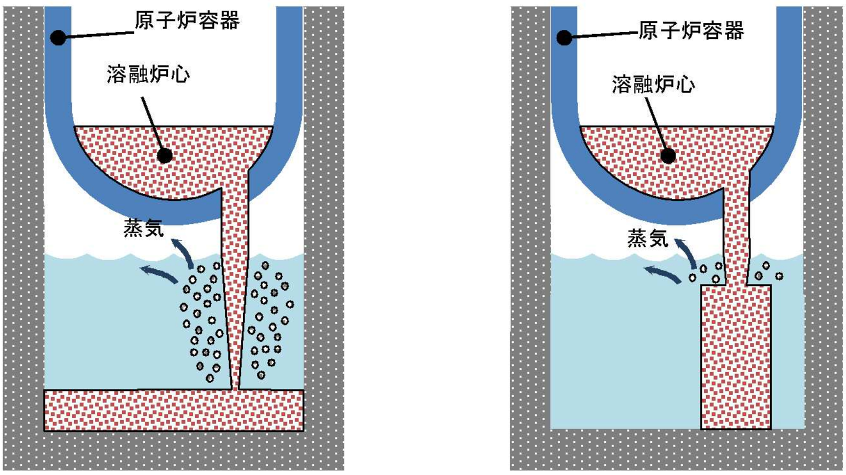
融炉心の拡がり面積の初期値として、原子炉下部キャビティ床面積の約 1/10 を与えた。

ＭＡＡＰコードでは、水－溶融炉心間の伝熱は溶融炉心の上面のみ計算する。しかし、溶融炉心が局所的に堆積する場合には、その側面も水と接触するため、側面からの除熱にも期待できる。そこで、上面に加えて側面からの除熱効果を考慮するため、溶融炉心形状として円柱を想定し、側面を伝熱面積に加える。計算上の取扱いとしては、局所的に堆積した床面積を水への伝熱計算に使われる上面の面積とし、溶融炉心の落下量に応じて側面分の伝熱面積が増える分を上面の伝熱量の増分として考慮する。即ち、上面に側面を加算した面積に相当する比率を、上面から水への伝熱量の比率として設定する。

項　目	溶融炉心の拡がり面積	設定根拠
ベースケース	原子炉下部キャビティ床面積の 1/1	原子炉下部キャビティ区画床全面とする
感度解析ケース	原子炉下部キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む



ベースケース　　　　　　感度解析ケース

解析結果

図 5-3-1～5-3-9 に、溶融炉心の拡がり面積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。溶融炉心と水の熱流束については、感度解析ケースの方が、1MW/m^2 を超える※高い値が継続する結果となっている。これは、溶融炉心の拡がり面積を制限した

ことで、溶融炉心と水の接触面積が小さくなり、その結果溶融炉心の単位時間当たりの除熱量が小さくなったことで、溶融炉心の冷却に時間を要しているためである。

また、感度解析ケースの方が、溶融炉心の冷却が遅くなっていることから、溶融炉心とコンクリートの熱流束については、高い値が継続しているため、コンクリート侵食が進み、コンクリート侵食深さはベースケースが約 3mm であるのに対して、感度解析ケースでは約 18cm となった。

評価

溶融炉心の拡がり面積が制限された場合の解析を実施し、コンクリート侵食に対する感度を確認した。溶融炉心の拡がり面積が制限された場合、コンクリート侵食が約 18cm となった。ただし、本感度解析は、極端な条件で局所的に溶融炉心が堆積するよう設定しており、実機条件よりも厳しい条件を与えるものである。

※水－溶融炉心間の熱流束の上限値として設定している 0.8MW/m^2 は大気圧下での条件であり、原子炉格納容器圧力は大気圧より大きいことから、熱流束も大きくなる。

（４）水－溶融炉心間の熱伝達係数

解析条件

水と溶融炉心の熱伝達には、Kutateladze 相関式型の限界熱流束モデルを使用しており、ベースケースでは、水による冷却を伴った溶融炉心とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき大気圧条件で 0.8MW/m^2 に相当する値を使用している。

なお、溶融炉心が原子炉下部キャビティ水に落下する際は、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の間で熱伝達が行われ、それにより溶融炉心が冷却されるとともに、原子炉下部キャビティ床に堆積する際に溶融炉心表面にクラストが形成されると考えられている。したがって、溶融炉心落下直後は熱流束が比較的高い状態が持続され、この間に溶融炉心の保有する熱は原子炉下部キャビティ水によって除熱される。その後、溶融炉心表面にクラストが形成された状態になると、熱流束は低下してくる。

また、CCI 実験においても、溶融物への注水直後は高い熱流束が確認され、その後クラストが冷却されて熱流束も低下する結果が得られているとともに、クラストが自重及び原子炉下部キャビティ水の水頭などによる破損により、原子炉下部キャビティ水と直接接触することで再び高い熱流束が得られている。さらに、実機スケールの現象ではクラストにひび割れが生じることが文献[14]で示されており、高温の溶融炉心と上面水プールが再度直接接触して、高い熱流束が生じる現象が継続的に発生すると

[14] M. T. Farmer et al., “Status of the Melt Coolability and Concrete Interaction (MCCI) Program at Argonne National Laboratory”, Proc. of ICAPP’05, Korea, (2005)

判断できる。

本パラメータについては、実験で観測された最大の熱流束を考慮したケース、実験で観測されたクラスト形成時の熱流束を考慮したケース、バルク冷却時、クラスト全体固化時、コンクリート混入時の各フェーズを考慮したケース、実験で観測された安定クラスト形成後に更に温度が低下した時点を考慮した実機条件としては仮想的なケースの４ケースの感度解析を実施する。

感度解析ケース１では、CCI 実験において観測されている初期のバルク冷却期間中の熱流束である 3MW/m² を適用する。なお、常に高い熱流束が維持されるのではなく、溶融炉心の温度が低下した場合には、熱流束は崩壊熱を除去できる熱流束に制限される。

感度解析ケース２では、上記の原子炉下部キャビティへの落下直後の高い熱流束や、クラストの破損による内部の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水との直接接触を考慮せず、CCI-2 及び CCI-3 実験において初期のピークを除外した熱流束である 0.5MW/㎡を選定する。

ここで、以下の理由により CCI-1 実験については、感度解析の条件設定の際の検討対象から除外することとした。

CCI 実験では、コンクリート侵食開始後に注水しており、クラストと溶融物の間に空洞が形成されている。これは、実験のような小スケールでは壁と壁の間でクラストが強固につながり、クラストブリッジが形成され、その下でコンクリート侵食により溶融物の液位が低下するためである。一方、実機スケールではクラストの自重及び水の水頭によりクラストが破損し、本実験のような空洞は生じないと考えられる。CCI-1 実験はクラストの形成後、約 10 分の時点でクラスト破損が生じ、熱流束が約 3MW/㎡まで再上昇しているが、これはクラストと溶融物の間に形成された空洞の影響が大きく現れたケースであり、クラストが破損するまでは空洞の形成により熱流束が小さく、クラストが破損した後に破損箇所から水が流入し、高温の溶融物と水が直接接触することよって熱流束が大きくなったものである。実機スケールでは、このような空洞は形成されないと考えられるため、感度解析の条件設定の際の検討対象から除外することとした。

感度解析ケース３では、次のように熱流束を設定する。

まず、溶融炉心内部が溶融状態の場合、クラストは破損、浸水を繰り返し、安定したクラストは形成されないと考えられる。したがって、部分的にも溶融炉心から水へ、高い熱流束での伝熱となると考えられる。この時の現象は、小規模実験で溶融物へ注水を開始した時点と同等と考えられ、MACE 実験、CCI 実験では 1MW/m² 以上の値が観測されている。溶融炉心の落下直後は、高温の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の直接接触により、更に高い熱流束が得られると考えられるが、本感度解析では、内部に溶融部が存在する間の熱流束として、一律に 0.8MW/m² を適用する。

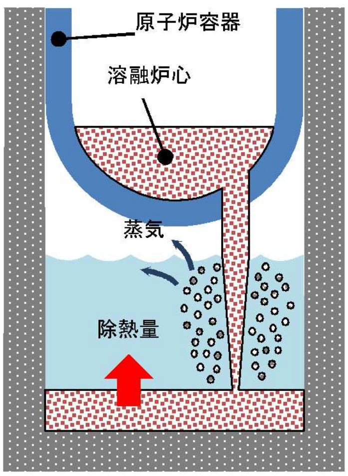
次に、溶融炉心全体が固化した後の挙動においては、原子炉下部キャビティへの落下直後の高い熱流束や、クラストの破損による内部の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水との直接接触を考慮せず、CCI-2 及び CCI-3 実験において初期のピークを除外した熱流束である 0.5MW/㎡を選定する。

次に、コンクリート混入がある場合のドライアウト熱流束については、SSWICS 実験において確認されており、コンクリートの混入割合が約 15%に達した場合にドライアウト熱流束は約 0.125MW/m^2 となっている。15％までの間は、ドライアウト熱流束はほぼ直線的に低下しており、コンクリート混入割合が約 15%以上の場合には、ドライアウト熱流束はほぼ一定となっている。本感度解析では、コンクリート侵食量に応じて、上記の SSWICS 実験において確認された熱流束を使用する。

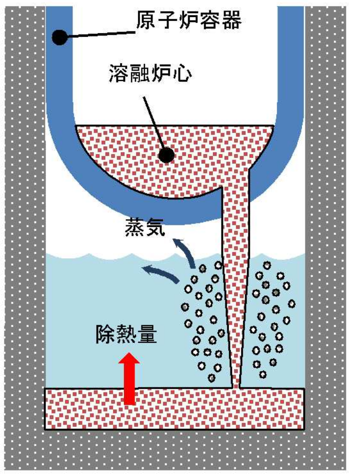
感度解析ケース４では、WETCOR、MACE、CCI 実験においてクラスト全体が固化して温度が低下した状態の熱流束である 0.2MW/m^2 を適用する。これについて、溶融炉心は、溶融状態で原子炉下部キャビティ水と直接接触するため、溶融炉心落下直後は高い熱流束が得られると考えられるが、本感度解析は溶融炉心落下直後から、安定化クラスト形成後の熱流束を仮定しているという点で、仮想的なケースであると言える。

項　目	Kutateladze 係数	設定根拠
ベースケース	0.1（0.8 MW/m^2 相当 (注)）	水による冷却を伴った溶融炉心とコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値
感度解析ケース 1	0.375（3MW/m^2 相当 (注)）	CCI-2 実験で初期ピークを模擬した熱流束値
感度解析ケース 2	0.0625（0.5 MW/m^2 相当 (注)）	CCI-2,3 実験で初期ピーク値を除外した熱流束値
感度解析ケース 3	溶融物存在時 0.1（0.8 MW/m^2 相当 (注)） 全体固化時 0.0625（0.5 MW/m^2 相当 (注)） コンクリート 15%混入時 0.015625（0.125 MW/m^2 相当 (注)）	溶融物存在時はベースケースと同様。全体固化時は感度解析ケース 2 と同様。コンクリート混入時は SSWICS 実験での熱流束値
感度解析ケース 4	0.025（0.2 MW/m^2 相当 (注)）	WETCOR、MACE、CCI 実験においてクラスト全体が固化して温度が低下した状態の熱流束値

（注）　大気圧条件



ベースケース



感度解析ケース

解析結果

図 5-4-1～5-4-10 に、水－溶融炉心間の熱伝達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。

まず感度解析ケース１について考察する。感度解析ケース１では、溶融炉心と水の熱流束について、瞬間的に 2MW/m^{2}以上となる場合があり、ベースケースの限界熱流束（約 1.3MW/m^2）に比べて高く、限界熱流束の継続時間はベースケースよりも短くなっている。感度解析ケースでは、溶融炉心落下時の高い熱流束を考慮しているため、溶融炉心温度の低下が顕著であり、コンクリートの侵食深さは 0mm となった。

感度解析ケース２では、溶融炉心と水の熱流束について、感度解析ケースでは限界熱流束の値は約 0.8MW/m^2（大気圧で 0.5MW/m^{2}相当）とベースケースより低く、限界熱流束の持続時間はベースケースより若干長く、約 20 分となっている。感度解析ケースでは、溶融炉心落下直後の高い熱流束を考慮していないことから、溶融炉心温度の低下が緩やかになっており、コンクリートと溶融炉心間の熱伝達もより長時間継続したため、コンクリートの侵食深さはベースケースに比べて増加したものの有意ではなく、約 7mm となった。

感度解析ケース３では、溶融炉心と水の熱流束について、初期はベースケースと同様であるが、全体固化後は約 0.8MW/m^2（大気圧で 0.5MW/m^{2}相当）とベースケースより低く、限界熱流束の持続時間はベースケースより長くなっている。感度解析ケースでは、溶融炉心落下直後の高い熱流束を考慮していないことから、溶融炉心温度の低下が緩やかになっており、コンクリートと溶融炉心間の熱伝達もより長時間継続したため、コンクリートの侵食深さはベースケースに比べて若干増加したものの有意ではなく、約 3mm となった。

感度解析ケース４では、溶融炉心と水の熱流束について、約 0.3MW/m^2 で推移しており、ベースケースの限界熱流束（約 1.3MW/m^2）に比べて低い値となっている。これは、Kutateladze 係数を小さくしたことで、溶融炉心から水への熱流束が小さく評価された結果であり、感度解析ケースでは概ね一定の熱流束が継続している。溶融炉心とコンクリートの熱流束については、最初のピーク値が最も高く、この時点で最もコンクリートが熱せられており、感度解析ケースでは、0.1MW/m^2 前後の熱流束が継続している。その結果、コンクリートの侵食深さはベースケースの解析結果である約 3mm に比べて増加し、約 20cm となった。崩壊熱は時間の経過に伴い減衰し、水による除熱量は前述のとおり概ね一定の値が維持されるため、その結果、約 8 時間の時点でコンクリート表面温度は融点を下回りコンクリート侵食は停止する。

評価

水－溶融炉心間の熱流束に対する感度解析を実施し、コンクリート侵食に対する感度を確認した。感度解析ケース 1、2、3 においては、有意なコンクリート侵食には至らず、その不確かさが有効性評価の結果へ与える影響は小さい。一方、溶融炉心落

下直後から、安定化クラスト形成後の熱流束を仮定した条件のケース４では、コンクリート侵食が有意に進む結果となった。ただし、本ケースは、前述のとおり、溶融炉心落下直後の高い熱流束の状態を無視した仮想的なケースであり、現実的に起こり得るものではないと考える。

（５）感度解析パラメータの組合せ

MCCI は、原子炉下部キャビティ底に堆積した溶融炉心が周囲のコンクリートや原子炉下部キャビティ水と伝熱する過程でさまざまなパターンの不確かさが考えられること、また直接的な実験例が少なく知見が不十分であることから「４．不確かさに関する整理」にて抽出したパラメータの組合せを考慮し、感度解析を実施する。

<u>解析条件</u>

解析条件の設定に当たっては、「5 感度解析と評価（３）溶融炉心の拡がり面積」において設定した条件に則り、溶融炉心の拡がりの形態に着目し、拡がりのケースとして以下の２ケースとなるよう各パラメータを組み合わせた感度解析を実施した。

・　落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース
・　落下時に細粒化などにより冷却が進むケース

感度解析の組合せとして、「落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース」では、細粒化が進みにくくなるよう設定するため、エントレインメント係数を推奨範囲の最小値とし、溶融炉心の拡がり面積としては、原子炉下部キャビティ床面積を設定した。

一方、「落下時に細粒化などにより冷却が進むケース」では、細粒化が進みやすくなるよう設定するため、エントレインメント係数は推奨範囲の最大値とし、溶融炉心の拡がり面積としては、「5 感度解析と評価（３）溶融炉心の拡がり面積」で設定した面積とした。

なお、水深については不確かさの範囲では結果への影響が小さいため、ベースケースの値を使用する。また、水－溶融炉心間の熱流束については、両ケースとも不確かさとして重畳させることとし、現実的な不確かさの幅を確認する観点から、「5 感度解析と評価（４）水－溶融炉心間の熱伝達係数」の感度解析ケース３の熱流束を使用する。

以上から、パラメータの組合せとして次表の２ケースを考える。

項目	パラメータ	設定値	設定根拠
ベースケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員等操作余裕時間として設定
	エントレインメント係数		当該変数推奨範囲の最確値
	溶融炉心の拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の 1/1	原子炉下部キャビティ区画床全面とする
	Kutateladze係数	0.1（0.8 MW/m² 相当（注）)	水による冷却を伴った溶融炉心とコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値
感度解析ケース 1	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員等操作余裕時間として設定
	エントレインメント係数		当該変数推奨範囲の最小値
	溶融炉心の拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の 1/1	原子炉下部キャビティ区画床全面とする
	Kutateladze係数	溶融物存在時 0.1（0.8 MW/m² 相当（注）) 全体固化時 0.0625（0.5 MW/m² 相当（注）) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m² 相当（注）)	CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定
感度解析ケース 2	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員等操作余裕時間として設定
	エントレインメント係数		当該変数推奨範囲の最大値
	溶融炉心の拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む
	Kutateladze係数	溶融物存在時 0.1（0.8 MW/m² 相当（注）) 全体固化時 0.0625（0.5 MW/m² 相当（注）) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m² 相当（注）)	CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定

（注）　大気圧条件

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

解析結果

図 5-5-1～5-5-9 に、本感度解析の結果を示す。

感度解析ケース１は、溶融炉心落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケースであり、水－溶融炉心間の熱流束は、ベースケースでは、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する毎に、大気圧条件相当で 0.8MW/m^2 であるのに対して、感度解析ケース１では、最初の落下時に大気圧条件相当で 0.8MW/m^2 に達するものの、その後は瞬時に全体が固化するため、大気圧条件相当で 0.5MW/m^2 となる。このため、溶融炉心温度、コンクリート表面温度はベースケースよりも高温の期間が若干長く維持される。その結果、コンクリート侵食深さはわずかに増加する程度であり、ベースケースが約 3mm、感度解析ケース１が約 4mm となった。なお、感度解析ケース１では、原子炉下部キャビティでの水素生成量がベースケースに比べてわずかながら減少した。具体的には、ベースケースでは MCCI による水素発生量が約 3kg、細粒化によるジルコニウム－水反応による水素発生量が約 18kg であるのに対して、感度解析ケース１では、MCCI による水素発生量が約 4kg、細粒化によるジルコニウム－水反応量による水素発生量が約 10kg となった。これは、感度解析ケース１においてエントレインメント係数を小さくしたことから、細粒化によるジルコニウム－水反応量が少なくなったためである。

感度解析ケース２は、溶融炉心落下時に細粒化などにより冷却が進むケースであり、水－溶融炉心間の熱流束について、ベースケースに比べて、溶融炉心の拡がり面積を制限したことで、溶融炉心と水の接触面積が小さくなり、その結果、溶融炉心の単位時間当たりの除熱量が小さくなったことで、熱流束が高く維持される時間が長くなっている。また、溶融炉心温度、コンクリート表面温度もベースケースに比べて高温の期間が長く維持され、特にコンクリート表面は融点温度に達している期間が長く、この間にコンクリート侵食が継続する。その後、コンクリート表面温度の低下に伴い、コンクリート侵食は停止する。その結果、コンクリート侵食深さは約 19cm となったが、原子炉下部キャビティ底面からのコンクリート厚さは数メートルあり、侵食深さは十分小さいことを確認した。最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は約 6vol%（ドライ条件換算）にとどまり、水素処理装置（静的触媒式水素再結合装置（PAR）及び電気式水素燃焼装置（イグナイタ））による処理が可能なレベルに収まっている結果となっている。感度解析ケース２においては、コンクリート侵食深さが増加したことにより水素発生量は約 53 ㎏となり、また、エントレインメント係数を大きくしたことにより、細粒化によるジルコニウム－水反応量が大きくなり、水素発生量は約 24 ㎏となった。表５に水素発生量の内訳を示す。表５に示すとおり、MCCI による水素発生は原子炉容器破損後 30 分に顕著であり、その後、コンクリート侵食の停止に伴い水素発生も停止する。その結果、水素発生量としては、MCCI により約 6%増加しており、原子炉容器内及び原子炉容器外で反応するジルコニウム量を足すと、全

炉心内のジルコニウム量の約 37.9%が水と反応する結果となっている。これについて、MCCI により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであることを確認した。また、追加発生となる水素については、水素処理装置（PAR 及びイグナイタ）を使用することで処理が可能である。

表５　水素発生量の内訳

時刻		RV 破損前	RV 破損後 30 分	RV 破損後後期
		1.5 時間	2.0 時間	10 時間
原子炉容器内	Zr	257.6kg (29.2%)	257.6kg (29.2%)	257.6kg (29.2%)
	ｽﾃﾝﾚｽ	21.4kg (2.4%)	21.6kg (2.5%)	22.9kg (2.6%)
	小　計	279.0kg (31.6%)	279.3kg (31.6%)	280.5kg (31.8%)
原子炉容器外	Zr	0.0kg (0.0%)	11.9kg (1.3%)	23.5kg (2.7%)
	ｽﾃﾝﾚｽ	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)
	小　計	0.0kg (0.0%)	11.9kg (1.3%)	23.5kg (2.7%)
MCCI	Zr	0.0kg (0.0%)	47.5kg (5.4%)	53.0kg (6.0%)
	ｽﾃﾝﾚｽ	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)
	小　計	0.0kg (0.0%)	47.5kg (5.4%)	53.0kg (6.0%)
合　計	Zr	257.6kg (29.2%)	317.1kg (35.9%)	334.1kg (37.9%)
	ｽﾃﾝﾚｽ	21.4kg (2.4%)	21.6kg (2.5%)	22.9kg (2.6%)
	小　計	279.0kg (31.6%)	338.7kg (38.4%)	356.9kg (40.4%)

※（　）内は全炉心 Zr 量の 100%が反応した場合の水素発生量（約 882.6kg）に対する割合を示す。

評価

感度解析パラメータの組合せを考慮した場合、溶融炉心落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケースでは、コンクリート侵食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。溶融炉心落下時に細粒化などにより冷却が進むケースでは、コンクリート侵食は約 19cm となった。ただし、本感度解析は、溶融炉心の拡がり面積として、極端な条件で局所的に溶融炉心が堆積するよう設定していることから、実機条件よりも厳しい条件を与えたものである。

