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ークアップし、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 Hydrothetical 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、溶融ステンレス鋼（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溶融物（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。

溶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溶融物の実験では、多くのケースが実施されており、溶融物重量、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、溶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、溶融物 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。溶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、溶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。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。

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。

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、溶融炉心と冷却水の相互作用（FCI）のうち、溶融炉心と水の伝熱

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、溶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ぱして、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実験及びCOTELS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。

３つの実験のうち、水蒸気爆発が観測されたのはKROTOS実験のみで、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。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、落下させる溶融物が約1.6倍であり、同じサブクール度であれば溶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溶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。

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、溶融物は約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、溶融物の量は、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実験及びCOTELS実験について分析した結果、KROTOS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、溶融物が多い、又は、サブクール度が大き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溶融物が多い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、ＪＡＳＭＩＮＥ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。

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、ＪＡＳＭＩＮＥ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が遮へい壁構造物の破損エネルギ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が遮へい壁構造物の破損エネルギ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。

3.3 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。

---

[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

- 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

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%UO_2＋20%ZrO_2、0.77 の場合の組成は 77%UO_2＋19%ZrO_2＋4%Zr。

表 3.1-2　KROTOS 実験条件及び結果一覧

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	機械的エネルギへの変換効率
26	Al_2O_3	0	1.00	2,573	0.1	1.08	40	●	●	0.53 %
27	Al_2O_3	0	1.43	2,573	0.1	1.08	10	－	－	－
28	Al_2O_3	0	1.43	2,573	0.1	1.08	13	●	●	0.85 %
29	Al_2O_3	0	1.45	2,573	0.1	1.08	80	－	●	0.72 %
30	Al_2O_3	0	1.52	2,573	0.1	1.08	80	－	●	1.1 %
38	Al_2O_3	0	1.53	2,665	0.10	1.11	79	－	●	1.45 %
40	Al_2O_3	0	1.47	3,073	0.10	1.11	83	－	●	0.9 %
41	Al_2O_3	0	1.43	3,073	0.10	1.11	5	－	－	－
42	Al_2O_3	0	1.54	2,465	0.10	1.11	80	－	●	1.9 %
43	Al_2O_3	0	1.50	2,625	0.21	1.11	100	－	●	1.3 %
44	Al_2O_3	0	1.50	2,673	0.10	1.11	10	●	●	2.6 %
49	Al_2O_3	0	1.74	2,415	0.37	1.11	120	－	●	2.2 %
50	Al_2O_3	0	1.57	2,200	0.10	1.11	13	－	－	－
51	Al_2O_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。

表 3.1-3　ALPHA 実験条件及び結果一覧

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	$Fe+Al_2O_3$	0	20.0	2,723.15	0.1	1	84	●	
003	$Fe+Al_2O_3$	0	20.0	2,723.15	0.1	1	81	●	
005	$Fe+Al_2O_3$	0	20.0	2,723.15	0.1	1	73	●	
009	$Fe+Al_2O_3$	0	20.0	2,723.15	0.1	1	84	●	
016	$Fe+Al_2O_3$	0	20.0	2,723.15	0.1	1	78	●	
017	$Fe+Al_2O_3$	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	87	●	
018	$Fe+Al_2O_3$	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	90	●	
001	$Fe+Al_2O_3$	0	10.0	2,723.15	0.1	1	80	－	溶融物半減
010	$Fe+Al_2O_3$	0	10.0	2,723.15	0.1	1	76	●	溶融物半減
013	$Fe+Al_2O_3$	0	10.0	2,723.15	0.1	1	89	－	溶融物半減
014	$Fe+Al_2O_3$	0	20.0	2,723.15	0.1	1	1	－	飽和水
008	$Fe+Al_2O_3$	0	20.0	2,723.15	1.6	1	186	－	高圧
012	$Fe+Al_2O_3$	0	20.0	2,723.15	1.6	1	184	－	高圧
015	$Fe+Al_2O_3$	0	20.0	2,723.15	1.0	1	171	－	高圧
025	$Fe+Al_2O_3$	0	20.0	2,723.15	0.5	0.9	145	●	高圧
006	$Fe+Al_2O_3$	0	20.0	2,723.15	0.1	1	75	－	溶融物分離器
011	$Fe+Al_2O_3$	0	20.0	2,723.15	0.1	1	83	●	溶融物分離器
019	$Fe+Al_2O_3$	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	92	●	溶融物分離器
020	$Fe+Al_2O_3$	0	20.0	2,723.15	0.1	1	92	－	溶融物分離器
021	$Fe+Al_2O_3$	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	－	

表 3.1-4　COTELS 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 UO_2：55wt%、Zr：25wt%、ZrO_2：5wt%、SS：15wt%の混合物

