

## 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，事故シーケンスグループ  
及び重要事故シーケンス等の選定について  
(指摘事項に対する回答)

平成27年10月

東京電力株式会社

No.	日付	評価 種別	対象 分類	指摘内容	対応する補足説明資料の番号、備考等	資料該当頁
244-1	2015/6/30	内部事象 運転時 L1	個社	計算過程を詳細に資料に記載すること。(ペイズ統計の件)	<u>対象外(他事業者への指摘事項)</u>	—
244-2	2015/6/30	内部事象 運転時 L1	個社	人的過誤の除外規定について、運用も含めて明確に整理して説明すること。	<u>対象外(他事業者への指摘事項)</u>	—
244-3	2015/6/30	内部事象 運転時 L1.5	個社	IVR 評価コードのモデルの詳細を説明すること。	補足説明資料【244-3】参照	本資料 2 頁
244-4	2015/6/30	内部事象 運転時 L1.5	個社	IVR の分岐確率の位置付けについて、示し方を再考して説明すること。	補足説明資料【244-4】参照	本資料 16 頁
250-1	2015/7/16	シーケ ンス選 定	共通	各破損モードにおける最も厳しい PDS の考え方について対策含め説明すること。	補足説明資料【250-1】参照	本資料 32 頁
250-2	2015/7/16	シーケ ンス選 定	共通	MCCI の PDS 選定に関して詳細な説明をすること。	補足説明資料【250-2】参照	本資料 34 頁
250-3	2015/7/16	シーケ ンス選 定	共通	地震特有の事故シーケンスの検討について定量的な説明の可否について検討を行うこと。	本件へのご回答は地震 PRA に関する内容となるため、地震 PRA についてのご指摘への回答の際にご説明します。	追而

- ご説明させて頂くご指摘
- ご説明の対象とはしないご指摘
- 後日ご説明させて頂くご指摘
- 当社対象外のご指摘

#### 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<sup>[4-1][4-2]</sup>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。<sup>[4-3]</sup>
- ・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 m<sup>3</sup>/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 m<sup>3</sup>/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 [ ] 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 の可能性を排除しないためであり、IVR の発生有無を分析する上での知見が組み込まれ、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れば、IVR の発生有無について一定の評価が可能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。 [ ]

#### (4) IVR による分岐確率の算出の考え方

##### ①IVR 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
- ・ 堆積デブリの上面からプール水への熱伝達による冷却
- ・ 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

下部プレナムに落下するコリウムは下部プレナムの残存水との相互作用により、粒子状デブリベッドや連続デブリ層となる。この程度は下部プレナムへのコリウムの流量と落下総量に影響を受けることから、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かさが大きいが、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(UO<sub>2</sub>、Zr、ZrO<sub>2</sub>及び SUS)による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、ジェットブレー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ー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. 堆積デブリの上面からプール水への熱伝達による冷却

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の評価が可能である。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している。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 と考えられており、この粒子径の範囲については、粒子状デブリベッドの崩壊熱は十分に除去可能と評価している。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溶融プール内自然対流熱伝達

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

RPV 下鏡内に落下した溶融炉心の状態について、下鏡内に注水しない(下部プレナムに溶融プールが継続的に存在する)マネジメントの下では、溶融炉心が上から酸化物層(UO<sub>2</sub>)、金属層(ウラン合金及び金属等)の順に層を形成(逆成層化)し、金属層上端の最外周(RPV 下部ヘッド壁の接触部)及びその近傍において 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<sup>[4-4]</sup>がある(図 2a, 図 2b 参照)。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されていないが、下鏡内に注水しない場合に比べ、溶融プール上部から水への熱伝達による除熱があることにより、下部プレナムへの熱流束は緩和されるものと考えられる。また、フォーカシング効果については圧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<sup>[4-5]</sup>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圧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、溶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こととした。

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、傾斜角度の効果を検討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も考えられる。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実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から熔融デブリ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<sup>[4-1][4-6]</sup>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。IVR 評価コードの要素モデルを図 3a 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<sup>[4-7]</sup>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。

なお、IVR 評価コードの入力条件、モデルの概要、評価結果に基づく IVR 成否の判定基準は次の通り。

#### a. 入力条件

- 熔融炉心が下部プレナムへ落下する時刻(解析開始時間)とその時点で

の原子炉圧力容器内の条件(圧力、保有水量、注水流量)(MAAP コードによって評価)

○IVR のイベントツリーの各ヘディング(図 1b 参照)の分岐の組合せ

#### b. モデルの概要

IVR 評価コードは図 3a の要素モデルをもとに図 3b の伝熱及び物質移行モデルを構築したものであり、これによって RPV 下部での現象を定量化している。

考慮している現象は水中での溶融コリウム落下挙動からコリウム堆積後のプール水及び RPV 下鏡と RPV の内部構造物との熱的相互作用に係わるものである。各要素モデルとその定量化の対応は次の通り。

○プール水中落下時の溶融物の分散冷却

- ・水中での落下溶融物の分散・冷却モデル
  - 粒子化割合算出に Ricou-Spalding の相関式を応用
  - 粒子径は Henry らの相関式によるものとした
- ・分散粒子の Zr-水反応モデル
  - 水中での粒子滞留時間を考慮し、Baker-Just の実験データに基づく Zr 酸化割合を入力

○堆積コリウムからの熱移行

- ・粒子状コリウムベッドの冷却モデル
  - Lipinski のドライアウト熱流束相関式
- ・連続コリウム層表面でのクラスト形成と溶融プール内自然対流熱伝達モデル
  - 準定常を仮定したクラストエネルギーバランス
  - Jahn-Reineke の発熱を伴う自然対流相関式
- ・連続コリウム層上面での冷却モデル
  - プール沸騰曲線に依存した熱伝達相関式(核沸騰：Rohsenow, 膜沸騰：Berenson)あるいは限界熱流束相関式
- ・RPV 下鏡との間でのギャップ沸騰冷却モデル
  - 狭隘ギャップでの最大熱流束相関式を用いる Suh らの評価モデル
- ・CRD 冷却水による冷却モデル
  - 沸騰曲線に依存したプール沸騰熱伝達相関式

○RPV 下鏡の挙動

- ・RPV 下鏡のクリープ変形モデル
  - ラーソンミラーパラメータ相関式を用い、クリープ破断モデルを適用した Suh らの評価モデル
- ・RPV 外部冷却モデル
  - 沸騰曲線に依存したプール沸騰熱伝達相関式

#### c. 評価結果に基づく IVR 成否の判定基準



IVR 失敗の判断基準は、下鏡貫通配管(CRD チューブ)からの溶融デブリの逸出あるいは下鏡のクリープ破断に至った場合とした。

下鏡貫通配管からの溶融デブリの逸出は、下鏡との溶接部が過温状態となって健全性が失われ、CRD チューブからの溶融デブリが逸出する状況を想定したものである。IVR 評価コードでは、溶接部温度を下鏡内壁温度で代表させ、温度上昇に伴う溶接部限界強度の低下を評価し、溶接部でのせん断応力がこれを上回った場合に CRD チューブからの溶融デブリの逸出に至ると判定するものとした。

下鏡クリープ破断は、Larson-Miller Parameter(LMP)を用いたクリープ破断時間に基づいて評価した。クリープ破断の評価では、応力状態に対する LMP を求め、破断時間を LMP と温度から計算するものとした。

#### ④IVR 分岐確率の評価

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]「原子炉圧力容器内容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)<sup>(4-1)</sup>

