項　目	ベースケース	感度解析 ケース 1	設定根拠
蓄圧注入系流動抵抗係数	□	□	プラント設計に基づく値の50%増
破損口の初期径	□ m	□ m	クラスト破損面積が小さい場合を想定
エントレインメント係数	□	□	当該変数推奨範囲の最大値
粒子径ファクタ	□	□	当該変数推奨範囲の最小値
ジルコニウムー水反応速度の係数	1 倍	2 倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2 倍
□時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	□K	□K	燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定
限界熱流束にかかる係数	□	□	水への熱伝達が制限される値
下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数	□	□	溶融炉心と下部プレナムが接触
溶接部破損時の最大歪み	□	□	実験の不確かさを大幅に上回る設定として、1/10 倍

解析結果（圧力スパイクが大きくなるケース）

図 4-11-1～4-11-10 に、感度解析パラメータを組み合わせた場合の感度解析結果を示す。

感度解析ケース 1 では、原子炉容器破損時刻は、ベースケースに比べて約 67 分早くなっているが、原子炉容器破損時の 1 次系圧力は、加圧器逃がし弁により減圧されることにより 2.0MPa[gage]を下回る結果となっている。これらの挙動について以下のとおり考察する。

①1 次系の加圧事象

1 次系の加圧挙動は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成により支配され、これらに影響するパラメータとして、（2）蓄圧注入の圧力損失、（3）破損口径、（4）エントレインメント係数、（5）デブリ粒子の径などがあり、感度解析によりその不確かさを考慮している。

蓄圧タンク注入流量については、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧開始により 1 次系圧力が蓄圧タンク圧力を下回ると注入を開始し、その後は 1 次系圧力

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。

に応じて注入と停止を繰り返す。その後、下部プレナムへの溶融炉心落下によって1次系圧力が急上昇することで、蓄圧タンクからの注入は停止する。この時の1次系圧力のピーク圧は、破損口径、エントレインメント係数、デブリ粒子の径の不確かさを考慮したことによりベースケースの約 1.5 倍まで急上昇している。その後、加圧器逃がし弁からの放出により1次系圧力が低下し、再度蓄圧タンク圧力を下回ると、残存していた蓄圧タンク水の注入が再開する。蓄圧注入が再開すれば、新たに蒸気が発生することとなり、加圧源となり得るが、この間は加圧器逃がし弁から放出が継続しており、蓄圧タンクからの注入がある期間でも、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が蓄圧タンク注入流量を上回っているため、1次系圧力は低下する。

②1 次系の減圧現象（1 次系圧力が 2.0MPa[gage]まで低下する時間）

1次系の減圧挙動は、加圧器逃がし弁から蒸気放出により支配され、これに影響するパラメータとして、（1）加圧器逃がし弁質量流量があるが、本パラメータの感度解析については、ベースケースが設計値（下限値）を使用しており、不確かさを考慮すると、減圧を促進する方向であることから、組合せの感度解析の条件からは除外している。

加圧器逃がし弁及び安全弁からの蒸気の放出質量流量については、図 4-11-9 に示すように、1次系圧力が安全弁設定圧程度となる期間は比較的大きく、約 3.2 時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始した時点から連続的に放出されるようになる。約 4.9 時間後に下部プレナムに溶融炉心が大量に落下すると、急激な水蒸気の発生により、1次系圧力は増大する。DCH 防止に対する評価については、この圧力スパイクを早期に 2.0MPa[gage]まで低下させることが重要である。本感度解析ケースの場合、圧力スパイクにより、前述のとおり1次系圧力はベースケースの約 1.5 倍まで上昇しているが、1次系圧力に応じて加圧器逃がし弁からの放出質量流量も多くなるため、圧力の低下も早くなる。その後、下部プレナム内の1次冷却材の蒸発により、1次冷却材が減少し、蒸発量が減少することで1次系圧力は減少に転じ、約 5.0 時間後にドライアウトし、約 5.5 時間後に1次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回る。その後、約 5.6 時間後に原子炉容器が破損し、加圧器逃がし弁からの放出は停止する。以上より、感度解析パラメータの組合せケース 1 において、ドライアウトから約 0.5 時間後に 1 次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回る結果となった。

③原子炉容器破損（原子炉容器破損タイミング）

原子炉容器破損（原子炉容器破損タイミング）については、溶融炉心からの熱負荷、破損形態などにより支配され、これらに影響するパラメータとして、（6）ジルコニウムー水反応速度、（7）燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、（8）下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、（9）溶融炉心と

原子炉容器間の熱伝達、（１０）溶接部破損時の最大歪みがあり、感度解析によりその不確かさを考慮している。

原子炉容器破損のタイミングについては、原子炉容器表面温度に依存し、図4-11-4に示すように、約4.9時間後に下部プレナムに溶融炉心が大量に落下すると、１次冷却材の蒸発により約5.0時間後にドライアウトし、原子炉容器表面温度が急上昇し、約5.6時間後に破損に至る。以上より、感度解析パラメータの組合せケース１において、ドライアウトから約0.6時間後に原子炉容器破損に至る結果となった。

解析条件（圧力スパイクが小さくなるケース）

感度解析ケース２では、下部プレナムへの溶融炉心落下後の１次系圧力上昇が抑制され、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が少なくなるように、感度解析パラメータを組み合わせる。溶融炉心が落下した過程で粒子化が進まない場合を考えると、水蒸気発生量が少なく、１次系圧力の上昇が小さくなる。しかしながら、加圧器逃がし弁による減圧効果は１次系圧力に応じた臨界流量に依存するため、１次系圧力のピークが低いと減圧効果が小さく、１次系圧力の低下が緩やかになると考えられる。

そこで、溶融炉心が下部プレナムに落下した時の１次系圧力上昇が小さくなる感度解析を実施し、１次系減圧操作の有効性に対する影響を確認する。以下に感度解析ケース２の条件の一覧を示す。

項　目	ベースケース	感度解析 ケース 2	設定根拠
蓄圧注入系流動抵抗係数	□	□	プラント設計に基づく値
破損口の初期径	□ m	□m	下部炉心支持板の 水力等価直径相当
エントレインメント係数	□	□	当該変数推奨範囲の最小値
粒子径ファクタ	□	□	当該変数推奨範囲の最大値
ジルコニウム－水反応速度の係数	1 倍	1 倍	燃料被覆管表面積に基づく値
□時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	□K	□K	当該変数推奨範囲の最確値
限界熱流束にかかる係数	□	□	水への熱伝達が制限される値
下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数	□	□	当該変数推奨範囲の最確値
溶接部破損時の最大歪み	□	□	当該変数推奨範囲の最確値

解析結果（圧力スパイクが小さくなるケース）

感度解析ケース 2 においては、原子炉容器破損時刻はベースケースに比べて約 3 分遅くなっており、原子炉容器破損時の 1 次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回る結果となっている。これらの挙動について以下のとおり考察する。

① 1 次系の加圧事象

本ケースでは、溶融炉心の下部プレナムへの落下による 1 次系圧力上昇が小さく抑制されるように感度解析パラメータを設定している。具体的には、エントレインメント係数を小さく、デブリ粒子の径を大きく、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束を小さく設定している。このため、溶融炉心の下部プレナムへの落下時の圧力スパイクが、ベースケースの約 0.7 倍となっている。

② 1 次系の減圧現象（1 次系圧力が 2.0MPa[gage]まで低下する時間）

本ケースでは、圧力スパイクのピーク値がベースケースより低くなっていることから、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が少なくなるため、溶融炉心の下部

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。

プレナムへの落下に伴う1次系圧力が高い期間が、ベースケースに比べて長く継続する。感度解析パラメータを水蒸気生成が起こりにくい方向に設定しているため、1次系圧力が 2.0MPa[gage]を下回る直前まで下部プレナムのドライアウトは生じない。具体的には、下部プレナムのドライアウトは約 6.3 時間、1次系圧力が 2.0MPa[gage]を下回るのが約 6.5 時間である。下部プレナムのドライアウトから、下部プレナムに堆積した溶融炉心によって原子炉容器壁が加熱され、原子炉容器破損（約 6.8 時間）に至るまでの間に1次系圧力が減圧されることから、1次系圧力は原子炉容器破損前に 2.0MPa[gage]まで低下する結果となっている。以上より、感度解析パラメータの組合せケース 2 において、ドライアウトから約 0.2 時間後に 1 次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回る結果となった。

③ 原子炉容器破損（原子炉容器破損タイミング）

原子炉容器破損のタイミングについては、原子炉容器表面温度に依存し、図 4-11-4 に示すように、約 5.5 時間後に下部プレナムに溶融炉心が落下を開始すると、1次冷却材の蒸発により約 6.3 時間後にドライアウトし、原子炉容器表面温度が上昇して、約 6.8 時間後に破損に至る。以上より、感度解析パラメータの組合せケース 2 において、ドライアウトから約 0.5 時間後に原子炉容器破損に至る結果となった。

以上のとおり、本事象においては、原子炉容器破損時の1次系圧力は、1次系の加圧現象、1次系の減圧現象、原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。

1 次系の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧タンクからの注入が停止する期間は、加圧器逃がし弁から放出が継続しており、蓄圧タンクからの注入がある期間でも、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が蓄圧タンク注入流量を上回っているため、1次系圧力は低下する。その結果、感度解析ケース 1 では約 5.5 時間後に、感度解析ケース 2 では約 6.5 時間後に1次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回る。本事象は、この1次系圧力の低下と、溶融炉心が下部プレナムに落下し、原子炉容器表面温度が上昇することにより、原子炉容器破損に至る時間的挙動に依存する。

パラメータの組合せを考慮した感度解析ケース 1 では、圧力スパイクが大きく現れるが、1 次系圧力に応じて加圧器逃がし弁からの放出質量流量も多くなり、ドライアウトから1次系圧力が 2.0MPa[gage]まで低下する時間は、約 0.5 時間となった。これに対し、ドライアウトから原子炉容器破損までの時間は約 0.6 時間となることから、感度解析パラメータの組合せを考慮した場合でも、原子炉容器破損の前に1次系圧力が 2.0MPa[gage]を下回る結果となった。

また、圧力スパイクが小さく、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が少なくなる

感度解析ケース 2 については、ドライアウトから 1 次系圧力が 2.0MPa[gage]まで低下する時間は約 0.2 時間、ドライアウトから原子炉容器破損までの時間は約 0.5 時間であり、感度解析パラメータの組合せを考慮した場合でも、原子炉容器破損の前に 1 次系圧力が 2.0MPa[gage]を下回る結果となった。

評価

下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより 1 次系の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出質量流量も 1 次系圧力に応じて変動することから、1 次系の減圧現象へも不確かさが伝搬する。加圧現象が短時間に大きく現れる場合については、減圧現象も促進され、原子炉容器破損前には 1 次系圧力が 2.0MPa[gage]を下回ることを確認した。

また、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が少なくなるようなケースで減圧現象が緩やかになるような場合でも、ドライアウトの時期が遅くなるため、それに応じて原子炉容器破損の時期も遅くなることから、1 次系圧力は原子炉容器破損前に 2.0MPa[gage]まで低下することを確認した。

加圧現象が短時間に大きく現れる場合については、減圧操作開始からドライアウトまでの時間が早いうえ、ドライアウト時の 1 次系圧力が高く、1 次系圧力が 2.0MPa[gage]に低下してから原子炉容器破損に至る時間余裕も約 0.1 時間と短くなっており、最も厳しい結果であると考えられる。

なお、減圧操作時間の不確かさを考慮して 1 次系強制減圧のタイミングを早めた場合について、以下のとおり考察する。

ベースケースでは炉心損傷検知から 10 分後に 1 次系強制減圧操作を開始することとしているが、実際の操作においては、準備が完了すればその段階で 1 次系強制減圧を実施することとなっているため、開始が早まる方向の不確かさが存在する。この場合、ベースケースより早期に 1 次系の減圧が開始され、それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早まる。ここでは炉心溶融開始時点で 1 次系強制減圧操作を行うこと、即ち 10 分早く減圧操作を開始した場合の影響を検討する。

1 次系圧力挙動については、1 次系強制減圧のタイミングを早めることでベースケースより早く蓄圧注入が開始され、蓄圧注入開始後は、添付 1-2 のとおり、蓄圧タンク圧力と 1 次系圧力が平衡状態となり、時間とともに減衰する。よって、1 次系強制減圧開始時点を起点として、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下することで圧力ピークが生じるまでの 1 次系減圧挙動は、ベースケースと同等と考えられる。

一方、10 分早く 1 次系強制減圧操作を開始することに伴い、ベースケースと比較して、崩壊熱が約 1%高い状態で事象が進展することになり、1 次系圧力挙動に影響

を与えると考えられるが、炉心溶融開始初期には、崩壊熱が１％増加することによる熱量よりも、「（６）ジルコニウムー水反応速度」において想定したジルコニウムー水反応による酸化反応熱の方が大きく上回っているため、炉心のヒートアップ速度を早めた感度解析に包絡されると考えられる。したがって、10 分早く 1 次系強制減圧操作を開始しても、下部プレナムドライアウト後に 1 次系圧力が 2.0MPa[gage]以下となり、その後に原子炉容器破損に至ると考えられる。

なお、蓄圧タンク水量については、ベースケースにおいて原子炉容器破損時の蓄圧タンク全台の保有水は約 60t 存在し、原子炉容器破損により減圧する時に残りの水量が放出される。これに基づき、添付 1-2 のとおり蓄圧タンク気相部の等温膨張を考慮した計算を行うと、次式より蓄圧タンクの水量は、蓄圧タンク圧力（１次系圧力）が 1MPa[gage]以下まで減圧しないと蓄圧タンク水量の下限値まで到達しない。よって、10 分早く 1 次系強制減圧を開始したとしても、1 次系圧力が 2.0MPa[gage]近傍にある間は蓄圧注入水が不足することは無い。

