

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

確率論的リスク評価について
(内部事象 運転時レベル1.5)

平成27年6月

東京電力株式会社

目 次

1. 事故シーケンスグループ等の抽出における PRA の実施範囲と評価対象
2. 「PRA の説明における参照事項」に基づく構成について
3. レベル 1PRA
 - 3.1 内部事象 PRA
 - 3.1.1 出力運転時 PRA
 - 3.1.1.a 対象プラント
 - 3.1.1.b 起回事象
 - 3.1.1.c 成功基準
 - 3.1.1.d 事故シーケンス
 - 3.1.1.e システム信頼性
 - 3.1.1.f 信頼性パラメータ
 - 3.1.1.g 人的過誤
 - 3.1.1.h 炉心損傷頻度
 - 3.1.2 停止時 PRA
 - 3.1.2.a 対象プラント
 - 3.1.2.b 起回事象
 - 3.1.2.c 成功基準
 - 3.1.2.d 事故シーケンス
 - 3.1.2.e システム信頼性
 - 3.1.2.f 信頼性パラメータ
 - 3.1.2.g 人的過誤
 - 3.1.2.h 炉心損傷頻度
 - 3.2 外部事象 PRA
 - 3.2.1 地震 PRA
 - 3.2.1.a 対象プラントと対象シナリオ
 - 3.2.1.b 地震ハザード
 - 3.2.1.c 建屋・機器のフラジリティ
 - 3.2.1.d 事故シーケンス
 - 3.2.2 津波 PRA
 - 3.2.2.a 対象プラントと対象シナリオ
 - 3.2.2.b 津波ハザード
 - 3.2.2.c 建屋・機器のフラジリティ
 - 3.2.2.d 事故シーケンス

4. レベル 1.5PRA

4.1 内部事象 PRA

4.1.1 出力運転時 PRA

4.1.1.a プラントの構成・特性

4.1.1.b プラント損傷状態の分類及び発生頻度


4.1.1.c 格納容器破損モード

4.1.1.d 事故シーケンス

4.1.1.e 事故進展解析

4.1.1.f 格納容器破損頻度

4.1.1.g 不確かさ解析及び感度解析

 今回のご説明範囲

4.2 外部事象 PRA

4.2.1 地震 PRA

3. レベル 1PRA

3.1 内部事象 PRA

3.1.1 出力運転時 PRA

3.1.2 停止時 PRA

3.2 外部事象 PRA

3.2.1 地震 PRA

3.2.2 津波 PRA

4. レベル 1.5PRA

4.1 内部事象 PRA

4.1.1 出力運転時 PRA

添付資料 4.1.1.a-1 内部事象運転時レベル 1.5PRA のシーケンス選定における
福島第一原子力発電所事故の知見の考慮

添付資料 4.1.1.c-1 炉内溶融燃料-冷却材相互作用(炉内 FCI)に関する知見の整理

添付資料 4.1.1.c-2 「水素燃焼」及び「溶融物直接接触(シェルアタック)」を
格納容器破損モードの評価対象から除外する理由

添付資料 4.1.1.d-1 柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号機内の事象出力運転時レベル 1.5 PRA イ
ベントツリー集

添付資料 4.1.1.f-1 格納容器イベントツリーにおける物理化学現象の発生頻度の設定方法

添付資料 4.1.1.f-2 炉内溶融物保持(IVR)に関する知見と実プラントへの適用性

添付資料 4.1.1.f-3 余裕時間の設定方法

添付資料 4.1.1.f-4 格納容器隔離失敗の分岐確率の根拠

4.2 外部事象 PRA

4.2.1 地震 PRA

4. レベル 1.5PRA

4.1 内部事象 PRA

4.1.1 出力運転時 PRA

出力運転時 PRA は、(社)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」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRA の説明における参照事項」(原子力規制庁 平成 25 年 9 月)の記載事項への適合性を確認した。評価フローを図 4.1.1-1 に示す。

4.1.1.a プラントの構成・特性

① 対象プラントに関する説明

(1) 機器・システムの配置及び形状・設備容量

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 1PRA に用いた情報と同じである。また、レベル 1.5PRA では格納容器損傷頻度等を評価することから、格納容器の特性を考慮している。この格納容器の仕様を第 4.1.1.a-1 表に示す。また、格納容器及び格納容器下部ドライウエル(ペDESTAL部)の構造の詳細を第 4.1.1.a-1 図に示す。また、格納容器の限界圧力及び限界温度の設定に際しては、福島第一原子力発電所事故において 1～3 号機の格納容器が閉じ込め機能の喪失に至った事実を考慮し、その知見の反映について検討した。検討結果を添付資料 4.1.1.a-1 に示す。

(2) 事故の緩和操作

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。

- ・原子炉手動減圧及び低圧注水操作
- ・PCV スプレイ手動起動操作
- ・外部電源復旧操作
- ・高圧電源融通操作

(3) 燃料及びデブリの移動経路

事故時の燃料及びデブリなどの熱源の移動は、IVR、水素発生、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)及び格納容器内の熱水力挙動、FP 移行挙動に影響する。燃料及びデブリの移動経路を第 4.1.1.a-2 表に示す。

4.1.1.b プラント損傷状態の分類及び発生頻度

内部事象レベル 1PRA(出力運転時)で得られた、炉心損傷に至るすべての事

事故シーケンスについて、事象の進展及び緩和操作の類似性からプラント損傷状態(PDS)を定義し、PDS の分類及び発生頻度を評価する。

① PDS の一覧

(1) PDS の考え方、定義

PDS の分類は、炉心損傷に至る事故シーケンスグループを、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とを分類する。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. 原子炉圧力容器圧力

原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力容器内雰囲気、高圧状態か低圧状態かで分類する。この圧力状態の違いにより、原子炉圧力容器破損時の格納容器雰囲気の圧力上昇の程度、デブリの飛散の程度、デブリと格納容器バウンダリとの直接接触の可能性など、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り、原子炉圧力容器の破損時期、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、格納容器破損時期が影響を受ける。このため、事故の緩和操作の時間余裕が大きく異なる。

なお、早期・後期の分類は、事象発生後の原子炉への注水の有無を考慮したものであり、結果として後期には長期 TB と TW を分類している。事象発生後に注水に成功する長期 TB 及び TW、事象発生が即ち格納容器の機能喪失(破損)となる ISLOCA、事象発生後速やかに格納容器先行破損に至る TC を除き、他のシナリオは全て注水に失敗するシナリオであり、概ね 1 時間前後で炉心損傷に至る。

長期 TB では事象発生後、一定時間の RCIC の運転に期待しており、電源が直流(バッテリー)に限られていることを考慮すると、RCIC の運転継続時間は 8 時間程度と考えられる。これを考慮し、炉心損傷時期の早期・後期の 1 つの目安として、RCIC の運転継続時間を参考に炉心損傷時期後期を 8 時間後と整理した。また、TW は注水に期待し続けることができるシナリオであり、格納容器先行破損までに十数時間程度の時間余裕がある。

d. 電源確保

電源が確保されている場合と、電源が喪失している場合で分類する。電源が喪失している場合には、電源を復旧することで防止手段及び緩和手段が達成される可能性がある。

第 4.1.1.b-1 表に炉心損傷に至る事故シーケンスの概要、第 4.1.1.b-1 図に上記分類を踏まえた PDS 分類の考え方を示す。

(2) レベル 1PRA の事故シーケンスグループの PDS への分類結果

炉心損傷に至る事故シーケンスグループを、上記(1)の考え方に基づいて PDS として分類した結果を第 4.1.1.b-2 表に示す。BWR プラントでは炉心損傷に至る事故シーケンスグループを、上記(1)の考え方に基づいて分類して PDS としているため、炉心損傷に至る事故シーケンスグループと PDS が一致することとなる。

② PDS ごとの発生頻度

PDS ごとに炉心損傷頻度(CDF)を整理した結果を第 4.1.1.b-3 表に示す。崩壊熱除去機能喪失の PDS が支配的となっているが、これは、全 CDF に占める崩壊熱除去機能喪失(TW)の CDF の割合が大きいこと及び、TW には有効な緩和策が無く、TW の CDF がそのまま格納容器破損頻度(CFF)に反映されるためである。

- ・崩壊熱除去機能喪失 : TW (寄与 : 約 99.9%)
- ・LOCA 時注水機能喪失 : LOCA (寄与 : 約 0.1%)
- ・上記以外の PDS (寄与 : 約 0.1%)

4.1.1.c 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.d 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 PRA 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。

BWR のシビアアクシデントで考えられる事故進展を第 4.1.1.c-1 図に示す。第 4.1.1.c-1 図では、炉心損傷後の格納容器内の物理化学的挙動を網羅的に考慮し、事故進展に応じて想定される、格納容器の健全性に影響を与え

る負荷を、発生時期に沿って示している。

格納容器の健全性に影響を与える負荷の抽出結果と、本 PRA で想定する格納容器破損モードを第 4.1.1.c-1 表に示す。なお、第 4.1.1.c-1 表には物理化学現象に起因する負荷の他に、格納容器バイパス事象(ISLOCA 及び格納容器隔離失敗事象)も含めて示した。また、格納容器の健全性に影響を与える負荷としては抽出したものの、本 PRA で想定する格納容器破損モードの設定からは除外した負荷については、その除外理由を示した。

4.1.1.d 事故シーケンス

① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス

一般的な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、事故進展フェーズ毎に、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樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。

本評価では格納容器イベントツリー構築にあたって、以下に示す 3 つの事故進展フェーズを定義している。

- T1：炉心損傷から原子炉圧力容器破損直前
- T2：原子炉圧力容器破損直後
- T3：原子炉圧力容器破損後長期間経過後

② 格納容器イベントツリー

(1) 格納容器イベントツリー構築に当たって検討した重要な物理化学現象、対処設備の作動・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

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各フェーズで発生する重要な物理化学現象について、各 PDS を考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事象進展を検討した。

第 4.1.1.d-1 表に示す検討結果に基づき、PDS ごとに事故進展フェーズを考慮して緩和設備の作動状態及び物理化学現象の発生状況を分析し、格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第 4.1.1.d-2 表のとおり選定した。

b. 運転員操作

4.1.1.a ① (2)に記載の操作を考慮している。

c. ヘディング間の従属性

第 4.1.1.d-2 表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の複数のヘディングの状態に従属して決定される場合があるため、ヘディングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を整理した結果を第 4.1.1.d-3 表に示す。

(2) 格納容器イベントツリー

選定したヘディングについてヘディング間の従属性を考慮して順序付けて、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添付資料 4.1.1.d-1 に示す。

4.1.1.e 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。

- ・ 緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価
- ・ 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、現象の不確定性などを考慮した分岐確率を評価しているため、ここでは緩和系の復旧操作等のための時間余裕を評価することを目的とする。したがって、緩和系が機能しない状態で物理化学現象が発生せずに、格納容器が過圧また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などの事象の発生時期、事象の緩和手段に係る運転員操作の余裕時間、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共に、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る事を目的として、各 PDS を代表する事故進展解析を実施する。

(1) 解析対象事故シーケンスの選定

a. 解析対象 PDS の選定

解析対象 PDS は、事故進展の類似性の観点及び炉心損傷に至る際に期待可能な緩和系の類似性を考慮して選定する。

事故進展の類似性の観点として、格納容器破損時期や炉心損傷時の原子炉圧力容器の圧力等によってプラント損傷状態を分類した結果を第 4.1.1.b-1 図に示す。

第 4.1.1.b-1 図の分類結果に対し、期待可能な緩和系の類似性の観点から、一部の解析対象事故シーケンスを整理した。整理した結果を第 4.1.1.e-1 図に示す。

TQUX、TBU 及び TBD 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 TQUX で代表することとした。

TQUV 及び TBP は、いずれも原子炉は減圧されるものの、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 TQUV で代表することとした。

TQUV と LOCA はそれぞれ解析対象とした。これは、炉心損傷後の電源復旧等を受けて原子炉注水に成功した場合を考えると、LOCA では冷却水の一部が流出する可能性があること等、影響緩和手段に対する両者の応答の違いを考慮したためである。

また、AE、S1E、S2E は LOCA として 1 つのプラント損傷状態とした。これは、事故進展解析の結果(第 4.1.1.e-3 表参照)、AE と TQUV の RPV 破損までの時間の差が約 0.4 時間であるため、冷却材の流出口の大きさは、炉心損傷後の事象の進展速度に大きな影響を及ぼすものではないと考えたためである。

格納容器先行破損(レベル 1PRA 評価の範囲)である TC、TW、ISLOCA 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 1.5PRA 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、TC、TW 及び ISLOCA については、レベル 1PRA 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、以下の事故シーケンスグループを解析対象として選定した。

- ・ TQUV
- ・ TQUX
- ・ LOCA
- ・ 長期 TB

b. 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あたっては、操作余裕時間が厳しくなる観点、発生頻度が大きくなる観点等を考慮する。

LOCA 以外の PDS については、選定する過渡事象の違いによる操作余裕時間に対する影響はほとんど無いと考えられるため、事故シーケンスの発生頻度の観点から、CDF に占める割合が最も大きい起因事象として隔離事象(MSIV 閉鎖を伴う過渡事象)を選定する。

また、LOCA については、操作余裕時間の観点から事故進展が早い大 LOCA を選定し、破断想定箇所としては従来設置許可申請の安全解析で想定している HPCF 配管破断とする。

以上から、解析対象として選定した事故シーケンスを第 4.1.1.e-1 表に示す。

(2) 事故進展解析の解析条件

プラント構成・特徴の調査より、全ての事故シーケンスに対し共通するプラント構成・特徴に依存した基本解析条件を第 4.1.1.e-2 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 MAAP 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の解析を実施した。解析結果を第 4.1.1.e-2 図に、原子炉圧力容器内および格納容器内の熱水力挙動の事象進展における主要事象発生時刻を第 4.1.1.e-3 表に示す。

4.1.1.f 格納容器破損頻度

① 格納容器破損頻度の評価方法

格納容器イベントツリーの分岐に分岐確率を設定、又はフォールトツリーをリンキングし、プラント損傷状態ごとに格納容器破損頻度を算出した。

② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率

ヘディングの分岐確率は、次の通りに設定した。格納容器イベントツリーの分岐確率の設定について第 4.1.1.f-1 表に示す。

(1) 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(DET)手法等を用いて、分岐確率を設定した。なお、物理化学現象に関する分岐確率の具体的な設定方法については、添付資料 4.1.1.f-1 に示す。このうち IVR に関しては、過去の様々な知見にもとづき、評価のモデルが構築されているが IVR 事象の解析について、その実機ベースでの適用性について確認した。確認結果を添付資料 4.1.1.f-2 に示す。

(2) 事故の緩和手段に関する分岐確率の設定

レベル 1PRA のフォールトツリーを基に、フォールトツリーを作成す

ることにより、緩和手段の非信頼度(分岐確率)をモデル化した。

モデル化にあたっては、緩和手段に対する運転員の操作性及び事故時の条件を考慮するとともに、4.1.1.e の事故進展解析の結果から機器・系統の回復操作を含めた運転員の時間余裕を分析した。事故進展解析の結果から、緩和手段実施までの時間余裕を設定した結果を第 4.1.1.f-2 表に示す。なお、時間余裕の設定の考え方を添付資料 4.1.1.f-3 に示す。

また、格納容器隔離の分岐確率は過去の文献をもとに設定した。詳細を添付資料 4.1.1.f-4 に示す。

③ 格納容器破損頻度の評価結果

定量化の結果、全格納容器破損頻度(CFF)は 8.7×10^{-6} /炉年、条件付格納容器破損確率(CCFP)は 1.0 となった。

PDS 別の CDF 及び CFF を第 4.1.1.f-3 表及び第 4.1.1.f-1 図に、PDS 別の CDF の円グラフを第 4.1.1.f-2 図に、PDS 別の CFF の円グラフを第 4.1.1.f-3 図に示す。割合としては、全 CFF の約 99.9%が格納容器除熱機能喪失から過圧破損に至るシーケンスとなった。本評価では殆どの AM 策を考慮していないことから、電源の復旧により ECCS が使用可能となる PDS 及び原子炉減圧の再実施により低圧 ECCS が使用可能となる PDS(TBU、TBP、長期 TB、TQUX)では格納容器破損を回避できる場合がある(CCFP が 0.58~0.82)が、上記以外 PDS(TQUV、LOCA、TBD、TW、TC、ISLOCA)の CCFP は 1 となり、上述の通り PDS 別の CFF で TW シーケンスが大部分を占めるため、全体の CCFP は 1.0 となっている。

また、格納容器破損モード別の CFF を第 4.1.1.f-4 表に、格納容器破損モード別の CFF の円グラフを第 4.1.1.f-4 図に示す。全 CFF のうち、「水蒸気(崩壊熱)による過圧破損」の寄与が約 99.9%、「過温破損」の寄与が約 0.1%を占め、以下、「ISLOCA」、「格納容器隔離失敗」の寄与が続くが、「水蒸気(崩壊熱)による過圧」および「過温破損」以外の格納容器破損モードの寄与は 0.1%未満であった。

④ 重要度評価について

レベル 1.5PRA として重要度評価は実施していないが、レベル 1PRA で算出された炉心損傷頻度を PDS として整理して格納容器破損頻度評価の入力としており、特に重大事故等防止対策等を考慮しない(CCFP が大きい)条件下では、レベル 1PRA の結果に強く依存する。レベル 1PRA にて実施した表 3.1.1.h-5 に示す FV 重要度評価では、補機冷却系、残留熱除去系の重要度が高くなっていることから、レベル 1.5PRA においてもこれらの機能

の重要度が高くなっているものと考えられる。

以下に示す通り、**CFF** に占める割合が大きい格納容器破損モードは補機冷却系又は残留熱除去系の機能喪失に関連したものとなっていることが分かる。

- ・「水蒸気(崩壊熱)による過圧破損」は **CFF** の約 **99.9%** が「崩壊熱除去機能喪失(TW)」のシーケンスである。これは、格納容器先行破損シーケンスであるため、**PDS** 別 **CDF** で約 **99.9%** を占める **TW** の寄与が大きくなっているためである。この格納容器破損モードに対しては、代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による除熱または格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による除熱により、格納容器破損頻度を低減することができると思う。

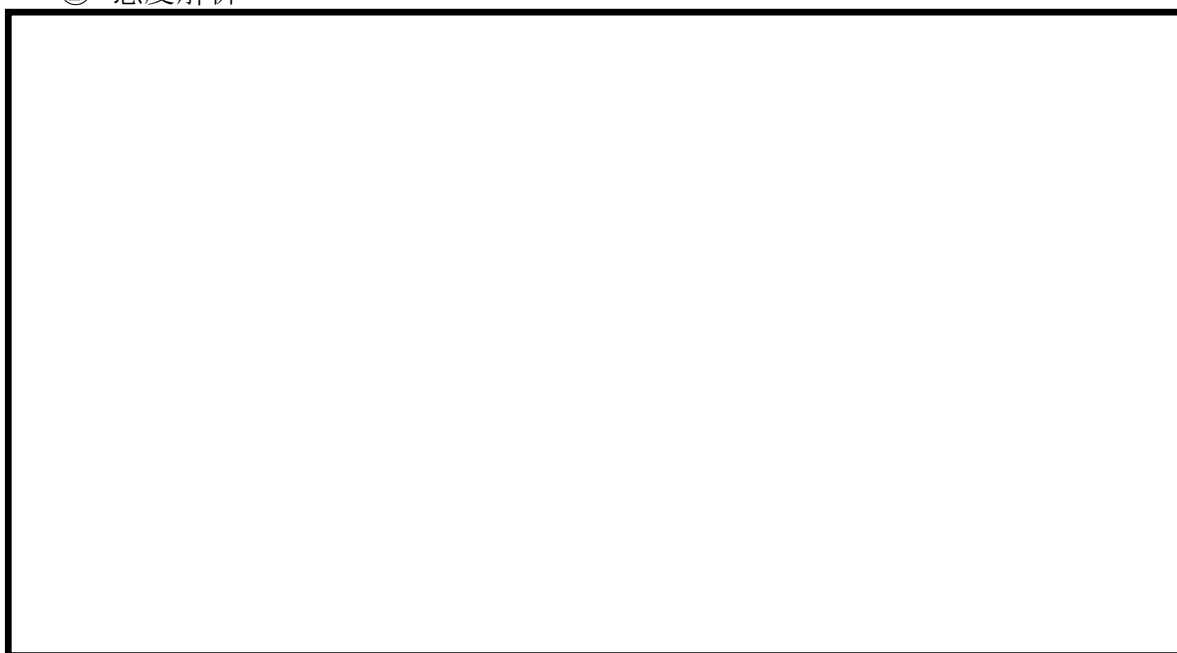
4.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析

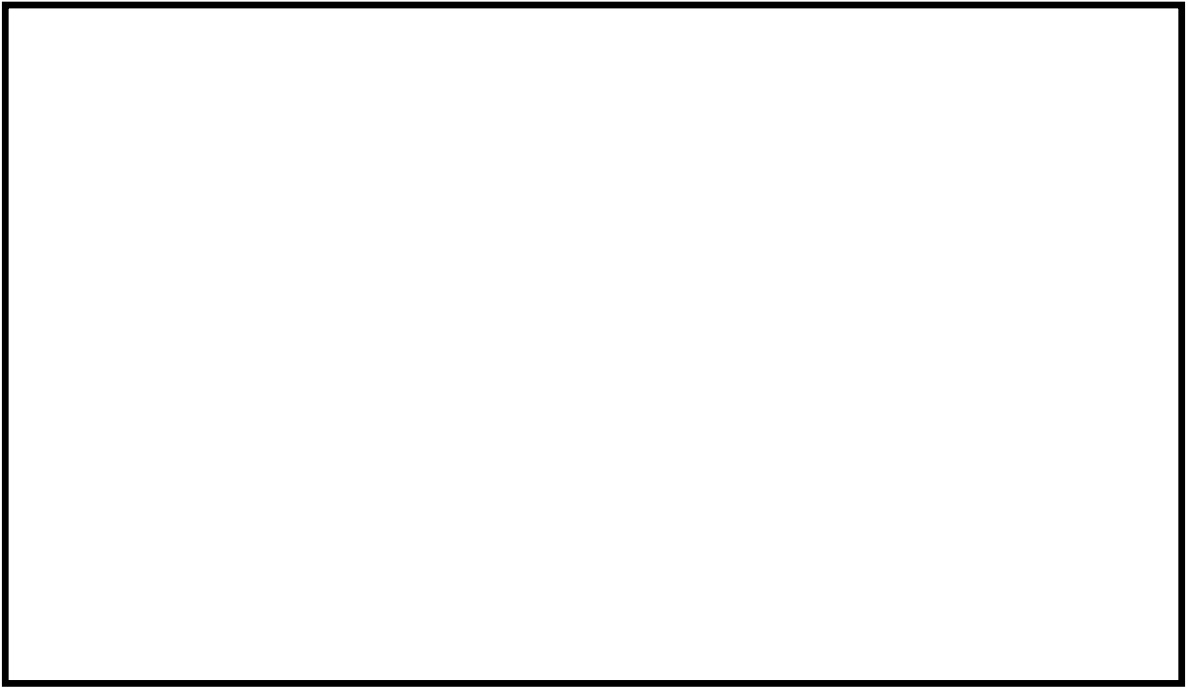
① 不確実さ解析

格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第 4.1.1.g-1 表及び第 4.1.1.g-1 図に示す。

不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は不確実さ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、「水蒸気(崩壊熱)による過圧破損」が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について、不確実さが有意に影響することは考えにくい。

② 感度解析





第 4.1.1.a-1 表 格納容器の主要仕様

項 目		仕 様
型 式		圧力抑制型 (鉄筋コンクリート製 格納容器(RCCV))
容 積	ドライウエル空間部(ベント管とも)	約 7,400 m ³
	サブプレッションチェンバ空間部	約 6,000 m ³
	サブプレッションチェンバ保有水量(最小)	約 3,600 m ³
最高使用圧力	ドライウエル	310 kPa[gage]
	サブプレッションチェンバ	
最高使用温度	ドライウエル	171 °C
	サブプレッションチェンバ	104 °C
限界圧力		620 kPa[gage]
限界温度		200 °C

第 4.1.1.a-2 表 燃料及びデブリの移動経路

	放出先	放出先からの移動
重力による移動	【RPV 破損前】 RPV 下鏡	移動なし
	【RPV 破損後】 原子炉下部 ドライウエル	移動なし
1 次系圧力による 分散放出	【RPV 破損後】 原子炉下部 ドライウエル	連通孔を通じて上部ドライウエルに移動

第 4.1.1.b-1 表 炉心損傷に至る事故シーケンスの概要(1/2)

事故シーケンス	概要
TQUV	高圧及び低圧の炉心への注水系が故障している事故シーケンスである。原子炉の減圧に成功し、RPV の雰囲気は低圧状態で事故が進展する。炉心損傷は事故後早期に生じる。
TQUX	高圧の炉心への注水系が故障していて、さらに原子炉の減圧に失敗している事故シーケンスである。RPV の雰囲気は高圧状態で事故が進展する。炉心損傷は事故後早期に生じる。
長期 TB	全交流電源が喪失し、RCIC などの作動後、直流電源の枯渇によって、RCIC などが機能喪失し炉心損傷に至る事故シーケンスである。RPV の雰囲気は高圧状態で事故が進展する。直流電源が枯渇するまでには RCIC などによる炉心への注入が可能のため、炉心損傷は事故後後期に生じる。
TBU	全交流電源が喪失し、RCIC の故障などによって、炉心への注水ができない事故シーケンスである。RPV の雰囲気は高圧状態で事故が進展する。炉心損傷は事故後早期に生じる
TBP	全交流電源が喪失し、S/R 弁が開固着するため、RPV 内が減圧され、RCIC が使用できないなど、原子炉注水ができない事故シーケンスである。RPV の雰囲気は低圧状態で事故が進展する。炉心損傷は事故後早期に生じる。
TBD	外部電源の喪失後、直流電源の喪失によって、原子炉注水ができない事故シーケンスである。RPV の雰囲気は高圧状態で事故が進展する。炉心損傷は事故後早期に生じる。
LOCA ・ AE(大 LOCA) ・ S1E(中 LOCA) ・ S2E(小 LOCA)	原子炉冷却材喪失事故(LOCA)後、原子炉注水機能が喪失する事故シーケンスである。大 LOCA においては事象発生後、RPV の雰囲気は低圧状態で事故が進展する。中小 LOCA においては ADS により低圧状態となる。炉心損傷は事故後早期に生じる。

第 4.1.1.b-1 表 炉心損傷に至る事故シーケンスの概要(2/2)

事故シーケンス	概要
TW	事故後、炉心への注水には成功するものの、崩壊熱の除去に失敗する事故シーケンスである。PCV 内に蓄積する水蒸気によって、炉心損傷前に PCV が過圧破損する。その後、原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至る。炉心損傷は事故後後期に生じる。
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 シーケンスと同様に、PCV 内に蓄積する水蒸気によって、炉心損傷前に PCV が過圧破損する。その後、RPV の雰囲気は高圧状態で事故が進展する。炉心損傷は事故後早期に生じる。
ISLOCA	RHR と ECCS を隔離する多重の弁の故障等に伴う LOCA により、冷却水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。炉心損傷は事故後早期に生じる。

第 4.1.1.b-2 表 プラント損傷状態の分類結果

PDS	PCV 破損 時期	RPV 圧力	炉心損傷 時期	電源確保
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	電源確保
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	電源確保
長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	DC 電源確保
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	DC 電源確保 AC 電源復旧必要
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	電源復旧必要
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	DC 電源復旧必要
LOCA ・ AE(大 LOCA) ・ S1E(中 LOCA) ・ S2E(小 LOCA)	炉心損傷後	低圧	早期	電源確保
TW	炉心損傷前	—	後期	電源確保
TC	炉心損傷前	—	早期	電源確保
ISLOCA	炉心損傷前	—	早期	電源確保

— : PDS の分類に際して考慮不要であることを示す。

第 4.1.1.b-3 表 プラント損傷状態毎の炉心損傷頻度発生頻度

プラント損傷状態	炉心損傷頻度(/炉年)	割合(%)
TQUX	4.2×10^{-9}	< 0.1
TQUV	9.6×10^{-10}	< 0.1
長期 TB	4.8×10^{-10}	< 0.1
TBU	6.0×10^{-10}	< 0.1
TBP	1.2×10^{-10}	< 0.1
TBD	8.1×10^{-11}	< 0.1
LOCA	4.5×10^{-9}	0.1
TW	8.7×10^{-6}	99.9
TC	5.1×10^{-12}	< 0.1
ISLOCA	9.5×10^{-11}	< 0.1
合計	8.7×10^{-6}	100

第 4.1.1.c-1 表 格納容器の健全性に影響を与える負荷と本 PRA で設定した格納容器破損モード(1/2)

抽出した負荷	負荷の概要	格納容器破損モード (除外事象の場合は除外理由を示す。)
ISLOCA	格納容器バイパス事象であり、発生と同時に格納容器の閉じ込め機能を喪失する。	ISLOCA 発生後、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モードとして分類。
格納容器隔離失敗	格納容器バイパス事象であり、炉心損傷時点で格納容器の隔離に失敗している状態。	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モードとして分類。
未臨界確保失敗時の水蒸気による過圧	原子炉の未臨界確保に失敗した場合に、炉心から生じ続ける多量の水蒸気で格納容器圧力が早期に上昇する。	左記の事象により、格納容器が過圧破損に至るモードとして分類。
崩壊熱除去に伴って発生する水蒸気による過圧	炉心又は格納容器に注入した水が崩壊熱によって蒸発し、発生する水蒸気によって格納容器圧力が緩やかに上昇する。	左記の事象により格納容器が過圧破損に至るモードとして分類。なお、圧力容器破損後の格納容器圧力上昇の要因には、コア・コンクリート反応継続による非凝縮性ガスの蓄積も含まれる。
貫通部過温	圧力容器破損後、溶融物が冷却されない場合、溶融物から発生する崩壊熱の輻射や対流により、格納容器内部が加熱される。	左記の事象により、格納容器貫通部等が熱的に損傷し、格納容器が過温破損に至るモードとして分類。
圧力容器内での水蒸気爆発 (炉内 FCI)	炉心溶融後、溶融物が圧力容器内下部の冷却水中に落下した場合、水蒸気爆発が発生する可能性がある。その際のエネルギーによって、圧力容器の蓋が持ち上げられると、格納容器に衝突する場合は考えられる。	【除外事象】 圧力容器の蓋の衝突によって格納容器が破損するモードが考えられるが、圧力容器内での水蒸気爆発は、過去の知見から極めて生じにくいと事象と考えられることから、本 PRA で想定する格納容器破損モードから除外した。圧力容器内での水蒸気爆発についての詳細は添付資料 4.1.1.c-1 に示す。

第 4.1.1.c-1 表 格納容器の健全性に影響を与える負荷と本 PRA で設定した格納容器破損モード(2/2)

抽出した負荷	負荷の概要	格納容器破損モード (除外事象の場合は除外理由を示す。)
格納容器雰囲気 直接加熱(DCH)	高圧状態で圧力容器が破損した場合に、溶融物が格納容器雰囲気中を飛散する過程で微粒子化し、雰囲気ガスの直接的な熱伝達等によって急激に加熱され、格納容器内圧力が急上昇する場合は考えられる。	左記の急激な圧力上昇により、格納容器が破損に至るモードとして分類。
圧力容器外での 水蒸気爆発 (炉外 FCI)	圧力容器破損後、溶融物が格納容器下部のペデスタル部の水中に落下した場合、水蒸気爆発が発生する可能性がある。	左記の水蒸気爆発に伴うペデスタル部の損傷や水蒸気による圧力スパイクによって格納容器損傷に至るモードとして分類。
コア・コンクリート 反応継続(MCCI)	圧力容器破損後、溶融物が冷却されない場合、下部ドライウエル側壁又は格納容器床面のコンクリートを浸食する。	左記の下部ドライウエル側壁の浸食による圧力容器支持機能の喪失又は格納容器床面が浸食により貫通し、格納容器の破損に至るモードとして分類。
溶融物直接接触 (シエルアタック)	圧力容器破損後、溶融物が格納容器下部のペデスタル部へ落下、ペデスタル部の外側のドライウエルの床に流出、高温のペデスタル部がドライウエル壁に接触し、壁面を浸食する場合は考えられる。	【除外事象】 ドライウエル壁の一部が浸食され、溶融貫通して破損するモードが考えられるが、本破損モードは Mark-I 型格納容器特有であり、柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号機では、格納容器の構造上、ペデスタル部に落下した溶融物が直接ドライウエル壁(格納容器バウンダリ)と接触することは無い。このため、本破損モードは本 PRA で想定する格納容器破損モードから除外した。除外理由の詳細は添付資料 4.1.1.c-2 に示す。
水素燃焼	燃料棒が露出し、高温となった場合にジルコニウムと水蒸気が反応して発生する水素や、MCCI で発生する水素が、格納容器内に大量に蓄積され、燃焼する場合は考えられる。	【除外事象】 柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号機では、運転中、格納容器内を窒素で置換し、酸素濃度を低く管理しているため、水素が可燃限界に至る可能性が十分小さい。このため、本破損モードは本 PRA で想定する格納容器破損モードから除外した。除外理由の詳細は添付資料 4.1.1.c-2 に示す。

第 4.1.1.c-2 表 格納容器破損モードの選定

格納容器の状態		破損モード	概要
格納容器健全		格納容器健全	格納容器が健全に維持されて事故が収束
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 による格納容器バイパス
格納容器隔離失敗		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
格納容器 物理的破損	早期格納 容器破損	原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損	水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損(原子炉未臨界確保失敗)
		格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	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(FCD)	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクで格納容器が破損
	後期格納 容器破損	過温破損	格納容器貫通部が過温により破損
		水蒸気(崩壊熱)による過圧破損	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な加圧で格納容器が破損
		コア・コンクリート反応継続(MCCI)	デブリによる下部 D/W 壁のコンクリート浸食による原子炉圧力容器支持機能喪失又はベースマットの溶融貫通による格納容器破損

第 4.1.1.d-1 表 物理化学現象と設備及び操作との関係の整理

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展	防止又は緩和設備	防止又は緩和操作
RPV 破損	—	—	ECCS	損傷炉心注水
PCV 過圧破損	<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱による水蒸気生成 非凝縮性ガス生成 	水蒸気(崩壊熱)による過圧による格納容器破損	RHR	格納容器スプレイ
PCV 過温破損	<ul style="list-style-type: none"> RPV 破損 格納容器内に水なし 	貫通部過温による格納容器破損	ECCS	損傷炉心注水(RPV 破損回避)
高圧溶融物放出	<ul style="list-style-type: none"> RPV 高圧で破損 	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損	S/R 弁 ECCS	RPV 減圧(RPV 高圧破損回避) 損傷炉心注水(RPV 破損回避)
水蒸気爆発	<ul style="list-style-type: none"> RPV 破損時にデブリが落下 デブリへの注水 	水蒸気爆発による格納容器破損	ECCS	損傷炉心注水(RPV 破損回避)
コンクリート浸食	<ul style="list-style-type: none"> RPV 破損 格納容器内に水なし(不確実さが大きい) ため、水ありの場合でも現象が進む可能性あり) 	コア・コンクリート反応継続による格納容器破損	ECCS	損傷炉心注水(RPV 破損回避)

第 4.1.1.d-2 表 ヘディングの選定および定義(1/2)

No	ヘディング	ヘディングの定義	
炉心損傷～RPV 破損直前(T1)	1	PCV 隔離	事故後の PCV 隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。
	2	原子炉減圧操作	RPV が高圧のプラント状態において、RPV の減圧操作が正常に実施されなかった場合、失敗とする。
	3	非常用交流電源復旧	電源喪失のプラント状態において、RPV 破損前までに非常用交流電源が復旧されなかった場合、失敗とする。
	4	減圧後の損傷炉心注水	原子炉減圧操作後の炉心注水が正常に実施されなかった場合、失敗とする。
	5	RPV 破損	熔融炉心が下部プレナム部へ落下した場合に、熔融炉心の冷却ができず、RPV 内に保持できない場合、失敗とする。
RPV 破損直後(T2)	6	水蒸気爆発による破損	水蒸気爆発によって格納容器が破損する場合、有とする。
	7	格納容器雰囲気直接加熱による破損	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損する場合、有とする。

第 4.1.1.d-2 表 ヘディングの選定および定義(2/2)

No	ヘディング	ヘディングの定義
RPV 破損後長期(T3)	8 交流電源復旧	電源喪失のプラント状態において、PCV 破損前までに非常用交流電源が復旧されなかった場合、失敗とする。
	9 下部 D/W 注水(RPV 破断口からの注水)	RPV 破損後の RPV 注水により RPV 破断口からの水の流出が無い場合、失敗とする。
	10 上部 D/W スプレイ	上部 D/W スプレイが正常に実施されなかった場合、失敗とする。
	11 デブリ冷却(コア・コンクリート反応継続)	下部 D/W 床面および側壁においてコア・コンクリート反応が継続し、ベースマットが溶融貫通または側壁が RPV 支持機能喪失する場合、有とする。

