

重大事故等対策の有効性評価に係る
シビアアクシデント解析コードについて

(第 5 部 M A A P)

添付 1 高圧溶融物放出／格納容器
雰囲気直接加熱の防止について

平成 27 年 10 月

東北電力株式会社

東京電力株式会社

中部電力株式会社

中国電力株式会社

目次

1. まえがき	5-1-1
2. 現象の概要	5-1-1
3. 不確かさに関する整理	5-1-1
4. 感度解析と評価	5-1-14
5. まとめ	5-1-64
付録1 Surry 型原子炉下部キャビティの 1/ 42 スケール実験	5-1-65
付録2 熔融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性...	5-1-67
付録3 熔融デブリと原子炉圧力容器間の熱伝達におけるギャップ冷却について ...	5-1-69
参考文献	5-1-70

1. まえがき

高压熔融物放出 (HPME : High Pressure Melt Ejection, 以下「HPME」と称す。) / 格納容器雰囲気直接加熱 (DCH : Direct Containment Heating, 以下「DCH」と称す。) の防止に関して、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

熔融炉心が原子炉圧力容器下部プレナムに落下し、原子炉が高压の状態、原子炉圧力容器下部ヘッドが破損すると、熔融炉心が破損口から噴出し、その後、高速のガス流によって、熔融炉心が微粒子化して原子炉格納容器内に飛散放出されるため、原子炉格納容器内雰囲気を直接加熱し、原子炉格納容器圧力及び温度が急上昇する。

熔融炉心の飛散は、高压条件下で熔融炉心が原子炉圧力容器外に噴出される場合に発生するが、その圧力にはしきい値があり、原子炉を減圧させることにより、熔融炉心の飛散を抑制あるいは緩和できることが知られている (付録 1 参照)。そこで、BWR プラントでは、HPME/DCH 発生の防止のための対策として、逃がし安全弁を手動で開放することにより原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下まで減圧させることとしており、その効果が重大事故等対策の有効性評価において確認できる。

3. 不確かさに関する整理

格納容器破損防止対策の有効性評価においては、HPME/DCH 発生防止策の有効性を評価するために原子炉圧力が高く維持されるシーケンスを選定し、逃がし安全弁による手動開放により、熔融炉心の飛散が生じないとされている原子炉圧力約 2.0MPa[gage]以下まで減圧できることを示している。

本事故シーケンスにて想定する事象進展を図 3-1 に示す。また、本シーケンスにおける BWR-5, Mark-I 改良型格納容器プラントの原子炉圧力の応答例を図 3-2 に示す。事象発生時には炉心は冠水状態にあるが、給水喪失、逃がし安全弁からの冷却材流出により炉水位が低下し、事象発生から約 1.1 時間後に逃がし安全弁 2 弁により原子炉の減圧を行う。炉心燃料や構造材は熔融を開始し、熔融プールを形成しつつ、熔融炉心は炉心部下方へ落下する。約 2.9 時間後に熔融炉心が炉心支持板から下部プレナムへ落下し始め、熔融炉心と冷却材の相互作用 (原子炉圧力容器内 FCI) により発生した水蒸気により原子炉圧力容器内は加圧されるが、逃がし安全弁は 2 弁開維持されているため、速やかに減圧する。約 4.3 時間後に原子炉圧力容器が破損に至るが、この時原子炉圧力は約 0.4MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を大きく下回っている。原子炉圧力容器破損後は、格納容器圧力と均圧する。

なお、炉内構造材は共晶体を形成し、燃料ペレットより低い融点で溶融することから、溶融炉心に先行して炉心下部にリロケーションする可能性が考えられるが^[1]、下部プレナムには冷却材が存在することから、早期に溶融した金属成分は炉心下部で固化すると考えられる。しかし、事象が進展し、溶融炉心が下部プレナムにリロケーションする場合には、金属成分は下部プレナムでの溶融プール形成過程で再溶融して取り込まれると考えられることから、炉内構造物が先行溶融したとしても、原子炉压力容器破損のタイミングが大きく変わることはないと言える。

上記の事象進展において、原子炉压力容器破損の時点での原子炉圧力に影響する要因としては、①原子炉の減圧挙動、②原子炉圧力の上昇に係る物理挙動、③原子炉压力容器の破損時期が挙げられる。原子炉の減圧挙動については、逃がし安全弁による原子炉の減圧操作を実施することから、逃がし安全弁による圧力変化の不確かさの影響を受ける可能性がある。原子炉圧力の上昇に係る物理挙動としては、炉内での蒸気及び非凝縮性ガスの発生による加圧が考えられる。原子炉压力容器破損前に、これらの物理挙動の影響が顕著に現れる下部プレナムでの溶融炉心と冷却材の相互作用について、不確かさの影響を確認する。原子炉压力容器の破損時期に関しては、原子炉压力容器の破損時期が早まることで、破損時の原子炉圧力が高くなる可能性があるため、その不確かさの影響を確認する。

以上を踏まえて、次の項目について不確かさを整理する。

- ・逃がし安全弁による圧力変化
- ・下部プレナム部での溶融炉心と冷却材の相互作用（原子炉压力容器内 FCI）
- ・原子炉压力容器の破損時期

HPME/DCH の不確かさを確認するために、上記項目に係る影響因子を図 3-3 及び表 3-1 にまとめる。

(1) 逃がし安全弁による圧力変化

逃がし安全弁による原子炉の減圧挙動は、逃がし安全弁の容量、開放時の質量流量により決まる。弁容量は、プラント設計として設計圧力及び質量流量（気相）が定まっているため、設計圧力に近い高圧での弁質量流量の不確かさは小さい。

原子炉圧力 2.0MPa [gage] 以上では、逃がし安全弁から放出されるガス単相流は臨界流になることから、低圧での弁質量流量の不確かさについては、臨界流に着目し、以下のとおり整理する。

原子炉減圧時、逃がし安全弁からはガス単相が放出される。ガス単相流の臨界流現象は、次のように説明できる。

原子炉压力容器の圧力 P_1 と逃がし安全弁からの放出先の圧力 P_2 に対して、質量流量 G は以下のように表すことができる。ここで、 ρ_1 は圧力 P_1 での流体の密度、 κ は比熱比を示す。

$$G = \sqrt{\frac{2\kappa}{\kappa-1} P_1 \rho_1} \sqrt{\left(\frac{P_2}{P_1}\right)^{2/\kappa} - \left(\frac{P_2}{P_1}\right)^{(\kappa+1)/\kappa}}$$

臨界状態では、背圧 P_2 が低下しても質量流量が一定であることから、 $\delta G / \delta P_2 = 0$ より、

$$\frac{P_c}{P_1} = \left(\frac{2}{\kappa+1}\right)^{\kappa/(\kappa-1)}$$

となり、臨界流量 G_c と臨界流速 U_c は以下となる^[2]。

$$G_c = \sqrt{\kappa P_c \rho_c}$$

$$U_c = \sqrt{\frac{\partial P}{\partial \rho}}$$

MAAP に組み込まれている臨界流モデル（Henry-Fauske モデル）においても、蒸気単相の場合は上式が使用されている。

図 3-4 に Henry-Fauske モデルでの圧力対臨界流量の計算結果を実験と比較した結果を示す。図 3-4 に示すとおり、この式で計算された臨界流量は実験と良く一致しており^[3]、不確かさは小さい。

したがって、蒸気単相流の弁質量流量の不確かさは小さいと言える。

(2) 下部プレナム部での熔融炉心と冷却材の相互作用（原子炉压力容器内 FCI）

下部プレナム部での原子炉压力容器内 FCI は、細粒化した熔融炉心（デブリ粒子）により下部プレナム部に存在する冷却材が加熱され、急速な水蒸気発生により、原子炉压力容器内の圧力上昇（圧カスパイク）を引き起こす現象である。冷却材の状態、熔融炉心の状態及びこれらの相互作用として分けて考えることができることから、不確かさの要因は以下に分けて考える。

- ・ 下部プレナム部の冷却材の状態
- ・ 熔融炉心の落下量及び粒子化
- ・ 冷却材とデブリ粒子との伝熱

a. 下部プレナム部の冷却材の状態（サブクール度，水位）

原子炉压力容器内 FCI による水蒸気発生のは易さは冷却材のサブクール度に依存するが、逃がし安全弁開放により原子炉は減圧沸騰するため、下部プレナム部の冷却材は飽和水である。したがって、水蒸気発生のは易さの観点では、不確かさは小さいと言える。

また、炉内の冷却材の量に関しては、評価事故シーケンスでは原子炉注水に失敗するため、冷却材の変動要因は、崩壊熱と減圧に伴う減少のみであり、解析モデルは、一般的な質量及びエネルギー保存則に基づいているため、不確かさは小さいと言える。

b. 熔融炉心の落下量及び粒子化（熔融落下流量，熔融ジェット径，熔融炉心粒子化割合）

熔融炉心が下部プレナムに落下する際の急激な水蒸気発生は、熔融炉心と水の接触面積に依存するため、その要因となる以下について、それぞれの観点で検討する。

- ・ 熔融落下流量
- ・ 熔融ジェット径
- ・ 熔融炉心粒子化割合

なお、上記に加えて「デブリ粒子径」についても接触面積に影響する要因であるが、冷却材とデブリ粒子の伝熱の観点で検討する。

(a) 熔融落下流量

熔融炉心の下部プレナムへの落下は、熔融炉心のリロケーションにより炉心支持板にまで拡がった熔融プールを保持している熔融プール下面のクラストが融解し、熔融炉心が炉心支持板の開口部を通過して下部プレナムへ落下していく過程であり、粒子化割合が一定で落下流量が大きい場合には、落下時の水蒸気発生量が増加し、圧力スパイクが大きくなる。下部プレナムへの熔融落下流量は、炉心部熔融デブリの下方への落下流量を最大として、炉心支持板の開口面積が小さい場合には開口面積に応じた落下流量に制限される。これに対し、解析モデルでは、熔融落下流量は、炉心支持板の開口面積には依存せず、炉心部の熔融デブリの下方ノードへの落下流量により計算される。リロケーション時の落下流量は、炉心部のデブリの熔融挙動に依存し、不確かさが存在する。MAAP では熔融落下流量に対して直接感度を与えることができないため、熔融落下流量に影響のあるパラメータとして、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度を選定して、感度解析を実施する。

(b) 熔融ジェット径

熔融炉心の下部プレナムへの落下は、熔融炉心のリロケーションにより炉心支持板にまで拡がった熔融プールを保持している熔融プール下面のクラストが融解し、熔融炉心が炉心支

持板の開口部を通して下部プレナムへ落下する過程である。これに対し、解析モデルでは、ノード単位でクラストの融解を取り扱い、溶融ジェット径は、炉心支持板の開口部の面積の等価直径相当を入力条件として与えたものから計算される。したがって、実現象では解析よりも溶融ジェット径が小さい場合が考えられる。この観点で不確かさが存在し、溶融ジェット径により、溶融炉心と水の接触面積が左右され、水蒸気発生の観点で影響があることから、溶融ジェット径の感度を確認する。

(c) 溶融炉心粒子化割合

溶融炉心が冷却材に落下する際に、エントレインにより溶融炉心の一部が細粒化する。細粒化量に関して、MAAPでは、Ricou-Spalding式で評価される。Ricou-Spalding式は、エントレインメント量（細粒化量）を流入流体の速度（ジェット速度）と両流体の密度比に関連させたモデルであり、液液混合問題において広く利用されている相関式である。落下する炉心溶融物は円柱ジェットで冷却材中に突入することを想定し、円柱ジェット外周部の侵食として粒子化割合を評価している。円柱ジェットのエントレイン速度（m/s）は、次式で与えている。

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

ここで、 E_o : エントレインメント係数

u_{dj} : ジェット速度 [m/s]

ρ_{dj} : ジェット密度 [kg/m³]

ρ_w : 水密度 [kg/m³]

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

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

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

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

以上の評価式において、デブリ粒子化割合に影響するパラメータは、エントレインメント係数、溶融ジェット径、圧力（わずかではあるが水の密度に影響）及びプール水深である。この

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

うち溶融ジェット径については前項により感度を確認する。また、下部プレナム水位（水量）は、不確かさが小さいと考えられる。

エントレインメント係数については、MAAP では代表的な FCI の大規模実験である FARO 試験に対するベンチマーク解析によってその設定値及び不確かさ範囲を設定しており、推奨範囲は、～となっているため、粒子化量の不確かさとしてエントレインメント係数の感度を確認する。FARO 試験条件は、水プールの水深は 0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K、雰囲気圧力条件は 2～5.8MPa（高压条件）、0.2～0.5MPa（低压条件）の範囲で行われており、一方、実機条件では、下部プレナムの水位は 2～3m 程度、原子炉压力容器内の冷却材は飽和温度、雰囲気圧力は 0.4MPa[gage]程度であることを考慮すると、実験条件は有効性評価解析の特徴的な条件を概ね包絡しており、ベンチマーク解析で検討された範囲で感度を確認すれば十分と言える。

c. 冷却材とデブリ粒子との伝熱

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

デブリ粒子ファクタについては、MAAP では代表的な FCI の大規模試験である FARO 試験に対するベンチマーク解析によってその設定値及び不確かさ範囲を設定しており、推奨範囲は ～となっているため、デブリ粒子の伝熱の不確かさは粒子径の不確かさとして考慮する。FARO 試験条件は、水プールの水深は 0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K、雰囲気圧力条件は 2～5.8MPa（高压条件）、0.2～0.5MPa（低压条件）の範囲で行われており、一方、実機条件では、下部プレナムの水位は 2～3m 程度、原子炉压力容器内の冷却材は飽和温度、雰囲気圧力は 0.4MPa[gage]程度であり、実験条件は有効性解析の特徴的な条件を概ね包絡しており、ベンチマーク解析で検討された範囲で感度を確認すれば十分と言える。

(3) 原子炉压力容器の破損時期

HPME/DCH 防止の観点では、原子炉压力容器が破損する時点で、逃がし安全弁の開放により原子炉圧力が 2.0MPa[gage]を下回っていれば達成されると言える。減圧挙動については、(1) で考察済みであり、ここでは原子炉压力容器が破損する時間について考える。原子炉压力容器の破損が早まる場合には、その時点で原子炉圧力が 2.0MPa[gage]を超えた状態となる可能性がある。

原子炉圧力容器が破損する時期に係る物理現象としては、炉心溶融進展や溶融炉心のリロケーションがある。炉心水位の低下及びジルコニウム-水反応により炉心上部からヒートアップして燃料被覆管や燃料が溶融して下部へ移動し、そこで冷却されてクラストを形成する。あるいは、燃料被覆管が損傷すると燃料ペレットが崩壊して堆積する。その後、クラストや堆積した燃料ペレットが溶融し、溶融領域が拡大する。その際、炉内構造材の一部が溶融プールの中に溶け込む。さらに、溶融プール下部のクラストが破損し、溶融炉心が下部プレナムへ移行する。MAAPではこれらの物理現象を詳細に模擬しているが、現象自体に不確かさが存在する。原子炉圧力容器破損時期に間接的に影響を与える要因としては、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心の伝熱が挙げられる。MAAPでは原子炉圧力容器の破損モードとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損、計装配管、クリップ破損等の複数の破損形態を模擬している。有効性評価では制御棒駆動機構ハウジングの溶接部の破損が最初に発生するため、それ以外の破損形態を仮定することは原子炉圧力容器破損を遅らせる方向となる。ここでは制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損に関する不確かさに着目し、感度解析を実施する。これらの不確かさ要因について以下のとおり検討する。

a. 炉心ヒートアップ

炉心水位が低下すると、燃料表面からの除熱が低下し崩壊熱によって炉心がヒートアップする。その際、燃料被覆管温度が上昇すると崩壊熱にジルコニウム-水反応による酸化反応熱が加わりヒートアップが加速される。また、炉心ヒートアップの過程で燃料棒内が加圧され燃料被覆管バーストが発生し、さらに酸化反応を促進させる可能性がある。これらの挙動は原子炉圧力容器破損時期に影響を与えるため、炉心ヒートアップ速度に関する感度解析を実施する。しかしながら、MAAPでは炉心ヒートアップ速度に対して直接感度を与えることができないため、炉心ヒートアップ速度に直接影響のあるパラメータとして、ジルコニウム-水反応速度を選定した。

b. 炉心崩壊挙動

炉心がヒートアップすると、燃料棒の体系から、燃料ペレットが崩壊した状態となる。燃料ペレットが崩壊すると、燃料棒体系の場合に比べて水蒸気による冷却が困難となり、溶融状態へ至る事象進展が早くなる。燃料棒の体系から燃料ペレットが崩壊した状態に移行する時間や温度には不確かさが存在することから、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度に関する感度解析を実施する。本感度解析は、溶融落下流量の感度解析の感度パラメータと同じであることから、溶融落下流量の感度解析とともに実施する。

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

c. 溶融炉心と上面水プールとの伝熱

溶融炉心が下部プレナムに堆積し、上面が水プールで覆われる状況では、溶融炉心は冷却され、そのときの熱流束は限界熱流束で制限される。

No. 審査-7-1
に対するご回答

MAAP では、下部プレナムに落下した溶融炉心について、上部に金属層が形成される成層化状態を模擬し、また溶融プールは周囲にクラストを形成することを模擬している。金属層は上面水プールが透過しにくいと考えられることから、金属層の下部に位置する溶融炉心の冷却における伝熱には不確かさがあり、MAAP ではこの不確かさを示すパラメータとして限界熱流束に乘じられた感度係数を設定することができる。

感度係数については、MAAP では不確かさ解析等の知見^[4]から ～ の範囲での設定が想定されており、その範囲の中間値がデフォルトとして設定されている（付録2参照）。感度係数が小さい場合には、溶融炉心が冷却されにくくなり、原子炉压力容器破損へ至る事象進展も早くなる。したがって、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱に関する感度解析を実施する。

d. 溶融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達

溶融炉心が下部プレナムに堆積し原子炉压力容器との間にギャップが生じている状況では、そのギャップに水が浸入するため溶融炉心が冷却され、そのときの熱流束は限界熱流束で制限される。この現象は実験的に確認されているものの、溶融炉心重量が多い場合にはギャップ幅が小さくなり、気液対向流現象によりギャップに十分な水が流れ込まないことも報告されている^[5]。また、制御棒駆動機構ガイドチューブ等の貫通部及びその溶接部を持つ体系での実験はこれまでなされていない。このように、ギャップによる冷却には不確かさがあり、これが小さい場合には、溶融炉心が冷却されにくくなり、原子炉压力容器破損へ至る事象進展も早くなる。したがって、下部プレナム内の溶融炉心とのギャップでの除熱量に関する感度解析を実施する。

e. 原子炉压力容器破損判定

制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損については、せん断応力による判定とひずみによる判定を併用している。せん断応力による判定では、データに基づく温度依存の限界せん断応力との比較によって破損判定を行っており、不確かさは小さいと判断している。一方、ひずみによる判定では、破損時の最大ひずみをインプットとして与え、これとの比較によって破損判定を行っている。したがって、溶接部破損時の最大ひずみに関する感度解析を実施する。

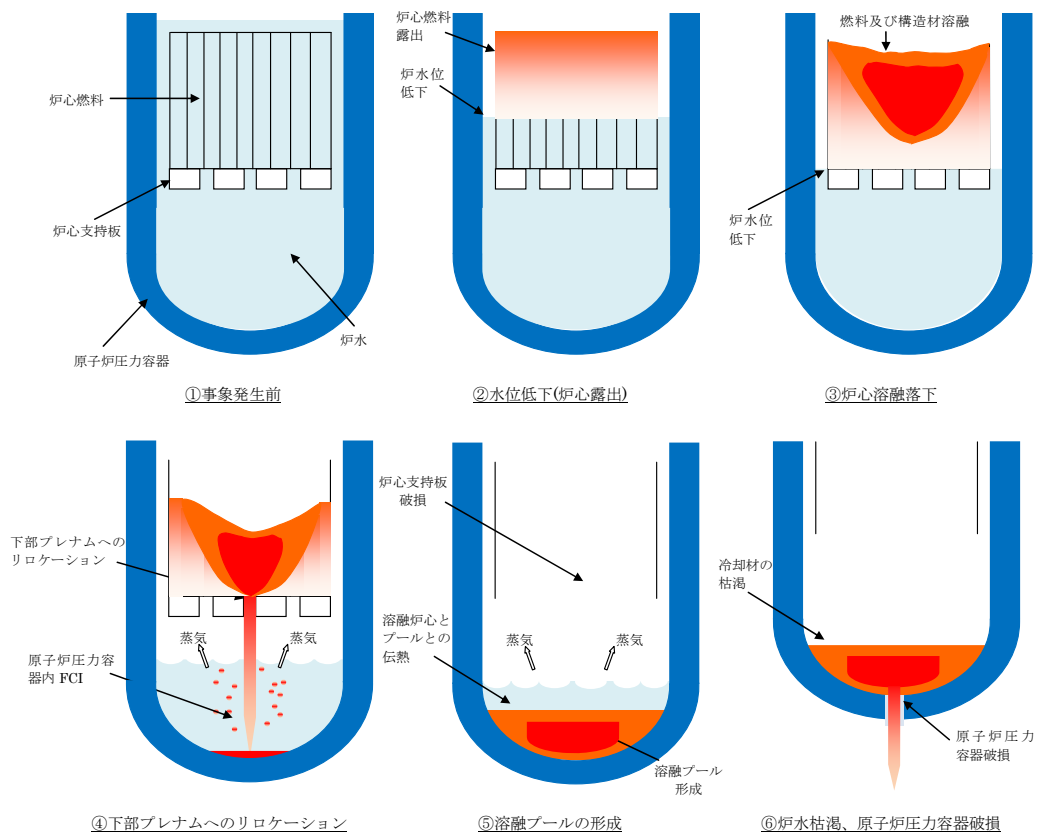


図 3-1 HPME/DCH 防止の有効性評価において想定する事象

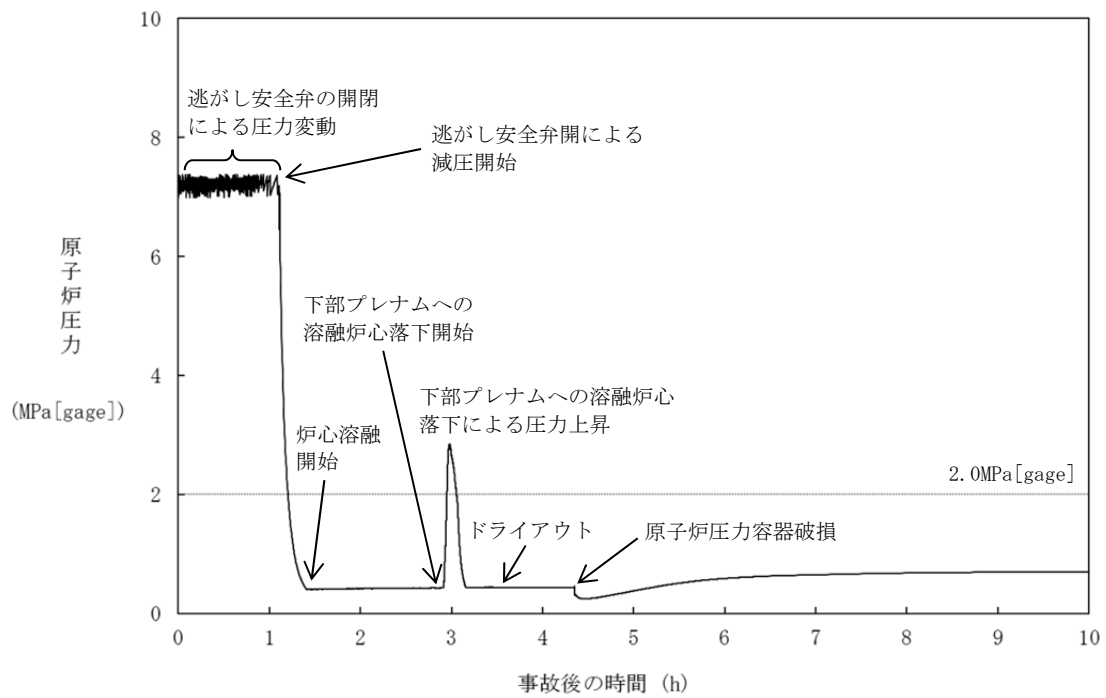


図 3-2 原子炉圧力の挙動

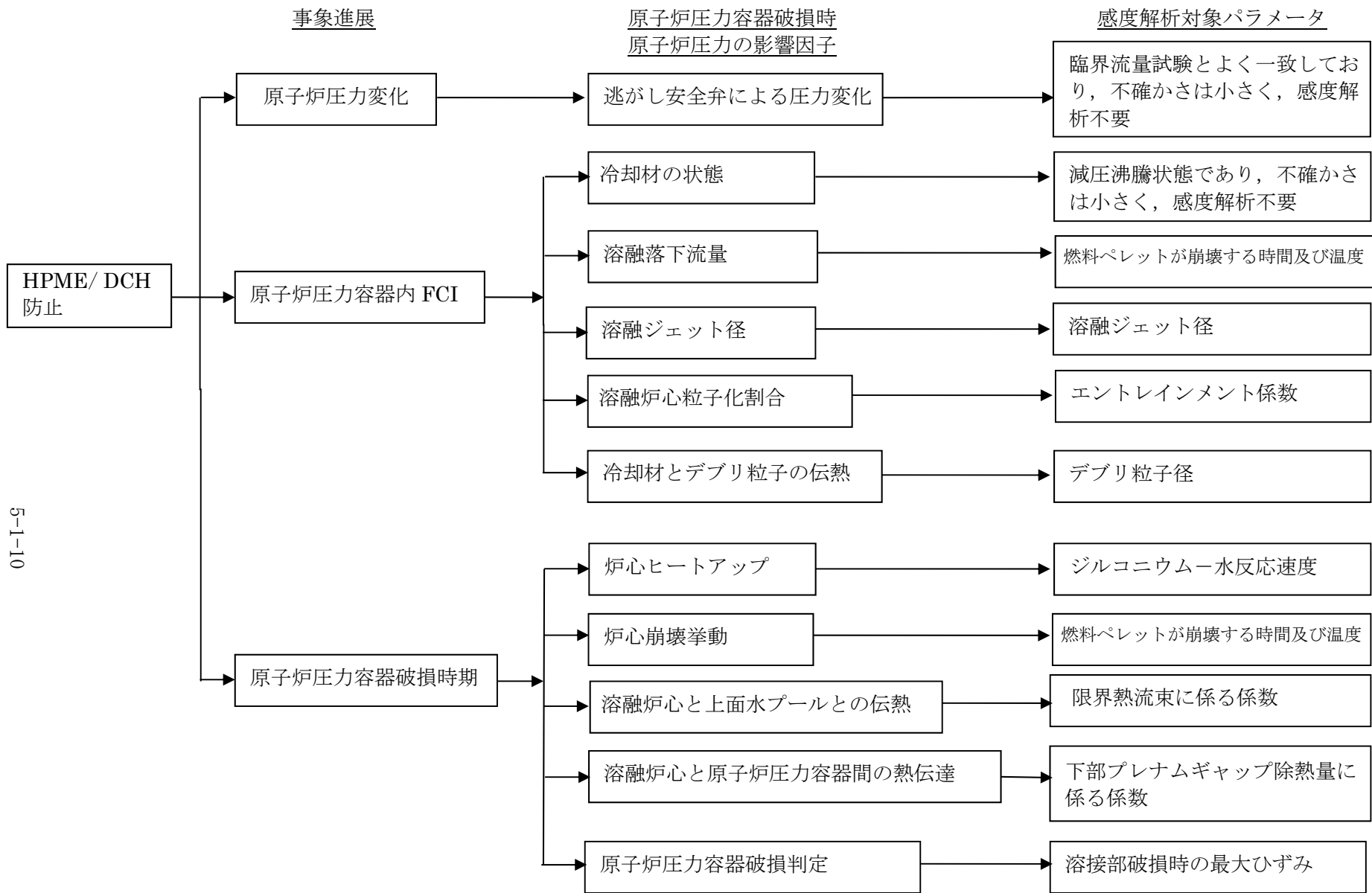


図 3-3 HPME/DCH 防止における不確かさに関する流れ図

表 3-1 HPME/DCH 防止の不確かさに関する整理結果 (1/2)

影響因子	実機での実現象	有効性評価上の取扱い	感度解析条件
逃がし安全弁による 圧力変化	逃がし安全弁開によって、炉内冷却材が放出され、その過程において、原子炉压力容器内で減圧沸騰が発生すると想定される。	サブクールから二相状態まで適用可能な臨界流モデル及び臨界流にならない場合は差圧に基づく質量流量を計算するモデルを使用して評価される。	臨界流量試験とよく一致しており、不確かさは小さく、感度解析不要
下部プレナム部の冷却材の状態	原子炉圧力の手動減圧によって、原子炉は減圧沸騰し、下部プレナム部の冷却材は飽和状態を維持すると想定される。	一般的な質量及びエネルギー保存則に基づいて評価される。	減圧沸騰状態であり、不確かさは小さく、感度解析不要
溶融落下流量	下部プレナムへの溶融落下流量は、炉心部溶融デブリの下方への落下流量により決まると想定される。	炉心部溶融デブリの下方への落下流量により評価される。	燃料ペレットが崩壊する時間及び温度
溶融ジェット径	溶融炉心によって下部クラストが破損し、炉心支持板の開口部に沿って、溶融炉心が下部プレナムに落下すると想定される。	溶融ジェット径は炉心支持板の開口部面積の等価直径相当として入力。	溶融ジェット径
溶融炉心粒子化割合	溶融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。	逆円錐型の溶融ジェットに対して、Ricou-Spalding の式によって評価される。	エントレインメント係数
冷却材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の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。	デブリ粒子径

表 3-1 HPME/ DCH 防止の不確かさに関する整理結果 (2/2)

影響因子	実機での実現象	有効性評価上の取扱い	感度解析条件
炉心ヒートアップ	炉心露出状態において、崩壊熱及び燃料被覆管酸化反応によって炉心の温度が上昇すると想定される。	炉心露出状態において、崩壊熱及び燃料被覆管酸化反応によって炉心の温度上昇が評価される。	ジルコニウム-水反応速度
炉心崩壊挙動	燃料被覆管が酸化反応によって脆化し、燃料ペレットが崩壊して流路に堆積すると想定される。	炉心の温度履歴に応じて、燃料ペレットが崩壊した状態として評価される。	燃料ペレットが崩壊する時間及び温度
熔融炉心と上面水プールとの伝熱	熔融プール、クラスト、金属層の上に粒子ベッドが堆積するが、炉内への注水に失敗することから、粒子ベッドはいずれ熔融すると想定される。	熔融炉心と上面水プールとの伝熱によって評価される。	限界熱流束に係る係数
熔融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達	原子炉圧力容器がクリープしているため、熔融炉心の下部クラストと原子炉圧力容器の間にギャップが生じ、そのギャップに水が浸入して冷却されるが、浸入量は限られるため、原子炉圧力容器はいずれ破損すると想定される。	熔融炉心と原子炉圧力容器の間のギャップでの除熱量に係る係数を入力。	下部プレナムギャップ除熱量に係る係数
原子炉圧力容器破損判定	貫通部のせん断応力、貫通部のひずみ、原子炉圧力容器本体のクリープ等によって原子炉圧力容器が破損すると想定される。	貫通部のせん断応力、貫通部のひずみ、原子炉圧力容器本体のクリープ破損判定基準に対する割合等から原子炉圧力容器破損が評価される。	溶接部破損時の最大ひずみ