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"> <li>• 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に炉心露出後の溶融)では <b>metal-rich</b> な溶融物が主</li> <li>• “wet core”シナリオ(TMI-2)では <b>ceramic-rich</b> な溶融物が主</li> <li>• MP 実験, XR 実験 (米 SNL)より、落下パスについて知見あり。</li> </ul>
溶融物水中落下時のブレークアップ	<ul style="list-style-type: none"> <li>• FARO 実験(UO<sub>2</sub> 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。</li> <li>• 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。</li> <li>• 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</li> <li>• 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</li> </ul>
デブリ上面からプール水への熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 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。</li> <li>• 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</li> <li>• 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</li> </ul>
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"> <li>• 内部発熱を伴う高レイリー数(実機で 10<sup>16</sup>~10<sup>17</sup>)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)</li> <li>• 角度により熱伝達が異なる。</li> <li>• 下鏡内に注水しない場合、溶融炉心が上から酸化物質層(UO<sub>2</sub>)、金属層(ウラン合金及び金属等)の順に層を形成(逆成層化)し、金属層上端の最外周(RPV 下部ヘッド壁の接触部)及びその近傍において 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。(図 2a, 図 2b 参照)</li> <li>• フォーカシング効果は、圧力容器の変形を考慮するとその影響が軽減される。</li> </ul>
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"> <li>• CRD チューブの対流熱伝達への影響不明</li> <li>• 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。(MAAP4)</li> </ul>

表 1 IVR に関する現状の知見(2/2)<sup>4,2)</sup>

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"> <li>•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(MAAP4)</li> <li>•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)</li> <li>•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)</li> <li>•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)</li> <li>•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)</li> </ul>
下部ヘッド外面、貫通部からの放熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>•EPRI 実験では、溶融物が貫通部に浸入しても凝固し、圧力容器バウンダリ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)</li> <li>•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。</li> </ul>
構造物から水プールへの熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> <li>•構造壁温度に対応して沸騰熱伝達が期待できる。</li> </ul>
CRD 冷却水の効果	<ul style="list-style-type: none"> <li>•CRD ガイドチューブ水の冷却効果が期待できる。</li> </ul>
下部ヘッドのクリープ変形	<ul style="list-style-type: none"> <li>•In Vessel Cooling Phase-1&amp;2 実験により確認済み</li> <li>•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。</li> <li>•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。</li> </ul>

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 <sup>3</sup> /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 <sub>2</sub> , Zr, ZrO <sub>2</sub> , SUS)の共晶反応により UO <sub>2</sub> 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<sup>[4-7]</sup>

	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

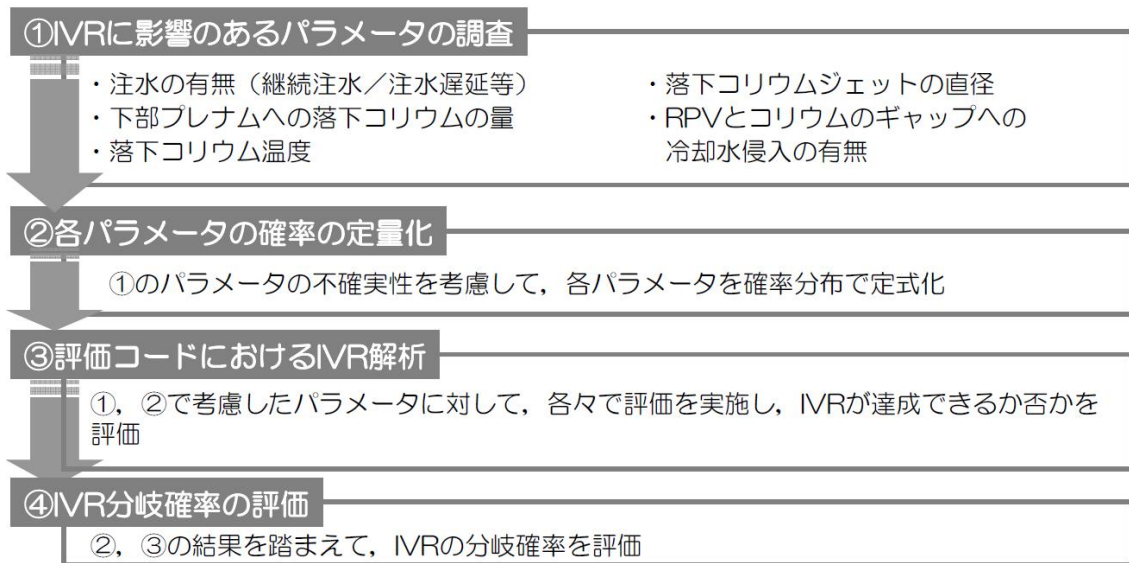


図 1a IVR による分岐確率の算出の流れ(①～④)

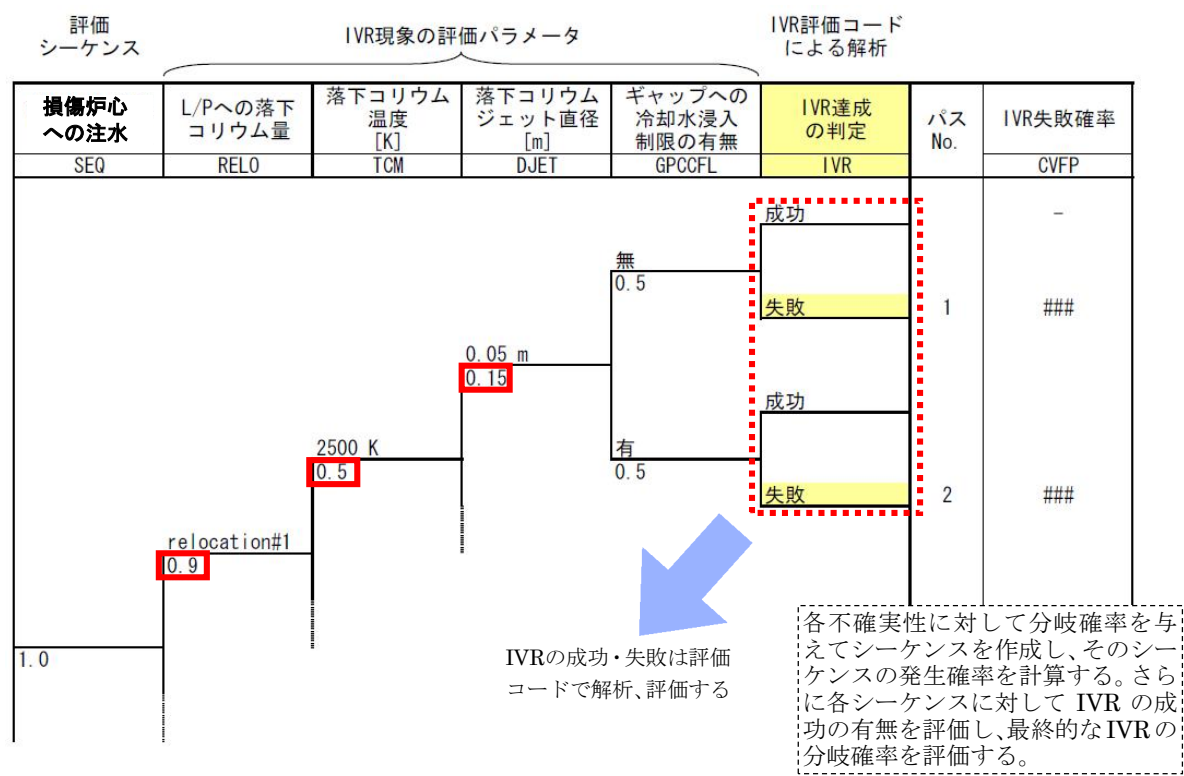


図 1b IVR 現象のイベントツリー(②)