$$P = \frac{P_0(V_T - V_{w0})}{V_T} \leq 1MPa$$

P　：蓄圧タンク圧力

P_0　：蓄圧タンク初期圧力

V_T　：蓄圧タンク容積

V_{w0}：蓄圧タンク初期水の体積

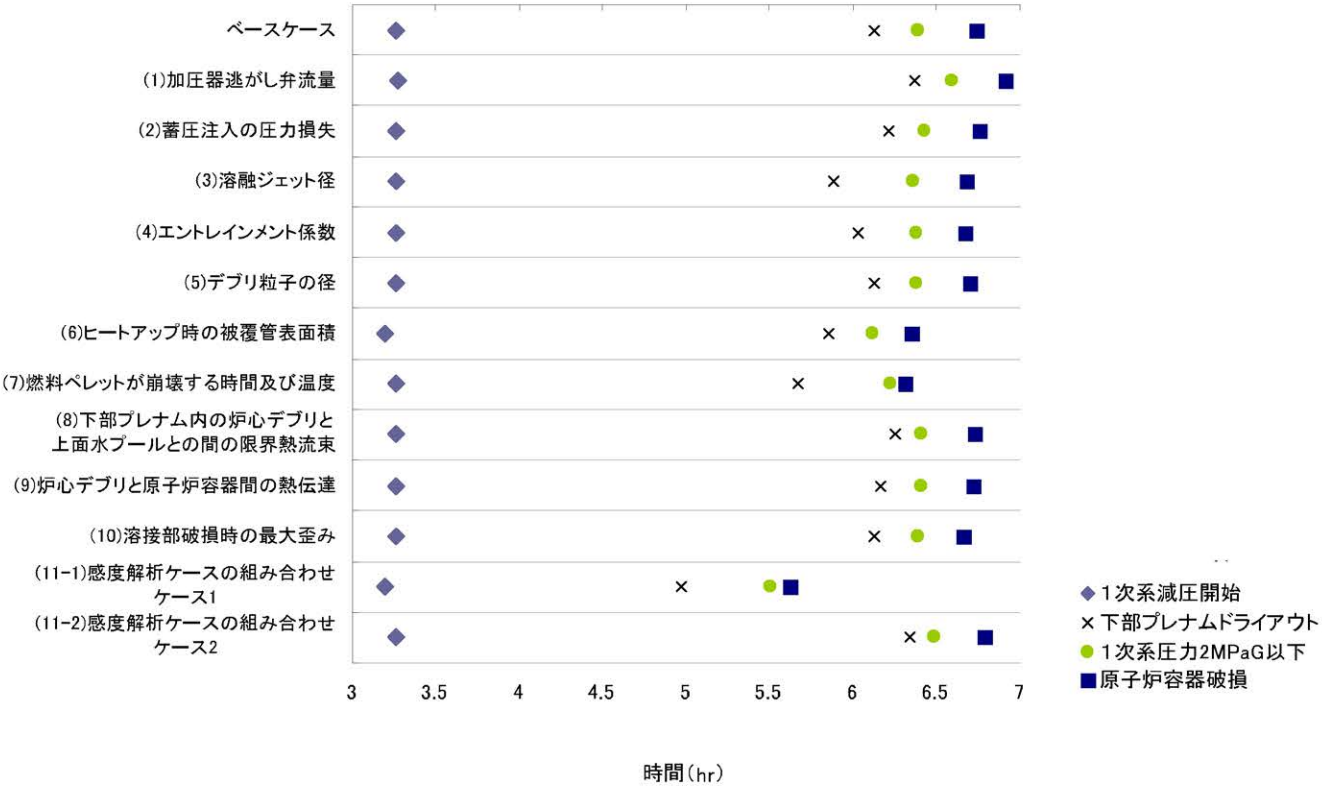


図 4　感度解析における原子炉容器破損時間等の整理

「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。」

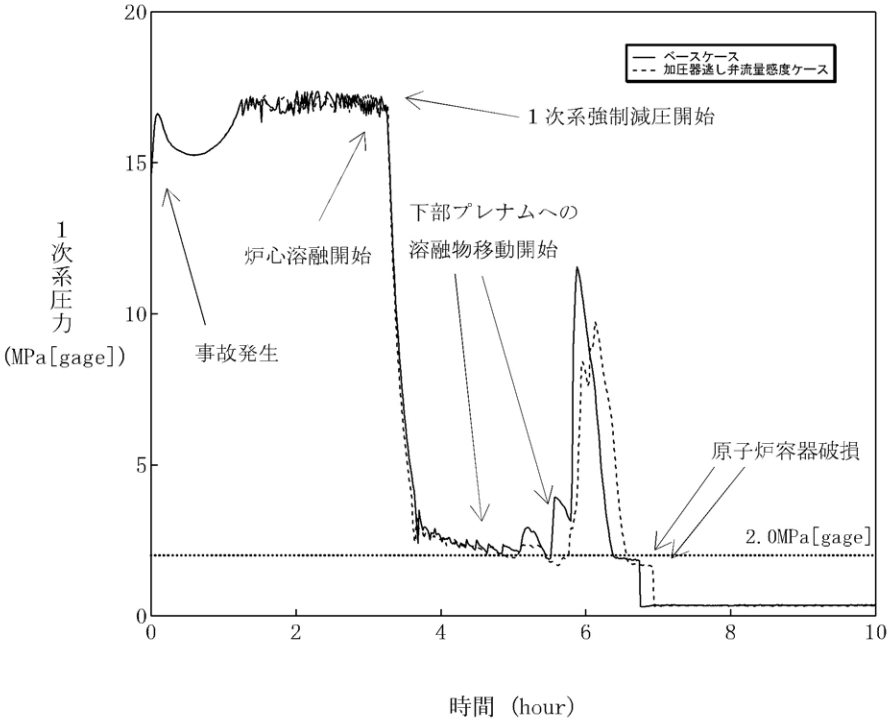


図 4-1-1 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（１）

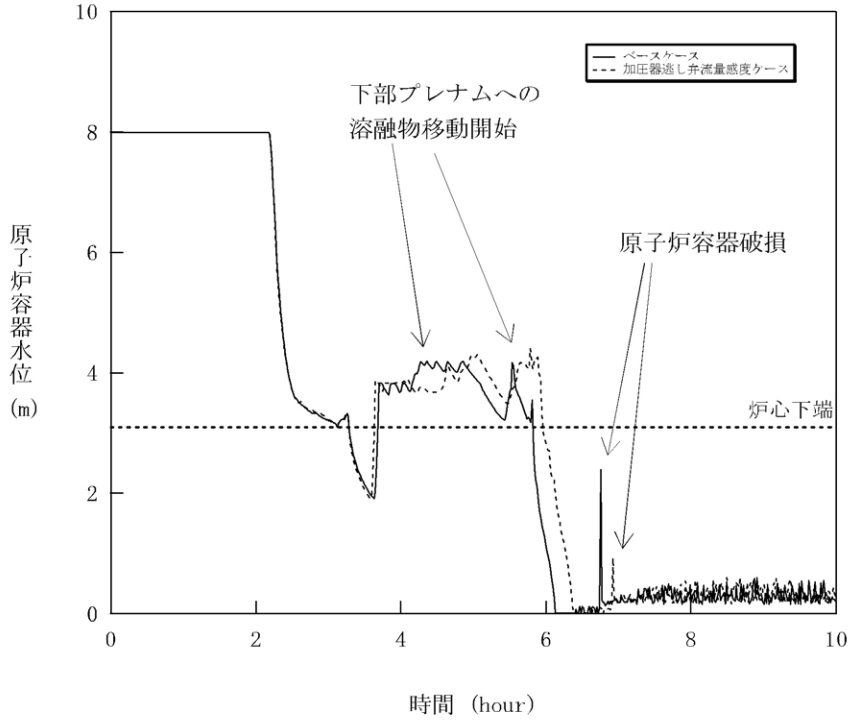


図 4-1-2 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（２）

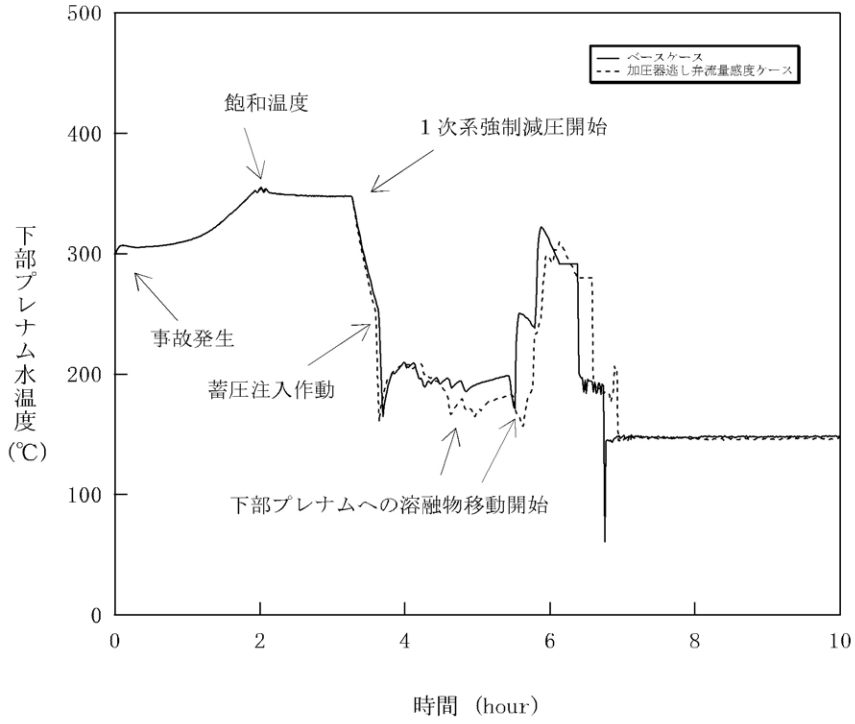


図 4-1-3 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（３）

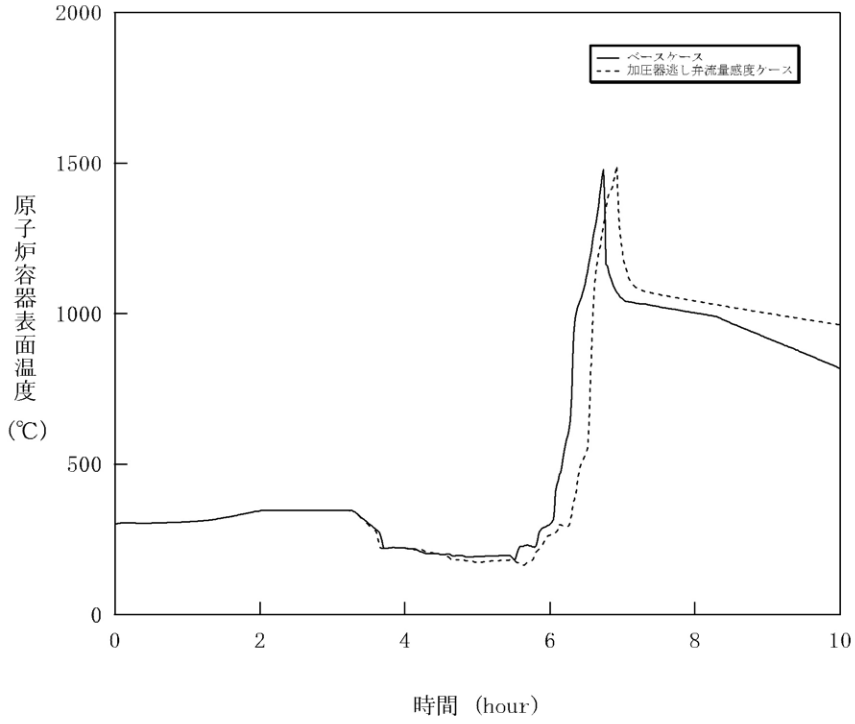


図 4-1-4 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（４）

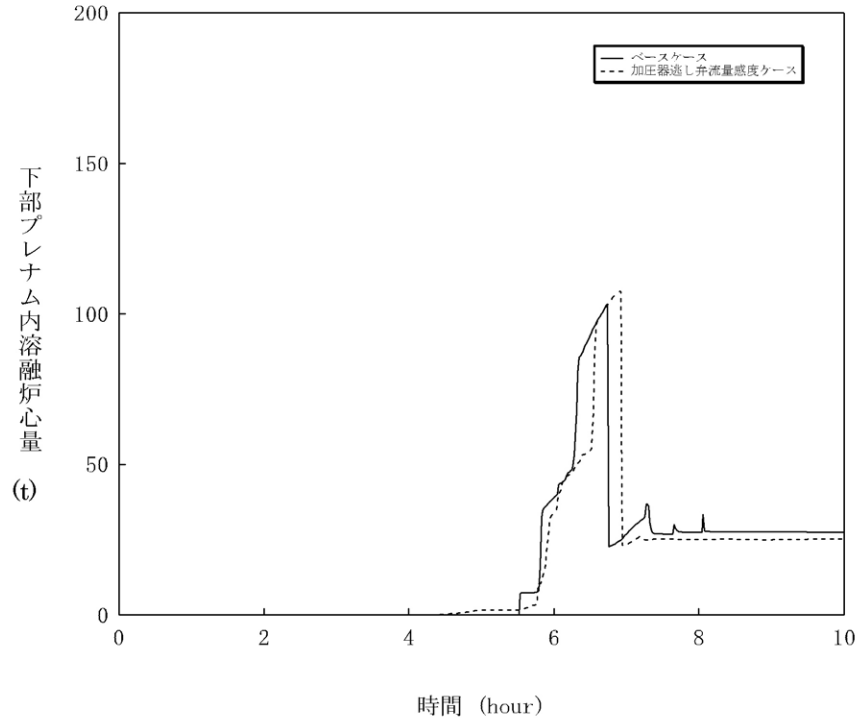


図 4-1-5 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（５）

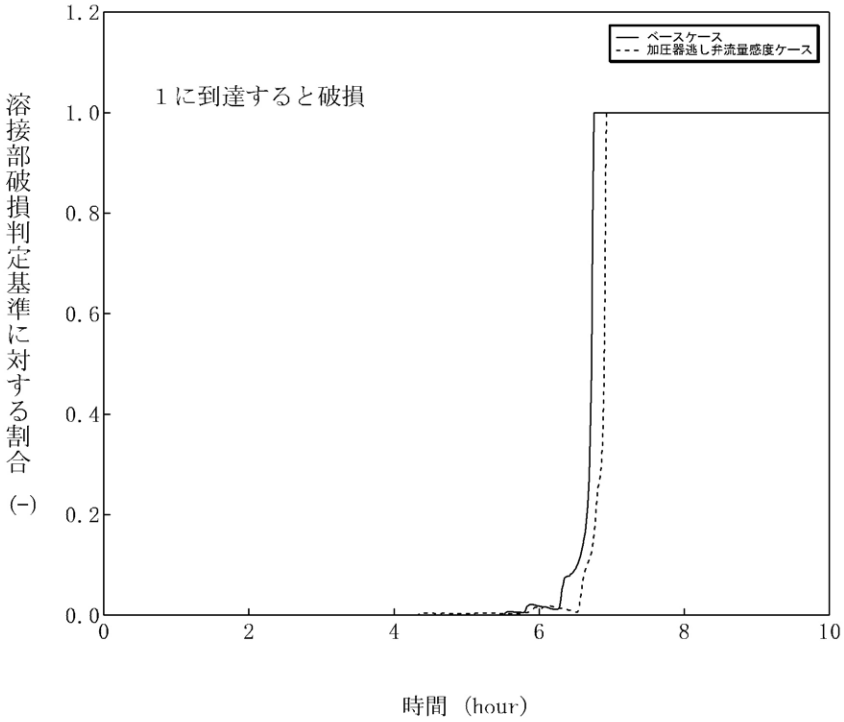


図 4-1-6 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（６）

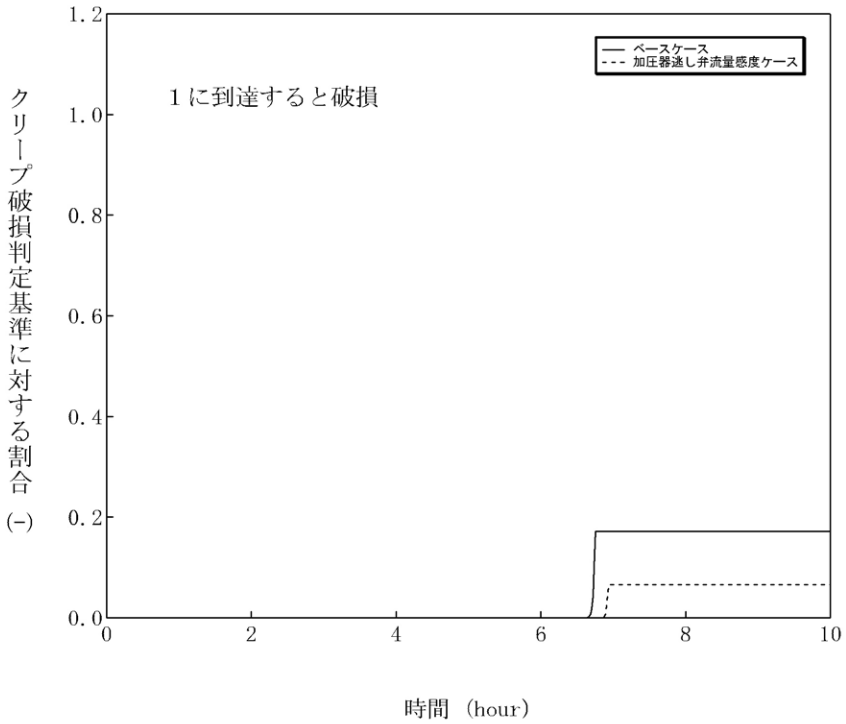


図 4-1-7 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（７）

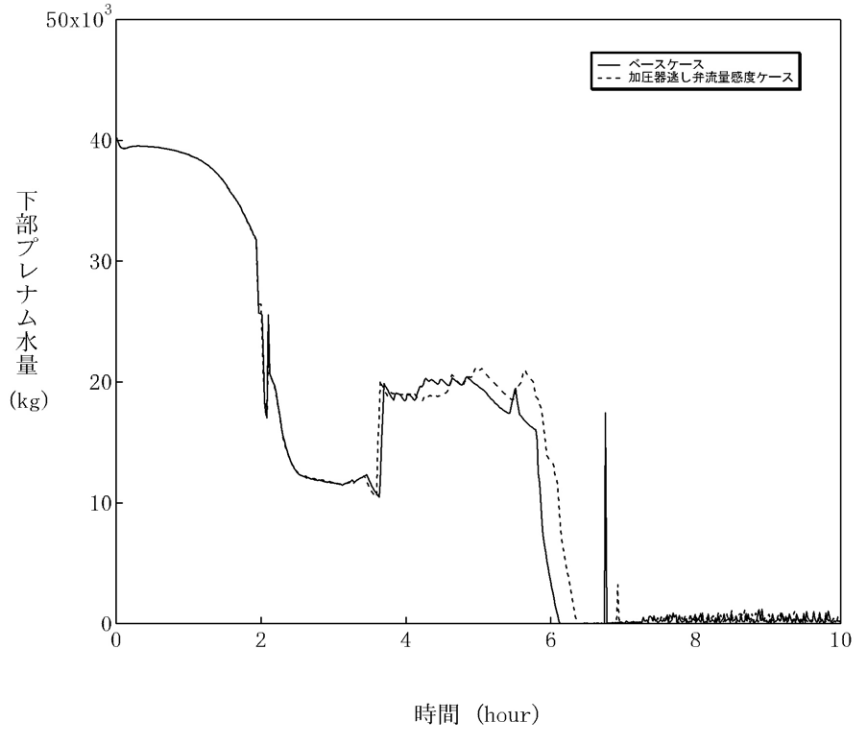


図 4-1-8 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（８）

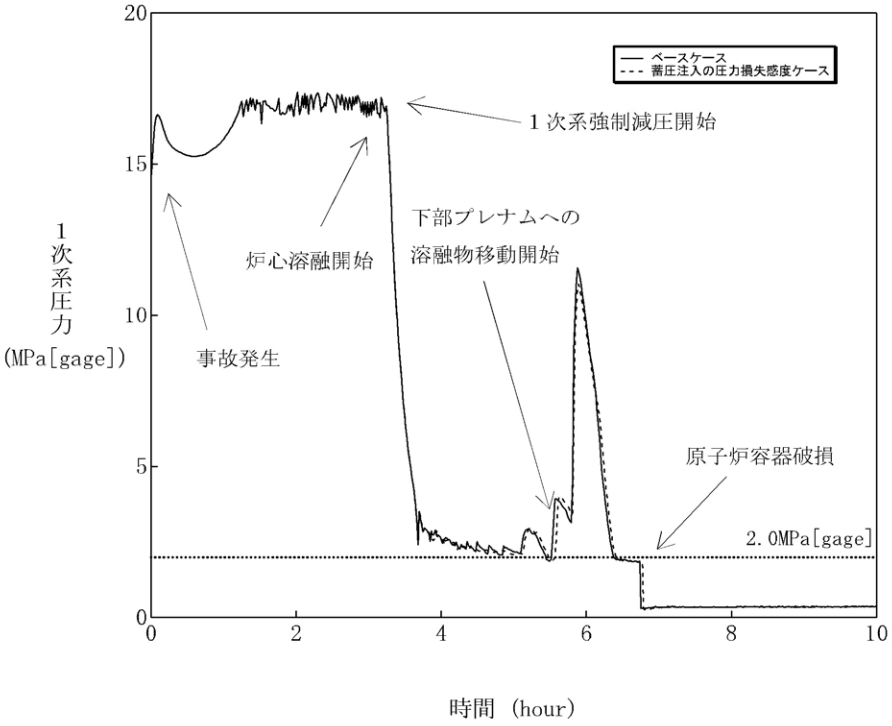


図 4-2-1 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（１）

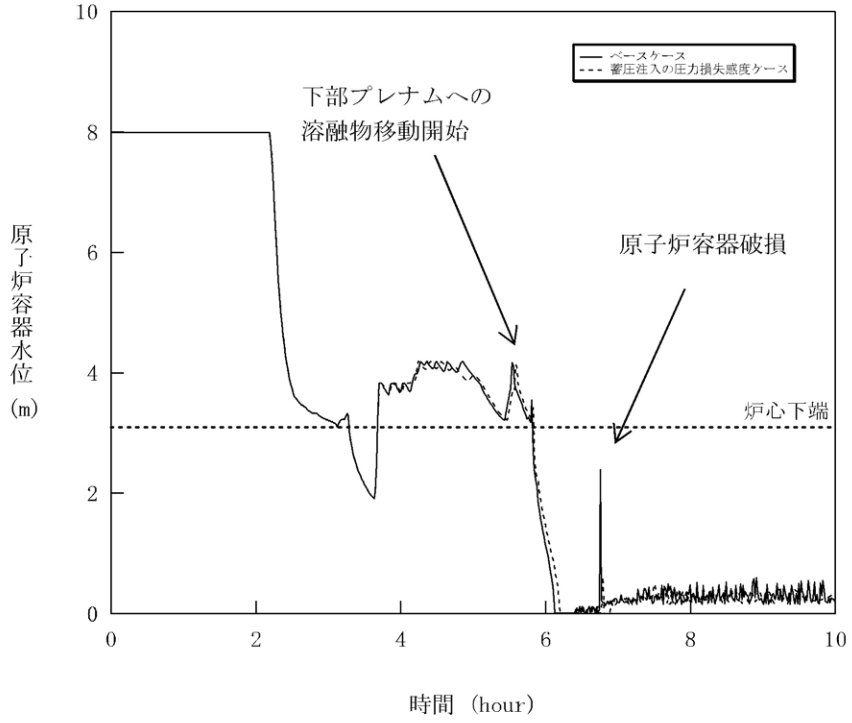


図 4-2-2 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（２）

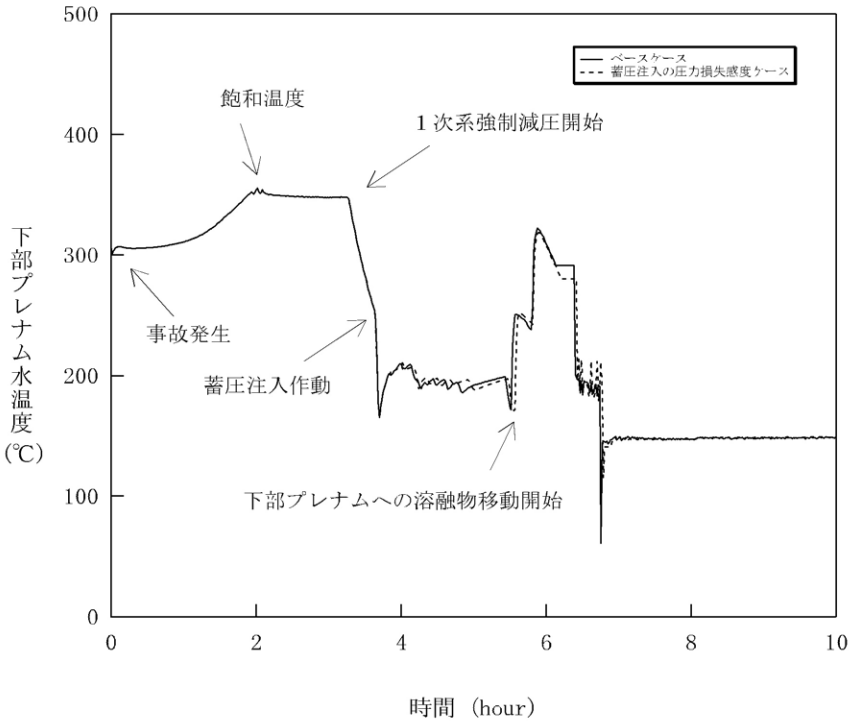


図 4-2-3 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（３）

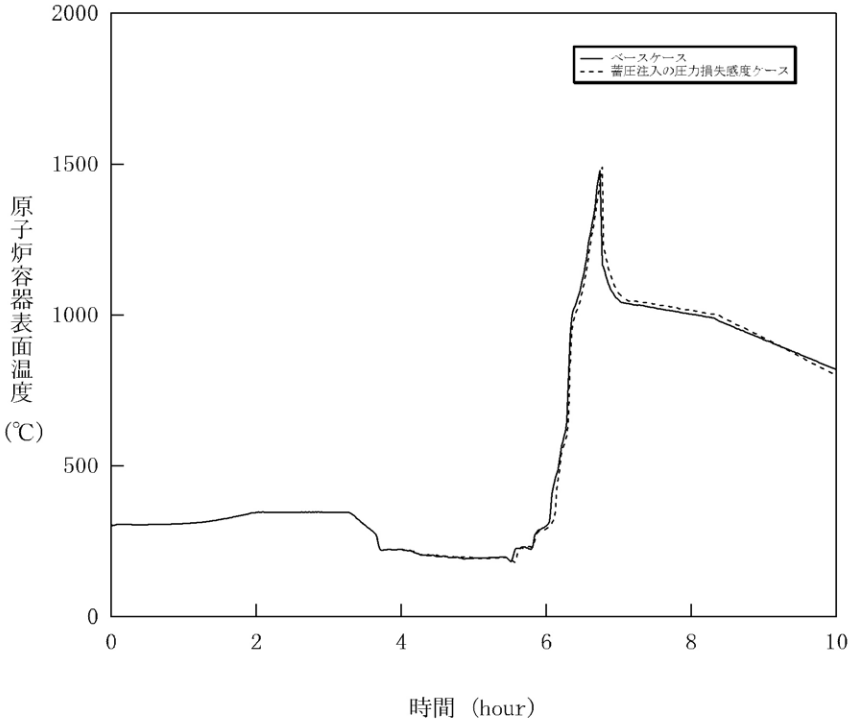


図 4-2-4 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（４）

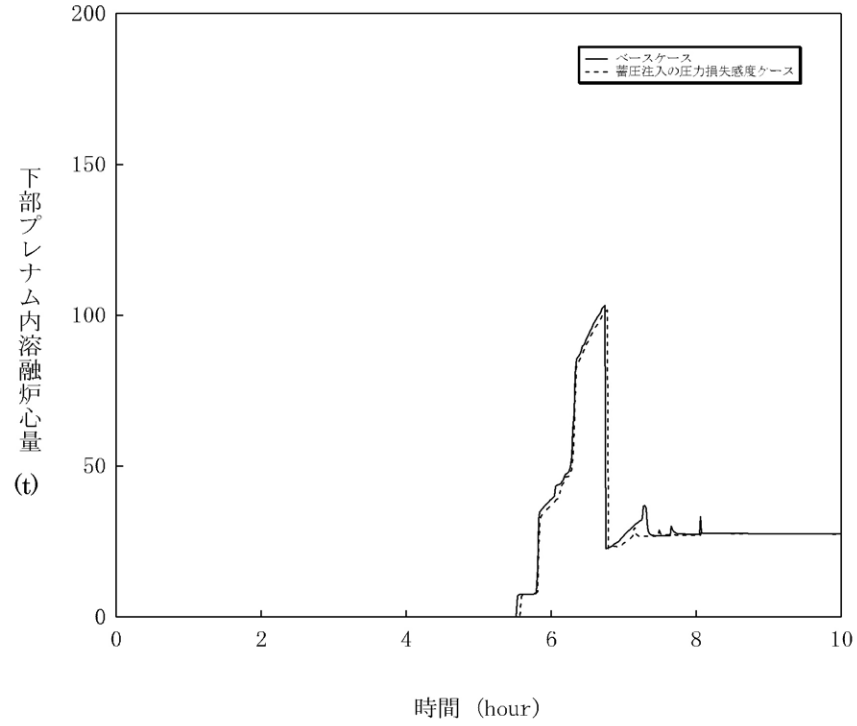


図 4-2-5 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（５）

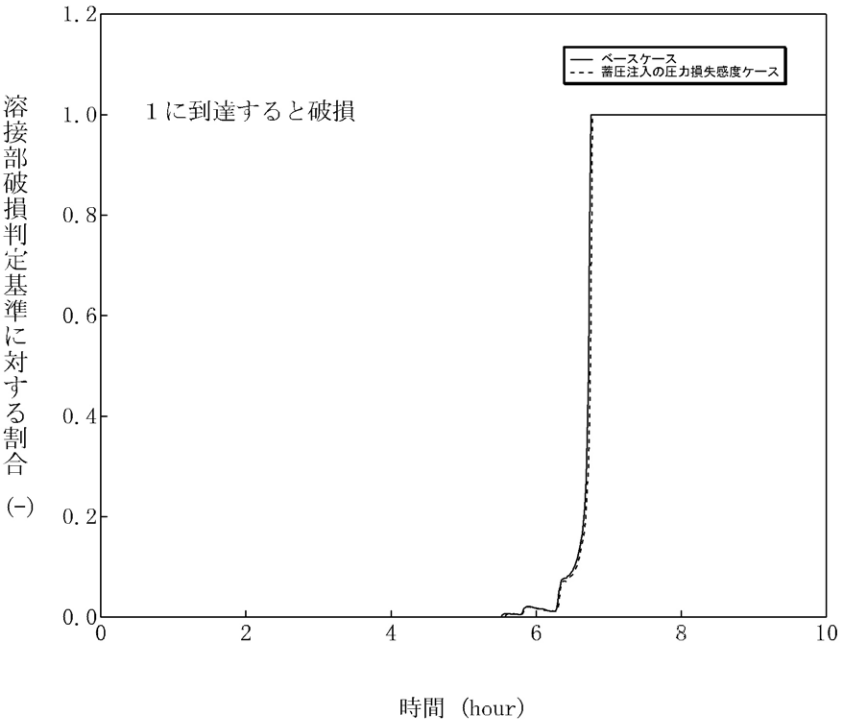


図 4-2-6 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（６）

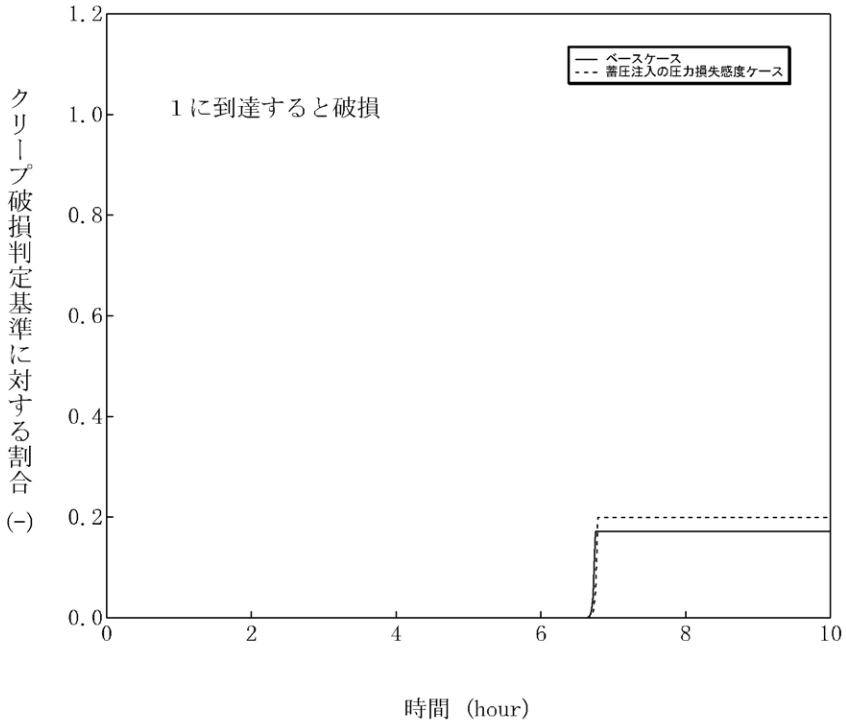


図 4-2-7 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（７）

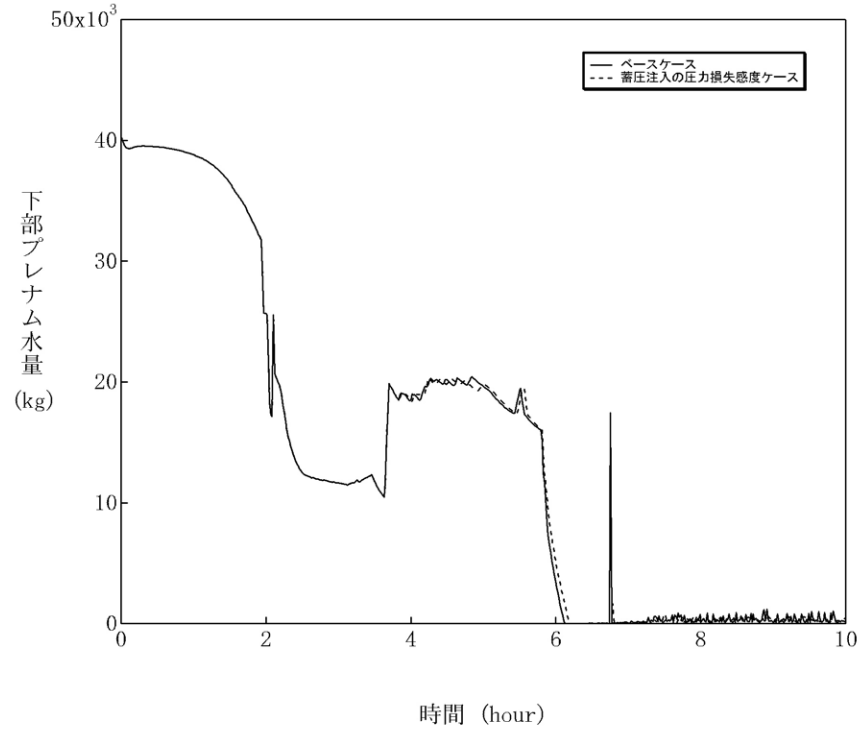


図 4-2-8 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（８）

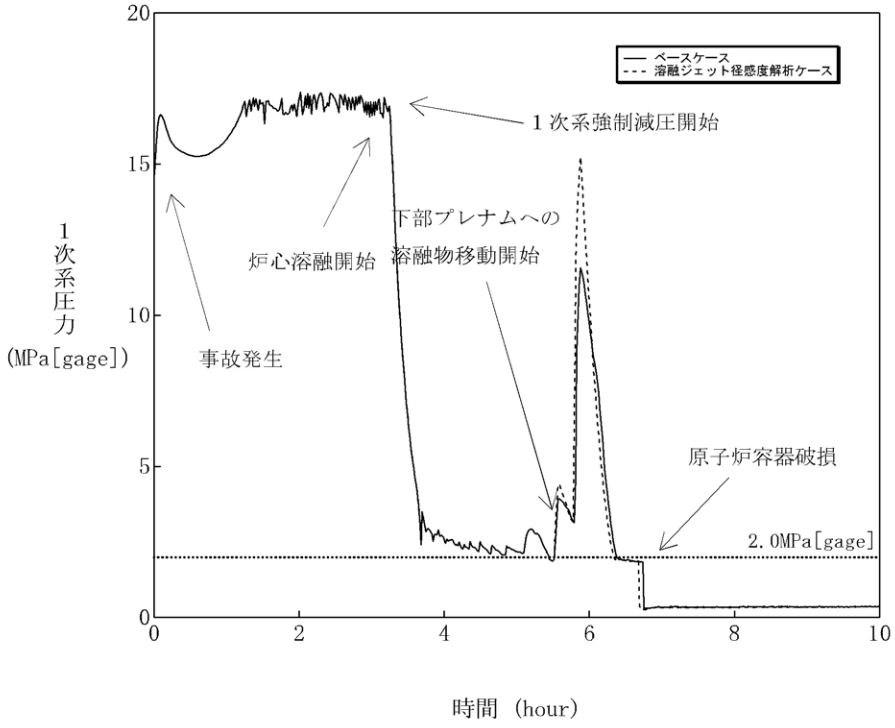


図 4-3-1 溶融ジェット径感度解析（１）

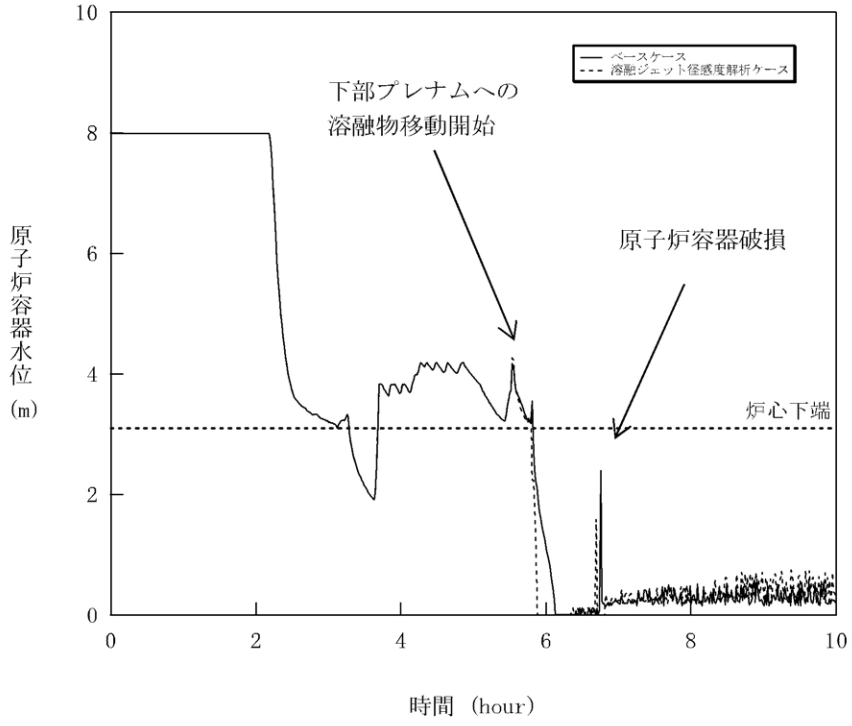


図 4-3-2 溶融ジェット径感度解析（２）

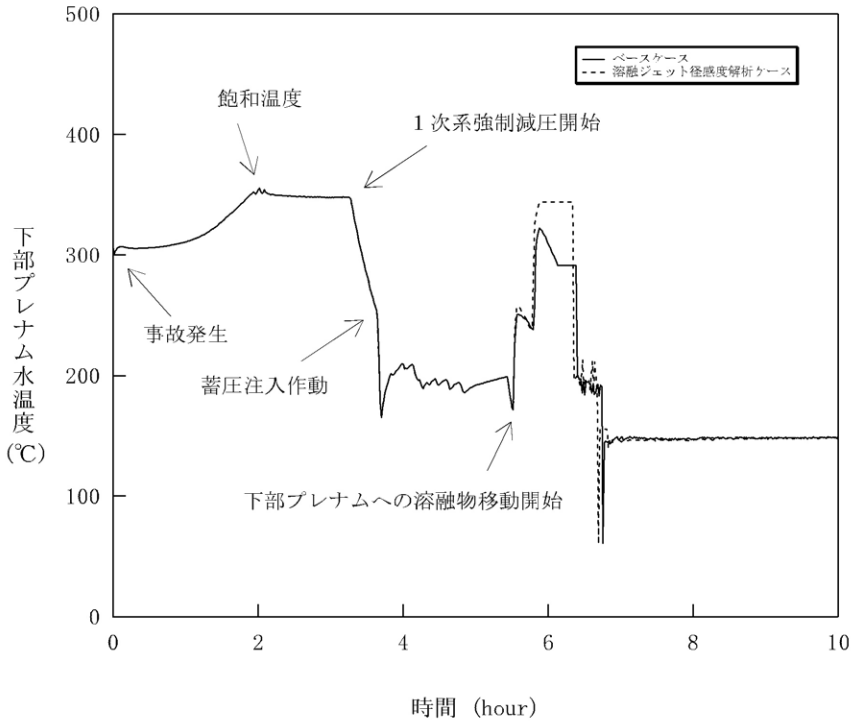


図 4-3-3 溶融ジェット径感度解析（３）

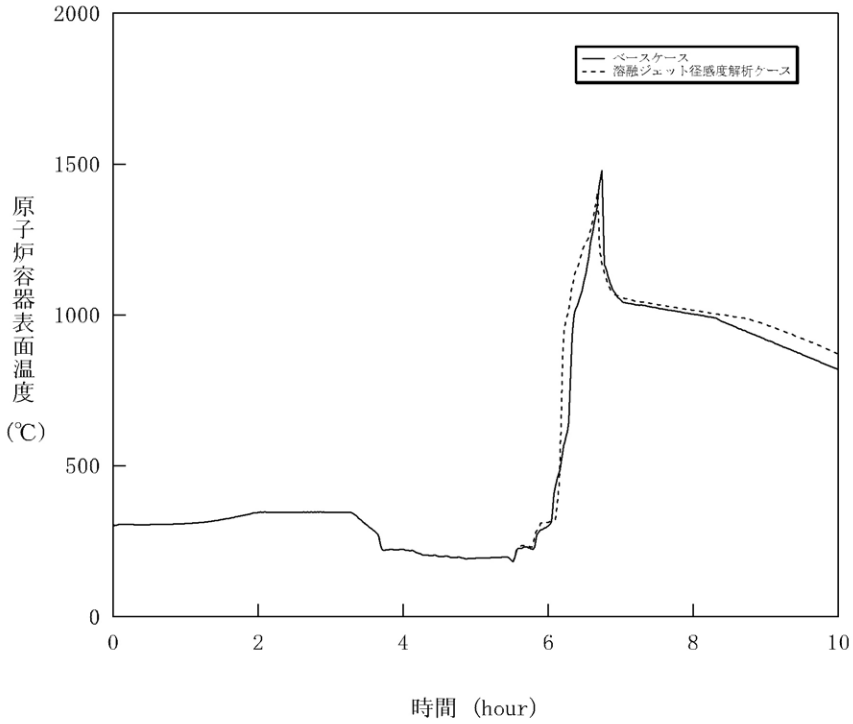


図 4-3-4 溶融ジェット径感度解析（４）

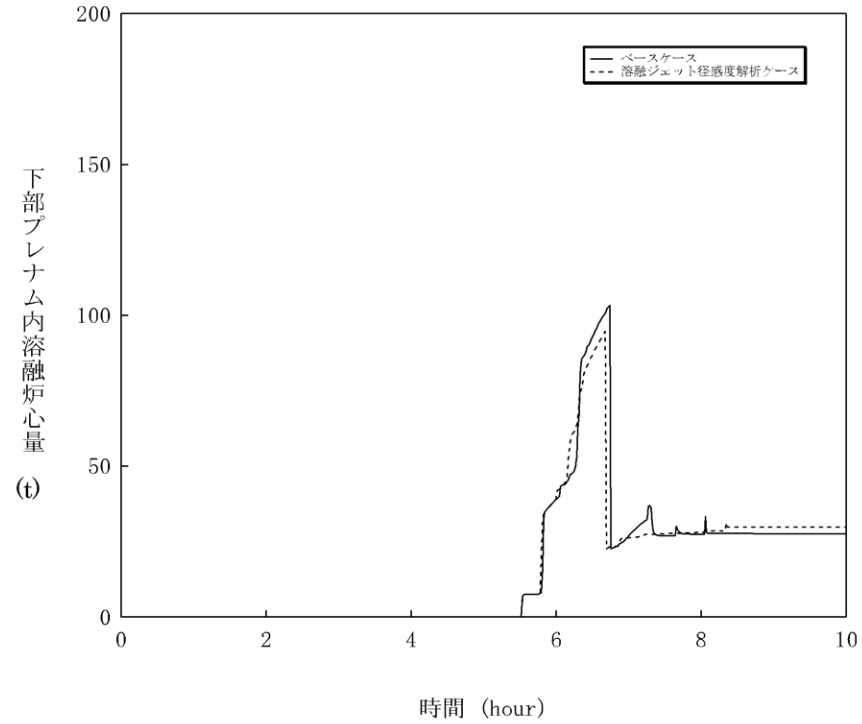


図 4-3-5 溶融ジェット径感度解析（５）

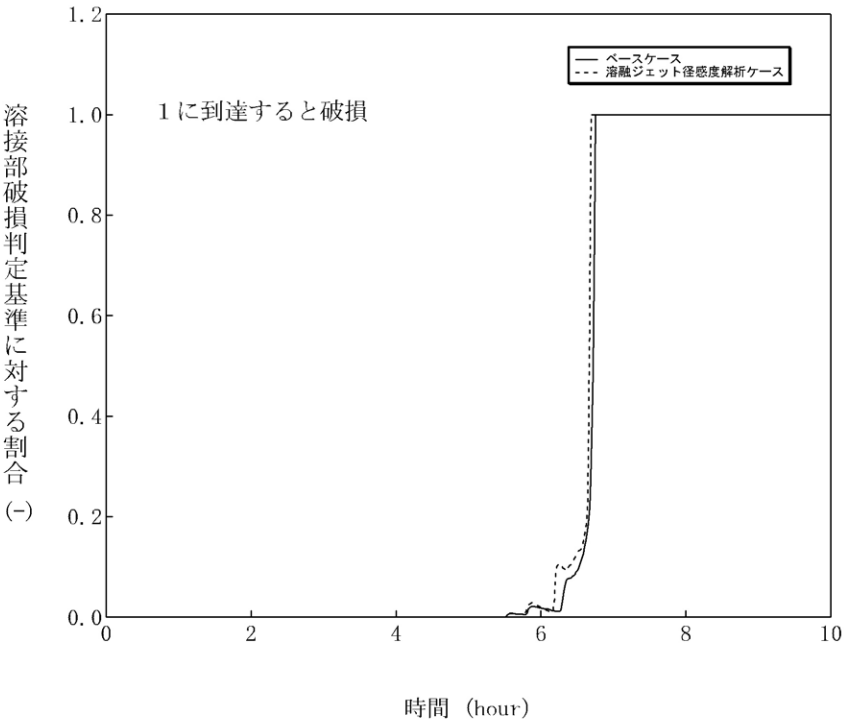


図 4-3-6 溶融ジェット径感度解析（６）

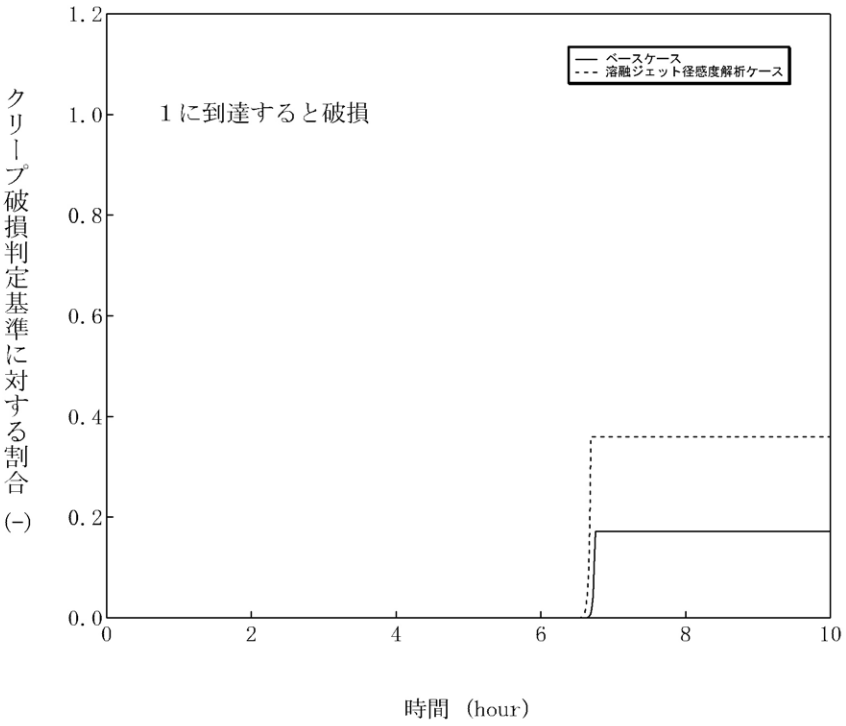


図 4-3-7 溶融ジェット径感度解析（７）

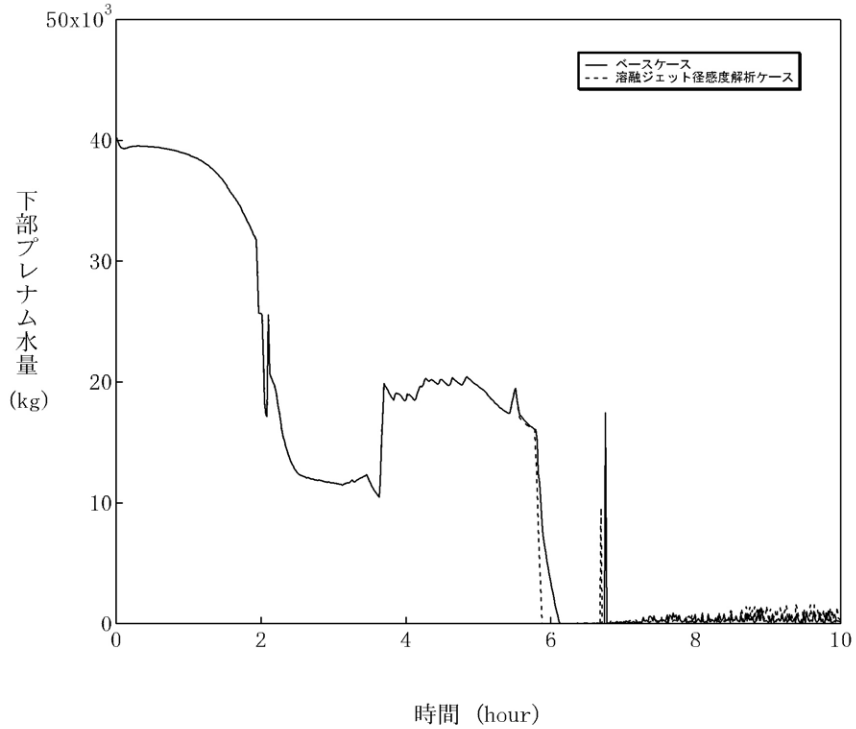


図 4-3-8 溶融ジェット径感度解析（８）

