

(6) 格納容器への直接接触 ( $\mu$  モード)

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、炉心デブリが原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

(7) ベースマット溶融貫通 ( $\varepsilon$  モード)

炉心デブリが原子炉下部キャビティへ落下した後、冷却ができない場合に崩壊熱によりコンクリートが侵食される状況となり、原子炉格納容器のベースマットが貫通する事象として分類する。

(8) 過温破損 ( $\tau$  モード)

原子炉格納容器内温度が異常に上昇して過熱している状態で貫通部の熱的に弱い部分が過温破損する事象として分類する。

(9) 格納容器隔離機能喪失 ( $\beta$  モード)

事故時には原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能維持のために原子炉格納容器の隔離を行うが、この隔離操作に失敗する事象として分類する。

(10) 格納容器バイパス (gモード、 $\nu$  モード)

蒸気発生器伝熱管破損事故 (gモード) 又はインターフェイスシステムLOCA ( $\nu$  モード) を起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象を想定して分類する。炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (TI-SGTR) もgモードに含める。

さらに、原子炉格納容器の物理的破損事象を、原子炉容器破損までに破損する早期格納容器破損とそれ以降に破損する後期格納容器破損に分類して選定した格納容器破損モードを第2.1.1.c-4表に示す。

## 2.1.1.d. 事故シーケンス

## ① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス

PDSごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全設備などの緩和設備の動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。

## ② 格納容器イベントツリー

- (1) 格納容器イベントツリー構築に当たって検討した重要な物理化学現象、対処設備の作動及び不作動、運転員操作、ヘディング間の従属性
  - a. 重要な物理化学現象、対処設備の作動及び不作動

格納容器イベントツリーの構築に際し、炉心損傷から原子炉格納容器の破損に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象について各PDSを考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事故進展を検討した。

第2.1.1. d-1表に示す検討結果に基づき、PDSごとにシステムの動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析し、格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第2.1.1. d-2表のとおり選定した。

#### b. 運転員操作

事故の緩和及び格納容器破損防止に係る運転員操作については考慮していない。

#### c. ヘディング間の従属性

第2.1.1. d-2表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の複数のヘディングの状態に従属して決定される場合があるため、ヘディングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を整理しており、結果を第2.1.1. d-3表に示す。

### (2) 格納容器イベントツリー

選定したヘディングについてヘディング間の従属性を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表す物理事象ヘディングをイベントツリーの終端として破損モードに対応付けすることで第2.1.1. d-1図のとおり格納容器イベントツリーを作成した。

なお、イベントツリーは扱いを容易にするため以下の3つの期間で分割して作成している。

T1：事故発生から原子炉容器破損まで

T2：原子炉容器破損直後

T3：原子炉容器破損後長時間経過後

### 2.1.1. e. 事故進展解析

#### ① 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明

プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損などの事象の発生時期、シビアアクシデント現象による原子炉格納容器負荷を解析すると共に、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る事を目的として、各PDSを代表する事故進展解析を実施する。

#### (1) 解析対象事故シーケンスの選定

##### a. 解析対象PDSの選定

事故進展解析の対象とするPDSとして

- ・全CDFに対する割合の大きいPDS
- ・物理現象に係るヘディングの推定に必要な代表的なPDS

を選定した。具体的には全CDFへの寄与の観点からSED（約81%）、TEI（約15%）、TED（約2%）を選定し、事象進展が早く他のPDSによる解析からの推定が困難であるAED、AEW、AEIについても解析対象として選定しており、PDSごとに代表する事故シーケンスを選定し

ている。

#### b. 解析対象事故シーケンスの選定

事故シーケンスの選定に際しては

- ・ CDFが大きく確率的にそのPDSを代表する
- ・ 事故進展が相対的に速い（安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため）

の2点を考慮し、選定した。上記の観点から選定した事故シーケンスを第2.1.1. e-1表に示す。

#### (2) 事故進展解析の解析条件

プラント構成及び特性の調査より、すべての事故シーケンスに対し共通するプラント構成及び特徴に依存した基本解析条件を第2.1.1. e-2表に示す。また、解析対象の事故シーケンスの事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第2.1.1. e-3表に示す。

なお、事故進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器及び系統の動作を模擬することができるMAAP4コードを使用した。

### ② 事故シーケンスの解析結果

選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び事象進展例を第2.1.1. e-1図に示す。1次系内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第2.1.1. e-4表に示す。

また、格納容器イベントツリーの定量化に必要なシビアアクシデント時の水素燃焼、格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、水蒸気爆発及びベースマット溶融貫通等の物理化学現象に伴う負荷の確率評価に必要な解析結果の情報を第2.1.1. e-5表に示す。

それぞれの事故シーケンスの解析結果から読み取った特徴的な事故進展を以下に整理する。

#### (1) プラント損傷状態：AED

AEDのシーケンスは、大・中破断LOCAが発生する一方、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク（以下「RWST」という。）水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約9.5時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約170℃、ベースマット侵食深さは約0.2mである。

（分岐確率の定量化に参考となる知見）

- ・ 水素濃度は、事故早期から事故後期にかけては4 vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。

⇒ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、

に適用される0.01を設定

- ・ 原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、

に適用されるを設定

（は商業機密に属しますので公開できません。）

- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

⇒ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、  
に適用されるを設定

- ・ 貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、  
  
に適用されるを設定

## (2) プラント損傷状態：AEW

AEWのシーケンスは、大・中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内へのRWST水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約4秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約14時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内温度は約158℃、ベースマット侵食はごくわずかである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・ 水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4 vol%未満であり、水素燃焼可能性は低い。

⇒ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、  
を設定

- ・ 原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性が考えられる。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、  
に適用されるを適用

- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

⇒ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、  
の場合に適用されるを設定

- ・ 貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、  
の場合に適用されるを設定

## (3) プラント損傷状態：AEI

AEIのシーケンスは、大・中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWST水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、炉心デブリは冷却され原子炉格納容器圧力は低く維持される。また、ベースマットの侵食はない。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・ 水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて、4 vol%以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。

⇒ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、  
を設定。

(は商業機密に属しますので公開できません。)



- ・原子炉下部キャビティに水が流入するため、水蒸気爆発の可能性はある。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、

に適用される を設定

- ・ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

⇒ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、

（前段となる原子炉格納容器内除熱のヘディングNCCで炉心デブリ冷却失敗の分岐確率として、

を設定）

- ・格納容器スプレイで雰囲気除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。

⇒ヘディングNCC（原子炉格納容器気相部冷却）の失敗確率を

に適用される を設定する。

#### (4) プラント損傷状態：SED

SEDのシーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWST水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約13時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約167℃、ベースマット侵食深さは約0.2mである。

（分岐確率の定量化に参考となる知見）

- ・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4 vol%未満であり、水素燃焼の可能性は低い。

⇒ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、

に適用される を設定

- ・原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、

に適用される を設定

- ・ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

⇒ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、

に適用される を設定

- ・貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、

に適用される を設定

（は商業機密に属しますので公開できません。）

#### (5) プラント損傷状態：TED

TEDのシーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWST水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生から約16時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約175℃、ベースマット侵食深さは約

0.2mである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期では水素濃度が4 vol%以上であるが、水蒸気濃度が高く水素燃焼の可能性は低い。RV破損直後から事故後期にかけて水素濃度は4 vol%未満となり水素燃焼の可能性は低い。

⇒ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、

に適用される を設定。

- ・原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、

に適用される を設定

- ・ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

⇒ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、

に適用される を設定

- ・貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、

に適用される を設定

#### (6) プラント損傷状態：TEI

TEIのシーケンスでは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWST水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマトの侵食はない。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけては4 vol%以上であり水素燃焼の可能性が高い。

⇒ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として

を設定

- ・原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、

に適用される を設定

- ・格納容器スプレイで雰囲気除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。

⇒ヘディングNCC（格納容器気相部冷却）の失敗確率を

に適用される を設定する。

( は商業機密に属しますので公開できません。)

なお、事故進展解析の対象外としたPDSにおける分岐確率については類似のPDSの解析結果から第2.1.1. e-6表のとおり推定して設定している。

### 2.1.1.f 格納容器破損頻度

#### ① 格納容器破損頻度の評価方法

格納容器イベントツリーのヘディングに、シビアアクシデント解析コードによる事故進展解析結果、シビアアクシデントの各物理現象に対する研究成果に関する知見等により分岐確率を設定し格納容器破損頻度を算出する。

#### ② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率

ヘディングの分岐確率は、シビアアクシデント現象に関する知見や事故進展解析結果及び工学的判断により設定した。十分に解明されていない物理化学現象に対する分岐確率のあてはめ方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ、分岐確率を定量化する手法を採用した。

評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第2.1.1.f-1表に示す。また、格納容器イベントツリーの分岐確率の設定について第2.1.1.f-2表に示す。

(☐)は商業機密に属しますので公開できません。

#### ③ 格納容器破損頻度の評価結果

格納容器破損頻度の評価結果を第2.1.1.f-3表に示す。全格納容器破損頻度（CFF）は $2.1 \times 10^{-4}$ ／炉年、条件付格納容器破損確率（CCFP）は0.86であった。本評価ではAM策を考慮しておらず、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されるPDS（AEI、SEI、SLI、TEI）では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる（CCFPが0.01～0.08）一方、原子炉格納容器の除熱機能がないPDSのCCFPは1となるため、全体のCCFPが高くなっている。

また、格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第2.1.1.f-4表に示す。全CFFのうち格納容器破損モードについて、「 $\delta$ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が95.2%、「 $\epsilon$ （ベースマット溶融貫通）」の寄与が1.4%、「 $\sigma$ （格納容器雰囲気直接加熱）」の寄与が1.0%、「 $\tau$ （過温破損）」の寄与が0.9%を占める。以下、「 $\beta$ （格納容器隔離失敗）」、「 $\theta$ （水蒸気蓄積による格納容器先行破損）」、「 $g$ （蒸気発生器伝熱管破損）」の寄与が続き、これら以外の格納容器破損モードの寄与は0.1%以下であった。

PDS別CDFで全体の約81.1%を占めるSEDは、原子炉補機冷却機能喪失によりRCPシールLOCAが発生する一方、RWSTからの注入がなく炉心・原子炉格納容器内が除熱されないことから、原子炉格納容器内の圧力・温度が上昇する。事故進展解析の結果から過温破損より先行して「 $\delta$ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」に至る可能性が高く、「 $\delta$ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が非常に高くなっている。また、PDS別CDFで全体の約2.1%を占めるTEDも、事故進展解析の結果から「 $\delta$ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」

に至る可能性が高い。なお、PDS別CDFで全体の約14.7%を占めるTEIは、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されることから原子炉格納容器の健全性が維持される可能性が高い（CCFPが0.08）。（第2.1.1.f-1図）

(1) SED（CFF：2.0E-04／炉年、全CFFへの寄与割合：95.3%）

- ・代表的なシーケンス：原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA（PDS別CDFへの寄与割合：約99%）

RCPシールLOCAにより小破断LOCA相当の1次冷却材が流出して、炉心損傷に至る。その後もECCSによる炉内への燃料取替用水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの溶融貫通に至る前に原子炉格納容器圧力が2Pdに到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。

(2) TED（CFF：5.2E-06／炉年、全CFFへの寄与割合：2.5%）

- ・代表的なシーケンス：手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ失敗（PDS別CDFへの寄与割合：約60.2%）

手動停止等のトランジェントが発生する一方、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの溶融貫通に至る前に原子炉格納容器圧力が2Pdに到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。

(3) TEI（CFF：2.9E-06／炉年、全CFFへの寄与割合：1.4%）

- ・代表的なシーケンス：手動停止＋補助給水失敗（PDS別CDFへの寄与割合：約65.3%）

手動停止等のトランジェントが発生し補助給水に失敗することで、炉心損傷に至る。格納容器スプレイ系は健全であり、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みがあり、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱に期待できるPDSである。原子炉格納容器内から崩壊熱のエネルギーを取り除くことができるため、原子炉格納容器が過圧破損や過温破損に至ることはなく、原子炉格納容器が健全に維持される可能性が高い。

また、CFFをレベル1PRAの起因事象別に整理したものを第2.1.1.f-5表に示す。この整理結果によると、CFFに支配的な起因事象は原子炉補機冷却機能喪失であり、手動停止がこれに続いている。原子炉補機冷却機能喪失を起因とする事故シーケンスでCDFに寄与が大きい事故シーケンスは原子炉補機冷却水の喪失によりRCPシールLOCAが発生する事故シーケンスであり、手動停止を起因とする事故シーケンスでCDFに寄与が大きい事故シーケンスは手動停止し補助給水に失敗する事故シーケンスである。これらの事故シーケンスに主に該当するPDSはSED並びにTED及びTEIであり、上述のCFFに寄与が大きいPDSに該当することが確認される。したがって、レベル

1PRAでCDFに寄与が大きい事故シーケンスが、レベル1.5PRAにおけるCFFに対しても大きな寄与率をもっていることが確認される。

#### ④ 重要度評価について

レベル1.5PRAとして重要度評価は実施していないが、レベル1PRAで算出された炉心損傷頻度をPDSとして整理して格納容器破損頻度評価の入力としており、特にAM策等を考慮しない（条件付格納容器破損確率（CCFP）が大きい）条件下ではレベル1PRAの結果に強く依存する。

- ・「 $\delta$ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」ではCFFの約97%がSEDの「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」シーケンスであり、レベル1PRAの原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様にRCPシール部（シールLOCA発生）の寄与が大きくなるものと考えるが、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。
- ・「 $\tau$ （過温破損）」ではCFFの約99%がSEDの「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」シーケンスであり、レベル1PRAの原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様にRCPシール部（シールLOCA発生）の寄与が大きくなるものと考えるが、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。

### 2.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析

#### ① 不確実さ解析

##### (1) プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第2.1.1.g-1表及び第2.1.1.g-1図に示す。

不確実さ解析の結果、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値は不確実さ分布内にあり、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、SEDが支配的であることが確認できた。したがって、プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。

##### (2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第2.1.1.g-2表及び第2.1.1.g-2図に示す。

- ・不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、過圧破損（ $\delta$ ）が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。
- ・点推定値が不確実さ分布内にない $\sigma$ （格納容器雰囲気直接加熱）、 $\mu$ （格納容器直接接

触)、 $\tau$  (過温破損) については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く (判断基準2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage])、溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高い確率が大きいとした評価の影響である。ただし、これらの格納容器破損モードの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。

- ・今回のPRAを格納容器破損モードの選定に適用する際には、格納容器破損頻度の絶対値よりも相対値に注目している。格納容器破損モードの選定において格納容器破損頻度が小さいことを不採用の理由としている  $g$  (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (TI-SGTR)) と  $\alpha$  (原子炉容器内水蒸気爆発) は、 $g$  (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (TI-SGTR)) に  $g$  (蒸気発生器伝熱管破損) の格納容器破損頻度を加えても、それぞれの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して2～5桁小さく、不確実さを考えても全体の格納容器破損頻度に対して十分に小さいことを確認した。

### (3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第2.1.1. g-3表及び第2.1.1. g-3図に示す。

- ・不確実さ解析の結果、格納容器破損カテゴリ別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損カテゴリ別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、「水蒸気 (崩壊熱) による過圧」が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。
- ・点推定値が不確実さ分布内にない「格納容器への直接接触」、「格納容器雰囲気直接加熱」、「貫通部過温」については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く (判断基準2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage])、溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高い確率が大きいとした評価の影響である。ただし、これらの格納容器破損カテゴリの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。

## ② 感度解析

プラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的なプラント損傷状態SEDの溶融物分散放出に対する事故進展解析結果は、判断基準に非常に近い値であった (判断基準2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage])。SEDはプラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的であり、プラント損傷状

態SEDの工学的判断に基づく溶融物分散放出の分岐確率の設定が格納容器破損頻度の内訳を変化させる可能性があることから、感度解析の対象とした。

- ベースケース（ケース1）：プラント損傷状態S\*\*に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として□を設定。
- 感度解析（ケース2）：プラント損傷状態S\*\*に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として□を設定。

