1 まえがき

高圧溶融物放出（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

溶融炉心が原子炉容器下部プレナムに落下し、１次系圧力が高圧の状態で、原子炉容器下部ヘッドが破損すると、溶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、溶融炉心が微粒子化して原子炉格納容器内に分散放出されるため、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。さらに、溶融炉心の中に存在する金属成分が水と反応して水素ガスが発生し、さらに水素燃焼を伴うことによっても原子炉格納容器の加圧が促進される。

本事象に関しては、米国において主として PWR について研究が行われており、実験研究において、原子炉格納容器区画内の内部構造物には溶融炉心を捕捉する効果があること、放出された溶融炉心の粒子径は小さいため、原子炉格納容器空間に移行する前に多くの保有熱を原子炉下部キャビティ等の雰囲気に伝達することがわかっている。また、実験データに基づいて作成された DCH モデルによる PWR プラントの解析により、DCH による原子炉格納容器破損の可能性は低いことが示されている。このことから、大型ドライ原子炉格納容器を有するプラントについては、HPME／DCH の原子炉格納容器健全性に対する脅威は小さいと結論付けている（NUREG/CR-6338）。

溶融炉心の分散放出は、高圧条件下で溶融炉心が１次系外に噴出される場合に発生するが、その圧力には閾値（しきい値）があり、１次系を減圧させることにより、溶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（添付 1-1 参照）。そこで、国内 PWR プラントでは、HPME／DCH 発生の防止のための対策として、炉心損傷検知後、速やかに加圧器逃がし弁を手動開放し、１次系の圧力を 2.0 MPa[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

実験等による知見から、溶融炉心の分散放出が無視できる１次系圧力は約 2.0 MPa[gage]と評価される。一方、原子炉容器破損時の１次系圧力には不確かさがあると考えられる。

HPME／DCH 防止の有効性を評価するに当たって、事故シーケンスとしては、１次系が高圧条件である「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」を選定している。４ループプラントの１次系圧力の応答は図 3-1 に示すとおりであり、約 3.3 時間に１次系強制減圧（加圧器逃がし弁手動開放）を行い、その後は、蓄圧タンク圧力（4.04MPa[gage]）以下まで

減圧した時点で、蓄圧注入が開始され、蓄圧タンク圧力とともに緩やかに低下する。約5.5時間で溶融炉心が下部プレナムへ落下し始め、溶融炉心と冷却水の相互作用（原子炉容器内 FCI）により発生した水蒸気により過渡的に加圧されるが、加圧器逃がし弁は開放されており、速やかに減圧し、約 6.7 時間の原子炉容器破損の時点で 1.8 MPa[gage]であり、原子炉容器破損後は、原子炉格納容器圧力と均圧する。

上記の事象進展において、原子炉容器破損の時点での１次系圧力に影響する要因としては、

・加圧器逃がし弁及び蓄圧タンクによる圧力変化
・下部プレナム部での溶融炉心と冷却水の相互作用（原子炉容器内 FCI）
・原子炉容器の破損時期

であり、それぞれについて不確かさの整理を行う。また、表 3-1 に原子炉容器破損時１次系圧力（DCH 防止）の不確かさに関する整理結果を示す。図 3-2 に以下について整理した流れ図を示す。

（１）加圧器逃がし弁及び蓄圧タンクによる圧力変化

加圧器逃がし弁による減圧挙動そのものは、加圧器逃がし弁の容量、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）が定まっているが、その設計値に基づく値となるようコード内で弁口径が調整されるため、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。低圧での弁質量流量の不確かさについて以下のとおり整理する。

ここで、1 次系強制減圧時点では加圧器内の保有水量がある程度減少していることから、気相単相での放出となる。気相単相の臨界流現象は、相変化を伴わない現象であるため、下記のように表すことができる。

$$G^2 = \left(\frac{2\gamma}{\gamma-1}\frac{P_0}{V_0}\right)\left\{\left(\frac{P_b}{P_0}\right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0}\right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma}}\right\}$$

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

$$\frac{P_c}{P_0} = \left(\frac{2}{\gamma+1}\right)^{\frac{\gamma}{\gamma-1}}$$

となり、臨界質量流束 G_c は以下となる[1]。

[1] 日本原子力学会 熱流動部会 編， 気液二相流の数値計算， 朝倉書店， 1993 年

$$G_c^2 = \left(\frac{\gamma P_0}{V_0}\right)\left(\frac{2}{\gamma+1}\right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma-1}}$$

G_c：臨界質量流束
P_0：上流側流体の圧力
P_b：背圧
P_c：臨界点の圧力
V_0：上流側流体の比体積（密度の逆数）
γ：ポリトロープ指数

Henry-Fauske のモデルにおいても、蒸気単相の場合は上式が使用されている（Henry-Fauske のモデルのクオリティに 1 を代入すると上式となる）。図 3-3 は、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している（着目している気相単相領域を丸で囲っている）。図 3-3 に示されるとおり、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[2]、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。

以上より、質量流量について不確かさは小さいと考えられるが、原子炉容器破損時の 1 次系圧力に影響を与えることから、加圧器逃がし弁の質量流量の感度を確認する。

蓄圧タンクによる注入開始後の圧力挙動は、蓄圧タンク内圧と 1 次系圧力の差圧に基づき計算される注入流量と状態方程式により求められる蓄圧タンク内圧によるものであり、蓄圧タンクの条件はプラント設計に基づき決定されるため、注入流量の不確かさは小さいと考えられるが、原子炉容器破損時の 1 次系圧力に影響を与えることから、蓄圧注入の圧力損失の感度を確認する。

（2）下部プレナム部での溶融炉心と冷却水の相互作用（原子炉容器内 FCI）[3]

下部プレナム部での FCI は、細粒化した溶融炉心（デブリ粒子）により下部プレナム残存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り、冷却水の状態、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、不確かさの要因として、

・冷却水の状態
・溶融炉心の落下速度と細粒化量
・冷却水とデブリ粒子の伝熱

---

[2] 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.
[3] 添付 3　溶融炉心と冷却水の相互作用について

に分けて考える。

冷却水の状態

原子炉容器内 FCI による水蒸気発生のし易さは水のサブクール度に依存し、加圧器逃がし弁開放後に１次系が減圧する過程では減圧沸騰しており飽和水である。したがって、水蒸気発生のし易さの観点では、不確かさは小さいと言える。

また、下部プレナム部の冷却水の量に関しては、１次冷却材の減圧沸騰に伴う減少と蓄圧注入による増加の結果であり、解析モデルは、一般的な質量及びエネルギ保存則に基づいており、不確かさは小さいと言える。

溶融炉心の落下速度と細粒化量

溶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、溶融炉心と水の接触のし易さ（＝接触面積）に依存する。即ち、

・溶融ジェットの落下径

・デブリ粒子の生成割合

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

ａ．溶融ジェットの落下径

溶融炉心の下部プレナムへの落下は、物理現象としては、溶融炉心のリロケーションにより下部炉心支持板の上部に堆積した溶融炉心のクラストが融解し、そこから溶融炉心が下部炉心支持板の開口部を通っ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、溶融ジェットの落下径は、下部炉心支持板の開口部の面積を等価直径として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の落下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、溶融ジェットの落下径により、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必要がある。

ｂ．デブリ粒子の生成割合

溶融炉心が冷却水に落下する際に、エントレインにより溶融炉心の一部が細粒化する。このときの細粒化量（細粒化速度）について、ＭＡＡＰコードでは、Ricou-Spalding の式により計算を行う。Ricou-Spalding モデルは、エントレイン量（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。

ＭＡＡＰコードでは、Ricou-Spalding の式の比例係数であるエントレインメント係数について、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最確値を設定している。したがって、エントレインメント係数には不確かさが存在すると考えられることから、エントレインメント係数に関して感度を確認する。

冷却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、デブリ粒子と水との伝熱はデブリ粒子の数とデブリ粒子の径に依存する。

前述のとおり、溶融炉心のエントレイン量は、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ことから、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。

（３）原子炉容器破損時期

DCH 防止の観点では、原子炉容器が破損する時点で、加圧器逃がし弁の開放により１次系圧力が 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、ここでは原子炉容器が破損する時間について考える。原子炉容器の破損が早まる場合には、その時点での１次系の圧力が 2.0MPa[gage]を超えた状態となる可能性がある。

原子炉容器が破損する時期に関係す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。この間、１次系強制減圧によって蓄圧タンク水が炉心に断続的に注入される。ＭＡＡＰコード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し、今後

も更なる知見の拡充が必要となる。原子炉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コードでは原子炉容器の破損は、計装用案内管溶接部の破損、クリープ破損等の複数の破損形態を模擬している。有効性評価では計装用案内管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容器破損を遅らせる方向となる。ここでは計装用案内管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。

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ー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コード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、ジルコニウムー水反応速度を選定した。工学的判断から、不確かさとして 2 倍を考慮し、感度解析を実施する。

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。

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。限界熱流束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限界熱流束に関する感度解析を実施する。

溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達

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[4]。また、計装用案内管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、原子炉容器破損へいた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ギャップに浸入した水との間の限界熱流束に関する感度解析を実施する。

原子炉容器破損判定

計装用案内管溶接部の破損については、せん断応力による判定と歪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、歪みによる判定では、破損時の最大歪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。後者については不確かさがあると考えられ、溶接部破損時の最大歪みに関する感度解析を実施する。

[4] K. Kang, et, al,. Experimental Investigations on In-Vessel Corium Retention through Inherent Gap Cooling Mechanisms, Journal of Nuclear Science and Technology, 2006

表 3-1　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	解析上の取扱い	感度解析条件
加圧器逃がし弁による圧力変化	加圧器逃がし弁開によって、１次冷却水が放出され、その過程で１次系が減圧沸騰すると想定される。	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。	加圧器逃がし弁質量流量 （４．（１）にて感度解析実施）
蓄圧タンクによる圧力変化	過熱炉心に蓄圧タンク水が注入されるため、水蒸気発生によって１次系圧力が上昇し、１次系圧力が上昇すると蓄圧注入が停止することを繰り返すと想定される。	蓄圧タンク内圧と１次系圧力の差圧に基づき計算される注入流量と状態方程式により求められる蓄圧タンク内圧によって評価される。	蓄圧注入の圧力損失 （４．（２）にて感度解析実施）
冷却水の状態	１次系強制減圧によって、冷却水は減圧沸騰すると想定される。	一般的な質量及びエネルギ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
溶融ジェットの落下径	溶融炉心によって下部クラストが破損し、下部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。	ジェット径は下部炉心支持板の開口部面積を等価直径として入力。	破損口径 （４．（３）にて感度解析実施）
デブリ粒子の生成割合	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 （４．（４）にて感度解析実施）
冷却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 （４．（５）にて感度解析実施）

表 3-1　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	解析上の取扱い	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 （４．（６）にて感度解析実施）
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。	ペレット崩壊時間及び温度 （４．（７）にて感度解析実施）
溶融炉心と上面水プールとの伝熱	溶融プール、クラスト、金属層の上に粒子ベッドが堆積し、蓄圧注入水が断続的に炉心に注入されるものの、注入量は限られるため、粒子ベッドはいずれ溶融すると想定される。	粒子ベッド状の発熱体に対する限界熱流束によって評価される。	限界熱流束に係る係数 （４．（８）にて感度解析実施）
溶融炉心と原子炉容器間の伝熱	原子炉容器がクリープしているため、溶融炉心の下部クラストと原子炉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、注入量は限られるため、原子炉容器はいずれ破損すると想定される。	溶融炉心と原子炉容器の間のギャップでの限界熱流束に係る係数を入力。	下部プレナムギャップ除熱量に係る係数 （４．（９）にて感度解析実施）
原子炉容器破損判定	貫通部のせん断応力、貫通部の歪み、原子炉容器本体のクリープ等によって原子炉容器が破損すると想定される。	貫通部のせん断応力、貫通部の歪み、原子炉容器本体のクリープ損傷割合等から原子炉容器破損が評価される。	溶接部破損時の最大歪み （４．（１０）にて感度解析実施）

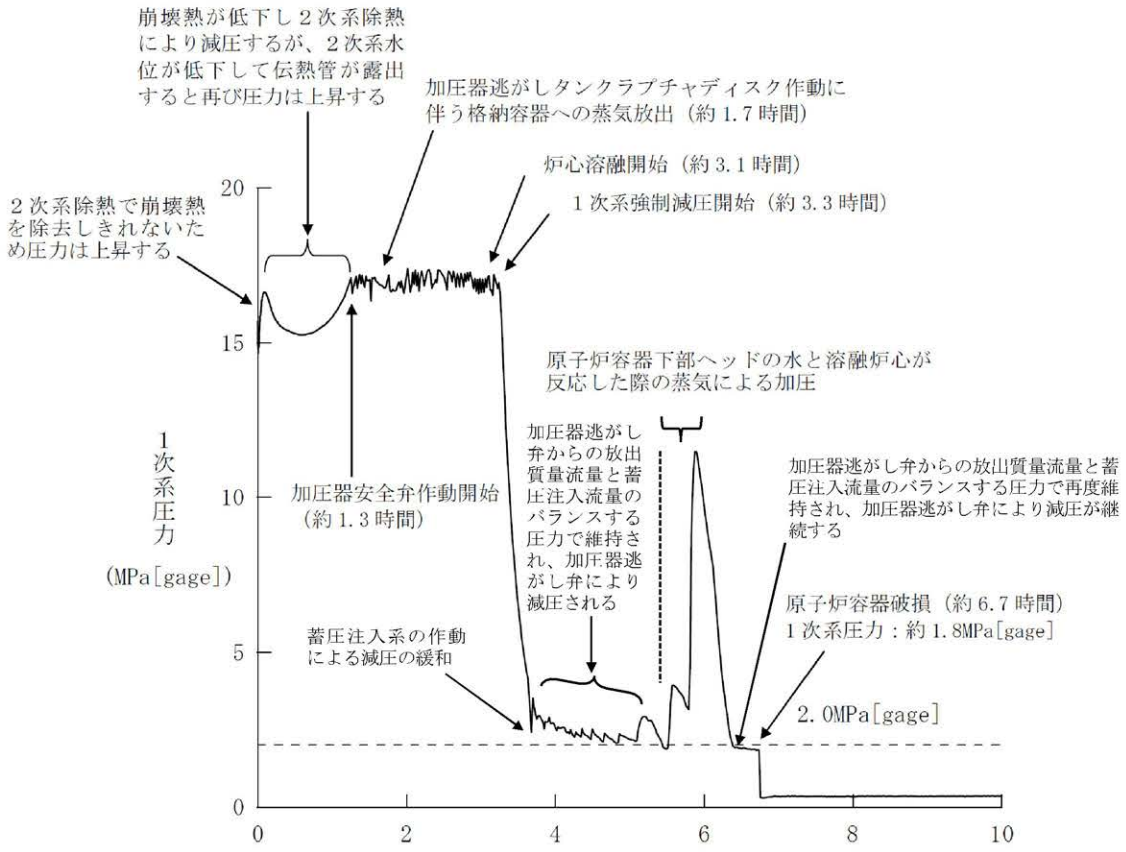


図 3-1　「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」における１次系圧力挙動

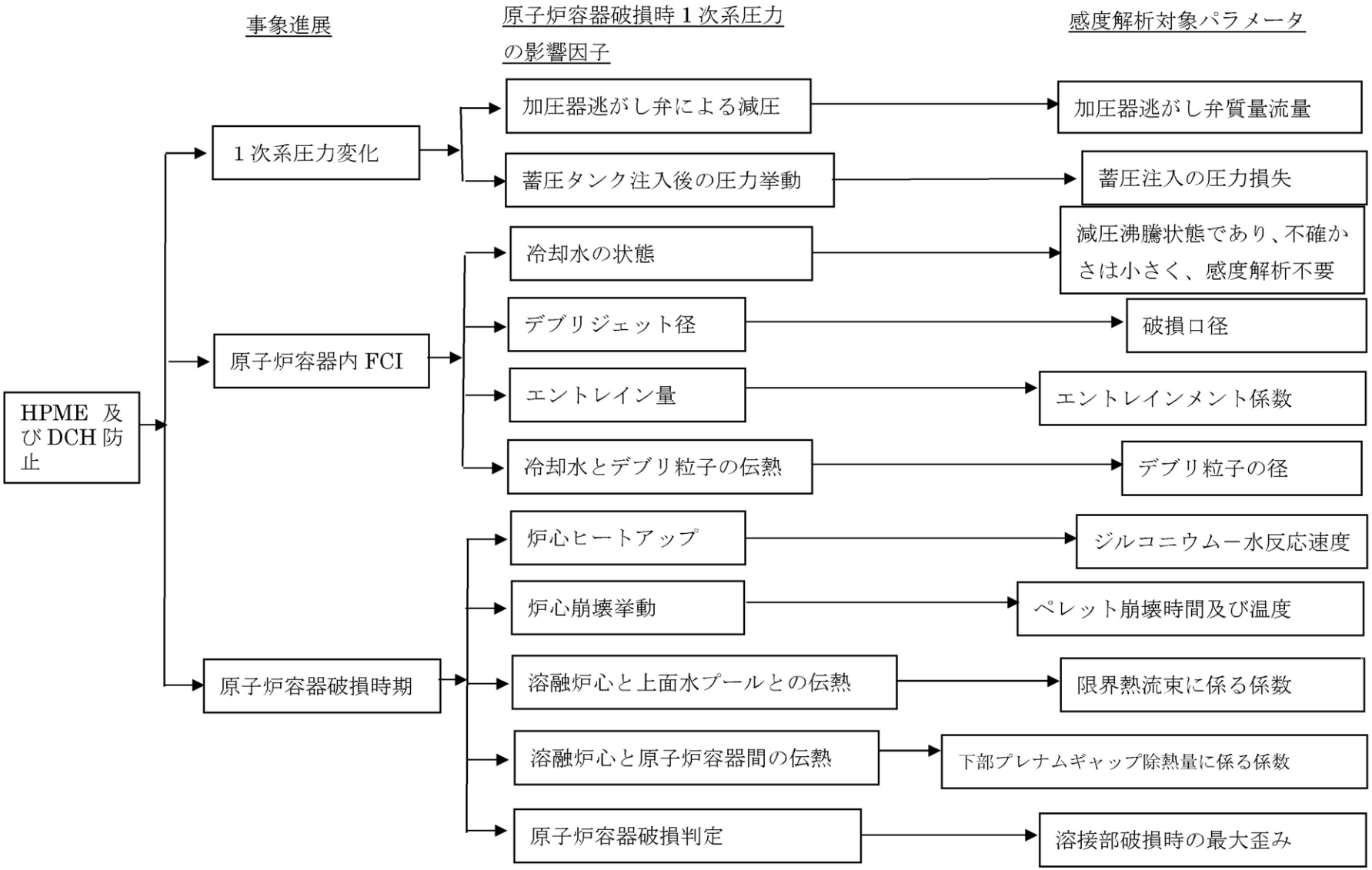


図 3-2　HPME 及び DCH 防止における不確かさに関する流れ図

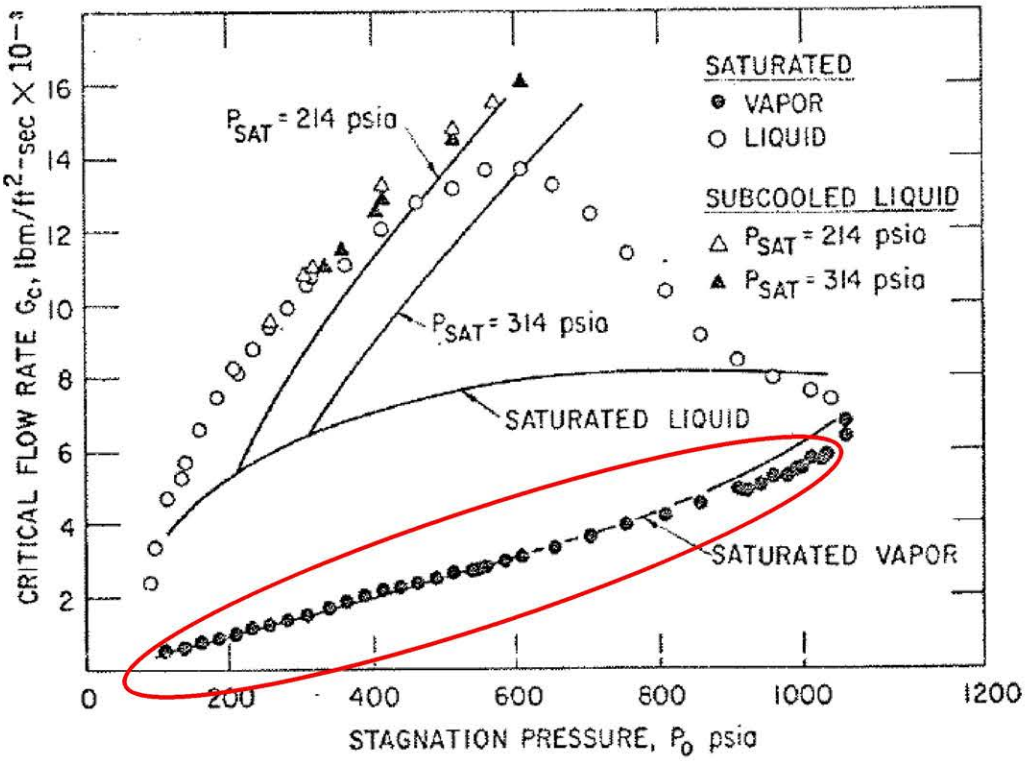


図 3-3　Henry-Fauske モデルでの圧力対臨界流量と実験との比較

4 感度解析と評価

4.1 パラメータ感度解析

３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、４ループプラントの「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」である。

（１）加圧器逃がし弁の質量流量

解析条件

加圧器逃がし弁質量流量はプラント設計に基づき設定しているが、加圧器逃がし弁の質量流量は１次系強制減圧時の１次系圧力に影響を与えるため、感度を確認する。質量流量として、ベースケースでは設計値（下限値）を与えているが、感度を確認するために、設計値を上回る値として 10%増を設定する。

項　目	加圧器逃がし弁の質量流量	設定根拠
ベースケース	設計値（下限値）	プラント設計に基づく値
感度解析ケース	設計値+10%	プラント設計に基づく値の 10%増

解析結果

図 4-1-1～4-1-8 に、加圧器逃がし弁の質量流量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加圧器逃がし弁による１次系強制減圧開始以降に現れる。約 3.3 時間時点で、加圧器逃がし弁開による１次系強制減圧により１次系圧力は急減する。感度解析ケースでは、弁質量流量を増加させていることから、圧力の低下がより急峻になる。その結果、蓄圧注入系からの注入流量が増加することから、炉心が冷却される期間が長くなり、原子炉容器破損時刻はベースケースと比較して遅くなっている。原子炉容器破損時点での１次系圧力については、ベースケースと同様に 2.0MPa[gage]を下回っている。

また、原子炉容器破損の損傷割合については、いずれのケースにおいても計装用案内管溶接部破損の損傷割合の方がクリープ破損の損傷割合よりも先に１に到達し、計装用案内管溶接部が破損していることがわかる。

溶融炉心は、下部プレナムへの溶融物移動開始以降、下部プレナムに堆積し始める。また、このとき下部ヘッドの壁と溶融物の間のギャップ水による除熱が有効になる。下部プレナム水量は、溶融炉心からの伝熱により液相が蒸発し早期に水が無くなる状態（ドライアウト）に至り、ドライアウトと同時にギャップ水による除熱

も無くなる。その後、原子炉容器の貫通部の溶接部が溶融炉心により加熱されることで原子炉容器表面温度が上昇し、原子炉容器破損に至る。

図 4-1-4 に原子炉容器表面温度として破損ノードの表面温度を記載しており、破損した貫通部の位置は、下部プレナム内溶融炉心量が約 30t となる高さに相当する。これは、原子炉容器破損後に、破損口より低い位置の溶融炉心が下部プレナムに残留することからも確認できる。原子炉容器破損については、下部プレナム内の溶融炉心高さが破損位置に到達して以降、温度上昇が顕著となり、液相がドライアウトしていることと合わせて、原子炉容器壁破損個所の温度は上昇し、その結果、貫通部の破損割合が 1 となった時点で原子炉容器破損に至る。この現象は、以降の感度解析ケースにおいても同様である。

評価

加圧器逃がし弁の質量流量の 1 次系圧力挙動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）蓄圧注入の流動抵抗

解析条件

蓄圧タンクの条件はプラント設計に基づき決定されるため、圧力損失についても不確かさは小さいと考えられるが、1 次系強制減圧時の 1 次系圧力に影響を与えるため、感度を確認する。圧力損失として、ベースケースではプラント設計に基づく□を与えているが、感度を確認するために、その 50%増の□を設定する。

項　目	流動抵抗係数	設定根拠
ベースケース	□	プラント設計に基づく値
感度解析ケース	□	プラント設計に基づく値の 50%増

解析結果

図 4-2-1～4-2-8 に、流動抵抗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蓄圧注入開始以降に現れる。約 3.3 時間時点で、加圧器逃がし弁開による 1 次系強制減圧により 1 次系圧力は急減し、約 3.6 時間の時点で蓄圧注入系が作動する。その時刻までは、ベースケースと感度解析ケースとで挙動は同等である。3.6 時間以降の挙動も、ベースケースと感度解析ケースでわずかに差異はあるものの 1 次系圧力挙動及び原子炉容器破損時刻共にほぼ同じ結果となっている。

また、原子炉容器破損の損傷割合については、いずれのケースにおいても計装用案内管溶接部破損の損傷割合の方がクリープ破損の損傷割合よりも先に 1 に到達し、

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。

計装用案内管溶接部が破損していることがわかる。

評価

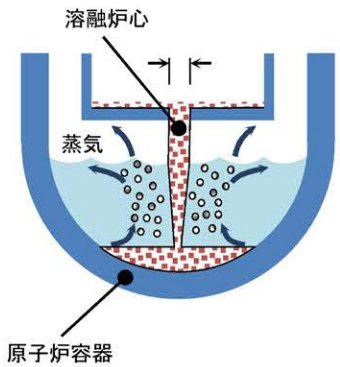
蓄圧注入の流動抵抗の１次系圧力挙動に対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。

（３）溶融ジェット径

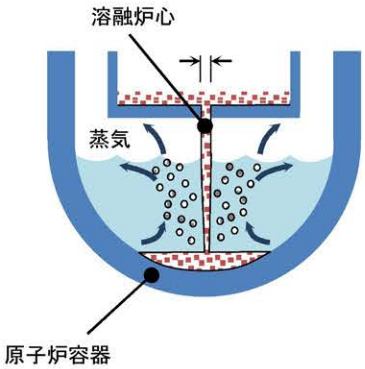
解析条件

溶融ジェットの径には不確かさがあり、径が小さい場合にエントレイン量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、ベースケースでは下部炉心支持板の水力等価直径である□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くなる場合を想定し、その 1/2 倍の□m を設定する。感度解析ケースでは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）のほぼ全量が細粒化することから、これ以上ジェット径が小さくなっても、細粒化量はほとんど変化なく、感度を確認する上では 1/2 倍のジェット径を確認すれば十分である。

項　目	破損口の初期径	設定根拠
ベースケース	□ m	下部炉心支持板の水力等価直径相当
感度解析ケース	□ m	クラスト破損面積が小さい場合を想定



ベースケース



感度解析ケース

解析結果

図 4-3-1～4-3-8 に、溶融ジェット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とで、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、下部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下部炉心支持板の水力

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。

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り、粒子ベッドの質量が増加している。粒子化割合が増加した結果圧力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約 3.7MPa 高くなっている。しかし、1 次系強制減圧を継続していることから、原子炉容器破損時点での 1 次系圧力はどちらも約 1.8MPa[gage]であり大きな感度は無い。一方、感度解析ケースでは原子炉容器破損の時期が若干早くなっている。これは、溶融炉心が下部プレナムへ移行した時に下部プレナム内の水が早く蒸発するためである。

また、原子炉容器破損の損傷割合については、いずれのケースにおいても計装用案内管溶接部破損の損傷割合の方がクリープ破損の損傷割合よりも先に 1 に到達し、計装用案内管溶接部が破損していることがわかる。しかしながら、クリープ破損の損傷割合についても、計装用案内管溶接部が破損するのと同時期に、損傷割合が増大している。このように破損想定には不確かさがあるものの、原子炉容器破損の時期については大きな相違は見られない。

評価

溶融ジェット径の圧力スパイクに対する感度は約 3.7MPa あるものの、原子炉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。

（4）Ricou-Spalding のエントレインメント係数

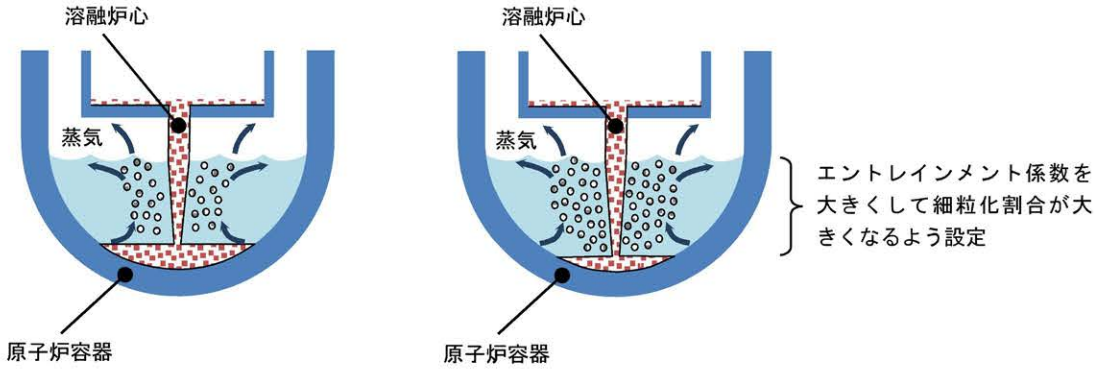
解析条件

細粒化割合には不確かさがあり、細粒化割合が大きい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。エントレインメント係数はベースケースでは［　　］を設定しているが、感度解析ケースでは、ＭＡＡＰコードの当該変数の推奨範囲（［　　］～［　　］）のうち最も大きい値、即ち、細粒化割合が大きく評価される値である［　　］を設定する。なお、推奨範囲とは、FCI の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された範囲のことである。FCI の大規模実験の条件として、水プールの水深は 0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K、雰囲気圧力条件は 2～5.8MPa（高圧条件）、0.2～0.5MPa（低圧条件）を考慮している。一方、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下する時点の特徴的な条件では、下部プレナムの水位は 1～2m、原子炉容器内の冷却水は飽和状態、雰囲気圧力は約 2.0MPa[gage]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、実機条件における径の方が大きい。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