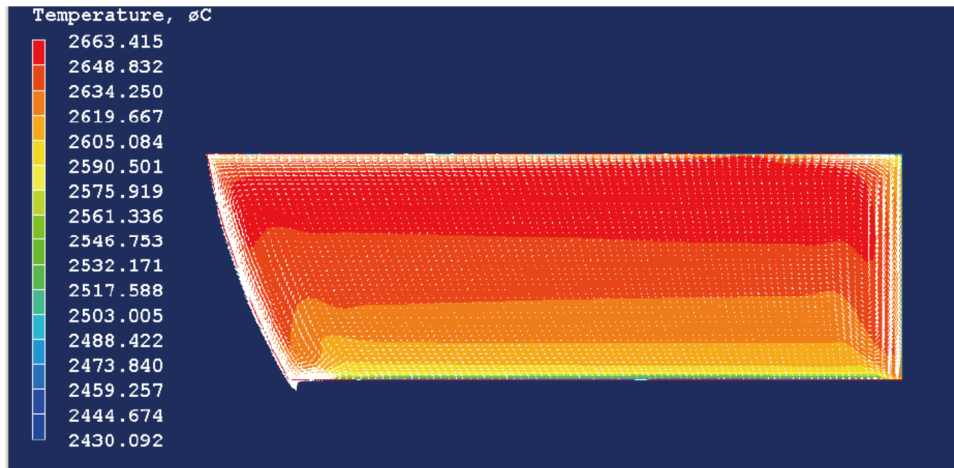
ケースNo.	注水系	コリウム 落下量	落下 コリウム温度	初期ジェツ ト 直径	ギャップへの 水侵入制限	下部プレナム ドライアウト 時刻	下部ヘッド 破損時刻(h)	下部ヘッド 破損形態	下鏡内壁 最高温度(K)			
01				0.05m	無	no dryout	-	-	512			
02					有	no dryout	-	-	512			
03			2500K	0.1m	無	no dryout	-	-	1717			
04					有	no dryout	3.35	#1 Penetration Ejection!	1784			
05		MAAP に よる計算 (約 70%)	2800K	0.15m	無	no dryout	1.40	#1 Penetration Ejection!	1783			
06						有	no dryout	1.35	#1 Penetration Ejection!	1783		
07						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 <sup>3</sup> /h		全量落下	2500K	0.05m	無	no dryout	1.47	#1 Penetration Ejection!	1783		
14								有	no dryout	1.42	#1 Penetration Ejection!	1783
15								0.1m	無	no dryout	-	-
16								有	no dryout	1.66	#1 Penetration Ejection!	1782
17						0.15m	無	no dryout	-	-	1743	
18							有	no dryout	1.49	#6 Penetration Ejection!	1782	
19				2800K	0.05m	無	no dryout	-	-	1751		
20							有	no dryout	1.63	#5 Penetration Ejection!	1783	
21						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

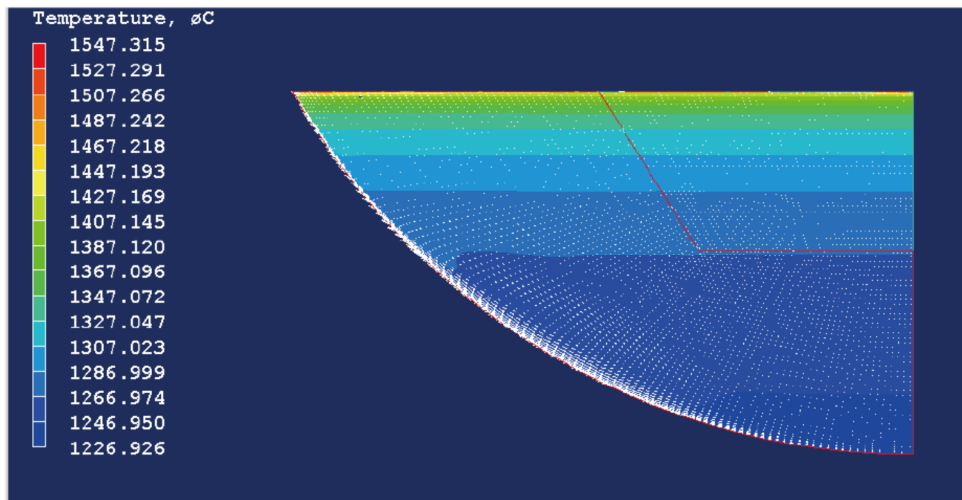
IVR 失敗  
(CRD ハウ  
ジング破損)

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)

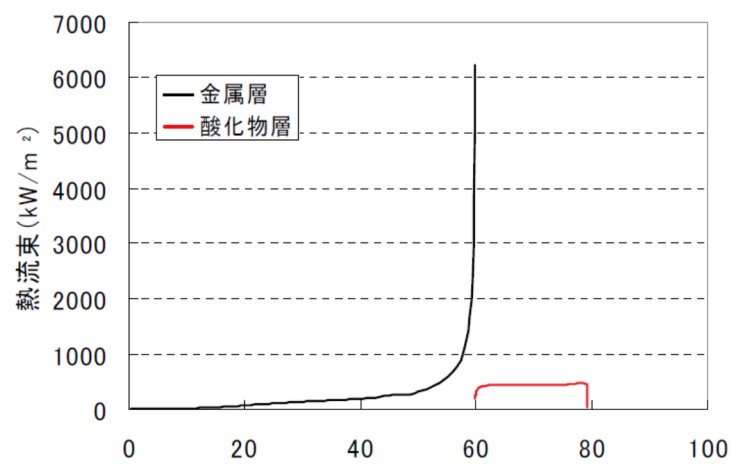


(a) 酸化物層



(b) 金属層

図 2a 温度コンター図及び流速ベクトル図(簡易モデル, 圧力容器溶融無し)<sup>[4-4]</sup>



角度[°] (RPV 最下端が 0°, 60°が酸化物層と金属層の境界に相当)