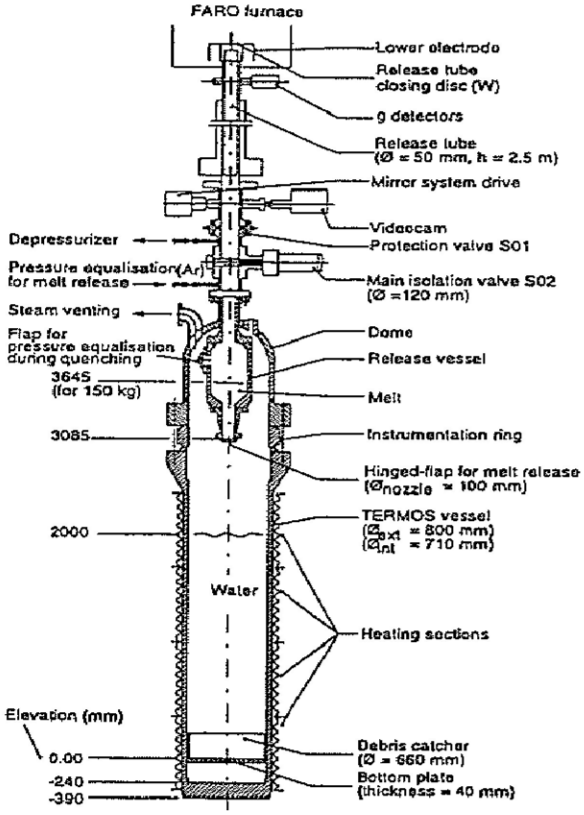


図 3.1-1　FARO 実験装置

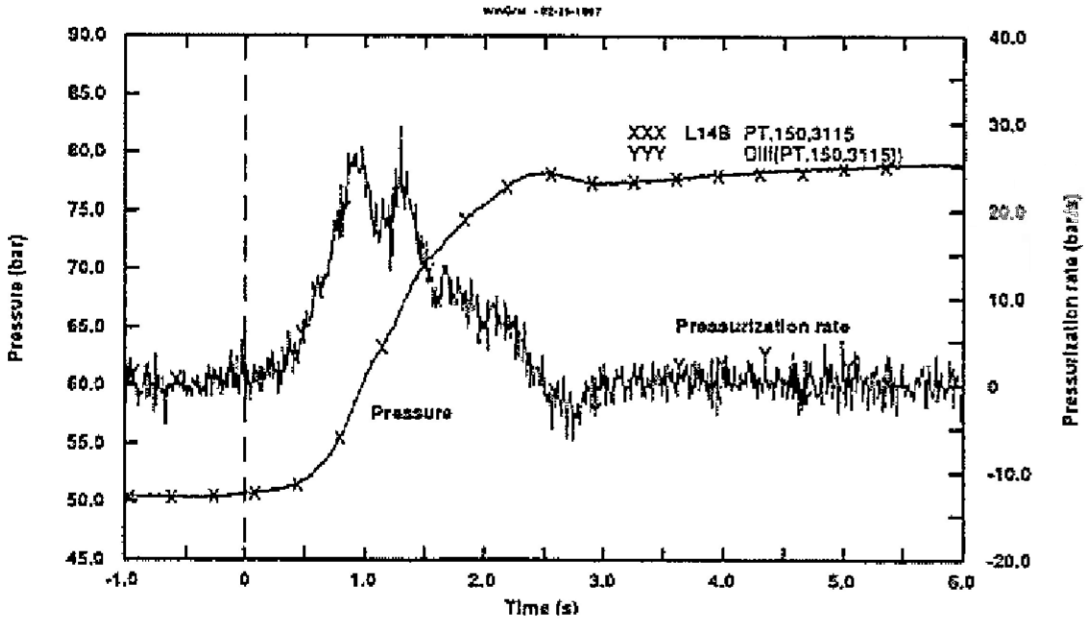


図 3.1-2　FARO 実験代表的圧力変化（L-14）

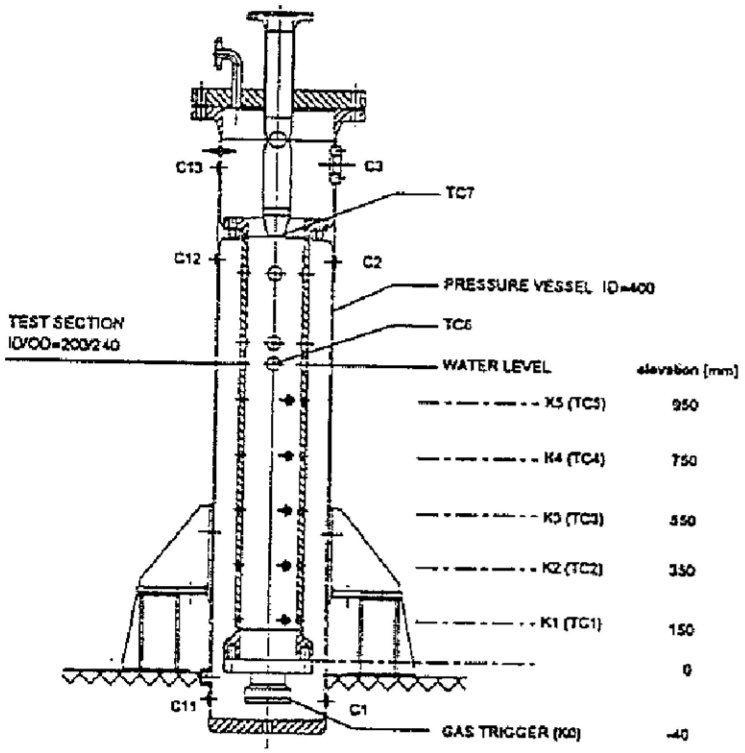


図 3.1-3　KROTOS 実験装置

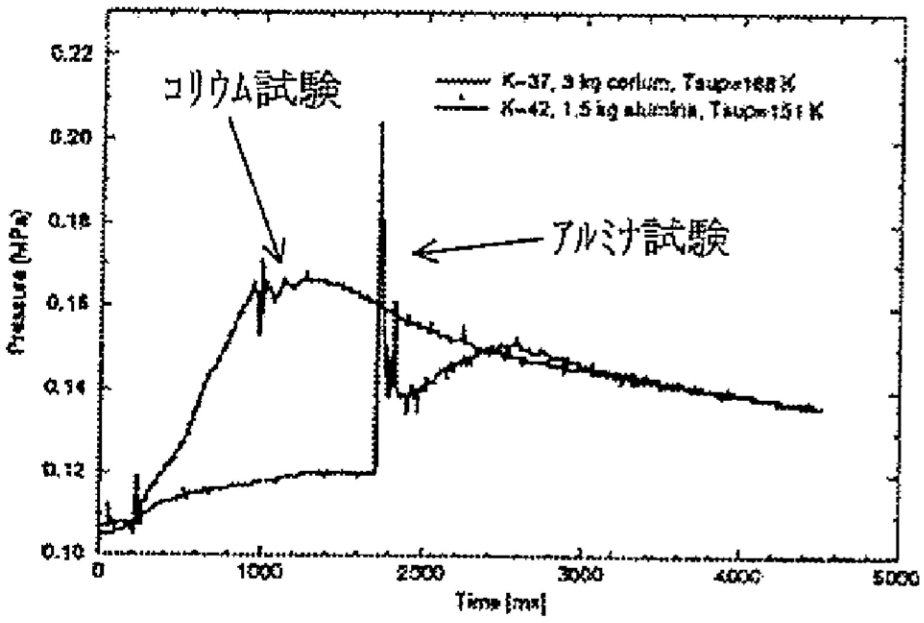


図 3.1-4　KROTOS 実験代表的圧力変化（ケース 37 及び 42）

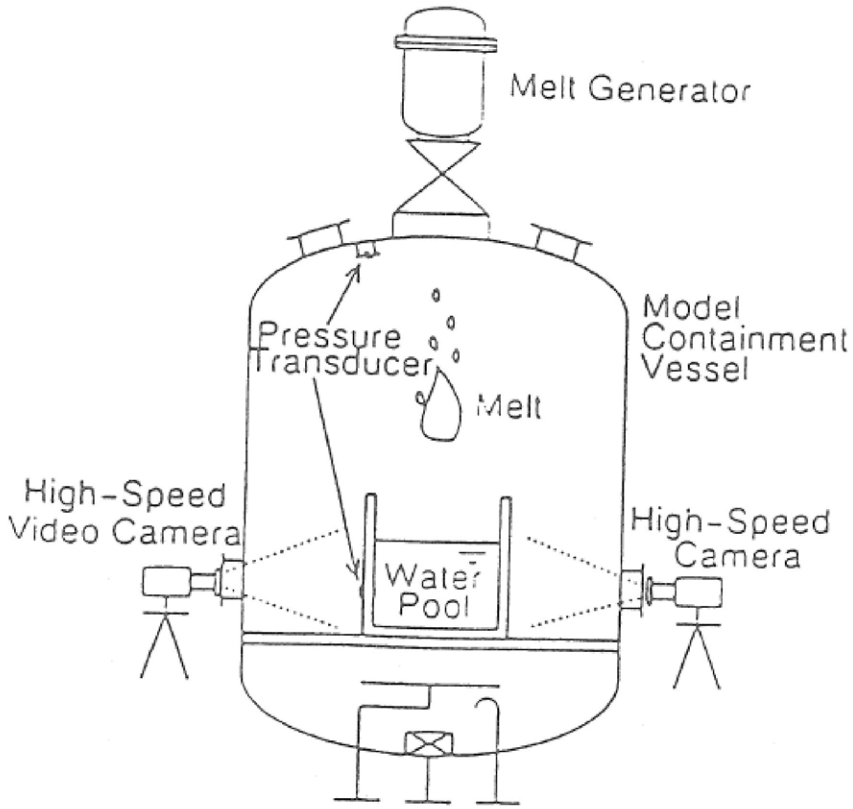


図 3.1-5　ALPHA 実験装置

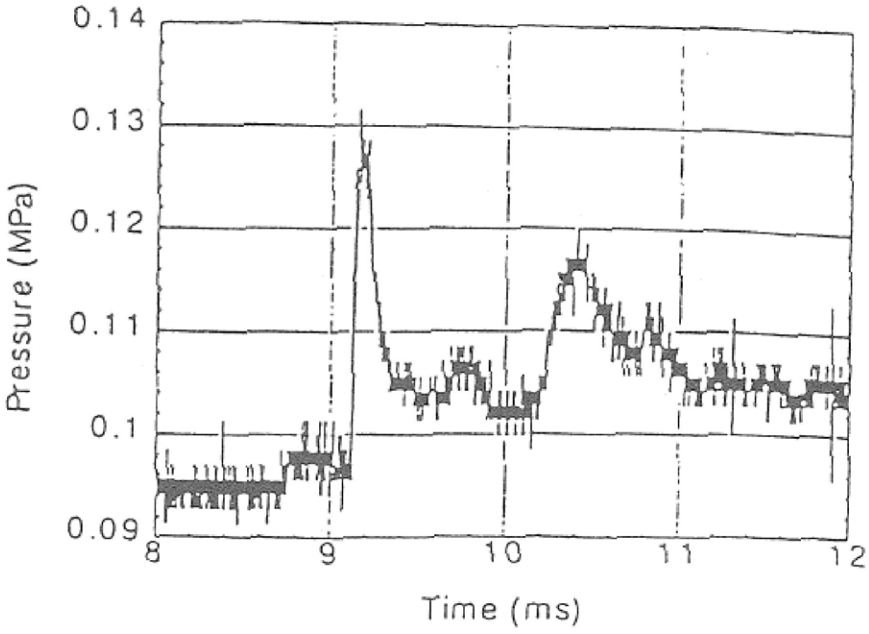


図 3.1-6　ALPHA 実験代表的圧力変化（016）

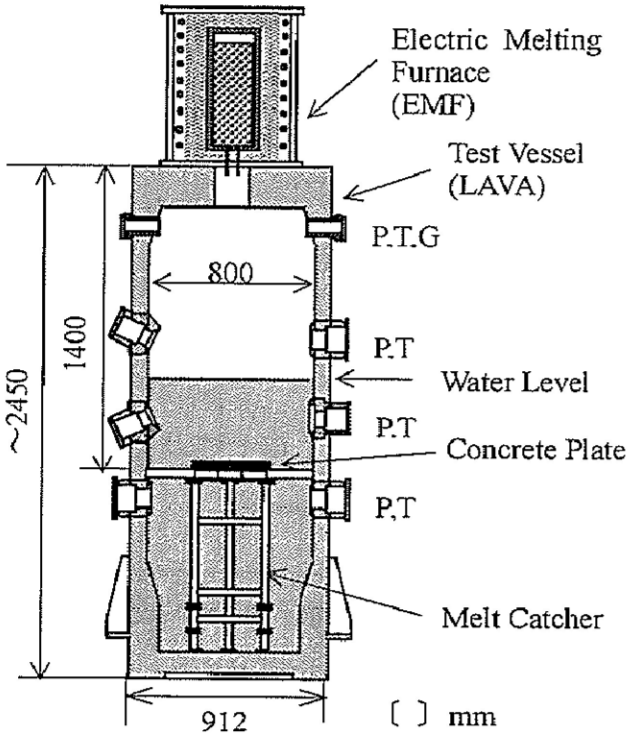


図 3.1-7　COTELS 実験装置

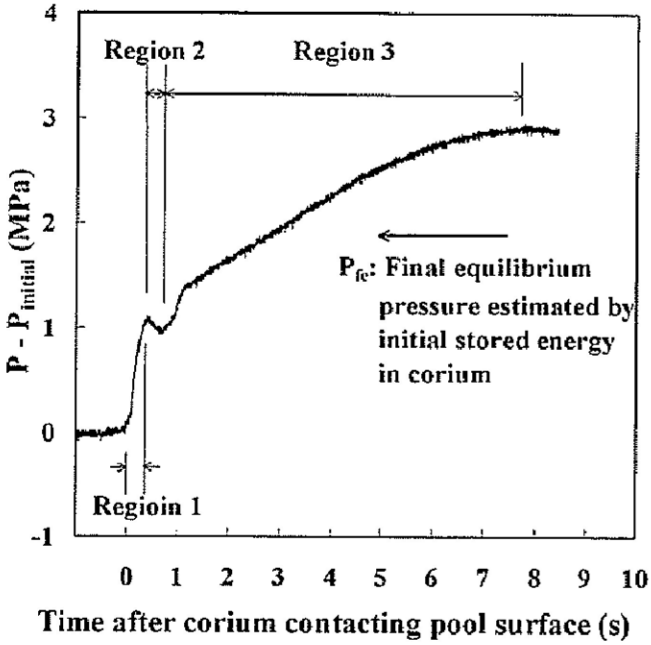


図 3.1-8　COTELS 実験代表的圧力変化(A-1)

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、細粒化した溶融炉心（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、溶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
・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

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ぱ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、再循環後はサンプ水から熱交換器を通っ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、水蒸気の大量発生の観点から、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、溶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、ノードー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。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）溶融炉心の落下量（落下速度）と細粒化量

溶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次系圧力及び下部プレナム内の溶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溶融破損する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次系圧力に関して、圧力が高ければ原子炉容器下部ヘッド破損口からの溶融炉心の落下（噴出）を加速させる傾向がある。炉心溶融時に１次系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、溶融炉心の落下前に、１次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。

Ricou-Spalding のエントレインメント則は、

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

で表される。ここで、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（溶融炉心の落下速度）、ρ_wは静止側の流体密度（原子炉下部キャビティ水の密度）、ρ_{jet}は噴出側の流体密度（溶融炉心の密度）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大値は最確値よりも約□割大きく設定されているため、不確かさとしては約□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大きくなく、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_0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。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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、(UO_2及びZrO_2)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。	ノードー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。	ノードー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。	ノードー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

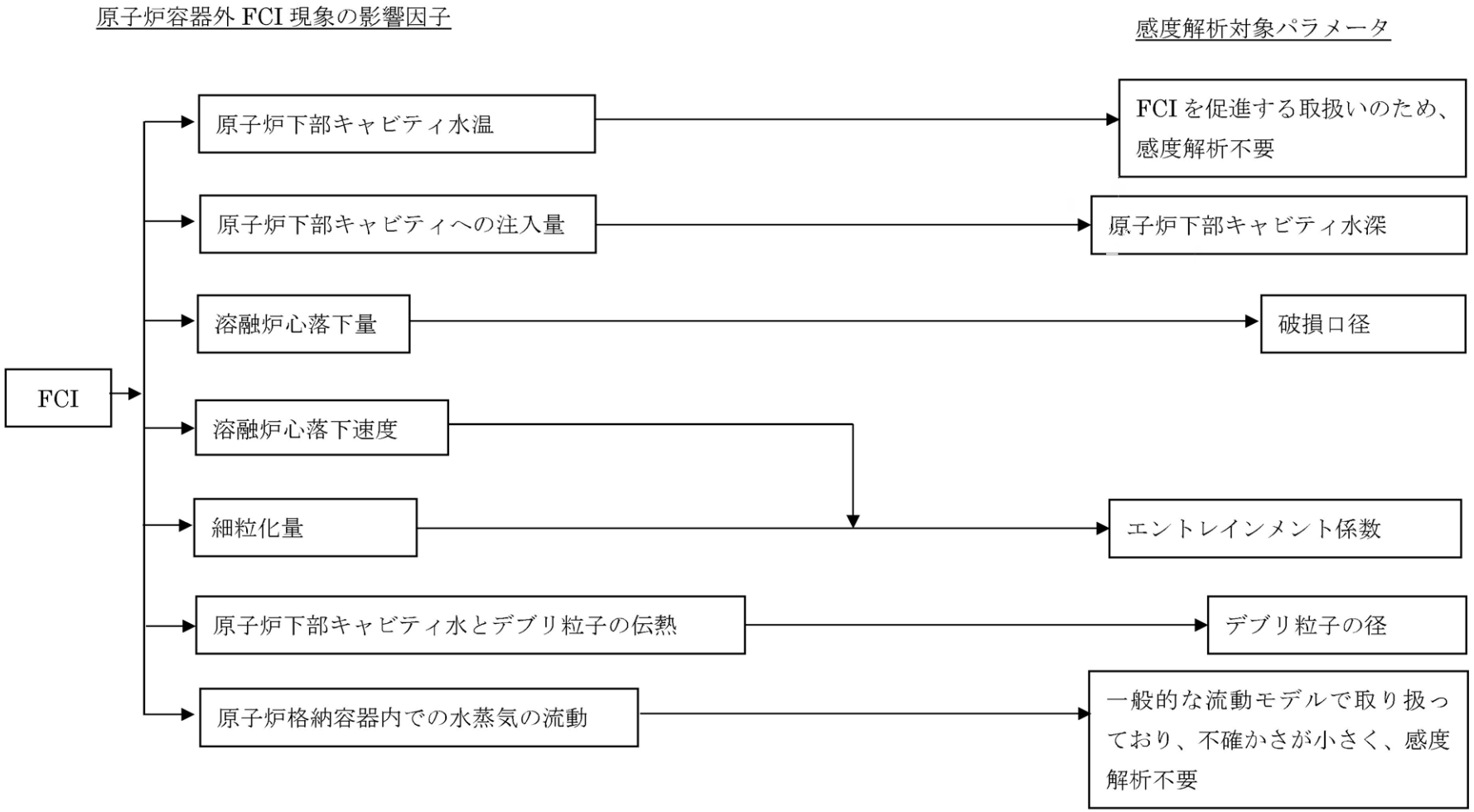


図 4-1　FCI における不確かさに関する流れ図

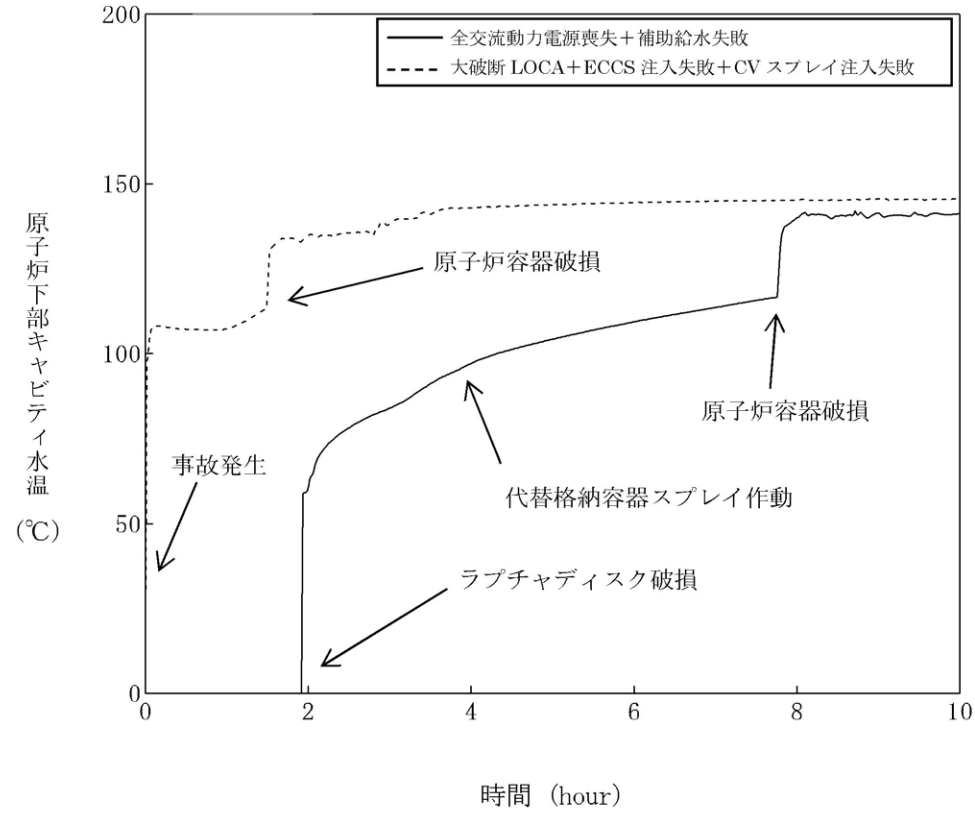


図 4-2　シーケンス間の原子炉下部キャビティ水温の比較（3 ループプラントの例）

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。

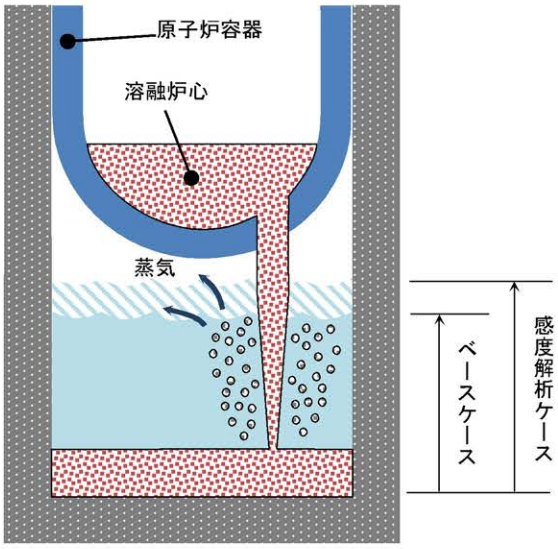
（1）原子炉下部キャビティ水深

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。

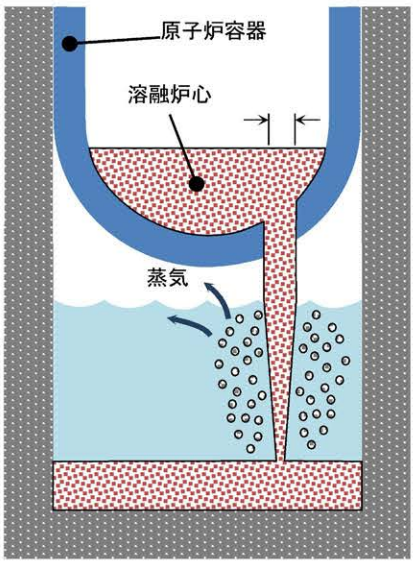
（2）原子炉容器の破損口径

解析条件

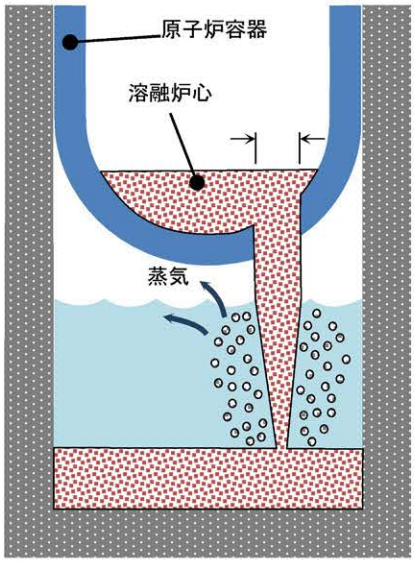
原子炉容器破損口の大きさには不確かさがあり、破損口の大きさが大きい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。破損口初期径として、ベースケースでは原子炉容器貫通部 1 つ分の径である [　　] m を与えているが、感度解析としてその約 3 倍の [　　] m を設定する。貫通部の径に対して約 3 倍の初期径を想定したのは、貫通部の口径に対して隣接する計装案内管間の距離は数倍あり、隣接する貫通部が同時に破損すると、その間の領域の原子炉容器本体も同時に溶融破損する可能性も考慮したためである。

