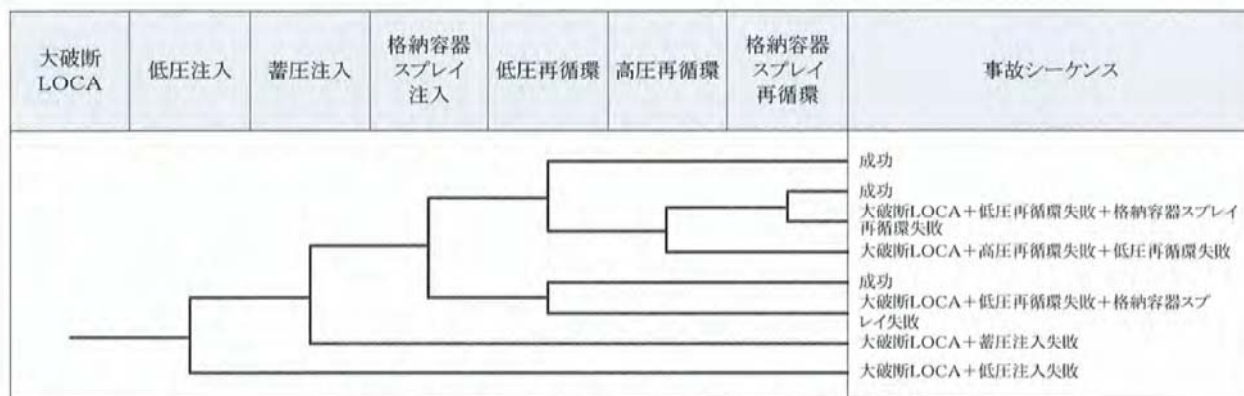


4.1.4 事故シーケンスの分析

事故シーケンスとは、炉心損傷に至るまでの起回事象の発生及び各種安全機能（緩和設備又は緩和操作）の喪失の組合せのことである。本PRAでは、炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開するための体系的な分析と定量化が可能な手法として、小イベントツリー/大フォールトツリー法を用いた。

各起回事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能及び成功基準に基づきイベントツリーのヘディングを設定し、緩和設備の状態に応じたヘディングの成功又は失敗の分岐を決定し、炉心損傷に至る事故シーケンスを展開した。また、展開した事故シーケンスの最終状態を、炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類した。

各起回事象別のイベントツリーを第4.1.4-1図～第4.1.4-12図に示す。図中右欄に記載した「成功」は、炉心損傷の回避に成功したシーケンスを示す。



第 4. 1. 4-1 図 大破断LOCAイベントツリー

○仮定条件

- ・ 1 次系圧力バウンダリの破損による 1 次冷却材の格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径 6 インチから両端破断相当（配管断面積の 2 倍）までと定義した。
- ・ 本評価では、A ループ低温側配管破断を仮定した。
- ・ 大破断LOCA時は、炉心部での冷却材密度の低下（ボイド発生）が短期間で生じるため原子炉トリップに期待しておらず、また 1 次系への注入機能により十分な冷却機能が確保されるので補助給水の機能にも期待していない。

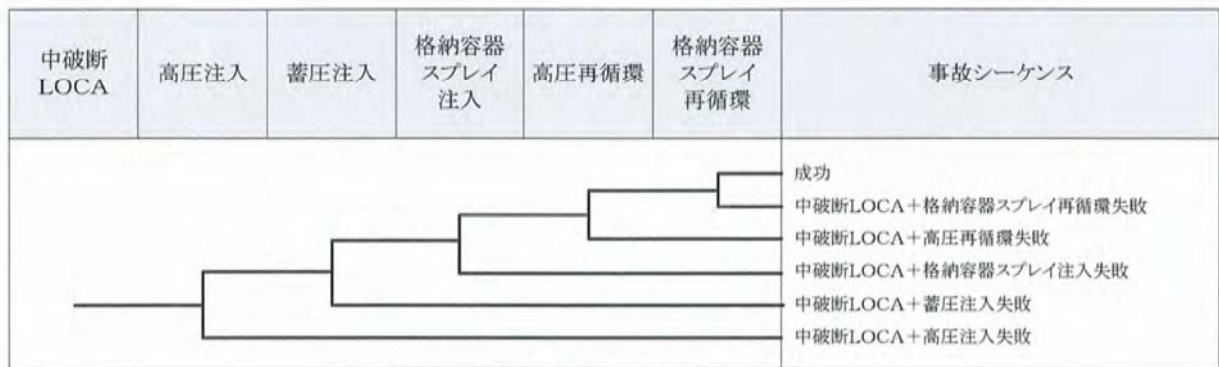
○イベントツリーの説明

- ・ 大破断LOCA時は、蓄圧注入と低压注入により短期的な炉心冷却が確保される。また、短期の注入に引き続き、長期的な炉心冷却は低压再循環により確保される。
- ・ 高压注入も作動するが、注入流量は小さいため、炉心冷却の観点から必須ではない。
- ・ 事故後長期的な炉心冷却として、低压再循環に失敗した場合においても、高压再循環及び格納容器スプレイ再循環により炉心冷却が確保される。
- ・ 大破断LOCA時には、事故後の短期間に大流量の注入を必要とするため、蓄圧注入と低压注入の両方が必要となる。また、レベル 1 PRA ではイベントツリー上のヘディングの順番を原則として時系列とすることが一般的であるが、蓄圧注入と低压注入はいずれも事象発生後早期に作動するものであり、厳密には差はあるものの、時系列の観点で順番を設定する意義は薄い。このような場合には、イベントツリーを作成する上で、システム間の従属性やレベル 1.5 PRA のためのプラント損傷状態への分類を適切にモデル化するためにヘディングの順番を調整することも一般的であり、ここでは低压注入、蓄圧注入の順序にした。

○成功基準

大破断LOCA	低压注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ 注入	低压再循環	高压再循環	格納容器 スプレイ 再循環
ポンプ	1/2	—	1/2	1/2	1/2	1/2
熱交換器	—	—	—	1/2	—	1/2
ループ	健全 1/2	健全 2/2	—	健全 1/2	健全 1/2	—
その他	—	—	3/4 ノズル	—	(*)	3/4 ノズル
使命時間	24hr	24hr	24hr	24hr	24hr	24hr
成功シナリオ①	○	○	—	○	—	—
成功シナリオ②	○	○	○	×	○	○

〔凡例〕 ○：必要、×：失敗を想定、—：不作動又は不要
 (*1) 注入時故障を含む。



第 4. 1. 4-2 図 中破断LOCAイベントツリー

○仮定条件

- ・ 1 次系圧力バウンダリの破損による 1 次冷却材の格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径 2 インチから 6 インチと定義した。
- ・ 本評価では、A ループ低温側配管破断を仮定した。
- ・ 中破断LOCA時は、炉心部での冷却材密度の低下（ボイド発生）が短期間で生じるため原子炉トリップに期待しておらず、また 1 次系への注入機能により十分な冷却機能が確保されるので補助給水の機能にも期待していない。

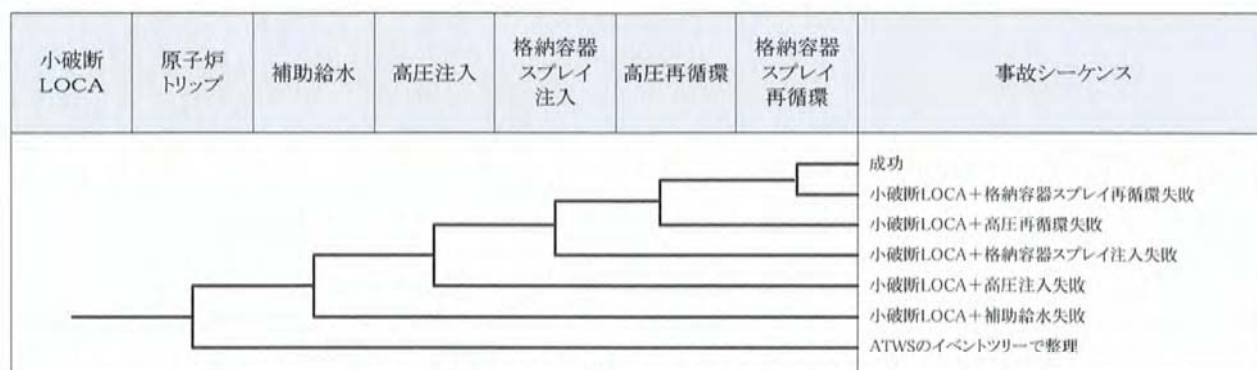
○イベントツリーの説明

- ・ 中破断LOCA時は、高压注入と蓄圧注入により短期的な炉心冷却が確保される。また、事故後長期的な炉心冷却は高压再循環により確保される。
- ・ 中破断LOCA時は、長期的な炉心冷却が高压再循環のみであるため、格納容器スプレイ再循環が必要となる。

○成功基準

中破断LOCA	高压注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ 注入	高压再循環	格納容器 スプレイ 再循環
ポンプ	1/2	—	1/2	1/2	1/2
熱交換器	—	—	—	—	1/2
ループ	健全 1/2	健全 1/2	—	健全 1/2	—
その他	—	—	3/4 ノズル	—	3/4 ノズル
使命時間	24hr	24hr	24hr	24hr	24hr
成功シーケンス①	○	○	○	○	○

[凡例] ○：必要，×：失敗を想定，—：不作動又は不要



第 4. 1. 4-3 図 小破断LOCAイベントツリー

○仮定条件

- ・小破断LOCAは、以下の原因による1次冷却材の原子炉格納容器内への流出事故として定義される。
 - －等価口径 3/8 インチから2インチの範囲の1次系圧力バウンダリの破損
 - －1次系加圧事象による、加圧器逃がし弁からの1次冷却材の流出（加圧器逃がし弁/安全弁LOCA）
- ・本評価では、Aループ低温側配管破断を仮定した。

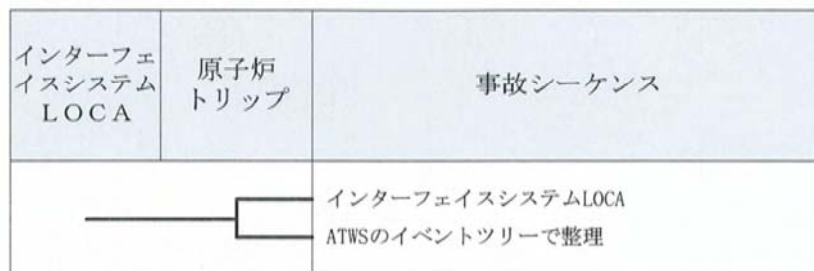
○イベントツリーの説明

- ・小破断LOCA時は、炉心でのボイド形成による負の反応度添加が期待できないため、原子炉トリップにより原子炉出力の抑制が必要。
- ・破断流が小さいため、蓄圧注入は不要であるが破断流のみでは1次系への発熱を系外に除去できないため、高压注入と2次系からの補助給水により炉心冷却が確保される。また、事故後長期的な炉心冷却は高压再循環により確保される。
- ・小破断LOCA時は、長期的な炉心冷却が高压再循環のみであるため、格納容器スプレイ再循環が必要となる。

○成功基準

小破断LOCA	補助給水	高压注入	格納容器 スプレイ 注入	高压再循環	格納容器 スプレイ 再循環
ポンプ	1/3	1/2	1/2	1/2	1/2
熱交換器	－	－	－	－	1/2
ループ	SG2/3	健全 2/2	－	健全 2/2	－
その他	－	－	3/4 ノズル	－	3/4 ノズル
使命時間	24hr	24hr	24hr	24hr	24hr
成功シーケンス①	○	○	○	○	○

【凡例】 ○：必要，×：失敗を想定，－：不作動又は不要



第 4. 1. 4-4 図 インターフェイスシステムLOCAイベントツリー

○仮定条件

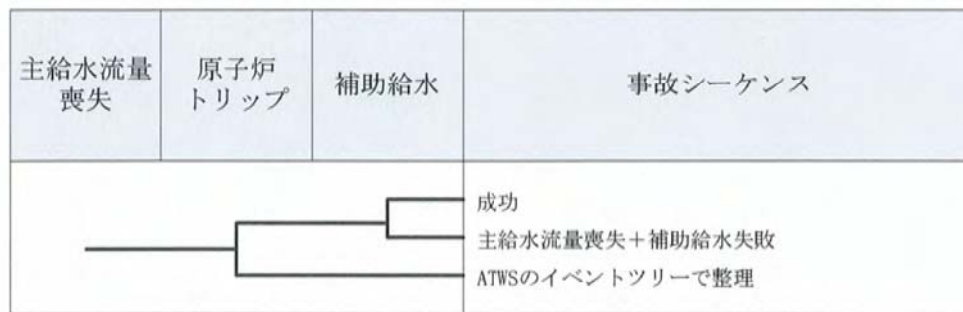
- ・余熱除去系の破断であり，低圧注入系が不能。

○イベントツリーの説明

- ・インターフェイスシステムLOCAは，破断規模に応じて大，中，小破断LOCA相当となるが，ECCS再循環が不能となるため炉心損傷に至る。
- ・破断規模によっては小破断LOCAと同様，止める機能として原子炉トリップが必要となる。

○成功基準

- ・なし。



第 4. 1. 4-5 図 主給水流量喪失イベントツリー

○仮定条件

- ・主給水流量喪失に至る原因としては、主給水ポンプ又は復水ポンプの故障、電源喪失又は主給水制御系の誤動作が考えられる。

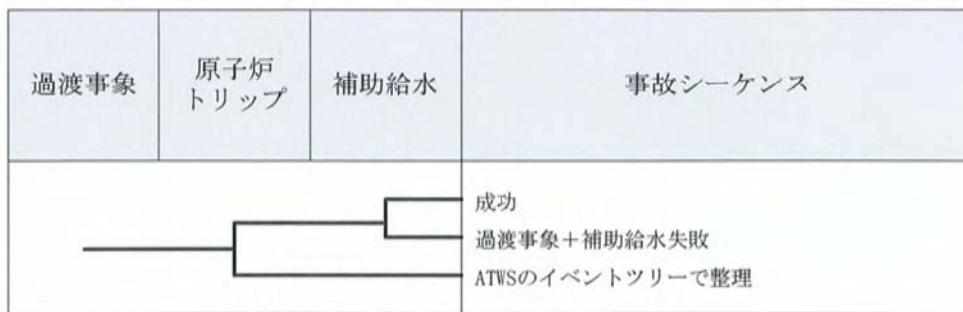
○イベントツリーの説明

- ・主給水流量喪失の場合、原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに、補助給水により安定した炉心冷却が確保される。

○成功基準

主給水流量喪失	補助給水
ポンプ	1/3
熱交換器	—
ループ	SG2/3
その他	—
使命時間	24hr
成功シーケンス①	○

〔凡例〕 ○：必要，×：失敗を想定，—：不作動又は不要



第 4. 1. 4-6 図 過渡事象イベントツリー

○仮定条件

- ・原子炉トリップを伴う過渡事象一般を含む。
- ・主給水流量喪失などの独立した事象以外を対象とする。

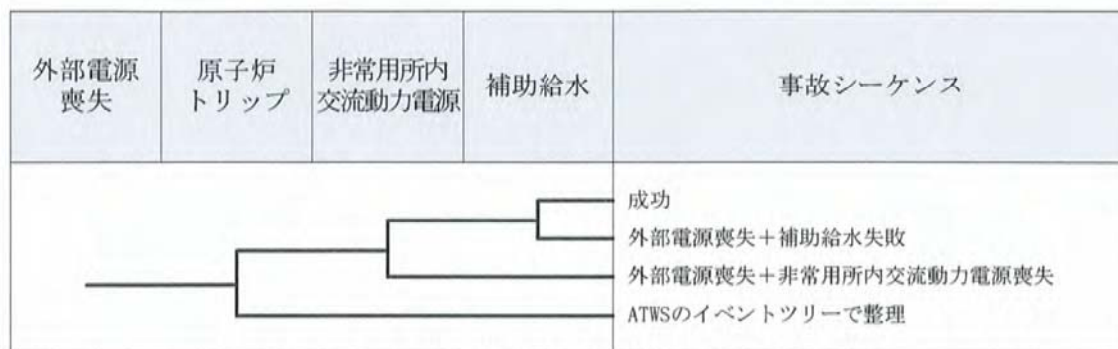
○イベントツリーの説明

- ・過渡事象が発生した場合，原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに，補助給水により安定した炉心冷却が確保される。

○成功基準

過渡事象	補助給水
ポンプ	1/3
熱交換器	—
ループ	SG2/3
その他	—
使命時間	24hr
成功シーケンス①	○

[凡例] ○：必要，×：失敗を想定，—：不作動又は不要



第 4. 1. 4-7 図 外部電源喪失イベントツリー

○仮定条件

- ・送電系統，所内電気設備等の故障により所内常用電源の一部又は全部が喪失し，運転状態が乱されるような事象を考慮。
- ・所内補機用交流電源が喪失すると，1次冷却材ポンプ，復水ポンプ等がトリップし，1次冷却材流量や主給水流量の喪失が発生する。

○イベントツリーの説明

- ・外部電源喪失時には，原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに，補助給水により炉心冷却を確保する。さらに非常用所内交流動力電源が確保できれば安定した炉心冷却が確保される。
- ・外部電源喪失により常用電源が喪失すると，1次冷却材ポンプ，復水ポンプ等がトリップし，1次冷却材流量や主給水流量の喪失が発生する。
- ・今回の評価では，従来より整備してきたAM策等を考慮しないことから，非常用所内交流動力電源がない場合はLOCAの有無に関わらず炉心損傷に至るため，加圧器逃がし弁/安全弁LOCA，RCPシールLOCAのヘディングは省略している。

○成功基準

外部電源喪失	非常用所内交流 動力電源	補助給水
ポンプ	－	1/3
熱交換器	－	－
ループ	－	SG2/3
その他	ディーゼル発電機 1/2	－
使命時間	24hr	24hr
成功シーケンス①	○	○

〔凡例〕 ○：必要，×：失敗を想定，－：不作動又は不要

A T W S	事故シーケンス
	起因事象+原子炉トリップ失敗

第 4. 1. 4-8 図 A T W S イベントツリー

○仮定条件

- ・ A T W S は起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

○イベントツリーの説明

- ・ A T W S 事象は、原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップに失敗することを起因事象として想定するものである。
- ・ 今回の P R A では A M 策等を考慮していないため、A T W S に対してヘディングは設定しない。
- ・ 小破断 L O C A 等の事故を起因事象とした原子炉トリップに失敗する事象は、発生頻度が非常に小さいことから A T W S として考慮していない。

○成功基準

- ・ なし。



第 4. 1. 4-9 図 2 次冷却系の破断イベントツリー

○仮定条件

- ・ 2 次冷却系破断としては以下の破断を含むものとし、格納容器内部での破断を仮定する。
 - －主蒸気管破断（完全両端破断）
 - －主給水管破断（完全両端破断）

○イベントツリーの説明

- ・ 2 次冷却系破断においても、原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに、補助給水により安定した炉心冷却が確保されるが、補助給水による 2 次系の冷却を確保するために、破断した主蒸気管の隔離を行う。

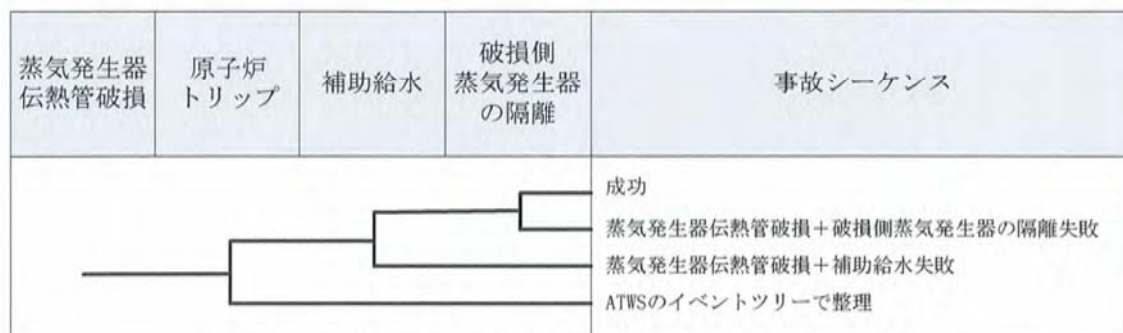
○成功基準

2 次冷却系の破断	主蒸気隔離	補助給水
ポンプ	－	1/3
熱交換器	－	－
ループ	－	健全 SG1/2
その他	(※1)	(※2)
使命時間	－	24hr
成功シーケンス①	○	○

【凡例】 ○：必要，×：失敗を想定，－：不作動又は不要

(※1) 破断ループ主蒸気逆止弁閉止又は健全ループ主蒸気隔離弁全閉止，タービン動補助給水ポンプ駆動主蒸気元弁閉止又はタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気逆止弁閉止

(※2) 破断ループへの補助給水隔離



第 4. 1. 4-10 図 蒸気発生器伝熱管破損イベントツリー

○仮定条件

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損は、伝熱管 1 本の完全両端破断を仮定する。

○イベントツリーの説明

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損時には、原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに、補助給水により安定した炉心冷却を確保する。
- ・ 高圧注入が作動する可能性はあるが、破損した蒸気発生器を隔離し、1 次系の圧力と破損した蒸気発生器の 2 次側圧力が均圧することで 1 次系保有水量の減少は防止できるため、高圧注入は必須ではない。

○成功基準

蒸気発生器伝熱管破損	補助給水	破損側蒸気発生器の 隔離
ポンプ	1/3	—
熱交換器	—	—
ループ	健全 SG1/2	—
その他	—	(※1)
使命時間	24hr	—
成功シーケンス①	○	○

〔凡例〕 ○：必要，×：失敗を想定，—：不作動又は不要

(※1) 破損側主蒸気逃がし弁閉止又は元弁閉止，破損側主蒸気安全弁閉止，主蒸気バイパス弁閉止又は主蒸気隔離弁閉止



第 4. 1. 4-11 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

○仮定条件

- ・原子炉補機冷却機能喪失としては次のものを考える。
 - －原子炉補機冷却水ポンプ全台又は海水ポンプ全台の故障による冷却能力の喪失
 - －原子炉補機冷却水系又は海水系の配管・弁等の破断による冷却能力の喪失。

○イベントツリーの説明

- ・原子炉補機冷却機能喪失時には、原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに、補助給水により安定した炉心冷却を確保する。
- ・ECCS機能が喪失しているため、起因事象に従属して発生する可能性のあるLOCAとして加圧器逃がし弁/安全弁LOCA及びRCPシールLOCAによる事故シーケンスを考慮している。

○成功基準

原子炉補機冷却機能喪失	補助給水	加圧器逃がし弁/ 安全弁LOCA	RCPシールLOCA
ポンプ	1/3	－	－
熱交換器	－	－	－
ループ	SG2/3	－	－
その他	－	(※1)	1.0 の確率で発生
使命時間	24hr	－	－
成功シーケンス①	○	○	○

[凡例] ○：必要，×：失敗を想定，－：不作動又は不要

(※1) 加圧器逃がし弁又は同元弁の再開止，加圧器安全弁再開止



第 4. 1. 4-12 図 手動停止イベントツリー

○仮定条件

- ・手動停止は過渡事象の一部であるが、原子炉トリップを伴わず運転員の手動による原子炉停止が行われる事象を想定する。

○イベントツリーの説明

- ・手動停止の場合、起因事象として原子炉は停止できているため、補助給水により安定した炉心冷却が確保される。

○成功基準

手動停止	補助給水
ポンプ	1/3
熱交換器	—
ループ	SG2/3
その他	—
使命時間	24hr
成功シナリオ①	○

〔凡例〕 ○：必要，×：失敗を想定，—：不作動又は不要

4.1.5 システム信頼性解析

事故シーケンスの頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐点におけるプラント緩和システムに対して成功失敗確率を決める必要がある。このために、前項で抽出されたイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系と、それを適切に運転するために必要となるサポート系について、信頼性解析を行う。システム信頼性解析の対象システムを、第 4.1.5-1 表に示す。

4.1.5.1 システムのモデル化

システム信頼性解析手法として、システムが機能喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開でき、システムの非信頼度の定量化が可能である手法として、フォールトツリー法を採用した。

フロントライン系及びそのサポート系について、「4.1.3 成功基準の設定」において設定したシステムごとの成功基準、「4.1.1.3 設計情報及び運用情報の調査」において整理した各システムの設計及び運用情報等を用いて、フォールトツリーを展開した。

フォールトツリーの構築に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器について、システムが機能喪失に至る要因（モデル化すべき故障モードなど）を整理し、基事象に適用した。基事象としては、機器故障、試験又は保守、人的過誤を考慮し、機器故障、試験又は保守に関する基事象発生確

率は次式により算出した。(人的過誤の確率については、「4.1.6 人間信頼性解析」を参照。) フォールトツリーの中で考慮すべき機器故障の対象機器及びその故障モードの一覧を第 4.1.5-2 表に示す。なお、対象とする機器をフォールトツリーでモデル化する場合、第 4.1.5-1 図に示すスクリーニングを実施し、展開すべき故障モードの抽出を行った。

ここで、出力運転時内部事象レベル 1 P R A では起因事象の重畳は発生する確率が非常に小さいと考えられることから考慮していないが、起因事象(L O C A 等)とサポート系(電源、冷却水等)機能喪失が重畳した場合の影響は、個別の事故シーケンスの評価結果の一部として考慮した。

- ・状態変更失敗確率

$$Q = Q_d$$

Q_d : デマンド故障確率

- ・機能維持失敗確率

$$Q_r = 1 - \exp(-\lambda_r \times T_m)$$

λ_r : 機能維持失敗率

T_m : 時間パラメータ (作動要求期間中の故障確率算出には使命時間を、待機期間中の故障確率算出には健全性確認間隔 $\times 1/2$ を使用する。)

- ・定期試験による使用不能確率

$$P_{um} = \lambda_m \times T_{rt}$$

λ_m : 試験頻度

T_{rt} : 定期試験平均時間

(ただし, 作動要求時に試験状態が自動的に解除される場合は, これを考慮する。)

フォールトツリーの簡略化, 計算時間の短縮等のために, 複数の基事象を統合したサブツリー(フォールトツリーの一部を仮想的な基事象として扱い, 詳細は別のツリーとして展開するもの)を用いた。サブツリーとしてモデル化したシステムは, サブツリー内の機器とフォールトツリー上の他の機器との従属性を有しない, 信号系及び制御回路である。

なお, フォールトツリー解析を用いていないシステムとしては, RCPシールLOCAがある。これについては, 耐熱性リングを使用しているが, 国産改良リングを用いたRCPシールLOCAモデルが確立していないことから, 非耐熱性リングと同様, 分岐確率に1.0を使用した。

4.1.5.2 従属性のモデル化

系統間の依存性を第4.1.5-3表に示す相互依存表の形に整理した。これに基づき, フロントライン系とサポート系等, 異なるシステム間の従属性をフォールトツリーで関係し, モデル化した。

同一システムにおいて, 多重性を持たせるために用い

られる機器について、型式、機能、環境及び運用方法を考慮して、共通原因故障としてモデル化すべき共通原因故障機器群及び故障モードを同定した。

共通原因故障の同定手順を第 4.1.5-2 図に示す。この手順に従い、以下の 4 つの条件を同時に満たす独立故障のグループに対して、共通原因故障の適用を検討した。

- ・ 同一系統
- ・ 冗長の機能を有する同種機器
- ・ 起因事象発生前の運転状態が同一
- ・ 同一故障モード

動的機器及び静的機器並びにそれらの故障モードによって、共通原因故障の可能性は異なると考えられるため、これらを区別して共通原因故障の適用性を検討した。動的機器の動的故障モードについては、共通原因故障が発生する可能性が比較的高いと考えられることから、上記条件を満たすものに対しては共通原因故障を考慮した。また、動的機器の静的故障モード及び静的機器については、故障実績があるものに対して共通原因故障を考慮した。この手順に従って同定した共通原因故障の対象機器及び故障モードを第 4.1.5-4 表に示す。

なお、共通原因故障のモデル化には M G L モデルを採用し、また、そのパラメータ（M G L パラメータ）には「CCF Parameter Estimations 2010」（NUREG/CR-5497 の改訂版）の値を使用した。M G L パラメータの例を第 4.1.5-5 表に示す。

4.1.5.3 システム信頼性解析モデルの定量化

構築したフォールトツリーへ、「4.1.6 人間信頼性解析」で述べる人間信頼性の評価結果及び「4.1.7 パラメータの作成」で述べる機器故障率のパラメータを適用し、フォールトツリーを定量化することにより信頼性解析を行った。ここで高圧注入系等のシステムは、起因事象により成功基準が異なることから、成功基準ごとに定量化を実施した。

第 4. 1. 5-1 表 システム信頼性解析の対象システム

サポート系 (フロントライン系の機能を支援する系統)	電源系*
	信号系
	制御回路
	制御用空気系
	換気空調系
	原子炉補機冷却海水系
	原子炉補機冷却水系
フロントライン系 (所定の安全機能を直接果たす系統)	原子炉停止系
	燃料取替用水系
	高圧注入系 (注入時)
	高圧注入系 (再循環時)
	蓄圧注入系
	低圧注入系 (注入時)
	低圧注入系 (再循環時)
	格納容器スプレイ注入系 (注入時)
	格納容器スプレイ注入系 (再循環時)
	補助給水系/主蒸気圧力制御系
	破損側蒸気発生器の隔離
	主蒸気隔離
その他	R C P シール L O C A
	加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A

*：非常用所内交流動力電源は，外部電源喪失時はフロントライン系。

第 4.1.5-2 表 (1 / 6) 機器タイプ及び故障モード

機器タイプ	故障モード
電動ポンプ（純水） 空気圧縮機 空調用冷凍機	起動失敗
	継続運転失敗
	制御回路の作動失敗
	遮断機作動失敗
	遮断機誤作動
電動ポンプ（海水）	起動失敗
	継続運転失敗
	制御回路の作動失敗
	遮断機作動失敗
	遮断機誤作動
タービン駆動ポンプ	起動失敗
	継続運転失敗
	制御回路の作動失敗
ディーゼル駆動ポンプ	起動失敗
	継続運転失敗
ディーゼル発電機	起動失敗
	継続運転失敗
	制御回路の作動失敗
ファン/ブロー	起動失敗
	継続運転失敗（正常雰囲気）
	継続運転失敗（異常雰囲気）
	制御回路の作動失敗
	遮断機作動失敗
	遮断機誤作動

第 4.1.5-2 表 (2 / 6) 機器タイプ及び故障モード

機器タイプ	故障モード
電動弁	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
	制御回路の作動失敗
空気作動弁	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
	制御回路の作動失敗
油圧作動弁	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
	制御回路の作動失敗

第 4.1.5-2 表 (3 / 6) 機器タイプ及び故障モード

機器タイプ	故障モード
逆止弁	開失敗
	閉失敗
	外部リーク
	内部リーク
手動弁	開失敗
	閉失敗
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
安全弁	開失敗
	閉失敗
	誤開
	外部リーク
	内部リーク
真空逃し弁	作動失敗
電磁弁	開閉失敗（作動失敗）
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	制御回路の作動失敗
配管 スプレイヘッダ	リーク
	閉塞
流体熱交換器 空気熱交換器（流体式） 空気除湿装置（熱交換有）	伝熱管破損
	伝熱管閉塞
	外部リーク
オリフィス	外部リーク
	内部破損
	閉塞

第 4.1.5-2 表 (4 / 6) 機器タイプ及び故障モード

機器タイプ	故障モード
フィルタ/ストレーナ (純水等) フィルタ (空気) 吐出消音器 空気除湿装置 (熱交換無)	外部リーク
	内部破損
	閉塞
フィルタ/ストレーナ (海水) サンプスクリーン	外部リーク
	内部破損
	閉塞
手動ダンパ 防火ダンパ 防火兼手動ダンパ	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
逆止ダンパ	開失敗
	閉失敗
	外部リーク
	内部リーク
空気作動ダンパ	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
	制御回路の作動失敗
タンク 制御用空気だめ	破損
	閉塞
ピット/サンプ	閉塞

第 4.1.5-2 表 (5 / 6) 機器タイプ及び故障モード

機器タイプ	故障モード
制御棒駆動装置	挿入失敗
リレー	不動作
電源切替用コンタクタ	誤動作
遅延リレー	不動作
	誤動作
遮断器	開失敗
N F B	閉失敗
ドロップバイパス開閉器	誤開
	誤閉
リミットスイッチ	不動作
トルクスイッチ	誤動作
手動スイッチ	不動作
	誤動作
圧力/流量/水位/温度スイッチ	不動作
	誤動作
充電器	機能喪失
蓄電池	機能喪失
変圧器	機能喪失
母線	機能喪失
インバータ (バイタル)	機能喪失
後備用低電圧装置	機能喪失
ヒューズ	誤断線

第 4.1.5-2 表 (6 / 6) 機器タイプ及び故障モード

機器タイプ	故障モード
配線/電線	断線
	地絡
	短絡
制御ケーブル	断線
	地絡
	短絡
M G セット (R P S , C R D M)	機能喪失
演算器 電流/電圧・電圧変換器	不動作
	高出力/低出力
カード (半導体ロジック回路) バイステープル	不動作
警報設定器	不動作
	誤動作
流量/圧力/水位トランスミッタ	不動作
	高出力/低出力
温度検出器	不動作
	高出力/低出力
放射線検出器	不動作
	高出力/低出力
コントローラ	不動作
	高出力/低出力
ヒーター ヒートトレース 空気熱交換器 (電気式)	機能喪失
アナランシエータ	機能喪失

第 4.1.5-3 表 (1 / 2) 相互依存表

サポート系 (直接影響を与える側) フロントライン系 (直接影響を受ける側)	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
原子炉停止系						
燃料取替用水系						
高圧注入系 ※ 1	○	○				○
蓄圧注入系						
低圧注入系 ※ 1	○	○				○
格納容器スプレイ注入系 ※ 1	○	○				○
補助給水系 ※ 2 / 主蒸気圧力制御系	○	○		○		
破損側蒸気発生器の隔離 ※ 3	○	○	○			
主蒸気隔離 ※ 4	○	○				

○は直接影響を与えることを示す。

※ 1 空調停止時の室温評価の結果，評価期間（内部事象：24 時間）内であれば換気空調系は不要。

※ 2 電動補助給水ポンプ室換気空調系が必要。

※ 3 主蒸気逃がし弁，主蒸気ダンプ弁及び補助給水隔離弁の作動のための電源系/信号系/制御用空気系が必要。

※ 4 主蒸気隔離弁及びタービン動補助給水ポンプ蒸気供給元弁閉止のための電源系/信号系が必要。

注：詳細には，モデル作成したシステムごとに相互依存表を作成した。

第 4.1.5-3 表 (2 / 2) 相互依存表

サポート系 (直接影響を与える側) サポート系 (直接影響を受ける側)	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
電源系 ※ 1		○		○	○	
信号系	○					
制御用空気系 ※ 2, 3	○	○		○		○
換気空調系 ※ 2, 4, 5	○	○	○		○	
原子炉補機冷却海水系 ※ 2	○	○				
原子炉補機冷却水系 ※ 2	○	○			○	

○は直接影響を与えることを示す。

※ 1 ディーゼル発電機の起動・継続運転のための信号系/換気空調系/原子炉補機冷却海水系が必要。

※ 2 通常時待機状態を仮定しているトレンには起動のための信号系が必要。

※ 3 制御用空気圧縮機室換気空調系が必要。

※ 4 空気作動ダンパの開状態維持のための制御用空気系が必要。

※ 5 空調用冷水系には原子炉補機冷却海水系が必要

第 4.1.5-4 表 (1 / 6) 共通原因故障を考慮する機器と
故障モード

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第 4.1.5-4 表 (2 / 6) 共通原因故障を考慮する機器と
故障モード

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第 4.1.5-4 表 (3 / 6) 共通原因故障を考慮する機器と
故障モード

--	--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第 4.1.5-4 表 (4 / 6) 共通原因故障を考慮する機器と
故障モード

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第 4.1.5-4 表 (5 / 6) 共通原因故障を考慮する機器と
故障モード

