

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

重大事故等対策の有効性評価について

平成29年7月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
 - 1.1 概要
 - 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
 - 1.3 評価に当たって考慮する事項
 - 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
 - 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
 - 1.6 解析の実施
 - 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
 - 1.8 必要な要員及び資源の評価方針
 - 付録1 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
 - 付録2 原子炉格納容器限界温度・限界圧力に関する評価結果
 - 付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて
-
2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
 - 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
 - 2.3 全交流動力電源喪失
 - 2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失
 - 2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗
 - 2.4 崩壊熱除去機能喪失
 - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
 - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
 - 2.5 原子炉停止機能喪失
 - 2.6 LOCA 時注水機能喪失
 - 2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)
-
3. 運転中の原子炉における重大事故
 - 3.1 雰囲気気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
 - 3.1.1 格納容器破損モードの特徴, 格納容器破損防止対策
 - 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合
 - 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合

- 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- 3.4 水素燃焼
- 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

- 4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 4.1 想定事故 1
 - 4.2 想定事故 2

- 5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 5.1 崩壊熱除去機能喪失
 - 5.2 全交流動力電源喪失
 - 5.3 原子炉冷却材の流出
 - 5.4 反応度の誤投入

- 6. 必要な要員及び資源の評価
 - 6.1 必要な要員及び資源の評価条件
 - 6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
 - 6.3 重大事故等対策時に必要な水源，燃料及び電源の評価結果

下線部の資料のうち，本日の説明に必要な部分を抜粋して提出

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係る シビアアクシデント解析コードについて

目 次

1. はじめに	1
2. 有効性評価における物理現象の抽出	3
2.1 炉心損傷防止.....	12
2.2 格納容器破損防止.....	72
2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止.....	101
3. 抽出された物理現象の確認	110
3.1 BWRプラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対 応確認.....	110
3.2 EURLSAFE における物理現象と抽出された物理現象の対応確認.....	113
4. 適用候補とするコードについて	119
4.1 適用候補コードの概要.....	121
5. 有効性評価に適用するコードの選定	136
5.1 炉心損傷防止.....	137
5.2 格納容器破損防止.....	145
5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止.....	150
6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について	165
 添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について	 添付-1
 第1部 SAFER	 1-1
第2部 CHASTE	2-1
第3部 REDY	3-1
第4部 SCAT	4-1

第5部	<u>MAAP</u>	5-1
第6部	APEX	6-1
参考資料1	TRACG	参考1-1
参考資料2	JASMINE	参考2-1
参考資料3	AUTODYN	参考3-1

下線部のうち，本日の説明に必要な部分を抜粋して提出

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第5部 M A A P

目次

－ 第5部 MAA P －

1. はじめに	5-3
2. 重要現象の特定	5-4
2.1 事故シーケンスと評価指標	5-4
2.2 ランクの定義	5-12
2.3 物理現象に対するランク付け	5-14
3. 解析モデルについて.....	5-39
3.1 コード概要	5-39
3.2 重要現象に対する解析モデル	5-40
3.3 解析モデル	5-43
3.4 ノード分割	5-85
3.5 入出力	5-87
4. 妥当性確認	5-90
4.1 妥当性確認方法	5-90
4.2 妥当性確認（事故解析及び実験解析）	5-97
4.3 妥当性確認（感度解析）	5-170
4.4 実機解析への適用性	5-208
5. 有効性評価への適用性.....	5-222
5.1 不確かさの取り扱いについて（評価指標の観点）	5-222
5.2 不確かさの取り扱いについて（運転操作の観点）	5-228
6. 参考文献	5-240
参考1 MAA PとNUREG-1465のソースタームについて.....	5-242
別紙1 入力項目リスト.....	5-247
別添1 新知見への対応について.....	5-別1-1
別添2 実験知見を踏まえたMAA Pコードの有効性評価への適用性について.....	5-別2-1
添付1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について.....	添付5-1-1
<u>添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について.....</u>	<u>添付5-2-1</u>
添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について.....	添付5-3-1

下線部：本日ご提出資料

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

添付 2

溶融炉心と冷却材の相互作用について

目次

1. まえがき	添付 5-2-3
2. 現象の概要	添付 5-2-3
3. これまでの知見の整理.....	添付 5-2-4
4. 不確かさに関する整理.....	添付 5-2-27
5. 感度解析と評価	添付 5-2-34
6. まとめ	添付 5-2-39
付録1 FARO 実験によるMAAPの圧力スパイクモデル妥当性確認	添付 5-2-40
参考文献	添付 5-2-49

1. まえがき

熔融炉心と冷却材の相互作用（F C I : Fuel-Coolant Interaction, 以下「F C I」という。）に関しては、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきている。しかしながら、現在においてもその現象の解明は研究段階にあり、現象全体の十分な理解には至っていない。また、多くのF C I 実験が行われているものの、実機規模での現象については、有効なデータが十分には得られていないといえる。このようなことから、国内外で実施された実験結果の知見から解析モデルに関する不確かさを検討し、これを基にした感度解析により有効性評価への影響を確認する。

2. 現象の概要

熔融炉心と冷却材が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損する場合がある。熔融炉心と冷却材との接触及びそれに伴って引き起こされる現象のことを” 熔融炉心と冷却材の相互作用（F C I）” と呼ぶ。また、F C I のうち衝撃波を伴うものを” 水蒸気爆発” と呼び、冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う圧力変化を” 圧カスパイク” と呼ぶ。さらに、原子炉圧力容器の下部プレナムで発生するF C I を原子炉圧力容器内F C I と呼び、格納容器下部で発生するF C I を原子炉圧力容器外F C I と呼ぶ。

これまでの研究では、水蒸気爆発現象を以下のような段階的な過程によって説明するモデルが提唱されている。

- ① 炉心あるいは原子炉圧力容器から落下する熔融炉心（デブリジェット）が冷却材中に落下する。水と接触した熔融炉心は、その界面の不安定性により細粒化して水中に分散する（エントレイン）。細粒化した熔融炉心（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、自発的若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）、デブリ粒子と冷却材が直接接触する。
- ③ デブリ粒子と冷却材の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生・熔融炉心の微細化により、さらにデブリ粒子と冷却材の接触を促進し（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。
- 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、構造物を破壊する要因となる。

水蒸気爆発が発生するためには、トリガリングが働く必要があり、さらにデブリ粒子と冷却材の接触が瞬時に粗混合領域全体に伝播する必要がある。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（圧カスパイク）が発生する。

3. これまでの知見の整理

原子炉压力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^[1]でそのリスクが提起されたことを機に多くの調査、研究が続けられてきた。この現象は、溶融炉心が原子炉压力容器下部の水中に落下して水蒸気爆発が発生し、それによる水塊がミサイルとなって原子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がミサイルとなって原子炉格納容器に衝突し破損に至るものである。水蒸気爆発については、国際的な専門家会議による結論がまとめられており、特にBWRの原子炉压力容器内水蒸気爆発による α モード破損については、格納容器破損の脅威とはならないとされている。表 3-1 にBWRの原子炉压力容器内水蒸気爆発に関する専門家会議の見解をまとめる。また、原子炉压力容器内FCIの圧力スパイクについても、原子炉压力容器内での圧力上昇のため、格納容器破損の直接的な脅威とはならない。

一方、原子炉压力容器外FCIについては、緩和策による注水によって形成された格納容器下部の水中に溶融炉心が落下するため、原子炉压力容器内の下部プレナム水に比較して、サブクール度が大きくなり、水蒸気爆発が発生し易い可能性がある。また、原子炉压力容器外FCIの圧力スパイクは、原子炉格納容器内の圧力を直接上昇させるため、格納容器破損の評価対象となる。

以上より、原子炉压力容器内FCIは格納容器破損の脅威とは考えられないため、原子炉压力容器外FCIの観点から、国内外で実施されたFCI実験の知見を以下にまとめる。

3.1 FCI実験の概要

過去に実施された代表的なFCIの実験研究として、(旧)日本原子力研究所で実施されたALPHA実験、JRC イスプラ研究所で実施されたKROTOS実験、FARO実験、(旧)原子力発電技術機構で実施されたCOTELS実験、韓国原子力研究所(KAERI)で実施されたTROI実験及びSERENA実験がある。これらの実験では模擬溶融物として UO_2 混合物を用いた実験とアルミナ等を用いた実験がある。以下では、各実験の概要とそこで得られた知見について整理する。

(1) ALPHA実験

ALPHA実験^[2]では、テルミット反応による酸化アルミニウムと鉄からなる模擬溶融物を用いた実験が実施されている。ALPHA実験装置を図 3-1 に示す。実験容器は、内径 3.9m、高さ 5.7m、容積 50m³である。模擬格納容器に設置した冷却水プールに高温溶融物を落下させ、水蒸気爆発に関する特性データを計測する実験装置である。表 3-2 に ALPHA 実験の実験結果のまとめを示す。高雰囲気圧力(STX008, STX012, STX015)、サブクール度が小さい場合(STX014)は、水蒸気爆発の発生が抑制される実験結果が知見として得られている。溶融物を半減させた3ケース(STX001, STX010, STX013)のうち、2ケース(STX001, STX013)では、水蒸気爆発が発生していない。また、水蒸気爆発のエネルギー変換効率は1～6%程度となっている。ALPHA実験の代表的実験(STX016)の圧力変化の例を図 3-2 に示す。

(2) KROTOS 実験

KROTOS 実験^{[3][4][5]}では、FARO 実験が大型実験装置であるのに対して小型の実験装置であるが、低圧・サブクール水を主として実験を実施している (図 3-3)。KROTOS 実験の代表的実験 (K37, K42) の圧力変化の例を図 3-4 に示す。KROTOS 実験では模擬コリウムとして UO_2 混合物を用いた実験とアルミナを用いた実験を実施している。表 3-3 に KROTOS 実験の実験結果のまとめを示す。アルミナ実験では、サブクール度が大きい実験ケース (K38, K40, K42, K43, K49) では、外部トリガーなしで水蒸気爆発が発生しているが、サブクール度が小さい実験ケース (K41, K44, K50, K51) では、外部トリガーなしでは水蒸気爆発は発生していない。一方、 UO_2 混合物実験では、外部トリガーなしでは水蒸気爆発は発生していない。また、 UO_2 混合物実験でも外部トリガーありでは水蒸気爆発が発生している (K52, K53, K46) が、これらのケースはサブクール度が大きい実験ケースである。また、 UO_2 混合物実験の水蒸気爆発のエネルギー変換効率は、アルミナ実験の水蒸気爆発に比較して低い結果となっている。アルミナ実験と UO_2 混合物の相違については以下のように考察されている。

- ・ アルミナはプール水面近傍でブレイクアップし、粗混合時に粒子が半径方向に広がり、水蒸気爆発の伝播がし易くなった可能性がある。
- ・ UO_2 混合物実験では、外部トリガーなしでは水蒸気爆発は発生していない。 UO_2 混合物の方が一般的に過熱度は小さく、 UO_2 混合物粒子表面が水と接触した直後に表面が固化し易く、これが水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。 UO_2 混合物実験では水素ガスが発生し、これにより蒸気膜の崩壊による水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。

(3) FARO 実験

FARO 実験^{[4][6]}では、酸化物コリウム及び金属 Zr を含むコリウムが用いられ、多くの実験は高圧・飽和水条件で実施されているが、低圧・サブクール水条件の実験も実施されている。FARO 実験装置の概要を図 3-5 に示す。表 3-4 に FARO 実験の実験結果のまとめを示す。また、圧力変化の例として L-14 と L-19 圧力挙動を図 3-6 に示す。FARO 実験のいずれの実験ケースでも水蒸気爆発は発生していない。FARO 実験で得られた主な知見は以下である。

- ・ 高圧・飽和水実験、低圧・サブクール実験のいずれにおいても水蒸気爆発は発生していない。
- ・ 高圧・飽和水の酸化物コリウム実験の場合は一部が粒子化し、一部はパンケーキ状でプール底部に堆積した。高圧・飽和水のコリウムに金属 Zr 成分を含んだ実験及び低圧・サブクール実験では全てのコリウムは粒子化した。
- ・ 粒子の質量中央径は比較的大きかったが、実験条件 (初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度) に依存していない。
- ・ Zr 金属を含めた実験ケース (L-11) では、Zr 金属の酸化により、Zr 金属を含めない実験ケース (L-14) よりも圧力上昇が大きくなる。

(4) COTELS 実験

COTELS 実験^[7]では、模擬溶融物として UO_2 -Zr-ZrO₂-SS 混合物を用いており、コリウムに金属成分が含まれている。COTELS 実験装置の概要を図 3-7 に示す。表 3-5 に COTELS 実験の実験結果のまとめを示す。COTELS 実験の代表的な実験ケース (A1) の圧力挙動を図 3-8、各実験ケースの圧力変化を図 3-9 に示す。溶融混合物がプール水に接触した直後 (Region 1) は急激な圧力上昇となる。その後、サブクール水では蒸気凝縮が発生し、一時的に圧力が減少する (Region 2) が、溶融混合物からの熱伝達による蒸気発生により、準定常的な状態まで徐々に圧力が上昇する (Region 3)。COTELS 実験で得られた主な知見は以下である。

- ・ サブクール度が大きいケースも含め、全ての実験で水蒸気爆発は発生していない。
- ・ プールに落下した溶融コリウムは、ほとんどがプール水中で粒子化した。
- ・ 粒子径は、コリウム落下速度の大きいケースを除いて、質量中央径で 6 mm 程度である。コリウム落下速度の大きいケースの粒子径は小さくなっている。
- ・ コリウム落下速度の大きいケースで、粒子径が小さく初期圧力上昇幅も大きくなる傾向がある。また、準定常的な状態での圧力は、溶融物量が多く、サブクール度が小さく、プール水量が少ない程高くなる傾向である。

(5) TROI 実験

TROI 実験^[8]は、韓国原子力研究所 (KAERI) で実施されている実験であり、2007 年から 2012 年までは、KROTOS 実験とともに OECD/NEA の SERENA プロジェクトとして実施された実験である。実験装置の概要図を図 3-10 に示す。また、実験条件及び実験結果を表 3-6 に示す。