項　目	破損口の初期径	設定根拠
ベースケース	[　　] m	原子炉容器貫通部 1 つ分の径
感度解析ケース	[　　] m	隣接する貫通部の同時破損を想定

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



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

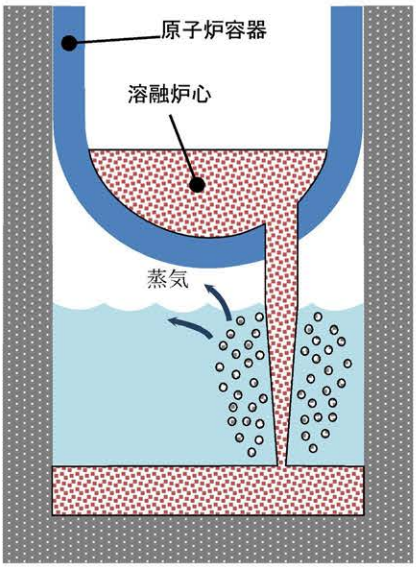
解析条件

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

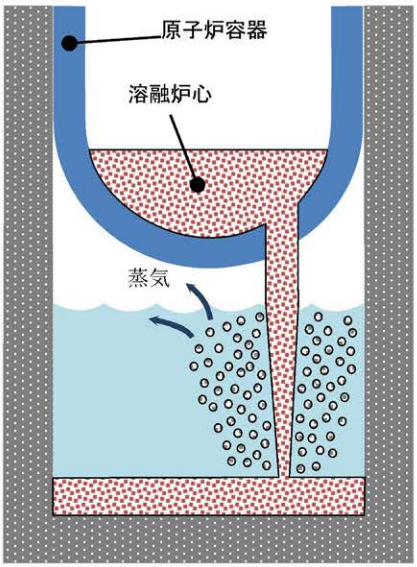
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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。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相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。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

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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

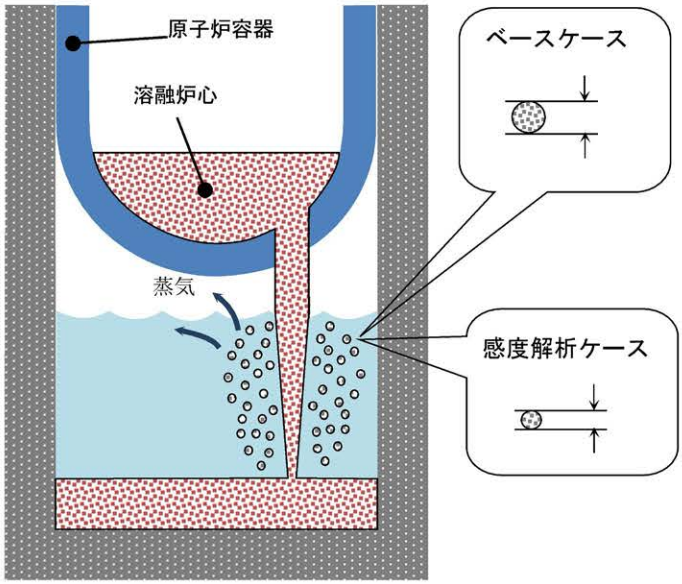
粒子の径には不確かさがあり、粒子の径が小さい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。粒子の径に係る係数は、ベースケースでは FCI の大規模実験に基づく［　　］を設定しているが、感度解析ケースでは、ＭＡＡＰコードの当該変数の推奨範囲（［　　］～［　　］）のうち最も小さい値、即ち、デブリ粒子の径が小さく評価される値である［　　］を設定する。なお、推奨範囲とは、FCI の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された範囲のことである。FCI の大規模実験の条件として、水プールの水深は 0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K、雰囲気圧力条件は 2～5.8MPa（高圧条件）、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

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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、溶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、原子炉容器内での溶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溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心が、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

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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溶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、溶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が、過渡的な変化であり、溶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ため、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。」

