

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

(第 5 部 M A A P)

添付 2 溶融炉心と冷却材の相互作用について

平成 27 年 6 月

東北電力株式会社

東京電力株式会社

中部電力株式会社

中国電力株式会社

目次

1. まえがき	5-2-1
2. 現象の概要	5-2-1
3. これまで知見の整理.....	5-2-2
4. 不確かさに関する整理.....	5-2-23
5. 感度解析と評価	5-2-30
6. まとめ	5-2-35
参考文献	5-2-36

1. まえがき

熔融炉心と冷却材の相互作用（FCI：Fuel-Coolant Interaction，以下「FCI」と称す。）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 FCI 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

熔融燃料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（FCI）”と呼ぶ。また，FCI 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”圧力スパイク”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 FCI を原子炉圧力容器内 FCI と呼び，格納容器下部で発生する FCI を原子炉圧力容器外 FCI 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」と称す。）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（圧力スパイク）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、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、JRC イスプラ研究所で実施された FARO 試験、KROTOS 試験、(旧) 日本原子力研究所で実施された ALPHA 試験、(旧) 原子力発電技術機構で実施された COTELS 試験及び韓国原子力研究所 (KAERI) で実施された TROI 試験がある。これらの試験では模擬溶融物として UO_2 混合物を用いた試験とアルミナ等を用いた試験がある。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 試験

ALPHA 試験^[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 試験装置を図 3-1 に示す。試験容器は、内径 3.9m、高さ 5.7m、容積 $50m^3$ 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試験装置である。表 3-2 に ALPHA 試験の試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試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 試験の代表的試験 (STX016) の圧力変化の例を図 3-2 に示す。

(2) KROTOS 試験

KROTOS 試験^{[3][4][5]}では、FARO 試験が大型試験装置であるのに対して小型の試験装置であるが、低圧・サブクール水を主として試験を実施している（図 3-3）。KROTOS 試験の代表的試験（K37, K42）の圧力変化の例を図 3-4 に示す。KROTOS 試験では模擬コリウムとして UO_2 混合物を用いた試験とアルミナを用いた試験を実施している。表 3-3 に KROTOS 試験の試験結果のまとめを示す。アルミナ試験では、サブクール度が大きい試験ケース（K38, K40, K42, K43, K49）では、外部トリガー無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試験ケース（K41, K44, K50, K51）では、外部トリガー無しでは水蒸気爆発は発生していない。一方、 UO_2 混合物試験では、外部トリガー無しでは水蒸気爆発は発生していない。また、 UO_2 混合物試験でも外部トリガー有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試験ケースである。また、 UO_2 混合物試験の水蒸気爆発のエネルギー変換効率は、アルミナ試験の水蒸気爆発に比較して低い結果となっている。アルミナ試験と 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 混合物試験では、外部トリガー無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 混合物試験では水素が発生し、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 試験

FARO 試験^{[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、多くの試験は高圧・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試験も実施されている。FARO 試験装置の概要を図 3-5 に示す。表 3-4 に FARO 試験の試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 試験のいずれの試験ケースでも水蒸気爆発は発生していない。FARO 試験で得られた主な知見は以下である。

- ・ 高圧・飽和水試験、低圧・サブクール試験の何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試験の場合は一部が粒子化し、一部はパンケーキ状でプール底部に堆積した。高圧・飽和水のコリウムに金属 Zr 成分を含んだ試験及び低圧・サブクール試験では全てのコリウムは粒子化した。
- ・ 粒子の質量中央径は比較的大きかったが、試験条件（初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度）に依存していない。
- ・ Zr 金属を含めた試験ケース（L-11）では、Zr 金属の酸化により、Zr 金属を含めない試験ケース（L-14）よりも圧力上昇が大きくなる。

(4) COTELS 試験

COTELS 試験^[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 試験装置の概要を図 3-7 に示す。表 3-5 に COTELS 試験の試験結果のまとめを示す。COTELS 試験の代表的な試験ケース (A1) の圧力挙動を図 3-8、各試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 試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、全ての試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 6mm 程度である。コリウム落下速度の大きいケースの粒子径は小さくなっている。
- ・ 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 試験

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

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

- ・ 自発的な水蒸気爆発が生じた試験は、融点を大きく上回る過熱度を溶融物に対して与えるなどの実機と異なる条件であり、その他の試験では自発的な水蒸気爆発は生じていない。
- ・ 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]。

3.2 FCI 実験の知見の整理

前項で示した FCI 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 FCI 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 FCI 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溶融物を用いた ALPHA 試験及びアルミナを用いた KROTOS 試験では、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 試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 試験では 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試験条件である。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 試験の溶融物温度はかなり高い試験条件と考えられ、他の試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 試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 3-7 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 (5cm) ~ 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 試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 試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 試験(表 3-2)や KROTOS 試験(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試験の値に対して比較的小さい値となっている。

また、KROTOS 試験(K52, K53, K46)では、 UO_2 混合物を用いた試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、これらの試験ケースはサブクール度が大きい試験ケースである(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 試験のK52, K53と同程度の高サブクール度の条件である FARO 試験の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。これらの試験の UO_2 混合物量は、KROTOS 試験が数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 試験の高サブクール試験(A11)でも水蒸気爆発は発生していない。COTELS 試験は、BWRの原子炉圧力容器外FCIを模擬した試験であり、溶融物に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、溶融物量も50kg程度であり、KROTOS 試験よりも実機条件に近い。

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

FCI 試験では、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 試験では最大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、溶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FCIを模擬したCOTELS 試験の試験装置では、BWRのペDESTAL底部と同様に平板コンクリートを模擬した試験装置としており、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、水深が試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、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、実記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。