ZrO₂ を用いた実験では外部トリガリングを与えていないが、圧力スパイクや水蒸気爆発が発生した実験がある。一方、 UO_2 /ZrO₂ の混合物を用いた実験では、異なった条件による内部トリガリングを発生させるため又は外部トリガリングによる水蒸気爆発時の発生エネルギーを変えるため、混合物の割合、水深、混合物量等の様々な条件により実験を実施し、数ケースでは水蒸気爆発が発生している。TROI 実験で得られた主な知見は以下のとおりである。

- ・ 自発的な水蒸気爆発が生じた実験は、融点を大きく上回る過熱度を溶融物に対して与えるなどの実機と異なる条件であり、その他の実験では自発的な水蒸気爆発は生じていない。
- ・ 水深が深い場合 (130cm) には、内部トリガリングによる水蒸気爆発は発生していない。水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため、溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングの可能性は低減する可能性がある^[9]。

(6) SERENA 実験

SERENA 実験は、OECD/NEA 主導のもと実施されている実験であり、2001年から2006年にかけて実施されたフェーズ1と、2007年から2012年にかけて実施されたフェーズ2に分かれている。フェーズ1では既存の実験に対する再現解析が行われた。また、フェーズ2ではKROTOS及びTROI装置を使用した実験と、その再現解析が行われた。さらに、両フェーズにおいて実機原子炉を想定した解析が行われた。フェーズ2で行われた実験の実験条件及び実験結果を表3-7に示す。

フェーズ1、フェーズ2においてそれぞれ得られた知見は以下のとおりである。

フェーズ1

- ・ (解析) 解析コードはアルミナを用いた実験によって調整されており、 $UO_2 \cdot ZrO_2$ コリウムの爆発による機械的エネルギー変換効率を過大評価する傾向にある。
- ・ (解析) 予測される炉内水蒸気爆発の最大荷重は原子炉圧力容器の破損強度と比べて十分小さい。
- ・ (解析) 予測される炉外水蒸気爆発の最大荷重は原子炉格納容器に影響を与える可能性があるが、解析コードの不確かさとばらつきが大きく、その程度を推定することは難しい。

フェーズ2

- ・ (実験) $80\%UO_2 \cdot 20\%ZrO_2$ コリウムは、 $70\%UO_2 \cdot 30\%ZrO_2$ コリウムに比べて、やや爆発のエネルギーが大きい。これはフェーズ1の結果と逆の傾向であり、さらに考察が必要。
- ・ (実験) $UO_2 \cdot ZrO_2$ のみで構成されるコリウムは、アルミナと比べて爆発のエネルギーは小さい。
- ・ (実験) コリウムの組成に酸化物以外(金属の単体など)が含まれる場合について、酸化と水素ガス生成による影響は定量化できなかった。
- ・ (実験) 全ての観測された爆発の機械的エネルギー変換効率は、従来観測されていたエネルギー変換効率と同様に、比較的小さい。これは、 UO_2 の密度が高いために熔融コリウムの粒子径が小さくなり、固化が促進されて水蒸気爆発への寄与が小さくなったことと、粗混合段階のボイド率が上昇して爆発のエネルギーを低減したことによると推測されている。

3.2 F C I 実験の知見の整理

前項で示したF C I 実験の知見を整理し、原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性及び原子炉圧力容器外F C I の圧力スパイクの影響因子について考察する。

(1) 原子炉圧力容器外F C I の水蒸気爆発の可能性

酸化アルミニウムと鉄からなる模擬熔融物を用いた ALPHA 実験及びアルミナを用いた

KROTOS 実験では、外部トリガーなしで水蒸気爆発が発生しているが、 UO_2 を用いた KROTOS, FARO, COTELS 実験では外部トリガーなしでは水蒸気爆発は発生していない。 UO_2 混合物では一般的に過熱度が小さいため、粗混合粒子表面が早期に固化し、蒸気膜が崩壊しても溶融物の微細化が起きにくく、水蒸気爆発の発生が抑制されるためと考えられる。

TROI 実験では UO_2 混合物を用いた場合でもトリガーなしで水蒸気爆発が発生している例 (TROI-10, 12, 13, 14) が報告されている。TROI-10, 12 は、溶融物温度が 3800K 程度の高い温度での実験条件である。また、TROI-13, 14 の溶融物温度は、それぞれ 2600K, 3000K であるが、TROI-13 では、温度計測に問題があり実際には 3500K 以上と推測されている。また、TROI-14 では、二つの温度計が異なる最高温度 (4000K, 3200K) を示しており、温度計測の不確かさが大きいとされている。以上を踏まえると、TROI 実験の溶融物温度はかなり高い実験条件と考えられ、他の実験で想定しているような実機条件に近い溶融物温度では水蒸気爆発の発生可能性は十分小さいと考えられる。

TROI 実験と実機条件の比較を検討するために、模擬溶融物にコリウム (UO_2/ZrO_2) を用いた TROI-10, 12, 23, 25 と実機条件の比較を表 3-8 に示す。この表では、図 3-11 に示す Ricou-Spalding 式による粒子化割合^[10]の概算値を示している。溶融物温度が高く過熱度が大きい TROI-10, 12 では、自発的水蒸気爆発が観測されている。これに対して、溶融物温度が高く過熱度が大きい水深が 1.3m と深い TROI-23 では、水蒸気爆発は発生していない。これは、水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすいため、溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングを抑制したと考えられる^[9]。

水蒸気爆発が発生した TROI-10, 12 の粒子化割合は約 60%であるが、水深がより深い TROI-23 では、粒子化割合が約 80%と比較的大きい値となっており、底部に到達する前に固化する溶融物粒子が比較的多いと考えられる。一方、水深及び粒子化割合は TROI-10, 12 と同程度であるが、溶融物温度がやや低い TROI-25 では、蒸気発生による圧力上昇 (Steam Spike) は生じているが、水蒸気爆発は発生していない。溶融物温度が低い場合、過熱度が小さく粒子が固化しやすいため、水蒸気爆発が抑制されたものと考えられる。

実機条件では、溶融ジェットの初期直径は計装配管口径 (5 cm) ~ 制御棒駆動機構ハウジングの直径 (15cm) 程度と想定されるが、ペDESTAL注水対策により水深は 2.0m 以上となる。これより、粒子化割合は約 60%~100%となるが、溶融物温度が 2600K 以下と水蒸気爆発が発生した TROI 実験よりも十分低いと考えられ、大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は十分小さいと考えられる。

また、いくつかの TROI 実験では水蒸気爆発が発生したときの機械的エネルギー変換効率が報告されている (表 3-6)。これらの中で自発的に水蒸気爆発が発生したとされる TROI-13 の機械的エネルギー変換効率は 0.4%である。これは、ALPHA 実験 (表 3-2) や KROTOS 実験 (表 3-3) で観測されているように、アルミナによる金属模擬溶融物実験の値に対して比較的小さい値となっている。

また、KROTOS 実験 (K52, K53, K46) では、 UO_2 混合物を用いた実験でも外部トリガーを与

えた場合は水蒸気爆発が観測されているが、これらの実験ケースはサブクール度が大きい実験ケースである (K52 のサブクール度：102K, K53 のサブクール度：122K, K46 のサブクール度：83K)。したがって、サブクール度が大きい場合には、 UO_2 混合物を用いた場合でも、水蒸気爆発の可能性が高くなることが考えられる。これは、サブクール度が大きい場合には、粗混合粒子の蒸気膜の安定度が低下し、蒸気膜の崩壊が発生しやすいことが要因と考えられる。

しかし、KROTOS 実験の K52, K53 と同程度の高サブクール度の条件である FARO 実験の L-31 (サブクール度：104K), L-33 (サブクール度：124K) では、水蒸気爆発が発生していない。これらの実験の UO_2 混合物量は、KROTOS 実験が数 kg であるのに対して 100kg 程度であり、より実機条件に近い。

また、COTELS 実験の高サブクール実験 (A11) でも水蒸気爆発は発生していない。COTELS 実験は、BWR の原子炉圧力容器外 F C I を模擬した実験であり、熔融物に原子炉圧力容器内の構造物を想定したステンレススチールを含んでいる。また、熔融物量も 50kg 程度であり、KROTOS 実験よりも実機条件に近い。

以上より、 UO_2 混合物の熔融物量が少ない KROTOS 実験では、水蒸気爆発が発生しているが、熔融物量が多くより実機体系に近い大規模実験である FARO 実験、COTELS 実験では、水蒸気爆発は発生していない。

F C I 実験では、水蒸気爆発のトリガーを発生させるために、高圧ガスを封入した装置 (KROTOS 実験では最大 20MPa のガスを封入可能な装置) を用いている。水蒸気爆発のトリガーは粗混合粒子の周囲に形成される蒸気膜の崩壊に起因すると考えられており、トリガー装置により圧力パルスが発生させ蒸気膜を不安定化させる効果があると考えられる。実機条件では、このようなトリガー装置で発生させているような圧力外乱となる要因は考えられない。また、熔融物がプール底部に接触することでトリガー要因となることが考えられるが、BWR の原子炉圧力容器外 F C I を模擬した COTELS 実験の実験装置では、BWR のペDESTAL 底部と同様に平板コンクリートを模擬した実験装置としており、実機条件と同様であるが水蒸気爆発は観測されていない。

また、実機条件では、水深が実験条件よりも深くなる可能性があるが、水深が深いことにより、熔融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、熔融物粒子が固化しやすい状況となる。このため、熔融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングのリスクは低減する可能性がある。

以上より、BWR の実機条件において水蒸気爆発のトリガーとなる特段の要因は考えられないため、実機条件でも水蒸気爆発の発生リスクは十分小さいと考えられる。

上記の実験条件と実機条件の検討より、実機においては、原子炉格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性は十分に小さいと考えられる。このため、原子炉圧力容器外 F C I の有効性評価では、蒸気発生による圧力上昇 (圧力スパイク) を評価する。なお、参考として、水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響についても、水蒸

気爆発解析コード（JASMIN^[1 1]）及び構造応答解析コード（AUTODYN^[1 2]）若しくはLS-DYNA^[1 3]）を用いて、水蒸気爆発のトリガーを解析的条件として与えることで水蒸気爆発の発生を模擬した解析を行うことにより、水蒸気爆発による格納容器ペDESTAL構造部への影響を評価し、原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼさないことを確認している。

（2） 原子炉圧力容器外FCIの圧カスパイクの影響因子

水蒸気爆発が発生しない場合でも、溶融炉心の冷却材への伝熱による水蒸気発生により圧カスパイクが生じる。ここでは、原子炉圧力容器外FCIの圧カスパイク影響因子について、BWRの原子炉圧力容器外FCIを模擬したCOTELS実験の実験結果を中心に検討する。各ケースの圧力変化を図3-9に示す。COTELS実験では、基本実験ケース（A1）に比較してコリウム量が少ない実験ケース（A4）では、デブリ保有熱量が少なく圧力上昇も低くなる傾向がある。また、COTELS実験では、サブクール度が大きいケース（A5, A6）、プール水深が大きいケース（A9）では、蒸気凝縮により圧力上昇が低くなる傾向がある。

粒子化割合については、COTELS実験では水深は0.4mであるが、ほとんどがプール水中で粒子化した。また、FARO実験では、水深が1～2mであるが、高圧・飽和水の酸化コリウム実験では一部が粒子化し、高圧・飽和水のコリウムに金属成分を含んだ実験では全てコリウムが粒子化している。粒子化割合が大きいほうがプール水への伝熱量が多くなるため、圧力上昇は高くなると考えられる。

粒子径については、COTELS実験結果ではコリウム落下速度の大きいケース（A8, A10）では、基本実験ケース（A1）に比較して、粒子径が小さく初期圧力上昇幅も大きくなる傾向がある。一方、FARO実験では、粒子の質量中央径は比較的大きかったが、実験条件（初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度）に対する依存性は低いと報告されている。各UO₂混合物実験の平均的な粒子径は、溶融物量の多いFARO実験では2.6～4.8mm^[4]、COTELS実験では6mm程度^[7]である。

以上の影響因子をBWRプラント体系で考えた場合、以下に分類できる。

- ・ 格納容器下部（ペDESTAL）領域のプール水の状態（サブクール度、水位）
- ・ 溶融炉心の落下量及び粒子化（破損口径、粒子化割合、落下速度）
- ・ プール水とデブリ粒子との伝熱（デブリ粒子径）

（3） FCIとMCCIを考慮した格納容器下部水張りの考え方

炉心溶融が進展し炉外に溶融炉心が流出する場合、FCIとMCCIの影響緩和において、格納容器下部への初期水張りが重要なマネジメントとなる。以下では格納容器下部への注水による初期水張りの考え方について示す。

FCIの観点では、これまでのFCI実験結果の知見から、BWRの実機条件では水蒸

気爆発の発生リスクは十分小さいと考えられる。しかし、万が一水蒸気爆発が発生したと想定すると、水深が深いと粗混合が促進され、水蒸気爆発の規模が大きくなる可能性がある。

MCCIの観点では、種々の実験結果から、デブリ上面から除熱を向上させるため、格納容器下部への水張り水深を深くすることにより、熔融炉心が落下時に粒子化され、粒子状ベッドとして堆積することにより、デブリ冷却性を向上させることが影響緩和のために重要である。

以上より、水深が深い場合は、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響が大きくなる可能性があるが、MCCIの影響を緩和する観点からは有利である。したがって、水蒸気爆発の評価により原子炉格納容器の健全性に影響を与えないことを十分確認できる範囲で初期水張りの水深を深くし、熔融炉心の粒子化を促進し、MCCIを緩和する運用とすることが得策と考えられる。

表 3-1 BWR体系における原子炉压力容器内水蒸気爆発の発生確率に関する見解

原子炉压力容器内水蒸気爆発に関する国際会議，文献	BWRの原子炉压力容器内水蒸気爆発に関する議論
OECD/CSNI F C I 専門家会議 (1993) ^[14]	BWRの压力容器下部プレナムは，制御棒案内管で密に占められている。そして，炉心の広範囲でのコヒーレントなリロケーションは，炉心支持板の存在により起こりにくいと考えられる。このような特徴によって，燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルが制限され，水蒸気爆発に起因する水-溶融物スラグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。したがって，スラグにより破壊された压力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は，PWRよりもBWRの方が起こりにくいと評価される。(T. Okkonen 等)
NUREG/CR-5960 (1994) ^[15]	BWRの下部プレナムには，密に詰められた制御棒案内管があるため，原子炉内水蒸気爆発問題の対象とならない。(T. G. Theofanous 等)
SERG-2 ワークショップ (1996) ^[16]	物理的なジオメトリは爆発的事象の発生に寄与しないため，BWRの α モード格納容器破損確率は，おそらくPWRより小さい。(M. Corradini)
OECD/CSNI F C I 専門家会議 (1997) ^[17]	下部プレナム構造物の存在により，水蒸気爆発の影響を緩和する。現在の知見は，一般にBWRでは原子炉内水蒸気爆発は原子炉格納容器への脅威とならない。(O. Zuchuat 等)

