

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。

# 重大事故等対策の有効性評価に係る シビアアクシデント解析コードについて

( 第 3 部 M A A P )

添付 2 溶融炉心と冷却水の相互作用について

第 58 回審査会合 ( 平成 25 年 12 月 17 日 ) 資料 2 - 2 - 6 改訂 2

## 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ーが機械的エネルギーに変換されて格納容器破損に至る可能性がある。このような現象、すなわち、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「溶融炉心と冷却水の相互作用 (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「圧カスパイク」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。

炉心あるいは原子炉容器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 - 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播・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 (圧カスパイク) 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 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格納容器が破損する事象（いわゆる 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<sup>1</sup>。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、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對し、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大き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）のイスラ研究所の FARO 実験、同じくイスラ研究所の 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。

<sup>1</sup> 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（3 秒程度）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 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・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（ $\text{Al}_2\text{O}_3$ ）と  $\text{UO}_2$  混合物（80wt% $\text{UO}_2$ +20wt% $\text{ZrO}_2$ ）が用いされており、アルミナ 1.0～1.8kg、 $\text{UO}_2$  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、 $\text{UO}_2$  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、溶融物の重量が大きい、あるいは、水プールのサブクール度が高い場合（ケース 46、52、53）に水蒸気爆発が観測されているが、エネルギー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ーへの変換効率は 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  $\text{UO}_2$  混合物（ケース 37、水蒸気爆発な

し)の圧力変化を示す。アルミナの場合、初期の圧力上昇は、比熱の小ささから、 $\text{UO}_2$ 混合物に比べて緩やかであるが、約 1750ms 時点では、瞬時に圧力上昇が観測されている。

このように、アルミナと  $\text{UO}_2$ 混合物のケースで、水蒸気爆発の発生の有無や規模が異なる結果となっており、その考察が行われている。粒子径はアルミナの 8～17mm に対し  $\text{UO}_2$ 混合物は 1～1.7mm であり、 $\text{UO}_2$ 混合物の方が小さく、粒子化直後の表面積が大きいことから粗混合時に水プールが高ボイドとなり、トリガの伝搬を阻害した可能性がある。また、アルミナは、比重が小さいことから水面近傍でブレイクアップし、径方向に広がったためにトリガの伝搬がしやすくなったと考えられている。また、 $\text{UO}_2$ 混合物では、粒子表面と水が接触した直後に表面が固化し、かつ、金属 - 水反応によって発生した水素が蒸気膜に混入していることにより、これらが要因となって水蒸気爆発の発生を阻害していると考えられている。

### (3) ALPHA 実験

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

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

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

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

酸化アルミニウムと鉄の溶融物の実験では、多くのケースが実施されており、溶融物重量、雰囲気圧力、プール水サブクール度を変化させて行われ、さらに、溶融物を分散させ複数のジェットを形成させたケースも行われている。ケース 002、003、005、009、016、017 及び 0.18 は、溶融物 20kg、雰囲気圧力 0.1MPa で、サブクール度 73～90K で行われたものであり、いずれも水蒸気爆発が観測されている。溶融物重量を半減させたケース 001、010 及び 013 では、ケース 010 のみ水蒸気爆発が観測された。この 3 ケースの条件は有意な差がないことから、この実験体系において水蒸気爆発の発生の有無の境界近傍であり、この結果から、溶融物の落下量が多い場合に水蒸気爆発の発生しやすいことが示されている。水プールを飽和水とした

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

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

#### (4) COTELS 実験

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

実験装置の概要を図 3.1-7 に、実験条件及び結果の一覧を表 3.1-4 に示す。この実験では、軽水炉のシビアアクシデント挙動解析結果に基づいて試験条件が設定され、具体的には、軽水炉のシビアアクシデントでは、原子炉容器内圧が低圧で破損するシーケンスが支配的であり、かつ、原子炉容器の破損として貫通部の破損を考慮している。また、冷却材喪失事故(LOCA)を起因とするシーケンスが支配的であることから、格納容器床面の水プールは飽和水(サブクール度 0～86K)とし、水深は 0.4～0.9m である。また、溶融物は、UO<sub>2</sub>: 55wt%、Zr: 25wt%、ZrO<sub>2</sub>: 5wt%、SS: 15wt%の混合物であり、下部ヘッド内の構造物も考慮して多くの金属成分を含むよう模擬したものである。この溶融物は、圧力ヘッド計装配管の径に相当する 5cm 径のジェットで水プールに落下させている。

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

があり、初期圧力上昇は粒子化した溶融物からの熱伝達が支配的であると報告されている。



### 3.2 FCI 実験の知見の整理

本項では、前項に示した知見に関する整理を行う。

#### ( 1 ) FCI 現象への影響因子

国内外の FCI 実験で得られた結果を要約すると、以下のとおりである。

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

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

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

#### ( 2 ) 原子炉容器外 FCI における水蒸気爆発の発生可能性

水蒸気爆発は、溶融炉心と冷却水の相互作用( FCI )のうち、溶融炉心と水の伝熱

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

ここでは、FCI実験のうち、 $\text{UO}_2$ を用いたFARO実験、KROTOS実験及びCOTELS実験の結果から、水蒸気爆発に至る可能性について考察する。

3つの実験のうち、水蒸気爆発が観測されたのはKROTOS実験のみで、水プール底から圧縮ガスを供給し膜沸騰を強制的に不安定化（外部トリガリング）を行った場合に水蒸気爆発が観測されているが、外部トリガリングを行ったケースでも、水蒸気爆発が観測されないケースもあった。これらと比較する。No.46及び47は、No.36及び37と同程度のサブクール度であるが、落下させる溶融物が約1.6倍であり、同じサブクール度であれば溶融物の落下量が多い場合に水蒸気爆発の可能性が高まることを示している。また、No.52及び53は、No.36及び37と比べて落下させる溶融物が僅かに少ない2.6 kgであるが、サブクール度が高く、No.52及び53で水蒸気爆発の発生が観察されている。このことから、サブクール度が高い場合に水蒸気爆発の可能性が高くなると言える。

この結果を踏まえれば、FARO実験のケースL-33は、KROTOS実験No.53と同程度のサブクール度であるが、溶融物は約40倍の量であり、水蒸気爆発が起こりやすい条件と言えるが、水蒸気爆発は観察されていない。一方、COTELS実験では、 $\text{UO}_2$ 割合は低めであるが、溶融物の量は、FARO実験とKROTOS実験の中間的な量である。いずれのケースも、水蒸気爆発の発生は観察されなかった。

以上、 $\text{UO}_2$ を用いたFARO実験、KROTOS実験及びCOTELS実験について分析した結果、KROTOS実験で外部トリガリングによりデブリ粒子を覆う蒸気膜の崩壊を促進させたケースで、溶融物が多い、及び/または、サブクール度が高い場合に水蒸気爆発に至っている。また、KROTOS実験で水蒸気爆発が確認されたケースよりも溶融物が多いFARO実験やCOTELS実験では、水蒸気爆発は観察されていない。このことから、デブリ粒子を覆う蒸気膜は安定性があり、外部トリガリングなどの外的な要因がなければ、蒸気膜の崩壊は起こりにくいことを示している。

したがって、実機においては、キャビティ水は準静的であり、KROTOS実験のような外部トリガリングとなり得る要素は考えにくく、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

また、炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率について、JASMINEコードを用

いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率が評価<sup>2</sup>されている。

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

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

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

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

### 3.3 これまでの知見のまとめ

これまでの知見をまとめると、以下のとおりである。

- ・ 原子炉容器内 FCI から水蒸気爆発に至り格納容器が破損する事象（いわゆるモード破損）については、発生する可能性は非常に低い。
- ・ 原子炉容器外 FCI については、 $UO_2$  を用いた各種実験において、外部トリガ

---

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

リング等の外的な要因がなければ水蒸気爆発の発生は観察されていない。

- ・ 恣意的なトリガリングの付与など、水蒸気爆発が起こりやすくなるような条件下における格納容器破損確率評価では、実機より保守的な条件で評価されており、実機での確率は十分小さくなると考えられる。

以上から、FCI は格納容器への直接的な脅威にはならないと考えられる。

表 3.1-1 FARO 実験条件及び結果一覧

実験 ID	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	溶融物落下径 mm	雰囲気圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	水蒸気爆発
L-06	0.8	18	2923	100	5	0.87	0	なし
L-08	0.8	44	3023	100	5.8	1.00	12	なし
L-11	0.77	151	2823	100	5	2.00	2	なし
L-14	0.8	125	3123	100	5	2.05	0	なし
L-19	0.8	157	3073	100	5	1.10	1	なし
L-20	0.8	96	3173	100	2	1.97	0	なし
L-24	0.8	176	3023	100	0.5	2.02	0	なし
L-27	0.8	129	3023	100	0.5	1.47	1	なし
L-28	0.8	175	3052	50	0.5	1.44	1	なし
L-29	0.8	39	3070	50	0.2	1.48	97	なし
L-31	0.8	92	2990	50	0.2	1.45	104	なし
L-33	0.8	100	3070	50	0.2	1.60	124	なし

0.8 の場合の組成は 80%UO<sub>2</sub> + 20%ZrO<sub>2</sub>、0.77 の場合の組成は 77%UO<sub>2</sub> + 19%ZrO<sub>2</sub> + 4%Zr。

表 3.1-2 KROTOS 実験条件及び結果一覧

実験 ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 割合	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	外部トリガ	水蒸気爆発	機械的エネルギーへの変換効率
26	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.00	2573	0.1	1.08	40			0.53 %
27	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.43	2573	0.1	1.08	10	-	-	-
28	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.43	2573	0.1	1.08	13			0.85 %
29	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.45	2573	0.1	1.08	80	-		0.72 %
30	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.52	2573	0.1	1.08	80	-		1.1 %
38	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.53	2665	0.10	1.11	79	-		1.45 %
40	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.47	3073	0.10	1.11	83	-		0.9 %
41	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.43	3073	0.10	1.11	5	-	-	-
42	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.54	2465	0.10	1.11	80	-		1.9 %
43	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.50	2625	0.21	1.11	100	-		1.3 %
44	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.50	2673	0.10	1.11	10			2.6 %
49	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.74	2415	0.37	1.11	120	-		2.2 %
50	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.57	2200	0.10	1.11	13	-	-	-
51	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.80	2475	0.10	1.11	5	-	-	-
32	81%UO <sub>2</sub> + 19%ZrO <sub>2</sub>	0.81	3.03	3063	0.10	1.08	22	-	-	-
33	81%UO <sub>2</sub> + 19%ZrO <sub>2</sub>	0.81	3.20	3063	0.10	1.08	75	-	-	-
35	79%UO <sub>2</sub> + 21%ZrO <sub>2</sub>	0.79	3.10	3023	0.10	1.08	10		-	-
36	79%UO <sub>2</sub> + 21%ZrO <sub>2</sub>	0.79	3.03	3025	0.10	1.08	79		-	-
37	79%UO <sub>2</sub> + 21%ZrO <sub>2</sub>	0.79	3.22	3018	0.10	1.1	77		-	-
45	80%UO <sub>2</sub> + 20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	3.09	3105	0.10	1.14	4		-	-
46	79%UO <sub>2</sub> + 21%ZrO <sub>2</sub>	0.79	5.05	3088	0.10	1.1	83			0.04 %
47	80%UO <sub>2</sub> + 20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	5.15	3023	0.10	1.1	82		-	0.01 %
52	80%UO <sub>2</sub> + 20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	2.62	3023	0.20	1.1	102			0.02 %
53	80%UO <sub>2</sub> + 20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	2.62	3023	0.36	1.1	123			0.05 %