上記の試験条件と実機条件の検討より、実機においては、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。

(2) 水蒸気爆発の影響評価例

原子炉圧力容器外水蒸気爆発が発生した場合の影響について、JASMINE コード（水蒸気爆発解析）及び AUTODYN-2D（構造物応答解析）を用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率が評価されている^[11]。以下では、本資料の評価内容について考察する。最初に、本評価における水蒸気爆発の発生確率の扱いについて整理する。この評価の JASMINE コードによる水蒸気爆発解析では、水蒸気爆発に影響する粗混合融体質量が最大となる時点で強いトリガリング（圧力外乱）を与えることで、水蒸気爆発の発生を模擬している。即ち、水蒸気爆発のトリガーを恣意的に解析的条件として与えることで水蒸気爆発を発生させている。したがって、本評価で示される格納容器破損確率は、水蒸気爆発の発生（トリガー発生）確率を 1 と仮定した場合の格納容器破損確率の評価といえる。これに対して実機では、前述のとおり、圧力外乱となるトリガー波が発生する要素はないと考えられる。

次に水蒸気爆発が発生した場合の影響評価について整理する。本資料で示されている BWR ペDESTAL 領域の評価における格納容器破損のフラジリティカーブでは、流体の運動エネルギーが 1000MJ 以下の範囲の破損確率はほぼゼロとなっている。これに対して、本資料で示されている JASMINE コードによる水蒸気爆発の不確かさ解析結果では、流体の運動エネルギーは最大でも 200MJ 程度となっている。したがって、BWR ペDESTAL 領域における格納容器破損確率は極めて小さいと考えられる。

(3) 原子炉圧力容器外 FCI の圧力スパイクの影響因子

水蒸気爆発が発生しない場合でも、燃料炉心の冷却材への伝熱による水蒸気発生により圧力スパイクが生じる。ここでは、原子炉圧力容器外 FCI の圧力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 試験の試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 試験では、基本試験ケース（A1）に比較してコリウム量が少ない試験ケース（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 試験では、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 試験では水深は 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 試験では、水深が 1~2m であるが、高圧・飽和水の酸化コリウム試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試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 試験結果ではコリウム落下速度の大きいケース（A8, A10）では、基本試験ケース（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 試験では、粒子の質量中央径は比較的大きかったが、試験条件（初期

圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度) に対する依存性は低いと報告されている。各 UO_2 混合物試験の平均的な粒子径は、溶融物量の多い FARO 試験では 2.6~4.8mm^[4], COTELS 試験では 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)

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

原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する国際会議，文献	BWR の原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する議論
OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1993) ^[1 2]	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。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 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) ^[1 3]	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，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) ^[1 4]	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 FCI 専門家会議 (1997) ^[1 5]	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 では炉内水蒸気爆発は格納容器への脅威とならない。 (O. Zuchuat 等)

表 3-2 ALPHA 試験の主要な試験条件及び試験結果^[2]

試験名	試験ケース	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 試験の主要な試験条件及び試験結果^{[3][4][5]}

試験名	試験ケース	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 試験の主要な試験条件及び試験結果^[4]

試験名	試験ケース	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 試験の主要な試験条件及び試験結果^[7]

試験名	試験ケース	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 試験の主要な試験条件及び試験結果(1/2) [8] [9][16][17]

試験名	試験ケース	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[16]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[16]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 試験の主要な試験条件及び試験結果(2/2)^{[8] [9] [16] [17]}

試験名	試験ケース	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[16]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[16]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。

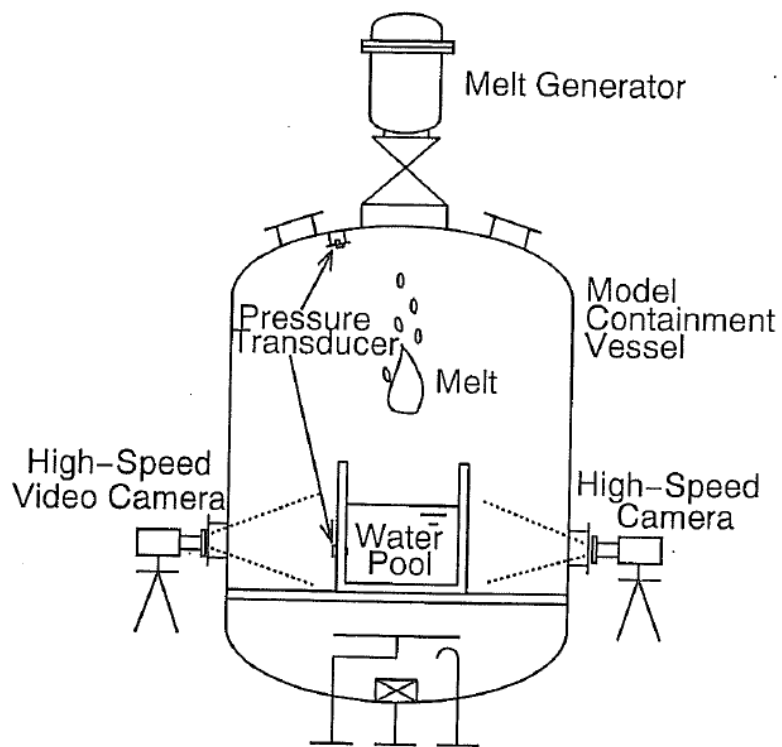
表 3-7 TROI 試験と実機条件の比較

試験ケース	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) 試験条件の過熱度は UO_2/ZrO_2 の相図^[18]より固相線温度を約 2900K とした場合の概算値