第 4.1.1.d-3 表 ヘディング間の従属性

ヘディング(影響を与える側)	炉心損傷～RPV 破損直前(T1)						RPV 破損直後(T2)			RPV 破損後長期(T3)								
	PCV 隔離	RPV 減圧	電源復旧	損傷 炉心注水	RPV 破損 (IVR)	炉外 FCI	格納容器雰囲気 接加熱(DCH)	電源復旧	下部 D/W 注水 (RPV 破損口)	上部 D/W スラブ レイ (RHR)	デブリ冷却 (MCCI)							
ヘディング (影響を受ける側)																		
PCV 隔離																		
RPV 減圧	-																	
電源復旧	-	-																
損傷 炉心注水	-	○	○	電源喪失時、注水 には復旧が必要														
RPV 破損 (IVR)	-	-	-		○													
格納容器雰囲気 接加熱(DCH)	-	○ 減圧により DCH 防止	-		-													
炉外 FCI	-	-	-		○													
電源復旧	-	-	-	(T1) で復旧して いれれば不要	-													
下部 D/W 注水 (RPV 破損口)	-	-	○	電源喪失時、注水 には復旧が必要	-													
上部 D/W スラブ レイ (RHR)	-	-	○	電源喪失時、注水 には復旧が必要	-													
デブリ冷却 (MCCI)	-	-	-		-													

第 4.1.1.e-1 表 事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス

PDS	選定した事故シーケンス	備考
TQUV	MSIV 閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→ADS 手動起動による減圧→低圧注水系失敗→RPV 低圧破損→PCV 破損	TBP も同様であるため、本事故シーケンスで代表させる。
TQUX	MSIV 閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉減圧失敗→RPV 高圧破損→PCV 破損	TBU、TBD も同様であるため本事故シーケンスで代表させる。
長期 TB	全交流電源喪失→RCIC 作動→事故後 8h で DC バッテリ枯渇・RCIC 機能喪失→RPV 高圧破損→PCV 破損	—
LOCA	HPCF 配管破断→高圧注水系失敗→低圧注水系失敗→RPV 低圧破損→PCV 破損	破断口は大 LOCA の破断口で代表させる。

第 4.1.1.e-2 表 解析コードの基本解析条件

項目	解析条件
原子炉出力	3,926 MW
原子炉圧力	7.07 MPa[gage]
原子炉水位	通常水位
格納容器空間容積	D/W : 7,350 m ³ W/W : 9,540 m ³
炉心損傷	被覆管破損温度 : 1500 K 炉心ノード融点 : 2500 K
原子炉圧力容器破損	下部ヘッド CRD 貫通部の破損
格納容器破損モード	過圧破損条件 : 2Pd (約 620kPa[gage]) 過温破損条件 : 200 °C(格納容器内壁面温度で判定)
DC バッテリ継続時間	8 時間

第 4.1.1.e-3 表 事故進展解析結果

PDS	炉心溶融	RPV 下部プレナムリロケーション※	RPV 破損	PCV 破損
TQUV				
TQUX				
長期 TB				
LOCA				

※RPV 下部プレナムリロケーションは、RPV 下部プレナムへのデブリの移行を意味する。

第 4.1.1.f-1 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(1/3)

現象・機能等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
PCV 隔離		5.0×10^{-3}	NUREG/CR-4220(1985)で評価されたアンアベイラビリティを固定分岐確率として設定する。
原子炉減圧	RPV 高圧シークェンス	FT により設定	レベル 1PRA の FT をベースとして、以下をモデル化する。
電源復旧 (RPV 破損前)	TBU、TBP、長期 TB	FT により設定	レベル 1PRA の FT をベースとして、以下をモデル化する。
損傷炉心注水 (RPV 破損前)	<ul style="list-style-type: none"> ・ RPV 低圧シークェンス ・ RPV 高圧シークェンスにて減圧に成功する場合 	FT により設定	レベル 1PRA の FT をベースとして、以下をモデル化する。

第 4.1.1.f-1 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(2/3)

現象・機能等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
RPV 破損 (IVR)	TQUV+代替注水系 相当 <input type="text"/> の 注水		
DCH による PCV 破損 (DCH)	早期 RPV 高圧破損 シーケンス (TQUX)		
	後期 RPV 高圧破損 シーケンス (長期 TB)		
RPV 破損時 水蒸気爆発 (FCI)	RPV 破損シーケ ンス		
AC 電源復旧 (PCV 破損前)	TBU、TBP、長期 TB	FT により設定	

第 4.1.1.f-1 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(3/3)

現象・機能等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
下部 D/W 注水 (RPV 破損口)	RPV 破損 時において LPFL による RPV 注 水成功の場合	FT により設定 <input type="text"/>	レベル 1PRA の FT をベースとして以下をモデル化する。
上部 D/W スプレイ (RHR)	RHR が使用 可能な場合	FT により設定 <input type="text"/>	レベル 1PRA の FT をベースとして以下をモデル化する。
デブリ冷却 (MCCI)	RPV 破損 シーケンス	<input type="text"/>	<input type="text"/>

第 4.1.1.f2 表 時間余裕の設定

ヘディング	タイミング	時間余裕
原子炉減圧	RPV 破損まで	
損傷炉心注水	RPV 破損まで	
非常用交流 / 直流電源復旧		
非常用交流 / 直流電源復旧	PCV 破損まで	

第 4.1.1.f-3 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度

PDS	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合 (%)	条件付き格納容器 破損確率(-)	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合 (%)
TQUX	4.2×10^{-9}	0.1	0.58	2.4×10^{-9}	0.0
TQUV	9.6×10^{-10}	0.0	1.00	9.6×10^{-10}	0.0
長期 TB	4.8×10^{-10}	0.0	0.82	3.9×10^{-10}	0.0
TBU	6.0×10^{-10}	0.0	0.62	3.7×10^{-10}	0.0
TBP	1.2×10^{-10}	0.0	0.60	7.4×10^{-11}	0.0
TBD	8.1×10^{-11}	0.0	1.00	8.1×10^{-11}	0.0
LOCA	4.5×10^{-9}	0.1	1.00	4.5×10^{-9}	0.1
TW	8.7×10^{-6}	99.9	1.00	8.7×10^{-6}	99.9
TC	5.1×10^{-12}	0.0	1.00	5.1×10^{-12}	0.0
ISLOCA	9.5×10^{-11}	0.0	1.00	9.5×10^{-11}	0.0
合計	8.7×10^{-6}	100	1.00	8.7×10^{-6}	100

※炉心損傷頻度、格納容器破損頻度への寄与が大きい PDS における代表的な事故シーケンスは以下のとおり。

TW：崩壊熱除去機能喪失

LOCA：LOCA 時注水機能喪失

第 4.1.1.f-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)	割合(%)
未臨界確保失敗時の過圧破損	5.1×10^{-12}	0.0
水蒸気(崩壊熱)による過圧破損	8.7×10^{-6}	99.9
過温破損	8.4×10^{-9}	0.1
格納容器雰囲気直接加熱	1.2×10^{-12}	0.0
水蒸気爆発	3.8×10^{-13}	0.0
コア・コンクリート反応継続	1.2×10^{-11}	0.0
格納容器隔離失敗	5.5×10^{-11}	0.0
ISLOCA	9.5×10^{-11}	0.0
合計	8.7×10^{-6}	100

第 4.1.1.g-1 表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析

破損モード	格納容器破損頻度(/炉年)				
	5%値	95%値	中央値	平均値	点推定値
未臨界確保失敗時の過圧破損	9.5×10^{-14}	1.2×10^{-11}	9.6×10^{-13}	3.3×10^{-12}	5.1×10^{-12}
水蒸気(崩壊熱)による過圧破損	9.8×10^{-7}	2.7×10^{-5}	4.2×10^{-6}	9.0×10^{-6}	8.7×10^{-6}
過温破損	6.4×10^{-10}	2.3×10^{-8}	3.0×10^{-9}	8.1×10^{-9}	8.4×10^{-9}
格納容器雰囲気直接加熱	3.7×10^{-15}	3.0×10^{-12}	1.1×10^{-13}	9.1×10^{-13}	1.2×10^{-12}
水蒸気爆発	8.1×10^{-16}	7.0×10^{-13}	2.0×10^{-14}	3.1×10^{-13}	3.8×10^{-13}
コア・コンクリート反応継続	0	3.7×10^{-11}	5.8×10^{-13}	1.3×10^{-11}	1.2×10^{-11}
格納容器隔離失敗	1.6×10^{-12}	1.9×10^{-10}	1.5×10^{-11}	5.5×10^{-11}	5.5×10^{-11}
ISLOCA	3.2×10^{-13}	2.9×10^{-10}	8.8×10^{-12}	7.3×10^{-11}	9.5×10^{-11}
合計	1.0×10^{-6}	2.7×10^{-5}	4.2×10^{-6}	9.0×10^{-6}	8.7×10^{-6}

第 4.1.1.g-2 表 IVR の失敗確率に関する感度解析結果

格納容器破損モード	格納容器破損頻度(/炉年)	
	ケース 1 (ベースケース)	ケース 2
未臨界確保失敗時の過圧破損	5.1×10^{-12}	
水蒸気(崩壊熱)による過圧破損	8.7×10^{-6}	
過温破損	8.4×10^{-9}	
格納容器雰囲気直接加熱	1.2×10^{-12}	
水蒸気爆発	3.8×10^{-13}	
コア・コンクリート反応継続	1.2×10^{-11}	
格納容器隔離失敗	5.5×10^{-11}	
ISLOCA	9.5×10^{-11}	
合計	8.7×10^{-6}	

手順の概要

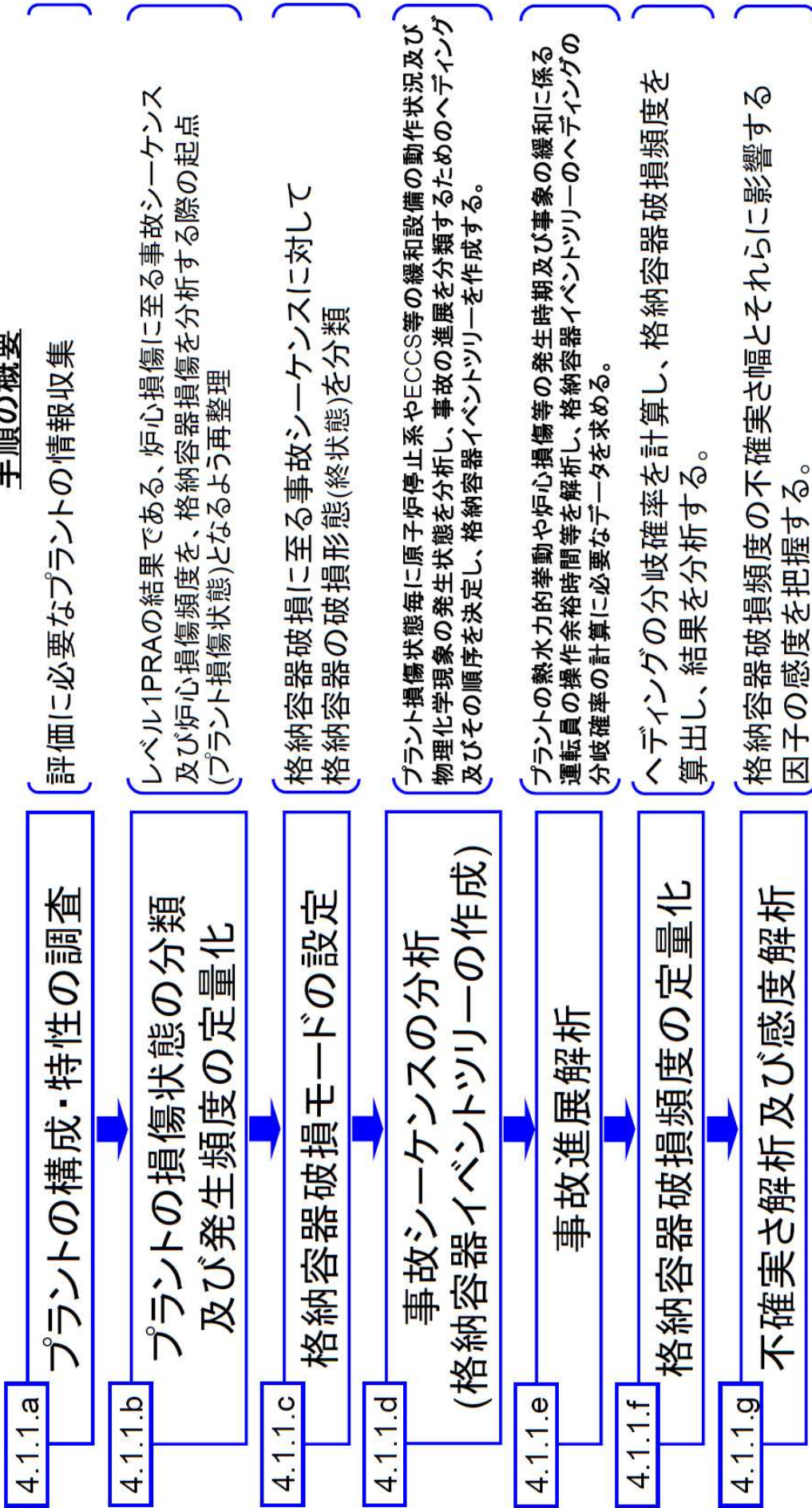
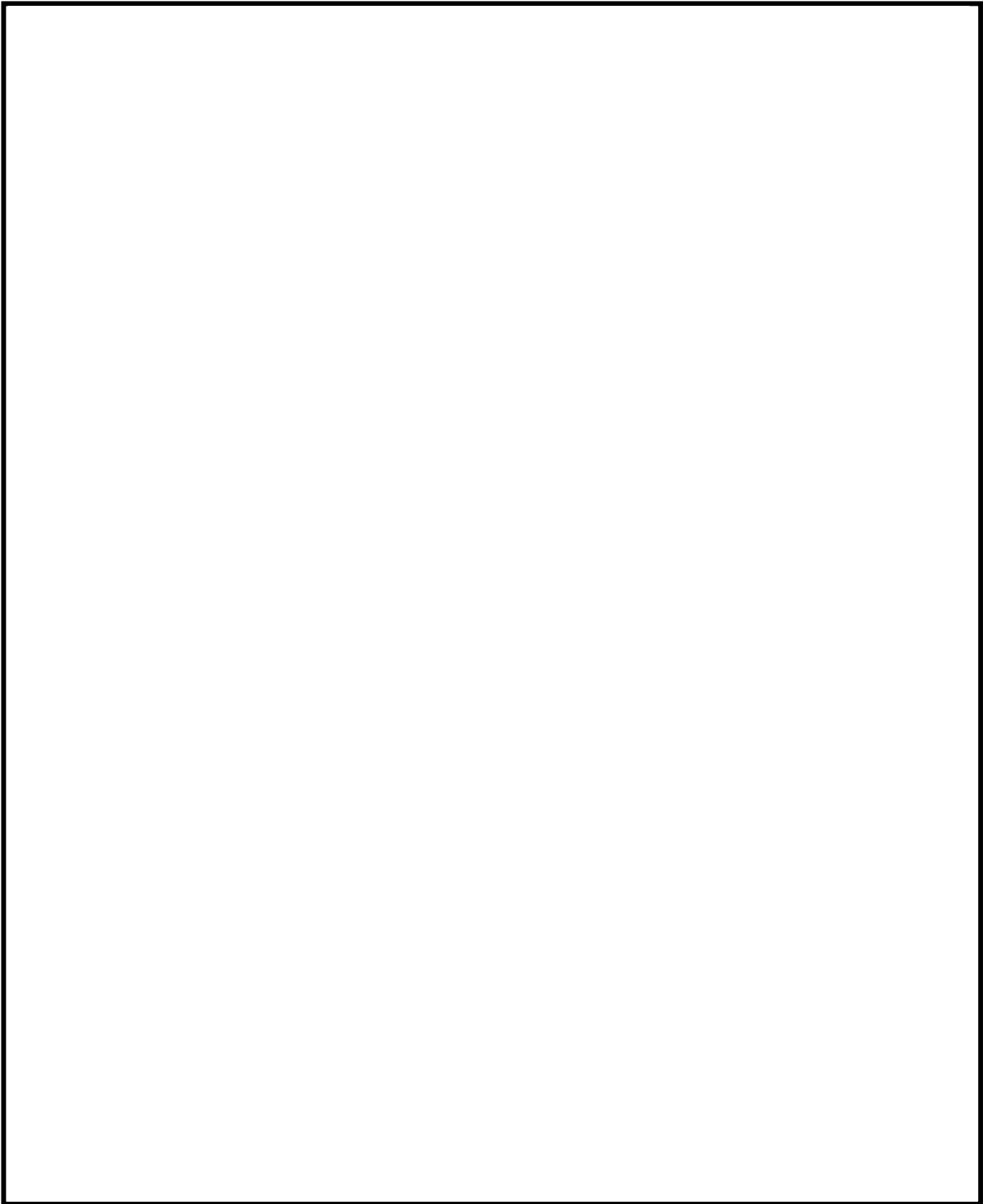


図 4.1.1-1 内部事象運転時レベル 1.5PRA の評価フロー



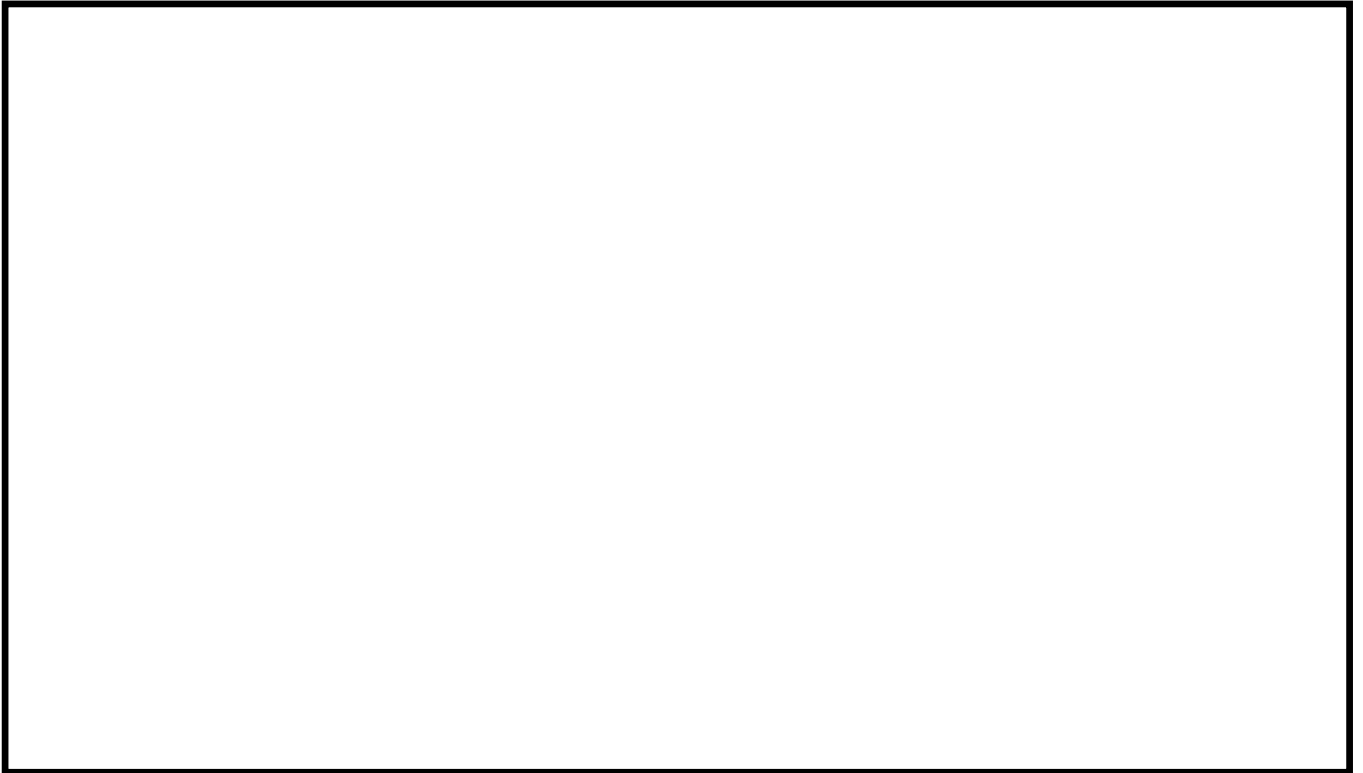
第 4.1.1.a-1 図 格納容器及び下部ドライウェル(ペDESTAL部)の構造の詳細

炉心損傷 事故シーケンス	PCV破損時期	RPV圧力	炉心損傷時期	電源確保	プラント損傷状態
	炉心損傷前 TW TC ISLOCA		後期 TW		TW
			早期 TC ISLOCA		TC ISLOCA
			後期 長期TB		長期TB
TQUX TQUV AE S1E S2E TBU TBP TBD 長期TB		高圧 TQUX TBU TBD 長期TB	電源確保 TQUX 直流電源確保 交流電源確保 TBU 直流電源復旧要 TBD		TQUX TBU TBD
TW TC ISLOCA	炉心損傷後 TQUX TQUV AE S1E S2E TBU TBP TBD 長期TB	低圧 TQUV AE S1E S2E TBP		電源確保 TQUV AE S1E S2E 電源復旧要 TBP	TQUV AE S1E S2E TBP

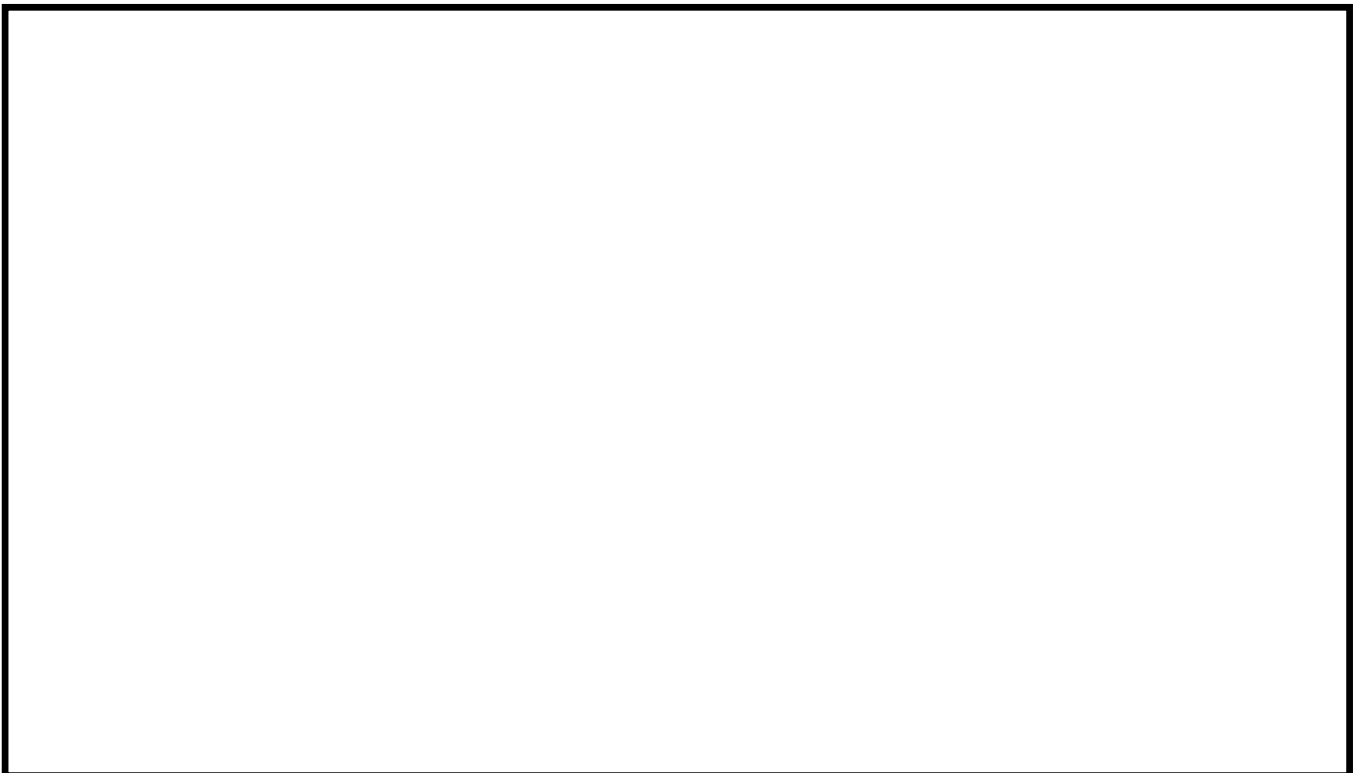
第 4.1.1.b-1 図 プラント損傷状態の分類

炉心損傷 事故シーケンス	PCV 破損時期	RPV圧力	炉心損傷時期	起因事象	PDSグループ化 結果
	炉心損傷前 (TW) (TC) (ISLOCA)		後期 (TW)		(TW)
			早期 (TC) (ISLOCA)		(TC) (ISLOCA)
			後期 長期TB		長期TB
TQUX TQUV AE、S1E、S2E TBU TBP TBD 長期TB (TC) (TW) (ISLOCA)		高压 TQUX TBU TBD 長期TB	早期 TQUX TBU TBD		TQUX TBU TBD
	炉心損傷後 TQUX TQUV AE、S1E、S2E TBU TBP TBD 長期TB	低压 TQUV AE、S1E、S2E TBP		過渡	TQUV TBP
				事故	AE、S1E、S2E

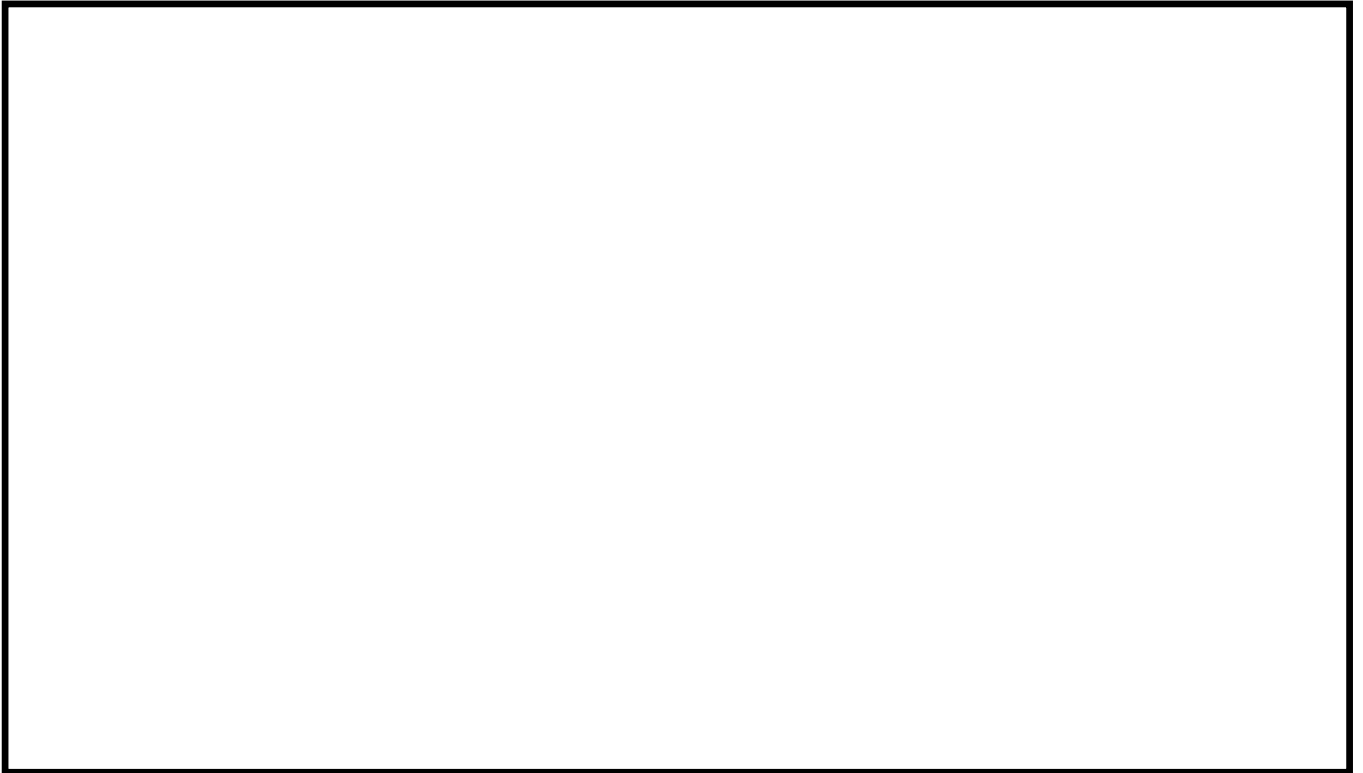
第 4.1.1.e-1 図 解析対象とする PDS 分類



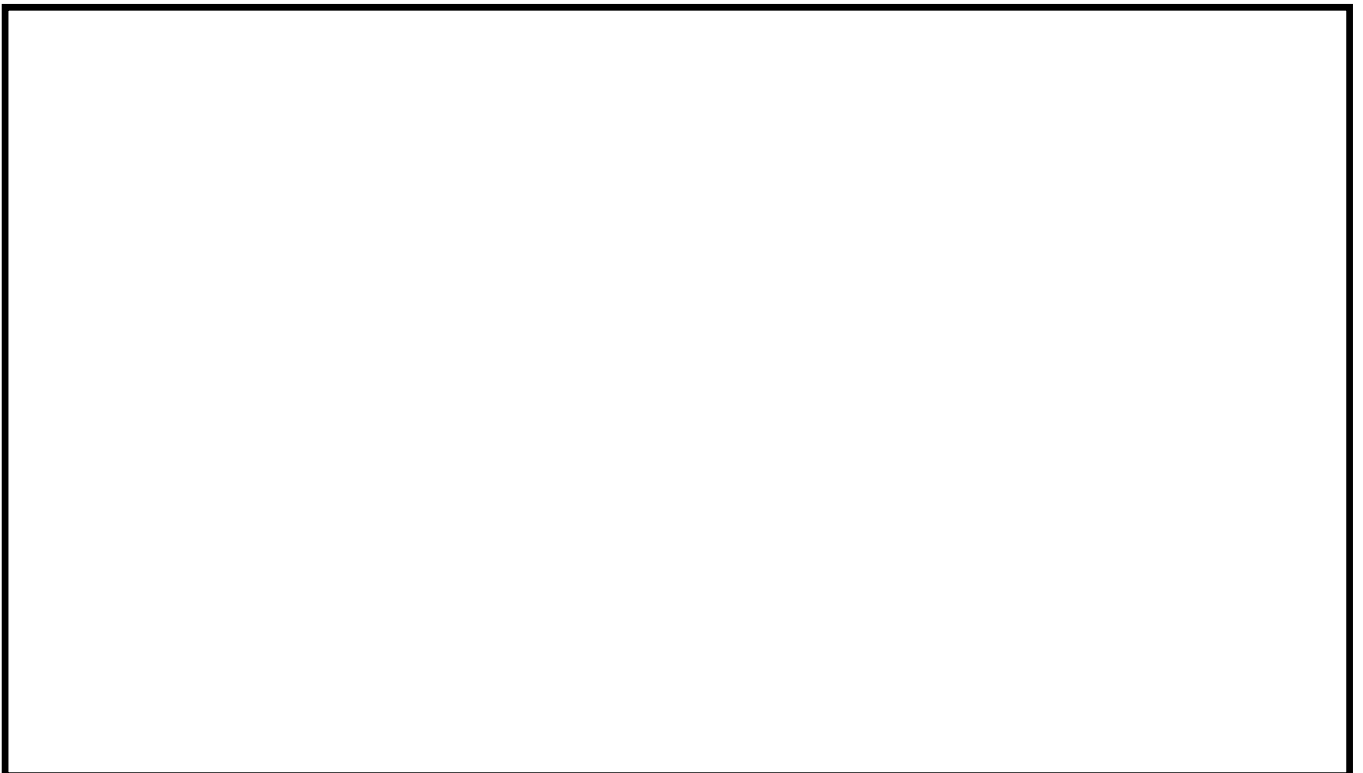
第 4.1.1.e-2 図(1/16) TQUV シーケンスの解析結果(炉心最高温度)



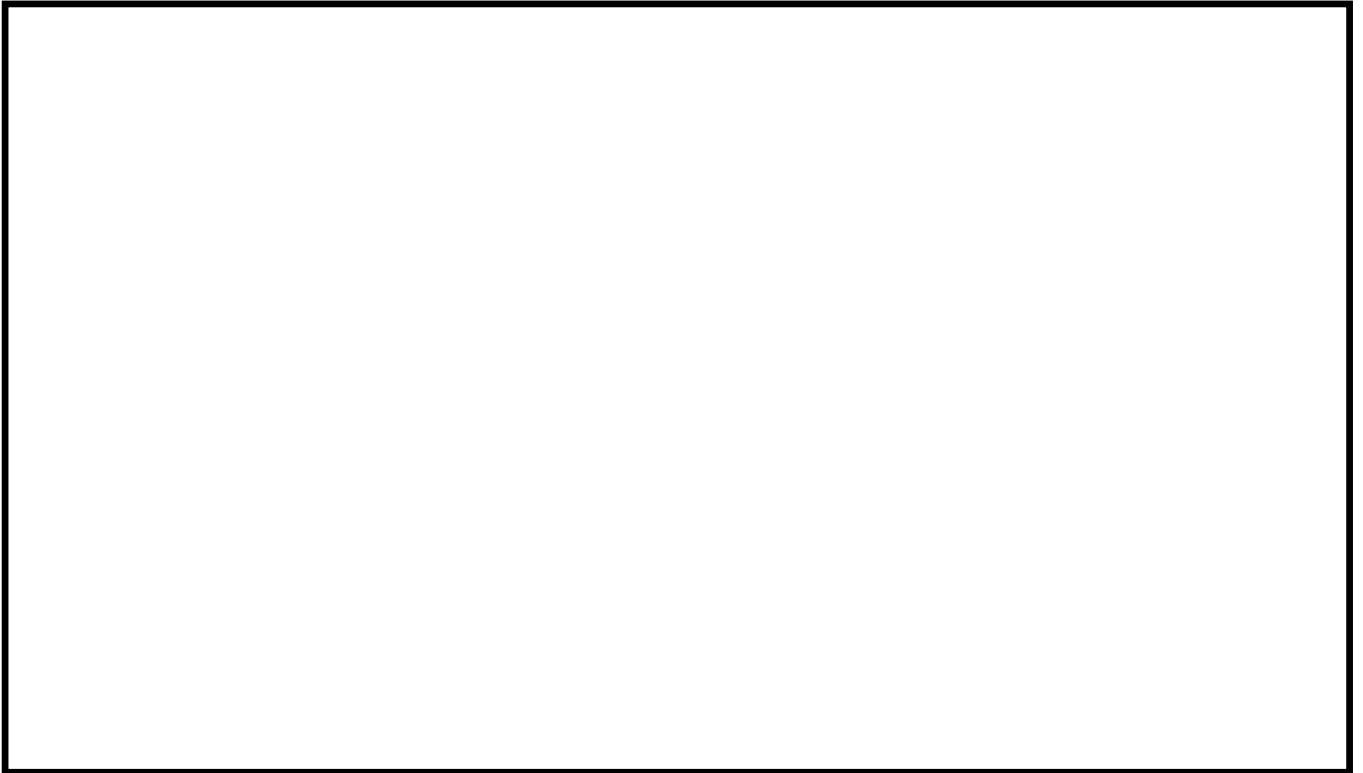
第 4.1.1.e-2 図(2/16) TQUV シーケンスの解析結果(原子炉圧力)



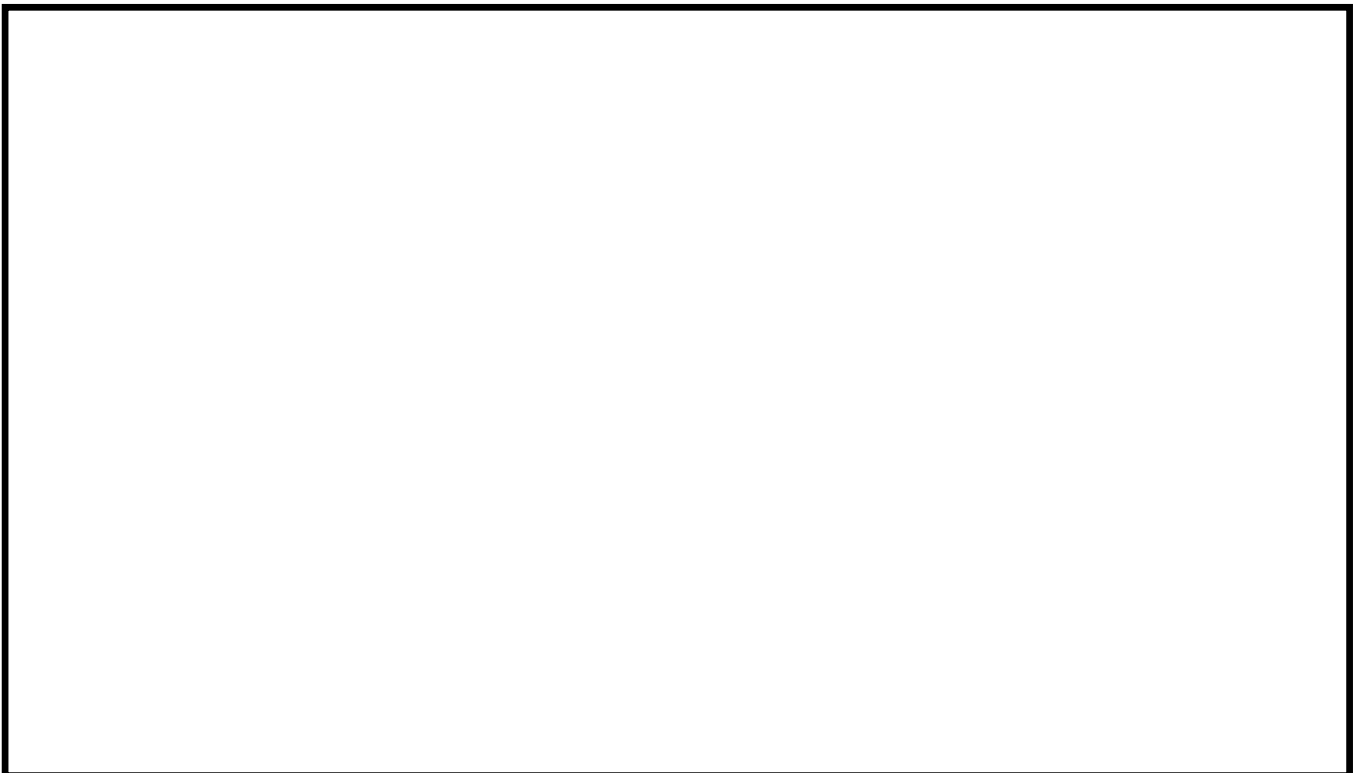
第 4.1.1.e-2 図(3/16) TQUV シーケンスの解析結果(D/W 圧力)



