

東海第二発電所

確率論的リスク評価（P R A）について
（内部事象出力運転時レベル 1. 5 P R A）

平成 28 年 7 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 事故シーケンスグループ等の選定に係る P R A の実施範囲と評価対象 について……………	1- 1
2. 「P R A の説明における参照事項」に基づく構成について……………	2- 1
3. レベル 1 P R A	
3.1 内部事象 P R A	
3.1.1 出力運転時 P R A……………	3. 1. 1- 1
3.1.2 停止時 P R A……………	3. 1. 2- 1
3.2 外部事象 P R A	
3.2.1 地震 P R A……………	3. 2. 1- 1
3.2.2 津波 P R A……………	3. 2. 2- 1
4. レベル 1 . 5 P R A	
4.1 内部事象 P R A	
4.1.1 出力運転時 P R A……………	4. 1. 1- 1
4.1.1.1 プラントの構成・特性……………	4. 1. 1- 1
4.1.1.2 プラント損傷状態の分類及び発生頻度……………	4. 1. 1- 3
4.1.1.3 格納容器破損モード……………	4. 1. 1- 6
4.1.1.4 事故シーケンス……………	4. 1. 1-11
4.1.1.5 事故進展解析……………	4. 1. 1-13
4.1.1.6 格納容器破損頻度……………	4. 1. 1-18
4.1.1.7 不確実さ解析及び感度解析……………	4. 1. 1-22
4.1.1.8 M a r k - II 型格納容器の破損モードの特徴に係る 分析……………	4. 1. 1-26



別 紙

- 別紙 4.1.1.1-1 デブリの移動経路について
- 別紙 4.1.1.2-1 炉心損傷時期を分類する基準について
- 別紙 4.1.1.2-2 T B P 及び S 2 E シーケンスのプラント損傷状態について
- 別紙 4.1.1.3-1 炉内容融燃料－冷却材相互作用（F C I）に関する知見の整理
- 別紙 4.1.1.3-2 サプレッション・プールに落下した溶融物による格納容器破損モードについて
- 別紙 4.1.1.5-1 原子炉圧力容器破損等の M A A P 上の判定条件
- 別紙 4.1.1.5-2 福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえた格納容器破損の判定条件について
- 別紙 4.1.1.6-1 物理化学現象に係る分岐確率の設定方法
- 別紙 4.1.1.6-2 格納容器隔離の分岐確率の妥当性について
- 別紙 4.1.1.6-3 原子炉圧力容器内容融物保持（I V R）の取扱いについて
- 別紙 4.1.1.7-1 ペDESTAL内サンプル及びサンプルドレン配管図について

表

第 4.1.1.1-1 表	格納容器の主要仕様
第 4.1.1.2-1 表	事故シーケンスの識別子
第 4.1.1.2-2 表	炉心損傷に至る事故シーケンス
第 4.1.1.2-3 表	プラント損傷状態別の炉心損傷頻度
第 4.1.1.3-1 表	格納容器の健全性に影響を与える負荷の種類抽出
第 4.1.1.3-2 表	プラント損傷状態と負荷の対応
第 4.1.1.3-3 表	格納容器破損モードの選定
第 4.1.1.4-1 表	シビアアクシデント時の物理化学現象の整理
第 4.1.1.4-2 表	格納容器破損モードと物理化学現象，対処設備，運転員 操作の対応整理
第 4.1.1.4-3 表	ヘディングの選定及び定義
第 4.1.1.4-4 表	ヘディングの従属性
第 4.1.1.5-1 表	事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス
第 4.1.1.5-2 表	基本解析条件
第 4.1.1.5-3 表	各事故シーケンスの事故進展解析条件
第 4.1.1.5-4 表	事故進展解析結果（主要事象発生時刻）
第 4.1.1.6-1 表	格納容器イベントツリーの分岐確率の設定
第 4.1.1.6-2 表	緩和操作に対する余裕時間の検討結果
第 4.1.1.6-3 表	プラント損傷状態別の格納容器破損頻度
第 4.1.1.6-4 表	格納容器破損モード別の格納容器破損頻度
第 4.1.1.7-1 表	格納容器破損モード別の格納容器破損頻度（不確かさ解 析）

第 4.1.1.7-2 表	モデル上の仮定に係る感度解析結果(格納容器先行破損, 格納容器バイパス及び格納容器隔離失敗を除く)
第 4.1.1.7-3 表	他研究機関等による C F P 評価結果
第 4.1.1.7-4 表	物理化学現象による C F P 解析結果(格納容器先行破損, 格納容器バイパス及び格納容器隔離失敗を除く)
第 4.1.1.8-1 表	M a r k - II 格納容器の構造上の特徴に係る感度解析結 果(格納容器先行破損, 格納容器バイパス及び格納容器 隔離失敗を除く)

図

第 4.1.1-1 図	内部事象出力運転時レベル 1.5 PRA の評価フロー図
第 4.1.1.1-1 図	格納容器の形状及び熔融デブリの移動経路の概略
第 4.1.1.2-1 図	プラント損傷状態の分類
第 4.1.1.3-1 図	本プラントのシビアアクシデントで考えられる事故進展
第 4.1.1.4-1 図	格納容器イベントツリー
第 4.1.1.5-1 図	解析対象とする事故シーケンス分類
第 4.1.1.5-2(a) 図	代表事故シーケンスの事故進展 (T Q U V)
第 4.1.1.5-2(b) 図	代表事故シーケンスの事故進展 (T Q U X)
第 4.1.1.5-2(c) 図	代表事故シーケンスの事故進展 (長期 T B)
第 4.1.1.5-2(d) 図	代表事故シーケンスの事故進展 (T B P)
第 4.1.1.5-2(e) 図	代表事故シーケンスの事故進展 (A E)
第 4.1.1.6-1 図	プラント損傷状態別及び格納容器破損モード別の格納容器破損頻度寄与割合
第 4.1.1.6-2 図	プラント損傷状態別の格納容器破損頻度
第 4.1.1.6-3 図	格納容器破損モード別の格納容器破損頻度
第 4.1.1.6-4 図	格納容器破損モード別の格納容器破損頻度寄与割合 (格納容器先行破損及び格納容器バイパス除外)
第 4.1.1.7-1 図	格納容器破損モード別の格納容器破損頻度 (不確実さ解析)
第 4.1.1.7-2 図	モデル上の仮定に係る感度解析結果 (格納容器先行破損, 格納容器バイパス及び格納容器隔離失敗を除く)

第 4.1.1.7-3 図 物理化学現象による C F P に係る感度解析結果（格納容器先行破損，格納容器バイパス及び格納容器隔離失敗を除く）

第 4.1.1.8-1 図 M a r k - II 格納容器の構造上の特徴に係る感度解析結果（格納容器先行破損，格納容器バイパス及び格納容器隔離失敗を除く）

別 添

別添 4.1.1-1 内部事象出力運転時レベル1.5 PRAイベントツリー集

4. レベル 1. 5 P R A

4.1 内部事象 P R A

4.1.1 出力運転時 P R A

出力運転時レベル 1. 5 P R A は一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 2PSA 編）：2008」に基づいて評価を実施した。評価フロー図を第 4.1.1-1 図に示す。

4.1.1.1 プラントの構成・特性

(1) 対象プラントに関する説明

a. 機器・システムの配置及び形状・設備容量

格納容器の主要仕様を第 4.1.1.1-1 表に示す。

M a r k - II 格納容器は、第 3.1.1.1-8 図に示したように、円錐フラスタム形をしたドライウェルとその下部に配置した円筒系のサプレッション・チェンバにより構成され、ドライウェルとサプレッション・チェンバはダイヤフラムフロアにて仕切られている。また、ペDESTAL は、ベースマツトコンクリート上からダイヤフラムフロアを貫通して原子炉圧力容器を支持する構造となっている。

その他の主要な機器・システムの配置及び形状・設備容量は「3. レベル 1 P R A」に示すとおりである。

b. 事故の緩和操作

本 P R A では、プラント運転開始時より備えている手段・設備による事故の緩和操作として以下を考慮する。

- ・ 原子炉手動減圧
- ・ 低圧炉心スプレイ系（L P C S）手動起動

- ・ 低圧注水系（L P C I）手動起動
- ・ 残留熱除去系（R H R）（格納容器スプレイ冷却モード）手動起動

c. 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（M C C I）及び格納容器内の熱水力挙動、核分裂生成物（F P）移行挙動に影響する。燃料及びデブリの格納容器内での挙動を第 4.1.1.1-1 図に示す。また、燃料及びデブリの移動経路及びそれに係る挙動を以下に示す（別紙 4.1.1.1-1）。ペDESTAL（ドライウエル部）床からサブプレッション・チェンバへの移動経路は、M a r k - II 格納容器の構造上の特徴である。

	放出先	移動経路	移動先区画
重力による移動	【原子炉圧力容器破損時】 ペDESTAL （ドライウエル部）内	ペDESTAL（ドライウエル部）床 熔融貫通	サブプレッション・チェンバ
	【ペDESTAL（ドライウエル部）床貫通後】 サブプレッション・チェンバ	最下区画のため 移動なし	なし
高速ガス流による噴出	【原子炉圧力容器破損時】 ペDESTAL （ドライウエル部）内	ペDESTAL（ドライウエル部）内 開口部	ドライウエル

4.1.1.2 プラント損傷状態の分類及び発生頻度

内部事象レベル1 P R A（出力運転時）で得られた炉心損傷に至る全ての事故シーケンスに対して、事故の進展及び緩和操作の類似性からプラント損傷状態（P D S）を定義し、P D Sの分類及び発生頻度の評価をする。

(1) P D Sの一覧

a. P D Sの考え方，定義

B W RのP R Aにおいて用いる事故シーケンスの識別子を第4.1.1.2-1表に、レベル1 P R Aで得られた炉心損傷に至る事故シーケンスを第4.1.1.2-2表に示す。P D Sの分類は、レベル1 P R Aで得られた炉心損傷に至る事故シーケンスを、熱水力挙動の類似性及び事故後の緩和設備・緩和操作の類似性から、以下の4項目に着目して実施する。

(a) 格納容器破損時期

炉心損傷後に格納容器破損が生じる場合と格納容器破損後に炉心損傷が生じる場合で分類する。この前後関係によって、事故の防止手段及び緩和手段の種類が大きく異なる。

(b) 原子炉圧力

炉心損傷後、原子炉圧力容器破損に至るまでに、原子炉圧力容器内が高圧状態か低圧状態かで分類する（別紙4.1.1.2-2）。この圧力状態の違いによって、原子炉圧力容器破損時の格納容器雰囲気圧力上昇の程度、デブリの飛散の程度等、原子炉圧力容器破損後の事故進展が異なる。

(c) 炉心損傷時期

炉心損傷時期が早期か後期かで分類する。この時期の違い

によって、原子炉圧力容器破損時期、格納容器雰囲気の圧力及び温度上昇の時期が大きく変化し、格納容器破損の時期が影響を受けるため、事故の緩和操作の余裕時間が大きく異なる（別紙 4.1.1.2-1）。

(d) 電源確保

交流電源及び直流電源の有無により分類する。電源が確保されている場合は緩和操作に期待できる。

b. 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

炉心損傷に至る事故シーケンスを上記 a. の考え方に基づいて P D S として分類した結果を第 4.1.1.2-1 図に示す。なお、第 4.1.1.2-1 図の分類結果のうち、次の (a) から (c) の事故シーケンスについては、P D S の分類方法を個別に検討した。

(a) T Q U V と L O C A

T Q U V と L O C A については、L O C A は原子炉圧力容器破損前に破断口からの放出蒸気により格納容器の圧力・温度が上昇する等、T Q U V と事象進展が大きく異なるため、異なる P D S とした。なお、L O C A (A E, S 1 E, S 2 E) については、炉心損傷後のプラント挙動の類似性を考慮して、1 つの P D S とした。

(b) T W と T B W

T W と T B W は電源の状態が異なるが、いずれも除熱機能が喪失して格納容器が先行破損する事故シーケンスであり、レベル 1. 5 P R A の範囲では緩和操作に期待できず、事象進展に差異がないため、T W / T B W として 1 つの P D S とした。

(c) T C と I S L O C A

T C と I S L O C A については、T C は格納容器先行破損のシーケンスであることに対して、I S L O C A は格納容器バイパス事象であることから、異なる P D S とした。

(2) P D S 別の炉心損傷頻度

P D S 別の炉心損傷頻度を整理した結果を第 4.1.1.2-3 表に示す。P D S 別の炉心損傷頻度は、格納容器先行破損の P D S である T W / T B W が約 99.6% と支配的である。

4.1.1.3 格納容器破損モード

(1) 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明

炉心損傷から格納容器破損に至るまでの事故シーケンスは、次章 4.1.1.4 でイベントツリーによって分析するが、このイベントツリーの最終状態となる格納容器破損モードは、炉心損傷後の格納容器内の物理化学的挙動を分析することで抽出する。本章では格納容器破損モードを網羅的に抽出し、本 P R A でイベントツリーの最終状態として設定すべき格納容器破損モードを選定する。

本プラントにおけるシビアアクシデントで考えられる事故進展を第 4.1.1.3-1 図に示す。また、事故進展に伴い生じる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 4.1.1.3-1 表に、これらの負荷を発生時期に着目し、以下に示す事故進展フェーズに整理したものを第 4.1.1.3-2 表に示す。

- ・ 炉心損傷前
- ・ T 1 : 原子炉圧力容器破損前
- ・ T 2 : 原子炉圧力容器破損直後
- ・ T 3 : 事故後期

事故進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響する負荷から整理される物理的破損事象を考慮し、選定した格納容器破損モードは以下のとおりである。

a. 格納容器バイパス (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 の発生後、原子炉冷却材の流出が継続して炉心損傷に至り、格納容器をバイパスして放射性物質等が原子炉建屋内に放出される格納容器破損モードである。

b. 格納容器バイパス（格納容器隔離失敗）

炉心損傷時点で、格納容器の隔離に失敗しており、隔離失敗箇所から放射性物質等が原子炉建屋内に放出される格納容器破損モードである。

c. 早期過圧破損（未臨界確保失敗）

原子炉の未臨界達成に失敗した場合に、炉心で発生する大量の水蒸気により格納容器圧力が上昇し、格納容器が早期に過圧されて破損する格納容器破損モードである。

d. 過圧破損（崩壊熱除去失敗）

炉心冷却に成功し崩壊熱除去に失敗した場合に、崩壊熱によって炉心で発生する水蒸気により格納容器圧力が徐々に上昇し、格納容器が過圧されて破損する格納容器破損モードである。

e. 過圧破損（長期冷却失敗）

炉心損傷後に、デブリの崩壊熱によって発生する水蒸気、及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスにより格納容器圧力が徐々に上昇し、格納容器が過圧されて破損する格納容器破損モードである。

f. 過温破損

原子炉圧力容器破損後、デブリからの崩壊熱によって格納容器雰囲気加熱され、格納容器貫通部の取付部又はフランジシール部などが熱的に損傷し、格納容器が破損する格納容器破損モードである。

g. 格納容器雰囲気直接加熱

原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に、微粒子化したデブリが格納容器空間部に飛散し、格納容器雰囲気が直接加熱

されて急速な圧力上昇が生じることにより格納容器が破損する格納容器破損モードである。

h. 水蒸気爆発

デブリがペDESTAL（ドライウエル部）の冷却水中又はサブプレッション・プール水中に落下した場合、若しくは格納容器内に放出されたデブリに対して注水を実施した場合に、デブリと水の接触に伴い、デブリの持つ熱エネルギーが爆発的な機械エネルギーに変換され、格納容器への荷重が生じることで格納容器が破損する格納容器破損モードである。

i. 溶融炉心・コンクリート相互作用

原子炉圧力容器破損後、格納容器内に放出されたデブリによりペDESTAL（ドライウエル部）床のコンクリートが浸食され、デブリはペDESTAL（ドライウエル部）床を貫通してサブプレッション・プールに落下する。その後、サブプレッション・プールにおける溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマット溶融貫通に先行してペDESTAL（ドライウエル部）壁面の浸食に伴う原子炉圧力容器支持機能の喪失により格納容器が破損する格納容器破損モードである。

以上の格納容器破損モードについて、炉心損傷前の格納容器先行破損と、炉心損傷後の格納容器破損に分類して整理したものを第 4.1.1.3-3 表に示す。なお、以下の格納容器破損モードは、分析により除外した。

j. 炉内溶融燃料－冷却材相互作用

溶融炉心が下部プレナム内の残存水中に落下し、高温の溶融

炉心と冷却材が接触することで水蒸気爆発が発生する。このときに発生したエネルギーにより、水塊が原子炉圧力容器上部に衝突し、さらに原子炉圧力容器ヘッド部が破損し格納容器に衝突して破損する格納容器破損モードである。

ただし、これまでの炉内溶融燃料－冷却材相互作用に係る研究等の知見から、炉内溶融燃料－冷却材相互作用により格納容器が破損する可能性は十分低いと見做すため、本 P R A では格納容器破損モードとして設定していない（別紙 4.1.1.3-1）。

k. 水素燃焼

水－ジルコニウム反応、水の放射線分解等により発生した水素が格納容器雰囲気中の酸素と反応して燃焼し、熱エネルギーを放出して格納容器を過圧・過熱することで格納容器が破損する格納容器破損モードである。

ただし、B W R では格納容器内を窒素置換により酸素濃度を低く管理しており、水素が可燃限界に至る可能性が十分低いと見做すため、本 P R A では格納容器破損モードとして設定してしない。

1. 溶融物直接接触

原子炉圧力容器破損後にペDESTAL（ドライウエル部）へ落下したデブリが、ペDESTAL（ドライウエル部）床面からドライウエル床に拡がり、ドライウエル壁に直接接触してドライウエル壁の一部が溶融貫通することにより格納容器が破損する格納容器破損モードである。

ただし、M a r k－II 型格納容器においては、ペDESTAL（ドライウエル部）内に蓄積したデブリがドライウエル床上には拡がらない格納容器構造となっているため、格納容器破損モード

として設定してしない（別紙 4.1.1.3-2）。

4.1.1.4 事故シーケンス

(1) 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス

シビアアクシデントでは，事故進展の各フェーズにおいて格納容器の健全性を脅かす物理化学現象が異なるため，事故進展フェーズごとに重要な物理化学現象，緩和設備の作動状況及び運転員操作の因果関係を分析して，これらの組合せから事故の進展を分類するために格納容器イベントツリーを構築する。

なお，格納容器先行破損である P D S (T W / T B W 及び T C) 及び格納容器バイパスである P D S (I S L O C A) については，炉心損傷時点で既に格納容器の閉じ込め機能が喪失しているため，格納容器イベントツリーは構築しない。

(2) 格納容器イベントツリー

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

(a) 重要な物理化学現象，対処設備の作動・不作動及び運転員操作

格納容器イベントツリーの構築に際し，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，その発生条件及び発生後の事故進展を第 4.1.1.4-1 表のとおり整理した。また，格納容器破損モードに関する物理化学現象，対処設備及び運転員操作を第 4.1.1.4-2 表のとおり整理した。

第 4.1.1.4-2 表に示す検討結果に基づき，対処設備の作動状態及び物理化学現象の発生状態を分析することにより，格

格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第 4.1.1.4-3 表のとおり設定した。

(b) ヘディング間の従属性

第 4.1.1.4-3 表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の複数のヘディングの状態に従属して決定される場合があるため、ヘディングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を整理した。結果を第 4.1.1.4-4 表に示す。

b. 格納容器イベントツリー

選定したヘディングについてヘディング間の従属性を考慮し順序付けして、格納容器イベントツリーを作成した。作成した格納容器イベントツリーを第 4.1.1.4-1 図に示す。第 4.1.1.4-1 図の格納容器破損モードは、4.1.1.3 (1) で定義した格納容器破損モードを「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」が指定する事故シーケンスグループに集約した形となっている。

4.1.1.5 事故進展解析

格納容器破損頻度を評価するための事故進展解析の目的は、以下の2つがある。

- ・ 緩和設備の復旧操作等のための余裕時間の評価
- ・ 物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷

このうち後者の物理化学現象の発生と格納容器への負荷については、現象の不確定性等を考慮した分岐確率を評価しているため、ここでは緩和設備の復旧操作等のための余裕時間を評価することを目的とする。したがって、緩和設備が機能しない状態で物理化学現象が発生せずに、格納容器が過圧又は過温破損に至る事故シーケンスを評価する。

(1) 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明

プラントの熱水力的挙動及び炉心損傷，原子炉圧力容器破損等の事故の発生時期，シビアアクシデント現象による格納容器負荷を解析するとともに，格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得ることを目的として，各PDSを代表する事故進展解析を実施する。

a. 解析対象事故シーケンスの選定

解析対象事故シーケンスの選定に当たっては，事故進展の類似性，緩和設備の機能喪失状態の類似性を基に選定する。

事故進展の類似性の観点では，第4.1.1.2-1図に示すPDSの分類の考え方において，事故進展の類似性を考慮した分類を実施している。ここで，事故進展解析において緩和設備が機能しない状態を想定すること，及び過渡事象とLOCAでは事故進展が大きく異なると考えられることを踏まえて，事故シーケ

ンスを分類した結果を第 4.1.1.5-1 図に示す。

T Q U X, T B U 及び T B D は, いずれも高圧注水及び減圧ができないまま炉心損傷に至るシーケンスであり, 事故進展解析上の相違は見られないと考えられることから, 解析については T Q U X で代表することとした。

T Q U V と T B P はそれぞれ解析対象とした。これは, いずれも原子炉は減圧され, 高圧及び低圧注水ができないまま炉心損傷に至るシーケンスであるが, T Q U V は緩和操作としての A D S による逃がし安全弁 7 弁での減圧に対し, T B P では事象発生初期からの逃がし安全弁 1 弁の再閉鎖失敗による減圧であるため, 減圧の挙動が異なり, その後の事象進展に影響を与えることを考慮したためである。

L O C A については, 操作余裕時間の観点から事故進展が早い A E で代表することとした。

格納容器先行破損 (レベル 1 P R A の評価の範囲) である T C, T W / T B W 及び I S L O C A については, 炉心損傷の前に格納容器が破損しているモードであり, レベル 1. 5 P R A における緩和手段が存在しないことから, イベントツリーの作成対象から除外した。これは, T C, T W / T B W 及び I S L O C A については, レベル 1 P R A 側で格納容器破損防止対策を講じなければならないということを意味している。

以上の検討の結果, 第 4.1.1.5-1 表のとおり以下の事故シーケンスを解析対象として選定した。

- ・ T Q U V
- ・ T Q U X

- ・長期 T B
- ・ T B P
- ・ A E

b. 事故進展解析の解析条件

プラント構成・特性の調査により設定した，全ての事故シーケンスに対し共通するプラント構成・特性に依存した基本解析条件を第 4.1.1.5-2 表に示す。

また，解析対象の各事故シーケンスの事故状態及び対処設備作動状況に関する事故進展解析条件を第 4.1.1.5-3 表に示す。

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

(2) 事故シーケンスの解析結果

選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果を第 4.1.1.5-2(a) 図～第 4.1.1.5-2 (e) 図に示す。原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力挙動の事故進展を表す主要事象発生時刻を第 4.1.1.5-4 表に示す（別紙 4.1.1.5-1，別紙 4.1.1.5-2）。また，各事故シーケンスの解析結果における特徴的な事故進展を以下に示す。

a. T Q U V

本事故シーケンスでは，給水喪失後，原子炉減圧には成功するが，原子炉注水機能が作動しないため，炉心損傷に至る。その後，原子炉圧力容器は低圧状態で破損する。デブリは原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウェル部）内に放出され，熔融炉心・コンクリート相互作用によりペDESTAL（ドライウェ

ル部) 床を貫通する。格納容器は、デブリがサブプレッション・プールへ落下することにより発生する蒸気によって過圧され、過圧破損に至る。

b. T Q U X

本事故シーケンスでは、給水喪失後、R C I C及びH P C Sによる原子炉注水に失敗し、原子炉減圧に失敗するため炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は高圧状態で破損する。格納容器は、原子炉圧力容器が破損した際に噴出される高温のガス流によって過熱され、過温破損に至る。

c. 長期 T B

本事故シーケンスは、外部電源喪失後、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。また、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水に失敗するが、事象発生後8時間までは蒸気駆動のR C I Cによって原子炉水位は維持される。その間、逃がし安全弁からの放出蒸気により、格納容器の温度、圧力は徐々に上昇する。蓄電池枯渇によりR C I Cが機能喪失し、炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は高圧状態で破損する。格納容器は、原子炉圧力容器が破損した際に噴出される高温のガス流によって過熱され、過温破損に至る。

d. T B P

本事故シーケンスは、外部電源喪失後、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。また、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水に失敗するとともに、逃がし安全弁の再閉鎖失敗により原子炉が減

圧され、R C I Cによる原子炉注水に失敗し、炉心損傷に至る。
その後、原子炉圧力容器は低圧状態で破損する。格納容器は、
原子炉圧力容器外に放出されたデブリの崩壊熱により過熱され、
過温破損に至る。

e. A E

本事故シーケンスでは、大L O C A発生後、E C C Sの作動
に失敗して炉心損傷に至る。その後、炉心支持板破損によって、
デブリと原子炉圧力容器下部プレナムに溜まっていた冷却材が
接触することで発生する過熱蒸気が破断口から放出されること
によって格納容器が過熱され、過温破損に至る。

4.1.1.6 格納容器破損頻度

(1) 格納容器破損頻度の評価方法

格納容器破損頻度の定量化では，内部事象出力運転時レベル 1 P R A の評価に用いている計算コードと同じ Safety Watcher を使用し，炉心損傷頻度，格納容器イベントツリーのヘディングに対する分岐確率を入力条件として，P D S ごとの条件付き格納容器破損確率（C C F P）及び格納容器破損頻度（C F F）を算出する。

(2) 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率

格納容器イベントツリーの各ヘディングの分岐確率については，次のとおり設定した。格納容器イベントツリーのヘディングの設定を第 4.1.1.6-1 表に示す。

a. 物理化学現象に関する分岐確率の設定

シビアアクシデント現象のヘディングにおいて，不確実さが大きい現象に対しては，当該現象の支配要因，不確実さ幅及び格納容器の構造健全性への影響の因果関係を明らかにし，分解イベントツリー（D E T）手法等を用いて，分岐確率を設定した（別紙 4.1.1.6-1，別紙 4.1.1.6-3）。

なお，今回の評価で設定した物理化学現象のヘディングの分岐確率は，評価の対象とした物理化学現象が不確実さの大きな現象であることを認識しつつも，現状有している知見をもとに，可能な限りの評価を実施して設定したものであり，今回設定した値には依然大きな不確実さを含んでいるものと認識している。

この内 I V R は，その成立によって事象が緩和される側に寄与する点が他の物理化学現象と異なるが，今回の評価ではヘディン

グとして設定した。これは、格納容器イベントツリーで考慮する物理化学現象の選定にあたっては、格納容器に与える影響が厳しいか、あるいは緩和されるかという観点では無く、考えられる物理化学現象の可能性を排除しないという観点で選定したためである。

このため、これらの物理化学現象のヘディングの分岐確率の多寡は、有効性評価の対象となる評価事故シーケンスを選定する際には影響しない。

b. 緩和設備に関する分岐確率の設定

緩和設備に関する分岐確率は、緩和操作までの余裕時間を考慮して作成したフォールトツリーを格納容器イベントツリーにリンクすることで設定した。

緩和操作実施までの余裕時間の検討結果を第 4.1.1.6-2 表に示す。

また、格納容器隔離の分岐確率は過去の文献を基に設定した(別紙 4.1.1.6-2)。

(3) 格納容器破損頻度の評価結果 (点推定値)

格納容器破損頻度の評価結果を第 4.1.1.6-3 表, 第 4.1.1.6-4 表及び第 4.1.1.6-1~3 図に示す。全 C F F は約 $3.7E-5$ /炉年, C C F P は約 1.0 であった。

P D S 別の C F F では、C F F の約 99.7% が格納容器先行破損の P D S である T W / T B W であった。本 P R A ではアクシデントマネジメント (A M) 策を考慮していないことから、炉心損傷後に低圧 E C C S による原子炉注水に期待できる T Q U X 以外の C C F P は約 0.95~1.0 となる。T Q U X の P D S については、

炉心損傷後の原子炉手動減圧に成功した場合は低圧ECCSによる原子炉注水及びRHRによるドライウェルスプレイに期待できるため、CCFPは約0.33となった。ただし、上述のとおり、PDS別のCFFではTW/TBWのPDSが支配的であるため、全体のCCFPは約1.0となっている。

格納容器破損モード別のCFFは、「過圧破損(崩壊熱除去失敗)」の寄与が約99.7%を占める。以下、「過温破損」、「早期過圧破損(未臨界確保失敗)」、「格納容器雰囲気直接加熱」、「過圧破損(長期冷却失敗)」、「水蒸気爆発」、「格納容器隔離失敗」、「インターフェースシステムLOCA」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」が続く、これらの寄与は全て1%以下であった。

格納容器先行破損及び格納容器バイパスを除いた格納容器破損モード別の格納容器破損頻度を第4.1.1.6-4図に示す。格納容器先行破損及び格納容器バイパスを除いた場合、「過温破損(原子炉圧力容器高圧破損)」の寄与割合が約70.3%を占め支配的である。これは、レベル1PRAにおいて、格納容器先行破損を除いた場合に炉心損傷頻度に対して寄与割合が大きな長期TBは、原子炉圧力が高圧状態で維持されたまま原子炉圧力容器が破損することから、「格納容器雰囲気直接加熱」が発生しない場合は格納容器が過温破損に至ることによる。

(4) 重要度評価について

レベル1PRAでは格納容器先行破損の事故シーケンスグループが支配的であることを考慮すると、レベル1.5PRAにおいても、レベル1PRAにおける重要度評価結果と同様、崩壊熱除去機能に係る系統である残留熱除去系、残留熱除去系海水系及び

非常用ディーゼル発電機の重要度が高くなることは明らかであることから、重要度評価は実施しないこととする。

なお、残留熱除去系の機能喪失については、代替除熱手段である耐圧強化ベント又は格納容器圧力逃がし装置、残留熱除去系海水系の機能喪失については代替残留熱除去系海水系、非常用ディーゼル発電機の故障については常設代替高圧電源装置により、格納容器破損頻度の低減が可能である。

4.1.1.7 不確実さ解析及び感度解析

(1) 不確実さ解析

格納容器破損モード別の C F F の不確実さ解析結果を第 4.1.1.7-1 表及び第 4.1.1.7-1 図に示す。

不確実さ解析の結果，全 C F F の平均値は，約 $4.0E-5$ / 炉年，エラーファクタは約 3.2 となった。また，格納容器破損モード別の点推定値は不確実さ分布内にあり，点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく，「過圧破損（崩壊熱除去失敗）」が支配的であることを確認した。

(2) 感度解析

4.1.1.6 で説明した評価結果（以下「ベースケース」という。）では，AM策に期待していない評価としているため，全 C F F に対しては格納容器先行破損の P D S である T W / T B W が支配的となっている。このため，格納容器イベントツリーを展開した炉心損傷後に格納容器破損に至る P D S の寄与は小さく，上記(1)のとおり物理化学現象の分岐確率等の不確実さも有意な影響を与えていないが，重大事故等に対する対策を講じる上で M a r k - II 型格納容器の特徴を把握するため，これらの P D S の事故シーケンスの定量化に当たってのモデル上の不確実さの要因等の影響について，以下の感度解析を実施した。

・モデル上の仮定に係る感度解析

デブリによるペDESTAL（ドライウエル部）床のサンプルレン配管破損及びサプレッション・プールへ落下したデブリによる残留熱除去系吸込ストレーナ閉塞等を考慮（別紙 4.1.1.7-1）

- ・ 物理化学現象による格納容器破損確率（以下「CFP」という。）に係る感度解析

他研究機関等においてBWR5，Mark-II型格納容器プラントを対象に実施された物理化学現象によるCFP評価結果を考慮

a. モデル上の仮定に係る感度解析（感度解析ケース1）

ベースケースでは，原子炉圧力容器が低圧状態で破損するシーケンスにおいて，ペDESTAL（ドライウエル部）床面に落下したデブリ冷却が不十分な場合には，デブリはペDESTAL（ドライウエル部）床のコンクリートを浸食しサプレッション・プールに落下するとしている。また，サプレッション・プール落下時に水蒸気爆発が発生しない場合は，発生蒸気による圧力上昇を残留熱除去系にて抑制できるとしている。

一方，Mark-II型格納容器の原子炉圧力容器外のデブリ挙動及び格納容器破損モード等を評価したNUREG/CR-5623，5528においては，ペDESTAL（ドライウエル部）床面に落下したデブリによるペDESTAL（ドライウエル部）床サンプドレン配管の破損並びにデブリがサプレッション・プールに落下した場合の残留熱除去系等の吸込ストレーナ閉塞及びNPSH喪失の可能性が指摘されている。

以上を踏まえ，原子炉圧力容器が低圧状態で破損するシーケンスにおいて，以下の条件を仮定した感度解析を実施した。

- ・ ペDESTAL（ドライウエル部）注水の有無に係らず，原子炉圧力容器破損直後にデブリによりペDESTAL（ドライウエル

部) 床サンプルドレン配管が破損し、デブリがサブプレッション・プールに落下する。

- ・サブプレッション・プールに落下したデブリにより残留熱除去系は使用不能とし、水蒸気爆発又は発生蒸気による過圧による格納容器破損の可能性を考慮する。

感度解析結果を第 4.1.1.7-2 表及び第 4.1.1.7-2 図に示す。感度解析結果とベースケースを比較すると、過温破損（原子炉圧力容器低圧破損）による C F F が低下し、溶融炉心・コンクリート相互作用、過圧破損（長期冷却失敗）及び水蒸気爆発（サブプレッション・プール）による C F F が増加しているが、炉心損傷後の支配的な格納容器破損モードが過温破損（原子炉圧力容器高圧破損）であることに変わりはなく、また、全 C F F に対して有意な感度を持っていない。

しかしながら、重大事故等に対する対策を講じる上では、原子炉圧力容器が低圧状態で破損する事故シーケンスにおいて、ペデスタル（ドライウェル部）床サンプルドレン配管破損等の発生の可能性についても留意する必要がある。

b. C F P に係る感度解析

ベースケースでは、物理化学現象等による C F P の不確かさ幅を考慮した不確かさ解析を実施している。ここでは、不確かさの大きな物理化学現象に対して、他研究機関等が国内 B W R 5, M a r k - II 型格納容器プラントを対象として評価した C F P を適用した場合の感度解析を実施した。調査した他研究機関等の評価結果を第 4.1.1.7-3 表に示す。この結果に基づき実

施した解析は以下のとおりである。

- ・ 格納容器雰囲気直接加熱による C F P（感度解析ケース 2）
- ・ 水蒸気爆発による C F P（感度解析ケース 3）

感度解析結果を第 4.1.1.7-4 表及び第 4.1.1.7-3 図に示す。

いずれの感度解析ケースにおいても，各格納容器破損モードの C F F はベースケースの不確かさの幅の中に納まっており，M a r k - II 型格納容器の特徴を把握する上で，有意な影響がないことを確認した。

4.1.1.8 M a r k - II 型格納容器の破損モードの特徴に係る分析

4.1.1.6 及び 4.1.1.7 の評価結果を踏まえ、主として重大事故等に対する対策を講じる上で考慮すべき M a r k - II 型格納容器の破損モードの特徴に係る分析を行った。なお、原子炉圧力容器が高压状態で破損する場合と低压状態で破損する場合では、その後の事故進展が相違するため、それぞれのシーケンスについて以下に説明する。

(1) 原子炉圧力容器高压シーケンス

- a. 炉心損傷後に格納容器破損に至る事故シーケンスの C F F において、原子炉圧力容器高压シーケンスの寄与は約 79% である。
- b. 原子炉圧力容器高压シーケンスでの格納容器破損は、原子炉圧力容器高压破損直後の高温ガス流の噴出により発生する過温破損モードの寄与が支配的となっており、重大事故等に対する対策を講じる上で特に着目すべき破損モードである。

- ・過温破損モードに至る主要な P D S は長期 T B , T B U 及び T Q U X であり、これらの P D S は、全交流動力電源喪失時に直流電源が枯渇又は高压注水機能が喪失し、炉心注水機能の全喪失から炉心損傷となる事故シーケンスである。

- ・したがって、重大事故等に対する対策を講じる上では、電源機能の強化及び全交流動力電源喪失時の高压注水機能の強化による炉心損傷防止対策、炉心損傷後の減圧機能の強化による格納容器破損防止対策がリスク低減に寄与すると考えられる。

(2) 原子炉圧力容器低压シーケンス

- a. 炉心損傷後に格納容器破損に至る事故シーケンスの C F F において、原子炉圧力容器低压シーケンスの寄与は約 21% である。

b. 原子炉圧力容器低圧シーケンスでの格納容器破損は、ペDESTAL（ドライウエル部）床破損後の水蒸気等の発生による格納容器圧力の上昇により発生する過圧破損（長期冷却失敗）モードの寄与が支配的となっている。

- ・過圧破損モード（長期冷却失敗）に至る主要なPDSはTBU及びTQUVであり、これらのPDSは、全交流動力電源喪失時には高圧注水機能が喪失し、炉心注水機能の全喪失（炉心損傷後に減圧成功）、過渡時炉心注水機能の全喪失から炉心損傷となる事故シーケンスである。

- ・したがって、重大事故等に対する対策を講じる上では、電源機能の強化及び全交流動力電源喪失時の高圧注水機能の強化による炉心損傷防止対策、格納容器圧力上昇を抑制する格納容器除熱機能及び電源機能の確保による格納容器破損防止対策がリスク低減に寄与すると考えられる。

c. Mark-II型格納容器は、ドライウエル下部にサブプレッション・チェンバを配置する構造上の特徴から、ペDESTAL（ドライウエル部）床面に落下したデブリの冷却が不十分な事故シーケンスに対しても、ペDESTAL（ドライウエル部）床破損後に、サブプレッション・プール水により、デブリを冷却する後備手段を有している。この構造上の特徴がCFEに与える影響を確認した。

- ・上記影響を確認するため、仮想的にデブリの冷却が不十分な事故シーケンスについては、ペDESTAL（ドライウエル部）床面での溶融炉心・コンクリート相互作用により、格納容器破損（原子炉圧力容器支持機能喪失）に至るとした場合の感

度解析（感度解析ケース4）を実施した。

- ・感度解析結果を第4.1.1.8-1表及び第4.1.1.8-1図に示す。
ベースケースと感度解析結果の原子炉圧力容器低圧シーケンスのCFFは同等であるが、ベースケースは過圧破損（長期冷却失敗）の寄与が大きく、溶融炉心・コンクリート相互作用（ペDESTAL（ドライウエル部）床）の寄与が小さい結果となっている。
- ・この結果は、サプレッション・プールをドライウエル下部に配置した構造が、格納容器の圧力上昇を抑制する格納容器除熱機能の強化に伴い、デブリの冷却が不十分な事故シーケンスによるCFFを低減する効果を有していることを示している。この低減効果の程度は、水蒸気爆発（サプレッション・プール）によるCFFに依存しており、ベースケースでは約1/10、水蒸気爆発によるCFFを小さく評価している感度解析ケース3では約1/70の低減効果となる。

d. 上記のとおり、Mark-II型格納容器は、その構造上の特徴から、格納容器除熱機能の強化に伴いペDESTAL（ドライウエル部）床面に落下したデブリの冷却が不十分な事故シーケンスによるCFFを有意に低減することが可能であるが、この事故シーケンスに対する重大事故等に対する対策を講じる上では、以下の観点から、ペDESTAL（ドライウエル部）床上でのデブリ冷却機能の確保による格納容器破損防止対策が重要と考える。

- ・ペDESTAL（ドライウエル部）床破損によるサプレッション・プールバイパスの回避

溶融炉心・コンクリート相互作用によるペDESTAL（ドラ

イウエル部) 床破損及びNUREG/CR-5623, 5528において指摘されているペDESTAL (ドライウエル部) 床サンプドレン配管破損は, ドライウエルとサブプレッション・チェンバ空間部間にサブプレッション・プールを介さない流路を形成する。このため, 格納容器破損やウェットウエル・ベント時の放射性物質のスクラビング機能の喪失となる。

- ・サブプレッション・プール水源機能喪失の回避

NUREG/CR-5528において指摘されているデブリの落下による吸込ストレーナ閉塞, NPSH喪失の可能性を回避し, サブプレッション・プールを水源とする注水系等の機能を維持する。

第 4. 1. 1. 1-1 表 格納容器の主要仕様

項目		仕様
型式		圧力抑制形 (M a r k - II)
容積	ドライウエル空間部 (ベント管含む)	約 5, 700m ³
	サプレッション・チェンバ空間部	約 4, 100m ³
	サプレッション・プール水量	約 3, 400m ³
最高使用 圧力	ドライウエル	0. 31MPa [gage]
	サプレッション・チェンバ	0. 31MPa [gage]
最高使用 温度	ドライウエル	171℃
	サプレッション・チェンバ	104℃
限界圧力		0. 62MPa [gage] (最高使用圧力の 2 倍)
限界温度		200℃

第 4. 1. 1. 2-1 表 事故シーケンスの識別子

識別子	内容
A	大LOCA
B	工学的安全施設に対する電源の故障状態
C	原子炉緊急停止系の故障状態
D	工学的安全施設に対する直流電源の故障状態
E	ECCSによる注水の故障状態
P	逃がし安全弁の再閉失敗
Q	給水系による注水の故障状態
S 1	中LOCA
S 2	小LOCA
T	過渡事象
U	高圧注水系による注水の故障状態
V	低圧ECCSによる注水の故障状態
W	残留熱除去の失敗状態
X	原子炉の急速減圧の失敗状態

第 4.1.1.2-2 表 炉心損傷に至る事故シーケンス (1/2)

事故シーケンス	特徴
TQUV	高圧系及び低圧系による炉心冷却に失敗して炉心損傷に至る事故シーケンスである。本シーケンスにおいては、原子炉は低圧状態であり、炉心損傷時期は早期に分類される。
TQUX	高圧系による炉心冷却に失敗し、かつ、原子炉の減圧に失敗して炉心損傷に至る事故シーケンスである。本シーケンスにおいては、原子炉は高圧状態であり、炉心損傷時期は早期に分類される。
長期TB	外部電源喪失後、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。その後、HPCSによる炉心冷却に失敗し、RCICの作動には成功するが、直流電源の枯渇によりRCICが機能喪失し、炉心損傷に至る事故シーケンスである。原子炉は高圧状態であり、炉心損傷時期は後期に分類される。
TBU	外部電源喪失後、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。HPCS及びRCICによる炉心冷却に失敗し、炉心損傷に至る事故シーケンスである。原子炉は高圧状態であり、炉心損傷時期は早期に分類される。
TBP	外部電源喪失後、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。S/R弁の再閉鎖失敗によりRCICが機能喪失し、HPCSによる炉心冷却に失敗して炉心損傷に至る事故シーケンスである。原子炉は低圧状態であり、炉心損傷時期は早期に分類される。
TBD	外部電源喪失後、直流電源系の故障により非常用ディーゼル発電機の起動に失敗し、HPCSによる炉心冷却に失敗して炉心損傷に至る事故シーケンスである。原子炉は高圧状態であり、炉心損傷時期は早期に分類される。
TW	事故後、炉心冷却には成功するが、崩壊熱の除去に失敗する事故シーケンスである。崩壊熱により発生する水蒸気によって格納容器が過圧破損する。その後、炉心冷却機能が喪失して炉心損傷に至る。炉心損傷時期は後期に分類される。
TBW	外部電源喪失後、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。HPCSによる炉心冷却は継続しているが、崩壊熱の除去に失敗する事故シーケンスである。崩壊熱により発生する水蒸気によって格納容器が過圧破損する。その後、炉心冷却機能が喪失して炉心損傷に至る。炉心損傷時期は後期に分類される。
TC	事故後、原子炉の未臨界確保に失敗する事故シーケンスである。TWシーケンスと同様、崩壊熱により発生する水蒸気によって格納容器が炉心損傷前に過圧破損する。その後、炉心冷却機能が喪失して炉心損傷に至る。炉心損傷時期は早期に分類される。

第 4.1.1.2-2 表 炉心損傷に至る事故シーケンス (2/2)

事故シーケンス		特徴
LOCA	AE	大LOCA後、炉心冷却機能が喪失する事故シーケンスである。 原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しているため、原子炉は低圧状態であり、炉心損傷時期は早期に分類される。
	S1E	中LOCA後、炉心冷却機能が喪失する事故シーケンスである。 原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しているため、原子炉は低圧状態であり、炉心損傷時期は早期に分類される。
	S2E	小LOCA後、炉心冷却機能が喪失する事故シーケンスである。 原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しているため、原子炉は低圧状態であり、炉心損傷時期は早期に分類される。
ISLOCA		原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の配管が高圧設計部分と低圧設計部分を分離するための隔離弁の誤開等により、低圧設計部分が過圧され破断し、原子炉冷却材の原子炉建屋への流出が継続し炉心損傷に至る事故シーケンスである。炉心損傷時期は早期に分類される。

第 4.1.1.2-3 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)	寄与割合
TQUV	3.0E-09	<0.1%
TQUX	1.2E-08	<0.1%
長期TB	7.6E-08	0.2%
TBU	2.0E-08	<0.1%
TBP	5.1E-10	<0.1%
TBD	5.7E-12	<0.1%
TW/TBW	3.7E-05	99.6%
TC	2.5E-08	<0.1%
LOCA	1.9E-11	<0.1%
ISLOCA	4.1E-10	<0.1%
合計	3.7E-05	100.0%

第 4.1.1.3-1 表 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	破損形態の解説
格納容器 バイパス	インターフェイス システムLOCA	インターフェイスシステムLOCAの発生後、原子炉冷却材の流出が継続して炉心損傷に至り、格納容器をバイパスして放射性物質等が原子炉建屋内に放出される。
	格納容器隔離失敗	炉心損傷時点で、格納容器の隔離に失敗しており、隔離失敗箇所から放射性物質等が原子炉建屋内に放出される。
格納容器 破損	早期過圧破損 (未臨界確保失敗)	原子炉の未臨界達成に失敗した場合に、炉心で発生する大量の水蒸気により格納容器の圧力が上昇し、早期に格納容器の過圧破損に至る。
	過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	炉心冷却に成功し崩壊熱除去に失敗した場合に、崩壊熱によって炉心で発生する水蒸気により格納容器圧力が徐々に上昇し、格納容器の過圧破損に至る。
	過圧破損 (長期冷却失敗)	炉心損傷後に、デブリの崩壊熱によって発生する水蒸気、及び熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスにより格納容器圧力が徐々に上昇し、格納容器の過圧破損に至る。
	過温破損	原子炉圧力容器破損後、デブリからの崩壊熱によって格納容器雰囲気が加熱され、格納容器貫通部の取付部又はフランジ部などが熱的に損傷し、格納容器破損に至る。
	格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)	原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に、微粒化したデブリが格納容器空間部に飛散し、格納容器雰囲気が直接加熱されて急速な圧力上昇が生じることにより格納容器破損に至る。
	水蒸気爆発 (FCI)	デブリと水が接触した場合に、デブリの持つ熱エネルギーが爆発的な機械エネルギーに変換され、格納容器への荷重が生じることにより格納容器破損に至る。
	熔融炉心・コンクリート 相互作用 (MCCI)	原子炉圧力容器破損後、格納容器内に放出されたデブリによりペDESTAL (ドライウェル部) 床面のコンクリートが浸食され、デブリはペDESTAL (ドライウェル部) 床を貫通してサブプレッション・プールに落下する。その後、サブプレッション・プールにおける熔融炉心・コンクリート相互作用が継続し、原子炉圧力容器支持機能の喪失により格納容器破損に至る。

第 4.1.1.3-2 表 プラント損傷状態と負荷の対応

プラント損傷状態	炉心損傷前	T 1	T 2	T 3
T Q U V T Q U X 長期 T B T B U T B P T B D L O C A	—	格納容器隔離失敗	格納容器雰囲気気直接加熱 (D C H) 水蒸気爆発 (F C I)	過圧破損 (長期冷却失敗) 過温破損 溶融炉心・コンクリート 相互作用 (M C C I) 水蒸気爆発 (F C I)
T W / T B W	過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	—	—	—
T C	早期過圧破損 (未臨界確保失敗)	—	—	—
I S L O C A	インターフェイスシステム L O C A	—	—	—

T 1 : 原子炉圧力容器破損前

T 2 : 原子炉圧力容器破損直後

T 3 : 事故後期

第 4.1.1.3-3 表 格納容器破損モードの選定

格納容器の状態	格納容器破損モード	格納容器破損モードの概要
格納容器バイパス	インターフェースシステム LOCA	インターフェースシステムLOCA後の格納容器バイパス
格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	事故後に格納容器の隔離に失敗
格納容器 先行破損	早期過圧破損 (未臨界確保失敗)	未臨界確保に失敗し、水蒸気発生に伴う過圧による格納容器先行破損
	過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	崩壊熱除去に失敗し、水蒸気発生に伴う過圧による格納容器先行破損
格納容器 物理的破損	過圧破損 (長期冷却失敗)	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積に伴う過圧による格納容器破損
	過温破損	格納容器貫通部等が過温により破損
	格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損
	水蒸気爆発	水蒸気爆発による格納容器破損
	炉心損傷後の 格納容器破損	溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、原子炉圧力容器支持機能の喪失による格納容器破損

第 4.1.1.4-1 表 シビリ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
原子炉圧力容器破損	<ul style="list-style-type: none"> 炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない 	<ul style="list-style-type: none"> デブリの原子炉圧力容器外への放出。
過圧破損 (長期冷却失敗)	<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱による水蒸気発生 デブリが冷却できない場合の溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生 	<ul style="list-style-type: none"> 水蒸気により過圧され格納容器破損に至る。 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生が継続し、格納容器内が過圧され格納容器破損に至る。
過温破損	<ul style="list-style-type: none"> デブリへの注水失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器貫通部あるいはフランジ部が熱的に損傷し、格納容器破損に至る。
格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)	<ul style="list-style-type: none"> 高圧状態で原子炉圧力容器が破損 	<ul style="list-style-type: none"> 微粒子化したデブリが格納容器空間部に飛散し、格納容器雰囲気が直接加熱されて急速に格納容器が過圧され格納容器破損に至る。
水蒸気爆発 (FCI)	<ul style="list-style-type: none"> 水中へのデブリの落下 デブリへの注水 	<ul style="list-style-type: none"> デブリと水の接触に伴い、デブリの持つ熱エネルギーが爆発的な機械エネルギーに変換され、格納容器への荷重が生じることにより格納容器破損に至る。
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内に放出されたデブリの冷却失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内に放出されたデブリにより、ペデスタル（ドライウェル部）床面のコンクリートが浸食され、その後、ペデスタル（ドライウェル部）床の溶融貫通により、デブリはサブプレッション・プールに落下する。落下したデブリにより、溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、原子炉圧力容器支持機能の喪失により格納容器破損に至る。

第 4.1.1.4-2 表 格納容器破損モードと物理化学現象、対処設備、運転員操作の対応整理

格納容器破損モード	物理化学現象	対処設備	運転員操作
過圧破損 (長期冷却失敗)	<ul style="list-style-type: none"> 過圧破損 	<ul style="list-style-type: none"> RHR (格納容器スプレイ冷却) 	<ul style="list-style-type: none"> RHR 手動起動
過温破損	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損 溶融炉心・コンクリート相互作用 	<ul style="list-style-type: none"> ECCS 	<ul style="list-style-type: none"> 損傷炉心への注水 (原子炉圧力容器の破損回避)
格納容器雰囲気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損 格納容器雰囲気直接加熱 	<ul style="list-style-type: none"> S/R弁 ECCS 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉減圧 (原子炉圧力容器の高圧破損回避) 損傷炉心への注水 (原子炉圧力容器の破損回避)
水蒸気爆発	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損 水蒸気爆発 	<ul style="list-style-type: none"> ECCS 	<ul style="list-style-type: none"> 損傷炉心への注水 (原子炉圧力容器の破損回避) デブリへの注水 (原子炉圧力容器の破損口經由)
溶融炉心・コンクリート相互作用	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損 溶融炉心・コンクリート相互作用 	<ul style="list-style-type: none"> ECCS 	<ul style="list-style-type: none"> 損傷炉心への注水 (原子炉圧力容器の破損回避) デブリへの注水 (原子炉圧力容器の破損口經由)

第 4.1.1.4-3 表 ヘディングの選定及び定義

	ヘディング		定義
T 1	格納容器隔離		炉心が損傷した状態での格納容器隔離が正常に実施されない場合、失敗とする。
	原子炉減圧		炉心損傷後、原子炉減圧ができない場合、失敗とする。
	原子炉圧力容器注水		低圧ECCSによる注水ができない場合、失敗とする。
	原子炉圧力容器破損		低圧ECCSによる注水により、デブリが下部プレナムにて冷却できず、原子炉圧力容器内に保持できない場合、有とする。
T 2	FCI		ペDESTAL（ドライウエル部）内の水プールに落下したデブリにより、水蒸気爆発が発生し、格納容器が破損する場合、有とする。
	DCH		原子炉圧力容器の高圧破損時にデブリが微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達及び金属成分の酸化・発熱反応が発生し、格納容器が破損する場合、有とする。
T 3	格納容器注水	ペDESTAL（ドライウエル部）	低圧ECCSによる注水（原子炉圧力容器の破損口経由）ができない場合、失敗とする。
		ドライウエル	格納容器冷却スプレイモードによるスプレイができない場合、失敗とする。
	FCI	ペDESTAL（ドライウエル部）	低圧ECCSにより、原子炉圧力容器の破損口経由でペDESTAL（ドライウエル部）のデブリに注水した際、水蒸気爆発が発生し、格納容器が破損する場合、有とする。
	デブリ冷却		低圧ECCSによる注水（原子炉圧力容器の破損口経由）に成功するものの、デブリ冷却ができずに熔融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ペDESTAL（ドライウエル部）床が熔融貫通する場合、失敗とする。
	FCI	サプレッション・プール	ペDESTAL（ドライウエル部）床貫通に伴い、デブリがサプレッション・プールに落下することにより、水蒸気爆発が発生し、格納容器が破損する場合、有とする。
	デブリ冷却		ペDESTAL（ドライウエル部）床貫通により落下したデブリが、サプレッション・プールで冷却できずに熔融炉心・コンクリート相互作用が継続し、原子炉圧力容器支持機能の喪失により格納容器が破損する場合、失敗とする。

第 4.1.1.4-4 表 ヘディングの従属性

ヘディング (影響を受ける側)	ヘディング (影響を与える側)				T1			T2		T3				
	格納容器 隔離	原子炉減圧	原子炉圧力 容器注水	原子炉圧力 容器破損	原子炉圧力 容器注水	原子炉圧力 容器注水	原子炉圧力 容器注水	原子炉圧力 容器注水	原子炉圧力 容器注水	格納容器注水	ペデスタル (ドライウエル部)		サブプレッション・プー ル	
T1	格納容器隔離													
	原子炉減圧													
	原子炉圧力容器注水		○※1											
	原子炉圧力容器破損		○※2	○※4										
T2	FCI			○※5										
	DCH													
T3	格納容器注水													
	ペデスタル (ドライウエル部)													
	サブプレッ ション・プー ル													
	デブリ冷却													

○：前段のヘディングにおける緩和設備の成功/失敗状態又は物理化学現象の発生により、当該ヘディングに影響を及ぼすもの

- ※1：低圧ECCSによる原子炉圧力容器注水を実施するためには原子炉減圧が必要
- ※2：原子炉圧力容器破損回避のための低圧ECCSによる原子炉圧力容器注水を実施するためには原子炉減圧が必要
- ※3：原子炉減圧に失敗し原子炉圧力容器が高圧で破損する場合、DCHの可能性あり
- ※4：低圧ECCSによる原子炉圧力容器への注水に成功した場合、原子炉圧力容器破損の回避に期待できる
- ※5：低圧ECCSによる原子炉圧力容器への注水に成功し、原子炉圧力容器が破損する場合、FCIの可能性あり
- ※6：一部同じ系統であるため従属性あり
- ※7：原子炉圧力容器破損時のFCI及びDCHを回避できた場合に、緩和設備又は物理化学現象を考慮する
- ※8：ペデスタル(ドライウエル部)への注水時にFCIの可能性あり
- ※9：ペデスタル(ドライウエル部)への注水に成功した場合、デブリのペデスタル(ドライウエル部)床貫通の回避に期待できる
- ※10：ペデスタル(ドライウエル部)におけるデブリ冷却に失敗した場合、サブプレッション・プールにおける物理化学現象を考慮する

第 4.1.1.5-1 表 事故進展解析の対象とした代表事故シナリオ

代表事故シナリオ	
PDS	
TQUV	全給水喪失を起因事象とし、その後の高圧ECCSの注水に失敗し、自動減圧系の作動には成功するものの、低圧ECCSの注水に失敗すると仮定する。
TQUX	全給水喪失を起因事象とし、主蒸気隔離弁の閉鎖には成功するものの、その後の高圧ECCSの注水に失敗し、自動減圧系の作動に失敗すると仮定する。
TBU	
TBD	
長期TB	外部電源喪失を起因事象とし、非常用DG2台が機能喪失した状態で、主蒸気隔離弁の閉鎖には成功するものの、HPCSによる注水に失敗すると仮定する。その後、直流電源蓄電池が枯渇するまでの8時間はRCICによる炉心冷却が継続すると仮定する。
TBP	外部電源喪失を起因事象とし、非常用DG2台が機能喪失した状態で、主蒸気隔離弁の閉鎖には成功するものの、HPCSによる注水に失敗すると仮定する。その後、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗し、原子炉が減圧されるため、RCICによる炉心冷却にも失敗すると仮定する。
LOCA	再循環配管の両端破断を想定した原子炉冷却材喪失を起因事象とし、その後の高圧ECCS及び低圧ECCSの注水に失敗すると仮定する。