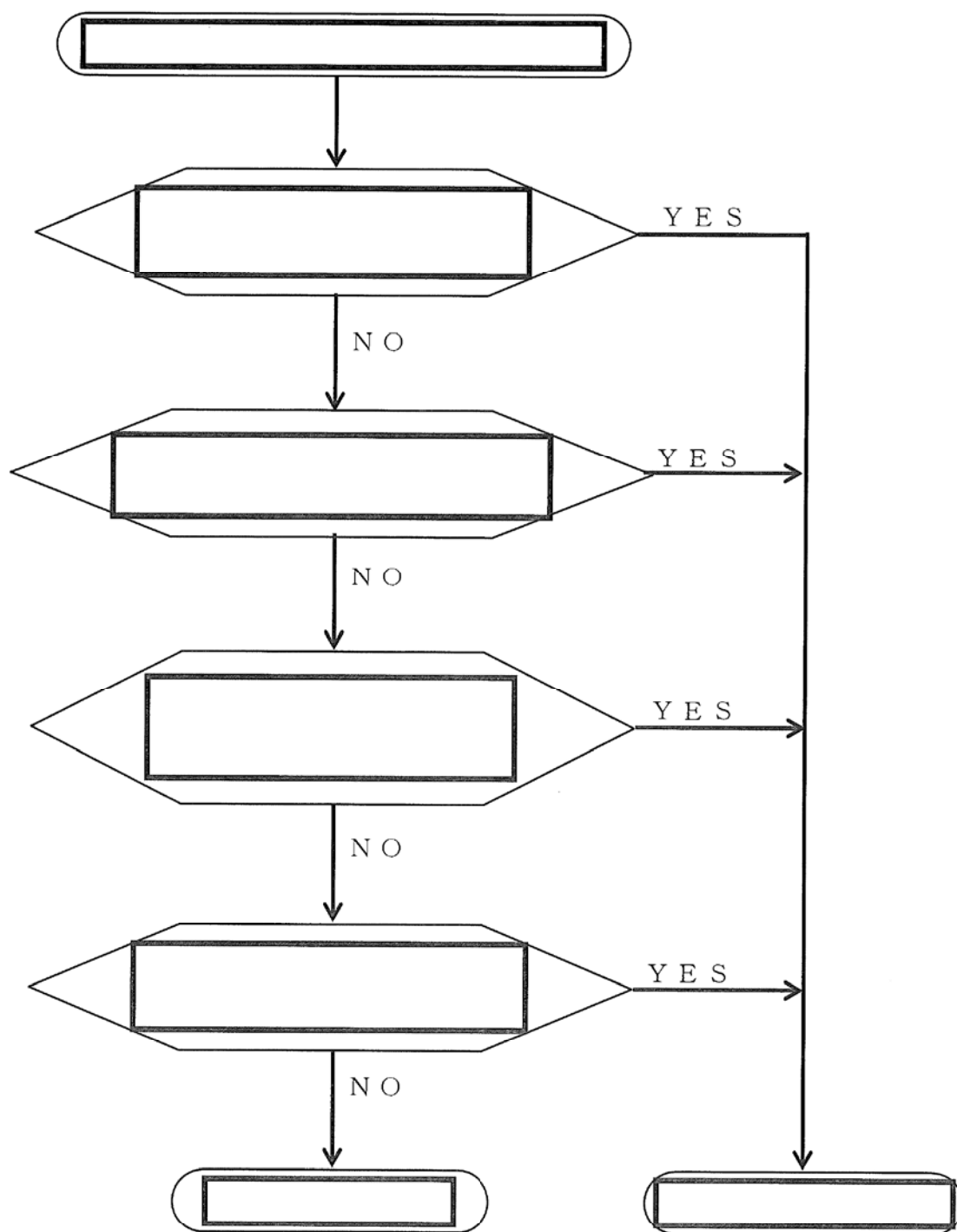
--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第 4.1.5-4 表 (6 / 6) 共通原因故障を考慮する機器と
故障モード

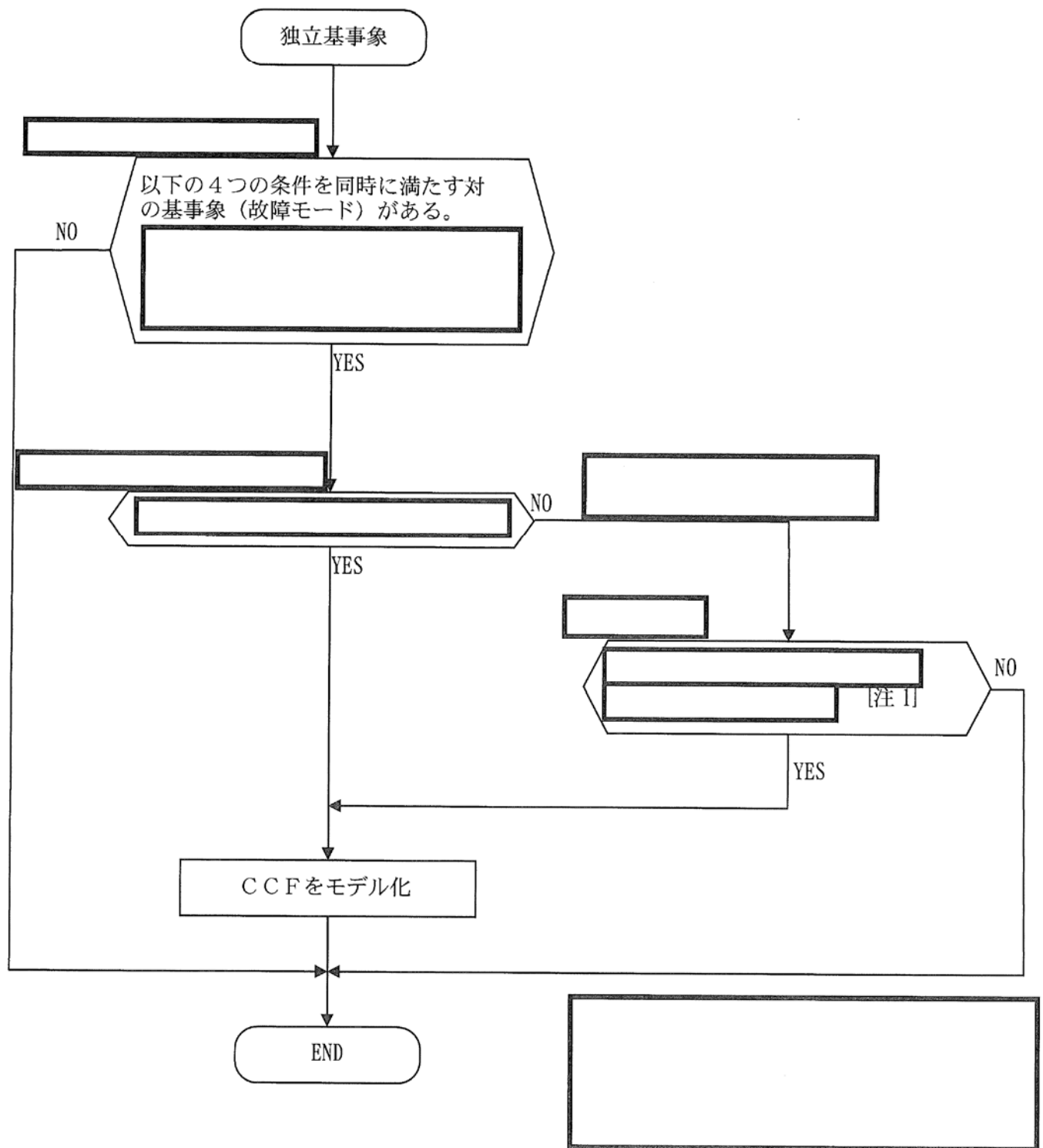
--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。



第 4.1.5-1 図 故障モードのスクリーニング手順

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。



第 4. 1. 5-2 図 共通原因故障の同定手順

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第4.1.5-5表 NUREG/CR-5497 "CCF Parameter Estimations, 2010 Update"に記載されているMGLパラメータ (抜粋)

	機器	Failure Mode	機器 総数	Beta	Gamma	Delta	page
Generator	Emergency Diesel Generators 【Emergency power supply System】 (非常用ディーゼル発電機)	Fail to start (起動失敗)	2	1.08E-02	-	-	329
			3	8.41E-03	3.98E-01	-	
			4	7.53E-03	5.17E-01	3.19E-01	
		Fail to load/run (運転継続失敗)	2	2.24E-03	-	-	331
			3	4.40E-03	9.84E-03	-	
			4	6.50E-03	1.81E-02	3.46E-02	
Motor Operated Valve	Pooled Motor Operated Valve (電動弁)	Fail to open on demand (開失敗)	2	1.62E-02	-	-	111
			3	1.37E-02	3.59E-01	-	
			4	1.26E-02	5.10E-01	2.63E-01	
		Fail to close (reseal) on demand (閉失敗)	2	4.13E-03	-	-	114
			3	8.18E-03	7.09E-03	-	
			4	1.22E-02	1.29E-02	3.57E-02	
		Spurious operation open or close (誤閉/誤開)	2	3.16E-02	-	-	117
			3	5.04E-02	1.43E-01	-	
			4	5.83E-02	3.21E-01	5.89E-02	

4.1.6 人間信頼性解析

人間信頼性解析とは、炉心損傷頻度（以下「CDF」という。）に有意な影響を及ぼしうる人間行動に対して、起こり得る人的過誤を同定してその人間行動の成功又は失敗の確率を評価することである。本作業では、起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-1278）のTHERP手法を使用して評価した。

4.1.6.1 起因事象発生前人的過誤

事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験・保守時において作業終了後、手動弁及び手動ダンパを正しい状態に復帰させる際の復旧忘れを考慮した。

モデル化対象の候補となる手動弁及び手動ダンパについて、出力運転中における状態確認の機会や中央制御室における確認可能性、運転手順を調査し、復旧忘れの可能性を検討した。さらにシステム信頼性解析への影響程度を勘案した上で、人的過誤事象のモデル化要否を決定し、モデル化した。モデル化対象機器の選定フローを第4.1.6-1図に示す。本評価で用いる事象発生前の人的過誤確率を下表に示す。

〈本評価で用いる事象発生前の人的過誤確率〉

運転操作エラー	操作場所	人的過誤確率	エラー ファクター
弁の操作忘れ	現場	1.6E-3	4

4.1.6.2 起因事象発生後人的過誤

プラントで事故が発生した場合、運転員は運転手順に記載されている手順に従って、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。P R Aにおいては、運転員が行う行為を人的過誤の評価対象とし、診断失敗、操作失敗及び読取失敗をモデル化した。なお、人的過誤事象設定に当たっては下表に示す内容を考慮した。

〈人的過誤事象設定に当たり考慮する内容〉

項 目	内 容
事故シーケンス特有の手順書	・ 緩和操作として同定された操作の期待された運転手順へのエントリーについても、診断過誤として取り扱う。 ・ 診断過誤が発生した場合、操作には期待できないものとする。
事故シーケンス特有の時間的な特徴	・ 手順書へのエントリーの際に考慮する診断過誤については、操作時間や、現場へのアクセスを含めた時間的な余裕を適切に設定する。 ・ 中央制御室における操作や読取に必要な時間は十分短く、影響が小さいとして考慮しない。
現場に居る監督又は上位者からの指示の可能性	・ 操作や読取の失敗については、上位者等によるバックアップに期待した評価とする。ただし、その際は依存性を適切に設定する。
緩和操作の内容	・ 操作に失敗した場合の影響を考慮し、適切にモデル化する。

(1) 診断失敗

運転手順へのエントリー失敗を診断過誤として取り扱う。診断行為は、複数の計器指示、警報等からプラ

ントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮する。なお、診断失敗が発生した場合、運転員は運転手順の記載される当該事象に対応する操作すべてに失敗するものとして取り扱う。本評価で用いる診断過誤確率を下表に示す。

〈事象発生後の診断失敗〉

診断項目	過誤確率(注)	備考
1次冷却材の喪失	2.7E-4	30分(下限値)
2次冷却系の破断の発生	2.7E-3	20分(下限値)
蒸気発生器伝熱管破損の発生	2.7E-4	30分(下限値)
原子炉補機冷却水系の故障	2.7E-3	30分(中央値)

(注) 余裕時間と診断曲線(中央値, 下限値)を使用し算出した過誤確率(平均値)

下限値：当該診断により運転員が行う操作が、事故発生後に初めて移行する運転手順に記載されている場合に適用。

中央値：当該診断により運転員が行う操作が、事故発生後に移行する2番目の運転手順に記載されている場合に適用。

(2) 操作失敗

運転手順に記載された操作の中で、炉心損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定し、操作失敗として取り扱う。本評価で用いる操作失敗を下表に示す。

(3) 読取失敗

運転手順に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取」として扱い、同定対象とする。読取に失敗した場合、続く操作に失敗するものとして取り

扱う。ただし、複数の計器により判断が可能である場合については、失敗の確率が十分に小さいとし、読取失敗は評価対象外とする。本評価で用いる読取失敗を下表に示す。

〈事象発生後の操作失敗及び読取失敗〉

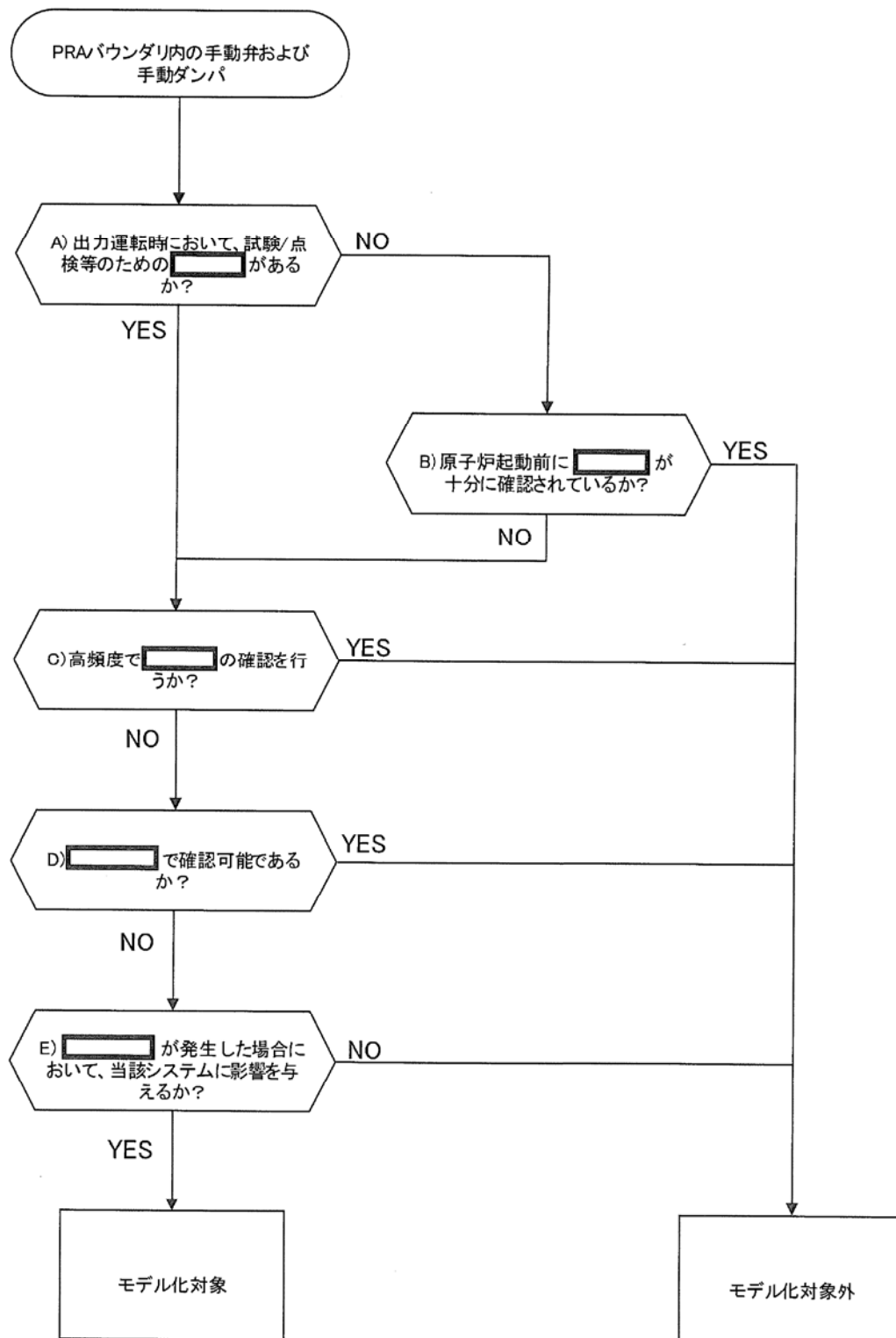
運転操作エラー	操作場所	過誤確率	備 考
計器の読取失敗	中央制御室	8.3E-4	計器の読取はデジタル表示とアナログ表示で可能であるが、複数計器の読取による過誤確率の低下を見込まず、デジタル表示のみの読取として評価する。
弁の操作失敗	中央制御室	8.6E-4	
	現場	5.5E-3	
補機の操作失敗	中央制御室	8.6E-4	

なお、事故後に実際に行われる運転員操作は以下の流れで行われるものと想定する。

- ① 警報，信号，計測表示等（兆候）により異常を検知し，どの運転手順を参照すべきかを判断する。
- ② 運転手順に基づいて，実際の操作を行う。
- ③ 運転手順において，判断を伴う記載があった場合，計器等を確認する。
- ④ ③の確認結果に基づき，運転手順の続く操作を行う。
- ⑤ 事象が進展した場合，再度の運転手順を参照すべきかを判断する。

このうち，①及び⑤を認知（診断）行為，②及び④を操作行為，③を読取として分類し，それぞれの失敗を評価する。また，これらの人的過誤の基事象は，独立させた形でフォールトツリーにモデル化する。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。



第 4. 1. 6-1 図 起因事象発生前人的過誤モデル化対象機器の
選定フロー

4.1.7 パラメータの作成

本作業は、システム信頼性解析又は事故シーケンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通原因故障パラメータ、試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備するものである。

4.1.7.1 非信頼度を構成する要素と評価式

非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通原因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保修による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。

4.1.7.2 機器故障率データ

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化で使用する機器故障率データは、原則として原子力安全推進協会が管理している原子力施設情報公開ライブラリー NUCIA で公開されている国内プラントの故障実績（1982 年度～2002 年度 21 ヵ年 49 基データ（21 ヵ年データ））を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（平成 21 年 5 月公表）、日本原子力技術協会」に記載されているデータ（以下「国内故障率データ」という。）を使用した。なお、NUCIA で公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982 年度～1997 年度 16 ヵ年 49 基データ改訂版）（平成 13 年 2

月), 電中研報告 P00001, (財)電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従った。

また, 評価対象機器のうち, 制御用空気圧縮機等, NUCIA でグループ登録されていないものについては, 類似性を考慮した工学的判断に基づいて NUCIA の機器グループに分類した。

4.1.7.3 共通原因故障パラメータ

共通原因故障に設定するパラメータについては, 学会標準で推奨されているデータベース NUREG/CR-5497 の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載される M G L パラメータを使用した。M G L モデルは冗長度が高い系の解析に対応しており, 原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通原因故障パラメータである。

4.1.7.4 試験による待機除外データ

P R A 評価対象システムに対する試験による待機除外のモデル化の要否について検討し, モデル化が必要な場合は試験データを収集し, 待機除外確率を算出した。

試験による待機除外確率は, 「日本原子力学会標準原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準: 2010」に記載されているアンアベイラビリティの評価式から算出した。アンアベイラビリティ (q) は式 (4.1-1) で表される。

$$q = \frac{MDT}{MUT + MDT} \quad \dots \dots \dots (4.1-1)$$

ここで，M U T：供用可能時間（mean up time）

M D T：供用不能時間（mean down time）

M U T 及び M D T は，それぞれ試験間隔（T），試験時間（t）と同義であるため，試験による待機除外確率（ q_t ）の計算式は以下となる。

$$\begin{aligned} q_t &= \frac{MDT}{MUT + MDT} \\ &= \frac{t}{(T+t)} \\ &= \frac{t}{T\left(1+\frac{t}{T}\right)} \\ &\doteq \frac{t}{T} \quad (\because T \gg t) \quad \dots \dots \dots (4.1-2) \end{aligned}$$

試験による待機除外状態となる系統・機器をリスト化し，試験間隔（T）及び，試験時間（t）（試験の開始から終了までの時間）を調査し，これらを上式に代入して算出した。評価例を以下に示す。

系統	定期試験	試験間隔	試験時間	待機除外確率	系統の待機除外確率 （端数処理後）
低圧注入系	余熱除去ポンプ 定期運転	1ヶ月	1.0時間	1.4E-03 ①	4E-03 （①＋②）
	安全注入系統弁 開閉試験	1ヶ月	1.5時間	2.1E-03 ②	

4.1.7.5 保守による待機除外データ

P R A の評価対象としているシステムに対する試験による待機除外のモデル化の要否について検討し，モデ

ル化が必要な場合は、保安規定に基づく待機除外許容時間及び機器故障率データを用いて待機除外確率を算出した。

保修による待機除外確率は、試験による待機除外確率と同様に、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」に記載されているアンアベイラビリティの評価式（前項の式(4.1-1)）から算出した。

式(4.1-1)において、MUTは時間依存型の故障率（ λ ）の逆数で表され、保修時間と同義のMDTは保安規定で許容されている復旧までの最長の完了時間（待機除外許容時間（AOT））を保守的に適用すると、保修による待機除外確率（ q_m ）の計算式は以下となる。

$$\begin{aligned}
 q_m &= \frac{MDT}{MUT + MDT} \\
 &= \frac{AOT}{\left(\frac{1}{\lambda} + AOT\right)} \\
 &= \frac{\lambda \cdot AOT}{(1 + \lambda \cdot AOT)} \\
 &\doteq \lambda \cdot AOT \quad (\because 1 \gg \lambda \cdot AOT) \cdots \cdots (4.1-3)
 \end{aligned}$$

評価例を以下に示す。

系統	復旧措置が要求される条件	復旧までの完了時間(AOT) (hr)	対象機器	故障モード	故障率(1/hr)	待機除外確率	系統の待機除外確率
低圧注入系	1系統動作不能	240	余熱除去ポンプ	起動失敗	2.6E-7	6.2E-5 ①	1.2E-4 (① + ② + ③)
		240	遮断機	閉失敗	4.8E-8	1.2E-5 ②	
		240	制御回路	作動失敗	2.0E-7	4.8E-5 ③	

4.1.7.6 故障からの復旧の取扱い

A M 策及び各種安全対策を考慮しない今回の P R A では、故障した機器が使命時間中に復旧することには期待していない。

4.1.8 事故シーケンスの定量化

前記の種々の作業は、事故シーケンスの発生頻度を求める定量化作業に集約される。起因事象や展開したイベントツリー、フォールトツリーの各基事象に対し数値（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等）を入力して炉心損傷に至る事故シーケンス発生頻度を計算した。本評価では、国内外で豊富な使用実績がある評価ツール RiskSpectrum®を使用して定量化を行った。

4.1.8.1 出力運転時内部事象レベル 1 P R A の結果

評価の結果、全 C D F は $2.2\text{E}-04$ /炉年となった。シーケンスとしては全部で 29 シーケンスあり、そのうち C D F の上位 10 位までの事故シーケンスは第 4.1.8-1 表に示すとおりである。この主要な事故シーケンスには、起因事象として選定した 12 起因事象のうち小破断 L O C A、主給水流量喪失、外部電源喪失、2 次冷却系の破断、過渡事象、原子炉補機冷却機能喪失及び手動停止の 7 事象が含まれている。

起因事象別の C D F を第 4.1.8-2 表及び第 4.1.8-1

図に示す。原子炉補機冷却機能喪失を起因とするC D Fが大部分を占め、次いで、手動停止、外部電源喪失となっている。一方、相対的にL O C A事象の寄与は小さくなっている。

起因事象別にC D Fの大きい主要な事故シーケンスを第4.1.8-3表に示す。C D Fの大部分を占める原子炉補機冷却機能喪失においては、R C PシールL O C Aが主な事故シーケンスとなっていることが分かる。また、手動停止においては補助給水失敗、外部電源喪失においてはディーゼル発電機起動失敗による非常用所内交流動力電源喪失（全交流動力電源喪失）が、それぞれ主な事故シーケンスである。

事故シーケンス及びそれを構成する主なカットセットを第4.1.8-4表に示す。

4.1.8.2 重要度解析，不確実さ解析及び感度解析

(1) 重要度解析結果

F V重要度とR A Wについて解析を実施した。F V重要度は、着目する事象がC D Fに占める割合を示すもので、以下で表される。

$$FV = \frac{F_A (CD)}{F(CD)}$$

$F_A (C D)$: 事象Aの発生が寄与して発生する

C D F

F (C D) : 全 C D F

また，RAWは，着目する事象が仮に発生した場合にC D Fを増加させる比率を示すもので，以下で表される。

$$RAW = \frac{F(CD | A=1)}{F(CD)}$$

F (C D | A = 1) : 対象とする事象Aの生起確率が1の場合のC D F

起回事象別重要度評価結果を，F V重要度上位順に第4.1.8-5表及び第4.1.8-2図に示す。また，基事象の重要度評価結果を，F V重要度上位順に第4.1.8-6表及び第4.1.8-3図に，RAW上位順に第4.1.8-7表及び第4.1.8-4図に，それぞれ示す。

F V重要度について，起回事象では原子炉補機冷却機能喪失が突出し，当該起回事象が炉心損傷の主な原因であることを示している。

また，基事象ではR C P シール L O C A が突出し，それ以外では，補助給水タンクの閉塞及びディーゼル発電機の故障が炉心損傷に占める比率が高くなっている。

RAWについて，起回事象ではインターフェイスシステムL O C A，A T W S 及び原子炉補機冷却機能喪失が特に大きい。このうち，インターフェイスシステムL O C A 及びA T W S はF V重要度が低い，これ

は、これらの事象が発生すると炉心損傷に至る事象であるが発生頻度が低いため、CDFに占める割合が低いことによる。

また、基事象では補助給水系の機器の静的故障、空調用冷水系及び海水系の故障が高い値となった。これは、これらの故障が発生すると広範囲に影響することによる。

(2) 不確実さ解析結果

全CDF及び事故シーケンス別CDFに対する不確実さ解析を実施した結果の下限值（5%）、中央値（50%）、平均値及び上限値（95%）を第4.1.8-8表及び第4.1.8-5図に示す。全CDFの不確実さ幅を示すエラーフアクター（以下「EF」という。）は6.8という結果となった。これは、各パラメータの不確実さの影響により、上限と下限の間に約46倍の不確実さ幅があることを意味する。

$$EF = \sqrt{\frac{\text{上限値 (95\%)}}{\text{下限値 (5\%)}}}$$

事故シーケンス別CDFのEFは、起因事象の発生件数が多く、不確実さ幅が小さめに評価される「Non-LOCA事象+補助給水失敗」シーケンスが一桁となる以外は、概ね10～20程度となった。

今回のPRAを事故シーケンスの選定に適用する際には、CDFの絶対値よりも相対値に注目している。

したがって、E Fがこの程度であること及び突出して不確実さ幅が大きいシーケンスがないことから、パラメータの不確実さが事故シーケンスの相対的な重要性に有意に影響することは考えにくい。

なお、有効なA M策等のない以下のシーケンスの上限値はいずれも $1\text{E-}7$ オーダを下回る結果であり、不確実さを考えても十分に低い値であることを確認した。

- ・大破断L O C A + 低圧注入失敗

上限値： $2.0\text{E-}8$ /炉年

- ・大破断L O C A + 蓄圧注入失敗

上限値： $3.4\text{E-}8$ /炉年

- ・中破断L O C A + 蓄圧注入失敗

上限値： $6.0\text{E-}11$ /炉年

(3) 感度解析

a. 耐熱性Oリングへの取替

「原子炉補機冷却機能喪失+R C PシールL O C A」は、全C D Fのうちの約91%を占める。R C PシールOリングは、既に耐熱性の国内改良Oリングに交換しているが、当該Oリングを用いたR C PシールL O C Aモデルが確立していないことから、非耐熱性Oリングと同様、分岐確率に1.0を使用している。そこで、本来期待できるR C Pシール冷却喪失条件下でのシール耐熱性能の効果を評価するため、WH社製耐熱Oリング相当のR C Pシール耐力を想定

した感度解析を実施した。具体的には、感度解析ケースとして、米国ウェスチングハウス社の R C P シール L O C A モデル (WOG2000 モデル) に基づく R C P シール L O C A の発生確率 0.21 を用いた。

本感度解析の結果をケース 1 としてベースケースと併せて第 4.1.8-9 表に示す。また、同表の各起因事象の全 C D F への寄与率を第 4.1.8-6 図に示す。

ケース 1 において、R C P シール L O C A の原因となる起因事象「原子炉補機冷却機能喪失」の全 C D F に対する寄与割合は、ベースケースの 91% から 68% に低下した。また、全 C D F は $6.2\text{E}-5$ となり、ベースケースの $2.2\text{E}-4$ /炉年から約 7 割低減した。他の起因事象は、C D F に変化がなく、全 C D F への寄与割合が相対的に増加することとなった。主なものでは、第 2 位の「手動停止」が 3% から 11%、第 3 位の「外部電源喪失」が 3% から 10% に、それぞれ増加している。

C D F に対する寄与率の上位 10 位までの主な事故シーケンスを第 4.1.8-10 表のケース 1 に示す。これらの主要シーケンス C D F への寄与率が第 1 位の「原子炉補機冷却機能喪失 + R C P シール L O C A」の寄与率は、ベースケースの 91% から 67% まで低下した。このことから、国内改良型耐熱性 O リングへの取替により、C D F を大きく低減させる可能性があることが確認できた。

他の主要なシーケンスは、相対的に C D F への寄与率が増加することとなり、第 2 位の「手動停止＋補助給水失敗」が 3.1% から 11%，第 3 位の「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失」が 2.6% から 9.3% に、それぞれ増加している。しかし、事故シーケンスの順位に変化はなく、ケース 1 において全 C D F の 99% を占める上位 10 シーケンスに有効な炉心損傷防止対策の確保が困難なシーケンスが含まれることはなかった。

今後の安全性向上評価に向け、国内改良型耐熱性 O リングを用いた R C P シール L O C A モデルの開発を進めることとしている。

b. インターフェイスシステム L O C A 起因事象 発生頻度の見直し

インターフェイスシステム L O C A について、有効性評価で考慮している電動弁の誤開を考慮した場合の感度解析を実施した。

実機では、余熱除去ポンプ吸込側の 2 台の隔離弁（電動弁）が誤開することを防止するため、1 台は通常運転圧力では開とならないインターロックを設けるとともに、もう 1 台は閉状態でコントロールセンタにて電源を落とし、施錠管理している。これを考慮して、ベースケースでは 2 台の隔離弁が同時に誤開することはないが内部リークはあり得るとして

評価している。ここで、仮にインターロックを設けている隔離弁の誤開もあり得ると想定した場合、起因事象の発生頻度は約 $3.4\text{E-}9/\text{炉年}$ となり、ベースケースの約 $3.0\text{E-}11/\text{炉年}$ から 2 桁上昇する。このため次に小さい発生頻度を持つ A T W S に接近するが、なおその値 ($1.2\text{E-}8/\text{炉年}$) の $1/3$ 程度である。

この発生頻度を用いて感度解析を行った結果をケース 2 として第 4.1.8-9 表に示す。また、同表の各起因事象の全 C D F への寄与率を第 4.1.8-7 図に示す。

第 4.1.8-9 表ケース 2 において、インターフェイスシステム L O C A の全 C D F に対する寄与率はベースケースと同様に 0.1% 未満であり有意な変化はなかった。この起因事象を用いた際の全 C D F は $2.2\text{E-}4/\text{炉年}$ であり、ベースケースから有意な変化は見られない。

C D F に寄与する上位 10 位までの主な事故シーケンスは、第 4.1.8-10 表のケース 2 に示すとおりベースケースと同様であり、インターフェイスシステム L O C A の発生頻度変更後においてもこれに起因するシーケンスは上位に現れず、ケース 2 において全 C D F の 99.7% を占める上位 10 シーケンスに、有効な炉心損傷防止対策の確保が困難なシーケンスが含まれることはなかった。したがって、インターフェイスシステム L O C A の発生頻度の変更による

C D F に対する有意な影響はないものと判断した。

4. 1. 8. 3 まとめ

炉心損傷対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に資するために、出力運転時レベル 1 P R A を実施した。C D F の平均値は $2.2\text{E-}04$ /炉年となり、不確かさ解析の結果得られた E F は 6.8 であった。

また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、C D F への潜在的な影響を確認する観点で感度解析を実施した。

重要度解析においては、F V 及び R A W の 2 つの重要度指標を用いて起因事象及び緩和系の基事象について重要度を把握した。F V においては、起因事象では原子炉補機冷却機能喪失、緩和系の基事象では R C P シール L O C A の重要度が突出して高いことを確認した。また、R A W においては、起因事象ではインターフェイスシステム L O C A、A T W S 及び原子炉補機冷却機能喪失、緩和系の基事象では補助給水系の機器の静的故障並びに空調用冷水系及び海水系の故障が高い値となった。

感度解析としては、耐熱性 O リングへの取替及びインターフェイスシステム L O C A の起因事象発生頻度の見直しの影響評価を行った。

耐熱性 O リングへの取替の感度解析においては、ウエ

スチングハウス社製耐熱Ｏリング相当のＲＣＰシール耐力を想定し，ＲＣＰシールＬＯＣＡの発生確率を0.21とした感度解析を実施した。その結果，国内改良型耐熱性Ｏリングへの取替により，ＣＤＦを大きく低減させる可能性があることが確認できた。

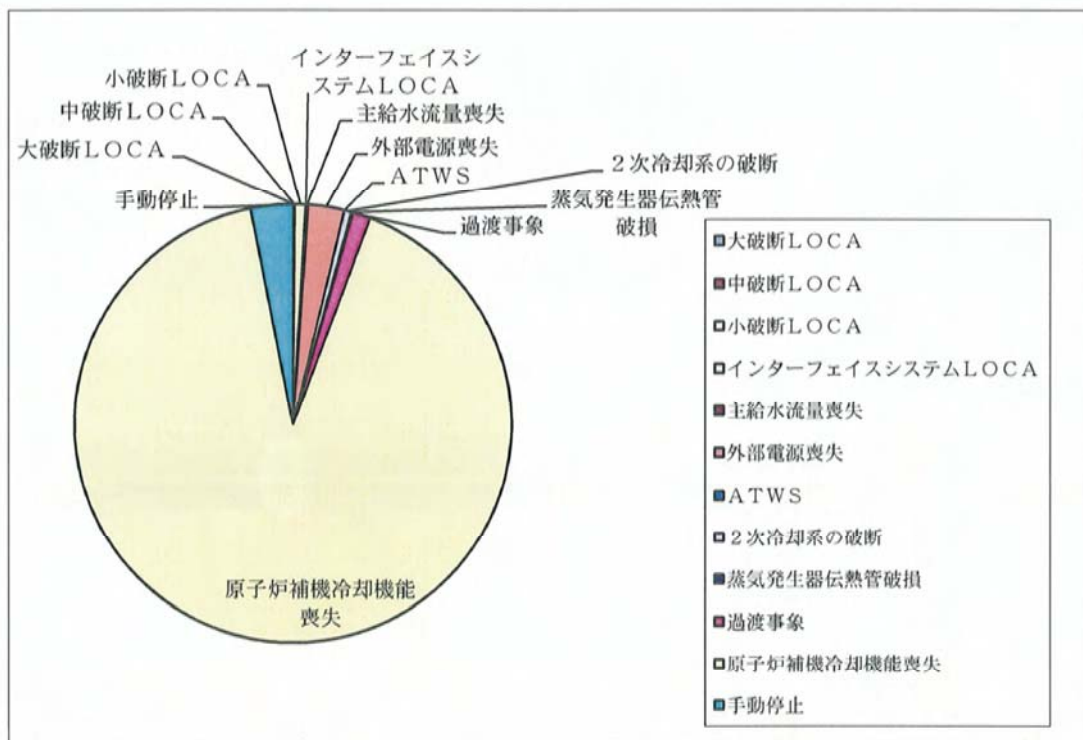
インターフェイスシステムＬＯＣＡの起因事象発生頻度の見直しの感度解析においては，有効性評価で考慮している電動弁の誤開を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果，同起因事象発生頻度の変更によるＣＤＦに対する有意な影響は見られなかった。

第 4. 1. 8-1 表 炉心損傷頻度上位 10 位までの事故シーケンス

順位	事故シーケンス	シーケンス別 C D F (/炉年)	寄与 (%)
1	原子炉補機冷却機能喪失+R C PシールL O C A	2. 0E-04	91
2	手動停止+補助給水失敗	6. 9E-06	3. 1
3	外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	5. 8E-06	2. 6
4	過渡事象+補助給水失敗	2. 9E-06	1. 3
5	小破断L O C A+高圧注入失敗	1. 2E-06	0. 5
6	2次冷却系の破断+補助給水失敗	1. 2E-06	0. 5
7	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁L O C A	9. 0E-07	0. 4
8	小破断L O C A+高圧再循環失敗	3. 6E-07	0. 2
9	主給水流量喪失+補助給水失敗	3. 3E-07	0. 2
10	小破断L O C A+格納容器スプレイ再循環失敗	2. 2E-07	0. 1