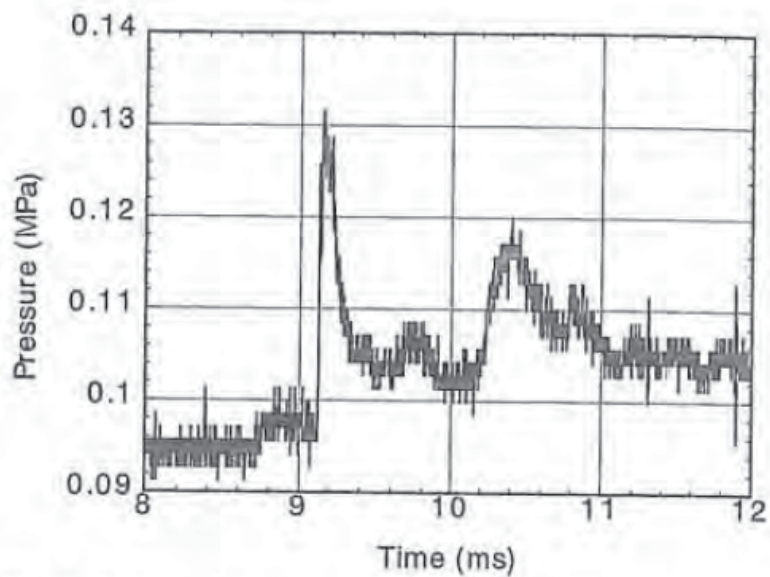
実機条件の過熱度は事故解析結果による下部プレナム部の溶融物（酸化物層）の過熱度の概算値

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



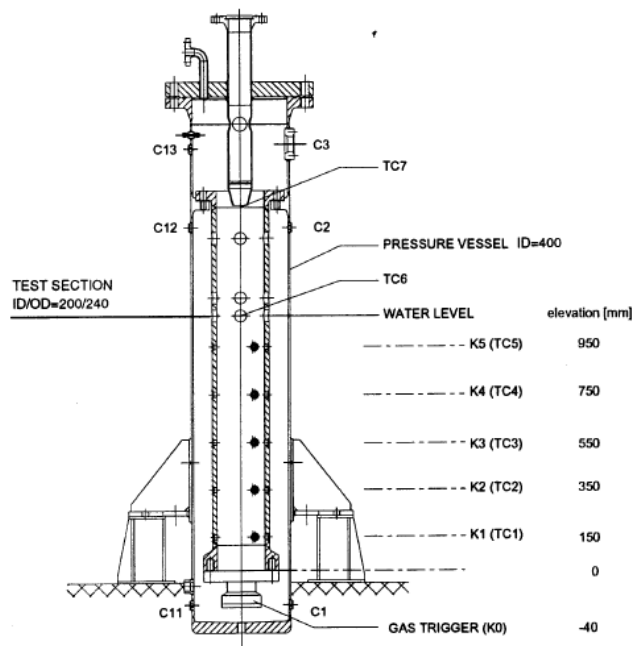
出典：参考文献^[2] p. 371 Fig. 1

図 3-1 ALPHA 試験装置の概要



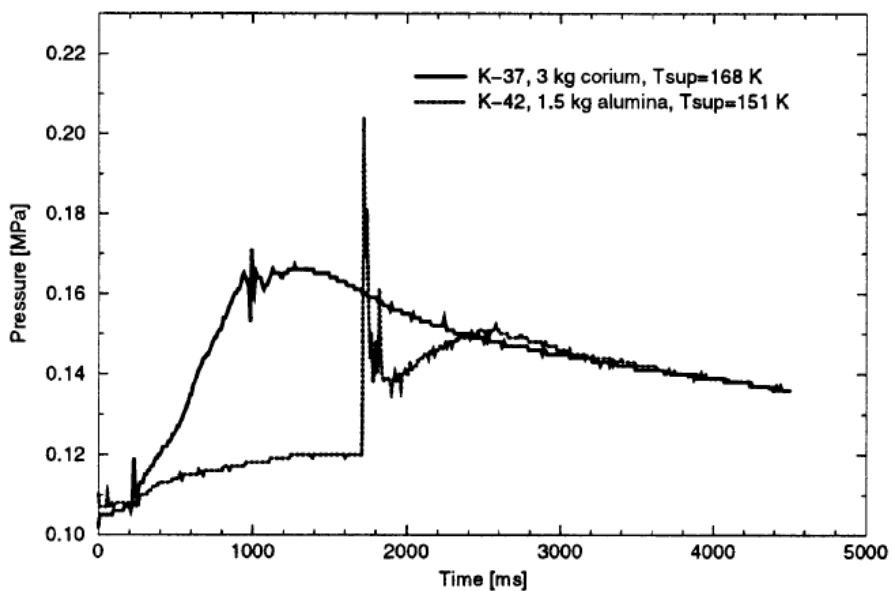
出典：参考文献^[2] p. 380 Fig. 8

図 3-2 ALPHA 試験の圧力評価の例 (STX016)