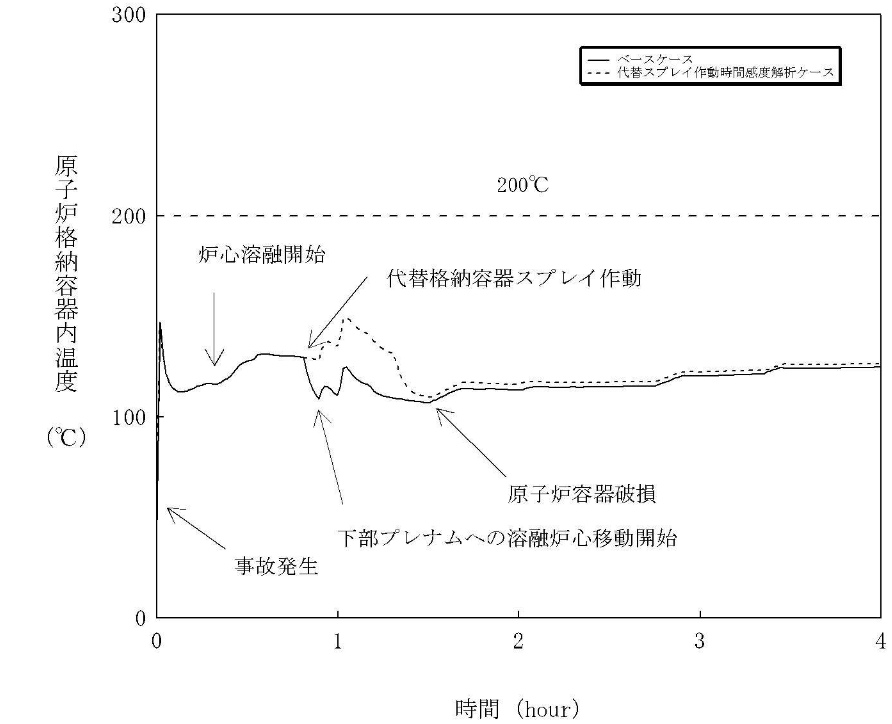


図 5-1-1 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（1）

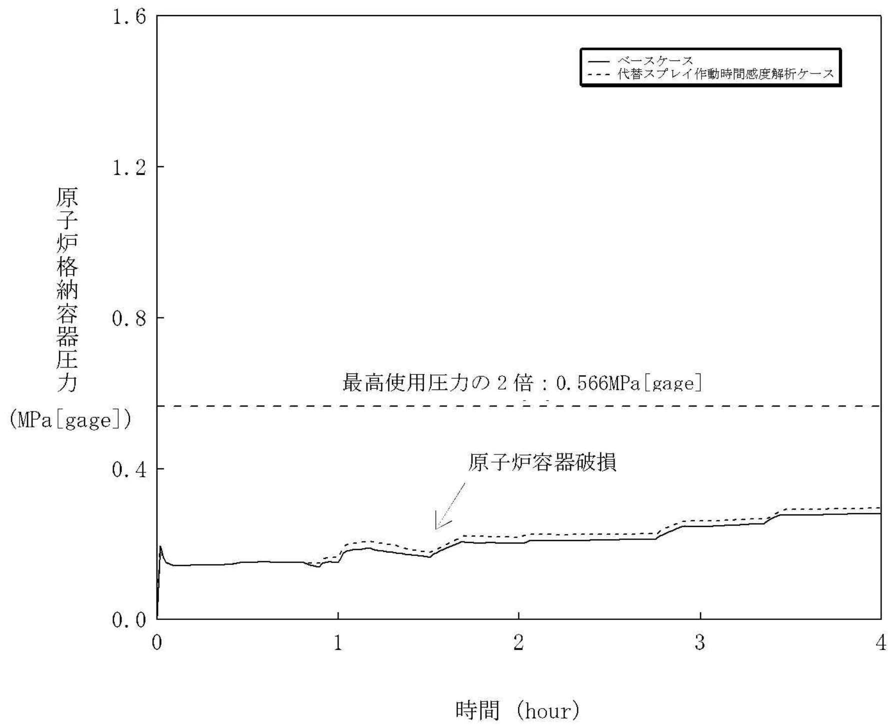


図 5-1-2 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（2）

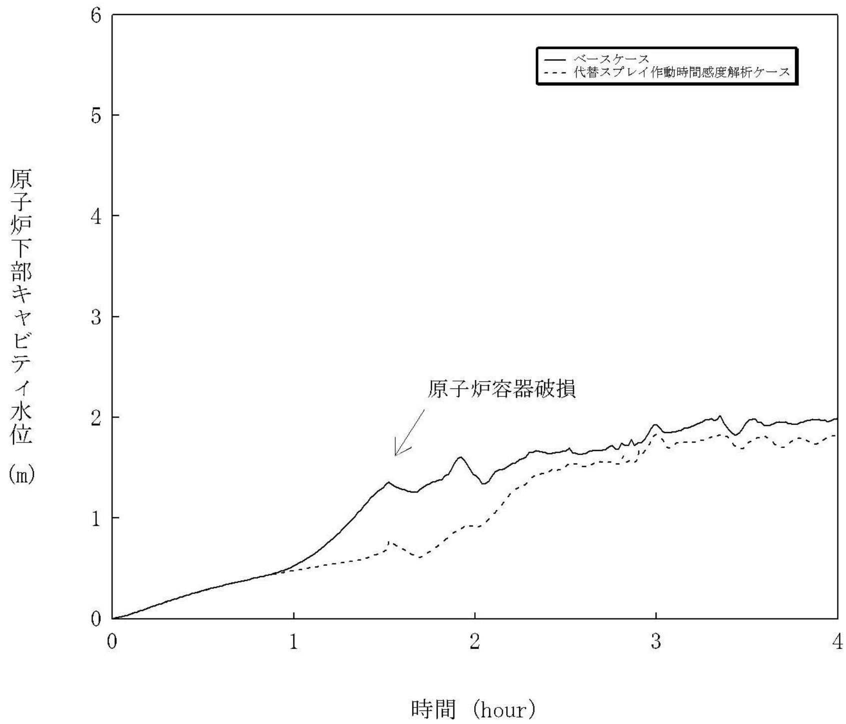


図 5-1-3 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（3）

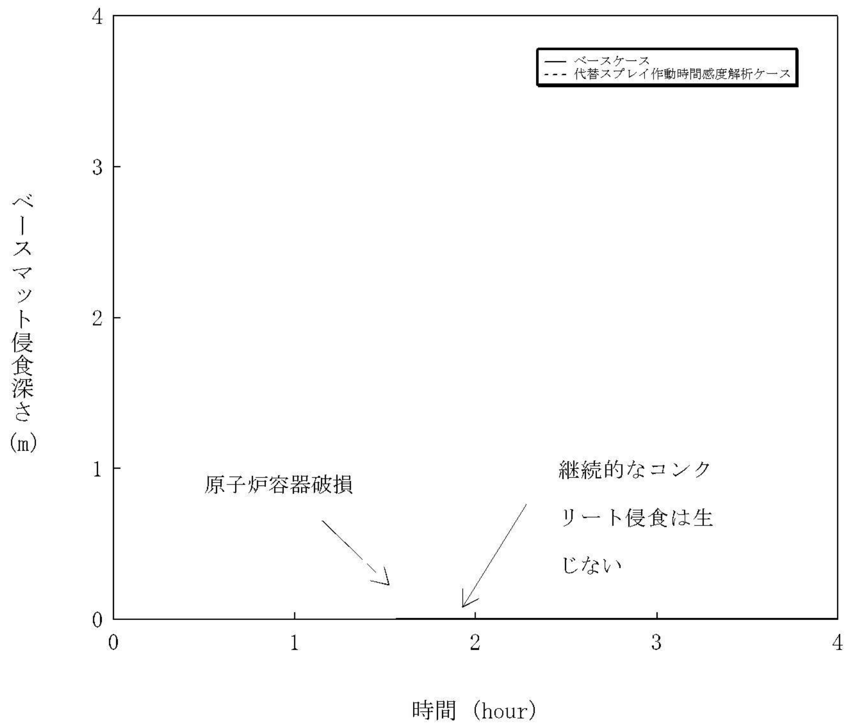


図 5-1-4 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（4）

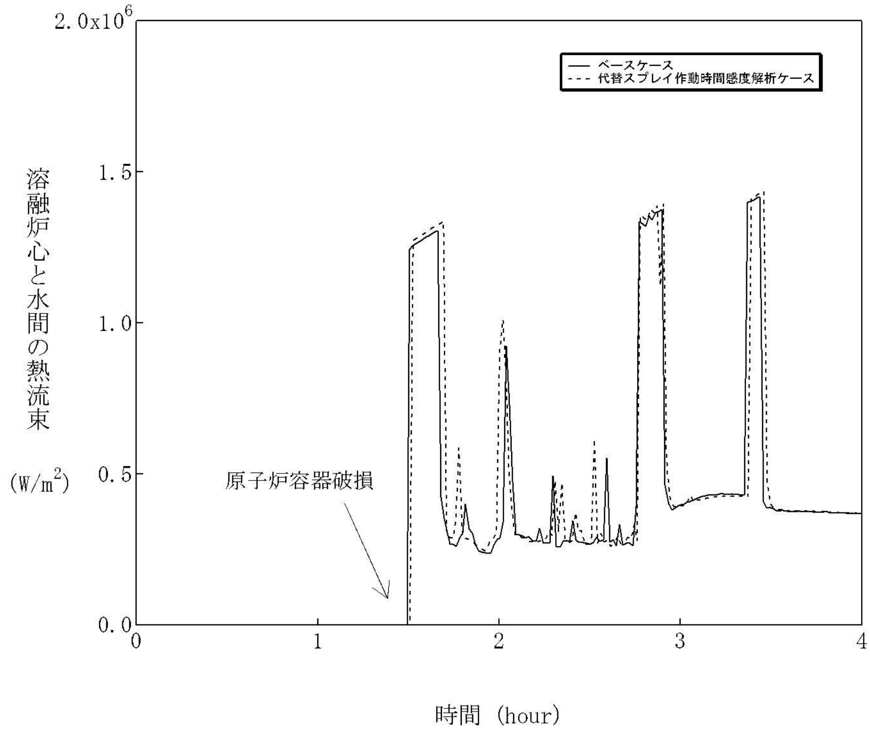


図 5-1-5 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（５）

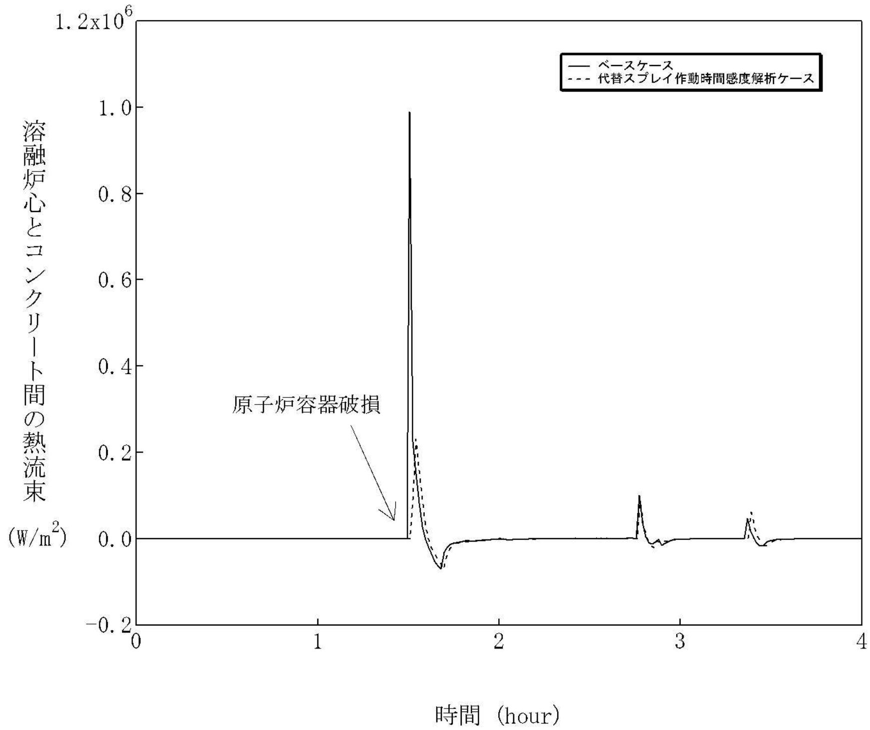


図 5-1-6 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（６）

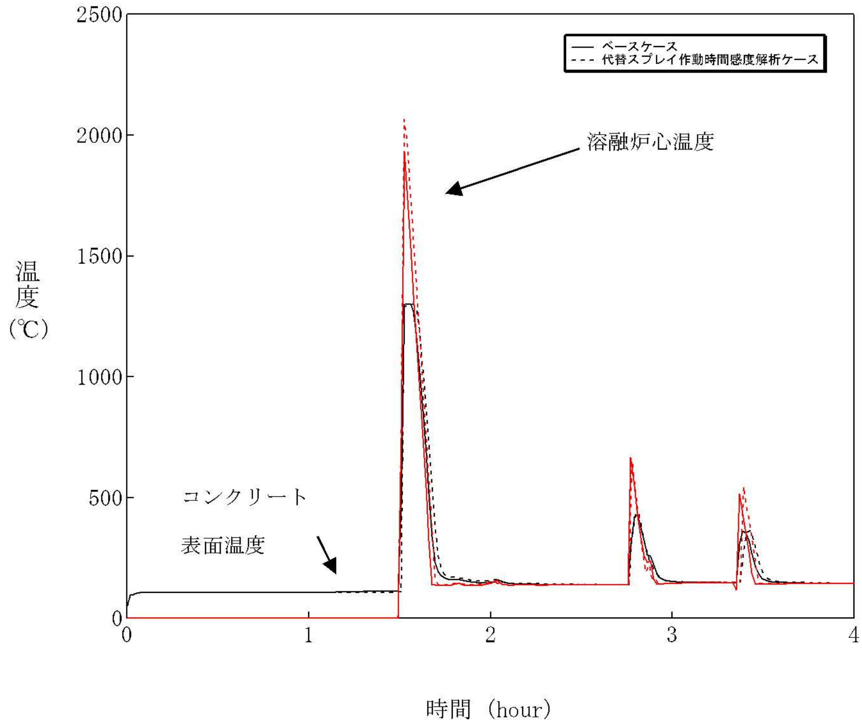


図 5-1-7 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（7）

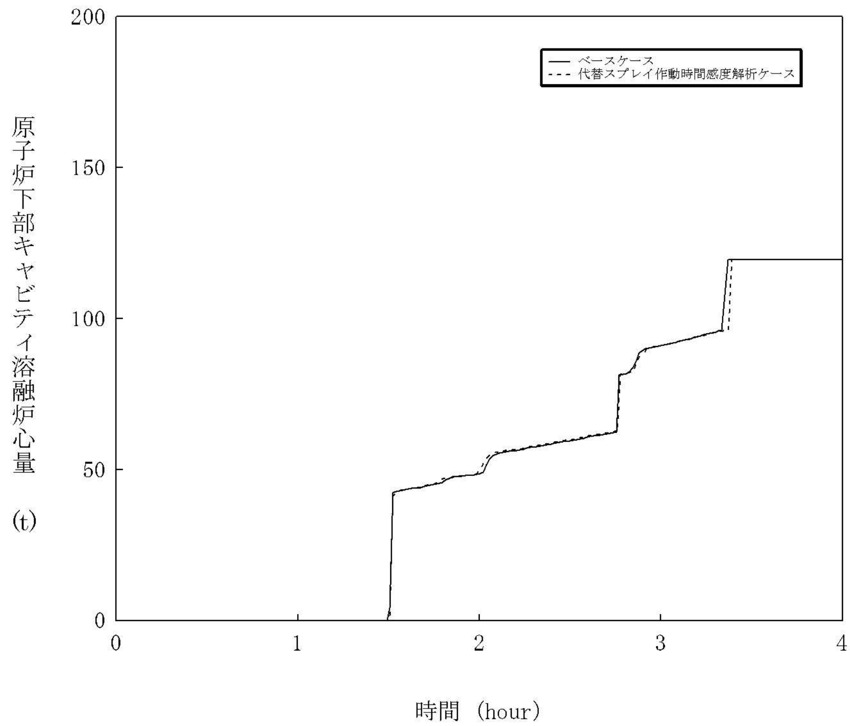


図 5-1-8 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（8）

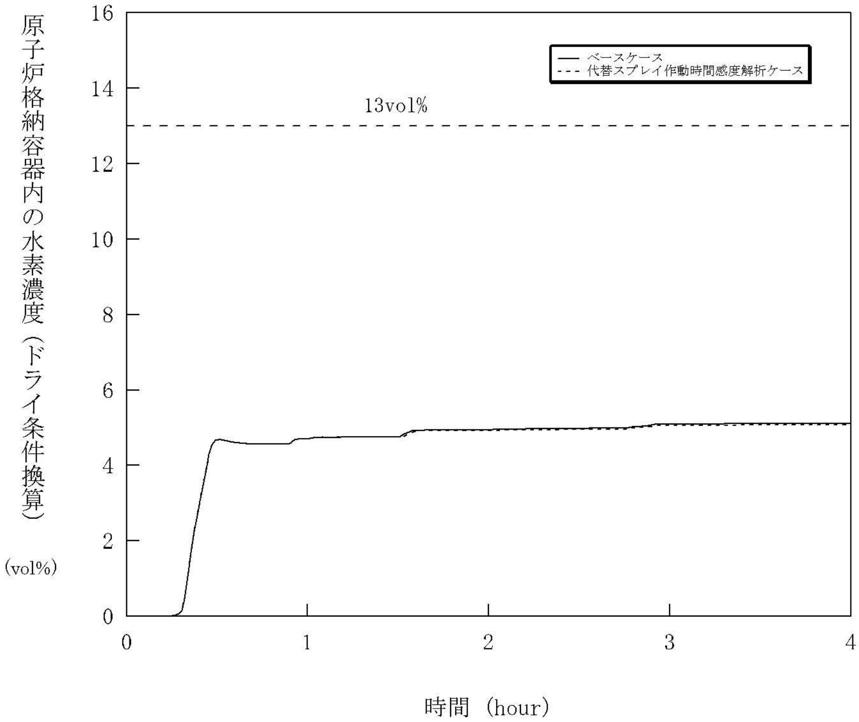


図 5-1-9 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（9）

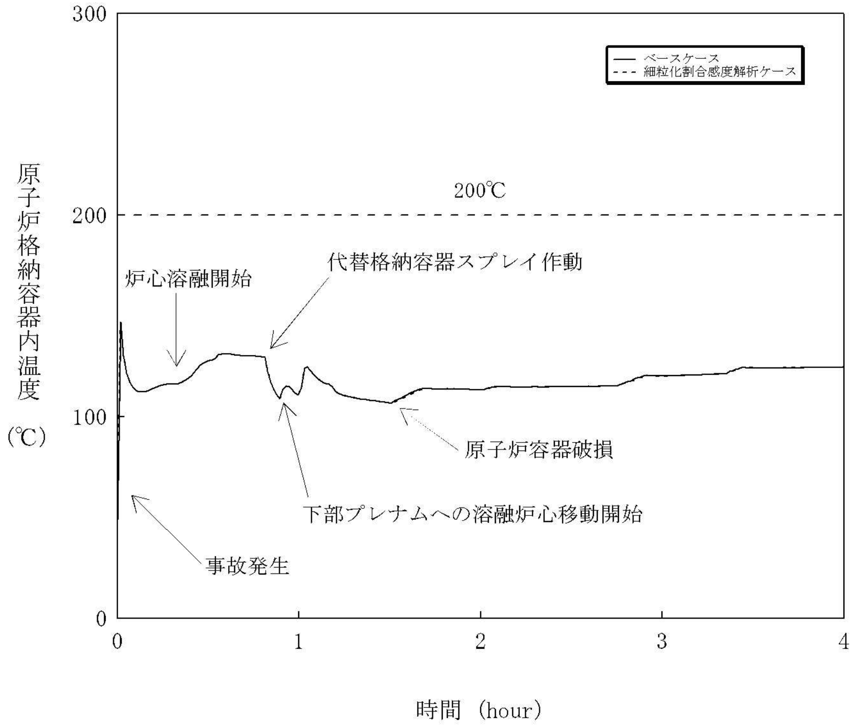