第 4. 1. 8-2 表 起因事象別炉心損傷頻度

起因事象	起因事象発生 頻度 (/炉年)	条件付炉心損傷 確率 (C C D P)	C D F (/炉年)	寄与 (%)
大破断 L O C A	2. 2E-05	1. 9E-03	4. 1E-08	0. 1 未満
中破断 L O C A	6. 8E-05	2. 9E-03	2. 0E-07	0. 1 未満
小破断 L O C A	2. 2E-04	8. 2E-03	1. 8E-06	0. 8
インターフェイス システム L O C A	3. 0E-11	1. 0E+00	3. 0E-11	0. 1 未満
主給水流量喪失	1. 1E-02	3. 0E-05	3. 3E-07	0. 2
外部電源喪失	4. 8E-03	1. 2E-03	5. 9E-06	2. 7
A T W S	1. 2E-08	1. 0E+00	1. 2E-08	0. 1 未満
2 次冷却系の破断	4. 3E-04	2. 8E-03	1. 2E-06	0. 5
蒸気発生器伝熱管 破損	2. 4E-03	1. 0E-04	2. 4E-07	0. 1
過渡事象	9. 7E-02	3. 0E-05	2. 9E-06	1. 3
原子炉補機冷却 機能喪失	2. 0E-04	1. 0E+00	2. 0E-04	91
手動停止	2. 3E-01	3. 0E-05	6. 9E-06	3. 1
合計	—	—	2. 2E-04	100. 0



第 4. 1. 8-1 図 起因事象別炉心損傷頻度

第 4.1.8-3 表 起因事象別主要シーケンス

起因事象	事故シーケンス	シーケンス別 CDF (/炉年)	寄与 (%)
大破断 L O C A	大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗 (格納容器再循環サンプ隔離弁開操作失敗)	2. 6E-08	0. 0
中破断 L O C A	中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 (格納容器再循環サンプ隔離弁開操作失敗)	1. 1E-07	0. 1
小破断 L O C A	小破断 L O C A + 高圧注入失敗 (低温側注入ライン手動弁閉塞)	1. 2E-06	0. 5
インターフェイスシステム L O C A	インターフェイスシステム L O C A	3. 0E-11	0. 0
主給水流量喪失	主給水流量喪失 + 補助給水失敗 (補助給水タンク閉塞)	3. 3E-07	0. 2
外部電源喪失	外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源喪失 (ディーゼル発電機起動失敗 共通原因故障)	5. 8E-06	2. 6
A T W S	原子炉トリップが必要な起因事象 + 原子炉トリップ失敗 (原子炉トリップ遮断機開失敗 共通原因故障)	1. 2E-08	0. 0
2 次冷却系の破断	2 次冷却系の破断 + 補助給水失敗 (診断過誤による破断側の蒸気発生器への給水停止失敗)	1. 2E-06	0. 5
蒸気発生器伝熱管破損	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事象診断過誤による破損側蒸気発生器への給水停止失敗 + 主蒸気管破断)	1. 7E-07	0. 1
過渡事象	過渡事象 + 補助給水失敗 (補助給水タンク閉塞)	2. 9E-06	1. 3
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失 + R C P シール L O C A (R C P シール L O C A 発生)	2. 0E-04	91
手動停止	手動停止 + 補助給水失敗 (補助給水タンク閉塞)	6. 9E-06	3. 1

第 4.1.8-4 表 (1 / 6) 事故シーケンスを構成するカットセット

事故シーケンス			CDF (/炉年)	寄与割合 (全シナシ)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (事故シナシ)
2 次冷却系からの除熱機能喪失	手動停止	補助給水失敗	6.9E-06	3.1%	①補助給水タンク閉塞	2.8E-06	40.6%
					②空調用冷水ポンプ又は冷凍機A, C (B, C) 運転継続失敗の共通原因故障	1.6E-06	23.2%
					③補助給水タンク外部リーク	2.7E-07	3.9%
					④蒸気発生器-A, B, C水位計の作動失敗の共通原因故障による補助給水ポンプ起動失敗	9.7E-08	1.4%
					⑤補助給水系各機器の外部リーク	8.3E-08	1.2%
	過渡事象	補助給水失敗	2.9E-06	1.3%	手動停止+補助給水失敗と同様		
	2 次冷却系の破断	補助給水失敗	1.2E-06	0.5%	① 2 次冷却系の破断事象診断過誤による破断側の蒸気発生器ループへの給水停止失敗	1.2E-06	100.0%
					②補助給水タンク閉塞	5.3E-09	0.4%
					③破断側の蒸気発生器への補助給水隔離弁FW-576B閉失敗+FW-557B (HCV-3725) 閉止操作失敗	0.0E+00	0.0%
	主給水流量喪失	補助給水失敗	3.3E-07	0.2%	手動停止+補助給水失敗と同様		
	外部電源喪失	補助給水失敗	1.3E-07	0.1%	①補助給水タンク閉塞	5.9E-08	45.4%
					②補助給水タンク外部リーク	5.5E-09	4.2%
					③補助給水系各機器の外部リーク	1.7E-09	1.3%
	蒸気発生器伝熱管破損	補助給水失敗	6.6E-08	<0.1%	①補助給水タンク閉塞	3.0E-08	45.5%
					②空調用冷水ポンプ又は冷凍機A, C (B, C) 運転継続失敗の共通原因故障	4.3E-09	6.5%
					③補助給水タンク外部リーク	2.8E-09	4.2%
					④補助給水系各機器の外部リーク	8.6E-10	1.3%
	小破断 LOCA	補助給水失敗	6.3E-09	<0.1%	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗と同様		
	2 次冷却系の破断	主蒸気隔離失敗	5.2E-11	<0.1%	①運転員による破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁 (MS-575A) 閉止失敗 + 破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン逆止弁 (MS-576A) 閉失敗により健全側ループの蒸気が破断側ループへ流出 (破断側の蒸気発生器-Bを想定)	3.9E-11	75.0%
					②健全ループ主蒸気隔離弁バイパス弁HCV-3615 (3635) 内部リーク + 破断ループ主蒸気隔離逆止弁MS-531B閉失敗 (破断側の蒸気発生器-Bを想定)	6.6E-12	12.7%
					③健全ループ主蒸気隔離弁MS-528A (C) 閉失敗 + 破断ループ主蒸気隔離逆止弁MS-531B閉失敗 (破断側の蒸気発生器-Bを想定)	6.1E-12	11.7%

第 4.1.8-4 表 (2/6) 事故シーケンスを構成するカットセット

事故シーケンス			C D F (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	C D F (/炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)
安全機能のサポート機能喪失	外部電源喪失	非常用所内交流動力電源失敗	5.8E-06	2.6%	①ディーゼル発電機室給気ファンA, C (D) 又はB, C (D) 起動失敗の共通原因故障	2.9E-07	5.0%
					②ディーゼル発電機-A, B起動失敗の共通原因故障	5.8E-08	1.0%
					③UV信号A, B両トレンの共通原因故障	5.8E-08	1.0%
					④所内変圧器側受電遮断器開放失敗の共通原因故障	5.8E-08	1.0%
	原子炉補機冷却機能喪失	R C P シール L O C A	2.0E-04	90.9%	① R C P シール L O C A の発生	2.0E-04	100.0%
		加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A	9.0E-07	0.4%	①加圧器安全弁RC-055 (056, 057) 再閉止失敗	9.0E-07	100.0%
					②加圧器逃がし弁RC-452A (B) 閉失敗 + 加圧器逃がし弁元弁RC-054A (B) 閉失敗	0.0E+00	0.0%
		補助給水失敗	5.8E-09	<0.1%	①補助給水タンク閉塞	2.5E-09	43.0%
					②空調用冷水ポンプ又は冷凍機A, C (B, C) 運転継続失敗の共通原因故障	3.5E-10	6.0%
					③補助給水タンク外部リーク	2.3E-10	4.0%
					④蒸気発生器-A, B, C水位計の作動失敗の共通原因故障による補助給水ポンプ起動失敗	5.8E-11	1.0%
					⑤補助給水系各機器の外部リーク	5.8E-11	1.0%

第 4.1.8-4 表 (3/6) 事故シーケンスを構成するカットセット

事故シーケンス			CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)
原子炉格納容器除熱機能喪失	小破断 LOCA	格納容器 スプレイ再循環 失敗	2.2E-07	0.1%	①格納容器スプレイポンプ入口弁CP-001A, B閉操作失敗	9.5E-08	43.2%
					②格納容器スプレイ冷却器補機冷却水通水弁CC-178A, B開操作失敗	9.5E-08	43.2%
					③格納容器スプレイ冷却器補機冷却水通水弁CC-178A, B開失敗の共通原因故障	6.6E-09	3.0%
	中破断 LOCA	格納容器 スプレイ再循環 失敗	6.7E-08	<0.0%	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗と同様		
	小破断 LOCA	格納容器 スプレイ注入 失敗	2.6E-08	<0.0%	①格納容器スプレイ作動信号A, B両トレンの共通原因故障	4.8E-09	18.5%
					②格納容器スプレイ作動信号A (B) トレン失敗 + 格納容器スプレイポンプB (A) 試験による待機除外	3.1E-09	11.9%
					③格納容器スプレイ作動信号A (B) トレン失敗 + 格納容器スプレイヘッダ入口手動弁CP-025B (A) 閉塞	2.3E-09	8.8%
	中破断 LOCA	格納容器 スプレイ注入 失敗	8.0E-09	<0.0%	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗と同様		
	大破断 LOCA	低圧再循環失敗 + 格納容器 スプレイ再循環 失敗	1.8E-11	<0.0%	①余熱除去冷却器補機冷却水通水弁CC-114A, B開操作失敗 + 格納容器スプレイ冷却器補機冷却水通水弁CC-178A, B開操作失敗	4.1E-12	22.8%
					②余熱除去冷却器補機冷却水通水弁CC-114A, B開操作失敗 + 格納容器スプレイポンプ入口弁CP-001A, B閉操作失敗	4.1E-12	22.8%
					③格納容器スプレイポンプ入口弁CP-001A, B閉操作失敗 + 余熱除去冷却器補機冷却水通水弁CC-114A, B開失敗の共通原因故障	1.8E-13	1.0%
					④格納容器スプレイ冷却器補機冷却水通水弁CC-178A, B開操作失敗 + 余熱除去冷却器補機冷却水通水弁CC-114A, B開失敗の共通原因故障	1.8E-13	1.0%
					⑤余熱除去冷却器補機冷却水通水弁CC-114A, B開操作失敗 + 格納容器スプレイ冷却器補機冷却水通水弁CC-178A, B開失敗の共通原因故障	1.8E-13	1.0%
	大破断 LOCA	格納容器 スプレイ注入 失敗 + 低圧再循環失敗 + (高圧再循環成功)	2.8E-12	<0.0%	①格納容器スプレイポンプA (B) 試験による待機除外 + 余熱除去冷却器補機冷却水通水弁CC-114A (B) 開失敗 + 格納容器スプレイ作動信号/SI信号の共用部 (ユニバーサルカード等) B (A) 失敗	2.4E-13	8.6%
					②格納容器スプレイポンプA, B起動失敗の共通原因故障 + 余熱除去冷却器補機冷却水通水弁CC-114A, B開操作失敗	5.6E-14	2.0%

第 4.1.8-4 表 (4/6) 事故シーケンスを構成するカットセット

事故シーケンス			C D F (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	C D F (/炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)
原子炉停止 機能喪失	A T W S	—	1.2E-08	<0.0%	①原子炉トリップ回路作動失敗の共通原因故障	7.0E-09	58.0%
					②原子炉トリップ遮断器開失敗の共通原因故障	5.2E-09	43.0%
E C C S 注入機能喪失	小破断 L O C A	高圧注入失敗	1.2E-06	0.5%	①低温側注入ライン手動弁SI-071B (C) 閉塞 (A ₁ -P ₁ °での破断を想定)	6.5E-07	54.2%
					②低温側注入ラインオリフィスSI-01B (C) 閉塞 (A ₁ -P ₁ °での破断を想定)	2.5E-07	20.8%
					③低温側注入ラインオリフィス3FE-980B (C) 閉塞 (A ₁ -P ₁ °での破断を想定)	2.5E-07	20.8%
	中破断 L O C A	高圧注入失敗	1.2E-08	0.0%	①SI信号A (B) トレン失敗+高圧注入ポンプB (A) 試験による待機除外	2.0E-09	16.7%
					②SI信号A, B両トレンの共通原因故障	1.9E-09	15.8%
					③高圧注入ポンプA (B) 試験による待機除外 +高圧注入ポンプB (A) 出口手動弁SI-019B (A) 閉塞	8.1E-10	6.8%
	大破断 L O C A	蓄圧注入失敗	9.2E-09	0.0%	①蓄圧タンクB, (C) 閉塞 (A ₁ -P ₁ °での破断を想定)	6.2E-09	67.4%
					②蓄圧タンク出口電動弁SI-132B (C) 閉塞 (A ₁ -P ₁ °での破断を想定)	1.9E-09	20.7%
					③蓄圧タンク出口逆止弁SI-136B (C) 開失敗 (A ₁ -P ₁ °での破断を想定)	4.6E-10	5.0%
					④蓄圧タンク出口逆止弁SI-134B (C) 開失敗 (A ₁ -P ₁ °での破断を想定)	4.6E-10	5.0%
	大破断 L O C A	低圧注入失敗	6.2E-09	0.0%	①SI信号A (B) トレン失敗+RHRポンプB (A) 試験による待機除外	6.6E-10	10.6%
					②余熱除去ポンプA (B) 出口流量低信号復帰失敗 +余熱除去ポンプB (A) 試験による待機除外	6.6E-10	10.6%
					③SI信号A, B両トレンの共通原因故障	6.2E-10	10.0%
					④余熱除去ポンプ出口流量低信号A, B両トレンの共通原因故障による ミニフローライン弁FCV-601, 611の誤開	6.2E-10	10.0%
	中破断 L O C A	蓄圧注入失敗	2.5E-11	0.0%	①蓄圧タンク出口逆止弁SI-134B, C開失敗の共通原因故障 (A ₁ -P ₁ °での破断を想定)	1.1E-11	44.0%
					②蓄圧タンク出口逆止弁SI-136B, C開失敗の共通原因故障 (A ₁ -P ₁ °での破断を想定)	1.1E-11	44.0%
					③蓄圧タンクB, C閉塞 (A ₁ -P ₁ °での破断を想定)	1.5E-12	6.0%

第4.1.8-4表(5/6) 事故シーケンスを構成するカットセット

事故シーケンス			CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)
ECCS再循環機能喪失	小破断 LOCA	高圧再循環失敗	3.6E-07	0.2%	①再循環サンプ隔離弁SI-093A, B開操作失敗	9.5E-08	26.4%
					②高圧注入ポンプ/余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンクライン入口電動弁SI-002A, B閉操作失敗	9.5E-08	26.4%
					③高圧注入ポンプミニフロー電動弁SI-015A, B及びSI-016A, B閉操作失敗	9.5E-08	26.4%
					④再循環切替診断失敗	5.9E-08	16.4%
					⑤再循環サンプ隔離弁SI-093A, B開失敗の共通原因故障	5.0E-10	<0.1%
	中破断 LOCA	高圧再循環失敗	1.1E-07	0.1%	小破断LOCA+高圧再循環失敗と同様		
	大破断 LOCA	低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗	2.6E-08	<0.1%	①再循環サンプ隔離弁SI-093A, B開操作失敗	9.5E-09	36.5%
					②高圧注入ポンプ/余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンクライン入口電動弁SI-002A, B閉操作失敗	9.5E-09	36.5%
					③再循環切替診断失敗	5.9E-09	22.7%
					④再循環サンプ隔離弁SI-093A, B開失敗の共通原因故障	5.0E-11	<0.1%

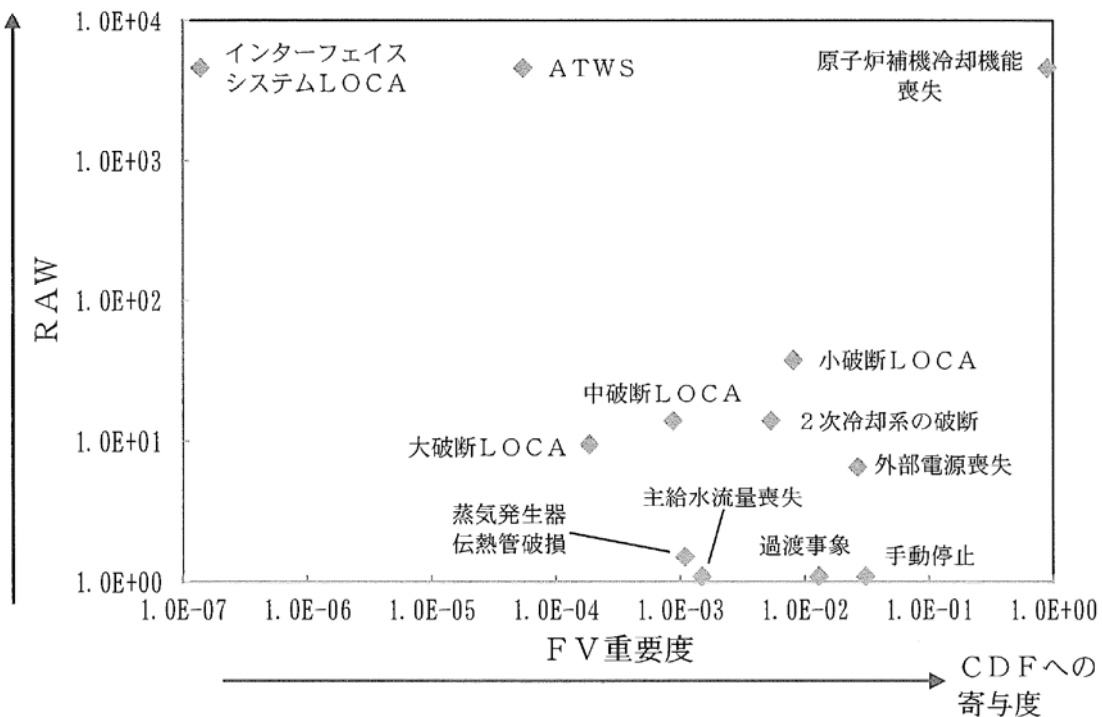
第 4.1.8-4 表 (6 / 6) 事故シーケンスを構成するカットセット

事故シーケンス			C D F (/ 炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	C D F (/ 炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)
格納容器 バイパス	蒸気発生器 伝熱管破損	破損側蒸気発生器 の隔離失敗	1.7E-07	0.1%	①蒸気発生器伝熱管破損事象診断過誤による破損側蒸気発生器への 給水停止失敗 + 主蒸気管破断	6.5E-08	38.2%
					②破損側蒸気発生器タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁 MS-575A閉止失敗 (破損側蒸気発生器-Bを想定)	2.3E-08	13.5%
					③破損側蒸気発生器主蒸気ライン圧力高信号失敗による主蒸気 逃がし弁開失敗 + 主蒸気安全弁MS-521B再閉止失敗 (破損側蒸気発生器-Bを想定)	1.3E-08	7.6%
					④主蒸気ダンプ弁開信号失敗+破損側主蒸気安全弁MS-521B再閉止失敗 (破損側蒸気発生器-Bを想定)	1.3E-08	7.6%
					⑤破損側蒸気発生器タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁 MS-575A閉操作(中央及び現地)失敗 (破損側蒸気発生器-Bを想定)	1.0E-08	6.0%
	インター フェイス システム LOCA	—	3.0E-11	<0.1%	—	3.0E-11	100%

第 4. 1. 8-5 表 起因事象別重要度評価結果 (F V 重要度)

No	起因事象	F V 重要度	RAW
1	原子炉補機冷却機能喪失	9. 1E-01	4. 6E+03
2	手動停止	3. 1E-02	1. 1E+00
3	外部電源喪失	2. 7E-02	6. 6E+00
4	過渡事象	1. 3E-02	1. 1E+00
5	小破断LOCA	8. 2E-03	3. 8E+01
6	2次冷却系の破断	5. 4E-03	1. 4E+01
7	主給水流量喪失	1. 5E-03	1. 1E+00
8	蒸気発生器伝熱管破損	1. 1E-03	1. 5E+00
9	中破断LOCA	8. 9E-04	1. 4E+01
10	大破断LOCA	1. 9E-04	9. 5E+00
11	ATWS	5. 5E-05	4. 6E+03
12	インターフェイスシステムLOCA	1. 4E-07	4. 6E+03

起因事象による
CDF 増加割合

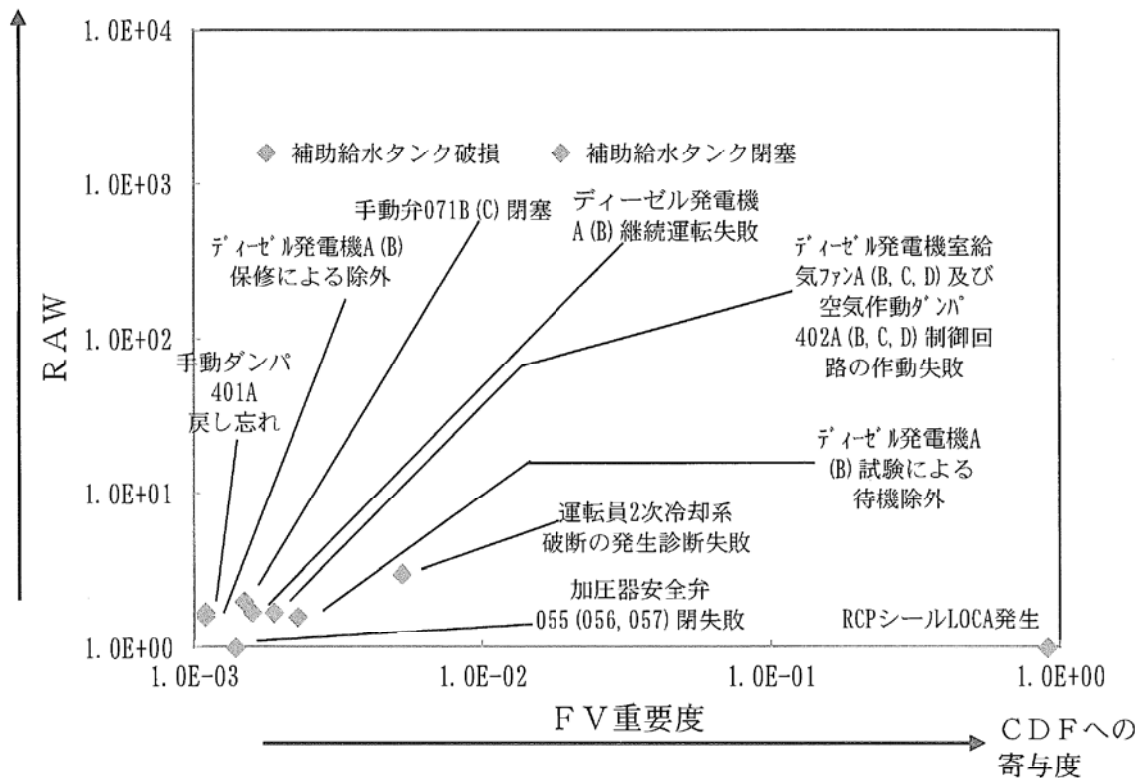


第 4. 1. 8-2 図 起因事象別重要度 (F V - RAW)

第 4. 1. 8-6 表 基事象別重要度評価結果 (F V 重要度上位 20 位)

No	基事象	F V 重要度	R A W
1	RCPシールLOCA発生	9. 1E-01	1. 0E+00
2	補助給水タンク 閉塞	1. 9E-02	1. 6E+03
3	運転員 2次系破断の発生 診断失敗	5. 3E-03	3. 0E+00
4	ディーゼル発電機A 試験による待機除外	2. 3E-03	1. 6E+00
5	ディーゼル発電機B 試験による待機除外	2. 3E-03	1. 6E+00
6	ディーゼル発電機室給気ファンBおよび空気作動ダンパ402B 制御回路の作動失敗	1. 9E-03	1. 7E+00
7	ディーゼル発電機室給気ファンDおよび空気作動ダンパ402D 制御回路の作動失敗	1. 9E-03	1. 7E+00
8	ディーゼル発電機室給気ファンAおよび空気作動ダンパ402A 制御回路の作動失敗	1. 9E-03	1. 7E+00
9	ディーゼル発電機室給気ファンCおよび空気作動ダンパ402C 制御回路の作動失敗	1. 9E-03	1. 7E+00
10	補助給水タンク 破損	1. 8E-03	1. 6E+03
11	ディーゼル発電機A 継続運転失敗	1. 6E-03	1. 7E+00
12	ディーゼル発電機B 継続運転失敗	1. 6E-03	1. 7E+00
13	手動弁071B 閉塞	1. 5E-03	2. 0E+00
14	手動弁071C 閉塞	1. 5E-03	2. 0E+00
15	加圧器安全弁056 閉失敗	1. 4E-03	1. 0E+00
16	加圧器安全弁055 閉失敗	1. 4E-03	1. 0E+00
17	加圧器安全弁057 閉失敗	1. 4E-03	1. 0E+00
18	ディーゼル発電機A 保守による待機除外	1. 1E-03	1. 6E+00
19	ディーゼル発電機B 保守による待機除外	1. 1E-03	1. 6E+00
20	手動ダンパ401A 戻し忘れ	1. 1E-03	1. 7E+00

起因事象による
C D F 増加割合



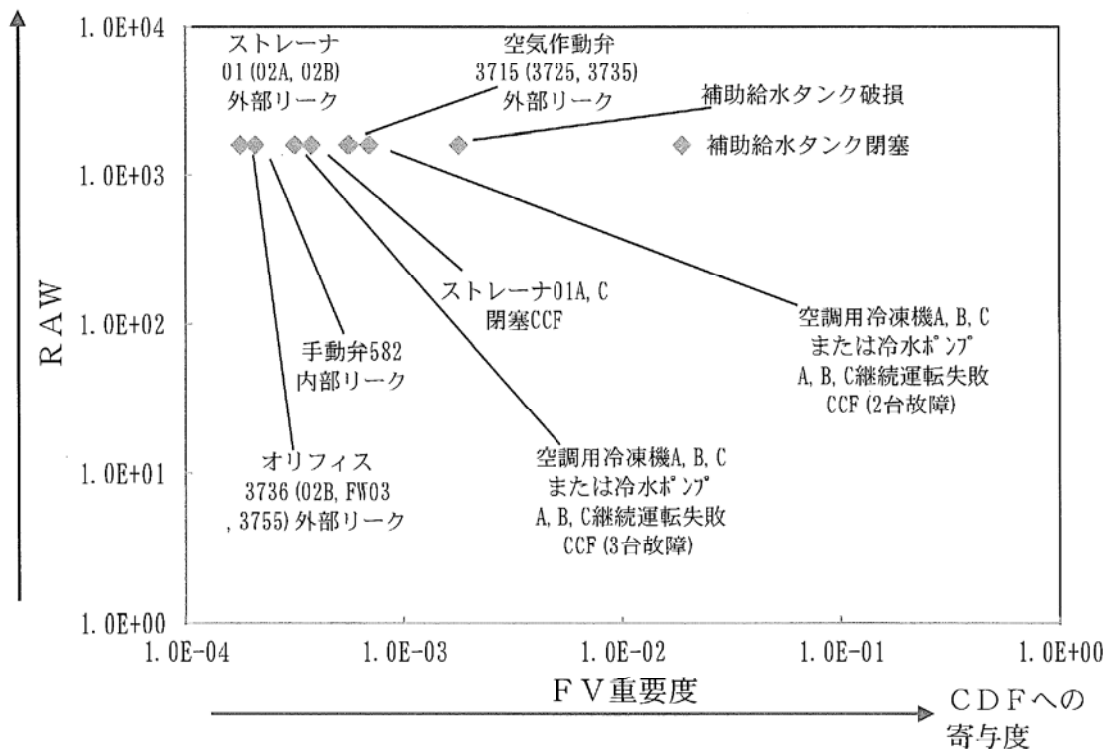
第 4. 1. 8-3 図 基事象別重要度 (F V 重要度上位 20 位)

第 4. 1. 8-7 表 基事象別重要度評価結果 (RAW上位 20 位)

No	基事象	RAW	FV重要度
1	補助給水タンク 閉塞	1. 6E+03	1. 9E-02
2	補助給水タンク 破損	1. 6E+03	1. 8E-03
3	空調用冷凍機A, B, C 継続運転失敗 CCF	1. 6E+03	7. 0E-04
4	空調用冷水ポンプA, B, C 継続運転失敗 CCF	1. 6E+03	7. 0E-04
5	空調用冷水ポンプA, B, C 継続運転失敗 CCF	1. 6E+03	7. 0E-04
6	空調用冷凍機A, B, C 継続運転失敗 CCF	1. 6E+03	7. 0E-04
7	空気作動弁3715 外部リーク	1. 6E+03	5. 7E-04
8	空気作動弁3725 外部リーク	1. 6E+03	5. 7E-04
9	空気作動弁3735 外部リーク	1. 6E+03	5. 7E-04
10	ストレーナ02A 外部リーク	1. 6E+03	5. 6E-04
11	ストレーナ01 外部リーク	1. 6E+03	5. 6E-04
12	ストレーナ02B 外部リーク	1. 6E+03	5. 6E-04
13	ストレーナ01A, C 閉塞CCF	1. 6E+03	3. 8E-04
14	空調用冷凍機A, B, C 継続運転失敗 CCF	1. 6E+03	3. 2E-04
15	空調用冷水ポンプA, B, C 継続運転失敗 CCF	1. 6E+03	3. 2E-04
16	手動弁582 内部リーク	1. 6E+03	2. 1E-04
17	オリフィス3736 外部リーク	1. 6E+03	1. 8E-04
18	オリフィス02B 外部リーク	1. 6E+03	1. 8E-04
19	オリフィスFW03 外部リーク	1. 6E+03	1. 8E-04
20	オリフィス3755 外部リーク	1. 6E+03	1. 8E-04

(注：RAWが同値の場合、FV重要度が高いものを優先して記載)

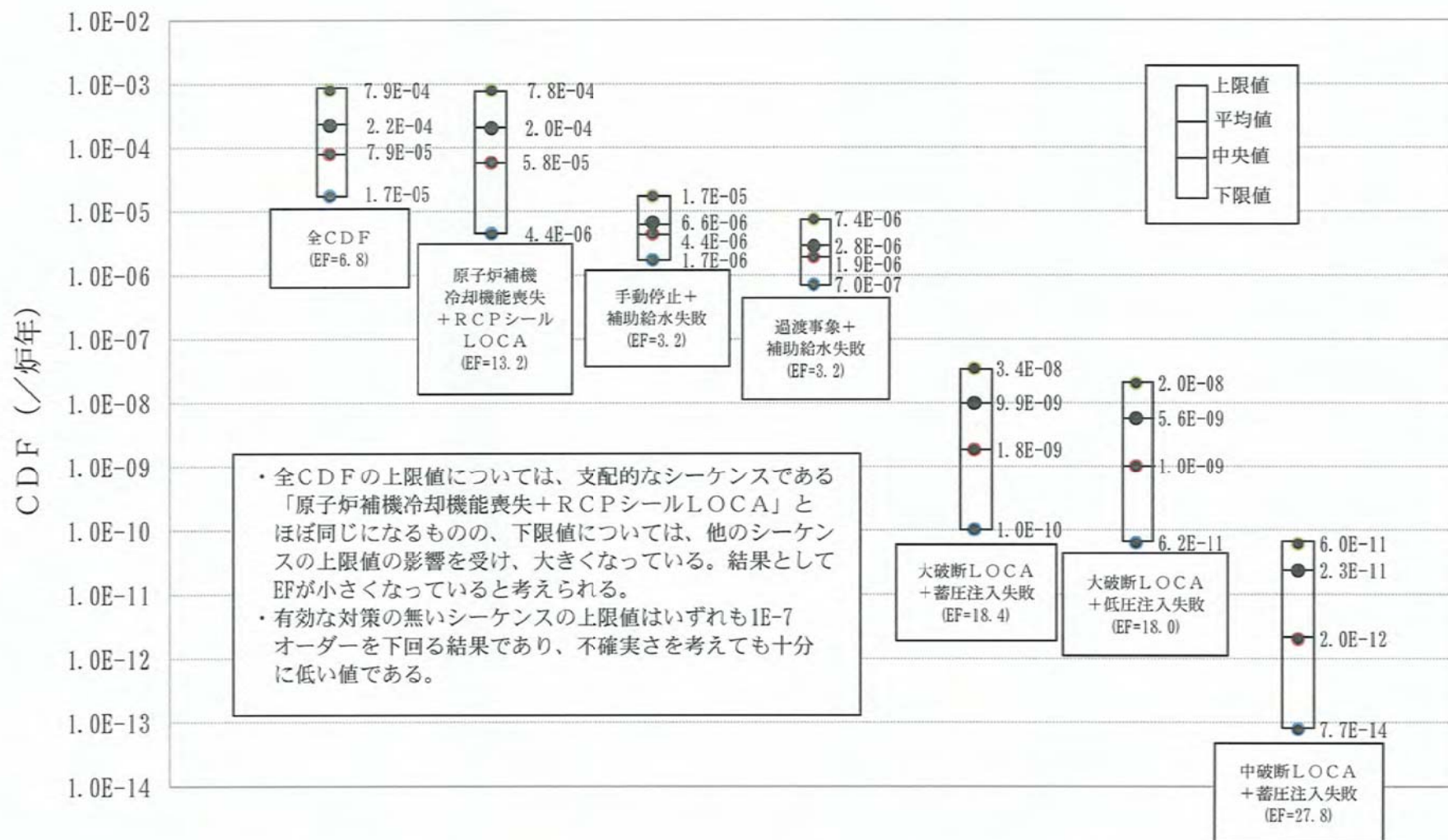
起因事象による
CDF増加割合



第 4. 1. 8-4 図 基事象別重要度 (RAW上位 20 位)

第 4.1.8-8 表 全炉心損傷頻度及び事故シーケンス別炉心損傷頻度の不確実さ解析結果

事故シーケンス	下限値 (/炉年)	中央値 (/炉年)	上限値 (/炉年)	平均値 (/炉年)	エラー ファクター
全 C D F	1.7E-05	7.9E-05	7.9E-04	2.2E-04	6.8
大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	1.1E-13	2.3E-12	5.7E-11	1.6E-11	22.4
大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗	2.7E-10	4.9E-09	9.4E-08	2.4E-08	18.7
大破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗 + 低圧再循環失敗	9.9E-15	2.5E-13	7.5E-12	2.3E-12	27.6
大破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗 + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗	1.9E-14	4.3E-13	1.1E-11	3.3E-12	23.9
大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗	1.0E-10	1.8E-09	3.4E-08	9.9E-09	18.4
大破断 L O C A + 低圧注入失敗	6.2E-11	1.0E-09	2.0E-08	5.6E-09	18.0
中破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗	6.4E-10	1.2E-08	2.4E-07	6.3E-08	19.3
中破断 L O C A + 高圧再循環失敗	1.4E-09	2.3E-08	4.2E-07	1.1E-07	17.3
中破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗	7.0E-11	1.3E-09	2.6E-08	7.4E-09	19.4
中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗	7.7E-14	2.0E-12	6.0E-11	2.3E-11	27.8
中破断 L O C A + 高圧注入失敗	1.2E-10	2.0E-09	3.8E-08	1.1E-08	17.6
小破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗	2.1E-09	4.0E-08	7.7E-07	2.0E-07	19.2
小破断 L O C A + 高圧再循環失敗	4.3E-09	7.5E-08	1.3E-06	3.6E-07	17.4
小破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗	2.3E-10	4.0E-09	8.7E-08	2.4E-08	19.7
小破断 L O C A + 高圧注入失敗	1.1E-08	2.0E-07	4.2E-06	1.2E-06	19.3
小破断 L O C A + 補助給水失敗	9.3E-11	1.4E-09	2.3E-08	6.0E-09	15.6
インターフェイスシステム L O C A (直接炉心損傷)	1.1E-13	3.6E-12	1.1E-10	3.1E-11	30.8
主給水流量喪失 + 補助給水失敗	5.0E-08	1.9E-07	9.4E-07	3.2E-07	4.3
外部電源喪失 + 補助給水失敗	1.3E-08	6.3E-08	4.0E-07	1.3E-07	5.6
外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源の確立失敗	5.4E-07	2.8E-06	1.7E-05	5.3E-06	5.7
A T W S (炉心損傷直結)	1.2E-10	1.5E-09	3.2E-08	8.8E-09	15.9
2次冷却系の破断 + 補助給水失敗	4.8E-09	1.4E-07	4.1E-06	1.2E-06	29.1
2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗	1.5E-13	4.7E-12	1.6E-10	5.3E-11	32.9
蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗	2.2E-09	2.9E-08	4.6E-07	1.4E-07	14.7
蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗	1.5E-09	1.8E-08	2.2E-07	6.2E-08	12.1
過渡事象 + 補助給水失敗	7.0E-07	1.9E-06	7.4E-06	2.8E-06	3.2
原子炉補機冷却機能喪失 + R C P シール L O C A	4.4E-06	5.8E-05	7.8E-04	2.0E-04	13.2
原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A	4.9E-09	1.3E-07	3.3E-06	9.3E-07	25.8
原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗	8.5E-11	1.3E-09	2.1E-08	5.6E-09	15.9
手動停止 + 補助給水失敗	1.7E-06	4.4E-06	1.7E-05	6.6E-06	3.2