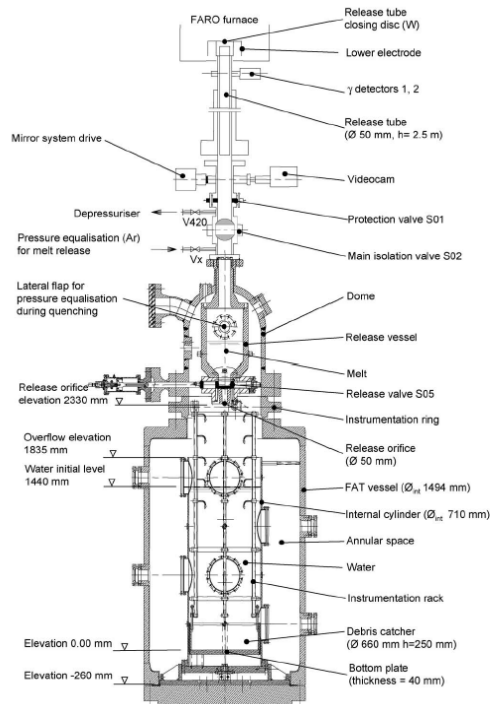
出典：参考文献^[3] p. 380 Fig. 1

図 3-3 KROTOS 試験装置の概要



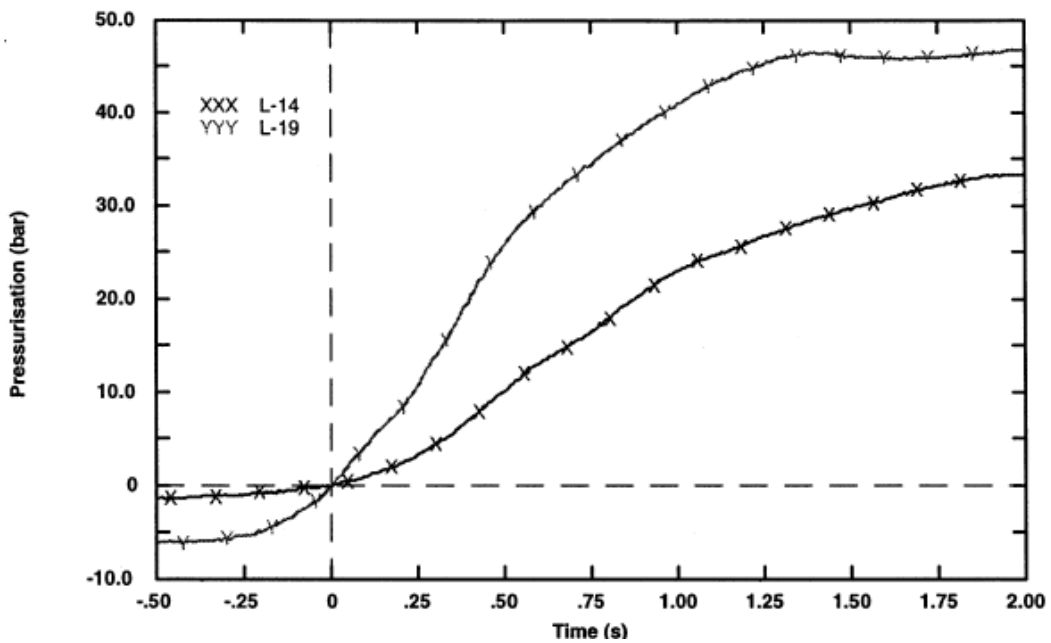
出典：参考文献^[3] p. 385 Fig. 3

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



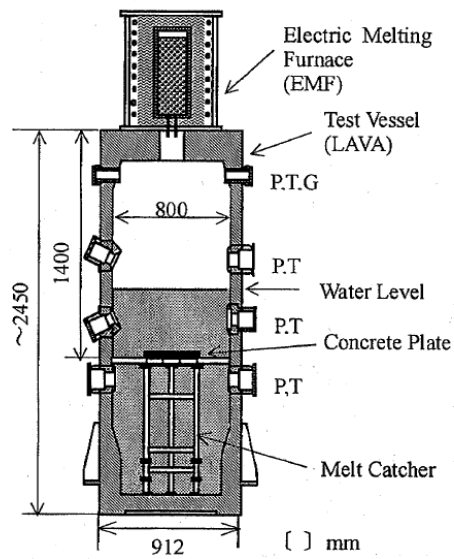
出典：参考文献^[4] p.1999 Fig.1

図 3-5 FARO 試験装置の概要



出典：参考文献^[6] p.229 Fig.6

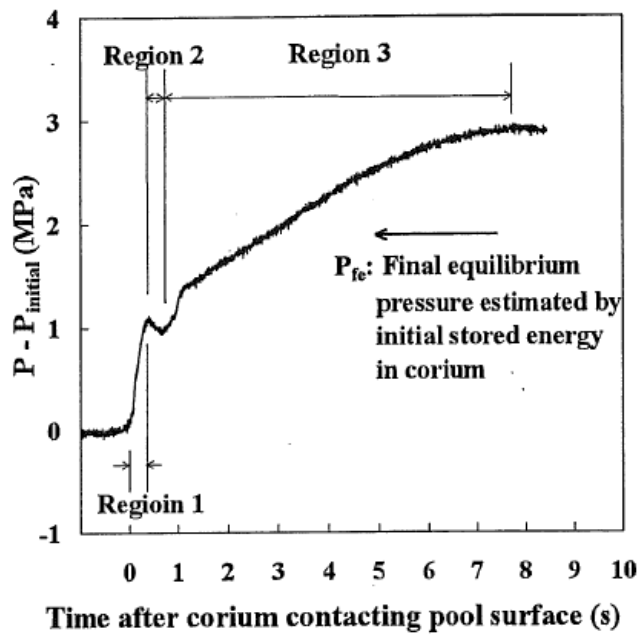
図 3-6 FARO 試験の圧力変化の例 (L-14, L-19)