・ " " あり / " - " なし

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

表 3.1-3 ALPHA 実験条件及び結果一覧

実験 ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	雰囲気圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	水蒸気爆発	備考
002	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	0.1	1	84		
003	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	0.1	1	81		
005	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	0.1	1	73		
009	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	0.1	1	84		
016	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	0.1	1	78		
017	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	0.1	0.9	87		
018	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	0.1	0.9	90		
001	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	10.0	2723.15	0.1	1	80	-	溶融物半減
010	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	10.0	2723.15	0.1	1	76		溶融物半減
013	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	10.0	2723.15	0.1	1	89	-	溶融物半減
014	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	0.1	1	1	-	飽和水
008	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	1.6	1	186	-	高圧
012	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	1.6	1	184	-	高圧
015	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	1.0	1	171	-	高圧
025	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	0.5	0.9	145		高圧
006	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	0.1	1	75	-	溶融物分離器
011	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	0.1	1	83		溶融物分離器
019	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	0.1	0.9	92		溶融物分離器
020	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	0.1	1	92	-	溶融物分離器
021	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2723.15	0.1	0.9	92		溶融物分離器
102	SUS	0	20.0	2070	0.1	0.8	91	-	
103	SUS	0	20.0	1950	0.1	0.8	0	-	
104	SUS	0	20.0	2070	0.1	0.8	40	-	

表 3.1-4 COTELS 実験条件及び結果一覧

実験 ID	UO <sub>2</sub> 割合	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	雰囲気圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	水蒸気爆発
A-1	0.55	56.30	3050	0.20	0.4	0	-
A-4	0.55	27.00	3050	0.30	0.4	8	-
A-5	0.55	55.40	3050	0.25	0.4	12	-
A-6	0.55	53.10	3050	0.21	0.4	21	-
A-8	0.55	47.70	3050	0.45	0.4	24	-
A-9	0.55	57.10	3050	0.21	0.9	0	-
A-10	0.55	55.00	3050	0.47	0.4	21	-
A-11	0.55	53.00	3050	0.27	0.8	86	-

いずれも UO<sub>2</sub> : 55wt%、Zr : 25wt%、ZrO<sub>2</sub> : 5wt%、SS : 15wt%の混合物

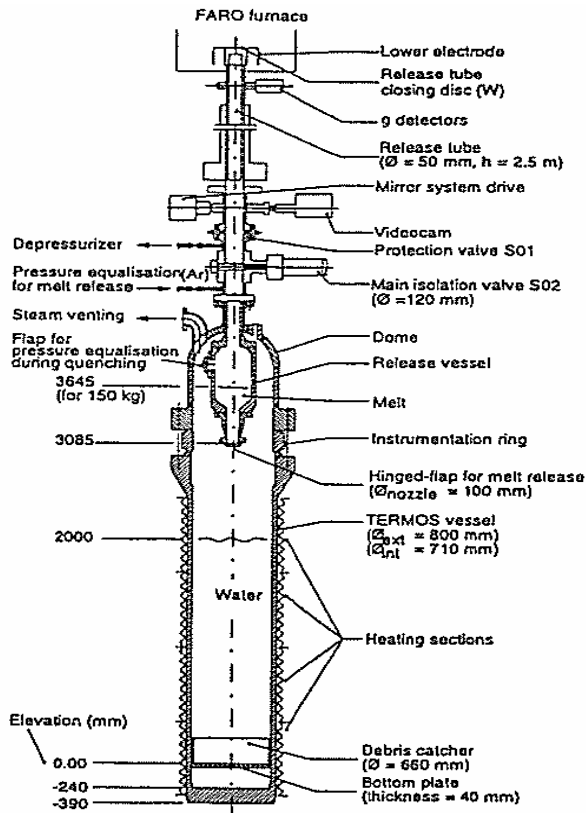


図 3.1-1 FARO 実験装置

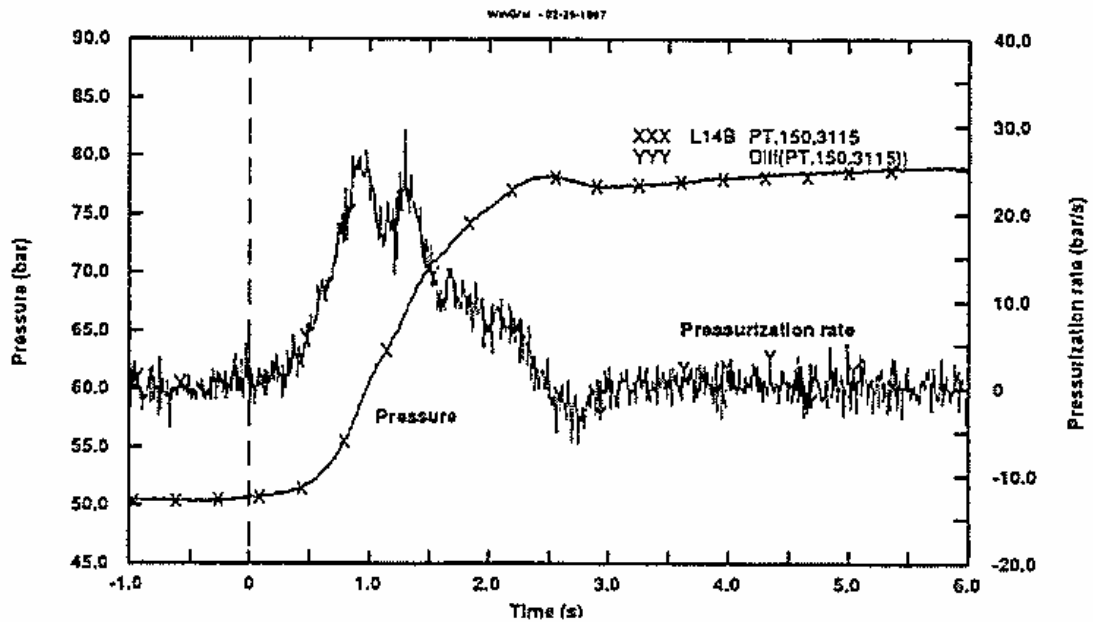


図 3.1-2 FARO 実験代表的压力变化 (L-14)

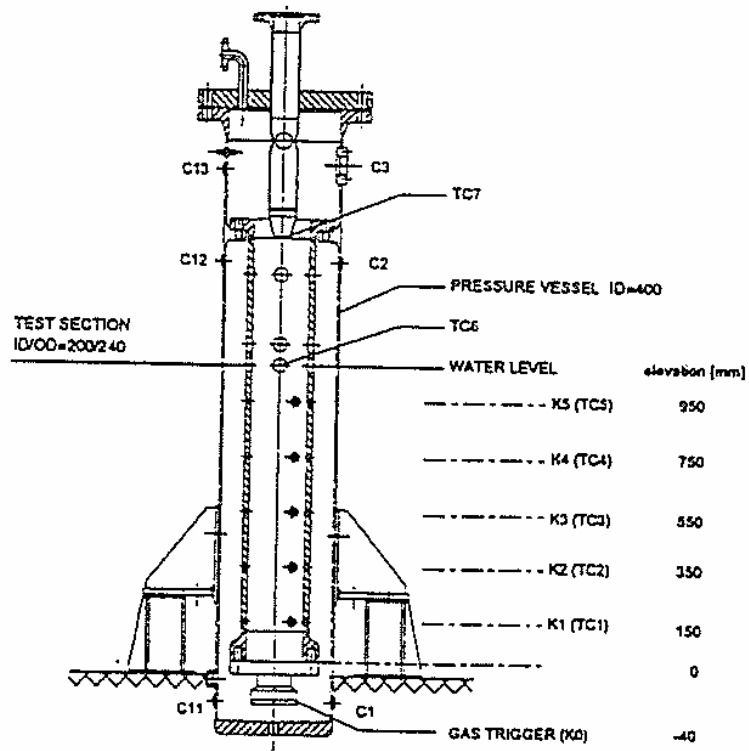


図 3.1-3 KROTOS 実験装置

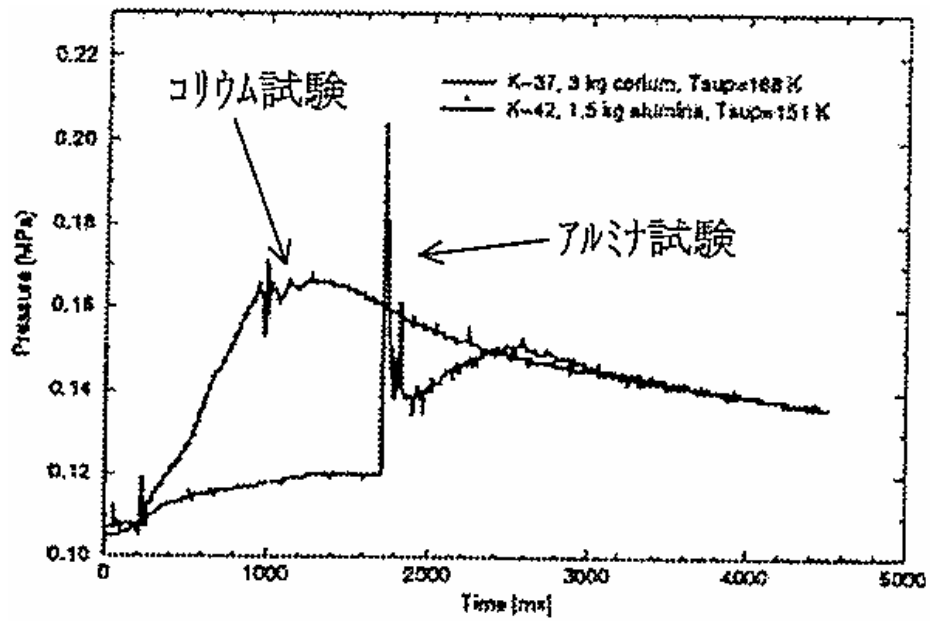


図 3.1-4 KROTOS 実験代表的圧力変化 (ケース 37 及び 42)



