

の圧力変化を示す。アルミナの場合、初期の圧力上昇は、比熱の小ささから、 UO_2 混合物に比べて緩やかであるが、約 1,750ms 時点では、瞬時に圧力上昇が観測されている。

このように、アルミナと UO_2 混合物のケースで、水蒸気爆発の発生の有無や規模が異なる結果となっており、その考察が行われている。粒子径はアルミナの 8~17mm に対し UO_2 混合物は 1~1.7mm であり、 UO_2 混合物の方が小さく、粒子化直後の表面積が大きいことから粗混合時に水プールが高ボイドとなり、トリガの伝搬を阻害した可能性がある。また、アルミナは、比重が小さいことから水面近傍でブレイクアップし、径方向に拡がったためにトリガの伝搬がしやすくなったと考えられている。また、 UO_2 混合物では、粒子表面と水が接触した直後に表面が固化し、かつ、金属-水反応によって発生した水素が蒸気膜に混入していることにより、これらが要因となって水蒸気爆発の発生を阻害していると考えられている。

(3) ALPHA 実験

旧原子力研究所 JAERI で行われた実験であり、シビアアクシデント時の原子炉格納容器内の諸現象を明らかにするとともに、緩和策の有効性を評価することを目的とした事故時原子炉格納容器挙動試験 (ALPHA: Assessment of Loads and Performance of Containment in Hypothetical Accident) の一環で実施された。

実験装置の概要を図 3.1-5 に示す。実験では、熔融ステンレス鋼 (高周波誘導加熱) あるいは酸化アルミニウムと鉄から成る熔融物 (テルミット反応により加熱) を、ALPHA 装置の模擬原子炉格納容器内の水プールに落下させるものであり、模擬原子炉格納容器は内径 4m、高さ 5m 及び容積 $50m^3$ である。

実験条件及び結果の一覧を表 3.1-3 に示す。図 3.1-6 には、水蒸気爆発が生じた代表的なケースとしてケース 016 の圧力応答を示しているが、図から分かるように圧力上昇は約 0.13MPa と低いものであった。

熔融ステンレス鋼の場合 (ケース 102~104) では、水プールのサブクール度が大きい場合でも水蒸気爆発の発生は観測されなかった。

酸化アルミニウムと鉄の熔融物の実験では、多くのケースが実施されており、熔融物重量、雰囲気圧力、プール水サブクール度を変化させて行われ、さらに、熔融物を分散させ複数のジェットを形成させたケースも行われている。ケース 002, 003, 005, 009, 016, 017 及び 018 は、熔融物 20kg、雰囲気圧力 0.1MPa で、サブクール度 73~90K で行われたものであり、いずれも水蒸気爆発が観測されている。熔融物重量を半減させたケース 001, 010 及び 013 では、ケース 010 のみ水蒸気爆発が観測された。この 3 ケースの条件は有意な差がないことから、この実験体系において水蒸気爆発の発生の有無の境界近傍であり、この結果から、熔融物の落下量が多い場合に水蒸気爆発の発生しやすいことが示されている。水プールを飽和水としたケー

ス 014 では、水蒸気爆発が観測されなかった。一方、ケース 008, 012, 015 及び 025 では、0.5~1.6MPa の範囲で雰囲気圧力を変化させているが、最も低い 0.5MPa のケースのみ水蒸気爆発が観測された。これらより、高雰囲気圧力あるいは低サブクール度の場合に水蒸気爆発が抑制される傾向にあることが示されている。

ケース 006, 011, 019, 020 及び 021 は、溶融物を分散させ複数のジェットを形成させたケースであり、3 ケースで水蒸気爆発が観測されたが、水蒸気爆発の規模は抑制される場合と増大される場合があり、溶融物と冷却水の粗混合状態が FCI の進展に大きな影響を及ぼすことを示唆していると結論付けられている。

(4) COTELS 実験

COTELS 計画は(財)原子力発電技術機構(NUPEC)が圧力容器外の溶融炉心冷却特性を調べる試験であり、この計画の中で溶融物が水プールに落下したときの水蒸気爆発の発生有無を調べる実験として、カザフスタン国立原子力センター(NNC: National Nuclear Center)の施設を用いた実験が実施されている。

実験装置の概要を図 3.1-7 に、実験条件及び結果の一覧を表 3.1-4 に示す。この実験では、軽水炉のシビアアクシデント挙動解析結果に基づいて試験条件が設定され、具体的には、軽水炉のシビアアクシデントでは、原子炉容器内圧が低圧で破損するシーケンスが支配的であり、かつ、原子炉容器の破損として貫通部の破損を考慮している。また、LOCA を起因とするシーケンスが支配的であることから、原子炉格納容器床面の水プールは飽和水(サブクール度 0~86K)とし、水深は 0.4~0.9m である。また、溶融物は、 UO_2 : 55wt%, Zr: 25wt%, ZrO_2 : 5wt%, SS: 15wt%の混合物であり、下部プレナム内の構造物も考慮して多くの金属成分を含むよう模擬したものである。この溶融物は、圧力ヘッド計装配管の径に相当する 5cm 径のジェットで水プールに落下させている。

表 3.1-4 に示す 8 ケースの実験では、サブクール度が大きいケースも含め、すべての実験で水蒸気爆発は発生していない。典型的な圧力の応答として、ケース A-1 における計測結果を図 3.1-8 に示す。また、各ケースの圧力応答を図 3.1-9 に示す。溶融ジェットと水プールが接触した直後(Region 1)では、急激な圧力上昇が見られ、その後は溶融物のエネルギーが水プールの沸騰に変換されるにつれて、緩やかに圧力が上昇している。溶融物が水プールに落下した直後の圧力上昇は、溶融物の落下速度に最も大きな影響を受け、圧力上昇速度、上昇幅ともに、落下速度に比例する。また、水蒸気爆発が生じていないため、プール水のサブクール度が大きくなると初期の圧力上昇幅は小さくなる傾向にあったと報告されている。粒子化量に関しては、水深 0.4m においても、ほとんど(90%以上)が粒子化しており、粒子径は多くのケースで約 6mm であったが、落下速度が速い場合には径が小さくなる傾向が

確認されている。初期の圧力上昇幅と粒子径には相関があり、初期圧力上昇は粒子化した溶融物からの熱伝達が支配的であると報告されている。

(5) TROI 実験

TROI 実験装置は、韓国原子力研究所 (KAERI) に設置されている装置であり、原子炉で実際に使用されている物質を用いて、その溶融物の冷却や水蒸気爆発挙動に関する情報を提供するものである。実験装置の水深は 60cm から 130cm までを範囲としている。TROI 実験装置の概要を図 3.1-10 に示す。初期段階から、FCI における物質の効果についての実験が行われてきており、様々な種類の溶融物について検討されてきた。

表 3.1-5 に TROI 実験の条件及び結果を示す。実験で得られた主な知見を以下に記す。

- ・ ZrO_2 を使用した実験では、いくつかのケースで水蒸気爆発が観測された。
- ・ UO_2-ZrO_2 混合物を使用した実験においては、 $80\%UO_2+20\%ZrO_2$ 混合物と $70\%UO_2+30\%ZrO_2$ 混合物では、異なる様相の水蒸気爆発が観測された。これは、共晶物である $70\%UO_2+30\%ZrO_2$ 混合物と非共晶物である $80\%UO_2+20\%ZrO_2$ 混合物の相違によるものであると考察された。非共晶物の混合物 ($80\%UO_2+20\%ZrO_2$) では、液滴の表面に柔らかい液膜が形成され、それが細粒化を妨げ、機械的エネルギーへの変換効率を小さくしている。さらに、共晶物の混合物 ($70\%UO_2+30\%ZrO_2$) では、固化した液滴の中に空孔が観測された。粒子内の空孔については、固化状のクラストと液状の核との間の張力の結果生じたものと考察された。
- ・ UO_2-ZrO_2 -金属混合物 ($UO_2-ZrO_2/Zr/Fe$) を使用した実験では、2つの混合しない金属は分離され、層状化し、より密度の大きい金属はるつぼの底に堆積する結果となった。金属が加えられた溶融物での FCI 実験に関しては、結論は様々である。実際、TROI 51 実験では水蒸気爆発に至ったが、デブリは化学的に不均質であった。この結果に関して、サンプル内部の空孔とその水蒸気爆発の強さとの関連が指摘された。
- ・ いずれの条件においても、水蒸気爆発が観測されたのは、外部トリガがある場合又は溶融物の過熱度が高い場合である。

(6) SERENA 実験

SERENA 実験は OECD/NEA の枠組みで実施された水蒸気爆発解明のためのプロジェクトであり、①2つの型の装置 (TROI 及び KROTOS) を使用した実験、②データの分析、解析コードの評価及び解析コードのベンチマークを支援するための実験前後の計算からなる解析検討、③実機プラントを想定した解析演習、を主要な目的として

いる。ここでは、SERENA 実験で行われた TROI 装置及び KROTOS 装置を使用した実験に関する概要を整理する。

表 3.1-6 に TROI (TS-1~TS-6) 及び KROTOS (KS-1~KS-6) 実験の条件及び結果を示す。実験で得られた主な知見を以下に記す。

- ・ 機械的エネルギー変換効率は小さく、典型的には 0.1%程度、大きくとも 0.7%程度である。TROI 実験の方が KROTOS 実験よりも大きくなっているが、KROTOS は 1 次元の装置、TROI は多次元の装置であることから、KROTOS の方が機械的エネルギー変換効率が低いことが予想されるため、直感に反する結果である。しかしながら、KROTOS の方が TROI よりも高いボイド率を示していることから、この観測結果は妥当であると考えられる。
- ・ 以前の TROI 実験では 70%UO₂+30%ZrO₂ 燃料（いわゆる共晶物）を使用しており、この場合、80%UO₂+20%ZrO₂ 燃料（いわゆる非共晶物）の場合よりも爆発の程度が大きくなっていることが観測された。したがって、水蒸気爆発の特徴は酸化コリウムの性質に紐づけられていると考えられていた。しかしながら、この知見は SERENA プロジェクトで否定された。実際、TROI 及び KROTOS の両装置において、80%UO₂+20%ZrO₂ 燃料の方が 70%UO₂+30%ZrO₂ 燃料よりもいくらか爆発の程度が大きい結果が観測されている。したがって、共晶物と非共晶物の間の挙動に相違があるという知見については、もはや支持されていない。
- ・ UO₂ と ZrO₂ からなる燃料は、模擬燃料に比べて爆発の程度が小さい。一方で、計算による爆発の程度は、SERENA 実験におけるいくつかの実験よりも高くなっている。
- ・ TROI と KROTOS の結果の相違は、十分に酸化されていない熔融物組成が原因ということで注目されている。TROI 実験では、効果は定量化されていないが、酸化による水素生成が重要とされている。一方、KROTOS 実験では、水素の役割については確実なことは言えていない。
- ・ 注目されるもう一つの相違は、これら 2 つの実験の間の機械的エネルギー変換効率についてである。厳格な制限下での実験（KROTOS）は、それほど厳格ではない制限下での実験（TROI）よりも機械的エネルギー変換効率が低く現れる。このような相違は直感に反することから、更なる検討が必要である。
- ・ KROTOS と TROI の結果は、一般的に 2 つの異なる型のスケールでの矛盾しない挙動を示している。そして、その結果は、適切な不確かさの考慮によって、実機スケールへ外挿できる可能性があることを示している。
- ・ KROTOS 実験と TROI 実験は最新の計測装置を使用して計測されている。そして、解析コードの評価及び改良のために、局所的及び全体的なデータ、特に局所ボイド率及び熔融物分布がこれらの実験から得られた。しかし、これらの実

験で得られた意義のあるデータはまだ十分に分析されていない。また、これまでに実験データの不確かさを定量化する試みや爆発エネルギーを計算する試みは行われていない。

3.2 FCI 実験の知見の整理

本項では、前項に示した知見に関する整理を行う。

(1) FCI 現象への影響因子

国内外の FCI 実験で得られた結果を要約すると、以下のとおりである。

- ・水プールの水深が深い場合、細粒化割合が大きい。FARO 実験のうち、原子炉容器外 FCI を想定したケースでは、水深が 1~2m の場合に対して、溶融物のほとんどが細粒化した。一方、COTELS 実験では、水深が 0.4m の場合に対して、溶融物の 90%以上が細粒化した。
- ・水プールのサブクール度が大きい場合、水蒸気爆発に至る可能性は高いが、圧力スパイクの観点からは、サブクール度が小さい方が厳しい。KROTOS 実験（ケース 46, 52, 53）において、 UO_2 混合物に対して、水プールのサブクール度が大きく外部トリガを与えた場合に、水蒸気爆発が発生した。一方、圧力スパイクについては、サブクール度が 77K の場合には約 0.06MPa の圧力上昇（KROTOS 実験（ケース 37））、サブクール度が 0K の場合には約 3MPa の圧力上昇（FARO 実験（ケース L-14））となった。
- ・溶融炉心の落下量が多い場合は、圧力上昇が大きい。COTELS 実験（ケース A-1）では、サブクール度 0K で落下量が 56.3kg であり、圧力上昇は 8 秒で約 3MPa、FARO 実験（ケース L-14）では、サブクール度 0K で落下量が 125kg であり、圧力上昇は 3 秒で約 3MPa であった。
- ・デブリ粒子の径は、 UO_2 混合物の場合、実験によりばらつきはあるが、1~6mm であった。観測されたデブリ粒子径は、FARO 実験では 3.2~4.8mm、KROTOS 実験では 1~1.7mm、COTELS 実験では約 6mm であった。
- ・デブリ粒子の径は、デブリジェットの落下速度に反比例する傾向があることが、COTELS 実験で確認された。
- ・デブリ粒子の径が小さい方が、初期の圧力上昇幅が大きくなる傾向があることが COTELS 実験で確認された。
- ・機械的エネルギーへの変換効率は、共晶物の混合物の方が大きくなると整理されたが（TROI 実験）、後にそのような知見は否定された（SERENA 実験）。

これらの知見について、PWR プラントの体系に置き換えると以下の 3つの観点に分類できる。

- ・原子炉下部キャビティ水の状態（水温及び水量）
- ・溶融炉心の落下量（落下速度）と細粒化量
- ・原子炉下部キャビティ水とデブリ粒子の伝熱（デブリ粒子の径）

(2) 原子炉容器外 FCI における水蒸気爆発の発生可能性

水蒸気爆発は、熔融炉心と冷却水の相互作用 (FCI) のうち、熔融炉心と水の伝熱により水蒸気が生成される過程で衝撃波を伴う現象であり、熔融炉心はエントレインされ粒子状となり水中に混合する、“初期粗混合”の状態において、デブリ粒子を覆う蒸気膜が局所的に崩壊 (トリガリング) し、デブリ粒子と水が直接接触して急激な伝熱が行われ、これらエントレインされた周囲のデブリ粒子に瞬時に拡大及び伝ばして、系全体で水蒸気が爆発的に発生し、衝撃波を生じ、原子炉格納容器への機械的荷重が生じると考えられている。

ここでは、FCI 実験のうち、 UO_2 を用いた FARO 実験、KROTOS 実験、COTELS 実験及び TROI 実験の結果から、水蒸気爆発に至る可能性について考察する。

4つの実験のうち、水蒸気爆発が観測されたのは KROTOS 実験及び TROI 実験であり、水プール底から圧縮ガスを供給し膜沸騰を強制的に不安定化 (外部トリガリング) を行った場合あるいは熔融物温度が比較的高い場合に水蒸気爆発が観測されているが、外部トリガリングを行ったケースでも、水蒸気爆発が観測されないケースもあった。これらを比較する。KROTOS 実験ケース 46 及び 47 は、ケース 36 及び 37 と同程度のサブクール度であるが、落下させる熔融物が約 1.6 倍であり、同じサブクール度であれば熔融物の落下量が多い場合に水蒸気爆発の可能性が高まることを示している。また、ケース 52 及び 53 は、ケース 36 及び 37 と比べて落下させる熔融物がわずかに少ない 2.6 kg であるが、サブクール度が大きく、ケース 52 及び 53 で水蒸気爆発の発生が観察されている。このことから、サブクール度が大きい場合に水蒸気爆発の可能性が高くなると言える。一方、TROI 実験では、ケース 10, 12, 13, 14, 34, 35, 36, 37, 46 及び 51 において水蒸気爆発の発生が観測されており、ケース 10 を除いていずれも外部トリガリングを行っている。ケース 10 では熔融物の温度が 3800K と比較的高くなっている。外部トリガリングを行っていて水蒸気爆発が観測されていないのは、ケース 25, 26, 39, 43, 48 及び 52 であり、これらの特徴は熔融物温度が低いあるいは熔融物の落下量が少ないことである。このことから、熔融物の温度が高い場合に水蒸気爆発の可能性が高くなると言える。さらに、TROI 実験と実機条件の比較を検討するために、熔融物に UO_2 及び ZrO_2 を用いたケース 10, 23, 25 と実機条件の比較を表 3.2-1 に示す。この表では、図 3.2-1 に示す Ricou-Spalding 式による粒子化割合の概算値を示している。熔融物温度が高いケース 10 では自発的水蒸気爆発が観測されている。これに対して、熔融物温度が高いが水深が比較的深いケース 23 では水蒸気爆発は発生していない。これは、水深が深い場合には途中で熔融物が固化することから、熔融物が底部に接触することで発生するトリガリングが抑制されたためと考えられる。水蒸気爆発が発生したケース 10 の粒子化割合は約 60%であるが、水深が深いケース 23 では粒子化割合は約 80%であり、底部に到達する前に固化する熔融物が比較的多い。一方、水深及び粒子化割合はケ

ース 10 と同程度であるが、熔融物温度がやや低いケース 25 では圧力スパイクは生じているものの、水蒸気爆発は発生していない。熔融物温度が低い場合、過熱度が小さく固化しやすいため、水蒸気爆発が抑制されたと考えられる。実機条件では熔融ジェットの直径は4cm～40cm程度と想定され、原子炉下部キャビティの水深は1.5m以上となる。これより、粒子化割合は約20%～100%となるが、熔融物温度は2700K以下であり、水蒸気爆発が発生した TROI 実験よりも十分低く、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。

この結果を踏まえれば、FARO 実験のケース L-33 は、KROTOS 実験ケース 53 と同程度のサブクール度であるが、熔融物は約 40 倍の量であり、水蒸気爆発が起こりやすい条件と言えるが、水蒸気爆発は観察されていない。一方、COTELS 実験では、 UO_2 割合は低めであるが、熔融物の量は、FARO 実験と KROTOS 実験の中間的な量である。いずれのケースも、水蒸気爆発の発生は観察されなかった。

以上、 UO_2 を用いた FARO 実験、KROTOS 実験、COTELS 実験及び TROI 実験について分析した結果、KROTOS 実験及び TROI 実験で外部トリガリングによりデブリ粒子を覆う蒸気膜の崩壊を促進させたケースで、熔融物が多い、サブクール度が大きい、又は熔融物温度が高い場合に水蒸気爆発に至っている。また、KROTOS 実験で水蒸気爆発が確認されたケースよりも熔融物が多い FARO 実験や COTELS 実験では、水蒸気爆発は観察されていない。このことから、デブリ粒子を覆う蒸気膜は安定性があり、外部トリガリングなどの外的な要因がなければ、蒸気膜の崩壊は起こりにくいことを示している。

したがって、実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であり、KROTOS 実験や TROI 実験のような外部トリガリングとなり得る要素は考えにくく、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低いと考えられる。

また、炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率について、JASMIN Eコード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²されている。

これについて、初めに、炉外水蒸気爆発の起こりやすさの観点で整理する。本解析では水蒸気爆発を起こしやすくするため、爆発の規模が最も大きくなり得る時刻、即ち粗混合融体質量が最初のピークをとる時刻に恣意的にトリガリングを与えている。これは、爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、ボイド発生とそれによる圧力の減衰が低い条件であることから、爆発の強度が大きくなりやすい条件となっているが、実機では、前述のとおり原子炉下部キャビティ水は準静的であり、トリガリングとなり得る要素は考えにくい。

² JAEA-Research 2007-072「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」2007年8月

次に水蒸気爆発が起こったときの影響の観点で整理する。本論文の中で、原子炉格納容器のフラジリティ分布については、大半が 200MJ 以上の範囲に含まれている。また、JASMIN E コードにおけるランダムサンプリング解析結果によれば、融体ジェット直径の分布として 0.1m~1m の一様分布を仮定しており、0.9m を超える場合に、流体の運動エネルギーが 200MJ を超える結果となっている。これに対して実機解析では、融体ジェット口径は約 0.5m であることから、流体の運動エネルギーは 200MJ 以下と考えられ、この結果フラジリティカーブと重ならず、格納容器破損確率は十分低くなる。

フラジリティの設定についても原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮へい壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合に即、原子炉格納容器破損に至るという簡易的な取扱いとしている。これに対して実機では、原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮へい壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合でも、遮へい壁構造物以外の原子炉格納容器内構造物でエネルギーが吸収できるため、即時に原子炉格納容器破損に至らないと考えられる。

以上のとおり、トリガリングの付与、流体の運動エネルギーの大きめな評価、及びフラジリティの簡易的な取扱いをした場合の、条件付確率として、PWR に対する評価結果として $6.8E-2$ (平均値) が算出されている。実機では、トリガリングとなりうる要素は考えにくいこと、融体ジェット口径が約 0.5m であること、遮へい壁構造物以外の構造物で吸収できるエネルギーがあることから、格納容器破損確率は本評価結果より十分低い値になると考えられる。

(3) FCI と MCCI を考慮した原子炉下部キャビティ水張りの考え方

炉心熔融後に原子炉容器破損に至り、溶融物が原子炉キャビティに移行する場合、溶融物を冷却するために、原子炉容器破損前に原子炉下部キャビティに注水する方が検討されている(ウェットキャビティ)。ウェットキャビティ方策では、溶融物が細粒化することで崩壊熱除去が促進され、MCCI 防止に期待できる一方、FCI の観点では、水蒸気爆発や圧力スパイクによる原子炉格納容器の破損の可能性がある。以下では、原子炉下部キャビティに注水する水張りの考え方について整理する。

FCI の観点では、これまでの実験的知見から、 UO_2 を用いた各種実験において外部トリガリングがなければ水蒸気爆発の発生は観察されていないこと、また、実機感度解析において圧力スパイクによる原子炉格納容器圧力の上昇は軽微であることから、FCI による影響は小さいと言える。

MCCI の観点では、水中に溶融物が落下する場合、溶融物の細粒化と固化が促進され、冷却面積が大きくなることから、MCCI によるコンクリート侵食防止にとって有利に働くと言える。

以上から、ウェットキャビティ方策のメリットとデメリットを比較すると、MCCI

によるコンクリート侵食防止のメリットが、FCIによる原子炉格納容器破損の可能性のデメリットを上回ると判断できる。

3.3 これまでの知見のまとめ

これまでの知見をまとめると、以下のとおりである。

- ・ 原子炉容器内 FCI から水蒸気爆発に至り原子炉格納容器が破損する事象（いわゆる α モード破損）については、発生する可能性は非常に低い。
- ・ 原子炉容器外 FCI については、 UO_2 を用いた各種実験において、外部トリガリング等の外的な要因がなければ水蒸気爆発の発生は観察されていない。
- ・ 恣意的なトリガリングの付与など、水蒸気爆発が起こりやすくなるような条件下における格納容器破損確率評価では、実機より保守的な条件で評価されており、実機での確率は十分低くなると考えられる。

以上から、FCIは原子炉格納容器への直接的な脅威にはならないと考えられる。

表 3.1-1 FARO 実験条件及び結果一覧^[1]

実験 ID	UO ₂ 質量割合※	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	溶融物落下径 mm	雰囲気圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	水蒸気爆発
L-06	0.8	18	2,923	100	5	0.87	0	なし
L-08	0.8	44	3,023	100	5.8	1.00	12	なし
L-11	0.77	151	2,823	100	5	2.00	2	なし
L-14	0.8	125	3,123	100	5	2.05	0	なし
L-19	0.8	157	3,073	100	5	1.10	1	なし
L-20	0.8	96	3,173	100	2	1.97	0	なし
L-24	0.8	176	3,023	100	0.5	2.02	0	なし
L-27	0.8	129	3,023	100	0.5	1.47	1	なし
L-28	0.8	175	3,052	50	0.5	1.44	1	なし
L-29	0.8	39	3,070	50	0.2	1.48	97	なし
L-31	0.8	92	2,990	50	0.2	1.45	104	なし
L-33	0.8	100	3,070	50	0.2	1.60	124	なし

※ 0.8 の場合の組成は 80%UO₂+20%ZrO₂, 0.77 の場合の組成は 77%UO₂+19%ZrO₂+4%Zr。

[1] 社団法人 原子力学会「シビアアクシデント熱流動現象評価」平成 13 年 3 月

表 3.1-2 KROTOS 実験条件及び結果一覧^[1]

実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 割合	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	外部トリガ	水蒸気爆発	機械的エネルギーへの変換効率
26	Al ₂ O ₃	0	1.00	2,573	0.1	1.08	40	●	●	0.53 %
27	Al ₂ O ₃	0	1.43	2,573	0.1	1.08	10	—	—	—
28	Al ₂ O ₃	0	1.43	2,573	0.1	1.08	13	●	●	0.85 %
29	Al ₂ O ₃	0	1.45	2,573	0.1	1.08	80	—	●	0.72 %
30	Al ₂ O ₃	0	1.52	2,573	0.1	1.08	80	—	●	1.1 %
38	Al ₂ O ₃	0	1.53	2,665	0.10	1.11	79	—	●	1.45 %
40	Al ₂ O ₃	0	1.47	3,073	0.10	1.11	83	—	●	0.9 %
41	Al ₂ O ₃	0	1.43	3,073	0.10	1.11	5	—	—	—
42	Al ₂ O ₃	0	1.54	2,465	0.10	1.11	80	—	●	1.9 %
43	Al ₂ O ₃	0	1.50	2,625	0.21	1.11	100	—	●	1.3 %
44	Al ₂ O ₃	0	1.50	2,673	0.10	1.11	10	●	●	2.6 %
49	Al ₂ O ₃	0	1.74	2,415	0.37	1.11	120	—	●	2.2 %
50	Al ₂ O ₃	0	1.57	2,200	0.10	1.11	13	—	—	—
51	Al ₂ O ₃	0	1.80	2,475	0.10	1.11	5	—	—	—
32	81%UO ₂ +19%ZrO ₂	0.81	3.03	3,063	0.10	1.08	22	—	—	—
33	81%UO ₂ +19%ZrO ₂	0.81	3.20	3,063	0.10	1.08	75	—	—	—
35	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	0.79	3.10	3,023	0.10	1.08	10	●	—	—
36	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	0.79	3.03	3,025	0.10	1.08	79	●	—	—
37	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	0.79	3.22	3,018	0.10	1.1	77	●	—	—
45	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	3.09	3,105	0.10	1.14	4	●	—	—
46	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	0.79	5.05	3,088	0.10	1.1	83	●	●	0.04 %
47	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	5.15	3,023	0.10	1.1	82	●	—	0.01 %
52	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	2.62	3,023	0.20	1.1	102	●	●	0.02 %
53	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	2.62	3,023	0.36	1.1	123	●	●	0.05 %

・”●” あり, ”—” なし

・エネルギー変換効率の“—”は報告書において評価値の記載されていないものである。

[1] 財団法人 原子力安全研究協会「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」平成

13 年 7 月

表 3.1-3 ALPHA 実験条件及び結果一覧^[1]

実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	雰囲気圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	水蒸気爆発	備考
002	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	84	●	
003	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	81	●	
005	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	73	●	
009	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	84	●	
016	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	78	●	
017	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	87	●	
018	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	90	●	
001	Fe+Al ₂ O ₃	0	10.0	2,723.15	0.1	1	80	—	溶融物半減
010	Fe+Al ₂ O ₃	0	10.0	2,723.15	0.1	1	76	●	溶融物半減
013	Fe+Al ₂ O ₃	0	10.0	2,723.15	0.1	1	89	—	溶融物半減
014	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	1	—	飽和水
008	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	1.6	1	186	—	高圧
012	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	1.6	1	184	—	高圧
015	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	1.0	1	171	—	高圧
025	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.5	0.9	145	●	高圧
006	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	75	—	溶融物分離器
011	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	83	●	溶融物分離器
019	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	92	●	溶融物分離器
020	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	92	—	溶融物分離器
021	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	92	●	溶融物分離器
102	SUS	0	20.0	2,070	0.1	0.8	91	—	
103	SUS	0	20.0	1,950	0.1	0.8	0	—	
104	SUS	0	20.0	2,070	0.1	0.8	40	—	

[1] 社団法人 原子力学会 「シビアアクシデント熱流動現象評価」平成 13 年 3 月

表 3.1-4 COTELS 実験条件及び結果一覧^[1]

実験 ID	UO ₂ 割合 ※	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	雰囲気圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	水蒸気爆発
A-1	0.55	56.30	3,050	0.20	0.4	0	—
A-4	0.55	27.00	3,050	0.30	0.4	8	—
A-5	0.55	55.40	3,050	0.25	0.4	12	—
A-6	0.55	53.10	3,050	0.21	0.4	21	—
A-8	0.55	47.70	3,050	0.45	0.4	24	—
A-9	0.55	57.10	3,050	0.21	0.9	0	—
A-10	0.55	55.00	3,050	0.47	0.4	21	—
A-11	0.55	53.00	3,050	0.27	0.8	86	—

※ いずれも UO₂ : 55wt%, Zr : 25wt%, ZrO₂ : 5wt%, SS : 15wt% の混合物

[1] 社団法人 原子力学会 「シビアアクシデント熱流動現象評価」平成 13 年 3 月

表 3.1-5 TROI 実験条件及び結果一覧^{[1][2][3][4][5][6][7][8][9][10][11]} (1/2)

実験	実験 ID	溶融物タイプ	U ₂ 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	サブクール度 K	外部リコールの有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギーへの変換効率 (%)
TROI	1	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	5	>3373	—	5	—	—	—
	2	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	5.5	>3373	—	8	—	—	—
	3	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	4.9	>3373	—	50	—	—	—
	4	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	4.2	>3373	—	81	—	○	—
	5	98.5%ZrO ₂ +1.5%Zr	0	2.9	3373	—	36	—	○	—
	6	100%ZrO ₂	0	4.2	>3373	—	81	—	○	—
	9	70%U ₂ +30%ZrO ₂	0.7	4.3	3200	—	77(*)	—	—	—
	10	70%U ₂ +30%ZrO ₂	0.7	8.7	3800	—	75(*)	—	○	—
	11	70%U ₂ +30%ZrO ₂	0.7	9.2	>3800	—	77(*)	—	—	—
	12	70%U ₂ +30%ZrO ₂	0.7	8.4	3800	—	80(*)	○	○	—
	13	69%U ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	0.69	7.7	2600	—	81	○	○	—
	14	69%U ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	0.69	6.5	3000	—	88	○	○	—
	15	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	2.3	3750	—	83	○	○	—
	17	70%U ₂ +30%ZrO ₂	0.7	—	—	—	—	—	—	—
	18	78%U ₂ +22%ZrO ₂	0.78	9.1	—	—	—	—	—	—
	21	80%U ₂ +20%ZrO ₂	0.8	7.3	3000	—	75	—	—	—
	22	80%U ₂ +20%ZrO ₂	0.8	9.9	2900	—	76	—	—	—
	23	80%U ₂ +20%ZrO ₂	0.8	10.4	3600	—	80	—	—	—
	24	100%ZrO ₂	0	5.4	3600	—	85	○	○	—
	25	70%U ₂ +30%ZrO ₂	0.7	9.0	3500	—	86	○	○	—
	26	80%U ₂ +20%ZrO ₂	0.8	12.3	3300	—	90	○	○	—
	29	50%U ₂ +50%ZrO ₂	0.5	11.5	—	—	—	—	—	—
	32	87%U ₂ +13%ZrO ₂	0.87	—	—	—	—	—	—	—
	34	70%U ₂ +29%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	10.5	3670	—	32	○	○	0.63
	35	70%U ₂ +29%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	19.9	2990	—	39	○	○	0.21
	36	70%U ₂ +29%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	5.3	3510	—	68	○	○	0.50
	37	80%U ₂ +19%ZrO ₂ +1%Zr	0.8	8.1	3380	—	60	○	○	0.01
	38	79%U ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.79	5.3	3650	—	85	—	—	—
	39	79%U ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.79	3.4	3730	—	88	○	○	—

表 3.1-5 TROI 実験条件及び結果一覧 [1][2][3][4][5][6][7][8][9][10][11] (2/2)

実験 ID	実験 タイプ	UO ₂ 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	サブクール度 K	外部リガーの有無	水蒸気爆発 発生の有無	機械的エネルギー への変換効率 (%)
40	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	11.1	~3000	-	86(*)	-	-	-
43	63%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.2	2860	-	77	○	-	-
44	63%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.8	2880	-	78	-	-	-
45	100%ZrO ₂	0	5.5	3280	-	84	○	○	-
46	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	11.7	3590	-	86	○	○	-
47	63%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.7	3030	-	79	-	-	-
48	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	13.0	3620	-	38	○	-	-
49	62.3%UO ₂ +15%ZrO ₂ +11.7%Zr+11%Fe	0.623	16.0	3360	-	-	-	-	-
50	59.5%UO ₂ +18%ZrO ₂ +11.9%Zr+10.6%Fe	0.595	14.5	-	-	-	-	-	-
51	62.8%UO ₂ +13.5%ZrO ₂ +12.6%Zr+11.1%SS	0.628	6.3	3420	-	79	○	○	-
52	61.0%UO ₂ +16.0%ZrO ₂ +12.2%Zr+10.8%SS	0.61	8.6	2650	-	88	○	-	-

* 系の圧力が約 0.1MPa であるため、373K から水の温度を差し引いた値を記載。

- [1] V. Tyrbekl, "Material effect in the fuel coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism," 2012 (ID : 全般)
- [2] J. H. Song, et al., "Experiments on the interactions of molten ZrO₂ with water using TROI facility," Nuclear Engineering and Design, 213, 2002 (ID : 1, 2, 3, 4, 5)
- [3] J. H. Song, et al., "Spontaneous steam explosions observed in the fuel coolant interaction experiments using reactor materials," Journal of the Korean Nuclear Society, Volume 33, Number 4, 2002 (ID : 6)
- [4] J. H. Song, et al., "Fuel coolant interaction experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture," Nuclear Engineering and Design, 222, 2003 (ID : 9, 10, 11, 12)
- [5] J. H. Song, et al., "Insights from the recent steam explosion experiments in TROI," Journal of Nuclear science and technology, Volume 40, Number 10, 2003 (ID : 13, 14, 15)
- [6] 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, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004 (ID : 21, 22, 23, 24, 25, 26)
- [7] J. H. Kim, et al., "Results of the triggered steam explosions from the TROI experiment," Nuclear Technology, Volume 158, 2007 (ID : 34, 35, 36, 37)
- [8] J. H. Kim, et al., "Triggered steam explosions in a narrow interaction vessel in the TROI facility," 2005 (ID : 38, 39)
- [9] J. H. Kim, et al., "Steam explosion experiments with iron-added corium in the TROI facility," Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Chuncheon, Korea, May 25-26, 2006 (ID : 43, 44)
- [10] J. H. Kim, et al., "Steam explosion experiments using nuclear reactor materials in the TROI facilities," Heat Transfer Engineering, 29(8), 2008 (ID : 45, 46, 47, 48)
- [11] J. H. Kim, et al., "Steam explosion experiments using partially oxidized corium," Journal of Mechanical Science and Technology, 22, 2008 (ID : 51, 52)

表 3.1-6 SERENA 実験条件及び結果一覧^[1]

実験	実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	サワーレリ度 K	外部トリガーの有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギーへの変換効率 (%)
TR01	TS-1	73.4%UO ₂ +26.6%ZrO ₂	0.734	15.4	~3000	145	115.9	○	○	0.12
	TS-2	68.0%UO ₂ +32.0%ZrO ₂	0.68	12.5	3063	228	61.7	○	○	0.28
	TS-3	71.0%UO ₂ +29.0%ZrO ₂	0.71	15.9	3107	272	65.1	○	○	0.22
	TS-4	81.0%UO ₂ +19.0%ZrO ₂	0.81	14.3	3011	171	64.0	○	○	0.35
	TS-5	76.0%UO ₂ +18.3%ZrO ₂ +5.0%Zr+0.7%U	0.76	17.9	2940	140	57.7	○	—	0.06
	TS-6	73.3%UO ₂ +18.5%ZrO ₂ +4.9%Fe ₂ O ₃ +3.3%FP	0.733	9.3	2910	239	56.9	○	○	0.66
KR0TOS	KS-1	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	2.4	2969	109	118	○	○	0.10
	KS-2	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	3.9	3049	189	60	○	○	0.08
	KS-3	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	0.8	2850	—	—	—	—	—
	KS-4	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	2.3	2958	38	62	○	○	0.18
	KS-5	80.1%UO ₂ +11.4%ZrO ₂ +8.5%Zr	0.801	1.7	2864	64	67	○	—	—
	KS-6	73%UO ₂ +20.4%ZrO ₂ +4.1% Fe ₂ O ₃ +2.5%FP	0.73	1.7	2853	182	54	○	○	~0

[1] OECD/SERENA Project Report - Summary and Conclusions, NEA/CSNI/R(2014)15.

表 3.2-1 TROI 実験と実機条件の比較

実験 ID	溶融物温度	ジェット径	水深	粒子化割合 (注)	水蒸気爆発
10	3800K	6.5cm	0.67m	約 60%	○
23	3600K	7.4cm	1.3m	約 80%	—
25	3500K	8.0cm	0.67m	約 50%	圧カスパイク
実機条件	~2700K	4~40cm	1.5m~	約 20~100%	N/A

(注) Ricou-Spalding 相関式 (図 3.2-1) による概略評価値。

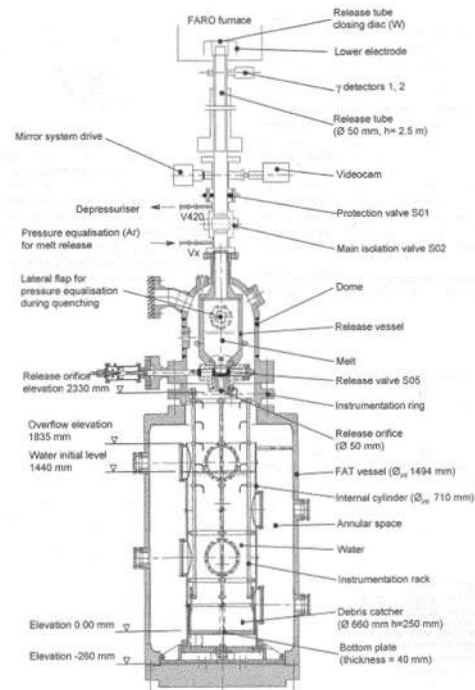


图 3.1-1 FARO 实验装置

出典：D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiment, Nuclear Engineering and Design 236 (2006)

1988-2009

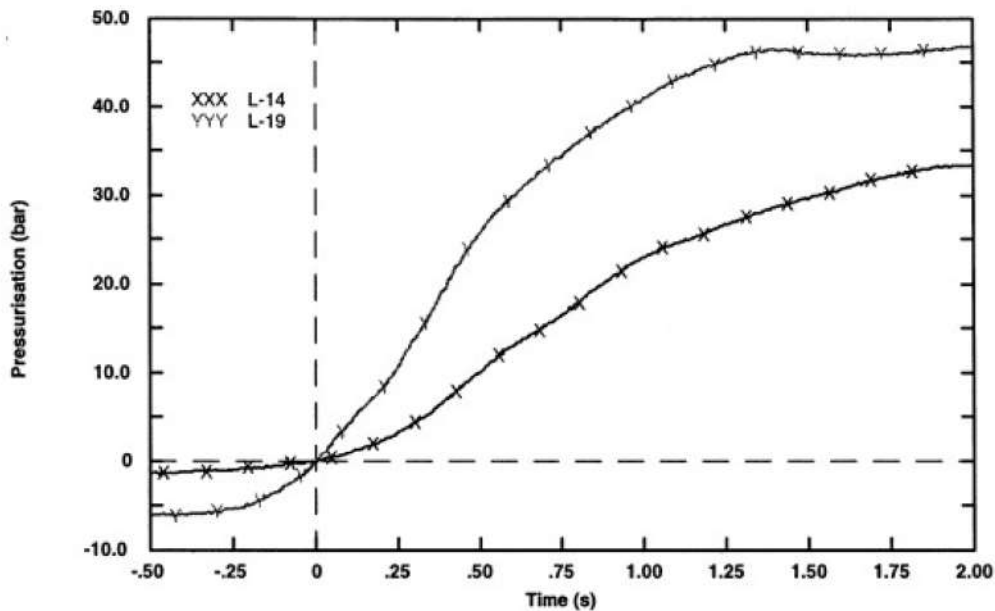


图 3.1-2 FARO 实验代表的压力变化(L-14、L-19)

出典：D. Magallon, et al., Lessons learnt from FARO:TERMOS corium melt quenching experiments, Nuclear Engineering and Design 189(1999) 223-238

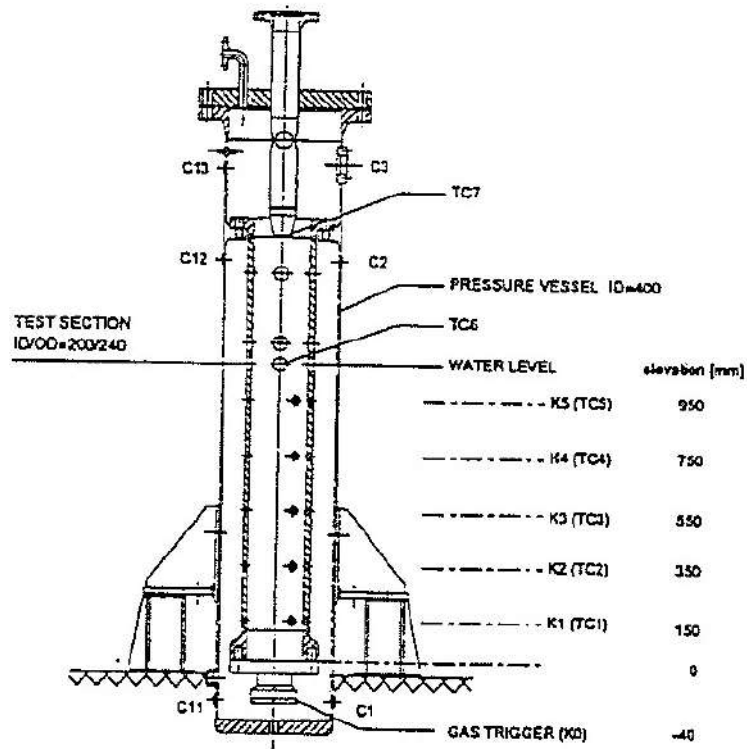


図 3.1-3 KROTOS 実験装置

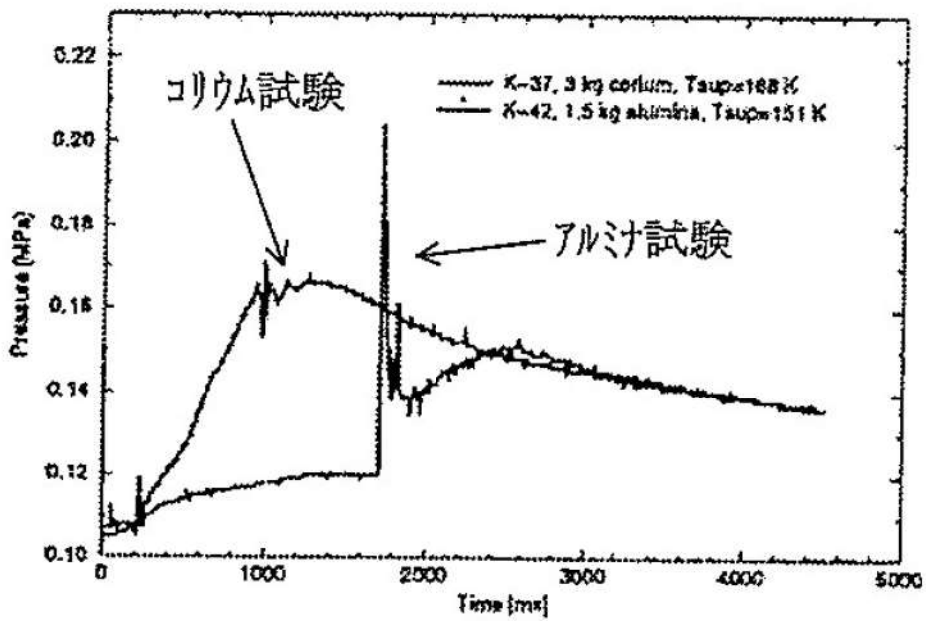


図 3.1-4 KROTOS 実験代表的圧力変化 (ケース 37 及び 42)

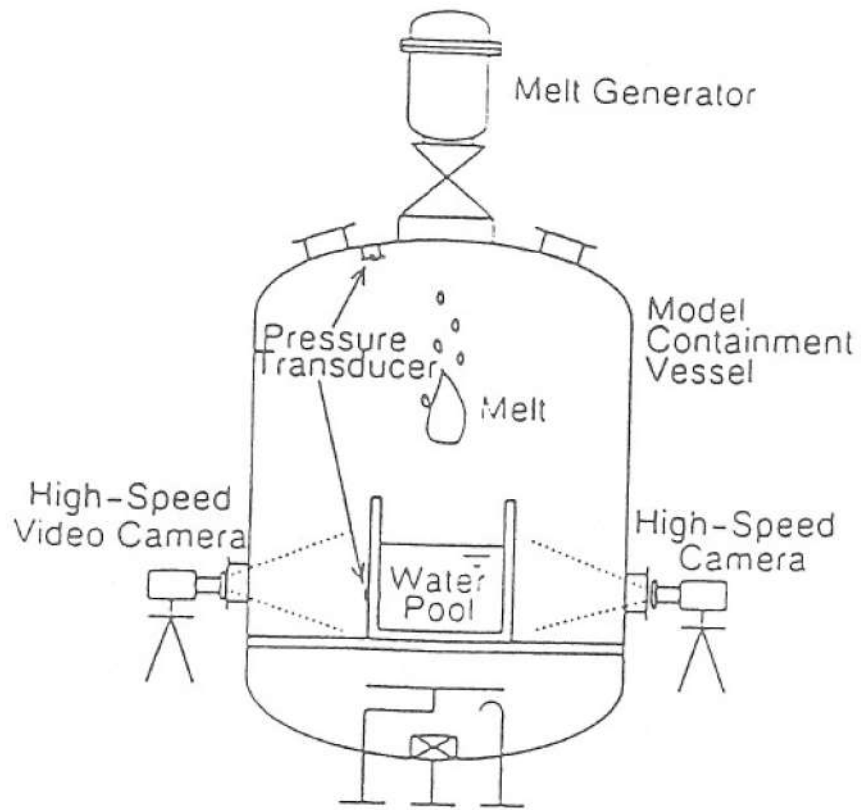


图 3.1-5 ALPHA 实验装置

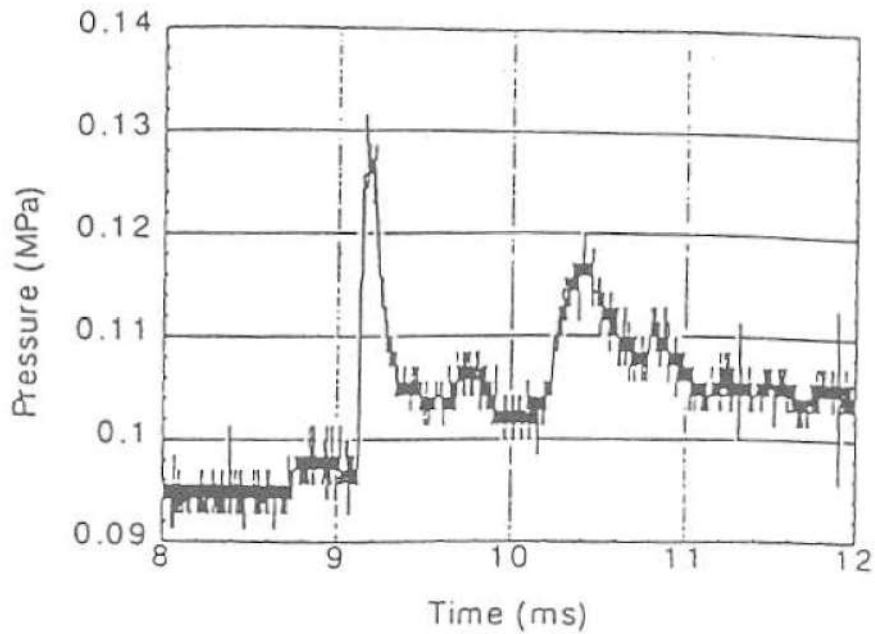
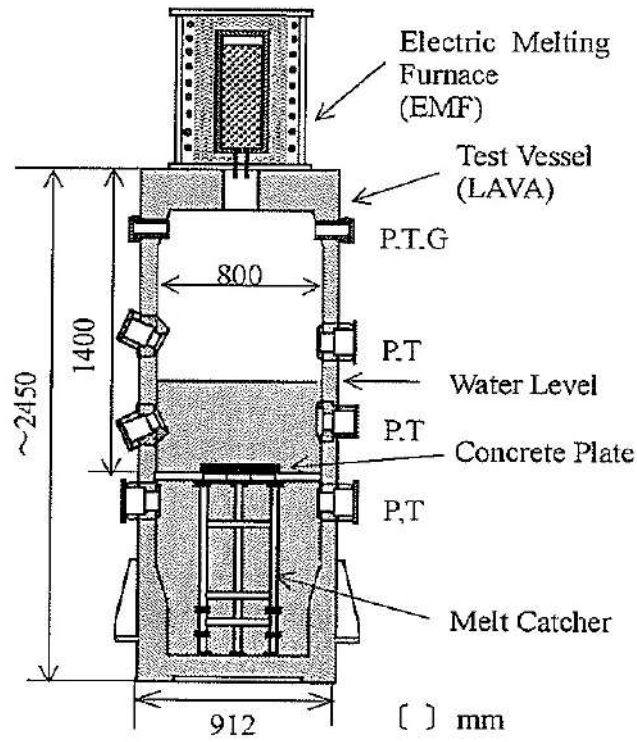


图 3.1-6 ALPHA 实验代表的压力变化 (016)



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

图 3.1-7 COTELS 实验装置

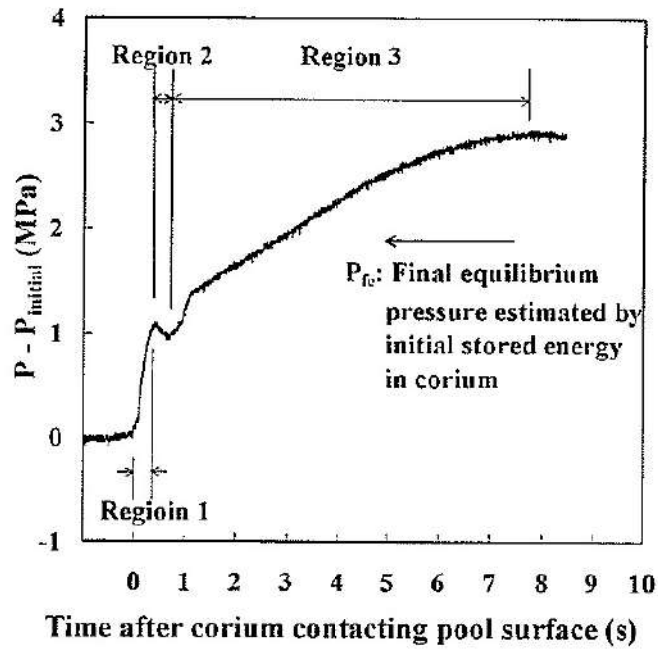


图 3.1-8 COTELS 实验代表的压力变化(A-1)

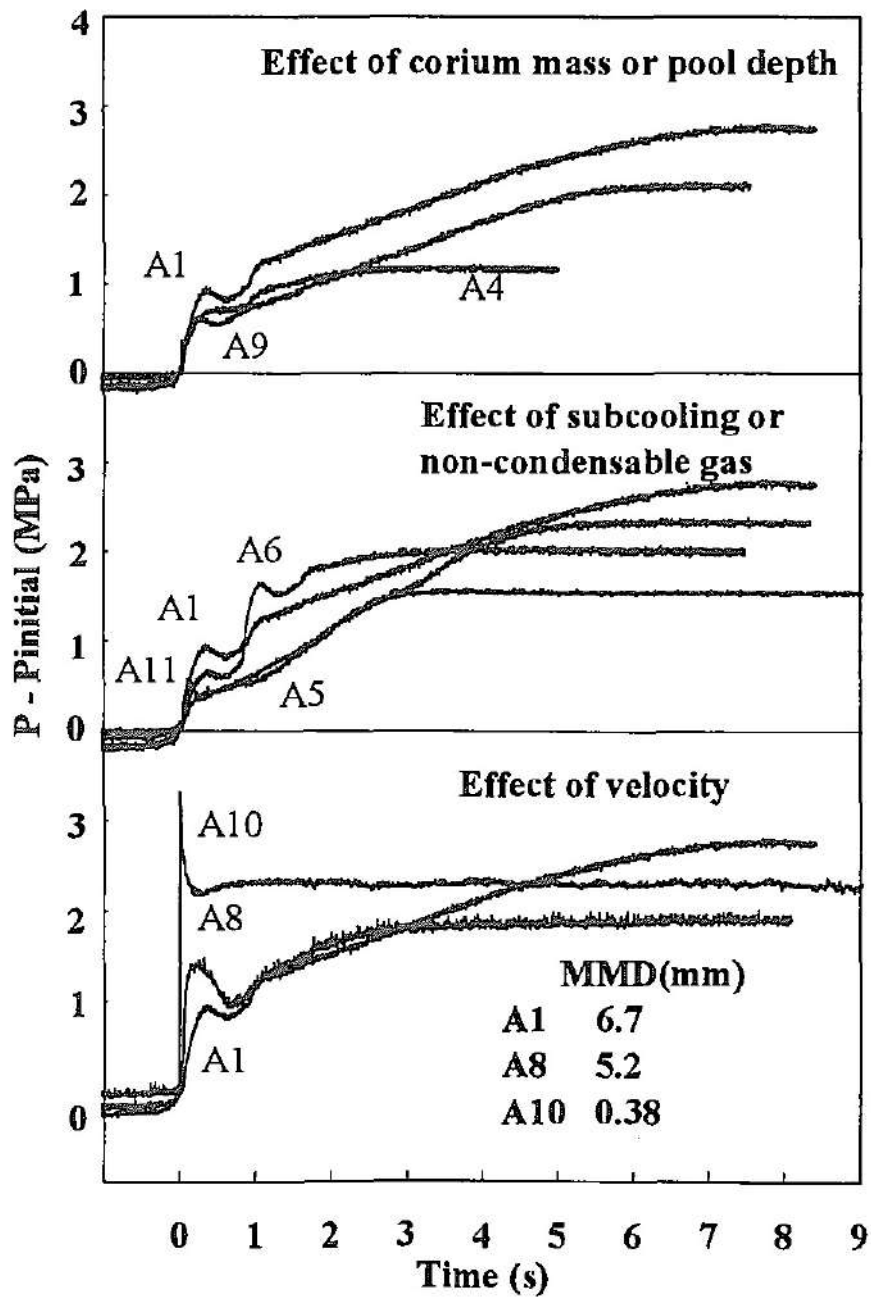


図 3.1-9 COTELS 実験各ケースの圧力変化

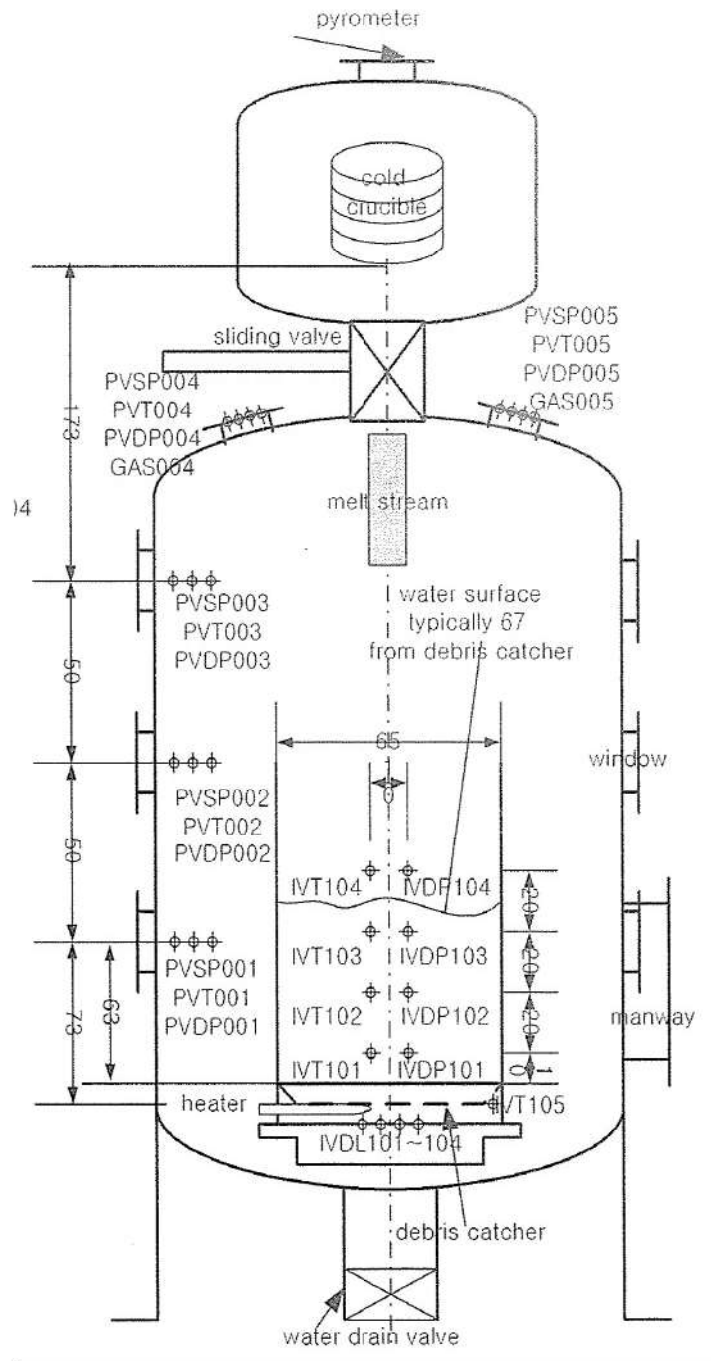


图 3.1-10 TROI 实验装置

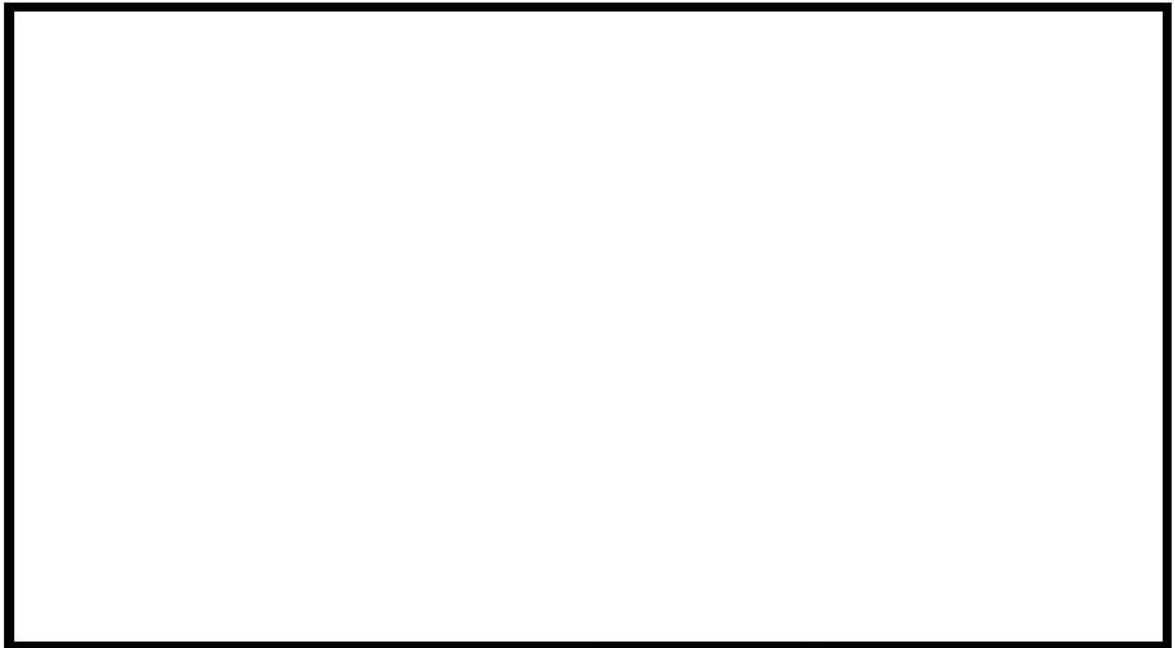


図 3.2-1 Ricou-Spalding 相関式による粒子化割合のマップ

出典：(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

4 不確かさに関する整理

原子炉容器外 FCI について、実現象と解析モデルの差に着目しつつ、不確かさの整理を行う。なお、前項で述べたように、原子炉容器外 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、圧力スパイクの観点で整理を行う。

前述のとおり FCI は、細粒化した熔融炉心（デブリ粒子）により原子炉下部キャビティ水が加熱される際に水蒸気が発生し、圧力上昇（圧力スパイク）を引き起こす現象である。したがって、水の状態、熔融炉心の状態及びこれらの相互作用として分けて考えることができることから、原子炉容器外 FCI 現象の影響因子としては、

- ・原子炉下部キャビティ水温及び水量
- ・熔融炉心の落下量（落下速度）と細粒化量
- ・原子炉下部キャビティ水とデブリ粒子の伝熱

として分類できる。また、水蒸気発生後の圧力上昇に関しては、原子炉下部キャビティ区画の圧力変化が原子炉格納容器上部区画に伝ばされる挙動であることから、

- ・原子炉格納容器内での水蒸気の流動

についても不確かさの要因として考えられる。

以下、それぞれに関して、MAAP コードの解析モデル上の取扱いを踏まえ、考え方を整理する。また、表 4-1 に原子炉容器外 FCI の不確かさに関する整理結果を示す。図 4-1 に以下について整理した流れ図を示す。

(1) 原子炉下部キャビティ水温及び水量

原子炉下部キャビティ水温が高い場合（＝サブクール度が小さい場合）には、水蒸気発生が促進され、圧力スパイクの観点では厳しい方向となる。原子炉下部キャビティ水は、1次冷却系から放出された冷却水とスプレイ水が混合したものであり、これらの質量及びエネルギーバランスより、原子炉下部キャビティ水温が決定される。1次冷却系から放出された冷却水の初期状態は、プラント設計に基づき設定されるものである。一方、スプレイ水は、再循環前はRWSTを水源とし、再循環後はサンプル水から熱交換器を通過して得られた水温が使用される。ここで、有効性評価の解析ではRWSTの水温を、現実的な範囲内で高めの値である夏季温度を設定している。したがって、不確かさが存在する場合でも、原子炉下部キャビティ水温は、解析で仮定した条件よりも低くなる方向であり、水蒸気的大量発生観点から、不確かさは問題とならない。また、事象による違いとして、有効性評価では原子炉格納容器破損シーケンスとして大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗及び全交流動力電源喪失+補助給水失敗を選定している。3ループプラントを対象に、これらのシーケンスに対する原子炉下部キャビティ水温の比較図を図4-2に示す。上記のように、大破断LOCAでは高温の1次冷却系からの破断流が初期より原子炉下部キャビティに放出されるため原子炉下部キャビティ水温はより早期に上昇する。全交流動力電源喪失では主に代替格納容器スプレ

イから注水されるため初期の温度は低いが、原子炉容器破損までの時間が長いことから、次第に飽和温度に近づいていく。結果として、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティ水温はほぼ同程度であるが、全交流動力電源喪失では原子炉容器破損が遅いことから、原子炉容器破損時点での原子炉格納容器圧力も高めとなっており、サブクール度は大破断 LOCA の方が小さい。以上より、圧力スパイクの観点で大破断 LOCA の方が厳しいと言える。なお、MAAP コードでは、デブリ粒子の熱エネルギーは水蒸気生成に費やされる熱量と水に伝熱する熱量に分けられ、水蒸気生成に費やされる熱量は系の圧力とサブクール度から計算される。また、気泡の上昇速度が臨界速度よりも大きい場合には、周囲の水が気泡の流れによって巻き込まれ、巻き込まれた水に気泡の水蒸気が凝縮することもモデル化されている。

一方、原子炉下部キャビティ水位に関しては、水深が深い方が、熔融炉心の細粒化量が多くなる傾向がある。MAAP コードの解析モデルでは、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によって、ブローダウン水、スプレイ水等の原子炉下部キャビティへの流入量を計算し、原子炉下部キャビティの幾何形状に基づき、水位（水深）を計算している。即ち、原子炉格納容器形状とスプレイ開始のタイミング（事故シーケンス）で決まる。原子炉格納容器形状に関してはプラント設計データにより設定されることから不確かさは小さい。一方で、熔融炉心の落下時にも原子炉下部キャビティへの注水が継続した状態であることから、原子炉下部キャビティへの注水や熔融炉心の落下のタイミングによっては、原子炉下部キャビティ水深が変化し得ることから、事故シーケンスに基づく不確かさは存在すると考えられる。したがって、原子炉下部キャビティ水深の感度を確認する。

(2) 熔融炉心の落下量（落下速度）と細粒化量

熔融炉心の落下量及び落下速度は、原子炉容器の破損口径と破損時の 1 次冷却材圧力及び下部プレナム内の熔融炉心水頭に依存する。

原子炉容器の破損口径に関しては、原子炉容器下部ヘッドに貫通部が存在し、主たる破損モードは、貫通部（計装案内管）の溶接部が破損し、貫通部程度の開口が生じるものと仮定している。したがって、破損の際、貫通部と同等の破損口が形成されるのか貫通部の周辺も熔融破損するののかについては不確かさがあることから、破損口径の感度を確認する必要がある。なお、原子炉容器破損形態に関しても、不確かさが存在するが、破損口径として整理できる。

1 次冷却材圧力に関して、圧力が高ければ原子炉容器下部ヘッド破損口からの熔融炉心の落下（噴出）を加速させる傾向がある。炉心熔融時に 1 次冷却材圧力が高い状態の重要事故シーケンスにおいては、炉心損傷検知後の運転員等操作による加圧器逃がし弁の開放に伴い、熔融炉心の落下前に、1 次冷却系は十分に減圧された状態となる。

細粒化量に関して、MAAP コードでは、Ricou-Spalding の式から細粒化量を計算して

いる。Ricou-Spalding モデルは、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。

$$m_{ent} = E_0 \left(\frac{\rho_W}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} u_{dj} \quad (1)$$

ここで、 E_0 ：エントレインメント係数

u_{dj} ：ジェット速度[m/s]

ρ_W ：ジェット密度[kg/m³]

ρ_{dj} ：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。

$$d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0 \left(\frac{\rho_W}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool} \quad (2)$$

(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。

$$\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2} \quad (3)$$

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 E_0 について、MAAP コードでは FCI の大規模実験に対するベンチマーク解析によって、その範囲を設定しており、有効性評価の解析ではその中間的な値（最確値）を設定している。ここで、エントレインメント係数の最大値は最確値よりも約 1割大きく設定されているため、不確かさとしては約 1割を見込む。

一方、溶融炉心落下速度は、原子炉容器内外圧力差と溶融炉心の水頭から計算される。大破断 LOCA シーケンスでは、原子炉容器内外圧力差は小さくなく、不確かさも小さいと考えられるが、溶融炉心水頭については、原子炉容器の破損位置により不確かさがある。原子炉容器の破損位置は、原子炉容器下部プレナムのノード代表点で表されるため、溶融炉心上面から破損口までの高さとして 0.8m~1.2m、即ち約 5割の不確かさ幅がある。溶融炉心落下速度は、溶融炉心水頭の平方根に比例することから、落下速度の不確かさ幅は約 2割となる。

以上より、落下速度の不確かさ幅はエントレインメント係数の不確かさ幅に包絡されることから、溶融炉心落下速度の不確かさの影響は、細粒化量の不確かさとして整

理することとし、溶融炉心落下速度の不確かさの影響も含めて、エントレインメント係数 E_d に関して感度を確認する。

(3) 原子炉下部キャビティ水とデブリ粒子の伝熱

水中にエントレインされたデブリ粒子は、高温かつ崩壊熱による発熱状態にあり、周囲の水が膜沸騰となることから、デブリ粒子自体は蒸気膜に覆われた状態である。

MAAP コードでは、水中にエントレインされたデブリ粒子と水との伝熱は蒸気膜に覆われた粒子の熱伝達（膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達）に関する相関式で表される。ここで、デブリ粒子から水への伝熱はデブリ粒子の径に依存する。また、原子炉下部キャビティ床に堆積したデブリ粒子は、細粒化されない他の溶融炉心とともに、均質の平板として模擬される。

前述のとおり、溶融炉心のエントレインメント量は、Ricou-Spalding の式により計算され、デブリ粒子の数はデブリ粒子の径により計算されるため、デブリ粒子の径がキーパラメータである。有効性評価の解析では、デブリ粒子の径を、(UO₂ 及び ZrO₂) を用いた FCI の大規模実験に基づき設定していることから妥当であると考えるが、解析において設定したデブリ粒子の径は、FCI の大規模実験での平均的な値であり、実験ケースによってばらつきが存在している。したがって、この観点で不確かさが存在することから、デブリ粒子の径の感度を確認する。

なお、MAAP コードでは、デブリ粒子径はデブリジェットの表面張力に依存するモデルとなっており、デブリジェット径には依存しない。

(4) 原子炉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、原子炉下部キャビティ区画から他区画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 コードでは、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であり、原子炉下部キャビティ区画から他区画への流れは、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取り扱われる。

ジャンクションの圧力損失に関しては、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判断する。

表 4-1 FCI の不確かさに関する整理結果

影響因子	実機での実現象	解析上の取扱い	感度解析条件
原子炉下部キャビティ水温	ブローダウン水、スプレイ水等が原子炉下部キャビティに回り込み、原子炉下部キャビティ水温が決まる。	ノードジャンクションモデルに従い、原子炉下部キャビティに流れ込む水の温度が評価される。	FCI を促進する取扱いのため、感度解析不要
原子炉下部キャビティへの注入量	ブローダウン水、スプレイ水等が原子炉下部キャビティに回り込み、原子炉下部キャビティ水深が決まる。	ノードジャンクションモデルに従い、原子炉下部キャビティに流れ込む水量が評価される。	原子炉下部キャビティ水深 (5. (1) にて感度解析実施)
溶融炉心落下量	破損口径と同等の大きさで溶融炉心が流出すると想定される。	破損口径と同じ径で溶融炉心が流出する。破損口の侵食も考慮される。	破損口径 (5. (2) にて感度解析実施)
溶融炉心落下速度	原子炉容器内外圧力差、自重、破損口径によって落下速度が決まる。	原子炉容器内外圧力差、自重、破損口径によって落下速度が評価される。	エントレインメント係数 (5. (3) にて感度解析実施)
細粒化量	デブリジェット径が大きいため、水中に落下する溶融炉心の内、エントレイン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。	逆円錐型のデブリジェットに対して、Ricou-Spalding 相関式によって評価される。	エントレインメント係数 (5. (3) にて感度解析実施)
原子炉下部キャビティ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。	デブリ粒子から水へ膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達による熱流束によって評価される。	デブリ粒子の径 (5. (4) にて感度解析実施)
原子炉格納容器内での水蒸気の流動	原子炉下部キャビティで発生した水蒸気が圧力差と流動抵抗によって他区画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質量流量が評価される。	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

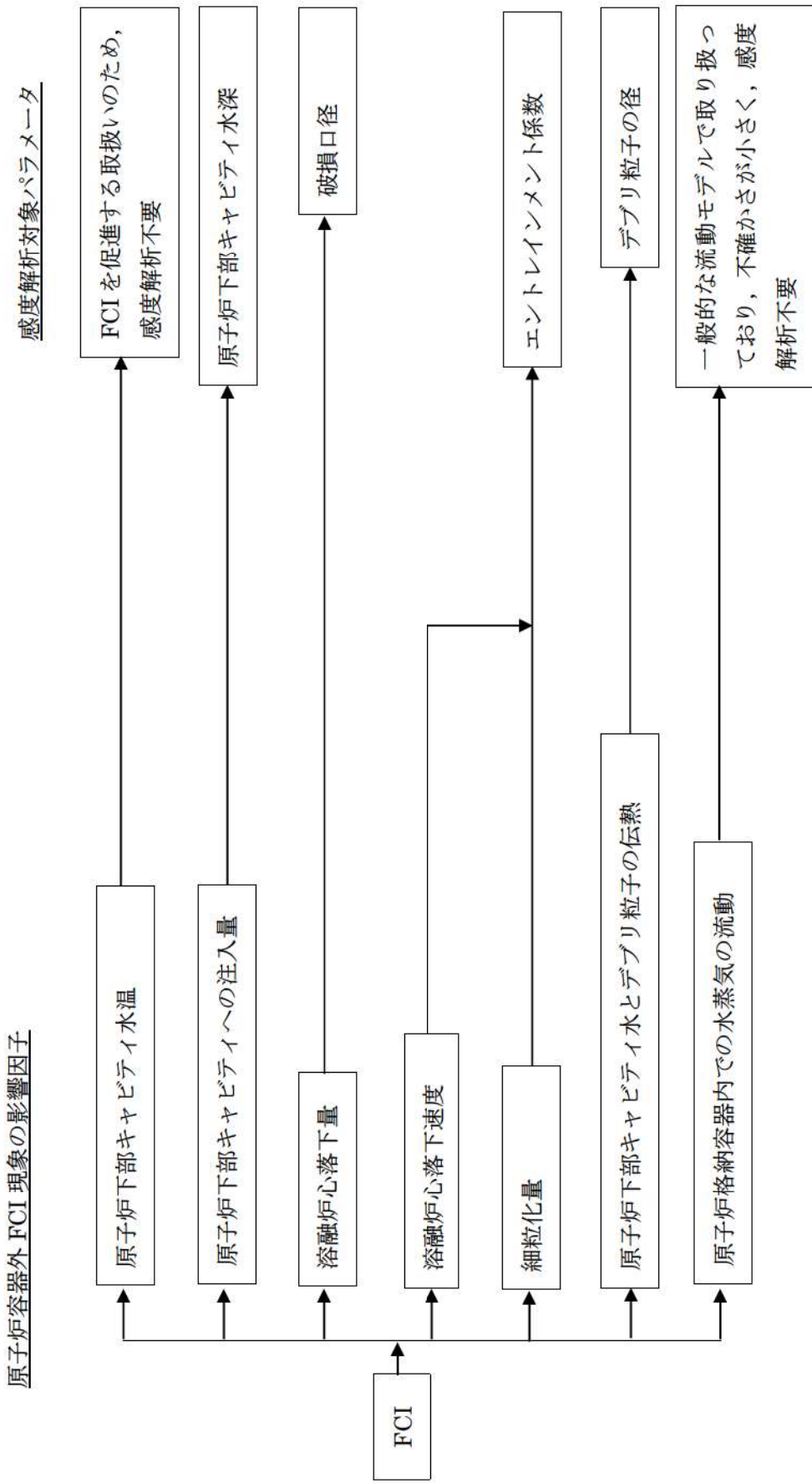


図 4-1 FCI における不確かさに関する流れ図

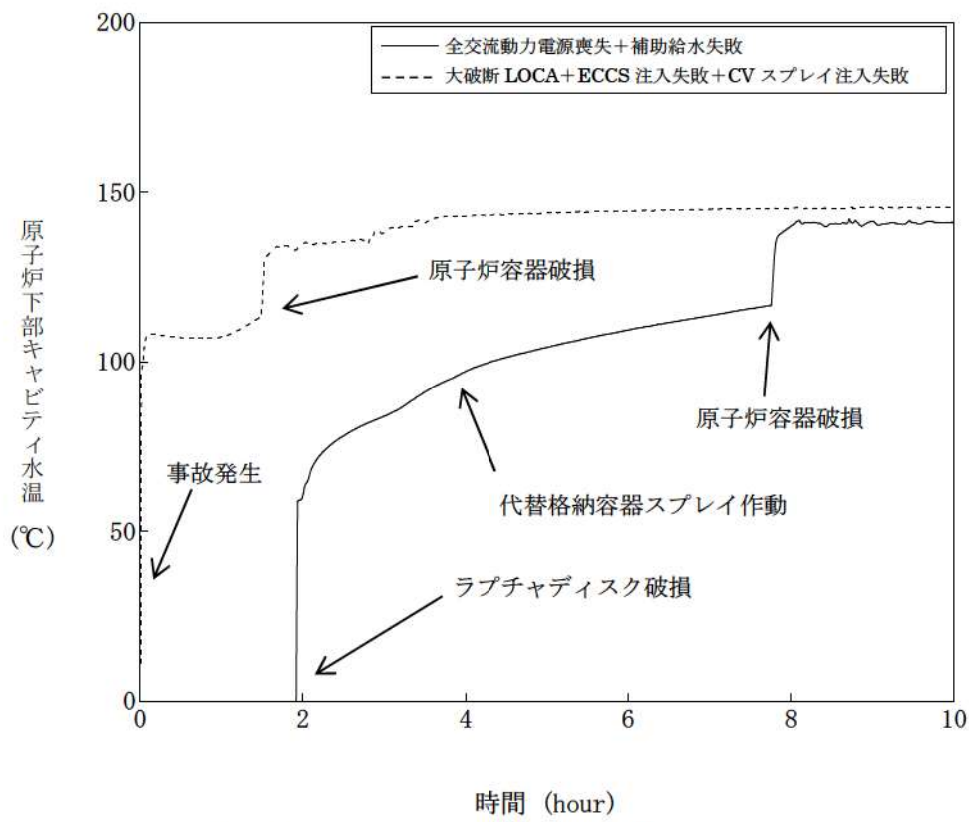


図 4-2 シーケンス間の原子炉下部キャビティ水温の比較 (3 ループプラントの例)