（□は商業機密に属しますので公開できません。）

格納容器破損頻度の感度解析結果を第2.1.1. g-4表及び第2.1.1. g-4図に示す。

- ・ 本感度解析の結果、全体の格納容器破損頻度はほとんど変化がなく、本現象の全体の格納容器破損頻度に与える影響は小さいことが確認できた。
- ・ また、次のとおり格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが、全体的な傾向は変わらず、 $\delta$ （過圧破損）が支配的であり格納容器破損頻度の内訳に与える影響は小さいことが確認できた。
- プラント損傷状態別炉心損傷頻度で支配的なプラント損傷状態SEDにおいて、溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、 $\sigma$ （格納容器雰囲気直接加熱）、 $\tau$ （過温破損）、 $\mu$ （格納容器直接接触）が減少した。また、逆に溶融物分散放出の発生により緩和されていた  $\varepsilon$ （ベースマット溶融貫通）が増加した。
- SEDと同じ小破断LOCAのプラント損傷状態であり、溶融物分散放出に関してSEDと同じ分岐確率を設定しているが、原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティ内に水があるSEW、SEI、SLW、SLIにおいて溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、 $\eta$ （原子炉容器外水蒸気爆発）が増加した。

第2. 1. 1. b-1表 (1/3) 事故のタイプと1次系圧力の分類記号

| 分類記号 | 説 明                                                                                                                                                                                |
|------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| A    | 1次系の破断口径が大きく、1次系の減圧が速いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。<br>起因事象としては、大中破断LOCAで代表される。(低圧)                                                                                                    |
| S    | 1次系の破断口径が小さく、1次系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。<br>起因事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起因事象であるが、従属的に小破断LOCA (RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA) に至ったシーケンスも含む。(中圧) |
| T    | 過渡事象が起因となるシーケンスである。尚、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に指定する。(高圧)                                                                                                                        |
| G    | FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである。(中圧)                                                                                                                         |
| V    | FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである。(低圧)                                                                                                            |

第2. 1. 1. b-1表 (2/3) 炉心損傷時期の分類記号

| 分類記号 | 説 明                |
|------|--------------------|
| E    | 事故発生から短時間で炉心損傷に至る。 |
| L    | 事故発生から長時間で炉心損傷に至る。 |

第2. 1. 1. b-1表 (3/3) 原子炉格納容器内事故進展の分類記号

| 分類記号 | 説 明                                                                                                                            |
|------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| D    | 燃料取替用水がECCSや格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれないため、熔融炉心の冷却が達成されない可能性がある。炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。格納容器スプレイ系に失敗し原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。  |
| W    | 燃料取替用水がECCSや格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。格納容器スプレイ系が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。 |
| I    | 燃料取替用水がECCSや格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。格納容器スプレイ系が使用可能で原子炉格納容器内熱除去が行われている状態。   |
| C    | 燃料取替用水がECCSにより原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性がある。格納容器スプレイ系が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。           |



第2. 1. 1. b-2表 プラント損傷状態の定義

| No | PDS | 事故のタイプ                   | RCS圧力 | 炉心損傷<br>時期 | 原子炉格納容器内事象進展              |                      |                       |
|----|-----|--------------------------|-------|------------|---------------------------|----------------------|-----------------------|
|    |     |                          |       |            | RWST水の<br>原子炉格納容器<br>への移送 | 原子炉格納<br>容器の<br>破損時期 | 原子炉格納<br>容器内熱除<br>去手段 |
| 1  | AED | 大中破断LOCA                 | 低圧    | 早期         | ×                         | 炉心損傷後                | ×                     |
| 2  | AEW | 大中破断LOCA                 | 低圧    | 早期         | ○                         | 炉心損傷後                | ×                     |
| 3  | AEI | 大中破断LOCA                 | 低圧    | 早期         | ○                         | 炉心損傷後                | ○                     |
| 4  | ALC | 大中破断LOCA                 | 低圧    | 長期         | ○                         | 炉心損傷前                | ×                     |
| 5  | SED | 小破断LOCA                  | 中圧    | 早期         | ×                         | 炉心損傷後                | ×                     |
| 6  | SEW | 小破断LOCA                  | 中圧    | 早期         | ○                         | 炉心損傷後                | ×                     |
| 7  | SEI | 小破断LOCA                  | 中圧    | 早期         | ○                         | 炉心損傷後                | ○                     |
| 8  | SLW | 小破断LOCA                  | 中圧    | 長期         | ○                         | 炉心損傷後                | ×                     |
| 9  | SLI | 小破断LOCA                  | 中圧    | 長期         | ○                         | 炉心損傷後                | ○                     |
| 10 | SLC | 小破断LOCA                  | 中圧    | 長期         | ○                         | 炉心損傷前                | ×                     |
| 11 | TED | Transient                | 高圧    | 早期         | ×                         | 炉心損傷後                | ×                     |
| 12 | TEW | Transient                | 高圧    | 早期         | ○                         | 炉心損傷後                | ×                     |
| 13 | TEI | Transient                | 高圧    | 早期         | ○                         | 炉心損傷後                | ○                     |
| 14 | V   | インターフェ<br>イスシステム<br>LOCA | 低圧    | —          |                           |                      |                       |
| 15 | G   | SGTR                     | 中圧    | —          |                           |                      |                       |

第2.1.1.b-3表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス (1/2)

| PDS | 事故シーケンス                                                      |
|-----|--------------------------------------------------------------|
| AED | 中破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗                          |
|     | 大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗                                  |
| AEW | 大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                                |
|     | 中破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                                |
|     | 中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                                 |
|     | 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                                |
|     | 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                                 |
|     | 中破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗                                 |
|     | 中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗                                  |
|     | 大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                                 |
|     | 大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗                                 |
|     | 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗                                 |
|     | 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗                                  |
|     | 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                                 |
|     | 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗                                  |
|     | 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                                 |
| AEI | 中破断LOCA+高圧注入失敗                                               |
|     | 中破断LOCA+低圧再循環失敗                                              |
|     | 中破断LOCA+高圧再循環失敗                                              |
|     | 大破断LOCA+低圧再循環失敗                                              |
|     | 大破断LOCA+蓄圧注入失敗                                               |
|     | 大破断LOCA+低圧注入失敗                                               |
|     | 中破断LOCA+蓄圧注入失敗                                               |
| ALC | 中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗                                        |
|     | 中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗                                         |
| SED | 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA                                       |
|     | 原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA                                  |
|     | 極小LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗                                   |
|     | 小破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗                          |
|     | 小破断LOCA+補助給水失敗+低圧再循環失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗                   |
|     | 極小LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗                            |
|     | DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+補助給水失敗+低圧再循環失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 |
| SEW | DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+低圧再循環失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗        |
|     | 極小LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗                                   |
|     | 小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                                 |
|     | 極小LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                                  |
|     | 極小LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                                  |
|     | 小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗                                  |
|     | 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗                                  |
|     | DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗                |
|     | 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                                 |
|     | 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                          |
|     | 極小LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                           |
|     | DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗                |
|     | 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗                           |
|     | DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗               |
| SEI | DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗               |
|     | DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗        |
|     | DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗         |
|     | 小破断LOCA+高圧注入失敗                                               |
|     | 極小LOCA+補助給水失敗                                                |
|     | 極小LOCA+高圧注入失敗                                                |
|     | 小破断LOCA+補助給水失敗                                               |
|     | 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗                                        |
| SLW | 極小LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗                                         |
|     | DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧注入失敗                             |
|     | DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+補助給水失敗                             |
|     | DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗                      |
|     | 小破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                                |
|     | 小破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                                |
|     | 小破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗                                 |
|     | 小破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗                                 |

第2. 1. 1. b-3表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス (2/2)

| PDS | 事故シーケンス                                       |
|-----|-----------------------------------------------|
| SLI | 小破断LOCA+低圧再循環失敗                               |
|     | 小破断LOCA+高圧再循環失敗                               |
|     | DC母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+低圧再循環失敗           |
|     | DC母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧再循環失敗           |
| SLC | 小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗                         |
|     | 小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗                          |
|     | DC母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗     |
|     | DC母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ注入失敗      |
| TED | 手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗                      |
|     | 過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗                      |
|     | 外部電源喪失+非常用所内交流電源の喪失                           |
|     | 主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗                   |
|     | 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗                            |
|     | DC母線 1 系列喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 |
|     | ATWS+格納容器スプレイ注入失敗                             |
|     | 2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗                  |
| TEW | 外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗                    |
|     | 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗                 |
|     | 手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                     |
|     | 過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                     |
|     | DC母線 1 系列喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗               |
|     | 2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                 |
|     | 主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                  |
|     | 外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                   |
|     | DC母線 1 系列喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗              |
|     | ATWS+格納容器スプレイ再循環失敗                            |
| TEI | DC母線 1 系列喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗       |
|     | 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ再循環失敗                |
|     | DC母線 1 系列喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗        |
|     | 手動停止+補助給水失敗                                   |
|     | 過渡事象+補助給水失敗                                   |
|     | 2次冷却系の破断+補助給水失敗                               |
|     | 主給水流量喪失+補助給水失敗                                |
|     | 外部電源喪失+補助給水失敗                                 |
| G   | ATWS                                          |
|     | DC母線 1 系列喪失+補助給水失敗                            |
|     | DC母線 1 系列喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗                     |
|     | 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗                              |
| V   | 蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗                      |
|     | 蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗                             |
| V   | インターフェイスシステムLOCA                              |

第2.1.1.b-4表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

| プラント<br>損傷状態 | 炉心損傷頻度<br>(／炉年) | 割 合    |
|--------------|-----------------|--------|
| AED          | 3.3E-09         | 0.0%   |
| AEW          | 8.5E-08         | 0.0%   |
| AEI          | 7.5E-07         | 0.3%   |
| ALC          | 2.6E-07         | 0.1%   |
| SED          | 2.0E-04         | 81.1%  |
| SEW          | 3.5E-08         | 0.0%   |
| SEI          | 1.7E-06         | 0.7%   |
| SLW          | 7.4E-08         | 0.0%   |
| SLI          | 8.4E-07         | 0.3%   |
| SLC          | 8.3E-07         | 0.3%   |
| TED          | 5.2E-06         | 2.1%   |
| TEW          | 1.7E-07         | 0.1%   |
| TEI          | 3.6E-05         | 14.7%  |
| V            | 3.0E-11         | 0.0%   |
| G            | 3.8E-07         | 0.2%   |
| 合 計          | 2.5E-04         | 100.0% |

第2.1.1. c-1表 原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の種類抽出

| 破損状態         | 破損形態                    | 記号            | 破損形態の解説                                     |
|--------------|-------------------------|---------------|---------------------------------------------|
| 格納容器<br>バイパス | 蒸気発生器伝熱管<br>破損          | $g$           | 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納<br>容器バイパス             |
|              | 誘因蒸気発生器<br>伝熱管破損        |               | 炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損に<br>よる格納容器バイパス         |
|              | 格納容器隔離失敗                | $\beta$       | 原子炉格納容器の隔離に失敗する                             |
|              | インターフェイス<br>システムLOCA    | $\nu$         | インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷に<br>よる格納容器バイパス       |
| 格納容器破損       | 水蒸気による過圧                | $\delta$      | 炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過<br>圧破損                |
|              | 先行破損                    | $\theta$      | 炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過<br>圧破損                |
|              | ベースマット溶融<br>貫通          | $\varepsilon$ | 溶融炉心・コンクリート反応によるベースマッ<br>ト溶融貫通              |
|              | 格納容器貫通部<br>過温           | $\tau$        | 崩壊熱による格納容器貫通部過温破損                           |
|              | 炉内水蒸気爆発                 | $\alpha$      | 原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破<br>損                  |
|              | 炉外水蒸気爆発                 | $\eta$        | 原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気ス<br>パイクによる格納容器破損       |
|              | 水素燃焼<br>(原子炉容器破損<br>以前) | $\gamma$      | 水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損以前)<br>による格納容器過圧破損       |
|              | 水素燃焼<br>(原子炉容器破損<br>直後) | $\gamma'$     | 水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損直後)<br>による格納容器過圧破損       |
|              | 水素燃焼<br>(原子炉容器破損<br>後期) | $\gamma''$    | 水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損後長時<br>間経過後) による格納容器過圧破損 |
|              | 格納容器雰囲気<br>直接加熱         | $\sigma$      | 格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損                        |
|              | 格納容器直接接触                | $\mu$         | 炉心デブリの格納容器構造物への直接接触によ<br>る格納容器破損            |

第2.1.1. c-2表 プラント損傷状態と負荷の対応

| プラント損傷状態             | 炉心損傷まで                            | 原子炉容器破損まで                      | 原子炉容器破損直後                                 | 原子炉容器破損以降                    |
|----------------------|-----------------------------------|--------------------------------|-------------------------------------------|------------------------------|
| 大中破損LOCA (A)         | 格納容器隔離失敗( $\beta$ )               | 水素燃焼 ( $\gamma$ )              | 水素燃焼 ( $\gamma'$ )                        | 水素燃焼 ( $\gamma''$ )          |
| 小破損LOCA (S)          | 先行破損( $\theta$ )<br>(A又はSのみ可能性あり) | 炉内水蒸気爆発 ( $\alpha$ )           | 炉外水蒸気爆発 ( $\eta$ )                        | 格納容器の水蒸気による過圧 ( $\delta$ )   |
| トランジェント (T)          |                                   | 誘因SG伝熱管破損( $g$ )<br>(Tのみ可能性あり) | 格納容器直接接触 ( $\mu$ )<br>(S又はTのみ可能性あり)       | 格納容器貫通部過温 ( $\tau$ )         |
|                      |                                   |                                | 格納容器雰囲気直接加熱 ( $\sigma$ )<br>(S又はTのみ可能性あり) | ベースマツト溶融貫通 ( $\varepsilon$ ) |
| 蒸気発生器伝熱管破損 (G)       | 2次系から環境へのFP放出 ( $g$ )             |                                |                                           |                              |
| インターフェイスシステムLOCA (V) | 補助建屋から環境への大量FP放出 ( $v$ )          |                                |                                           |                              |

第2.1.1.c-3表 格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準

| 破損カテゴリ             | 対応する<br>破損モード                     | 判断基準                                                                                                                                                                             |
|--------------------|-----------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 水蒸気（崩壊熱）による過圧      | $\delta$ 、 $\theta$               | 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の2倍を上回ること。                                                                                                                                              |
| コンクリート侵食           | $\varepsilon$                     | 熔融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。                                                                                                                                                |
| 貫通部過温              | $\tau$                            | 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が200℃を上回ること。                                                                                                                                                   |
| 漏えい箇所の隔離機能喪失       | $\nu$ 、 $g$                       | 炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。                                                                                                                                       |
| 格納容器隔離機能喪失         | $\beta$                           | 炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。                                                                                                                                                      |
| 水蒸気爆発<br>（水蒸気スパイク） | $\alpha$ 、 $\eta$                 | 炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。<br>炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次遮へい壁スリーブもしくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。<br>水蒸気スパイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。 |
| 格納容器雰囲気直接加熱        | $\sigma$                          | 格納容器雰囲気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。                                                                                                                            |
| 可燃性ガスの高濃度での燃焼      | $\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$ | 可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。※1                                                                                                                                               |
| 格納容器への直接接触         | $\mu$                             | 格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。※2                                                                                                                                                    |

※1：爆轟が発生すると衝撃波やそれによる飛来物が発生し、原子炉格納容器に動的な荷重がかかる。

※2：原子炉容器破損時に分散放出した熔融炉心が原子炉格納容器本体に付着し、ライナを熔融侵食する。

第2.1.1. c-4表 格納容器破損モードの選定

| 項目          | 放出                  | 格納容器の状態   |          | 破損モード                | 記号                               | 概要                                       |
|-------------|---------------------|-----------|----------|----------------------|----------------------------------|------------------------------------------|
| 格納容器破損モード分類 | 漏えい                 | 格納容器健全    |          | 格納容器健全               | $\phi$                           | 原子炉格納容器が健全に維持されて事故が終息                    |
|             | 早期大規模放出             | 格納容器バイパス  |          | 蒸気発生器伝熱管破損           | $g$                              | 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス              |
|             |                     |           |          | インターフェイスシステムLOCA     | $\nu$                            | インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス        |
|             |                     | 格納容器隔離失敗  |          | 格納容器隔離失敗             | $\beta$                          | 事故後に原子炉格納容器の隔離に失敗                        |
|             |                     | 格納容器物理的破損 | 早期格納容器破損 | 原子炉容器内水蒸気爆発          | $\alpha$                         | 原子炉容器内の水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損               |
|             |                     |           |          | 水素燃焼（原子炉容器破損以前）      | $\gamma$                         | 水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって原子炉格納容器が破損      |
|             |                     |           |          | 水素燃焼（原子炉容器破損直後）      | $\gamma'$                        | 水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって原子炉格納容器が破損      |
|             |                     |           |          | 原子炉容器外水蒸気爆発          | $\eta$                           | 原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって原子炉格納容器が破損   |
|             |                     |           |          | 格納容器雰囲気直接加熱          | $\sigma$                         | 格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損                |
|             |                     |           |          | 溶融物直接接触              | $\mu$                            | 格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損            |
|             |                     | 後期大規模放出   | 後期格納容器破損 | 水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後） | $\gamma''$                       | 水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって原子炉格納容器が破損 |
|             | ベースマット溶融貫通          |           |          | $\varepsilon$        | 溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通      |                                          |
|             | 過温破損                |           |          | $\tau$               | 格納容器貫通部が過温で破損                    |                                          |
|             | 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 |           |          | $\delta$             | 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的過圧で原子炉格納容器が破損 |                                          |
|             | 水蒸気蓄積による格納容器先行破損    |           |          | $\theta$             | 水蒸気蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損  |                                          |