図 5-2-1 溶融炉心の細粒化割合感度解析（１）

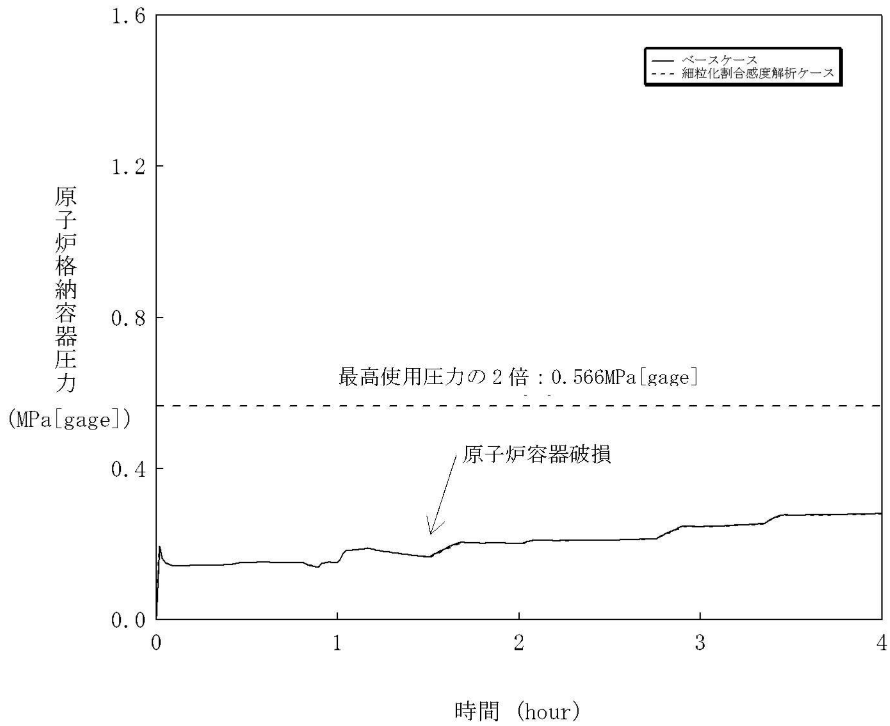


図 5-2-2 溶融炉心の細粒化割合感度解析（２）

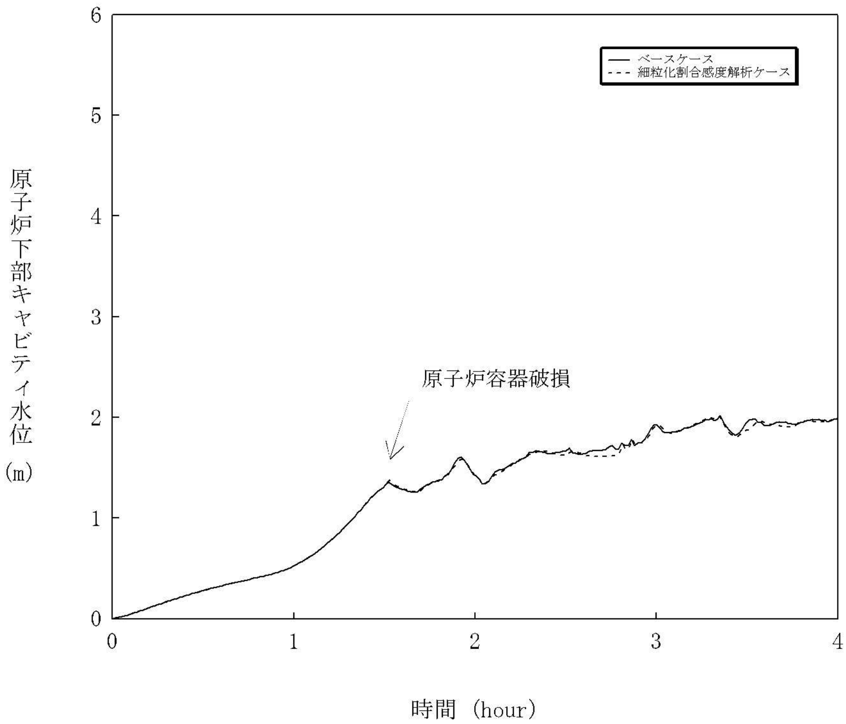


図 5-2-3 溶融炉心の細粒化割合感度解析（３）

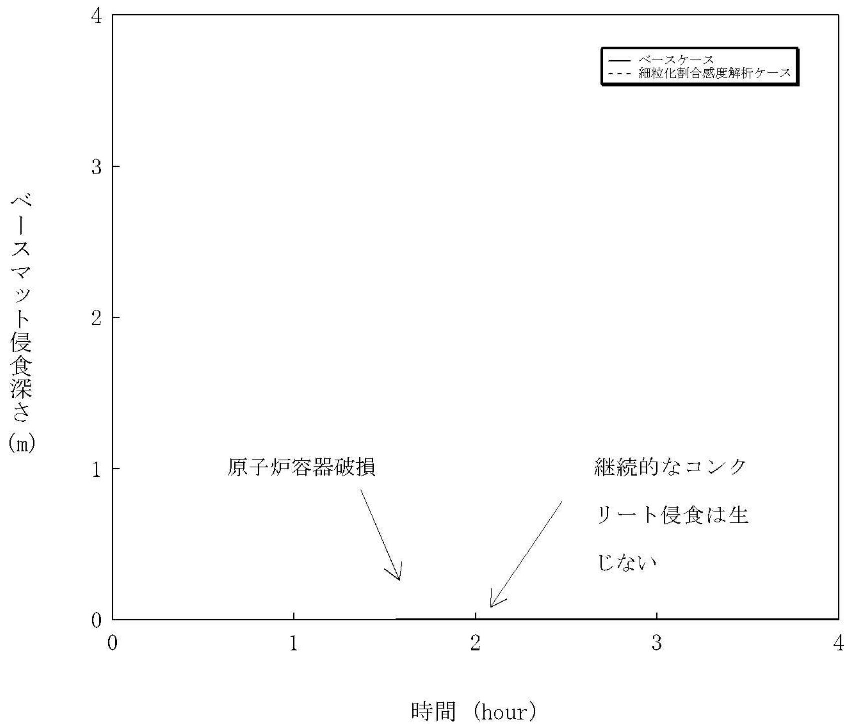


図 5-2-4 溶融炉心の細粒化割合感度解析（４）

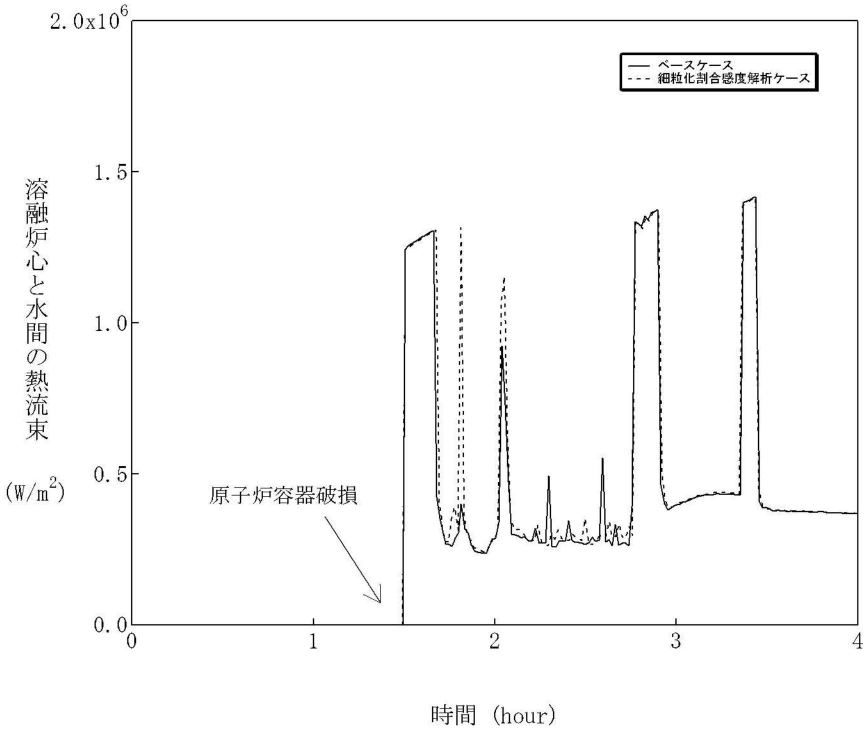


図 5-2-5 溶融炉心の細粒化割合感度解析（5）

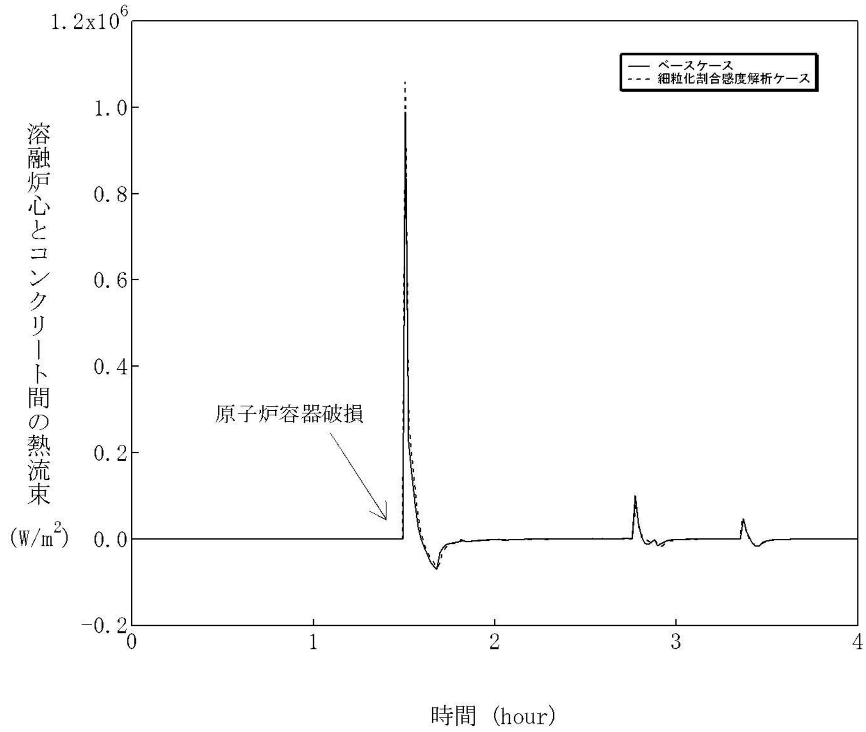


図 5-2-6 溶融炉心の細粒化割合感度解析（6）

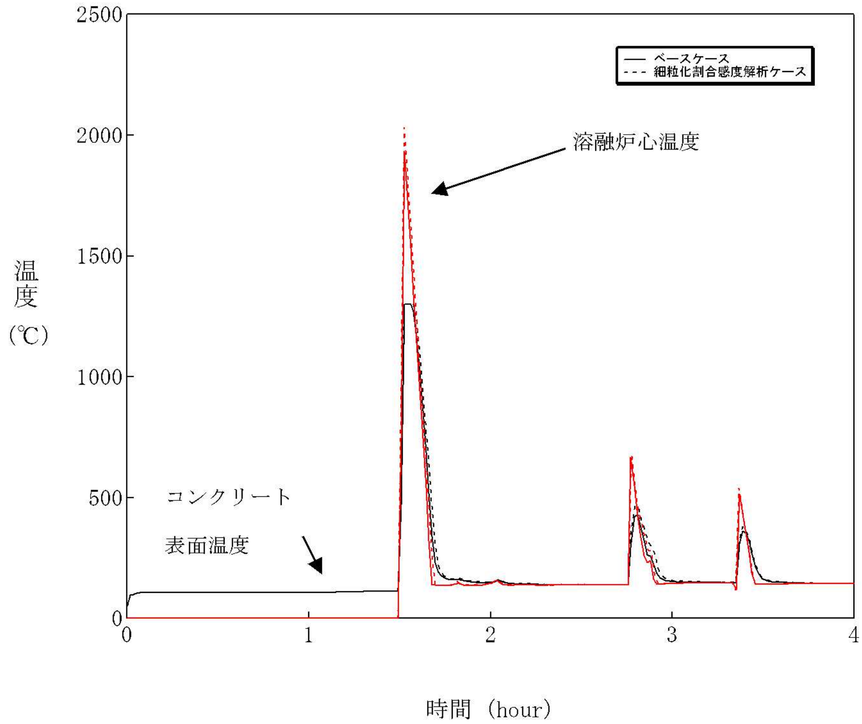


図 5-2-7 溶融炉心の細粒化割合感度解析（７）

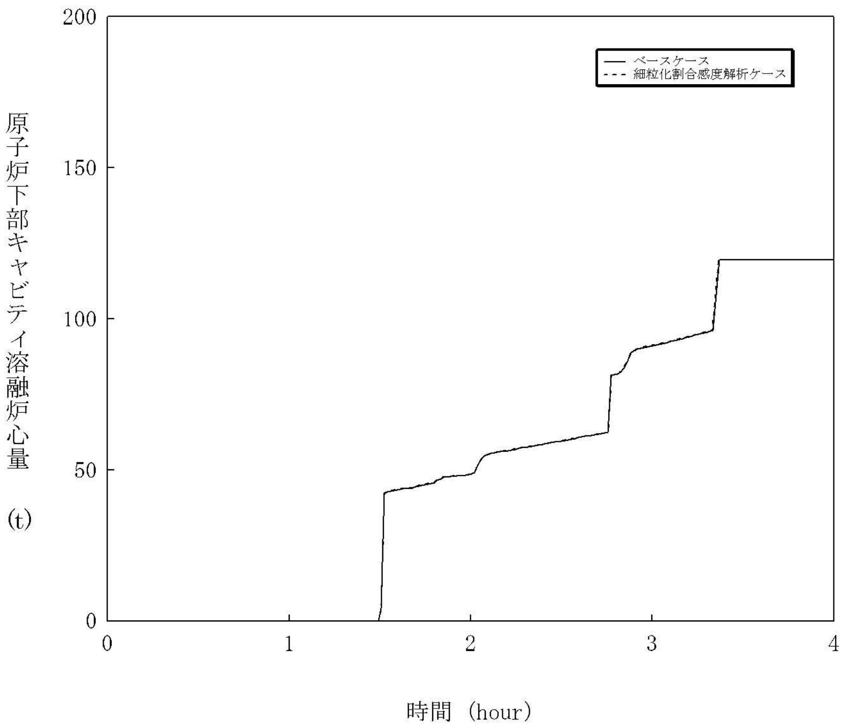


図 5-2-8 溶融炉心の細粒化割合感度解析（８）

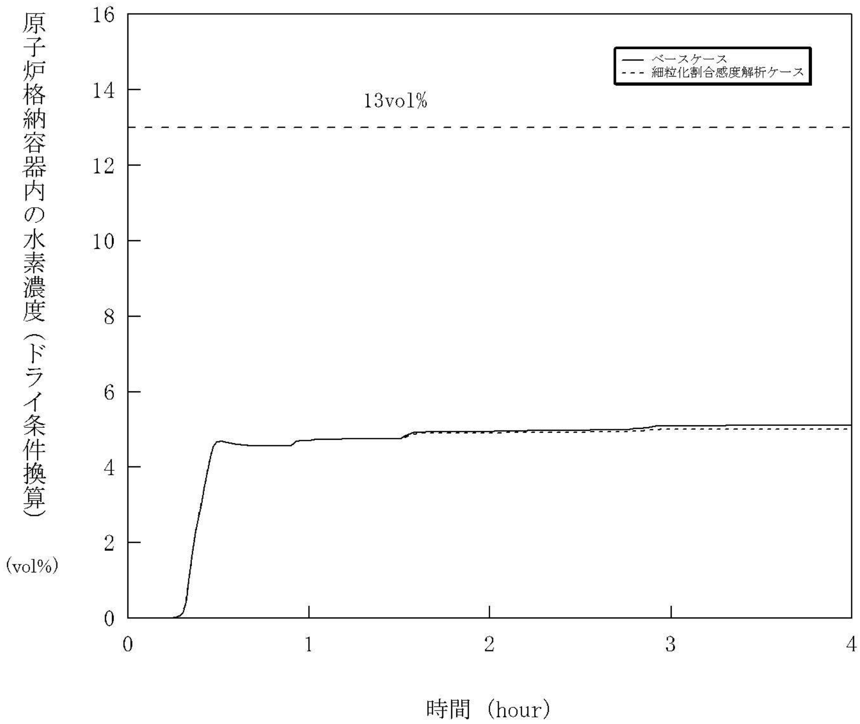


図 5-2-9 溶融炉心の細粒化割合感度解析（９）

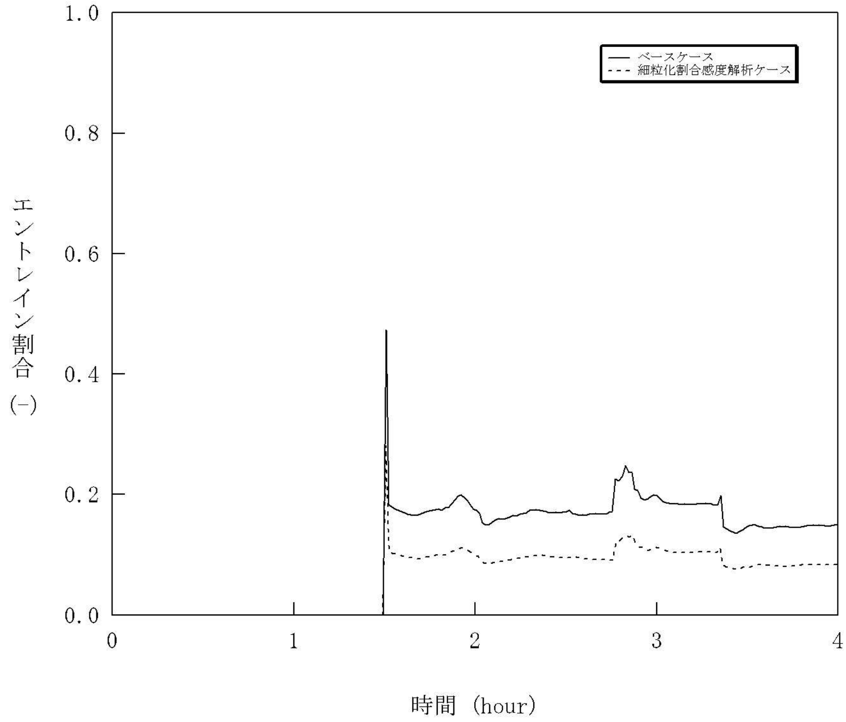


図 5-2-10 溶融炉心の細粒化割合感度解析（１０）

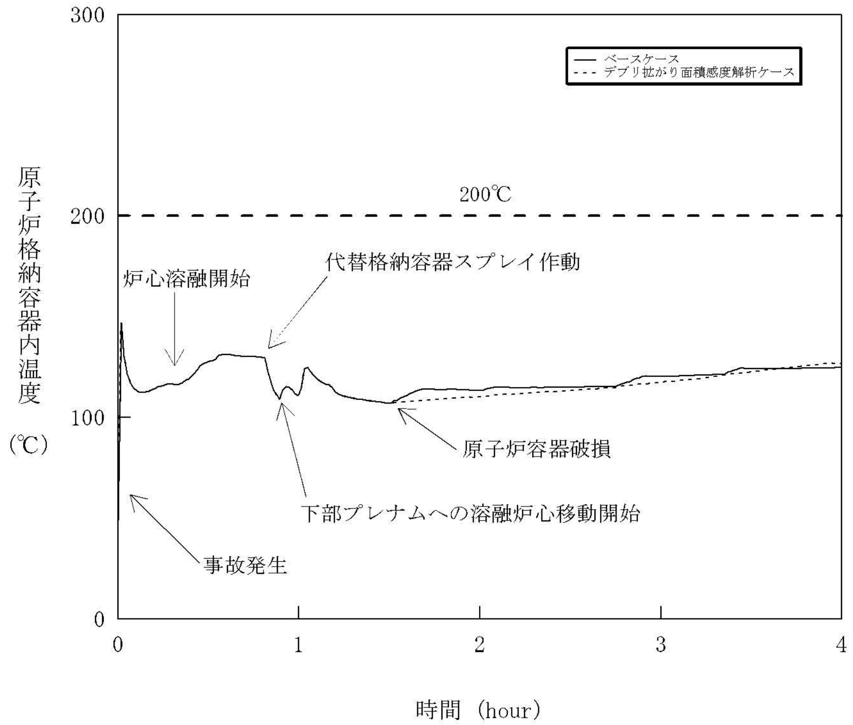


図 5-3-1 溶融炉心の拡がり面積感度解析（１）

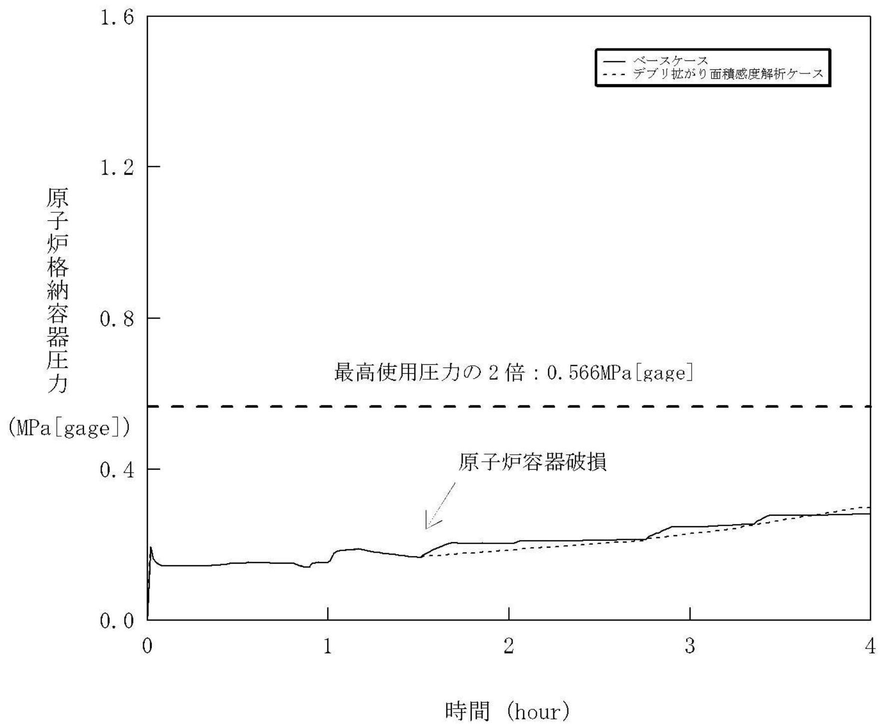


図 5-3-2 溶融炉心の拡がり面積感度解析（２）

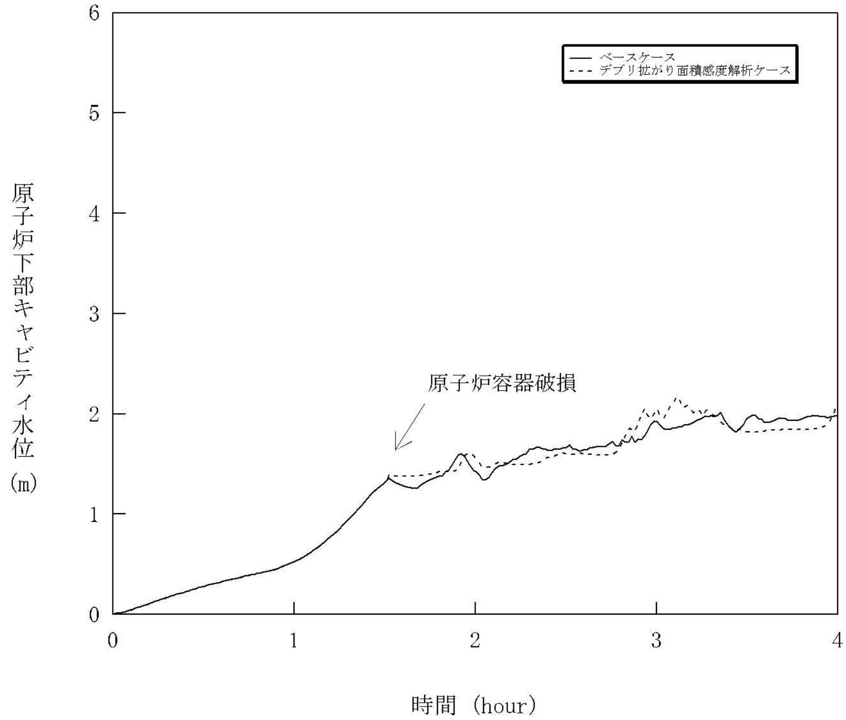


図 5-3-3 溶融炉心の拡がり面積感度解析（３）

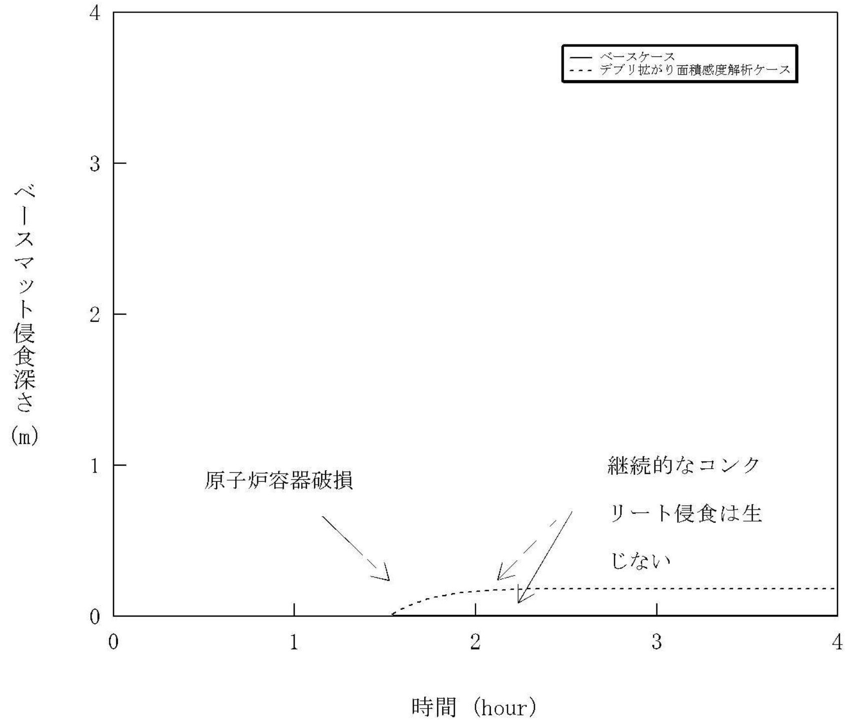


図 5-3-4 溶融炉心の拡がり面積感度解析（４）

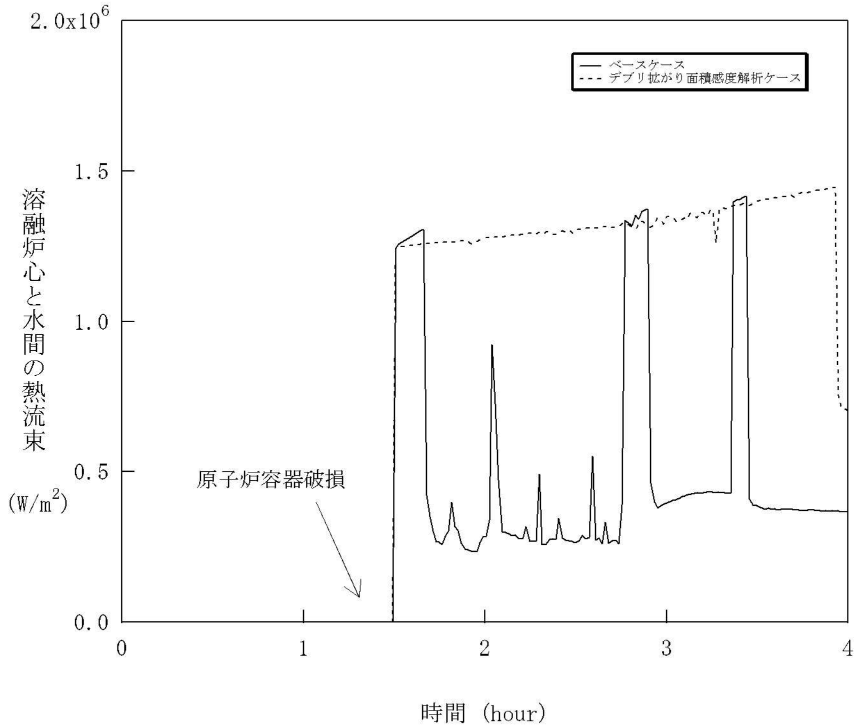


図 5-3-5 溶融炉心の拡がり面積感度解析（5）

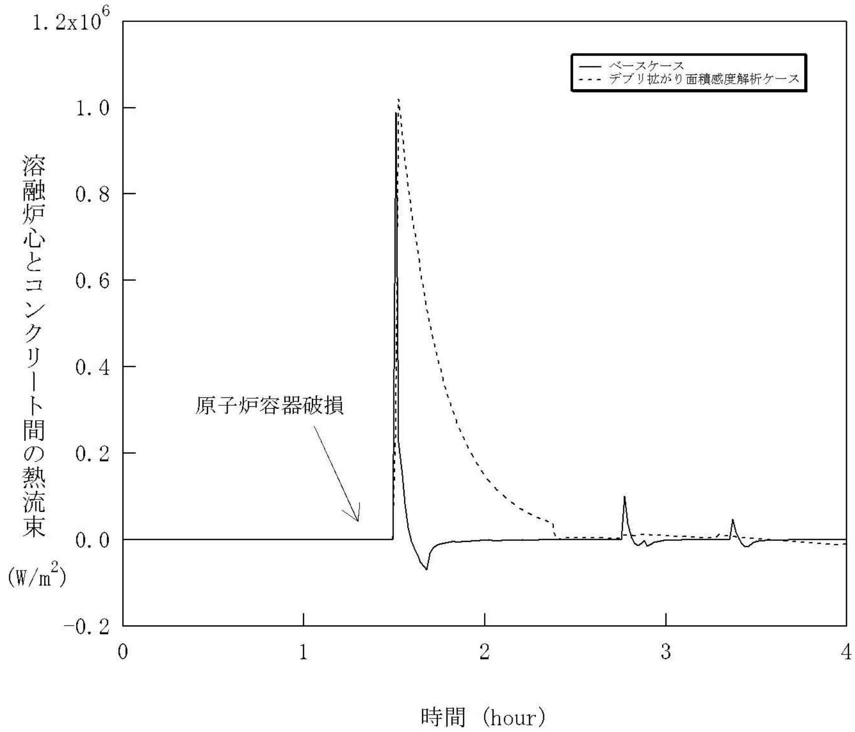