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て感度解析によりその影響程度を把握した。

感度解析のベースケースは、3ループプラントの「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注入失敗」である。

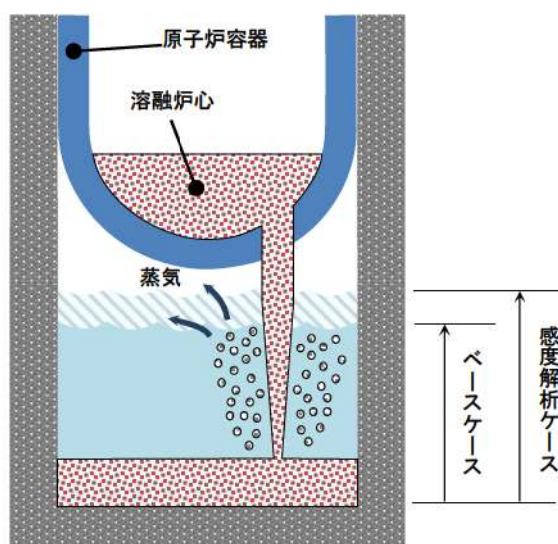
(1) 原子炉下部キャビティ水深

解析条件

ベースケースでは、炉心損傷検知後 30 分で代替格納容器スプレイを実施することとしている。感度解析ケースでは、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティ水深がより深くなる想定として、代替格納容器スプレイ作動のタイミングを変更する。

ベースケースでは炉心溶融後 30 分としているが、感度解析ケースでは 10 分早めて炉心溶融後 20 分での代替格納容器スプレイ作動を仮定した感度解析を実施する。

項目	代替格納容器 スプレイ作動	設定根拠
ベースケース	炉心溶融後 30 分	運転員等操作余裕時間として設定
感度解析ケース	炉心溶融後 20 分	原子炉下部キャビティへの注入量を増加するため、ベースケースより 10 分早く、代替格納容器スプレイ作動を仮定



解析結果

図 5-1-1～5-1-5 に、代替格納容器スプレイ作動時刻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炉心溶融後 20 分以降に現れる。炉心溶融後 20 分までの挙動は同等である。代替格納容器スプレイ作動のタイミングがベースケースに比べて 10 分早くなったことにより、原子炉容器破損時点の原子炉下部キャビティ水位がベースケースに比べて増加している。また、約 1.5 時間時点で原子炉容器破損が発生し圧力スパイクが起こるが、ベースケースと感度解析ケースで大きな違いはない。これは、PWR では格納容器体積が大きいことにより、過渡的な圧力上昇が緩和されたことから、感度解析に差が生じなかったと考えられる。

評価

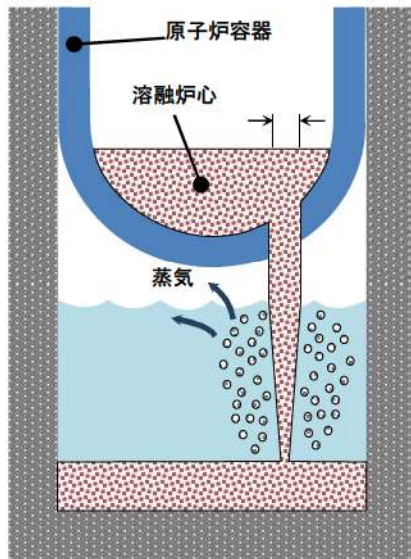
原子炉下部キャビティ水深の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。

(2) 原子炉容器の破損口径

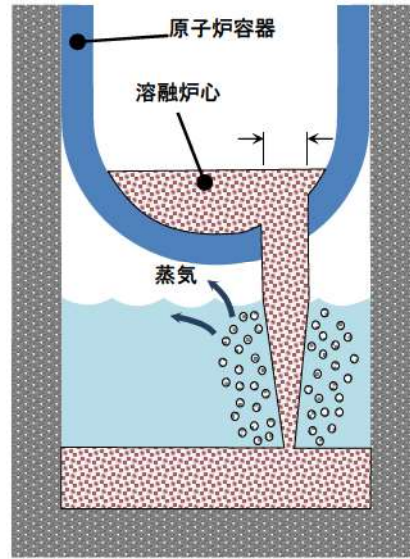
解析条件

原子炉容器破損口の大きさには不確かさがあり、破損口の大きさが大きい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。破損口初期径として、ベースケースでは原子炉容器貫通部 1 つ分の径である m を与えているが、感度解析としてその約 3 倍の m を設定する。貫通部の径に対して約 3 倍の初期径を想定したのは、貫通部の口径に対して隣接する計装案内管間の距離は数倍あり、隣接する貫通部が同時に破損すると、その間の領域の原子炉容器本体も同時に溶融破損する可能性も考慮したためである。

項目	破損口の初期径	設定根拠
ベースケース	<input type="text"/> m	原子炉容器貫通部 1 つ分の径
感度解析ケース	<input type="text"/> m	隣接する貫通部の同時破損を想定



ベースケース



感度解析ケース

解析結果

図 5-2-1～5-2-5 に、原子炉容器の破損口径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容器破損以降に現れる。約 1.5 時間の時点で原子炉容器の破損が発生しており、感度解析ケースでは破損口径が大きくなることでデブリジェットの世界質量流量が増加し、原子炉下部キャビティの水位の低下がやや大きくなるが、ベースケースとの差はわずかである。これは、溶融炉心が破損口を通過する際に、溶融炉心からの対流熱伝達により破損口が溶融拡大され、結果的に破損口の初期径の差の影響が現れなかったこと、PWR では原子炉格納容器体積が大きいことにより、過渡的な圧力上昇が緩和されたことから、感度解析に差が生じなかったと考えられる。

評価

原子炉容器破損口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と言える。

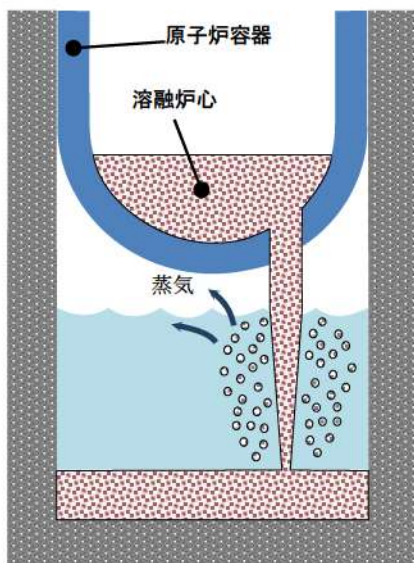
(3) Ricou-Spalding のエントレインメント係数

解析条件

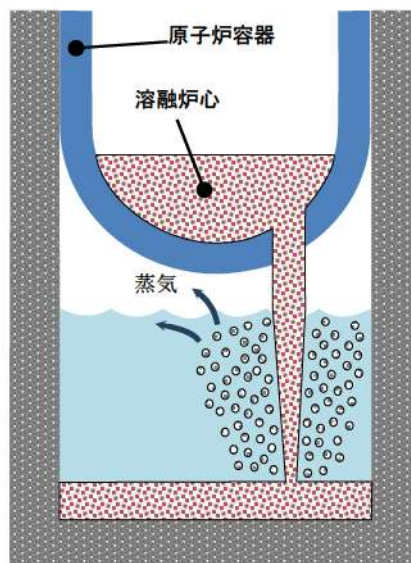
細粒化割合には不確かさがあり、細粒化割合が大きい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。エントレインメント係数はベースケースでは を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAP コードの当該変数の推奨範囲 ～ のうち最も大きい値、即ち、細粒化割合が大きく評価される値である を設定す

る。なお、推奨範囲とは、FCIの大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された範囲のことである。FCIの大規模実験の条件として、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）を考慮している。一方、熔融炉心が原子炉下部キャビティへ落下する時点の特徴的な条件では、原子炉下部キャビティの水位は1～2m、原子炉下部キャビティ内の冷却水のサブクール度は数十℃、雰囲気圧力は0.2～0.3MPa（abs）であり、実験条件は有効性解析の特徴的な条件を包絡する。したがって、実験で検討された範囲に対して感度を確認すれば十分といえる。なお、デブリジェット径については、実験条件と実機条件に差があり、実機条件の方が、径が大きい。このため、実機条件では細粒化される熔融炉心は一部であり、残りの大部分は連続層のまま原子炉下部キャビティ床に堆積すると考えられる。実験ではジェット径に対して水深が深いため、ジェットの先端が床に到達せず、ほとんどすべての熔融炉心が細粒化されており、この条件に対してエントレインメント係数の幅が評価されている。したがって、実機条件のように、ジェット径に対する水深が浅い場合には、エントレインメント係数はより小さく評価されると考えられる。実機条件に対して当該変数推奨値の最大値を与えて感度解析を実施することは、実現象よりもFCIの影響を過大に評価することになる。

項目	エントレインメント係数	設定根拠
ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	□	当該変数推奨範囲の最大値



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して細粒化割合が大きくなるよう設定

解析結果

図 5-3-1～5-3-5 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容器破損以降に現れる。約 1.5 時間の時点で原子炉容器の破損が発生しており、そのときの原子炉格納容器圧力の上昇は、感度解析ケースの方がわずかに大きい結果となっている。また、原子炉下部キャビティの水温については、原子炉容器の破損に伴う溶融炉心の落下時点での温度上昇は感度解析ケースの方がわずかに大き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。

ベースケース、感度解析ともに、発生水蒸気は水面に到達する間に周囲の水と熱交換し、水蒸気のエネルギーは水温上昇に費やされるため、一部が凝縮し、圧力スパイクには寄与しなくなる。また、発生した水蒸気による原子炉格納容器の圧力上昇は、PWR では原子炉格納容器体積が大きいことにより緩和されたため、ベースケースとの圧力の差は小さくなり、エントレインメントに伴う圧力スパイクに対する感度は小さくなる。溶融炉心全体の熱量は、ベースケースと感度解析ケースで等価であるため、溶融炉心落下後の原子炉格納容器内温度、圧力、原子炉下部キャビティ水位等は一致した結果になり、エントレインメント係数を変更させたことの影響は過渡的なものとして現れる。

評価

エントレインメント割合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と言える。

(4) デブリ粒子の径

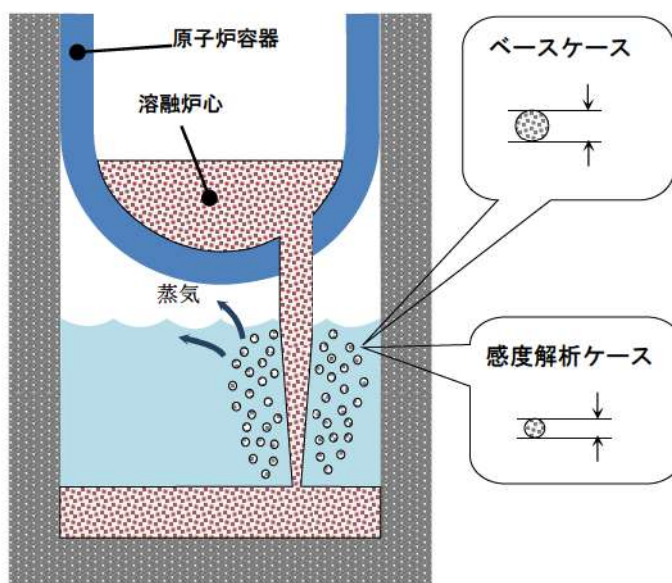
解析条件

粒子の径には不確かさがあり、粒子の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。粒子の径に係る係数は、ベースケースでは FCI の大規模実験に基づく を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAP コードの当該変数の推奨範囲 (～) のうち最も小さい値、即ち、デブリ粒子の径が小さく評価される値である を設定する。なお、推奨範囲とは、FCI の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された範囲のことである。FCI の大規模実験の条件として、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) を考慮している。一方、溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下する時点の特徴的な条件では、原子炉下部キャビティの水位は 1～2m、原子炉下部キャビティ内の冷却水のサブクール度は数十℃、雰

囲気圧力は 0.2~0.3MPa (abs) であり、実験条件は有効性解析の特徴的な条件を包絡する。したがって、実験で検討された範囲に対して感度を確認すれば十分といえる。なお、デブリジェット径については、実験条件と実機条件に差があり、実機条件の方が、径が大きい。しかし、細粒化したデブリ粒子の径については、熔融炉心の表面張力とジェット速度によって決まるものであり、ジェット径には依存しない。

また、デブリ粒子の径に関する入力値は、原子炉下部キャビティだけでなく、原子炉容器内での熔融炉心の細粒化に対しても適用されている（前述のエントレインメント係数については、原子炉下部キャビティと原子炉容器内で、個別に設定可能である）。

項目	粒子径ファクタ	設定根拠
ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	□	当該変数推奨範囲の最小値



解析結果

図 5-4-1~5-4-5 に、デブリ粒子の径の感度解析結果を示す。デブリ粒子の径に関する入力値が原子炉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、本解析では、原子炉容器下部プレナム部の応答も含めて考察する。

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熔融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。熔融炉心が、原子炉容器下部プレナムに落下する時点（約 1 時間）での原子炉格納容器圧力の上昇は、ベースケースと感度解析ケースとで、差はわずかである。その後、原子炉容器の破損時刻は、感度解析ケースの方が、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水の蒸発が早くなることと、径が小さいデブリ粒子が下部プレナム底に成層化することによるものである。そのため、下部プレナムに堆積した塊状の熔融炉心が冷却されにくくなり、結果として原子炉容器の破損が早まっている。

その後、約 1.5 時間で原子炉容器の破損に至り、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下し、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、感度解析ケースの方が原子炉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、原子炉下部キャビティ水温について、原子炉容器の破損後の温度上昇幅は、感度解析ケースの方がわずかに大きい。過渡的な変化であり、熔融炉心全体の熱量がベースケースと感度解析ケースとで等価であるため、最終的にはベースケースと一致した温度となっている。

以上、デブリ粒子の径に関しては、約 3 割小さくした場合でも、原子炉格納容器圧力の上昇にはほとんど影響しない結果となった。これは、原子炉下部キャビティが水張りされていることで、デブリ粒子の冷却自体が促進されており、相対的に粒子径の差が、大きな影響を与えていないこと、及び PWR では原子炉格納容器体積が大きいことにより過渡的な圧力上昇が緩和された結果、感度解析に差が生じなかったと考えられる。

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へ与える影響は小さいと言える。

(5) 感度解析パラメータの組合せ

原子炉下部キャビティ水深、破損口径、エントレインメント係数、デブリ粒子の径のそれぞれに対して、圧力スパイクに対する感度を確認した。いずれの場合においても、PWR では原子炉格納容器体積が大きいことにより圧力上昇が緩和されたため、感度解析に大きな差は生じなかった。これらの不確かさ要因を組み合わせた場合、定性的には圧力スパイクに対する感度は、単独の不確かさを考慮した場合よりも大きくなると考えられるが、PWR の原子炉格納容器体積は十分大きいこと、不確かさを組み合わせた場合でも圧力上昇は緩和され、その不確かさが有効性評価へ与える影響は小さいと言える。

「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」

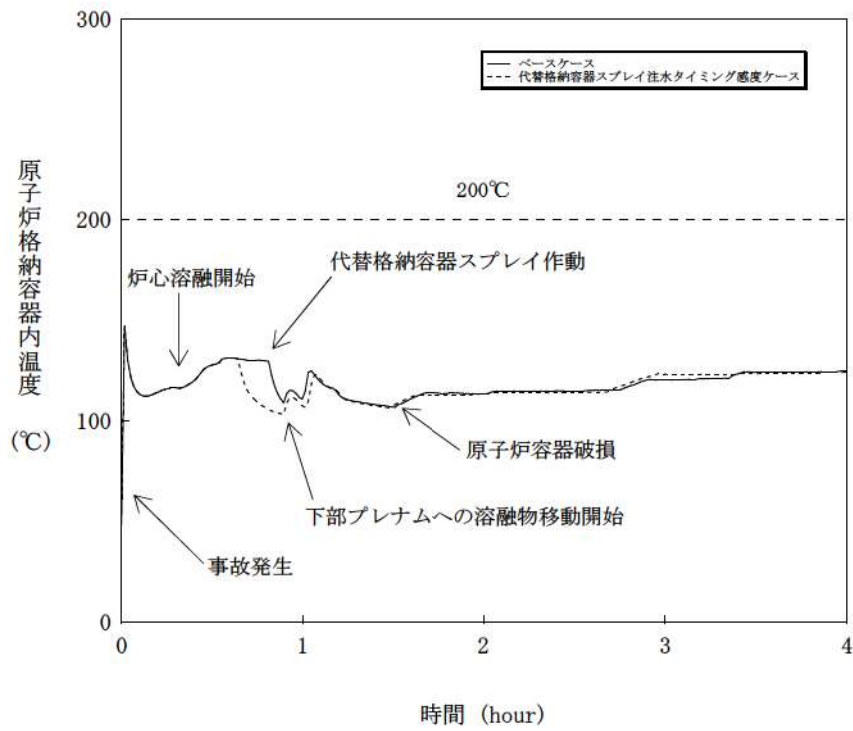


図 5-1-1 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（1）

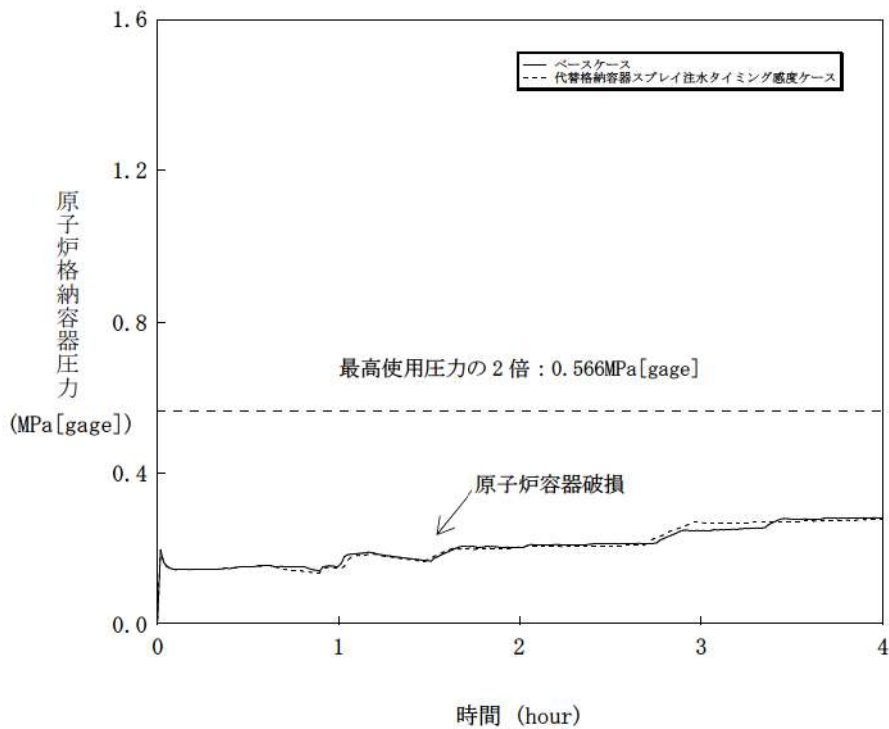


図 5-1-2 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（2）

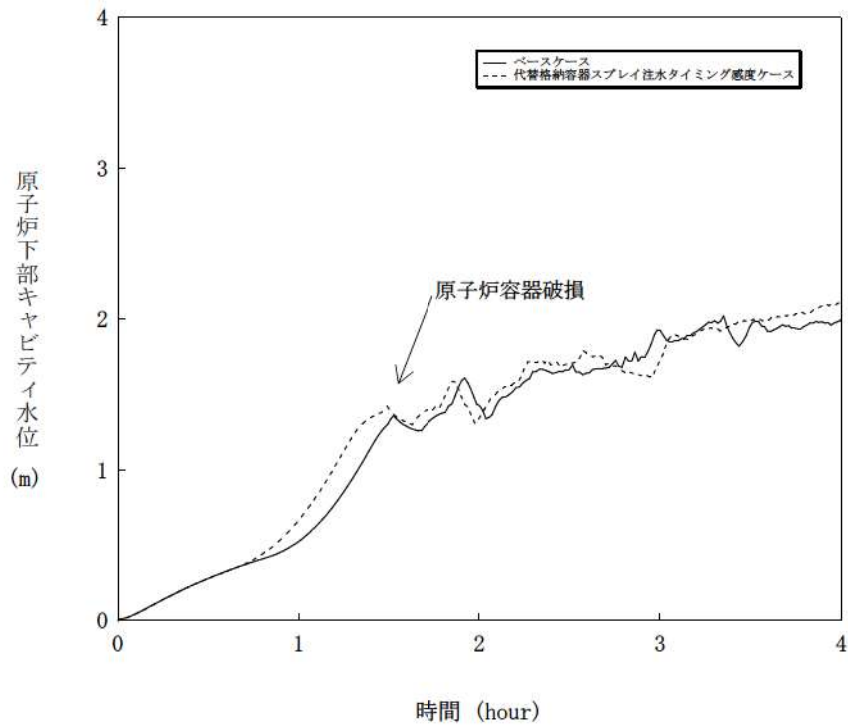


図 5-1-3 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析 (3)

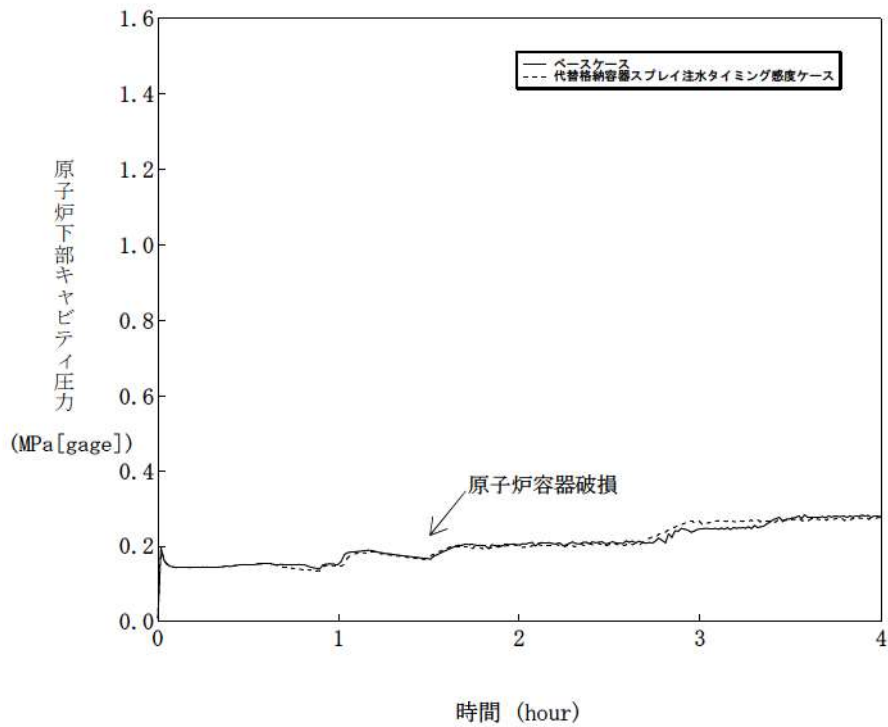


図 5-1-4 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析 (4)

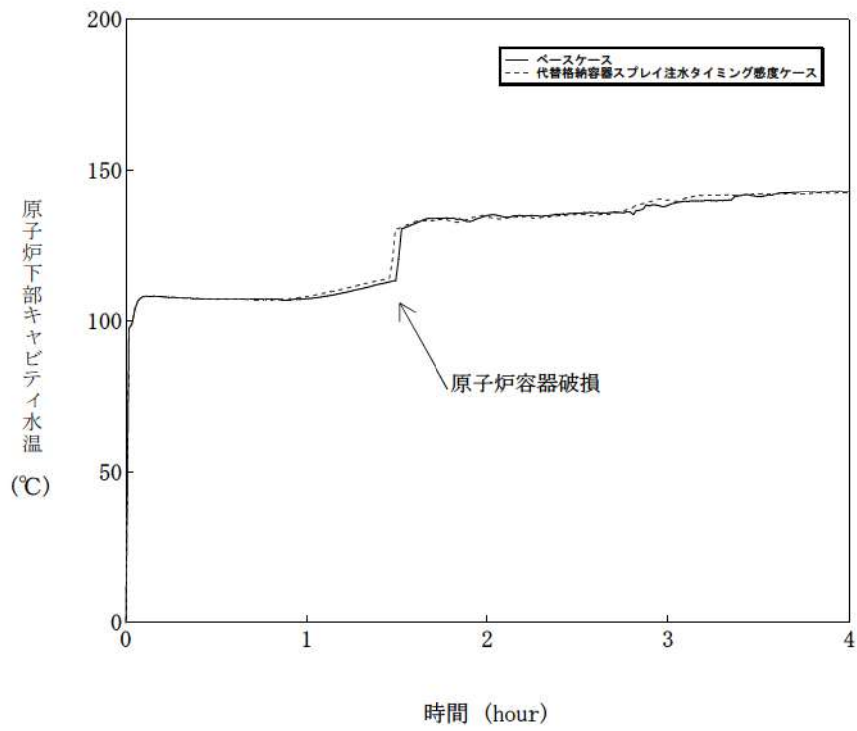


図 5-1-5 代替格納容器スプレィ作動時刻感度解析 (5)

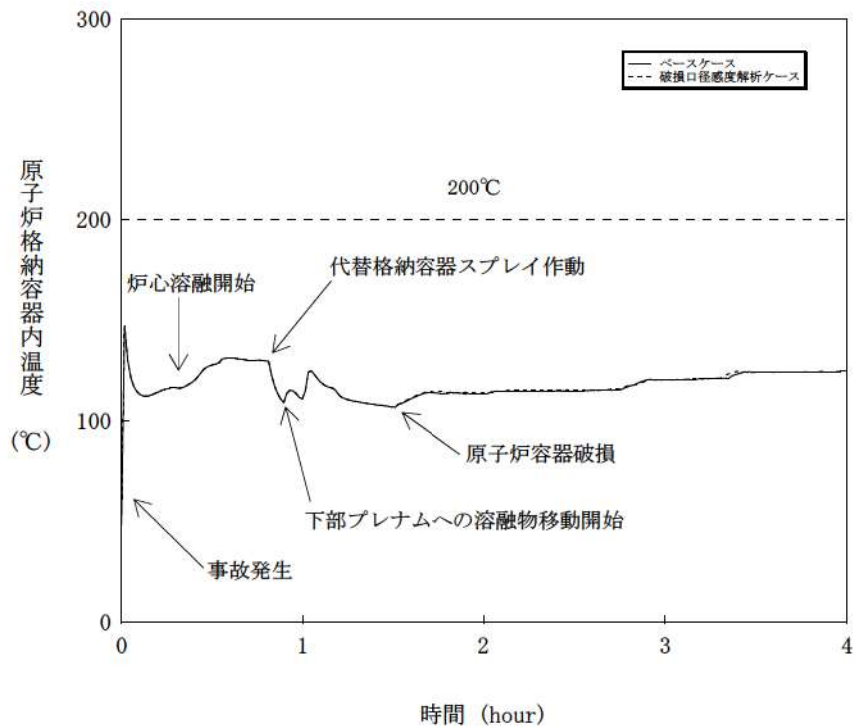


図 5-2-1 原子炉容器の破損口径感度解析 (1)

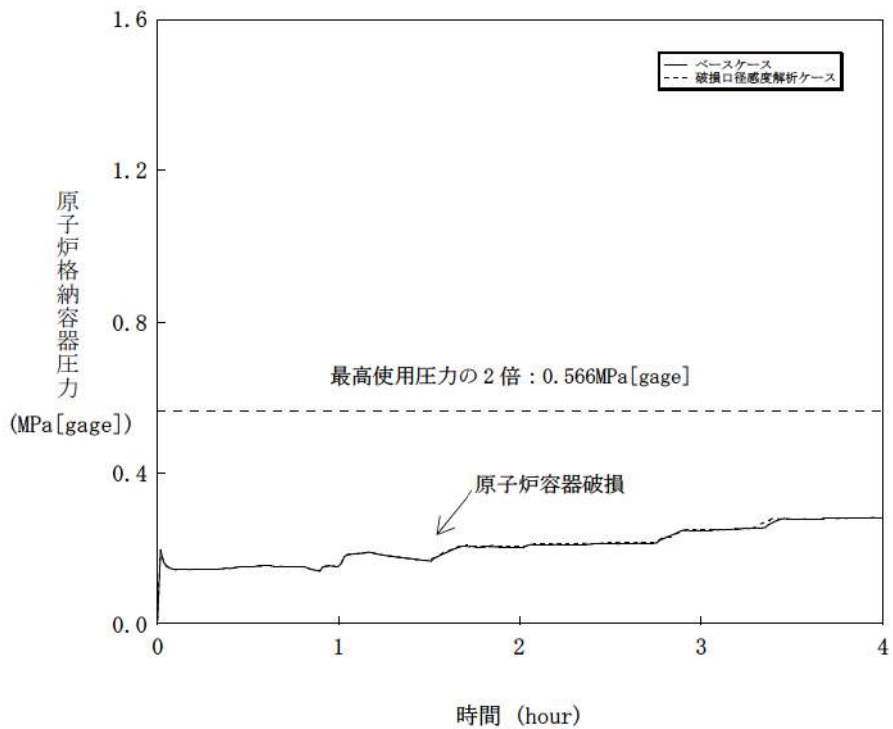


図 5-2-2 原子炉容器の破損口径感度解析 (2)

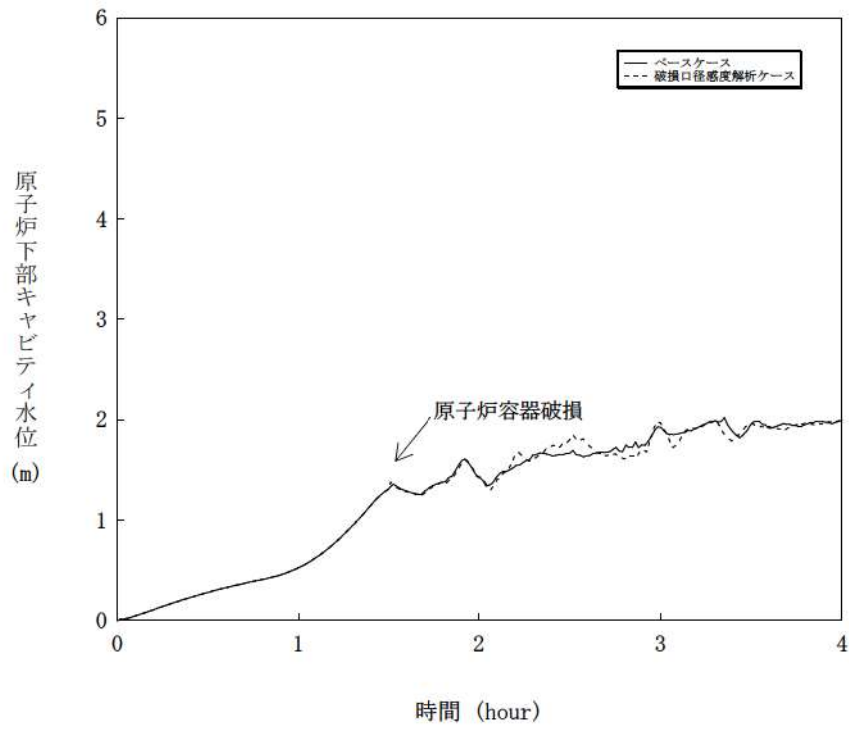


図 5-2-3 原子炉容器の破損口径感度解析 (3)

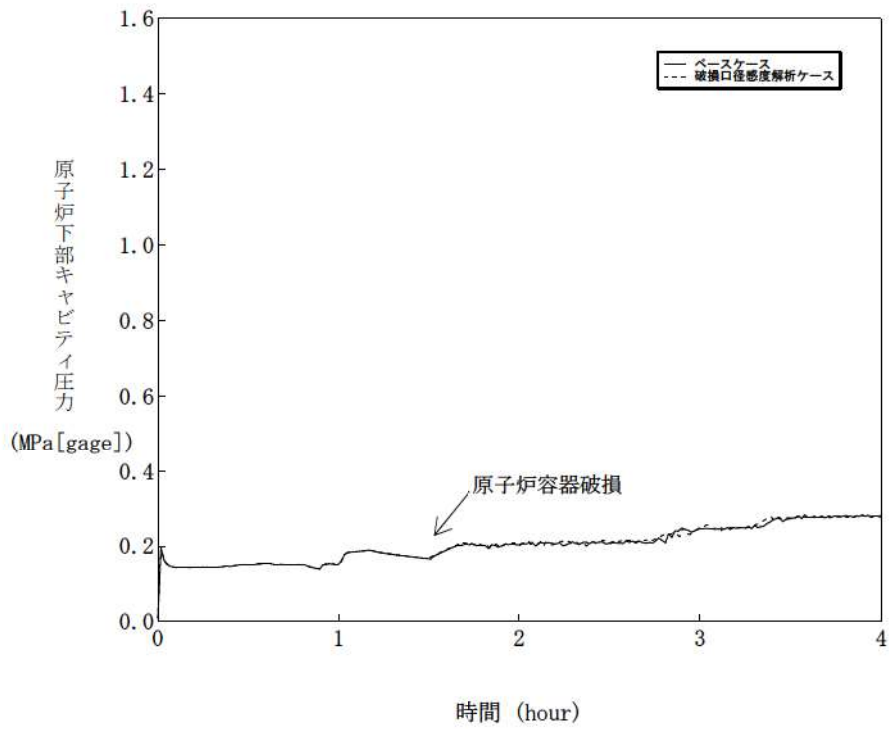


図 5-2-4 原子炉容器の破損口径感度解析 (4)

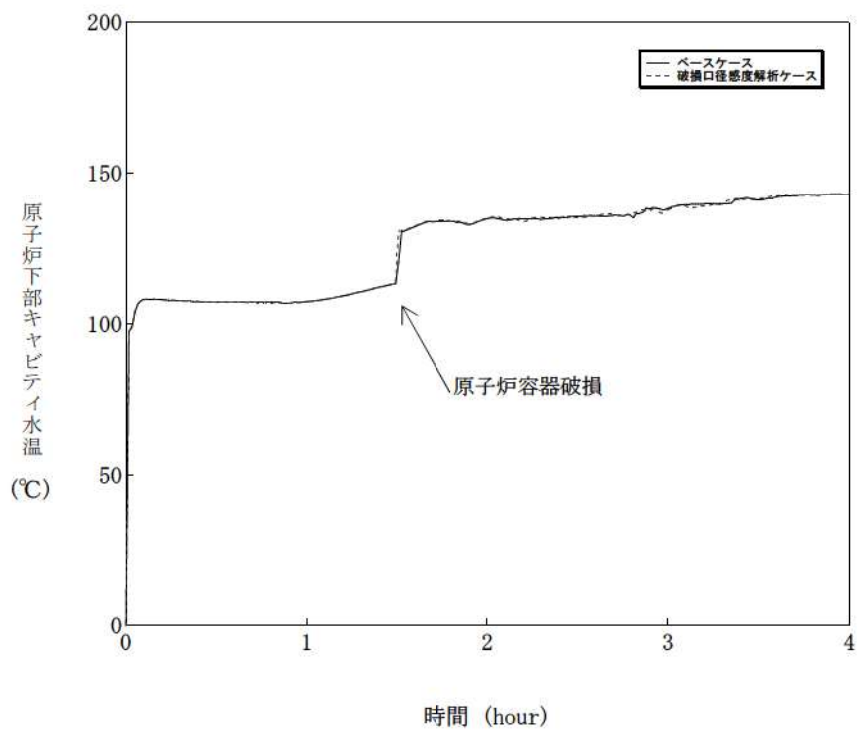


図 5-2-5 原子炉容器の破損口径感度解析 (5)

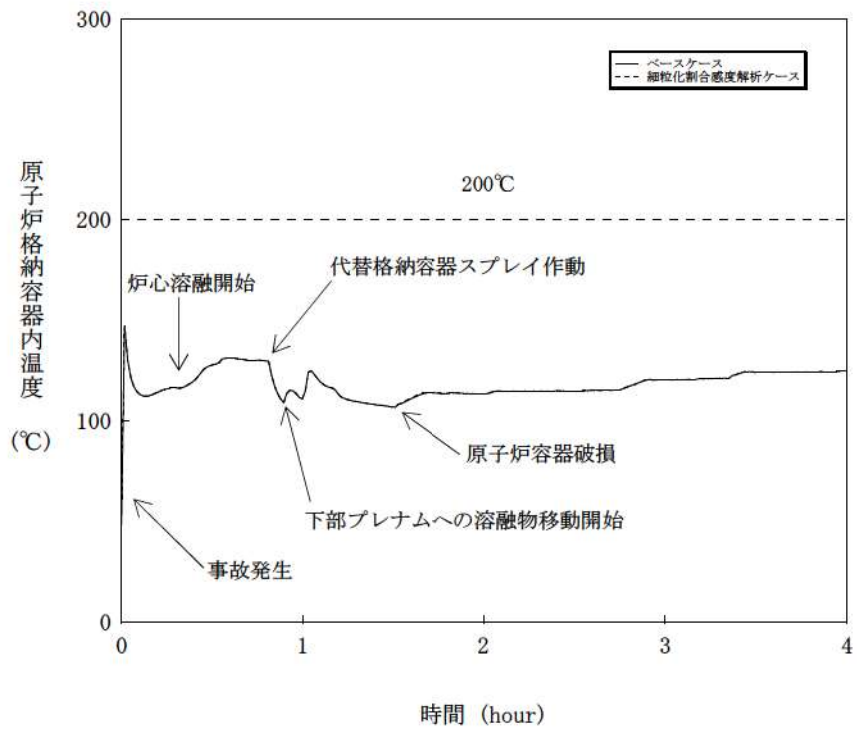


図 5-3-1 エントレインメント係数感度解析 (1)

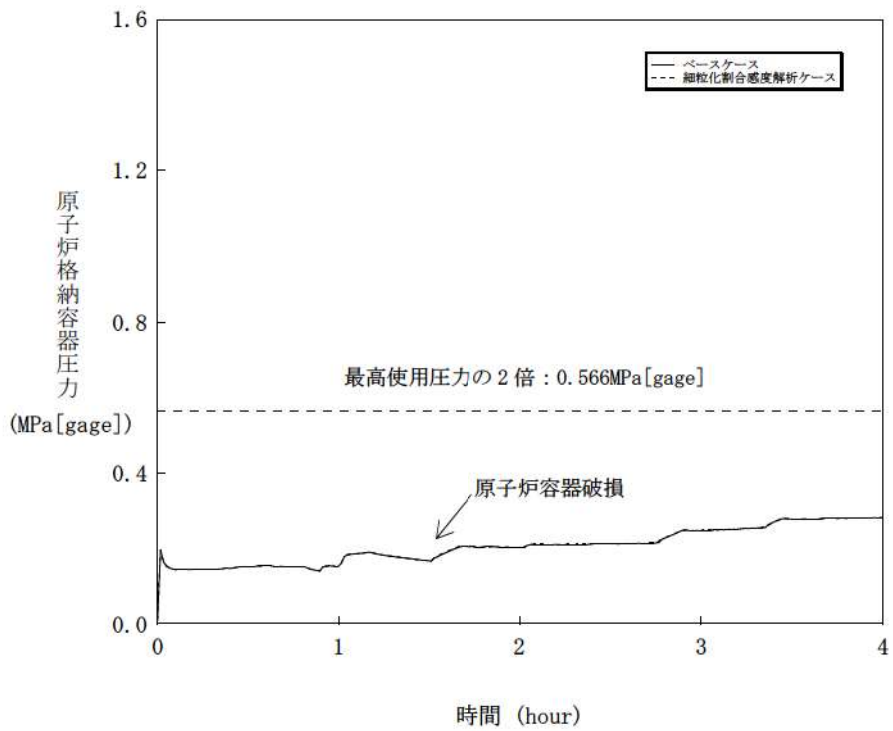


図 5-3-2 エントレインメント係数感度解析 (2)

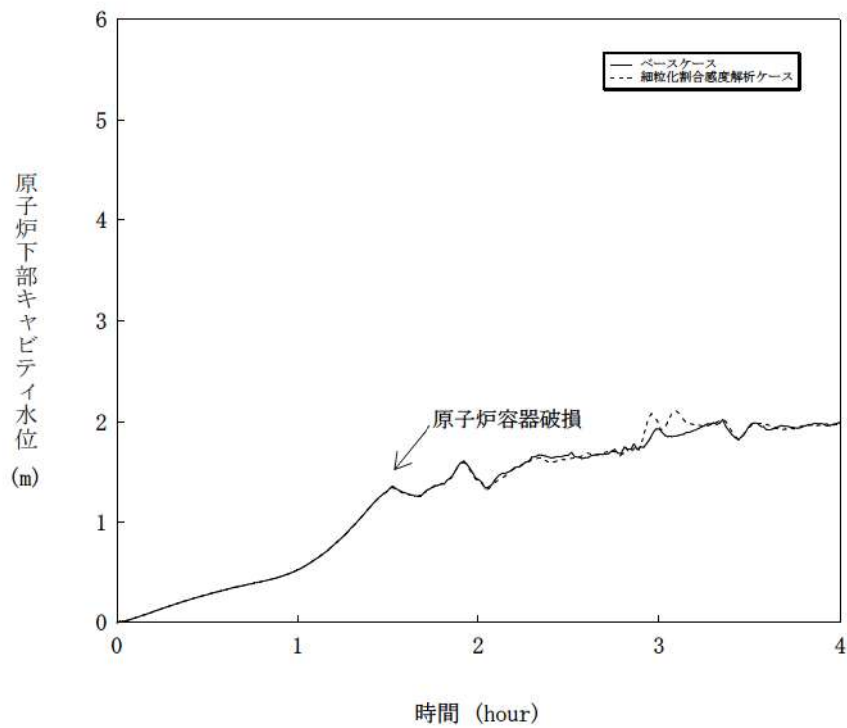


図 5-3-3 エントレインメント係数感度解析 (3)

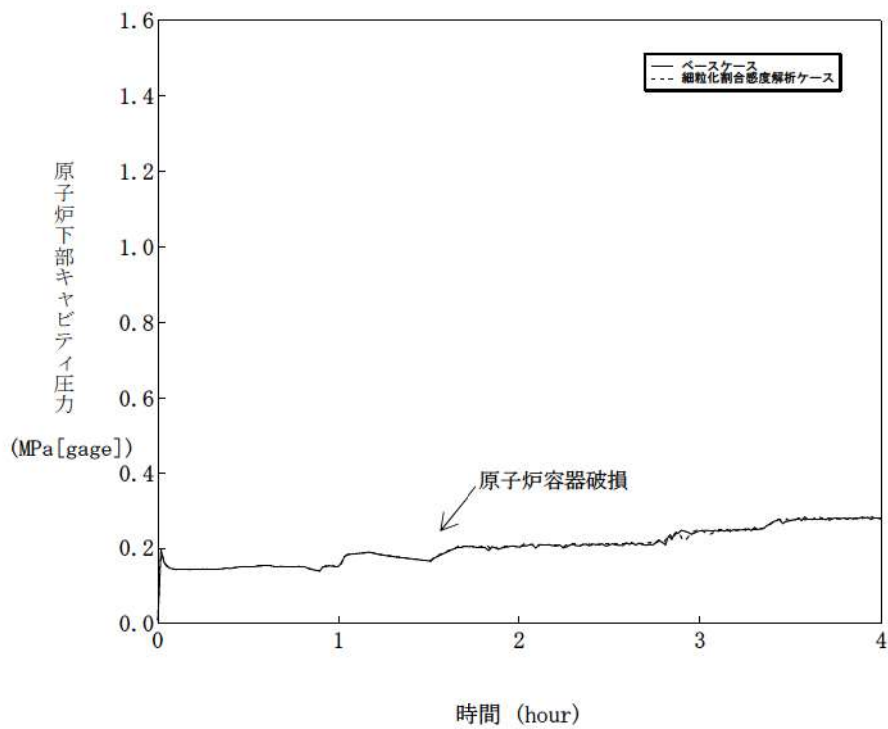


図 5-3-4 エントレインメント係数感度解析 (4)

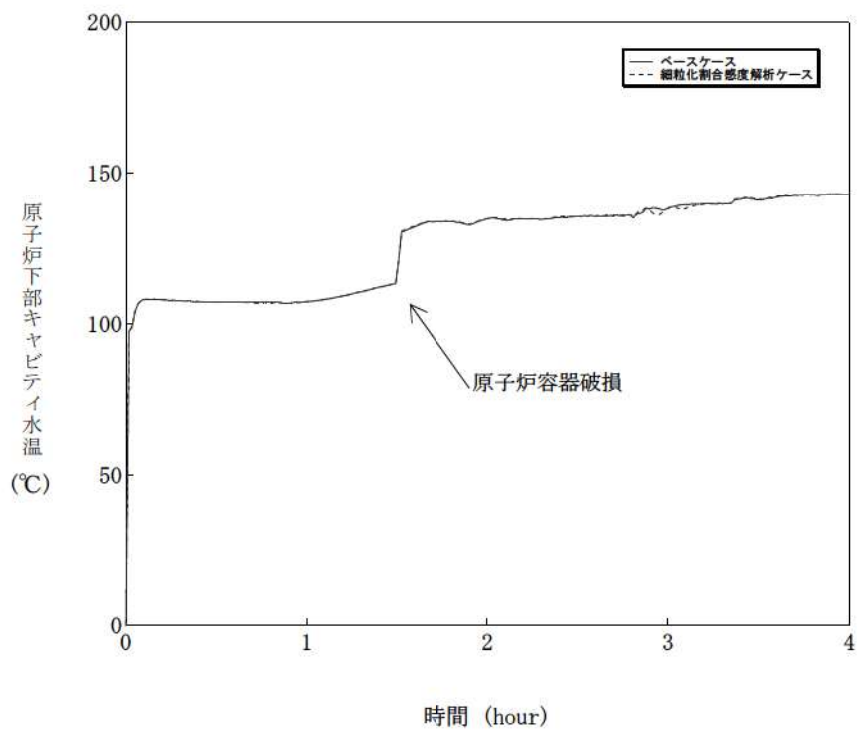


図 5-3-5 エントレインメント係数感度解析 (5)

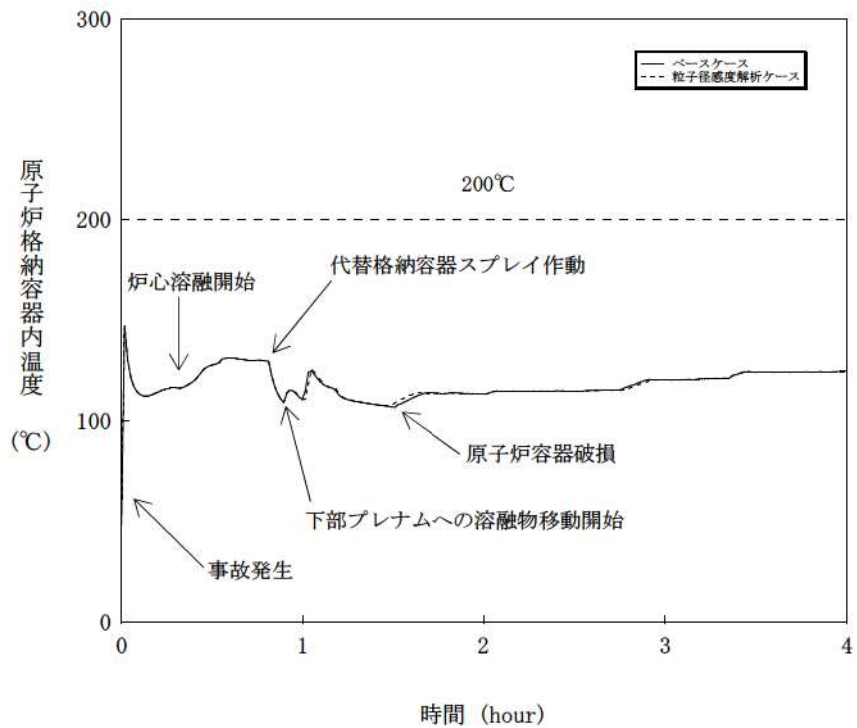


図 5-4-1 デブリ粒子の径感度解析 (1)

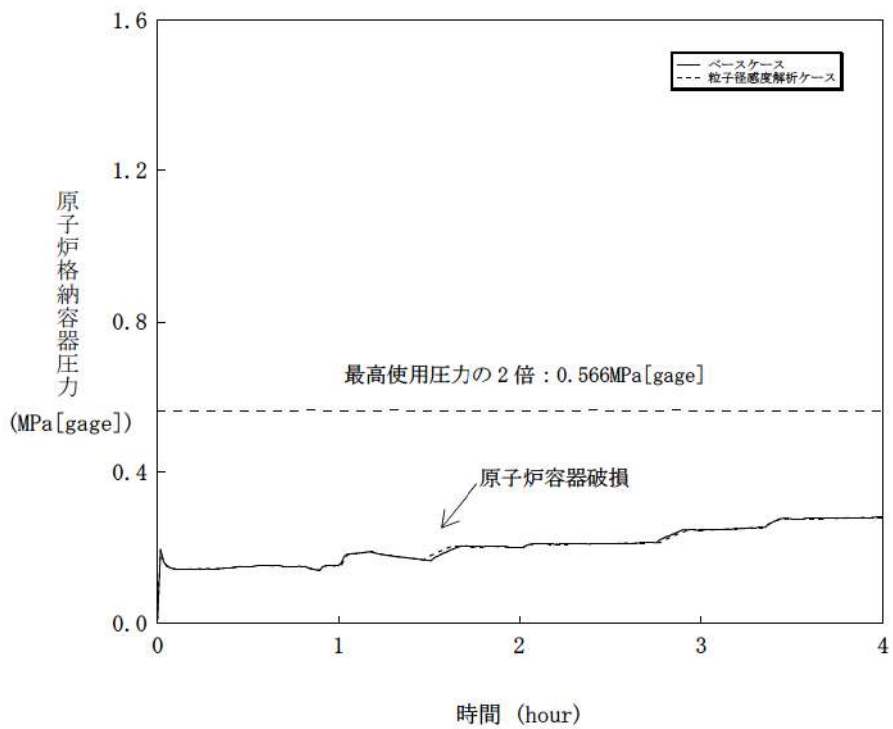


図 5-4-2 デブリ粒子の径感度解析 (2)

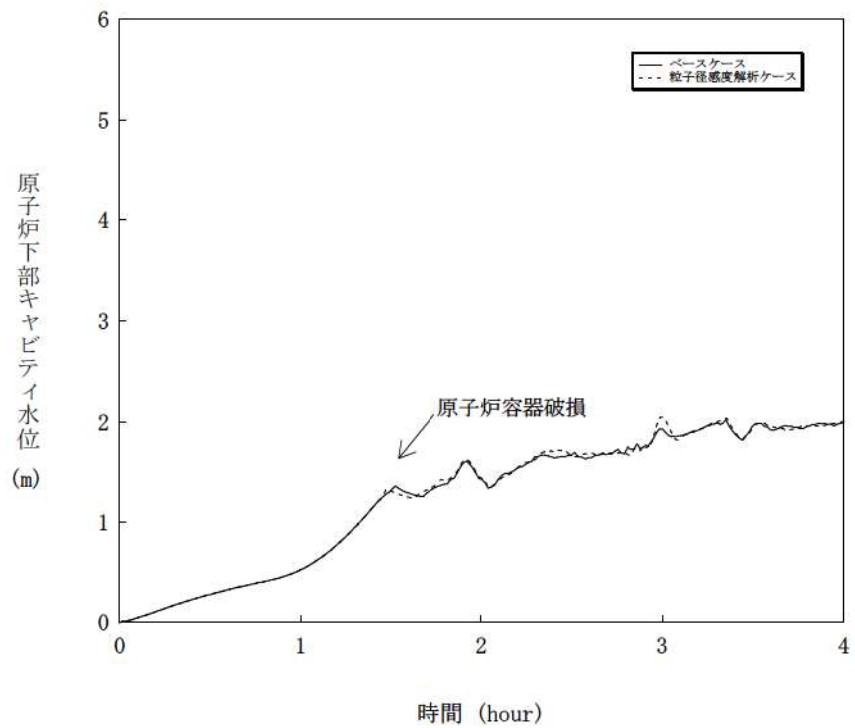


図 5-4-3 デブリ粒子の径感度解析 (3)

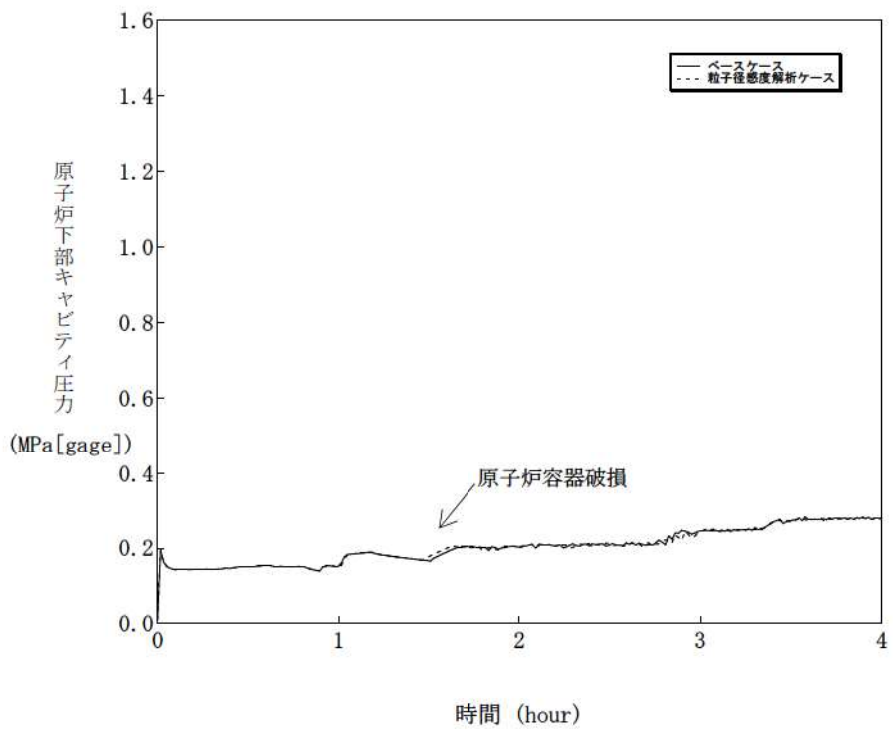


図 5-4-4 デブリ粒子の径感度解析 (4)

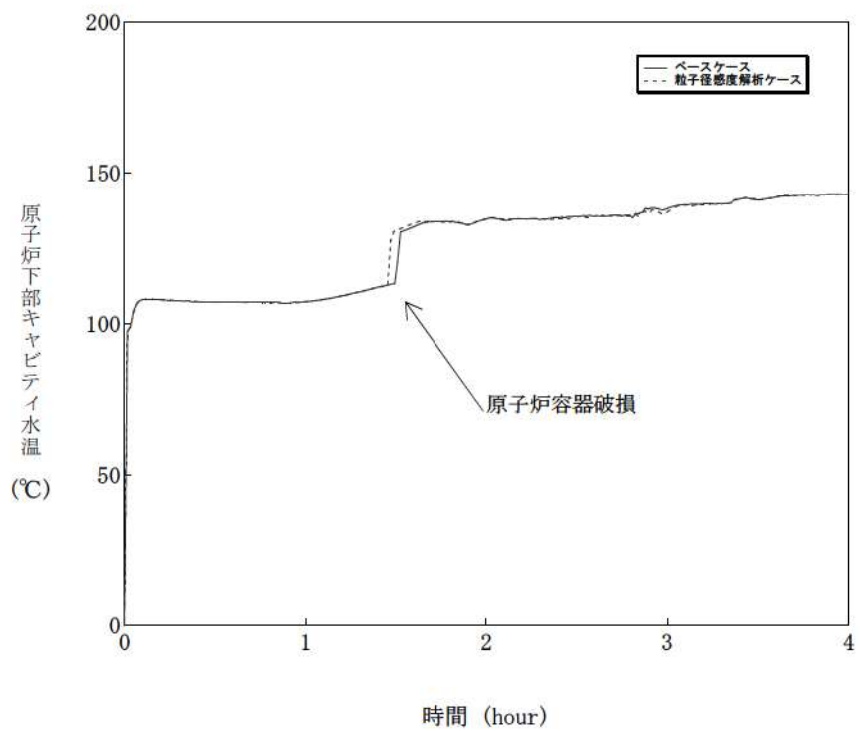


図 5-4-5 デブリ粒子の径感度解析 (5)

6 まとめ

原子炉容器内 FCI から水蒸気爆発に至り原子炉格納容器が破損する事象については、これまでの専門家による検討結果では、発生する可能性は非常に低く、問題は解決済みと結論付けられている。また、原子炉容器内 FCI から圧力スパイクに至る事象については、1次冷却材圧力を上昇させることはあるが、原子炉格納容器への直接的な脅威にはならない。

原子炉容器外 FCI についても、実験より、デブリ粒子を覆う蒸気膜は安定性があり、外部トリガリングなどの外的な要因がなければ、蒸気膜の崩壊は起こりにくいと言え、実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であることから、外部トリガリングとなり得る要素は考えにくいいため、大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて低いと考えられる。

原子炉容器外 FCI のうち、圧力スパイクの不確かさの要因について、実現象と解析モデルの差に着目し、以下のとおり抽出した。

- ・原子炉下部キャビティ水深
- ・破損口径
- ・Ricou-Spalding のエントレインメント係数
- ・デブリ粒子の径

これらの項目について感度解析を行い、圧力スパイクへの感度を確認した結果、PWR では原子炉格納容器体積が大きいことにより、過渡的な圧力上昇が緩和されたことから、いずれについても圧力スパイクに対する感度は小さく、重大事故対策の有効性評価の結果に影響は与えない。

添付 2-1 FARO 実験における MAAP の圧力スパイクモデルの妥当性確認

(1) FARO 実験の概要

FARO 実験装置は、150kg 程度のウラン酸化物及びジルコニウム酸化物からなる溶融物を水中に落下させる装置であり、そのときの FCI 挙動を観察するものである。

(2) MAAP コードによる FARO 実験解析

FARO 実験解析を実施する際、MAAP コードにおいて FCI に影響する 3 つのモデルパラメータを感度係数として選定し、その感度解析結果と FARO 実験結果を比較することによって、圧力スパイクモデルの妥当性を確認する。

感度係数として選定したモデルパラメータは以下のとおりである。モデルパラメータの最小値、推奨値、最大値も併せて示している。

-
-
-

--

MAAP コードによる実験解析を実施するにあたって、いくつかの簡略化を行っている。具体的な仮定を以下に記す。

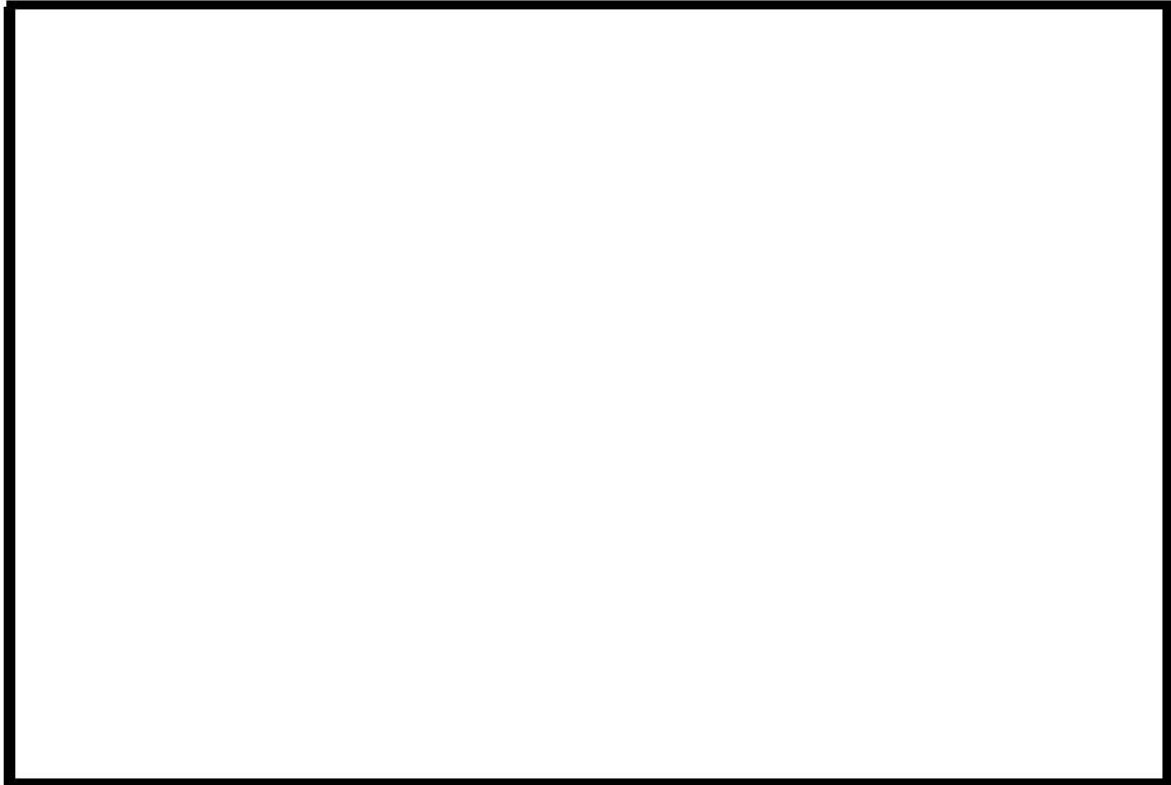
-
-
-
-

--



上記の仮定があるため解析結果と実験結果の比較には制限があるものの、ピーク圧力の上昇と圧力の上昇速度については比較可能である。

以下では、実験 L-06, L-08, L-11, L-14 と解析の比較について、圧力（付図 1-1～付図 1-4）、堆積デブリ質量（付図 1-5～付図 1-8）、及びデブリ粒子径（付図 1-9～付図 1-12）を示す。いずれの実験の圧力挙動も MAAP コードによる解析結果とよく一致した。



付図 1-1 L-06 実験結果と解析結果の比較 (圧力)

出典 : MAAP4 User' s Manual, EPRI



付図 1-2 L-08 実験結果と解析結果の比較 (圧力)

出典 : MAAP4 User' s Manual, EPRI



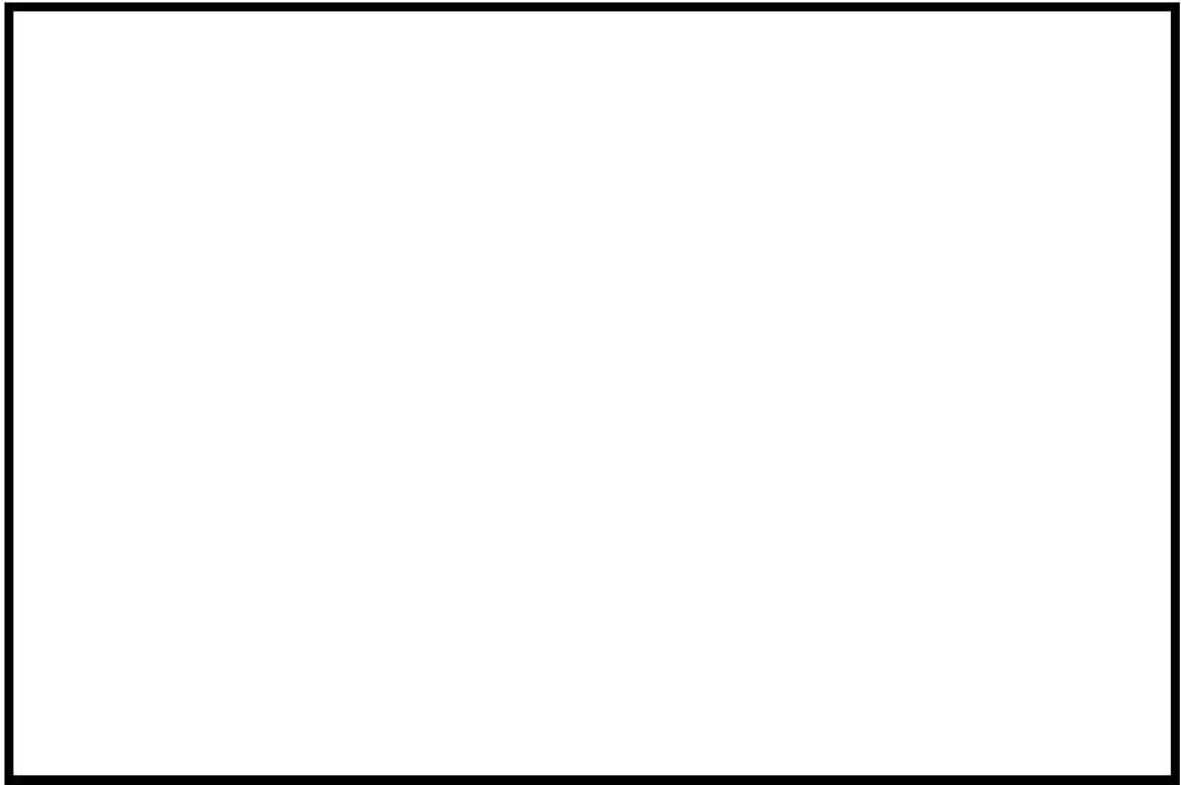
付図 1-3 L-11 実験結果と解析結果の比較 (圧力)

出典 : MAAP4 User' s Manual, EPRI



付図 1-4 L-14 実験結果と解析結果の比較 (圧力)

出典 : MAAP4 User' s Manual, EPRI



付図 1-5 L-06 実験結果と解析結果の比較 (堆積デブリ質量)

出典 : MAAP4 User' s Manual, EPRI



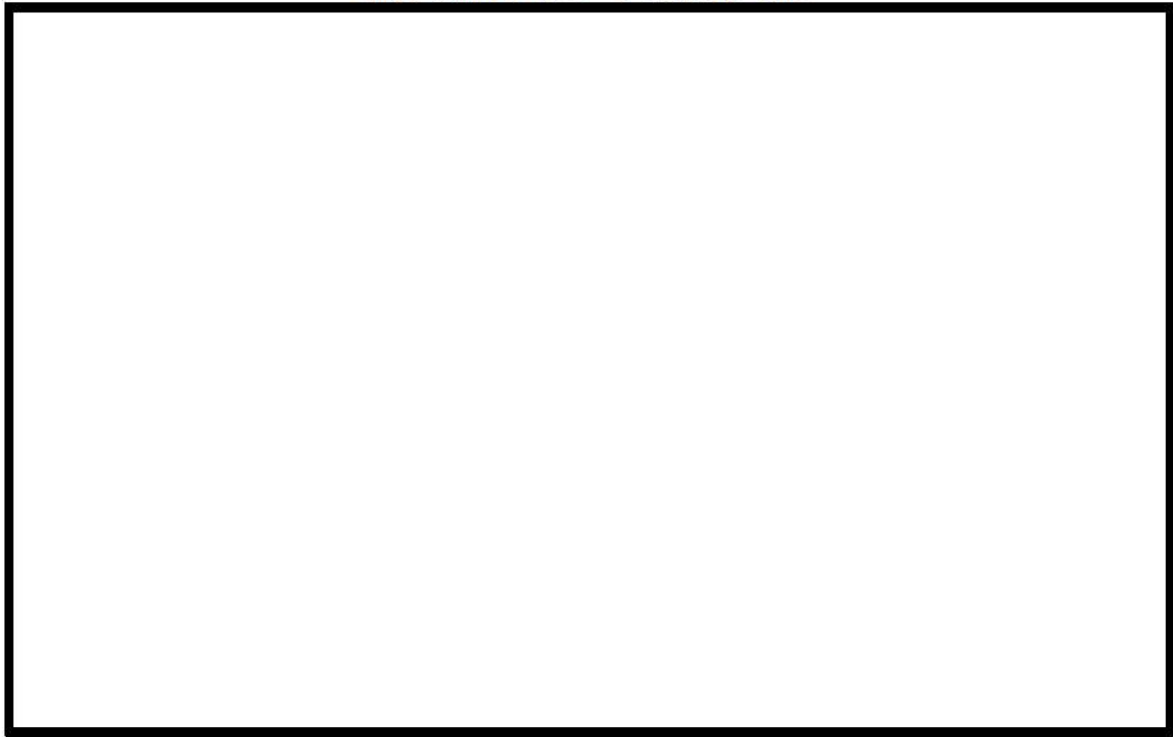
付図 1-6 L-08 実験結果と解析結果の比較 (堆積デブリ質量)

出典 : MAAP4 User' s Manual, EPRI



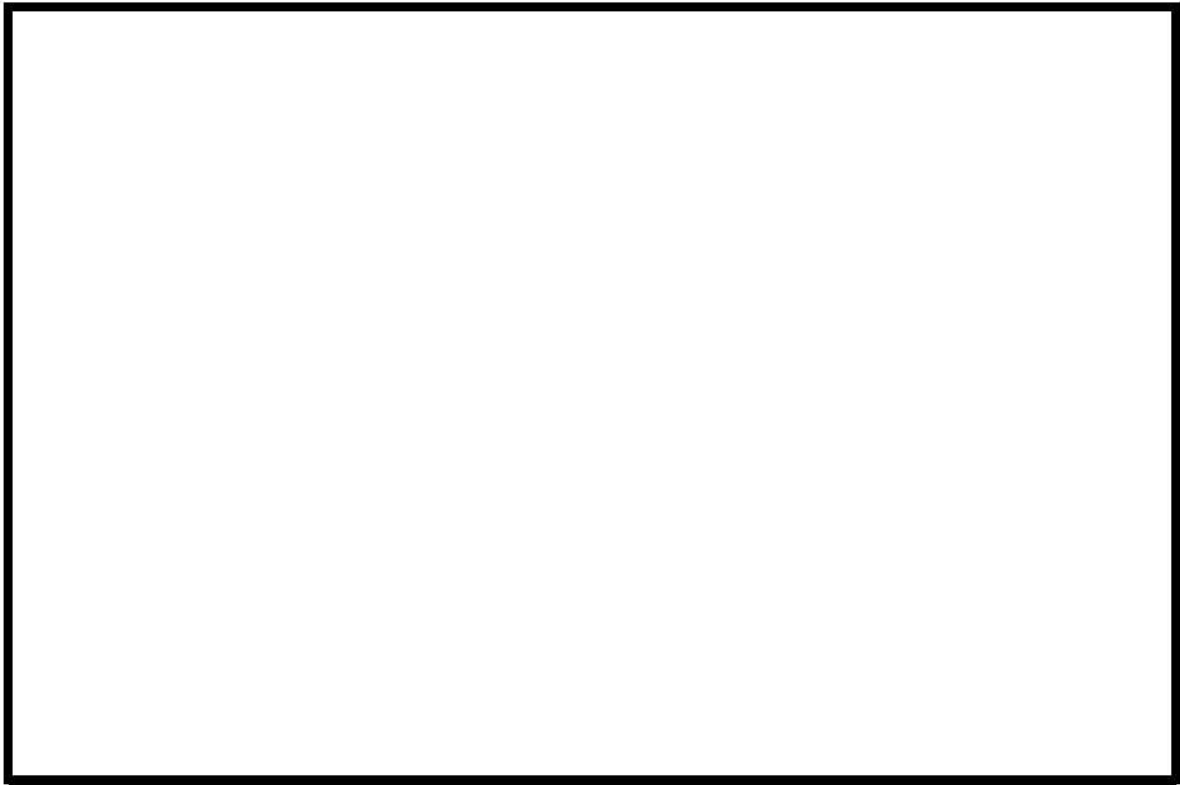
付図 1-7 L-11 実験結果と解析結果の比較 (堆積デブリ質量)

出典 : MAAP4 User' s Manual, EPRI



付図 1-8 L-14 実験結果と解析結果の比較 (堆積デブリ質量)

