 10 原シ報-0001; JNES/NSAG10-0001, 平成 22 年 12 月.
- 参 10. 独立行政法人原子力安全基盤機構, シビアアクシデント時構造バウンダリ健全性解析手法の検討-原子炉冷却系クリープ損傷解析-; 11 原シ報-0001, 平成 23 年 5 月.
- 参 11. 財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所, シビアアクシデント時構造バウンダリ健全性評価に関する報告書=動的構造応答解析=; INS/M01-36, 平成 14 年 3 月.
- 参 12. 財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所, シビアアクシデント時構造バウンダリ健全性評価に関する報告書=動的構造応答解析=; INS/M99-34, 平成 12 年 3 月.
- 参 13. 財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所, シビアアクシデント時構造バウンダリ健全性評価に関する報告書=動的構造応答解析=; INS/M98-31, 平成 11 年 3 月.
- 参 14. 財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所, シビアアクシデント時構造

バウンダリ健全性評価に関する報告書＝動的構造応答解析＝; INS/M97-33, 平成10年3月.

- 参 15. 独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成15年度 レベル2PSA 手法の整備; 04 解部報-0040; JNES/SAE04-0040, 2004年9月.
- 参 16. 独立行政法人原子力安全基盤機構, 内的事象レベル2PSA 手法における不確かさ解析及びビゾースタームの検討; 05 解部報-0050; JNES/SAE05-050, 2005年12月.
- 参 17. 独立行政法人原子力安全基盤機構, 地震時レベル2PSA 手法の整備 (PWR); 08 解部報-0015, 2008.
- 参 18. 独立行政法人原子力安全基盤機構, 地震時レベル2PSA 手法の整備 (PWR); 10 原シ報-0002, 2009.
- 参 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2PSA の解析(PWR); 10 原シ報-0011; JNES/NSAG10-0011, 2012年1月.
- 参 20. 原子力規制委員会, 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の解釈; 原規技発第1306193号, 2013/6/19.
- 参 21. 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 22. 森山, 軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価; JAEA-Research 2007-072, 2007年8月.
- 参 23. A. Annunziato, C. Addabbo, A. Yerkess, R. Silverii, W. Brewka, and G. Leva, *ISP-39 on FARO test L-14: the final report, part I*; NEA/CSNI/R(97)31, 1998.
- 参 24. *OECD/NEA Research Programme on Fuel-Coolant Interaction Steam Explosion Resolution for Nuclear Applications - SERENA Final Report-*; NEA/CSNI/R(2007)11, 2007.
- 参 25. IAEA, *Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants*; NS-G-2.15, 2009.
- 参 26. IAEA, *Approaches and Tools for Severe Accident Analysis for Nuclear Power Plants*; SAFETY REPORTS SERIES No. 56, 2008.
- 参 27. 「原子炉崩壊熱基準」研究専門委員会. 原子炉崩壊熱とその推奨値; 社団法人日本原子力学会, 1989.

「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)」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 技術研究調査官

森田 彰伸 技術研究調査官

西村 健 技術研究調査官