図 5-3-6 溶融炉心の拡がり面積感度解析（6）

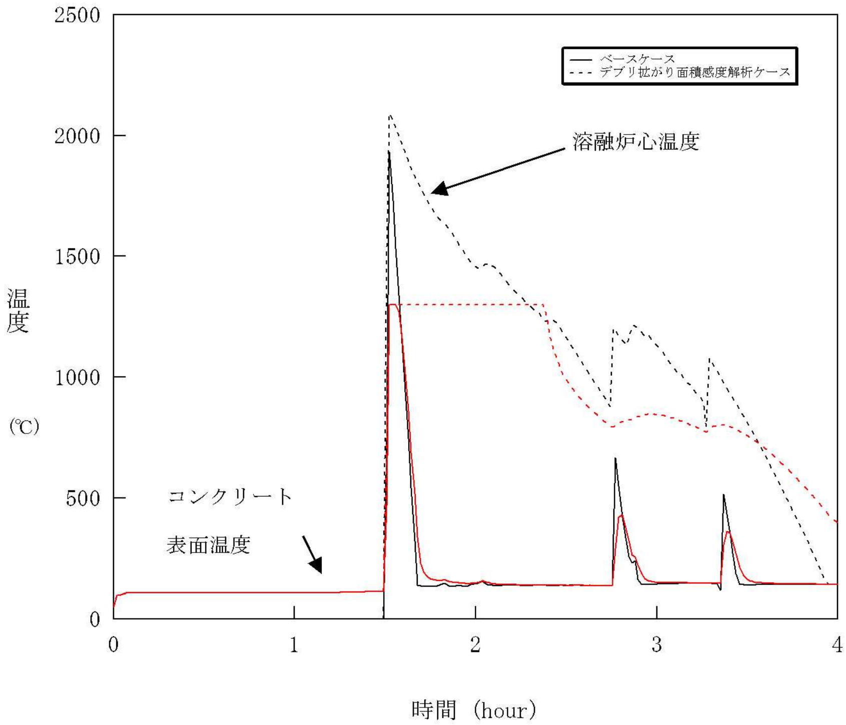


図 5-3-7 溶融炉心の拡がり面積感度解析（７）

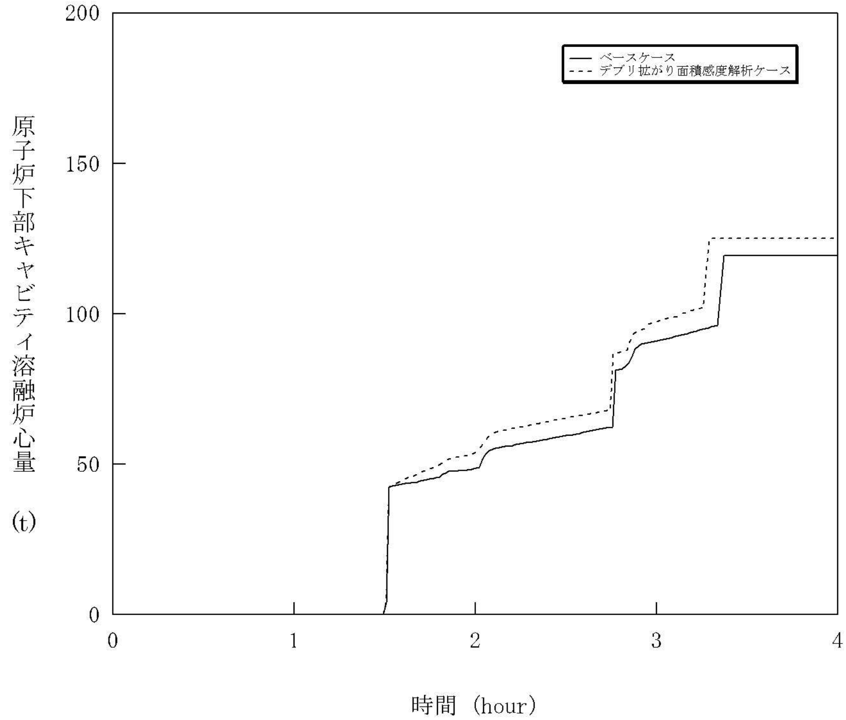


図 5-3-8 溶融炉心の拡がり面積感度解析（８）

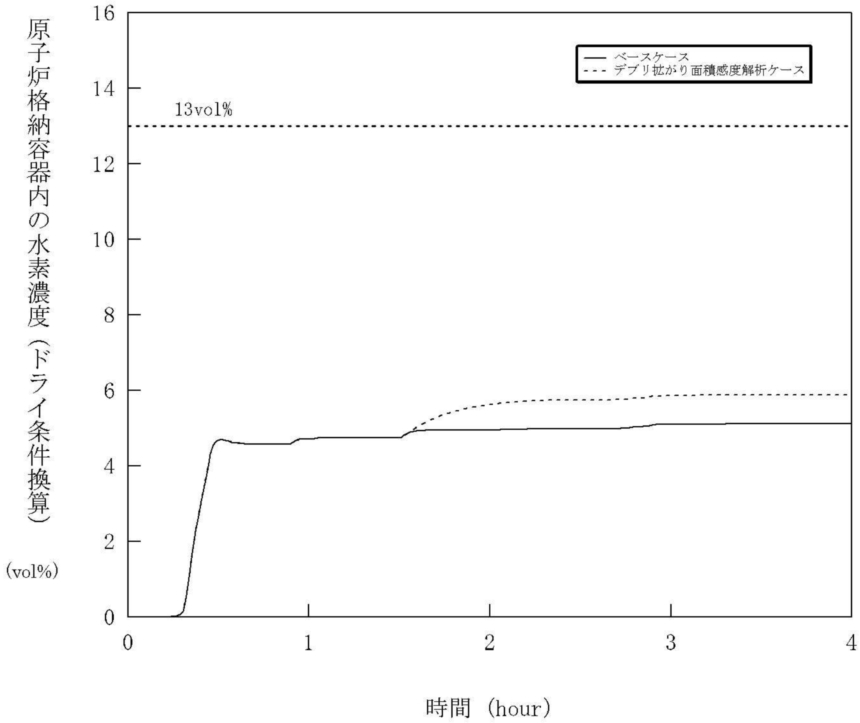


図 5-3-9 溶融炉心の拡がり面積感度解析（９）

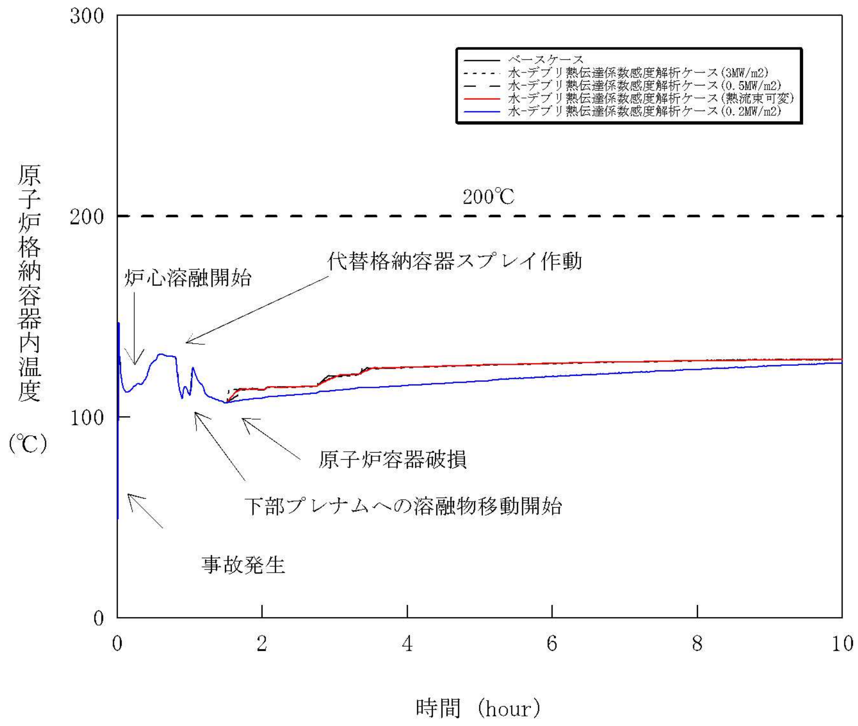


図 5-4-1 水－溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（１）

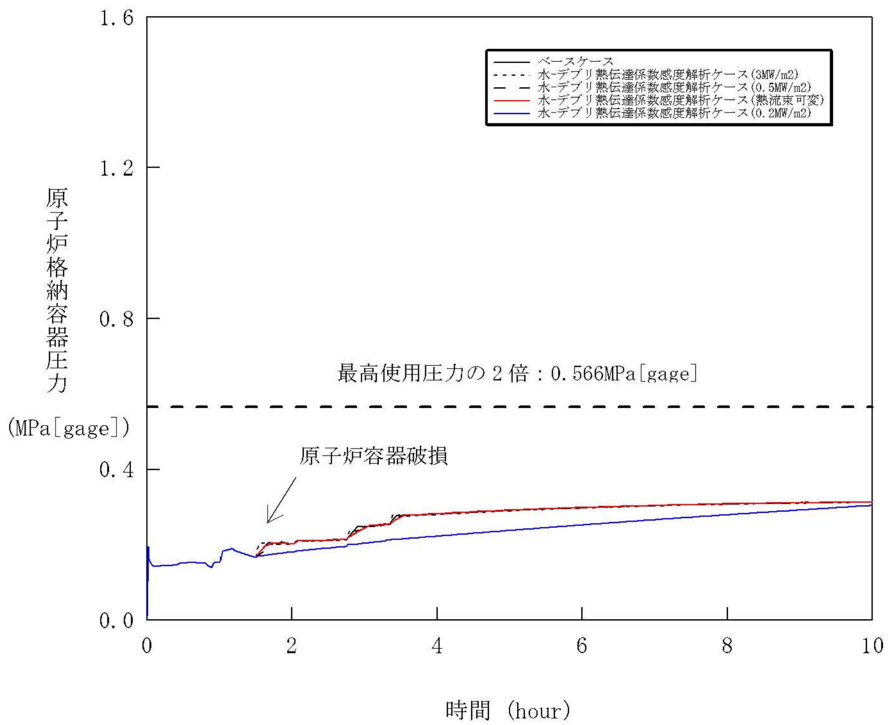


図 5-4-2 水－溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（２）

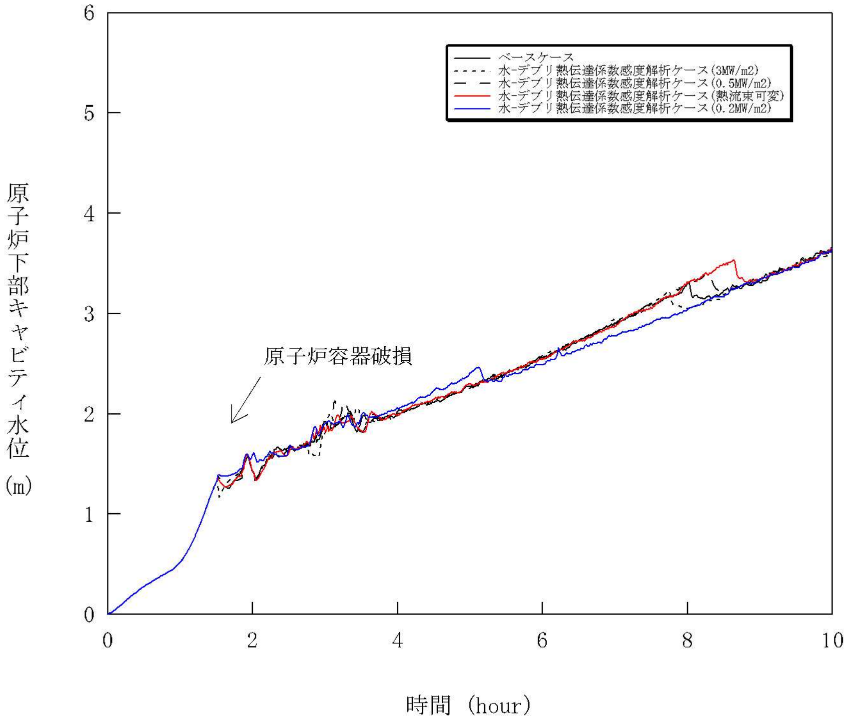


図 5-4-3 水－溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（３）

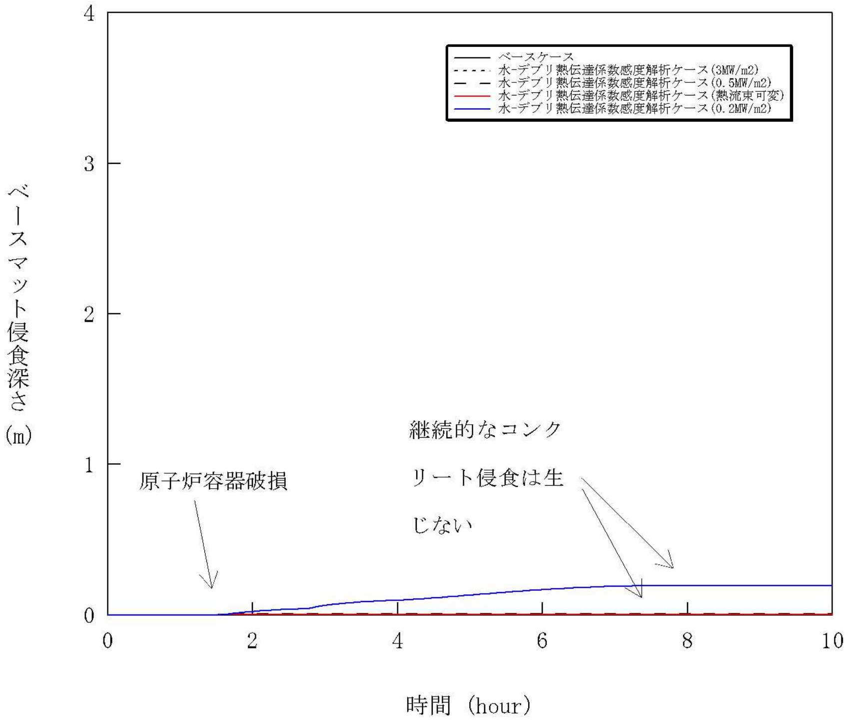


図 5-4-4 水－溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（４）

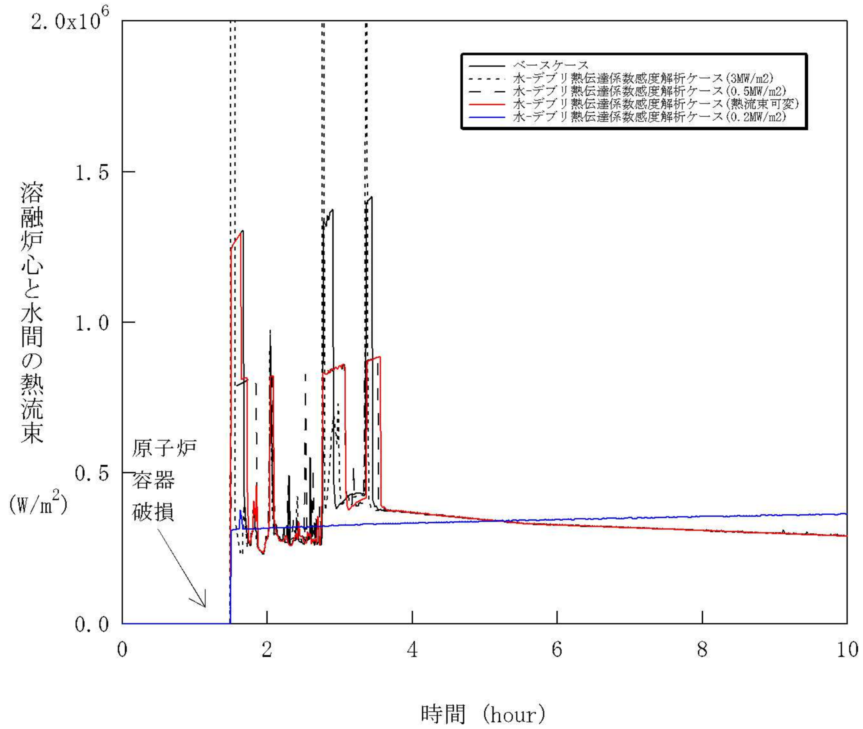


図 5-4-5 水－溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（５）

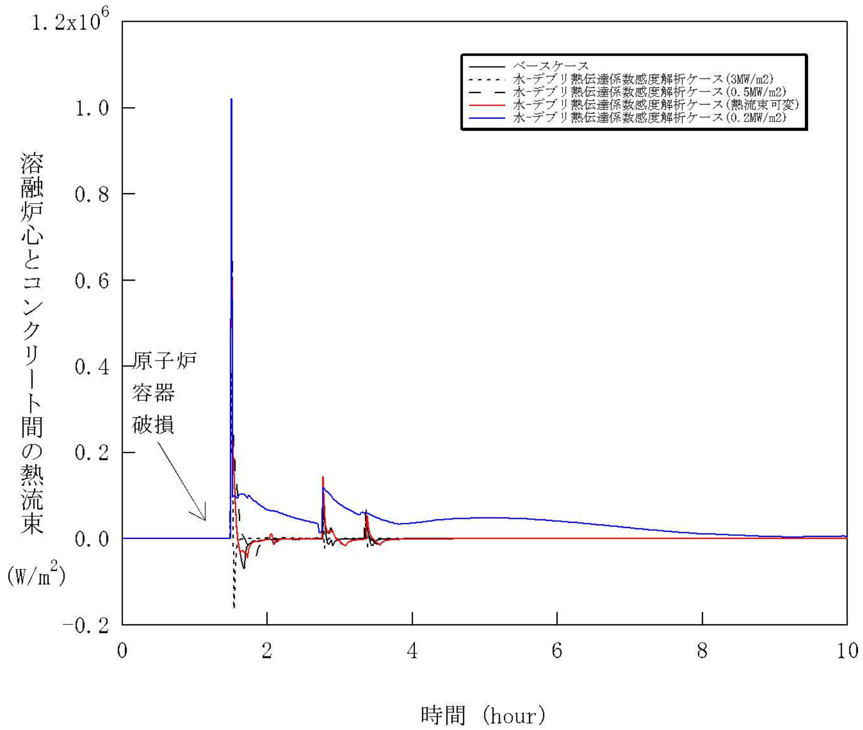


図 5-4-6 水－溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（６）

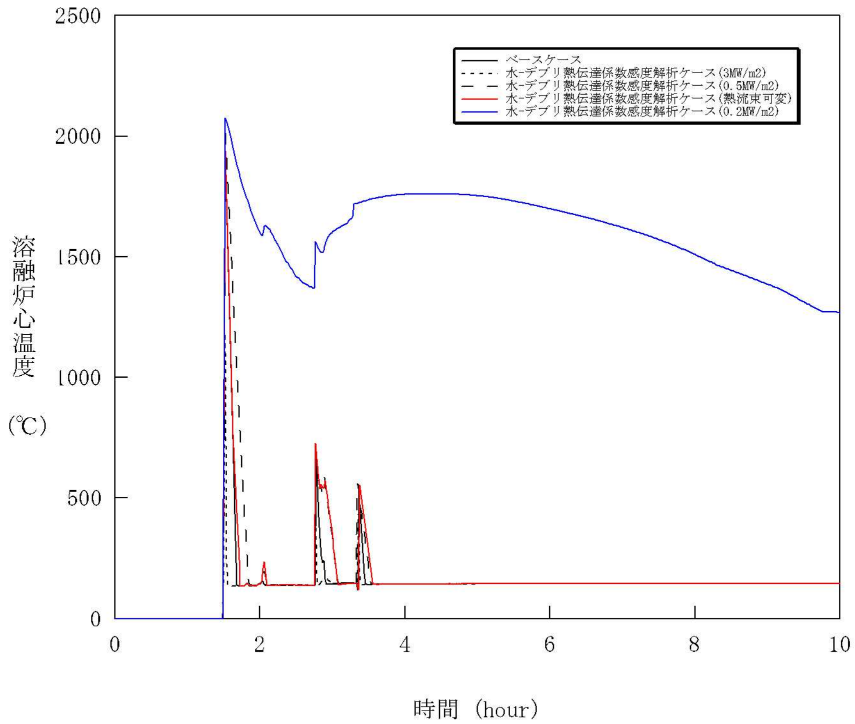


図 5-4-7 水－溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（7）