出典 : MAAP4 User' s Manual, EPRI



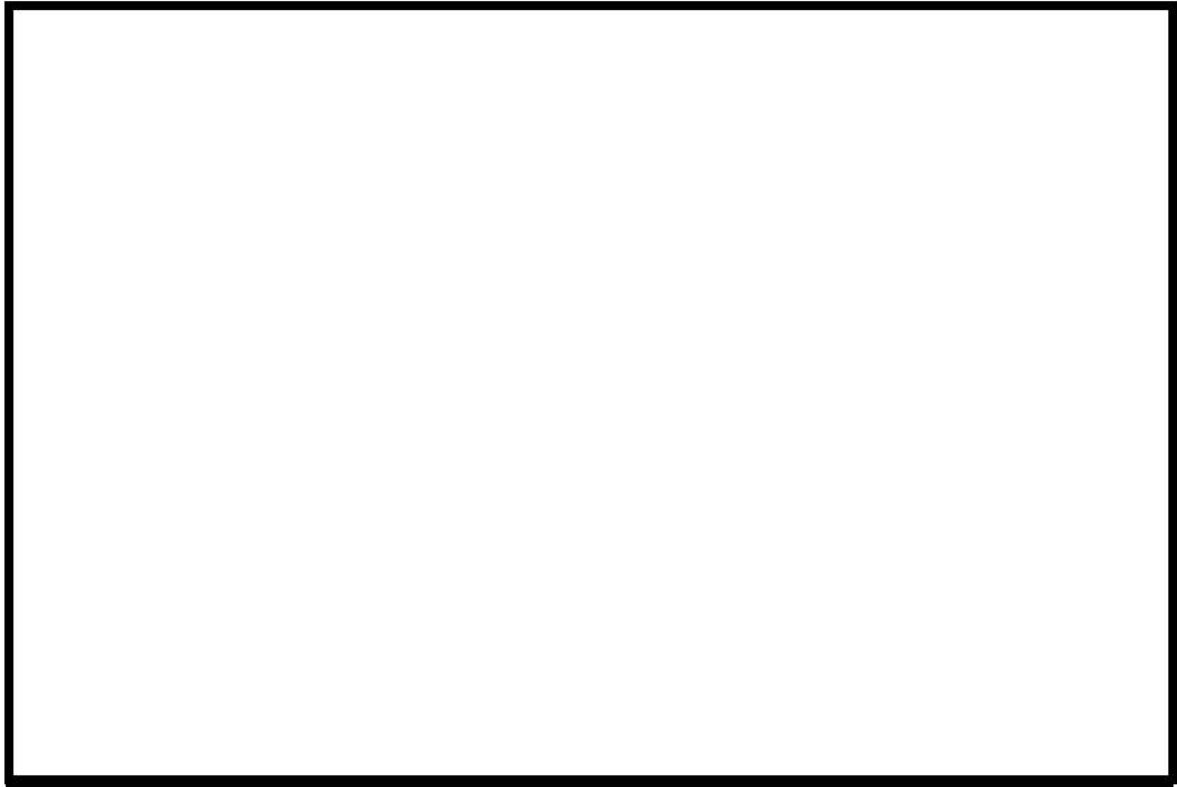
付図 1-9 L-06 実験結果と解析結果の比較 (デブリ粒子径)

出典 : MAAP4 User' s Manual, EPRI



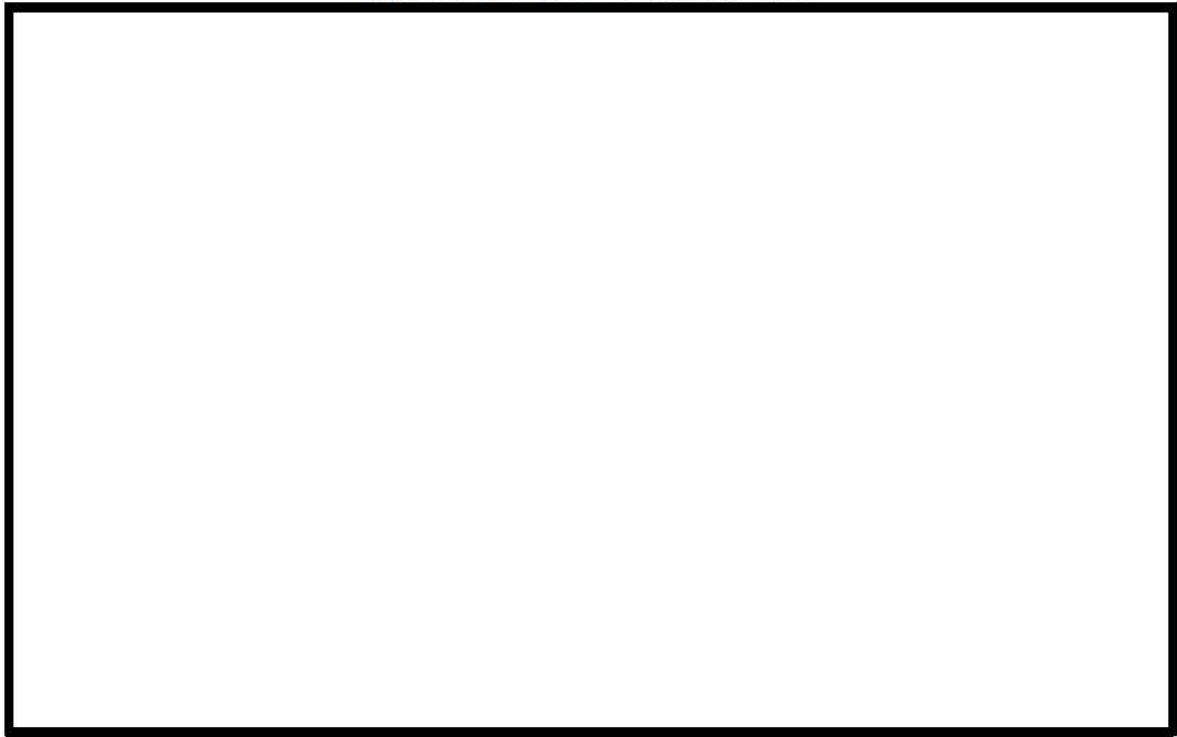
付図 1-10 L-08 実験結果と解析結果の比較 (デブリ粒子径)

出典 : MAAP4 User' s Manual, EPRI



付図 1-11 L-11 実験結果と解析結果の比較 (デブリ粒子径)

出典 : MAAP4 User' s Manual, EPRI



付図 1-12 L-14 実験結果と解析結果の比較 (デブリ粒子径)

出典 : MAAP4 User' s Manual, EPRI

(3)まとめ

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。

(第3部 MAAPコード)

添付3 溶融炉心とコンクリートの
相互作用について

目次

1	まえがき	3.3-3
2	現象の概要	3.3-3
3	知見の整理	3.3-3
3.1	MCCI 実験の概要	3.3-4
3.2	MCCI 実験の知見の整理	3.3-17
3.3	実機への適用性	3.3-20
4	評価モデルと不確かさに関する整理	3.3-66
4.1	MCCI 評価モデル	3.3-66
4.2	不確かさの整理	3.3-67
5	感度解析と評価	3.3-80
6	まとめ	3.3-123
添付 3-1	溶融炉心の水中での拡がり評価について	3.3-124
添付 3-2	粒子状ベッドの冷却性実験と解析モデル	3.3-135

1 まえがき

溶融炉心とコンクリートの相互作用（MCCI：Molten Core Concrete Interaction，以下、「MCCI」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が，現在においても研究段階にあり，また，実機規模での現象についてほとんど経験がなく，有効なデータが得られていないのが現状であり，不確かさが大きい現象であると言える。

そこで，国内外で実施された実験等による知見を整理するとともに，解析モデルに関する不確かさの整理を行い，感度解析により有効性評価への影響を確認した。

2 現象の概要

重大事故時には，溶融炉心と原子炉下部キャビティ床コンクリートの接触によって，コンクリートが侵食され，ベースマツト溶融貫通に至る可能性がある。このような溶融炉心とコンクリートの接触及びそれに伴って引き起こされる現象（コンクリートの侵食及び不揮発性ガスの発生）のことを，溶融炉心とコンクリートの相互作用（MCCI）と呼ぶ。

国内 PWR プラントでは，炉心損傷検知後に，原子炉下部キャビティへの水張りを行うことにより，溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下した際の溶融炉心の冷却を促進することにより MCCI の防止及び緩和を行っている¹。原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は，原子炉下部キャビティ水との接触により，一部は粒子化して水中にエントレインされ，残りは原子炉下部キャビティ床面に落下して堆積し溶融プールを形成する。エントレインされたデブリ粒子は，水と膜沸騰熱伝達し水中を浮遊するが，冷却が進むと膜沸騰状態が解消され，溶融プール上に堆積する。

原子炉下部キャビティ底に堆積した溶融炉心は，崩壊熱や化学反応熱により発熱しているが，原子炉下部キャビティ水及びコンクリートとの伝熱により冷却されるにつれて固化し，冷却が不足する場合には，中心に溶融プール（液相），外面にクラスト（固相）を形成する。

コンクリートは，溶融炉心との熱伝達により加熱され，その温度が融点を上回る場合に融解する。このとき，ガス（水蒸気及び二酸化炭素）及びスラグが発生し，溶融炉心に混入され化学反応する。

3 知見の整理

本章では，MCCI に関する実験の概要及びそこで得られた知見に関して整理を行う。

溶融物によるコンクリート侵食に関する実験としては，水による冷却を伴わない実験

¹ (財)原子力発電技術機構 (NUPEC)，「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」（2003）

として米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）で実施された ACE 実験及び米国サンディア国立研究所（SNL）で実施された SURC 実験（国際標準問題 ISP-24）がある。

水による冷却を伴う実験（溶融物上に冷却水を注水した実験）としては、米国サンディア国立研究所（SNL）で実施された SWISS 実験及び WETCOR 実験、米国電力研究所（EPRI）の主催で実施された MACE 実験、原子力発電技術機構（NUPEC）により実施された COTELS 実験、米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）により行われた CCI 実験がある。

また、水中に溶融炉心を落下させた実験としては、スウェーデン王立工科大学（KTH）で実施された DEFOR 実験がある。

このように、MCCI 実験としては、水プールに溶融物を落下させた条件での実験結果は DEFOR 実験のみでありサンプルが少ないため、FCI に関する実験的知見も加味して、知見を整理する。

一方、原子炉下部キャビティでの溶融物の拡がり実験としては、水による冷却を伴わないドライ条件での実験としては、国内 BWR を対象とした実験、EPR を対象とした実験が複数実施されているが、ウェット条件での実験については実施例が少ないが、米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）にて不均質に堆積させた粒子ベッドの拡がりを確認したセルフレベリング実験がある。

さらに、OECD-MCCI プロジェクトで実施されたクラスト強度試験（SSWICS 試験）結果に基づき、クラストのヤング率と破損応力を解析的に求める研究が JNES によりなされている。

以下、各実験及び解析研究について概要を纏めるとともに、知見を整理する。

3.1 MCCI 実験の概要

(1) ACE 実験^{2,3}

ACE 実験は、MCCI における熱水力学的及び化学的プロセスを検証し関連コードのデータベースを拡充することを目的として、国際的に支援された ACE (Advanced Containment Experiments) プログラムの一部として米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）で実施されたものである。

実験装置を図 3.1-1 に示す。4方向の壁（水冷式パネル）で囲まれた中には、コンクリートベースマット、コンクリートメタル挿入物、溶融炉心が入っている。内側表面には 25 個のタングステン電極を備えた額縁型アセンブリがあり、それらは 4つのタングステンコイルで溶融炉心頂部付近に接続されて、溶融炉心を加熱する。設備の大きさは 53.0cm×50.2cm である。長方形の 2 枚式の蓋（水冷式）があり主ガ

² OECD/NEA “Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions,” NEA/CSNI/R(92)10.

³ EPRI, Technical Foundation of Reactor Safety, Revision 1, Knowledge Base for Resolving Severe Accident Issues, 1022186 (2010).

ス管に繋がっている。蓋には、エアロゾル収集ならびにガスサンプリング及び排気口用のポートが1つと、熔融炉心監視用ポート（光学温度計とビデオカメラ付き）が3つ付いている。熔融炉心組成はUO₂を含み粉末状で均一にブレンドされた状態である。ACE実験のうち、PWR向けに実施されたケースL2及びL6の熔融炉心組成及びコンクリート成分を表3.1-1に示す。実験中、熔融炉心はタングステンの電極で加熱され熔融プールを形成する。コンクリート侵食はベースマットの中にある熱電対によりモニターされる。なお、本実験は、冷却水の注水を行わない、ドライ条件で行われたものである。

ケースL2は、一部分酸化したPWR燃料の熔融炉心とケイ土系コンクリートとの相互作用に関する実験である。実験結果を図3.1-2に示す（本図では、MAAPコードによるベンチマーク解析結果も掲載している）。実験における伝熱量は平均220kW、側壁への熱損失は平均120kWで、これらを境界条件として与えており、約100kWがコンクリートの加熱に寄与しており、垂直方向へのコンクリート侵食率の平均は7.8mm/分であった。侵食開始時の熔融プール温度は2,400Kでその後もその温度を維持している。

ケースL6は、制御棒の材質を含む一部分酸化した熔融炉心とケイ土系コンクリートとの相互作用に関する実験である。実験結果を図3.1-3に示す（本図では、MAAPコードによるベンチマーク解析結果も掲載している）。本ケースでは、実験開始時の侵食率は低めであったが、徐々に上昇し、最終的な侵食深さは40分の時点で13cmに至っており、実験とほぼ同等の侵食深さに到達している。

(2) SURC-4 実験⁴

SURC-4 (Sustained Urania-Concrete Interaction-4) は米国サンディア国立研究所 (SNL) で行われた MCCI 実験の一つである。本実験は、コード比較のための国際標準問題 (ISP-24) に選定されている。実験装置の概念図を図3.1-4に示す。円筒状の反応るつぼがアルミの原子炉格納容器内に設置されている。アニュラス部とるつぼの蓋はMgOでできている。るつぼの大きさは、直径60cm×高さ100cm、MgO製アニュラスと蓋の厚さは10cmである。反応るつぼの床は厚さ40cmの玄武岩系コンクリートであり、温度記録用の熱電対が設置されている。200kgのステンレス鋼（約Fe: 73%, Cr: 19%, Ni: 8%）と模擬核分裂生成物 (FP) (Te: 0.5 kg, La₂O₃: 1.17 kg, CeO₂: 1.23 kg, BaO: 1.1 kg) は、コンクリート侵食が開始するまで加熱される。化学反応とガス放出の影響を観察するため、侵食開始後14分経ってから約0.5秒間に追加的に20kgのジルコニウムを熔融物に添加している。

⁴ “International standard problem No 24: ISP-24: SURC-4 experiment on core-concrete interactions,” NEA/CSNI-155, 1988.

実験結果を図 3.1-5 に示す（本図では、MAAP コードによるベンチマーク解析結果も掲載している）。観測されたコンクリート侵食深さは約 55 分の時点で 24.5～27.5cm である。

(3) SWISS 実験⁵

SWISS 実験は、米国サンディア国立研究所（SNL）において実施された熔融物とコンクリートの相互作用及び熔融物冷却に関する実験で、MCCI 挙動に及ぼす水プールの影響を調べることを目的として 2 回実施されている。

実験装置を図 3.1-6 に示す。コンクリートは、直径 20cm の石灰岩系コンクリート円板が使用されている。熔融物は 46kg のステンレス鋼（SUS304）で、模擬 FP の量は 1.75kg である。これらは高周波加熱により加熱される（1.3～1.7W/g）。SWISS-1 実験では、コンクリート侵食が準定常となった時点（侵食量 12cm）で熔融物上に注水し、SWISS-2 実験では、熔融物がコンクリートと接触した直後に注水している。

SWISS-1 実験及び SWISS-2 実験におけるコンクリート侵食の推移を図 3.1-7 に示す。両実験では、注水タイミングが異なっているが、コンクリートの侵食状況は同等な結果となっている。これは、熔融物の上面（熔融物と水プールの界面）に強固なクラストが形成され熔融物の内部に水が浸入しにくくなっていたことと、熔融物の発熱が実機で想定されるよりも約 1 桁大きかったこと、さらに、100%ステンレス鋼であったため金属-水反応による発熱が加わったことが要因であると分析されている。熔融物から水プールへの熱流束は、SWISS-2 の結果より、約 0.8MW/m² であり（図 3.1-8 参照）、この値は限界熱流束の計算値よりも小さく、核沸騰による計算値に近いと分析されている。

(4) WETCOR 実験⁶

WETCOR 実験は、米国サンディア国立研究所（SNL）で実施された MCCI 実験であり、熔融物として、Al₂O₃、CaO、SiO₂ の混合物を直接通電加熱したものをを用い、直径 0.4m の石灰岩系コンクリートとの反応中に注水し、熔融物の冷却性を調べた実験である。実験装置の概要を図 3.1-9 に示す。

WETCOR-1 実験結果では、熔融状態の部分が存在する期間にクラストを通して水へ伝熱した熱流束は 0.52±0.13MW/m²、入熱を停止し全体が固化した以降の熱流束は 0.25±0.08MW/m² 及び 0.20±0.08MW/m² であったことが報告されている。これらは表

⁵ “SWISS: Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions with Overlying Water Pools,” NUREG/CR-4727, SAND85-1576

⁶ NUREG/CR-5907,” Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools,” Sandia National Laboratories, November 1993.

3.1-2に示すように、入熱期間の最後に相当する557分から563分での熱流束が $0.52 \pm 0.13 \text{ MW/m}^2$ 、582.4分での熱流束が $0.25 \pm 0.08 \text{ MW/m}^2$ 、589.0分での熱流束が $0.20 \pm 0.08 \text{ MW/m}^2$ である。図3.1-10に入熱履歴を示すが、入熱終了は正確には554.9分である。注水開始は529.0分である。

コンクリート侵食推移及び温度履歴を図3.1-11～14に示す。コンクリートの半径方向の中心部では試験開始後約470分から急速に侵食が早まり、注水開始までに1～3cm侵食されており、注水後も継続して、入熱終了の555分で5～6cmとなっている。中間部では515分までは侵食は起きていないが、555分までは継続した。外周部では局所的には410分から侵食が開始し、注水時点で約2cmになっている。溶融物温度を図3.1-15に示す。約560分までは約1800Kで一定となっているが、その後は緩やかに低下し、580分頃には約1500Kまで低下している。

実験後の溶融物の固化状態及びコンクリート侵食状態を図3.1-16に示す。半径方向には場所により侵食挙動に違いがあるが、最終的には全体的に約5cmの侵食深さになっている。もとのコンクリート表面であった位置には空洞が形成されており、その上にはクラストがブリッジ状に形成されている。クラスト厚さは場所により異なるが、外周部では $10 \pm 1 \text{ cm}$ 、中心部で3.8cmから4.5cmであった。上記熱流束は中心部でのクラスト厚さ平均値として $4.2 \text{ cm} \pm 0.4 \text{ cm}$ として算出されたものである。クラストにはひび割れは生じていなかったことが報告されている。空洞の形成過程については文献に記載されていないが、注水開始時には激しい沸騰が起き、水プールが出来てから40秒間、メルト球体が水中を浮上し沈降する挙動が観察されている。この現象はクラストのギャップから水が入り、その突沸によりメルトが一時的に噴出したものと推定されている。注水後早期に堅固なクラストが形成され、侵食とともに空洞部が成長したことが推測できる。

以上より、水への熱流束 0.2 MW/m^2 は、溶融炉心が完全固化し、温度も低下し、コンクリート侵食も進んでいない状態の値である。

(5) MACE 実験⁷

MACE 実験 (Melt Attack and Coolability Experiment) は、米国電力研究所 (EPRI) が主催する原子炉格納容器内溶融物冷却性に関する国際協力計画である。MACE 実験装置の概要を図3.1-17に示す。また、MACE 実験では規模の異なる M0, M1b, M3b, M4 の4回の実験が実施されており、その主要条件は表3.1-3に示すとおりである。

MACE 実験では UO_2 , ZrO_2 , Zr といった実炉心模擬物に少量のコンクリート成分を付加した溶融物を使用している。M0 実験では $30 \text{ cm} \times 30 \text{ cm}$ のテスト部に 130 kg の溶融物、

⁷ M. T. Farmer, et al., "Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, 1999.

M1b 実験では 50cm×50cm のテスト部に 480kg の溶融物を使っている。M0 実験では、テスト部の側壁にコンクリートを用い、横方向への侵食も可能としている。M1b 実験は MgO 製のつぼを用いており、下方向のみの侵食になる。

M0 実験での水プールへの熱流束測定結果を図 3.1-18 に示す。注水は侵食が 1.3cm となった時点、中心部で侵食開始から 4 分後に開始された。最初の 3 分間は $4\text{MW}/\text{m}^2$ あり、熱的には全体の融解熱に相当する程度の除熱が行われた。これにより、安定したクラストが形成され、その後 30 分は約 $0.7\text{MW}/\text{m}^2$ で推移し、さらにその後は徐々に低下して最後には $0.15\text{MW}/\text{m}^2$ まで低下した。図 3.1-19 に示すように、安定化クラストはタングステン電極に固着しており、最初にクラストが形成された高さに留まっていた。クラストと溶融物の間に空間が形成されたのが約 30 分後と推定されており、これにより 30 分以降の熱流束が低下したと考察されている。

M1b 実験での水プールへの熱流束測定結果を図 3.1-21 に示す。注水は侵食が 5.0cm となった時点、中心部で侵食開始から 14.7 分後に開始された。最初は $4\text{MW}/\text{m}^2$ あり、30 分間で徐々に約 $0.5\text{MW}/\text{m}^2$ まで低下している。この期間に約 90kg が固化し、クラストを形成したと見積もられている。その後の 30 分間で約 $0.4\text{MW}/\text{m}^2$ に低下し、それ以降は入熱と同等の熱流束となっている。図 3.1-22 に示すように、クラスト厚さは約 6cm であり、熱伝導だけではこれだけの熱流束を得られないため、クラストは透水性があると考察されている。クラストはるつぼ壁に固着し、9cm 高さの空洞が形成されている。空洞の形成は 50 分頃と推定されている。よって、 $0.5\text{MW}/\text{m}^2$ より小さい熱流束はクラストが分離した形態での値である。図 3.1-23 に溶融物温度変化を示す。水への熱流束が $0.2\text{MW}/\text{m}^2$ で推移する期間は、おおむね溶融物温度が 1500K 前後となっている。

(6) COTELS 実験 (テスト B 及び C) ⁸

COTELS 計画は (財) 原子力発電技術機構 (NUPEC) が压力容器外の溶融炉心冷却特性を調べる試験であり、この計画のテスト B 及び C は、溶融物上に注水した際の FCI (テスト B) と MCCI (テスト C) を検討するための実験であり、テスト B と C は引き続き実施された一連の実験である。

実験装置を図 3.1-24 に、試験条件及び結果の一覧を表 3.1-4 に示す。溶融物の重量は 60kg で UO_2 の融点より高い 3200K まで誘電加熱された。溶融物のタイプ A は TMI 事故の溶融物を模擬した組成、タイプ B は下部プレナムにより多くの金属が含まれることを想定し、金属の割合を増やした組成である。コンクリートトラップの内径は 0.36m あるいは 0.26m である。ここで、0.26m は他の実験 (WETCOR, MACE-MO 及

⁸ Hideo Nagasaka, et al., "COTELS Project (3) : Ex-vessel Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, 1999.

び MACE-M1b) との比較のためアスペクト比 (高さ と直径の比) を 0.5 としたものである。コンクリートは国内プラントのセメント成分を模擬した玄武岩系コンクリートである。コンクリート内部には温度計測用の熱電対が配置されている。落下後の溶融物は、崩壊熱を模擬して誘電加熱され、75kW は崩壊熱の 11 倍に相当する。注水は、室温水を Jet もしくは Spray で 0.02~0.2kg/s の質量流量で試験開始 6~15 分後に行っている。

ケース 5a は、溶融炉心落下後の崩壊熱の模擬 (誘電加熱) を行わず、注水も行わなかったケースであるが、約 2 割が粒子化している。これは、コンクリート侵食に伴って発生した気体により溶融炉心の粒子化が生じたと分析されている。粒子の径については、ケース 5a とケース 5 で同等の粒子径分布が確認されており、溶融炉心と水の相互作用ではなく、コンクリート侵食により発生した気体により粒子化が生じたものであると考えられている。

アスペクト比の観点では、図 3.1-25 にケース 5 とケース 9 のコンクリート温度の時間変化を示すが、アスペクト比が大きいケース 5 では、溶融炉心の全体量に対する上面の面積が小さいため、初期に溶融炉心の熱量がコンクリートに多く伝わっていることを示している。両ケースとも注水後 3~4 分でコンクリートの温度が低下に転じており、注水による冷却効果が確認でき、特に早めに注水したケース 9 では効果が高いことが分かる。さらに、注水が遅いケース 10 においてコンクリート侵食深さが最大となっていることから、水による冷却効果が確認できる。

固化した溶融炉心表面から水への熱流束は、SWISS, WETCOR, MACE の結果に近い 200~700 kW/m² であった。この結果は容器内圧力がほぼ一定状態の時の値とされている。なお、これらの熱流束は限界熱流束よりも低く、水が更に高い除熱能力を有する可能性があることを示唆している。実験レポートでは 0.2MW/m² 時における溶融炉心状態についての記述はないが、側壁コンクリートが侵食されてギャップが形成されたことで、溶融炉心冷却が促進され、コンクリート侵食が停止したと説明されている。図 3.1-26 に固化した溶融炉心の断面図を示す。溶融炉心下面にはコンクリートから分離した砂利がベッド状に堆積しており、溶融炉心底部からの冷却を促進したことが述べられている。また、その他に侵食が停止した要因としてさらに、アスペクト比が小さく水による冷却の効果があつたこと、塊状溶融炉心が侵食により落下する過程で生じたクレバスに水が入り込み冷却されたことなどが要因であると分析されている。

COTELS 実験の特徴は、側壁にクラストが固着しなかった点で他実験と比べて実機に近い状況となっており、コンクリート壁と溶融プールの境界に形成されたギャップが冷却を促進した点を実機解析への知見として参照できる。

(7) FARO 実験

欧州 JRC (Joint Research Center) のイスプラ研究所における実験であり、压力容器内を対象に溶融物が水プールに落下した場合の水蒸気爆発の発生を調べることを目的として高圧条件での実験が行われてきたが、压力容器外を対象とした低圧条件での実験も行われている。

実験装置の概要を図 3.1-27 に示す。実験手順は、高圧条件と低圧条件とで同様であり、るつぼ内で UO_2 混合物 (80wt% UO_2 + 20wt% ZrO_2 あるいは 77wt% UO_2 + 19wt% ZrO_2 + 4wt% Zr) を溶融させ、るつぼ底部のフラップを開放することにより、水プールに落下させる。実験条件は、表 3.1-5 に示すとおりであり、 UO_2 混合物は 18~176kg、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 の範囲で変動させ複数のケースが行われている。また、高圧条件として 2~5.8MPa、低圧条件として 0.2~0.5MPa である。

溶融物の粒子化量については、水プールの状態によりその割合が変化している。原子炉容器内 FCI を模擬したケース (高圧条件かつ低サブクール度) では、水深 1m の場合で、溶融物の約半分が粒子化し、残りは溶融ジェットのまま水プール底に到達して堆積する結果となっている。一方、原子炉容器外 FCI を想定したケースとして、金属ジルコニウムを含む場合 (L-11) や低圧で高サブクール度の場合 (L-24~33)、では、ほとんどが粒子化する結果が得られている。

また、観測された粒子の径は 3.2~4.8mm であり、初期圧力、水深、サブクール度、溶融物落下速度への依存性は低いと報告されている。

(8) COTELS 実験 (テスト A)

COTELS 計画は (財) 原子力発電技術機構 (NUPEC) が压力容器外の溶融炉心冷却特性を調べる試験であり、この計画の中で溶融物が水プールに落下したときの水蒸気爆発の発生有無を調べる実験として、カザフスタン国立原子力センター (NNC : National Nuclear Center) の施設を用いた実験が実施されている。

実験装置の概要を図 3.1-28 に、実験条件及び結果の一覧を表 3.1-6 に示す。この実験では、軽水炉のシビアアクシデント挙動解析結果に基づいて試験条件が設定され、具体的には、軽水炉のシビアアクシデントでは、原子炉容器内圧が低圧で破損するシーケンスが支配的であり、かつ、原子炉容器の破損として貫通部の破損を考慮している。また、LOCA を起因とするシーケンスが支配的であることから、原子炉格納容器床面の水プールは飽和水 (サブクール度 0~86K) とし、水深は 0.4~0.9m である。また、溶融物は、 UO_2 : 55wt%、 Zr : 25wt%、 ZrO_2 : 5wt%、SS : 15wt% の混合物であり、下部プレナム内の構造物も考慮して多くの金属成分を含むよう模擬したものである。この溶融物は、圧力ヘッド計配管の径に相当する 5cm 径のジェットで水プールに落下させている。

粒子化量に関しては、水深 0.4m においても、ほとんど (90%以上) が粒子化しており、粒子径は多くのケースで約 6mm であったが、落下速度が速い場合には径が小さくなる傾向が確認されている。初期の圧力上昇幅と粒子径には相関があり、初期圧力上昇は粒子化した溶融物からの熱伝達が支配的であると報告されている。

(9) セルフレベリング実験⁹

この実験は、水プール中に不均質に堆積させた粒子ベッドが、内部の沸騰により拡散する様子を確認した実験である。

実験条件の一覧を表 3.1-7 に示す。実験は、水プール中に UO₂, SUS, Cu の 0.2~1mm の粒子ベッドを非均一の厚さに堆積させ、誘導加熱により崩壊熱発生を模擬させたものである。

図 3.1-29 に実験前後の粒子ベッド概念を示す。非均一の厚さに堆積された粒子ベッドは、誘導加熱により粒子ベッド内に沸騰が生じ、粒子が吹き上げられ再堆積する過程でベッドの厚さが均一化されている。ここで、均一化に要した時間は約 2~3 分であると報告されている。

(10) DEFOR-A 実験^{10 11 12}

DEFOR (Debris Bed Formation) 計画は、スウェーデン王立工科大学で実施されており、種々の条件で水プールに模擬溶融物が投入された際の、溶融炉心の細粒化試験である。

なかでも DEFOR-A 試験は水深に応じた粒子化割合を調べることを目的にしたものである。試験装置を図 3.1-30 に示す。DEFOR-A 実験では、るつぼ型誘導炉により加熱された模擬溶融物を、ファンネル及びノズルを通じて大気圧条件の水タンクに注入する。ここでノズル径、即ちデブリジェット径は可変となっている (以下、実機に対しても、炉心あるいは下部プレナムから落下する溶融炉心の意味で「デブリジェット」を使用する)。水タンクのサイズは、断面が 0.5m×0.5m、高さが 2m であり、ノズル高さを差し引くと最大でタンクの床から放出口までの高さは 1.7m となっている。

次に、試験条件の一覧を表 3.1-8 に示す。ノズル高さは 1.7m (一部のケースは 1.62m) に設定され、模擬溶融物は深さ 1.5m 前後の水プールに注入される。また、

⁹ J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), "Studies on Heat Removal and Bed Leveling of Induction-heated Materials Simulating Fuel Debris", SAND76-9008

¹⁰ P. Kudinov and M. Davydov "PREDICTION OF MASS FRACTION OF AGGLOMERATED DEBRIS IN A LWR SEVERE ACCIDENT", NURETH14-543

¹¹ Pavel Kudinov, et al., "Fraction of Agglomerated Debris as a Function of Water Pool Depth in DEFOR-A Experiments".

¹² Pavel Kudinov, et al., "Development of Ex-Vessel Debris Agglomeration Mode Map for a LWR Severe Accident Conditions," ICONE-17, Brussels, 2009.

溶融炉心キャッチャーの高さが水面から 0.6m, 0.9m, 1.2m, 1.5m と 4 段階に設定され、水面からの落下距離の影響も確認している。その他主要な試験条件として、模擬溶融物の過熱度は 78~206K, ジェット径は 10~25mm の範囲で設定している。ジェット径が太く、溶融物の過熱度が小さく、定性的にケーキ状溶融炉心が形成されやすいのは A8 試験である。

次に、試験結果について述べる。A8 試験で一番水深が浅いキャッチャー 1 に形成されたケーキ状溶融炉心の様相を図 3.1-31 に示す。水深が浅いため、細粒化しても固化する前にキャッチャーに堆積することで、粒子化したものが結合した塊状になっている。水深が深いほど粒子の固化が進むため、図 3.1-32 に示すとおりケーキ状溶融炉心が少なくなる。ここで、塊状溶融炉心の概念図を図 3.1-33 に示す。デブリジェットがすべて粒子化及び固化された状態で溶融炉心キャッチャーまで到達した場合が(a)の状態であり、このとき固化した粒子間に空隙があるため、冷却性は阻害されない。(b)の状態は凝集を示しており、固化していないデブリ粒子が堆積することで凝集状態になる。また、(c)の状態はデブリジェットの一部分が直接床に堆積する場合であり、空隙の無い状態で溶融物が堆積した状態である。(b)及び(c)は冷却水が堆積した溶融炉心の内部まで浸透しないため、冷却性が阻害される可能性がある。また、堆積形状として、山状に模擬溶融物が堆積した結果が得られている。試験結果からは、水深が深いほど、凝集物の発生割合は小さく、約 1.5m の水深があればほぼすべての模擬溶融物は固化した状態で堆積することが分かる(ケース A9 のみ、数%の凝集物が発生している)。水深が 1.5m よりも浅い場合に、ケース A7, A9 において他のケースよりも高い凝集割合が観測されているのは、ケース A7, A9 では模擬溶融物の過熱度が高いためである。結論としては、水深が数 m あれば、デブリ粒子をすべて固化できるとしている。

また、解析研究により図 3.1-34 に示すようなケーキ状溶融炉心の生成される条件マップが作成されており、そのモデルを実機スケールのジェット径に展開した場合の、堆積モードマップ(ジェット径対水深の図上での、凝集、固化の領域図)が示されている。実機での破損口径に相当する約 200mm のジェット径では、水深が約 9m の位置に凝集と固化の分岐点が存在することが分かる。

実機条件では、原子炉下部キャビティ水深は 1~2m, 破損口径は数 10cm であり、堆積モードマップに当てはめると、ほぼすべての溶融炉心がケーキ状に堆積する。ケーキ状に堆積した場合、MAAP コードでモデル化している平板状の発熱体とは、水の浸透、表面形状等の点で性質が異なるが、これらの性質の相違は、平板状の発熱体における水-溶融炉心間の熱伝達係数として取り扱うことができる。

(1 1) CCI 実験^{13, 14, 15, 16}

CCI (Core Concrete Interaction) 実験は、OECD MCCI プロジェクトの一環として米国アルゴンヌ国立研究所 (ANL) にて行われており、コンクリート侵食が進んだ状態で注水した場合の溶融物の挙動の調査を目的としたものである。CCI 実験では、MCCI 進展後後期の注水による溶融炉心冷却性として、現象論的に 4 つのメカニズムに着目しており、それぞれバルク冷却、クラストのひび及び割れ目からの水浸入、溶融物の噴出、クラストの破損である。

CCI 実験装置を図 3.1-35 に示す。実験装置中に、断面 50cm × 50cm、高さ 55cm のるつぼがあり、その底部にコンクリートベースマットが敷かれている。ベースマットの上部には、溶融物を直接電気加熱により加熱するタングステン電極があり、溶融物は 120kW~150kW で加熱される。また、溶融物の温度を測定するための熱電対がコンクリート中に多数設置されている。その他、溶融物に注水するための給水系、MCCI により発生したガスの換気系等がある。さらに、実験装置に荷重負荷装置を設置し、注水後に形成されるクラストに荷重を与えて、クラストの機械的強度に関するデータを得ている (図 3.1-36 参照)。

次に、実験条件を表 3.1-9 に示す。実験は CCI1~3 の 3 回行われている。各実験について、溶融物の加熱後 5.5 時間が経過した時点、あるいはコンクリート侵食が 30cm 進んだ時点で注水を開始する。実験ケース間の主要な条件の違いとしては、コンクリート組成 (CCI-2 が石灰岩系、CCI-1, 3 が珪岩質系)、直接電気加熱による加熱量 (CCI-1 が 150kW、CCI-2, 3 が 120kW) である。CCI 実験のコンクリート組成を表 3.1-10 に示す。

図 3.1-37 に CCI-1, 2, 3 実験での水への熱流束、図 3.1-38 に溶融物の平均温度を示す。最初の 5 分間は限界熱流束に近い値となっており、CCI-1, 3 で約 1MW/m²、CCI-2 では 3MW/m² 近い値になっている。この違いとして、CCI-1, 3 では注水時点でクラストが形成されており、CCI-2 では注水時点でクラストが形成されておらず、溶融物と水が直接接触 (バルク冷却) したためと推測されている。CCI-2 も、バルク冷却期間 (約 5 分) の後に安定クラストが形成されている。

注水後 15-25 分はクラストが熱流束を律速する期間であり、平均化した熱流束を表 3.1-11 に示す。コンクリート分解時にガス発生量が多い石灰岩系コンクリートの場合 (CCI-2) には 0.65MW/m²、ガス発生が少ない玄武岩系コンクリートの場合 (CCI-1, 3) には 0.25MW/m² 及び 0.5MW/m² となっている。この違いから、クラスト形成段階でコンクリート分解ガスが多いほど、クラストのひび、割れ目及び空隙が大き

¹³ M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final Report," 2006

¹⁴ M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests: Final Report," 2006

¹⁵ Q. Zhou, et al., "Benchmark of MCCI Model in MAAP5.02 against OECD CCI Experiment Series," 2014

¹⁶ M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07 (2010).

くなると考察されている。これらの熱流束をクラスト熱伝導だけで伝えるには、クラスト厚さは約 3mm~7mm でなければならないが、測定結果ではクラスト厚さは 5cm~10cm となっており一桁厚い。よって、クラストからの水浸入が冷却を支配していること、水浸入パスとなるクラストの空隙はコンクリートからのガス発生が多いほど大きくなることが考察されている。

溶融物の噴出については、CCI-2 ではみられたが、CCI-1,3 ではみられなかった。溶融物の噴出は、コンクリート分解ガスが放出されるときに巻き込まれると考えられており、ガス放出の少ない玄武岩系コンクリートの場合には起きなかったと推測されている。また、CCI-1 では注水から 10 分で入熱が終了したこと、CCI-3 では部分的にクラストが壁に固着したことも影響していると考えられている。

クラストの破損については、クラスト強度を計測した結果から、クラストは非常に弱いことが判明している。そして、CCI-1 実験からクラスト破損時には $3\text{MW}/\text{m}^2$ を超える熱流束が発生している。

以上より、CCI 実験結果で得られた $0.25\text{MW}/\text{m}^2$ という熱流束は、溶融物上にクラストが形成された状態にあり、かつ、クラストの空隙が小さい場合の値である。

最後に、実験後の侵食状態の模式図を図 3.1-39 に示す。石灰岩系コンクリートの場合、床方向と側壁方向の侵食は同程度となっているのに対し、玄武岩系コンクリートの場合、側壁方向の侵食が床方向より大きくなっており、侵食に異方性があることが示されている。CCI-2 実験（石灰岩系コンクリート）の場合、側壁方向と床方向は同程度と推定されているのに対し、CCI-3 実験（玄武岩系コンクリート）の場合、側壁方向の熱流束は、床方向より 4 倍程度大きいと推定されている。CCI-2,3 実験に対しては、MAAP コードによりベンチマーク解析が行われている¹³。

CCI-2 実験（石灰岩系コンクリート）のベンチマーク解析では、固化効果項の影響を除いて対流熱伝達係数のサーベイが可能のように、対流熱伝達係数として床面方向と壁面方向ともに $300\text{W}/\text{m}^2/\text{K}$ 、固化効果項の指数 n に 0 が設定されている。ここで $300\text{W}/\text{m}^2/\text{K}$ は、実際の MCCI 時の対流熱伝達係数は、固化割合を考慮すると、完全液相状態の値よりも 1 桁程度小さい値（図 3.1-40 において固化割合が 60%程度の値）になることを考慮して設定されている。また、CCI-2 実験では、床面方向と壁面方向の熱流束が同程度と推定されていることから、対流熱伝達係数も同じ値が設定されている。この設定を用いた解析により、コリウム温度の変化（図 3.1-41 参照）は、実験データと良く合っている。また、床面方向の侵食量は（図 3.1-42 参照）、実験では注水前には 25cm 程度侵食されているのに対し、MAAP 解析では 33cm 程度の侵食量となっている。壁面方向の侵食量は（図 3.1-43 参照）、実験では注水前には 29cm 程度侵食されているのに対し、MAAP 解析では 33cm 程度の侵食量となっている。

CCI-3 実験（玄武岩系コンクリート）のベンチマーク解析では、対流熱伝達係数として床面方向に $80\text{W}/\text{m}^2/\text{K}$ 、壁面方向に $300\text{W}/\text{m}^2/\text{K}$ 、 n に 0 が設定されている。ここで、

80W/m²/K は、CCI-3 実験では、床面向の熱流束が壁面方向の 1/4 程度と推定されていることから、床面方向の対流熱伝達係数を壁面方向の 1/4 程度として設定されている。この設定により、コリウム温度の変化（図 3.1-44 参照）は、より実験データに近くなっている。また、床面方向の侵食量は（図 3.1-45 参照）、実験では注水前には 5cm 程度侵食されているのに対し、MAAP 解析では 5.7cm 程度の侵食量となっている。壁面方向の侵食量は（図 3.1-46）、実験では注水前には 29cm 程度侵食されているのに対し、MAAP 解析では 27cm 程度の侵食量となっている。

CCI 実験を対象にした MAAP ベンチマーク解析により、対流熱伝達係数を適切に設定することにより侵食量がおおむね合うことが確認されている。また、壁面方向よりも床面方向では侵食量が低減する侵食の異方性を扱うためには、床面方向と壁面方向の対流熱伝達係数の比率の設定が重要であることが示されている。しかしながら、この侵食の異方性はドライ条件の実験において発生しており、そのメカニズムの詳細は未だ解明されておらず、実機のウェット条件にて、この侵食の異方性が発生するかは不明である。実機における影響の確認のため感度解析が必要と考えられ、CCI-3 実験のベンチマーク解析を参考にして、熔融プールから壁面方向と床面方向の対流熱伝達係数を調整して感度解析を実施する（補足説明資料 11 参照）。

(1 2) SSWICS 試験¹³

SSWICS (Small Scale Water Ingression and Crust Strength experiments) 試験は、OECD MCCI プロジェクトの一環として米国アルゴンヌ国立研究所 (ANL) にて行われた試験であり、熔融物に上部より注水した場合の冷却性を調査している。試験装置を図 3.1-47 に示す。

SSWICS 試験では、クラストが冷却される過程で内部への浸水性があり除熱量の増加に寄与するものの、熔融物のコンクリート含有率が増加するとドライアウト熱流束が低下すると報告されている。熔融物とコンクリートの混合物のドライアウト熱流束の測定結果と、Lister-Epstein ドライアウト熱流束モデルの比較結果を図 3.1-48 に示す。試験結果と解析モデルの傾向はよく一致しており、コンクリート含有率が増加するにつれてドライアウト熱流束は減少し、約 15%で約 125kW/m²となり、それ以降は概ね一定となる。

また、SSWICS 試験ではクラストの強度試験も行っている。試験装置図を図 3.1-49 に示す。結果を図 3.1-50 に示すが、上部水プールにより冷却されたクラストの強度は、熔融物の理論密度と比較して約二桁弱いことが示されている。これは、クエンチの過程で形成されたクラストの亀裂のため、組成から考えられる強度より大幅に小さくなったものである。さらに、試験データから外挿すると、実機スケールではクラストは安定的には存在できないと推測されている。その結果、クラストの破損が断続的に繰り返され、クラストへの水の浸入及び熔融物の噴出による冷却が熔融

物の冷却及びコンクリート侵食の停止に寄与するとされている。

(1 3) クラスト強度の JNES 解析研究¹⁷

OECD-MCCI プロジェクトで実施されたクラスト強度試験(SSWICS 試験)結果に基づき、クラストのヤング率と破損応力を解析的に求めており、図 3.1-51, 52 に示す結果が得られている。

その値を実機サイズのクラストに適用し、実機スケールでのクラストの荷重を算出し、健全性を評価している。解析モデルは図 3.1-53 に示すものである。軸対象につき片持ち梁体系にて、クラストの直径と厚さはパラメータサーベイしている。熱応力解析では、クラスト内では崩壊熱 $1\text{W}/\text{cm}^3$ 、クラスト温度は一様で、上面と下面で 2000K の温度差を仮定する。

その結果、クラスト直径 $2\text{m}\sim 6\text{m}$ 、クラスト厚さ $20\text{cm}\sim 30\text{cm}$ 、コンクリート含有割合 23.6% 及び 41.9% の広い範囲において、クラストは自重と熱応力により、水圧が無くとも破損するという結果が得られている。また、以下のように条件に応じた知見が整理されている。

- ①クラストが壁に接着し、下面に空間ができた場合
クラストは自重と熱応力で破損する。
- ②溶融物にクラストが浮いている場合
クラストは熱応力だけで破損する。
- ③クラストが壁に接着し、かつ溶融物上に一部浸っている場合
クラストは浮力と自重が釣り合うことになり、図 3.1-54 に示すようにクラストのアスペクト比に応じた水頭圧により破損する。

(1 4) PULiMS 試験¹⁸

スウェーデン王立工科大学(KTH)では、水中での溶融物拡がり挙動を調べる PULiMS 試験を実施している。この実験は、浅い水プールへ溶融した $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-WO}_3$ 合金を流入させており、その拡がり挙動を調べている。図 3.1-55 に示すように、水中へ流入した溶融物は、瞬時に固化することなく、床上を拡がる様子が観察されている。

(1 5) BETA 試験^{19, 20}

¹⁷ Hideo Nagasaka, et al., "Failure Strength and Young's Modulus Evaluation of Solidified Crust based on OECD-MCCI Test," MCCI Seminar 2010, Cadarache, 2010.

¹⁸ A. Konovalenko, et al., "Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction," NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, 2012.

¹⁹ H. Alsmeyer, et al., "BETA experiments on Zirconium Oxidation and Aerosol Release during Melt-Concrete interaction," Proceedings of the Second OECD(NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, NEA/CSNI/R(92)10,

BETA 試験は、MCCI 解析コードの侵食挙動やエアロゾル生成挙動の検証用のデータベースを拡充することを目的として、独 KfK で実施された。実験装置の概要を図 3.1-56 に示す。テルミット反応により金属溶融物 (Fe, Cr, Ni, Zr) と酸化物溶融物 (Al_2O_3 , SiO_2 , CaO) を生成させて、玄武岩系コンクリート製のるつぼに落下させて、るつぼ内の溶融物は、誘導加熱により加熱している。ベースマット中にある熱電対により二次元のコンクリート侵食挙動が確認できるようになっている。溶融物として Zr を多く含む溶融物を用いた実験シリーズの実験マトリックス (V5.1~V5.3) を表 3.1-12 に示す。

実験後のコンクリート侵食状況を示す模式図を、図 3.1-57 に示す。壁方向よりは、床方向の侵食量が大きくなっている。溶融物に含まれる Zr によりコンクリート成分の SiO_2 が還元され、Si や SiO の生成が確認されている。V5.1 実験と V5.2 実験のコンクリートの侵食深さの MAAP 解析との比較を図 3.1-58 及び図 3.1-59 に示すが、MAAP 解析結果とよい一致を示している。この MAAP のベンチマーク解析により、二次元侵食に関わるパラメータ設定の妥当性が判断されている

3.2 MCCI 実験の知見の整理

本項では、前項に示した国内外の MCCI 実験で得られた知見に関する整理を行う。

PWR プラントでの MCCI 現象については、次の 3 つの段階、

- ① 溶融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程
- ② 溶融炉心の冷却過程
- ③ コンクリートの侵食過程

で現象が進展していくことから、それぞれの段階ごとに知見を整理する。

①溶融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程

MCCI 実験としては、水プールに溶融物を落下させた条件での実験は DEFOR 実験のみでありサンプルが少ないため、FCI に関する実験的知見も加味して、溶融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程に関してまとめる。

○溶融炉心が冠水した原子炉下部キャビティに落下するとき、次の 3 通りの状態、即ち、溶融炉心がすべて細粒化及び固化されて床面に達する場合、液滴状の粒子が堆積して凝集物を形成する場合、溶融炉心がジェット状のまま床面に到達し、空隙なく溶融炉心が堆積する場合は考えられる。

○これらの現象について、DEFOR-A 実験では、水深が 1.5m の場合、1 ケースを除いて細粒化及び固化する結果が得られている (残りの 1 ケースも液滴のまま凝集する割

Karlsruhe, Germany (1992).

²⁰ Electric Power Research Institute, MAAP4 User's Manual Volume 1-3 (1994).

合は数%)。また、FCI 実験 (FARO 及び COTELS) においては、FARO 実験では水深 1~2m の場合に溶融物のほとんどが細粒化、COTELS 実験では水深 0.4m の場合に溶融物の 90%以上が細粒化したという、DEFOR 実験と類似した結果が得られている。したがって、実験条件では、溶融炉心の水プール内の堆積過程においては、原子炉下部キャビティの水深が 1~2m 確保されていれば、大部分が細粒化及び固化した溶融炉心として堆積すると考えられる。一方、実機条件では、原子炉容器破損モードは計装用案内管溶接部破損が支配的であり、その後、溶融炉心が破損口を侵食し、デブリジェット径は数十 cm に達する (例として 3 ループプラントの例を図 3.2-1 に示す) ため、水深が数 m 確保されていても細粒化する溶融炉心はわずかであり、相当量の溶融炉心が連続層として原子炉下部キャビティ床に堆積する。したがって、実機解析においては、エントレイン量、水深、デブリジェット径に関する不確かさを考慮して、評価する必要がある。

- 一方、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりに関しては、凝集した溶融炉心あるいは塊状の溶融炉心が水中で拡がる状況に関する知見は得られていないものの、上記のように溶融炉心の大部分が細粒化及び固化する場合、セルフレベルング実験の結果が適用でき、細粒化した溶融炉心が不均一に堆積する場合でも、崩壊熱により粒子ベッド内に沸騰が生じ、粒子が吹き上げられ再堆積する過程で粒子ベッドの厚さが均一化される。
- 溶融物組成、質量、温度等の点で実機条件とは異なるものの、PULiMS 試験より、水中へ流入した溶融物は瞬時に固化することなく、床上を拡がる様子が観察されている。

②溶融炉心の冷却過程

- SWISS, MACE, WETCOR の各実験において、溶融物上に注水した結果、溶融物の上面に強固なクラストが形成され、これが、実験装置の壁面や電極などにより固定されることにより、水による溶融物の冷却効果を阻害し、溶融物が十分に冷却されない状態となった。これに対し、COTELS 実験では、上面クラストが壁に固定されることなく、注水後約 3~4 分で、コンクリート温度が抑制でき、水による冷却効果が高いことが示された。
- 溶融物から上面の水プールへの熱流束は、各実験で評価されており、その評価値は 200~800kW/m²であった。この値は、限界熱流束よりも低い値であり、COTELS 実験では、水が更に高い除熱能力を有する可能性があるとの結論付けている。また、MACE 実験では、注水初期に限られるが、1000kW/を越える高い熱流束が観測されている。なお、WETCOR 実験、MACE 実験より、水への熱流束が約 0.2MW/m²となるのは、溶融炉心が完全固化し、温度も低下し概ね約 1,500K となった時点である。
- CCI 実験では、注水初期には約 1MW/m²の限界熱流束に近い除熱が得られている。また、

クラストが無い状態での冷却では $3\text{MW}/\text{m}^2$ の熱流束が観測された。ただし、それらの高い熱流束は初期に限定され、それ以降は $250\sim 650\text{kW}/\text{m}^2$ の熱流束となっている。なお、約 $250\text{kW}/\text{m}^2$ の熱流束となるのは、溶融物上にクラストが形成された状態にあり、かつ、クラストの空隙が小さい場合の値である。

- DEFOR 実験より、堆積過程において粒子の凝集物、あるいは空隙の無い溶融物として堆積した場合、冷却性が悪化する可能性がある。また、堆積形状として山状に堆積した場合は、水との接触面積が減少することにより冷却性能が悪化する可能性がある。
- SSWICS 試験より、コンクリート侵食が進み、溶融炉心中のコンクリート含有率が増加した場合、ドライアウト熱流束が低下する可能性がある。
- JNES 解析研究より、実機スケールでは溶融物上面に安定なクラストが形成されることは無いという結論が得られている。

③コンクリートの侵食過程

- 水による冷却を伴わない場合のコンクリート侵食速度は、ACE 実験（ケイ土系コンクリート）で $17\sim 20\text{cm}/\text{h}$ 、SURC 実験（玄武岩系コンクリート）で $26\sim 30\text{cm}/\text{h}$ であった。
- SWISS, MACE, WETCOR の各実験において、溶融物の上面に強固なクラストが形成され、これが実験装置の壁面や電極などにより固定されることにより、水による溶融物の冷却効果を阻害したことから、コンクリートの侵食が継続する結果となっている。
- これに対し COTELS 実験では、上記実験のような上面クラストの固定は起こらず、注水後約 3~4 分で、コンクリート温度が抑制された。この要因として、粒子化した溶融炉心への浸水、側面コンクリートと溶融炉心の間への浸水、塊状溶融炉心に生じたクレバスへの浸水などにより冷却が促進されたこと、コンクリート侵食により生じた砂礫が、溶融物とコンクリートの間に溜まり、これが熱抵抗となり、コンクリートへの伝熱を抑制したことによると分析されている。また、早期の注水によりコンクリート侵食深さが小さくなっている。
- また、COTELS 実験では、コンクリート分解に伴って発生する気体により、溶融炉心が細粒化し、塊状溶融炉心の上に堆積する現象が確認されている。
- DEFOR 実験より、堆積過程において粒子の凝集物、あるいは空隙の無い溶融物として堆積した場合、水による冷却性が悪化し、よりコンクリートへの伝熱が増加する可能性がある。また、堆積形状として山状に堆積した場合は、コンクリートとの接触面積が減少することにより侵食量が増加する可能性がある。
- BETA 実験、CCI 実験より、玄武岩系コンクリートでは、侵食の床面方向と壁面方向に差異が発生することが確認された。BETA 実験では壁面方向への侵食はある時間で抑制され、CCI 実験では床面方向の侵食が抑制される結果となっている。

3.3 実機への適用性

小規模実験と実機では、スケールの違いによる安定化クラストの形成に違いがあると考えられているため、実験結果の実機への適用性について考察する。

熔融炉心の細粒化の挙動は水深とジェット径に依存するが、スウェーデン王立工科大学 (KTH) で得られた粒子化マップを参考にすると、実機条件では、ジェット径に比べて水深が浅いため、ほとんど細粒化されずに熔融状態で床に到達すると考えられる。

また、小規模実験では熔融物上面に堅固なクラストが形成されると考えられている。さらに、クラストがうつばに接着して熔融物の間に空間が形成されるため、熔融物からクラストへの直接的な対流伝熱もしくは熱伝導が低下する現象も観測されている。

実機スケールにおけるクラスト強度について JNES にて解析研究が実施されており (3.2 参照)、実機では熔融物上面に上記のような安定なクラストが形成されることは無いという結論が得られている。

よって、実機では熔融炉心が熔融状態で拡がり、一方、上面にできるクラストは安定化しないため、熔融物と原子炉下部キャビティ水の直接接触により除熱されると考えられる。以上を踏まえ、実機での熔融炉心の堆積、冷却過程は以下のとおりになると考えられる。また、MCCI 実験での挙動、実機で想定される挙動の概念図を、図 3.3-1 及び図 3.3-2 に示す。

【熔融炉心落下時】

熔融炉心は完全には粒子化せず、床上を熔融炉心が拡がり、床面との間にケーキが形成される。ジェットの一部は粒子化して熔融炉心上に降下する。クラストが形成されるまでは水-熔融炉心間において比較的高い熱流束が維持される。(MACE 実験, CCI 実験より)

【熔融炉心落下後短期】

熔融炉心上面からクラストが形成されるが、自重あるいは熱応力によって破碎していく (JNES 解析研究より) ため、熔融物から水へ限界熱流束に近い伝熱となる。この時の現象は、小規模実験で熔融物へ注水を開始した時点と同等と考えられ、MACE 実験, CCI 実験では $1\text{MW}/\text{m}^2$ 以上の値が観測されている。

【長期冷却時】

時間の経過とともに亀裂の入ったクラストが成長し、熔融炉心全体が固化する。下部のケーキの部分を除いて浸水性があり、その際の限界熱流束は、CCI 実験より約

0.5MW/m²であると考えられる。溶融炉心全体が固化した後の挙動においては、溶融炉心固化物の熱伝導が律速となるが、ひび割れによる伝熱面積の増大と内部への水浸入により除熱が促進される。また、コンクリートと溶融炉心の境界にギャップが発生し、水がギャップへ浸入することで冷却が促進される。(COTELS 実験より)

溶融炉心が固化し安定化クラストが形成され、溶融炉心温度が約 1500K まで下がった場合の熱流束は約 0.2MW/m²と考えられる (WETCOR 試験, MACE 試験より)。

表 3.1-1 ACE 実験：溶融炉心組成及びコンクリート組成

Constituent (kg)	L2	L6	Constituent (kg)	L2	L6
UO ₂	216	219	SiO ₂	69	69
ZrO ₂	42.5	18.5	CaO	13.5	13.5
Zr	13.4	21.1	Al ₂ O ₃	4	4
Zirc-4	-	1.8	K ₂ O	1.4	1.4
Fe ₂ O ₃	-	-	Fe ₂ O ₃	1.0	1.0
NiO	-	-	TiO ₂	0.8	0.8
Cr ₂ O ₃	-	-	MgO	0.7	0.7
SS-304	-	9.1	Na ₂ O	0.7	0.7
CaO	3.0	7.3	MnO	0.03	0.03
MgO	-	-	BaO	0.02	0.02
SiO ₂	20.9	16.9	SrO	0.02	0.02
BaO	0.8	0.79	Cr ₂ O ₃	0.01	0.01
La ₂ O ₃	0.6	0.6	H ₂ O + CO ₂	7.9	7.9
SrO	0.5	0.5	Concrete Type	S ¹	S ¹
CeO ₂	1.3	1.3	TOTALS	99.1	99.08
MoO ₂	0.9	0.94			
SnTe	0.2	-			
ZrTe ₂	-	0.2			
Ru	-	0.38			
B ₄ C	-	-			
Ag	-	1.19			
In	-	0.22			

※ コンクリートタイプ
S¹ : ケイ土系

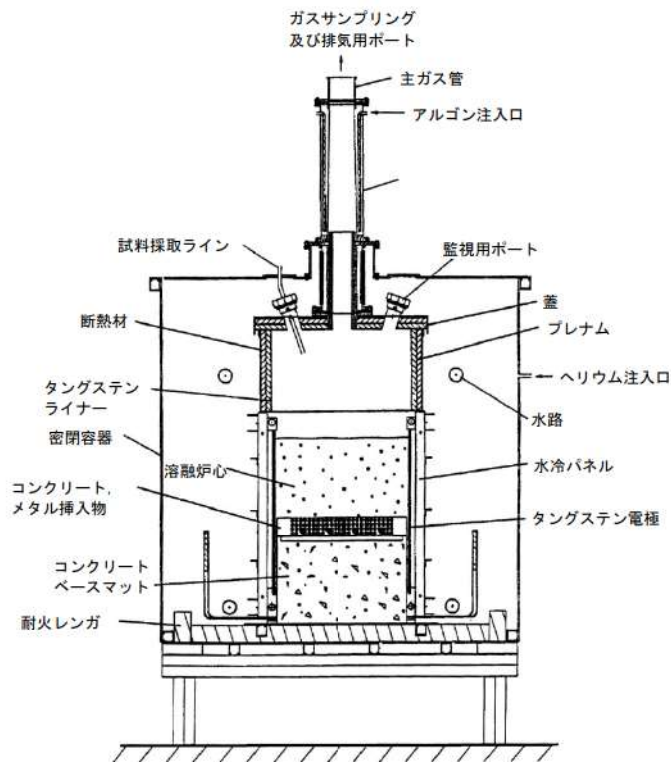
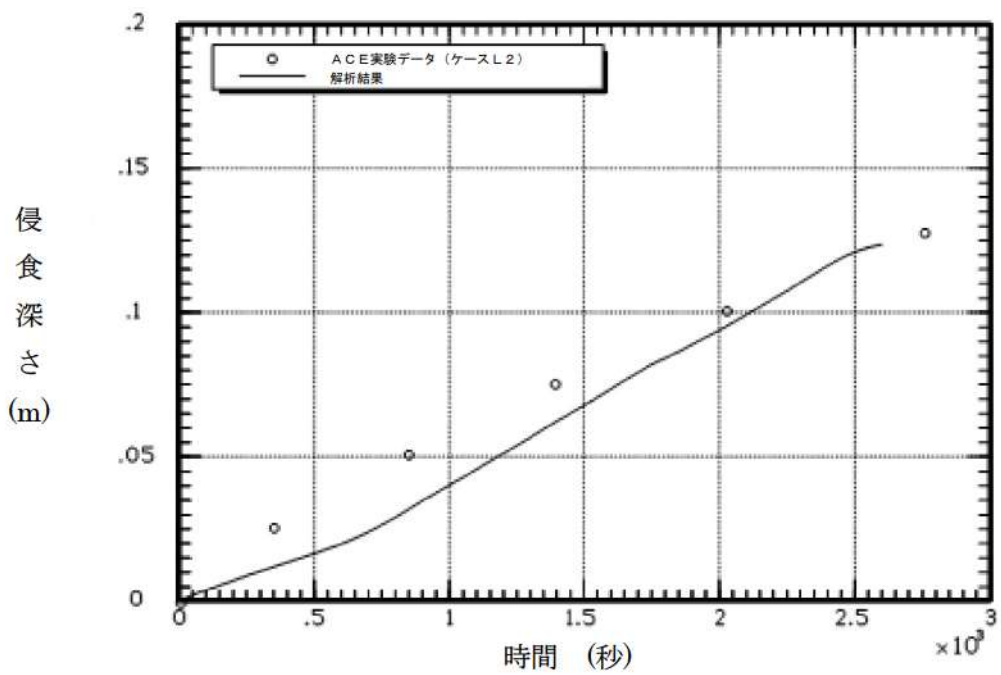
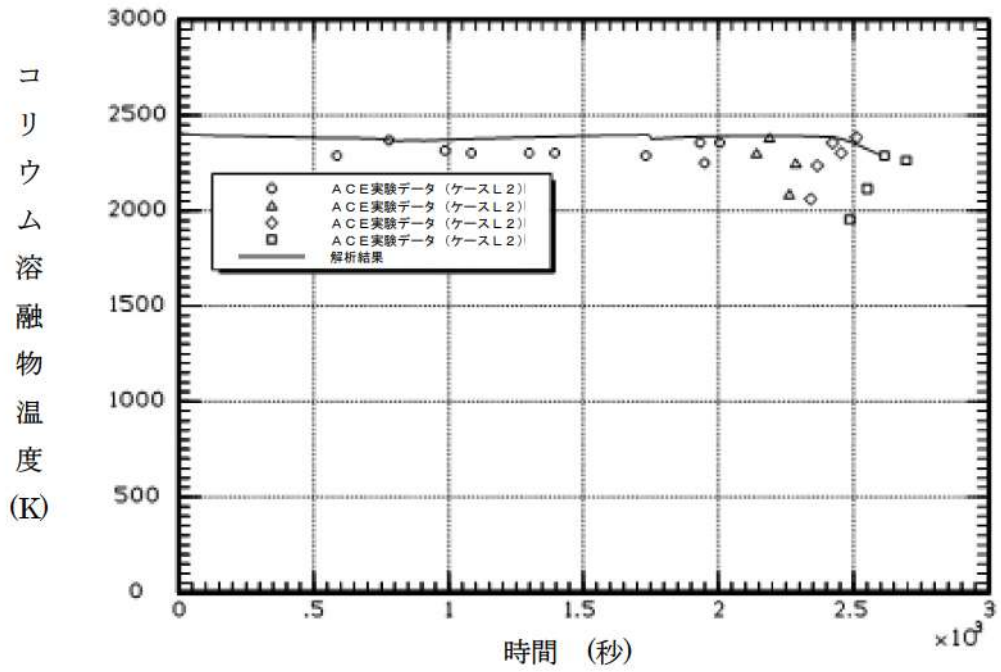
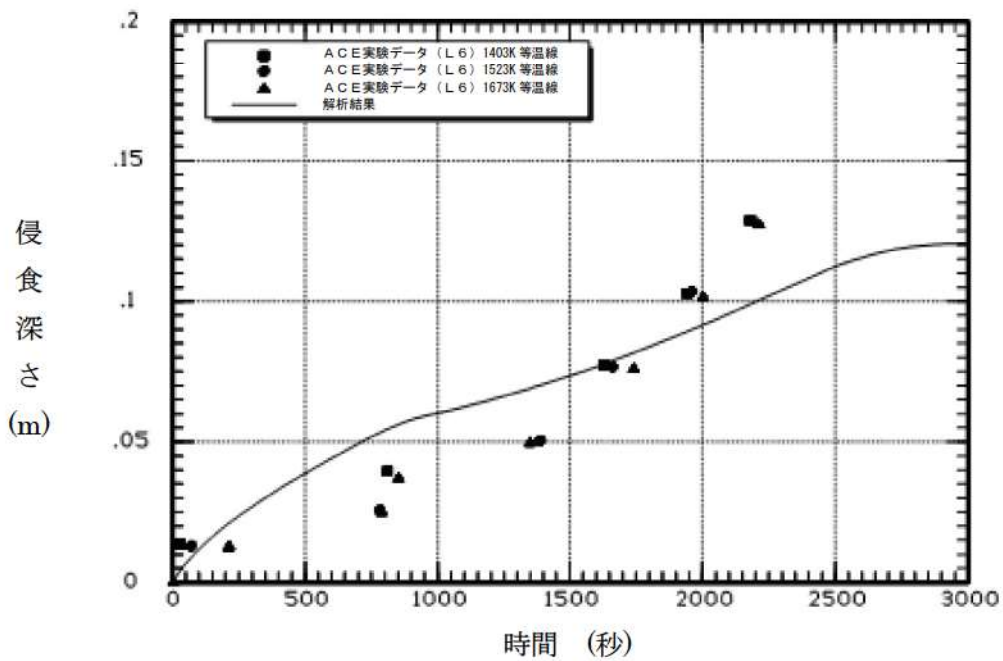
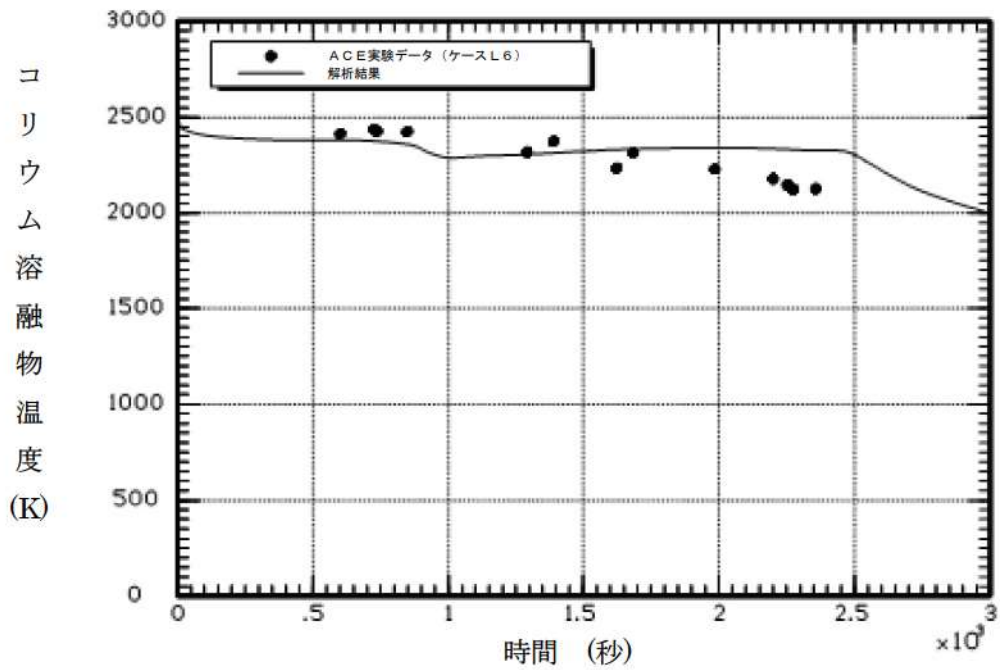


図 3.1-1 ACE 実験装置



出典 : MAAP4 User's Manual, EPRI

図 3.1-2 ACE 実験 (ケース L2)
 熔融炉心 : PWR 熔融物 (部分酸化)
 コンクリート : ケイ土系コンクリート

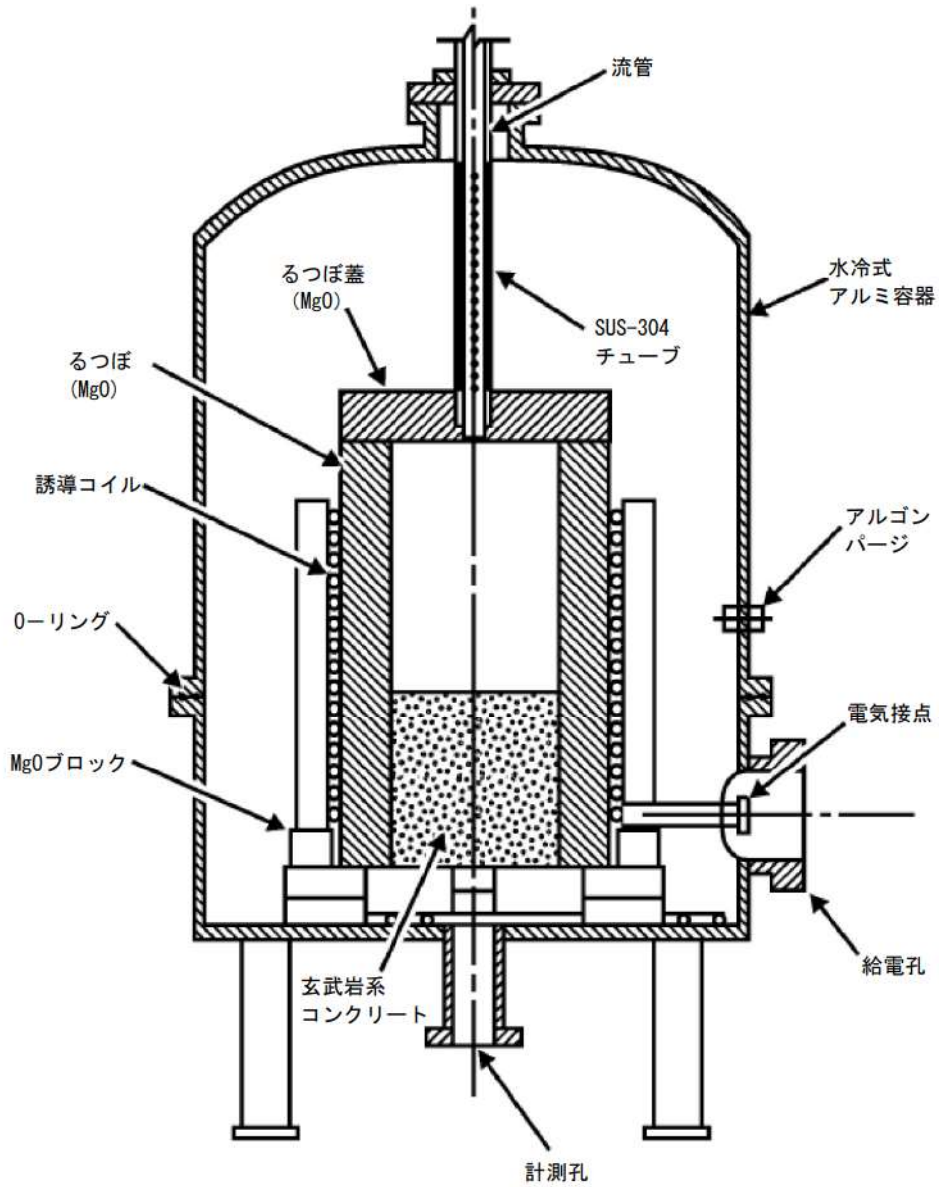


出典 : MAAP4 User's Manual, EPRI

図 3.1-3 ACE 実験 (ケース L6)

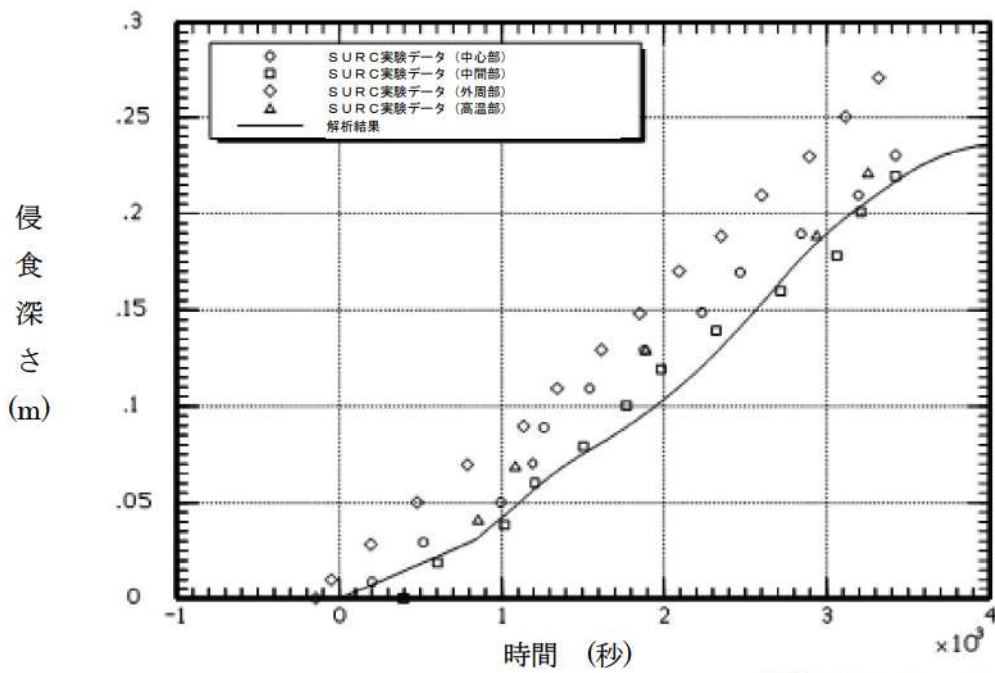
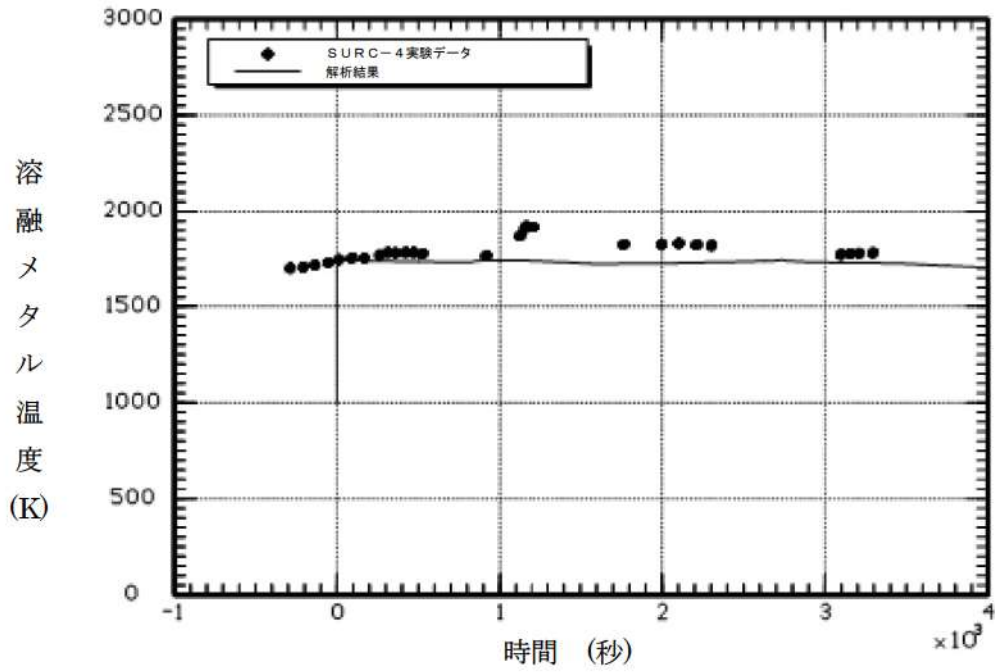
溶融炉心 : PWR 溶融物 (部分酸化, 制御棒材質を含む)