第2.1.1. d-1表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

| 物理化学現象      | 発生条件                                                     | 発生後の事故進展                                           |
|-------------|----------------------------------------------------------|----------------------------------------------------|
| 炉心冷却        | ・安全注入系の喪失                                                |                                                    |
| 配管クリープ破損    | ・1次系高圧（高温側配管、サージライン破損）                                   | 1次系減圧                                              |
| バイパス        | ・プラント損傷状態で定義されるバイパス事象<br>・あるいは1次系高圧（Induced SGTR）        | $\nu$ 、 $g$ モードによる格納容器破損の可能性                       |
| 炉内水蒸気爆発     | ・溶融炉心がRV下部ヘッドへ落下<br>・1次系低圧                               | $\alpha$ モードによる格納容器破損の可能性                          |
| 水素燃焼        | ・水素濃度4 vol% 上方、6 vol% 側方、8 vol% 下方伝ば<br>・水蒸気濃度55 vol% 以下 | $\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$ モードによる格納容器破損の可能性 |
| RV破損        | ・炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない                                   | 溶融炉心の原子炉容器外への放出                                    |
| 溶融物分散放出     | ・RV破損時に1次系高圧                                             | 溶融炉心の原子炉下部キャビティ外への放出                               |
| キャビティ内水量    | ・プラント損傷状態の定義                                             | 溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の接触                                |
| 炉外水蒸気爆発     | ・RV破損時に溶融炉心が重力落下<br>・溶融炉心落下質量大                           | $\eta$ モードによる格納容器破損の可能性                            |
| 格納容器雰囲気直接加熱 | ・溶融物分散放出あり                                               | $\sigma$ モードによる格納容器破損の可能性                          |
| 格納容器への直接接触  | ・溶融物分散放出あり                                               | $\mu$ モードによる格納容器破損の可能性                             |
| 格納容器内気相冷却   | ・プラント損傷状態で定義される原子炉格納容器内除熱事象                              | 原子炉格納容器圧力上昇抑制                                      |
| ベースマツト溶融貫通  | ・RV破損<br>・原子炉格納容器内に水なし（不確かさが大きいいため、水ありの場合でも現象が進む可能性あり）   | $\varepsilon$ モードによる格納容器破損                         |
| 格納容器過温破損    | ・RV破損<br>・原子炉格納容器内に水なし                                   | $\tau$ モードによる格納容器破損                                |
| 格納容器過圧破損    | ・崩壊熱による水蒸気生成<br>・非凝縮性ガス生成                                | $\delta$ 、 $\theta$ モードによる格納容器破損                   |

第2.1.1. d-2表 ヘディングの選定及び定義

| No             |    | ヘディング      | 記号  | ヘディングの定義                                                                  |
|----------------|----|------------|-----|---------------------------------------------------------------------------|
| 原子炉容器破損前 (T1)  | 1  | CV隔離       | CI  | 事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。                                           |
|                | 2  | 1次系の圧力状態   | FD  | TI-SGTRや1次系クリープ破損による1次系圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。                               |
|                | 3  | バイパス       | BP  | 格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシーケンスである場合、及びTI-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。 |
|                | 4  | 炉心への注水     | LR  | 過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。                           |
|                | 5  | 炉内水蒸気爆発    | ISX | 炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。                                        |
|                | 6  | 水素燃焼       | HB1 | 原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。                                  |
|                | 7  | CV破損       | OP1 | 原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。                                  |
|                | 8  | RV破損       | RV  | ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。                                          |
| 原子炉容器破損直後 (T2) | 9  | 溶融物分散放出    | RPV | RV破損の時点で1次系圧力が2.0MPa(gage)以下であった場合、溶融炉心物質が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。           |
|                | 10 | キャビティ内水量   | DC  | RV破損の時点で、原子炉下部キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。                        |
|                | 11 | 炉外水蒸気爆発    | ESX | 炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。                                          |
|                | 12 | CV直接加熱     | DCH | 格納容器直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。                                         |
|                | 13 | 水素燃焼       | HB2 | 原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。                                 |
|                | 14 | CV破損       | OP2 | 原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。                     |
| 事故後期 (T3)      | 15 | CV内気相部冷却   | NCC | 原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。                                               |
|                | 16 | 水素燃焼       | HB3 | 事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。                                      |
|                | 17 | CV破損       | OP3 | 事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。                                      |
|                | 18 | ベースマット溶融貫通 | BM  | 原子炉下部キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート反応が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。                  |
|                | 19 | CV過温破損     | OT  | 原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。                                    |

第2. 1. 1. d-3表 ヘディングの従属性

| ヘディング<br>(影響を与える側)  | CV隔離 | 1次系の圧力状態 | バイパス | 炉心への注水 | 炉内水蒸気爆発 | 水素燃焼  | CV破損  | RV破損 | 溶融物分散放出 | キャビティ内水量 | 炉外水蒸気爆発 | CV直接加熱 | 水素燃焼  | CV破損  | CV内気相部冷却 | 水素燃焼  | CV破損  | ベースマット<br>溶融貫通 | CV過温破損 | 備考                                                                                            |
|---------------------|------|----------|------|--------|---------|-------|-------|------|---------|----------|---------|--------|-------|-------|----------|-------|-------|----------------|--------|-----------------------------------------------------------------------------------------------|
| ヘディング<br>(影響を受ける側)  | (CI) | (FD)     | (BP) | (LR)   | (ISX)   | (HB1) | (OP1) | (RV) | (RPV)   | (DC)     | (ESX)   | (DCH)  | (HB2) | (OP2) | (NCC)    | (HB3) | (OP3) | (BM)           | (OT)   |                                                                                               |
| CV隔離 (CI)           |      |          |      |        |         |       |       |      |         |          |         |        |       |       |          |       |       |                |        | なし                                                                                            |
| 1次系の圧力状態 (FD)       | ○    |          |      |        |         |       |       |      |         |          |         |        |       |       |          |       |       |                |        | (CV隔離 (CI) 成功の場合に適用 (従属)、他のヘディングも同様)                                                          |
| バイパス (BP)           | ○    | ○        |      |        |         |       |       |      |         |          |         |        |       |       |          |       |       |                |        | 1次系圧力状態 (すなわちFD) にTI-SGTRが従属                                                                  |
| 炉心への注水 (LR)         | ○    |          |      |        |         |       |       |      |         |          |         |        |       |       |          |       |       |                |        | なし                                                                                            |
| 炉内水蒸気爆発 (ISX)       | ○    | ○        |      |        |         |       |       |      |         |          |         |        |       |       |          |       |       |                |        | 水蒸気爆発確率は、1次系圧力状態 (すなわちFD) に従属                                                                 |
| 水素燃焼 (HB1)          | ○    |          |      | ○      |         |       |       |      |         |          |         |        |       |       |          |       |       |                |        | ジルコニウム-水反応による水素発生量は炉心への注水 (LR) に従属                                                            |
| CV破損 (OP1)          | ○    |          |      | ○      |         | ○     |       |      |         |          |         |        |       |       |          |       |       |                |        | 水素燃焼 (HB1) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属                                                 |
| RV破損 (RV)           | ○    |          |      | ○      |         |       |       |      |         |          |         |        |       |       |          |       |       |                |        | 炉心溶融進展の停止可能性 (すなわちLR) に従属                                                                     |
| 溶融物分散放出 (RPV)       | ○    | ○        |      |        |         |       |       | ○    |         |          |         |        |       |       |          |       |       |                |        | RV破損の有無 (RV)、1次系圧力状態 (すなわちFD) に従属                                                             |
| キャビティ内水量 (DC)       | ○    |          |      | ○      |         |       |       | ○    |         |          |         |        |       |       |          |       |       |                |        | RV破損の有無 (RV)、炉心への注水 (すなわちLR) に従属                                                              |
| 炉外水蒸気爆発 (ESX)       | ○    |          |      |        |         |       |       | ○    | ○       | ○        |         |        |       |       |          |       |       |                |        | RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無とキャビティ水量 (DC) に従属                                               |
| CV直接加熱 (DCH)        | ○    |          |      |        |         |       |       | ○    | ○       | ○        |         |        |       |       |          |       |       |                |        | RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無とキャビティ水量 (DC) に従属                                               |
| 水素燃焼 (HB2)          | ○    |          |      | ○      |         | ○     |       | ○    |         |          |         |        |       |       |          |       |       |                |        | RV破損の有無 (RV)、Zr-水反応の促進の有無 (すなわちLR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1) に従属                                  |
| CV破損 (OP2)          | ○    |          |      | ○      |         |       |       | ○    | ○       |          |         | ○      |       |       |          |       |       |                |        | RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無、水素燃焼 (HB2) の有無 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属                            |
| CV内気相部冷却 (NCC)      | ○    |          |      |        |         |       |       | ○    | ○       | ○        |         |        |       |       |          |       |       |                |        | 気相部冷却あるいは炉心デブリ冷却性を表すため、炉心デブリの有無 (すなわちRV破損の有無 (RV))、炉心デブリ分散量 (すなわちRPV)、炉心デブリ冠水の有無 (すなわちDC) に従属 |
| 水素燃焼 (HB3)          | ○    |          |      | ○      |         | ○     |       | ○    |         |          |         | ○      |       | ○     |          |       |       |                |        | RV破損の有無 (RV)、Zr-水反応の促進の有無 (すなわちLR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1、HB2)、水蒸気凝縮による水素濃度の増加の有無 (NCC) に従属     |
| CV破損 (OP3)          | ○    |          |      | ○      |         |       |       | ○    |         |          |         |        |       | ○     | ○        |       |       |                |        | RV破損の有無 (RV)、水素燃焼 (HB3) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加すなわちLR)、水蒸気凝縮による水素濃度の増加の有無 (NCC) に従属           |
| ベースマット<br>溶融貫通 (BM) | ○    |          |      |        |         |       |       | ○    | ○       | ○        |         |        |       |       |          |       |       |                |        | 床上の炉心デブリの有無 (すなわちRV破損の有無 (RV))、炉心デブリ量 (すなわち炉心デブリ分散の有無 (RPV))、炉心デブリ冠水の有無 (すなわちDC) に従属          |
| CV過温破損 (OT)         | ○    |          |      |        |         |       |       | ○    | ○       | ○        |         |        |       |       |          |       |       |                |        | 原子炉格納容器内の水の有無 (すなわちDC) 及び、炉心デブリの場所 (すなわちRV破損の有無 (RV)、炉心デブリ飛散の有無 (RPV)) に従属                    |

第2.1.1. e-1表 事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス

| No. | PDS | PDSごとに選定した事故シーケンス               | 解析実施 |
|-----|-----|---------------------------------|------|
| 1   | AED | 大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗   | ○    |
| 2   | AEW | 大破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 | ○    |
| 3   | AEI | 大破断LOCA+ECCS注入失敗                | ○    |
| 4   | ALC | 中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗            | —    |
| 5   | SED | 小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗   | ○    |
| 6   | SEW | 小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗  | —    |
| 7   | SEI | 小破断LOCA+ECCS注入失敗                | —    |
| 8   | SLW | 小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 | —    |
| 9   | SLI | 小破断LOCA+ECCS再循環失敗               | —    |
| 10  | SLC | 小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗            | —    |
| 11  | TED | 全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗             | ○    |
| 12  | TEW | 全給水喪失+格納容器スプレイ再循環失敗             | —    |
| 13  | TEI | 全給水喪失                           | ○    |

第2.1.1. e-2表 解析コードの基本解析条件

| 項 目                      | 条件                       | 備考                        |
|--------------------------|--------------------------|---------------------------|
| 燃料 (UO <sub>2</sub> ) 重量 | $8.32 \times 10^4$ kg    |                           |
| 被覆管 (ジルコニウム) 重量          | $2.00 \times 10^4$ kg    |                           |
| 炉心崩壊熱                    | 平均炉心評価用                  | 日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線*1         |
| 炉心熱出力                    | $2,652 \times 1.02$ MWt  | 102%出力運転                  |
| 1次系圧力                    | $15.41 + 0.21$ MPa[gage] | 設計値+計測誤差                  |
| 1次冷却材平均温度                | $302.3 + 2.2$ °C         | 設計値+計測誤差                  |
| ループ全流量                   | $45.7 \times 10^6$ kg/h  | 100% T. D. F. ベース         |
| 蒸気発生器伝熱管施栓率              | 10%                      |                           |
| 原子炉格納容器区画室分割             | 5分割                      |                           |
| 原子炉格納容器区画全自由体積           | 67,400 m <sup>3</sup>    | 最小評価値                     |
| 原子炉格納容器初期圧力              | 9.8 kPa[gage]            | 最大値                       |
| 原子炉格納容器初期温度              | 49°C                     | 通常運転時における<br>原子炉格納容器内最高温度 |
| 原子炉格納容器<br>ヒートシンク温度      | 49°C                     | 通常運転時における<br>原子炉格納容器内最高温度 |
| 蓄圧タンク作動基数                | 3基                       |                           |
| 蓄圧タンク保持圧力                | 4.04 MPa[gage]           | 最小値                       |
| 蓄圧タンク保有水量                | 29.0 m <sup>3</sup> /基   | 最小値                       |

\*1 : 「PWRの安全解析用崩壊熱について」 MHI-NES-1010改4 (H25年 7月)

第2. 1. 1. e-3表 各事故シーケンスの事故進展解析条件

| PDS | 起因事象              | 高压注入 | 低压注入 | 蓄圧注入 | 格納容器<br>スプレイ注入 | 高压再循環 | 低压再循環 | 格納容器<br>スプレイ再循環 | 補助給水 |
|-----|-------------------|------|------|------|----------------|-------|-------|-----------------|------|
| AED | 高温側配管<br>完全両端破断   | 不作動  | 不作動  | 3 基  | 不作動            | 不作動   | 不作動   | 不作動             | 作動   |
| AEW | 高温側配管<br>完全両端破断   | 2 系統 | 2 系統 | 3 基  | 2 系統           | 不作動   | 不作動   | 不作動             | 作動   |
| AEI | 高温側配管<br>完全両端破断   | 不作動  | 不作動  | 3 基  | 2 系統           | 不作動   | 不作動   | 2 系統            | 作動   |
| SED | 高温側配管<br>2inch 破断 | 不作動  | 不作動  | 3 基  | 不作動            | 不作動   | 不作動   | 不作動             | 作動   |
| TED | 全交流電源<br>喪失       | 不作動  | 不作動  | 3 基  | 不作動            | 不作動   | 不作動   | 不作動             | 不作動  |
| TEI | 全給水喪失             | 不作動  | 不作動  | 3 基  | 2 系統           | 不作動   | 不作動   | 2 系統            | 不作動  |

第2.1.1.e-4表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）

| 主要事象                          | AED    | AEW    | AEI    | SED    | TED    | TEI    |
|-------------------------------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|
| 原子炉トリップ                       | 0.0 秒  | 0.4 秒  | 0.4 秒  | 0.0 秒  | 0.0 秒  | 46 秒   |
| 補助給水系作動                       | 1.0 分  | 1.0 分  | 1.0 分  | 1.0 分  | —      | —      |
| 充てん系作動                        | —      | —      | —      | —      | —      | —      |
| 高压注入系作動                       | —      | 0.4 秒  | —      | —      | —      | —      |
| 低压注入系作動                       | —      | 11 秒   | —      | —      | —      | —      |
| 蓄圧注入作動                        | 9.4 秒  | 9.4 秒  | 9.5 秒  | 1.2 時間 | 4.7 時間 | 3.3 時間 |
| 蓄圧注入終了                        | 1.4 分  | 1.1 分  | 1.4 分  | 3.6 時間 | 4.7 時間 | 3.3 時間 |
| ラプチャーディスク破損                   | —      | —      | —      | —      | 1.7 時間 | 35 分   |
| 格納容器スプレイ作動                    | —      | 3.8 秒  | 3.8 秒  | —      | —      | 3.0 時間 |
| 再循環切替                         | —      | —      | 34 分   | —      | —      | 3.6 時間 |
| 炉心露出                          | 5.6 分  | 27 分   | 5.5 分  | 42 分   | 2.2時間  | 1.1 時間 |
| 被覆管破損                         | 11 分   | 36 分   | 11 分   | 54 分   | 2.5 時間 | 1.3 時間 |
| 炉心溶融開始                        | 19 分   | 45 分   | 19 分   | 1.1 時間 | 3.0 時間 | 1.6 時間 |
| 下部ヘッドへの溶融物移動開始                | 55 分   | 1.5 時間 | 55 分   | 2.0 時間 | 4.6 時間 | 3.0 時間 |
| 原子炉容器破損                       | 1.6時間  | 2.8 時間 | 1.6 時間 | 3.6 時間 | 4.7 時間 | 3.3 時間 |
| 原子炉格納容器最高使用圧力到達               | 2.2 時間 | 5.9 時間 | —      | 4.1 時間 | 6.3 時間 | —      |
| 2Pd(原子炉格納容器最高使用圧力の2倍)<br>到達*1 | 9.5 時間 | 14 時間  | —      | 13 時間  | 16 時間  | —      |
| 原子炉格納容器内温度200℃到達*2            | —      | —      | —      | —      | —      | —      |
| 限界圧力到達*3                      | 12時間   | 16時間   | —      | 17時間   | 19時間   | —      |