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。

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

解析結果

図4-4-1～4-4-8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とで、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。約5.5時間の時点で溶融炉心の下部プレナムへの移行が生じており、そのときの1次系圧力の上昇は、感度解析ケースの方が約1.8MPa高い結果となっている。これは、エントレインメント係数を大きくすることで細粒化が進み、水との接触面積が大きくなり、水蒸気を短期間に発生させる効果があるためである。しかしながら、1次系強制減圧が継続していることから、原子炉容器破損の時点では1次系圧力は約1.8MPa[gage]と同程度の値となっている。一方、感度解析ケースでは原子炉容器破損の時期が若干早くなっている。これは、溶融炉心が下部プレナムへ移行した時に下部プレナム内の水が早く蒸発するためである。

また、原子炉容器破損の損傷割合については、いずれのケースにおいても計装用案内管溶接部破損の損傷割合の方がクリープ破損の損傷割合よりも先に1に到達し、計装用案内管溶接部が破損していることがわかる。しかしながら、クリープ破損の損傷割合についても、計装用案内管溶接部が破損するのと同時期に、損傷割合が増

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。

大している。このように破損想定には不確かさがあるものの、原子炉容器破損の時期については大きな相違は見られない。

評価

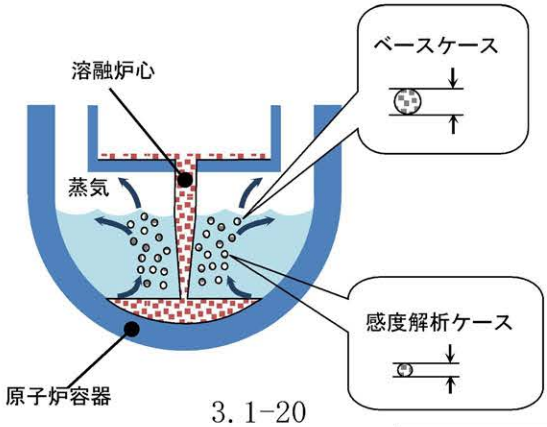
エントレインメント割合の圧力スパイクに対する感度は約 1.8MPa あるものの、原子炉容器破損の時点での圧力に対する感度は小さいため、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。

（5）デブリ粒子の径

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られる。粒子径は、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、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下する時点の特徴的な条件では、下部プレナムの水位は 1～2m、原子炉容器内の冷却水は飽和状態、雰囲気圧力は約 2.0MPa[gage] 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、実機条件における径の方が大きい。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と言える。

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



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 4-5-1～4-5-8 に、デブリ粒子の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とで、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。約 5.5 時間の時点で溶融炉心の下部プレナムへの落下が生じている。感度解析ケースにおいては粒子径が小さくなっていることから、圧力スパイクによる上昇幅はベースケースに比較して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、原子炉容器破損時点での 1 次系圧力についても、ほぼ感度は無くどちらのケースも約 1.8MPa[gage]である。また、ベースケースと感度解析ケースでは原子炉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、原子炉容器破損の損傷割合については、いずれのケースにおいても計装用案内管溶接部破損の損傷割合の方がクリープ破損の損傷割合よりも先に 1 に到達し、計装用案内管溶接部が破損していることがわかる。しかしながら、クリープ破損の損傷割合についても、計装用案内管溶接部が破損するのと同時期に、損傷割合が増大している。このように破損想定には不確かさがあるものの、原子炉容器破損の時期については大きな相違は見られない。

以上、デブリ粒子の径に関しては、約３割小さくした場合（粒子径ファクタ □ →□）でも、1 次系圧力の挙動にはほとんど影響しない結果となった。

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。

（６）ジルコニウムー水反応速度

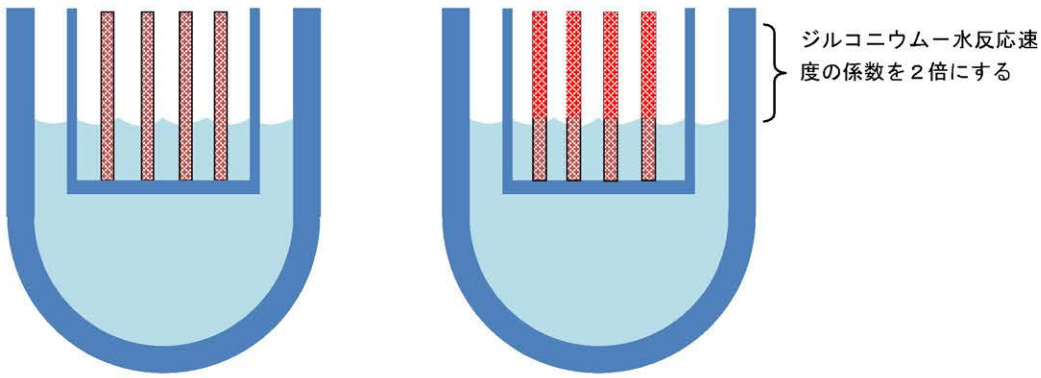
解析条件

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ー水反応速度を選定した。ジルコニウムー水反応速度の感度をみるため、ジルコニウムー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（ジルコニウムー水反応速度の係数）はジルコニウムー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

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。

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バーストが発生する場合にバースト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、限定されたバースト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。

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



ベースケース　　感度解析ケース

解析結果

図 4-6-1～4-6-8 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。

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露出以降に現れる。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、炉心溶融は感度解析ケースにおいて約4分早くなっている。また、加圧器逃がし弁開による強制減圧も、炉心溶融開始後10分での操作を仮定していることから、約4分早期に行われる。さらに、酸化反応熱が増加することで炉心溶融の進展も早くなることから、下部プレナムへのリロケーションは約 14 分早くなっている。以上のように、感度解析ケースにおいては事象の進展が約 14 分早くなるものの、原子炉容器破損の時点での 1 次系圧力は 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[5]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、Zr-水反応によって生じた水素濃度が高くなると、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コード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、水蒸気質量フラクションに依存する取扱いとなっている。水素が発生し、水素質量フラクションが大きくなることにより、水蒸気質量フラクションが小さくなり、金属表面への水蒸気の拡散速度も小さくなることから、ジルコニウムー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。また、本感度解析ケースでは、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、ジルコニウムー水反応速度を選定しているが、実際の燃料被覆管表面積は一定であることから水素生成量はベースケースを著しく上回ることはないと考えられる。

有効性評価の水素燃焼評価では、大破断LOCAシーケンスを想定しており原子炉容器の下部ヘッドが破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとしている。本感度解析では、全交流動力電源喪失＋補助給水失敗のシーケンスにてヒートアップ時のジルコニウムー水反応速度の係数を2倍とした感度解析条件においても、水素生成量は有効性評価の水素燃料評価の条件で包絡できることを確認した。

評価

ヒートアップ時のジルコニウムー水反応速度は、2倍のふり幅でも事象進展の速さに対する感度は約14分であり、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。

（７）燃料ペレットが崩壊する時間及び温度

解析条件

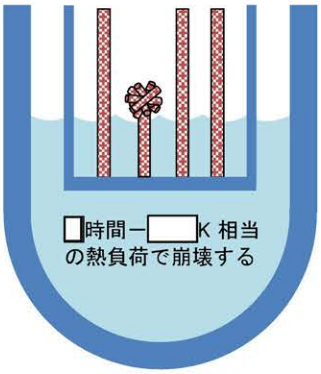
炉心がある温度に達してから、燃料ペレットが崩壊するまでの時間（あるいは、一定時間のうちに燃料ペレットが崩壊する温度）には、不確かさがあると考えられるため、感度を確認する。ベースケースでは、炉心ノードが［　　］K一定と仮定した場合に［　］時間で炉心が崩壊することを想定しているが、感度解析では、炉心ノードが［　　］K一定と仮定した場合に［　］時間（あるいは［　　］K一定で［　　］秒）経過

[5] JAERI-M 84-055「炉心損傷事故解析及び研究の現状　ー炉心損傷事故調査解析タスクフォース報告書ー」1984年3月

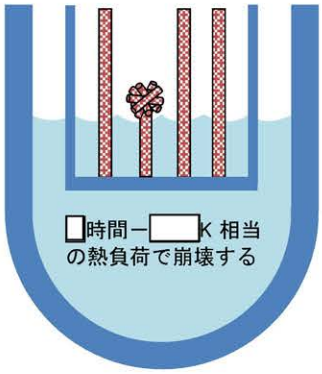
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

すると炉心が崩壊することを想定する。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。

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	当該変数推奨範囲の最確値
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



ベースケース



感度解析ケース

解析結果

図 4-7-1～4-7-8 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。

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露出以降に現れる。感度解析ケースにおいては、燃料ペレットが崩壊する判定を厳しくしたことで、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。その結果、原子炉容器破損時刻は、感度解析ケースの方が約 26 分早くなっている。また、感度解析ケースでは炉心溶融の進展が早いことから、初回の下部プレナムへのリロケーション量も多いため、圧力スパイクのピーク値も約 4.3MPa 高くなっている。このように、燃料ペレットの崩壊の判定は圧力スパイク及び原子炉容器破損時刻に感度があるものの、感度解析ケースにおいても原子炉容器破損時点での 1 次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回っている。

評価

燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度は、原子炉容器破損時刻に対して約 26 分あるが、原子炉容器破損の時点での 1 次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回っている。よって、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。

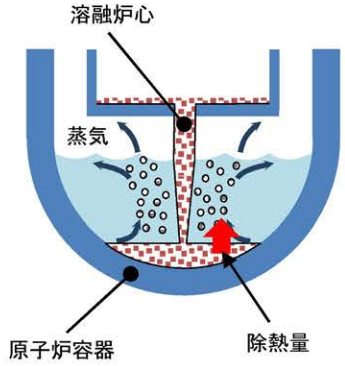
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

（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

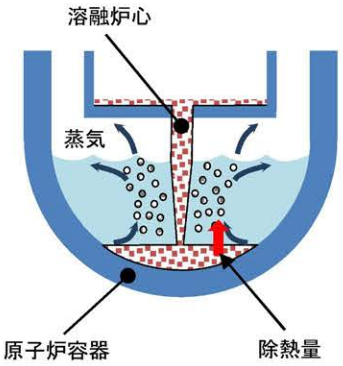
解析条件

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□を与え、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□を設定する。

項　目	限界熱流束にかかる係数	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	□	水への熱伝達が制限される値



ベースケース



感度解析ケース

解析結果

図 4-8-1～4-8-8 に、下部プレナム内の溶融炉心溶融と上面水プールとの間の限界熱流束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溶接部破損割合及びクリープ破損割合の上昇がわずかながら急峻になっている。また、原子炉容器破損時間はわずかに早くなっている。ただし、原子炉容器破損割合及び破損時刻のいずれについても、感度の大きさとしてはわずかであることが分かる。

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限界熱流束の原子炉容器破損

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。

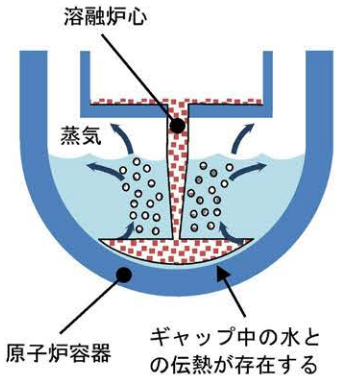
時刻に対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価へ与える影響は小さいと言える。

（9）溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達

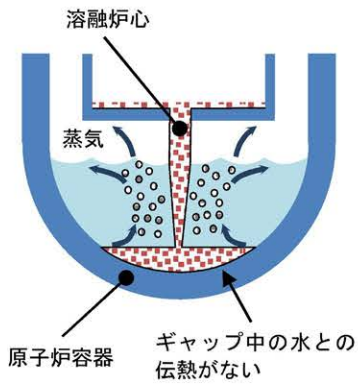
解析条件

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。一方、係数を小さくすることは、ギャップに十分な水が流れ込まないことによる、ギャップに存在する水による除熱量の低下を模擬するものである。また、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。

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	□	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	□	溶融炉心と下部プレナムが接触



ベースケース



感度解析ケース

解析結果

図 4-9-1～4-9-8 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。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。溶融炉心が下部プレナムに移行した後は、感度解析ケースにおいてプレナムギャップによる除熱が無いため、下部ヘッドの温度が若

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。

干早く上昇することから、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急峻に上昇する傾向となる。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ないことから、1 次系圧力及び原子炉容器破損時刻に対する感度としては非常に小さい。また、いずれのケースも原子炉容器破損時点において、1 次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回っている。

評価

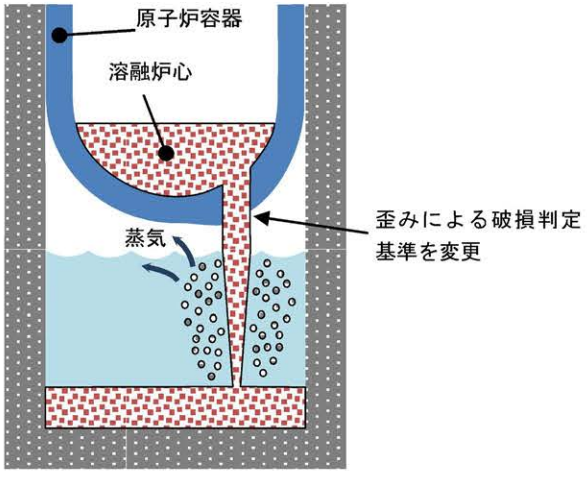
溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達の原子炉容器破損時刻に対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価へ与える影響は小さいと言える。

（１０）溶接部破損時の最大歪み

解析条件

溶接部破損は、時々刻々の溶接部の歪み量と、最大歪みを比較することで判定している。ここで、溶接部破損時の最大歪みとして、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。

項　目	溶接部破損時の 最大歪み	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	□	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

図 4-10-1～4-10-8 に、溶接部破損時の最大歪み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溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。本ケースは、原子炉容器破損に至る判定の基準を変更し

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。

たものであるため、溶接部が破損する時点までの 1 次系圧力の挙動は同等である。クリープ及び溶接部破損割合は破損しきい値に対する割合を示したものであることから、溶融炉心の下部プレナムへのリロケーション後、下部ヘッドに歪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歪みを 1/10 倍としたことで、クリープ及び溶接部破損割合がベースケースよりも早く上昇し、原子炉容器破損の時刻が早まっていることが分かる。ただし、原子炉容器破損時間の変化としては約 5 分であり、感度解析ケースにおいても溶接部破損時点での 1 次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回っている。

なお、感度解析ケースにおいて、原子炉容器破損位置は他のケースと異なり原子炉容器最下部のノードとなっており、原子炉容器表面温度として最下部の値を記載している。最下部ノードの表面温度は、リロケーションの直後から上昇するが、水による除熱が持続することから上昇はベースケースに比較して緩やかである。

評価

溶接部破損時の最大歪みの感度は、原子炉容器破損時刻に対して約 5 分であり、感度は小さいと言える。よって、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。

（１１）感度解析パラメータの組合せ

抽出したパラメータによる感度解析の結果、図 4 に示すとおり、いずれのケースにおいても、原子炉容器下部プレナムに冷却水が存在する間は溶融炉心と上面の水あるいは原子炉容器壁との間のギャップ水への伝熱によって原子炉容器壁の温度は上がらず、冷却水がドライアウトした後に、溶融炉心から原子炉容器壁への直接的な伝熱によって原子炉容器壁の温度が上昇し、貫通部の溶接部破損もしくはクリープ破損に至ることを確認した。

1 次系圧力挙動は、図 3-1 に示したとおり、下部プレナムへの溶融炉心落下後、圧力スパイクが発生し、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、蓄圧タンク圧力である 2.0MPa[gage]近傍で下げ止まる。 1 次系圧力が 2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について、添付 1-2 に整理する。ここまでの感度解析では、いずれのケースも、原子炉容器破損に至るまでの間に 1 次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回っていたが、ここでは、感度解析パラメータの組合せを考慮したケースにより、加圧現象が短時間に大きく現れるケースにおける、原子炉容器破損時の 1 次系圧力に対する感度を確認する。

一方、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と考えられる。したがって、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り、減圧現象が緩やかになるような組合せについても感度解析を実施する。

解析条件（圧力スパイクが大きくなるケース）

「（１）加圧器逃がし弁の質量流量」の感度解析については、ベースケースが設計値（下限値）を使用していることから、感度解析ケースとしては設計値+10%と、減圧を促進する方向の感度解析を示している。よって、組合せの感度解析の条件からは除外する。

これまで解析したケースでは、原子炉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、1 次系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、水への伝熱面積が急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が、加圧器逃がし弁からの放出は継続しているため、1 次系圧力が急激に低下し、ピークとなって現れる。感度解析ケース１では、下部プレナムへの溶融炉心落下後の１次系圧力上昇が大きくなるように、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する。以下に感度解析ケース１の条件の一覧を示す。