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

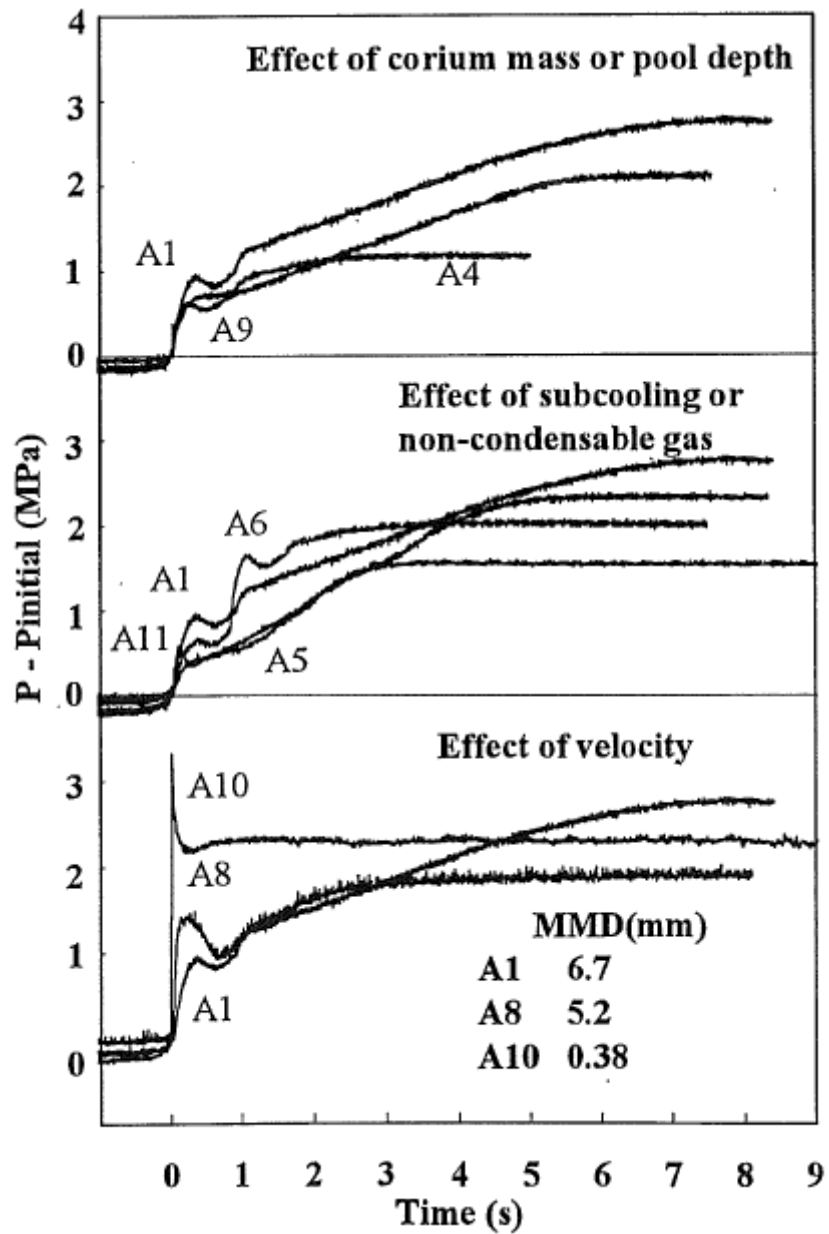
出典：参考文献^[7] p. 37 Fig. 1

図 3-7 COTELS 試験装置の概要



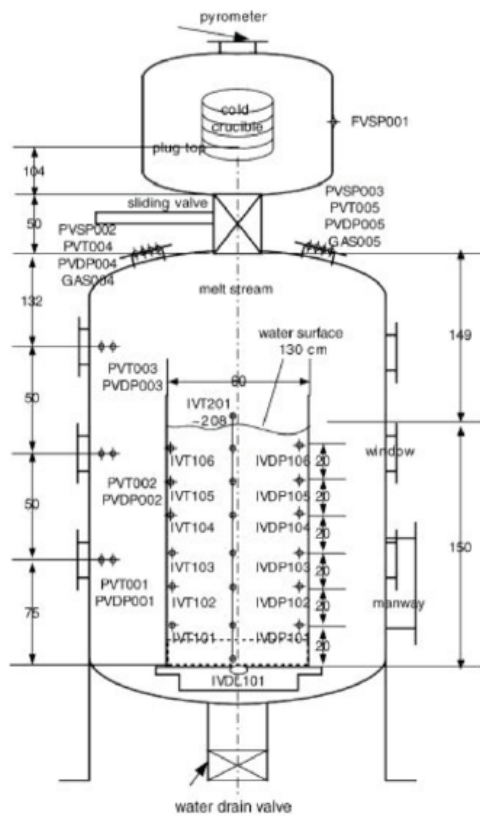
出典：参考文献^[7] p. 38 Fig. 2

図 3-8 COTELS 試験の圧力変化の例 (A1)



出典：参考文献^[7] p. 38 Fig. 3

図 3-9 COTELS 試験の各試験ケースの圧力変化



Expl.:

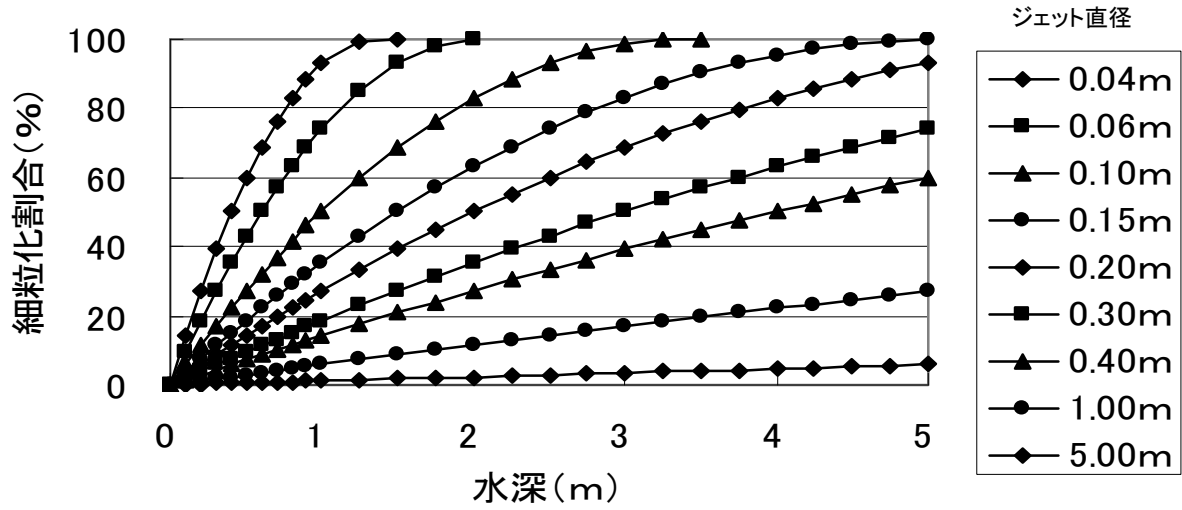
- IVDP - water dynamic pressure
- PVT - pressure vessel temperature
- PVDP - pressure vessel dyn. pressure
- PVSP - pressure vessel static press.
- IVDL - bottom dynamic load
- IVT - water temperature

