

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

原子力発電所の新規制基準適合性に係る 審査会合(第58回)におけるコメント回答

平成26年4月3日
北海道電力株式会社
関西電力株式会社
四国電力株式会社
九州電力株式会社

1. 指摘事項

局所の水素爆轟の影響の考え方については、前書きとコード資料の考え方が異なるため、修正すること。資料2-2-1のGOTHICコードの概要説明について、「プルーム挙動や極めて局所的な水素の振る舞いが必ずしも評価に大きく影響するわけではない」との表現について改めること。

2. 回答

・局所の水素爆轟の影響の考え方について、資料1-2-2とコード説明資料(資料1-2-9)の記載を適正化するとともに、関連する表現を揃えた。

－GOTHICコードによるNUPEC試験解析結果を踏まえ、適切な空間分割とすれば、成層化を含めた格納容器内の水素濃度分布はGOTHICコードで模擬可能であり、有効性評価における水素燃焼のシーケンスにGOTHICコードを適用することは可能であるとの記載に修正した。

3. 資料

資料1-2-2 「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」
「4.1.8 GOTHIC」(80p)

資料1-2-9 「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4部 GOTHIC)
「4.8.1 区画内・区画間の流動」(4-100～104p)他

1. 指摘事項

ROSA/LSTF SB-CL-18のリフラックス冷却時の炉心冷却の不均一性について、実機とのスケールの観点から整理すること。なお、整理の際にはヒーターロッド表面温度のグラフに記載のある、ヒートアップしているロッド及びヒートアップしていないロッドがどの炉心のどの位置なのか図示すること。

2. 回答

・高温側配管から上部プレナムに逆流する液相の流速は数m/sあり、ROSA試験装置の炉心そうの内径が0.5m程度であることを考慮すると、高温側配管の水は、炉心における高温側配管に近い部分に落水するのではなく、液滴の状態でランダムに落水すると考えられ、実機においても、炉心そうの内径が4m程度であるのに対し、液相流速は数m/sであり、ROSAと同様に高温側配管からの落水は炉心内でランダムに影響すると考えられる。

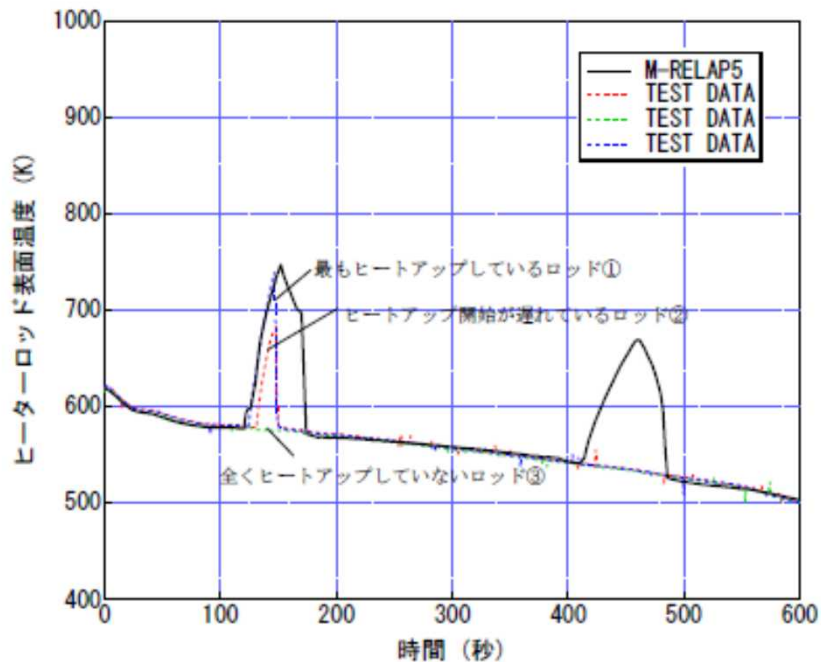
・M-RELAP5では、リフラックスによる炉心冷却に不均一性が存在した場合でもヒートアップ挙動を模擬できるモデルである改良AECL-UO Look-up Tableを組み込んでいるため、試験においてリフラックスによる落水が全く無いロッドである、最もヒートアップしているロッドより高い温度を計算している。

・改良AECL-UO Look-up Tableでは液相流量には依存せず、ロッドからの熱流束及び流体ノードのボイド率に応じてヒートアップを計算する。実機はROSAと比較し体系が大きいいため、液相が高温側配管からの落水のみの状態ではROSAよりもボイド率が高くなり、改良AECL-UO Look-up Tableの効果は大きくなる。

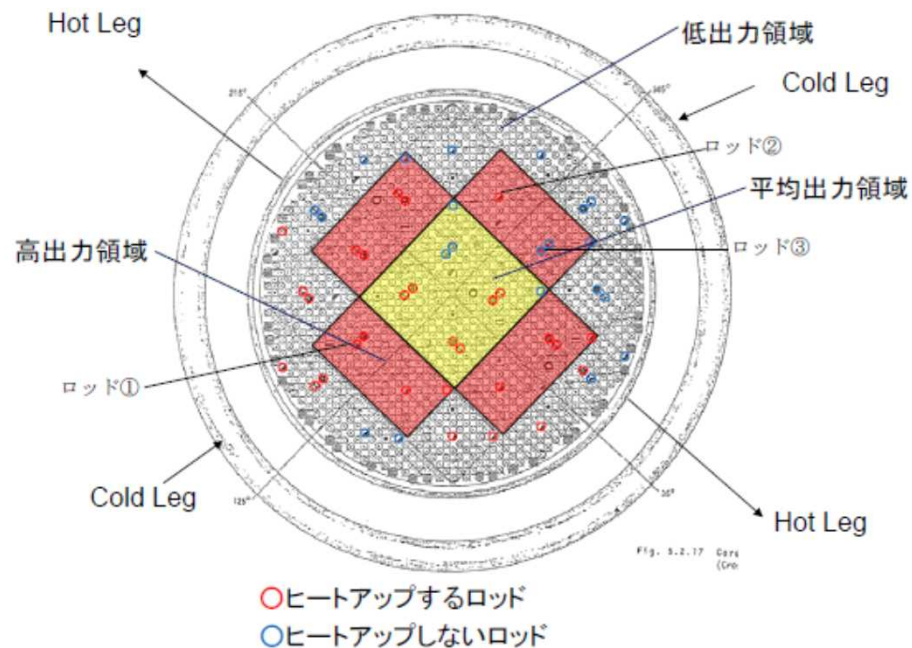
・したがって、熱流束は十分に限界熱流束を上回り、ヒートアップを計算でき、ROSA試験解析で妥当性を確認した炉心冷却の不均一による燃料被覆管のヒートアップに対するM-RELAP5の予測については、以上の観点から実機解析に適用できる。

・なお、実機解析においてはリフラックス冷却中に炉心水位が発熱長上端より低下することはないため、3落水が不均一だとしても、不均一なヒートアップは発生しない。

2. 回答(つづき)



ヒーターロッド表面温度 1.83m (試験データ),
1.82m (M-RELAP5)(炉心中心付近)^[1]



SB-CL-18試験のループシール期間におけるヒートアップ位置^[1]

[1] Kumamaru, H., et al., 1989, "ROSA-IV/LSTF 5% Cold Leg Break LOCA Experiment RUN SB-CL-18 Data Report," JAERI-M 89-027.

3. 資料

- 資料1-2-3 「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1部 M-RELAP5)
「3.3.2(1) 燃料棒表面熱伝達モデル」(1-26~27p, 1-38p) 及び
「4.4 ROSA/LSTF試験」(1-73~88)

1. 指摘事項

運転操作に対する不確かさの考察については、対象とする運転員操作を明確にした上で検討すること。(指摘事項2-4)

解析コードの不確かさにより、運転操作のタイミングが前倒しになる／余裕が増える等の影響が分かるように整理すること。(指摘事項2-6)

2. 回答

・解析コードの不確かさにより、運転員操作に影響が出るものとしては、2次系強制冷却、フィードアンドブリードが挙げられる。

・2次系強制冷却については、実機に比べ解析では破断流を多く見積もるため、実機においては1次系のインベントリを解析よりも確保した状況で作業ができる。また、1次系と2次系の熱伝達を小さく見積もることで、2次系強制冷却に伴う1次系圧力の低下は抑制されるため、実機においては1次系圧力が早期に低下することで運転員余裕が小さくなるものの、2次系強制冷却後に実施する操作については、事象発生後十分時間が経過した後であり、操作が早くなったとしても運転員は十分操作を実施できるため、これは運転員操作の可否には影響しない。

・フィードアンドブリードについては、実機に比べ解析では崩壊熱を大きく見積もるため、実機においてはフィードアンドブリード開始の起点となる蒸気発生器広域水位は高めに推移することとなることから運転員操作の観点で問題ない。また、フィードアンドブリード後に余熱除去運転に移行するが、実機に比べ解析では放出量を小さく見積もるため、実機では圧力低下が早まるものの、事象発生後十分時間が経過した後であり、操作が早くなったとしても運転員は十分操作可能である。

3. 資料

資料1-2-3 「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1部 M-RELAP5)
「5.2 不確かさの取り扱いについて(運転操作の観点)」(1-146～148p)

1. 指摘事項

運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の評価指標を「被覆管温度」と記載しているが、冠水等が判断基準であるので適切に見直しをすること。

2. 回答

・運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の評価指標を「被覆管温度」と記載していたが、冠水等が判断基準との指摘を受け以下の通り記載の見直しを実施した。

<例>

(1) 崩壊熱除去機能喪失(RHRによる停止時冷却機能喪失)

(前段省略)

従って、本事象では炉心露出・ヒートアップの可能性があるため燃料有効長頂部が冠水する必要がある、炉心水位が評価指標である。ただし、炉心露出の有無については、被覆管温度でのヒートアップの有無を確認するため、被覆管温度も同様に評価指標とする。

・その他の運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策についても同様に記載の見直しを実施した。

3. 資料

資料1-2-3 「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1部 M-RELAP5)
「2.1.2 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスと評価指標」
(1-7~8p, 1-18p)

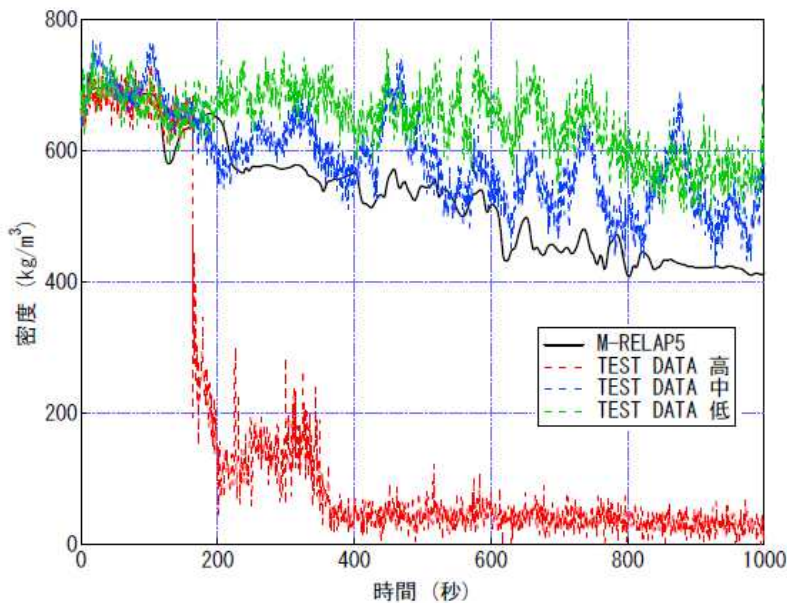
1. 指摘事項

フィードアンドブリード実施時における高温側配管の気相部の影響について検討すること。

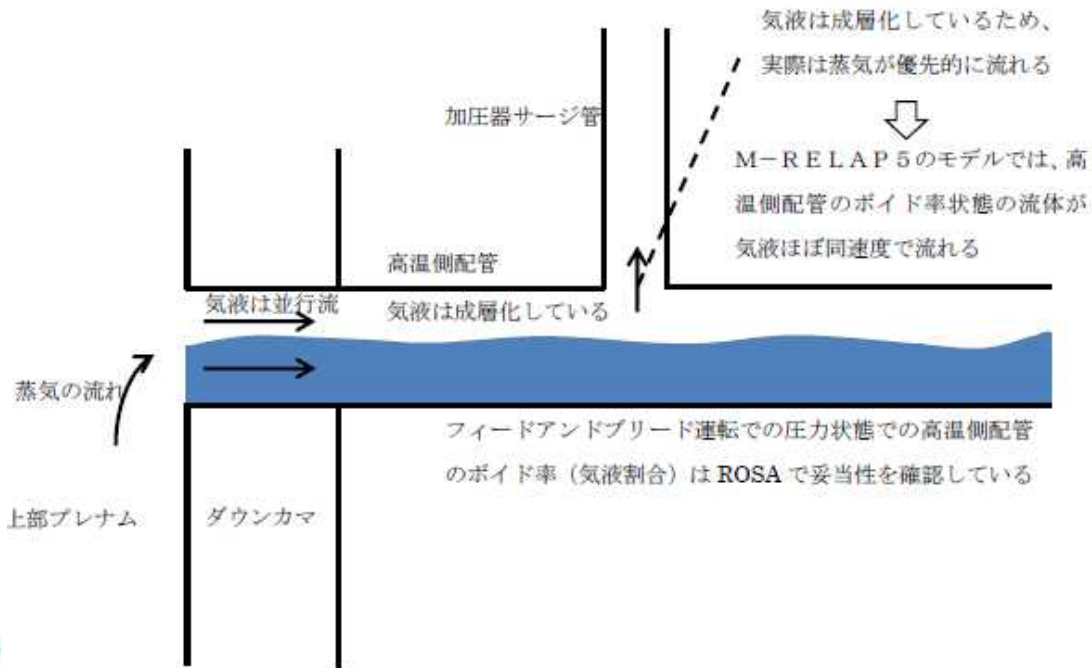
2. 回答

- ・加圧器逃がし弁を開放し、高温側配管が二相化するまでの挙動については、M-RELAP5は実際に実機で発生する状況を良く模擬していると考えられる。
- ・高温側配管では、原子炉容器側から加圧器サージ管に向けて、気液が並行流で流れているが、並行流状態での高温側配管のボイド率(気液割合)の不確かさは、ROSA試験で確認した通り大きくない。
- ・M-RELAP5では、高温側配管からサージラインをつなぐジャンクションの流れについては、高温側配管のボイド率状態の二相流体(ボイド率約0.2の二相流体)が、ほぼ均質流でサージ管に流れ込む模擬としている。
- ・実際には、高温側配管が成層化しており、エントレインがあったとしても、蒸気の方が多くサージ管側に流れ込むため、蒸気放出量が多くなり、減圧が早くなると考えられる。
- ・M-RELAP5による有効性評価解析でのフィードアンドブリード運転時は、考えられる範囲内で最も蒸気が高温側配管からサージ管へ流れにくい模擬となっており、最も1次系の圧力が下がりにくく、ECCSからの注入が遅れ、炉心が露出しやすい評価となる。

2. 回答(つづき)



高温側配管密度^[1]



実機PWR解析におけるフィードアンドブリード運転中の高温側配管の流況

3. 資料

[1] JAEA, "Final Data Report of ROSA/LSTF Test 5-1 (Primary Cooling through SteamGenerator Secondary-side Depressurization Experiment SB-CL-39 in JAEA)," July 2008.