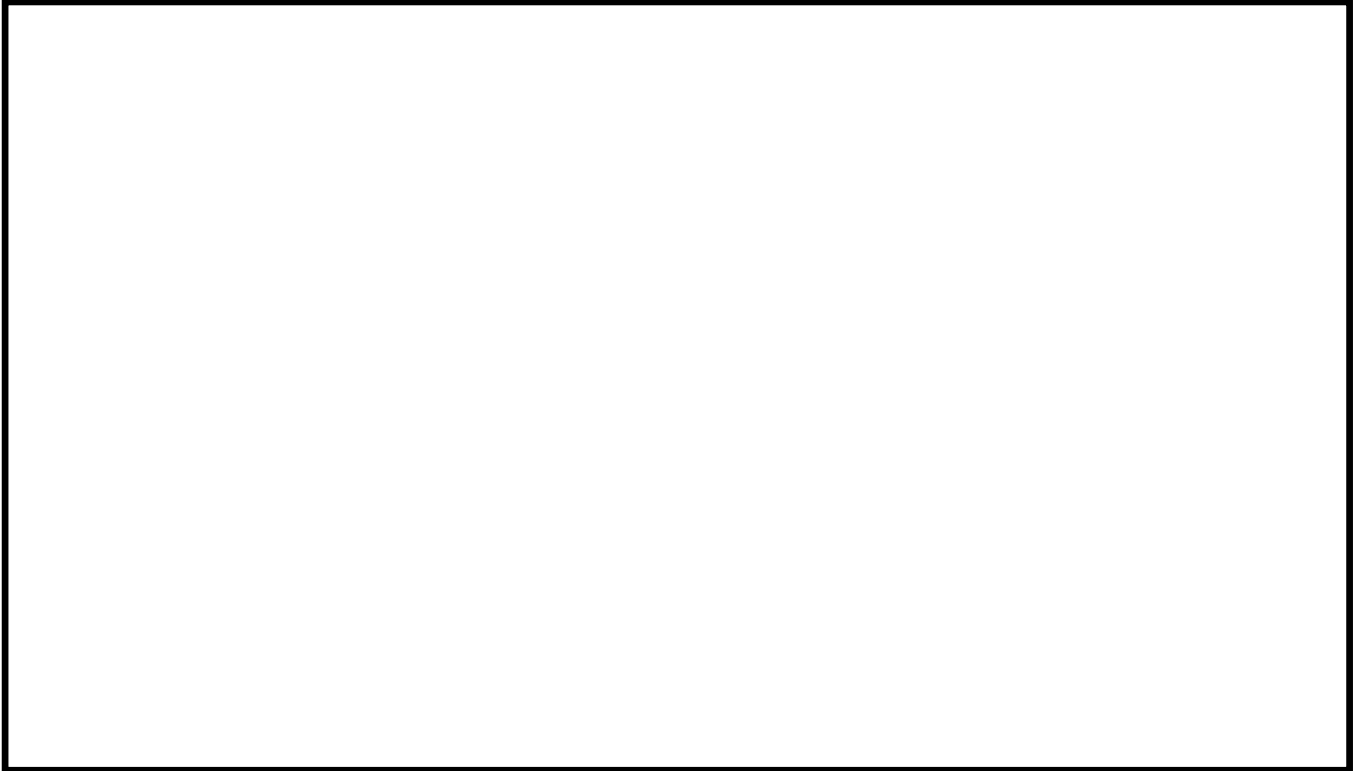
第 4.1.1.e-2 図(4/16) TQUV シーケンスの解析結果(D/W 内壁面温度)



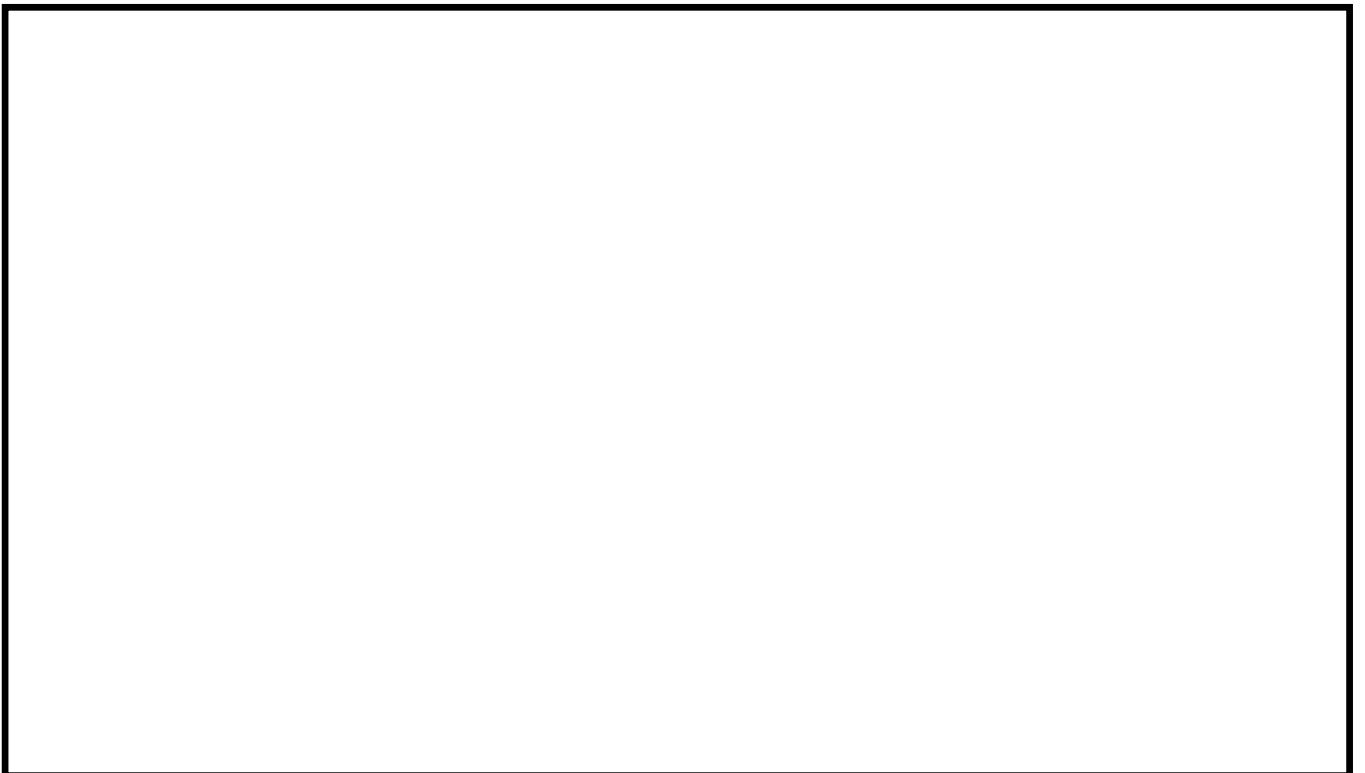
第 4.1.1.e-2 図(5/16) TQUX シーケンスの解析結果(炉心最高温度)



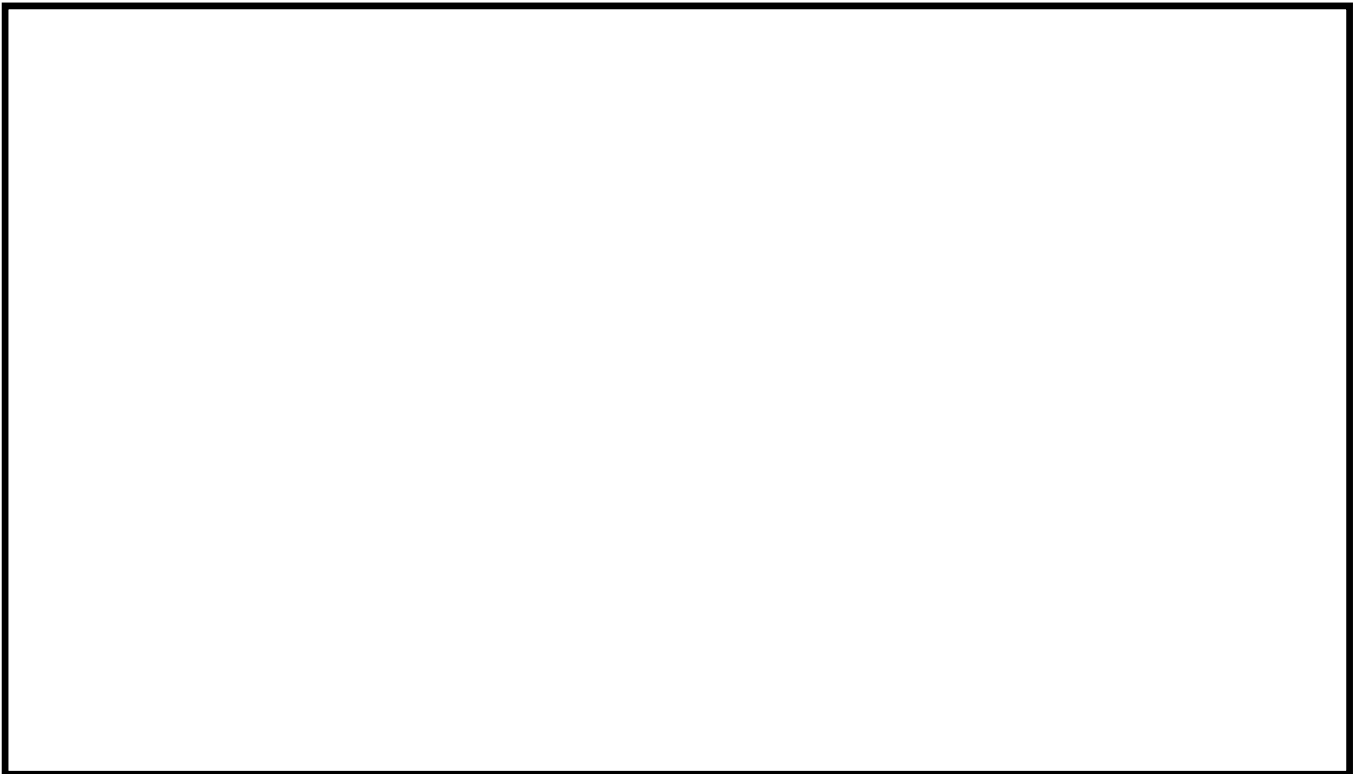
第 4.1.1.e-2 図(6/16) TQUX シーケンスの解析結果(原子炉圧力)



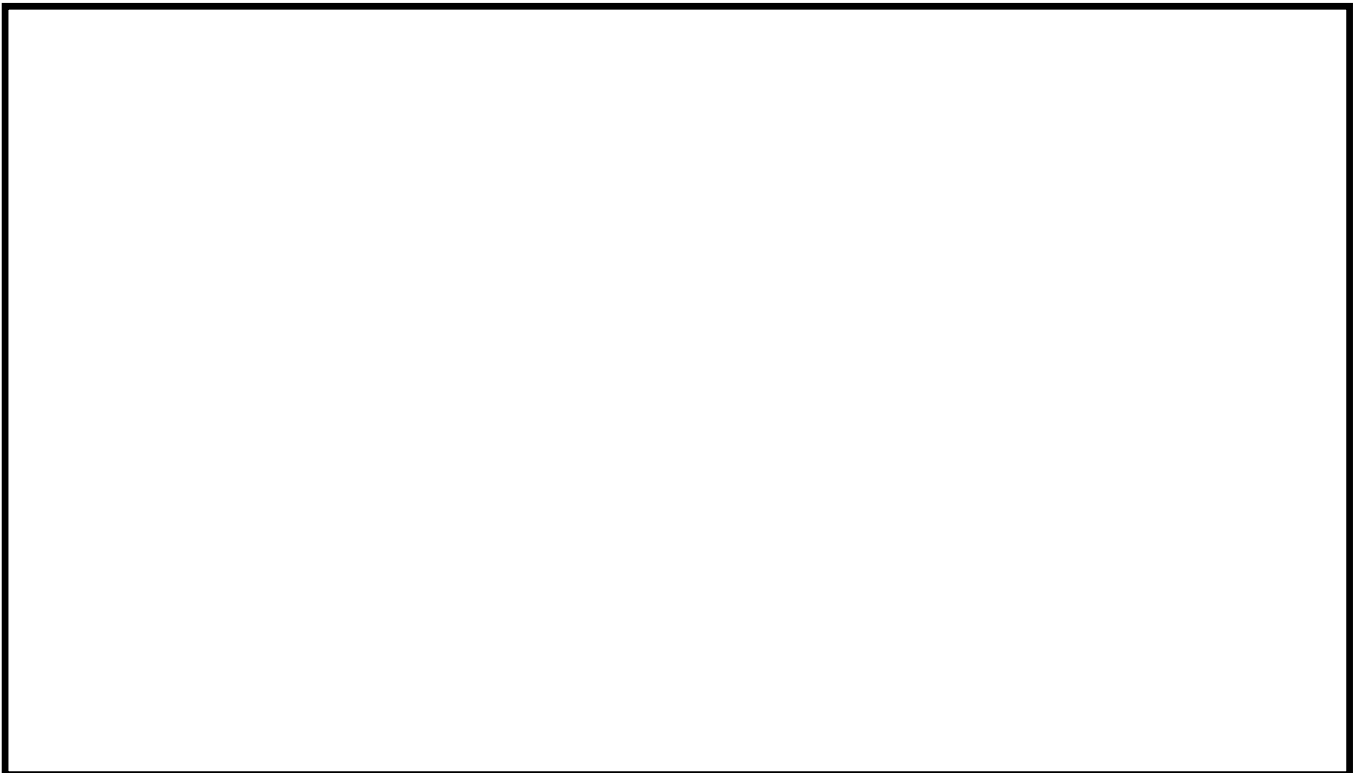
第 4.1.1.e-2 図(7/16) TQUX シーケンスの解析結果(D/W 圧力)



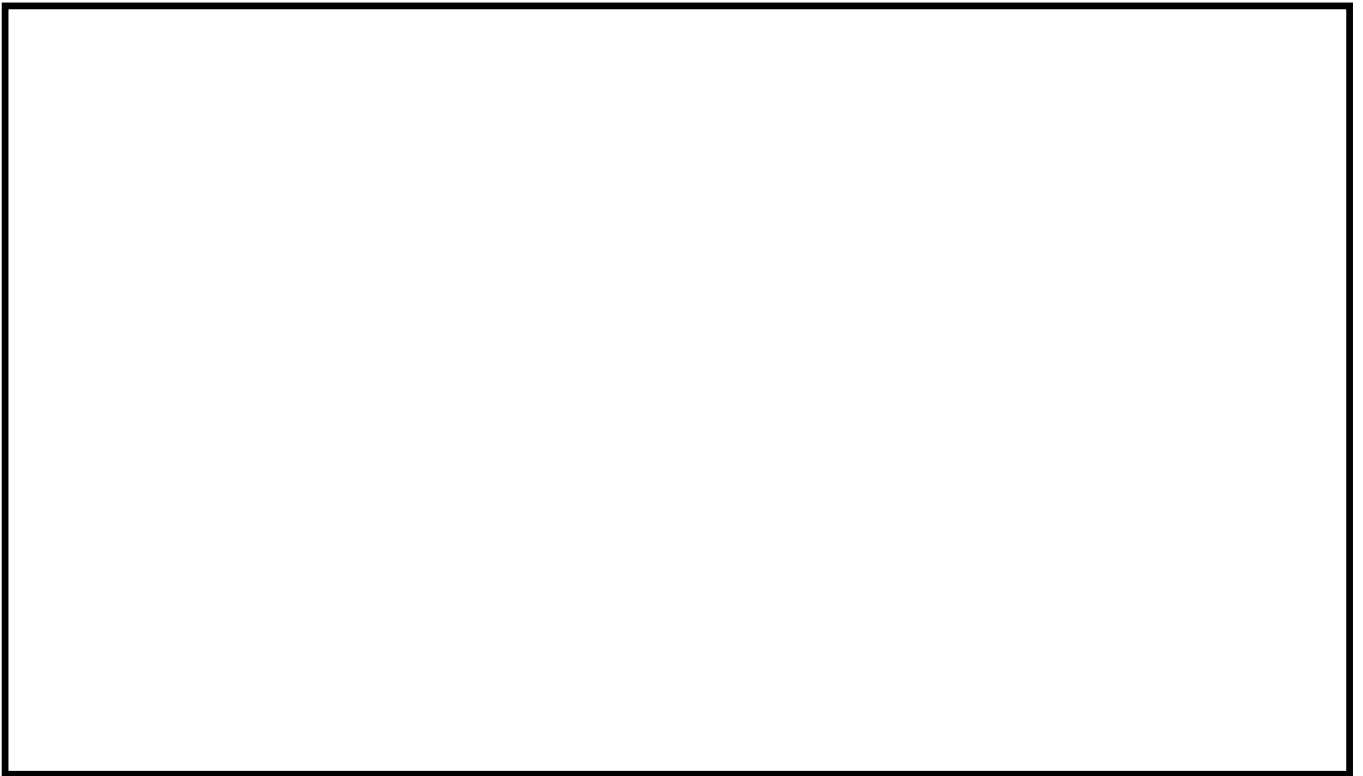
第 4.1.1.e-2 図(8/16) TQUX シーケンスの解析結果(D/W 内壁面温度)



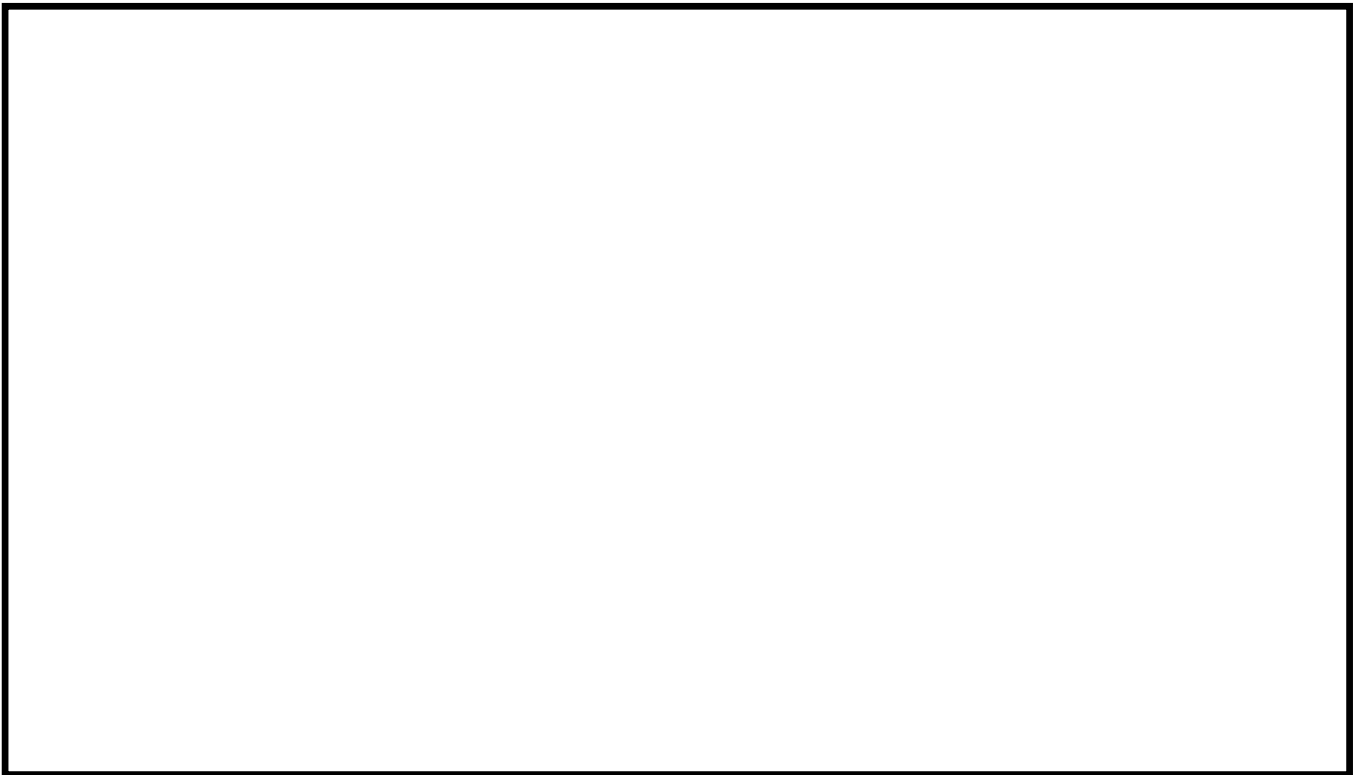
第 4.1.1.e-2 図(9/16) 長期 TB(SBO, 蓄電池枯渇により 8 時間で RCIC 停止)
シーケンスの解析結果(炉心最高温度)



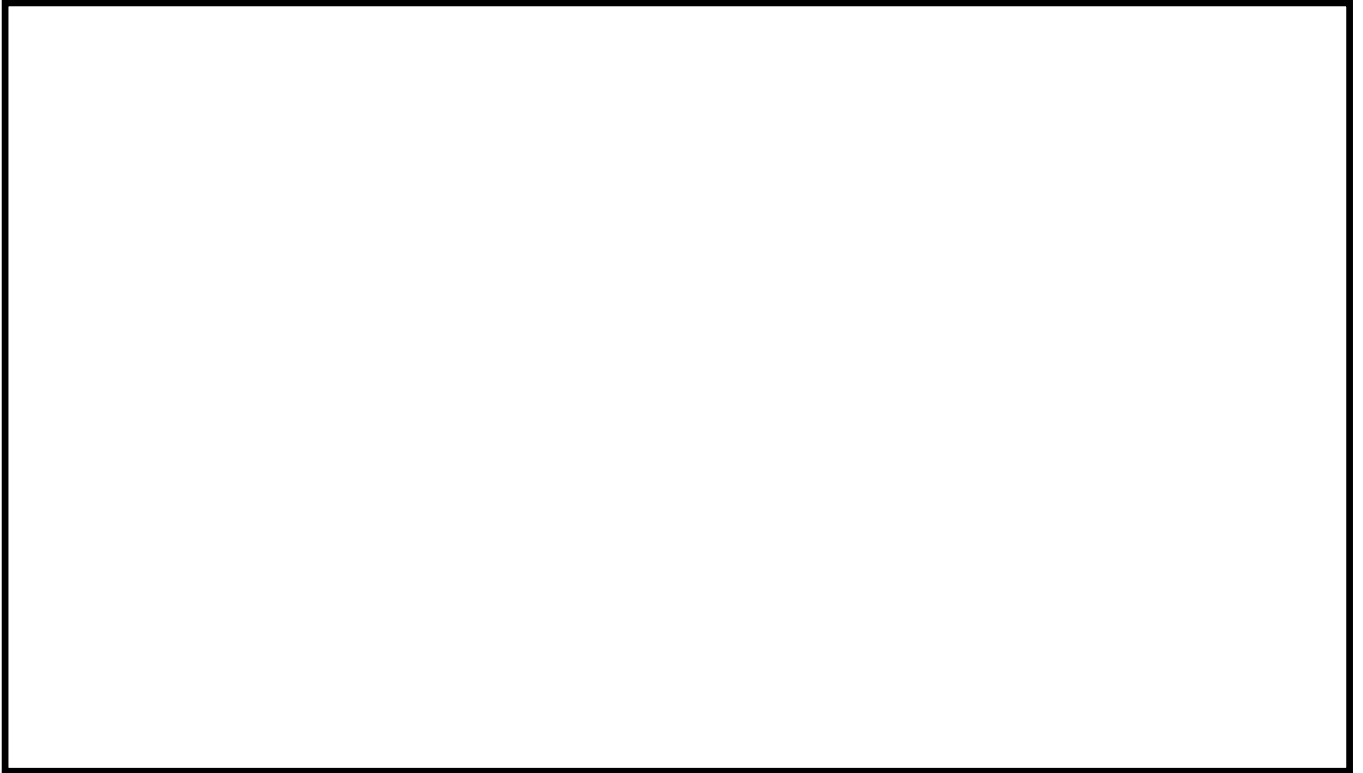
第 4.1.1.e-2 図(10/16) 長期 TB(SBO, 蓄電池枯渇により 8 時間で RCIC 停止)
シーケンスの解析結果(原子炉圧力)



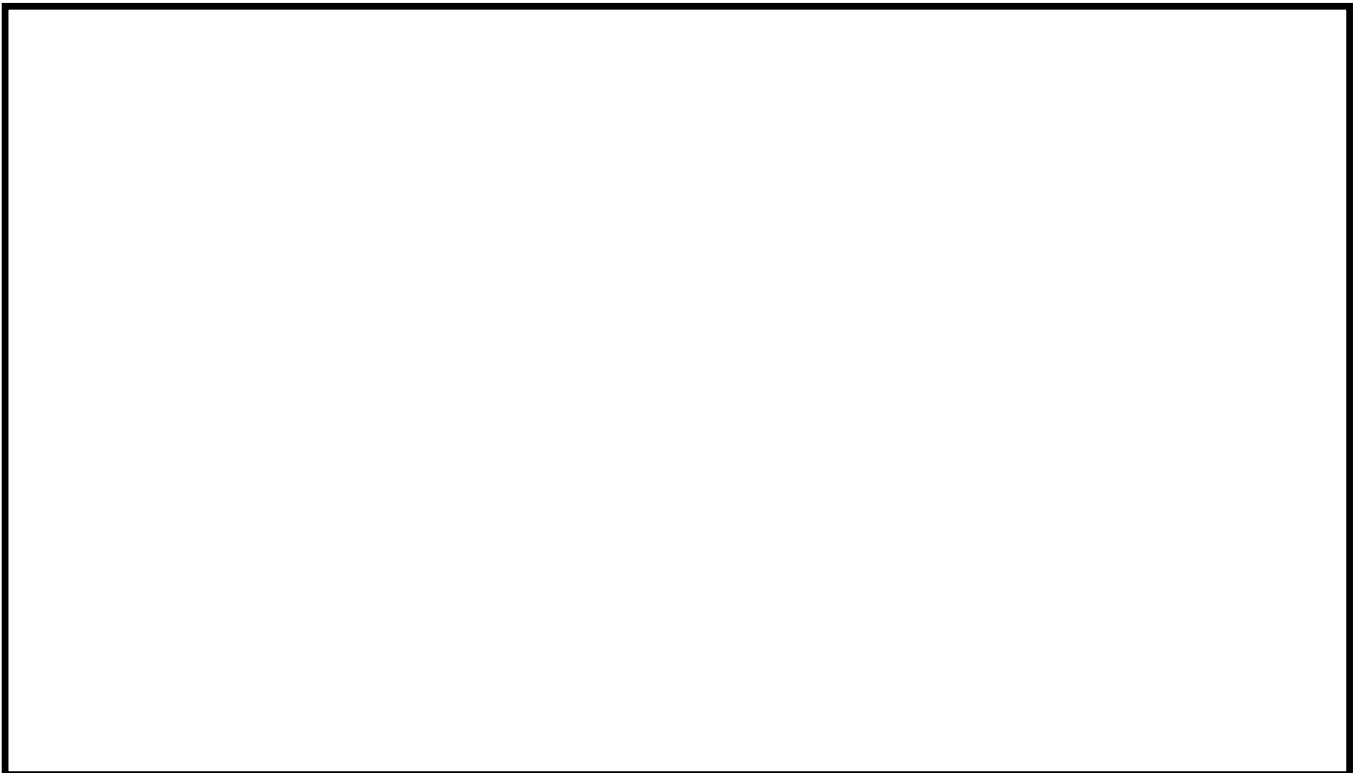
第 4.1.1.e-2 図(11/16) 長期 TB(SBO, 蓄電池枯渇により 8 時間で RCIC 停止)
シーケンスの解析結果(D/W 圧力)



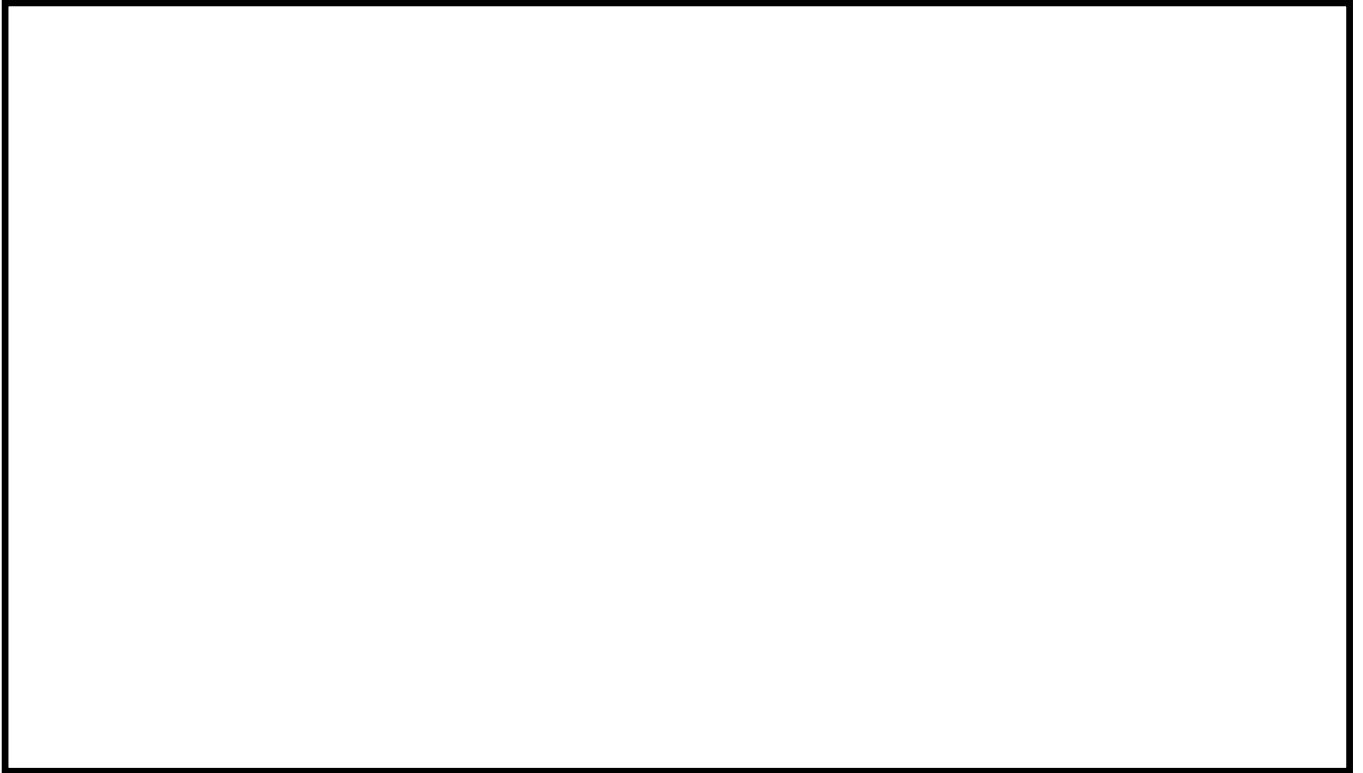
第 4.1.1.e-2 図(12/16) 長期 TB(SBO, 蓄電池枯渇により 8 時間で RCIC 停止)
シーケンスの解析結果(D/W 内壁面温度)



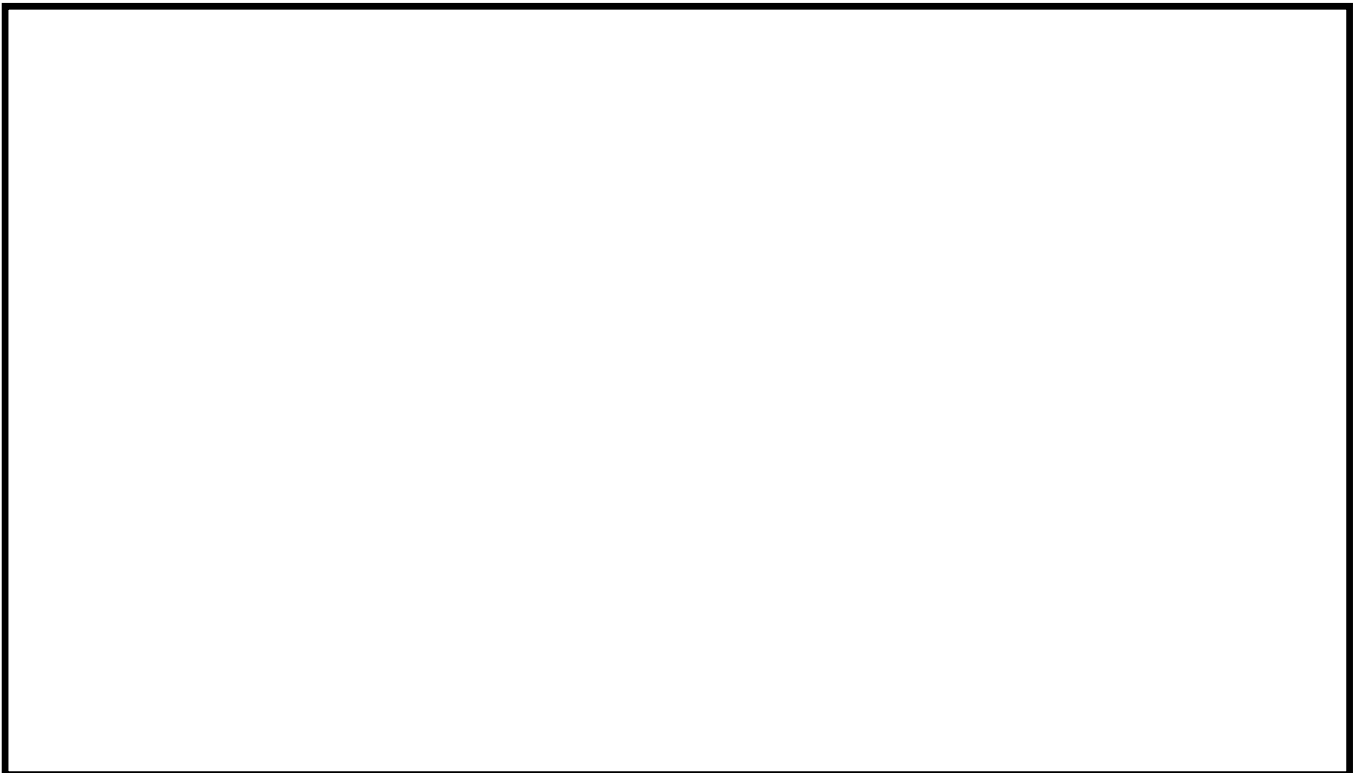
第 4.1.1.e-2 図(13/16) LOCA(大 LOCA+注水失敗)シーケンスの解析結果(炉心最高温度)



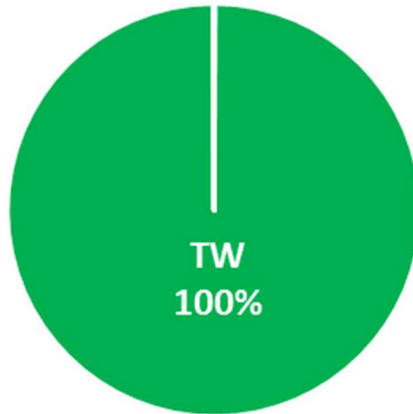
第 4.1.1.e-2 図(14/16) LOCA(大 LOCA+注水失敗)シーケンスの解析結果(原子炉圧力)



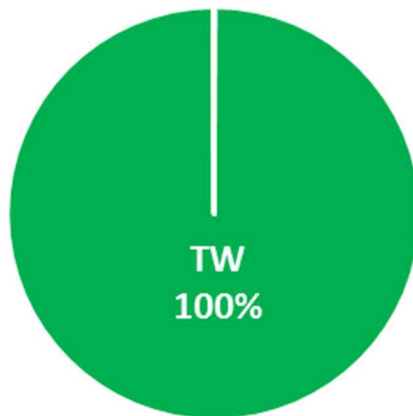
第 4.1.1.e-2 図(15/16) LOCA(大 LOCA+注水失敗)シーケンスの解析結果(D/W 圧力)



第 4.1.1.e-2 図(16/16) LOCA(大 LOCA+注水失敗)シーケンスの解析結果(D/W 内壁面温度)