表 3-2 ALPHA 実験の主要な実験条件及び実験結果^[2]

実験名	実験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	圧力(MPa)	水温度(K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
ALPHA	STX002	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	289	1.0	No	Yes	-
	STX003	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	292	1.0	No	Yes	-
	STX005	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	300	1.0	No	Yes	-
	STX009	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	289	1.0	No	Yes	-
	STX016	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	295	0.9	No	Yes	0.86
	STX017	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	286	0.9	No	Yes	0.66
	STX018	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	283	0.9	No	Yes	3.33
	STX001	Fe-Al ₂ O ₃	10	0.10	293	1.0	No	No	-
	STX010	Fe-Al ₂ O ₃	10	0.10	297	1.0	No	Yes	-
	STX013	Fe-Al ₂ O ₃	10	0.10	284	1.0	No	No	-
	STX014	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	372	1.0	No	No	-
	STX008	Fe-Al ₂ O ₃	20	1.60	288	1.0	No	No	-
	STX012	Fe-Al ₂ O ₃	20	1.60	290	1.0	No	No	-
	STX015	Fe-Al ₂ O ₃	20	1.00	282	1.0	No	No	-
	STX006	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	298	1.0	No	No	-
	STX011	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	290	1.0	No	Yes	-
	STX019	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	281	0.9	No	Yes	5.67
	STX020	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	281	1.0	No	No	-
STX021	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	281	0.9	No	Yes	4.05	

表 3-3 KROTOS 実験の主要な実験条件及び実験結果^{[3][4][5]}

実験名	実験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
KROTOS	K38	Alumina	1.5	2665	0.1	79	1.11	No	Yes	1.45
	K40	Alumina	1.5	3073	0.1	83	1.11	No	Yes	0.9
	K41	Alumina	1.4	3073	0.1	5	1.11	No	No	-
	K42	Alumina	1.5	2465	0.1	80	1.11	No	Yes	1.9
	K43	Alumina	1.5	2625	0.21	100	1.11	No	Yes	1.3
	K44	Alumina	1.5	2673	0.1	10	1.11	Yes	Yes	2.6
	K49	Alumina	1.5	2688	0.37	120	1.11	No	Yes	2.2
	K50	Alumina	1.7	2473	0.1	13	1.11	No	No	-
	K51	Alumina	1.7	2748	0.1	5	1.11	No	No	-
	K32	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.0	3063	0.1	22	1.08	No	No	-
	K33	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.2	3063	0.1	75	1.08	No	No	-
	K35	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.1	3023	0.1	10	1.08	Yes	No	-
	K36	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.0	3025	0.1	79	1.08	Yes	No	-
	K37	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.2	3018	0.1	77	1.11	Yes	No	-
	K45	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.1	3106	0.1	4	1.14	Yes	No	-
	K46	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	5.4	3086	0.1	83	1.11	Yes	Yes	-
	K47	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	5.4	3023	0.1	82	1.11	Yes	No	-
	K52	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	2.6	3133	0.2	102	1.11	Yes	Yes	0.02
K53	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.6	3129	0.36	122	1.11	Yes	Yes	0.05	

表 3-4 FARO 実験の主要な実験条件及び実験結果^[4]

実験名	実験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
FARO	L-06	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	18	2923	5	0	0.87	No	No	-
	L-08	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	44	3023	5.8	12	1.00	No	No	-
	L-11	77wt.%UO ₂ -19wt.% ZrO ₂ -4wt.%Zr	151	2823	5	2	2.00	No	No	-
	L-14	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	125	3123	5	0	2.05	No	No	-
	L-19	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	157	3073	5	1	1.10	No	No	-
	L-20	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	96	3173	2	0	1.97	No	No	-
	L-24	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	177	3023	0.5	0	2.02	No	No	-
	L-27	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	117	3023	0.5	1	1.47	No	No	-
	L-28	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	175	3052	0.5	1	1.44	No	No	-
	L-29	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	39	3070	0.2	97	1.48	No	No	-
L-31	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	92	2990	0.2	104	1.45	No	No	-	
L-33	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	100	3070	0.4	124	1.60	Yes	No	-	

表 3-5 COTELS 実験の主要な実験条件及び実験結果^[7]

実験名	実験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
COTELS	A1	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	56.3	0.20	0	0.4	No	No	-
	A4	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	27.0	0.30	8	0.4	No	No	-
	A5	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	55.4	0.25	12	0.4	No	No	-
	A6	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	53.1	0.21	21	0.4	No	No	-
	A8	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	47.7	0.45	24	0.4	No	No	-
	A9	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	57.1	0.21	0	0.9	No	No	-
	A10	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	55.0	0.47	21	0.4	No	No	-
	A11	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	53.0	0.27	86	0.8	No	No	-

表 3-6 TROI 実験の主要な実験条件及び実験結果(1/2) [8] [9][18][19]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
TROI	1	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5	>3373	0.1	365	0.67	-	Steam Spike	-
	2	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5.5	>3373	0.1	365	0.67	-	No	-
	3	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.88	>3373	0.1	323	0.67	-	No	-
	4	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.2	>3373	0.1	292	0.67	-	Yes	-
	5	ZrO ₂ /Zr (98.5/1.5)	2.9	3373	0.1	337	0.67	-	Yes	-
	9	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	4.3	3200	0.1	296	0.90	-	No	-
	10	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.7	3800	0.117	298	0.67	-	Yes	-
	11	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	9.2	>3800	0.111	296	0.67	-	No	-
	12	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.4	3800	0.11	293	0.67	-	Yes	-
	13	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	7.7	2600 ^(注1)	0.108	292	0.67	-	Yes	0.40%
	14	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	6.5	3000 ^(注2)	0.105	285	0.67	-	Yes	-
	17	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)						-	No	-
	18	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	9.1					-	-	-
	21	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3000	0.110	298	1.30	No	No	-
	22	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	2900	0.110	297	1.30	No	No	-
	23	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3600	0.110	293	1.30	No	No	-
24	ZrO ₂	9.5	3600	0.110	288	0.67	No	Yes	-	
25	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	15.0	3500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike	-	
26	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike	-	

(注1) 参考文献[18]によれば温度計測に問題があり、実際には3500K程度以上と推測されている。

(注2) 参考文献[18]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4000K, 3200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

表 3-6 TROI 実験の主要な実験条件及び実験結果(2/2)^{[8][9][18][19]}

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)	
TROI	29	UO ₂ /ZrO ₂ (50/50)	11.5					-	No	-	
	32	UO ₂ /ZrO ₂ (87/13)						-	No	-	
	34	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	10.5	~3000		341	0.67	Yes	Yes	0.63	
	35	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8	~3000	0.110	334	1.30	Yes	Yes	0.21	
	36	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	5.3	~3000		305	0.95	Yes	Yes	0.50	
	37	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	8.1	~3000	0.104	313	0.95	Yes	Yes	0.01	
	38	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	5.3	~3000	0.105	288	1.30	-	No	-	
	39	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	3.4	~3000	0.106	285	1.30	-	No	-	
	40	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	11.1	~3000	0.312	287	1.30	-	No	-	
	49	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (62.3/15/11.7/11)	15.96	2730(3360)					-	-	-
	50	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (59.5/18/11.9/10.6)	14.46						-	-	-
	51	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (60.5/16.7/12.1/10.7)	6.3 (14.2 load)	2695(3420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	-	
52	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (61/16/12/11)	8.6 (14.1 load)	2650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike	-		

(注1) 参考文献[18]によれば温度計測に問題があり、実際には3500K程度以上と推測されている。

(注2) 参考文献[18]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4000K, 3200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

表 3-7 SERENA 実験（フェーズ2）の主要な実験条件及び実験結果 [21]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (wt%)	溶融物質 量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー 変換効率(%)
SERENA (TROI/ KROTOS)	TS-1	UO ₂ /ZrO ₂ (73.4/26.6)	15.4	~3000	0.4	301	1.0	Yes	Yes	0.12
	TS-2	UO ₂ /ZrO ₂ (68.0/32.0)	12.5	3063	0.2	334	1.0	Yes	Yes	0.28
	TS-3	UO ₂ /ZrO ₂ (71.0/29.0)	15.9	3107	0.2	331	1.0	Yes	Yes	0.22
	TS-4	UO ₂ /ZrO ₂ (81.0/19.0)	14.3	3011	0.2	333	1.0	Yes	Yes	0.35
	TS-5	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/U (76.0/18.3/5.0/0.7)	17.9	2940	0.2	337	1.0	Yes	Steam Spike	0.06
	TS-6	UO ₂ /ZrO ₂ /Fe ₂ O ₃ /FP (73.3/18.5/4.9/3.3)	9.3	2910	0.2	338	1.0	Yes	Yes	0.66
	KS-1	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	2.4	2969	0.4	302	1.1	Yes	Yes	0.10
	KS-2	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	3.9	3049	0.2	333	1.1	Yes	Yes	0.08
	KS-3	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	0.8	2850	-	332	1.1	Yes	_(注1)	_(注1)
	KS-4	UO ₂ /ZrO ₂ (80.0/20.0)	2.3	2958	0.2	332	1.1	Yes	Yes	0.18
	KS-5	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr (80.1/11.4/8.5)	1.7	2864	0.2	327	1.1	Yes	Energetic event ^(注2)	_(注2)
	KS-6	UO ₂ /ZrO ₂ /Fe ₂ O ₃ /FP (73.0/20.4/4.1/2.5)	1.7	2853	0.2	340	1.1	Yes	Yes	~0

(注 1) 実験失敗

(注 2) 計測失敗

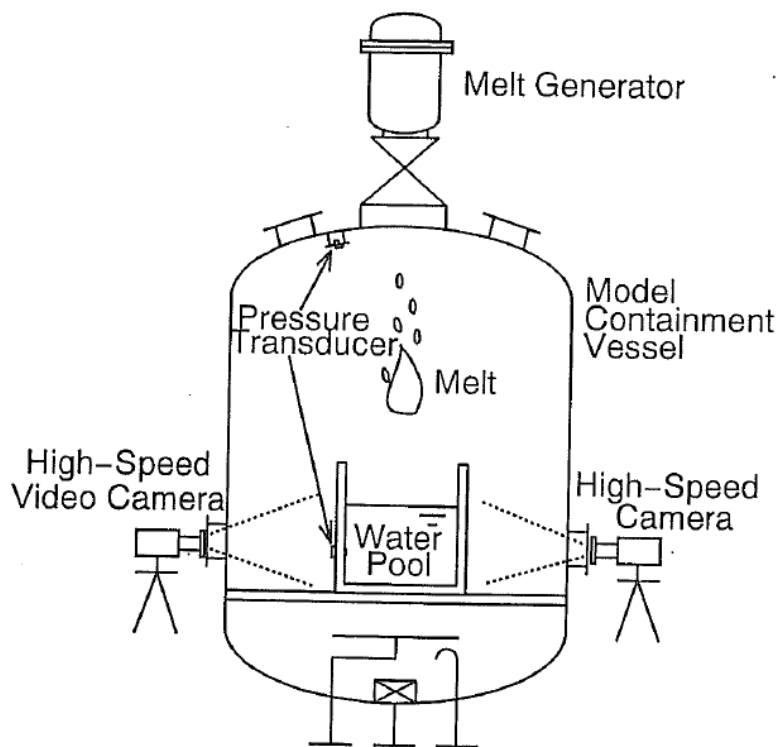
表 3-8 TROI 実験と実機条件の比較

実験ケース	溶融物温度 (過熱度) ^(注1)	溶融 ジェット径	水深	粒子化割合 ^(注2)	水蒸気爆発
TROI-10	3800K (900K)	6.5cm	0.67m	約 60%	Yes
TROI-12	3800K (900K)	6.5cm	0.67m	約 60%	Yes
TROI-23	3600K (700K)	7.4cm	1.30m	約 80%	No
TROI-25	3500K (600K)	8.0cm	0.67m	約 50%	Steam Spike
実機条件	~2600K (~300K)	5~15cm	2.0m~	約 60~100%	-

(注1) 実験条件の過熱度は UO_2/ZrO_2 の相図^[20]より固相線温度を約 2900K とした場合の概算値

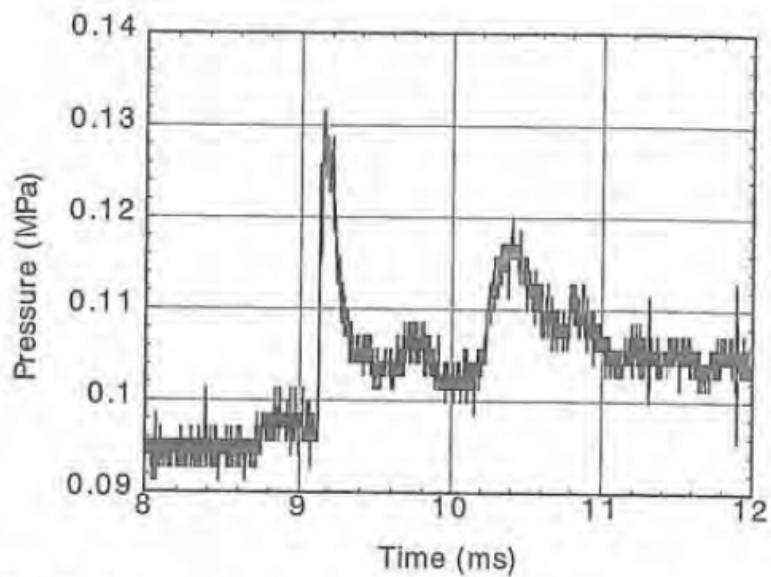
実機条件の過熱度は事故解析結果による下部プレナム部の溶融物(酸化物層)の過熱度の概算値