資料1-2-3 「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1部 M-RELAP5)

「4.8.1 加圧器の気液熱非平衡、水位変化、加圧器からの冷却材放出」(1-133~134,139)

1. 指摘事項

今回のATWS解析に3次元コードであるSPARKLE-2を用いた理由と、有効性評価に与える影響について、全体的に整理すること。

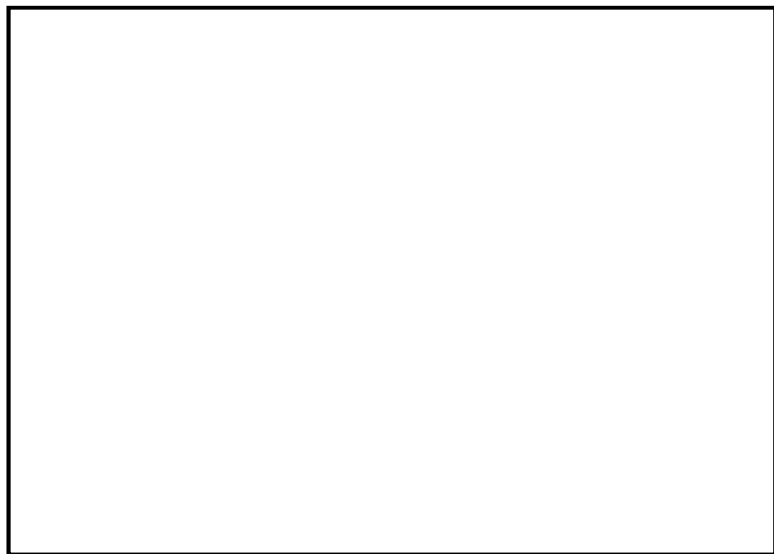
2. 回答

●ATWS解析に3次元コードを用いた理由

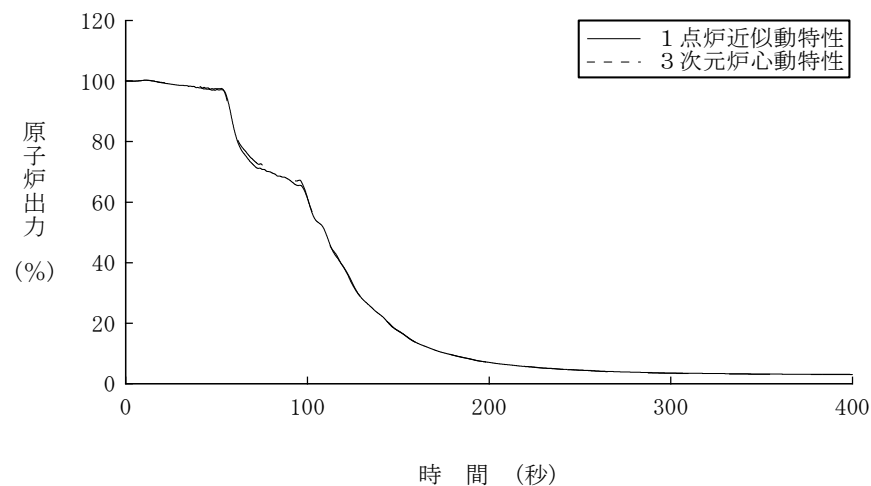
- ・ATWSでは、原子炉トリップが生じず、減速材フィードバック効果により原子炉出力を低下させることから、事象進展中の減速材密度変化に応じて、適切かつ現実的な減速材フィードバック効果を考慮する必要がある。
 - －1点炉近似動特性を用いる場合、事象進展中の炉心挙動を適切かつ現実的に模擬できる減速材密度係数を別途設定し入力する必要がある。(減速材フィードバック効果にしか期待できないことから、減速材密度係数の設定にあたっては事前に適切な温度係数を評価することが必要となる。)
 - －3次元炉心動特性を用いる場合、事象進展中の減速材密度変化に応じて核定数を参照することにより減速材フィードバック効果を直接評価することから、1点炉近似動特性で必要となるような減速材密度係数の設定、入力は必要ない。
- ・1点炉近似動特性を用いる場合の減速材密度係数は、事象進展中に想定される複数の炉心状態を模擬した3次元静特性解析により算出し、事象を適切に模擬できるように設定することになるが、
 - －3次元静特性解析は、プラント過渡状態ではなく平衡状態を対象とした解析であること、
 - －静特性解析は、事象進展中の炉心状態を必ずしも正確には模擬していないこと、
 - －静特性解析結果に対して明らかな余裕を持った減速材密度係数を設定しづらいこと、などから、設定した減速材密度係数の妥当性を示すためには、結局は、3次元炉心動特性評価との比較等により確認する必要がある。

2. 回答(つづき)

- ・参考として、代表4ループプラントに対し、3次元静特性解析に基づき設定した減速材密度係数を入力とし、M-RELAP5コード(1点炉近似動特性)を用いて、主給水流量喪失+ATWS解析を行った結果、SPARKLE-2コード(3次元炉心動特性)を用いた解析結果とよく一致した。
- ・このように、減速材密度係数を適切かつ現実的に設定すれば、1点炉近似動特性を用いても3次元動特性と同等の結果を得ることが可能であるが、今回の有効性評価では、事象進展に応じたフィードバック効果を直接解析に取り込むことができる3次元動特性により直接的に評価することが有用であると考え、SPARKLE-2コードを採用することが合理的であると判断した。



1点炉近似動特性解析に用いた減速材密度係数



主給水流量喪失+ATWSの原子炉出力
(1点炉近似動特性と3次元炉心動特性の比較)

2. 回答 (つづき)

●3次元コードを用いることに伴う有効性評価に与える影響

【評価用炉心の設定】

- ・許認可解析のように包絡的な炉心条件に対して解析を行う場合、評価目的に応じた炉心特性を有する仮想的な炉心(「評価用炉心」)に対して評価を行う必要がある。
 - －1点炉近似動特性を用いる場合、各々の核特性パラメータに対し、任意の反応度係数を入力することにより評価用炉心を設定する。
 - －3次元炉心動特性のSPARKLE-2コードを用いる場合、解析にあたり具体的な炉心燃料装荷パターンや燃焼度分布等の情報が必要となるため、ある特定の炉心を基準とし、当該炉心の核特性パラメータを包絡的な値に調整することにより、評価用炉心を設定する。

【SPARKLE-2コードでの評価用炉心におけるフィードバック効果の調整方法】

- ・今回のSPARKLE-2コードを用いたATWS解析では、原子炉圧力評価における炉心核特性上の重要パラメータである減速材フィードバックとドップラフィードバックを適切に考慮した評価用炉心を設定し、解析に用いている。
 - －減速材フィードバック：減速材フィードバック効果とほう素濃度に良い相関があることを利用し、基準となる炉心のほう素濃度を調整することにより、初期状態の減速材温度係数を任意の値に調整。
 - －ドップラフィードバック：とドップラ効果に良い相関があることを利用し、解析時に核定数を参照する際に用いるを調整し、基準となる炉心のドップラフィードバックに対して任意の値に調整。

2. 回答 (つづき)

【フィードバック効果の調整の妥当性】

- ・ほう素濃度調整による減速材フィードバック効果の調整の妥当性について、以下の観点から確認。
 - ①ほう素濃度調整による減速材フィードバック調整により、初期状態の減速材温度係数だけでなく、事象進展中を通じて減速材フィードバックの保守性が維持されていること。
 - ②ほう素濃度調整により、他の主要な炉心パラメータへの影響が軽微であること。
 - ③基準となる炉心の相違により、調整後の評価用炉心を用いた解析結果に有意な影響がないこと
- ・ドップラフィードバックに関する の調整は、過渡時の核定数の参照にのみ用いられることから、他の核特性やプラント特性に影響しない。

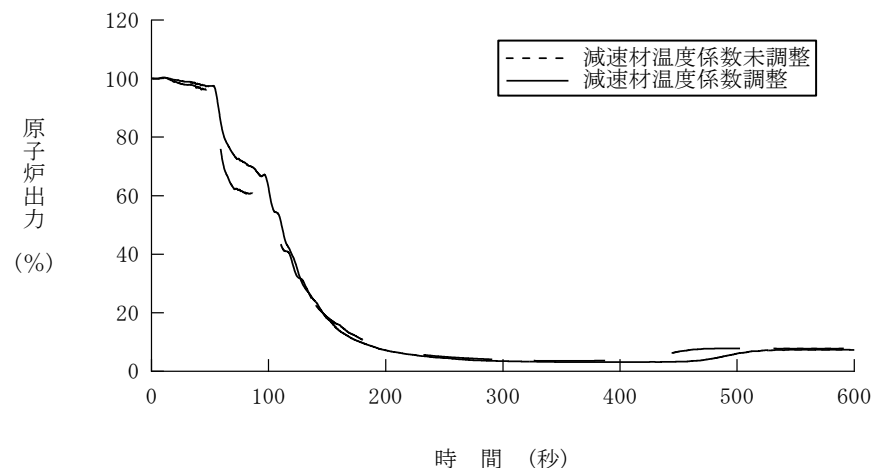
2. 回答 (つづき)

①事象進展中を通じた減速材フィードバック保守性の維持

・ほう素濃度調整により、初期の減速材温度係数を、調整前(約 $-28\text{pcm}/^\circ\text{C}$)に対してフィードバックが小さくなる方向に調整($-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$)した場合、事象進展中の原子炉出力の低下は小さくなり、減速材フィードバックを小さくした効果が反映されている。また、事象進展中の減速材密度係数を3次元静特性解析を用いて算出したところ、初期状態に対して設定した減速材フィードバックの保守性は、事象進展中を通じて維持されていることがわかる。



主給水流量喪失+ATWS事象進展中の減速材密度係数
(減速材温度係数調整前後での比較)



主給水流量喪失+ATWSの原子炉出力
(減速材温度係数調整前後での比較)

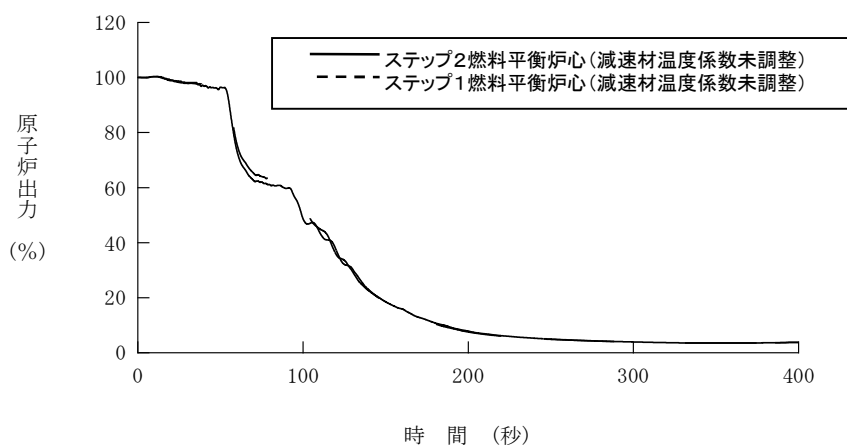
②ほう素濃度調整に伴う他の主要パラメータへの影響

・ドップラ出力欠損(100%→50%で約 400pcm)のほう素濃度調整による差異は約 5pcm であり、ドップラフィードバックに与える影響は軽微といえる。また、ほう素濃度調整により、軸方向出力分布が炉心上部に偏った分布となり炉心内の冷却材温度分布が変化するが、原子炉圧力への影響は1次冷却材全体₃の膨張量が支配的であるため、過渡応答に与える影響も軽微といえる。

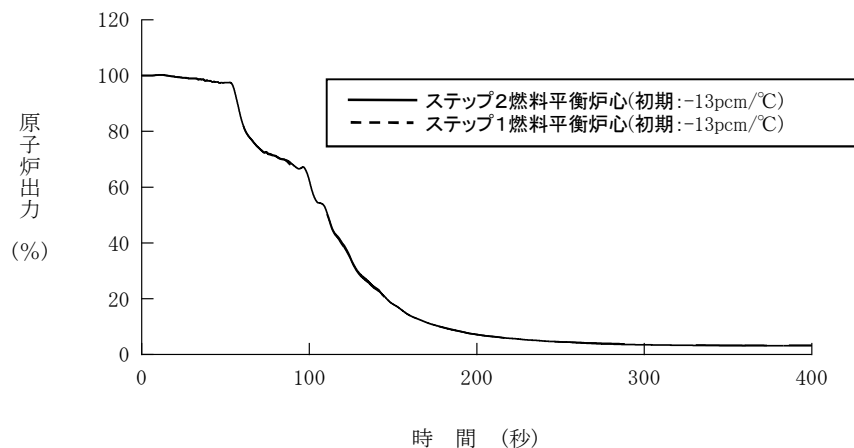
2. 回答 (つづき)

③基準となる炉心の相違による影響

- ・評価用炉心の基準となる炉心として、異なる燃料仕様及び燃料装荷パターンで構成された炉心である、ステップ2燃料平衡炉心及びステップ1燃料平衡炉心を対象に、ほう素濃度調整により初期の減速材温度係数を同じ値に調整(-13pcm/°C)し、主給水流量喪失+ATWS解析を実施。
- ・調整前は、初期の減速材温度係数等が異なるため、原子炉出力等の挙動は異なるものとなったが、初期減速材温度係数を同じ値に調整した場合は、原子炉出力等の挙動はほぼ同一となった。



主給水流量喪失+ATWSの原子炉出力
(ステップ1平衡炉心、ステップ2平衡炉心で
減速材温度係数の調整を行わない場合)



主給水流量喪失+ATWSの原子炉出力
(ステップ1平衡炉心、ステップ2平衡炉心で初期の減速材
温度計数を同じ値(-13pcm/°C)に調整した場合)

3. 資料

資料1-2-4 「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2部 SPARKLE-2)

「添付1 ATWSの有効性評価に3次元動特性コードを用いることについて」(2-116p)及び₁₄

「添付5 評価用炉心の考え方について」(2-138p)参照

1. 指摘事項

動特性パラメータが今回の事象に与える影響に関する記載を適正化すること。

2. 回答

・本事象(主給水流量喪失+ATWSおよび負荷の喪失+ATWS、以下同じ)は反応度が緩やかに添加される事象であり、制御棒が動作せず局所的な出力分布の変化を伴わない事象であるため、遅発中性子パラメータや中性子速度といった動特性パラメータが中性子動特性(核分裂出力)へ与える影響は軽微であり、また、感度解析により今回の事象の評価指標である原子炉圧力へ与える影響が軽微であることを確認している。

・従来の記載では、これらの動特性パラメータが今回の事象に与える影響として、中性子動特性(核分裂出力)に与える影響についてのみ言及していたが、評価指標である原子炉圧力への影響が軽微である旨を追記し、明確化した。

3. 資料

資料1-2-4 「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2部 SPARKLE-2)
「4.9.1 炉心(核)における不確かさの適用性」(2-99p)参照

1. 指摘事項

今回の事象解析に対して崩壊熱が与える影響について分析、考察を加えること。

2. 回答

・一般的に崩壊熱が高い方が、フィードバックにより核分裂出力が低下しても、崩壊熱の分原子炉出力は高く維持されるため、原子炉圧力を厳しくする方向となる。従って、本事象の実機解析では、崩壊熱に関する不確かさや実機運用によるばらつきについて、崩壊熱が大きくなる側に考慮した崩壊熱曲線を外部入力している。

・なお、本事象では、原子炉圧力がピークとなる時点では、核分裂出力の寄与により原子炉出力が高く維持されているため、原子炉圧力に対する崩壊熱の寄与は相対的に小さい。崩壊熱を一切考慮しない極端な仮定を行った場合の感度解析においても、崩壊熱による原子炉圧力への感度が有意でないことを確認している。

3. 資料

資料1-2-4 「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2部 SPARKLE-2)
「4.9.1 炉心(核)における不確かさの適用性」(2-100p)参照