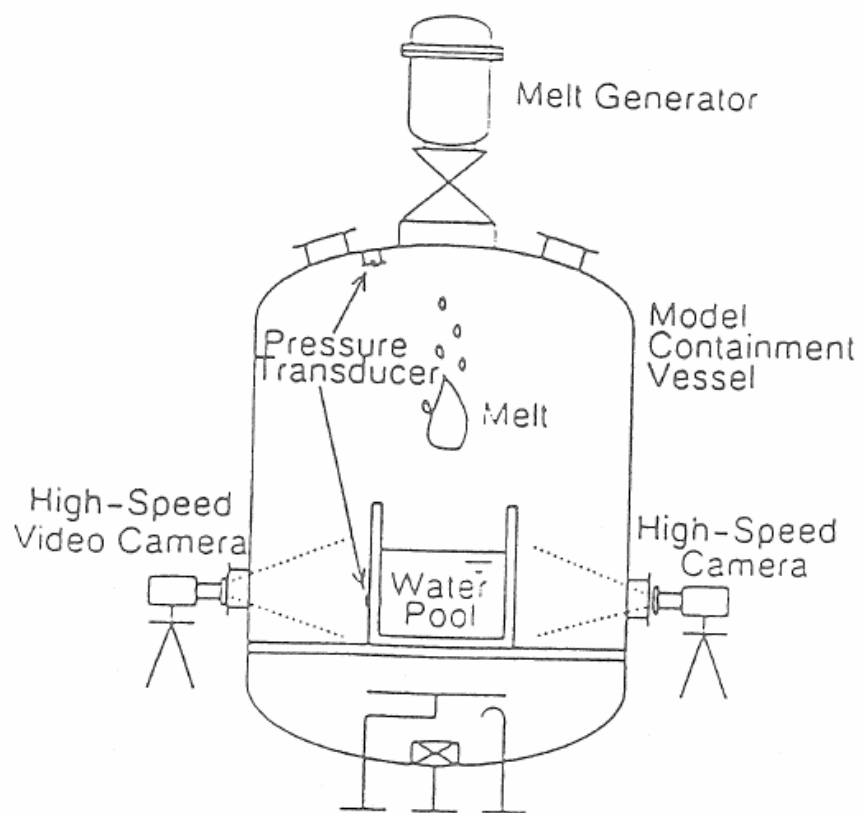


图 3.1-5 ALPHA 实验装置

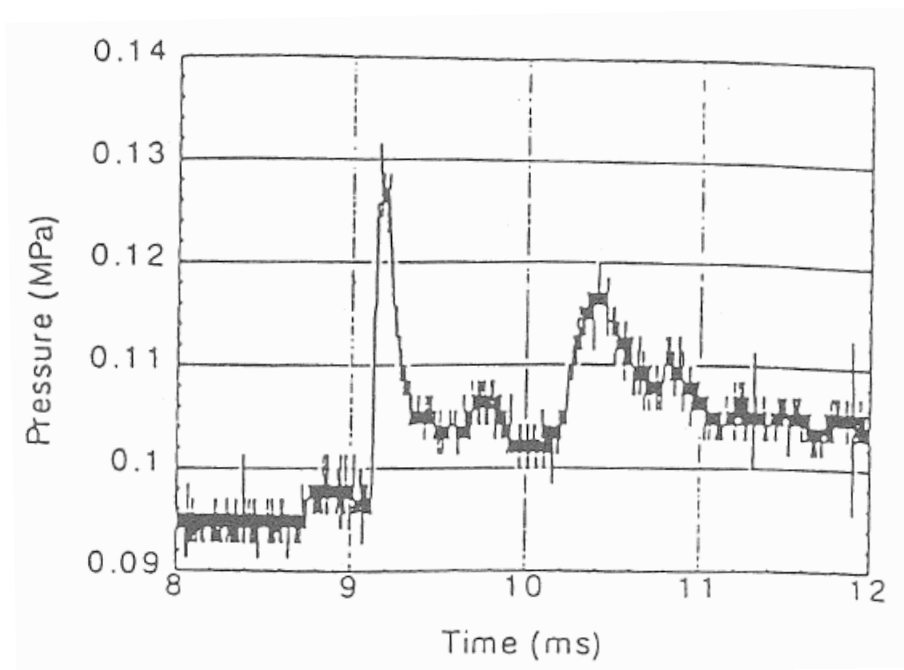
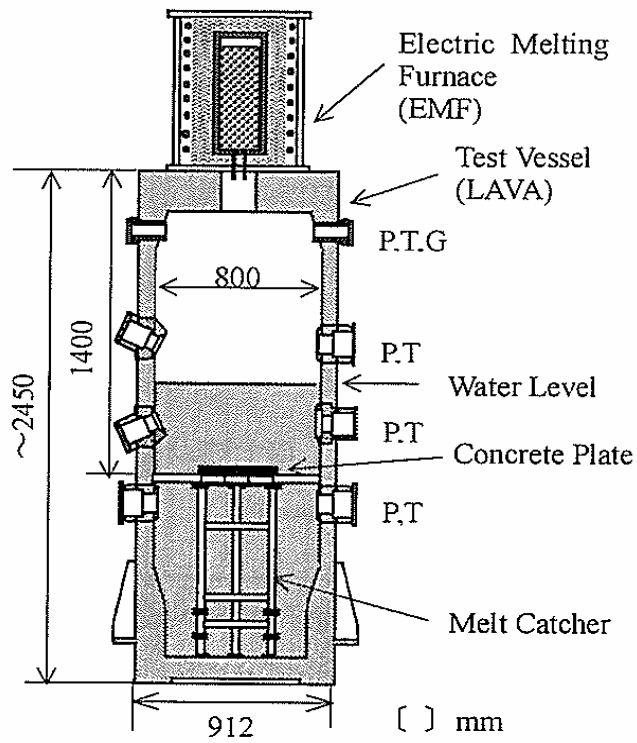


图 3.1-6 ALPHA 实验代表的压力变化 (016)



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

图 3.1-7 COTELS 实验装置

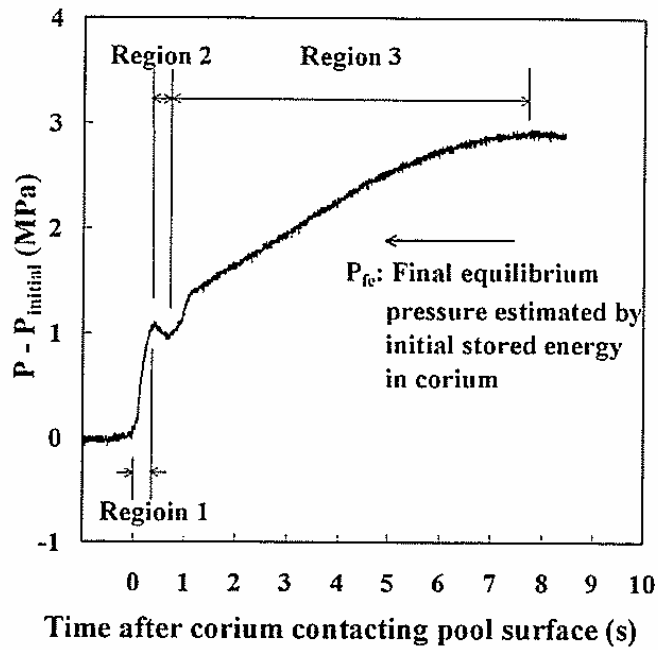


图 3.1-8 COTELS 实验代表的压力变化(A-1)

#### 4 不確かさに関する整理

原子炉容器外 FCI について、実現象と解析モデルの差に着目しつつ、不確かさの整理を行う。なお、前項で述べたように、原子炉容器外 FCI における水蒸気爆発の発生可能性は低いことから、ここでは、圧力スパイクの観点で整理を行う。

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

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

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

- ・格納容器内での水蒸気の流動

についても不確かさの要因として考えられる。

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

##### （1）キャビティ水温及び水量

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

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

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

## （２）溶融炉心の落下量（落下速度）と細粒化量

溶融炉心の落下量及び落下速度は、原子炉容器の破損口径と破損時の 1 次系圧力および下部プレナム内の炉心デブリ水頭に依存する。

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

1 次系圧力に関して、圧力が高ければ原子炉容器下部ヘッド破損口からの溶融炉心の落下（噴出）を加速させる傾向がある。炉心溶融時に 1 次系圧力が高い状態の重大事故シーケンスにおいては、炉心溶融の検知による運転員操作による加圧器逃がし弁の開放に伴い、溶融炉心の落下前に、1 次系は十分に減圧された状態となる。

細粒化量に関して、MAAP では、Ricou-Spalding の式から細粒化量を計算している。Ricou-Spalding モデルは、エントレインメント量（細粒化量）を流入流体の速度（ジェット速度）と両流体の密度比に関連させたモデルであり、液液混合問題において広

く利用されている相関式である。

Ricou-Spalding のエントレインメント則は、

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

で表される。ここで、 $m_{\text{ent}}$  はエントレインメント速度、 $E_0$  はエントレインメント係数、 $u_{\text{jet}}$  はジェット速度（溶融炉心の落下速度）、 $\rho_w$  は静止側の流体密度（キャビティ水の密度）、 $\rho_{\text{jet}}$  は噴出側の流体密度（溶融炉心の密度）である。上記エントレインメント則に示すように融体がエントレインする速度は、エントレインメント係数と落下速度に比例する。

エントレインメント係数  $E_0$  について、MAAP では FCI の大規模実験に対するベンチマーク解析によって、その範囲を設定しており、有効性評価の解析ではその中間的な値（最確値）を設定している。ここで、エントレインメント係数の最大値は最確値よりも 2 割程度大きく設定されているため、不確かさとしては 2 割程度を見込む。

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

以上より、落下速度の不確かさ幅はエントレインメント係数の不確かさ幅に包絡されることから、デブリ落下速度の不確かさの影響は、細粒化量の不確かさとして整理することとし、デブリ落下速度の不確かさの影響も含めて、エントレインメント係数  $E_0$  に関して感度を確認する。

### (3) キャビティ水とデブリ粒子の伝熱

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

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

前述のとおり、溶融炉心のエントレインメント量は、Ricou-Spalding の式により計算され、デブリ粒子の数はデブリ粒子の径により計算されるため、デブリ粒子の径が

キーパラメータである。有効性評価の解析では、デブリ粒子の径を、(UO<sub>2</sub> / ZrO<sub>2</sub>) を用いた FCI の大規模実験に基づき設定していることから妥当であると考えるが、解析において設定したデブリ粒子の径は、FCI の大規模実験での平均的な値であり、実験ケースによってばらつきが存在している。したがって、この観点で不確かさが存在することから、デブリ粒子の径の感度を確認する。

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

#### ( 4 ) 格納容器内での水蒸気の流動

FCI による圧力スパイクの評価の観点では、キャビティ区画から他区画への気体の流れのモデルも不確かさの要因として考えられる。MAAP では、格納容器内の流動はノード - ジャンクションモデルであり、キャビティ区画から他区画への流れは、ノードの圧力、ジャンクションの圧力損失により、差圧流や臨界流として取り扱われる。

ジャンクションの圧力損失に関しては、一般的な流動モデルを扱っていることから、不確かさは小さいと判断する。

表 4-1 FCI の不確かさに関する整理結果

影響因子	実機での実現象	解析上の取扱い	感度解析条件
キャビティ水温	ブローダウン水、スプレイ水等がキャビティに回り込み、キャビティ水温が決まる。	ノード・ジャンクションモデルに従い、キャビティに流れ込む水の温度が評価される。	FCI を促進する取扱いのため、感度解析不要
キャビティへの注入量	ブローダウン水、スプレイ水等がキャビティに回り込み、キャビティ水深が決まる。	ノード・ジャンクションモデルに従い、キャビティに流れ込む水量が評価される。	キャビティ水深 ( 5.( 1 ) にて感度解析実施 )
溶融炉心落下量	破損口径と同等の大きさで炉心デブリが流出すると想定される。	破損口径と同じ径で炉心デブリが流出する。破損口の侵食も考慮される。	破損口径 ( 5.( 2 ) にて感度解析実施 )
溶融炉心落下速度	原子炉容器内外圧力差、自重、破損口径によって落下速度が決まる。	原子炉容器内外圧力差、自重、破損口径によって落下速度が評価される。	エントレインメント係数 ( 5.( 3 ) にて感度解析実施 )
細粒化量	デブリジェット径が大きいため、水中に落下する炉心デブリの内、エントレインされる部分はジェットの表面近傍に限られると想定される。	逆円錐型のデブリジェットに対して、Ricou-Spalding 相関式によって評価される。	エントレインメント係数 ( 5.( 3 ) にて感度解析実施 )
キャビティ水とデブリ粒子の伝熱	デブリ粒子から水へ膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達から伝熱量が決まる。	デブリ粒子から水へ膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達による熱流束によって評価される。	デブリ粒子の径 ( 5.( 4 ) にて感度解析実施 )
格納容器内での水蒸気の流動	キャビティで発生した水蒸気が圧力差と流動抵抗によって他区画へ移行すると想定される。	ノード・ジャンクションモデルに従い、格納容器内を流れる水蒸気流量が評価される。	一般的な流動モデルで取り扱っており、不確かさが小さく、感度解析不要