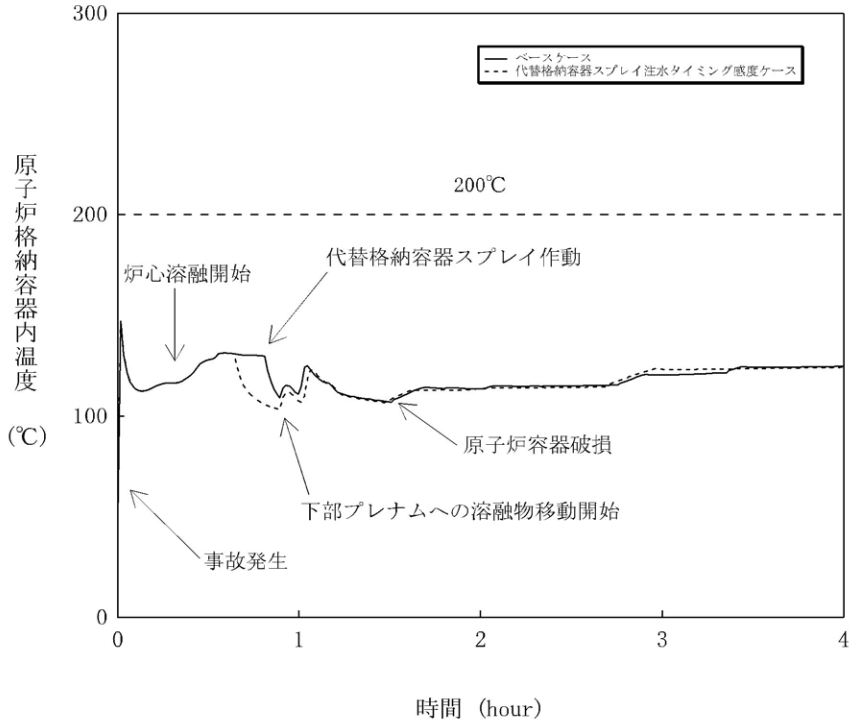


図 5-1-1 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（１）

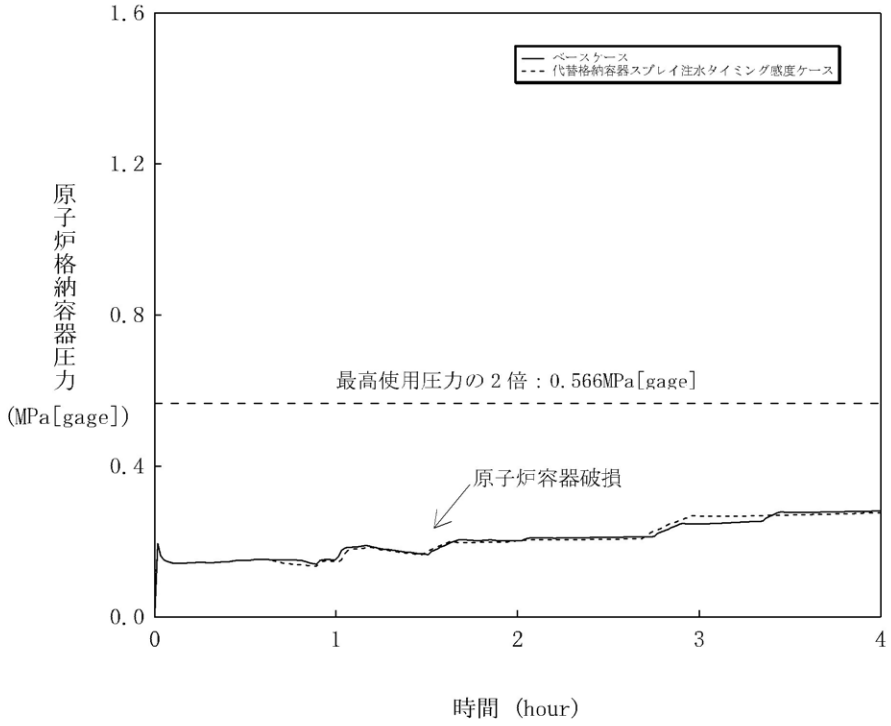


図 5-1-2 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（２）

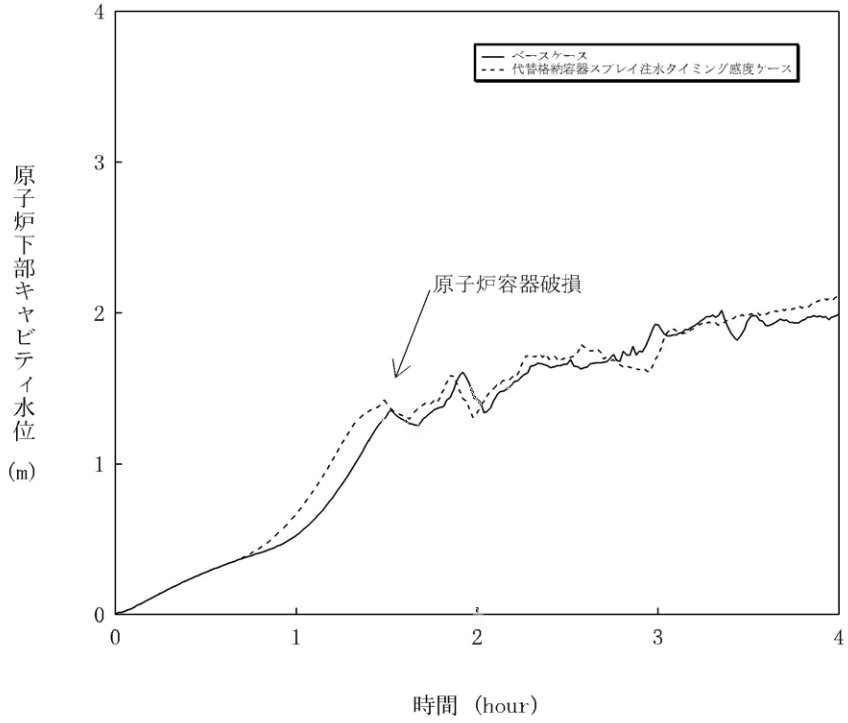


図 5-1-3 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（３）

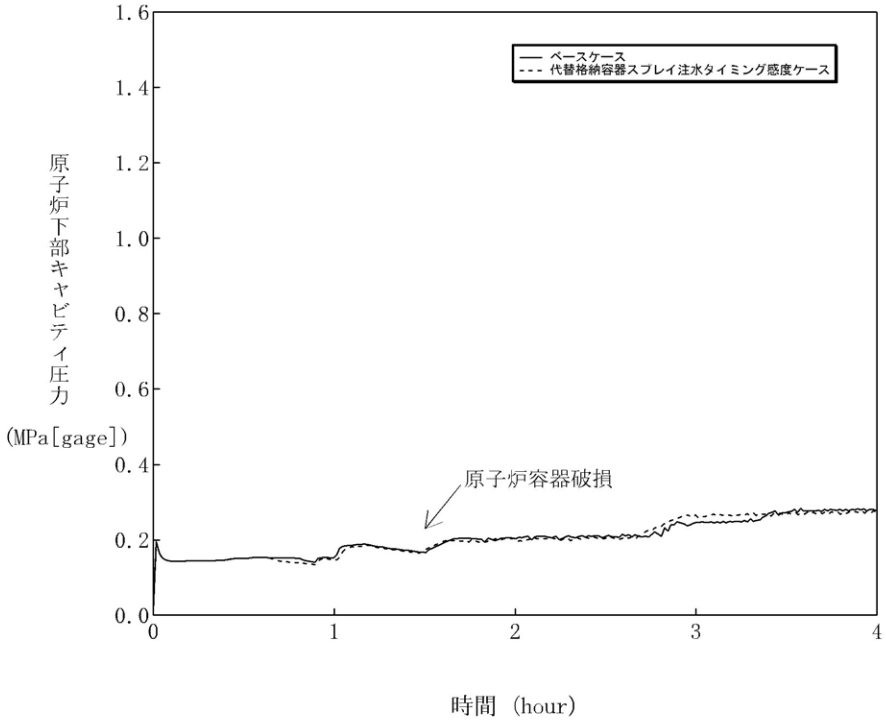


図 5-1-4 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（４）

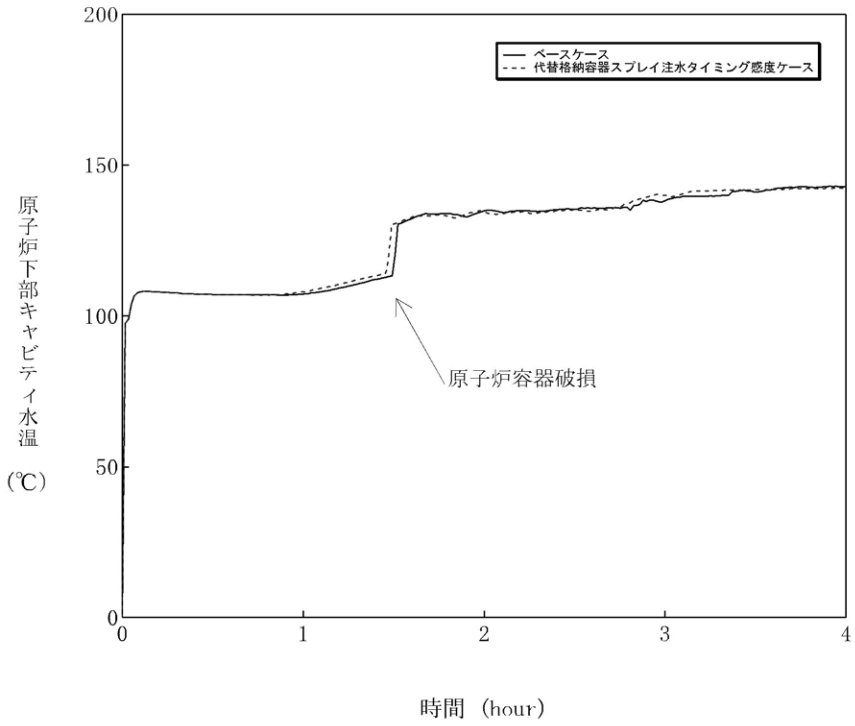


図 5-1-5 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（５）

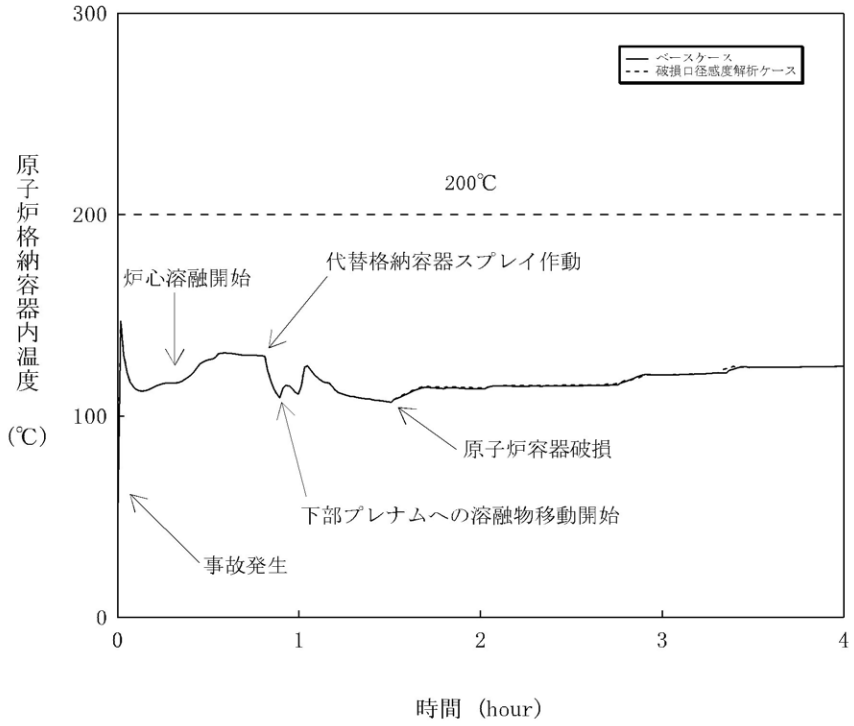


図 5-2-1 原子炉容器の破損口径感度解析（１）

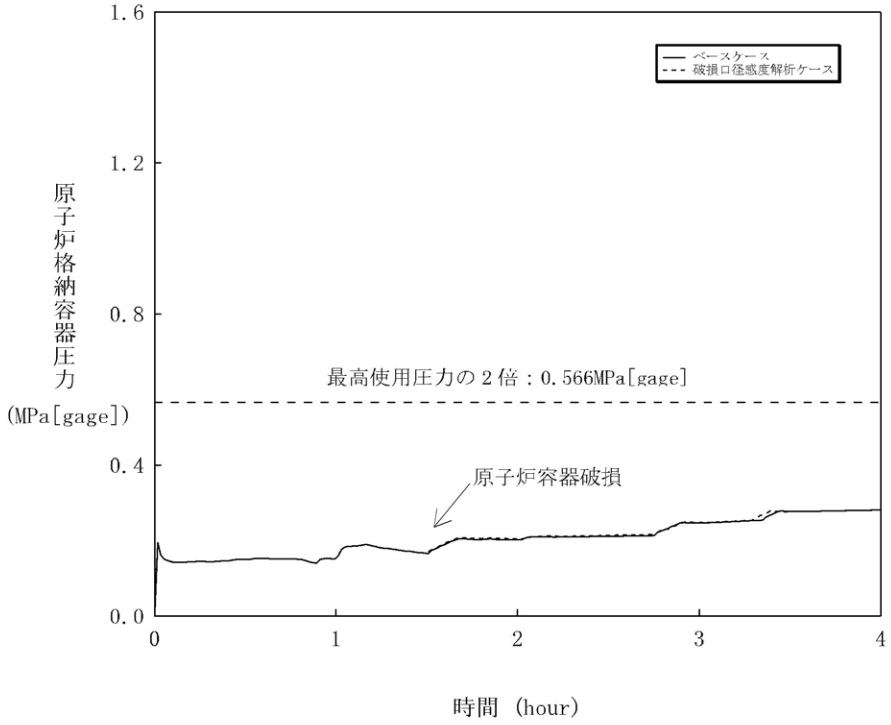


図 5-2-2 原子炉容器の破損口径感度解析（２）

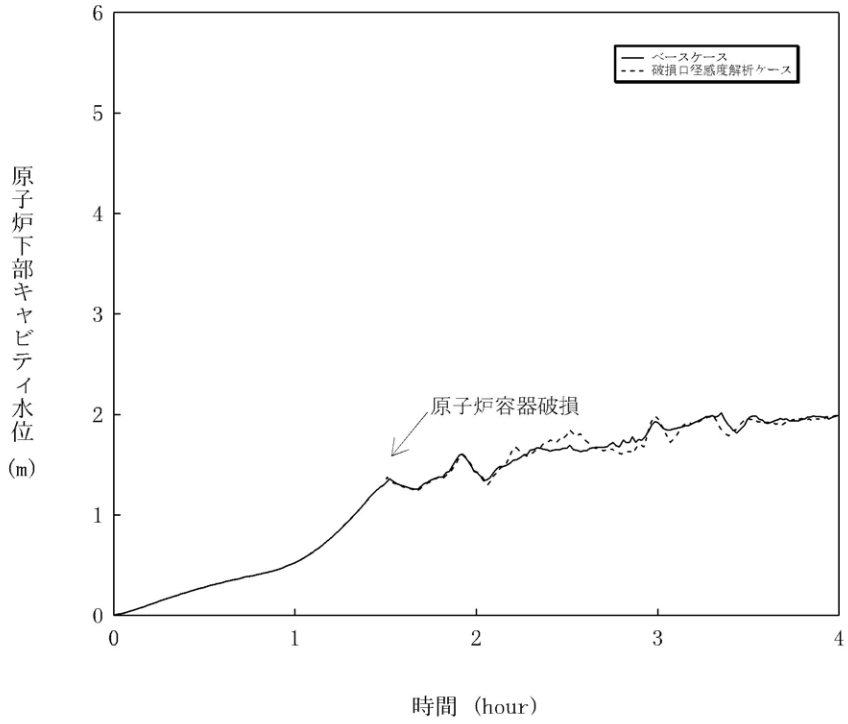


図 5-2-3 原子炉容器の破損口径感度解析（３）

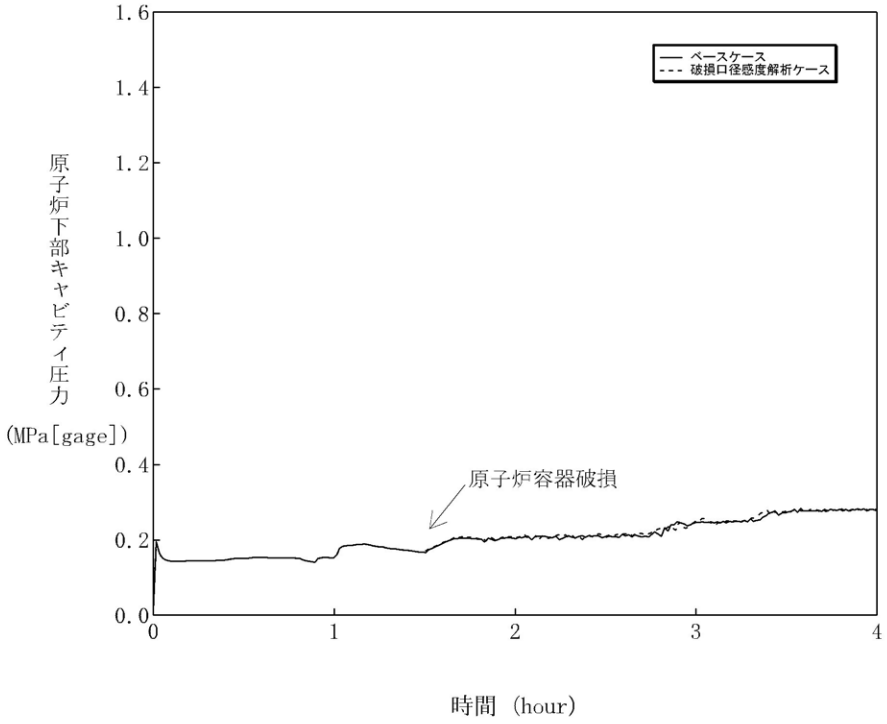


図 5-2-4 原子炉容器の破損口径感度解析（４）

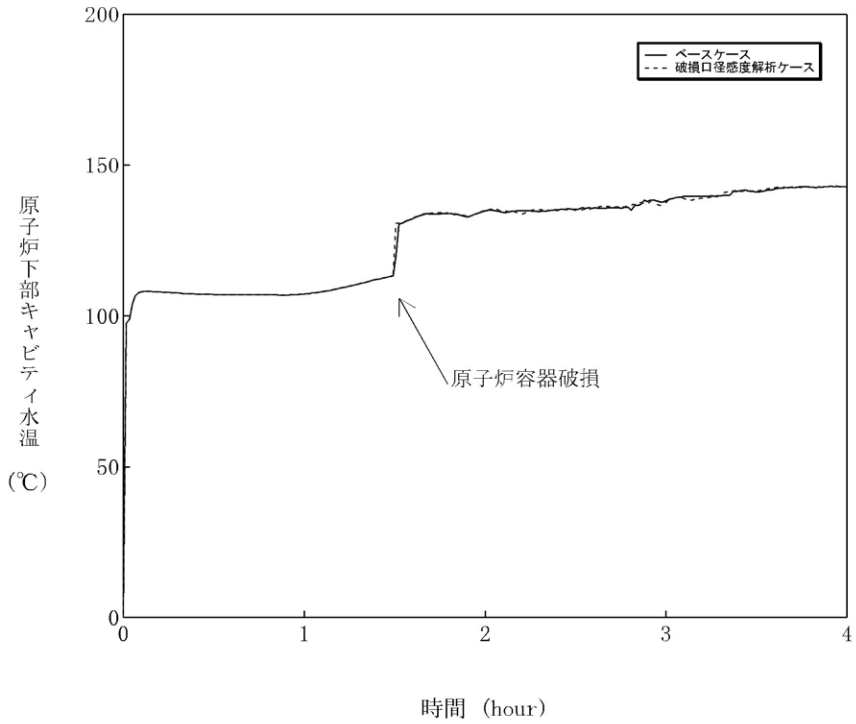


図 5-2-5 原子炉容器の破損口径感度解析（５）

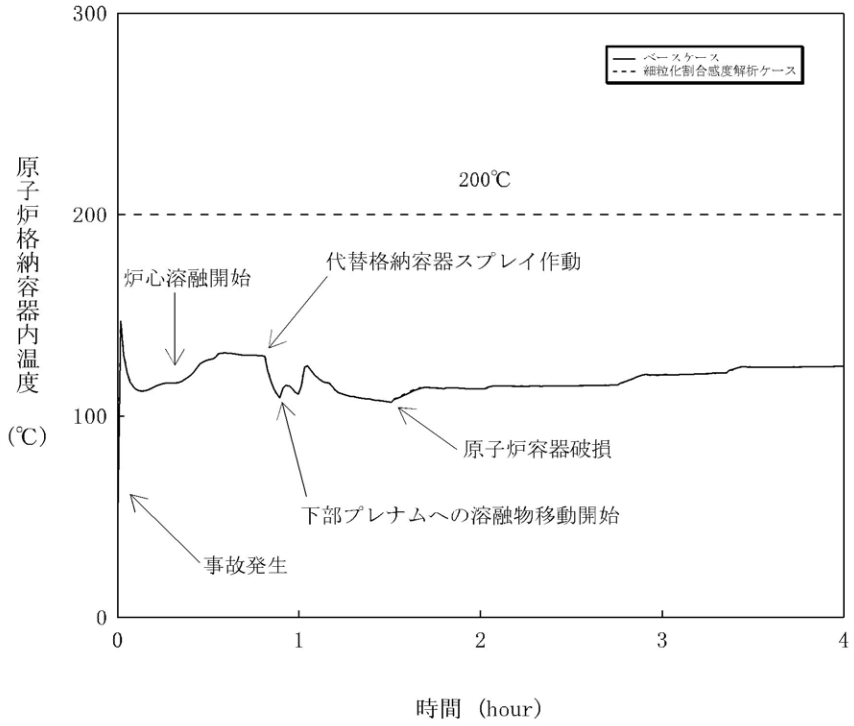


図 5-3-1 エントレインメント係数感度解析（１）

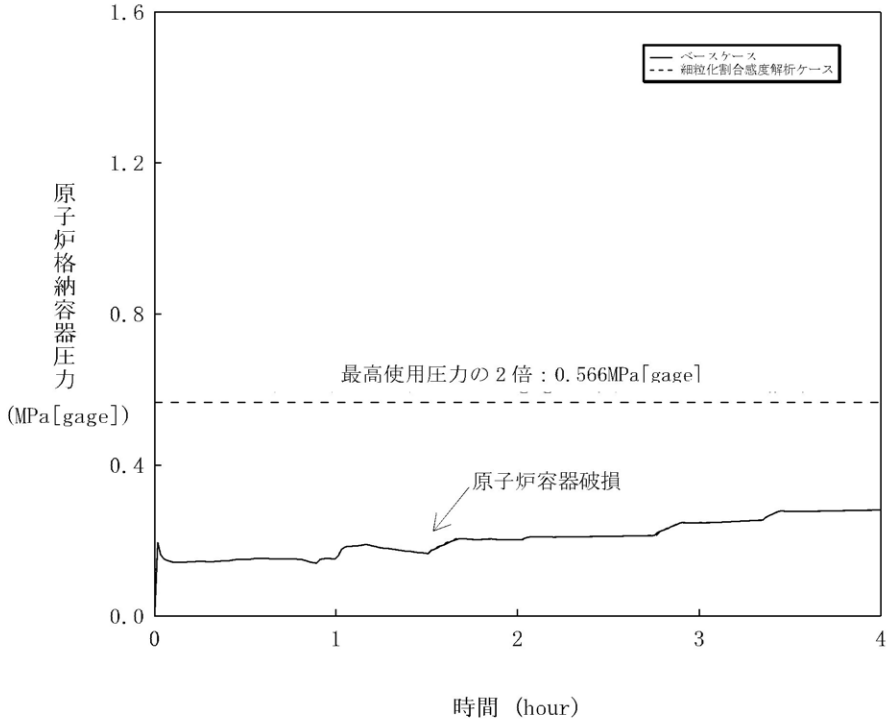


図 5-3-2 エントレインメント係数感度解析（２）

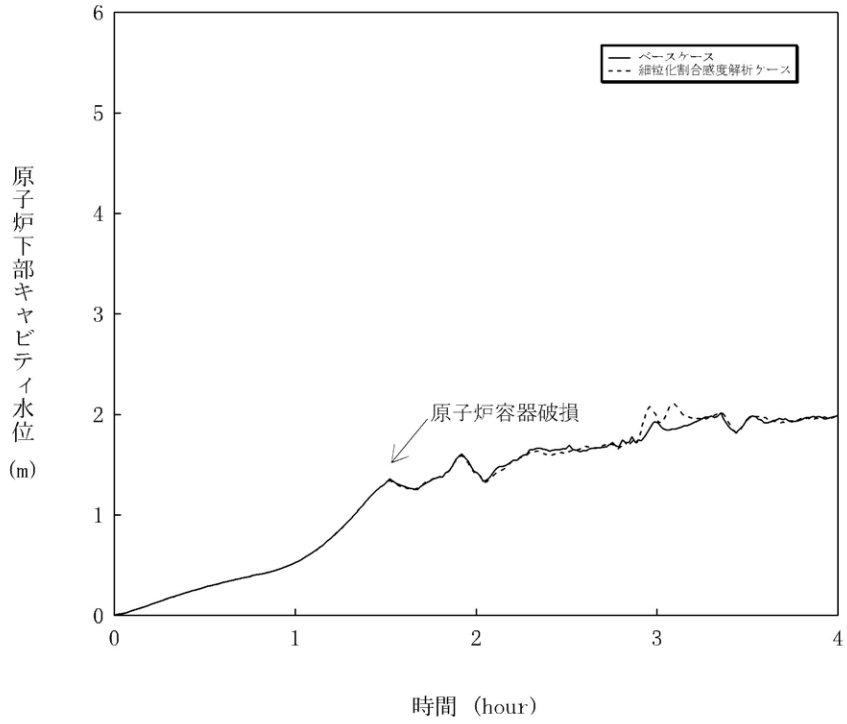


図 5-3-3 エントレインメント係数感度解析（３）

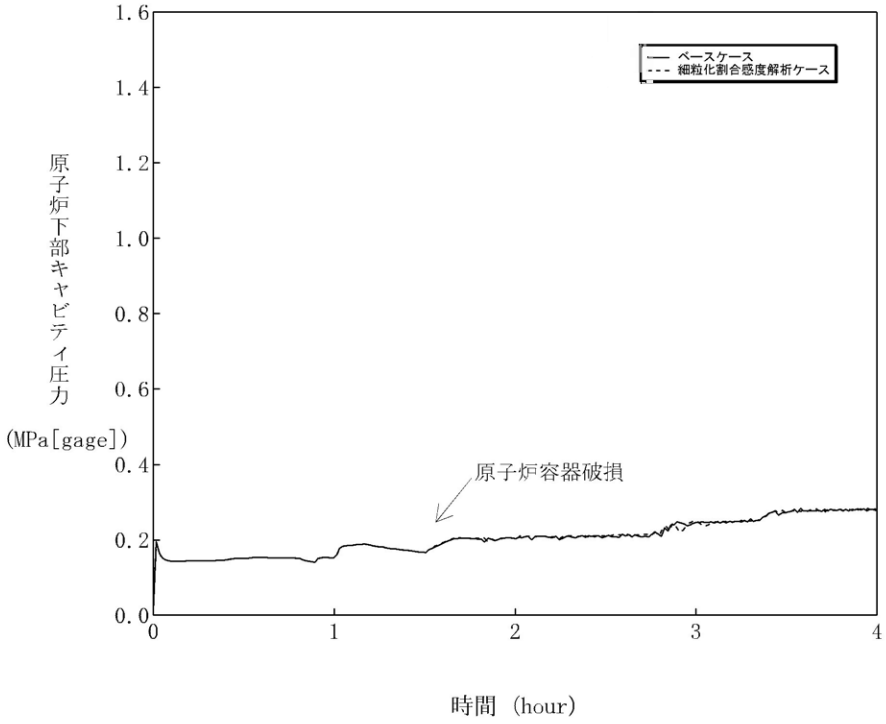


図 5-3-4 エントレインメント係数感度解析（４）

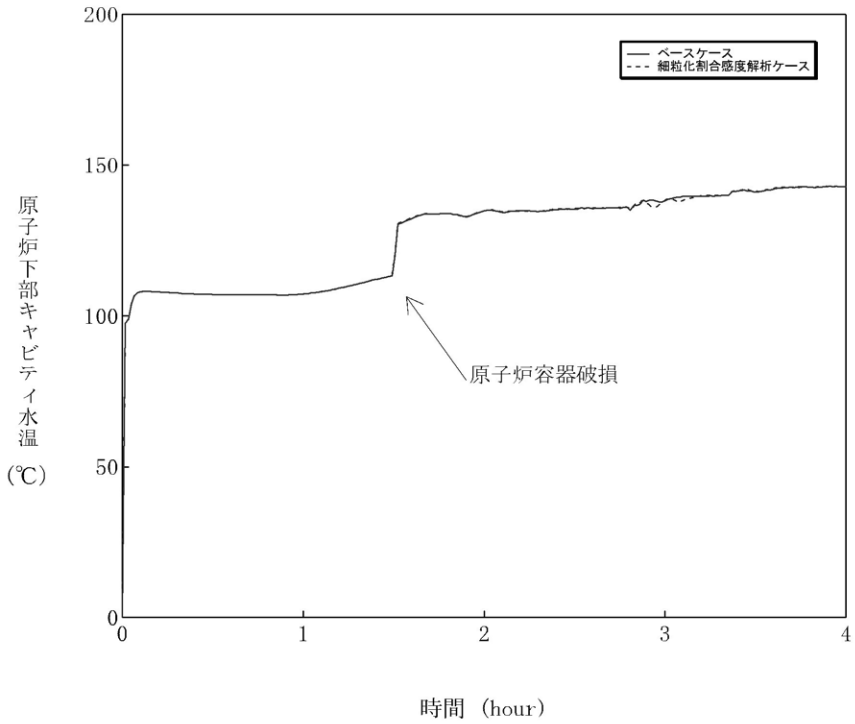


図 5-3-5 エントレインメント係数感度解析（５）

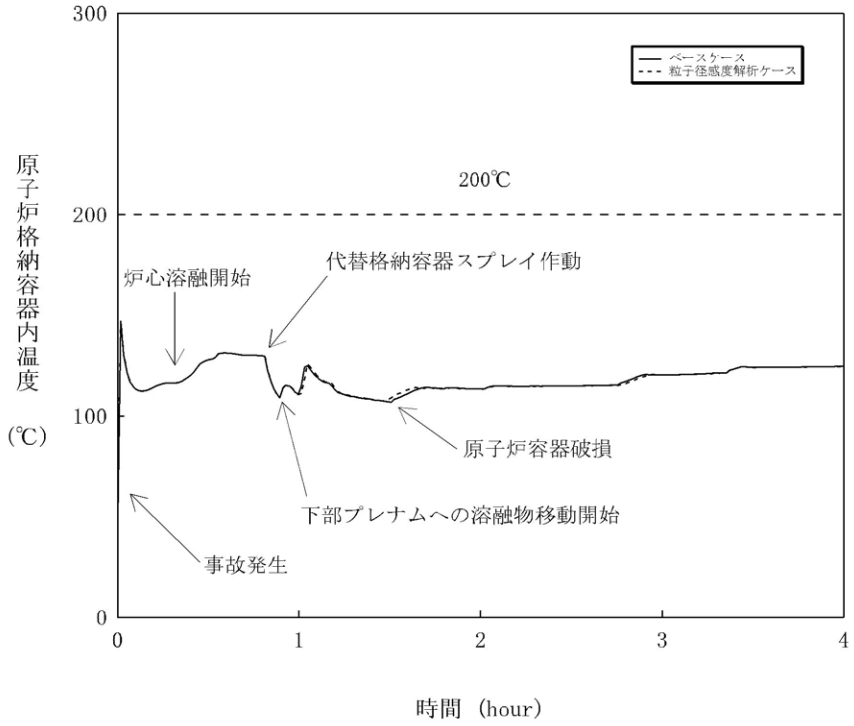


図 5-4-1 デブリ粒子の径感度解析（１）

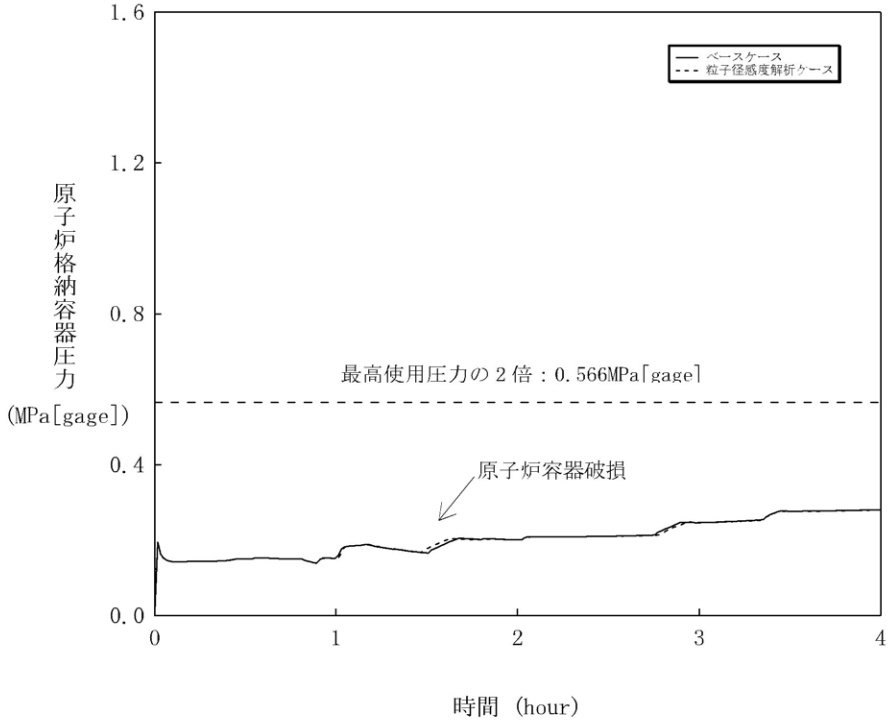


図 5-4-2 デブリ粒子の径感度解析（２）

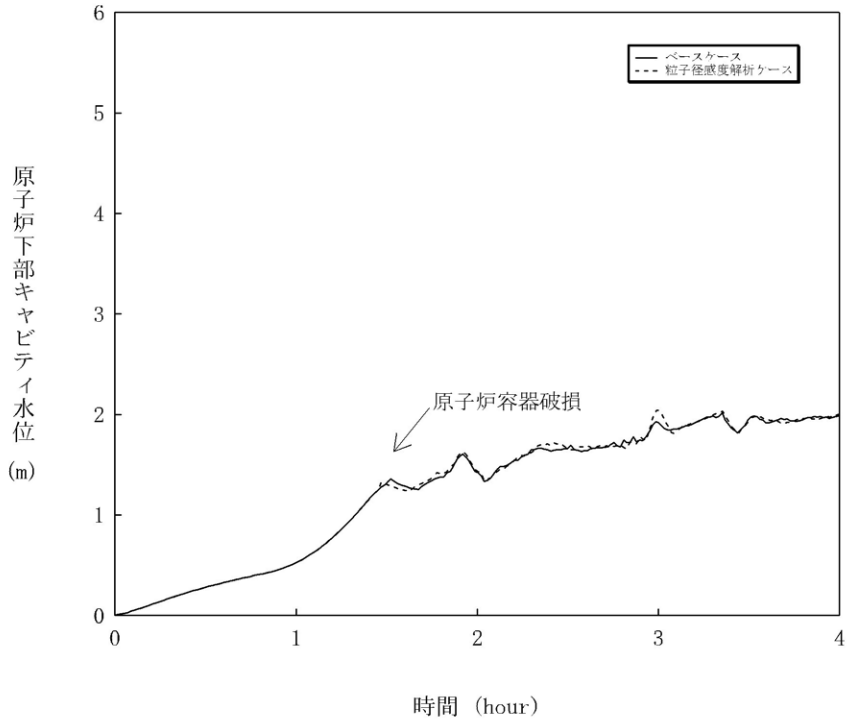


図 5-4-3 デブリ粒子の径感度解析（３）

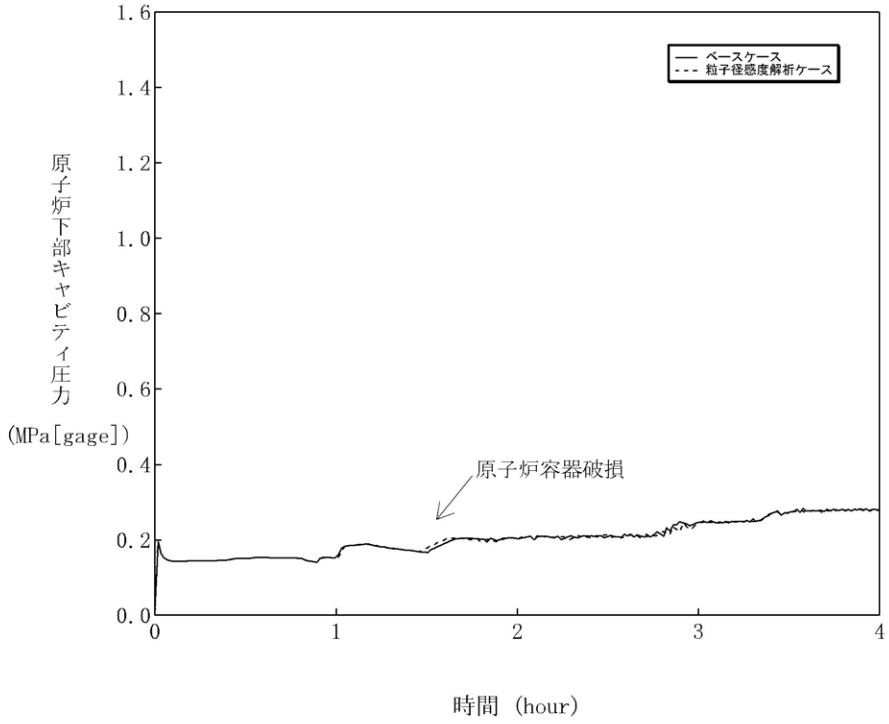


図 5-4-4 デブリ粒子の径感度解析（４）

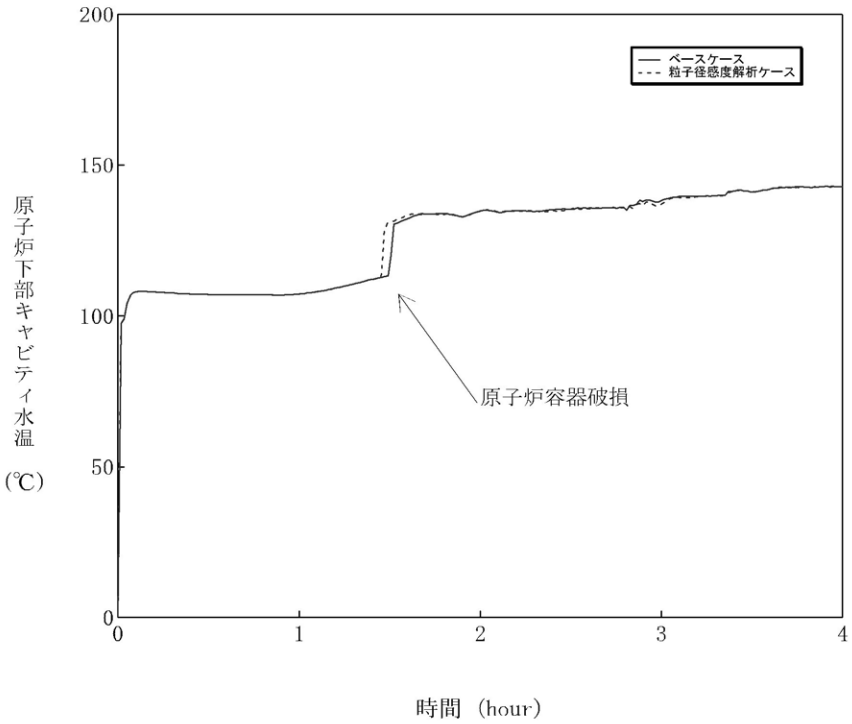


図 5-4-5 デブリ粒子の径感度解析（５）

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 次系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。

（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.....3.3-15
3.3 実機への適用性.....3.3-17
4 不確かさに関する整理.....3.3-57
5 感度解析と評価.....3.3-70
6 まとめ.....3.3-112
添付 3-1 溶融炉心の水中での拡がり評価について.....3.3-113

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、ベースマッ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。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[1]

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、コンクリートーベースマット、コンクリートーメタル挿入物、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、溶融炉心が熱伝導するまで加熱する。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、溶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。溶融炉心組成はUO_2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

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

L6 の溶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、溶融炉心はタングステンの電極で加熱され溶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 燃料の溶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 220 kW、側壁への熱損失は平均 120 kW で、これらを境界条件として与えており、約 100 kW 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 7.8 mm/分であった。侵食開始時の溶融プール温度は 2,400 K 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溶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 13 cm 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[2]

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、La_2O_3: 1.17 kg、CeO_2 : 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 20 kg のジルコニウムを溶融物に添加している。

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[3]

[2] “International standard problem No 24: ISP-24: SURC-4 experiment on core-concrete interactions,” NEA/CSNI-155, 1988.
[3] “SWISS: Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions with Overlying Water Pools,”

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、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。溶融物は 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）で溶融物上に注水し、SWISS-2 実験では、溶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、溶融物の上面（溶融物と水プールの界面）に強固なクラストが形成され溶融物の内部に水が浸入しにくくなっていたことと、溶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。溶融物から水プールへの熱流束は、SWISS-2 の結果より、約 0.8MW/m^2 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[4]