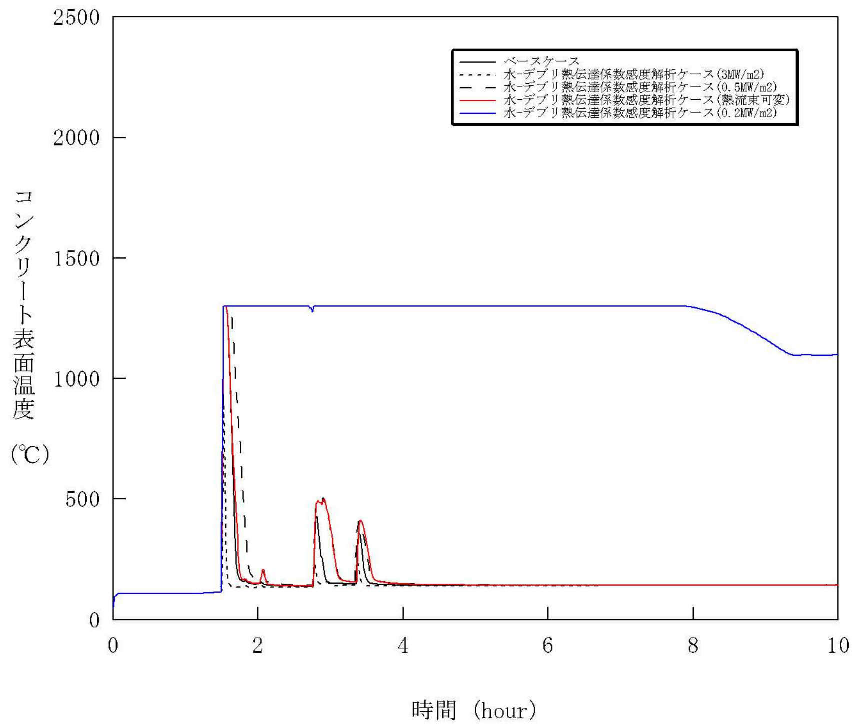


図 5-4-8 水－溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（8）

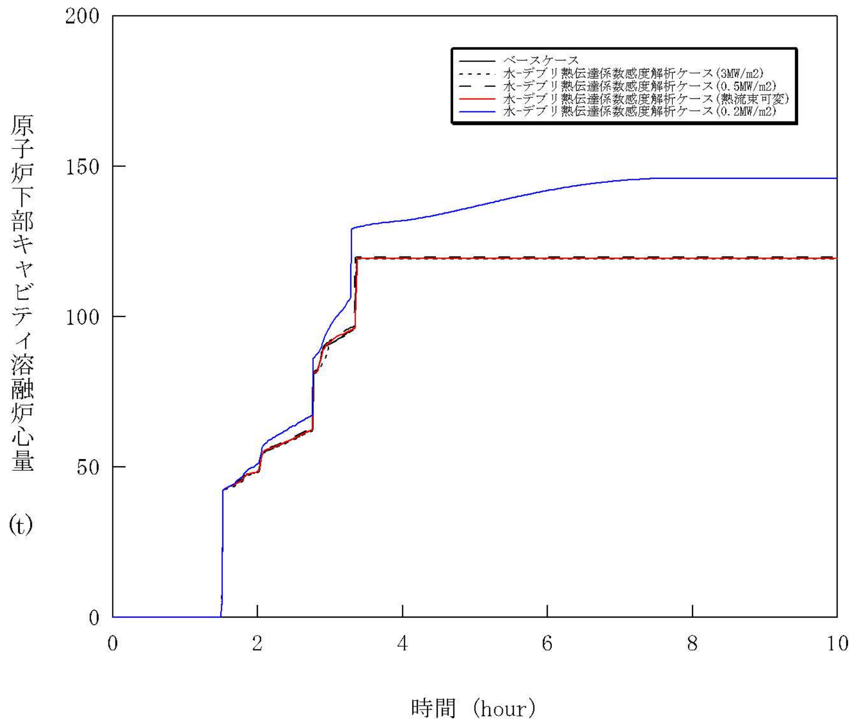


図 5-4-9 水－溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（９）

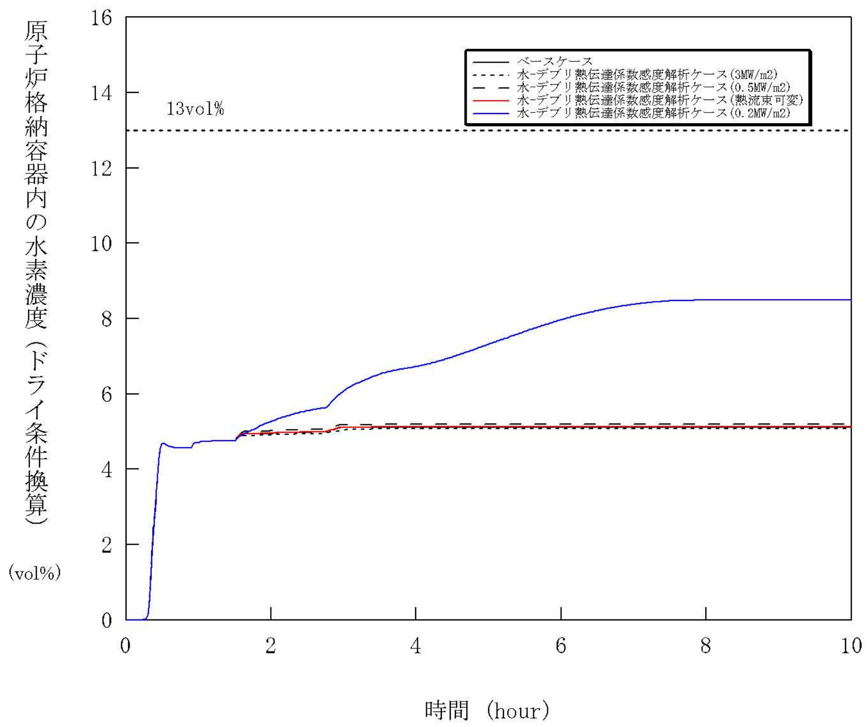


図 5-4-10 水－溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（１０）

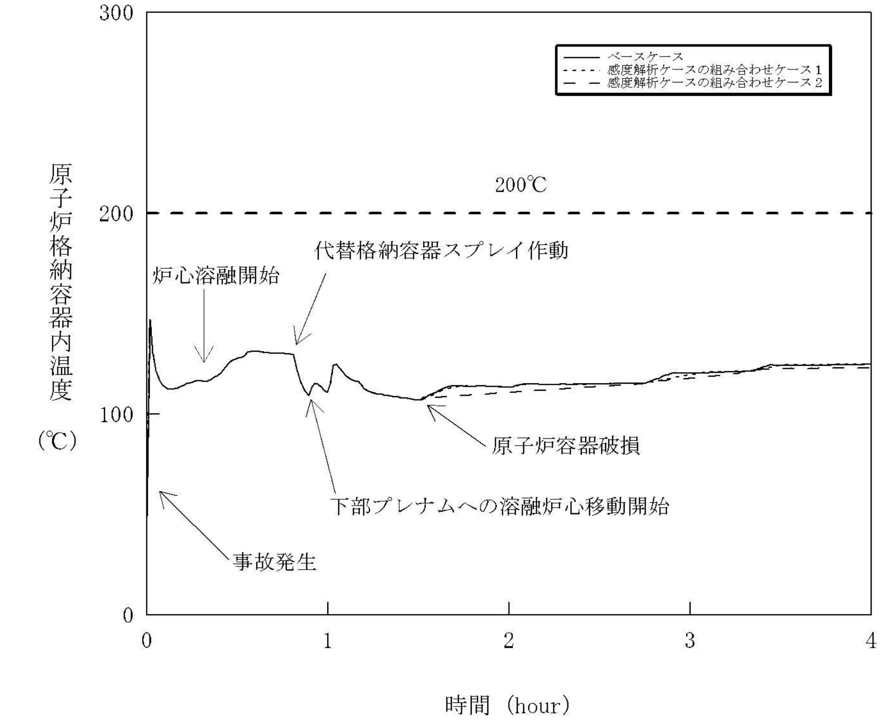


図 5-5-1 感度解析ケースの組合せ（1）

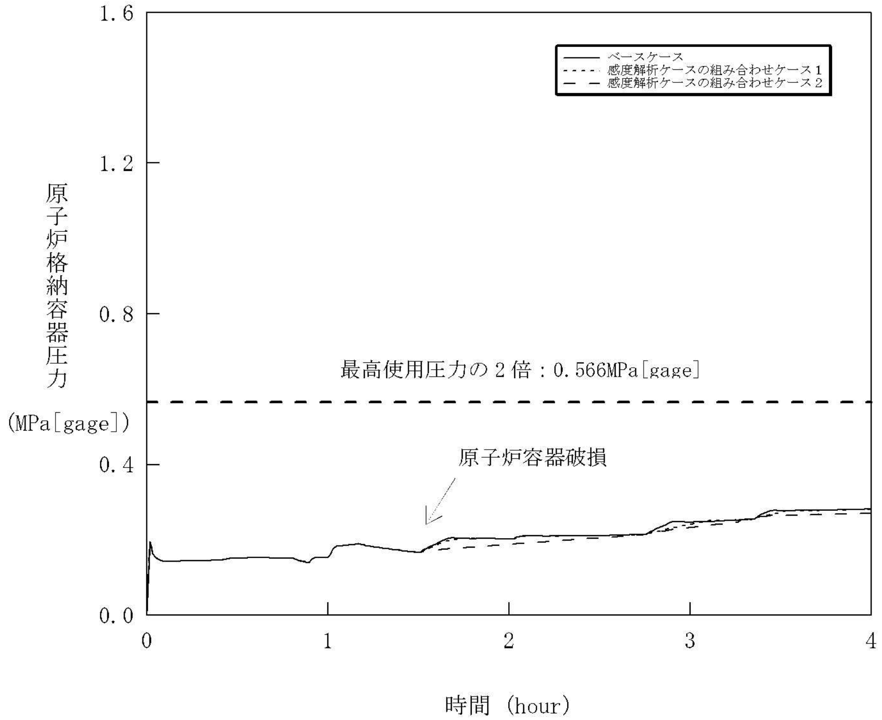


図 5-5-2 感度解析ケースの組合せ（2）

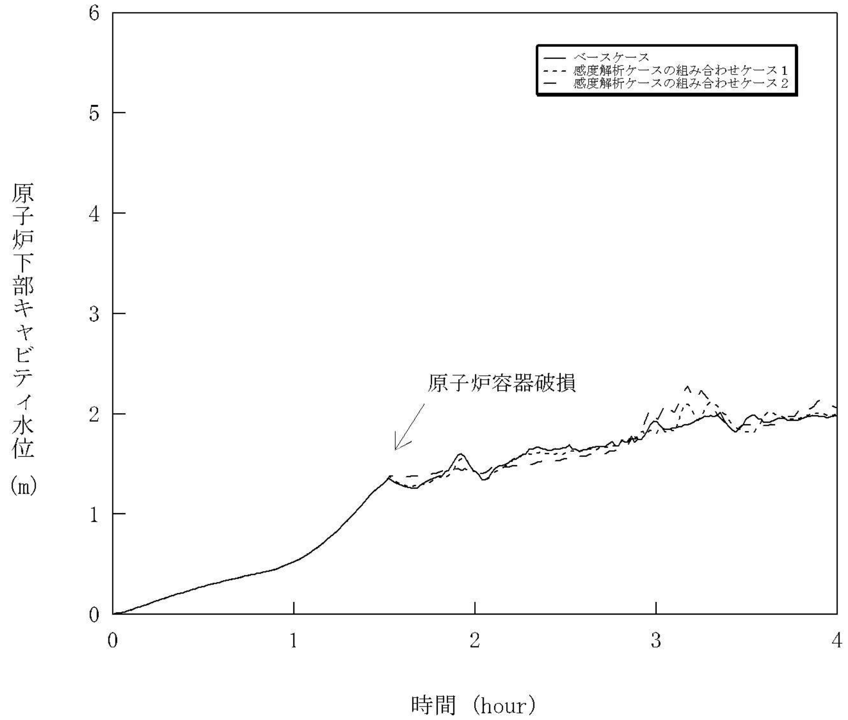


図 5-5-3 感度解析ケースの組合せ（3）

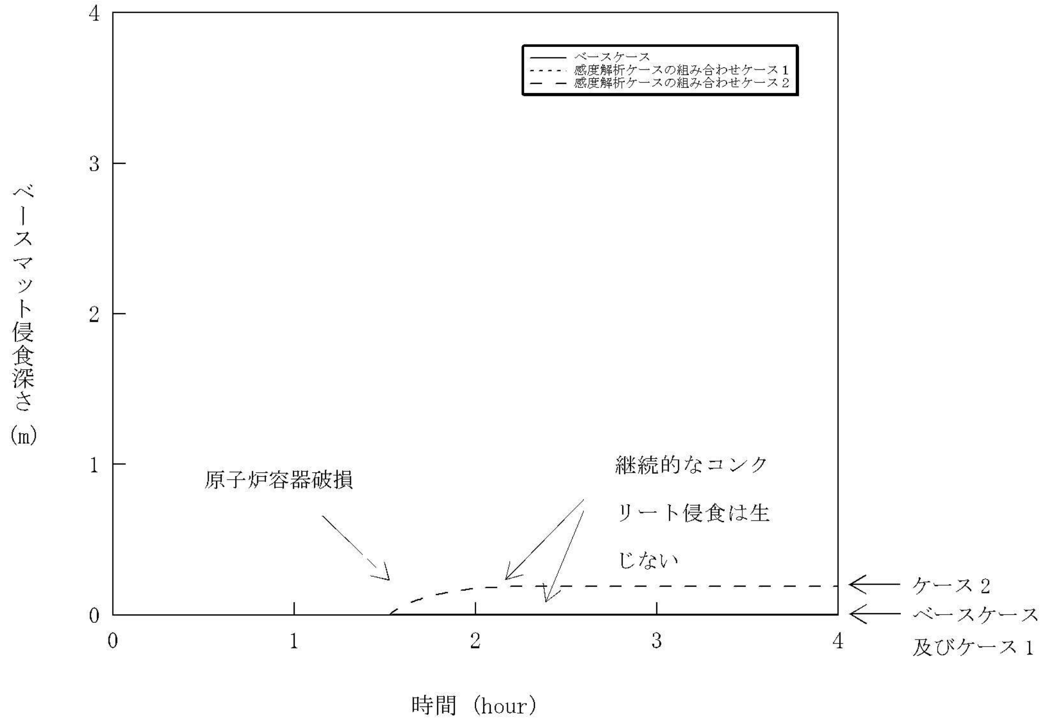


図 5-5-4 感度解析ケースの組合せ（4）

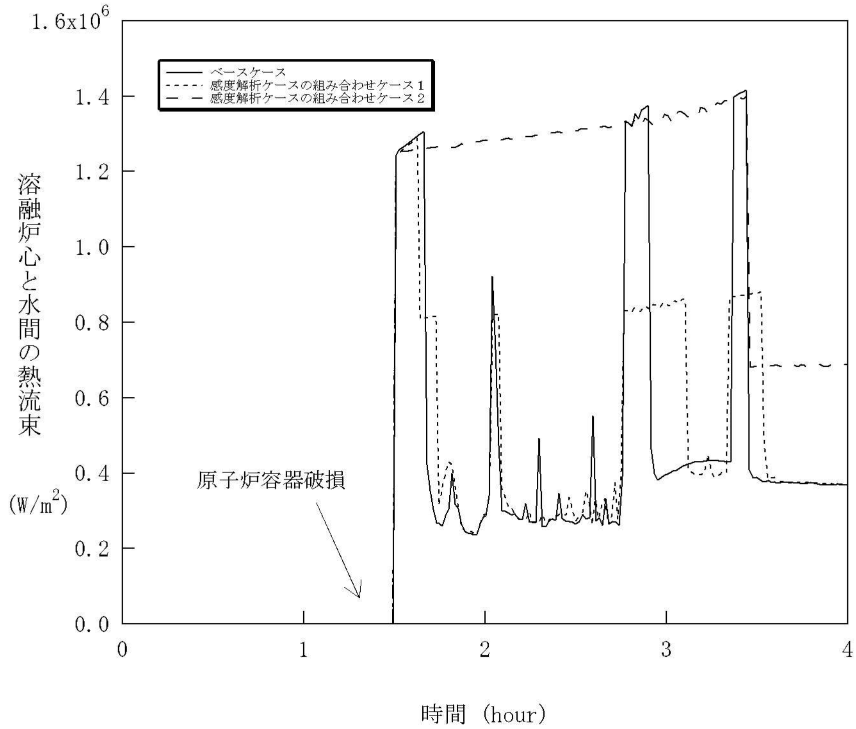


図 5-5-5 感度解析ケースの組合せ（5）

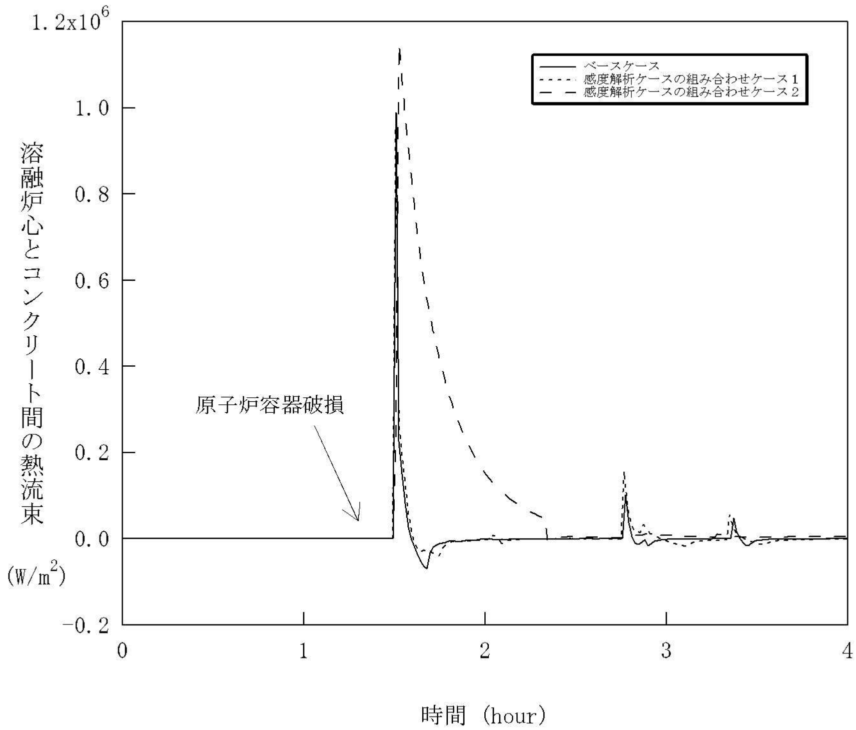


図 5-5-6 感度解析ケースの組合せ（6）

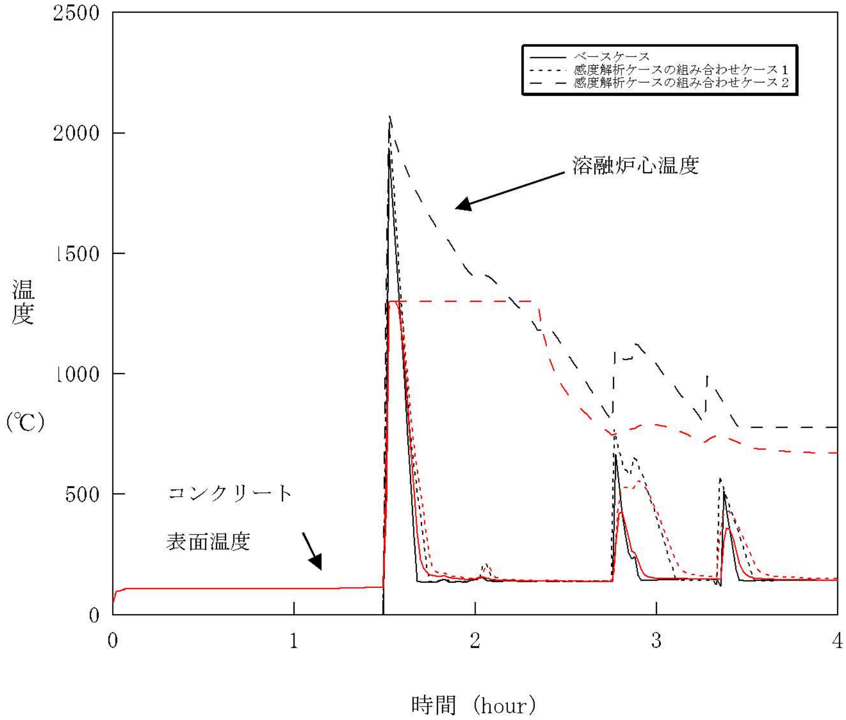


図 5-5-7 感度解析ケースの組合せ（７）

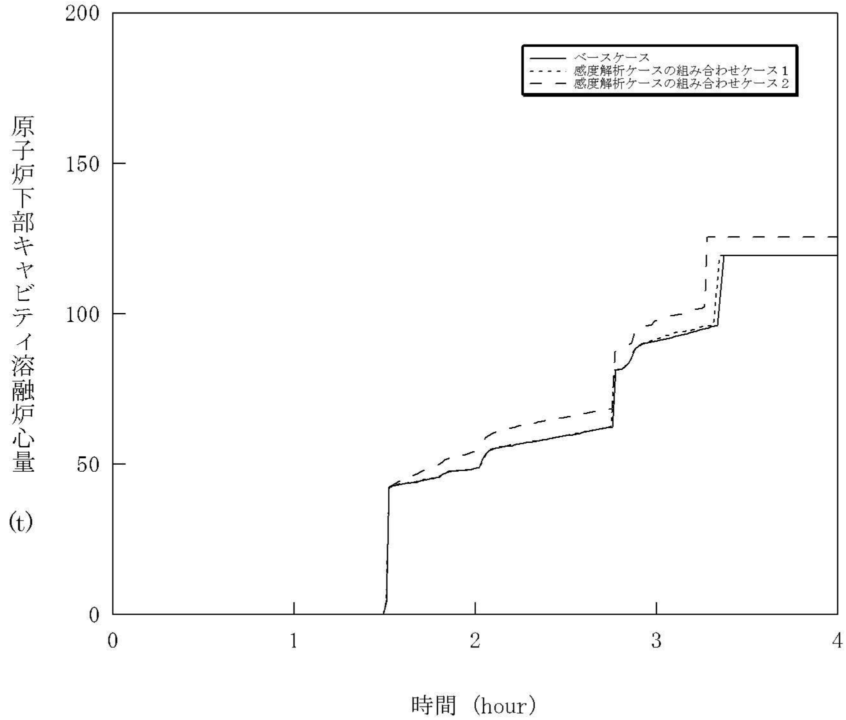


図 5-5-8 感度解析ケースの組合せ（８）

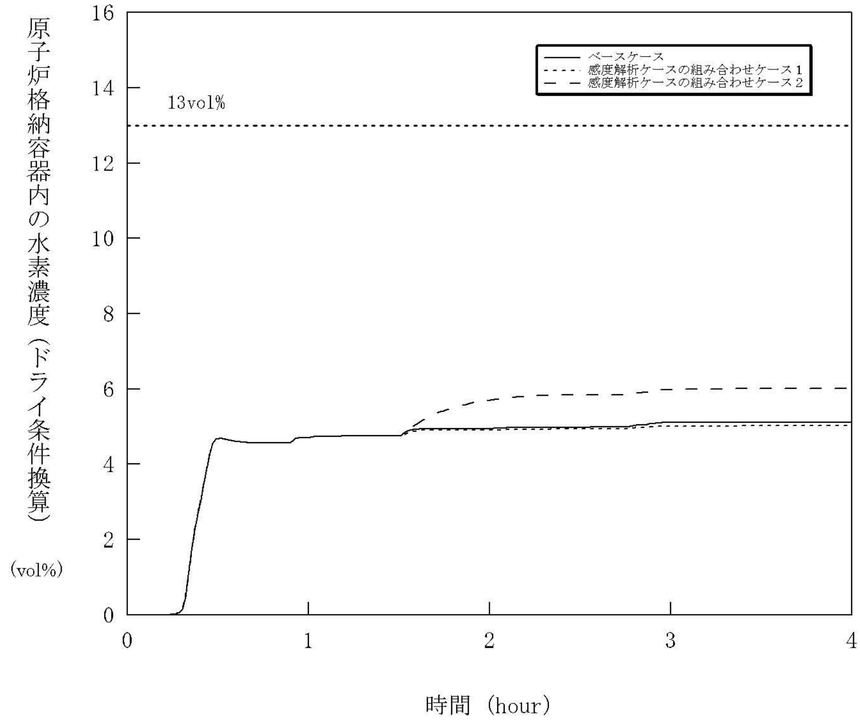


図 5-5-9 感度解析ケースの組合せ（９）

6 まとめ

MCCIに関する種々の実験から得られた知見等に基づき不確かさの要因の分析を行い、不確かさへの影響する項目を抽出した。これらの項目を対象に感度解析を行いコンクリート侵食への影響を確認した。