\*1：原子炉格納容器圧力2Pd到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

\*2：原子炉格納容器内温度200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

\*3：平成6年度AM技術ベース報告書（標準プラント）にて評価した限界圧力6.36kg/cm<sup>2</sup>とする。

第2.1.1. e-5表 事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

| PDS | 原子炉容器破損前             |                          | 原子炉格納容器破損前            |                               | 原子炉容器破損前       |                 |                                                | 原子炉容器破損後(30分)  |                 |                                                | 原子炉容器破損後後期 <sup>*1</sup> |                 |                                                |
|-----|----------------------|--------------------------|-----------------------|-------------------------------|----------------|-----------------|------------------------------------------------|----------------|-----------------|------------------------------------------------|--------------------------|-----------------|------------------------------------------------|
|     | 1次系圧力<br>(MPa[gage]) | 原子炉下部<br>キャビティ<br>内水量(t) | 原子炉格納<br>容器温度<br>(°C) | 原子炉下部<br>キャビティ<br>侵食深さ<br>(m) | 水素濃度<br>(vol%) | 水蒸気濃度<br>(vol%) | 全炉心<br>Zr75%補正<br>水素濃度<br>(vol%) <sup>*2</sup> | 水素濃度<br>(vol%) | 水蒸気濃度<br>(vol%) | 全炉心<br>Zr75%補正<br>水素濃度<br>(vol%) <sup>*2</sup> | 水素濃度<br>(vol%)           | 水蒸気濃度<br>(vol%) | 全炉心<br>Zr75%補正<br>水素濃度<br>(vol%) <sup>*2</sup> |
| AED | 0.2                  | 57.6                     | 170.2                 | 0.2                           | 2.5            | 47.7            | 5.7                                            | 2.2            | 57.6            | 4.6                                            | 2.6                      | 75.3            | 2.9                                            |
| AEW | 0.1                  | 179.9                    | 157.7                 | 0.0                           | 3.4            | 35.4            | 6.9                                            | 3.1            | 43.8            | 6.1                                            | 1.4                      | 74.8            | 2.8                                            |
| AEI | 0.1                  | 169.4                    | —                     | —                             | 4.2            | 18.6            | 8.7                                            | 4.1            | 23.3            | 8.2                                            | 4.6                      | 16.1            | 9.0                                            |
| SED | 2.1                  | 28.2                     | 166.9                 | 0.2                           | 3.1            | 51.4            | 5.2                                            | 3.0            | 56.7            | 4.7                                            | 2.5                      | 75.6            | 2.8                                            |
| TED | 17.1                 | 8.3                      | 174.7                 | 0.2                           | 4.4            | 68.3            | 6.4                                            | 3.9            | 48.5            | 5.5                                            | 3.1                      | 74.5            | 3.1                                            |
| TEI | 15.6                 | 41.8                     | —                     | —                             | 5.7            | 13.0            | 8.1                                            | 6.9            | 15.8            | 8.9                                            | 7.0                      | 15.9            | 8.9                                            |

\*1：AED、AEW、SED及びTEDは原子炉格納容器破損時点（10時間程度）の値。AEI及びTEIは原子炉格納容器が破損しないため事故後72時間の値。

\*2：発生する水素量を補正するにあたっては、炉外での水素生成にあたるMCCIによる水素量も含む。ただし、TEDにおいては、原子炉容器破損後後期の発生水素量の合計が全炉心Zr量の75%を上回ることになることから、補正を行っていない。



第2.1.1. e-6表 事故進展解析を実施していないPDSの分岐確率の考え方

2.1.1-32

(☐は商業機密に属しますので公開できません。)

第2.1.1.f-1表 分岐確率のあてはめ方法

|  |
|--|
|  |
|--|

(☐は商業機密に属しますので公開できません。)

第2. 1. 1. f-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (1/5)

| 現象等                  | 発生条件               | 分岐確率           | 分岐確率の考え方                                                                                                                                                                                                                                 |
|----------------------|--------------------|----------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 格納容器<br>隔離<br>(CI)   |                    |                | NUREGレポート等の文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。                                                                                                                                                                             |
| 1次系の<br>圧力状態<br>(FD) |                    |                | NUREGレポート等の文献から、1次系の圧力状態により分岐確率を設定する。                                                                                                                                                                                                    |
| 格納容器<br>バイパス<br>(BP) |                    |                | NUREGレポート等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、1次系圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。                                                                                                                                                                |
| 炉心への<br>注水<br>(LR)   | 低圧シーケンス (A**)      | ECCS再循環に失敗する確率 | 低圧シーケンス (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シーケンス (S**、T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。<br>中圧シーケンス (S**) の炉心損傷シーケンスでは高圧注入に失敗しており、1次系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シーケンス (T**) では、補助給水の失敗などにより2次系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。<br>(注水が無い場合に1を設定) |
|                      | 中高圧シーケンス (S**、T**) | 1              |                                                                                                                                                                                                                                          |
| 炉内<br>水蒸気爆発<br>(ISX) |                    |                | 国内外の専門家による評価をもとに、水蒸気爆発により原子炉格納容器の破損に至る確率を設定する。1次系の圧力状態等を考慮して設定する。                                                                                                                                                                        |

( ) は商業機密に属しますので公開できません。

第2.1.1.f-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (2/5)

| 現象等                    | 発生条件 | 分岐確率 | 分岐確率の考え方                                                                                                                                                                                 |
|------------------------|------|------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 原子炉容器破損前の水素燃焼<br>(HB1) |      |      | 事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。                                                                                                                                                          |
| 格納容器破損<br>(OP1)        |      |      | 水素濃度10vol%以下では火炎の伝ばが遅いため、水素燃焼による原子炉格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。 |
| 原子炉容器破損<br>(RV)        |      |      | TMI事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。                                                                                                                                                         |
| 溶融物分散放出<br>(RPV)       |      |      | 国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の原子炉格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次系圧力がおよそ2.0MPa (gage) 以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断LOCAでは1次系が低圧なため分散放出は起こらないとする。                                        |
| キャビティ内水量<br>(DC)       |      |      | 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持込の有無の観点から設定する。また、プラント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。                                                                                              |

( ) は商業機密に属しますので公開できません。

第2.1.1.f-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (3/5)

| 現象等                     | 発生条件 | 分岐確率 | 分岐確率の考え方                                                                                                   |
|-------------------------|------|------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 炉外水蒸気爆発<br>(ESX)        |      |      | 実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、原子炉格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。                                       |
| 格納容器直接加熱<br>(DCH)       |      |      | 原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNUREG等の文献をもとに不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の分岐確率を設定する。                             |
| 原子炉容器破損直後の水素燃焼<br>(HB2) |      |      | 原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。                                               |
| 格納容器破損<br>(OP2)         |      |      | 原子炉格納容器への負荷により原子炉格納容器の破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。 |

( ) は商業機密に属しますので公開できません。

第2.1.1.f-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (4/5)

| 現象等                              | 発生条件 | 分岐確率 | 分岐確率の考え方                                                                                                                                                                                                                                                                                                  |
|----------------------------------|------|------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 格納容器内<br>気相部冷却<br>(NCC)          |      |      | <p>原子炉格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても炉心デブリ冷却に失敗した場合に原子炉格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。炉心デブリの冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、炉心デブリが長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込の有無等）を考慮して設定する。</p> <p>原子炉格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても炉心デブリ冷却に失敗した場合に原子炉格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。</p> |
| 原子炉容器<br>破損後長期<br>の水素燃焼<br>(HB3) |      |      | 事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期（格納容器破損後長期）に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。                                                                                                                                                                                                                                                      |
| 格納容器<br>破損<br>(OP3)              |      |      | 事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。                                                                                                                                                                                                                                                        |

(□は商業機密に属しますので公開できません。)

第2.1.1.f-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (5/5)

| 現象等                    | 発生条件 | 分岐確率 | 分岐確率の考え方                                                                                                                                                                   |
|------------------------|------|------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| ベースマッ<br>ト溶融貫通<br>(BM) |      |      | ベースマット溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。炉心デブリの原子炉格納容器内分散や炉心デブリの冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込の有無等）を考慮して設定する。 |
| 格納容器<br>過温破損<br>(OT)   |      |      | 格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。炉心デブリ分散量と原子炉下部キャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込等）を考慮して設定する。                           |

(□)は商業機密に属しますので公開できません。)

第2.1.1.f-3表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度

| プラント<br>損傷状態 | 炉心損傷頻度<br>(／炉年) | 割合<br>(%) | 条件付き<br>格納容器<br>破損確率 | 格納容器<br>破損頻度<br>(／炉年) | 割合<br>(%) |
|--------------|-----------------|-----------|----------------------|-----------------------|-----------|
| AED          | 3.3E-09         | 0.0       | 1.00                 | 3.3E-09               | 0.0       |
| AEW          | 8.5E-08         | 0.0       | 1.00                 | 8.5E-08               | 0.0       |
| AEI          | 7.5E-07         | 0.3       | 0.02                 | 1.8E-08               | 0.0       |
| ALC          | 2.6E-07         | 0.1       | 1.00                 | 2.6E-07               | 0.1       |
| SED          | 2.0E-04         | 81.1      | 1.00                 | 2.0E-04               | 95.3      |
| SEW          | 3.5E-08         | 0.0       | 1.00                 | 3.5E-08               | 0.0       |
| SEI          | 1.7E-06         | 0.7       | 0.01                 | 9.7E-09               | 0.0       |
| SLW          | 7.4E-08         | 0.0       | 1.00                 | 7.4E-08               | 0.0       |
| SLI          | 8.4E-07         | 0.3       | 0.01                 | 4.7E-09               | 0.0       |
| SLC          | 8.3E-07         | 0.3       | 1.00                 | 8.3E-07               | 0.4       |
| TED          | 5.2E-06         | 2.1       | 1.00                 | 5.2E-06               | 2.5       |
| TEW          | 1.7E-07         | 0.1       | 1.00                 | 1.7E-07               | 0.1       |
| TEI          | 3.6E-05         | 14.7      | 0.08                 | 2.9E-06               | 1.4       |
| V            | 3.0E-11         | 0.0       | 1.00                 | 3.0E-11               | 0.0       |
| G            | 3.8E-07         | 0.2       | 1.00                 | 3.8E-07               | 0.2       |
| 合計           | 2.5E-04         | 100.0     | 0.86                 | 2.1E-04               | 100.0     |

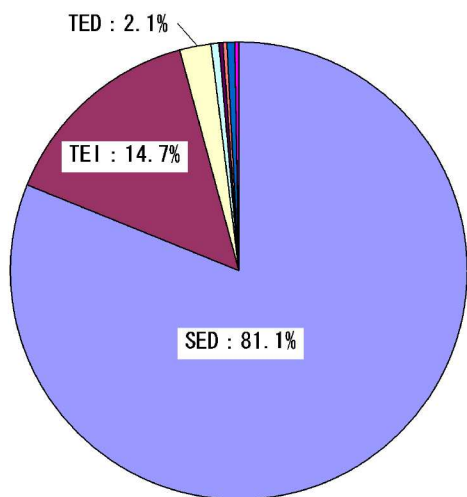
※炉心損傷頻度、格納容器破損頻度への寄与が大きいPDSにおける代表的な

事故シーケンスは以下のとおり。

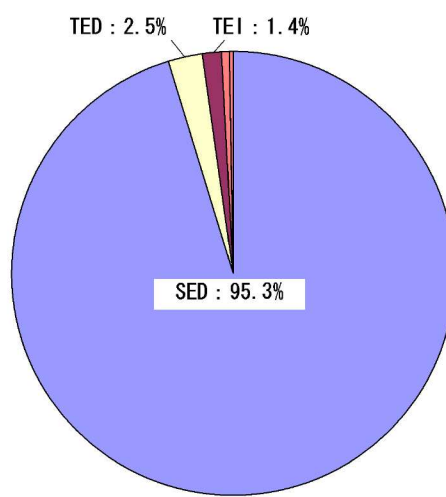
SED：小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗

TED：全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗

TEI：全給水喪失



◆PDS別CDF



◆PDS別CFF



第2.1.1.f-4表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別の格納容器破損頻度

| 破損モード別                             | 格納容器<br>破損頻度<br>(／炉年) | 割 合    |
|------------------------------------|-----------------------|--------|
| $\alpha$ (原子炉容器内水蒸気爆発)             | 3.1E-09               | 0.0%   |
| $\beta$ (格納容器隔離失敗)                 | 1.2E-06               | 0.6%   |
| $\gamma$ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))        | 6.0E-10               | 0.0%   |
| $\gamma'$ (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))       | 5.5E-10               | 0.0%   |
| $\gamma''$ (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後)) | 1.9E-07               | 0.1%   |
| $\delta$ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)     | 2.0E-04               | 95.2%  |
| $\varepsilon$ (ベースマツト溶融貫通)         | 3.0E-06               | 1.4%   |
| $\theta$ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)        | 1.1E-06               | 0.5%   |
| $\eta$ (原子炉容器外水蒸気爆発)               | 8.7E-09               | 0.0%   |
| $\sigma$ (格納容器雰囲気直接加熱)             | 2.1E-06               | 1.0%   |
| $\nu$ (インターフェイスシステムLOCA)           | 3.0E-11               | 0.0%   |
| $g$ (蒸気発生器伝熱管破損)                   | 4.2E-07               | 0.2%   |
| $\tau$ (過温破損)                      | 2.0E-06               | 0.9%   |
| $\mu$ (溶融物直接接触)                    | 2.1E-08               | 0.0%   |
| カテゴリ別                              |                       |        |
| 水蒸気 (崩壊熱) による過圧                    | 2.0E-04               | 95.7%  |
| コンクリート侵食                           | 3.0E-06               | 1.4%   |
| 漏えい箇所の隔離機能喪失                       | 4.2E-07               | 0.2%   |
| 可燃性ガスの高濃度での燃焼                      | 1.9E-07               | 0.1%   |
| 格納容器隔離機能喪失                         | 1.2E-06               | 0.6%   |
| 水蒸気爆発                              | 1.2E-08               | 0.0%   |
| 貫通部過温                              | 2.0E-06               | 0.9%   |
| 格納容器への直接接触                         | 2.1E-08               | 0.0%   |
| 格納容器雰囲気直接加熱                        | 2.1E-06               | 1.0%   |
| 合 計                                | 2.1E-04               | 100.0% |

第2. 1. 1. f-5表 起因事象別格納容器破損頻度

| 起因事象別            | 格納容器破損頻度<br>(／炉年) | 割合(%)  |
|------------------|-------------------|--------|
| 原子炉補機冷却機能喪失      | 2. 0E-04          | 95. 3  |
| 手動停止             | 5. 1E-06          | 2. 4   |
| 過渡事象             | 2. 2E-06          | 1. 0   |
| 小破断LOCA          | 9. 3E-07          | 0. 4   |
| 外部電源喪失           | 5. 6E-07          | 0. 3   |
| SGTR             | 3. 8E-07          | 0. 2   |
| 中破断LOCA          | 3. 0E-07          | 0. 1   |
| 主給水流量喪失          | 2. 4E-07          | 0. 1   |
| 2 次冷却系の破断        | 1. 1E-07          | 0. 1   |
| 極小LOCA           | 8. 0E-08          | 0. 0   |
| 大破断LOCA          | 6. 4E-08          | 0. 0   |
| DC母線 1 系列喪失      | 3. 8E-08          | 0. 0   |
| ATWS             | 1. 0E-08          | 0. 0   |
| インターフェイスシステムLOCA | 3. 0E-11          | 0. 0   |
| 合計               | 2. 1E-04          | 100. 0 |