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

出典：参考文献^[8] Appendix B. p.202

図 3-10 TROI 試験装置の概要

細粒化割合(Ricou and Spalding;E=0.045)



出典：参考文献^[10]

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 FCI 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 FCI 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 FCI 実験の知見の整理より、原子炉圧力容器外 FCI 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）
- ・ 熔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。

- ・ 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ディ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、水深が深いほうが熔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) 熔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）

熔融炉心の落下量は、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 では熔融物流出に伴う破損口の径

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。

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。

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

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。

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

(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。

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

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 試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 試験条件は、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、雰囲気気圧条件は 2～5.8MPa（高压条件）、0.2～0.5MPa（低压条件）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

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。

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概ね包絡しており、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しているため、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DESTAL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、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試験条件は、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概ね包絡しており、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） 格納容器内での水蒸気の流動

FCI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、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領域からドライウエル領域への流れは、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FCIの不確かさに関する整理結果を表4-1に示す。また、FCIにおける不確かさに関するフローを図4-1に示す。

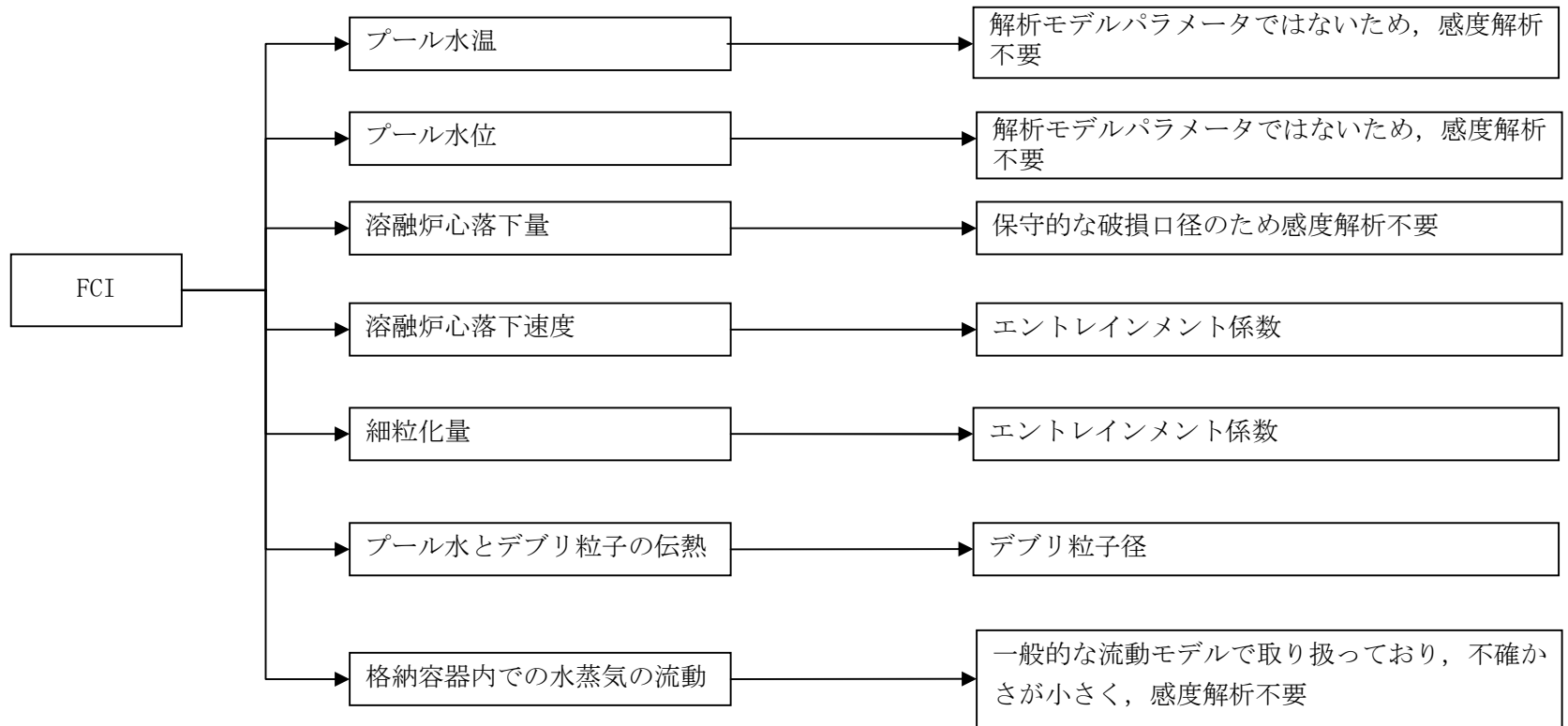


図 4-1 FCI における不確かさに関する流れ図

表 4-1 FCI 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。
溶融炉心落下量	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。
溶融炉心落下速度	原子炉圧力容器内外圧力差、溶融炉心の水頭、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、溶融炉心の水頭、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 FCI 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 デブリの内、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、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。

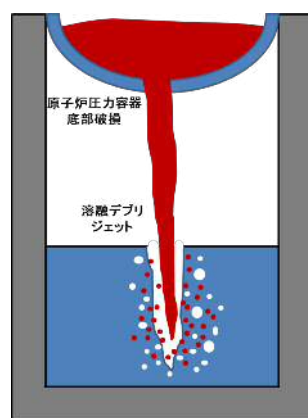
感度解析のベースケースは、BWR-5, Mark-I 改良型格納容器プラントにおける「高圧・低圧注水機能喪失（原子炉圧力容器破損）」である。