第 4.1.8-5 図 全炉心損傷頻度及び事故シーケンス別炉心損傷頻度の不確実さ解析結果

第 4. 1. 8-9 表 感度解析結果（起因事象別 C D F）

起因事象	ケース	ベースケース	ケース 1	ケース 2
		C D F（/ 炉年）	C D F（/ 炉年）	C D F（/ 炉年）
大破断 L O C A		4. 1E-08（0%）	4. 1E-08（0%）	4. 1E-08（0%）
中破断 L O C A		2. 0E-07（0%）	2. 0E-07（0%）	2. 0E-07（0%）
小破断 L O C A		1. 8E-06（1%）	1. 8E-06（3%）	1. 8E-06（1%）
インターフェイス システム L O C A		3. 0E-11（0%）	3. 0E-11（0%）	3. 4E-09（0%）
主給水流量喪失		3. 3E-07（0%）	3. 3E-07（1%）	3. 3E-07（0%）
外部電源喪失		5. 9E-06（3%）	5. 9E-06（10%）	5. 9E-06（3%）
A T W S		1. 2E-08（0%）	1. 2E-08（0%）	1. 2E-08（0%）
2 次冷却系の破断		1. 2E-06（1%）	1. 2E-06（2%）	1. 2E-06（1%）
蒸気発生器伝熱管破損		2. 4E-07（0%）	2. 4E-07（0%）	2. 4E-07（0%）
過渡事象		2. 9E-06（1%）	2. 9E-06（5%）	2. 9E-06（1%）
原子炉補機冷却機能喪失		2. 0E-04（91%）	4. 2E-05（68%）	2. 0E-04（91%）
手動停止		6. 9E-06（3%）	6. 9E-06（11%）	6. 9E-06（3%）
合計		2. 2E-04（100%）	6. 2E-05（100%）	2. 2E-04（100%）

ケース 1：R C P シール L O C A モデルに W O G 2000 モデルを想定した場合

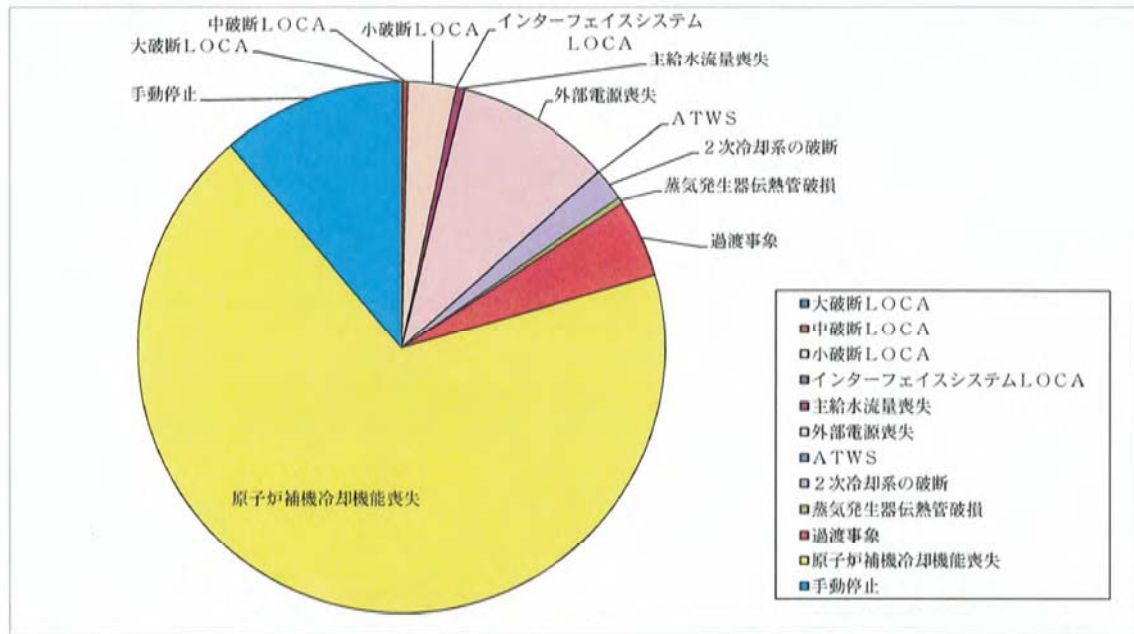
ケース 2：起因事象「インターフェイスシステム L O C A」の発生頻度に隔離弁（電動弁）の誤開を考慮した場合

第 4.1.8-10 表 感度解析結果（上位 10 事故シーケンス一覧）

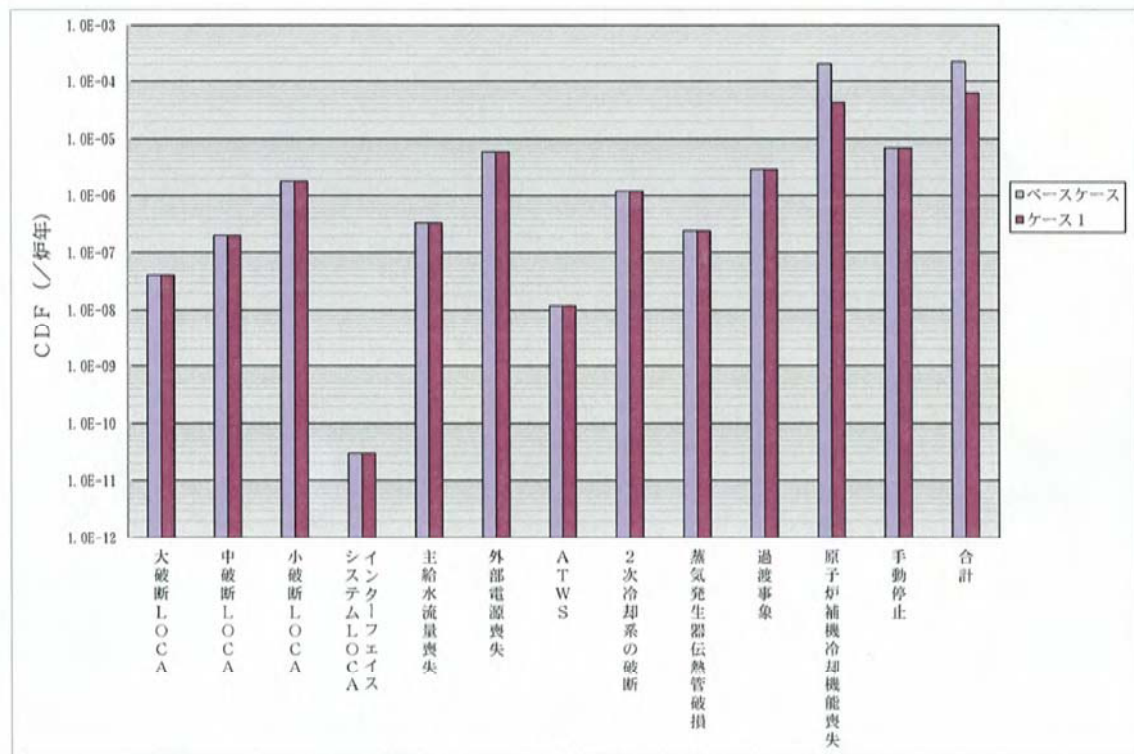
順位	事故シーケンスグループ	事故シーケンス	炉心損傷防止対策	ベースケース		ケース 1		ケース 2	
				C D F (/炉年)	寄与率	C D F (/炉年)	寄与率	C D F (/炉年)	寄与率
1	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+R C P シール L O C A	2 次系強制冷却+炉心注入（充てんポンプ活用）	2.0E-04	91%	4.2E-05	67%	2.0E-04	91%
2	2 次系からの除熱機能喪失	手動停止+補助給水失敗	フィードアンドブリード	6.9E-06	3.1%	6.9E-06	11%	6.9E-06	3.1%
3	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失（外部電源喪失 +非常用所内交流動力電源喪失）	2 次系強制冷却+炉心注入（充てんポンプ活用）強制冷却 +空冷式非常用発電装置+炉心注入（充てんポンプ活用）	5.8E-06	2.6%	5.8E-06	9.3%	5.8E-06	2.6%
4	2 次系からの除熱機能喪失	過渡事象+補助給水失敗	フィードアンドブリード	2.9E-06	1.3%	2.9E-06	4.7%	2.9E-06	1.3%
5	E C C S 注水機能喪失	小破断 L O C A + 高圧注入失敗	2 次系強制冷却+低圧注入	1.2E-06	0.5%	1.2E-06	1.9%	1.2E-06	0.5%
6	2 次系からの除熱機能喪失	2 次冷却系の破断+補助給水失敗	フィードアンドブリード	1.2E-06	0.5%	1.2E-06	1.9%	1.2E-06	0.5%
7	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃 がし弁/安全弁 L O C A	2 次系強制冷却+炉心注入（充てんポンプ活用）	9.0E-07	0.4%	9.0E-07	1.4%	9.0E-07	0.4%
8	E C C S 再循環機能喪失	小破断 L O C A + 高圧再循環失敗	代替再循環（格納容器スプレイポンプ活用）	3.6E-07	0.2%	3.6E-07	0.6%	3.6E-07	0.2%
9	2 次系からの除熱機能喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	フィードアンドブリード	3.3E-07	0.2%	3.3E-07	0.5%	3.3E-07	0.2%
10	原子炉格納容器の除熱機能喪失	小破断 L O C A + 格納容器スプレイ 再循環失敗	格納容器内自然対流冷却	2.2E-07	0.1%	2.2E-07	0.4%	2.2E-07	0.1%

色塗り箇所はベースケースから有意な変化がみられた箇所を示す。

上位 10 位までのシーケンスにより、ベースケース及びケース 2 では全 C D F（2.2E-4）の 99.7%が、またケース 1 では 99.0%が占められる。

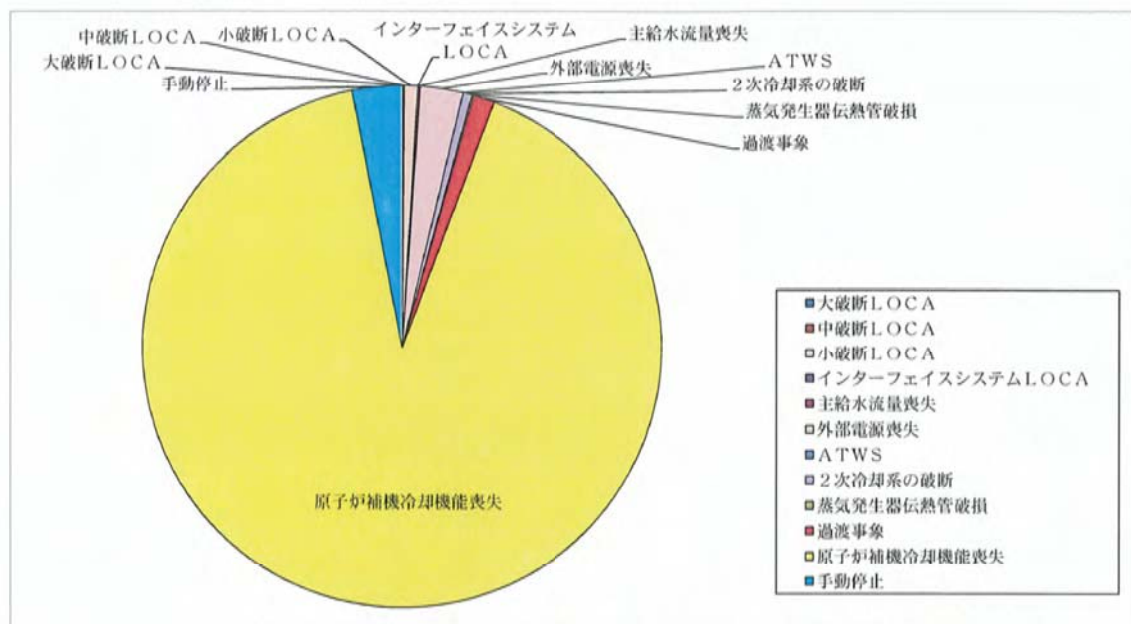


(ケース1の結果)

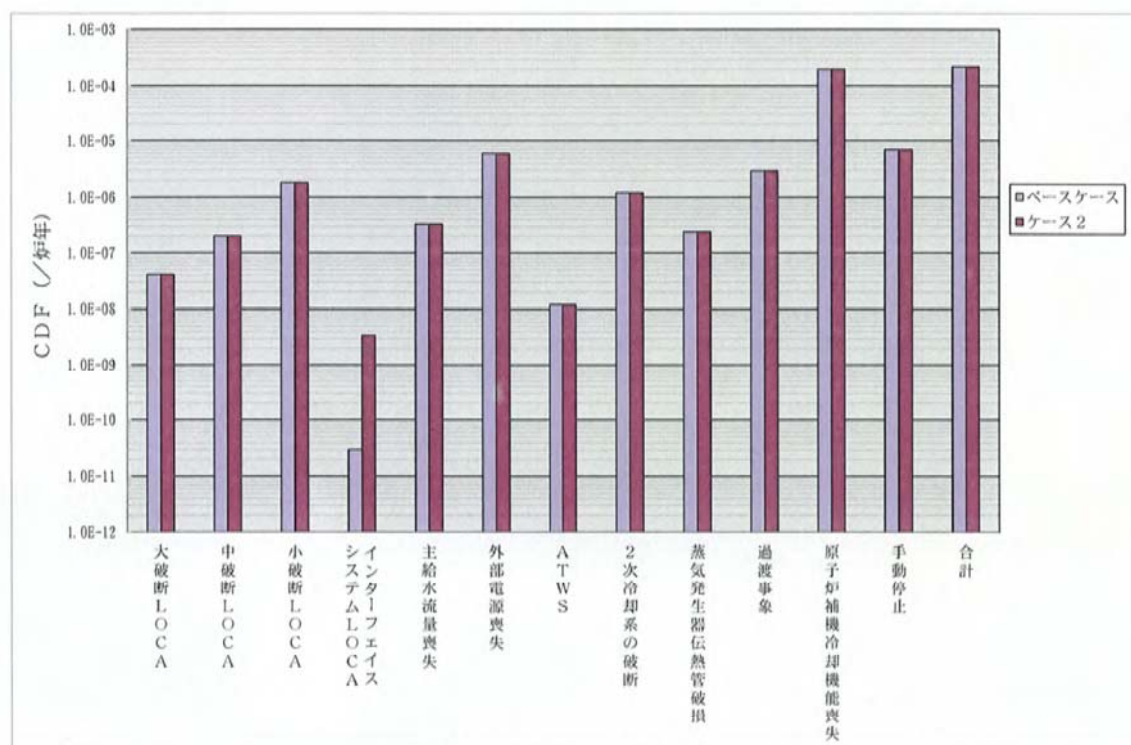


(ベースケースとの比較)

第 4.1.8-6 図 ケース1：耐熱リングの効果



(ケース2の結果)



(ベースケースとの比較)

第 4. 1. 8-7 図 ケース 2 : 「インターフェイスシステムLOCA」
起因事象発生頻度の見直し

4.2 出力運転時内部事象レベル1.5 P R A

出力時レベル 1.5 P R A は，学会標準に基づき，第 4.2-1 図に記載するフローにより実施した。P R A の技術要素ごとに実施した作業について以下に示す。

4.2.1 プラントの構成・特性の調査

対象プラントに関する説明として，レベル 1.5 P R A で考慮する設備・操作等を以下に示す。

(1) 機器，系統の配置及び形状，設備容量

機器，系統の配置及び形状，設備容量は，「3. 対象とするプラントに関する説明」での記載と同様である。

(2) 事故の緩和操作

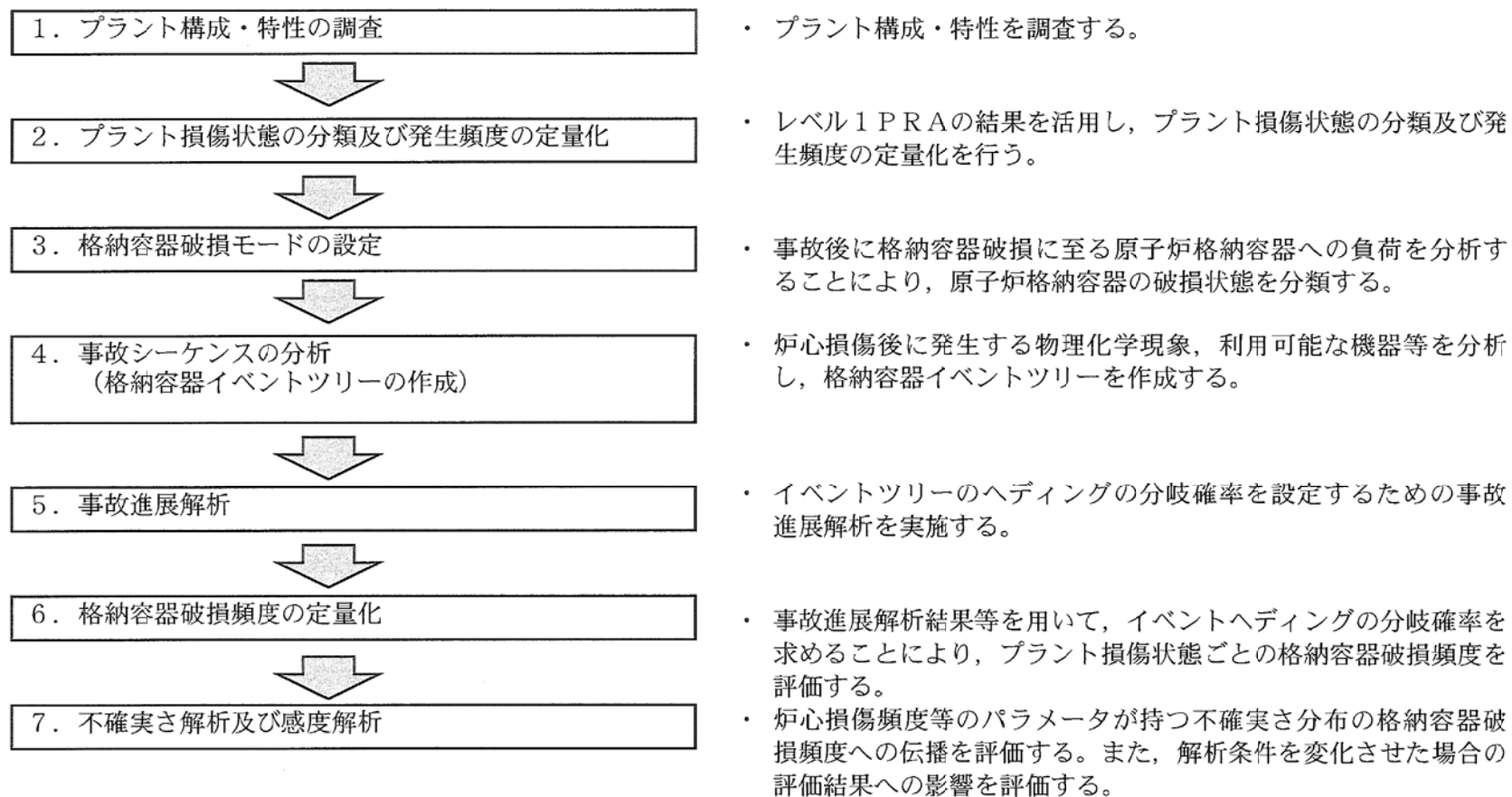
事故時の熱水力的事故進展解析では，プラントの設備だけでなく，運転員による事故時影響緩和操作も事故進展に大きく影響する。今回の P R A では，規制上の担保が得られている緩和操作のみを考慮する。

(3) 燃料及びデブリの移動経路

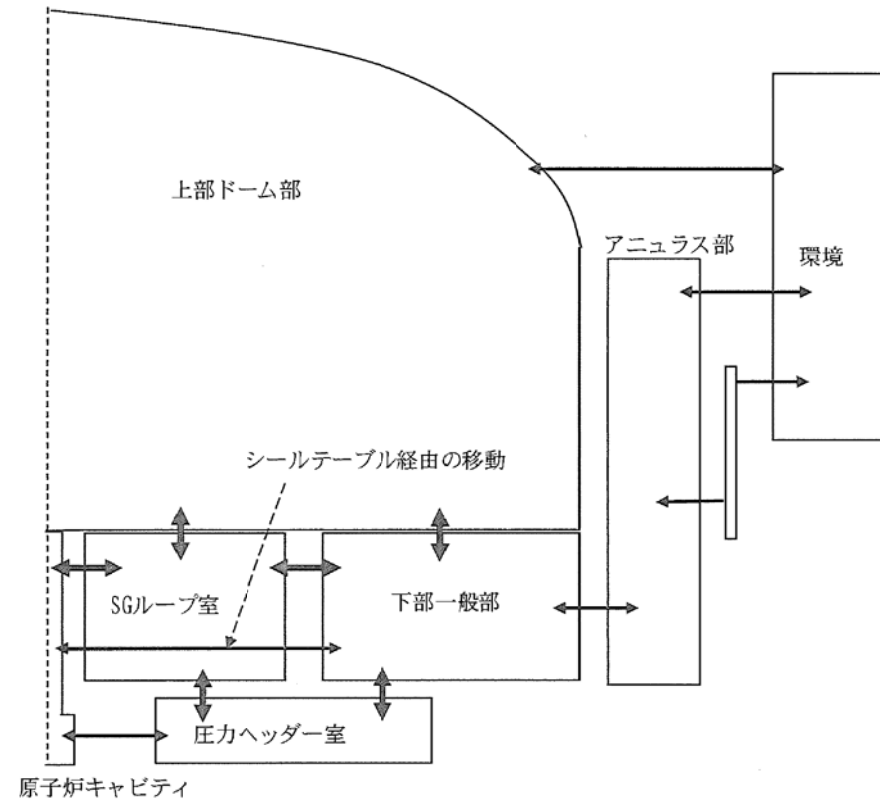
事故時の燃料及びデブリなどの熱源の移動は，水素発生，熔融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉格納容器内の熱水力挙動，核分裂生成物移行挙動に影響する。燃料及びデブリの移動経路は，第 4.2.1-1 図に示す経路が考えられる。原子炉容器破損時は，下表の移動を想定する。

＜燃料及びデブリの移動経路＞

分類	原子炉容器(RV) 破損時放出先	移動経路	移動先区画
重力による移動	原子炉下部 キャビティ	最下区画のため 移動なし	なし
1次系圧力による 分散放出	原子炉下部 キャビティ	シールテーブル	下部一般部



第4.2-1図 出力運転時内部事象レベル1.5PRAの評価フロー



第 4. 2. 1-1 図 燃料及びデブリの飛散の可能性が考えられる経路

4.2.2 プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

出力運転時内部事象レベル 1 P R A で得られた炉心損傷に至るすべての事故シーケンスについて、事故の進展及び事故の緩和操作の類似性からプラント損傷状態（以下「P D S」という。）を定義し、P D S の分類及び発生頻度を評価した。

4.2.2.1 プラント損傷状態の分類

(1) プラント損傷状態の考え方及び定義

P D S は、熱水力学的挙動の類似性として、事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ及び 1 次系圧力、炉心損傷時期並びに格納容器破損時期により分類した。さらに、事故の緩和操作の類似性として、デブリの冷却手段及び原子炉格納容器からの除熱手段を踏まえた格納容器内の事故進展により分類した。以下に P D S への分類において着目すべき属性を整理する。

a. 事故のタイプ及び 1 次系圧力

事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ（L O C A（R C P シール L O C A を含む。）、トランジェント（過渡事象）、格納容器バイパス事象）により分類する。

また、原子炉容器破損時の格納容器内圧力上昇やデブリの飛散とその冷却性への影響の観点から、原子炉容器破損前の 1 次系圧力状態（高圧状態あるいは

は低圧状態)でも分類する。

b. 炉心損傷時期

炉心損傷時に放出される放射性物質の量、炉心損傷後の原子炉容器破損の時期又は格納容器内圧もしくは温度上昇による原子炉格納容器破損の時期に影響を与える観点から、炉心損傷時期として事故発生後短期か長期かで分類する。この時期は緩和操作のための余裕時間に影響を与える。

c. 原子炉格納容器内事故進展(原子炉格納容器破損時期及び溶融炉心の冷却手段)

原子炉格納容器内の事故進展では、原子炉格納容器破損時期及び原子炉格納容器内溶融炉心の冷却手段を考慮して分類する。

原子炉格納容器破損時期に関しては、放射性物質放出挙動の観点から、原子炉格納容器破損の時期として炉心損傷前か炉心損傷後かで分類する。

また、原子炉格納容器内に流出した溶融炉心を冷却する観点で、E C C S又は格納容器スプレイ系の使用可否により分類する。これらのシステムが使用可能である場合、原子炉格納容器内に流出した溶融炉心が冷却される可能性が高い。

上記の考え方に基づくP D Sの分類記号・状態を第

4.2.2-1 表に示す。また、各分類の組み合わせにより定義される P D S を第 4.2.2-2 表に示す。

(2) レベル 1 P R A の事故シーケンスの P D S への分類
結果

レベル 1 P R A のイベントツリーでは、炉心損傷に至るシーケンスは考慮するものの、原子炉格納容器内の状態への影響は考慮していない。レベル 1.5 P R A では、原子炉格納容器内での事故進展を把握することが重要となることから、炉心損傷評価用のレベル 1 P R A イベントツリーに分岐・ヘディングを追加し、レベル 1.5 P R A 評価用のイベントツリーとして見直した。

具体的には、炉心損傷時の原子炉格納容器内の状態への影響の観点で、「高圧注入/再循環」、「格納容器スプレイ注入/再循環」の分岐・ヘディングを追加し、その終状態には(1)で定義した P D S を設定した。レベル 1.5 P R A 用に見直したイベントツリーを第 4.2.2-1 図に示す。

再構築したイベントツリーから抽出される P D S 及びレベル 1 P R A のイベントツリーによる事故シーケンスは第 4.2.2-3 表のように対応する。

4.2.2.2 プラント損傷状態ごとの発生頻度の定量化

レベル 1 P R A の見直し後のイベントツリーを用いて P D S ごとに C D F を定量化した。その結果を第 4.2.2-4

表及び第 4. 2. 2-2 図に示す。

全 C D F に対する P D S の寄与は，S E D，T E I，T E D，S E I の順に支配的となっている。これらの P D S に該当する主要な事故シーケンスは以下のものである。

P D S	主な事故シーケンス
S E D	原子炉補機冷却機能喪失 + R C P シール L O C A （約 100 %）
T E I	手動停止 + 補助給水失敗（約 59 %） 過渡事象 + 補助給水失敗（約 25 %） 2 次冷却系の破断 + 補助給水失敗（約 12 %）
T E D	外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源の確立失敗（約 82 %） 手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗（約 12 %） 過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗（約 5 %）
S E I	小破断 L O C A + 高圧注入失敗（約 100 %）

（ ）内は各 P D S への寄与率を示す

これらは，第 4. 1. 8-1 表に記載する C D F 上位 10 位までの事故シーケンスであることが確認される。

なお，レベル 1 P R A において C D F への寄与が高かったシーケンスグループについて，その寄与割合及び P D S の内訳は次のとおりである。

- ・原子炉補機冷却機能喪失（寄与：91%，P D S：S E D 及び T E D）
- ・2 次冷却系からの除熱機能喪失（寄与：5%，P D S：

S E D , S E W , S E I , T E D , T E W , T E I
及び G)

第 4.2.2-1 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 次冷却系の破断口径が大きく，1 次冷却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。起因事象としては，大中破断 L O C A で代表される。(低圧)
S	1 次冷却系の破断口径が小さく，1 次冷却系の減圧が遅いため，中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。起因事象としては小破断 L O C A で代表される。また，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となり，従属的に小破断 L O C A (R C P シール L O C A 及び加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A) 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。なお，従属的に L O C A に至ったシーケンスは S に分類する。(高圧)
G	放射性物質の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし，2 次系から大気中に放射性物質が直接放出される S G T R シーケンスである。(中圧)
V	放射性物質の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし，原子炉補助建屋から大気中に放射性物質が直接放出されるインターフェイスシステム L O C A シーケンスである。(低圧)

第 4.2.2-1 表 (2 / 3) 炉心損傷時期の分類記号

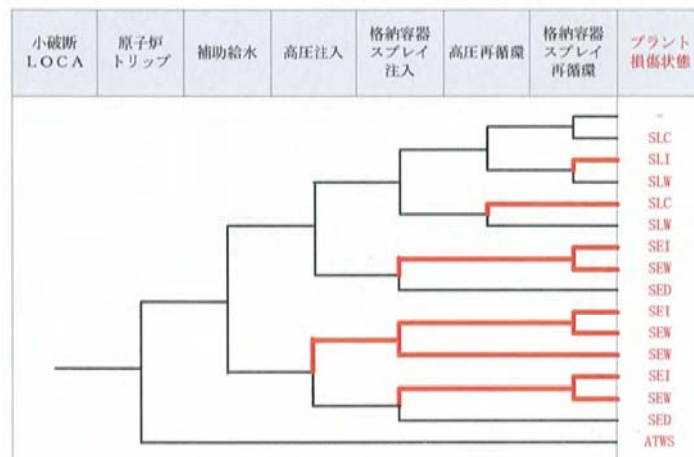
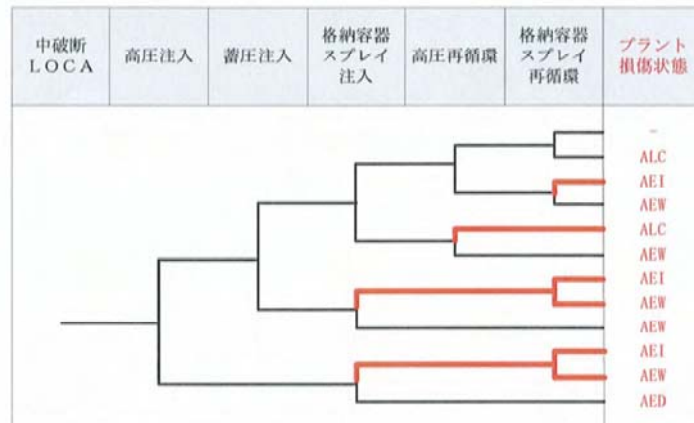
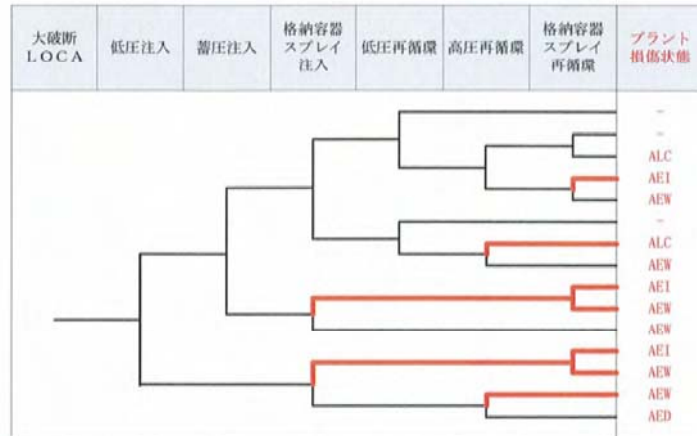
分類記号	説明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至る。
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至る。

第 4.2.2-1 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 E C C S 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，熔融炉心が冷却されにくい。格納容器スプレイ系が使用できないため原子炉格納容器内除熱ができない。炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
W	燃料取替用水が E C C S 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，熔融炉心が冷却されやすい。再循環時に格納容器スプレイ系が使用できないため原子炉格納容器内除熱ができない。炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
I	燃料取替用水が E C C S 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，熔融炉心が冷却されやすい。再循環時にも格納容器スプレイ系が使用可能で格納容器内除熱が行われている状態。炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
C	燃料取替用水が E C C S により原子炉格納容器内に持ち込まれるため，熔融炉心が冷却されやすい。格納容器スプレイ系が使用不可能で原子炉格納容器内除熱が行われていない状態。原子炉格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。

第 4.2.2-2 表 プラント損傷状態の定義

No.	P D S	事故のタイプ	R C S 圧力	炉心 損傷 時期	格納容器内事象進展		
					燃料取替用 水の原子炉 格納容器へ の移送	原子炉 格納容器 破損時期	原子炉 格納容器内 熱除去手段
1	A E D	大中破断 L O C A	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	A E W	大中破断 L O C A	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	A E I	大中破断 L O C A	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	A L C	大中破断 L O C A	低圧	長期	○	炉心損傷前	×
5	S E D	小破断 L O C A	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	S E W	小破断 L O C A	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	S E I	小破断 L O C A	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	S L W	小破断 L O C A	中圧	長期	○	炉心損傷後	×
9	S L I	小破断 L O C A	中圧	長期	○	炉心損傷後	○
10	S L C	小破断 L O C A	中圧	長期	○	炉心損傷前	×
11	T E D	過渡事象	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	T E W	過渡事象	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	T E I	過渡事象	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	インターフェイス システム L O C A	低圧	—			
15	G	蒸気発生器 伝熱管破損	中圧	—			

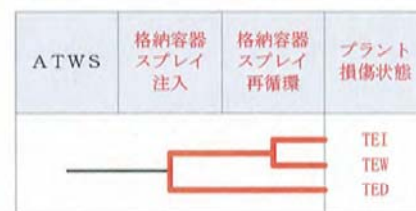
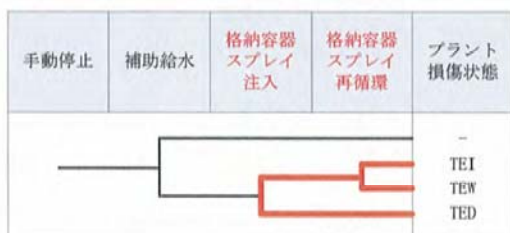
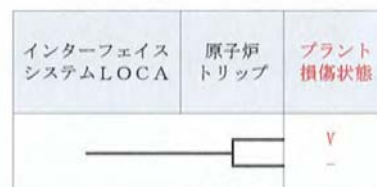
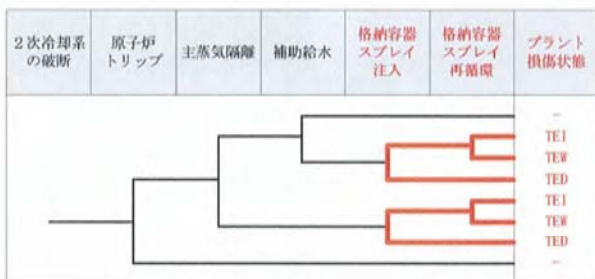
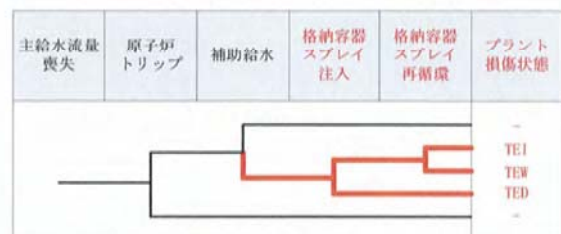
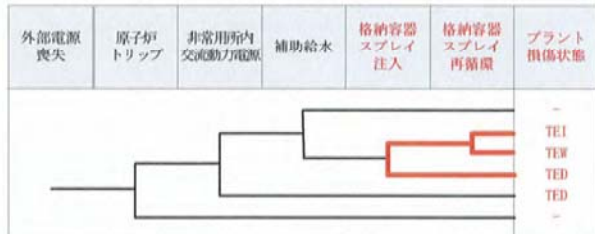
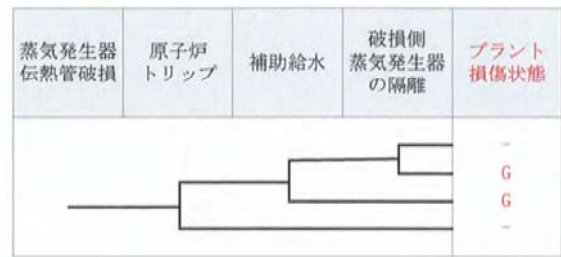
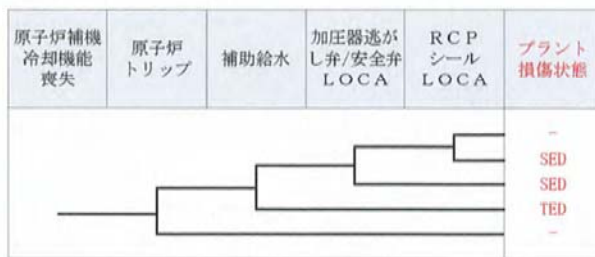