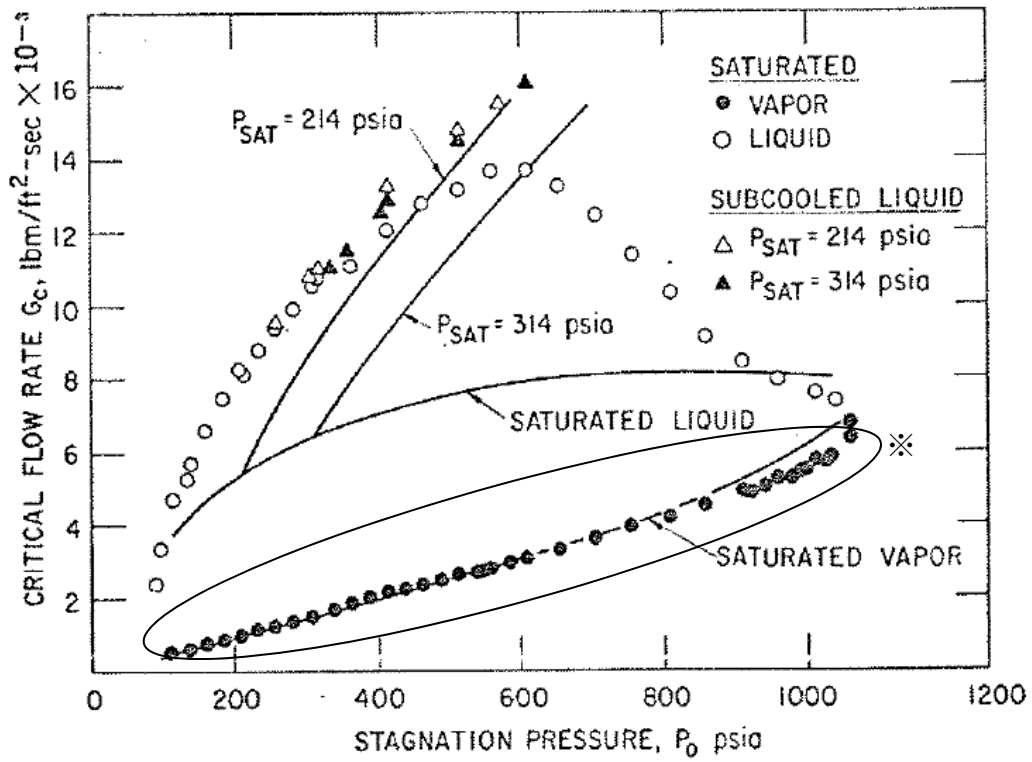


図 3-4 Henry-Fauske モデルと実験の圧力対臨界流量の比較^[3]

※：囲み部分は蒸気単相の試験結果との比較を示す。

4. 感度解析と評価

4.1 パラメータ感度解析

3章では、原子炉圧力容器破損の時点での原子炉圧力に影響する因子を表 3-1 にまとめた。これらの影響因子に係る不確かさは、主に溶融炉心の落下挙動及び他の物質との相互作用に起因するものであり、プラント型式には依存しないと考えられる。ここでは、代表プラントを BWR-5, Mark-I 改良型格納容器プラントとして、不確かさを評価するためのパラメータ感度解析を実施する。対象シーケンスは「高圧注水・減圧機能喪失 (TQUX)」とする。

(1) 溶融落下流量 (燃料ペレットが崩壊する時間及び温度)

a. 解析条件

下部プレナムへの溶融落下流量は、炉心部溶融デブリの下方への落下流量に影響を受ける。下部プレナムへの落下時の開口面積も、落下流量に影響するが、開口面積としては、炉心支持板に存在する開口部の水力等価直径相当である \square m が与えられており、実際には溶融進展が遅い炉心周辺部からの漏えいは同時には発生しないことを考えると、 \square m より小さくなる可能性はあるものの、さらに大きな漏えいが発生する可能性は低いと考えられる。なお、開口直径 \square m とした場合、開口面積と堆積デブリ圧力から決まる溶融落下流量は約 600kg/s 程度と推定されるが、この値はベースケースの溶融落下流量と同等である。

炉心部溶融デブリの下方への落下流量については、炉心崩壊挙動に伴う不確かさがあると考えられる。MAAP では溶融落下流量に対して直接感度を与えることができないため、溶融落下流量に影響のあるパラメータとして、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度を選定する。

ベースケースでは、炉心ノードが \square K 一定と仮定した場合に \square 時間で炉心が崩壊することを想定しているが、感度解析では、炉心ノードが \square K 一定と仮定した場合に \square 時間 (あるいは \square K 一定で \square 秒) 経過すると炉心が崩壊することを想定する (表 4-1 参照)。なお、実際には温度履歴に応じて、燃料ペレットが崩壊するまでの時間を計算している。

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

表 4-1 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析条件

項目	□時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	設定根拠
ベースケース	□K	MAAP 推奨範囲のノミナル値
感度解析ケース	□K	燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定

b. 解析結果

図 4-1-1～4-1-8 に、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析結果を示す。

本パラメータの影響は炉心露出以降の燃料溶融時に現れる。感度解析ケースにおいては、燃料ペレットの崩壊を判定する温度を低くしたことで、より早期に燃料ペレットの崩壊及び炉心溶融が進展する。感度解析ケースでは、リロケーション時の溶融落下流量が大きくなるのに伴い下部プレナムに落下する溶融炉心量の増加率も大きくなる（図 4-1-6 参照）ため、圧力スパイクのピーク値もベースケースと比較してわずかに高くなっている。なお、溶融落下流量は、ベースケースではピーク値約 850kg/s であるのに対して、感度解析ケースではピーク値約 1160kg/s となった。

このように、溶融落下流量（炉心崩壊挙動）は圧力スパイクに感度があるものの、感度解析ケースにおいても、圧力スパイクにより原子炉压力容器破損に至ることはなく、また、原子炉压力容器破損時点での原子炉圧力についても 2.0MPa[gage]を十分下回っている。

c. 評価

燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の圧力スパイクに対する感度はわずかであり、原子炉压力容器破損の時点での原子炉圧力に対する感度は小さいため、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) 溶融ジェット径

a. 解析条件

下部プレナムでの水深が一定で、溶融ジェット径が小さくなる場合には、粒子化割合が増加し、粒子化デブリと冷却材との伝熱速度が増加することから、圧力スパイクが大きくなると考えられる。溶融ジェット初期径として、ベースケースでは炉心支持板の水力等価直径相当である □m を与えているが、感度解析としてクラスト破損面積が小さ

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

くなる場合を想定し、その1/10倍の m を設定する（表 4-2 参照）。感度を確認する上ではベースケースの1/10倍のジェット径を確認すれば十分と言える。

表 4-2 溶融ジェット径の感度解析条件

項目	破損口の初期径	設定根拠
ベースケース	<input type="text"/> m	炉心支持板の水力等価直径相当
感度解析ケース	<input type="text"/> m	クラスト破損面積が小さい場合を想定

b. 解析結果

図 4-2-1～4-2-8 に、溶融ジェット径の感度解析結果を示す。

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。溶融炉心が下部プレナムへ移行するのは、溶融プールの下に形成されたクラストが破損し、炉心支持板の流路から溶融炉心が下部プレナムへ流れ落ちるためである。溶融ジェット径の最大値は炉心支持板の水力等価直径となる。溶融炉心の下部プレナムへの移行後は、溶融ジェット径を小さくしたケースにおいて、細粒化割合が大きくなる。粒子化割合が増加した結果圧カスパイクも大きくなり、圧力上昇幅は感度解析ケースの方がわずかながら高くなっているが、差は小さい。原子炉压力容器の減圧維持を継続していることから、原子炉压力容器破損時点での原子炉圧力はどちらも約 0.4MPa [gage] であり感度は無い。

また、原子炉压力容器破損の判定基準に対する割合は、下部プレナムへの溶融炉心落下後、制御棒駆動機構ハウジング溶接部破損とクリーブ破損の割合がともに増加していくが、ベースケース及び感度解析ケースのいずれにおいても制御棒駆動機構ハウジング溶接部破損の割合の方がクリーブ破損の割合よりも先に1に到達し、制御棒駆動機構ハウジング溶接部が破損している。

c. 評価

溶融ジェット径の圧カスパイクに対する感度はわずかであり、原子炉压力容器破損の時点での圧力に対する感度は小さいため、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) エントレインメント係数

a. 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カスパイクが大きくな

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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 MAAP 推奨範囲 (~) のうちおよそ中間となる を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAP の当該変数の推奨範囲のうち最大値と最小値 , を設定する (表 4-3 参照)。

表 4-3 エントレインメント係数の感度解析条件

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

b. 解析結果

図 4-3-1~4-3-8 に、エントレインメント係数の感度解析結果を示す。

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。溶融炉心の下部プレナムへの移行時、原子炉圧力の上昇は、感度解析ケース (最大値) の方がわずかながら高い結果となっているが、差は小さい。原子炉圧力容器の減圧維持を継続していることから、原子炉圧力容器破損の時点では原子炉圧力は約 0.4MPa[gage]と同程度の値となっている。また、原子炉圧力容器破損の時期はほぼ同等である。

また、原子炉圧力容器破損の判定基準に対する割合は、下部プレナムへの溶融炉心落下後、制御棒駆動機構ハウジング溶接部破損とクリープ破損の割合がともに増加していくが、ベースケース及び感度解析ケースのいずれにおいても制御棒駆動機構ハウジング溶接部破損の割合の方がクリープ破損の割合よりも先に 1 に到達し、制御棒駆動機構ハウジング溶接部が破損している。

c. 評価

エントレインメント係数の圧力スパイクに対する感度はわずかであり、原子炉圧力容器破損の時点での原子炉圧力に対する感度は小さいため、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) デブリ粒子径

a. 解析条件

粒子径には不確かさがあり、粒子径が小さい場合に圧力スパイクが大きくなると考え

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

られる。デブリ粒子径に係る係数は、ベースケースでは MAAP 推奨範囲 (□~□) のうちおよそ中間となる □ を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAP の当該変数の推奨範囲のうち最小値と最大値 □, □ を設定する (表 4-4 参照)。

表 4-4 デブリ粒子径の感度解析条件

項目	粒子径ファクタ	設定根拠
ベースケース	□	MAAP 推奨範囲のノミナル値
感度解析ケース	□	MAAP 推奨範囲の最小値
	□	MAAP 推奨範囲の最大値

b. 解析結果

図 4-4-1~4-4-8 に、デブリ粒子径の感度解析結果を示す。

本パラメータは、溶融炉心の下部プレナムへの落下時 (約 2.9 時間後) に挙動に影響する。感度解析ケース (最小値) においては粒子径が小さくなっていることから、圧カスパイクによる上昇幅はベースケースに比較してわずかに大きくなっているものの、感度としてはわずかである。また、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力についても、ほぼ感度は無くどちらのケースも約 0.4MPa [gage] である。また、ベースケースと感度解析ケースの 2 ケースでは原子炉圧力容器破損の時期はほぼ同じ結果となっている。これは、溶融炉心が下部プレナムへ移行した時の圧力上昇挙動が同等であるためである。

また、原子炉圧力容器破損の判定基準に対する割合は、下部プレナムへの溶融炉心落下後、制御棒駆動機構ハウジング溶接部破損とクリープ破損の割合がともに増加していくが、ベースケース及び感度解析ケースの 2 ケースのいずれにおいても制御棒駆動機構ハウジング溶接部破損の割合の方がクリープ破損の割合よりも先に 1 に到達し、制御棒駆動機構ハウジング溶接部が破損している。

c. 評価

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

(5) ジルコニウム-水反応速度

a. 解析条件

炉心のヒートアップ速度には不確かさがあるため、ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度を選定した。ジルコニウム-水反応速度の感度をみるため、ジルコニウム-水反応の起きる面積を変化させた感度解析を実施する。反応の起きる面積に乗じる係数（ジルコニウム-水反応速度の係数）は、ジルコニウム-水反応の計算のみに使用され、熱水力挙動の計算に使用される燃料被覆管の直径、長さ等の幾何形状を変えるものではない。この係数を増加させることにより、酸化反応熱の発生速度、水素発生速度、酸化ジルコニウム生成速度が大きくなる方向に影響する。これらは炉心溶融進展が早まる方向へ作用する。この係数は、ベースケースでは燃料被覆管表面積に基づき1倍を与えている。これは、ヒートアップ時には燃料被覆管破裂が発生する場合に破裂部の燃料被覆管内面の酸化もあるが、燃料被覆管内面の酸化は、限定された破裂部のみで生じること、炉心形状が健全な状態は溶融過程の比較的短期間であることから、炉心全体が溶融する状況では内面の反応は無視できると考えられることに基づいている。これに対し、感度解析のパラメータの振り幅としては、炉心ヒートアップ速度が速くなる場合の応答の確認として、仮想的な厳しい想定ではあるが、2倍とする（表4-5参照）。

表 4-5 ジルコニウム-水反応速度の感度解析条件

項目	ジルコニウム-水反応速度の係数	設定根拠
ベースケース	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値
感度解析ケース	2倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2倍

b. 解析結果

図4-5-1～4-5-8に、ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度の感度解析結果を示す。

本パラメータの影響は炉心露出以降の燃料ヒートアップ時に現れる。ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度の係数を2倍にしたことで、ジルコニウム-水反応による酸化反応熱が増加することから、下部プレナムへのリロケーションはわずかに早くなっている。以上のように、感度解析ケースにおいては事象の進展がわずかに早くなるものの、原子炉圧力容器破損の時点での原子炉圧力は2.0MPa[gage]を下回っている。

なお、燃料被覆管酸化反応の特徴についてJAERI文献^[6]によると、雰囲気の変化が燃料被覆管酸化反応に与える影響として、ジルコニウム-水反応によって生じた水素濃度が

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

高くなると、燃料被覆管酸化反応速度が著しく低下することが報告されている。これは水素濃度が増大することによって水蒸気濃度が低下することで、燃料被覆管酸化反応が遅くなるという負のフィードバックが働くためである。MAAPでもこの挙動は模擬されており、水蒸気の金属表面への拡散速度は、雰囲気中の水蒸気質量割合に依存する取扱いとなっている。水素が発生し、水素質量割合が大きくなることにより、相対的に水蒸気質量割合が小さくなり、金属表面への水蒸気の拡散速度も小さくなることから、ジルコニウム-水反応速度が抑制される取扱いとなっている。

以上から、炉心ヒートアップ速度が速くなると、初期には水素生成が進むが、水素濃度が高くなると、燃料被覆管酸化反応は抑制される方向になる。

c. 評価

ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度は、2 倍の振り幅でも事象進展の速さ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。

(6) 炉心崩壊挙動（燃料ペレットが崩壊する時間及び温度）

a. 解析条件

炉心がある温度に達してから、燃料ペレットが崩壊するまでの時間（あるいは、一定時間のうちに燃料ペレットが崩壊する温度）には、不確かさがあると考えられるため、その感度を確認する。ベースケースでは、炉心ノードが K 一定と仮定した場合に 時間で炉心が崩壊することを想定しているが、感度解析では、炉心ノードが K 一定と仮定した場合に 時間（あるいは K 一定で 秒）経過すると炉心が崩壊することを想定する（表 4-6 参照）。なお、実際には温度履歴に応じて、燃料ペレットが崩壊するまでの時間を計算している。

表 4-6 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析条件

項目	<input type="text"/> 時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	設定根拠
ベースケース	<input type="text"/> K	MAAP 推奨範囲のノミナル値
感度解析ケース	<input type="text"/> K	燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

b. 解析結果

図 4-1-1～4-1-8 に、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析結果を示す。

本パラメータの影響は炉心露出以降の燃料溶融時に現れる。感度解析ケースにおいては、燃料ペレットの崩壊を判定する温度を低くしたことで、より早期に燃料ペレットの崩壊及び炉心溶融が進展することから、下部プレナムへのリロケーション開始時刻が早く、初期に落下するデブリ量も多くなるため、圧力スパイクのピーク値もベースケースと比較してわずかに高くなっている。また、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力は、ほぼ感度はなくどちらのケースも約 0.4MPa[gage]である。

このように、燃料ペレットの崩壊の判定は圧力スパイクにわずかに感度があるものの、感度解析ケースにおいても原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力は 2.0MPa[gage]を十分下回っている。

(7) 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱

a. 解析条件

No. 審査-7-1
に対するご回答

下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の熱伝達には不確かさがあり、ベースケースでは、限界熱流束にかかる係数として、**パラメータの取りうる推奨範囲である** ～ の中間値 を与えている。感度解析ケースでは水への熱伝達が制限される値としてベースケースの 1/2 である を設定する（表 4-7 参照）。

表 4-7 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件

項目	限界熱流束にかかる係数	設定根拠
ベースケース	<input type="text"/>	MAAP 推奨範囲のノミナル値
感度解析ケース	<input type="text"/>	水への熱伝達が制限される値

b. 解析結果

図 4-6-1～4-6-8 に、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析結果を示す。

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。溶融炉心が下部プレナムにリロケーションした後は、感度解析ケースにおいて溶融炉心と上面水プールの伝熱量が減少することになる。その結果、感度解析ケースにおいて、

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

原子炉圧力容器破損時間はわずかに早くなっているが、感度は小さい。

c. 評価

下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の原子炉圧力容器破損時刻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。

(8) 溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達

a. 解析条件

溶融炉心と下部プレナムのギャップに存在する水による除熱量には不確かさがあり、ベースケースではギャップへの熱流束にかかる係数として□を与えている。この係数は、下部プレナムギャップの水による除熱量にかかるファクタとして定義され、ベースケースではギャップによる除熱量の評価式により計算された除熱量がそのまま適用される。有効性評価では最初に貫通部の溶接部破損が生じているが、貫通部近傍でのギャップ冷却は実験例がなく、ギャップ水による除熱量が平板体系と比較してどの程度になるかには不確かさがある。以上より、感度解析ケースでは、溶融炉心と下部プレナムが接触している状態を模擬するための設定として係数を□とした評価を実施する（表 4-8 参照）。

表 4-8 溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達の感度解析条件

項目	下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数	設定根拠
ベースケース	□	当該変数のノミナル値
感度解析ケース	□	溶融炉心と下部プレナムが接触

b. 解析結果

図 4-7-1～4-7-8 に、下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数の感度解析結果を示す。

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。溶融炉心が下部プレナムに移行した後、感度解析ケースにおいては、下部プレナムギャップによる除熱が無い場合、下部ヘッドの温度が若干早く上昇し、クリープ破損割合や貫通部破損割合は感度解析ケースの方がわずかだが上昇が早い傾向となる。

ただし、このパラメータは下部プレナムの水がドライアウトするまでの間しか影響を

及ぼさず、ドライアウト前においても、下部プレナムギャップからの除熱量はクラストからの伝熱量と比較して十分小さいことから（付録3参照）、原子炉圧力及び原子炉圧力容器破損時刻に対する感度としては小さい。また、いずれのケースも原子炉圧力容器破損時点において、原子炉圧力は2.0MPa[gage]を下回っている。

c. 評価

溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達の原子炉圧力容器破損時刻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。

(9) 溶接部破損時の最大ひずみ

a. 解析条件

溶接部破損は、事象進展に伴う溶接部のひずみ量と最大ひずみを比較することで、その発生を判定している。ここで、溶接部破損時の最大ひずみとして、ベースケースでは□を与えているが、不確かさがあると考えられることから、感度を確認するためにその1/10倍の□を設定する（表4-9参照）。

表4-9 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析条件

項目	溶接部破損時の最大ひずみ	設定根拠
ベースケース	□	MAAP 推奨範囲のノミナル値
感度解析ケース	□	実験の不確かさを大幅に上回る設定として1/10倍

b. 解析結果

図4-8-1～4-8-8に、溶接部破損時の最大ひずみの感度解析結果を示す。

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。感度解析ケースは、原子炉圧力容器破損に至る判定の基準を変更したものであるため、溶接部が破損する時点までの原子炉圧力の挙動は同等である。溶接部破損割合は、貫通部溶接部にかかるせん断応力とそれに対する最大引張強度の関係、および溶融炉心からの伝熱による溶接部ひずみと許容できる最大ひずみの関係から計算される。リロケーション時には原子炉圧力が過渡的に上昇することから、内外圧差によるせん断応力が大きくなり、溶接部破損割合が増加している。原子炉圧力が低下した後は、せん断応力は低下するが、溶

接サポート部の最大引張強度が、溶融炉心からの伝熱により低下するため、溶接部破損割合はゼロにはならない。その後、下部プレナムの溶融炉心からの伝熱により、下部ヘッドにひずみが生じ始めた時点でベースケースと感度解析ケースでは差異が生じる。感度解析ケースにおいては、溶接部破損時の最大ひずみを 1/10 倍としたことで、溶接部破損割合がベースケースよりも早く上昇し、原子炉压力容器破損の時刻が早まっている。ただし、原子炉压力容器破損時間の変化としては約 13 分と小さく、感度解析ケースにおいても溶接部破損時点での原子炉圧力は 2.0MPa [gage] を下回っている。

c. 評価

溶接部破損時の最大ひずみの原子炉压力容器破損時刻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。

(10) 感度解析パラメータの組み合わせ

a. 解析条件

これまで解析したケースでは、原子炉压力容器下部プレナムに溶融炉心が落下した過程で大量の水蒸気が生成され、原子炉圧力は短時間に高いピークが発生した。これは、溶融炉心が水中に落下した過程で粒子化が進み、水への伝熱面積が増大したことが支配的な要因である。この過程で溶融炉心の冷却は進み、下部プレナムに堆積した溶融炉心の温度は低下する。その後、下部プレナムに溜まっていた水がドライアウトすることで蒸気発生が収まる。組み合わせケースでは、炉内 FCI に係る影響因子については、下部プレナムへの溶融炉心落下後の原子炉圧力上昇が大きくなるように、原子炉压力容器破損時期に係る影響因子については原子炉压力容器破損時期が早くなるように、これまでに実施した感度解析パラメータを組み合わせる条件とした。表 4-10 に組み合わせケースの条件の一覧を示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

表 4-10 感度解析パラメータの組み合わせ条件

項目	ベースケース	組み合わせケース	設定根拠
<input type="checkbox"/> 時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	<input type="checkbox"/> K	<input type="checkbox"/> K	燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定
溶融ジェット径	<input type="checkbox"/> m	<input type="checkbox"/> 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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	MAAP 推奨範囲の最大値
デブリ粒子径ファクタ	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	MAAP 推奨範囲の最小値
ジルコニウム-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
限界熱流束にかかる係数	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	水への熱伝達が制限される値
溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	溶融炉心と下部プレナムが接触する場合を想定
溶接部破損時の最大ひずみ	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	実験の不確かさを大幅に上回る設定として 1/10 倍

b. 解析結果

図 4-9-1 にこれまでの感度解析と感度解析パラメータの組み合わせケースについて主要な事象進展を示す。図 4-9-2～4-9-9 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。

図 4-9-1 より、組み合わせケースでは、原子炉圧力容器破損時刻は、ベースケースに比べて約 19 分早くなっており、他の感度解析結果と比較しても、最も早く原子炉圧力容器破損に至っているが、原子炉圧力容器破損時の圧力は、逃がし安全弁の開放により減圧されていることにより 2.0MPa[gage]を十分下回る約 0.5MPa[gage]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原子炉の加圧事象

下部プレナムへのリロケーション時の原子炉の加圧挙動は、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、熔融ジェット径、エントレインメント係数、デブリ粒子径などがある。これらの不確かさを感度解析により考慮した結果、原子炉圧力のピーク圧は、ベースケースよりわずかに上昇しているが、リロケーション時の圧力上昇は一時的なものであり、原子炉圧力容器破損時には原子炉圧力は2.0MPa[gage]を大きく下回っている点でベースケースと同等である。

②原子炉圧力容器破損（原子炉圧力容器破損タイミング）

原子炉圧力容器破損（原子炉圧力容器破損タイミング）については、熔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、ジルコニウム-水反応速度、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、下部プレナム内の熔融炉心と上面水プールとの間の伝熱、溶接部破損時の最大ひずみがある。これらの不確かさを感度解析により考慮した結果、原子炉圧力容器破損のタイミングは、ベースケースよりも約19分早く原子炉圧力容器破損に至る結果となったが、原子炉圧力は原子炉圧力容器破損時間に対して十分早い段階で2.0MPa[gage]を下回っている結果には変わりはない。

以上の通り、パラメータの組み合わせを考慮した感度解析ケースでは、圧力スパイクが大きく現れ、原子炉圧力容器破損タイミングが早くなるが、原子炉圧力容器破損の前に原子炉圧力が2.0MPa[gage]を十分下回る結果となった。

c. 評価

下部プレナムへの熔融炉心落下挙動の不確かさにより、原子炉の圧力挙動にも不確かさがある。加圧現象が短時間に大きく現れる場合についても、原子炉圧力容器破損前には原子炉圧力が2.0MPa[gage]を十分に下回ることを確認した。

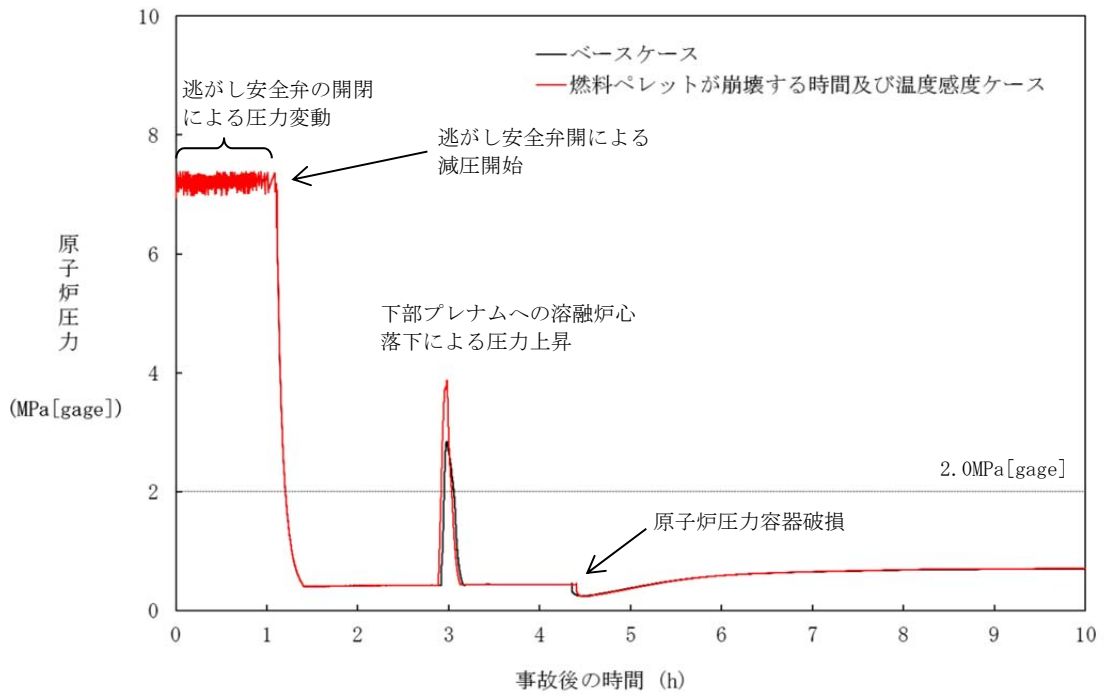


図4-1-1 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (1)

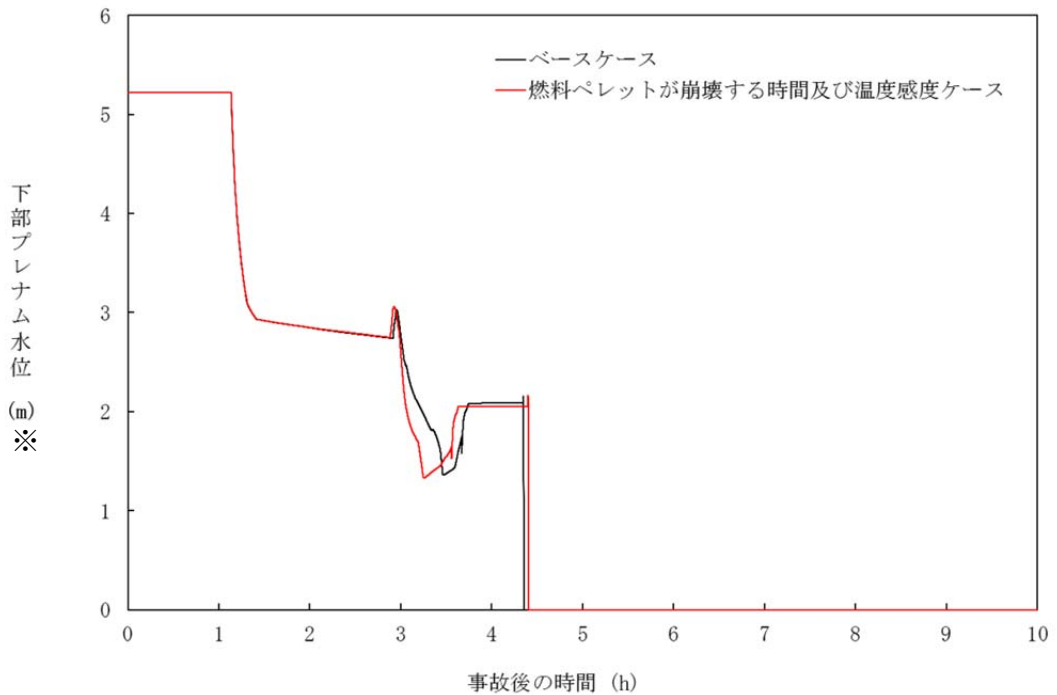


図4-1-2 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (2)