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、溶融物として、Al_2O_3、CaO、SiO_2 の混合物を直接通電加熱したものを用い、直径 0.4m の石灰岩系コンクリートとの反応中に注水し、溶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。

WETCORE-1 実験結果では、溶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/m^2、入熱を停止し全体が固化した以降の熱流束は 0.25±0.08MW/m^2 及び 0.20±0.08MW/m^2 であったことが報告されている。これらは表 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±0.13MW/m^2、582.4 分での熱流束が 0.25±0.08MW/m^2、589.0 分での熱流束が 0.20±0.08MW/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

NUREG/CR-4727, SAND85-1576

[4] NUREG/CR-5907," Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools," Sandia National Laboratories, November 1993.

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±1cm、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 4.2cm±0.4cm 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 0.2MW/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[5]

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 30cm×30cm のテスト部に 130kg の溶融物、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 製るつぼを用いており、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 4MW/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 0.7MW/m^2 で推移し、さらにその後は徐々に低下して最後には 0.15MW/m^2 まで低下した。図 3.1-19 に示すように、安定

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

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 4MW/m^2 あり、30 分間で徐々に約 0.5MW/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 0.4MW/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、0.5MW/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 0.2MW/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）[6]

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。コンクリートートラップの内径は 0.36m あるいは 0.26m である。ここで、0.26m は他の実験（WETCOR、MACE-M0 及び 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

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

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も、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/m^2 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/m^2 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ったこと、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、圧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、圧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 3.1-28 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。

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[7]

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。

---

[7] 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

実験条件の一覧を表 3.1-7 に示す。実験は、水プール中に UO_2、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[8] [9] [10]

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、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

[8] P. Kudinov and M. Davydov “PREDICTION OF MASS FRACTION OF AGGLOMERATED DEBRIS IN A LWR SEVERE ACCIDENT”, NURETH14-543

[9] Pavel Kudinov, et al.,” Fraction of Agglomerated Debris as a Function of Water Pool Depth in DEFOR-A Experiments”.

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

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ー溶融炉心間の熱伝達係数として取り扱うことができる。

（１１）CCI 実験[11]

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ー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

[11] M.T.Farmer, et al.," OECD MCCI Project Final Report," 2006

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。

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。

図3.1-36にCCI-1,2,3実験での水への熱流束を示す。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15-20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3.1-10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、ガス発生の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3MW/m²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0.25MW/m²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。

（１２）SSWICS試験[11]