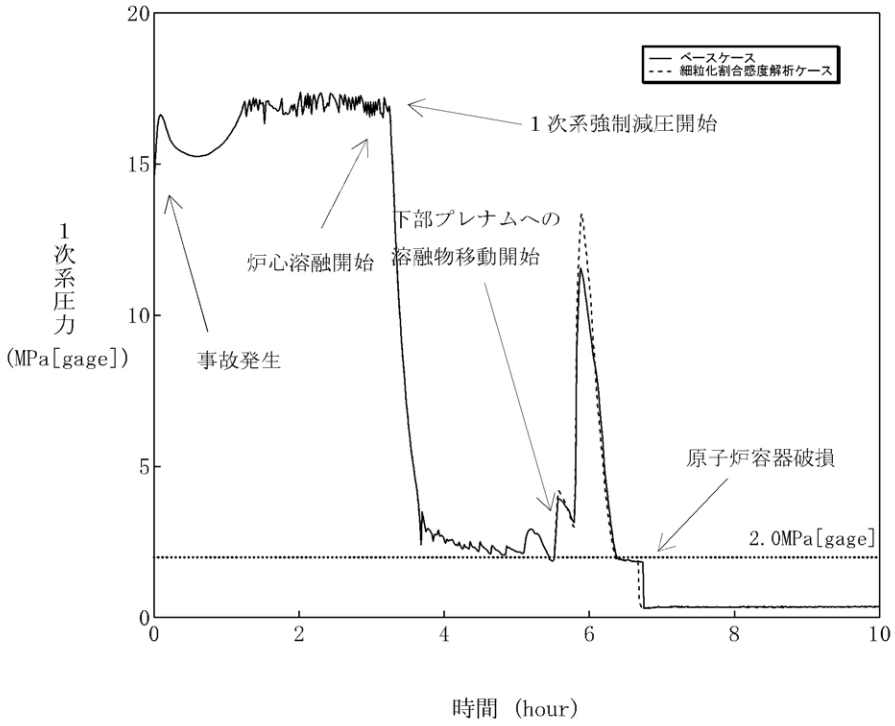


図 4-4-1 エントレインメント係数感度解析（１）

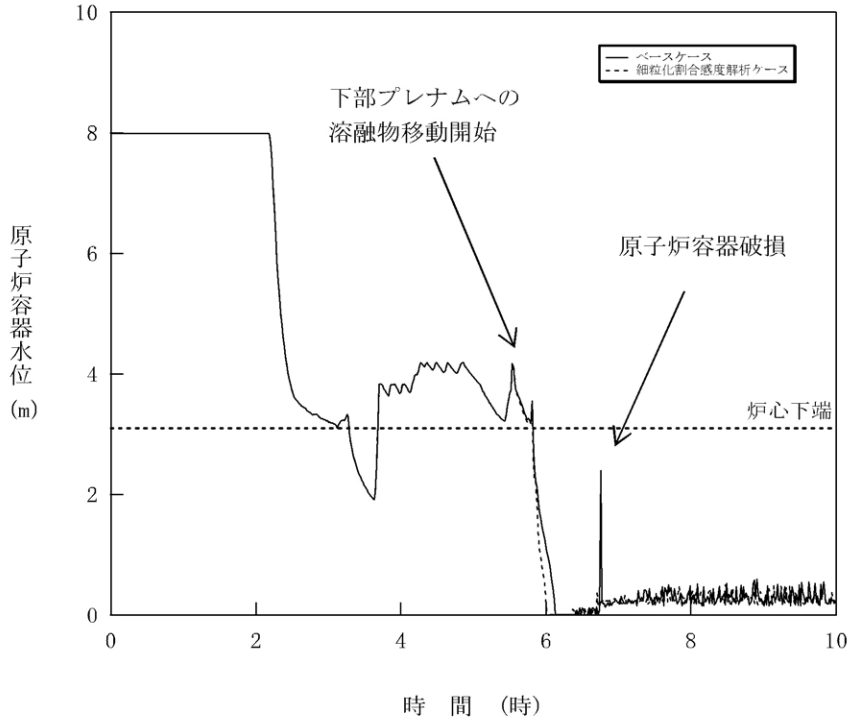


図 4-4-2 エントレインメント係数感度解析（２）

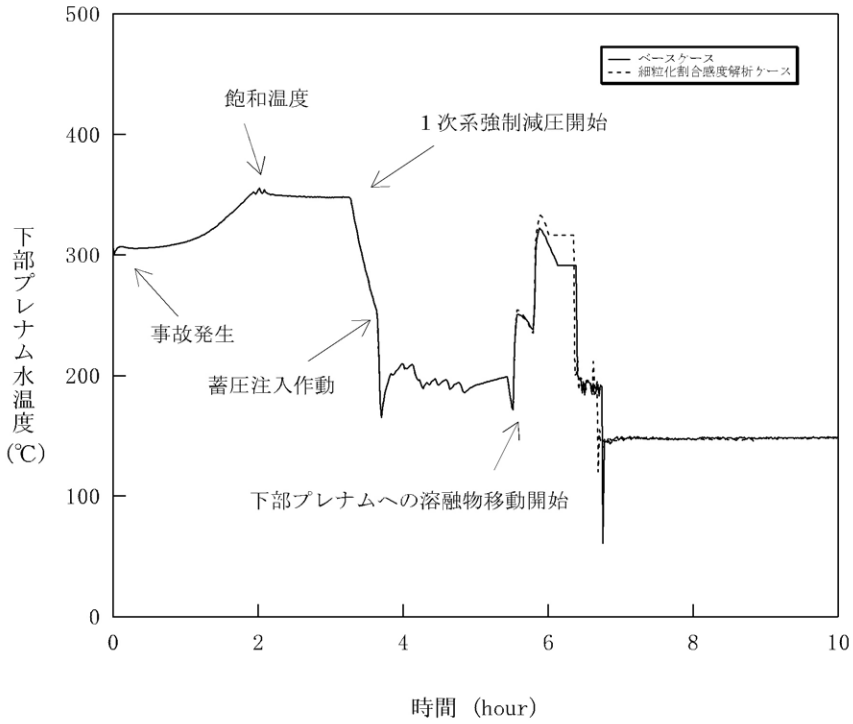


図 4-4-3 エントレインメント係数感度解析（３）

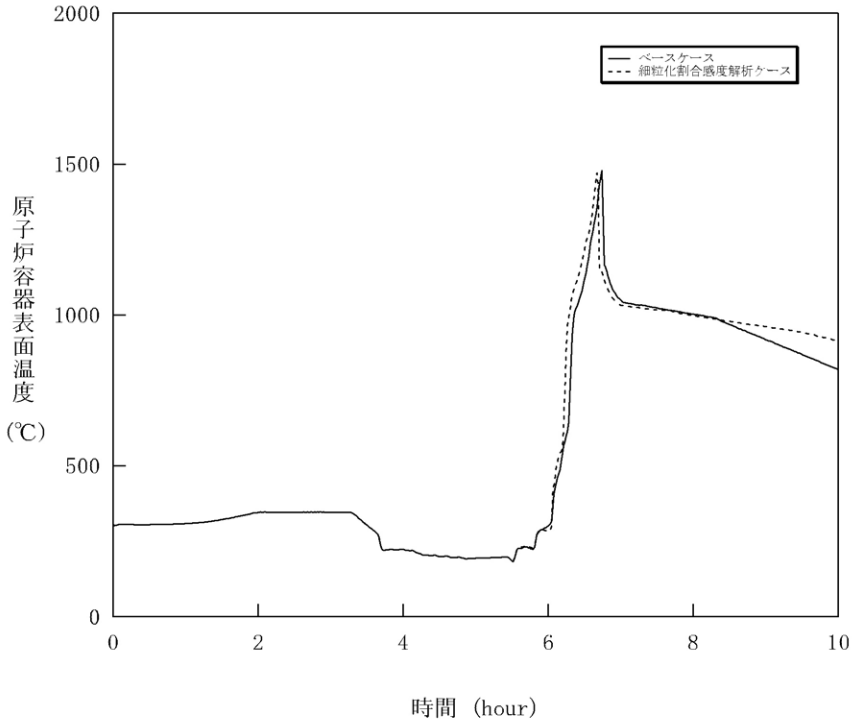


図 4-4-4 エントレインメント係数感度解析（４）

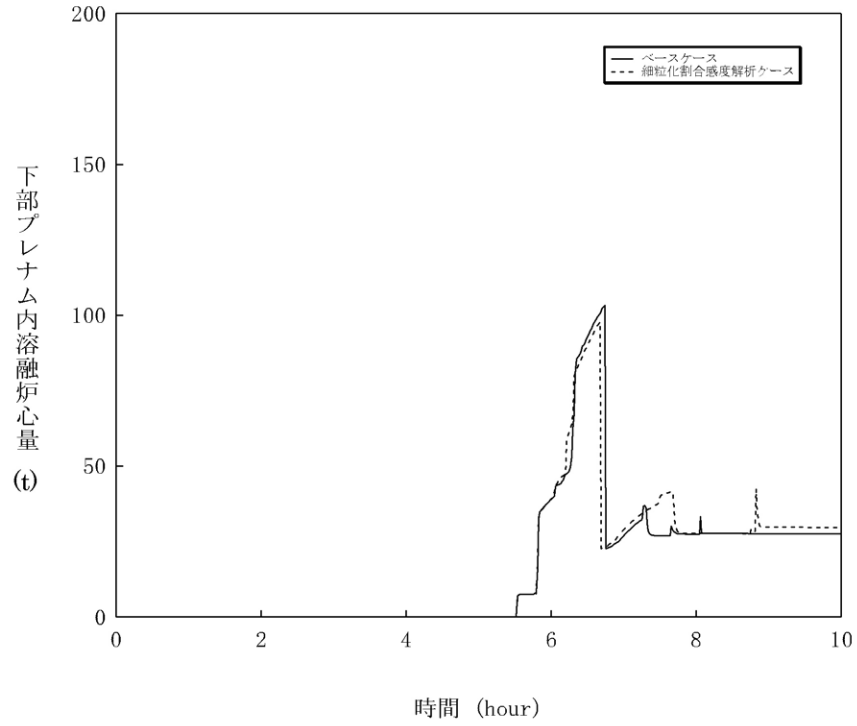


図 4-4-5 エントレインメント係数感度解析（５）

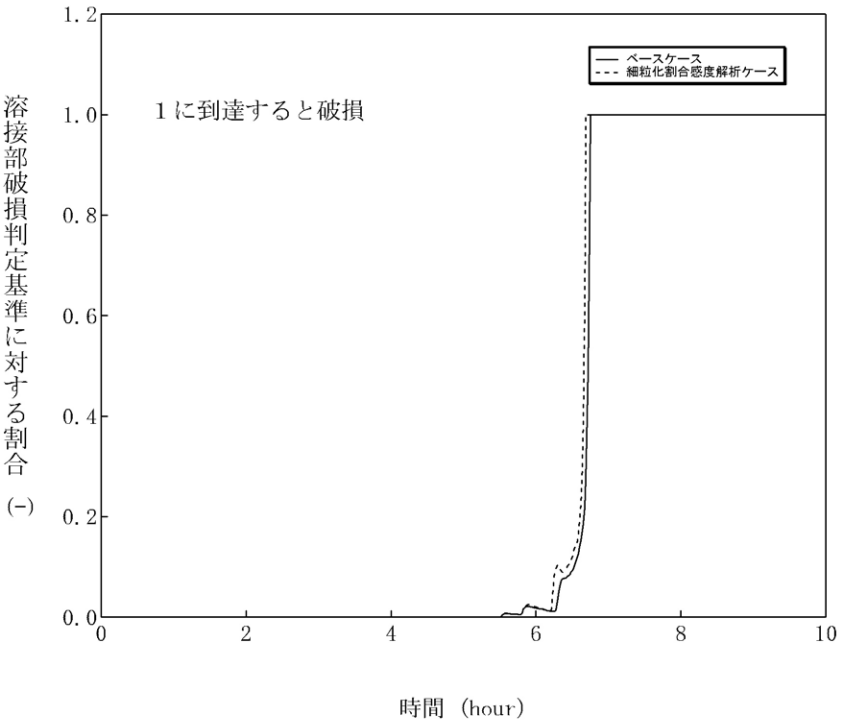


図 4-4-6 エントレインメント係数感度解析（６）

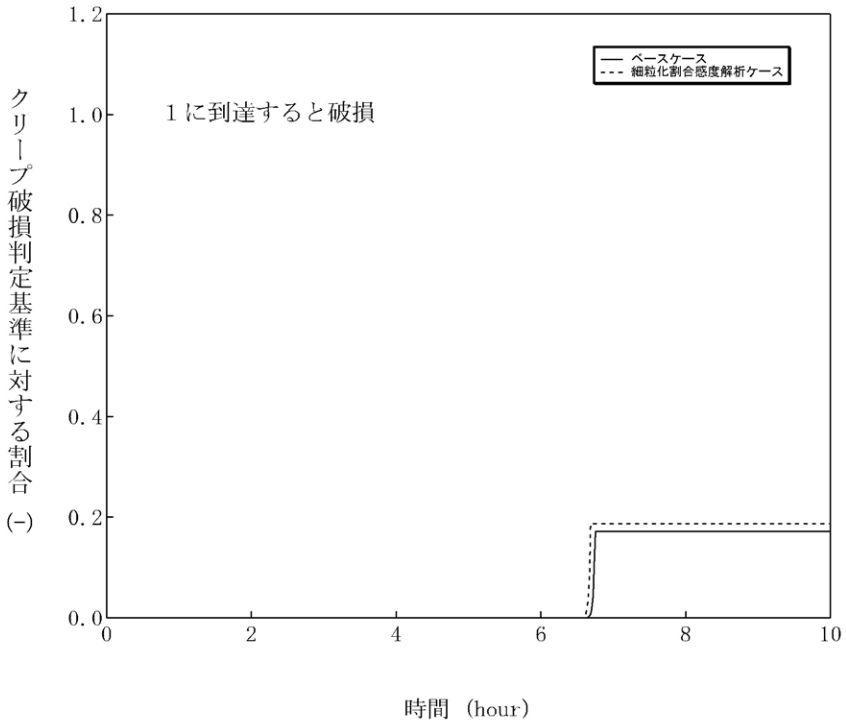


図 4-4-7 エントレインメント係数感度解析（７）

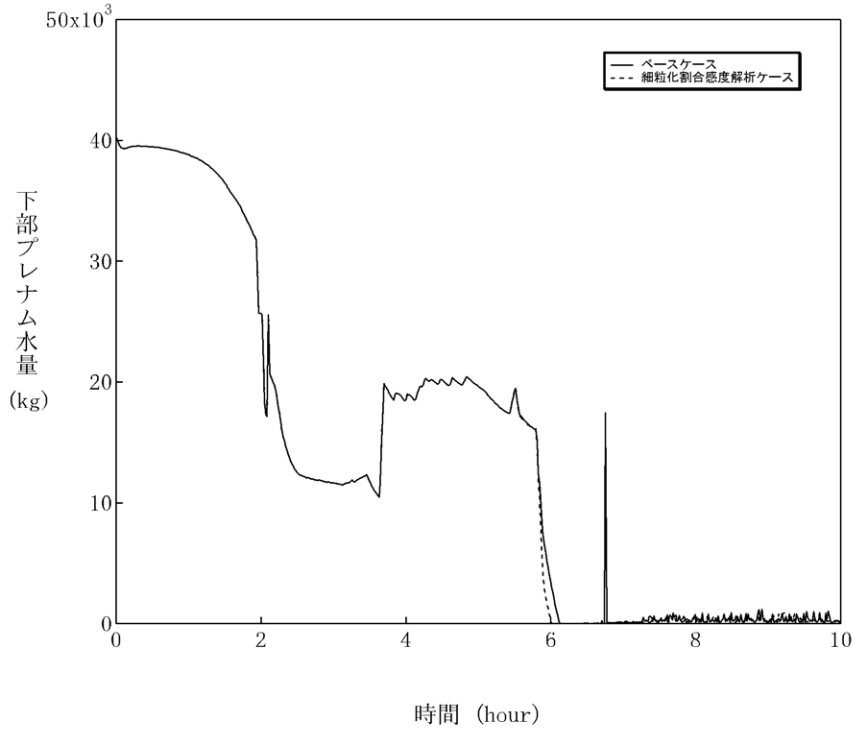


図 4-4-8 エントレインメント係数感度解析（８）

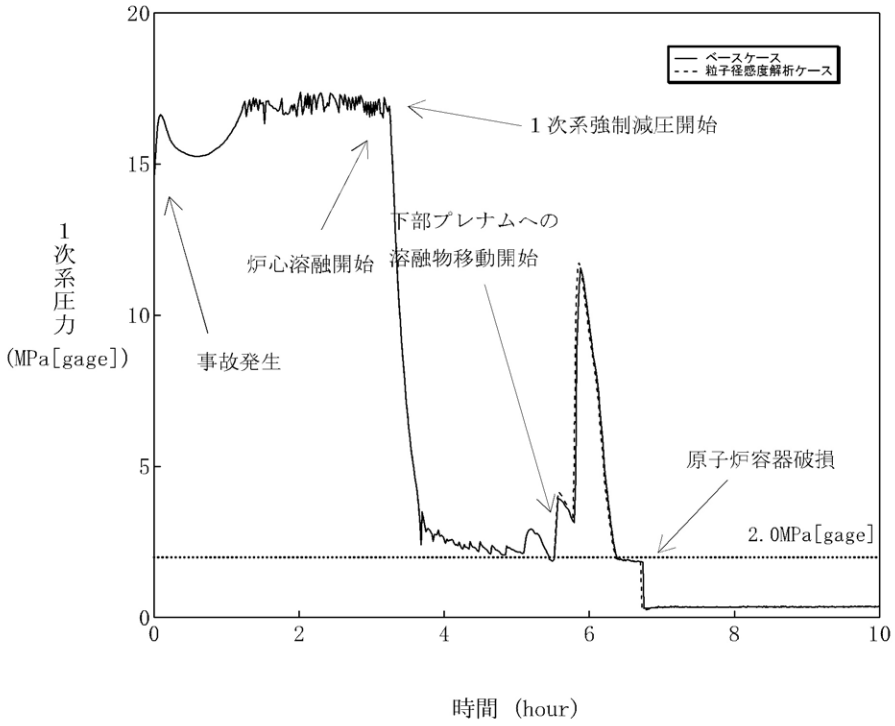


図 4-5-1 デブリ粒子の径感度解析（１）

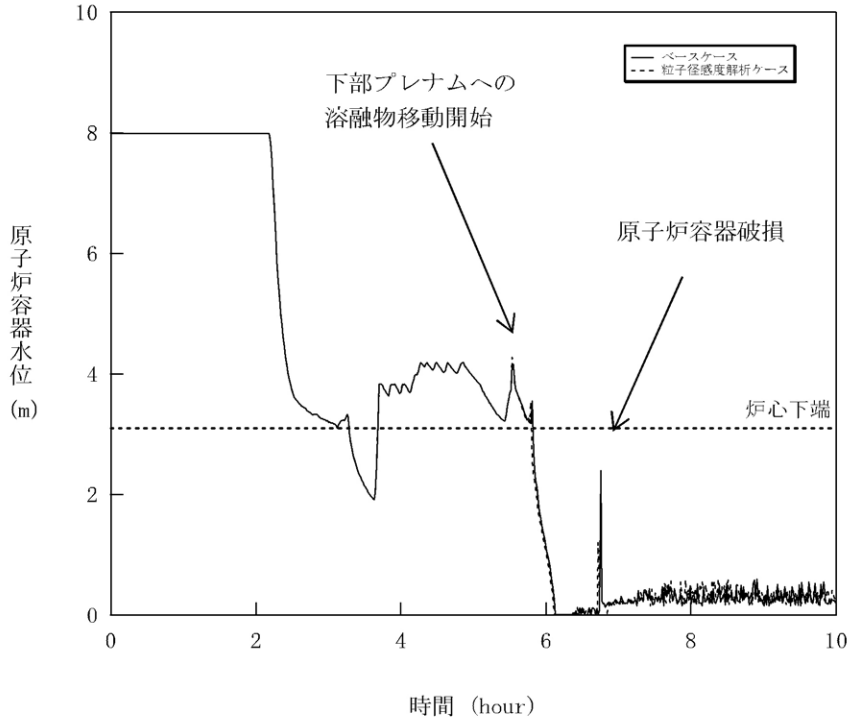


図 4-5-2 デブリ粒子の径感度解析（２）

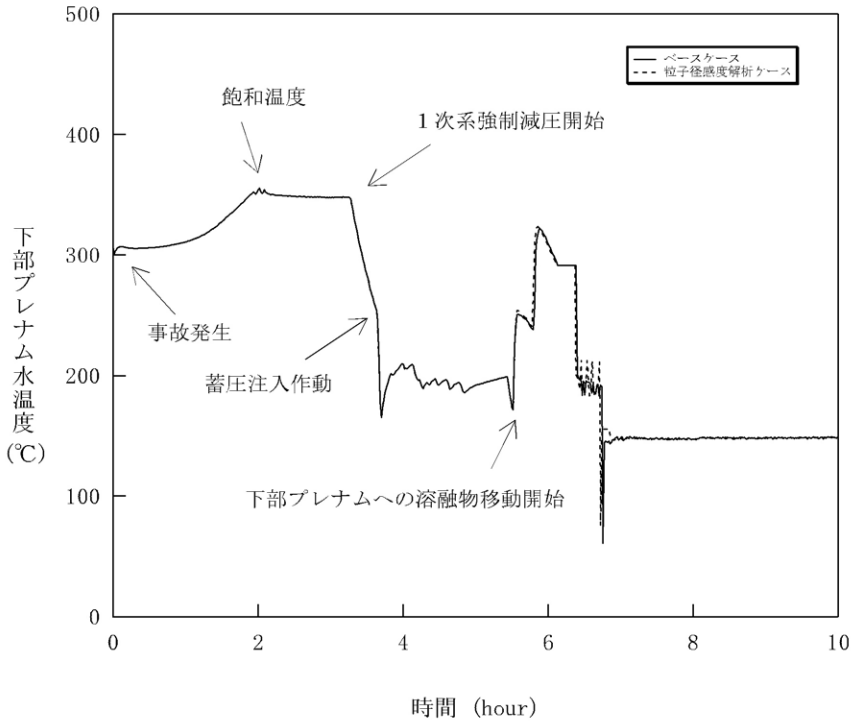


図 4-5-3 デブリ粒子の径感度解析（３）

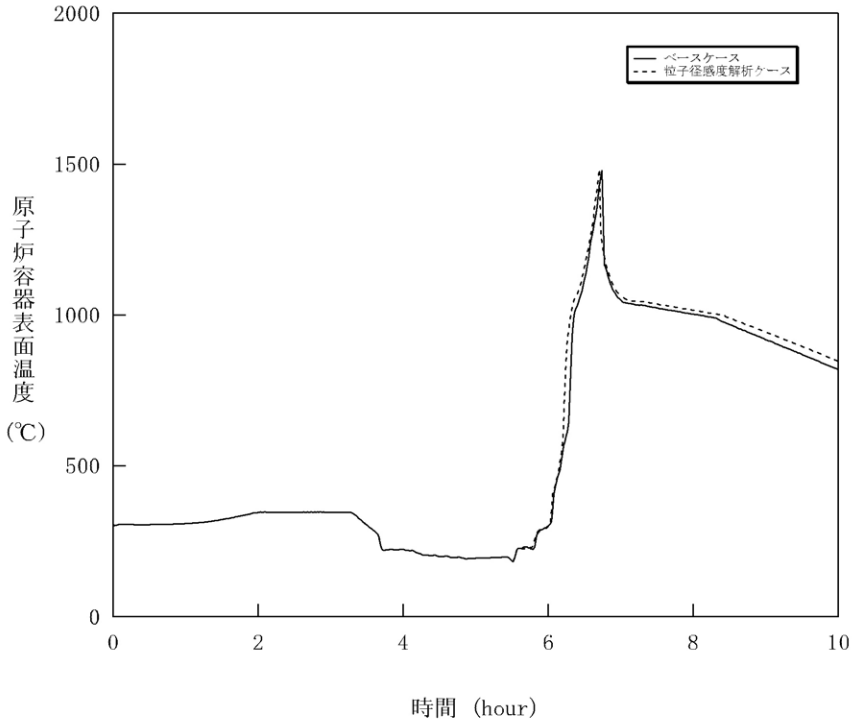


図 4-5-4 デブリ粒子の径感度解析（４）

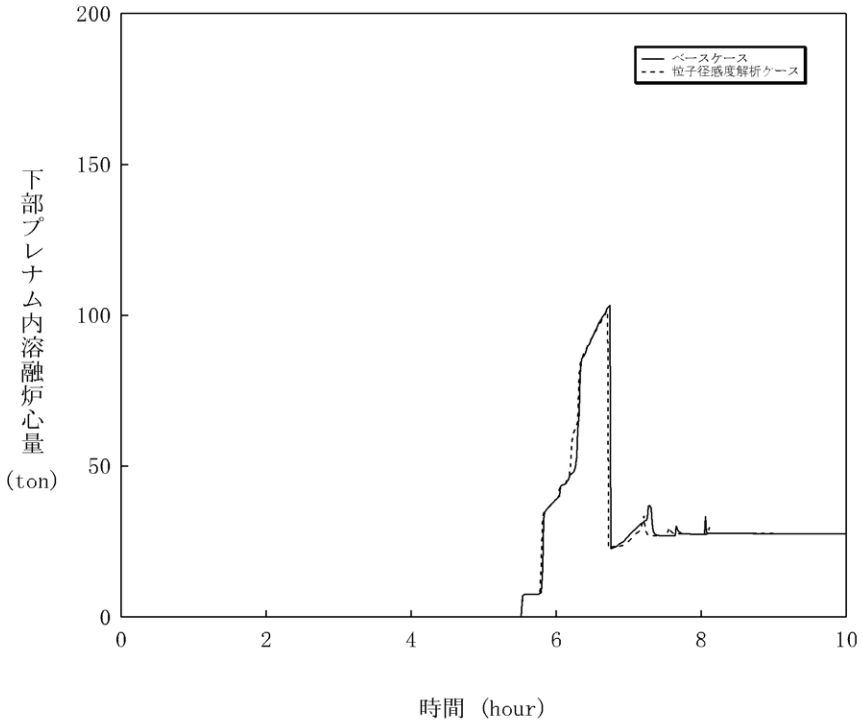


図 4-5-5 デブリ粒子の径感度解析（５）

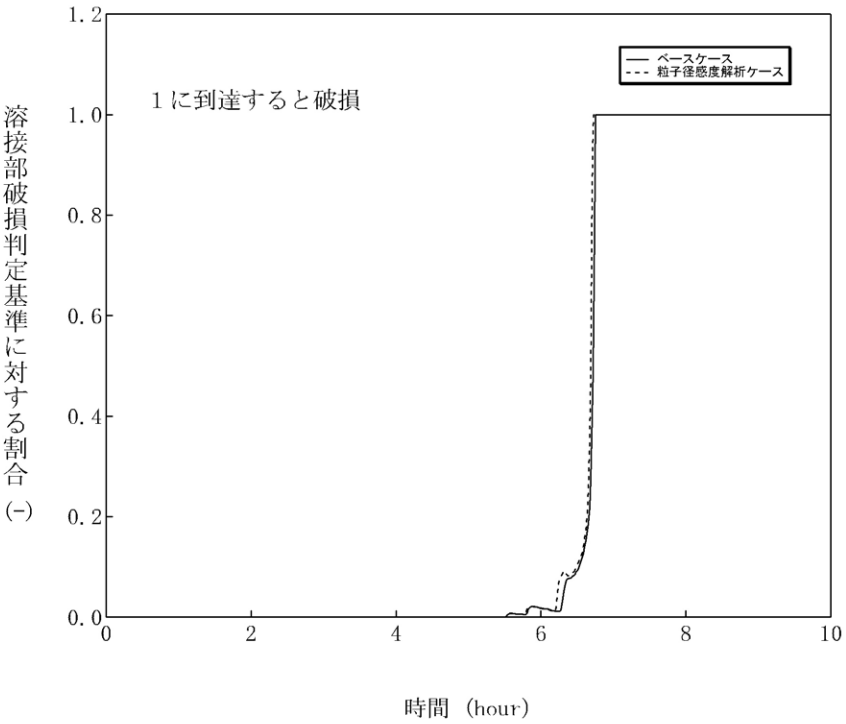


図 4-5-6 デブリ粒子の径感度解析（６）

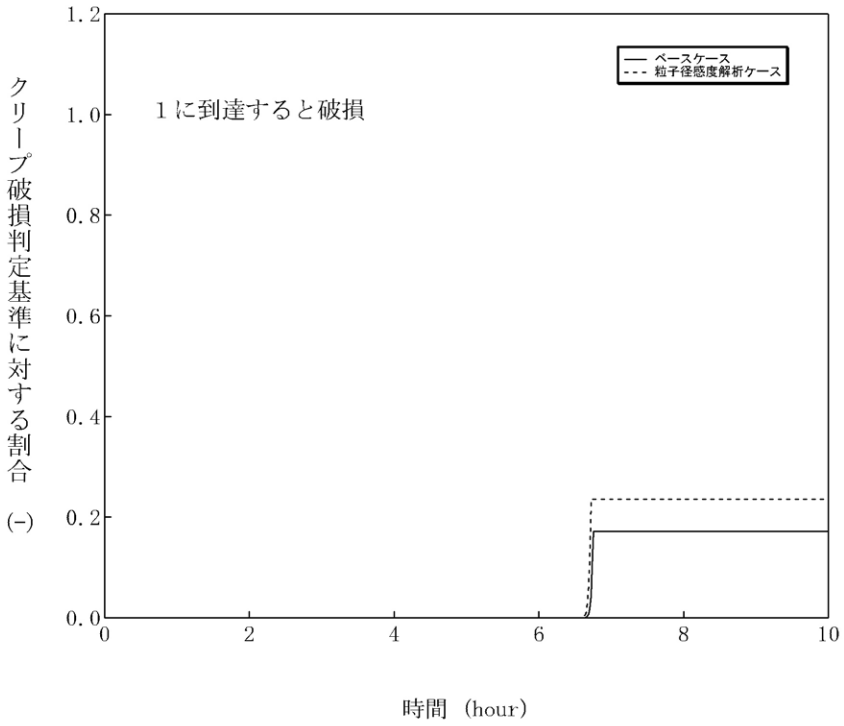


図 4-5-7 デブリ粒子の径感度解析（７）

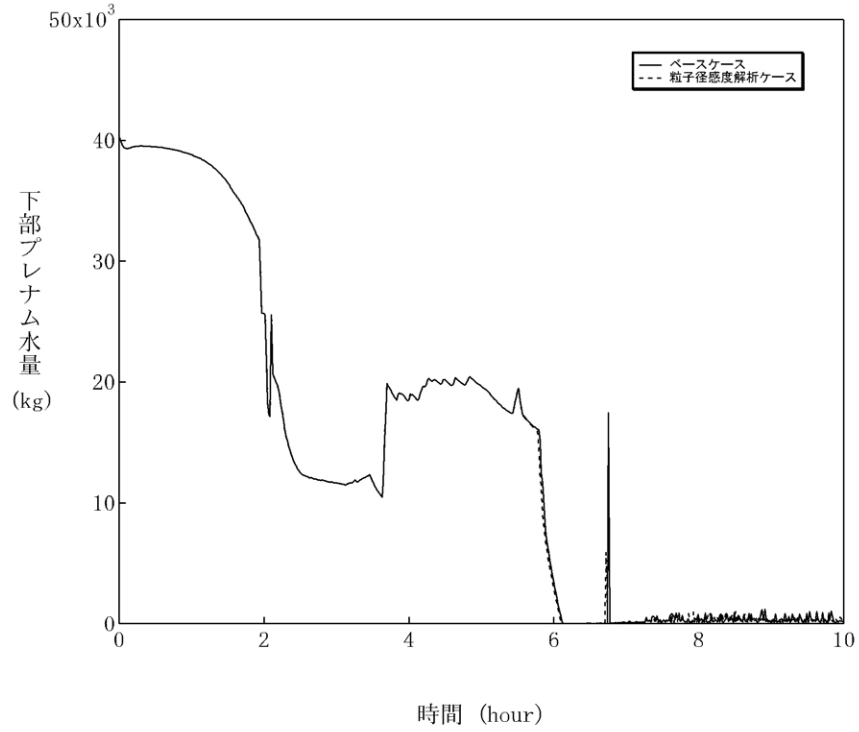


図 4-5-8 デブリ粒子の径感度解析（８）

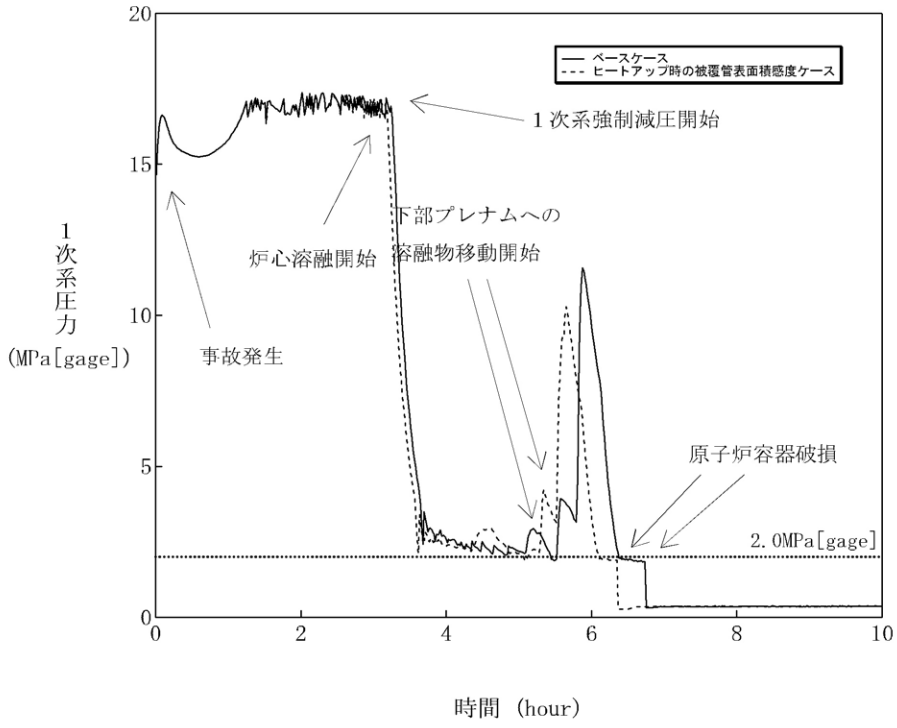


図 4-6-1 ジルコニウムー水反応速度の係数感度解析（１）

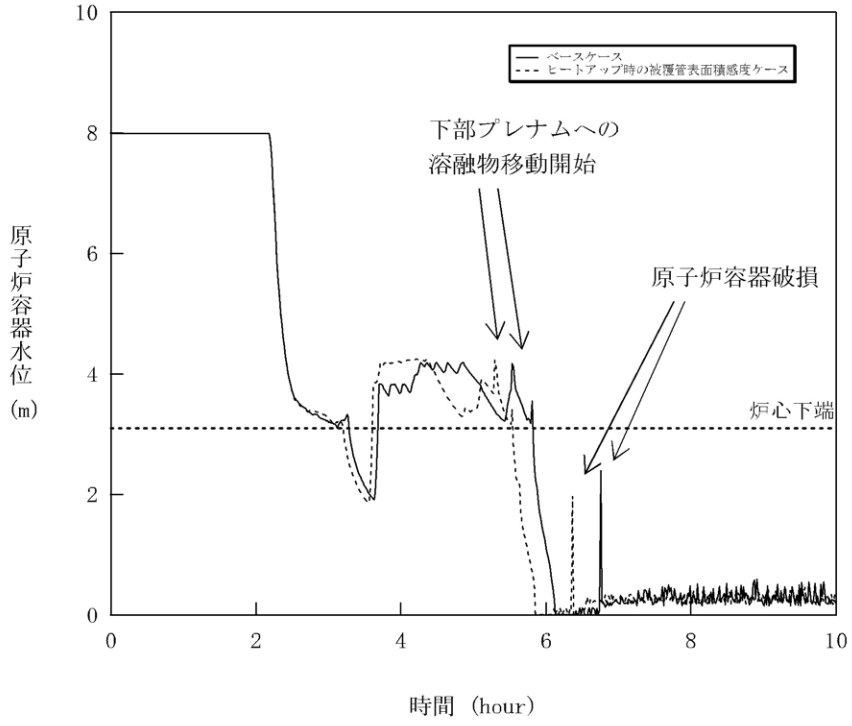


図 4-6-2 ジルコニウムー水反応速度の係数感度解析（２）

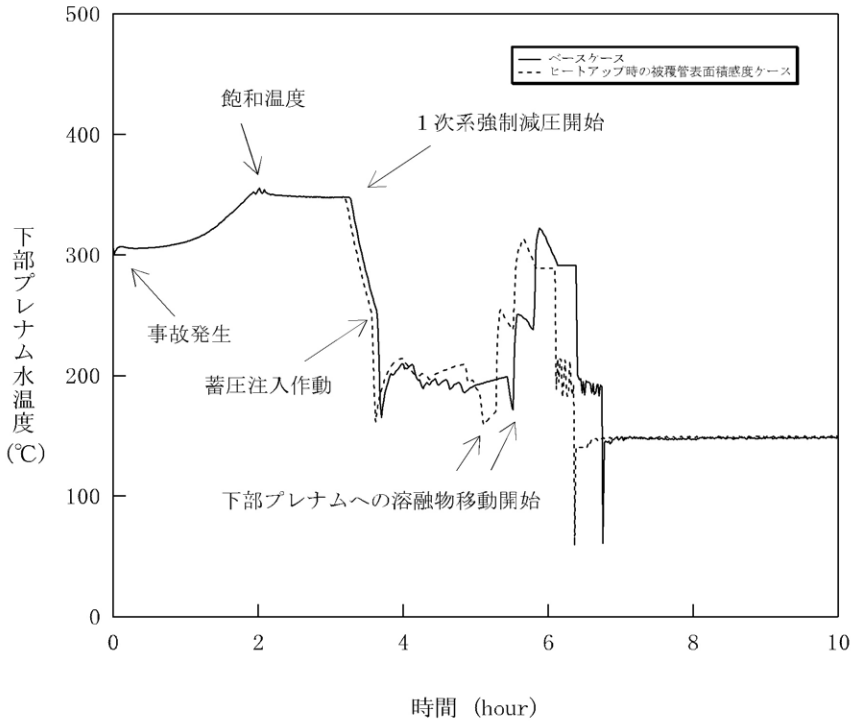


図 4-6-3 ジルコニウムー水反応速度の係数感度解析（３）

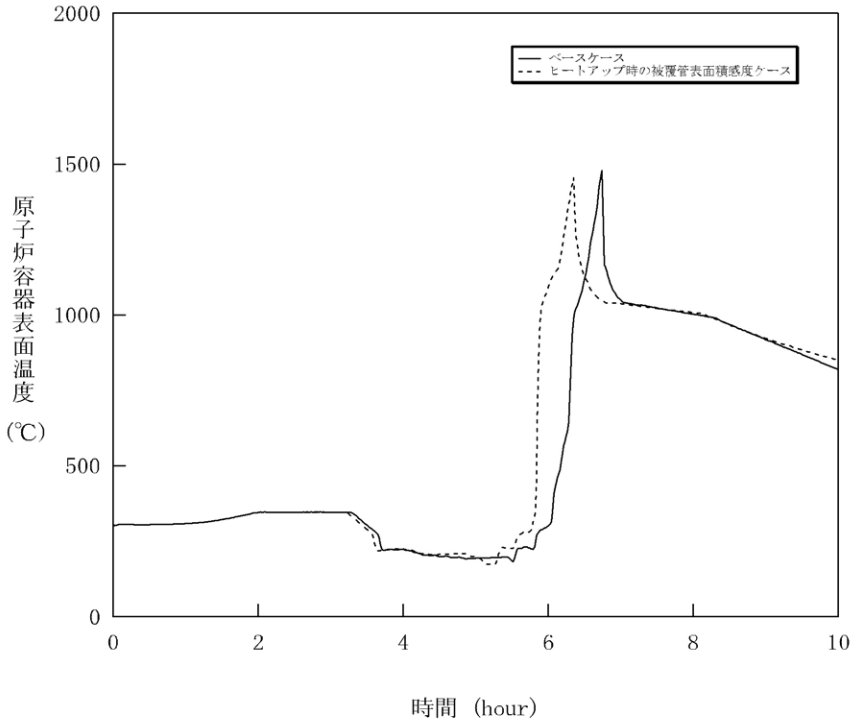


図 4-6-4 ジルコニウムー水反応速度の係数感度解析（４）

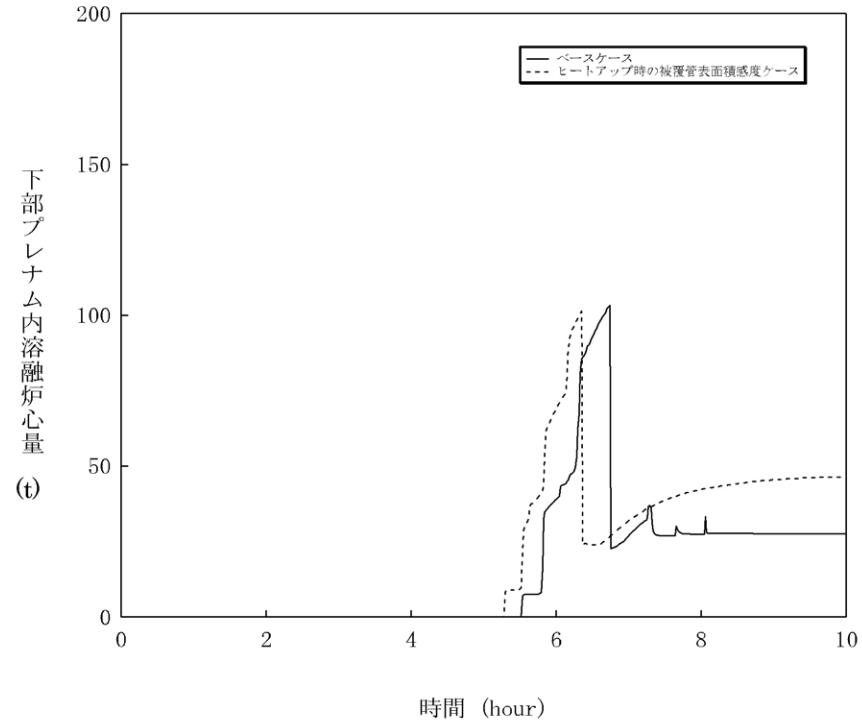


図 4-6-5 ジルコニウムー水反応速度の係数感度解析（５）

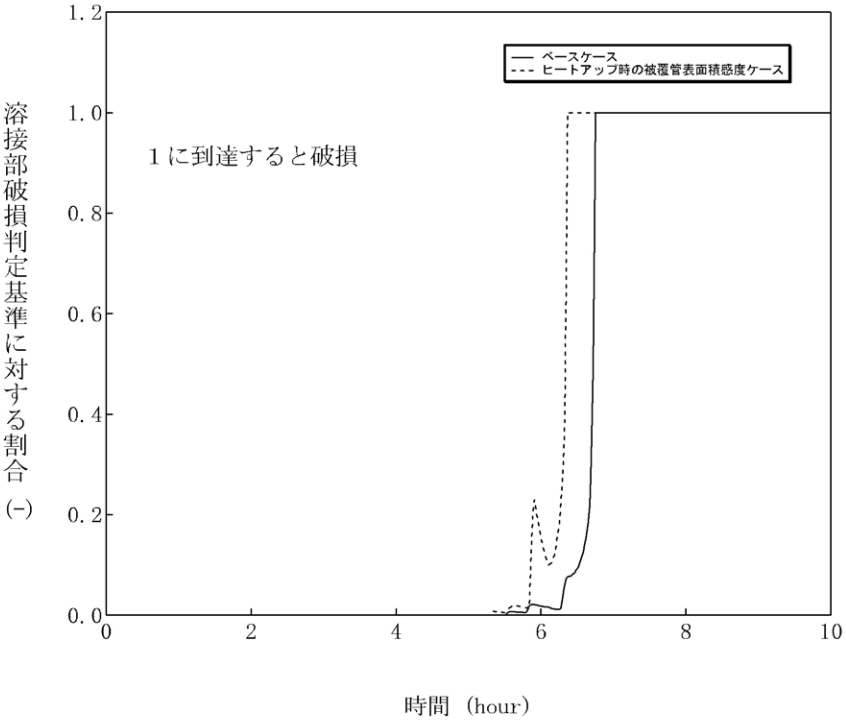


図 4-6-6 ジルコニウムー水反応速度の係数感度解析（６）

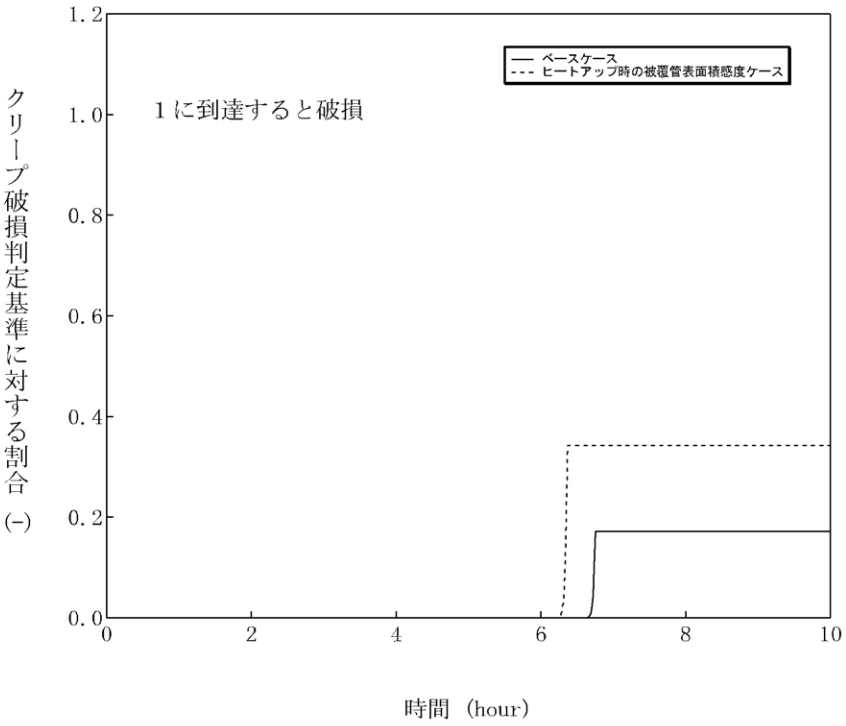


図 4-6-7 ジルコニウムー水反応速度の係数感度解析（７）

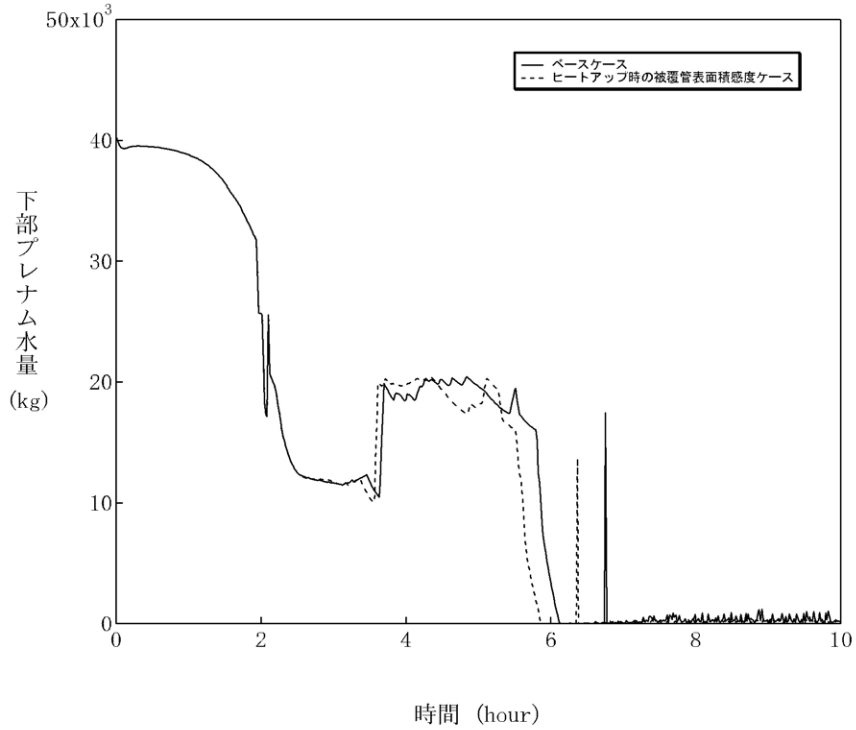


図 4-6-8 ジルコニウムー水反応速度の係数感度解析（８）

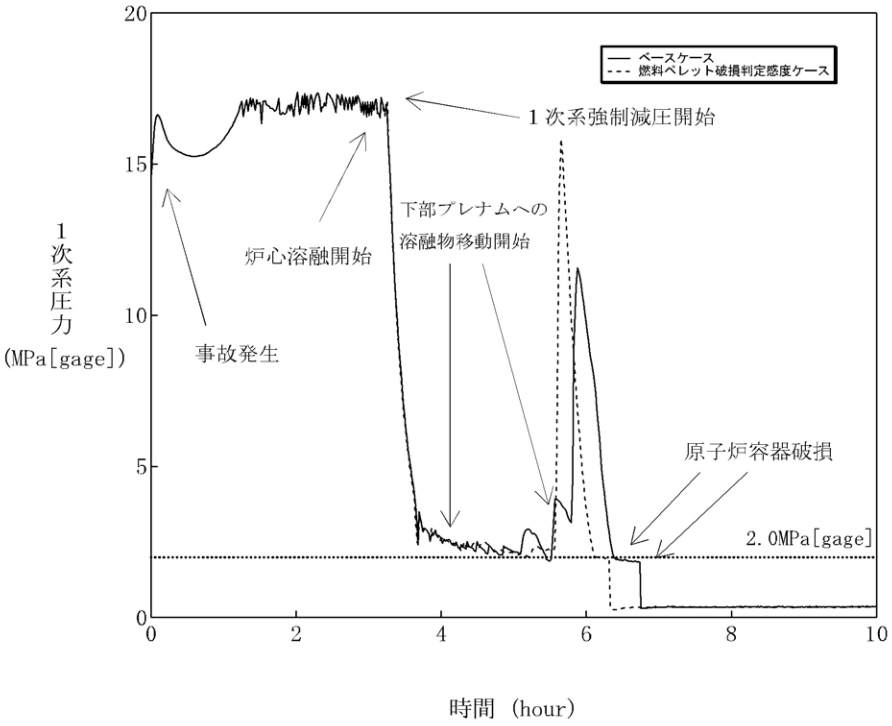


図 4-7-1 燃料ペレット破損判定感度解析（１）

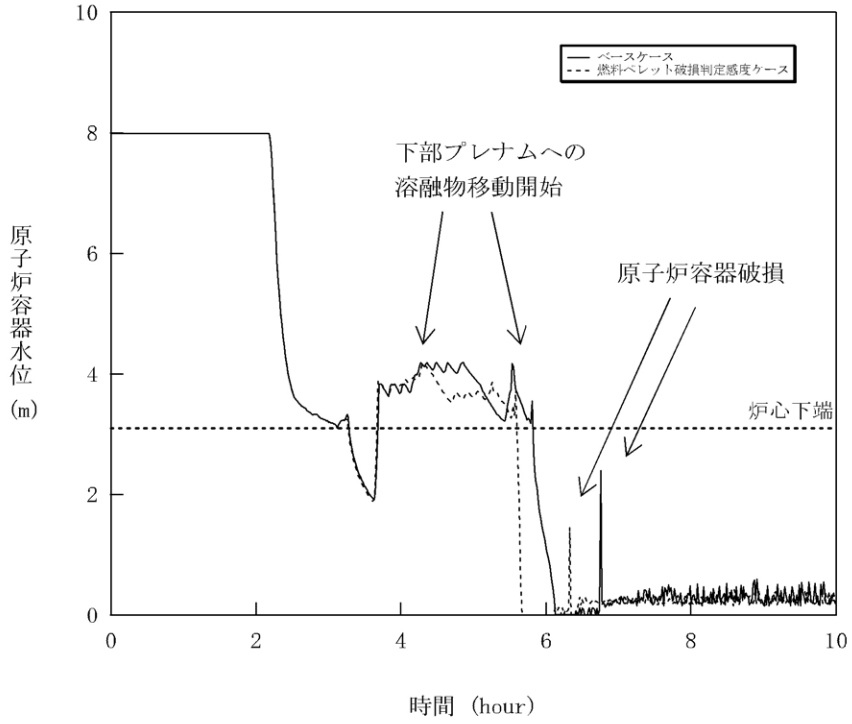


図 4-7-2 燃料ペレット破損判定感度解析（２）

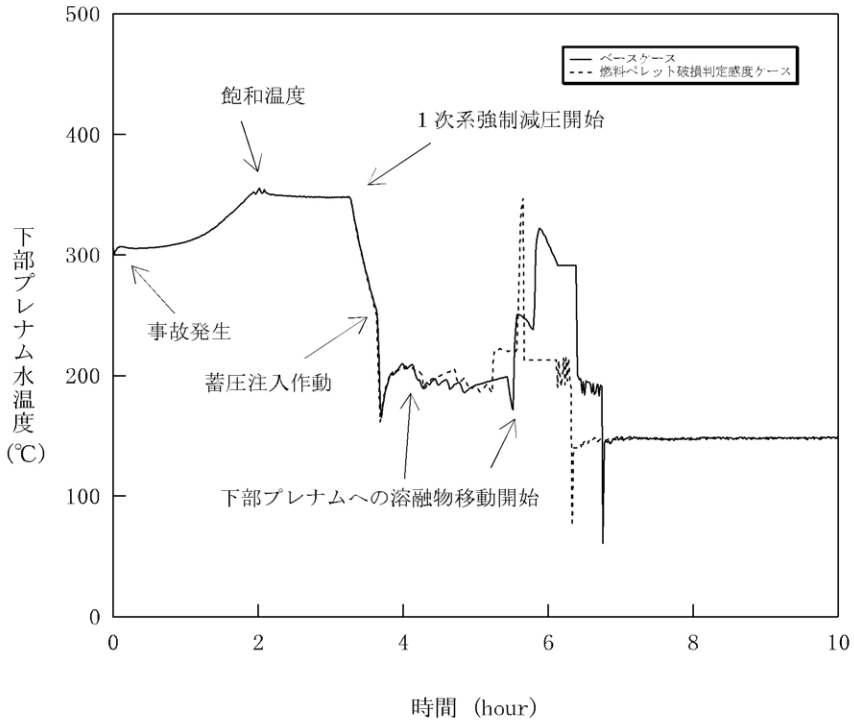


図 4-7-3 燃料ペレット破損判定感度解析（３）

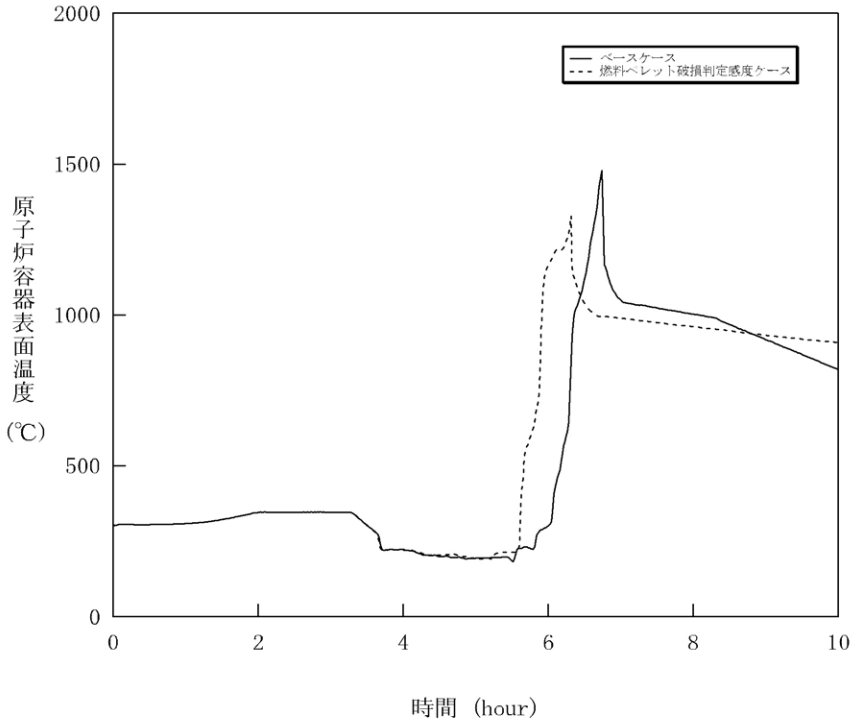


図 4-7-4 燃料ペレット破損判定感度解析（４）

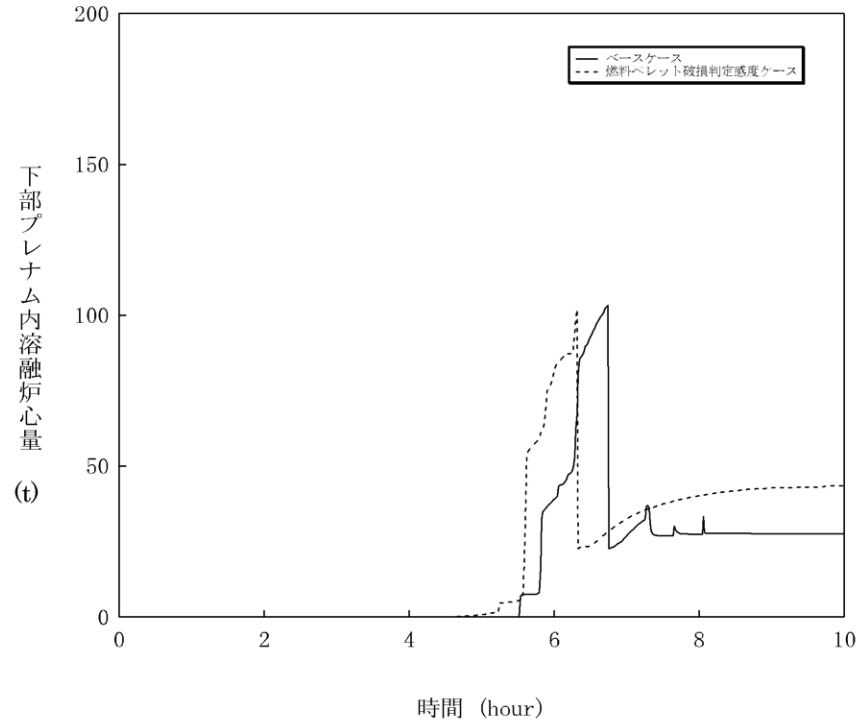


図 4-7-5 燃料ペレット破損判定感度解析（５）

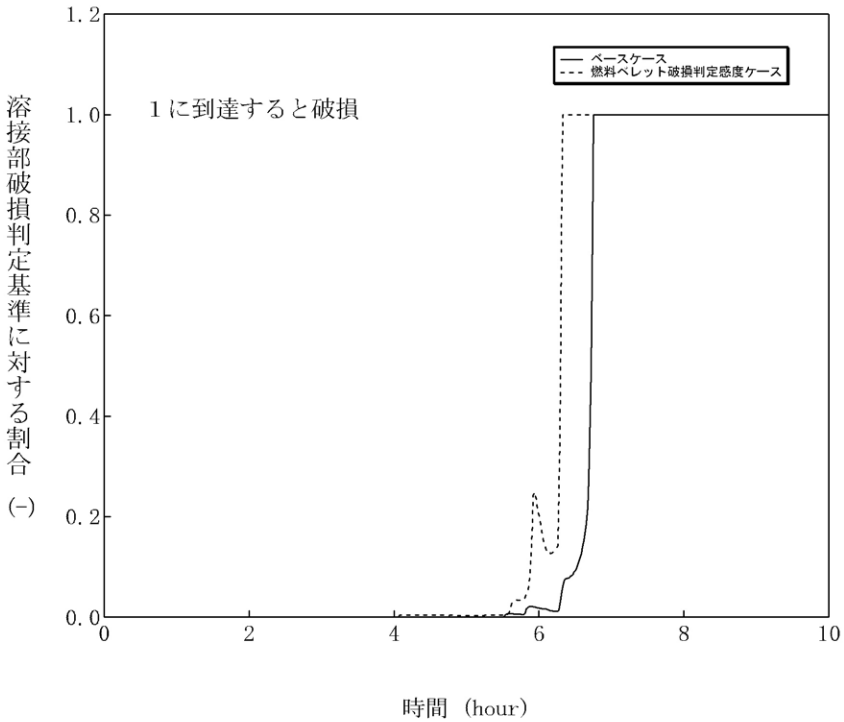


図 4-7-6 燃料ペレット破損判定感度解析（６）

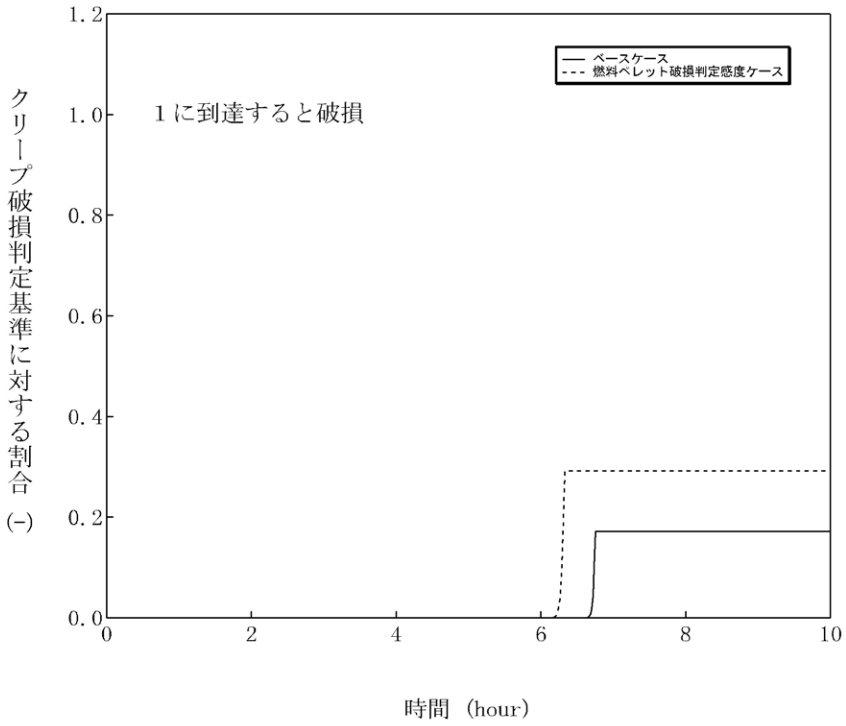


図 4-7-7 燃料ペレット破損判定感度解析（７）

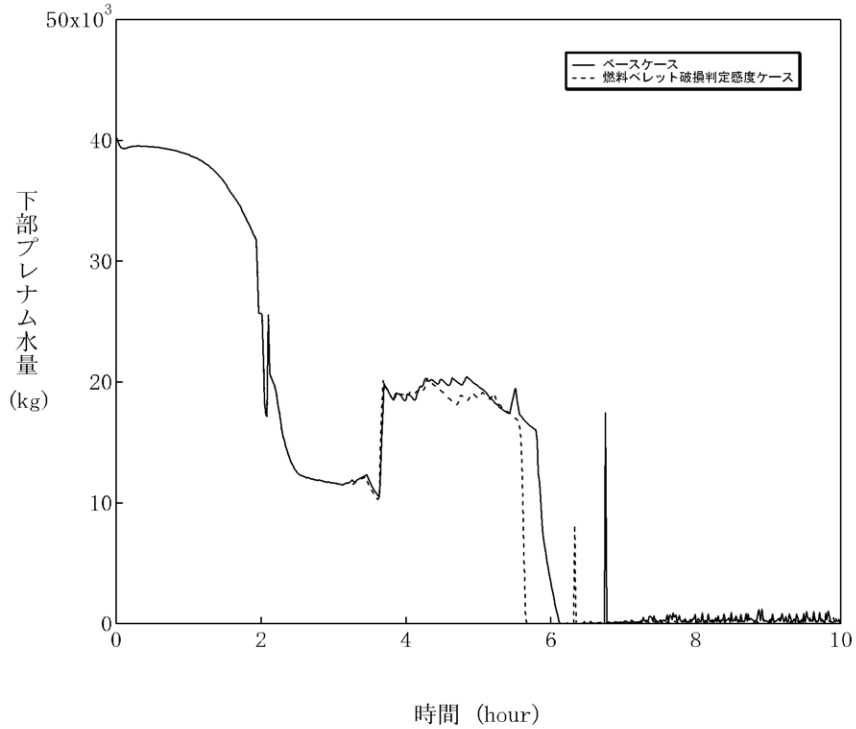


図 4-7-8 燃料ペレット破損判定感度解析（８）

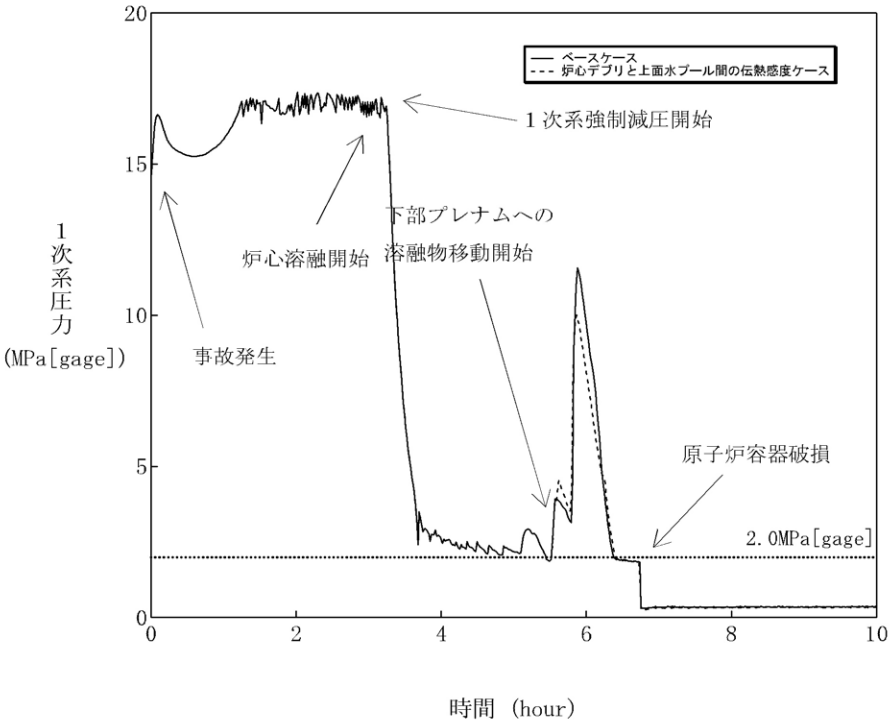


図 4-8-1 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（１）

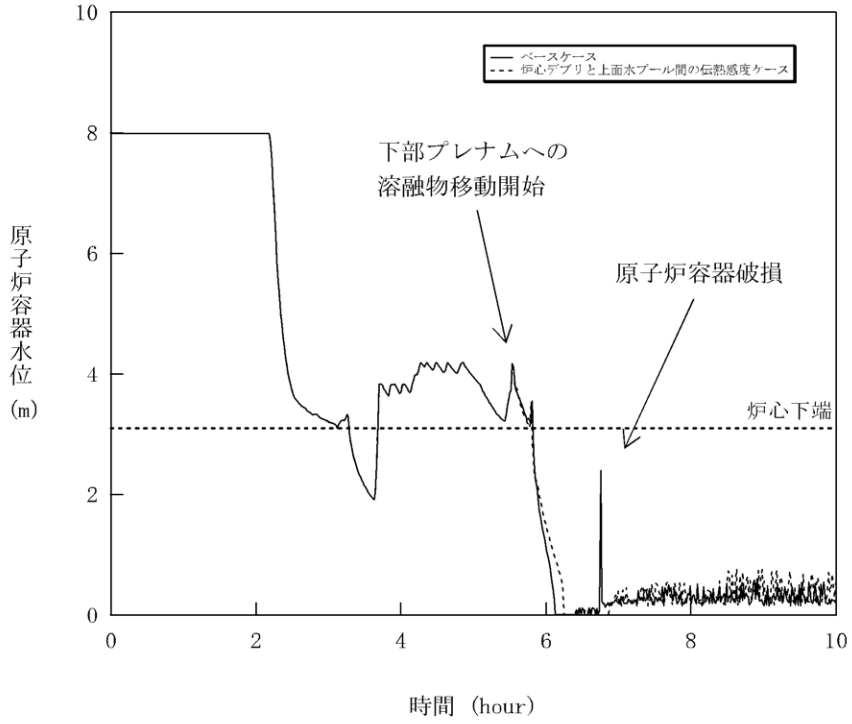


図 4-8-2 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（２）

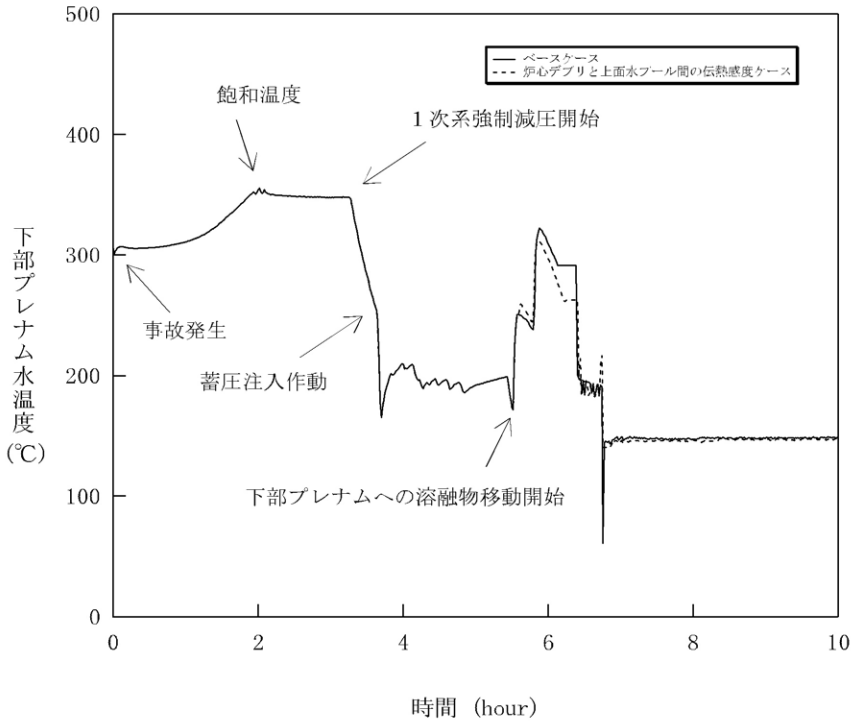