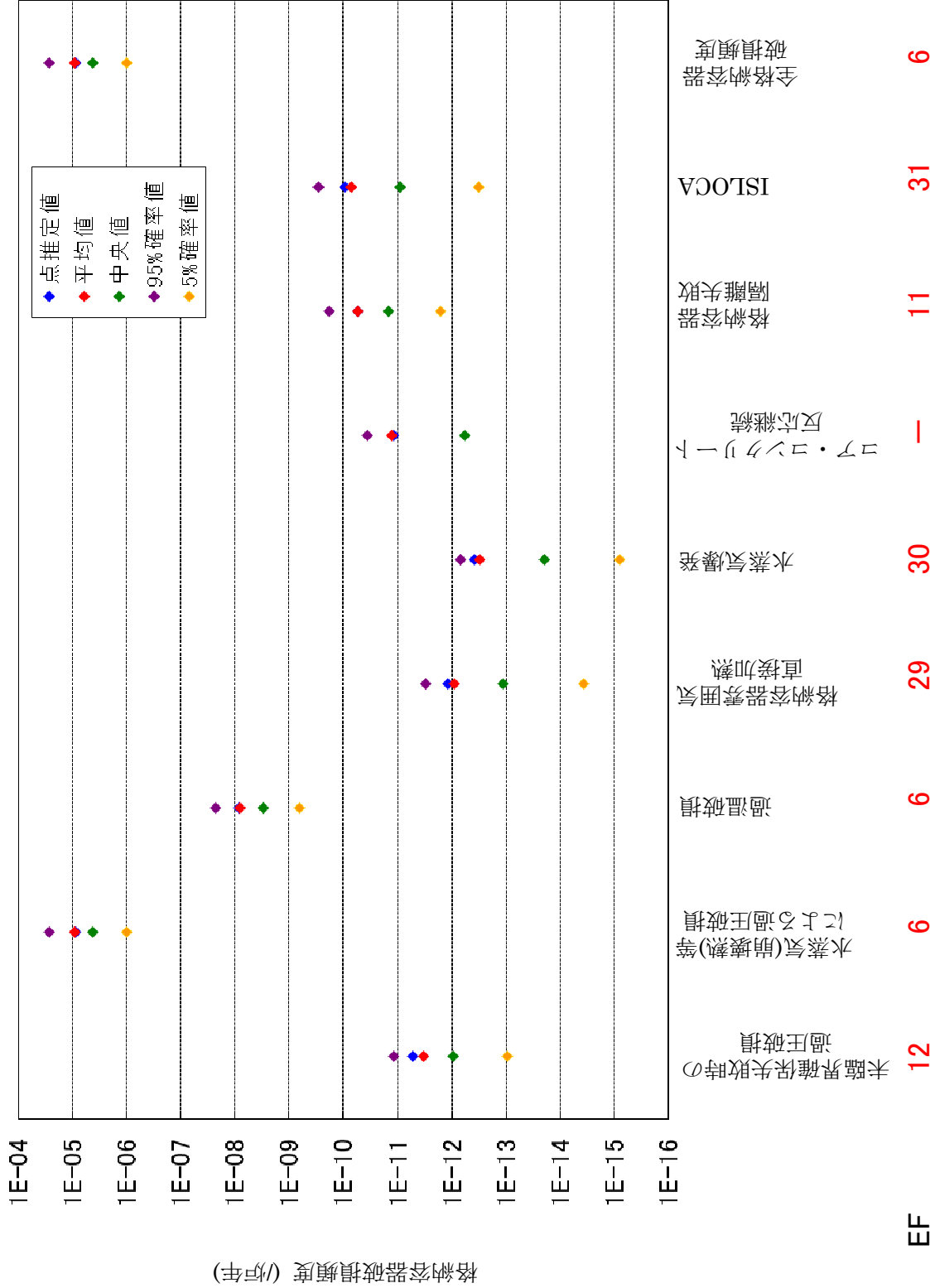
第 4.1.1.f-2 図 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度



第 4.1.1.f-3 図 プラント損傷状態別の格納容器破損頻度



第 4.1.1.f-4 図 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度

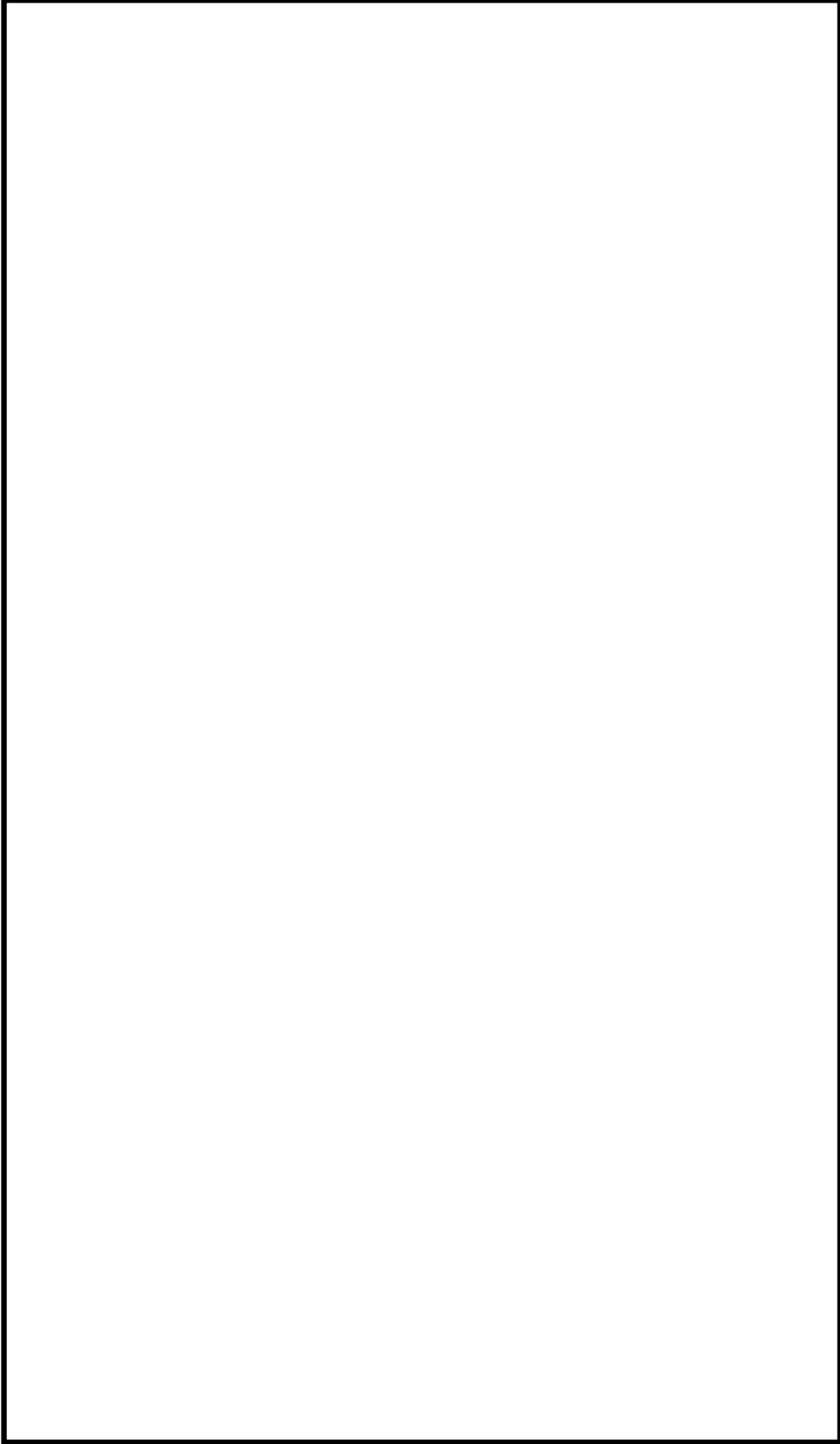


$$EF = \sqrt{\frac{95\% \text{確率値}}{5\% \text{確率値}}}$$

EF

12 6 6 6 29 30 — 11 31 6

第 4.1.1.g-1 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析



第 4.1.1.g-2 図 に関する感度解析

内部事象運転時レベル 1.5PRA のシーケンス選定における 福島第一原子力発電所事故の知見の考慮

1. はじめに

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故では、格納容器の閉じ込め機能の喪失に伴い、環境中に放射性物質が放出された。

レベル 1.5PRA では格納容器破損に至るまでの事故シーケンス及び格納容器破損頻度(CFF)等を評価する。この際、物理化学現象の発生による格納容器破損の発生確率や過圧・過温破損に至るまでの時間の評価に格納容器が閉じ込め機能を維持可能な温度及び圧力の限界(限界温度及び限界圧力)を設定する必要がある。

今回の PRA 実施に際して、これまでの福島第一原子力発電所事故の調査結果から、レベル 1.5PRA への反映が可能な知見の有無について確認した。

2. 格納容器破損に関する福島第一原子力発電所事故の知見

福島第一原子力発電所事故の進展のうち、未解明な点については現在も解明を進めている^[1-3]ところである。福島第一原子力発電所 1～3 号機の格納容器はいずれも事故後のどこかのタイミングで破損に至ったと考えられ、その詳細なメカニズムについては、解明に向けた取り組みを進めているところであるが、これまでに得られている知見からも以下の可能性が考えられる。

漏えいの経路については、その可能性の 1 つとして、トップヘッドフランジ等のフランジシール部からの漏えいが考えられる。1～3 号機の中で原子炉建屋での水素爆発が発生しておらず、オペレーティングフロアの形状が維持されている 2 号機に着目すると、原子炉格納容器の圧力低下が確認された 3 月 15 日の朝方にブローアウトパネルから蒸気の放出が確認されていること(後日の調査においてもシールドプラグの隙間から蒸気が放出されていることを確認)及びオペレーティングフロアにおける雰囲気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からその可能性が考えられる。

格納容器圧力については、格納容器ベントによる格納容器の減圧が実施されたと判断している 3 号機を除き、1、2 号機では設計圧力(Pd)の約 1.7 倍程度の測定データが得られている。一方、格納容器温度の炉心損傷後の測定データは得られていない。

格納容器温度に対する現場調査の結果として、1 号機では、格納容器内部調査により格納容器貫通部に設置されていた遮へい用の鉛板が消失していることが確認され、格納容器壁付近で少なくとも鉛の融点(328 °C)以上を経験したものと

考えられる。

2号機では、注水機能喪失後に原子炉圧力容器を1MPa以下に減圧していた。3月14日の21時頃から3月15日の1時頃にかけて3回の原子炉圧力容器の圧力上昇及びSRVの開放による圧力低下が確認され、これとほぼ同じタイミングで格納容器圧力が約0.7MPa(約1.7Pd)まで上昇している。この3回の圧力上昇ピークは、炉心での水-ジルコニウム反応に伴う水素の大量発生によるものと推定されており、この際には大量のエネルギーが発生している。

この大量のエネルギーについては、以下のメカニズム及びその重畳によって格納容器頂部の温度を上昇させる可能性が考えられる。

- ・ 過熱された気体がSRVを介して格納容器に移行し、格納容器頂部に上昇して格納容器頂部の温度を上昇させる可能性
- ・ 溶融炉心によって原子炉圧力容器が過熱され、その熱が格納容器内の気体に伝えられ、その対流により格納容器頂部の温度を上昇させる可能性
- ・ 溶融炉心によって過熱された原子炉圧力容器からの熱伝導・輻射によって格納容器頂部の温度を上昇させる可能性

また、MARK-I格納容器の上部円筒部は熱の籠り易い構造であることから、ドライウェルクーラからダクトを介して冷却される設計となっていた。しかしながら、福島第一原子力発電所の事故時はドライウェルクーラの機能も喪失していたため、格納容器上部が冷却されない状態になっており、RCICの運転中から高温になっていたと考えられる。

炉心損傷後は原子炉圧力容器内が更に過酷な温度条件となると考えると、格納容器の内側頂部は高い温度になっていたと考えられる。

ドライウェルクーラの停止等により元々高い温度となっていた格納容器の内側頂部に水-ジルコニウム反応に伴う大量のエネルギーが何らかの形で伝えられ、格納容器の内側頂部の温度が200℃を大幅に超える状態になっていた可能性は充分にあると考えている。

つまり、従来の知見から福島第一原子力発電所の原子炉格納容器限界温度及び限界圧力は200℃、2Pdとしているが、2号機でも1号機と同様に格納容器の内側頂部の温度が限界温度である200℃を大幅に超える状態になっていた可能性があると考えている。

3. KK6/7のPRAにおける格納容器の扱い

福島第一原子力発電所事故において、格納容器が過酷な環境にさらされたことも考慮し、KK6/7の格納容器の限界温度及び限界圧力に対する機能維持については事故の知見も踏まえて改めて確認している(添付資料-4.1.1.a-1-1)。KK6/7号機のレベル1.5PRAでは、物理化学現象の発生確率や過圧・過温破損に至るまでの時間を評価するための格納容器の限界温度及び限界圧力には、重大事故

等防止対策の有効性評価の条件と同じ条件(限界温度 200 °C、限界圧力 620 kPa[gage])を用いている。

4. レベル 1.5PRA における考慮の必要性

福島第一原子力発電所事故については、格納容器内の状況等、未だ確認が困難な点が多く、未解明な問題がある。一方で、これまでの状況からは、現在レベル 1.5PRA で考慮しているモード以外で格納容器が破損に至ったとは考えにくい。このことから、事故シーケンスの抽出という観点では現在の PRA でも網羅的な分析となっているものとする。

今後、格納容器の限界温度及び限界圧力に関する新たな知見が得られた際には、物理化学現象の発生確率や過圧・過温破損に至るまでの時間が変化することとなり、PRA としては炉心損傷から格納容器破損に至るまでの余裕時間を見直す必要がある。なお、全 CFF はレベル 1PRA の結果である全炉心損傷頻度(CDF)を上回るものではなく、また、現在の評価の CDF のほぼ 100%が TW(崩壊熱除去機能喪失に伴う格納容器先行破損)による炉心損傷であり、CFF のほぼ 100%がこの TW による過圧破損であることを考えると、定量的にも大きく影響を及ぼすものではないと考えられる。

また、物理化学現象の発生確率については、その不確実性が非常に大きく、限界温度及び限界圧力を見直したとしても、発生確率の精度向上に大きく寄与するものではない。

5. 結論

福島第一原子力発電所事故のこれまでの調査・検討結果からは、現在のところ KK6/7 号機の PRA に反映可能な知見は得られていないが、今後、新たな知見が確認された場合には、PRA への反映を検討していく。このため、KK6/7 号機については現在の設計をもとに事象進展解析等を実施し、物理化学現象の発生確率や過圧・過温破損に至るまでの時間を評価している。

以 上

- [1] 東京電力株式会社「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
- [2] 東京電力株式会社「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
- [3] 東京電力株式会社「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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉の原子炉格納容器限界温度・圧力について

柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉の設置変更許可申請における重大事故等対策の有効性評価では、原子炉格納容器限界温度を 200℃、限界圧力を最高使用圧力の 2 倍 (2Pd:620kPa) と設定している。

なお、原子炉格納容器限界温度・限界圧力の設定値根拠は以下のとおりである。

(1) 格納容器限界温度・圧力に関する既往研究について

重大事故時条件下の格納容器閉じ込め機能については、過去に電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）で解析、試験等を実施しており、これをもとに有効性評価の格納容器限界温度・圧力を設定している。また、当時の（財）原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）」の研究成果も取り入れて、格納容器閉じ込め機能に関する新たな知見を踏まえた限界温度・圧力の設定を行っている。図 1 に、電共研で実施した格納容器閉じ込め機能に関する「漏洩、破損圧力－温度線図」を示す。



図 1 漏洩、破損圧力－温度線図 (MARK-II 改型※)

※RCCV と MARK-II 改型のトップヘッド・ハッチは同程度の剛性であるため、MARK-II 改型の線図をもとに評価する

(A) 「漏洩、破損圧力－温度線図」について

【線(a)】飽和蒸気圧曲線

本線は飽和蒸気圧曲線を示すことから、線(a)を境にした①の範囲は、重大事故時では発生する可能性の少ない荷重の範囲である。

【線(b)】格納容器構造部の破損判定解析結果（破損可能性が高い境界）

本線は格納容器全体、トップヘッドフランジ、ハッチフランジ部の構造解析結果から、過圧・過温状態における格納容器の延性破損クライテリアを示したものである。解析評価の破損判定として、塑性不安定荷重（引張試験片がネッキングを起こして不安定破壊するような状態の荷重）を用いており、格納容器延性破損に対する限界の線を引いている。

【線(c)】格納容器構造部の破損判定解析結果（破損すると考えられる境界）

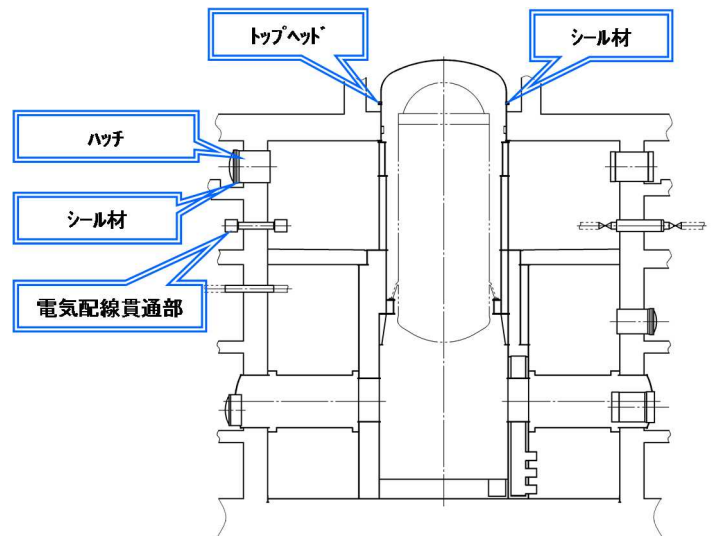
本線は格納容器全体、トップヘッドフランジ、ハッチフランジ部の構造解析結果から、過圧・過温状態における格納容器の延性破損クライテリアを示したものである。解析評価の破損判定として、線(b)で用いた荷重よりも小さい崩壊荷重で評価し、格納容器延性破損に対して保守的な境界を引いている。

【線(d)】格納容器フランジ部の漏洩判定解析結果

本線はトップヘッドフランジ、ハッチフランジ部の構造解析結果からフランジ部の開口量を評価し、過圧・過温状態における格納容器の漏洩発生クライテリアを示したものである。解析で示したフランジ部の開口量がシール材初期締付量に相当する開き量に達した点を漏洩発生点とし、漏洩判定の境界線を引いている。

【線(e)】フランジ部からの漏洩の判定カーブ

本線は格納容器フランジ部シール材の小型モデル試験結果から、過圧・過温状態におけるシール材の漏洩判定を示したものである。小型モデル試験では、格納容器シール部形状を模擬した試験装置で、シール材から漏洩する圧力、温度に関するデータを取得している。試験は、シール材に放射線照射するケース、蒸気曝露するケースも含んでおり、各条件の試験データのばらつきを考慮して、保守的に漏洩点を設定して漏洩判定の境界線を引いている。



(参考図) RCCV 型格納容器

(B) 既往研究のモデル試験について

(a) トップヘッドフランジのモデル試験

電共研でトップヘッドフランジ模擬試験体を用い、常温で水圧により加圧することで漏洩判定と変形挙動を示している。その結果、まで加圧されたところで漏洩したことを確認している。

(b) ハッチのモデル試験

電共研でハッチ形状を模擬した小型モデルの試験体を用い、常温で水圧により加圧することで漏洩判定と変形挙動を示している。その結果、まで加圧されても漏洩しないことを確認している。また、NUPEC ではハッチ形状を模擬した実機モデルの試験体を用い、常温で水圧により加圧破損試験を実施しており、約 6.2Pd まで加圧したところで破損が発生している。

(c) 電気配線貫通部のモデル試験

既往研究で電気配線貫通部の過圧・過温状態における耐漏洩性を確認している。電共研では の圧力範囲内で 程度の状態で漏洩しないことを示し、NUPEC の評価では、最大 1.0MPa (約 3Pd)、約 260℃までの耐漏洩性を示している。

(2) 福島第一事故を踏まえた確認について

福島第一原子力発電所事故で原子炉格納容器内ガスが漏えいした経路として、原子炉格納容器トップヘッドフランジ、機器搬入用ハッチ等のフランジシール部が推定漏えい経路の1つであると考えている。原子炉格納容器のフランジシール部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。ただし、フランジ部が開口しても、フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。しかしながら、福島第一原子力発電所事故のような事故環境に晒されると、原子炉格納容器トップヘッドフランジ等のフランジシール部に使用されているシール材が劣化し、フランジの開口に追従できなくなり格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。

そこで、KK6/7 原子炉格納容器フランジシール部に使用されているシール材 (シリコンゴム) について、事故時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価した。その結果、原子炉格納容器圧力が 2Pd の状況におけるフランジ部の開口を評価したところ、その開口量はシール材 (シリコンゴム) の追従範囲内であることを確認した。また、原子炉格納容器温度が 200℃の状況におけるシール材 (シリコンゴム) の劣化状況を確認したところ、劣化特性を考慮しても格納容器閉じ込め機能の健全性を確認した。

上記の確認により、従来から使用しているシール材によっても、事故環境下における原子炉格納容器からの漏えいを防止できるものと考えられるが、更なる信頼性向上を達成することが必要であると考えている。これを踏まえ、柏崎刈羽原子力発電所においては、高温蒸気曝露で劣化が進む特性を持つシール材 (シリコンゴム) を補強し、耐漏えい機能を向上させるために、200℃蒸気曝露条件で耐劣化性に優れているバックアップシール材を従来のシール材 (シリコンゴム) に加えて追加塗布し、限界温度及び限界圧力に対する格納容器閉じ込め機能の更なる健全性を確認している。

(3) 限界温度・圧力 (200℃・2Pd) の設定について

既往研究における格納容器の閉じ込め機能の評価から、格納容器の温度・圧力が図 1 に示す②の範囲内であれば、格納容器に漏洩・破損が発生している可能性が少ないと考えられる。これらの結果から少なくとも、温度 200℃、最高使用圧力の 2 倍の圧力であれば格納容器閉じ込め機能が確保できる範囲と考えており、福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえても、柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉の格納容器限界温度・圧力 (200℃、2Pd) は妥当であると考えている。

以 上

炉内熔融燃料－冷却材相互作用(炉内 FCI)に関する知見の整理

1. 現象の概要

原子炉容器内水蒸気爆発による格納容器破損は α モード破損と呼ばれ、WASH-1400 から研究が続けられてきた。この現象は、熔融炉心(コリウム)が原子炉压力容器下部ヘッドに溜まっている水中に落下した時に水蒸気爆発が発生し、それにより水塊がミサイルとなって炉内構造物を破壊し、原子炉压力容器上蓋に衝突することで上蓋を固定するボルトを破壊し、上蓋が格納容器に衝突して格納容器破損に至るといった現象である。

炉内での現象は、以下のようなメカニズムであると考えられている。

- ① 炉内の冷却材が喪失し、炉心が熔融して、その熔融炉心が下部プレナムの残存水に落下する。水と接触した熔融炉心は、その界面の不安定性により、熔融炉心の一部も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)。更に、自発的も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。
- ② 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って、更に液体どうしの接触を促進し(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。
- ③ 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. 過去の実験結果の整理^[1]

FCI について、過去に実施された比較的大規模な実験概要及び結果を以下に示す。

2.1 FARO 実験

FARO 実験は、イタリアのイスプラ研究所において実施された実験で、压力容器内での FCI を調べることを主な目的とした試験である。多くの実験は高圧・飽和水条件で実施されているが、压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。

図 2.1 に試験装置の概要図を示す。試験装置は主にくつぼと保温容器で構成されている。くつぼ内で熔融させたコリウムを一度リリースベッセルに保持し、その底部にあるフラップを開放することにより熔融コリウムを水プールに落下させる。熔融物落下速度は、リリースベッセルの圧力を調整することにより調整可能である。

実験は、酸化物コリウム(80wt% UO_2 +20wt% ZrO_2)または金属 Zr を含むコリウム(77wt% UO_2 +19wt% ZrO_2 +4wt% Zr)を用いて実施された。

表 2.1 に試験条件及び試験結果を示す。

結果として、いずれの実験においても、水蒸気爆発の発生は確認されなかった。

熔融コリウムの粒子化量について、高圧条件・低サブクール水条件においては水深約 1 m の場合で熔融コリウムの約半分が粒子化し、残りはジェット状でプール底面に衝突し、パンケーキ状に堆積したとの結果が得られている。また、低圧条件・サブクール水条件では、全てのコリウムは粒子化した。

さらに、粒子の質量中央径は 3.2 mm~4.8 mm であり、試験パラメータ(初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度)に依存しないことが報告されている。

2.2 COTELS 実験

COTELS 実験は、(財)原子力発電技術機構により実施された実験であり、圧力容器底部が熔融破損して熔融コリウムが格納容器床面上の水プールに落下した場合の水蒸気爆発の発生有無を調べることを目的に実施された。図 2.2 に実験装置の概要図を示す。実験は、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、比較的多くの金属成分を含む模擬コリウム(55wt% UO_2 +5wt% ZrO_2 +25wt% Zr+15wt% SUS)が用いられた。また、多くの実験ケースはプール水深 40 cm、飽和水温度で実施されている

表 2.2 に実験条件及び結果を示す。

結果として、いずれの実験においても、水蒸気爆発の発生は確認されなかった。

プールに落下した熔融コリウムはほとんどが粒子化し、落下速度が大きいケースでは、全てのコリウムが粒子化するとの結果が得られている。

また、コリウム落下速度の大きいケースを除いて、粒径分布に大きな差はなく、質量中央径で 6 mm 程度であり、落下速度が大きいケースでは粒子径は小さくなっている。

2.3 KROTOS 実験

KROTOS 実験はイスプラ研究所で実施された実験であり、FARO 実験が高圧条件を主目的として実施されたのに対して、KROTOS 実験では、低圧・サブクール水を主として実施が行われている。

図 2.3 に実験装置の概要図を示す。本実験では模擬コリウムとして UO_2 混合物(80% UO_2 +20% ZrO_2)またはアルミナを用いた実験を行っている。また、外部トリガ装置によりトリガを与えることで、水蒸気爆発を誘発させる実験も実施されている。

表 2.3 に実験条件及び結果を示す。

アルミナを用いた実験では、サブクール水(ケース 38, 40, 42, 43, 49)の場合、外部トリガ無しで水蒸気爆発が発生、低サブクール水(ケース 41, 44, 50, 51)の場合、外部トリガがある場合(ケース 44)に水蒸気爆発が発生した。一方、 UO_2 混合物を用いた実験では、サブクール度が 4~102 K の場合、外部トリガ無しでは水蒸気爆発が発生せず、外部トリガありの場合でも、熔融物の重量が大きい、または、水プールのサブクール度が高い場合(ケース 52)に水蒸気爆発が観測されている。

これらの差異として、粒子径はアルミナの 8~17 mm に対し UO_2 混合物は 1~1.7 mm であり、 UO_2 混合物の方が小さく、粒子化直後の表面積が大きいため粗混合時に水プールが高ボイド率となり、トリガの伝播を阻害した可能性がある。また、アルミナは比重が小さいことから水面近傍でブレイクアップし、径方向に広がったことによりトリガが伝搬しやすくなったと考えられている。一方、 UO_2 混合物は、粒子表面と水が接触した直後に表面が固化することにより蒸気膜が崩壊した際の微粒子化が起こりにくく、これが一つの要因となって水蒸気爆発の発生を阻害すると考えられる。

2.4 ALPHA 実験

旧原子力研究所(JAERI)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に、1988 年から事故時格納容器挙動試験の一環で実施された。

図 2.4 に実験装置の概要図を示す。実験では、熔融ステンレス鋼または酸化アルミニウムと鉄からなる熔融物を実験装置の模擬格納容器内に設置した水プールに落下させるもので、模擬格納容器の寸法は、内径約 4 m、高さ約 5 m、内容積約 50 m³である。

表 2.4 に実験条件及び結果を示す。

熔融ステンレス鋼の実験ケースでは、水プールのサブクール度が高い場合でも水蒸気爆発の発生は確認されていない。

酸化アルミニウムと鉄の熔融物の実験では、熔融物の重量が 20kg、雰囲気圧力が 0.1 MPa で、サブクール度が 73~90 K において実施されたケース(ケース 2, 3, 5, 9, 17, 18)において水蒸気爆発が発生している。熔融物量を半減させたケース 1, 10, 13 では、ケース 10 のみ水蒸気爆発が確認された。この 3 ケースの条件には有意な差が無いことから、この 3 ケースの条件がこの実験体系における水蒸気爆発の発生の有無の境界近傍であること及びこの結果からは、熔融物の落下量が多い場合に水蒸気爆発が発生し易いことが示されている。水プールを飽和水としたケース 14 では水蒸気爆発は観測されなかった。一方、ケース 8, 12, 15, 25 は雰囲気圧力を 0.5~1.6 MPa の範囲で変化させているが、最も低い

0.5 MPa のケースのみ水蒸気爆発が観測された。

以上の結果から、高雰囲気圧力あるいは低サブクール水の場合に水蒸気爆発発生が抑制される傾向があることが示されている。

ケース 6, 11, 19, 20, 21 は、溶融物を分散させ複数のジェットを形成させたケースであるが、3 ケースで水蒸気爆発が観測されたが、水蒸気爆発の規模は抑制される場合と増大される場合があり、溶融物と冷却水の粗混合状態が FCI の進展に大きな影響を及ぼすことを示していると結論付けられている。

3. 知見のまとめ

上記で示した主な実験結果をまとめると以下のとおりとなる。

- ・ UO_2 を用いた実験では、水蒸気爆発は確認されていない。(FARO 実験、COTELS 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(ALPHA 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 実験)
- ・ 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 実験)
- ・ デブリ落下後の水プールが高ボイド率状態になると、トリガの伝播を阻害する可能性がある(KROTOS 実験)
- ・ 溶融物と水の粗混合状態が、FCI の進展に大きな影響を及ぼす(ALPHA 実験)

BWR 体系に対して、上記の実験結果を踏まえた分析結果を表 3.1 に示す。実験結果からは、水蒸気爆発の発生は不確実さが大きいと考えられるものの、BWR 体系では炉内における水蒸気爆発は発生しにくいと考えられることが分かる。

また、BWR において炉内での自発的水蒸気爆発(外部トリガ無しの状態での水蒸気爆発)が発生しにくい理由として、BWR の炉内の水が低サブクール(飽和水に近い状態)であり、低サブクールであれば溶融炉心を覆う蒸気膜が凝縮効果によって崩壊する可能性が低いことから、蒸気膜の安定性が高く、蒸気膜の崩壊(トリガリング)が生じにくいことが挙げられている。^[1]

炉内 FCI の発生確率低減に対する炉心下部の構造物の効果として考慮される事項としては、以下の事項が考えられる。また、溶融炉心の流路を図 3.1 に示す。

- ・ 水蒸気爆発に寄与する溶融炉心の質量が限られること。

炉心下部の構造物によって、溶融炉心の流路が阻害され、一度に炉水中に落下する溶融炉心の質量が限定(炉水中に移行する溶融炉心のエネルギーが抑制される。)されることにより、水蒸気爆発を仮定してもそのエネルギーが低く抑えられると考えられる。

- ・ 溶融炉心の落下速度が抑えられること。

溶融炉心の落下速度が大きい場合、粗混合時の粒径が小さくなることが報告されている。炉心下部の構造物によって、溶融炉心の落下速度が抑制されれば、粗混合時の粒径が大きくなり、溶融炉心の表面積が小さくなることから、蒸気膜の表面積も小さくなり、トリガリング発生の可能性が小さくなると考えられる。

4. 専門家会議等の知見^[2]

BWR の炉内 FCI の発生確率に関して、専門家の中で議論がなされており、その結果を表 4.1 に示す。

専門家の間での議論の結果として、BWR 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、これらはデブリ落下時の粗混合を制限すると考えられるため、水蒸気爆発の発生確率はプラント全体で見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出来ると結論付けられている。

5. まとめ

これまでに実施された各種実験結果および専門家による工学的判断の結果から、BWR 体系における炉内 FCI 発生の可能性は十分小さいと考えられる。

したがって、BWR における格納容器破損モードとして、炉内 FCI の考慮は不要である。

6. 参考文献

- [1] 社団法人日本原子力学会「シビアアクシデント熱流動現象評価」平成 12 年 3 月
- [2] 財団法人原子力安全研究協会「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」平成 13 年 7 月

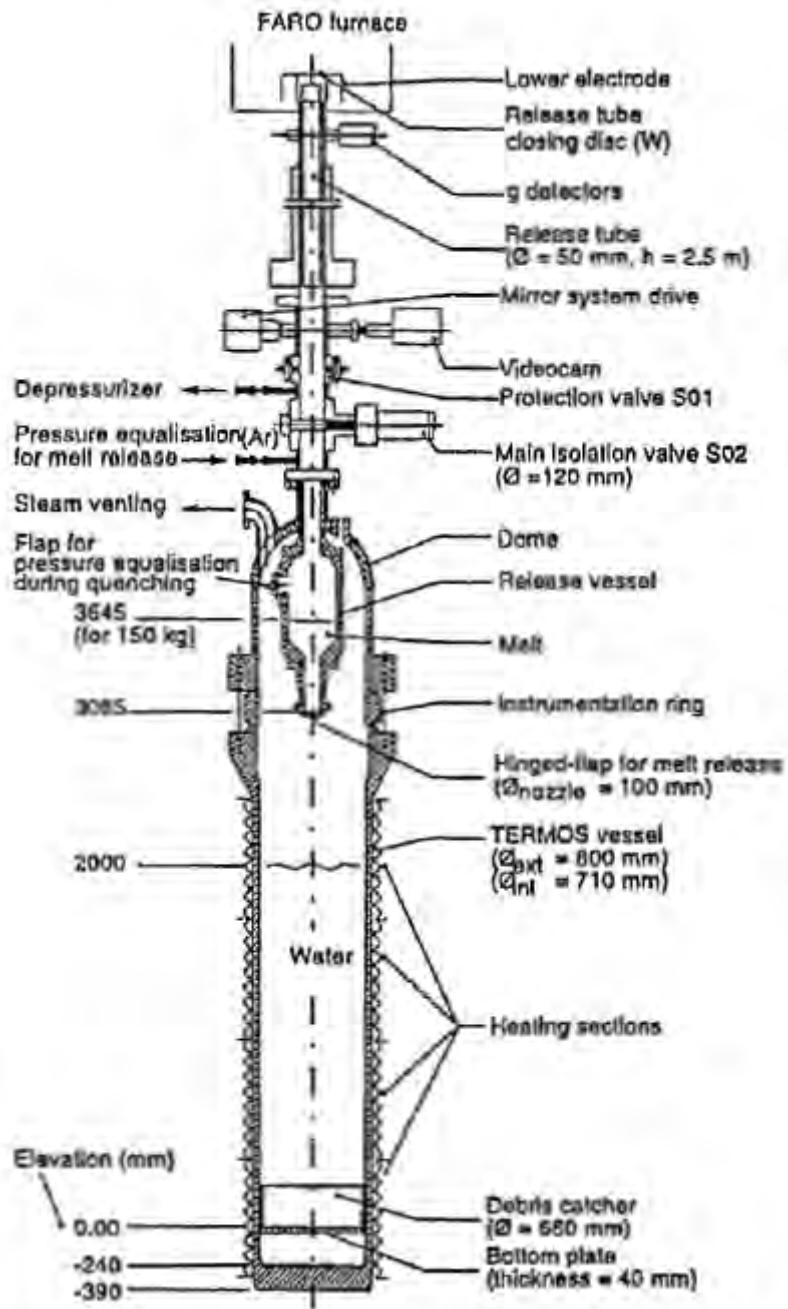


図 2.1 FARO 試験装置

表 2.1 FARO 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

No.	溶融 コリウム ※	溶融物質 質量 [kg]	溶融物温度 [K]	溶融物落下 粒径[mm]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	FCI発生の 有無
L-06	A	18	2923	100	5.0	0.87	0	無
L-08	A	44	3023	100	5.8	1.00	12	無
L-11	B	151	2823	100	5.0	2.00	2	無
L-14	A	125	3123	100	5.0	2.05	0	無
L-19	A	157	3073	100	5.0	1.10	1	無
L-20	A	96	3173	100	2.0	1.97	0	無
L-24	A	177	3023	100	0.5	2.02	0	無
L-27	A	129	3023	100	0.5	1.47	1	無
L-28	A	175	3052	100	0.5	1.44	1	無
L-29	A	39	3070	100	0.2	1.48	97	無
L-31	A	92	2990	100	0.2	1.45	104	無
L-33	A	100	3070	100	0.4	1.60	124	無

※ A: 80wt% UO₂+20wt% ZrO₂

B: 77wt% UO₂+19wt% ZrO₂+4wt% Zr

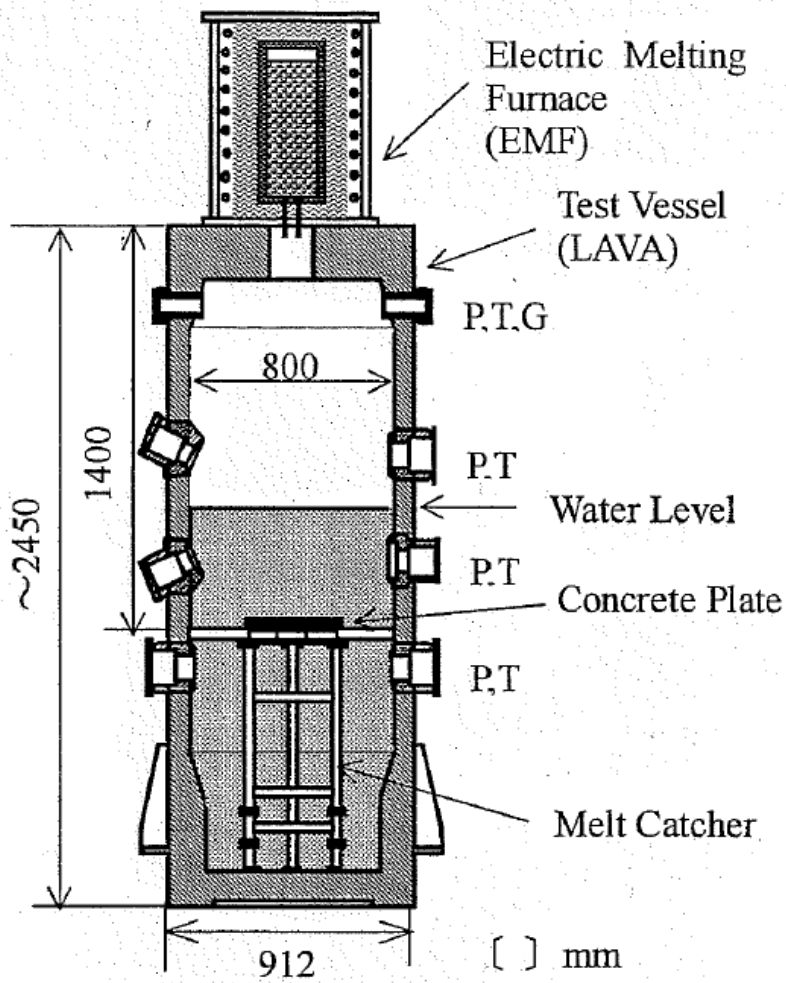


図 2.2 COTELS 試験装置

表 2.2 COTELS 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

No.	溶融 コリウム ※	溶融物質 質量 [kg]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	FCI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+5wt% ZrO₂+25wt% Zr+15wt% SUS