(注2) Ricou-Spalding 相関式(図 3-11)による概算評価値



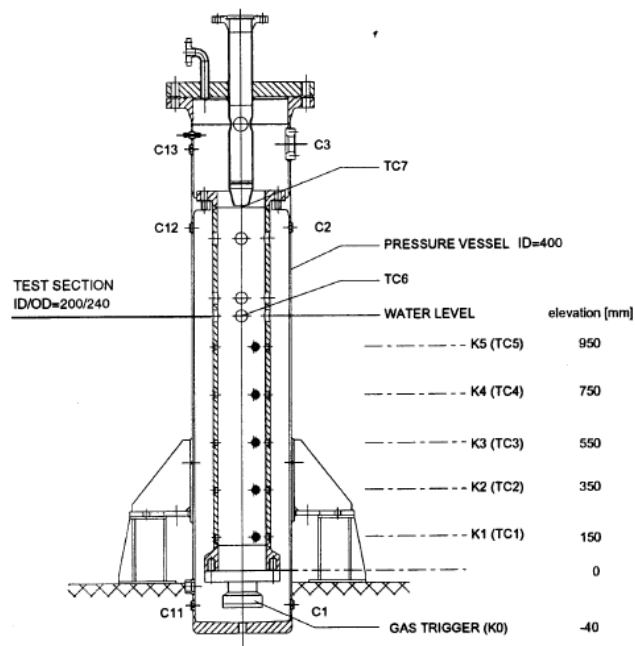
出典：参考文献^[2] p. 371 Fig. 1

図 3-1 ALPHA 実験装置の概要



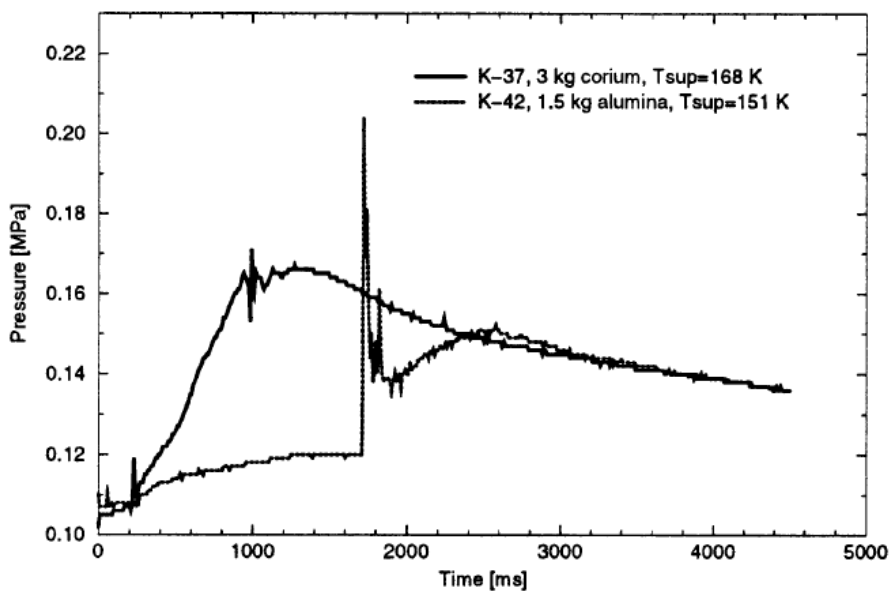
出典：参考文献^[2] p. 380 Fig. 8

図 3-2 ALPHA 実験の圧力評価の例 (STX016)



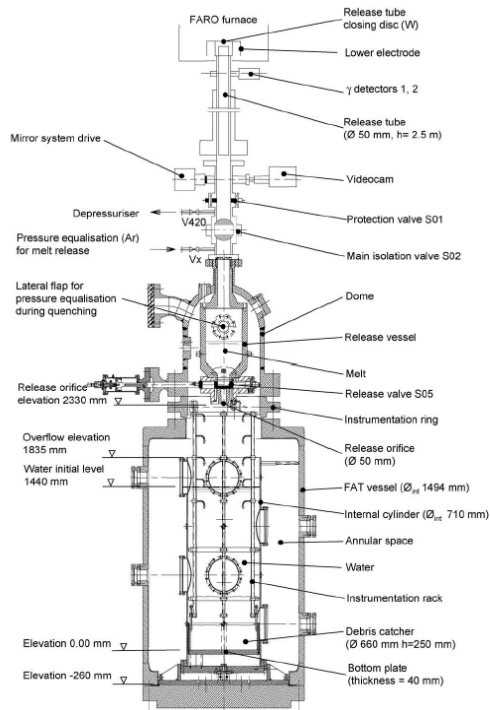
出典：参考文献^[3] p. 380 Fig. 1

図 3-3 KROTOS 実験装置の概要



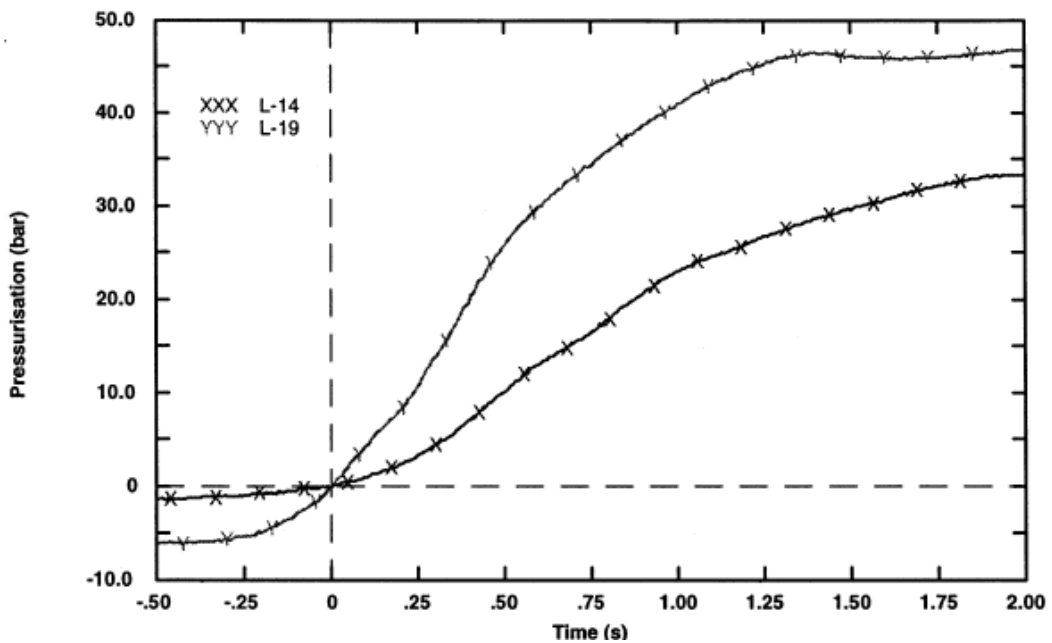
出典：参考文献^[3] p. 385 Fig. 3

図 3-4 KROTOS 実験の代表的圧力変化の例 (K-37, K-42)



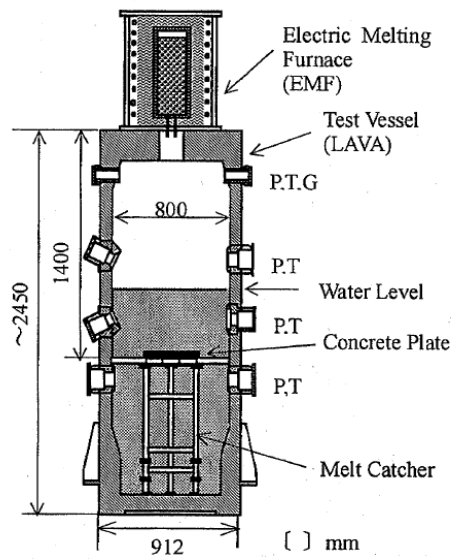
出典：参考文献^[4] p.1999 Fig.1

図 3-5 FARO 実験装置の概要



出典：参考文献^[6] p.229 Fig.6

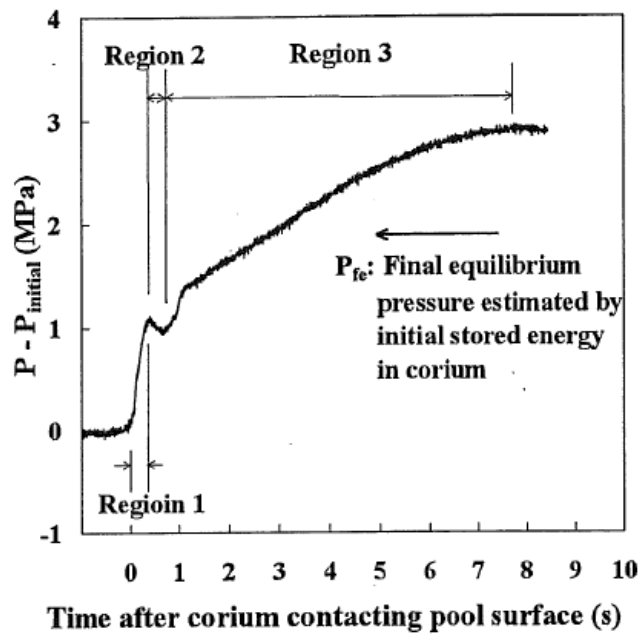
図 3-6 FARO 実験の圧力変化の例 (L-14, L-19)



P: Pressure, T: Temperature,
G: Gas sampling line

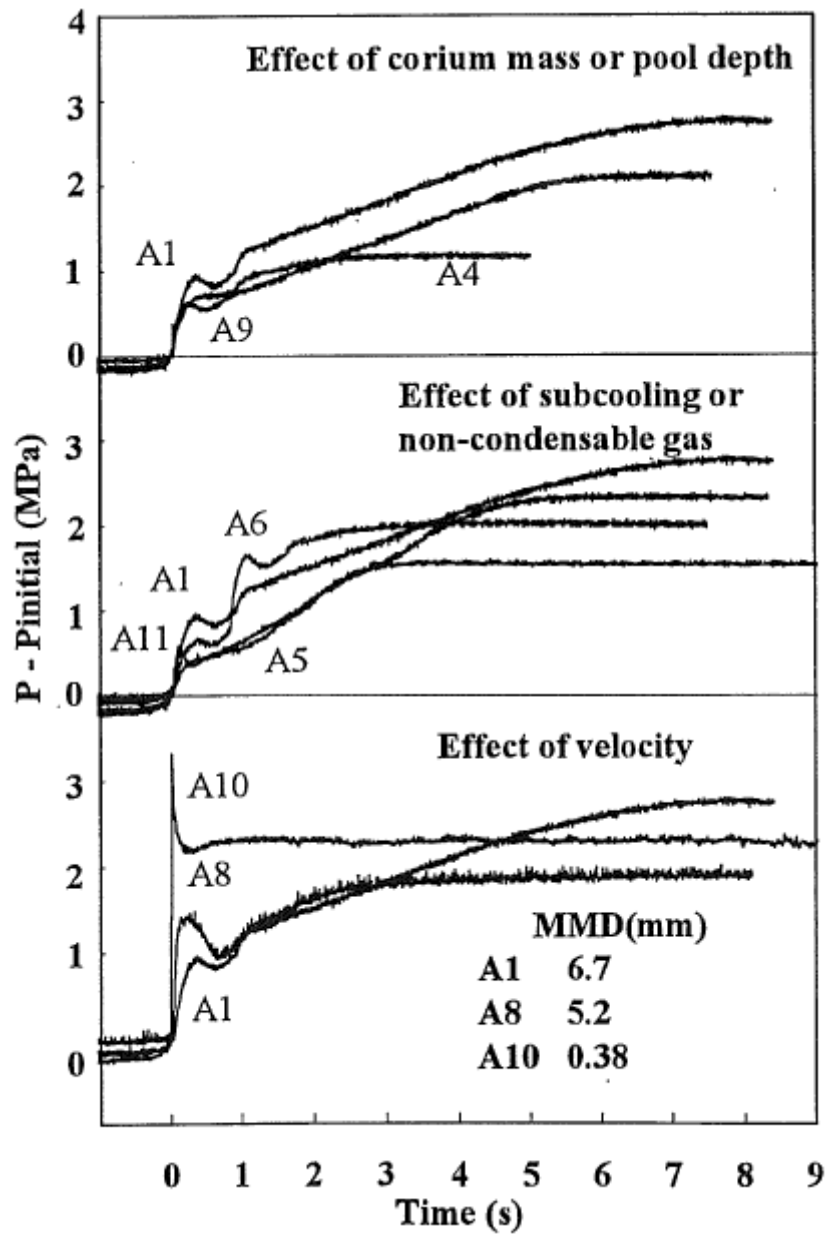
出典：参考文献^[7] p. 37 Fig. 1

図 3-7 COTELS 実験装置の概要



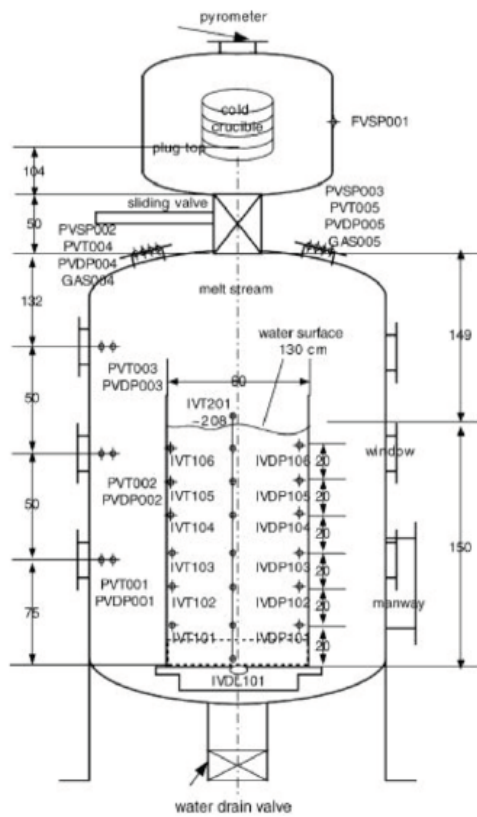
出典：参考文献^[7] p. 38 Fig. 2

図 3-8 COTELS 実験の圧力変化の例 (A1)