コンクリート : ケイ土系コンクリート



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 3.1-4 SURC-4 実験：実験装置



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 3.1-5 SURC-4 実験

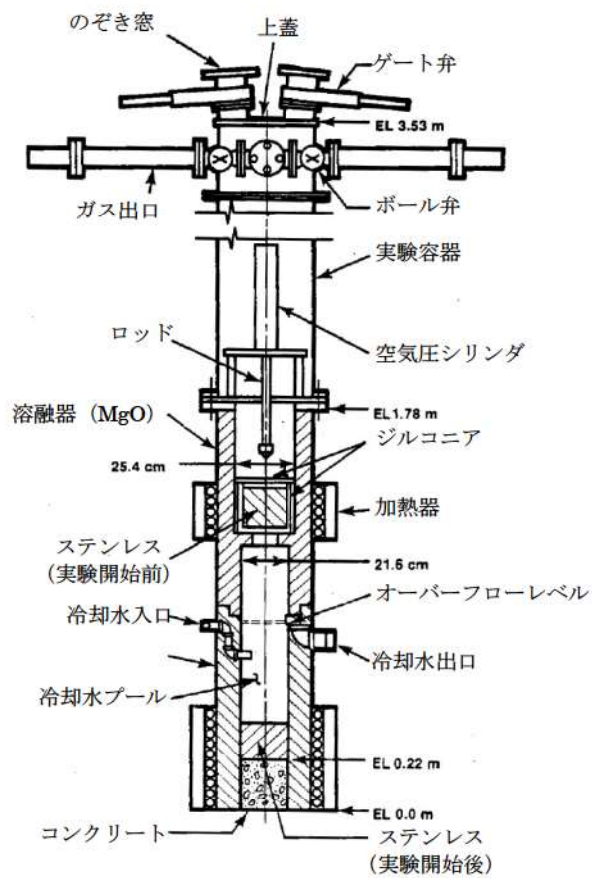


図 3.1-6 SWISS 実験装置概要

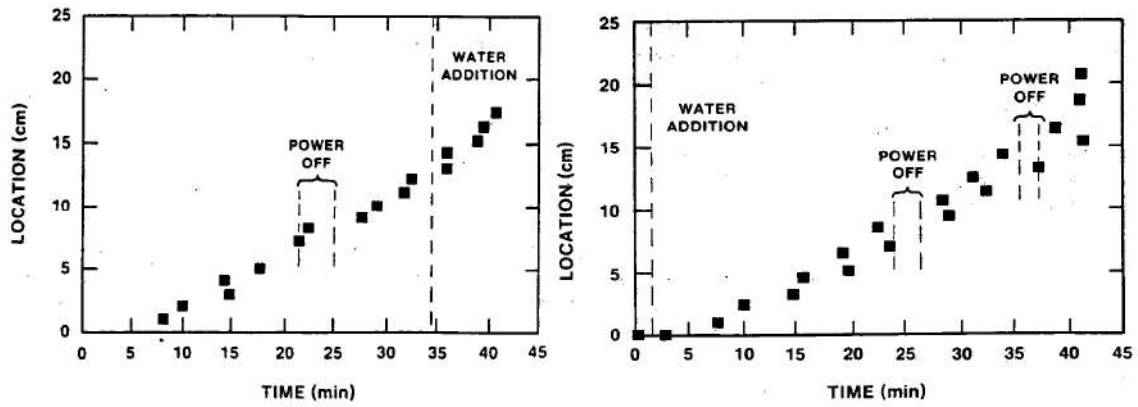


図 3.1-7 SWISS-1 及び SWISS-2 実験結果
(コンクリート温度が 1600K に到達した位置)

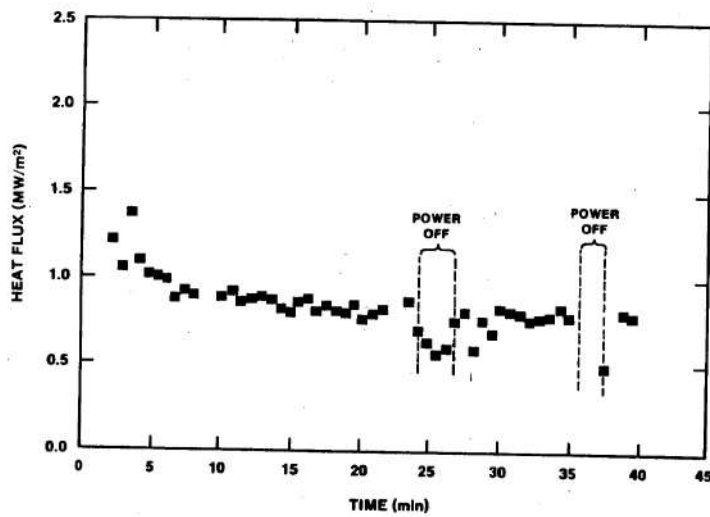


図 3.1-8 SWISS-2 実験結果 (溶融物から水プールへの熱流束)

表 3.1-2 WETCOR 実験 クラストから水への熱流束

Table 6.4 Heat fluxes to water through the thin portion of the crust

t (min)	Heat Transfer Rate (W)	Heat Flux Corrected for Varying Crust Thickness (MW/m ²)
557 to 563	22735 ± 4940	0.52 ± 0.13
582.4	10900 ± 3100	0.25 ± 0.08
589.0	8600 ± 3200	0.20 ± 0.08

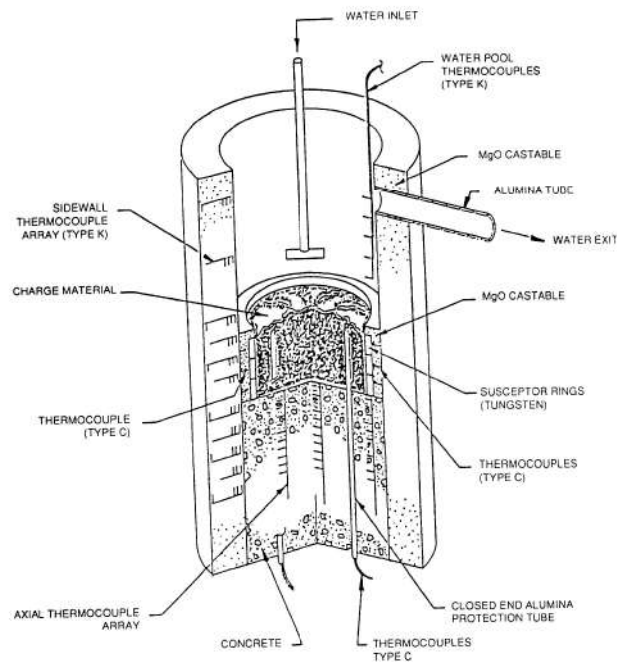


図 3.1-9 WETCOR 実験装置

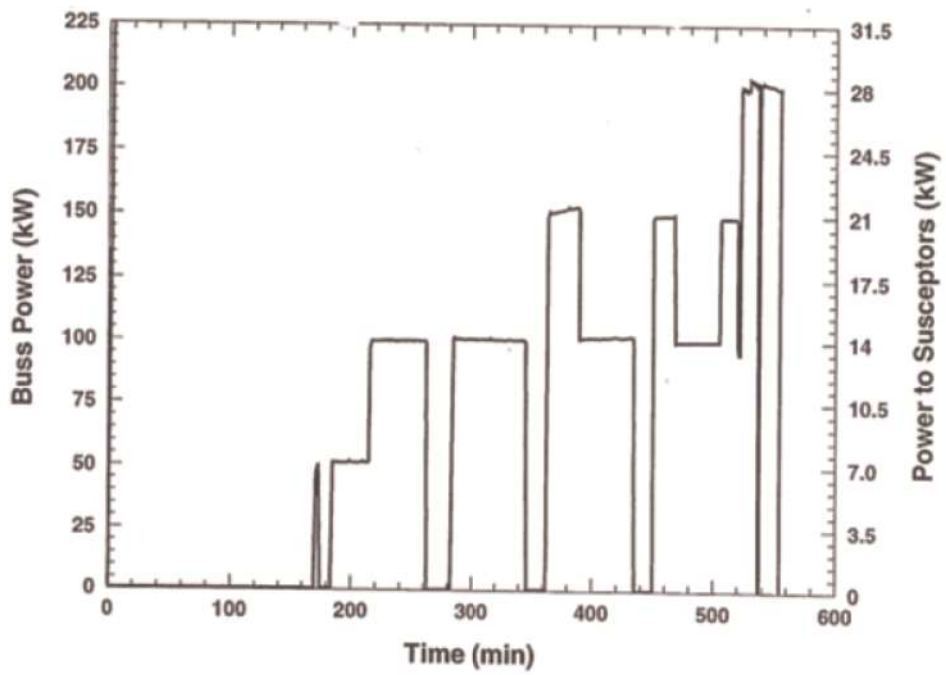


図 3.1-10 WETCOR 実験 メルト加熱履歴

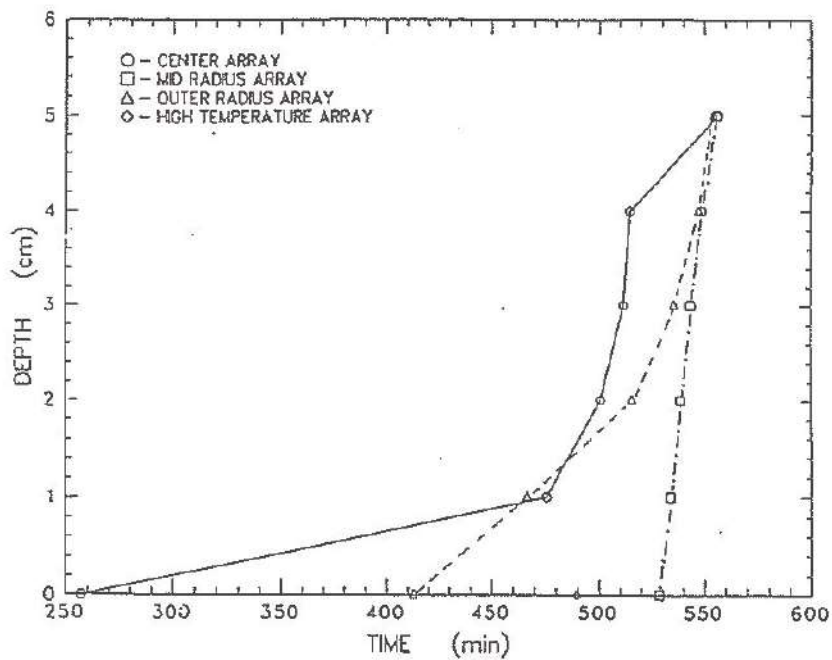


図 3.1-11 WETCOR 実験結果 (コンクリート侵食推移)

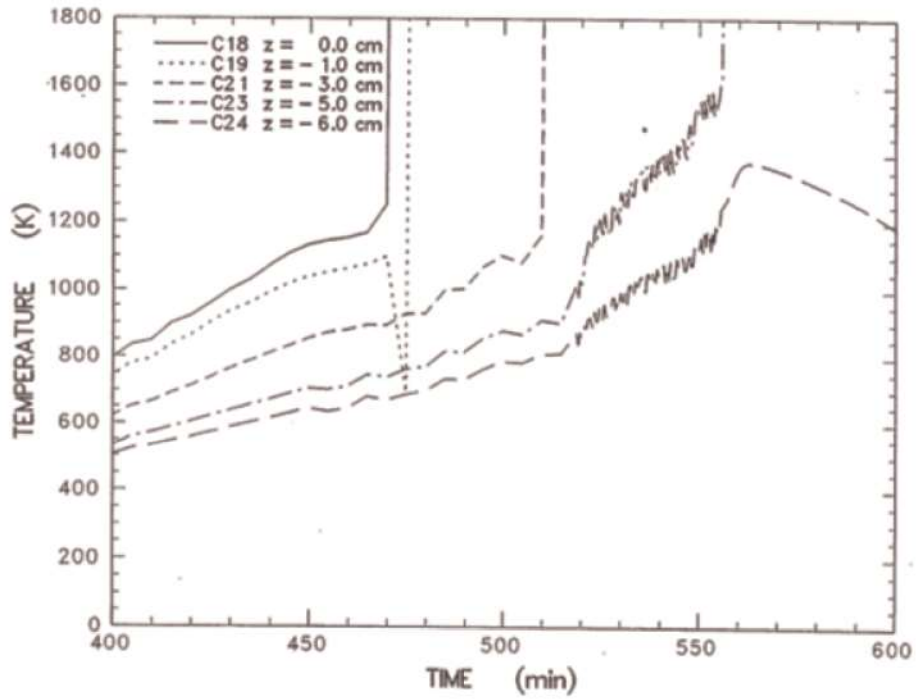


図 3.1-12 WETCOR 実験 コンクリート温度変化 (半径方向中心 $r=0\text{cm}$)

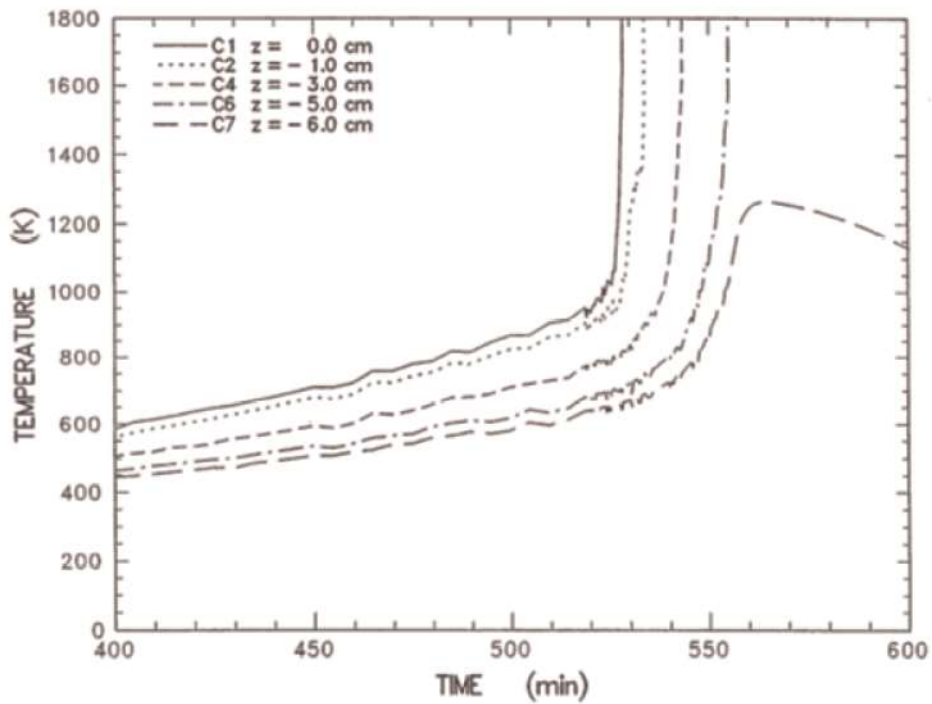


図 3.1-13 WETCOR 実験 コンクリート温度変化 (半径方向中間部 $r=10\text{cm}$)

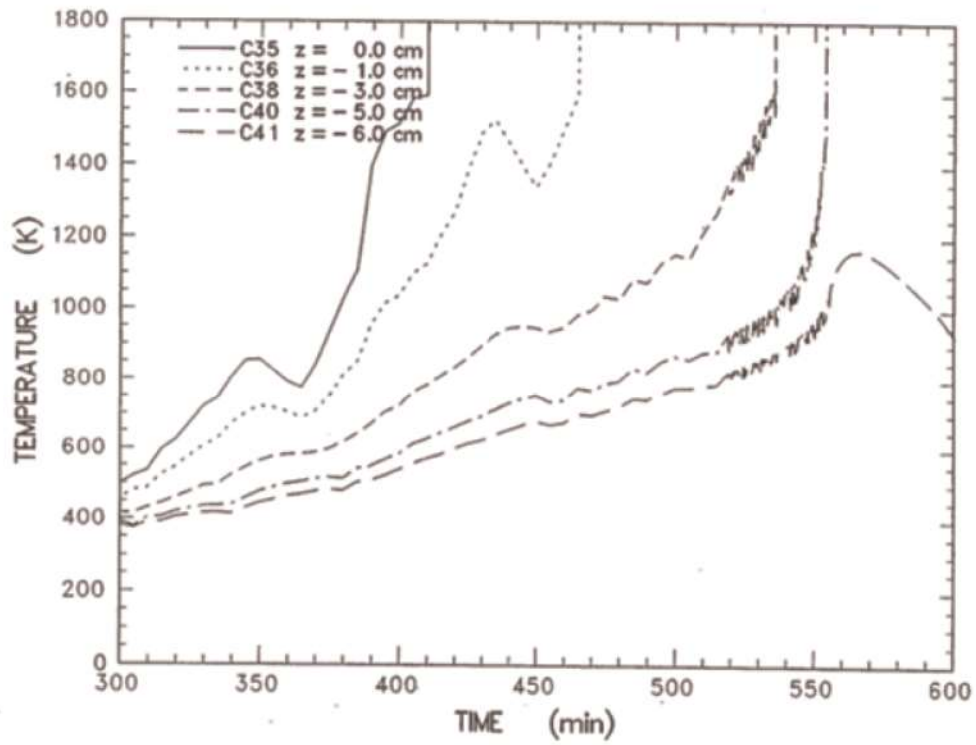


図 3.1-14 WETCOR 実験 コンクリート温度変化 (外周部 $r=15\text{cm}$)

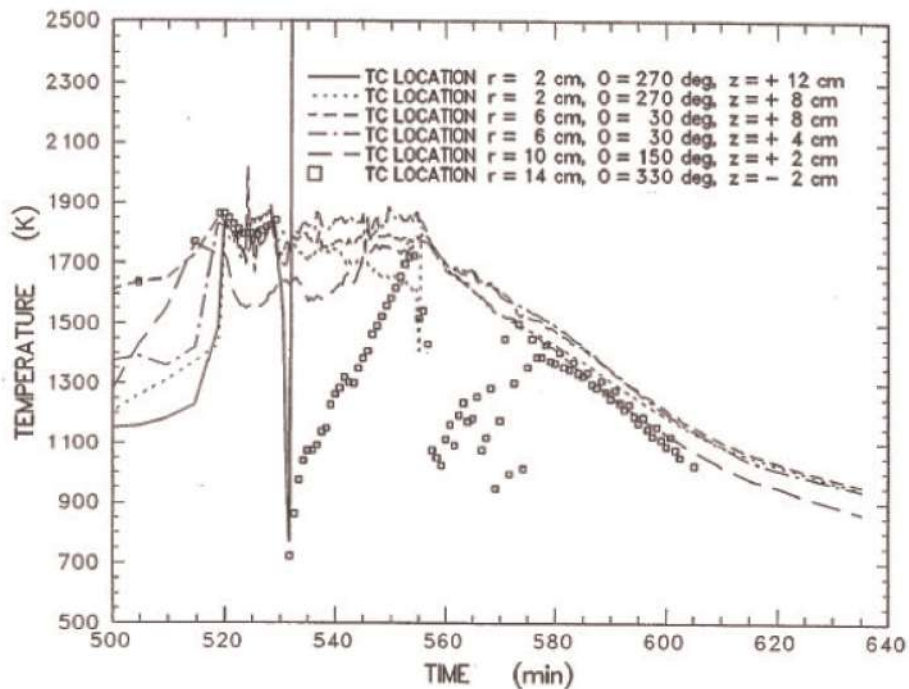


図 3.1-15 WETCOR 実験 メルト温度履歴

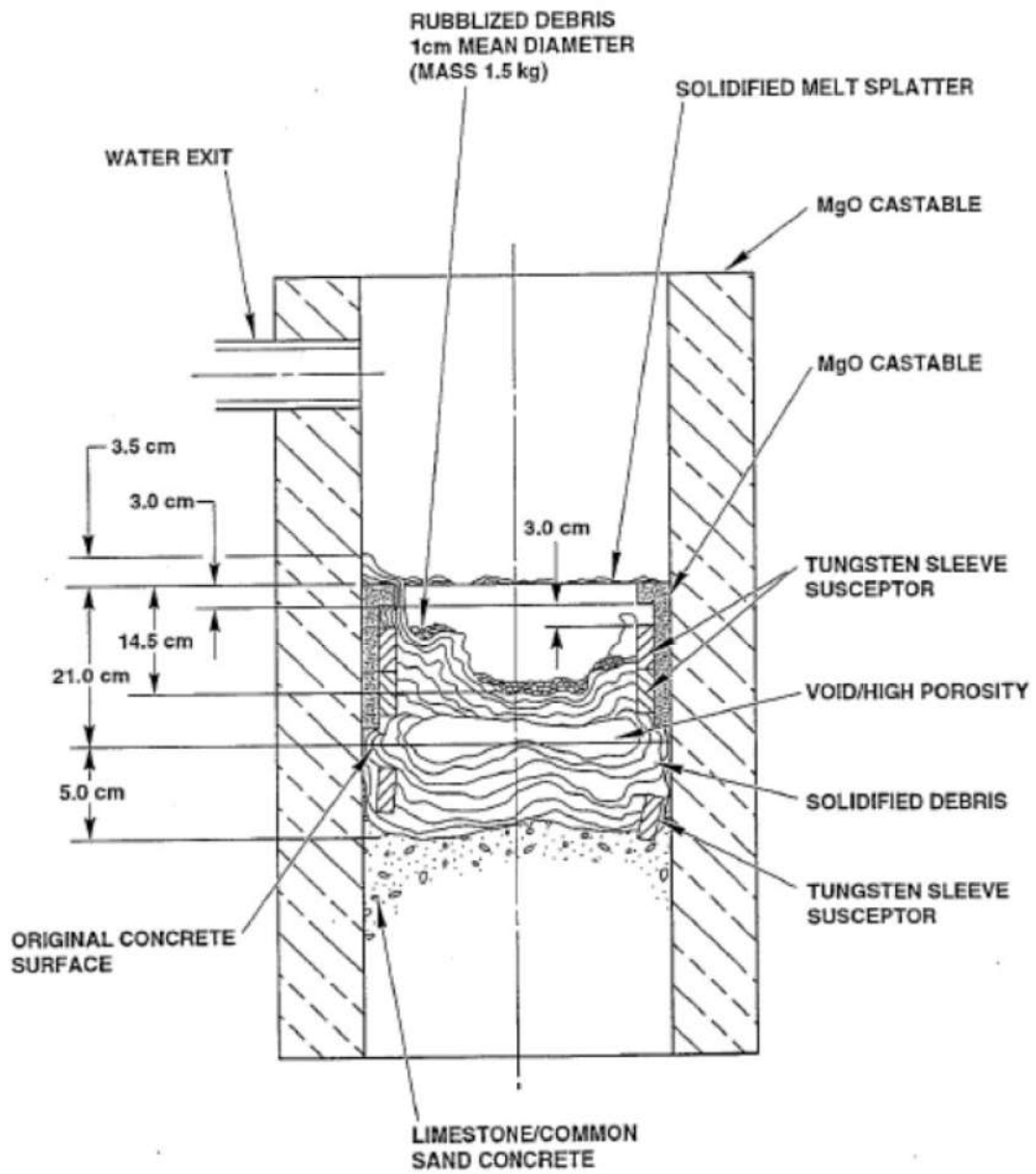


図 3.1-16 WETCOR 実験 試験後テスト部状態

表 3.1-3 MACE 実験条件一覧

	M0	M1b	M3	M4
熔融炉心模擬物重量 (kg)	130	480	1800	480
コンクリート床 浸食開始時熔融炉心 模擬物組成(%)	UO ₂	56	65	57
	ZrO ₂	11	13	29
	Zr	4	3	-
	その他 (コンクリート 成分等)	29	19	14
熔融炉心模擬物深さ (m)	0.15	0.25	0.2	0.3
熔融炉心模擬物初期温度 (K)	2000	2350	2250	2280
熔融炉心模擬物初期発熱量 (kW)	100	130	300	130
コンクリートの種類	石灰岩系	石灰岩系	石灰岩系	ケイ酸系
コンクリート床面積 (m ²)	0.3×0.3	0.5×0.5	1.2×1.2	0.5×0.5
コンクリート床の深さ (m)	0.35	0.55	0.55	0.55
水位 (m)	0.5	0.5	0.5	0.5

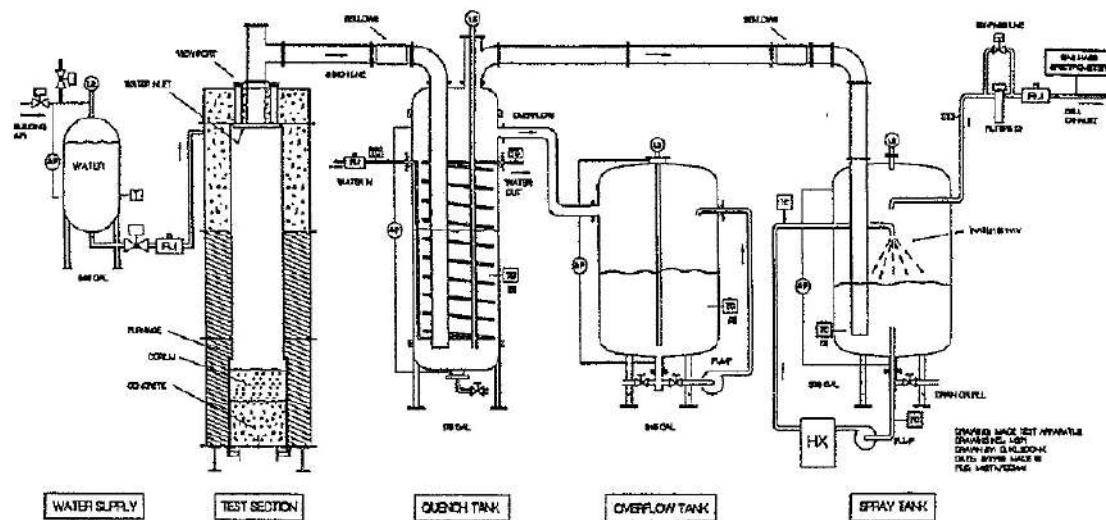


図 3.1-17 MACE 実験装置

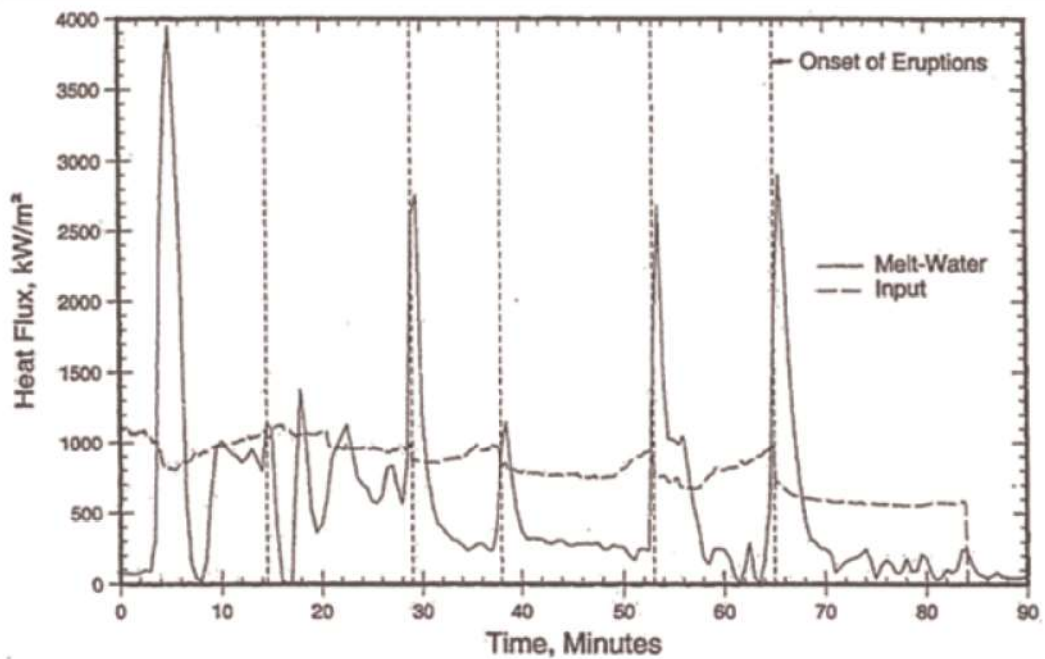


図 3.1-18 MACE-M0 実験での水への熱流束

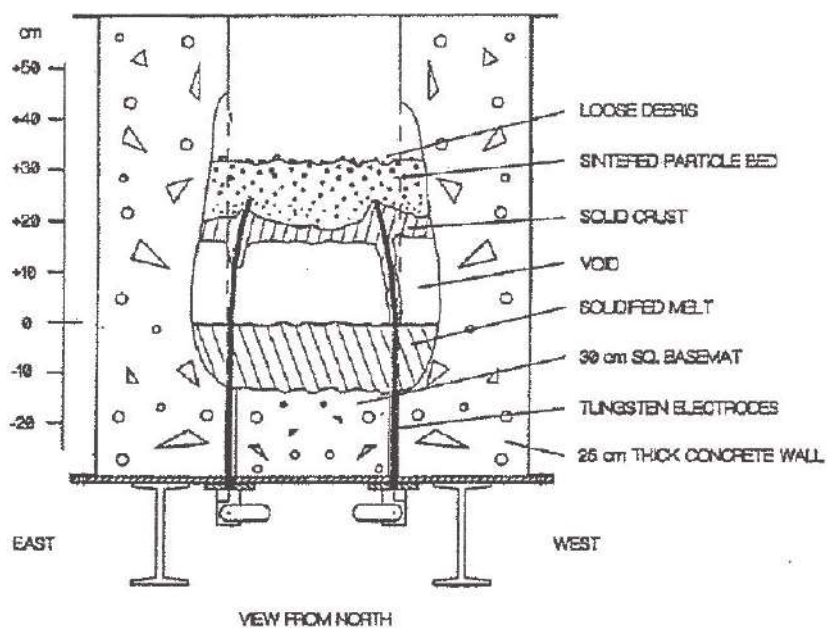


図 3.1- 19 MACE-M0 実験後の溶融炉心模擬物の状況

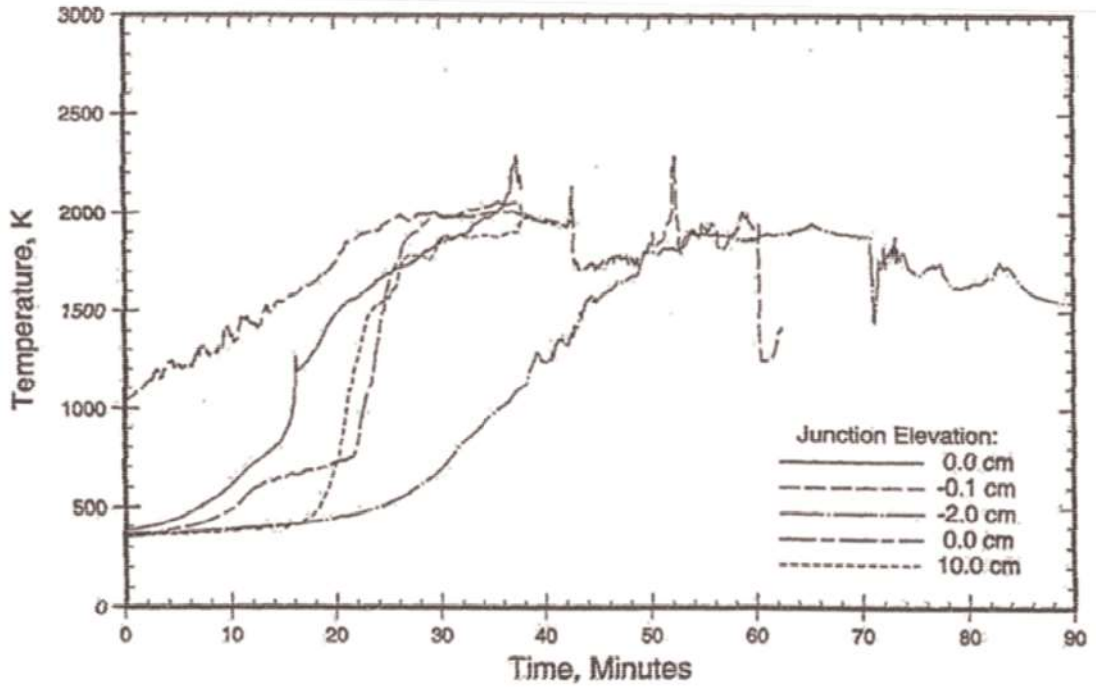


図 3.1-20 MACE-M0 実験での溶融物温度変化

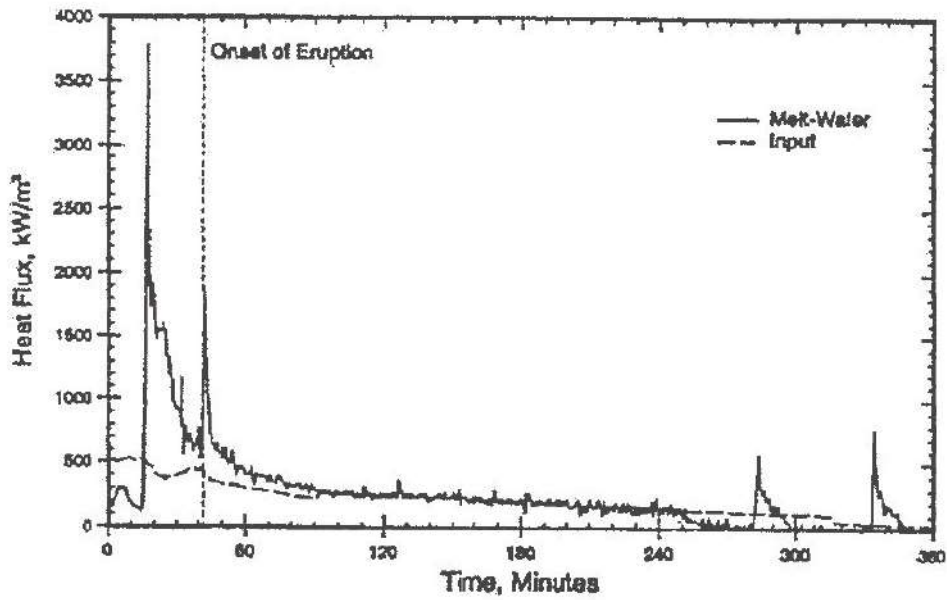


図 3.1-21 MACE-M1b 実験における溶融炉心模擬物から水プールへの熱流束

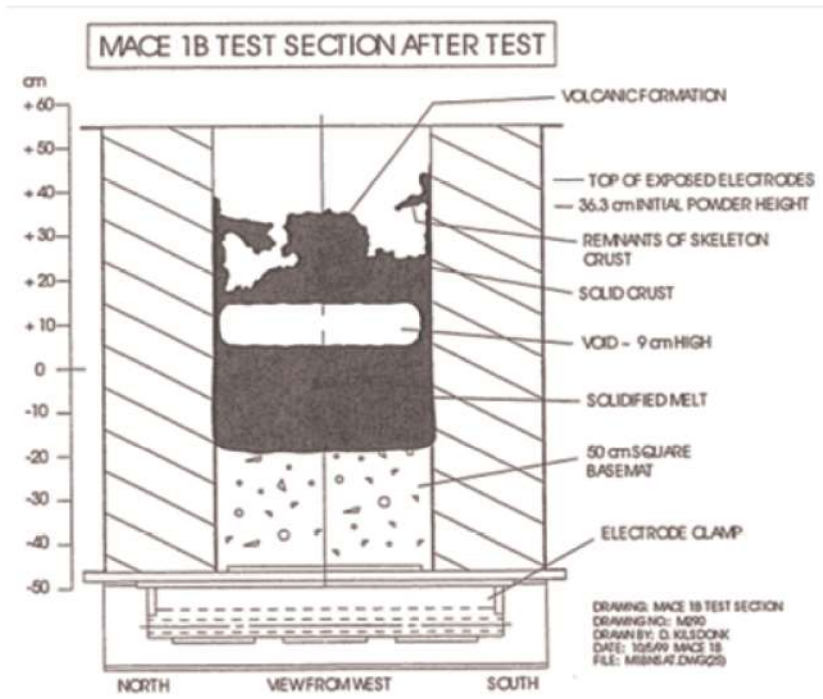


図 3.1-22 MACE-M1b 実験での実験後の溶融炉心の状態

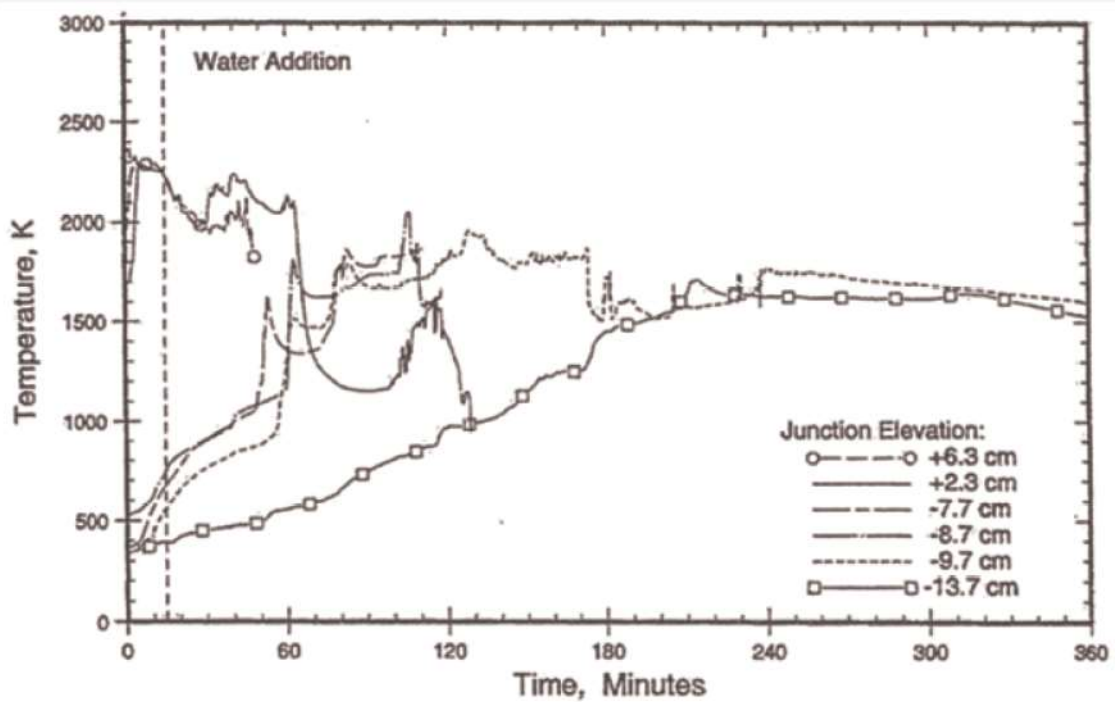


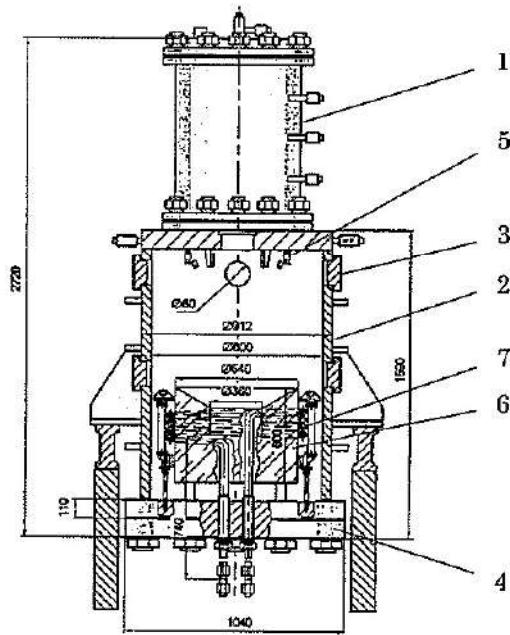
図 3.1-23 MACE-M1b 実験での溶融物温度変化

表 3.1-4 COTELS (B 及び C) 実験条件一覧

ケース (B 及び C)	5a	5	4	2	3	10	6	7	8	9
溶融物タイプ	B			A	B					
溶融物重量 (kg)	47	56	53	45	46	58	56	52	42	51
溶融物出力 (kW)	0	150	170	155	150	150	150	150	110-140	150
コンクリートトラップ径(m)	0.26			0.36						
注水条件	方式	—	Jet	Jet	Jet	Jet	Jet	Jet	Jet	Spray
	質量流量 (kg/s)	—	0.02	0.04	0.03	0.03	0.03	0.04	0.03	0.04
	開始時刻 (min)	—	8	8	8	8	15	9	10	10
実験後の溶融物状態										
デブリ粒子重量 (kg)	9	21.5	19	35	33	48	—	—	—	—
(粒子化割合)	(19%)	(38%)	(34%)	(78%)	(72%)	(83%)				
粒子径 16mm 以上 (kg)	0	0	6	0	0	18	—	—	—	—
粒子径 16mm 以下 (kg)	6	21.5	13	32	33	30	—	—	—	—
平均粒子径 (mm)	0.6	0.8	2.2	1.5	1.0	0.4	—	—	—	—
溶融炉心重量 (kg)	38	34.5	37	10	13	10	53	52	42	51
実験後のコンクリート状態										
侵食量 (底面) (mm)	28	25	22	15	20	40	15	15	15	10
侵食量 (側面) (mm)	13	10	25	15	15	48	8	10	8	~0
砂礫深さ (mm)	12	15	21	18	15	15	10	12	12	5
変色深さ (mm)	40	55	65	40	34	35	32	35	30	20

溶融物タイプ: A: UO₂-78wt%, SUS-5wt%, ZrO₂-17wt%, Zr-0wt%

B: UO₂-55wt%, SUS-15wt%, ZrO₂-5wt%, Zr-25wt%



1:EMF, 2:Test vessel, 3:Instrumentation nozzle,
4:Removable bottom, 5:Water injection nozzle,
6:Concrete trap, 7:Induction heater

図 3.1-24 COTELS (B 及び C) 実験装置

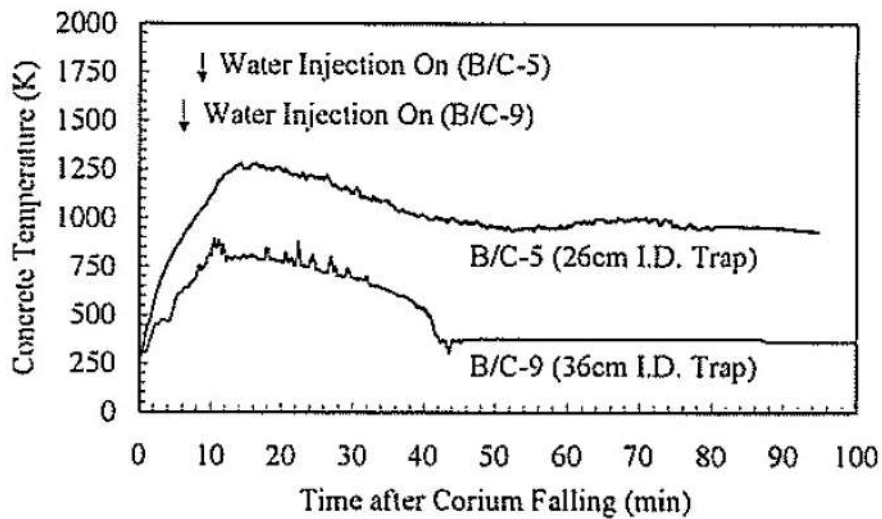


図 3.1-25 COTELS (B 及び C) 実験におけるコンクリート温度挙動

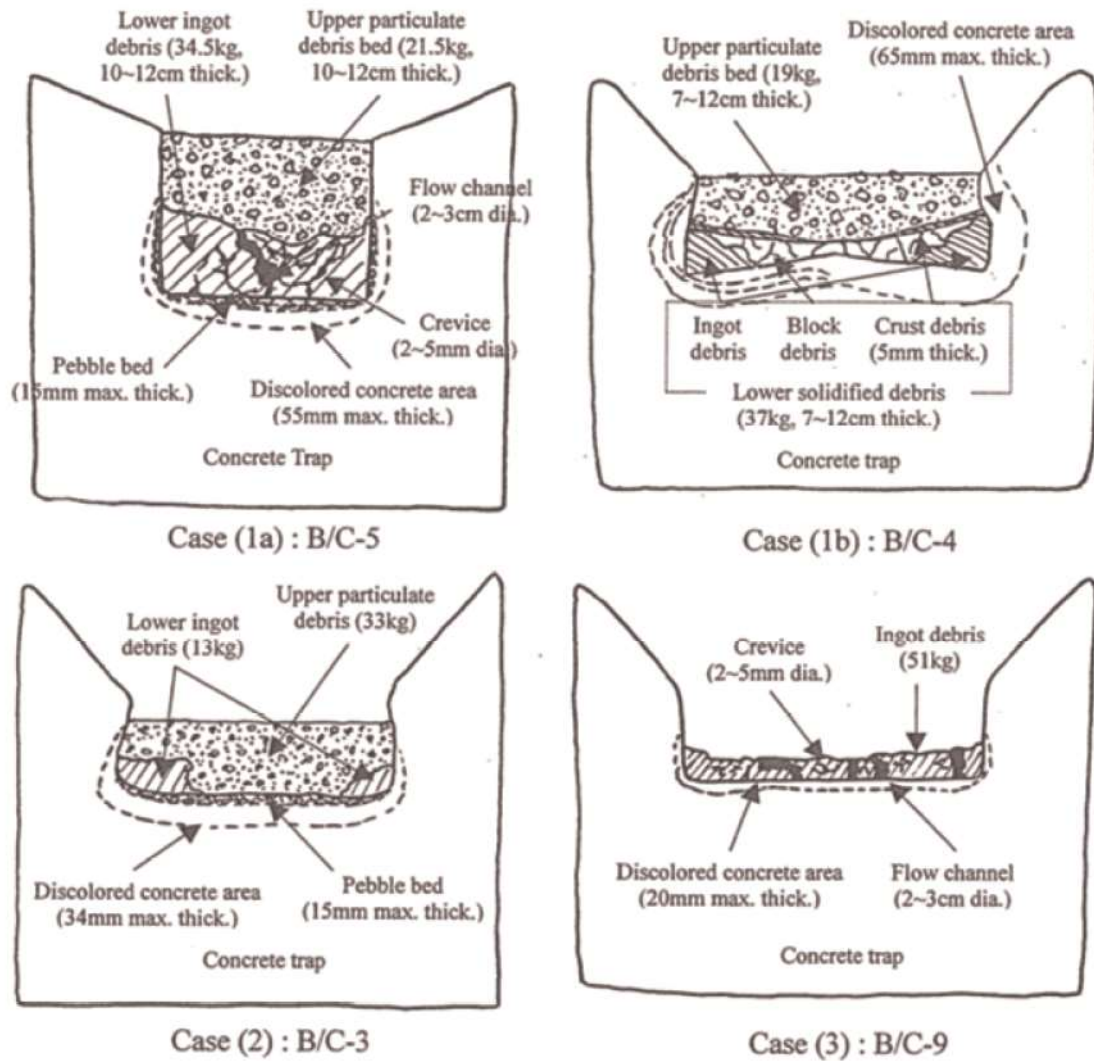


図 3.1-26 COTELS 実験での溶融物固化状態

表 3.1-5 FARO 実験条件及び結果一覧

実験 ID	UO ₂ 質量割合※	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	溶融物落下径 mm	雰囲気圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	水蒸気爆発
L-06	0.8	18	2,923	100	5	0.87	0	なし
L-08	0.8	44	3,023	100	5.8	1.00	12	なし
L-11	0.77	151	2,823	100	5	2.00	2	なし
L-14	0.8	125	3,123	100	5	2.05	0	なし
L-19	0.8	157	3,073	100	5	1.10	1	なし
L-20	0.8	96	3,173	100	2	1.97	0	なし
L-24	0.8	176	3,023	100	0.5	2.02	0	なし
L-27	0.8	129	3,023	100	0.5	1.47	1	なし
L-28	0.8	175	3,052	50	0.5	1.44	1	なし
L-29	0.8	39	3,070	50	0.2	1.48	97	なし
L-31	0.8	92	2,990	50	0.2	1.45	104	なし
L-33	0.8	100	3,070	50	0.2	1.60	124	なし

※ 0.8 の場合の組成は 80%UO₂+20%ZrO₂, 0.77 の場合の組成は 77%UO₂+19%ZrO₂+4%Zr。

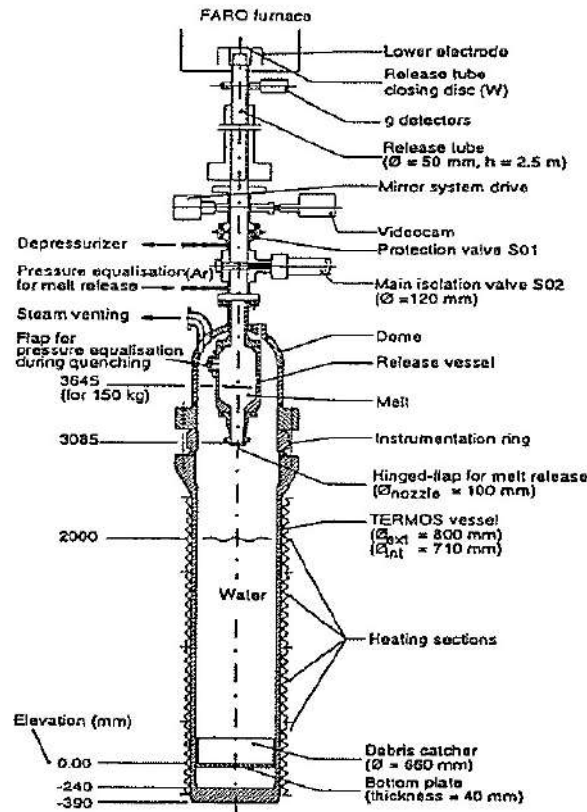
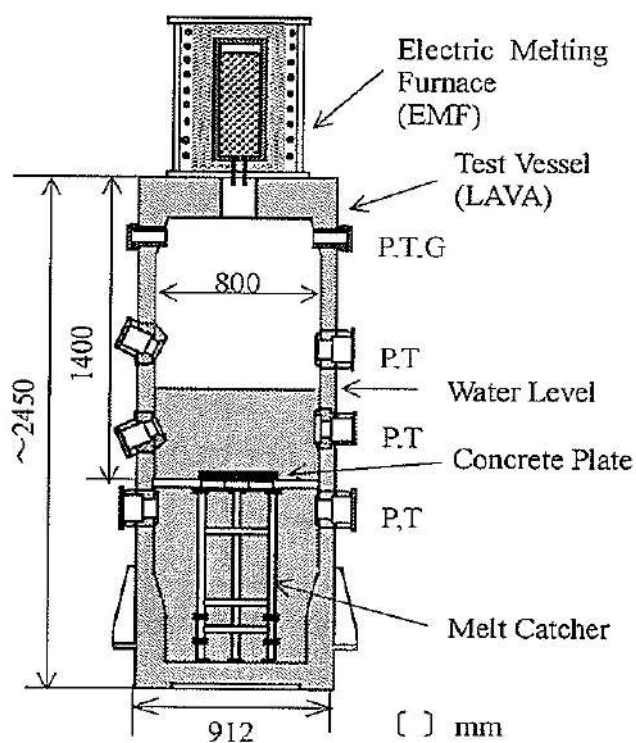


図 3.1-27 FARO 実験装置

表 3.1-6 COTELS (A) 実験条件及び結果一覧

実験 ID	UO ₂ 割合 ※	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	雰囲気圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	水蒸気爆発
A-1	0.55	56.30	3,050	0.20	0.4	0	—
A-4	0.55	27.00	3,050	0.30	0.4	8	—
A-5	0.55	55.40	3,050	0.25	0.4	12	—
A-6	0.55	53.10	3,050	0.21	0.4	21	—
A-8	0.55	47.70	3,050	0.45	0.4	24	—
A-9	0.55	57.10	3,050	0.21	0.9	0	—
A-10	0.55	55.00	3,050	0.47	0.4	21	—
A-11	0.55	53.00	3,050	0.27	0.8	86	—

※ いずれも UO₂ : 55wt%, Zr : 25wt%, ZrO₂ : 5wt%, SS : 15wt% の混合物



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

図 3.1-28 COTELS (A) 実験装置

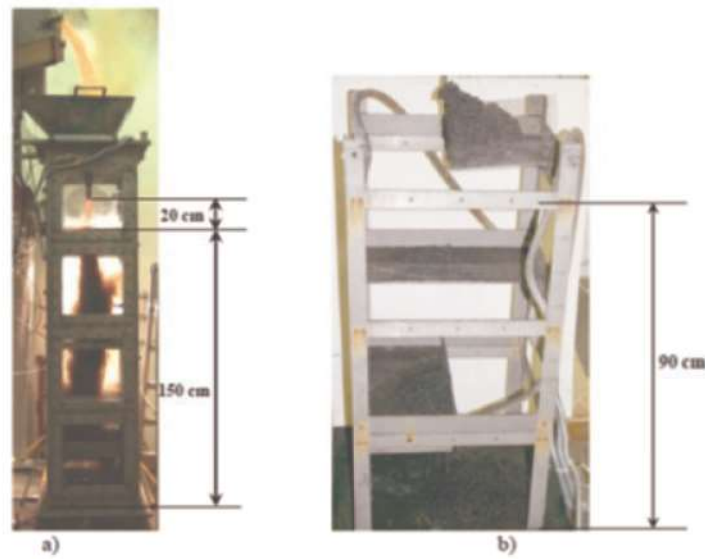


図 3.1-30 DEFOR 試験装置全体及び溶融炉心キャッチャー

表 3.1-8 DEFOR-A 実験の実験条件

	単位	A1	A2	A4	A5	A6	A7	A8	A9
溶融物温度	K	1,253	1,246	1,221	1,245	1,279	1,349	1,255	1,343
溶融物過熱度	K	110	103	78	102	136	206	112	200
ジェット初期径	mm	10	20	20	10	12	25	25	20
溶融物の注入時間	s	38	11	11	38	20	10	10	11
溶融物注入高さ	m	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.62	1.62	1.7
水面までの距離	m	0.18	0.18	0.2	0.18	0.18	0.2	0.2	0.18
水プール深さ	m	1.52	1.52	1.5	1.52	1.52	1.42	1.42	1.52
水プール初期温度	K	346	367	346	364	346	356	355	355
水プールサブクール度	K	27	7	27	9	27	17	18	18

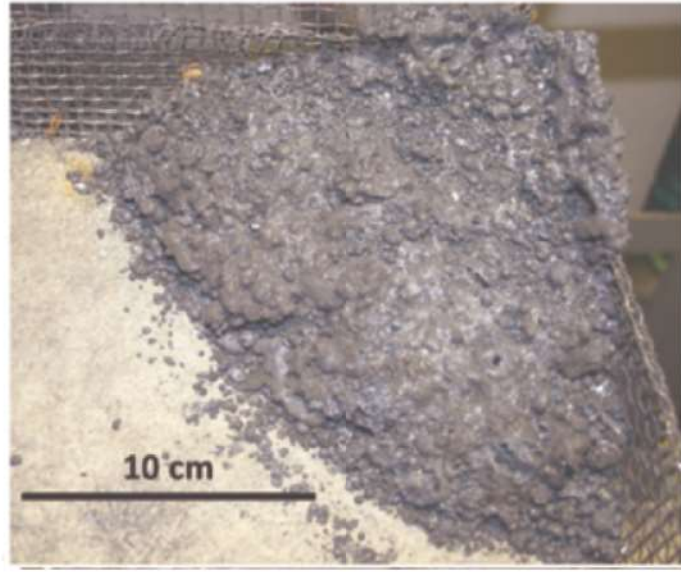


図 3.1-31 DEFOR-A8 キャッチャー 1 のケーキ状熔融炉心

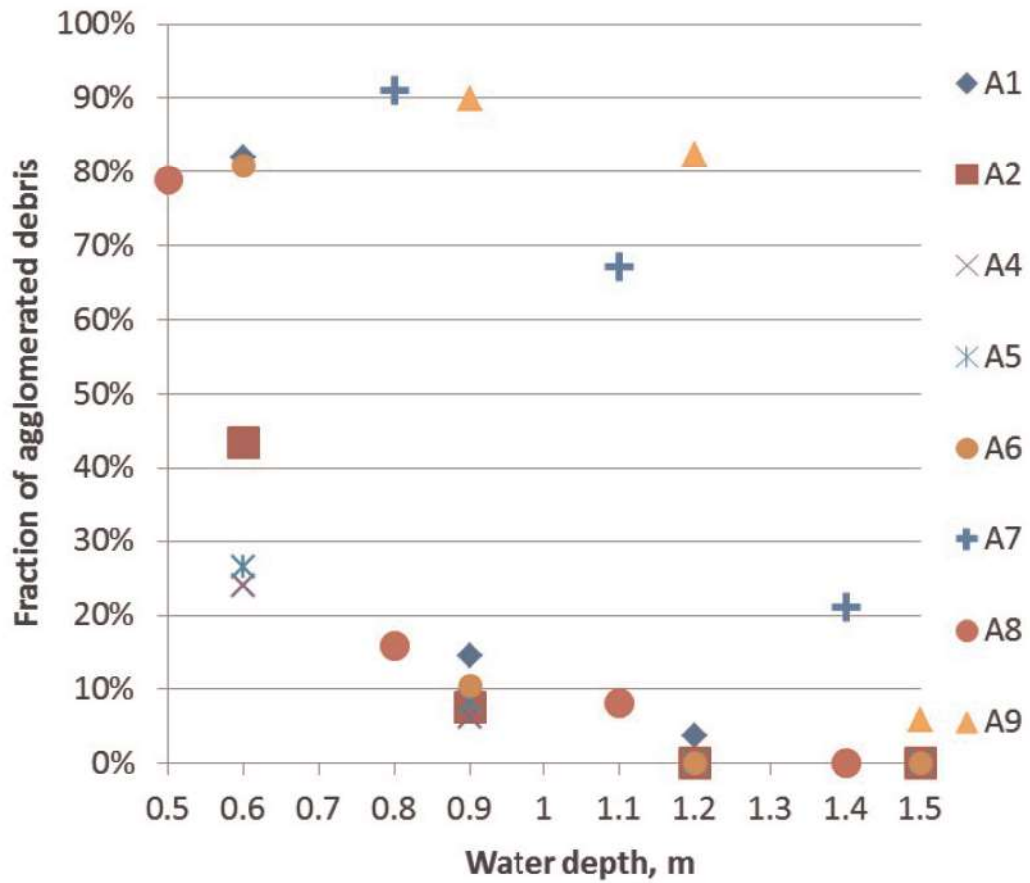


図 3.1-32 DEFOR-A 実験結果

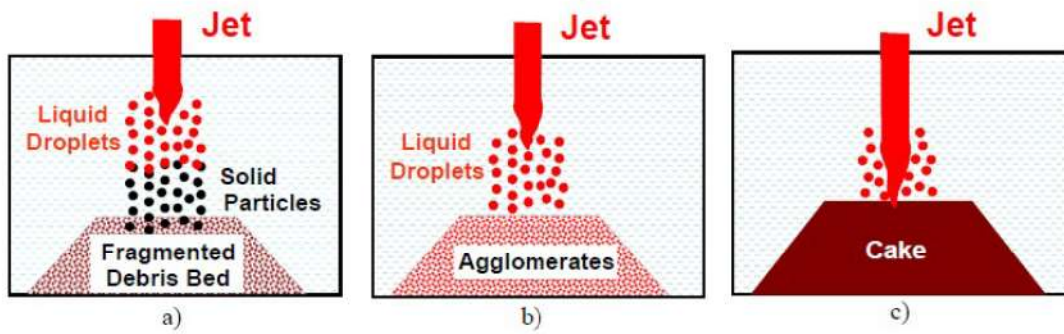


図 3.1-33 DEFOR 実験における溶融物凝集の概念図

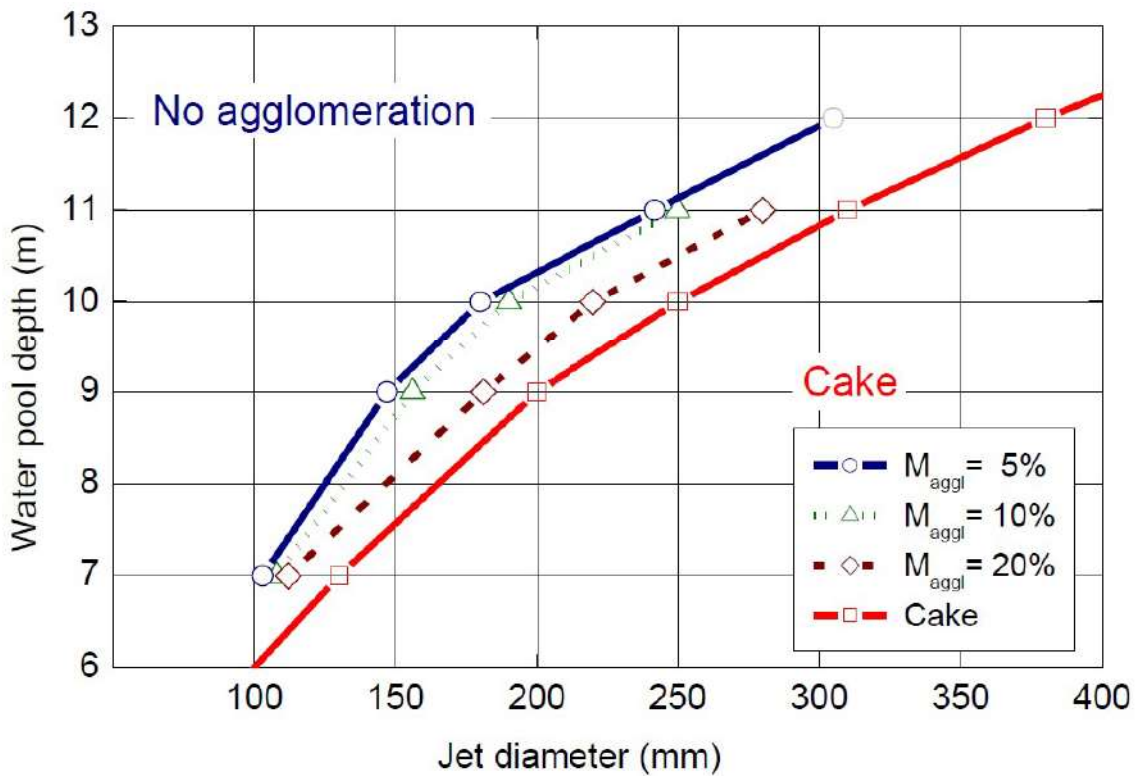


図 3.1-34 スウェーデン王立工科大学 (KTH) による凝集モードマップ

表 3.1-9 CCI 実験の主要実験条件

	CCI-1	CCI-2	CCI-3
溶融物	PWR+8% concrete	同左	PWR+15% concrete
コンクリートタイプ	珪岩質系	石灰岩系	珪岩質系
溶融物重量	400kg	同左	375kg
圧力	大気圧	同左	同左
初期溶融物温度	1,950℃	1,880℃	1,950℃
直接電気加熱量	150kW	120kW	120kW
注水条件	加熱後 5.5 時間ある いは 30cm 侵食	同左	同左
注水量, 温度	2 liters/秒, 20℃	同左	同左
注水停止条件	50cm±5cm	同左	同左

表 3.1-10 CCI 実験に使用されたコンクリートの組成

Oxide	CCI-1 Wt%	CCI-2 Wt%	CCI-3 Wt%
Al ₂ O ₃	0.77	2.49	3.53
CaO	8.54	25.88	16.79
Fe ₂ O ₃	0.79	1.39	1.49
MgO	0.60	11.47	0.85
MnO	0.00	0.03	0.04
K ₂ O	0.12	0.55	0.81
SiO ₂	82.48	21.61	59.91
Na ₂ O	0.00	0.31	0.66
SrO	0.00	0.00	0.04
TiO ₂	0.051	0.135	0.155
SO ₃	0.514	0.505	0.434
CO ₂	0.901	29.71	9.80
H ₂ O, Free	1.808	3.255	2.293
H ₂ O, Bound	1.92	1.11	1.40
Total	98.48	98.47	98.19

表 3.1-11 CCI 実験の 15-25 分における水への熱流束

Table 3-7. Debris-Water Heat Fluxes for CCI Tests Averaged Over the Time Interval 15-25 Minutes after Cavity Flooding.

Test	Concrete Type	Heat Flux (kW/m ²)	Concrete Gas Content (Wt %)	Crust Concrete Content (Wt %)	Note(s)
CCI-1	SIL (US)	250	4.6	22.3	Assumed heat transfer surface area: 0.25 m ² (PTE indicates that water did not penetrate sidewall crusts to cool the top surface of the corium interacting with the sidewalls).
CCI-2	LCS	650	34.1	69.4	Assumed surface heat transfer area: 0.50 m ² (PTE indicates that water was able to contact the entire melt upper surface area). Water ingress at the interface between the corium and concrete walls also contributed to cooling, but this effect has not been separated from the overall heat flux estimate.
CCI-3	SIL (EU)	500	13.5	47.8	See Note for Test CCI-1.