1. 指摘事項

減速材フィードバックモデルの適用範囲に関し、「通常運転状態」の取り扱いを明確化すること。

2. 回答

- ・減速材フィードバックモデルの検証・妥当性確認は、以下の2段階で実施している。
 - －減速材密度変化に伴う核定数の変化について、「通常運転状態」から本事象進展中の炉心状態（減速材密度）を包絡する範囲で、連続エネルギーモンテカルロコード(MVP)の解析結果と比較検証。
 - －実機における炉物理検査(減速材温度係数測定検査)結果との比較により、「通常運転状態」における減速材フィードバック効果の妥当性を確認。

- ・従来の記載では、減速材フィードバックモデルの検証・妥当性確認における「通常運転状態」の範囲や使用法があいまいであったことから、以下の通り記載を整理した。
 - －減速材密度変化に伴う核定数の変化に係るMVPとの検証範囲に関しては、実際の検証範囲に即して、「通常運転状態」を「高温零出力～高温全出力」と明確化した。
 - －実機炉物理検査との比較に関する運転状態については、炉物理検査実施時の運転状態を明確化する観点から「通常運転状態」を「高温零出力」と明確化した。

3. 資料

- 資料1-2-4 「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2部 SPARKLE-2)
「4.1.1 炉心(核)における重要現象の確認方法」(2-37p)等 参照

1. 指摘事項

ドップラフィードバックの不確かさの取り扱いについて、SPERT-Ⅲ E-core実験解析から得られた知見と、感度解析に用いた値との関係について明確化すること。

ドップラフィードバックの不確かさについて、各種論文で報告されている内容を踏まえ、考察を充実すること。

2. 回答

- ・今回の事象解析におけるドップラフィードバックの不確かさの取扱いを、以下の通り整理、明確化した。
 - －ドップラフィードバック効果のベンチマークとして広く利用されているDoppler-Defect Benchmarkでは、多数の計算コード・核データライブラリの組み合わせによる評価結果から得られたドップラ温度係数の標準偏差が10%以内であることが示されている^[1]。
 - －本ベンチマーク問題と同一の条件に基づきモンテカルロコードとのドップラ温度係数を比較し、良好な一致を得ていることなどを踏まえると、ドップラフィードバックの不確かさは、従来から安全解析等における不確かさとして用いられてきた10%を適用することができる考える。
 - －SPERT-Ⅲ E-core^[2]実験解析を用いた感度解析により、ドップラフィードバック効果の不確かさとして10%を用いることが本実験解析に対して矛盾しないことを確認した。
 - －ただし、これらの考察は、ドップラフィードバック効果の直接の測定値との照合によるものではないこと、SPERT-Ⅲ E-core実験の実験誤差が比較的大きいことを考慮し、実機解析におけるドップラフィードバック効果の不確かさの影響については、10%を上回る範囲(具体的には20%)で変動させた実機感度解析により確認する。

[1]Russell D. Mosteller, "The Doppler-Defect Benchmark: Overview and Summary of Results," LA-UR-07-1000

[2]"Reactivity Accident Test Results and Analyses for the SPERT III E-Core-A Small, Oxide-Fueled, Pressurized Water Reactor," IDO-17281, U.S. Atomic Energy Commission, March 1969.

3. 資料

資料1-2-4 「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2部 SPARKLE-2)

「4.3.1 ドップラフィードバック効果の検証」(2-51p)及び「4.5 SPERT-Ⅲ E-core実験解析」18
(2-70p)等 参照

1. 指摘事項

再循環ユニットの感度解析において、入力の差に対する効きが小さいように見えるが、その理由を示すこと。

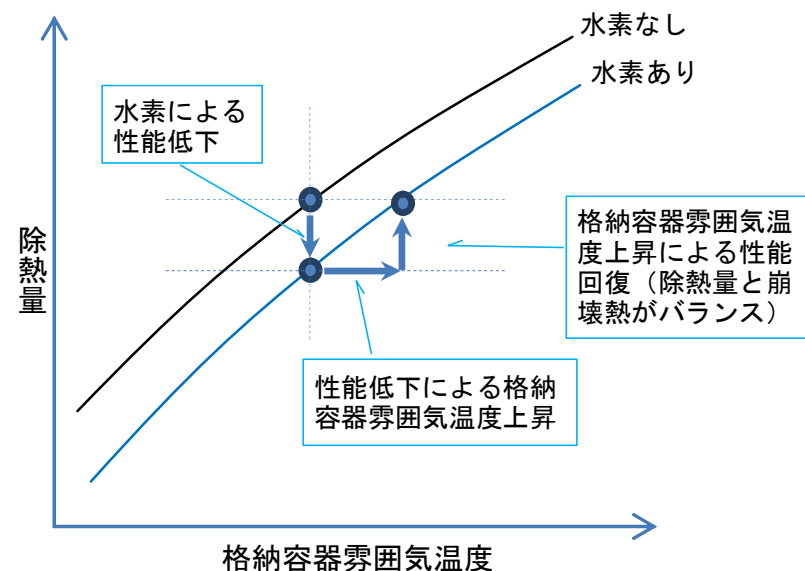
2. 回答

再循環ユニットの除熱性能低下幅に対して、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が僅かであった理由は以下の2点である。

①再循環ユニットでの除熱量が低下することで格納容器雰囲気温度が高めとなるために、格納容器内のヒートシンクへの伝熱量が増加する。

②再循環ユニットの除熱性能の低下により、格納容器雰囲気温度が上昇するが、それにより除熱性能が改善される。

(右図(再循環ユニット除熱特性 概念図)参照)



再循環ユニット除熱特性 概念図

3. 資料

- 資料1-2-5 「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 MAAP)
「4.3.3 再循環ユニットによる自然対流冷却」(3-197p)参照

1. 指摘事項

MAAP有効性評価を行なうのに足りない物理現象がないか、抽出・整理すること。

2. 回答

- ・有効性評価の各事象の事象進展から抽出した物理現象について、EURSAFE^[1]との対応を整理し、MAAP有効性評価を行なうのに足りない物理現象がないか確認を行った。
- ・整理の結果を、次頁の「 EURSAFEにおける現象分類と有効性評価において抽出された物理現象との関係の整理」に示す。
有効性評価において抽出されていない現象があるが、次に示す理由で、MAAPコードで考慮すべき現象には該当しないと判断される。
 - ・有効性評価では発生しない、あるいは、影響が軽微な現象
→ 「水蒸気爆発」など
 - ・国内PWRでは考慮不要な現象
→ 「溶融炉心・セラミック相互作用(コアキャッチャ)」
 - ・別途実施する評価において考慮される現象
→ 「格納容器及び機器の動的挙動」など
- ・以上より、有効性評価解析を実施する上で、新たに抽出すべき物理現象がないことを確認した。
- ・なお、比較に用いたEURSAFEの現象は大分類であり、個々の現象を細分化すると、必ずしもMAAPコードで模擬されない現象もある。これらについては、有効性評価に関係があるものに関して、当該現象に対する模擬の有無、及び、模擬しない場合の影響について検討した。例えば、キャビティ床面でのデブリの広がり挙動等について、現象の不確かさも踏まえ、感度解析によりコンクリート侵食等への影響について評価した。

[1] D. Magallon et al., "European expert network for the reduction of uncertainties in severe accident safety issues (EURSAFE)", Nuclear Engineering and Design 235 (2005) 309-346.

審査会合における指摘事項の回答 (MAAPコード)

No.4-5

(2/2)

2. 回答(つづき)



図 EURLSAFEにおける現象分類と有効性評価において抽出された物理現象との関係の整理

3. 資料

資料1-2-2 「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」
「3.抽出された物理現象の確認」(68p)参照

1. 指摘事項

炉心水位の感度解析は現状のままでは不足しているため、さらに検討すること。

2. 回答

炉心水位モデルに関して、M-RELAP5コードとの比較により、「ECCS再循環機能喪失」シケンスでの炉心露出の予測性に関する考察を行った。

【コード間の比較】

図1に代表3ループプラントにおけるMAAP及びM-RELAP5コードによる「ECCS再循環機能喪失」の解析結果(原子炉容器内水位)を示す。

MAAPコードによる解析結果では、原子炉容器内水位は炉心上端に達しないが、これを外挿すると、炉心水位が炉心上端に達する時間は約50分の時点である。

一方、M-RELAP5コードによる解析結果では、約35分の時点で炉心露出に至っており、MAAPコードよりも約15分早い。

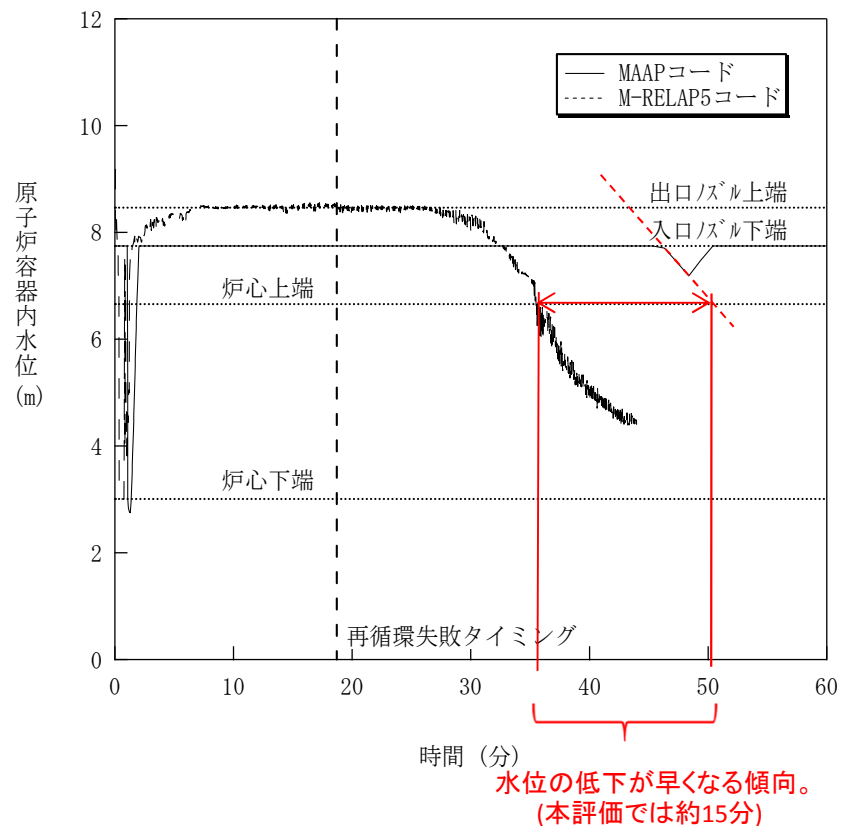


図1 ECCS再循環機能喪失評価のコード間比較
(原子炉容器内水位)

2. 回答(つづき)

【コード間の差異理由】

コード間の差異について、以下のとおり比較・考察した。

①ECCS再循環切替失敗直前の状態

(高温側配管でのインベントリの比較)

・MAAPでは、高温側配管のボイド率を低く評価し、M-RELAP5ではボイド率を高く評価する傾向。これによりM-RELAP5では蒸気発生器伝熱管への液相流入が多めとなり2次側から1次側の冷却材の伝熱で蒸気が発生するスチームバイディングが発生

⇒M-RELAP5コードでは、比較的大きなループ圧損が発生し、その分高温側水頭を低め(インベントリを少なめ)に予測する結果となっていると考えられる。(図2参照)

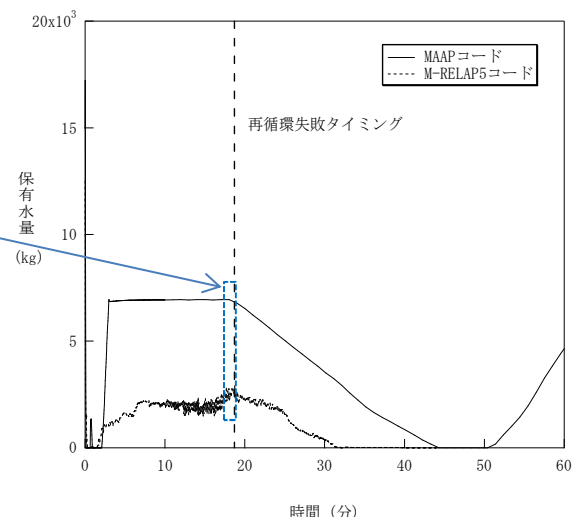


図2 MAAP高温側配管領域(破断側)のインベントリ比較

②ECCS再循環切替失敗直後状態

(ダウンカマ領域のインベントリの比較)

・MAAPでは再循環切替失敗直後のダウンカマインベントリの低下は一定の速度で低下するのに対し、M-RELAP5では再循環切替失敗直後の初期には早めに低下し、その後一定の速度で低下する。(図3参照)

⇒両コードの流動計算モデルの差(=運動量バランスの考慮の有無)により切替失敗直後の冷却材の流出状況に差が見られ、M-RELAP5の方が、切替失敗直後のインベントリ減少を早く評価する結果となっていると考えられる。

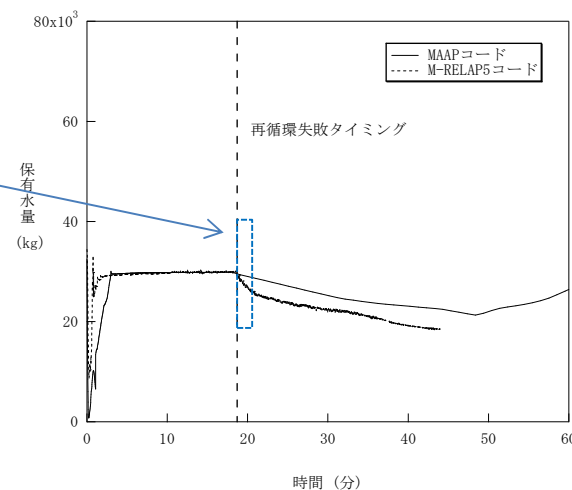


図3 ダウンカマ領域のインベントリ比較

2. 回答(つづき)

【コード間の差異理由】(つづき)

③ECCS再循環切替失敗後の炉心インベントリ蒸散及び水位挙動

- ・崩壊熱に伴う冷却材の蒸散によるインベントリの減少速度は両コードで差は見られない。(図4参照)
- ・炉心水位は、冷却材の蒸散に応じて高温側配管領域やダウンカマ領域から冷却材が炉心領域に供給されるため、一定の水位状態が継続するが、継続時間はMAAPコードの方が長い。(図1参照)

⇒蒸散による炉心水位の低下の速度については、差は見られない。水位低下開始のタイミングは、前述の高温側配管でのインベントリの差によるものであり、インベントリを多く評価するMAAPコードの方が水位の低下開始タイミングが遅くなる。

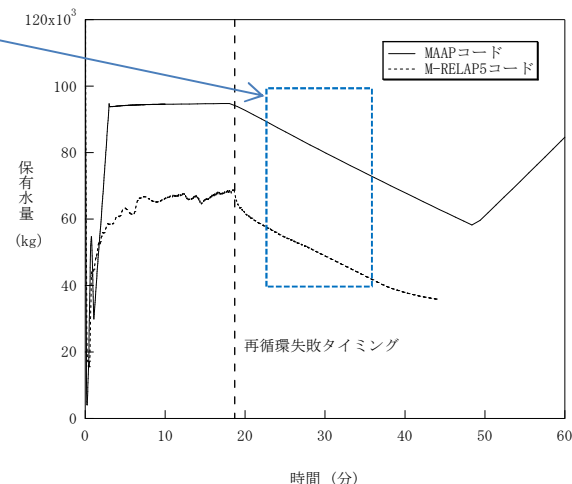


図4 1次系のインベントリ比較

④ボイド率予測(原子炉の気泡水位)