第 4.1.1.5-2 表 基本解析条件

項 目	解析条件	備 考
原子炉熱出力	3,293MW	定格出力
原子炉ドーム圧力	6.93MPa[gage]	定格圧力
原子炉初期水位	通常運転水位	
格納容器空間容積	ドライウエル：5,700m ³ ウェットウエル：4,100m ³	
サプレッション・プール水量	3,400m ³	
コンクリート組成	珪酸系コンクリート	融点は1,500K
崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (平均)	
サプレッション・プール初期水位	7.0m	通常水位
格納容器初期圧力	5kPa[gage]	通常運転時圧力
格納容器初期温度	ドライウエル：57℃	通常運転中のドライウエル内平均温度
	サプレッション・プール：32℃	通常運転中の上限値
炉心損傷温度	1,500K	
炉心熔融温度	2,500K	
格納容器破損圧力	0.62MPa[gage] (過圧破損条件)	格納容器の健全性が保てる範囲として設定
格納容器破損温度	200℃ (過温破損条件)	

第 4.1.1.5-3 表 各事故シナリオの事故進展解析条件

事故シナリオ	起因事象	スクラム系	R C I C	H P C S	原子炉減圧	L P C S	L P C I	格納容器スプレイ
T Q U V	過渡事象 (全給水喪失)	作動	不作動	不作動	作動	不作動	不作動	不作動
T Q U X	過渡事象 (全給水喪失)	作動	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動
長期 T B	外部電源喪失	作動	作動 (8 時間後に停止)	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動
T B P	外部電源喪失	作動	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動
A E	原子炉冷却材喪失 (再循環配管の両端破断)	作動	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動

第 4.1.1.5-4 表 事故進展解析結果 (主要事象発生時刻)

事象進展	事故シーケンス	TQUV	TQUX	長期TB	TBP	AE
	炉心露出	0.6h	0.6h	9.5h	2.1h	0.01h
	燃料被覆管破損 (1,000K)	0.7h	0.9h	10.1h	2.5h	0.1h
	炉心損傷 (1,500K)	0.9h	1.1h	10.4h	2.7h	0.2h
	炉心溶融 (2,500K)	1.2h	1.3h	10.8h	3.1h	0.5h
	炉心支持板破損	2.6h	2.7h	13.9h	4.9h	1.6h
	原子炉圧力容器破損	5.4h	3.3h	14.4h	10.7h	4.0h
	ペダスタル (ドライウエル部) 床貫通	8.4h	—*	—*	14.6h	7.6h
	格納容器最高使用圧力 到達時刻	7.7h	3.3h	13.9h	12.7h	1.6h
	格納容器破損	15.9h (過圧破損)	3.3h (過温破損)	14.4h (過温破損)	14.6h (過温破損)	1.6h (過温破損)

※：24 時間以内にペダスタル (ドライウエル部) 床貫通せず

OMAAP 上の判定基準について

項目	条件	備考
炉心損傷の判断	燃料被覆管の最高温度が 1,500K 到達	炉心損傷が始まる温度
炉心溶融の判断	炉心最高温度が 2,500K 到達	炉心構成物質の代表的な融点
炉心支持板破損の判断	炉心支持板ノードにおいて累積破損割合が 1 となった時点	炉心支持板のクリープ破損を Larson-Miller のパラメータによって判定
原子炉圧力容器破損の判断	CRD チューブ 逸出判定到達	原子炉圧力容器破損モードのうち、最も早い破損形態として、CRD チューブ 逸出を設定
ペダスタル (ドライウエル部) 床貫通の判断	コンクリートの浸食深さが <input type="checkbox"/> 到達	ペダスタル (ドライウエル部) 床面サンプル部厚さを設定

第 4. 1. 1. 6-1 表 格納容器イベントツリーの分岐確率の設定

	分岐		PDS	分岐確率	EF	分岐確率の評価方法
T 1	格納容器隔離		TQUX TQUV LOCA TBU TBP TBD 長期TB	5.0E-03	5.0	NUREG/CR-4220で評価された値を設定。
	原子炉減圧		TQUX TBU	フォールトツリーにより設定		炉心支持板破損までの余裕時間における、原子炉減圧に関する人的過誤確率及び機器故障確率等をフォールトツリーにてモデル化。
	原子炉圧力容器注水		TQUX	フォールトツリーにより設定		炉心支持板破損までの余裕時間における、原子炉圧力容器注水に関する人的過誤確率及び機器故障確率等をフォールトツリーにてモデル化。また、炉心損傷後のため、LOCA信号による自動起動に期待する。
	原子炉圧力容器破損 (IVR)		TQUX			IVRに係る支配的なパラメータの不確かさを考慮し、IVRの失敗確率を設定 (別紙 4.1.1.6-3)。
T 2	FCI		TQUX LOCA			FCIに係る支配的なパラメータの不確かさを考慮し、FCIによる格納容器破損確率を設定。なお、TQUX及びLOCAにおいて、原子炉圧力容器破損時にベDESTAL (ドライウェル部) に水が存在している想定については、以下のとおり。 【TQUX】 原子炉圧力容器破損前に原子炉圧力容器注水に成功するが、IVRに失敗した場合、原子炉圧力容器内に注水した水がデブリとともにベDESTAL (ドライウェル部) に放出される可能性を想定。 【LOCA】 LOCAの発生により、格納容器に流出した原子炉冷却材によってベDESTAL (ドライウェル部) に水が存在する可能性を想定。
	DCH		TQUX TBU TBD 長期TB			DCHに係る支配的なパラメータの不確かさを考慮し、DCHによる格納容器破損確率を設定。
	格納容器注水		TQUX	フォールトツリーにより設定		損傷炉心冷却成功のため、TQUV時の格納容器破損までの余裕時間での格納容器注水に関する人的過誤確率及び機器故障確率等をフォールトツリーにてモデル化。
T 3 (原子炉 圧力容器 健全時)	格納容器注水		TQUX	フォールトツリーにより設定		原子炉圧力容器の低圧破損後のため、TQUV時の原子炉圧力容器破損までの余裕時間におけるベDESTAL (ドライウェル部) への注水 (原子炉圧力容器の破損口経由) に関する人的過誤確率及び機器故障確率等をフォールトツリーにてモデル化。
T 3 (原子炉 圧力容器 破損時)	格納容器注水 (ベDESTAL (ドライウェル部))	原子炉減圧成功時	TQUX	フォールトツリーにより設定		原子炉圧力容器の低圧破損後のため、TQUV時の格納容器破損までの余裕時間における格納容器注水に関する人的過誤確率及び機器故障確率等をフォールトツリーにてモデル化。
	格納容器注水 (ドライウェル)	原子炉減圧成功時	TQUX TQUV	フォールトツリーにより設定		LOCA時の格納容器破損までの余裕時間における格納容器注水に関する人的過誤確率及び機器故障確率等をフォールトツリーにてモデル化。
		LOCA時	LOCA	フォールトツリーにより設定		
	FCI (ベDESTAL (ドライウェル部))		TQUX			FCIに係る支配的なパラメータの不確かさを考慮し、FCIによる格納容器破損確率を設定。
	デブリ冷却 (ベDESTAL (ドライウェル部))		TQUX			MCCIに係る支配的なパラメータの不確かさを考慮し、MCCIによる格納容器破損確率を設定。
	FCI (サブプレッション・プール)		TQUX TQUV LOCA			FCIに係る過去の試験結果を踏まえ、トリガリングの発生確率をFCIによる格納容器破損確率として設定。
デブリ冷却 (サブプレッション・プール)		TQUX TQUV LOCA			MCCIに係る支配的なパラメータの不確かさを考慮し、MCCIによる格納容器破損確率を設定。	

第 4.1.1.6-2 表 緩和操作に対する余裕時間の検討結果

緩和操作	ヘディング	タイミング	適用シナシエンス	事故進展解析との関連	余裕時間
炉心冷却	原子炉減圧	炉心支持板破損までに原子炉減圧ができれば、原子炉圧力容器注水により原子炉圧力容器破損を回避できる可能性はある。また、原子炉圧力容器注水ができない場合でも、DCH を回避できる可能性がある。	TQX, TBU	TQUV 及び TQUX 事故進展解析により、炉心支持板破損まで 2.6h 及び 2.7h であるため、余裕をとり 2h とする。	2 時間
	原子炉圧力容器注水	炉心支持板破損までに原子炉減圧及び原子炉圧力容器注水ができれば、原子炉圧力容器破損を回避できる可能性がある。	TQX		
ペデスタル (ドライウエル部) 注水	格納容器注水 (ペデスタル (ドライウエル部))	原子炉圧力容器の減圧成功後、原子炉圧力容器破損までに原子炉圧力容器注水ができれば、原子炉圧力容器破損時にデブリとともに水が落下するため、ペデスタル (ドライウエル部) 注水に成功し、ペデスタル (ドライウエル部) 床貫通を回避できる可能性がある。	TQX	TQUV 事故進展解析により、原子炉圧力容器破損は 5.4h であるため、余裕をとり 4h とする。	4 時間
	格納容器除熱 (RHR)	格納容器注水 (ドライウエル部)	格納容器破損までにドライウエル注水ができれば、格納容器破損を回避できる可能性がある。	TQUV, TQUX LOCA	TQUV 事故進展解析により、格納容器破損は 15.9h であるため、余裕をとり 15h とする。 AE 事故進展解析により、格納容器破損は 1.6h であるため、余裕をとり 1h とする。

第 4.1.1.6-3 表 プラント損傷状態別の格納容器破損頻度

プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合	条件付き格納容器 破損確率 (/炉年)	格納容器破損頻度 (/炉年)	寄与割合
TQUV	3.0E-09	<0.1%	9.5E-01	2.9E-09	<0.1%
TQUX	1.2E-08	<0.1%	3.3E-01	3.7E-09	<0.1%
LOCA	1.9E-11	<0.1%	1.0E+00	1.9E-11	<0.1%
TBU	2.0E-08	<0.1%	1.0E+00	2.0E-08	<0.1%
TBP	5.1E-10	<0.1%	1.0E+00	5.1E-10	<0.1%
TBD	5.7E-12	<0.1%	1.0E+00	5.7E-12	<0.1%
長期TB	7.6E-08	0.2%	1.0E+00	7.6E-08	0.2%
TW/TBW	3.7E-05	99.6%	1.0E+00	3.7E-05	99.7%
TC	2.5E-08	<0.1%	1.0E+00	2.5E-08	<0.1%
I S L O C A	4.1E-10	<0.1%	1.0E+00	4.1E-10	<0.1%
全格納容器破損頻度	3.7E-05	100.0%	1.0E+00	3.7E-05	100%

第 4.1.1.6-4 表 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度

格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (/炉年)	寄与割合
インターフェイスシステム LOCA	4. 1E-10	<0. 1%
格納容器隔離失敗	5. 5E-10	<0. 1%
過圧破損 (未臨界確保失敗)	2. 5E-08	<0. 1%
過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	3. 7E-05	99. 7%
過圧破損 (長期冷却失敗)	1. 9E-08	<0. 1%
過温破損 (RPV 高圧破損)	7. 2E-08	0. 2%
過温破損 (RPV 低圧破損)	4. 7E-10	<0. 1%
格納容器雰囲気直接加熱	8. 3E-09	<0. 1%
水蒸気爆発 (ペデスタル(ドライウエル部))	1. 5E-14	<0. 1%
水蒸気爆発 (サブレーション・プール)	2. 4E-09	<0. 1%
溶融炉心・コンクリート相互作用	1. 3E-10	<0. 1%
全格納容器破損頻度	3. 7E-05	100. 0%

第 4.1.1.7-1 表 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度（不確実さ解析）

格納容器破損モード	点推定値 (/炉年)	平均値 (/炉年)	寄与割合	中央値 (/炉年)	5%下限値 (/炉年)	95%上限値 (/炉年)	EF
インターフェイスシステム LOCA	4.1E-10	5.3E-10	<0.1%	7.4E-11	4.0E-12	1.6E-09	19.9
格納容器隔離失敗	5.5E-10	5.8E-10	<0.1%	2.1E-10	2.7E-11	2.0E-09	8.7
過圧破損（未臨界確保失敗）	2.5E-08	5.6E-08	0.1%	1.5E-09	4.2E-11	6.9E-08	40.5
過圧破損（崩壊熱除去失敗）	3.7E-05	3.9E-05	99.6%	2.6E-05	1.0E-05	1.1E-04	3.2
過温破損（RPV 高压破損）	7.2E-08	7.7E-08	0.2%	3.9E-08	8.7E-09	2.4E-07	5.3
格納容器雰囲気直接加熱	8.3E-09	8.4E-09	<0.1%	2.5E-09	2.5E-10	3.0E-08	11.0
過温破損（RPV 低压破損）	4.7E-10	4.9E-10	<0.1%	9.1E-11	7.0E-12	1.7E-09	15.5
過圧破損（長期冷却失敗）	1.9E-08	2.5E-08	<0.1%	1.2E-08	2.3E-09	7.5E-08	5.7
水蒸気爆発（ペダスタル（ドライウエル部））	1.5E-14	1.1E-14	<0.1%	4.2E-16	5.4E-18	3.0E-14	73.9
水蒸気爆発（サブプレッション・プール）	2.4E-09	3.1E-09	<0.1%	9.6E-10	1.0E-10	9.5E-09	9.7
熔融炉心・コンクリート相互作用	1.3E-10	2.8E-10	<0.1%	6.7E-12	1.2E-13	4.2E-10	57.8
全格納容器破損頻度	3.7E-05	4.0E-05	100%	2.7E-05	1.0E-05	1.1E-04	3.2

第 4.1.1.7-2 表 モデル上の仮定に係る感度解析結果

(格納容器先行破損，格納容器バイパス及び格納容器隔離失敗を除く)

格納容器破損モード	ベースケース		感度解析ケース1	
	点推定値 (/炉年)	寄与割合	点推定値 (/炉年)	寄与割合
原子炉圧力容器高圧シケンス	8.0E-08	78.9%	8.0E-08	77.5%
過温破損 (R P V 高圧破損)	7.2E-08	70.7%	7.2E-08	69.5%
格納容器雰囲気直接加熱	8.3E-09	8.1%	8.3E-09	8.0%
原子炉圧力容器低圧シケンス	2.2E-08	21.1%	2.3E-08	22.5%
過温破損 (R P V 低圧破損)	4.7E-10	0.5%	1.9E-11	<0.1%
過圧破損 (長期冷却失敗)	1.9E-08	18.2%	2.1E-08	20.0%
水蒸気爆発 (ペデスタル (ドライウエル部))	1.5E-14	<0.1%	1.5E-14	<0.1%
水蒸気爆発 (サブプレッション・プール)	2.4E-09	2.4%	2.5E-09	2.4%
熔融炉心・コンクリート相互作用	1.3E-10	0.1%	1.3E-10	0.1%
全格納容器破損頻度	1.0E-07	100.0%	1.0E-07	100.0%

第 4.1.1.7-3 表 他研究機関等による C F P 評価結果

格納容器破損モード	C F P (平均値)		備考
	ベースケース	他研究機関	
D C H	3. 7E-03	2. 3E-03 ^[1] (感度解析ケース 2)	JNES 評価では, MELCOR コードによる溶融炉心等初期条件の設定, デブリ伝熱及び圧力抑制ブローへの輸送に係る伝熱・輸送方程式による圧力ピーク算出
	1. 1E-01	3. 7E-02 ^[1] (感度解析ケース 2)	
M C C I	5. 1E-01	5. 0E-01 ^[1]	JNES 評価では, ペデスタル (ドライウエル部) M C C I は, 同程度に生じ得ると判断される現象として設定。S / P M C C I は, ペデスタル (ドライウエル部) 床破損前に格納容器過圧破損に至るため設定していない。 ※1: ペデスタル (ドライウエル部) 床での M C C I 継続確率
	6. 7E-03	—	
F C I	4. 7E-06	2. 2E-03 ^{※2, [2]}	JAEA 評価では, THALES 2 コード等による溶融炉心等初期条件の設定, JASMINE コードによる粗混合, 爆発解析及び AUTODYN-2D コードによる粗ペデスタル構造解析 ※2: トリカリング発生当たりの C F P
	1. 1E-01	6. 4E-02 ^{※2, [2]} (感度解析ケース 3)	

参考文献

- [1] 原子力発電技術機構, 原子力安全解析所「PWR及びBWRプラントのCVイベントのCVイベントのCVイベントに関する報告書」, INS/M01-40 (平成14年3月)
- [2] 日本原子力研究開発機構, 安全研究センター, 熱水力安全評価研究グループ「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」 2007-072 (2007年11月)

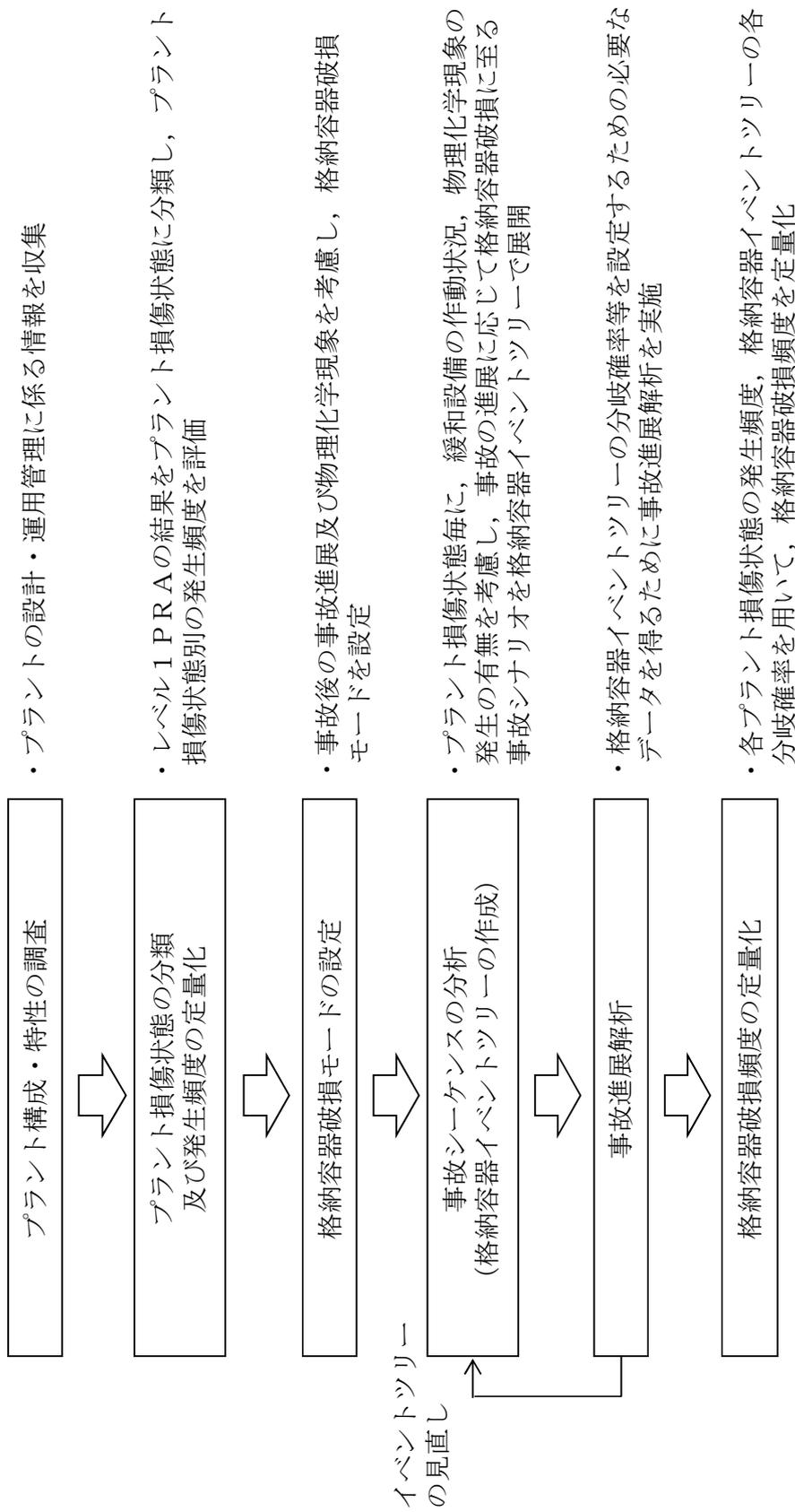
第 4.1.1.7-4 表 物理化学現象による C F P 解析結果

(格納容器先行破損，格納容器バイパス及び格納容器隔離失敗を除く)

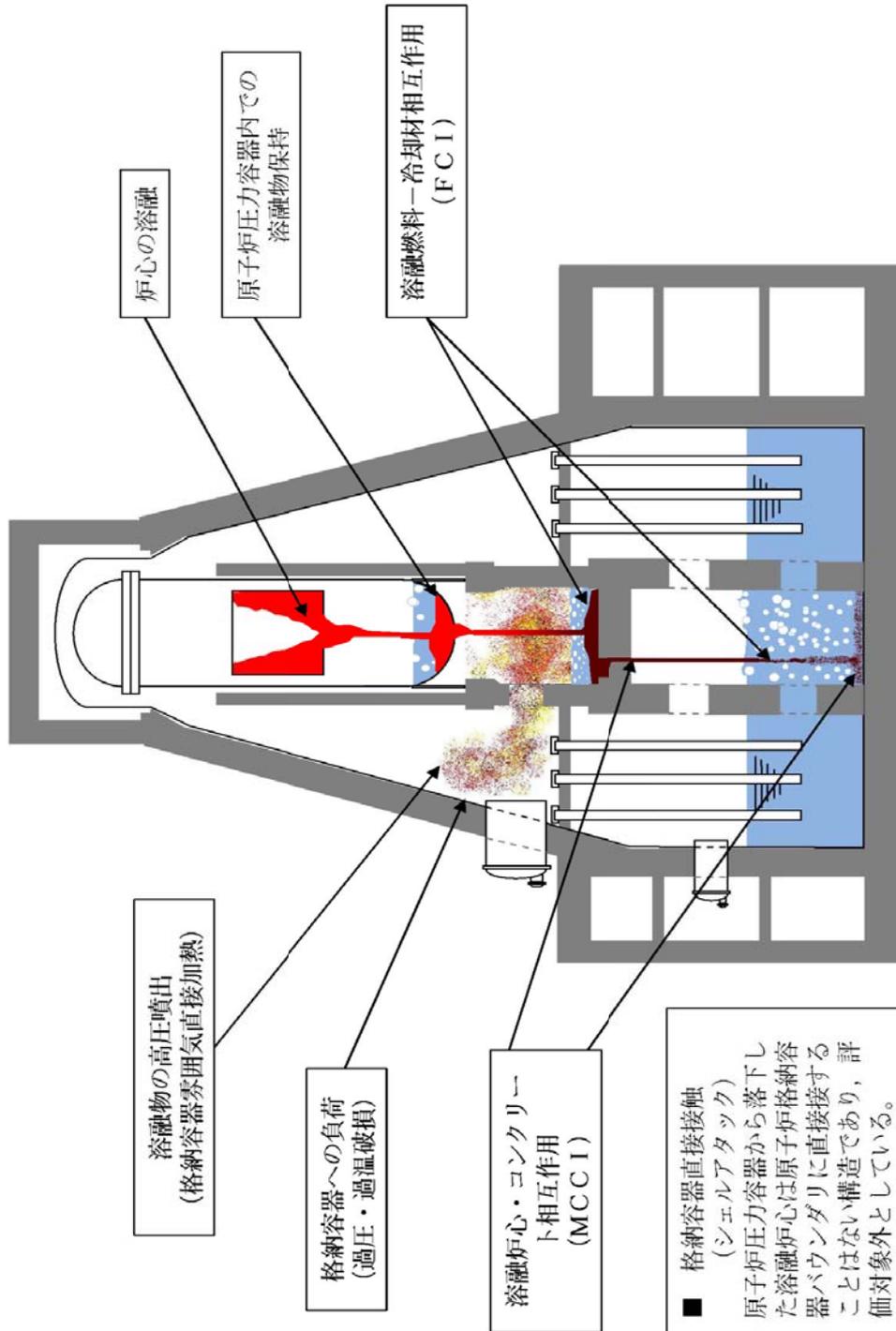
格納容器破損モード	ベースケース		感度解析ケース2 (DCH)		感度解析ケース3 (FCI)	
	点推定値 (/炉年)	寄与割合	点推定値 (/炉年)	寄与割合	点推定値 (/炉年)	寄与割合
原子炉圧力容器高圧シークエンス	8.0E-08	78.9%	8.0E-08	78.9%	8.0E-08	79.0%
	7.2E-08	70.7%	7.8E-08	76.1%	7.2E-08	70.8%
	8.3E-09	8.1%	2.8E-09	2.7%	8.3E-09	8.2%
原子炉圧力容器低圧シークエンス	2.2E-08	21.1%	2.2E-08	21.1%	2.1E-08	21.0%
	4.7E-10	0.5%	4.7E-10	0.5%	5.2E-10	0.5%
	1.9E-08	18.2%	1.9E-08	18.2%	2.1E-08	20.2%
水蒸気爆発 (ペダスタル (ドライウエル部))	1.5E-14	<0.1%	1.5E-14	<0.1%	1.5E-14	<0.1%
	2.4E-09	2.4%	2.4E-09	2.4%	1.5E-10	0.1%
	1.3E-10	0.1%	1.3E-10	0.1%	1.4E-10	0.1%
全格納容器破損頻度	1.0E-07	100.0%	1.0E-07	100.0%	1.0E-07	100.0%

第 4.1.1.8-1 表 Mark-II 格納容器の構造上の特徴に係る感度解析結果
 (格納容器先行破損, 格納容器バイパス及び格納容器隔離失敗を除く)

格納容器破損モード	ベースケース		感度解析ケース4 (M C I)	
	点推定値 (/炉年)	寄与割合	点推定値 (/炉年)	寄与割合
原子炉圧力容器高圧シケケンス	8.0E-08	78.9%	8.0E-08	77.8%
過温破損 (R P V 高圧破損)	7.2E-08	70.7%	7.2E-08	69.8%
格納容器雰囲気直接加熱	8.3E-09	8.1%	8.3E-09	8.0%
原子炉圧力容器低圧シケケンス	2.2E-08	21.1%	2.3E-08	22.2%
過温破損 (R P V 低圧破損)	4.7E-10	0.5%	1.9E-11	<0.1%
過圧破損 (長期冷却失敗)	1.9E-08	18.2%	1.1E-09	1.0%
水蒸気爆発 (ペデスタル (ドライウエル部))	1.5E-14	<0.1%	1.5E-14	<0.1%
水蒸気爆発 (サブレシジョン・プール)	2.4E-09	2.4%	-	-
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.3E-10	0.1%	2.2E-08	21.1%
全格納容器破損頻度	1.0E-07	100.0%	1.0E-07	100.0%



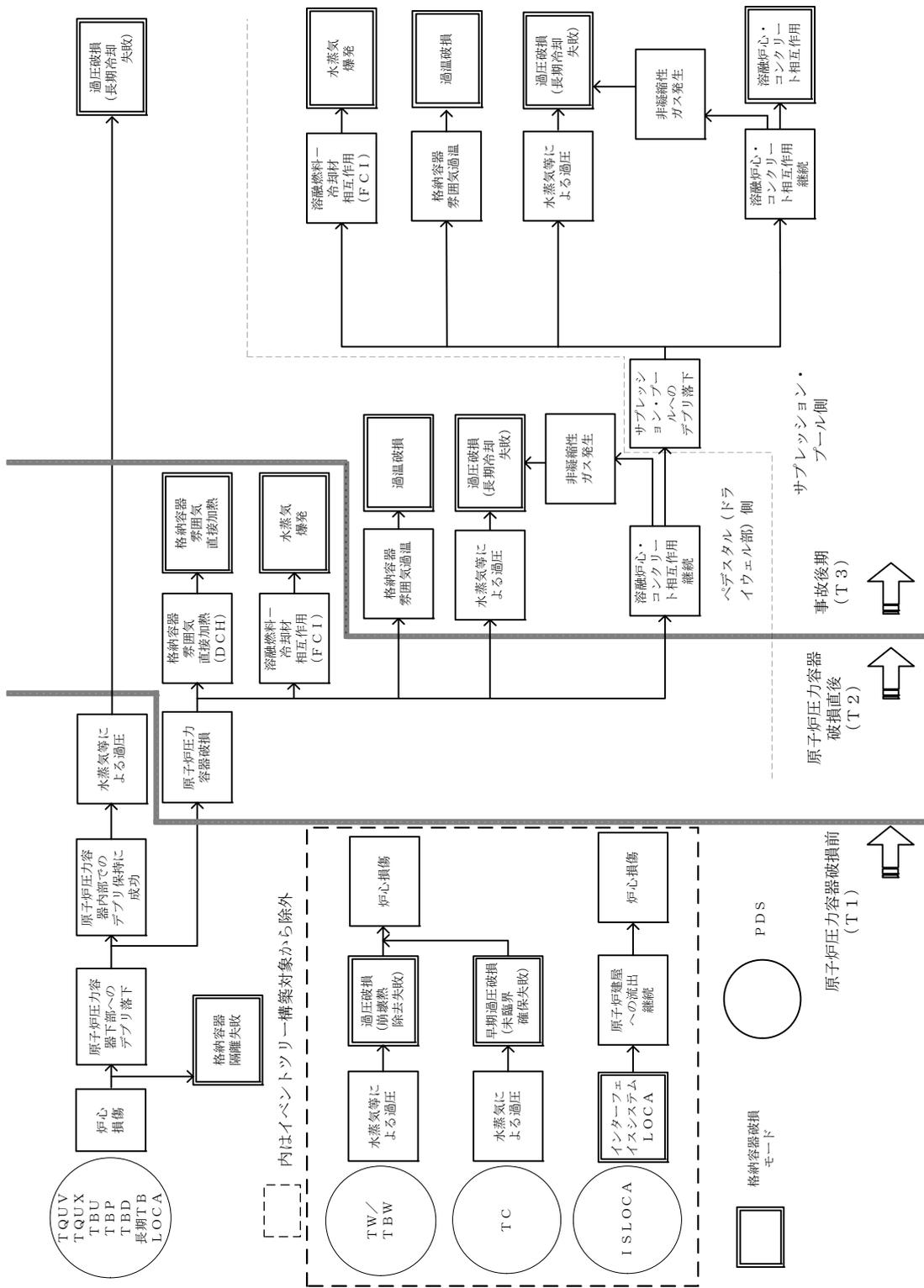
第 4.1.1-1 図 内部事象出力運転時レベル 1. 5 PRA の評価フロー図



第 4.1.1.1-1 図 格納容器の形状及び溶融デブリの移動経路の概略

事故シーケンス	格納容器 破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	電源の状態	プラント損傷状態		
TQUV TQUX TBU TBP TBD 長期TB TC TW TBW AE S1E S2E ISLOCA	炉心損傷後 TQUV TQUX TBU TBP TBD 長期TB AE S1E S2E	高圧 TQUX TBU TBD 長期TB	後期 長期TB	電源あり TQUX	長期TB		
			早期 TQUX TBU TBD	交流電源なし, 直流電源あり TBU 交流電源なし, 直流電源なし TBD	TBU TBD		
			電源あり TQUV AE S1E S2E	電源あり TQUV AE S1E S2E	TQUV LOCA (AE, S1E, S2E)		
			交流電源なし, 直流電源あり TBP	交流電源なし, 直流電源あり TBP	TBP		
			後期 TW TBW	TW/TBW	TW/TBW		
		TC S1E S2E ISLOCA	炉心損傷前 TC TW TBW ISLOCA	低圧 TQUV TBP AE S1E S2E	早期 TC ISLOCA	TC ISLOCA	TC ISLOCA

第4.1.1.2-1図 プラント損傷状態の分類



第 4.1.1.3-1 図 本プラントのシビアアクシデントで考えられる事故進展

プラント 損傷状態	格納容器 隔離	原子炉圧力容器 破損前			原子炉圧力容器 破損直後		格納容器破損モード
		原子炉 減圧	原子炉 圧力容器 注水	原子炉 圧力容器 破損	F C I	D C H	
成功	成功	成功	無	無	無	無	後続事象（原子炉圧力容器健全）へ
			有	有	有	有	後続事象（原子炉圧力容器破損）へ
失敗	失敗	失敗	無	無	無	無	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
			有	有	有	有	後続事象（原子炉圧力容器破損）へ
失敗	失敗	失敗	無	無	無	無	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
			有	有	有	有	後続事象（原子炉圧力容器破損）へ
失敗	失敗	失敗	無	無	無	無	後続事象（原子炉圧力容器破損）へ
			有	有	有	有	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	格納容器隔離失敗

第 4.1.1.4-1 図 格納容器イベントツリー（1/3）

事故後期		格納容器破損モード
後続事象 〔原子炉圧力 容器健全〕	格納容器注水	
	成功	原子炉圧力容器内で事故収束 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
	失敗	

第 4.1.1.4-1 図 格納容器イベントツリー (2/3)

事故後期				格納容器破損モード	
後継事象 〔原子炉圧力 容器破損〕	格納容器注水		FCI	FCI	サブプレッション・プール
	パデスタル	ドライウエル	パデスタル	デブリ冷却	
〔原子炉圧力 容器破損〕	成功	成功	無	成功	成功
				失敗	失敗
		失敗	有	無	成功
				有	失敗
		成功	無	成功	成功
				失敗	失敗
	失敗	成功	無	成功	成功
				失敗	失敗
		失敗	有	無	成功
				有	失敗
		成功	無	成功	成功
				失敗	失敗
失敗	有	無	成功		
		有	失敗		

格納容器内で事故収束

格納容器内で事故収束

溶融炉心・コンクリート相互作用

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

溶融炉心・コンクリート相互作用

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

格納容器内で事故収束

溶融炉心・コンクリート相互作用

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

格納容器過圧破損

溶融炉心・コンクリート相互作用

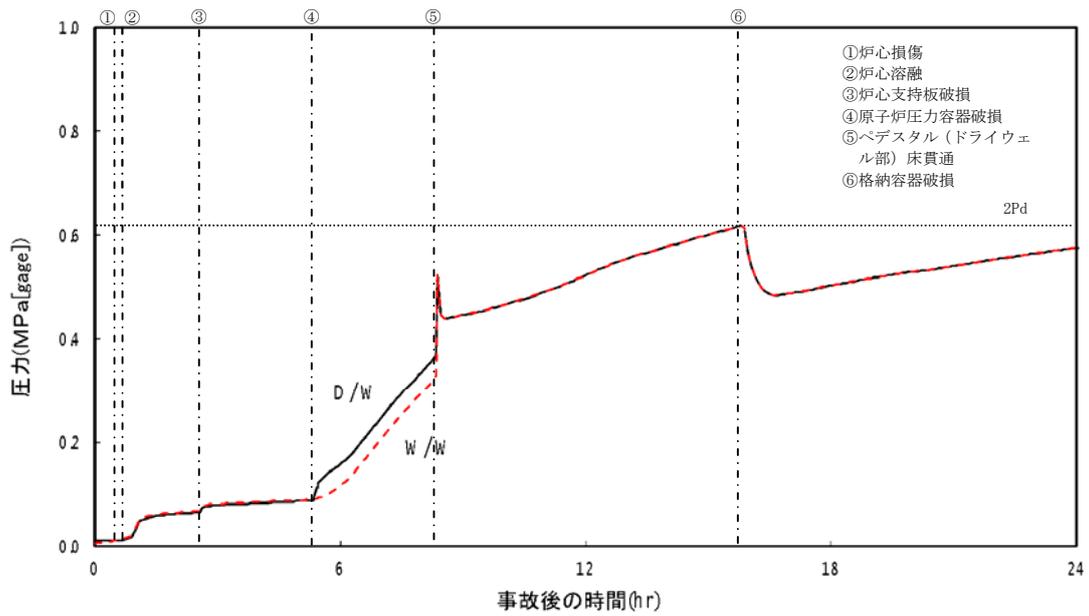
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

第 4.1.1.4-1 図 格納容器イベントツリー (3/3)

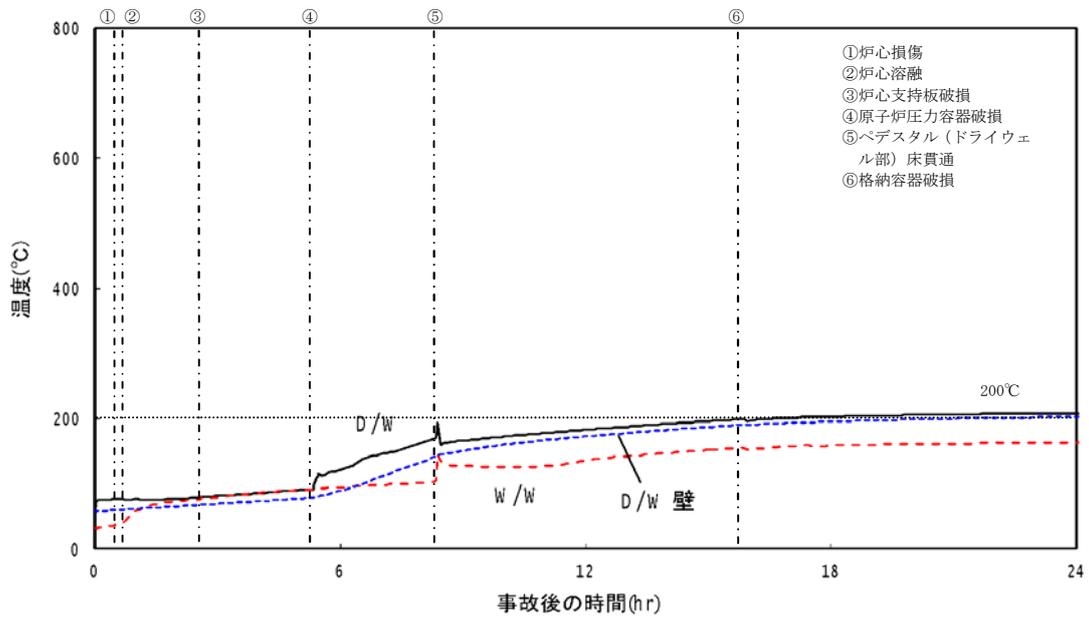
事故シナリオ	格納容器 破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	起因事象	事故シナリオ グループ化結果
TQUX TQUV TBU TBP TBD 長期TB AE S1E S2E	炉心損傷後 TQUX TQUV TBU TBP TBD 長期TB AE S1E S2E	高圧 TQUX TBU TBD	後期 長期TB	長期TB	長期TB
		長期TB	早期 TQUX TBU TBD		
TQUX TQUV TBU TBP TBD 長期TB AE S1E S2E	炉心損傷前 (TC) (TW) (TBW) (ISLOCA)	低圧 TQUV TBP AE S1E S2E	過渡 TQUV TBP	TQUV TBP	TQUV TBP
		AE S1E S2E	LOCA AE S1E S2E		
AE S1E S2E (TC) (TW) (TBW) (ISLOCA)	(TC) (TW) (TBW) (ISLOCA)	(TC) (TW) (TBW) (ISLOCA)	後期 (TW) (TBW)	(TW) (TBW)	(TW) (TBW)
			早期 (TC) (ISLOCA)		

() は格納容器先行破損又は格納容器パイパスの事故シナリオを示す

第 4.1.1.5-1 図 解析対象とする事故シナリオ分類

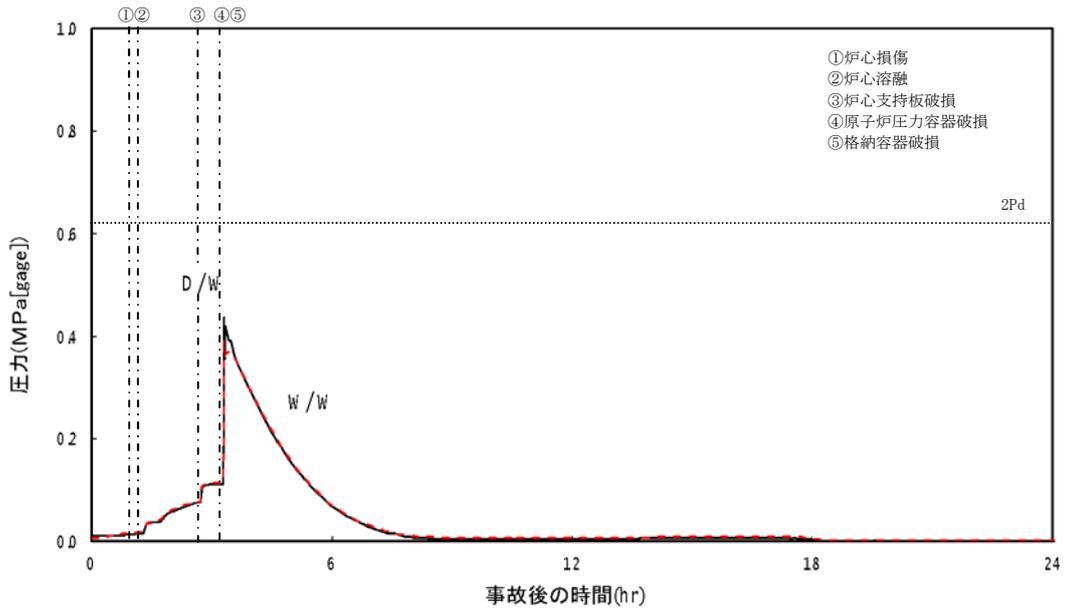


格納容器圧力

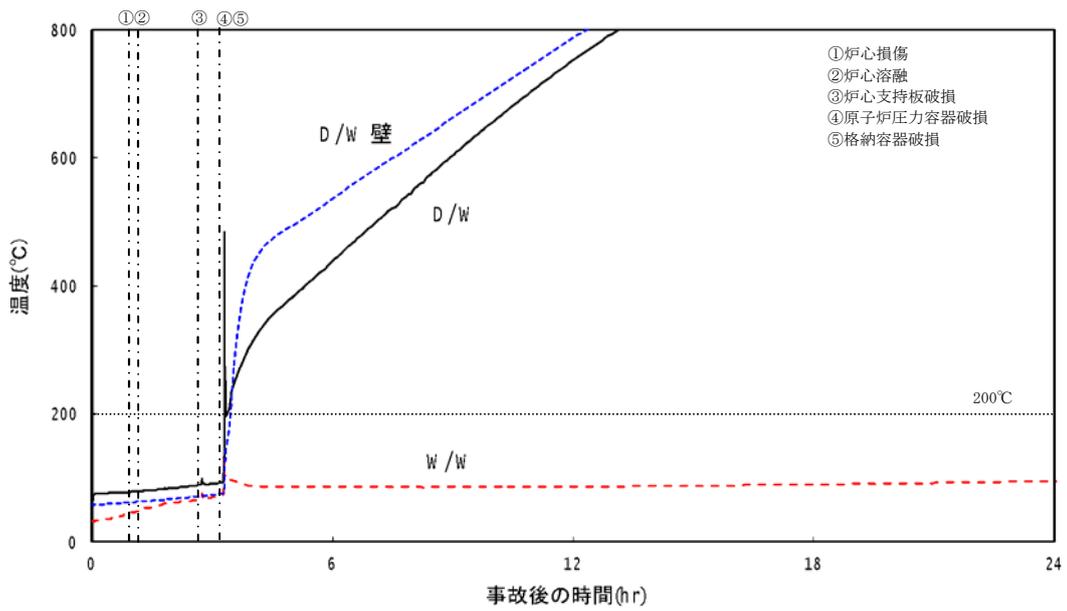


格納容器温度

第 4.1.1.5-2(a) 図 代表事故シーケンスの事故進展 (TQUV)

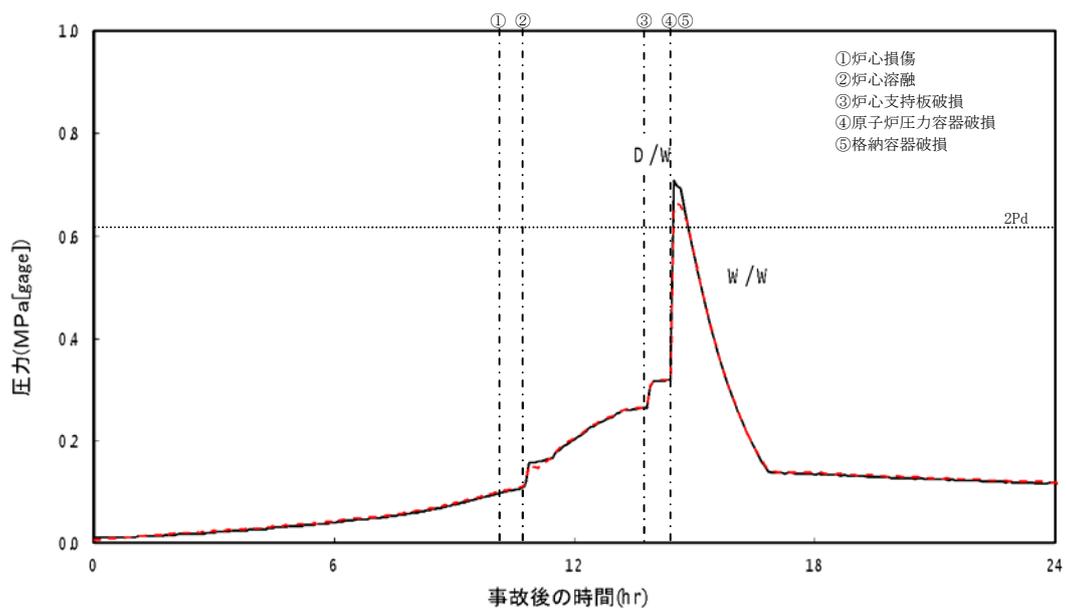


格納容器圧力

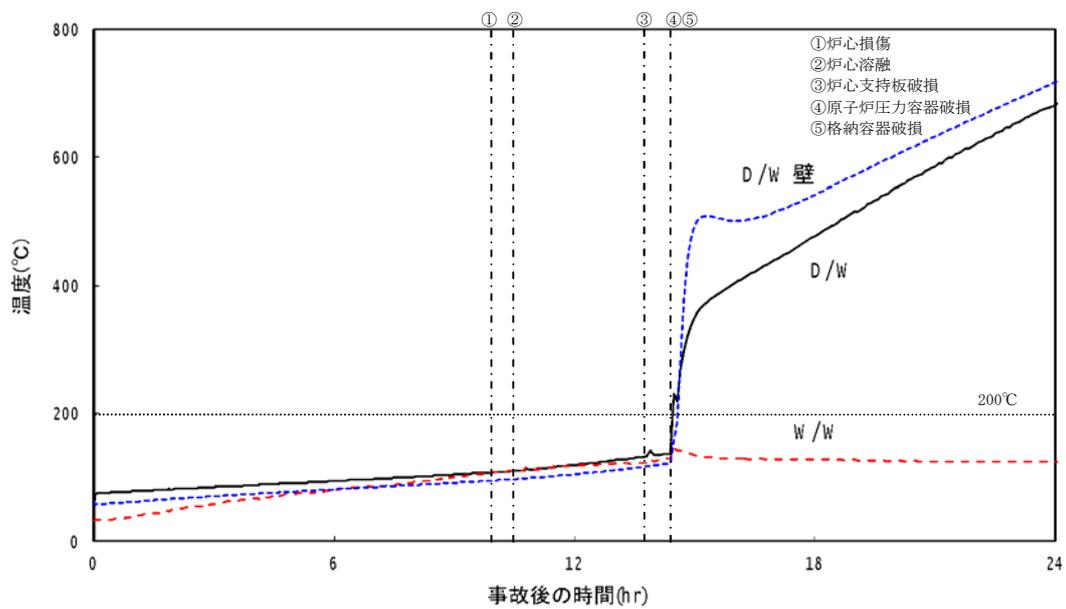


格納容器温度

第 4.1.1.5-2(b) 図 代表事故シーケンスの事故進展 (TQUX)

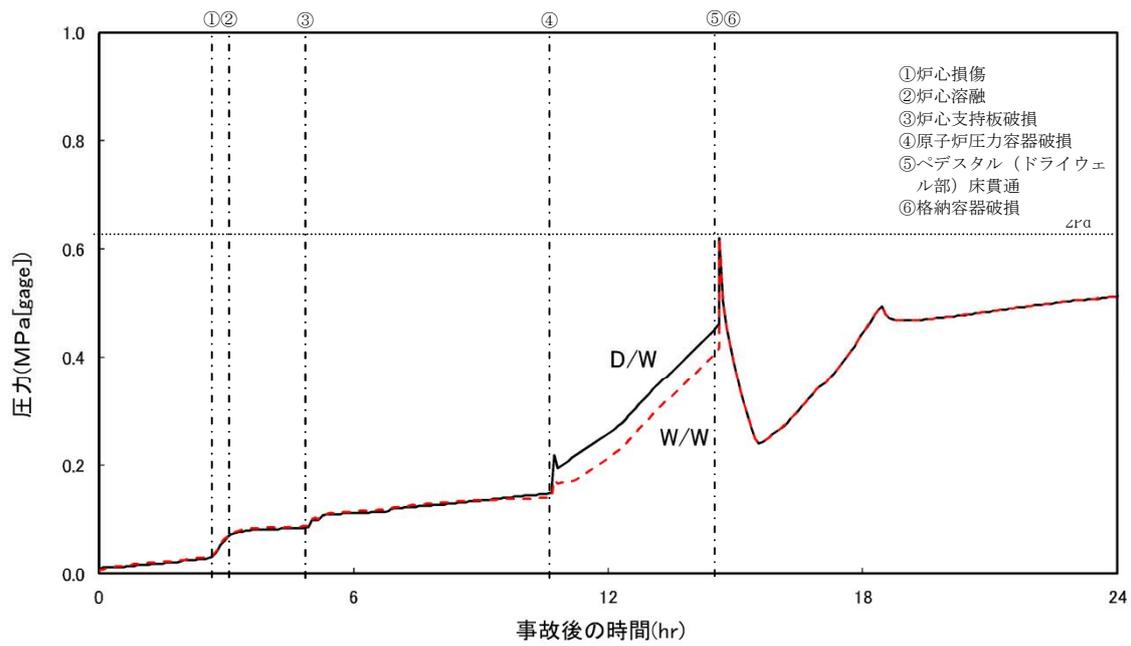


格納容器圧力

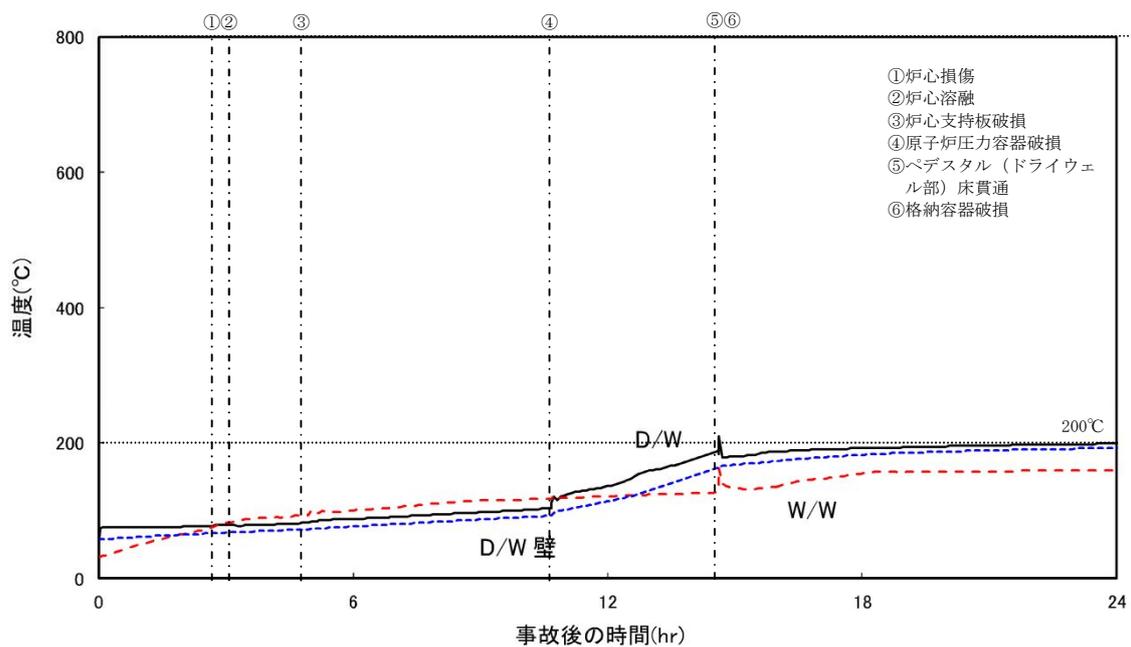


格納容器温度

第 4.1.1.5-2(c) 図 代表事故シーケンスの事故進展 (長期 T B)

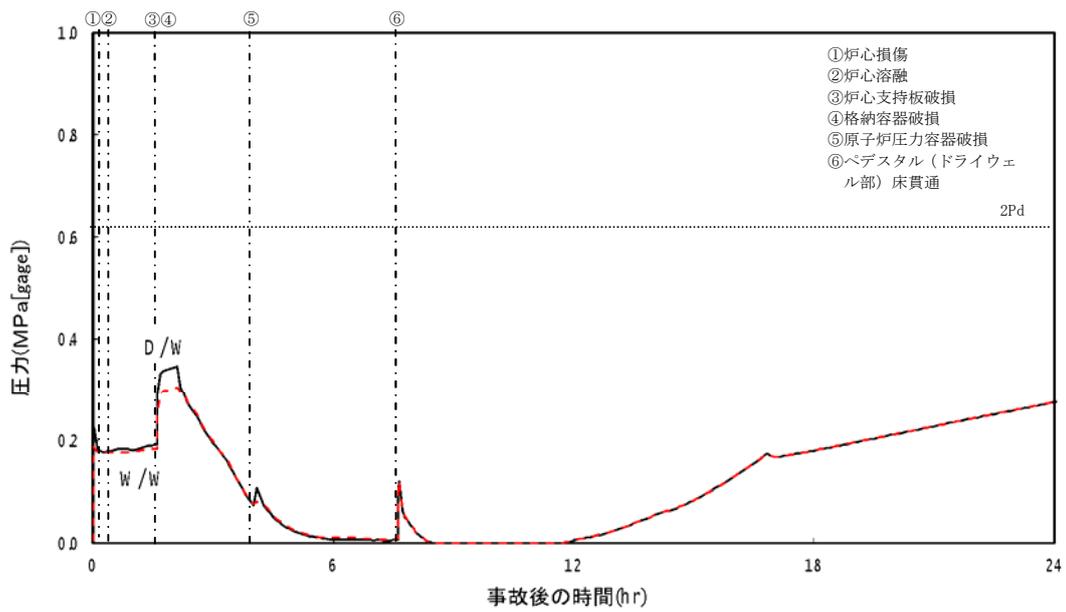


格納容器圧力

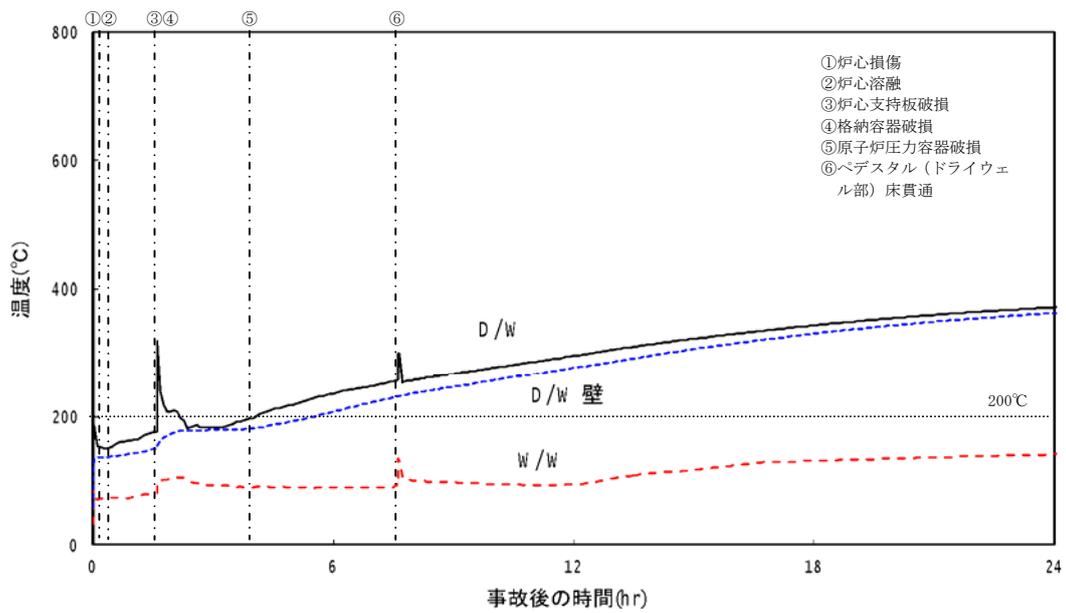


格納容器温度

第 4.1.1.5-2(d) 図 代表事故シーケンスの事故進展 (TBP)