図 2b 熱流束分布(簡易モデル, 圧力容器溶融無し)<sup>[4-4]</sup>

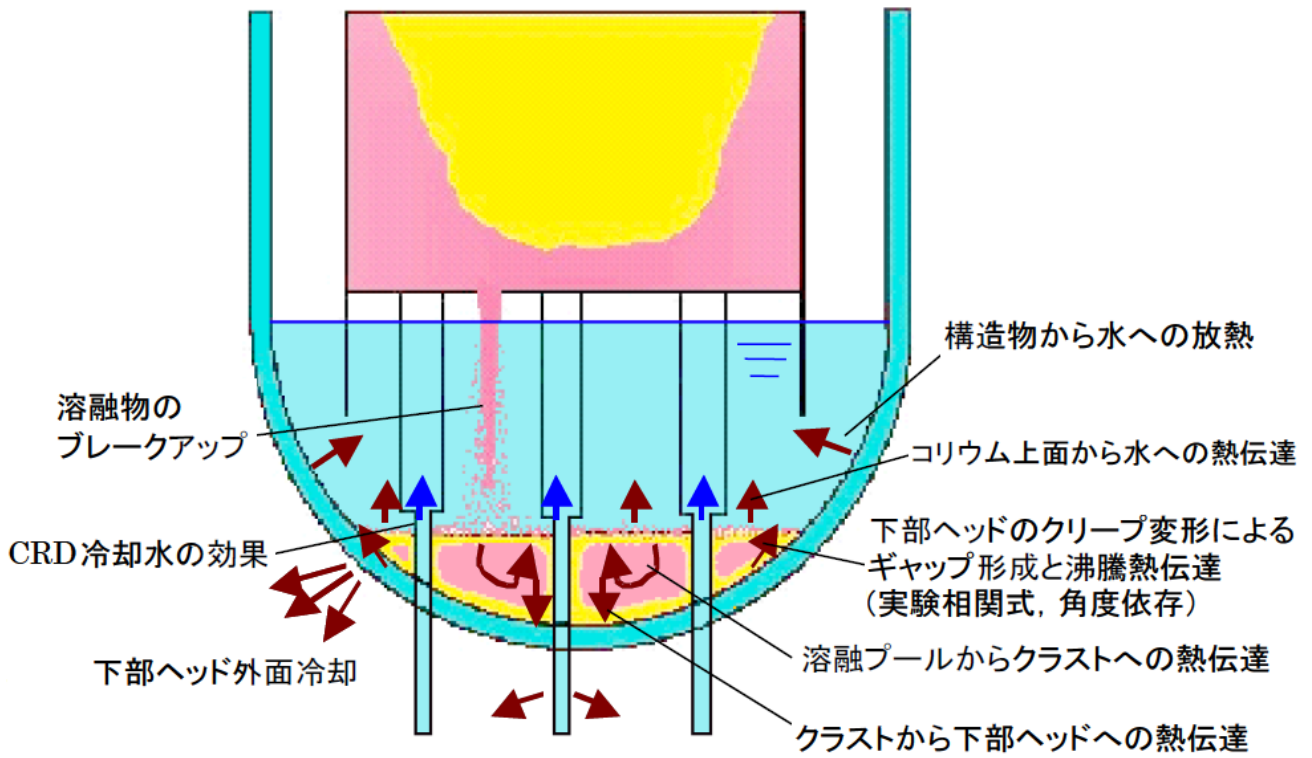


図 3a 評価コードの要素モデル<sup>[4-1]</sup>

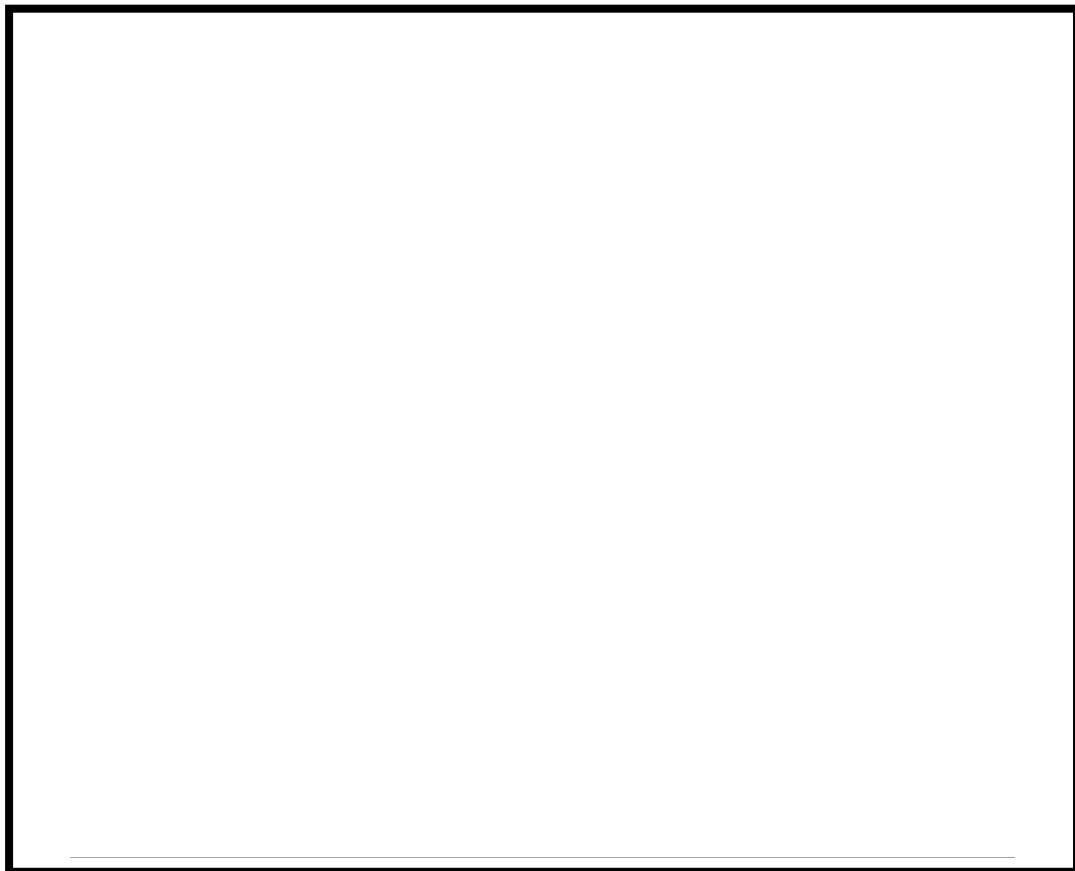


図 3b IVR 評価コードの伝熱および物質移行モデル<sup>[4-6]</sup>



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

この内 IVR は、その成立によって事象が緩和される側に寄与する点が高他の物理化学現象と異なるが、今回の評価ではヘディングとして設定した。これは、格納容器イベントツリーで考慮する物理化学現象の選定にあたっては、格納容器に与える影響が厳しいか、あるいは緩和されるかという観点では無く、考えられる物理化学現象の可能性を排除しないという観点で選定したためである。

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

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。

###### (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-2 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-3 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  $8.7 \times 10^{-6}$  /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。