図 4-8-3 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（３）

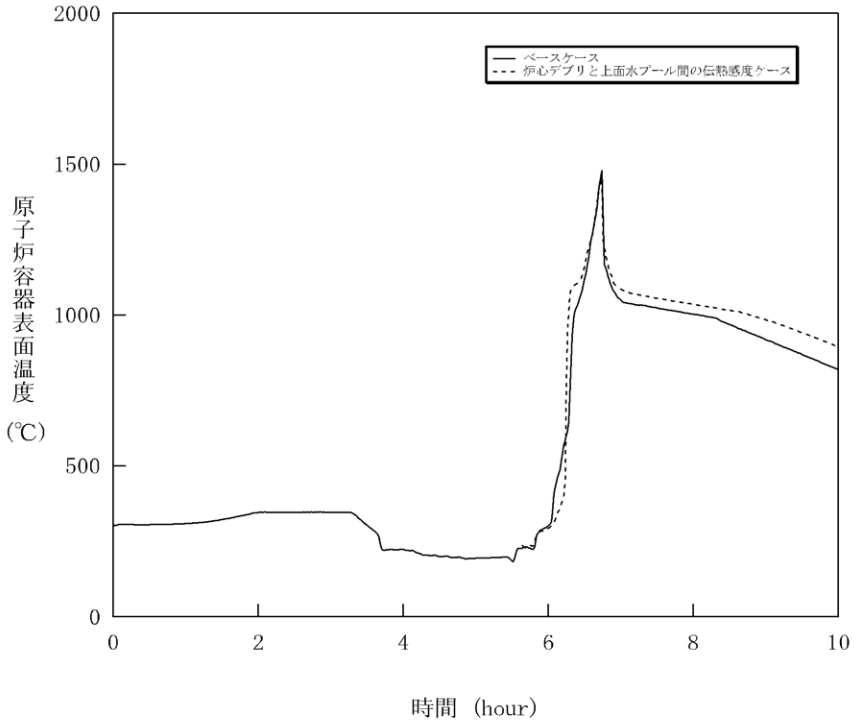


図 4-8-4 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（４）

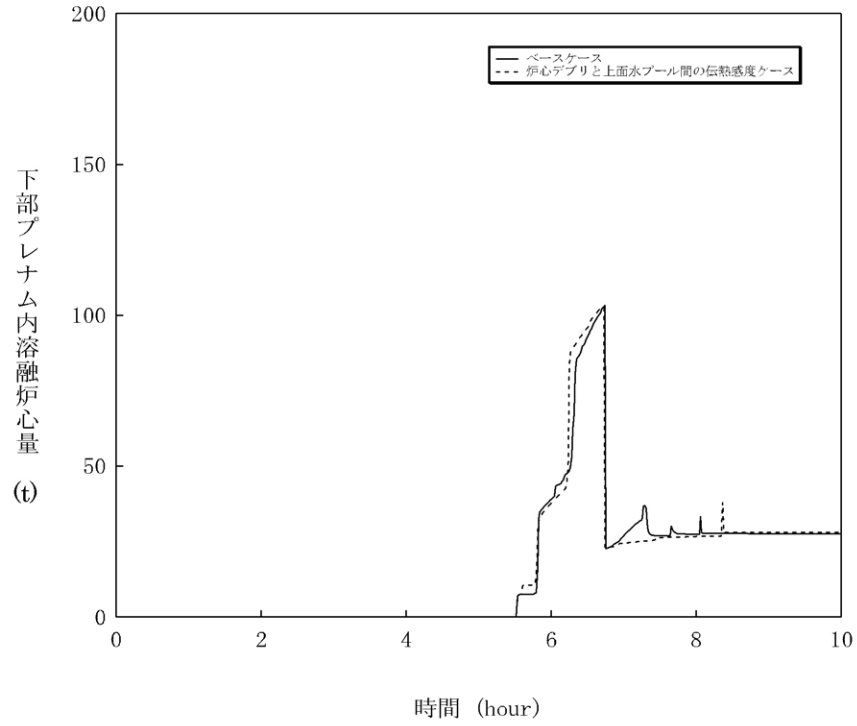


図 4-8-5 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（５）

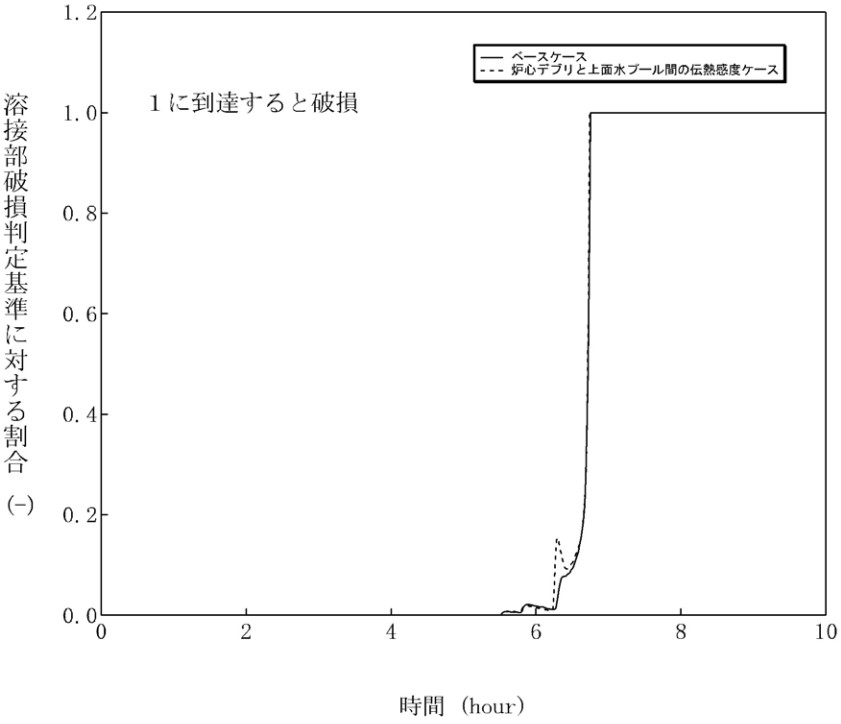


図 4-8-6 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（６）

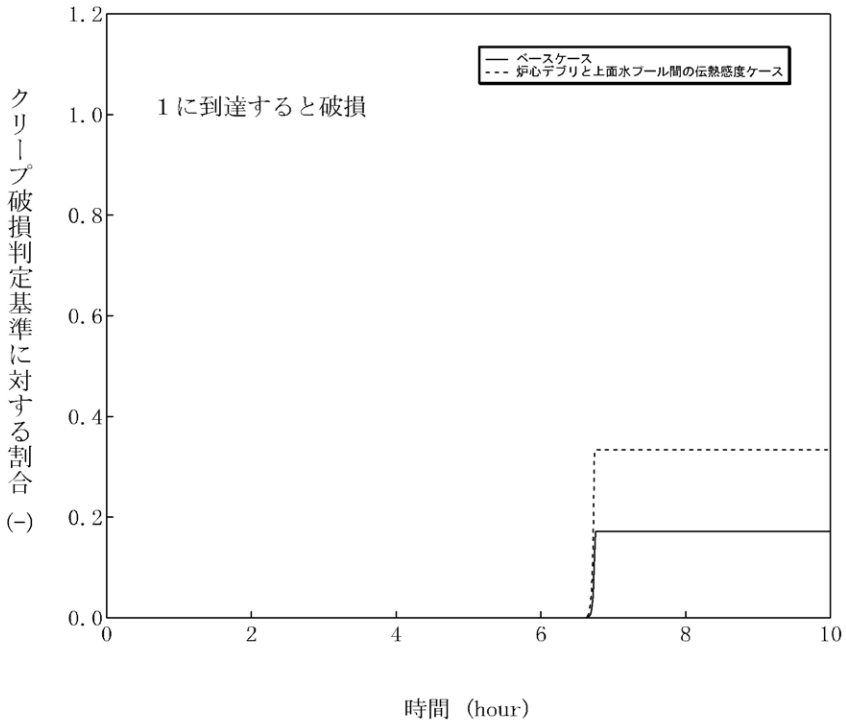


図 4-8-7 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（７）

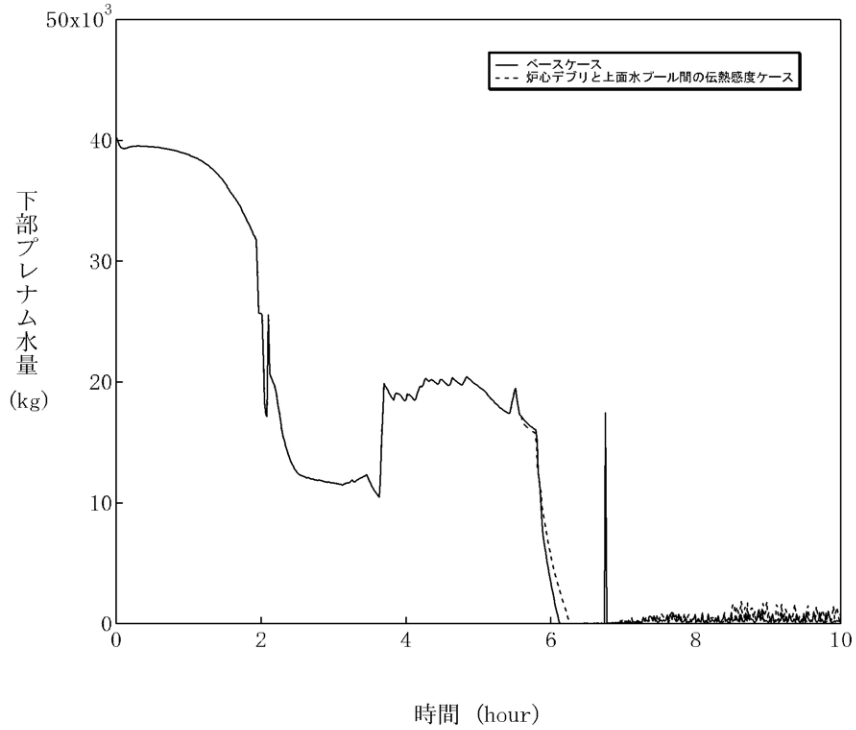


図 4-8-8 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（８）

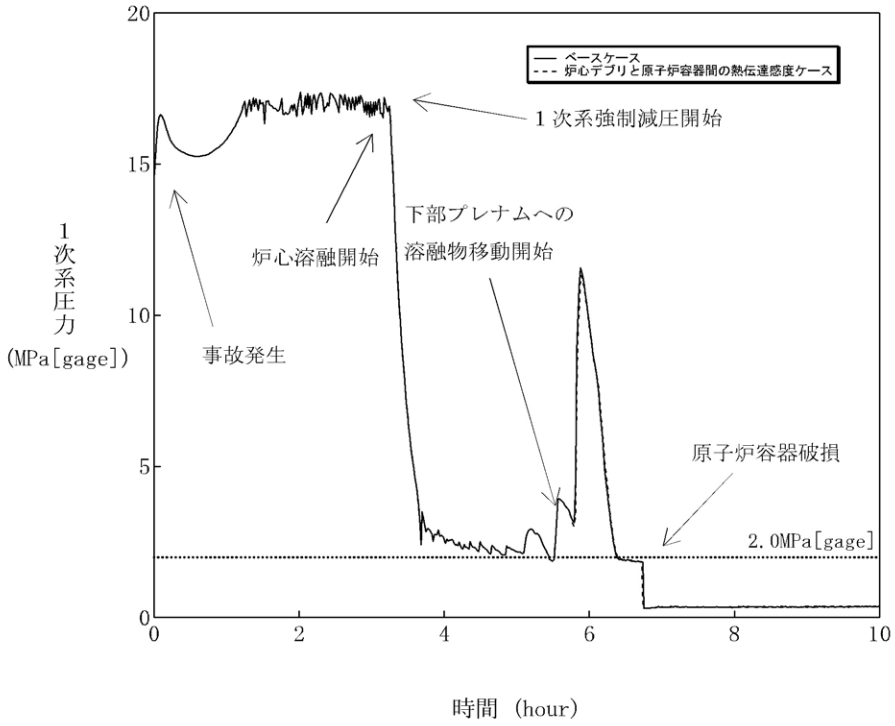


図 4-9-1 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（１）

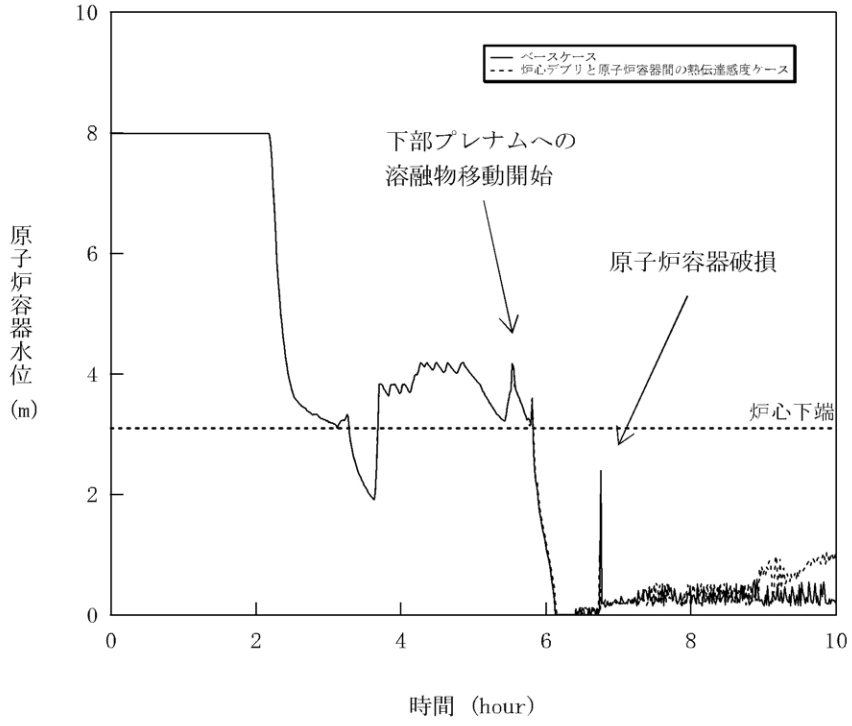


図 4-9-2 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（２）

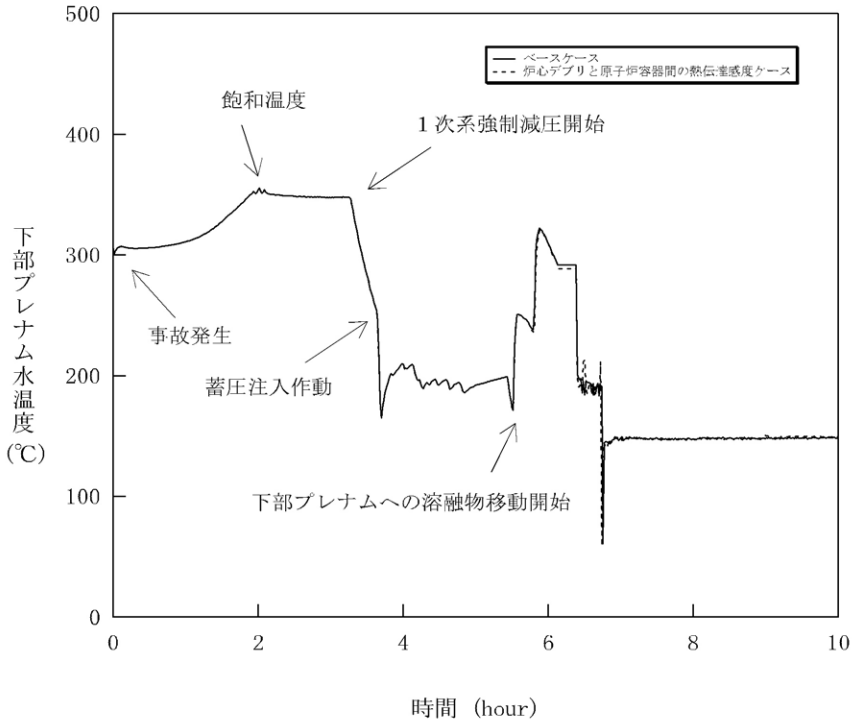


図 4-9-3 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（３）

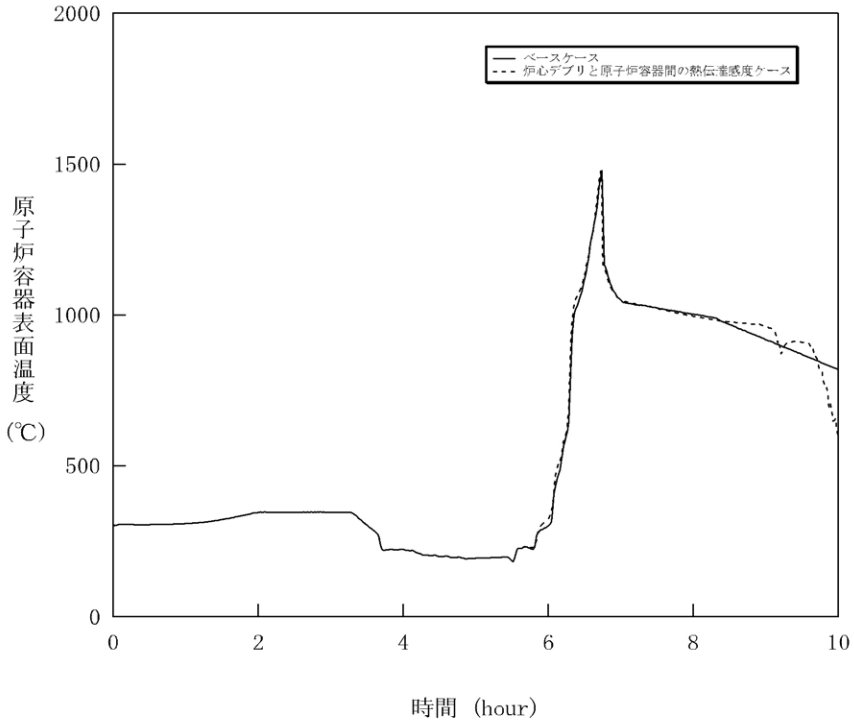


図 4-9-4 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（４）

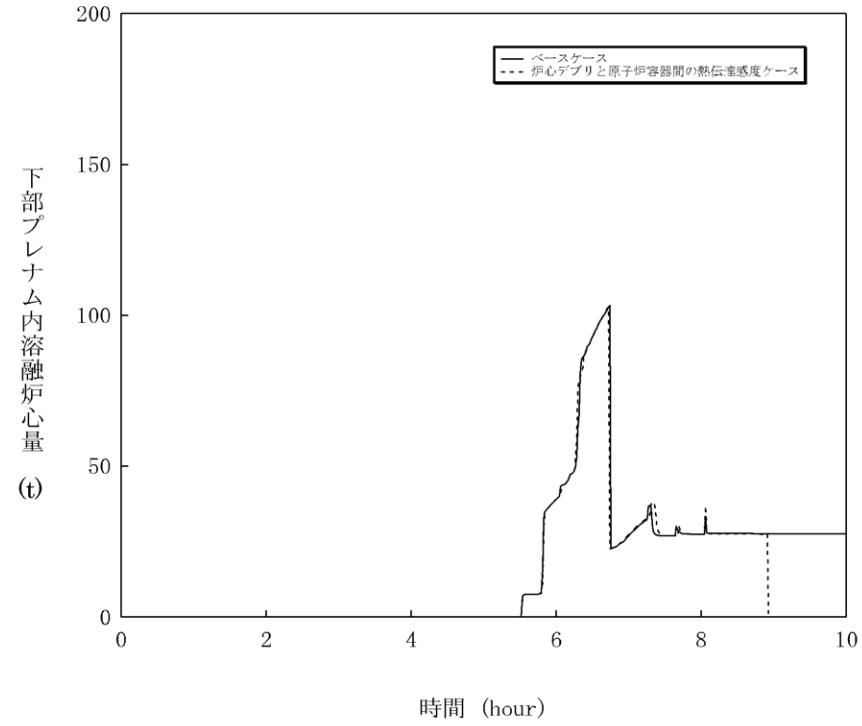


図 4-9-5 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（５）

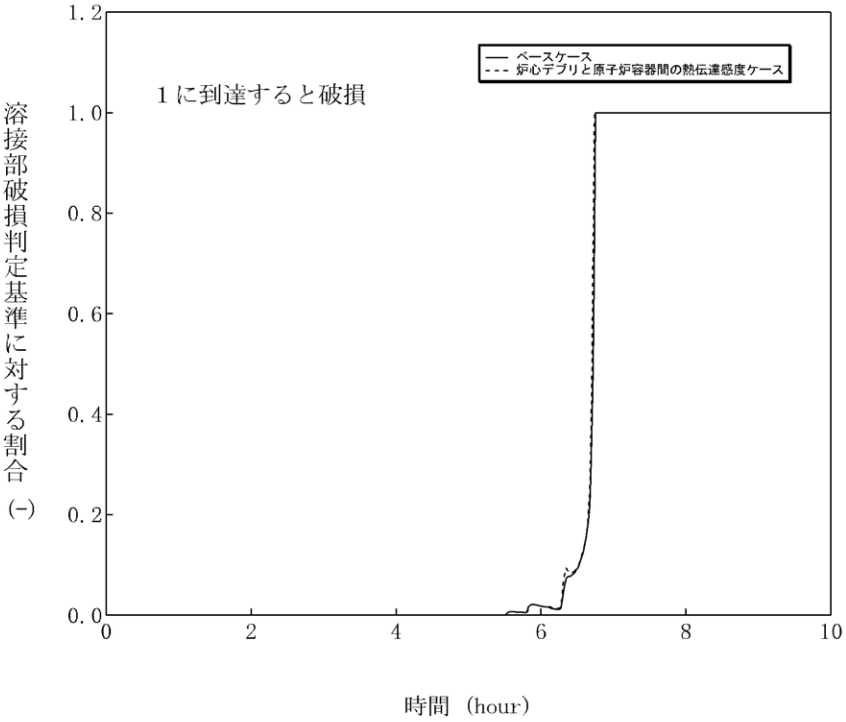


図 4-9-6 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（６）

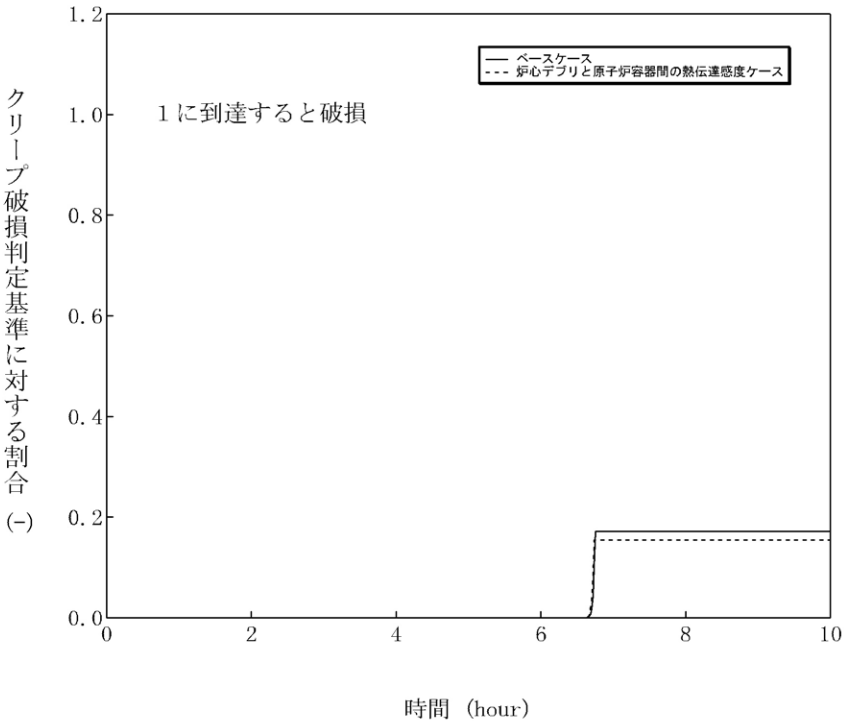


図 4-9-7 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（７）

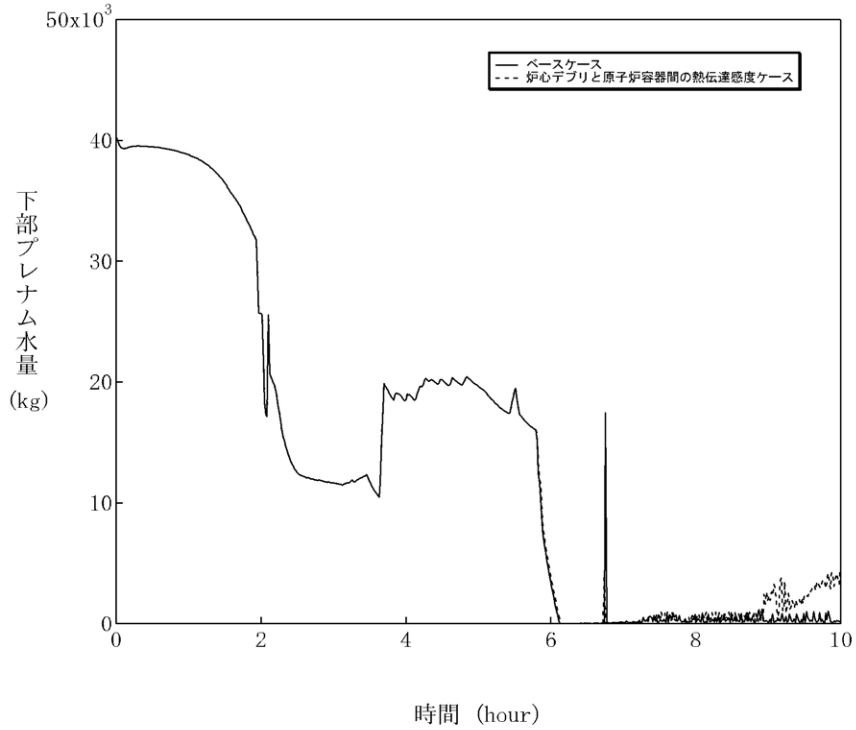


図 4-9-8 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（８）

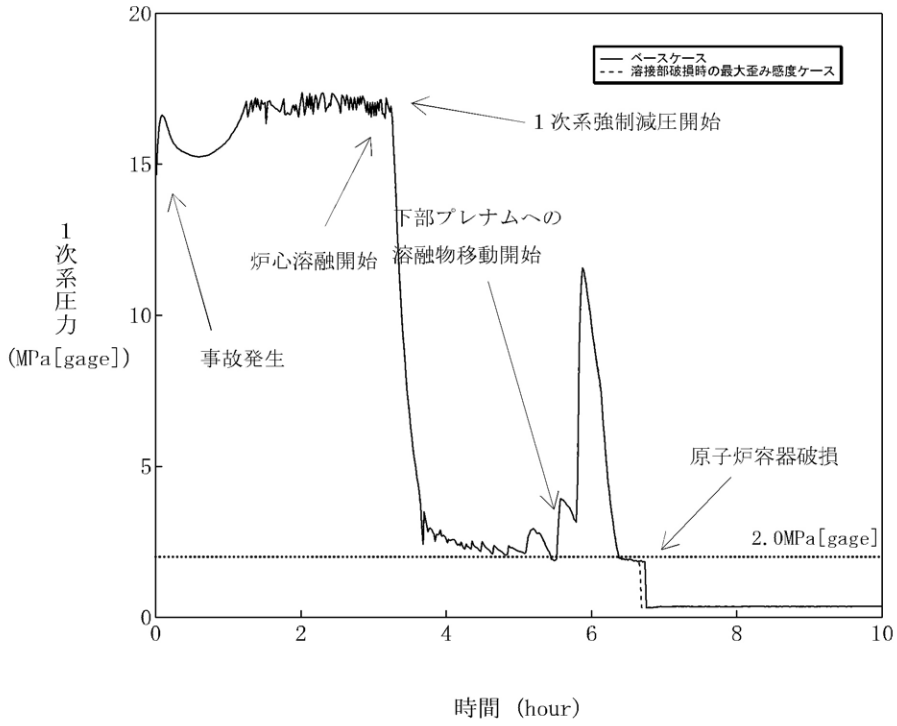


図 4-10-1 溶接部破損時の最大歪み感度解析（１）

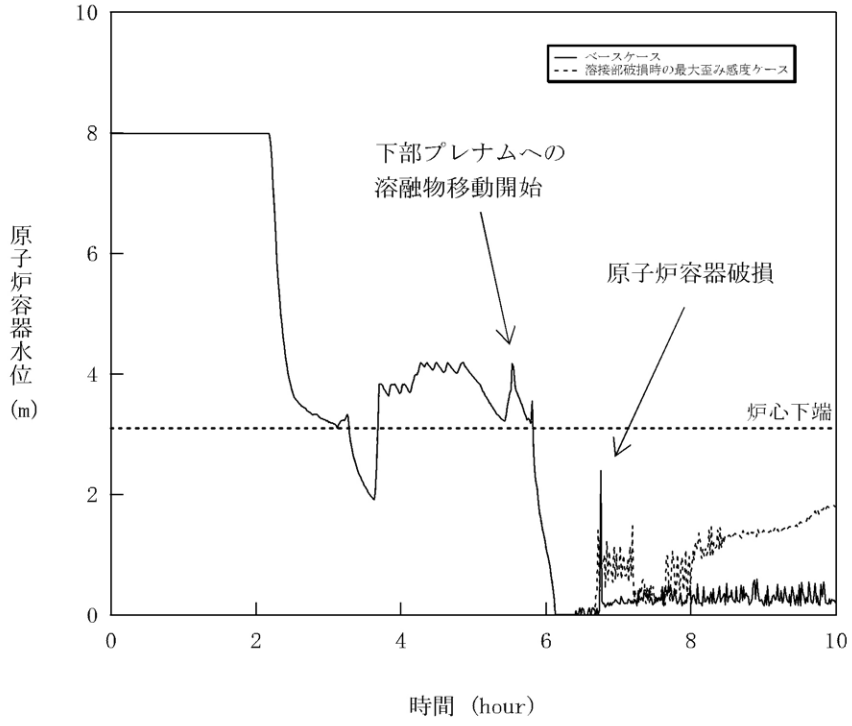


図 4-10-2 溶接部破損時の最大歪み感度解析（２）

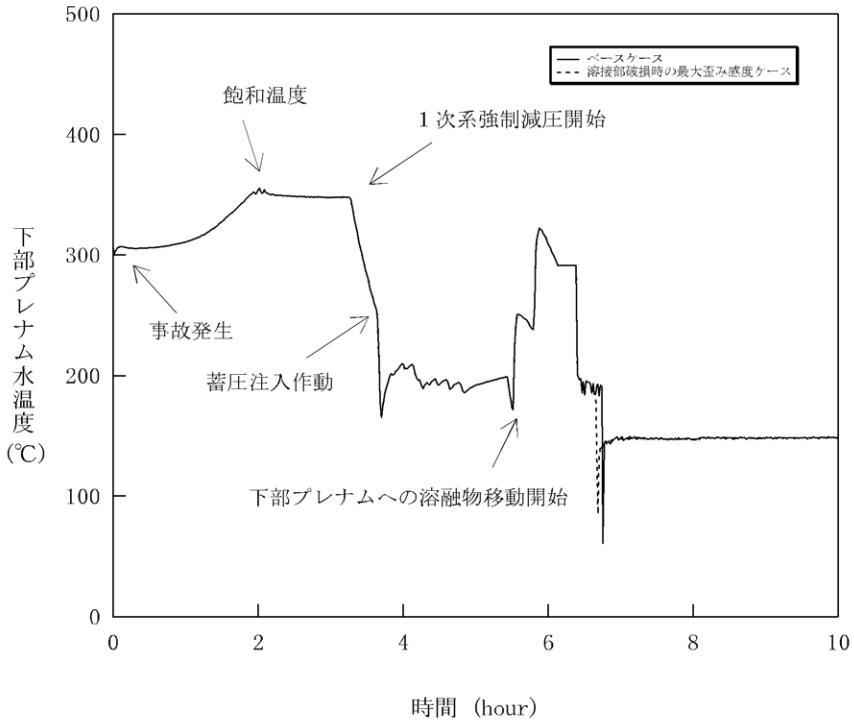


図 4-10-3 溶接部破損時の最大歪み感度解析（３）

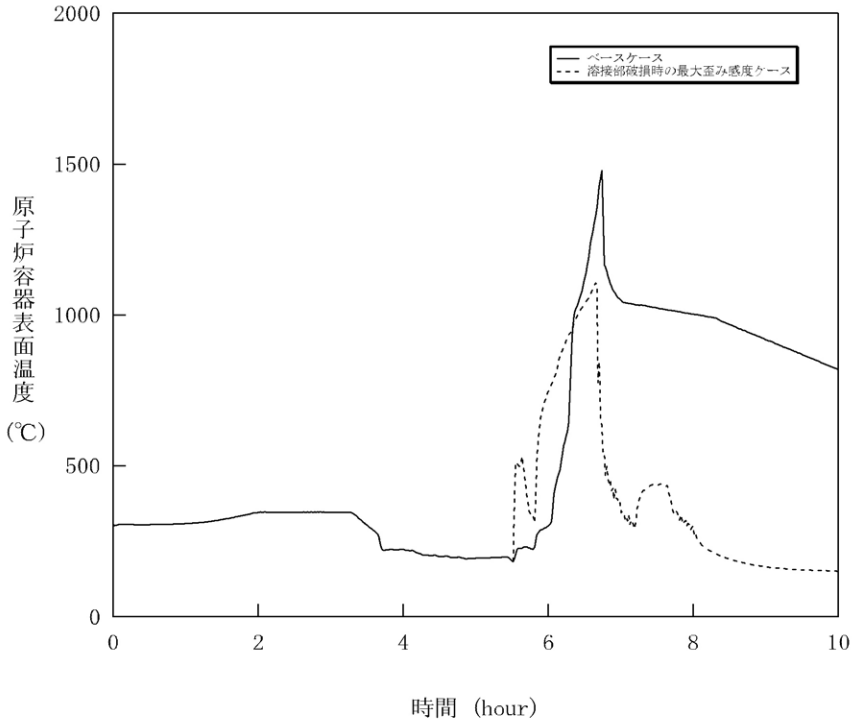


図 4-10-4 溶接部破損時の最大歪み感度解析（４）

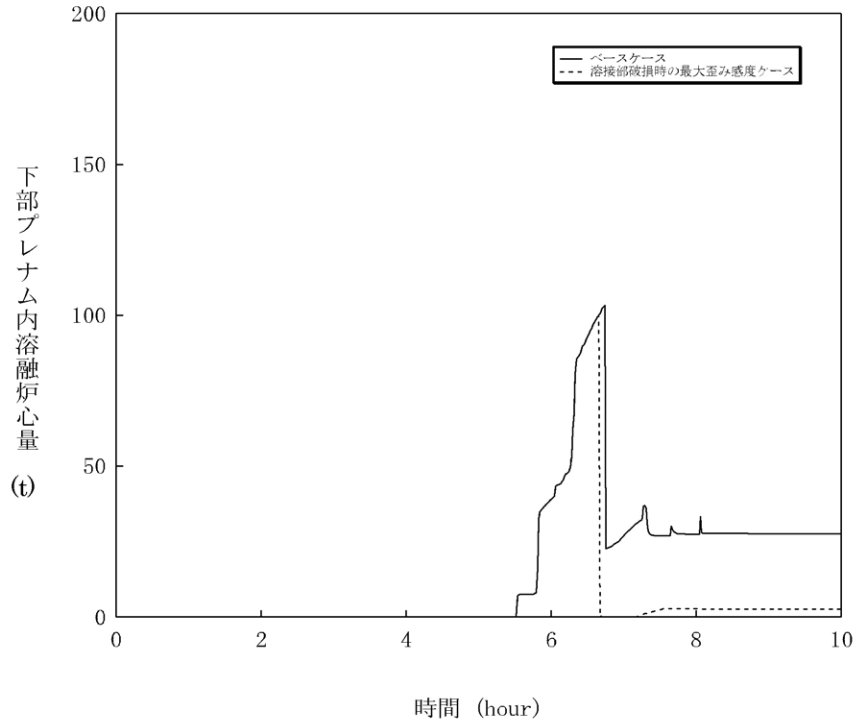


図 4-10-5 溶接部破損時の最大歪み感度解析（５）

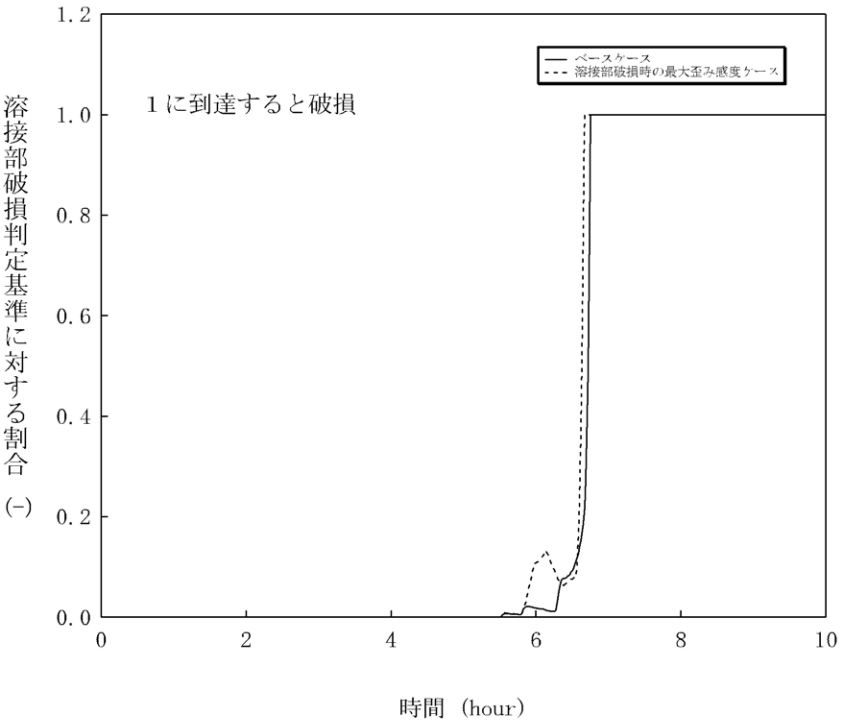


図 4-10-6 溶接部破損時の最大歪み感度解析（６）

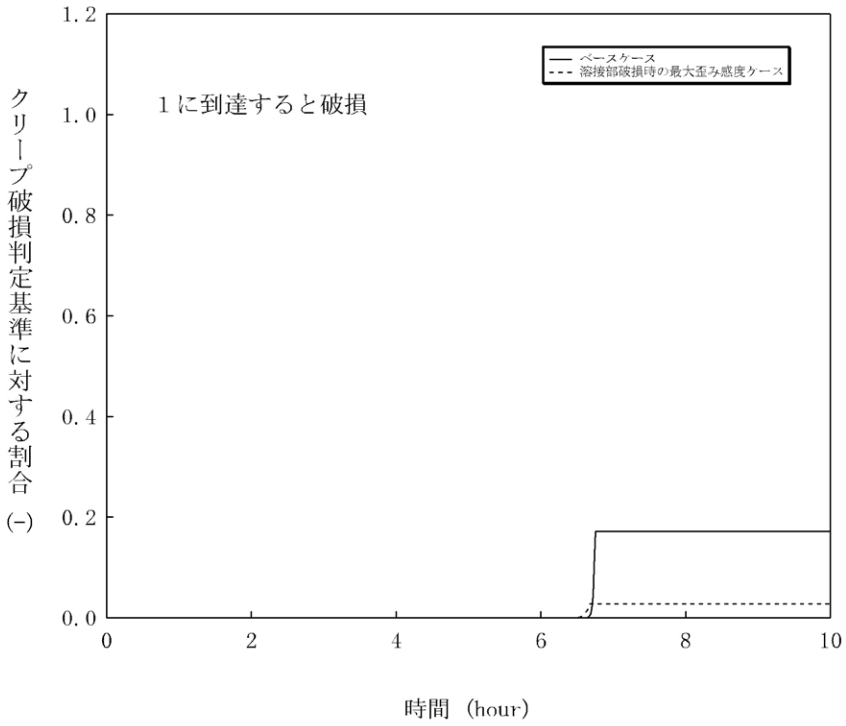


図 4-10-7 溶接部破損時の最大歪み感度解析（７）

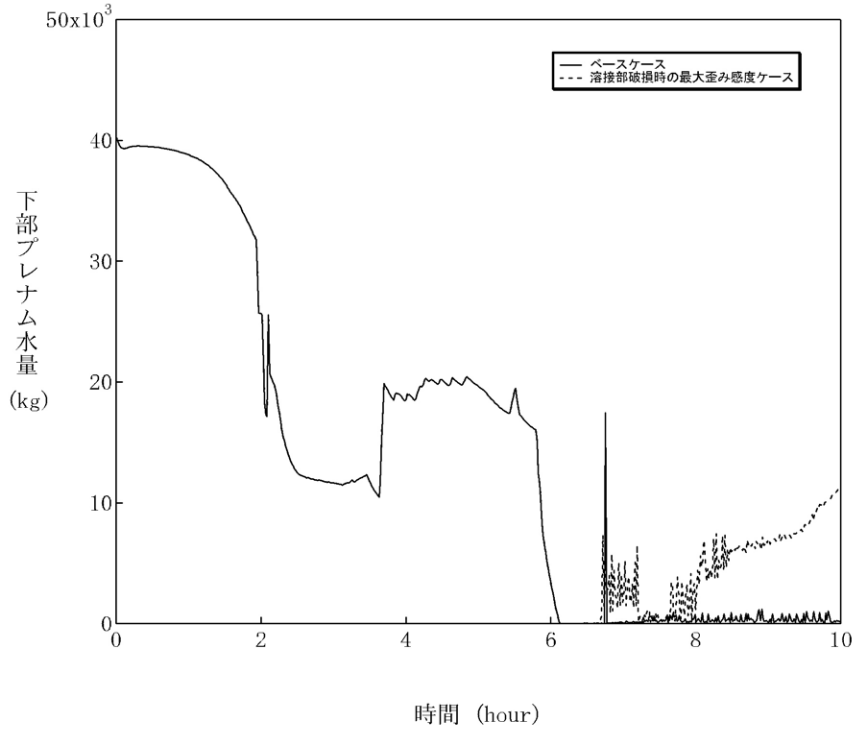


図 4-10-8 溶接部破損時の最大歪み感度解析（８）

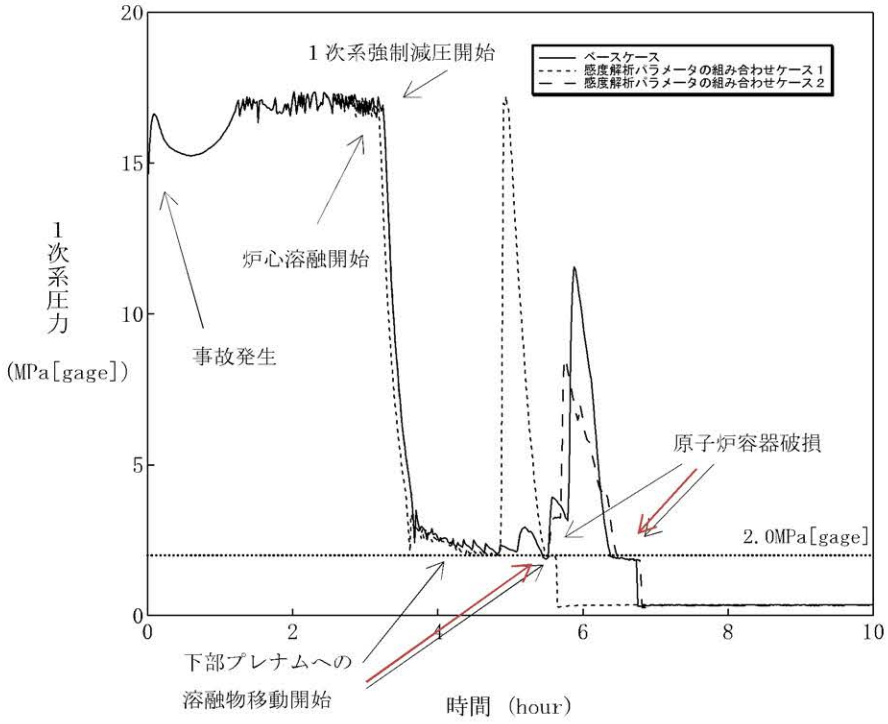


図 4-11-1 感度解析パラメータの組合せ（１）

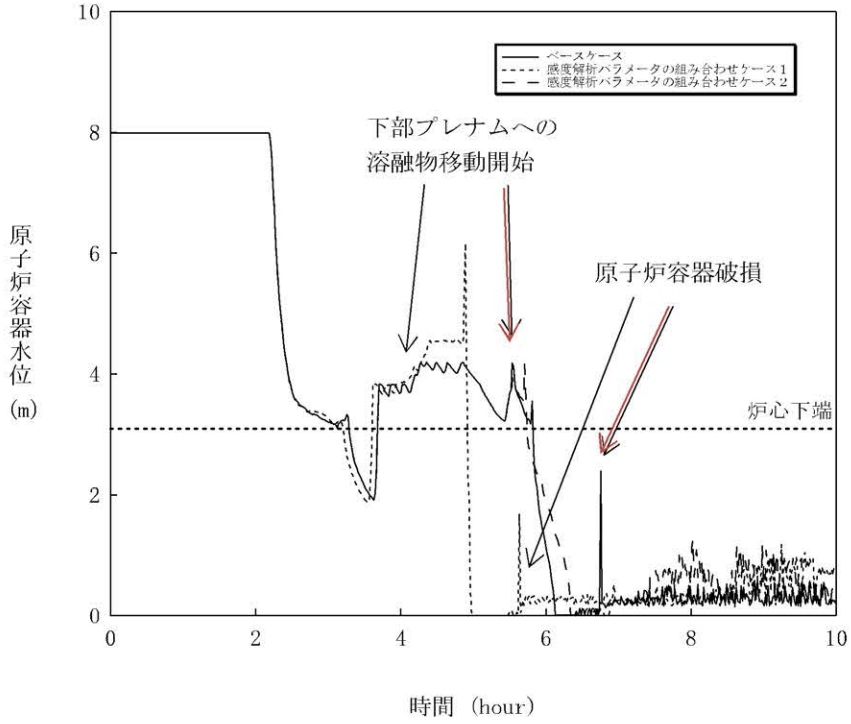


図 4-11-2 感度解析パラメータの組合せ（２）

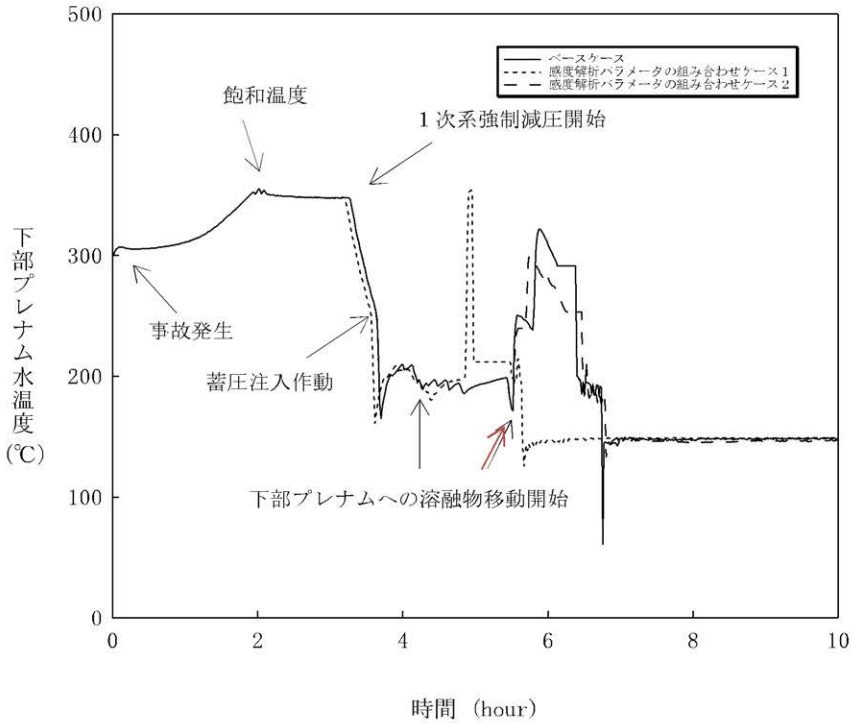


図 4-11-3 感度解析パラメータの組合せ（3）

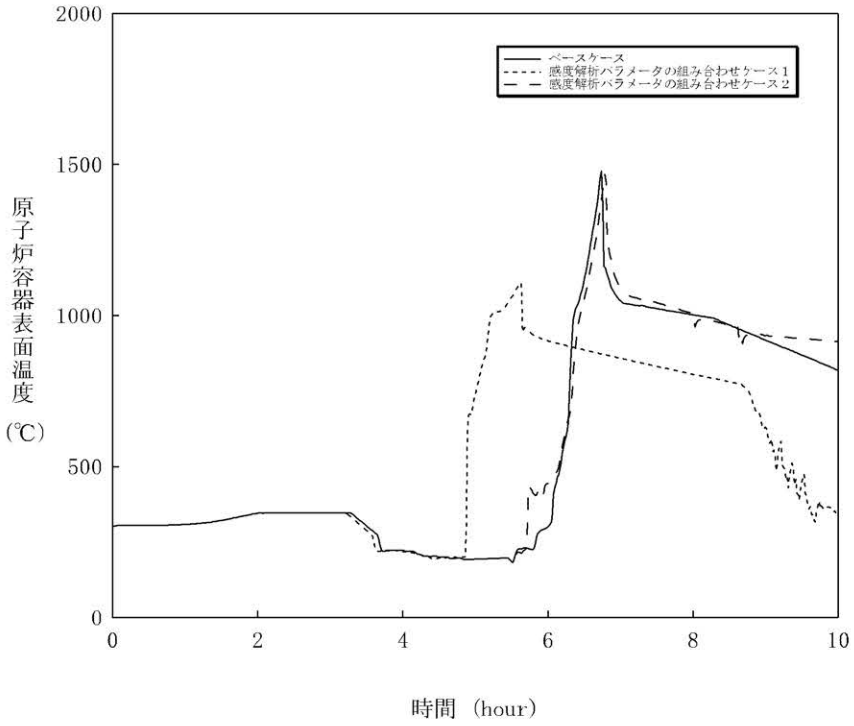


図 4-11-4 感度解析パラメータの組合せ（4）

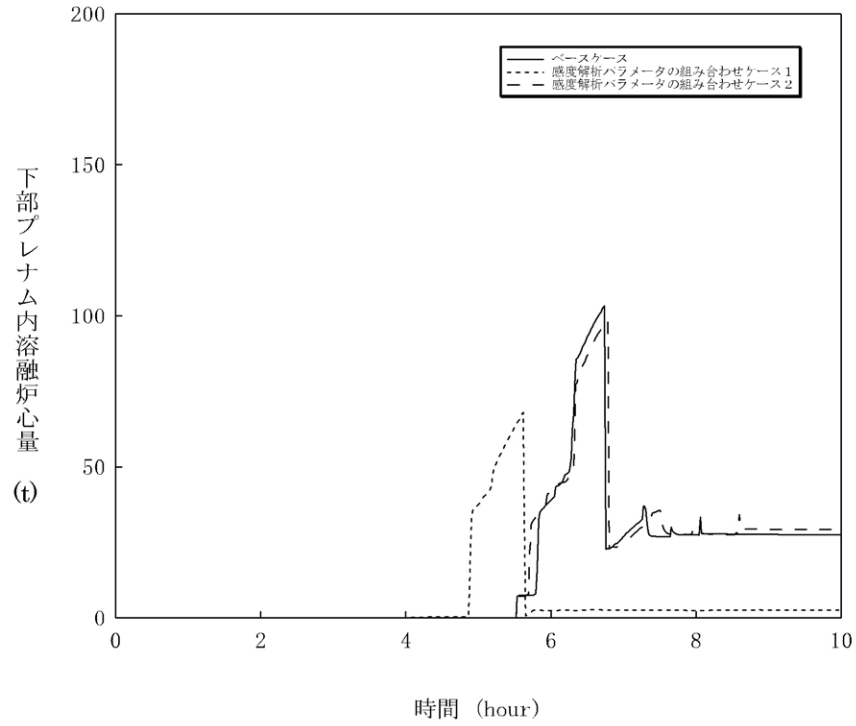


図 4-11-5 感度解析パラメータの組合せ（５）

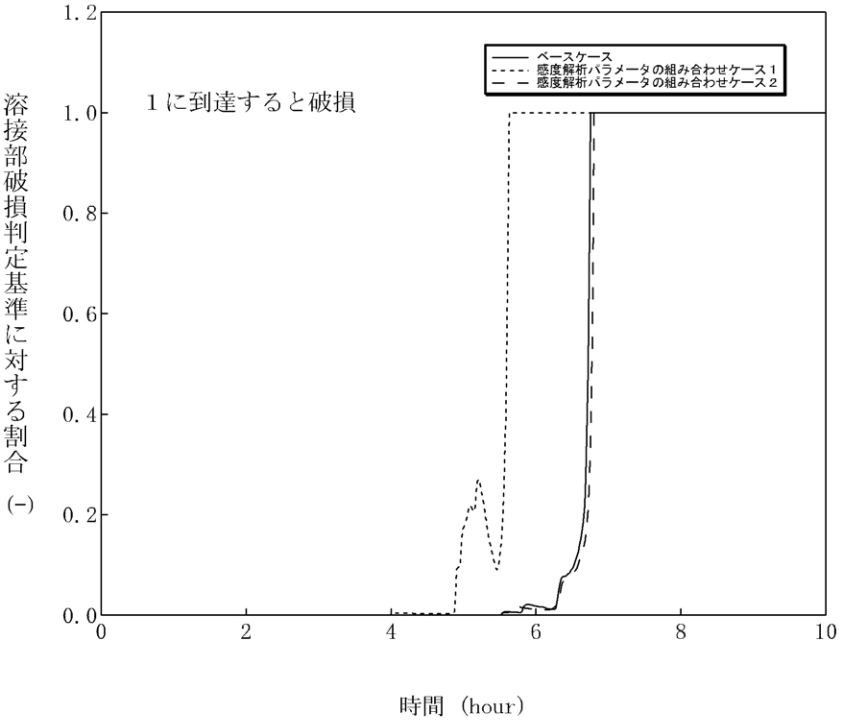


図 4-11-6 感度解析パラメータの組合せ（６）

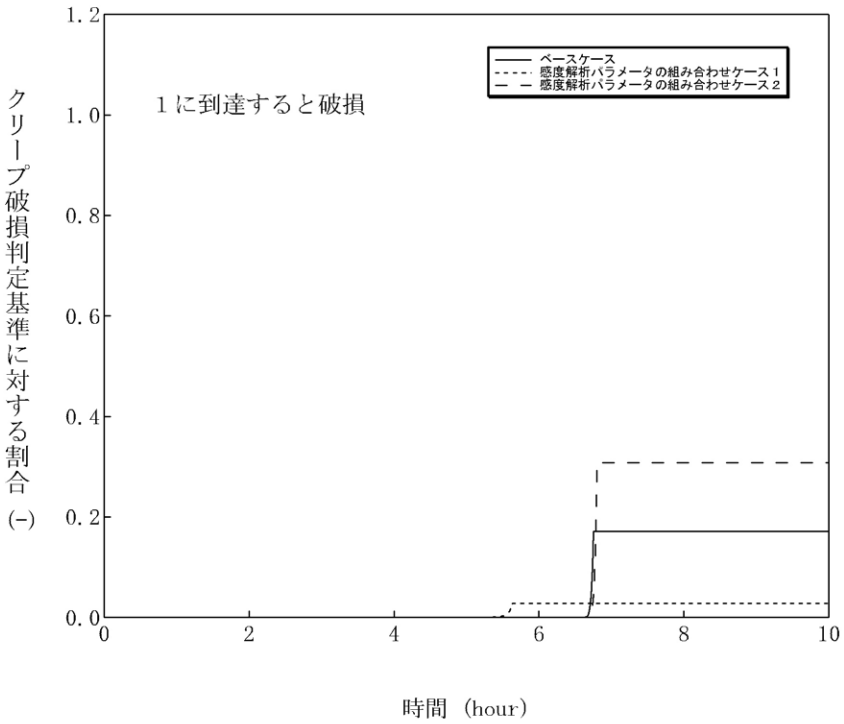