第2.1.1. g-1表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析

| プラント<br>損傷状態 | 格納容器破損頻度（／炉年） |         |         |         |         |
|--------------|---------------|---------|---------|---------|---------|
|              | 5 %値          | 50%値    | 95%値    | 平均値     | 点推定値    |
| AED          | 9.1E-11       | 1.1E-09 | 1.2E-08 | 3.2E-09 | 3.3E-09 |
| AEW          | 1.7E-09       | 2.3E-08 | 3.0E-07 | 7.7E-08 | 8.5E-08 |
| AEI          | 5.0E-10       | 6.5E-09 | 2.3E-07 | 7.2E-08 | 1.8E-08 |
| ALC          | 4.0E-09       | 5.9E-08 | 8.7E-07 | 2.2E-07 | 2.6E-07 |
| SED          | 4.5E-06       | 6.0E-05 | 7.9E-04 | 2.0E-04 | 2.0E-04 |
| SEW          | 7.9E-10       | 9.5E-09 | 1.1E-07 | 3.0E-08 | 3.5E-08 |
| SEI          | 8.5E-10       | 1.4E-08 | 3.6E-07 | 1.1E-07 | 9.7E-09 |
| SLW          | 4.2E-10       | 1.0E-08 | 2.4E-07 | 6.4E-08 | 7.4E-08 |
| SLI          | 1.9E-10       | 4.2E-09 | 2.6E-07 | 5.4E-08 | 4.7E-09 |
| SLC          | 1.4E-08       | 2.1E-07 | 3.0E-06 | 7.7E-07 | 8.3E-07 |
| TED          | 4.5E-07       | 2.7E-06 | 1.6E-05 | 4.9E-06 | 5.2E-06 |
| TEW          | 2.0E-08       | 8.8E-08 | 3.9E-07 | 1.3E-07 | 1.7E-07 |
| TEI          | 1.4E-07       | 1.3E-06 | 7.5E-06 | 2.3E-06 | 2.9E-06 |
| V            | 1.1E-13       | 3.5E-12 | 1.0E-10 | 3.1E-11 | 3.0E-11 |
| G            | 7.7E-09       | 9.8E-08 | 1.2E-06 | 3.2E-07 | 3.8E-07 |
| 合 計          | 1.1E-05       | 7.0E-05 | 8.0E-04 | 2.1E-04 | 2.1E-04 |

第2.1.1.g-2表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確かさ解析

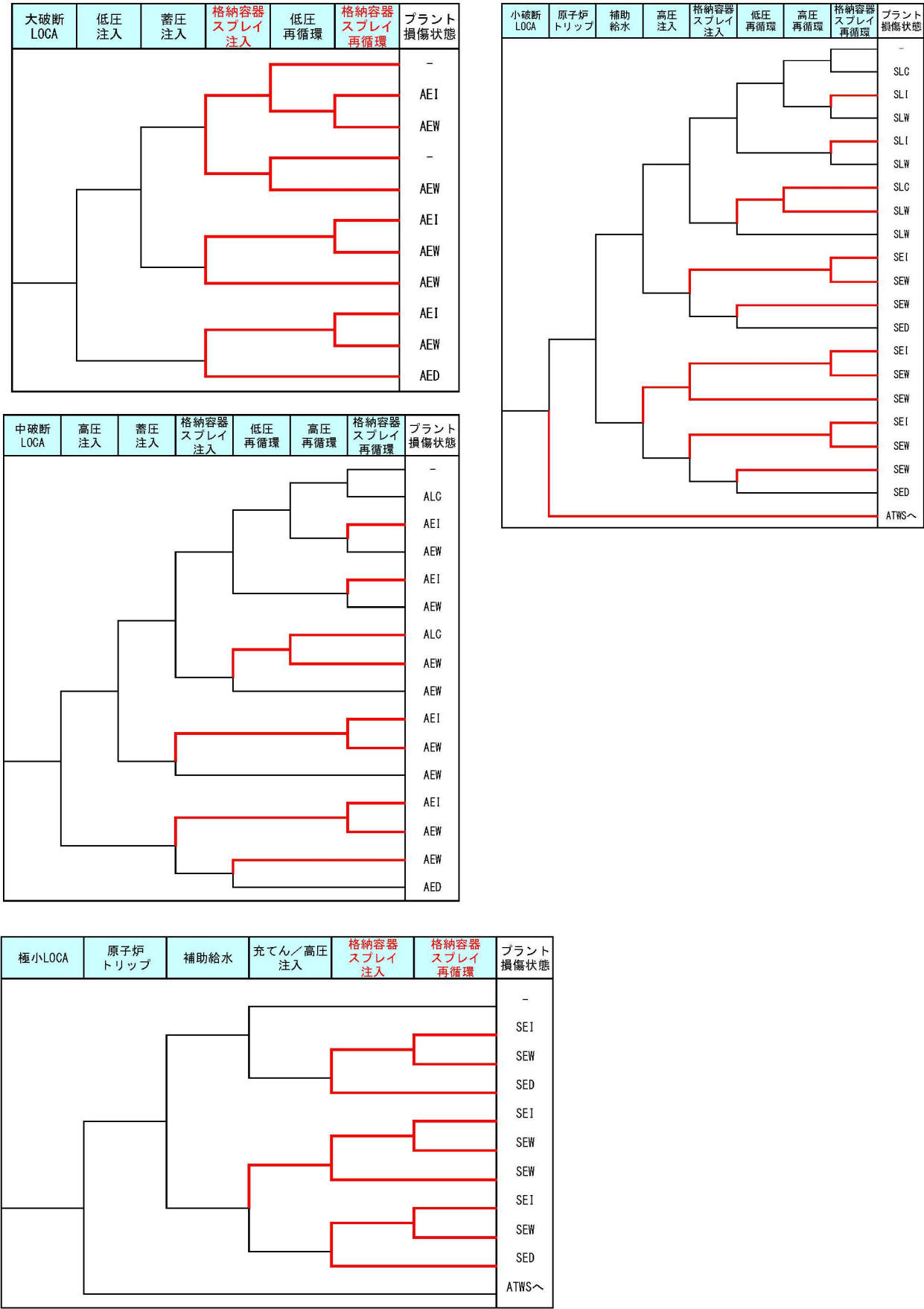
| 格納容器<br>破損モード | 格納容器破損頻度（／炉年） |         |         |         |         |
|---------------|---------------|---------|---------|---------|---------|
|               | 5 %値          | 50%値    | 95%値    | 平均値     | 点推定値    |
| $\alpha$      | 1.3E-10       | 1.5E-09 | 9.3E-09 | 2.7E-09 | 3.1E-09 |
| $\beta$       | 1.3E-07       | 4.8E-07 | 4.1E-06 | 1.2E-06 | 1.2E-06 |
| $\gamma$      | 7.3E-11       | 5.2E-10 | 8.7E-09 | 4.5E-09 | 6.0E-10 |
| $\gamma'$     | 7.6E-11       | 5.6E-10 | 2.2E-08 | 1.7E-08 | 5.5E-10 |
| $\gamma''$    | 2.1E-09       | 4.0E-08 | 3.9E-07 | 1.0E-07 | 1.9E-07 |
| $\delta$      | 7.0E-06       | 6.0E-05 | 7.1E-04 | 1.9E-04 | 2.0E-04 |
| $\varepsilon$ | 9.0E-07       | 7.4E-06 | 7.2E-05 | 2.0E-05 | 3.0E-06 |
| $\theta$      | 4.9E-08       | 3.7E-07 | 3.5E-06 | 9.8E-07 | 1.1E-06 |
| $\eta$        | 2.5E-10       | 1.7E-09 | 1.9E-08 | 5.1E-09 | 8.7E-09 |
| $\sigma$      | 3.7E-09       | 5.0E-08 | 1.6E-06 | 5.1E-07 | 2.1E-06 |
| $\upsilon$    | 1.1E-13       | 3.5E-12 | 1.0E-10 | 3.1E-11 | 3.0E-11 |
| $g$           | 1.9E-08       | 2.4E-07 | 2.4E-06 | 7.7E-07 | 4.2E-07 |
| $\tau$        | 2.0E-09       | 2.3E-08 | 6.6E-07 | 2.1E-07 | 2.0E-06 |
| $\mu$         | 3.9E-11       | 3.5E-10 | 6.7E-09 | 2.4E-09 | 2.1E-08 |
| 合 計           | 1.1E-05       | 7.0E-05 | 8.0E-04 | 2.1E-04 | 2.1E-04 |

第2.1.1. g-3表 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析

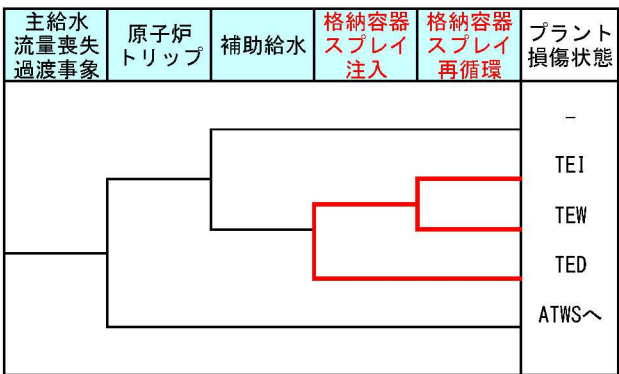
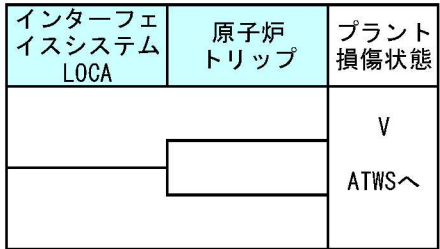
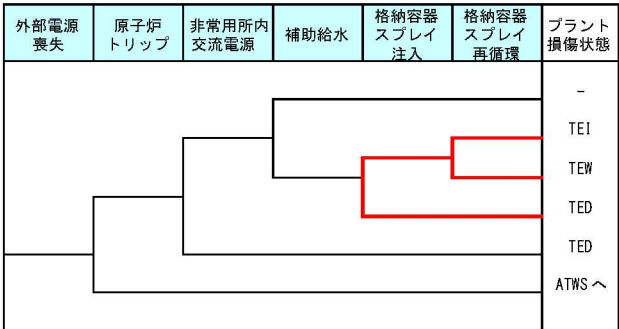
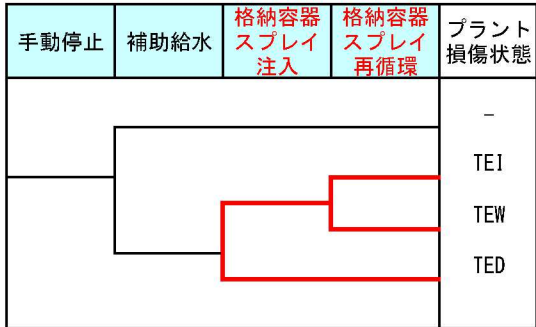
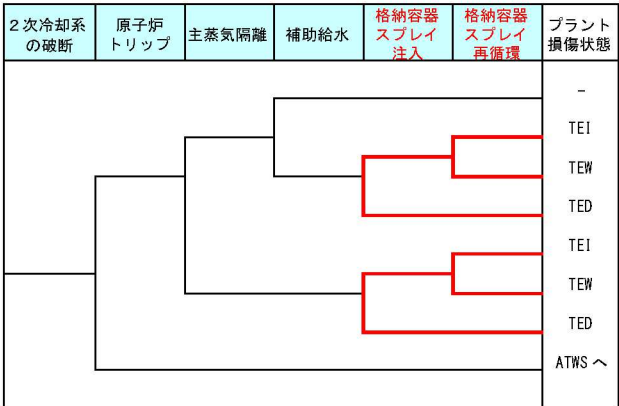
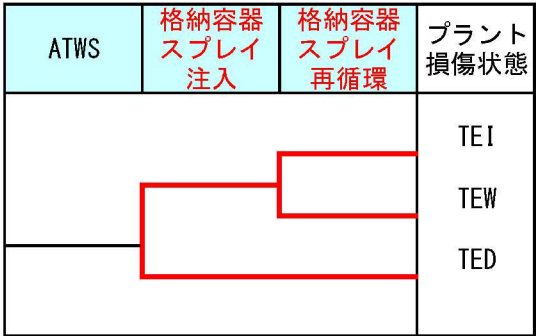
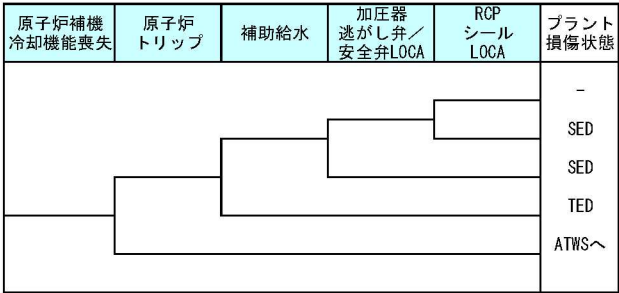
| 格納容器<br>破損カテゴリ | 格納容器破損頻度（／炉年） |         |         |         |         |
|----------------|---------------|---------|---------|---------|---------|
|                | 5 %値          | 50%値    | 95%値    | 平均値     | 点推定値    |
| 水蒸気（崩壊熱）による過圧  | 8.3E-06       | 6.2E-05 | 7.1E-04 | 1.9E-04 | 2.0E-04 |
| コンクリート侵食       | 9.0E-07       | 7.4E-06 | 7.2E-05 | 2.0E-05 | 3.0E-06 |
| 漏えい箇所の隔離機能喪失   | 1.9E-08       | 2.4E-07 | 2.4E-06 | 7.7E-07 | 4.2E-07 |
| 可燃性ガスの高濃度での燃焼  | 4.3E-09       | 5.0E-08 | 4.8E-07 | 1.3E-07 | 1.9E-07 |
| 格納容器隔離機能喪失     | 1.3E-07       | 4.8E-07 | 4.1E-06 | 1.2E-06 | 1.2E-06 |
| 水蒸気爆発          | 9.8E-10       | 4.2E-09 | 2.4E-08 | 7.9E-09 | 1.2E-08 |
| 貫通部過温          | 2.0E-09       | 2.3E-08 | 6.6E-07 | 2.1E-07 | 2.0E-06 |
| 格納容器への直接接触     | 3.9E-11       | 3.5E-10 | 6.7E-09 | 2.4E-09 | 2.1E-08 |
| 格納容器雰囲気直接加熱    | 3.7E-09       | 5.0E-08 | 1.6E-06 | 5.1E-07 | 2.1E-06 |
| 合 計            | 1.1E-05       | 7.0E-05 | 8.0E-04 | 2.1E-04 | 2.1E-04 |

第2.1.1.g-4表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

| 破損モード別                             | ケース 1                 |           | ケース 2                 |           |
|------------------------------------|-----------------------|-----------|-----------------------|-----------|
|                                    | 格納容器<br>破損頻度<br>(／炉年) | 割合<br>(%) | 格納容器<br>破損頻度<br>(／炉年) | 割合<br>(%) |
| $\alpha$ (原子炉容器内水蒸気爆発)             | 3.1E-09               | 0.0       | 3.1E-09               | 0.0       |
| $\beta$ (格納容器隔離失敗)                 | 1.2E-06               | 0.6       | 1.2E-06               | 0.6       |
| $\gamma$ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))        | 6.0E-10               | 0.0       | 6.0E-10               | 0.0       |
| $\gamma'$ (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))       | 5.5E-10               | 0.0       | 5.6E-10               | 0.0       |
| $\gamma''$ (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後)) | 1.9E-07               | 0.1       | 1.9E-07               | 0.1       |
| $\delta$ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)     | 2.0E-04               | 95.2      | 1.9E-04               | 91.5      |
| $\varepsilon$ (ベースマット溶融貫通)         | 3.0E-06               | 1.4       | 1.3E-05               | 6.1       |
| $\theta$ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)        | 1.1E-06               | 0.5       | 1.1E-06               | 0.5       |
| $\eta$ (原子炉容器外水蒸気爆発)               | 8.7E-09               | 0.0       | 2.2E-08               | 0.0       |
| $\sigma$ (格納容器雰囲気直接加熱)             | 2.1E-06               | 1.0       | 1.1E-06               | 0.5       |
| $\nu$ (インターフェイスシステムLOCA)           | 3.0E-11               | 0.0       | 3.0E-11               | 0.0       |
| $g$ (蒸気発生器伝熱管破損)                   | 4.2E-07               | 0.2       | 4.2E-07               | 0.2       |
| $\tau$ (過温破損)                      | 2.0E-06               | 0.9       | 1.0E-06               | 0.5       |
| $\mu$ (溶融物直接接触)                    | 2.1E-08               | 0.0       | 1.1E-08               | 0.0       |
| カテゴリ別                              |                       |           |                       |           |
| 水蒸気 (崩壊熱) による過圧                    | 2.0E-04               | 95.7      | 1.9E-04               | 92.0      |
| コンクリート侵食                           | 3.0E-06               | 1.4       | 1.3E-05               | 6.1       |
| 漏えい箇所の隔離機能喪失                       | 4.2E-07               | 0.2       | 4.2E-07               | 0.2       |
| 可燃性ガスの高濃度での燃焼                      | 1.9E-07               | 0.1       | 1.9E-07               | 0.1       |
| 格納容器隔離機能喪失                         | 1.2E-06               | 0.6       | 1.2E-06               | 0.6       |
| 水蒸気爆発                              | 1.2E-08               | 0.0       | 2.5E-08               | 0.0       |
| 貫通部過温                              | 2.0E-06               | 0.9       | 1.0E-06               | 0.5       |
| 格納容器への直接接触                         | 2.1E-08               | 0.0       | 1.1E-08               | 0.0       |
| 格納容器雰囲気直接加熱                        | 2.1E-06               | 1.0       | 1.1E-06               | 0.5       |
| 合 計                                | 2.1E-04               | 100.0     | 2.1E-04               | 100.0     |