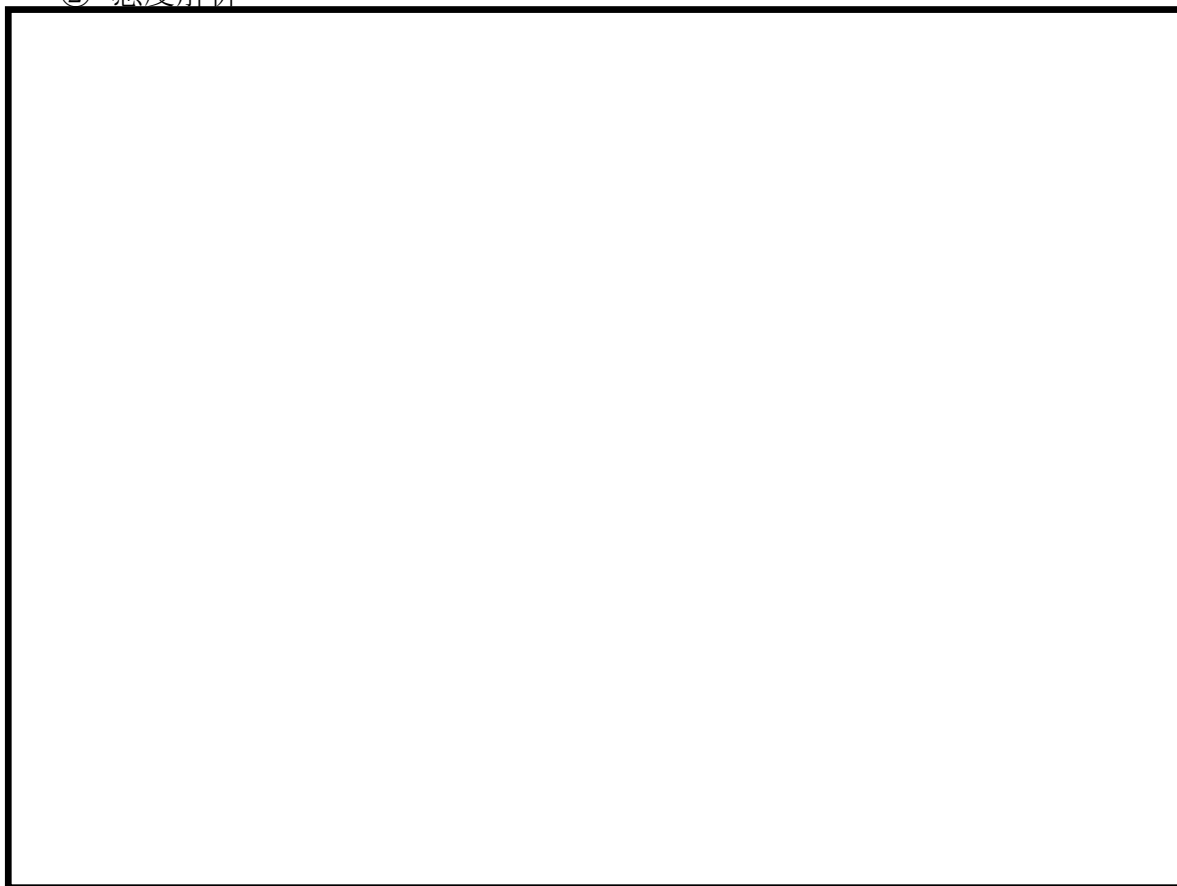
#### 4.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析

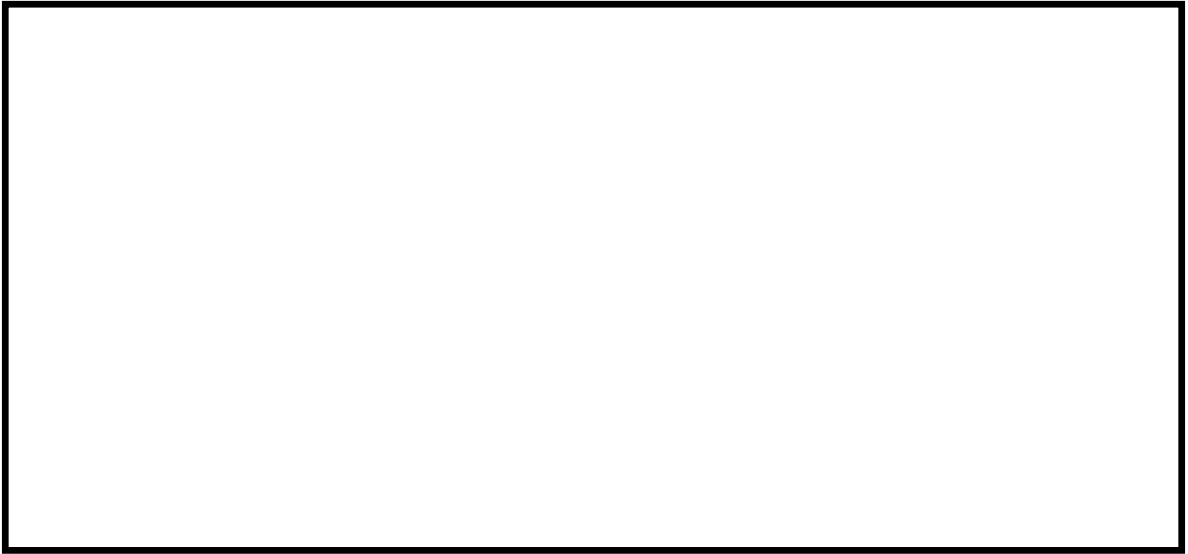
##### ① 不確実さ解析

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.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		$5.0 \times 10^{-3}$	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"> <li>・ RPV 低圧シークェンス</li> <li>・ RPV 高圧シークェンスにて減圧に成功する場合</li> </ul>	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	$4.2 \times 10^{-9}$	0.1	0.58	$2.4 \times 10^{-9}$	0.0
TQUV	$9.6 \times 10^{-10}$	0.0	1.00	$9.6 \times 10^{-10}$	0.0
長期 TB	$4.8 \times 10^{-10}$	0.0	0.82	$3.9 \times 10^{-10}$	0.0
TBU	$6.0 \times 10^{-10}$	0.0	0.62	$3.7 \times 10^{-10}$	0.0
TBP	$1.2 \times 10^{-10}$	0.0	0.60	$7.4 \times 10^{-11}$	0.0
TBD	$8.1 \times 10^{-11}$	0.0	1.00	$8.1 \times 10^{-11}$	0.0
LOCA	$4.5 \times 10^{-9}$	0.1	1.00	$4.5 \times 10^{-9}$	0.1
TW	$8.7 \times 10^{-6}$	99.9	1.00	$8.7 \times 10^{-6}$	99.9
TC	$5.1 \times 10^{-12}$	0.0	1.00	$5.1 \times 10^{-12}$	0.0
ISLOCA	$9.5 \times 10^{-11}$	0.0	1.00	$9.5 \times 10^{-11}$	0.0
合計	$8.7 \times 10^{-6}$	100	1.00	$8.7 \times 10^{-6}$	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

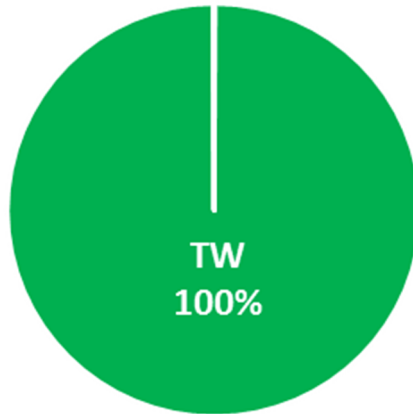
格納容器破損モード	格納容器破損頻度(/炉年)	割合(%)
未臨界確保失敗時の過圧破損	$5.1 \times 10^{-12}$	0.0
水蒸気(崩壊熱)による過圧破損	$8.7 \times 10^{-6}$	99.9
過温破損	$8.4 \times 10^{-9}$	0.1
格納容器雰囲気直接加熱	$1.2 \times 10^{-12}$	0.0
水蒸気爆発	$3.8 \times 10^{-13}$	0.0
コア・コンクリート反応継続	$1.2 \times 10^{-11}$	0.0
格納容器隔離失敗	$5.5 \times 10^{-11}$	0.0
ISLOCA	$9.5 \times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