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、溶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 3.1-38 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、溶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。溶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 3.1-39 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/m^2 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 3.1-40 に示す。結果を図 3.1-41 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、溶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溶融物の噴出による冷却が溶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。

（１３）クラスト強度の JNES 解析研究[12]

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 3.1-42,43 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 3.1-44 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 1W/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 2m～6m、クラスト厚さ 20cm～30cm、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、水圧が無くて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。

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

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 3.1-45 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。

（１４）PULiMS 試験[13]

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 Bi_2O_3-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 3.1-46 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。

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が考えられる。

○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

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

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相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、セルフレベリ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/m^2 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/m^2 を超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/m^2 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/m^2 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 3MW/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 250～650kW/m^2 の熱流束となっ

ている。なお、約 250kW/m² 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 研究解析より、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 17～20cm/h、SURC 実験（玄武岩系コンクリート）で 26～30cm/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。

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。

溶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溶融状態で床に到達すると考えられる。

また、小規模実験では溶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、クラストがるつぼに接着して溶融物の間に空間が形成されるため、溶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）、実機では溶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、実機では溶融炉心が溶融状態で拡がり、一方、上面にできるクラストは安定化しないため、溶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、実機での溶融炉心の堆積、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。

【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水ー溶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)

【溶融炉心落下後短期】

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砕していく（JNES 解析研究より）ため、溶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、小規模実験で溶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 1MW/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、溶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/m^2 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/m^2 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
UO_2	216	219
ZrO_2	42.5	18.5
Zr	13.4	21.1
Zirc-4	-	1.8
Fe_2O_3	-	-
NiO	-	-
Cr_2O_3	-	-
SS-304	-	9.1
CaO	3.0	7.3
MgO	-	-
SiO_2	20.9	16.9
BaO	0.8	0.79
La_2O_3	0.6	0.6
SrO	0.5	0.5
CeO2	1.3	1.3
MoO2	0.9	0.94
SnTe	0.2	-
$ZrTe_2$	-	0.2
Ru	-	0.38
B_4C	-	-
Ag	-	1.19
In	-	0.22

Constituent (kg)	L2	L6
SiO_2	69	69
CaO	13.5	13.5
Al_2O_3	4	4
K_2O	1.4	1.4
Fe_2O_3	1.0	1.0
TiO_2	0.8	0.8
MgO	0.7	0.7
Na_2O	0.7	0.7
MnO	0.03	0.03
BaO	0.02	0.02
SrO	0.02	0.02
Cr_2O_3	0.01	0.01
$H_2O + CO_2$	7.9	7.9
Concrete Type	S^1	S^1
TOTALS	99.1	99.08

※　コンクリートタイプ
S^1　：ケイ土系

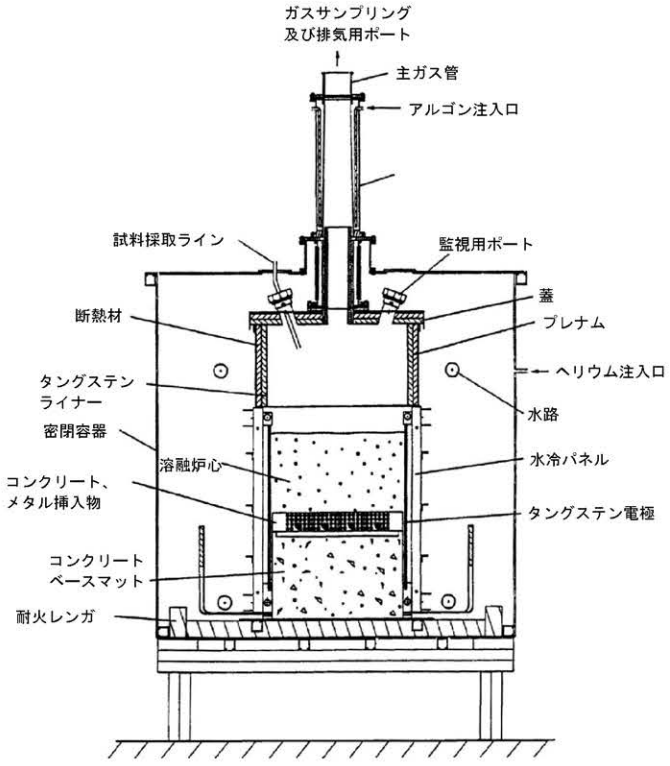
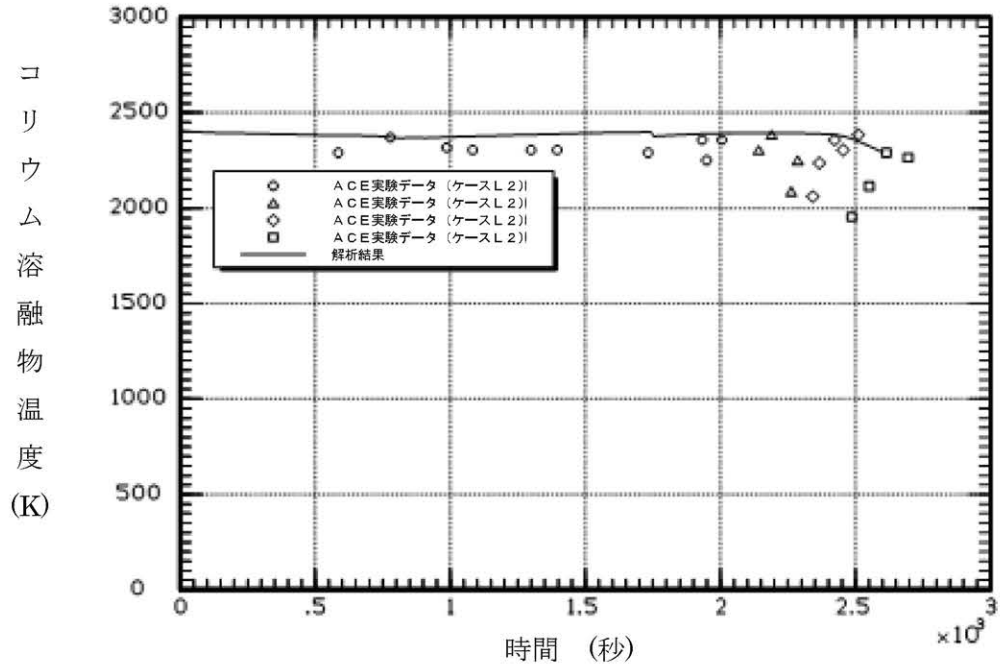
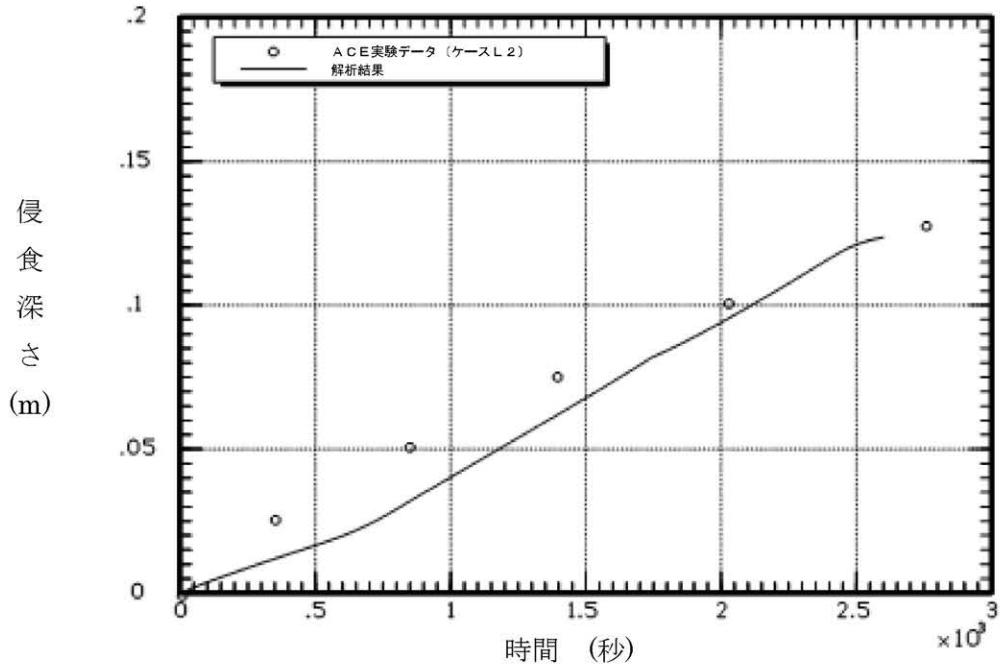