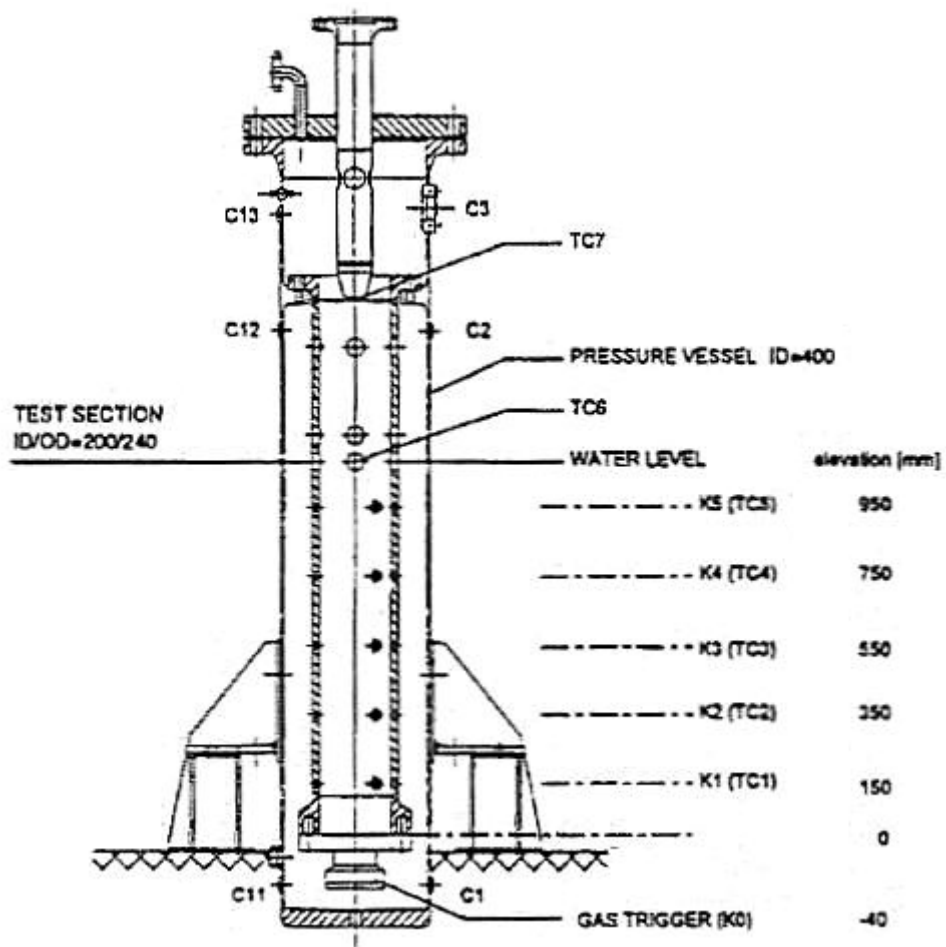


図 2.3 KROTOS 試験装置

表 2.3 KROTOS 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

No.	溶融 コリウム	溶融物質量 [kg]	溶融物温度 [K]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	外部トリガ の有無	FCI発生の 有無
38	アルミナ	1.53	2665	0.10	1.11	79	無	有
40	アルミナ	1.47	3073	0.10	1.11	83	無	有
41	アルミナ	1.43	3073	0.10	1.11	5	無	無
42	アルミナ	1.54	2465	0.10	1.11	80	無	有
43	アルミナ	1.50	2625	0.21	1.11	100	無	有
44	アルミナ	1.50	2673	0.10	1.11	10	有	有
49	アルミナ	1.47	2688	0.37	1.11	120	無	有
50	アルミナ	1.70	2473	0.10	1.11	13	無	無
51	アルミナ	1.79	2748	0.10	1.11	5	無	無
37	コリウム※	3.22	3018	0.10	1.11	77	有	無
45	コリウム※	3.09	3106	0.10	1.14	4	有	無
47	コリウム※	5.43	3023	0.10	1.11	82	有	無
52	コリウム※	2.62	3023	0.20	1.11	102	有	有

※ コリウム：80% UO₂+20% ZrO₂

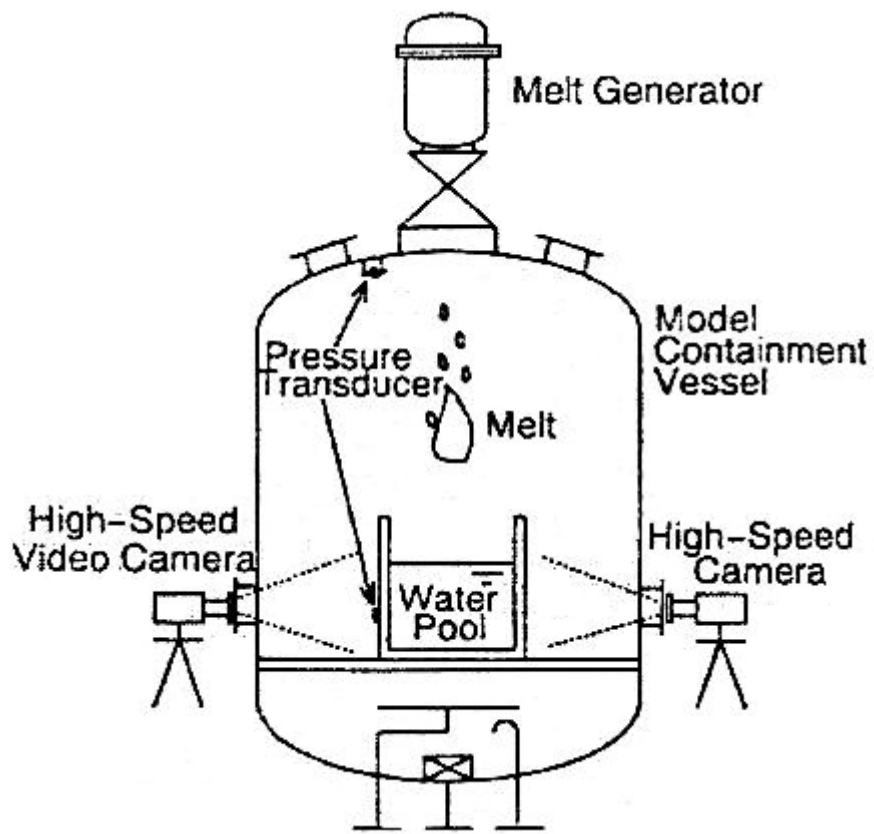


图 2.4 ALPHA 試驗裝置

表 2.4 ALPHA 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

No.	溶融 コリウム	溶融物質 質量 [kg]	溶融物温度 [K]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	FCI発生の 有無
1	Fe+アルミナ	10	2723	0.1	1.0	80	無
2	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	84	有
3	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	81	有
5	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	73	有
6	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	75	有
8	Fe+アルミナ	20	2723	1.6	1.0	186	無
9	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	84	有
10	Fe+アルミナ	10	2723	0.1	1.0	80	有
11	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	83	有
12	Fe+アルミナ	20	2723	1.6	1.0	184	無
13	Fe+アルミナ	10	2723	0.1	1.0	76	無
14	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	1	無
15	Fe+アルミナ	20	2723	1.0	1.0	171	無
16	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	78	有
17	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	87	有
18	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	90	有
19	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	92	有
20	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	92	無
21	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	92	有
22	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.8	87	無
23	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.3	140	有
24	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.8	145	有
25	Fe+アルミナ	20	2723	0.5	0.9	145	有

表 3.1 BWR 体系を踏まえた炉内 FCI 発生の整理

BWR 体系	FCI 発生への影響	備考
下部プレナム残存水はおおよそ飽和温度	<ul style="list-style-type: none"> 飽和温度に近いため粒子化割合が少なくなることから、初期粗混合が抑制されることが推測され、FCI 発生は阻害される可能性が考えられる。 飽和温度に違いことからデブリ落下のボイド発生が多くなり、トリガが発生した場合の伝播が妨げられ、FCI 発生は阻害される可能性が考えられる。 	<ul style="list-style-type: none"> FARO 実験 KROTOS 実験
下部プレナムに残存する水量は少量	<ul style="list-style-type: none"> 水量が少ないことから熱容量が小さく、デブリ落下時のボイド発生が多くなり、トリガが発生した場合の伝播が妨げられ、FCI 発生は阻害される可能性が考えられる。 	<ul style="list-style-type: none"> KROTOS 実験
プール水面衝突時のデブリ落下速度は比較的遅い	<ul style="list-style-type: none"> 落下速度が遅いためデブリの粒子化割合が少なくなり、初期粗混合が抑制されることが推測され、FCI 発生は阻害される可能性が考えられる。 	<ul style="list-style-type: none"> COTELS 実験
デブリ落下は単一ジェットではなく、複数ジェット	<ul style="list-style-type: none"> 複数ジェットのため初期のデブリ落下量が多く、ボイド発生が多くなり、トリガが発生した場合の伝播が妨げられ、FCI 発生は阻害される可能性が考えられる。 複数ジェットにより粗混合状態が促進される状態となった場合は、FCI 発生を促進される可能性が考えられる。 	<ul style="list-style-type: none"> KROTOS 実験 ALPHA 実験

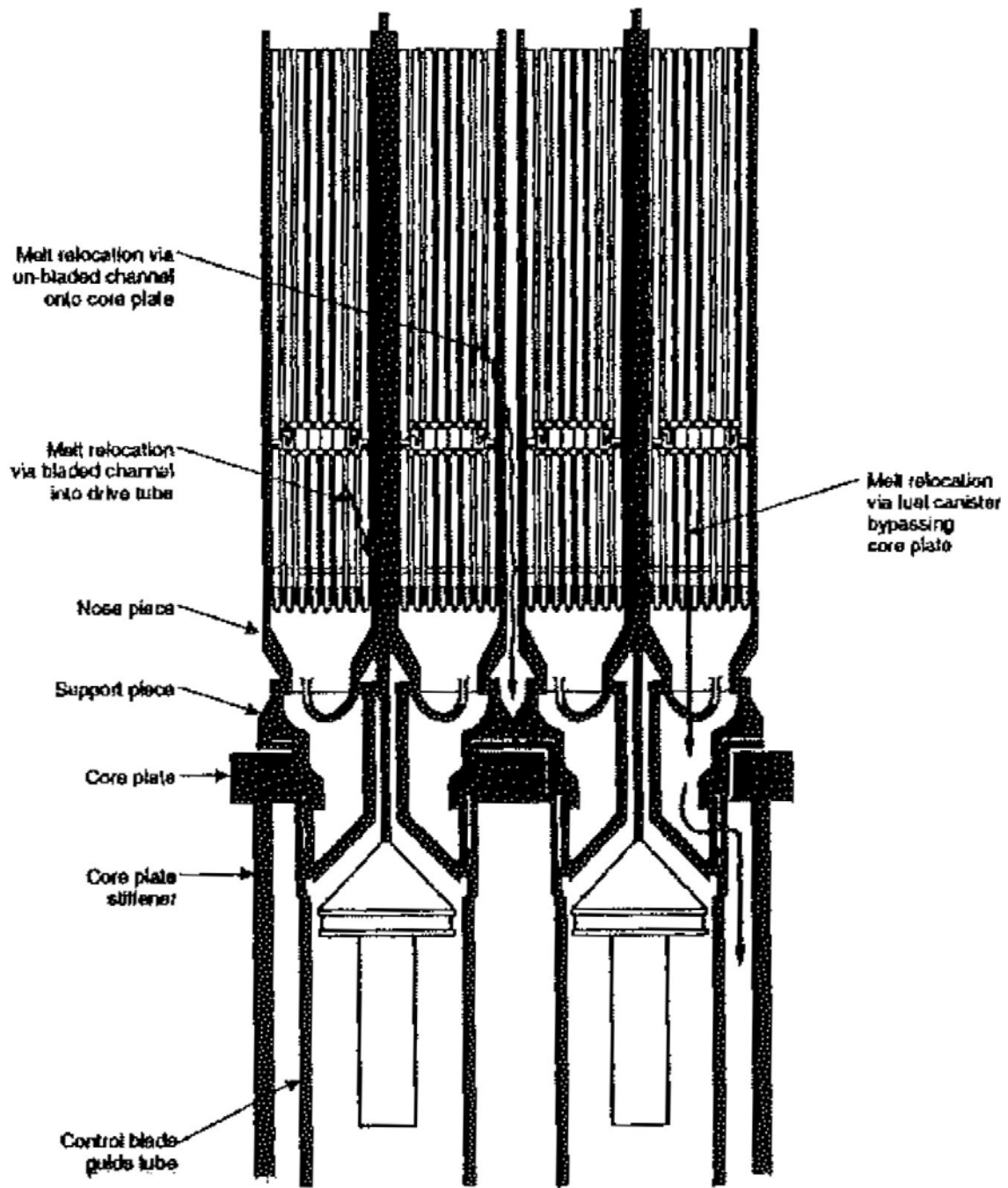


図 3.1 BWR における溶融炉心の流路^[1]

表 4.1 BWR 体系における炉内 FCI 現象の発生確率に関する議論の整理

著者	会議／文献	議論
Okkonen 等 (1993)	OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1993) NUREG/CP-0127	BWR の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、炉心の広い範囲でのコヒーレントなりロケーションは、炉心支持板があるため起こりにくそうである。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。従って、スラグにより破壊された圧力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は、PWR を対象とした研究よりも BWR の方が起こりにくいと評価される。
Theofanous 等(1994)	NUREG/CR-5960	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、BWR は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貢献しないため、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は、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ということである。 (NUREG/CR-5960 を参考文献としている)

「水素燃焼」及び「溶融物直接接触(シェルアタック)」を
格納容器破損モードの評価対象から除外する理由

「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器(PCV)破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(有効性評価ガイド)では、必ず想定するPCV破損モードの1つとして水素燃焼及び格納容器直接接触(シェルアタック)が挙げられている。

一方、有効性評価ガイドに基づき、格納容器破損モード抽出のための個別プラント評価として実施した、KK6/7号機(ABWR)の内部事象運転時レベル1.5PRAでは、水素燃焼及び格納容器直接接触(シェルアタック)をPCV破損モードの評価対象から除外している。以下に、除外理由の詳細を示す。

○「水素燃焼」の除外理由

有効性評価ガイドにおける、「水素燃焼」の現象の概要は以下の通りである。

原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると、水-ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器が破損する可能性がある。

・炉心損傷に伴うPCV内の気体の組成及び存在割合の変化

KK6/7(ABWR)では、運転中はPCV内を常時窒素で置換しており、酸素の濃度は3.5%以下に管理されている。一般に可燃限界とされている濃度は、水素が4%以上かつ酸素が5%以上の場合である。

水-ジルコニウム反応の程度や水蒸気等他の気体の存在割合にも依るが、燃料温度の著しい上昇に伴って水-ジルコニウム反応が生じる状況になれば、水素濃度は4%をほぼ上回る。

一方酸素は、事象発生前からPCV内に存在している量の他には水の放射線分解によって生じるのみである。このため、炉心損傷後のPCV内での水素燃焼の発生を考慮する際には、酸素濃度に着目する必要がある。なお、水の放射線分解による酸素濃度の上昇に対して保守的なシナリオで評価しても、事象発生から7日以内に酸素濃度が5%を超えることは無い。

・内部事象運転時レベル1.5PRAの格納容器破損モードから除外する理由

内部事象運転時レベル1.5PRAにおいて、仮にイベントツリーに水素燃焼に関するヘディングを設けたとしても、上記の通り、7日以内に酸素濃度が5%を超えることは無く、また、7日以上PCVの機能を維持(破損を防止)

しながら酸素濃度の上昇については何も対応しない状況は考え難いことを考えると、水素燃焼に関するヘディングの分岐確率は0となる。

内部事象運転時レベル 1.5PRA は、格納容器破損のシーケンスに加えて格納容器破損頻度(CFF)を求める評価であることから、発生する状況が想定されない水素燃焼を評価対象とすることは適切でないと考ええる。

上記の理由により、水素燃焼は内部事象運転時レベル 1.5PRA の対象から除外した。但し、有効性評価においては、酸素濃度の観点で最も厳しいシナリオを考慮し、可燃限界に至らないことを示している。

なお、PCV 外部からの空気の流入によって酸素濃度が上昇する場合には、既に PCV の隔離機能が失われている状況であるため、内部事象運転時レベル 1.5PRA の対象外となる。

○「溶融物直接接触(シェルアタック)」の除外理由

有効性評価ガイドにおける、「溶融物直接接触(シェルアタック)」の現象の概要は以下の通りである。

原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって原子炉格納容器が破損する場合がある。

・シェルアタックについて

シェルアタックについては、NUREG/CR-6025⁴⁾において、BWR MARK I 型 PCV に対する検討が実施されている。BWR MARK I 型 PCV におけるシェルアタックのメカニズムは次の通り。

炉心損傷後、原子炉圧力容器底部から流出した溶融炉心はペDESTAL 部に落下する。この時、BWR MARK I 型 PCV はペDESTAL 部に切れ込み(図 1)があるため、溶融炉心がペDESTAL 床面に広がった場合、溶融炉心が切れ込みからペDESTAL 部の外側に流出して PCV の壁面(金属製のライナー部分)に接触する可能性(図 2)がある。

この事象は、PCV の構造上、BWR MARK I 型 PCV 特有である。

・内部事象運転時レベル 1.5PRA の格納容器破損モードから除外する理由

KK6/7(ABWR)の RCCV 型 PCV のペDESTAL の側面は、二重の円筒鋼板内部にコンクリートを充填した壁で囲まれており、BWR MARK I 型 PCV の様な切れ込みを持たない構造(図 3, 4)であるため、溶融炉心がペDESTAL 床面で広がった場合でも、ペDESTAL 外側へ溶融炉心が流れ出ることは無い。この様に、ABWR では構造的に発生しない PCV 破損モードであるこ

とから、内部事象運転時レベル 1.5PRA の対象から除外した。なお、同様の理由により、有効性評価の対象からも除外している。

以 上

参考文献

- [1] NUREG/CR-6025, The Provability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1993)

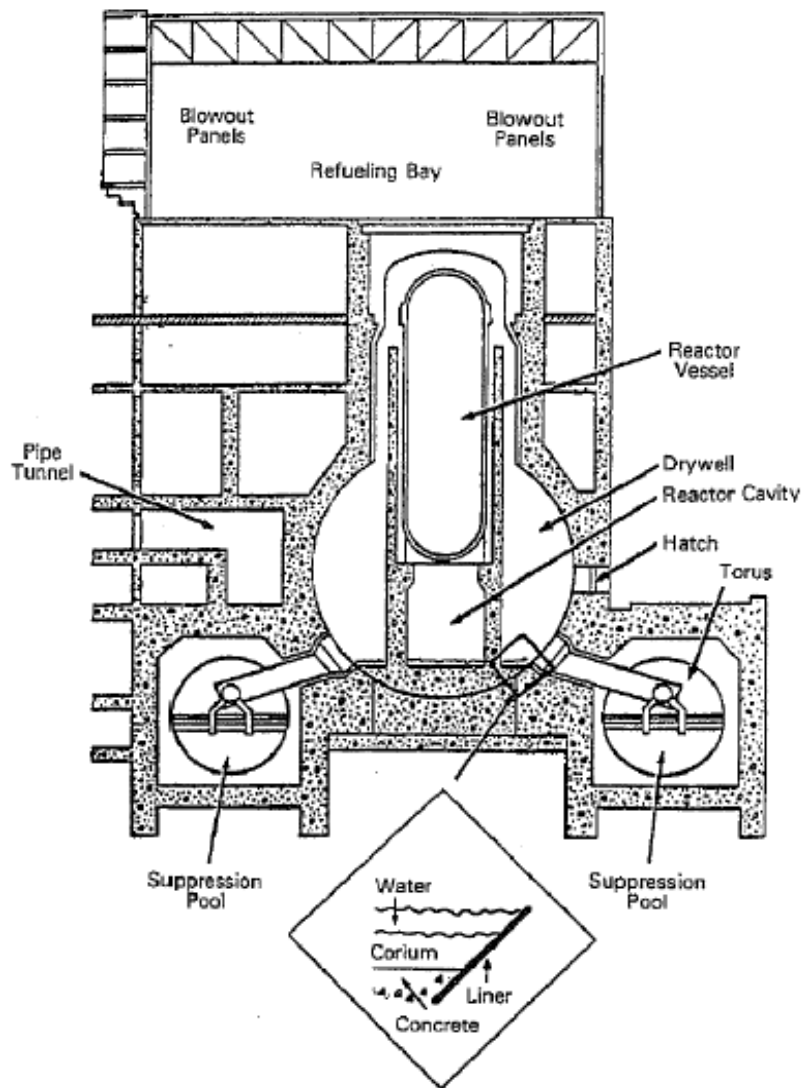


図1 BWR MARK I 型 PCV におけるシェルアタックのイメージ(側面図)^[1]

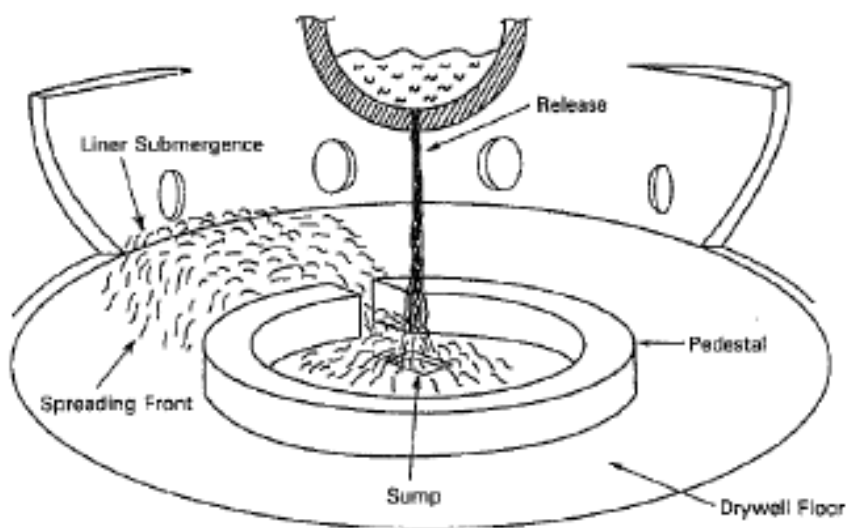


図2 BWR MARK I 型 PCV における溶融炉心のペDESTAL外側への流出のイメージ^[1]

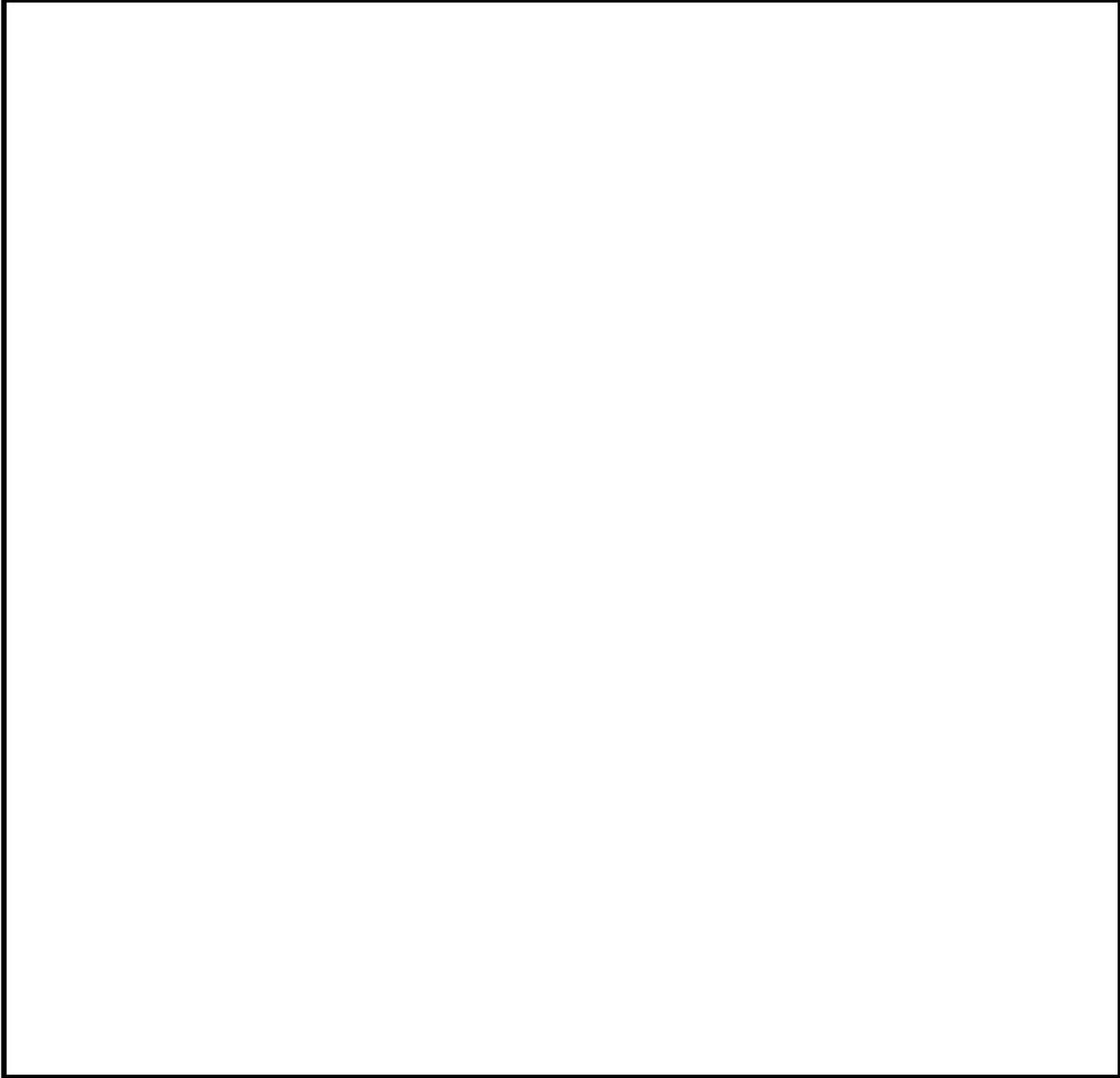


図 3 RCCV 型格納容器の構造

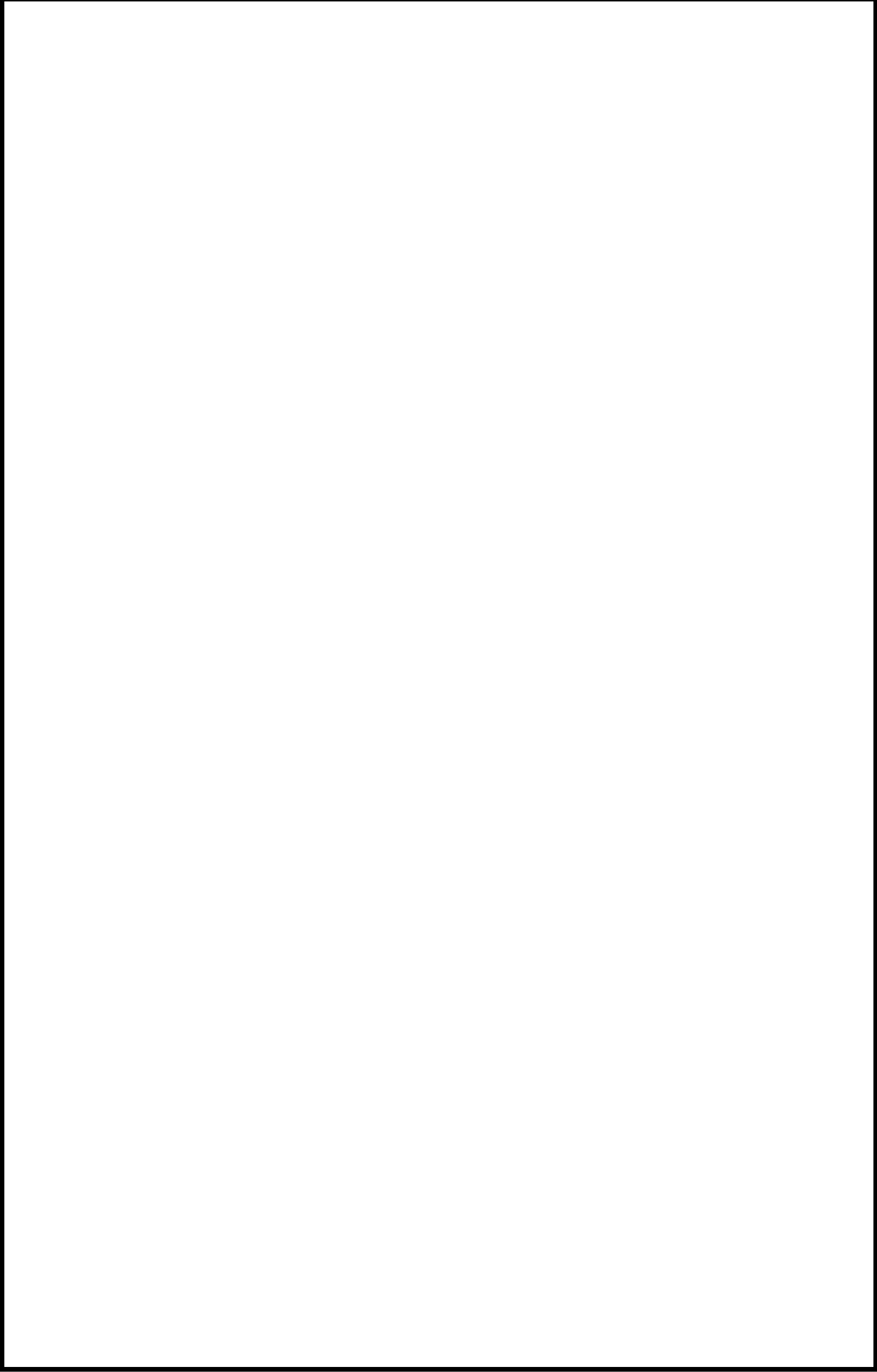


図 4 RCCV 型格納容器のペデスタル部内筒展開図(ペデスタルの内側から見た図)

添付資料 4.1.1.c-2-6

柏崎刈羽原子力発電所 6 号機及び 7 号機
内の事象出力運転時レベル 1.5PRA イベントツリー集

目 次

1. TQUX P2 ～ P6
2. TQUV P7 ～ P8
3. LOCA P9 ～ P10
4. TBD P11 ～ P12
5. TBU P13 ～ P18
6. TBP P19 ～ P23
7. 長期TB P24 ～ P26

○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 ID 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（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 PCV 破損モードの ID を割り付けた。また、一部の ID には、DW、SP という ID が末尾に追加されているが、これはソースターム評価用に設定しているものであり、レベル 1.5 の評価では考慮不要である。

OKV : RPV 内で事象収束

OKP : PCV 内で事象収束

FOP : 過圧破損

FOT : 過温破損

FPE : 水蒸気爆発 (FCI)

FCCI : コア・コンクリート反応継続 (MCCI)

FDCH : 格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)

PBYP : PCV 隔離失敗

ET名称 : TQUX.et//TQUX(*1)

プラント 損傷状態 TQUX	PCV隔離	原子炉減 圧	損傷炉心 注水	RPV破損 なし(IVR)	下部D/W 事前水張 り	RPV破損 時水蒸気 爆発なし	DCHIによ るPCV破 損なし	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CGFP
TQUX	CIS	CX	CV	IVR	CLD1	FCIR	DCH				
								6-8	TQUX.et//T3A(*1)(*1)へ		
								9-16	TQUX.et//T3B(*1)(*1)へ		
								17	FPE		
								18-25	TQUX.et//T3B(*2)(*1)へ		
								26-33	TQUX.et//T3B(*3)(*1)へ		
								34	FDCH		
								35	PBYP		

[Redacted]

ET名称：TQUX.et//T3A(*1)(*1)

T1/T2の 後続事象	上部D/W スプレイ (RHR)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋トップ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3A	CUDR	CWD	HASON	TOPVENT	6	OKV		
					7	FOPDW		
					8	FOPSP		

ET名称 : TQUX.et//T3B(*1)(*1)

T1/T2の 後続事象	下部D/W 注水(代 替注水)	下部D/W 注水 (RPV破 損口)	上部D/W スプレイ (RHR)	PCV注水 時水蒸気 爆発なし	デブリ冷 却(事前 水張り失 敗時)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋トップ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3B	CLD2ALT	CLD2R	CUDR	FCIP	MCCI1	CWD	HASON	TOPVENT				
									9	OKP		
									10	FCCI		
									11	FPE		
									12	FOPDW		
									13	FOPSP		
									14	FCCI		
									15	FPE		
									16	FOT		

ET名称：TQUX.et//T3B(*2)(*1)

T1/T2の 後続事象	下部D/W 注水(代 替注水)	下部D/W 注水 (RPV破 損口)	上部D/W スプレイ (RHR)	PCV注水 時水蒸気 爆発なし	デブリ冷 却(事前 水張り失 敗時)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建物トップ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3B	CLD2ALT	CLD2R	CUDR	FCIP	MCCI1	CWD	HASON	TOPVENT				
									18	OKP		
									19	FCCI		
									20	FPE		
									21	FOPDW		
									22	FOPSP		
									23	FCCI		
									24	FPE		
									25	FOT		

ET名称 : TQUX.et//T3B(*3)(*1)

T1/T2の 後続事象	下部D/W 注水(代 替注水)	下部D/W 注水 (RPV破 損口)	上部D/W スプレイ (RHR)	PCV注水 時水蒸気 爆発なし	デブリ冷 却(事前 水張り失 敗時)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋トップ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3B	CLD2ALT	CLD2R	CUDR	FCIP	MCCI1	CWD	HASON	TOPVENT				
									26	OKP		
									27	FCCI		
									28	FPE		
									29	FOPDW		
									30	FOPSP		
									31	FCCI		
									32	FPE		
									33	FOT		

ET名称 : TQUV.et//TQUV(*1)

プラント 損傷状態	PCV隔離	下部D/W 事前水張り	RPV破損 時水蒸気 爆発なし	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
TQUV	CIS	CLD1	FCIR	8 - 15	TQUV.et//T3B(*1)(*1)へ PBYP		
TQUV				16			

ET名称 : TQUV.et//T3B(*1)(*1)

T1/T2の 後続事象	下部D/W 注水(代 替注水)	下部D/W 注水 (RPV破 損口)	上部D/W スプレイ (RHR)	PCV注水 時水蒸気 爆発なし	デブリ冷 却(事前 水張り失 敗時)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋トップ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3B	CLD2ALT	CLD2R	CUDR	FCIP	MCCI1	CWD	HASON	TOPVENT				
									8	OKP		
									9	FCCI		
									10	FPE		
									11	FOPDW		
									12	FOPSP		
									13	FCCI		
									14	FPE		
									15	FOT		

ET名称 : LOCA.et//LOCA(*1)

プラント 損傷状態 LOCA	PCV隔離 CIS	損傷炉心 注水(代 替注水) CV	RPV破損 なし(IVR) IVR	下部D/W 事前水張 り CLD1	RPV破損 時水蒸気 爆発なし FCIR	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
LOCA						6-13	LOCA.et//T3B(*2)(*1)^		
						14	FPE		
						15	PBYP		

ET名称 : LOCA.et//T3B(*2)(*1)

T1/T2の 後続事象	下部D/W 注水(代 替注水)	下部D/W 注水 (RPV破 損口)	上部D/W スプレイ (RHR)	PCV注水 時水蒸気 爆発なし	デブリ冷 却(事前 水張り失 敗時)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋トップ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3B	CLD2ALT	CLD2R	CUDR	FCIP	MCCI1	CWD	HASON	TOPVENT				
									6	OKP		
									7	FCCI		
									8	FPE		
									9	FOPDW		
									10	FOPSP		
									11	FCCI		
									12	FPE		
									13	FOT		

ET名称：TBD.et//TBD(*1)

プラント損傷状態 TBD	PCV隔離	DC電源復旧(RPV破損前)	原子炉減圧	AC電源復旧(RPV破損前)	損傷炉心注水	RPV破損なし(IVR)	下部D/W事前水張り	RPV破損時水蒸気爆発なし	DCHIによるPCV破損なし	No.	最終状態	発生頻度(／炉年)	CCFP
TBD	CIS	DCRR	CX	ACRR	CV	IVR	CLD1	FCIR	DCH				
										3	TBD.et//T3E(*1)(*1)へ		
										4	FDCH		
										5	PBYP		

ET名称：TBD.et//T3E(*1)(*1)