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

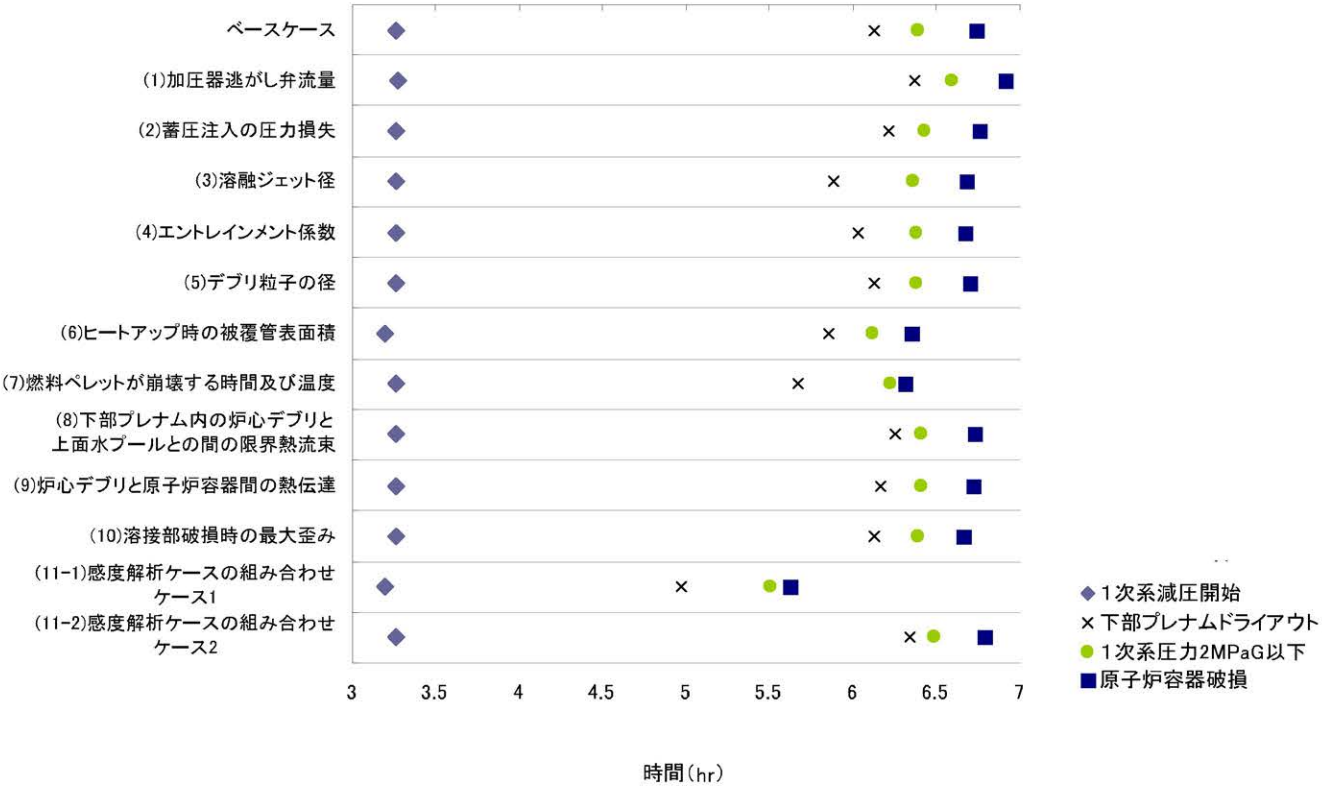


図 4　感度解析における原子炉容器破損時間等の整理

「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。」

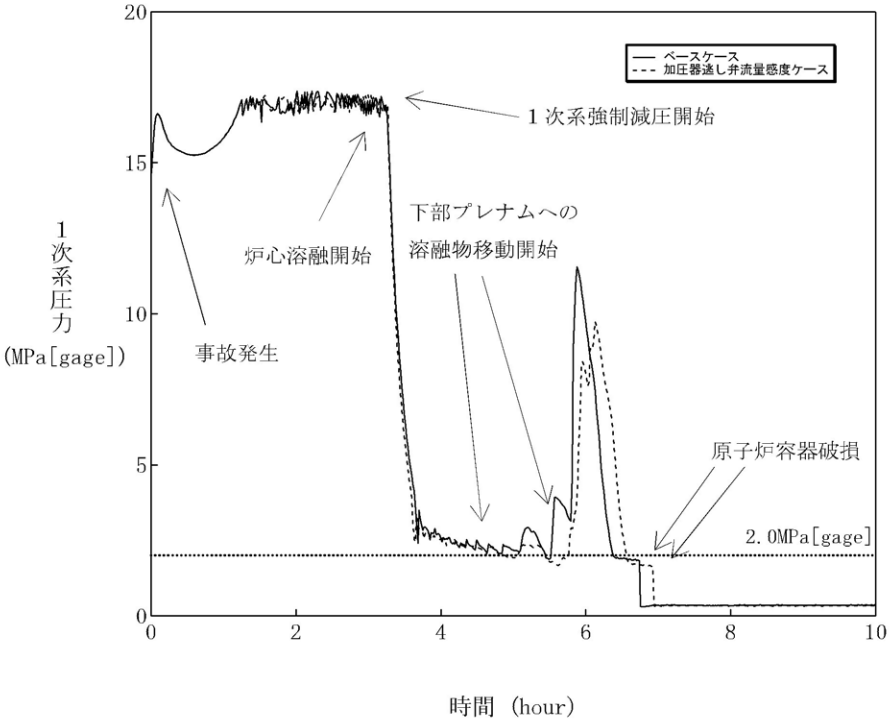


図 4-1-1 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（１）

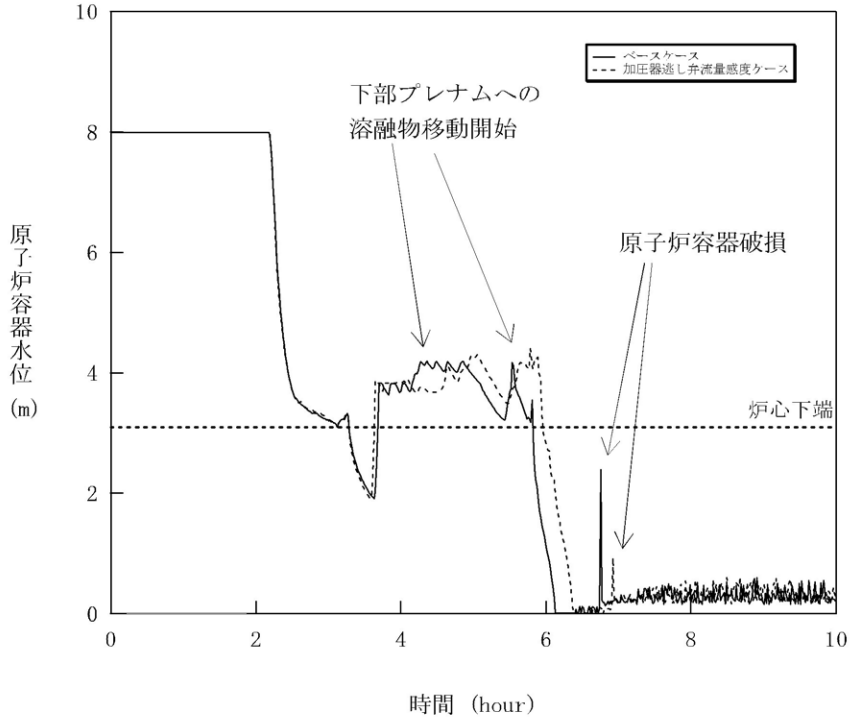


図 4-1-2 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（２）

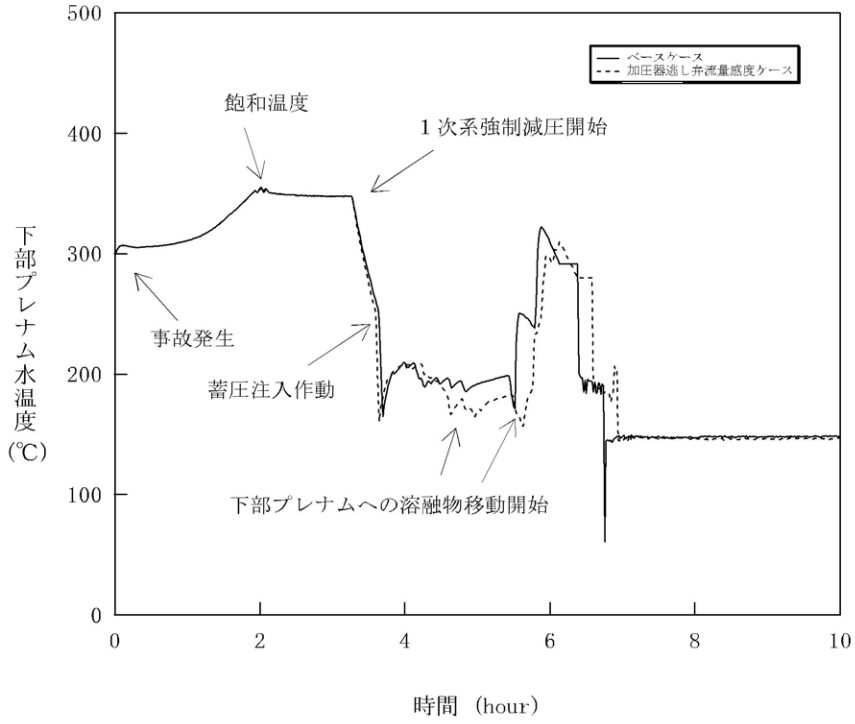


図 4-1-3 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（３）

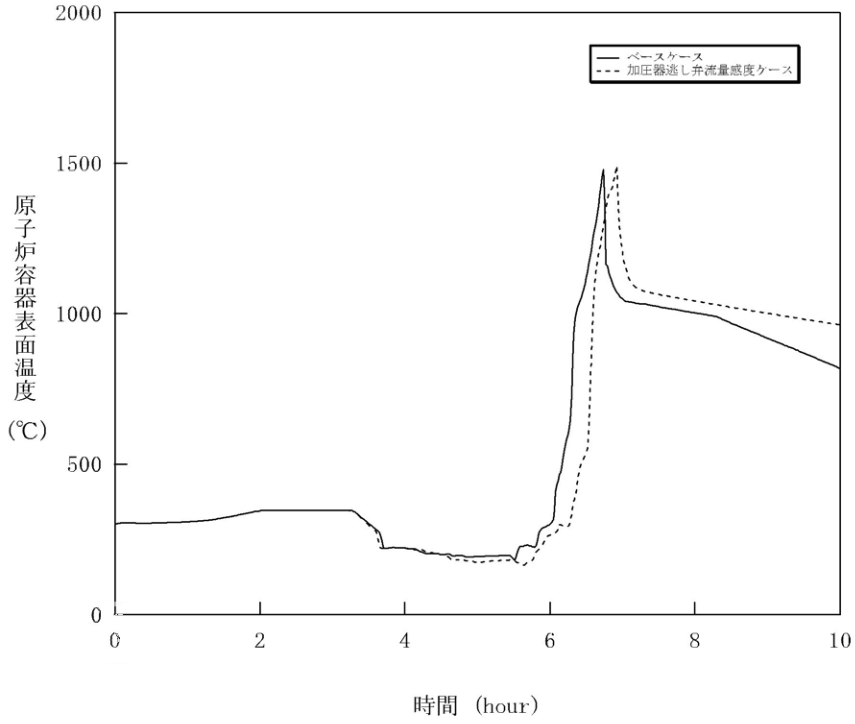


図 4-1-4 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（４）

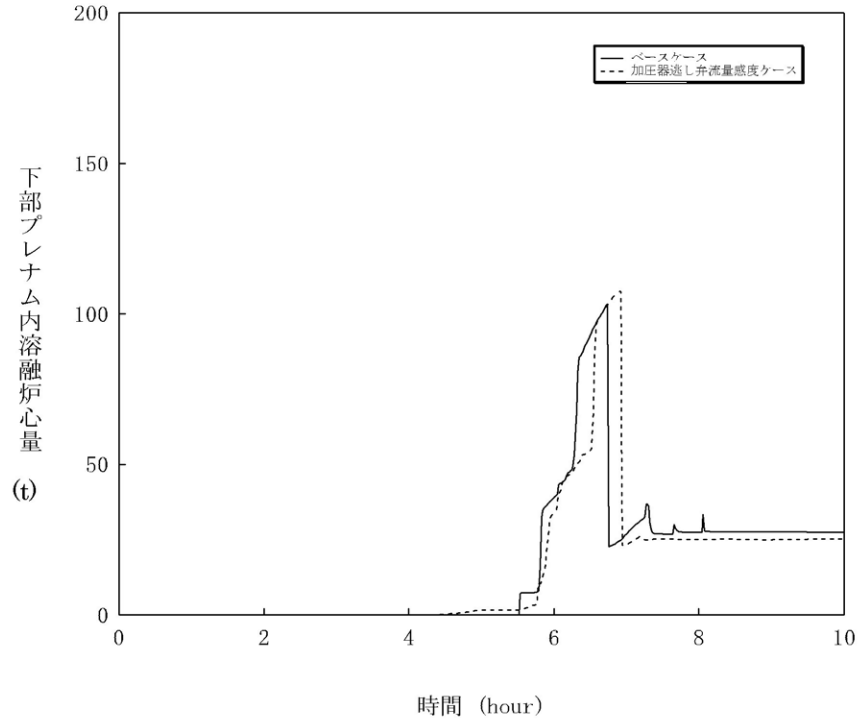


図 4-1-5 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（５）

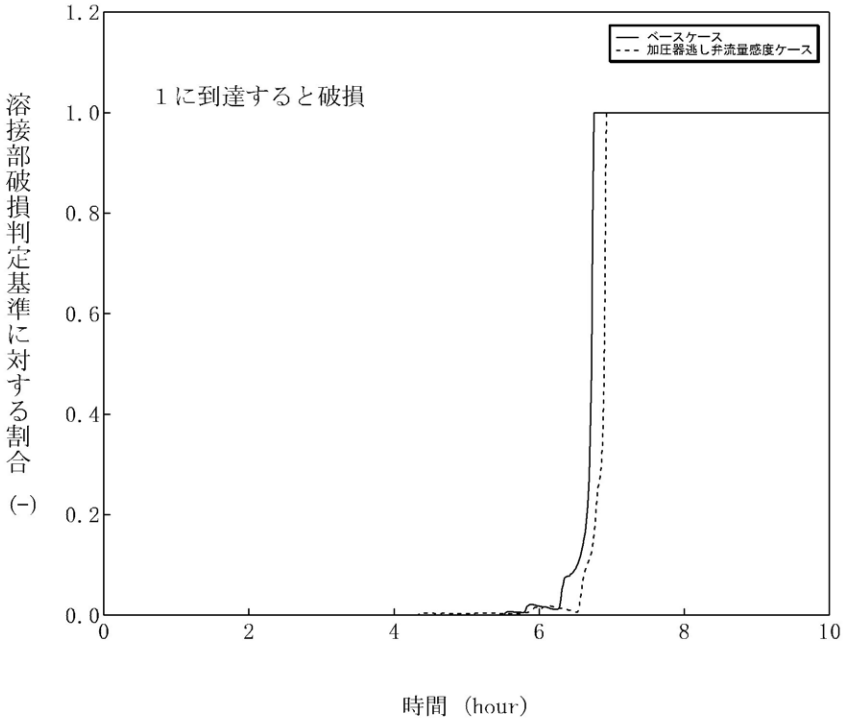


図 4-1-6 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（６）

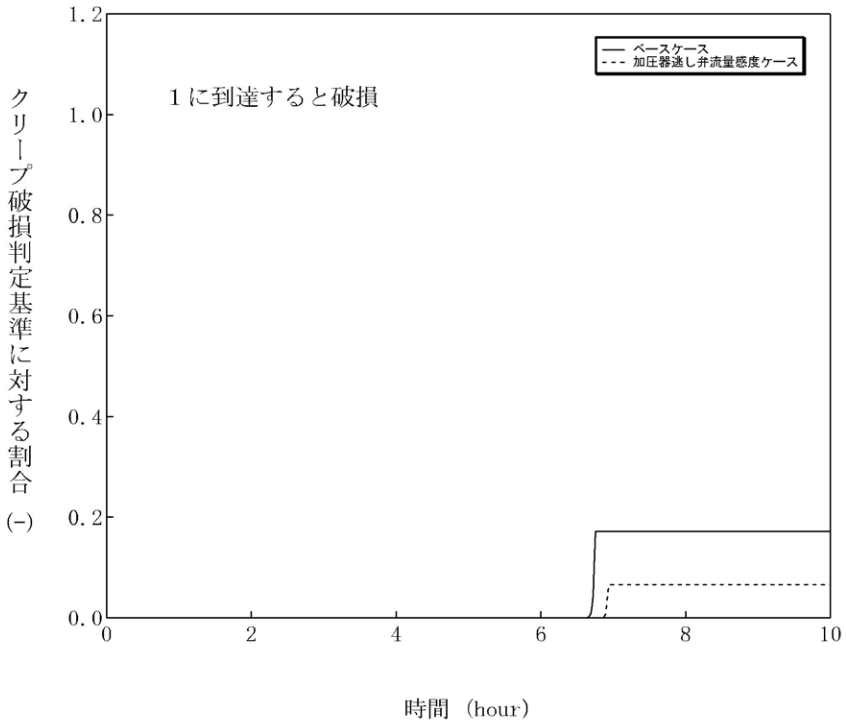


図 4-1-7 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（７）

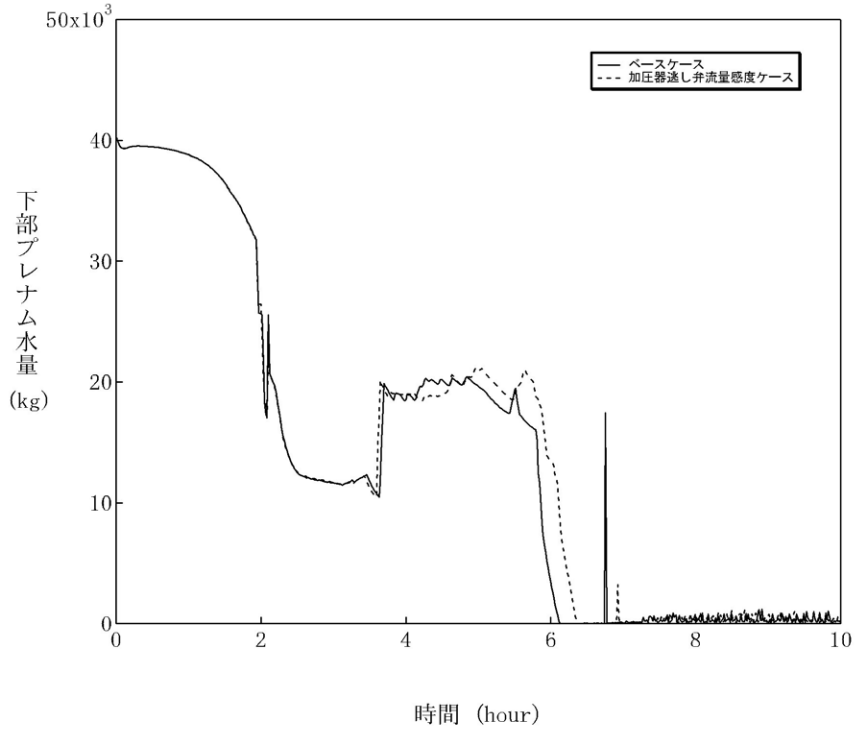


図 4-1-8 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（８）

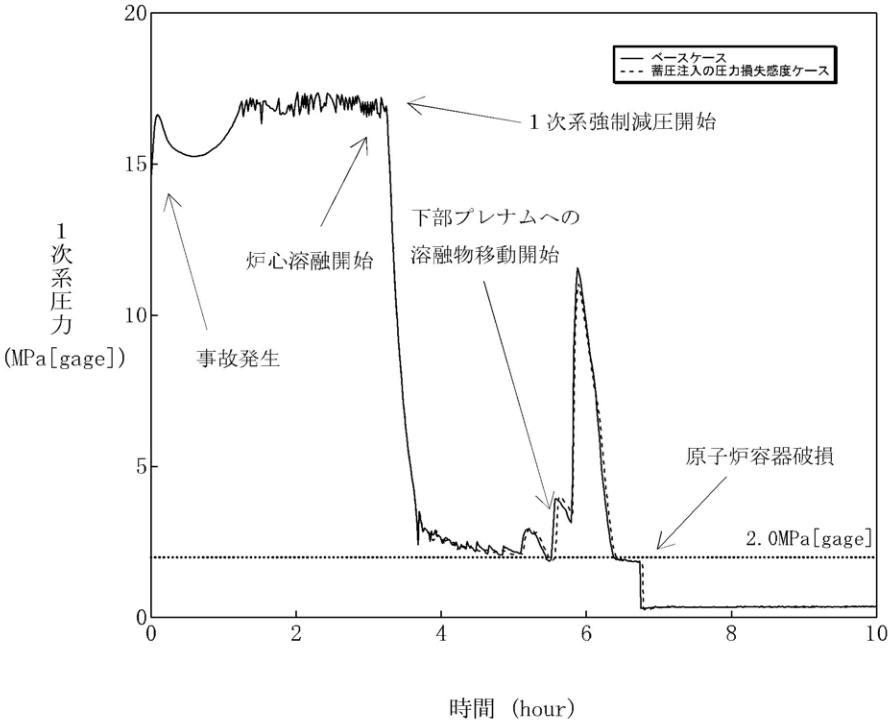


図 4-2-1 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（１）

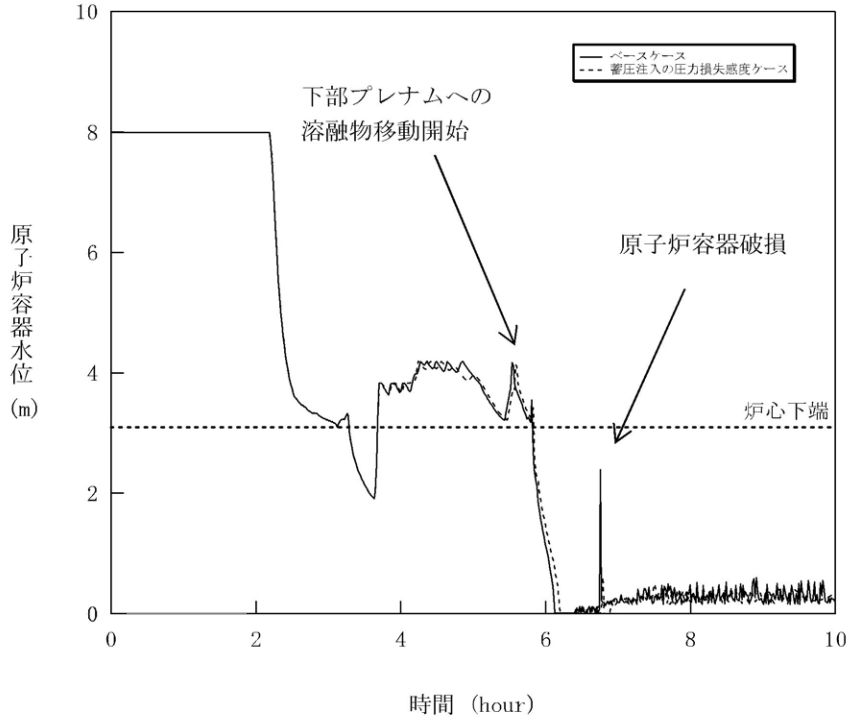


図 4-2-2 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（２）

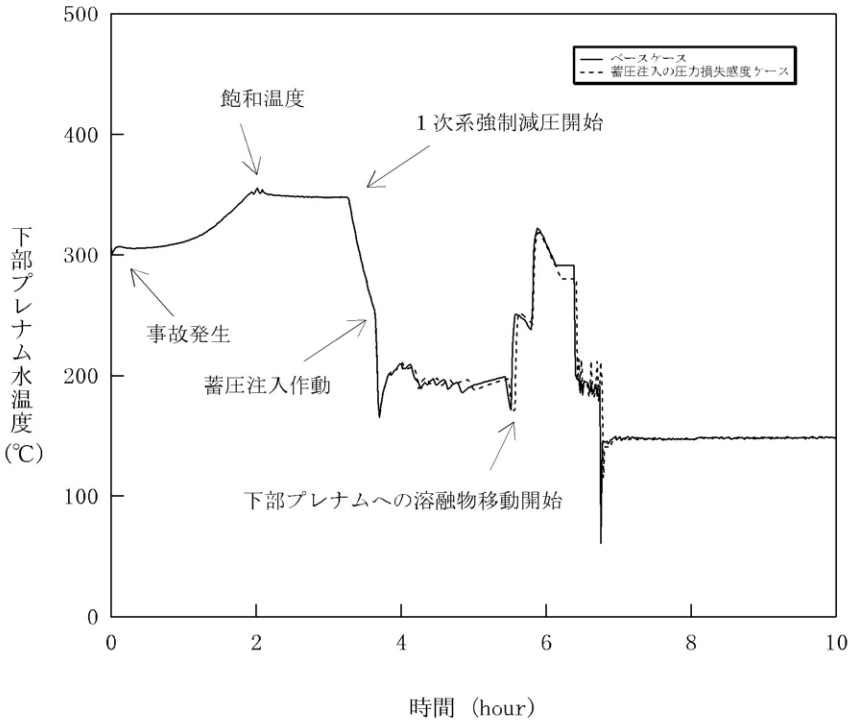


図 4-2-3 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（３）

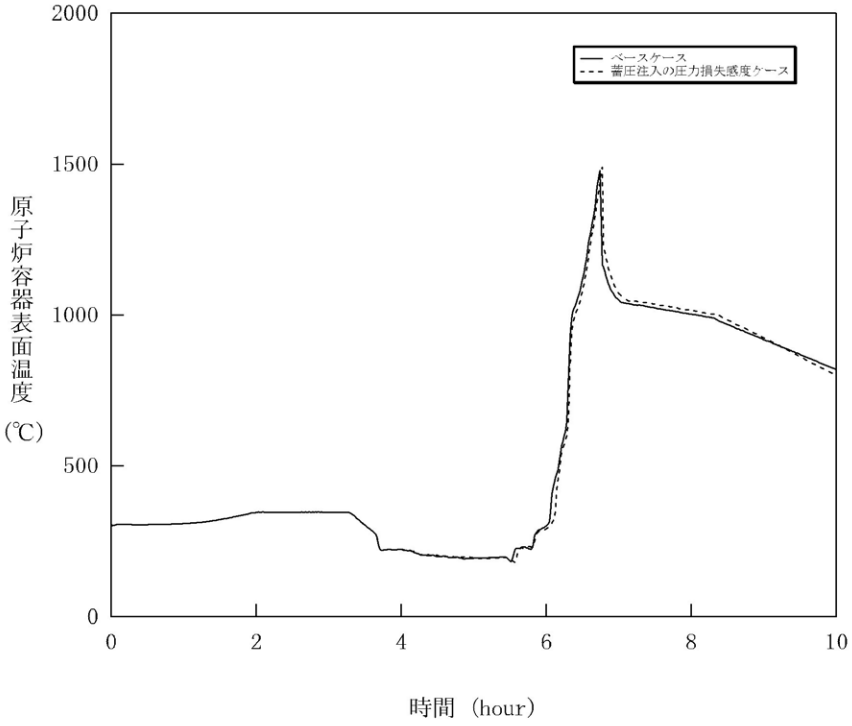


図 4-2-4 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（４）