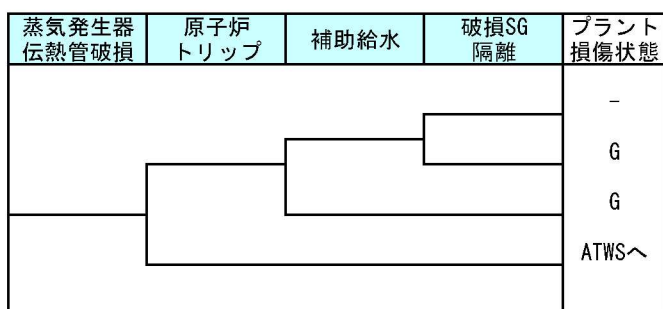
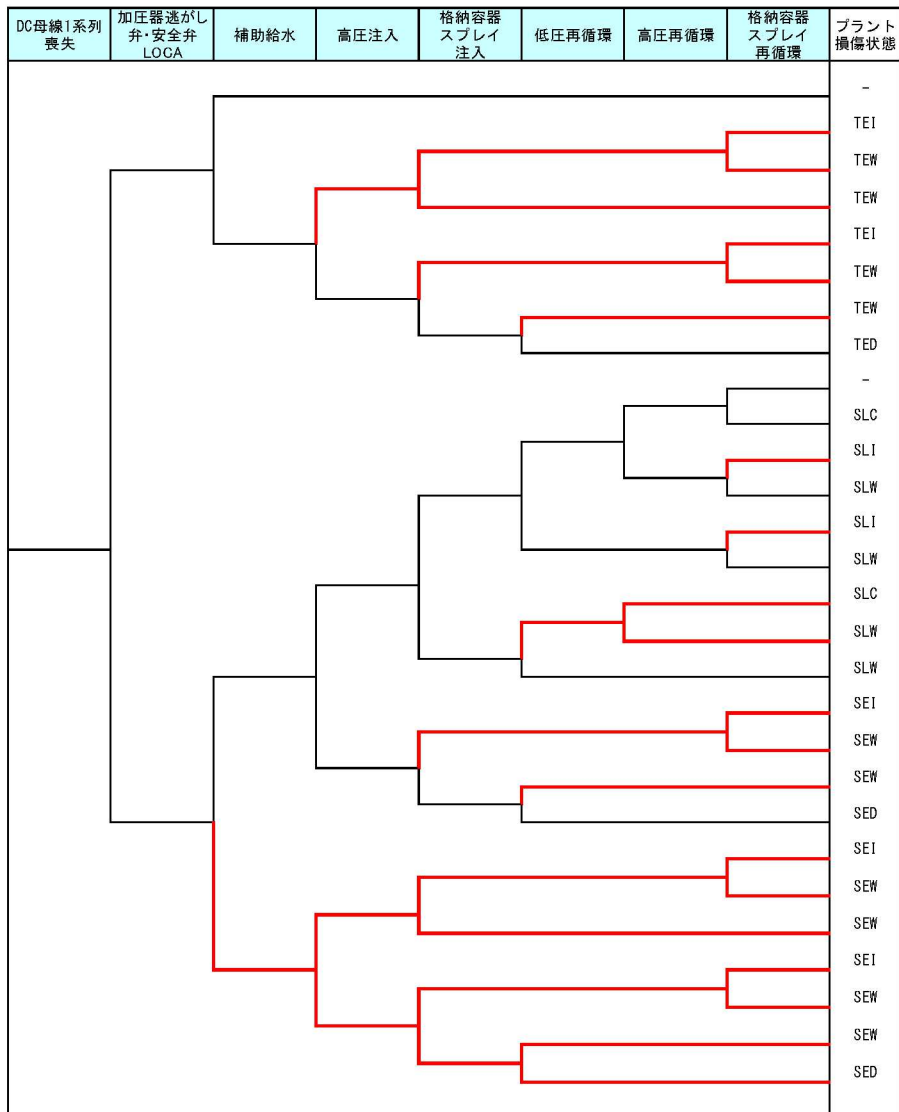


第2. 1. 1. b-1図 レベル1. 5PRA評価用のレベル1PRAイベントツリー (1/3)

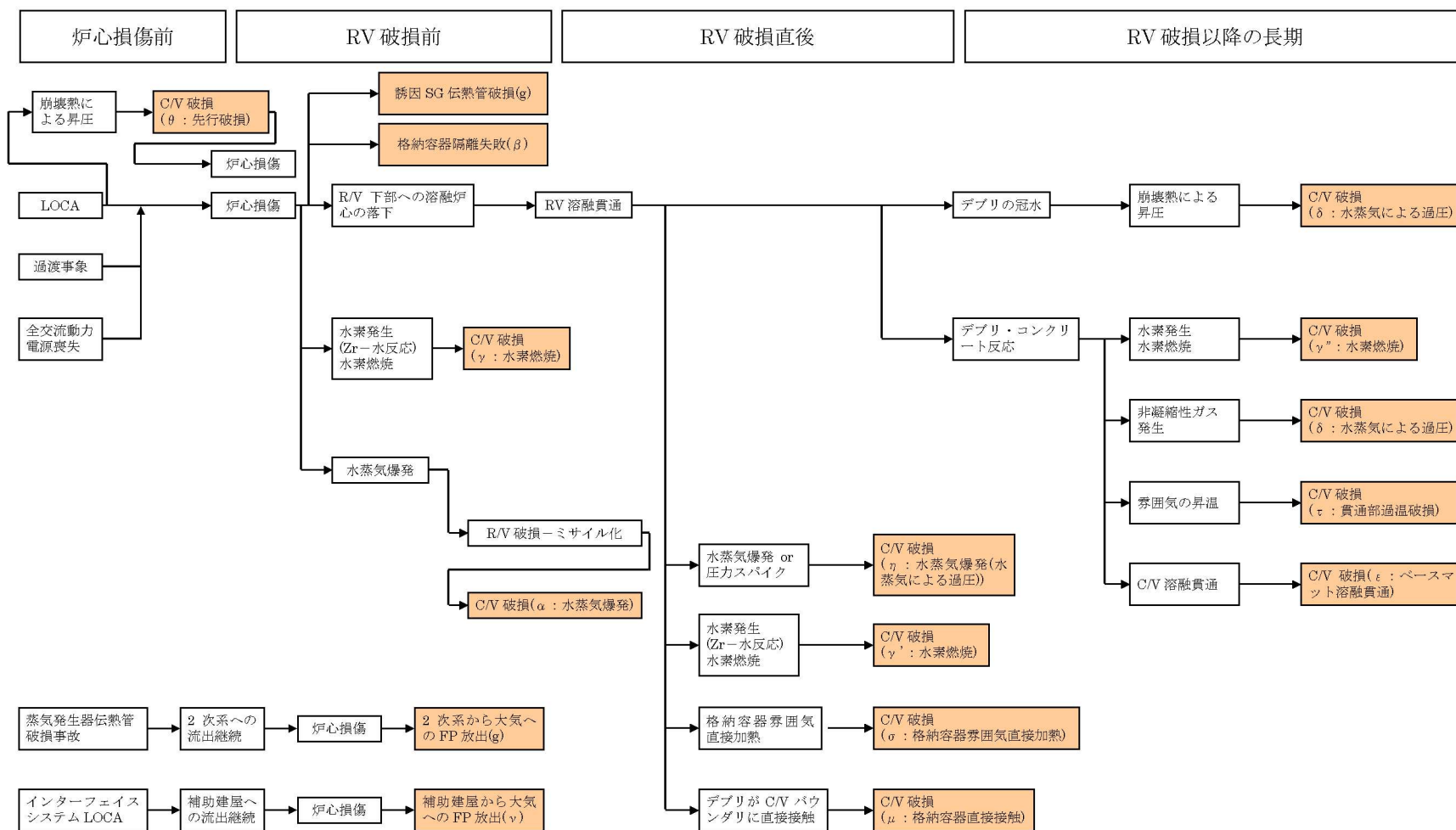


第2. 1. 1. b-1図 レベル1. 5PRA評価用のレベル1PRAイベントツリー (2/3)

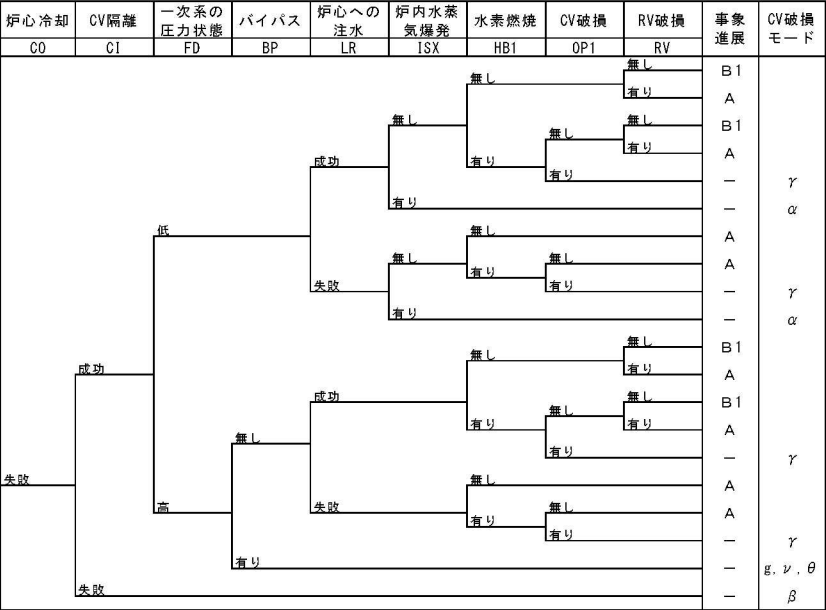




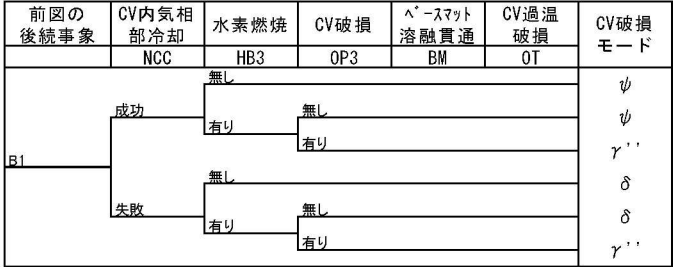
第2. 1. 1. b-1図 レベル1. 5PRA評価用のレベル1PRAイベントツリー (3/3)



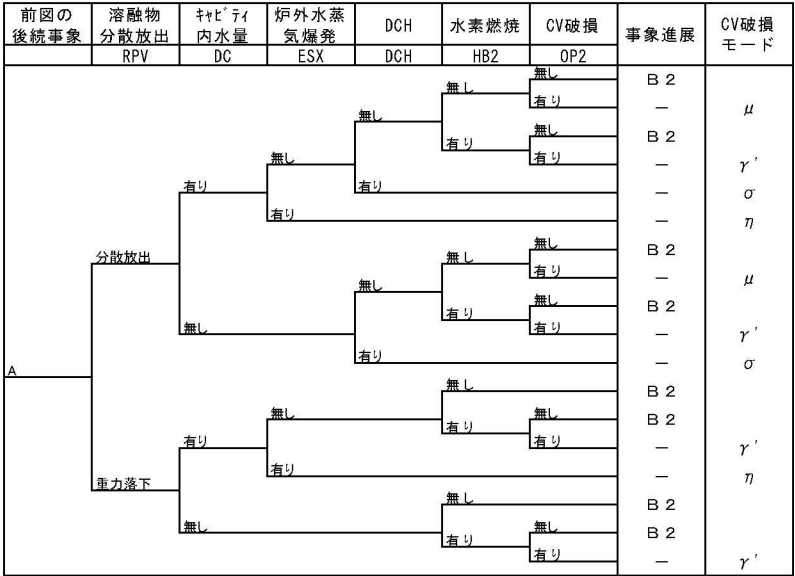
第2.1.1. c-1図 PWRのシビアアクシデントで考えられる事故進展



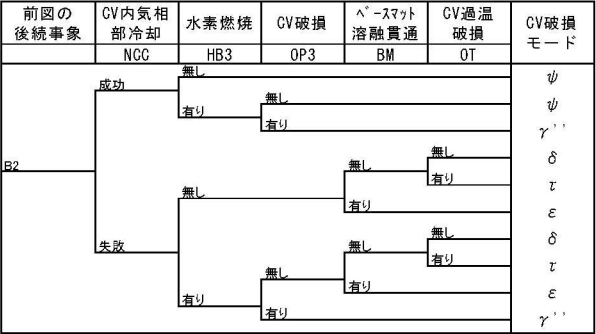
A:原子炉容器破損有り  
B1:原子炉容器破損無し



B1:原子炉容器破損無し



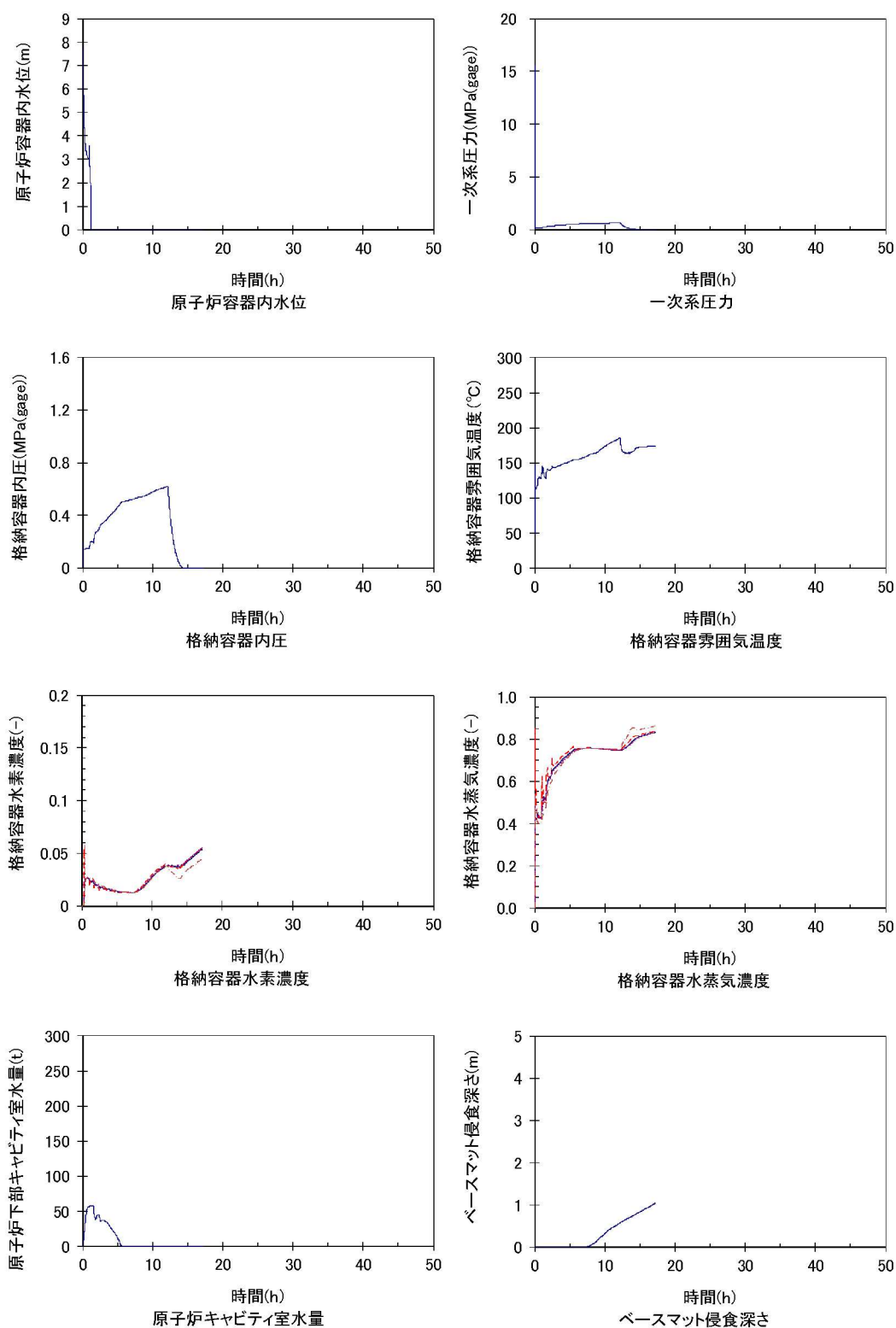
B2:原子炉容器破損有り



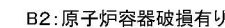
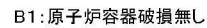
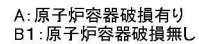
(注1) 事故進展のーは、その時点での格納容器破損を意味する。