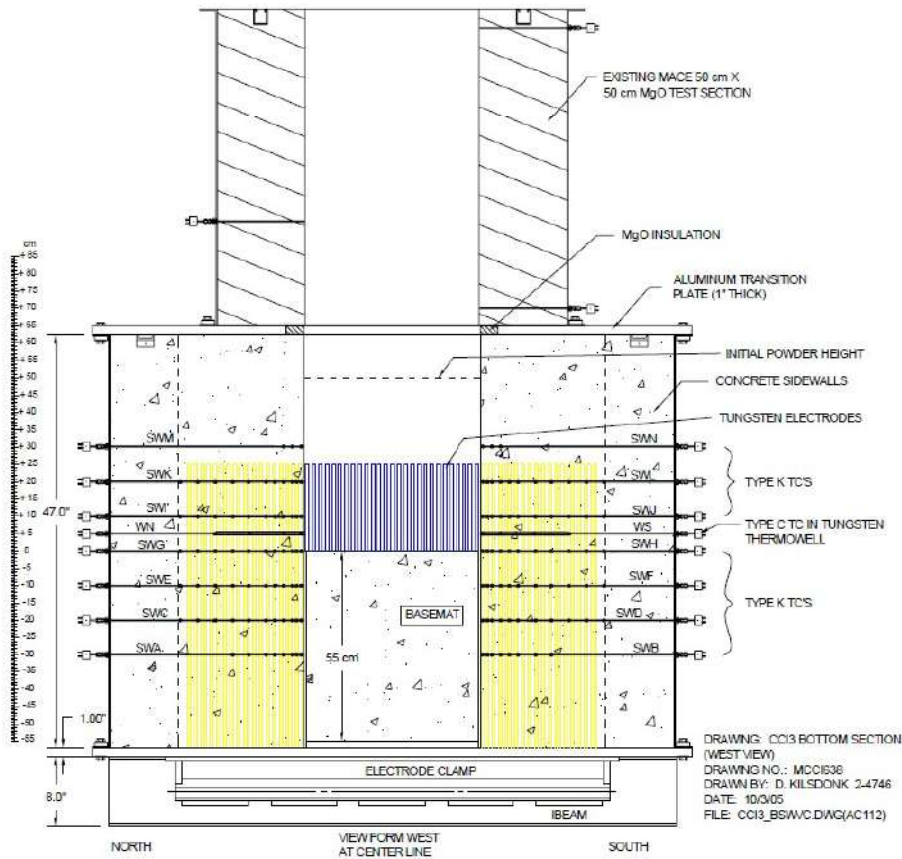


図 3.1-35 CCI 実験装置

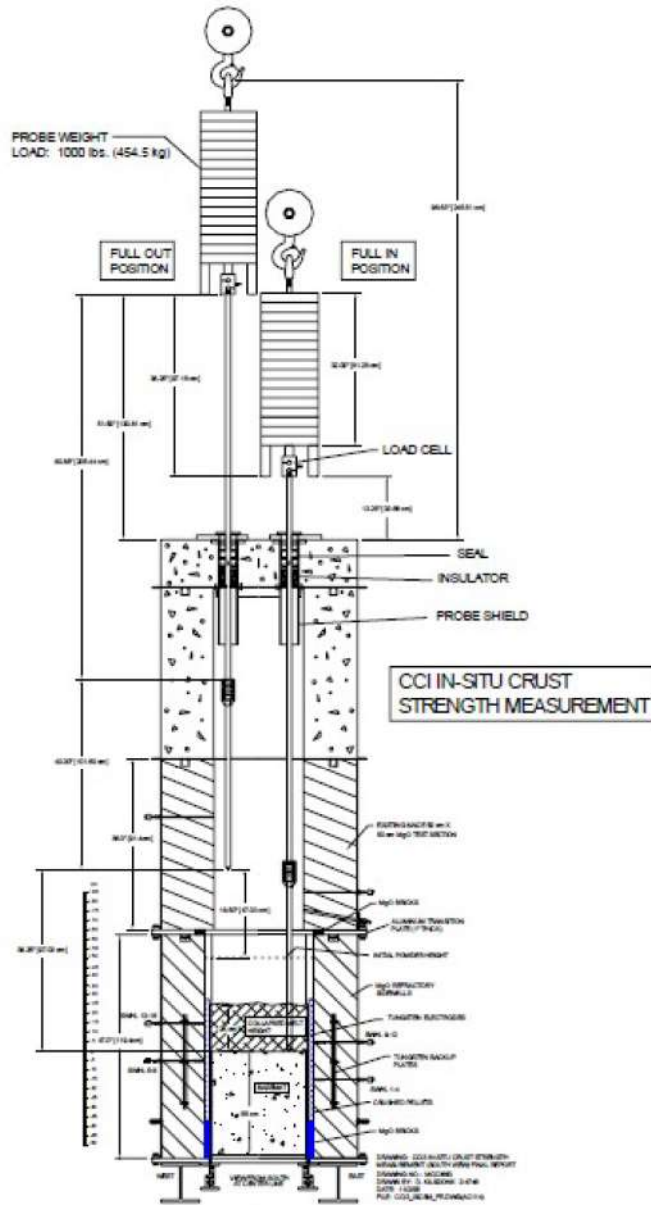


図 3.1-36 CCI 実験におけるクラスト破壊/強度測定装置

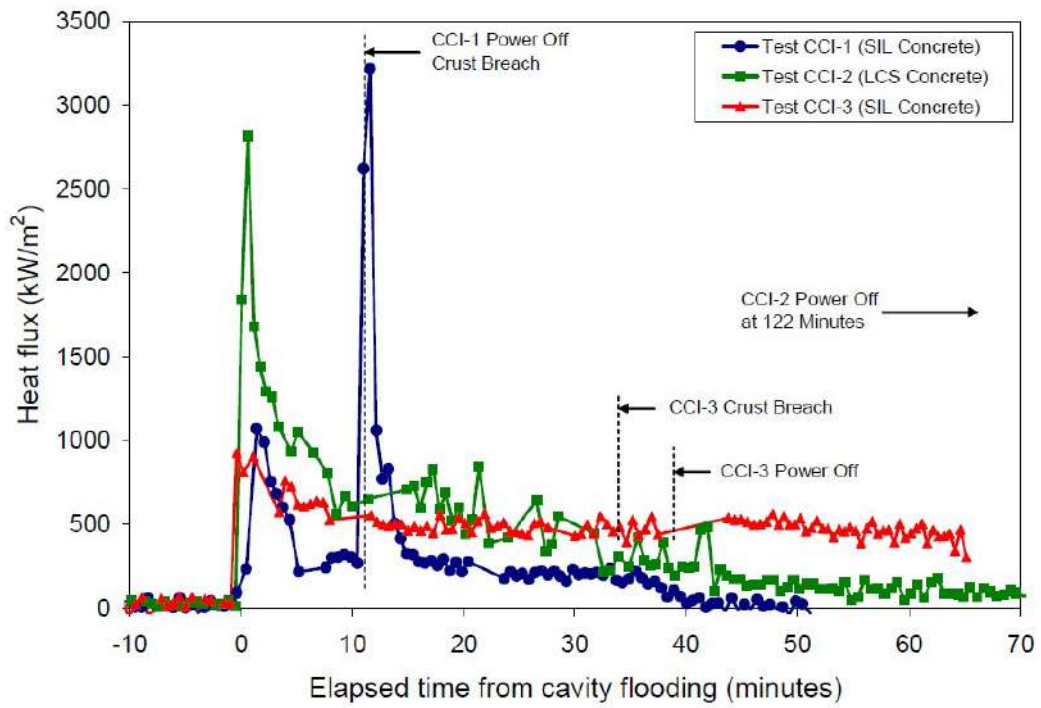


図 3. 1-37 CCI 実験における水-溶融炉心間の熱流束

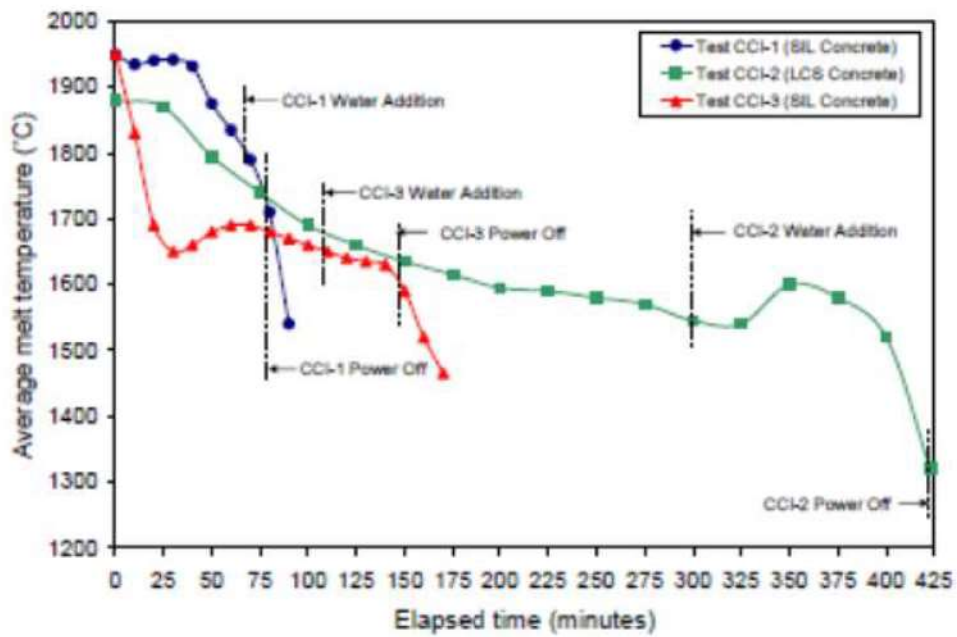
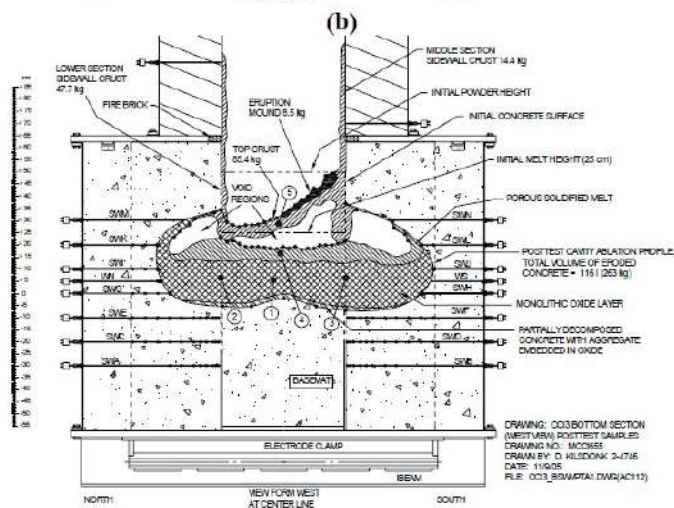
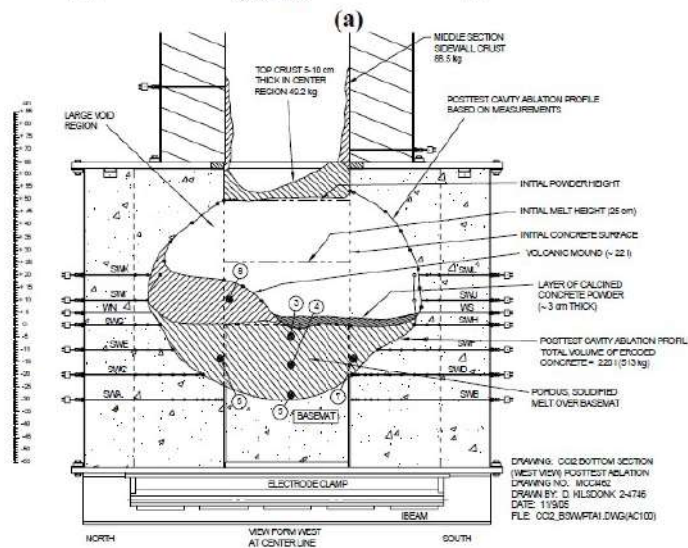
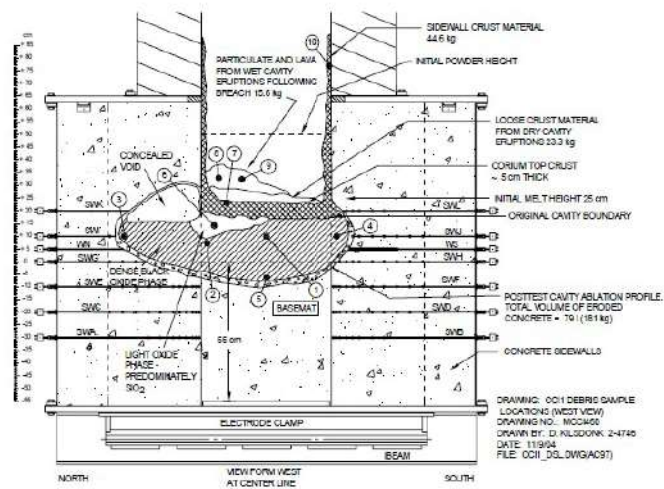


図 3. 1-38 CCI 実験の溶融物平均温度変化



(c)

図 3.1-39 CCI 実験における侵食状態の模式図



図 3.1-40 溶融プールからクラストへの対流熱伝達係数

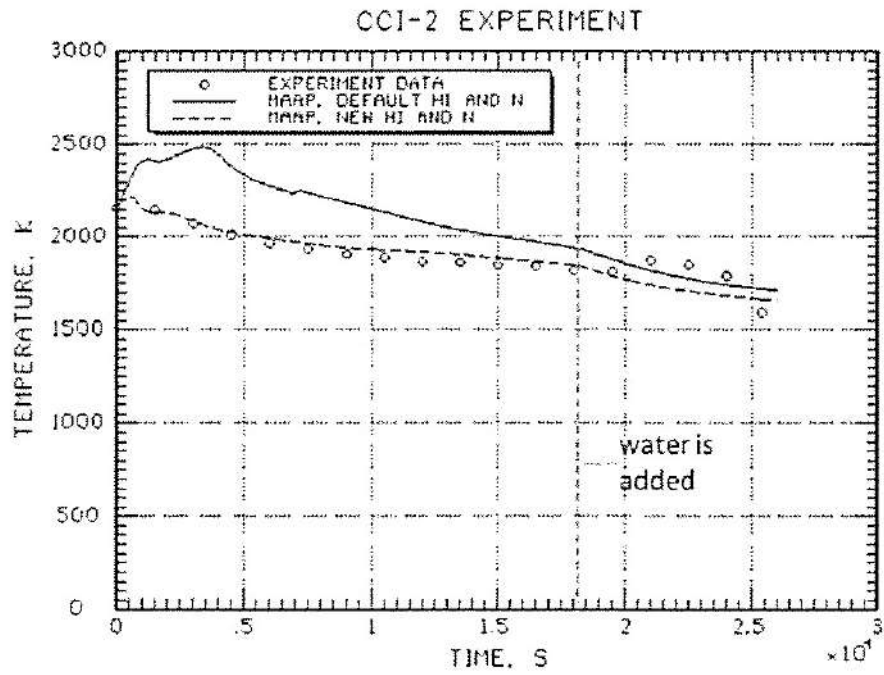


図 3.1-41 CCI-2 実験のコリウム温度の実験データと MAAP 解析結果の比較
 MAAP New 熱伝達係数 (破線) : 床面方向 $300\text{W/m}^2/\text{K}$, 壁面方向 $300\text{W/m}^2/\text{K}$, $n=0$)

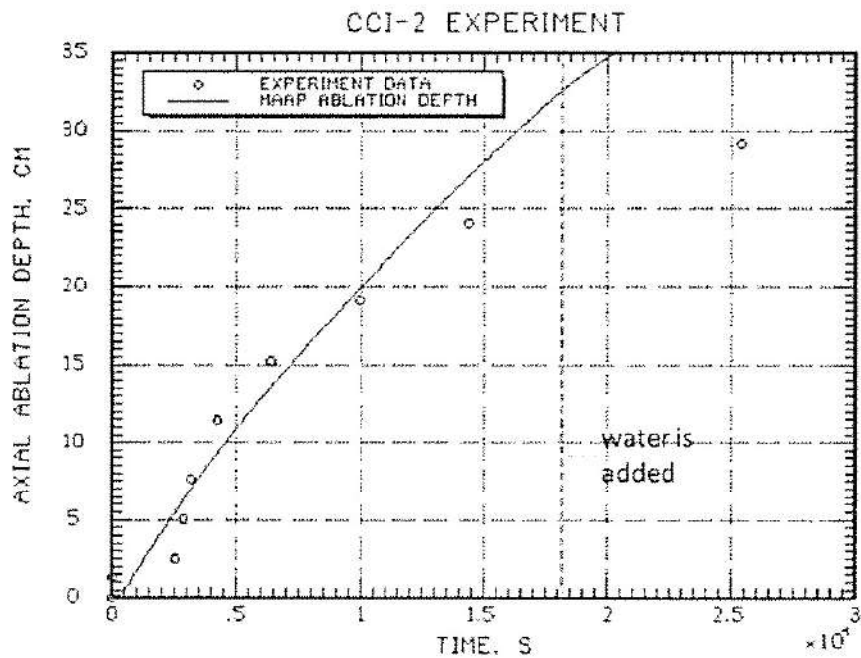


図 3.1-42 CCI-2 実験の床面方向侵食の実験データと MAAP 解析結果の比較

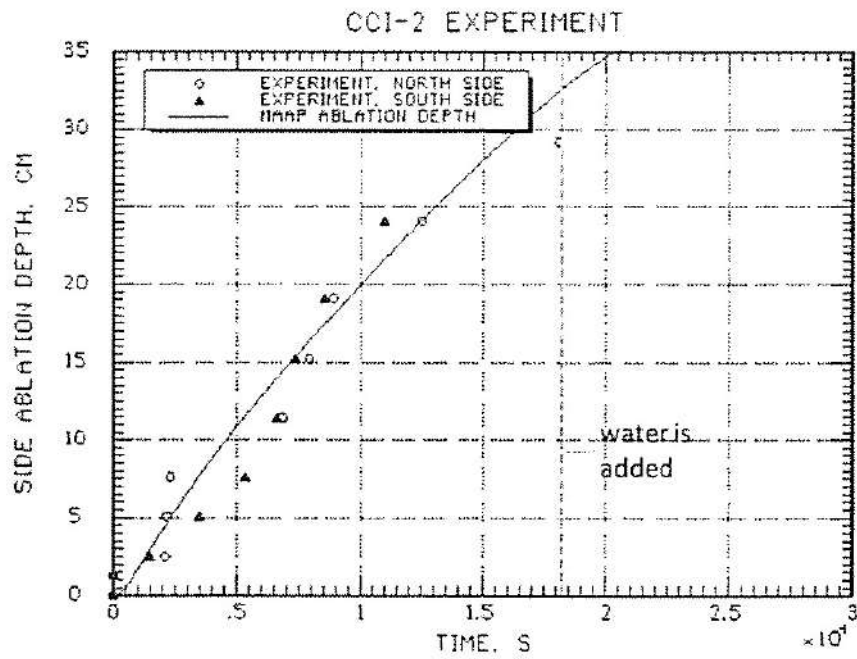


図 3.1-43 CCI-2 実験の壁面方向侵食の実験データと MAAP 解析結果の比較

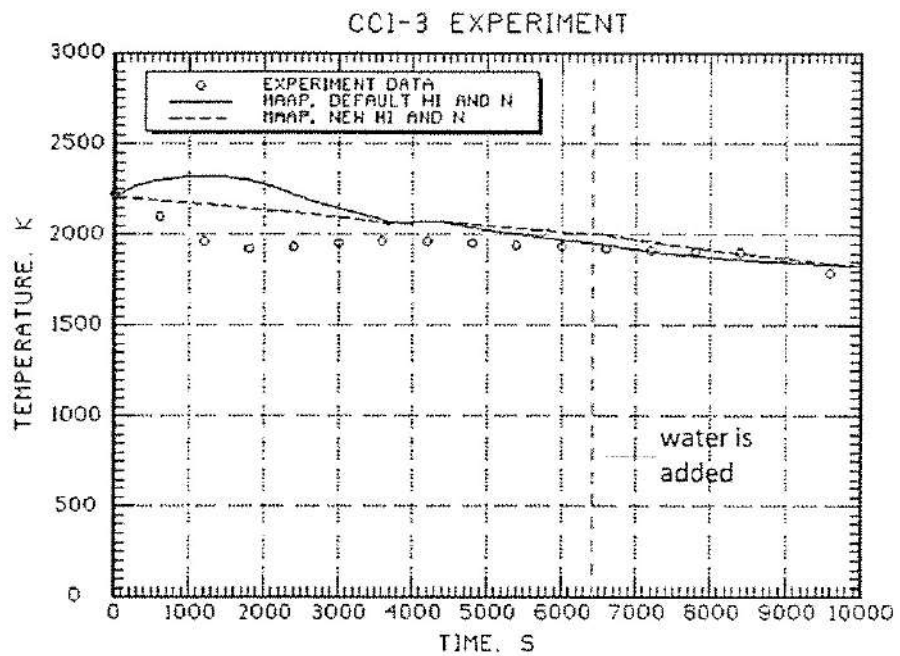


図 3.1-44 CCI-3 実験のコリウム温度の実験データと MAAP 解析結果の比較
(MAAP New 熱伝達係数 (破線) : 床面方向 80W/m²/K, 壁面方向 300W/m²/K, n=0)

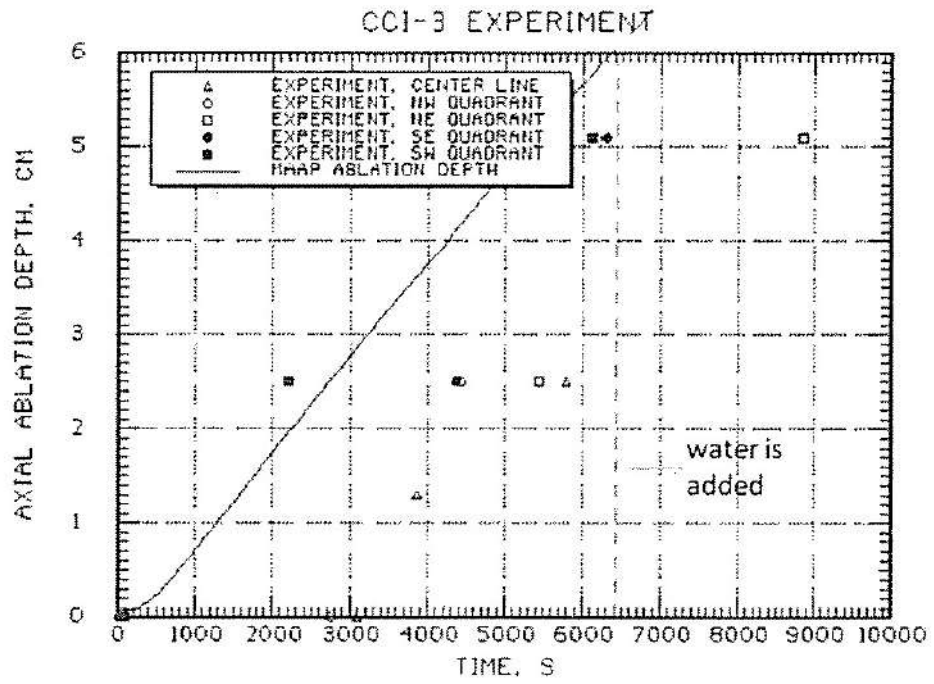


図 3.1-45 CCI-3 実験の床面方向侵食の実験データと MAAP 解析結果の比較

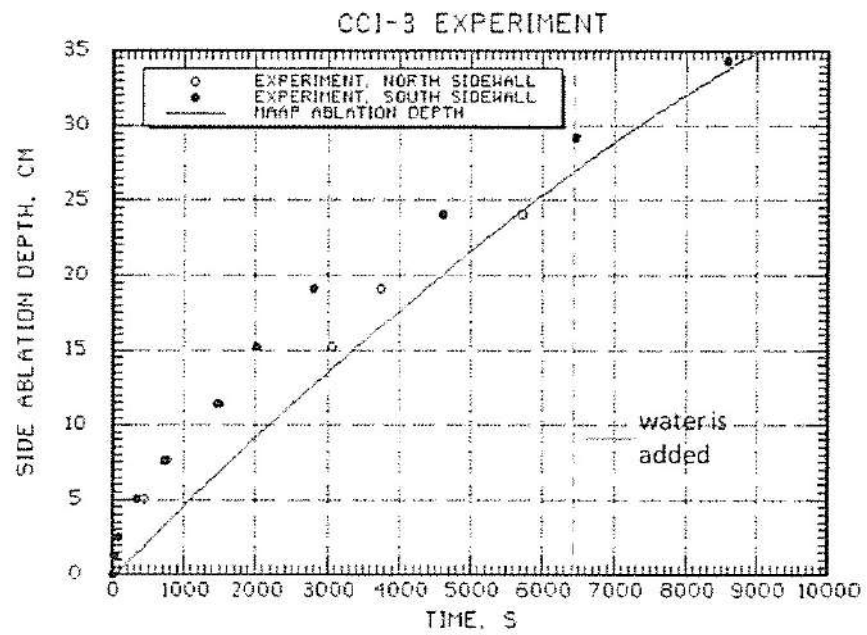


図 3.1-46 CCI-3 実験の壁面方向侵食の実験データと MAAP 解析結果の比較

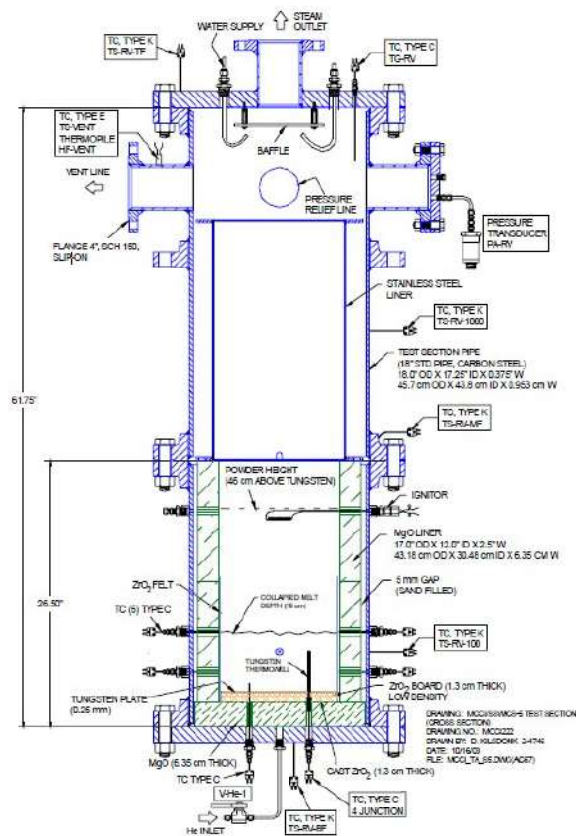


図 3.1-47 SSWICS 試験装置

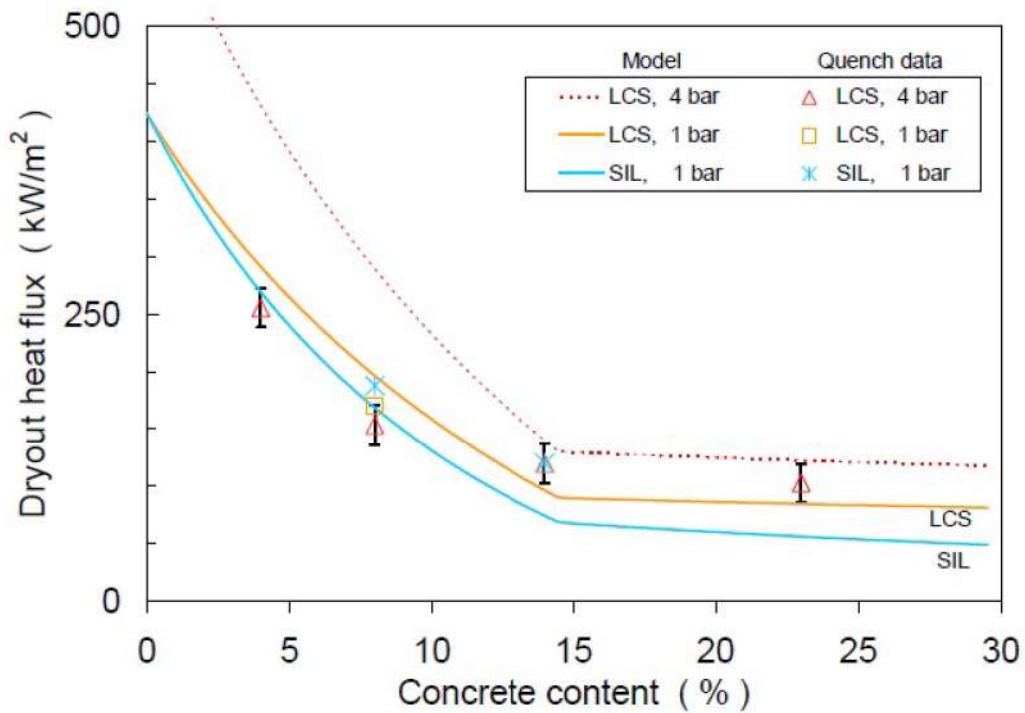


図 3.1-48 SSWICS 試験 ドライアウト熱流束の比較

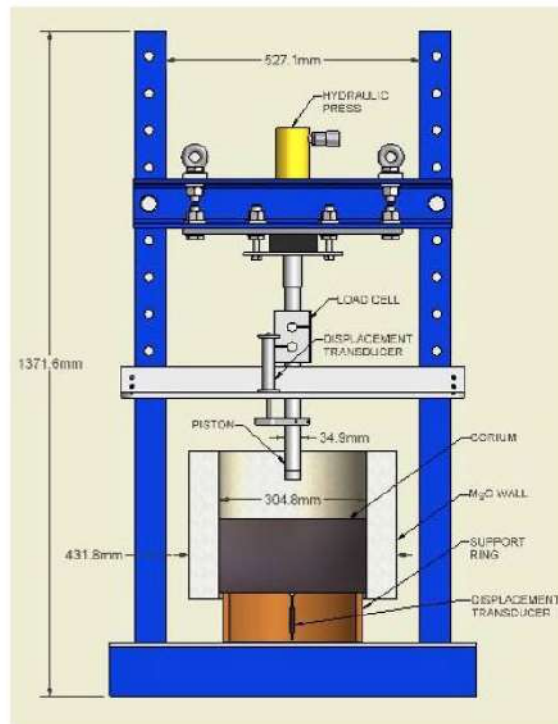


図 3.1-49 SSWICS 試験 強度試験の装置図

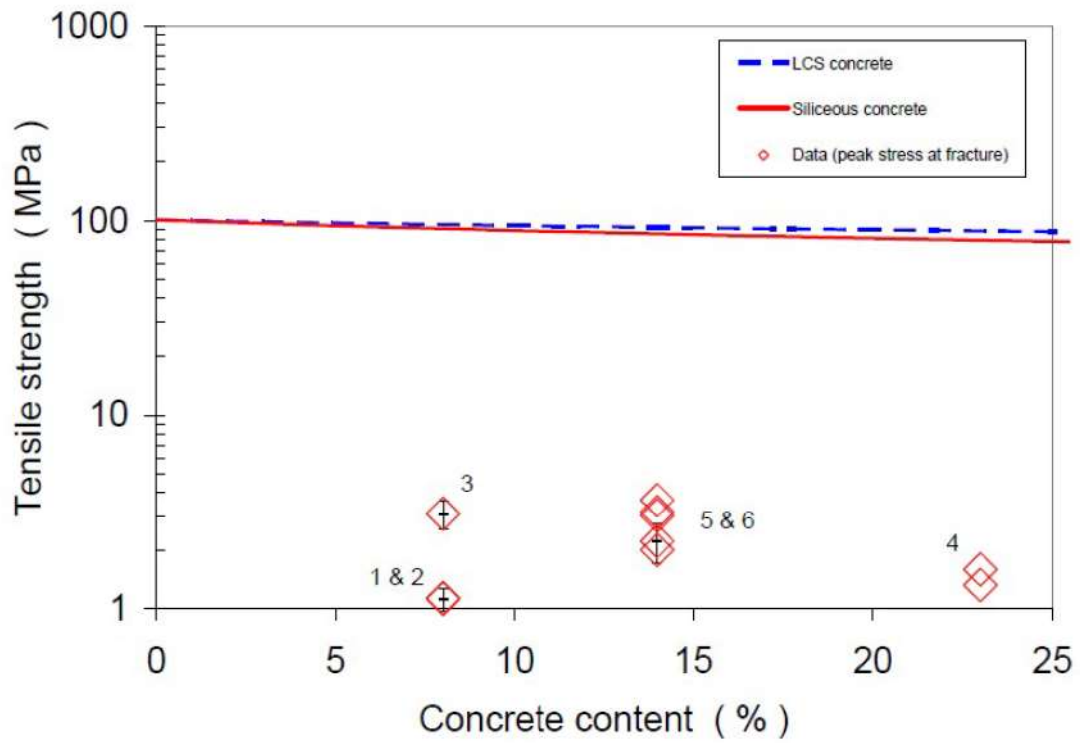


図 3.1-50 SSWICS 試験 強度試験結果

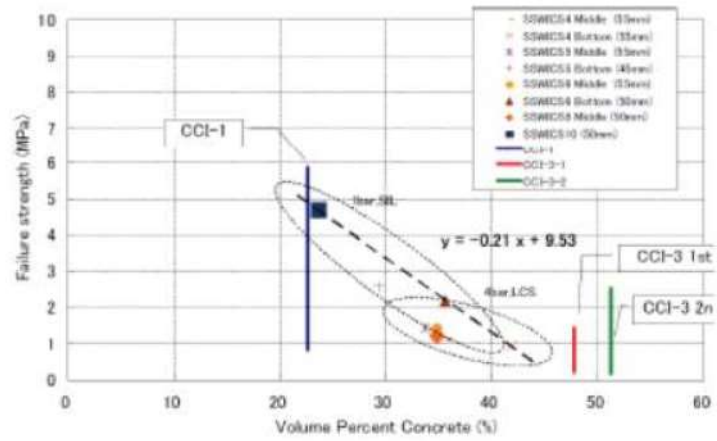


図 3.1-51 破損応力算出結果

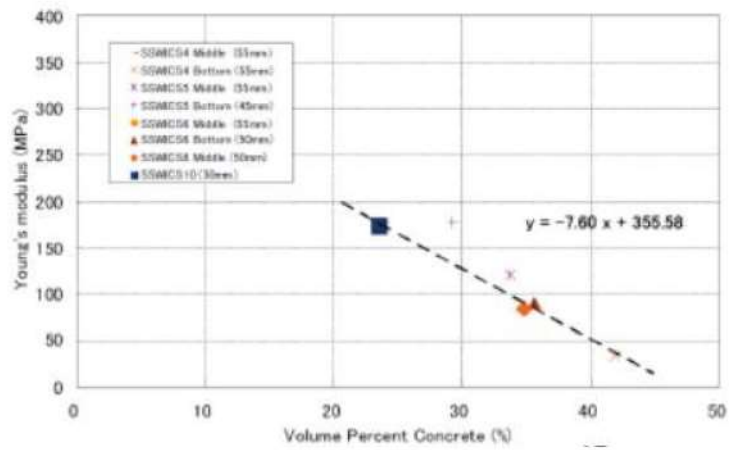


図 3.1-52 ヤング率算出結果

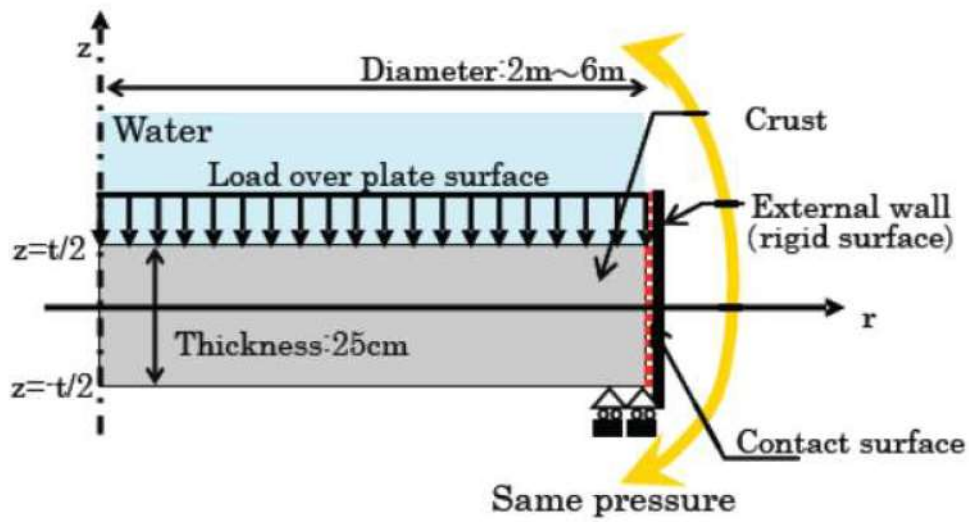


図 3.1-53 実機スケールのクラスト解析モデル

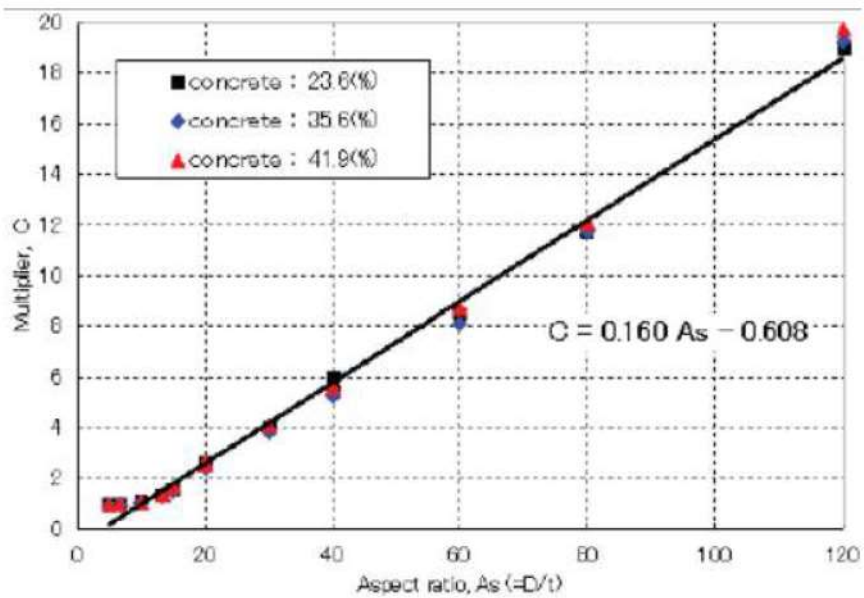
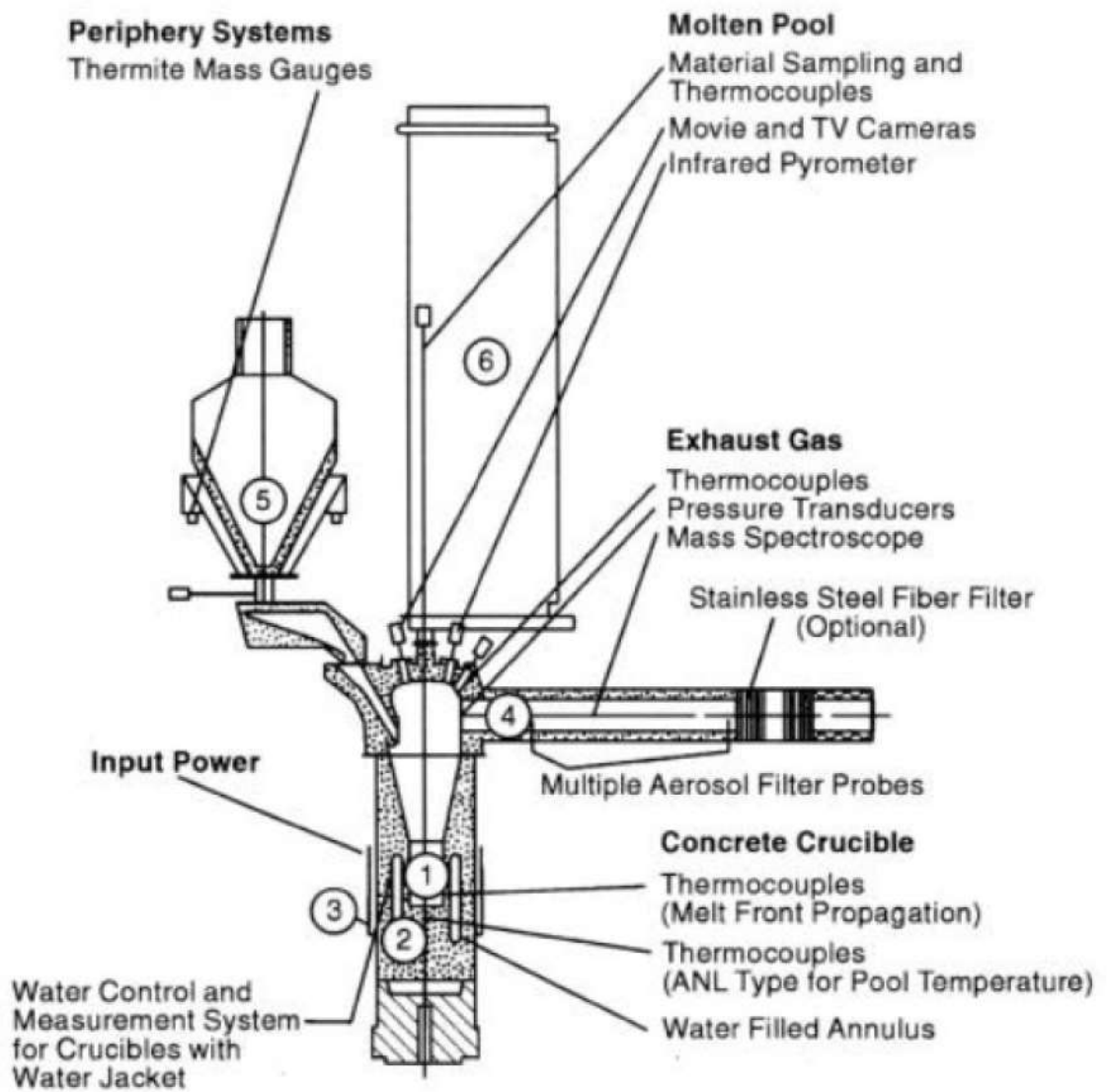


図 3.1-54 クラストの自重による応力分布



図 3.1-55 PULiMS-E4 試験での溶融物拡がり挙動



- | | |
|-----------------------|---------------------------------|
| (1) Melt | (4) Hood and Offgas System |
| (2) Concrete Crucible | (5) Thermite Reaction Tank |
| (3) Induction Coil | (6) Tank for Measurement Probes |

图 3.1-56 BETA 試験 実験装置

表 3.1-12 BETA 試験 実験マトリックス^[6]

BETA Test	Initial Melt, ~ 2200 K	Fission Product Mock-ups and Additives	Planned Heating Power	Main Objectives
V 5.1	300 kg Fe+Cr+Ni 80 kg Zry-4 50 kg Al ₂ O ₃ +SiO ₂ +CaO	none	400 kW	PWR: Zr chemistry, consequences on erosion and aerosol release
V 5.2	as V 5.1	1 kg Mo, 0.5 kg ZrTe ₂ , 1.5 kg CeO ₂ , 1 kg BaO, 0.5 kg La ₂ O ₃ , 0.5 kg SrO, 6 kg B ₄ C in steel containers	200 kW	BWR with B ₄ C absorber, low power: Zr chemistry and related processes
V 5.3	as V 5.1	1 kg Mo, 1 kg CeO ₂ , 1 kg BaO, 0.5 kg La ₂ O ₃ , 0.5 kg SrO, 6 kg B ₄ C in steel containers	800 kW	BWR with B ₄ C absorber, high power: Zr chemistry and related processes

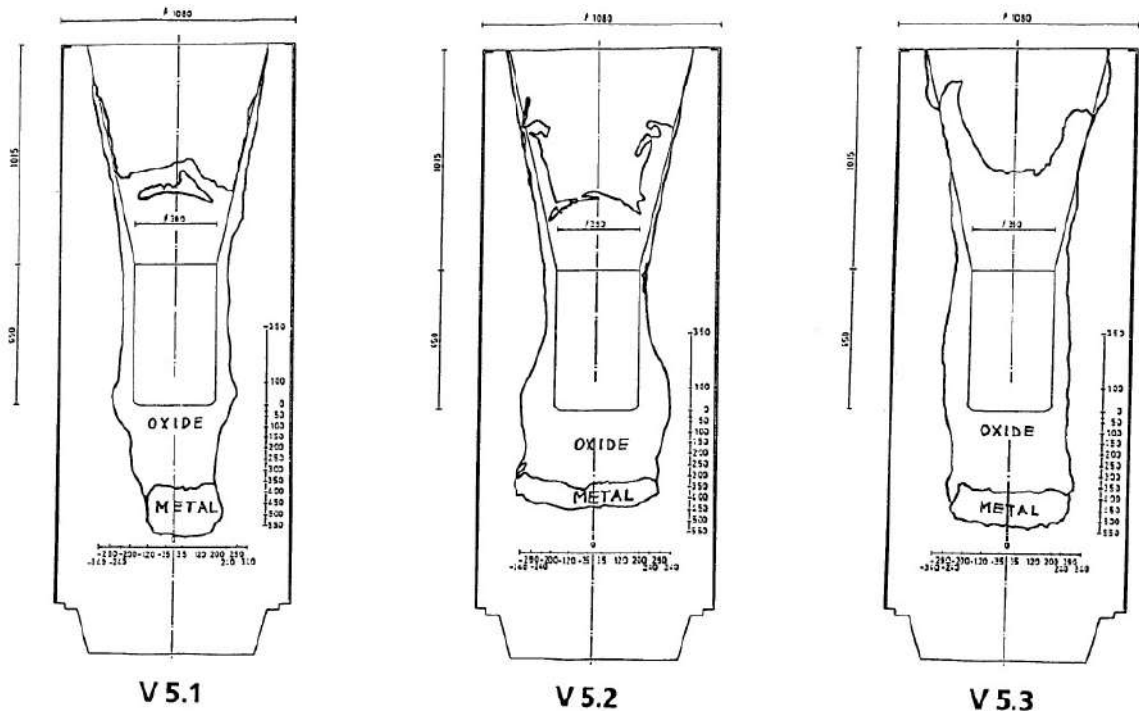


図 3.1-57 BETA 試験 実験後のコンクリート侵食状況を示す模式図

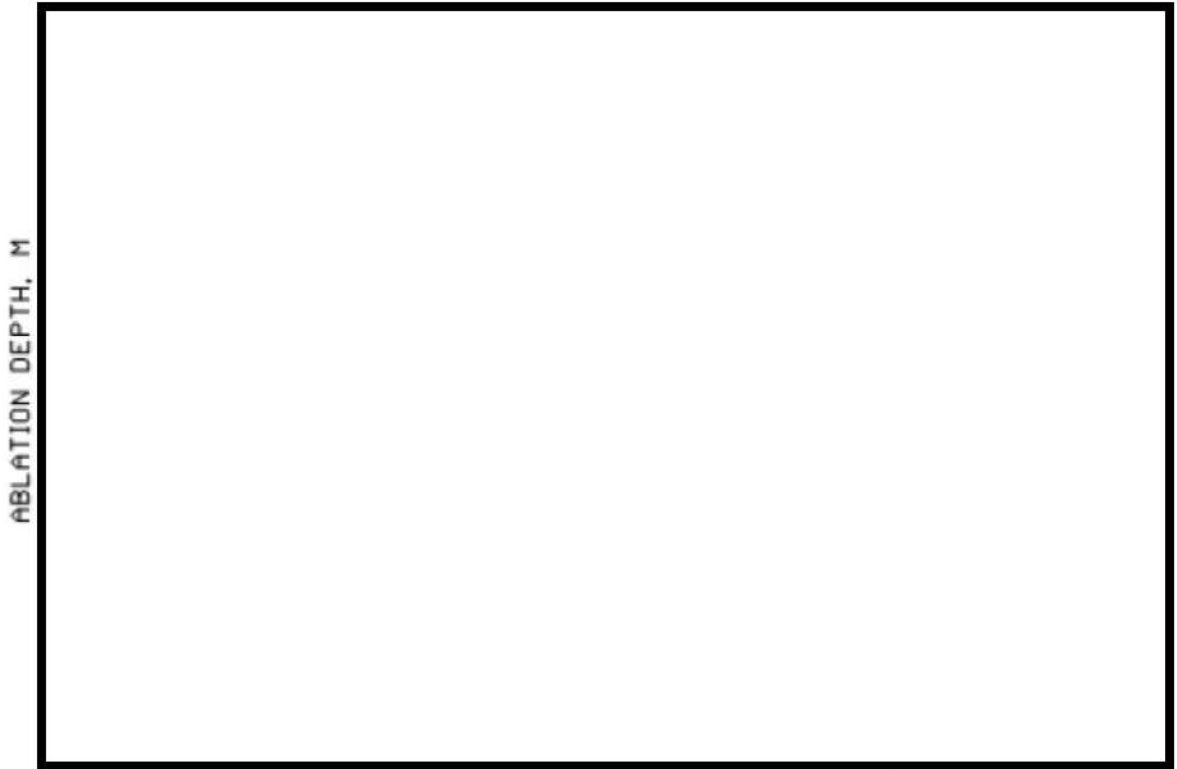


図 3.1-58 BETA 試験 V5.1 試験と MAAP 解析結果の侵食深さの比較



図 3.1-59 BETA 試験 V5.2 試験と MAAP 解析結果の侵食深さの比較

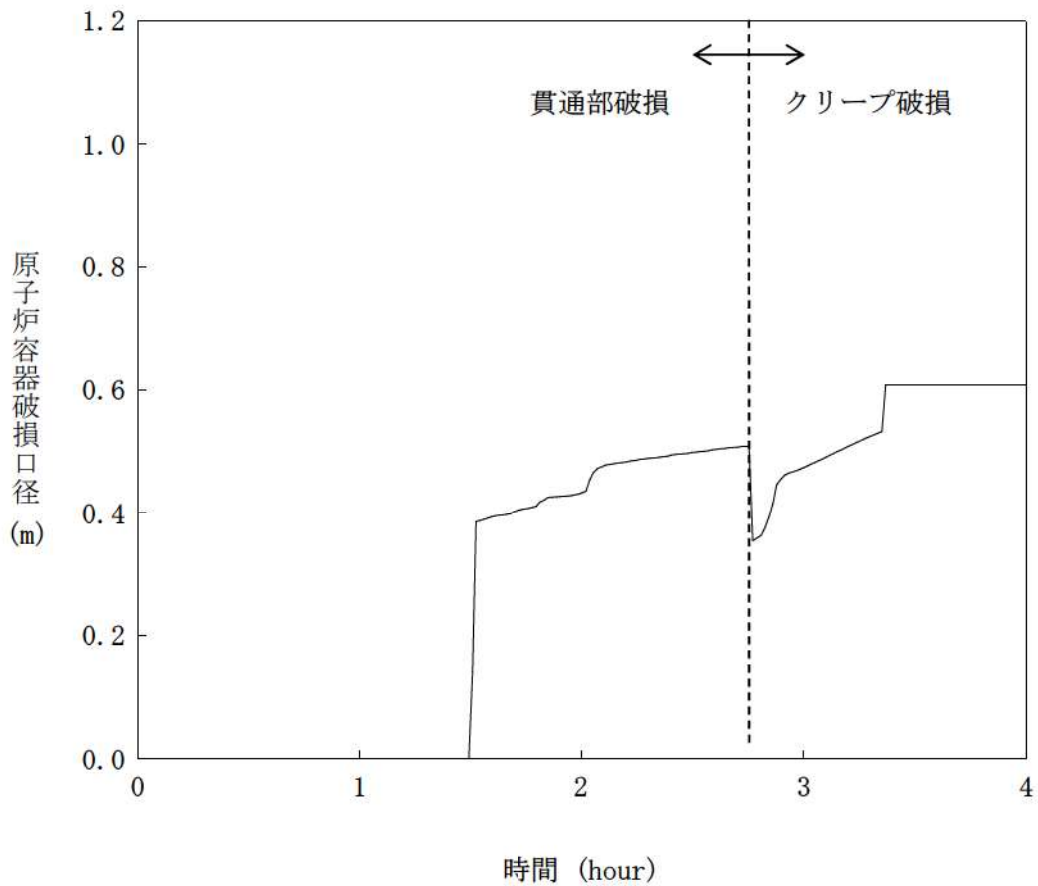
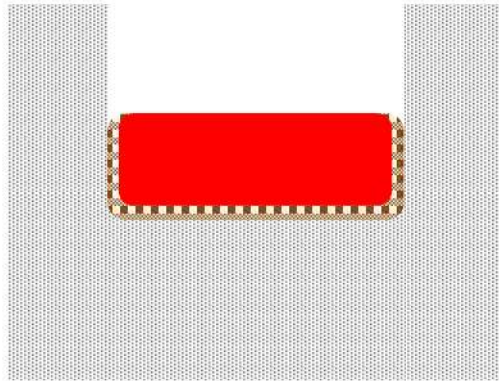


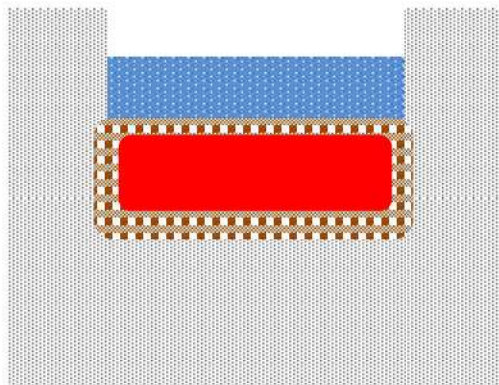
図 3.2-1 原子炉容器破損口径の拡がり (3 ループプラントの例)

注)

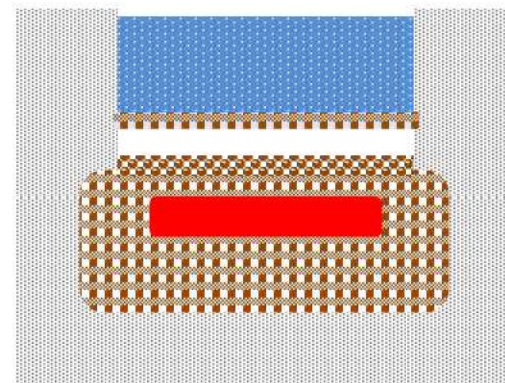
約 1.5 時間の時点で貫通部破損, 約 2.8 時間の時点でクリープ破損が生じており, クリープ破損以前は貫通部破損口径を, クリープ破損後はクリープ破損口径をプロットしている。



注水前：
 溶融物とコンクリートの中にクラストの形成が始まる。
 クラストにはコンクリート分解ガスが通過することで空隙が出来ている。

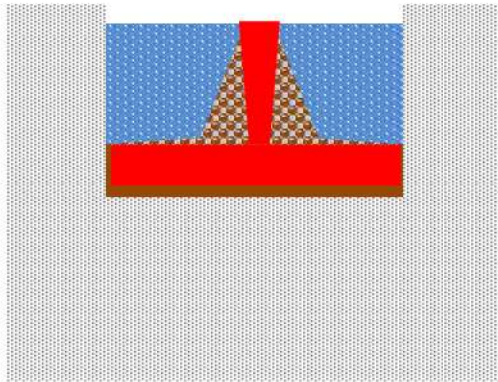


注水後短期：
 溶融物上面から水への激しい伝熱が起き、上面に厚いクラストが形成される。この期間の熱流束は最大約 3MW/m^2 となり、その後急速に低下し約 1MW/m^2 となる。



注水後長期：
 溶融物上面のクラストが側壁に固着し、溶融物との間に空間が生じる。水への熱流束は約 0.2MW/m^2 まで徐々に低下していく。
 クラストにはコンクリート分解ガスが通過することで空隙が出来、水やガスがある程度透過する。

図 3.3-1 MCCI 実験での挙動

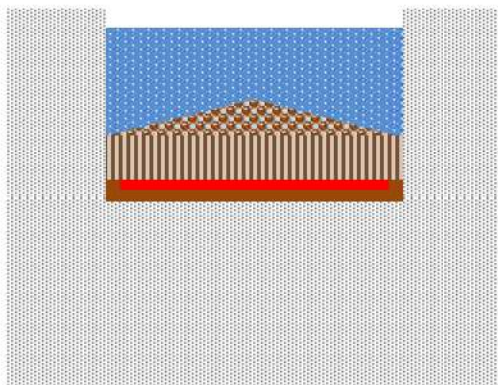


溶融炉心落下時：

溶融炉心は完全には粒子化せず，床上を溶融炉心が拡がり，床面との間にケーキが形成される。ジェットの一部は粒子化して溶融炉心上に降下する。クラストが形成されるまでは比較的高い熱流束が維持される。

< 3層状態 >

- ・粒子ベッド
- ・溶融炉心
- ・ケーキ

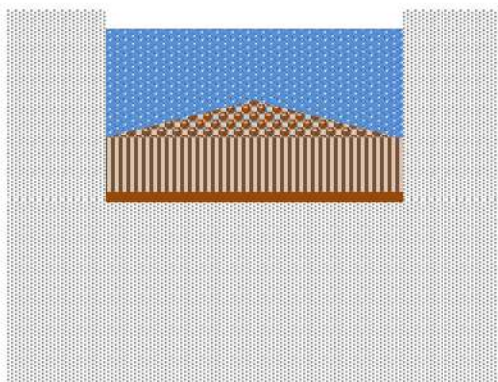


落下後短期：

溶融炉心上面からクラストが形成されるが，自重あるいは熱応力によって破碎していく。このため溶融炉心は急激に冷却されていく。

< 4層状態 >

- ・粒子ベッド
- ・破碎クラスト
- ・溶融炉心
- ・ケーキ



長期冷却時：

溶融物は破碎クラストとなって固化し，上下に粒子ベッドとケーキが存在する。破碎クラストは浸水性があることから，長期的にも冷却を維持できる。

< 3層状態 >

- ・粒子ベッド
- ・破碎クラスト
- ・ケーキ

図 3.3-2 実機で想定される挙動

4 評価モデルと不確かさに関する整理

本章では、MCCI 評価に使用している解析モデルと想定される不確かさについて整理する。

4.1 MCCI 評価モデル

以下に、MCC 伝熱モデルの概要を示す。

① 溶融プールモデル

- ・原子炉下部キャビティ床上に落下した溶融炉心（連続体及び粒子状）の質量とエネルギーは溶融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定
- ・溶融プールは平板を仮定
- ・上部、下部及び側部クラストを考慮し、下方及び側方への侵食を考慮
- ・内部の溶融プールの温度は1点で模擬
- ・クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して2次式で近似
- ・侵食したコンクリートと炉心溶融物との混合割合から液化及び固化温度を評価
- ・炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）の発生を評価
- ・溶融炉心内部の発生ガスによる溶融プールの伝熱挙動への影響は模擬しない

② 溶融プール伝熱モデル

- ・上部クラストから上部水プールへは Kutateladze の熱伝達相関式を考慮
- ・水がない場合は上部クラストから対流及び輻射熱伝達を考慮
- ・内部の溶融物から上部、下部及び側部クラストへは対流熱伝達を考慮

③ コンクリート侵食モデル

- ・コンクリートへは熱伝導で伝熱し、コンクリートの分解エネルギーを考慮
- ・コンクリート内部の温度分布を考慮

なお、溶融炉心から床方向及び側面方向のコンクリートへの熱流束を以下に示す。

$$\begin{aligned} \text{床面方向の熱流束} \quad q_d &= h_d(T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cd} \\ h_d &= h_{d0}(1 - f_s)^n \\ \text{壁面方向の熱流束} \quad q_s &= h_s(T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cs} \\ h_s &= h_{s0}(1 - f_s)^n \end{aligned}$$

ここで、

q_d, q_s : 床面方向及び壁面方向の熱流束 [W/m²]

h_d, h_s : 溶融プールからクラストへの対流熱伝達係数 [W/m²/K]

h_{d0}, h_{s0} : 溶融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達係数 [W/m²/K]

f_s : 固化割合 [-] n : 固化効果項の指数 [-]

T_f : 溶融プールの温度 [K]

$T_{F,m}$: デブリ融点 [K]

q_v : 体積発熱率 [W/m³]

X_{cd}, X_{cs} : 床面及び壁面のクラスト厚さ [m]

である。

対流熱伝達係数 h_{d0} 及び h_{s0} は、BETA 実験のベンチマーク解析を元に、それぞれ [] と [] が、固化効果項の指数 n は、 [] が推奨されている。

また、クラストの厚さについては、クラストのエネルギーバランス（溶融プールからの伝熱、水プール・コンクリートへの伝熱）により変化率が計算されている。側面方向及び床方向の溶融プールからの対流熱伝達係数が異なるため、下部クラストと側面クラストの厚さも異なる。

4.2 不確かさの整理

炉心溶融後、原子炉容器内の冷却水がドライアウトすることにより、原子炉容器下部プレナムに堆積している溶融炉心を冷却できない状態が継続すると、原子炉容器壁は溶融炉心からの伝熱によって温度が上昇し、計装用案内管の溶接部が破損する。その後、破損口より下部に残存している溶融炉心からの伝熱によって、原子炉容器底部がクリープ破損に至る。破損口から溶融炉心が流出する過程では、破損口が溶融拡大することによりデブリジェット径が拡大する。また、デブリジェットは落下過程でエントレインされ部分的に粒子化する。

MCCI は、原子炉下部キャビティ底に堆積した溶融炉心が周囲のコンクリートや原子炉下部キャビティ水と伝熱する過程でコンクリートが加熱され侵食を引き起こす現象である。国内 PWR プラントでは、コンクリート侵食を防止するために、炉心損傷検知後速やかに原子炉下部キャビティに水を張り、高温の溶融炉心を水中に落下させることによって細粒化及び固化を促進させる方策を採っている。図 4-1 に溶融炉心伝熱の想定される現象と解析上の取扱いとの比較概念図を示す。

コンクリート侵食に至る過程は、

- ① 溶融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程
- ② 溶融炉心の冷却過程
- ③ コンクリートの侵食過程

のように段階的に進展する。

以下、各過程での物理現象及び解析モデルに関し、不確かさの観点で整理する。また、表 4-1 に MCCI の不確かさに関する整理結果を、図 4-2 に以下について整理した流れ図を示す。

(1) 溶融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程

原子炉容器が破損し、溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下し、原子炉下部キャビティ底に堆積するが、堆積のプロセスとしては、

- ・ エントレインされない溶融炉心が原子炉下部キャビティ底に堆積（溶融プール）
- ・ エントレインされたデブリ粒子が冷却されたのち溶融プール上に堆積

がある。これらの過程に関して不確かさを整理する。

エントレイン量（溶融炉心の細粒化量）

エントレインされたデブリ粒子は、水中に拡散しており、かつ、水との接触面積が大きいことから、塊状の溶融炉心に比べ、冷却が促進された状態であり、MCCI 現象においてコンクリートの侵食を促進する観点からは、エントレイン量が少ない方が、厳しいと言えるが、溶融プール上に堆積した状態では、溶融プール上面の伝熱を低下させる要因となる。

一方、原子炉下部キャビティ水量に関しては、水深が浅い方が、溶融炉心の細粒化量が小さくなる傾向がある。MAAP コードの解析モデルでは、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によって、ブローダウン水、スプレイ水等の原子炉下部キャビティへの流入量を計算し、原子炉下部キャビティの幾何形状に基づき、水位（水深）を計算している。即ち、原子炉格納容器形状とスプレイ開始のタイミング（事故シーケンス）で決まる。原子炉格納容器形状に関してはプラント設計データにより設定されることから不確かさは小さい。一方で、溶融炉心の落下時にも原子炉下部キャビティへの注水が継続した状態であることから、原子炉下部キャビティへの注水や溶融炉心の落下のタイミングによっては、原子炉下部キャビティ水深が変化し得ることから、事故シーケンスに基づく不確かさは存在すると考えられる。原子炉下部キャビティ水深が浅い場合には、細粒化量が少なくなる傾向になり、原子炉下部キャビティ床に堆積する溶融炉心のうち、十分に冷却されないまま液滴が凝集するかあるいは連続層として堆積する割合が増大する。水深が深い場合には、細粒化及び固化する量が多くなり、粒子ベッドとして堆積する割合が増大する。定性的には、前者の状態では、溶融炉心は冷却されにくくなるといえる。また、溶融炉心が段階的に原子炉下部キャビティに落下する場合、溶融炉心が落下するたびに、一部が細粒化し、残りが連続層として原子炉下部キャビティ床に堆積し、原子炉下部キャビティ内の水が蒸発して原子炉下部キャビティ水深が浅くなることを繰り返す。溶融炉心が段階的に

原子炉下部キャビティに落下することによる原子炉下部キャビティ水深の減少は、溶融炉心冷却の観点で厳しくなる。このように、原子炉下部キャビティ水深については不確かさが存在するため、代替格納容器スプレイの作動タイミングの感度を確認することによって、水深の不確かさの影響を把握する。

また、エントレイン量について、MAAP コードでは、Ricou-Spalding の式に基づき細粒化量を計算している。Ricou-Spalding モデルは、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。Ricou-Spalding のエントレインメント則は、

$$m_{ent} = E_0 \cdot u_{jet} \cdot \sqrt{\frac{\rho_w}{\rho_{jet}}}$$

で表され、 m_{ent} はエントレインメント速度、 E_0 はエントレインメント係数、 u_{jet} はジェット速度、 ρ_w は静止側の流体密度、 ρ_{jet} は噴出側の流体密度である。上記エントレインメント則に示すように融体がエントレインする速度は、エントレインメント係数と落下速度に比例する。

エントレインメント係数 E_0 について、MAAP コードでは FCI の大規模実験に対するベンチマーク解析によって、その範囲を設定しており、有効性評価の解析ではその中間的な値（最確値）を設定している。ここで、エントレインメント係数の最小値は最確値よりも約 1/3 割小さく設定されているため、不確かさとしては約 1/3 割を見込む。

一方、溶融炉心落下速度は、原子炉容器内外圧力差と溶融炉心の水頭から計算される。大破断 LOCA シーケンスでは、原子炉容器内外圧力差は小さくなく、不確かさも小さいと考えられるが、溶融炉心水頭については、原子炉容器の破損位置により不確かさがある。原子炉容器の破損位置は、原子炉容器下部プレナムのノード代表点で表されるため、溶融炉心上面から破損口までの高さとして 0.8m~1.2m、即ち約 3 割の不確かさ幅がある。溶融炉心落下速度は溶融炉心水頭の平方根に比例することから、落下速度の不確かさ幅は約 2 割となる。

次に、デブリジェット径は、Ricou-Spalding のエントレインメント則で使用されるパラメータではないものの、後述のとおり実機スケールではデブリジェット全体が細粒化するわけではなく、ジェット径の増加はエントレインメント割合の減少と等価であることから、エントレイン量の不確かさの一部として取り扱う。デブリジェット径は原子炉容器の破損口径と等価として扱われており、溶融炉心が破損口を通過する際に原子炉容器壁が侵食されて破損口が拡大するとデブリジェット径も大きくなる。デブリジェット径と細粒化量との関係を図 4-3 に示す。デブリジェットが円柱状態で水中に落下すると、水面下でデブリジェットの細粒化が進み、デブリジェットの先端が

逆円錐の形状となる。デブリジェット径が相対的に小さく、デブリジェットの先端が床に達しない状況では、すべての溶融炉心が細粒化される（図 4-3 (a)）。一方、実機においては原子炉容器の破損口が侵食によって拡大するため、デブリジェット径が相対的に大きく、すべての溶融炉心が細粒化されるわけではなく、デブリジェットの先端が床に達する（図 4-3 (b)）。実機では、最終的な破損口径は、初期径及び侵食の拡大幅によって決まり、侵食の拡大幅は破損口を通過する溶融炉心の量に依存する。

まず、初期径の不確かさとして、「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3部 MAAP コード） 添付2 溶融炉心と冷却水の相互作用について」の「5 感度解析と評価」において約 3 倍の不確かさを想定した場合、侵食後の原子炉容器貫通部の破損口径は、ベースケースと比較して約 1%拡大している。また、侵食の拡大幅の不確かさとして、「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3部 MAAP コード）」の「4.3.5 リロケーション」の結果から、リロケーションが早く進むことを想定した場合、原子炉容器貫通部の破損口径は、ベースケースと比較して約 3 割増加している。

以上より、エントレインメント係数、破損口径及び落下速度の不確かさはエントレインメント量の不確かさとしてまとめて考えることができ、不確かさの大きいエントレインメント係数を代表して感度を確認する。また、エントレインメント係数、落下速度、破損口径の不確かさを重畳させると、不確かさ幅は約 5 割となり、これについては「5 感度解析と評価（2）Ricou-Spalding のエントレインメント係数」にて考察する。

一方、堆積した状態のデブリ粒子に関しては、物理現象としては溶融プールとデブリ粒子が成層化した状態となるが、MAAP コードの解析モデルでは、原子炉下部キャビティ底の溶融炉心は均一に混合する仮定であり、溶融プールとデブリ粒子が成層化した状態としては取り扱っておらず、クラストと溶融プールから構成される平板状の発熱体として模擬しており、そのモデルの不確かさについては「溶融炉心の冷却過程」で取り扱う。溶融プールとデブリ粒子が成層化した状態では、溶融プールから原子炉下部キャビティ水への伝熱の点で影響があり、不確かさが存在する（感度解析に関しては、後述の「溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱」にて整理する）。

溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面への拡がり

溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面への拡がりについては、水がないドライ状態では、溶融させたステンレス鋼により溶融炉心を模擬した実験より均一に拡がるという知見が得られている。国内 PWR プラントでは、炉心損傷検知後に、原子炉下部キャビティへの水張りを行うことから、溶融炉心は冷却され表面にクラストを形成しつつ拡がることとなる。クラストは、溶融炉心の相変化時（固化時）の収縮によりクラックが生じ、溶融炉心の自重によってクラストは崩壊して、拡がっていくが、ドライの

状態に比べて、拡がりが増加されることも報告されており、今後、知見の拡充が必要である。

MAAP コードの解析モデルでは、原子炉下部キャビティ底に落下した熔融炉心は均一に混合された状態を仮定し、原子炉下部キャビティ床面への拡がりについては、拡がり面積を入力条件として与えている。重大事故の緩和策の有効性評価では、原子炉下部キャビティ床全面に均一に拡がることを前提として評価している。これは、米国の新設炉に対する電力要求では炉心出力から原子炉下部キャビティ床面積を求める要求があり、そこでは熔融炉心が床全面に均一に拡がることを前提にした考え方が採用されており、本有効性評価においても同様の考え方に則っている。しかしながら、上述のとおり、ウェットな状態での熔融炉心の原子炉下部キャビティ床面への拡がり面積については、DEFOR 実験において堆積形状が山状になるという結果が得られているものの拡がりの観点で詳細に研究がなされているものではなく、知見の拡充が必要であり、現象として不確かさがある。よって、原子炉下部キャビティ床面への拡がりについての感度を確認する。

(2) 熔融炉心の冷却過程

原子炉下部キャビティ底に堆積した熔融炉心は、高温かつ崩壊熱による発熱状態であるが、周囲のコンクリート及び原子炉下部キャビティ水との伝熱により冷却される。前述のとおり、熔融炉心は一部が細粒化し、残りは連続層として原子炉下部キャビティ床に堆積するが、MAAP コードでは、原子炉下部キャビティに堆積した熔融炉心は、クラストと熔融プールから構成される平板状の発熱体として模擬される。

熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱

熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱は、熔融プールの表面に形成されるクラストに、原子炉下部キャビティ水によって亀裂が入り、その中に原子炉下部キャビティ水が浸入することによって行われる。

MAAP コードの解析モデルでは、クラストから水への伝熱は沸騰熱伝達として扱っており、その熱流束は Kutateladze の式を用いて計算される。Kutateladze の式は、水平面から飽和水へのプール沸騰（自然対流条件下の沸騰）における限界熱流束に関する整理式で、熔融炉心により加熱されることにより発生する水蒸気の上昇速度とプール水の落下速度の釣り合う伝熱量を限界熱流束とする式である。Kutateladze の式は、

$$\frac{q}{L\rho_V} = C_K \left[\frac{\sigma g (\rho_L - \rho_V)}{\rho_V^2} \right]^{1/4}$$

で表される。 q は熱流束、 L は蒸発の潜熱、 σ は表面張力、 g は重力加速度、 ρ_L 及び ρ_V は液体及び蒸気の密度である。ここで、 C_K は係数であり、Kutateladze は 0.16 を、Zuber は 0.12~0.16 の範囲、あるいは、 $\pi/24$ (=0.131) を与えている。係数 C_K については、

経験的に決定する必要があることから、有効性評価の解析では、米国サンディア国立研究所 (SNL) で実施された溶融物とコンクリートの相互作用及び溶融物冷却に関する実験である SWISS 実験において報告されている溶融体から水プールへの熱流束が 0.8 MW/m^2 であることに基づき $C_k = 0.1$ としている。また、実機条件においては、強度評価によってクラストは破損すると評価されており、上面水プールと溶融炉心が直接接触することによって、高い熱流束が維持されるといえる。

Kutateladze の式を原子炉下部キャビティ床に堆積した溶融炉心に対する限界熱流束の式として用いる場合、本来平板に適用する相関式を山状に堆積するクラストや粒子ベッドに適用することになるため、MAAP コードモデルには不確かさが存在する。クラストと水の界面は、諸外国での実験で示されているように、クラストに亀裂を生じており、そこに水が浸水することが考えられ、解析モデル上はその影響を考慮していないことから、不確かさを有すると言えるが、その場合、クラストと水の接触面が大きくなり、溶融炉心の冷却は促進されることから、クラストの亀裂に関しては、不確かさの観点では問題とならない。また、クラストの表面形状に凹凸が生じる可能性については、伝熱面積が大きくなるから、不確かさの観点では問題とならない。また、上面クラストの温度低下については、溶融炉心が冷却される方向であり、これについても不確かさの観点では問題とならない。一方、前述のとおり、溶融プール上にデブリ粒子が堆積することにより、クラストと水の接触が阻害され、溶融炉心の冷却が悪くなることも考えられる。解析モデルでは、このプロセスは模擬されず、熱伝達が悪化することから、不確かさが存在する。これらの不確かさとは、溶融炉心の冷却の悪化（熱伝達係数の低下）であるから、熱伝達係数の感度を確認する。

また、細粒化時の熱伝達については、デブリ粒子の顕熱及び潜熱から水プールへの伝熱が計算され、その伝熱量は膜沸騰及び輻射熱伝達によって計算される。デブリ粒子からの熱量は水蒸気生成と水の温度上昇に変換される。デブリ粒子から水への熱伝達については、細粒化割合と相関があることから、この不確かさについては「エントレインメント係数」の中で整理する。

溶融炉心とコンクリートの伝熱

原子炉下部キャビティ底に堆積した溶融炉心は、下側のコンクリート床と側面のコンクリート壁と伝熱する。溶融炉心からコンクリートへの伝熱は、溶融プールからクラストへの伝熱とコンクリートへの伝熱に分けられる。

溶融プールとクラストとの間は、対流熱伝達によって伝熱される。対流熱伝達は、溶融プールのバルク温度と融点温度の差及び溶融プールと炉心クラストとの間の熱伝達係数から計算される。また、クラスト内の温度分布は、溶融炉心とクラストの境界からコンクリート表面への熱流束を用いて、準定常の1次元熱伝導方程式を解くことで計算される。溶融炉心からコンクリート床及び側壁に対する熱流束は、溶融炉心プ

ールから下部及び側部クラストへの伝熱と、クラスト内での発熱によるものである。

熔融プールとクラストとの間の熱伝達については、熔融プール内の状態（固化燃料の割合）に関する不確かさや対流の不確かさが存在する。熔融プールとクラストとの間の熱伝達が大きい場合には、クラストが熔融し、コンクリートへの伝熱量が増大するため、コンクリート侵食がしやすくなる傾向となる。ただし、有効性評価の状態、即ち、原子炉下部キャビティへ注水した状態においては、熔融炉心からの除熱は、熔融炉心と温度差が大きい、冷却水側（上面）が支配的になることから、不確かさは存在するものの、影響としては小さいものとする。

クラストとコンクリートの間の熱伝達については、ACE 実験及び SURC 実験に対するベンチマーク解析の結果から実験データと同等の侵食深さが MAAP コードにより模擬できていることから、熔融炉心からコンクリートへの伝熱は、適切に模擬できていると判断する。しかしながら、熔融炉心とコンクリートの接触に関しては MAAP コードでは、理想的な平板で密着した状態で取り扱っていることから、接触面積に不確かさが存在する。接触面積が小さいとコンクリートへの伝熱量が小さくなることが考えられ、解析モデル上はその影響を考慮していないことから、不確かさを有すると言えるが、その場合、クラストとコンクリートの接触面が小さくなり、コンクリート侵食が抑制されることから、接触面積に関しては、不確かさの観点で問題とならない。

(3) コンクリートの侵食過程

前項で述べたとおり、熔融炉心の冷却過程において、熔融炉心からクラストへの伝熱があり、クラスト内部の1次元の熱伝導方程式を解き、コンクリート表面温度を計算している。コンクリートへの熱流束が十分大きく、コンクリート温度が融解温度を上回る場合に侵食が発生する。コンクリートが融解すると、ガス（水蒸気及び二酸化炭素）が発生し、熔融プールに侵入して金属との化学反応が発生し、反応熱が発生するとともに、生成された非凝縮性ガスが原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器内を加圧する要因となる。また、コンクリートのスラグも熔融プールに侵入し、ウラン及びジルコニウム等との混合物となる。スラグが混入することにより、熔融炉心の融点が低下する傾向となる。

コンクリートの組成

コンクリートには主に玄武岩系のコンクリートと石灰岩系のコンクリートがある。コンクリート組成が異なると、コンクリート侵食挙動にも違いが生じる。玄武岩系のコンクリートの特徴はSiの含有量が多い。一方、石灰岩系のコンクリートの特徴はCa、CO₂が比較的多く含まれていることである。しかしながら、コンクリート組成については、物性値が把握できており、不確かさに対する感度解析は不要である。

表 4-1 MCCI の不確かさに関する整理結果 (1/2)

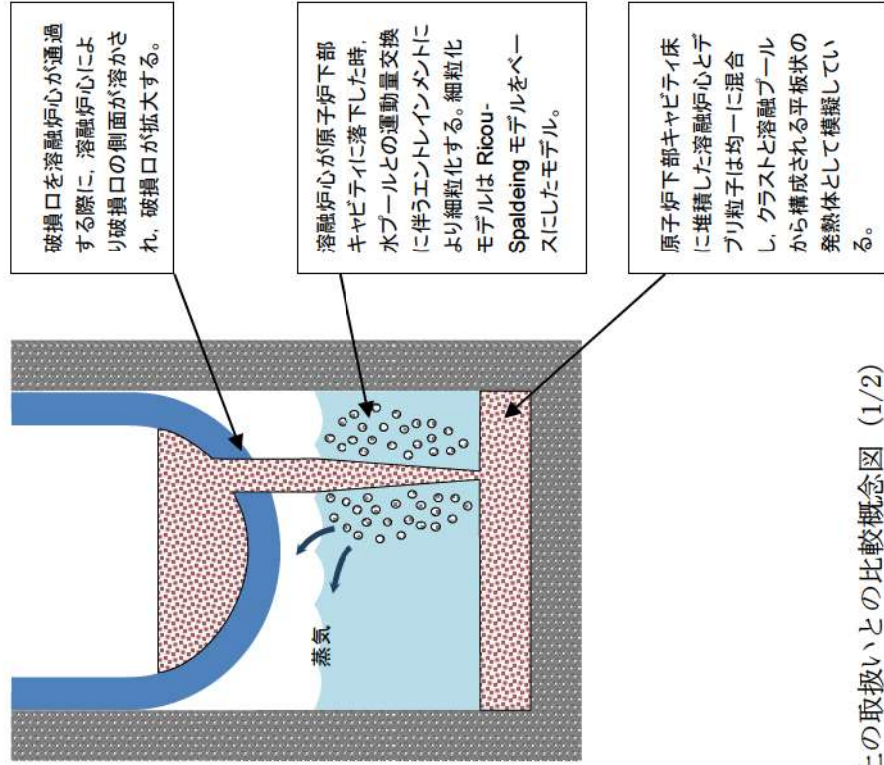
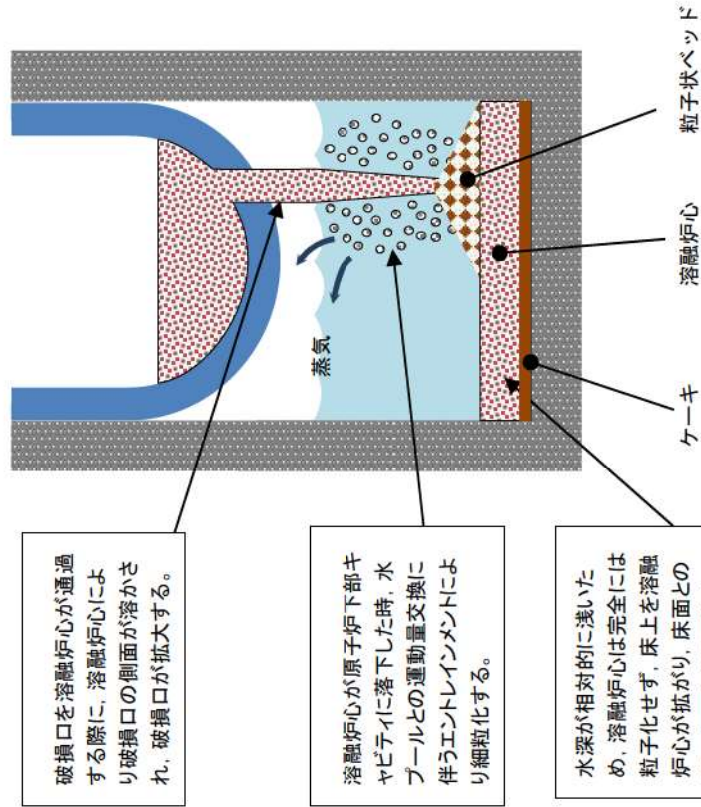
影響因子	実機での実現象	解析上の取扱い	感度解析条件
原子炉下部キャビティへの注入量	ブローダウン水、スプレイ水等が原子炉下部キャビティに回り込み、原子炉下部キャビティ水深が決まる。	ノード-ジャンクションモデルに従い、原子炉下部キャビティに流れ込む水量が評価される。	原子炉下部キャビティ水深 (5. (1) にて感度解析実施)
エントレインメント係数	デブリジェット径が大きいため、水中に落下する溶融炉心の内、エントレインメント部分はジェットの表面近傍に限られると想定される。	逆円錐型のデブリジェットに対して、Ricou-Spalding 相関式によって評価される。	エントレインメント係数 (5. (2) にて感度解析実施)
デブリジェット径	破損口を侵食しながらデブリジェットが流出すると想定される。	ジェット径は初期破損口径から破損口の侵食を考慮して評価される。	エントレインメント係数 (5. (2) にて感度解析実施)
溶融炉心落下速度	破損口径、原子炉容器内外圧力差、重力から決まると想定される。	落下速度は、破損口径、原子炉容器内外圧力差、重力から評価される。	エントレインメント係数 (5. (2) にて感度解析実施)
堆積したデブリ粒子	連続層として原子炉下部キャビティ床面に堆積した溶融炉心の上に粒子状ベッドが堆積すると想定される。あるいは、連続層の溶融炉心の中に巻き込まれると想定される。	連続層の溶融炉心と区別なく、平板状の発熱体として評価される。	水-溶融炉心間の熱伝達係数 (5. (4) にて感度解析実施)
溶融炉心の拡がり及び堆積形状	溶融炉心が過熱度を持ち断続的に原子炉下部キャビティ床に落下すること等から、原子炉下部キャビティ床面積相当に拡がると想定される。	床面積全面に一樣に拡がるとして、原子炉下部キャビティ床面積設計値を入力する。	溶融炉心の拡がり面積 (5. (3) にて感度解析実施)