- ・炉心再冠水以降の期間のボイド率はMAAPでは、炉心平均で約50%、上部プレナムで約60%であり、M-RELAP5では炉心平均で約50%、上部プレナムで約65~70%となった。
- ⇒MAAPコードによるボイド率予測は、M-RELAP5コードに対し、炉心平均は同等の予測となるが、上部プレナム領域ではやや過小評価となり、気泡水位を低めに予測する。

2. 回答(つづき)

【不確かさの検討】

解析結果の比較から、考慮すべき不確かさは以下となる。

①炉心及び上部プレナム領域に適用されるボイドモデル

MAAPコードは、ボイド予測性の検証がなされているM-RELAP5コードと比較した結果、炉心領域については同等であるものの、上部プレナム領域ではやや過小評価し、気泡水位を低めに予測する。

②高温側配管～蒸気発生器伝熱管領域の保有水分分布

MAAPコードは、蒸気発生器伝熱管への液相流入が少なく、2次側から1次側への伝熱による1次側圧損の増加、所謂「スチームバイディング」の効果が小さく、高温側配管内の保有水を多く見積もる傾向となる。

以上から、MAAPコードはECCS再循環切替後の炉心露出までの時間を長く見積もる傾向となるため、これをMAAPコードの不確かさとして取り扱う。

なお、比較対象に用いたM-RELAP5コードに関して以下の確認を行い、M-RELAP5コードの炉心露出予測は、保守的な傾向となることを確認した。

< CCTF 実験結果との比較による実機解析結果のポスト再冠水の保守性の確認 >

CCTF実験の実験データ^{[1][2][3]}と実機解析結果との比較により、M-RELAP5は蒸気発生器での圧損を大きく計算するため、炉心及び高温側配管での保有水量を実際より小さく計算し、保守的な結果を与える。

< 水平配管のボイド率予測の不確かさとその感度解析 >

TPTF実験^[4]よりM-RELAP5は水平配管でボイド率を高く計算する傾向があることを確認し、その結果をもとに実機の感度解析を実施した結果、高温側配管でのボイド率計算の不確かさは非保守的な結果を与えない。

< 炉心のボイド率予測の不確かさとその感度解析 >

M-RELAP5は低圧時の炉心のボイド率予測に不確かさを有するが、不確かさに関する感度解析を実施した結果、不確かさの影響により原子炉容器内の水位に影響はあるが、ECCS再循環機能喪失での15分での代替再循環確立により炉心は冠水状態を維持でき、不確かさの感度は小さい。

[1] T. Okubo, et al., Evaluation Report on CCTF Core-II Reflood Test C2-4 (Run 62) –Investigation of Reproducibility –, JAERI-M 85-026, March 1985.

[2] T. Iguchi, et al., Evaluation Report on CCTF Core-II Reflood Test C2-5 (Run 63) –Effect of Decay Heat Level on PWR Reflood Phenomena –, AERI-M 91-174, October 1991.

[3] H. Akimoto, et al., Evaluation Report on CCTF Core-II Reflood Test C2-6 (Run 64) –Effect of Radial Power Profile –, JAERI-M 85-027, March 1985.

[4] Y. Kukita, et al., Developmental Assessment of RELAP5/MOD3 Code against ROSA-IV/TPTF Horizontal Two-Phase Flow Experiments, JAERI-M 90-053

2. 回答(つづき)

【炉心露出の防止における裕度】

図3にM-RELAP5コードにより代替再循環確立までの時間を20分とした場合の燃料被覆管表面温度の解析結果を示す。

このときの燃料被覆管表面温度の最高温度は約550°Cであり、炉心損傷の判断基準の1,200°Cに対して余裕があることがわかる。したがって、炉心露出の防止を判断基準としていることで、炉心損傷に至るまでには5分以上の裕度がある。

【結論】

MAAPにおける評価では、炉心露出までの時間を長めに見積もっている可能性があることから、M-RELAP5コードによる評価を不確かさとして取り扱うこととし、これを踏まえて「ECCS再循環機能喪失」における代替再循環の操作時間に考慮する。

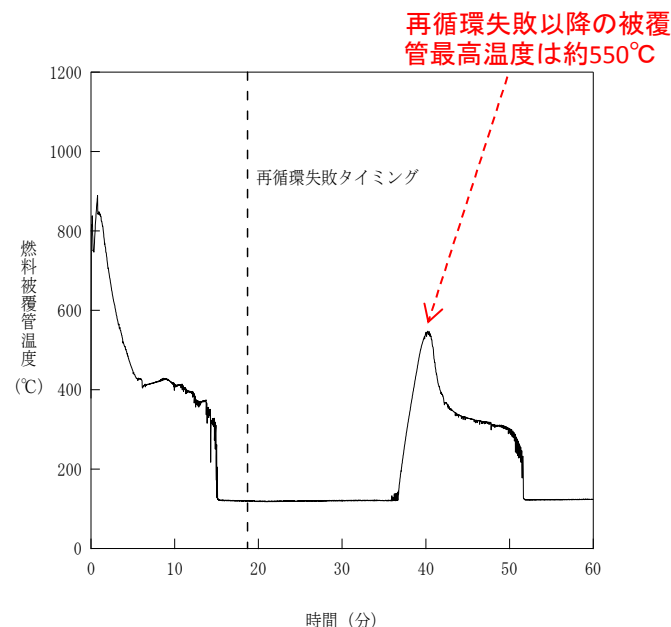


図3 ECCS再循環機能喪失・代替再循環20分とした場合の燃料被覆管温度評価※

※本評価は出力分布を考慮した高温燃料棒の評価結果である。

3. 資料

資料1-2-5 「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 MAAP)

「4.3.1 沸騰・ボイド率変化、気液分離(炉心水位)・対向流(炉心(熱流動))、気液分離・対向流(1次系)」(3-185p)参照

資料1-2-3 「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1部 M-RELAP5)

「添付2 M-RELAP5コードのECCS再循環機能喪失への適用性について」(1-162p)参照

1. 指摘事項

検証、感度解析において、何をもって実機に適用可能とできるのか、考え方を整理すること。

2. 回答

【検証】

「4.2 妥当性確認(事故解析及び実験解析)」においてモデルの妥当性を確認し、さらにスケール性に関する考察を行い「4.4.1 事故解析及び実験解析の実機への適用性」にて実機への適用性を整理した。

●一例「4.4.1(5)炉心デブリとコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生」

ACE実験^[1]及びSURC実験^[2]のようなデブリベッド形状が既知の場合に、MAAPのモデルにおいて実験で観測されたコンクリート侵食挙動を再現できることが確認され、実機解析に適用可能と考えられる。このように、床面積および炉心デブリの体積に基づいたデブリ深さに応じた挙動を取り扱うことができ、ループ数に依らず、適用可能である。なお、実機におけるコンクリート侵食挙動に関しては、キャビティでのFCI現象も含めた溶融炉心の堆積の仕方(すなわち、デブリベッド形状)や水による冷却などがコンクリートへの伝熱挙動にも影響する複合的な現象であることから、添付3において総合的な検討を行っている。

[1] OECD/NEA "Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions," NEA/CSNI/R(92)10.

[2] "International standard problem No 24: ISP-24: SURC-4 experiment on core-concrete interactions," NEA/CSNI-155, 1988.

【感度解析】

「4.3 妥当性確認(感度解析)」において、重要現象に関連したパラメータの不確かさ幅を分析し、感度解析を実施することによってその重要現象に対する影響を把握し、「4.4.2 感度解析による検討の整理」にて実機への適用性を整理した。

●一例「4.4.2(3)再循環ユニット自然対流冷却」

再循環ユニットを用いた自然対流冷却については、格納容器内に水素が存在する場合の影響を確認した。確認は、代表3ループプラントを対象とした結果であり、ループ数によらずに各プラントで同様の自然対流冷却の方式(メカニズム)を採用していることから、格納容器内に水素が存在する場合に圧力及び温度を高め評価する傾向については各プラントでも同様となる。しかし、再循環ユニットの冷却性能等はプラントによって異なり、水素が存在する場合の影響程度も異なることから、格納容器の限界圧力や限界温度に対する余裕が小さい場合には、プラント毎に評価を要する。

3. 資料

資料1-2-5 「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 MAAP)
「4.4 実機解析への適用性」(3-250p)参照

1. 指摘事項

FP挙動は重要な物理現象であることから、ソースタームの扱いなどについてもさらに検討すること。

2. 回答

「3.3.8 核分裂生成物(FP)挙動モデル」において、MAAPコードにおける炉心燃料からのFP放出モデル、状態変化・輸送モデル等について整理し、FP化学形態の取扱いとその影響の考察を行った。また、被ばく評価で用いているNUREG-1465^[1]に基づく評価とMAAPコードとの比較を行い、NUREG-1465に基づく評価の妥当性について確認した。なお、「4.2.7 PHEBUS-FP(FPT1)実験解析」及び「4.2.8 ABCOVE実験解析」にてMAAPコードによるFP挙動に関する確認を追加した。

[1] “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants,” NUREG-1465, 1995

【MAAPコードにおけるFP挙動モデル】

項目		計算モデル
FP 挙動 モデル	FP放出	<ul style="list-style-type: none"> ・ FPは炉心温度に対する放出速度の相違に基づき12グループに分類。各FPグループの質量保存を考慮 ・ ペレットと被覆管の間隙部に蓄積したFPの放出（ギャップ放出を模擬） ・ 熔融炉心-コンクリート反応に伴うFP放出を模擬
	遷移・輸送	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系および格納容器内のFP形態は各グループに対しガス状、エアロゾル状、沈着を考慮（希ガスはガス状のみ）。また、水中および炉心デブリ内のFPを考慮 ・ 気相および液相中のFPの輸送は、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算 ・ FPがガスとエアロゾルの場合は、気体の流れに乗って移動 ・ 炉心デブリ内に残存するFPは炉心デブリと共に移動 ・ 水中のFPは区画間の水の流れと共に移動 ・ 格納容器および1次系内での気体、エアロゾル及び構造表面状（沈着）の状態間の遷移を模擬 ・ エアロゾルの沈着は、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FPガス凝縮、FPガス再蒸発を模擬。沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない ・ よう素の化学形態として、粒子状よう素のみを考慮
	崩壊熱	<ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱は各位置のFP量に応じて分配され、各エネルギー保存式に考慮 ・ FP崩壊による発生エネルギーは入力崩壊熱データで考慮 ・ FP崩壊による各FPグループの質量の変化は考慮していない

なお、MAAPでは、CsI等よう素化学種がプール水中に溶解後の化学反応による揮発性の無機よう素I₂や有機よう素の生成についてはモデル化されていない。

2. 回答(つづき)

【MAAPコードでのFP化学形態の取扱いとその影響】(格納容器内圧力・温度評価)

●MAAPコード

- ・FP挙動モデルでは、各種のエアロゾル挙動を模擬している。
- ・ただし、有機よう素や無機よう素の化学形態を模擬せず、粒子状よう素のみを考慮している。

●MAAPコードにおいて粒子状よう素のみを考慮していることの影響確認

- ・格納容器内圧力・温度を評価する観点では、格納容器気相部におけるFPの崩壊熱が重要である。

無機よう素及び粒子状よう素⇒スプレー及び沈着により格納容器気相部から速やかに除去される。
有機よう素 ⇒スプレー及び沈着により除去されない。

- ・格納容器気相部の崩壊熱に対するよう素化学形の影響としてはMAAPで考慮されていない有機よう素の寄与を評価した。
- ・下表に示すとおり、有機よう素の存在割合が最大となる場合を考慮しても格納容器気相部での希ガスの崩壊熱割合が4%に対し、有機よう素の寄与は0.8%であることから、よう素の化学形態が格納容器内圧力・温度評価に及ぼす影響はほとんどない。

	希ガス	よう素
全FPに対する希ガス及びよう素の崩壊熱割合 ^(注1) (a)	約4%	約20% (全よう素)
存在割合 ^(注2) (b)	100%	4% (有機よう素)
化学形を考慮した崩壊熱割合 (a)×(b)	4%	0.8% (有機よう素)

(注1)有効性評価に用いる崩壊熱割合

(注2)粒子状よう素及び無機よう素は沈着等により格納容器気相部から除去されることから、格納容器気相部に留まる有機よう素の影響を評価する。有機よう素の存在割合は最大となるRG1. 195^[1]の値に基づく。

[1] “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors,” NRC Regulatory Guide 1.195.

2. 回答(つづき)

【NUREG-1465とMAAPコードにおけるFP挙動模擬の比較】(被ばく評価)

●FPの核種グループ

- ・核種グループの分類は、MAAPが12グループに対して、NUREG-1465は8グループである。
- ・MAAPで分類されている放射性物質のうち、放出に寄与するものはNUREG-1465のソースタームにおいても網羅されており、両者は同等といえる。

[代替ソースターム (PWR プラント)]

(初期炉内インベントリに対する割合)

●代替ソースターム(NUREG-1465)

NUREG-1465で参照されているPWRの格納容器内のソースターム(右表参照)を用いたシビアアクシデント時の格納容器外への放出割合について、MAAPによる解析結果との比較を「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」シーケンスを対象に実施した。

グループ	名称	ギャップ 放出	早期原子炉 容器内放出	原子炉 容器外放出	後期原子炉 容器内放出
1	希ガス	0.05	0.95	0	0
2	ハロゲン	0.05	0.35	0.25	0.1
3	アルカリ金属	0.05	0.25	0.35	0.1
4	Te グループ	0	0.05	0.25	0.005
5	Ba, Sr	0	0.02	0.1	0
6	貴金属	0	0.0025	0.0025	0
7	ランタノイド	0	0.0002	0.005	0
8	Ce グループ	0	0.0005	0.005	0

なお、MAAPでの評価におけるよう素については、粒子状よう素に対するMAAP解析の結果を使用し、有機よう素及び無機よう素に対しては、放出タイミングをMAAP解析の希ガスと同等、放出割合をNUREG-1465の75%とし、RG1.195ベースの各化学形の存在比、沈着等を別途考慮して補正した値で比較を行った。

2. 回答(つづき)

【NUREG-1465とMAAPコードにおけるFP挙動模擬の比較】(被ばく評価)(つづき)

●代替ソースターム(NUREG-1465)

<結果の比較>

①原子炉格納容器内への放出のタイミング

炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングについては、ほぼ同じであると考えられ、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断する。

表 溶融開始及び及び原子炉容器破損のタイミング

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP	～約19分	約19分～約1.5時間
NUREG-1465	～30分	30分～1.8時間

②原子炉格納容器からの放出割合の比較

・短期的な挙動

よう素について、MAAPベースのピーク値が高めの値を与える結果となったが、よう素の化学組成の割合として無機よう素91%を用いたことに起因しているためと考えられる。事象の初期の炉心損傷時点において、粒子状よう素の水中への溶解を伴う挙動の正確な予測が難しく、今後の課題となる。

・長期的な挙動

右表の原子炉格納容器からの放出割合評価例に示すとおり、被ばく評価で用いたモデル(NUREG-1465の評価)の結果は、MAAP解析ベースと同等あるいは保守的な結果であるため、これを用いた各種評価等は、保守的な条件等を適切に考慮することにより十分妥当性のある結果となる。

表 代表3ループプラントの原子炉格納容器からの放出割合評価例(7日間積算)

核種グループ	被ばく評価で用いたモデル	MAAP解析ベース*1
希ガス類	約 1.1×10^{-2}	約 9.6×10^{-3}
よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}
Cs 類	約 2.1×10^{-4}	約 1.9×10^{-5}
Te 類	約 8.3×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}
Ba 類	約 3.2×10^{-5}	約 8.1×10^{-7}
Ru 類	約 1.4×10^{-6}	約 1.8×10^{-6}
Ce 類	約 1.5×10^{-6}	約 6.1×10^{-8}
La 類	約 1.4×10^{-6}	約 9.6×10^{-9}

2. 回答(つづき)

【MAAPコードによる実験解析】

●PHEBUS-FP(FPT1)実験^[1]解析^[2]

燃料棒被覆管温度、FP放出挙動の各パラメータの変化に実験との差が生じているものの、被覆管温度の上昇、被覆管破損に伴うギャップ放出等、各フェーズで観測された現象について、ある程度の模擬が出来ていることを確認した。

実験と解析の相違は、個々の燃料棒の形態が影響するような小規模な炉心体系の模擬性が要因と考えられ、実機スケールの体系において、この種の不確かさは小さくなると推測される。

●ABCOVE実験^[3]解析

乾燥エアロゾルにおいては、エアロゾルの凝集及び沈着挙動を良く模擬出来ていることを確認した。

[1]Clement and Haste(IRS, Cadarache), "Thematic Network for a PHEBUS FPT-1 International Standard Problem," OECD/NEA, July 2003.