原子炉容器外 FCI 現象の影響因子

感度解析対象パラメータ

3.2-24

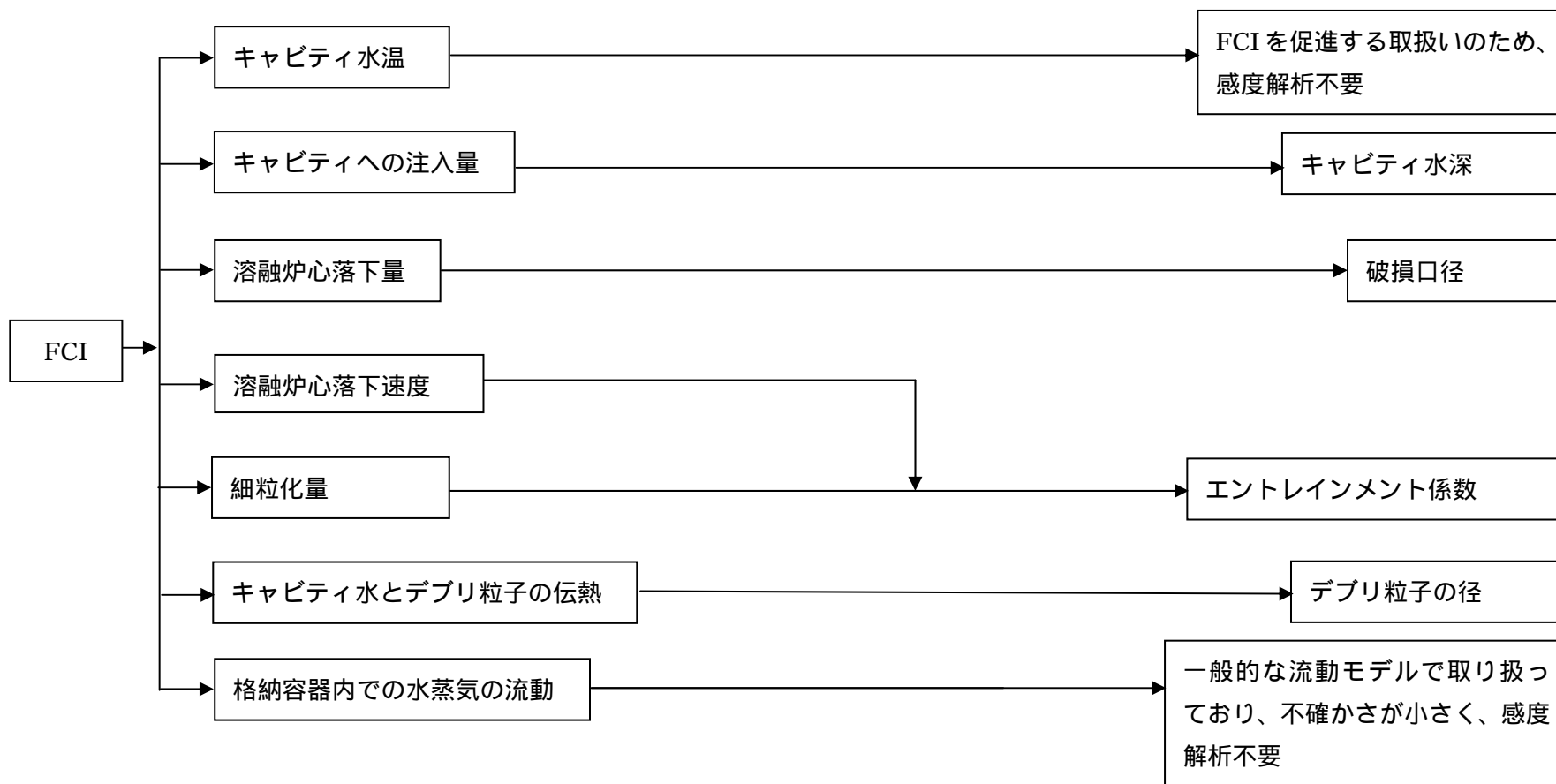


図 4-1 FCI における不確かさに関するフロー



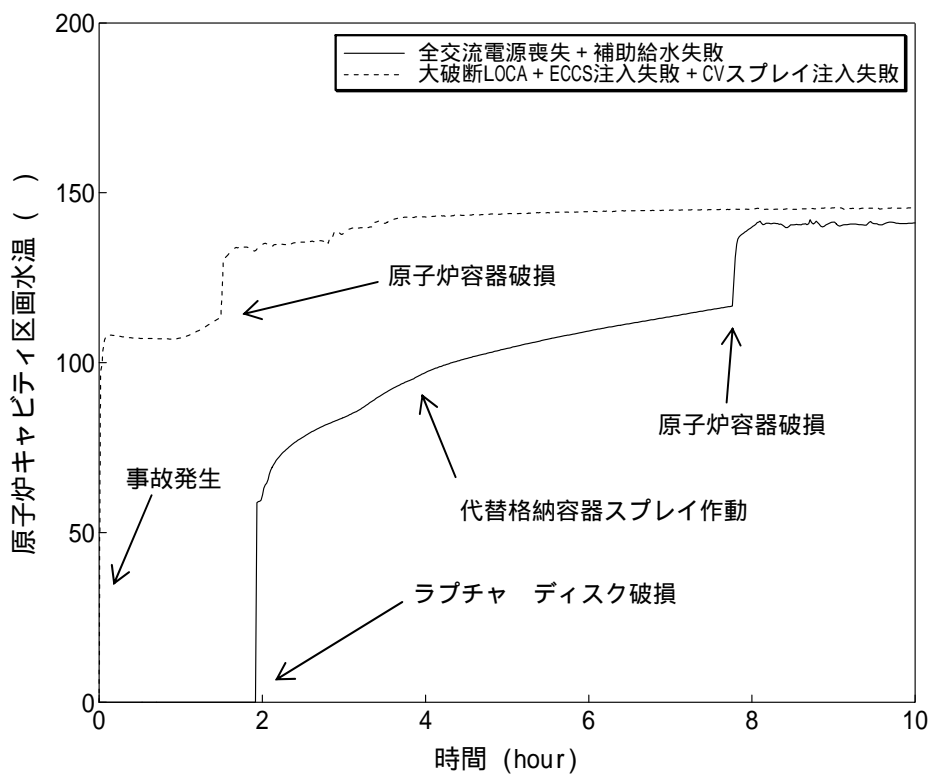


図 4-2 シーケンス間の原子炉キャビティ水温の比較 (3ループプラントの例)

## 5 感度解析と評価

4章において抽出したパラメータに関して感度解析によりその影響程度を把握した。

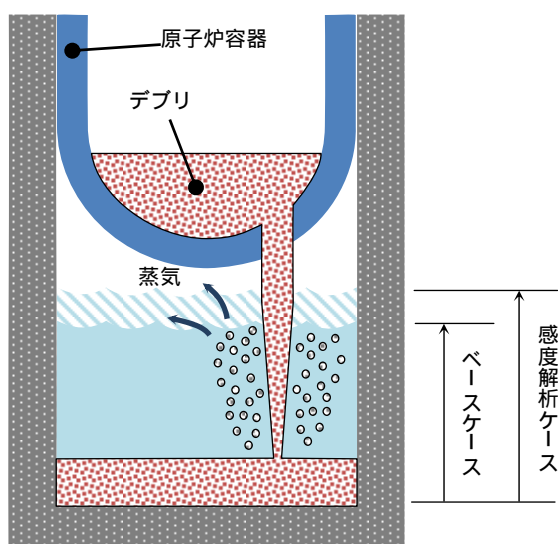
感度解析のベースケースは、3ループプラントの「大破断 LOCA + ECCS 注入失敗 + CV スプレイ注入失敗」である。

### (1) キャビティ水深

#### 解析条件

ベースケースでは、炉心溶融を検知した後 30 分で代替格納容器スプレイを実施することとしている。感度解析ケースでは、原子炉容器破損時点でのキャビティ水深がより深くなる想定として、代替格納容器スプレイ作動のタイミングを変更する。ベースケースでは炉心溶融後 30 分としているが、感度解析ケースでは 10 分早めて炉心溶融後 20 分での代替格納容器スプレイ作動を仮定した感度解析を実施する。

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



#### 解析結果

図 5-1-1 ~ 5-1-5 に、代替格納容器スプレイ作動時刻の感度解析結果を示す。

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

#### 評価

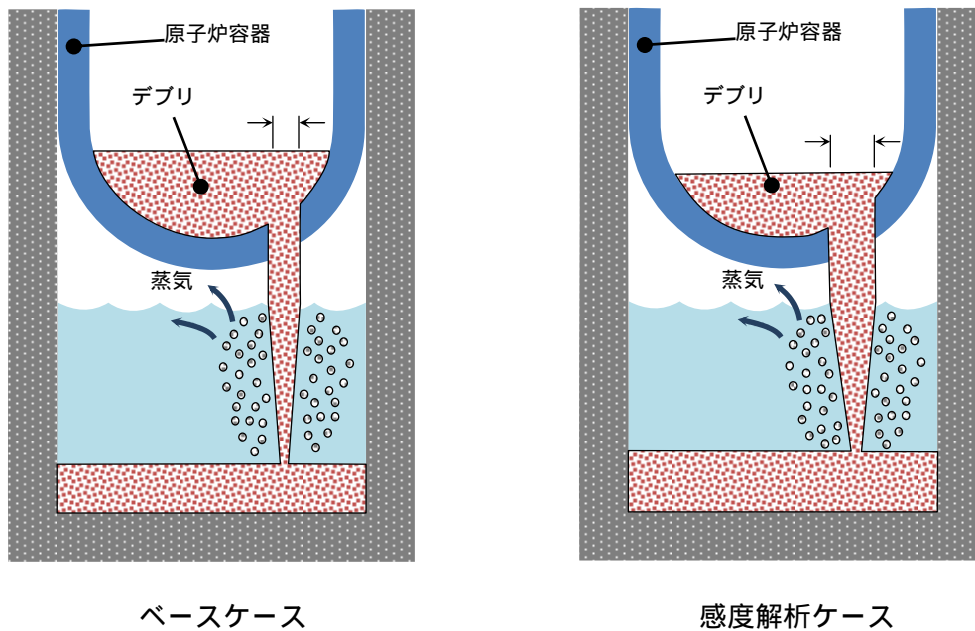
キャビティ水深の圧カスパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。

### (2) 原子炉容器の破損口径

#### 解析条件

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

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



### 解析結果

図 5-2-1 ~ 5-2-5 に、原子炉容器の破損口径の感度解析結果を示す。

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

### 評価

原子炉容器破損口径の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。

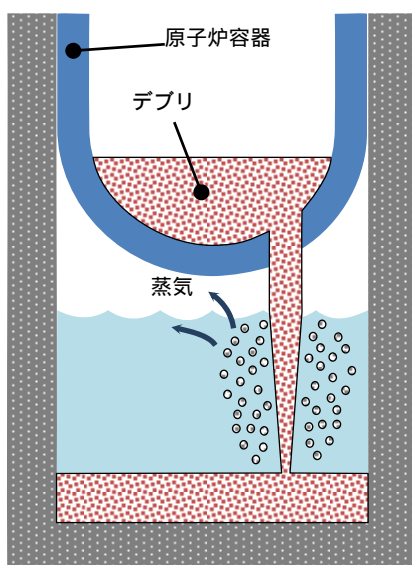
## ( 3 ) Ricou-Spalding のエントレインメント係数

### 解析条件

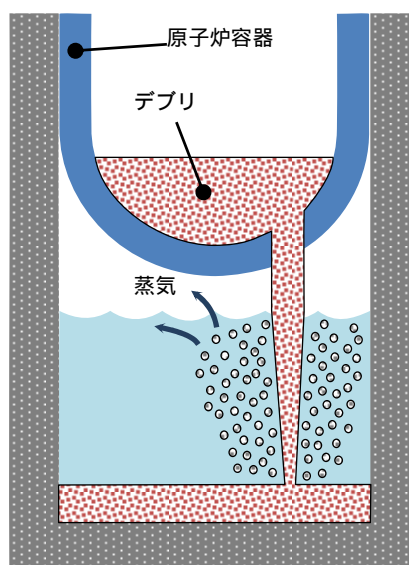
細粒化割合には不確かさがあり、細粒化割合が大きい場合に圧力スパイクが大きくなる考えられる。エントレインメント係数はベースケースでは  を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAP コードの当該変数の推奨範囲 (  ~  ) のうち最も大きい値、すなわち、細粒化割合が大きく評価される値である  を設

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、雰囲気気圧条件は 2~5.8MPa ( 高圧条件 )、0.2~0.5MPa ( 低圧条件 ) を考慮している。一方、溶融炉心がキャビティへ落下する時点の特徴的な条件では、キャビティの水位は 1~2m 程度、キャビティ内の冷却材のサブクール度は数十、雰囲気気圧力は 0.2~0.3MPa ( abs ) 程度であり、実験条件は有効性解析の特徴的な条件を包絡する。したがって、実験で検討された範囲に対して感度を確認すれば十分といえる。なお、デブリジェット径については、実験条件と実機条件に差があり、実機条件の方が、径が大きい。このため、実機条件では細粒化される溶融炉心は一部であり、残りの大部分は連続相のまま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、ほとんどすべての炉心デブリ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	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最大値