※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。

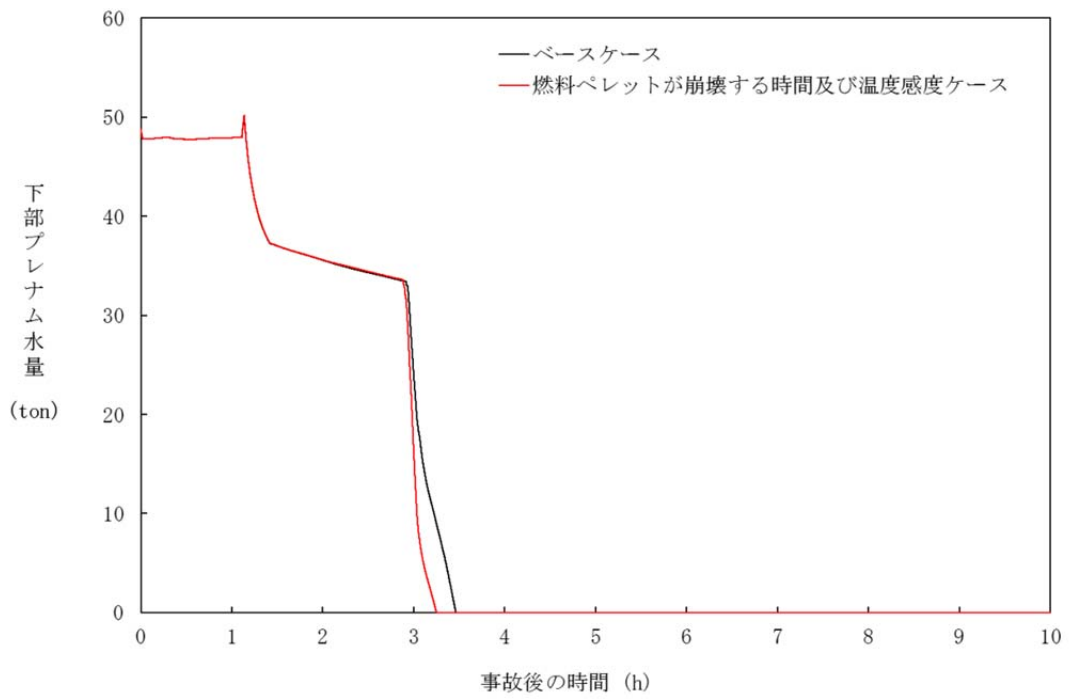


図 4-1-3 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (3)

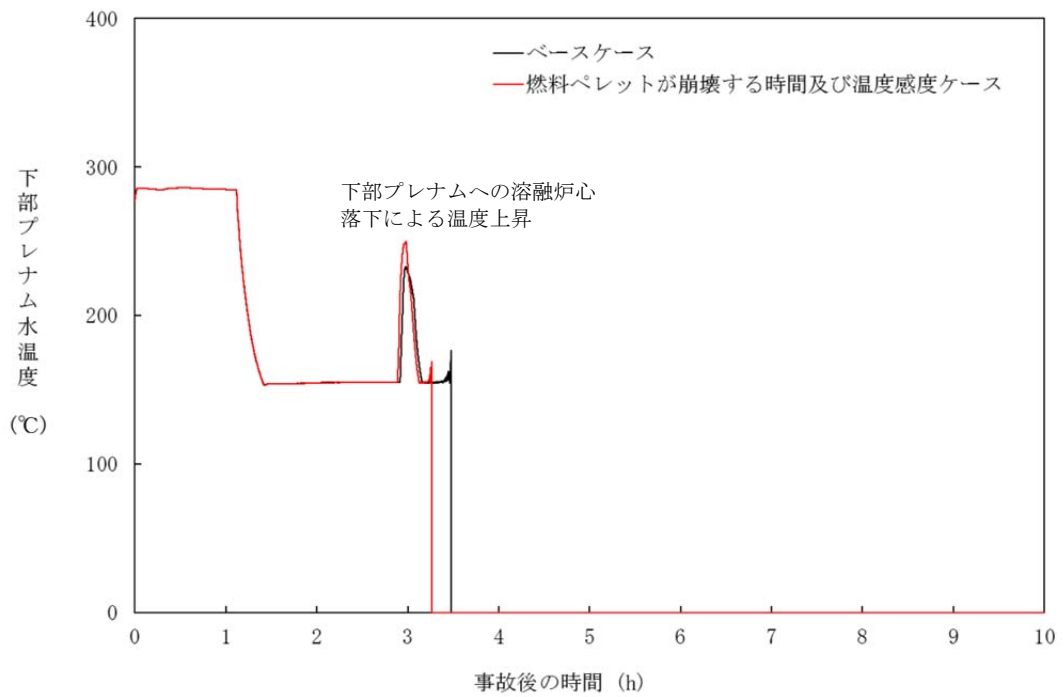


図 4-1-4 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (4)

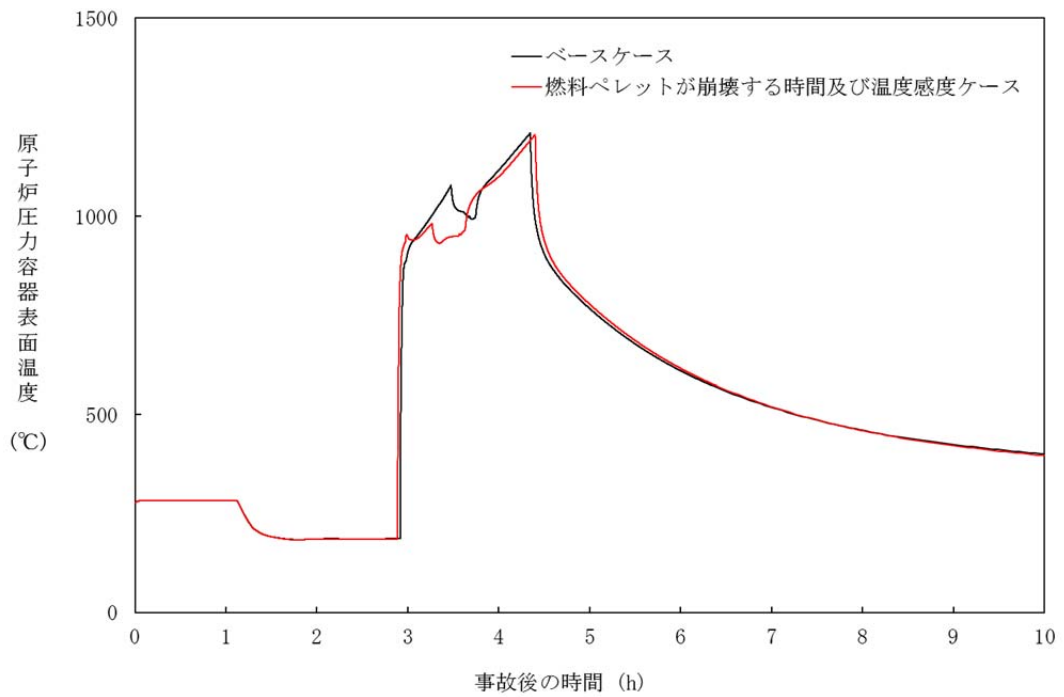


図4-1-5 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (5)

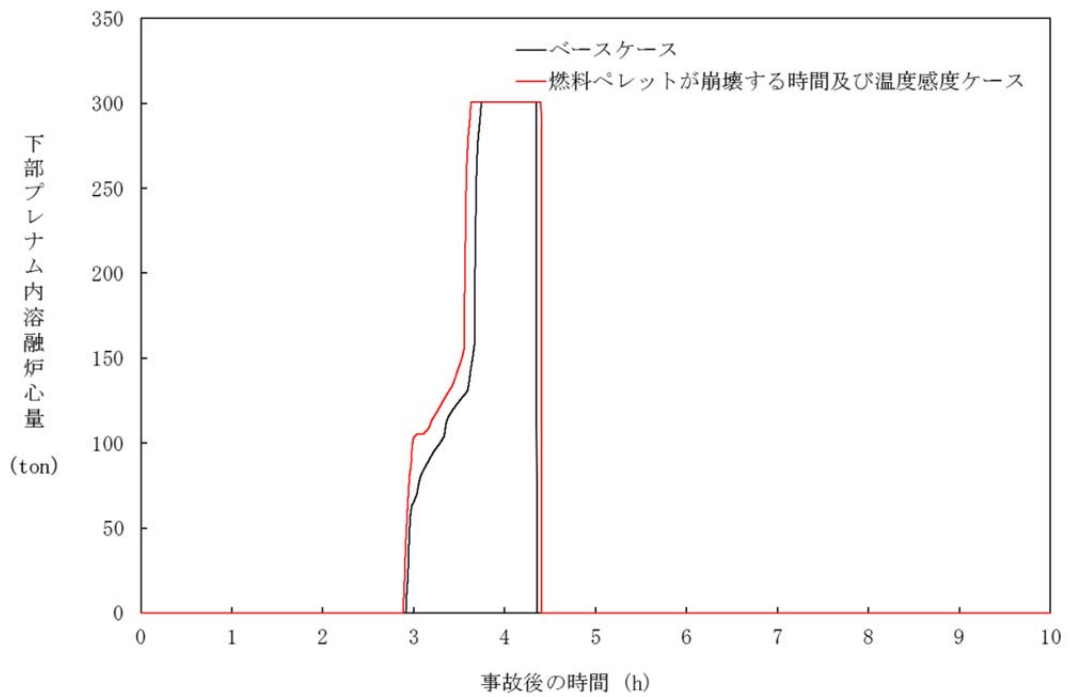


図4-1-6 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (6)

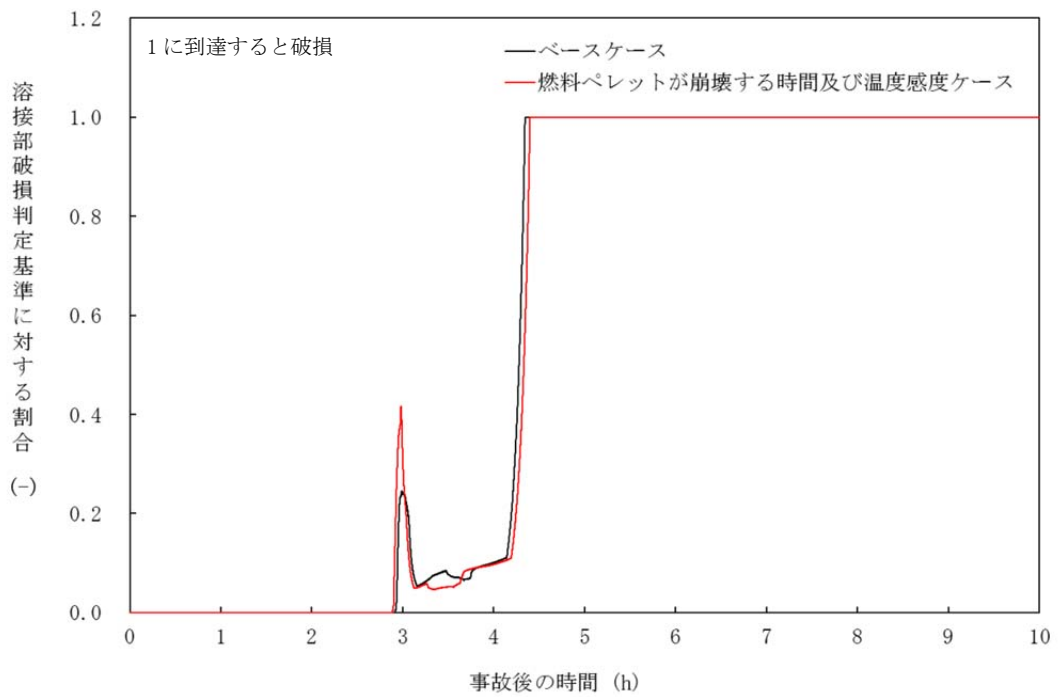


図 4-1-7 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (7)

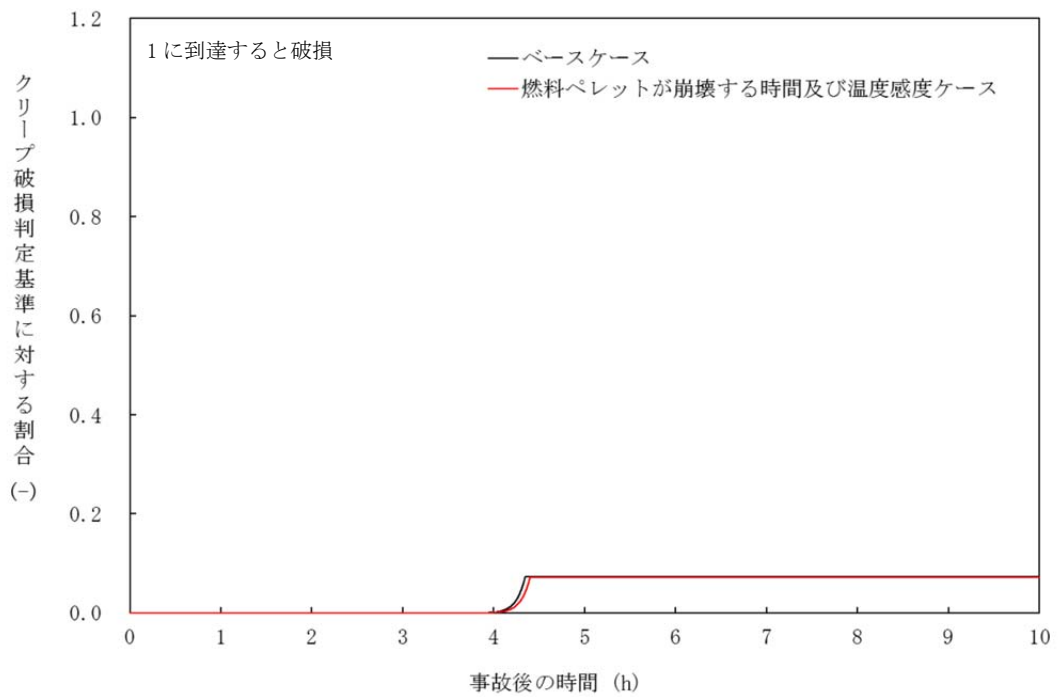


図 4-1-8 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (8)

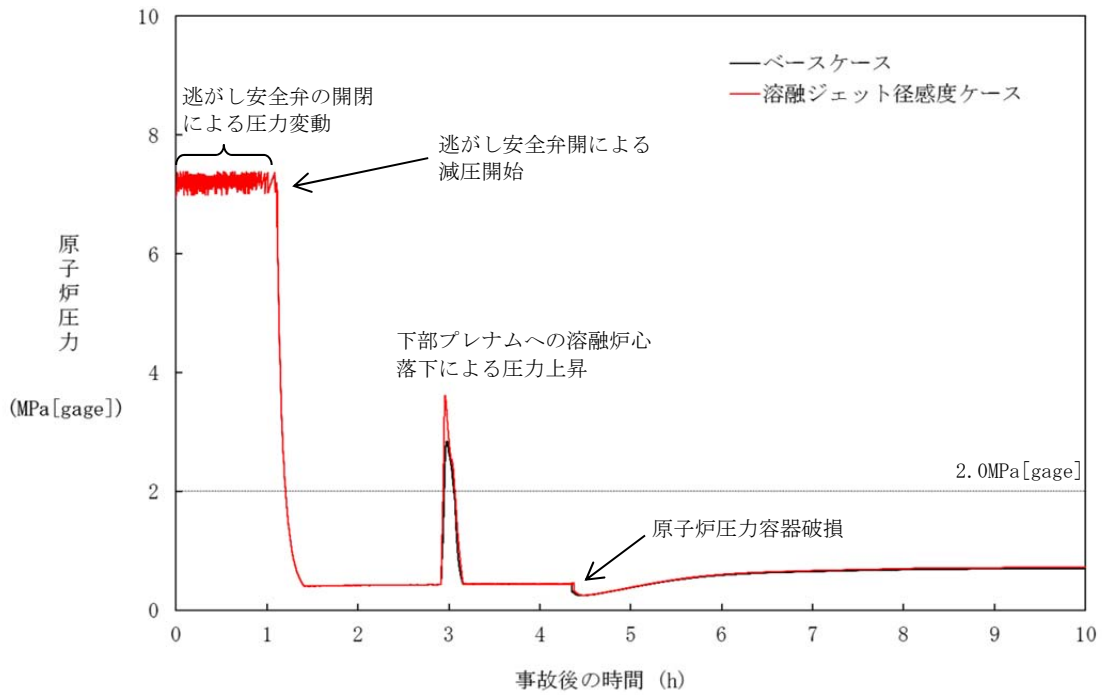


図 4-2-1 溶融ジェット径の感度解析 (1)

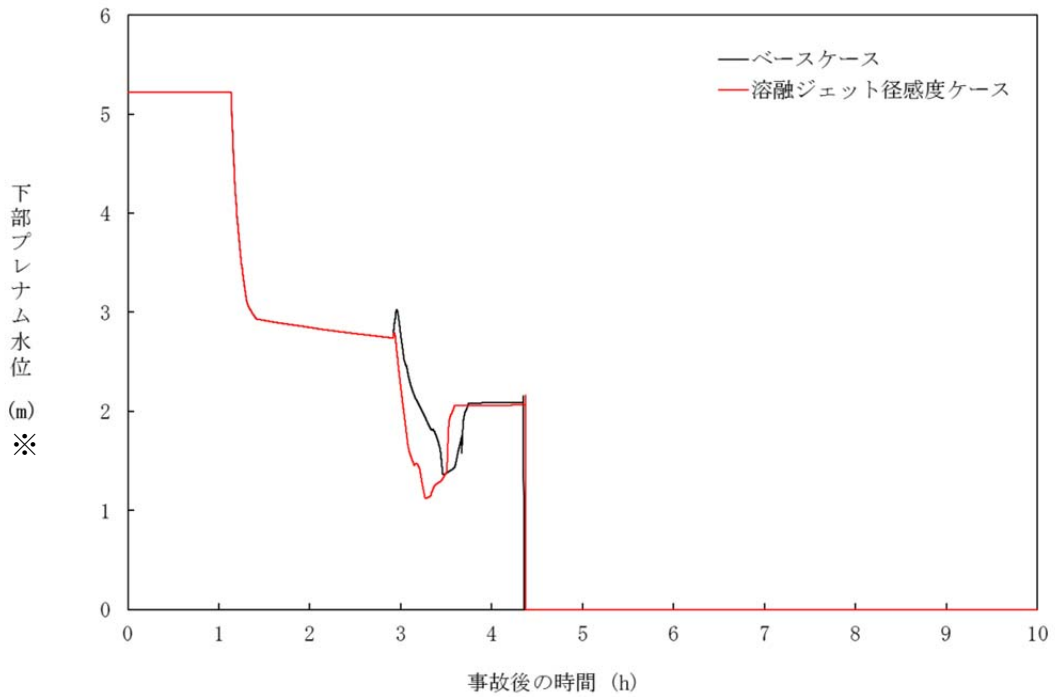


図 4-2-2 溶融ジェット径の感度解析 (2)

※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。

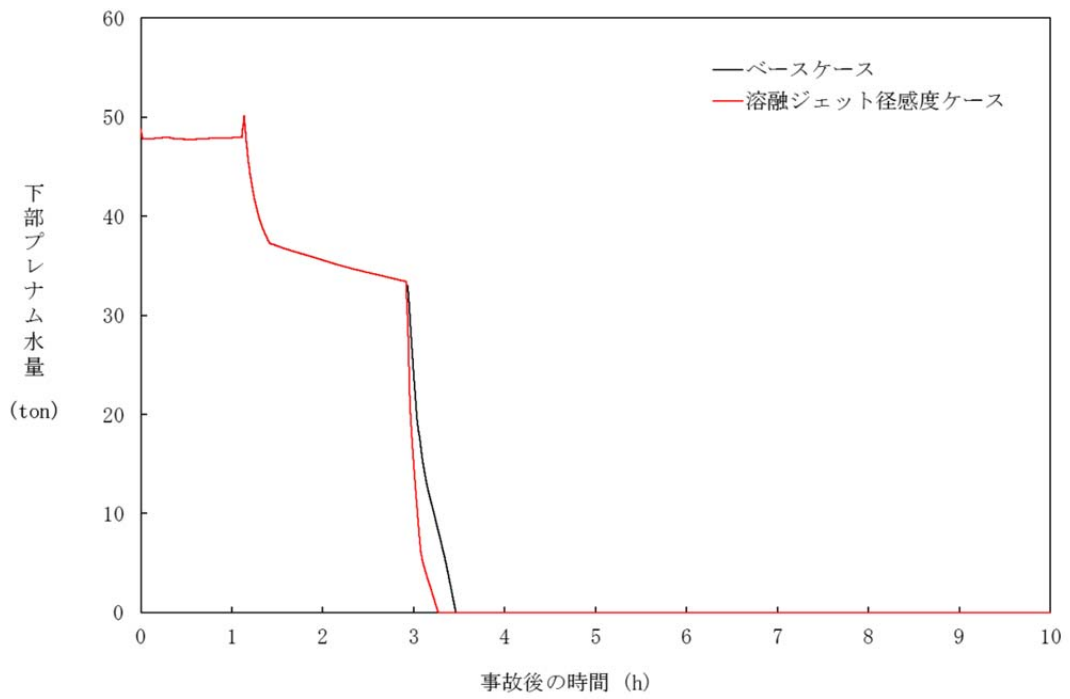


図 4-2-3 溶融ジェット径の感度解析 (3)

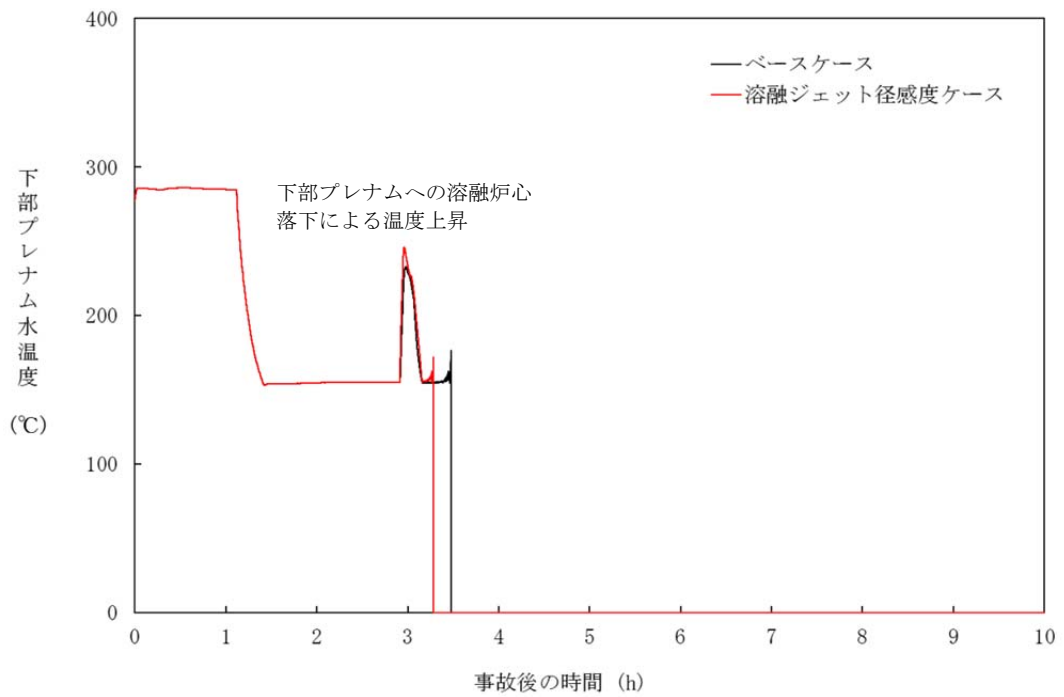


図 4-2-4 溶融ジェット径の感度解析 (4)

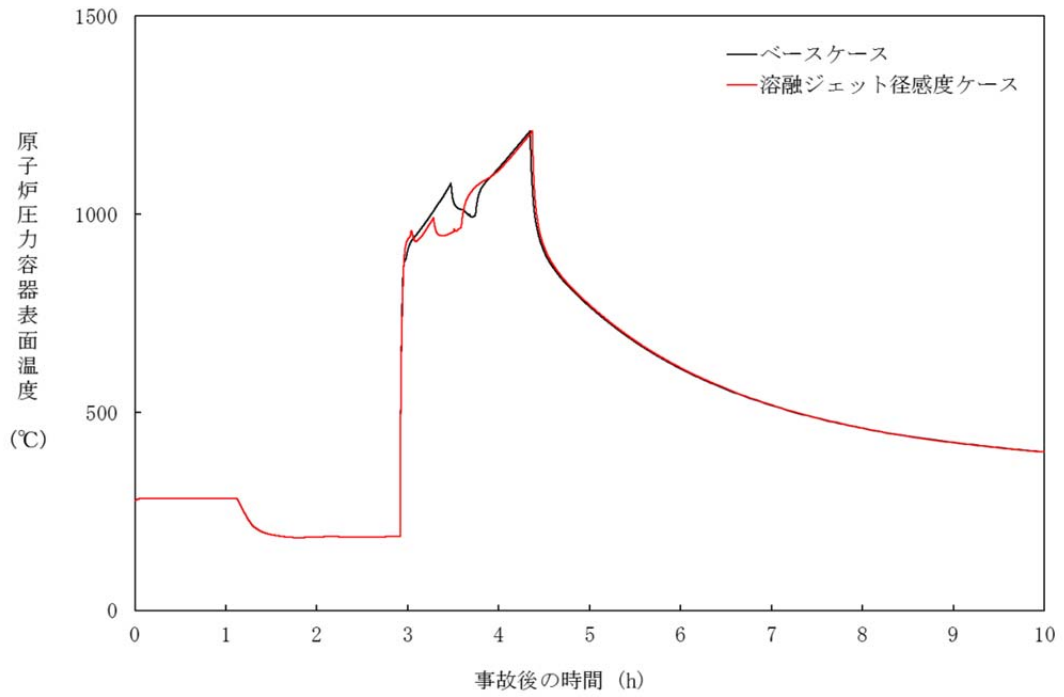


図 4-2-5 溶融ジェット径の感度解析 (5)

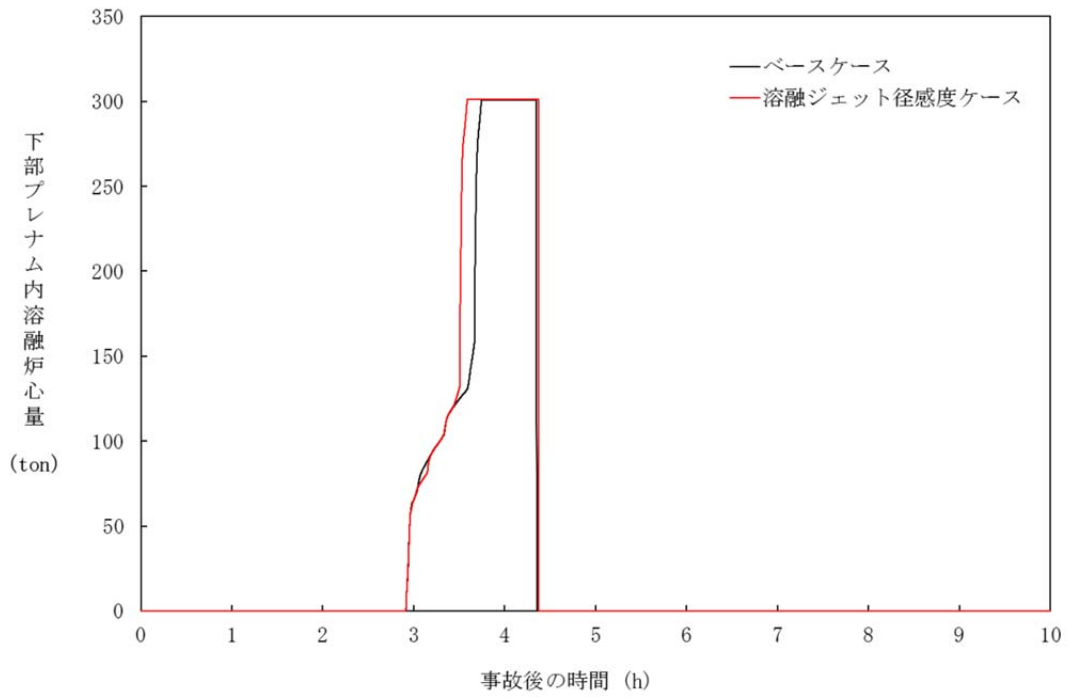


図 4-2-6 溶融ジェット径の感度解析 (6)

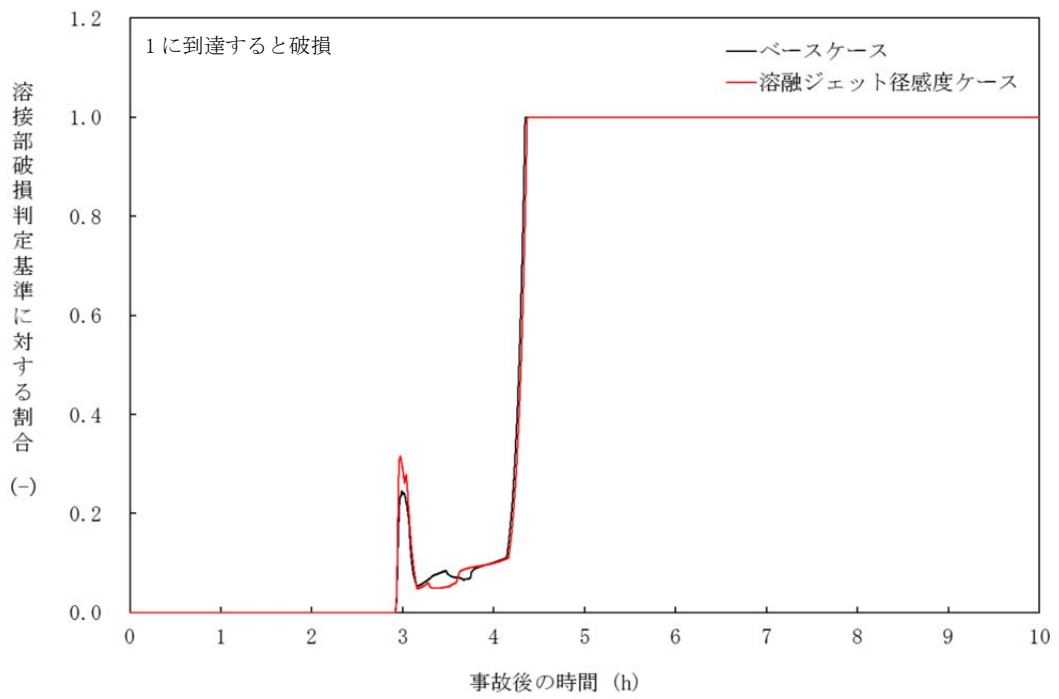


図 4-2-7 溶融ジェット径の感度解析 (7)