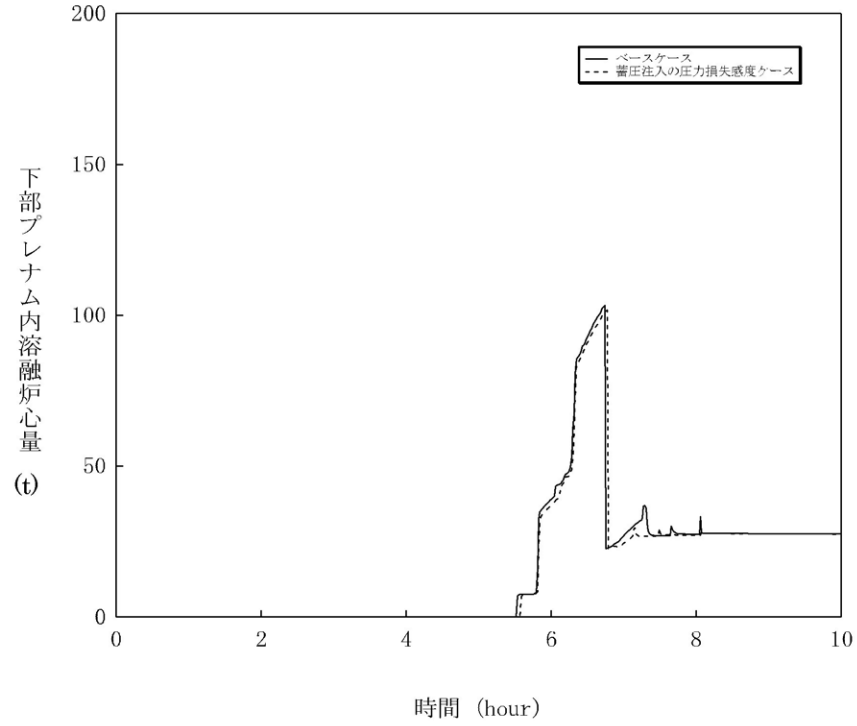


図 4-2-5 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（５）

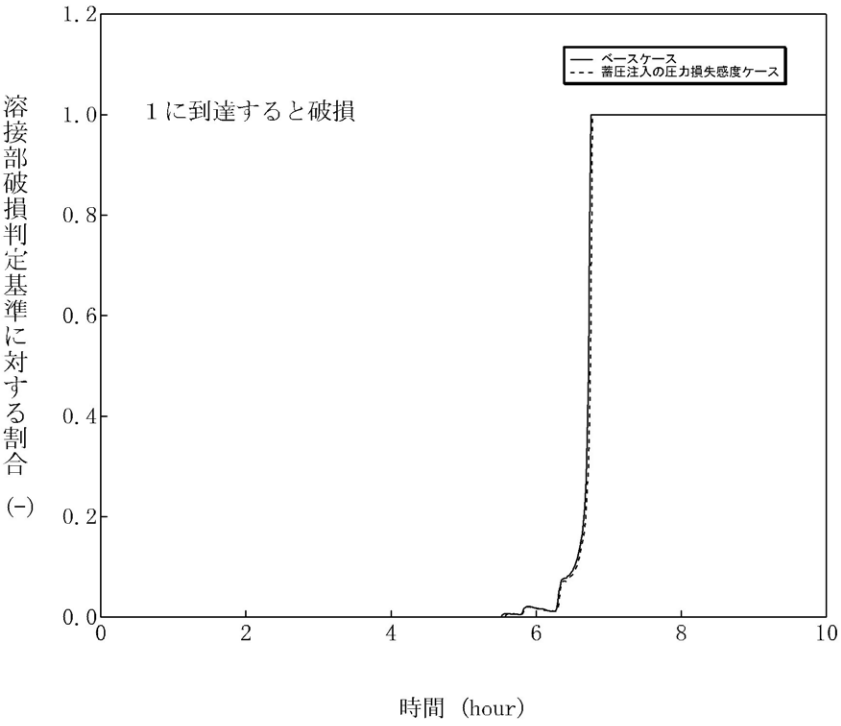


図 4-2-6 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（６）

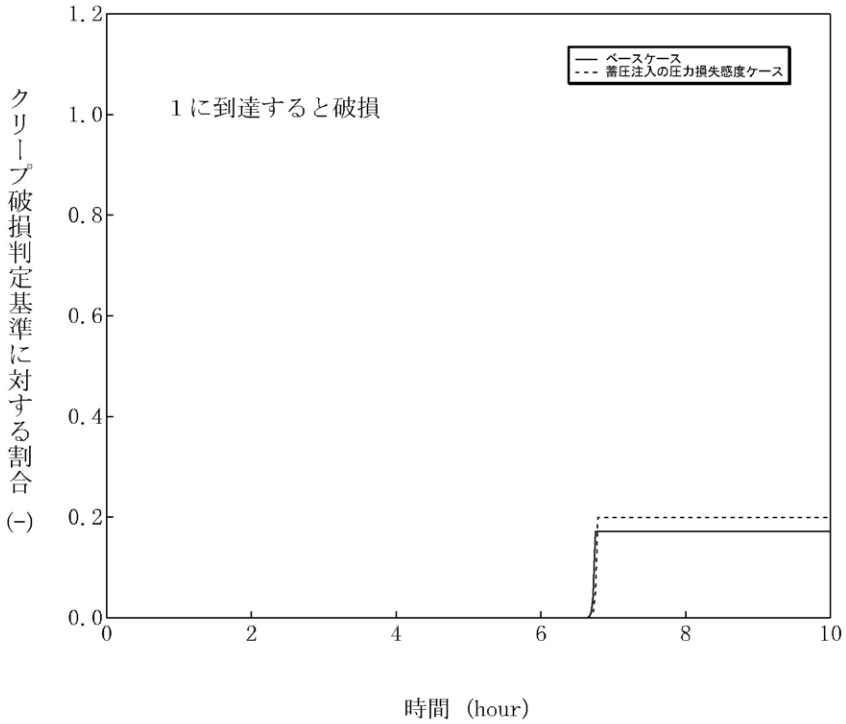


図 4-2-7 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（７）

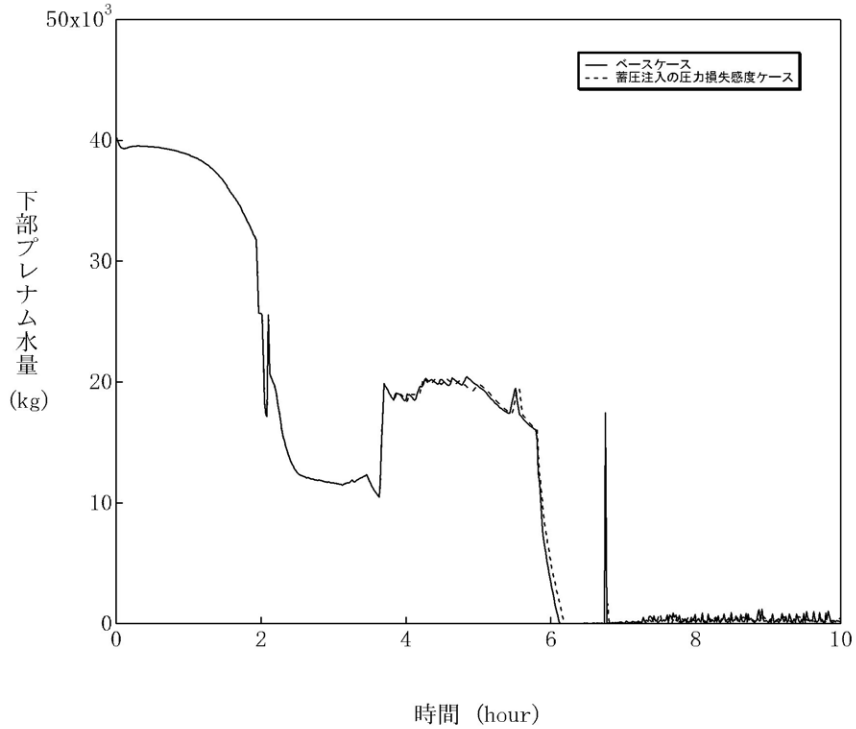


図 4-2-8 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（８）

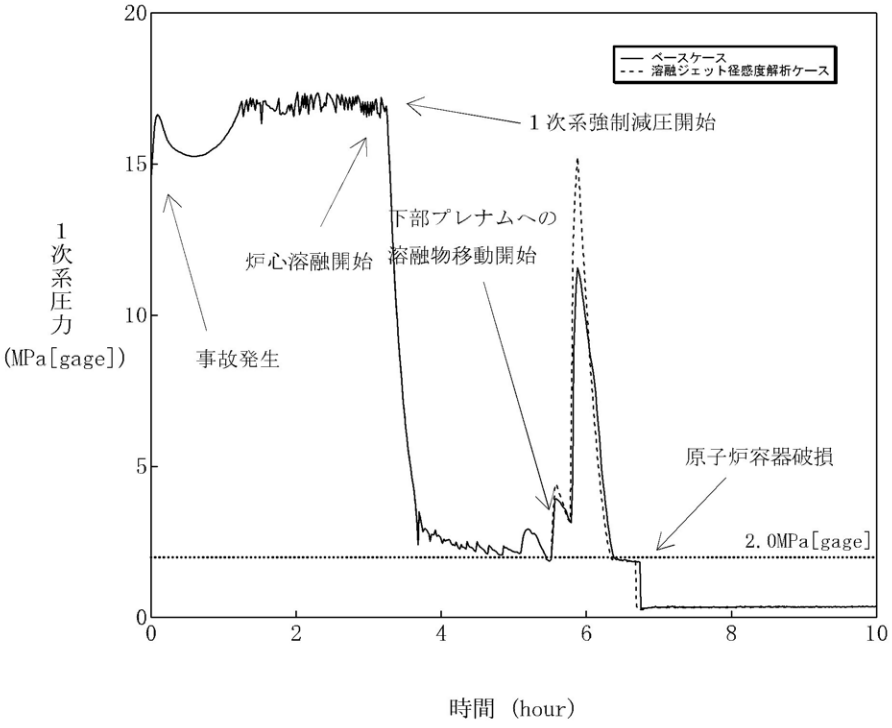


図 4-3-1 溶融ジェット径感度解析（１）

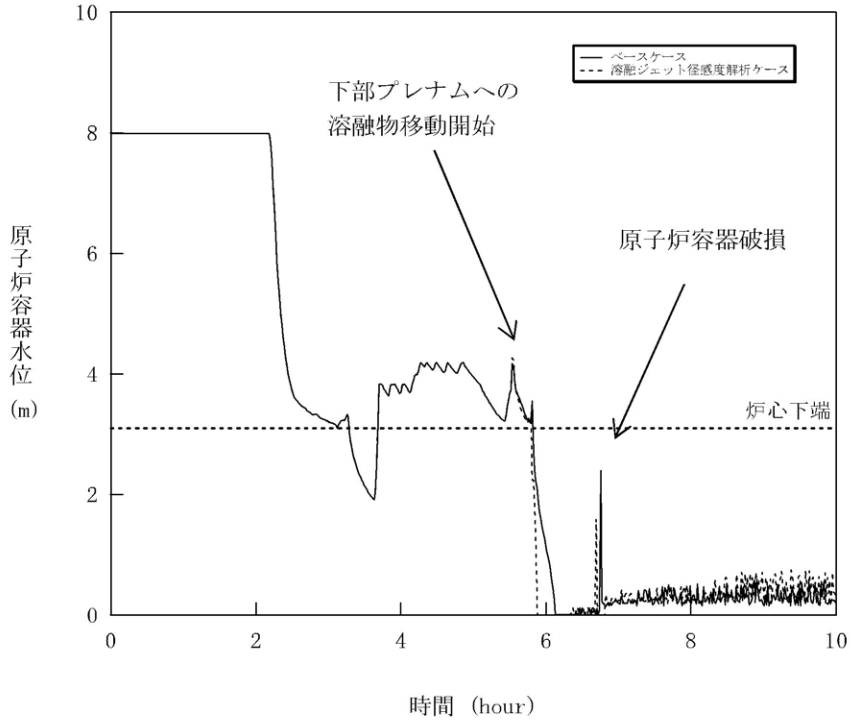


図 4-3-2 溶融ジェット径感度解析（２）

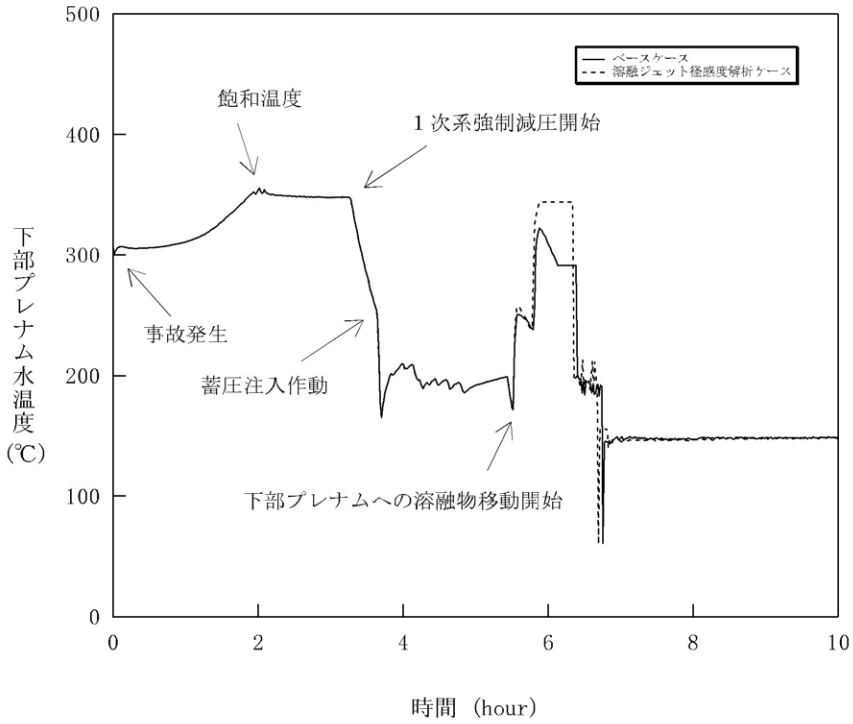


図 4-3-3 溶融ジェット径感度解析（３）

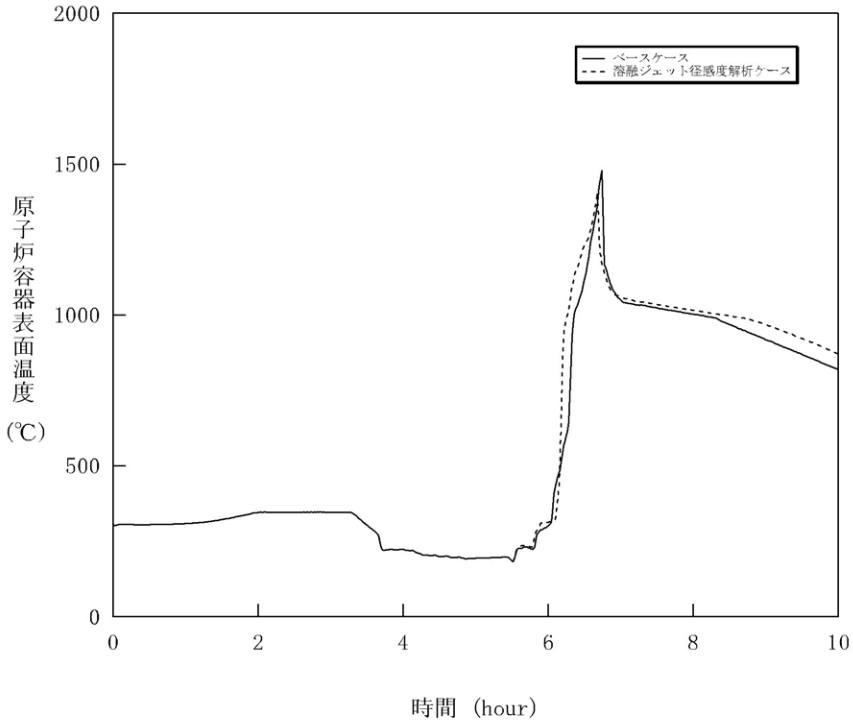


図 4-3-4 溶融ジェット径感度解析（４）

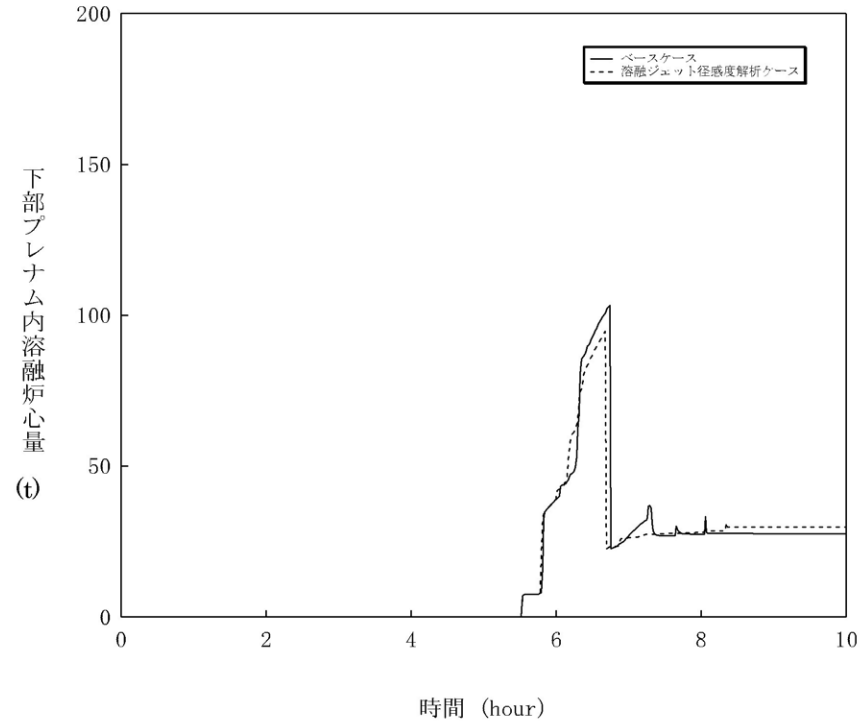


図 4-3-5 溶融ジェット径感度解析（５）

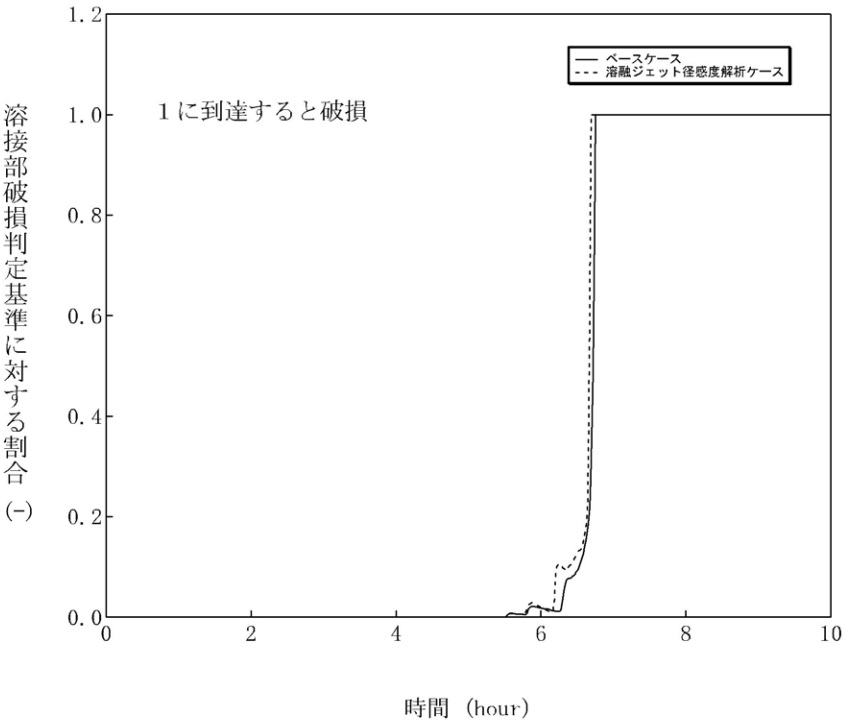


図 4-3-6 溶融ジェット径感度解析（６）

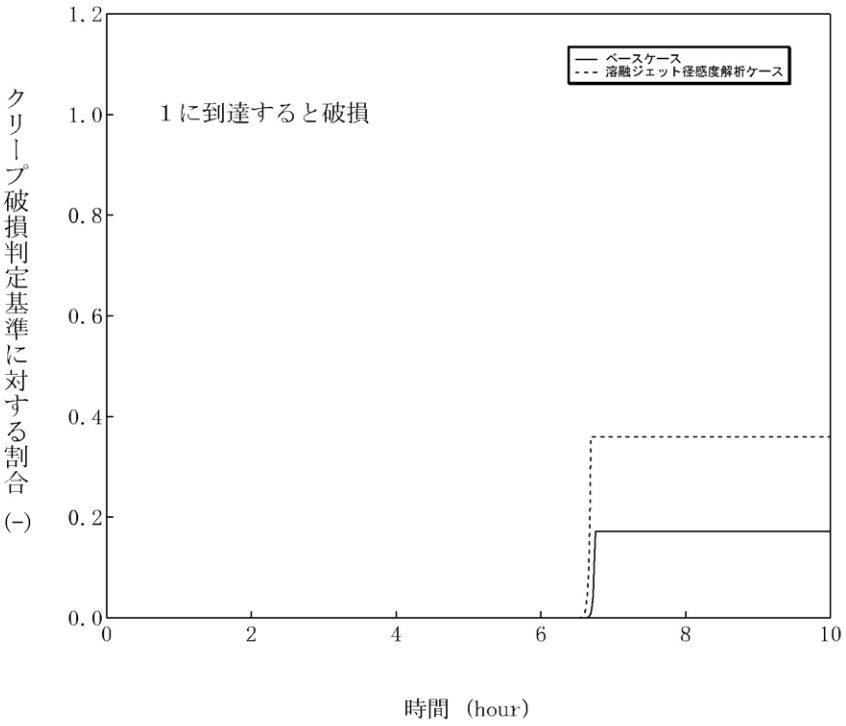


図 4-3-7 溶融ジェット径感度解析（７）

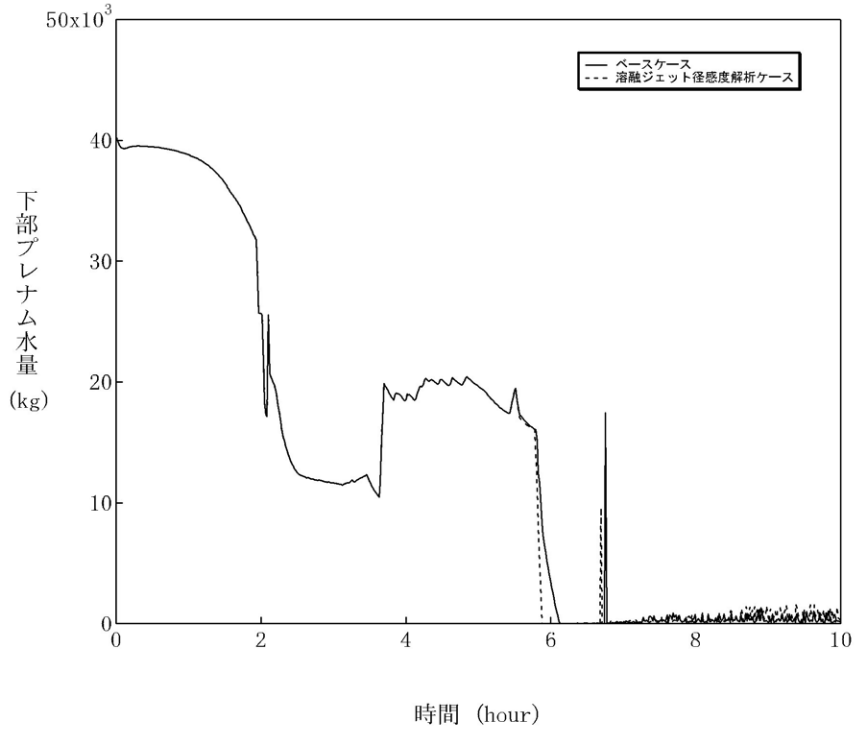


図 4-3-8 溶融ジェット径感度解析（８）

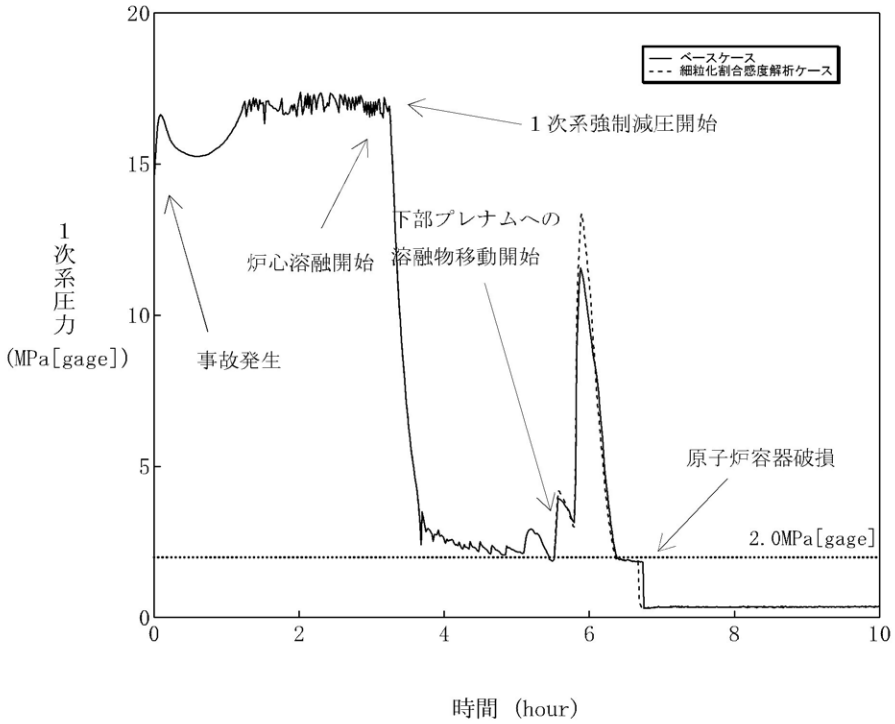


図 4-4-1 エントレインメント係数感度解析（１）

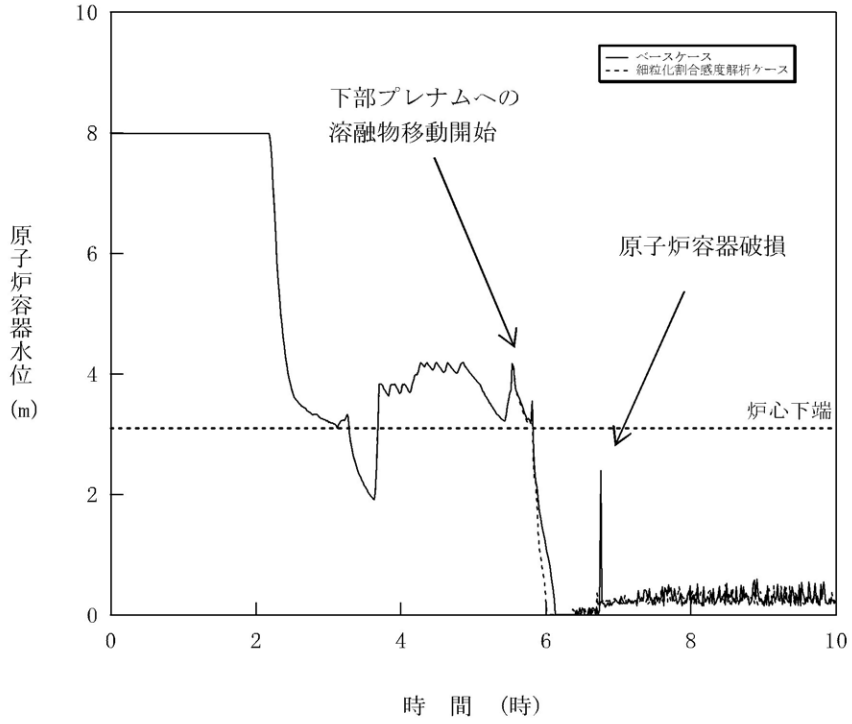


図 4-4-2 エントレインメント係数感度解析（２）

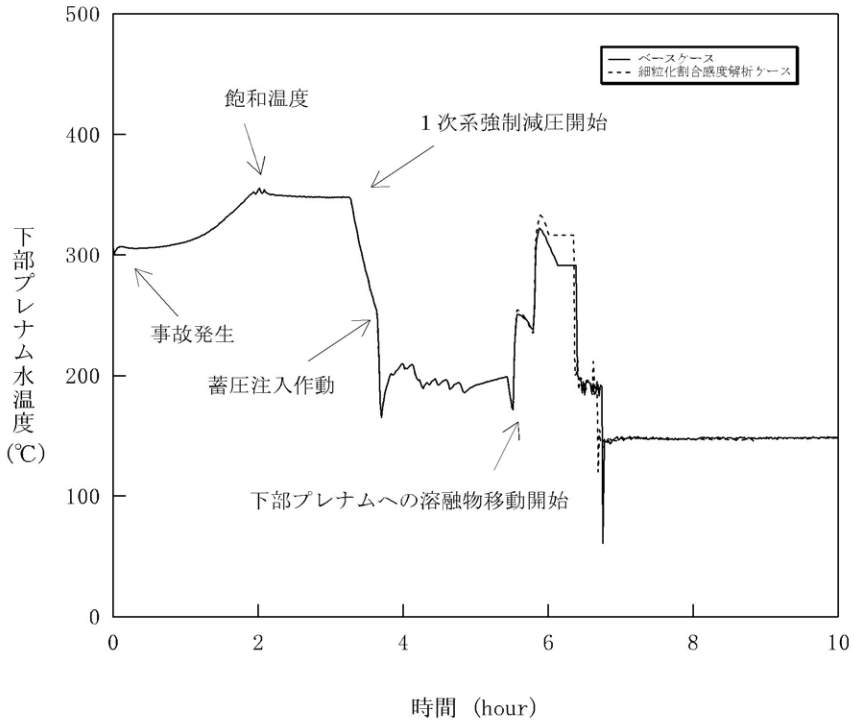


図 4-4-3 エントレインメント係数感度解析（３）

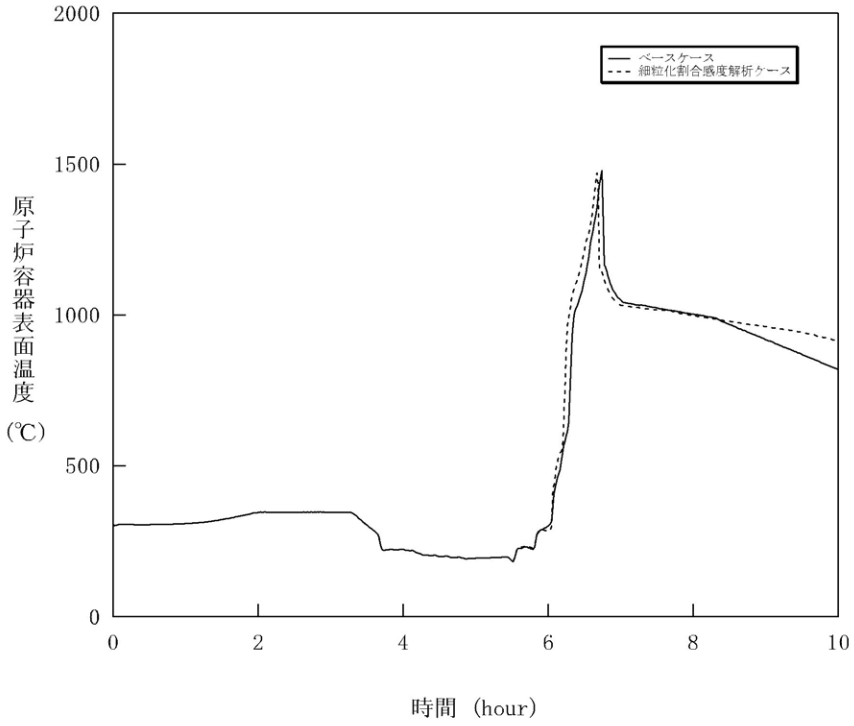


図 4-4-4 エントレインメント係数感度解析（４）

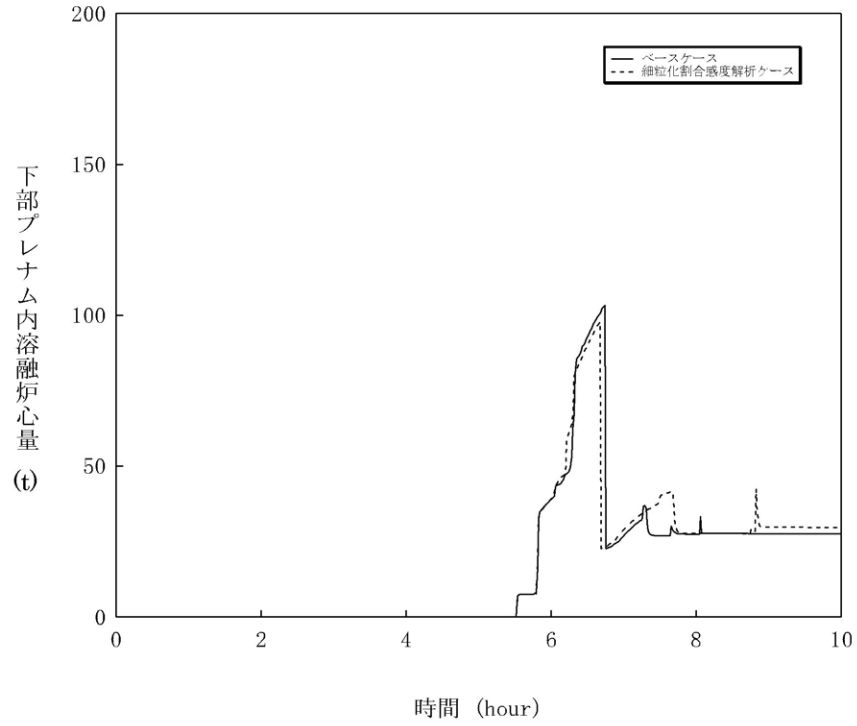


図 4-4-5 エントレインメント係数感度解析（５）

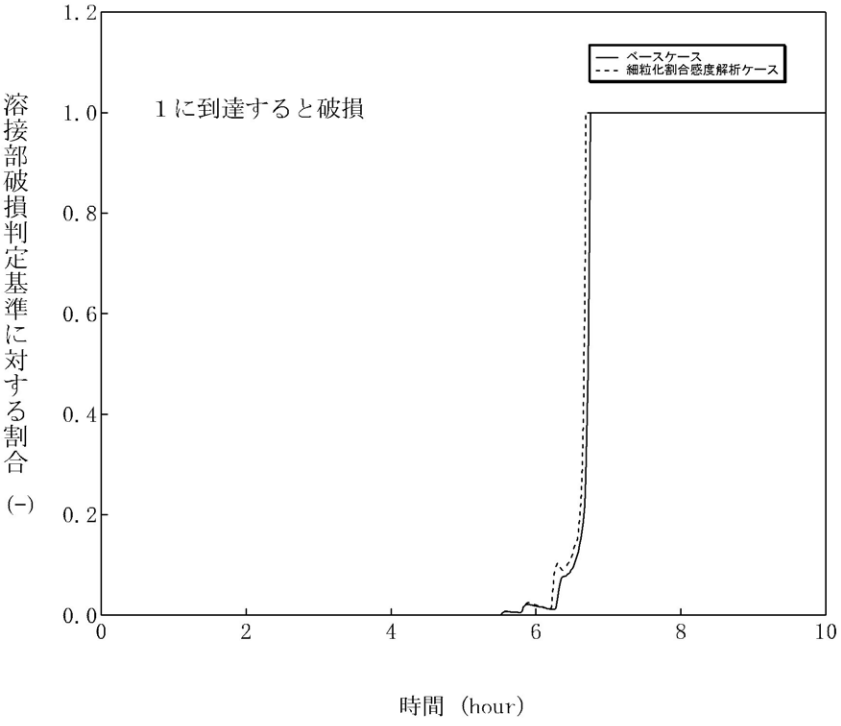


図 4-4-6 エントレインメント係数感度解析（６）

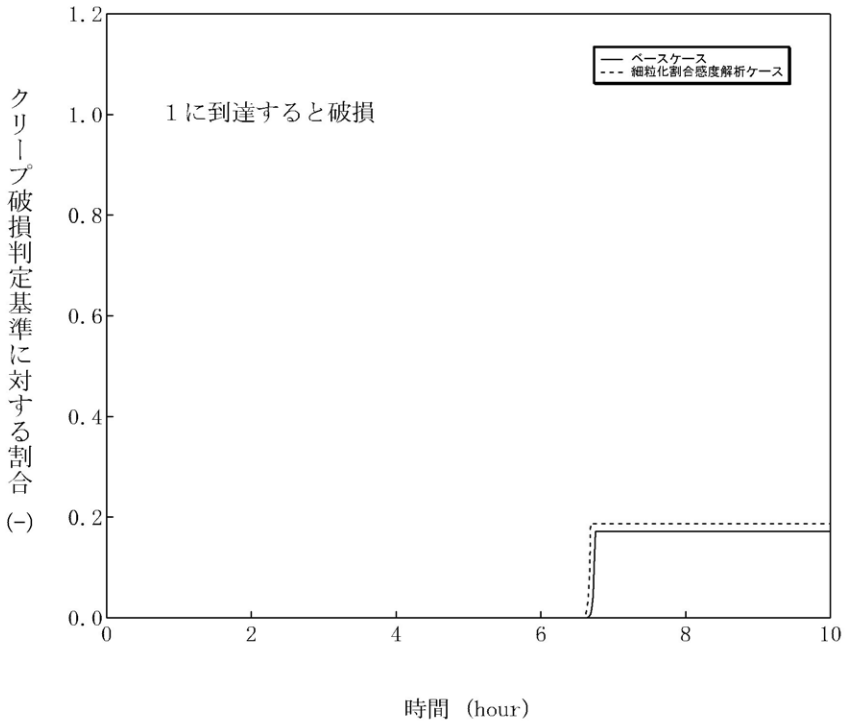


図 4-4-7 エントレインメント係数感度解析（７）