図 4-11-7 感度解析パラメータの組合せ（７）

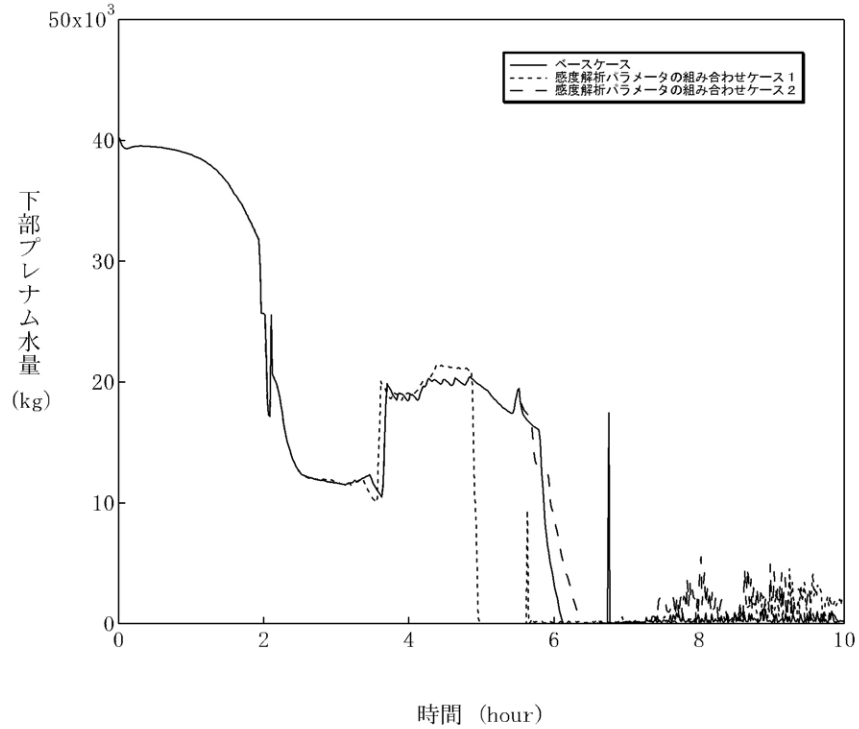


図 4-11-8 感度解析パラメータの組合せ（８）

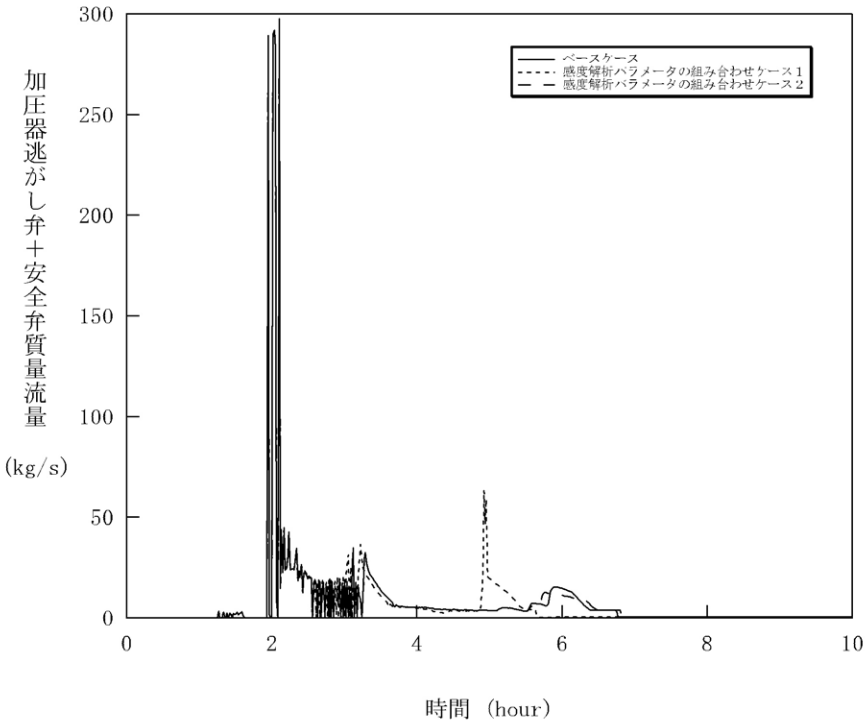


図 4-11-9 感度解析パラメータの組合せ（９）

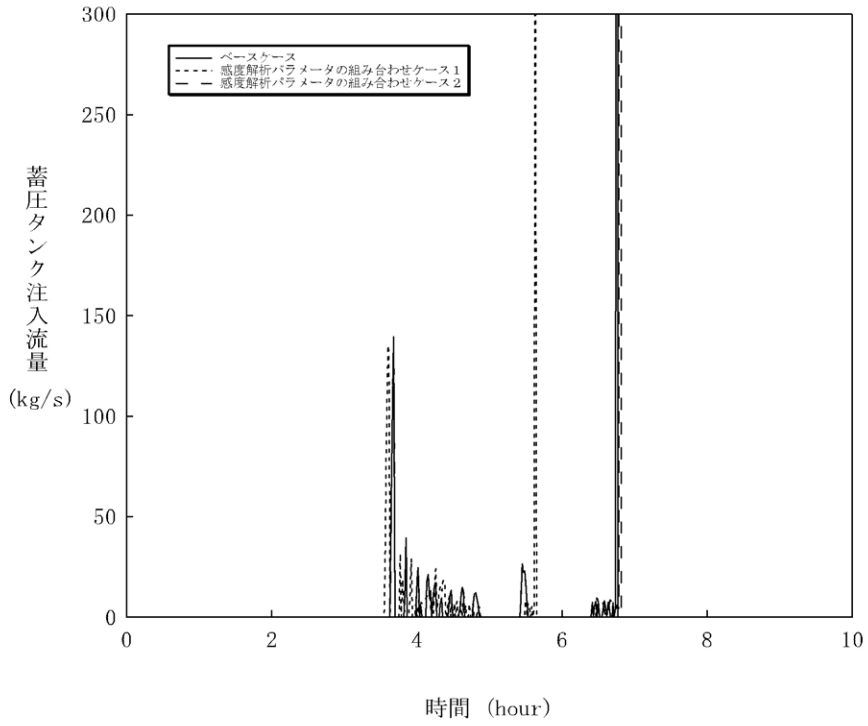


図 4-11-10 感度解析パラメータの組合せ（１０）

5 まとめ

HPME／DCH 防止に関する不確かさの要因として抽出した、

・加圧器逃がし弁の質量流量
・蓄圧注入の圧力損失
・溶融ジェット径
・Ricou-Spalding のエントレインメント係数
・デブリ粒子の径
・ジルコニウムー水反応速度の係数
・燃料ペレットが崩壊する時間及び温度
・下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束
・溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達
・溶接部破損時の最大歪み

について、感度解析を行い、原子炉容器破損時の１次系圧力への感度を確認した。

その結果、溶融ジェット径、Ricou-Spalding のエントレインメント係数、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度については圧力スパイクに対する感度は数 MPa あるものの、原子炉容器破損時点での１次系圧力に対する感度は小さい。また、蓄圧注入の圧力損失、デブリ粒子径、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達、溶接部破損時の最大歪みについては圧力スパイクに対する感度が小さい。原子炉容器破損時期の観点では、ジルコニウムー水反応速度の係数、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度において比較的大きな感度がある。ただし、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損時の１次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回っており、これらの不確かさの影響は小さいといえる。

添付 1-1　Surry 型原子炉下部キャビティの 1/ 42 スケール実験

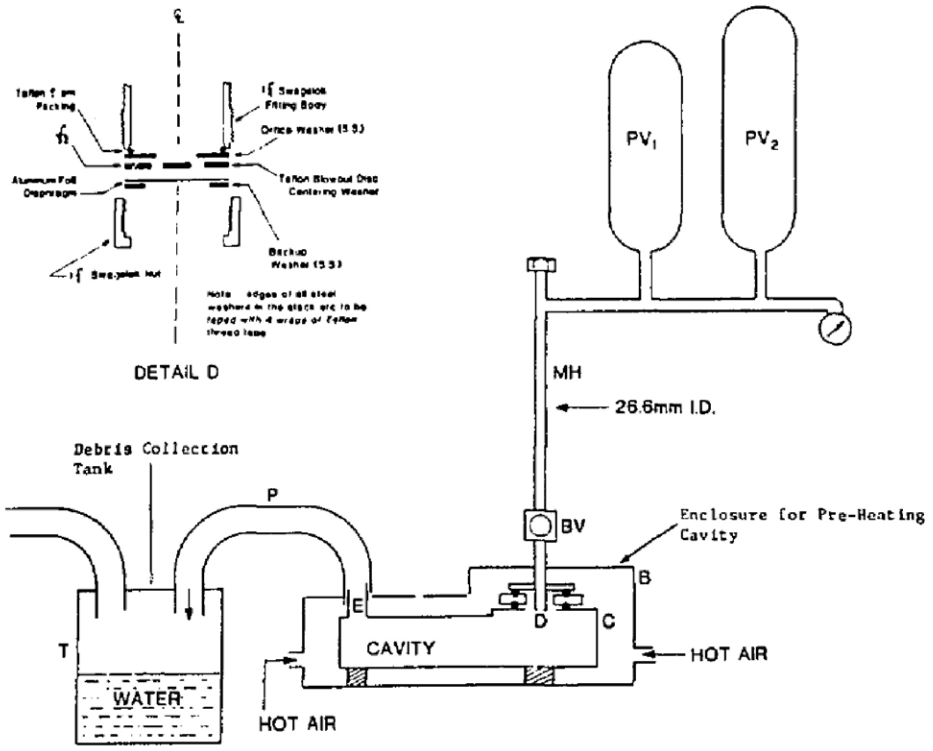
BNL では、Surry 型原子炉下部キャビティの 1/42 スケールモデルを用いた模擬物質の分散放出実験[1]を実施し、原子炉下部キャビティ内に残存する物質の測定結果を整理して、実機において分散放出が生じない圧力を評価している。

実験装置の概要を付図 1-1 に示す。模擬物質は弁の上のメタルホルダに保持され、弁を開放すると、模擬気体の圧力によって、模擬物質が原子炉下部キャビティに噴出する。その後、模擬気体のブローダウンによって模擬物質の一部が配管やタンクにエントレインされ、原子炉下部キャビティに残った模擬物質を測定する。

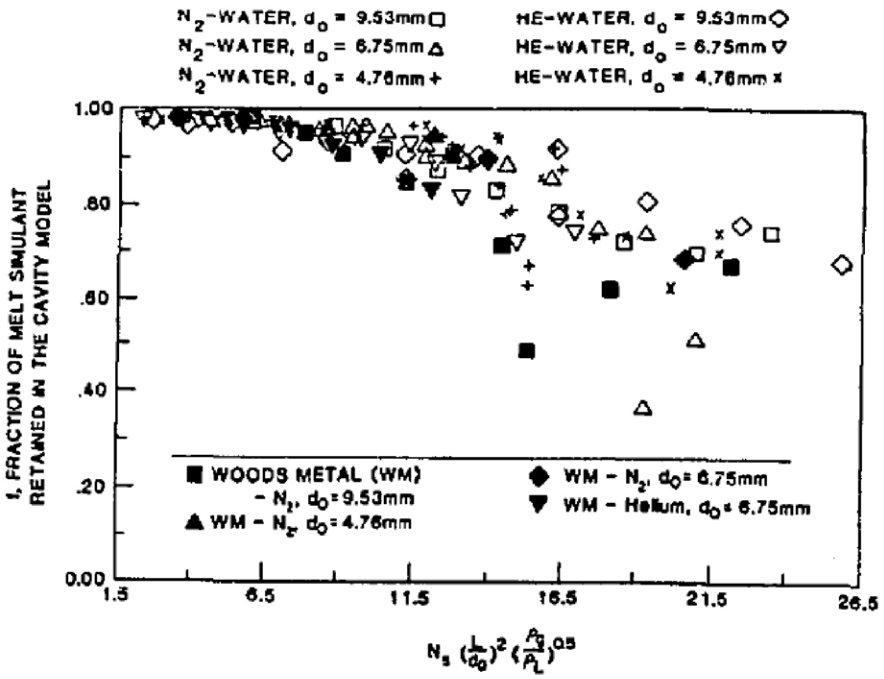
模擬物質を用いた分散放出実験では、様々な初期圧力、様々な開口径に対して、原子炉下部キャビティ内に残存する模擬物質の割合を測定している。模擬物質としては水とウッド合金を使用し、模擬気体としては窒素とヘリウムを使用している。付図 1-2 に測定結果を示す。原子炉下部キャビティ内に残存する模擬物質の割合の測定結果 (f) は Kutateladze 数に関係する無次元数（G）の関数として整理されており、$f \sim 1/(1+0.001G^2)$でよく近似できる。

この関係式を用いて、分散放出が無視できる 1 次系圧力を評価することができる。具体的には、Kutateladze 数に関係する無次元数が 7 以下の場合に溶融炉心の分散放出が無視できるとしている。このとき、原子炉下部キャビティに残存する模擬物質の割合は、すべてのデータについて 0.9 以上、平均値では約 0.95 である。実機条件（水蒸気温度 500K、原子炉容器破損口径 0.4m）に対しては、溶融炉心の分散放出が無視できる 1 次系圧力は 2.38MPa と評価される。

[1] N. K. Tutu, et al.,“Low Pressure Cutoff for Melt Dispersal from Reactor Cavities”, Fourth Proceedings of Nuclear Thermal Hydraulics, ANS Meeting, October 30 . November 4, 1988.



付図 1-1　Surry 型原子炉下部キャビティの 1/42 スケール実験装置



付図 1-2　Kutateladze 数に関係する無次元数と原子炉下部キャビティに残存する模擬物質との関係

添付 1-2　1 次系圧力が 2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について

1 次系強制減圧操作を実施すると、付図 2-1 に示すとおり、1 次系圧力は速やかに低下するが、蓄圧注入開始後、一旦 2.0MPa[gage]近傍で維持される。この現象について説明する。

(1)現象の考察

蓄圧タンク圧力は蓄圧注入の進行とともに低下し、蓄圧タンク圧力と 1 次系圧力が均衡した後は、1 次系圧力の低下分だけ蓄圧注入が入る。それにより蓄圧タンク圧力は低下するのに加え、蓄圧注入水により炉心水位が上昇し、炉心部で蒸気生成が起こり、1 次系圧力が上昇すると、蓄圧注入は停止する。この時の炉心部の概念図を付図 2-2 に示す。