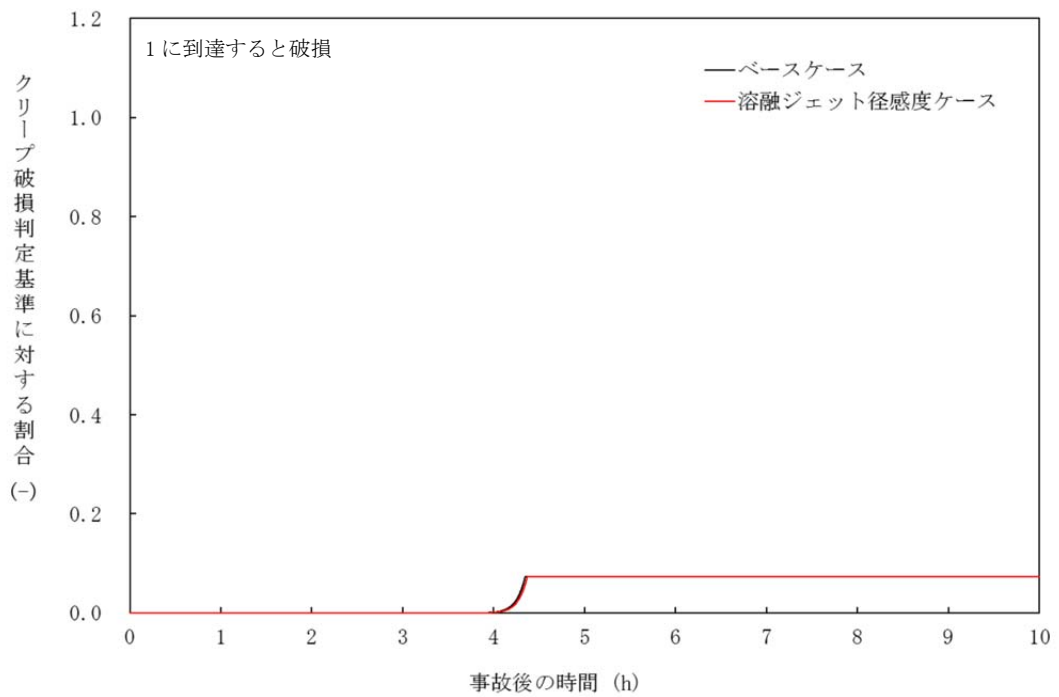


図 4-2-8 溶融ジェット径の感度解析 (8)

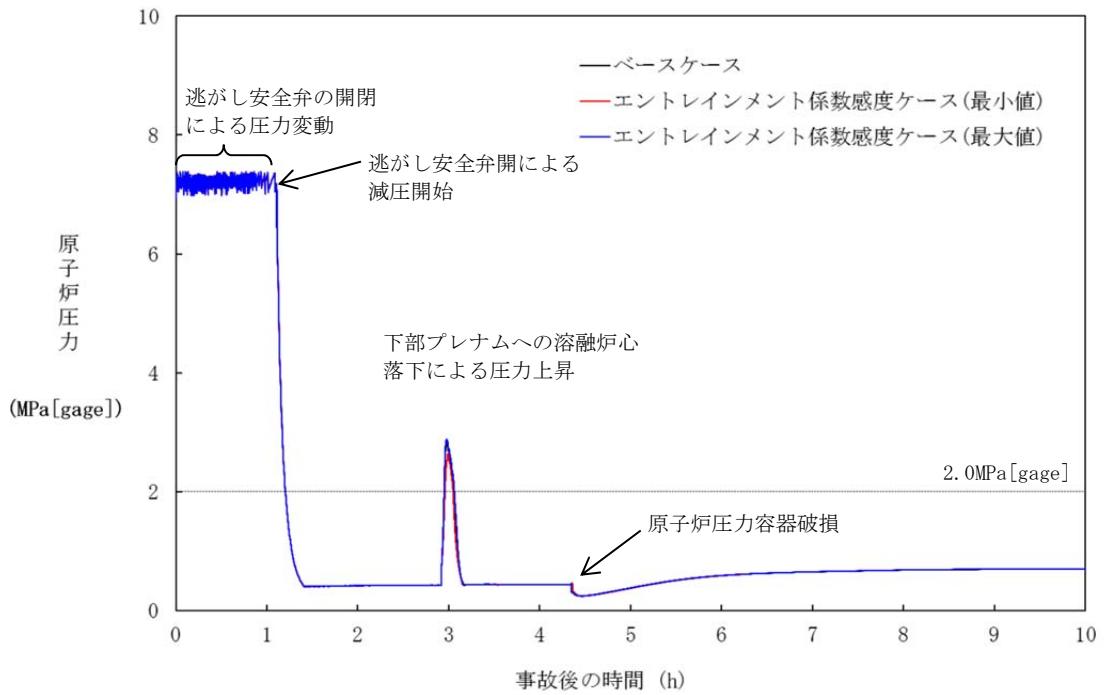


図4-3-1 エントレインメント係数の感度解析(1)

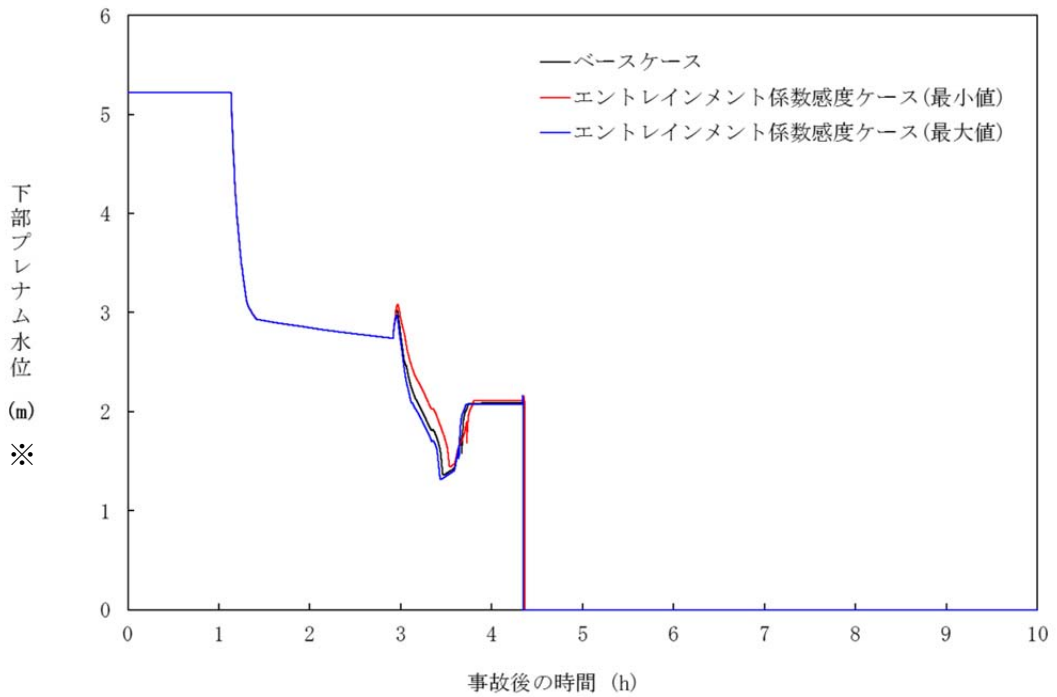


図4-3-2 エントレインメント係数の感度解析(2)
 ※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。

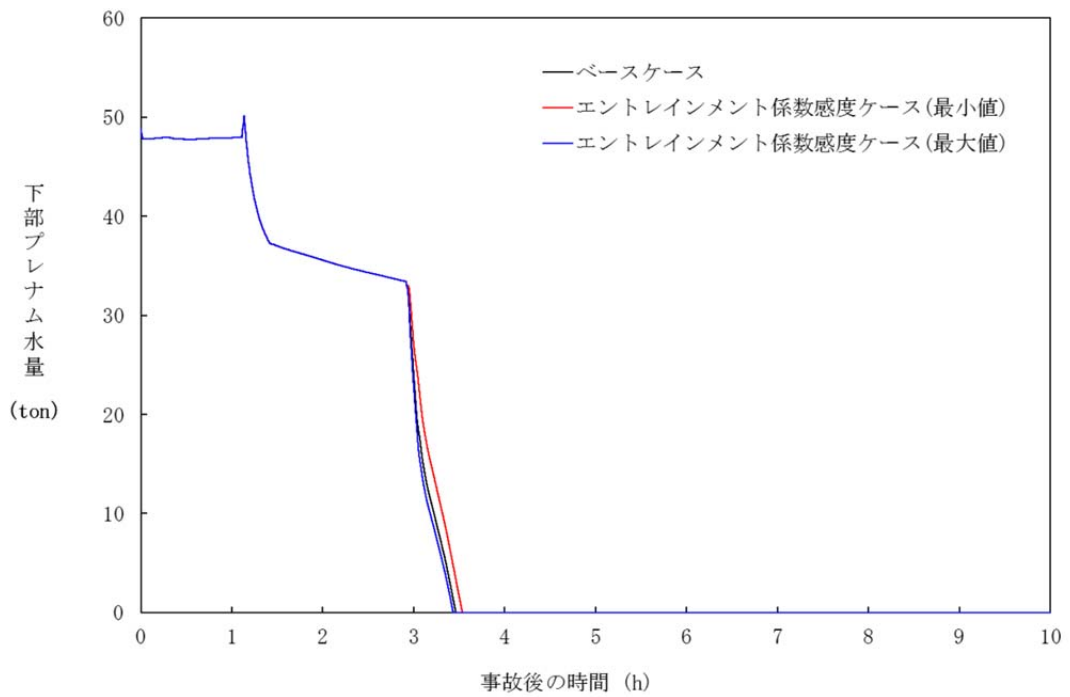


図4-3-3 エントレインメント係数の感度解析(3)

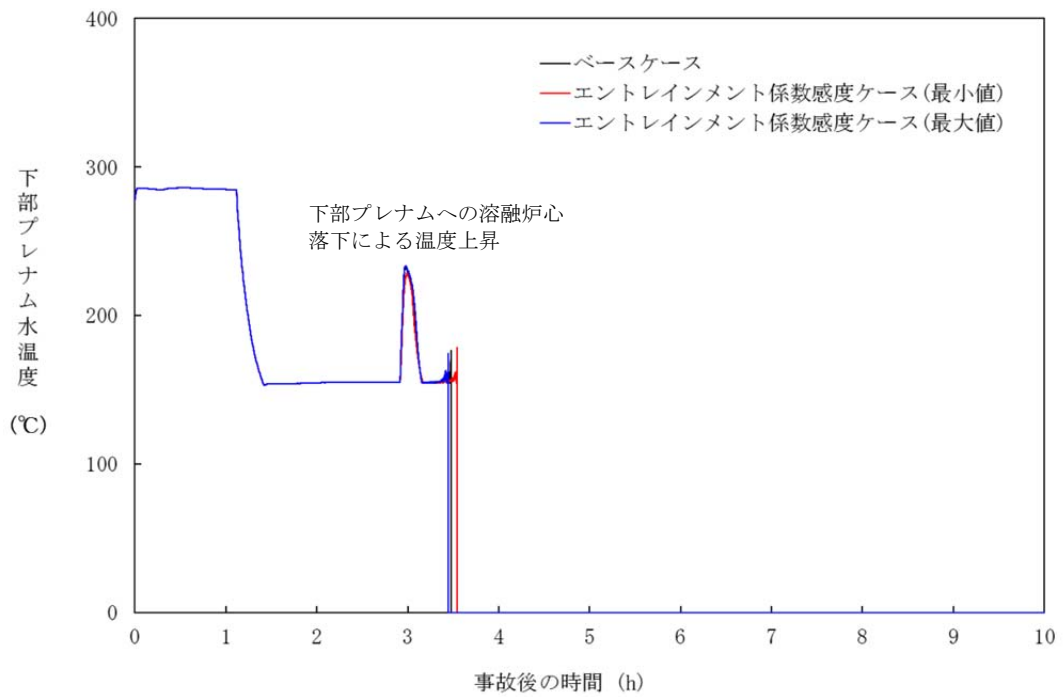


図4-3-4 エントレインメント係数の感度解析(4)

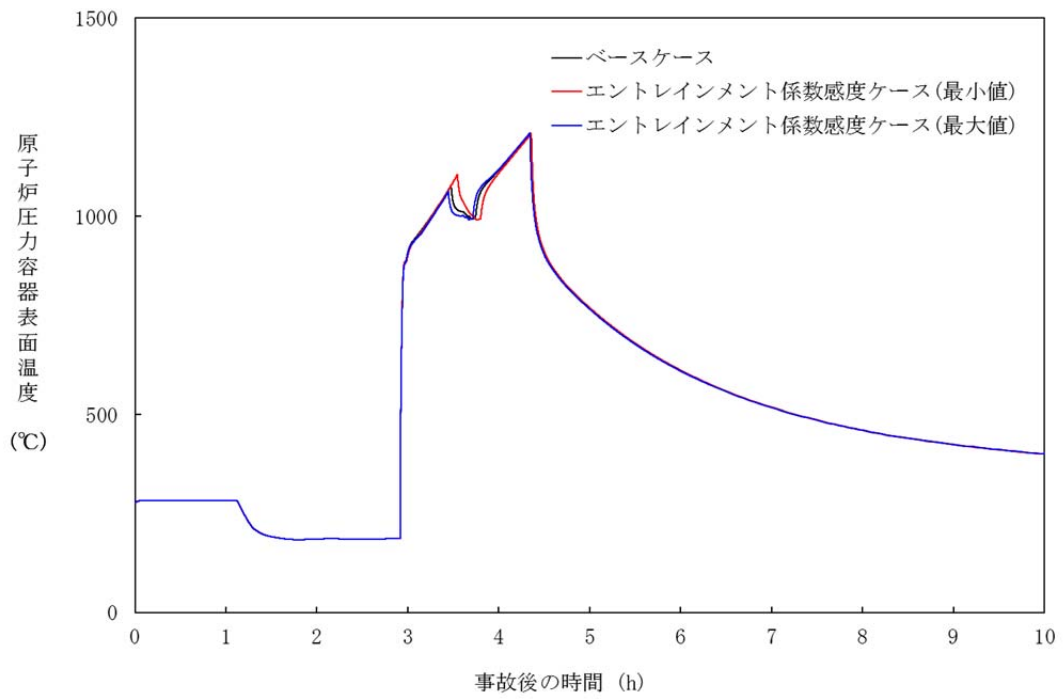


図 4-3-5 エントレインメント係数の感度解析 (5)

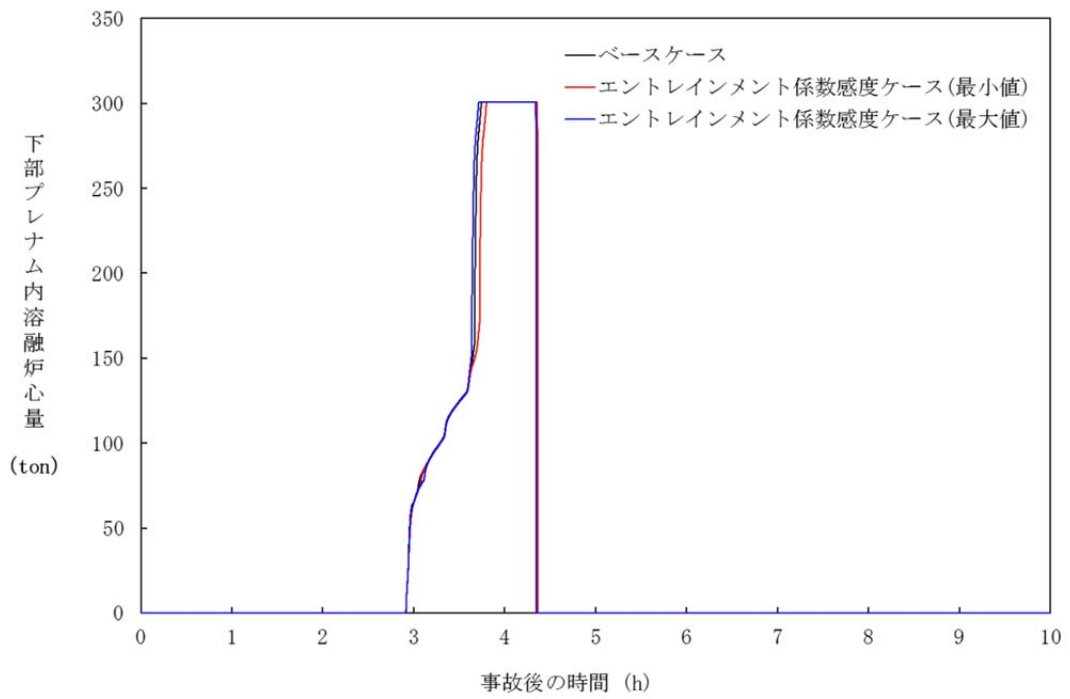


図 4-3-6 エントレインメント係数の感度解析 (6)

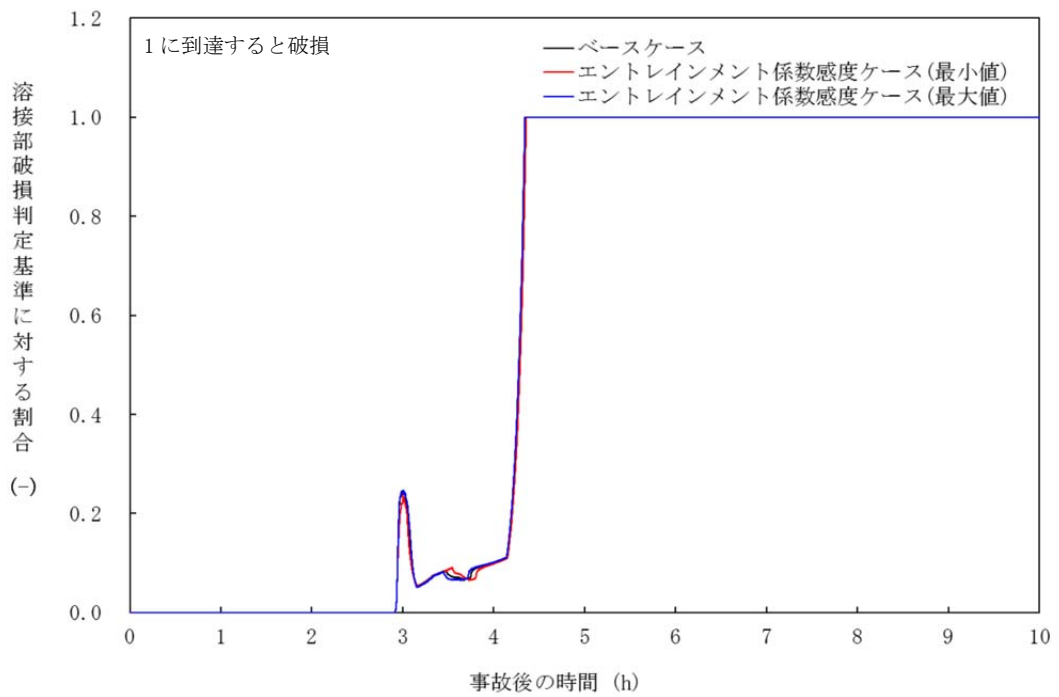


図4-3-7 エントレインメント係数の感度解析(7)

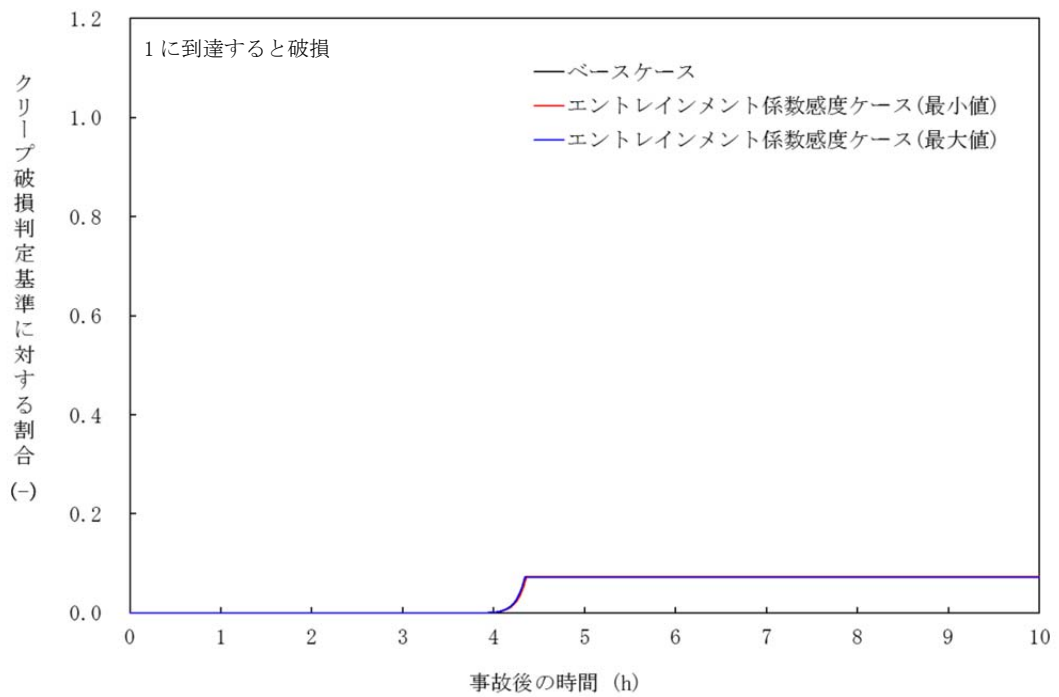


図4-3-8 エントレインメント係数の感度解析(8)

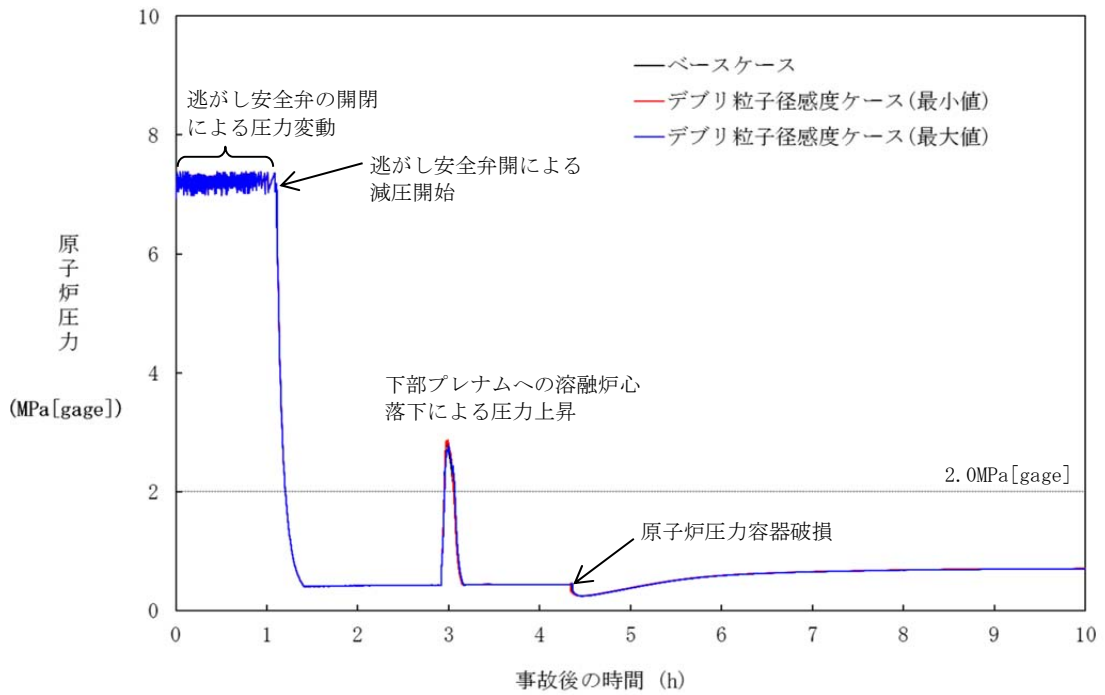


図 4-4-1 デブリ粒子径の感度解析 (1)

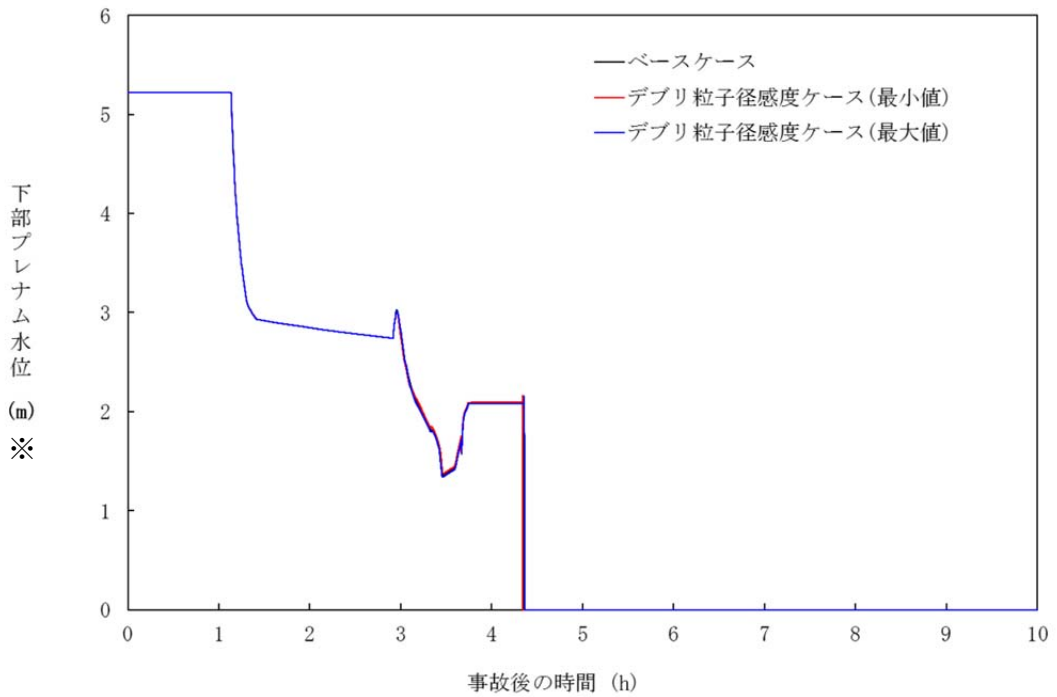


図 4-4-2 デブリ粒子径の感度解析 (2)

※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。

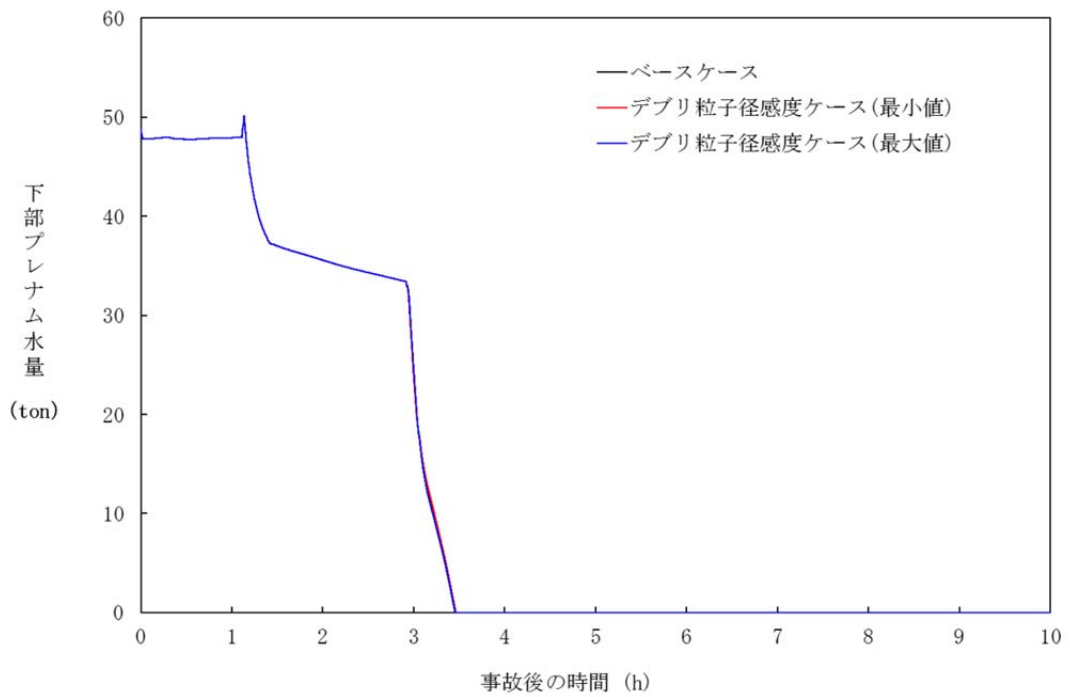


図 4-4-3 デブリ粒子径の感度解析 (3)

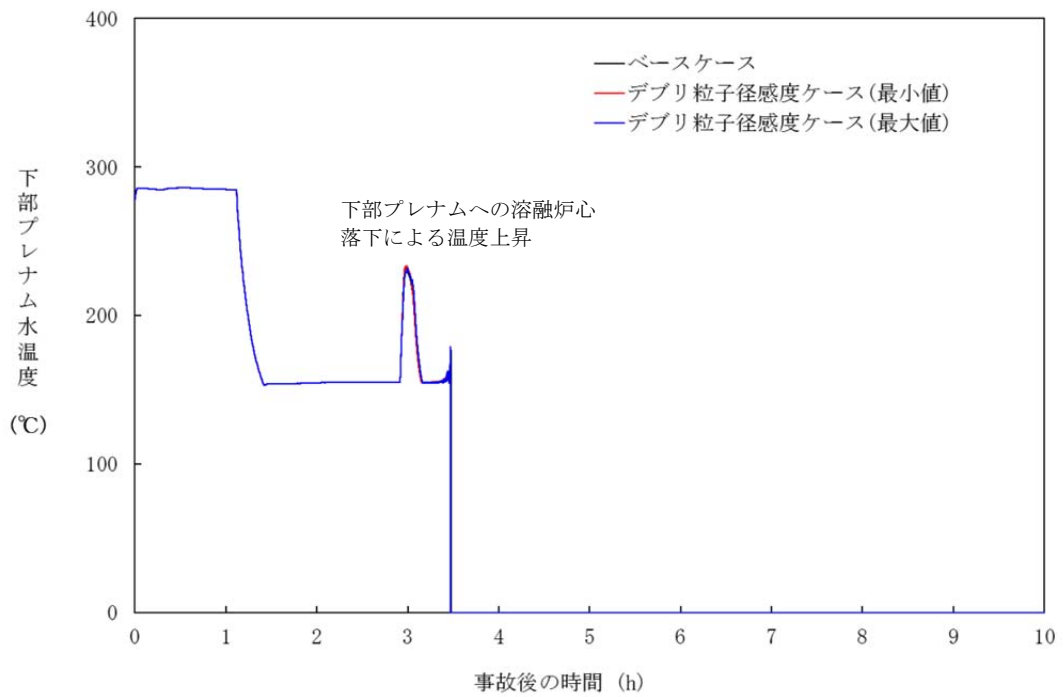


図 4-4-4 デブリ粒子径の感度解析 (4)