T1/T2の 後続事象	DC電源 復旧 (PCV破 損前)	AC電源 復旧 (PCV破 損前)	下部D/W 注水(代 替注水)	下部D/W 注水 (RPV破 損口)	上部D/W スプレイ (RHR)	PCV注水 時水蒸気 爆発なし	デブリ冷 却(事前 水張り失 敗時)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋トップ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3E	DCRP	ACRP	GLD2ALT	CLD2R	CUDR	FCIP	MCC11	GWD	HASON	TOPVENT	3	FOT		

ET名称：TBU.et//TBU(*1)

プラント 損傷状態 TBU	PCV隔離	原子炉減 圧	AC電源 復旧 (RPV破 損前)	損傷炉心 注水	RPV破損 なし(IVR)	下部D/W 事前水張 り	RPV破損 時水蒸気 爆発なし	DCHIによ るPCV破 損なし	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
TBU	CIS	CX	ACRR	CV	IVR	CLD1	FCIR	DCH				
									7-9	TBU.et//T3A(*1)(*1)へ		
									10-17	TBU.et//T3B(*1)(*1)へ		
									18	FPE		
									19-26	TBU.et//T3B(*2)(*1)へ		
									27-35	TBU.et//T3D(*1)(*1)へ		
									36-44	TBU.et//T3D(*2)(*1)へ		
									45	FDCH		
									46	PBYP		

ET名称 : TBU.et//T3A(*1)(*1)

T1/T2の 後継事象	上部D/W スプレイ (RHR)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋トップ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3A	CUDR	CWD	HASON	TOPVENT	7	OKV		
					8	FOPDW		
					9	FOPSP		

ET名称 : TBU.et//T3B(*1)(*1)

T1/T2の 後継事象	下部D/W 注水(代 替注水)	下部D/W 注水 (RPV破 損口)	上部D/W スプレイ (RHR)	PCV注水 時水蒸気 爆発なし	デブリ冷 却(事前 水張り失 敗時)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋トップ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3B	CLD2ALT	CLD2R	CUDR	FCIP	MCCI1	CWD	HASON	TOPVENT				
									10	OKP		
									11	FCCI		
									12	FPE		
									13	FOPDW		
									14	FOPSP		
									15	FCCI		
									16	FPE		
									17	FOT		

ET名称 : TBU.et//T3B(*2)(*1)

T1/T2の 後続事象	下部D/W 注水(代 替注水)	下部D/W 注水 (RPV破 損口)	上部D/W スプレイ (RHR)	PCV注水 時水蒸気 爆発なし	デブリ冷 却(事前 水張り失 敗時)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋トップ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3B	CLD2ALT	CLD2R	CUDR	FCIP	MCCII	GWD	HASON	TOPVENT				
									19	OKP		
									20	FCCI		
									21	FPE		
									22	FOPDW		
									23	FOPSP		
									24	FCCI		
									25	FPE		
									26	FOT		

ET名称：TBU.et//T3D(*1)(*1)

T1/T2の 後続事象	AC電源 復旧 (PCV破 損前)	下部D/W 注水(代 替注水)	下部D/W 注水 (RPV破 損口)	上部D/W スプレイ (RHR)	PCV注水 時水蒸気 爆発なし	デブリ冷 却(事前 水張り失 敗時)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋トップ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3D	ACRP	CLD2ALT	CLD2R	CUDR	FCIP	MCCII	CWD	HASON	TOPVENT				
										27	OKP		
										28	FCCI		
										29	FPE		
										30	FOPDW		
										31	FOPSP		
										32	FCCI		
										33	FPE		
										34	FOT		
										35	FOT		

ET名称：TBU.et//T3D(*2)(*1)

T1/T2の 後継事象	AC電源 復旧 (PCV破 損前)	下部D/W 注水(代 替注水)	下部D/W 注水 (RPV破 損口)	上部D/W スプレイ (RHR)	PCV注水 時水蒸気 爆発なし	デブリ冷 却(事前 水張り失 敗時)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋トップ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3D	ACRP	CLD2ALT	CLD2R	CUDR	FCIP	MCCI1	CWD	HASON	TOPVENT				
										36	OKP		
										37	FCCI		
										38	FPE		
										39	FOPDW		
										40	FOPSP		
										41	FCCI		
										42	FPE		
										43	FOT		
										44	FOT		

ET名称：TBP.et//TBP(*1)

プラント 損傷状態 TBP	AC電源 復旧 (RPV破 損前)	PCV隔離	損傷炉心 注水	RPV破損 なし(IVR)	下部D/W 事前水張 り	RPV破損 時水蒸気 爆発なし	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
TBP	CIS	ACRR	CV	IVR	CLD1	FCIR				
							6-8	TBP.et//T3A(*1)(*1)^(
							9-16	TBP.et//T3B(*1)(*1)^(
							17	FPE		
							18-25	TBP.et//T3B(*2)(*1)^(
							26-34	TBP.et//T3D(*1)(*1)^(
							35	PBYP		

[Redacted area]

ET名称 : TBP.et//T3A(*1)(*1)

T1/T2の 後続事象	上部D/W スプレイ (RHR)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋トップ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3A	CUDR	CWD	HASON	TOPVENT	6	OKV		
					7	FOPDW		
					8	FOPSP		

ET名称：TBP.et//T3B(*1)(*1)

T1/T2の 後続事象	下部D/W 注水(代 替注水)	下部D/W 注水 (RPV破 損口)	上部D/W スプレ イ(RHR)	PCV注水 時水蒸気 爆発なし	デブリ冷 却(事前 水張り失 敗時)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋トツブ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3B	CLD2ALT	CLD2R	CUDR	FCIP	MCCI1	CWD	HASON	TOPVENT				
									9	OKP		
									10	FCCI		
									11	FPE		
									12	FOPDW		
									13	FOPSP		
									14	FCCI		
									15	FPE		
									16	FOT		

ET名称：TBP.et//T3B(*2)(*1)

T1/T2の 後続事象	下部D/W 注水(代 替注水)	下部D/W 注水 (RPV破 損口)	上部D/W スプレイ (RHR)	PCV注水 時水蒸気 爆発なし	デブリ冷 却(事前 水張り失 敗時)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋トップ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3B	CLD2ALT	CLD2R	CUDR	FCIP	MCCI1	CWD	HASON	TOPVENT				
									18	OKP		
									19	FCCI		
									20	FPE		
									21	FOPDW		
									22	FOPSP		
									23	FCCI		
									24	FPE		
									25	FOT		

ET名称：TBP.et//T3D(*1)(*1)

T1/T2の 後続事象	AC電源 復旧 (PCV破 損前)	下部D/W 注水(代 替注水)	下部D/W 注水 (RPV破 損口)	上部D/W スプレイ (RHR)	PCV注水 時水蒸気 爆発なし	デブリ冷 却(事前 水張り失 敗時)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋トップ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3D	ACRP	CLD2ALT	CLD2R	CUDR	FCIP	MCCI1	CWD	HASON	TOPVENT				
										26	OKP		
										27	FCCI		
										28	FPE		
										29	FOPDW		
										30	FOPSP		
										31	FCCI		
										32	FPE		
										33	FOT		
										34	FOT		

ET名称 : TB.et//TB(*1)

プラント損傷状態 TB	PCV隔離	DC電源 復旧 (RPV破 損前)	原子炉減 圧	AC電源 復旧 (RPV破 損前)	損傷炉心 注水	RPV破損 なし(IVR)	下部D/W 事前水張り	RPV破損 時水蒸気 爆発なし	DCHIによ るPCV破 損なし	建屋トッ プベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
TB	CIS	DCRR	CX	ACRR	CV	IVR	CLD1	FCIR	DCH	TOPVEN T1				
											8-16	TB.et//T3D(*2)(*1)へ		
											17	FDCH		
											18	TB.et//T3E(*1)(*1)へ		
											19	FDCH		
											20	PBYP		

ET名称：TB.et//T3D(*2)(*1)

T1/T2の 後続事象	AC電源 確保 (PCV破 損前)	下部D/W 注水(代 替注水)	下部D/W 注水 (RPV破 損口)	上部D/W スプレイ (RHR)	PCV注水 時水蒸気 爆発なし	デブリ冷 却(事前 水張り失 敗時)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋トップ ペント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3D	ACRP	CLD2ALT	CLD2R	CUDR	FCIP	MCCI1	CWD	HASON	TOPVENT				
										8	OKP		
										9	FCCI		
										10	FPE		
										11	FOPDW		
										12	FOPSP		
										13	FCCI		
										14	FPE		
										15	FOT		
										16	FOT		

ET名称 : TB.et//T3E(*1)(*1)

T1/T2の 後続事象	DC電源 復旧 (PCV破 損前)	AC電源 復旧 (PCV破 損前)	下部D/W 注水(代 替注水)	下部D/W 注水 (RPV破 損口)	上部D/W スプレ (RHR)	PCV注水 時水蒸気 爆発なし	デブリ冷 却(事前 水張り失 敗時)	PCVベン ト	PCV破損 箇所	建屋ト ップ ベント	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	CCFP
T3E	DCRP	ACRP	CLD2ALT	CLD2R	CUDR	FCIP	MCCI1	CWD	HASON	TOPVENT	18	FOT		

内部事象運転時レベル 1.5PRA における物理化学現象の考慮

内部事象運転時レベル 1.5PRA では、炉心損傷後に炉内及び格納容器内で発生する可能性が考えられている以下の物理化学現象を考慮することとし、一定の分岐確率を設定している。

考慮の対象とした物理化学現象は以下の通り。

- ・ 格納容器直接加熱(DCH)
- ・ 炉外溶融燃料－冷却材相互作用(炉外 FCI)
- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)
- ・ 炉内溶融物保持(IVR)

また、分岐確率の算出の流れは以下の通り。

- ・ 考慮する物理化学現象を主要過程に分解
- ・ 分解した中で考慮する物理化学現象に影響が大きいと考えられるパラメータを抽出
- ・ 抽出したパラメータの不確かさを考慮した上で各物理化学現象の影響の大きさの分布を計算
- ・ 計算した分布のうち、考慮する物理化学現象による格納容器破損の判定条件を超える割合(確率)を算出
- ・ 上記の割合(確率)を内部事象運転時レベル 1.5PRA の分岐確率に設定

今回の内部事象運転時レベル 1.5PRA で考慮した物理化学現象の分岐確率の設定の詳細について、物理化学現象毎に次に示す。

1. 格納容器直接加熱(DCH)

(1) 事象の概要

格納容器直接加熱(DCH; Direct Containment Heating)は炉心が損傷、熔融した後に熔融炉心が原子炉圧力容器(RPV)下部プレナムに落下し、その後 RPV 内が高圧の状態で RPV 下鏡が破損することで熔融炉心が破損口から噴出し、高速のガス流によって熔融炉心が微粒子化して原子炉格納容器内に飛散放出され、この飛散放出された熔融炉心が原子炉格納容器(PCV)内の雰囲気を直接加熱し、原子炉格納容器圧力及び温度が急上昇する現象である。

(2) 主要過程に関するこれまでの知見

本現象は、シビアアクシデント時に格納容器破損に至る可能性のある現象として、米国原子力規制委員会(NRC)の確率論的安全評価報告書 NUREG-1150^[1-1]にて新たに考慮されたものである。

DCH の前提となる熔融炉心の飛散放出は、高圧条件下で熔融炉心が原子炉圧力容器外に噴出される場合に発生する。一方 DCH が生じる圧力には閾値(2 MPa[gage]以下)があり、RPV を減圧することにより、熔融炉心の飛散を抑制あるいは緩和できることが知られている^[1-2]。

(3) 今回の PRA における扱い

BWR では逃し安全弁を解放することで、DCH が発生する可能性のある圧力(2 MPa[gage])以下まで容易に RPV の圧力を下げることができる。このため、BWR において DCH が発生する可能性は極めて低いものの、原子炉減圧に失敗する場合も考えられるため、今回の内的事象運転時レベル 1.5PRA のイベントツリーでは、DCH についての分岐(ヘディング)を設定している。

分岐確率の算出の考え方(フロー)を図 1 に示す。算出にあたっては DCH に影響するパラメータを選定するとともに各パラメータの分布を決定し、これらのパラメータの組み合わせによる格納容器ピーク圧力を MAAP コードの DCH モデルを用いて求め、各パラメータを変数とした相関式を作成する。この相関式からパラメータの様々な組み合わせにおける格納容器ピーク圧力を求め、ピーク圧力に対する格納容器破損頻度(格納容器フラジリティ)の関係から格納容器破損確率を求めた。この詳細は次項に示す。

(4) DCH による分岐確率の算出の考え方

①DCH に影響するパラメータの選定

これまでの知見から、DCH は以下の過程に分けられる。

- ・ 溶融物の放出
- ・ 液滴の発生
- ・ 液滴の移行
- ・ 格納容器雰囲気との相互作用による圧力上昇

これらの各過程に対する現状の知見および DCH に支配的なパラメータについて以下に整理する。

a. 溶融物の放出

DCH においてまず重要な過程は、炉心溶融物の圧力容器からの放出である。

炉心溶融の進展により、溶融した炉心は RPV 下部プレナムに移行する。BWR では炉心下部に制御棒駆動機構ハウジング、ドレンライン等があり、これらの貫通配管の破損に伴う溶融物の放出が想定される。また、貫通配管の破損以外には原子炉圧力容器下鏡のクリープ破断も考えられる。この場合、RPV 下部プレナムの溶融物は、ペDESTALの床に堆積すると考えられる。

原子炉圧力容器下部に堆積した溶融炉心の量は、ペDESTALに流出する溶融炉心の量に影響すると考えられるため、溶融物のペDESTALへの放出挙動は RPV 破損時に下部プレナム内に存在する溶融炉心の量が影響し、その不確かさは大きいと考えられる。

b. 液滴の発生

ペDESTALに放出された炉心溶融物は、ペDESTALの床に落下するものの、そこに RPV 破損口からの高速蒸気流が吹き付けることによって巻き上げられ、炉心溶融物の一部が蒸気流中に浮遊して流れる(エントレイン)。その過程でコリウム液滴が発生し、また、炉心溶融物の一部は下部ドライウェル(D/W)から上部 D/W に移行する。(図 2 参照)

c. 液滴の移行

液滴状態となった炉心溶融物は蒸気流と共に流動すると考えられるが、その過程で蒸気流とは異なり、壁面に付着する等の挙動をとる。DCH が発生するためには、微粒子化した溶融物が壁面に付着することなく上部 D/W に移行する必要がある。

RCCV 型格納容器のペDESTALの構造から、粒子化したデブリが上部 D/W に移行するには、RPV からペDESTAL床方向に流れる蒸気流とは逆方向に流れる必要がある。RCCV 型格納容器では、ベント管を通じた移行が考えられるがその経路は狭く、エントレインメントされた粒子は移動の過程で運動方向を

変える必要があるため、上部 D/W には移行しにくいと考えられる。

液滴の移行挙動は、RPV からのブローダウンガスの流量およびその継続時間に影響される。RPV からのブローダウンガスの流量およびその継続時間は RPV の破損面積 に影響を受けることから、その不確かさは大きいと考えられる。また、上部 D/W への粒子化デブリの移行割合 は DCH の程度に直接的に影響し、その不確かさは大きいと考えられる。

d. 格納容器直接加熱による圧力上昇

上部 D/W に移行した浮遊コリウム粒子は上部 D/W の雰囲気との熱的・化学的相互作用により、格納容器雰囲気を直接加熱し、非凝縮性ガスの発生や格納容器圧力の上昇を引き起こす。この加熱の主な原因は、高温の微粒子から雰囲気ガスへの伝熱によるものである。

DCH 時の格納容器のピーク圧力は、圧力容器破損時の格納容器の圧力と、熱的・化学的相互作用による圧力上昇、およびサプレッションプールへ(S/P)のベントクリアリングによる圧力抑制効果により決まる。

RPV の破損時点での格納容器圧力および上部 D/W の雰囲気との熱的・化学的相互作用による圧力上昇は、RPV 破損の時点での炉内のジルコニウム酸化割合が影響すると考えられる。炉内のジルコニウム酸化割合が高いと、発生している水素の量が多く、RPV 破損の時点での D/W 圧力が高くなる。一方、炉内のジルコニウム酸化割合 が低いと、格納容器雰囲気との相互作用により発生する水素の量が多くなるため、DCH 発生時の圧力上昇幅が大きくなると考えられるが、炉内のジルコニウム酸化割合 については不確かさがあると考えられる。

以上の DCH 現象の主要過程の知見から、DCH 現象に関する不確かさのパラメータとして次のパラメータ(上記 a, c, d の下線部)を選定し、確率分布を設定するものとした。

- ・炉内のジルコニウム酸化割合
- ・RPV 破損面積
- ・下部プレナム内熔融炉心割合
- ・上部 D/W への粒子化デブリ移行割合

②各パラメータへの確率分布の設定

各パラメータへの確率分布及びその設定の考え方を表 1 に示す。

③DCH 分岐確率の評価

以下の流れで評価した。

- ・ DCH の現象の評価に影響し、不確かさの大きいパラメータとして選定した炉内のジルコニウム酸化割合、RPV 破損面積、下部プレナム内容融炉心割合(格納容器へ流出する溶融炉心の割合)および粒子化デブリの上部 D/W への移行割合を選定し、各パラメータに確率密度関数(pdf: probability density function)を設定する。
- ・ パラメータと DCH 時の格納容器圧力のピーク値との関係(CR : Causal Relation)を作成する。(格納容器圧力のピーク圧力は表 2 及び表 3 参照)
- ・ 格納容器圧力と格納容器破損確率の関係(格納容器フラジリティ)を設定する。
- ・ 確率密度関数を与えたパラメータのモンテカルロサンプリングを実施し、サンプリングに応じた格納容器ピーク圧力を求め、格納容器フラジリティ(図 3)を参照することで格納容器破損確率を評価する。

上記のうち、DCH 時の格納容器ピーク圧力を表す相関式は MAAP の DCH 評価モデルを用いて以下のように作成する。

- ・ DCH 時の水-金属反応に影響する D/W の雰囲気条件(水蒸気量)を設定するため、RPV 破損までの D/W の雰囲気条件を MAAP コードにより評価する。
- ・ 各パラメータ(炉内 Zr 酸化割合、RPV 破損面積、下部プレナム溶融炉心割合、D/W への粒子化デブリ移行割合)を変化させて、DCH 評価モデルにより RPV 破損後の格納容器圧力上昇分を計算する。
- ・ RPV 破損前の格納容器圧力に DCH による圧力上昇分を加えて格納容器圧力のピーク値を求める。

RPV 破損時の D/W 雰囲気条件が異なる、早期に RPV 破損に至るシナリオ(TQUX シーケンス)および後期に RPV 破損に至るシナリオ(長期 TB シーケンス)について作成した DCH 時の格納容器圧力のピーク値を与える相関式は以下の通り。

$$\begin{aligned} \text{【TQUX】} \quad P_{\text{peak}} &= P_0 + \Delta P = \boxed{\phantom{\text{ }}} \\ \text{【長期 TB】} \quad P_{\text{peak}} &= P_0 + \Delta P = \boxed{\phantom{\text{ }}} \end{aligned}$$

ここで、

- P_0 : 圧力容器破損前の格納容器圧力
 ΔP : DCH 時の加圧量
 X : 炉内 Zr 酸化割合(-)
 A : 圧力容器破損面積(m²)
 F : 下部プレナム溶融割合に上部 D/W への粒子化デブリ移行割合を
乗じた割合(-)

であり、各係数は最小自乗法によって決定した。

D/W 圧力ピーク値と格納容器破損確率の相関である格納容器フラジリティは、ABWR 標準安全解析書(SSAR)^[1-3]に使用されているフラジリティ曲線(図 3 参照)を用い、幾何標準偏差が 0.16 の対数正規分布を仮定して設定した。

以上の評価方法によって求めた DCH による格納容器破損確率(平均値)は、早期 RPV 破損シナリオ(TQUX シーケンス)において 4.1×10^{-5} 、後期 RPV 破損シナリオ(長期 TB シーケンス)において 2.4×10^{-3} となった。

以 上

参考文献

- [1-1] USNRC, “Severe Accident Risks: An Assessment for Five US. Nuclear Power Plants”, Final Summary Report, NUREG-1150(1990)
[1-2] (財)原子力安全研究協会, 「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」(1999)
[1-3] ABWR Standard Safety Analysis Report, GE.

表 1 DCH 評価の選定パラメータ

パラメータ (選定の考え方)	確率分布	設定の考え方
炉内 Zr 酸化割合 (RPV 破損時点での PCV 圧力、D/W 移行粒子中の Zr 量/DCH 時 Zr 酸化に影響)	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"> 代表的な PRA(NUREG/CR-4551)での複数の専門家評価の平均値をもとに設定 最小値は DBA LOCA の上限値に設定
RPV 破損面積 (RPV からのブローダウンガス流量およびその継続時間に影響)	分布形：三角分布 最小値：0.02 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を想定 最尤値は、CRD 貫通部 1 本の破損 <input type="text"/> を想定 最大値は下部ヘッドクリーブ破損相当 (2.0 m²) を仮定
下部プレナム内溶融炉心割合 (全炉心に対して PCV ペDESTAL へ流出する溶融炉心割合であり、D/W への粒子化デブリ移行割合と合わせて DCH 現象の程度に影響)	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 最尤値は溶融物落下早期には下部ヘッドが破損しないとして <input type="text"/> 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
D/W への粒子化デブリ移行割合 (PCV ペDESTAL 内溶融デブリの D/W への移行割合は DCH 現象の程度に直接的に影響)	$F_{ent} \times F_{pd-out} \times F_{no-impact}$ により評価 $F_{ent} = 1$ F_{pd-out} ：一様分布 最小値： <input type="text"/> 最大値： <input type="text"/> $F_{no-impact}$ ：一様分布 一様分布 最小値：0.5 最大値：1.0	<ul style="list-style-type: none"> D/W へ移行するコリウム粒子割合 (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})、ペDESTAL 開口部で付着しない割合 ($F_{no-impact}$) を考慮し、 $F_{frag} = F_{ent} \times F_{pd-out} \times F_{no-impact}$ より評価した。 F_{pd-out} や $F_{no-impact}$ は、気流解析結果をもとに設定

表 2 DCH 時の D/W ピーク圧力評価結果(TQUX シーケンス)

--

表 3 DCH 時の D/W ピーク圧力評価結果(長期 TB シーケンス)

--

不確かさ要因

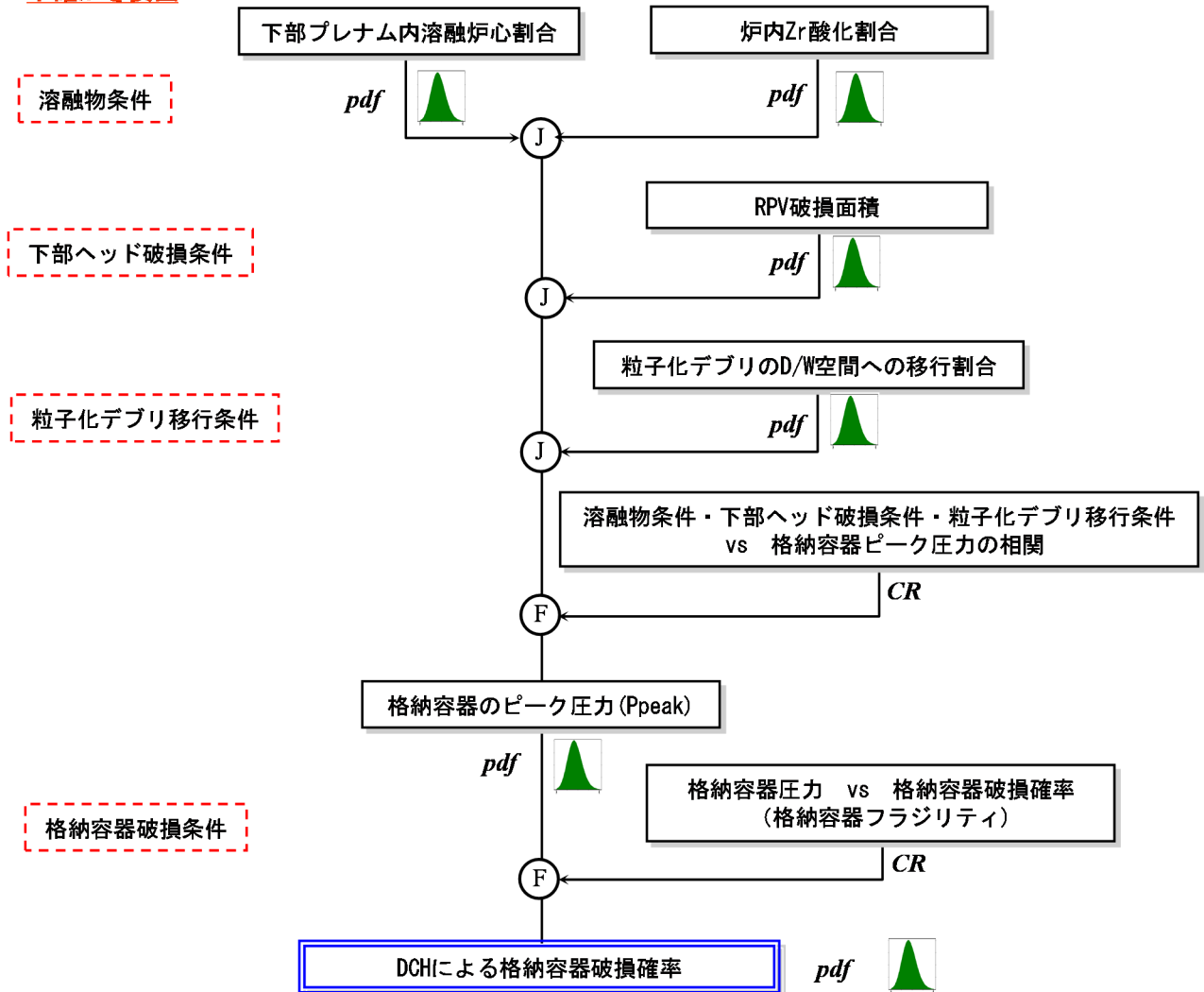


図1 DCHによる格納容器破損確率の評価フロー

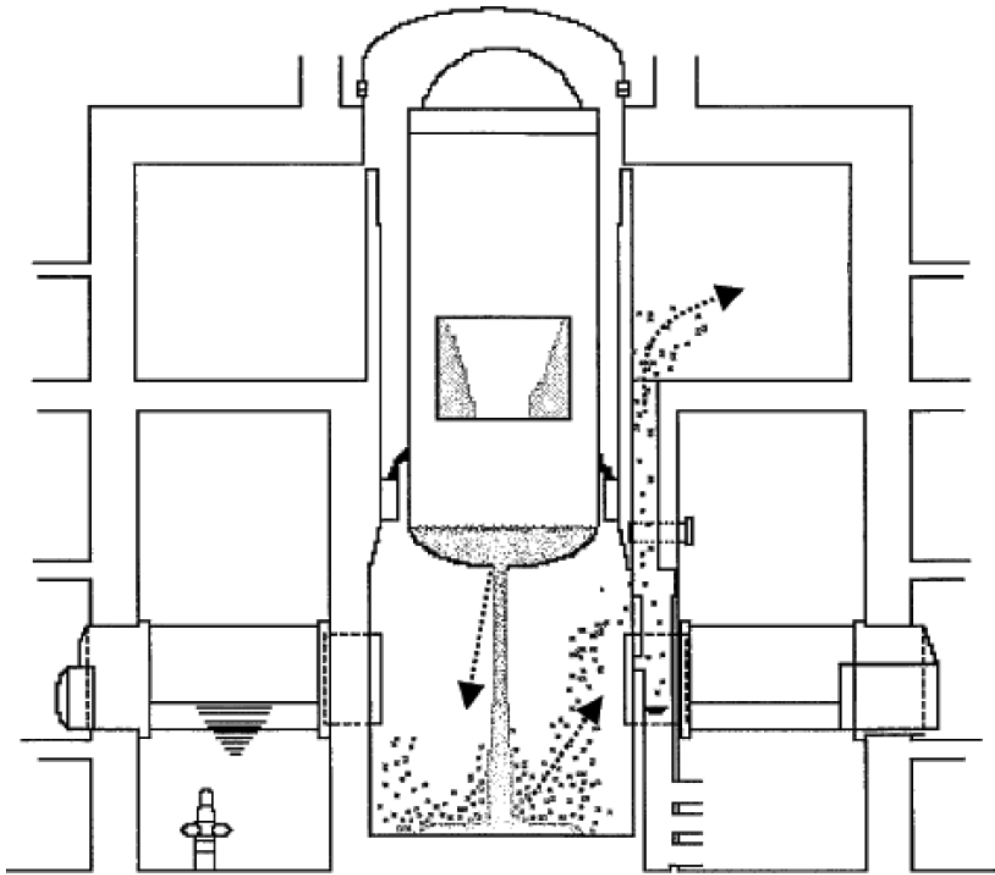


図2 RCCV型格納容器における上部D/Wへの粒子化デブリ移行のイメージ

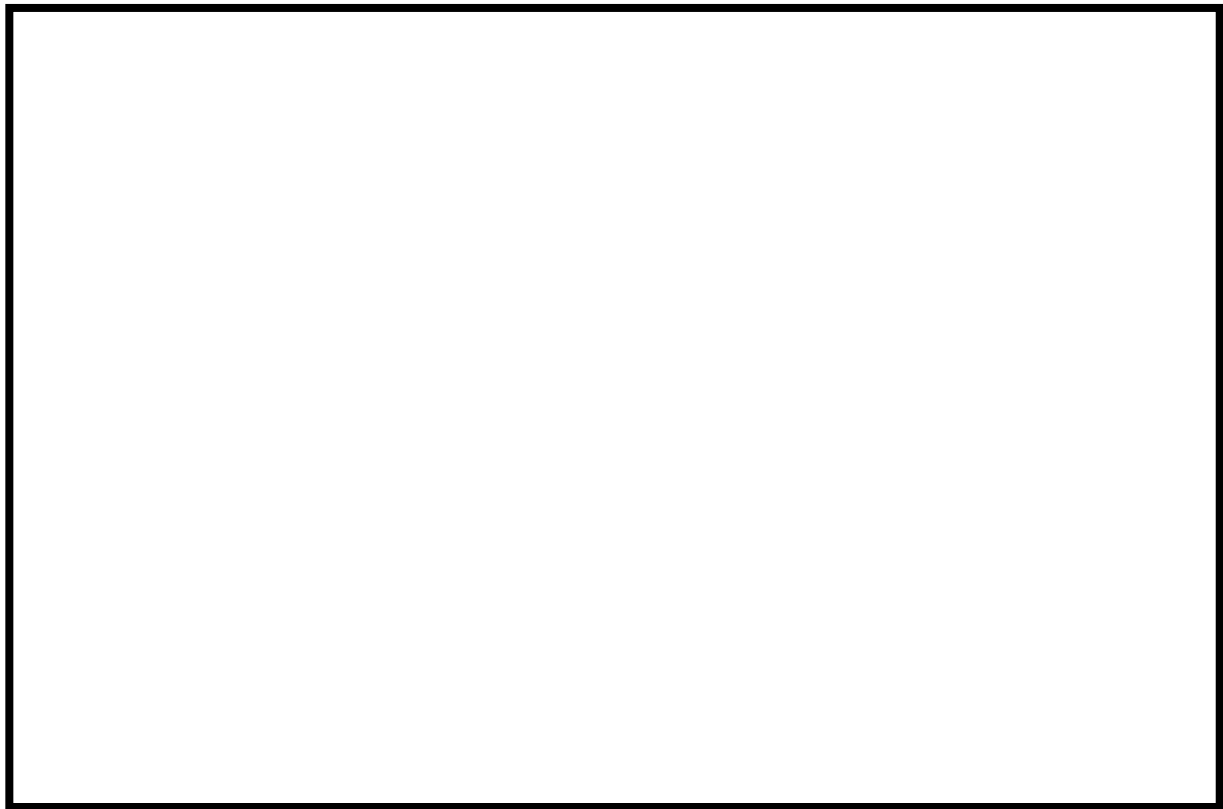


図3 RCCV型格納容器のフラジリティ曲線

2 炉外溶融燃料－冷却材相互作用(炉外 FCI)

(1) 事象の概要

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 (FCI; Fuel Coolant Interaction) は、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され、格納容器破損に至る破損モードである。

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の中の水蒸気爆発事象については、これまでに実ウラン等を用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は溶融炉心が水中に落下した際に形成される蒸気膜が何らかの外乱によって崩壊した際に、瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる現象である。

(2) 主要過程に関するこれまでの知見

これまでの研究による知見^[2-1]から、水蒸気爆発を以下の様な段階的な過程によって説明するモデル(熱的デトネーションモデル)が提唱されている。(図 1 参照)

- ① 炉心あるいは原子炉圧力容器から落下する溶融炉心(デブリジェット)が冷却水中に落下する。水と接触した溶融炉心は、その界面の不安定性により細粒化して水中に分散する(エントレイン)。細粒化した溶融炉心(以下、デブリ粒子という。)は、蒸気膜に覆われた状態で膜沸騰を伴う水との混合状態となる(粗混合)。
- ② さらに、自発的もしくは外部からの圧力パルス等の外乱により、膜沸騰が不安定化し(トリガリング)、デブリ粒子と冷却水が直接接触する。
- ③ デブリ粒子と冷却水の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生・溶融炉心の微細化により、さらにデブリ粒子と冷却水の接触を促進し(伝播)、蒸気発生を促進する。この急速な蒸気発生により圧力波が発生する。
- ④ 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、構造材を破壊する要因となる。水蒸気爆発が発生するためには、トリガリングが生じる必要があり、さらにデブリ粒子と冷却水の接触が瞬時に粗混合領域全体に伝播する必要がある。また、水蒸気爆発に至らない場合でも、急速な蒸気発生による圧力上昇(圧力スパイク)が発生する。

(3) 今回の PRA における扱い

今回の内部事象出力運転時レベル 1.5PRA のイベントツリーでは、炉外 FCI

について分岐(ヘディング)を設定している。この分岐確率の算出の考え方(フロー)を図2に示す。算出にあたっては、炉外 FCI に影響する、不確かさを考慮すべきパラメータを選定すると共に、各パラメータの分布を決定し、炉外 FCI により発生するエネルギーを評価することによって格納容器破損確率を求めた。この詳細は次項に示す。

(4) FCI による分岐確率の算出の考え方

① FCI に影響するパラメータの選定

溶融デブリと冷却材の接触から水蒸気発生までの一連の現象を説明するモデルとして提唱されている熱的デトネーションモデル(図1参照)では、FCI を以下の4つの過程に分けている。

- ・初期粗混合状態
- ・自発的あるいは外部トリガ
- ・急速伝熱・細粒化をともなう相互作用の伝播
- ・膨張による機械的エネルギーの放出

これらの各過程に対する現状の知見および FCI に影響するパラメータについて、以下に整理する。

a. 初期粗混合状態

炉外 FCI では、溶融デブリが水中に落下した直後や、落下した溶融デブリに注水した時点で溶融デブリが微細化するトリガリングが発生すると、溶融デブリの熱エネルギーが瞬時に放出され、水蒸気爆発に至る。このトリガリングに寄与する溶融デブリの量を粗混合量と呼んでおり、水蒸気爆発の規模を規定するパラメータと考えられている。

これまでの水蒸気爆発に関する研究からは、粗混合量の定量化には至っていないものの、粗混合量には RPV 破損後に放出される溶融デブリの放出挙動やトリガタイミング等が影響すると考えられている。

この過程に含まれるパラメータとしては、以下が考えられる。

・ RPV 破損前に下部プレナムに落下する溶融デブリ量

炉心損傷進展挙動に応じて下部プレナムに落下する炉心溶融量が異なるため、不確かさを有すると考えられる。RPV 破損前に下部プレナムに落下する溶融デブリ量は、FCI に寄与する溶融デブリ落下量に影響するため、

FCIに寄与する溶融デブリ落下量の不確かさに含めて評価する。

- ・ 溶融炉心量と粗混合量の相関

溶融デブリの粗混合量は、RPV 底部の破損の程度に応じてその量が増加すると考えられ、相関性があるものと考えられる。

- ・ RPV 破損後に放出される溶融デブリの特性(流量、組成)

溶融デブリの細粒化量に影響し、原子炉圧力容器破損モード(核計装管や制御棒案内管の貫通部破損、下部ヘッドのクリープ破損等)や原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力により決まる。本パラメータは、FCIに寄与する溶融デブリ落下量に影響するため、このパラメータの不確かさに含めて評価する。

- ・ プール水中における粗混合量

落下した溶融デブリ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る。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。本パラメータは、FCIに寄与する溶融デブリ落下量に影響するため、このパラメータの不確かさに含めて評価する。

- ・ FCIに寄与する溶融デブリ落下量

FCIに寄与する溶融デブリ落下量は、トリガリングが発生するタイミングの違いによって異なることから、不確かさを有すると考えられる。

b. 自発的あるいは外部トリガ

水中に落下し、粗混合状態にある溶融デブリにトリガリングが発生すると水蒸気爆発が発生する。この過程には、これまでの知見から、以下のパラメータについての不確かさが考えられる。

- ・ 溶融デブリの過熱度

過熱度が小さい場合、溶融デブリ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するためトリガリングが生じないと考えられている。本パラメータは、トリガリング発生の有無に影響するため、このパラメータの不確かさに含めて評価する。

- ・ プール水温

飽和水の場合には自発的トリガリングが発生しにくいという知見が得られている。本パラメータは、トリガリング発生の有無に影響するため、このパラメータの不確かさに含めて評価する。

・ トリガリング発生の有無

トリガリング発生の有無には多数の因子が寄与しており、不確かさを有すると考えられる。

c. 急速伝熱・細粒化を伴う相互作用の伝播及び膨張による機械的エネルギーの放出

トリガリング発生後は、冷却材と熔融デブリが直接接触し、高温伝熱・沸騰、高温融体の細粒化が高速に進み(伝播)、系全体に広がる(膨張)することで、熔融デブリの熱エネルギーが機械的エネルギーに変換される。

熔融デブリの熱エネルギーは、FCI に寄与する熔融デブリ落下量と、熔融デブリの単位質量あたりの内部エネルギーで決まる。熔融デブリの内部エネルギーは、熔融炉心における金属の酸化割合等に依存し、不確かさを有すると考えられる。

炉外 FCI で発生する機械的エネルギーの大きさは、熔融デブリの熱エネルギーの機械的エネルギーへの変換効率によって決まる。この機械的エネルギー変換効率は、これまでの実験等による知見から、トリガリングのタイミング、熔融デブリの組成、粗混合領域のボイド率等に依存することが分かっているが、現象論的な不確かさがある。なお、この変換効率は、アルミナを用いた試験で保有熱エネルギーの1~3%程度、実機の熔融デブリに近い材料を用いた実験においては、1%以下となっている(KROTOS 実験^[2-2, 2-3, 2-4])。

この過程に含まれるパラメータとしては、以下が考えられる。

・ トリガリングのタイミング

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熔融デブリの量が少ないために発生エネルギーは小さくなる。タイミングが遅い場合、細粒化した熔融デブリの固化が進むうえ、冷却材ボイド率が高まり機械的エネルギーが低下する。トリガリングのタイミングは、現象論的な不確かさを有すると考えられる。本パラメータは FCI に寄与する熔融デブリ落下量及び機械的エネルギー変換効率に影響するため、それらのパラメータの不確かさに含めて評価する。

- ・ 熔融デブリの内部エネルギー

内部エネルギーが高いほど、発生する機械的エネルギーが増大する。熔融デブリの内部エネルギーは、熔融デブリに含まれる金属の酸化割合等の性状に依存する。熔融デブリの組成は主に燃料や被覆管、制御棒等の圧力容器下部ヘッド内構造材の混合物であり、熔融デブリ中金属の酸化割合は、不確かさを有すると考えられる。

- ・ 粗混合領域のボイド率

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、エネルギー変換効率が低下する。粗混合領域のボイド率は、反応の過程に依存すると考えられるが、その過程には不確かさが存在する。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、このパラメータの不確かさに含めて評価する。

- ・ 機械的エネルギー変換効率

炉外 FCI 発生時の機械的エネルギー変換効率には多数の因子が寄与しており、不確かさを有する。

以上に述べた FCI 現象の主要過程の知見から、FCI に関する支配パラメータとして、次のパラメータ(上記 a, b, c の下線部)を選定し確率分布を設定するものとした。

- ・ 熔融炉心量と粗混合量の相関
- ・ FCI に寄与する熔融デブリ落下量
- ・ トリガリング発生有無
- ・ 熔融デブリ内部エネルギー
- ・ 機械エネルギー変換効率

②各パラメータの設定

各パラメータへの確率分布等の設定の考え方を表 1 に示す。

③FCI 分岐確率の評価

以下の流れで評価した。

- ・ 炉外水蒸気爆発の評価に影響し、不確かさが大きいパラメータとして、熔融炉心量と粗混合量の相関、FCI に寄与する熔融デブリ落下量、熔融炉心

の単位質量当たりの熱エネルギー(溶融デブリ内部エネルギー)および熱エネルギーから機械的エネルギーへの変換効率を選定し、各パラメータに確率密度関数(pdf : probability density function)を設定する。

- 機械的エネルギーとペDESTAL破損確率の因果関係(ペDESTALフラジリティ)を設定する。炉外水蒸気爆発による発生エネルギー(機械的エネルギー)に対するペDESTALフラジリティは、AUTODYN コードで評価した結果から作成した。(図 3 参照)
- 確率密度関数を与えたパラメータのモンテカルロサンプリングを実施し、機械的エネルギーを求め、ペDESTALフラジリティを参照することで、水蒸気爆発発生時の条件付きペDESTAL破損確率を評価する。トリガリング発生確率(水蒸気爆発の発生確率)を 0.1 とし、また、ペDESTAL破損は保守的に格納容器破損と同等と仮定して格納容器破損確率を評価する。

粗混合量の評価式、パラメータの確率分布及びペDESTALフラジリティをもとに、モンテカルロサンプリングを実施して、水蒸気爆発あり(トリガリング有り)の条件付きペDESTAL破損確率を求めた。さらに、 UO_2 混合物を用いた既往試験(外部トリガー無し)では水蒸気爆発がほとんど確認されていないことから、トリガリング発生確率(水蒸気爆発の発生確率)を 0.1 と仮定して、また、ペDESTAL破損は保守的に格納容器破損と同等と仮定することにより、炉外 FCI(水蒸気爆発)による格納容器破損確率を評価した。この結果、算出された炉外 FCI(水蒸気爆発)による格納容器破損確率(平均値)は 4.8×10^{-5} となった。

以上

参考文献

- [2-1] 「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」財団法人原子力安全研究協会 平成 13 年 7 月
- [2-2] I. Huhtiniemi, et al., "Results of recent KROTOS FCI tests: alumina versus corium melts," Nucl. Eng. Des. 189 379-389, 1999.
- [2-3] D. Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006.
- [2-4] H. S. Park, et al., "Vapor Explosions in One-Dimensional Large Scale Geometry with Simulant Melts", NUREG/CR-6623, 1999.