[2] 社団法人 日本原子力学会「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」(平成22年4月)

[3]R.K. Hilliard et al. "Aerosol Behavior Code Validation and Evaluation(ABCOVE) Preliminary Results of Test AB5," HEDL-SA-2854FP, Feb. 1983.

【まとめ】

- ・「3.3.8 核分裂生成物(FP)挙動モデル」において炉心燃料からのFP放出モデル、状態変化・輸送モデル等について整理した。なお、MAAPコードにおいてはよう素の化学形態を模擬せず、粒子状よう素のみを考慮しているが、有機よう素の崩壊熱への寄与を評価し、化学形態の模擬が格納容器内圧力・温度評価に及ぼす影響はほとんどないことを確認した。
- ・被ばく評価で用いているNUREG-1465ベースの評価はMAAPベースと同等あるいは保守的な結果であるため、NUREG-1465ベースによる評価を行っている各種の評価は、保守的な条件等を適切に考慮することにより十分妥当性のある結果となることを確認した。なお、水中のよう素の反応は精度の良い予測が難しく、特に事象初期の挙動予測は今後の課題であると考えられる。

3. 資料

資料1-2-5 「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 MAAP)

「3.3.8 核分裂生成物(FP)挙動モデル」(3-62p)、「4.2.7 PHEBUS-FP(FPT1)実験解析」(3-164p)、

「4.2.8 ABCOVE実験解析」(3-180p)参照

1. 指摘事項

炉外水蒸気爆発の可能性について、森山氏によるJASMINEに関する日本原子力学会誌論文(2006年)に対する事業者見解を示すこと。

2. 回答

・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^[1]されている。

この評価では、恣意的なトリガリングを付与していること、融体ジェット直径を0.1m～1mの一様分布として与えているため流体の運動エネルギーの幅が大きく評価されていること、フラジリティを簡易的な取扱いとしたことの条件付確率として6.8E-2(評価値)が算出されている。

表1のとおり実機では、トリガリングとなりうる要素が無いこと、融体ジェットの口径が0.5m程度であること、原子炉容器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への脅威にはならないと考えられる。

[1]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

3. 資料

資料1-2-7 「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 MAAP) 添付2 溶融炉心と冷却水の相互作用について 改訂
「3.2 FCI実験の知見の整理 (2)原子炉容器外FCIにおける水蒸気爆発の発生可能性」
(3.2-10p)等 参照

2. 回答 (つづき)

表1 森山氏論文の評価条件と実機での想定との比較

項目	森山氏によるJASMINEに関する 日本原子力学会誌論文 ^[1]	実機での想定
トリガリング	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る時刻に恣意的にトリガリングを与え、水蒸気爆発を誘発している。	キャビティ水は、準静的でありトリガリングとなりうる要素はない。
流体の運動エネルギー	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、融体ジェット直径が0.9mを超える場合に、流体の運動エネルギーが200MJを超えている。なお、格納容器破損のフラジリティ分布は、大半が200MJ以上の範囲に含まれる。	実機解析では、融体ジェット直径は、0.5m程度であり、流体の運動エネルギーは200MJ以下と考えられる。
フラジリティの設定	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、格納容器破損に至るという簡易的な取扱いをしている。	原子炉容器遮蔽壁構造物以外の構造物により吸収できるエネルギーもあるため、即時に格納容器破損には至らない。

[1]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

1. 指摘事項

キャビティ水温について事故シーケンスによっては、水温が変わる可能性があるため、影響について確認すること。

エントレインメント係数が変わる解析ケースでは、水の蒸発量によって凝縮量も変化するため、エネルギーバランスについて言及した上で圧カスパイクへの影響を考察すること。

2. 回答

・大LOCAシーケンスでは、高温の破断流が事象初期に原子炉キャビティに放出されるため、キャビティ水温は早期に上昇する。これに対して全交流電源喪失シーケンスでは、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、次第に上昇していく。その結果、原子炉容器破損時のキャビティ水温は同程度であるが、格納容器内圧力すなわちサブクール度は、大LOCAシーケンスのほうが小さいため、圧カスパイクの観点からは、大LOCAシーケンスのほうが厳しくなる。

・MAAPでは、細粒化されたデブリ粒子の熱エネルギーは水蒸気生成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り巻き込まれ、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。

3. 資料

資料1-2-7 「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 MAAP) 添付2 溶融炉心と冷却水の相互作用について 改訂
「4. 不確かさに関する整理 (1)キャビティ水温及び水量」
(3.2-18p)等 参照

1. 指摘事項

添付2-4「溶融炉心の落下速度」の感度解析について、パラメータとしてエントレインメント係数で感度を整理できるのであれば、記載を見直すこと。

2. 回答

MAAPでは、エントレインメント量(細粒化量)の計算にRicou-Spaldingの相関式を用いており、この式では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の不確かさについては、FCIの大規模実験に基づくベンチマーク解析により範囲を設定しており、有効性評価の解析では中間的な値(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□割程度大きく設定していることから、不確かさとして□割を見込む。

一方、デブリ速度の不確かさは、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が、大LOCAシーケンスでは原子炉容器内外圧差が大きいことから、炉心デブリの水頭差に依存する。炉心デブリの水頭は、原子炉容器破損位置により代表されるため、破損位置からデブリの落下速度の不確かさを計算すると2割程度となる。

以上より、落下速度の不確かさはエントレインメント係数の不確かさに包絡されることからエントレインメント係数の感度を確認することとした。



内は商業機密に属するものですので公開できません

3. 資料

資料1-2-7 「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 MAAP) 添付2 溶融炉心と冷却水の相互作用について 改訂
「4. 不確かさに関する整理 (2)溶融炉心の落下量(落下速度)と細粒化量」
(3.2-19p)等 参照

1. 指摘事項

- ・「水-炉心デブリ間の熱伝達係数」の感度解析についてコンクリートが20cm侵食することに伴い水素が3%増加した結果となっているが、この追加発生に伴う処理について示すこと。
- ・炉心デブリから水への熱流束について、溶融炉心が落下した直後は大きく、クラストが形成されるにつれて小さくなっていくと考えられるため、このようなことを考慮して考察を加えること。
- ・溶融炉心のキャビティの落下挙動については、さまざまなパターンが考えられることから、感度パラメータの重ね合わせを考慮して、不確かさを考察すること。

2. 回答

(1)炉心デブリの拡がり面積に関する感度解析

解析条件

炉心デブリの拡がり面積には不確かさがあり、拡がり面積が小さい場合にコンクリートへの熱流束が大きくなる。したがって、拡がりの形態として現実的には起こりえないが、炉心デブリが極端な条件で局所的に堆積する場合の感度解析を実施する。

項目	炉心デブリの拡がり面積	設定根拠
ベースケース	キャビティ床面積の1/1	キャビティ区画床全面とする。
感度解析ケース	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

3. 資料

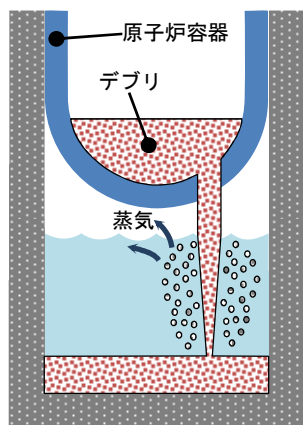
資料1-2-8 「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」

(第3部 MAAP)添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について 改訂

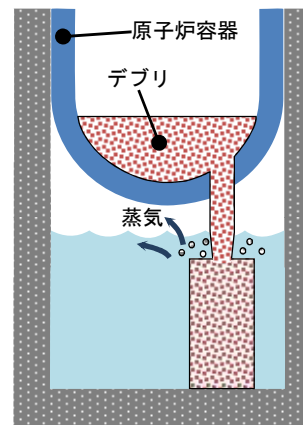
「5 感度解析と評価 (3)炉心デブリの拡がり面積、(4)水-炉心デブリ間の熱伝達係数、(5)感度解析パラメータの組み合わせ」

(3.3-73p~84p)等 参照

2. 回答 (つづき)



ベースケース



感度解析ケース

デブリの拡がり挙動については水中に落下する過程において、図1-1の通り一部が細粒化し、大部分は液体の状態でキャビティに堆積する。キャビティ床に堆積した溶融デブリは、図1-2の通り重力の影響で拡がるが、キャビティ水及び床面で除熱されることで固化が進み、拡がりは停止する。

今回は、PULiMS実験より得られた知見を基に水中でのデブリ拡がり長さと時間の相関式^[1]から溶融炉心の拡がりを計算し、感度解析のパラメータとして用いた。

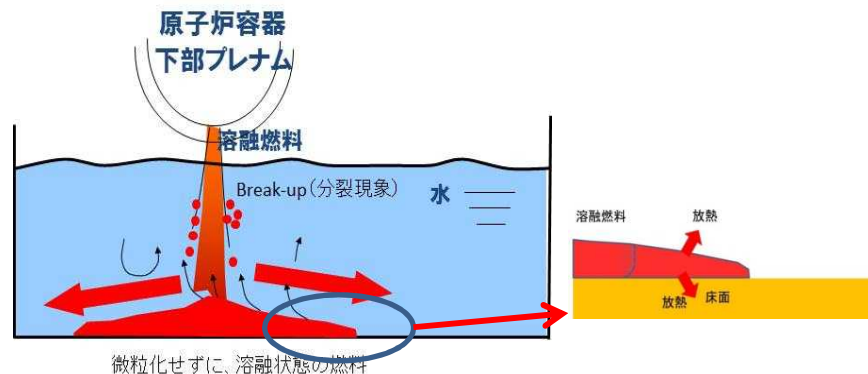


図1-1 溶融デブリの落下から拡がりに至る挙動

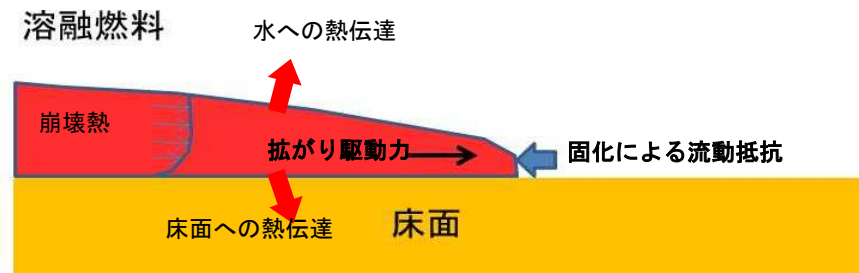


図1-2 溶融デブリの拡がりに係る挙動

[1] 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.

2. 回答(つづき)

これまでの実験の知見から、炉心デブリが落下時に冷却されず高温のまま床に到達する場合には、炉心デブリの拡がりが大きくなる。また炉心デブリが落下時に細粒化等により冷却が促進する場合には、炉心デブリの拡がりが小さくなる。

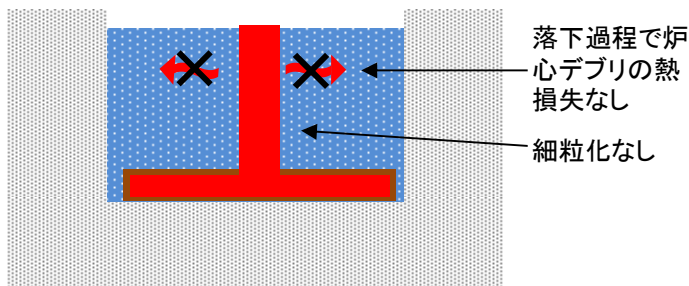


図1-3 落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース

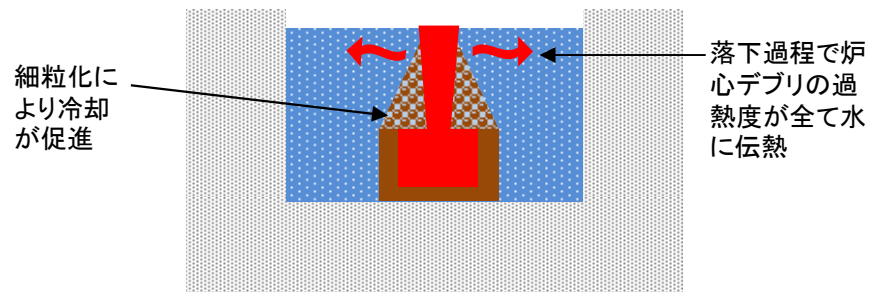


図1-4 落下時に細粒化等により冷却が促進されるケース

表1 各ケースに対する主な入力パラメータ

項目	落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース	落下時に細粒化等により冷却が促進されるケース
熔融炉心細粒化割合(-)	0.0	0.66
熔融炉心落下時の熱損失(K)	0.0	245.8

表2 熔融炉心拡がりの計算結果

項目	落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース	落下時に細粒化等により冷却が促進されるケース
熔融デブリの拡がり面積(m ²)	約47	約1.8

2. 回答(つづき)

解析結果

図1-5～1-8に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は原子炉容器破損以降に現れる。
炉心デブリと水の熱流束については、感度解析ケースのほうが高い値が継続する結果となっている。
これは炉心デブリの拡がり面積を極端に制限したことで炉心デブリと水との接触面積が小さくなるとともに炉心デブリの除熱量も小さくなった。その結果としてコンクリート侵食はベースケースに対して増加したものの、約18cmである。

評価

炉心デブリの拡がりを考慮した感度解析でもコンクリート侵食は約18cmとなったが、継続的なコンクリート侵食は生じないことが確認できた。なお、格納容器内の水素濃度も6%程度(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る結果となっている。

2. 回答 (つづき)