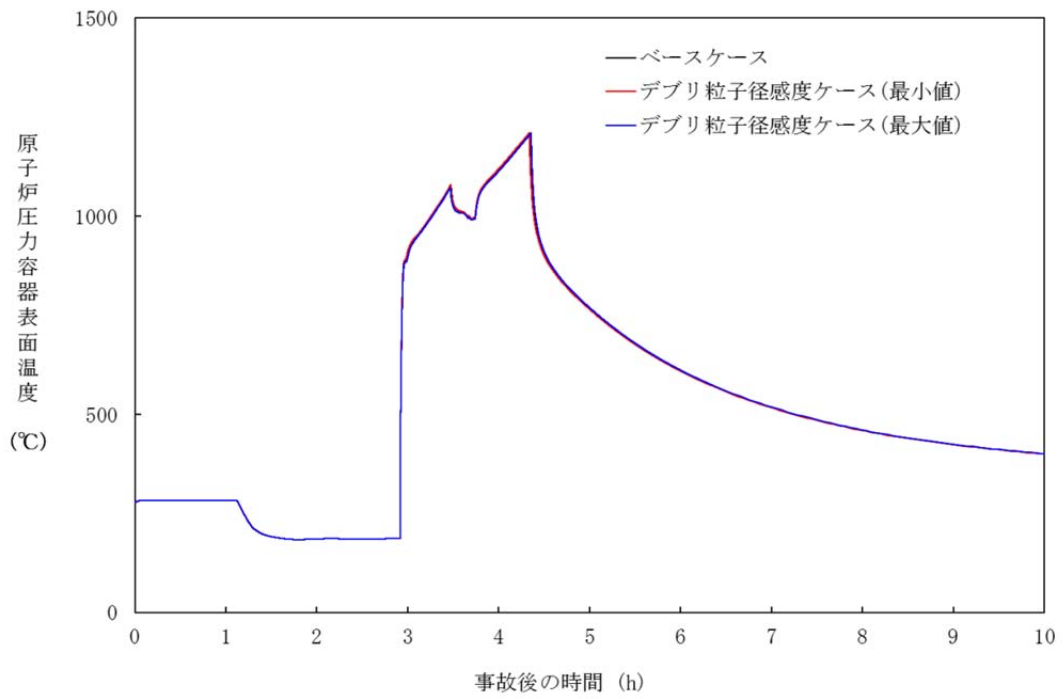


図 4-4-5 デブリ粒子径の感度解析 (5)

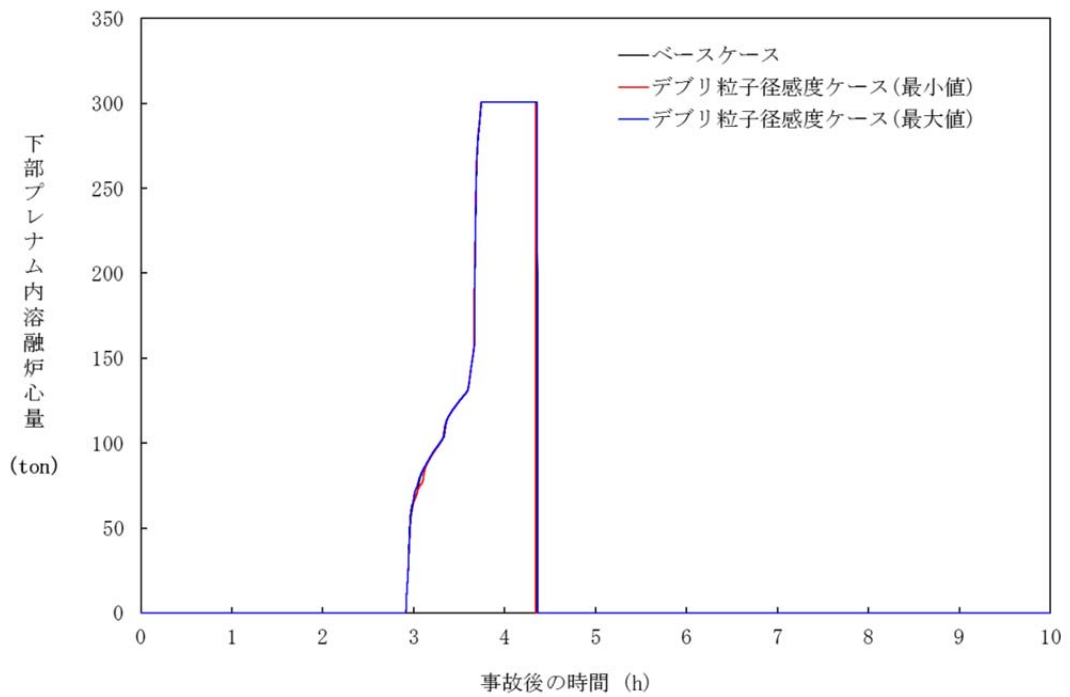


図 4-4-6 デブリ粒子径の感度解析 (6)

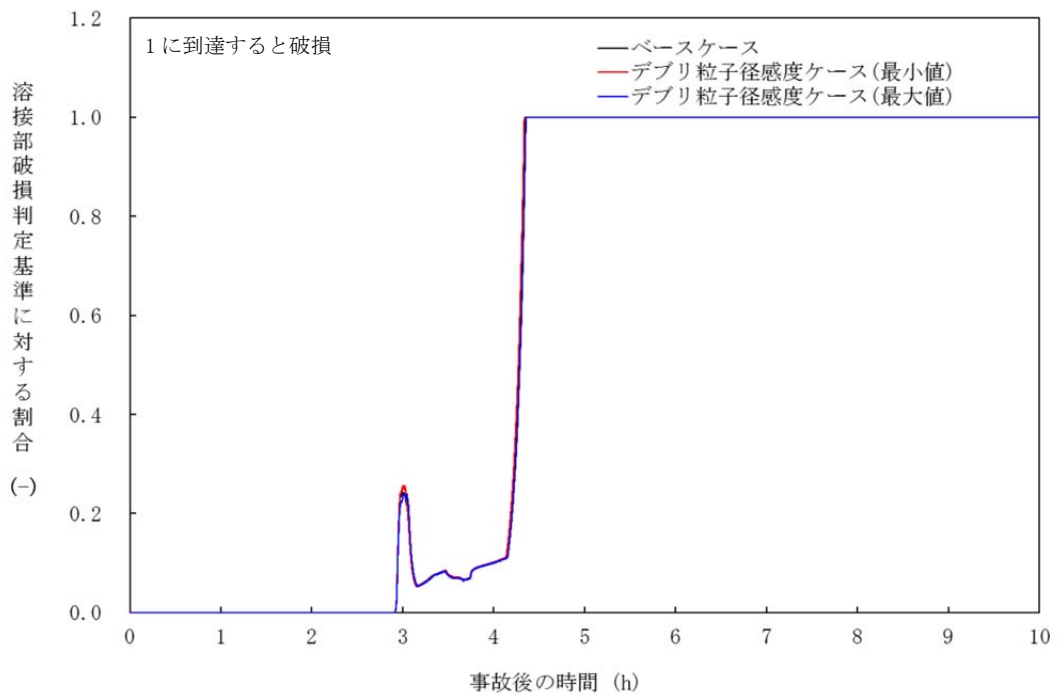


図 4-4-7 デブリ粒子径の感度解析 (7)

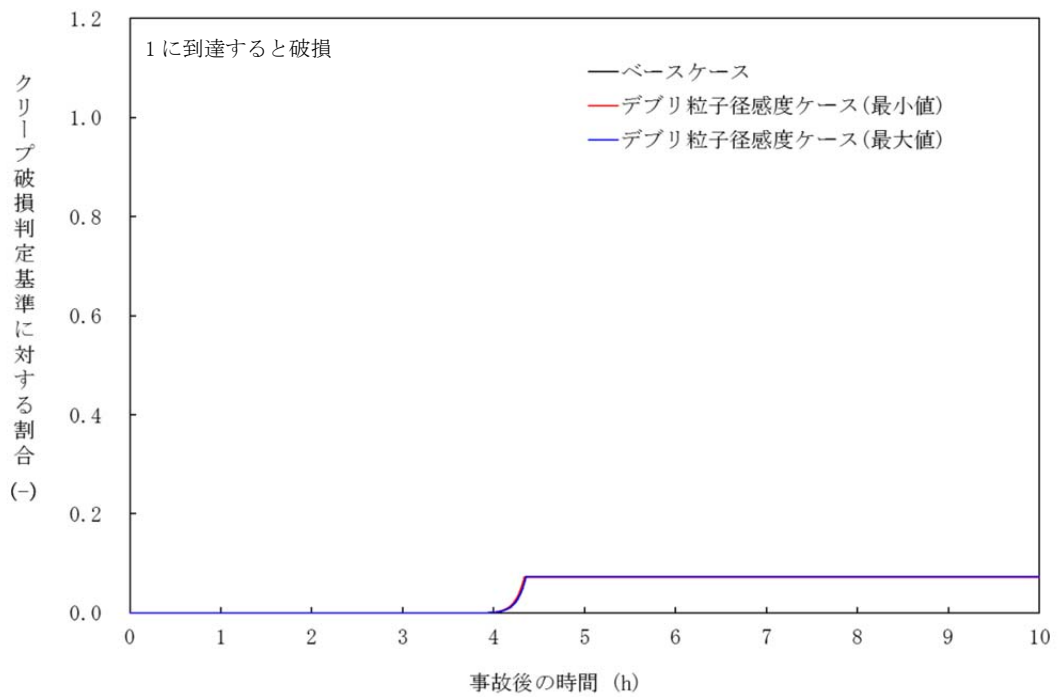


図 4-4-8 デブリ粒子径の感度解析 (8)

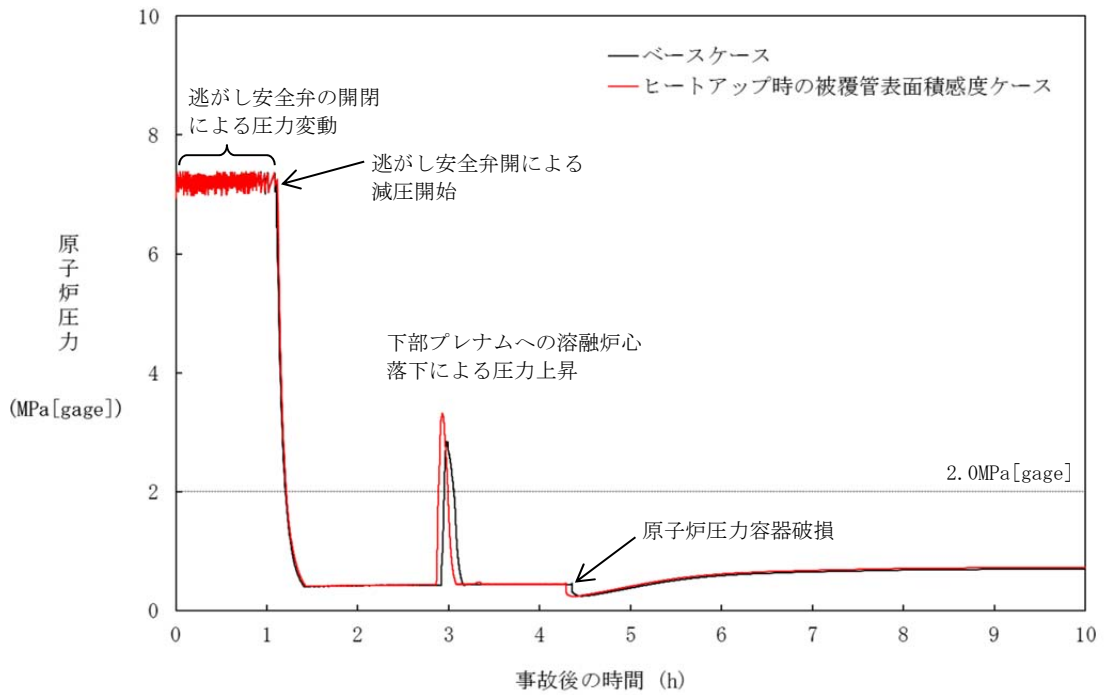


図4-5-1 ヒートアップ時の被覆管表面積の感度解析(1)

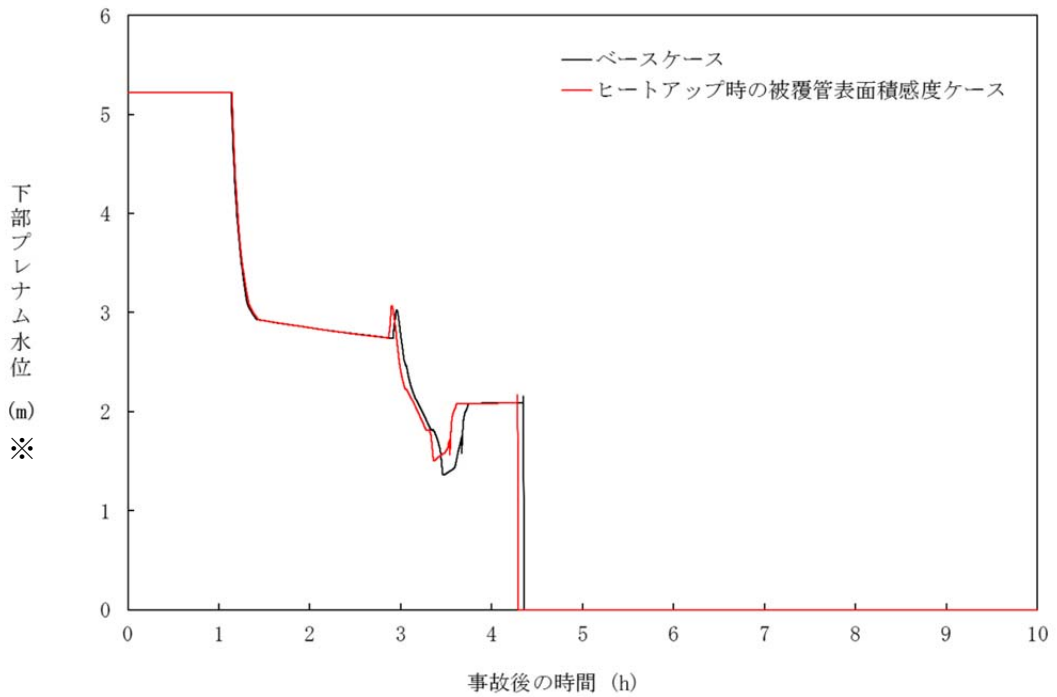


図4-5-2 ヒートアップ時の被覆管表面積の感度解析(2)
 ※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。

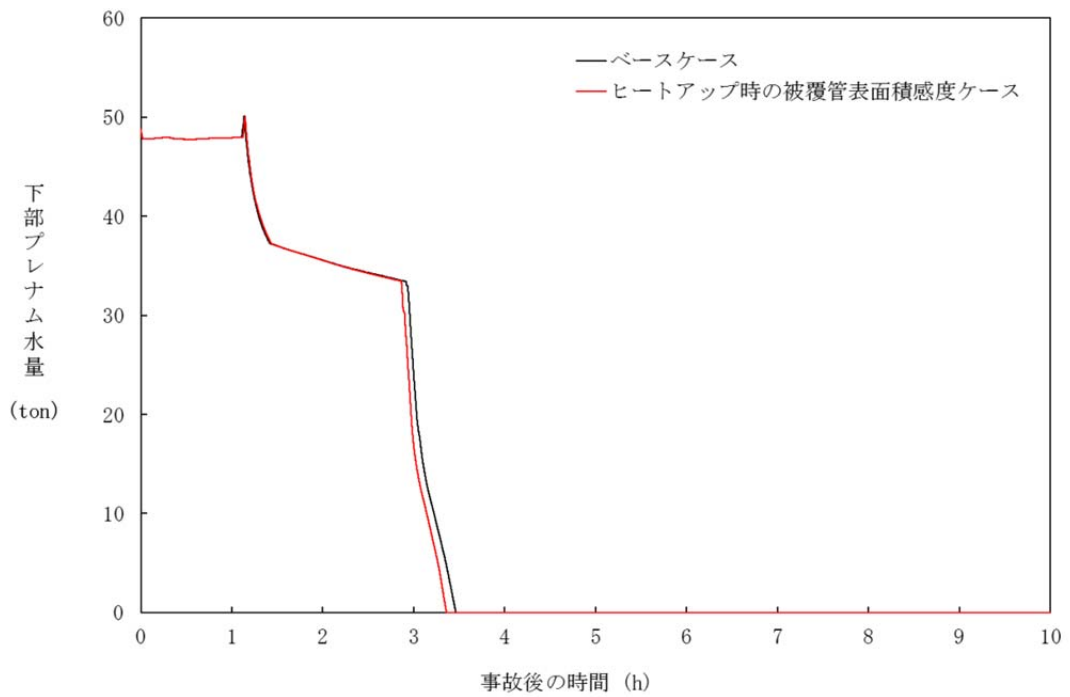


図 4-5-3 ヒートアップ時の被覆管表面積の感度解析 (3)

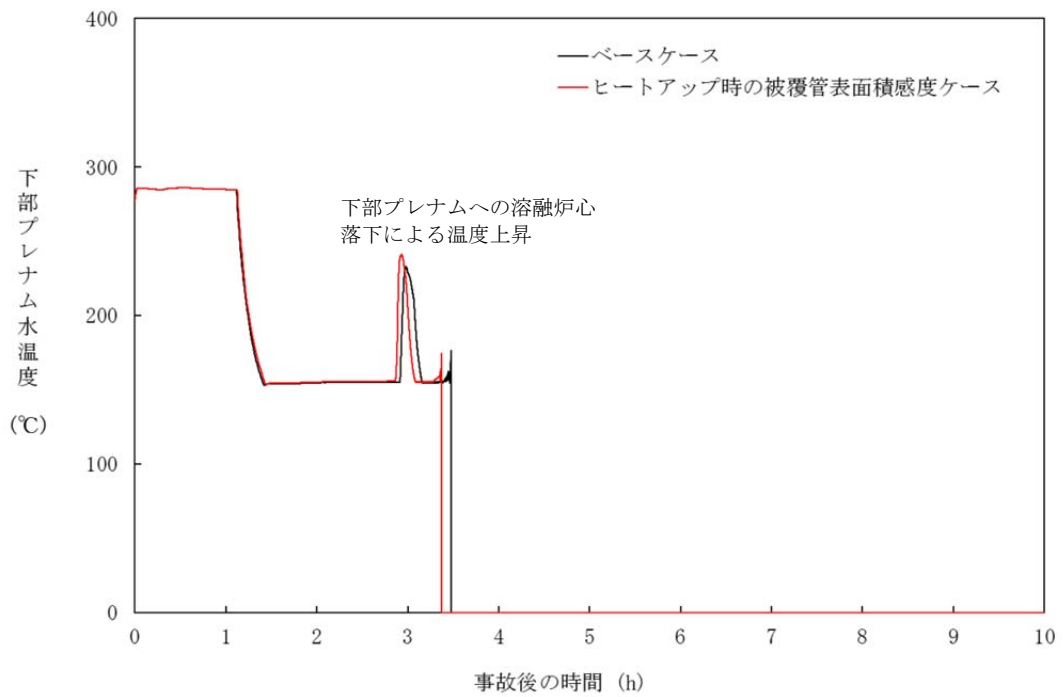


図 4-5-4 ヒートアップ時の被覆管表面積の感度解析 (4)

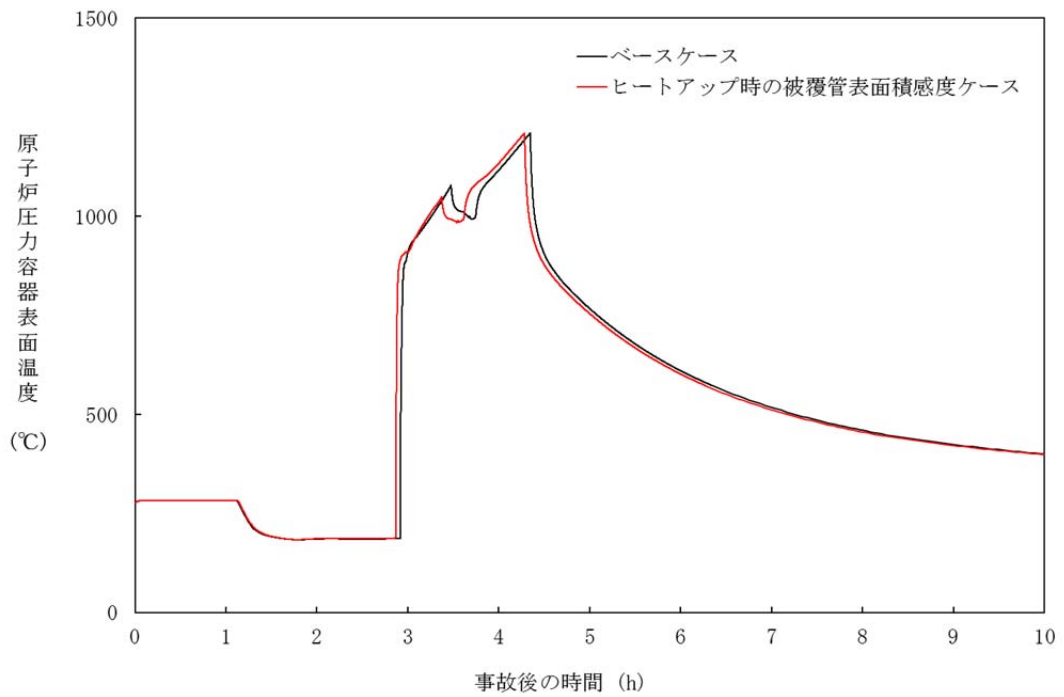


図 4-5-5 ヒートアップ時の被覆管表面積の感度解析 (5)

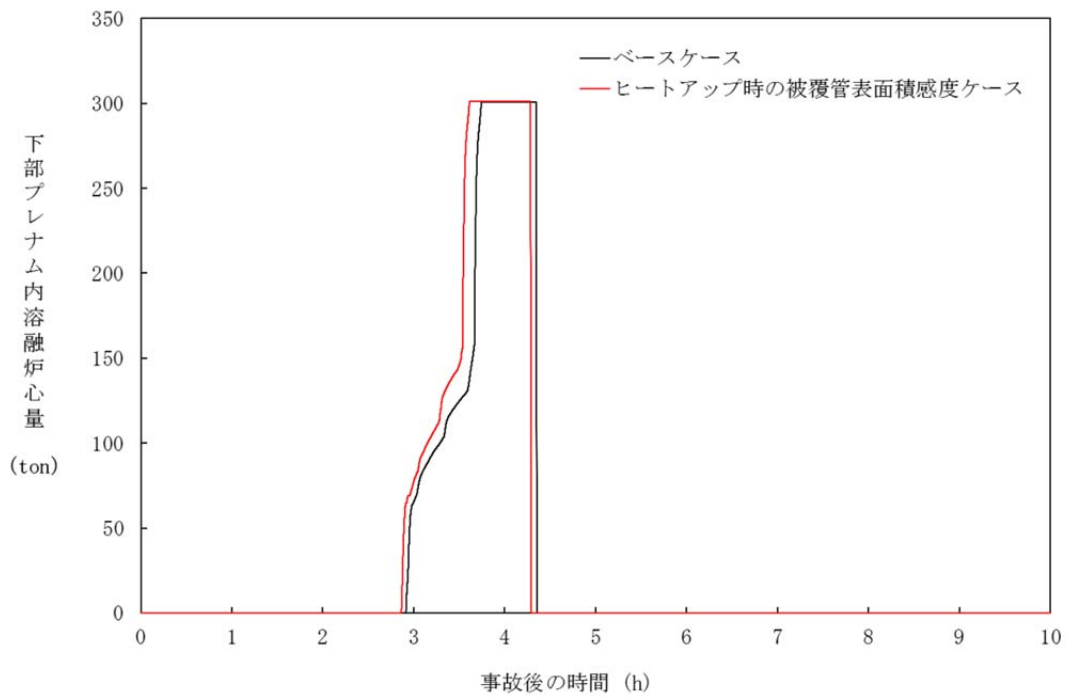


図 4-5-6 ヒートアップ時の被覆管表面積の感度解析 (6)

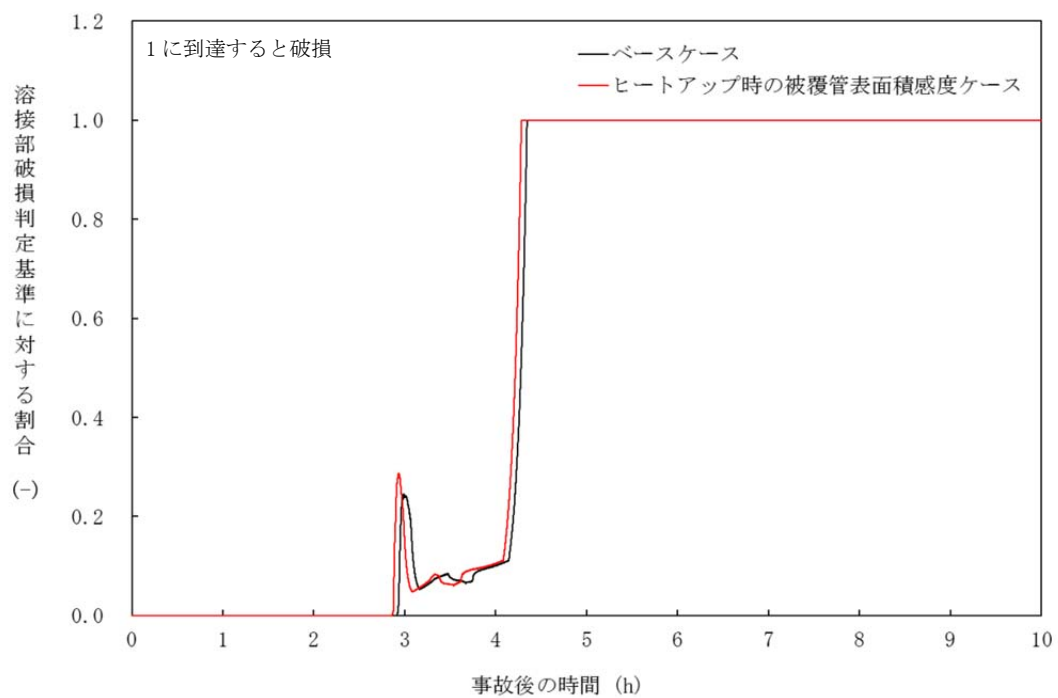


図4-5-7 ヒートアップ時の被覆管表面積の感度解析(7)

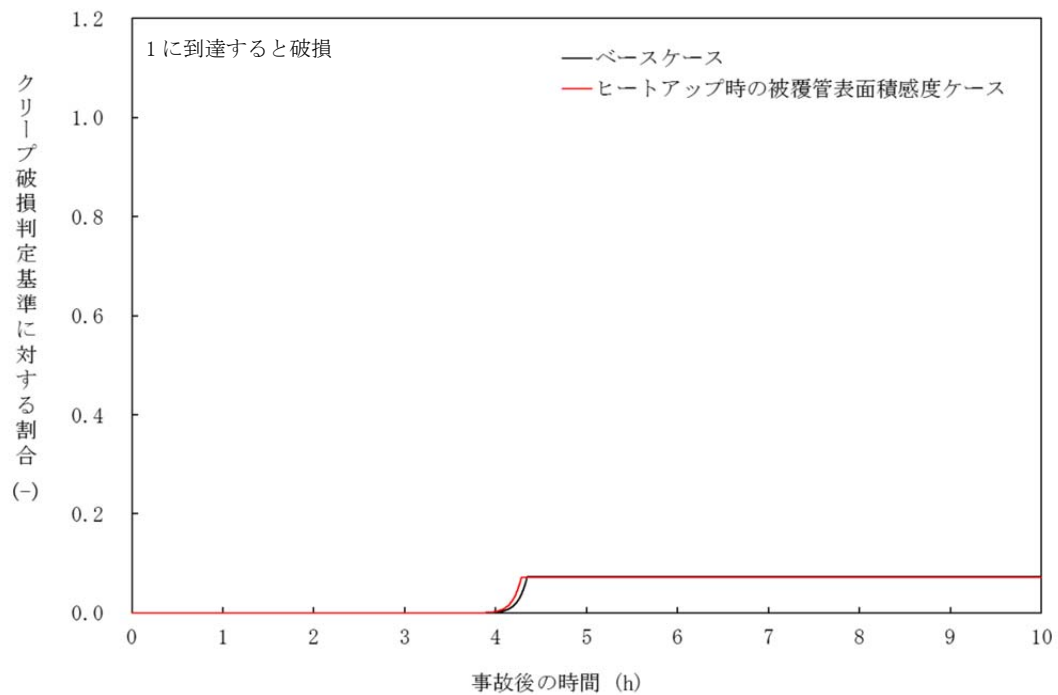


図4-5-8 ヒートアップ時の被覆管表面積の感度解析(8)

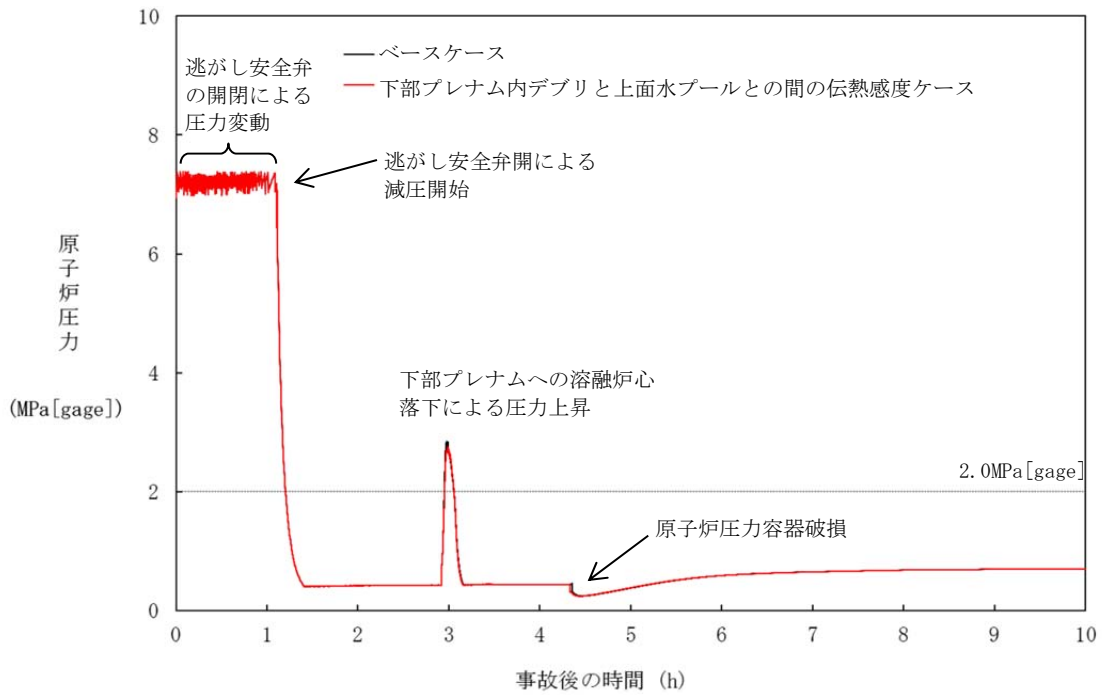


図 4-6-1 下部プレナム内デブリと上面水プールとの間の伝熱の感度解析 (1)