つまり、加圧器逃がし弁からの蒸気放出質量流量と蓄圧注入水の蒸発質量流量がバランスした状態が形成されるため、1 次系圧力が 2.0MPa[gage]近傍で停滞することになる。この現象を数式で表すと以下のようになる。

加圧器逃がし弁の臨界流量W_{FQRV}は冠水炉心の崩壊熱により次式のように近似できる。

$$W_{FQRV} \approx \frac{Q_{decay}(L_{ctrl})}{h_{lg}}$$

ただし、

W_{FQRV}：加圧器逃がし弁の臨界流量

$Q_{decay}(L_{ctrl})$：冠水炉心の崩壊熱

L_{ctrl}：冠水炉心の崩壊熱がW_{FQRV}相当になる炉心水位

h_{lg}：水の蒸発潜熱

この時、炉心水位LとL_{ctrl}の関係により、次のようなメカニズムで、蓄圧注入量W_{ACUM}が加圧器逃がし弁の臨界流と同等になるように制御される。

If $L > L_{ctrl}$　　蒸発量がW_{FQRV}より大きくなり加圧　→蓄圧注入が停止

If $L < L_{ctrl}$　　蒸発量がW_{FQRV}より小さくなり減圧　→蓄圧注入作動

その結果、$L \approx L_{ctrl}$　また　$W_{FQRV} \approx \overline{W_{ACUM}}$　となり、1 次系圧力が蓄圧タンク圧力とバランスして維持される、というメカニズムで制御される。

(2)確認計算

この現象を簡単な計算により確認する。加圧器逃がし弁からの蒸気放出質量流量を与え、蓄圧注入流量は加圧器逃がし弁の質量流量と等しいとして、蓄圧タンク圧力を以下の確認計算を実施した。その結果を付図 2-3 に示す。確認計算結果はＭＡＡＰコードの解析結果より若干低めになっているが、これは確認計算では加圧器逃がし弁質量流量を一定にした

ためであり、ＭＡＡＰコードの計算では１次系圧力に応じて質量流量も低下しており、結果として１次系圧力の低下が確認計算より緩やかになっている。この違いを考慮すれば両者は同様の挙動を示すものとなり、上述の考察が適切であることを確認できた。

計算の条件

・加圧器逃がし弁の放出注量　4kg/s（定数）を仮定（2.0MPa[gage]での臨界流量）
・蓄圧タンク気相は等温膨張
・蓄圧タンクは４基
・計算開始 3.7 時間

計算方法

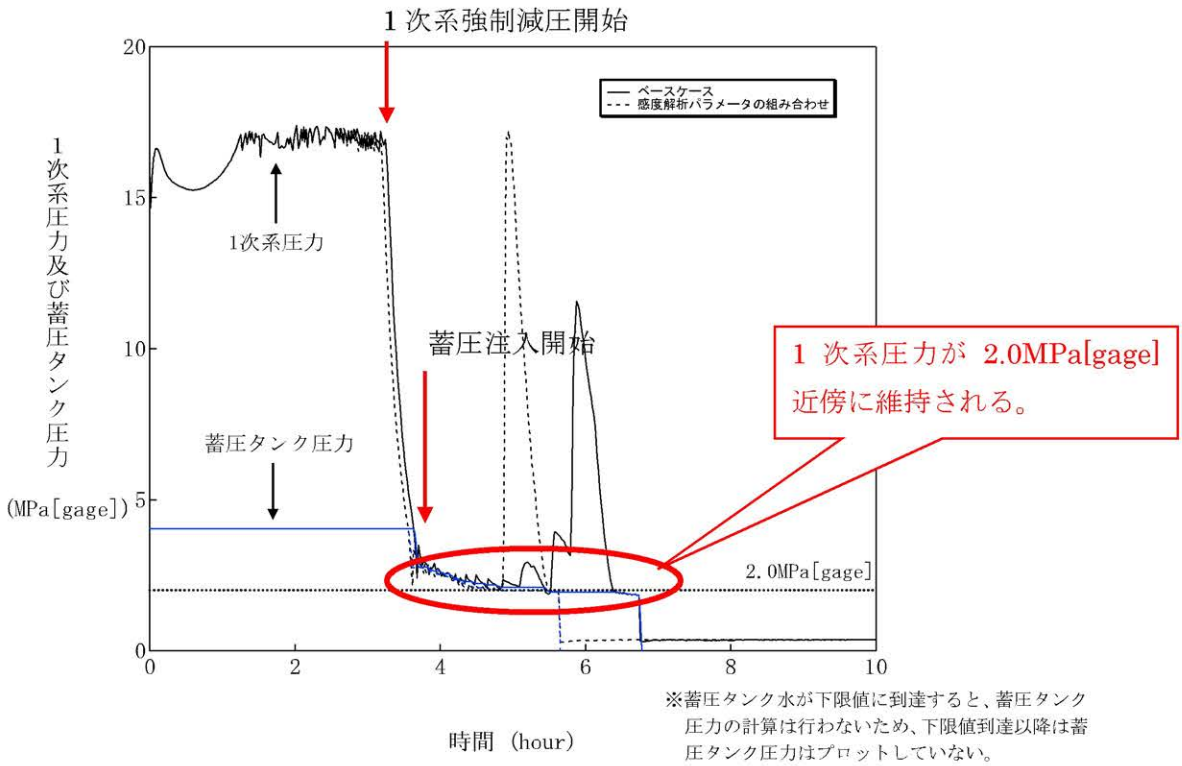
蓄圧タンク気相を等温膨張として、加圧器逃がし弁の質量流量から蓄圧タンク圧力（１次系圧力）の時間変化を概略的に計算する。

$$P(V_T - V_w) = P_0(V_T - V_{w0}) = P_1(V_T - V_{w1})$$

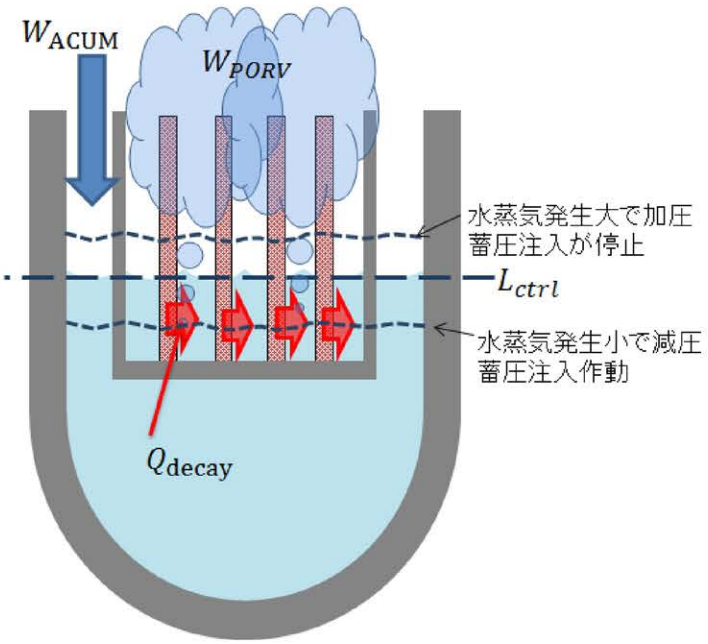
$$P = P_0\frac{(V_T - V_{w0})}{(V_T - V_w)} = P_1\frac{(V_T - V_{w1})}{(V_T - V_w)}$$

$$V_w = V_{w1} - \frac{W}{\rho N}(t - t_1)$$

P：蓄圧タンク圧力
V_w：蓄圧タンク内の水体積
P_0：蓄圧タンク初期圧力
V_T：蓄圧タンクの容積
V_{w0}：蓄圧タンク初期水量の体積
t_1：蓄圧タンク注入直後の安定した時刻
V_{w1}：t_1時の蓄圧タンク水量の体積
P_1：t_1時の蓄圧タンク圧力
W：加圧器逃がし弁の質量流量（ＭＡＡＰコード解析結果）
N：蓄圧タンクの数
ρ：水の密度

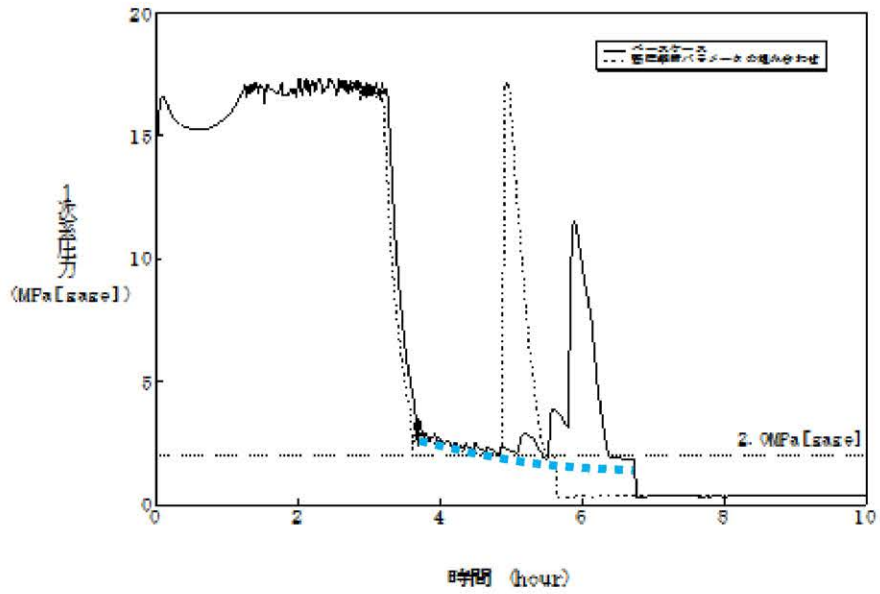


付図 2-1　1 次系強制減圧時の 1 次系圧力挙動



炉心部の水位が上がれば、蒸気生成量が増加し 1 次系が加圧され、蓄圧注入が停止する。炉心部の水位が下がれば、蒸気生成量が減少し 1 次系が減圧され、蓄圧注入が再開する。

付図 2-2　蓄圧注入水の蒸発による 1 次系圧力バランス維持メカニズム



付図 2-3　蓄圧タンクの平衡圧力の確認計算結果

（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

目次

1 まえがき.....3.2-3
2 現象の概要.....3.2-3
3 これまでの知見の整理.....3.2-3
3.1 FCI 実験の概要.....3.2-4
3.2 FCI 実験の知見の整理.....3.2-9
3.3 これまでの知見のまとめ.....3.2-11
4 不確かさに関する整理.....3.2-19
5 感度解析と評価.....3.2-26
6 まとめ.....3.2-45

1 まえがき

溶融炉心と冷却水の相互作用（FCI : Fuel-Coolant Interaction、以下、「FCI」と称す。）に関しては、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきているが、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

溶融炉心と冷却水が接触することによる急激な水蒸気の生成において、溶融炉心の熱エネルギが機械的エネルギに変換されて原子炉格納容器破損に至る可能性がある。このような現象、即ち、溶融炉心と冷却水との接触及びそれに伴って引き起こされる現象のことを" FCI"と呼ぶ。また、FCI のうち衝撃波を伴うものを"水蒸気爆発"と呼び、水蒸気爆発に至らない圧力変化を"圧力スパイク"と呼ぶ。さらに、溶融炉心と冷却水の接触は、原子炉容器の下部プレナムと原子炉下部キャビティで発生する可能性があり、雰囲気圧力や冷却水の状態が異なることから両者を区別して取り扱い、前者を原子炉容器内 FCI、後者を原子炉容器外 FCI とする。