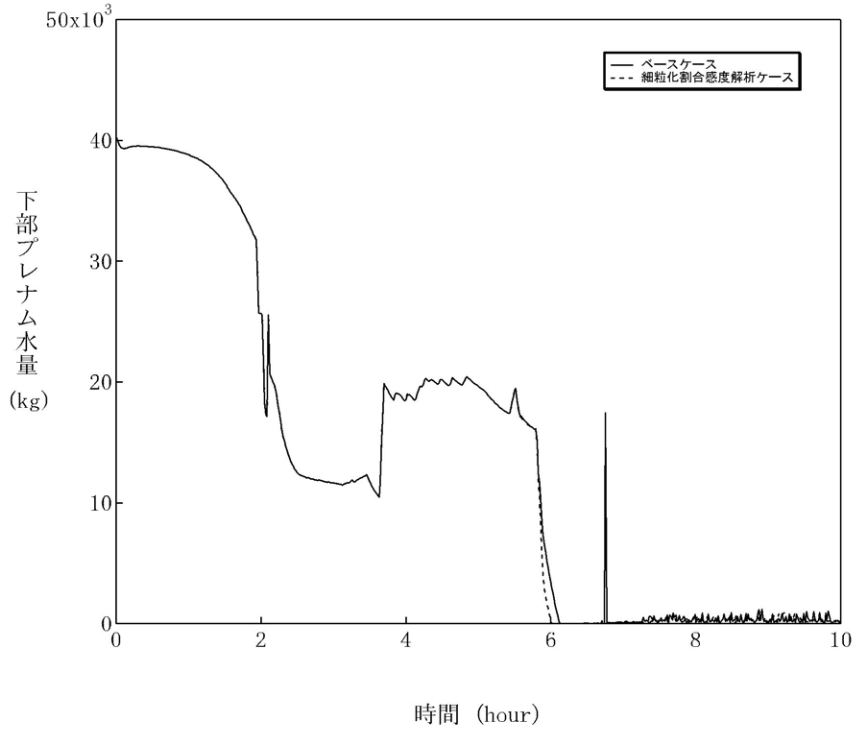


図 4-4-8 エントレインメント係数感度解析（８）

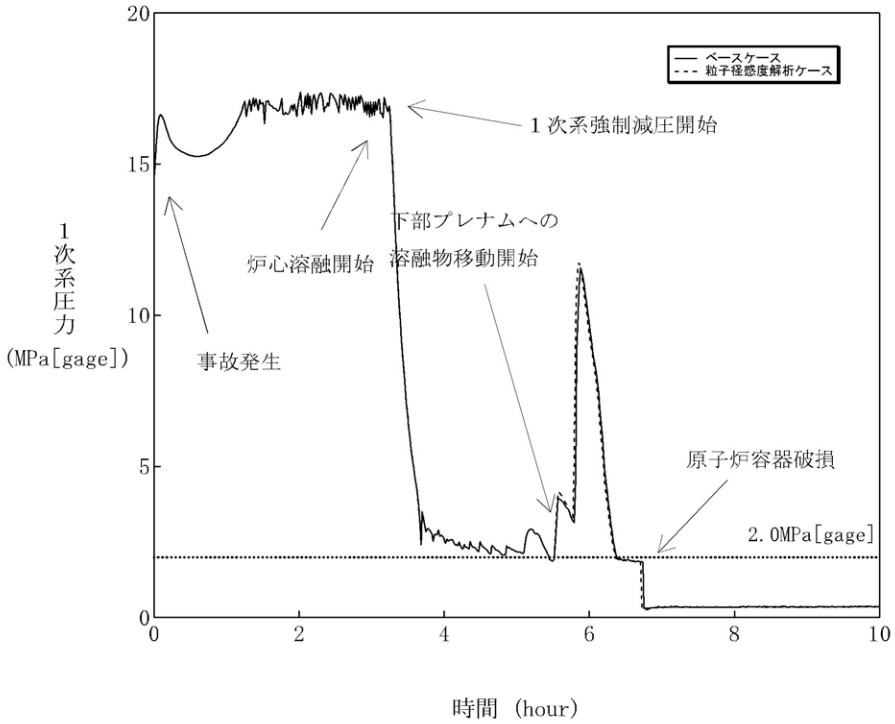


図 4-5-1 デブリ粒子の径感度解析（１）

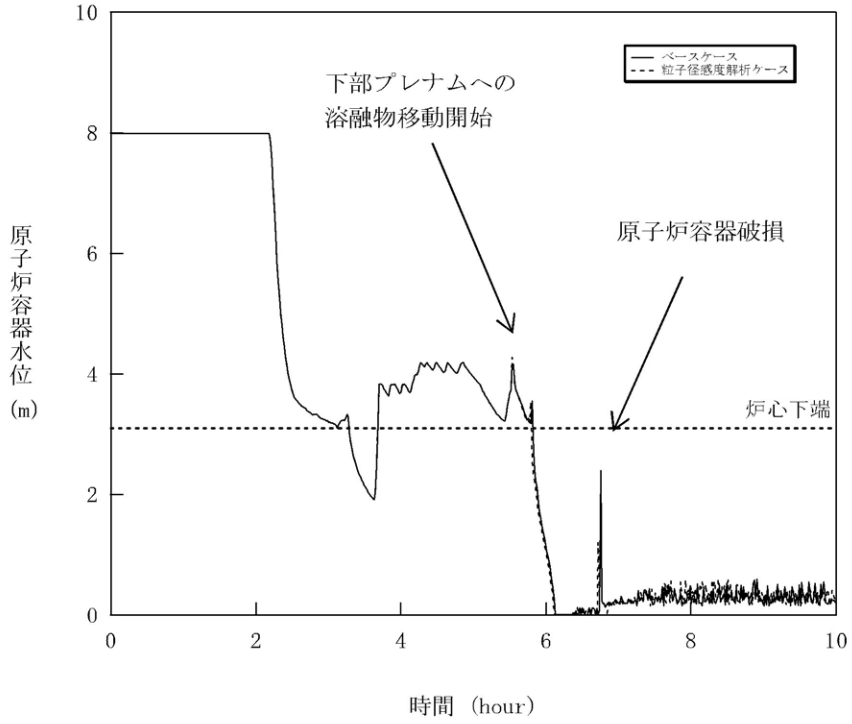


図 4-5-2 デブリ粒子の径感度解析（２）

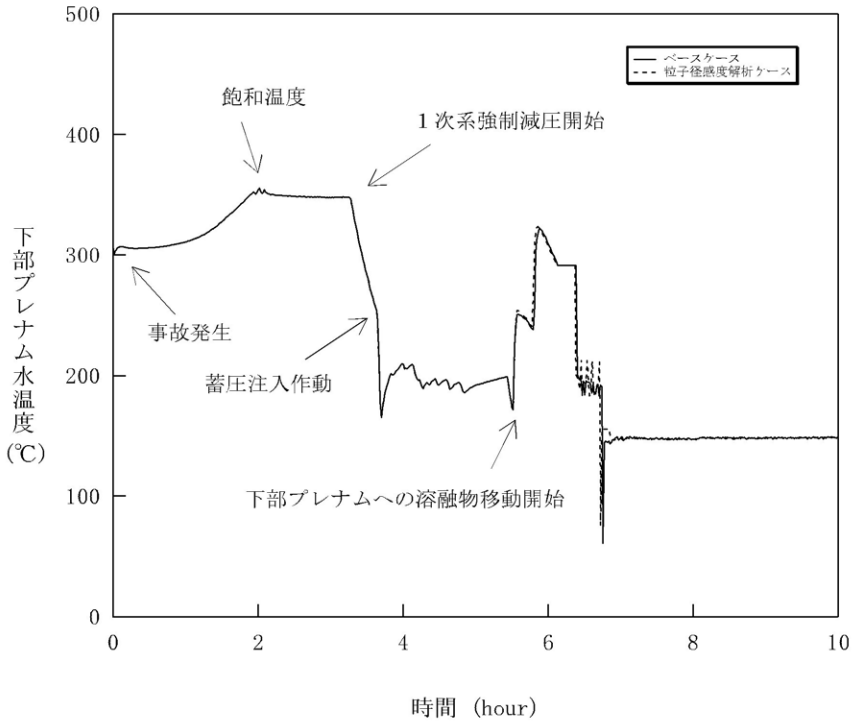


図 4-5-3 デブリ粒子の径感度解析（３）

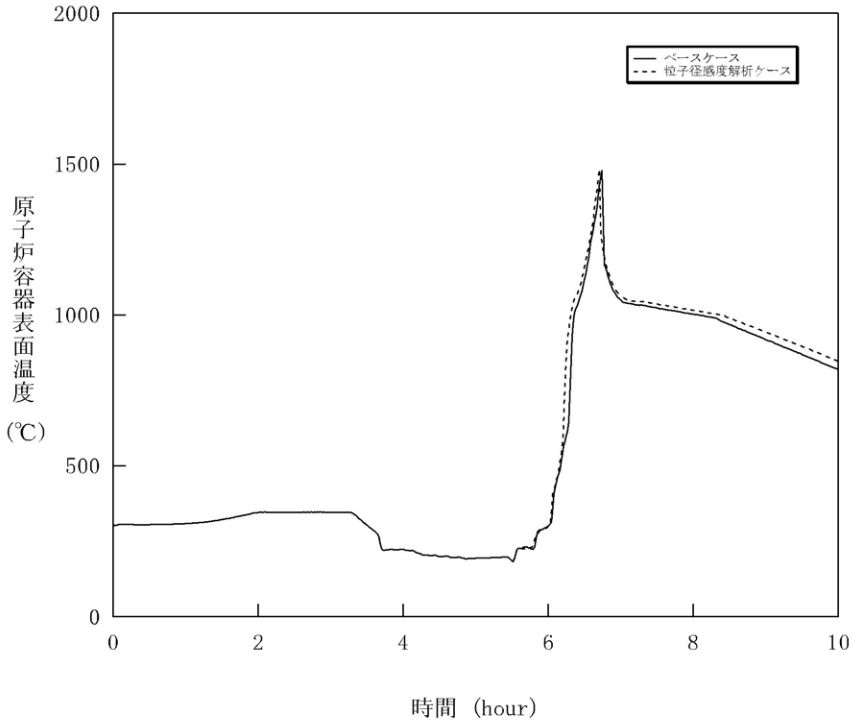


図 4-5-4 デブリ粒子の径感度解析（４）

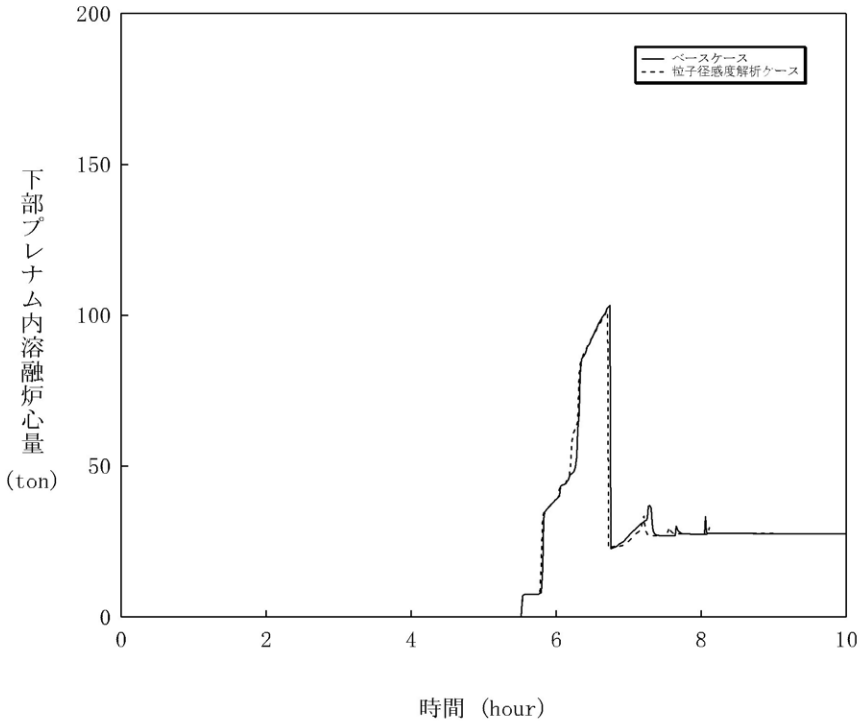


図 4-5-5 デブリ粒子の径感度解析（５）

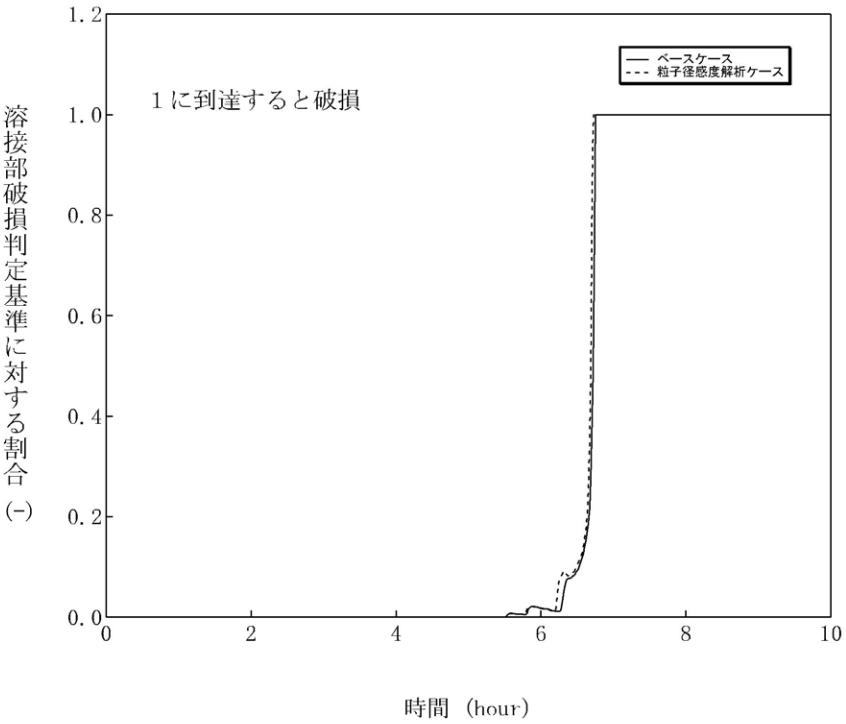


図 4-5-6 デブリ粒子の径感度解析（６）

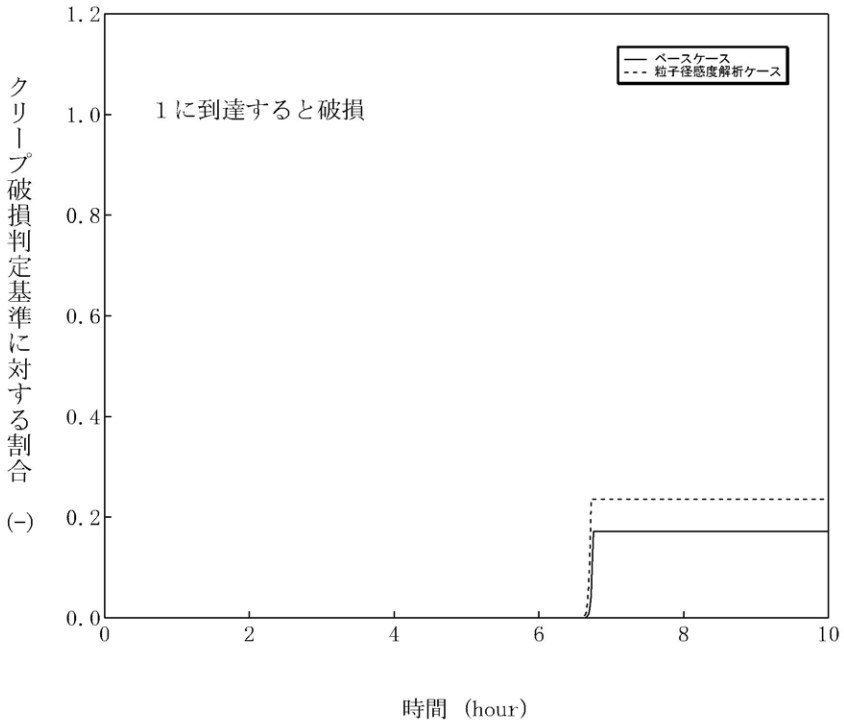


図 4-5-7 デブリ粒子の径感度解析（７）

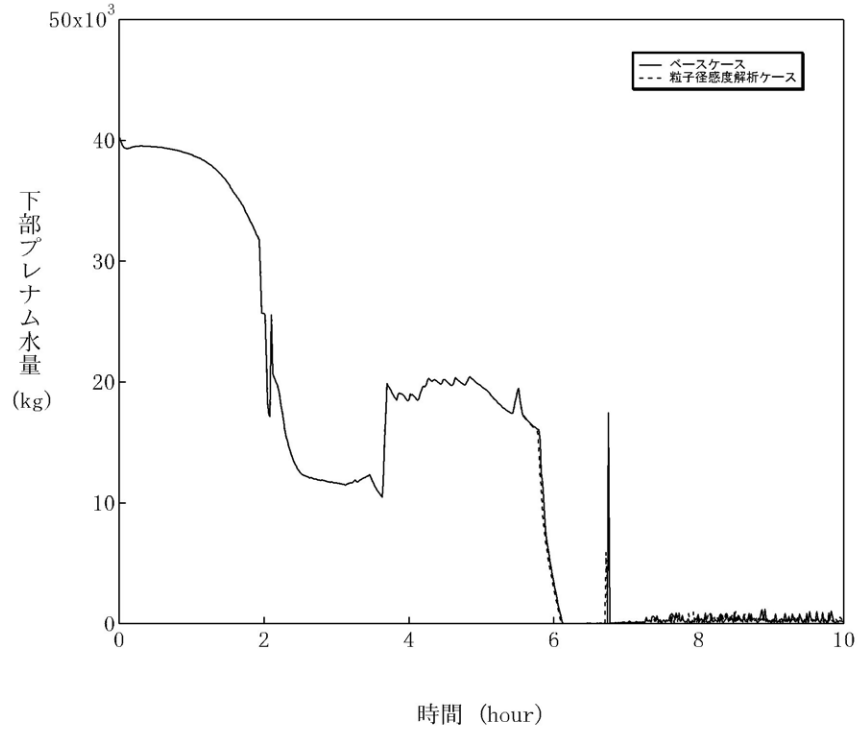


図 4-5-8 デブリ粒子の径感度解析（８）

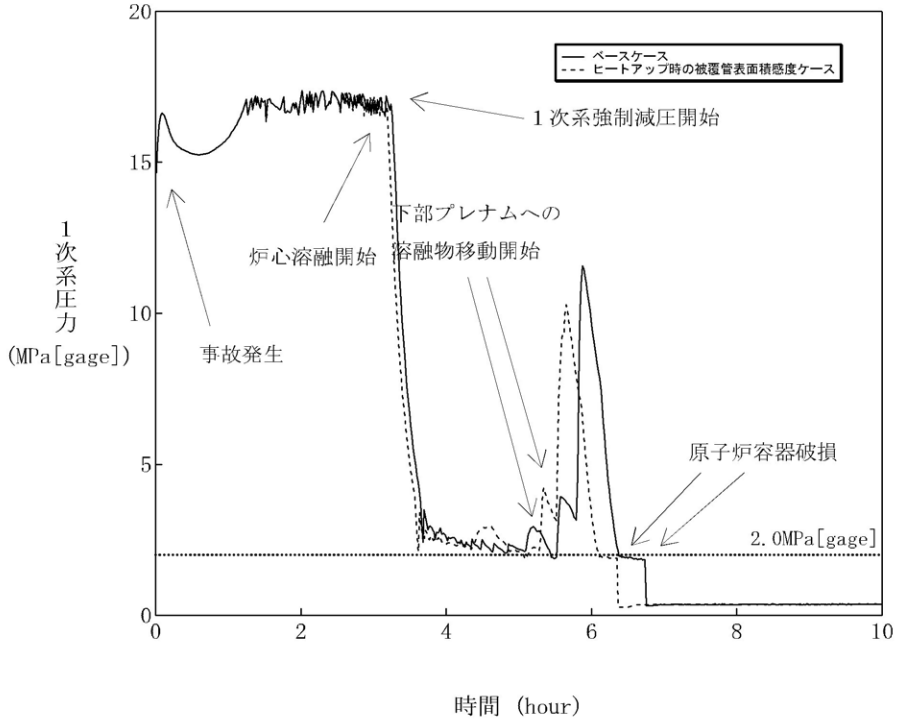


図 4-6-1 ジルコニウムー水反応速度の係数感度解析（１）

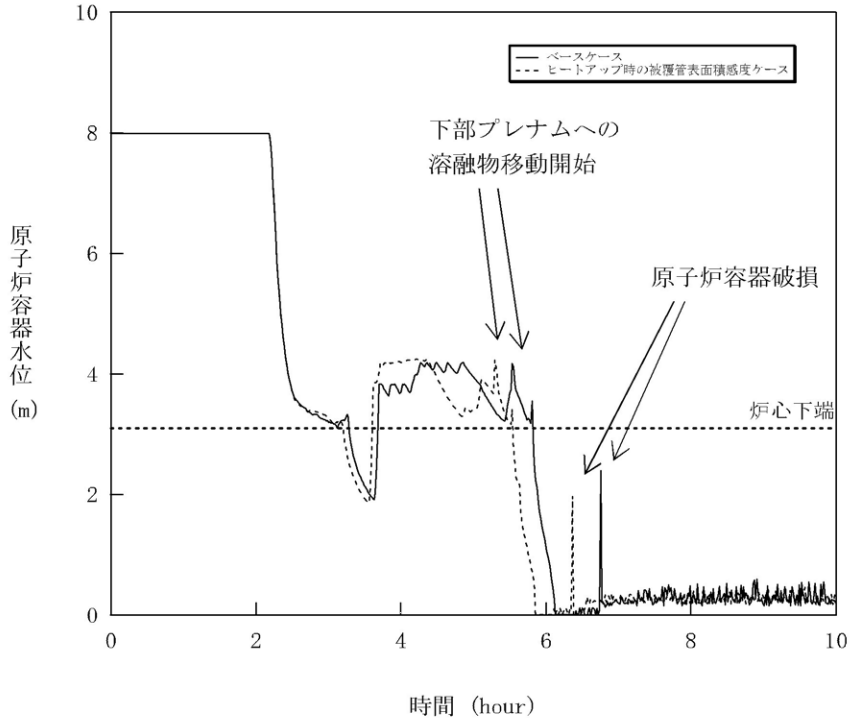


図 4-6-2 ジルコニウムー水反応速度の係数感度解析（２）

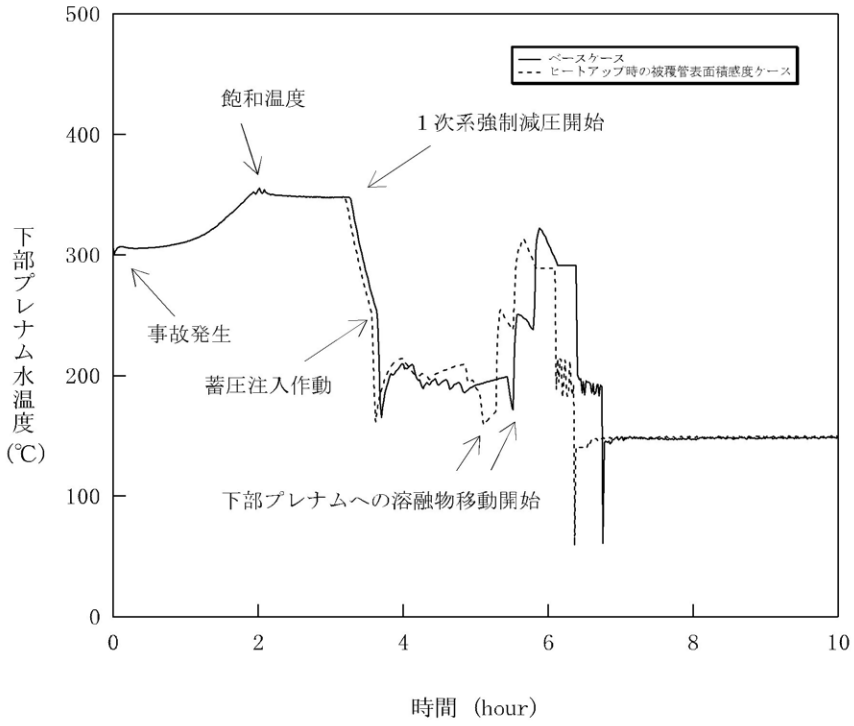


図 4-6-3 ジルコニウムー水反応速度の係数感度解析（３）

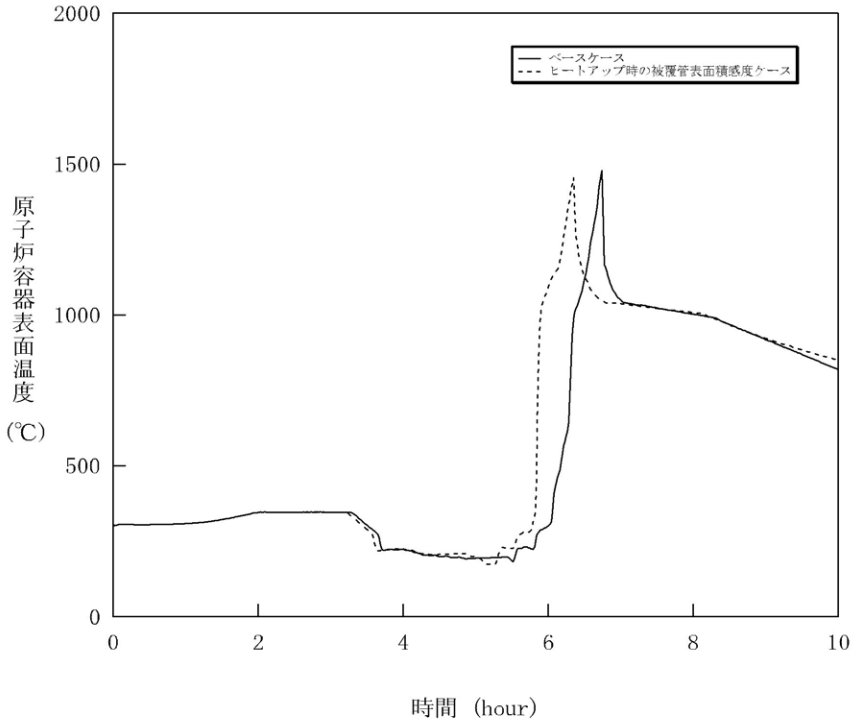


図 4-6-4 ジルコニウムー水反応速度の係数感度解析（４）

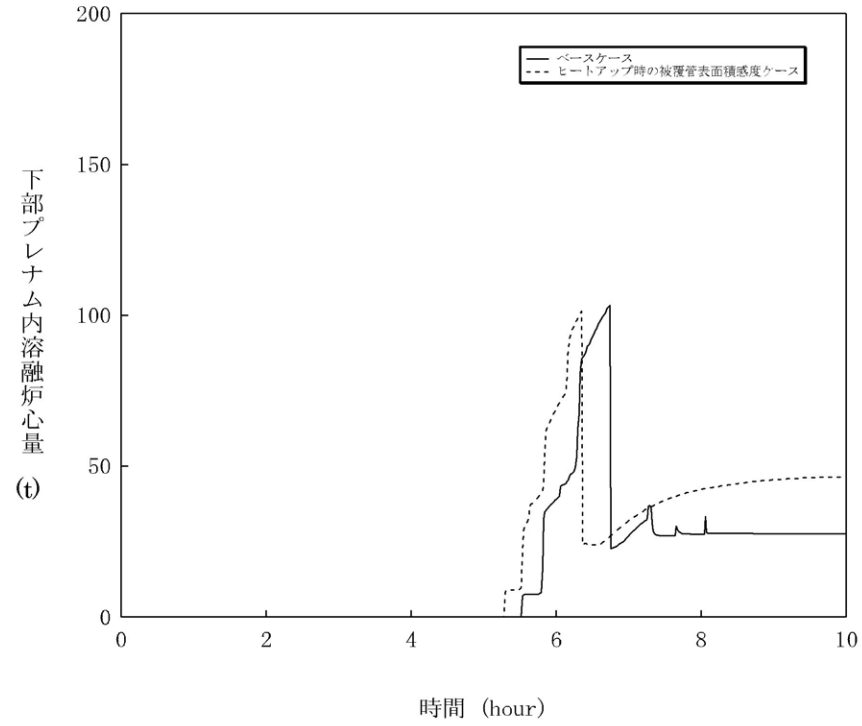


図 4-6-5 ジルコニウムー水反応速度の係数感度解析（５）

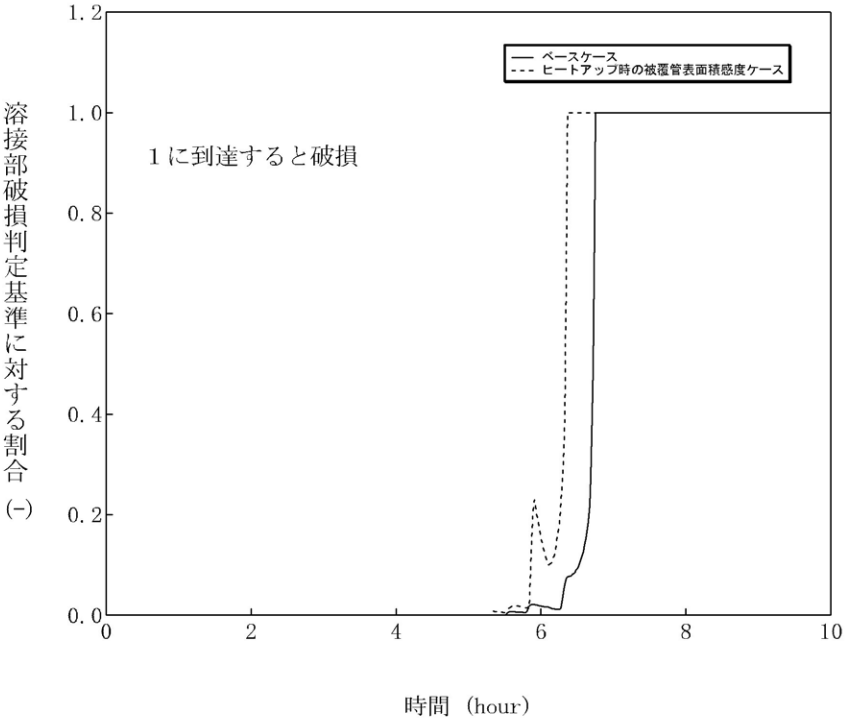


図 4-6-6 ジルコニウムー水反応速度の係数感度解析（６）

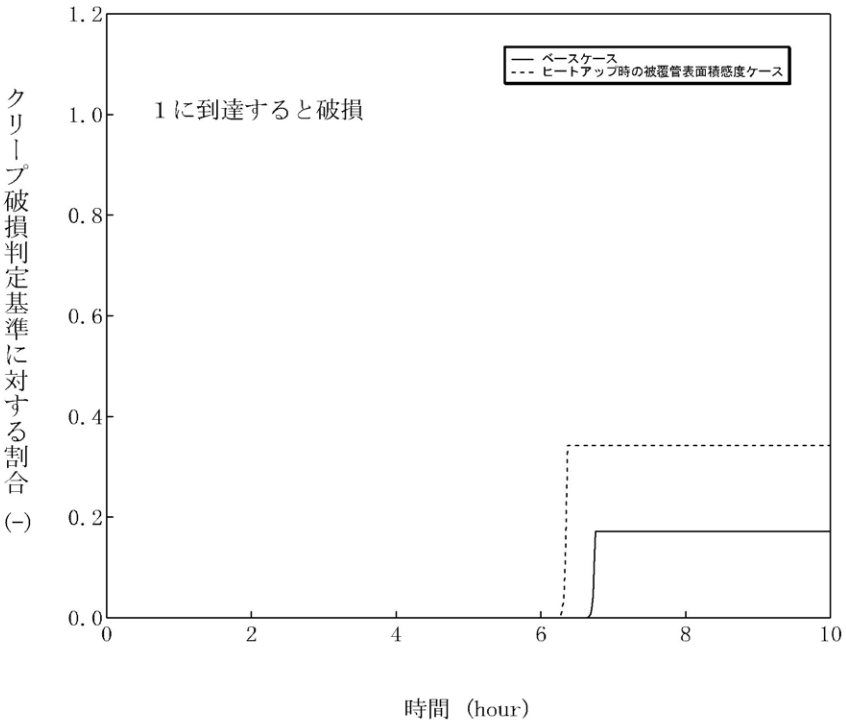


図 4-6-7 ジルコニウムー水反応速度の係数感度解析（７）

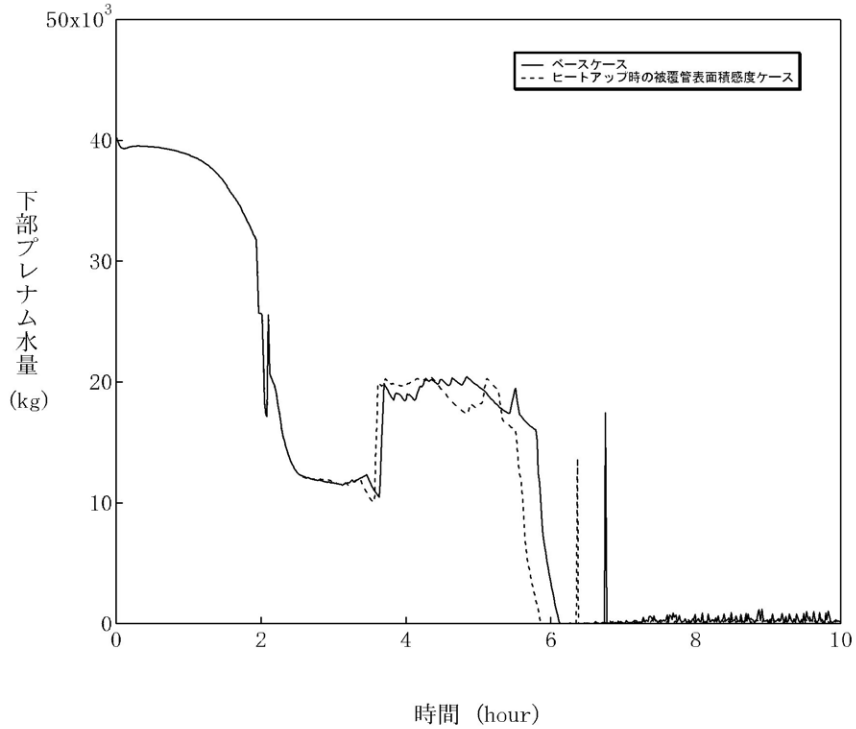


図 4-6-8 ジルコニウムー水反応速度の係数感度解析（８）

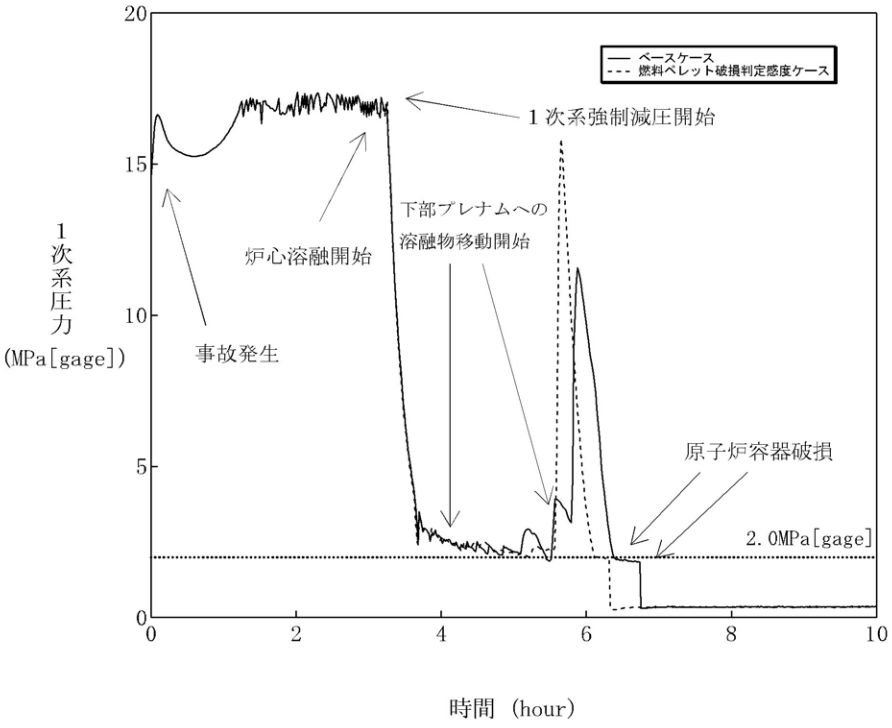


図 4-7-1 燃料ペレット破損判定感度解析（１）

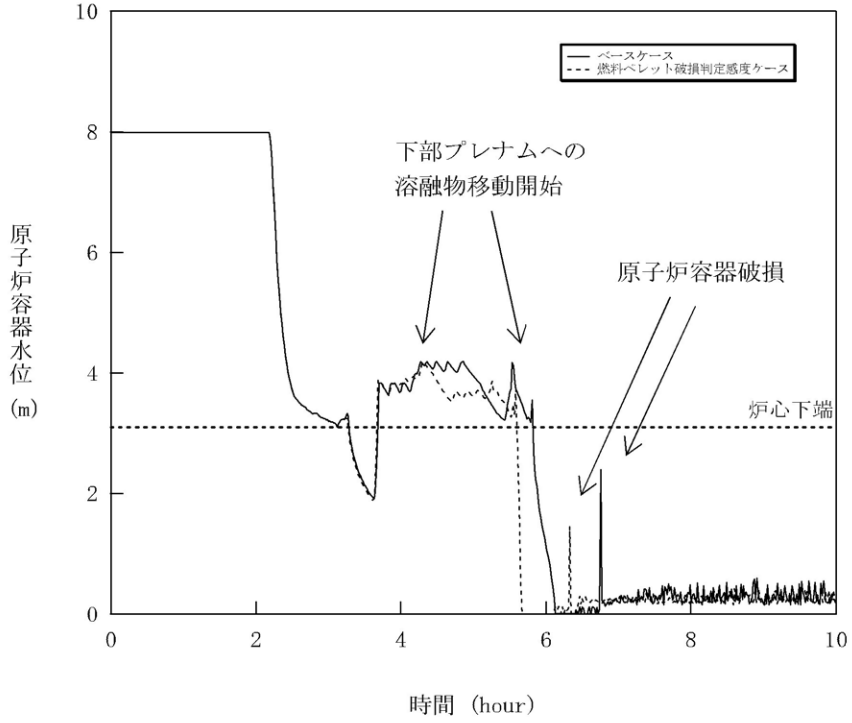


図 4-7-2 燃料ペレット破損判定感度解析（２）

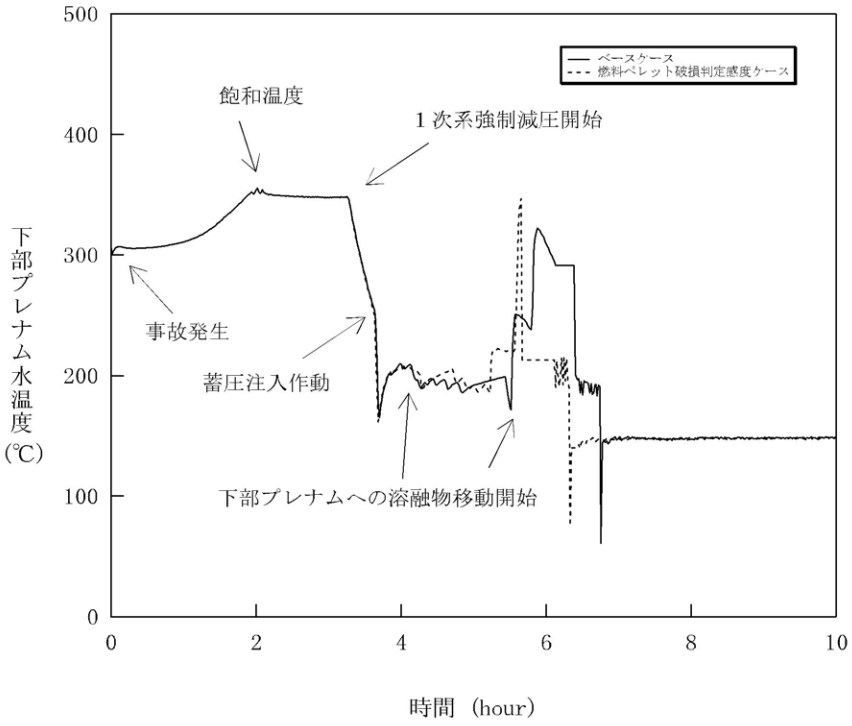


図 4-7-3 燃料ペレット破損判定感度解析（３）

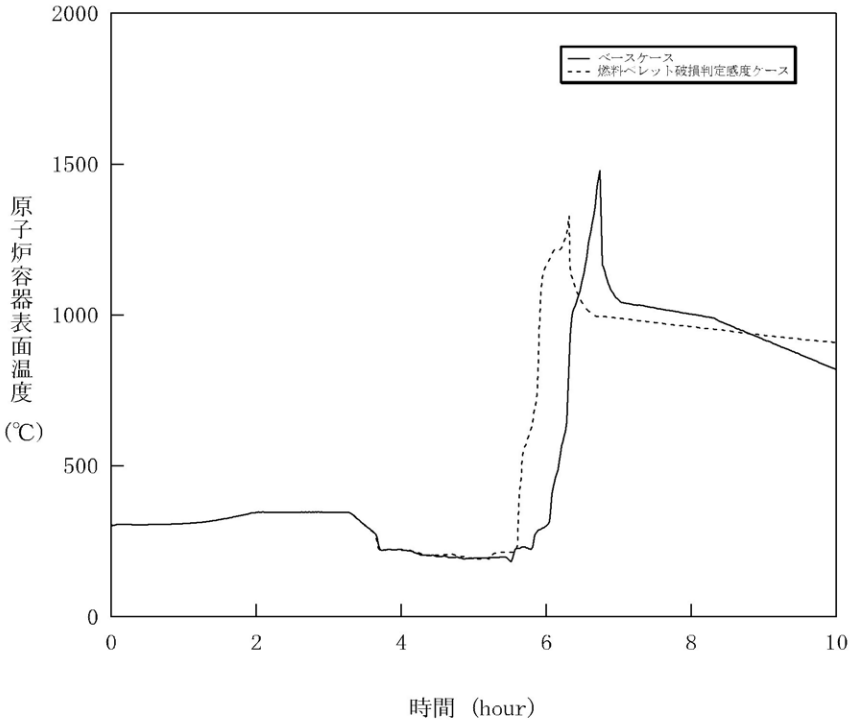


図 4-7-4 燃料ペレット破損判定感度解析（４）