「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。」

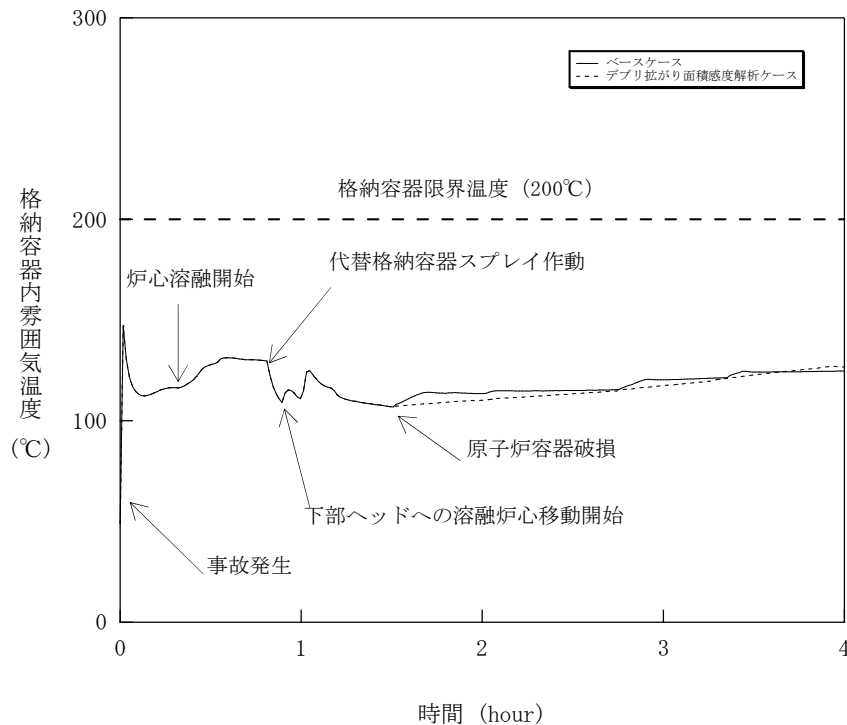


図1-5 格納容器内雰囲気温度の推移

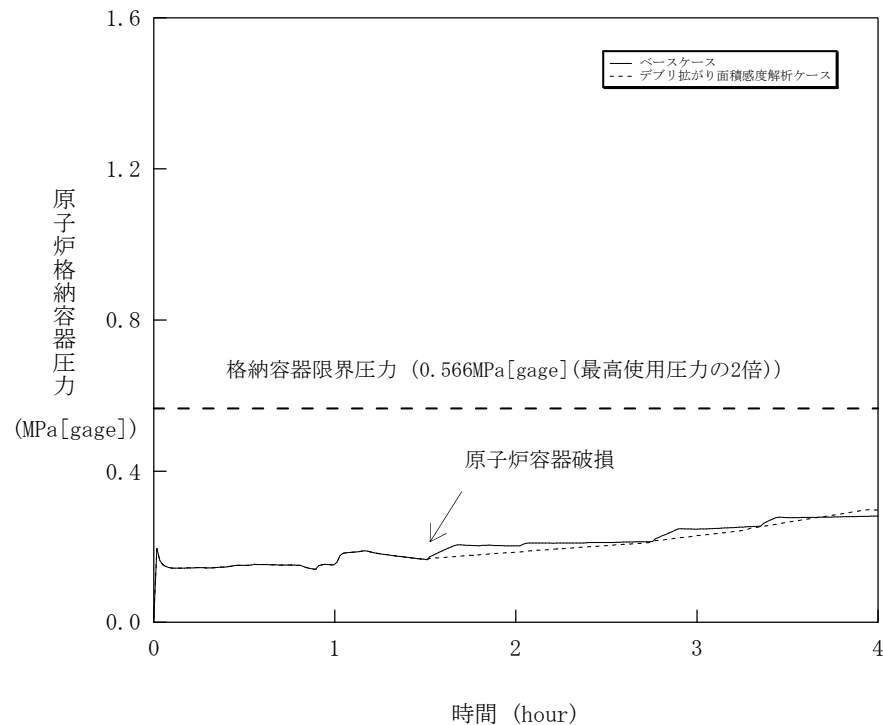


図1-6 原子炉格納容器圧力の推移

溶融炉心と水との接触面積が小さいため、格納容器内雰囲気温度、原子炉格納容器圧力とも低くなる。

2. 回答 (つづき)

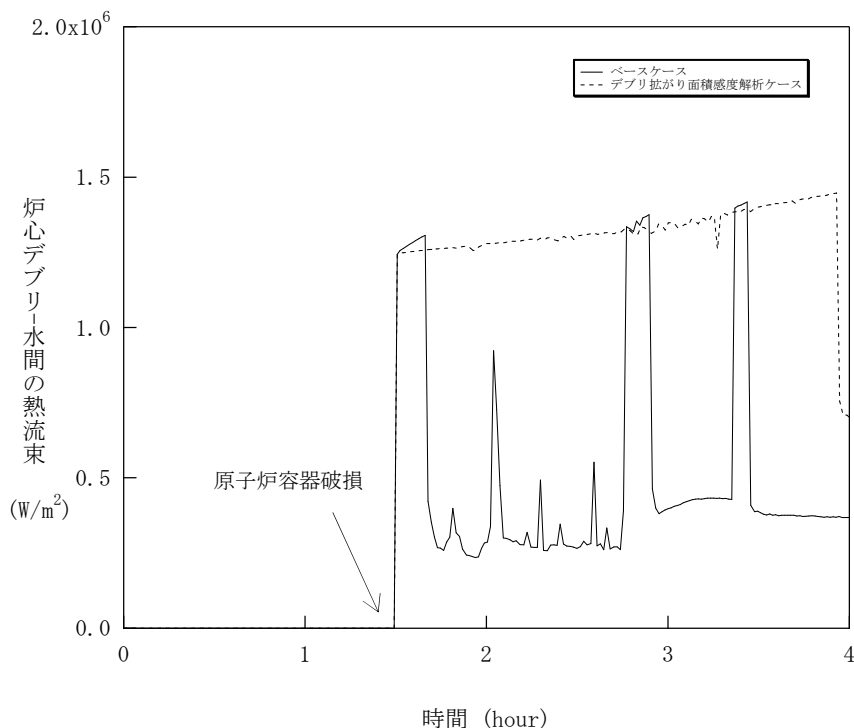


図1-7 炉心デブリー水間の熱流束の推移

溶融炉心と上面水プールとの接触面積が小さいため、高い熱流束の継続時間が長くなっており、炉心デブリーの冷却に時間を要する結果となっている。

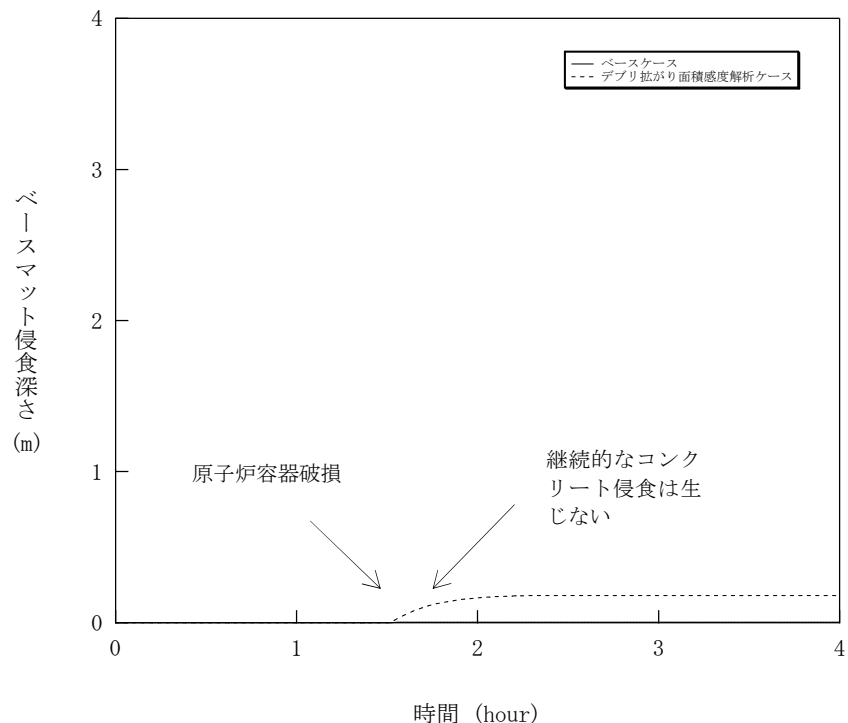


図1-8 ベースマツト侵食深さの推移

溶融炉心と上面水プールとの接触面積を小さくすることにより、ベースマツト侵食深さについては増加するが、継続的なコンクリート侵食は生じない。

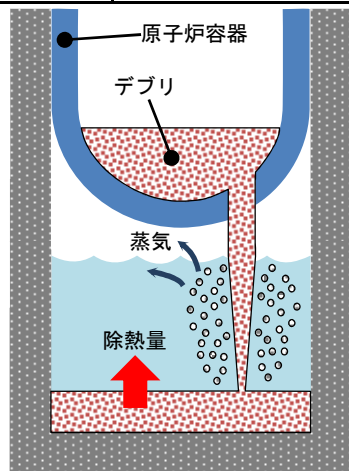
2. 回答(つづき)

(2) 水-炉心デブリ間の熱伝達係数に関する感度解析

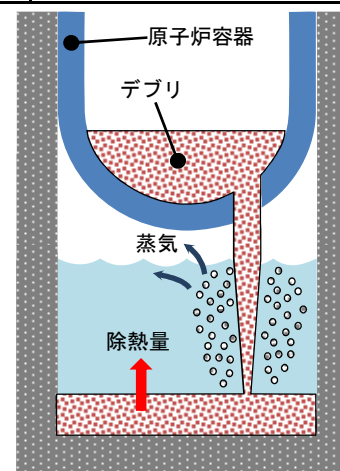
解析条件

水と炉心デブリの熱伝達には、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MCCIに関する実験に基づき大気圧条件 0.8MW/m^2 に相当する値を使用しているが、感度解析ケースでは、4ケースを実施する。

項目	Kutateladze係数	設定根拠
ベースケース	0.1 (0.8MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったMCCI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 (0.5MW/m ² 相当 ^(注))	CCI-2,3実験で初期ピーク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 (0.8MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート15%混入時 0.015625 (0.125MW/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 (0.2MW/m ² 相当 ^(注))	WETCOR、MACE、CCI実験で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



ベースケース



感度解析ケース

(注) 大気圧条件

2. 回答 (つづき)

解析結果

図2-1～2-4に感度解析結果を示す。本パラメータの影響は原子炉容器破損以降に現れる。

感度解析ケース1は、炉心デブリと水との熱流束について、瞬間的に $2\text{MW}/\text{m}^2$ 以上となる場合があり、ベースケースと比べて高く、限界熱流束の継続時間も短い結果となる。その結果コンクリート侵食は、 0mm となった。

感度解析ケース2は、炉心デブリと水の熱流束について、 $0.8\text{MW}/\text{m}^2$ 程度となり、ベースケースと比べて低く、限界熱流束の継続時間も長い結果となる。その結果コンクリート侵食は、約 7mm となった。

感度解析ケース3は、炉心デブリと水の熱流束について、初期はベースケースと同様に $1.3\text{MW}/\text{m}^2$ 程度となるが、全体固化後は $0.8\text{MW}/\text{m}^2$ 程度とベースケースより低く、限界熱流束の継続時間も長い結果となる。その結果コンクリート侵食は、約 3mm となった。

感度解析ケース4は、炉心デブリと水の熱流束について、原子炉容器破損以降 $0.3\text{MW}/\text{m}^2$ 程度で推移しており、ベースケースより有意に低く、限界熱流束の継続時間も長い結果となる。その結果コンクリート侵食は、約 20cm となった。

評価

水-炉心デブリ間の熱伝達係数に関する感度を確認した結果、感度解析ケース1～3では、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。

感度解析ケース4では、コンクリート侵食が有意に進むものの、熱流束設定の前提条件は仮想的であり、現実的に起こり得るものではないと考える。

2. 回答 (つづき)

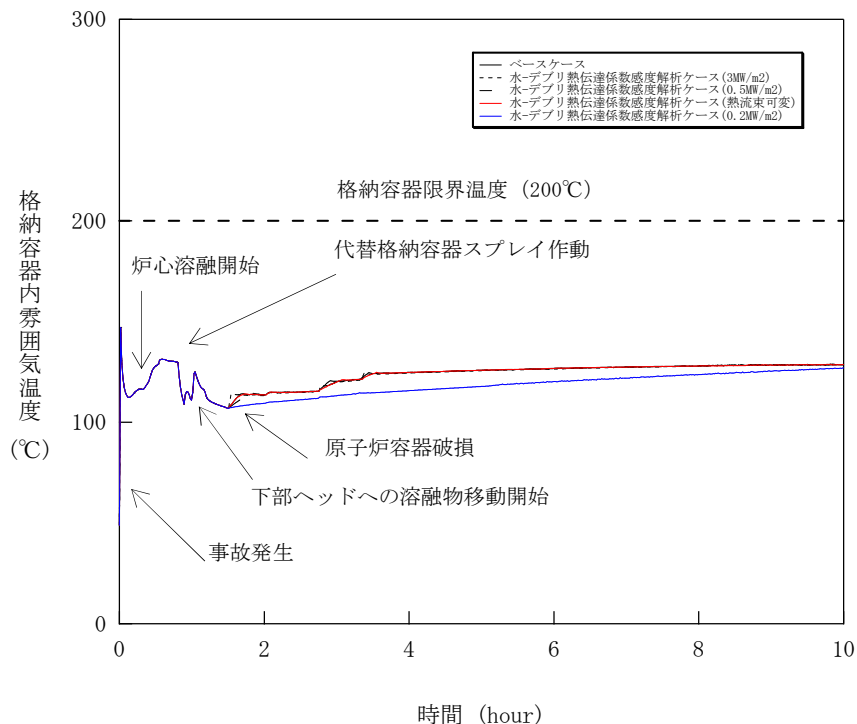


図2-1 格納容器内雰囲気温度の推移

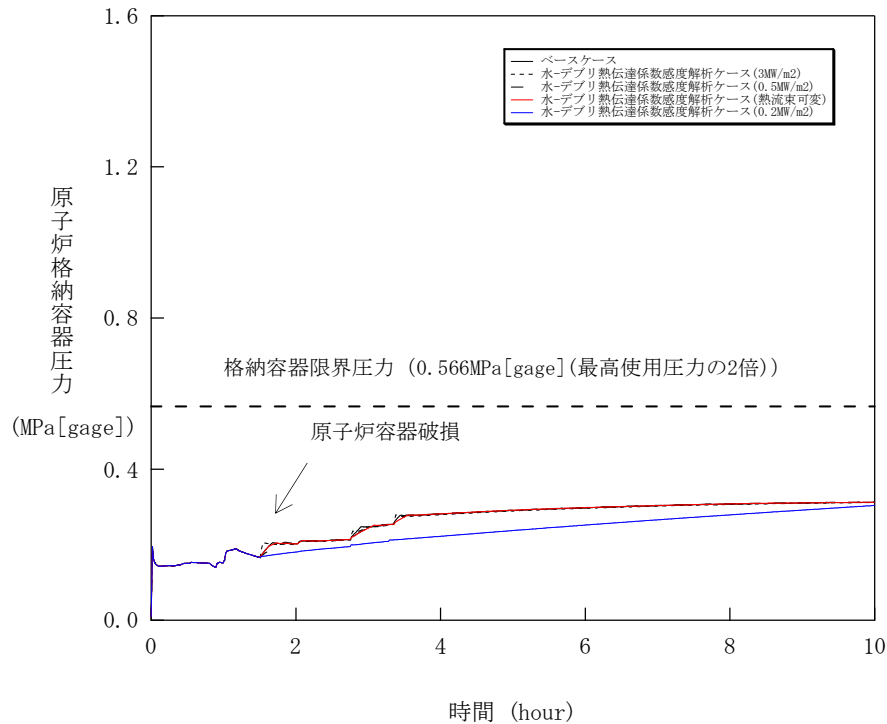


図2-2 原子炉格納容器圧力の推移

感度解析ケース1は、炉心デブリと水との間の熱伝達係数が大きく水プールからの蒸発量が増加する事から、格納容器内雰囲気温度、原子炉格納容器圧力とも僅かに高くなる。

感度解析ケース2～4は、炉心デブリと水との間の熱伝達係数が小さく水プールからの蒸発量が減少する事から、格納容器内雰囲気温度、原子炉格納容器圧力とも低くなる。

2. 回答 (つづき)