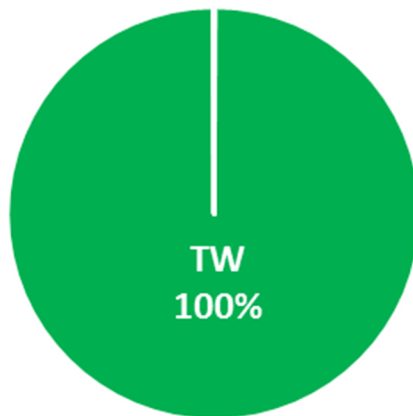
破損モード	格納容器破損頻度(/炉年)				
	5%値	95%値	中央値	平均値	点推定値
未臨界確保失敗時の過圧破損	$9.5 \times 10^{-14}$	$1.2 \times 10^{-11}$	$9.6 \times 10^{-13}$	$3.3 \times 10^{-12}$	$5.1 \times 10^{-12}$
水蒸気(崩壊熱)による過圧破損	$9.8 \times 10^{-7}$	$2.7 \times 10^{-5}$	$4.2 \times 10^{-6}$	$9.0 \times 10^{-6}$	$8.7 \times 10^{-6}$
過温破損	$6.4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







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

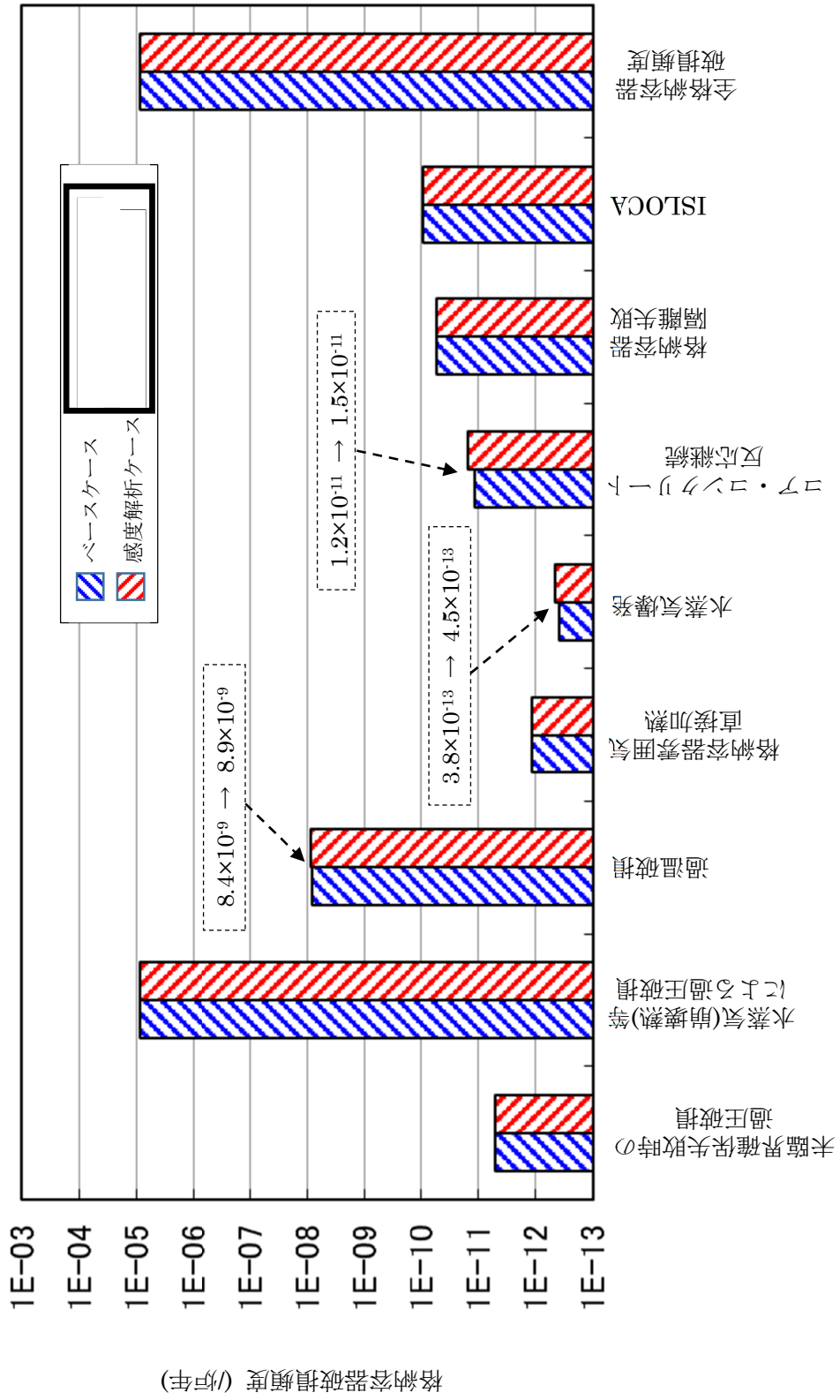


第 4.1.1.f-4 図 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度



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

第 4.1.1.1.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



第 2-3 表 評価対象とするプラント損傷状態(PDS)の選定

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF(/炉年)	該当する PDS	PDS 別 CFF(/炉年)	破損モードの CFF に占める割合(%)	最も厳しい PDS の考え方	選定した PDS
1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)  雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	3.9×10 <sup>-10</sup>	TQUV	2.5×10 <sup>-13</sup>	0.1	<p>【事象進展(過圧・過温)緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・TQUX、TQUV、TB の各シナリオと比較し、LOCA は一次冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展が早い。</li> <li>・過圧破損については長期 TB や TBU が支配的であることから、全交流動力電源喪失の寄与が高い。</li> <li>・過圧破損については対策として格納容器の除熱が必要となる。</li> <li>・過温破損については LOCA の寄与が高い。</li> <li>・過温破損については対策として格納容器(損傷炉心)への注水が必要となる。</li> <li>・LOCA に ECCS 注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。これにより、格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。<b>なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</b></li> </ul> <p>以上より、LOCA に SBO を加え、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。</p>	LOCA +SBO
		TQUX	1.8×10 <sup>-10</sup>	46.3		
		LOCA	3.0×10 <sup>-18</sup>	< 0.1		
		長期 TB	1.1×10 <sup>-10</sup>	29.0		
		TBU	8.0×10 <sup>-11</sup>	20.5		
		TBP	1.6×10 <sup>-11</sup>	4.2		
		TBD	—	—		
	8.4×10 <sup>-9</sup>	TQUV	9.5×10 <sup>-10</sup>	11.4		
		TQUX	2.2×10 <sup>-9</sup>	26.7		
		LOCA	4.5×10 <sup>-9</sup>	53.5		
		長期 TB	2.7×10 <sup>-10</sup>	3.2		
		TBU	2.9×10 <sup>-10</sup>	3.5		
		TBP	5.7×10 <sup>-11</sup>	0.7		
		TBD	8.0×10 <sup>-11</sup>	1.0		
2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	1.2×10 <sup>-12</sup>	TQUV	—	—	<p>【事象進展緩和(減圧)の余裕時間の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・長期 TB は事象初期において RCIC による冷却が有効な PDS であり、減圧までの時間余裕の観点では TQUX、TBD、TBU の方が厳しい。</li> <li>・高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX、TBD、TBU に PDS 選定上の有意な違いは無い。</li> </ul> <p>以上より、最も厳しい PDS から、TQUX を代表として選定した。<b>なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</b></p>	TQUX
		TQUX	3.5×10 <sup>-14</sup>	2.9		
		LOCA	—	—		
		長期 TB	1.1×10 <sup>-12</sup>	96.4		
		TBU	4.7×10 <sup>-15</sup>	0.4		
		TBP	—	—		
		TBD	3.3×10 <sup>-15</sup>	0.3		
3 原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用(炉外 FCI)	3.8×10 <sup>-13</sup>	TQUV	1.1×10 <sup>-16</sup>	< 0.1	<p>【事象(FCI における発生エネルギーの大きさ)の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・溶融炉心落下時の発生エネルギーは、格納容器下部の水中に落下する溶融炉心の量が多く、溶融炉心の保有エネルギーが大きいほど大きくなる。この観点から、高圧の状態が維持される TQUX 及び TBD、TBU、長期 TB は選定対象から除外した。</li> <li>・LOCA は、炉内での蒸気の発生状況の差異から、酸化ジルコニウムの質量割合が他の低圧破損シーケンス(TQUV、TBP)より小さくなり※、デブリの内部エネルギーが小さくなると考えられる。また、LOCA では破断口から高温の冷却材が流出し、格納容器下部ドライウェルに滞留する。FCI は低温の水に落下する場合の方が厳しい事象であることから、LOCA を選定対象から除外した。</li> <li>・TBP について、事象初期の RCIC による一時的な注水を考慮すると、TQUV に比べて水位低下が遅く、事象進展が遅い。</li> <li>・過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。</li> </ul> <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。<b>なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</b></p> <p>※LOCA 事象は一次冷却材の流出を伴い、発生蒸気によるジルコニウム酸化割合が他の低圧破損シーケンスよりも少ないため。</p>	TQUV
		TQUX	1.3×10 <sup>-13</sup>	35.2		
		LOCA	2.1×10 <sup>-13</sup>	56.3		
		長期 TB	9.7×10 <sup>-15</sup>	2.5		
		TBU	1.9×10 <sup>-14</sup>	4.9		
		TBP	4.0×10 <sup>-15</sup>	1.1		
		TBD	—	—		
4 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	1.2×10 <sup>-11</sup>	TQUV	1.6×10 <sup>-14</sup>	0.1	<p>【事象(MCCI に寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさ)の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・MCCI の観点からは、格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しい。この観点で、高圧の状態が維持される TQUX 及び TBD、TBU、長期 TB を選定対象から除外した。</li> <li>・LOCA は格納容器下部ドライウェルへの冷却材の流入の可能性があり、MCCI の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から除外した。</li> <li>・過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。</li> </ul> <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。<b>なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</b></p>	TQUV
		TQUX	8.1×10 <sup>-12</sup>	69.9		
		LOCA	2.2×10 <sup>-20</sup>	< 0.1		
		長期 TB	1.5×10 <sup>-12</sup>	12.7		
		TBU	1.7×10 <sup>-12</sup>	14.4		
		TBP	3.2×10 <sup>-13</sup>	2.8		
		TBD	—	—		