レベル1 P R A イベントツリーに以下の変更を施した。

- ・ 太線部分を追加
- ・ 終状態としてプラント損傷状態を設定

第 4. 2. 2-1 図 (1 / 2) レベル 1. 5 P R A 評価用のレベル 1

P R A イベントツリー



レベル1 P R A イベントツリーに以下の変更を施した。

- ・太線部分を追加
- ・終状態としてプラント損傷状態を設定

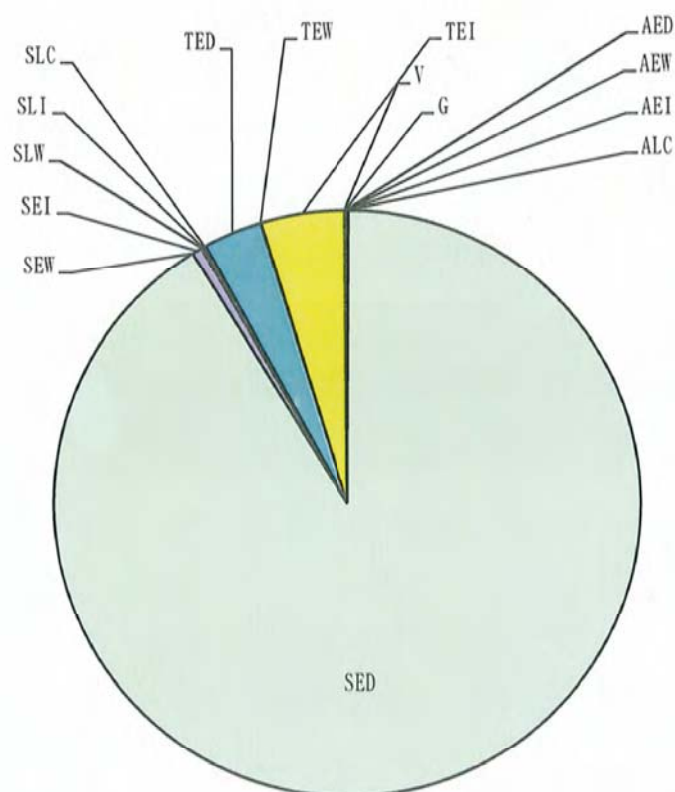
第 4.2.2-1 図 (2 / 2) レベル 1.5 P R A 評価用のレベル 1
P R A イベントツリー

第 4.2.2-3 表 プラント損傷状態と事故シーケンスとの対応

P D S	事故シーケンス
A E D	中破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗 大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
A E W	中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 大破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 大破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 大破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 大破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
A E I	中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗 大破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗 大破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗 中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗
A L C	中破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗 中破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗 大破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
S E D	原子炉補機冷却機能喪失 + R C P シール L O C A 全弁 L O C A 原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁スプレイ注入失敗 小破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
S E W	小破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 L O C A + 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
S E I	小破断 L O C A + 高圧注入失敗 小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗
S L W	小破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
S L I	小破断 L O C A + 高圧再循環失敗
S L C	小破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗
T E D	外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源の確立失敗 手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗 過渡現象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗 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 2 次冷却系破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗 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
T E W	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 過渡現象 + 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 2 次冷却系破断 + 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 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
T E I	手動停止 + 補助給水失敗 過渡現象 + 補助給水失敗 2 次冷却系破断 + 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 2 次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗
G	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 L O C A

第 4. 2. 2-4 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

プラント損傷 状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合
A E D	2. 2E-09	0. 0 %
A E W	6. 5E-08	0. 0 %
A E I	9. 6E-08	0. 0 %
A L C	7. 5E-08	0. 0 %
S E D	2. 0E-04	91. 1 %
S E W	2. 1E-09	0. 0 %
S E I	1. 2E-06	0. 5 %
S L W	1. 6E-07	0. 1 %
S L I	2. 0E-07	0. 1 %
S L C	2. 4E-07	0. 1 %
T E D	7. 1E-06	3. 2 %
T E W	1. 2E-07	0. 1 %
T E I	1. 0E-05	4. 6 %
V	3. 0E-11	0. 0 %
G	2. 4E-07	0. 1 %
合 計	2. 2E-04	100 %



第 4. 2. 2-2 図 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

4.2.3 格納容器破損モードの設定

原子炉格納容器破損に至る事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損形態を分類するため、原子炉格納容器破損に至る負荷の分析から格納容器破損モードを設定した。

4.2.3.1 原子炉格納容器破損に至る負荷の分析

第 4.2.3-1 図に PWR のシビアアクシデントで考えられている事故進展を示す。

事故の進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出した結果を第 4.2.3-1 表に示す。また、これらの負荷を事故のタイプ及び発生時期に着目して系統的に整理したものを第 4.2.3-2 表に示す。

4.2.3.2 原子炉格納容器構造健全性評価

「4.2.3.1 原子炉格納容器破損に至る負荷の分析」で選定した原子炉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を第 4.2.3-3 表に整理する。

4.2.3.3 格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象の分析

原子炉格納容器の破損事象ではないが、原子炉冷却材圧力バウンダリが健全でなく、格納容器バイパス事象

及び格納容器隔離失敗事象として、以下の事象を対象とした。

- (1) 蒸気発生器伝熱管破損
- (2) インターフェイスシステム L O C A
- (3) 温度誘因蒸気発生器伝熱管破損
- (4) 格納容器隔離失敗

4.2.3.4 格納容器破損モードの選定

以上の検討の結果、原子炉容器破損直後までに破損する早期の原子炉格納容器破損及びそれ以降に破損する後期の原子炉格納容器破損に分類される原子炉格納容器の物理的破損事象並びに格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象を考慮して、選定した格納容器破損モードを第 4.2.3-4 表に示す。

選定した破損モードは以下のとおり。

(1) 水蒸気爆発（ α モード及び η モード）

高温の炉心デブリと水が接触して生じる水蒸気爆発又は圧力スパイクにより原子炉格納容器健全性が脅かされる事象であり、原子炉容器内での水蒸気爆発（ α モード）と原子炉格納容器内での水蒸気爆発（ η モード）に分類する。

(2) 可燃性ガス（水素）の燃焼及び爆轟（ γ モード、 γ'

モード及び γ'' モード)

燃料被覆管と水蒸気の反応（ジルコニウム－水反応），
溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素
などの可燃性ガスが大量に原子炉格納容器内に蓄積さ
れ燃焼する事象及びさらにガス濃度が高い場合に爆燃
又は爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が
破損する事象であり，発生時期により原子炉容器破損
以前（ γ モード），直後（ γ' モード），長時間経過
後（ γ'' モード）に分類する。

(3) 水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（ δ モード）

炉心の崩壊熱により発生する水蒸気及び溶融炉心・
コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガス（ CO_2
など）の蓄積によって，原子炉格納容器が過圧破損す
る事象として分類する。

(4) 水蒸気（崩壊熱）による過圧（ θ モード）

炉心の崩壊熱により水蒸気の発生が継続し，原子炉
格納容器圧力が徐々に上昇し原子炉格納容器が炉心損
傷前に過圧破損する事象として分類する。

(5) 格納容器雰囲気直接加熱（ σ 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雰囲気中を飛散する過程
及びエントレインメント現象*で微粒子化し，雰囲気ガ

スとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加温により原子炉格納容器破損に至る事象として分類する。

* エントレインメント (entrainment) : 微粒の液滴が蒸気やガスによって運ばれる現象。

(6) 格納容器への直接接触 (μ 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 (ε 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 (τ モード)

原子炉格納容器雰囲気温度が異常に上昇して過熱している状態で、貫通部の熱的に脆弱な部分が過温破損する事象として分類する。

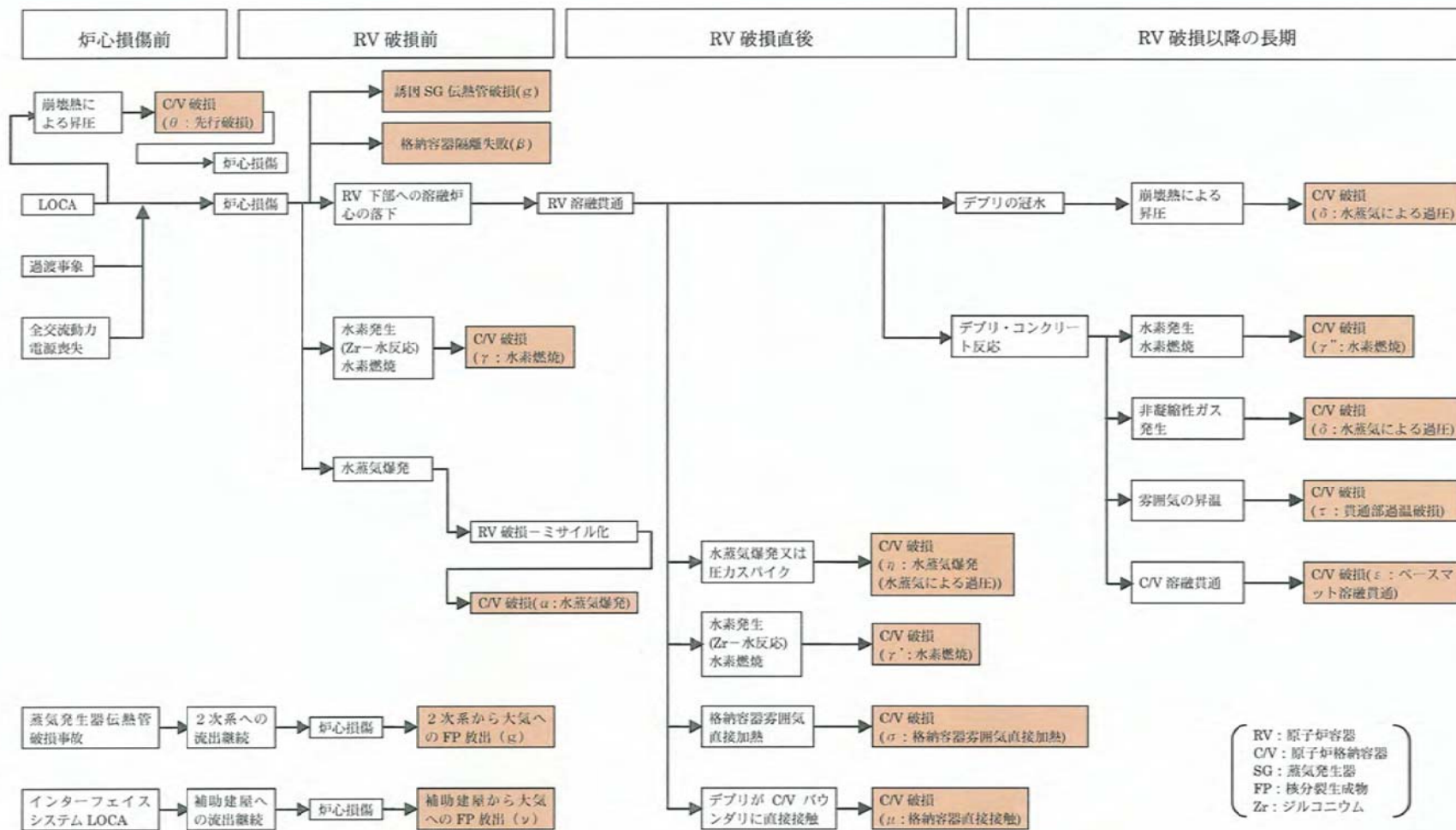
(9) 格納容器隔離機能喪失 (β モード)

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モード及びv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（v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（以下「TI-SGTR」という。）もgモードに含める。



第 4.2.3-1 図 PWRのシビアアクシデントで考えられている事故進展

第 4. 2. 3-1 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 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による格納容器バイパス
	T I - S G T R		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス
	格納容器隔離失敗	β	原子炉格納容器の隔離に失敗
	インターフェイスシステム L O C A	ν	インターフェイスシステム L O C A 後の炉心損傷による格納容器バイパス
原子炉格 納容器破 損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損
	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損
	ベースマット溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損
	炉内水蒸気爆発	α	原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損
	炉外水蒸気爆発	η	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る格納容器破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損以前)	γ	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損以前)による格納容器過圧破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損直後)	γ'	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)による格納容器過圧破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損後期)	γ''	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損後長時間経過後)による格納容器過圧破損
	格納容器雰囲気直接加熱	σ	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	μ	炉心デブリの原子炉格納容器構造物への直接接触による格納容器破損

第 4.2.3-2 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
大中破断LOCA (A) 小破断LOCA (S) トランジェント (T)	先行破損 (θ) (A/Sのみ可能性あり)	格納容器隔離失敗 (β) 水素燃焼 (γ) 炉内水蒸気爆発 (α) T I - S G T R (g) (Tのみ可能性あり)	水素燃焼 (γ') 炉外水蒸気爆発 (η) 格納容器直接接触 (μ) (S/Tのみ可能性あり) 格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S/Tのみ可能性あり)	水素燃焼 (γ'') 格納容器の水蒸気による 過圧 (δ) 格納容器貫通部過温 (τ) ベースマット熔融貫通 (ε)
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 (ν)			

第 4.2.3-3 表 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 破損モード	判断基準
水蒸気（崩壊熱）による過圧	δ, θ	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が限界圧力を上回ること。
コンクリート侵食	ε	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	τ	原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が限界温度を上回ること。
漏えい箇所の隔離機能喪失	ν, 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	β	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 （水蒸気スパイク）	α, η	・ 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。 ・ 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 次遮蔽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。 ・ 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限界圧力を上回ること。
格納容器雰囲気直接加熱	σ	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限界圧力を上回ること。
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。（注 1）
格納容器への直接接触	μ	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。（注 2）

（注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。

（注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、ライナーを熔融侵食する。

第 4.2.3-4 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	ψ	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	ξ	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
				誘因蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス
				インターフェイスシステムLOCA	ν	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	β	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	α	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）	γ	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）	γ'	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	η	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	σ	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	μ	格納容器構造物ヘデブリ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）	γ''	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			ε	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			τ	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			δ	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			θ	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	

4.2.4 事故シーケンスの分析（格納容器イベントツリーの作成）

P D S ごとに，原子炉停止系，炉心冷却系，崩壊熱除去系，工学的安全設備等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（以下「C E T」という。）を構築した。

4.2.4.1 事故シーケンスの特徴分析

(1) 重要な物理現象，対処設備の作動・不作動

炉心損傷から格納容器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，第 4.2.2-2 表で定義した各 P D S 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。事故進展と発生する物理化学現象の関係については第 4.2.3-1 図のとおりである。また，物理化学現象発生条件及び発生後の事故進展についてまとめた結果を第 4.2.4-1 表に示す。

(2) 運転員操作

事故の緩和手段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。

4.2.4.2 格納容器イベントツリーの構築

(1) ヘディング項目の選定

第 4.2.4-1 表に基づき，P D S 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，C E T のヘディングを選定した。選定したヘディング及びその定義を第 4.2.4-2 表に示す。C E T では，安全機能（格納容器スプレイ）の成否のほか，原子炉格納容器内の事象を表すヘディングを用いており，その場合の分岐は事象の状態の変化を表す。

(2) ヘディング間の従属性

第 4.2.4-2 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順序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調査しており，その結果を第 4.2.4-3 表に示す。

(3) 格納容器イベントツリーの作成及び格納容器破損モードの割付け

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 4.2.4-1 図のとおり C E T 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た。

T 1：事故発生から原子炉容器破損まで

T 2 : 原子炉容器破損直後

T 3 : 原子炉容器破損後長時間經過後

第 4.2.4-1 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
炉心冷却失敗	・ 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 ・ あるいは 1 次系高圧（Temperature Induced S G T R）	ν, g モードの格納容器破損の可能性
炉内水蒸気爆発	・ 熔融炉心が原子炉容器下部ヘッドへ落下 ・ 1 次系低圧	α モード格納容器破損の可能性
水素燃焼	・ 水素濃度 4vol% 上方，6vol% 側方，8vol% 下方伝播 ・ 水蒸気濃度 55vol% 以下	$\gamma, \gamma', \gamma''$ モード格納容器破損の可能性
原子炉容器破損	・ 炉心熔融進展が炉心への注水により停止しない	熔融炉心の原子炉容器外への放出
熔融物分散放出	・ 原子炉容器破損時に 1 次系高圧	熔融炉心のキャビティ外への放出
キャビティ内水量	・ 燃料取替用水タンクの水が格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	熔融炉心とキャビティ水の接触
炉外水蒸気爆発	・ 原子炉容器破損時に熔融炉心が重力落下 ・ 熔融炉心落下質量大	η モード格納容器破損の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	・ 熔融物分散放出あり	σ モード格納容器破損の可能性
格納容器への直接接触	・ 熔融物分散放出あり	μ モード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格納容器内除熱事象	原子炉格納容器内圧力上昇抑制
ベースマット熔融貫通	・ 原子炉容器破損 ・ 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）	ε モードによる格納容器破損
格納容器過温破損	・ 原子炉容器破損 ・ 格納容器内に水なし	τ 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 ・ 非凝縮性ガス生成	δ, θ モード格納容器破損

第 4.2.4-2 表 ヘディングの選定及び定義

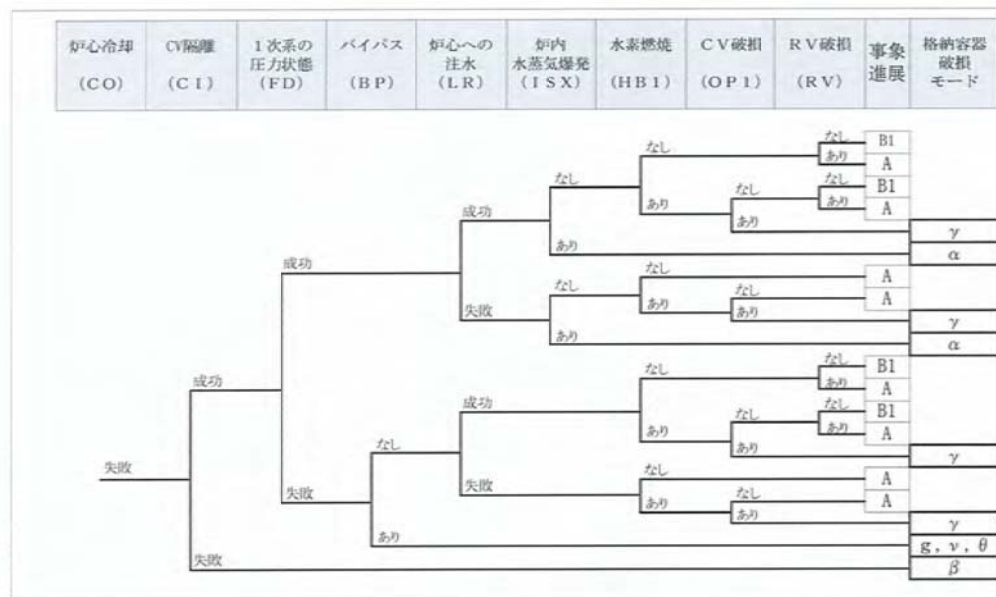
No	ヘディング	記号	ヘディングの定義	
原子炉格納容器破損前 (T1)	1	C V 隔離	C I	事故後の原子炉格納容器の隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。
	2	1 次系の圧力状態	F D	T I - S G T R や 1 次系クリープ破損による 1 次系圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。
	3	バイパス	B P	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシーケンスである場合及び T I - S G T R によりバイパス事象となる場合が該当する。
	4	炉心への注水	L R	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、E C C S 再循環が行えなかった場合、失敗とする。
	5	炉内水蒸気爆発	I S X	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	H B 1	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	C V 破損	O P 1	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	R V 破損	R V	E C C S 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。
原子炉格納容器破損直後 (T2)	9	溶融物分散放出	R P V	原子炉容器破損の時点で 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。（注 1）
	10	キャビティ内水量	D C	原子炉容器破損の時点で、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	E S X	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	C V 直接加熱	D C H	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する場合、失敗とする。
	13	水素燃焼	H B 2	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	C V 破損	O P 2	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	C V 内気相部冷却	N C C	原子炉格納容器内気相部冷却あるいはデブリ冷却に失敗する場合、失敗とする。（注 2）
	16	水素燃焼	H B 3	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	C V 破損	O P 3	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	B M	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	C V 過温破損	O T	原子炉格納容器内気相温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。

（注 1） 2.0MPa [gage] は海外での実験、指標値を参考とした溶融炉心が分散放出しない目安値である。

（注 2） N C C に失敗し、ヘディング 17, 18, 19 で原子炉格納容器の破損に至らない場合は過圧破損となる。

第 4.2.4-3 表 ヘディング間の従属性

ヘディング (影響を与える側)	CV 隔離 (C I)	1 次系の圧力状態 (F D)	バイパス (B P)	炉心への注水 (L R)	炉内水蒸気爆発 (I S X)	水素燃焼 (H B 1)	CV 破損 (O P 1)	RV 破損 (R V)	溶融物分散放出 (R P V)	キャビティ内水量 (D C)	炉外水蒸気爆発 (E S X)	CV 直接加熱 (D C H)	水素燃焼 (H B 2)	CV 破損 (O P 2)	CV 内気相冷却 (N C C)	水素燃焼 (H B 3)	CV 破損 (O P 3)	ベースマット溶融貫通 (B M)	CV 過温破損 (O T)	備考
ヘディング (影響を受ける側)																				
CV 隔離 (C I)																				なし
1 次系の圧力状態 (F D)	○																			CV 隔離 (C I) 成功の場合に適用 (従属)、他のヘディングも同様
バイパス (B P)	○	○																		1 次系圧力状態 (すなわち F D) に T I - S G T R が従属
炉心への注水 (L R)	○																			なし
炉内水蒸気爆発 (I S X)	○	○																		水蒸気爆発確率は、1 次系圧力状態 (すなわち F D) に従属
水素燃焼 (H B 1)	○			○																ジルコニウム-水反応による水素発生量は炉心水位の回復 (L R) に従属
CV 破損 (O P 1)	○			○	○															水素燃焼 (H B 1) の有無及び D D T の発生確率 (水素発生量の増加すなわち L R) に従属
RV 破損 (R V)	○			○																炉心溶融進展の停止可能性 (すなわち L R) に従属
溶融物分散放出 (R P V)	○	○						○												RV 破損の有無 (R V)、1 次系圧力状態 (すなわち F D) に従属
キャビティ内水量 (D C)	○			○				○												RV 破損の有無 (R V)、炉心への注水 (すなわち L R) に従属
炉外水蒸気爆発 (E S X)	○							○	○	○										RV 破損の有無 (R V)、溶融物分散放出 (R P V) の有無とキャビティ水量 (D C) に従属
CV 直接加熱 (D C H)	○							○	○	○										RV 破損の有無 (R V)、溶融物分散放出 (R P V) の有無とキャビティ水量 (D C) に従属
水素燃焼 (H B 2)	○			○	○		○													RV 破損の有無 (R V)、ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわち L R)、過去の水素燃焼による水素の消費 (H B 1) に従属
CV 破損 (O P 2)	○			○				○	○					○						RV 破損の有無 (R V)、溶融物分散放出 (R P V) の有無、水素燃焼 (H B 2) の有無 (水素発生量の増加すなわち L R) に従属
CV 内気相冷却 (N C C)	○							○	○	○										気相冷却あるいはデブリ冷却性を表すため、デブリの有無 (すなわち RV 破損の有無 (R V))、デブリ分散量 (すなわち R P V)、デブリ冠水の有無 (すなわち D C) に従属
水素燃焼 (H B 3)	○			○	○		○							○						RV 破損の有無 (R V)、ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわち L R)、過去の水素燃焼による水素の消費 (H B 1、H B 2)、水蒸気凝縮による水素濃度の増加の有無 (N C C) に従属
CV 破損 (O P 3)	○			○				○							○	○				RV 破損の有無 (R V)、水素燃焼 (H B 3) の有無及び D D T の発生確率 (水素発生量の増加すなわち L R)、水蒸気凝縮による水素濃度の増加の有無 (N C C) に従属
ベースマット溶融貫通 (B M)	○							○	○	○										床上のデブリの有無 (すなわち RV 破損の有無 (R V))、デブリ量 (すなわちデブリ分散の有無 (R P V))、デブリ冠水の有無 (すなわち D C) に従属
CV 過温破損 (O T)	○							○	○	○										原子炉格納容器内の水の有無 (すなわち D C) 及び、デブリの場所 (すなわち RV 破損の有無 (R V)、デブリ飛散の有無 (R P V)) に従属



【格納容器破損モード】



＜格納容器破損＞

- α 原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損
- γ 水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損
- γ' 水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損
- γ'' 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 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
- η 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損
- 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
- μ 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
- σ 格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損
- τ 格納容器貫通部過温破損

＜格納容器バイパス＞

- β 格納容器隔離失敗
- g S G T R後の炉心損傷による格納容器バイパス
- γ インターフェイスシステムL O C A後の炉心損傷による格納容器バイパス

＜格納容器健全＞

- ψ 格納容器は健全に維持され、事故が収束

第 4.2.4-1 図 格納容器イベントツリー

4.2.5 事故進展解析

プラントの熱水力的挙動、炉心損傷及び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格納容器負荷並びにCETのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを求める事を目的として、各PDSを代表する事故進展解析を実施した。

4.2.5.1 解析対象事故シーケンスの選定

(1) 解析対象のPDSの選定

事故進展解析の対象とするPDSとして、①全CDFに対する割合の大きいPDS、②物理現象に係るヘディングの分岐確率の推定に必要となる代表的なPDSを選定した。

具体的には、①の観点ではSED（91%）、TED（3.2%）及びTEI（4.6%）を選定し、②の観点では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及びAEIについて解析対象として選定した。

なお、解析対象外のPDSについては、類似のPDSの事故シーケンスの結果を用いてヘディングの分岐確率を類推した。

(2) 解析対象の事故シーケンスの選定

PDSごとに代表する事故シーケンスを選定する。
選定に際しては、CDFが大きく、そのPDSを代表

し、かつ安全設備及び事故時緩和操作の余裕時間が厳しくなる事故進展の相対的に速いシーケンスを考慮する。これらの観点から選定した事故シーケンスを第 4.2.5-1 表に示す。

4.2.5.2 事故シーケンス解析の条件設定(事故進展解析の解析条件)

プラント構成・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・特徴に依存した基本解析条件を第 4.2.5-2 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 4.2.5-3 表に示す。

ここで、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及び機器・系統の動作を模擬することができる M A A P 4 コードを使用した。

4.2.5.3 事故進展の解析

選定した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故進展例を第 4.2.5-1 図に示す。同図に太線で記入したシナリオ例は、分岐の可能性が高いと考えられる方向に分岐させたものであり、各 P D S について典型的なシナリオと考える。なお、「4.2.6 格納容器破損頻度の定量化」にて分岐確率を評価した結果、ここで分岐させた方向の分岐確率が大きい結果が得られた。

1 次冷却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 4.2.5-4 表に示す。

また, C E T 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, 水蒸気爆発, ベースマット熔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 4.2.5-5 表に示す。

事故進展解析により事故進展の挙動が明らかになり, C E T 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, 水蒸気爆発, ベースマット熔融貫通等の物理化学現象に対する知見が得られた。

事故進展解析により得られた知見は, 「4.2.6 格納容器破損頻度の定量化」に述べる C E T のヘディングの分岐確率の設定において活用した。なお, 事故進展解析を実施していない P D S の分岐確率の考え方について第 4.2.5-6 表に示す。

第 4.2.5-1 表 代表事故シーケンスの選定

No.	P D S * 1	P D S ごとに選定した事故シーケンス	解析 実施
1	A E D	大破断 L O C A + E C C S 注入失敗 + 格納容器スプレイ注入 失敗 (A D C B') * 2	○
2	A E W	大破断 L O C A + E C C S 再循環失敗 + 格納容器スプレイ再 循環失敗 (A H F)	○
3	A E I	大破断 L O C A + E C C S 注入失敗 (A D)	○
4	A L C	大破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗 (A H ₁ C)	—
5	S E D	小破断 L O C A + E C C S 注入失敗 + 格納容器スプレイ注入 失敗 (S ₂ D C B')	○
6	S E W	小破断 L O C A + E C C S 注入失敗 + 格納容器スプレイ再循 環失敗 (S ₂ D F)	—
7	S E I	小破断 L O C A + E C C S 注入失敗 (S ₂ D)	—
8	S L W	小破断 L O C A + E C C S 再循環失敗 + 格納容器スプレイ再 循環失敗 (S ₂ H F)	—
9	S L I	小破断 L O C A + E C C S 再循環失敗 (S ₂ H)	—
10	S L C	小破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗 (S ₂ C)	—
11	T E D	全交流動力電源喪失 + 補助給水系作動失敗 (T M L B')	○
12	T E W	全給水喪失 + 格納容器スプレイ再循環失敗 (T M L F)	—
13	T E I	全給水喪失 (T M L)	○

* 1 : P D S のうち格納容器バイパス事象 (V, G) は、原子炉格納容器の破損でな
いため除く。

* 2 : シーケンスの括弧内は解析シーケンス記号を示す。

◎ 解析シーケンスの括弧内の記号の定義

A : 大破断 L O C A
S₂ : 小破断 L O C A
T : トランジェント
D : E C C S 注入失敗
H : E C C S 再循環失敗
H₁ : 低圧再循環失敗
C : 格納容器スプレイ注入失敗
F : 格納容器スプレイ再循環失敗
M : 主給水系喪失
L : 補助給水系喪失
B' : 全交流動力電源喪失

第 4.2.5-2 表 事故進展解析における基本解析条件

項 目	条 件	備 考
炉心燃料条件 燃料（ UO_2 ）重量 被覆管（ジルコニウム）重量 炉心崩壊熱	55GWd/t MOX 燃料 8.32×10^4 kg 2.00×10^4 kg 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 1 次冷却材圧力 1 次冷却材平均温度 ループ全流量	$2,652 \times 1.02$ MWt 15.41 + 0.21MPa [gage] 302.3 + 2.2 °C 45.7×10^6 kg/h	102% 出力運転 ^{*2} 設計値 + 計測誤差 設計値 + 計測誤差 100% T. D. F. ベース ^{*3}
蒸気発生器伝熱管施栓率	10%	
原子炉格納容器区画室分割 原子炉格納容器区画全自由 体積 原子炉格納容器初期圧力 原子炉格納容器初期温度 原子炉格納容器ヒートシン ク温度	5 分割 $67,400$ m ³ 9.8 kPa [gage] 49°C 49°C	最小評価値 最大値 (保安規定値考慮 ^{*4}) 通常運転時原子炉格 納容器内最高温度 通常運転時原子炉格 納容器内最高温度
蓄圧タンク作動基数 蓄圧タンク保持圧力 蓄圧タンク保有水量	3 基 4.04 MPa [gage] 29.0 m ³ /基	最小値 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)

*2: 2% 分の定常誤差を考慮した上限値とした。

*3: 熱設計流量 (T. D. F. ; Thermal Design Flow) は, 所定の熱出力を発揮するためのベースとなる最低流量。100% T. D. F. は 100% 出力時の熱設計流量である。

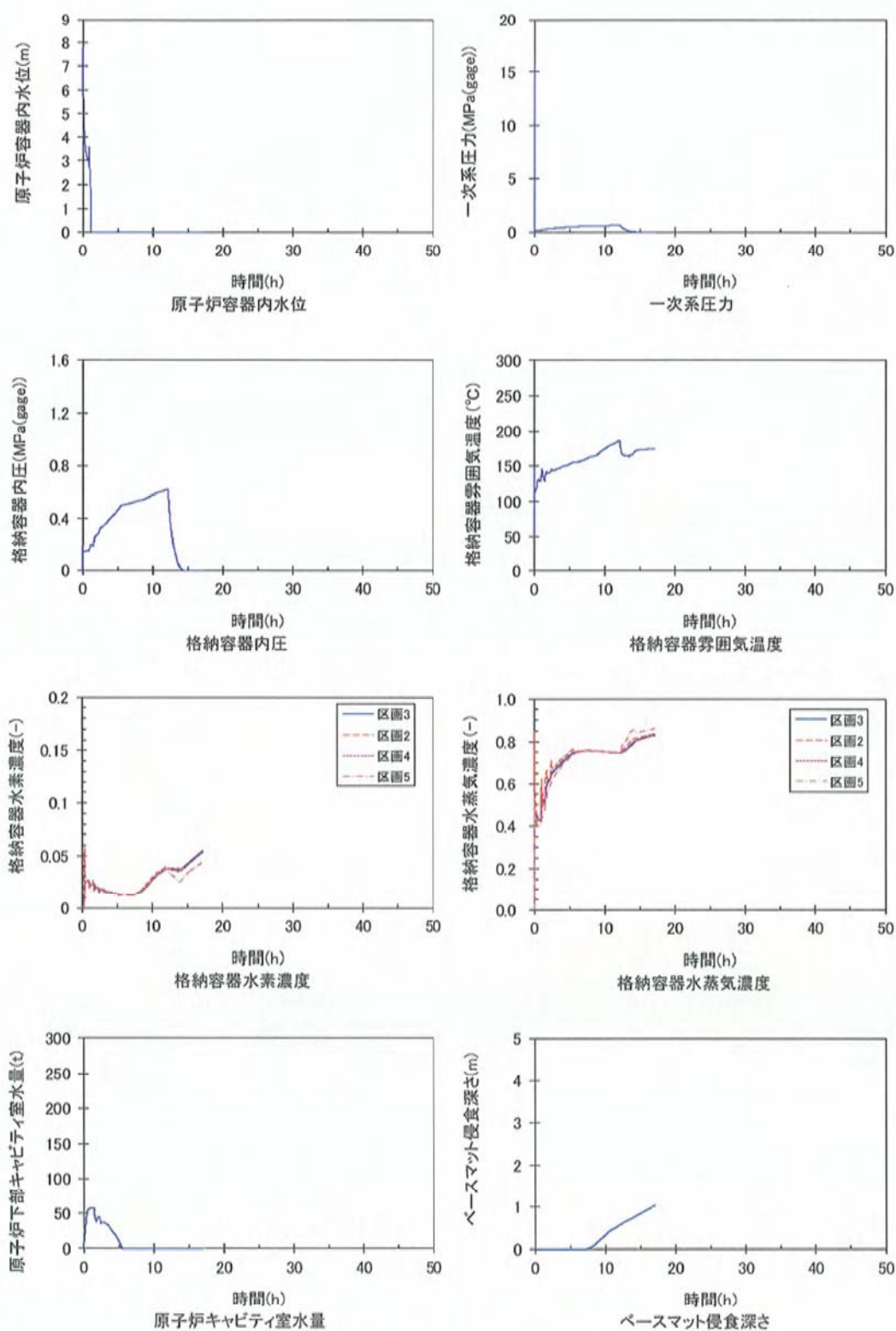
*4: 保安規定に示されている原子炉格納容器圧力の制限値

第 4. 2. 5-3 表 事故シーケンス解析条件

P D S	起因事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ注入	高圧再循環	低圧再循環	格納容器 スプレイ再循環	補助給水
A E D	高温側配管 D E B	不作動	不作動	3 基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
A E W	高温側配管 D E B	2 系統	2 系統	3 基	2 系統	不作動	不作動	不作動	作動
A E I	高温側配管 D E B	不作動	不作動	3 基	2 系統	不作動	不作動	2 系統	作動
S E D	高温側配管 2 in	不作動	不作動	3 基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
T E D	全交流電源 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
T E I	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

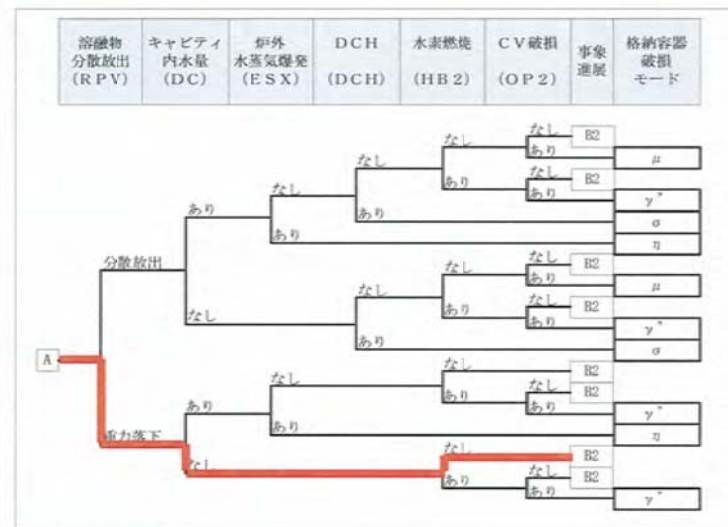
注) ・ 高温側配管 D E B : 高温側配管の完全両端破断 (double ended break)

・ 高温側配管 2 in : 高温側配管の 2 inch 破断



代表的な物理量の時間変化 (AED)