出典：参考文献^[7] p. 38 Fig. 3

図 3-9 COTELS 実験の各実験ケースの圧力変化



Expl.:
 IVDP - water dynamic pressure
 PVT - pressure vessel temperature
 PVDP - pressure vessel dyn. pressure
 PVSP - pressure vessel static press.
 IVDL - bottom dynamic load
 IVT - water temperature

2. set up
 (surely from TROI-50
 experiment)

出典：参考文献^[8] Appendix B. p.202

図 3-10 TROI 実験装置の概要

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に
属しますので公開できません。

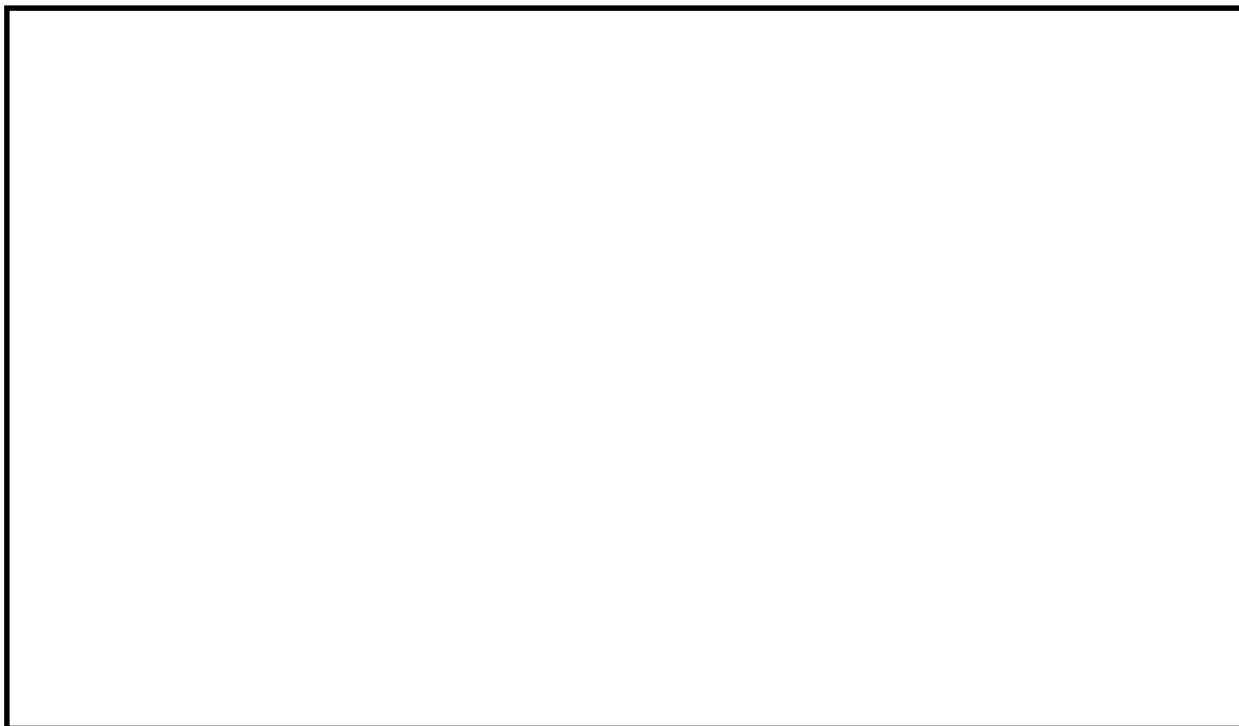


図 3-11 Ricou-Spalding 相関式による粒子化割合のマップ

4. 不確かさに関する整理

ここでは原子炉圧力容器外 F C I について、有効性評価の不確かさ評価を行う。なお、前項で述べたように、原子炉圧力容器外 F C I における水蒸気爆発の発生可能性は低いことから、ここでは圧カスパイクの評価について検討する。

前項で示した既存 F C I 実験の知見の整理より、原子炉圧力容器外 F C I の圧カスパイクに影響する因子の分類として以下が考えられる。

- ・ 格納容器下部（ペDESTAL）領域のプール水の状態（サブクール度，水位）
- ・ 溶融炉心の落下量及び粒子化（破損口径，粒子化割合，落下速度）
- ・ プール水とデブリ粒子との伝熱（デブリ粒子径）

また、実機体系では原子炉圧力容器下部領域の圧力変化が原子炉格納容器のドライウェル空間に伝播される現象を伴うことから、影響因子として以下を追加する。

- ・ 原子炉格納容器内での水蒸気の流動

上記の影響因子の不確かさに対する感度解析を行うために、各影響因子の不確かさを解析モデルで考慮する方法について以下に示す。

(1) 格納容器下部（ペDESTAL）領域のプール水の状態（サブクール度，水位）

圧力容器下部のペDESTAL領域の水温が高い場合には、水蒸気発生量が多くなり圧カスパイクは厳しくなる。なお、MAAPでは、蒸気の上昇速度がフラッシング臨界速度よりも大きい場合には、周囲の水が蒸気の流れによって巻き込まれ、巻き込まれた水蒸気の凝縮により蒸気発生量が減少する効果がモデル化されている。ペDESTAL領域の水は、ペDESTALへの注水によって形成されるので、その水温はペDESTAL注水温度に影響される。有効性評価では、ペDESTAL注水は外部水源から注水され、その水温は水源温度の実績値に対して高めの温度を設定している。したがって、圧カスパイクを厳しくする保守的な水温を設定しているが、本影響因子は解析モデルパラメータではないため、不確かさ評価は行わない。

ペDESTAL領域の水位に対しては、水深が深いほうが溶融炉心の細粒化量が大きくなる傾向がある。この場合、細粒化した粒子から水への伝熱量が多くなるので、圧カスパイクは厳しくなる方向である。本影響因子は解析モデルパラメータではないため、不確かさ評価は行わない。

(2) 溶融炉心の落下量及び粒子化（破損口径，粒子化割合，落下速度）

溶融炉心の落下量は、原子炉圧力容器の破損口径に依存する。原子炉圧力容器の破損は、原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジングの溶接部が破損し、制御棒駆動機構ハウジングが逸出することを想定している。原子炉圧力容器底部の口径が大きい貫通部として制御棒駆動機構ハウジングを想定している。なお、MAAPでは溶融物流出に伴う破損口

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

の径方向侵食による破損口拡大も考慮されている。

細粒化量に関して、MAAPではRicou-Spalding式で評価される。Ricou-Spalding式では、エントレインメント量（細粒化量）を流入流体の速度（ジェット速度）と両流体の密度比に関連させたモデルであり、液-液混合問題において広く利用されている相関式である。落下する炉心溶融物は円柱ジェットで冷却材中に突入することを想定し、円柱ジェット外周部の侵食として粒子化割合を評価している。円柱ジェットのエントレインメント速度 (m/s) は、次式で与えている。

$$m_{ent} = E_o \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} u_{dj} \quad (1)$$

ここで、 E_o : エントレインメント係数

u_{dj} : ジェット速度 [m/s]

ρ_{dj} : ジェット密度 [kg/m³]

ρ_w : 水密度 [kg/m³]

水中でのジェット速度を一定と仮定し、水面から垂直方向に積分すると、プール底部（水深； ΔH_{pool} ）におけるジェット直径が(2)式のように得られる。

$$d_{dj} = d_{dj,o} - 2E_o \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool} \quad (2)$$

(2)式を用いて、溶融ジェット断面の減少分が粒子化割合であるため、粒子化割合 Φ_{ent} は次式のように計算される。

$$\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,o}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,o}^2} \quad (3)$$

以上の評価式において、デブリ粒子化割合に影響するパラメータは、エントレインメント係数、初期デブリ直径、圧力（僅かではあるが水の密度に影響）及びプール水深である。このうち溶融物ジェット径は保守的に設定しており、また、プール水深は解析モデルパラメータではない。

エントレインメント係数については、MAAPでは代表的なFCIの大規模実験であるFARO実験に対するベンチマーク解析によって範囲を設定しており、推奨範囲は□□～□□となっているため、粒子化量の不確かさとしてエントレインメント係数の感度を確認する。FARO実験条件は、水プールの水深は0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K、雰囲気圧力条件は2～5.8MPa（高圧条件）、0.2～0.5MPa（低圧条件）の範囲で行われており、一方、実機条件では、格納容器下部の水位は2～4m程度、格納容器下部内の冷却材の

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

サブクール度は、飽和～90K程度、雰囲気圧力は0.2MPa[abs]程度であることを考慮すると、実験条件は有効性評価解析の特徴的な条件をおおむね包絡しており、ベンチマーク解析で検討されたエントレインメント係数の範囲で感度を確認すれば十分といえる。

溶融炉心の落下速度は、原子炉圧力容器内外の圧力差、溶融炉心の高さ（水頭）及び溶融炉心の落下距離に依存する。原子炉減圧により原子炉圧力容器内外の圧力差が十分小さくなることから、圧力差の不確かさの影響は小さい。また、有効性評価では原子炉圧力容器の下部プレナム部に全量に近い溶融炉心が堆積しており、原子炉圧力容器の破損位置も原子炉圧力容器底部中心となっているため、溶融炉心の水頭が高い状態となっている。この場合、溶融炉心の流出速度が大きく落下量も多くなるため、圧力スパイクの評価も厳しくなる。したがって、溶融炉心の水頭の不確かさ評価は必要ない。一方、落下距離については、プール水位に不確かさがある。BWR 5, Mark-I 改良型格納容器プラントの例では、落下距離の不確かさをプール水位の最大変動幅（3.4m）と仮定すると、ペダスタル底部から原子炉圧力容器底部までの距離（約9.5m）の4割程度である。溶融炉心の落下速度が、落下距離の平方根に比例すると考えると、落下速度の不確かさは2割程度である。式(1)より溶融炉心の落下速度（ジェット速度）の不確かさはエントレインメント係数の不確かさとして評価できる。また、落下速度の不確かさはエントレインメント係数の不確かさ幅に包絡されている。したがって、溶融炉心の落下速度の不確かさの影響は、エントレインメント係数の不確かさ評価で確認できるため、落下速度の不確かさ評価は行わない。

(3) プール水とデブリ粒子との伝熱（デブリ粒子径）

水中でエントレインされた高温のデブリ粒子は、その周囲を蒸気膜が覆う状態となり、デブリ粒子の熱伝達は膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達に支配される。MAAPではエントレインメントしたデブリ粒子の温度を、これらの熱伝達を考慮した機構論的モデルにより計算する。また、デブリ粒子から水への伝熱は、デブリ粒子の径に直接依存する。MAAPでは、デブリ粒子径はジェットの表面張力に依存するモデルにより計算される。デブリ粒子径の導出式には、粒子径ファクタ（モデルパラメータ）が乗じられている。

デブリの粒子径ファクタについては、MAAPでは代表的なFCIの大規模実験に対するベンチマーク解析によって範囲を設定しており、原子炉圧力容器下部プレナム部に対して推奨範囲は□～□となっているため、デブリ粒子の伝熱の不確かさは粒子径の不確かさとして考慮する。FARO 実験条件は、水プールの水深は0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K、雰囲気圧力条件は2～5.8MPa（高圧条件）、0.2～0.5MPa（低圧条件）の範囲で行われており、一方、実機条件では、格納容器下部の水位は2～4m程度、格納容器下部内の冷却材のサブクール度は、飽和～90K程度、雰囲気圧力は0.2MPa[abs]程度であることを考慮すると、実験条件は有効性評価解析の特徴的な条件をおおむね包絡しており、ベンチマーク解析で検討された範囲で感度を確認すれば十分といえる。

(4) 原子炉格納容器内での水蒸気の流動

F C Iによる圧力スパイクの評価の観点では、ペDESTAL領域の開口部からドライウェル側への気体の流れのモデルも不確かさの要因として考えられる。MAAPでは、原子炉格納容器内の流動は、ノード・ジャンクションモデルを適用しており、ペDESTAL領域からドライウェル領域への流れは、ノードの圧力、ジャンクションの圧力損失により、差圧流や臨界流として扱われる。ジャンクションの圧力損失は、一般的な流動モデルを扱っていることから、不確かさは小さいと考えられる。