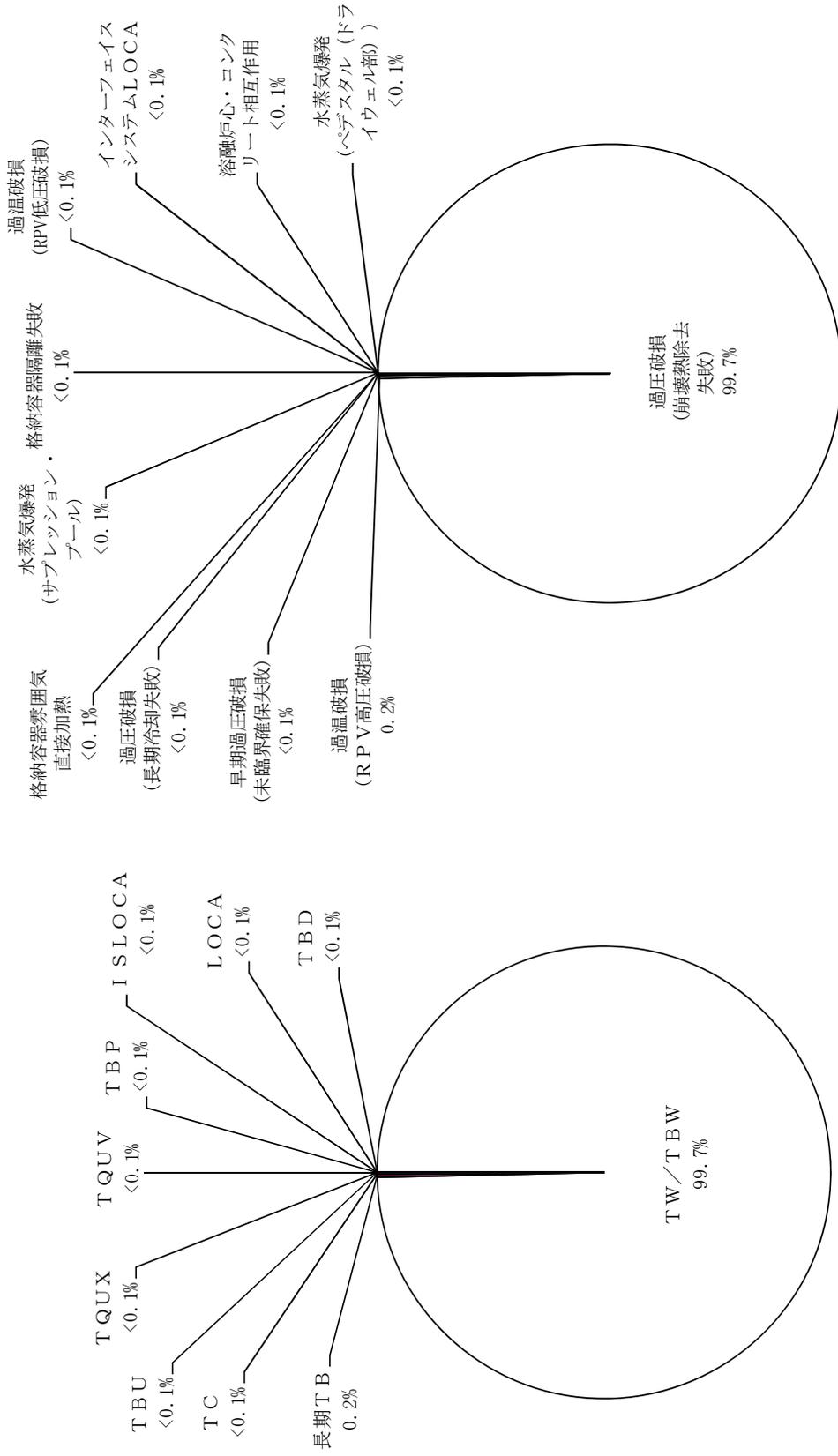


格納容器圧力

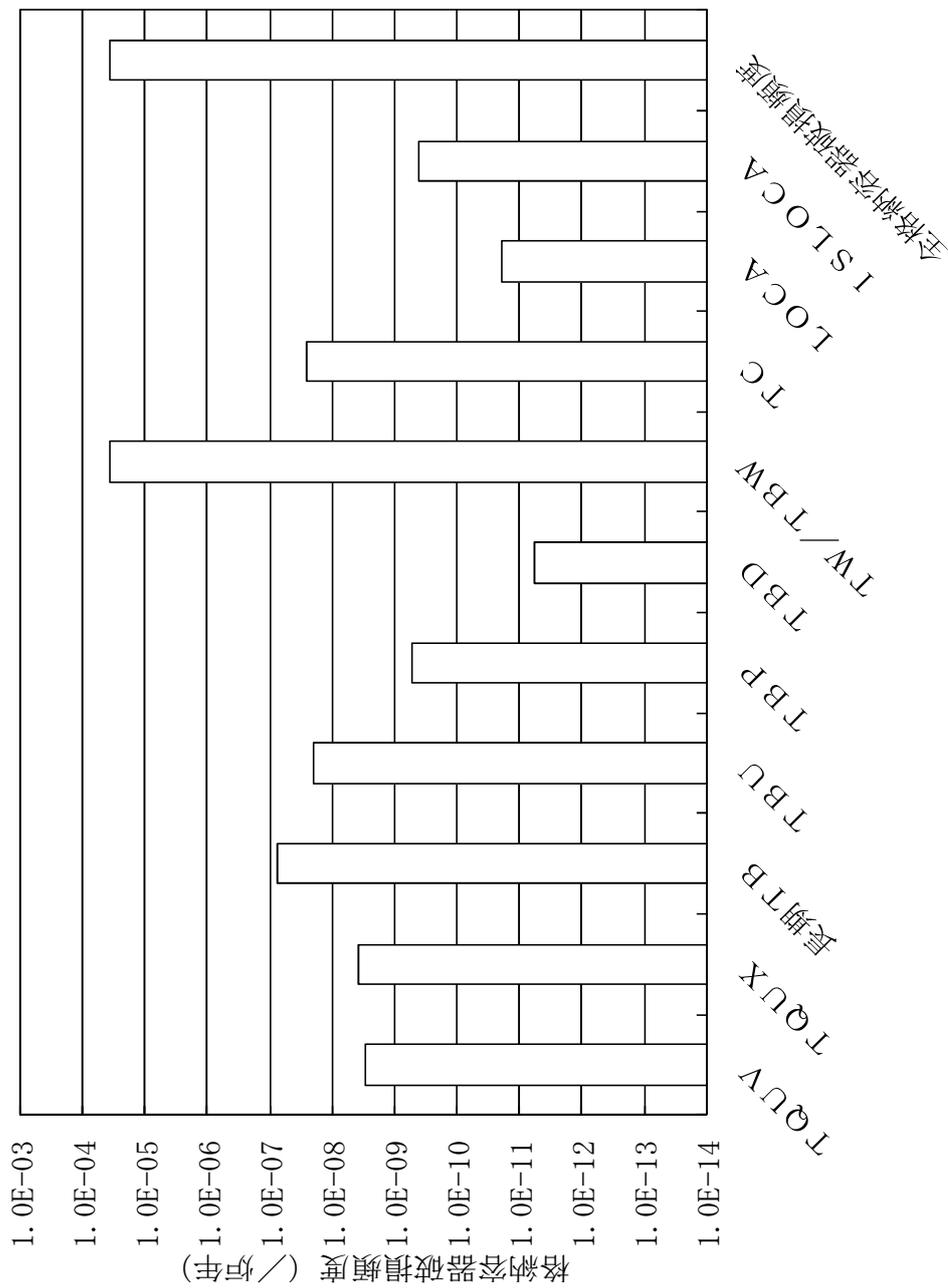


格納容器温度

第 4.1.1.5-2(e) 図 代表事故シーケンスの事故進展 (AE)

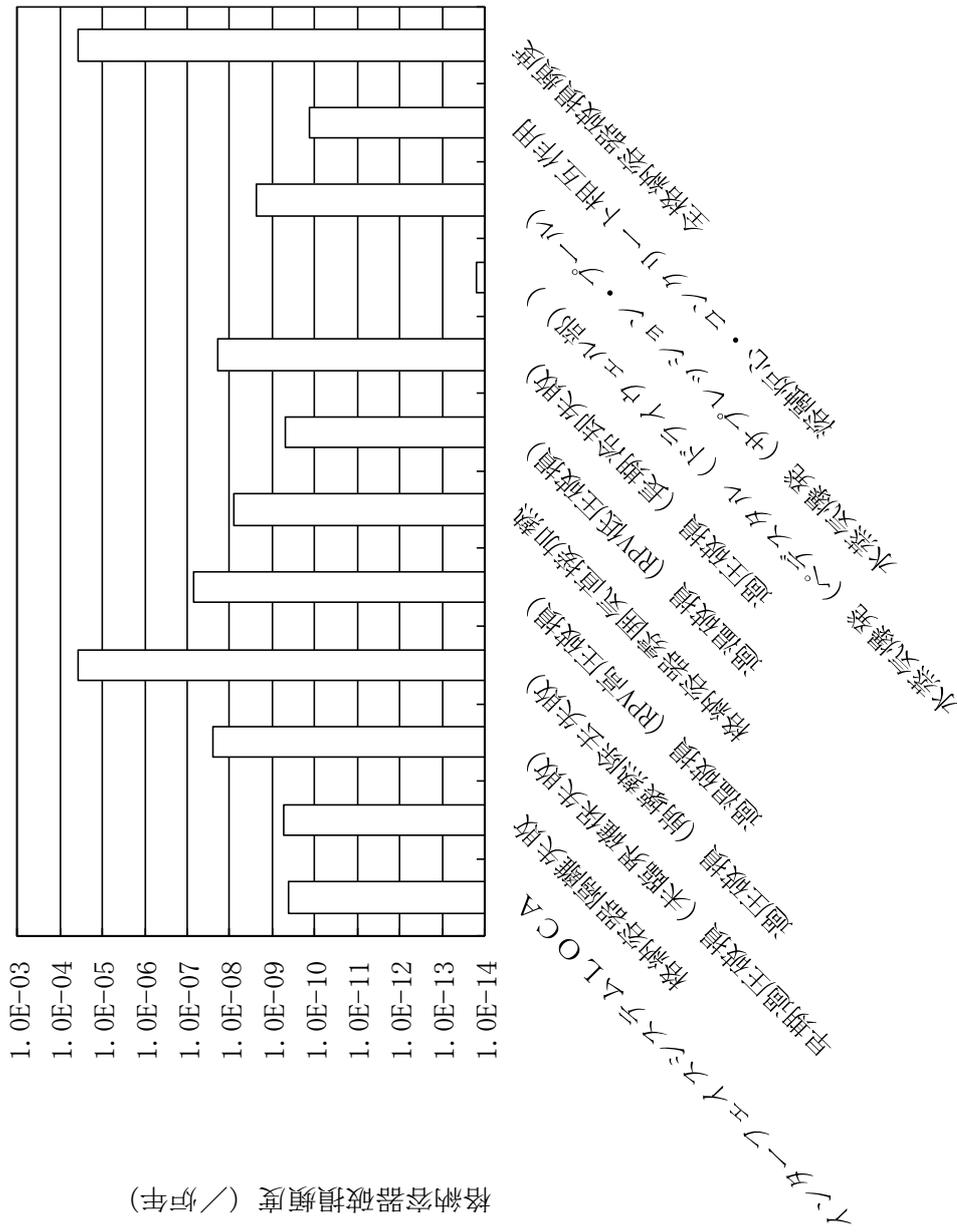


第 4.1.1.6-1 図 プラント損傷状態別及び格納容器破損モード別の格納容器破損頻度寄与割合



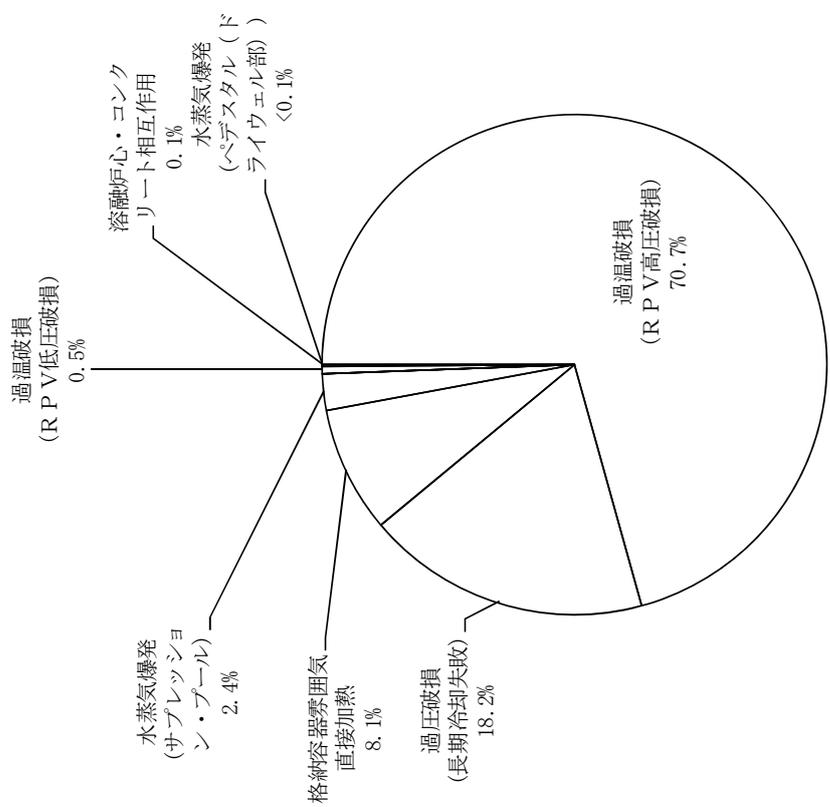
プラント損傷状態

第 4.1.1.6-2 図 プラント損傷状態別の格納容器破損頻度

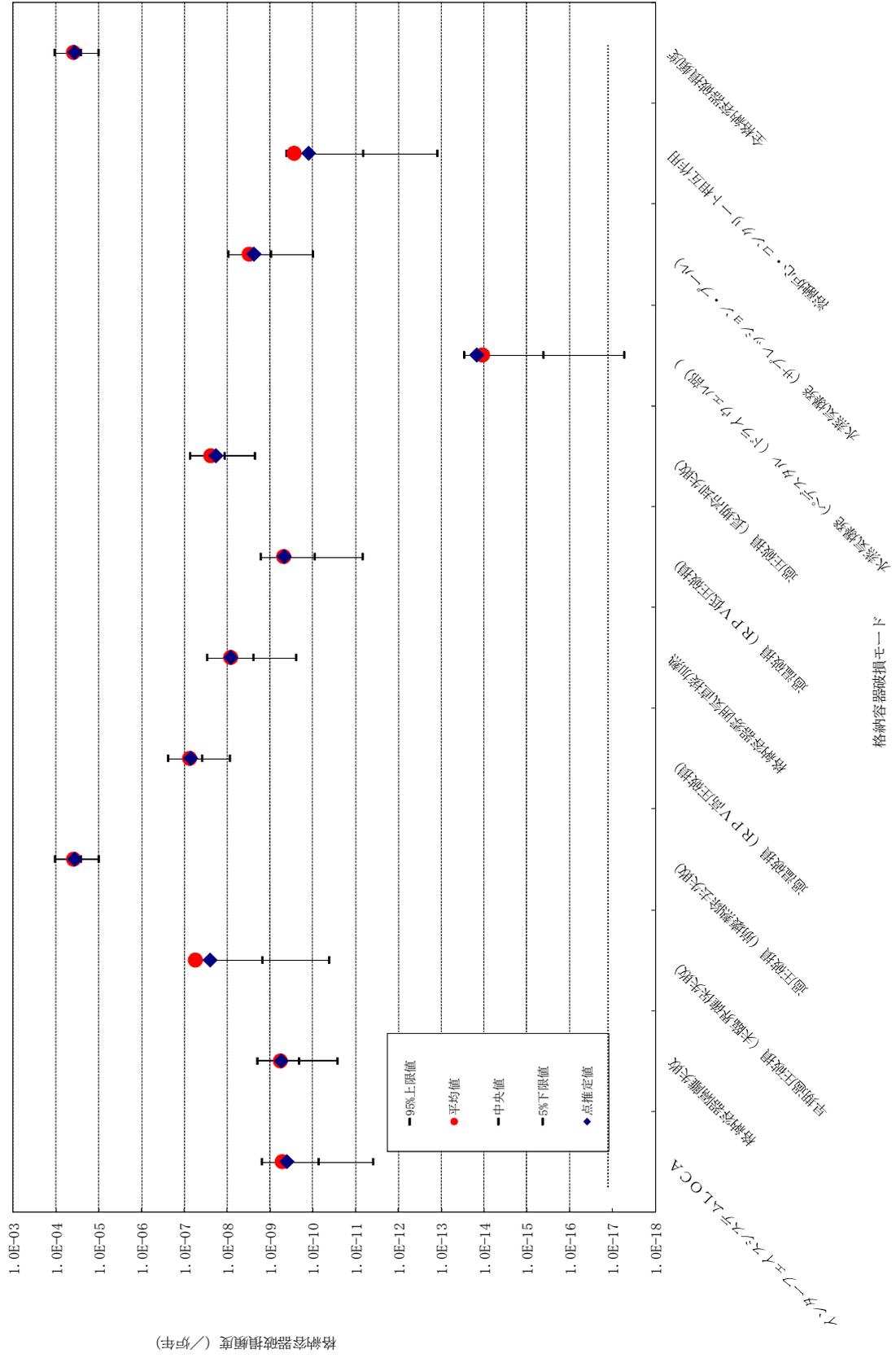


格納容器破損モード

第 4.1.1.6-3 図 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度



第 4.1.1.6-4 図 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度寄与割合 (格納容器先行破損及び格納容器バイパス除外)



第 4.1.1.7-1 図 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度 (不確実さ解析)

デブリの移動経路について

原子炉圧力容器破損後にペDESTAL（ドライウエル部）床面に堆積する溶融デブリ体積は 100% 炉心落下を想定しても約 [] であり、ペDESTAL（ドライウエル部）床面積は約 [] であるため、ペDESTAL（ドライウエル部）床のサンプを考慮しない場合のデブリ高さは約 [] となる。

ペDESTAL（ドライウエル部）床からペDESTAL（ドライウエル部）開口部までの高さは約 [] であるため、ドライウエル（ドライウエル部）床に溶融デブリが広がることはない。また、ペDESTAL（ドライウエル部）床のサンプを考慮するとデブリ高さはさらに低くなる。

なお、ペDESTAL（ドライウエル部）注水配管はペDESTAL（ドライウエル部）床面から約 [] であるため、ペDESTAL（ドライウエル部）注水配管までデブリが到達することはない。

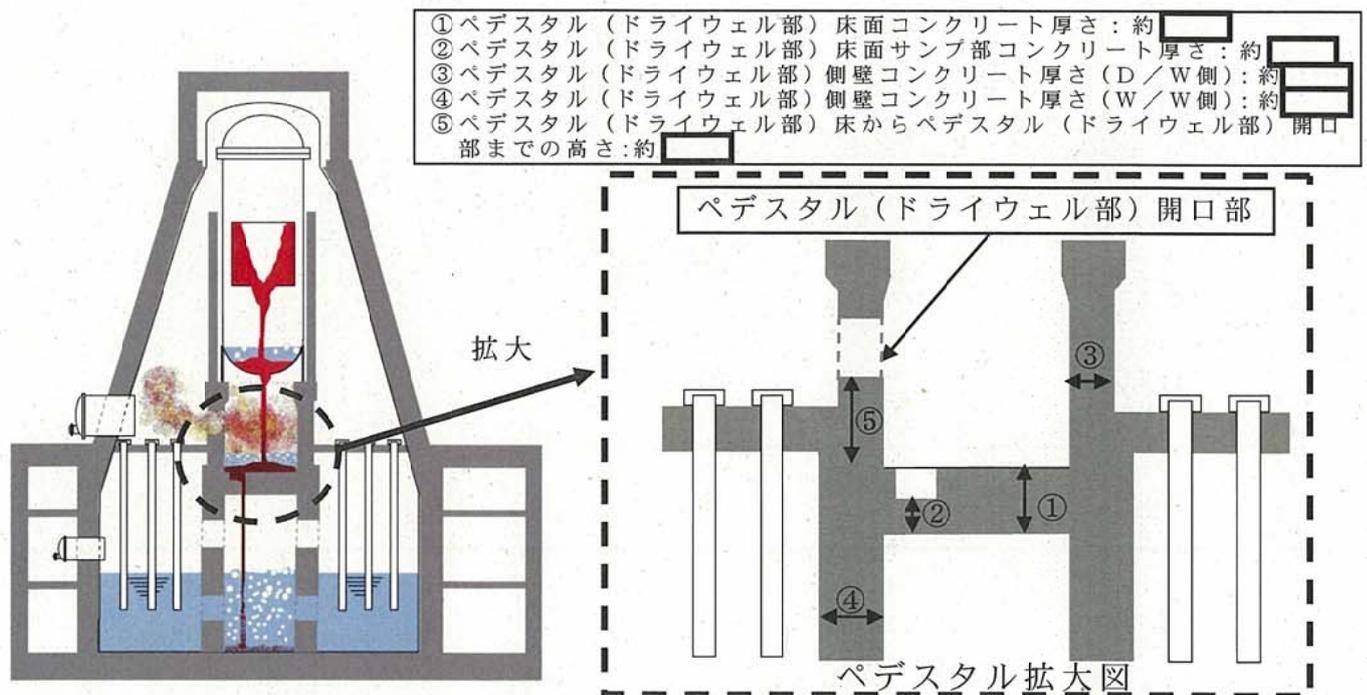


図 1 デブリの移動経路

炉心損傷時期を分類する基準について

炉心損傷時期の早期／後期の分類は、事象発生後の原子炉への注水の成功／失敗を考慮したものであり、結果として長期 T B、T W 及び T B W が後期として分類される（図 1）。

事象発生後に注水に成功する長期 T B、T W 及び T B W、事象発生が即ち格納容器の機能喪失（破損）となる I S L O C A、事象発生後速やかに格納容器先行破損に至る T C を除き、他の事故シーケンスは全て注水に失敗するシーケンスであり、概ね 1 時間前後で炉心損傷に至る。

長期 T B は、全交流動力電源喪失後、R C I C の運転に成功している事故シーケンスである。本 P R A では、蓄電池が 8 時間で枯渇することを想定しているため、その後 R C I C が機能喪失し、炉心損傷に至る。

T W 及び T B W は、電源の確保状態が異なるものの、いずれも原子炉への注水に成功後、格納容器からの除熱機能の喪失により格納容器が先行破損する事故シーケンスである。格納容器が過圧破損に至るのは事象発生後 20 時間以上経過後であり、その後炉心損傷に至る。

以上より、炉心損傷時期の分類に当たっては、事象発生後の原子炉注水に成功している事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失時の R C I C 運転継続に期待できる蓄電池枯渇までの時間を参考に、事象発生後 8 時間以降に炉心損傷に至る事故シーケンスを後期とした。

事故シーケンス	格納容器 破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	電源の状態	プラント損傷状態
T Q U V T Q U X T B U T B P T B D 長期 T B T C T W T B W A E S 1 E S 2 E I S L O C A	炉心損傷後 T Q U V T Q U X T B U T B P T B D 長期 T B A E S 1 E S 2 E 炉心損傷前 T C T W T B W I S L O C A	高圧 T Q U X T B U T B D 長期 T B	後期 長期 T B 早期 T Q U X T B U T B D 後期 T W T B W 早期 T C I S L O C A	電源あり T Q U X 交流電源なし、直流電源あり T B U 交流電源なし、直流電源なし T B D 電源あり T Q U V A E S 1 E S 2 E 交流電源なし、直流電源あり T B P	長期 T B T Q U X T B U T B D T Q U V L O C A (A E , S 1 E , S 2 E) T B P T W / T B W T C I S L O C A

図 1 プラント損傷状態の分類

T B P 及び S 2 E シーケンスのプラント損傷状態について

本 P R A では、炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、T B P（全交流動力電源喪失後の逃がし安全弁再閉鎖失敗及び高圧炉心スプレイ系失敗）及び S 2 E（小 L O C A 後の注水失敗）について、いずれも低圧の炉心損傷シーケンスとしている。その考え方を以下に示す。

1. 高圧／低圧シーケンスの分類の考え方

格納容器イベントツリーを展開するためのプラント損傷状態の分類に当たっては、格納容器雰囲気直接加熱の発生の有無の観点から、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力（2MPa[gage]）を判断基準として、高圧／低圧シーケンスを分類した。

2. T B P シーケンス

緩和設備に期待できない場合の T B P シーケンスについて、M A A P による事故進展解析結果を図 1 に示す。

図 1 より、原子炉圧力容器破損時（事故後約 10.7 時間後）の原子炉圧力は 2MPa[gage] 以下であるため、低圧シーケンスとして分類した。

なお、レベル 1 P R A のイベントツリーの展開に当たっては、高圧／低圧の分類により期待する緩和操作が異なる（原子炉圧力が約 2MPa[gage] 以下で、低圧の注水系により注水可能）ことから、炉心損傷開始時の原子炉圧力により高圧／低圧を分類し、それぞれツリーを展開している。T B P シーケンスでは、炉心損傷開始時（事故後約 2.5 時間後）の原子炉圧力は 2MPa[gage] 以下であることから、

低圧状態としてイベントツリーを展開している。

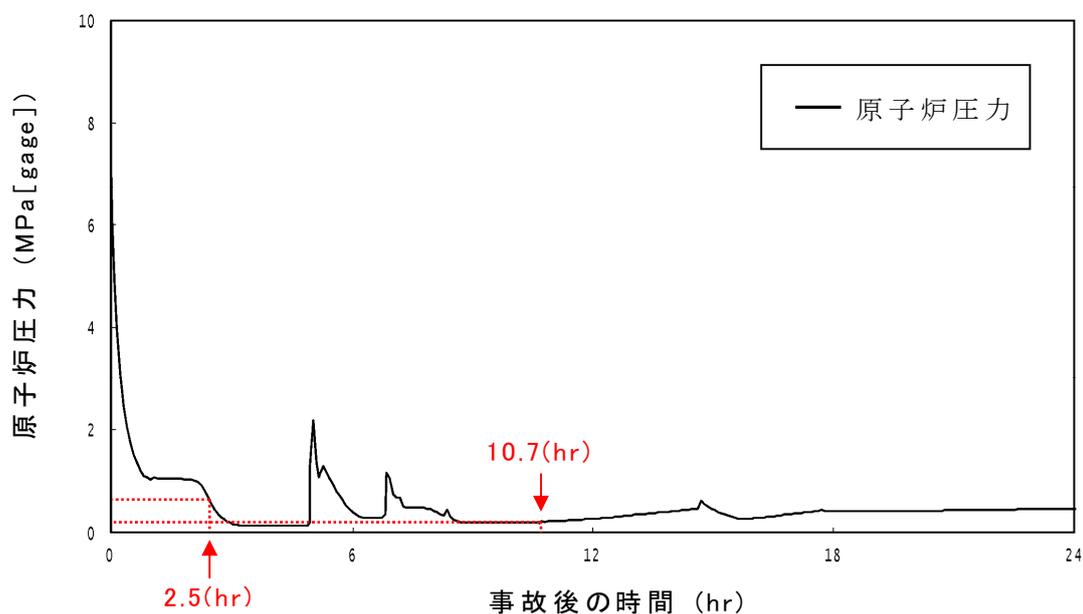


図 1 T B P シーケンスの事故進展解析結果（原子炉圧力）

3. S 2 E シーケンス

緩和設備に期待できない（減圧に失敗する）場合の S 2 E シーケンスについて，M A A P による事故進展解析結果を図 2 に示す。

図 2 より，原子炉圧力容器破損時（事故後約 3.3 時間後）の原子炉圧力は 2MPa [gage] 以上であり，高圧状態となっている。しかしながら，図 3（「別紙 3.1.1-1 内部事象出力運転時レベル 1 P R A イベントツリー集」の図 10-1）のとおり，小 L O C A に対するイベントツリーにおいて，最終状態が S 2 E となる No. 19 及び 20 のシーケンスの炉心損傷頻度は以下のとおりであり，低圧シーケンスの炉心損傷頻度が高圧シーケンスに対して 1 桁程度高くなっている。

- ・原子炉減圧に成功して低圧シーケンスとなる No. 19 シーケンス：

炉心損傷頻度は 1.0×10^{-13} (／炉年)

・原子炉減圧に失敗して高圧シーケンスとなる No. 20 シーケンス :

炉心損傷頻度は 1.3×10^{-14} (／炉年)

このように、S 2 E シーケンスは、炉心損傷頻度に対して低圧シーケンスが支配的であるため、低圧シーケンスとして分類した。

なお、S 2 E シーケンスでは、炉心損傷開始時（事故後約 0.7 時間後）の原子炉圧力は 2MPa[gage]以上であり、高圧状態となっていることから、レベル 1 P R A のイベントツリーの展開に当たっては、原子炉減圧系に期待し、高圧／低圧を分類している。

S 2 E シーケンスと同様に、S 1 E シーケンスについても、中 L O C A に対するイベントツリーにおいて低圧シーケンスの炉心損傷頻度が高圧シーケンスに対して数倍程度高く支配的であるため、低圧シーケンスとして分類した。

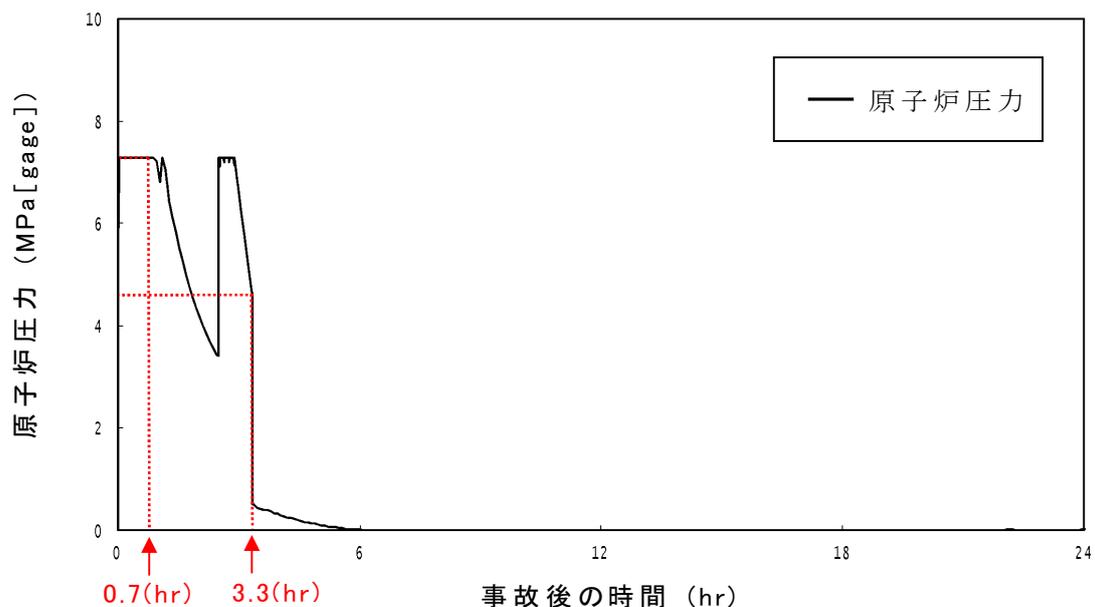


図 2 S 2 E シーケンスの事故進展解析結果（原子炉圧力）

小LOCA	メンテナンス	スクラム系	HPCS	RCIC	原子炉減圧系	LPCI-A	LPCS	LPCI-B	LPCI-C	RHR-A	RHR-B	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	備考
S2	MN	C	UH	UR	X	VA	VS	VB	VC	WA	WB				
												1	-	3.0E-04	
												2	-	5.8E-07	
												3	TW	2.5E-08	※1
												4	-	8.1E-07	
												5	-	1.6E-09	
												6	TW	6.6E-11	
												7	-	4.1E-09	
												8	-	1.0E-12	
												9	TW	1.9E-13	
												10	-	6.6E-13	
												11	-	3.5E-12	
												12	TW	4.4E-14	
												13	-	9.4E-15	
												14	-	5.8E-12	
												15	TW	1.5E-15	
												16	-	1.9E-17	
												17	-	9.1E-16	
												18	TW	4.8E-15	
												19	S2E	1.0E-13	※2
												20	S2E	1.3E-14	
												21	-	3.0E-24	
												22	-	2.5E-09	
													合計値	2.5E-08	

※1 起因事象別のドミナントシナリオ
 ※2 事故シナリオ別のドミナントシナリオ

図3 小LOCAに対するイベントツリー

炉内溶融燃料－冷却材相互作用（F C I）に関する知見の整理

溶融燃料－冷却材相互作用（以下「F C I」という。）は、高温のデブリと水が接触して生じる水蒸気爆発によって、格納容器健全性が脅かされる現象である。F C I は原子炉圧力容器内又は原子炉圧力容器外で発生する可能性があるが、原子炉圧力容器内における水蒸気爆発は、BWR 体系では、下部プレナム内の冷却水は飽和状態であるとともに多数の制御棒駆動機構の構造物が存在するため、トリガリング（粗混合状態から発生した膜沸騰が破壊され微粒子化、衝撃波が伝播）が制約されることで、水蒸気爆発は発生しないと考えられる。

ここでは、これまでに国内外で実施された F C I に関する試験の結果等を整理した。

1. 炉内 F C I において想定される現象の概要

炉内 F C I による格納容器破損は α モード破損と呼ばれ、これまでに多くの現象論の研究、試験が行われてきた。この現象は、溶融炉心が下部プレナム内の残存水中に落下し、高温の溶融炉心と冷却材が接触することで水蒸気爆発が発生する。このときの発生したエネルギーにより、水塊が原子炉圧力容器上部に衝突し、さらに原子炉圧力容器ヘッド部が破損し格納容器に衝突して破損に至るモードである。炉内 F C I は、以下のようなメカニズムであると考えられている。

- a. 炉内の冷却材が喪失し、炉心が溶融してその溶融炉心が下部プレナム残存水に落下する。水と接触した溶融炉心は、その界面の不安定性により、溶融炉心の一部若しくは大部分が分裂し、

膜沸騰を伴う水との混合状態となる（粗混合）。さらに、自発的若しくは外部からの圧力パルスにより、膜沸騰が不安定化し（トリガリング）、二液が直接接触する。

b. 下部プレナムにおける二液の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生・熔融炉心の微細化により、さらに液体同士の接触を促進し（伝播）、蒸気発生を促進する。この蒸気発生により圧力波が発生する。

c. 発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域（元々は粗混合領域）の膨張により運動エネルギーが発生し、上部ヘッドを破壊する。この結果、上部ヘッドはミサイルとなって格納容器に衝突する。

2. 過去の知見の整理

a. F A R O 試験⁽¹⁾

F A R O 試験は、イタリアの J R C (Joint Research Centre) のイスプラ研究所で実施された、原子炉圧力容器内での F C I を調べることを主な目的として実施された試験である。多くの試験は高圧・飽和水条件で実施されているが、原子炉圧力容器外を対象とした低圧・サブクール水条件の実験も実施されている。

試験装置の概要図を図 2-1 に示す。また、試験条件及び結果の一覧を表 2-1 に示す。

試験は、酸化物コリウム ($80\text{wt}\% \text{UO}_2 + 20\text{wt}\% \text{ZrO}_2$) 及び金属コリウム ($77\text{wt}\% \text{UO}_2 + 19\text{wt}\% \text{ZrO}_2 + 4\text{wt}\% \text{Zr}$) を用いて実施された。F A R O 試験で得られた主な知見は以下のとおりである。

・高圧・飽和水試験，低圧・サブクール試験のいずれにおいても

別紙 4.1.1.3-1-2

水蒸気爆発は発生していない。

- ・ 高圧・飽和水の酸化コリウム試験の場合は一部が粒子化し、一部はパンケーキ状でプール底部に堆積した。高圧・飽和水コリウムに金属 Z r 成分を含んだ試験及び低圧・サブクール試験では全てのコリウムは粒子化した。
- ・ 粒子の質量中央径は比較的大きかったが、試験条件(初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度)に依存していない。

b. K R O T O S 試験⁽¹⁾

K R O T O S 試験は、F A R O プログラムの一部としてイスプラ研究所で実施された試験である。F A R O 試験に比べて小規模ではあるが、低圧・サブクール水を主として試験を実施していることに特徴がある。

実験装置の概要図を図 2-2 に示す。また、試験条件及び結果の一覧を表 2-2 に示す。

試験では、模擬コリウムとしてアルミナ又は UO_2 混合物 (80wt% UO_2 + 20wt% ZrO_2) を用いた試験を実施している。また、外部トリガリング装置によりトリガリングを与えることで、水蒸気爆発を誘発させる実験も実施されている。K R O T O S 試験により得られた主な知見は以下のとおりである。

- ・ アルミナを用いた試験では、圧力が 0.1~0.37MPa の範囲でサブクール水の場合は、外部トリガリング無しで水蒸気爆発が発生した。また、飽和水の場合には外部トリガリング無しでは水蒸気爆発は発生しなかったが、外部トリガリングを与えた場合には水蒸気爆発が発生した。
- ・ UO_2 混合物を用いた試験では、圧力 0.1~0.2MPa, サブクー

ル度 4~102K の範囲で、外部トリガリング無しでは水蒸気爆発は発生せず、外部トリガリングを与えた場合でも大規模な水蒸気爆発は発生しなかった。

- ・粗混合時において、 UO_2 混合物はアルミナに比べて粒子径が小さいため、粒子化後の表面積が大きくなることでプールが高ボイドとなり、トリガリングの伝播を阻害した可能性がある。
- ・ UO_2 混合物試験の方が一般的に熔融物の過熱度が小さく、また、ブレイクアップ後の粒径も小さい。 UO_2 混合物粒子表面が水と接触した直後に表面が固化した可能性があり、これが水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。
- ・ UO_2 混合物試験では、水素の発生により粗混合時の蒸気膜の崩壊による水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。

c. COTEL S 計画⁽¹⁾

COTEL S 計画は、(財)原子力発電技術機構が実施した試験であり、原子炉圧力容器外のデブリ冷却特性を調べることを目的として実施された試験である。

試験装置の概要図を図 2-3 に示す。また、試験条件及び結果の一覧を表 2-3 に示す。

試験では、シビアアクシデント時の熔融コリウム成分を模擬するため、原子炉圧力容器下部ヘッド内の構造物の成分を考慮した模擬熔融物 (55wt% UO_2 + 25wt% Zr + 5wt% ZrO_2 + 15wt% SUS) を用いている。COTEL S 計画で得られた主な知見は以下のとおりである。

- ・サブクール度が大きいケースも含め、全ての試験で水蒸気爆発は発生しなかった。

- ・落下直後の圧力上昇は，コリウム落下速度に最も大きな影響を受け，コリウム落下速度が大きいほど圧力上昇速度及び圧力上昇量が大きい。また，プール水深が深くなるほど，水蒸気爆発が生じていないため，プールのサブクール度が大きくなるほど初期圧力上昇量は小さくなる。
- ・プールに落下した熔融コリウムは，40cm の水深においても，約 90% 以上がプール水中で粒子化した。
- ・粒子径は，コリウム落下速度の大きいケースを除いて，質量中央径で 6mm 程度である。コリウム落下速度の大きいケースの粒子径は小さくなっている。

d. ALPHA 実験⁽¹⁾

ALPHA 実験は，旧日本原子力研究所で実施された実験であり，シビアアクシデント時の格納容器内の諸現象を明らかにし，格納容器の耐性やアクシデントマネジメント策の有効性を評価することを目的として実施された。

試験装置の概要図を図 2-4 に示す。また，試験条件及び結果の一覧を表 2-4 に示す。

テルミット反応により生成した酸化アルミニウムと鉄からなる高温熔融物，又は高周波誘導加熱により生成した熔融ステンレス鋼を，模擬格納容器内に設置した冷却水プールに落下させる実験を実施することにより，水蒸気爆発の発生及び規模に及ぼす種々のパラメータの影響を明らかにするとともに，発生圧力，微細化粒子径，衝撃波伝播速度，エネルギー変換効率等，水蒸気爆発に関連する特性を把握することを目的としている。ALPHA 実験で得られた主な知見は以下のとおりである。

- ・高雰囲気圧力又は高冷却水温度の場合に、水蒸気爆発の発生が抑制される。
- ・溶融ステンレス鋼を用いた実験では、冷却水のサブクール度が大きい条件においても水蒸気爆発は発生しなかった。
- ・溶融物分散板を用いた実験では、水蒸気爆発の発生及び規模が抑制される場合と水蒸気爆発の規模が増大する場合の両方が観測された。この結果は、溶融物と冷却水との粗混合状態が、その後の溶融炉心と冷却水の相互作用の進展に大きな影響を及ぼすことを示唆するものである。

e. T R O I 試験⁽²⁾

T R O I 試験は、韓国原子力研究所 (K A E R I) で 2001 年から実施された試験であり、2007 年から 2012 年までは、K R O T O S 試験とともに、O E C D / N E A の S E R E N A プロジェクトとして実施された試験である。

試験装置の概要図を図 2-5 に示す。また、試験条件及び結果の一覧を表 2-5 に示す。

Z r O₂を用いた試験では外部トリガリングを与えていないが、圧カスパイクや水蒸気爆発が発生した試験がある。一方、U O₂-Z r O₂の混合物を用いた試験では、異なった条件による内部トリガリングを発生させるため又は外部トリガリングによる水蒸気爆発時の発生エネルギーを変えるため、混合物の割合、水深及び混合物量等の様々な条件により試験を実施し、数ケースでは水蒸気爆発が発生している。T R O I 試験で得られた主な知見は以下のとおりである。

- ・自発的な水蒸気爆発が生じた試験は、融点を大きく上回る過熱

度を溶融物に対して与えるなどの実機と異なる条件であり、その他の試験では自発的な水蒸気爆発は生じていない。なお、水深が深い場合（130cm）には、内部トリガリングによる水蒸気爆発は発生していない。

f. 知見のまとめ

上記で示した実験等の結果から得られた主な知見を以下にまとめる。

- ・実機条件における UO_2 混合物を用いた代表的なFCI実験（外部トリガリング無し）では、水蒸気爆発は確認されていない（FARO試験，KROTOS試験，COTELS計画，TRO I実験）。
- ・高圧力条件，または低サブクール水条件は，水蒸気爆発を抑制する傾向がある（KROTOS試験，ALPHA実験）。
- ・粒子化割合は，サブクール度に依存し，サブクール度が大きいと粒子化割合は高くなる。金属成分が含まれていると粒子化が促進される（FARO試験）。
- ・粒子化割合は，デブリ落下速度に依存し，落下速度が大きいと粒子化が促進される（COTELS計画）。
- ・ UO_2 混合物は（融点が高いため）過熱度が小さく，水プール落下直後に粒子化した粒子表面が固化すると考えられることが示唆される（KROTOS試験）。
- ・デブリ落下後の水プールが高ボイド率状態になると，トリガリングの伝播を阻害する可能性がある（KROTOS試験）。
- ・水深が深い場合には，内部トリガリングによる水蒸気爆発が発生していない（TRO I試験）。

- ・金属－水反応により発生した水素が蒸気膜に混入し、蒸気膜の安定化に寄与すると考えられることが示唆される（K R O T O S 試験）。

3. 専門家会議等の知見⁽²⁾

α モード破損の発生確率については、これまで専門家会議（S E R G）等で議論がなされてきており、B W R についての議論の結果を表 3 に示す。B W R 体系では下部プレナムに制御棒案内管等が密に存在しており、これらは大規模な水蒸気爆発の発生を制限すると考えられるため、 α モード破損の発生確率は、プラント全体でみた際に他の要因による格納容器破損頻度に比べて十分小さく無視できると結論付けられている。

4. まとめ

これまでに実施された各種試験結果及び専門家による工学的議論から、B W R 体系における炉内 F C I の発生の可能性は十分低いと考えられる（表 4）。

したがって、B W R における格納容器破損モードとして、炉内 F C I の考慮は不要である。

5. 参考文献

[1] 「シビアアクシデント熱流動現象評価」（社団法人 日本原子力学会，平成 12 年 3 月）

[2] Institute de Physique et Chimie des Matériaux de Strasbourg
Laboratoire d'Essais pour la Maîtrise des Accidents Graves,
CEA Cadarache

表 2-1 F A R O 試験条件及び試験結果

No.	溶融コリウム の組成*	溶融物質 質量 (kg)	溶融物温度 (K)	溶融物粒径 (mm)	圧力 (MPa)	水深 (m)	サブクール度 (K)	水蒸気爆発の 発生の有無
L-06	A	18	2,923	100	5	0.87	0	無
L-08	A	44	3,023	100	5.8	1.00	12	無
L-11	B	151	2,823	100	5	2.00	2	無
L-14	A	125	3,123	100	5	2.05	0	無
L-19	A	157	3,073	100	5	1.10	1	無
L-20	A	96	3,173	100	2	1.97	0	無
L-24	A	177	3,023	100	0.5	2.02	0	無
L-27	A	129	3,023	100	0.5	1.47	1	無
L-28	A	175	3,052	50	0.5	1.44	1	無
L-29	A	39	3,070	50	0.2	1.48	97	無
L-31	A	92	2,990	50	0.2	1.45	104	無
L-33	A	100	3,070	50	0.4	1.60	124	無

*A : 80wt%UO₂ + 20wt%ZrO₂

B : 77wt%UO₂ + 19wt%ZrO₂ + 4wt%Zr

表 2-2 K R O T O S 試験条件及び試験結果

No.	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水深 (m)	サブクール度 (K)	外部トリガの 有無	水蒸気爆発の 発生の有無
38	アルミナ	1.533	2,665	0.10	1.11	79	無	有
40	アルミナ	1.470	3,073	0.10	1.11	83	無	有
41	アルミナ	1.430	3,073	0.10	1.11	5	無	無
42	アルミナ	1.539	2,465	0.10	1.11	80	無	有
43	アルミナ	1.500	2,625	0.21	1.11	100	無	有
44	アルミナ	1.500	2,673	0.10	1.11	10	有	有
49	アルミナ	1.470	2,688	0.37	1.11	120	無	有
50	アルミナ	1.700	2,473	0.10	1.11	13	無	無
51	アルミナ	1.794	2,748	0.10	1.11	5	無	無
37	コリウム*	3.222	3,018	0.10	1.1	77	有	無
45	コリウム*	3.085	3,106	0.10	1.14	4	有	無
47	コリウム*	5.431	3,023	0.10	1.1	82	有	無
52	コリウム*	2.627	3,023	0.20	1.1	102	有	有

* : 80wt%UO₂+20wt%ZrO₂

表 2-3 C O T E L S 計画の試験条件及び試験結果

No.	溶融コリウム の組成*	溶融物質質量 (kg)	圧力 (MPa)	水深 (m)	サブクール度 (K)	水蒸気爆発の 発生の有無
A1	C	56.3	0.20	0.4	0	無
A4	C	27.0	0.30	0.4	8	無
A5	C	55.4	0.25	0.4	12	無
A6	C	53.1	0.21	0.4	21	無
A8	C	47.7	0.45	0.4	24	無
A9	C	57.1	0.21	0.9	0	無
A10	C	55.0	0.47	0.4	21	無
A11	C	53.0	0.27	0.8	86	無

*C : 55wt%UO₂ + 25wt%Zr + 5wt%ZrO₂ + 15wt%SS

表 2-4 A L P H A 実験の試験条件及び試験結果

No.	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	雰囲気圧力 (MPa)	水温 (K)	水深 (m)	水蒸気爆発の 発生の有無
STX002	酸化アルミニウム+鉄	20	0.1	289	1.0	有
STX003		20	0.1	292	1.0	有
STX005		20	0.1	300	1.0	有
STX009		20	0.1	289	1.0	有
STX016		20	0.1	295	0.9	有
STX017		20	0.1	286	0.9	有
STX018		20	0.1	283	0.9	有
STX001		10	0.1	293	1.0	無
STX010		10	0.1	297	1.0	有
STX013		10	0.1	284	1.0	無
STX014		20	0.1	372	1.0	無
STX008		20	1.6	288	1.0	無
STX012		20	1.6	290	1.0	無
STX015		20	1.0	282	1.0	無
STX025		20	0.5	280	0.9	有
STX006		20	0.1	298	1.0	無
STX011		20	0.1	290	1.0	有
STX019		20	0.1	281	0.9	有
STX020		20	0.1	281	1.0	無
STX021		20	0.1	281	0.9	有
STX022		20	0.1	286	0.8	無
STX023		20	0.1	285	0.3	有
STX024		20	0.1	280	0.8	有
STX102		ステンレス鋼	20	0.1	282	0.8
STX103	20		0.1	373	0.8	無
STX104	20		0.1	333	0.8	無

表 2-5 T R O I 試験条件及び試験結果 (1/3)

No	-	1	2	3	4	5	9	10	11	12
INPUT	Material	ZrO2/Zr 99/1	ZrO2/Zr 99/1	ZrO2/Zr 99/1	ZrO2/Zr 99/1	ZrO2/Zr 98.5/1.5	UO2/ZrO2 70/30	UO2/ZrO2 70/30	UO2/ZrO2 70/30	UO2/ZrO2 70/30
	Melt Temp	>3373	>3373	>3373	>3373	3373	3200	3800	>3800	3800
	Melt amount in FCJ	5	5.5	4.88	4.2	2.9	4.3	8.7	9.2	8.4
	Initial Jet diameter									
	Water Temp	365	365	323	292	337	296	298	296	293
	Water mass	283	283	283	283	283	-	-	-	-
	Water height (initial)	67	67	67	67	67	90	67	67	67
	initial pressure	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.117	0.111	0.11
	Vessel Free Volume									
	Trigger	x	x	x	x	x	x	x	x	x
OUTPUT	Steam Explosion	Spike	x	x	O	Double Explosion	x	O	x	O
	Max PV Press									
	Dyn Press									
	Water height (final)									

表 2-5 T R O I 試験条件及び試験結果 (2 / 3)

No	13	14	17	18	23	29	32	34	35	
INPUT	Material	UO ₂ /ZrO ₂ 70/30	UO ₂ /ZrO ₂ 70/30	UO ₂ /ZrO ₂ 78/22	UO ₂ /ZrO ₂ 78/22	UO ₂ /ZrO ₂ 50/50	UO ₂ /ZrO ₂ 87/13	UO ₂ /ZrO ₂ 70/30	UO ₂ /ZrO ₂ 70/30	
	Melt Temp	2600	3000					~3000	~3000	
	Melt amount in FCI	7.7	6.5		9.1		11.5		10.5	
	Initial Jet diameter									
	Water Temp	292	285						341	
	Water mass	-	-						189	
	Water height (initial)	67	67						67	
	initial pressure	0.108	0.105							
	Vessel Free Volume									
	Trigger	-	x	x	x	x	x	x	○	○
		sec								
	Steam Explosion	-	○	x		x	x	x	○	○
	Max PV Press	MPa								
	Dyn Press	MPa								
	Water height (final)	cm								
OUTPUT										

表 2-5 T R O I 試験条件及び試験結果 (3 / 3)

No	36	37	38	39	40	49	50	51	52
	UO ₂ /ZrO ₂								
Material	70/30	78/22	78/22	78/22	70/30	62.3/15 /11.7/11	59.5/18 /11.9/10.6	60.5/16.7 /12.1/10.7	61/16 /12/11
Melt Temp	~3000	~3000	~3000	~3000	~3000	2730 (3360)		2695 (3420)	2650
Melt amount in FC]	kg	8.1	5.3	3.4	11.1	15.96	14.46	6.3 (14.2 load)	8.6 (14.1 load)
Initial Jet diameter	cm							10	5
Water Temp	K	313	288	285	287			294	285
Water mass	kg	269	92	92	92			367	367
Water height (initial)	cm	95	130	130	130			130	130
initial pressure	MPa	0.104	0.105	0.106	0.312			0.115	0.116
Vessel Free Volume	m ³							8.023	8.023
Trigger	-	○	x	x	x	x	x	○	○
Trigger	sec							1.35	1.67
Steam Explosion	-	○	x	x	x	-	-	○	x
Max PV Press	MPa							0.053	0.07
Dyn Press	MPa							32 (SE)	11 (ET)
Water height (final)	cm							1.02	1.23

表 3 BWR 体系における炉内 F C I 現象の発生確率に関する
議論の整理

著者	会議及び文献	議論
Okkonen 等 (1993)	OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1993)	BWR の原子炉圧力容器下部プレナムは、制御棒案内管で密に占められている。そして、炉心の広範囲でのコヒーレントなリロケーションは、炉心支持板の存在により起こりにくいと考えられる。これらの特徴は、燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルを制限し、水蒸気爆発に起因する水-熔融物スラグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。したがって、スラグにより破壊された原子炉圧力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は、PWR よりも BWR の方が起こりにくいと評価される。
Theofanous 等 (1994)	NUREG/CR-5960 (1994)	下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があるため、炉内水蒸気爆発問題の対象とならない。
Corradini (1996)	SERG-2 ワークシ ョップ (1996) NUREG-1524	物理的なジオメトリは爆発的事象の発生に寄与しないため、BWR の α モード格納容器破損確率は、おそらく PWR より小さい。
Zuchuat 等 (1997)	OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1997) JAERI-Conf 97-011	下部プレナム構造物の存在により、水蒸気爆発の影響を緩和する。一般に、BWR の現在の知見は、炉内水蒸気爆発は格納容器への脅威とならない (NUREG/CR-5960 を参考文献としている。)

表 4 BWR 実機体系を踏まえた炉内 FCI の分析結果

炉内 FCI に影響する因子	BWR 実機体系の条件	実験・専門家会議等による知見	炉内 FCI への影響
溶融物組成	溶融落下物は、金属成分を含む UO ₂ 混合物	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実機条件において、模擬溶融物に UO₂ を用いた代表的な FCI 試験 (FARO 試験, COTELS 試験, KROTOS 試験, TROI 試験) では、トリガリング無しで水蒸気爆発は確認されていない。 ・ 溶融物に金属成分を含む場合は、粒子化が促進される。(FARO 試験) ・ UO₂ 混合物では (融点が高いため) 過熱度が小さく、水プール落下直後に粒子化した粒子表面が固化することが考えられる。(KROTOS 試験の考察) ・ 金属-水反応により発生した水素が蒸気膜に混入し、蒸気膜の安定化に寄与すると考えられる。(KROTOS 試験の考察) 	金属成分により粒子化が促進される可能性があるが、粒子表面の固化、水蒸気爆発の発生は抑制される。
下部プレナム水温度	溶融物が下部プレナムに落下する状況では、下部プレナム残存水は飽和温度に近い	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低サブクール水条件では、水蒸気爆発は抑制される可能性がある。(ALPHA 試験, KROTOS 試験) ・ 粒子化割合は、サブクール度に依存し、サブクール度が大きいと粒子化割合は高くなる。(FARO 試験) ・ 下部プレナム水が低サブクール条件の場合、デブリ落下維持のボイド発生が多くなり、トリガリングの伝播を阻害する可能性がある。(KROTOS 試験の考察) 	低サブクール条件では、粒子化を抑制し、ボイド発生が多くなるため、水蒸気爆発の発生を抑制する。
下部プレナム部構造物	下部プレナムには多数の制御棒案内管等の構造物が存在	<ul style="list-style-type: none"> ・ 下部プレナム内の制御棒案内管等の多くの構造物が水蒸気爆発のエネルギーを吸収するため、格納容器破損に至るような大規模なエネルギーは発生しない。(専門家会議等の知見) 	水蒸気爆発が発生しても、構造物により水蒸気爆発のエネルギーが制限される。