・原子炉下部キャビティ水深
・Ricou-Spaldingのエントレインメント係数
・溶融炉心の拡がり
・水－溶融炉心間の熱伝達係数

感度解析の結果、原子炉下部キャビティ水深、Ricou-Spalding のエントレインメント係数及び水－溶融炉心間の熱伝達係数については、コンクリート侵食深さへの感度は小さく、重大事故対策の有効性評価の結果に影響は与えないことを確認した。

溶融炉心の拡がりについては、溶融炉心が過熱度を持ち連続的に原子炉下部キャビティ床へ落下すること等から、原子炉下部キャビティ床面積相当に拡がると考えられるが、溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下した際に冷却が進み局所的に堆積するよう仮定して解析を行った場合でも、コンクリート侵食は約18cmにとどまる結果となった。

感度解析パラメータを組み合わせた場合の感度解析でもコンクリート侵食は約 19cm となったが、原子炉下部キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであり、侵食深さは十分小さいことが確認できた。この規模のコンクリート侵食が発生する場合でも、原子炉格納容器内の水素濃度は約6vol%（ドライ条件換算）にとどまり、水素処理装置（PAR及びイグナイタ）による処理が可能なレベルに収まっている結果となっている。また、MCCI により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであることを確認した。

以上のことから、物理現象を踏まえた不確かさを考慮すると、コンクリート侵食については、溶融炉心の拡がりが影響を与えることが明らかとなった。一方、厳しい条件を組み合わせた場合においても、最終的にコンクリート侵食が停止し得ることから、原子炉下部キャビティ水による溶融炉心の冷却の効果も確認できた。しかしながら、この分野は複雑な多成分及び多相熱伝達現象であり知見が不十分であること、また直接的な実験例が少ないことから、今後も継続して検討を進め、知見の拡充に努めることが重要であると考えられる。

添付 3-1　溶融炉心の水中での拡がり評価について

1.はじめに

溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下した場合、実機条件では水深に対するジェット径が相対的に大きいため、落下過程において溶融炉心の一部は細粒化するものの、その大部分が連続層として水中に堆積すると考えられる。本資料では、水中での溶融炉心の拡がり挙動について説明し、実機に適用した場合の評価について説明する。

2.水中での拡がり挙動に関する実験的知見と考察

スウェーデン王立工科大学（KTH）では、水中での溶融物拡がり挙動を調べる PULiMS 試験[1]を実施している。この実験では、浅い水プールへ溶融した Bi_2O_3-WO_3 合金を流入させ、その拡がり挙動を観察した。水中へ流入した溶融物は、水との熱伝達により徐々に固化し、ある程度床上を拡がる結果となった。固化した溶融炉心層は３層を形成し、溶融炉心層下面とコンクリートは密着せずギャップが存在しており（図 2.1)、水又は蒸気が存在していた可能性がある。３層の最下層は薄い 1.5～2mm のケーキ（クラスト）層で空隙無し、中間層は割れ目や細長い孔を含む。最上部は不規則な構造で高多孔性である。

スウェーデン王立工科大学（KTH）において実施された S3E 実験[2]では、溶融物が冷却される過程において、低密度の多孔質の層が形成される結果が得られている。溶融物の流れにより、この多孔質層が持ち上げられ、質量流量（慣性力）によって決定される距離まで拡がる挙動を示した。

米国 Brookhaven National Laboratory において実施された BNL 実験[3]においては、溶融物の過熱度と水深が、溶融炉心拡がり挙動において重要であると結論付けられている。溶融物の拡がりは、水への熱伝達による溶融物の温度の挙動と、溶融物の流体力学的挙動により制限されると結論付けられている。

日立製作所において実施された SPREAD 実験[4]では、固化割合が約 55%になった場合に溶融物の拡がりは停止しており、溶融物の拡がりは落下質量流量と溶融物の過熱度に影響されるとされている。

ドイツのカールスルーエ研究センター（FZK）において実施された KATS 実験[5]では、溶融物の放出速度が比較的大きい場合は、拡がり挙動は大きな影響を受けない（冷却水が無い場合と同様な拡がりになる）とされている。

CEA/DRN/DTP で行われた CORINE 実験[6]では、低融点合金を模擬物質として使用して、

底部でのクラスト形成を防止するために底部を熱くした試験が実施された。その結果、先端が著しく速く進展したことが示され、底部クラストによる減速効果が示された。

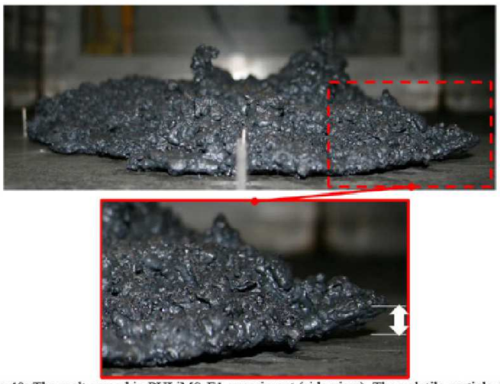


Figure 40: The melt spread in PULiMS-E1 experiment (side view). The volatile particle debris have been removed while solidified core of the melt remained intact.

図 2.1　PULiMS 試験において水中に落下させた溶融物

上記の水中での拡がり実験に対する実験条件を表 2.1 に整理する。

上記知見等により、実機における水中における溶融炉心拡がり挙動及び形状は以下のとおりと考えられる。

① 原子炉下部キャビティでの溶融炉心の拡がり挙動について

原子炉下部キャビティ水中での溶融炉心の拡がり挙動は、溶融炉心の過熱状態及び溶融炉心の落下質量流量に影響される。原子炉下部キャビティ水中への溶融炉心落下後、溶融炉心の温度が高い状態では、固化割合が小さいため粘度が低く、拡がる速度は速くなる。その後、原子炉下部キャビティ水との熱交換により、溶融炉心の固化割合が増加するに従って、粘度が高くなることにより流動性が低くなり、溶融炉心の拡がりは減速され、その後停止する。

② 原子炉下部キャビティでの溶融炉心の形状について

原子炉下部キャビティ床に堆積した溶融炉心については、原子炉下部キャビティ水に落下する過程において、細粒化した溶融炉心が固化せずに接着すること、あるいはクラストが破砕することなどにより、多孔質層のクラストを形成する。溶融炉心は多孔質層を持ち上げそれと共に移動する場合や、上部クラストの下を移動する場合がある。溶融炉心層とコンクリートの間は、全面が密着しているわけではなく、部分的に密着せずにギャップが形成されている。これにより、側方から溶融物の下面へ水が浸入することによる冷却の可能性がある。

表 2.1　実験条件の整理

	PULiMS 実験 (Sweden)	S3E 実験 (Sweden)	BNL 実験 (USA)	SPREAD 実験 (Japan)	CORINE 実験 (France)	KATS 実験 (Germany)
実験装置の特徴	2D	1D、2D	1D、2D	1D、2D	2D（19°円分）	1D、2D
溶融物材	Bi2O3-WO3、水 B2O3-CaO、水	ウッドメタル、水 NaNO3-KNO3、オイル	鉛、水	Steel、水	低融点合金、水	Iron、水 Oxide、水
溶融物体積、質量	2.7～3 m^3	3～19 liters	～1 liters	1～15 liters	～50 liters	140～160kg
溶融物融点	870～1027℃	80～120℃ 280～364℃	不明（鉛の融点：327.46℃）	1,584～1,625K	不明	2,450K
溶融物の流入方法	ジェット 直径 20mm	底部流入口*	底部流入口*	底部流入口* 入口幅 0.05m	底部流入口*	底部流入口*
水深	0.2m	4.5～7.5cm	不明	不明	不明	1cm

*）非ジェット形状の底部からの流入

3.水中での拡がり挙動の概要及び相関式

(1) 水中での溶融炉心拡がり挙動の概要

下部プレナムから流出した溶融炉心は、水中に落下する過程において一部が細粒化し、大部分は液体の状態で原子炉下部キャビティ床に堆積する。原子炉下部キャビティ床に堆積した溶融炉心は、重力の影響で拡がるが、原子炉下部キャビティ水及び床面で除熱されることで固化が進み、やがて拡がりは停止する。

PULiMS 実験により得られた知見より、原子炉下部キャビティ内での最終的な溶融炉心の拡がりの大きさは、以下のパラメータにより決定されると考えられる。

・拡がり駆動力

溶融炉心と水との密度差により、溶融炉心には水中を拡がる駆動力が生じる。

・拡がり抑制力

床面上に形成されたクラストによる減速効果が働くこと、及び溶融炉心の固化が進むことにより、溶融炉心の粘度が増加し、溶融炉心の拡がりを抑制する力が生じる。

上記のとおり、溶融炉心の拡がりの大きさは、溶融炉心と水の密度差による拡がりの駆動力の時間スケールと、溶融炉心の固化の時間スケールとの競合によって決まり、固化が早ければ拡がりが抑制され、あまり拡がらずに固化してしまい、固化が遅くなれば、拡がりは大きくなる傾向となる。図 3.1 及び図 3.2 に以上の挙動の模式図を示す。

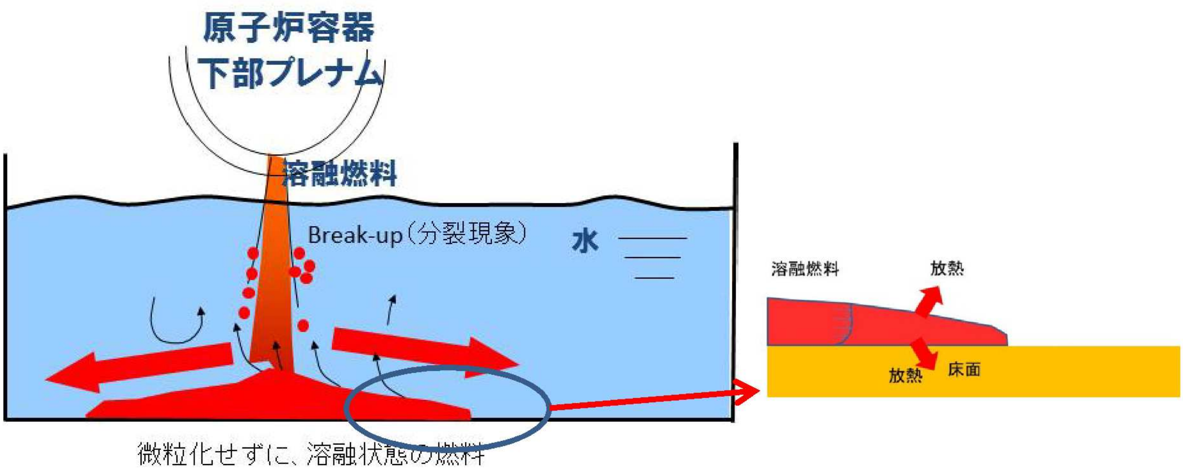


図 3.1　溶融炉心の落下から拡がりに至る挙動

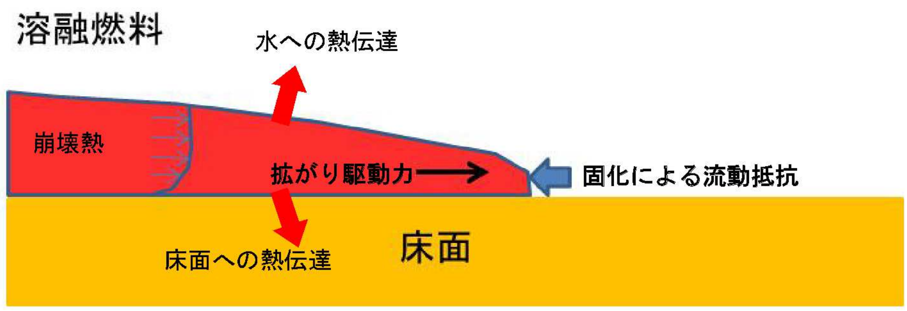


図 3.2　溶融炉心の拡がりに係る熱伝達及び流体力学的挙動

(2)水中での溶融炉心拡がり長さと時間の相関式[7][8][9]

文献[7]では、溶融炉心の水中での拡がり挙動を以下のとおり定式化している。

液相として床に堆積した溶融炉心が拡がる際の最終的な厚さδ_{sp}は溶融炉心拡がり無次元時間Tから（1）の相関式で表される。

$$\frac{\delta_{sp}}{\delta_{cap}} = CT^{0.5}N^{0.5} \qquad (1)$$

δ_{sp}：溶融炉心の最終厚さ

δ_{cap}：表面張力による最小厚さ$(=2\sqrt{\sigma/\rho_m g})$

C：比例定数

T：溶融炉心拡がり無次元時間$(=\tau_{conv}/\tau_{solid})$

N：重力－慣性力支配流れの時１、重力－粘性力支配流れの場合$=\left(\frac{V_{mc}}{\pi\delta_{cap}}\right)^{1/8}\frac{\beta_l^{4/3}}{\beta_v^{2}}$

τ_{conv}：溶融炉心拡がり特性時間(s)$=\left(\frac{r_{sp}}{\beta_v}\right)$

τ_{solid}：溶融炉心固化特性時間(s)$=\delta_{cap}\rho_m\frac{C_{p,m}\Delta T_{sup}+\eta H_f}{q_{up}+q_{dn}-q_v\delta_{cap}}$

（1）式より、溶融炉心の拡がる際の最終的な厚さが算出され、この値と溶融炉心の落下量から、溶融炉心の拡がり長さ（拡がりの直径）が算出できる。

また､拡がり長さ$r_v(t)$と拡がり時間tの関係は(2)式より表されるため､拡がり時間は(2)式で算出することができる。

$$r_v(t) = \beta_v t^{0.5} \qquad (2)$$

$\beta_{l,v}$：デブリ広がり係数 $\beta_v = \left(\frac{gG^3}{\nu}\right)^{0.125}$ $\beta_l = 0.84(gG)^{0.25}$

r_{sp}：幾何的に可能な最大拡がり径(m)

ΔT_{sup}：溶融炉心過熱度(K)

$C_{p,m}$：溶融炉心比熱(J/kg/K)

q_{up}：溶融炉心上面の熱流束（放射及び対流熱伝達）(W/m^2)

q_{dn}：溶融炉心下面の熱流束(対流熱伝達) (W/m^2)

q_v：単位体積当たりの崩壊熱(W/m^3)

H_f：溶融炉心の溶融潜熱(J/kg)

η：有効潜熱割合(-)

σ：溶融炉心表面張力(N/m)

ρ_m：溶融炉心密度(kg/m^3)

ρ_w：水の密度(kg/m^3)

$\acute{g}$：水中における重力加速度の補正$(= g(\rho_m - \rho_w)/\rho_m)$ (m/s^2)

g：重力加速度(m/s^2)

ν：溶融炉心の動粘性係数（m^2/s）

V_{tot}：溶融炉心体積(m^3)$= \frac{m(1-f_m)}{\acute{\rho}_m}$

m：溶融炉心質量(kg)

G：エントレインされなかった連続体溶融炉心の体積流量(m^3/s) $= \frac{V_{tot}}{t_{rel}}$

t_{rel}：**原子炉容器からのデブリ放出時間**(s)

f_m：溶融炉心落下時のエントレイン割合(-)

$\acute{\rho}_m$：有効溶融炉心密度(kg/m^3) $= \rho_m(1 - \varepsilon_m)$

ε_m：溶融炉心ボイド率(-)

この相関式は、最終的な溶融燃料の拡がり時の厚さδ_{sp}が、無次元時間（溶融炉心の拡がり時間÷溶融炉心が固化するまでの時間）の平方根に比例することを意味している。溶融炉心の拡がりが遅い、又は固化するまでの時間が短い場合には、無次元時間Tは大きくなり、結果として、拡がり時の最終的な厚さδ_{sp}が大きく、結果として拡がり面積は小さくなる。逆に、溶融炉心の拡がりが早い、又は固化までの時間が長い場合には、無次元時間Tは小さくなり、溶融炉心の厚さが薄くなるため、拡散が進む方向となる。

さらに、上記の拡がりモデルについては、PULiMS 試験との比較により、その妥当性が示されており、図 3.3 に示すとおり、実験で得られたデータと評価モデルとの比較が実施され、概ね一致している。

実機評価においては、各入力パラメータに対する実機での条件を適切に与えることにより、拡がり挙動について解析を実施する。

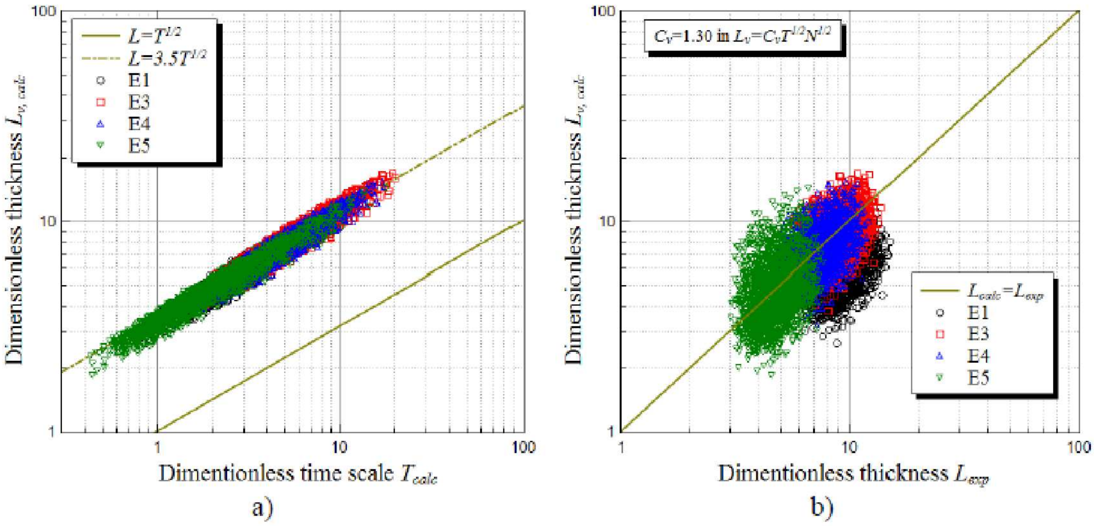


図 3.3　拡がりモデルと PULiMS 試験結果との比較

4.実機評価

これまでの実験の知見から、デブリジェットが原子炉下部キャビティ床に到達するまでの落下過程において冷却されず高温のまま床に到達する場合には、溶融炉心の拡がりは大きくなり、反対に、溶融炉心が落下時に細粒化などにより冷却が進む場合には、溶融炉心の拡がりは小さくなると考えられる。図 4.1 及び図 4.2 にそれぞれの場合の模式図を示す。感度解析では、これらのケースに対する溶融炉心の拡がり面積を算出し、ＭＡＡＰコードの解析の入力条件とする。

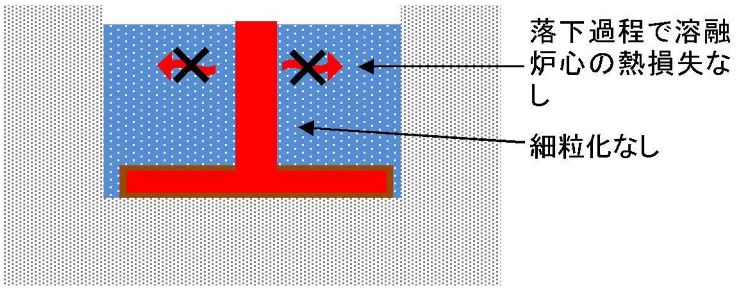


図 4.1　落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース
（溶融炉心からの除熱が進まず、固化割合が小さいため拡がりが大きくなる。）

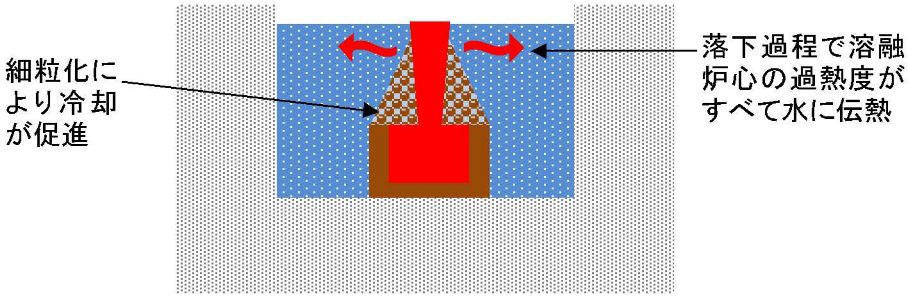


図 4.2　落下時に細粒化などにより冷却が進むケース
（溶融炉心からの除熱が進み、固化割合が大きくなるため拡がりが抑制される。）

表 4.1 に 1 回目の原子炉容器破損時の溶融炉心落下条件について示す。また、表 4.2 に落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケースと落下時に細粒化などにより冷却が進むケースの細粒化割合と過熱度の熱損失をまとめたものである。

前者のケースでは、デブリジェットが原子炉下部キャビティ床に到達するまでの落下過程において、溶融炉心の冷却が進まないような条件として、細粒化無しとし、また、落下過程における溶融炉心－原子炉下部キャビティ水間の熱伝達による溶融炉心の熱損失も無しとしている。

一方、後者のケースでは、デブリジェットが原子炉下部キャビティ床に到達するまでの

落下過程において、溶融炉心の冷却が進むような条件として、細粒化割合は Saito の相関式を用い、また、溶融炉心の熱損失については、溶融炉心の過熱度分がすべて水と熱交換するとしている。

評価結果を表 4.3 に示す。拡がり直径については、前者のケースで約 7.7m、後者のケースで約 1.5m となった。

表 4.1　溶融炉心放出時のパラメータ

項目	値
メルト質量 [kg]	48,600
放出時間 [s]	100
メルト温度 [K]	2,554.05
冷却水温度 [K]	408.05
メルト密度 [kg/m^3]	8,463.1
冷却水密度 [kg/m^3]	931
ジェット径 [m]	0.4
ジェット粘性係数 [Pa*s]	10.5
ジェット表面張力 [N/m]	1
メルト比熱 [J/kg/K]	484.6
冷却水比熱 [J/kg/K]	4,280
単位質量当たりの崩壊熱 [W/kg]	264.2
固化温度 (Tsol) [K]	2,308.25
液化温度 (Tliq) [K]	2,308.25
メルト融解熱 [J/kg]	326,415

表 4.2　各ケースに対する主な入力パラメータ

	落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース	落下時に細粒化などにより冷却が進むケース
メルト細粒化割合 [-]	0.0	0.66
ジェット冷却による過熱度の熱損失 [K]	0	245.8

表 4.3　溶融炉心の拡がり評価結果

	落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース	落下時に細粒化などにより冷却が進むケース
拡がり直径 [m]	約 7.7	約 1.5
拡がり面積 [m^2]	約 47	約 1.8

5.参考文献

[1] Pavel Kudinov, et al.,” Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-Coolant Interaction,” The 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.