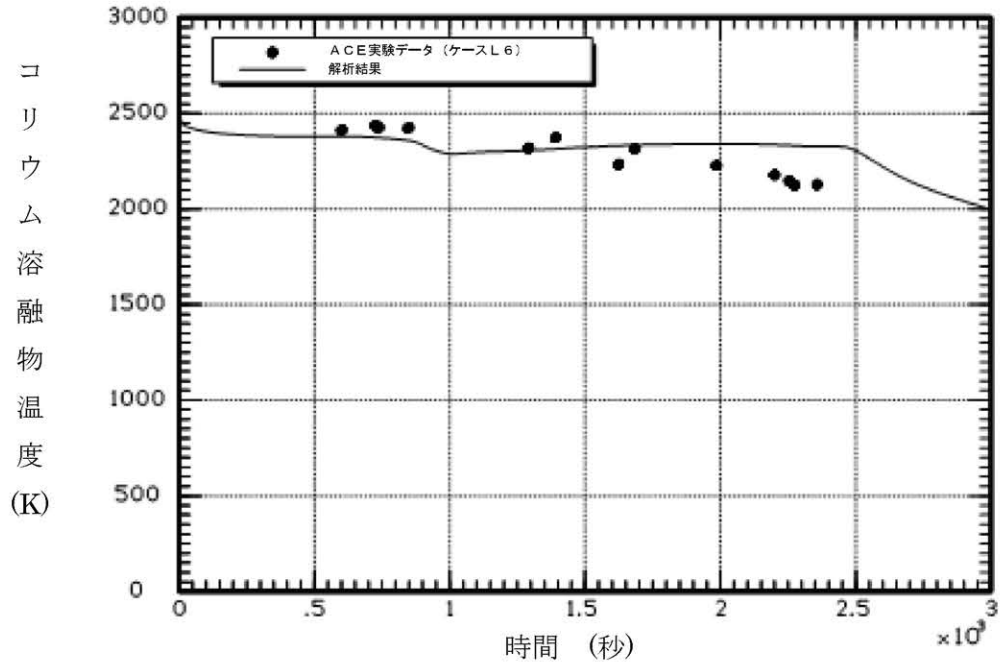
図 3.1-1　ACE 実験装置

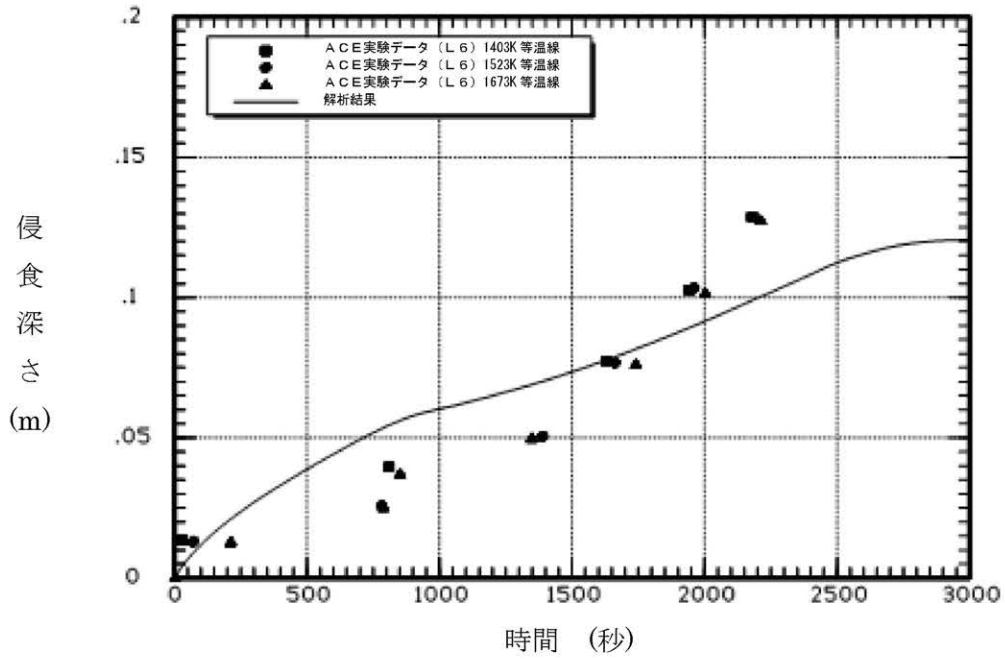




出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

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



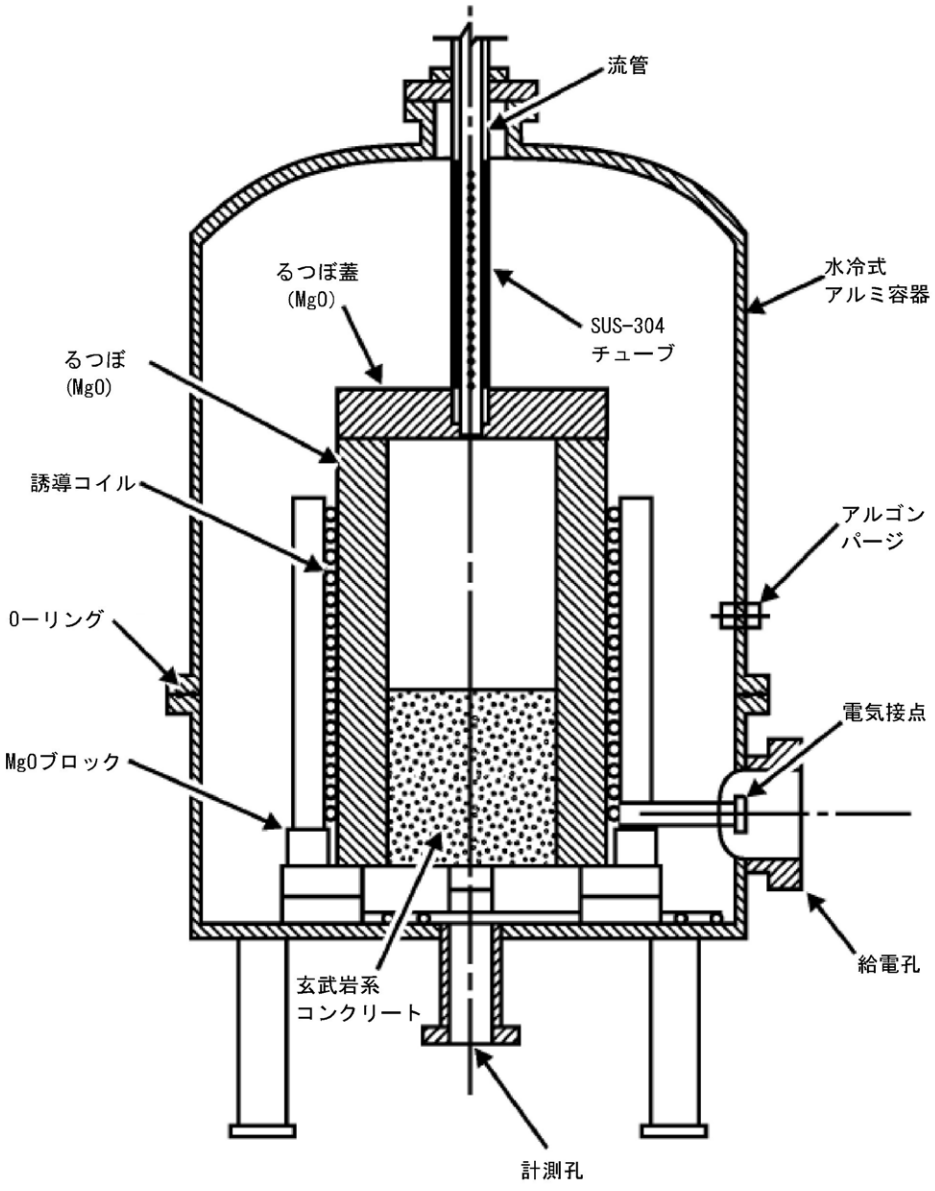


出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 3.1-3　ACE 実験（ケース L6）

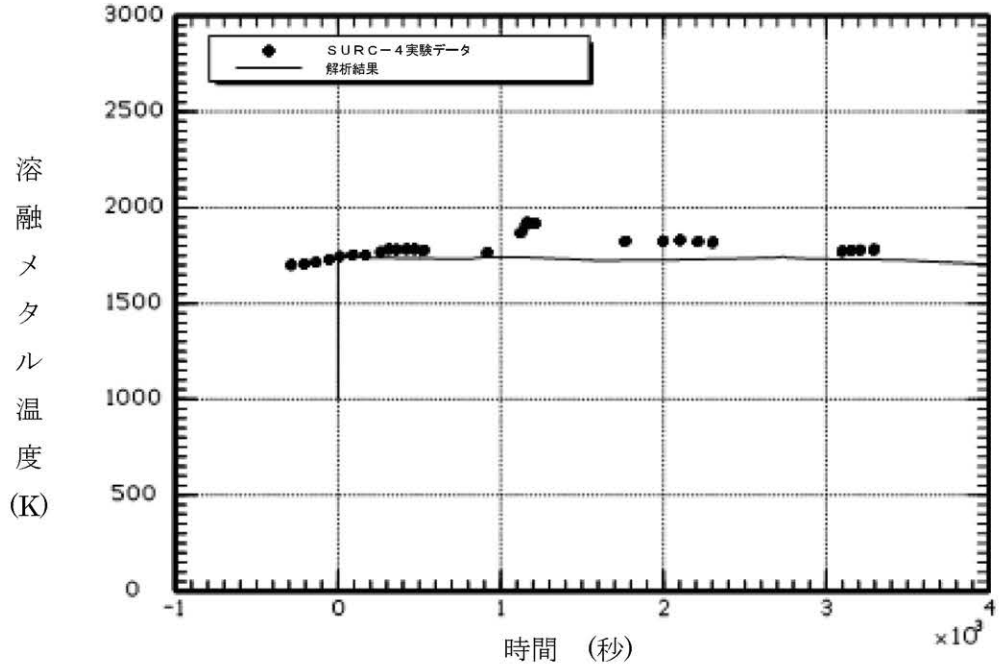
溶融炉心：PWR 溶融物（部分酸化、制御棒材質を含む）

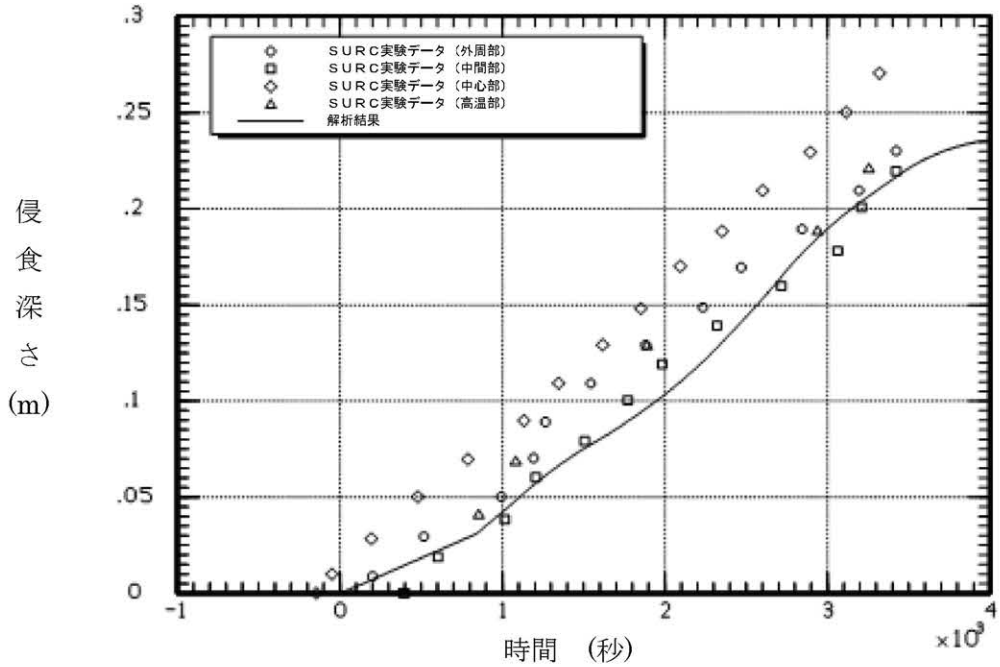
コンクリート：ケイ土系コンクリート



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

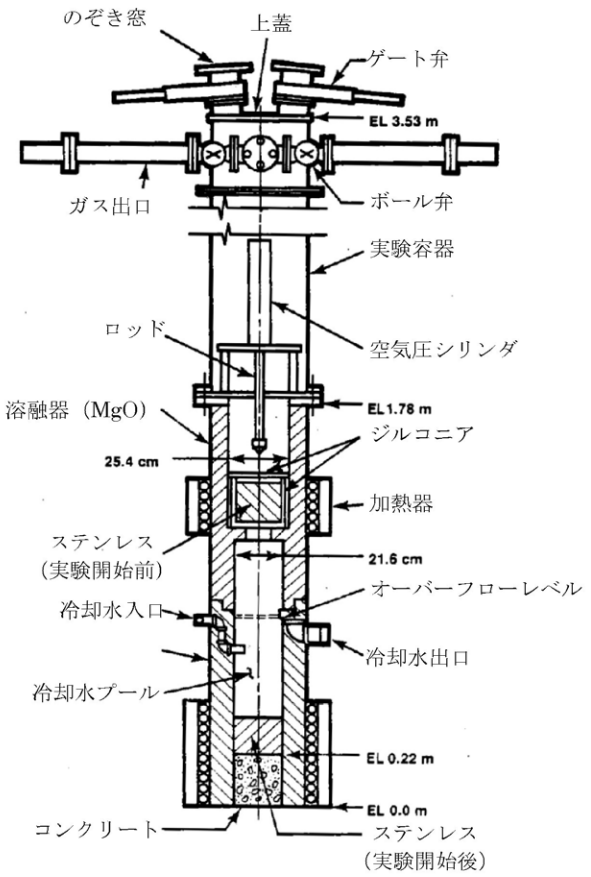


図 3.1-6　SWISS 実験装置概要