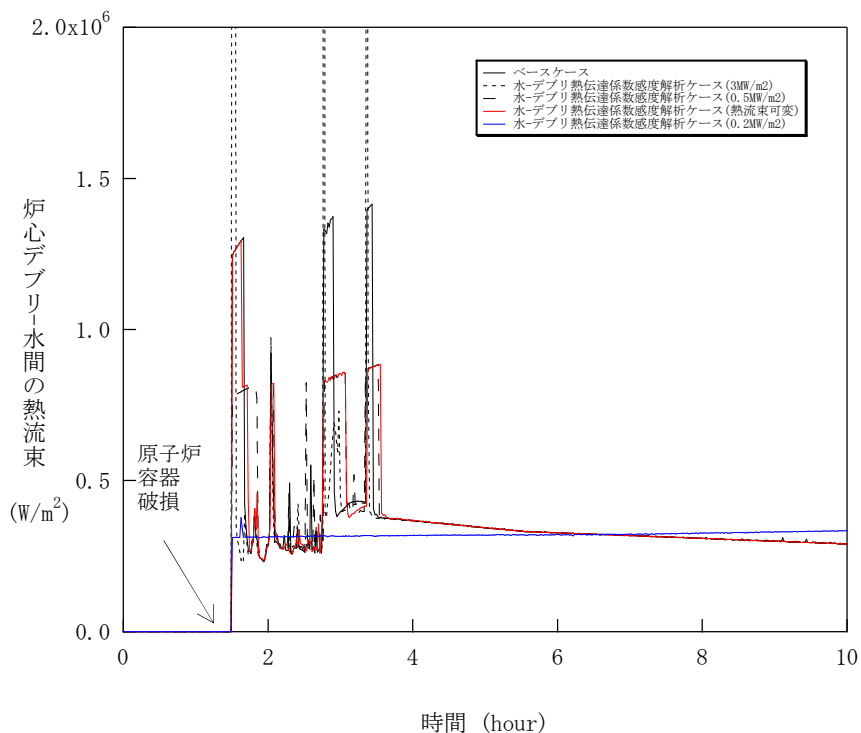


図2-3 炉心デブリー水間の熱流束の推移

感度解析ケース2～4は、炉心デブリーと水との間の熱伝達係数が小さいため、限界熱流束の値が低くなり、さらに限界熱流束で維持される時間が長くなっている。結果として、炉心デブリーの冷却に時間を要する結果となっている。

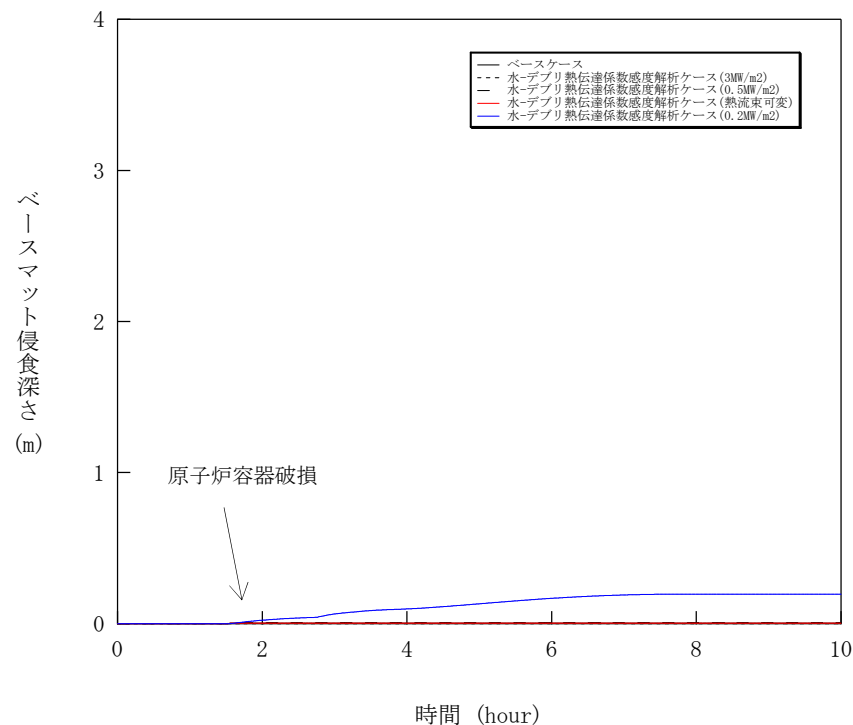


図2-4 ベースマツト侵食深さの推移

感度解析ケース4は、炉心デブリーと水との間の熱伝達係数が非常に小さいため、コンクリート侵食が増加したものの時間の経過とともに崩壊熱も減衰し、コンクリート侵食は停止する。

審査会合における指摘事項の回答 (MAAPコード MCCI)

No.5-10,11,13

(11/15)

2. 回答(つづき)

(3) 感度解析パラメータの組み合わせに関する感度解析

解析条件

MCCIは、原子炉キャビティ底に堆積した熔融炉心が周囲のコンクリートやキャビティ水と伝熱する過程で様々な不確かさが考えられること、直接的な実験例が少なく知見が不十分であることから、想定される不確かさを組み合わせた感度解析を実施する。

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 スプレイ作動時間	炉心熔融後30分	運転員操作余裕時間として設定
	エントレインメント係数	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値
	炉心デブリの拡がり面積	キャビティ床面積の1/1	キャビティ区画床全面
	Kutateladze係数	0.1(0.8MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったMCCI実験に基づく値
感度解析 ケース1	代替格納容器 スプレイ作動時間	炉心熔融後30分	運転員操作余裕時間として設定
	エントレインメント係数	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最小値
	炉心デブリの拡がり面積	キャビティ床面積の1/1	キャビティ区画床全面
	Kutateladze係数	熔融物存在時 0.1(0.8MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625(0.5MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート15%混入時 0.015625(0.125MW/m ² 相当 ^(注))	熔融デブリの状態に応じ、CCI実験、SSWICS実験 に基づく熱流束値を設定
感度解析 ケース2	代替格納容器 スプレイ作動時間	炉心熔融後30分	運転員操作余裕時間として設定
	エントレインメント係数	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最大値
	炉心デブリの拡がり面積	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	熔融物存在時 0.1(0.8MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625(0.5MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート15%混入時 0.015625(0.125MW/m ² 相当 ^(注))	熔融デブリの状態に応じ、CCI実験、SSWICS実験 に基づく熱流束値を設定

47

内は商業機密に属するものですので公開できません

(注) 大気圧条件

2. 回答 (つづき)

解析結果

図3-1～3-4に感度解析結果を示す。

感度解析ケース1は、炉心デブリと水との熱流束について、最初の落下時に $0.8\text{MW}/\text{m}^2$ 程度になるが、その後溶融デブリが固化することにより $0.5\text{MW}/\text{m}^2$ 程度となる。また、ベースケースと比べて、限界熱流束の継続時間も長くなり、その結果コンクリート侵食は、約4mmとなった。

水素生成量は、エントレインメント係数を小さくしたことで、細粒化によるZr-水反応量が少なくなったことからベースケースに比べて僅かに減少した。

感度解析ケース2は、デブリの拡がりを極端に制限したケースであり、炉心デブリはキャビティ水深と同程度の高さになるよう設定している。このケースでは、炉心デブリと水の熱流束については、ベースケースと比べて高く、限界熱流束の継続時間も長い結果となる。

その結果コンクリート侵食は、約19cmとなったが、キャビティ底面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が確認できた。

水素生成量は、MCCIIによる発生量の増加及びエントレインメント係数を大きくしたことで、細粒化によるZr-水反応量が多くなったことから増大した。なお、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。

次表に水素発生量の内訳を示す。MCCIIにより発生する水素は、ジルコニウムに起因するものであることを確認した。

評価

感度解析パラメータを組み合わせた場合での感度解析でもコンクリート侵食は約19cmとなったが、継続的なコンクリート侵食は生じないことを確認した。なお、格納容器内の水素濃度も6%程度(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る結果となっている。

2. 回答 (つづき)

表 水素発生量の内訳

PDS		RV破損前	RV破損後30分	RV破損後後期
時刻		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。

2. 回答 (つづき)

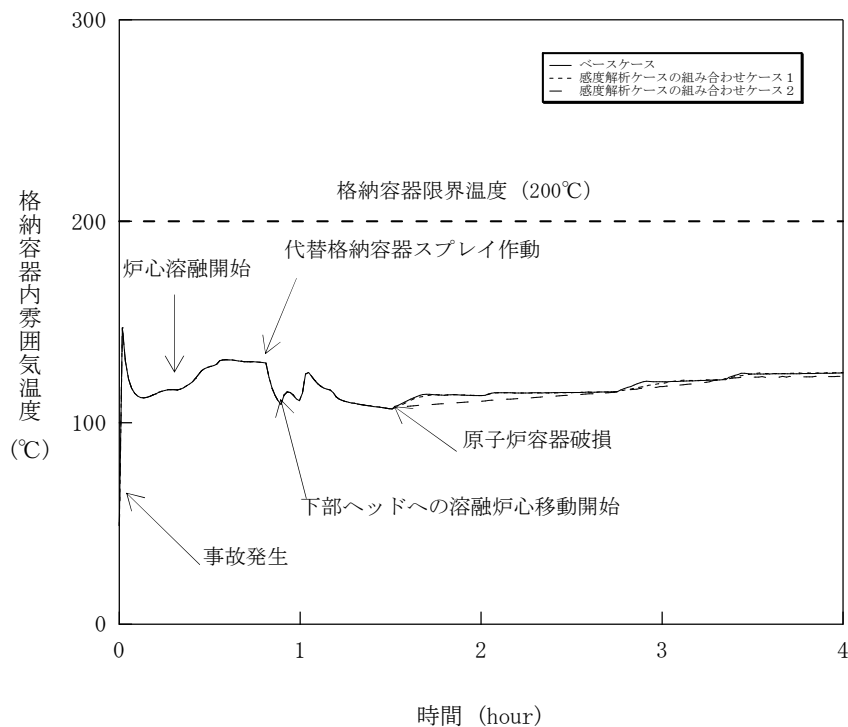


図3-1 格納容器内雰囲気温度の推移

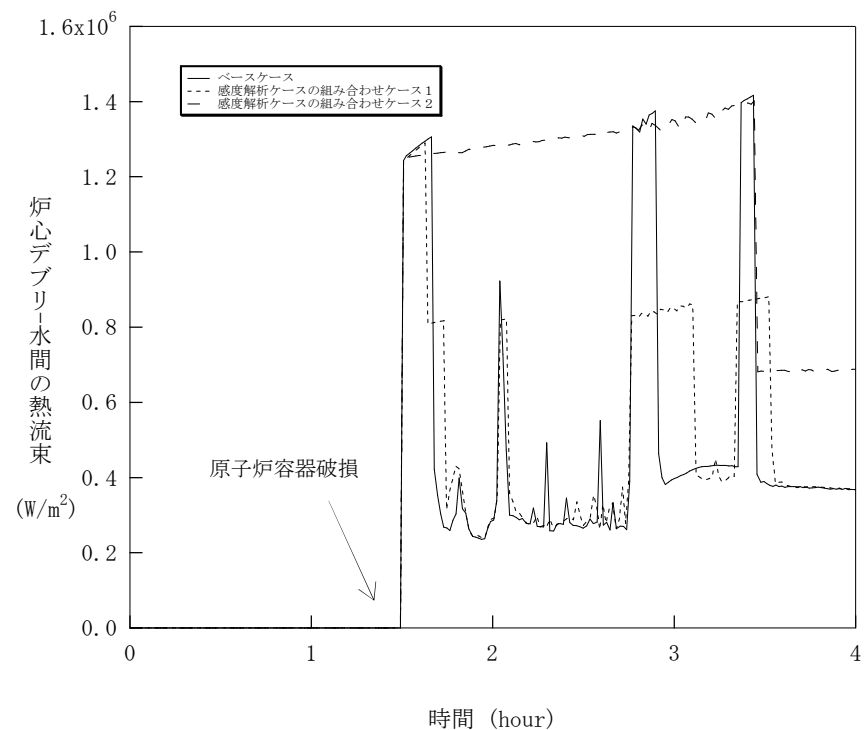


図3-2 炉心デブリー水間の熱流束の推移

溶融炉心と上面水プールとの熱伝達係数が小さく水プールからの蒸発量が小さくなるため、格納容器内雰囲気温度は低くなる。また、高い熱流束の継続時間が長くなっており、炉心デブリーの冷却に時間を要する結果となっている。

2. 回答 (つづき)