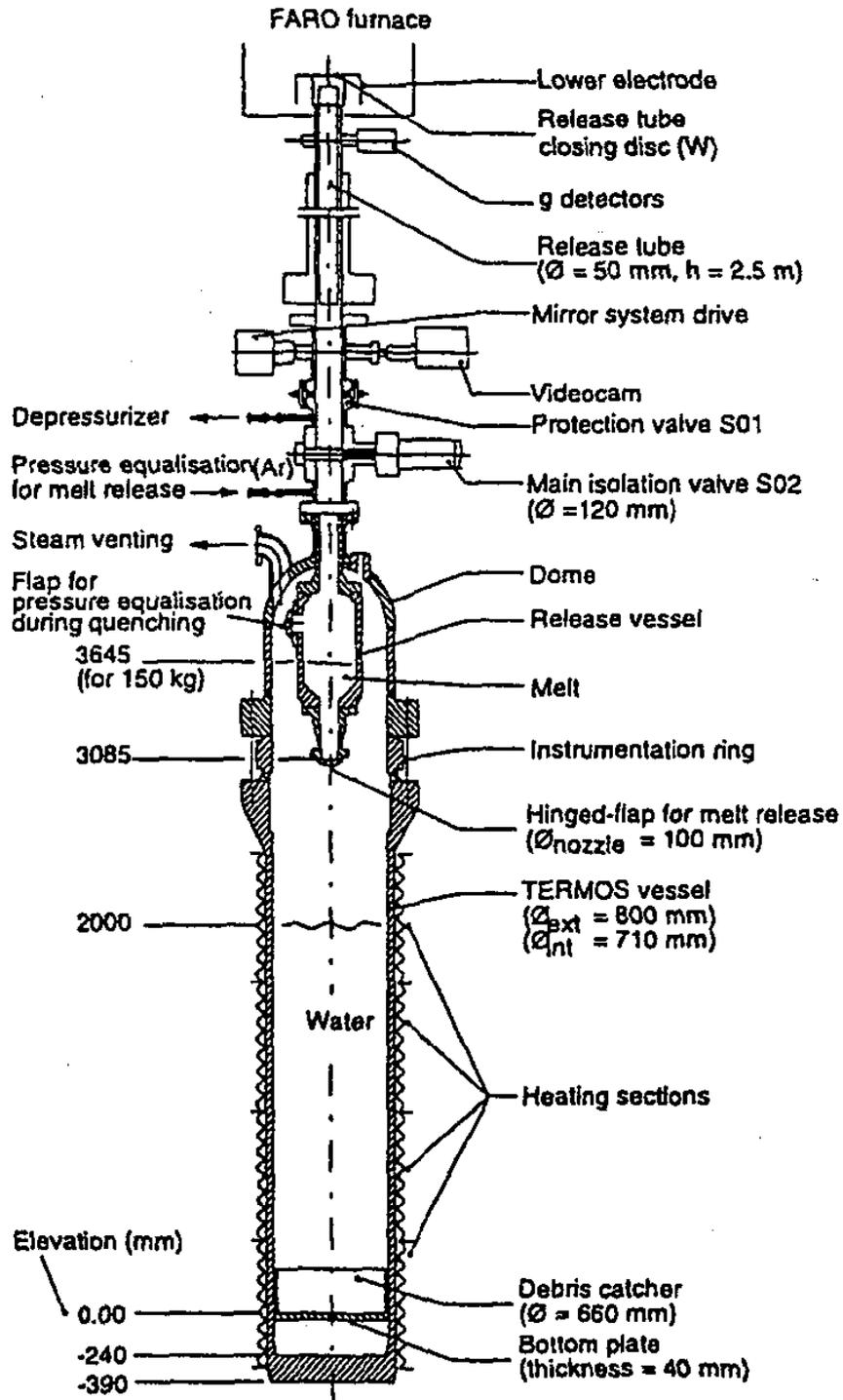


図 2-1 FARO試験装置の概要

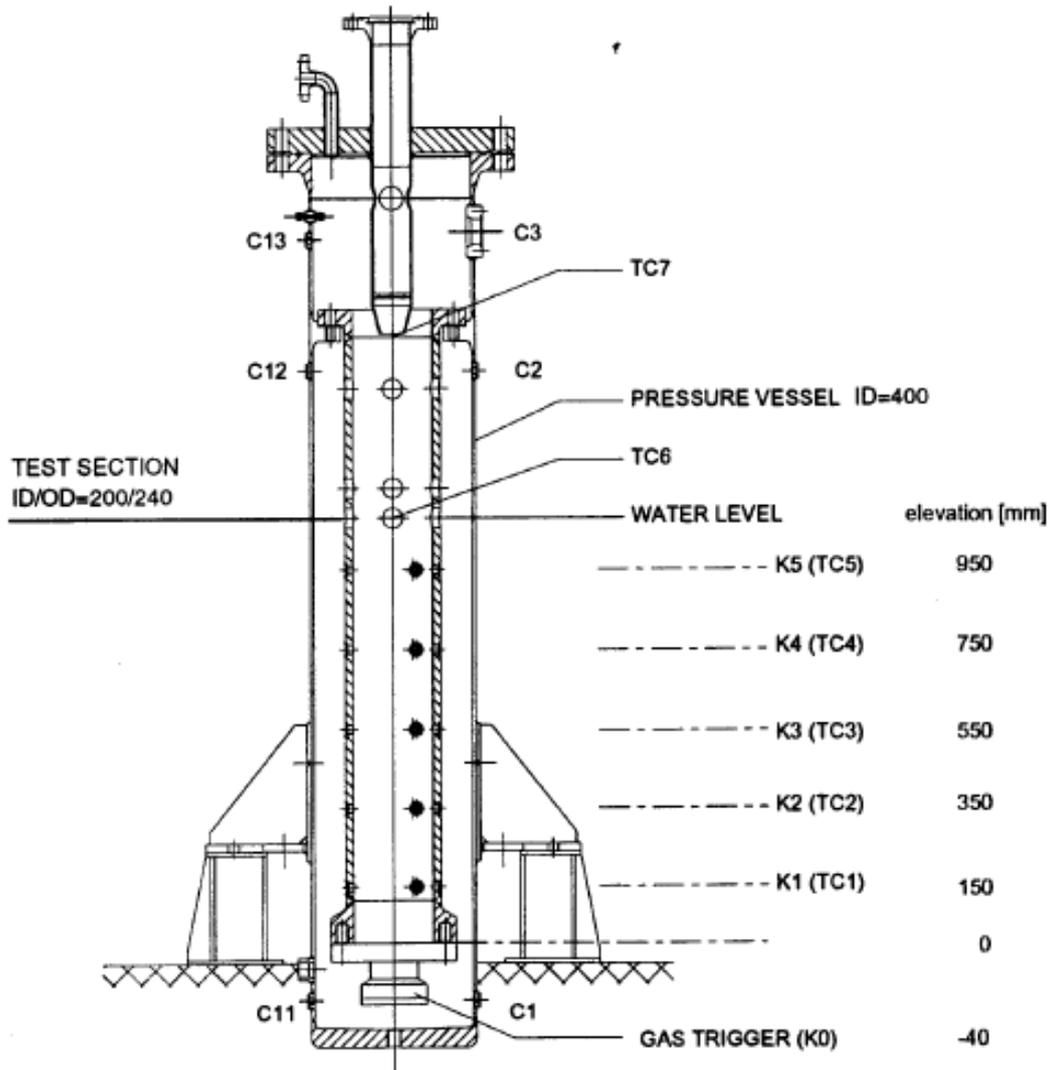


図 2-2 KROTOS 試験装置の概要

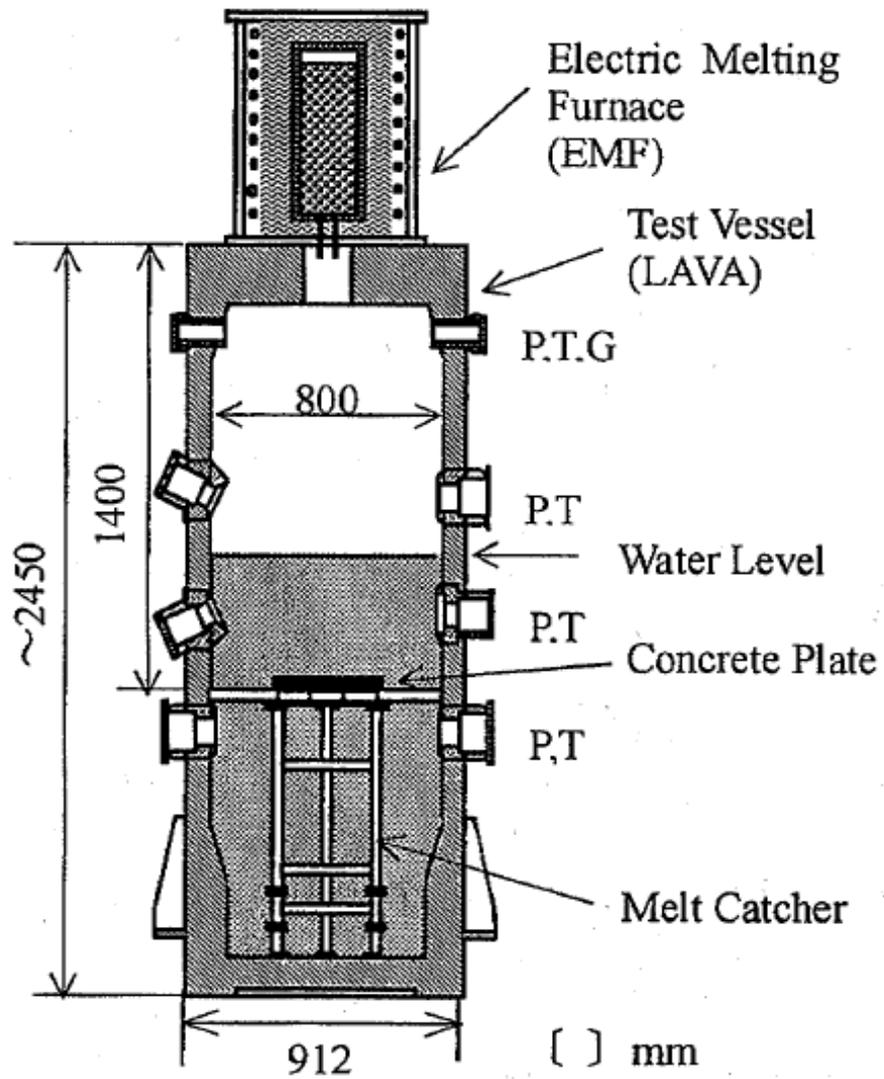


図 2-3 COTELS 計画の試験装置の概要

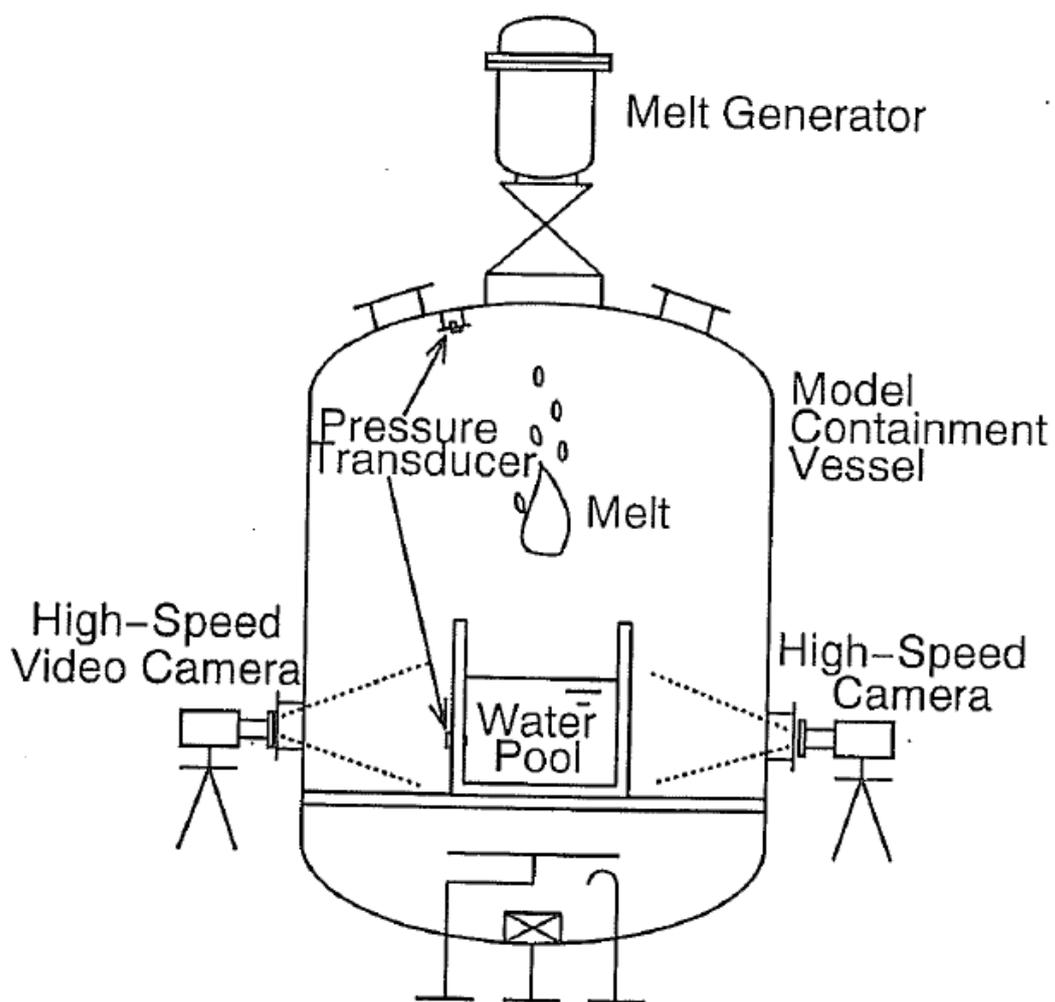


図 2-4 ALPHA実験の試験装置の概要

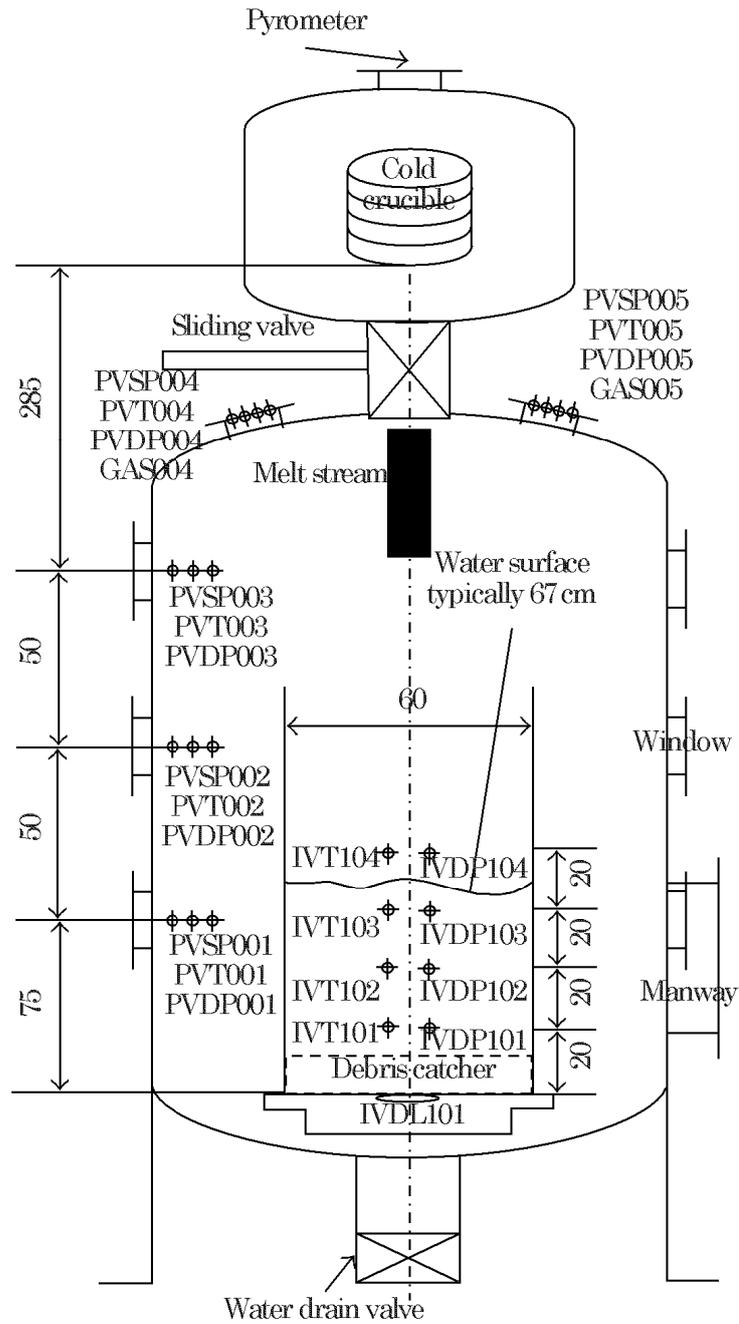


図 2-5 TROI 試験装置の概要

サプレッション・プールに落下した溶融物による格納容器破損モード
について

サプレッション・プール床に落下した溶融物の冷却が不十分な場合の格納容器破損モードの取扱いは、以下のとおりである。

- ・ W A S H - 1 4 0 0 ^[1], N U R E G - 1 1 5 0 ^[2]においては、格納容器への溶融物の接触による格納容器破損メカニズムとして、①「鋼製ライナーの溶融貫通」(シェルアタック)と②「コンクリートベースマット溶融貫通」の2種類が考慮されている。

①「鋼製ライナーの溶融貫通」(シェルアタック)は、原子炉圧力容器破損により放出された溶融物が直接ドライウェル鋼製ライナーに接触する構造となっている M a r k - I 型格納容器に特有の現象であり、ライナーが溶融貫通するとライナーとコンクリート間のギャップを通した大規模な放射性物質の放出経路が形成される可能性がある破損モードである(図1参照)。この現象は原子炉圧力容器破損直後に発生することから、事故後早期の破損モードに分類されている。なお、東海第二発電所の M a r k - II 型格納容器は、ペDESTAL(ドライウェル部)床面の高さが、ダイヤフラムフロアより低く、溶融物が直接ドライウェル壁面に接触しない構造となっている(図2参照)。

②「コンクリートベースマット溶融貫通」は、大型ドライ型格納容器の P W R において、ベースマット上に広がった溶融物とコン

クリートの相互作用によりコンクリートが浸食され貫通することで、周辺の土壌への放射性物質の放出経路を形成する破損モードである。ライナーの溶融貫通が起こった場合でも厚いベースマットが存在することや、格納容器雰囲気内の放射性物質が、溶融物及びその上層水でシールされてライナーの貫通部に移行しないため、大規模な放射性物質の放出経路とはならない。この現象はベースマット溶融貫通に相当の時間があることから、事故後後期の破損モードに分類されている。なお、東海第二発電所において、サブプレッション・プール床ライナーの溶融貫通が起こった場合でも同様に大規模な放射性物質の経路とはならない。

- ・一方、NUREG-1150、NUREG/CR-5623^[3]等においては、溶融物とコンクリートの相互作用による別の格納容器破損モードとして、BWRの原子炉圧力容器支持構造部（ペDESTAL側壁）のコンクリート浸食により原子炉圧力容器が倒壊し、格納容器シェル又は貫通部が破損するモードが摘出されている。これは大規模な放出経路となり得る格納容器破損モードである。

これらの先行PRA研究での知見より、東海第二発電所のPRAでは、サブプレッション・プールへ落下したデブリの冷却が不十分な場合は、以下の理由により、ペDESTAL（ドライウエル部）壁面浸食に伴う原子炉圧力容器支持機能喪失を格納容器破損モード（溶融物・コンクリート相互作用）として分類している。

- ・サブプレッション・プール床ライナーの破損後に発生するペDESTAL（ドライウエル部）壁面浸食に伴う原子炉圧力容器支持機能喪失

失による格納容器破損は，大規模な放射性物質の放出を伴うものであり，環境への放射性物質の放出カテゴリーの分類を行う上で，影響の大きな破損モードとなり得ること

- ・ サプレッション・プール床ライナーは，格納容器バウンダリを形成するものであるが，仮にサプレッション・プール床ライナーの破損を格納容器破損モードとして取り扱った場合にも，新たな対策が抽出されないこと

参考文献

- [1] U. S. NRC, “Reactor Safety Study: AN ASSESSMENT OF ACCIDENT RISKS IN U. S. COMMERCIAL NUCLEAR POWER PLANTS” WASH-1400 (NUREG75/014), OCTOBER 1975
- [2] U. S. NRC, “Severe Accident Risks: An Assessment for five U. S. Nuclear Power Plants” NUREG-1150, December 1989
- [3] U. S. NRC, “BWR Mark II Ex-Vessel Corium Interaction Analysis” NUREG/CR-5623, November 1991
- [4] U. S. NRC, “The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner” NUREG/CR-6025, November 1993

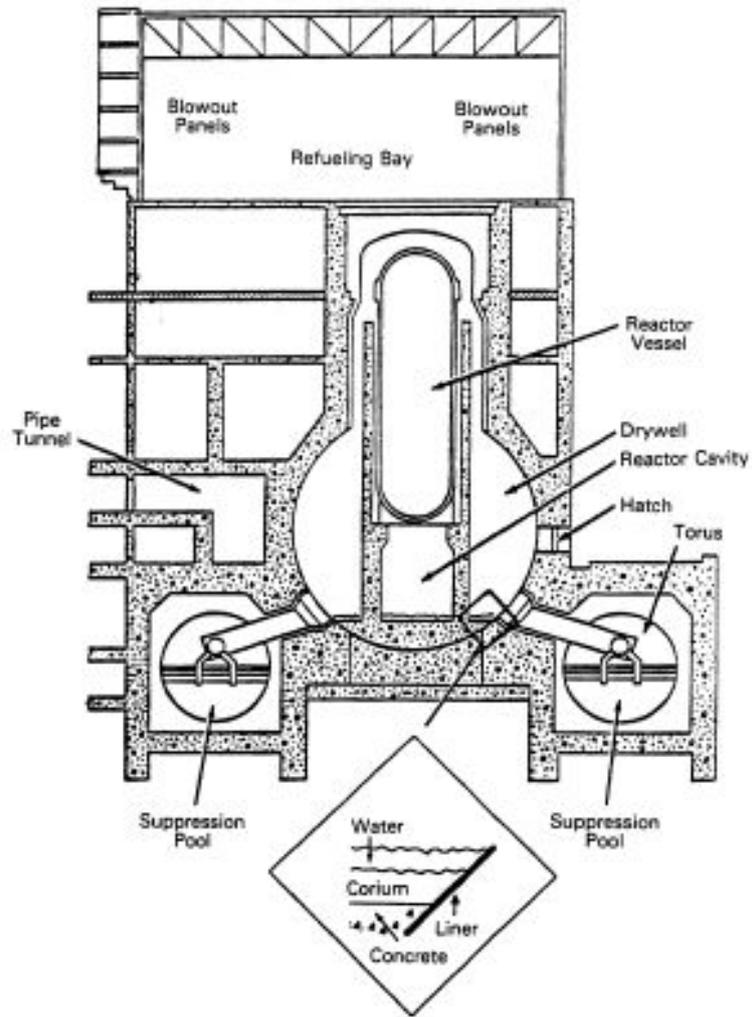


図1 Mark-I型格納容器概略図 (NUREG/CR-6025^[4]より)

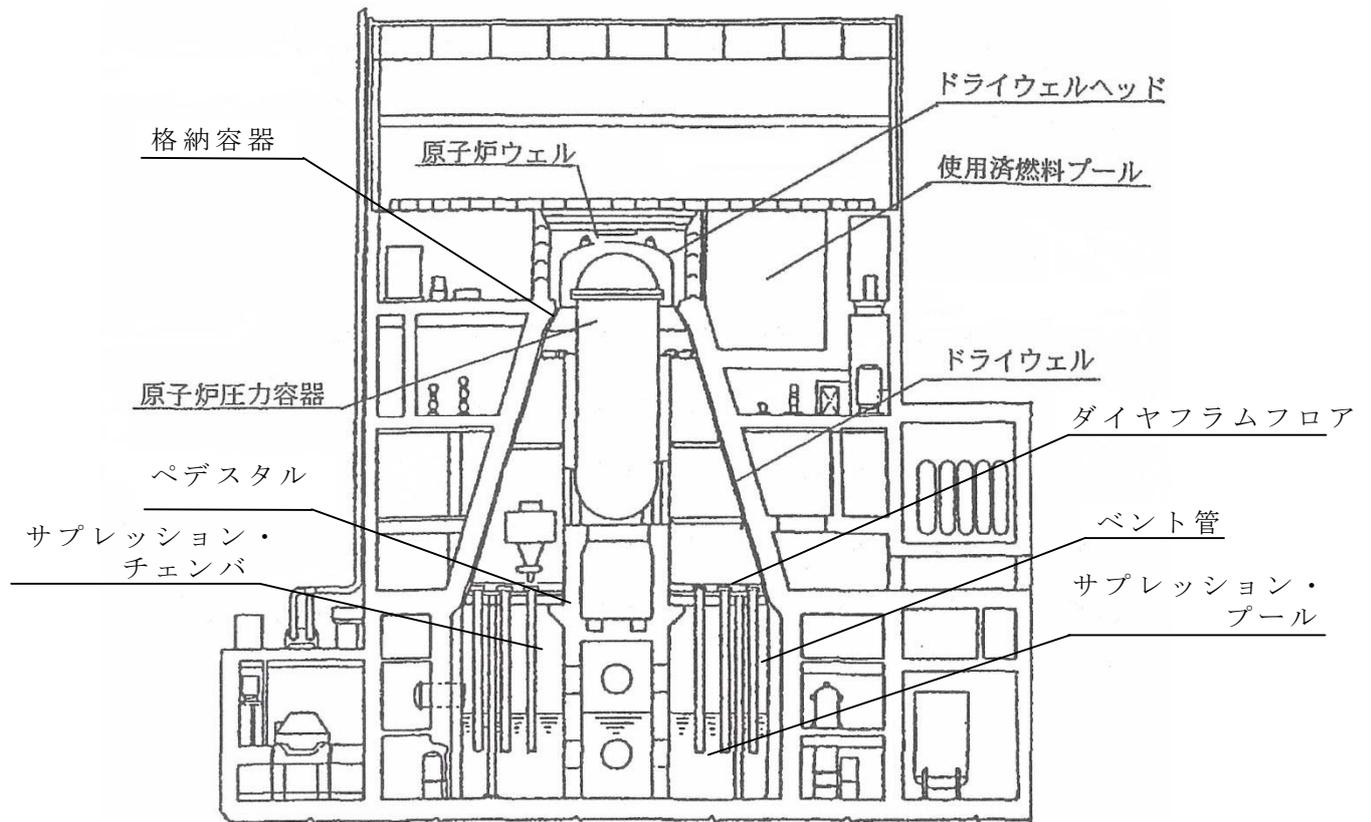


図 2 Mark-II型格納容器概略図（東海第二発電所）

原子炉圧力容器破損等のMAAP上の判定条件

MAAPコードによる事故進展解析において、炉心損傷、炉心溶融、炉心支持板破損、原子炉圧力容器破損、ペDESTAL（ドライウエル部）床貫通の判定条件については、表1に示す条件を満足する場合に破損したと判断している。

各項目の判断の根拠については、以下に示すとおりである。

1. 炉心損傷の判断

炉心損傷に至ると評価されている、燃料被覆管の最高温度が1,500Kに到達した時点をも炉心損傷開始と判断している。

2. 炉心溶融の判断

炉心構成物質の代表的な共晶温度として、炉心最高温度が2,500Kに到達した時点をも溶融開始と判断している。

3. 炉心支持板破損の判断

下部プレナムへのリロケーションの発生を炉心支持板の破損と定義している。リロケーションの発生は、以下の判断のうちいずれか早い方で判断している。

- ・ 炉心支持板ノードに溶融物が存在する場合
- ・ Larson-Millerのパラメータにより炉心支持板のクリープ破損と判断された場合

4. 原子炉圧力容器破損の判断

貫通部への浸入による貫通部過熱、溶接部過熱による貫通部逸出、

金属層による過熱，ジェットによる浸食，クリープ破損のうち，最も早い破損モードを原子炉圧力容器破損と定義している。

5. ペDESTAL (ドライウエル部) 床貫通の判断

MCCIによるコンクリート浸食量が，ペDESTAL (ドライウエル部) 床面サンプ部厚さに到達した時点ペDESTAL (ドライウエル部) 床貫通と判断している。

表 1 事故進展解析における各項目の判定条件

項目	条件	備考
炉心損傷の判断	燃料被覆管の最高温度が 1,500K 到達	炉心損傷が始まる温度
炉心溶融の判断	炉心最高温度が 2,500K 到達	炉心構成物質の代表的な融点
炉心支持板破損の判断	下部プレナムへのリロケーション発生時	リロケーション発生時の判断として，より早い炉心支持板ノードに溶融物が存在する場合を設定
原子炉圧力容器破損の判断	CRDチューブ逸出判定到達	原子炉圧力容器破損モードのうち，最も早い破損形態として，CRDチューブ逸出を設定
ペDESTAL (ドライウエル部) 床貫通の判断	コンクリートの浸食深さが <input type="text"/> 到達	ペDESTAL (ドライウエル部) 床サンプ部厚さを設定

福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえた
格納容器破損の判定条件について

1. はじめに

格納容器破損頻度を評価するレベル 1. 5 P R A では，格納容器破損の判定条件として，格納容器雰囲気の限界温度を 200℃，格納容器雰囲気の限界圧力を格納容器最高使用圧力の 2 倍（2Pd）と設定している。

この判定条件の適用に当たっては，福島第一原子力発電所事故の知見を考慮しており，以下に知見の内容，その知見を踏まえた影響確認方法及び結果について記載する。

2. 格納容器破損に係る福島第一原子力発電所事故の知見

東京電力福島第一原子力発電所の事故の調査状況は，未解明問題に係る進捗報告^{[1]~[4]}（以下「報告書」という。）に取りまとめられている。ここでは，格納容器破損に係る情報として，漏えい経路，格納容器圧力挙動及び格納容器温度挙動に着目し，以下のとおり知見を整理した。

(1) 漏えい経路

原子炉建屋での水素爆発が発生しておらず，原子炉建屋オペレーティングフロアの形状が維持されているため，他号機に比べて格納容器からの漏えい経路が推定しやすい 2 号機を対象とする。2 号機では以下が確認されており，トップヘッドフランジ等の格納容器気相部より漏えいした可能性があると考えられる。

- ・ 格納容器圧力の低下が確認された 3 月 15 日の朝方に，プロ

ーアウトパネルから蒸気が放出されており、格納容器のオペフロに繋がる格納容器の比較的高い箇所からの漏えいが推定されること

- ・シールドプラグの隙間から蒸気が放出されていること
- ・オペフロにおける空間線量率の調査の結果、シールドプラグの近傍における線量率が他の測定点に比べて高いこと

(2) 格納容器圧力挙動

1号機では、3月12日2時30分頃から14時30分頃のベント操作による圧力減少まで、ドライウエル圧力の測定値は0.7MPa[abs]～0.8MPa[abs]程度で推移している。この間、注水による蒸気発生、格納容器温度の上昇、熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生等により、格納容器圧力は上昇傾向になると考えられるが、測定値では上昇傾向を示していないことから、格納容器の気相部からの漏えいが示唆されている。

2号機では、原子炉隔離時冷却系（RCIC）運転期間中に格納容器圧力が徐々に上昇し、RCIC停止後は炉心損傷に伴う水素発生や逃がし安全弁（SRV）の開放等により、3月14日23時頃の測定では約0.75MPa[abs]程度まで上昇し、その後3月15日7時20分頃まではほぼ一定の圧力で推移している。そのため、3月14日23時頃から3月15日の7時20分頃までの間に、漏えいが発生した可能性がある。

3号機では、3月13日9時24分に格納容器ベントが実施された後、原子炉注水やベント操作等に応じてドライウエル圧力の増加・減少を繰り返し、3月21日に一時的に上昇した後、ほぼ大気圧で変動を示さなくなった。MAAPの解析においては格納容

器の漏えいは仮定していないが、3号機の原子炉建屋で水素爆発が発生したことや、原子炉建屋上部の原子炉ウェル周辺で蒸気放出が観察されていたこと、3月21日以降のドライウェル圧力は大気圧で変動がないことなどから、格納容器からの気相漏えいが発生しているものと考えられる。

(3) 格納容器温度挙動

炉心損傷後の格納容器温度の測定データは得られていないが、1号機のM A A P解析結果では、地震発生から3月12日12時頃のドライウェル温度は約300℃以上となっている。過去の研究^[5]によれば、このような過温条件ではガスケットが損傷する可能性があることから、過温によるガスケット損傷により格納容器からの漏えいが発生した可能性がある。

2号機のM A A P解析結果では、格納容器からの漏えいを仮定した3月15日7時20分頃のドライウェル温度は170℃程度と評価されているが、過温破損の可能性には言及されていない。(1)に示した漏えい経路となっている可能性がある格納容器では、熔融炉心により過熱された原子炉圧力容器の熱が格納容器内の気体に伝えられ、その気体の対流により過熱される可能性や、過熱された原子炉圧力容器からの熱伝導・輻射により過熱される可能性があると考えられる。また、M a r k - I 格納容器の上部円筒部は熱がこもりやすい構造であり、熔融炉心により過熱された原子炉圧力容器の熱が格納容器頂部の温度を上昇させた可能性もある。

3号機については、格納容器温度の挙動や過温破損の可能性は報告書では言及されていない。M A A P解析結果によれば、格納

容器スプレイを実施している間並びに淡水及び海水を注入している間は格納容器温度が比較的低温で推移しているが、3月14日11時頃に発生した3号機の水素爆発直後から急激に上昇しており、3月15日朝方の海水注入再開時点では格納容器温度は300℃程度まで上昇している。そのため、解析の不確かさはあるものの、ガスケット損傷により格納容器からの漏えいが発生した可能性がある。

(4) まとめ

格納容器破損に係る福島第一原子力発電所事故の知見を以下にまとめる。

- ・漏えい経路に係る調査結果、及びM A A P解析による格納容器圧力・温度の挙動から、格納容器トップヘッドフランジ等のシール部から漏えいが発生した可能性がある。
- ・格納容器温度は局所的に高くなることが考えられ、溶融炉心により加熱された原子炉圧力容器の熱が格納容器頂部の温度を上昇させたことにより格納容器頂部の過温破損の可能性がある。
- ・特に、2号機では、格納容器の過温破損の可能性には言及されていないものの、M A A P解析では格納容器温度170℃にて漏えい開始を仮定している。

3. 福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえた影響確認方法

上述のとおり、福島第一原子力発電所事故では、特に、2号機のM A A P解析において格納容器温度170℃にて気相部からの漏えい開始を仮定している等、局所的な格納容器頂部の温度上昇による過

温破損の可能性が考えられる。しかしながら、2号機のMAAP解析で仮定した格納容器温度 170℃での気相部漏えいについては、次の2点から分かるように直接的な証拠は得られていない。^[2]

- ・ 実際の格納容器圧力の計測値に合わせるための解析上の仮定であること
- ・ 実際に格納容器気相部から漏えいがあったのか、計測器の問題により格納容器圧力が正しく表示されなかったのかは、現時点では不明であること

そこで、ここでは局所的な格納容器頂部の温度上昇が本PRAに与える影響を確認するために、感度解析を実施することとした。具体的には、MAAPコードを用いたレベル1.5PRAの事故進展解析において、ベースケースでは1ノードでドライウエルを模擬しているところ、局所的な格納容器頂部の温度上昇を考慮するため、ドライウエルを3ノード（格納容器頂部ヘッド、ドライウエル空間、アニュラス部）で扱うモデル（図1参照）にて解析を実施し、PRAへの影響を確認した。

ここで、格納容器破損は、本来、格納容器本体（構造材）の温度が限界温度として設定した200℃に到達した場合であるため、感度解析では上記を格納容器破損条件として設定したが、ベースケースでは保守的に「ドライウエルの気相部が200℃に到達した場合」を格納容器破損条件として設定している。

なお、今後、2号機の格納容器挙動が明らかになった場合は、その知見を踏まえ必要に応じPRAへ反映する予定である。

4. 福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえた影響確認結果

原子炉圧力容器が高压状態で破損する T Q U X シーケンス及び低圧状態で破損する T Q U V シーケンスの 3 ノードモデルによる事故進展解析結果を、1 ノードモデルにおけるドライウエル気相部温度と比較して図 2 及び図 3 に示す。

図 2 より、T Q U X シーケンスでは局所的な格納容器頂部フランジ部の温度よりも 1 ノードによるドライウエル気相部温度の方が 200℃に到達するタイミングが早いことが分かる。一方、図 3 の T Q U V シーケンスでは、局所的な格納容器頂部フランジ部の温度の方が 200℃に到達するタイミングが早くなっている。

このドライウエルの 3 ノードモデルによる解析結果を踏まえ、レベル 1.5 P R A の感度解析を実施した。表 1 に、代表的なシーケンスの格納容器破損時刻及び破損モードを示す。結果は表 2 及び図 4 のとおりであり、原子炉圧力容器が低圧状態で破損する T Q U V 等のシーケンスが過圧破損から過温破損モードに変更になったため、過圧破損（長期冷却失敗）の C F F が減少し、過温破損（R P V 低圧破損）の C F F が増加している。しかし、全 C F F は両ケースともに約 $3.7E-5$ / 炉年であり、全 C F F に対する過温破損（R P V 低圧破損）及び過圧破損（長期冷却失敗）モードの寄与割合は、両ケースともに 0.1% 未満である。

以上のように、福島第一原子力発電事故の知見を踏まえ、局所的な格納容器頂部の温度上昇を考慮した結果、東海第二発電所のレベル 1.5 P R A への影響はほとんど無いことを確認した。

なお、東海第二発電所では、福島第一原子力発電所事故での知見を踏まえ、重大事故等対処設備として格納容器頂部注水系を設置す

ることとしている。

参考文献：

- [1] 「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 1 回進捗報告」(平成 25 年 12 月 13 日, 東京電力株式会社)
- [2] 「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 2 回進捗報告」(平成 26 年 8 月 6 日, 東京電力株式会社)
- [3] 「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 3 回進捗報告」(平成 27 年 5 月 20 日, 東京電力株式会社)
- [4] 「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 4 回進捗報告」(平成 27 年 12 月 17 日, 東京電力株式会社)
- [5] K. Hirao, T. Zama, M. Goto et al., “High-temperature leak-characteristics of PCV hatch flange gasket,” Nuclear Engineering and Design, Vol.145, 375-386, 1993.

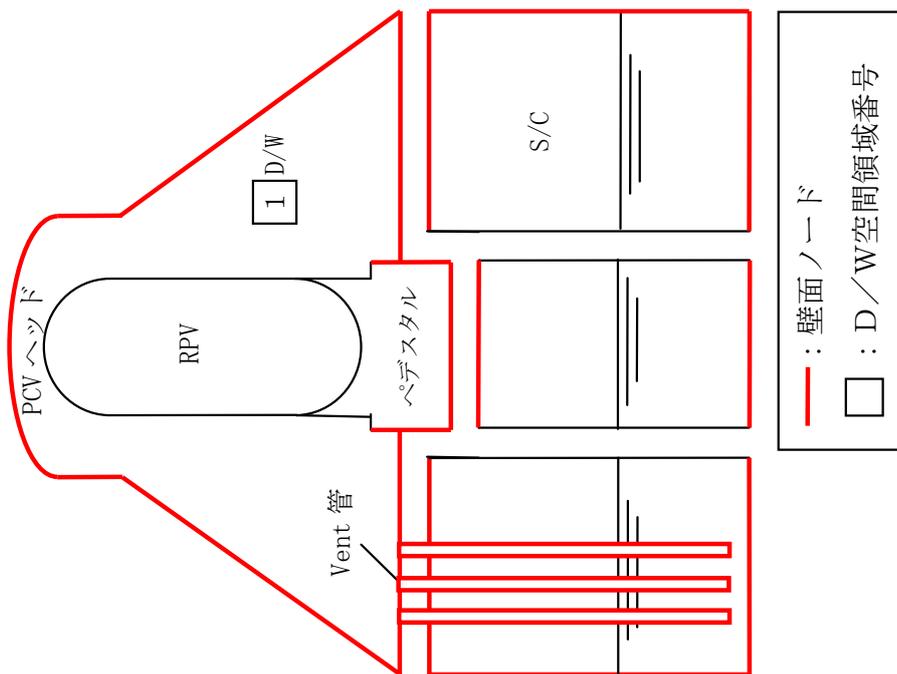
表 1 代表的なシナリオの格納容器破損モード及び破損時刻

事故シナリオ	ベースケース		感度解析ケース	
	格納容器破損時刻	格納容器破損モード	格納容器破損時刻	格納容器破損モード
高圧	3.3h	過温破損	3.6h	過温破損
	14.4h	過温破損	14.4h	過温破損
低圧	15.9h	過圧破損	13.5h	過温破損
	1.6h	過温破損	5.6h	過温破損

表 2 格納容器破損モード別の C F F 比較表

格納容器破損モード	①感度解析ケース		②ベースケース		①/②
	格納容器破損頻度 (/炉年)	寄与割合	格納容器破損頻度 (/炉年)	寄与割合	
インターフェイスシステムLOCA	4.1E-10	<0.1%	4.1E-10	<0.1%	1.0
格納容器隔離失敗	5.5E-10	<0.1%	5.5E-10	<0.1%	1.0
早期過圧破損 (未臨界確保失敗)	2.5E-08	<0.1%	2.5E-08	<0.1%	1.0
過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	3.7E-05	99.7%	3.7E-05	99.7%	1.0
過圧破損 (長期冷却失敗)	1.1E-09	<0.1%	1.9E-08	<0.1%	0.1
過温破損 (RPV 高圧破損)	7.2E-08	0.2%	7.2E-08	0.2%	1.0
過温破損 (RPV 低圧破損)	1.8E-08	<0.1%	4.7E-10	<0.1%	38.0
格納容器素囲気直接加熱	8.3E-09	<0.1%	8.3E-09	<0.1%	1.0
水蒸気爆發 (ペデスタル (ドライウェル部))	1.5E-14	<0.1%	1.5E-14	<0.1%	1.0
水蒸気爆發 (サブレーション・プール)	2.4E-09	<0.1%	2.4E-09	<0.1%	1.0
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.3E-10	<0.1%	1.3E-10	<0.1%	1.0
全格納容器破損頻度	3.7E-05	100.0%	3.7E-05	100.0%	1.0

ベースケース



感度解析ケース

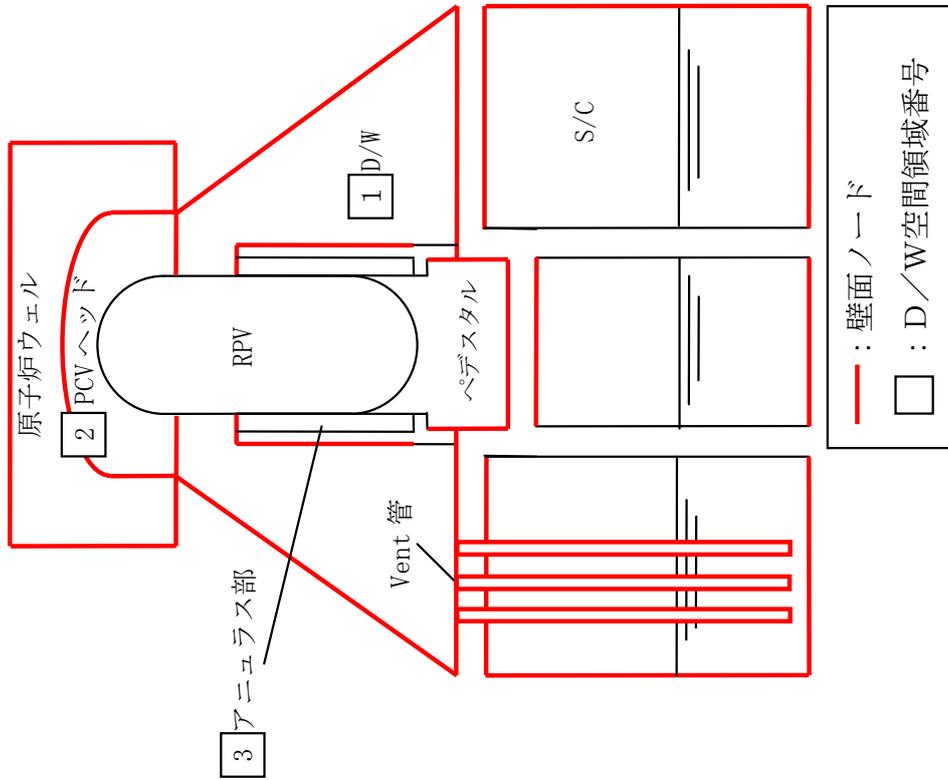


図 1 格納容器ノード図 (ベースケース及び感度解析ケース)

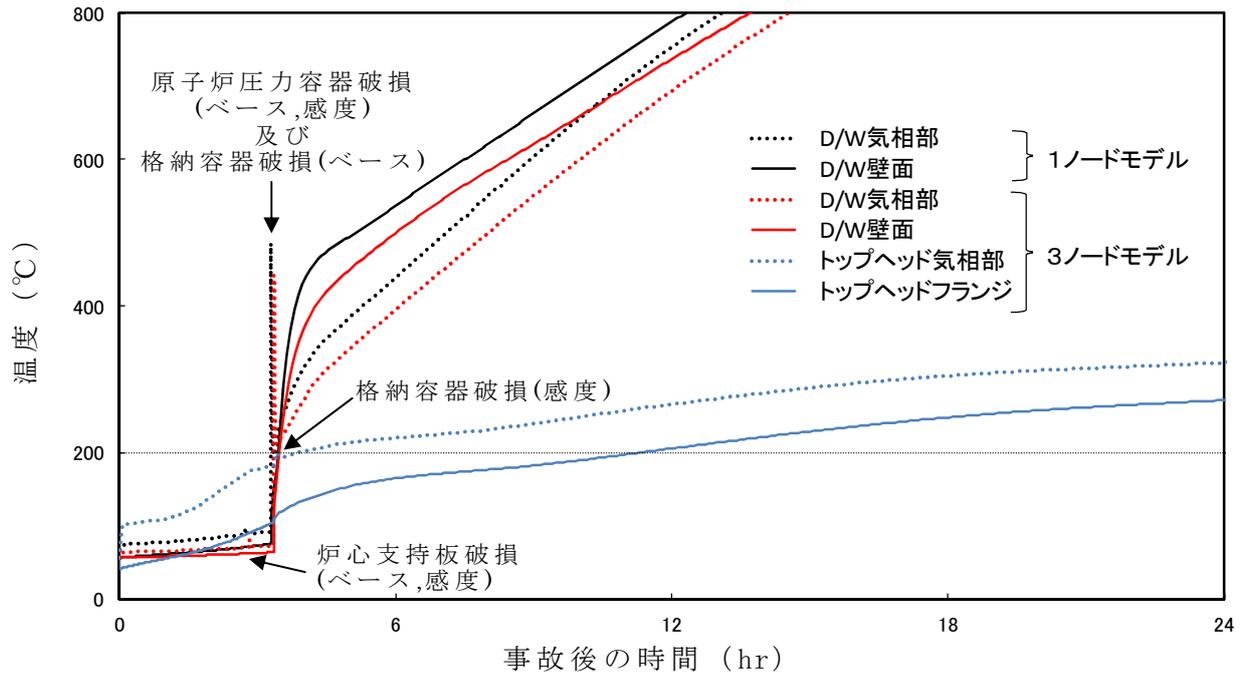


図 2 TQUXシーケンスの事故進展解析結果

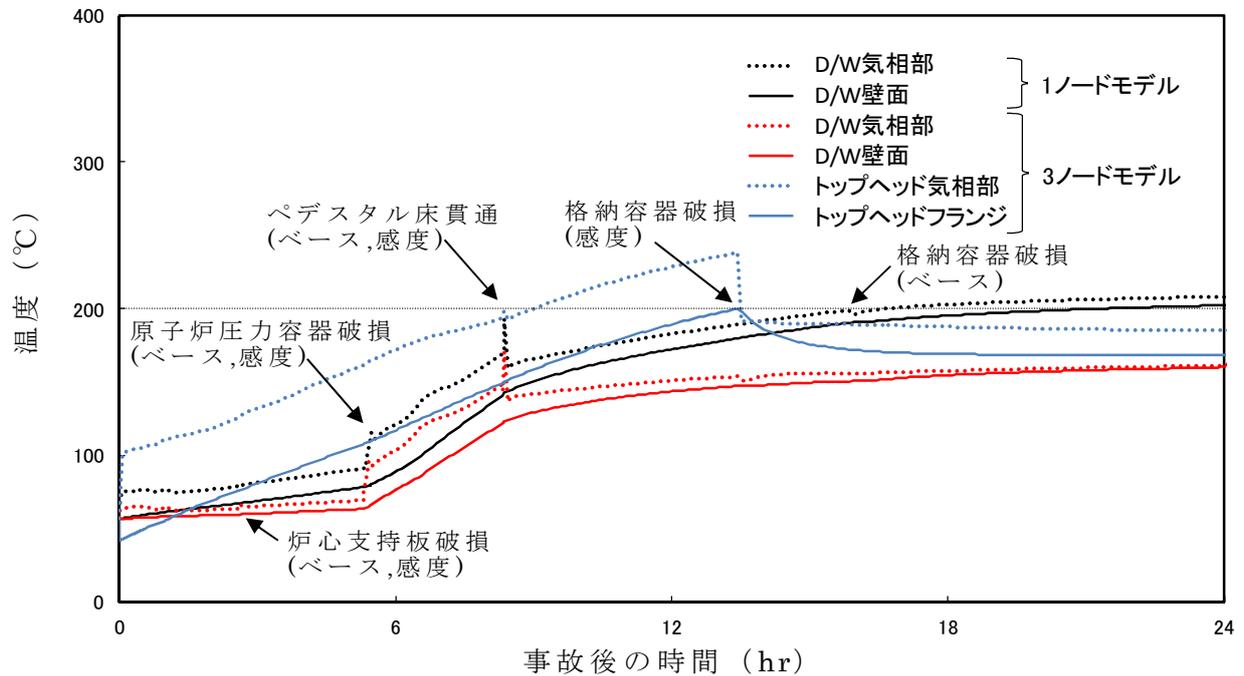


図 3 TQUVシーケンスの事故進展解析結果

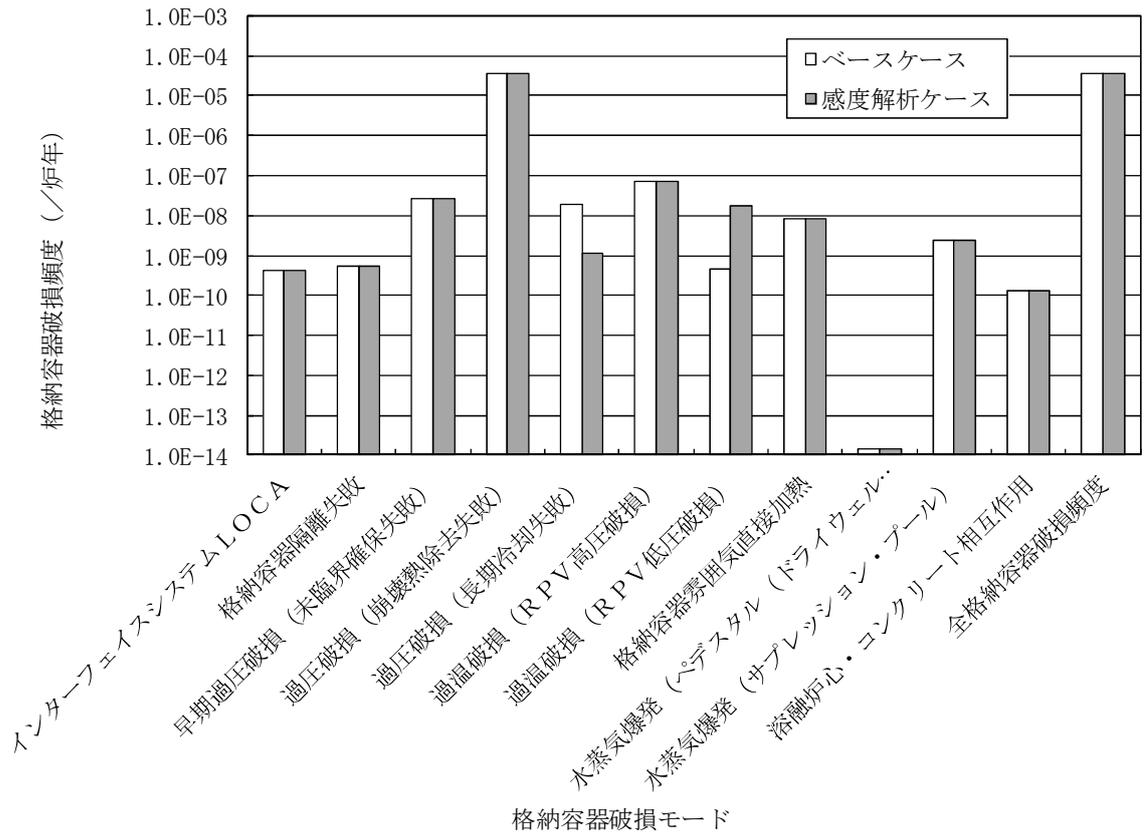


図 4 格納容器破損モード別の C F F 比較図

物理化学現象に係る分岐確率の設定方法

格納容器イベントツリーにおける
物理化学現象による格納容器破損確率の設定方法

1. 圧力容器内溶融物保持 (I V R)
2. 格納容器雰囲気直接加熱 (D C H)
3. 炉外水蒸気爆発 (F C I)
4. 溶融炉心・コンクリート相互作用 (M C C I)

1. 压力容器内溶融物保持（I V R）

1.1 現象の概要

圧力容器内溶融物保持（以下「IVR」という。）は、炉心損傷後に溶融炉心が下部プレナム部へ落下して下鏡の上に堆積したとしても、下部プレナムの残存水によって原子炉圧力容器下部が早期に破損することなく、その後の注水系復旧等により溶融炉心が原子炉圧力容器内に冷却・保持される現象である。

1.2 IVR分岐確率の評価方法について

DET (Decomposition Event Tree) 上の不確かさ評価により、IVR失敗確率の確率分布を以下のとおり評価する。IVR現象の確率論的評価の枠組みを図1-1に示す。

- (1) IVR現象の支配パラメータについてDETヘディングの条件を設定する。
- (2) 支配パラメータを基にDETを作成する。
- (3) IVR現象を解析する評価コードを用いて、DET上の各パスの条件でIVR解析を実施し、IVR達成の有無を評価する。
- (4) DET上の各分岐に対して、確率値又は確率密度関数を与え、モンテカルロサンプリングにより、不確かさを考慮したIVR失敗確率の確率分布を評価する。

以上の評価により得られたIVR失敗確率の確率分布の平均値をIVR分岐確率として設定する。

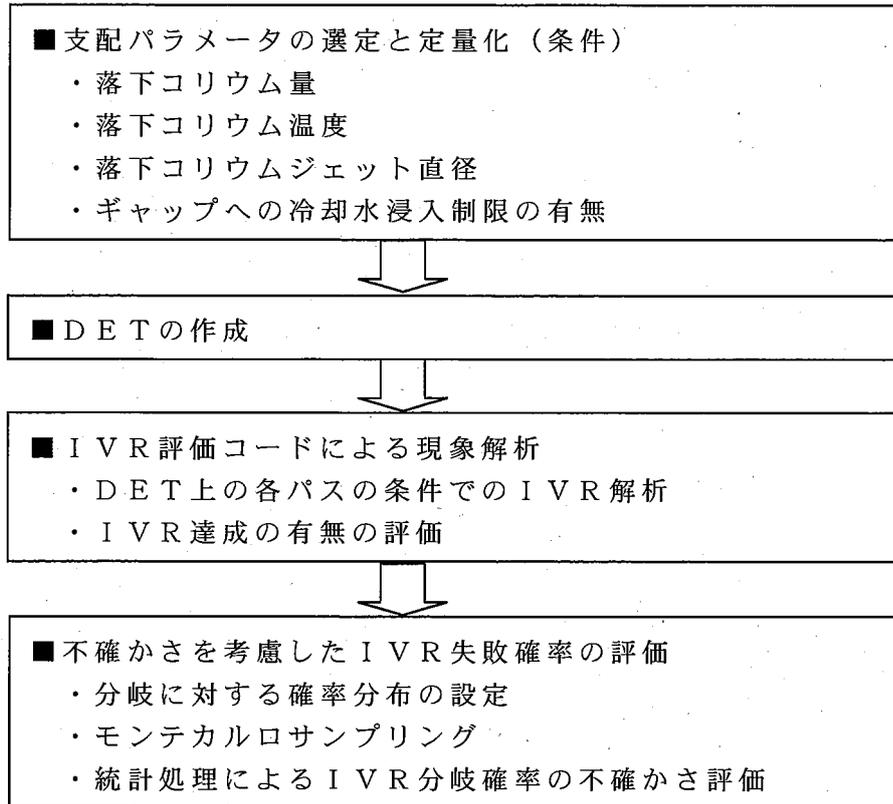


図1-1 I V R現象の確率論的評価の枠組み

1.3 I V R分岐確率の評価結果

1.3.1 支配パラメータのDETヘディングの条件設定

I V R現象の発生に関連して、不確かさを考慮する支配パラメータとして、以下のパラメータを選定した。

- ・落下コリウム量
- ・落下コリウム温度
- ・落下コリウムジェット直径
- ・ギャップへの冷却水浸入制限の有無

(補足資料1.1)