(注2) 格納容器破損モード:  
α＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損  
β＝格納容器隔離失敗  
γ、γ'、γ''＝水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損  
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損  
ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツ溶融貫通  
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損  
η＝格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損  
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス  
ν＝余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス  
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損  
τ＝格納容器貫通部過温破損  
ψ＝格納容器が健全に維持され、事故が収束

第2.1.1. d-1図 格納容器イベントツリー

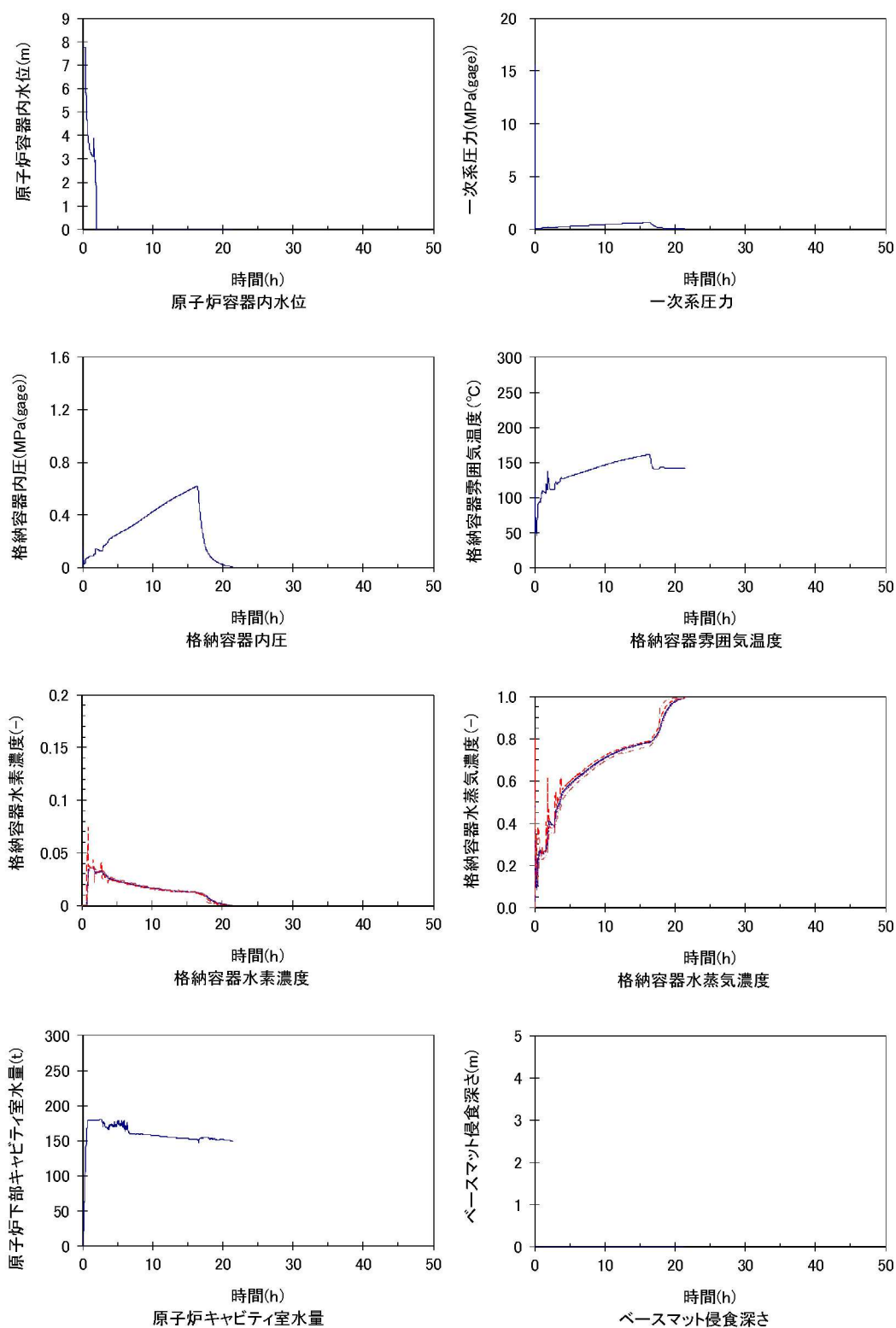


第2.1.1. e-1図 (1/12) 代表的な物理量の時間変化 (AED)

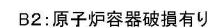
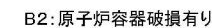
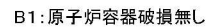
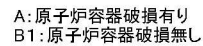


- (注1) 事故進展の一は、その時点で、の格納容器破損を意味する。
- (注2) 格納容器破損モード：  
 $\alpha$  = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損  
 $\beta$  = 格納容器隔離失敗  
 $\gamma, \gamma', \gamma''$  = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損  
 $\delta$  = 水蒸気、非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損  
 $\epsilon$  = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通  
 $\theta$  = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損  
 $\eta$  = 格納容器内部での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損  
 $\theta$  = 格納容器雰囲気圧直接加圧による破損  
 $\xi$  = 水蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイパス  
 $\nu$  = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器パイパス  
 $\mu$  = デブリの格納容器構造物への直接接点による格納容器破損  
 $\psi$  = 格納容器異温部過温破損  
 $\varphi$  = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

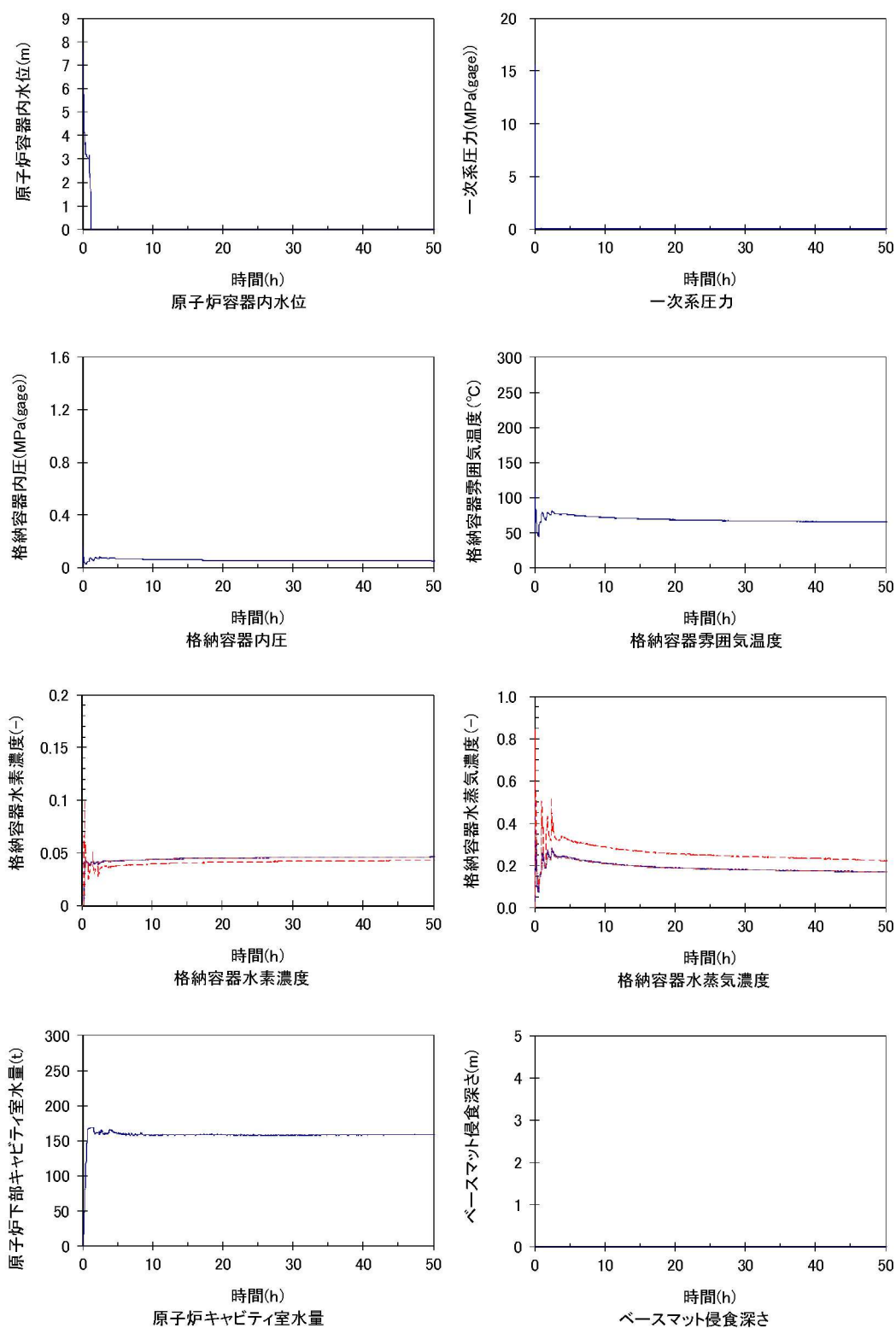
第2.1.1. e-1図 (2/12) 代表シーケンスにおける事象進展例(AED)



第2.1.1. e-1図 (3/12) 代表的な物理量の時間変化 (AEW)

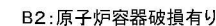
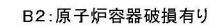
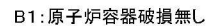
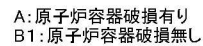


(注2) 格納容器破損モード:  
 $\alpha$  = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損  
 $\beta$  = 格納容器隔離失敗  
 $\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$  = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損  
 $\delta$  = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による格納容器の過圧による破損  
 $\epsilon$  = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマント溶融貫通  
 $\theta$  = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損  
 $\eta$  = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損  
 $\sigma$  = 格納容器界囲気直接加熱による破損  
 $\xi$  = 水素発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイプバス  
 $\nu$  = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器パイプバス  
 $\mu$  = 格納容器構造物への直接接触による格納容器破損  
 $\tau$  = 格納容器貫通部過温破損  
 $\psi$  = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

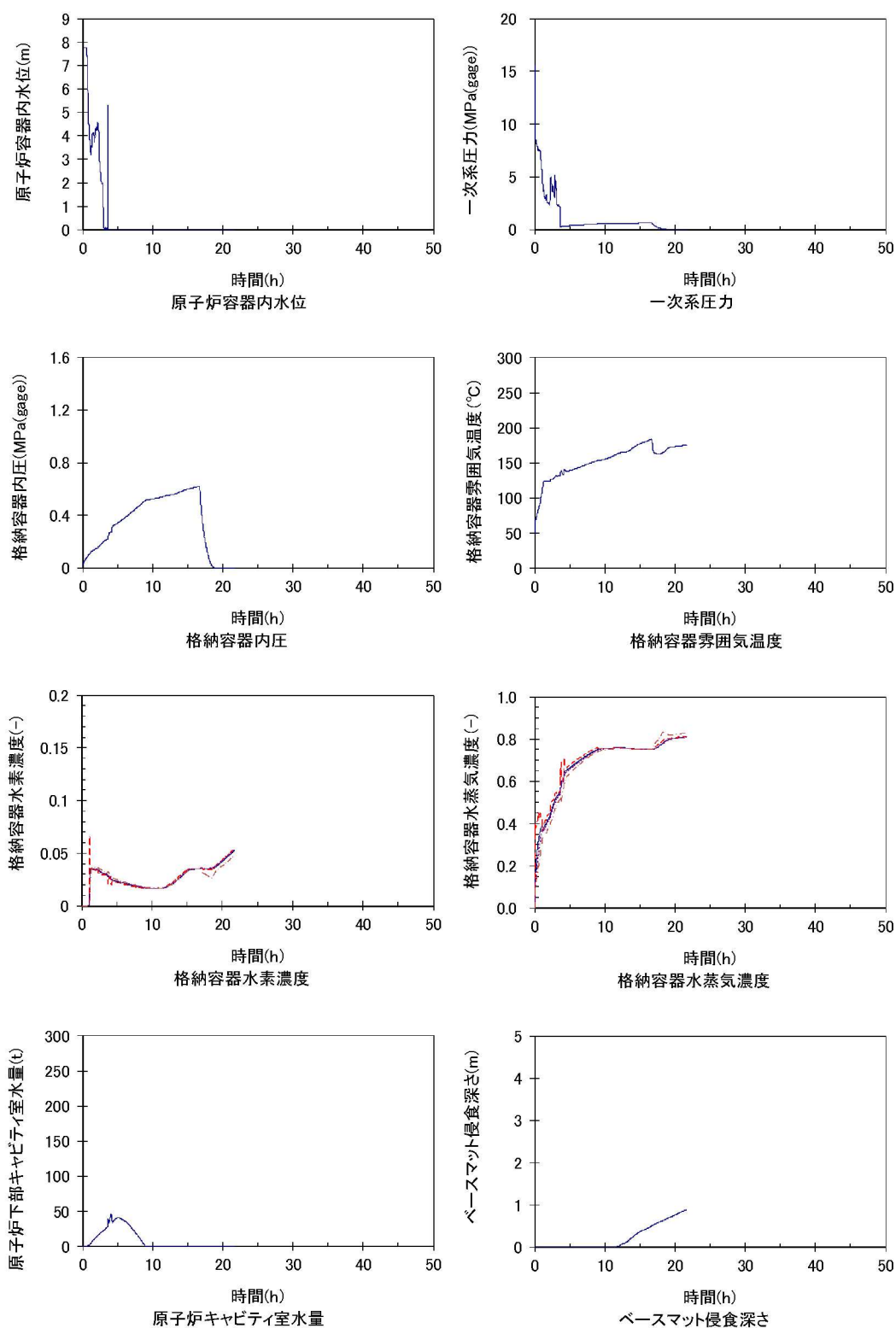


第2.1.1. e-1図 (5/12) 代表的な物理量の時間変化 (AEI)