(1) Ricou-Spalding のエントレインメント係数

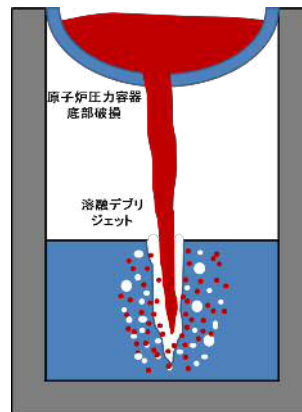
a. 解析条件

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 5-1-1～5-1-2 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、そのとき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

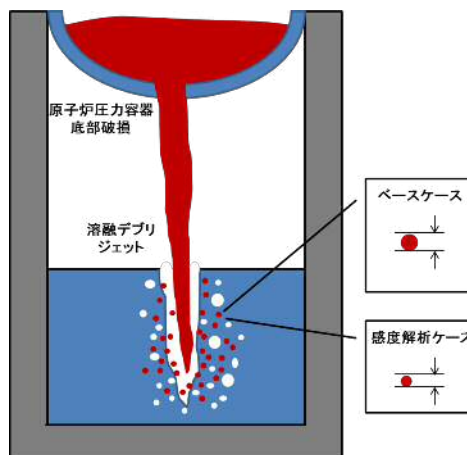
エントレインメント係数の圧カスパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さい。

(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カスパイクが大きくなると考えられる。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、を設定する。

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 5-2-1～5-2-2 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も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も含まれる。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、熔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

デブリ粒子径の圧カ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カ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。