[2] Sehgal, B.R., Dinh, T.N., Green, J.A., Konovalikhin, M.J., Paladino, D.,Leung, W.H., Gubaidulin, A.A., ”Experimental Investigation of Melt Spreading in One-Dimensional Channel”, RIT/NPS Research Report for European Union EU-CSC-1D1-97, 86p., 1997.

[3] Greene, G.A., Finrock, C., Klages, J., and Schwarz, C.E., ”Experimental Studies on Melt Spreading, Bubbling Heat Transfer and Coolant Layer Boiling,” Proceedings of 16th Water Reactor Safety Meeting, NUREG/CP-0096, pp.341-358, (1988).

[4] Suzuki, H., et al., ”Fundamental Experiment and Analysis for Melt Spreading on Concrete Floor,” Proceedings of 2nd ASME/JSME Nuclear Engineering Conference, Vol. 1, pp. 403-407, (1993).

[5] Fieg, G., et al., ”Simulation Experiments on the Spreading Behavior of Molten Core Debris”, Proceedings of the 1996 National Heat Transfer Conference, in the session ”Fundamental Phenomena in Severe Accidents”, Houston, Texas, August 3-6, 1996, HTC-Vol.9, pp.121-129.

[6] Alsmeyer H., et al., ”Overview on the Results of the RCA Project on Molten Core - Concrete Interactions”, FISA-95 Proceedings, Luxemburg, EUR 16896 EN, pp.231-255 (1996).

[7] Konovalenko A. and Kudinov P., “Development of Scaling Approach for Prediction of Terminal Spread Thickness of Melt Poured into a Pool of Water,” Proceedings of The 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, N9P0302, 2012.

[8] Dinh,T.N.Konovalikhin,M.J., Sehgal,B.R., ”Core melt spreading on a reactor containment floor”, Progress in Nuclear Energy,36(4),pp.405-468,(2000).

[9] Maxim J.K., Investigations on Melt Spreading and Coolability in a LWR SevereAccident, Doctoral Thesis, Royal Institute of Technology Stockholm, 2001.

（第４部　ＧＯＴＨＩＣコード）

目　次

－　第４部　－　ＧＯＴＨＩＣコード　－

1.　はじめに 4-3
2.　重要現象の特定 4-4
2.1　重要事故シーケンスと評価指標 4-4
2.2　ランクの定義 4-4
2.3　物理現象に対するランク付け 4-5
3.　解析モデルについて 4-9
3.1　コード概要 4-9
3.2　重要現象に対する解析モデル 4-11
3.3　解析モデル 4-12
3.4　ノード分割 4-27
3.5　入出力 4-35
4.　検証、妥当性確認 4-36
4.1　重要現象に対する検証、妥当性確認方法 4-36
4.2　NUPEC試験解析 4-40
4.3　構造材凝縮熱伝達モデルの感度検討 4-71
4.4　熱伝達試験との比較 4-74
4.5　熱伝導解析解との比較 4-76
4.6　PAR特性検証 4-77
4.7　イグナイタによる水素燃焼モデルの検証 4-99
4.8　実機解析への適用性 4-100
5.　有効性評価への適用性 4-120
5.1　不確かさの取扱いについて（評価指標の観点） 4-120
5.2　不確かさの取扱いについて（運転員等操作の観点） 4-121
6.　参考文献 4-123
添付1　解析コードにおける解析条件 4-125
添付2　PANDA試験 4-126
添付3　代替スプレイポンプの撹拌効果について 4-133

1. はじめに

本資料は、格納容器損傷防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下、「有効性評価」と称す。）のうち、水素燃焼解析において適用しているＧＯＴＨＩＣコード*について、

・有効性評価において重要となる現象の特定

・ＧＯＴＨＩＣコードの解析モデル及び入出力に関する説明

・妥当性評価

・有効性評価への適用性

に関してまとめたものである。

* GOTHIC Code, Version 7.2a-p5 Windows 2000/XP (with associated GOTHIC Documentation), EPRI Palo Alto, CA, EPRI Product 1013072, 9-Feb-2006

2. 重要現象の特定

2.1 重要事故シーケンスと評価指標

ＧＯＴＨＩＣコードが適用される、格納容器破損防止対策における重要事故シーケンスグループについて、具体的な重要事故シーケンス、及びその事象の推移と評価指標について記述する。

（１）水素燃焼

格納容器損傷防止に係る重要事故シーケンスグループである水素燃焼では、事故時の原子炉格納容器内の熱流動ならびに原子炉及び原子炉格納容器内で発生する水素の拡散・混合挙動を評価する。

水素燃焼において想定するシナリオとして、大破断LOCA+ECCS注入失敗（格納容器スプレイ成功）を想定する。事象初期においては１次系からの破断流による原子炉格納容器内への質量エネルギ放出が顕著であり、原子炉格納容器内の圧力・温度上昇が見られる。また、破断流の一部は、スプレイ及びそれに伴う凝縮、構造材表面における蒸気凝縮に伴い、液相が形成されサンプへの流入に至る。

炉心は、ECCS の炉心注入失敗により、冷却能力が長期的に不足するため、燃料が高温状態に至り、溶融する。燃料の過熱過程において水素が発生し、破断口から原子炉格納容器内に放出される。溶融した燃料は原子炉容器を貫通し原子炉下部キャビティに落下し、原子炉格納容器内には原子炉内のジルコニウム－水反応で生成された水素が大量に放出される。また、原子炉格納容器内における放射線水分解・金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用などによっても水素が発生する。

発生した水素は、原子炉格納容器内に設置された水素処理設備により処理され、原子炉格納容器内の水素濃度の増加が抑制される。この過程において、原子炉格納容器内部の圧力及び温度は、原子炉格納容器気相部における質量エネルギにより変動する。

評価指標は原子炉格納容器内の水素濃度であり、審査ガイド（参考文献 1）に示されるとおり、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟は防止できると判断される。

2.2 ランクの定義

本資料の本文「2.　有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちＧＯＴＨＩＣコードで評価する事象において、考慮すべき物理現象を対象に、表 2-1の定義に従って「H」、「M」、「L」及び「I」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。

表 2-1　ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取扱い
H	評価指標に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する
M	評価指標に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する必要はないが、本資料では実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする
L	評価指標に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない
I	評価指標に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない

2.3 物理現象に対するランク付け

水素濃度を評価指標とした物理現象とランクの関係を表 2-2に示し、以下に説明する。表 2-1の定義に従い、物理現象に対してランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。

2.3.1 区画間・区画内の流動

2.3.2 気液界面の熱伝達

2.3.3 構造材との熱伝達及び内部熱伝導

2.3.4 スプレイ冷却

2.3.5 水素発生

2.3.6 水素処理

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

表 2-2　格納容器破損防止対策の有効性評価（水素燃焼）のランク

分類	評価指標 / 物理現象	水素燃焼 水素濃度
原子炉格納容器	（１）区画間・区画内の流動	H
	（２）気液界面熱伝達	L
	（３）構造材との熱伝達及び内部熱伝導	H
	（４）スプレイ冷却	H
	（５）水素発生	H （ＧＯＴＨＩＣコードでは計算しないため「I」）
	（６）水素処理	H

3. 解析モデルについて

3.1 コード概要

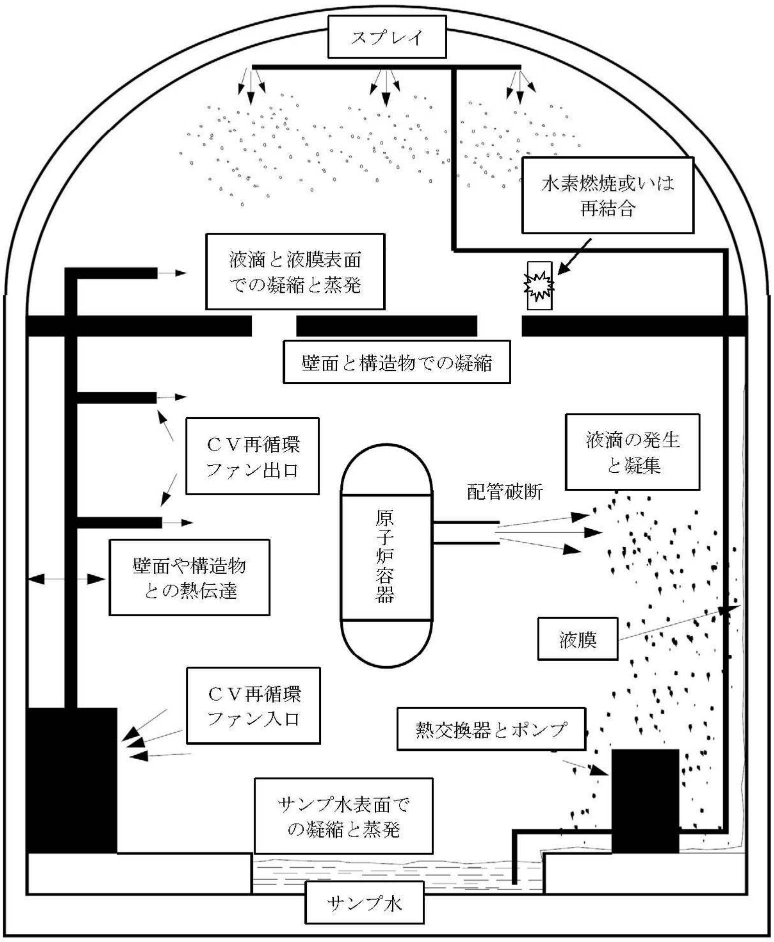
ＧＯＴＨＩＣ（Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments）コードは、原子力発電プラントの格納システムの事故解析を主目的に、米国 NAI（Numerical Applications Inc.）により開発された汎用熱流動解析コードである（参考文献 2）。

コードは質量、エネルギ及び運動量の３保存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。流体場においては各種ガス組成の考慮が可能である。空間はノードとして模擬され、それらはパスにより接続される。ノードは集中定数系、或いは有限差分法で分割する分布定数系による模擬が適用可能である。

また、ポンプ、バルブ、スプレイ、ファン、空調機器、熱交換器、イグナイタ、PAR 等の機器設備の作動及び制御に対しても組み込みのコンポーネントモデルにより模擬可能である。

これらにより、想定した事故シーケンスに従って原子炉格納容器（CV）内の水素を含む流体の過渡状態が計算される。

ＧＯＴＨＩＣコードによる解析モデルを図 3-1に示す。また、以下にコードの構成要素の概要を示す。



出典：EPRI Product 1013072, GOTHIC Technical Manual, Figure 2-1

図 3-1　ＧＯＴＨＩＣコードモデル概念図及びサンプルモデル

3.2 重要現象に対する解析モデル

2 章で示した現象のうち、評価目的に対し影響が大きいと判断した重要現象（表 2-2において「H」に分類された物理現象）について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを表 3-1 に示す。

表 3-1　重要現象に対する解析モデル

重要現象	必要な解析モデル
区画間・区画内の流動	保存式モデル 流動を模擬する構成式及び相関式 非凝縮性ガスの輸送モデル ノーディングスキーム（空間離散化）
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル 熱伝達モデル（自然及び強制対流、輻射、凝縮） 熱伝導モデル
スプレイ冷却	多相流モデル 界面積モデル 界面熱伝達モデル（凝縮では相変化アナロジを考慮）
水素処理	PAR 特性モデル イグナイタによる水素燃焼モデル

3.3 解析モデル

ＧＯＴＨＩＣコードの主要な解析モデルを以降に示し、その概要を表 3-2に纏める。

表 3-2　ＧＯＴＨＩＣコードのモデル一覧

項　目	モデル
基本式	・気相、液相、液滴からなる３相の流体場 ・質量保存則、エネルギ保存則、運動量保存則 ・各種構成式・相関式及び状態方程式 ・沸騰・凝縮など多相状態の変化（二相流況、相間摩擦、物質輸送、熱伝達など） ・気相には蒸気及びガス組成を考慮
数値解法	・陰解法、半陰解法、陽解法から選択（実機・検証解析では半陰解法を使用）
区画間・区画内の流動	・離散化モデル（パス及びジャンクションでノード間を接続） ・集中定数系では気液分離と気相部における液滴の存在を模擬する流況モデルを適用 ・分布定数系では二相流況をすべてモデル化
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	・自由対流（McAdams）、強制対流熱伝達（Dittus-Boelter）及び混合領域をモデル化 ・輻射モデル ・凝縮モデル（実験相関式或いは熱・物質伝達のアナロジ） ・熱伝導モデル
スプレイ	・液滴径・流量、温度 ・流動様式モデル ・自由対流（McAdams）、強制対流熱伝達（Dittus-Boelter）及び混合領域モデル ・相変化（物質伝達）は界面を定義しアナロジにより計算
水素処理	・PAR 特性を組込関数として模擬 ・イグナイタによる水素燃焼モデル

3.3.1 区画間・区画内の流動

原子炉格納容器内の区画・区画内の流動を適切に模擬するため、原子炉格納容器を適切にノード分割する。流動計算で取り扱われる流体は各種ガス組成及び蒸気を含む気相、液相及び液滴相となり、これら各相に対して質量、エネルギ、運動量の保存式を各種の構成式及び相関式と合わせて数値的に解き、原子炉格納容器内の流動を模擬する。流体の各相に対しては非平衡状態の模擬が可能であり、多相の流況及び界面状態、相間の相互作用が考慮される。また、これら流体に合わせ、アイス及びミストも考慮することが可能である。

（１）空間に対するモデル

ノードモデルには集中定数系モデル、ノードを有限差分法で分割する分布定数系モデルがある。

集中定数系ノードでは、熱水力学的諸量がノード平均として扱われ、流体各相のノード間の質量、エネルギ及び運動量の伝ぱは、ノード間接続の流路面積、慣性長及び流動抵抗を考慮したパスにより模擬される。ノード内の流体が二相となる場合、ノード内の床面側に液相が、天井側に気相が存在するPool/Drop流動様式となる（図 3-2参照）。また、ノード内に構造材等のヒートシンク、破断口等の境界条件を設定することができる。

分布定数系ノードでは、ノードを複数のサブノードに分割することで流体の熱水力学的諸量の空間変化が詳細に模擬される。ノード内の質量、エネルギ及び運動量の空間変化は、サブノードに分割されたメッシュ構造体系で、有限差分法により求められる。また、乱流を考慮した多次元のモデル化が可能である。分布定数系ノードでは、図 3-2に示される流動様式が考慮され、流動様式に応じた界面熱伝達等を表す構成式、構造材表面の熱伝達等を表す相関式により二相流れが模擬される。分布定数系ノードはパスにより集中定数系ノードと接続することができる。

（２）気液界面の熱伝達

PWRのシビアアクシデント時において、原子炉格納容器内で水素が発生するような状態で考慮されるべきである流体間の熱・物質伝達に関する相互作用を図 3-3に示す。流体は液相（水）・気相（蒸気）・液滴の三相による流体場を想定している。流体間では、液相・気相間、液滴・気相間において凝縮・蒸発・沸騰・フラッシング等が、液滴相・液相間では、デポジット・ディエントレイン・凝集等が考えられる。構造材表面では流体との熱・物質伝達の相互作用が計算され、構造材表面を介して流体の相や保有エネルギに変化が及ぶ。これらの相互作用のうち、流体間の界面における熱・物質伝達に関し、ＧＯＴＨＩＣコードにおけるモデルと取扱いを示す。

流体の相間における相互作用は、空間における流況を判断した上で界面積・状態量等から判断される。流況（Flow Regime）を識別することにより、相間（液相・気相間、液滴・気相間）の熱伝達及び抗力が作用する界面積が定義される。集中定数系ボリュームではPool/Drop 流動様式が、分布定数系においては図 3-2に示される流動様式が考慮される。液相・気相間、液滴・気相間の熱・物質伝達モデル概念図を図 3-4に示す。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

流体が相変化を伴う場合、それによる輸送量は界面に対し作用する。この界面に対し、相間の物質伝達、熱伝達、運動量などの輸送量は、界面の両面における質量エネルギバランスから算出される。

蒸気の凝縮に対しては、熱及び物質伝達間のアナロジを考慮する機構論的なモデルにより伝達量が計算される。伝熱量は以下のとおりとなる。

$$Q_{vl} = H_{vl}\,A_{vl}(T_{ll} - T_v) + \Gamma_l h_{vs}$$
$$Q_{ll} = H_{ll}\,A_{vl}(T_{ll} - T_l) - \Gamma_l h_l$$

H_{vl}, H_{ll} ：熱伝達係数

Γ_l ：相変化質量

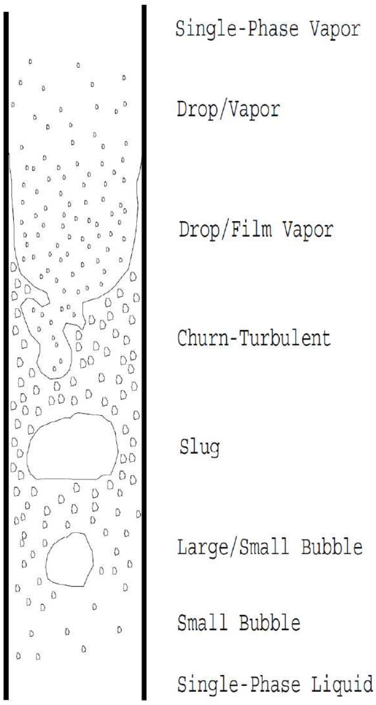
A_{vs}, A_l ：接触表面割合

A_{vl} ：界面積

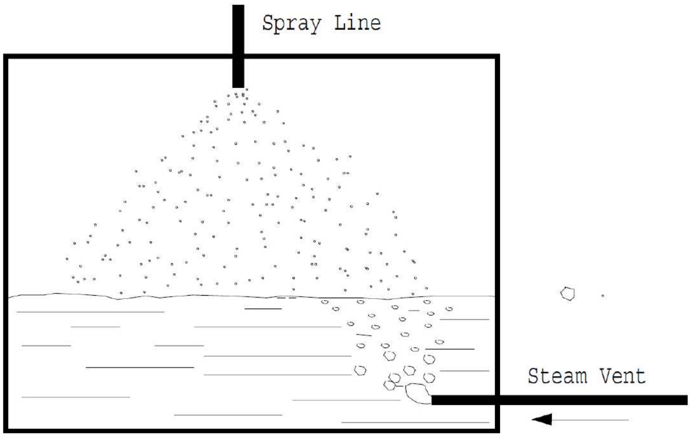
T_v, T_l, T_{ll} ：温度

（3）まとめ

このように原子炉格納容器内の空間を適切にノード分割した上で、気液界面の熱伝達や後述する構造物との熱伝達を表記する構成式・相関式と合わせて流体の保存式を解くことで、区画間・区画内の流動が模擬される。