表 1 各パラメータ設定の考え方

パラメータ	設定値	設定の考え方
溶融炉心量と粗混合量の相関		
FCI に寄与する溶融デブリ落下量(t)	分布：三角分布 最小値：24 最尤値：67 最大値：110	<ul style="list-style-type: none"> MAAP の解析結果に基づき、下部プレナム落下量を設定。 MAAP の解析結果の最大値を分布の上限とし、最小値を最尤値とし、下限は工学的判断とした。
溶融デブリ内部エネルギー (MJ/kg)	分布：三角分布 最小値：1.3 最尤値：1.4 最大値：1.5	溶融物の比熱を考慮し、ジルコニウムの酸化割合が 5, 50, 95%となるエネルギーとして設定。
機械的エネルギー変換効率	分布：三角分布 最小値：0.002 最尤値：0.01 最大値：0.03	<ul style="list-style-type: none"> KROTOS 試験^[2-2, 2-3, 2-4]の知見(変換効率は、アルミナ試験では数% [1~3%]、コリウム試験では極めて小さい [0.02~0.05%])を参考に設定
トリガリング発生有無	発生頻度 0.1	既往の FCI 試験結果を踏まえて設定。衝撃波の発生が生じにくい低サブクール条件を除外し、高サブクール条件での FCI 発生頻度から 0.1 を設定。

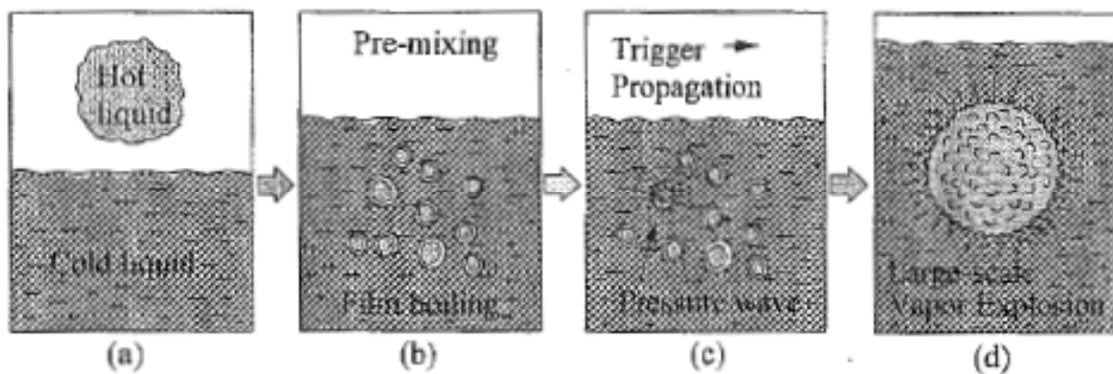


図 1 熱的デトネーションモデルの概念

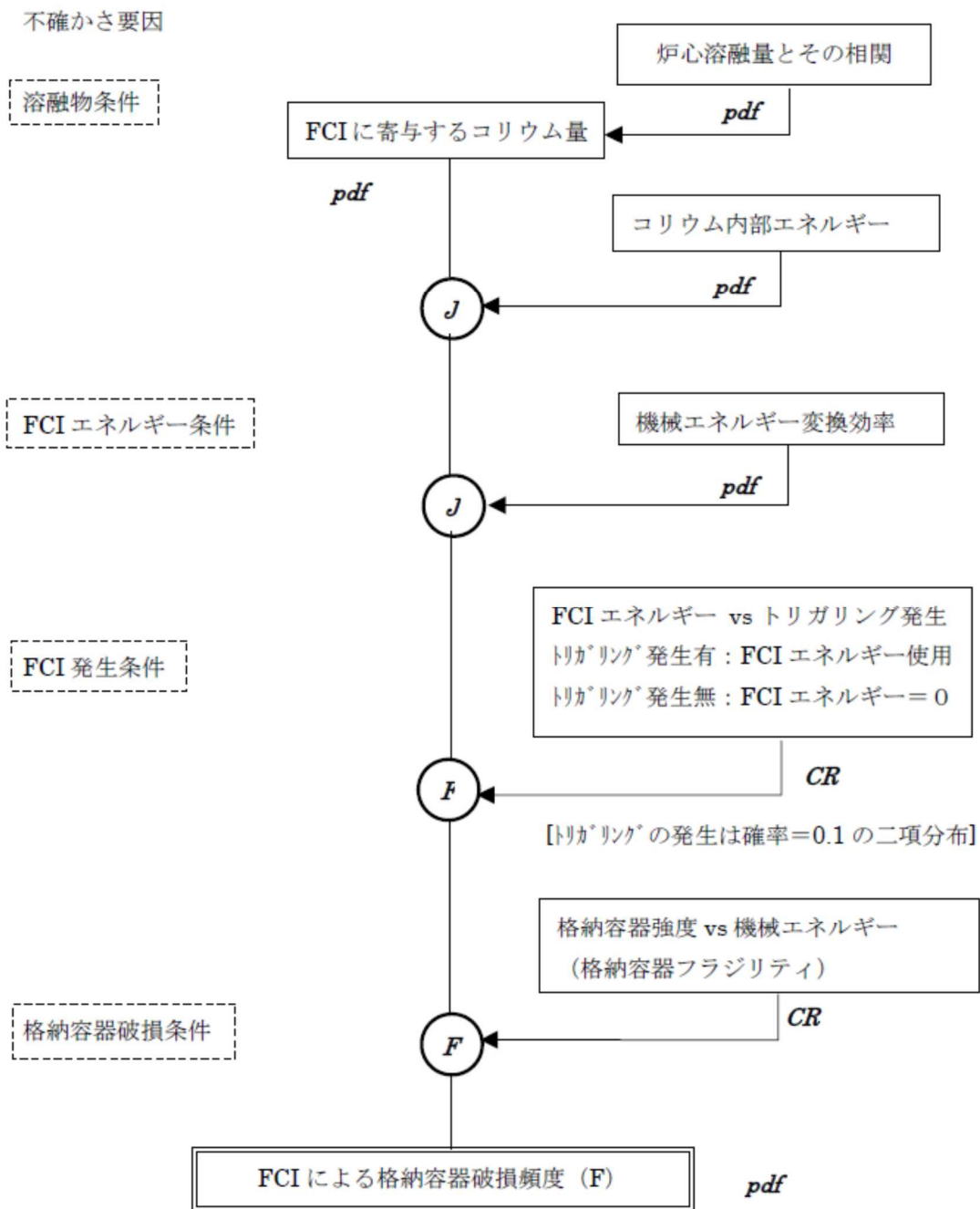


図2 FCIによる格納容器破損確率評価の枠組み

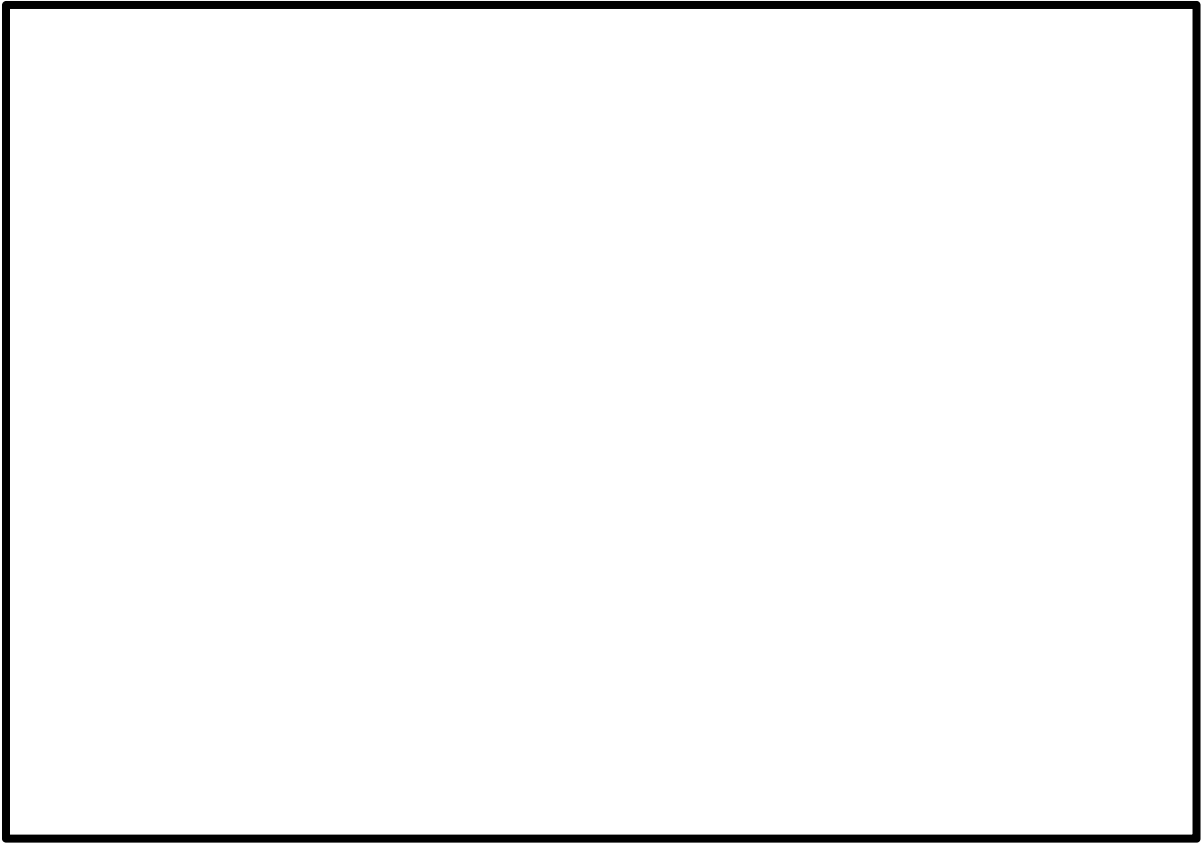


図 3 水蒸気爆発によって発生する機械的エネルギーに対するペDESTALのフラジリティ

3. 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)

(1) 事象の概要

溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI; Molten Core Concrete Interaction)は、炉心損傷後に溶融炉心がRPV下部ヘッドを溶融貫通し、PCVのペDESTALの床面に落下した際、高温の溶融炉心からの熱の移行によりペDESTALのコンクリートが熱せられ、分解・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およ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、コンクリートの侵食が継続し、ペDESTALの床面を溶融貫通した場合、放射性物質の地中放出が起きる可能性や、側面の著しい侵食によりRPVの支持機能が失われ、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。

(2) 主要過程に関するこれまでの知見

MCCIに関する過去の実験について表1に示す。また、MCCIの主要過程に関する主な知見を以下に示す。

- ・ 種々の冷却水無しの場合のMCCI試験より、コンクリート侵食の速度は10～20 cm/h程度である。
- ・ 注水を伴ったMCCI実験(SWISS実験^[3-1], WETCOR実験^[3-2], MACE実験^[3-3, 3-4], COTELS実験^[3-5, 3-6])のうち、コンクリートと接触している部分のコリウムが注水により最終的に固化し、コンクリートの侵食が停止した試験結果はCOTELS試験のみである。SWISS試験、WETCOR試験やMACE試験ではコリウム上面のみならず側面にも強固なクラストが形成されコリウム内への冷却水の侵入を妨げた。
- ・ 塊状のコリウムの冷却性については、堆積厚さに依存するとともにコリウム上部のハードクラスト形成の有無に起因して伝熱条件に大きな不確かさが存在する。
- ・ 溶融物の拡がりの実験や解析が行われ、水がないドライ状態では水がある場合に比べて溶融物が均一に広がる。
- ・ 水中に溶融炉心が落下すると大部分が粒子化してデブリベッドを形成する。
- ・ 粒子化が完全には進まず一部が塊状に堆積した場合でも、コンクリート床面に密着することなく侵食は起きていない。
- ・ 水プール中のデブリベッドの高さが不均一な場合でも、ベッド内部での沸騰により粒子が吹き上げられて自然と平坦化する。
- ・ デブリベッドのドライアウト熱流束は粒子径・ポロシティ・ベッド高さ

が影響する。

(3) 今回の PRA における扱い

今回、KK6/7号機の内部事象運転時レベル1.5PRAのイベントツリーでは、MCCI継続についての分岐(ヘディング)を設定している。この分岐確率の算出の考え方(フロー)を図1に示す。MCCIに影響するパラメータを選定すると共に、各パラメータの分布を決定し、溶融炉心から水プールへの熱伝達量と除熱量を比較することでMCCI継続又は停止を判定し、判定結果を集約することでMCCIの発生確率を求めた。また、本評価では、ペDESTALへの溶融炉心落下前の水張りが行われていないことを前提とした。この詳細は次項に示す。

(4) MCCIによる分岐確率の算出の考え方

①MCCIに影響するパラメータの選定

これまでに述べたMCCIの主要過程の知見から、ペDESTALへの溶融炉心落下前の水張りが行われていない場合のMCCI継続に影響する不確かさを有するパラメータとして、次のパラメータを抽出し、確率分布を与えるものとした。

- ・溶融炉心落下量
- ・溶融炉心広がり面積
- ・クラスト浸水によるドライアウト熱流束

②各パラメータへの確率分布の設定

各パラメータへの確率分布の設定の考え方を表2に示す。

③MCCI分岐確率の評価

各パラメータに対して分岐確率(確率分布)を与えて各シーケンスの発生確率を計算、さらに各シーケンスに対してMCCI継続の有無を評価し、最終的なMCCI継続による格納容器破損の分岐確率を評価した。

MCCI継続の判定条件は、MAAPコードを用いた水プールへの熱流束とMCCI継続についての感度解析から求めた。この感度解析の結果から、水プールへの熱伝達量が溶融炉心の崩壊熱を上回る場合にMCCIが停止するものとした。

溶融炉心の崩壊熱については、ペDESTALへの落下直後(Q_1)及びコンクリートの侵食が許容限界まで進んだ時点(Q_2)が考えられる。水プールへの熱伝達量が Q_1 以上の場合はMCCIが全く進行せず、 Q_2 以下の場合はMCCIが継続し、格納容器破損に至る。このことから、水プールへの熱伝達量が Q_1 以上の場合はMCCI継続による格納容器破損の確率を0とし、 Q_2 以下の場合は1とした。また、水プールへの熱伝達量が Q_1 と Q_2 の間の場合は、

許容範囲内である程度 MCCI が進行した後に MCCI が停止するものと考えられるが、この場合の MCCI 継続による格納容器破損の確率は、 Q_1 と Q_2 の時点での格納容器破損の確率を直線内挿して求めた。(図 2 参照)

この結果、本評価における MCCI 継続による格納容器破損確率(平均値)は 7.3×10^{-3} となった。

以 上

参考文献

- [3-1] R.E.Blose, et al., "SWISS: Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions With Overlying Water Pools," NUREG/CR-4727 (1987).
- [3-2] R.E.Blose, et al., "Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools - The WETCOR-1 Test," NUREG/CR-5907 (1993).
- [3-3] B.R.Sehgal, et al., "ACE Project Phase C&D : ACE/MCCI and MACE Tests", NUREG/CR-0119, Vol.2 (1991).
- [3-4] M.T.Farmer, et al., "Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments", Proc. OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany (1999).
- [3-5] 原子力発電技術機構(NUPEC),「重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証試験)に関する総括報告書」(2003).
- [3-6] H.Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel Debris Cooling Tests," Proc. of OECD/CSNI Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany (1999).

表 1 MCCI 時のデブリ冷却性に関する既往の試験及び主な知見

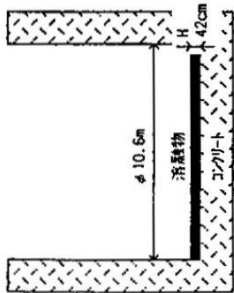
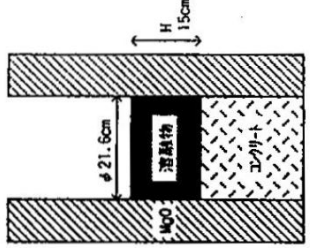
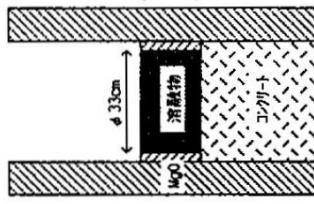
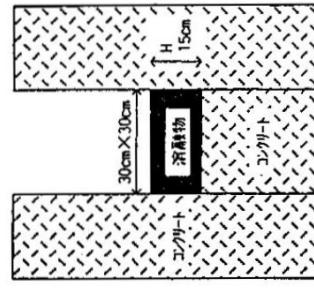
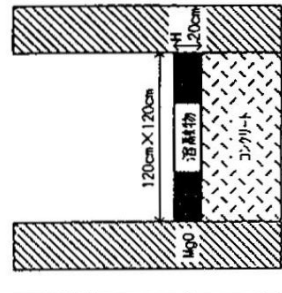
	実機	SWISS-2	WETCOR-1	MACE M0	MACE M3b
体系	 (ABWR 1350MWeプラントの例)				
溶融物 (初期条件)	(ABWR 1350MWe, 100%炉心, 全Zr 20%酸化の場合)				
質量	~310 ton	44.2 kg	34.1 kg	130 kg	1800 kg
成分	UO ₂ : 55 w/o ZrO ₂ : 7 w/o Zr : 21 w/o スチール-M: 17 w/o	ステンレススティール	Al ₂ O ₃ : 76.8 w/o CaO : 16.9 w/o SiO ₂ : 4 w/o others	UO ₂ : 56 w/o ZrO ₂ : 11 w/o Zr : 4 w/o SiO ₂ : 3 w/o CaO : 3 w/o Conc: 23 w/o	100% 酸化コリウム UO ₂ : 56.9 w/o ZrO ₂ : 29.1 w/o others
温度	~2500 K	~1900 K	1850 K	~2000 K	2500 K
コクリット種類	玄武岩系	石灰岩系 (Limestone/Common Sand)	石灰岩系 (Limestone/Common Sand)	石灰岩系 (Limestone/Common Sand)	石灰岩系 (Limestone/Common Sand)
形状	2次元	1次元	1次元	2次元	1次元
発熱密度	(1% 熱出力 として) - 0.23 W/g UO ₂ - 1.1 W/cm ³ melt - 0.44 MW/m ²	- 1.5~1.7 W/g - 10.2~11.5 W/cm ³ - 1.5~1.7 MW/m ²	- 0.30 W/g - 0.61 W/cm ³ - 0.12 MW/m ²	- 0.35 W/g UO ₂ - 1.9 W/cm ³ melt - 0.28 MW/m ²	- 0.3 W/g UO ₂ - 1.1 W/cm ³ melt - 0.21 MW/m ²
主な知見	-	・デブリ上部に安定クラスタ形成 ・沸騰速度: 27cm/hr (40分間でおよそ18cm) ・水プールへの熱流束: ~0.8 MW/m ² (平均)	・デブリ上部に安定クラスタ形成 ・沸騰速度: 6~11 cm/hr (30分間でおよそ3~6cm) ・水プールへの熱流束: 0.52 MW/m ² (凝融時) 0.25 or 0.20 MW/m ² (凝固後)	・デブリ上部に安定クラスタ形成 ・沸騰速度: 8~11 cm/hr (70分間でおよそ11cm) ・水プールへの熱流束: 3.5 MW/m ² (注水初期), 0.6 MW/m ² (~35分まで) から 0.15MW/m ² (試験終了)まで減少 ・周期的なメルトプールスウェール, クラスタ上へのメルト噴出冷却	・デブリ上部に安定クラスタ形成 ・沸騰速度: 6時間でおよそ30cm ・水プールへの熱流束: 4.9 MW/m ² (注水直後) 0.6 MW/m ² (初期20分間) から 0.24MW/m ² まで急減, その後 ~3hrで0.085MW/m ² まで低下
参考文献	NUREG/CR-4727	NUREG/CR-5907	2nd OECD/NEA/CSNI Specialist Mtg. on MCCI	(日本原子力研究所蔵による速報)	

表 2 各パラメータの設定の考え方

パラメータ	分岐確率	設定の考え方
溶融炉心落下割合	分布：一様分布 上限：100 % 下限：90 %	MAAP 解析によると全炉心の 90%程度がペDESTALに落下する。IVR を考慮した炉心溶融進展解析より、圧力容器破損時に 100%落下する可能性が高いことを考慮して保守的に設定。
溶融炉心拡がり面積	分布形 三角分布 最小値 ペDESTAL面積の 50% 最尤値 ペDESTAL面積の 75% 最大値 ペDESTAL面積	溶融炉心拡がり実験をもとに設定。拡がり面積が大きい場合には水プールへの熱伝達量が大きくなる。(KK6/7 のペDESTALの面積は約 88 m ²)
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 0.2 MW/m ² 最尤値 0.3 MW/m ² 最大値 0.5 MW/m ²	クラスト浸水時のドライアウト熱流束は、OECD 試験のデータを元に設定。ハードクラストによる熱伝導でも 0.15 MW/m ² 程度の熱流束となるため、浸水により改善されるとして最小値 0.2 MW/m ² とした。最尤値、最大値は OECD 試験データを参考に設定した。
除熱量と MCCI 停止の因果関係	<ul style="list-style-type: none"> ・ Q₁(定格熱出力の 1%×0.8 (希ガス減衰)×落下割合)以上の除熱量の場合、MCCI 停止 ・ Q₂(定格熱出力の 0.66%×0.8×落下割合)以下の除熱量の場合、MCCI 継続 ・ 上記中間の除熱量の場合は除熱量により確率 0 と 1 を直線内挿。 	<p>デブリの崩壊熱を除去できれば MCCI が停止すると想定。コンクリートの侵食速度(※)から推定して事故後 3~15 時間相当の崩壊熱とバランスする除熱を達成することができれば MCCI は停止する。</p> <p>崩壊熱は 3 時間後で定格熱出力の 1%、15 時間後で 0.66%であるから、このときの崩壊熱を除熱できれば MCCI は停止する。(※KK6/7 の場合、ペDESTAL壁側の厚さは約 1.7 m であることから、浸食深さ 1 m であれば許容されるものとし、この深さに到達する時間が約 15 時間となることから 15 時間と設定した。)</p>

不確かさパラメータ

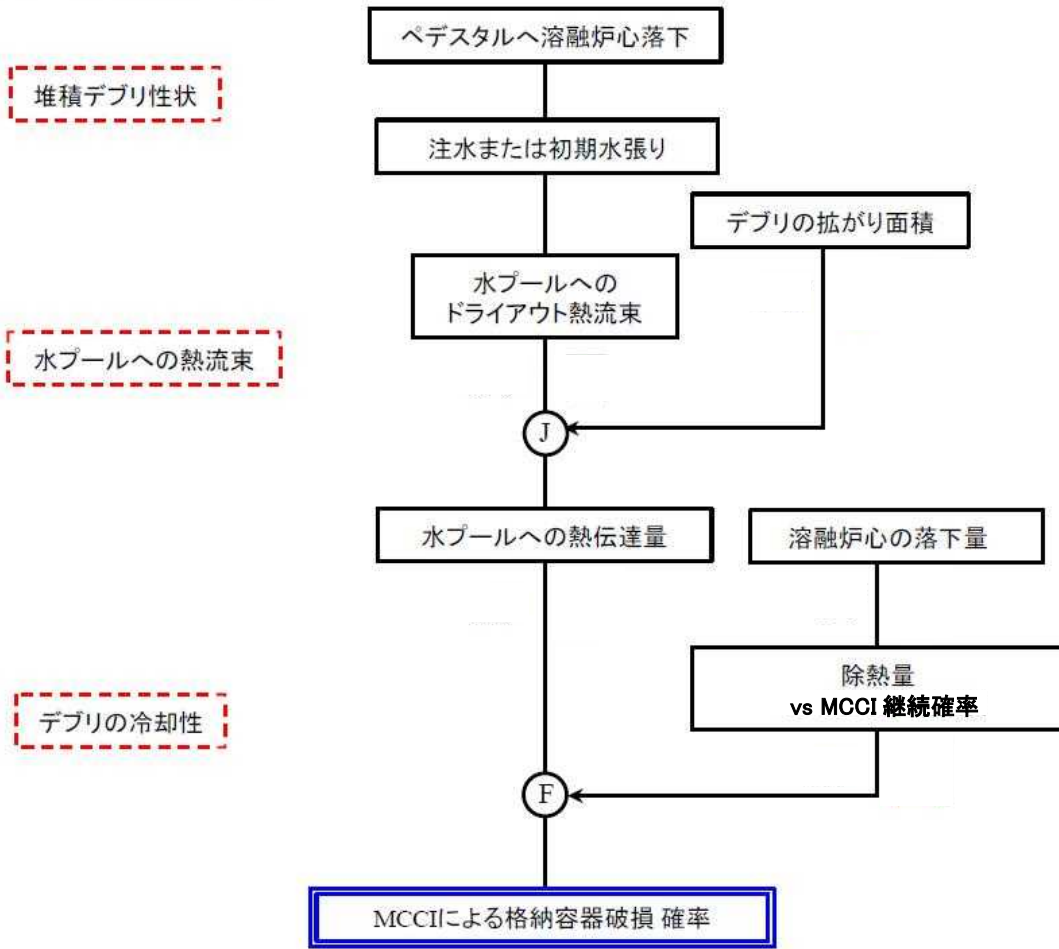


図 1 MCCI 継続による格納容器破損確率の評価のフロー

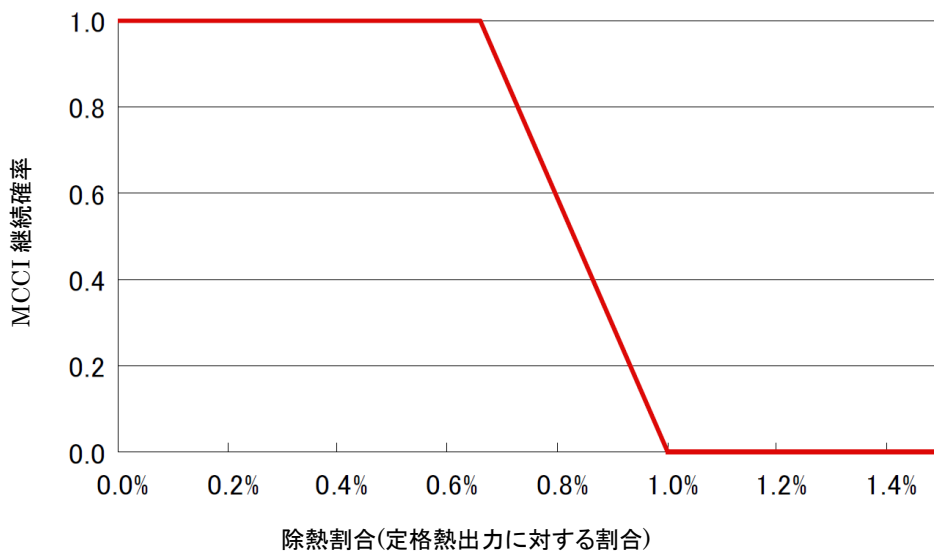


図 2 水プールへの熱伝達割合と MCCI 継続確率の関係

4. 炉内溶融物保持(IVR)

(1) 事象の概要

原子炉圧力容器内溶融物保持(IVR : In Vessel Retention)は、炉心損傷後に溶融炉心が原子炉圧力容器(RPV)底部に落下した際、RPV 底部に残存する冷却材や注水系の復旧により溶融炉心が RPV 内で冷却され、RPV 内に保持される現象であり、TMI-2 事故において RPV が破損に至らなかったことから特に注目された事象である。

(2) 主要過程に関するこれまでの知見

IVR の主要な現象及びそれらに関する知見を表 1 に示す。表 1 の通り、過去の様々な研究によって主要な現象の影響が分析^{[4-1][4-2]}されている。

また、BWR には以下の特徴によって IVR が生じやすいものとする。ABWR と TMI-2 の主要諸元の比較を表 2 に示す。

- ・信頼性の高い原子炉減圧系を有しているため、容易に圧力容器を低圧状態に移行できる。これにより代替注水系を含む低圧注水系により原子炉圧力容器内に注水できる可能性が高く、また内圧が低いことによりクリープ破損しにくい。
- ・炉心支持板が破損して溶融炉心が下部プレナムに落下する際には下部プレナムには 4 m 以上の水深の水プールが存在する。水中落下時に溶融炉心は分散し粒子化することにより冷却が促進され、下部ヘッド到達時には溶融炉心の温度は低下していると考えられる。これは、溶融炉心が下部ヘッドに堆積した時の下部ヘッドへの熱負荷を低減する方向に作用する。
- ・プール水があることにより溶融物ジェットが直接下部ヘッド壁に衝突し溶融破損に至る、所謂ジェット・インピンジメントの発生も防止する。
- ・BWR は大型の圧力容器を使用しているため、下部ヘッド自体のヒートシンク効果が大きく、また CRD ガイドチューブ及びチューブ内の冷却水も大きなヒートシンク効果があると期待される。また、CRD ガイドチューブへの通水の継続は IVR 達成の可能性が高い。^[4-3]
- ・下部ヘッドには計装管や CRD 配管の貫通部が多数存在し、これらの貫通部からの放熱の効果も期待される。

(3) 今回の PRA における扱い

今回、KK6/7 号機の内部事象運転時レベル 1.5PRA のイベントツリーでは、IVR についての分岐(ヘディング)を設定している。この分岐確率の算出の考え方は、図 1a の①～④の通りである。IVR に影響するパラメータを選定(①)すると共に各パラメータの分布を決定し、これらのパラメータのイベントツリーを作成(②、表 3、図 1b)、シーケンス毎に評価コードを用いて IVR の成否を判定(③、図 1c)し、判定結果を集約することで IVR の発生確率を求めた(④)。

①～④の詳細は(4)に示す。

今回の評価において、炉心損傷後の注水に期待するシナリオは **TQUX、TBU、TBP** からのシーケンスである。炉心損傷後の電源復旧、減圧に期待し、**LPFL (954 m³/h)**で注水する。但し、今回の評価では保守的に **LPFL** より注水流量の少ない代替注水系(**MUWC, 110 m³/h**)の流量を用いて **IVR** の成否を評価している。また、電源復旧、減圧に期待するための時間遅れを考慮し、注水開始は溶融炉心の落下開始(炉心下部支持板破損)と同時とした。なお、今回の評価では炉心損傷から溶融炉心落下までの間に注水する場合を考慮していないが、**MAAP** の評価結果(L1.5 報告書 第 4.1.1.e-2 図)を見ると、炉心損傷から溶融炉心落下までには **1～2 時間程度**の時間余裕がある。この間での注水開始を考慮に入れると、**IVR** に成功する可能性が高くなるものと考えられる。

今回、**IVR** の有無を考慮した理由は、**IVR** の発生有無を分析する上での知見が組み込まれており、**TMI-2** 事故についての再現性も確認された評価コードを用いることで、実プラントでの **IVR** の発生有無についても一定の評価が可能であると考えたためである。

一方で、各入力パラメータが不確実さを持つことから、**IVR** の発生確率についても不確実さが生じる。このため、内的レベル 1.5 報告書では、**IVR** の失敗確率を 1 とした場合の感度解析を実施し、その影響を確認している。

(4) **IVR** による分岐確率の算出の考え方

①**IVR** に影響するパラメータの選定

これまでの知見(表 1 参照)より、**IVR** 現象の主要過程は以下のように分けられる。

- ・ 下部プレナムへの溶融物移行
- ・ 水中での落下溶融物の分散および冷却
- ・ 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溶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およびギャップ沸騰冷却
- ・ **RPV** 下鏡破損

これらの各過程に対する現状の知見および **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

炉心溶融進展に伴う下部プレナムへのコリウムの流量と落下総量は、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。

炉心溶融過程については不確実さが大きいが、事故シナリオ(低圧炉心

損傷か高圧炉心損傷か、あるいは RPV 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速度や下鏡の熱負荷の大きさに影響するが、炉心構成物質(UO₂、Zr、ZrO₂ 及び SUS)によって不確かさを有すると考えられる。

b. 水中での落下溶融物の分散および冷却

下部プレナムへ炉心溶融物が落下を開始する時点では未だ下部プレナムには残存水があり、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、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早く、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、MAAP4 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、評価が可能である。同相関式で評価される粒子化割合は、初期ジェット直径とプール水深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。

c. 落下・堆積デブリと貫通部との熱的相互作用

IVR 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が必要条件である。これまでの実験的知見として、WH 社 PWR の計装配管を模擬した EPRI/FAI 実験によれば、溶融物(アルミナ)が貫通部に侵入しても凝固し、圧力バウンダリ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 PSD)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)が侵入しても凝固し、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 事故分析から概ね 1~5 mm 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。