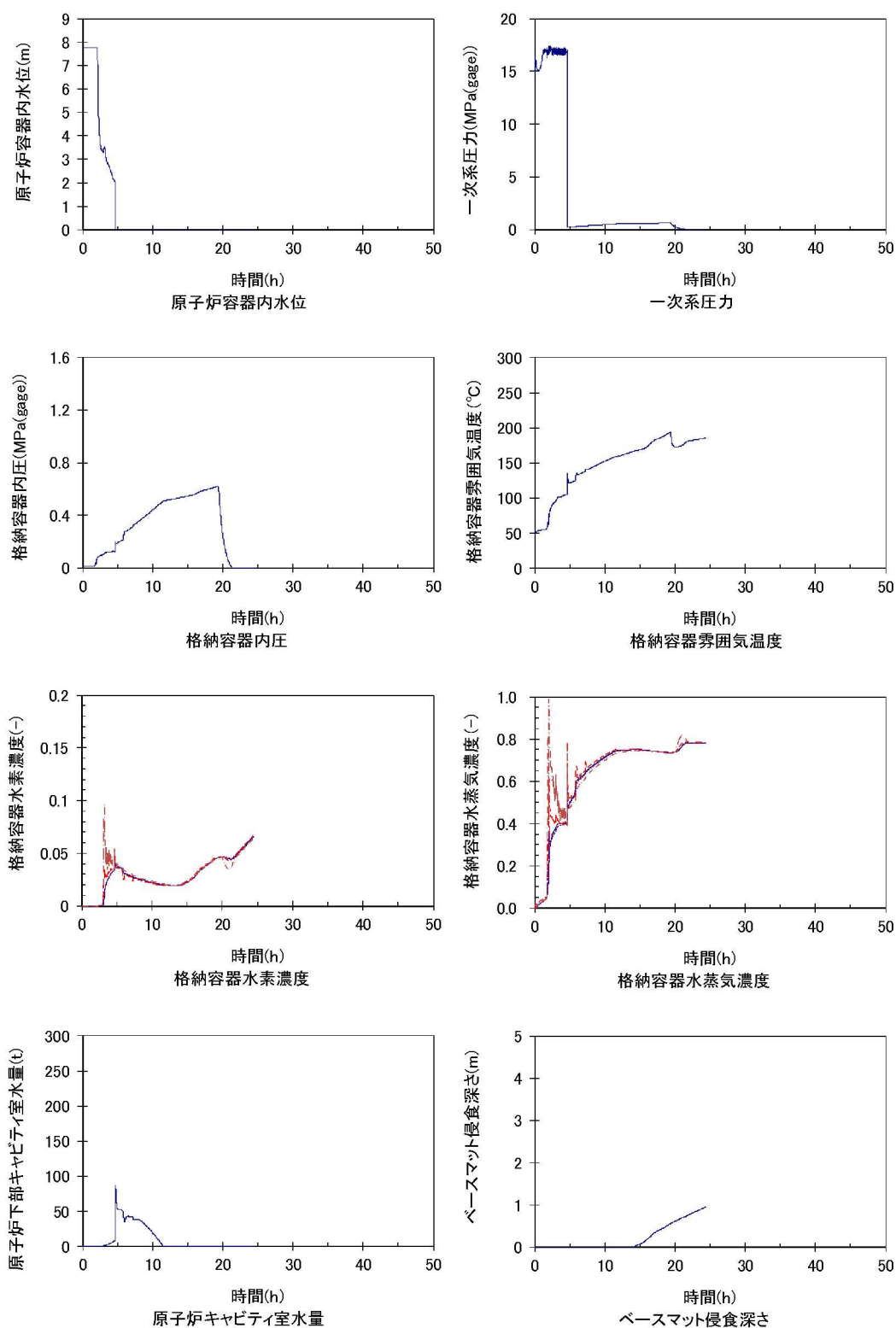


(注2) 格納容器破壊モード:  
 $\alpha$  = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破壊  
 $\beta$  = 格納容器隔壁失敗  
 $\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$  = 水素燃焼または水素爆発による格納容器過圧破壊  
 $\delta$  = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破壊  
 $\epsilon$  = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット熔融貫通  
 $\theta$  = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破壊  
 $\eta$  = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破壊  
 $\sigma$  = 格納容器壁面因気直接加熱による破壊  
 $\xi$  = 蒸気発生器熱伝管破壊後の炉心損傷による格納容器パイパス  
 $\nu$  = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器パイパス  
 $\mu$  = デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破壊  
 $\tau$  = 格納容器貫通部過温破壊  
 $\psi$  = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

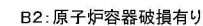
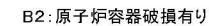
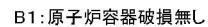
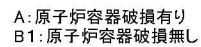


第2.1.1. e-1図 (7/12) 代表的な物理量の時間変化 (SED)

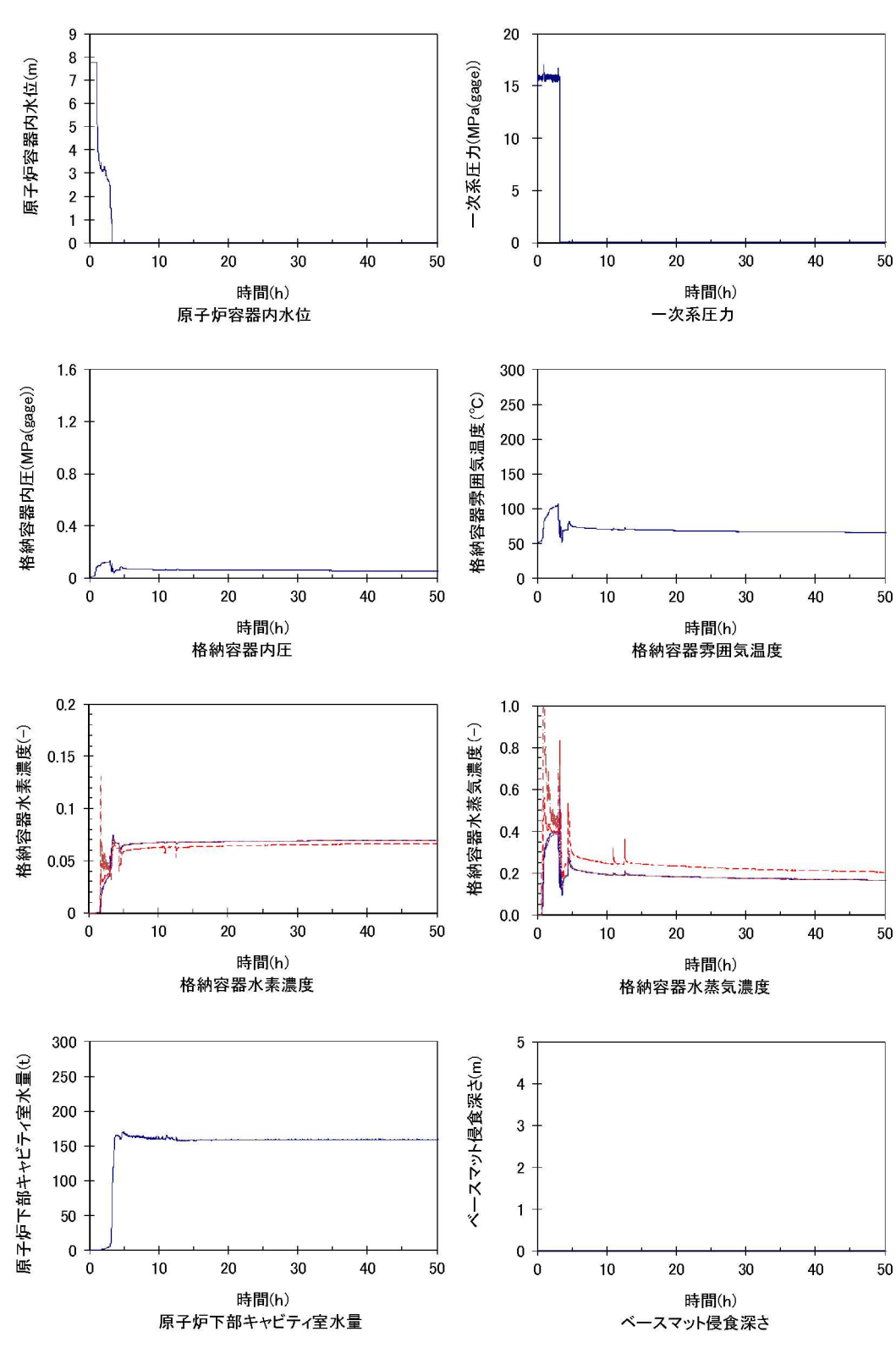




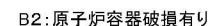
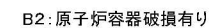
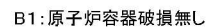
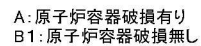
第2.1.1. e-1図 (9/12) 代表的な物理量の時間変化 (TED)



(注2) 格納容器破壊モード:  
 $\alpha$  = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破壊  
 $\beta$  = 格納容器隔離失敗  
 $\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$  = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破壊  
 $\delta$  = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過熱による過圧による破壊  
 $\epsilon$  = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト熔融貫通  
 $\theta$  = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破壊  
 $\eta$  = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破壊  
 $\iota$  = 格納容器界囲気直接加熱による破壊  
 $\kappa$  = 水素発生器燃焼管破壊後の炉心損傷による格納容器バイパス  
 $\nu$  = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス  
 $\mu$  = 炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破壊  
 $\tau$  = 格納容器貫通部過温破壊  
 $\omega$  = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

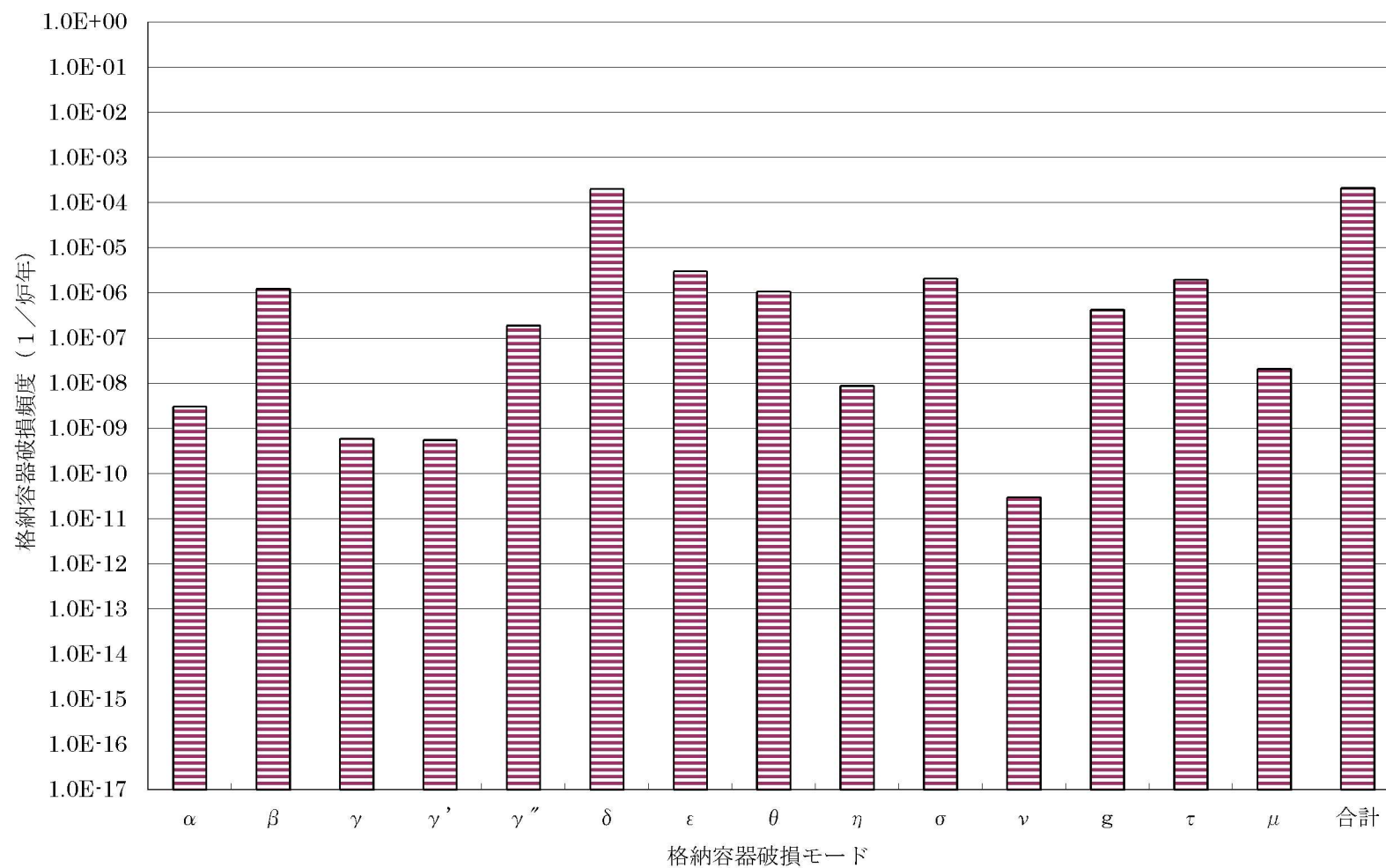


第2. 1. 1. e-1図 (11/12) 代表的な物理量の時間変化 (TEI)



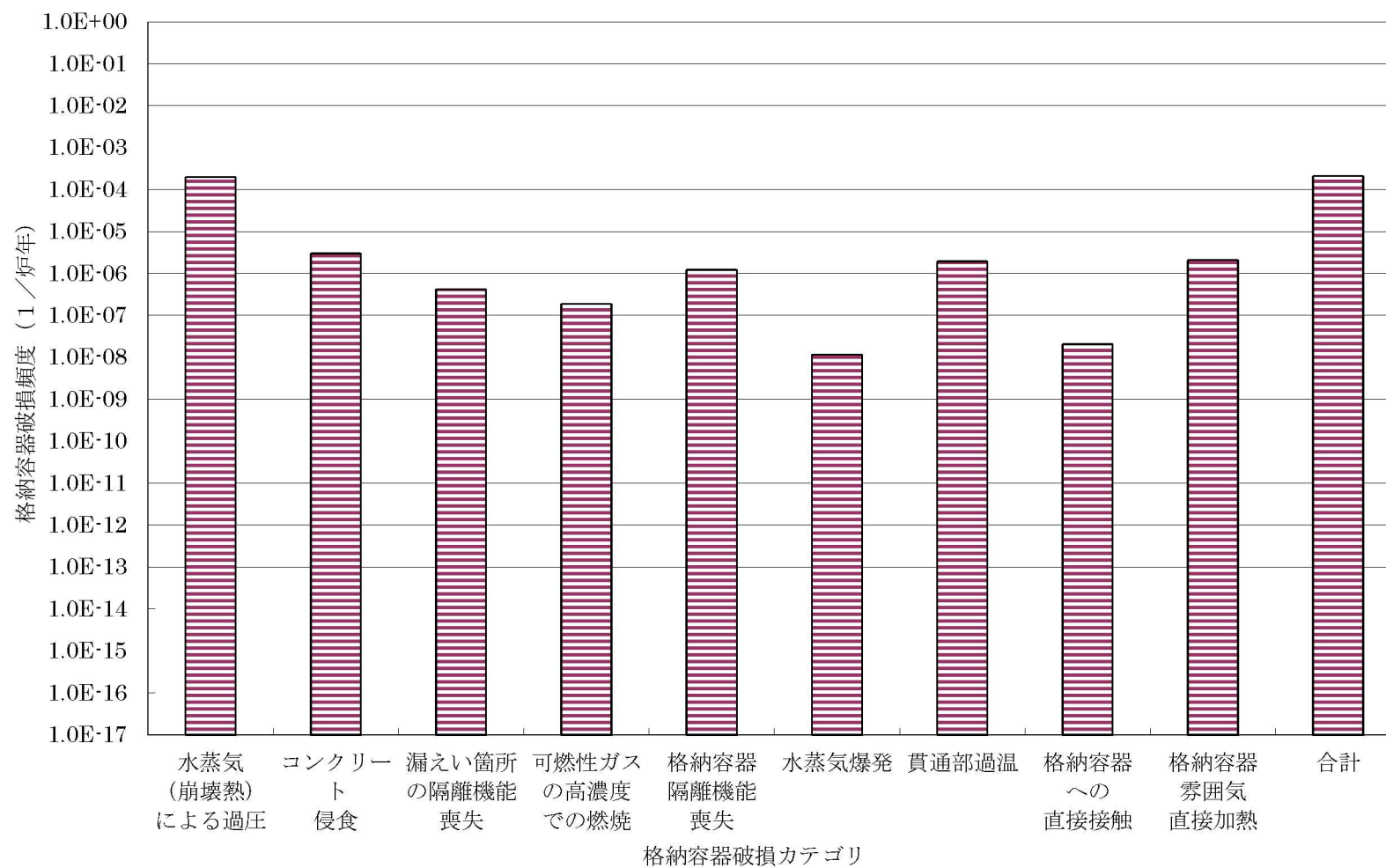
- (注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。
- (注2) 格納容器破壊モード：  
 $\alpha$  = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損  
 $\beta$  = 格納容器隔離失敗  
 $\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$  = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損  
 $\delta$  = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損  
 $\varepsilon$  = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマスト溶融貫通  
 $\theta$  = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損  
 $\eta$  = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損  
 $\kappa$  = 格納容器穿通気直接加圧による破損  
 $\xi$  = 水素発生器に熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイプバス  
 $\nu$  = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器パイプバス  
 $\mu$  = デブリの格納容器構造物への直接接点による格納容器破損  
 $\tau$  = 格納容器貫通部過温破損  
 $\psi$  = 格納容器が健全に維持され、事故が収束





第2.1.1. f-1図 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損割合 (1/3)





第2.1.1. f-1図 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損割合 (2/3)