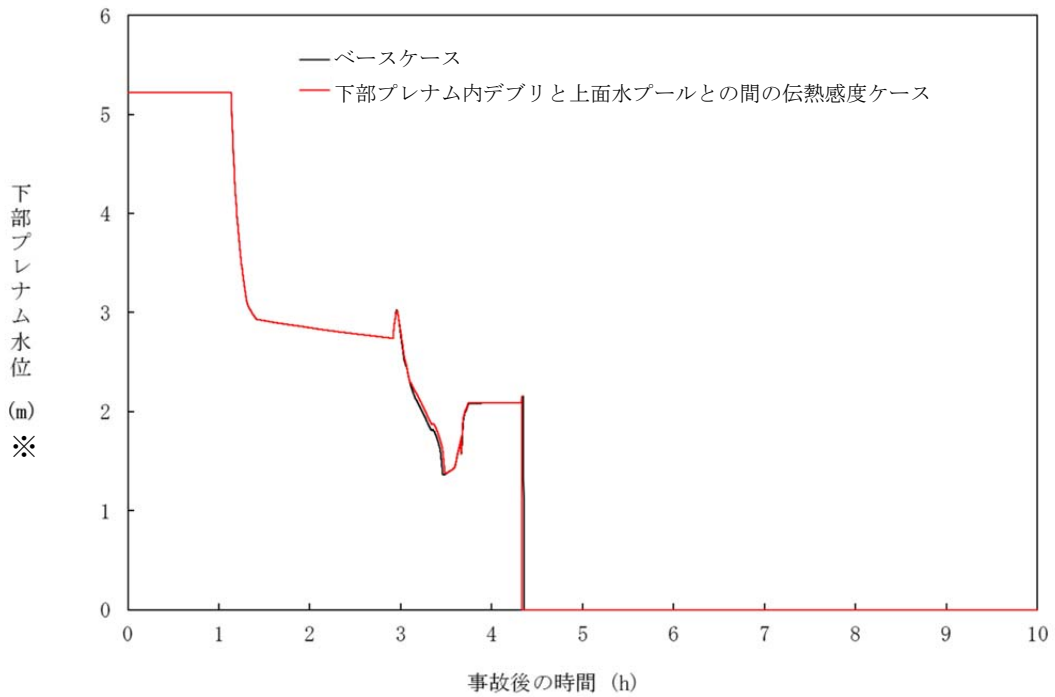


図 4-6-2 下部プレナム内デブリと上面水プールとの間の伝熱の感度解析 (2)
 ※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。

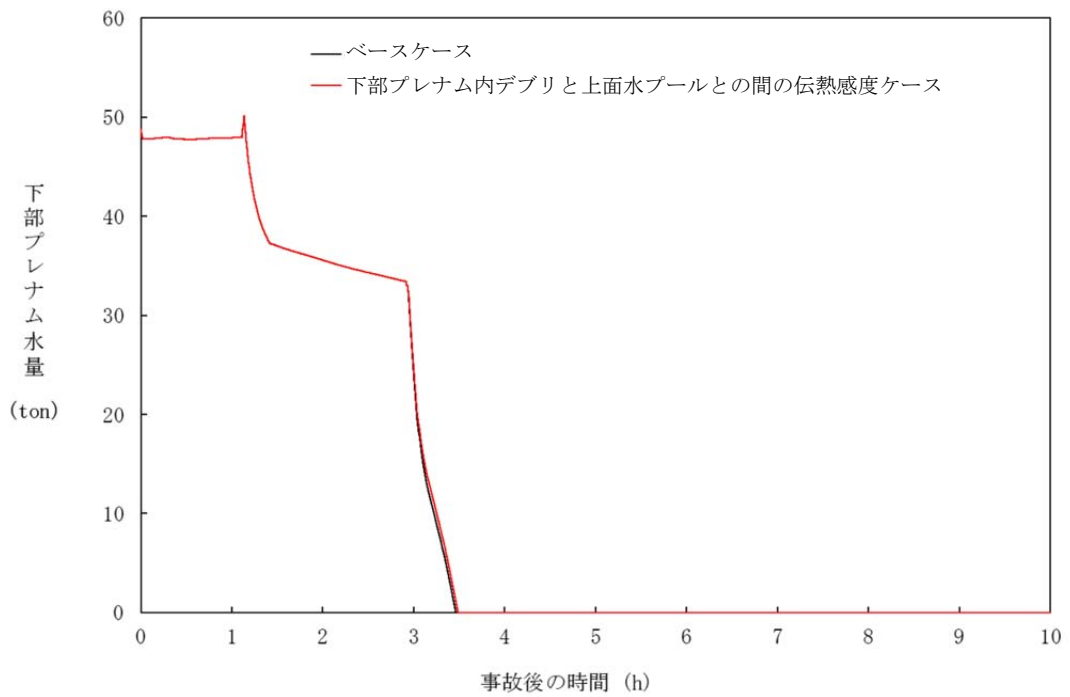


図 4-6-3 下部プレナム内デブリと上面水プールとの間の伝熱の感度解析 (3)

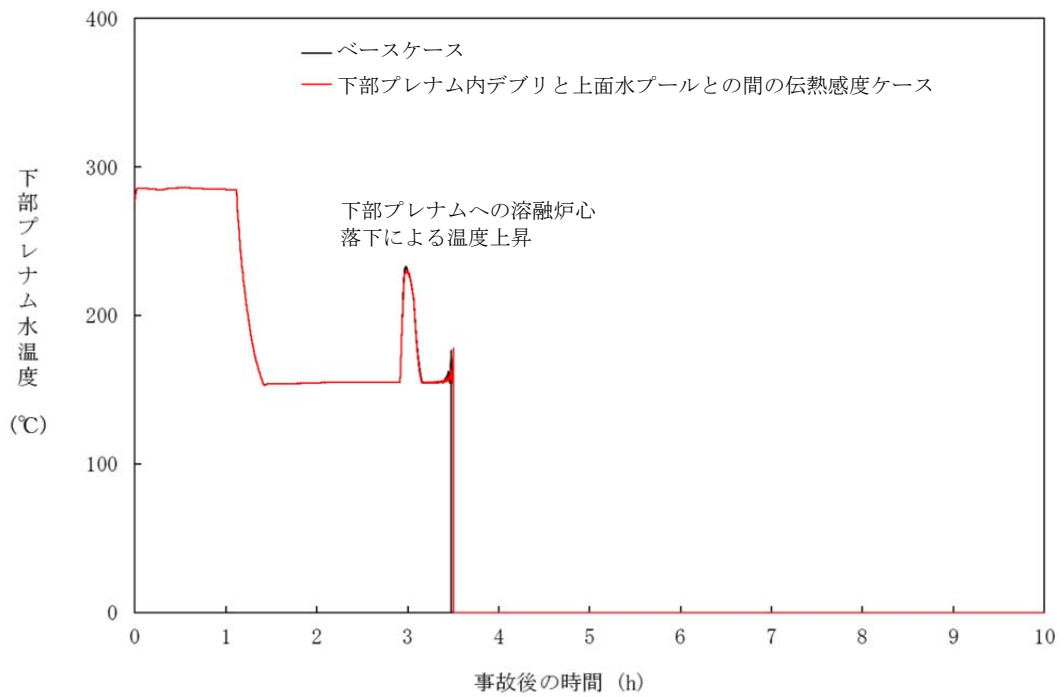


図 4-6-4 下部プレナム内デブリと上面水プールとの間の伝熱の感度解析 (4)

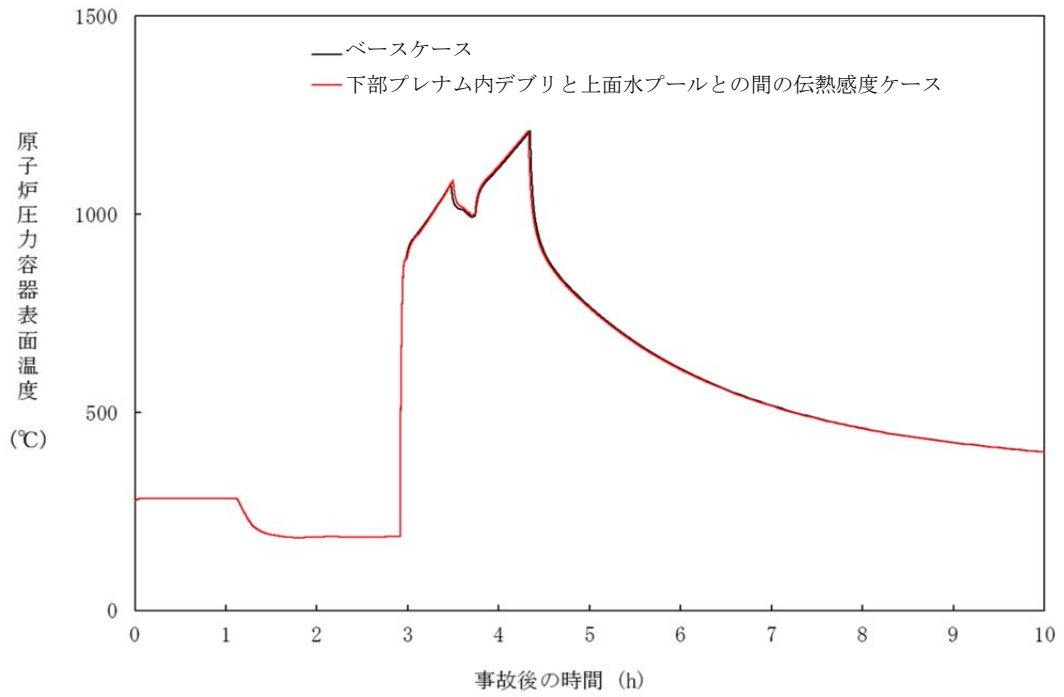


図 4-6-5 下部プレナム内デブリと上面水プールとの間の伝熱の感度解析 (5)

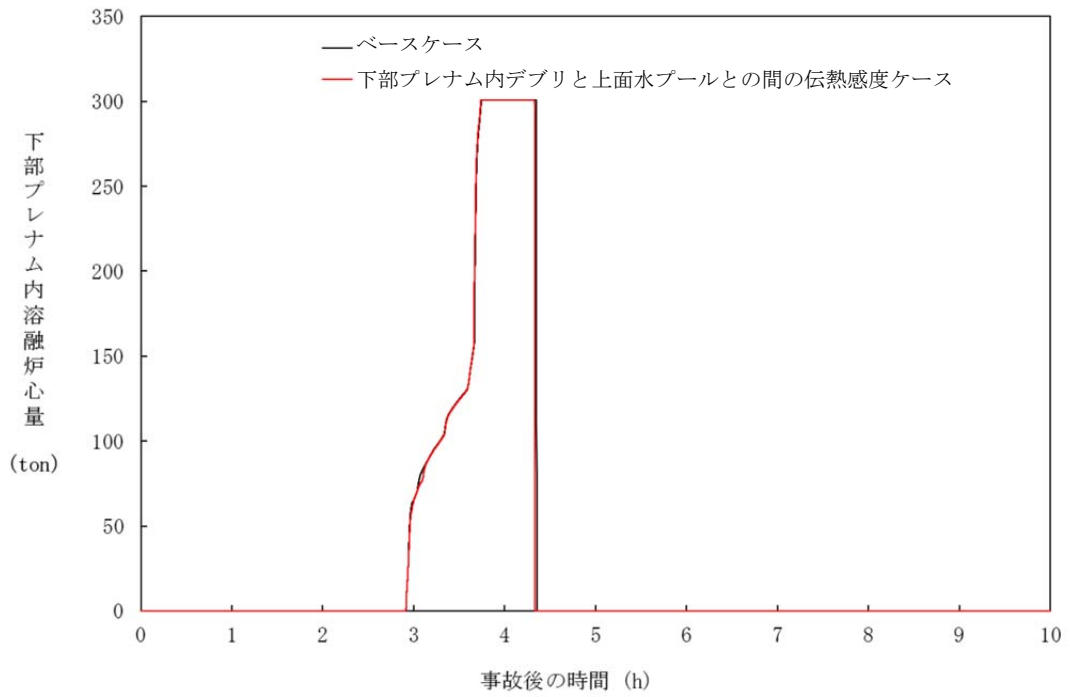


図 4-6-6 下部プレナム内デブリと上面水プールとの間の伝熱の感度解析 (6)

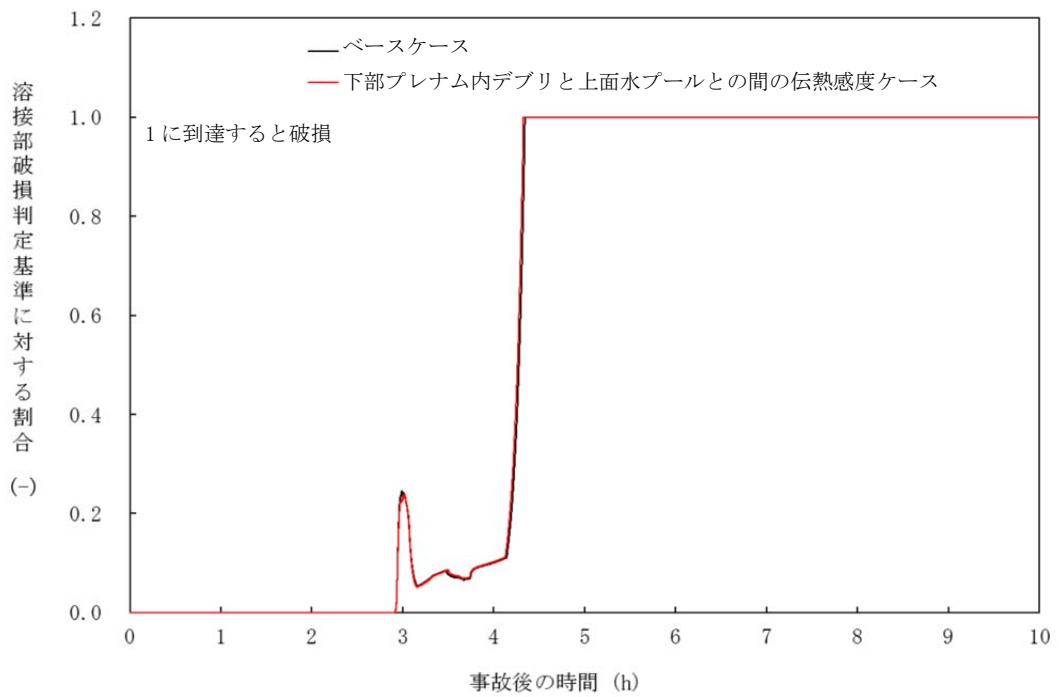


図 4-6-7 下部プレナム内デブリと上面水プールとの間の伝熱の感度解析 (7)

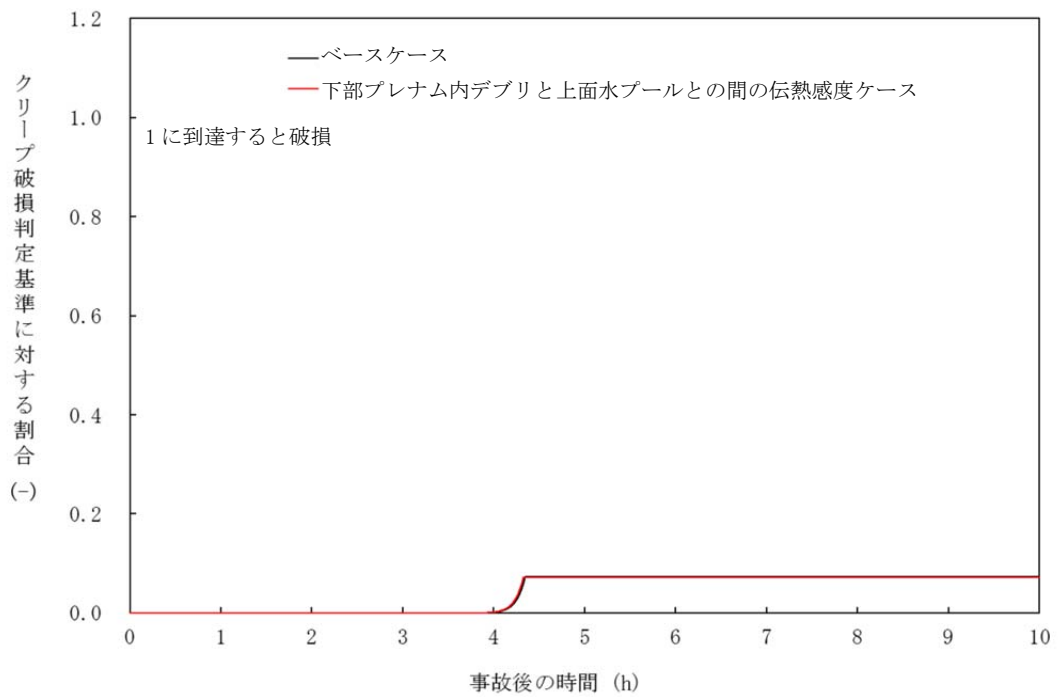


図 4-6-8 下部プレナム内デブリと上面水プールとの間の伝熱の感度解析 (8)

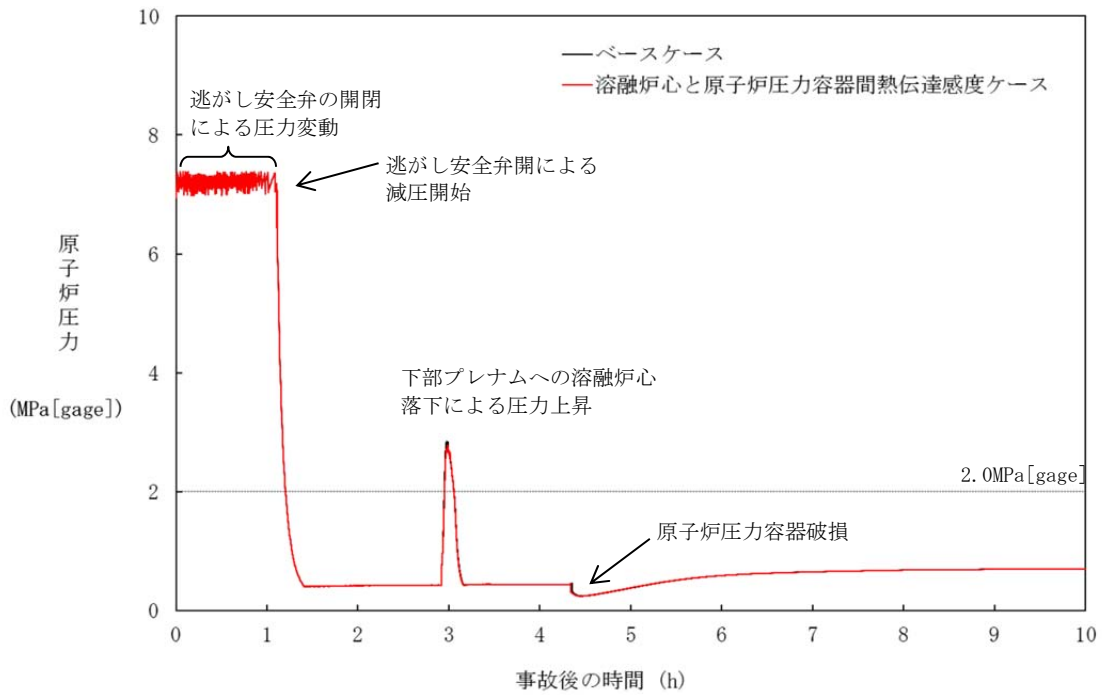


図 4-7-1 溶融炉心と原子炉圧力容器間熱伝達の感度解析 (1)

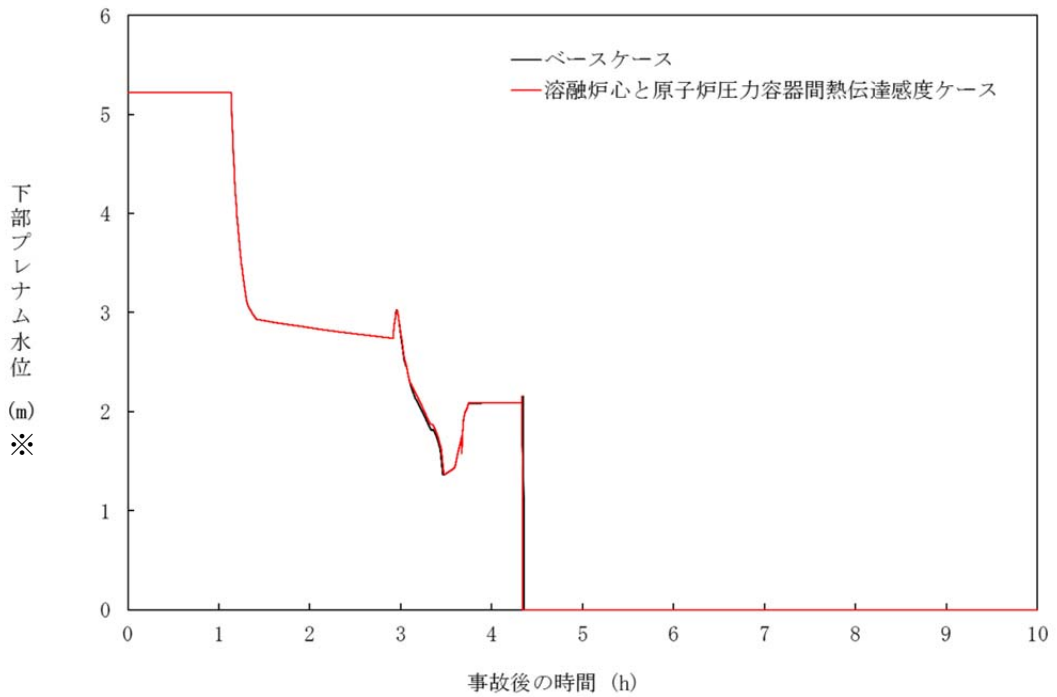


図 4-7-2 溶融炉心と原子炉圧力容器間熱伝達の感度解析 (2)

※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。

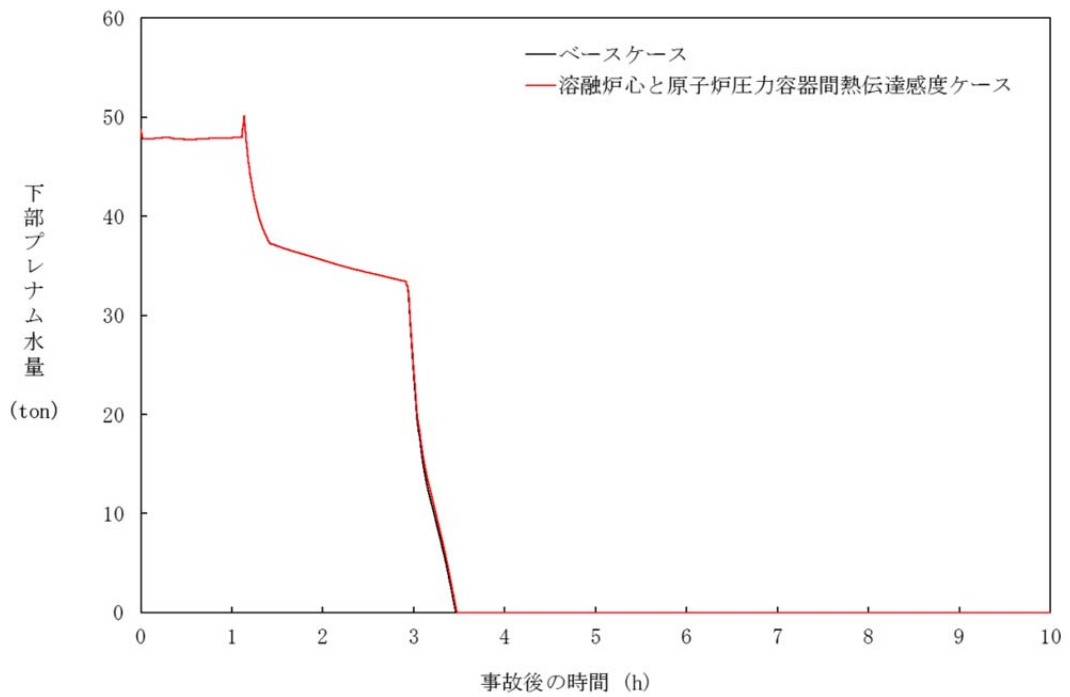


図 4-7-3 溶融炉心と原子炉压力容器間熱伝達の感度解析 (3)

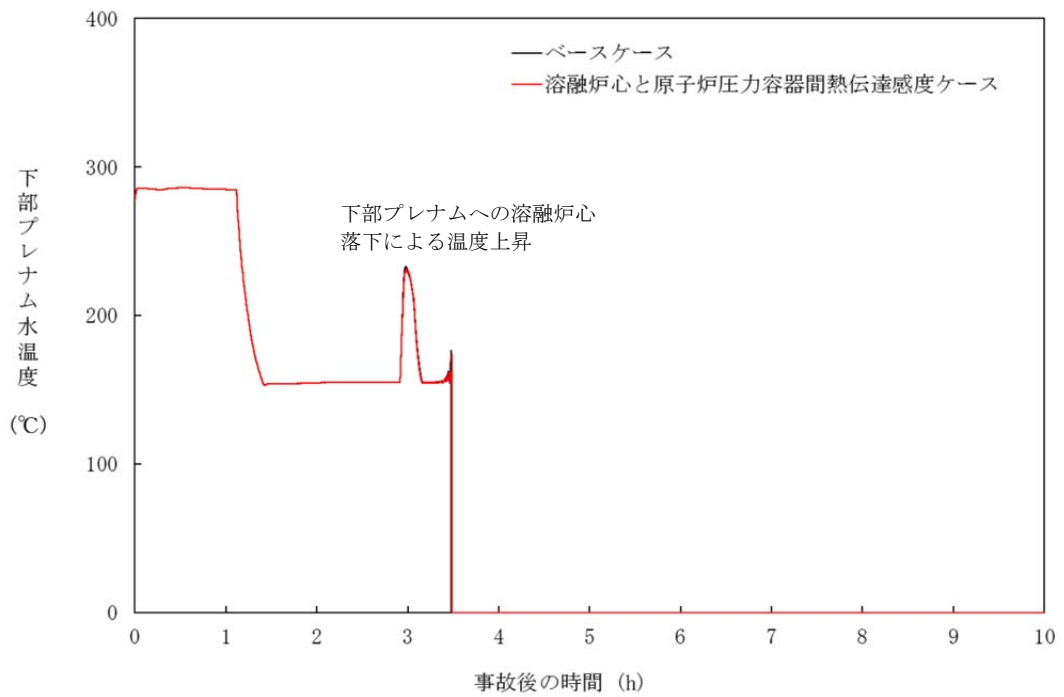


図 4-7-4 溶融炉心と原子炉压力容器間熱伝達の感度解析 (4)

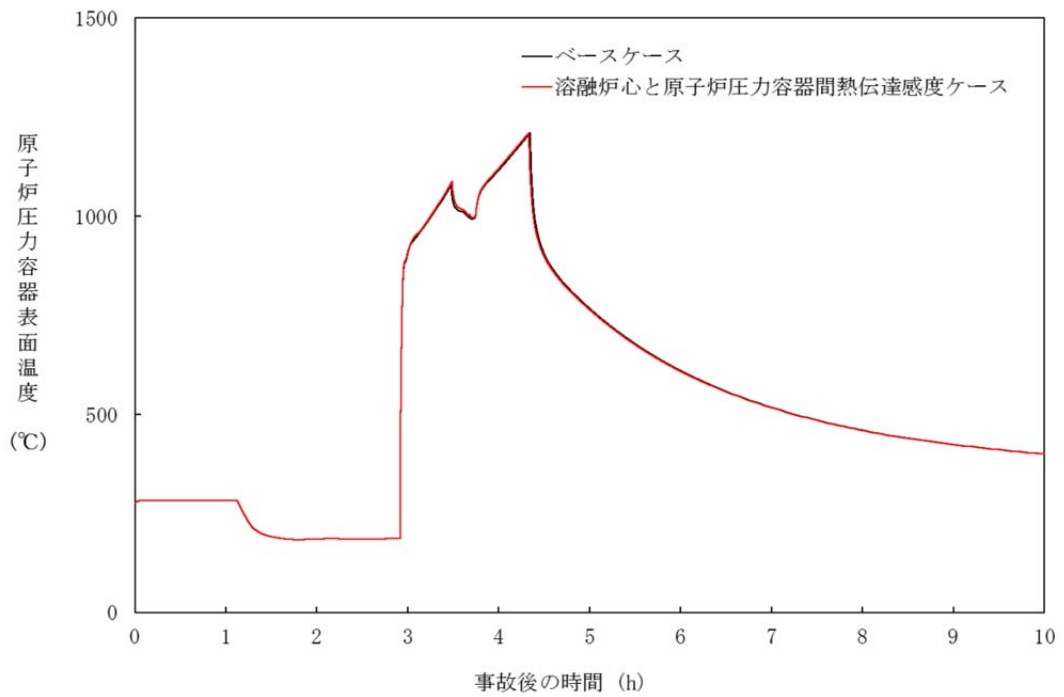


図 4-7-5 溶融炉心と原子炉圧力容器間熱伝達の感度解析 (5)

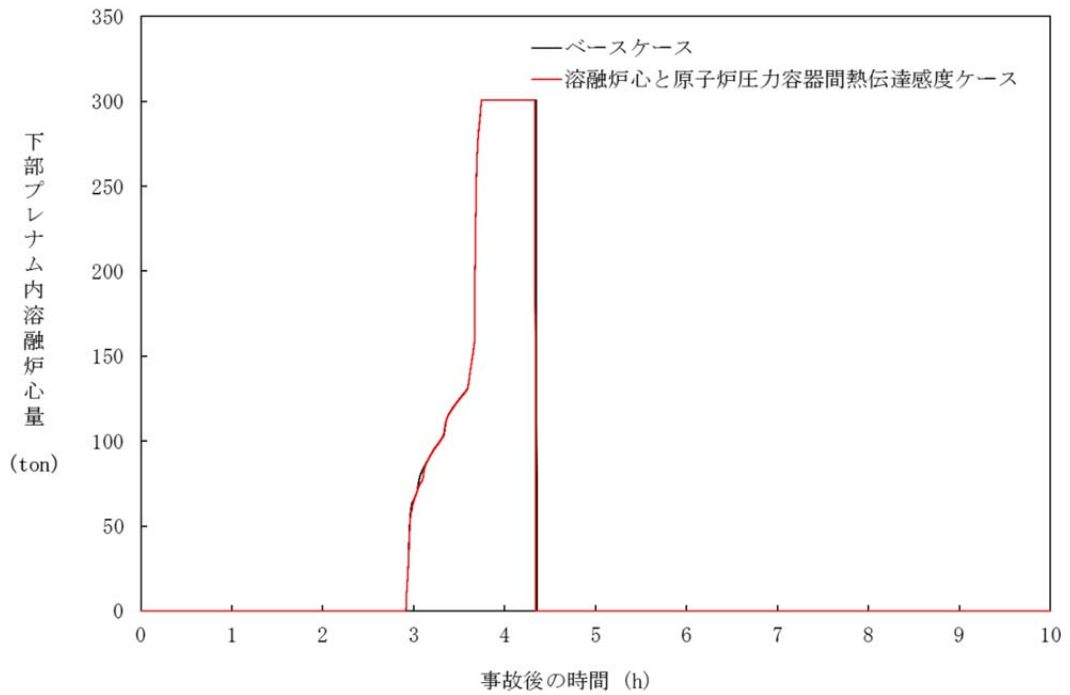


図 4-7-6 溶融炉心と原子炉圧力容器間熱伝達の感度解析 (6)