RPV 下鏡内に落下した熔融炉心の状態について、下鏡内に注水しない(下部プレナムに熔融プールが継続的に存在する)マネジメントの下では、熔融炉心が UO_2 、ウラン合金及び金属等の層を形成し、熔融炉心下部の金属層上端において RPV 下部ヘッド壁への熱流束の集中(フォーカシング効果)が生じるという報告^[4-4]がある。今回の IVR 評価モデルではフォーカシング効果を考慮していないが、この報告と今回の評価の条件を比較すると、今回の評価は下鏡内に注水している点が上記の報告と異なる。下鏡内に注水した場合のフォーカシング効果についての報告は確認できないが、下鏡内に注水しない場合に比べ、熔融プール上部から水によって除熱されることで、下部プレナムへの熱流束は緩和されるものとする。また、フォーカシング効果については压力容器の変形を考慮するとその影響が限界熱流束程度まで低減されるとの報告^[4-5]があり、今回の IVR 評価モデルでは f.のギャップ沸騰冷却の観点から压力容器の変形を考慮している。

フォーカシング効果については不確かさの大きい現象と考えるが、熔融炉心から下部ヘッドへの熱伝達の不確かさの 1 つと整理し、下記の f.の不確かさに含めて考慮するものと整理する。

f. 連続デブリ層と下鏡との狭隘ギャップ形成およびギャップ沸騰冷却

下部ヘッドに堆積した連続層デブリは、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)および 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 kW 級プラント)条件では 200 t 以上にもなり、TMI-2 事故における 20 t に比べて著しく大きい場合が想定される。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. RPV 下鏡破損

RPV 下鏡の破損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る結果、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、過渡的な下鏡応力およ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。

以上に述べた IVR 現象の主要過程の知見から、IVR 冷却達成に関する不確実パラメータとして、次のパラメータ(上記 a, b, f の下線部)を選定し確率分布を設定するものとした。

- ・ 下部プレナムへのコリウム落下量(落下流量と総落下量)
- ・ 落下コリウム温度
- ・ 落下コリウムジェット径
- ・ ギャップへの冷却水浸入制限の有無

②各パラメータへの確率分布の設定

各パラメータへの確率分布の設定の考え方を表 3 に示す。

③評価コードによる IVR 解析

IVR の評価コード^{[4-1][4-6]}は、これまでの知見を踏まえるとともに、熔融炉心からの熱伝達をモデル化して構築した。評価モデルの概略を図 2 に示す。また、評価コードの妥当性は、TMI-2 事故の再現性が確認^[4-7]されている MAAP4 との比較によって確認した。表 4 の通り、MAAP4 では TMI-2 の事象を模擬できることが確認されている。本評価で用いた評価コードについても、考慮している現象はほぼ同等であり、同じ条件で評価すると、表 5 の通りにやや保守的ではあるが、同様の結果を示すことから、IVR に関して妥当な評価となっているものとする。

④IVR 分岐確立の評価

各不確実パラメータに対して分岐確率(確率分布)を与えて各シーケンスの発生確率を計算、さらに各シーケンスに対して IVR の成功の有無を評価し、最終的な IVR の分岐確率を評価した。本評価における IVR の分岐確率は 0.66 となった。

以上

参考文献

- [4-1]「原子炉压力容器内溶融物冷却特性に関する研究」BWR 電力共同研究 平成 13 年 3 月
- [4-2]「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
- [4-3] **Main Results of the MASCA1 and 2 Projects, OECD MASCA integrated report, June 2007.**
- [4-4]「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=」独立行政法人 原子力安全基盤機構 平成 22 年 10 月
- [4-5] **Chi-Thanh Tran and Pavel Kudinov, “The effective convectivity model for simulation of molten metal layer heat transfer in a boiling water reactor lower head” Hindawi Publishing Corporation Science and Technology of Nuclear Installations Volume 2013, 2013**
- [4-6]「格納容器イベントツリーの再評価に関する研究(フェーズⅡ)」BWR 電力共同研究 平成 16 年 3 月
- [4-7]「シビアアクシデント評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」財団法人 原子力安全研究協会 平成 13 年 7 月

表 1 IVR に関する現状の知見(1/2)^[4-1]

個別現象	主な知見
下部プレナムへの溶融物移行挙動	<ul style="list-style-type: none"> • 事故シナリオによって溶融物成分が相違する可能性あり。“dry core”シナリオ(低圧シケンスのように完全な炉心露出後の溶融)では metal-rich な溶融物が主 • “wet core”シナリオ(TMI-2)では ceramic-rich な溶融物が主 • MP 実験, XR 実験 (米 SNL)より、落下パスについて知見あり。
溶融物水中落下時のブレークアップ	<ul style="list-style-type: none"> • FARO 実験(UO₂ 混合物を用いた In-vessel FCI 試験)で、プール水落下時の溶融物の粒子化が確認されている。 • 粒子化割合はジェット直径とプール水深に大きく影響される。 • 種々のブレークアップ相関式が提案されている。例えば Rico-Spalding 式を使用する場合にはエントレインメント係数の適切な設定により実験結果の再現が可能 • Rico-Spalding 式について、構造物がある場合(BWR)でも適用可能であることを確認
デブリ上面からプール水への熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> • 熱伝達量はデブリ上面性状(粒子状 or 連続層, デブリ粒径, 空隙率), コリウム過熱度, 組成等に依存する。 • 粒子状デブリベッドからの除熱評価は Lipinski ドライアウト熱流束モデル等により可能 • 連続層からの除熱は、平板での Kutateladze タイプ限界熱流束相関式(最大除熱量)や膜沸騰熱伝達率による評価が可能
溶融プールからデブリクラフトへの熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> • 内部発熱を伴う高レイリー数(実機で $10^{16} \sim 10^{17}$)の自然対流熱伝達について種々の実験相関式(無次元式)が得られている。(ACOPO, RASPLAV 試験等) • 角度により熱伝達が異なる。 • 下鏡内に注水しない場合、溶融炉心が UO₂, ウラン合金及び金属等の層を形成し、溶融炉心下部の金属層上端において RPV 下部ヘッド壁への熱流束の集中(フォーカシング効果)が生じる。 • フォーカシング効果は压力容器の変形を考慮するとその影響が低減される。
下部ヘッドや CRD ガイドチューブへの熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> • CRD チューブの対流熱伝達への影響不明 • TMI-2 事故の分析から、落下したコリウムは下部ヘッド壁に隙間なく付着した訳ではないことが考えられ、微小なギャップによる接触熱抵抗が存在することが提案されている。(MAAP-4)

表 1 IVR に関する現状の知見(2/2)⁴⁻²⁾

個別現象	現状の知見
コリウムと下部ヘッド壁のギヤップの形成と沸騰熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> •TMI-2 事故の分析から、落下したコリウムは下部ヘッド壁に付着せず、微小なギヤップによる接触熱抵抗が存在することを提案(MAAP-4) •下部ヘッドクリープ変形に伴いギヤップの形成が確認されている。(ALPHA 試験, FAI-IVC 試験) •垂直加熱平板を用いた自然循環条件での狭い間隙の沸騰による最大熱流束相関式がもめられている。(門出式) •CCFL 条件下の試験が実施され、門出式より熱流束が小さくなることが示されている。(SONATA, 小泉) •ギヤップの大きさ(0.2- 1.0 mm)及び角度(0- 90°)による沸騰挙動及びその影響を確認(電共研)
下部ヘッド外面、貫通部からの放熱	<ul style="list-style-type: none"> •EPRI 実験では、溶融物が貫通部に浸入しても凝固し、圧力容器ハウジングの健全性は維持される可能性が高いと結論(WH 社製計装配管の実験で確認) •CORVIS 実験(スイス PSI)では、ドライ条件で BWR ドレン配管に酸化溶融物が浸入しても配管からの放熱等により凝固し、健全性を維持された。
構造物から水プールへの熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> •構造壁温度に対応して沸騰熱伝達が期待できる。
CRD 冷却水の効果	<ul style="list-style-type: none"> •CRD ガイドチューブ水の冷却効果が期待できる。
下部ヘッドのクリープ変形	<ul style="list-style-type: none"> •In Vessel Cooling Phase-1&2 実験により確認済み •ラーソンミラーパラメータを用いたクリープ変形モデルが提案されている。下部ヘッド壁温 1100 °C 程度で 1 時間以内に数 mm のギヤップが形成される。 •SNL の LHF 試験等によりクリープ変形破損挙動が実験されている。

表 2 IVR に関わる主要諸元の比較

項目	TMI-2	ABWR
下部プレナム水深	約 1.5 m	4 m 以上
原子炉圧力容器内径	4.4 m	7.1 m
下部ヘッド厚さ	13 cm	25 cm

表 3 各パラメータの設定の考え方(②)

パラメータ	分岐確率	設定の考え方
注水の有無	—	低圧シーケンス(TQUV)+代替注水系(110 m ³ /h) (溶融炉心の落下開始と同時に注水開始と想定)
下部プレナムへの落下コリウム量	(a) 0.9 (b) 0.1	コリウム量は不確実性を考慮し保守的に以下の 2 ケースの評価結果を基に設定 (a) MAAP で評価した結果をもとに設定(約 70%の落下を想定) (b) 大量コリウムが落下する場合を想定し、全炉心が落下する設定
落下コリウム温度	温度, 確率 2,500 K, 0.5 2,800 K, 0.5	・炉心構成物質(UO ₂ Zr, ZrO ₂ , SUS)の共晶反応により UO ₂ 単体融点より低い温度で落下するが、その温度は幅があると考え、2,500 K 及びこれより高めの値 2,800 K を設定 ・確率は不確実さが大きいと考え、各々0.5 を設定
落下コリウムジェット直径	直径, 確率 0.05 m, 0.15 0.10 m, 0.50 0.15 m, 0.35	・直径は溶融コリウムが CR チューブ間(最大 15 cm)を液柱状で落下することを想定し、最大値 0.15 m, 最尤値 0.10 m および最小値 0.05 m と設定
RPV とコリウムのギャップへの冷却水侵入の有無	分布：三角分布 最小：0 最尤：0.5 最大：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実さが大きいと考え、確率 0.5 を最尤値として設定(侵入量は CCFL 相関式(小泉らの実験データを KAERI がフィッティングした相関式)を用いて評価)

表 4 TMI-2 事故と MAAP4 再現解析結果の比較^[4-7]

	TMI-2 事故	MAAP4 再現解析
・下部プレナムへのリロケーション時間	227 分	226 分
・下部プレナムへのリロケーション量	19 t	25 t
・下部ヘッド最高温度	1100 °C	1177 °C

表 5 MAAP4 と IVR 評価コードの解析結果の比較 (ABWR TQUV シーケンス)

	MAAP4	IVR 評価コード
・下部プレナムへのリロケーション時間	2.3 時間	1.5 時間※
・下部ヘッド破損時間	5.9 時間	4.5 時間
・破損モード	CRD 貫通部逸出	CRD 貫通部逸出
・リロケーションから破損までの時間余裕	3.6 時間	3.6 時間

※MAAP3 で評価



図 1a IVR による分岐確率の算出の流れ(①～④)

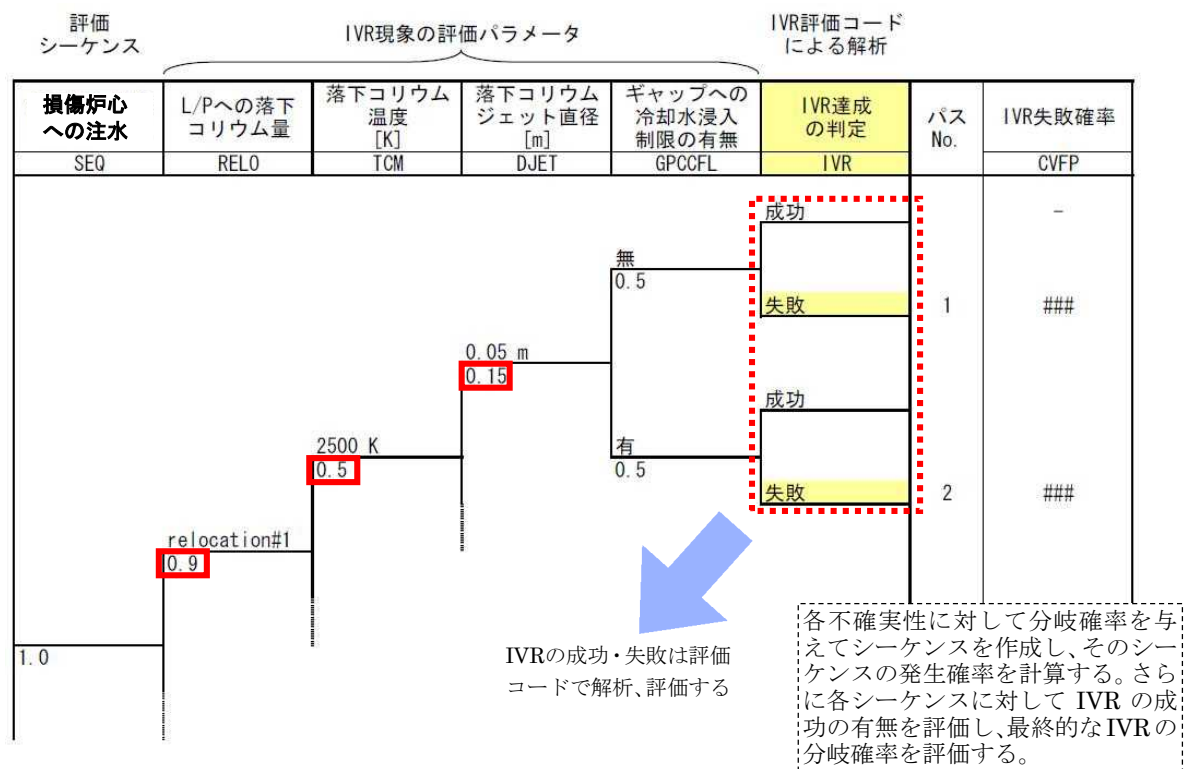


図 1b IVR 現象のイベントツリー(②)

ケースNo.	注水系	コリウム落下量	落下コリウム温度	初期ジェット直径	ギャップへの水侵入制限	下部プレナムドライアウト時刻	下部ヘッド破損時刻(h)	下部ヘッド破損形態	下鏡内壁最高温度(K)		
01				0.05m	無	no dryout	-	-	512		
02					有	no dryout	-	-	512		
03			2500K	0.1m	無	no dryout	-	-	1717		
04					有	no dryout	3.35	#1 Penetration Ejection!	1784		
05		MAAP による計算 (約 70%)		0.15m	無	no dryout	1.40	#1 Penetration Ejection!	1783		
06					有	no dryout	1.35	#1 Penetration Ejection!	1783		
07				2800K	0.05m	無	no dryout	-	-	517	
08						有	no dryout	-	-	517	
09						0.1m	無	no dryout	1.73	#1 Penetration Ejection!	1783
10						有	no dryout	1.66	#1 Penetration Ejection!	1783	
11						0.15m	無	no dryout	-	-	1745
12						有	no dryout	1.58	#1 Penetration Ejection!	1783	
13	TQUV MUWC 復旧注水 110m ³ /h				0.05m	無	no dryout	1.47	#1 Penetration Ejection!	1783	
14					有	no dryout	1.42	#1 Penetration Ejection!	1783		
15					2500K	0.1m	無	no dryout	-	-	1740
16						有	no dryout	1.66	#1 Penetration Ejection!	1782	
17					0.15m	無	no dryout	-	-	1743	
18			全量落下			有	no dryout	1.49	#6 Penetration Ejection!	1782	
19					0.05m	無	no dryout	-	-	1751	
20					有	no dryout	1.63	#5 Penetration Ejection!	1783		
21				2800K	0.1m	無	no dryout	0.81	#11 Penetration Ejection!	1784	
22					有	no dryout	0.76	#11 Penetration Ejection!	1784		
23					0.15m	無	no dryout	0.67	#12 Penetration Ejection!	1783	
24				有	no dryout	0.65	#12 Penetration Ejection!	1784			

IVR 達成 (01-03, 05-12, 13-15, 17-24)

IVR 失敗 (CRD ハウジング破損) (04, 16, 18)

②で設定したパラメータに対する各々のシーケンスに対して、デブリ落下に伴う下鏡内温度とバウンダリの限界強度との比較等により IVR が達成できるか否かを評価

図 1c 評価コードによる IVR 成否の解析(③)

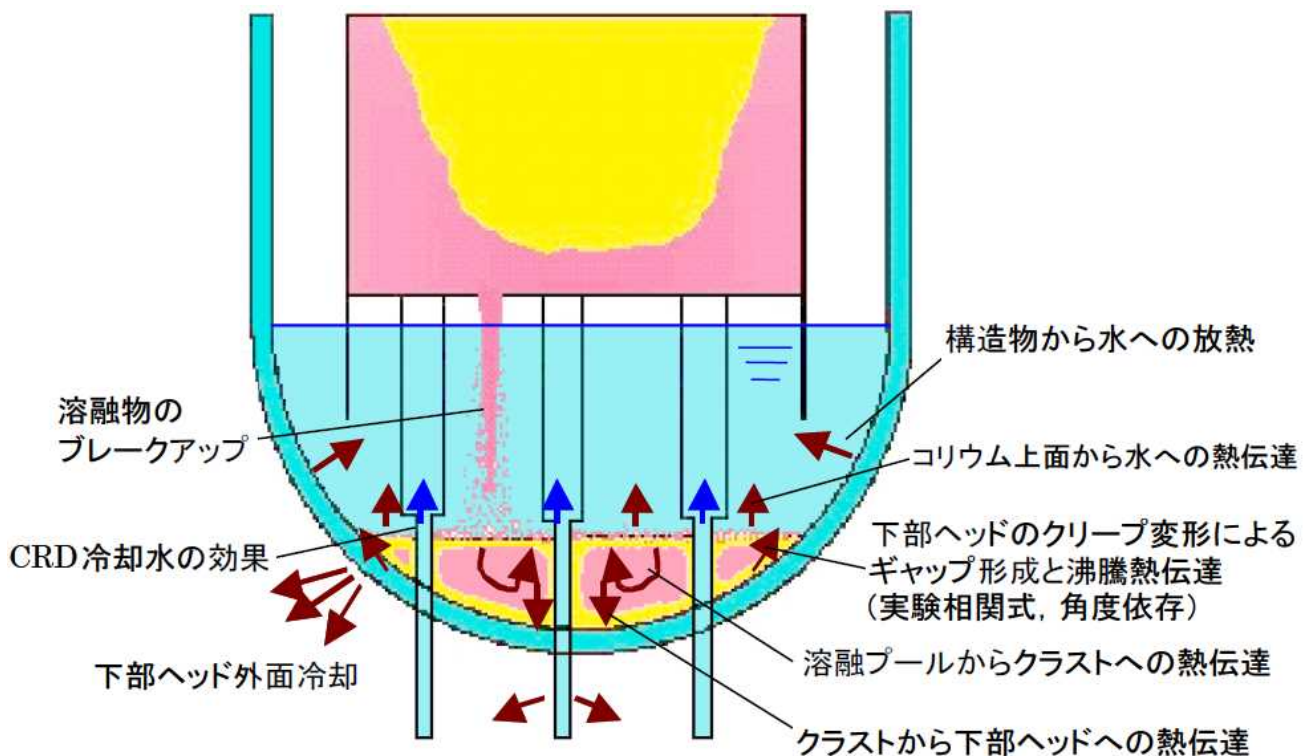


図 2 IVR 評価モデルの概略模式図^[4-1]

余裕時間の設定方法

格納容器イベントツリー評価において、分岐確率を設定するにあたって、余裕時間を設定する必要がある。余裕時間の設定が必要となる格納容器イベントツリーのヘディングおよび本ヘディングに示す操作の実施目的を下表に示す。

これらのヘディングの分岐確率を設定するために必要となる、運転操作の余裕時間について、実施目的を考慮して、事故進展解析結果から設定する。

ヘディング		実施目的
1	原子炉減圧	RPV 破損防止
2	損傷炉心注水	
3	下部 D/W 注水(RPV 破損口)	PCV 破損防止
4	上部 D/W スプレイ(RHR)	
5	非常用交流電源復旧(RPV 破損前)	RPV 破損防止 (1,2 のためのサポート系)
6	非常用交流電源復旧(PCV 破損前)	PCV 破損防止 (3,4 のためのサポート系)

1. 損傷炉心注水の余裕時間

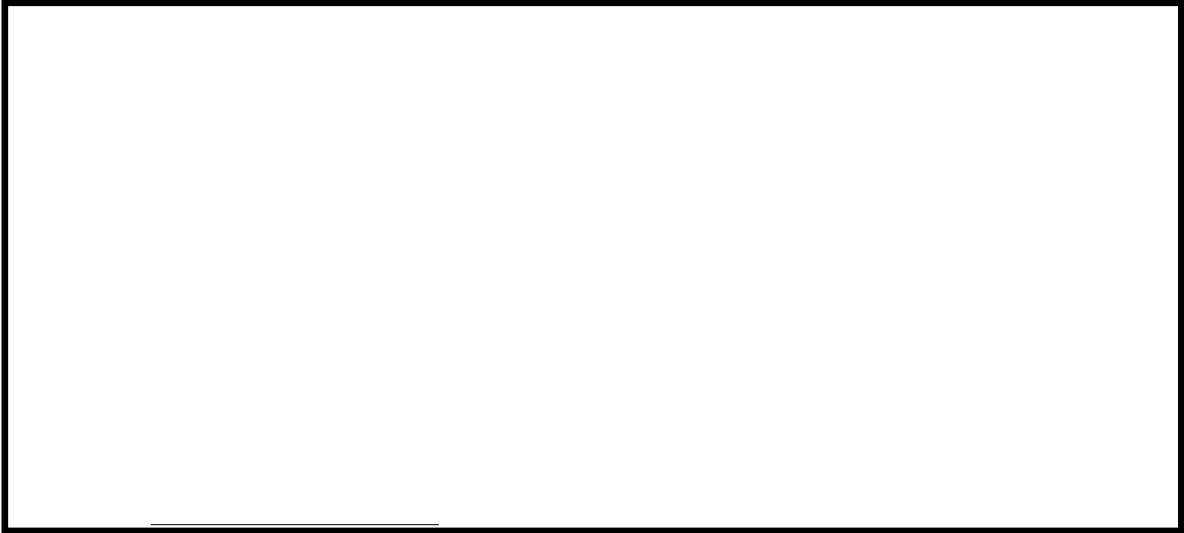
損傷炉心注水の余裕時間は、RPV 内容融物保持(IVR)を達成するために許容される時間と定義され、具体的にはリロケーション開始からの時間によって設定することが出来る。

ここで、表 4.1.1.f-1 に事故進展解析結果を示す。本表からリロケーション開始までの時間は、炉心損傷時期が早期か後期かで大きく異なる。炉心損傷時期の早期/後期を、PDS によって分類すると、以下のようになる。

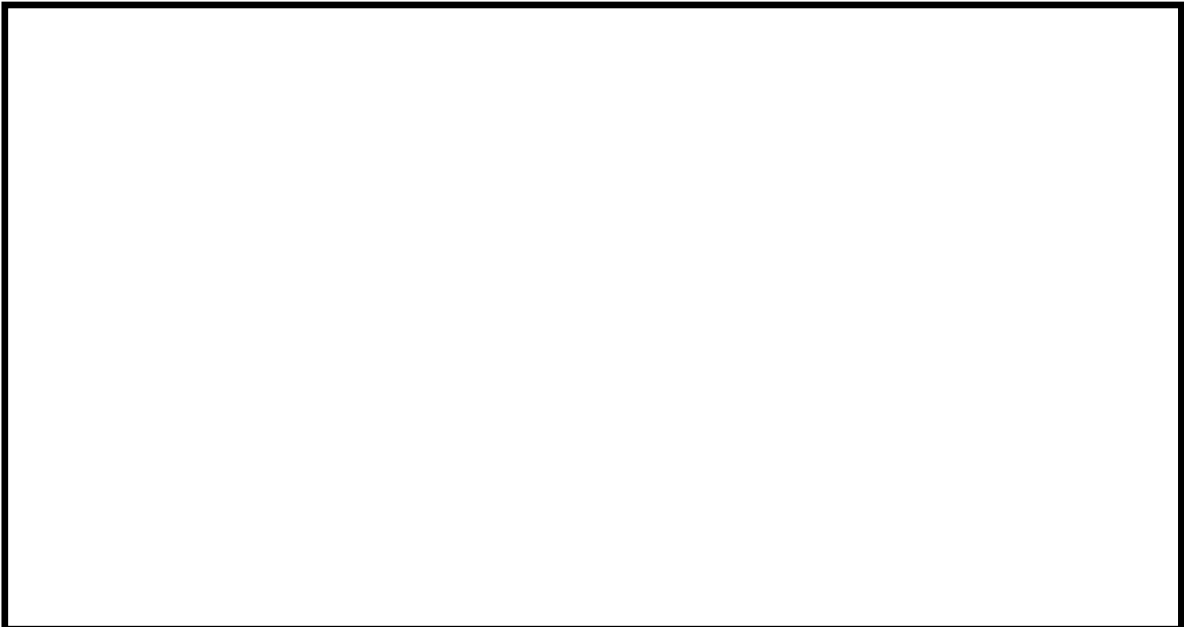
- ・炉心損傷時期早期：長期 TB 以外
- ・炉心損傷時期後期：長期 TB

したがって、損傷炉心注水の余裕時間は、長期 TB と長期 TB 以外に区別して設定を行う。

① 長期 TB 以外の PDS に対する損傷炉心注水の余裕時間



② 長期 TB に対する損傷炉心注水の余裕時間



2. 残留熱除去系による PCV 除熱の余裕時間



② RPV 破損あり (IVR 失敗時)





3. 交流電源復旧の余裕時間

交流電源復旧の目的は、交流電源喪失時における、損傷炉心注水および PCV 除熱であるため、交流電源復旧は、1.および 2.で設定した余裕時間以内に完了する必要がある。

したがって、1.および 2.の余裕時間設定の考え方を基に以下の通り設定した。

① 損傷炉心注水のための交流電源復旧の余裕時間



② PCV 破損防止のための交流電源復旧の余裕時間





PCV 破損前までの交流電源復旧の余裕時間を整理した結果を表 4.1.1.f-6 に示す。

表 4.1.1.f.1 代表炉心損傷シナリオの事故進展解析結果

PDS	炉心溶融	RPV 下部プレナム リロケーション	RPV 破損	PCV 破損
TQUV (TBP)				
TQUX (TBU、TBD)				
TQUX (RPV 破損なし)				
LOCA				
長期 TB				

RPV 下部プレナムリロケーションとは、RPV 下部プレナムへのデブリの移行時間を表す。

表 4.1.1.f-2 代替注水系相当の流量で注水した場合の
注水の遅れ時間と IVR 達成の関係



表 4.1.1.f-3 損傷炉心注水の余裕時間

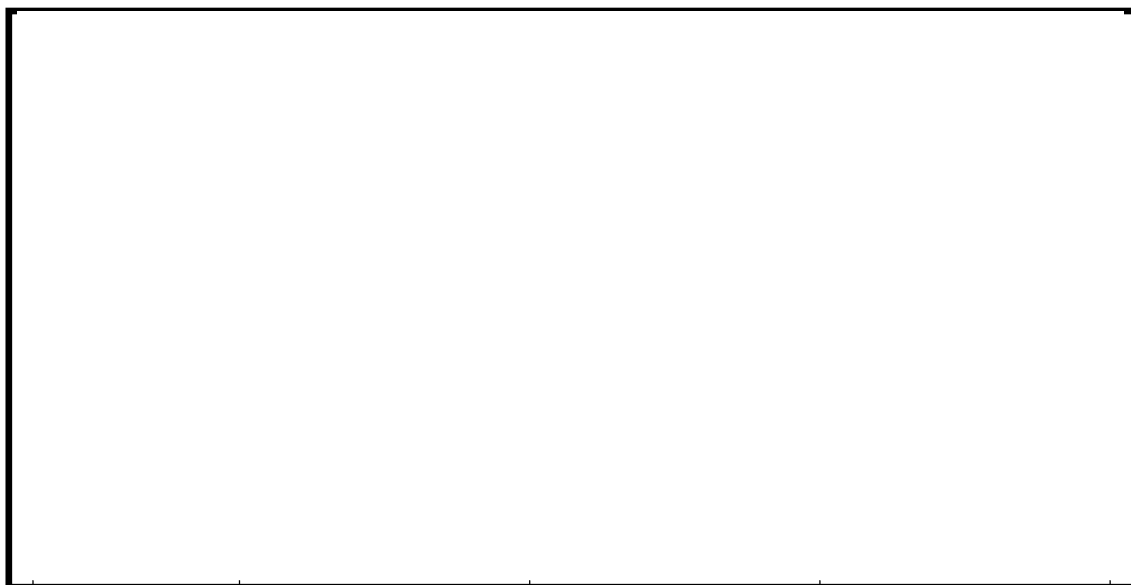


表 4.1.1.f-4 RPV 破損から PCV 破損までの余裕時間

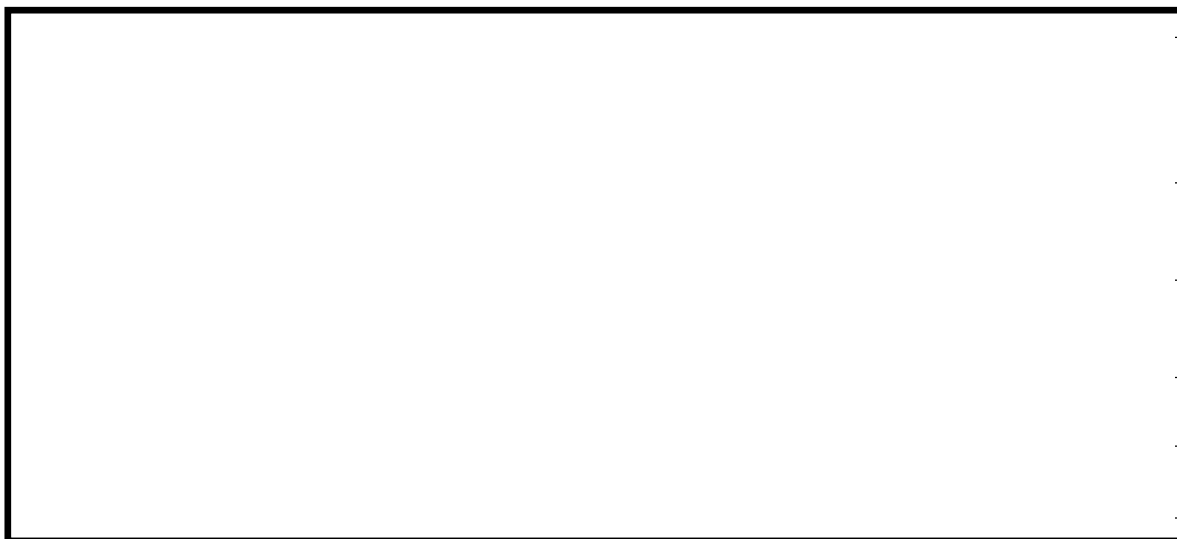


表 4.1.1.f-5 残留熱除去系による PCV 除熱の余裕時間

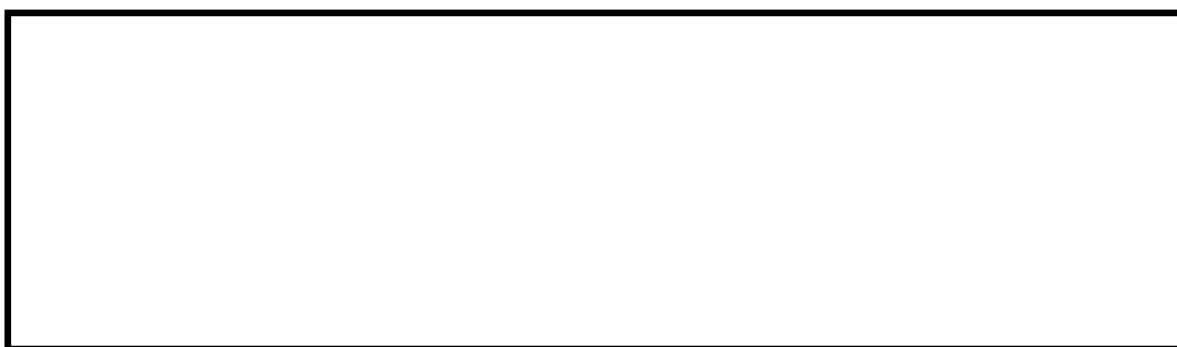
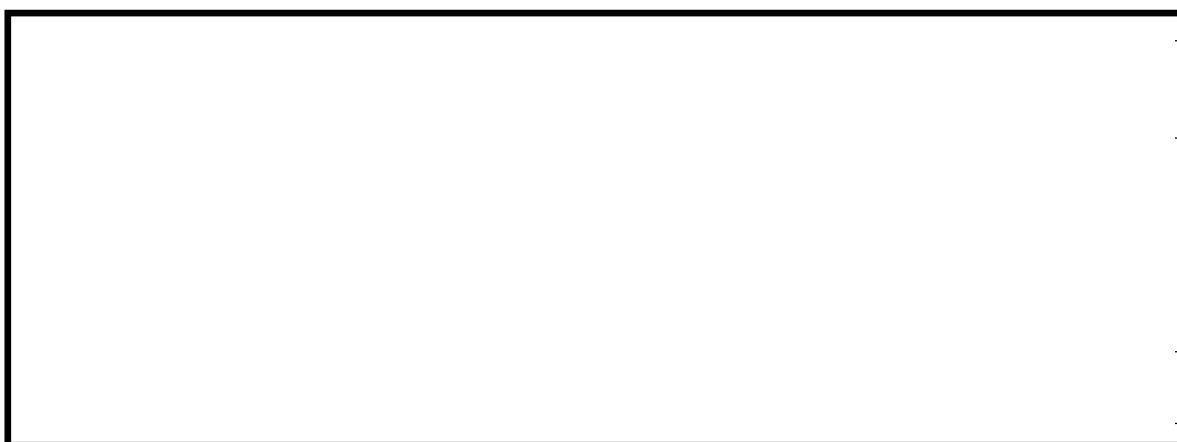


表 4.1.1.f-6 交流電源復旧の余裕時間



格納容器隔離失敗の分岐確率の根拠

【分岐確率の根拠】

KK6/7号機の内部事象運転時レベル 1.5PRA では、炉心損傷の時点で原子炉格納容器(PCV)の隔離に失敗している場合を考慮しており、これを「PCV 隔離失敗」のヘディング(分岐確率 5.0×10^{-3})として設定している。

この分岐確率は、PCV 隔離システムの信頼性について評価している NUREG/CR-4220^[1]をもとに設定している。NUREG/CR-4220 では、米国の LER (Licensee Event Report)(1965年～1984年分)を分析し、PCV からの大規模漏洩が生じた事象4件を抽出、これを評価時点での運転炉年(740炉年)で割ることにより、PCV 隔離失敗の発生頻度(5.0×10^{-3} /炉年)を算出している。更に、PCV 隔離失敗の継続時間の情報が無いことから、工学的判断として平均継続時間を1年とし、上記の発生頻度に1年を掛けることにより、「PCV 隔離失敗」の確率としている。

本評価においても、PCV の隔離機能は少なくとも1年に1回程度は確認されるもの(1サイクルに1回程度)と考え、上記の発生頻度に1年を掛けることにより、「PCV 隔離失敗」の確率としている。

なお、NUREG/CR-4220 では、潜在的な漏洩が発生する経路として、ベント弁等の大型弁の故障や PCV 壁に穴が空く事象等の直接的な破損を考えている。

【JNES による検討事例】

PCV の隔離失敗については、独立行政法人 原子力安全基盤機構(JNES)による評価結果^[2]が報告されている。国内 BWR-5MARK II 型格納容器プラントを対象に、フォールトツリー(FT)を用いて PCV 隔離失敗確率を評価しており、PCV 隔離失敗確率は平均値で 8.3×10^{-4} (EF=2.4)と示されている。

PCV の貫通部を抽出した上で、貫通部の弁の構成等を考慮し、リークのパターンを FT でモデル化している。また、FT の基事象には国内機器故障率データを使用している。

【分岐確率の設定について】

NUREG/CR-4220 では米国の運転実績から、JNES による評価では、FT による分析から PCV 隔離失敗の頻度又は確率が評価されている。用いているデータ及び評価方法は異なるものの、いずれも 1.0×10^{-3} 前後の値である。

本評価において、PCV 隔離失敗は他のヘディングとの従属関係を持たない独立のヘディングであり、プラント損傷状態の発生頻度と PCV 隔離失敗確率の積

がそのまま PCV 隔離失敗による PCV 破損頻度となる。また、PCV 隔離の成功確率はほぼ 1 であることから、PCV 隔離以降のイベントツリーの分析結果(CFF)には殆ど影響しない。これらのことから、参照可能と考える評価結果のうち、大きめの値を示している NUREG/CR-4220 の評価結果をもとに分岐確率を 5.0×10^{-3} と設定することに問題は無いものとする。

なお、現状の運転管理として格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、格納容器圧力について 1 日 1 回記録を採取している。仮に今回想定した様な大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考える。

以 上

参考文献

- [1] NUREG/CR-4220, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems., U.S. Nuclear Regulatory Commission (1985)
- [2] 「JNES/SAE06-031, 06 解部報-0031 格納容器健全性に関する機器の重要度評価」独立行政法人 原子力安全基盤機構 (2006)