炉心あるいは下部プレナムから落下する溶融炉心（デブリジェット）が、水プールに接触する際の液ー液混合に伴って、溶融炉心が細粒化して水中に分散する（エントレイン）。細粒化した溶融炉心（以下、「デブリ粒子」と称す。）は、膜沸騰及び輻射熱伝達により水と伝熱しており、デブリ粒子は蒸気膜に覆われた状態である。ここで、蒸気膜へ何らかの外乱（トリガリング）が加わり蒸気膜が崩壊すると、デブリ粒子が冷却水と直接接触することで急激な水蒸気発生が起こり、これが近傍のデブリ粒子に対する新たなトリガリングとなり蒸気膜を崩壊させ、この現象が瞬時に伝ぱ及び拡大することで、衝撃波を伴った水蒸気爆発に至ると考えられている。また、水蒸気爆発に至らない場合でも、発生した水蒸気により急激な圧力上昇（圧力スパイク）が発生する。

3 これまでの知見の整理

FCI については、1975 年の米国原子力規制委員会 NRC の原子炉安全研究 WASH-1400（NUREG75-014）において、原子炉容器内水蒸気爆発による原子炉格納容器破損が公衆へのリスクの大きな一因となることが指摘されたことを機に、現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきた。水蒸気爆発に関しては、水蒸気爆発専門家グループ（SERG: Steam Explosion Review Group）によるレビュー評価として纏められ、「圧力容器内水蒸気爆発はリスクの観点から無視できる」と結論付けられている。この結論は 1997 年の FCI に関する専門家会議においても、SERG の結論の変更は不要であることが

確認されている。また、米国原子力規制委員会 NRC は、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、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[1]。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。

一方､緩和策により注水された原子炉下部キャビティに溶融炉心が落下する場合の FCI（原子炉容器外 FCI）は、原子炉容器内 FCI が高圧かつ高温（低サブクール度）の条件下であることに対し、低圧かつ低温（高サブクール度）であり、定性的には水蒸気爆発が発生し易いと言われている。また、圧力スパイクの観点でも、水プールの容量が原子炉容器内よりも大きく、水蒸気の発生量自体も多くなる可能性がある。

ここでは、原子炉容器外 FCI に主眼をおいて、国内外で実施された実験等により得られた知見について整理する。

3.1 FCI 実験の概要

FCI 実験は、主として溶融物を水プールに落下させ、水プールとの混合の際に発生する諸現象について解明することを目的としたものであり、国内外の研究機関において、種々の実験研究が行われている。その中で、比較的大規模な実験として、欧州 JRC（Joint Research Center）のイスプラ研究所の FARO 実験、同じくイスプラ研究所の KROTOS 実験、旧原子力研究所 JAERI の ALPHA 実験、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 COTELS 実験が行われており、これらの実験について、その概要とそこで得られた知見について整理する。

（１）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 3.1-1 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 3.1-1 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。

---

[1] NRC, ”A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and Review of the Current Understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction Issue”,NUREG-1524

いずれの FARO 実験においても、高圧条件、低圧条件ともに、水蒸気爆発の発生は観測されなかったが、圧力スパイクは観測されている。典型的な圧力変化の例として、ケース L-14 の結果を図 3.1-2 に示す。溶融物の落下に伴う圧力上昇は、短期間（約 3 秒）で発生していることがわかる。

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。

なお、FARO 実験に対してＭＡＡＰコードにおいて実験解析が行われており、圧力スパイク等の実験結果と解析結果が比較されている。

（２）KROTOS 実験

欧州 JRC（Joint Research Center）のイスプラ研究所における FARO 計画の一環として行われた実験であり、FARO 実験が高圧条件を主目的に行われたのに対して、KROTOS 実験では、低圧及びサブクール水を主として実施されている。

実験装置の概要を図 3.1-3 に示す。実験手順は、FARO 実験とほぼ同様であり、電気炉内で模擬物質を溶融させ、水プールに落下させる。実験条件は、表 3.1-2 に示すとおりであり、模擬物質は酸化アルミニウム（Al_2O_3）と UO_2 混合物（80wt%UO_2 +20wt%ZrO_2）が用いられており、アルミナ 1.0～1.8kg、UO_2 混合物は 2.62～5.15kg、水プールの水深は約 1.1m、水プールのサブクール度は 4～123K の範囲で変動させ複数のケースが行われている。また、水プール底部からのガス注入による外部トリガを与えることで水蒸気爆発を誘発させたケースも行われている。

アルミナを用いた実験では、サブクール水の場合は外部トリガなしで水蒸気爆発が発生し、低サブクールの場合（ケース 27、28、41、44、50、51）は、外部トリガがある場合（ケース 28 及び 44）に水蒸気爆発が発生する結果であった。一方、UO_2 混合物を用いた実験では、サブクール度は 4～123K の範囲で、外部トリガなしでは水蒸気爆発は発生せず、外部トリガありの場合でも、溶融物の重量が多い、あるいは、水プールのサブクール度が大きい場合（ケース 46、52、53）に水蒸気爆発が観測されているが、エネルギ変換効率はアルミナのケースよりも 1 桁以上低い結果であった。なお、ケース 47 は水蒸気爆発には至らなかったと判断されたが、圧力スパイクから計算された機械的エネルギへの変換効率は 0.01%である。図 3.1-4 に、アルミナ（ケース 42、水蒸気爆発あり）と UO_2 混合物（ケース 37、水蒸気爆発なし）

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

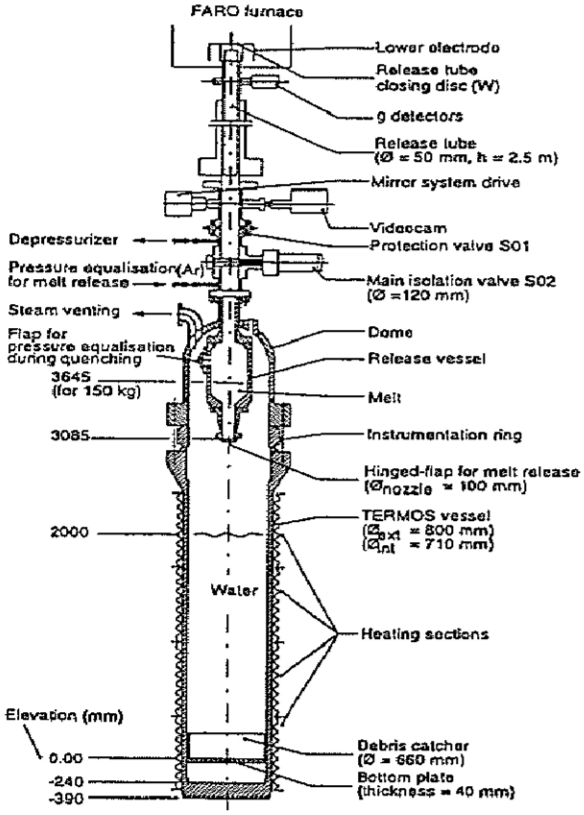


図 3.1-1　FARO 実験装置

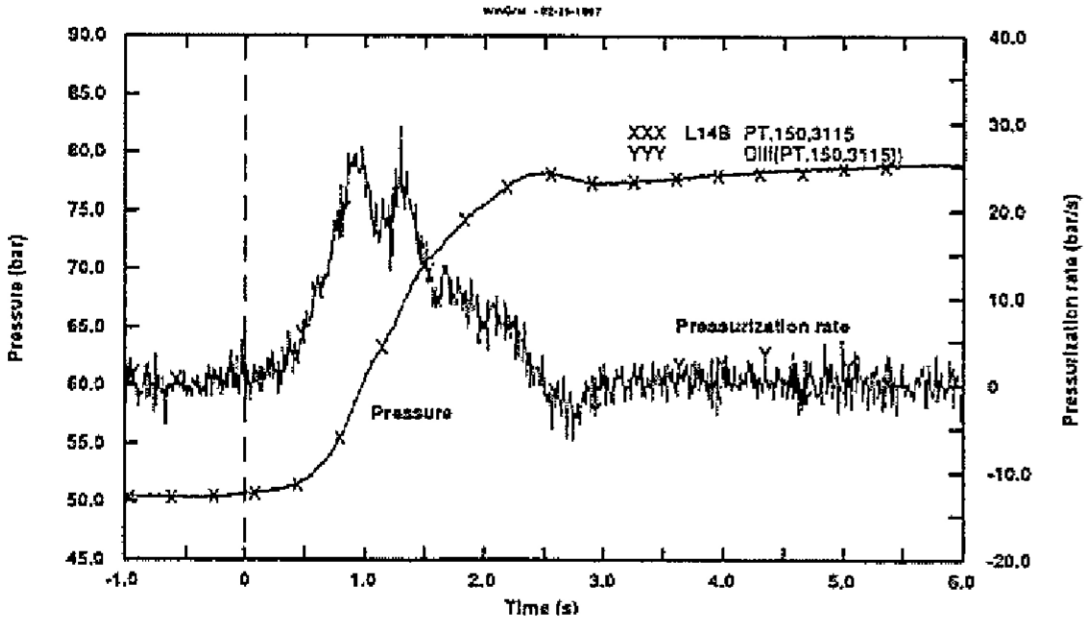


図 3.1-2　FARO 実験代表的圧力変化（L-14）

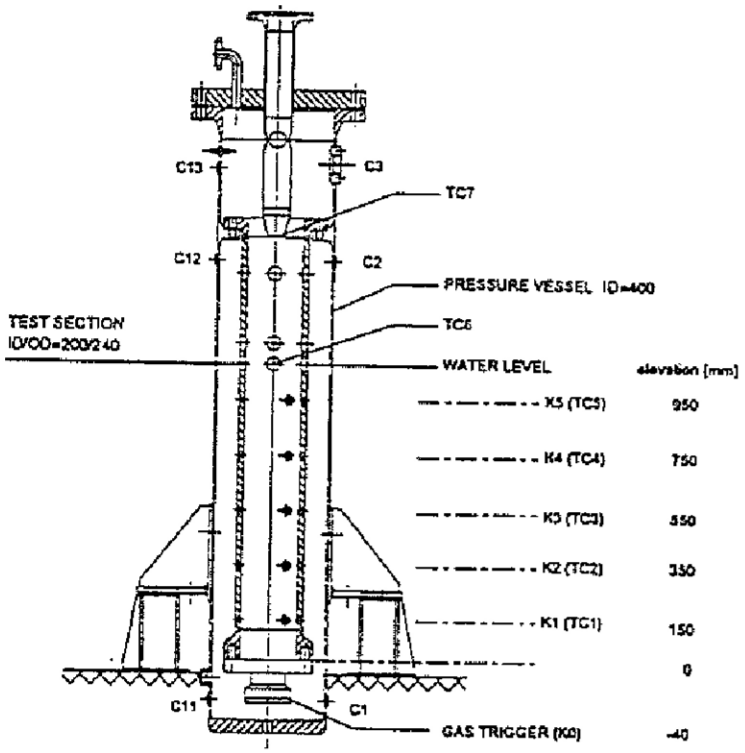


図 3.1-3　KROTOS 実験装置

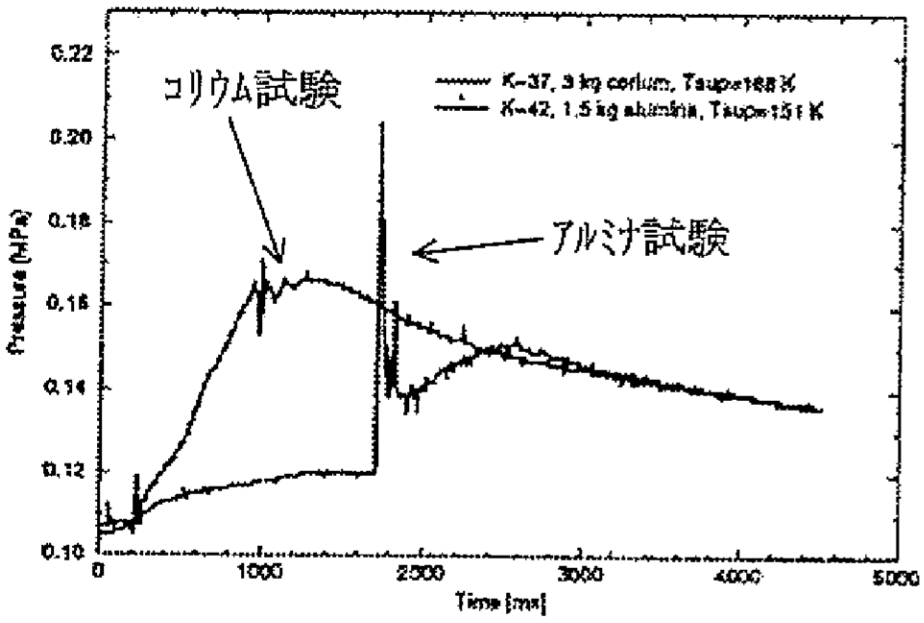


図 3.1-4　KROTOS 実験代表的圧力変化（ケース 37 及び 42）

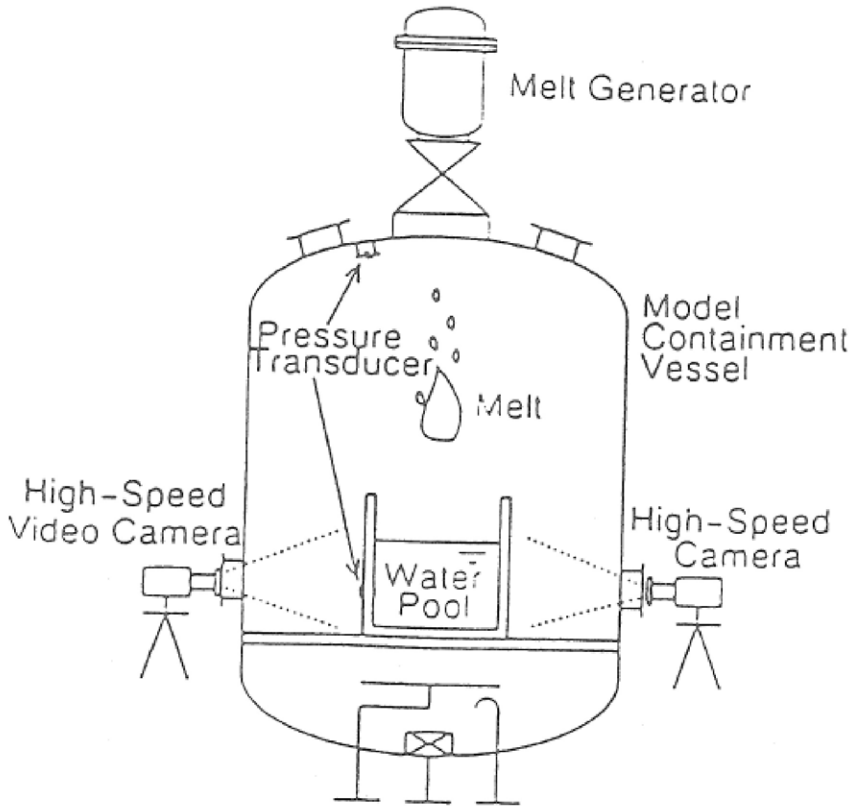


図 3.1-5　ALPHA 実験装置

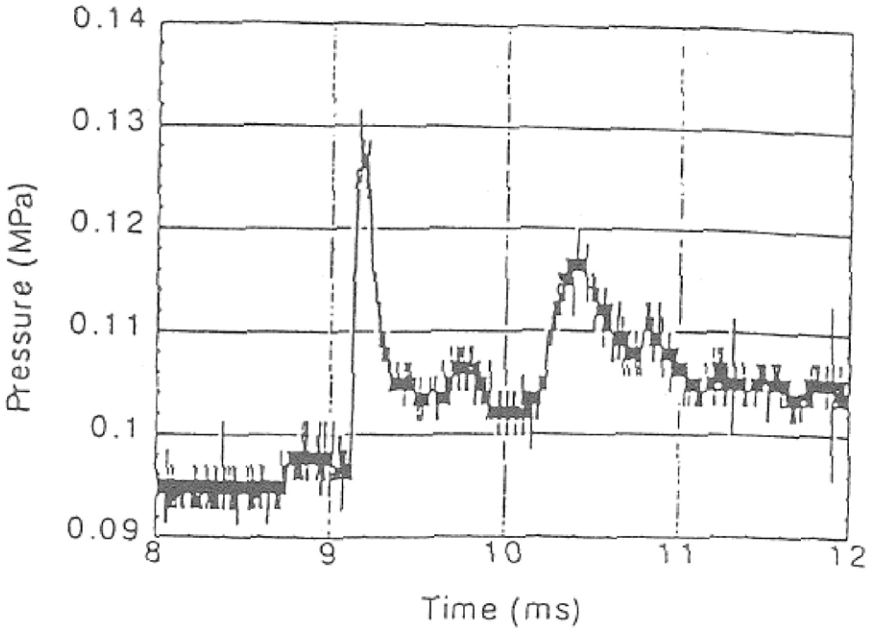


図 3.1-6　ALPHA 実験代表的圧力変化（016）

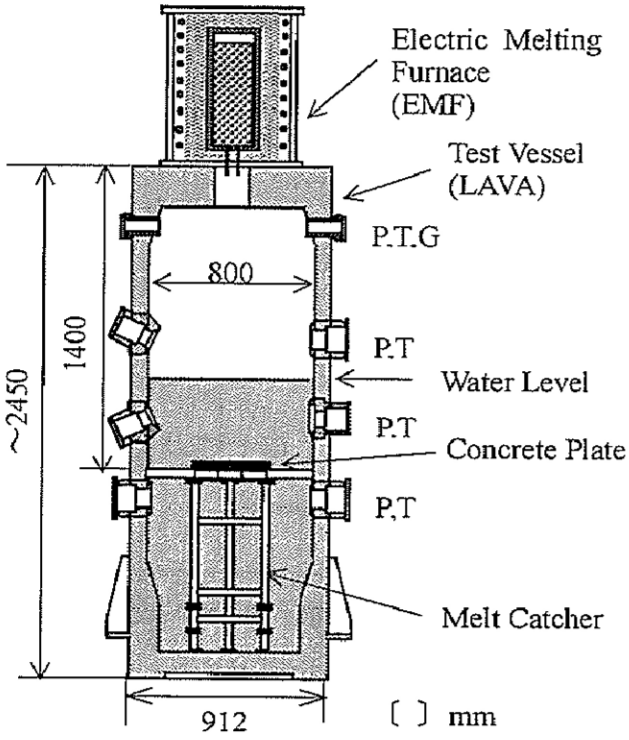


図 3.1-7　COTELS 実験装置

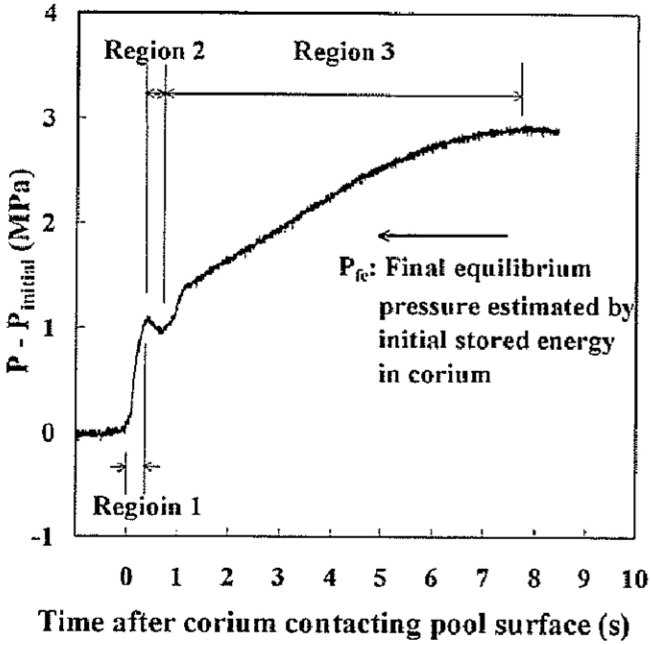


図 3.1-8　COTELS 実験代表的圧力変化(A-1)

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

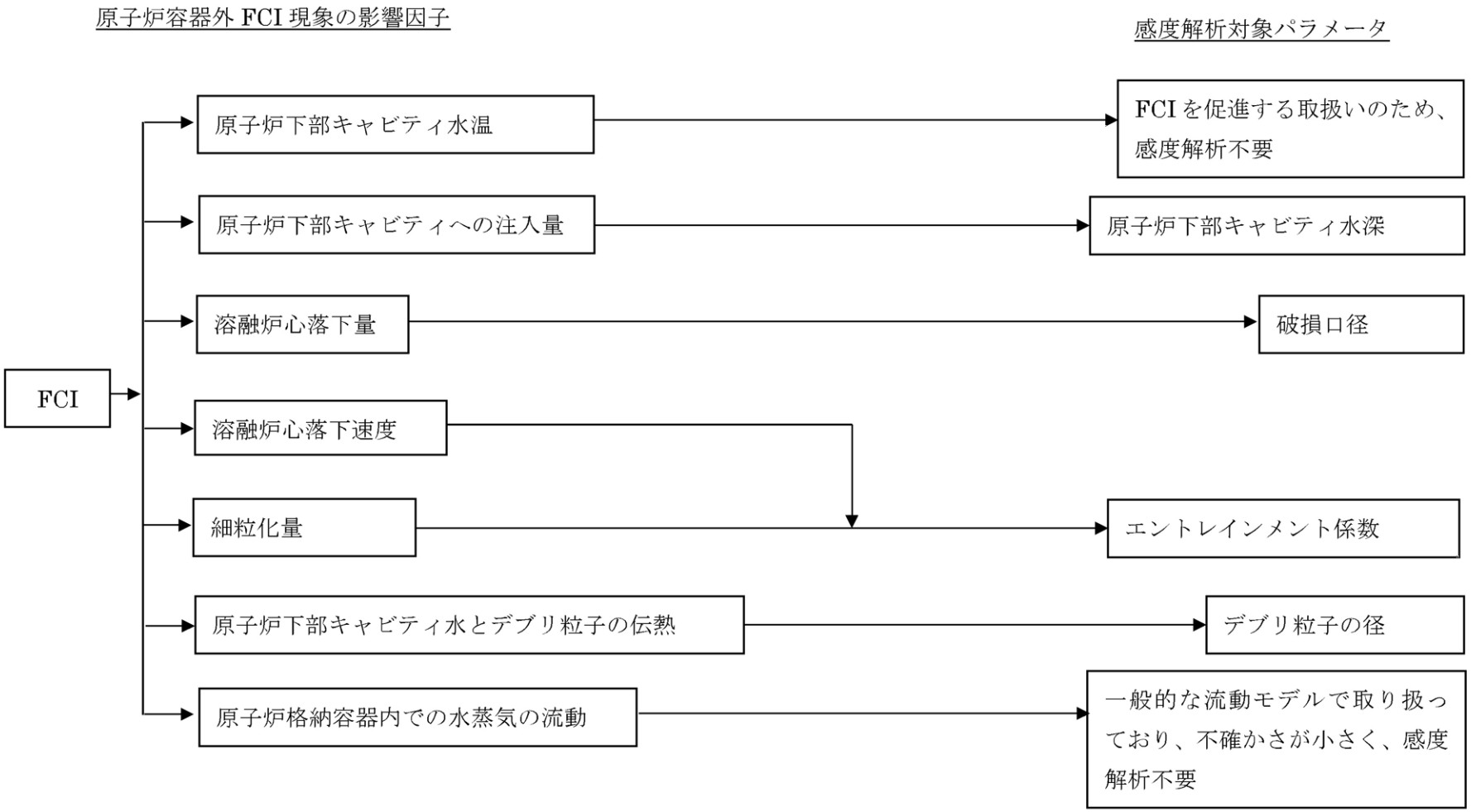


図 4-1　FCI における不確かさに関する流れ図

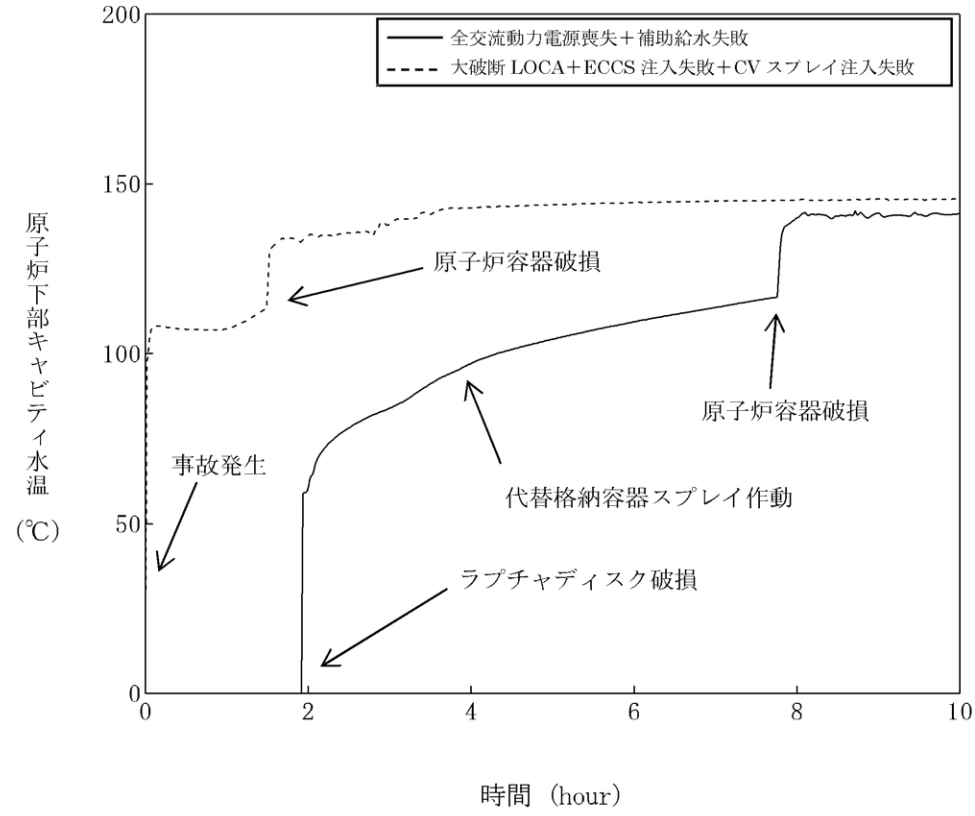


図 4-2　シーケンス間の原子炉下部キャビティ水温の比較（3 ループプラントの例）

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。

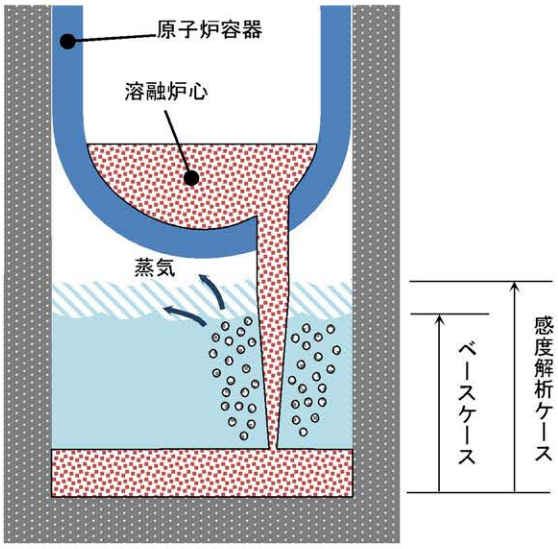
（1）原子炉下部キャビティ水深

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。

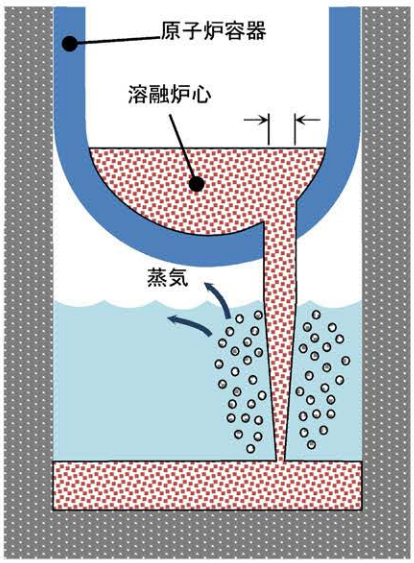
（2）原子炉容器の破損口径

解析条件

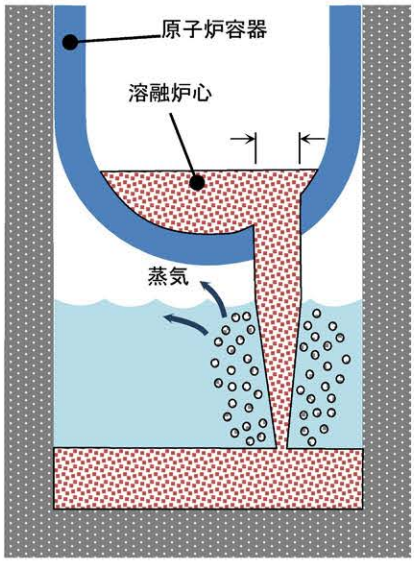
原子炉容器破損口の大きさには不確かさがあり、破損口の大きさが大きい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。破損口初期径として、ベースケースでは原子炉容器貫通部 1 つ分の径である [　　] m を与えているが、感度解析としてその約 3 倍の [　　] m を設定する。貫通部の径に対して約 3 倍の初期径を想定したのは、貫通部の口径に対して隣接する計装案内管間の距離は数倍あり、隣接する貫通部が同時に破損すると、その間の領域の原子炉容器本体も同時に溶融破損する可能性も考慮したためである。

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

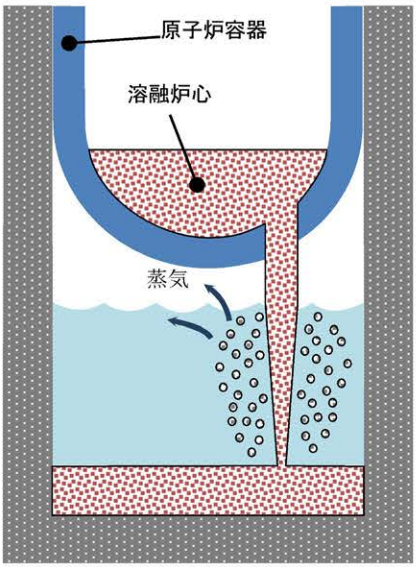
解析条件

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

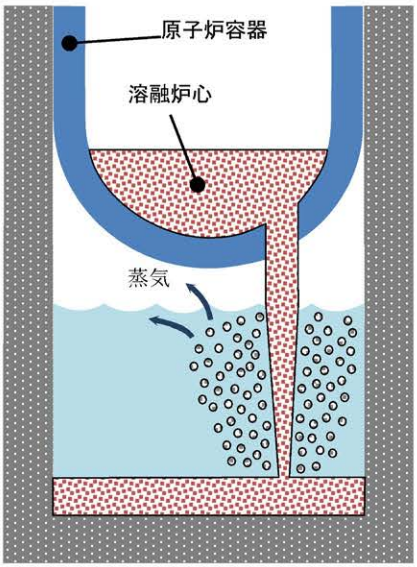
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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

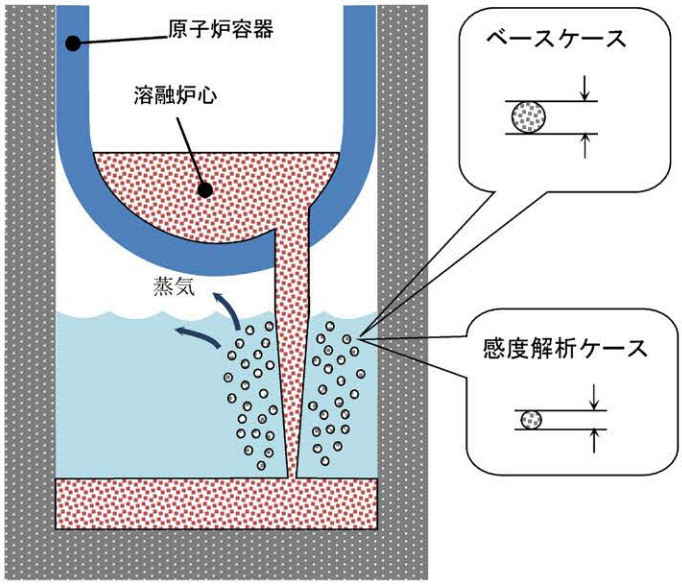
粒子の径には不確かさがあり、粒子の径が小さい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。粒子の径に係る係数は、ベースケースでは FCI の大規模実験に基づく［　　］を設定しているが、感度解析ケースでは、ＭＡＡＰコードの当該変数の推奨範囲（［　　］～［　　］）のうち最も小さい値、即ち、デブリ粒子の径が小さく評価される値である［　　］を設定する。なお、推奨範囲とは、FCI の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された範囲のことである。FCI の大規模実験の条件として、水プールの水深は 0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K、雰囲気圧力条件は 2～5.8MPa（高圧条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