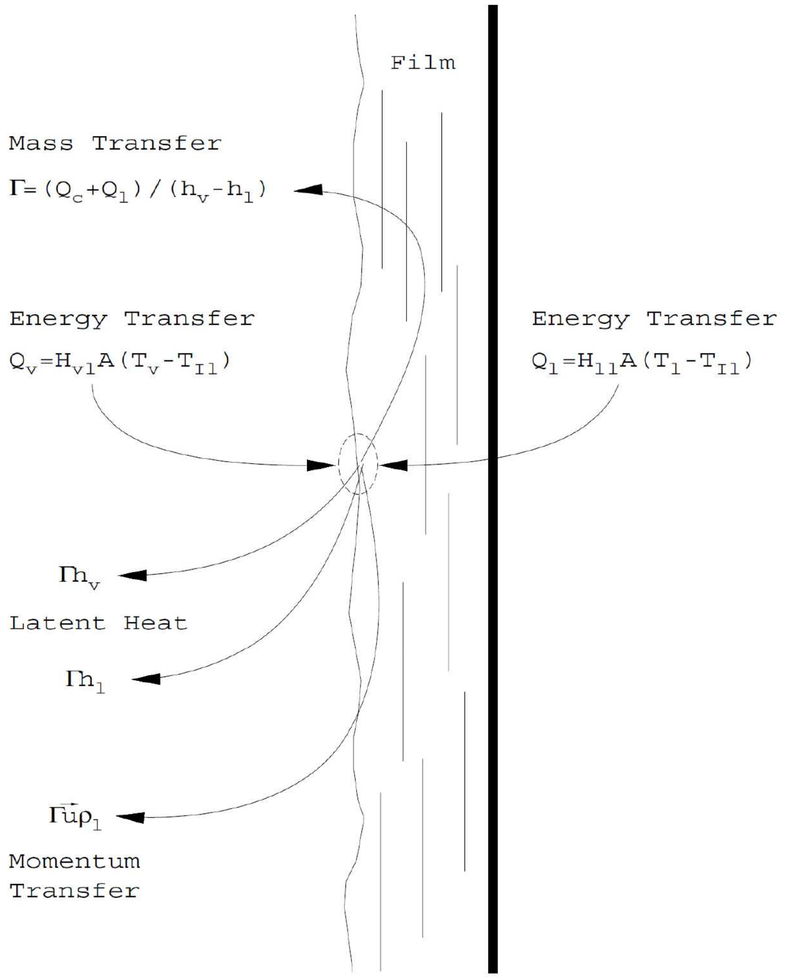
分布定数系における Flow Regime



集中定数系における Flow Regime

出典：EPRI Product 1013072, GOTHIC Technical Manual, Figure 8-1 and 8-3

図 3-2　二相流モデル



出典：EPRI Product 1013072, GOTHIC Technical Manual, Figure 8-6

図 3-3　界面伝達モデル

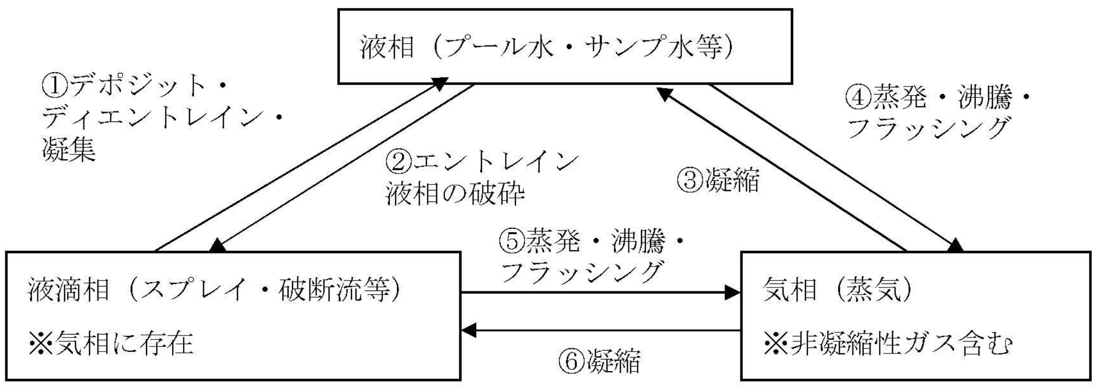


図 3-4　流体間の相互作用（界面における熱・物質伝達）

3.3.2 構造材との熱伝達及び内部熱伝導

流体と構造物表面との間の、単相、輻射、凝縮熱伝達が考慮される（図 3-5参照）。以下に、ＧＯＴＨＩＣコードに具備される代表的な熱伝達モデルを示す。

・単相熱伝達（McAdams（参考文献 3）：自由対流、Dittus-Boelter（参考文献 4）：強制対流）

・輻射熱伝達（壁面-気相、壁面-壁面、Stefan-Boltzman（参考文献 3）式に基づく）

・凝縮熱伝達（内田（参考文献 5）・田上（参考文献 6）、Gido-Koestel（参考文献 7）、Diffusion Layer Model（参考文献 8））

熱伝達モデルにより、凝縮伝熱量は以下のとおりとなる。

$$Q_{cond} = \lambda_t \lambda_{wv} H_{cond} A_{cn} \Delta T_{cond}$$

H_{cond}	：凝縮熱伝達係数
λ_t	：強制関数
λ_{wv}	：接触表面割合
A_{cn}	：伝熱面積
ΔT_{cond}	：温度差

なお、構造物表面での伝熱量は以下のとおりとなる。

$$Q_{\text{[redacted]}} = Q_{cond} + Q_{conv_v} + Q_{conv_l} + Q_{rad}$$

熱構造材表面の凝縮は、気体の流動強度と境界部分の密度差、非凝縮性ガスの存在など気体組成・状態量、表面の液膜の状況に影響を受ける。コードでは、実験相関式或いは構造材表面の液膜濡れの影響を考慮する機構論的モデルを用いてこれら影響が考慮される。

事故時に原子炉１次系から冷却材が放出されると原子炉格納容器内に蒸気が広がるが、構造材はヒートシンクとなり表面で蒸気凝縮が作用し、上昇する原子炉格納容器圧力及び温度の抑制に寄与する。一方、格納容器スプレイによる冷却、再循環ユニットによる気相部の自然対流冷却が開始されると、構造材表面にある液相が再蒸発を始める。これら冷却材－構造材熱伝達は、これらに対応するための上記の凝縮及び対流熱伝達モデルにより模擬される。以下に構造材表面の凝縮熱伝達モデルの概要を示す。

（１）田上ブローダウン式（参考文献 6）

日本で実施した Safe Project（参考文献 9）において、１区画の閉空間に対する大破断 LOCA ブローダウン（二相放出）を想定し得られた実験相関式である。対象となる区画の自由体積、放出エネルギ積分値、放出期間の関数により、ブローダウン時のピーク凝縮熱伝達係数を定義する。なお

本式をベースにした修正田上相関式が、日本国内の設置許可申請書添付十における原子炉格納容器健全性評価及び長期内圧評価に使用されている。

（2）直接凝縮モデル

構造材表面における直接凝縮モデルを示す。なお、本節で示す凝縮モデルは、濡れ面における凝縮膜が継続的に落下することで、気相と構造材との接触性が確保される状態を仮定している。

① 内田相関式（参考文献 5）

熱構造材との熱流束が過度に大きい、或いは過度に少ない場合を除いて適用可能である。対象となる領域の蒸気・非凝縮性ガスの比のべき乗により凝縮熱伝達係数を定義する。過熱状態に対しては適用しないものとする。本式をベースにした修正内田相関式が整備されており、LOCA を想定した設計基準事故（DBA）の解析で、修正田上相関式と組み合わせて使用されている実績がある。

② Gido-Koestel 相関式（参考文献 7）

熱・物質伝達のアナロジにより、熱構造材表面における凝縮に伴う物質伝達を算出、これにより等価的な熱伝達係数を定義する。気相が過熱・飽和いずれの状態においても適用可能である。表面の凝縮膜による伝熱促進を組み込んでおり、液膜厚さ・流速が考慮される。

（3）Diffusion Layer Model（参考文献 8）

Diffusion Layer Model（DLM）は、熱・物質伝達のアナロジを用いて凝縮率と顕熱伝達率を計算する。このモデルは開発元（NAI）の検証により、最適な熱伝達予測であることが確認されている。うち、DLM-FM は構造材近傍の気相におけるミストの発生及び構造材表面の液膜擾乱効果を考慮することで、最確評価が可能である。

ＧＯＴＨＩＣコードの実験検証においては、例えば NUPEC 試験解析などで DLM-FM を使用している。他のモデル検証解析を以下に示す。

- 内田試験
- Wisconsin 大学 大気圧試験（参考文献 10）
- Wisconsin 大学 加圧試験（参考文献 10）
- Wisconsin 大学 Flat Plate Tests（参考文献 11）
- Debhi 試験（参考文献 12）
- CVTR 試験（参考文献 13）
- BFMC 試験（参考文献 14、15、16）
- HDR 試験（参考文献 16、17）
- ヌッセルト理論（参考文献 18）

（4）膜状凝縮モデル（Film）

原子炉格納容器内の壁面のような熱構造物とは異なり、液相で浸されている濡れ面（配管内部など）に対しては、膜状凝縮モデルを適用する。このモデルでは膜状凝縮のみならず、周辺の流体との単相熱伝達及び沸騰も模擬可能である。凝縮のモデルは内田と Gido-Koestel の組み合わせ、或いはそれらの最大値が適用される。

その他、ＧＯＴＨＩＣコードによるモデル化で考慮される事項は以下のとおりである。

・溶融炉心による輻射は、ソースタームとして境界条件で考慮する。

・原子炉格納容器外面での大気との熱伝達の影響は模擬しない。

・ヒートシンクモデルは、表面における流体及び空間からの伝熱を内部の熱伝導モデルに渡す。

原子炉格納容器本体及び構造物内部の伝熱は平板体系（場合によっては円柱或いは円筒）により模擬される。即ち、構造物の厚さ方向に離散化された体系において１次元熱伝達方程式が数値的に解かれ、構造物内の温度分布が求められる。熱伝導の計算においては、厚さ方向に分割した層ごとの密度、熱伝導率及び比熱が入力データとして与えられる。厚さの分割は、計算における温度拡散の強度に従い設定する。

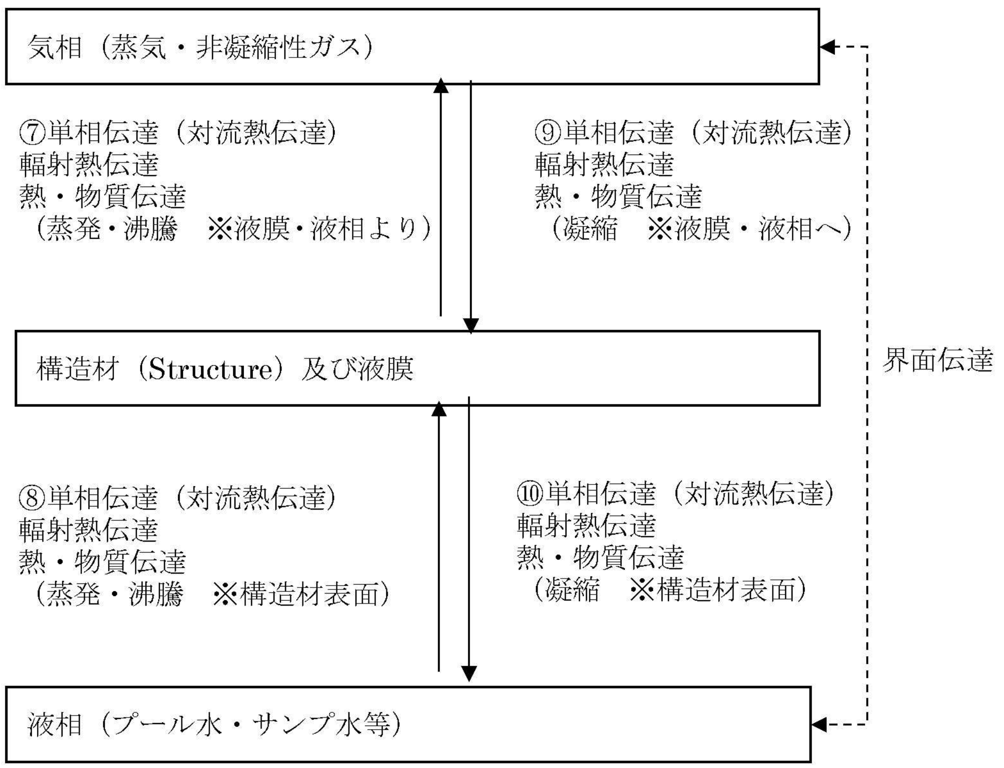


図 3-5　流体と構造物の相互作用（構造材表面における熱及び物質伝達）

3.3.3 スプレイ冷却

3.3.1章（2）における気液界面の熱伝達のうち原子炉格納容器内の全体的な圧力に大きく影響するスプレイ冷却は、分散液滴を考慮する３流体モデルを採用することから、スプレイ液滴を独自の流体場として、質量、エネルギ及び運動量の保存則において考慮する。スプレイの模擬に当たっては、ノミナルパラメータ（液滴径及び流量、温度）が入力により与えられる。スプレイモデルが設定されるノードでは、設定されたスプレイ液滴がノード内に分散すると仮定され、通常、重力に従って落下する動きとなる。また、パスを用いてスプレイ液滴の流れ方向を定義することもできる。スプレイによる流体の冷却及び凝縮は、気液界面の熱伝達、流体の相変化は、相間の運動量交換とともに、界面積、界面熱伝達、界面抗力からなる構成式により模擬される。構成式について、集中定数系ボリュームでは Pool/Drop 流動様式が、分布定数系においては以下に示される流動様式が考慮される。

・Pool
・Small Bubble
・Large/Small Bubble
・Churn-Turbulent
・Film/Drop
・Single Phase Vapor

流動様式はノードのボイド率等に判定され、また、同様にパスに対しても適用される。相間の自由対流熱伝達、強制対流熱伝達及び混合領域に対しては以下のモデルが適用される。

・Dittus-Boelter
・McAdams
・それらの混合効果

蒸気の凝縮においては、熱及び物質伝達間のアナロジを考慮する機構論的なモデルが具備されている。また、コードは３流体を考慮することから、対向流及び気相中の分散液滴を陽にモデル化することができる。

3.3.4 原子炉格納容器内の水素発生

実機プラントの解析では、水素の発生源として以下を考慮する。

・炉内でのジルコニウム－水反応による水素発生
・原子炉格納容器内での溶融炉心による水素発生
・原子炉格納容器内での放射線水分解による水素発生
・原子炉格納容器内での金属腐食による水素発生
・原子炉格納容器内でのヒドラジン分解による水素発生

いずれについても、ＭＡＡＰコードによる解析結果に基づいて時刻歴の水素発生量が評価され、

境界条件としてＧＯＴＨＩＣコードに与える。発生する水素は、３ループプラントの場合、大破断LOCA＋ECCS注入失敗（格納容器スプレイ成功）において、以下の区画に放出されるものとしている。ＭＡＡＰコードとＧＯＴＨＩＣコードで水素放出先のノード分割が異なる場合は、ノードの体積による重みで放出量を分割している。

＜炉内及び溶融炉心による水素発生＞
・破断口が存在する区画（蒸気発生器室）
・加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが存在する区画（蒸気発生器室）
・ＲＶ破損口存在区画（原子炉下部キャビティ）

＜放射線水分解、金属腐食、ヒドラジン分解による水素発生＞
・オペレーションフロア以下の各区画

なお、境界条件は時系列による水素の放出質量流量、圧力及び温度である。流量に対しては後述するように補正を行っている。適用する圧力及び温度は、炉心から発生する水素に対してはＭＡＡＰコードの計算結果によるもの、それ以外については発生量算出の時点で参照したＭＡＡＰコードによる計算結果を使用している。

3.3.5 水素処理

実機プラントの解析では、水素処理設備の特性を模擬し水素の再結合もしくは燃焼を化学的に解いた上で熱及び流動の観点から周辺領域への影響を考慮した計算体系とする。具体的には、水素処理設備が広域な原子炉格納容器ドーム部に設置される場合には、3次元的なノード分割を考慮した上で、水素処理設備の設置位置を定義する。また、下部区画等の１次元的或いは限定された範囲で等方的な流動が予想される位置に設置される場合は、単一の評価ボリューム内で水素処理設備による効果を考慮し、それが周囲に与える影響についてはボリューム間を接続するパスにより模擬される。

以降に、水素処理設備であるPAR、水素燃焼設備となるイグナイタについて説明する。

（1）PARによる水素処理

PAR の性能評価式は製造元より提示されており、実証試験において試験結果との相関関係の確認が行われている。水素処理速度は再結合率の性能評価式に基づき、PAR 設置場所における水素及び酸素の体積比、圧力の関数となる。触媒の反応度は温度に依存するが、触媒温度は水素濃度に、ガス温度は圧力に依存するため、評価式はこれらを含む形となる。また、PAR の入口流量は、触媒温度（水素濃度に依存）と圧力によるため、入口流量を直接的なパラメータとする必要がないが、水素処理速度は圧力条件に制約される。水素の再結合率に係る性能評価式を以下に示す。

$$\gamma = \eta \cdot \min(XH_2, 2 \cdot XO_2, 8.0) \cdot (A \cdot P + B) \cdot \tanh(XH_2 - 0.5)$$

ここで、

γ　：再結合率（g/s）

η　：1.0（$XO_2 > XH_2$）

XH_2　：水素体積比（vol%）

XO_2　：酸素体積比（vol%）

P　：圧力（MPa）

A，B：係数

A 及び B は試験結果に基づき設定される係数となる。

また、PAR では水素の再結合により、以下のように量論的に化学反応熱が発生するが、この発生熱はＧＯＴＨＩＣコードにおいて考慮される。

$$H_2 + 0.5 \times O_2 = H_2O + 286\text{kJ}$$

ＧＯＴＨＩＣコードでは、PAR が設置されるノードの水素及び酸素の体積比、圧力が性能評価式の入力として与えられ、性能評価式に基づいて再結合率、即ち、ノード内の水素処理速度が計算される。計算された水素処理速度に基づき発生する化学反応熱量が計算され、当該ノードの雰囲気への熱源として考慮される。

（2）イグナイタによる水素燃焼

ＧＯＴＨＩＣコードに組み込まれるイグナイタモデルについて説明する。イグナイタへ通電されると、その表面部が 900℃まで上昇することで、周囲空気温度を水素の自己発火温度である約560℃まで上昇させ、イグナイタ周囲の水素を自己燃焼させる。イグナイタ周囲の水素が燃焼する

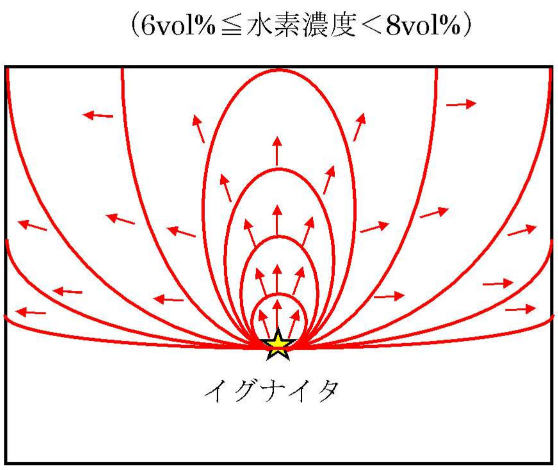
ことで、更にその周囲の水素も火炎伝ぱによって燃焼し、瞬時に原子炉格納容器内の水素濃度を低下させる効果が期待できる。

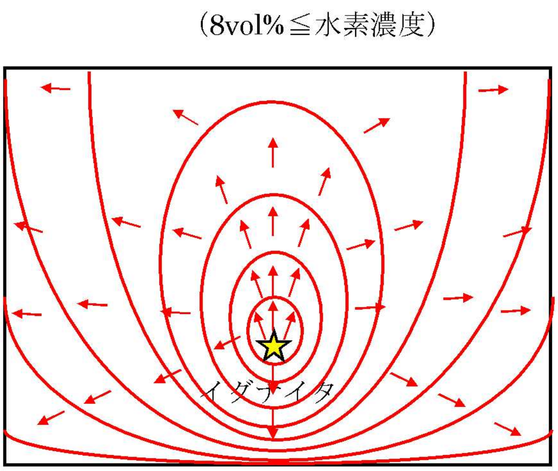
ＧＯＴＨＩＣコード内において水素燃焼を模擬する場合、対象となるボリュームの種別に応じ適用される燃焼モデルが異なる。集中定数系においてはＨＥＣＴＲコードと同様なモデルを使用する。これは、ガスの状態がクライテリアに適合した場合に、対象区画における一定割合の水素が燃焼するとし、パスを経由して隣接区画に燃焼が伝ぱするものとする Discrete Burn Model と、外からの水素供給に基づき燃焼が継続する Continuous Burn Model による。Discrete Burn Model はイグナイタによる着火で区画燃焼が生じるとする。Continuous Burn Model では、イグナイタによる燃焼判定によらず自然着火のみの模擬に対し使用するが、パスを経由した隣接区画への燃焼伝ぱは評価されない。分布定数系においては、機構論的な燃焼モデルが適用される。これは、対象セルの気相成分（水素及び酸素濃度）及び乱流要素により層状或いは乱流燃焼のうち最大のものが生じるとするものである。

図 3-7に水素濃度に応じたイグナイタによる一般的な火炎伝ぱ挙動を示す。水素濃度が 4vol%から可燃限界に入り、約 4vol%から 6vol%では火炎は上方伝ぱのみ、約 6vol%から 8vol%では上方と水平に伝ぱ、約 8vol%以上で下方伝ぱも起きる。このため、水素濃度が約 8vol%未満ではイグナイタより高い領域が燃焼し、8vol%以上では区画全体に火炎が広がる。水素濃度が低い場合には、火炎は上方にしか伝ぱしないが、水素濃度が高まるにつれて水平方向への火炎伝ぱが生じ、ついには下方への火炎伝ぱが生じることを示している。

図 3-6　PAR 組み込みロジック

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。





［補足］　火炎伝ぱの方向

・4vol%≦水素濃度＜6vol%　：　上方のみ

・6vol%≦水素濃度＜8vol%　：　上方・水平

・8vol%≦水素濃度　　　　　：　上方・水平・下方

図 3-7　イグナイタによる水素燃焼挙動

3.4 ノード分割

有効性評価における実機プラントのノーディングスキームは、形状、模擬する物理現象の強度、数値計算上の必要条件により基本的な分割を定める。

ＧＯＴＨＩＣコードによる空間の模擬に対し適用する解法には集中定数系及び分布定数系があり、それらの比較を表 3-3に示す。集中定数系で考慮できるものは、基本的に分布定数系によっても模擬可能である。

プラントノーディングを図 3-8から図 3-11に示す。なお、ノード分割は想定される物理現象及びその模擬の要否、数値計算上の扱い等によって検討すべきものであり、解析により得られる結果がこの分割方針により大きく変わることがないようにする必要がある（表 3-4参照）。

また、想定する事故シーケンスによって支配的な現象が異なる場合などは、その模擬の必要性に応じて分割手法を見直す必要が生じることがある。

解析では、原子炉からの冷却材と水素の放出源としてループ室の破断口に境界条件が設定される。また、原子炉容器の破損による放出についても同様に、境界条件として原子炉下部キャビティに設定される。これ以外で、放射線水分解及びヒドラジン分解、原子炉格納容器内の金属腐食に伴う水素発生に関しても、それぞれの箇所において境界条件により模擬している。同様に水素の重要事故シーケンスとして想定される事象では格納容器スプレイに期待することから、スプレイモデルを設定し、原子炉格納容器ドーム部の各ノードに境界条件として設定される。実機解析全体の評価の流れ及びインプット及びアウトプットの関係を図 3-12に示す。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

表 3-3　集中定数系と分布定数系の比較

項目	集中定数系ノード	分布定数系ノード
特徴	ノード内の物理諸量を平均値として表す。他ノードとの流体の伝ぱはパスにて模擬され、移流慣性はパスで考慮されるが、ノード内では瞬時に一様に拡散及び混合する。	ノード内をサブノードに詳細分割し、ノード内の物理諸量の空間及び時間変化を模擬。集中定数系ノードとパスで接続することができる。流体の対流及び乱流を模擬することができる。
適用例	原子炉格納容器下部区画	原子炉格納容器ドーム部
保存式	質量保存則 エネルギ保存則 運動量保存則 （いずれも流体場である気相、液相及び液滴相に対し考慮）	質量保存則 エネルギ保存則 運動量保存則 （いずれも流体場である気相、液相及び液滴相に対し考慮）
流動様式	Pool/Drop	Pool, Small Bubble, Large/Small Bubble, Churn-Turbulent, Film/Drop, Single Phase Vapor
構造材と流体の熱伝達	流体と構造物表面との間の、単相、輻射、凝縮熱伝達が考慮される。	流体と構造物表面との間の、単相、輻射、凝縮熱伝達が考慮される。
乱流モデル	使用しない	k-ε モデルなど
数値解法	ノードーパス	有限体積における差分法（スタッガード格子）

表 3-4　ノード分割の考え方

対象区画	ノード分割の考え方
全体的な考え方	
原子炉格納容器ドーム	
下部	
水素処理設備	

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

図 3-8　ＧＯＴＨＩＣコードによる水素濃度評価解析ノード図と実機プラントの対応（３ループプラントの例）

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

図 3-9　ＧＯＴＨＩＣコードによる水素濃度評価解析ノード図（代表３ループプラント）

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

図 3-10　ＧＯＴＨＩＣコードによる原子炉格納容器ドーム部ノーディング例

（代表３ループプラント）

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

図 3-11　ＧＯＴＨＩＣコードによる原子炉格納容器ドーム部ノーディング例
（代表３ループプラント）付番詳細

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。