表 4-1 MCCI 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	解析上の取扱い	感度解析条件
水と熔融炉心の伝熱	実機スケールでは、熔融炉心の上面に形成されるクラストには亀裂が生じ、熔融プールと水が直接接触することで冷却が促進すると想定される。	平板状の発熱体に対して、Kutateladze の相関式によって評価される。	水-熔融炉心間の熱伝達係数 (5. (4) にて感度解析実施)
上面クラストの亀裂、表面形状及び温度低下	実機スケールでは、熔融炉心の上面に形成されるクラストには亀裂が生じ、クラスト温度が低下すると想定される。クラスト表面で凹凸も生じると想定される。	平板状の発熱体に対して、Kutateladze の相関式によって評価される。	MCCI を促進する取扱いのため、感度解析不要
熔融プールと下面及び側面クラスト間の伝熱	熔融プール内の対流によって下面及び側面クラストへ伝熱すると想定される。	対流熱伝達相関式によって評価される。	原子炉下部キャビティ注水あり条件では MCCI への影響が小さいため、感度解析不要
下面クラストとコンクリートの接触面積	下面クラスト内の熱伝導によってコンクリートへ伝熱すると想定される。	境界温度と熱伝導方程式によって評価される。	MCCI を促進する取扱いのため、感度解析不要
コンクリート組成	コンクリートが分解温度に達すると吸熱量に応じて侵食を開始し、その過程で組成に応じて非凝縮性ガスが放出されると想定される。	コンクリートが分解温度に達すると吸熱量に応じて侵食を開始し、その過程で組成に応じて非凝縮性ガスが放出されるものとして評価される。	物性値が把握できており、感度解析不要

実機で想定される現象

計算モデルの扱い



破損口を溶融炉心が通過する際に、溶融炉心により破損口の側面が溶かされ、破損口が拡大する。

溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下した時、水プールとの運動量交換に伴うエントレインメントにより細粒化する。

水深が相対的に浅いため、溶融炉心は完全に粒子化せず、床上を溶融炉心が拡がり、床面との間にケークが形成される。ジェットの一部は粒子化して溶融炉心上に降下する。

破損口を溶融炉心が通過する際に、溶融炉心により破損口の側面が溶かされ、破損口が拡大する。

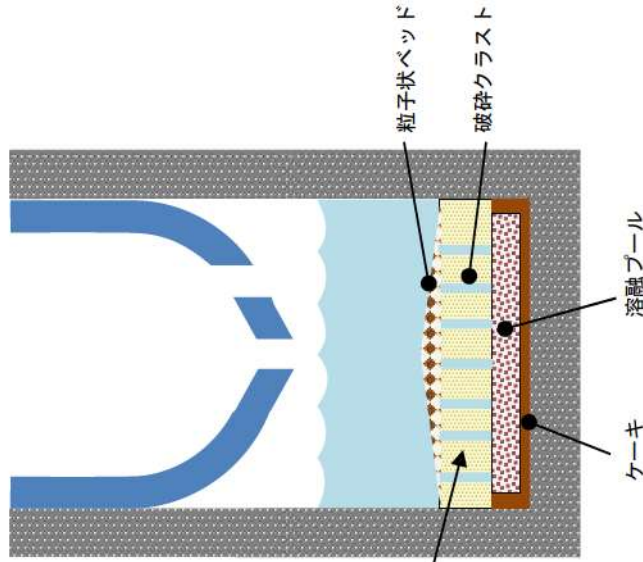
溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下した時、水プールとの運動量交換に伴うエントレインメントにより細粒化する。細粒化モデルは Ricou-Spaldeing モデルをベースにしたモデル。

原子炉下部キャビティ床に堆積した溶融炉心とデブリ粒子は均一に混合し、クラストと溶融プールから構成される平板状の発熱体として模擬している。

図 4-1 溶融炉心伝熱の想定される現象と解析上の取り扱いとの比較概念図 (1/2)

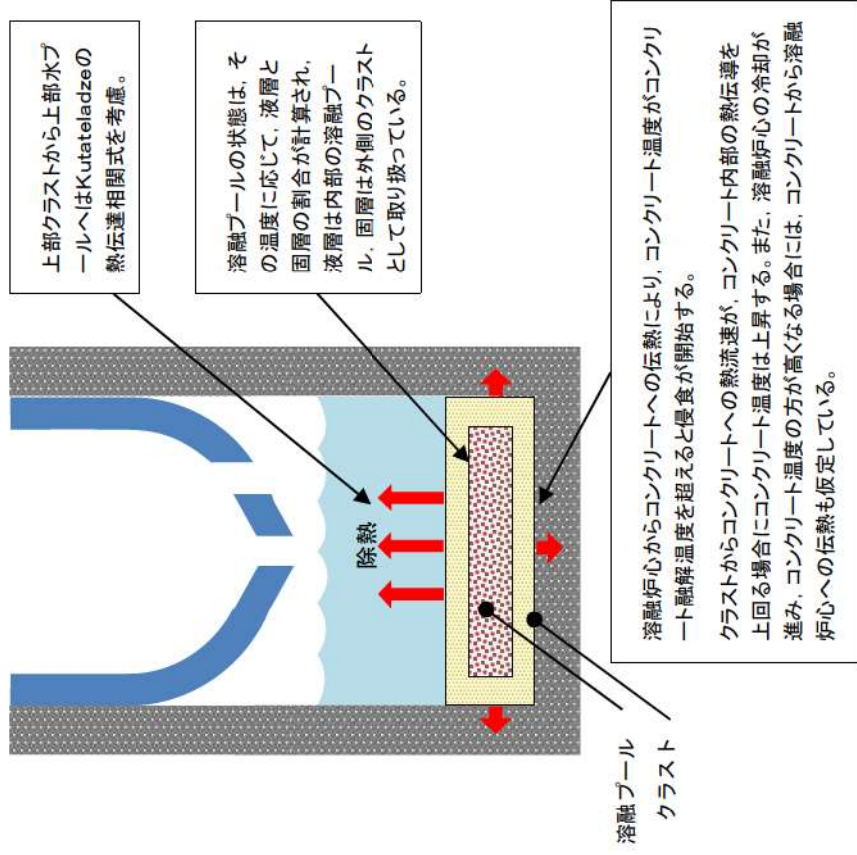
原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動

実機で想定される現象



溶融炉心上面からクラストが形成されるが、自重あるいは熱応力によって破碎していく。このため溶融炉心は急激に冷却されていく。
その後、溶融物は破碎クラストとなって固化し、下に粒子ベッドとケーキが存在する。

計算モデルの扱い



上部クラストから上部水プールへはKutateladzeの熱伝達相関式を考慮。

溶融プールの状態は、その温度に応じて、液層と固層の割合が計算され、液層は内部の溶融プール、固層は外側のクラストとして取り扱っている。

溶融炉心からコンクリートへの伝熱により、コンクリート温度がコンクリート融解温度を超えると侵食が開始する。
クラストからコンクリートへの熱流速が、コンクリート内部の熱伝導を上回る場合にコンクリート温度は上昇する。また、溶融炉心の冷却が進み、コンクリート温度の方が高くなる場合には、コンクリートから溶融炉心への伝熱も仮定している。

図 4-1 溶融炉心伝熱の想定される現象と解析上の取扱いとの比較概念図 (2/2)

溶融炉心と冷却水及びコンクリートとの相互作用

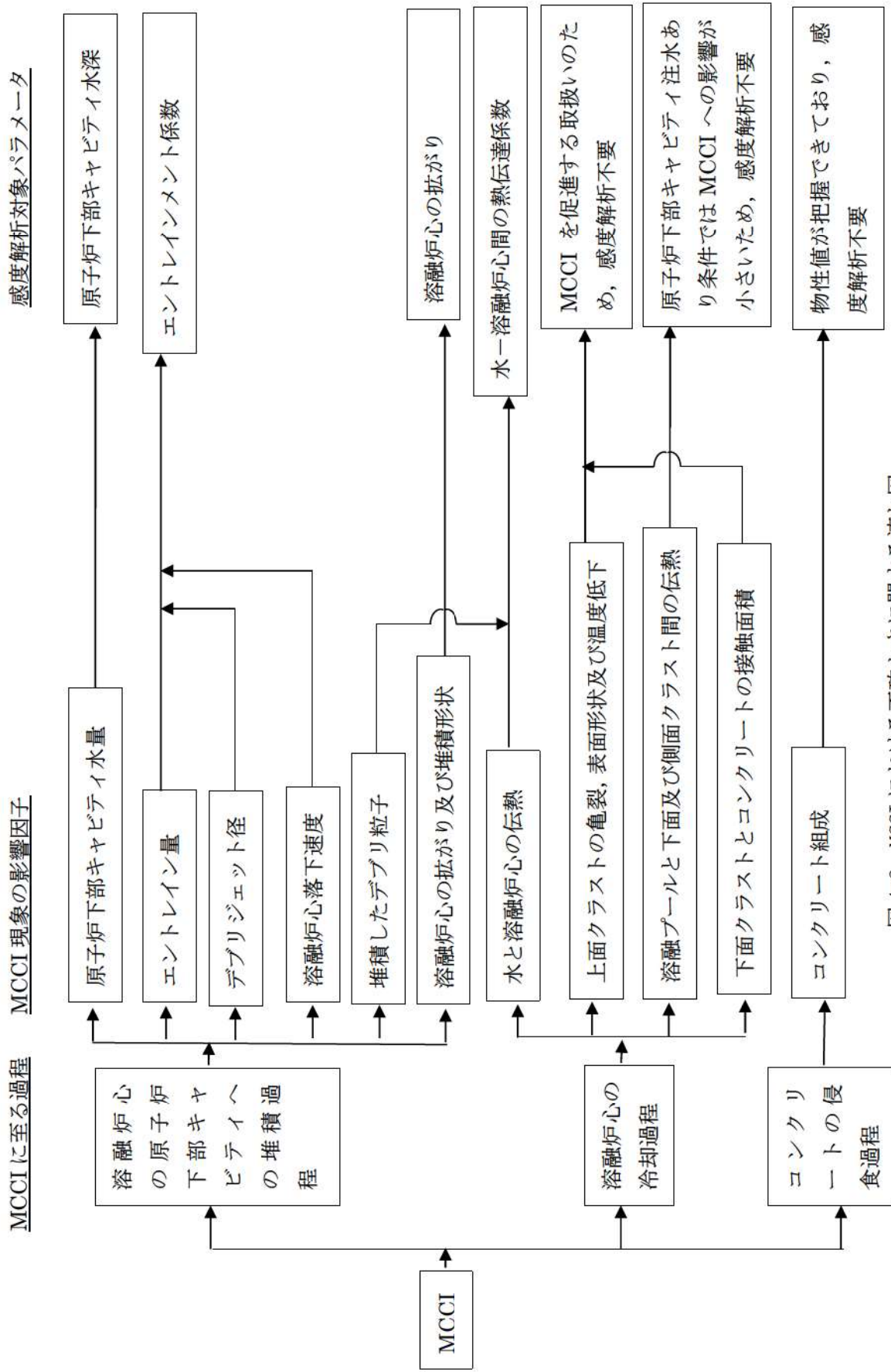
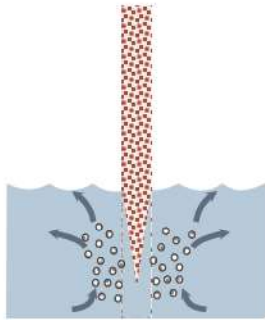
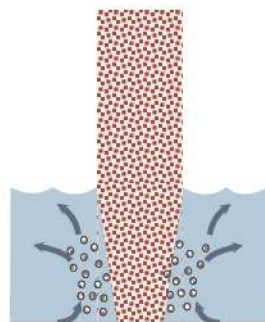


図 4-2 MCCI における不確かさに関する流れ図



(a) デブリジェット径が小さい場合



(b) デブリジェット径が大きい場合

水中に落下したデブリジェットは細粒化し、逆円錐状となる。ジェット径が大きい場合、細粒化されずに床に到達する割合が増大する。一方、ジェット径が小さい場合、ジェットは床に到達するまでに全量が細粒化する。

図 4-3 デブリジェット径と細粒化量の関係

5 感度解析と評価

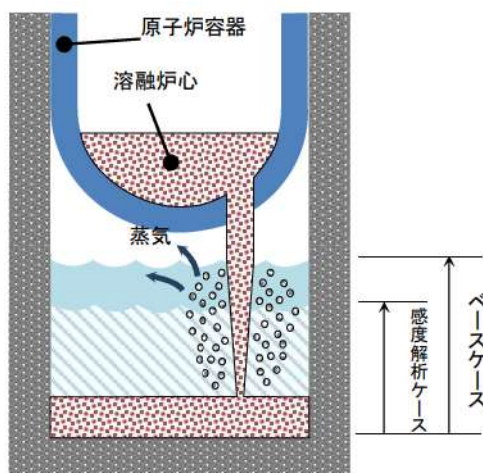
前章において抽出したパラメータに関して感度解析によりその影響程度を把握した。感度解析のベースケースは、3ループプラントの「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注入失敗」である。

(1) 原子炉下部キャビティ水深

解析条件

ベースケースでは、炉心損傷検知後 30 分で代替格納容器スプレイを実施することとしている。感度解析ケースでは、代替格納容器スプレイ作動のタイミングがベースケースよりも 30 分遅くなることを想定する。この場合、原子炉下部キャビティへの注水も遅れ、原子炉下部キャビティ内での溶融炉心冷却に影響を与える可能性がある。

項目	代替格納容器スプレイ作動	設定根拠
ベースケース	炉心溶融後 30 分	運転員等操作余裕時間として設定
感度解析ケース	ベースケース+30 分	ベースケースより更に 30 分遅くなることを想定



解析結果

図 5-1-1～5-1-9 に、原子炉下部キャビティ水深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炉心溶融後 30 分以降に現れる。代替格納容器スプレイ作動のタイミングがベースケースに比べて 30 分遅くなったことにより、原子炉容器破損時点の原子炉下部キャビティ水深がベースケースに比べて約半分に減少する。しかしながら、原子炉容器が破損し、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下して以降は、ベースケースと感度解析ケースで大きな違いはなく、コンクリート侵食深さはベースケースが約 3mm、感度解析ケースが約 4mm となっ

た。

デブリジェット径は原子炉容器破損口径に相当し、原子炉容器破損後に溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下するのに対応して、原子炉容器下部ヘッドが侵食して破損口径が拡大していく。事故発生後約 2.8 時間には原子炉容器の 2 回目の破損が生じ、その破損口から溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下し、破損口径が拡大していく。この現象については、ベースケースと感度解析ケースで大きな違いはない。破損口径は、溶融炉心による侵食により 40~60cm まで早期に拡大する。また、原子炉下部キャビティ水位は、原子炉容器破損以降、0.5~2m の範囲にある。この水位及びジェット径を DEFOR 実験の知見 (図 3.1-34) に適用する。原子炉下部キャビティ水位が図の範囲外であるものの、外挿すると、実機ではデブリジェットはほぼケーキ状に堆積することが分かる。

評価

原子炉下部キャビティ水深のコンクリート侵食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と言える。

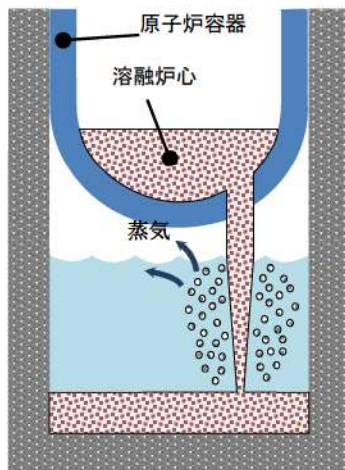
(2) Ricou-Spalding のエントレインメント係数

解析条件

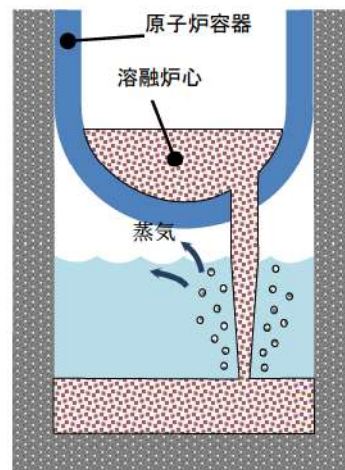
エントレインメント係数はベースケースでは [] を設定しているが、感度解析ケースでは、原子炉下部キャビティ底に直接落下する塊状の溶融炉心を多くして、コンクリートが加熱されやすくなるよう、MAAP コードの当該変数の推奨範囲 ([] ~ []) のうち最も小さい値、即ち、細粒化割合が小さく評価される値である [] を設定する。なお、推奨範囲とは、FCI の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された範囲のことである。FCI の大規模実験の条件として、水プール水深は 0.87~2.05m、水プールのサブクール度は飽和~124K、雰囲気圧力条件は 2~5.8MPa (高压条件)、0.2~0.5MPa (低压条件) を考慮している。一方、溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下する時点の特徴的な条件では、原子炉下部キャビティの水位は 1~2m、原子炉下部キャビティ内の冷却水のサブクール度は数十℃、雰囲気圧力は 0.2~0.3MPa (abs) であり、実験条件は有効性解析の特徴的な条件を包絡する。したがって、実験で検討された範囲に対して感度を確認すれば十分といえる。なお、デブリジェット径については、実験条件と実機条件に差があり、実機条件の方が、径が大きい。このため、実機条件では細粒化される溶融炉心は一部であり、残りの大部分は連続層のまま原子炉下部キャビティ床に堆積すると考えられる。実験ではジェット径に対して水深が深いため、ジェットの先端が床に到達せず、ほとんどすべての溶融炉心が細粒化されており、この条件に対してエントレインメント係数の幅が評価されている。したがって、実機条件のように、ジェット径に対する水深が浅い場合には、エン

トレインメント係数はより小さく評価されると考えられるが、デブリジェット径が大きいこととエントレインメント係数が小さいことは等価といえるため、デブリジェット径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する。また、熔融炉心の過熱度が大きい場合には、冷却されずに原子炉下部キャビティ床に堆積し、凝集状態になるが、このような状況についてもエントレインメント係数が小さい場合に相当し、熔融炉心の過熱度の不確かさもエントレインメント係数の不確かさとして評価することができる。

項目	エントレインメント係数	設定根拠
ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	□	当該変数推奨範囲の最小値



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小さく設定し、原子炉下部キャビティ底に直接落下する塊状の熔融炉心を多くする。

解析結果

図 5-2-1～5-2-10 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容器破損以降に現れる。熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点（1.5 時間）での原子炉格納容器圧力の上昇は、感度解析ケースの方がわずかに小さいことから、熔融炉心の細粒化量が少なく、塊状のまま原子炉下部キャビティに落下する熔融炉心の量が増加していることが分かる。熔融炉心のエントレインメント割合を比較すると、ベースケースでは約 0.2 であるのに対して、感度解析ケースでは、約 0.1 となっている。したがって、熔融炉心のうち、大半は連続層として原子炉下部キャビティ床に堆積し、落下中

に細粒化する溶融炉心は一部であると言える。また、図 5-2-10 に表示しているエントレインメント割合は溶融炉心の落下中の値であり、床面に堆積する粒子状ベッドの割合は、DEFOR 試験の結果から、更に小さくなると考えられる。なお、MAAP コードでは、細粒化された溶融炉心は連続層の溶融炉心と混合された状態で原子炉下部キャビティ床に堆積し、溶融炉心とクラストからなる平板上の発熱体として模擬している。

溶融炉心と水の熱流束を比較すると、約 1.5 時間以降は、ベースケースと感度解析ケースとでピーク値は同等であるが、感度解析ケースでは、高い熱流束の継続時間がわずかに長く、溶融炉心の冷却に要している結果となっている。次のピークについては、ベースケースと感度解析ケースとで大きく異なり、感度解析ケースにおいて高いピークが表れているが、これは、エントレインメント係数を小さくすることで、細粒化されずに塊状のまま原子炉下部キャビティ床に到達した溶融炉心が多くなっていることによる。以下、同様の傾向となっている。なお、水と溶融炉心間の熱流束が約 1.3MW/m^2 の時間帯と約 0.5MW/m^2 の時間帯に分かれているのは、時間帯によって原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の保有熱が異なるためである。熱流束が大きい（約 1.3MW/m^2 ）時間帯は、溶融炉心が多量に落下した後であり、その時間帯では、溶融炉心の保有熱は大きく、限界熱流束相当の熱流束が発生する。その後、溶融炉心が冷却、固化したクラストの状態になると、温度が周辺の水プールと同程度まで低下するため、除熱量は崩壊熱に制限され、熱流束は約 0.5MW/m^2 まで小さくなる。MAAP コードの解析モデルでは、クラストから水への伝熱は沸騰熱伝達として扱っており、熱流束は Kutateladze の式を用いて計算され、その係数として 0.1 を使用している。溶融炉心と水との間の熱伝達の不確かさ、あるいは熱伝達相関式の不確かさが存在し、熱伝達が悪化する場合には、大きい保有熱を持つ溶融炉心は冷却されにくくなり、コンクリート温度が高く維持されることが予想される。熱伝達の不確かさについては、「(4) 水-溶融炉心間の熱伝達係数」において考察する。

一方、溶融炉心とコンクリートの熱流束についても、水との熱伝達の場合と同様であり、溶融炉心の冷却に時間を要することから、コンクリートへの熱流束がわずかに大きい、長時間継続することはないため、コンクリートの侵食深さへの影響はわずかであり、継続的なコンクリート侵食が発生する状況ではない。コンクリート侵食深さはベースケースが約 3mm、感度解析ケースが約 4mm となった。なお、溶融炉心とコンクリートとの間の熱伝達については、基本的には溶融炉心側からコンクリート側に熱が流れるが、熱が逆向きに流れることもある。これは、コンクリート表面温度は溶融炉心が落下した後に急激に上昇し、その後、溶融炉心が上面の水に冷却されるためコンクリート表面温度も低下するが、その際一時的にコンクリート表面温度と溶融炉心の温度が逆転する場合があり、そのときに溶融炉心とコンクリートとの熱流束が負の値となるためである。MAAP コードの解析モデルでは、溶融プールとクラストの界面は対流熱伝達を仮定する。クラスト内部は 2 次関数の温度勾配を持つと仮定し、ク

ラストとコンクリートの界面がコンクリート表面温度となる。コンクリート内では、深さ方向に1次元の熱伝導方程式により温度分布を持つ仮定としている。溶融炉心とコンクリートの間の熱伝達には不確かさが存在するが、接触面積が小さくなる場合には、コンクリートへの伝熱量が小さくなり、コンクリート侵食は抑制される方向となるため、不確かさの観点では問題とならない。

また、ジェット径及び落下速度の不確かさについては、「4. 不確かさに関する整理」に記載したとおり、エントレインメント係数の不確かさと重畳させると約5割の不確かさがあり結果を厳しくする方向である。これについて、約□割の不確かさ幅で感度を確認した結果、溶融炉心のエントレインメント割合については感度が出ているものの、他のパラメータについては、水-溶融炉心間の限界熱流束の継続時間が若干長くなっている以外は、感度はほとんど現れない。これは、本事故シーケンスでは、溶融炉心に対するエントレイン割合が比較的小さいことにより、粒子状の溶融炉心からの除熱量が小さくなるためである。したがって、水-溶融炉心間の限界熱流束の感度としてはわずかであることから考察すると、約5割の不確かさを考慮した場合にも、その不確かさが有効性評価に与える影響は小さいと言える。

評価

エントレインメント割合のコンクリート侵食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と言える。

(3) 溶融炉心の拡がり面積

解析条件

溶融炉心の拡がり面積には不確かさがあり、拡がり面積が小さい場合にコンクリートへの熱流束が大きくなる。溶融炉心の落下過程において、冷却が進むと、拡がり面積が小さくなり、冷却されないと拡がり面積が大きくなる傾向となる（添付3-1）。

したがって、拡がりの形態として、以下の2ケースを考える。

ただし、水中での溶融物の拡がりの挙動については、これまで実験による知見も少なく、複雑であることから、以下の2ケースについては、実現象の不確かさを網羅するという観点で条件を設定した。したがって、本ケースの条件設定は、極端な条件として設定したものであり、現実的に起こりうるものではないと考える。

- ・ 落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース
- ・ 落下時に細粒化などにより冷却が進むケース

まず、落下時に冷却されずに高温のまま床に到達するケースでは、評価上、最初の原子炉容器破損による溶融炉心の落下により、原子炉下部キャビティ床面に約47 m²

の広さで拡がり、原子炉下部キャビティ床面積とほぼ同等となる。その後、断続的に溶融炉心が落下するため、溶融炉心は床全面を超えて拡がると考えられるが、実際は原子炉下部キャビティ壁により拡がりには制限されるため、溶融炉心の拡がり面積としては原子炉下部キャビティ床一面を設定する。これは、ベースケースの設定と同等である。溶融炉心が床全面に拡がる場合、溶融炉心は原子炉下部キャビティ側面と接触する。溶融炉心は外周部にクラストを形成し、内部に溶融プールが存在する形態として扱う。溶融プールから側面クラスト内面へは対流熱伝達により伝熱し、側面クラストへは厚さ方向に2次関数の温度勾配を持つものとし、側面クラスト外面にてコンクリートへ熱伝導により伝熱する。コンクリート内部でも側面深さ方向に1次元の熱伝導方程式による温度分布を持つ。そして、コンクリート表面温度がコンクリートの融点を超えると侵食が開始する。

一方、落下時に細粒化などにより冷却が進むケースでは、溶融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がらずに、局所的に堆積する結果が得られている。このケースでは、落下過程において溶融炉心が冷却されやすくなるよう設定しており、固化による流動抵抗の増加によって、拡がりが小さくなっている。

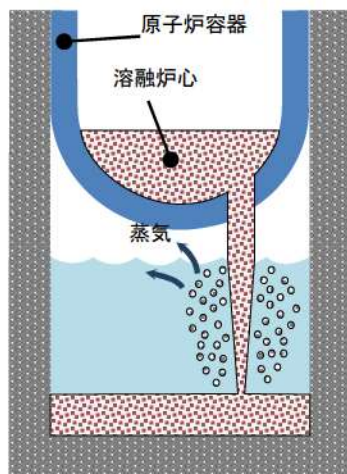
本ケースは以下の点から極端な条件で局所的に溶融炉心が堆積するよう想定しており、実機条件よりも厳しい条件を与えるものである。

デブリジェットが原子炉下部キャビティ床に到達するまでの落下過程において、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水との接触により、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱が発生する。本ケースにおいては、溶融炉心の過熱度分がすべて伝熱されると仮定し、溶融炉心の融点まで冷却するよう条件を与えているが、実際は、溶融ジェット径が約0.5mと大きいため、落下過程で冷却されずに過熱度を保ったまま原子炉下部キャビティ床に到達する溶融ジェットの割合が大きいと考えられる。

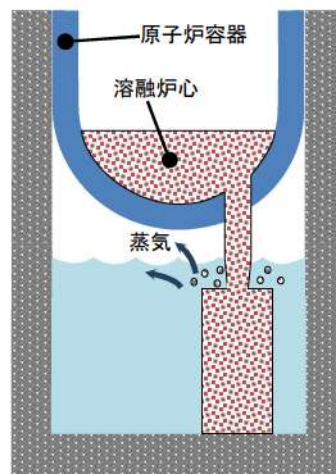
落下時に細粒化などにより冷却が進むケースにおいては、落下時に冷却されずに高温のまま床に到達するケースと同様、溶融炉心の質量を約50t (MAAPコードにおける1回目の原子炉容器破損による溶融炉心落下量相当)で、拡がり面積を算出しており、原子炉下部キャビティ床上に落下した溶融炉心は、この拡がり面積で堆積するよう仮定している。しかし、実際は原子炉容器破損以降、溶融炉心は断続的に原子炉下部キャビティへ落下することから、拡がりに寄与する溶融炉心量は更に大きくなり、拡がり面積は大きくなると考えられる。なお、本ケースでは溶融炉心の堆積高さが原子炉下部キャビティ水面より高くなった場合は、原子炉下部キャビティ水面より高い部分については、原子炉下部キャビティ水による冷却がないことから溶融状態のままであり、固化しないと考えられることから、溶融炉心の堆積の高さとしては原子炉下部キャビティ水深までとし、それ以降の堆積は横に拡がる設定とし、具体的には、溶融炉心の拡がり面積の初期値として、原子炉下部キャビティ床面積の約1/10を与えた。

MAAP コードでは、水-熔融炉心間の伝熱は熔融炉心の上面のみ計算する。しかし、熔融炉心が局所的に堆積する場合には、その側面も水と接触するため、側面からの除熱にも期待できる。そこで、上面に加えて側面からの除熱効果を考慮するため、熔融炉心形状として円柱を想定し、側面を伝熱面積に加える。計算上の取扱いとしては、局所的に堆積した床面積を水への伝熱計算に使われる上面の面積とし、熔融炉心の落下量に応じて側面分の伝熱面積が増える分を上面の伝熱量の増分として考慮する。即ち、上面に側面を加算した面積に相当する比率を、上面から水への伝熱量の比率として設定する。

項目	熔融炉心の拡がり面積	設定根拠
ベースケース	原子炉下部キャビティ床面積の 1/1	原子炉下部キャビティ区画床全面とする
感度解析ケース	原子炉下部キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む



ベースケース



感度解析ケース

解析結果

図 5-3-1～5-3-9 に、熔融炉心の拡がり面積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容器破損以降に現れる。熔融炉心と水の熱流束については、感度解析ケースの方が、 $1\text{MW}/\text{m}^2$ を超える[※]高い値が継続する結果となっている。これは、熔融炉心の拡がり面積を制限したことで、熔融炉心と水の接触面積が小さくなり、その結果熔融炉心の単位時間当たりの除熱量が小さくなったことで、熔融炉心の冷却に時間を要しているためである。

また、感度解析ケースの方が、熔融炉心の冷却が遅くなっていることから、熔融炉心とコンクリートの熱流束については、高い値が継続しているため、コンクリート侵食が進み、コンクリート侵食深さはベースケースが約 3mm であるのに対して、感度解析ケースでは約 18cm となった。

評価

熔融炉心の拡がり面積が制限された場合の解析を実施し、コンクリート侵食に対する感度を確認した。熔融炉心の拡がり面積が制限された場合、コンクリート侵食が約 18cm となった。ただし、本感度解析は、極端な条件で局所的に熔融炉心が堆積するように設定しており、実機条件よりも厳しい条件を与えるものである。

※水-熔融炉心間の熱流束の上限値として設定している $0.8\text{MW}/\text{m}^2$ は大気圧下での条件であり、原子炉格納容器圧力は大気圧より大きいことから、熱流束も大きくなる。

(4) 水-熔融炉心間の熱伝達係数

解析条件

水と熔融炉心の熱伝達には、Kutateladze 相関式型の限界熱流束モデルを使用しており、ベースケースでは、水による冷却を伴った熔融炉心とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき大気圧条件で $0.8\text{MW}/\text{m}^2$ に相当する値を使用している。

なお、熔融炉心が原子炉下部キャビティ水に落下する際は、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の間で熱伝達が行われ、それにより熔融炉心が冷却されるとともに、原子炉下部キャビティ床に堆積する際に熔融炉心表面にクラストが形成されると考えられている。したがって、熔融炉心落下直後は熱流束が比較的高い状態が持続され、この間に熔融炉心の保有する熱は原子炉下部キャビティ水によって除熱される。その後、熔融炉心表面にクラストが形成された状態になると、熱流束は低下してくる。

また、CCI 実験においても、熔融物への注水直後は高い熱流束が確認され、その後クラストが冷却されて熱流束も低下する結果が得られているとともに、クラストが自重及び原子炉下部キャビティ水の水頭などによる破損により、原子炉下部キャビティ水と直接接触することで再び高い熱流束が得られている。さらに、実機スケールの現象ではクラストにひび割れが生じることが文献²¹で示されており、高温の熔融炉心と上面水プールが再度直接接触して、高い熱流束が生じる現象が継続的に発生すると判断できる。

²¹ M. T. Farmer et al., “Status of the Melt Coolability and Concrete Interaction (MCCI) Program at Argonne National Laboratory”, Proc. of ICAPP’ 05, Korea, (2005)

本パラメータについては、実験で観測された最大の熱流束を考慮したケース、実験で観測されたクラスト形成時の熱流束を考慮したケース、バルク冷却時、クラスト全体固化時、コンクリート混入時の各フェーズを考慮したケース、実験で観測された安定クラスト形成後に更に温度が低下した時点を検討した実機条件としては仮想的なケースの4ケースの感度解析を実施する。

感度解析ケース1では、CCI実験において観測されている初期のバルク冷却期間中の熱流束である $3\text{MW}/\text{m}^2$ を適用する。なお、常に高い熱流束が維持されるのではなく、熔融炉心の温度が低下した場合には、熱流束は崩壊熱を除去できる熱流束に制限される。

感度解析ケース2では、上記の原子炉下部キャビティへの落下直後の高い熱流束や、クラストの破損による内部の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水との直接接触を考慮せず、CCI-2及びCCI-3実験において初期のピークを除外した熱流束である $0.5\text{MW}/\text{m}^2$ を選定する。

ここで、以下の理由によりCCI-1実験については、感度解析の条件設定の際の検討対象から除外することとした。

CCI実験では、コンクリート侵食開始後に注水しており、クラストと熔融物の間に空洞が形成されている。これは、実験のような小スケールでは壁と壁の間でクラストが強固につながり、クラストブリッジが形成され、その下でコンクリート侵食により熔融物の液位が低下するためである。一方、実機スケールではクラストの自重及び水の水頭によりクラストが破損し、本実験のような空洞は生じないと考えられる。CCI-1実験はクラストの形成後、約10分の時点でクラスト破損が生じ、熱流束が約 $3\text{MW}/\text{m}^2$ まで再上昇しているが、これはクラストと熔融物の間に形成された空洞の影響が大きく現れたケースであり、クラストが破損するまでは空洞の形成により熱流束が小さく、クラストが破損した後に破損箇所から水が流入し、高温の熔融物と水が直接接触することによって熱流束が大きくなったものである。実機スケールでは、このような空洞は形成されないと考えられるため、感度解析の条件設定の際の検討対象から除外することとした。

感度解析ケース3では、次のように熱流束を設定する。

まず、熔融炉心内部が熔融状態の場合、クラストは破損、浸水を繰り返し、安定したクラストは形成されないと考えられる。したがって、部分的にも熔融炉心から水へ、高い熱流束での伝熱となると考えられる。この時の現象は、小規模実験で熔融物へ注水を開始した時点と同等と考えられ、MACE実験、CCI実験では $1\text{MW}/\text{m}^2$ 以上の値が観測されている。熔融炉心の落下直後は、高温の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の直接接触により、更に高い熱流束が得られると考えられるが、本感度解析では、内部に熔融部が存在する間の熱流束として、一律に $0.8\text{MW}/\text{m}^2$ を適用する。

次に、熔融炉心全体が固化した後の挙動においては、原子炉下部キャビティへの落

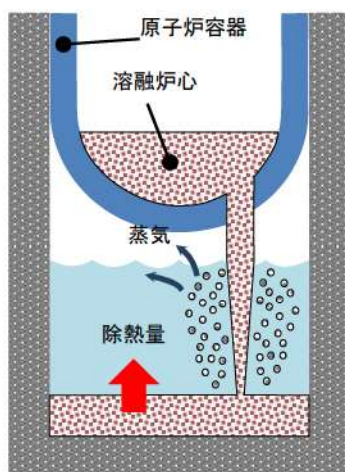
下直後の高い熱流束や、クラストの破損による内部の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水との直接接触を考慮せず、CCI-2 及び CCI-3 実験において初期のピークを除外した熱流束である $0.5\text{MW}/\text{m}^2$ を選定する。

次に、コンクリート混入がある場合のドライアウト熱流束については、SSWICS 実験において確認されており、コンクリートの混入割合が約 15% に達した場合にドライアウト熱流束は約 $0.125\text{MW}/\text{m}^2$ となっている。15% までの間は、ドライアウト熱流束はほぼ直線的に低下しており、コンクリート混入割合が約 15% 以上の場合には、ドライアウト熱流束はほぼ一定となっている。本感度解析では、コンクリート侵食量に応じて、上記の SSWICS 実験において確認された熱流束を使用する。

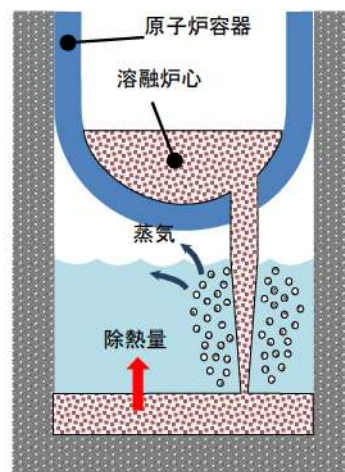
感度解析ケース 4 では、WETCOR, MACE, CCI 実験においてクラスト全体が固化して温度が低下した状態の熱流束である $0.2\text{MW}/\text{m}^2$ を適用する。これについて、熔融炉心は、熔融状態で原子炉下部キャビティ水と直接接触するため、熔融炉心落下直後は高い熱流束が得られると考えられるが、本感度解析は熔融炉心落下直後から、安定化クラスト形成後の熱流束を仮定しているという点で、仮想的なケースであると言える。

項目	Kutateladze 係数	設定根拠
ベースケース	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 (注))	水による冷却を伴った熔融炉心とコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値
感度解析ケース 1	0.375 (3MW/m ² 相当 (注))	CCI-2 実験で初期ピークを模擬した熱流束値
感度解析ケース 2	0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 (注))	CCI-2, 3 実験で初期ピーク値を除外した熱流束値
感度解析ケース 3	熔融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 (注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 (注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 (注))	熔融物存在時はベースケースと同様。全体固化時は感度解析ケース 2 と同様。コンクリート混入時は SSWICS 実験での熱流束値
感度解析ケース 4	0.025 (0.2 MW/m ² 相当 (注))	WETCOR, MACE, CCI 実験においてクラスト全体が固化して温度が低下した状態の熱流束値

(注) 大気圧条件



ベースケース



感度解析ケース

解析結果

図 5-4-1～5-4-10 に、水-熔融炉心間の熱伝達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容器破損以降に現れる。

まず感度解析ケース1について考察する。感度解析ケース1では、溶融炉心と水の熱流束について、瞬間的に $2\text{MW}/\text{m}^2$ 以上となる場合があり、ベースケースの限界熱流束（約 $1.3\text{MW}/\text{m}^2$ ）に比べて高く、限界熱流束の継続時間はベースケースよりも短くなっている。感度解析ケースでは、溶融炉心落下時の高い熱流束を考慮しているため、溶融炉心温度の低下が顕著であり、コンクリートの侵食深さは 0mm となった。

感度解析ケース2では、溶融炉心と水の熱流束について、感度解析ケースでは限界熱流束の値は約 $0.8\text{MW}/\text{m}^2$ （大気圧で $0.5\text{MW}/\text{m}^2$ 相当）とベースケースより低く、限界熱流束の持続時間はベースケースより若干長く、約20分となっている。感度解析ケースでは、溶融炉心落下直後の高い熱流束を考慮していないことから、溶融炉心温度の低下が緩やかになっており、コンクリートと溶融炉心間の熱伝達もより長時間継続したため、コンクリートの侵食深さはベースケースに比べて増加したものの有意ではなく、約 7mm となった。

感度解析ケース3では、溶融炉心と水の熱流束について、初期はベースケースと同様であるが、全体固化後は約 $0.8\text{MW}/\text{m}^2$ （大気圧で $0.5\text{MW}/\text{m}^2$ 相当）とベースケースより低く、限界熱流束の持続時間はベースケースより長くなっている。感度解析ケースでは、溶融炉心落下直後の高い熱流束を考慮していないことから、溶融炉心温度の低下が緩やかになっており、コンクリートと溶融炉心間の熱伝達もより長時間継続したため、コンクリートの侵食深さはベースケースに比べて若干増加したものの有意ではなく、約 3mm となった。

感度解析ケース4では、溶融炉心と水の熱流束について、約 $0.3\text{MW}/\text{m}^2$ で推移しており、ベースケースの限界熱流束（約 $1.3\text{MW}/\text{m}^2$ ）に比べて低い値となっている。これは、Kutateladze 係数を小さくしたことで、溶融炉心から水への熱流束が小さく評価された結果であり、感度解析ケースでは概ね一定の熱流束が継続している。溶融炉心とコンクリートの熱流束については、最初のピーク値が最も高く、この時点で最もコンクリートが熱せられており、感度解析ケースでは、 $0.1\text{MW}/\text{m}^2$ 前後の熱流束が継続している。その結果、コンクリートの侵食深さはベースケースの解析結果である約 3mm に比べて増加し、約 20cm となった。崩壊熱は時間の経過に伴い減衰し、水による除熱量は前述のとおり概ね一定の値が維持されるため、その結果、約8時間の時点でコンクリート表面温度は融点を下回りコンクリート侵食は停止する。

評価

水-溶融炉心間の熱流束に対する感度解析を実施し、コンクリート侵食に対する感度を確認した。感度解析ケース1, 2, 3においては、有意なコンクリート侵食には至らず、その不確かさが有効性評価の結果へ与える影響は小さい。一方、溶融炉心落下

直後から、安定化クラスト形成後の熱流束を仮定した条件のケース4では、コンクリート侵食が有意に進む結果となった。ただし、本ケースは、前述のとおり、溶融炉心落下直後の高い熱流束の状態を無視した仮想的なケースであり、現実的に起こり得るものではないと考える。

(5) 感度解析パラメータの組合せ

MCCI は、原子炉下部キャビティ底に堆積した溶融炉心が周囲のコンクリートや原子炉下部キャビティ水と伝熱する過程でさまざまなパターンの不確かさが考えられること、また直接的な実験例が少なく知見が不十分であることから「4. 不確かさに関する整理」にて抽出したパラメータの組合せを考慮し、感度解析を実施する。

解析条件

解析条件の設定に当たっては、「5 感度解析と評価 (3) 溶融炉心の拡がり面積」において設定した条件に則り、溶融炉心の拡がりの形態に着目し、拡がりのケースとして以下の2ケースとなるよう各パラメータを組み合わせた感度解析を実施した。

- ・ 落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース
- ・ 落下時に細粒化などにより冷却が進むケース

感度解析の組合せとして、「落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース」では、細粒化が進みにくくなるよう設定するため、エントレインメント係数を推奨範囲の最小値とし、溶融炉心の拡がり面積としては、原子炉下部キャビティ床面積を設定した。

一方、「落下時に細粒化などにより冷却が進むケース」では、細粒化が進みやすくなるよう設定するため、エントレインメント係数は推奨範囲の最大値とし、溶融炉心の拡がり面積としては、「5 感度解析と評価 (3) 溶融炉心の拡がり面積」で設定した面積とした。

なお、水深については不確かさの範囲では結果への影響が小さいため、ベースケースの値を使用する。また、水-溶融炉心間の熱流束については、両ケースとも不確かさとして重畳させることとし、現実的な不確かさの幅を確認する観点から、「5 感度解析と評価 (4) 水-溶融炉心間の熱伝達係数」の感度解析ケース3の熱流束を使用する。

以上から、パラメータの組合せとして次表の2ケースを考える。

項目	パラメータ	設定値	設定根拠
ベース ケース	代替格納容器 スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員等操作余裕時間として 設定
	エントレイン メント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値
	溶融炉心の 拡がり面積	原子炉下部キャビティ 床面積の 1/1	原子炉下部キャビティ区画床 全面とする
	Kutateladze 係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴った溶融炉 心とコンクリートの相互作用 に関する実験に基づく値
感度解析 ケース 1	代替格納容器 スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員等操作余裕時間として 設定
	エントレイン メント係数	□	当該変数推奨範囲の最小値
	溶融炉心の 拡がり面積	原子炉下部キャビティ 床面積の 1/1	原子炉下部キャビティ区画床 全面とする
	Kutateladze 係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI 実験, SSWICS 実験に基づ く熱流束を設定
感度解析 ケース 2	代替格納容器 スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員等操作余裕時間として 設定
	エントレイン メント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値
	溶融炉心の 拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷 却が進む
	Kutateladze 係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI 実験, SSWICS 実験に基づ く熱流束を設定

(注) 大気圧条件

解析結果

図 5-5-1～5-5-9 に、本感度解析の結果を示す。

感度解析ケース 1 は、熔融炉心落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケースであり、水-熔融炉心間の熱流束は、ベースケースでは、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する毎に、大気圧条件相当で 0.8MW/m^2 であるのに対して、感度解析ケース 1 では、最初の落下時に大気圧条件相当で 0.8MW/m^2 に達するものの、その後は瞬時に全体が固化するため、大気圧条件相当で 0.5MW/m^2 となる。このため、熔融炉心温度、コンクリート表面温度はベースケースよりも高温の期間が若干長く維持される。その結果、コンクリート侵食深さはわずかに増加する程度であり、ベースケースが約 3mm、感度解析ケース 1 が約 4mm となった。なお、感度解析ケース 1 では、原子炉下部キャビティでの水素生成量がベースケースに比べてわずかながら減少した。具体的には、ベースケースでは MCCI による水素発生量が約 3kg、細粒化によるジルコニウム-水反応による水素発生量が約 18kg であるのに対して、感度解析ケース 1 では、MCCI による水素発生量が約 4kg、細粒化によるジルコニウム-水反応量による水素発生量が約 11kg となった。これは、感度解析ケース 1 においてエントレインメント係数を小さくしたことから、細粒化によるジルコニウム-水反応量が少なくなったためである。

感度解析ケース 2 は、熔融炉心落下時に細粒化などにより冷却が進むケースであり、水-熔融炉心間の熱流束について、ベースケースに比べて、熔融炉心の拡がり面積を制限したことで、熔融炉心と水の接触面積が小さくなり、その結果、熔融炉心の単位時間当たりの除熱量が小さくなったことで、熱流束が高く維持される時間が長くなっている。また、熔融炉心温度、コンクリート表面温度もベースケースに比べて高温の期間が長く維持され、特にコンクリート表面は融点温度に達している期間が長く、この間にコンクリート侵食が継続する。その後、コンクリート表面温度の低下に伴い、コンクリート侵食は停止する。その結果、コンクリート侵食深さは約 19cm となったが、原子炉下部キャビティ底面からのコンクリート厚さは数メートルあり、侵食深さは十分小さいことを確認した。最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は約 6vol% (ドライ条件換算) にとどまり、水素処理装置 (原子炉格納容器内水素処理装置 (PAR) 及び格納容器水素イグナイタ (イグナイタ)) による処理が可能なレベルに収まっている結果となっている。感度解析ケース 2 においては、コンクリート侵食深さが増加したことにより水素発生量は約 53 kg となり、また、エントレインメント係数を大きくしたことにより、細粒化によるジルコニウム-水反応量が大きくなり、水素発生量は約 23 kg となった。表 5 に水素発生量の内訳を示す。表 5 に示すとおり、MCCI による水素発生は原子炉容器破損後 30 分に顕著であり、その後、コンクリート侵食の停止に伴い水素発生も停止する。その結果、水素発生量としては、MCCI により約 6% 増加しており、原子炉容器内及び原子炉容器外で反応するジルコニウム量を足すと、全

炉心内のジルコニウム量の約 37.9%が水と反応する結果となっている。これについて、MCCI により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであることを確認した。また、追加発生となる水素については、水素処理装置（PAR 及びイグナイタ）を使用することで処理が可能である。

表5 水素発生量の内訳

時刻		RV 破損前	RV 破損後 30 分	RV 破損後後期
		1.5 時間	2.0 時間	10 時間
原子炉 容器内	Zr	257.6kg (29.2%)	257.6kg (29.2%)	257.6kg (29.2%)
	ステンレス	21.4kg (2.4%)	21.6kg (2.5%)	22.9kg (2.6%)
	小 計	279.0kg (31.6%)	279.3kg (31.6%)	280.5kg (31.8%)
原子炉 容器外	Zr	0.0kg (0.0%)	11.9kg (1.3%)	23.46kg (2.7%)
	ステンレス	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)
	小 計	0.0kg (0.0%)	11.9kg (1.3%)	23.46kg (2.7%)
MCCI	Zr	0.0kg (0.0%)	47.5kg (5.4%)	53.0kg (6.0%)
	ステンレス	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)
	小 計	0.0kg (0.0%)	47.5kg (5.4%)	53.0kg (6.0%)
合 計	Zr	257.6kg (29.2%)	317.1kg (35.9%)	334.1kg (37.9%)
	ステンレス	21.4kg (2.4%)	21.6kg (2.5%)	22.9kg (2.6%)
	小 計	279.0kg (31.6%)	338.7kg (38.4%)	356.9kg (40.4%)

※ () 内は全炉心 Zr 量の 100%が反応した場合の水素発生量 (約 882.6kg) に対する割合を示す。

評価

感度解析パラメータの組合せを考慮した場合、熔融炉心落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケースでは、コンクリート侵食に対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価へ与える影響は小さい。熔融炉心落下時に細粒化などにより冷却が進むケースでは、コンクリート侵食は約 19cm となった。ただし、本感度解析は、熔融炉心の拡がり面積として、極端な条件で局所的に熔融炉心が堆積するよう設定していることから、実機条件よりも厳しい条件を与えたものである。

「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」

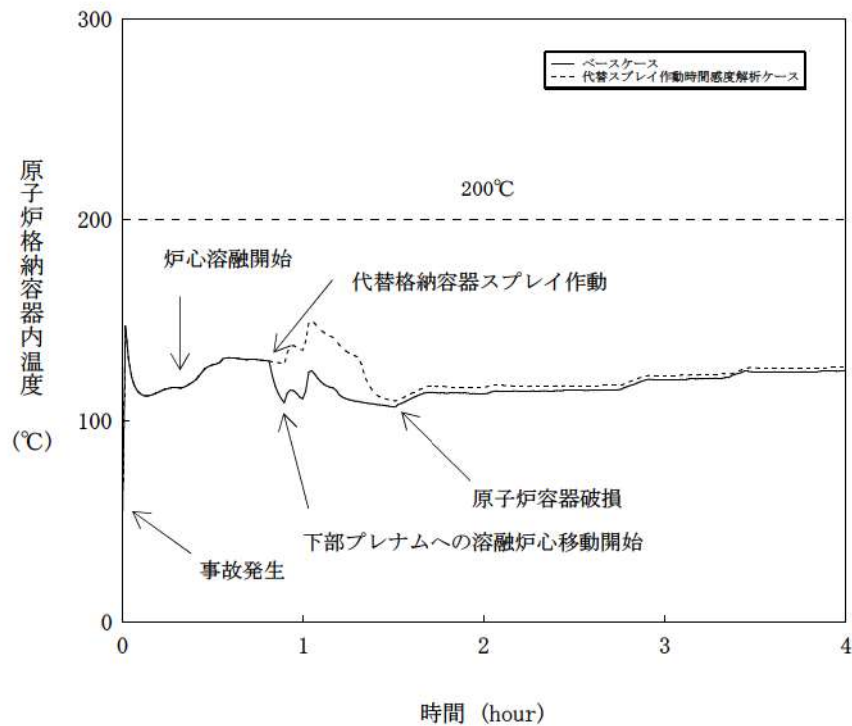


図 5-1-1 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（1）

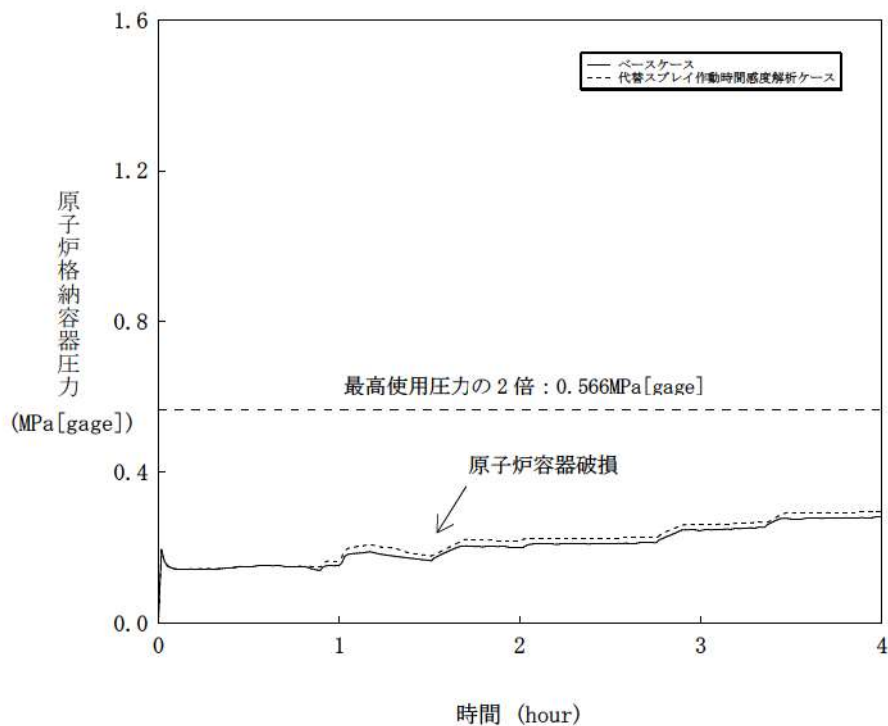


図 5-1-2 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（2）

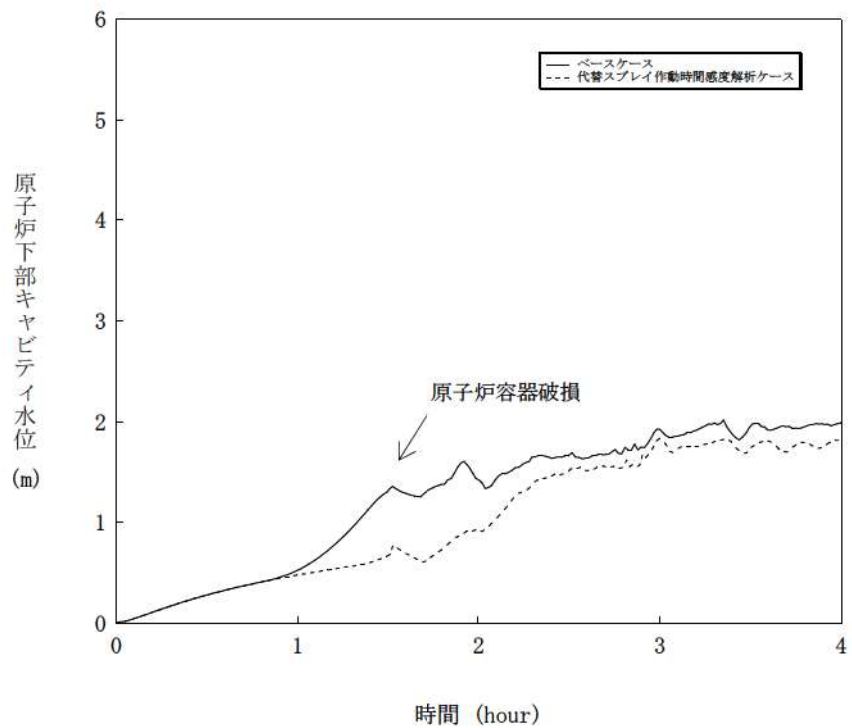


図 5-1-3 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析 (3)

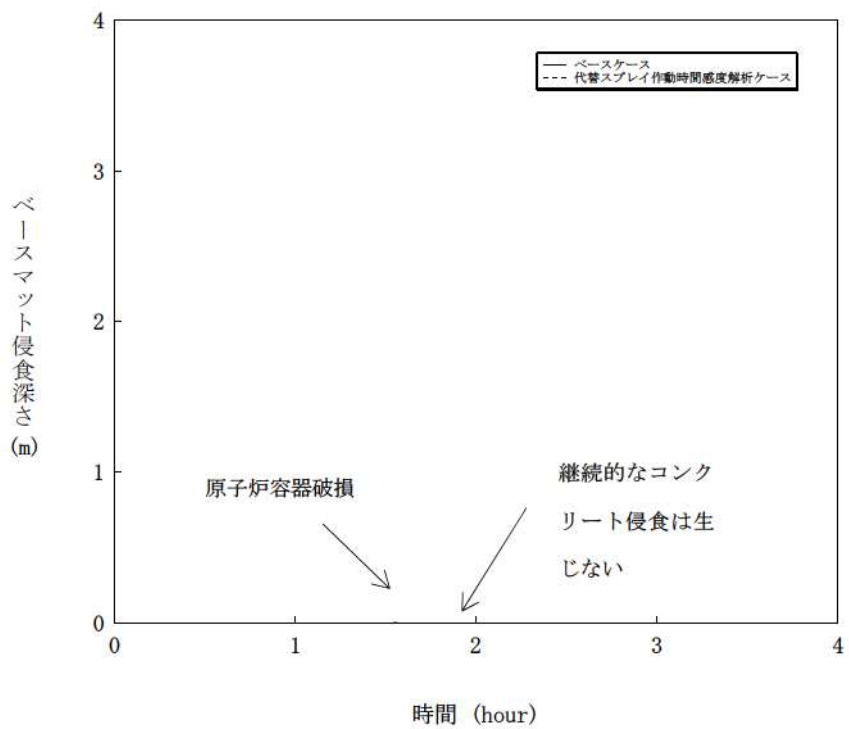


図 5-1-4 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析 (4)

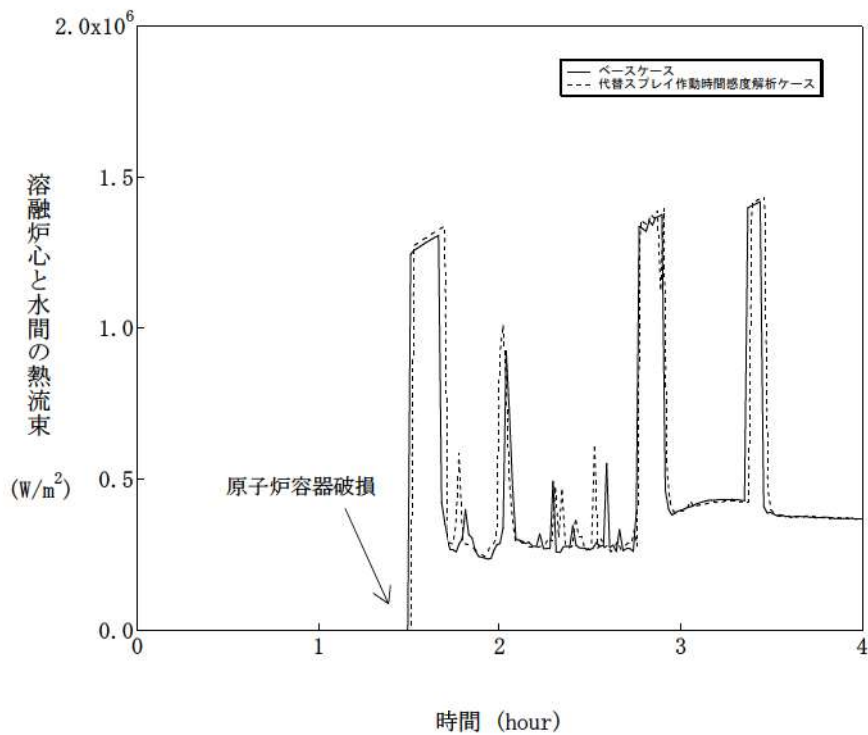


図 5-1-5 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析 (5)

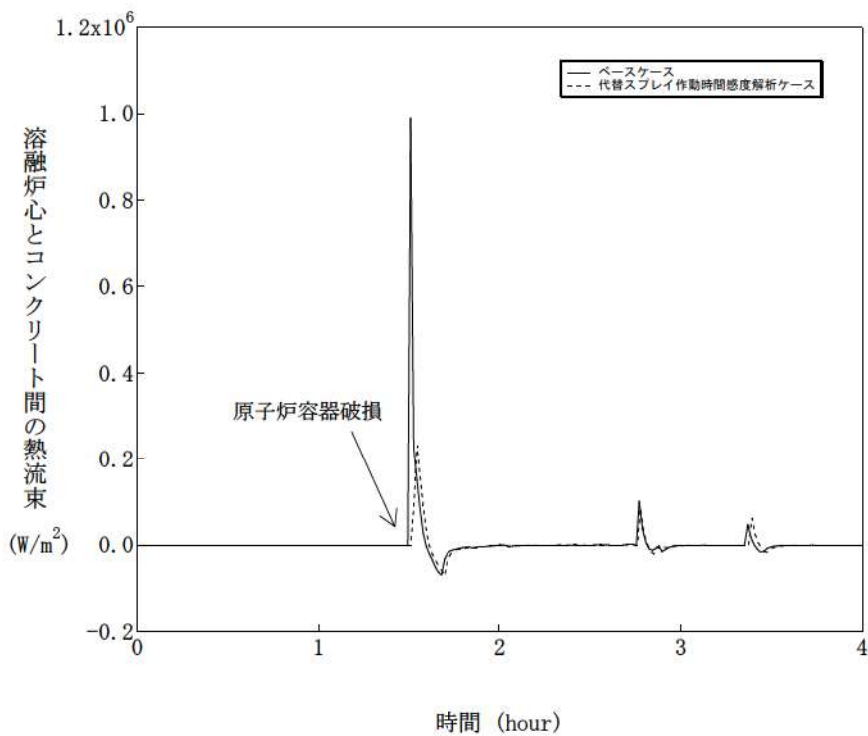


図 5-1-6 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析 (6)

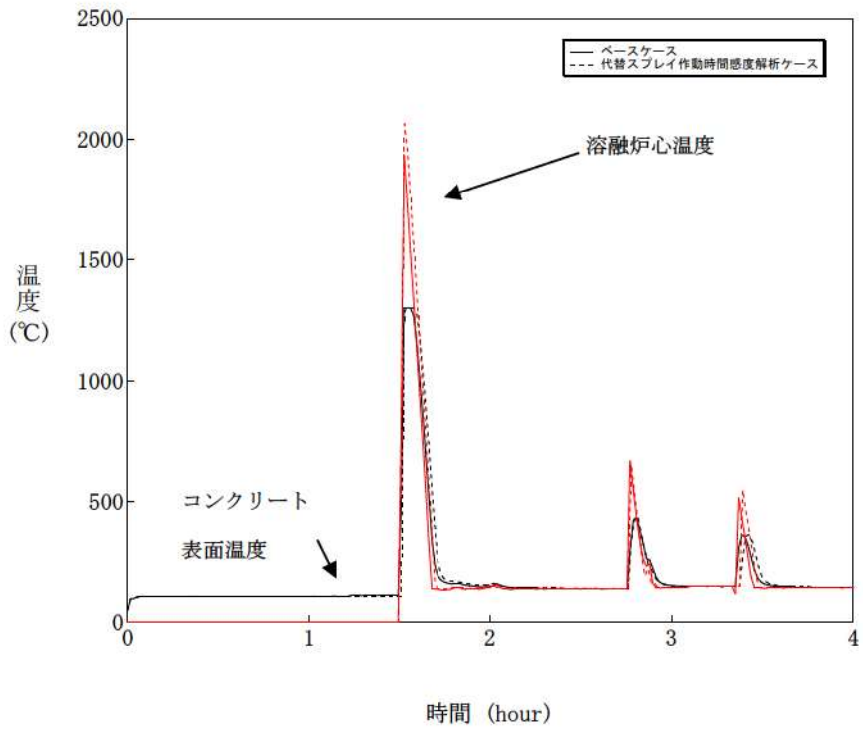


図 5-1-7 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析 (7)

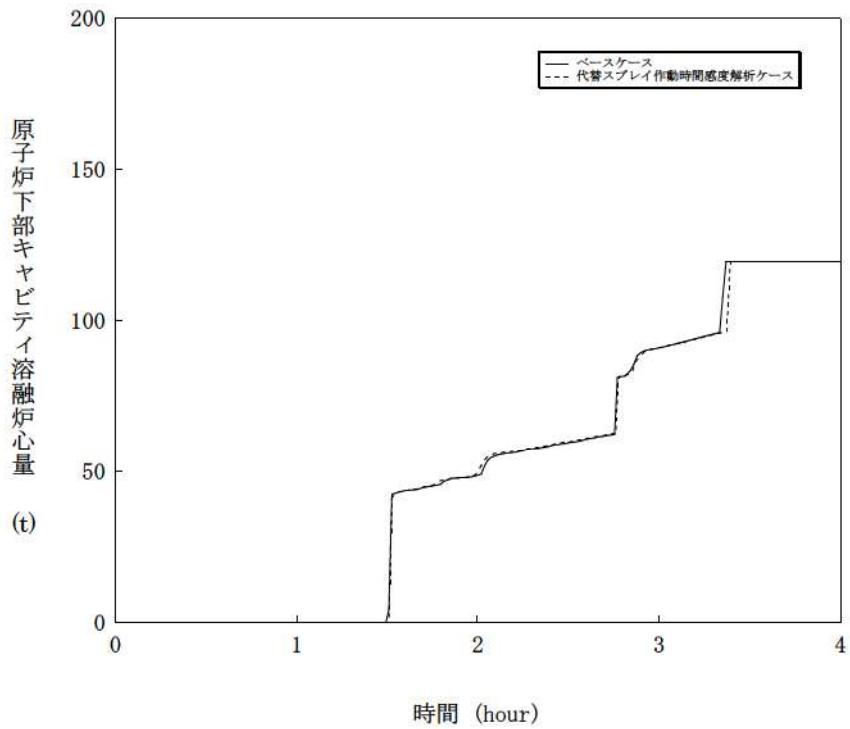


図 5-1-8 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析 (8)

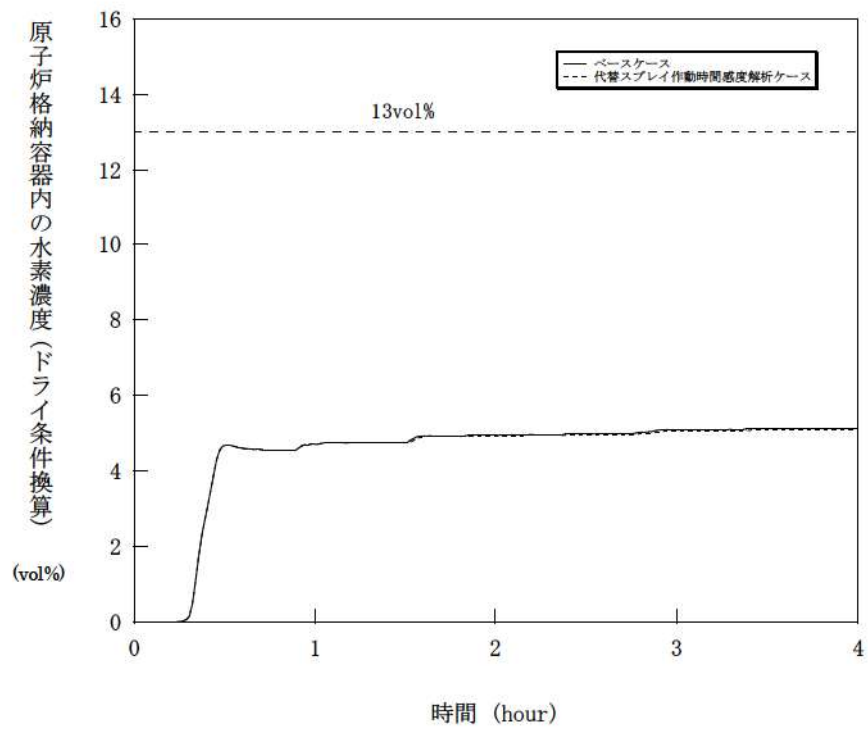


図 5-1-9 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析 (9)

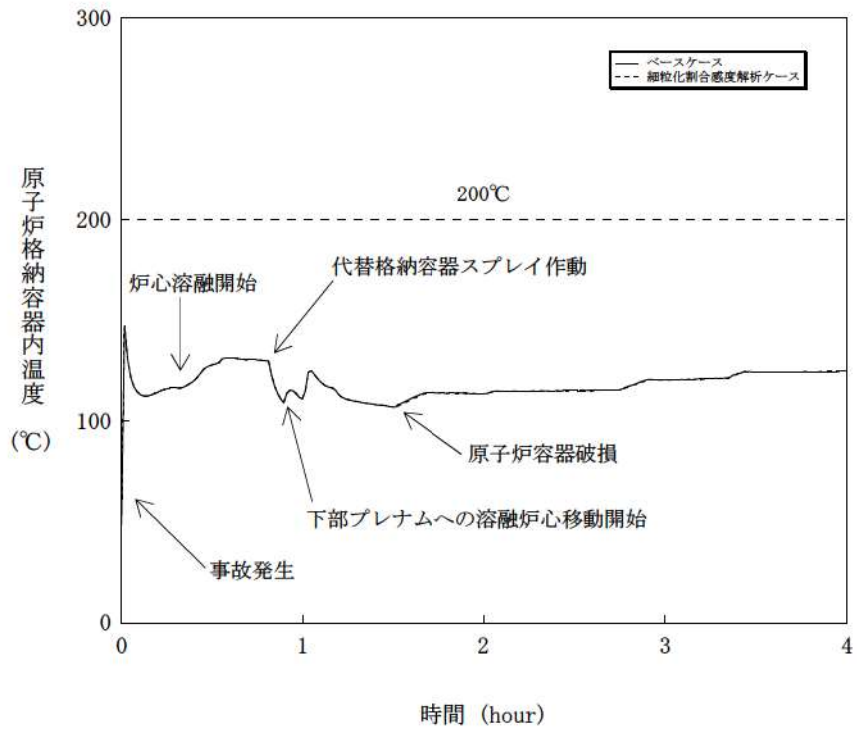


図 5-2-1 溶融炉心の細粒化割合感度解析 (1)

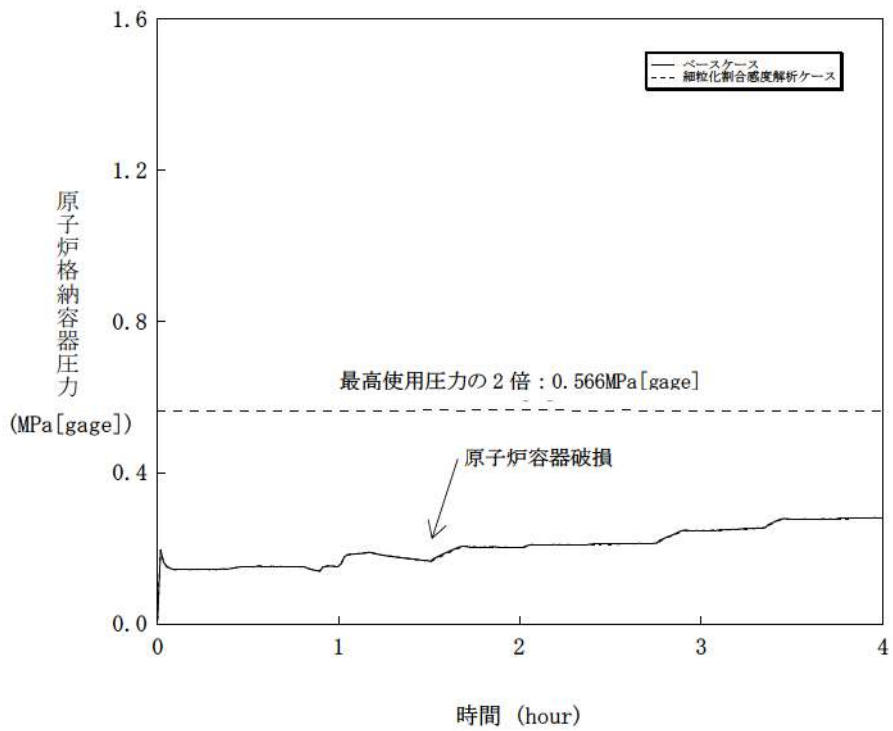


図 5-2-2 溶融炉心の細粒化割合感度解析 (2)

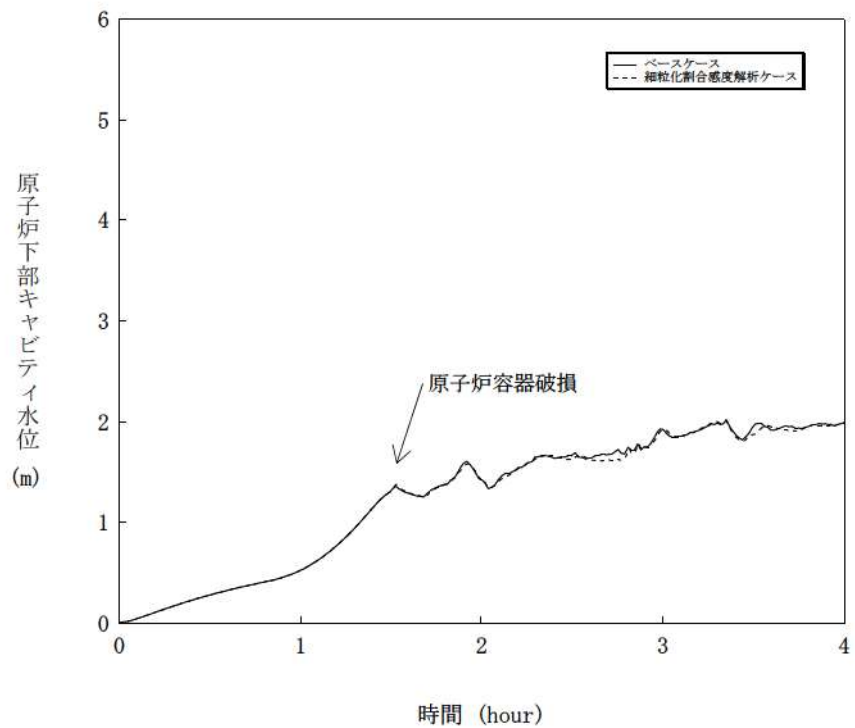


図 5-2-3 熔融炉心の細粒化割合感度解析 (3)

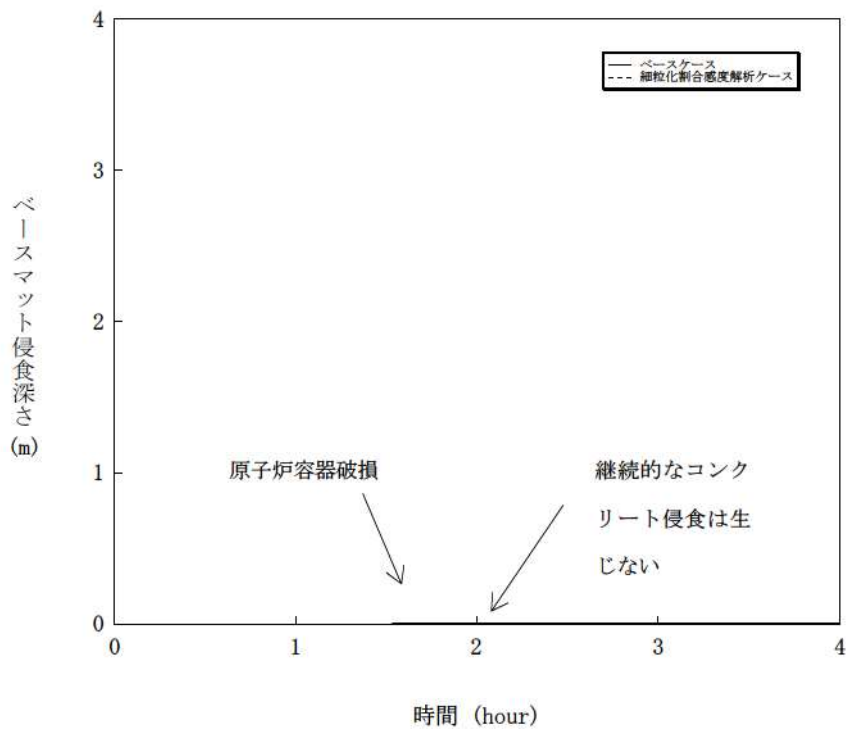


図 5-2-4 熔融炉心の細粒化割合感度解析 (4)