選定した支配パラメータについて、表1-1に示すとおりDETヘディングの条件を設定した。

表 1-1 支配パラメータのDETヘディングの条件設定

支配パラメータ	DETヘディングの条件	設定の考え方
落下コリウム量	以下の2条件を設定 ・70%炉心 ・100%炉心	コリウム量は，MAAPで評価した結果（70%炉心）及び不確かさを考慮して保守的に大量落下した場合（100%炉心）を設定 (補足資料 1.2)
落下コリウム温度	以下の2条件を設定 ・2,500K ・2,800K	炉心構成物質の共晶反応により熔融温度には幅があると考え，MAAPの事故進展解析における炉心熔融判定温度（2,500K）及び酸化物系の共晶温度に相当する温度（2,800K）を設定
落下コリウムジェット直径	以下の3条件を設定 ・直径 0.05m ・直径 0.10m ・直径 0.15m	・熔融コリウムは，CRチューブ間（最大およそ0.15m）を液柱状で落下することを想定 ・ジェット直径は最小値0.01mから最大値0.15mの範囲で分布し，かつ，MAAPのデフォルト値0.10mの確率密度が最も高い（最尤値）ものとして仮定した三角分布から，代表的な3点を設定
ギャップへの冷却水浸入制限の有無	以下の2条件を設定 ・浸入制限無し ・浸入制限有り	ギャップへの冷却水浸入に関して，ギャップ位置にかかわらず常に冷却水がギャップに浸入する場合（浸入制限無し）及びギャップへの水の浸入が水蒸気の上昇流によって制限される場合（浸入制限有り）を想定

1.3.2 DETの作成

選定した支配パラメータに分岐を設定したDETを図1-2に示すとおり作成した。

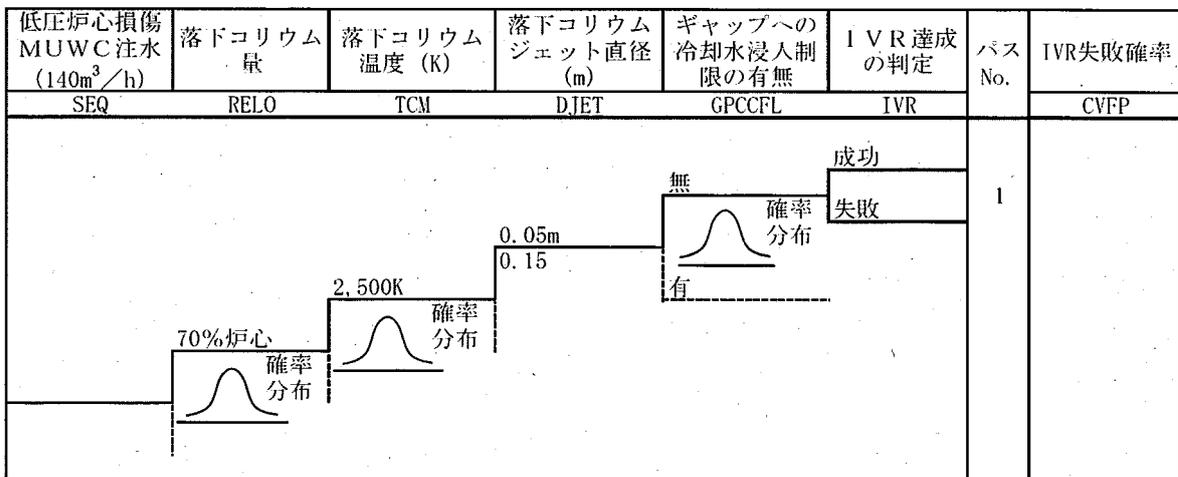


図 1-2 IVR評価のDET構造の一部
別紙 4.1.1.6-1-5

1.3.3 I V R現象を解析する評価コードによる現象解析

I V R現象を解析する評価コードを用いて、D E T上の各パスの条件でI V R解析を実施し、I V R達成の有無を評価した。

(補足資料 1.3)

対象とするシナリオは、低圧シーケンス (T Q U V) において、溶融炉心の落下開始と同時 (= 炉心支持板破損と同時) に復水補給水系 (以下「M U W C」という。) による復旧注水 (140m³/h) を実施する場合を想定した。

初期条件は、M A A Pコードによる炉心支持板破損時点の結果を用いて、溶融炉心の落下開始から計算を開始し、D E T上の各パスについて現象解析を実施した。

評価対象シーケンスの初期条件を表1-2に、I V R現象を解析する評価コードによる現象解析結果を表1-3に、それぞれ示す。

(補足資料1.4)

表1-2 評価対象シーケンスの初期条件

項 目	低圧シーケンス (T Q U V)
	注水遅延後M U W C復旧注水
解析開始時刻	事象発生後 1.5h
初期圧力	0.46MPa
初期水量	93t
注水流量	140m ³ /h

表 1-3 I V R 現象を解析する評価コードによる現象解析結果

落下コリウム量	落下コリウム温度 (K)	落下コリウムジェット直径 (m)	ギャップへの冷却水浸入制限の有無	下部プレナムドライアウト	下部ヘッド破損時刻 (h)	下部ヘッド破損形態

1.3.4 不確かさを考慮した I V R 分岐確率の評価

DETヘディング上の各分岐に対して、確率値又は確率密度関数を表 1-4 に示すとおり与え、モンテカルロサンプリングにより統計処理を行うことで、不確かさを考慮した I V R 失敗確率の確率分布を評価し、その平均値を I V R 分岐確率として表 1-5 に示すとおり設定した。

表 1-4 DET分岐に与えた確率値又は確率密度関数

DET分岐	確率値又は確率密度関数	設定の考え方								
落下コリウム温度	2,500K の分岐に対して以下の確率密度関数を設定し、残りの確率値 (1-p) を 2800K の分岐に対して設定 分布形：三角分布 最小値：0.0 最尤値：0.5 最大値：1.0	確率 0.5 を最尤値とし、0.0 から 1.0 の範囲で三角分布を設定								
落下コリウムジェット直径	3つの分岐に対してそれぞれ以下の確率値を設定 <table border="1" style="margin-left: 20px;"> <thead> <tr> <th>直径</th> <th>確率値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.05m</td> <td>0.15</td> </tr> <tr> <td>0.10m</td> <td>0.50</td> </tr> <tr> <td>0.15m</td> <td>0.35</td> </tr> </tbody> </table>	直径	確率値	0.05m	0.15	0.10m	0.50	0.15m	0.35	先に述べたジェット直径の確率分布（最小値 0.01m, 最尤値 0.10m, 最大値 0.15m の三角分布）上における 3 つの代表点の確率値 (補足資料 1.5)
直径	確率値									
0.05m	0.15									
0.10m	0.50									
0.15m	0.35									
ギャップへの冷却水浸入制限の有無	浸入制限無しの方岐に対して以下の確率密度関数を設定し、残りの確率値 (1-p) を浸入制限有りの分岐に対して設定 分布形：三角分布 最小値：0.0 最尤値：0.5 最大値：1.0	実炉スケールの大量デブリ堆積の場合、下鏡底部のギャップまで冷却水が浸入するか否かは不確かさが大きいと考え、0.5 の確率密度が最も高いものとし、0.0 から 1.0 の範囲で三角分布を設定								
I V R 達成の判定	(a) I V R 評価結果が「成功」の場合、成功の方岐に対して 1.0 を設定、失敗の方岐に対して 0.0 を設定 (b) I V R 評価結果が「失敗」の場合、成功の方岐に対して 0.0 を設定、失敗の方岐に対して 1.0 を設定	I V R 現象を解析する評価コードによる現象解析結果の反映								

表 1-5 I V R 分岐確率

I V R 分岐確率 (I V R 失敗確率の確率分布の平均値)	
--------------------------------------	--

DETにより不確かさを考慮する

支配パラメータの選定について (IVR)

IVR現象は、炉心損傷後に熔融炉心が下部プレナム部へ落下して下鏡の上に堆積したとしても、下部プレナムの残存水によって原子炉圧力容器下部が早期に破損することなく、その後の注水により熔融炉心が原子炉圧力容器内で冷却・保持される現象である。

これまでの知見より、IVR現象の主要過程は以下のように分けられる。

- ・ 下部プレナムへの熔融物移行 (リロケーション)
- ・ 水中での落下熔融物の分散及び冷却
- ・ 落下・堆積デブリと貫通部との熱的相互作用
- ・ 堆積デブリ上面からのプール水による冷却
- ・ 連続デブリ層表面でのクラスト形成と熔融プール内自然対流熱伝達
- ・ 連続デブリ層と下鏡との狭隘ギャップ形成及びギャップ沸騰冷却
- ・ 原子炉圧力容器下鏡破損

これらの各過程に対する現状の知見及びIVR現象に支配的なパラメータについて、以下に整理する。

a. 下部プレナムへの溶融物移行（リロケーション）

炉心溶融進展に伴う下部プレナムへのコリウムリロケーション量（流量と落下総量）は、下部プレナム残存水との相互作用の結果、下部プレナムに堆積するデブリの性状、すなわち後述する粒子状デブリベッドと連続デブリ層との存在割合に大きく影響を与える。

一般に、後期炉心溶融過程については不確かさが大きいですが、事故シナリオ（低圧炉心損傷か高圧炉心損傷か、あるいは原子炉圧力容器内部注水の条件）によって、下部プレナムへのコリウム落下挙動は異なると考えられる。また、落下コリウムの温度は、下部プレナム残存水との相互作用による冷却水インベントリ減少の速さや下鏡の熱負荷の大きさに影響するが、炉心構成物質（ UO_2 、 Zr 、 ZrO_2 及びステンレススチール）によって不確かさ幅を有すると考えられる。

b. 水中での落下溶融物の分散及び冷却

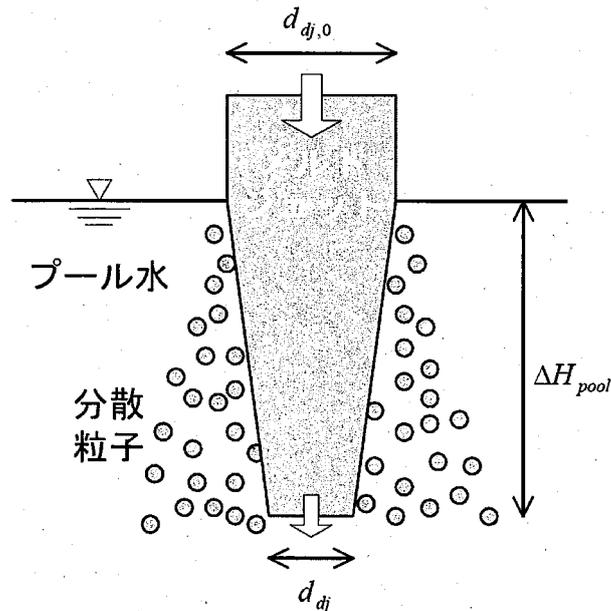
下部プレナムへ炉心溶融物が落下を開始する時点では下部プレナムに残存水があり、水中に溶融物が落下する場合には、ジェットブレイクアップにより一部が粒子化することが、実験的に確認されている（FARO実験やCOTELS実験）。粒子化する割合が大きいほどデブリは冷却されやすく、IVR達成の可能性が大きくなると考えられる。一方、粒子化によってデブリ冷却が促進されるほど、下部プレナム残存水の減少は速く、注水系の復旧タイミングや注水流量が重要となる。

落下コリウムの粒子化割合は、MAAPコードにも組み込まれている Ricou-Spalding の相関式をコリウムのジェットブレイクア

ップに応用することによって、下図のように評価が可能である。

$$\text{水深 } \Delta H_{pool} \text{ でのジェット直径: } d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool}$$

$$\text{粒子化割合: } \Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2}$$



図補足 1.1-1 水中での落下溶融物の分散及び冷却

この粒子化割合 Φ_{ent} は、初期ジェット直径 $d_{dj,0}$ とプール水深 ΔH_{pool} に大きく影響される。ここで、プール水深（プール水量）は事故シナリオに依存するが、初期ジェット直径については不確かさが大きいと考えられる。また、 E_0 はエントレインメント係数と呼ばれる定数項であり、電共研の実験から CRD ガイドチューブの存在によって空間的に拘束がある場合には 0.045 であることが確認されている。

c. 落下・堆積デブリと貫通部との熱的相互作用

I V R 成立のためには、堆積デブリによって貫通配管部が損傷しないこと（早期の原子炉圧力容器破損無し）が必要条件である。

これまでの実験的知見として、某社PWRの計装配管（二重管）を模擬したEPRI/FAI実験によれば、溶融物（アルミナ）がペネ部に浸入しても凝固し、圧力バウンダリとしての破損は生じなかったことが報告されている。また、CORVIS実験（スイスPSI）でも同様に、ドライ条件でBWRドレン配管に溶融物（アルミナ）が浸入しても凝固し、健全性を維持したことが報告されている。これらの実験的知見から、落下・堆積デブリと貫通部との熱的相互作用によって、コリウム落下直後に貫通部の早期破損が生じる可能性は小さいと考えられる。

d. 堆積デブリ上面からのプール水による冷却

水中での落下溶融物の分散によって生じた粒子が堆積して粒子状デブリベッドが生じることは、FARO実験（JRC ISPRA）やCOTELS実験（NUPEC）において確認されている。粒子状デブリベッドの下部プレナム残存水による冷却性については、既往研究に基づきLipinskiのドライアウトヒートフラックスモデルによって除熱量が評価可能である。本モデル（相関式）による除熱量は主としてデブリ粒子径に依存するが、水中で分散した粒子径については幾つかの相関式やTMI-2事故分析からおおむね1~5mmと考えられ、この粒子範囲では粒子状デブリベッドの崩壊熱を十分に除去可能と評価される。

また、粒子化せず連続層として堆積したデブリからの除熱は、平板でのKutateladzeタイプの限界熱流束相関式（最大除熱量）や膜沸騰熱伝達相関式による評価が可能であり、連続デブリ層の崩壊熱が除去可能か否かは連続デブリ層の堆積量（厚さ）に依存する。

e. 連続デブリ層表面のクラスト形成と溶融プール内自然対流熱伝達

連続デブリ層の表面は、下部プレナム残存水や下鏡との接触により凝固点以下となってクラストを形成し、内部は発熱を伴う自然対流が生じると考えられる。内部発熱を伴う自然対流熱伝達については、方位角に依存した実験相関式により評価が可能である。

f. 連続デブリ層と下鏡の狭隘ギャップ形成及びギャップ沸騰冷却

下部ヘッドに堆積した連続デブリ層は、下鏡を加熱するものの完全には固着せずにギャップを形成し、下鏡のクリープ変形によるギャップ拡大によって冷却水が浸入したことが、TMI-2事故での下部ヘッド急冷メカニズムと考えられている。ギャップ形成と容器壁の冷却はIVC実験（FAI社）及びALPHA実験（JAERI）によって確認されている。また、狭隘ギャップでの沸騰除熱特性については、傾斜角度の効果を考慮した電共研実験相関式より評価が可能である。

ただし、実炉スケールでの堆積デブリ量は、炉心全量落下（110万kWe級プラント）条件では200t以上にもなり、TMI-2事故における20tに比べて著しく大きい場合が想定される。現時点では、大量の連続デブリ層が堆積した場合にも下部プレナム底部のギャップまで冷却水が浸入するか否かは不確かさが大きいと考えられる。

g. 原子炉圧力容器下鏡破損

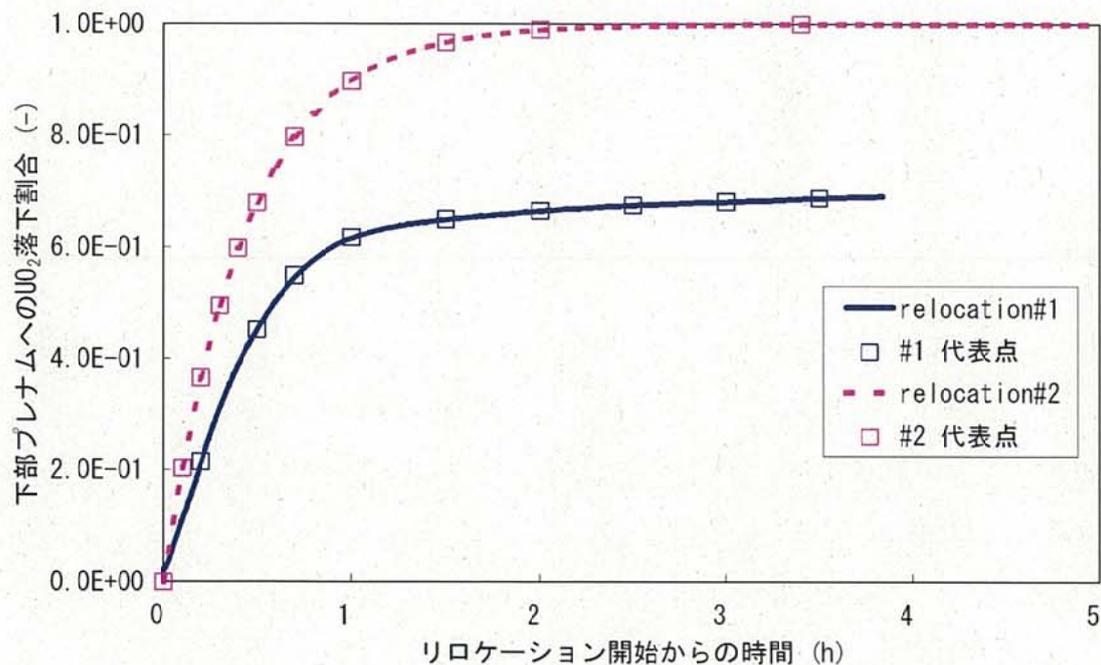
原子炉圧力容器下鏡破損のメカニズムとしては、堆積デブリによって下鏡が加熱された結果、CRDチューブや計装管を接続する溶接部分の健全性が失われてチューブが逸出するいわゆる“チ

チューブイジェクション”あるいは“下鏡クリープ破断”が想定される。“チューブイジェクション”は、溶接部でのせん断応力と温度上昇による強度低下から評価することができる。また、“下鏡クリープ破断”については、過渡的な下鏡応力及び下鏡温度を評価することによって判定することができる。

落下コリウム量のMAAP解析について

図補足 1.2-1 にMAAPによる低圧シーケンス (T Q U V) の解析結果を示す。

解析の結果, 70% 炉心が落下する結果となる (relocation#1)。なお, relocation#2 は, 100% 炉心が落下する場合を想定した UO_2 落下割合の時間変化である。



図補足 1.2-1 下部プレナムへの UO_2 落下割合

I V R 現象を解析する評価コードについて

I V R 現象を解析する評価コードの全体モデル概要を図補足 1.3-1 に示す。

本コードは、解析体系を 1 ボリュームで表し、その底部にコリウムが落下する下部プレナム領域を想定し、原子炉圧力容器下鏡と内部構造物 (C R D) をモデル化している。境界条件には、落下コリウム条件 (コリウム温度、落下流量、落下継続時間) 及び注水条件 (注水方法: C R D 注水又は炉内注水、注水流量等) を設定し、これらの様々な条件での I V R 評価を行う。

考慮される現象は、水中での溶融コリウム落下挙動から、コリウム堆積後のプール水及び原子炉圧力容器下鏡/内部構造物との熱的相互作用に関わるもので、次のような要素モデルである。

(1) プール水中落下時の溶融物の分散冷却

a. 水中での落下溶融物の分散・冷却モデル

- ・粒子化割合算出に Ricou-Spalding の相関式を応用
- ・粒子径は Henry 他の相関式による

b. 分散粒子の $Z r$ - 水反応モデル

- ・水中での粒子滞留時間を考慮し、Baker-Just の実験データに基づく $Z r$ 酸化割合を入力

(2) 堆積コリウムからの熱移行

c. 粒子状コリウムベッドの冷却モデル

- ・Lipinski のドライアウト熱流束相関式

d. 連続コリウム層表面でのクラスト形成と溶融プール内自然対

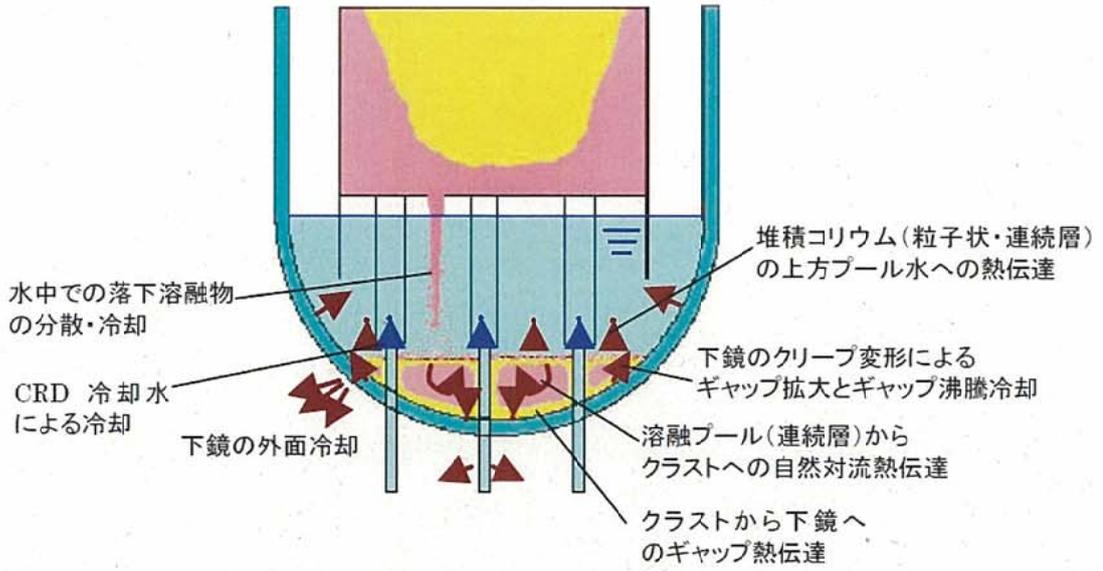
別紙 4.1.1.6-1-17

流熱伝達モデル

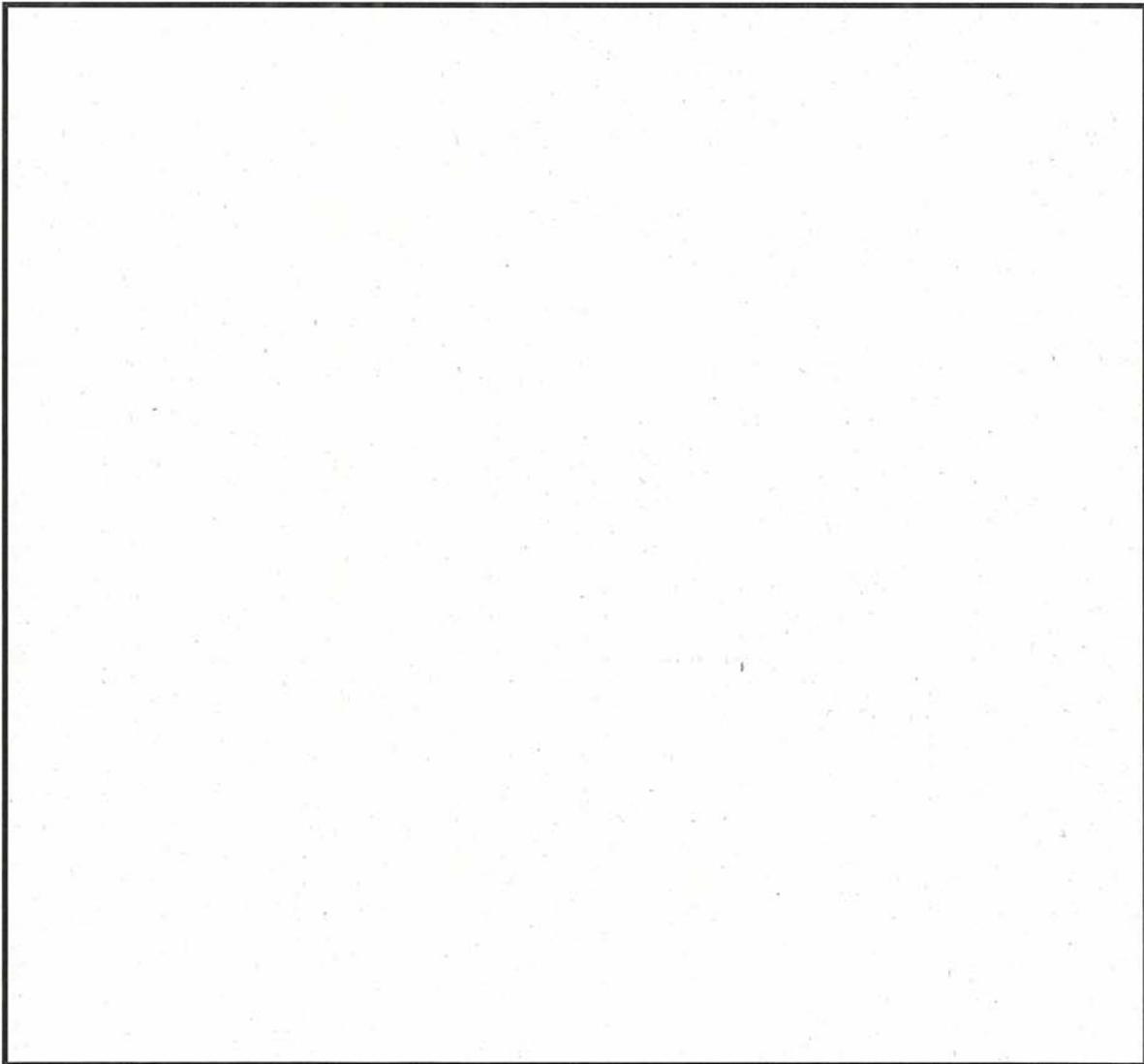
- ・ 準定常を仮定したクラストエネルギーバランス
- ・ Jahn-Reineke の発熱を伴う自然対流相関式
- e. 連続コリウム層上面での冷却モデル
 - ・ プール沸騰曲線に依存した熱伝達相関式（核沸騰：Rohsenow, 膜沸騰：Berenson）
 - ・ あるいは，限界熱流束相関式
- f. 原子炉圧力容器下鏡との間でのギャップ沸騰冷却モデル
 - ・ 狭隘ギャップの最大熱流束相関式を用いる Suh 他の評価モデル
- g. CRD 冷却水による冷却モデル
 - ・ 沸騰曲線に依存したプール沸騰熱伝達相関式

(3) 原子炉圧力容器下鏡挙動

- h. 原子炉圧力容器下鏡のクリープ変形モデル
 - ・ ラーソンミラパラメータ相関式を用い，クリープ破断モデルを適用した Suh 他の評価モデル
- i. 原子炉圧力容器外部冷却モデル
 - ・ 沸騰曲線に依存したプール沸騰熱伝達相関式



(a) 評価コードの要素モデル



図補足 1.3-1 評価コードの全体モデル概要

別紙 4.1.1.6-1-19

I V R 失敗の判断基準について

I V R 失敗の判断基準は、I V R 現象を解析する評価コードによる現象解析に基づき、下鏡貫通配管（CRDチューブ）の逸出あるいは下鏡のクリープ破断に至った場合とする。

下鏡貫通配管の逸出は、下鏡との溶接部が過温状態となって健全性が失われ、チューブが逸出する「チューブイジェクション」を想定したものである。

[Redacted]

[Redacted]

[Redacted]

[Redacted]

下鏡のクリープ破断については、[Redacted]

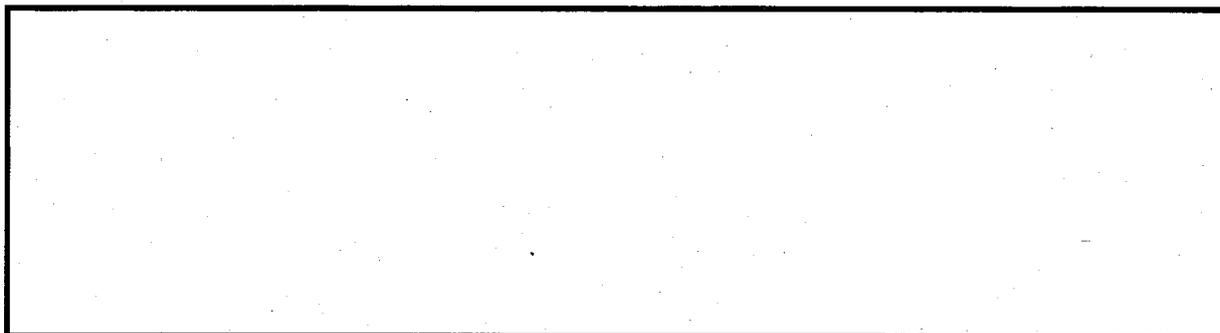
[Redacted] 及び [Redacted]

[Redacted] から、破断時間 t_r を求め、評価する。

[Redacted]

過渡計算では、[Redacted] が変化するため、破断時間 t_r も変化する。このため、[Redacted]

のクリープ変形による [] を定義し、 [] において、評価開始からの [] を求め、 [] となる時点でクリープ破断と判定する。



落下コリウムジェット直径の
D E T分岐確率の設定の与え方について

落下コリウムジェット直径の確率分布図を図補足1.5-1に示す。D E T分岐として設定した3点（0.05m, 0.10m, 0.15m）の確率の与え方は以下のとおり。

(1) ジェット直径が0.05mのとき

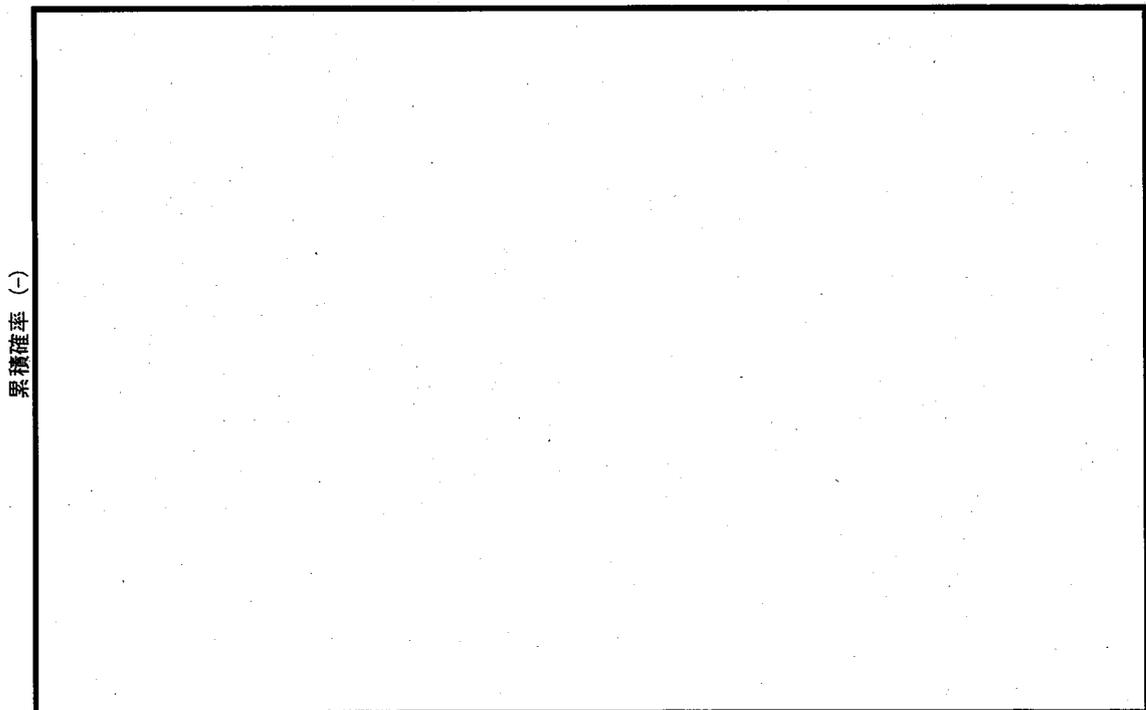
累積確率は0.15であり、確率は0.15となる。

(2) ジェット直径が0.10mのとき

累積確率は0.65であり、確率は $0.65 - 0.15 = 0.50$ となる。

(3) ジェット直径が0.15mのとき

累積確率は1.00であり、確率は $1.00 - 0.65 = 0.35$ となる。



図補足 1.5-1 落下コリウムジェット直径の確率分布

別紙 4.1.1.6-1-22

2. 格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)

2.1 現象の概要

格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）は、原子炉圧力容器が高圧状態で破損することにより、破損口から高速のガス流によって微粒子化したデブリがドライウエル空間部へ移行し、デブリの保有熱及び金属成分と水との反応熱によりドライウエル雰囲気を直接加熱する現象である。DCHが発生した場合、ドライウエル雰囲気の直接加熱による非凝縮性ガスの膨張等により格納容器圧力が急激に上昇し、格納容器過圧破損に至る可能性がある。

2.2 DCHによる格納容器破損の分岐確率の評価方法について

ROAM手法により、DCHによる格納容器破損確率の確率分布を以下のとおり評価する。ROAM手法による評価の流れを図2-1に示す。

- (1) DCH現象の支配パラメータについて確率密度関数(pdf)を設定する。
- (2) 支配パラメータと格納容器ピーク圧力との因果関係(CR)を評価する。
- (3) 格納容器圧力に対する格納容器フラジリティカーブを設定する。
- (4) 支配パラメータと格納容器ピーク圧力との因果関係及び格納容器フラジリティカーブを基にモンテカルロサンプリングにより、格納容器破損確率の確率分布を評価する。

以上の評価により得られた格納容器破損確率の確率分布の平均値をDCHによる格納容器破損の分岐確率として設定する。

⎓ : 不確かさ要因

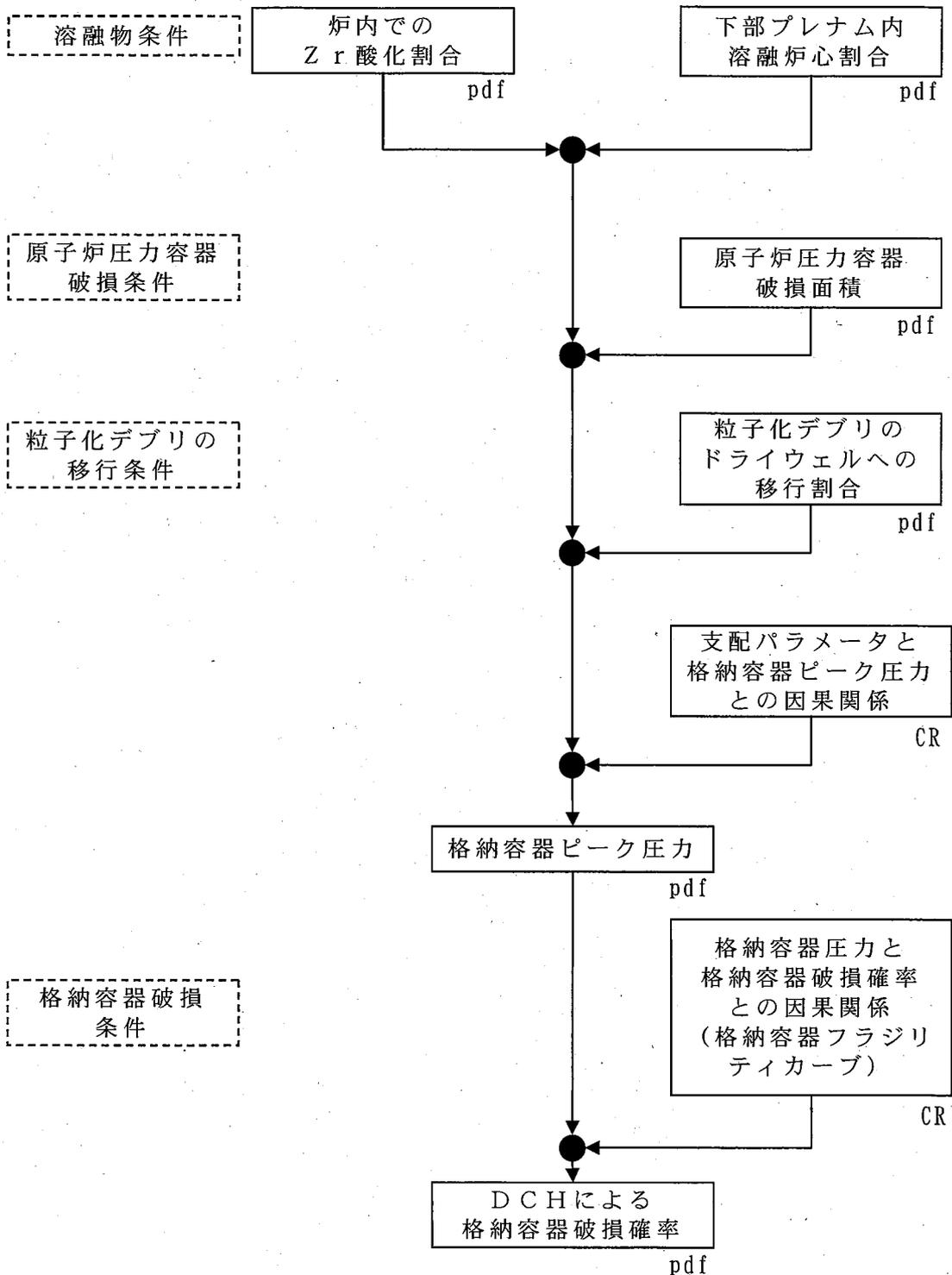


図 2-1 DCHによる格納容器破損確率の評価フロー

2.3 DCHによる格納容器破損の分岐確率の評価結果

2.3.1 支配パラメータの確率密度関数の設定

DCH現象の発生に関連して不確かさを考慮する支配パラメータとして以下のパラメータを選定した。

- ・ 炉内でのジルコニウム酸化割合
- ・ 下部プレナム内容融炉心割合
- ・ 原子炉圧力容器破損面積
- ・ 粒子化デブリのドライウェルへの移行割合

(補足資料 2.1)

選定した支配パラメータについて、表 2-1 に示すとおり確率密度関数を設定した。

表 2-1 支配パラメータの確率密度関数の設定

支配パラメータ	確率密度関数	設定の考え方
炉内での Zr酸化割合	分布形：三角分布 最小値：0.01 最尤値：0.24 最大値：0.53	<ul style="list-style-type: none"> ・ 先行PRA^[2-1]における複数の専門家による確率密度関数の評価の平均値を基に設定 ・ ただし、最小値はDBA LOCAの上限値に設定
下部プレナム内 溶融炉心割合	分布形：三角分布 最小値：0.1 最尤値： <input type="text"/> 最大値：1.0	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最小値は、溶融物落下の早期に下部ヘッドが破損したとして10%炉心量を設定 ・ 最尤値は、MAAP解析に基づき60%炉心量を設定 ・ 最大値は、全量の溶融物が落下するとして100%炉心量を設定
原子炉压力容器 破損面積	分布形：三角分布 最小値：0.002 m ² 最尤値： <input type="text"/> 最大値：2.0 m ²	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最小値は、下部ヘッドに接続されている中で最も細い計装配管相当として設定 ・ 最尤値は、CRD貫通部1本の破損相当として設定 ・ 最大値はクリープ破断相当として設定
粒子化デブリの ドライウエルへの 移行割合	<p>以下の評価式に基づきパラメータサンプリング計算により確率密度関数を設定</p> $F_{frag} = F_{ent} \times F_{pd-out} \times F_{no-impact}$ <ul style="list-style-type: none"> ・ $F_{ent} = 1$ ・ F_{pd-out} 分布形：一様分布 最小値：<input type="text"/> 最大値：<input type="text"/> ・ $F_{no-impact}$ 分布形：一様分布 最小値：0.8 最大値：1.0 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ドライウエルへ移行する粒子化デブリの割合 (F_{frag}) は、ペDESTAL床上の溶融コリウムがガス流によりエントレインされる割合 (F_{ent})、エントレインされた粒子がペDESTALから開口部へ流出する割合 (F_{pd-out}) 及びペDESTAL開口部で付着しない割合 ($F_{no-impact}$) を考慮し、それぞれのパラメータのサンプリング計算により以下の式で確率密度関数を設定 $F_{frag} = F_{ent} \times F_{pd-out} \times F_{no-impact}$ ・ F_{ent} は、保守的に全量がエントレインされるとして1を設定 ・ F_{pd-out} は、ペDESTAL内粒子移行解析結果により0~0.007の範囲で一様分布を設定 ・ $F_{no-impact}$ は、粒子移行解析結果により0.8~1.0の範囲で一様分布を設定

2.3.2 支配パラメータと格納容器ピーク圧力との因果関係評価

支配パラメータと格納容器ピーク圧力との因果関係を評価するため、それぞれの支配パラメータを最大値と最小値との間で変化させた組合

せをインプットパラメータとしたM A A P解析を実施し，それぞれの組み合わせのときの原子炉圧力容器破損前の格納容器圧力 (P_0) 及びD C H発生時の格納容器圧力の上昇幅 (ΔP) を評価し，表 2-2 に示すように整理した。

その結果，それぞれの支配パラメータと原子炉圧力容器破損前の格納容器圧力及びD C H発生時の格納容器圧力の上昇幅には，以下の因果関係があると分析した。

- ・炉内でのZ r 酸化割合 (X) は，図 2-2 に示すとおり，原子炉圧力容器破損前の格納容器圧力に対して線形の関係がある。また，評価範囲ではD C H発生時の格納容器圧力の上昇幅にはほとんど感度がない。
- ・原子炉圧力容器の破損面積 (A) は，図 2-3 に示すとおり，D C H発生時の格納容器圧力の上昇幅に対してほぼ指数関数近似が可能である。
- ・下部プレナム内溶融炉心割合に粒子化デブリのドライウエルへの移行割合を乗じた，全炉心量に対するドライウエルへのデブリ移行割合 (F) は，図 2-3 に示すとおり，D C H発生時の格納容器圧力上昇幅に対してほぼ指数関数近似が可能である。

以上により，支配パラメータと格納容器ピーク圧力との因果関係は以下の関数として示すことができる。また，定数 $c_1 \sim c_5$ は，最小二乗法によるフィッティング計算により，表 2-3 のとおりとなる。

[Empty box]

c1, c2, c3, c4, c5 : 定数

[Empty box]

表 2-2 DCH時の格納容器圧力評価結果例

[Empty box]

表 2-3 定数の評価結果

対象シーケンス	c 1	c 2	c 3	c 4	c 5
T Q U X	[Empty box]				
長期 T B					

圧力 (MPa)

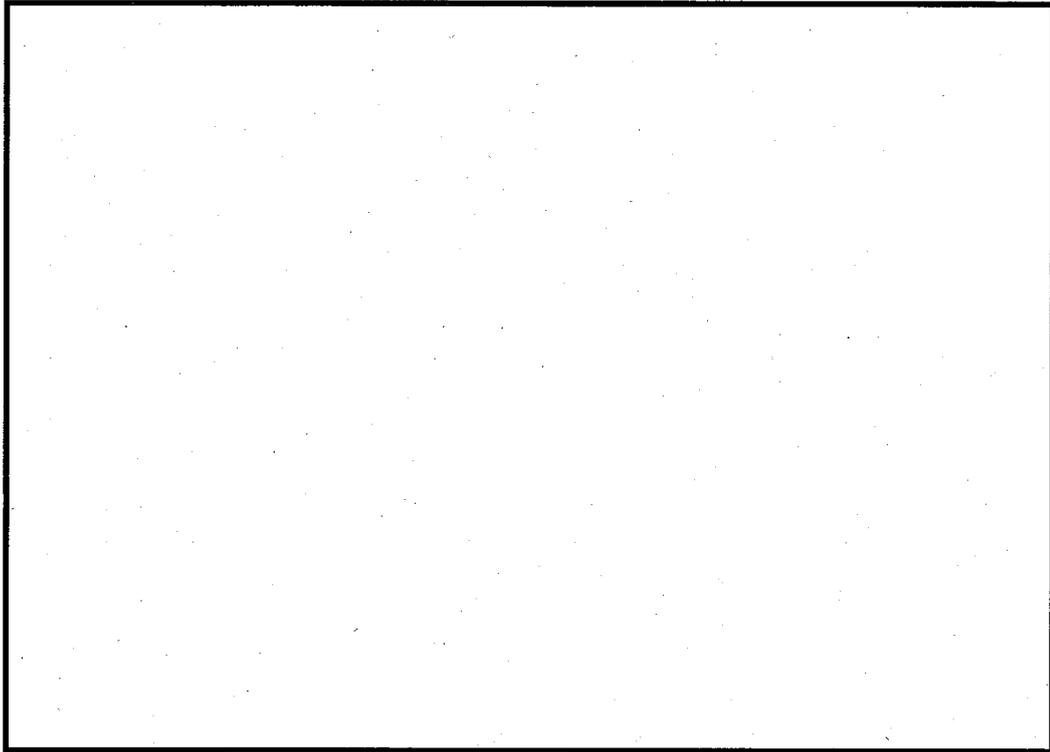


図 2-2 最小二乗法によるフィッティング計算の例

D/Wピーク圧力予測 (BWR/5 TQUX)

圧力上昇 ΔP (MPa)

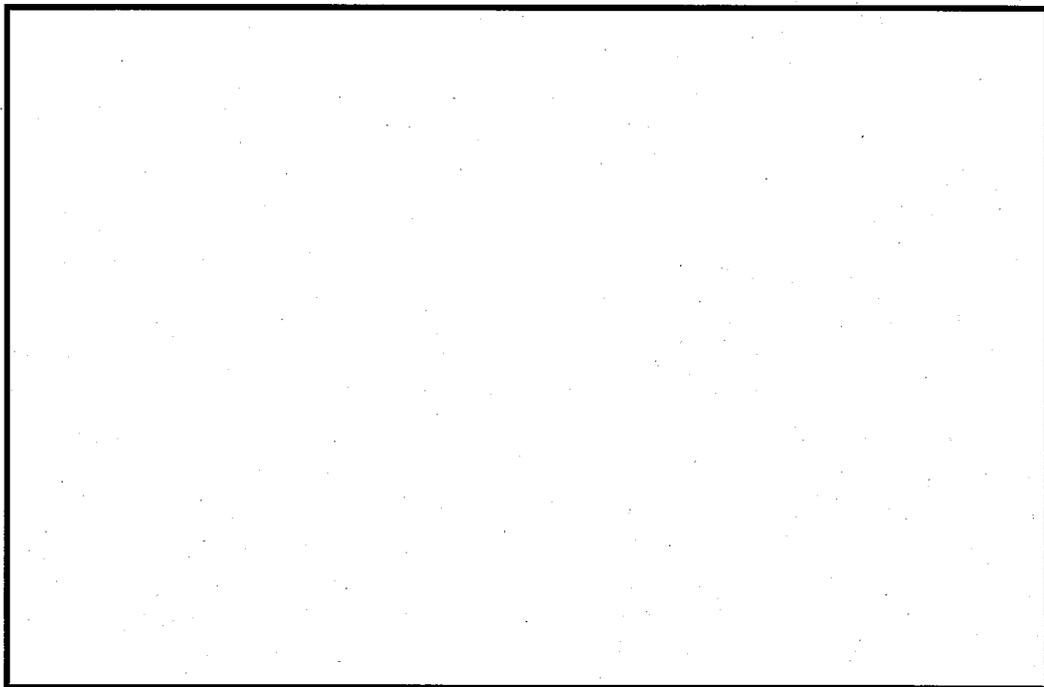


図 2-3 最小二乗法によるフィッティング計算の例

2.3.3 格納容器フラジリティカーブの設定

格納容器圧力と格納容器破損確率の相関（格納容器フラジリティカーブ）を図2-4に示す。格納容器フラジリティカーブは、代表的Mark-II型格納容器耐性評価線図（図2-5）において、
と仮定し、不
確かさを考慮して、
とした。

（補足資料2.2）

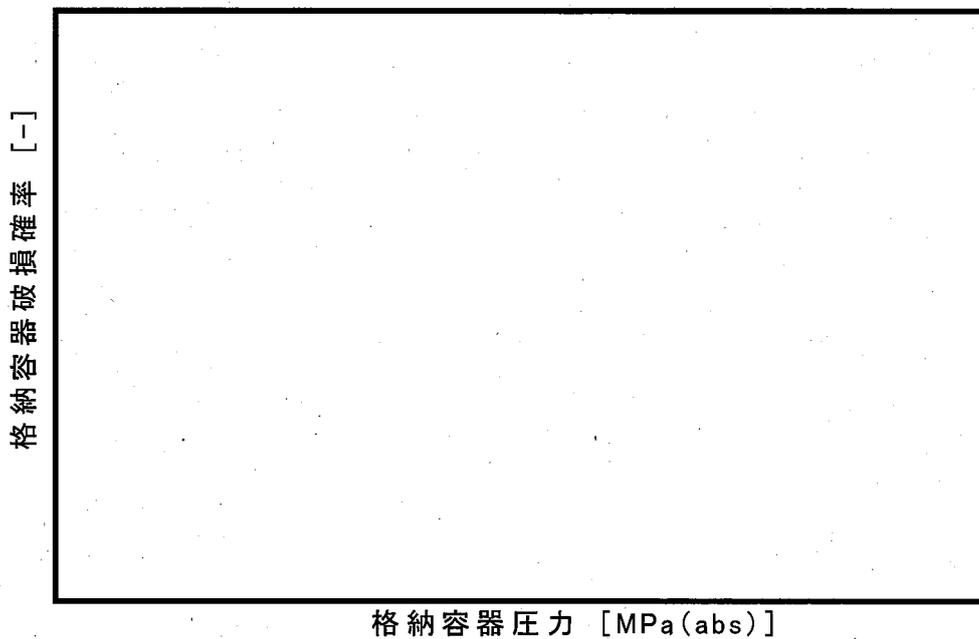


図 2-4 格納容器フラジリティ

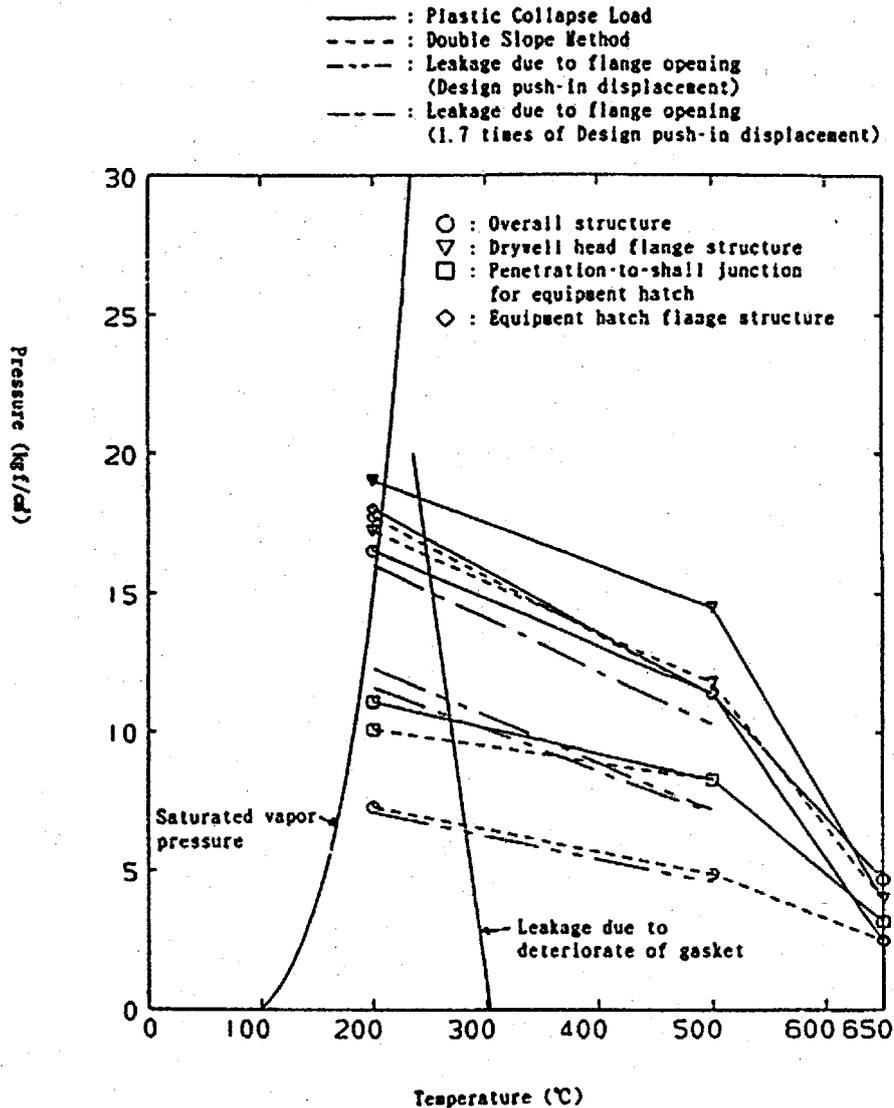


Fig.15 Endurance Evaluation Diagram (Mark I model)

図 2-5 代表的 Mark-II 型格納容器耐性評価線図 [2-2]

2.3.4 DCHによる格納容器破損の分岐確率の評価

支配パラメータと格納容器ピーク圧力との因果関係及び格納容器フラジリティカーブに基づき、モンテカルロサンプリングにより格納容器破損確率の確率分布を評価し、その平均値をDCHによる格納容器破損の分岐確率として設定した。

表 2-4 DCHによる格納容器破損の分岐確率

	早期RPV破損シナリオ (TQUXシーケンス)	後期RPV破損シナリオ (長期TBシーケンス)
DCHによる 格納容器破損確率		

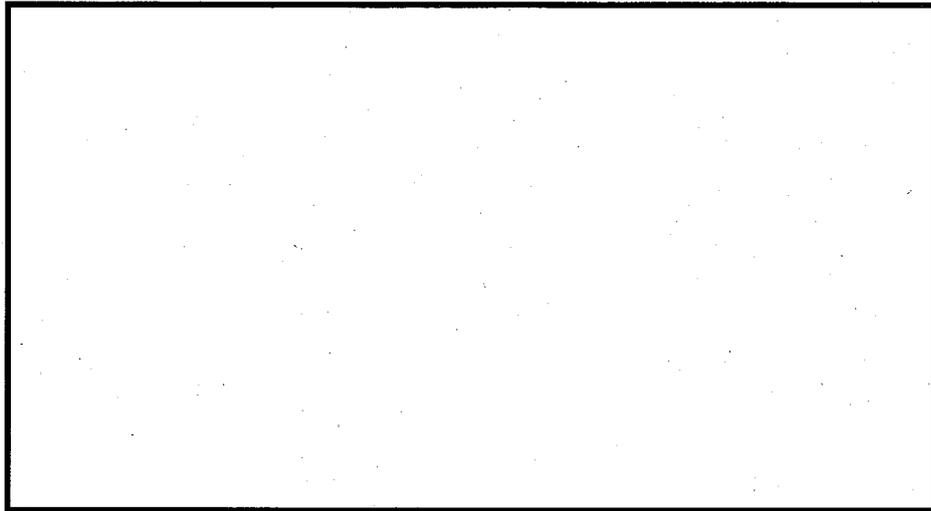


図 2-6 格納容器破損確率の確率分布評価結果 (TQUXシーケンス)

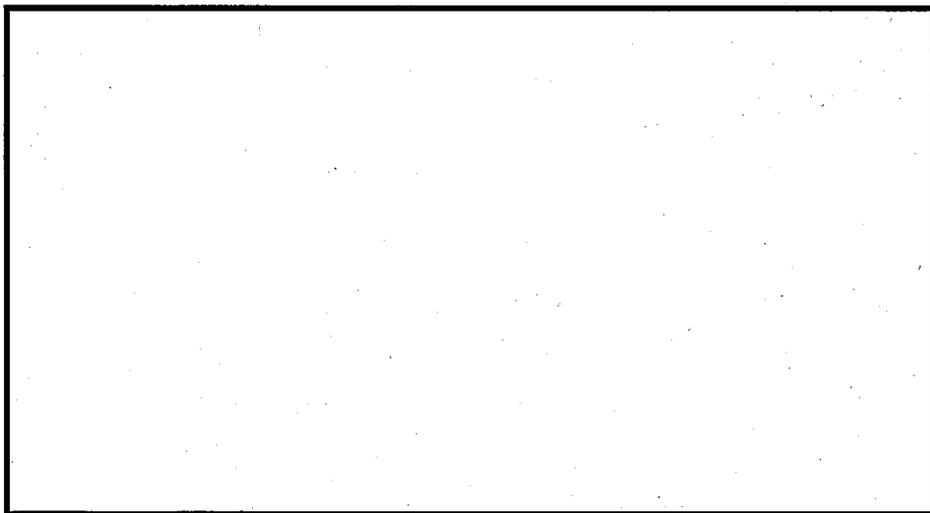


図 2-7 格納容器破損確率の確率分布評価結果 (長期TBシーケンス)

2.4 参考文献

- [2-1] E. D. Gorham. et. al., "Severe Accident Risk:Methodology for the Containment Source Term, Consequence, and Risk Integration Analyses", NUREG/CR-4551, 1993
- [2-2] M. Goto, et al., "Study for Ultimate Capacity of Typical BWR Containment Vessel in Japan", ICONE-3, 1995
- [2-3] L. G. Greimann, et al., "Reliability Analysis of Steel Containment Strength", NUREG/CR-2442, 1982

ROAAM手法で不確かさを考慮する支配パラメータの選定について

(DCH)

DCHは、シビアアクシデント時において、炉心溶融物が高圧状態で原子炉圧力容器から噴出した際に、高速のガス流により微粒子化した炉心溶融物がドライウエル空間に流出し、溶融物の保有熱や溶融物中のZrと水蒸気との化学反応による発熱により、格納容器雰囲気が直接加熱されることで格納容器圧力の急激な上昇を引き起こす現象である。また、Zrと水蒸気との化学反応に伴い発生する水素ガスによっても格納容器の加圧が促進される。DCH現象の概要を図補足 2.1-1に示す。