ベースケース



感度解析ケース

エントレインメント係数を大きくして細粒化割合が大きくなるよう設定

## 解析結果

図 5-3-1～5-3-5 に、エントレインメント係数の感度解析結果を示す。

ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は原子炉容器破損以降に現れる。約 1.5 時間の時点で原子炉容器の破損が発生しており、そのときの格納容器圧力の上昇は、感度解析ケースの方が僅かに大きい結果となっている。また、キャビティの水温については、原子炉容器の破損に伴う溶融炉心の落下時点での温度上昇は感度解析ケースの方が僅かに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。

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

## 評価

エントレインメント割合の圧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。

### (4) デブリ粒子の径

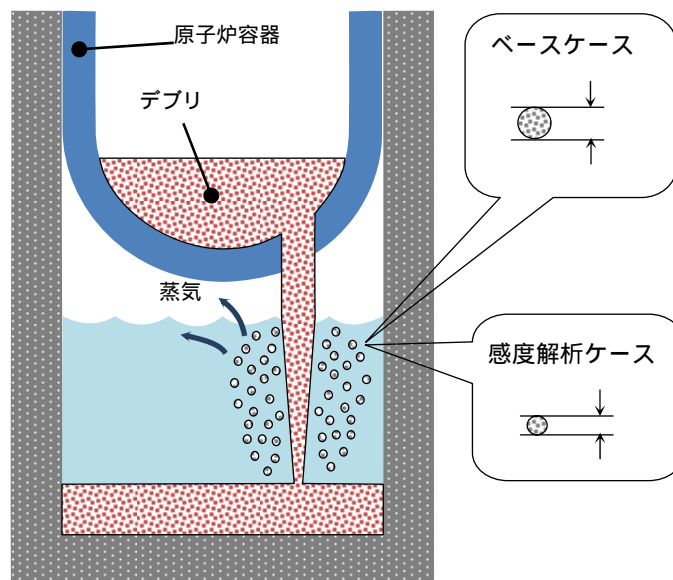
#### 解析条件

粒子の径には不確かさがあり、粒子の径が小さい場合に圧カスパイクが大きくなると考えられる。粒子の径に係る係数は、ベースケースでは FCI の大規模実験に基づく  を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAP コードの当該変数の推奨範囲 ( ~ ) のうち最も小さい値、すなわち、デブリ粒子の径が小さく評価される値である  を設定する。なお、推奨範囲とは、FCI の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された範囲のことである。FCI の大規模実験の条件として、水プールの水深は 0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K、雰囲気圧力条件は 2～5.8MPa ( 高圧条件 )、0.2～0.5MPa ( 低圧条件 ) を考慮している。一方、溶融炉心がキャビティへ落下する時点の特徴的な条件では、キャビティの水位は 1～2m 程度、キャビティ内の冷却材のサブクール度は数十、雰囲気圧力は 0.2～0.3MPa ( abs ) 程度であり、実験条件は有効性解析の特徴的な条件を包絡す

る。したがって、実験で検討された範囲に対して感度を確認すれば十分といえる。なお、デブリジェット径については、実験条件と実機条件に差があり、実機条件の方が、径が大きい。しかし、細粒化した炉心デブリ粒子の径については、炉心デブリの表面張力とジェット速度によって決まるものであり、ジェット径には依存しない。

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

項目	粒子径ファクタ	設定根拠
ベースケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最小値



### 解析結果

図 5-4-1～5-4-5 に、デブリ粒子の径の感度解析結果を示す。デブリ粒子の径に関する入力値が原子炉容器下部プレナム部の細粒化にも適用されていることから、本解析では、原子炉容器下部プレナム部の応答も含めて考察する。

ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心が、原子炉容器下部プレナムに落下する時点（約 1 時間）での格納容器圧力の上昇は、ベースケースと感度解析ケースとで、差は僅かである。その後、原子炉容器の破損時刻は、感度解析ケースの方が、早い結果となっている。これは、デブリ粒子の径が小さくなることで下部プレナムに残留してい

る冷却材の蒸発が早くなることと、径が小さいデブリ粒子が下部プレナム底に成層化することによるものである。そのため、下部プレナムに堆積した塊状の溶融炉心が冷却されにくくなり、結果として原子炉容器の破損が早まっている。

その後、約 1.5 時間で原子炉容器の破損に至り、溶融炉心がキャビティに落下し、水蒸気発生に伴う圧力上昇となり、感度解析ケースの方が早く上昇する結果となっている。これは、前述のとおり、感度解析ケースの方が原子炉容器の破損が早くなるためであり、この時の圧力上昇幅を比較すると、ベースケースと感度解析ケースとで大きな差はない。また、キャビティ水温について、原子炉容器の破損後の温度上昇幅は、感度解析ケースの方が僅かに大きいのが、過渡的な変化であり、溶融炉心全体の熱量がベースケースと感度解析ケースとで等価であるため、最終的にはベースケースと一致した温度となっている。

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

## 評価

炉心デブリ粒子径の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価へ与える影響は小さいと言える。

### ( 5 ) 感度解析パラメータの組み合わせ

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



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

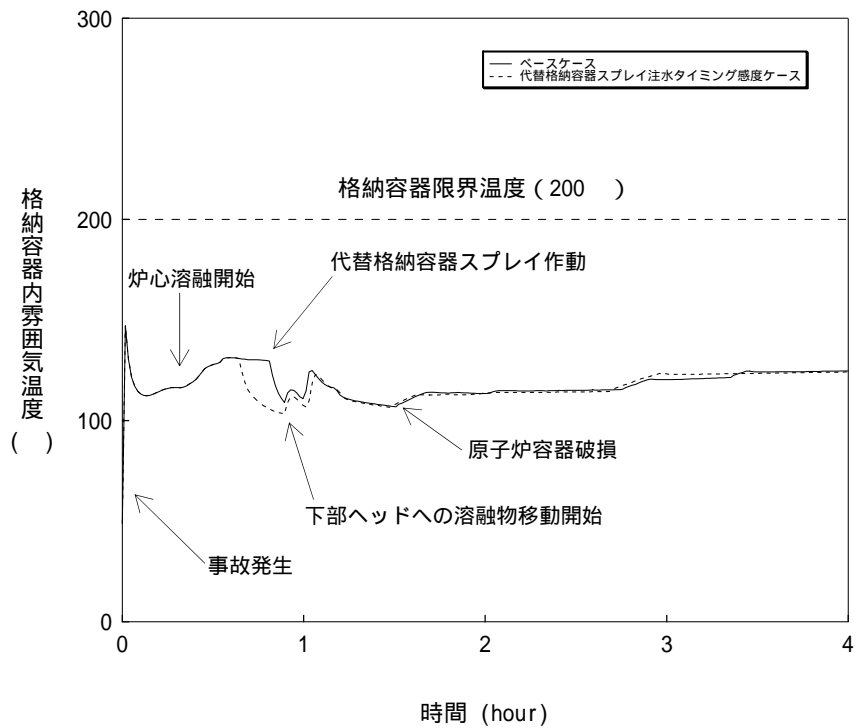


図 5-1-1 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（1）

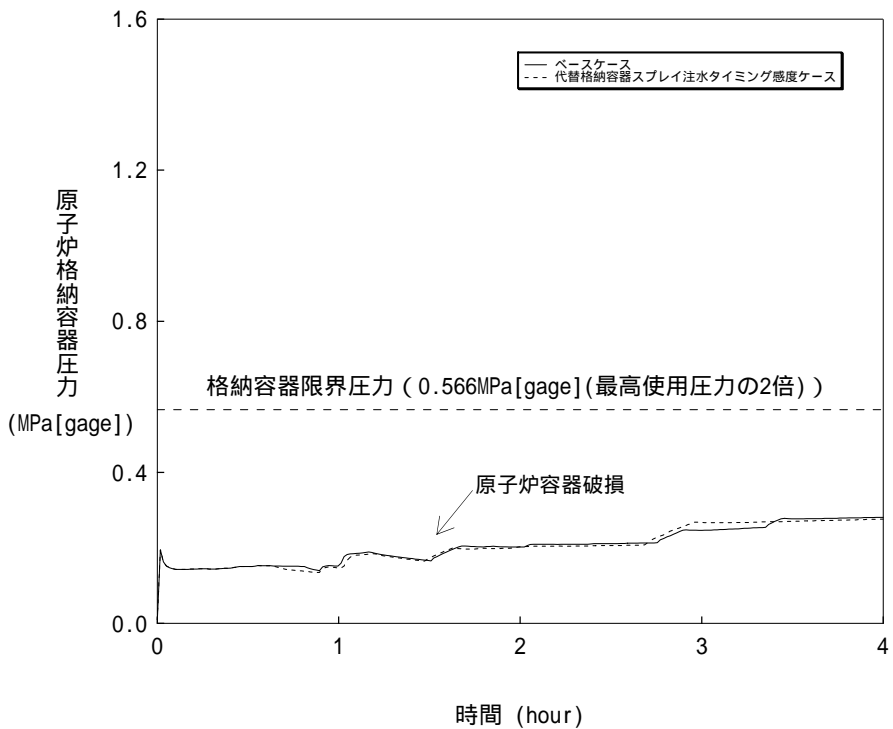


図 5-1-2 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（2）

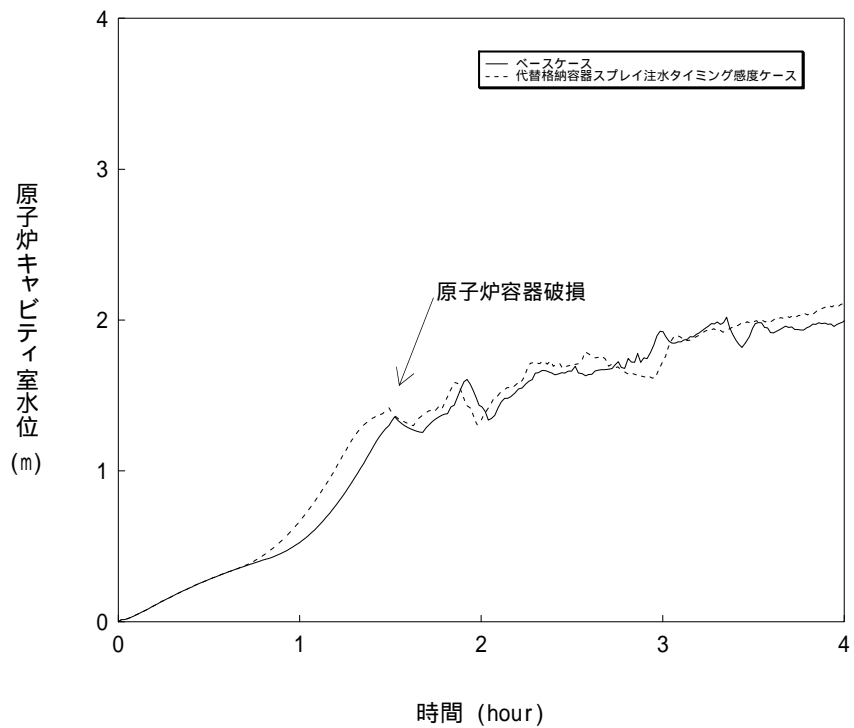


図 5-1-3 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析 ( 3 )