5 水素燃焼	—	—	—	—	<p>【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・審査ガイド 3.2.3(4)b.(a)では「PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。」と記載されているが、柏崎刈羽原子力発電所(KK)6 号炉及び 7 号炉では格納容器内を窒素で置換しているため、水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため、KK6 号炉及び 7 号炉において評価することが適切と考えられるシーケンスを選定するものとする。</li> </ul> <p>【評価において着目するパラメータ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・KK6 号炉及び 7 号炉では、格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。また、炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に可燃限界を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。このため、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。</li> </ul> <p>【KK6 号炉及び 7 号炉において評価する事故シーケンス】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・KK6 号炉及び 7 号炉において、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器においてその事象進展を緩和できる考えられる事故シーケンスとしては、大 LOCA と ECCS 注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスが抽出されている。このため、PDS としては LOCA(大 LOCA+ECCS 注水機能喪失)を選定することが適切と考えられる。これに加え、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスでは、対応の厳しさの観点で SBO の重畳を設定していることを考慮し、LOCA(大 LOCA+ECCS 注水機能喪失)+SBO を PDS として選定する。</li> </ul>	LOCA +SBO

第 2-4 表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モード	評価対象とした PDS	該当する事故シーケンス※1	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンス選定の考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	LOCA+SBO	◎ ①大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧代替注水系(常設)による原子炉注水</li> <li>・代替格納容器冷却スプレイ系による格納容器の圧力制御</li> </ul>	<b>【事象進展(過圧)緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】</b> ・中小 LOCA と比較し、大 LOCA は原子炉水位の低下が早いこと、対応時の余裕時間の観点で厳しい。 ・中小 LOCA と比較し、大 LOCA は水位回復に必要な流量が大きいこと、必要な設備容量の観点で厳しい。 以上より、①を評価事故シーケンスとして選定。
		— ②中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗		
		— ③中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗		
		— ④小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗		
		— ⑤小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗		
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	LOCA+SBO	◎ ①大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器圧力逃がし装置による除熱</li> <li>・代替循環冷却(低圧代替注水系及び代替原子炉補機冷却系を用いた除熱)</li> </ul>	<b>【事象進展(過温)緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】</b> ・中小 LOCA と比較し、大 LOCA は原子炉水位の低下が早いこと、対応時の余裕時間の観点で厳しい。 ・中小 LOCA と比較し、大 LOCA は水位回復に必要な流量が大きいこと、必要な設備容量の観点で厳しい。 以上より、①を評価事故シーケンスとして選定。
		— ②中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗		
		— ③中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗		
		— ④小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗		
		— ⑤小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗		
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	TQUX	◎ ①過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器破損までに手動操作により原子炉を減圧</li> </ul>	<b>【余裕時間の厳しさ】</b> ・過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。 <b>【事象(DCH 発生時の炉圧)の厳しさ】</b> ・原子炉圧力容器破損時には原子炉圧力が高圧で維持されている場合の方が、DCH 発生の可能性及び発生時の影響の観点で厳しいと考えられるこのため、SRV 再開失敗を含まないシーケンスの方が厳しい。 以上より、①を評価事故シーケンスとして選定。
		— ②過渡事象+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生		
		— ③通常停止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生		
		— ④通常停止+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生		
		— ⑤サポート系喪失+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生		
		— ⑥サポート系喪失+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生		
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)	TQUV	◎ ①過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生	・なし。(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用が発生しても格納容器圧力バウンダリの機能喪失には至らない。なお、本事象では、発生時の厳しさの観点から格納容器下部ドライウエルへの水張りを考慮して有効性評価を実施している。)	<b>【余裕時間の厳しさ】</b> ・過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。 <b>【事象(FCI 発生時の厳しさ)】</b> ・いずれのシーケンスも原子炉圧力が低圧の状態であることから、定性的にも各シーケンスで FCI が発生した際の事象の厳しさを比較することは困難である。 以上より、発生頻度の観点で大きいと考えられる SRV 再開失敗を含まない、①を評価事故シーケンスとして選定。
		— ②過渡事象+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生		
		— ③通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生		
		— ④通常停止+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生		
		— ⑤サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生		
		— ⑥サポート系喪失+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生		
溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	TQUV	◎ ①過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・溶融炉心落下までに格納容器下部ドライウエルへの水張り及び落下後の崩壊熱除去に必要な流量での注水</li> </ul>	<b>【余裕時間の厳しさ】</b> ・過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。 <b>【事象(MCCI 発生時の厳しさ)】</b> ・いずれのシーケンスも原子炉圧力が低圧の状態であることから、定性的にも各シーケンスで MCCI が発生した際の事象の厳しさを比較することは困難である。 以上より、発生頻度の観点で大きいと考えられる SRV 再開失敗を含まない、①を評価事故シーケンスとして選定。
		— ②過渡事象+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		
		— ③通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		
		— ④通常停止+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		
		— ⑤サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		
		— ⑥サポート系喪失+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		
水素燃焼	LOCA+SBO	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化</li> </ul>	<b>【事象(酸素濃度上昇)の厳しさ】</b> ・水-ジルコニウム反応による水素の過剰な発生を抑制する観点から、炉心損傷後に交流電源を復旧して原子炉注水を実施し、その後の事象進展に対応するシナリオを評価するものとする。 ・格納容器ベントを実施する場合、格納容器内の水素及び酸素が大気中に放出され、格納容器内の水素及び酸素濃度が大きく低下することから、格納容器ベントを実施しないシナリオを評価するものとする。 ・重大事故等対処設備によって炉心損傷を防止できる PDS についても、事象発生後の格納容器内の気体の流れ等、酸素濃度の上昇の観点で LOCA+SBO と大きく異なる PDS については、有効性評価において適宜その感度を確認するものとする。