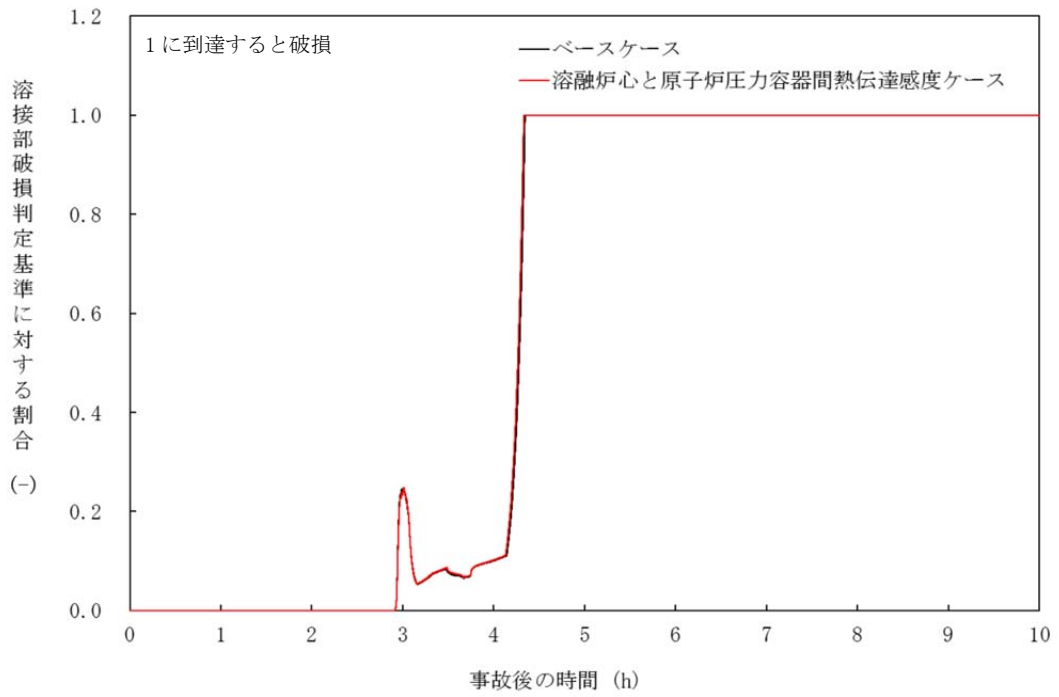


図 4-7-7 溶融炉心と原子炉圧力容器間熱伝達の感度解析 (7)

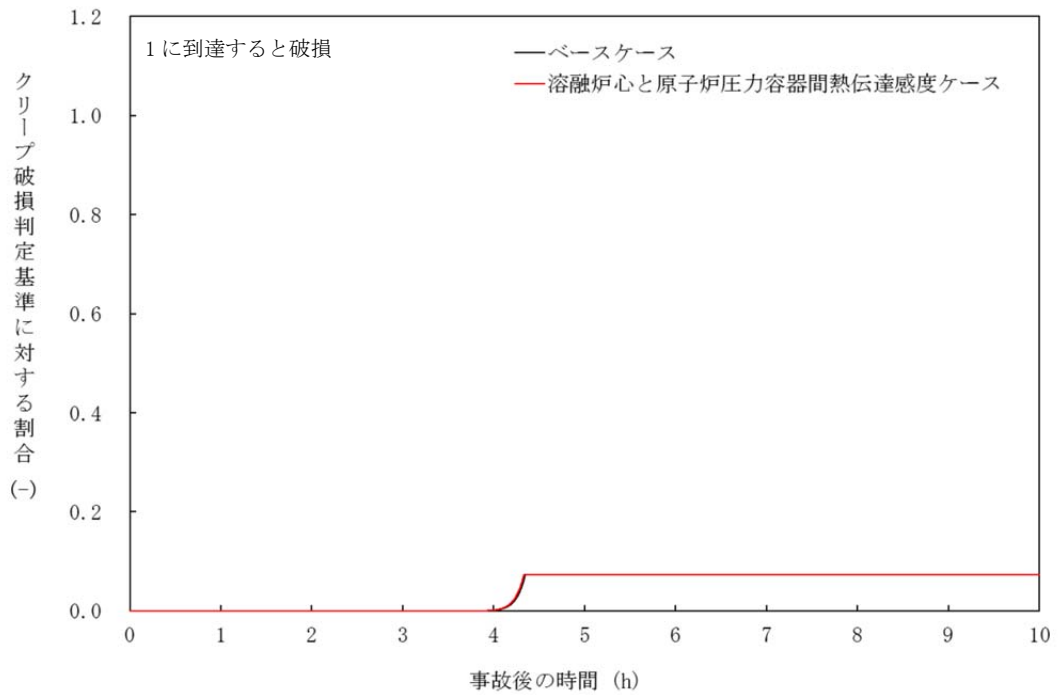


図 4-7-8 溶融炉心と原子炉圧力容器間熱伝達の感度解析 (8)

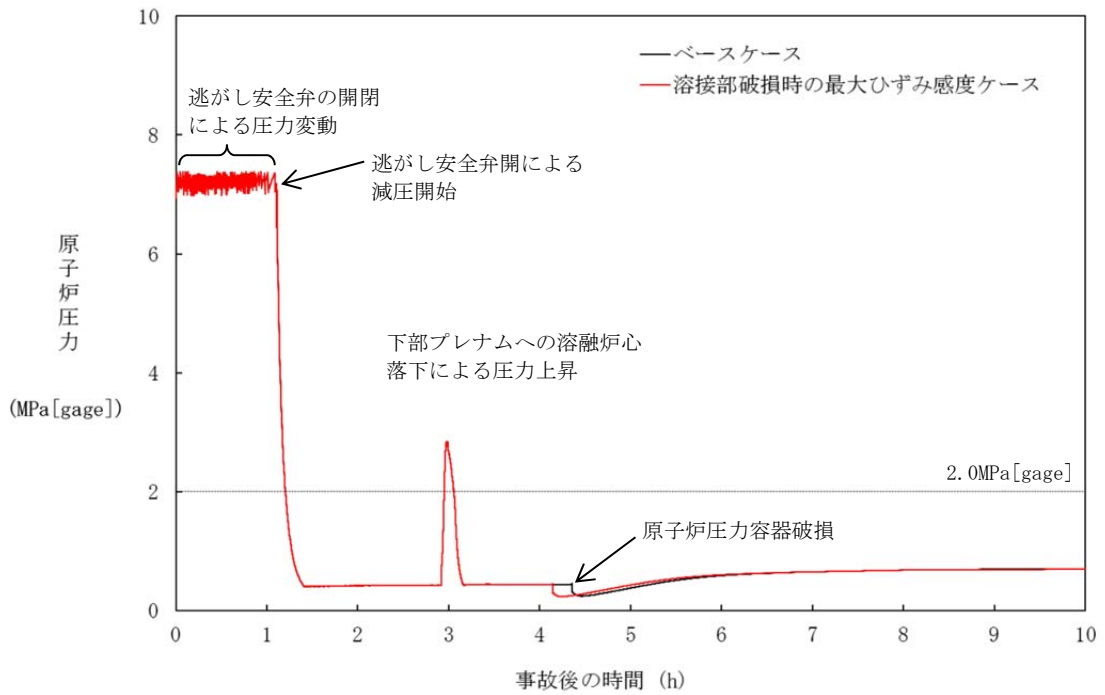


図4-8-1 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析(1)

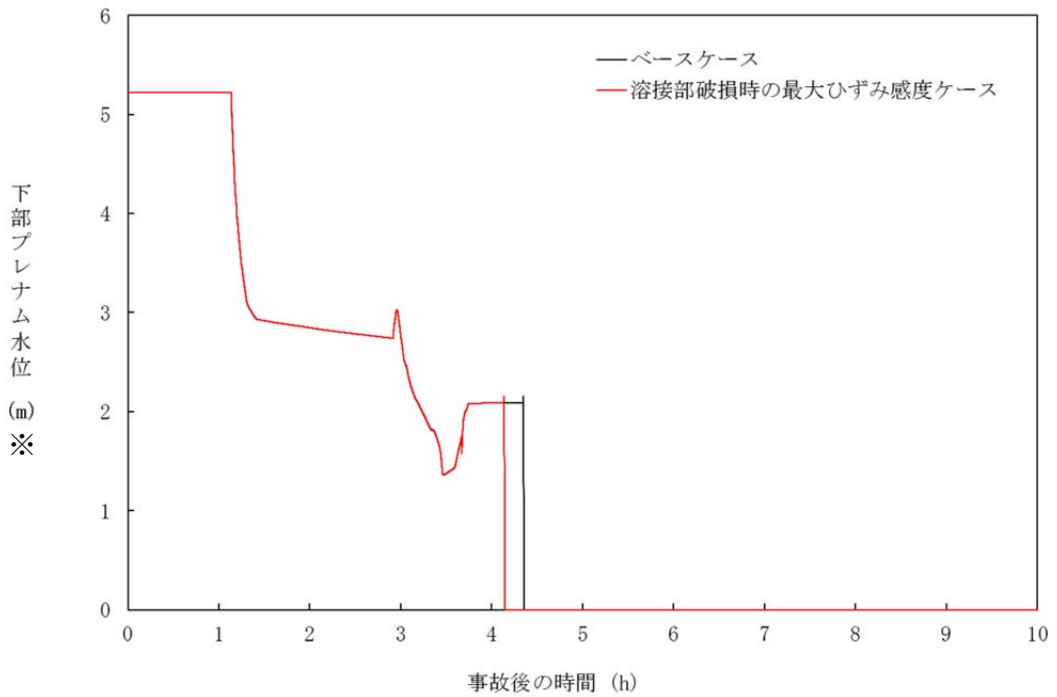


図4-8-2 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析(2)
 ※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。

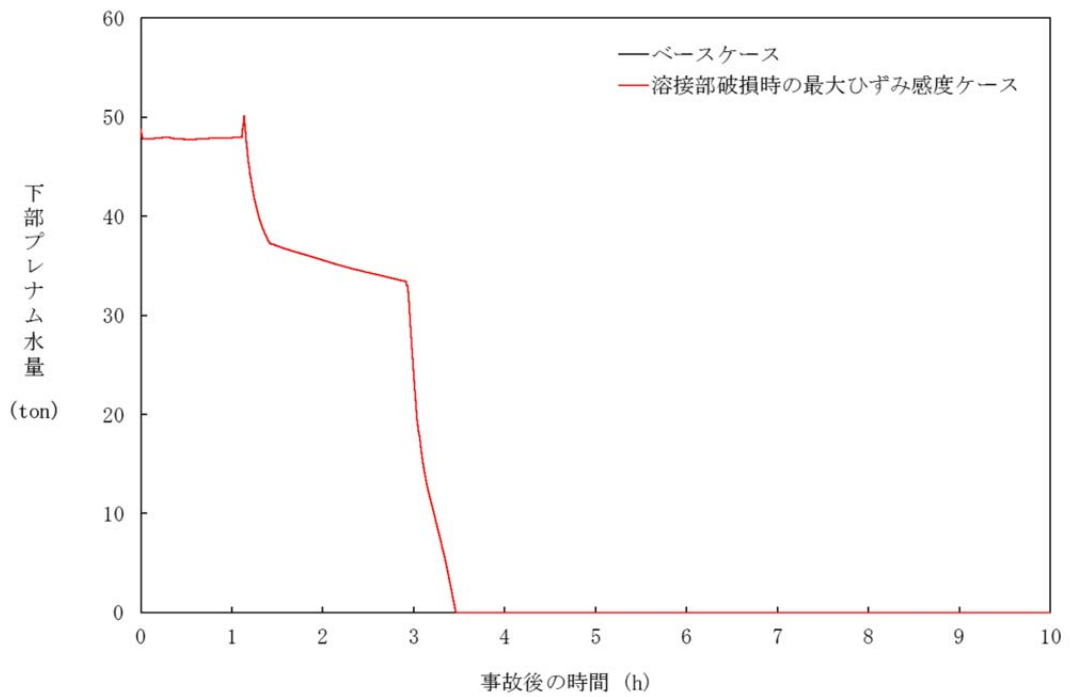


図 4-8-3 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析 (3)

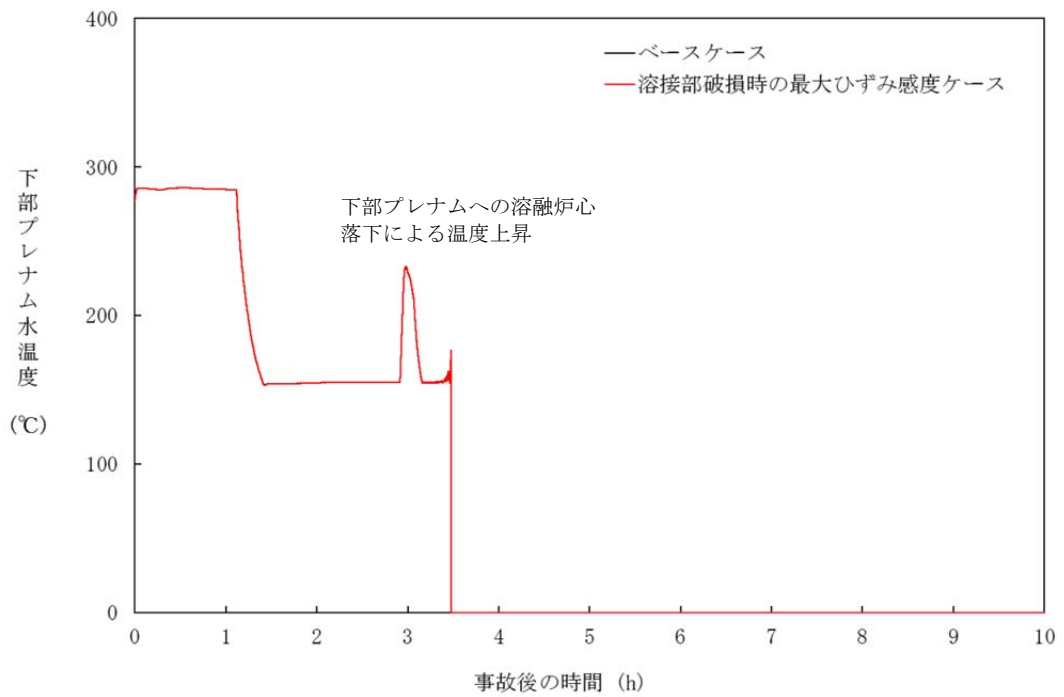


図 4-8-4 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析 (4)

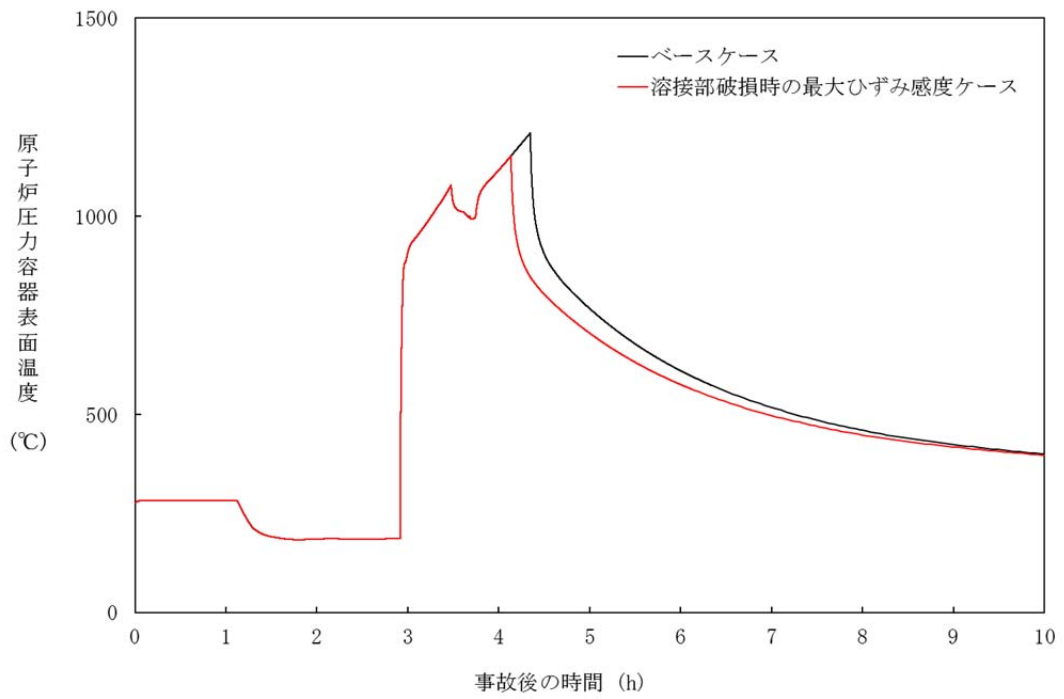


図 4-8-5 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析 (5)

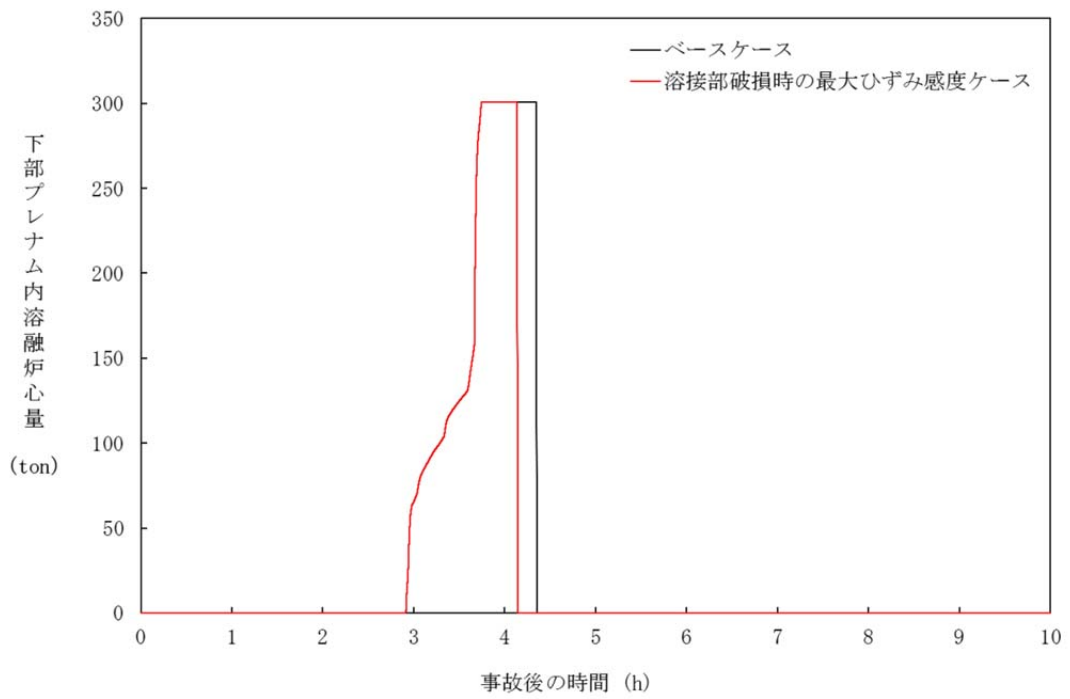


図 4-8-6 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析 (6)

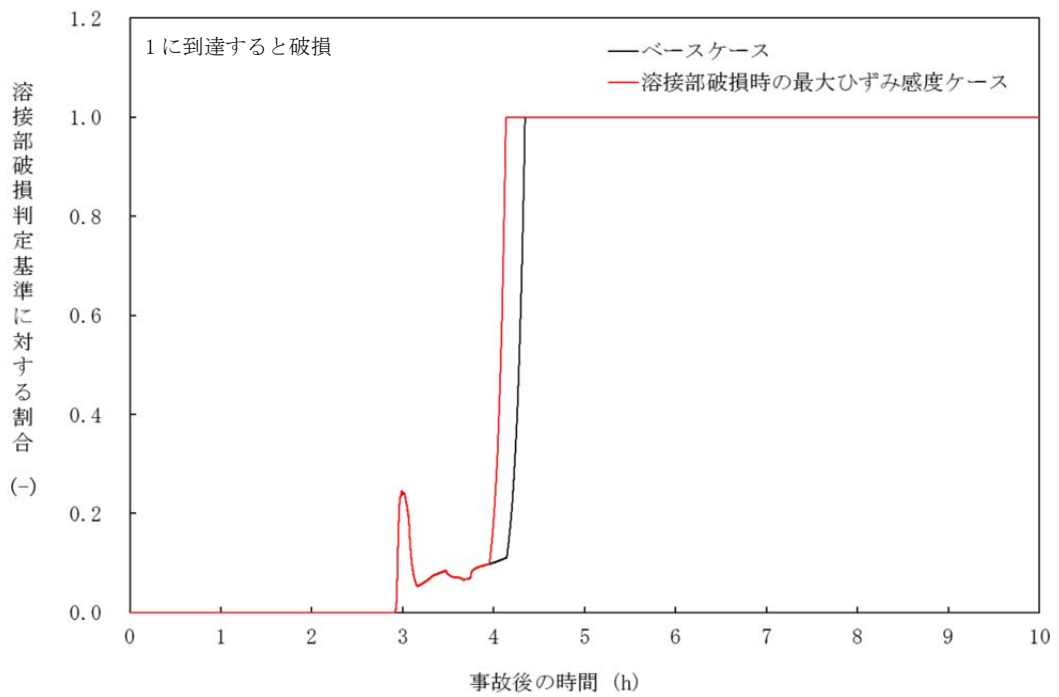


図4-8-7 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析 (7)

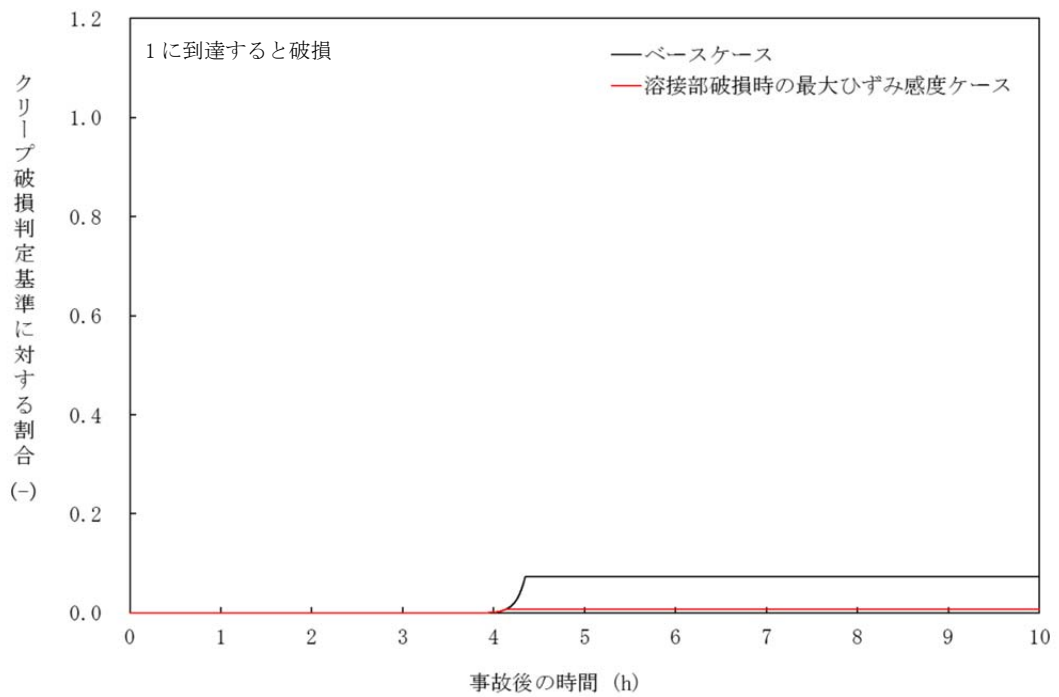


図4-8-8 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析 (8)

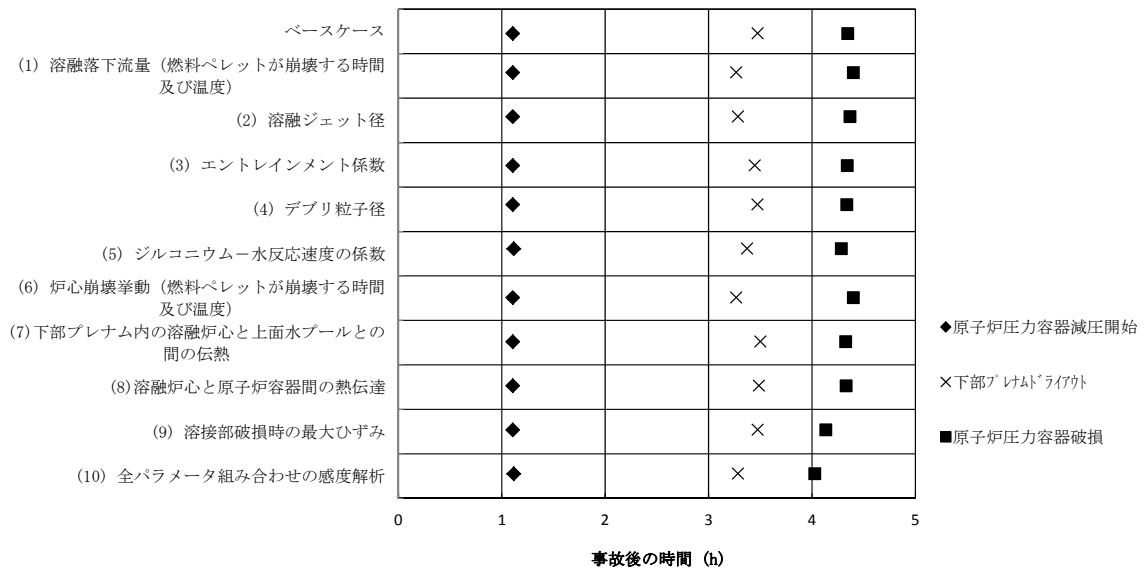


図 4-9-1 感度解析における原子炉圧力容器破損等の整理

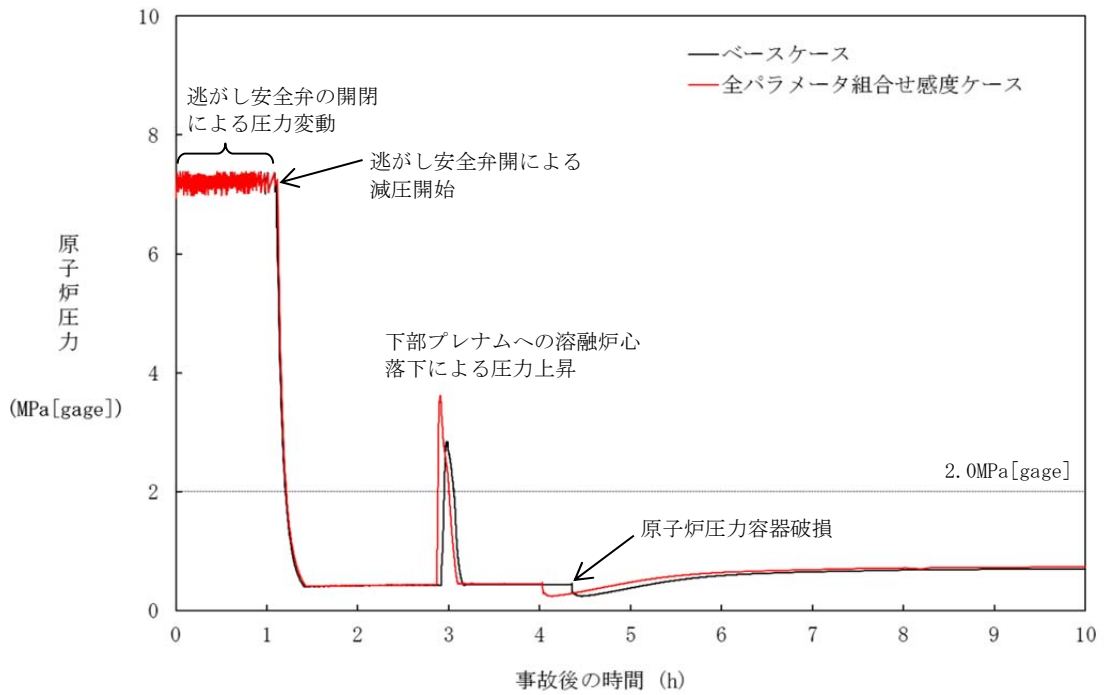


図4-9-2 全パラメータ組み合わせの感度解析 (1)

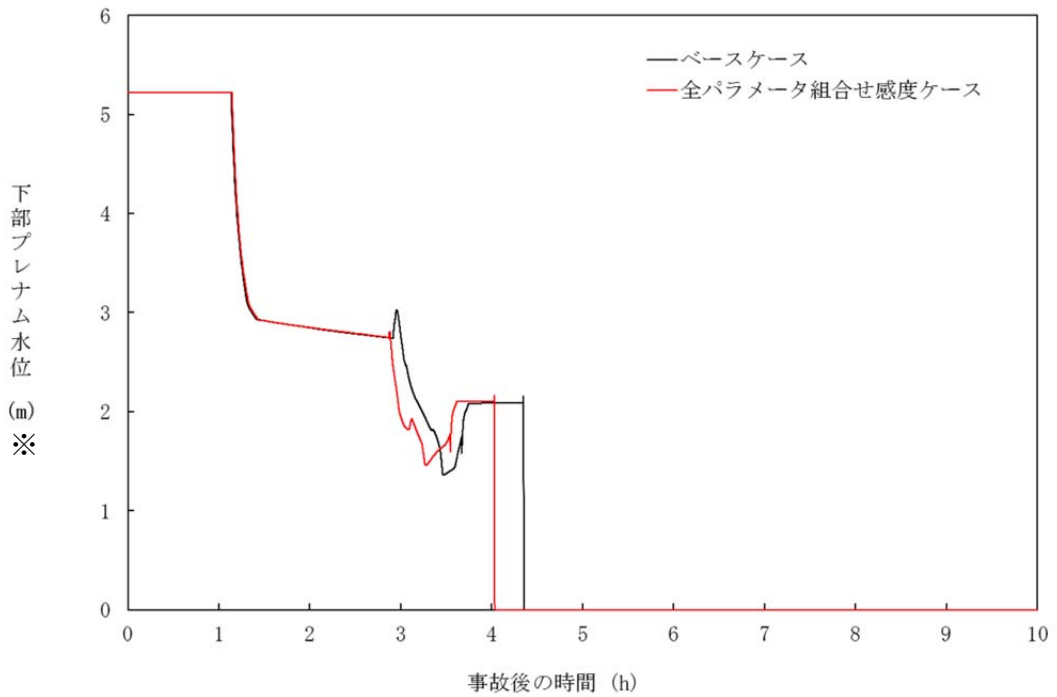


図4-9-3 全パラメータ組み合わせの感度解析 (2)
 ※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。