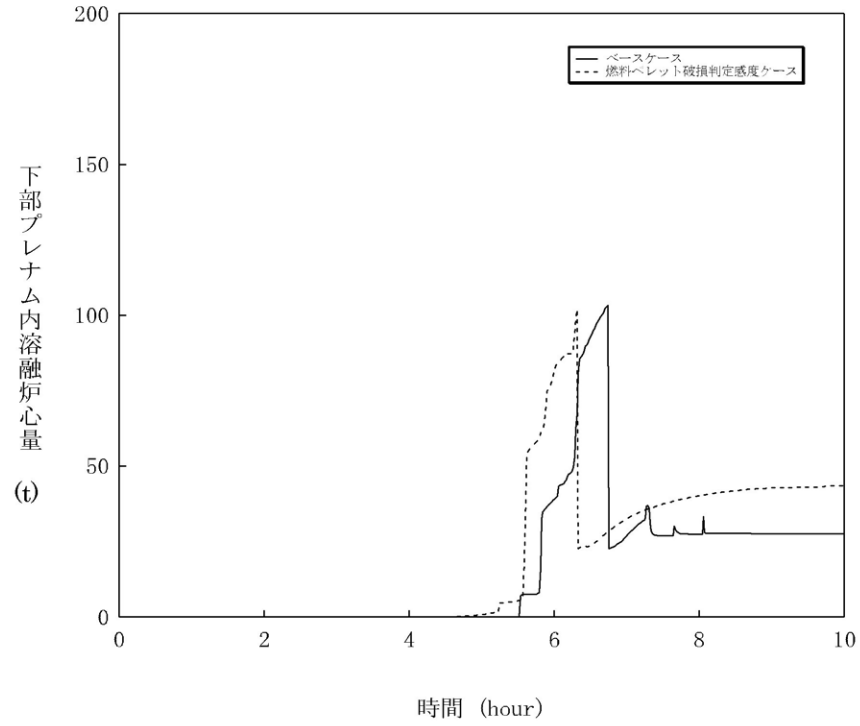


図 4-7-5 燃料ペレット破損判定感度解析（５）

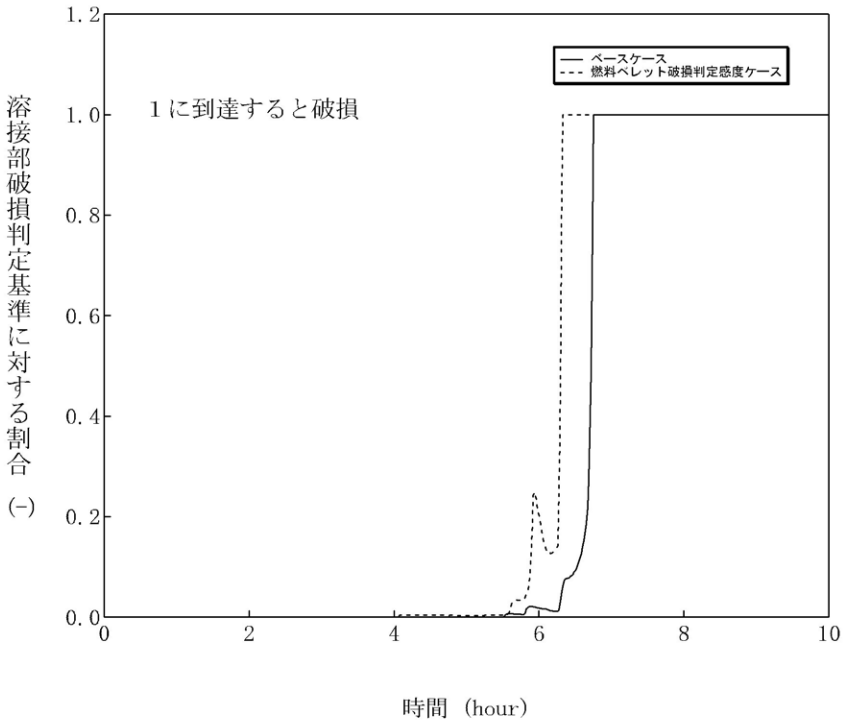


図 4-7-6 燃料ペレット破損判定感度解析（６）

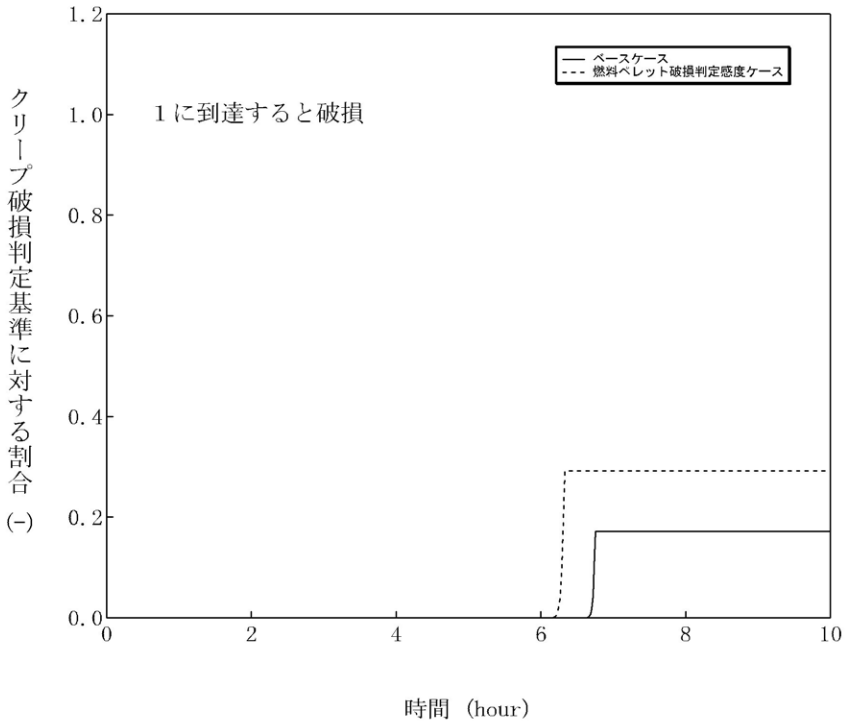


図 4-7-7 燃料ペレット破損判定感度解析（７）

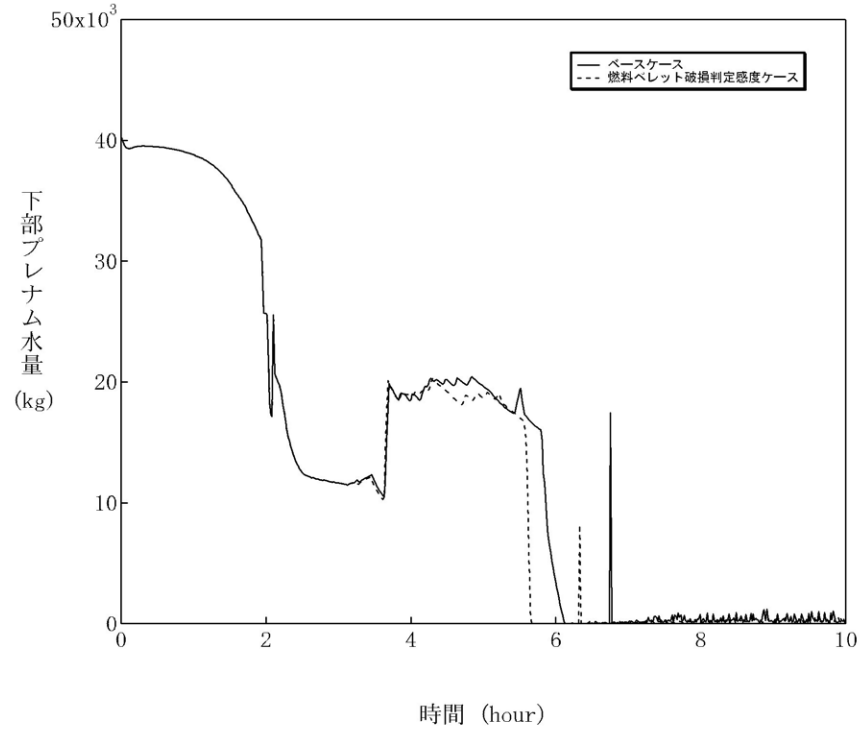


図 4-7-8 燃料ペレット破損判定感度解析（８）

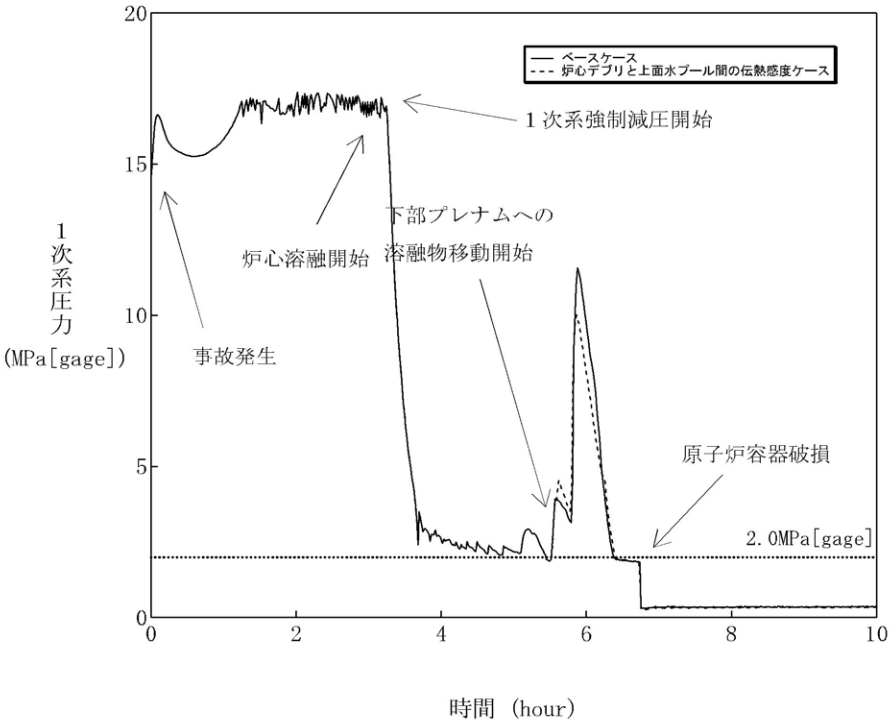


図 4-8-1 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（１）

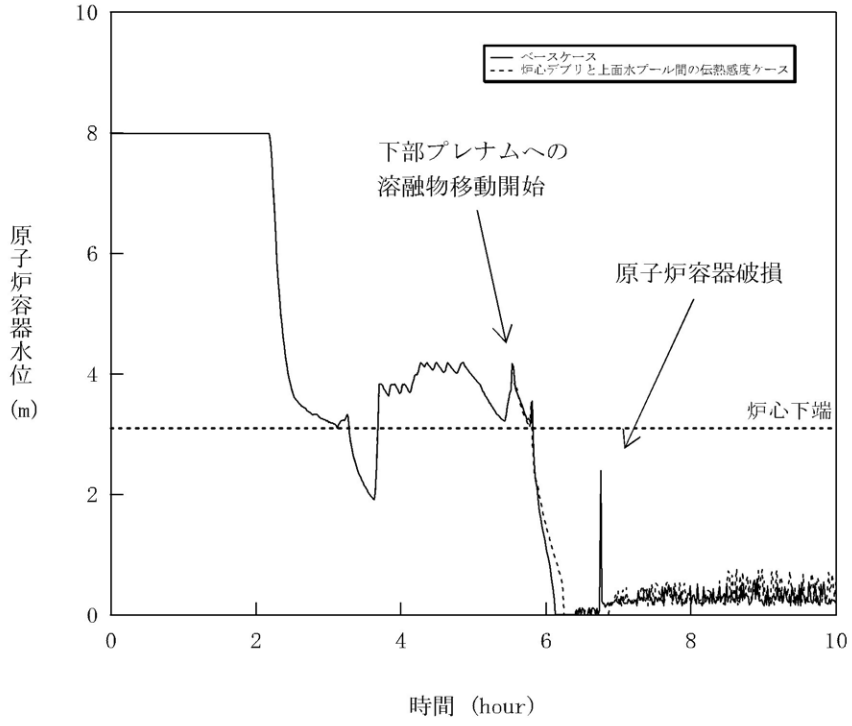


図 4-8-2 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（２）

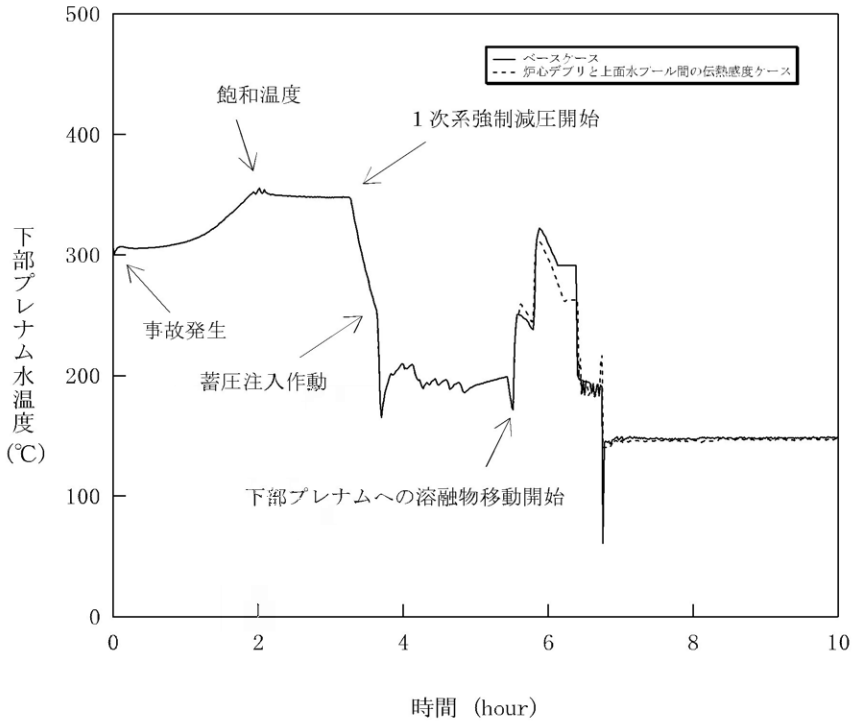


図 4-8-3 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（３）

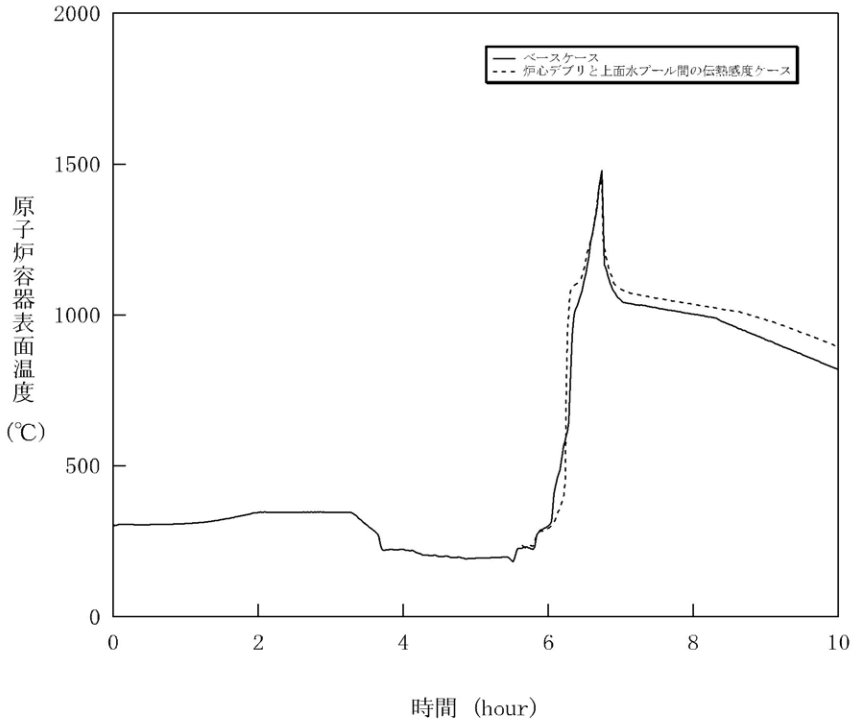


図 4-8-4 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（４）

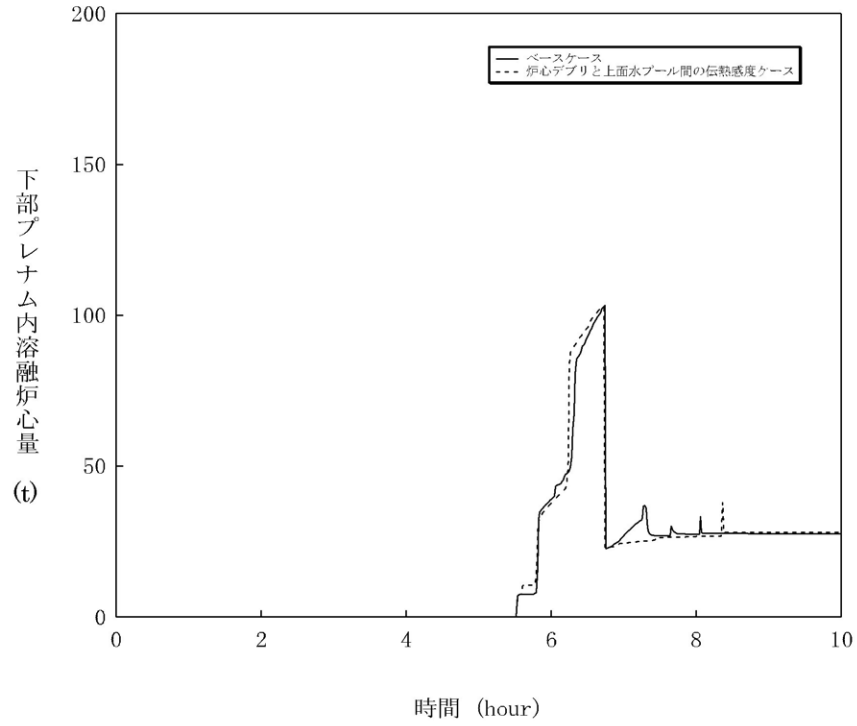


図 4-8-5 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（５）

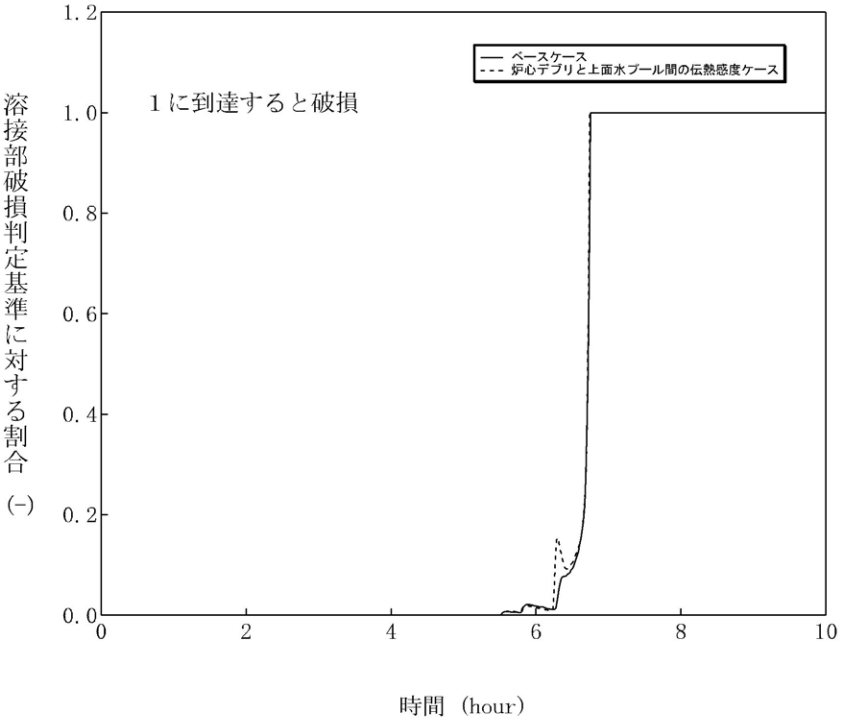


図 4-8-6 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（６）

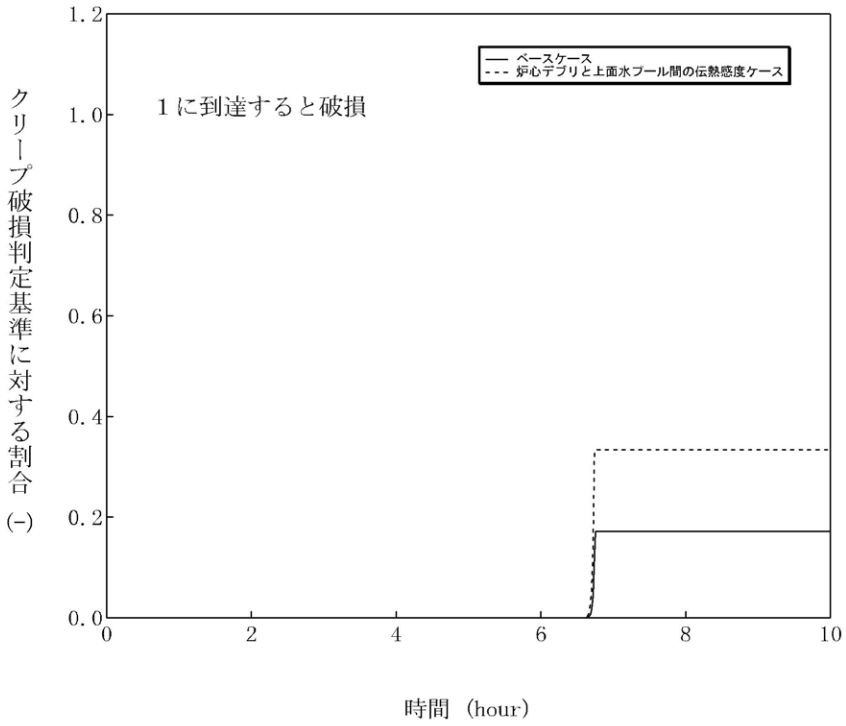


図 4-8-7 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（７）

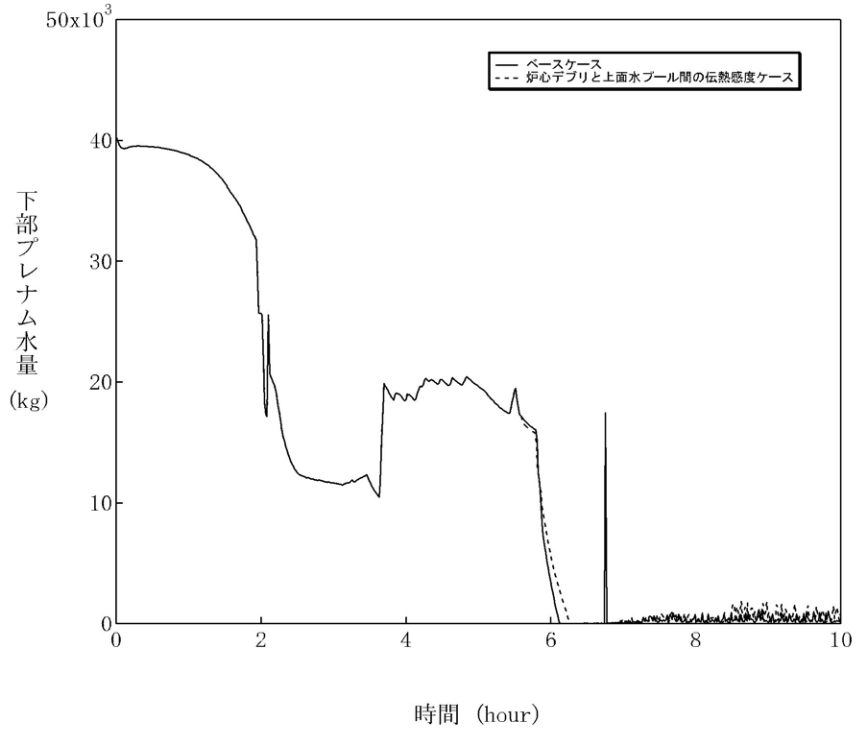


図 4-8-8 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（８）

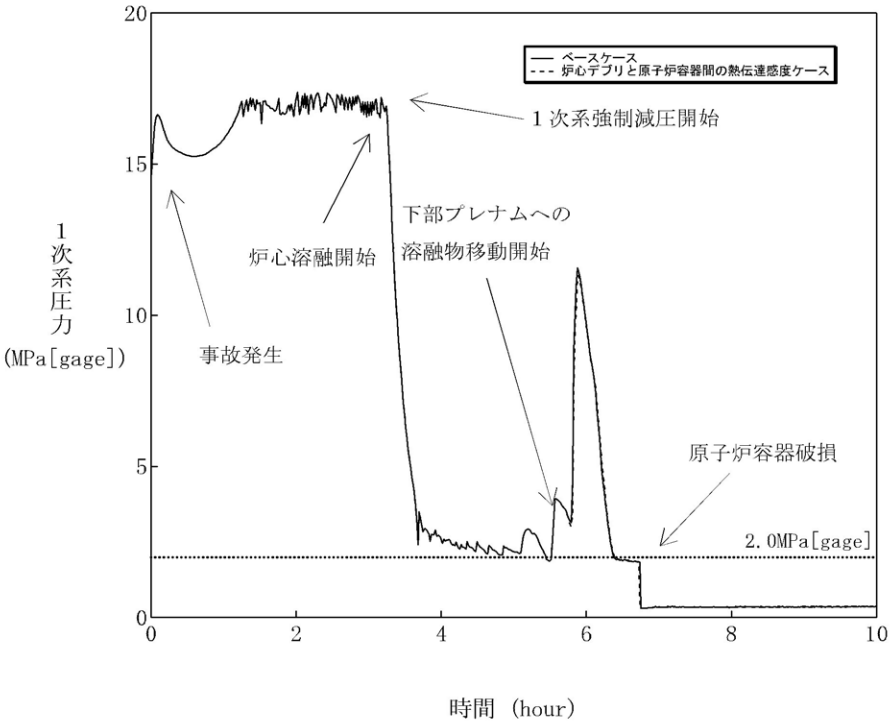


図 4-9-1 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（１）

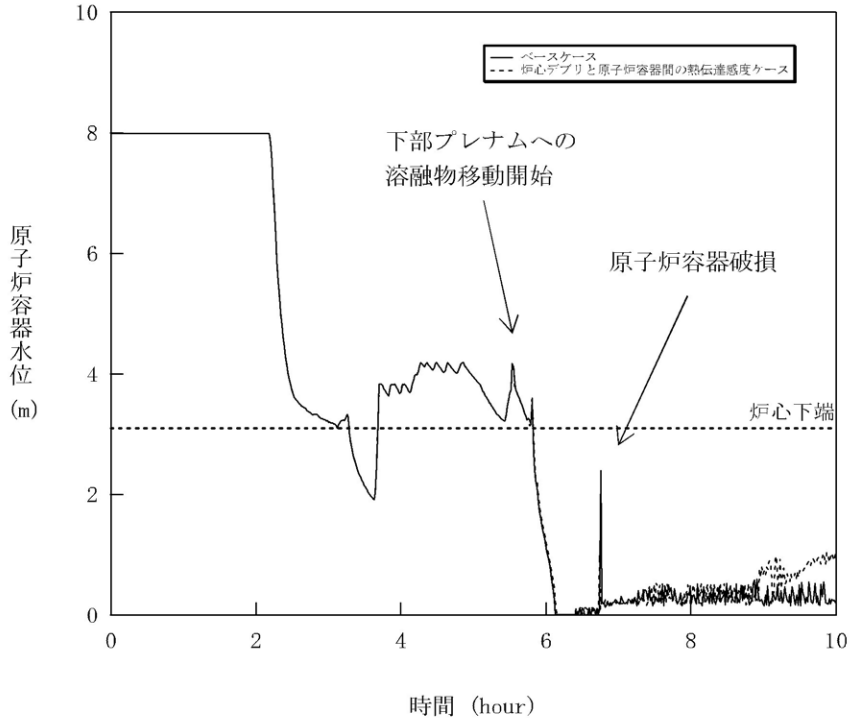


図 4-9-2 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（２）

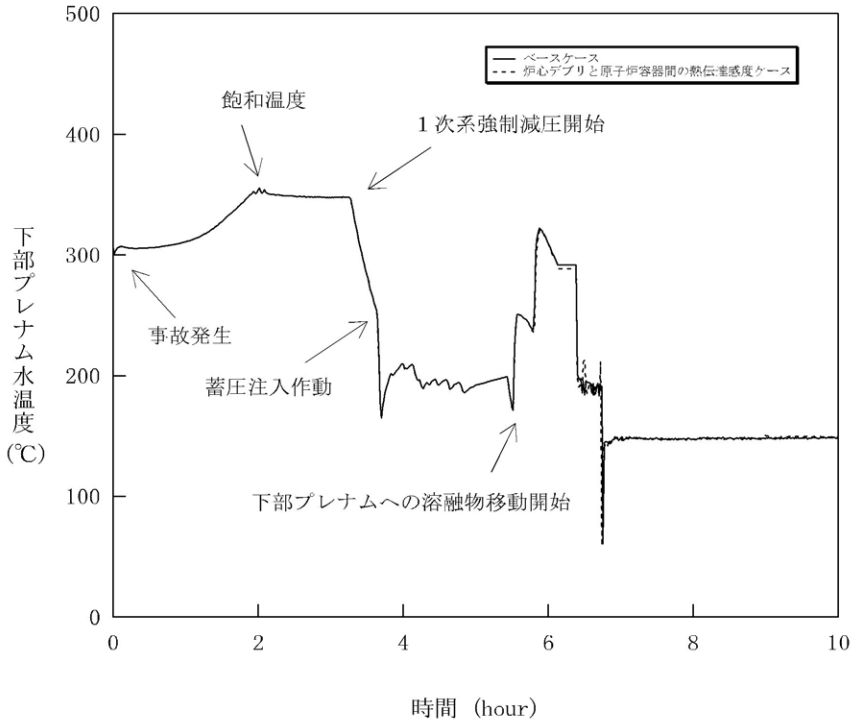


図 4-9-3 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（３）