以上のF C Iの不確かさに関する整理結果を表 4-1 に示す。また、F C Iにおける不確かさに関するフローを図 4-1 に示す。

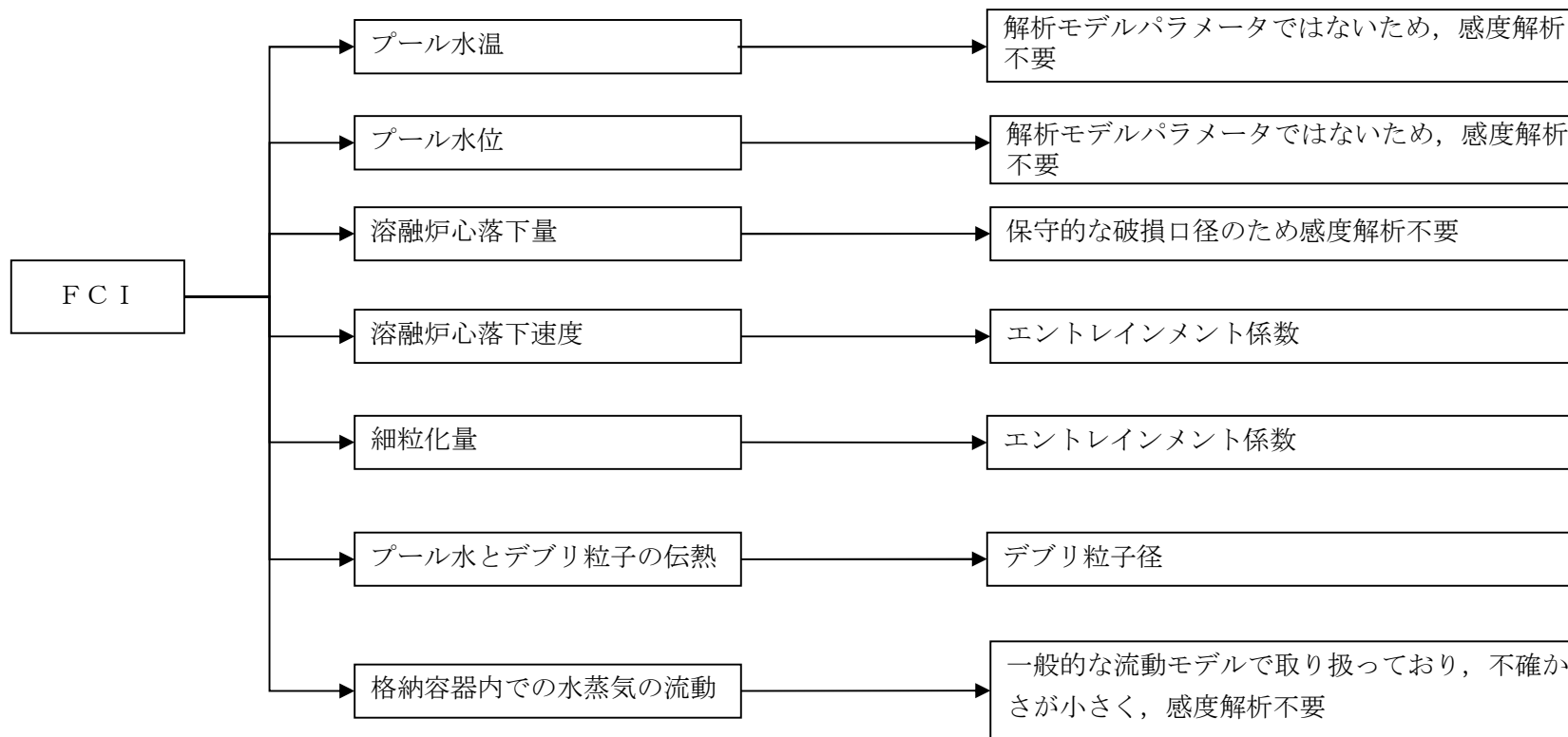


図 4-1 FCI における不確かさに関する流れ図

表 4-1 F C I の不確かさに関する整理結果(1/2)

影響因子	実機での実現象	解析上の取り扱い	感度解析条件
プール水温	ペDESTAL注水の水温によりペDESTAL領域のプール水温が決まる。	ペDESTAL注水の水温は、水源温度の実績値に対して高めの温度を設定している。	解析モデルパラメータではないため、感度解析は行わない。
プール水位	ペDESTAL部の注水により水位が上昇するが、水位がペDESTAL部からドライウェル部への開口部に到達すると、プール水はドライウェル側に流出するため水位はこれ以上上昇しない。	有効性評価では、保守的に高めの水位としてペDESTAL部の開口部下端まで水位があるとしている（BWR 5 Mark-I 改良型格納容器プラントの例）。	解析モデルパラメータではないため、感度解析は行わない。
熔融炉心落下量	破損口径と同じ径の大きさで炉心デブリが流出し、破損口も侵食すると想定される。	破損口径と同じ径で炉心デブリが流出する。破損口の侵食も考慮される。	原子炉圧力容器底部の口径が大きい貫通部として制御棒ハウジングを想定しているため感度解析は不要。
熔融炉心落下速度	原子炉圧力容器内外圧力差、熔融炉心の水頭、落下距離によって落下速度が決まる。	原子炉圧力容器内外圧力差、熔融炉心の水頭、落下距離によって落下速度が決まる。	エントレインメント係数

表 4-1 F C I の不確かさに関する整理結果(2/2)

影響因子	実機での実現象	解析上の取り扱い	感度解析条件
細粒化量	デブリジェット径が大きいため、水中に落下する炉心デブリのうち、エントレインメントされる部分はジェットの表面近傍に限られると想定される。	デブリジェットに対して、Ricou-Spalding 式によって評価される。	エントレインメント係数
プール水とデブリ粒子の伝熱	デブリ粒子から水へ膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達から伝熱量が決まる。	デブリ粒子から膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達を考慮したモデルによって評価される。	デブリ粒子径
格納容器内での水蒸気の流動	ペDESTAL領域で発生した水蒸気が圧力差と流動抵抗によりドライウェル領域へ移行すると想定される。	ノード・ジャンクションモデルに従い、原子炉格納容器内を流れる水蒸気量が評価される。	一般的な流動モデルで取り扱っており、不確かさが小さく、感度解析不要。

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

5. 感度解析と評価

4章において抽出したパラメータに関し、感度解析を実施し、有効性評価に対する影響度合いを確認する。

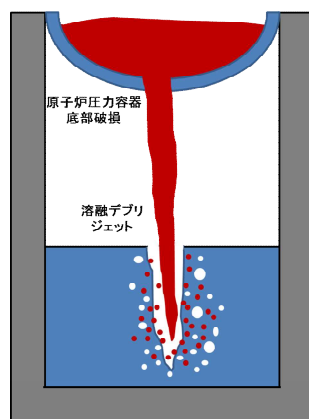
感度解析のベースケースは、BWR 5 Mark-I 改良型格納容器プラントにおける「高圧・低圧注水機能喪失（原子炉圧力容器破損）」である。

(1) Ricou-Spalding のエントレインメント係数

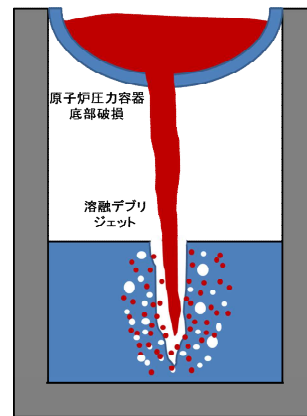
a. 解析条件

Ricou-Spalding のエントレインメント係数は、ベースケースではMAAP推奨範囲（～)のうちおよそ中間となるを設定しているが、感度解析ケースでは、MAAPの当該変数の推奨範囲のうち最大値と最小値, を設定する。

項目	エントレインメント係数	設定根拠
ベースケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲のノミナル値
感度解析ケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最小値
	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最大値



ベースケース



感度解析ケース

エントレインメント係数を大きく（小さく）して細粒化割合が大きく（小さく）なるように設定

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

b. 解析結果

図 5-1-1 及び図 5-1-2 にエントレインメント係数の感度解析結果を示す。

ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は原子炉圧力容器破損以降に現れる。約 4.3 時間の時点で原子炉圧力容器の破損が発生しており、その時の格納容器圧力の上昇は、感度解析ケース（最大値）の方が僅かに大きい結果となっている。また、格納容器下部水温については、原子炉圧力容器の破損に伴う熔融炉心の落下時点での温度上昇は感度解析ケース（最大値）の方が僅かに高い結果となっている。これは、エントレインメント係数を大きくすることで細粒化が進み、水との接触面積が大きくなり、水蒸気を短期間に発生させる効果があるためである。

c. 評価

エントレインメント係数の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さい。

(2) デブリ粒子径

a. 解析条件

デブリ粒子径には不確かさがあり、粒子径が小さい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。原子炉圧力容器下部プレナム部の粒子径ファクタは、ベースケースではMAAP推奨範囲（～）のうちおよそ中間となる を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAPの当該変数の推奨範囲のうち最小値と最大値 , を設定する。なお、格納容器下部の粒子径ファクタは、固定値 を設定している。

項目	粒子径ファクタ	設定根拠
ベースケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲のノミナル値
感度解析ケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最小値
	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最大値

b. 解析結果

図 5-2-1 及び図 5-2-2 に、デブリ粒子径の感度解析結果を示す。

粒子径ファクタは、原子炉压力容器下部プレナム部の細粒化に適用されていることから、本解析には、原子炉压力容器下部プレナム部の細粒化効果が含まれる。原子炉压力容器下部プレナム部に関する考察は添付 1 にて行っており、原子炉圧力への影響は僅かであることが確認されている。原子炉压力容器の破損時刻は、感度解析ケース（最小値）の方が僅かに早い結果となっている。これは、デブリ粒子の径が小さくなることで下部プレナムに残留している冷却材の蒸発が早くなり、結果として原子炉压力容器の破損が早まっている。約 4.3 時間で原子炉压力容器の破損に至り、溶融炉心が格納容器下部に落下し、水蒸気発生に伴う圧力上昇となり、感度解析ケース（最小値）の方が早く上昇する結果となっている。これは、前述のとおり、感度解析ケース（最小値）の方が原子炉压力容器の破損が早くなるためであり、この時の圧力上昇幅を比較すると、ベースケースと感度解析ケースとで大きな差はない。また、格納容器下部水温についても、原子炉压力容器の破損後の温度上昇幅はベースケースと感度解析ケースとで大きな差はない。

c. 評価

デブリ粒子径の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さい。

(3) 感度解析パラメータの組み合わせ

(2) で示したようにデブリ粒子径の圧力スパイクへの感度はほとんどない。このため、エントレインメント係数とデブリ粒子径の感度解析パラメータを組み合わせた解析は、エントレインメント係数の保守側のパラメータの感度解析とほぼ同じとなる。

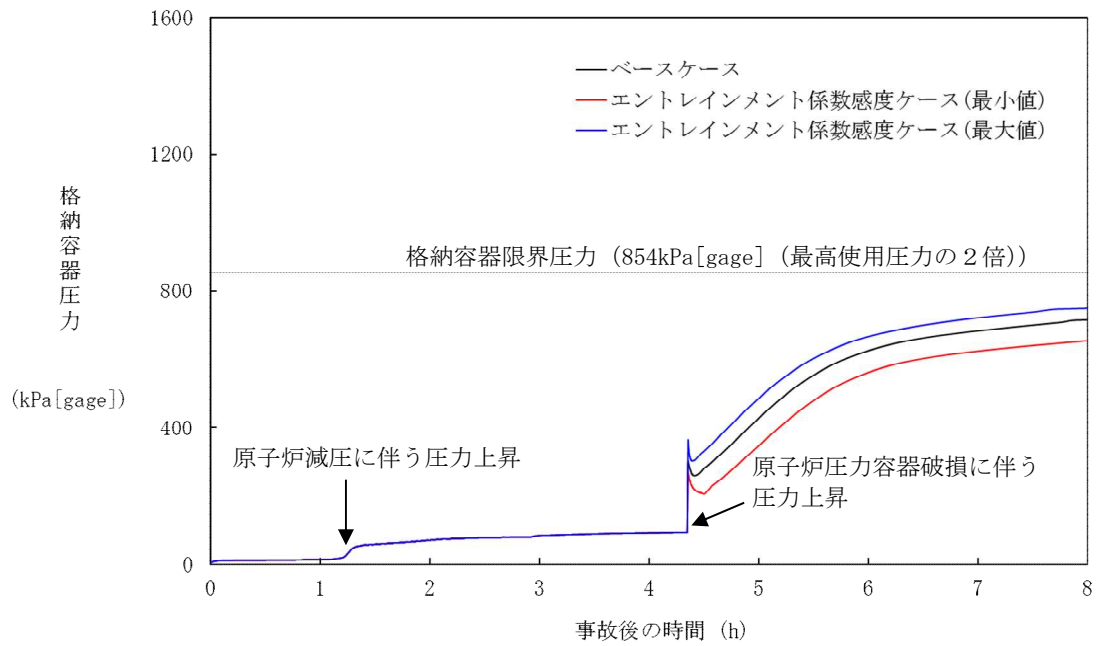


図 5-1-1 エントレインメント係数の感度解析（ドライウェル圧力）

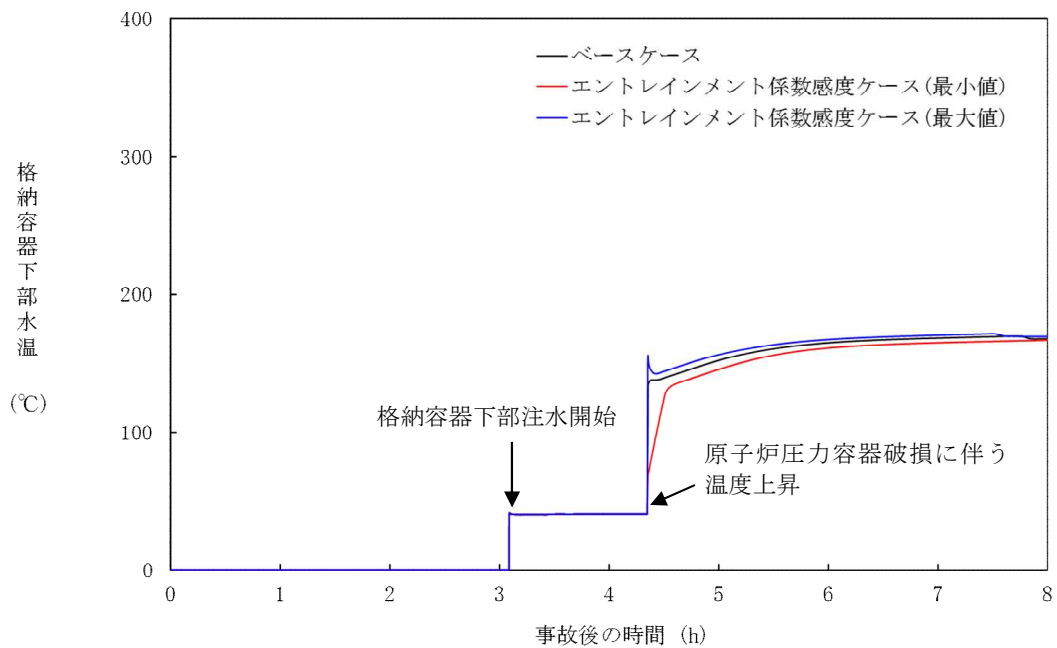


図 5-1-2 エントレインメント係数の感度解析（格納容器下部水温）

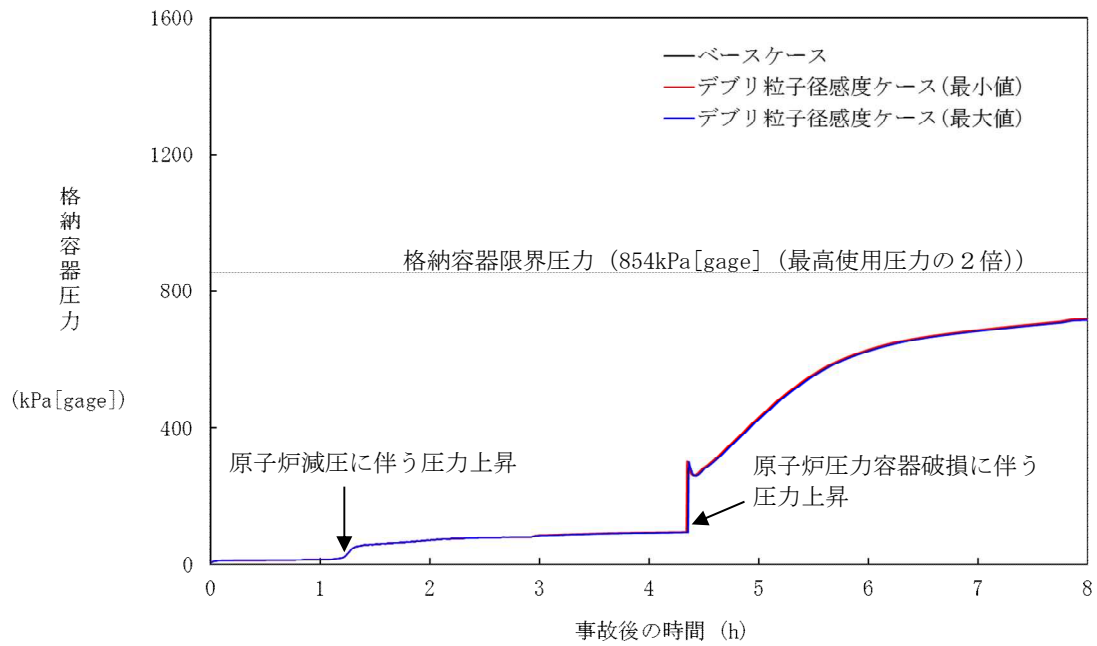


図 5-2-1 デブリ粒子径の感度解析 (ドライウェル圧力)