第 4.2.5-1 図 (1 / 12) 熱水力挙動の解析結果



＜格納容器破損＞

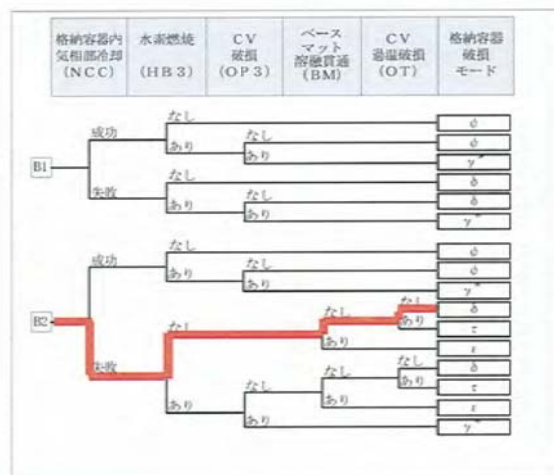
- ### ＜格納容器バイパス＞

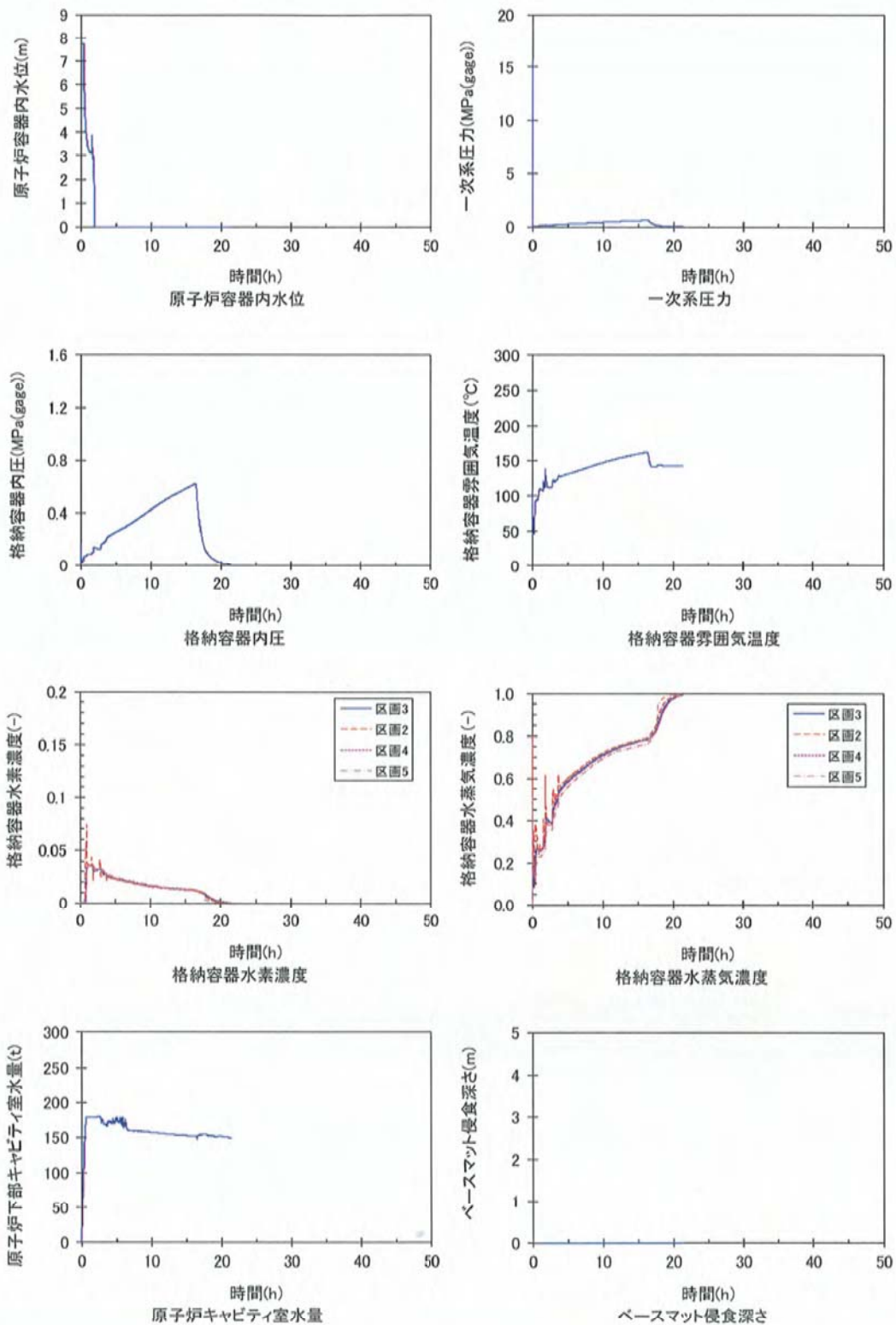
- β 格納容器隔離失敗
g SGTR後の炉心損傷による格納容器バイパス
ソ インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス

＜格納容器健全＞

- 代表シーケンスにおける事故進展例 (AED)

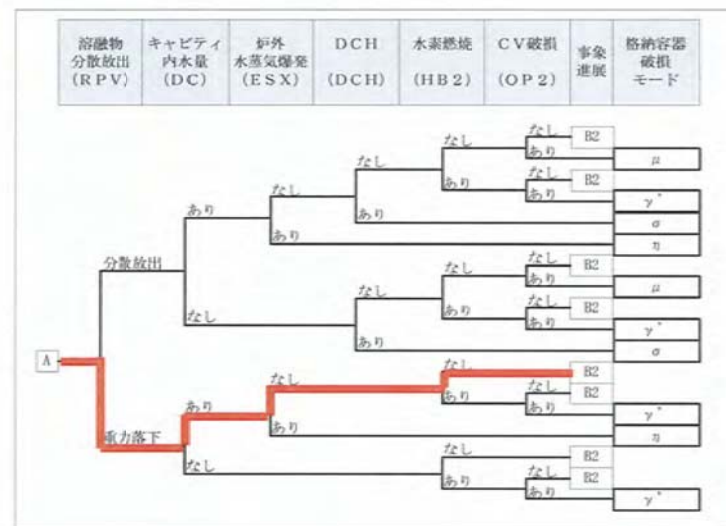
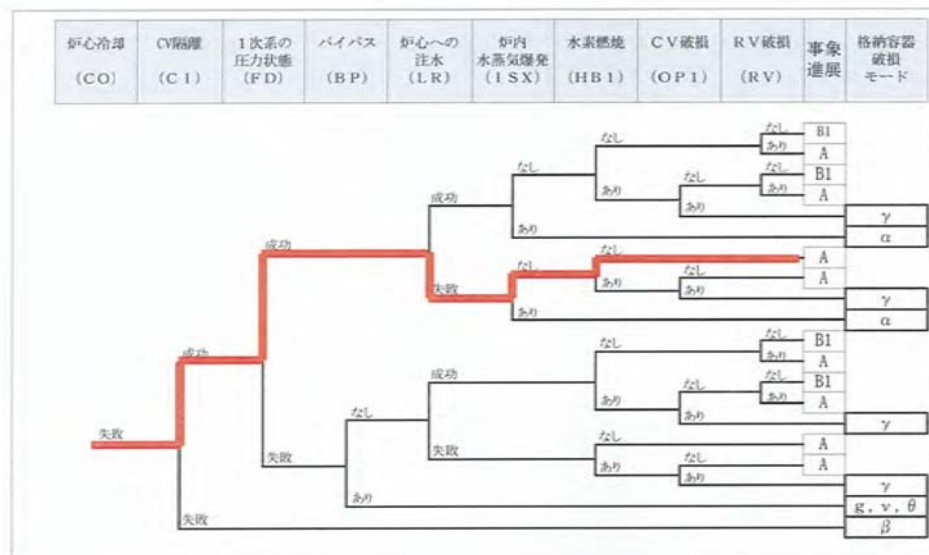
第4.2.5-1 図 (2/12) 熱水力挙動の解析結果





代表的な物理量の時間変化 (AEW)

第 4.2.5-1 図 (3 / 12) 熱水力挙動の解析結果



【格納容器破損モード】



<格納容器破損>

- α 原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損
- γ 水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損
- γ' 水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損
- γ'' 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 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
- η 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損
- 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
- 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
- σ 格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損
- τ 格納容器貫通部過温破損

<格納容器バイパス>

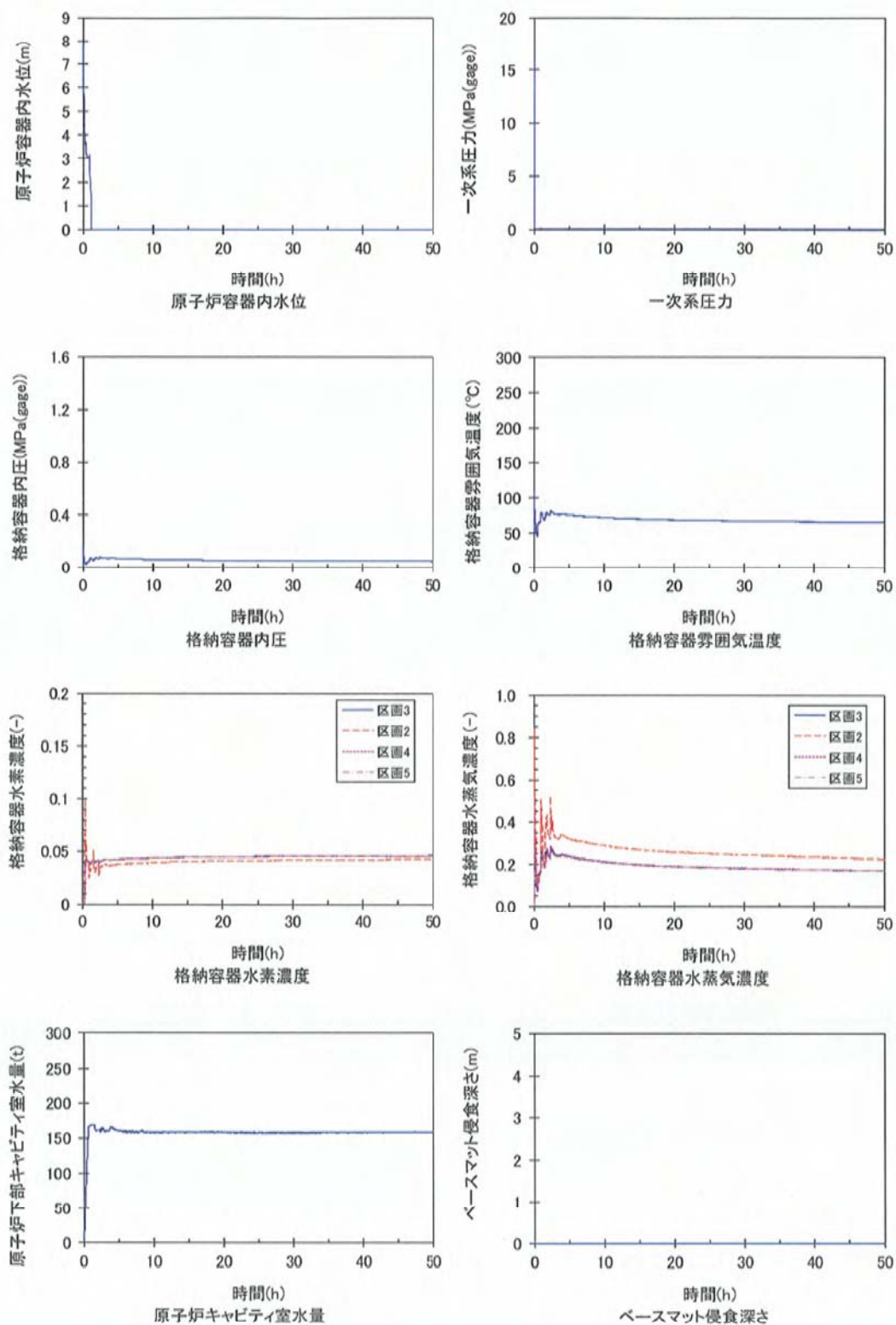
- β 格納容器隔離失敗
- g SGT R後の炉心損傷による格納容器バイパス
- ν インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス

<格納容器健全>

- ψ 格納容器は健全に維持され、事故が収束

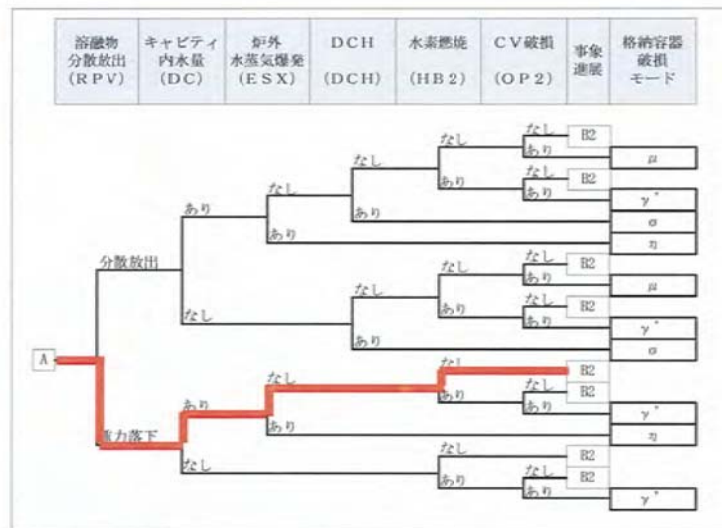
代表シーケンスにおける事故進展例 (AEW)

第4.2.5-1図 (4/12) 熱水力学動の解析結果

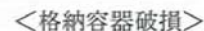


代表的な物理量の時間変化 (A E I)

第 4.2.5-1 図 (5 / 1 2) 熱水力挙動の解析結果



【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格納容器破損 |
| γ | 水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損 |
| γ' | 水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損 |
| γ'' | 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 | 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通 |
| η | 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損 |
| 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 |
| 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 |
| σ | 格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損 |
| τ | 格納容器貫通部過温破損 |

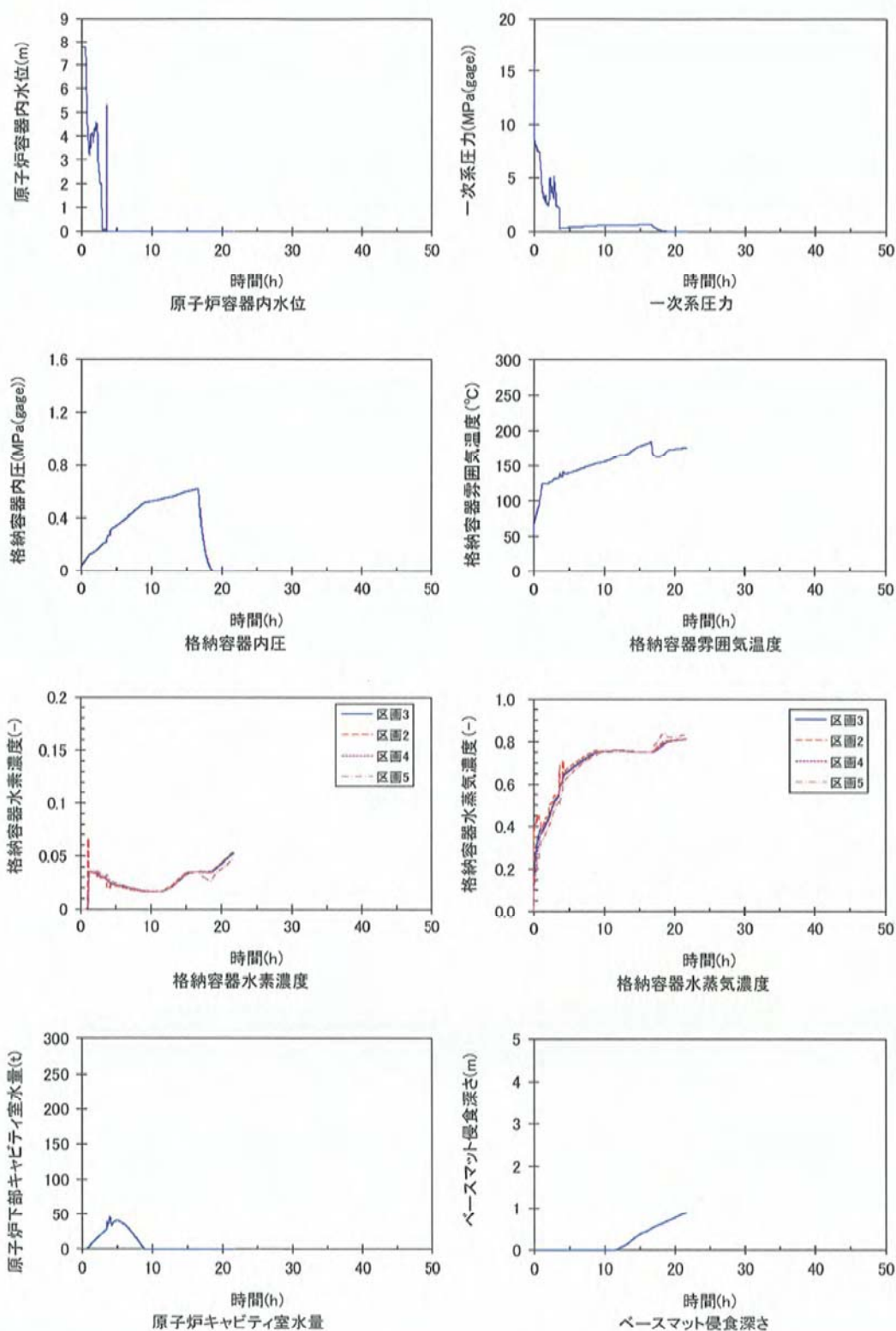
＜格納容器パイパス＞

- β 格納容器隔離失敗
g SGTR後の炉心損傷による格納容器バイパス
γ インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス

＜格納容器健全＞

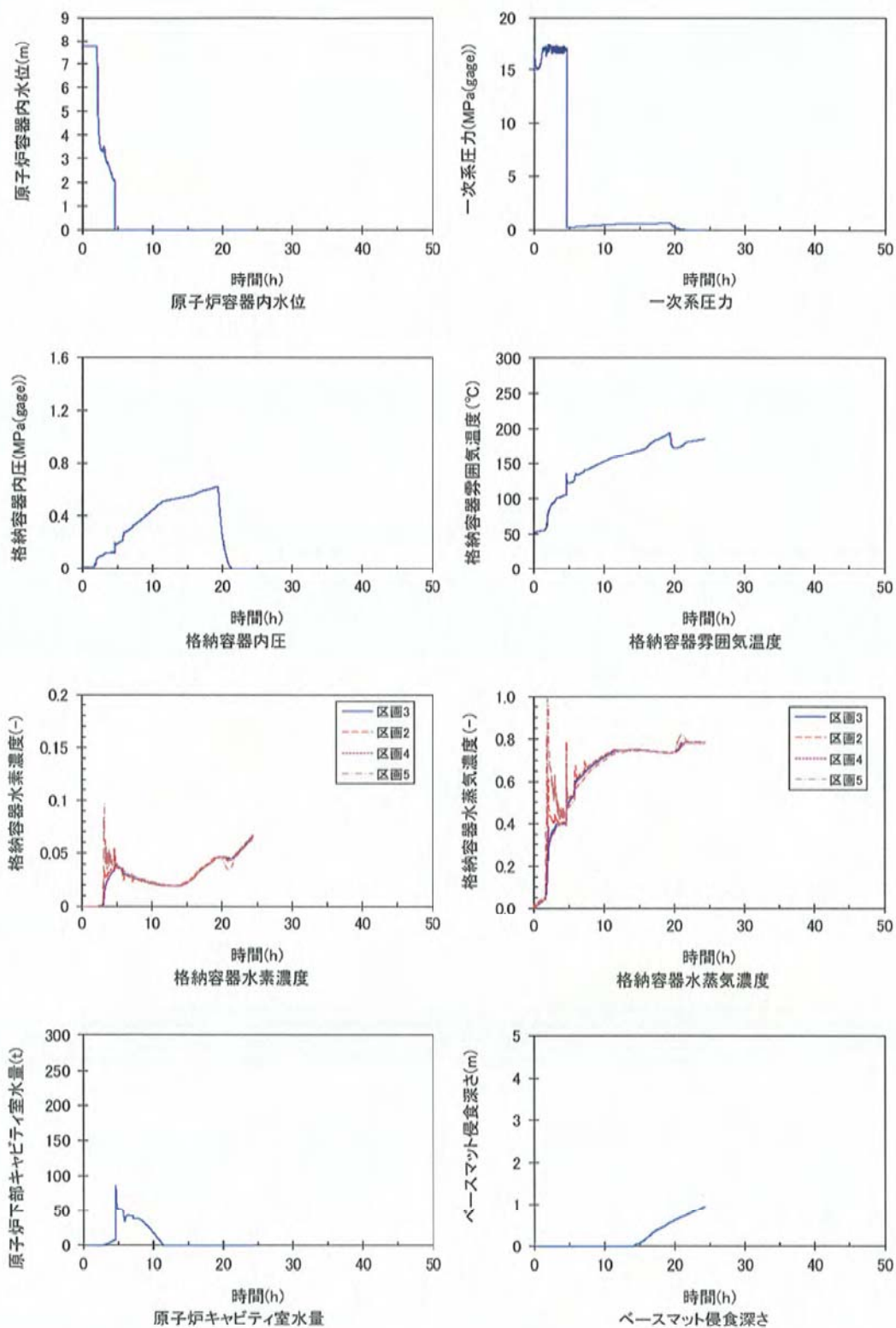
- ψ 格納容器は健全に維持され、事故が収束

代表シーケンスにおける事故進展例 (AEI)



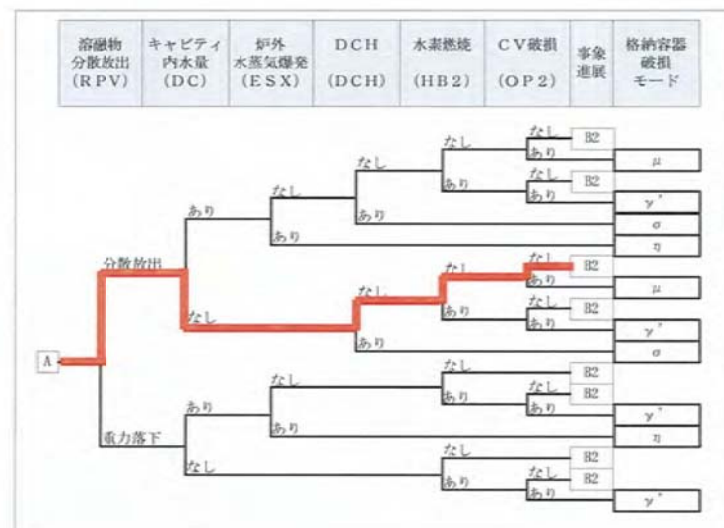
代表的な物理量の時間変化 (SED)

第 4.2.5-1 図 (7 / 12) 熱水力挙動の解析結果

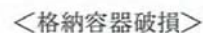


代表的な物理量の時間変化 (TED)

第 4.2.5-1 図 (9 / 12) 熱水力挙動の解析結果



【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格納容器破損 |
| γ | 水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損 |
| γ' | 水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損 |
| γ'' | 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 | 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通 |
| η | 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損 |
| 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 |
| ϑ | 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 |
| σ | 格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損 |
| τ | 格納容器貫通部過温破損 |

＜格納容器バイパス＞

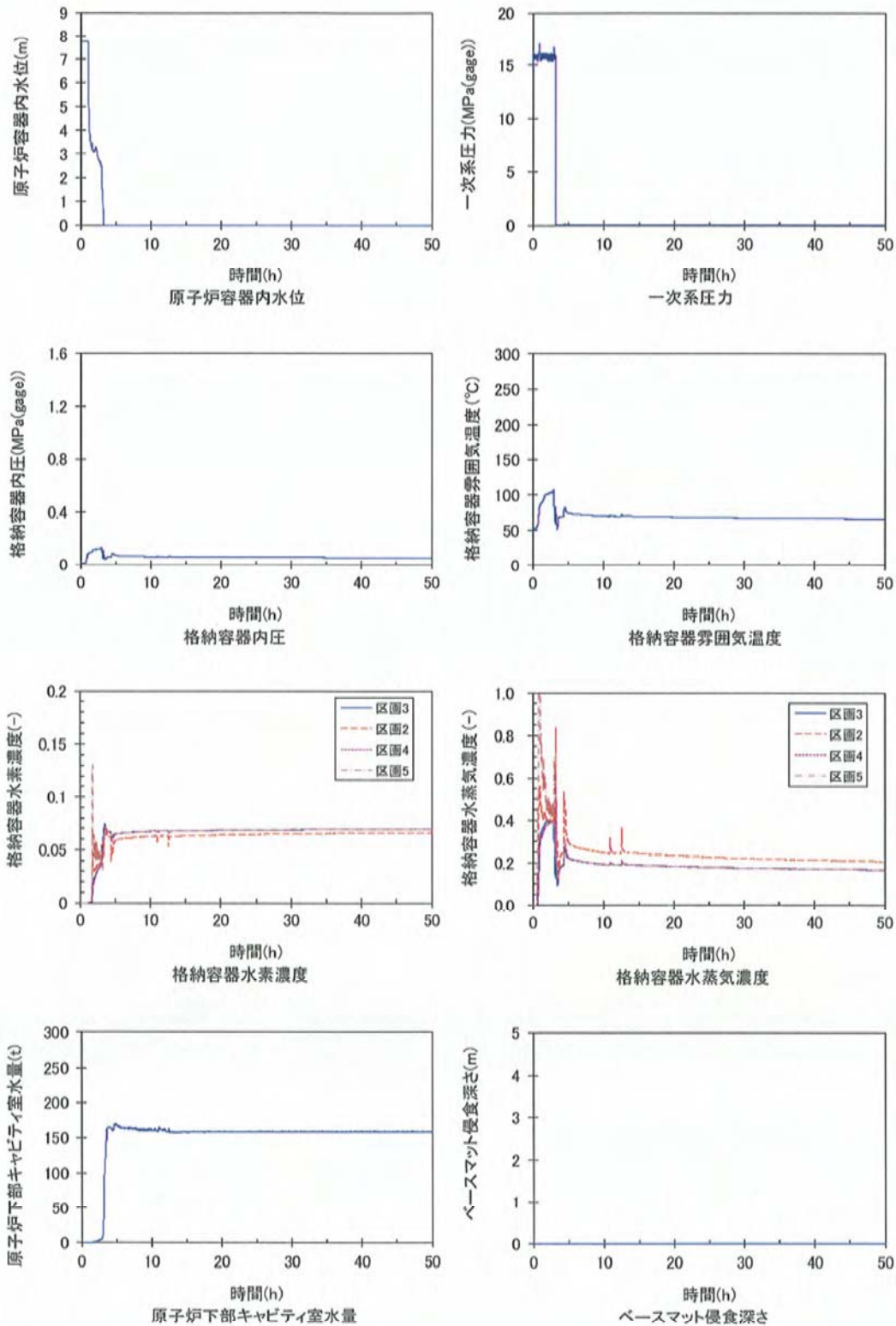
- β 格納容器隔離失敗
g SGTR後の炉心損傷による格納容器バイパス
ソ インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス

＜格納容器健全＞

- ψ 格納容器は健全に維持され、事故が収束

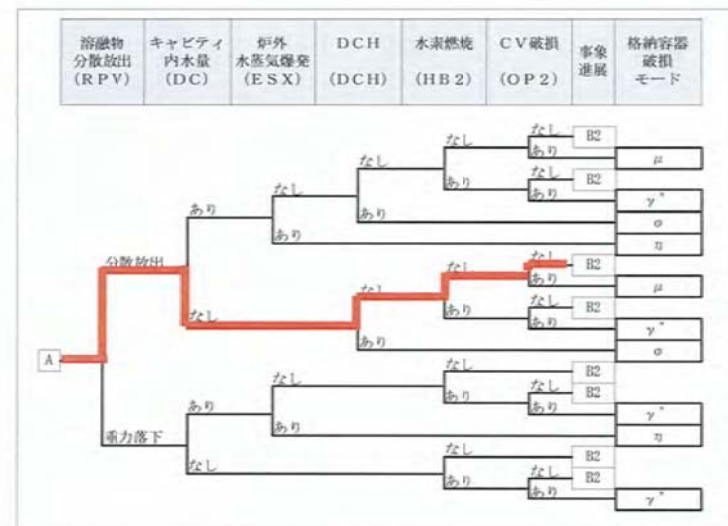
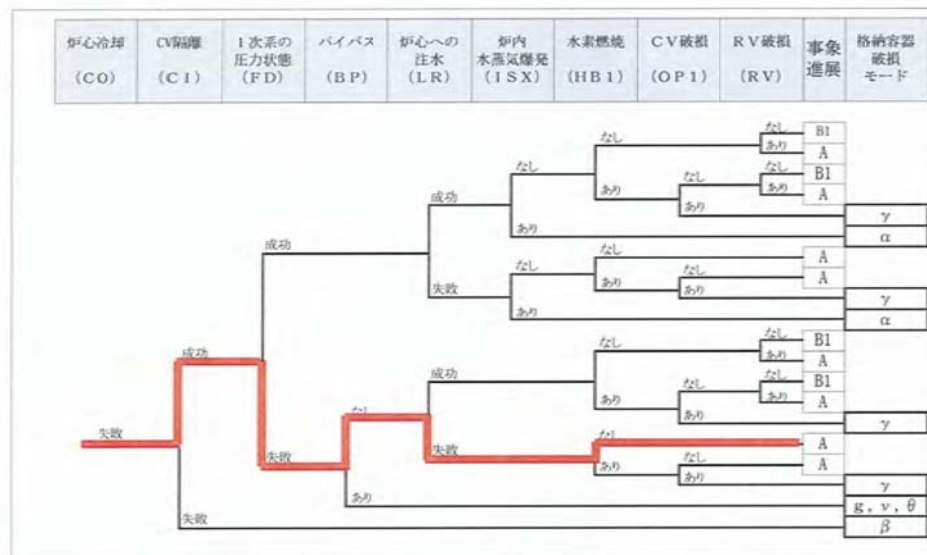
代表シーケンスにおける事故進展例 (TED)

第 4.2.5-1 図 (10/12) 熱水力挙動の解析結果



代表的な物理量の時間変化 (TE I)

第 4. 2. 5-1 図 (1 1 / 1 2) 熱水力挙動の解析結果



【格納容器破損モード】



<格納容器破損>

- α 原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損
- γ 水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損
- γ' 水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損
- γ'' 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 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
- η 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損
- 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
- 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
- σ 格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損
- τ 格納容器貫通部過温破損

<格納容器バイパス>

- β 格納容器隔離失敗
- g SGT R後の炉心損傷による格納容器バイパス
- ψ インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス

<格納容器健全>

- ψ 格納容器は健全に維持され、事故が収束

代表シーケンスにおける事故進展例（TEI）

第4.2.5-1図（12／12） 熱水力挙動の解析結果

第 4.2.5-4 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	—	—	—	—	—	—
高圧注入系作動	—	0.4 秒	—	—	—	—
低圧注入系作動	—	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）到達* ¹	9.5 時間	14 時間	—	13 時間	16 時間	—
原子炉格納容器雰囲気温度 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 到達時間を原子炉格納容器過圧破損時間とする。

* 2：原子炉格納容器雰囲気温度 200℃到達時間を原子炉格納容器過温破損時間とする。

* 3：伊方発電所 3 号炉のアクシデントマネジメント技術ベース報告書（平成 6 年 3 月）にて評価した限界圧力 6.36kg/cm²とする。

第 4.2.5-5 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			
	1次系圧力 (MPa [gage])	原子炉下部 キャビティ内 水量 (t)	原子炉格納容 器内雰囲気 温度 (℃)	原子炉下部 キャビティ 侵食深さ (m)	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	水素濃度 (vol%) [ジ'ルコニウム-水 反応割合75%]	水蒸気濃度 (vol%) [ジ'ルコニウム-水 反応割合75%]	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	水素濃度 (vol%) [ジ'ルコニウム-水 反応割合75%]	水蒸気濃度 (vol%) [ジ'ルコニウム-水 反応割合75%]	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	水素濃度 (vol%) [ジ'ルコニウム-水 反応割合75%]	水蒸気濃度 (vol%) [ジ'ルコニウム-水 反応割合75%]
AED	0.2	57.6	170.2	0.2	2.5	47.7	5.7	47.7	2.2	57.6	4.6	57.6	2.6	75.3	2.9	75.3
AEW	0.1	179.9	157.7	0.0	3.4	35.4	6.9	35.4	3.1	43.8	6.1	43.8	1.4	74.8	2.8	74.8
AEI	0.1	169.4	—	—	4.2	18.6	8.7	18.6	4.1	23.3	8.2	23.3	4.6	16.1	9.0	16.1
SED	2.1	28.2	166.9	0.2	3.1	51.4	5.2	51.4	3.0	56.7	4.7	56.7	2.5	75.6	2.8	75.6
TED	17.1	8.3	174.7	0.2	4.4	68.3	6.4	68.3	3.9	48.5	5.5	48.5	3.1	74.5	3.1	74.5
TEI	15.6	41.8	—	—	5.7	13.0	8.1	13.0	6.9	15.8	8.9	15.8	7.0	15.9	8.9	15.9

上表において、事故進展について下記の時期で参照している。

項 目	解析結果参照時期	備 考
1次系圧力	原子炉容器破損直前	原子炉容器破損時の溶融物分散放出の判断のため、原子炉容器破損直前の圧力とする。
原子炉下部キャビティ水量	原子炉容器破損直前	原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティの水量として、原子炉容器破損直前の原子炉下部キャビティ水量とする。
原子炉格納容器雰囲気温度	原子炉格納容器破損時点	過圧破損、過温破損のどちらが先行するか判断に使用するため、原子炉格納容器破損時点での原子炉格納容器雰囲気温度とする。
原子炉下部キャビティ侵食深さ	原子炉格納容器破損時点	ベースマット溶融貫通と過圧破損・過温破損のどちらが先行するか判断に使用するため、原子炉格納容器破損時点でのキャビティ侵食深さとする。
水素濃度 (原子炉容器破損前)	原子炉容器破損直前	原子炉容器破損前の水素量が最大となる、原子炉容器破損直前を代表点とする。
水素濃度 (原子炉容器破損直後)	原子炉容器破損後+30分	原子炉容器破損後で現象が静定した点として、原子炉容器破損後30分を代表点とする。
水素濃度 (事故後期)	原子炉格納容器破損時点（**D、 **W） 事故後72時間（**I）	原子炉格納容器破損直前を代表点とする。原子炉格納容器破損しないPDSに対しては、現象が静定した点として事故後72時間を代表点とする。

第4.2.5-6表 事故進展解析を実施していないプラント損傷状態の分岐確率の考え方

PDS	水素燃焼 (HB1 (OP1), HB2 (OP2), HB3 (OP3))	溶融物分散放出 (RPV)	キャビティ内水量 (DC)	ベースマット溶融貫通 (BM2)
SEW				
SEI				
SLW				
SLI				
TEW				

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

4.2.6 格納容器破損頻度の定量化

C E T 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（以下「C F F」という。）を算出した。

4.2.6.1 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定

(1) 物理化学現象に関する分岐確率の設定

物理化学現象に関する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。

事故進展解析結果から読み取った特徴的な事故進展と合わせて、分岐確率の定量化のために参考となる知見を以下に示す。

a. プラント損傷状態 A E D

大・中破断 L O C A が発生、原子炉格納容器への燃料取替用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雰囲気温度は約 170℃、ベースマット侵食深さは約 0.2m である。

(a) 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 H B 1 , H B 2 , H B 3

を設定。

- (b) 原子炉下部キャビティ室に水が流入しないため、
水蒸気爆発の可能性は低い。

ヘディング D C (キャビティ内水量) の分岐確
率として、

を設定。

- (c) 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 B M (ベースマット溶融貫通) の分
岐確率として、

設定。

- (d) 貫通部過温破損の可能性は低い。

ヘディング O T (格納容器過温破損) の分岐確
率として、

を設定。

b. プラント損傷状態 A E W

大・中破断 L O C A が発生し、原子炉格納容器内
への燃料取替用水の移送はあるが、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雰囲気温度は約 158℃、ベースマット侵食はごくわずかである。

- (a) 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 H B 1, H B 2 及び H B 3

を設定。

- (b) 原子炉下部キャビティ室に水が流入するため、水蒸気爆発の可能性が考えられる。

ヘディング D C (キャビティ内水量) の分岐確率として、

を設定。

- (c) ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

ヘディング B M (ベースマット溶融貫通) の分岐確率として、

を設定。

- (d) 貫通部過温破損の可能性は低い。

ヘディング O T (格納容器過温破損) の分岐確率として、

を設定。

定。

c. プラント損傷状態 A E I

大・中破断 L O C A が発生し，原子炉格納容器への燃料取替用水の移送があり，格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われる。したがって，炉心デブリは冷却され原子炉格納容器内圧は低く維持される。また，ベースマットの侵食はない。

- (a) 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 H B 1，H B 2 及び H B 3（水素燃焼）の分岐確率として，

を設定。

- (b) 原子炉下部キャビティ室に水が流入するため，水蒸気爆発の可能性が考えられる。

ヘディング D C（キャビティ内水量）の分岐確率として，

を設定。

- (c) ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

ヘディング B M（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として，

を設定。（前段となる原子炉格

納容器内除熱のヘディング N C C（格納容器気相部冷却）で炉心デブリ冷却失敗の分岐確率と

して，

を設定。)