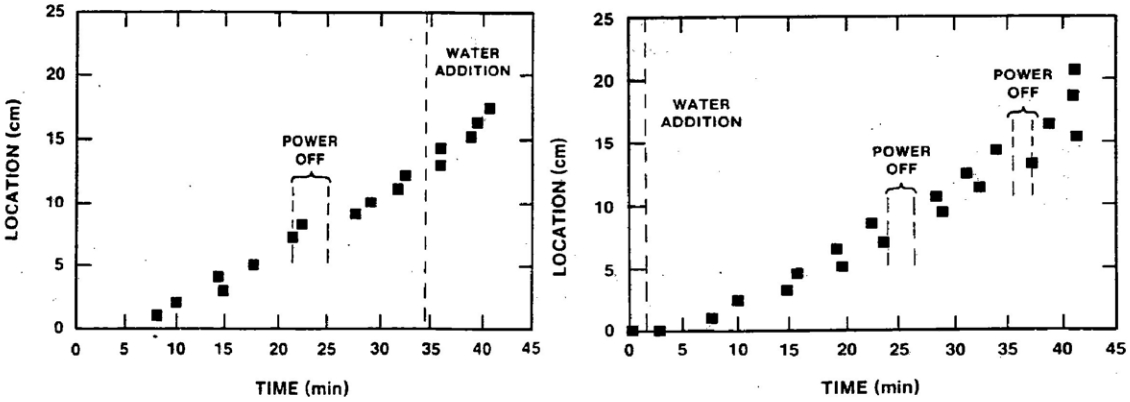


図 3.1-7 SWISS-1 及び SWISS-2 実験結果
（コンクリート温度が 1600K に到達した位置）

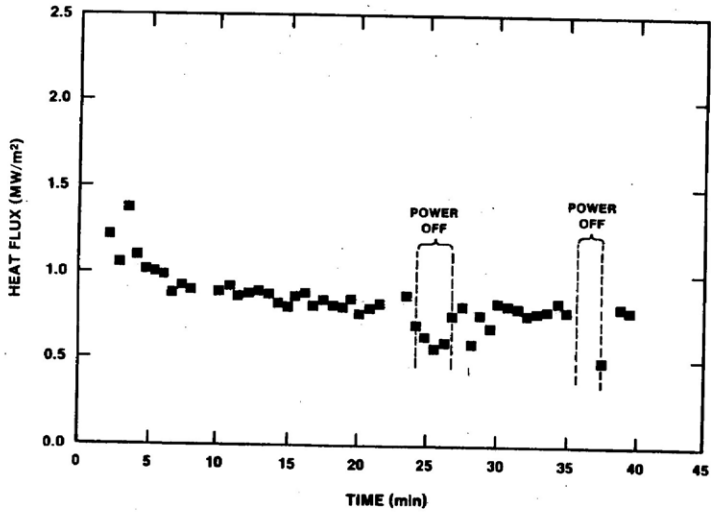


図 3.1-8 SWISS-2 実験結果（溶融物から水プールへの熱流束）

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

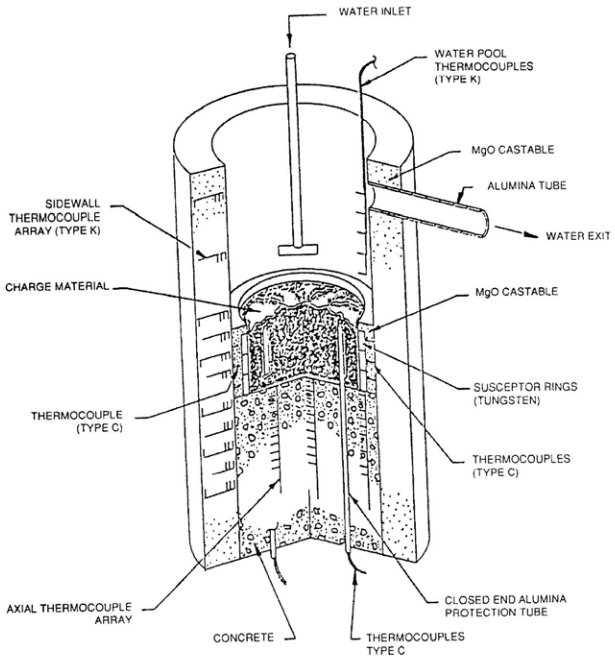


図 3.1-9 WETCOR 実験装置

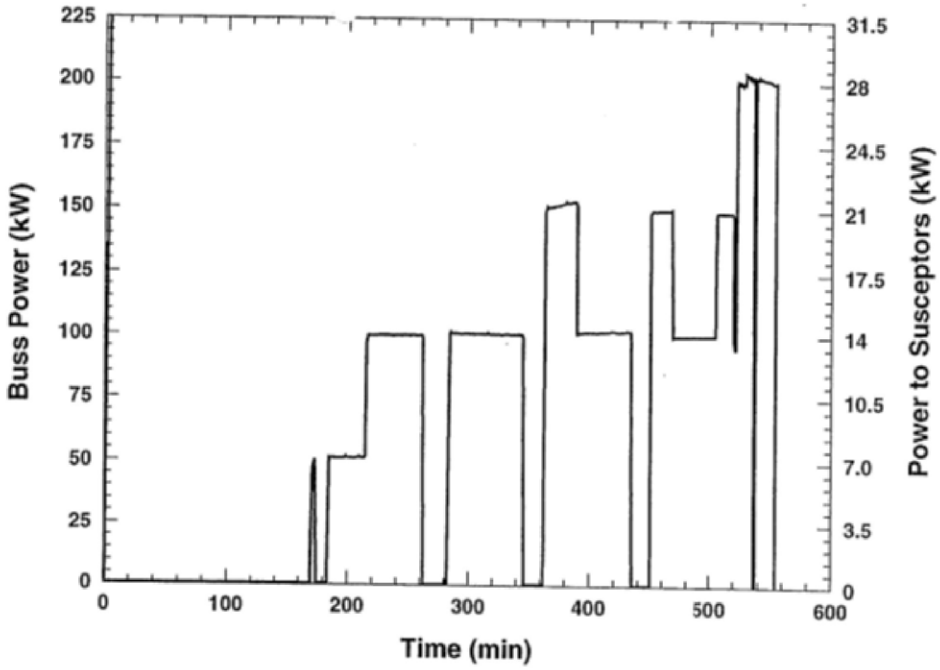


図 3.1-10　WETCOR 実験 メルト加熱履歴

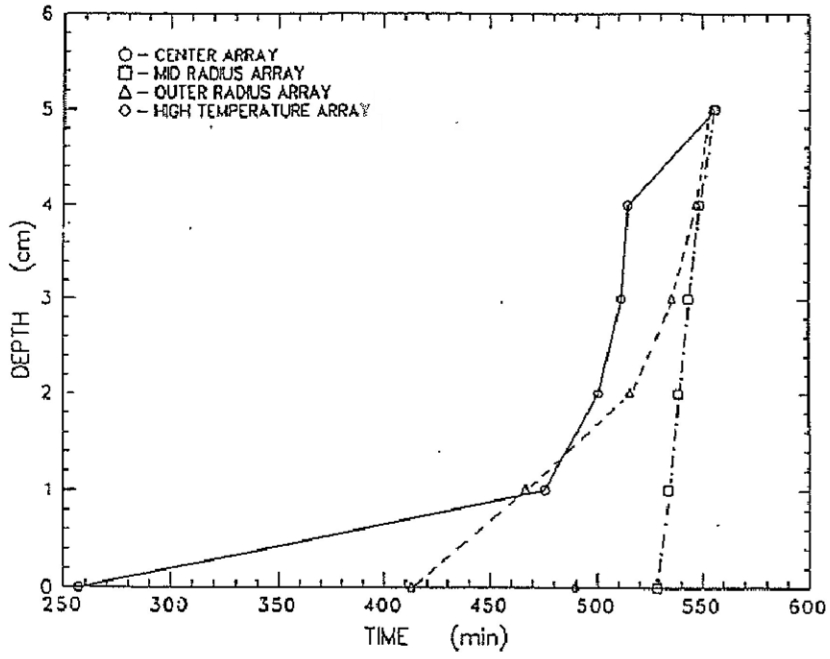


図 3.1-11 WETCOR 実験結果（コンクリート侵食推移）

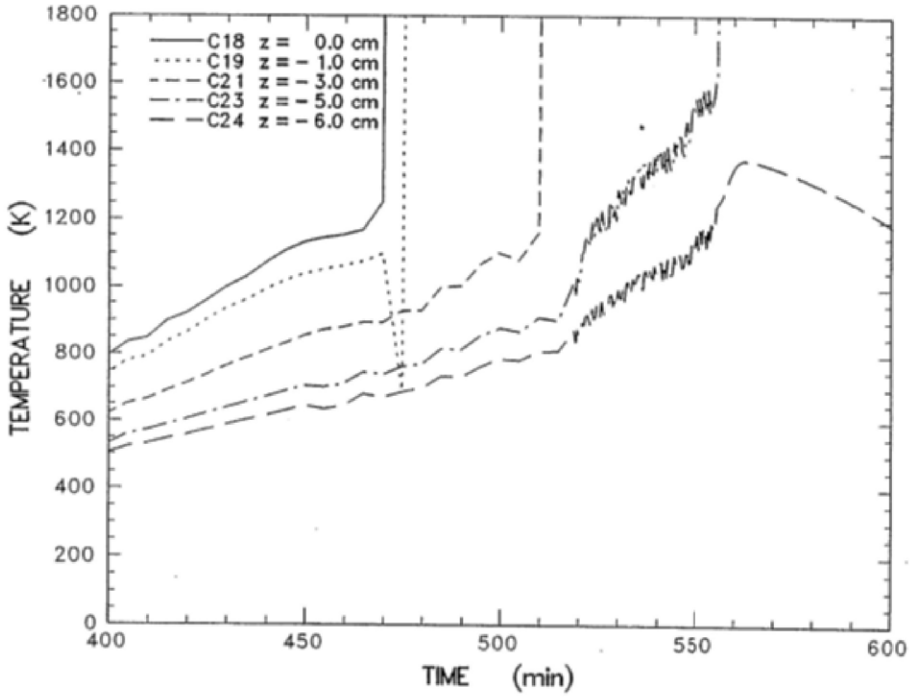


図 3.1-12　WETCOR 実験 コンクリート温度変化（半径方向中心 r=0cm）

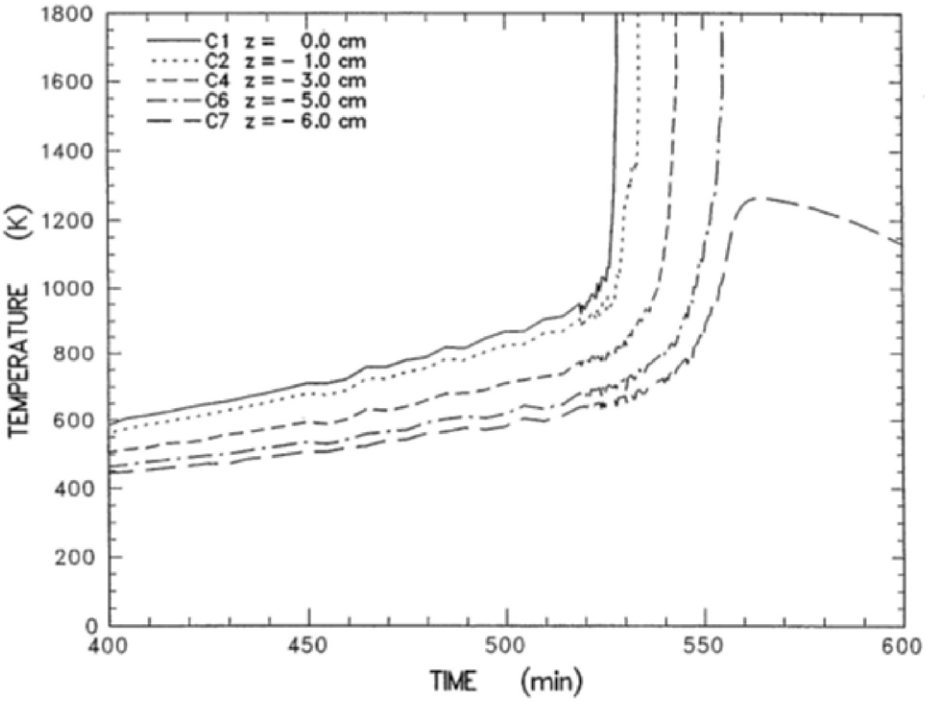


図 3.1-13　WETCOR 実験 コンクリート温度変化（半径方向中間部 r=10cm）