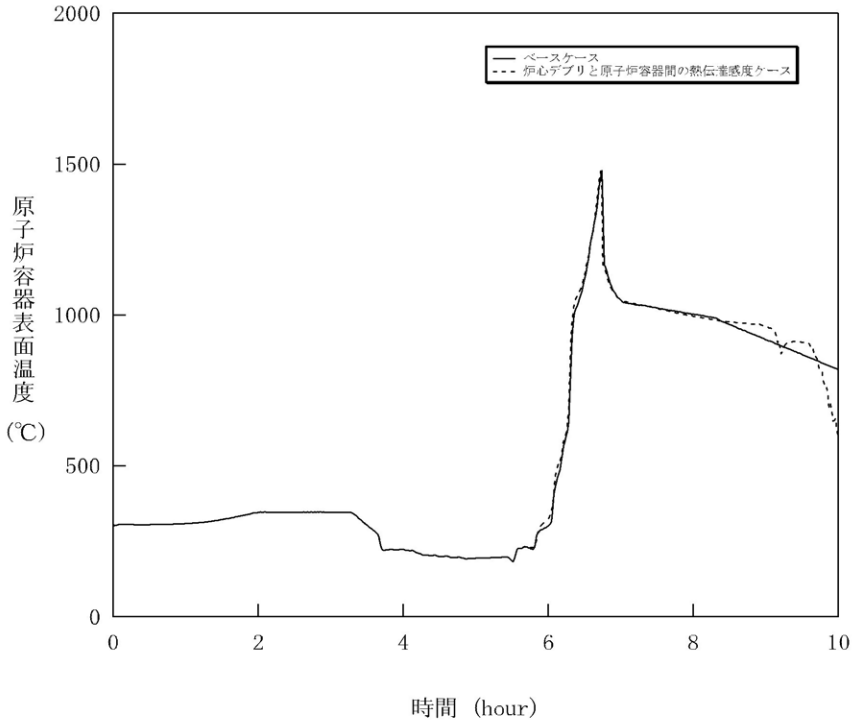


図 4-9-4 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（４）

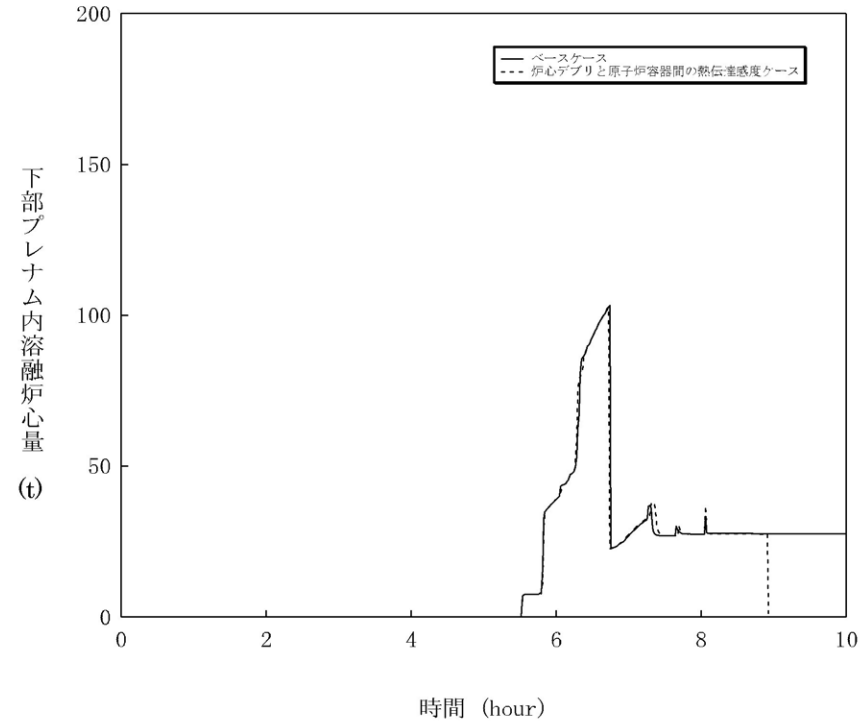


図 4-9-5 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（５）

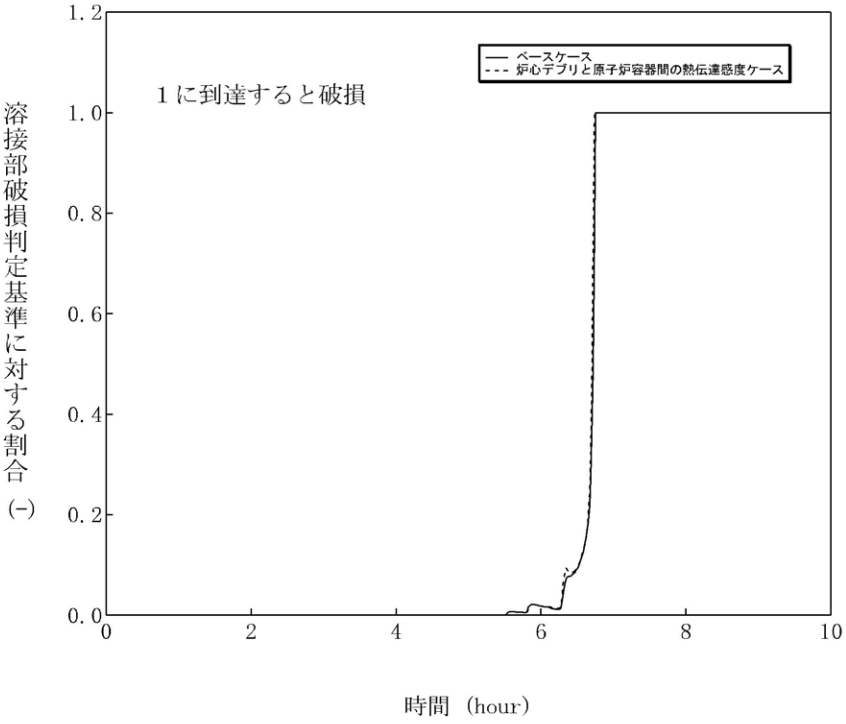


図 4-9-6 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（６）

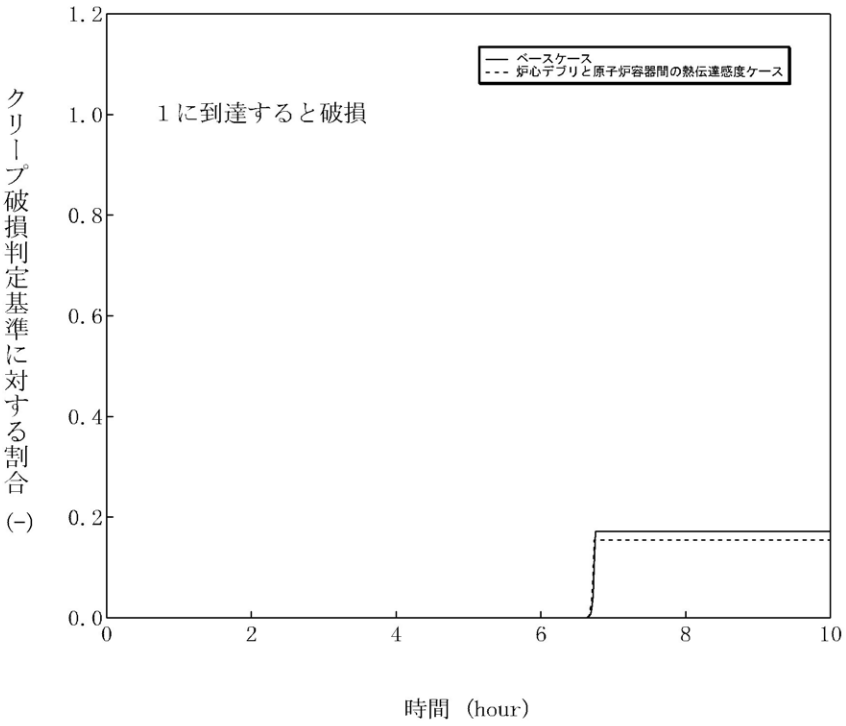


図 4-9-7 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（７）

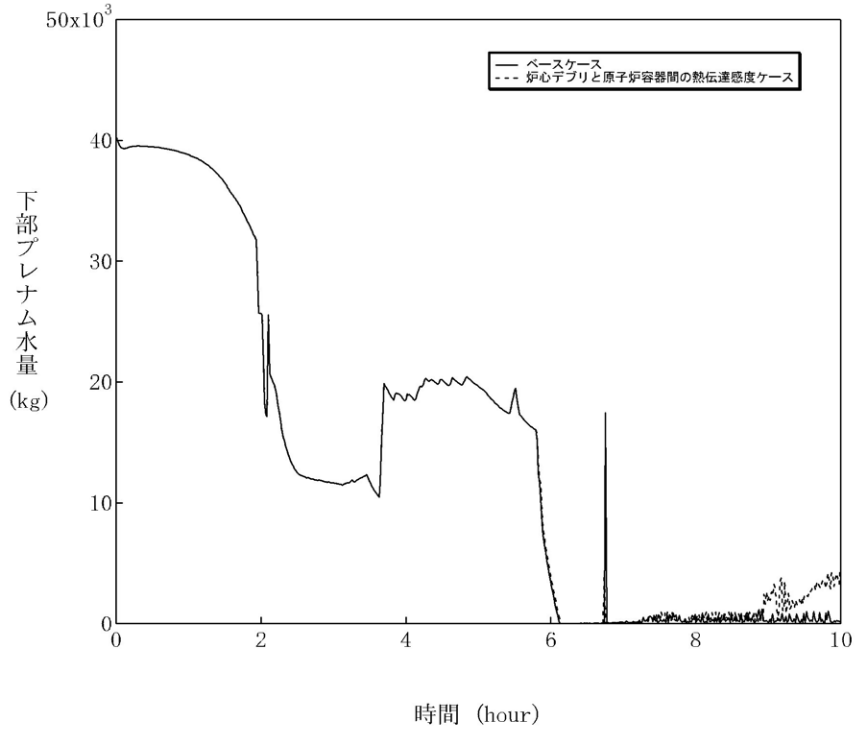


図 4-9-8 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（８）

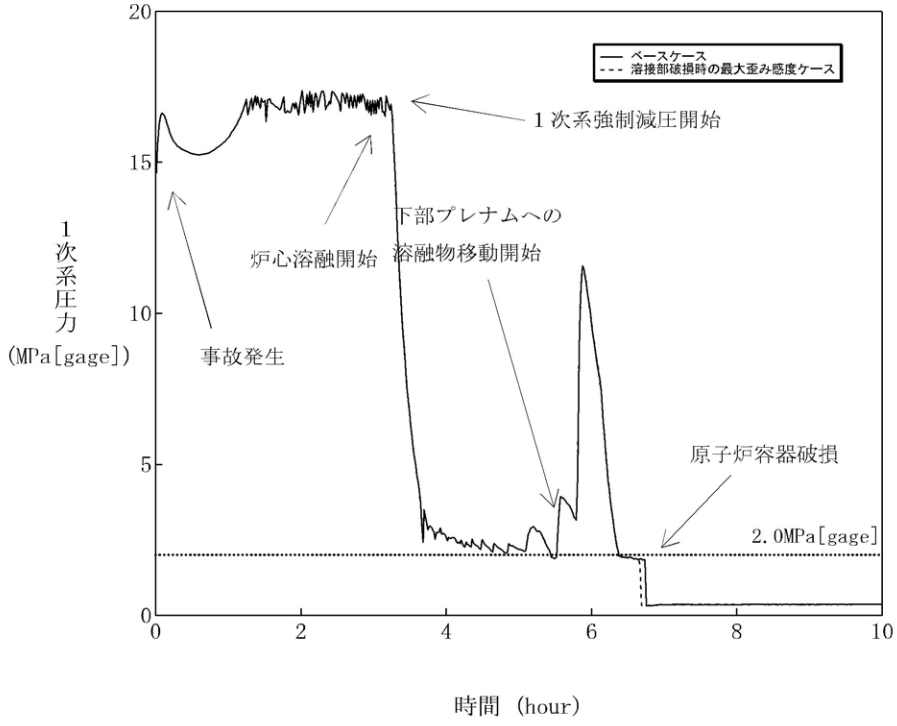


図 4-10-1 溶接部破損時の最大歪み感度解析（１）

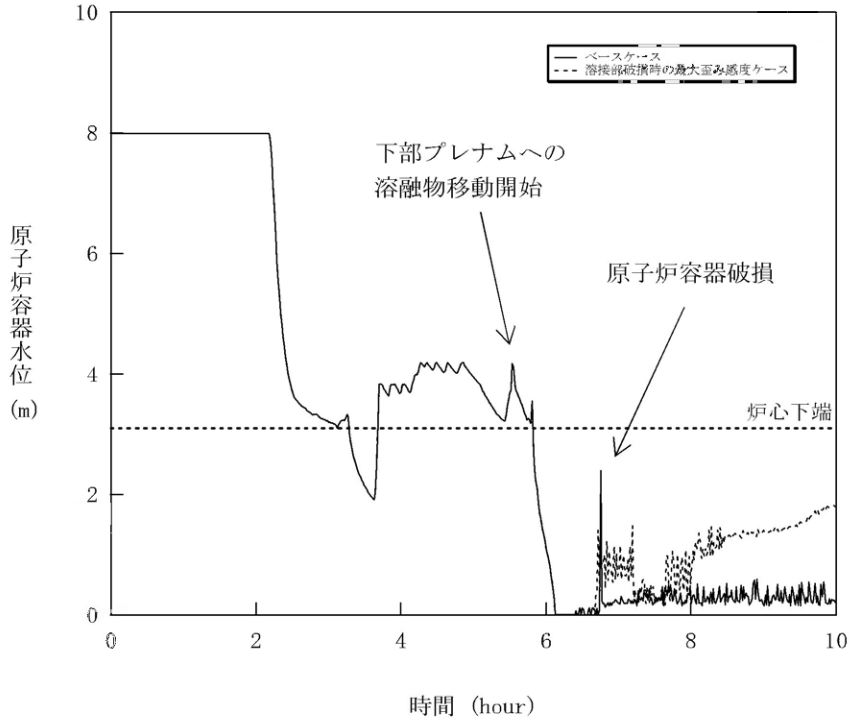


図 4-10-2 溶接部破損時の最大歪み感度解析（２）

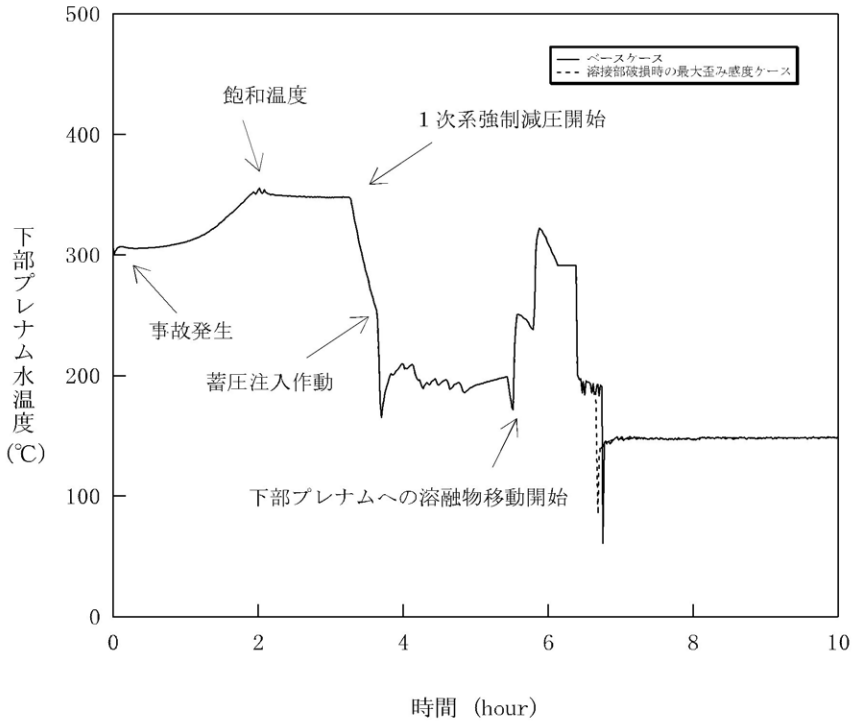


図 4-10-3 溶接部破損時の最大歪み感度解析（３）

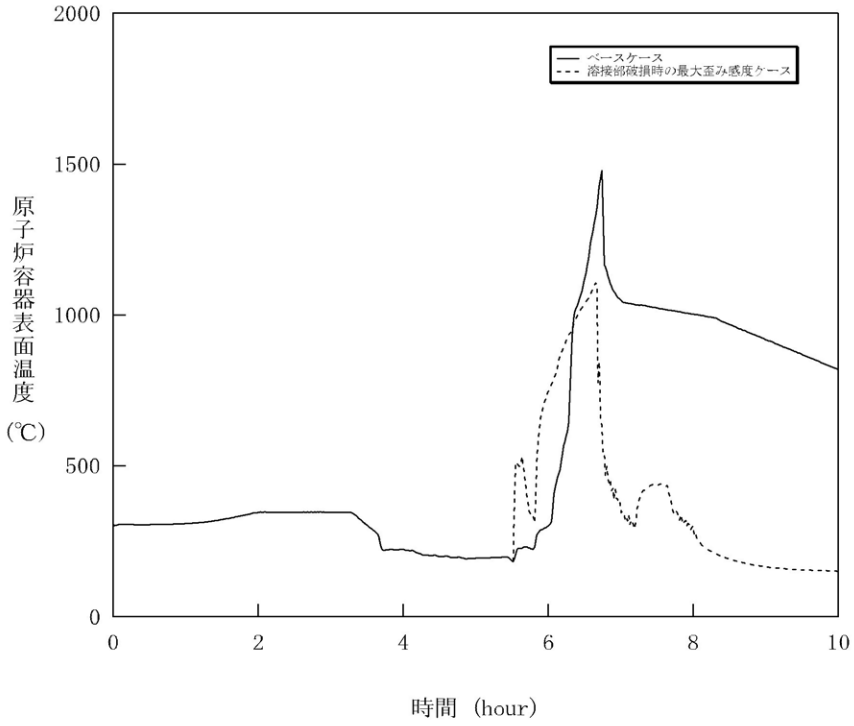


図 4-10-4 溶接部破損時の最大歪み感度解析（４）

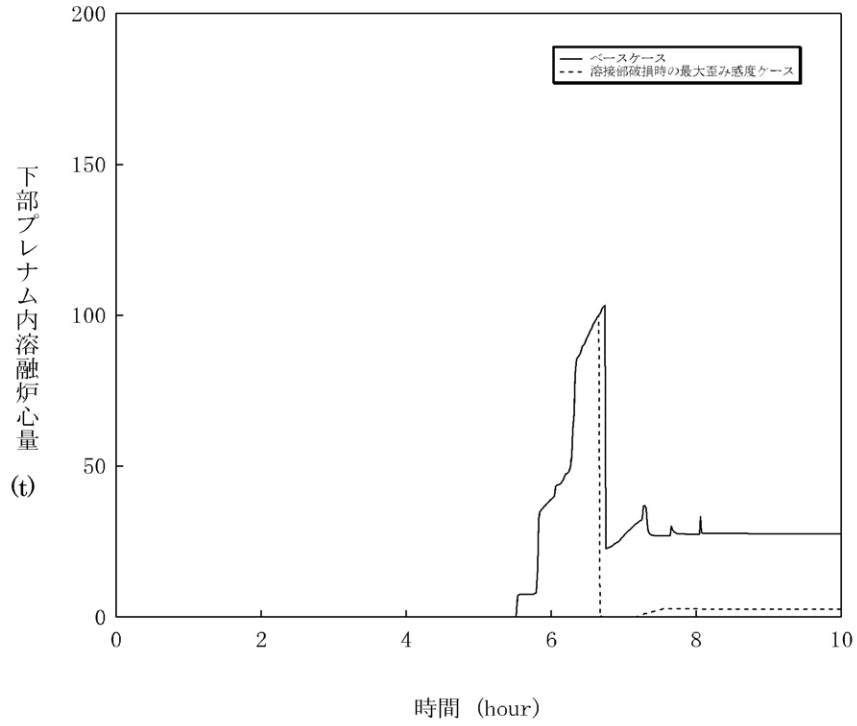


図 4-10-5 溶接部破損時の最大歪み感度解析（５）

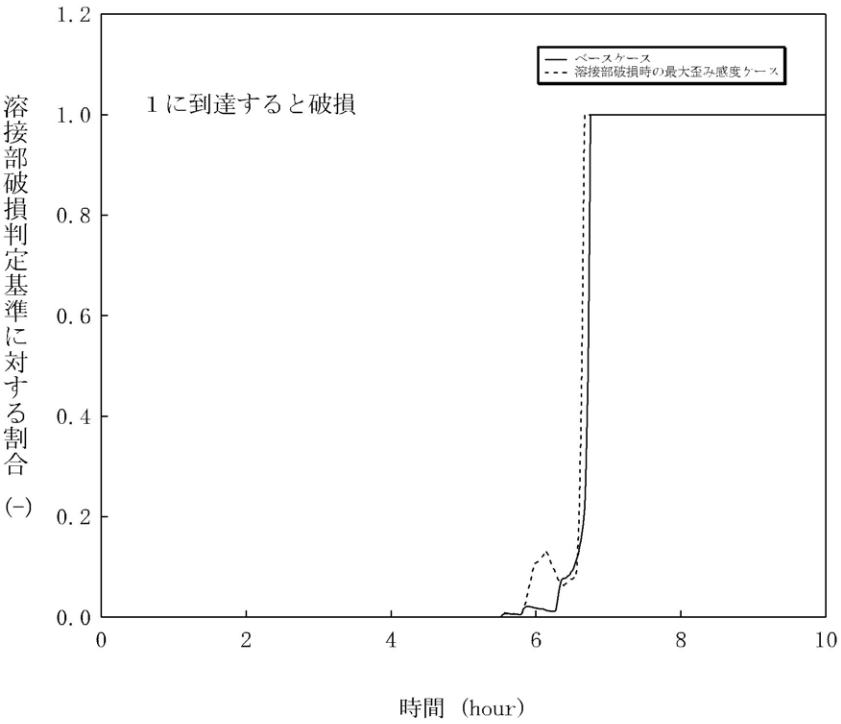


図 4-10-6 溶接部破損時の最大歪み感度解析（６）

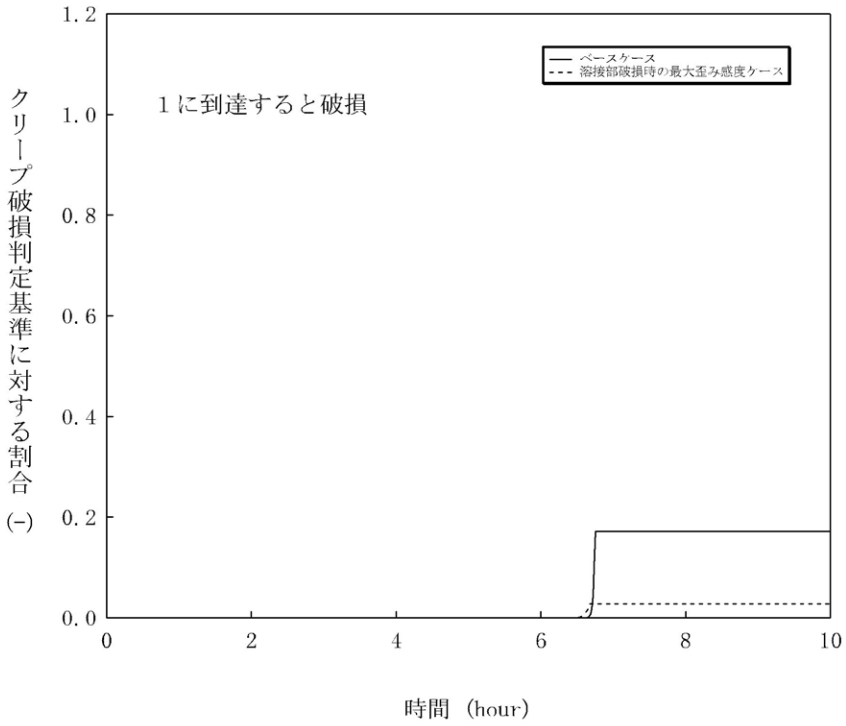


図 4-10-7 溶接部破損時の最大歪み感度解析（７）

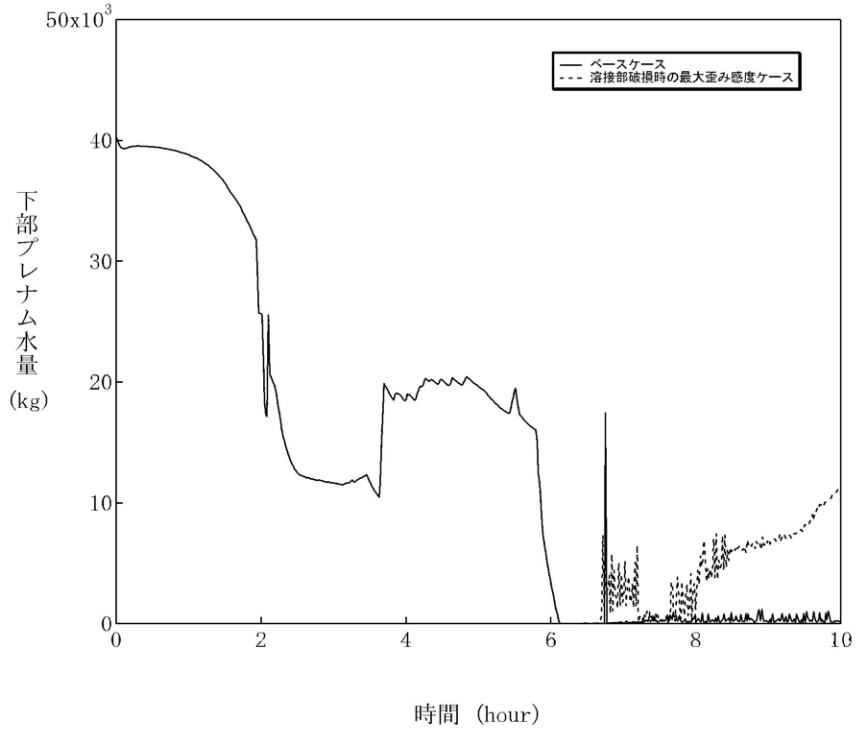


図 4-10-8 溶接部破損時の最大歪み感度解析（８）

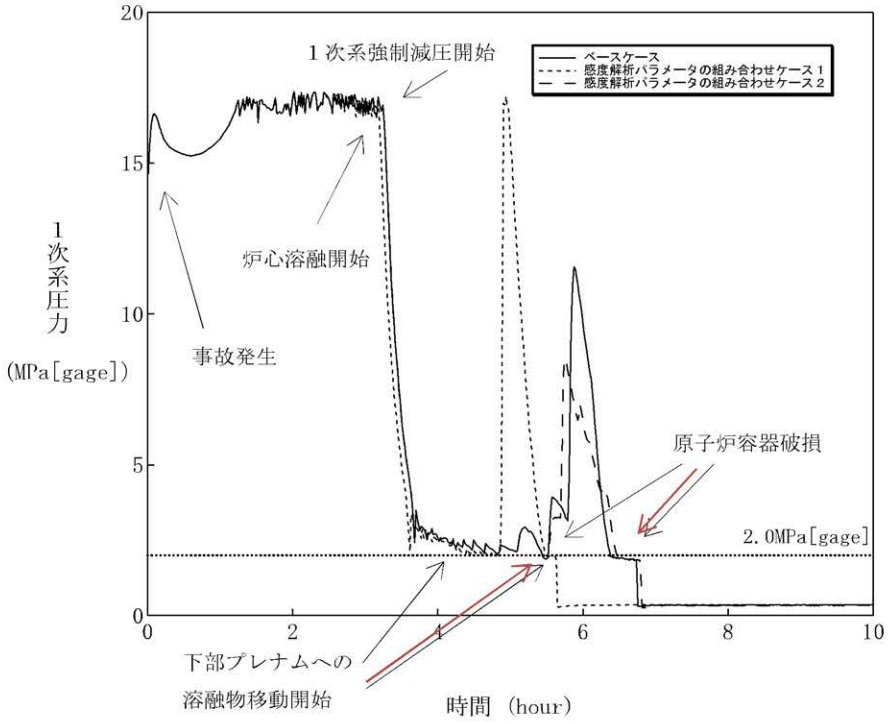


図 4-11-1 感度解析パラメータの組合せ（1）

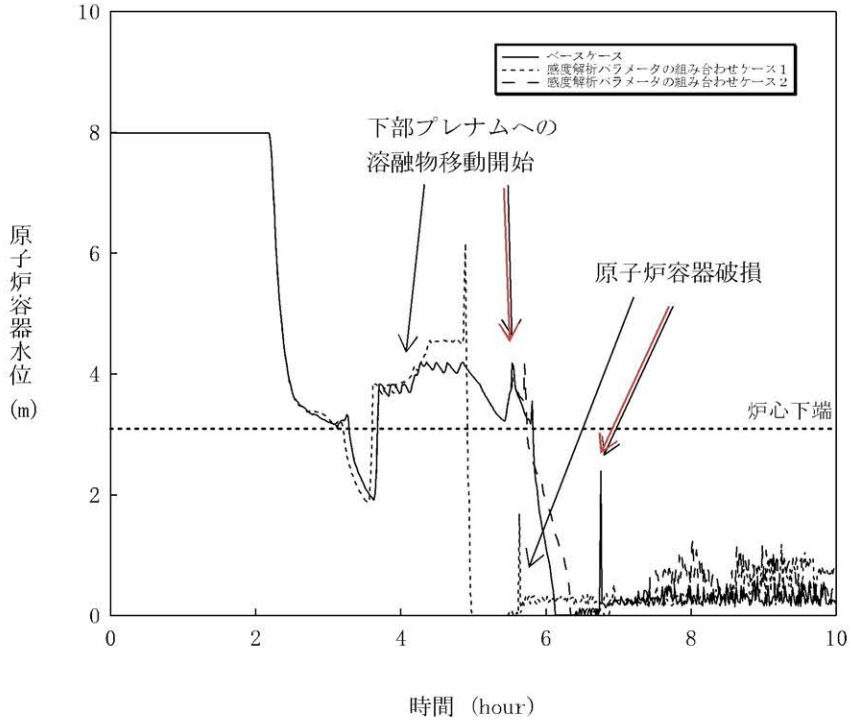


図 4-11-2 感度解析パラメータの組合せ（2）

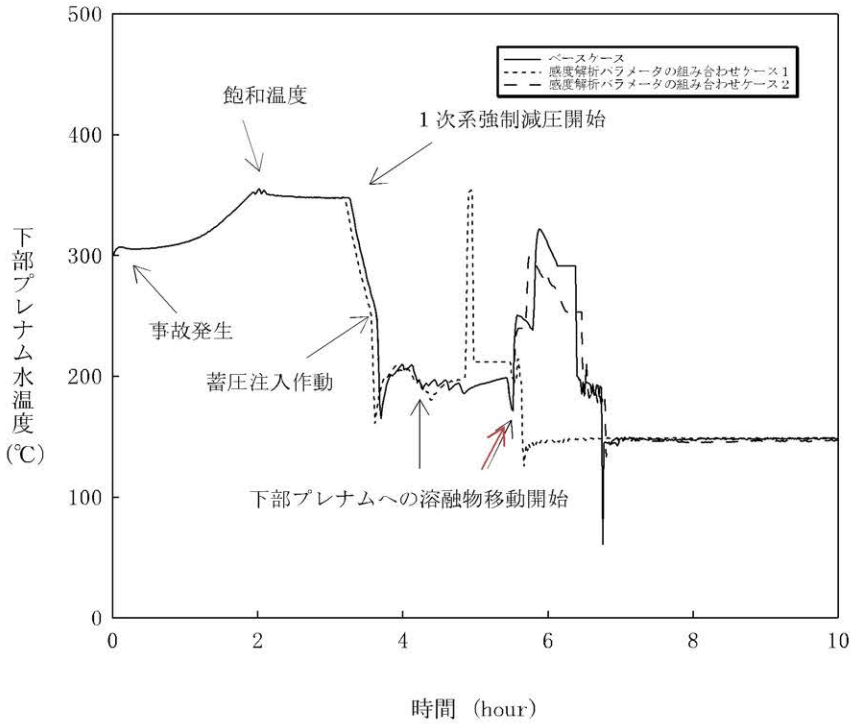


図 4-11-3 感度解析パラメータの組合せ（3）

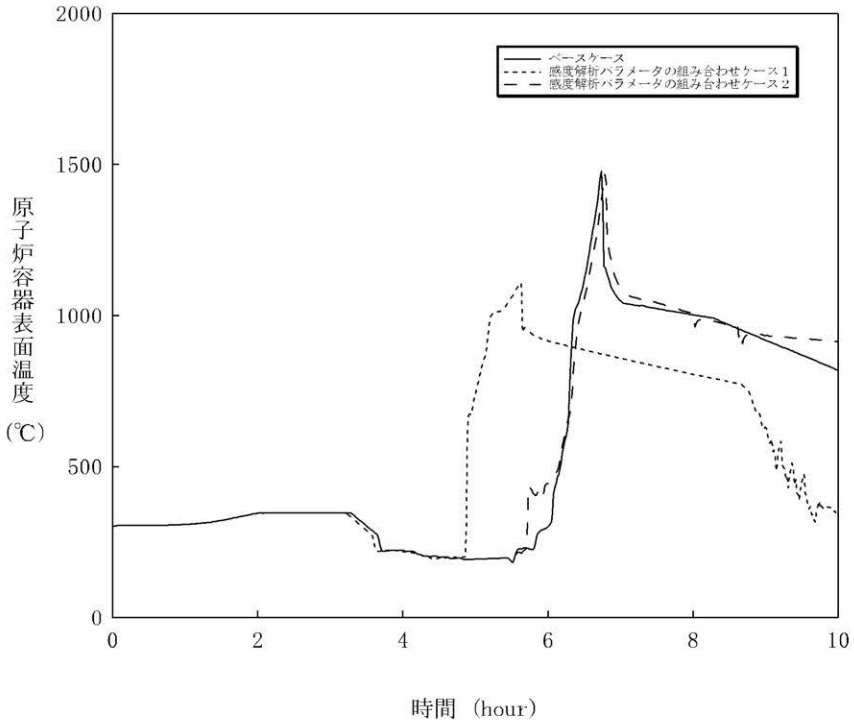


図 4-11-4 感度解析パラメータの組合せ（4）

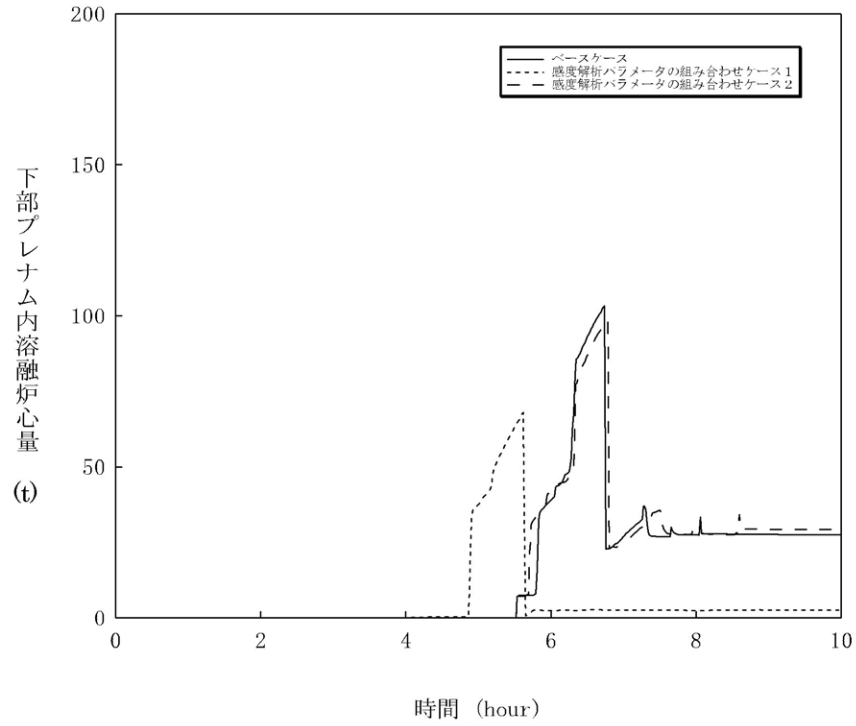


図 4-11-5 感度解析パラメータの組合せ（５）