- (d) 格納容器スプレイによる雰囲気除熱に成功しており、原子炉格納容器の破損の可能性は低い。

ヘディングNCC（格納容器気相部冷却）の失敗確率を原子炉格納容器除熱ありで溶融物分散放出なしで炉心デブリ冠水ありの場合に適用されるを設定。

d. プラント損傷状態SED

小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用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雰囲気温度は約167℃、ベースマット侵食深さは約0.2mである。

- (a) 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及びHB3（水素燃焼）の分岐確率として、

を設定。

- (b) 原子炉下部キャビティ室に水が流入しないため、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、

[redacted]

[redacted]を設定。

- (c) 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、[redacted]

[redacted]を
設定。

- (d) 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、[redacted]

[redacted]

[redacted]

[redacted]

[redacted]を設定。

e. プラント損傷状態TED

トランジェントが発生し、原子炉格納容器内への
燃料取替用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
納容器内雰囲気温度は約175℃、ベースマット侵食
深さは約0.2mである。

- (a) 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。原子炉容器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及びHB3（水素燃焼）の分岐確率として、

を設定。

- (b) 原子炉下部キャビティ室に十分な水が流入しないため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、

を設定。

- (c) 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、

を設定。

- (d) 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、

を設定。

f. プラント損傷状態 T E I

トランジェントが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われる。したがって、原子炉格納容器の内圧は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

- (a) 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高い。

ヘディング H B 1, H B 2 及び H B 3 (水素燃焼) の分岐確率として、

を設定。

- (b) 原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティ室に十分な水が流入していないため、水蒸気爆発の可能性は低い。

ヘディング D C (キャビティ内水量) の分岐確率として、

を設定。

- (c) 格納容器スプレイによる雰囲気の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 N C C (格納容器気相部冷却) の失敗確率を

を設定。

定。

g. 事故進展解析の対象外とした P D S

事故進展解析の対象外とした P D S における分岐確率については，類似の P D S の解析結果から第 4.2.5-6 表のとおり推定して設定する。

(2) 事故の緩和手段に関する分岐確率の設定

系統・機器の回復操作については考慮しないため，事故の緩和手段に関する分岐確率は設定しない。

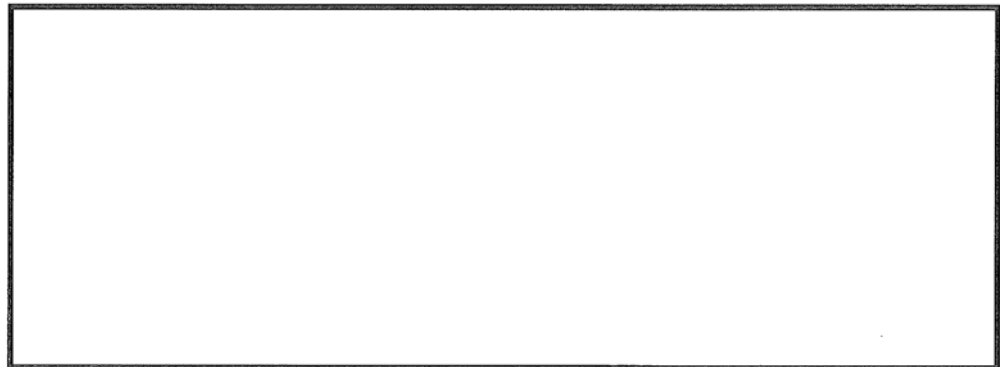
(3) 工学的判断

「(1) 物理化学現象に関する分岐確率の設定」に記載のとおり，物理化学現象に関するヘディングの分岐確率を事故進展解析結果から以下に示す工学的判断により設定した。

レベル 1.5 P R A における C E T の分岐確率については，特に物理現象に関わるヘディングについて，発生可能性を必ずしも定量的に評価することが困難であり，専門家の判断といった定性的な評価を定量的な評価に置き換える手法を用いた。この代表的事例として，NUREG/CR-4700 で用いられた分岐確率のあてはめ方法を第 4.2.6-1 表に示す。

国内においては 1992 年の原子力安全委員会声明を受けた個別プラント P R A 及び A M 整備において，P

W R 産業界では当時、体系的に実施された P R A とし
て世界的に注目されていた米国 NUREG-1150 (1990) を
参考にレベル 1.5 P R A 手法を構築した。これを踏
まえた 1994 年の伊方発電所 3 号炉の個別プ
ラント P R A においては、NUREG/CR-4700 を
参考に分岐確率を定めた。



評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第
4.2.6-2 表に示す。

以上の方法により設定した C E T の分岐確率を第
4.2.6-3 表に示す。同表に示すとおり、従属性がある
ヘディングについては複数の分岐確率を設定し、条件
により選択することとした。各ヘディングにおける主
な分岐確率を P D S ごとに整理し、一つにまとめたも
のを第 4.2.6-4 表に示す。

以上で評価した分岐確率によれば、第 4.2.5-1 図に
太線で示す分岐方向が、確率の高い方向であることが
確認された。

4.2.6.2 格納容器破損頻度の解析

(1) 格納容器破損頻度の評価方法

C F Fを定量化するため，C E Tで分類されたすべての事故シーケンスの発生頻度を解析する。次に，P D Sごとの条件付き格納容器破損確率（以下「C C F P」という。）を格納容器破損モード別に算出し，これにレベル1 P R Aより得られているP D S別C D Fを乗じることによって，P D Sごとの格納容器破損モード別C F Fが算出できる。これらの値を適切に合計してP D SごとのC F F，格納容器破損モードごとのC F F及び全C F Fを算出した。

なお，この定量化には，C E Tを構築し，C D Fを入力し，各々のヘディングに対して分岐確率を設定して，P D SごとのC C F Pを定量化できる評価ツールCVETを使用した。

(2) 格納容器破損頻度の評価結果

C F Fの評価結果をP D S別C D Fとともに第4.2.6-5 表及び第4.2.6-1 図に示す。全C F Fは 2.1×10^{-4} /炉年であり，C C F Pは0.95であった。

本評価では，格納容器スプレイ系故障時の復旧を考慮していないため，格納容器スプレイ系による原子炉格納容器の除熱が継続されるP D S（A E I，S E I，S L I及びT E I）では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる（C C F Pが0.01～0.08）が，原子炉

格納容器の除熱機能がないその他の P D S の C C F P は 1 となるため、全体の C C F P が高くなっている。

格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリー別 C F F を第 4.2.6-6 表及び第 4.2.6-2 図に示す。

格納容器破損モード別では、全 C F F のうち、 δ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）の寄与が 96.6%， σ （格納容器雰囲気直接加熱）の寄与が 1.0%， τ （過温破損）の寄与が 0.9%， ε （ベースマット溶融貫通）の寄与が 0.7% を占める。以下、 β （格納容器隔離失敗）、 g （蒸気発生器伝熱管破損）、 θ （水蒸気蓄積による格納容器先行破損）の寄与が続く、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。

格納容器破損カテゴリー別では、全 C F F のうち、水蒸気（崩壊熱）による過圧の寄与が 96.7%，格納容器雰囲気直接加熱の寄与が 1.0%，貫通部過温の寄与が 0.9%，コンクリート浸食の寄与が 0.7% を占める。以下、格納容器隔離機能喪失、漏えい箇所の隔離機能喪失の寄与が続く、これら以外の格納容器破損カテゴリーの寄与は 0.1% 以下であった。

P D S 別 C F F の上位は、S E D（全 C F F の約 95.8%）、T E D（全 C F F の約 3.4%）及び T E I（全 C F F の約 0.4%）である。ここで、事象進展解析の結果、レベル 1.5 P R A の入力となる P D S 及び出力とな

る格納容器破損モードとの関係を第 4.2.6-7 表に示す。

- a. SED (CFR = $2.0\text{E-}4$ /炉年, 全 CFR への寄与割合 = 95.8%)

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, 燃料取替用水タンクからの注入がないシーケンスである。この場合, 炉心・原子炉格納容器内が除熱されないことから, 格納容器スプレイが復旧できなければ, 原子炉格納容器内の圧力・温度が上昇する。SED の CFR は 1 であり, 炉心損傷に至った後, この PDS では原子炉格納容器も機能喪失することを示している。第 4.2.6-7 表より, SED の 97.4% は δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損) に寄与しており, このモードにより原子炉格納容器破損に至る可能性が高いことを示している。

- b. TED (CFR = $7.1\text{E-}6$ /炉年, 全 CFR への寄与割合 = 3.4%)

手動停止, 2 次冷却系の破断等の過渡事象の発生時に 2 次系からの除熱機能を喪失するシーケンスからなる。この PDS では, 格納容器スプレイが機能していない状態であり, 格納容器スプレイが復旧できなければ原子炉格納容器内の圧力・温度が上昇する。当該 PDS の CFR は 1 であり, 炉心損傷に

至った後，この P D S では原子炉格納容器も機能喪失することを示している。T E D の 90.9% は δ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）に寄与しており，このモードにより原子炉格納容器の破損に至る可能性が高いことを示している。一方，原子炉格納容器の温度は解析の結果緩やかなため， τ （過温破損）への寄与は 0.3% にとどまる。

- c. T E I（C F F = $8.2\text{E-}7$ /炉年，全 C F F への寄与割合 = 0.4%）

手動停止，2 次冷却系の破断等の過渡事象の発生時に 2 次系からの除熱機能を喪失するシーケンスからなる。この P D S では，81.6% が ε （ベースマツト溶融貫通）へ寄与するが，格納容器スプレイにより原子炉格納容器内が冷却されることにより当該 P D S で炉心損傷に至った場合でも原子炉格納容器の破損を防止できる可能性が高いことを示しており，C C F P は 0.08 である。

また，C F F をレベル 1 P R A の起因事象別に整理したものを第 4.2.6-8 表に示す。この整理結果によると，C F F に支配的な起因事象及び事故シーケンスは，原子炉補機冷却機能喪失を起因とする R C P シール L O C A であり，外部電源喪失に起因する非常用所内交流動力電源喪失がこれに続いている。

これらに該当する P D S は S E D 及び T E D であり、上述の C F F に寄与が大きい P D S に該当することが確認される。

したがって、レベル 1 P R A で C D F に寄与が大きい事故シーケンスは、レベル 1.5 P R A における C F F に対しても大きな寄与率を持つことを確認した。

4.2.6.3 重要度解析

格納容器破損モードの抽出を目的とする今回の P R A では、C E T のヘディングによる C F F への影響割合を評価する重要度解析は実施していないものの、レベル 1 P R A で算出された C D F を P D S として整理して C F F 評価の入力としている。重大事故等対策及び A M 策を考慮していない今回のレベル 1.5 P R A の結果は、レベル 1 P R A の結果に強く依存することから、レベル 1 P R A での重要度の高い機器はレベル 1.5 P R A でも高い重要度を占める。

δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)では、C F F の 96% が S E D の「原子炉補機冷却機能喪失 + R C P シール L O C A」シーケンスであり、レベル 1 P R A の原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様に R C P シール L O C A の寄与が大きくなる。この場合、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却 (海水通水) により原子炉格納容器

の破損を防止することが可能となる。

τ （過温破損）では C F F の 99% が S E D の「原子炉補機冷却機能喪失 + R C P シール L O C A」シーケンスである。 δ の場合と同様に、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却（海水通水）による原子炉格納容器の破損を防止することが可能となる。

σ （格納容器雰囲気直接加熱）では、C F F の 97% が S E D の「原子炉補機冷却機能喪失 + R C P シール L O C A」シーケンスである。このときは加圧器逃がし弁開放（1 次系強制減圧）による炉心損傷防止対策が可能であるが、格納容器破損防止対策としては、 δ 及び τ の場合と同様に、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却（海水通水）に期待できる。

4. 2. 6. 4 格納容器イベントツリーの定量結果の検証

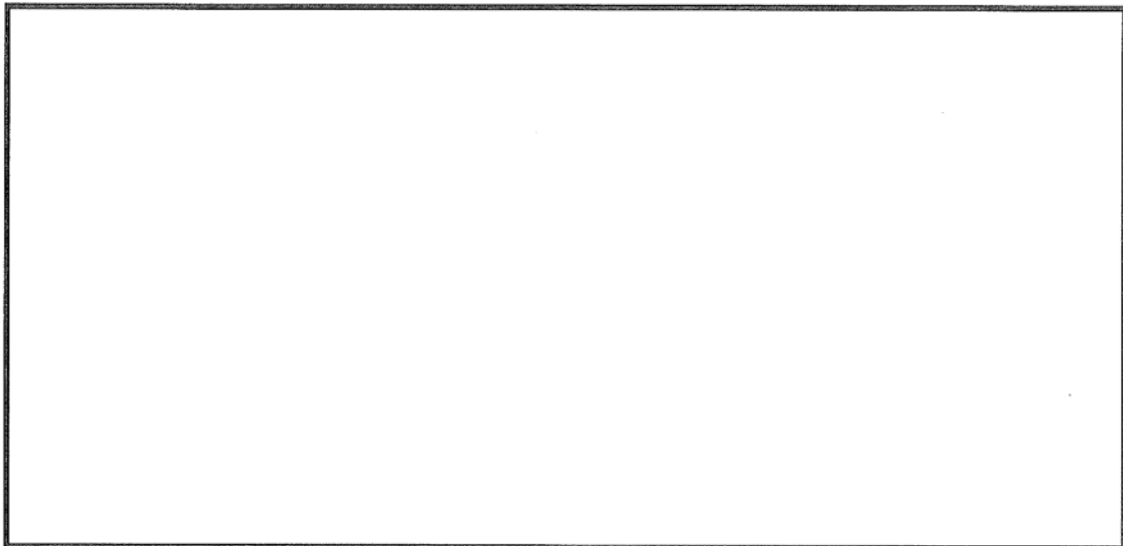
第 4. 2. 6-5 表における P D S 別 C F F の合計値と、第 4. 2. 6-6 表における格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリー別 C F F の合計値は一致しており、解析結果は妥当である。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第 4.2.6-1 表 NUREG/CR-4700 における分岐確率のあてはめ方法

定性的な表現	分岐確率
Certain or Almost Certain	1.0
Likely	0.9
Intermediate	0.5
Unlikely	0.1
Remotely Possible	0.001
Impossible	0.0

第 4.2.6-2 表 分岐確率のあてはめ方法



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第 4.2.6-3 表 (1 / 9) 格納容器イベントツリー分岐確率

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器 隔離 (C I)			
1 次系の 圧力状態 (F D)			
格納容器 バイパス (B P)			
炉心への 注水 (L R)	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 / 低圧再循環が成功した場合を炉心への注水の成功とする。よって分岐確率として、E C C S 再循環に失敗する確率を用いる。 中高圧シーケンス (S ** , T **) では、炉心への注水が成功することはないため、分岐確率は 1.0 とする。
	中高圧シーケンス (S ** , T **)	1.0	

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第4.2.6-3表（2／9） 格納容器イベントツリー分岐確率

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
炉内水蒸気 爆発 (ISX)			
原子炉容器 破損前の水 素燃焼 (HB1)			
格納容器 破損 (OP1)			水素濃度 10vol% 以下では、火炎の伝播 が遅いため水素燃焼時の格納容器内圧 は殆ど上昇しないと考えられることか

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第4.2.6-3表 (3 / 9) 格納容器イベントツリー分岐確率

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 (R V)	—		
溶融物分散 放出 (R P V)			これまでの国内外の実験等から、原子炉容器破損時、溶融炉心の格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次系圧力はおよそ2.0MPa[gage]以下との知見が得られている。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第 4.2.6-3 表 (4 / 9) 格納容器イベントツリー分岐確率

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
キャビティ 内水量 (D C)			
炉外水蒸気 爆発 (E S X)			

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第 4. 2. 6-3 表 （ 5 ／ 9 ） 格納容器イベントツリー分岐確率

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器 直接加熱 (D C H)			

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第 4.2.6-3 表 (6 / 9) 格納容器イベントツリー分岐確率

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
原子炉容器 破損直 後の水素 燃焼 (H B 2)			
格納容器 破損 (O P 2)			

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第 4. 2. 6-3 表 （ 7 / 9 ） 格納容器イベントツリー分岐確率

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格 納 容 器 内 気 相 部 冷 却 (N C C)			
原 子 炉 容 器 破 損 後 長 期 の 水 素 燃 焼 (H B 3)			

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第 4.2.6-3 表（ 8 / 9 ） 格納容器イベントツリー分岐確率

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器 破損 （ O P 3 ）			
ベースマ ット溶融 貫通 （ B M ）			

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第 4. 2. 6-3 表 (9 / 9) 格納容器イベントツリー分岐確率

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器 過温破損 (O T)			

第 4.2.6-4 表 プラント損傷状態ごとの分岐確率一覧

[illegible]

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

第 4.2.6-5 表 プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び

格納容器破損頻度

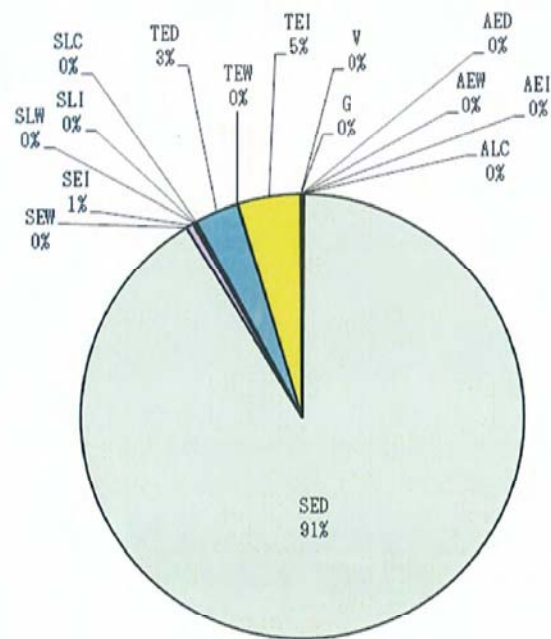
プラント 損傷状態 (PDS)	炉心損傷頻度 (CDF) (/炉年)	割合	条件付き格 納容器破損 確率 (CCFP)	格納容器 破損頻度 (CFF) (/炉年)	割合
AED	2.2E-09	0.0%	1.00	2.2E-09	0.0%
AEW	6.5E-08	0.0%	1.00	6.5E-08	0.0%
AEI	9.6E-08	0.0%	0.02	2.1E-09	0.0%
ALC	7.5E-08	0.0%	1.00	7.5E-08	0.0%
SED	2.0E-04	91.1%	1.00	2.0E-04	95.8%
SEW	2.1E-09	0.0%	1.00	2.1E-09	0.0%
SEI	1.2E-06	0.5%	0.01	6.7E-09	0.0%
SLW	1.6E-07	0.1%	1.00	1.6E-07	0.1%
SLI	2.0E-07	0.1%	0.01	1.1E-09	0.0%
SLC	2.4E-07	0.1%	1.00	2.4E-07	0.1%
TED	7.1E-06	3.2%	1.00	7.1E-06	3.4%
TEW	1.2E-07	0.1%	1.00	1.2E-07	0.1%
TEI	1.0E-05	4.6%	0.08	8.2E-07	0.4%
V	3.0E-11	0.0%	1.00	3.0E-11	0.0%
G	2.4E-07	0.1%	1.00	2.4E-07	0.1%
合計	2.2E-04	100.0%	0.95	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における寄与の大きい事故シーケンスは以下のとおり。

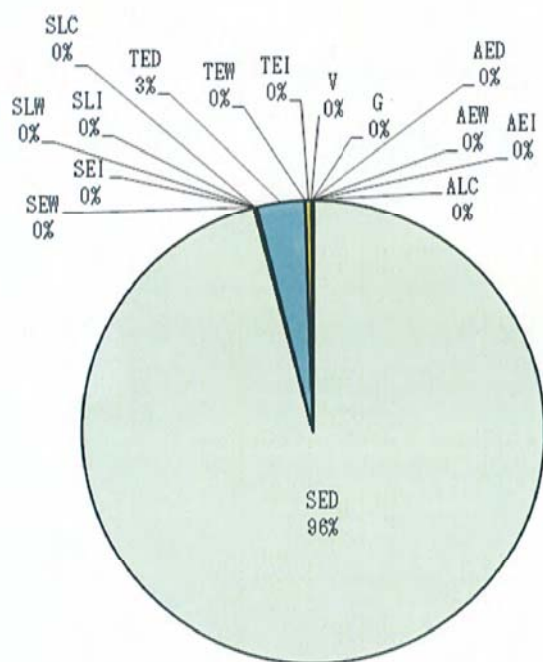
SED：原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA

TED：外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源の確立失敗

TEI：手動停止＋補助給水失敗



(P D S 別 C D F)



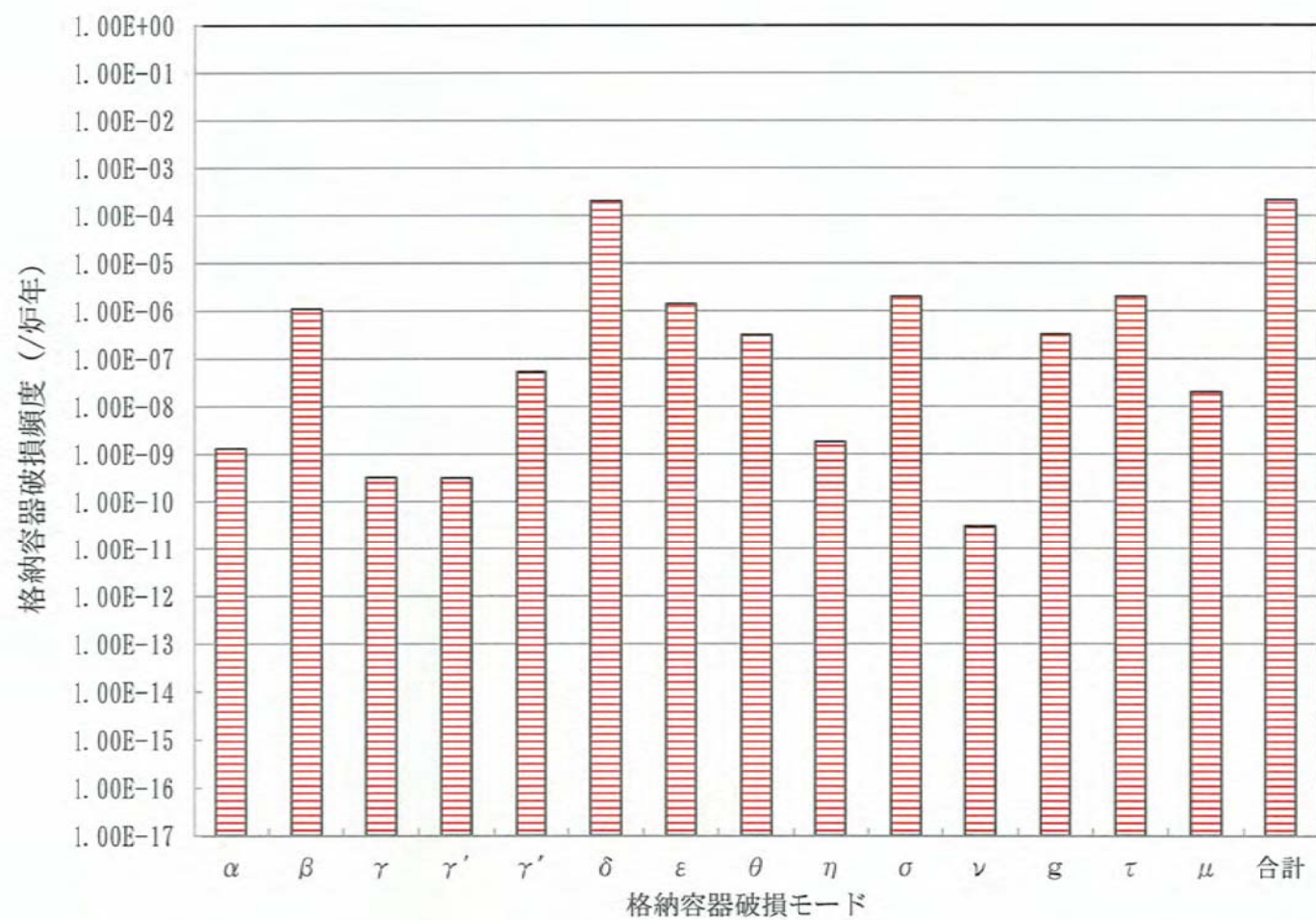
(P D S 別 C F F)

第 4. 2. 6-1 図 プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度

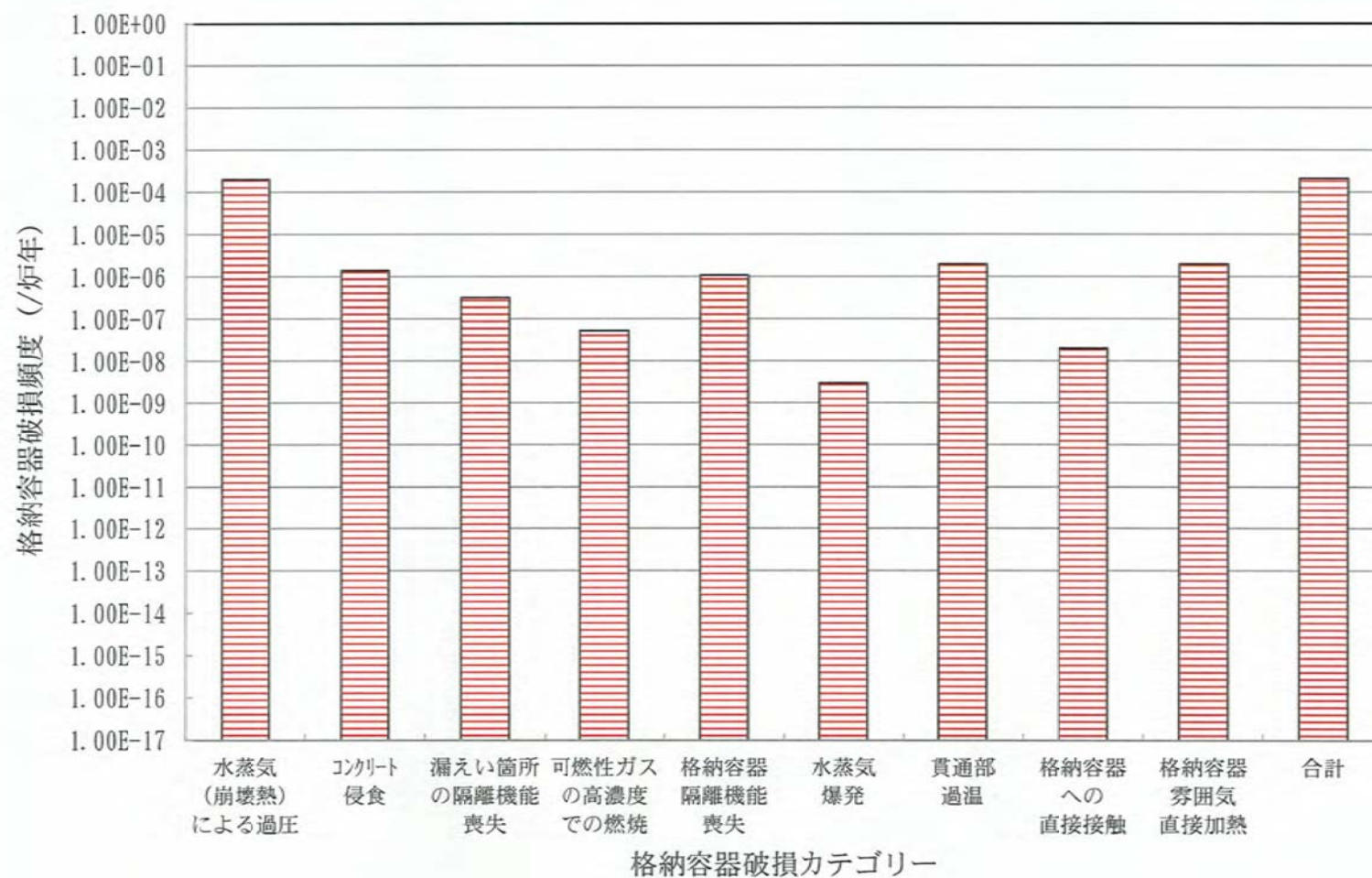
第 4.2.6-6 表 格納容器破損モード別，格納容器破損カテゴリー別

格納容器破損頻度

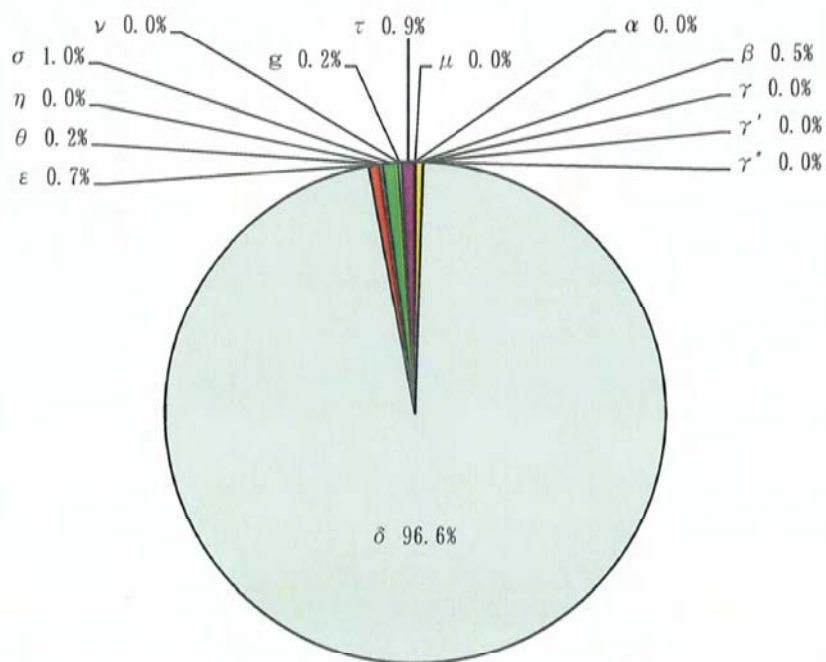
破損モード別	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.3E-09	0.0%
β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5%
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.2E-10	0.0%
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.1E-10	0.0%
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	5.3E-08	0.0%
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.6%
ε (ベースマット溶融貫通)	1.4E-06	0.7%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	3.1E-07	0.2%
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.8E-09	0.0%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0%
ν (インターフェイスシステム L O C A)	3.0E-11	0.0%
g (蒸気発生器伝熱管破損)	3.2E-07	0.2%
τ (過温破損)	2.0E-06	0.9%
μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	0.0%
カテゴリー別		
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.0E-04	96.7%
コンクリート侵食	1.4E-06	0.7%
漏えい箇所の隔離機能喪失	3.2E-07	0.2%
可燃性ガスの高濃度での燃焼	5.3E-08	0.0%
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5%
水蒸気爆発	3.0E-09	0.0%
貫通部過温	2.0E-06	0.9%
格納容器への直接接触	2.0E-08	0.0%
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0%
合計	2.1E-04	100.0%



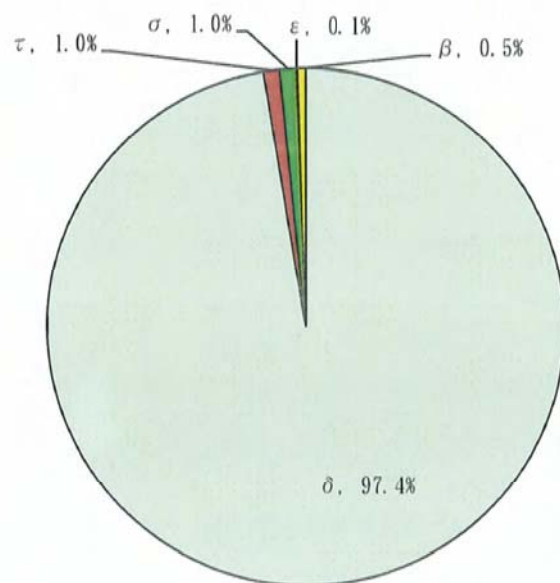
第4.2.6-2図 (1/4) 格納容器破損モード別，格納容器破損カテゴリー別格納容器破損頻度



第 4.2.6-2 図 (2 / 4) 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリー別格納容器破損頻度

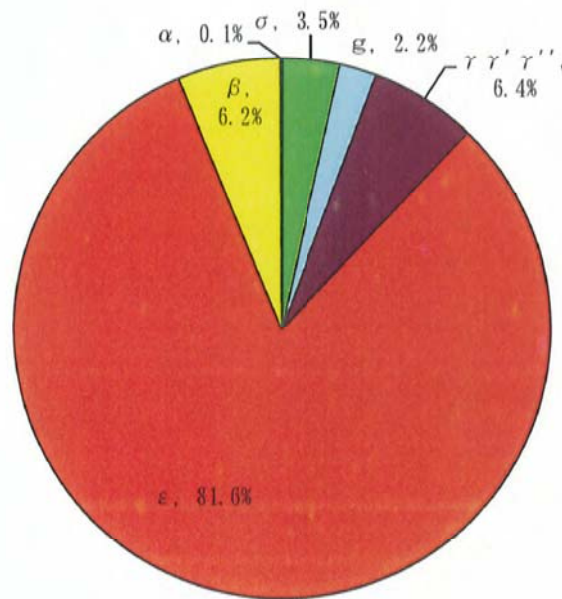


格納容器破損モード別格納容器破損頻度（全 P D S）

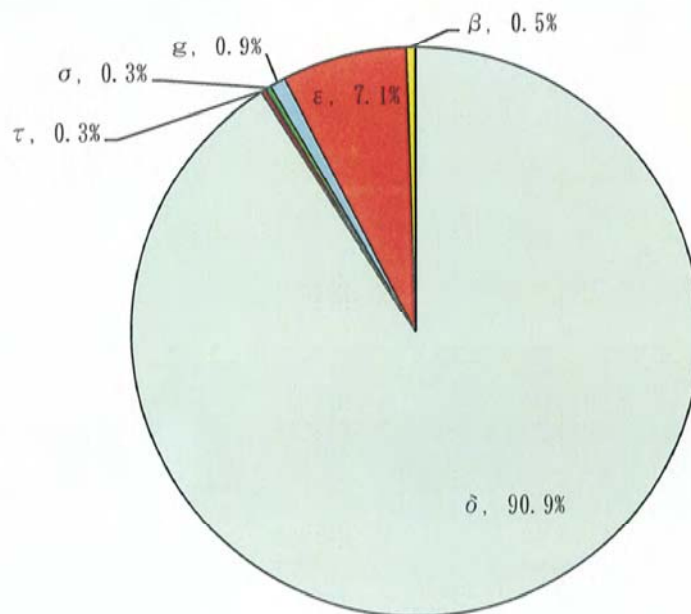


格納容器破損モード別格納容器破損頻度（P D S が S E D の場合）

第 4.2.6-2 図（3 / 4） 格納容器破損モード別，格納容器破損
カテゴリー別格納容器破損頻度



格納容器破損モード別格納容器破損頻度（PDSがTEIの場合）



格納容器破損モード別格納容器破損頻度（PDSがTEDの場合）

第 4.2.6-2 図（4 / 4） 格納容器破損モード別，格納容器破損
カテゴリー別格納容器破損頻度

第 4.2.6-7 表 (1 / 2) プラント損傷状態別格納容器破損モード
への分配割合

P D S	割合	格納容器破損モード	
—	—	—	格納容器直接接触 (シェルアタック)
A E D	89.5%	δ	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧)
	0.0%	τ	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温)
	0.0%	$\gamma \gamma' \gamma''$	水素燃焼
	9.9%	ε	熔融炉心・コンクリート相互作用
	0.5%	β	格納容器隔離機能喪失
	0.0%	α	炉内水蒸気爆発
A E I	38.6%	η	原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用
	2.9%	$\gamma \gamma' \gamma''$	水素燃焼
	35.5%	ε	熔融炉心・コンクリート相互作用
	22.5%	β	格納容器隔離機能喪失
	0.4%	α	炉内水蒸気爆発
A E W	98.5%	δ	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧)
	0.0%	τ	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温)
	1.0%	η	原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用
	0.0%	$\gamma \gamma' \gamma''$	水素燃焼
	0.0%	ε	熔融炉心・コンクリート相互作用
	0.5%	β	格納容器隔離機能喪失
	0.0%	α	炉内水蒸気爆発
A L C	0.5%	β	格納容器隔離機能喪失
	99.5%	θ	先行破損
G	100.0%	g	格納容器バイパス
S E D	97.4%	δ	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧)
	1.0%	τ	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温)
	0.0%	μ	高圧熔融物放出 (高圧時の格納容器直接接触)
	1.0%	σ	格納容器雰囲気直接加熱
	0.0%	$\gamma \gamma' \gamma''$	水素燃焼
	0.1%	ε	熔融炉心・コンクリート相互作用
	0.5%	β	格納容器隔離機能喪失
S E I	1.6%	μ	高圧熔融物放出 (高圧時の格納容器直接接触)
	1.8%	σ	格納容器雰囲気直接加熱
	3.5%	η	原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用
	0.7%	$\gamma \gamma' \gamma''$	水素燃焼
	3.3%	ε	熔融炉心・コンクリート相互作用
	89.1%	β	格納容器隔離機能喪失
S E W	99.4%	δ	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧)
	0.0%	τ	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温)
	0.0%	μ	高圧熔融物放出 (高圧時の格納容器直接接触)
	0.0%	σ	格納容器雰囲気直接加熱
	0.0%	η	原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用
	0.0%	$\gamma \gamma' \gamma''$	水素燃焼
	0.0%	ε	熔融炉心・コンクリート相互作用
	0.5%	β	格納容器隔離機能喪失