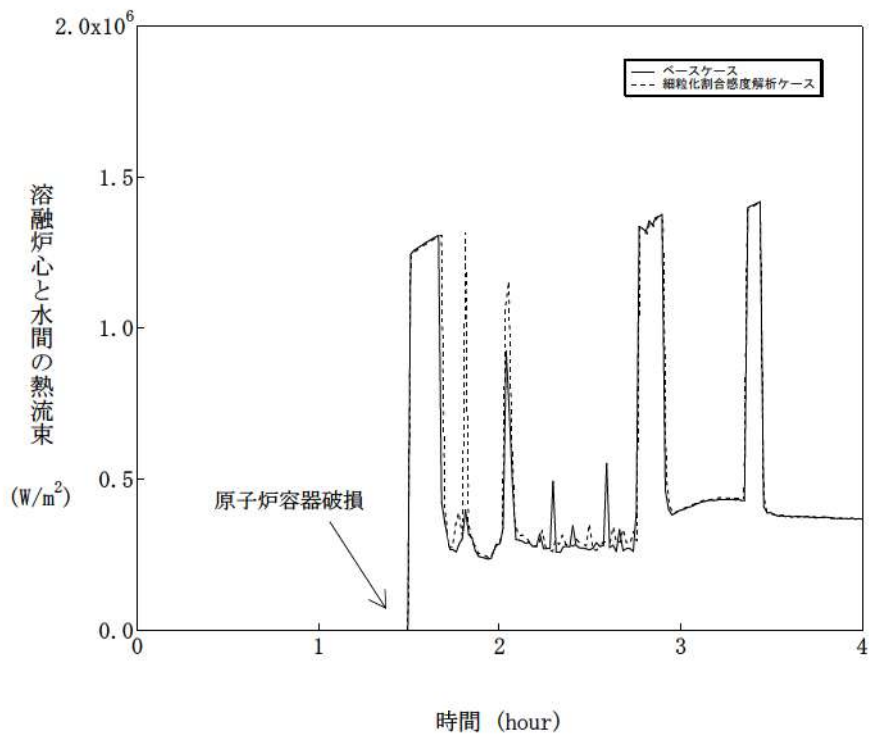


図 5-2-5 溶融炉心の細粒化割合感度解析 (5)

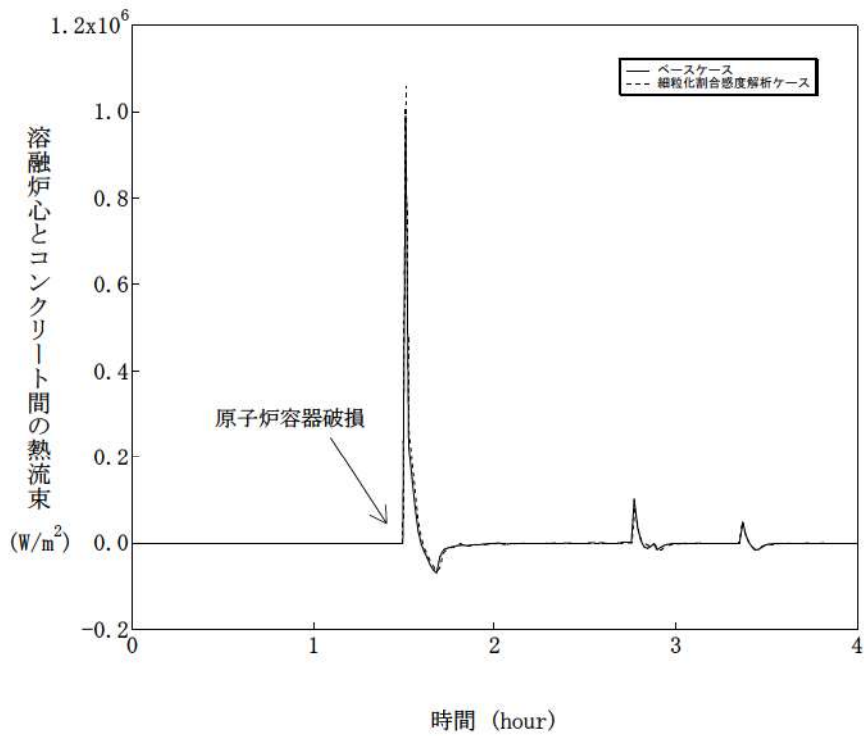


図 5-2-6 溶融炉心の細粒化割合感度解析 (6)

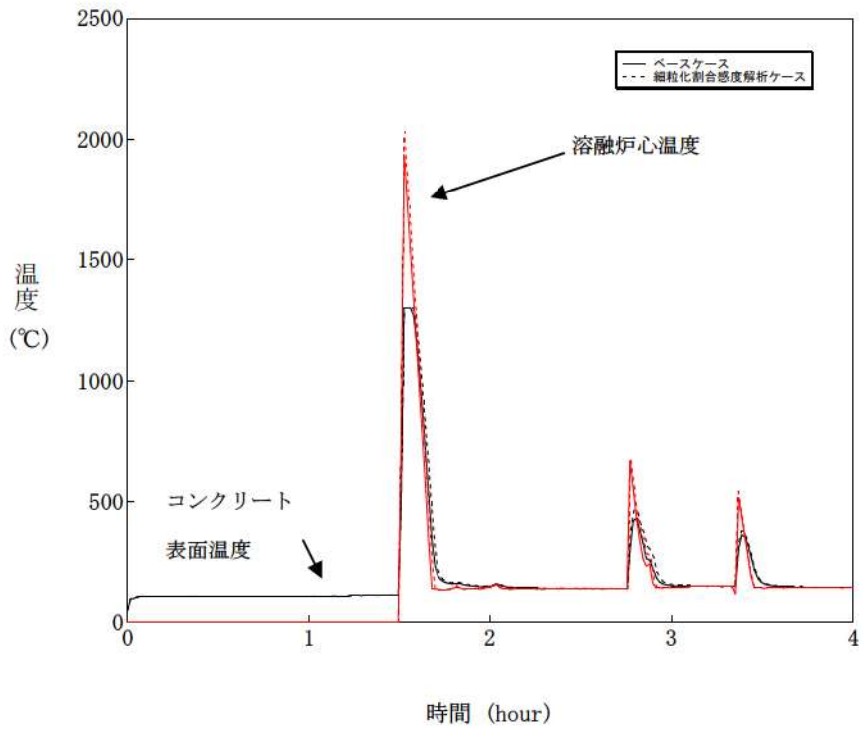


図 5-2-7 熔融炉心の細粒化割合感度解析 (7)

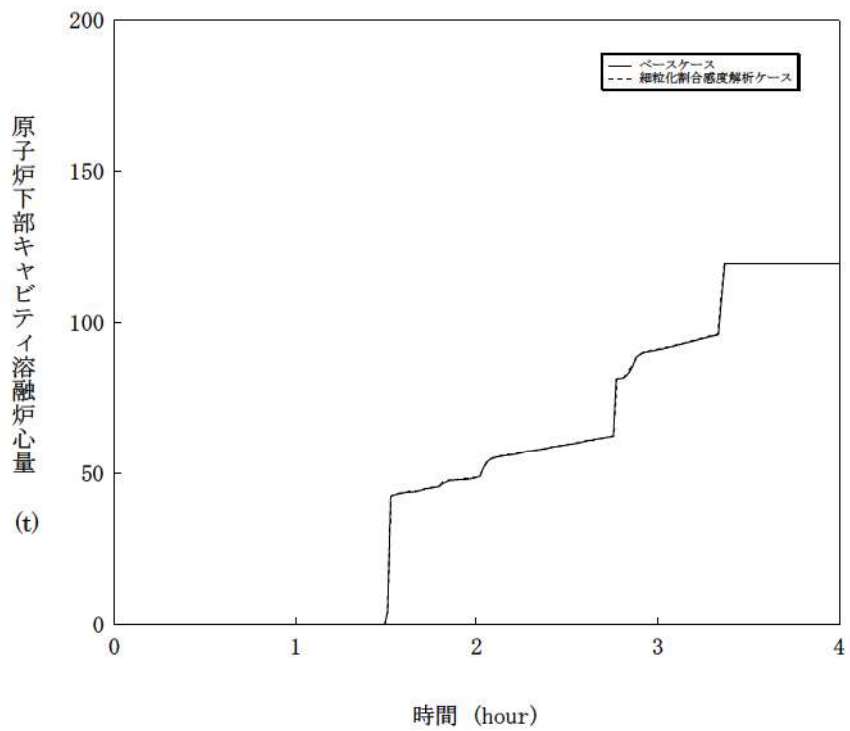


図 5-2-8 熔融炉心の細粒化割合感度解析 (8)

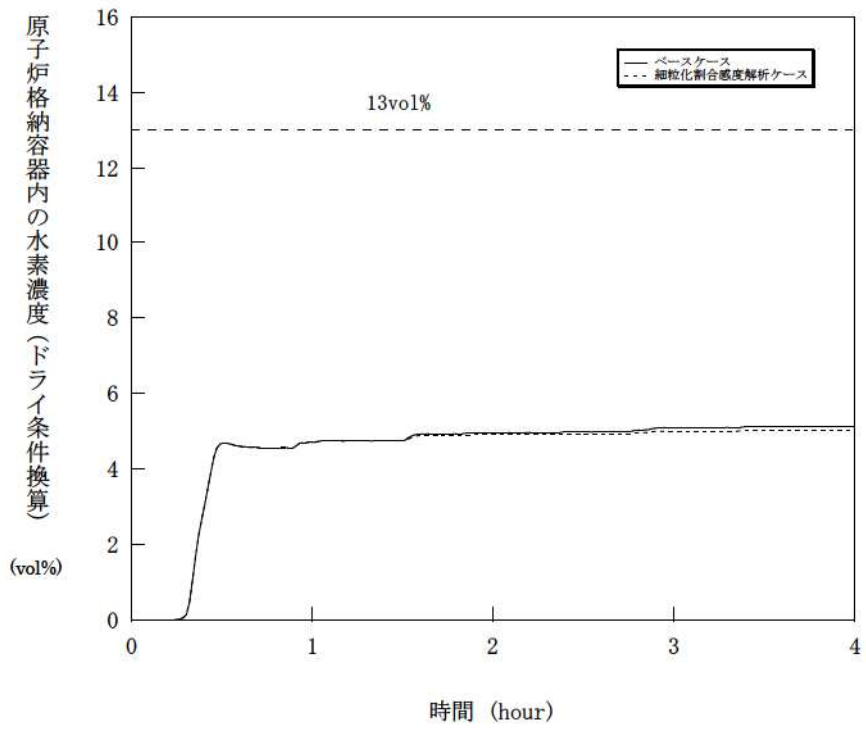


図 5-2-9 溶融炉心の細粒化割合感度解析 (9)

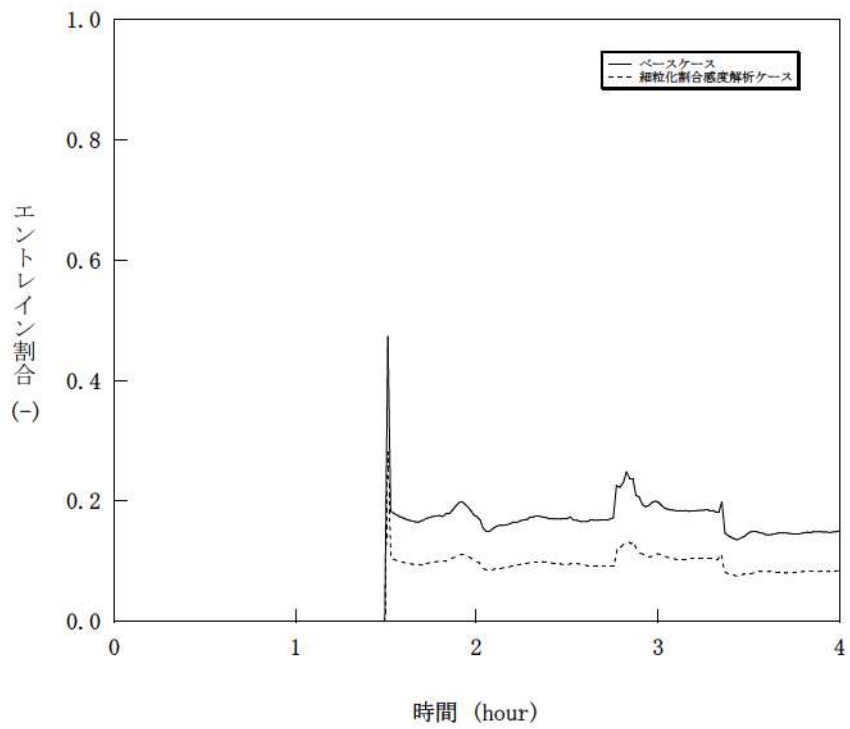


図 5-2-10 溶融炉心の細粒化割合感度解析 (10)

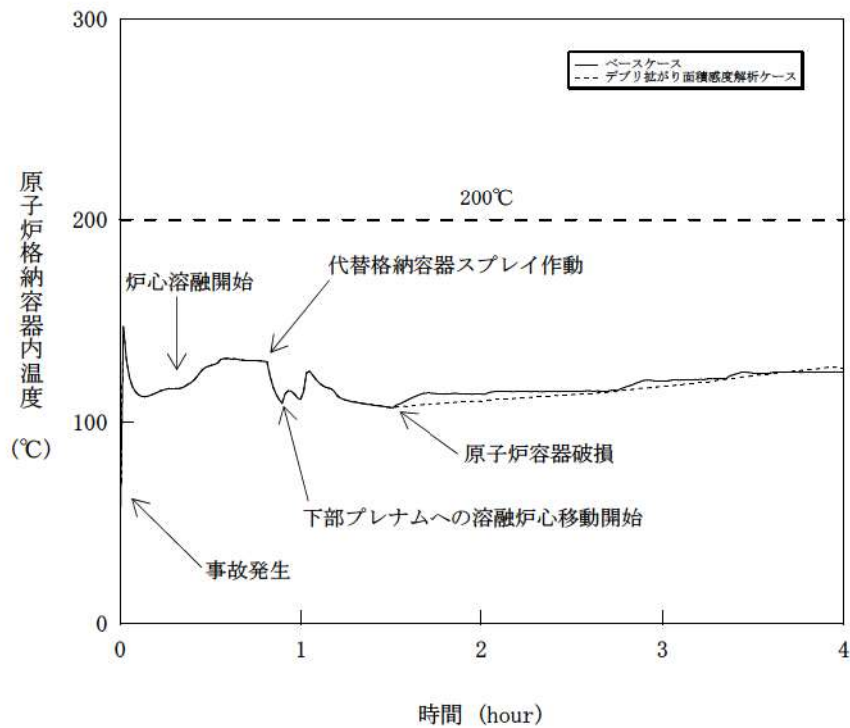


図 5-3-1 溶融炉心の拡がり面積感度解析 (1)

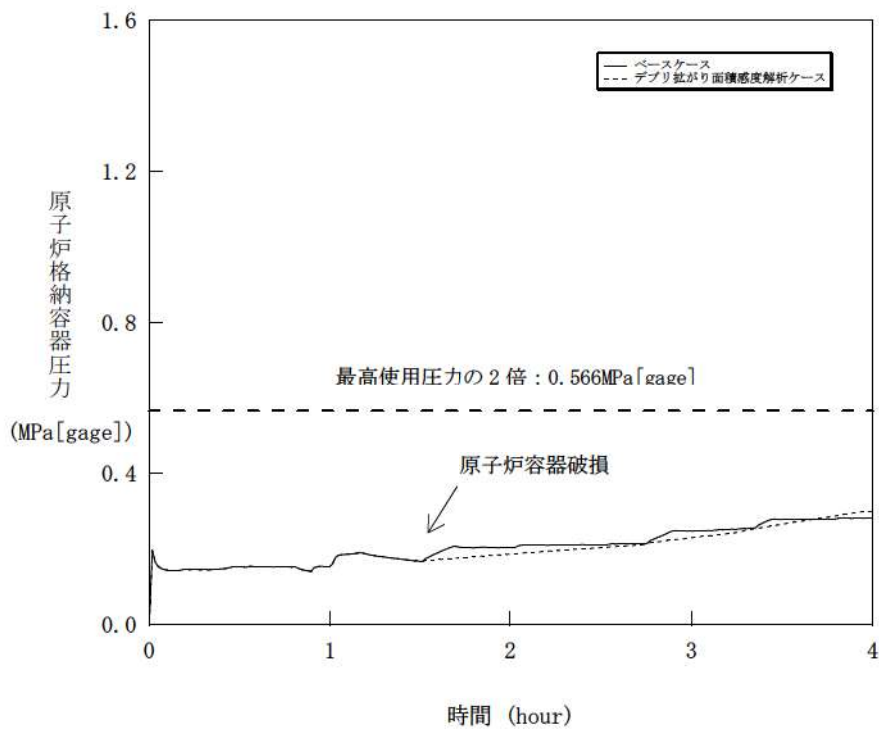


図 5-3-2 溶融炉心の拡がり面積感度解析 (2)

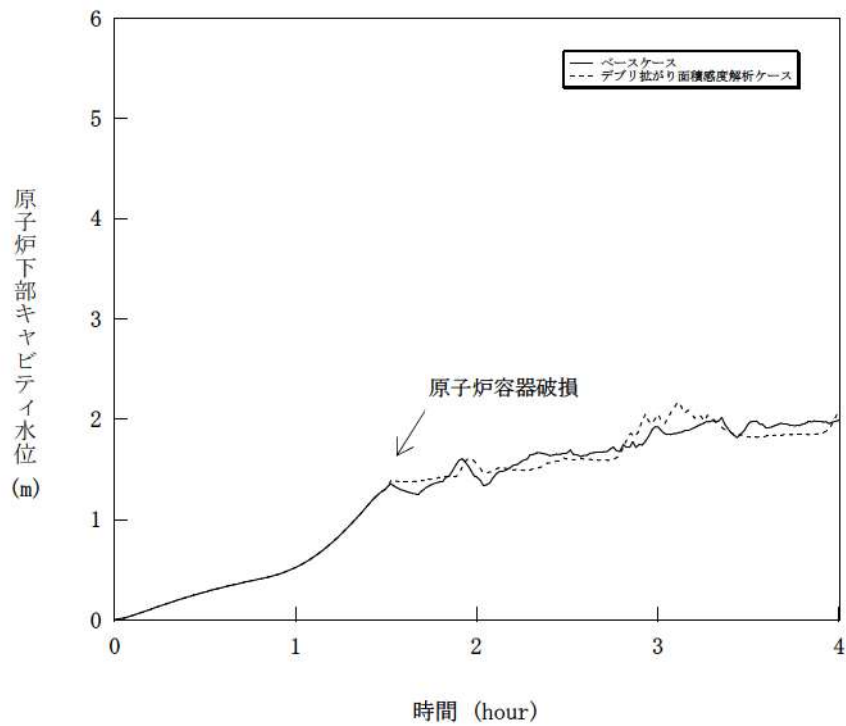


図 5-3-3 溶融炉心の拡がり面積感度解析 (3)

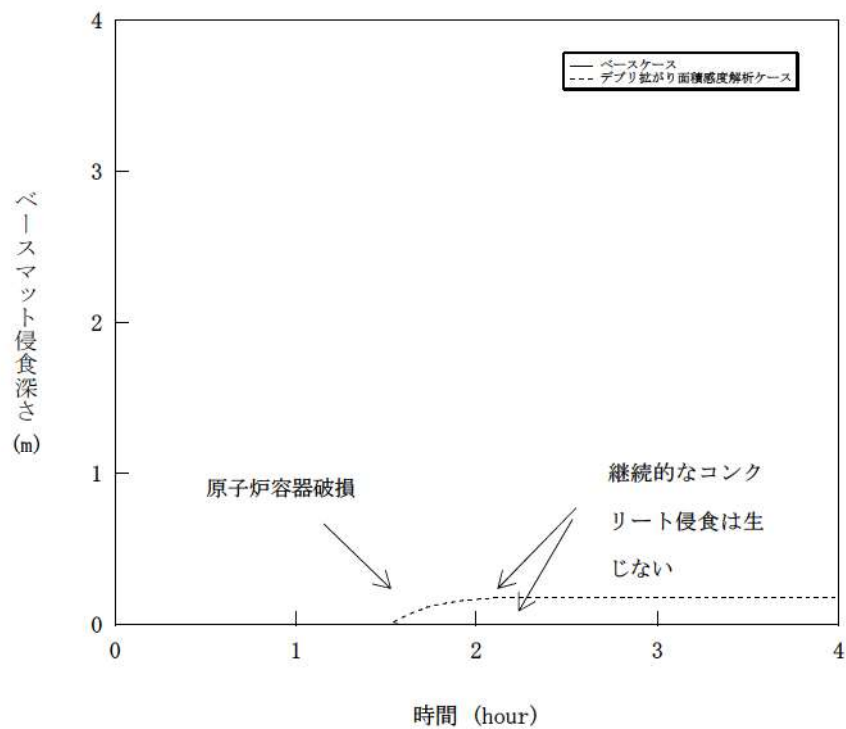


図 5-3-4 溶融炉心の拡がり面積感度解析 (4)

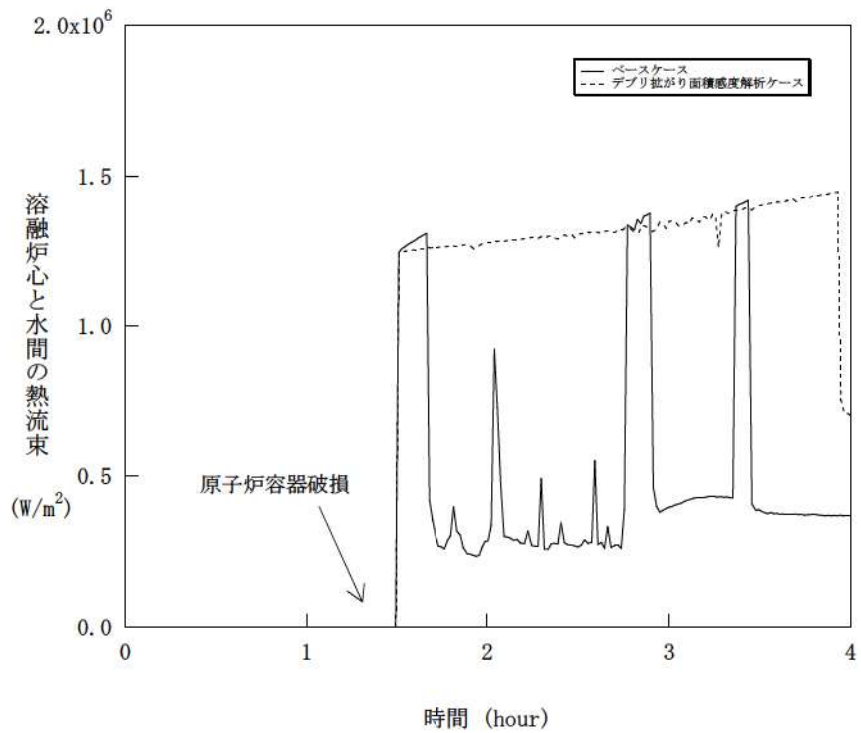


図 5-3-5 溶融炉心の拡がり面積感度解析 (5)

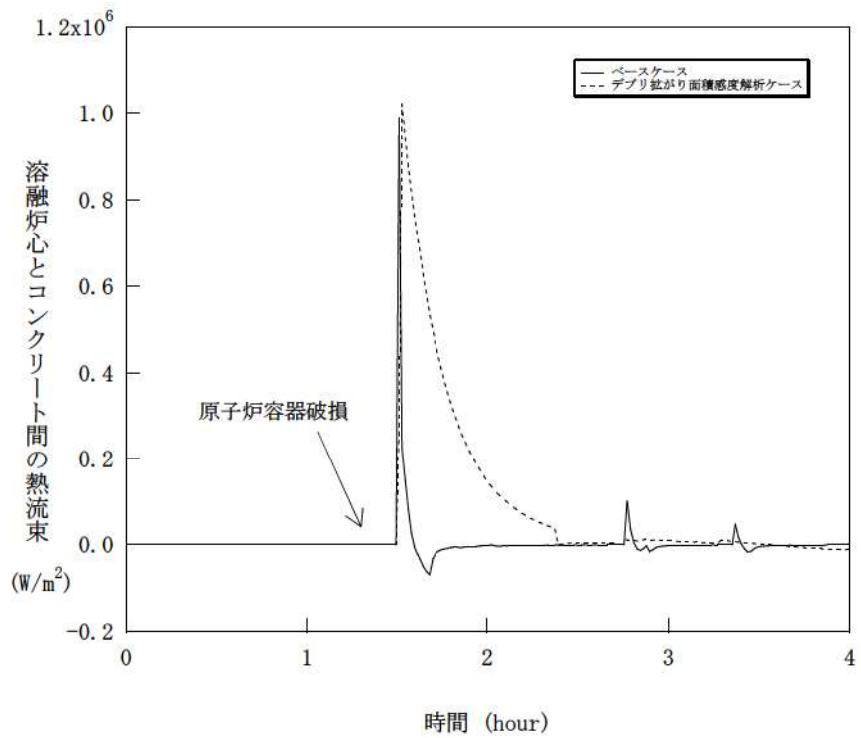


図 5-3-6 溶融炉心の拡がり面積感度解析 (6)

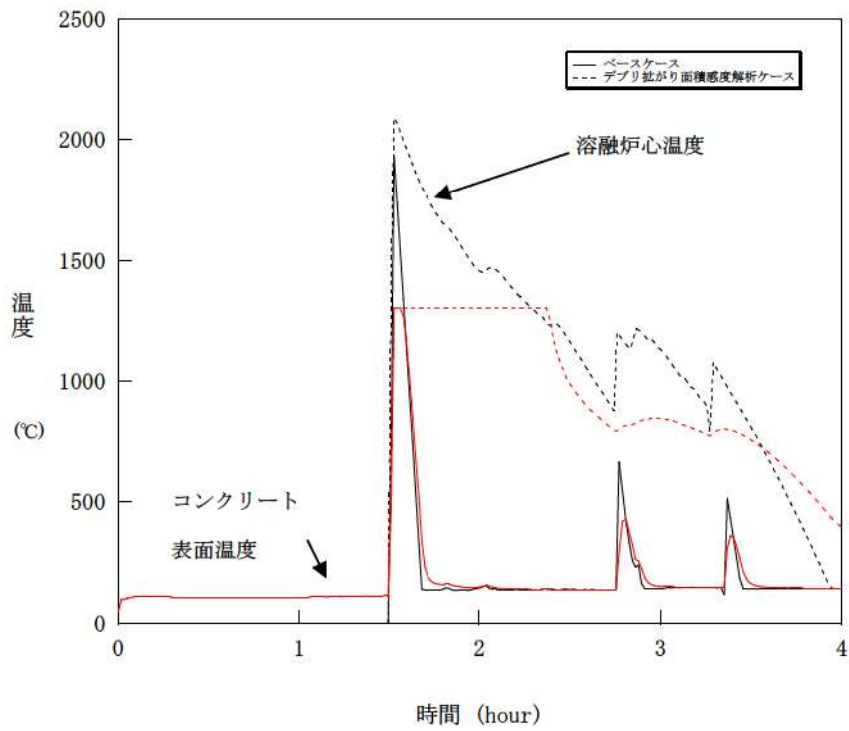


図 5-3-7 融融炉心の拡がり面積感度解析 (7)

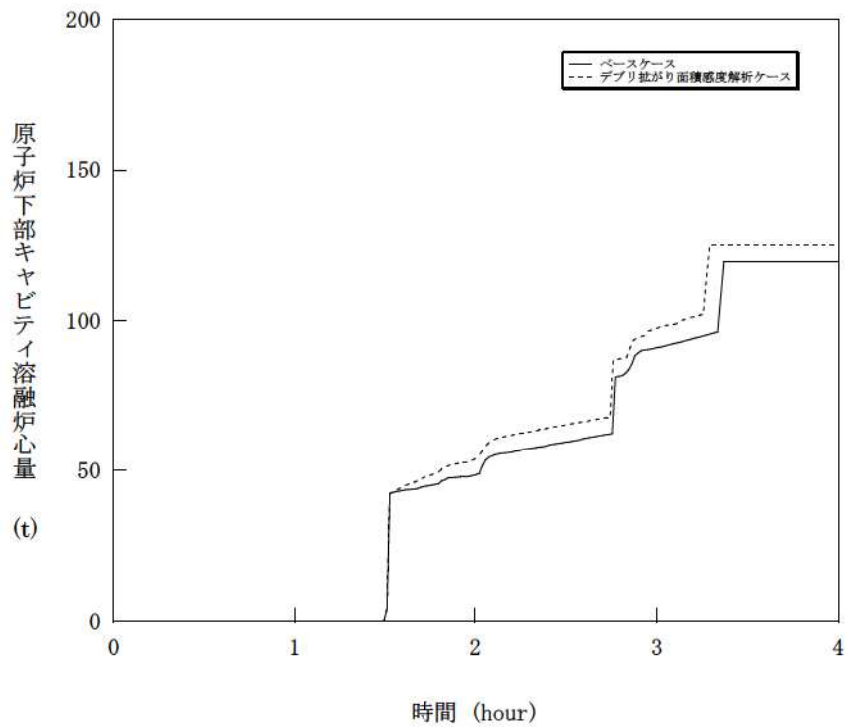


図 5-3-8 融融炉心の拡がり面積感度解析 (8)

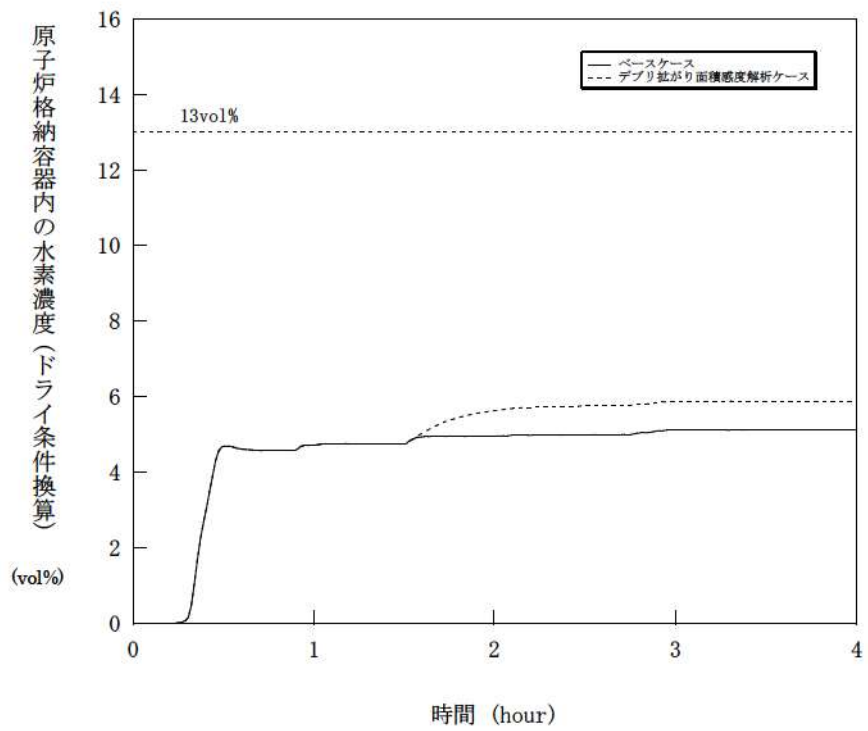


図 5-3-9 溶融炉心の拡がり面積感度解析 (9)

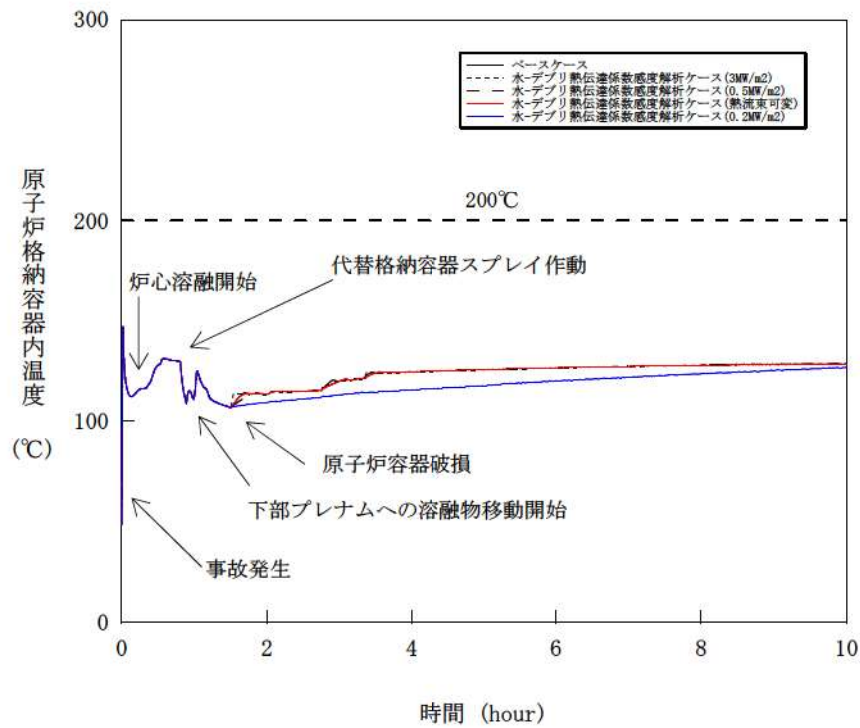


図 5-4-1 水-溶融炉心間の熱伝達係数感度解析 (1)

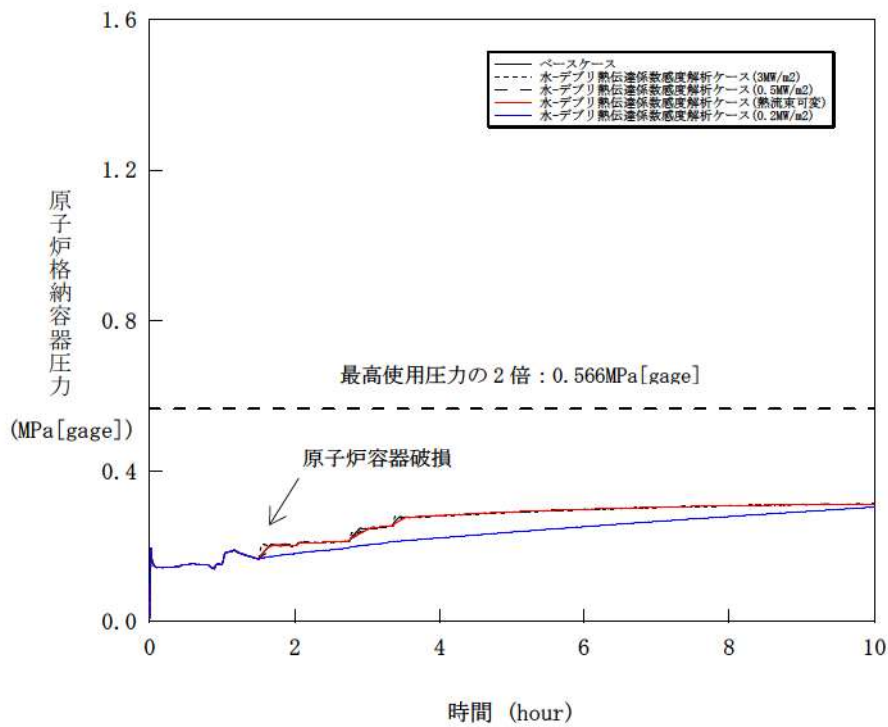


図 5-4-2 水-溶融炉心間の熱伝達係数感度解析 (2)

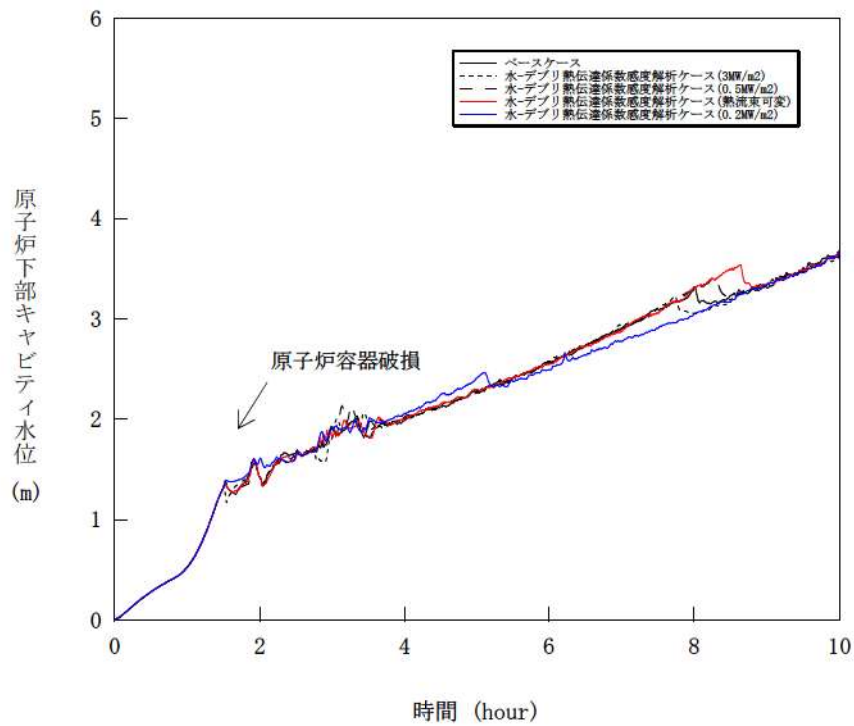


図 5-4-3 水-溶融炉心間の熱伝達係数感度解析 (3)

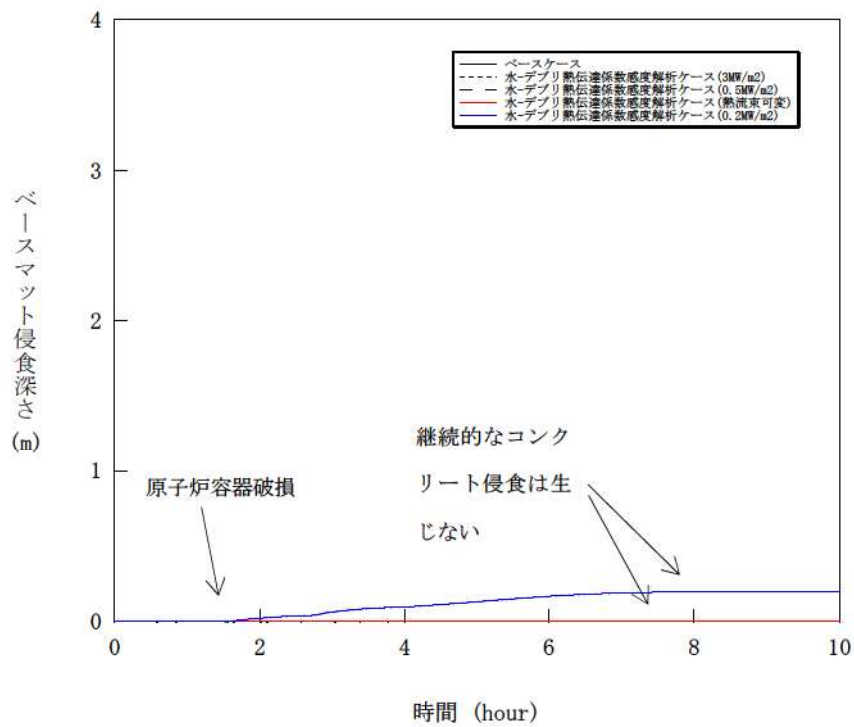


図 5-4-4 水-溶融炉心間の熱伝達係数感度解析 (4)

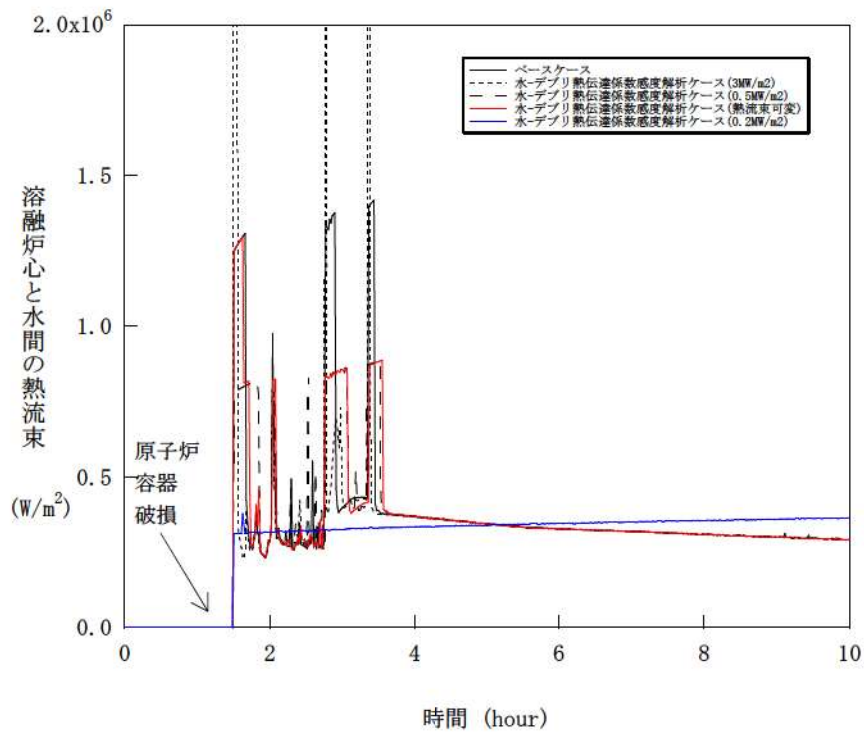


図 5-4-5 水-溶融炉心間の熱伝達係数感度解析 (5)

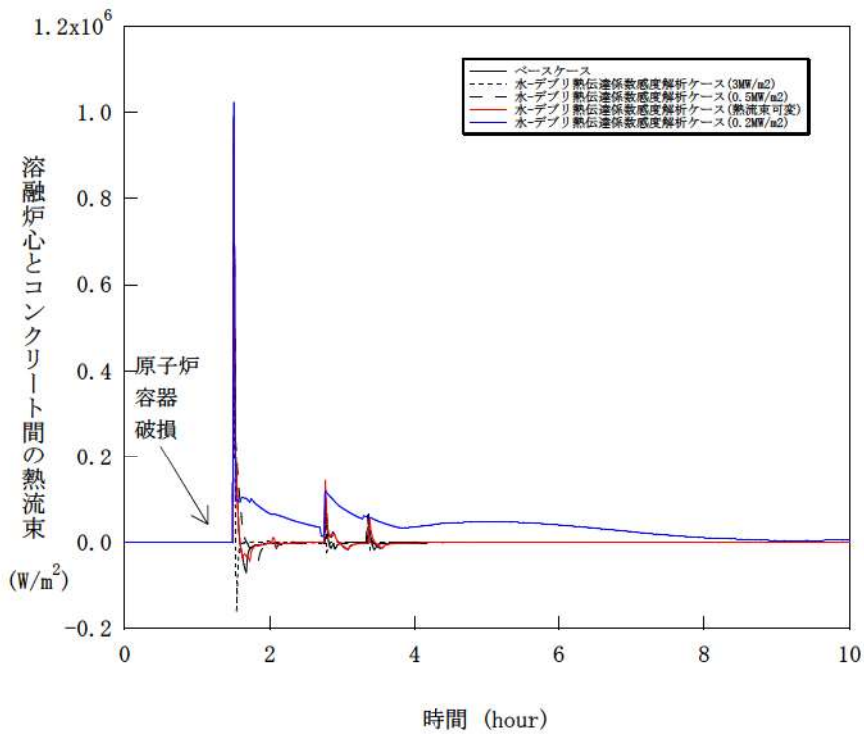


図 5-4-6 水-溶融炉心間の熱伝達係数感度解析 (6)

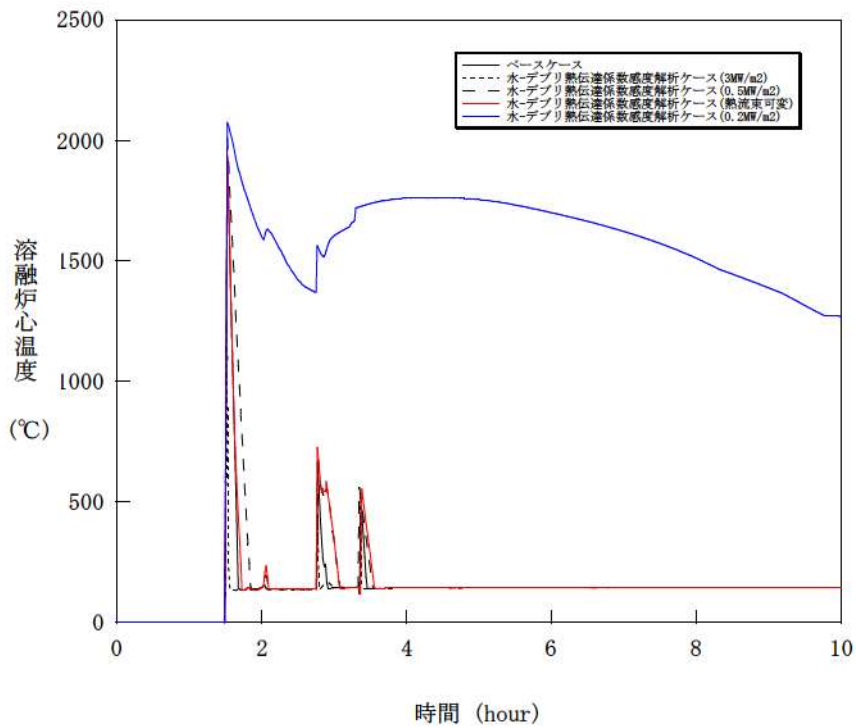


図 5-4-7 水-熔融炉心間の熱伝達係数感度解析 (7)

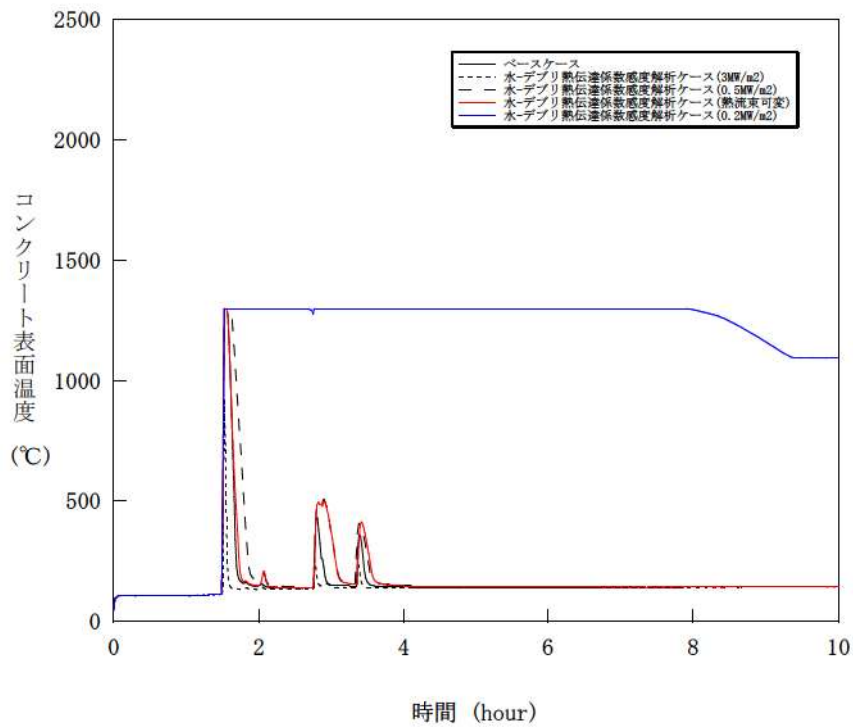


図 5-4-8 水-熔融炉心間の熱伝達係数感度解析 (8)

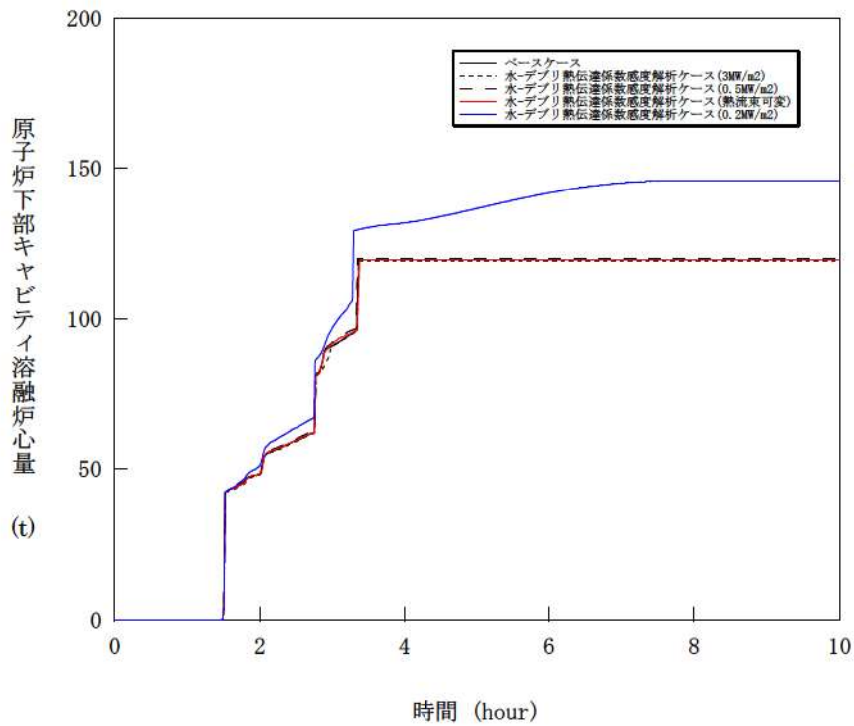


図 5-4-9 水-溶融炉心間の熱伝達係数感度解析 (9)

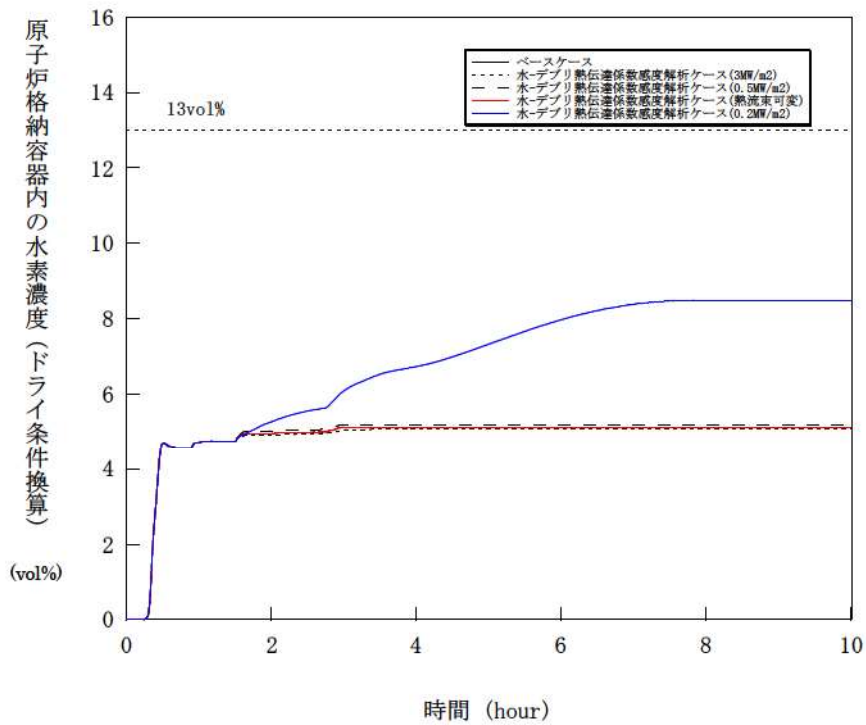


図 5-4-10 水-溶融炉心間の熱伝達係数感度解析 (10)

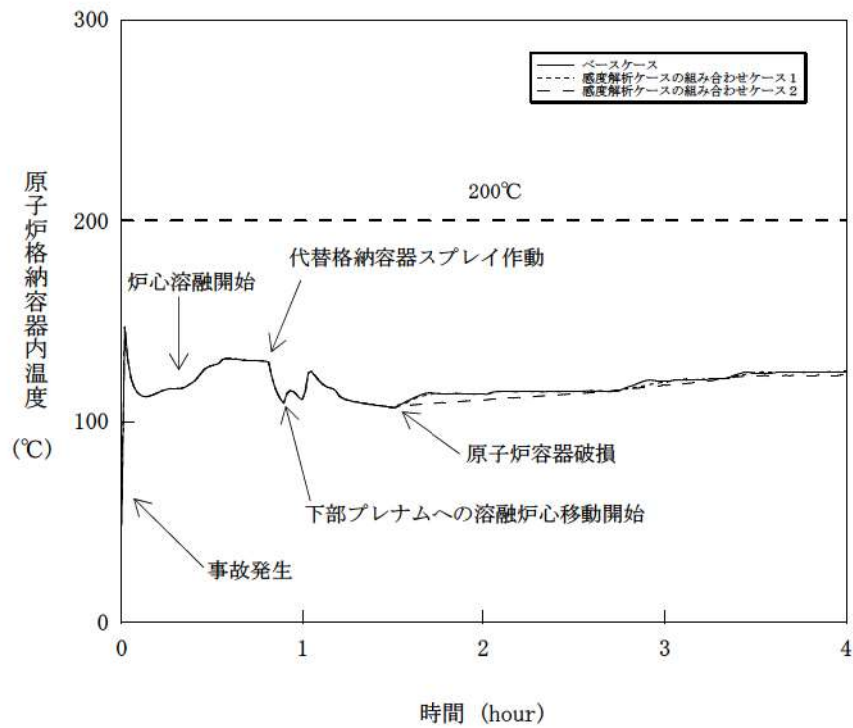


図 5-5-1 感度解析ケースの組合せ (1)

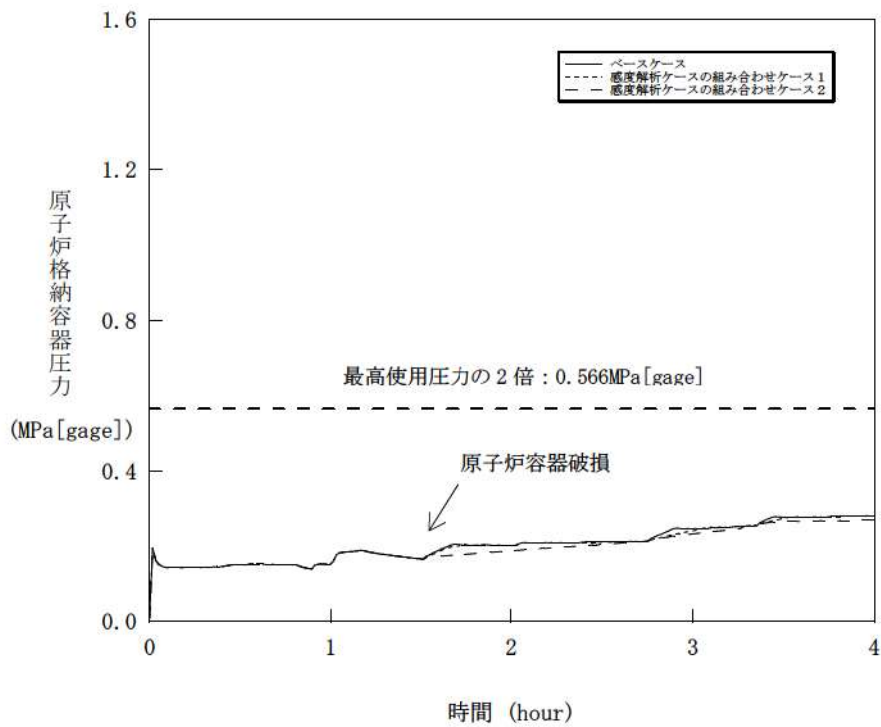


図 5-5-2 感度解析ケースの組合せ (2)

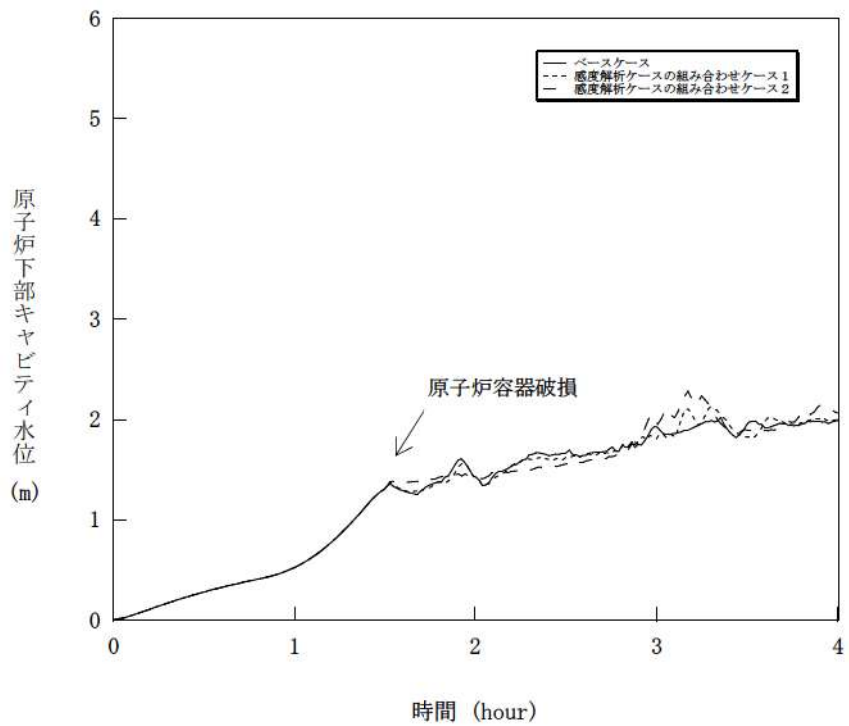


図 5-5-3 感度解析ケースの組合せ (3)

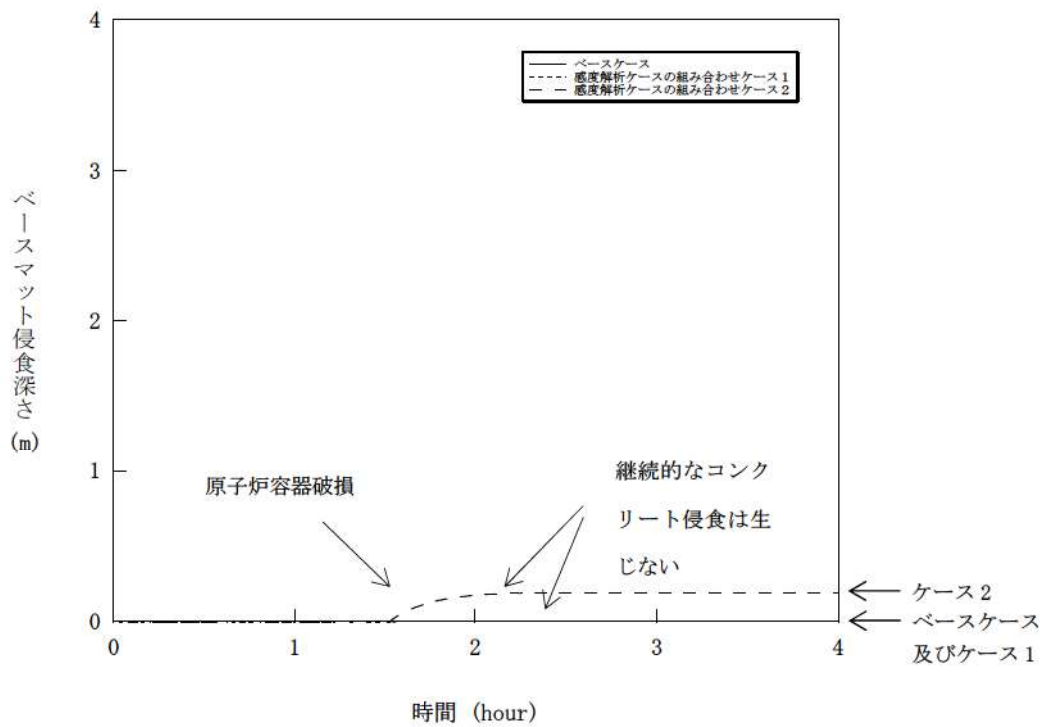


図 5-5-4 感度解析ケースの組合せ (4)

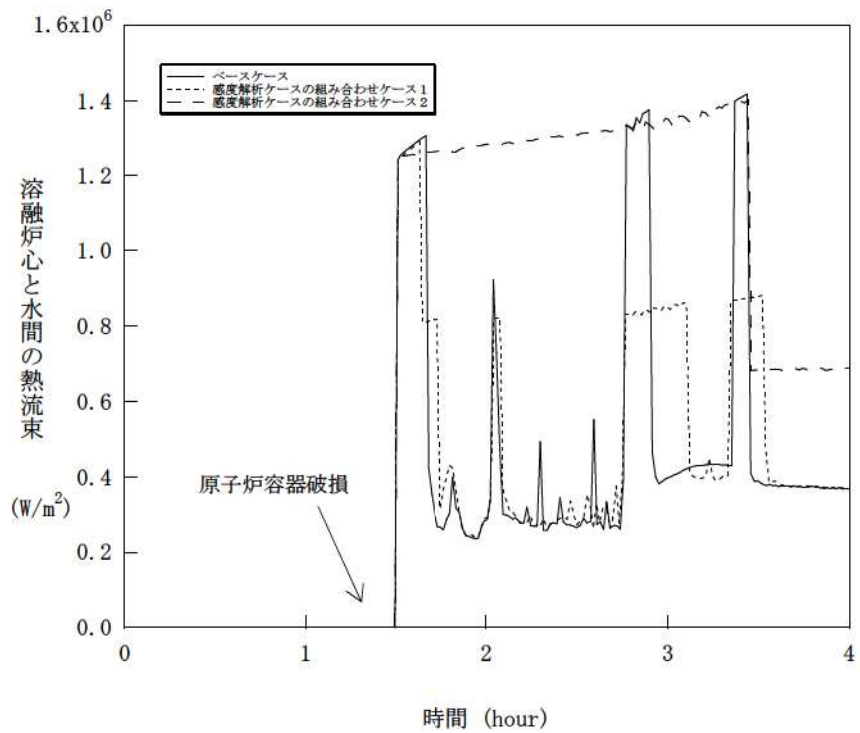


図 5-5-5 感度解析ケースの組合せ (5)

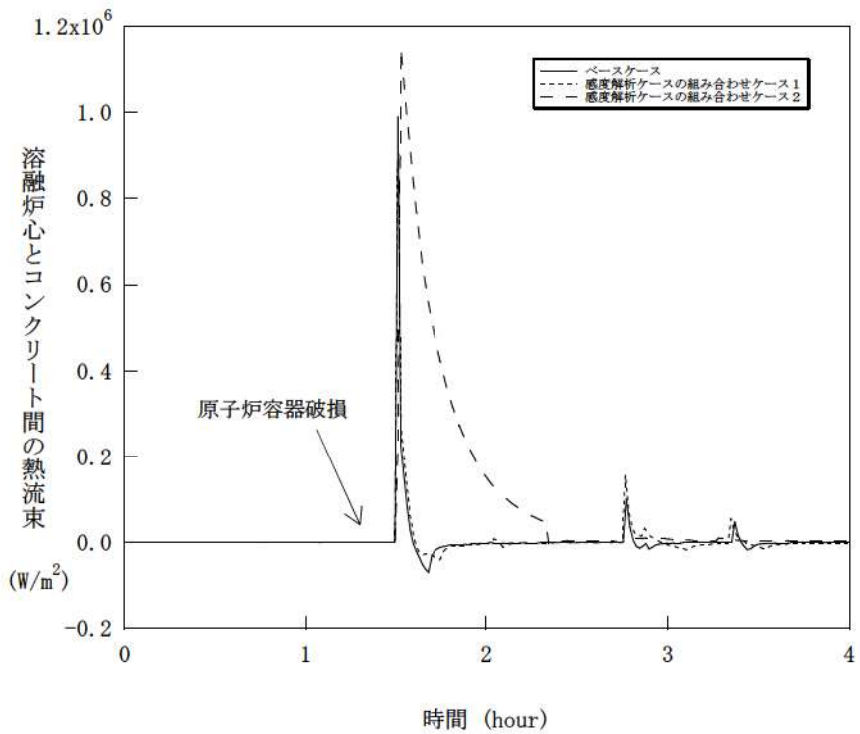


図 5-5-6 感度解析ケースの組合せ (6)

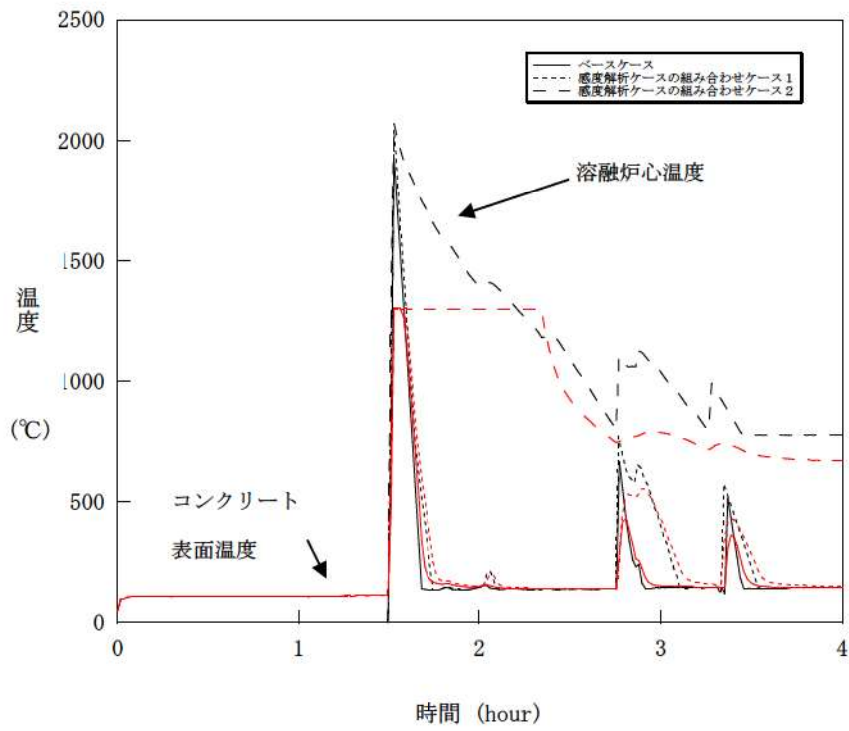


図 5-5-7 感度解析ケースの組合せ (7)

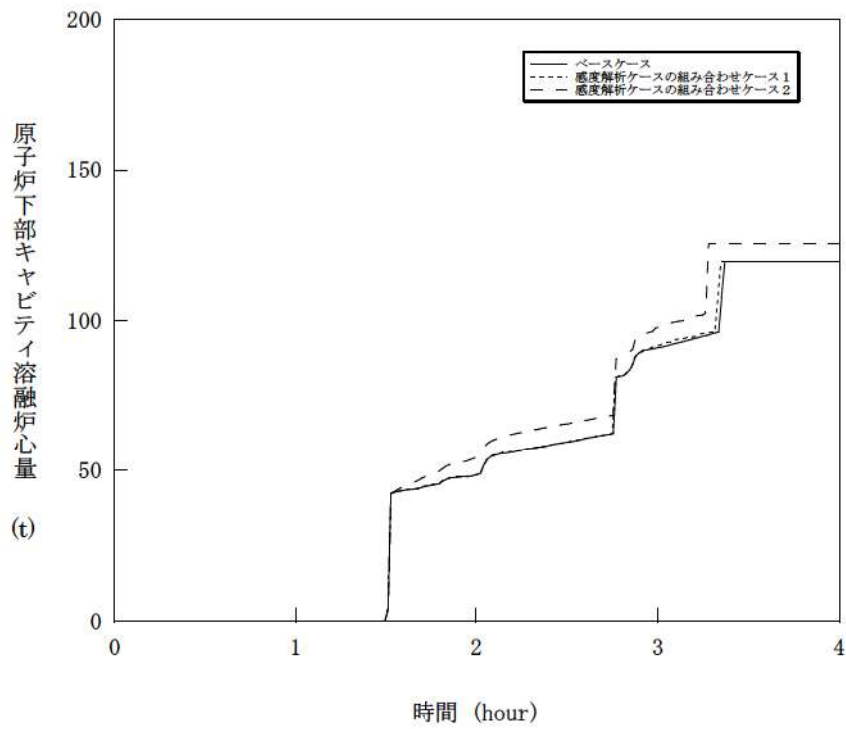


図 5-5-8 感度解析ケースの組合せ (8)

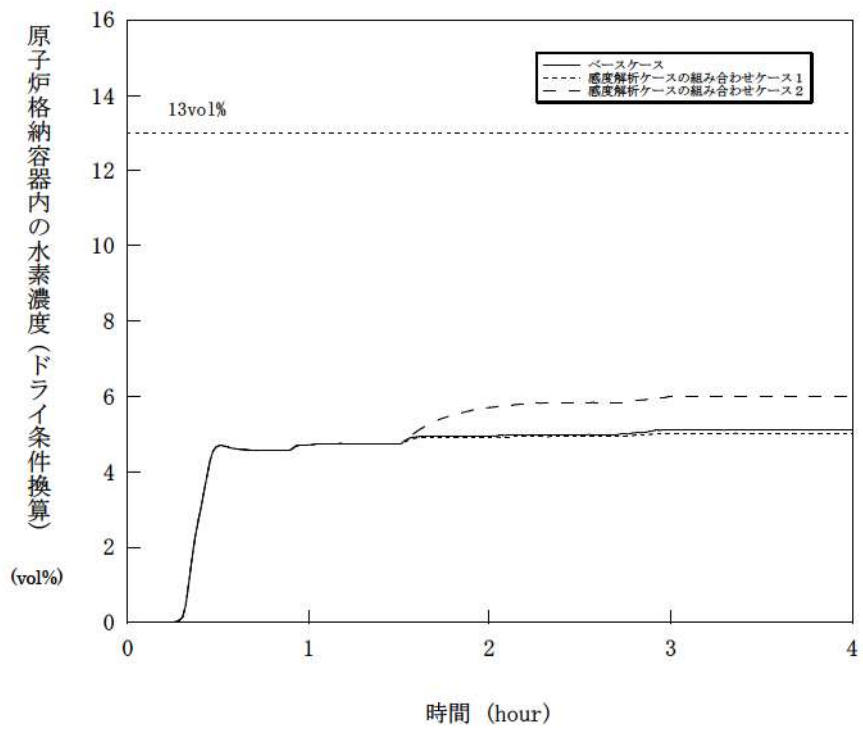


図 5-5-9 感度解析ケースの組合せ (9)

6 まとめ

MCCI に関する種々の実験から得られた知見等に基づき不確かさの要因の分析を行い、不確かさへの影響する項目を抽出した。これらの項目を対象に感度解析を行いコンクリート侵食への影響を確認した。

- ・原子炉下部キャビティ水深
- ・Ricou-Spalding のエントレインメント係数
- ・溶融炉心の拡がり
- ・水-溶融炉心間の熱伝達係数

感度解析の結果、原子炉下部キャビティ水深、Ricou-Spalding のエントレインメント係数及び水-溶融炉心間の熱伝達係数については、コンクリート侵食深さへの感度は小さく、重大事故対策の有効性評価の結果に影響は与えないことを確認した。

溶融炉心の拡がりについては、溶融炉心が過熱度を持ち連続的に原子炉下部キャビティ床へ落下すること等から、原子炉下部キャビティ床面積相当に拡がると考えられるが、溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下した際に冷却が進み局所的に堆積するよう仮定して解析を行った場合でも、コンクリート侵食は約 18cm にとどまる結果となった。

感度解析パラメータを組み合わせた場合の感度解析でもコンクリート侵食は約 19cm となったが、原子炉下部キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであり、侵食深さは十分小さいことが確認できた。この規模のコンクリート侵食が発生する場合でも、原子炉格納容器内の水素濃度は約 6vol% (ドライ条件換算) にとどまり、水素処理装置 (PAR 及びイグナイタ) による処理が可能なレベルに収まっている結果となっている。また、MCCI により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであることを確認した。

以上のことから、物理現象を踏まえた不確かさを考慮すると、コンクリート侵食については、溶融炉心の拡がりが影響を与えることが明らかとなった。一方、厳しい条件を組み合わせた場合においても、最終的にコンクリート侵食が停止し得ることから、原子炉下部キャビティ水による溶融炉心の冷却の効果も確認できた。しかしながら、この分野は複雑な多成分及び多相熱伝達現象であり知見が不十分であること、また直接的な実験例が少ないことから、今後も継続して検討を進め、知見の拡充に努めることが重要であると考えられる。

添付 3-1 熔融炉心の水中での拡がり評価について

1. はじめに

熔融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下した場合、実機条件では水深に対するジェット径が相対的に大きいため、落下過程において熔融炉心の一部は細粒化するものの、その大部分が連続層として水中に堆積すると考えられる。本資料では、水中での熔融炉心の拡がり挙動について説明し、実機に適用した場合の評価について説明する。

2. 水中での拡がり挙動に関する実験的知見と考察

スウェーデン王立工科大学 (KTH) では、水中での熔融物拡がり挙動を調べる PULiMS 試験^[1]を実施している。この実験では、浅い水プールへ熔融した $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-W}_2\text{O}_6$ 合金を流入させ、その拡がり挙動を観察した。水中へ流入した熔融物は、水との熱伝達により徐々に固化し、ある程度床上を拡がる結果となった。固化した熔融炉心層は3層を形成し、熔融炉心層下面とコンクリートは密着せずギャップが存在しており (図 2.1)、水又は蒸気が存在していた可能性がある。3層の最下層は薄い 1.5~2mm のケーキ (クラスト) 層で空隙無し、中間層は割れ目や細長い孔を含む。最上部は不規則な構造で高多孔性である。

スウェーデン王立工科大学 (KTH) において実施された S3E 実験^[2]では、熔融物が冷却される過程において、低密度の多孔質の層が形成される結果が得られている。熔融物の流れにより、この多孔質層が持ち上げられ、質量流量 (慣性力) によって決定される距離まで拡がる挙動を示した。

米国 Brookhaven National Laboratory において実施された BNL 実験^[3]においては、熔融物の過熱度と水深が、熔融炉心拡がり挙動において重要であると結論付けられている。熔融物の拡がりは、水への熱伝達による熔融物の温度の挙動と、熔融物の流体力学的挙動により制限されると結論付けられている。

日立製作所において実施された SPREAD 実験^[4]では、固化割合が約 55%になった場合に熔融物の拡がりには停止しており、熔融物の拡がりには落下質量流量と熔融物の過熱度に影響されるとされている。

ドイツのカールスルーエ研究センター (FZK) において実施された KATS 実験^[5]では、熔融物の放出速度が比較的大きい場合は、拡がり挙動は大きな影響を受けない (冷却水が無い場合と同様な拡がりになる) とされている。

CEA/DRN/DTP で行われた CORINE 実験^[6]では、低融点合金を模擬物質として使用して、底

部でのクラスト形成を防止するために底部を熱くした試験が実施された。その結果、先端が著しく速く進展したことが示され、底部クラストによる減速効果が示された。

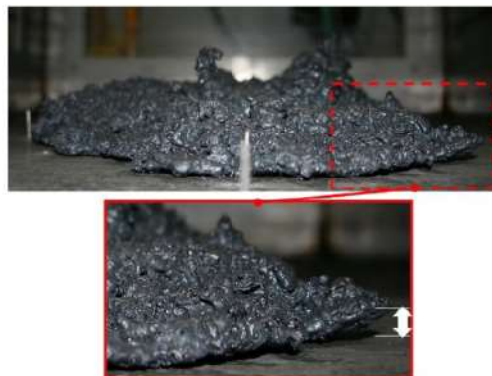


Figure 40: The melt spread in PULiMS-E1 experiment (side view). The volatile particle detris have been removed while solidified core of the melt remained intact.