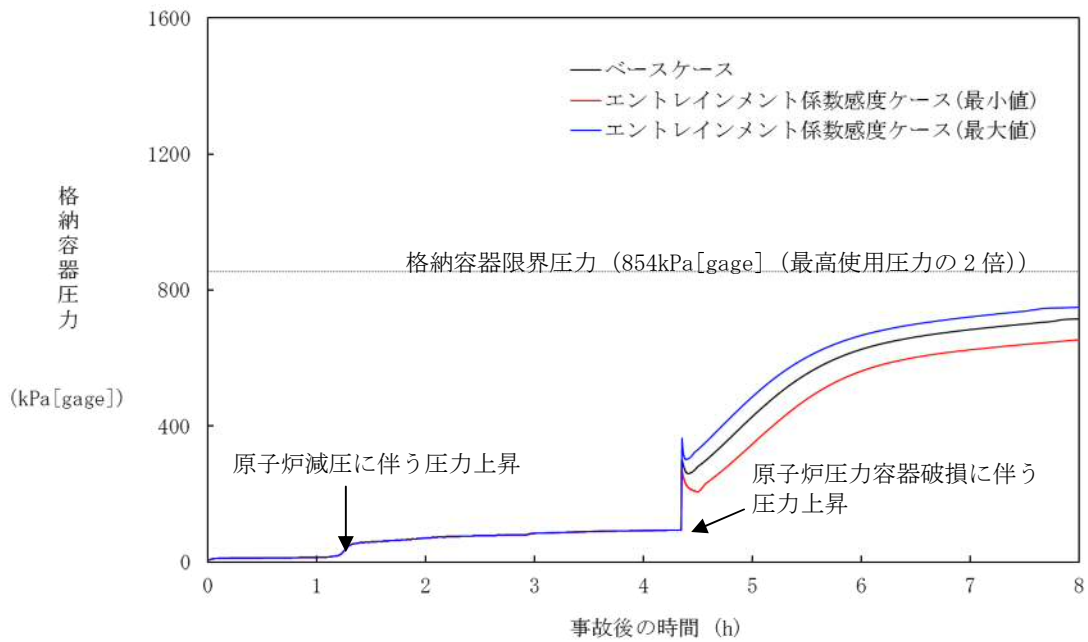


図 5-1-1 エントレインメント係数の感度解析（ドライウェル圧力）

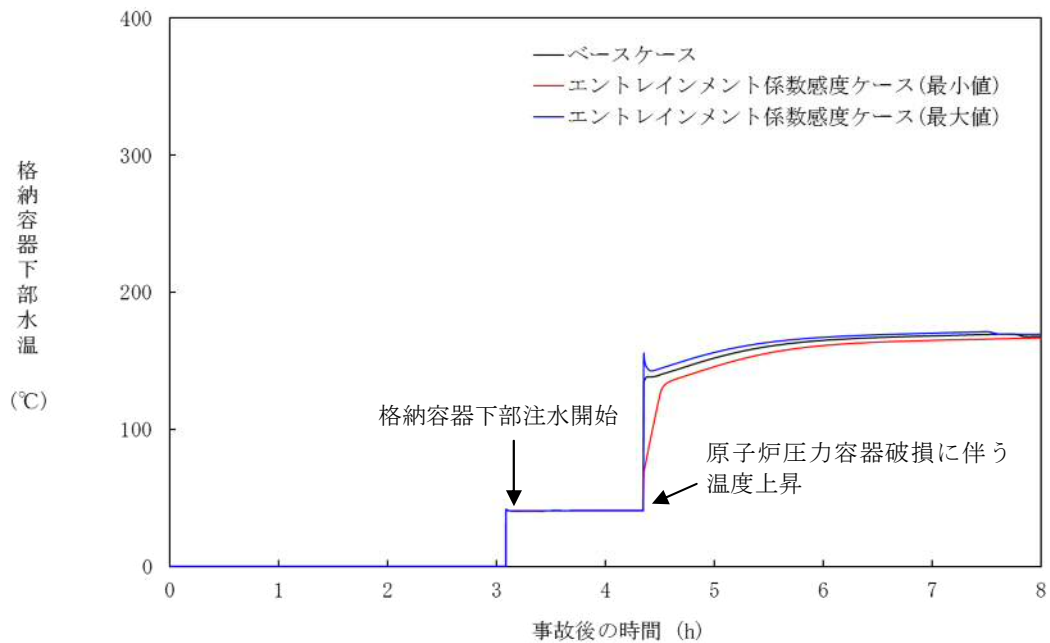


図 5-1-2 エントレインメント係数の感度解析（格納容器下部水温）

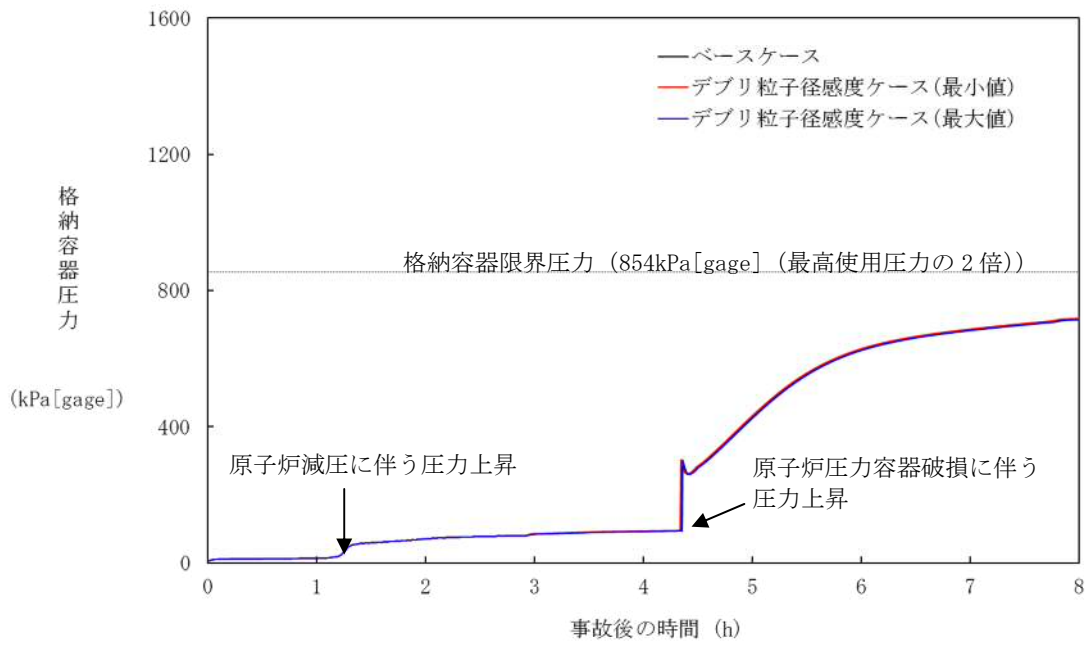


図 5-2-1 デブリ粒子径の感度解析（ドライウェル圧力）

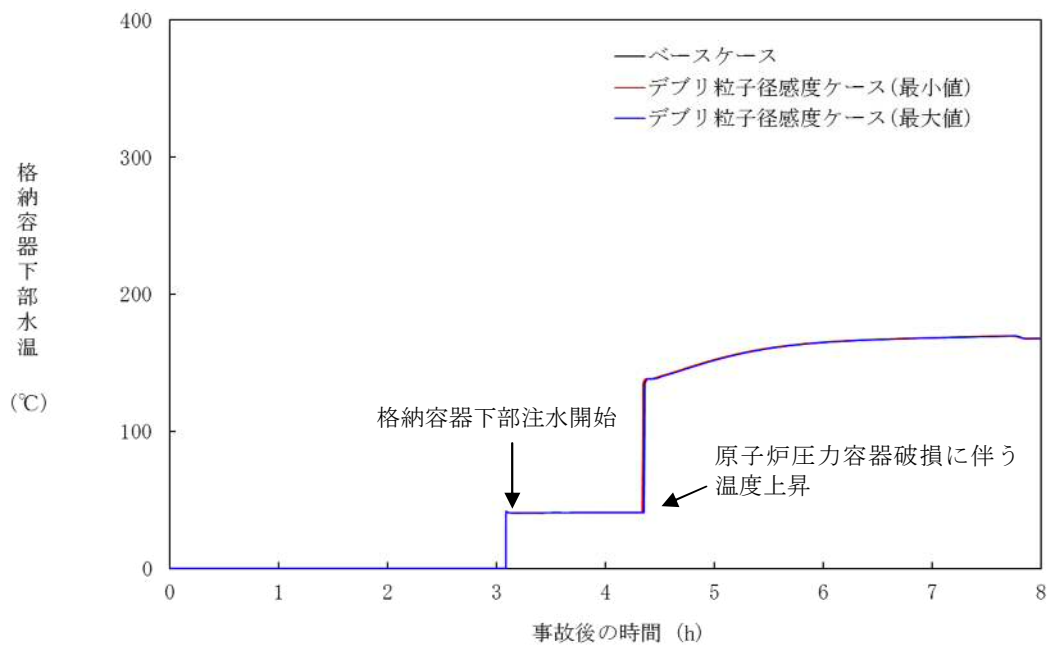


図 5-2-2 デブリ粒子径の感度解析（格納容器下部水温）

6. まとめ

原子炉压力容器外における溶融燃料－冷却材相互作用については、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。

原子炉容器外 FCI のうち、圧力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）
- ・ 溶融燃料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）
- ・ 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、圧力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力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。

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] 森山他, 「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」, JAEA-Research 2007-072, 2007
- [1 2] T.Okkonen, et al, Safety Issues Related to Fuel-Coolant Interactions in BWR'S, NUREG/CP-0127, 1994
- [1 3] T.G. Theofanous, et al, Steam Explosions: Fundamentals and Energetic Behavior, NUREG/CR-5960, 1994
- [1 4] 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 5] O.Zuchuat, et al, Steam Explosions-Induced Containment Failure Studies for Swiss Nuclear Power Plants, JAERI-Conf 97-011, 1998
- [1 6] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Des., 222, 1-15, 2003
- [1 7] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007

[1 8] NUCLEA Nuclear Thermodynamic Database, Version 2005-01