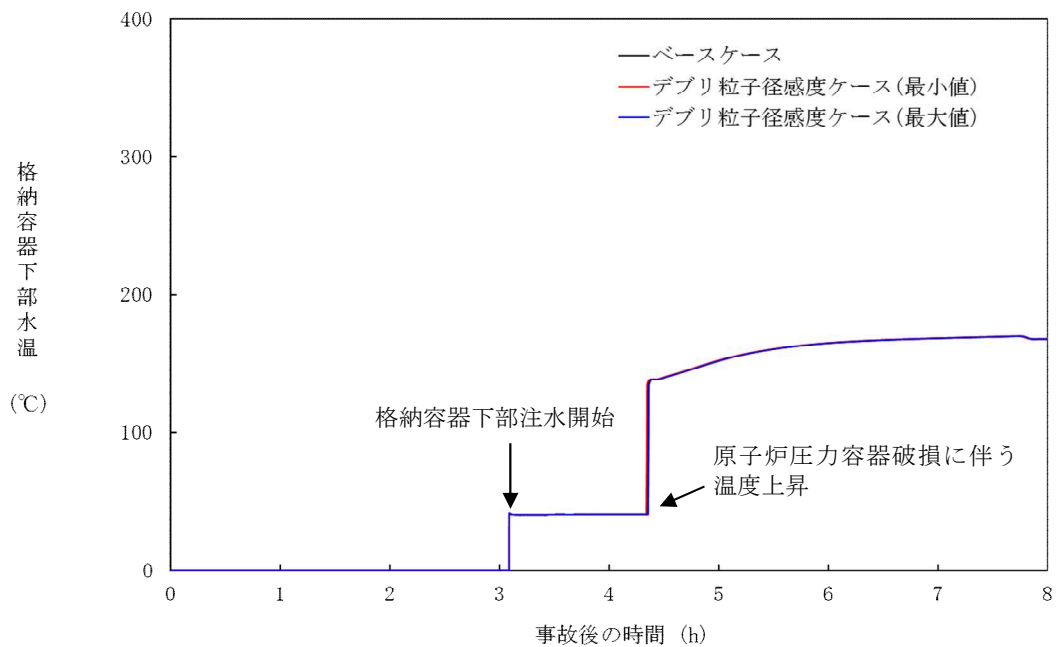


図 5-2-2 デブリ粒子径の感度解析 (格納容器下部水温)

6. まとめ

原子炉圧力容器外におけるFCIについては、これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われているが、外部からの強制的なトリガーを与えない場合には水蒸気爆発は発生しないという結果が得られている。外部トリガーを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されており、また、水蒸気爆発が発生した場合においても機械的エネルギーへの変換効率は小さく、大規模な水蒸気爆発には至っていない。したがって、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

原子炉圧力容器外FCIのうち、圧カスパイクへの影響因子について、実現象と解析モデルにおける取り扱いに着目し、以下に挙げるものを抽出した。

- ・ 格納容器下部（ペDESTAL）領域のプール水の状態（サブクール度，水位）
- ・ 溶融炉心の落下量及び粒子化（破損口径，落下速度，粒子化割合）
- ・ プール水とデブリ粒子との伝熱（デブリ粒子径）
- ・ 原子炉格納容器内での水蒸気の流動

これらの項目について、不確かさの幅を考慮した感度解析を実施し、圧カスパイクに対する影響を評価した結果、いずれの項目においても圧カスパイクに対する感度は小さく、重大事故等対策の有効性評価に影響を与えないことを確認した。

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



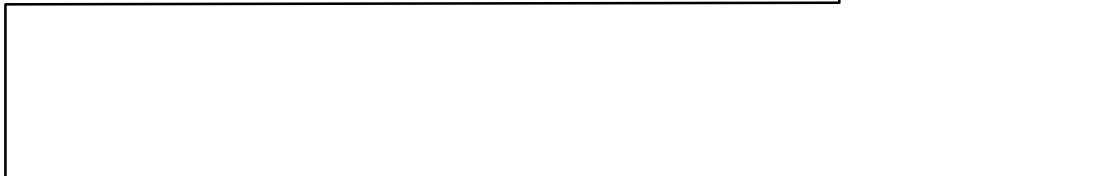
上記の仮定によって、解析結果と実験結果の比較には制限があるが、ピーク圧力の上昇（すなわち、圧カスパイク挙動）と圧力の上昇速度については、比較が可能である。

付図 1, 付図 2, 付図 3, 付図 4, 付図 5, 付図 6, 付図 7, 付図 8, 付図 9, 付図 10, 付図 11 及び付図 12 に L-06, L-08, L-14, L-11 実験の圧力及びデブリ粒子径及び堆積デブリ質量の実験結果と, MAA P 解析結果の比較図を示す。MAA P 解析結果は, 三つのパラメータに対して, 最適値, 最大値, 最小値の組み合わせを用いて評価されている。また, 付表 1 に L-06, L-08, L-14, L-11 実験の過熱度を示す。

付表 1 FARO 実験における過熱度^[2 3]

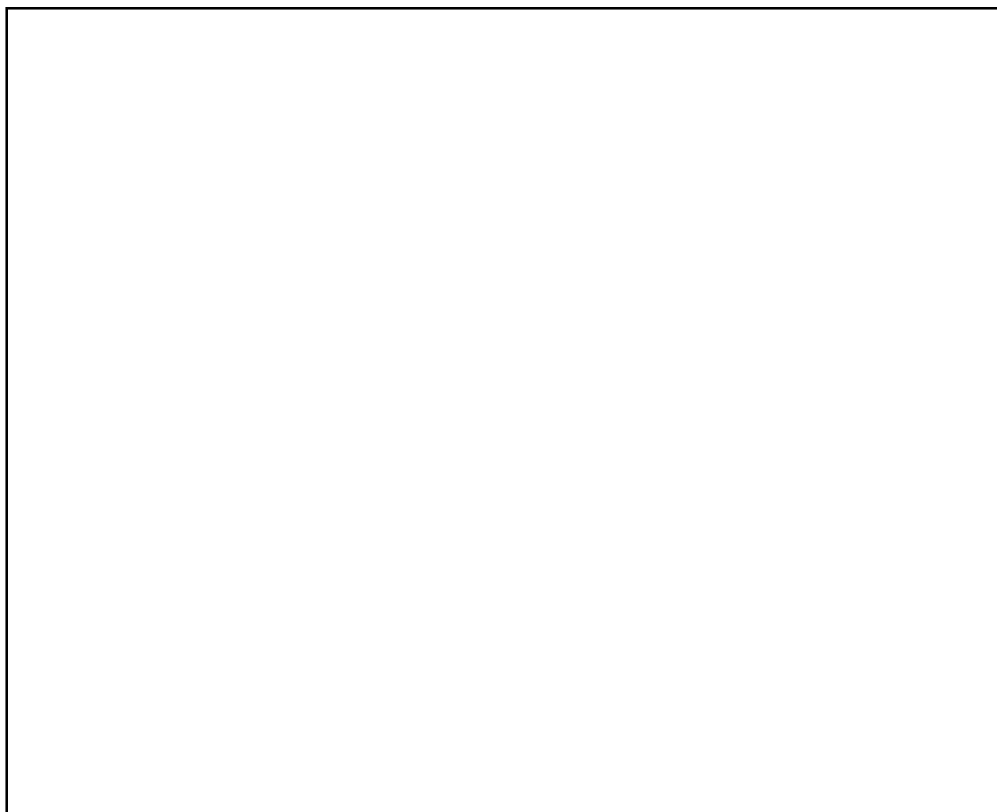
実験ケース	L-06	L-08	L-14	L-11
過熱度[K]	63	163	263	100

いずれの実験の圧力挙動も, MAA P 解析結果では再現をみた。

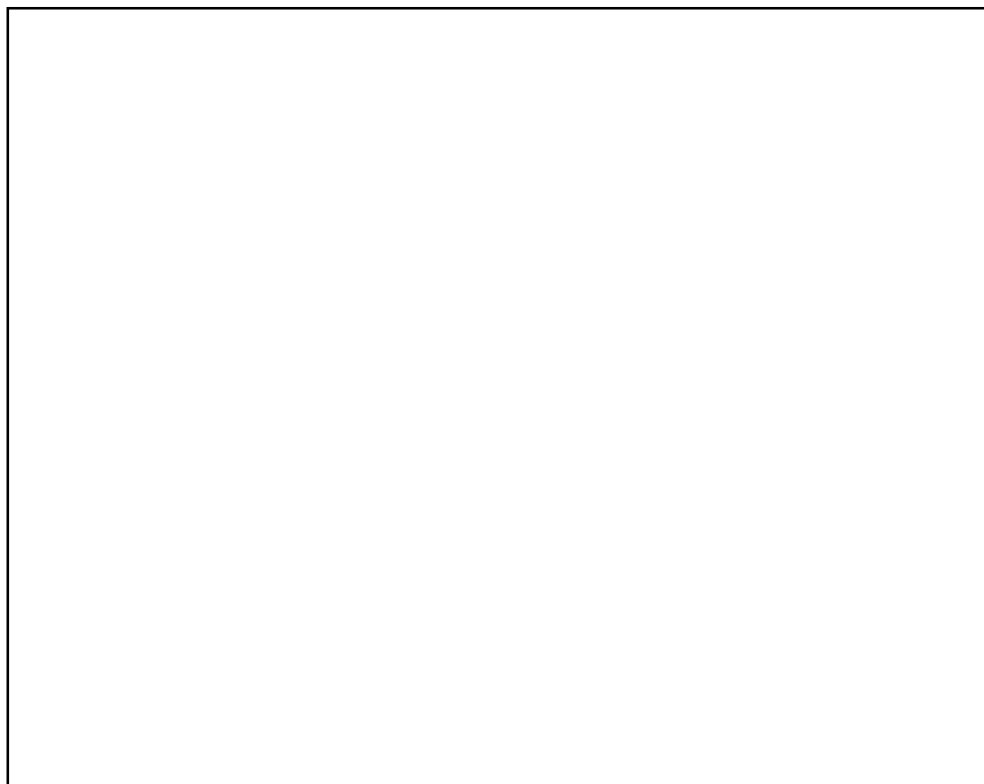


また, デブリ粒子径及び堆積デブリ質量についても, 実験結果のデータは, エントレインメント係数及び粒子径ファクタを変化させた場合の MAA P 解析結果の範囲内によく再現されている。

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

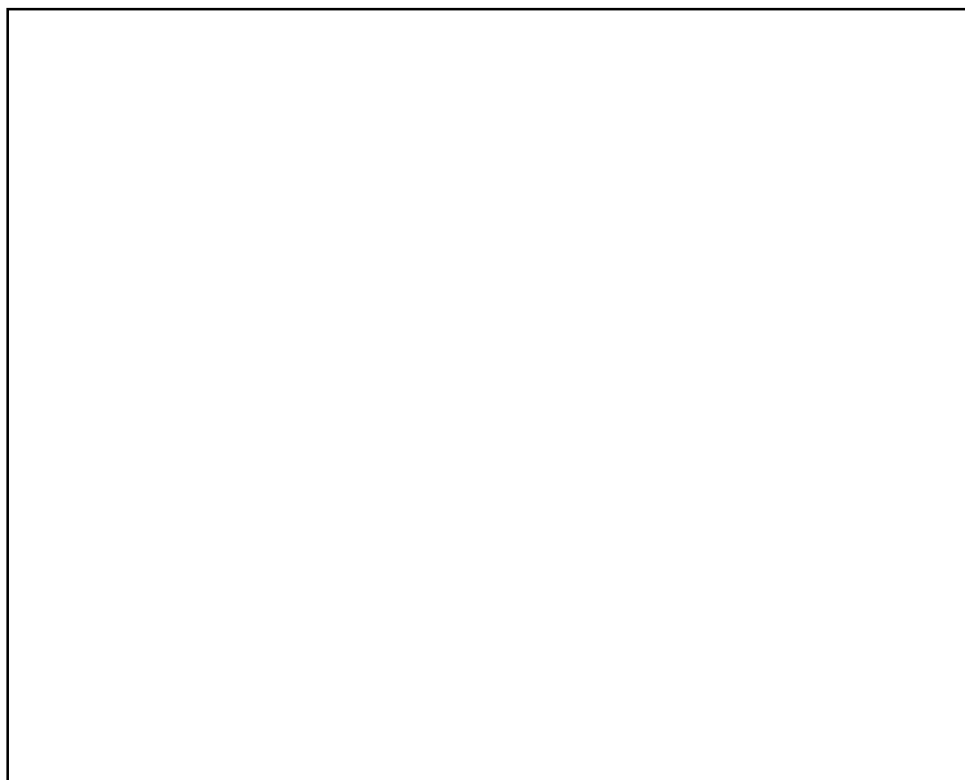


付図1 L-06 実験結果/解析結果比較 (圧カスパイク) [22]