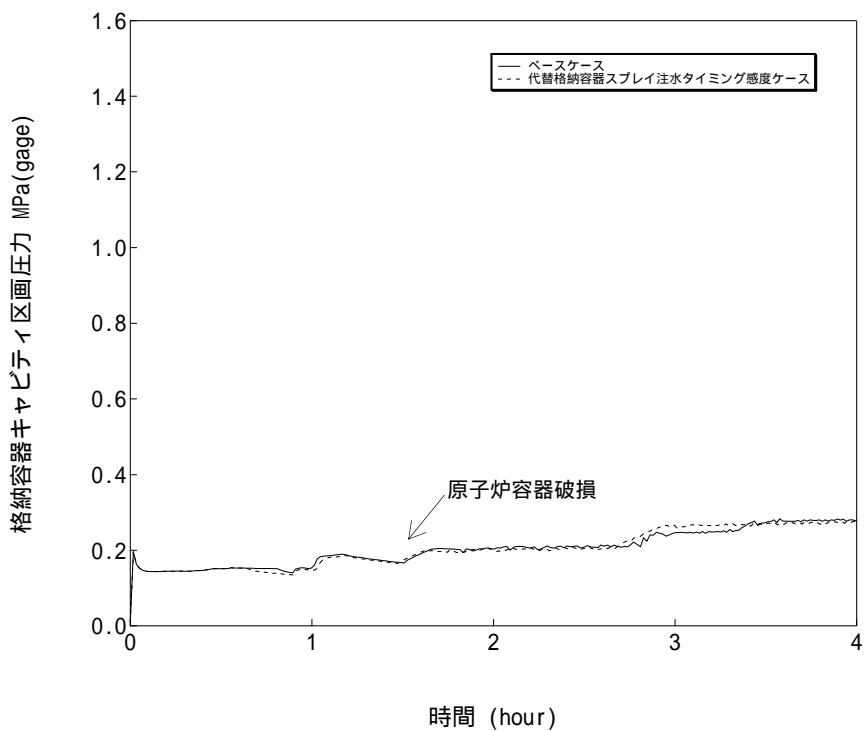


図 5-1-4 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析 ( 4 )

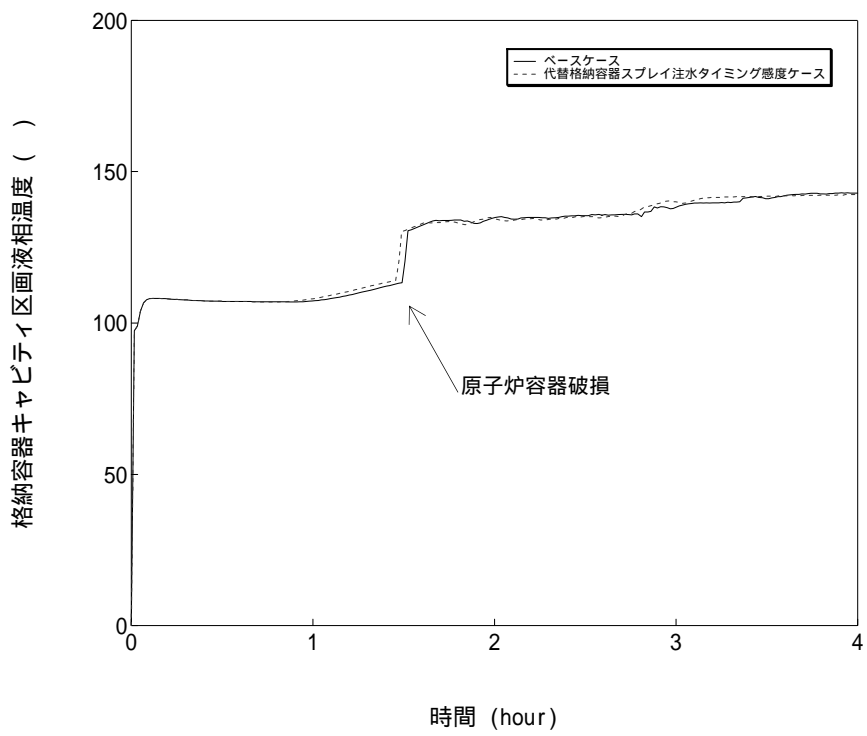


図 5-1-5 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析 ( 5 )

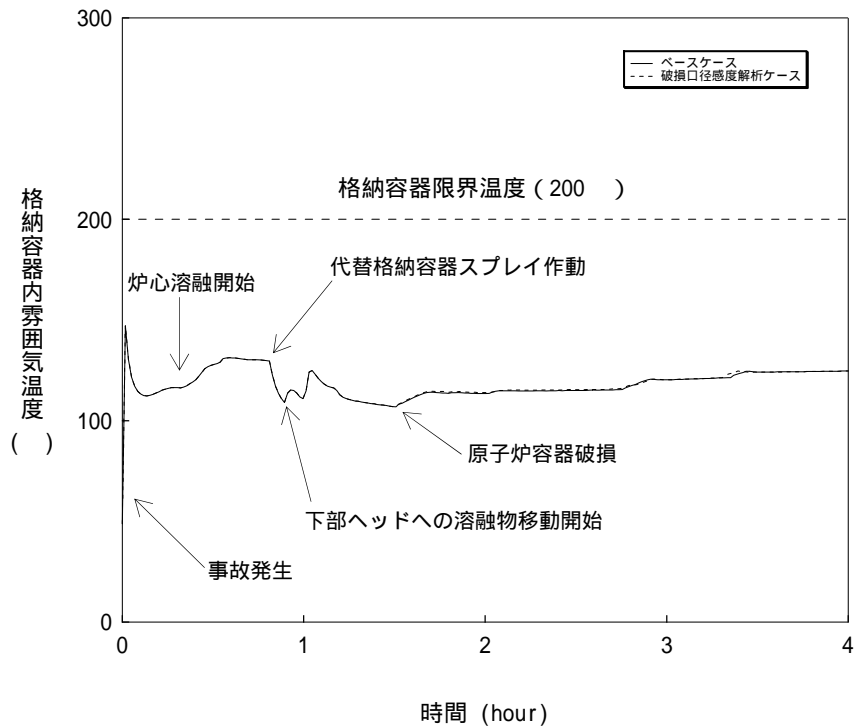


図 5-2-1 原子炉容器の破損口径感度解析 ( 1 )

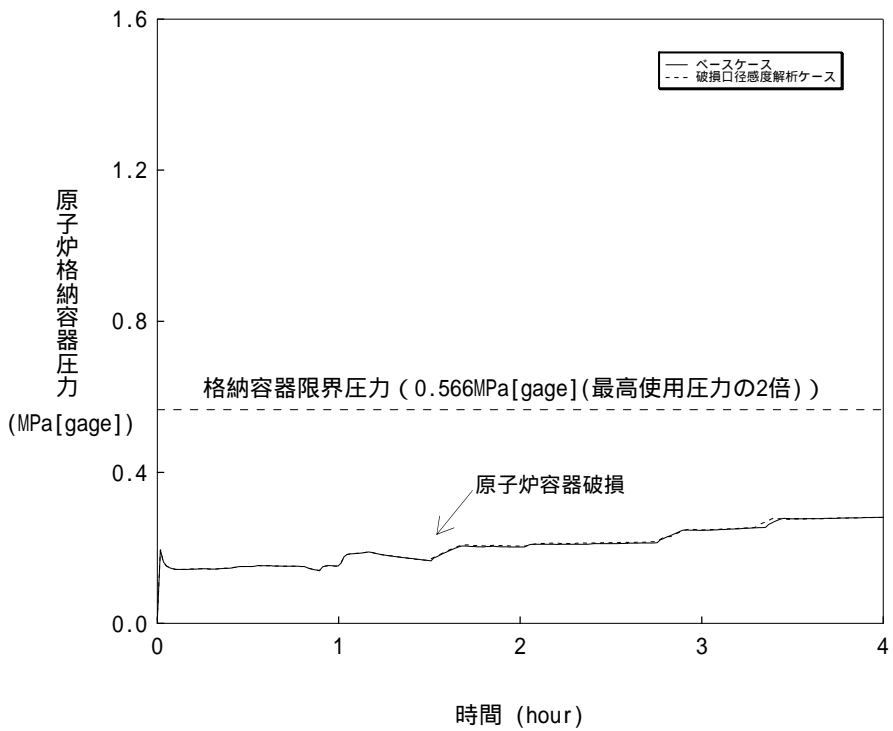


図 5-2-2 原子炉容器の破損口径感度解析 ( 2 )

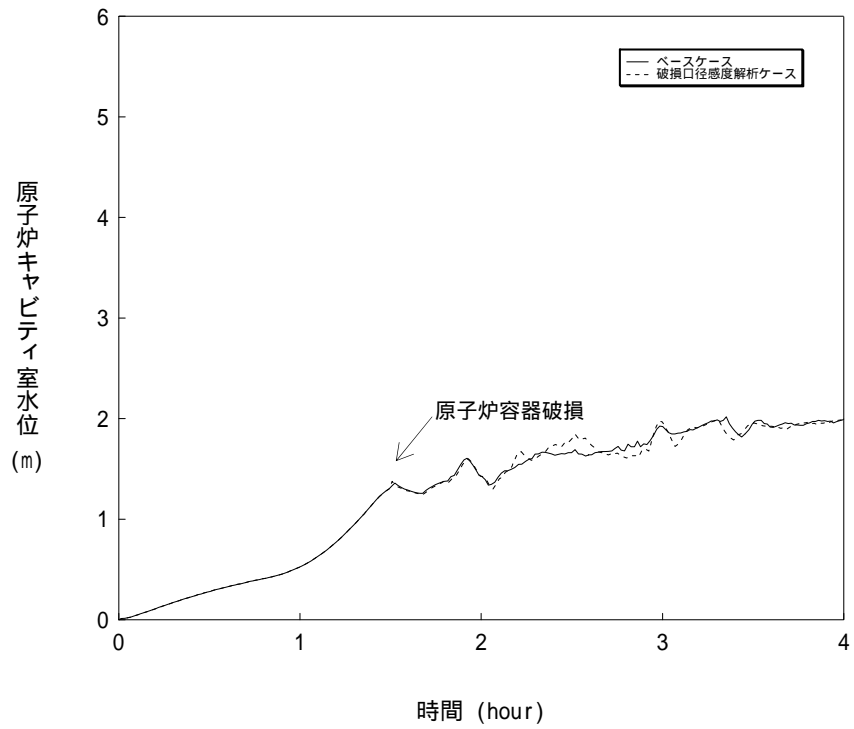


図 5-2-3 原子炉容器の破損口径感度解析 ( 3 )

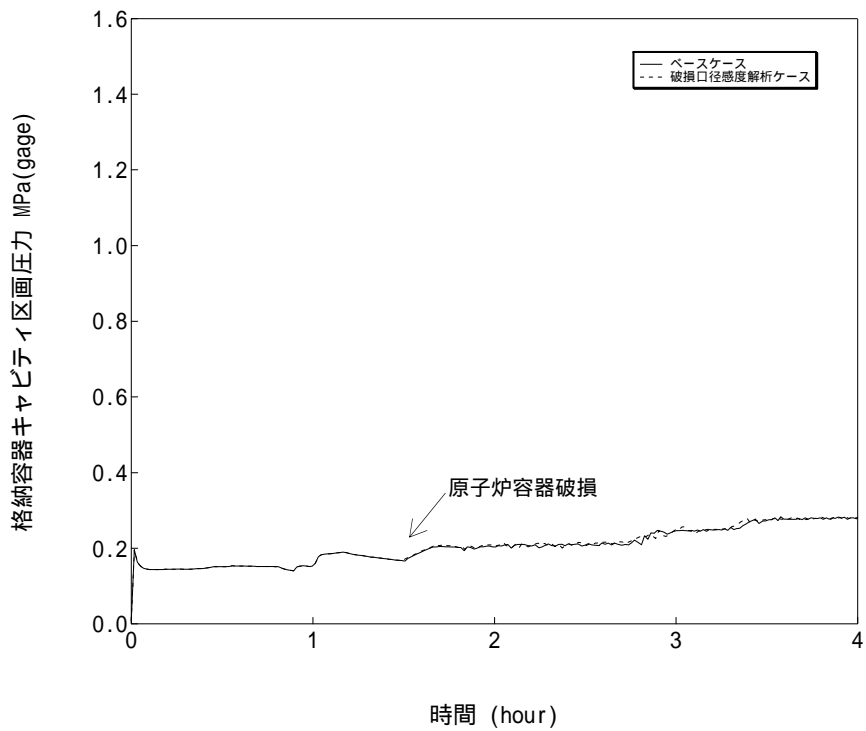


図 5-2-4 原子炉容器の破損口径感度解析 ( 4 )