第 4.2.6-7 表 (2 / 2) プラント損傷状態別格納容器破損モード
への分配割合

PDS	割合	格納容器破損モード
SLC	0.5%	β 格納容器隔離機能喪失
	99.5%	θ 先行破損
SLI	1.6%	μ 高圧溶融物放出 (高圧時の格納容器直接接触)
	1.8%	σ 格納容器雰囲気直接加熱
	3.5%	η 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用
	0.7%	$\gamma \gamma' \gamma''$ 水素燃焼
	3.3%	ε 溶融炉心・コンクリート相互作用
	89.1%	β 格納容器隔離機能喪失
	99.4%	δ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧)
SLW	0.0%	τ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温)
	0.0%	μ 高圧溶融物放出 (高圧時の格納容器直接接触)
	0.0%	σ 格納容器雰囲気直接加熱
	0.0%	η 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用
	0.0%	$\gamma \gamma' \gamma''$ 水素燃焼
	0.0%	ε 溶融炉心・コンクリート相互作用
	0.5%	β 格納容器隔離機能喪失
	90.9%	δ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧)
TED	0.3%	τ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温)
	0.0%	μ 高圧溶融物放出 (高圧時の格納容器直接接触)
	0.3%	σ 格納容器雰囲気直接加熱
	0.9%	g TI-SGTR
	0.0%	$\gamma \gamma' \gamma''$ 水素燃焼
	7.1%	ε 溶融炉心・コンクリート相互作用
	0.5%	β 格納容器隔離機能喪失
	0.0%	α 炉内水蒸気爆発
	0.0%	μ 高圧溶融物放出 (高圧時の格納容器直接接触)
TEI	3.5%	σ 格納容器雰囲気直接加熱
	2.2%	g TI-SGTR
	6.4%	$\gamma \gamma' \gamma''$ 水素燃焼
	81.6%	ε 溶融炉心・コンクリート相互作用
	6.2%	β 格納容器隔離機能喪失
	0.1%	α 炉内水蒸気爆発
	92.0%	δ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧)
	0.0%	τ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温)
TEW	0.0%	μ 高圧溶融物放出 (高圧時の格納容器直接接触)
	0.3%	σ 格納容器雰囲気直接加熱
	0.1%	g TI-SGTR
	0.0%	$\gamma \gamma' \gamma''$ 水素燃焼
	7.1%	ε 溶融炉心・コンクリート相互作用
	0.5%	β 格納容器隔離機能喪失
	0.0%	α 炉内水蒸気爆発
	100.0%	ν 格納容器バイパス
V		

第 4.2.6-8 表 起因事象別格納容器破損頻度

起因事象	起因事象別 C F F (/ 年)	全 C F F に対する割合	P D S	事故シーケンス	起因事象別 C F F に対する割合
大破断 L O C A	1.7E-08	0.0%	A E W	大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	93.3%
			A E D	大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	3.1%
			A E I	大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗	1.3%
			A E I	大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗	1.2%
			A E I	大破断 L O C A + 低圧注入失敗	0.7%
			A L C	大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	0.1%
			A E W	大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	0.1%
			A E W	大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	0.1%
			A E W	大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	0.0%
			A E W	大破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	0.0%
			A L C	大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	0.0%
			A E W	大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	0.0%
中破断 L O C A	1.3E-07	0.1%	A L C	中破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗	52.5%
			A E W	中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	38.7%
			A L C	中破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗	6.3%
			A E D	中破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	1.3%
			A E I	中破断 L O C A + 高圧再循環失敗	1.1%
			A E I	中破断 L O C A + 高圧注入失敗	0.2%
			A E W	中破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	0.0%
			A E W	中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	0.0%
			A E I	中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗	0.0%
			A E W	中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	0.0%
			A E W	中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	0.0%
			S L C	小破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗	51.8%
小破断 L O C A	4.2E-07	0.2%	S L W	小破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	38.3%
			S L C	小破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗	6.2%
			S E I	小破断 L O C A + 高圧注入失敗	1.6%
			S E D	小破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	1.1%
			S E W	小破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	0.5%
			S L I	小破断 L O C A + 高圧再循環失敗	0.3%
			S E D	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	0.3%
			S L W	小破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	0.0%
			S E I	小破断 L O C A + 補助給水失敗	0.0%
			S E W	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	0.0%
			S E W	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	0.0%
			S E I	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗	0.0%
			S E W	小破断 L O C A + 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	0.0%
インターフェイスシステム L O C A	3.0E-11	0.0%	V	余熱除去系隔離弁 L O C A	100.0%
主給水流量喪失	6.8E-08	0.0%	T E D	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	60.2%
			T E I	主給水流量喪失 + 補助給水失敗	34.2%
			T E W	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	5.7%
外部電源喪失	5.8E-06	2.8%	T E D	外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源喪失	99.8%
			T E I	外部電源喪失 + 補助給水失敗	0.2%
			T E W	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	0.0%
			T E D	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	0.0%
A T W S	1.0E-09	0.0%	T E I	A T W S	97.9%
			T E W	A T W S + 格納容器スプレイ再循環失敗	2.0%
			T E D	A T W S + 格納容器スプレイ注入失敗	0.1%
2 次冷却系の破断	1.0E-07	0.0%	T E I	2 次冷却系の破断 + 補助給水失敗	95.7%
			T E D	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	2.3%
			T E W	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	2.0%
			T E I	2 次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗	0.0%
			T E W	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	0.0%
			T E D	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	0.0%
蒸気発生器伝熱管破損	2.4E-07	0.1%	G	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗	72.4%
			G	蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗	27.6%
過渡事象	6.0E-07	0.3%	T E D	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	60.2%
			T E I	過渡事象 + 補助給水失敗	34.1%
			T E W	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	5.7%
原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-04	95.6%	S E D	原子炉補機冷却機能喪失 R C P ン ル L O C A	99.5%
			S E D	原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A	0.5%
			T E D	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗	0.0%
手動停止	1.4E-06	0.7%	T E D	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	60.2%
			T E I	手動停止 + 補助給水失敗	34.1%
			T E W	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	5.7%

4.2.7 不確実さ解析及び感度解析

P R A 結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る C D F の相対的な割合の確認に際しての参考として、不確実さ解析及び感度解析を実施した。

(1) 不確実さ解析結果

不確実さ解析として、P D S 別 C D F の不確実さ分布及び各ヘディングの分岐確率の不確実さ分布を設定し、C F F を算出した。

解析の結果、全 C F F の平均値は $2.0\text{E-}4$ /炉年、5 % 値、50 % 値、95 % 値はそれぞれ $1.1\text{E-}5$ 炉年、 $6.9\text{E-}5$ /炉年、 $7.7\text{E-}4$ /炉年、E F は 8.5 となった。

a. P D S 別 C F F の不確実さ解析

解析結果を第 4.2.7-1 表及び第 4.2.7-1 図に示す。

P D S 別 C F F の点推定値は不確実さの範囲内にあり、また点推定値と不確実さ解析結果の傾向にも大きな違いがなく、S E D が支配的であることが確認された。したがって、P D S 別 C F F の特徴について不確実さが有意に影響しているとは考えにくい。

b. 格納容器破損モード別 C F F の不確実さ解析

解析結果を第 4.2.7-2 表及び第 4.2.7-2 図に示す。

格納容器破損モード別 C F F の点推定値は、概ね不確実さの範囲内にあり、点推定値と不確実さ解析結果と

の傾向にも大きな違いがなく，過圧破損（ δ ）が支配的である。したがって，格納容器破損モード別 C F F 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。

σ （格納容器雰囲気直接加熱）， τ （過温破損）， μ （格納容器直接接触）の点推定値が不確実さ分布内でない理由は，次のとおりである。点推定評価においては，P D S 別 C D F において支配的な S E D の溶融物分散放出の分散確率を事故進展解析結果に基づき分散放出するとしている。一方，溶融物分散放出の不確実さの考慮においては，事故進展解析結果がその判定基準値に近い（判断基準 2.0MPa [gage] に対して解析結果 2.1MPa [gage]）場合は分散放出しない可能性も高いとした評価である。ただし，当該格納容器破損モードの C F F は全 C F F に対して小さく，全 C F F への影響はない。

c. 格納容器破損カテゴリー別 C F F の不確実さ解析

解析結果を第 4.2.7-3 表及び第 4.2.7-3 図に示す。格納容器破損カテゴリー別 C F F の点推定値は，概ね不確実さの範囲内にあり，点推定値と不確実さ解析結果との傾向にも大きな違いがなく，水蒸気（崩壊熱）による過圧が支配的である。したがって，格納容器破損カテゴリー別 C F F 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。

貫通部過温，格納容器への直接接触及び格納容器雰囲気直接加熱については，点推定値が不確実さ分布内にはないが，その理由は前述の格納容器破損モード別 C F F と同様である。ただし，これらの格納容器破損カテゴリーの C F F は比較的小さく，全 C F F への影響はない。

(2) 感度解析結果

感度解析結果を第 4. 2. 7-4 表，第 4. 2. 7-5 表，第 4. 2. 7-4 図，第 4. 2. 7-5 図及び第 4. 2. 7-6 図に示す。

C F F への寄与が最も大きい P D S である S E D に対する事故進展解析結果において，原子炉容器破損時の 1 次系圧力の解析結果は約 2. 1MPa [gage] である。原子炉容器破損時の 1 次系圧力を参照して分岐確率を設定しているヘディングである R P V (溶融物分散放出) において，分散放出する又はしない確率を与えるときの判断基準は [] であり，ベースケースにおいては基本的に溶融物分散放出が生じるとして分岐確率を [] として設定している。しかし，事故進展解析結果の値は判断基準に非常に近い値であり，原子炉容器破損時まで [] の状態が維持されても分散放出が発生しない可能性が考えられるため，感度解析の対象とする。

本 P R A では，分岐確率のあてはめ方法として

[]

[]

□□□□こととしているが、感度解析では分岐確率のあてはめ方法の感度も合わせて確認することとして、ヘディング R P V（溶融物分散放出）の分岐確率を□□□□に設定して感度解析を行った。

感度解析の結果をベースケースと比較すると、全 C F F はベースケースと同様の $2.1\text{E-}4/\text{炉年}$ 、条件付き格納容器破損確率は 0.95 となり、変更前と同じ結果となった。

また、格納容器破損モードでは、次の破損モードに増減が見られるが、結果的に合計値は優位に変動していない。

a. δ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）

ヘディング R P V（溶融物分散放出）の分岐確率増加により、溶融物の分散放出による空間の加熱が減少し、過圧破損の発生頻度はやや減少する。

b. ε （ベースマット溶融貫通）

ヘディング R P V（溶融物分散放出）の分岐確率増加により、溶融物の重力落下分が増加するため、ベースマット溶融貫通の発生頻度が増加する。

c. η （原子炉容器外水蒸気爆発）

ヘディング R P V（溶融物分散放出）の増加によりキャビティに水があるが原子炉容器内の圧力が比較的高

圧となる S^{**} において重力落下分が増加するため、水蒸気爆発の可能性が増加する。

d. σ （格納容器雰囲気直接加熱）

ヘディング R P V（溶融物分散放出）の増加により重力落下分が増加，分散放出分が減少するため，原子炉格納容器の直接加熱及び過温による C F F が減少する。

e. τ （過温破損）

ヘディング R P V（溶融物分散放出）の増加により重力落下分が増加，分散放出分が減少するため，原子炉格納容器の直接加熱及び過温による C F F が減少する。

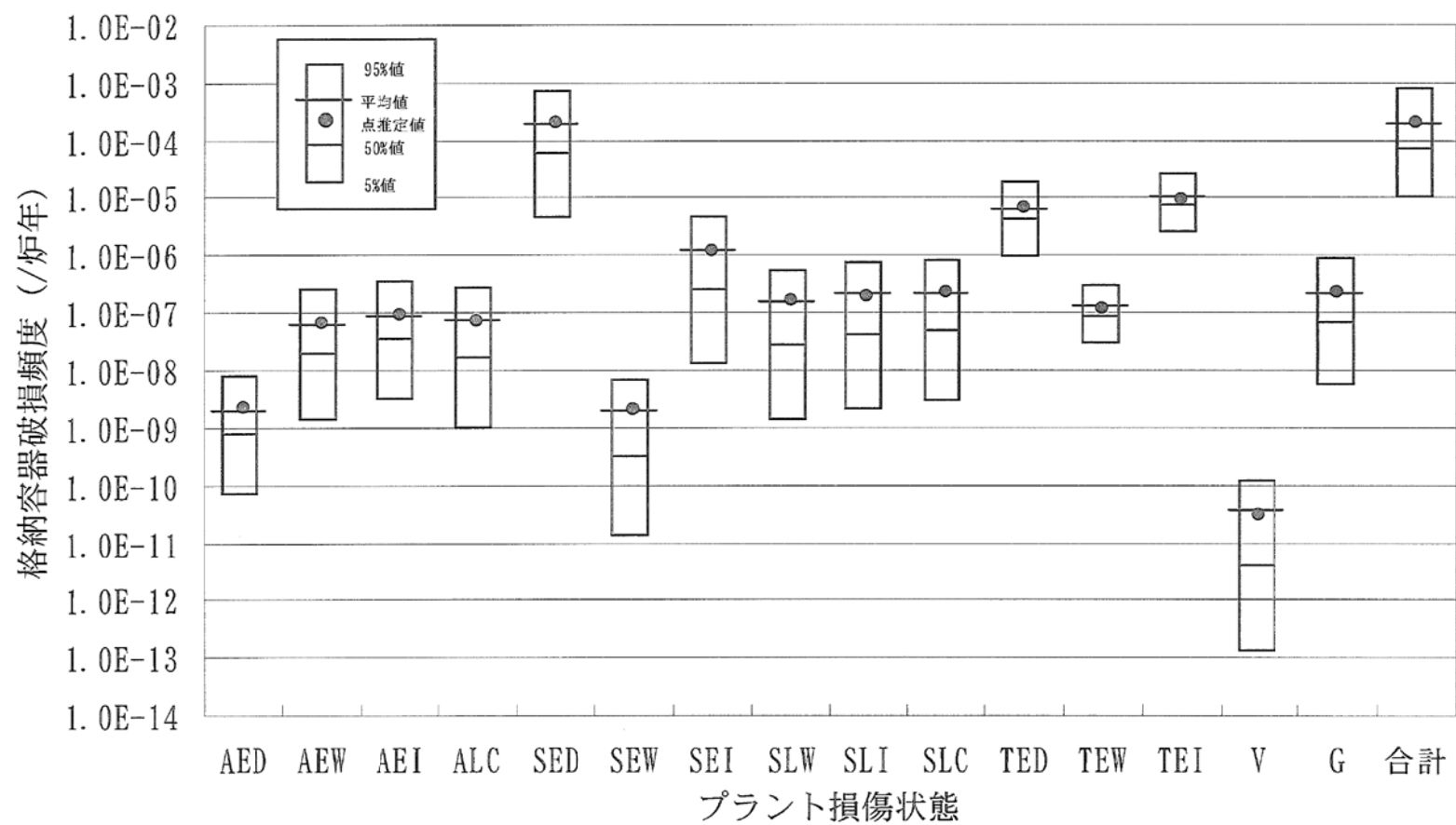
f. μ （溶融物直接接触）

ヘディング R P V（溶融物分散放出）の増加により重力落下分が増加，分散放出分が減少するため，分散放出されたデブリが格納容器壁に接触することによる破損頻度は減少する。

第 4.2.7-1 表 不確実さ解析によるプラント損傷状態別

格納容器破損頻度

P D S	格納容器破損頻度（/炉年）				点推定値 （/炉年）
	5% 値	50% 値	95% 値	平均値	
A E D	7.0E-11	7.0E-10	7.0E-09	1.8E-09	2.2E-09
A E W	1.3E-09	1.8E-08	2.4E-07	6.2E-08	6.5E-08
A E I	5.5E-11	7.4E-10	2.4E-08	7.8E-09	2.1E-09
A L C	8.7E-10	1.6E-08	2.8E-07	7.0E-08	7.5E-08
S E D	4.6E-06	6.0E-05	7.6E-04	2.0E-04	2.0E-04
S E W	1.2E-11	2.9E-10	6.9E-09	1.8E-09	2.1E-09
S E I	1.8E-10	5.7E-09	2.4E-07	7.5E-08	6.7E-09
S L W	1.2E-09	2.7E-08	5.6E-07	1.4E-07	1.6E-07
S L I	2.7E-11	8.0E-10	5.3E-08	1.3E-08	1.1E-09
S L C	2.5E-09	4.6E-08	8.3E-07	2.2E-07	2.4E-07
T E D	9.9E-07	4.2E-06	1.8E-05	6.3E-06	7.1E-06
T E W	2.9E-08	9.3E-08	2.9E-07	1.2E-07	1.2E-07
T E I	5.8E-08	5.0E-07	2.4E-06	8.0E-07	8.2E-07
V	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11
G	5.1E-09	6.5E-08	8.1E-07	2.1E-07	2.4E-07
合計	1.1E-05	6.9E-05	7.7E-04	2.0E-04	2.1E-04

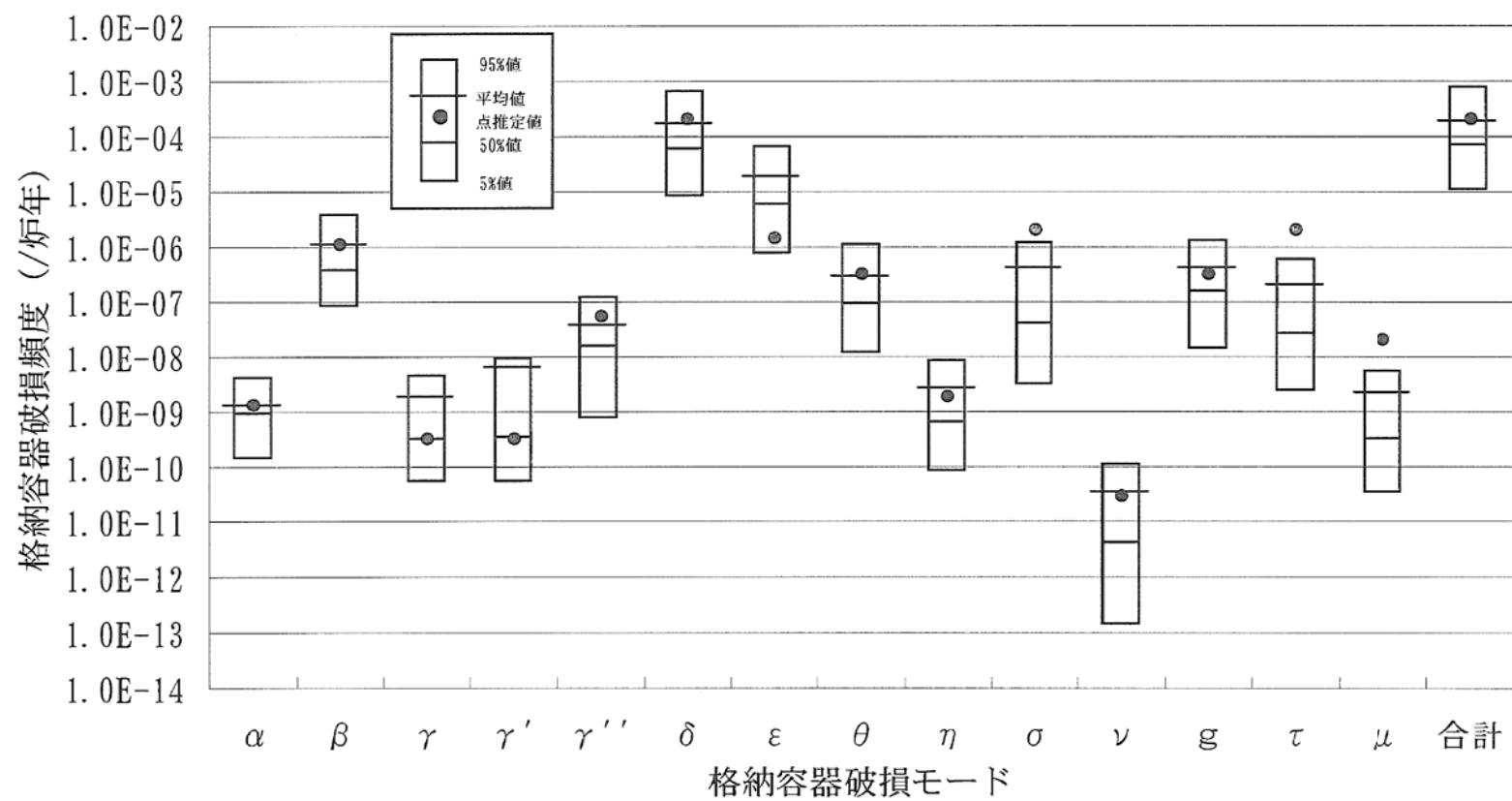


第4.2.7-1図 不確実さ解析によるプラント損傷状態別格納容器破損頻度

第 4.2.7-2 表 不確実さ解析による格納容器破損モード別

格納容器破損頻度

格納容器 破損モード	格納容器破損頻度（/炉年）				点推定値 （/炉年）
	5% 値	50% 値	95% 値	平均値	
α	1.3E-10	8.3E-10	3.9E-09	1.3E-09	1.3E-09
β	8.5E-08	3.7E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06
γ	4.6E-11	3.0E-10	4.4E-09	1.8E-09	3.2E-10
γ'	4.7E-11	3.2E-10	9.4E-09	6.1E-09	3.1E-10
γ''	7.1E-10	1.4E-08	1.3E-07	3.7E-08	5.3E-08
δ	8.4E-06	6.1E-05	6.8E-04	1.8E-04	2.0E-04
ε	7.6E-07	6.0E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.4E-06
θ	1.1E-08	9.2E-08	1.1E-06	2.8E-07	3.1E-07
η	7.4E-11	5.7E-10	8.0E-09	2.7E-09	1.8E-09
σ	2.8E-09	4.0E-08	1.1E-06	4.3E-07	2.0E-06
ν	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11
g	1.3E-08	1.5E-07	1.4E-06	4.4E-07	3.2E-07
τ	2.2E-09	2.5E-08	6.5E-07	2.1E-07	2.0E-06
μ	3.0E-11	2.9E-10	5.6E-09	2.1E-09	2.0E-08
合計	1.1E-05	6.9E-05	7.7E-04	2.0E-04	2.1E-04

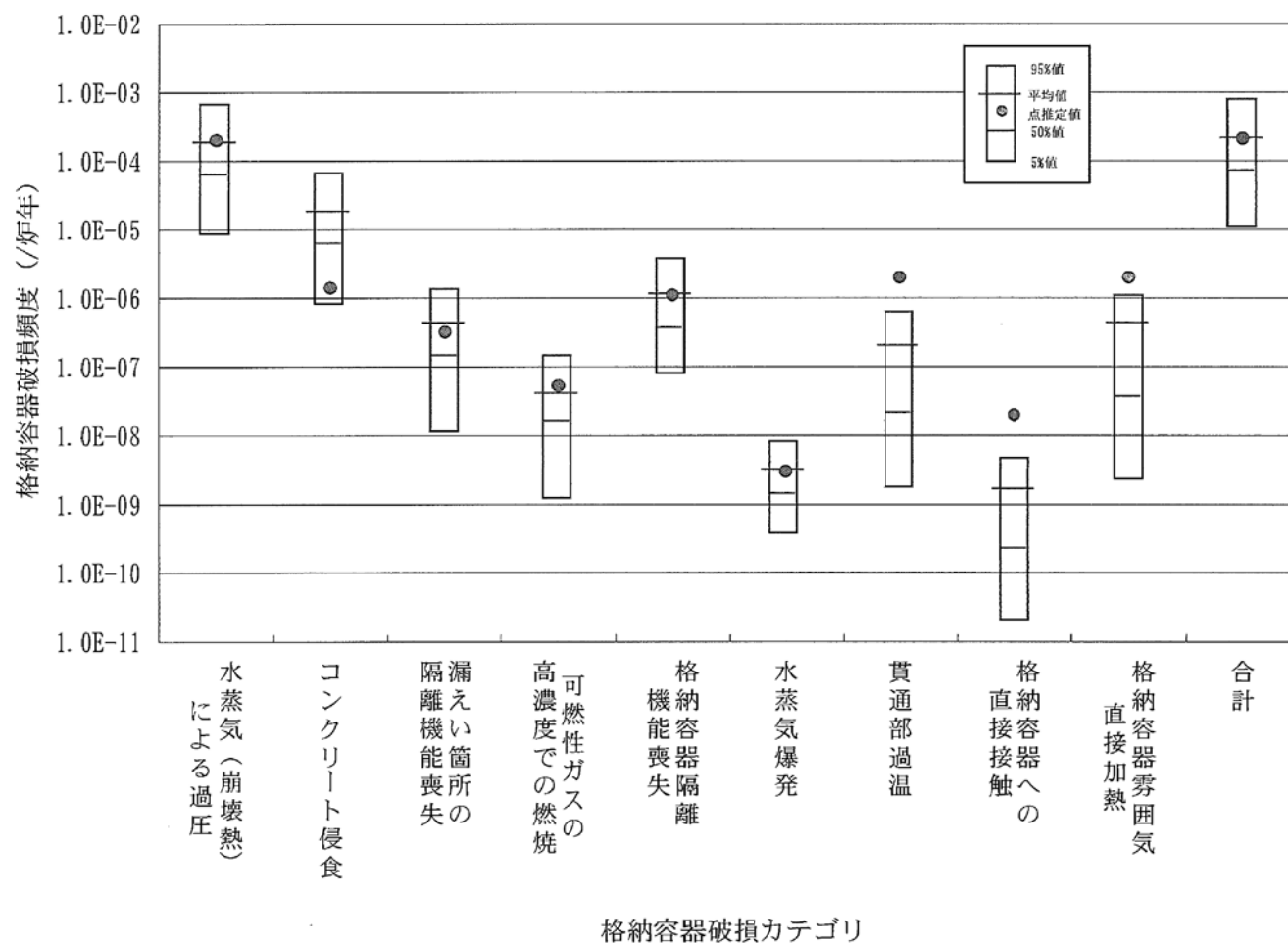


第4.2.7-2図 不確実さ解析による格納容器破損モード別格納容器破損頻度

第 4.2.7-3 表 不確実さ解析による格納容器破損カテゴリ別

格納容器破損頻度

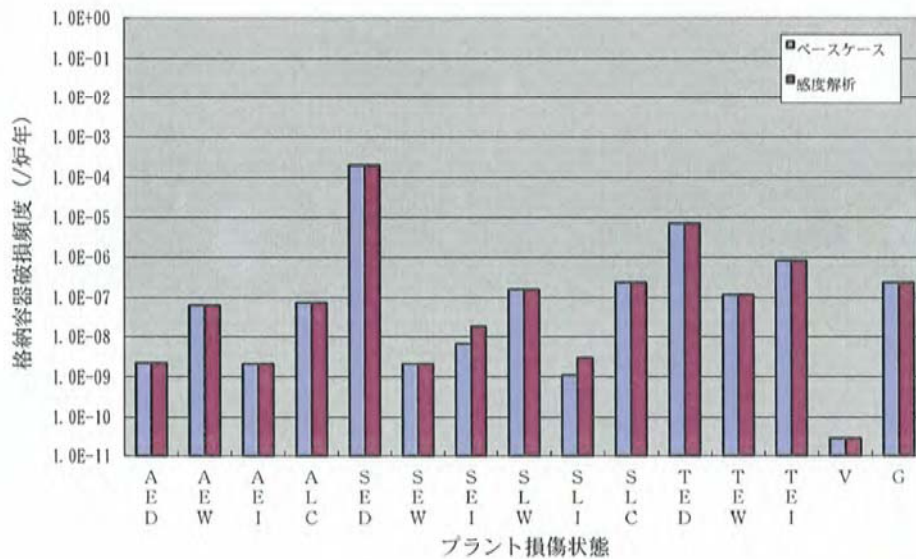
格納容器破損カテゴリ	格納容器破損頻度（/炉年）				点推定値 （/炉年）
	5% 値	50% 値	95% 値	平均値	
水蒸気（崩壊熱）による過圧	8.6E-06	6.1E-05	6.8E-04	1.8E-04	2.0E-04
コンクリート侵食	7.6E-07	6.0E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.4E-06
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.3E-08	1.5E-07	1.4E-06	4.4E-07	3.2E-07
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.5E-09	1.8E-08	1.6E-07	4.5E-08	5.3E-08
格納容器隔離機能喪失	8.5E-08	3.7E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06
水蒸気爆発	4.7E-10	1.8E-09	9.9E-09	4.0E-09	3.0E-09
貫通部過温	2.2E-09	2.5E-08	6.5E-07	2.1E-07	2.0E-06
格納容器への直接接触	3.0E-11	2.9E-10	5.6E-09	2.1E-09	2.0E-08
格納容器雰囲気直接加熱	2.8E-09	4.0E-08	1.1E-06	4.3E-07	2.0E-06
合計	1.1E-05	6.9E-05	7.7E-04	2.0E-04	2.1E-04



第 4.2.7-3 図 不確実さ解析による格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度

第 4.2.7-4 表 感度解析結果のプラント損傷状態別比較

プラント 損傷状態	格納容器破損頻度 (C F F)		格納容器破損頻度 (C F F)	
	ベースケース (/炉年)	全 C F F に 対する割合	感度解析 (/炉年)	全 C F F に 対する割合
A E D	2.2E-09	0.0%	2.2E-09	0.0%
A E W	6.5E-08	0.0%	6.5E-08	0.0%
A E I	2.1E-09	0.0%	2.1E-09	0.0%
A L C	7.5E-08	0.0%	7.5E-08	0.0%
S E D	2.0E-04	95.8%	2.0E-04	95.8%
S E W	2.1E-09	0.0%	2.1E-09	0.0%
S E I	6.7E-09	0.0%	1.8E-08	0.0%
S L W	1.6E-07	0.1%	1.6E-07	0.1%
S L I	1.1E-09	0.0%	3.0E-09	0.0%
S L C	2.4E-07	0.1%	2.4E-07	0.1%
T E D	7.1E-06	3.4%	7.1E-06	3.4%
T E W	1.2E-07	0.1%	1.2E-07	0.1%
T E I	8.2E-07	0.4%	8.2E-07	0.4%
V	3.0E-11	0.0%	3.0E-11	0.0%
G	2.4E-07	0.1%	2.4E-07	0.1%
合計	2.1E-04	100.0%	2.1E-04	100.0%

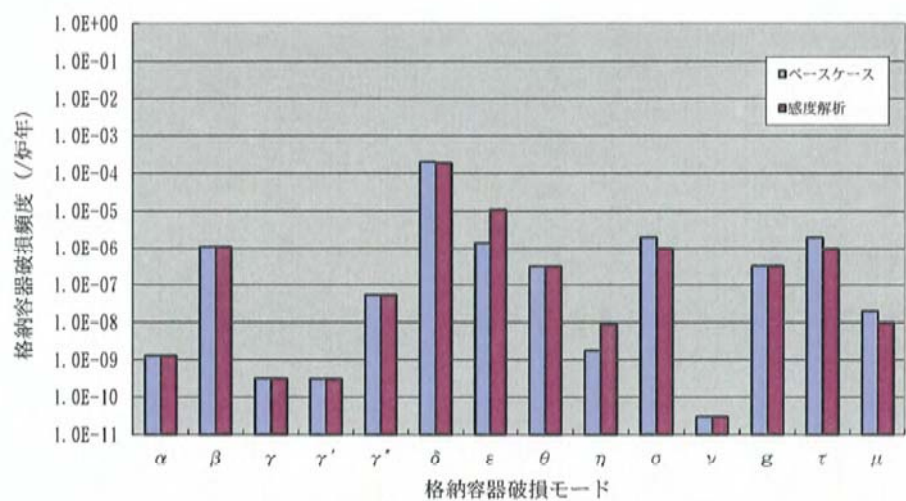


第 4.2.7-4 図 感度解析結果のプラント損傷状態別比較

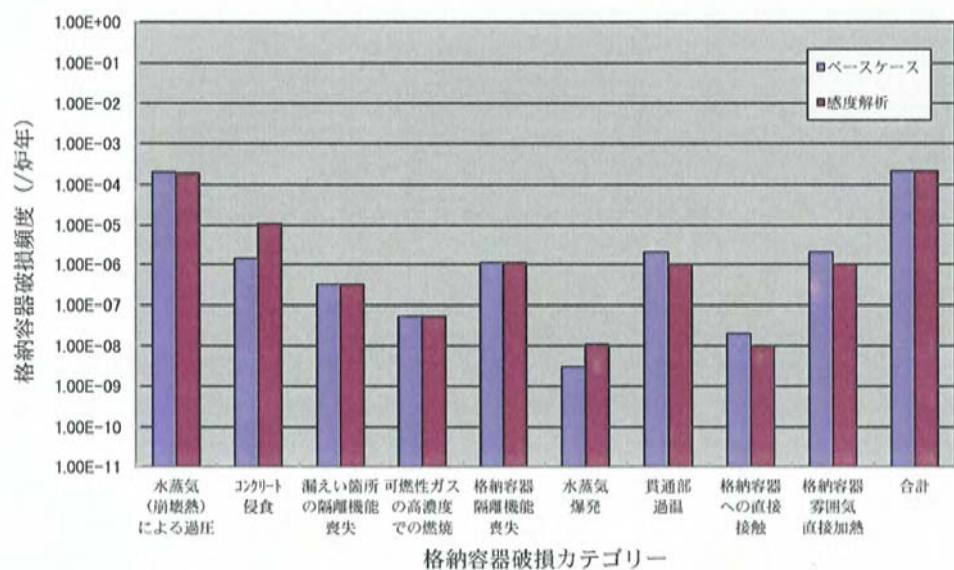
第 4.2.7-5 表 感度解析結果の格納容器破損モード及び

格納容器破損カテゴリ別比較

格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (C F F)			
	ベース ケース (/炉年)	全 C F F に対する 割合	感度解析 (/炉年)	全 C F F に対する 割合
α 原子炉容器内水蒸気爆発	1.3E-09	0.0%	1.3E-09	0.0%
β 格納容器隔離失敗	1.1E-06	0.5%	1.1E-06	0.5%
γ 水素燃焼(原子炉容器破損以前)	3.2E-10	0.0%	3.2E-10	0.0%
γ' 水素燃焼(原子炉容器破損直後)	3.1E-10	0.0%	3.1E-10	0.0%
γ'' 水素燃焼(原子炉容器破損後長時間経過後)	5.3E-08	0.0%	5.3E-08	0.0%
δ 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	2.0E-04	96.6%	1.9E-04	92.8%
ε ベースマット溶融貫通	1.4E-06	0.7%	1.1E-05	5.3%
θ 水蒸気蓄積による格納容器先行破損	3.1E-07	0.2%	3.1E-07	0.2%
η 原子容器外水蒸気爆発	1.8E-09	0.0%	9.2E-09	0.0%
σ 格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0%	1.0E-06	0.5%
ν インターフェイスシステム L O C A	3.0E-11	0.0%	3.0E-11	0.0%
ξ 蒸気発生器伝熱管破損	3.2E-07	0.2%	3.2E-07	0.2%
τ 過温破損	2.0E-06	0.9%	1.0E-06	0.5%
μ 溶融物直接接触	2.0E-08	0.0%	1.0E-08	0.0%
格納容器破損カテゴリ				
水蒸気(崩壊熱)による過圧	2.0E-04	96.7%	1.9E-04	93.0%
コンクリート侵食	1.4E-06	0.7%	1.1E-05	5.3%
漏えい箇所の隔離機能喪失	3.2E-07	0.2%	3.2E-07	0.2%
可燃性ガスの高濃度での燃焼	5.3E-08	0.0%	5.4E-08	0.0%
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5%	1.1E-06	0.5%
水蒸気爆発	3.0E-09	0.0%	1.1E-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	2.0E-08	0.0%	1.0E-08	0.0%
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0%	1.0E-06	0.5%
合 計	2.1E-04	100.0%	2.1E-04	100.0%



第 4.2.7-5 図 感度解析結果の格納容器破損モード別比較



第 4.2.7-6 図 感度解析結果の格納容器破損力カテゴリー別比較