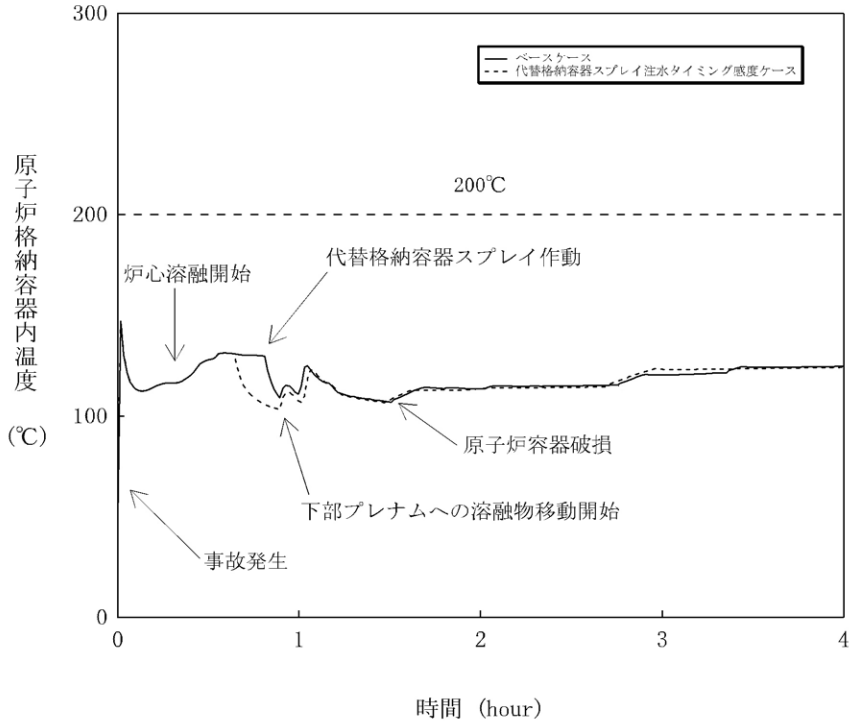


図 5-1-1 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（１）

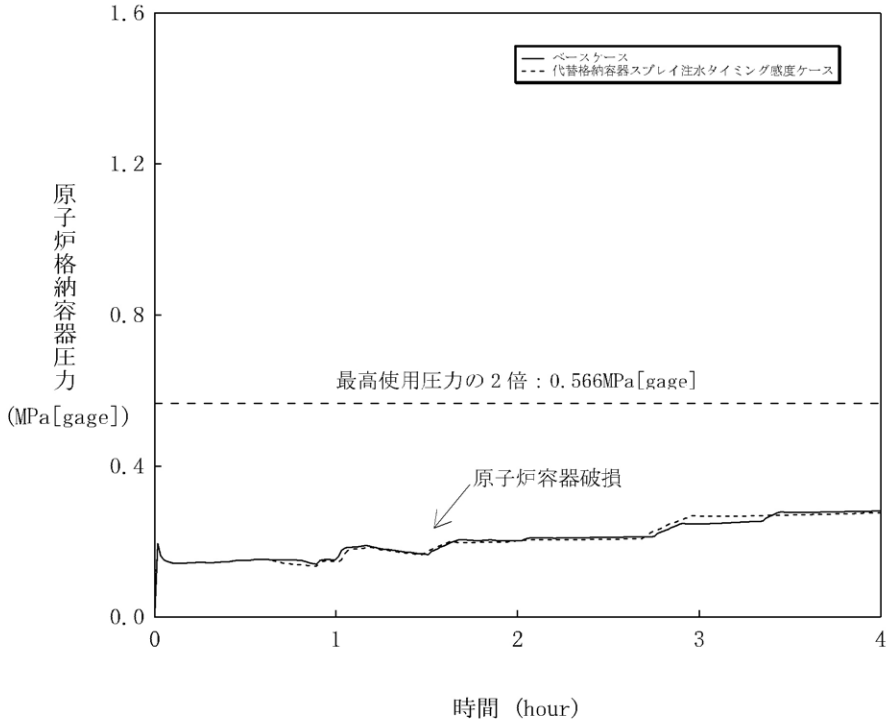


図 5-1-2 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（２）

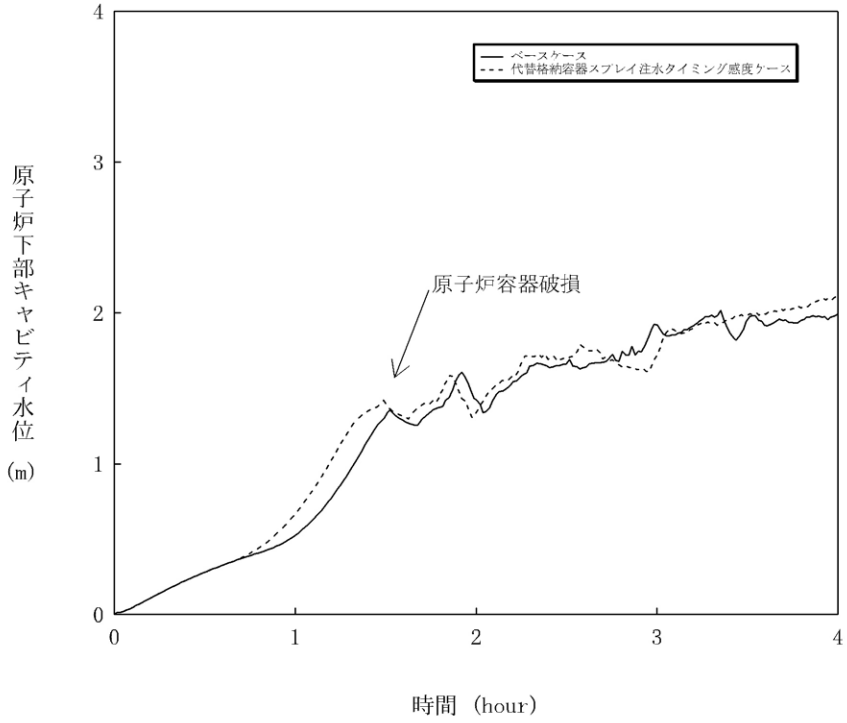


図 5-1-3 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（３）

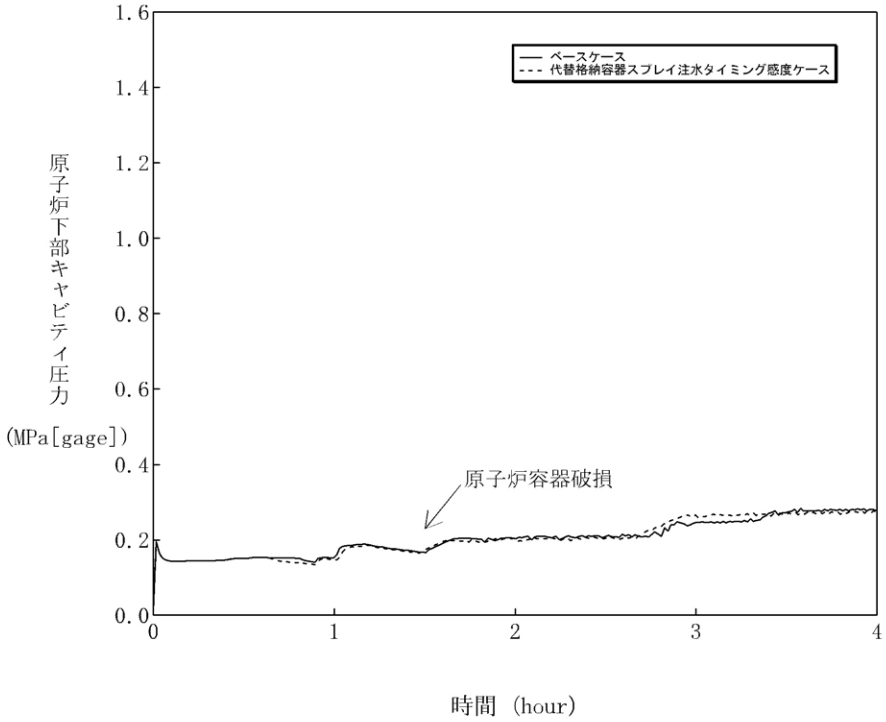


図 5-1-4 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（４）

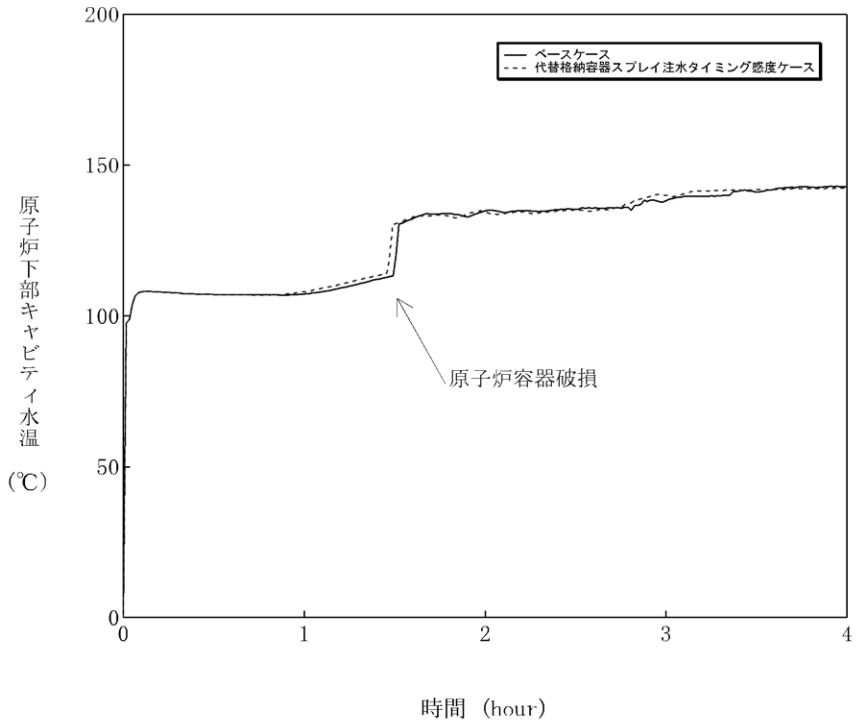


図 5-1-5 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（５）

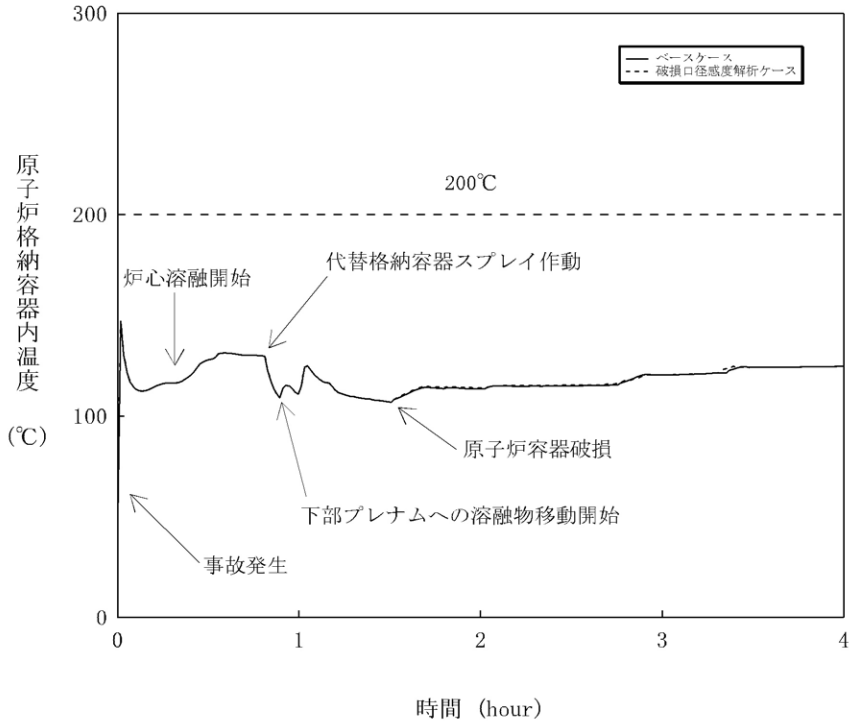


図 5-2-1 原子炉容器の破損口径感度解析（１）

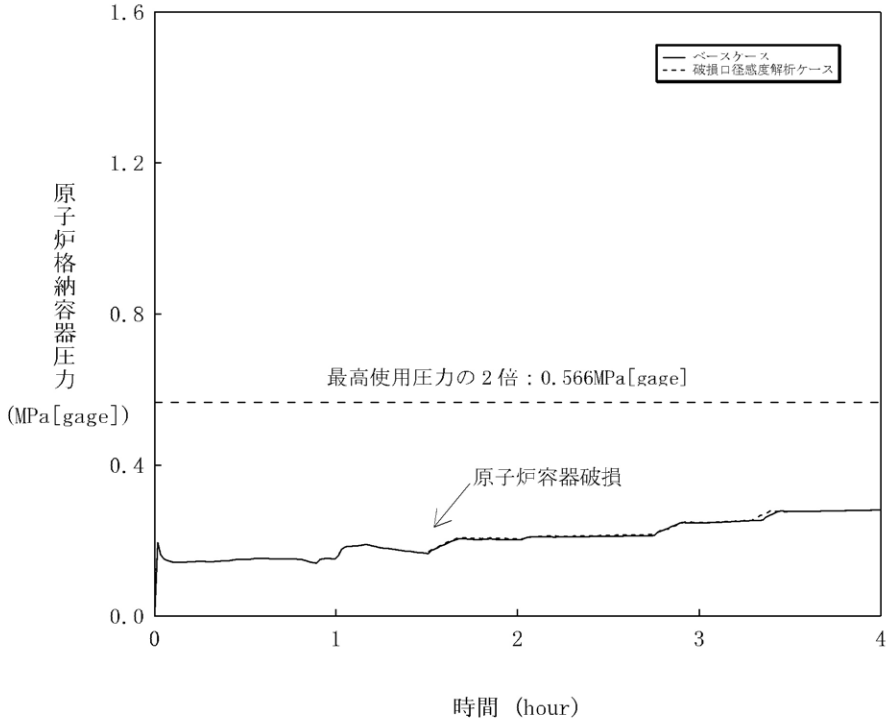


図 5-2-2 原子炉容器の破損口径感度解析（２）

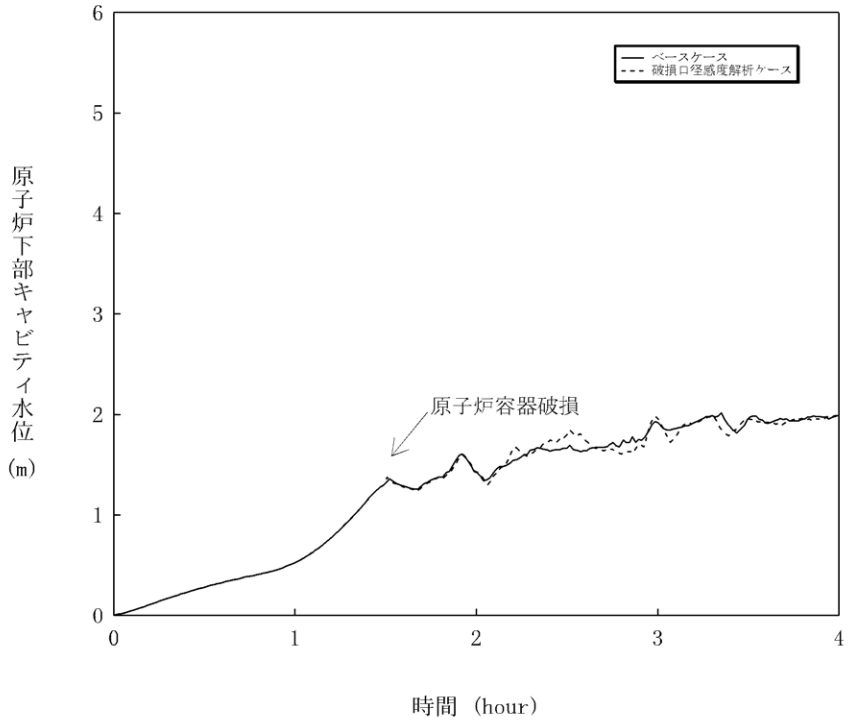


図 5-2-3 原子炉容器の破損口径感度解析（３）

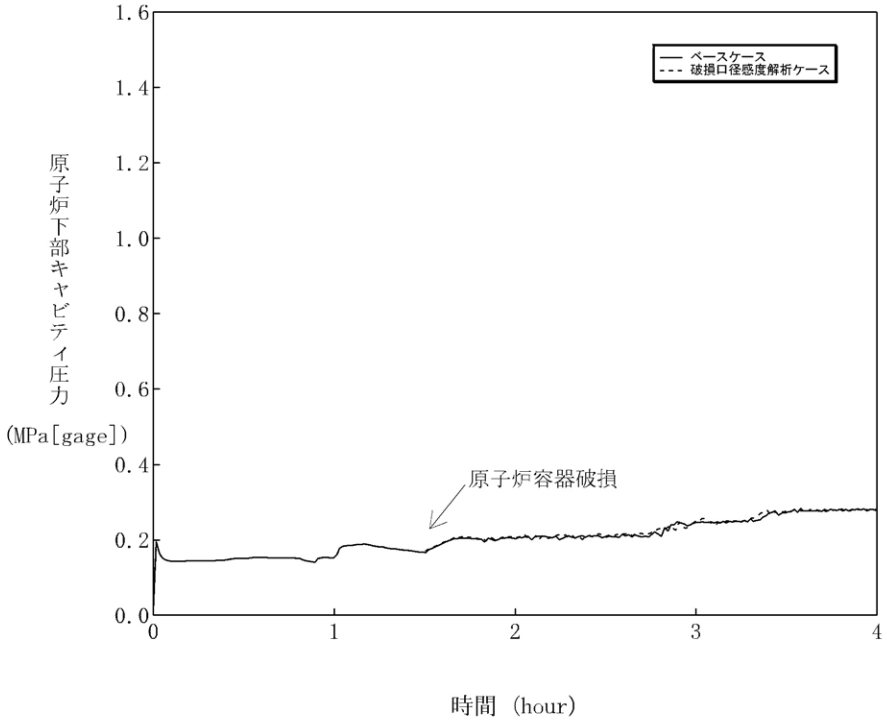


図 5-2-4 原子炉容器の破損口径感度解析（４）

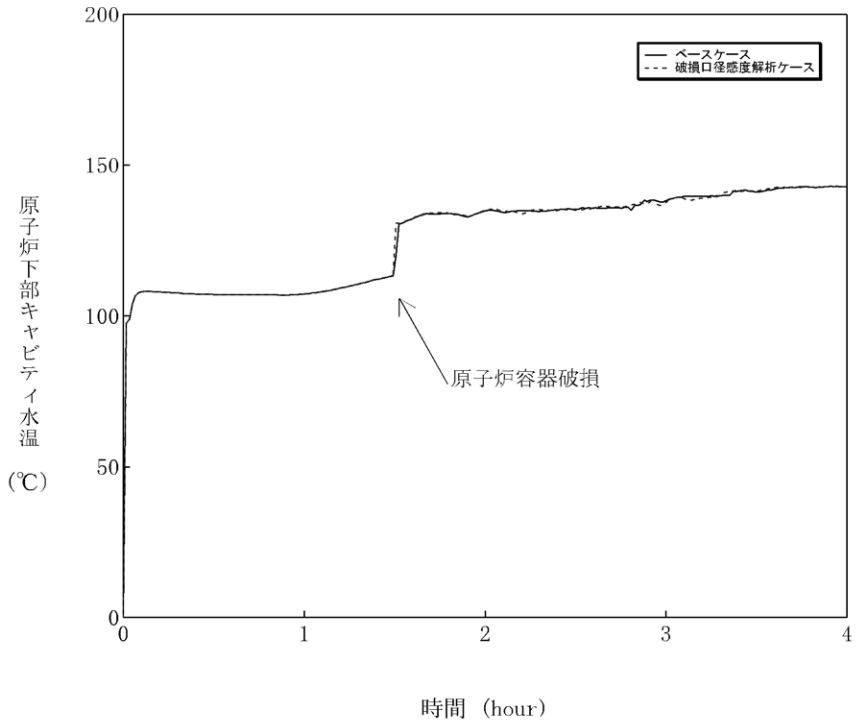


図 5-2-5 原子炉容器の破損口径感度解析（５）

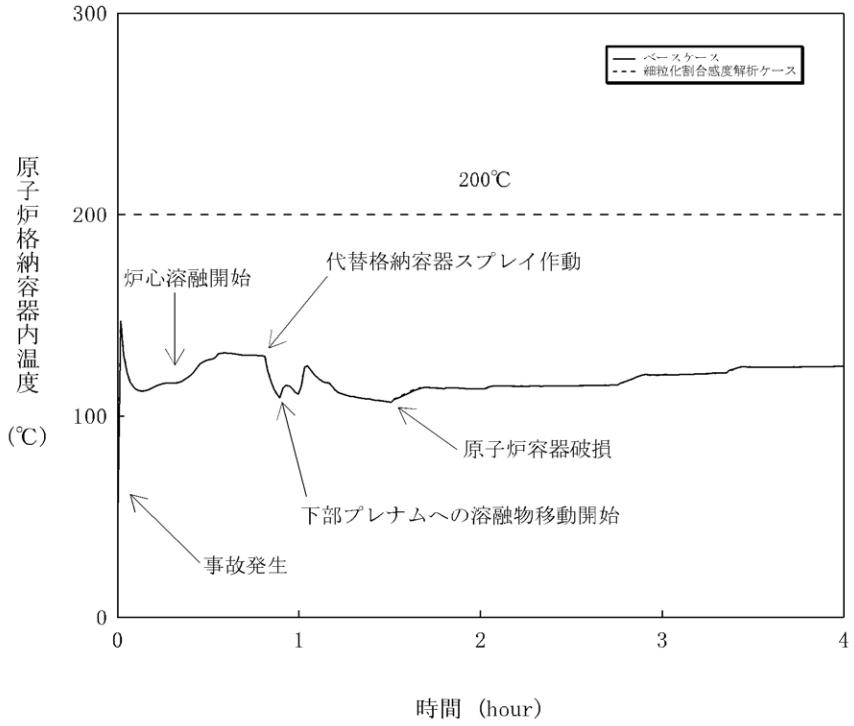


図 5-3-1 エントレインメント係数感度解析（１）

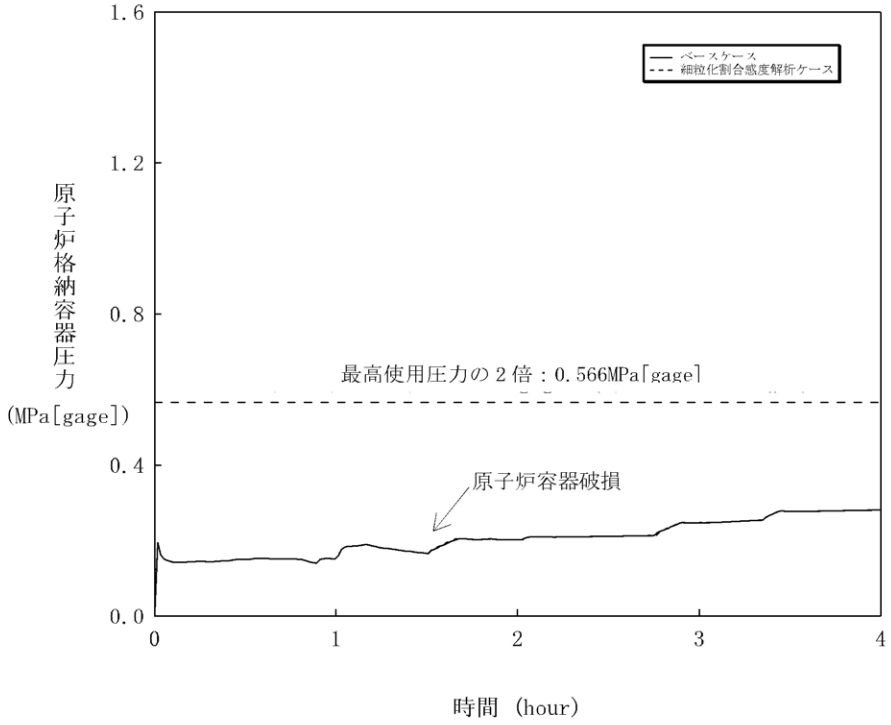


図 5-3-2 エントレインメント係数感度解析（２）

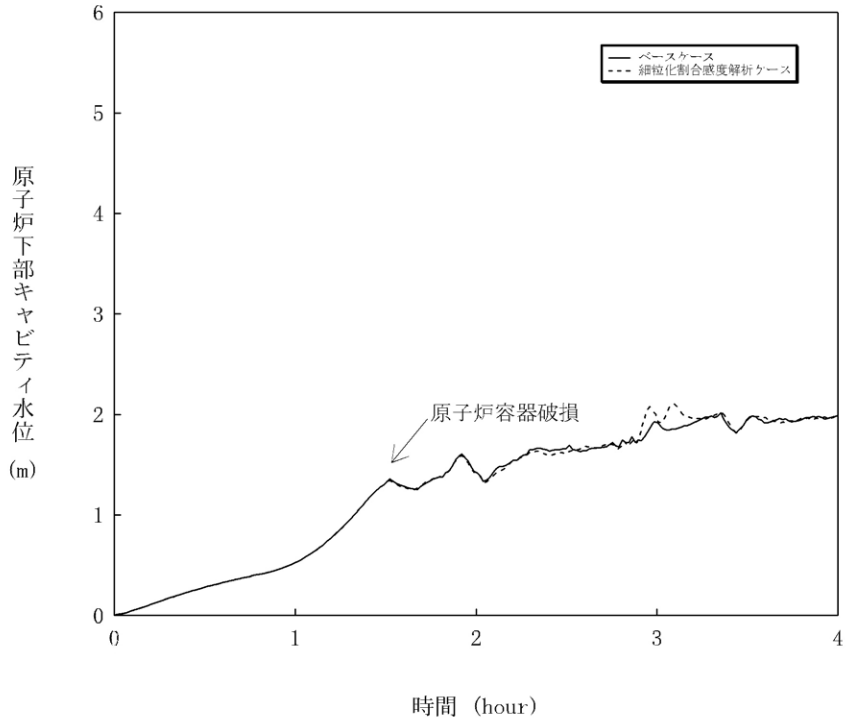


図 5-3-3 エントレインメント係数感度解析（３）

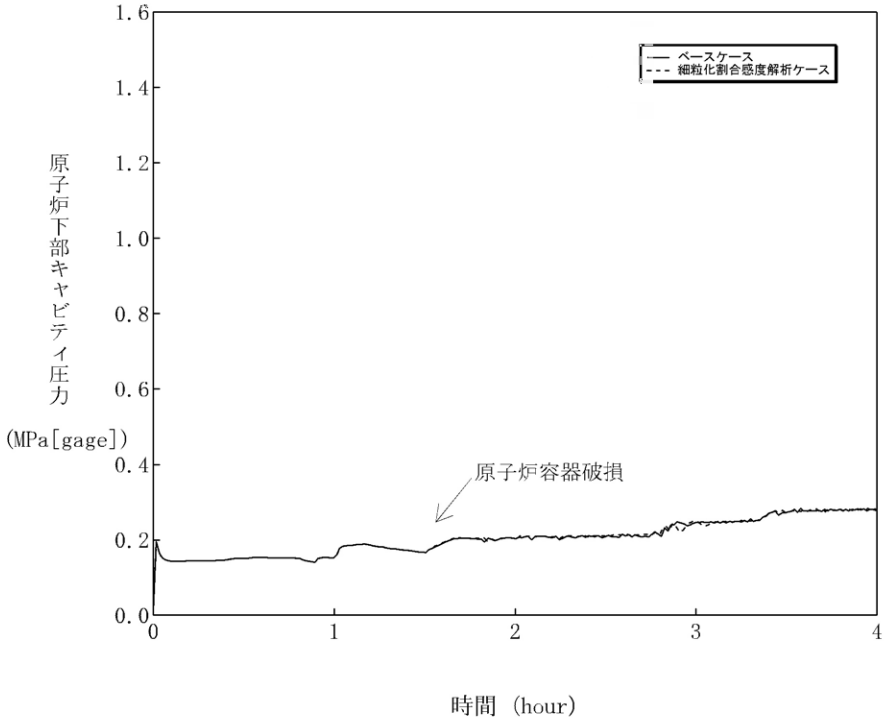


図 5-3-4 エントレインメント係数感度解析（４）

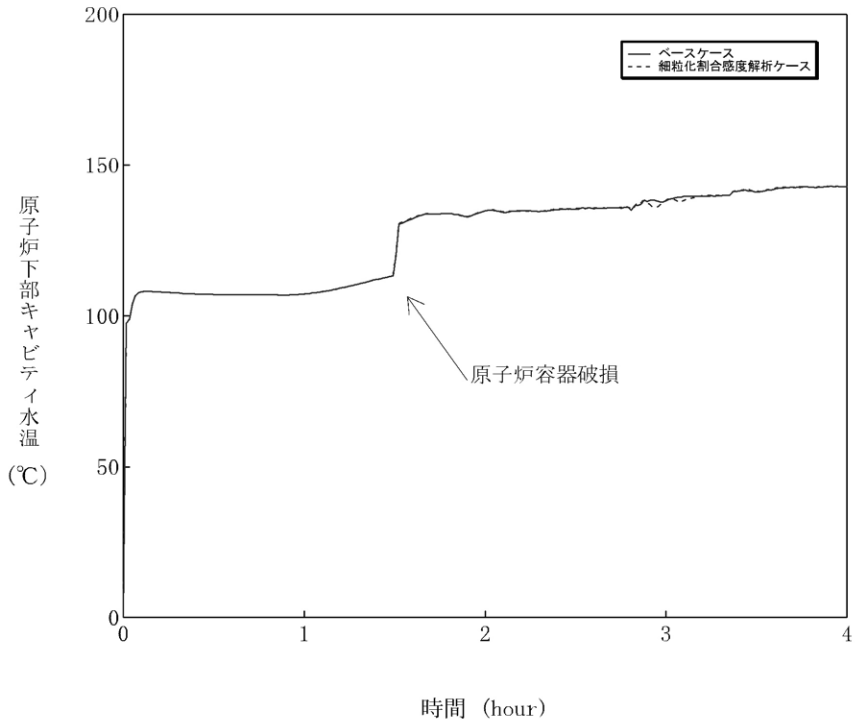


図 5-3-5 エントレインメント係数感度解析（５）

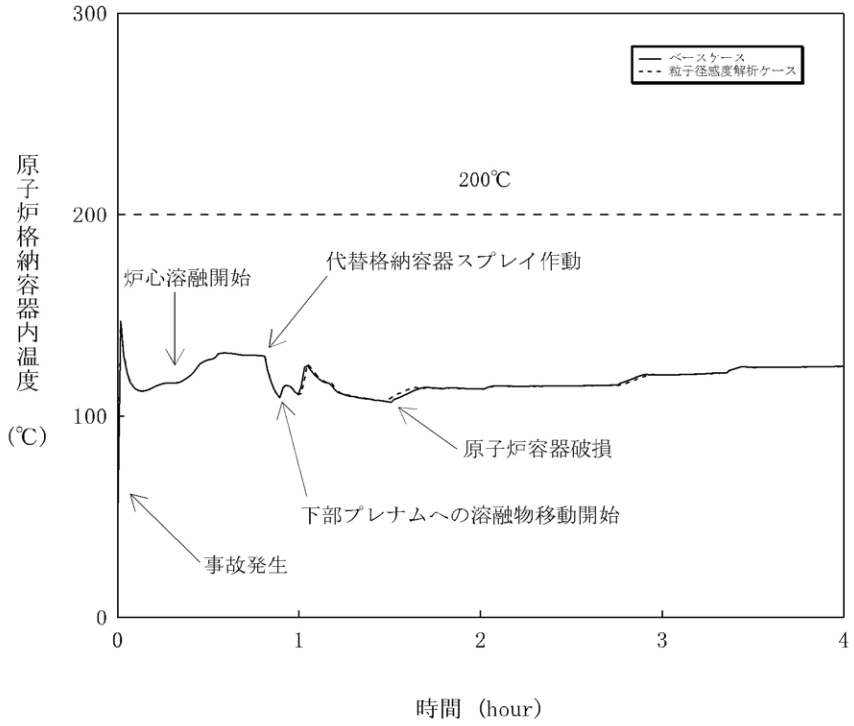


図 5-4-1 デブリ粒子の径感度解析（１）

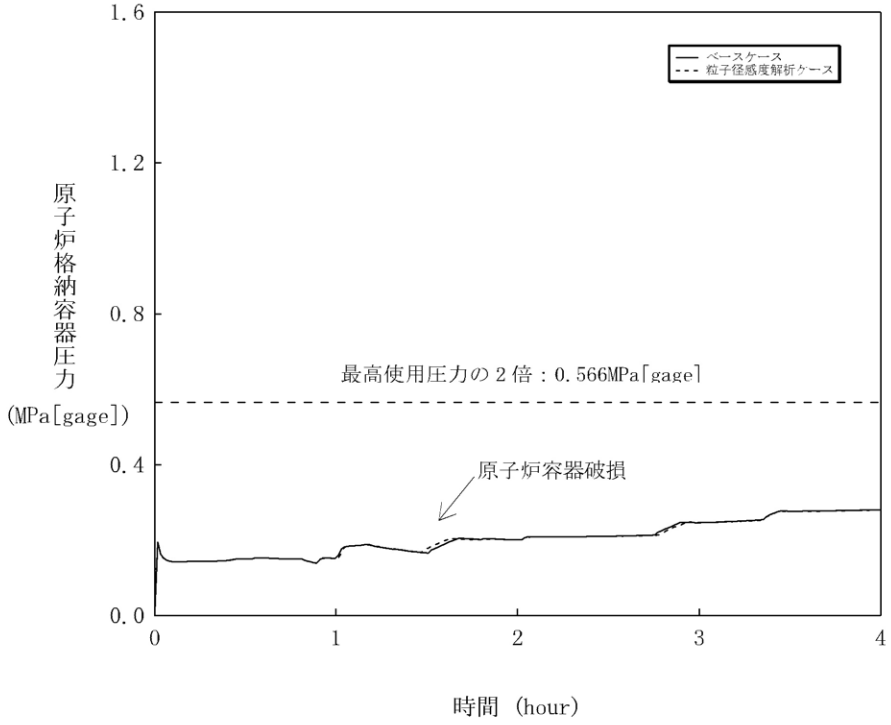


図 5-4-2 デブリ粒子の径感度解析（２）

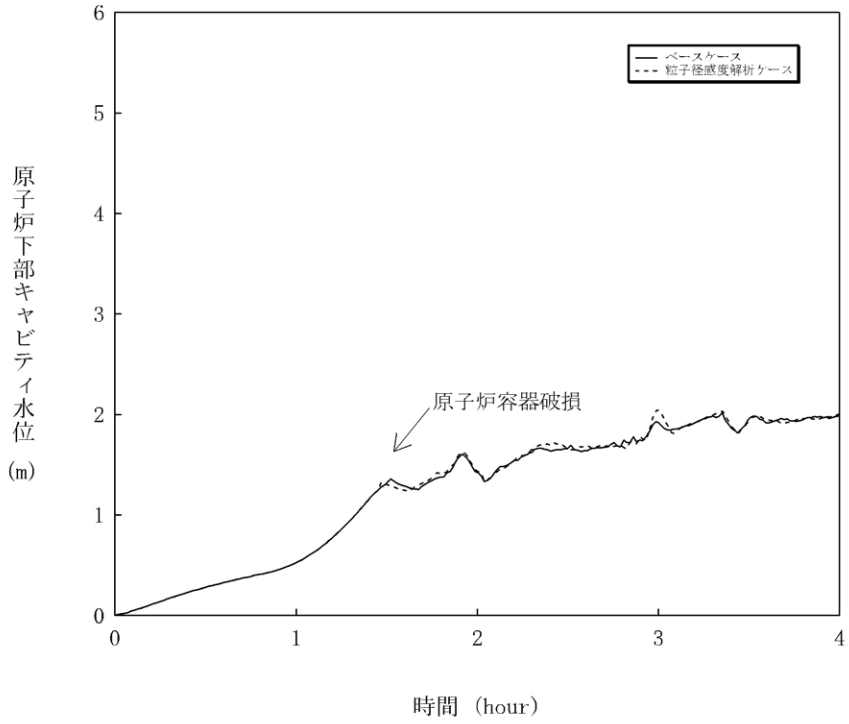


図 5-4-3 デブリ粒子の径感度解析（３）

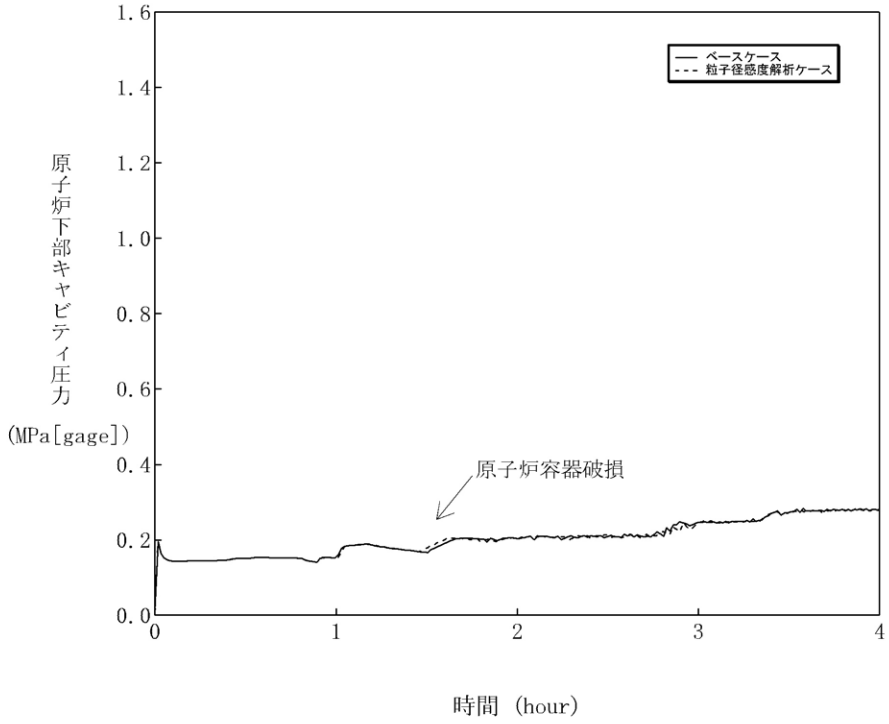


図 5-4-4 デブリ粒子の径感度解析（４）

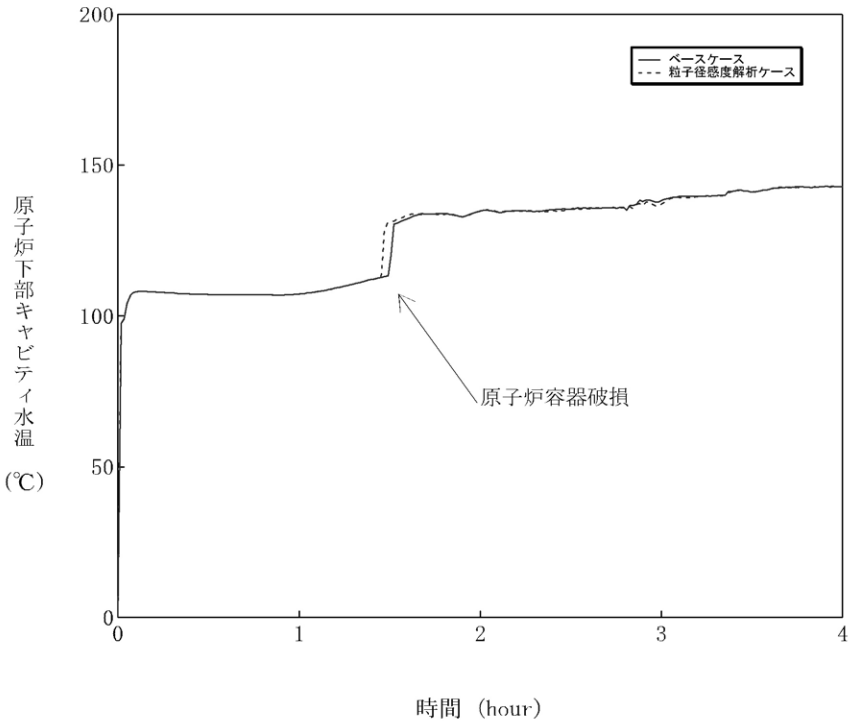


図 5-4-5 デブリ粒子の径感度解析（５）

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