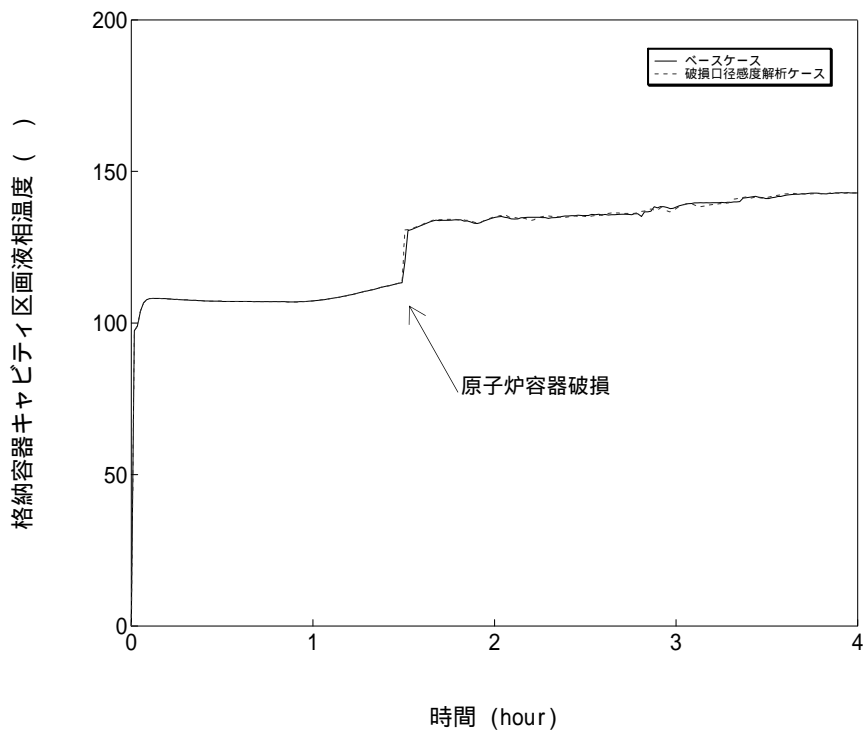


図 5-2-5 原子炉容器の破損口径感度解析 ( 5 )

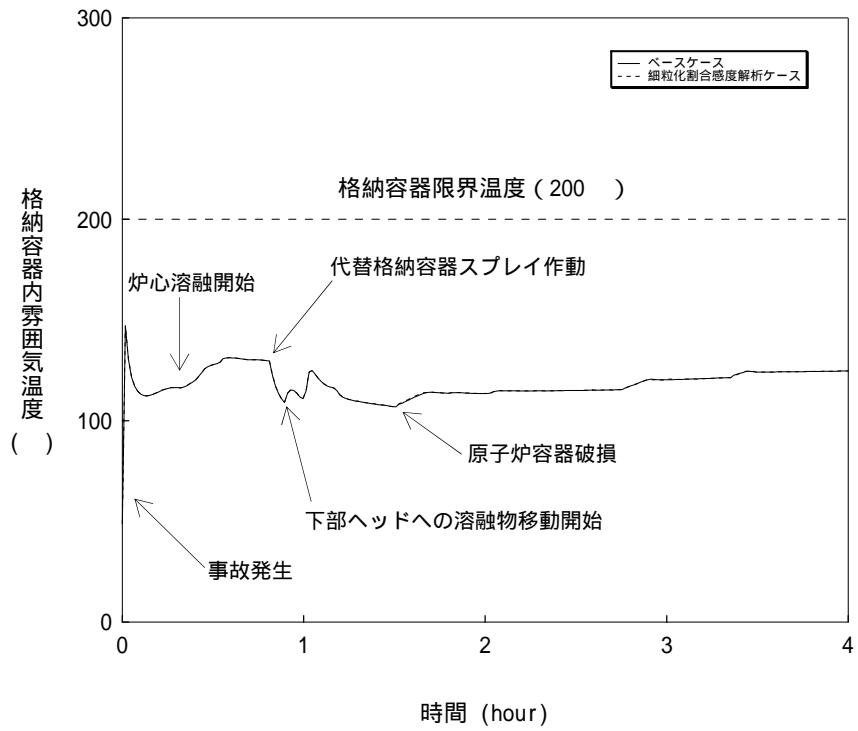


図 5-3-1 エントレインメント係数感度解析 ( 1 )

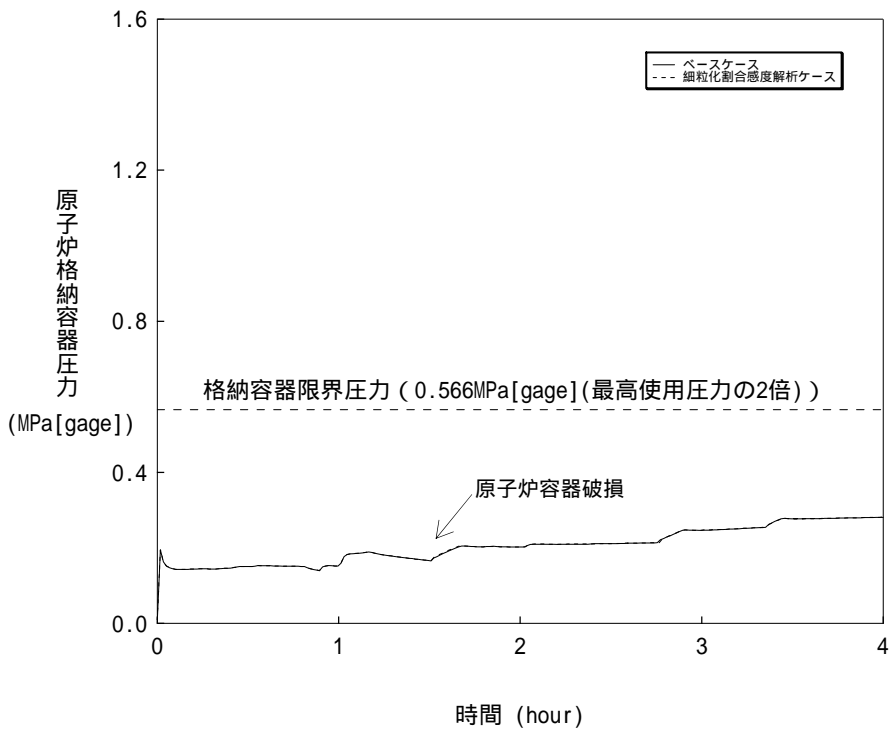


図 5-3-2 エントレインメント係数感度解析 ( 2 )

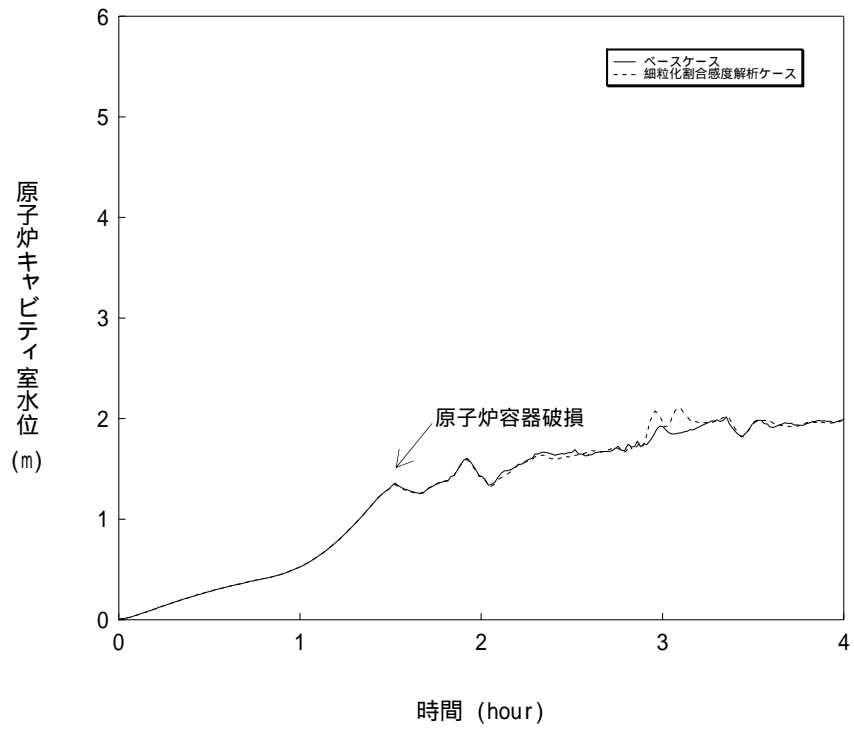


図 5-3-3 エントレインメント係数感度解析 ( 3 )

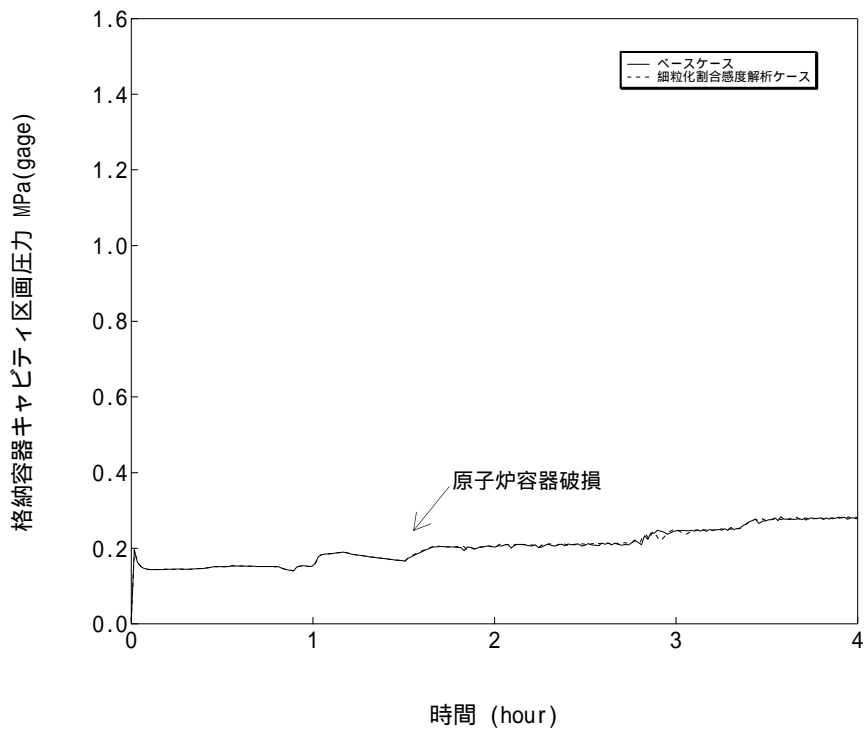


図 5-3-4 エントレインメント係数感度解析 ( 4 )