※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。また、各シーケンスの赤字で示した部分が炉心損傷まで、青字で示した部分が炉心損傷以降のシーケンスを示す。

## LOCA 時に破断口から流出した冷却材の流入先

### 1. 溶融炉心・コンクリート相互作用のプラント損傷状態を選定する際の考慮

KK6/7 号機の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定においては、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の評価事故シーケンスを選定する上でのプラント損傷状態(PDS)として、高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)を選定している。TQUV を選定するにあたっては、TQUV と大破断 LOCA+注水機能喪失(LOCA)とを定性的に比較しており、LOCA 時には、破断口から流出した冷却材の一部が格納容器下部ドライウェルへ流入することで、MCCI への対応が容易になる可能性があるため、LOCA を PDS の選定対象から除外している。

しかしながら、LOCA 時に破断口から流出した冷却材の格納容器下部ドライウェルへの流入は、格納容器の構造上、起こりうると考えられる現象であるものの、定量的にその割合を設定することは困難であり、また、不確かさも大きいと考えられることから、有効性評価においてはその不確かさを考慮した扱いとしている。以降にその詳細を示す。

### 2. LOCA 時に破断口から流出した冷却材の移行経路

関係する格納容器の構造を図 1 に示す。LOCA が発生し、上部ドライウェルに放出された冷却材の多くは、連通口からその真下にあるベント管(垂直管)を通過してサブプレッション・チェンバに流入すると考えられるものの、連通口とベント管(垂直管)は直結されておらず、その間には下部ドライウェルに対して開放されている箇所があり、LOCA によって放出された冷却材の一部は下部ドライウェルに流入すると考えられる。

### 3. 下部ドライウェルへの流入の不確かさを考慮した有効性評価での扱い

LOCA 時に破断口から流出した冷却材の格納容器下部ドライウェルへの流入は、格納容器の構造上、起こりうると考えられるが、定量的にその割合を設定することは困難であり、また、不確かさも大きいと考えられる。

このため、有効性評価においては、現状選定している TQUV の他、LOCA を PDS とした場合についても溶融炉心落下までの評価を実施し、その後の MCCI の評価に対して LOCA の方が厳しい結果となる場合については、有効性評価の評価条件においてそれを包絡するように設定することとした。

評価の結果、LOCA を PDS とする場合、原子炉压力容器底部の破損時刻が事象発生から約 6 時間後であり、TQUV を PDS とした場合の約 7 時間後に比べて早い場合、有効性評価においては、MCCI の評価開始時刻における溶融炉心の崩壊熱を事象発生から 6 時間後の崩壊熱としている。

以 上

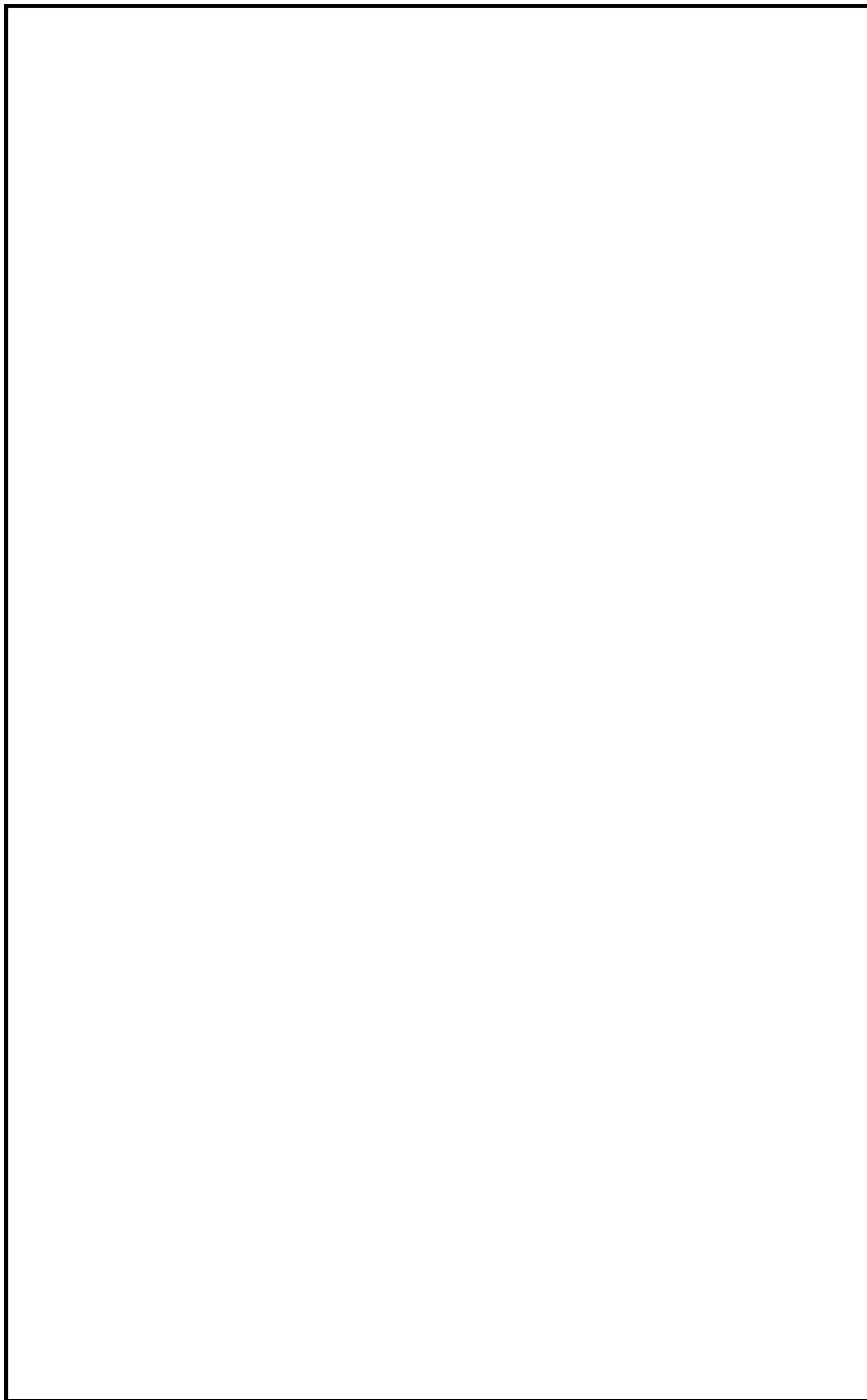


図1 格納容器の構造図(ABWR, RCCV, RCCV型格納容器)