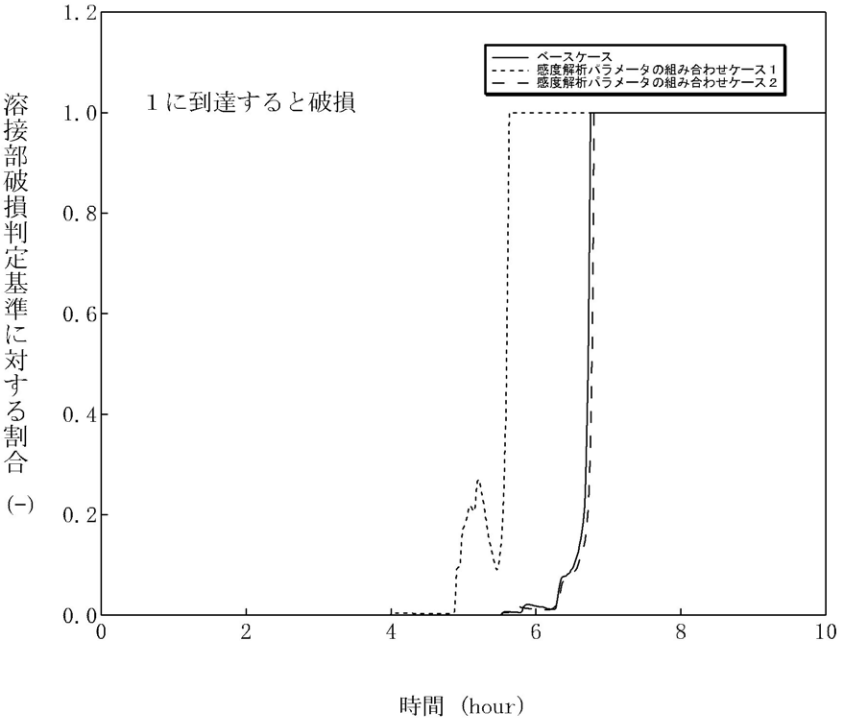


図 4-11-6 感度解析パラメータの組合せ（６）

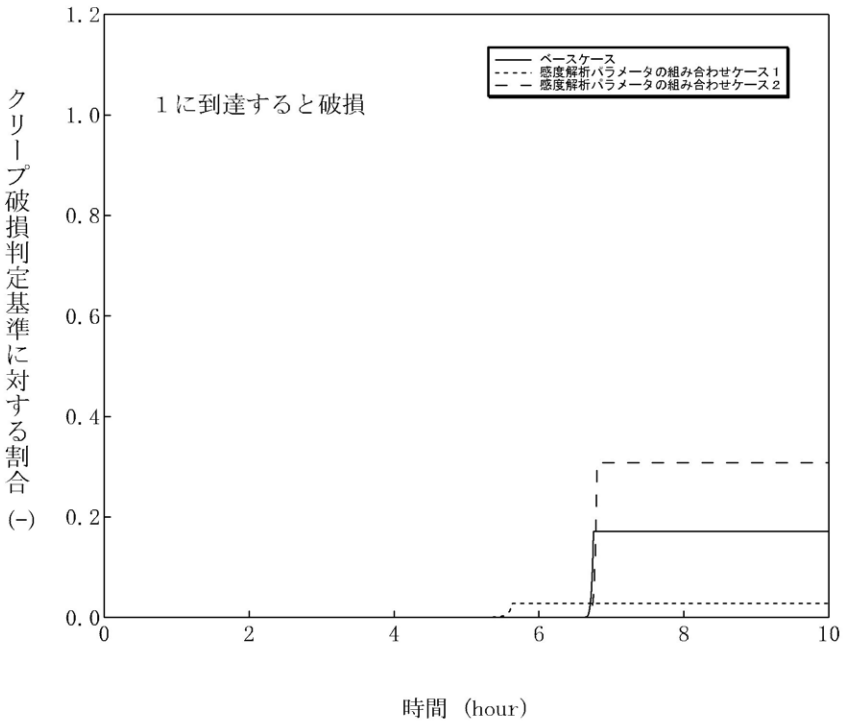


図 4-11-7 感度解析パラメータの組合せ（７）

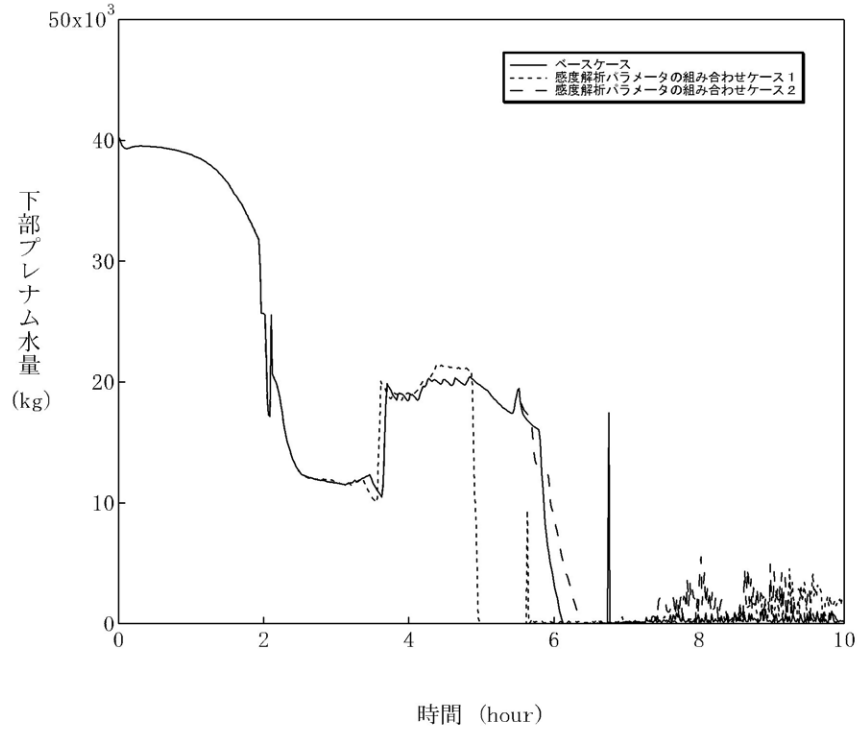


図 4-11-8 感度解析パラメータの組合せ（８）

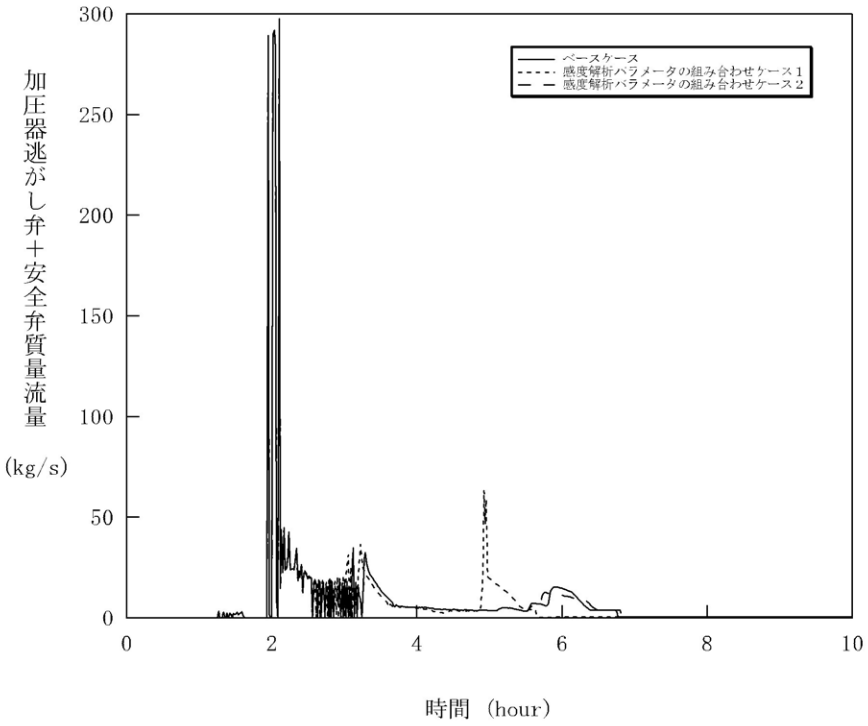


図 4-11-9 感度解析パラメータの組合せ（９）

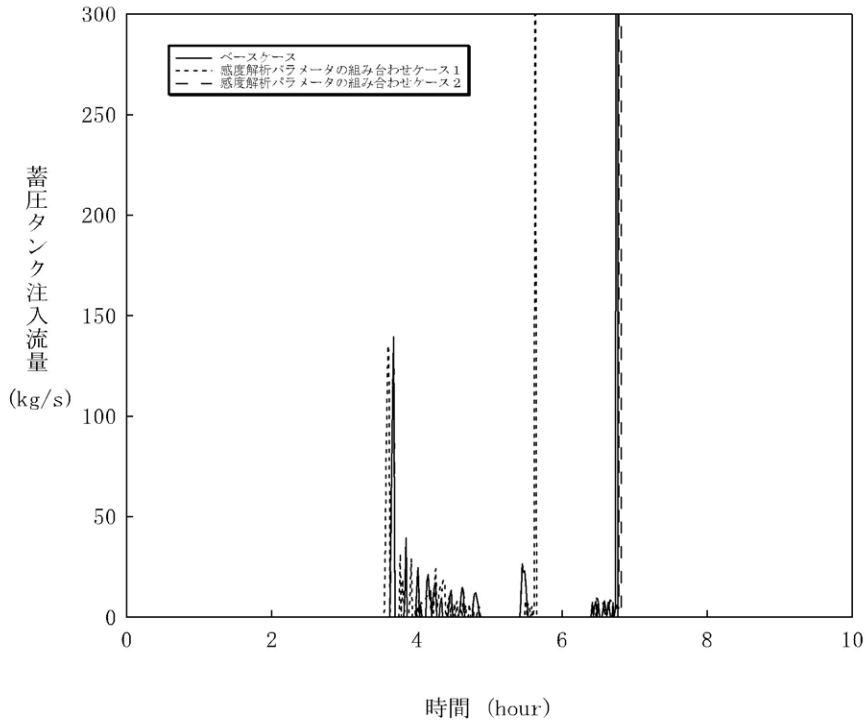


図 4-11-10 感度解析パラメータの組合せ（１０）

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

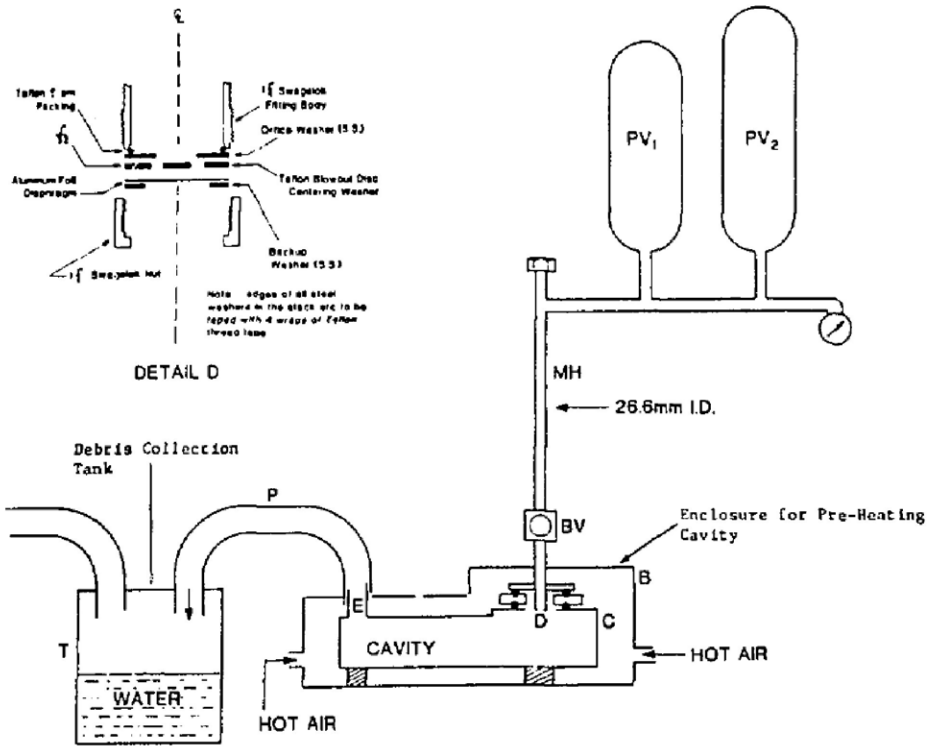
BNL では、Surry 型原子炉下部キャビティの 1/42 スケールモデルを用いた模擬物質の分散放出実験[1]を実施し、原子炉下部キャビティ内に残存する物質の測定結果を整理して、実機において分散放出が生じない圧力を評価している。

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。

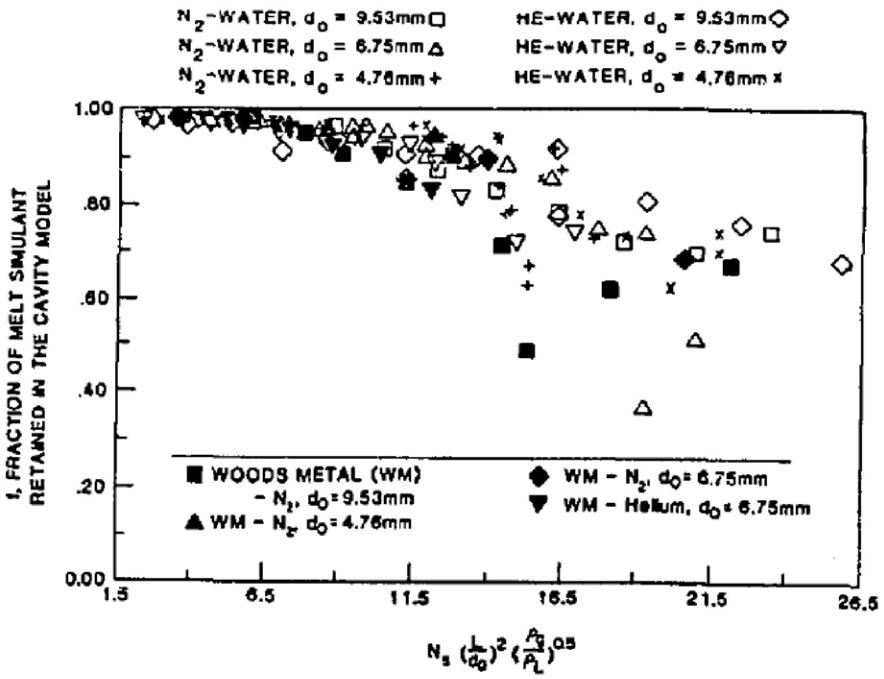
模擬物質を用いた分散放出実験では、様々な初期圧力、様々な開口径に対して、原子炉下部キャビティ内に残存する模擬物質の割合を測定している。模擬物質としては水とウッド合金を使用し、模擬気体としては窒素とヘリウムを使用している。付図 1-2 に測定結果を示す。原子炉下部キャビティ内に残存する模擬物質の割合の測定結果 (f) は Kutateladze 数に関係する無次元数（G）の関数として整理されており、$f \sim 1/(1+0.001G^2)$でよく近似できる。

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

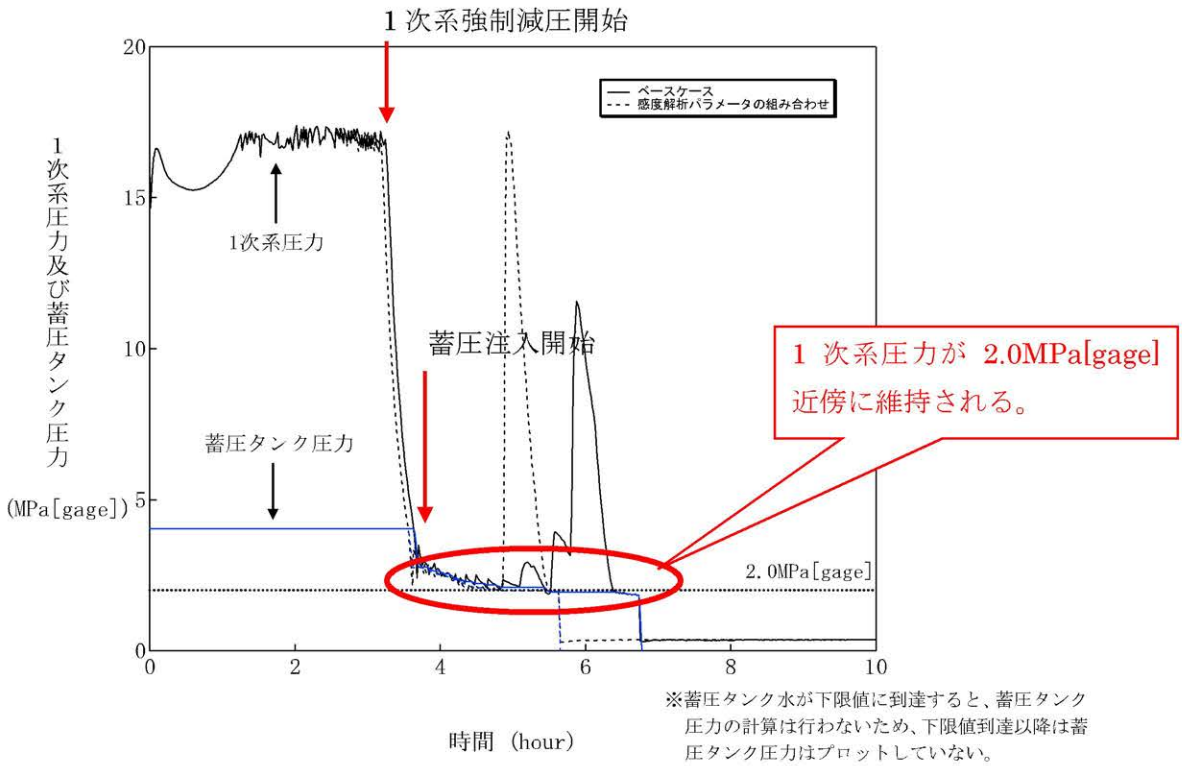
蓄圧タンク気相を等温膨張として、加圧器逃がし弁の質量流量から蓄圧タンク圧力（１次系圧力）の時間変化を概略的に計算する。

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

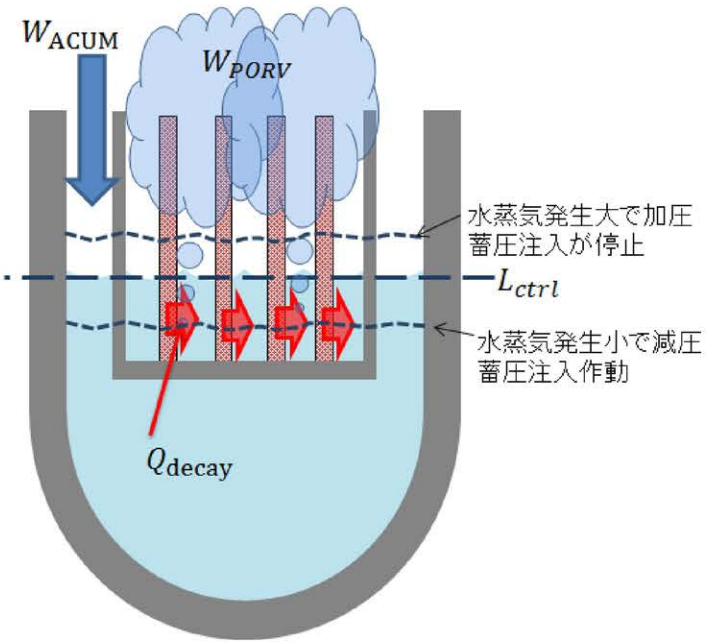
$$P = P_0\frac{(V_T - V_{w0})}{(V_T - V_w)} = P_1\frac{(V_T - V_{w1})}{(V_T - V_w)}$$

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

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

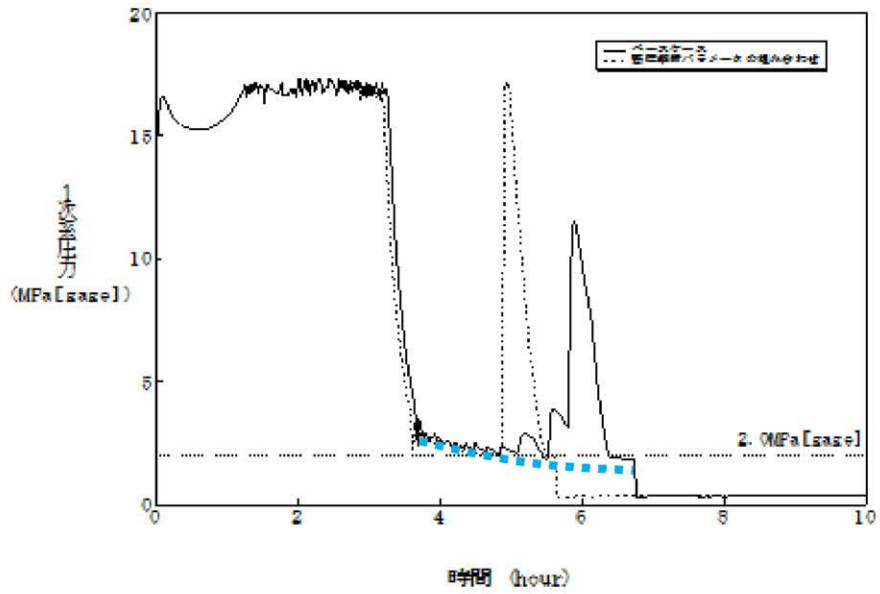


付図 2-1　1 次系強制減圧時の 1 次系圧力挙動



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）