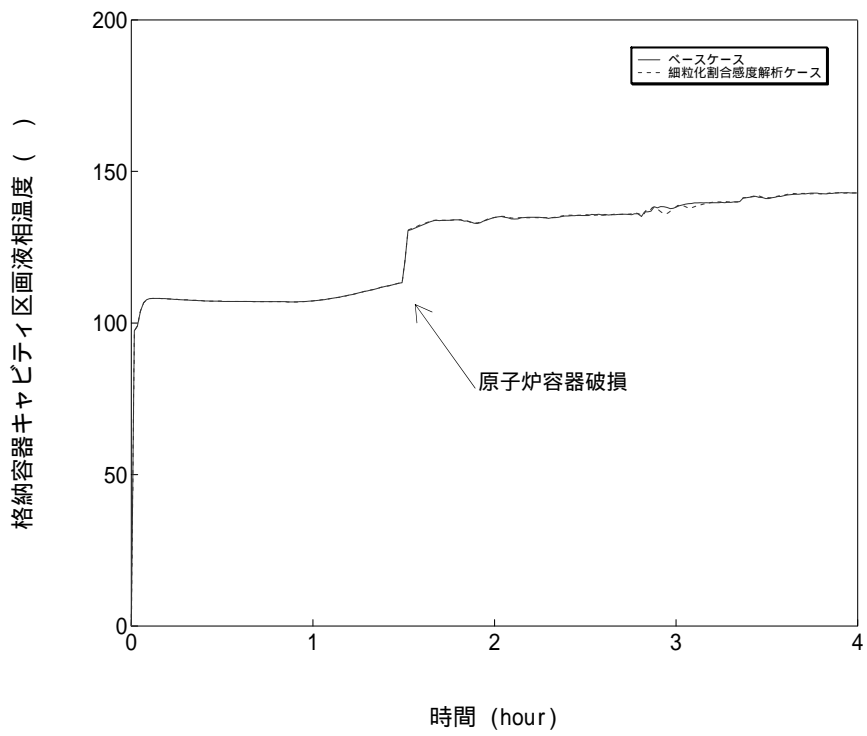


図 5-3-5 エントレインメント係数感度解析 ( 5 )

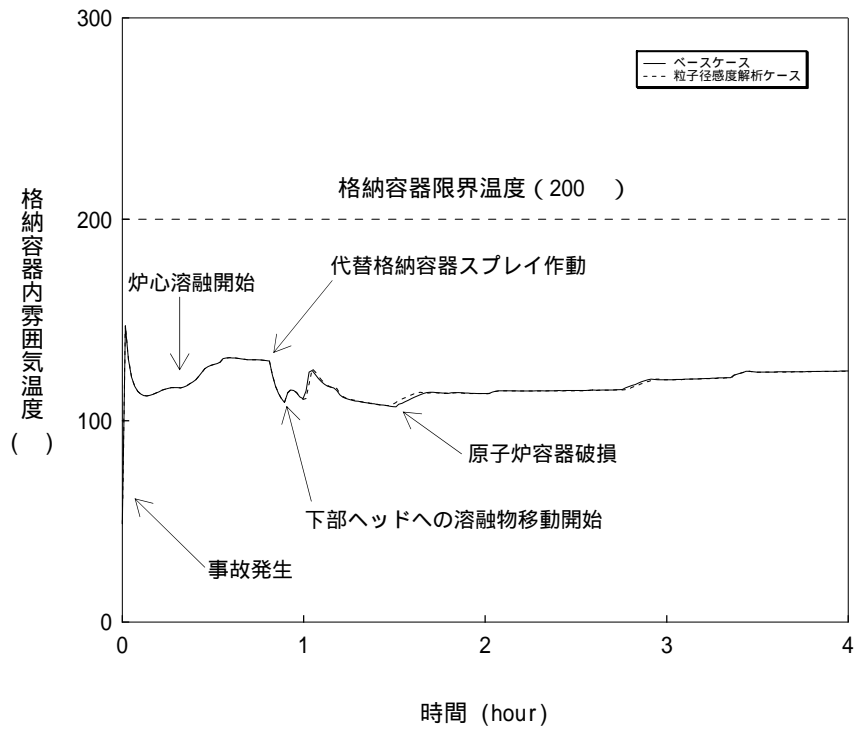


図 5-4-1 デブリ粒子の径感度解析 ( 1 )

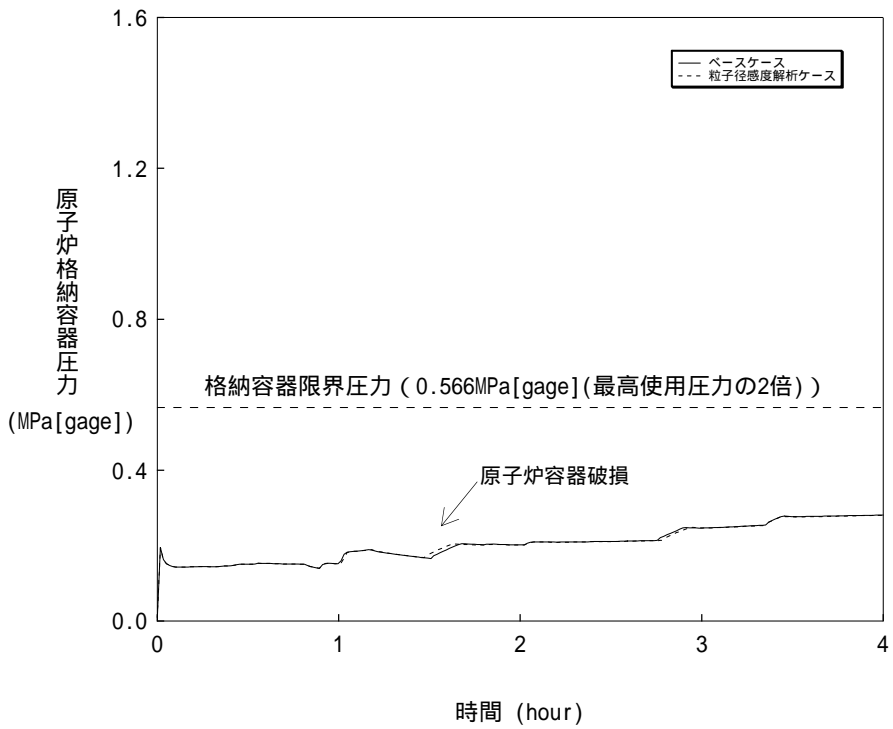


図 5-4-2 デブリ粒子の径感度解析 ( 2 )

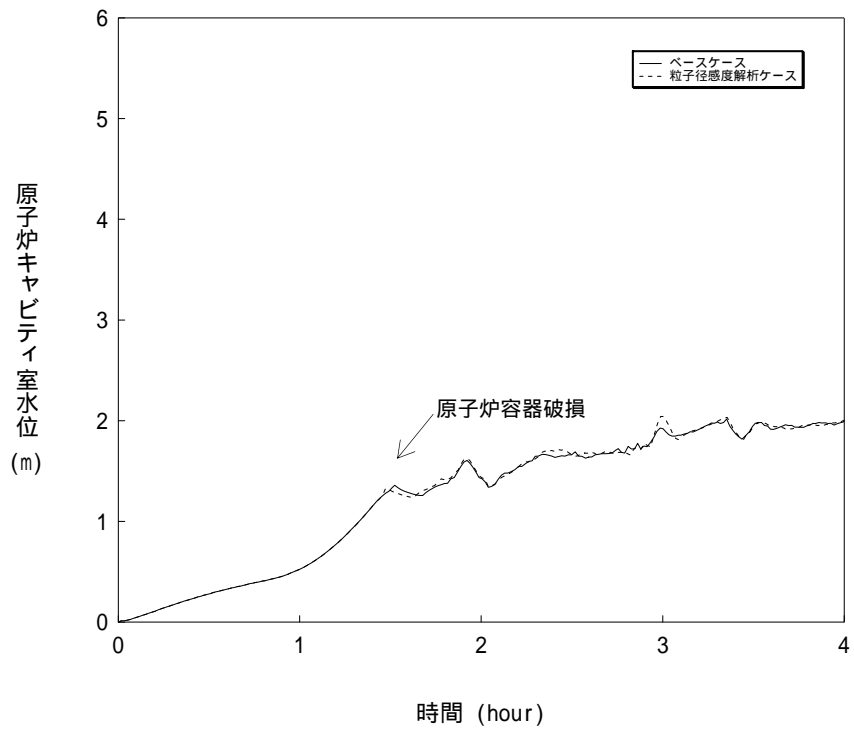


図 5-4-3 デブリ粒子の径感度解析 ( 3 )

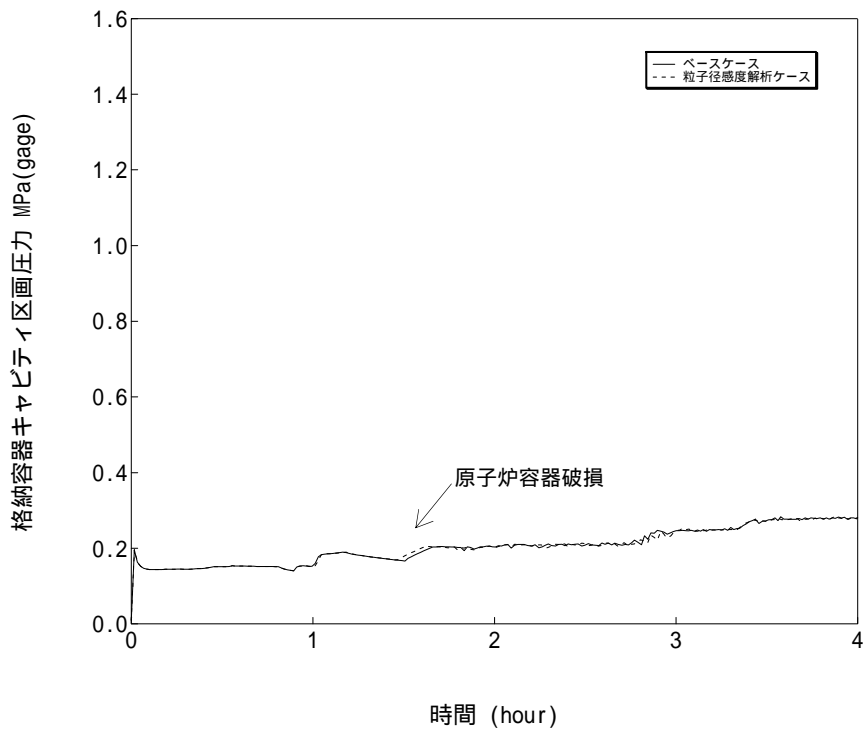


図 5-4-4 デブリ粒子の径感度解析 ( 4 )

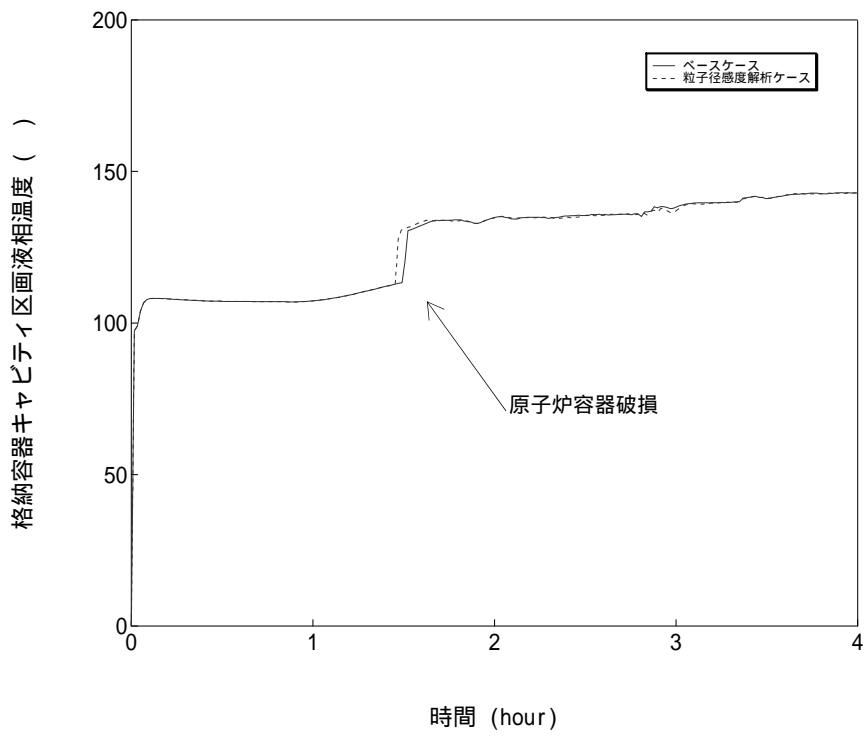


図 5-4-5 デブリ粒子の径感度解析 ( 5 )

## 6 まとめ

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

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

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

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

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