これまでの知見により、DCH現象の主要過程は下記3つに分けられる。

(1) 原子炉圧力容器からの炉心溶融物放出及びガスブローダウン過程

(2) ペDESTAL（ドライウエル部）からの溶融物の分散と移行過程

(3) 格納容器雰囲気中での粒子化デブリの熱伝達及び酸化反応過程

これらの過程において影響を与えるパラメータ及びそれらのパラメータのうちROAAM手法による評価において不確かさを考慮する支配パラメータの選定の考え方について、以下に説明する。

(1) 原子炉圧力容器からの炉心溶融物放出及びガスブローダウン過程

①下部プレナム内溶融炉心割合（原子炉圧力容器破損時）

別紙 4.1.1.6-1-35

支配パラメータとして不確かさを考慮する。原子炉圧力容器破損時に下部プレナムに存在する溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）床面に落下し、ブローダウンガスによりエントレインされドライウエルに流出することで、格納容器加温及び加圧に影響する支配パラメータとして不確かさを考慮する。

②原子炉圧力容器破損面積

支配パラメータとして不確かさを考慮する。原子炉圧力容器の破損面積は、ブローダウンガス流量及びその継続時間並びに原子炉圧力容器内に蓄積したガスによる格納容器加圧に影響する。ブローダウンガス流量及びその継続時間については、デブリの粒子化割合及び粒子化デブリのドライウエルへの移行割合に影響するが、デブリ粒子化割合については、保守的にペDESTAL（ドライウエル部）床面に落下したデブリ全量が粒子化するものとし、粒子化デブリのドライウエルへの移行割合については、当該パラメータの中で不確かさを考慮する。よって、原子炉圧力容器破損面積は、原子炉圧力容器内に蓄積したガスによる格納容器加圧に影響する支配パラメータとして不確かさを考慮する。

③原子炉圧力容器破損時の1次系圧力

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。原子炉圧力容器破損時の1次系圧力は、ブローダウンガス流量に影響するが、ブローダウンガス流量は粒子化デブリのドライウエルへの移行割合の中で不確かさを考慮する。

④溶融物放出量とガスブローダウン流量

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。溶融物放出量は、保守的に下部プレナム内の溶融炉心の全量が放出するとし、ガス

ブローダウン流量は粒子化デブリのドライウエルへの移行割合に影響するが、当該パラメータの中で不確かさを考慮する。

(2) ペDESTALからの溶融物の分散と移行過程

⑤デブリの粒子化割合

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。保守的にペDESTALに落下したデブリ全量が粒子化するものとして設定する。

⑥粒子化デブリのドライウエルへの移行割合

支配パラメータとして不確かさを考慮する。粒子化デブリのドライウエル（ドライウエル部）床面への移行割合は、格納容器雰囲気（格納容器）を直接加熱することにより格納容器加温及び加圧に影響するとともに、 Z_r と水蒸気との反応による反応熱及び水素発生により格納容器加温及び加圧に影響する支配パラメータとして不確かさを考慮する。

(3) 格納容器雰囲気中での粒子化デブリの熱伝達及び酸化反応過程

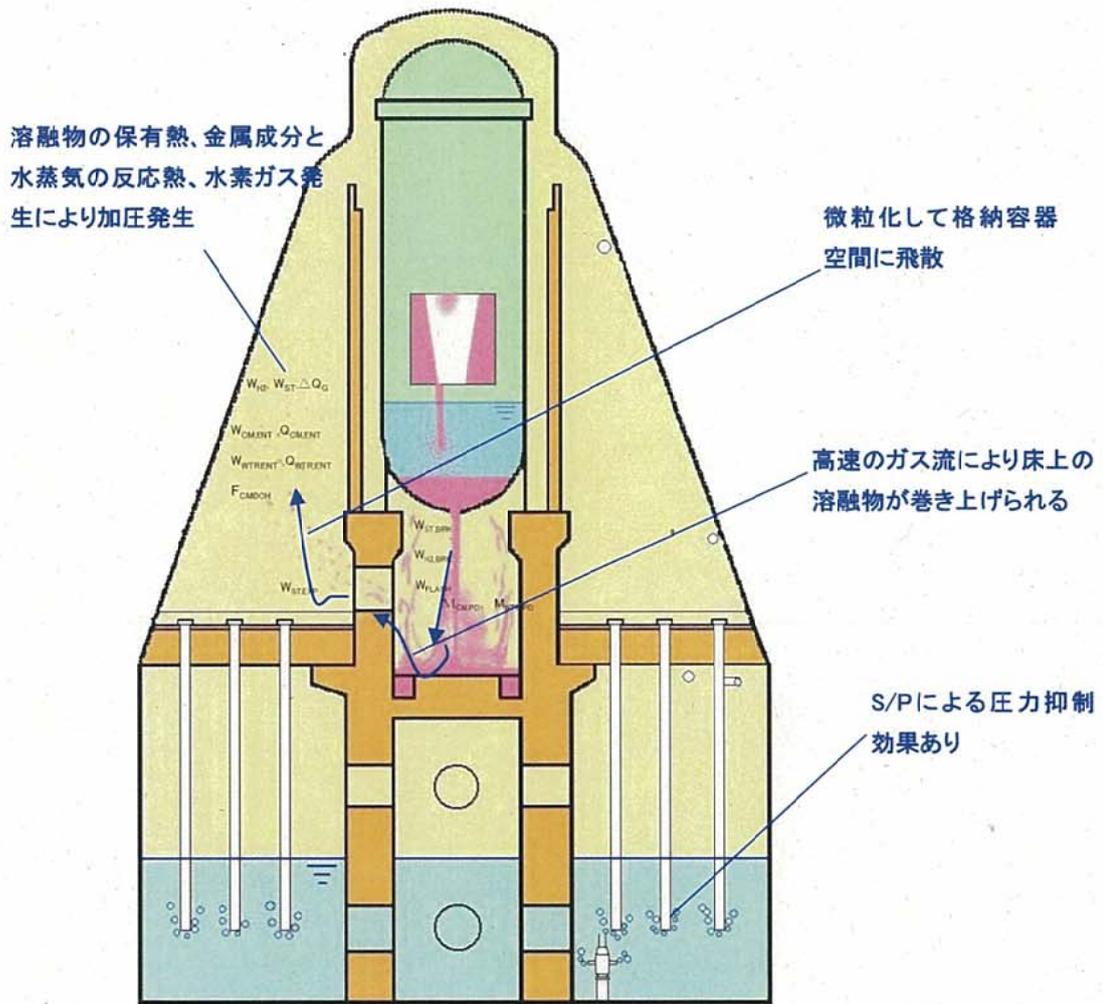
⑦デブリ粒子径

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。デブリ粒子径によりデブリの表面積が決定する。デブリ表面積は、粒子化デブリと格納容器雰囲気との熱伝達及び粒子化デブリと水蒸気との反応に影響するが、保守的にドライウエルに流出した粒子化デブリの保有熱は全て格納容器雰囲気に移行することとし、未酸化 Z_r は全て水蒸気と反応するものとする。

⑧炉内での Z_r 酸化割合

支配パラメータとして不確かさを考慮する。炉内での Z_r 酸化割合、下部プレナム内容融炉心割合及び粒子化デブリのドライウエルへの移行割合により、ドライウエルに移行する未酸化 Z_r 量

が決定される。ドライウェルに移行する未酸化 Zr 量は、 Zr と水蒸気との反応による反応熱及び水素発生により格納容器加温及び加圧に影響する支配パラメータとして不確かさを考慮する。



図補足 2.1-1 DCH現象の概要

格納容器イベントツリーにおけるDCHの取扱いについて

DCHに対する格納容器フラジリティは、格納容器圧力に対して設定する。

Mark-II 格納容器に対するDCHが発生した場合の、格納容器の圧力、雰囲気温度及び構造材の温度の挙動評価の例について図補足 2.2-1 に示す。これによると、DCHによる格納容器の負荷としては以下のものが考えられる。

- ①ドライウエルに拡散した粒子化デブリによるドライウエル雰囲気
の急激な加温及び加圧（格納容器過圧破損）
- ②ドライウエル雰囲気からの熱伝達によるドライウエル構造材の比
較的緩やかな加温（格納容器過温破損）

また、MAAPによる事故進展解析（第 4.1.1.5-4 表参照）の結果によれば、Mark-II 格納容器では、原子炉圧力容器が高圧で破損した際にDCHが発生しなかった場合においても、原子炉圧力容器が破損した際に噴出される高温のガス流によって加熱され、過温破損に至る。

DCHは数分以内の短時間の現象であり、格納容器の負荷としては圧力が重要である。よって、今回のPRAにおいては、DCHに関して図補足 2.2-2 のようなイベントツリーを設定し、短期間で過圧破損が発生しない場合は、必ず過温破損に至るとした（DCHによる過圧破損が発生しなかった場合の過温破損の確率を1とした）。

DCHによる格納容器過温破損については、不確かさは存在するものの、イベントツリーにおいてDCHにより過圧破損に至らなかった場合は必ず過温破損に至ると設定することで、評価結果に与える影響はないと考える。

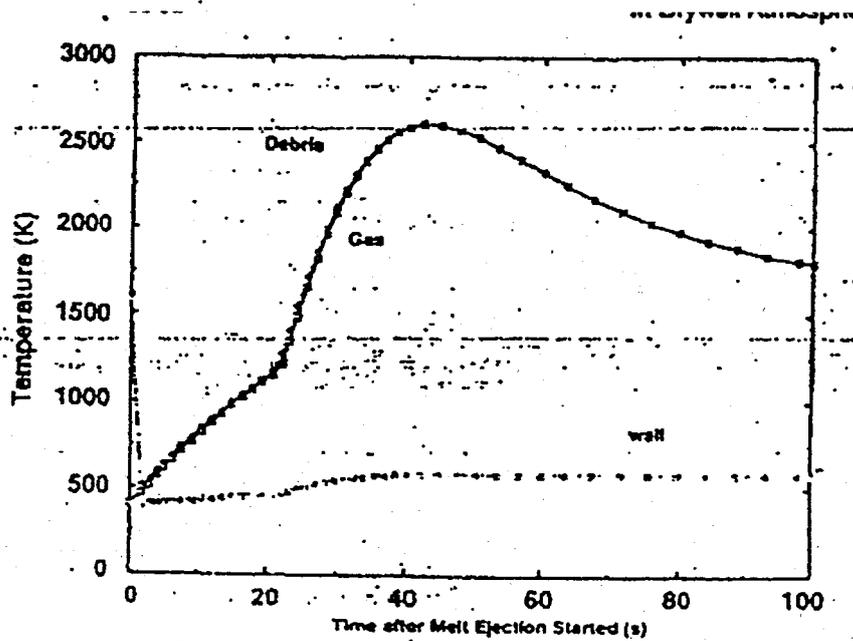


Figure 4. Temperature History of Drywell during DCH

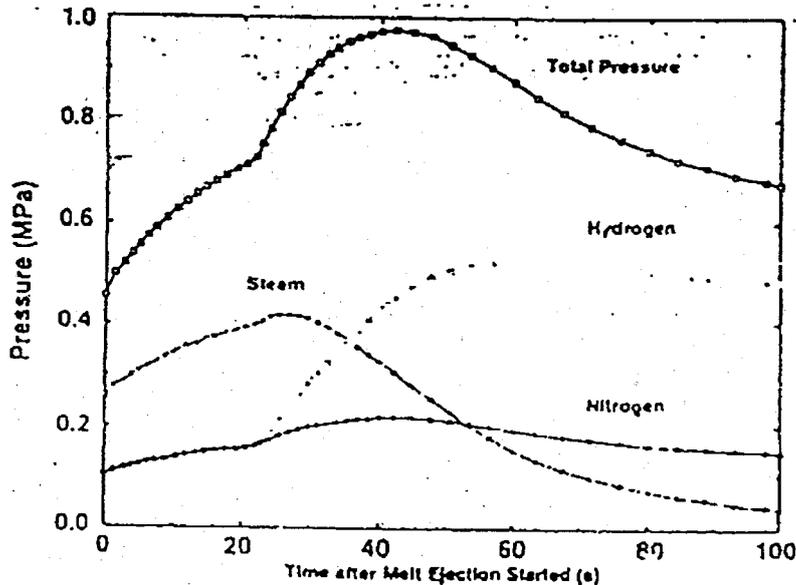
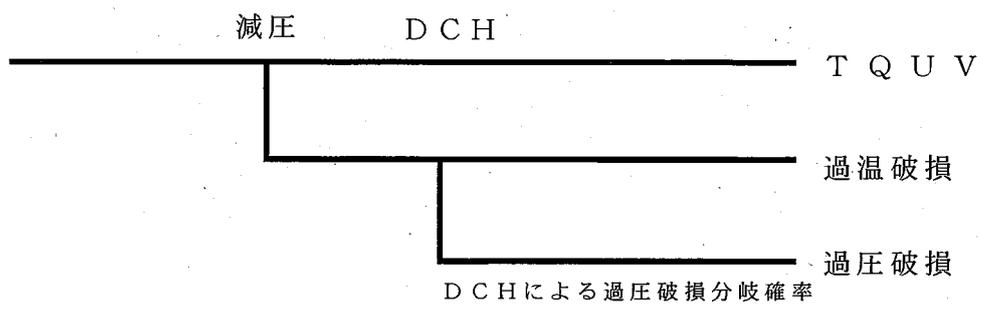


Figure 5. Pressure History of Drywell during DCH

- BWR-5 / Mark-II (3,293MW) のTBシーケンスに対する解析
- ドライウェル空間体積 5400m^3
- デブリ初期温度 $1,600\text{K}$
- デブリ主要組成 UO_2 ; $1.5 \times 10^5 \text{kg}$, Zr ; $8.8 \times 10^4 \text{kg}$,
 ZrO_2 ; $3.0 \times 10^4 \text{kg}$
- ドライウェル初期圧力 0.47MPa
- ドライウェル初期温度 400K

図補足 2.2-1 DCH発生時の格納容器挙動

(出典; Analysis of Direct Containment Heating in a BWR Mark-II Containment, JAERI-memo 05-139)



図補足 2.2-2 DCHのイベントツリー

3. 炉外水蒸气爆発 (F C I)

3.1 現象の概要

炉外水蒸気爆発（以下「FCI」という。）は、原子炉圧力容器破損後に熔融炉心が放出された際に、高温の熔融炉心が原子炉圧力容器下部の冷却材に落下すること等により水蒸気爆発が発生し、熔融炉心の持つ熱エネルギーが機械エネルギーに変換される現象である。なお、水蒸気爆発とは、蒸発速度が大きく蒸気圧力の増加速度が周囲の液体中での圧力緩和速度より大きい場合に起きる爆発的な反応である。FCIが発生した場合、爆発による衝撃波等が格納容器の構造物にかかり、格納容器破損に至る可能性がある。

3.2 ペDESTAL（ドライウエル部）内でのFCIによる格納容器破損の分岐確率の評価方法について

ROAM手法により、ペDESTAL（ドライウエル部）内でのFCIによる格納容器破損確率の確率分布を以下のとおり評価する。ROAM手法による評価の流れを図3-1に示す。

- (1) FCI現象の支配パラメータについて確率密度関数（pdf）を設定する。
- (2) FCI発生エネルギーと格納容器破損確率の因果関係（ペDESTALフラジリティ）（CR）を設定する。
- (3) 支配パラメータのモンテカルロサンプリングを実施し、FCI時に発生する機械エネルギーからペDESTAL破損確率の確率分布を設定する。また、ペDESTAL破損は格納容器破損と仮定して、格納容器破損確率の確率分布を評価する。

以上の評価により得られた格納容器破損確率の確率分布の平均値を、ペDESTAL（ドライウエル部）内でのFCIによる格納容器破損の分岐確率として設定する。

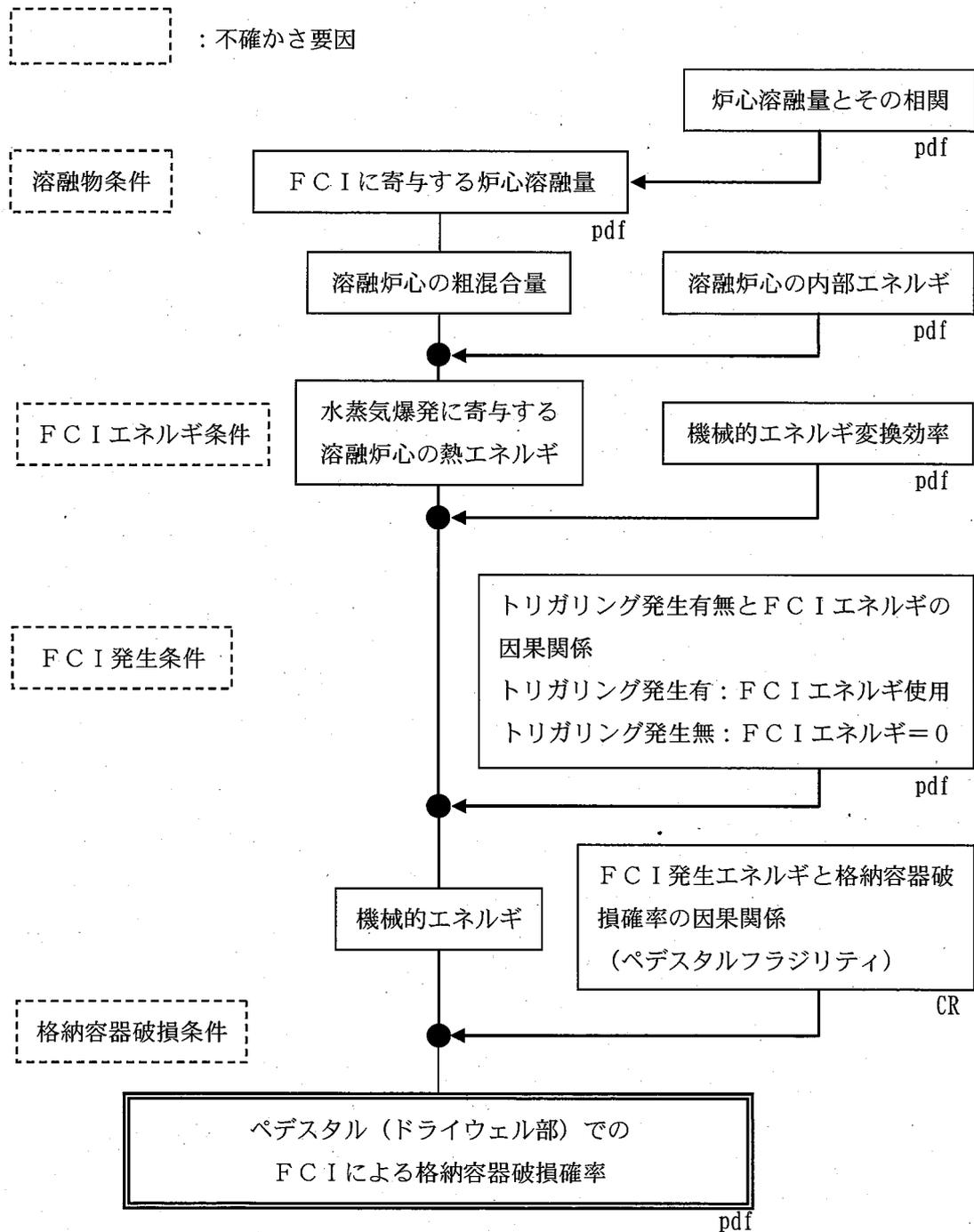


図 3-1 ペDESTAL（ドライウエル部）内でのFCIによる格納容器破損確率の評価フロー

3.3 ペDESTAL内でのFCIによる格納容器破損の分岐確率の評価結果

3.3.1 支配パラメータの確率密度関数の設定

ペDESTAL（ドライウエル部）内でのFCI現象の発生に関連して不確かさを考慮する支配パラメータとして以下のパラメータを選定した。

- ・ FCIに寄与する炉心溶融量（以下「粗混合量」という。）
- ・ 溶融炉心の内部エネルギー
- ・ 機械的エネルギー変換効率
- ・ トリガリング発生確率

（補足資料 3.1）

選定した支配パラメータについて，表 3-1 に示すとおり確率密度関数を設定した。

表 3-1 支配パラメータの確率密度関数の設定

支配パラメータ	確率密度関数	設定の考え方
粗混合量	<p>・ 炉心溶融量に以下の分布を設定 分布形：三角分布 最小値：<input type="text"/> 最尤値：<input type="text"/> 最大値：<input type="text"/></p> <p>・ 上記の分布と、炉心溶融量と粗混合量との因果関係から設定</p>	<p>・ 代表的な 8 つのシーケンスの BWR 5, M a r k - II 型格納容器プラントにおける M A A P 解析結果に基づき、炉心溶融量の分布及び炉心溶融量と粗混合量の因果関係を設定</p> <p>・ 炉心溶融量の分布の最大値、最尤値は、<input type="text"/> <input type="text"/>を設定</p> <p>・ 炉心溶融量の分布の最小値は、<input type="text"/> <input type="text"/></p>
溶融炉心の内部エネルギー	<p>分布形：三角分布 最小値：1.3 MJ/kg 最尤値：1.4 MJ/kg 最大値：1.5 MJ/kg</p>	<p>・ M A A P 解析結果に基づく溶融炉心の組成、先行研究で設定している溶融炉心の融点及び過熱度により、保有熱エネルギーに対する累積確率を評価した結果に基づき設定</p> <p>(補足資料 3.2)</p>
機械的エネルギー変換効率	<p>分布形：三角分布 最小値：0.002 最尤値：0.01 最大値：0.03</p>	<p>・ K R O T O S 試験^[3-1.2.3]の知見（変換効率は、アルミナ試験では<input type="text"/> <input type="text"/>、コリウム試験では極めて小さい<input type="text"/> <input type="text"/>を参考に設定</p>
トリガリング発生確率	<p>発生確率 0.1 の二項分布</p>	<p>・ 実機の炉心溶融物に組成に近い U - Z r - S U S 混合物から成る溶融物を用いた、水蒸気爆発が発生しやすいと考えられる低圧、高サブクール条件での F C I 試験結果^[3-4~8]（10 回のうち 1 回 F C I が発生）から設定</p>

3.3.2 []と粗混合量との因果関係評価

[]と粗混合量の因果関係は、以下のように評価した。

- ① TEXASコードの実機解析^[3-9]では、水蒸気爆発による発生エネルギーが最大となるタイミングが原子炉圧力容器破損後[]秒後であることを踏まえ、代表的なシーケンスのMAAP解析結果(図3-2)から、最初の[]秒間にペDESTALに落下した[]を粗混合量として評価(表3-2)。

(補足資料3.3)

- ② 表3-2の[]と粗混合量の関係をプロットし、近似曲線を導出(図3-3)。

表3-2 代表的なシーケンスにおける[]と粗混合量

ケース番号	事故シーケンス	[]	粗混合量(kg)
1	AE-1	[]	[]
2	AE-2		
3	TQUX-1		
4	TQUX-2		
5	TQUV-1		
6	TQUV-2		
7	TC-1		
8	TC-2		

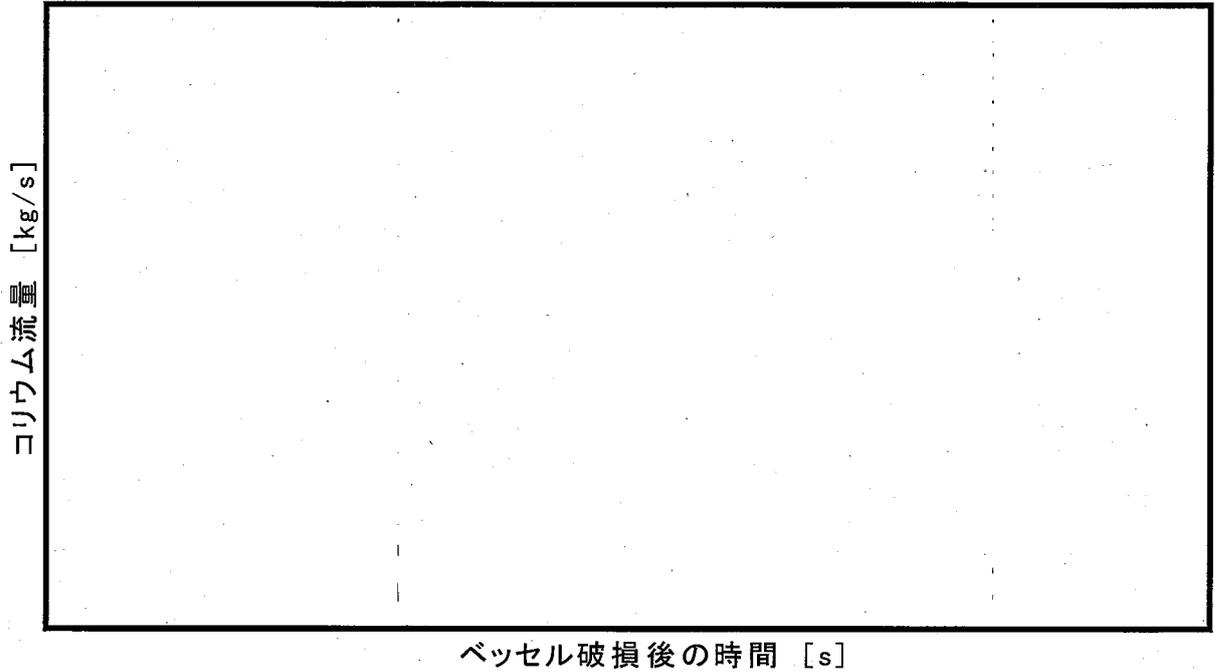


図 3-2 代表的なシーケンスにおけるセシウム流量の変化

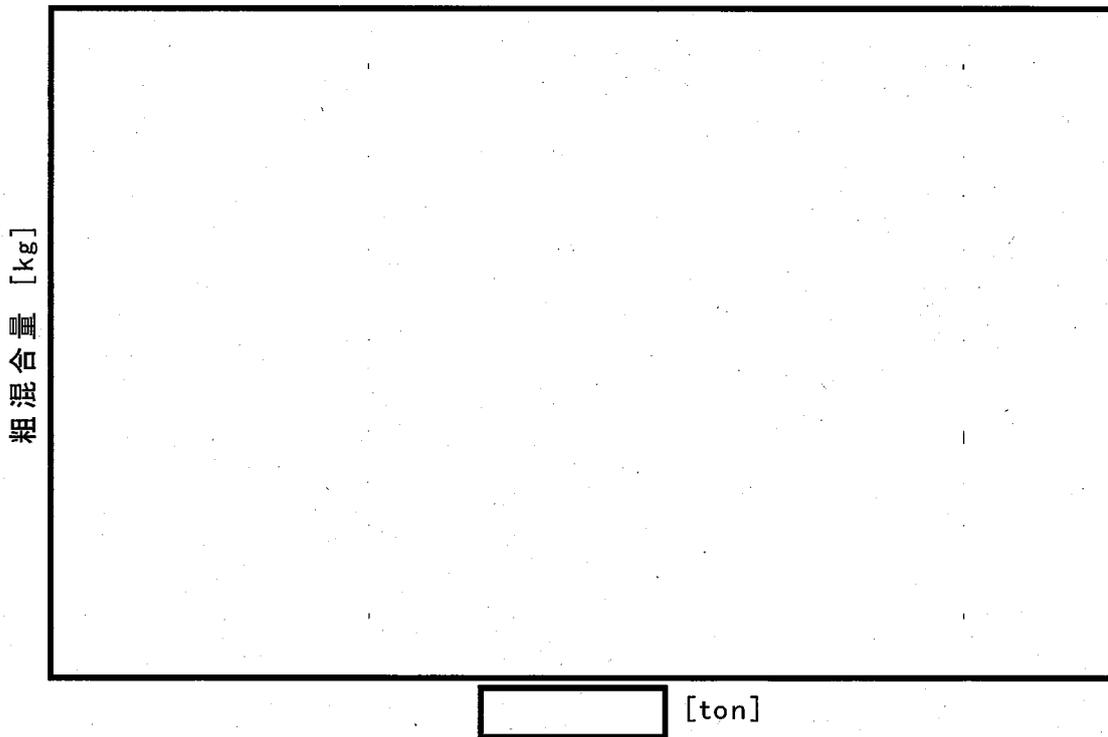


図 3-3 [ton] と粗混合量の因果関係

3.3.3 F C I 発生エネルギーとペDESTAL破損確率の因果関係（ペDESTALフラジリティ）について

F C I 発生エネルギー（機械エネルギー）とペDESTAL破損確率の因果関係（ペDESTALフラジリティ）は、以下のように設定した。

（補足資料 3.4）

- ① F C I 発生時の機械エネルギーによる鉄筋に発生する塑性ひずみを \square ^[3-10] により解析。
- ② 鉄筋の最大引張強さ相当の塑性ひずみが発生する場合のペDESTAL破損確率を \square 、鉄筋に塑性ひずみが発生しない場合はペDESTAL破損確率を \square と仮定。
- ③ ペDESTAL破損確率が \square の場合の機械エネルギーを算出し、 \square \square の最尤値と仮定。また、ペDESTAL破損確率が \square 、 \square の場合の機械エネルギーを、それぞれ \square の最大値、最小値と仮定。
- ④ ③にて仮定した \square により累積のペDESTAL破損確率分布を求め、ペDESTALフラジリティを設定（図 3-4）。

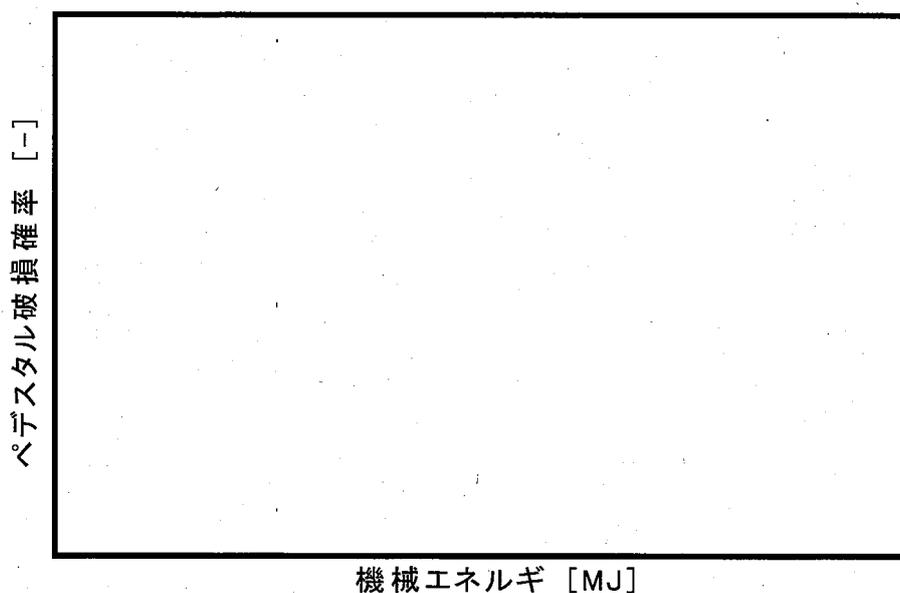


図 3-4 ペDESTALフラジリティ

別紙 4. 1. 1. 6-1-50

3.3.4 ペDESTAL (ドライウエル部) 内でのFCIによる格納容器破損の分岐確率の評価

支配パラメータのモンテカルロサンプリングを実施することにより評価したFCI時に発生する機械エネルギーと、ペDESTALフラジリティにより、ペDESTAL破損確率の確率分布を評価した(図3-5)。その平均値として、ペDESTAL (ドライウエル部) 内でのFCIによる格納容器破損確率の分岐確率を表3-3に示すとおり評価した。

表3-3 ペDESTAL (ドライウエル部) 内でのFCIによる格納容器破損の分岐確率

	ペDESTAL
FCIによる 格納容器破損確率	

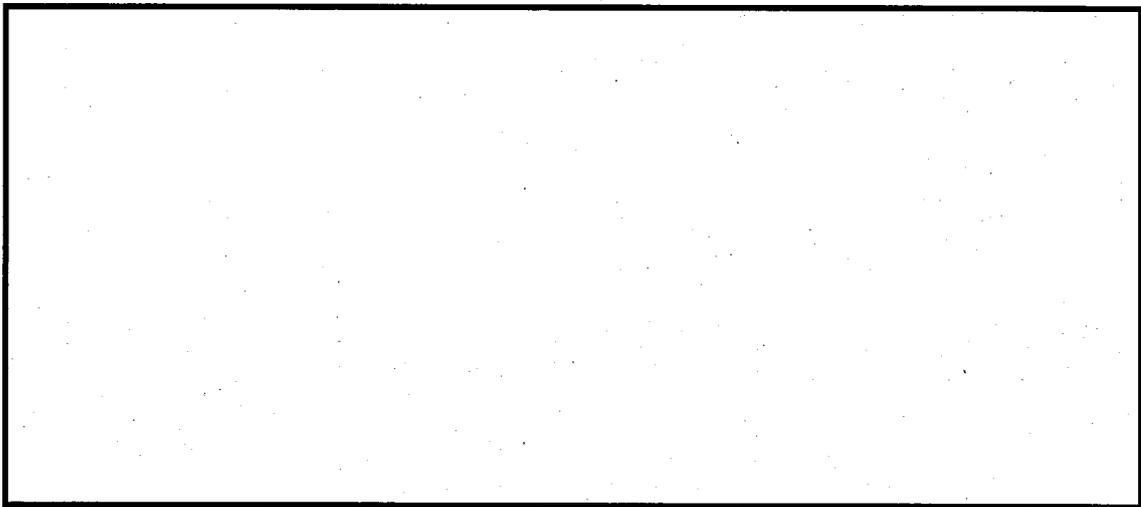


図3-5 格納容器破損確率の確率分布評価結果

3.4 サプレッション・プールでの F C I による格納容器破損の分岐確率について

サプレッション・プールでの F C I による格納容器破損の分岐確率については、実機の炉心溶融物に組成が近い [] から成る溶融物を用いた、 [] での F C I 試験^[3-4~8, 11]におけるトリガリング発生確率 [] を考慮して設定した（表 3-4）。溶融炉心はサプレッション・プールに大量に落下すると考えられ、F C I により発生する荷重とペDESTAL（ドライウエル部）床面が破損した状態におけるペDESTAL（ドライウエル部）壁面強度の関係について不確かさが大きいと考えられることから、確率値としてはトリガリング発生確率のみを用いた。

なお、表 3-1 のとおり、ペDESTAL（ドライウエル部）でのトリガリング発生確率は、 [] での F C I 試験結果から設定している。一方、サプレッション・プールでの F C I による格納容器破損の分岐確率設定に当たっては、溶融炉心落下時にサプレッション・プールが飽和状態になっていることも考えられることから、 [] での F C I 試験も考慮して設定した。

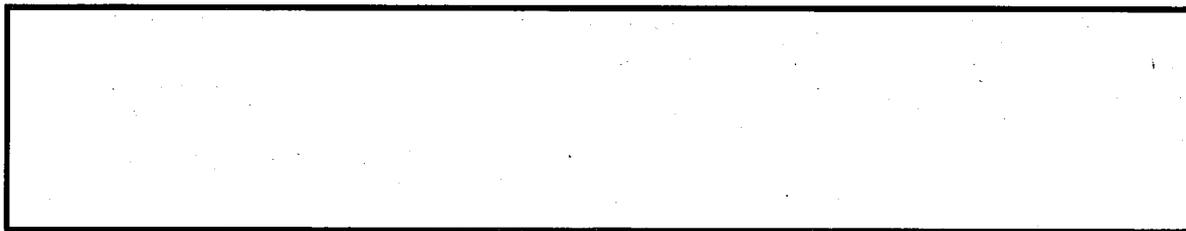
表 3-4 サプレッション・プールでの F C I による格納容器破損の分岐確率

	サプレッション・プール
F C I による格納容器破損確率	[]

3.5 参考文献

- [3-1] I. Huhtiniemi, et al., "Results of recent KROTOS FCI tests: alumina versus corium melts," Nucl. Eng. Des. 189 379-389, 1999.
- [3-2] D. Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006.
- [3-3] H. S. Park, et al., "Vapor Explosions in One-Dimensional Large Scale Geometry with Simulant Melts", NUREG/CR-6623, 1999
- [3-4] D. F. Fletcher, "A Review of the Available Information on the Triggering Stage of a Steam Explosion", Nuclear Safety. Vol. 35, No. 1, 1994.
- [3-5] H. S. Park et al., "Vapor Explosions in a One-Dimensional Large Scale Geometry With Simulant Melts", NUREG/CR-6623, 1999.
- [3-6] M. F. Young et al., "Hydrogen Generation During Fuel/Coolant Interactions", Nucl. Sci. Eng., Vol. 98, 1989.
- [3-7] I. Huhtiniemi et al., "Results of Recent KROTOS FCI Tests : Alumina vs. Corium Melts", JAERI-Conf 97-011, 1997.
- [3-8] M. Kato et al., "COTELS Project (2) : Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions", OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability. Karlsruhe. Nov. 1999.
- [3-9] Nishiura. H. et al. "Assessment of Ex-Vessel Steam Explosion Energy Using TEXAS-V". Proc. Second Japan-Korea Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety, Fukuoka, October

15-18, 2000.



[3-11]. M. Kato et al., "Fuel Coolant Interaction Tests using UO₂ Corium under Ex-Vessel Conditions", JAERI-Conf 99-005, 1999.

ROAAM手法で不確かさを考慮する支配パラメータの選定について
(FCI)

FCIは、原子炉圧力容器破損後に熔融炉心が放出された際に、高温の熔融炉心が原子炉圧力容器下部の冷却材に落下すること等により、熔融炉心の持つ熱エネルギーが爆発的な機械エネルギーに変換され、水蒸気爆発が発生する現象である。

これまでの知見により、FCI現象は以下に示すような過程を経て進行していくものと提唱されている。

- ①高温高沸点液体（熔融金属）と低温低沸点液体（水等）の接触
- ②粗混合：熔融金属の固まりが水中で細かくなり分散
- ③膜沸騰：細かく分散した金属液滴の周りを蒸気の膜が覆う
- ④蒸気膜の一部が崩壊
- ⑤金属と水の直接接触
- ⑥高温液滴の細粒化
- ⑦急激な熱移動
- ⑧圧力波の発生
- ⑨圧力波の伝播
- ⑩大規模な水蒸気爆発

特に、機械的エネルギーへの変換効率が発生する条件としては、下記の4過程が必要であると考えられている。

- (1) 粗混合状態（適度な大きさに細粒化した高温融体と水とが蒸気膜を介して粗混合）

(2) トリガリング（蒸気膜が崩壊して高温融体と水との直接接触を引き起こす）

(3) 伝播及び膨張（直接接触と高温伝播・沸騰，高温融体の微粒化が高速に進み，体系全体へ機械的エネルギーを放出）

これらの過程における影響を与えるパラメータ及びそれらのパラメータのうちROAM手法による評価において不確かさを考慮する支配パラメータについて選定した。この選定の考え方について，以下に説明する。

(1) 粗混合状態

① 炉心溶融量（原子炉圧力容器破損前に下部プレナムに落下する溶融デブリ量）

粗混合量に直接影響するため，不確かさを考慮する。ただし，粗混合状態の過程における支配パラメータである粗混合量の中で炉心溶融量の不確かさを考慮する。

② 原子炉圧力容器から放出されるコリウムの特性（流量，組成）

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。原子炉圧力容器から放出されるコリウムの特性（流量，組成）は，原子炉圧力容器破損モード・原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力により決まり，溶融炉心の細粒化量に影響する。溶融炉心の細粒化量は粗混合量に影響するため，粗混合量の中で不確かさを考慮する。なお，原子炉圧力容器の破断口の拡がりについては，粗混合量を評価するMAAP解析において考慮されている。

③ ペDESTAL水中における粗混合領域

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。ペDESTAL（ドライウエル部）水中における粗混合領域は，落下した溶融炉心のジェットからの離脱の態様と水中の落下挙動により決まり，ジェットから離脱した場合，熱伝達によって固化することで，粗混合量は減少する。したがって，本パラメータは粗混合量に影響するため，粗混合量の中で不確かさを考慮する。

④粗混合量

支配パラメータとして不確かさを考慮する。粗混合量は，「炉心溶融量（原子炉圧力容器破損前に下部プレナムに落下する溶融デブリ量）」，「原子炉圧力容器から放出されるコリウムの特性（流量，組成）」及び「ペDESTAL（ドライウエル部）水中における粗混合領域」等により異なり，FCIにより発生する機械エネルギーに直接影響するため，支配パラメータとして不確かさを考慮する。

(2) トリガリング

⑤溶融炉心の過熱度

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。溶融炉心の過熱度が小さい場合，溶融炉心周りの蒸気膜崩壊時に接触界面温度が固化温度以下に低下してトリガリングが起きないと考えられており，トリガリング発生の有無に対して影響するため，トリガリング発生の有無の中で不確かさを考慮する。

⑥ペDESTALの水温

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。飽和水に溶融物が落下する場合には，サブクール度によって自発的トリガリングの発生に影響するため，トリガリング発生の有無の中で不確かさを考慮する。

⑦トリガリング発生の有無

支配パラメータとして不確かさを考慮する。トリガリング発生の有無は、「溶融炉心の過熱度」,「ペDESTALの水溫」等により影響を受け、機械エネルギーを発生するかどうかが決まる。したがって、支配パラメータとして不確かさを考慮する。

(3) 伝播及び膨張

⑧トリガリングのタイミング

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。トリガリングのタイミングが早い場合、粗混合状態を形成して水蒸気爆発に寄与する溶融炉心の量が少ないために発生エネルギーは低下し、一方でタイミングが遅い場合は、細粒化した溶融炉心の固化が進む上、冷却材ボイド率が高まり発生エネルギーは低下するため、本パラメータはFCIにより発生する機械エネルギーに影響する。ただし、本評価では、補足資料 3.3 に記載のとおり、TEXASコードでの実機解析の知見を踏まえて、トリガリングタイミングは最も発生エネルギーが高いと考えられる をトリガリングタイミングとしており、支配パラメータとして選定しない。

⑨溶融炉心の内部エネルギー

支配パラメータとして不確かさを考慮する。溶融炉心の内部エネルギーは溶融炉心の金属（特にZr）の酸化割合、溶融炉心の融点及び溶融炉心の過熱度により決まり、FCIにより発生する機械エネルギーに直接影響するため、支配パラメータとして不確かさを考慮する。

⑩粗混合領域のボイド率

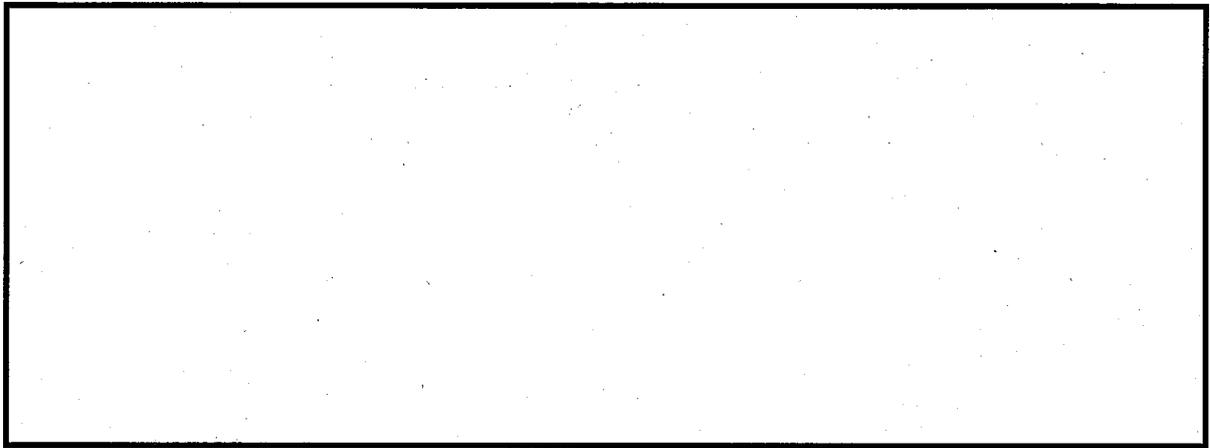
支配パラメータとして不確かさを考慮しない。粗混合領域のボイド率が高いと、水の運動エネルギーが蒸気相に吸収されてしまうため、機械的エネルギー変換効率が低下する。したがって、本パラメータは機械的エネルギー変換効率に影響するため、機械的エネルギー変換効率の中で不確かさを考慮する。

⑩ 機械的エネルギー変換効率

支配パラメータとして不確かさを考慮する。機械的エネルギー変換効率は粗混合領域のボイド率等により異なり、FCIにより発生する機械エネルギーに直接影響するため、支配パラメータとして不確かさを考慮する。

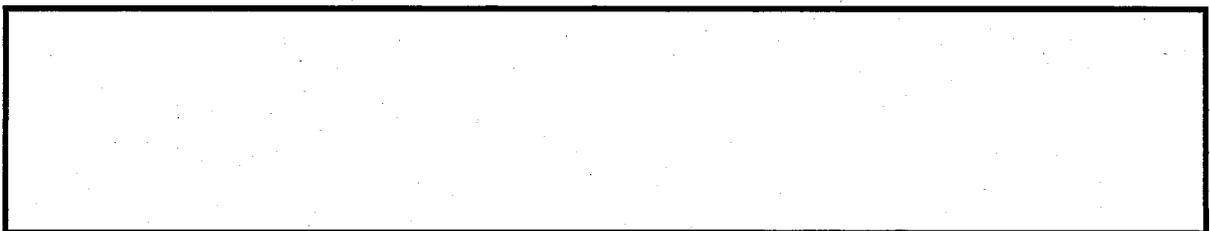
溶融炉心の単位質量当たりの保有熱エネルギーの評価について

溶融物の持つ単位質量当たりの保有熱エネルギー E_t (J/kg) (以下「単位質量保有熱エネルギー」という。) は、次式で定義される。 E_t に機械的エネルギーの変換効率を掛けることにより、水蒸気爆発による発生エネルギーが評価できる。



表補足 3.2-1 に、溶融物の物性値をまとめて示す。本表より、 ZrO_2 の液体状態での比熱及び溶融潜熱が比較的大きいことが分かる。

そこで、MAAP 解析^[1]に基づき、表補足 3.2-2 のとおり ZrO_2 の質量割合の異なる 2 ケースの組成を設定し、更にコリウム温度に係る文献^[2, 3]を参考に以下のとおりコリウムの融点、相互作用後のコリウム温度及び溶融炉心の過熱度を仮定し、保有熱エネルギーに対する累積確率を評価した。その結果を図補足 3.2-1 に示す。



図補足 3.2-1 から分かるように、 ZrO_2 の質量割合が大きい組成 1 のケースの保有熱エネルギーが高いことから、組成 1 における保有熱エネルギーに対する累積確率が [] の場合の単位質量保有熱エネルギーである [] を、それぞれ最小値、最尤値、最大値とし、分布は [] と仮定した。

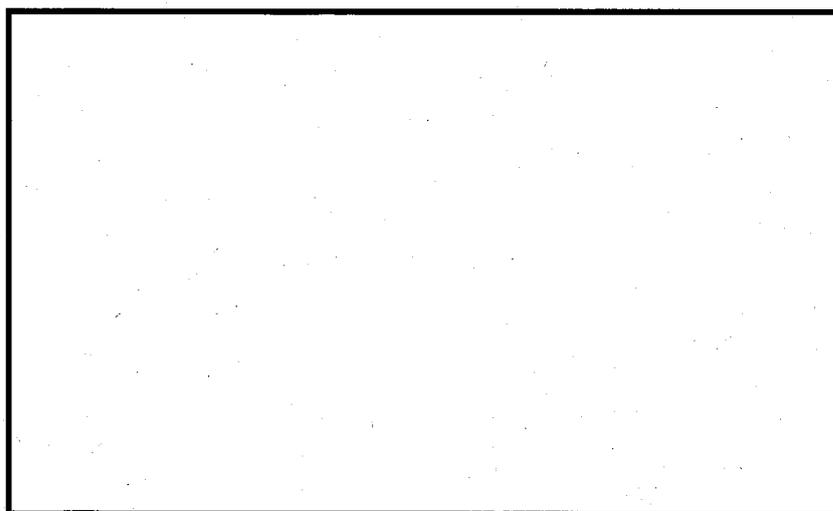
表補足 3.2-1 物性値のまとめ^[2]

	固体の比熱	液体の比熱	溶融潜熱
UO_2	332J/kgK	503J/kgK	274J/kgK
ZrO_2	604J/kgK	815J/kgK	706J/kgK
Zr	356J/kgK	356J/kgK	225J/kgK
Stainless Steel	558J/kgK	558J/kgK	280J/kgK

表補足 3.2-2 溶融炉心の組成

	組成 1	組成 2
[]		

エネルギーに対する累積確率 [-]



溶融物の単位質量当たりの保有熱エネルギー [MJ/kg]

図補足 3.2-1 溶融物の保有熱エネルギーに対する累積確率評価結果

別紙 4.1.1.6-1-61

参考文献

- [1] 「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書」財団法人 原子力発電技術機構 平成 10 年度
- [2] D. T. Hargman, "SCDAP/RELAP5/MOD3.1 Code Manual, MATPRO-A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis", NUREG/CR-6150, 1995.
- [3] O. Zuchuat, et al., "Steam Explosions-Induced Containment Filure Studies for SWISS Nuclear Power Plants", OECD/CSNI Specialist Meeting, JAERI, Japan, May 1997.