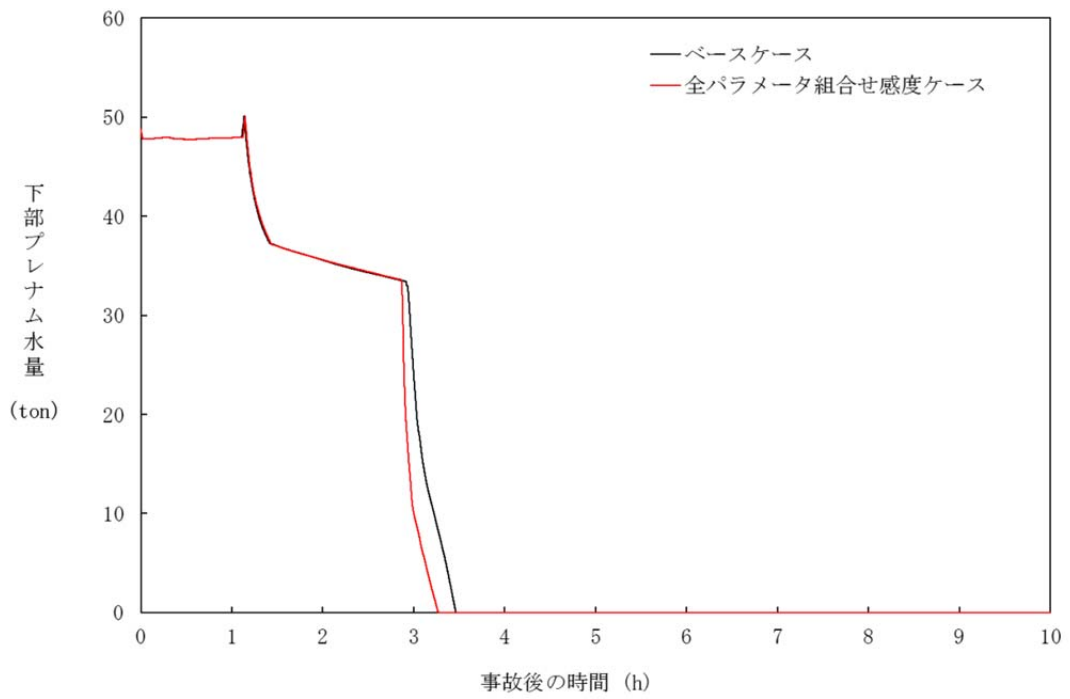


図4-9-4 全パラメータ組み合わせの感度解析 (3)

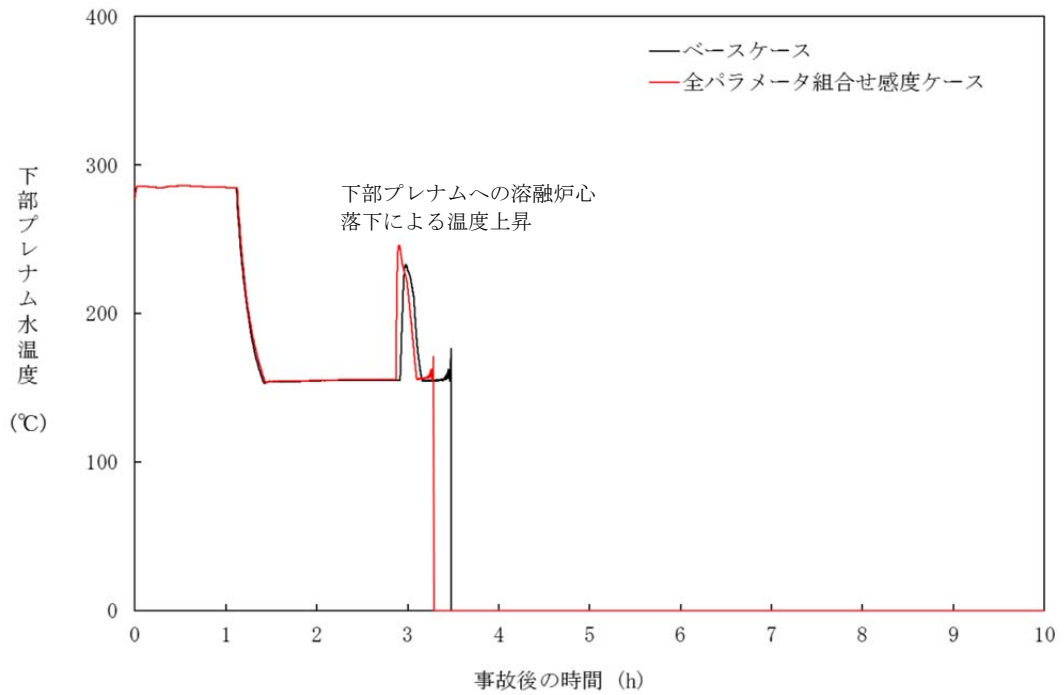


図4-9-5 全パラメータ組み合わせの感度解析 (4)

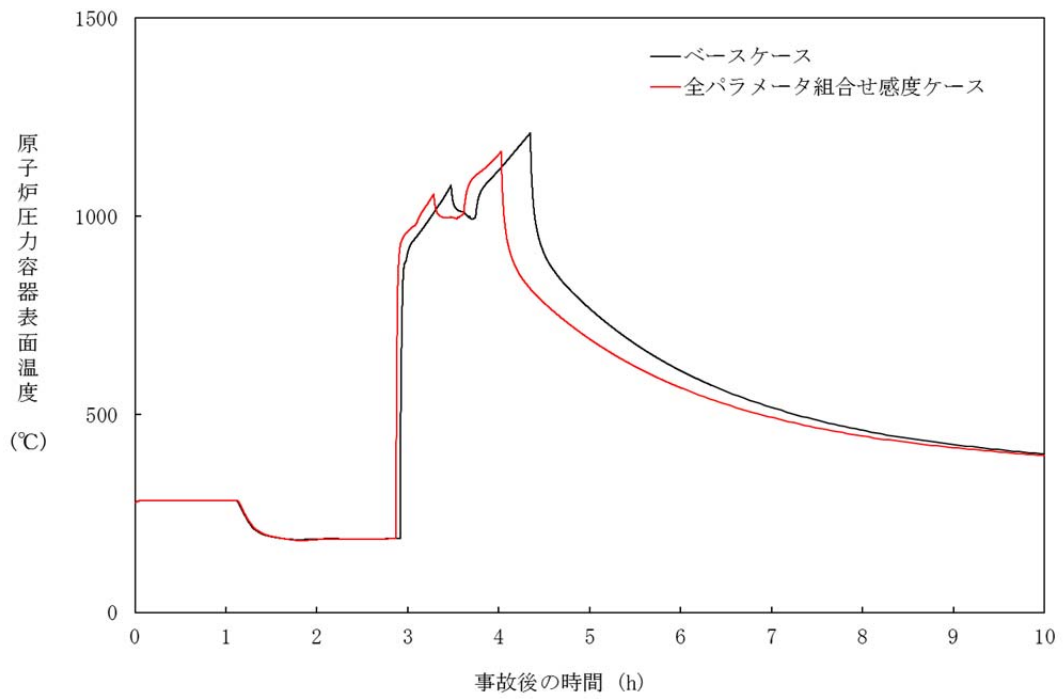


図4-9-6 全パラメータ組み合わせの感度解析 (5)

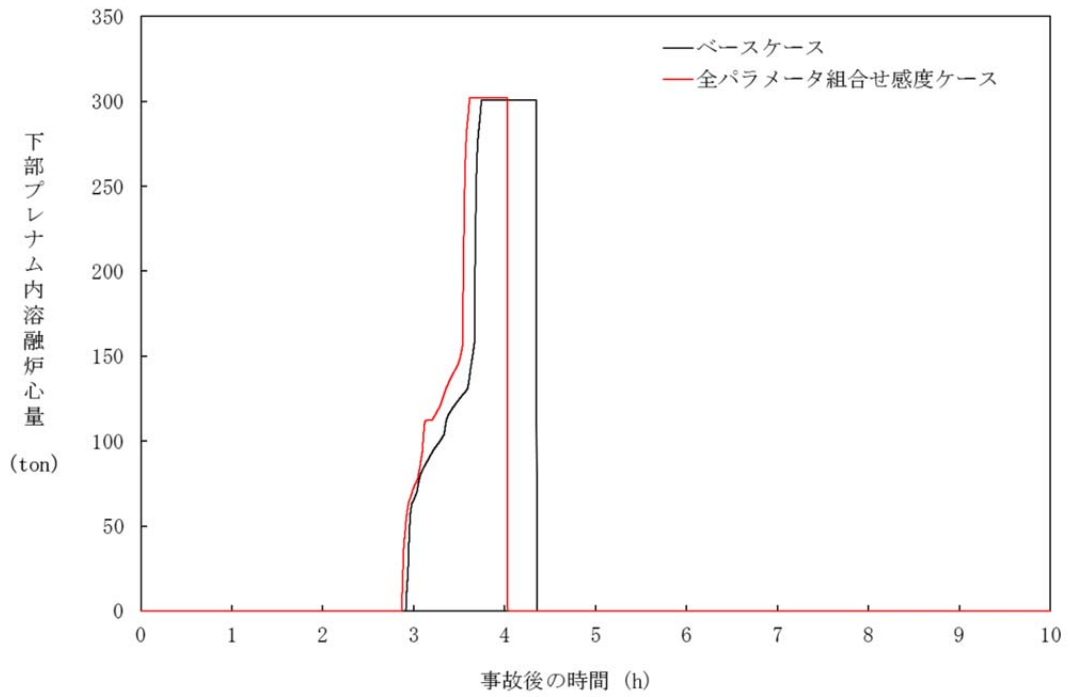


図4-9-7 全パラメータ組み合わせの感度解析 (6)

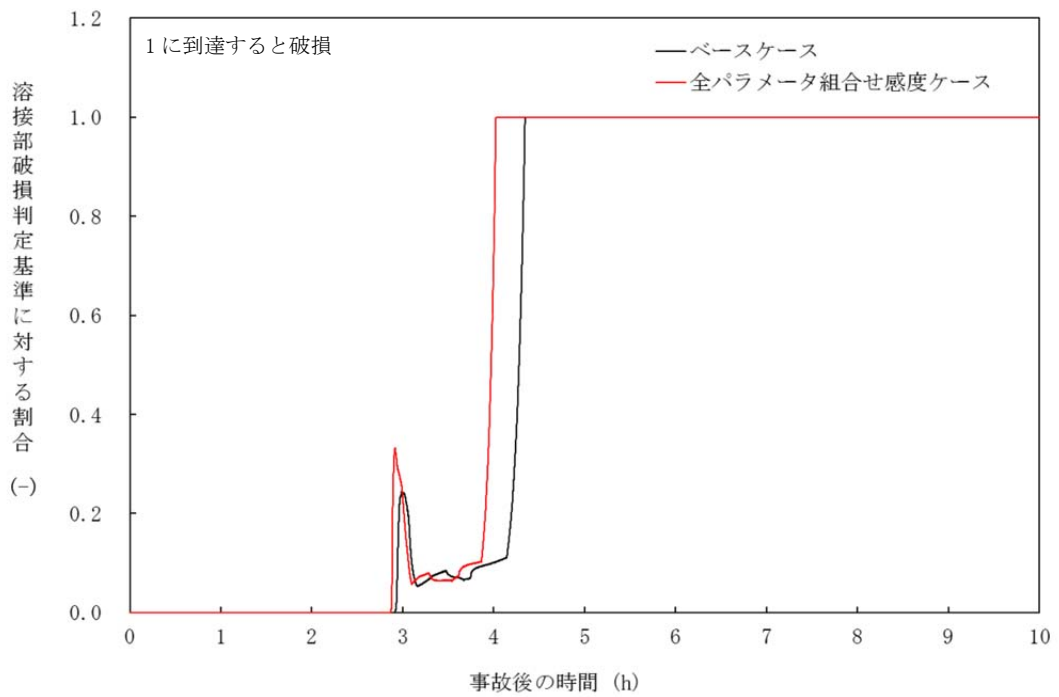


図4-9-8 全パラメータ組み合わせの感度解析 (7)

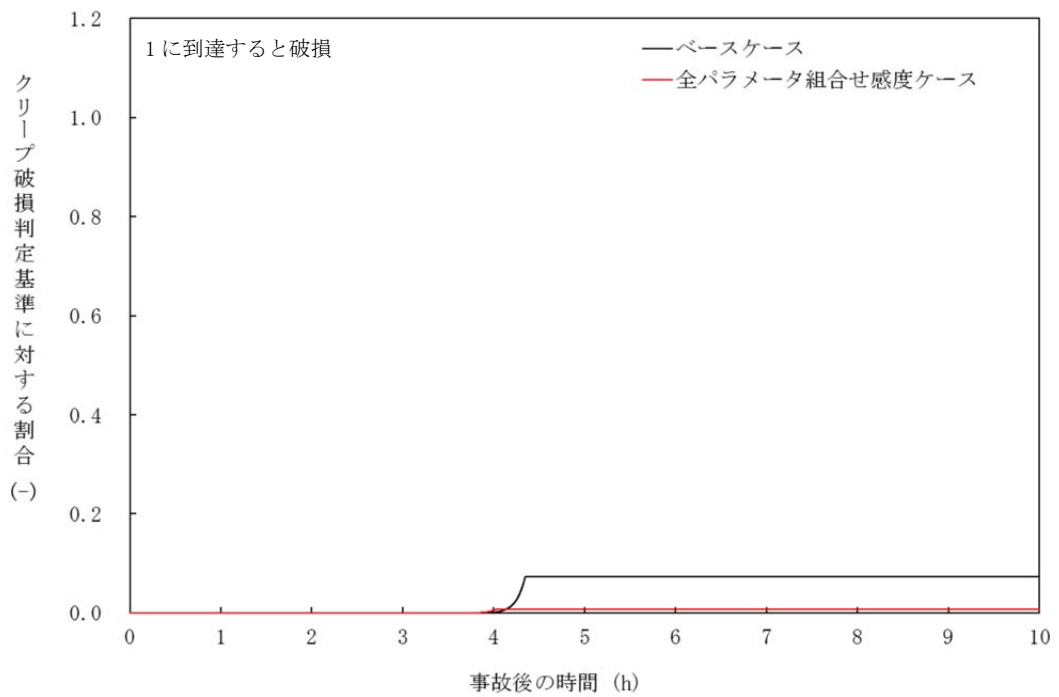


図4-9-9 全パラメータ組み合わせの感度解析 (8)

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以下の項目について、感度解析を実施し、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力への感度を確認した。

- ・燃料ペレットが崩壊する時間及び温度
- ・溶融ジェット径
- ・Ricou-Spalding のエントレインメント係数
- ・デブリ粒子径
- ・ジルコニウム-水反応速度の係数
- ・下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱
- ・溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達
- ・溶接部破損時の最大ひずみ

その結果、いずれの項目についても、圧カスパイクに対する感度は限定的であり、原子炉圧力容器破損時期の観点でも、原子炉圧力減圧時からの時間余裕が十分大きい結果となった。これらのパラメータの組み合わせた感度解析ケースにおいても、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力は2.0MPa[gage]を十分下回っている。

以上のことから、HPME/DCH の防止に関して、MAAP の解析モデルに関する不確かさは小さいと言える。

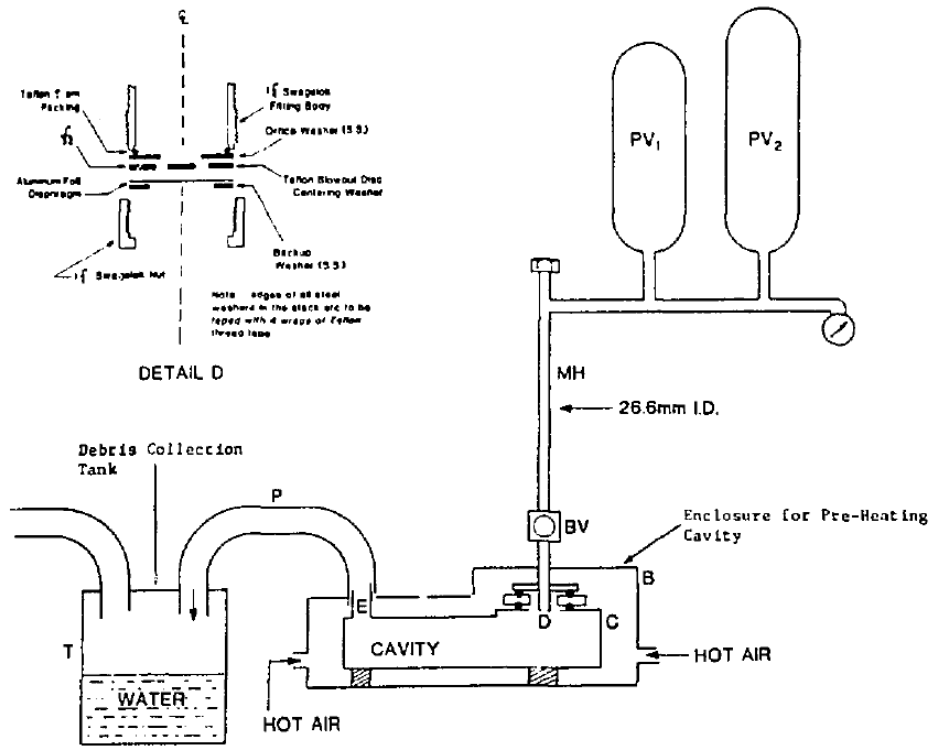
付録1 Surry 型原子炉下部キャビティの 1/42 スケール実験

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^[7]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。

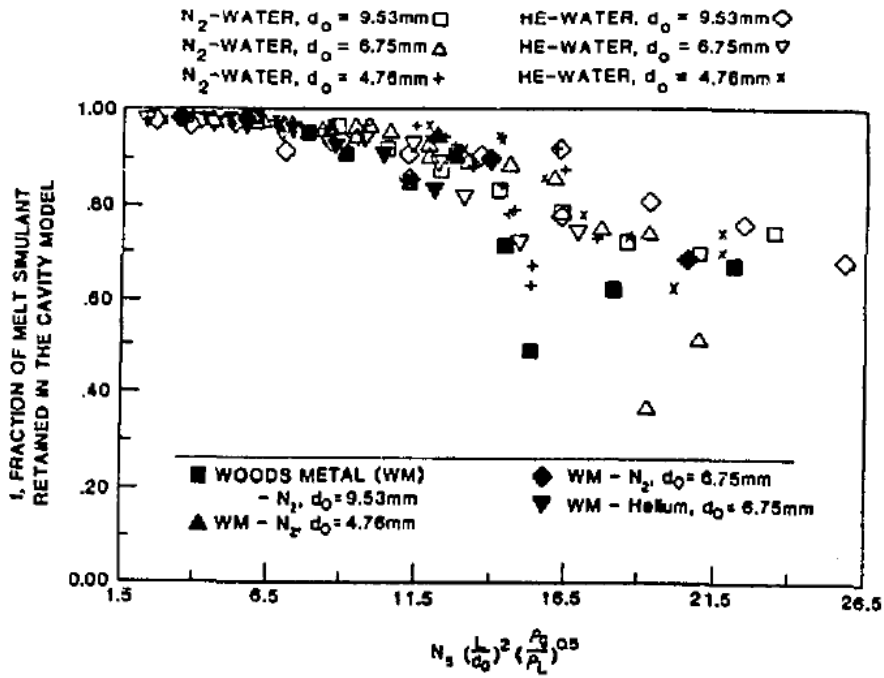
実験装置の概要を付図 1-1 に示す。模擬物質は弁の上のメタルホルダに保持され、弁を開放すると、模擬気体の圧力によって、模擬物質が原子炉下部キャビティに噴出する。その後、模擬気体のブローダウンによって模擬物質の一部が配管やタンクにエントレインされ、原子炉下部キャビティに残った模擬物質を測定する。

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 数に關係する無次元数 (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 数に關係する無次元数が 7 以下の場合に熔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、原子炉圧力容器破損口径 0.4m）に対しては、熔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。



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

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

No. 審査-7-1
に対するご回答

付録 2 溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性

(1) 感度係数の位置づけ

本感度解析に使用した係数は、下部プレナムに落下した溶融デブリ表面の金属層と上面水プールへの限界熱流束の乗数である。

付図 2-1 に、MAAP におけるデブリベッドへの冷却材浸入による冷却の状態図を示す。MAAP パラメータ内で本係数の適用する下限値「0」は、金属層が水に対して不透過性であり、熱は金属層表面で対流または熱伝導のみで水に伝わることを意味し、上限値「1」は水が金属層に浸入し、限界熱流束によって制限された速度で冷却され、かつ表面からも対流または熱伝導で除熱されることを意味する。本係数を調整することにより、金属層への水の浸入に伴う熱伝達の不確かさの影響を確認することができる。

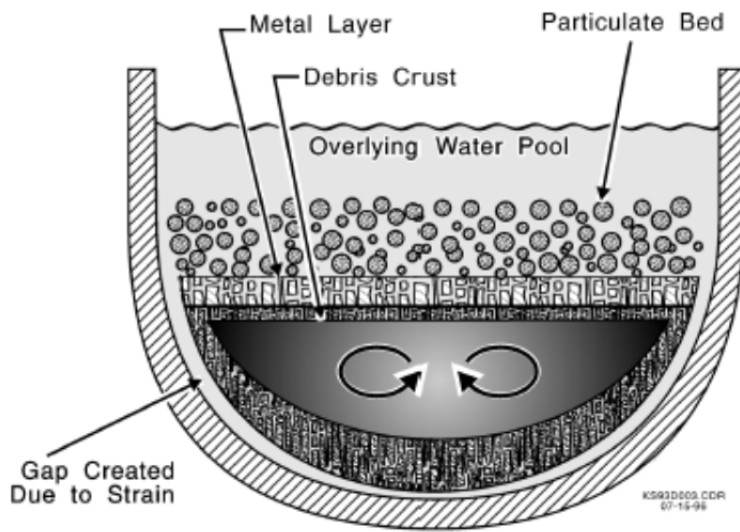
MAAP パラメータでデフォルト値として使用している値は、金属層への水の浸入が少ない場合を想定して、下限としてグリムスヴォトン溶岩での実験^{[4]※1} で得られた除熱量を参考にした設定値()、上限として MAAP の感度解析によりサーベイした、代表的な崩壊熱レベルの溶融デブリが冷却できる最小の除熱量に対応する設定値() を考慮し、その中間値() をデフォルト値としている。このとおり本係数は、不確かさを有するパラメータであるが、下記の感度解析にて示すとおり、デブリ冷却への影響は限定的であることから、推奨範囲の中間値をベースケース解析に用いることは妥当と考える。

※1：グリムスヴォトン溶岩 (Grimsvotn lava field) での実験

グリムスヴォトン溶岩に広範囲にスプレイ散布することで、熱伝達のみを除熱よりも早く溶岩が固化する現象が確認された。この実験ではスプレイ水の溶岩への浸入による除熱量(約 40kW/m²) が評価されている。

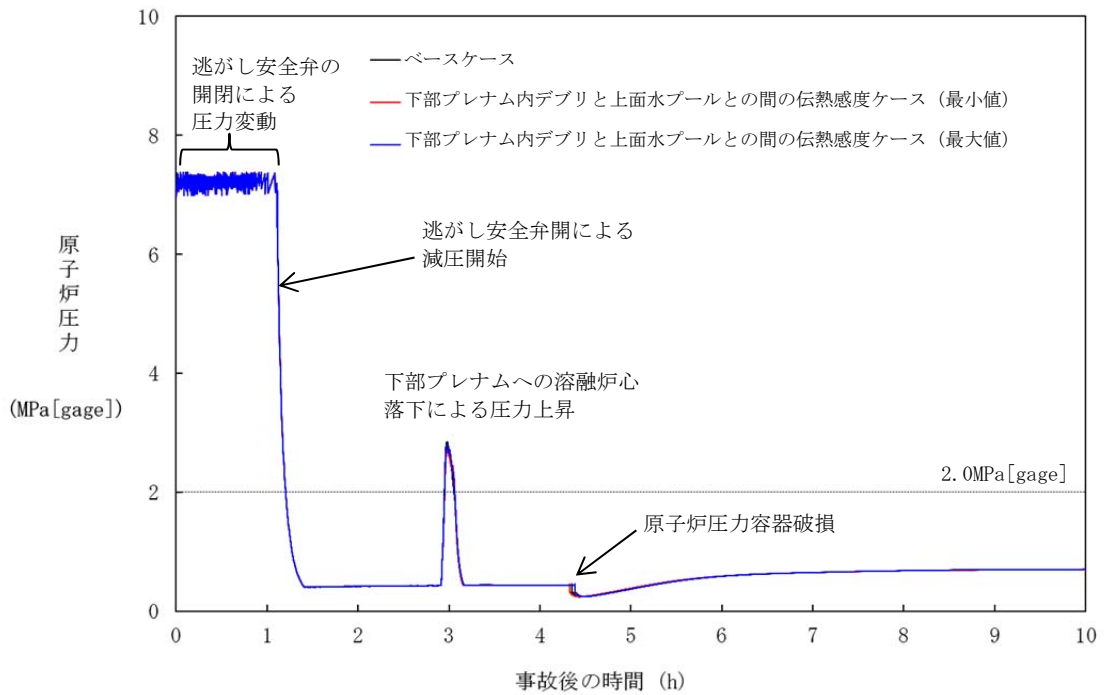
(2) 感度係数の影響

付図 2-2 に、係数を () ～ () の範囲で変化させた解析結果を示す。溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱は、原子炉圧力容器破損時間にほとんど影響を与えない結果となっている。このことから、推奨範囲の中間値() をベースケース解析において使用することは妥当と考える。



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

付図 2-1 デブリベッドへの冷却材浸入による冷却



付図 2-2 原子炉圧力の時間変化

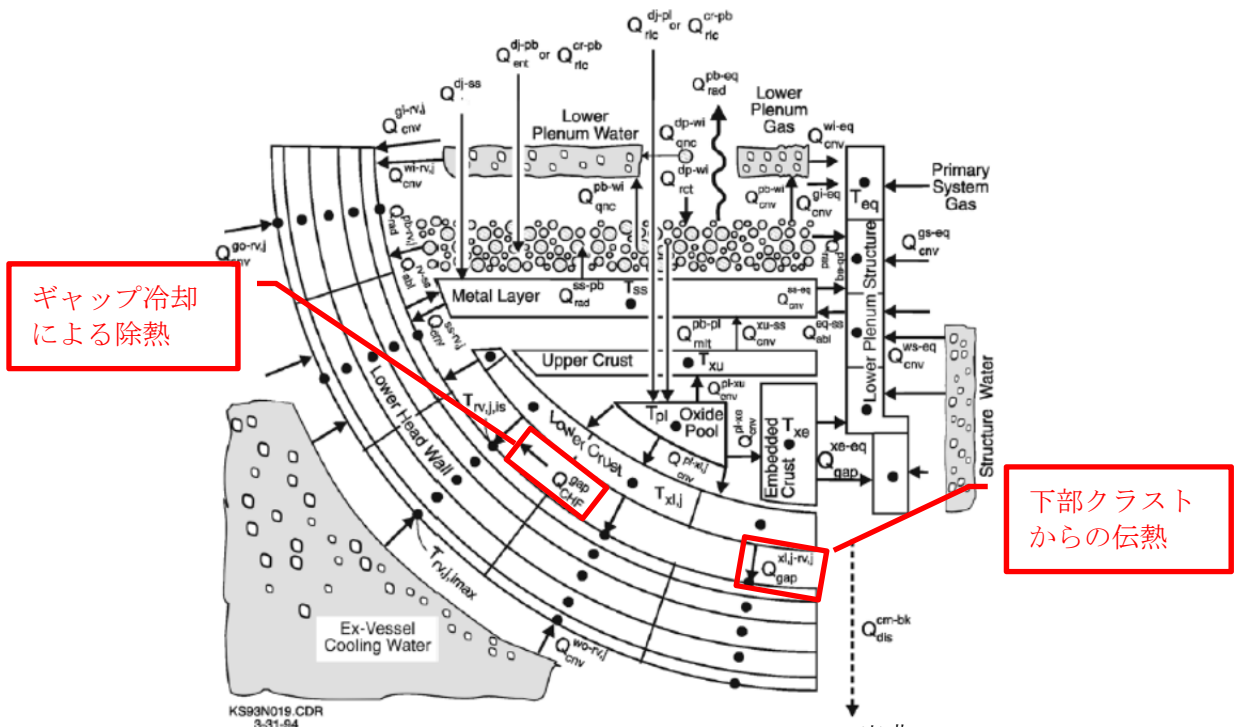
付録3 溶融デブリと原子炉圧力容器間の熱伝達におけるギャップ冷却について

付図 3-1 に下部プレナムでのエネルギー移行図を示す。

MAAP では、下部プレナムに落下した溶融デブリは溶融プールの外側にクラストが形成される。この時、下部クラストと原子炉圧力容器内面に歪みが生じ、下部クラストと容器内面に生じたギャップに冷却材が流入することでクラスト表面および原子炉圧力容器内面から除熱される「ギャップ冷却」が生じるというモデルになっている。

付図 3-1 に示すとおり、MAAP では、上述のギャップ冷却による除熱量と下部クラストから隣接流体への伝熱量を評価している。下部クラストから移行し、ギャップ冷却で取り除かれなかった伝熱量は、原子炉圧力容器内面への伝熱量として評価される。ギャップ冷却は、ギャップに浸入した水の沸騰時の限界熱流束により評価される。溶融デブリと原子炉圧力容器間のギャップに存在する水による除熱量と溶融デブリから原子炉圧力容器への伝熱量を比較すると、下部プレナムギャップの除熱量は、溶融デブリから原子炉容器への伝熱量に比べて非常に小さいことから、原子炉圧力容器温度の上昇が発生する。ドライアウト後、ギャップ冷却効果はゼロとなる。

以上のことから、下部プレナムギャップの除熱量が溶融デブリと原子炉圧力容器間の熱伝達に与える感度は小さく、4. 1 (8) の感度解析にて示すとおり下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数が原子炉圧力容器表面の温度に与える影響は小さいといえる。



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

付図 3-1 下部プレナムでのエネルギー移行図

参考文献

- [1] R. O. Gauntt and L. L. Humphries, “Final Results of the XR2-1 BWR Metallic Melt Relocation Experiment”, NUREG/CR-6527, Aug. 1997
- [2] 日本原子力学会 熱流動部会 編, 気液二相流の数値解析, 朝倉書店, 1993 年
- [3] R. E. Henry and H. K. Fauske, “The Two-Phase Critical Flow of One-Component Mixtures in Nozzles, Orifices and Short Tubes,” J. Heat Transfer, Trans. ASME, 1971.
- [4] Uncertainty Working Group of the MAAP User’ s Group, “MAAP4 UNCERTAINTY AND SENSITIVITY ANALYSES”
- [5] K. Kang, et, al,. Experimental Investigations on In-Vessel Corium Retention through Inherent Gap Cooling Mechanisms, Journal of Nuclear Science and Technology, 2006
- [6] JAERI-M 84-055 「炉心損傷事故解析及び研究の現状 -炉心損傷事故調査解析タスクフォース報告書-」1984 年 3 月
- [7] 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.