図 2.1 PULiMS 試験において水中に落下させた溶融物

上記の水中での拡がり実験に対する実験条件を表 2.1 に整理する。

上記知見等により、実機における水中における溶融炉心拡がり挙動及び形状は以下のとおりと考えられる。

① 原子炉下部キャビティでの溶融炉心の拡がり挙動について

原子炉下部キャビティ水中での溶融炉心の拡がり挙動は、溶融炉心の過熱状態及び溶融炉心の落下質量流量に影響される。原子炉下部キャビティ水中への溶融炉心落下後、溶融炉心の温度が高い状態では、固化割合が小さいため粘度が低く、拡がる速度は速くなる。その後、原子炉下部キャビティ水との熱交換により、溶融炉心の固化割合が増加するに従って、粘度が高くなることにより流動性が低くなり、溶融炉心の拡がり減速され、その後停止する。

② 原子炉下部キャビティでの溶融炉心の形状について

原子炉下部キャビティ床に堆積した溶融炉心については、原子炉下部キャビティ水に落下する過程において、細粒化した溶融炉心が固化せずに接着すること、あるいはクラストが破碎することなどにより、多孔質層のクラストを形成する。溶融炉心は多孔質層を持ち上げそれと共に移動する場合や、上部クラストの下を移動する場合がある。溶融炉心層とコンクリートの間は、全面が密着しているわけではなく、部分的に密着せずにギャップが形成されている。これにより、側方から溶融物の下面へ水が浸入することによる冷却の可能性はある。

表 2.1 実験条件の整理

	PULIMS 実験 (Sweden)	S3E 実験 (Sweden)	BNL 実験 (USA)	SPREAD 実験 (Japan)	CORINE 実験 (France)	KATS 実験 (Germany)
実験装置の特徴	2D	1D, 2D	1D, 2D	1D, 2D	2D (19° 円分)	1D, 2D
溶融物材	Bi2O3-WO3, 水 B2O3-CaO, 水	ウッドメタル, 水 NaNO3-KNO3, オイル	鉛, 水	Steel, 水	低融点合金, 水	Iron, 水 Oxide, 水
溶融物体積, 質量	2.7~3 m ³	3~19 liters	~1 liters	1~15 liters	~50 liters	140~160kg
溶融物融点	870~1027°C	80~120°C 280~364°C	不明 (鉛の融点: 327.46°C)	1,584~1,625K	不明	2,450K
溶融物の流入方法	ジェット 直径 20mm	底部流入口*	底部流入口*	底部流入口*	底部流入口*	底部流入口*
水深	0.2m	4.5~7.5cm	不明	不明	不明	1cm

*) 非ジェット形状の底部からの流入

3. 水中での拡がり挙動の概要及び相関式

(1) 水中での溶融炉心拡がり挙動の概要

下部プレナムから流出した溶融炉心は、水中に落下する過程において一部が細粒化し、大部分は液体の状態で原子炉下部キャビティ床に堆積する。原子炉下部キャビティ床に堆積した溶融炉心は、重力の影響で拡がるが、原子炉下部キャビティ水及び床面で除熱されることで固化が進み、やがて拡がりは停止する。

PULiMS 実験により得られた知見より、原子炉下部キャビティ内での最終的な溶融炉心の拡がりの大きさは、以下のパラメータにより決定されると考えられる。

- ・ 拡がり駆動力

溶融炉心と水との密度差により、溶融炉心には水中を拡がる駆動力が生じる。

- ・ 拡がり抑制力

床面上に形成されたクラストによる減速効果が働くこと、及び溶融炉心の固化が進むことにより、溶融炉心の粘度が増加し、溶融炉心の拡がりを抑制する力が生じる。

上記のとおり、溶融炉心の拡がりの大きさは、溶融炉心と水の密度差による拡がりの駆動力の時間スケールと、溶融炉心の固化の時間スケールとの競合によって決まり、固化が早ければ拡がりが抑制され、あまり拡がらずに固化してしまい、固化が遅くなれば、拡がりは大きくなる傾向となる。図 3.1 及び図 3.2 に以上の挙動の模式図を示す。

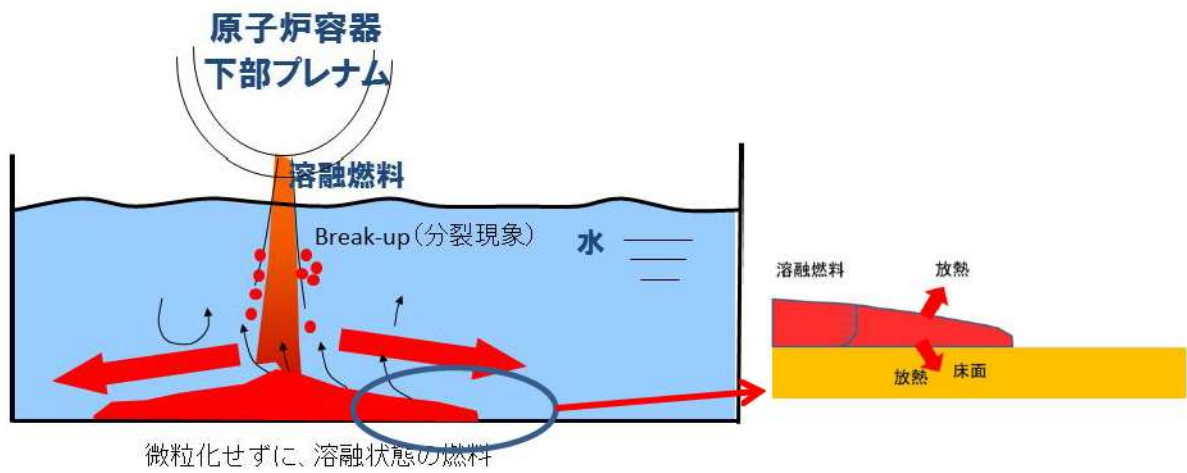


図 3.1 熔融炉心の落下から拡がりに至る挙動

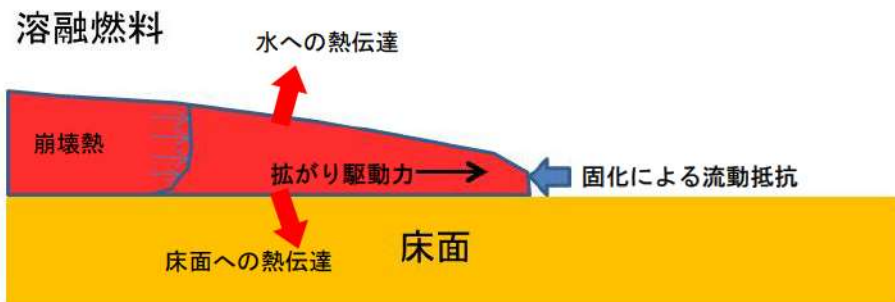


図 3.2 熔融炉心の拡がりに係る熱伝達及び流体力学的挙動

(2) 水中での溶融炉心拡がり長さとの時間との相関式^{[7][8][9]}

文献[7]では、溶融炉心の水中での拡がり挙動を以下のとおり定式化している。

液相として床に堆積した溶融炉心が拡がる際の最終的な厚さ δ_{sp} は溶融炉心拡がり無次元時間 T から (1) の相関式で表される。

$$\frac{\delta_{sp}}{\delta_{cap}} = CT^{0.5}N^{0.5} \quad (1)$$

δ_{sp} : 溶融炉心の最終厚さ

δ_{cap} : 表面張力による最小厚さ ($= 2\sqrt{\sigma/\rho_m g}$)

C : 比例定数

T : 溶融炉心拡がり無次元時間 ($= \tau_{conv}/\tau_{solid}$)

N : 重力-慣性力支配流れの時 1, 重力-粘性力支配流れの場合 $= \left(\frac{V_{core}}{\pi\delta_{cap}}\right)^{1/2} \frac{\beta_i^{4/3}}{\beta_v^2}$

τ_{conv} : 溶融炉心拡がり特性時間 (s) $= \left(\frac{r_{sp}}{\beta_v}\right)$

τ_{solid} : 溶融炉心固化特性時間 (s) $= \delta_{cap} \rho_m \frac{C_{p,m} \Delta T_{sup} + \eta H_f}{q_{up} + q_{dn} - q_v \delta_{cap}}$

(1) 式より、溶融炉心の拡がる際の最終的な厚さが算出され、この値と溶融炉心の落下量から、溶融炉心の拡がり長さ (拡がりの直径) が算出できる。

また、拡がり長さ $r_v(t)$ と拡がり時間 t の関係は(2)式より表されるため、拡がり時間は(2)式で算出することができる。

$$r_v(t) = \beta_v t^{0.5} \quad (2)$$

$\beta_{i,v}$: デブリ広がり係数 $\beta_v = \left(\frac{gG^2}{v}\right)^{0.125} \beta_i = 0.84(gG)^{0.25}$

r_{sp} : 幾何的に可能な最大拡がり径 (m)

ΔT_{sup} : 溶融炉心過熱度 (K)

$C_{p,m}$: 溶融炉心比熱 (J/kg/K)

q_{up} : 溶融炉心上面の熱流束 (放射及び対流熱伝達) (W/m²)

q_{dn} : 溶融炉心下面の熱流束 (対流熱伝達) (W/m²)

q_v : 単位体積当たりの崩壊熱 (W/m³)

H_f : 溶融炉心の溶融潜熱 (J/kg)

η : 有効潜熱割合 (-)

σ : 溶融炉心表面張力 (N/m)

ρ_m : 溶融炉心密度 (kg/m³)

ρ_w : 水の密度 (kg/m³)

\hat{g} : 水中における重力加速度の補正 ($= g(\rho_m - \rho_w)/\rho_m$) (m/s²)

g : 重力加速度 (m/s²)

ν : 溶融炉心の動粘性係数 (m²/s)

V_{tot} : 溶融炉心体積 (m³) $= \frac{m(1-f_m)}{\rho_m}$

m : 溶融炉心質量 (kg)

G : エントレインされなかった連続体溶融炉心の体積流量 (m³/s) $= \frac{V_{tot}}{t_{rel}}$

t_{rel} : 原子炉容器からのデブリ放出時間 (s)

f_m : 溶融炉心落下時のエントレイン割合 (-)

$\hat{\rho}_m$: 有効溶融炉心密度 (kg/m³) $= \rho_m(1 - \varepsilon_m)$

ε_m : 溶融炉心ボイド率 (-)

この相関式は、最終的な溶融燃料の拡がり時の厚さ δ_{sp} が、無次元時間（溶融炉心の拡がり時間÷溶融炉心が固化するまでの時間）の平方根に比例することを意味している。溶融炉心の拡がりが遅い、又は固化するまでの時間が短い場合には、無次元時間 T は大きくなり、結果として、拡がり時の最終的な厚さ δ_{sp} が大きく、結果として拡がり面積は小さくなる。逆に、溶融炉心の拡がり早い、又は固化までの時間が長い場合には、無次元時間 T は小さくなり、溶融炉心の厚さが薄くなるため、拡散が進む方向となる。

さらに、上記の拡がりモデルについては、PULiMS 試験との比較により、その妥当性が示されており、図 3.3 に示すとおり、実験で得られたデータと評価モデルとの比較が実施され、概ね一致している。

実機評価においては、各入力パラメータに対する実機での条件を適切に与えることにより、拡がり挙動について解析を実施する。

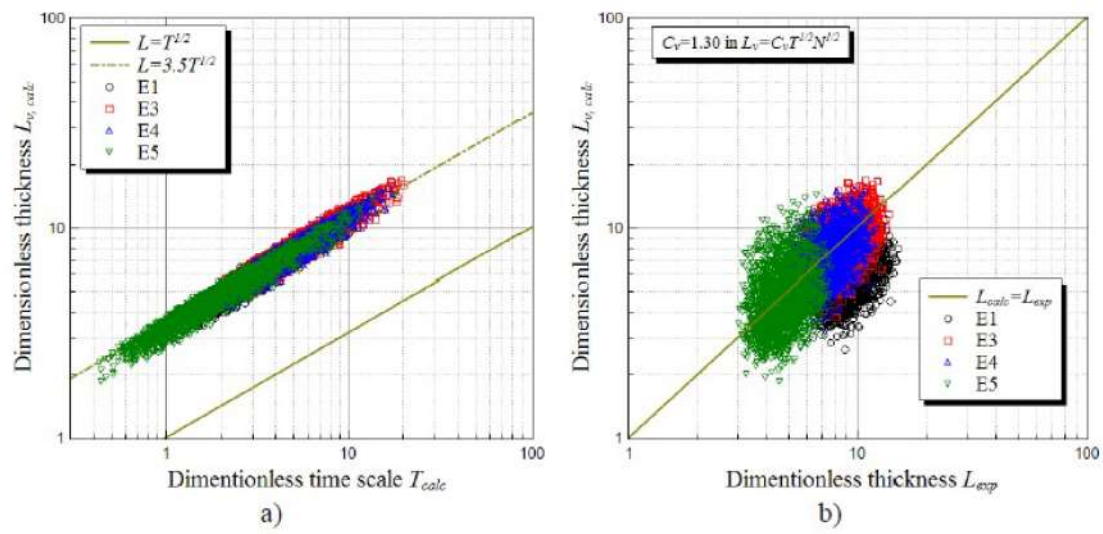


図 3.3 拡がりモデルと PULiMS 試験結果との比較

4. 実機評価

これまでの実験の知見から、デブリジェットが原子炉下部キャビティ床に到達するまでの落下過程において冷却されず高温のまま床に到達する場合には、熔融炉心の拡がりが大きくなり、反対に、熔融炉心が落下時に細粒化などにより冷却が進む場合には、熔融炉心の拡がり小さくなると考えられる。図4.1及び図4.2にそれぞれの場合の模式図を示す。感度解析では、これらのケースに対する熔融炉心の拡がり面積を算出し、MAAP コードの解析の入力条件とする。

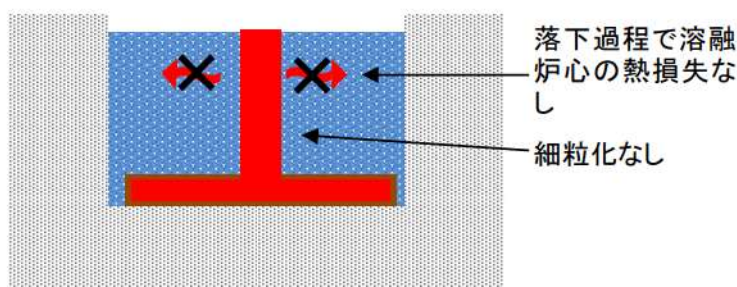


図 4.1 落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース
(熔融炉心からの除熱が進まず、固化割合が小さいため拡がりが大きくなる。)

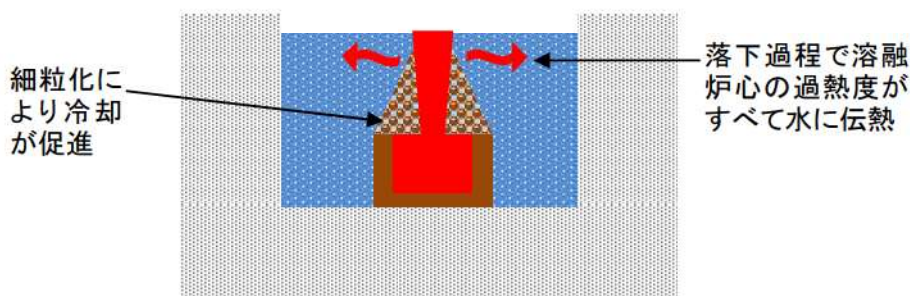


図 4.2 落下時に細粒化などにより冷却が進むケース
(熔融炉心からの除熱が進み、固化割合が大きくなるため拡がり抑制される。)

表 4.1 に 1 回目の原子炉容器破損時の熔融炉心落下条件について示す。また、表 4.2 に落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケースと落下時に細粒化などにより冷却が進むケースの細粒化割合と過熱度の熱損失をまとめたものである。

前者のケースでは、デブリジェットが原子炉下部キャビティ床に到達するまでの落下過程において、熔融炉心の冷却が進まないような条件として、細粒化無しとし、また、落下過程における熔融炉心-原子炉下部キャビティ水間の熱伝達による熔融炉心の熱損失も無しとしている。

一方、後者のケースでは、デブリジェットが原子炉下部キャビティ床に到達するまでの

落下過程において、溶融炉心の冷却が進むような条件として、細粒化割合は Saito の相関式^[10]を用い、また、溶融炉心の熱損失については、溶融炉心の過熱度分がすべて水と熱交換するとしている。

評価結果を表 4.3 に示す。拡がり直径については、前者のケースで約 7.7m、後者のケースで約 1.5m となった。

表 4.1 溶融炉心放出時のパラメータ

項目	値
メルト質量 [kg]	48,600
放出時間 [s]	100
メルト温度 [K]	2,554.05
冷却水温度 [K]	408.05
メルト密度 [kg/m ³]	8,463.1
冷却水密度 [kg/m ³]	931
ジェット径 [m]	0.4
ジェット粘性係数 [Pa*s]	10.5
ジェット表面張力 [N/m]	1
メルト比熱 [J/kg/K]	484.6
冷却水比熱 [J/kg/K]	4,280
単位質量当たりの崩壊熱 [W/kg]	264.2
固化温度 (Tsol) [K]	2,308.25
液化温度 (Tliq) [K]	2,308.25
メルト融解熱 [J/kg]	326,415

表 4.2 各ケースに対する主な入力パラメータ

	落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース	落下時に細粒化などにより冷却が進むケース
メルト細粒化割合 [-]	0.0	0.66
ジェット冷却による過熱度の熱損失 [K]	0	245.8

表 4.3 溶融炉心の拡がり評価結果

	落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース	落下時に細粒化などにより冷却が進むケース
拡がり直径 [m]	約 7.7	約 1.5
拡がり面積 [m ²]	約 47	約 1.8

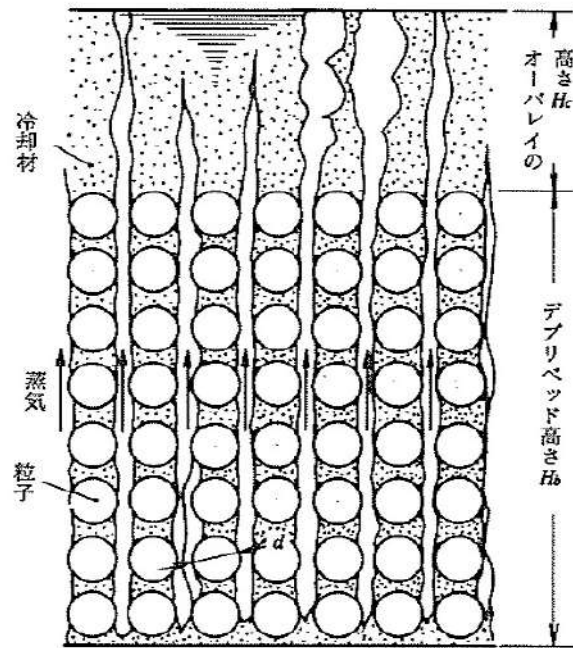
5. 参考文献

- [1] Pavel Kudinov, et al., " Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-Coolant Interaction," The 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.
- [2] Sehgal, B.R., Dinh, T.N., Green, J.A., Konovalikhin, M.J., Paladino, D., Leung, W.H., Gubaidulin, A.A., " Experimental Investigation of Melt Spreading in One-Dimensional Channel" , RIT/NPS Research Report for European Union EU-CSC-1D1-97, 86p., 1997.
- [3] Greene, G.A., Finrock, C., Klages, J., and Schwarz, C.E., " Experimental Studies on Melt Spreading, Bubbling Heat Transfer and Coolant Layer Boiling," Proceedings of 16th Water Reactor Safety Meeting, NUREG/CP-0096, pp.341-358, (1988).
- [4] Suzuki, H., et al., " Fundamental Experiment and Analysis for Melt Spreading on Concrete Floor," Proceedings of 2nd ASME/JSME Nuclear Engineering Conference, Vol. 1, pp. 403-407, (1993).
- [5] Fieg, G., et al., " Simulation Experiments on the Spreading Behavior of Molten Core Debris" , Proceedings of the 1996 National Heat Transfer Conference, in the session " Fundamental Phenomena in Severe Accidents" , Houston, Texas, August 3-6, 1996, HTC-Vol.9, pp.121-129.
- [6] Alsmeyer H., et al., " Overview on the Results of the RCA Project on Molten Core - Concrete Interactions" , FISA-95 Proceedings, Luxemburg, EUR 16896 EN, pp.231-255 (1996).
- [7] Konovalenko A. and Kudinov P., "Development of Scaling Approach for Prediction of Terminal Spread Thickness of Melt Poured into a Pool of Water," Proceedings of The 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, N9P0302, 2012.
- [8] Dinh, T.N. Konovalikhin, M. J., Sehgal, B.R., " Core melt spreading on a reactor containment floor" , Progress in Nuclear Energy, 36(4), pp. 405-468, (2000).
- [9] Maxim J.K., Investigations on Melt Spreading and Coolability in a LWR Severe Accident, Doctoral Thesis, Royal Institute of Technology Stockholm, 2001.
- [10] M.Saito, K.Sato, S.Imahori, "Experimental Study on Penetration Behaviors of Water Jet into Freon-11 and Liquid Nitrogen," ANS Proc. of National Heat Transfer Conference, Houston, Texas, USA, (1988).

添付 3-2 粒子状ベッドの冷却性実験と解析モデル

粒子状ベッドの冷却性については、高速増殖炉の炉心損傷事故の評価において重要な評価となることから、従来から多くの実験的及び解析的研究が行われてきている。また、TMI-2 事故以降は、軽水炉を対象とした研究も進められている。

デブリベッド冷却に関する研究の主要な焦点の一つは、デブリベッドの冷却限界が、崩壊熱を上回るかどうかであり、判断基準のパラメータはデブリベッドのドライアウト熱流束と考えられている。発熱する粒子状ベッドの内を流下する冷却水と上昇する蒸気の対向二相流がデブリベッド内で形成される。粒子状デブリベッドの流動状態の模式図を付図 2-1 に示す。崩壊熱が高いと、局所的にデブリベッド内でドライアウトが生じ、デブリベッドの温度が急激に高くなる。この時の熱流束がドライアウト熱流束となる。粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束は、種々の実験が行われ、種々の相関式が提案されている。その中でも Lipinski 0-D モデル（付表 2-1 参照）は、小さい粒径から大きい粒径まで適用可能とされており、広く使われている。MAAP コード内でも乱流域に対する Lipinski 0-D モデルが粒子状ベッドの冷却の評価に使用されている。Lipinski 0-D モデルでは、ドライアウト熱流束は、主に粒子径、ポロシティ、堆積高さ、圧力に依存する。



付図 2-1 粒子状ベッド冷却の流動モデル

出展：日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」日本工業出版（平成元年）

付表 2-1 Lipinski 0-D モデルについて

出展：日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」日本工業出版（平成元年）

モデル	実験との比較
<p>c. Lipinskiの0-Dモデル</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合⁽¹⁵⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽¹⁵⁾。</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 q ($=\dot{Q}H_b$) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v \Delta h_v u_1 \left\{ 1 + (u_2/u_1)^2 \right\}^{1/2} - 1 \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} \right] / \left[\frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が s ($0 \leq s \leq 1$) に関して極大値をとる条件として求まる。</p>	<p>ドライアウト熱流束 (W/m²)</p> <p>粒子径 d (mm)</p> <p>冷却材：水</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ : Gabor-Cassulo⁽¹⁸⁾ □ : Somerton-Catton⁽³¹⁾ ▽ : Barleon-Werle⁽³⁰⁾⁽³³⁾ ◇ : Dhir-Catton⁽¹⁷⁾ ▽ : Dhir-Barleon⁽⁷⁾ □ : Shirds-Stevens⁽²⁾ ◇ : Abe-Sudo⁽¹⁰⁾ ● : Trenberth-Shires⁽³⁹⁾ △ : Squarer, et al.⁽⁹⁾⁽³⁸⁾ ■ : Sowa, et al.⁽⁴⁰⁾ <p>Hardee-Nilson⁽¹¹⁾ Ostensen⁽⁵⁾ Lipinski O-D⁽¹¹⁾ ($H_b=20\text{cm}$)</p>

(第4部 GOTHIC コード)

目次

－ 第4部 － GOTHIC コード －

1. はじめに	4-3
2. 重要現象の特定	4-4
2.1 事故シーケンスと評価指標	4-4
2.2 ランクの定義	4-4
2.3 物理現象に対するランク付け	4-5
3. 解析モデルについて	4-9
3.1 コード概要	4-9
3.2 重要現象に対する解析モデル	4-11
3.3 解析モデル	4-12
3.4 ノード分割	4-27
3.5 入出力	4-35
4. 検証, 妥当性確認	4-36
4.1 重要現象に対する検証, 妥当性確認方法	4-36
4.2 NUPEC試験解析	4-40
4.3 構造材凝縮熱伝達モデルの感度検討	4-71
4.4 熱伝達試験との比較	4-74
4.5 熱伝導解析解との比較	4-76
4.6 PAR特性検証	4-77
4.7 イグナイタによる水素燃焼モデルの検証	4-99
4.8 実機解析への適用性	4-100
5. 有効性評価への適用性	4-120
5.1 不確かさの取扱いについて (評価指標の観点)	4-120
5.2 不確かさの取扱いについて (運転員等操作の観点)	4-121
6. 参考文献	4-123
添付1 解析コードにおける解析条件	4-125
添付2 PANDA試験	4-126
添付3 代替格納容器スプレイポンプの攪拌効果について	4-133

1. はじめに

本資料は、格納容器損傷防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下、「有効性評価」と称す。）のうち、水素燃焼解析において適用している GOTHIC (Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments) Ver. 7*（以下、「GOTHIC コード」と称す。）について、

- ・有効性評価において重要となる現象の特定
- ・GOTHIC コードの解析モデル及び入出力に関する説明
- ・妥当性評価
- ・有効性評価への適用性

に関してまとめたものである。

* GOTHIC Code, Version 7.2a-p5 Windows 2000/XP (with associated GOTHIC Documentation), EPRI Palo Alto, CA, EPRI Product 1013072, 9-Feb-2006

2. 重要現象の特定

2.1 事故シーケンスと評価指標

GOTHIC コードが適用される、格納容器破損防止対策における格納容器破損モードについて、具体的な事故シーケンス、及びその事象の推移と評価指標について記述する。

(1) 水素燃焼

格納容器損傷防止に係る格納容器破損モードである水素燃焼では、事故時の原子炉格納容器内の熱流動ならびに原子炉及び原子炉格納容器内で発生する水素の拡散・混合挙動を評価する。

水素燃焼において想定する重要事故シーケンスとして、大破断 LOCA+ECCS 注入失敗（格納容器スプレイ成功）を想定する。事象初期においては1次冷却系からの破断流による原子炉格納容器内への質量エネルギー放出が顕著であり、原子炉格納容器内の圧力・温度上昇が見られる。また、破断流の一部は、スプレイ及びそれに伴う凝縮、構造材表面における蒸気凝縮に伴い、液相が形成されサンプへの流入に至る。

炉心は、ECCS の炉心注入失敗により、冷却能力が長期的に不足するため、燃料が高温状態に至り、溶融する。燃料の過熱過程において水素が発生し、破断口から原子炉格納容器内に放出される。溶融した燃料は原子炉容器を貫通し原子炉下部キャビティに落下し、原子炉格納容器内には原子炉内のジルコニウム-水反応で生成された水素が大量に放出される。また、原子炉格納容器内における放射線水分解・金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用などによっても水素が発生する。

発生した水素は、原子炉格納容器内に設置された水素処理設備により処理され、原子炉格納容器内の水素濃度の増加が抑制される。この過程において、原子炉格納容器内部の圧力及び温度は、原子炉格納容器気相部における質量エネルギーにより変動する。

評価指標は原子炉格納容器内の水素濃度であり、審査ガイド（参考文献1）に示されるとおり、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟は防止できると判断される。

2.2 ランクの定義

本資料の本文「2. 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうち GOTHIC コードで評価する事象において、考慮すべき物理現象を対象に、表 2-1の定義に従って「H」、「M」、「L」及び「I」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。

表 2-1 ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取扱い
H	評価指標に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する
M	評価指標に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する必要はないが、本資料では実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする
L	評価指標に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない
I	評価指標に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない

2.3 物理現象に対するランク付け

水素濃度を評価指標とした物理現象とランクの関係を表 2-2に示し、以下に説明する。表 2-1の定義に従い、物理現象に対してランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。

2.3.1 区画間・区画内の流動

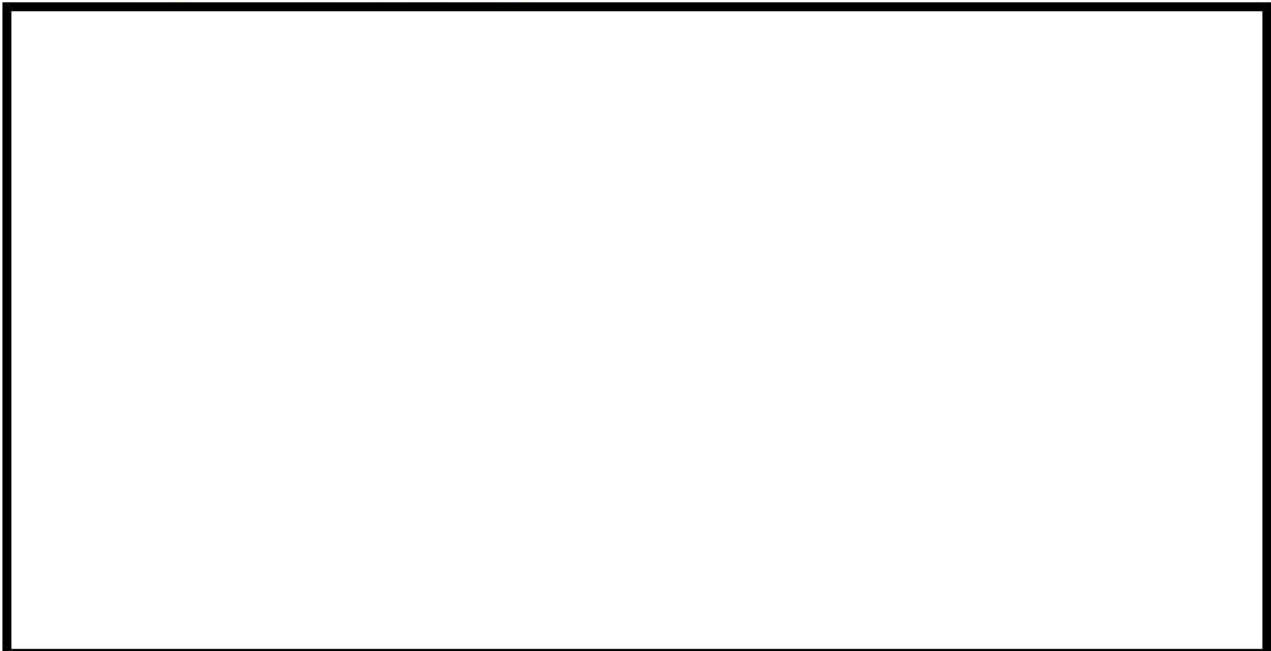




2.3.2 気液界面の熱伝達



2.3.3 構造材との熱伝達及び内部熱伝導



2.3.4 スpray冷却



2.3.5 水素発生



2.3.6 水素処理



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

表 2-2 格納容器破損防止対策の有効性評価（水素燃焼）のランク

		水素燃焼
分類	物理現象	評価指標
		水素濃度
原子炉格納容器	(1) 区画間・区画内の流動	H
	(2) 気液界面熱伝達	L
	(3) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導	H
	(4) スpray冷却	H
	(5) 水素発生	H (GOTHIC コードでは計算しないため「I」)
	(6) 水素処理	H

3. 解析モデルについて

3.1 コード概要

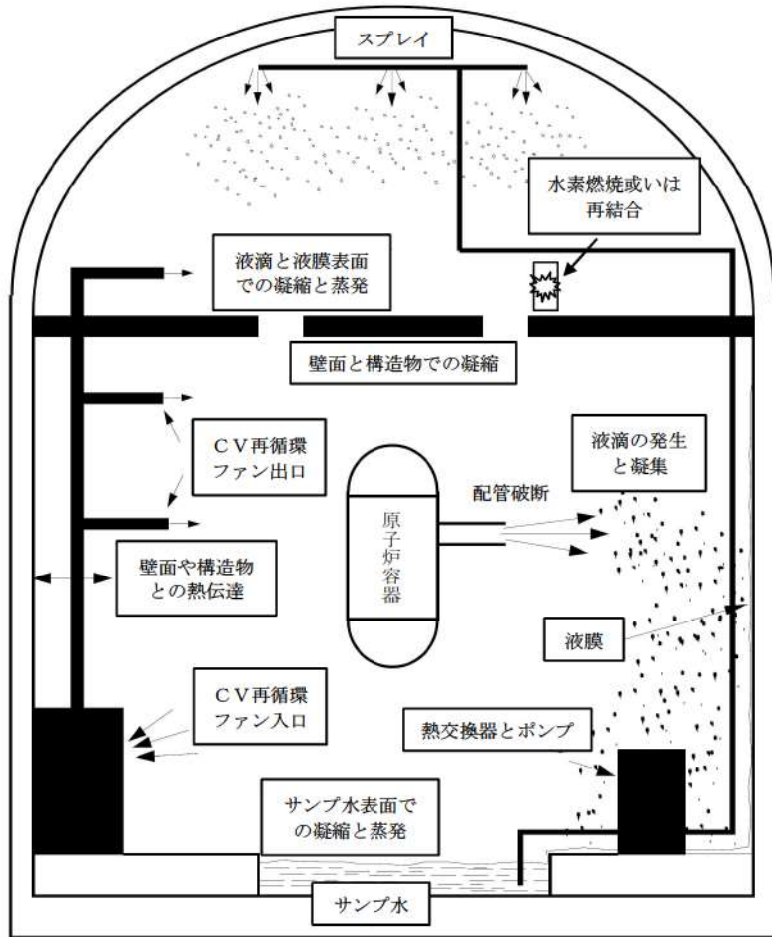
GOTHIC コードは、原子力発電プラントの格納システムの事故解析を主目的に、米国 NAI (Numerical Applications Inc.) により開発された汎用熱流動解析コードである (参考文献 2)。

コードは質量、エネルギー及び運動量の 3 保存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。流体場においては各種ガス組成の考慮が可能である。空間はノードとして模擬され、それらはパスにより接続される。ノードは集中定数系、或いは有限差分法で分割する分布定数系による模擬が適用可能である。

また、ポンプ、バルブ、スプレイ、ファン、空調機器、熱交換器、イグナイタ、PAR 等の機器設備の作動及び制御に対しても組み込みのコンポーネントモデルにより模擬可能である。

これらにより、想定した事故シーケンスに従って原子炉格納容器 (CV) 内の水素を含む流体の過渡状態が計算される。

GOTHIC コードによる解析モデルを図 3-1 に示す。また、以下にコードの構成要素の概要を示す。



出典：EPRI Product 1013072, GOthic Technical Manual, Figure 2-1

図 3-1 GOthic コードモデル概念図及びサンプルモデル

3.2 重要現象に対する解析モデル

2章で示した現象のうち、評価目的に対し影響が大きいと判断した重要現象（表 2-2において「H」に分類された物理現象）について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを表 3-1に示す。

表 3-1 重要現象に対する解析モデル

重要現象	必要な解析モデル
区画間・区画内の流動	保存式モデル 流動を模擬する構成式及び相関式 非凝縮性ガスの輸送モデル ノーディングスキーム（空間離散化）
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル 熱伝達モデル（自然及び強制対流，輻射，凝縮） 熱伝導モデル
スプレイ冷却	多相流モデル 界面積モデル 界面熱伝達モデル（凝縮では相変化アナログを考慮）
水素処理	PAR 特性モデル イグナイタによる水素燃焼モデル

3.3 解析モデル

GOTHIC コードの主要な解析モデルを以降に示し、その概要を表 3-2に纏める。

表 3-2 GOTHIC コードのモデル一覧

項目	モデル
基本式	<ul style="list-style-type: none"> ・気相，液相，液滴からなる 3 相の流体場 ・質量保存則，エネルギー保存則，運動量保存則 ・各種構成式・相関式及び状態方程式 ・沸騰・凝縮など多相状態の変化（二相流況，相間摩擦，物質輸送，熱伝達など） ・気相には蒸気及びガス組成を考慮
数値解法	<ul style="list-style-type: none"> ・陰解法，半陰解法，陽解法から選択（実機・検証解析では半陰解法を使用）
区画間・区画内の流動	<ul style="list-style-type: none"> ・離散化モデル（パス及びジャンクションでノード間を接続） ・集中定数系では気液分離と気相部における液滴の存在を模擬する流況モデルを適用 ・分布定数系では二相流況をすべてモデル化
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	<ul style="list-style-type: none"> ・自由対流（McAdams），強制対流熱伝達（Dittus-Boelter）及び混合領域をモデル化 ・輻射モデル ・凝縮モデル（実験相関式或いは熱・物質伝達のアナログ） ・熱伝導モデル
スプレイ	<ul style="list-style-type: none"> ・液滴径・流量，温度 ・流動様式モデル ・自由対流（McAdams），強制対流熱伝達（Dittus-Boelter）及び混合領域モデル ・相変化（物質伝達）は界面を定義しアナログにより計算
水素処理	<ul style="list-style-type: none"> ・PAR 特性を組込関数として模擬 ・イグナイトによる水素燃焼モデル

3.3.1 区画間・区画内の流動

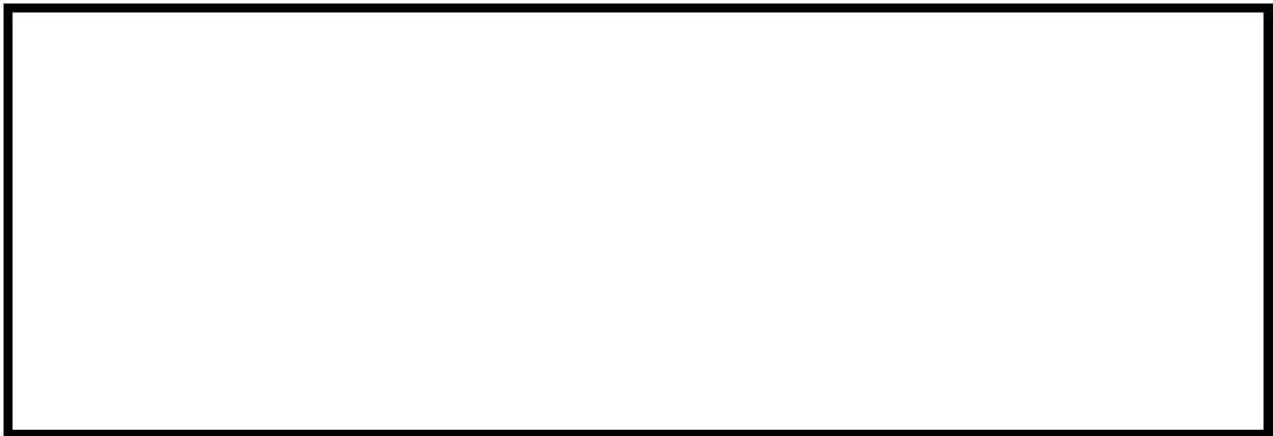
原子炉格納容器内の区画・区画内の流動を適切に模擬するため，原子炉格納容器を適切にノード分割する。流動計算で取り扱われる流体は各種ガス組成及び蒸気を含む気相，液相及び液滴相となり，これら各相に対して質量，エネルギー，運動量の保存式を各種の構成式及び相関式と合わせて数値的に解き，原子炉格納容器内の流動を模擬する。流体の各相に対しては非平衡状態の模擬が可能であり，多相の流況及び界面状態，相間の相互作用が考慮される。また，これら流体に合わせ，アイス及びミストも考慮することが可能である。

(1) 空間に対するモデル

ノードモデルには集中定数系モデル，ノードを有限差分法で分割する分布定数系モデルがある。

集中定数系ノードでは、熱水力学的諸量がノード平均として扱われ、流体各相のノード間の質量、エネルギー及び運動量の伝ばは、ノード間接続の流路面積、慣性長及び流動抵抗を考慮したパスにより模擬される。ノード内の流体が二相となる場合、ノード内の床面側に液相が、天井側に気相が存在する Pool/Drop 流動様式となる（図 3-2参照）。また、ノード内に構造材等のヒートシンク、破断口等の境界条件を設定することができる。

分布定数系ノードでは、ノードを複数のサブノードに分割することで流体の熱水力学的諸量の空間変化が詳細に模擬される。ノード内の質量、エネルギー及び運動量の空間変化は、サブノードに分割されたメッシュ構造体系で、有限差分法により求められる。また、乱流を考慮した多次元のモデル化が可能である。分布定数系ノードでは、図 3-2に示される流動様式が考慮され、流動様式に応じた界面熱伝達等を表す構成式、構造材表面の熱伝達等を表す相関式により二相流れが模擬される。分布定数系ノードはパスにより集中定数系ノードと接続することができる。



(2) 気液界面の熱伝達

PWR の重大事故等発生時において、原子炉格納容器内で水素が発生するような状態で考慮されるべきである流体間の熱・物質伝達に関する相互作用を図 3-3に示す。流体は液相（水）・気相（蒸気）・液滴の三相による流体場を想定している。流体間では、液相・気相間、液滴・気相間において凝縮・蒸発・沸騰・フラッシング等が、液滴相・液相間では、デポジット・ディエントレイン・凝集等が考えられる。構造材表面では流体との熱・物質伝達の相互作用が計算され、構造材表面を介して流体の相や保有エネルギーに変化が及ぶ。これらの相互作用のうち、流体間の界面における熱・物質伝達に関し、GOTHIC コードにおけるモデルと取扱いを示す。

流体の相間における相互作用は、空間における流況を判断した上で界面積・状態量等から判断される。流況（Flow Regime）を識別することにより、相間（液相・気相間、液滴・気相間）の熱伝達及び抗力が作用する界面積が定義される。集中定数系ボリュームでは Pool/Drop 流動様式が、分布定数系においては図 3-2に示される流動様式が考慮される。液相・気相間、液滴・気相間の熱・物質伝達モデル概念図を図 3-4に示す。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

流体が相変化を伴う場合、それによる輸送量は界面に対し作用する。この界面に対し、相間の物質伝達、熱伝達、運動量などの輸送量は、界面の両面における質量エネルギーバランスから算出される。

蒸気の凝縮に対しては、熱及び物質伝達間のアナログを考慮する機構論的なモデルにより伝達量が計算される。伝熱量は以下のとおりとなる。

$$Q_{vl} = H_{vl}A_{vl}(T_{ll} - T_v) + \Gamma_l h_{vs}$$

$$Q_{ll} = H_{ll}A_{vl}(T_{ll} - T_l) + \Gamma_l h_l$$

H_{vl}, H_{ll} : 熱伝達係数

Γ_l : 相変化質量

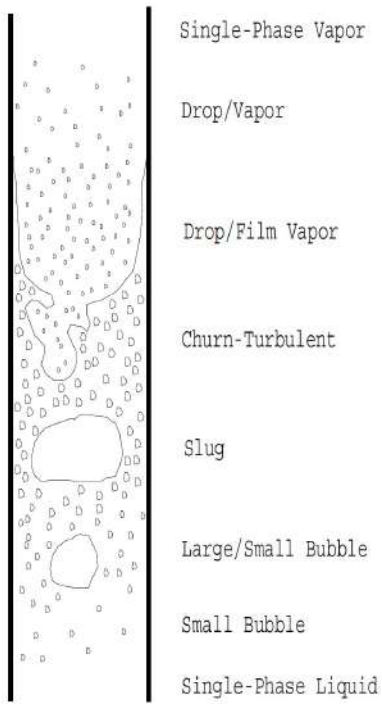
h_{vs}, h_l : エンタルピー

A_{vl} : 界面積

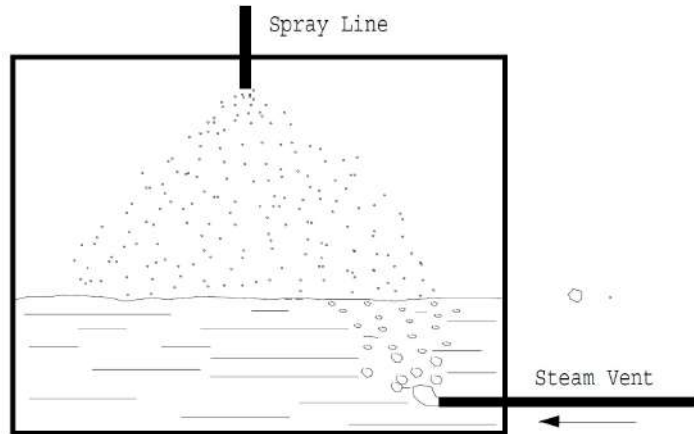
T_v, T_l, T_{ll} : 温度

(3) まとめ

このように原子炉格納容器内の空間を適切にノード分割した上で、気液界面の熱伝達や後述する構造物との熱伝達を表記する構成式・相関式と合わせて流体の保存式を解くことで、区画間・区画内の流動が模擬される。



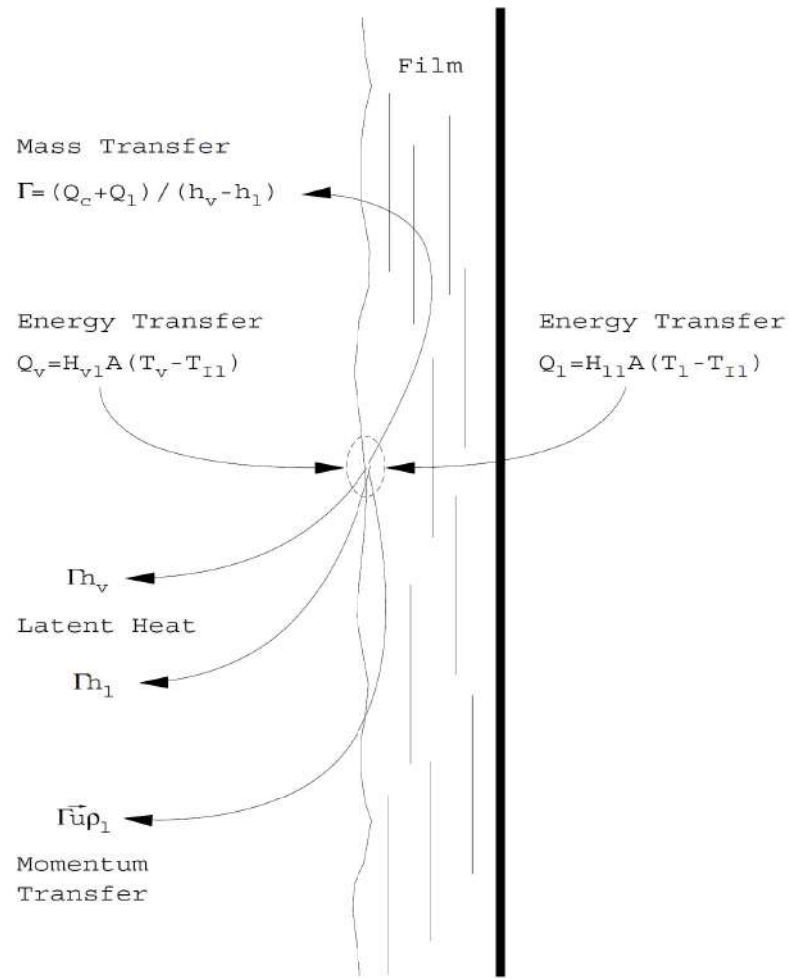
分布定数系における Flow Regime



集中定数系における Flow Regime

出典 : EPRI Product 1013072, GOthic Technical Manual, Figure 8-1 and 8-3

図 3-2 二相流モデル



出典：EPRI Product 1013072, GOETHIC Technical Manual, Figure 8-6

図 3-3 界面伝達モデル

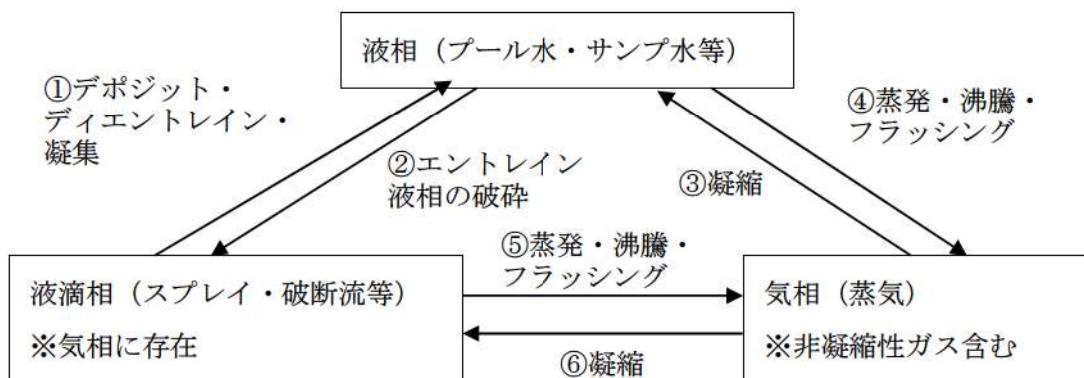


図 3-4 流体間の相互作用 (界面における熱・物質伝達)

3.3.2 構造材との熱伝達及び内部熱伝導

流体と構造物表面との間の、単相、輻射、凝縮熱伝達が考慮される(図 3-5参照)。以下に、GOTHIC コードに具備される代表的な熱伝達モデルを示す。

- ・単相熱伝達 (McAdams (参考文献3) : 自由対流, Dittus-Boelter (参考文献4) : 強制対流)
- ・輻射熱伝達 (壁面-気相, 壁面-壁面, Stefan-Boltzman (参考文献3) 式に基づく)
- ・凝縮熱伝達 (内田 (参考文献5)・田上 (参考文献6), Gido-Koestel (参考文献7), Diffusion Layer Model (参考文献8))

熱伝達モデルにより、凝縮伝熱量は以下のとおりとなる。

$$Q_{cond} = \lambda_t \lambda_{wv} H_{cond} A_{cn} \Delta T_{cond}$$

H_{cond} : 凝縮熱伝達係数

λ_t : 強制関数

λ_{wv} : 接触表面割合

A_{cn} : 伝熱面積

ΔT_{cond} : 温度差

なお、構造物表面での伝熱量は以下のとおりとなる。

$$Q_w = Q_{cond} + Q_{conv_v} + Q_{conv_l} + Q_{rad}$$

熱構造材表面の凝縮は、気体の流動強度と境界部分の密度差、非凝縮性ガスの存在など気体組成・状態量、表面の液膜の状況に影響を受ける。コードでは、実験相関式或いは構造材表面の液膜濡れの影響を考慮する機構論的モデルを用いてこれら影響が考慮される。

事故時に原子炉1次冷却系から冷却材が放出されると原子炉格納容器内に蒸気が広がるが、構造材はヒートシンクとなり表面で蒸気凝縮が作用し、上昇する原子炉格納容器圧力及び温度の抑制に寄与する。一方、格納容器スプレイによる冷却、再循環ユニットによる気相部の自然対流冷却が開始されると、構造材表面にある液相が再蒸発を始める。これら冷却材-構造材熱伝達は、これらに対応するための上記の凝縮及び対流熱伝達モデルにより模擬される。以下に構造材表面の凝縮熱伝達モデルの概要を示す。

(1) 田上ブローダウン式 (参考文献6)

日本で実施した Safe Project (参考文献9) において、1区画の閉空間に対する大破断 LOCA ブローダウン (二相放出) を想定し得られた実験相関式である。対象となる区画の自由体積、放出エネルギー積分値、放出期間の関数により、ブローダウン時のピーク凝縮熱伝達係数を定義する。な

お本式をベースにした修正田上相関式が、日本国内の設置許可申請書添付十における原子炉格納容器健全性評価及び長期内圧評価に使用されている。

(2) 直接凝縮モデル

構造材表面における直接凝縮モデルを示す。なお、本節で示す凝縮モデルは、濡れ面における凝縮膜が継続的に落下することで、気相と構造材との接触性が確保される状態を仮定している。

① 内田相関式 (参考文献 5)

熱構造材との熱流束が過度に大きい、或いは過度に少ない場合を除いて適用可能である。対象となる領域の蒸気・非凝縮性ガスの比のべき乗により凝縮熱伝達係数を定義する。過熱状態に対しては適用しないものとする。本式をベースにした修正内田相関式が整備されており、LOCA を想定した設計基準事故 (DBA) の解析で、修正田上相関式と組み合わせて使用されている実績がある。

② Gido-Koestel 相関式 (参考文献 7)

熱・物質伝達のアナログにより、熱構造材表面における凝縮に伴う物質伝達を算出、これにより等価的な熱伝達係数を定義する。気相が過熱・飽和いずれの状態においても適用可能である。表面の凝縮膜による伝熱促進を組み込んでおり、液膜厚さ・流速が考慮される。

(3) Diffusion Layer Model (参考文献 8)

Diffusion Layer Model (DLM) は、熱・物質伝達のアナログを用いて凝縮率と顕熱伝達率を計算する。このモデルは開発元 (NAI) の検証により、最適な熱伝達予測であることが確認されている。うち、DLM-FM は構造材近傍の気相におけるミストの発生及び構造材表面の液膜擾乱効果を考慮することで、最確評価が可能である。

GOTHIC コードの実験検証においては、例えば NUPEC 試験解析などで DLM-FM を使用している。他のモデル検証解析を以下に示す。

- ・ 内田試験
- ・ Wisconsin 大学 大気圧試験 (参考文献 10)
- ・ Wisconsin 大学 加圧試験 (参考文献 10)
- ・ Wisconsin 大学 Flat Plate Tests (参考文献 11)
- ・ Debhi 試験 (参考文献 12)
- ・ CVTR 試験 (参考文献 13)
- ・ BFMC 試験 (参考文献 14, 15, 16)
- ・ HDR 試験 (参考文献 16, 17)
- ・ ヌッセルト理論 (参考文献 18)

(4) 膜状凝縮モデル (Film)

原子炉格納容器内の壁面のような熱構造物とは異なり、液相で浸されている濡れ面（配管内部など）に対しては、膜状凝縮モデルを適用する。このモデルでは膜状凝縮のみならず、周辺の流体との单相熱伝達及び沸騰も模擬可能である。凝縮のモデルは内田と Gido-Koestel の組み合わせ、或いはそれらの最大値が適用される。

その他、GOTHIC コードによるモデル化で考慮される事項は以下のとおりである。

- ・ 溶融炉心による輻射は、ソースタームとして境界条件で考慮する。
- ・ 原子炉格納容器外面での大気との熱伝達の影響は模擬しない。
- ・ ヒートシンクモデルは、表面における流体及び空間からの伝熱を内部の熱伝導モデルに渡す。

原子炉格納容器本体及び構造物内部の伝熱は平板体系（場合によっては円柱或いは円筒）により模擬される。即ち、構造物の厚さ方向に離散化された体系において1次元熱伝達方程式が数値的に解かれ、構造物内の温度分布が求められる。熱伝導の計算においては、厚さ方向に分割した層ごとの密度、熱伝導率及び比熱が入力データとして与えられる。厚さの分割は、計算における温度拡散の強度に従い設定する。

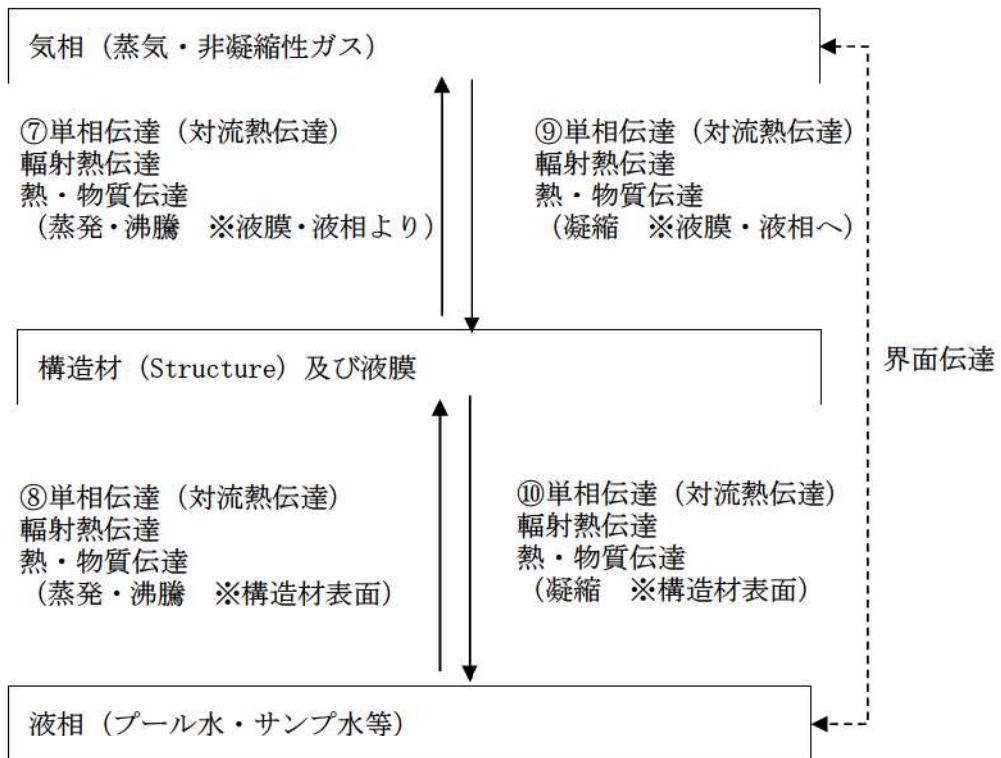


図 3-5 流体と構造物の相互作用 (構造材表面における熱及び物質伝達)

3.3.3 スpray冷却

3.3.1章(2)における気液界面の熱伝達のうち原子炉格納容器内の全体的な圧力に大きく影響するスpray冷却は、分散液滴を考慮する3流体モデルを採用することから、スpray液滴を独自の流体場として、質量、エネルギー及び運動量の保存則において考慮する。スprayの模擬に当たっては、ノミナルパラメータ(液滴径及び流量、温度)が入力により与えられる。スprayモデルが設定されるノードでは、設定されたスpray液滴がノード内に分散すると仮定され、通常、重力に従って落下する動きとなる。また、パスを用いてスpray液滴の流れ方向を定義することもできる。スprayによる流体の冷却及び凝縮は、気液界面の熱伝達、流体の相変化は、相間の運動量交換とともに、界面積、界面熱伝達、界面抗力からなる構成式により模擬される。構成式について、集中定数系ボリュームではPool/Drop流動様式が、分布定数系においては以下に示される流動様式が考慮される。

- Pool
- Small Bubble
- Large/Small Bubble
- Churn-Turbulent
- Film/Drop
- Single Phase Vapor

流動様式はノードのボイド率等に判定され、また、同様にパスに対しても適用される。相間の自由対流熱伝達、強制対流熱伝達及び混合領域に対しては以下のモデルが適用される。

- Dittus-Boelter
- McAdams
- それらの混合効果

蒸気の凝縮においては、熱及び物質伝達間のアナログを考慮する機構論的なモデルが具備されている。また、コードは3流体を考慮することから、対向流及び気相中の分散液滴を陽にモデル化することができる。

3.3.4 原子炉格納容器内の水素発生

実機プラントの解析では、水素の発生源として以下を考慮する。

- 炉内でのジルコニウム-水反応による水素発生
- 原子炉格納容器内での溶融炉心による水素発生
- 原子炉格納容器内での放射線水分解による水素発生
- 原子炉格納容器内での金属腐食による水素発生
- 原子炉格納容器内でのヒドラジン分解による水素発生

いずれについても、MAAPコードによる解析結果に基づいて時刻歴の水素発生量が評価され、境

界条件として GOTHIC コードに与える。発生する水素は、3 ループプラントの場合、大破断 LOCA + ECCS 注入失敗（格納容器スプレイ成功）において、以下の区画に放出されるものとしている。MAAP コードと GOTHIC コードで水素放出先のノード分割が異なる場合は、ノードの体積による重みで放出量を分割している。

< 炉内及び溶融炉心による水素発生 >

- ・ 破断口が存在する区画（蒸気発生器室）
- ・ 加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが存在する区画（蒸気発生器室）
- ・ RV 破損口存在区画（原子炉下部キャビティ）

< 放射線水分解，金属腐食，ヒドラジン分解による水素発生 >

- ・ オペレーションフロア以下の各区画

なお、境界条件は時系列による水素の放出質量流量、圧力及び温度である。流量に対しては後述するように補正を行っている。適用する圧力及び温度は、炉心から発生する水素に対しては MAAP コードの計算結果によるもの、それ以外については発生量算出の時点で参照した MAAP コードによる計算結果を使用している。

3.3.5 水素処理

実機プラントの解析では、水素処理設備の特性を模擬し水素の再結合若しくは燃焼を化学的に解いた上で熱及び流動の観点から周辺領域への影響を考慮した計算体系とする。具体的には、水素処理設備が広域な原子炉格納容器ドーム部に設置される場合には、3 次元的なノード分割を考慮した上で、水素処理設備の設置位置を定義する。また、下部区画等の 1 次元の或いは限定された範囲で等方的な流動が予想される位置に設置される場合は、単一の評価ボリューム内で水素処理設備による効果を考慮し、それが周囲に与える影響についてはボリューム間を接続するパスにより模擬される。

以降に、水素処理設備である PAR、水素燃焼設備となるイグナイタについて説明する。

(1) PAR による水素処理

PAR の性能評価式は製造元より提示されており、実証試験において試験結果との相関関係の確認が行われている。水素処理速度は再結合率の性能評価式に基づき、PAR 設置場所における水素及び酸素の体積比、圧力の関数となる。触媒の反応度は温度に依存するが、触媒温度は水素濃度に、ガス温度は圧力に依存するため、評価式はこれらを含む形となる。また、PAR の入口流量は、触媒温度（水素濃度に依存）と圧力によるため、入口流量を直接的なパラメータとする必要がないが、水素処理速度は圧力条件に制約される。水素の再結合率に係る性能評価式を以下に示す。

$$\gamma = \eta \cdot \min(X_{H_2}, 2 \cdot X_{O_2}, 8.0) \cdot (A \cdot P + B) \cdot \tanh(X_{H_2} - 0.5)$$

ここで、

γ : 再結合率 (g/s)

η : 1.0 ($X_{O_2} > X_{H_2}$)

X_{H_2} : 水素体積比 (vol%)

X_{O_2} : 酸素体積比 (vol%)

P : 圧力 (MPa)

A, B : 係数

A 及び B は試験結果に基づき設定される係数となる。

また、PAR では水素の再結合により、以下のように量論的に化学反応熱が発生するが、この発生熱は GOTHIC コードにおいて考慮される。



GOTHIC コードでは、PAR が設置されるノードの水素及び酸素の体積比、圧力が性能評価式の入力として与えられ、性能評価式に基づいて再結合率、即ち、ノード内の水素処理速度が計算される。計算された水素処理速度に基づき発生する化学反応熱量が計算され、当該ノードの雰囲気への熱源として考慮される。

(2) イグナイタによる水素燃焼

GOTHIC コードに組み込まれるイグナイタモデルについて説明する。イグナイタへ通電されると、その表面部が 900℃まで上昇することで、周囲空気温度を水素の自己発火温度である約 560℃まで上昇させ、イグナイタ周囲の水素を自己燃焼させる。イグナイタ周囲の水素が燃焼することで、さ

らにその周囲の水素も火炎伝ばによって燃焼し、瞬時に原子炉格納容器内の水素濃度を低下させる効果が期待できる。

GOTHIC コード内において水素燃焼を模擬する場合、対象となるボリュームの種別に応じ適用される燃焼モデルが異なる。集中定数系においては HECTR コードと同様なモデルを使用する。これは、ガスの状態がクライテリアに適合した場合に、対象区画における一定割合の水素が燃焼するとし、パスを経由して隣接区画に燃焼が伝ばするものとする Discrete Burn Model と、外からの水素供給に基づき燃焼が継続する Continuous Burn Model による。Discrete Burn Model はイグナイタによる着火で区画燃焼が生じるとする。Continuous Burn Model では、イグナイタによる燃焼判定によらず自然着火のみの模擬に対し使用するが、パスを経由した隣接区画への燃焼伝ばは評価されない。分布定数系においては、機構論的な燃焼モデルが適用される。これは、対象セルの気相成分（水素及び酸素濃度）及び乱流要素により層状或いは乱流燃焼のうち最大のものが生じるとするものである。

図 3-7に水素濃度に応じたイグナイタによる一般的な火炎伝ば挙動を示す。水素濃度が 4vol% から可燃限界に入り、約 4vol%から 6vol%では火炎は上方伝ばのみ、約 6vol%から 8vol%では上方と水平に伝ば、約 8vol%以上で下方伝ばも起きる。このため、水素濃度が約 8vol%未満ではイグナイタより高い領域が燃焼し、8vol%以上では区画全体に火炎が広がる。水素濃度が低い場合には、火炎は上方にしか伝ばしないが、水素濃度が高まるにつれて水平方向への火炎伝ばが生じ、ついには下方への火炎伝ばが生じることを示している。

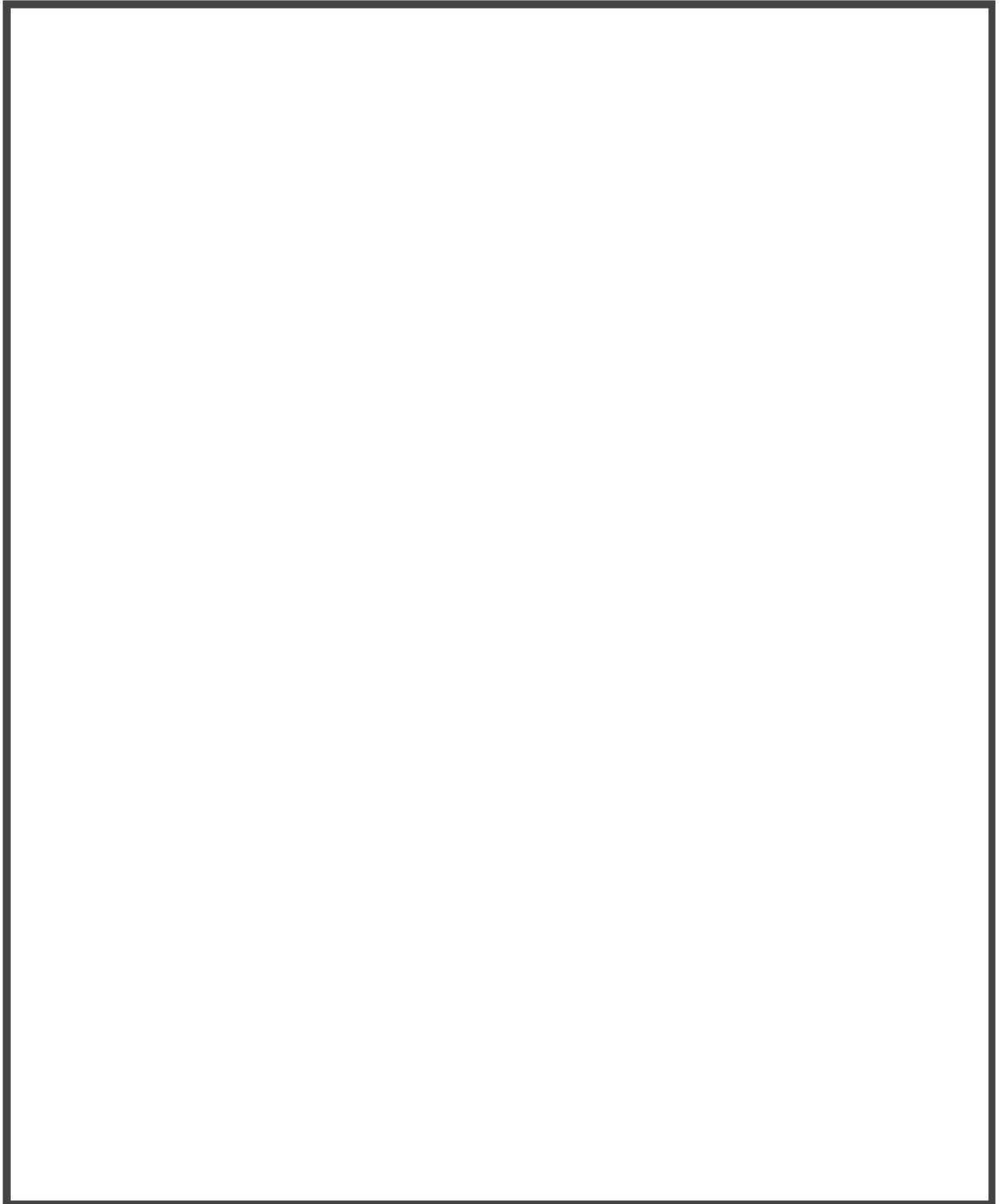
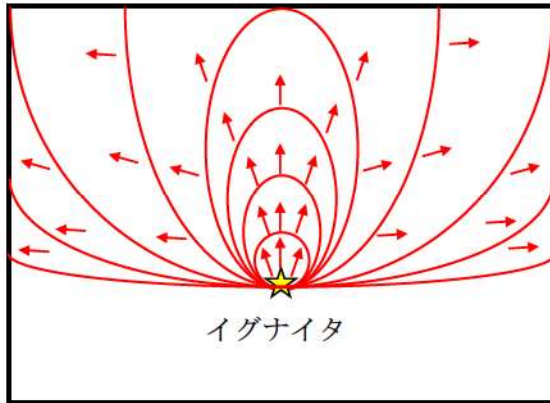


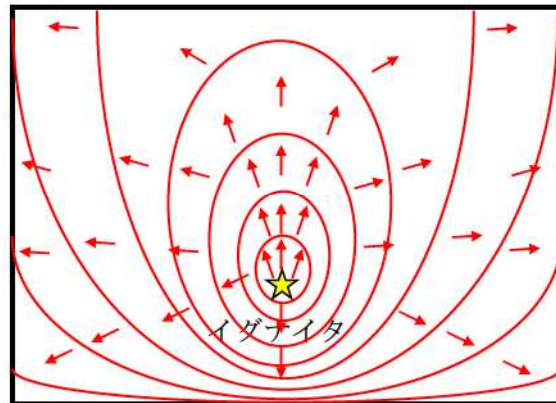
図 3-6 PAR 組み込みロジック

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

(6vol% ≤ 水素濃度 < 8vol%)



(8vol% ≤ 水素濃度)



[補足] 火炎伝ばの方向

- 4vol% ≤ 水素濃度 < 6vol% : 上方のみ
- 6vol% ≤ 水素濃度 < 8vol% : 上方・水平
- 8vol% ≤ 水素濃度 : 上方・水平・下方

図 3-7 イグナイタによる水素燃焼挙動

3.4 ノード分割

有効性評価における実機プラントのノーディングスキームは、形状、模擬する物理現象の強度、数値計算上の必要条件により基本的な分割を定める。



GOTHIC コードによる空間の模擬に対し適用する解法には集中定数系及び分布定数系があり、それらの比較を表 3-3に示す。集中定数系で考慮できるものは、基本的に分布定数系によっても模擬可能である。

プラントノーディングを図 3-8から図 3-11に示す。なお、ノード分割は想定される物理現象及びその模擬の要否、数値計算上の扱い等によって検討すべきものであり、解析により得られる結果がこの分割方針により大きく変わることがないようにする必要がある（表 3-4参照）。

また、想定する事故シーケンスによって支配的な現象が異なる場合などは、その模擬の必要性に応じて分割手法を見直す必要が生じることがある。

解析では、原子炉からの冷却材と水素の放出源としてループ室の破断口に境界条件が設定される。また、原子炉容器の破損による放出についても同様に、境界条件として原子炉下部キャビティに設定される。これ以外で、放射線水分解及びヒドラジン分解、原子炉格納容器内の金属腐食に伴う水素発生に関しても、それぞれの箇所において境界条件により模擬している。同様に水素の重要事故シーケンスとして想定される事象では格納容器スプレイに期待することから、スプレイモデルを設定し、原子炉格納容器ドーム部の各ノードに境界条件として設定される。実機解析全体の評価の流れ及びインプット及びアウトプットの関係を図 3-12に示す。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

表 3-3 集中定数系と分布定数系の比較

項目	集中定数系ノード	分布定数系ノード
特徴	ノード内の物理諸量を平均値として表す。他ノードとの流体の伝ばはパスにて模擬され、移流慣性はパスで考慮されるが、ノード内では瞬時に一様に拡散及び混合する。	ノード内をサブノードに詳細分割し、ノード内の物理諸量の空間及び時間変化を模擬。集中定数系ノードとパスで接続することができる。流体の対流及び乱流を模擬することができる。
適用例	原子炉格納容器下部区画	原子炉格納容器ドーム部
保存式	質量保存則 エネルギー保存則 運動量保存則 (いずれも流体場である気相、液相及び液滴相に対し考慮)	質量保存則 エネルギー保存則 運動量保存則 (いずれも流体場である気相、液相及び液滴相に対し考慮)
流動様式	Pool/Drop	Pool, Small Bubble, Large/Small Bubble, Churn-Turbulent, Film/Drop, Single Phase Vapor
構造材と流体の熱伝達	流体と構造物表面との間の、単相、輻射、凝縮熱伝達が考慮される。	流体と構造物表面との間の、単相、輻射、凝縮熱伝達が考慮される。
乱流モデル	使用しない	k-ε モデルなど
数値解法	ノードーパス	有限体積における差分法 (スタッガード格子)