TEXASコードでの実機解析について

TEXASコードでの実機解析では、トリガリングのタイミングに対する発生エネルギーにはピークがある結果となっている。これは、トリガリングが早いと水中の溶融物量が少ないこと、トリガリングが遅いと粒子が固化したりボイド率が増大して爆発に寄与する溶融物量が少なくなるためである。

したがって、TEXASコードでの実機解析の知見を踏まえて、本評価におけるトリガリングの最適条件を とし、それまでに落下した溶融物落下量を粗混合量とすることとした。

F C I におけるペDESTALフラジリティ評価方法について

F C I におけるペDESTALフラジリティは、「3.3.3 F C I 発生エネルギーと格納容器破損確率の因果関係（ペDESTALフラジリティ）について」に記載のとおり、コードにより F C I 発生時の機械エネルギーによる鉄筋に発生する塑性ひずみを評価し、塑性ひずみの評価結果からペDESTAL破損確率に変換し、を仮定することでペDESTALフラジリティを設定している。

以下では、コードの概要、コードによる解析条件及び結果並びにペDESTAL破損確率の評価方法について記載する。

1. コードの概要

コードは、
コードで、時間とともに接触条件や構造物形状が変化するような非線形解析が可能である。

2. コードによる解析条件及び結果

(1) 解析条件

コードを用いた評価モデル概念図を図補足 3.4-1 に示す。体系は B W R 5，M a r k - II 型格納容器プラントを対象としており、解析範囲は圧力波の伝播による構造物への影響を考慮して、

その間の及び
とした。

解析では、下部ドライウエル冷却材中での水蒸気爆発による圧力波が冷却材あるいは蒸気層部を伝播した結果、構造物に生じる荷重・変形の評価を行う。

(2) 解析結果

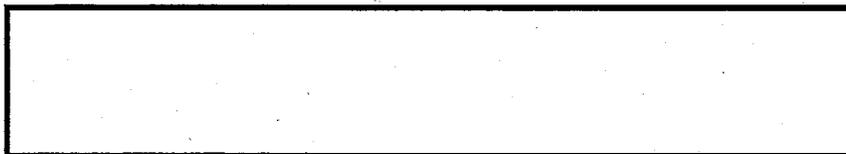
機械エネルギーに対するペDESTAL鉄筋に発生する塑性ひずみの評価結果の一例を、図補足 3.4-2 に示す。

解析では、ペDESTAL（ドライウエル部）内表面から外側表面に向かって評価点を複数設定しているが、ペDESTAL破損確率を評価する際は、最も塑性ひずみが大きくなっているペDESTAL（ドライウエル部）内表面から厚み方向に の位置の解析結果を使用している。

3. ペDESTAL破損確率の評価方法

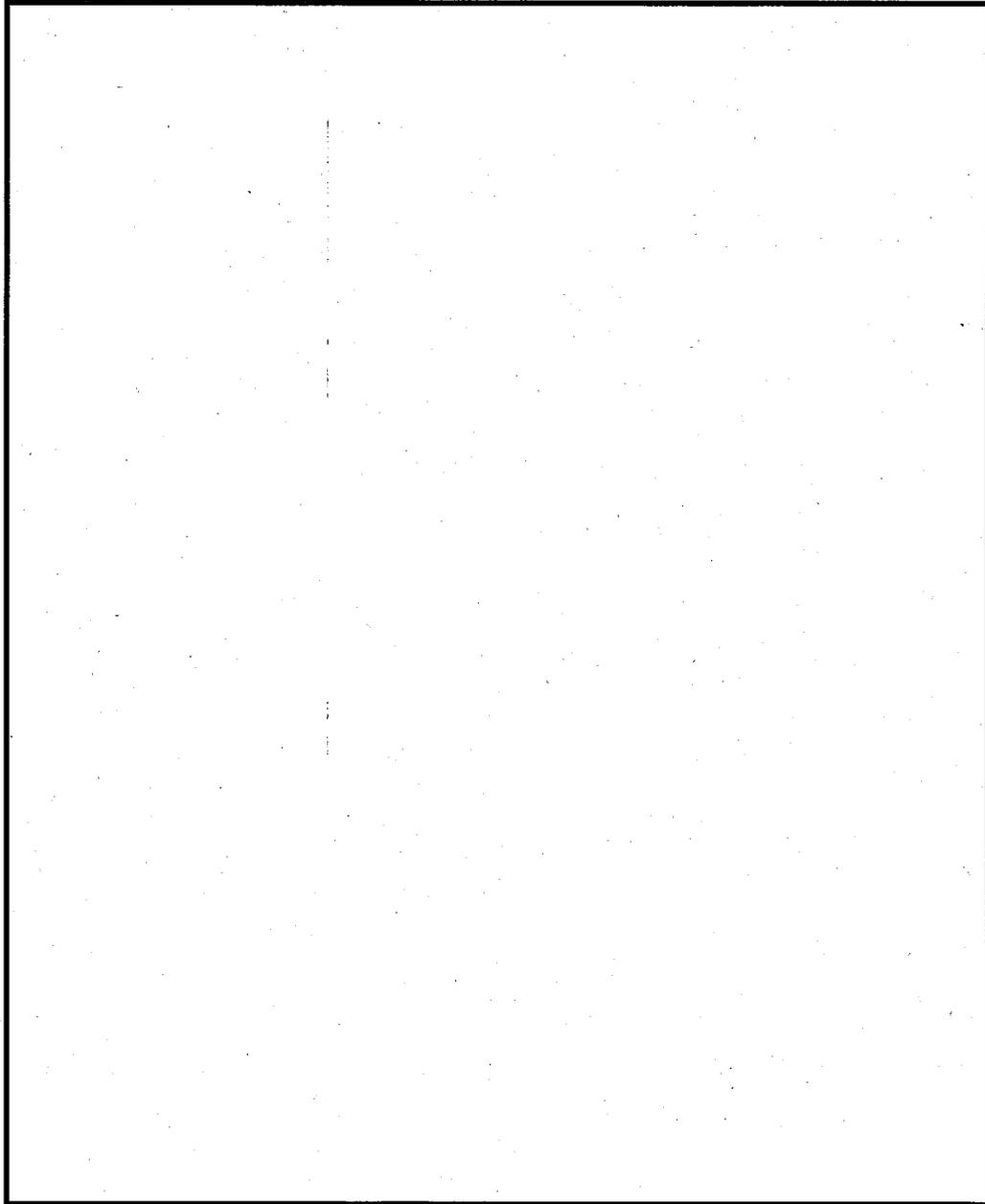
① ペDESTALが破損する塑性ひずみは、鉄筋の最大引張強さ時の塑性ひずみ に不確定要素 を考慮した塑性ひずみ とする。すなわち、鉄筋の塑性ひずみ を発生させるのに必要な機械エネルギーは であり（図補足 3.4-3）、この場合ペDESTALが破損するとして破損確率を 100% と仮定。

② 機械エネルギー により鉄筋に発生する塑性ひずみは であり（図補足 3.4-3）、以下の式よりペDESTAL破損確率は と評価されることから、機械エネルギー を破損確率 50% と設定。



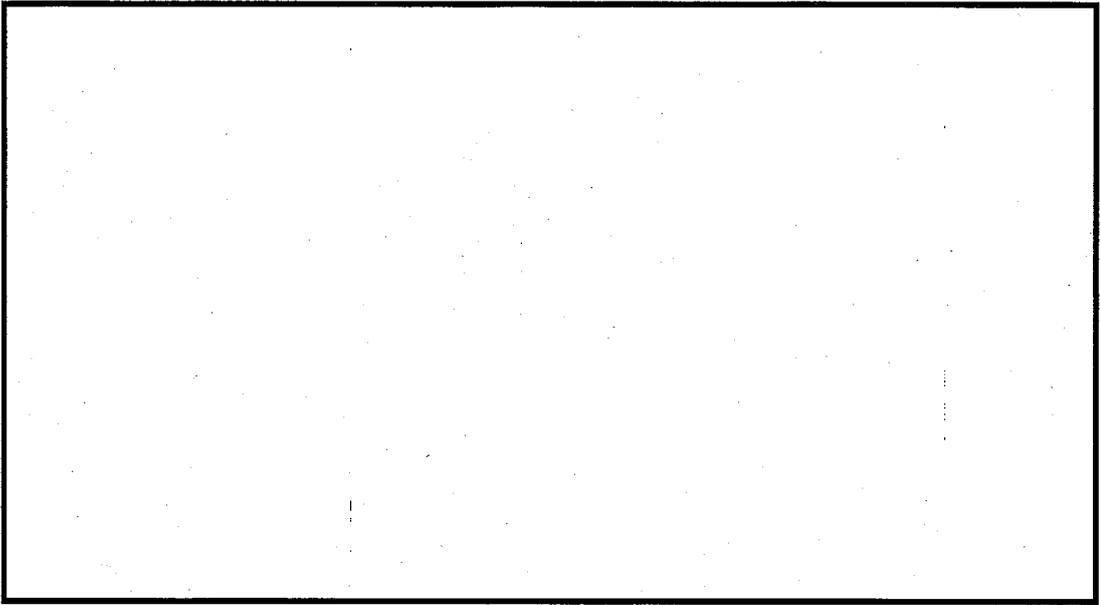
③ 機械エネルギーが を越えた領域で鉄筋に塑性ひずみが発生することから、 はペDESTAL破損確率を 0% と仮定。

- ④ 機械エネルギーの最大値，最尤値，最小値を、それぞれ とし，分布は を仮定し，累積のペDESTAL 破損確率分布を求め，ペDESTAL フラジリティを設定。



図補足 3.4-1 コードを用いた評価モデル概念図
(BWR5, Mark-II 型格納容器プラント)

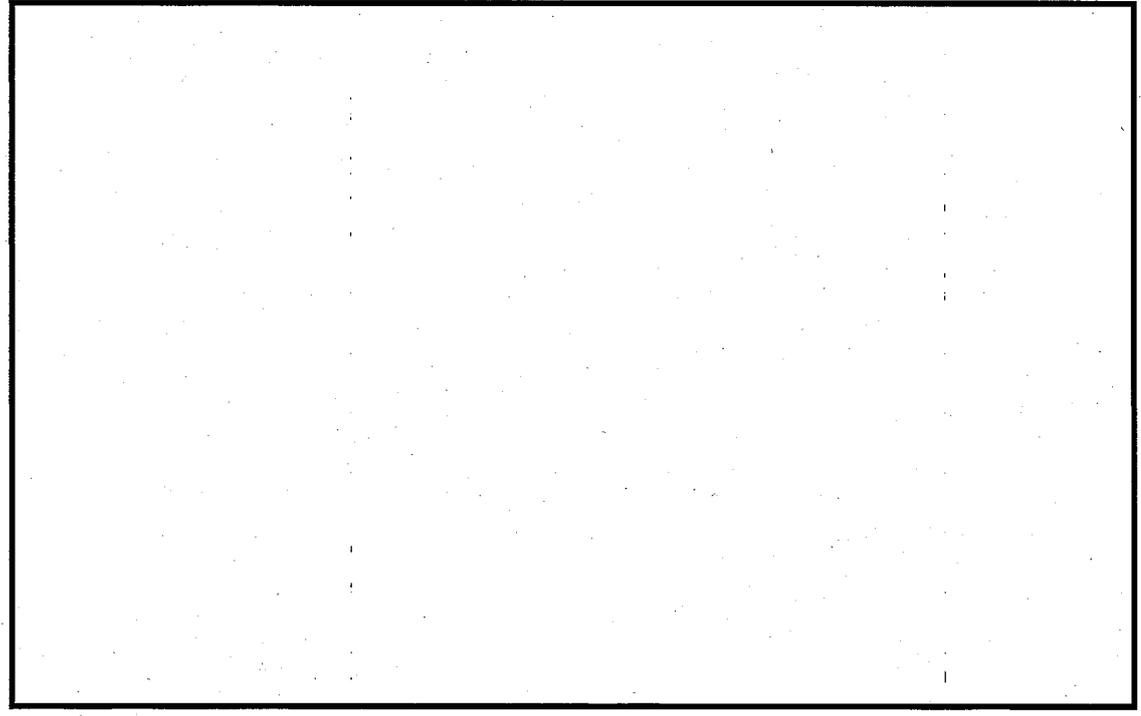
塑性ひずみ [-]



時間 (ms)

図補足 3.4-2 ペDESTAL鉄筋に発生する塑性ひずみの評価結果
(機械エネルギー)

塑性ひずみ [-]



機械エネルギー [MJ]

図補足 3.4-3 機械エネルギーと鉄筋に発生する塑性ひずみの関係

4. 熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)

4.1 現象の概要

溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）は、炉心が溶融し原子炉圧力容器下部ヘッドを溶融貫通してペDESTAL（ドライウェル部）床面に落下した場合に発生し、ペDESTAL内に堆積した高温の溶融炉心によってコンクリートが熱せられ、熱分解し侵食される現象である。

コンクリートの分解により発生する水蒸気及び二酸化炭素が溶融炉心内を通過する際、未酸化金属成分と反応して水素や一酸化炭素等の非凝縮性の可燃性ガスが発生する。これらのガス発生による格納容器内の加圧が格納容器の閉じ込め機能維持に悪影響を与える可能性がある。

また、堆積溶融物の冷却が不十分で侵食が継続した場合、ペDESTAL（ドライウェル部）床が貫通し、溶融炉心がサプレッション・プールに落下する可能性がある。さらに、サプレッション・プールに落下し堆積した溶融物の冷却が不十分であり、コンクリートの侵食が発生し継続した場合には、放射性物質の地中放出が起きる可能性や、原子炉圧力容器支持構造の強度が低下し、格納容器破損に至る可能性がある。

4.2 MCCIによる格納容器破損の分岐確率の評価方法について

ROAM手法により、MCCIによる格納容器破損確率の確率分布を以下のとおり評価する。ROAM手法による評価の流れを図4-1、図4-2に示す。

- (1) MCCI現象の支配パラメータについて、確率密度関数(pdf)を設定する。

- (2) 支配パラメータを基に、デブリからの除熱量の確率分布を評価する。
 - (3) デブリからの除熱量とMCCI継続確率の因果関係(CR)を評価する。
 - (4) デブリからの除熱量とMCCI継続確率の因果関係(CR)、及び支配パラメータを基に、モンテカルロサンプリングにより、MCCI継続による格納容器破損確率の確率分布を評価する。
- 以上の評価により得られた格納容器破損確率の確率分布の平均値を、MCCIによる格納容器破損の分岐確率として設定する。

：不確かさ要因

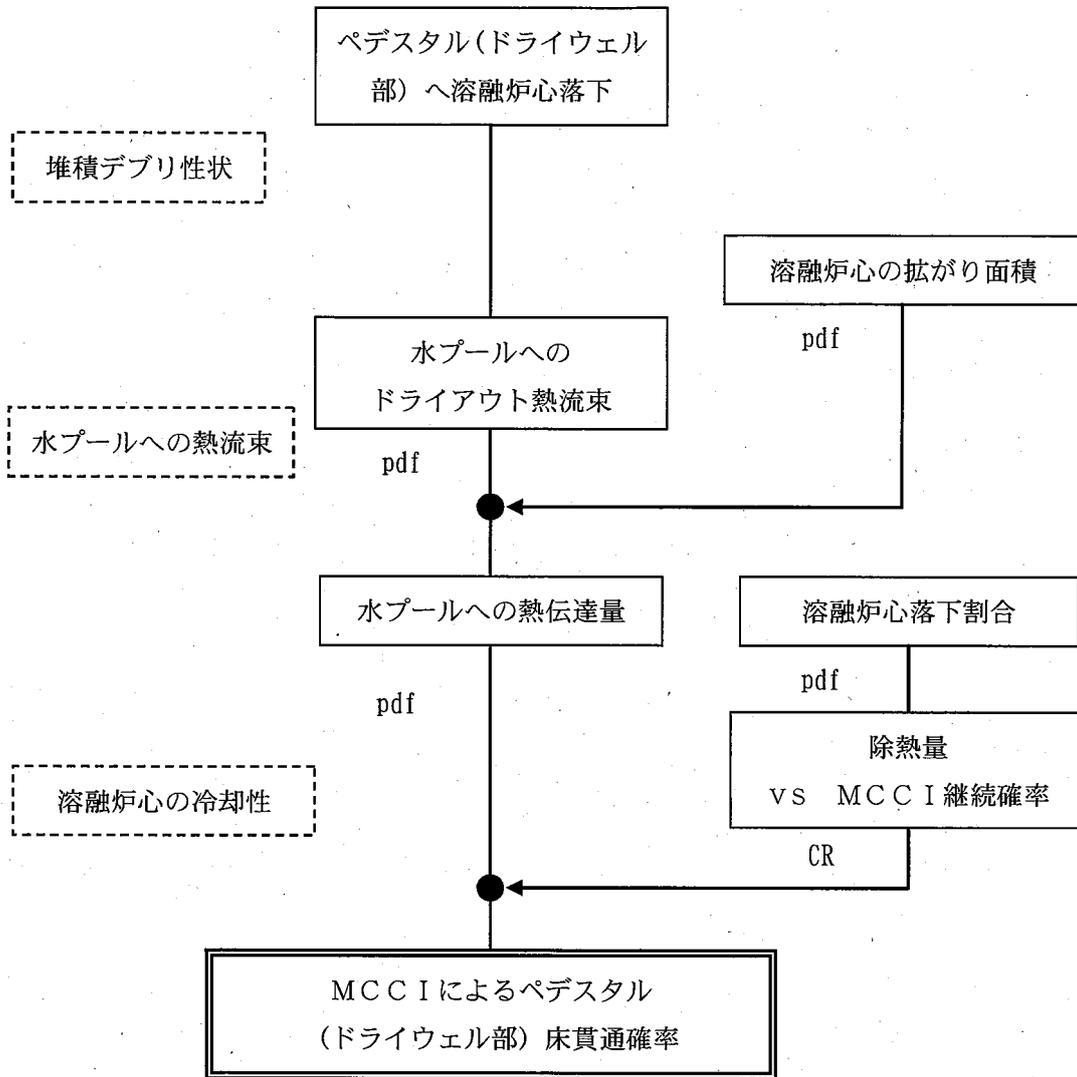


図 4-1 MCCI による格納容器破損確率の評価フロー
(ペDESTAL (ドライウェル部) 床貫通確率評価まで)

: 不確かさ要因

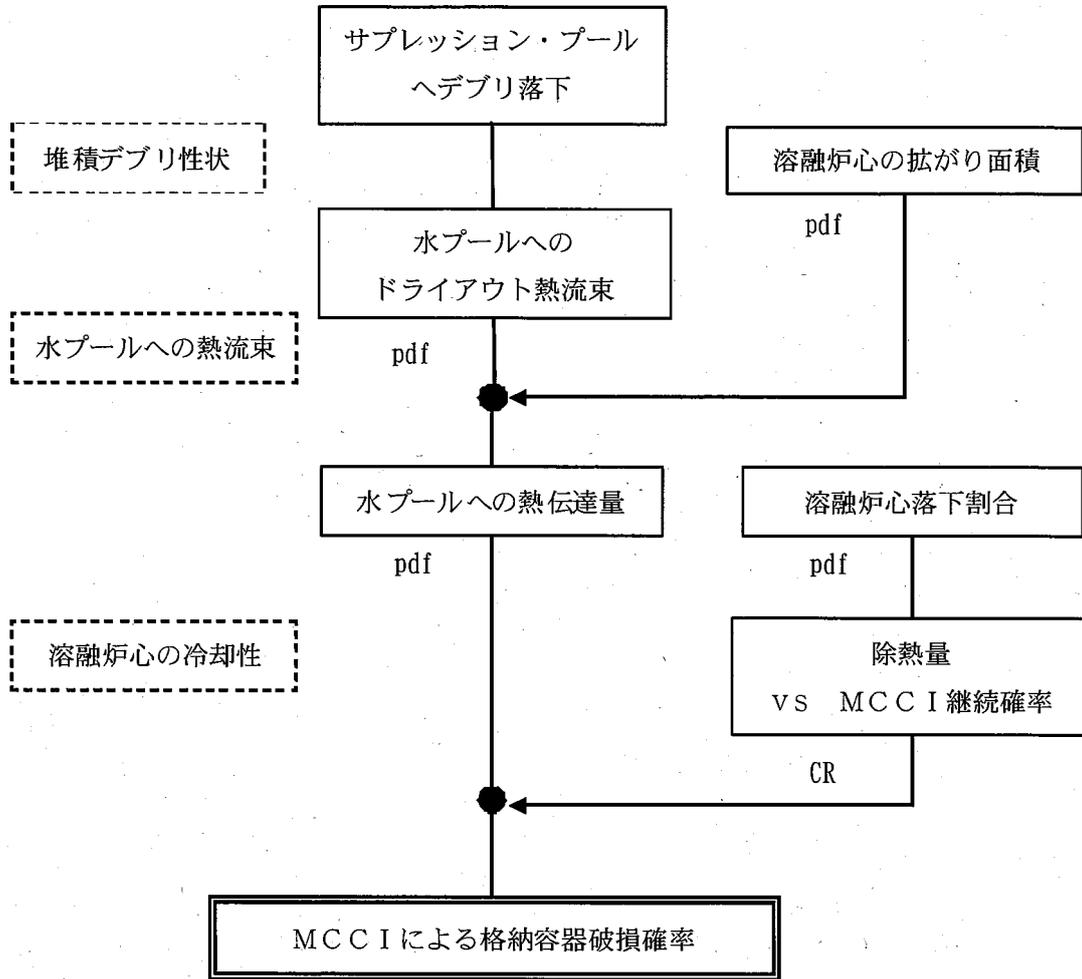


図 4-2 MCC I による格納容器破損確率の評価フロー
(サプレッション・プールヘデブリ落下後)

4.3 MCCIによる格納容器破損の分岐確率の評価結果

4.3.1 支配パラメータの確率密度関数の設定

MCCI現象の発生に関連して不確かさを考慮する支配パラメータとして以下のパラメータを選定した。

- ・ 溶融炉心落下割合
- ・ 溶融炉心の広がり面積
- ・ 水プールへのドライアウト熱流束

(補足資料 4.1)

選定したパラメータについて、表 4-1 に示すとおり確率密度関数を設定した。

表 4-1 支配パラメータの確率密度関数の設定

(ペDESTAL)

支配パラメータ	確率密度関数	設定の考え方
溶融炉心落下割合	分布形：一様分布 上限値： <input type="text"/> 下限値： <input type="text"/>	・ M A A P 解析結果によると全炉心の <input type="text"/> がペDESTAL (ドライウエル部) に落下するが、 <input type="text"/> 落下まで想定し設定
溶融炉心の広がり面積	分布形：三角分布 最小値：ペDESTAL (ドライウエル部) 面積の 90% 最尤値：ペDESTAL (ドライウエル部) 面積 最大値：ペDESTAL (ドライウエル部) 面積	・ ドライ条件での広がり面積として設定 ・ 最小値は、ペDESTAL (ドライウエル部) 床面面積の大部分に広がるものとして工学的判断に基づき設定 ・ 最尤値は、ペDESTAL (ドライウエル部) 床面全面に広がる可能性が高いことを考慮し設定
水プールへのドライアウト熱流束	分布形：三角分布 最小値： <input type="text"/> MW/m ² 最尤値： <input type="text"/> MW/m ² 最大値： <input type="text"/> MW/m ²	・ S S W I C S 試験を参考に設定 ・ 最小値は、クラスト浸水時のドライアウト熱流束を想定し、ハードクラストにおいて水が浸入しない場合の熱流束としても <input type="text"/> MW/m ² 程度の熱流束となることから、浸水による改善を考慮し設定

(補足資料 4.2)

表 4-2 支配パラメータの確率密度関数の設定
(サプレッション・プール)

支配パラメータ	確率密度関数	設定の考え方
溶融炉心落下割合	分布形：一様分布 上限値： <input type="text"/> 下限値： <input type="text"/>	・ペDESTAL内の全ての溶融炉心がサプレッション・プールに落下すると想定して設定。
溶融炉心の広がり面積	分布形：三角分布 最小値：サプレッション・プール床面積※の 50% 最尤値：サプレッション・プール床面積の 80% 最大値：サプレッション・プール床面積	・最小値及び最尤値については、サプレッション・プール水により溶融炉心の広がり阻害されること、セルフレベルリング効果による広がりを考慮し、工学的判断に基づき設定 ※サプレッション・プール床面積はペDESTAL部に相当する面積
水プールへのドライアウト熱流束	(粒子径の分布) 分布形：三角分布 最小値： <input type="text"/> m 最尤値： <input type="text"/> m 最大値： <input type="text"/> m (ポロシティの分布) 分布形：三角分布 最小値： <input type="text"/> 最尤値： <input type="text"/> 最大値： <input type="text"/>	・プール水中で大部分が粒子化されるため、Lipinskiモデルにより、粒子径、ポロシティからドライアウト熱流束を設定 (補足資料 4.2) (補足資料 4.3) ・粒子径の確率分布は、COTELS試験を参考に設定 ・ポロシティの確率分布は、種々の粒子堆積状態を考慮して設定

4.3.2 デブリからの除熱量とMCCI継続確率との因果関係

単位時間当たりのデブリからの除熱量が与えられた場合のMCCI継続確率を次のような考え方で設定し、デブリからの除熱量とMCCI継続確率との関係式とする(図4-3及び図4-4)。

- ・ 図4-5のMAAP解析に基づき、溶融炉心からの除熱量が崩壊熱を除去できれば、その時点でMCCIが停止する。
- ・ 溶融炉心からの除熱量が、表4-3に示すペDESTAL(ドライウエル部)床面又はサプレッション・プールへ溶融炉心が落下した直後の崩壊熱 Q_1 以上である場合、MCCIは進行しないと想定されるため、MCCI継続確率としてを設定。

- ・ 溶融炉心からの除熱量が，表 4-3 に示すコンクリート侵食が許容限界まで進行した時点の崩壊熱 Q_2 以下である場合，許容限界以上に侵食されると想定されるため，MCCI 継続確率として を設定。
(補足資料 4.4)
- ・ 溶融炉心からの除熱量が， Q_1 と Q_2 の中間である場合は，許容範囲内である程度コンクリート侵食が継続した後，MCCI が停止すると想定されるため，除熱量で直線内挿して MCCI 継続率を設定。

表 4-3 デブリからの除熱量の想定

	Q_1	Q_2
ペDESTAL (ドライウエル部)	定格出力の 1% $\times 0.8^*$ \times 溶融炉心落下割合 (溶融炉心がペDESTAL (ドライウエル部) へ落下すると想定される事故後 3 時間の崩壊熱を想定)	定格出力の 0.66% $\times 0.8$ \times 溶融炉心落下割合 (コンクリート侵食が，許容限界となると想定される事故後 15 時間の崩壊熱)
サプレッション・プール	定格出力の 0.8% $\times 0.8$ \times 溶融炉心落下割合 (溶融炉心がサプレッション・プールへ落下すると想定される事故後 8 時間の崩壊熱を想定)	定格出力の 0.61% $\times 0.8$ \times 溶融炉心落下割合 (コンクリート侵食が許容限界となると想定される事故後 20 時間の崩壊熱)

※ 燃料損傷時に高揮発性核種（希ガス，ヨウ素，セシウム等）が燃料外へ放出され，発熱に係る核分裂生成物が 80%に減衰する。

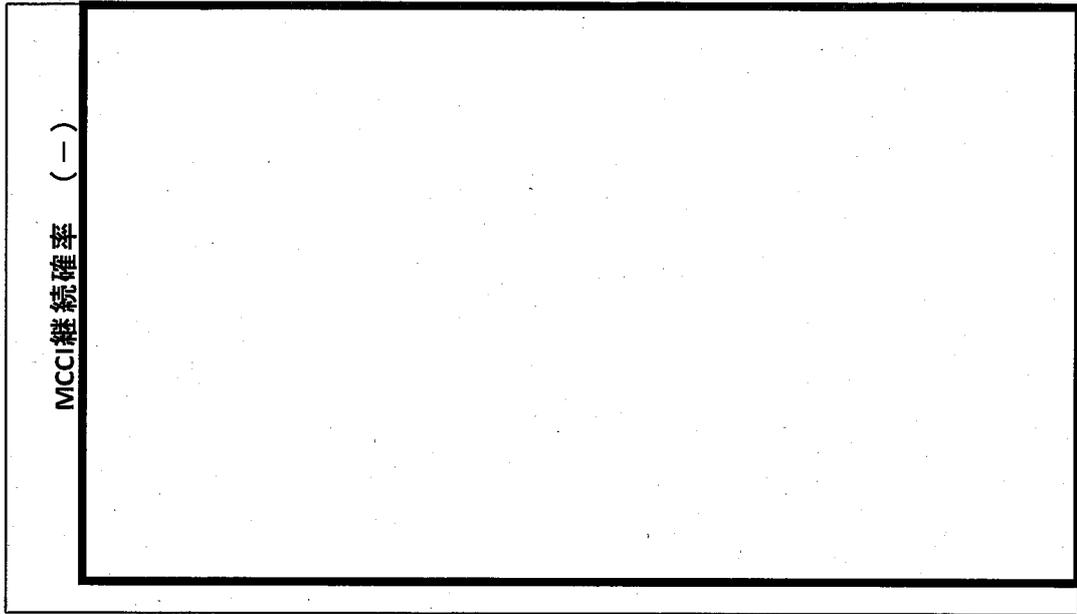


図 4-3 デブリからの除熱量とMCCI継続確率の関係
 ([] ペDESTAL)

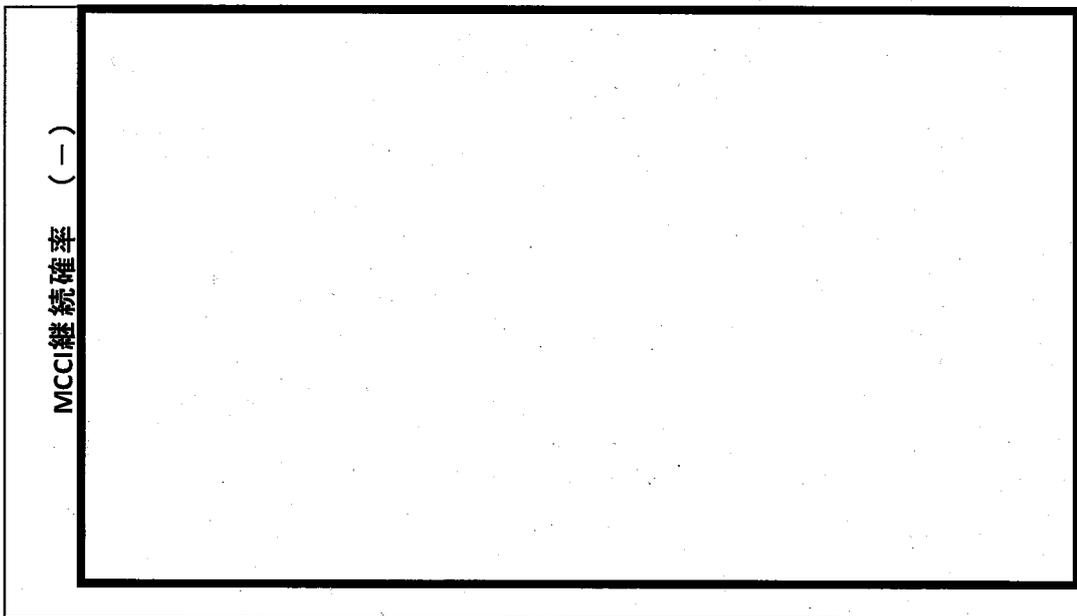
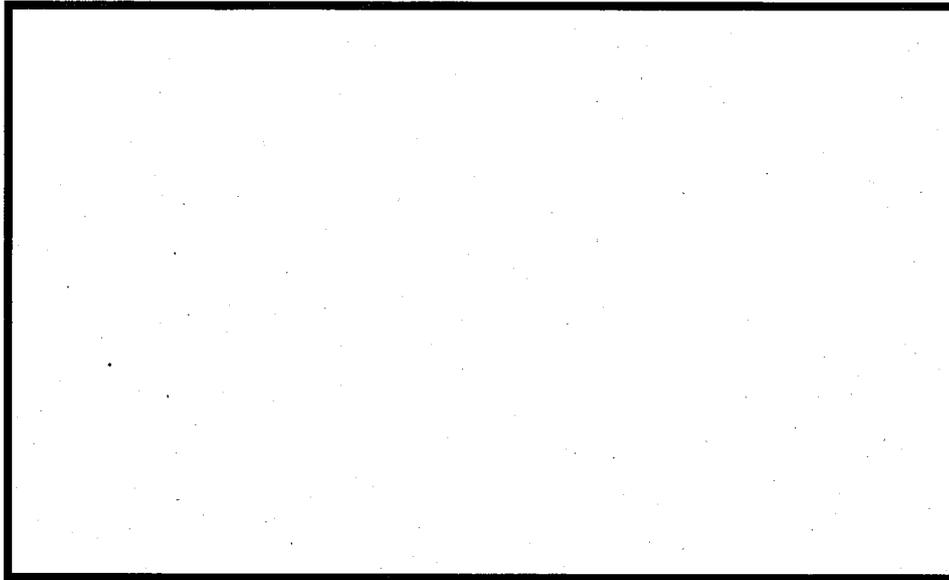


図 4-4 デブリからの除熱量とMCCI継続確率の関係
 ([] サプレッション・プール)

ペデスタル床コンクリート侵食深さ (m)



事故後の時間 (hr)

図 4-5 M A A P 解析結果

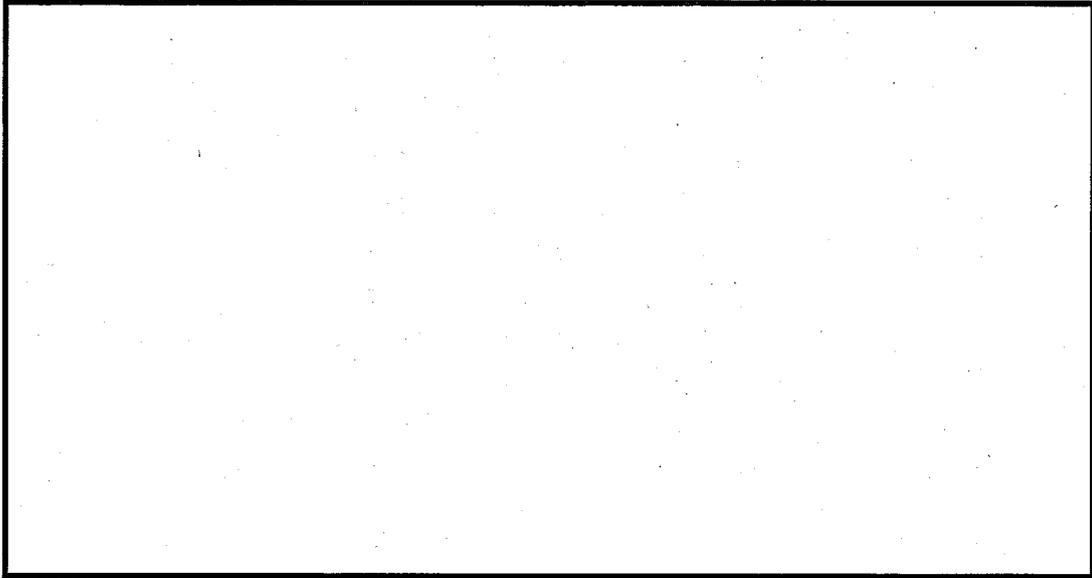
4.4.3 M C C I による格納容器破損の分岐確率の評価

支配パラメータのモンテカルロサンプリング結果として得られたデブリからの除熱量の確率分布と M C C I 継続確率との因果関係により、M C C I 継続による格納容器破損確率の確率分布を評価し、その平均値を M C C I 継続による格納容器破損の分岐確率として設定した。

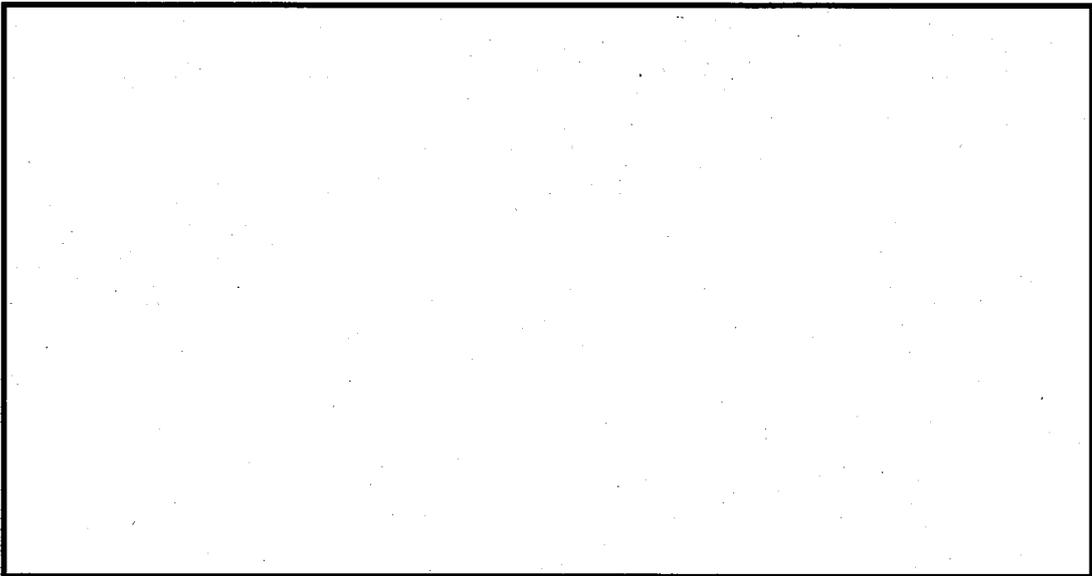
格納容器破損確率の確率分布を図 4-6 に、分岐確率を表 4-4 に示す。

表 4-4 M C C I による格納容器破損の分岐確率

	ペデスタル (ペデスタル(ドライ ウェル部)床貫通)	サプレッション・プール (格納容器破損)
M C C I による格納 容器破損確率		



a) ペDESTAL (ドライウェル部) (床貫通)



b) サプレッション・プール (格納容器破損)

図 4-6 格納容器破損確率の確率分布

M C C I 現象の支配パラメータの選定について

M C C I は、炉心損傷進展が抑制されない場合、熔融炉心が格納容器下部ヘッドを熔融貫通してペDESTALに落下し、落下した熔融炉心が十分に冷却されない場合に、高温の熔融炉心からの熱の移行により、コンクリートが熱分解し侵食される事象である。また、コンクリート侵食が継続すると、ペDESTAL（ドライウェル部）床を貫通してサプレッション・プールに落下する。さらに、サプレッション・プールで M C C I が発生し継続した場合、ベースマツト貫通による放射性物質の地中放出や原子炉圧力容器支持構造の強度低下による格納容器破損に至る可能性がある。

これまでの知見により、M C C I の主要過程は下記 2 つに分けられる。

- (1) 熔融炉心落下
- (2) 熔融炉心から水プールへの熱伝達

これらの過程における影響を与えるパラメータ及びそれらのパラメータのうち R O A A M 手法による評価において不確かさを考慮する支配パラメータについて選定した。この選定の考え方について、以下に説明する。

- (1) 熔融炉心の落下
 - ① 熔融炉心落下割合

支配パラメータとして不確かさを考慮する。熔融炉心落下割合により、床上の熔融炉心堆積高さが異なるため、熔融炉心落下割

合は堆積溶融炉心の冷却性に直接影響する支配パラメータとして不確かさを考慮する。

② 溶融炉心の広がり

支配パラメータとして不確かさを考慮する。溶融炉心の広がり面積が小さい場合、堆積高さは増え、冷却性を悪くするため、溶融炉心の広がりには堆積溶融炉心の冷却性に直接影響する支配パラメータとして不確かさを考慮する。

③ 溶融炉心落下時の水深

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。水張りの有無は、溶融炉心の広がり及び水プールへのドライアウト熱流束の設定に影響があるため、これらの支配パラメータにおいて不確かさを考慮する。

④ 粒子化割合（水張り有）

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。Lipinski モデルにおいて粒子状コリウムベッド高さが考慮されており、粒子化割合は粒子状コリウムベッド高さに影響を与えるが、本事象として取り得る値の範囲においては熱流束への感度が無いことから、不確かさを考慮しない。

⑤ 塊状溶融炉心高さ（水張り無）

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。塊状溶融炉心への浸水により十分な熱流束が得られるとの知見から、水プールへのドライアウト熱流束の中で不確かさを考慮する。

(2) 溶融炉心から水プールへの熱伝達

① 水プールへのドライアウト熱流束（水張り無し）

支配パラメータとして不確かさを考慮する。事前水張り無し時

の水プールへのドライアウト熱流束は、溶融炉心落下後の注水におけるクラスト浸水時のドライアウト熱流束として設定する。

② 粒子径（水張り有）

支配パラメータとして不確かさを考慮する。水プールへデブリが落下した場合、水プールへのドライアウト熱流束は Lipinski モデルにより計算されるため、Lipinski モデルのパラメータである粒子径を考慮する。

③ ポロシティ（水張り有）

支配パラメータとして不確かさを考慮する。水プールへデブリが落下した場合、水プールへのドライアウト熱流束は Lipinski モデルにより計算されるため、Lipinski モデルのパラメータであるポロシティを考慮する。

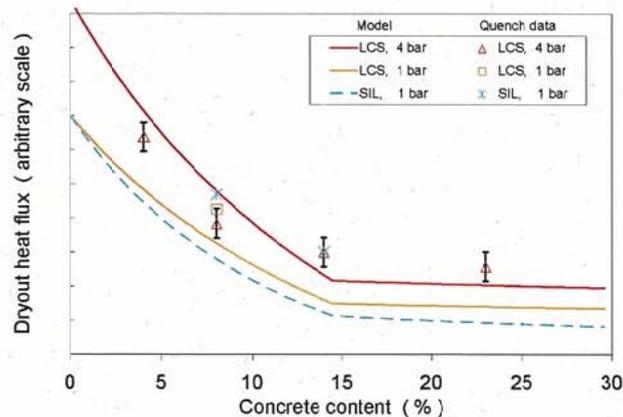
プール水へのドライアウト熱流束の確率分布の設定方法について

(1) ペデスタル（ドライウエル部）

事前水張り無しを想定し、溶融炉心落下後に注水する条件にて設定。

最小値は、クラスト浸水時の除熱量として設定し、SSWICS試験^[1]において、ハードクラストが生成した場合における熱流束として $0.15\text{MW}/\text{m}^2$ が与えられている。実際には、クラストへの浸水により熱流束は更に高くなると考えられるため、 $0.2\text{MW}/\text{m}^2$ を設定。

最尤値及び最大値については、コンクリート取り込み時のドライアウト熱流束（図補足 4.2-1）を基に設定。



図補足 4.2-1 コンクリート取り込み時のドライアウト熱流束

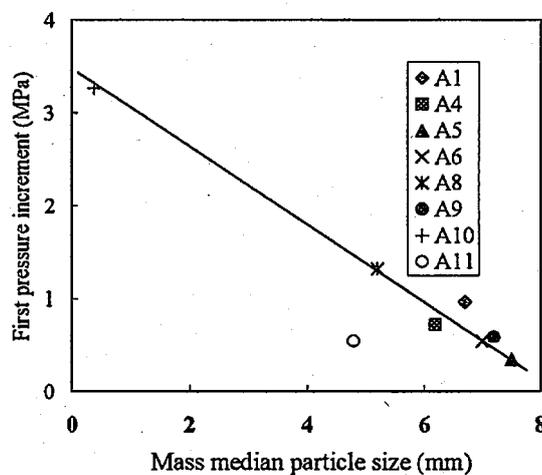
最尤値は、玄武岩系（SIL）のうち、比較的コンクリート含有量が少ない領域（5%付近）の代表値から $0.3\text{MW}/\text{m}^2$ と設定。

最大値は、コンクリート含有率 0% の値に、圧力上昇による熱伝達促進を加味して $0.5\text{MW}/\text{m}^2$ と設定。

(2) サプレッション・プール

a. 粒子径

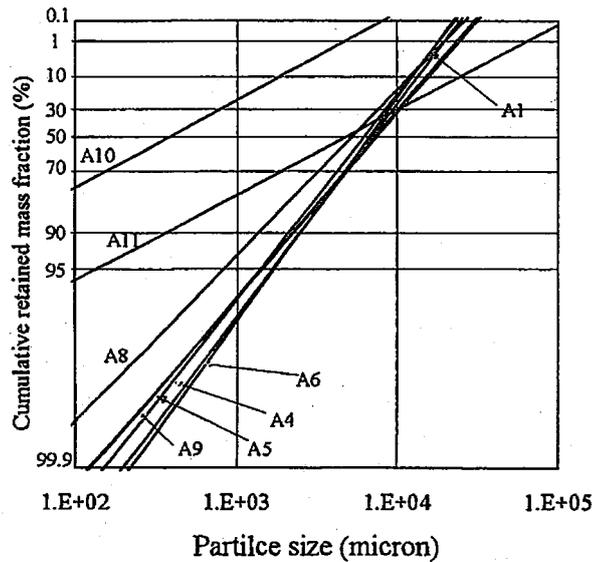
COTELS 試験^[2]において、水中に溶融炉心を落下させた場合の粒子径（図補足 4.2-2）を基に設定。



図補足 4.2-2 質量平均粒径

図補足 4.2-2 では、粒径の平均値は約 5mm であることから、最尤値として 0.005m を設定。

最小値及び最大値については、粒子径が桁の範囲でばらつくこと（図補足 4.2-3）を考慮し、それぞれ 0.0005m, 0.05m を設定。



図補足 4.2-3 粒径と累積保持質量割合

b. ポロシティ

最小値は、面心立方格子で最稠密で堆積し、その隙間に小径粒子が入ることを考慮して工学的判断において 0.2 を設定。

最大値が、単一粒径の単純立方格子相当として 0.5 を設定。

最尤値は、粒子状ベッドのポロシティ測定値（表補足 4.2-1）を基に設定。

表補足 4.2-1 Miyazaki 他の混合粒子径^[3]

	1 mm	2 mm	3 mm	d_{eq} (mm)	ϵ
A	66.7(%)	33.3(%)	—	1.2	0.364
B	33.3	66.7	—	1.5	0.360
C	11.1	88.9	—	1.8	0.368
D	50	—	50	1.5	0.337
E	25	—	75	2.0	0.327
F	10	—	90	2.5	0.357

$$d_{eq} = (\sum m_i / d_i)^{-1}$$

参考文献

- [1] Farmer, M. T., Lomperski, S. (ANL) and Basu, S. (NRC), " Status of the Melt Coolability and Concrete Interaction (MCCI) Program at Argonne National Laboratory, Paper 5644, Proc. of ICAPP' 05, Seoul, Korea, May 15-19, 2005
- [2] Kato, M. et al. "COTELS Project (2) : Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions" . OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe Germany, November 1999.
- [3] Miyazaki. Et al. "Dryout Heat Flux for Core Debris Bed, (II) Effects of Particle size Mixing and Coolant Flow" . Journal of Nuclear Science and technology, 23 [9], pp. 769-778, Sep. 1986.

Lipinski モデルについて

コリウム粒子が堆積して形成される粒子状コリウムベッドの冷却については次式で与えられる Lipinski モデルを用いて除熱量を評価している。

$$q_{dry} = \frac{h_{hg} [\rho_g (\rho_w - \rho_g) g \eta_{pb} (1 + \gamma_{pb} / z_{pb})]^{1/2}}{[1 + (\rho_g / \rho_w)^{1/4}]^2}$$

$$\gamma_{pb} = \frac{\sigma_{pb} (\varepsilon_{pb} / \kappa_{pb})^{1/2}}{\sqrt{5} (\rho_w - \rho_g) g} \quad \kappa_{pb} = \frac{d_{pb}^2 \varepsilon_{pb}^3}{180 (1 - \varepsilon_{pb})^2}$$

$$\eta_{pb} = \frac{d_{pb} \varepsilon_{pb}^3}{1.75 (1 - \varepsilon_{pb})}$$

d_{pb} : コリウム粒子径 [m] g : 重力加速度, 9.807 [m/s²]

h_{hg} : 蒸発潜熱 [kJ/kg] z_{pb} : 粒子状コリウムベッド高さ [m]

ε_{pb} : 粒子状コリウムベッド空隙率 [-] ρ_g : 蒸気密度 [kg/m³]

ρ_w : 水密度 [kg/m³] σ_{pb} : 表面張力 [N/m]

M C C I による侵食量の許容限界について

M C C I による侵食量の許容限界について、格納容器破損形態を考慮し、ペDESTAL（ドライウェル部）及びサプレッション・プールについて、それぞれ以下のとおり設定する。

(1) ペDESTAL（ドライウェル部）

ペDESTAL（ドライウェル部）においてM C C I が発生した場合、壁面及び床面のコンクリートが侵食される。壁面が侵食された場合には、原子炉圧力容器支持構造の強度が低下し、原子炉圧力容器の転倒による格納容器破損等が考えられる。床面が侵食された場合には、ペDESTAL床（ドライウェル部）を貫通し、溶融炉心がサプレッション・プールに落下し堆積することが考えられる。

代表M a r k - II 型格納容器プラントでは、床面の厚さは最も薄いサンプ部で約 m であり、壁面の厚さは約 m であることから、床面の貫通が先行して発生するものと考えられる。

以上から、ペDESTAL（ドライウェル部）におけるM C C I については、直接格納容器破損には至らず、床面が m 侵食された場合にペDESTAL床を貫通し、溶融炉心がサプレッション・プールに落下し堆積することとする。

(2) サプレッション・プール

サプレッション・プールにおいてM C C I が発生した場合、ペDESTAL（ドライウェル部）と同様に壁面及び床面（ベースマッ

ト) のコンクリートが浸食される。壁面が侵食された場合には、原子炉圧力容器支持構造の強度が低下し、原子炉圧力容器の転倒による格納容器破損等が考えられる。また、ベースマットが浸食された場合には、ベースマットを熔融貫通し、放射性物質の地中放出が起きる可能性がある。ただし、ベースマット熔融貫通までの過程で、壁面の浸食により原子炉圧力容器支持機能が喪失し格納容器が破損すると考えられる。

以上から、サプレッション・プールにおけるMCCIについては、壁面が m 侵食された場合に原子炉圧力容器支持構造の強度が低下し、原子炉圧力容器の転倒等により格納容器が破損するものとする。

なお、サプレッション・プール側面の浸食量については原子炉圧力容器支持構造の強度に影響を与える量ではないが、保守的な設定として、ペDESTAL床貫通相当の浸食量において、原子炉圧力容器支持構造の強度が低下し格納容器破損に至るものとして設定している。

以上から、ペDESTAL(ドライウェル部)、サプレッション・プールともに、MCCIによる侵食量の許容限界として、 m を設定する。

格納容器隔離の分岐確率の妥当性について

1. 格納容器隔離の参考文献（N U R E G / C R - 4 2 2 0 ⁽¹⁾）

内部事象レベル 1. 5 P R Aにおける格納容器隔離失敗の分岐確率は、格納容器隔離失敗による大規模な漏えいを想定しており、N U R E G / C R - 4 2 2 0を基に $5.0E-3/d$ として設定している。N U R E G / C R - 4 2 2 0では、米国の L E R (Licensee Event Reports) (1965年～1984年) を分析し、表 1 に示すとおり大規模漏えい事象 4 件を抽出、発生件数 4 件を運転炉年 (740 炉年) で除すことにより、格納容器隔離失敗の発生頻度を算出している。

なお、抽出された 4 件以外にもエアロック開放に関する事象が 75 件発生しているが、これらの事象は数時間以内の短時間であり、大規模な漏えい事象には至っていない。

表 1 大規模漏えいとして抽出された事象

Reactor	Year	Event
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open
San Onofre 1	1977	Holes in Containment
Palisades	1979	By-pass Valves Open
Surry 1	1980	Holes in Containment

なお、上記の大規模漏えい事象はいずれも P W R で発生した事象であり、B W R においては、出力運転中は格納容器内を窒素置換し管理しているため、格納容器からの漏えいが存在する場合は、格納容器圧

力の低下等により速やかに検知できる可能性が高いと考えられる。

2. 東海第二発電所で想定される格納容器隔離失敗の経路

東海第二発電所で想定される格納容器隔離失敗は、機械的破損及び人的過誤による隔離機能喪失であり、以下に示すとおりである。

(1) 機械的破損による隔離機能喪失

a. 格納容器貫通部からの漏えい

格納容器の電気配線貫通部のシール材の劣化や配管貫通部の管台の割れ等がある場合には、格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。

b. 格納容器アクセス部からの漏えい

ドライウェル主フランジ、機器搬入用ハッチ、所員用エアロック等のアクセス部のシール部又は溶接部が破損している場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

c. 格納容器バウンダリからの漏えい

格納容器スプレイ配管、不活性ガス系、可燃性ガス濃度制御系等は格納容器雰囲気と連通しており、これらのバウンダリが破損している場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

(2) 人的過誤による隔離機能喪失

a. 漏えい試験配管からの漏えい

定期点検時の格納容器漏えい試験の後に、試験配管隔離弁の復旧忘れ等がある場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

3. 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献

レベル1. 5 P R Aでは、1984年までのデータを用いたN U R E G / C R - 4 2 2 0を基に格納容器隔離失敗の分岐確率を設定している。最近の格納容器隔離失敗に関する報告としては、E P R I 報告書⁽²⁾がある。E P R I 報告書では、米国における2007年時点までの総合漏えい率試験（I L R T : Integrated Leak Rate Test）の実績が整理されており、大規模漏えいに至る事象としては設計漏えい率の35倍を基準としているが、発生実績は0件となっている。

大規模漏えいに至る事象実績0件（計算上0.5件としている）をI L R T 試験数217件で除して隔離機能喪失を以下のとおり算出した。

$$0.5 / 217 = 2.3E-3$$

大規模漏えいに至る事象実績* : 0.5件

I L R T 試験数 : 217件

※：発生経験がないため、発生実績を0.5件と仮定。

この値は、N U R E G / C R - 4 2 2 0で評価された格納容器隔離失敗確率の $5.0E-3/d$ よりも小さい値となっており、E P R I 報告書の結果を考慮してもN U R E G / C R - 4 2 2 0の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。

4. 参考文献

- (1) NUREG/CR-4220, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, U. S. NRC,
- (2) Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals, Revision 2-A of 1009325, Final Report, EPRI, October 2008

原子炉圧力容器内溶融物保持（I V R）の取扱いについて

1. はじめに

原子炉圧力容器内溶融物保持（I V R : In-Vessel Retention）は、炉心支持板が破損した後に、溶融炉心が原子炉圧力容器下部プレナム部において冷却されることにより、原子炉圧力容器内に保持される現象である。

本 P R A では、1979 年に発生した米国スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機の事故において I V R が達成されたことや I V R に関する実験結果を勘案し、イベントツリーに I V R のヘディングを設け、その達成に分岐確率を与えている。補足資料 1 に I V R に関する知見を整理する。

シビアアクシデント時において I V R が達成された場合、溶融炉心が原子炉圧力容器内に保持されることから、原子炉圧力容器外で発生する物理化学現象（溶融炉心 - 冷却材相互作用、格納容器雰囲気直接加熱、溶融炉心・コンクリート相互作用等）の発生を回避することができ、格納容器破損に至る脅威を大幅に低減することができる。このため、I V R 現象は、シビアアクシデント時の事故進展に大きな影響があるため、本 P R A における I V R の取扱いについて以下に述べる。

2. 本 P R A における I V R の取扱いについて

T Q U X の事故進展解析において、事象発生から 2 時間後に原子炉注水を実施した場合に、炉心支持板の破損を回避できることを M A A P コードにより確認している（図 1）が、本 P R A においては、

炉心支持板が破損するものと仮定し、下部プレナム部での I V R の成否 を考慮している。

しかしながら、下部プレナム部での I V R 現象には大きな不確かさがあることを踏まえ、炉心支持板が破損する仮定に加え、下部プレナムでの I V R にも必ず失敗すると仮定した感度解析を実施した。

3. 感度解析

I V R に必ず失敗するとした場合（分岐確率 1）の感度解析を実施し、その影響を評価した。感度解析の結果を図 2 及び表 1 に示す。

これらの結果より I V R に必ず失敗するとした場合には、過圧破損（長期冷却失敗）が僅かに減少し、水蒸気爆発（ペDESTAL（ドライウェル部）及びサブプレッション・プール）及び溶融炉心・コンクリート相互作用が僅かに増加するが、全格納容器破損頻度に対しては、有意な感度がないことがわかる。以上により、I V R 現象考慮の有り／無しによる支配的な格納容器破損モードに対して影響はないことを確認した。

表 1 I V R を考慮しない場合の感度解析結果

格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／炉年)	
	ベースケース	感度解析ケース
インターフェイス システム LOCA	4.1E-10	4.1E-10
格納容器隔離失敗	5.5E-10	5.5E-10
過圧破損 (未臨界確保失敗)	2.5E-08	2.5E-08
過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	3.7E-05	3.7E-05
過圧破損 (長期冷却失敗)	<u>1.9E-08</u>	<u>1.8E-08</u>
過温破損 (RPV 高圧破損)	7.2E-08	7.2E-08
過温破損 (RPV 低圧破損)	4.7E-10	4.7E-10
格納容器雰囲気 直接加熱	8.3E-09	8.3E-09
水蒸気爆発 (ペDESTAL(ドライウエ ル部))	<u>1.5E-14</u>	<u>6.5E-14</u>
水蒸気爆発 (サプレッション・プール)	<u>2.4E-09</u>	<u>3.0E-09</u>
溶融炉心・コンクリート 相互作用	<u>1.3E-10</u>	<u>1.6E-10</u>
全格納容器破損頻度	3.7E-05	3.7E-05

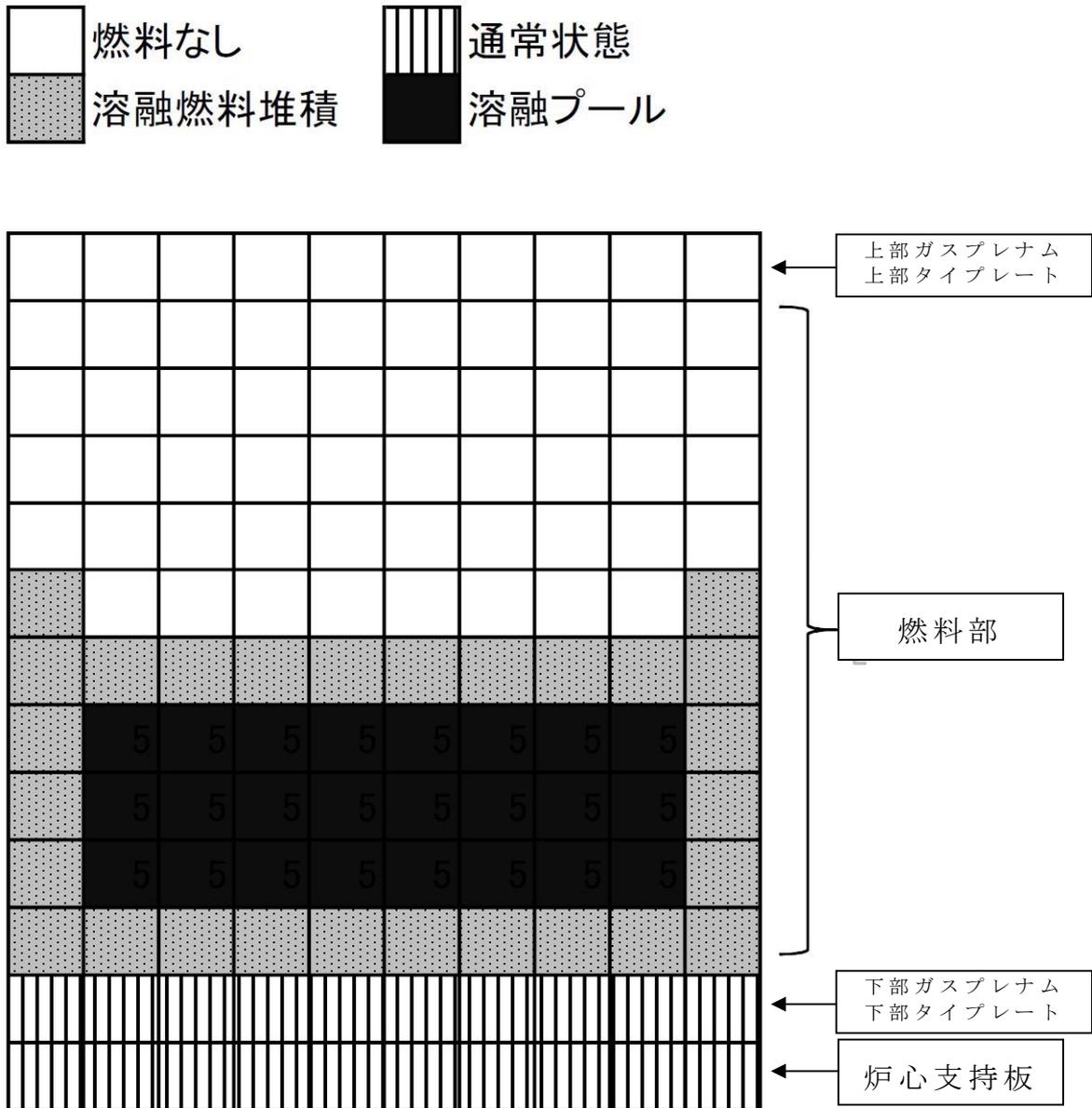


図 1 事象発生から 2 時間で原子炉注水した場合の炉心状態

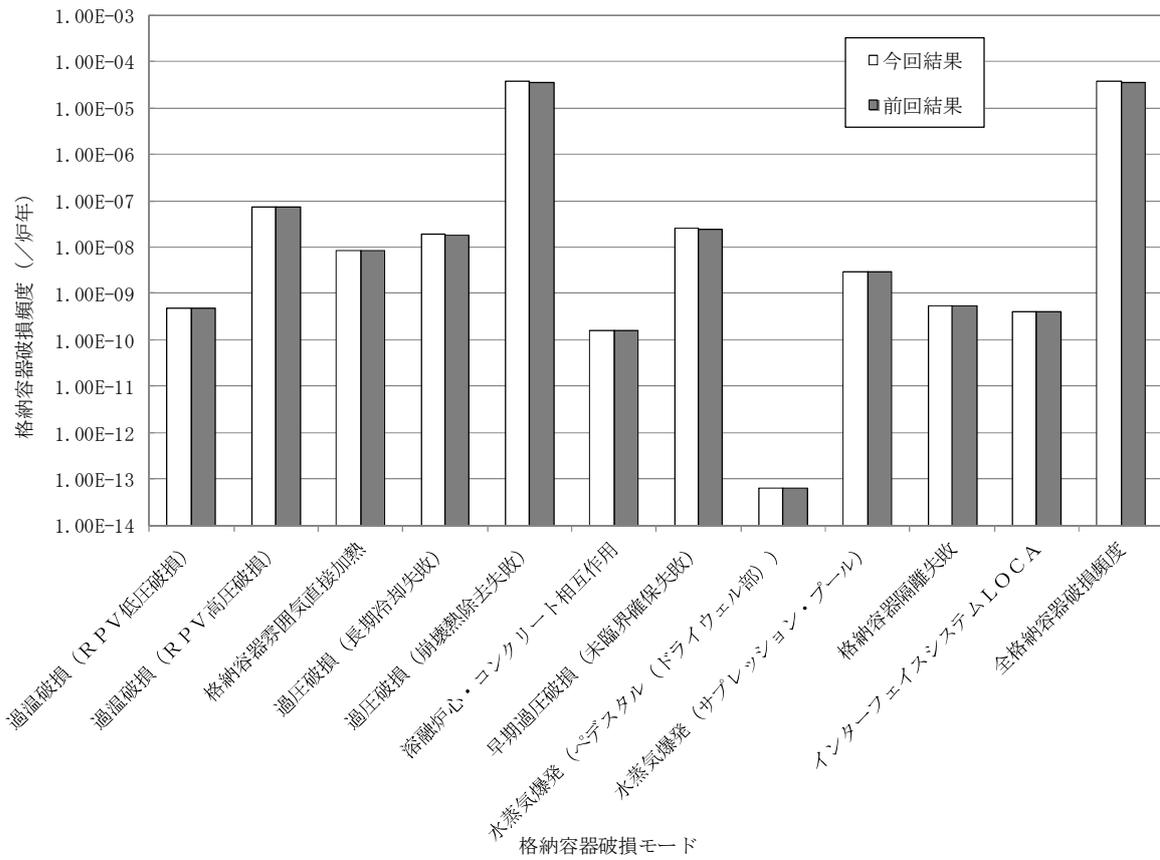


図2 I V R を考慮しない場合の感度解析結果

原子炉圧力容器内容融物保持（I V R）に関する知見の整理

1. はじめに

ここでは、I V R 現象並びに T M I - 2 事故及びこれまでに国内外で実施された I V R に関する試験の結果等の知見を整理した。

2. I V R 現象の概要^[1]

(1) 原子炉圧力容器下部ヘッ드의破損挙動

原子炉圧力容器下部ヘッ드의破損モードとその概要を図 1 に示す。下部ヘッ드의破損モードとして、貫通部過温破損，貫通部溶融逸出，下部ヘッド全体破損及び下部ヘッド局所破損が想定される。これらの破損は，下部ヘッド及び制御棒駆動機構案内管などの貫通部における溶融炉心による加熱に伴う温度上昇や原子炉圧力容器の内圧上昇時における下部ヘッ드의弾塑性挙動やクリープ挙動によって支配される。また，下部ヘッド構造材と溶融炉心との材料的な相互作用も下部ヘッ드의健全性に影響を与える。