付図2 L-08 実験結果/解析結果比較 (圧カスパイク) [22]

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

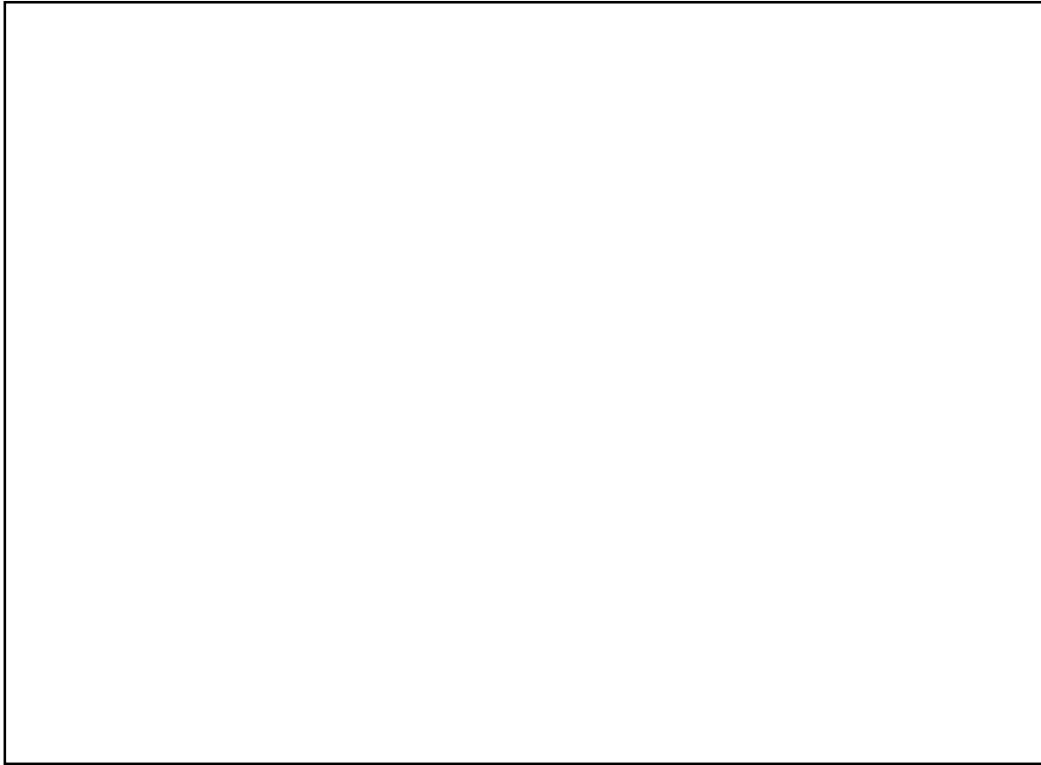


付図3 L-14 実験結果/解析結果比較 (圧カスパイク) [22]

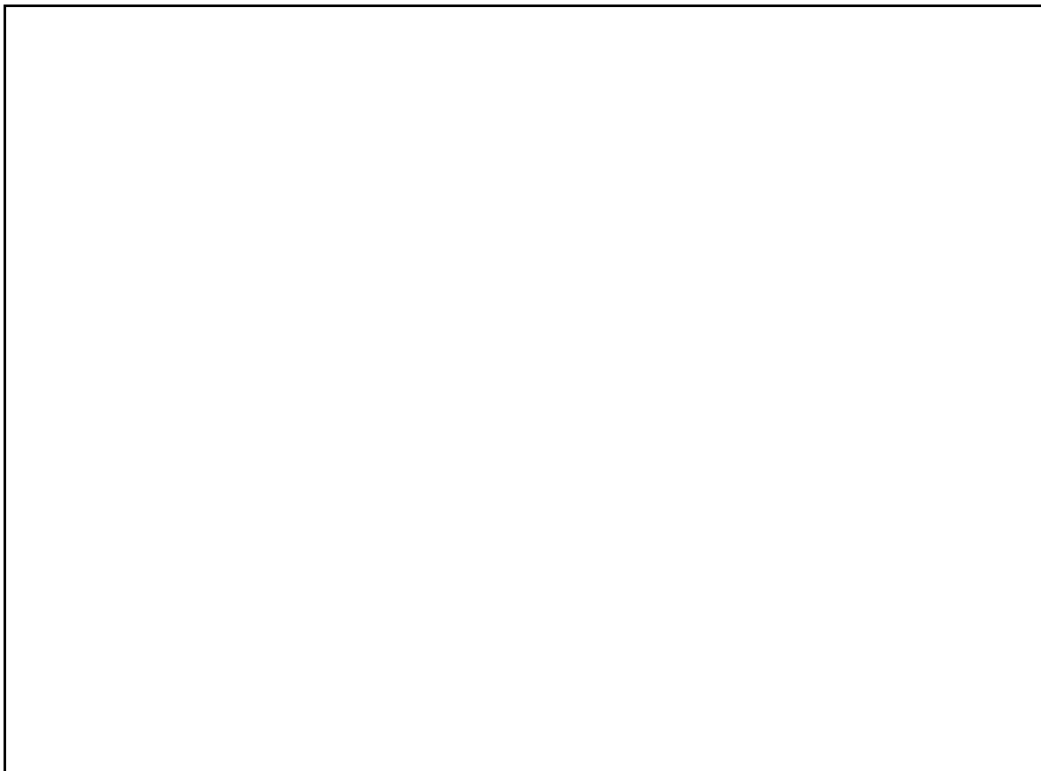


付図4 L-11 実験結果/解析結果比較 (圧カスパイク) [22]

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



付図5 L-06 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[22]

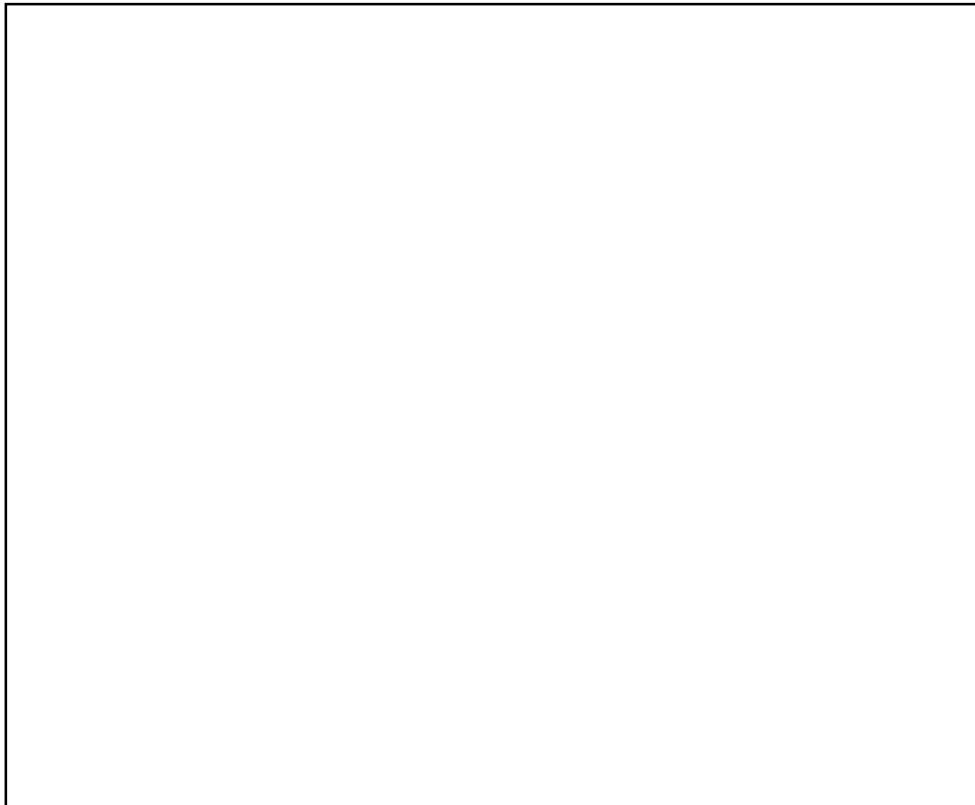


付図6 L-08 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[22]

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



付図7 L-14 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[22]



付図8 L-11 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[22]

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



付図9 L-06 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[22]

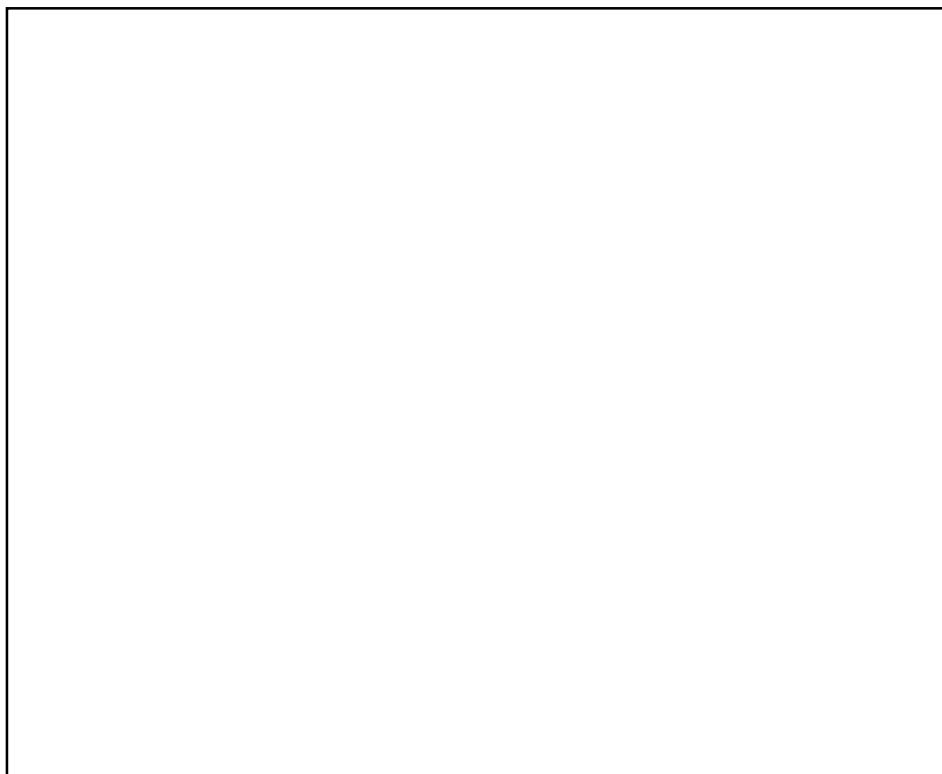


付図10 L-08 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[22]

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



付図 11 L-14 実験結果/解析結果比較 (堆積デブリ質量) [22]



付図 12 L-11 実験結果/解析結果比較 (堆積デブリ質量) [22]

3. 結論

MAAPコードでは、FCIに関わる圧カスパイク挙動はデブリジェットモデルで制御されており、その妥当性確認はFARO実験結果とのベンチマーク解析によって行われている。FARO実験結果の示す圧カスパイク挙動のピーク圧力、圧力上昇及びデブリ粒子径について、MAAPコードはよく再現されており、その妥当性が確認されている。

参考文献

- [1] U. S. NRC, Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400, NUREG-75/014, Oct. 1975.
- [2] N. Yamano, Y. Maruyama, T. Kudo, A. Hidaka, J. Sugimoto, Phenomenological studies on melt-coolant interactions in the ALPHA program, Nucl. Eng. Des. 155 369-389, 1995.
- [3] I. Huhtiniemi, D. Magallon, H. Hohmann, Results of recent KROTOS FCI tests: alumina versus corium melts, Nucl. Eng. Des. 189 379-389, 1999.
- [4] D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006.
- [5] H. S. Park, R. Chapman, M. L. Corradini, Vapor Explosions in a One-Dimensional Large-Scale Geometry With Simulant Melts, NUREG/CR-6623, 1999.
- [6] D. Magallon, et al, Lessons learnt from FARO/TERMOS corium melt quenching experiments, Nucl. Eng. Des. 189 223-238, 1999.
- [7] M. Kato, H. Nagasaka, COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions, JAERI-Conf 2000-015, 2000.
- [8] V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism, 2012.
- [9] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04.
- [1 0] (財) 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
- [1 1] K. Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, 2008.
- [1 2] 片山, 高速衝突と爆発問題を中心とした諸分野における衝撃解析, 「第 7 回衝撃工学フォーラム (中級者のための衝撃工学入門)」, 日本材料学会, 平成 20 年 11 月
- [1 3] Livermore Software Technology Corporation, LS-DYNA KEYWORD USER' S MANUAL VOLUME I, 2007.
- [1 4] T. Okkonen, et al, Safety Issues Related to Fuel-Coolant Interactions in BWR' S, NUREG/CP-0127, 1994.
- [1 5] T. G. Theofanous, et al, Steam Explosions: Fundamentals and Energetic Behavior, NUREG/CR-5960, 1994.
- [1 6] S. Basu, T. Ginsberg, A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction (FCI) issues, Report of the Second Steam Explosion Review Group Workshop (SERG-2), NUREG-1524, 1996.

-
- [1 7] O. Zuchuat, et al, Steam Explosions-Induced Containment Failure Studies for Swiss Nuclear Power Plants, JAERI-Conf 97-011, 1998.
- [1 8] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Des., 222, 1-15, 2003.
- [1 9] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007.
- [2 0] NUCLEA Nuclear Thermodynamic Database, Version 2005-01.
- [2 1] NEA/CSNI/R, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions, 2015.
- [2 2] Electric Power Research Institute (EPRI), MAAP4, Modular Accident Analysis Program User' s Manual, EPRI Report prepared by Fauske & Associates, Inc.
- [2 3] D. Magallon, Experimental investigation of 150-kg-scale corium melt jet quenching in water, Nucl. Eng. Des. 177 321-337, 1997.