(2) 原子炉圧力容器下部プレナム部での炉心溶融物の挙動

原子炉圧力容器下部プレナム部での溶融炉心の挙動を図 2 に示す。原子炉圧力容器下部プレナム部での溶融炉心の挙動は，炉心溶融物落下時の過程と溶融プール形成時の伝熱流動（成層化）の過程に分けられる。

原子炉圧力容器下部プレナム部での溶融物の挙動は，冷却水の有無に大きく影響される。すなわち，溶融物落下時に下部プレナム部に冷却水が存在する場合は，粒子状デブリの生成，溶融物の

下部クラストと原子炉圧力容器壁間の間隙（ギャップ）や溶融物中の亀裂（クラック）の生成の促進が期待できる。また，溶融物落下以降における冷却水注水が存在する場合は，粒子状デブリ層，溶融プール層及び金属層の除熱が促進され，下部ヘッド過熱の抑制が期待できる。

3. 知見の整理^{[1]~[3]}

(1) T M I - 2 事故

1979年に発生した米国T M I - 2の事故では，炉心冷却機能が喪失したことにより，炉心の一部が溶融したが，事象発生から約3時間半後に運転員が高圧E C C Sを起動し，その後炉心は再冠水した。T M I - 2事故では，約19トンの溶融炉心（全炉心の約16%）が原子炉圧力容器下部に落下したが，下部ヘッドの顕著な破損はなく，溶融炉心が原子炉圧力容器内部に保持された。T M I - 2の事故後の炉心状態^[2]を図3に示す。

(2) A L P H A 実験

a. 実験の概要

日本原子力研究所では，事故時格納容器挙動試験（A L P H A）計画において，原子炉圧力容器下部プレナム内における溶融炉心の冷却性に関する実験が実施された。

実験では，テルミット反応により生成したアルミナを模擬溶融炉心として用い，実験ごとに投入アルミナ重量を変えて，冷却水が存在する下部ヘッド実験容器に落下させている。

なお，自発的な水蒸気爆発の発生を抑制するために，実験設備を設置したA L P H A装置の模擬格納容器内を約1.3MPaまで加圧

している。

b. 実験装置の概要

実験装置の概念と下部ヘッド実験容器の構造を図 4 及び図 5 に示す。

c. 実験の結果

実験の結果、アルミナと容器壁とが密着せず両者の境界に隙間が形成され、固化したアルミナと容器壁との境界に幅 1mm~2mm 程度の隙間を確認した。また、隙間への冷却水侵入が、下部プレナム内における熔融炉心の冷却に関与するかの確認のため、熔融炉心の自然対流により生じる固化体外壁における熱流束と狭隘流路内の限界熱流束を比較評価した。その評価結果を図 6 に示す。図中の曲線の交点に対応する下部プレナム内熔融炉心深さが、その隙間幅で冷却できる最大深さに相当する。よって、下部プレナムに形成される熔融炉心深さが 0.5m 程度（TMI-2 事故程度）であり、1mm~2mm の隙間が形成されれば冷却可能であるが、大量の熔融炉心が下部プレナム移行する状況では、隙間への冷却水侵入だけでは不十分である可能性が高いことが判明した。

(3) LAVA 実験

a. 実験の概要

韓国原子力研究所（KAERI）において、LAVA 実験が実施された。実験では、テルミット反応により生成した熔融アルミナのみ又は熔融アルミナと熔融鉄の両方を模擬熔融炉心として用い、冷却水を満たした下部ヘッド模擬実験容器に落下させている。

b. 実験装置の概要

実験装置の概要を図 7 に示す。実験容器は炭素鋼製の半球部と円筒部であり、半径 0.25m 及び肉厚 0.025m となっている。

c. 実験の結果

実験の結果、熱膨張による容器の膨張とともに、大きさの異なる永久歪みが残っていることが示された。また、アルミナのみを模擬熔融炉心として用いた場合、ALPHA 実験と同様に容器壁温度の急激な低下が観測された。この現象は、実験容器壁と固化熔融物との境界における隙間形成と隙間内への冷却水の侵入が関連し、冷却水の沸騰で発生する水蒸気が多孔質のアルミナ固化体内部を通過して排出されるため、冷却水の侵入が容易になるとの考察されている。また、アルミナと鉄の混合熔融物の場合は、アルミナのみに比べて実験容器壁の温度低下速度が小さくなる結果となっている。

(4) FOREVER 実験

a. 実験の概要

スウェーデン王立工科大学 (RIT) において実施されている FOREVER 実験は、下部プレナム内における熔融炉心の自然対流、下部ヘッドのクリープ変形及び熔融炉心と下部ヘッド境界におけるギャップ形成とギャップ冷却に関連する実験である。

なお、熔融物の自然対流による容器への熱負荷及び容器のクリープ変形に関する知見を得ることを目的としているため、冷却水を用いていない。

b. 実験装置の概要

実験装置の概要を図 8 に示す。実験容器は、実炉の 1/10 規

模（直径 0.4m 及び肉厚 0.015m）の炭素鋼製の下部ヘッド模擬容器となっている。

c. 実験の結果

実験の結果，初期に熱膨張が見られ，容器を加圧した後にクリープによる容器の変形（膨張）が生じた。クリープ歪み速度は 0.125%/hr 程度である。変位計測の結果から，径方向ではなく軸方向の変位が生じていることが示された。溶融物から容器への局所熱流束の分布を図 9 に示す。容器中心軸から約 70 度の位置において最大熱流束を示した。この傾向は，これまでに多くの研究機関等で実施された内部発熱を伴う自然対流実験の結果と定性的に一致するものであった。

(5) 米国 F A I における実験

a. 実験の概要

米国の F A I 社（Fauske and Associates, Inc.）において，N R C，E P R I，日本産業界等の出資による国際的な協力プログラムとして炉心溶融物冷却試験が実施された。

また，T M I - 2 炉容器調査計画（V I P）では，下部ヘッドの温度が約 1,100°C まで上昇し，その後冷却されることがわかったが，冷却に至るメカニズムは特定できなかったため，原子炉圧力容器の内壁が高温にさらされた状態において，酸化物溶融物と密着しないことにより冷却される点に着目して実験が実施されている。

実験は，2つのフェーズからなり，いずれも内径 30cm の模擬原子炉圧力容器下部ヘッドに，高温の模擬溶融物質を落下させている。フェーズ 1 では，模擬下部ヘッドの中に，テルミット

反応により溶融させた溶融二酸化アルミニウムと溶融鉄との混合物約 40kg を流入させる。フェーズ 2 では、テルミット反応によって溶融させた溶融二酸化アルミニウムと溶融鉄の混合物から二酸化アルミニウムのみ約 20kg を分離して模擬下部ヘッドに落下させている。

b. 実験装置の概要

実験装置の概要を図 10 に示す。

c. 実験の結果

実験の結果、模擬下部ヘッド内に水が存在する場合に、溶融鉄と溶融二酸化アルミニウムの混合物の場合及び溶融二酸化アルミニウム単独でも、溶融物は容器に密着することなく容器壁は、浸食されないことを確認した。また、フェーズ 2 では貫通部を設置したが、この溶接部にも、溶融物は密着しなかった。

溶融物の表面に形成されたクラストと模擬圧力容器の内壁面にギャップが確認され、それは容器下端で最も大きいことがわかった。また、このギャップと容器壁の間において、二相流による冷却現象が確認された。

溶融物の上面の水が存在することで、下部ヘッドの冷却が促進されるデータが得られたが、冷却率はギャップへの水の侵入に依存すると考えられている。

実験では、約 1MPa 以上の条件で実施したが、水蒸気爆発は発生しなかった。

(6) M A S C A 計画

a. 試験の概要

M A S C A 試験は、経済協力開発機構国際協力プロジェクト

において実施され、I V Rに関する実コリウムを用いた試験である。

M A S C A 計画はスウェーデンのR I Tの試験において、成層化により原子炉圧力容器への熱流束が3倍程度変化することが確認され、さらに、F P及び崩壊熱の発生分布も非均質に分布する可能性がわかったことから、実コリウムの化学的挙動を把握することを目的に、フェーズ1、フェーズ2が実施され、逆成層化（金属層が酸化物層の下に成層化する現象）等の新たな知見が得られた。

b. 試験装置の概要

試験装置の概要を図11に示す。

c. 試験の結果

フェーズ1試験の結果は、炭素のデブリの成層化への影響が定量的に把握された。さらに、デブリに鉄が含まれると、鉄にウラン金属が移行して密度が高くなり、酸化物層の下に成層化する逆成層化が確認された。既存のシビアアクシデント解析コードで想定されていた原子炉圧力容器下部ヘッド内の成層化とM A S C A計画の結果を図12及び図13に示す。図13に示すように、金属層にUやZrが移行して密度が高くなり酸化物の下に成層化し、遅れて落下してくるスチールが上部に残る可能性が示された。また、制御材の B_4C が成層化に影響することがわかった。

フェーズ2試験では、鉄割合30wt%まで含むコリウムの成層化状態を把握する実験が実施され、 B_4C の成層化は鉄割合が高くなると B_4C の影響がほとんどなくなることがわかった。また、

酸化雰囲気における試験では、逆成層化した鉄を含む未飽和酸化コリウムを高温のまま酸化雰囲気にすると、UやZrの酸化が進み、金属層の密度が低下し、酸化物層の下に成層化する結果が得られた。

(7) MA試験及びB₄C試験

MASCA試験で最も重要な成果となったスチールを含むデブリの逆成層化に関する試験の概要及び結果(MA試験及びB₄C試験)を以下に説明する。

a. MA試験

MA試験は、約2kgのコリウムを熔融・保持するもので、MASCA計画で中規模試験として位置づけられている。試験装置にコールドルーシブル手法を用いることで、チューブと熔融物との相互作用を防止し、スーパーヒート状態の酸化物と金属の混合熔融物を保持することができる。

MASCA計画では、MA試験を6ケース(MA-1~MA-6)実施している。

分析の結果、装填時にUO₂、ZrO₂、Zr及びFeの混合物であったものが熔融すると、UO₂がZrによって還元されU金属となり、このUと残りのZrがFeとともに金属層を形成していることが示された。U金属の密度が高いことにより金属層の密度が高くなり、酸化物層の下に成層化したことがわかる。一方、酸化度の高いコリウム及びスチール割合の高いケースでは、金属層が上部に残る形となった。これは、酸化割合が高いと還元されて金属層への移行するUが少なくなり、スチール割合が高いと金属層中のUの割合が減少し、金属層の密度が低く

なるためであることわかった。

b. B₄C 試験

B₄C 試験は、制御材の B₄C による影響を把握する目的で実施され、約 300g のコリウムを溶融できる試験装置を用い、0.5wt% の B₄C を含む C-34 コリウムを溶融した後、約 2wt% の Fe を投入し、生成されたインゴットの分析を実施している。

分析の結果、Fe 割合が小さい場合に B₄C の添加による金属相割合が大きく増加し、Fe 割合が大きくなると B₄C の影響は小さくなることがわかった。これは、溶融した B や C が金属層に含まれることから、Fe 割合が増加すると B₄C が希釈されるためであることわかった。

参考文献：

- [1] シビアアクシデント熱流動現象評価（平成 13 年 3 月，社団法人日本原子力学会）
- [2] J. M. Broughton, et al.: A Scenario of the Three Mile Island Unit 2 Accident, Nuclear Technology, Vol.87, No.1, p.35, 1989
- [3] 平成 21 年度原子炉施設のアクシデントマネージメントに係る知識ベースの整備に関する報告書＝環境への影響緩和＝（平成 22 年 10 月，独立行政法人原子力安全基盤機構）

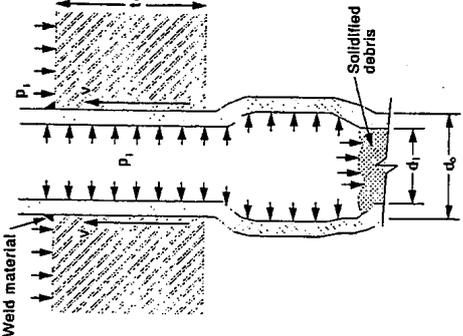
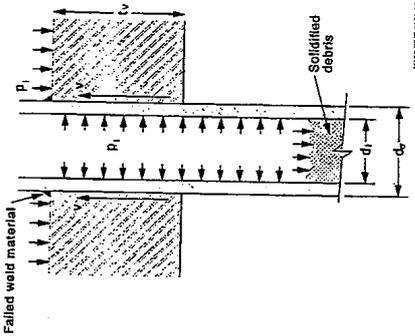
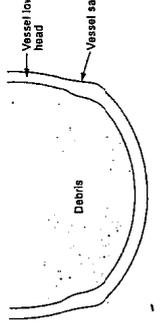
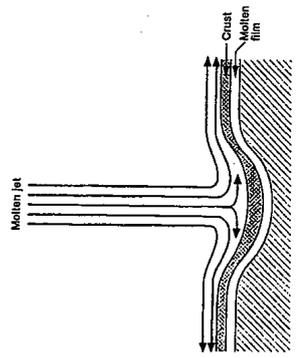
破損モード	貫通部過温破損 (Penetration Tube Heat-up and Rupture)	貫通部溶融逸出 (Penetration Tube Ejection)	下部ヘッド全体破損 (Lower Head Global Rupture)	下部ヘッド局所破損 (Localized Effects/ Jet Impingement)
概略図				
説明	炉心溶融物による压力容器外での貫通部の過熱と加圧に伴う貫通部の破裂	炉心溶融物による貫通部溶接部の溶融と加圧に伴う貫通部の逸出	炉心溶融物による加熱と応力に伴う下部ヘッドのクレープ破損	炉心溶融物のジェットによる下部ヘッドの局所的破損又は局所的溶融

図 1 原子炉圧力容器下部ヘッドの破損モードとその概要 [1]

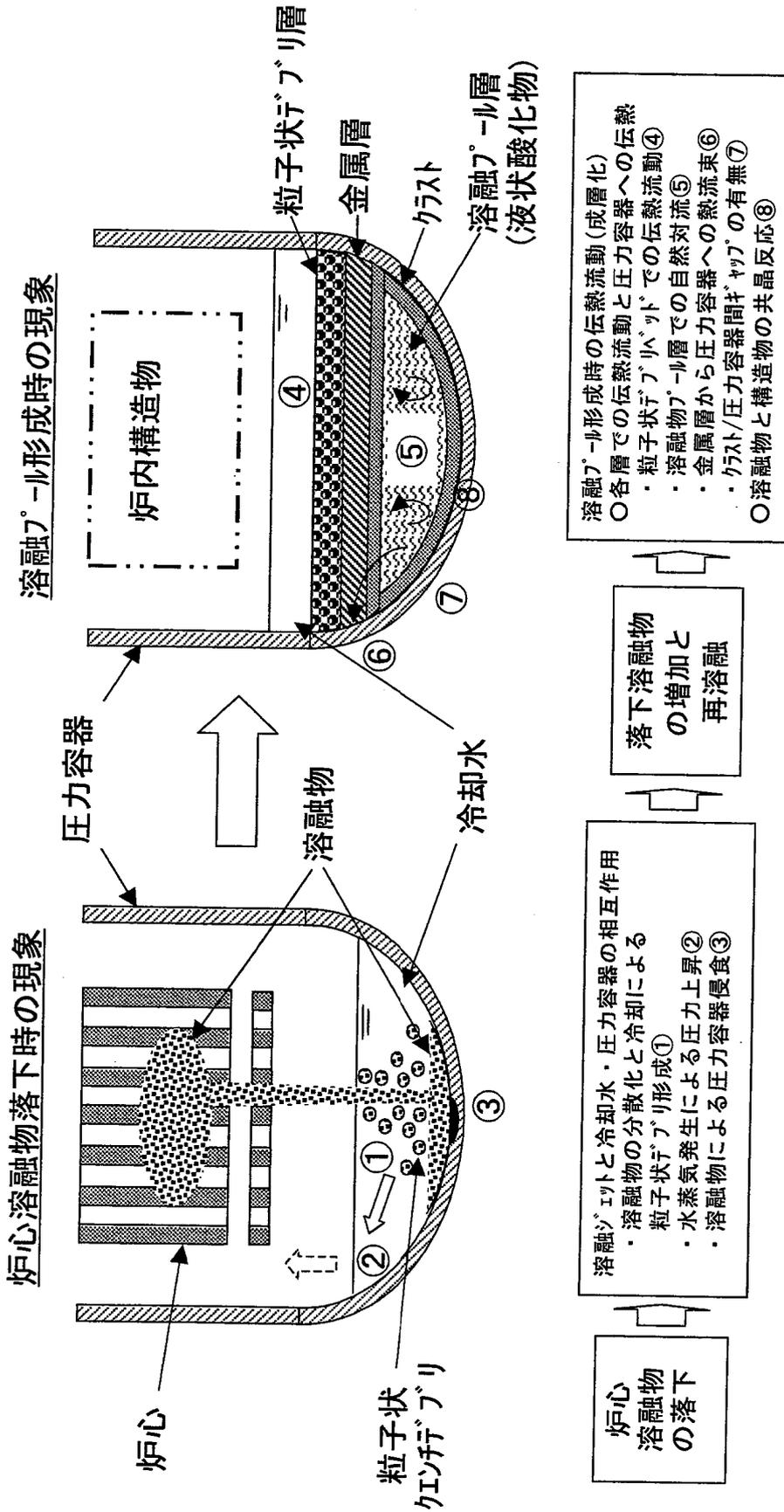


図 2 原子炉压力容器下部プレナム部での溶融炉心の挙動〔1〕

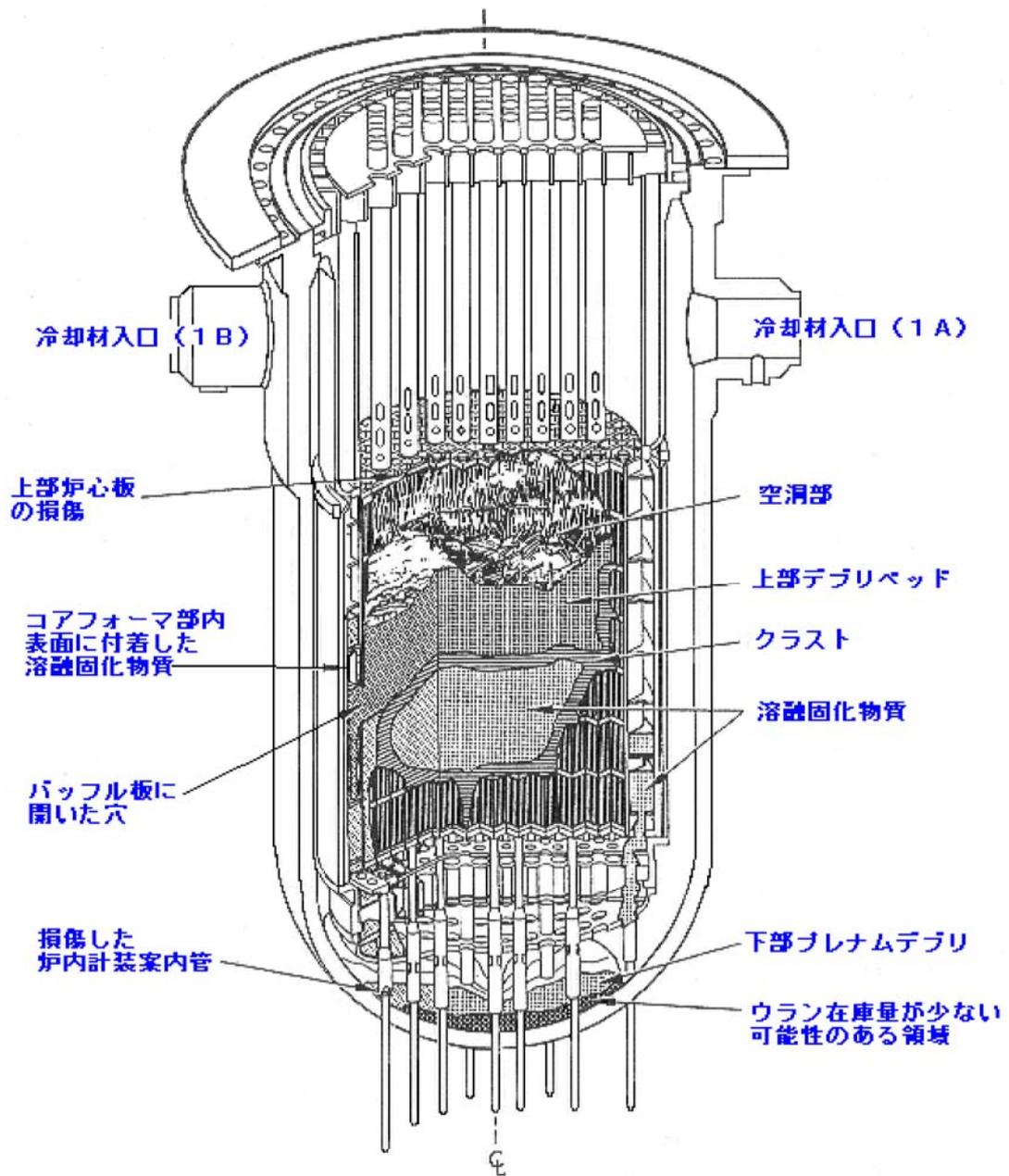


図3 TMI-2の事故後の炉心状態^[2]

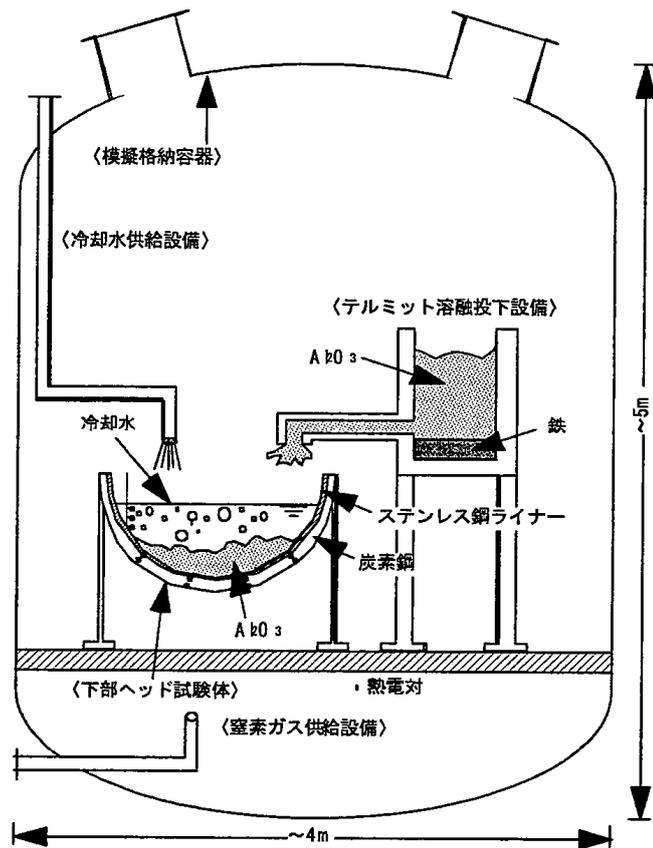


図4 ALPHA実験装置の概念^[1]

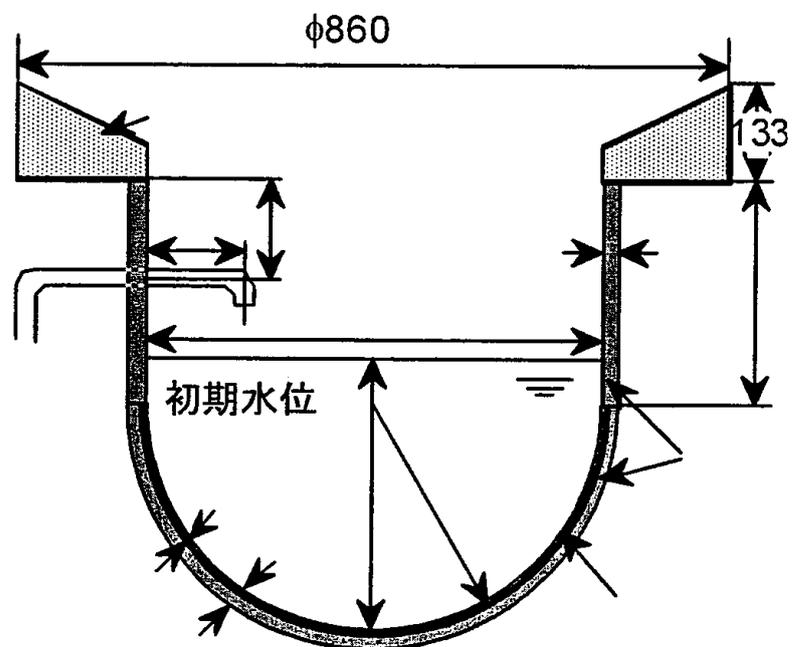


図5 下部ヘッド実験容器の構造^[1]

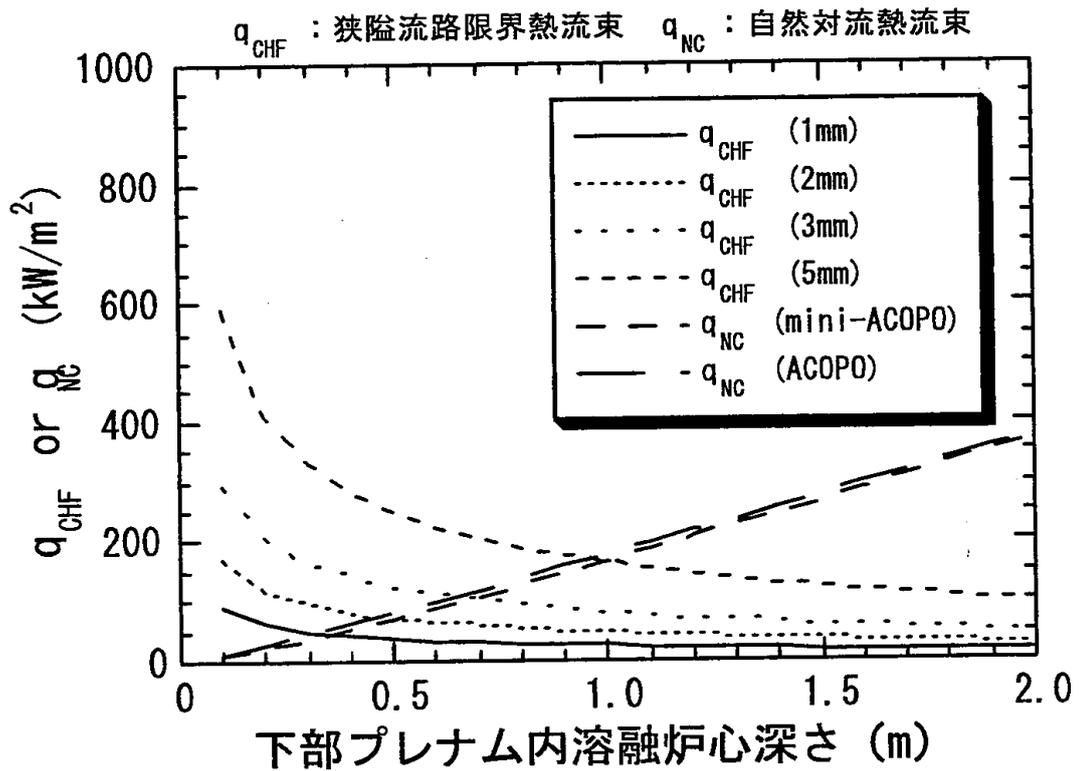


図 6 実験規模における（半径 2m）隙間内冷却水侵入の効果^[1]

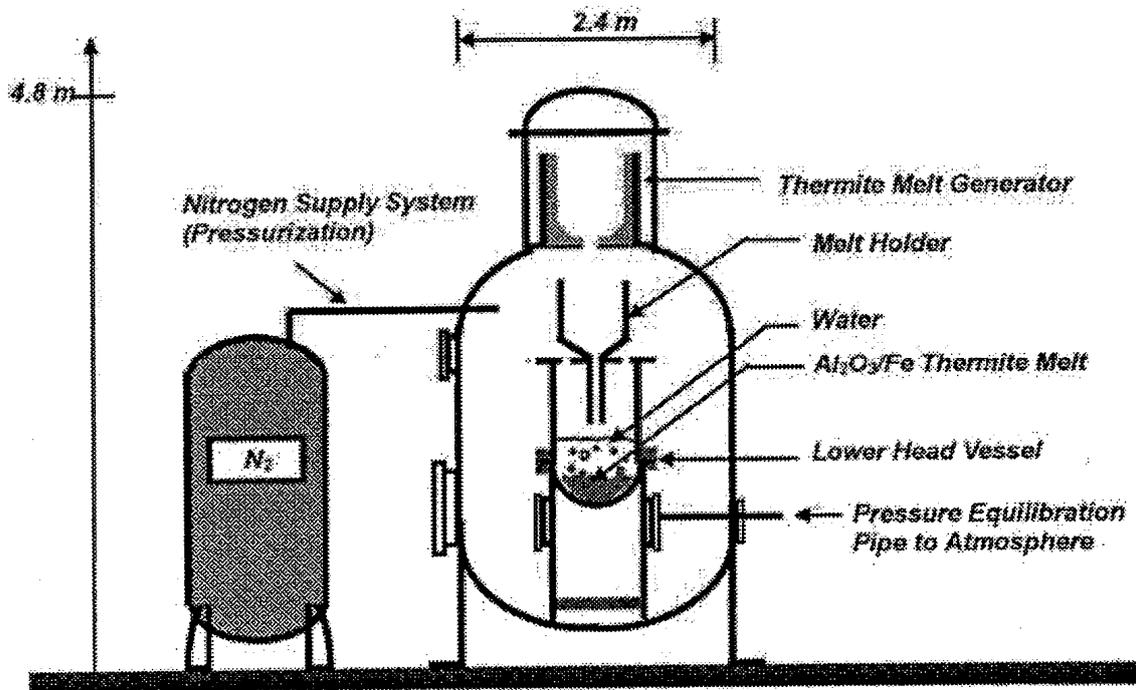


図 7 L A V A 実験装置の概要^[1]

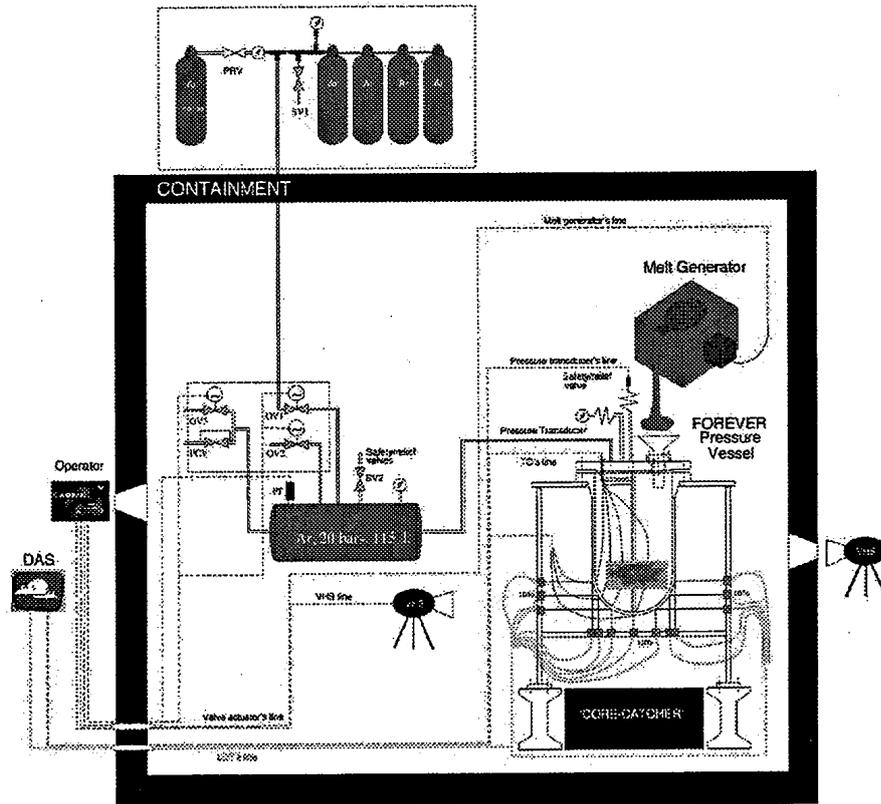


図 8 FOREVER 実験装置の概要^[1]

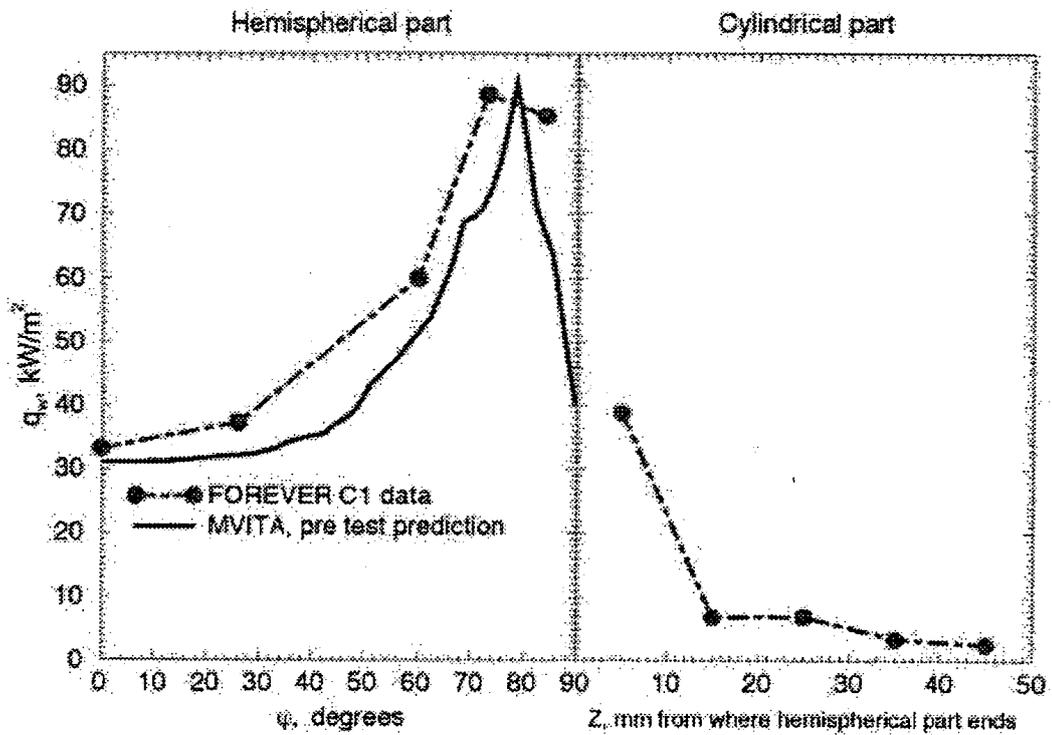


図 9 FOREVER / C1 実験における局所熱流束の分布^[1]

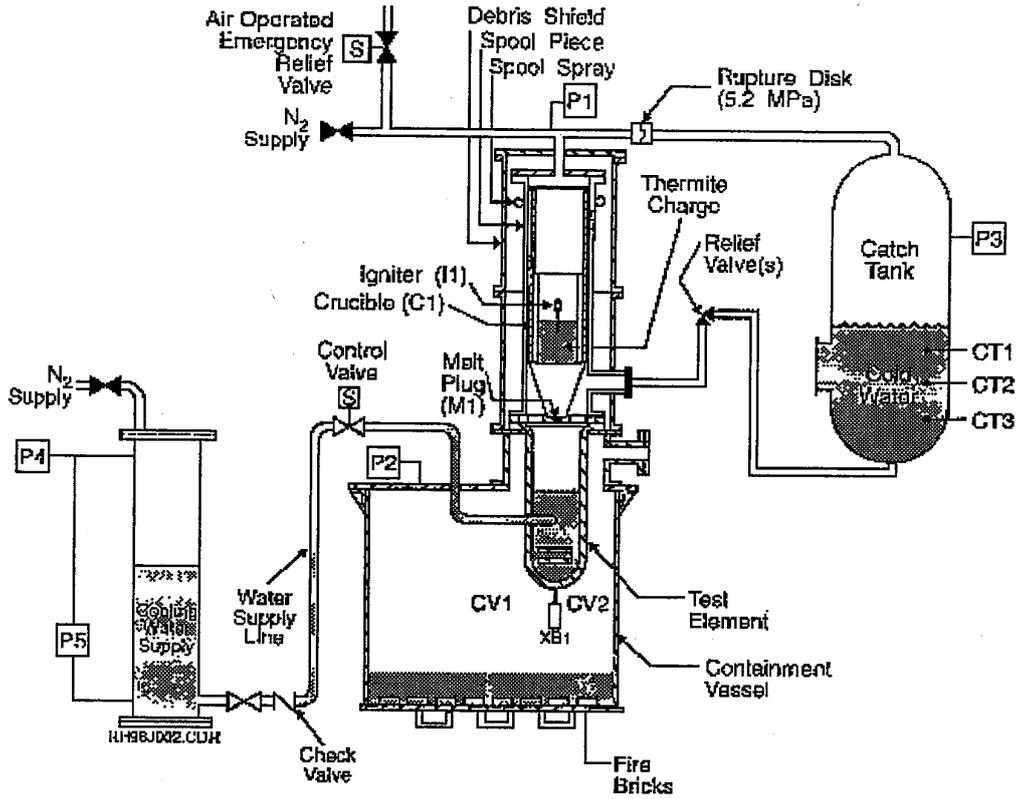


図 10 F A I 試験装置の概要^[1]

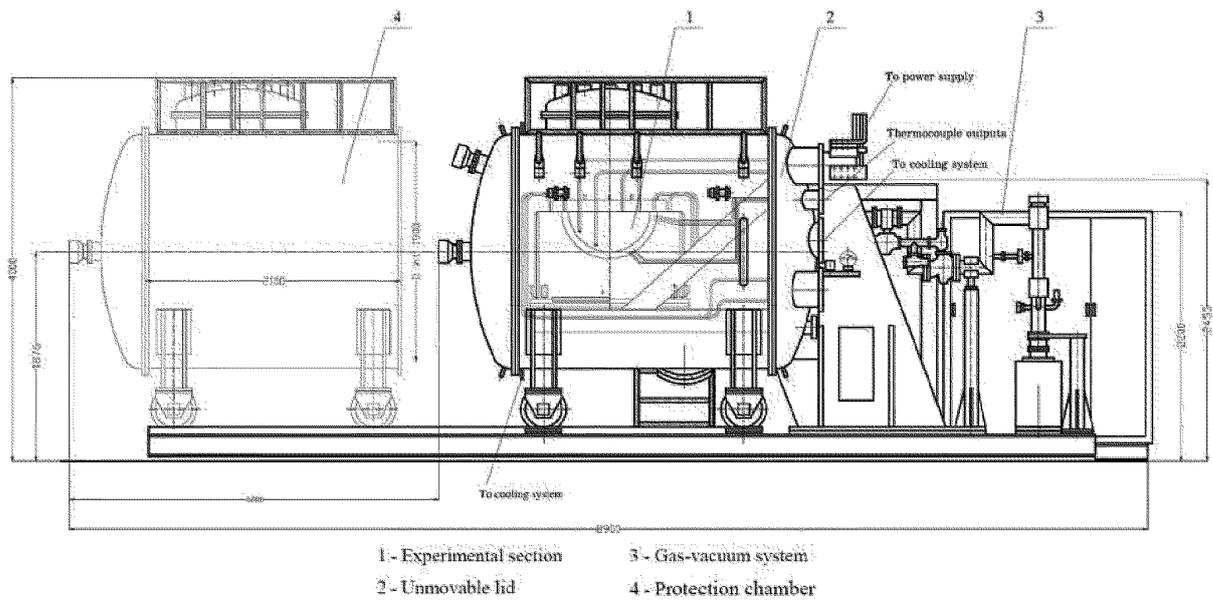


図 11 M A S C A 試験装置の概要^[3]

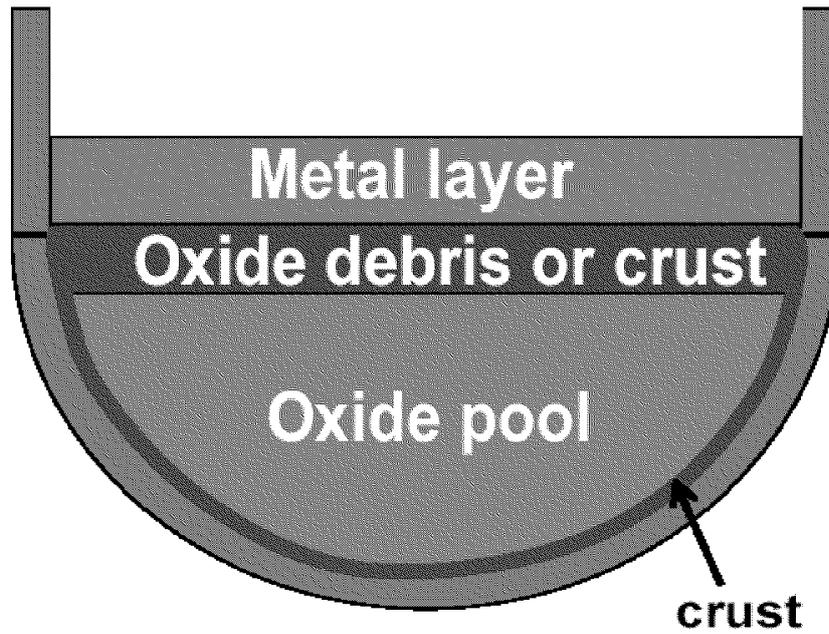


図 12 既存シビアアクシデント解析コードで想定されていた
原子炉圧力容器下部ヘッド内の成層化^[3]

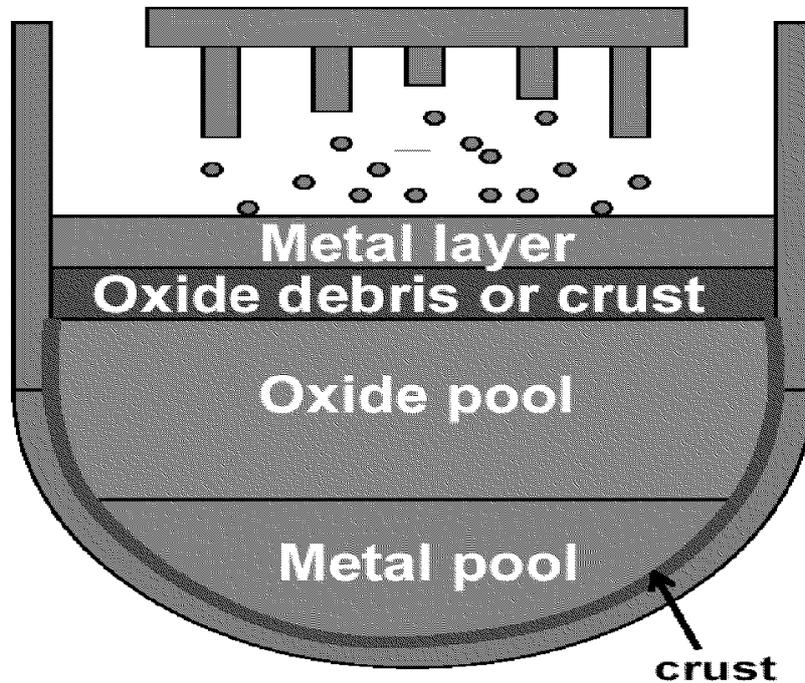
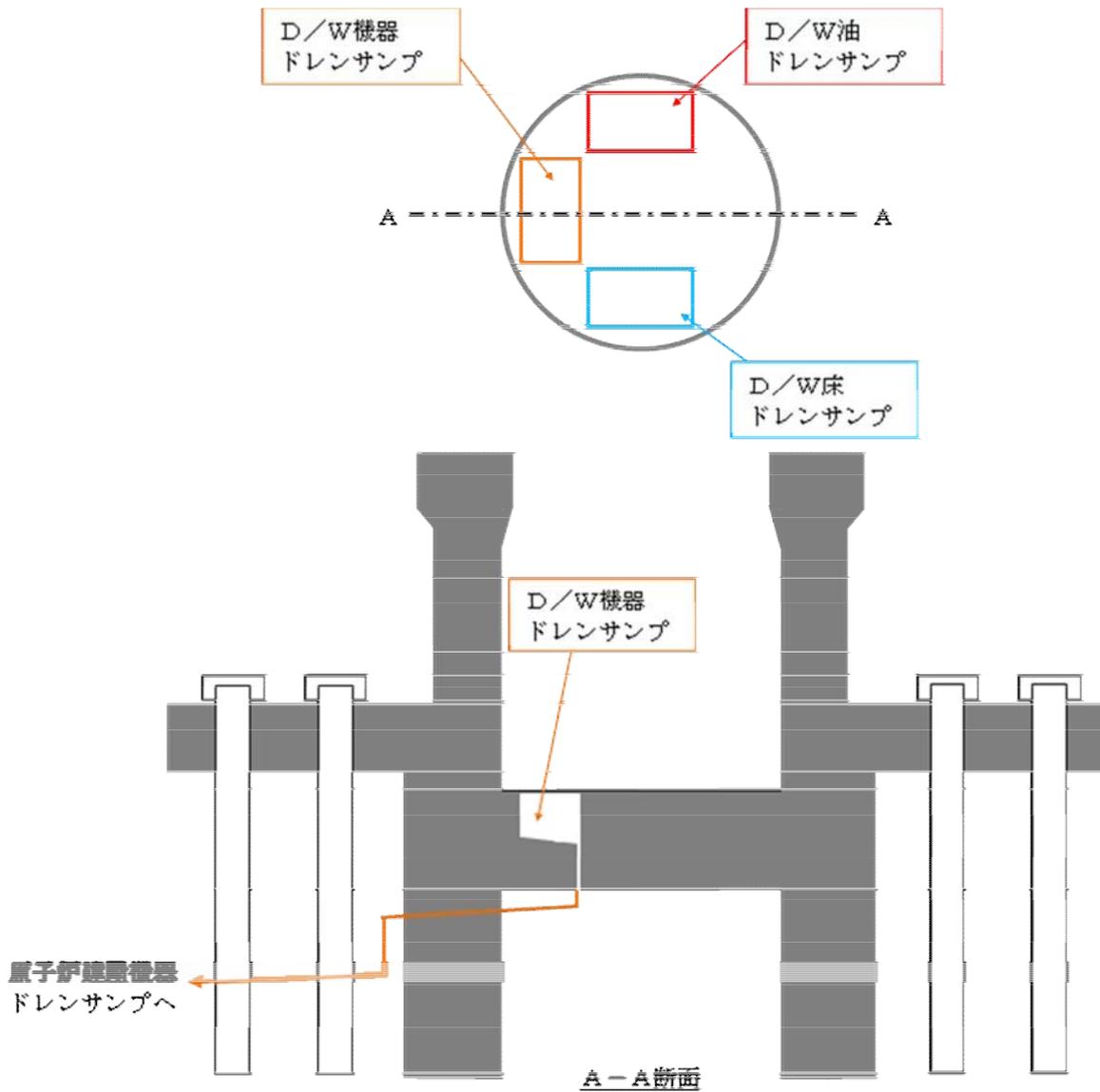


図 13 M A S C A 試験で得られた原子炉圧力容器下部ヘッド内の
成層化状況^[3]

ペDESTAL内サンプ及びサンプドレン配管図について

以下に東海第二発電所ペDESTAL内サンプ配置図及びサンプドレン配管図を示す。



内部事象出力運転時レベル 1. 5 P R A
イベントツリー集

目 次

図 1-1	T Q U Vに対するイベントツリー (T 1 / T 2) ……	別添 4.1.1- 2
図 1-2	T Q U Vに対するイベントツリー (T 3 D) ……	別添 4.1.1- 2
図 2-1	T Q U Xに対するイベントツリー (T 1 / T 2) ……	別添 4.1.1- 3
図 2-2	T Q U Xに対するイベントツリー (T 3 A) ……	別添 4.1.1- 3
図 2-3	T Q U Xに対するイベントツリー (T 3 B - 1) ……	別添 4.1.1- 4
図 2-4	T Q U Xに対するイベントツリー (T 3 B - 2) ……	別添 4.1.1- 5
図 2-5	T Q U Xに対するイベントツリー (T 3 C) ……	別添 4.1.1- 6
図 3-1	長期T Bに対するイベントツリー (T 1 / T 2) ……	別添 4.1.1- 7
図 3-2	長期T Bに対するイベントツリー (T 3 F) ……	別添 4.1.1- 7
図 4-1	T B Uに対するイベントツリー (T 1 / T 2) ……	別添 4.1.1- 8
図 4-2	T B Uに対するイベントツリー (T 3 D) ……	別添 4.1.1- 8
図 4-3	T B Uに対するイベントツリー (T 3 E) ……	別添 4.1.1- 9
図 5-1	T B Pに対するイベントツリー (T 1 / T 2) ……	別添 4.1.1-10
図 5-2	T B Pに対するイベントツリー (T 3 D) ……	別添 4.1.1-10
図 6-1	T B Dに対するイベントツリー (T 1 / T 2) ……	別添 4.1.1-11
図 6-2	T B Dに対するイベントツリー (T 3 F) ……	別添 4.1.1-11
図 7-1	L O C Aに対するイベントツリー (T 1 / T 2) ……	別添 4.1.1-12
図 7-2	L O C Aに対するイベントツリー (T 3 B) ……	別添 4.1.1-12

○格納容器イベントツリーの最終状態について

各格納容器イベントツリーの最終状態には、以下の格納容器破損モードの I D を割り付けた。なお、格納容器の健全性が維持される事故シーケンス（原子炉圧力容器内で事故収束、格納容器内で事故収束）についても格納容器破損モードの I D を割り付けた。

- OKV : 原子炉圧力容器内で事故収束
- OKP : 格納容器内で事故収束
- FOP : 過圧破損
- FOTL : 過温破損（原子炉圧力容器低圧）
- FOTH : 過温破損（原子炉圧力容器高圧）
- FPE : 水蒸気爆発（ペDESTAL側）
- FPDE : 水蒸気爆発（サブプレッション・プール側）
- FCCI : 熔融炉心・コンクリート相互作用
- FDCH : 格納容器雰囲気直接加熱
- PBYP : 格納容器隔離失敗

プラント 損傷状態 TQUV	T1			T2		No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)
	PCV隔離	RPV減圧	低圧ECCS	RPV破損なし (IVR)	RPV破損時 水蒸気爆発なし			
						4-9 10	T3DのETへ PBYP	- 1.5E-11
							合計値	2.9E-09

図 1-1 T Q U V に対するイベントツリー (T1 / T2)

T1/T2の 後続事象	T3D						No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)
	ペDESTアル注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTアル破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
							4	OKP	1.4E-10
							5	FCCI	9.5E-13
							6	FPDE	1.8E-11
							7	FOP	2.5E-09
							8	FCCI	1.7E-11
							9	FPDE	3.2E-10

図 1-2 T Q U V に対するイベントツリー (T3D)

プラント 損傷状態 TQUX	T1			T2		No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)
	PCV隔離	RPV減圧	低圧ECCS	RPV破損なし (IVR)	RPV破損時 水蒸気爆発なし			
						3-4	T3AのETへ	-
						5-20	T3B-1のETへ	-
						21	FPE	1.0E-14
						22-37	T3B-2のETへ	-
						38	T3CのETへ	-
						39	FDCH	8.5E-12
						40	PBYP	5.8E-11
							合計値	3.8E-09

図 2-1 T Q U X に対するイベントツリー (T1 / T2)

T1/T2の 後続事象	T3A		No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)
	PCV注水 (D/Wスプレイ)RHR				
			3	OKV	6.1E-09
			4	FOP	1.0E-09

図 2-2 T Q U X に対するイベントツリー (T3A)

T1/T20の 後続事象	T3B						No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)
	ペDESTアル注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTアル破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
							5	OKP	4.5E-10
							6	OKP	4.1E-10
							7	FCCI	2.8E-12
							8	FPDE	5.1E-11
							9	FPE	4.3E-15
							10	FOP	7.3E-11
							11	FOP	6.8E-11
							12	FCCI	4.6E-13
							13	FPDE	8.4E-12
							14	FPE	7.0E-16
							15	OKP	8.1E-10
							16	FCCI	5.4E-12
							17	FPDE	1.0E-10
							18	FOP	1.3E-10
							19	FCCI	8.9E-13
							20	FPDE	1.6E-11

図 2-3 TQUXに対するイベントツリー (T3B-1)

T1/T20の 後続事象	T3B						No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)
	ペDESTアル注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTアル破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
							22	OKP	4.0E-17
							23	OKP	3.6E-17
							24	FCCI	2.5E-19
							25	FPDE	4.5E-18
							26	FPE	3.8E-22
							27	FOP	2.7E-17
							28	FOP	2.4E-17
							29	FCCI	1.7E-19
							30	FPDE	3.0E-18
							31	FPE	2.6E-22
							32	OKP	3.2E-14
							33	FCCI	2.2E-16
							34	FPDE	4.0E-15
							35	FOP	7.4E-12
							36	FCCI	5.0E-14
							37	FPDE	9.3E-13

図 2-4 TQUXに対するイベントツリー (T3B-2)

T1/T2の 後続事象	T3C						No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	ペDESTアル注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTアル破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
						38	FOTH	2.3E-09	

図 2-5 TQUXに対するイベントツリー (T3C)

プラント 損傷状態 TB	T1			T2		No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	PCV隔離	RPV減圧	低圧ECCS	RPV破損なし (IVR)	RPV破損時 水蒸気爆発なし			
						4	T3FのDETへ	—
						5	FDCH	8.3E-09
						6	PBYP	3.8E-10
							合計値	7.6E-08

図 3-1 長期TBに対するイベントツリー (T1 / T2)

T1/T2の 後続事象	T3F						No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	ペDESTアル注水 低圧ECCS	PCV注水RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTアル破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
							4	FOTH	6.7E-08

図 3-2 長期TBに対するイベントツリー (T3F)

プラント 損傷状態 TBU	T1			T2		No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	PCV隔離	RPV減圧	低圧ECCS	RPV破損なし (IVR)	RPV破損時 水蒸気爆発なし			
						3-5	T3DのETへ	—
						6	T3EのETへ	—
						7	FDCH	1.0E-11
						8	PBYP	9.8E-11
							合計値	2.0E-08

図 4-1 TBUに対するイベントツリー (T1 / T2)

T1/T2の 後続事象	T3D					No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	ペダスタル注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペダスタル破損時 水蒸気爆発なし			
						3	FOP	1.5E-08
						4	FCCI	1.0E-10
						5	FPDE	1.8E-09

図 4-2 TBUに対するイベントツリー (T3D)

T1/T2の 後続事象	T3E						No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	ペDESTアル注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTアル破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
						6	FOTH	2.8E-09	

図 4-3 TBUに対するイベントツリー (T3E)

プラント 損傷状態 TBP	T1			T2		No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)
	PCV隔離	RPV減圧	低圧ECCS	RPV破損なし (IVR)	RPV破損時 水蒸気爆発なし			
						5	T3DのETへ	—
						6	PBYP	2.6E-12
							合計値	5.1E-10

図 5-1 TBP に対するイベントツリー (T1/T2)

T1/T2の 後続事象	T3D						No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)
	ペDESTアル注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時水 蒸気爆発なし	デブリリ冷却PED	ペDESTアル破損時 水蒸気爆発なし	デブリリ冷却SP			
							5	FOTL	4.5E-10
							6	FPDE	5.6E-11

図 5-2 TBP に対するイベントツリー (T3D)

プラント 損傷状態 TBD	T1			T2		No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
	PCV隔離	RPV減圧	低圧ECCS	RPV破損なし (IVR)	RPV破損時 水蒸気爆発なし				
						3	T3FのETへ	—	—
						4	FDCH	2.1E-14	3.7E-03
						5	PBYP	2.8E-14	5.0E-03
							合計値	5.7E-12	

図 6-1 T B D に対するイベントツリー (T 1 / T 2)

T1/T2の 後続事象	T3F						No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)
	ペDESTアル注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTアル破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
							3	FOTH	5.6E-12

図 6-2 T B D に対するイベントツリー (T 3 F)

プラント 損傷状態 LOCA	T1				T2		No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)
	PCV隔離	RPV減圧	低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	RPV破損なし (IVR)	RPV破損時 水蒸気爆発なし			
							6-8	T3BのETへ	-
							9	FPE	2.5E-20
							10	FOTL	1.9E-11
							11	PBYP	9.7E-14
								合計値	1.9E-11

図 7-1 LOCA に対するイベントツリー (T1/T2)

T1/T2の 後続事象	T3B						No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)
	ペDESTアル注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTアル破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
							6	OKP	4.6E-15
							7	FCCI	3.1E-17
							8	FPDE	5.8E-16

図 7-2 LOCA に対するイベントツリー (T3B)