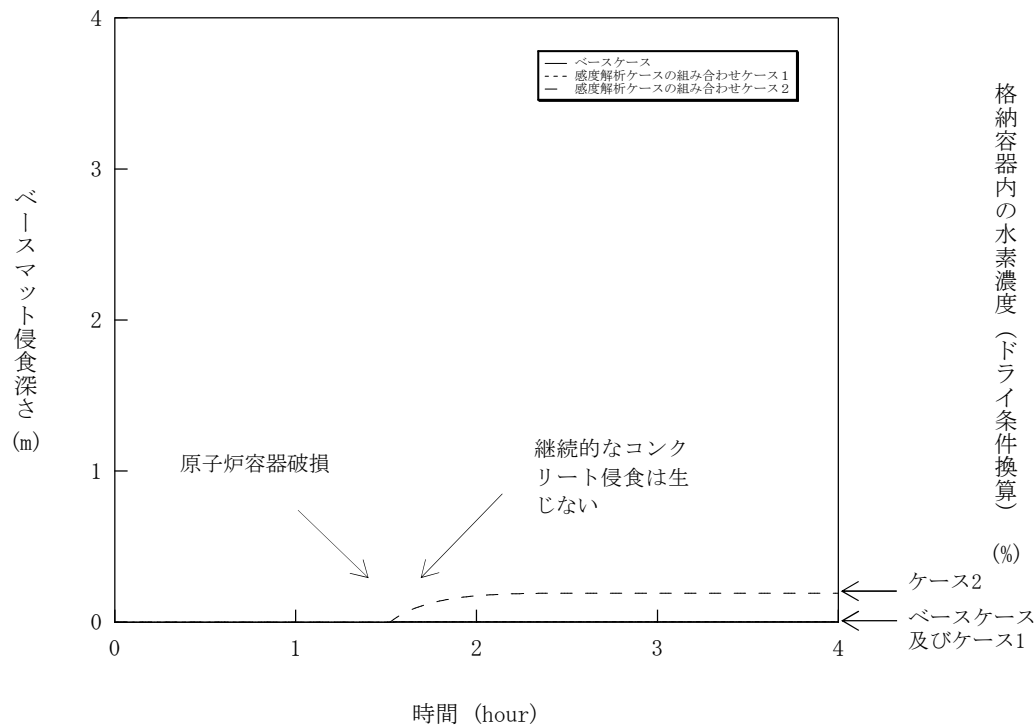


図3-3 ベースマット侵食深さの推移

感度解析ケース2は、溶融炉心と上面水プールとの接触面積を小さくすることにより、ベースマット侵食深さについては増加するが、継続的なコンクリート侵食は生じない。

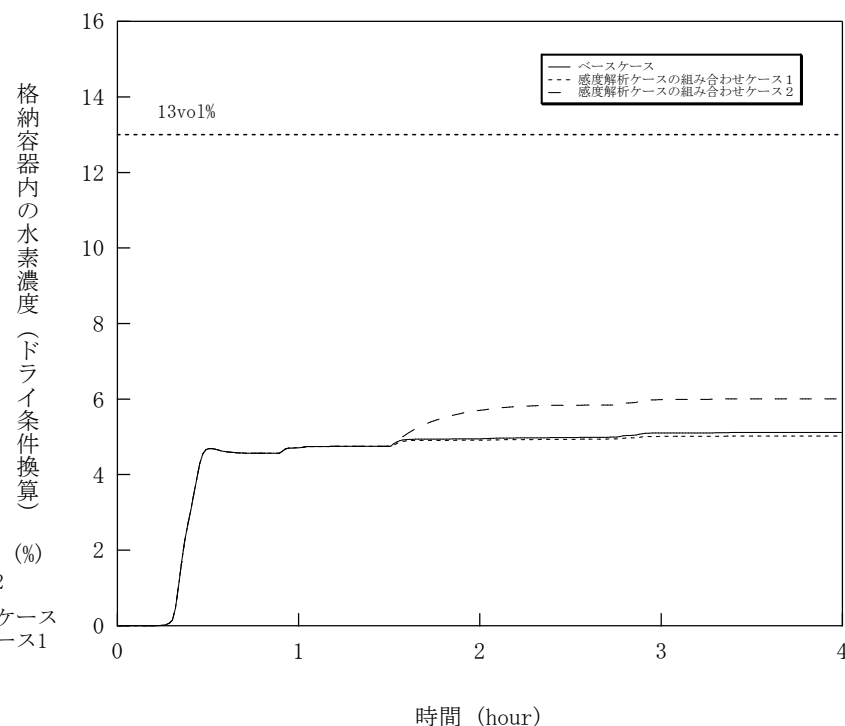


図3-4 格納容器内の水素濃度(ドライ条件換算)の推移

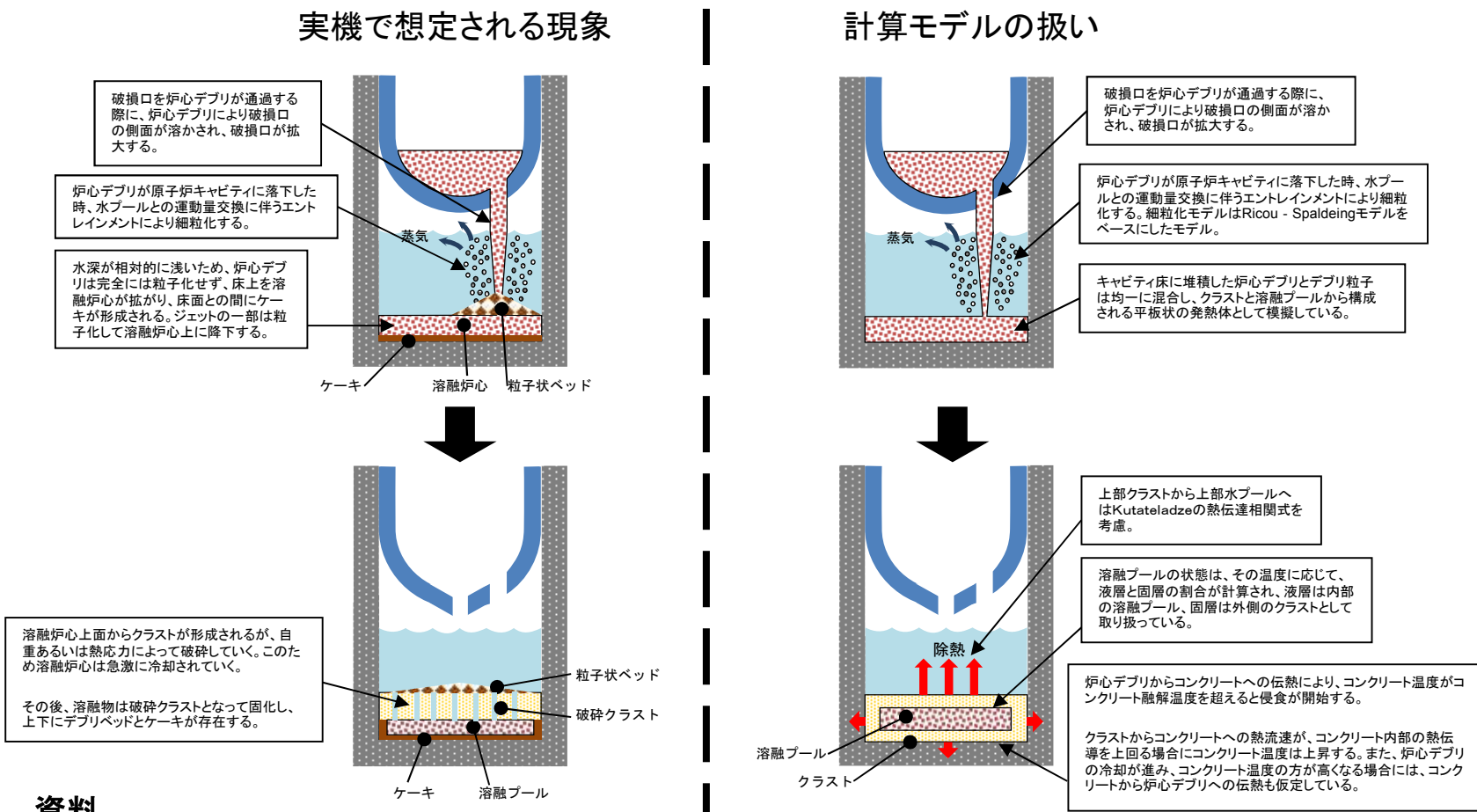
感度解析ケース2は、コンクリート侵食及び細粒化に伴う水素発生量が増加する。

1. 指摘事項

MCCIの一連の挙動について絵で示すこと。

2. 回答

炉心デブリ伝熱の想定される現象と解析上の取扱いとの比較概念図を示す。



3. 資料

資料1-2-8 「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 MAAP)

添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について 改訂

「図4-1 炉心デブリ伝熱の想定される現象と解析上の取扱いとの比較概念図」(3.3-65p, 66p)等 参照

1. 指摘事項

「デブリジェット径」及び「デブリ落下速度」についてはエントレインメント係数で感度を確認しているが、このように取り扱える根拠並びにこれらの不確かさがエントレインメント係数の不確かさに包含されることを示すこと。

2. 回答

MAAPでは、エントレインメント量(細粒化量)の計算にRicou-Spaldingの相関式を用いており、この式では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の不確かさについては、FCIの大規模実験に基づくベンチマーク解析により範囲を設定しており、有効性評価の解析では中間的な値(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小値は最確値よりも□割程度小さく設定していることから、不確かさとして約□割を見込む。

一方、デブリ速度の不確かさは、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が、大LOCAシーケンスでは原子炉容器内外圧差が大きくないことから、炉心デブリの水頭差に依存する。炉心デブリの水頭は、原子炉容器破損位置により代表されるため、破損位置からデブリの落下速度の不確かさを計算すると2割程度となる。

また、デブリジェット径の増加はエントレインメント割合の減少と等価であることから、エントレインメント量の不確かさの一部として取り扱う。デブリジェット径は原子炉容器の破損口径と等価として扱われているため、初期径の不確かさと溶融炉心が破損口を通過する際に侵食する不確かさを考慮する。

初期径の不確かさとして「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 MAAP) 添付2 溶融炉心と冷却水の相互作用について」の「5 感度解析と評価」にて約3倍の不確かさを想定した場合、侵食後の原子炉容器破損口径はベースケースと比較して約1%拡大している。

侵食の不確かさとして「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 MAAP)」の「4.3.5 リロケーション」の結果から、侵食後の原子炉容器破損口径はベースケースと比較して約3割拡大している。

□内は商業機密に属するものですので公開できません

3. 資料

資料1-2-8 「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 MAAP) 添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について 改訂「4 不確かさに関する整理 (1) 溶融炉心のキャビティへの堆積過程」(3.3-56p~59p)等 参照 53

2. 回答 (つづき)

以上より、エントレインメント係数、ジェット径、落下速度の不確かさはエントレインメント量の不確かさとして考えることができ、不確かさの大きいエントレインメント係数を代表として感度を確認する。

また、これらの不確かさを重畳すると不確かさ幅は、約5割となるがエントレインメント割合のコンクリート侵食に対する感度は小さいことから、不確かさが有効性評価に与える影響は小さいといえる。

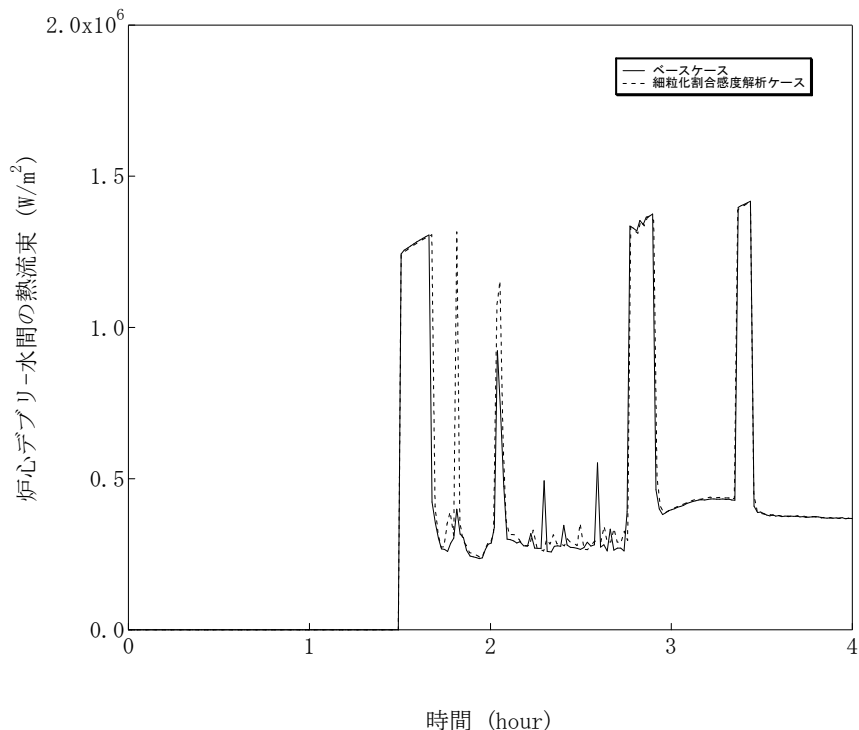


図1-1 炉心デブリ-水間の熱流束の推移

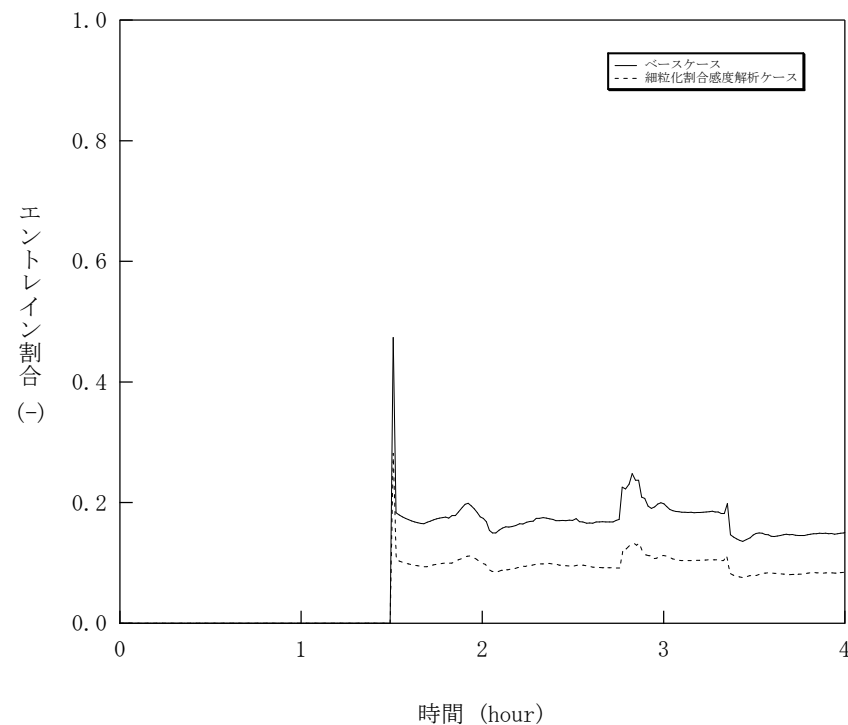


図1-2 エントレイン割合の推移

感度解析にて約□割の不確かさ幅で感度を確認した結果、炉心デブリのエントレインメント割合については感度が出ているものの、炉心デブリ-水間の限界熱流束が若干長くなっている以外には、感度がほとんど現れない。そのため、約5割の不確かさを考慮した場合にも不確かさが有効性評価に与える影響は小さいといえる。

1. 指摘事項

「炉心ヒートアップ速度」に対する不確かさについて、被覆管表面積を2倍にして感度解析を行っているが、不確かさとして2倍と設定した根拠及び実際のコード上の入力をどのように行っているか説明すること。

「炉心ヒートアップ速度」を変えることに伴い、水素発生量なども変化すると考えられるため、これらの影響について考察すること。

2. 回答

・MAAPでは炉心ヒートアップ速度に対して直接感度を与えることができないため、炉心ヒートアップ速度に直接影響のあるパラメータとして、ジルコニウム-水反応における被覆管表面積を選定した。工学的判断から、不確かさとして2倍程度を考慮し、感度解析を実施する。実際の被覆管表面積に不確かさはないと言えるが、被覆管表面積を増加させることによりジルコニウム-水反応速度を増加させ、炉心ヒートアップを加速させることを計算上模擬している。

・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、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、被覆管表面積を選定しているが、実際の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。

3. 資料

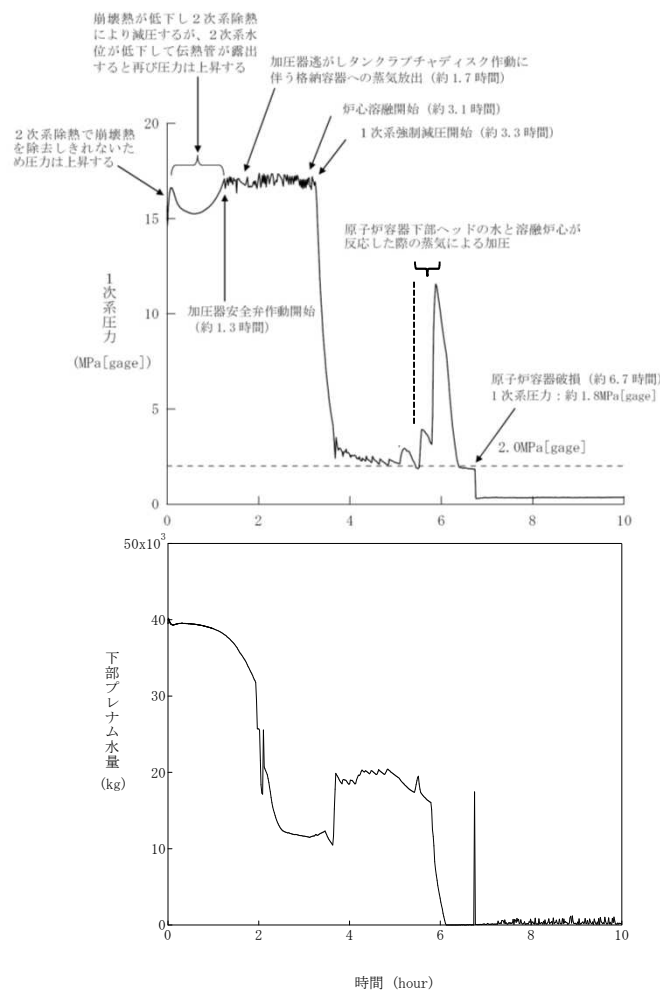
資料1-2-6 「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」(第3部 MAAP) 添付1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について 改訂 「3 不確かさに関する整理 (3)原子炉容器破損時期 炉心ヒートアップ」(3.1-8p)及び「4 感度解析と評価 (6)ヒートアップ時の被覆管表面積」(3.1-22p)等 参照

1. 指摘事項

原子炉容器破損時に下部プレナムにどの程度水が残っているか確認すること。

2. 回答

- ・「4 感度解析と評価」において、下部プレナム水量の過渡応答図を追加した。
- ・溶融炉心は、下部ヘッドへの溶融物移動開始以降、下部ヘッドに堆積し始める。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、炉心デブリにより加熱されることで原子炉容器表面温度が上昇し、原子炉容器の貫通部の溶接部の強度が低下することで、原子炉容器破損に至る。



3. 資料

- 資料1-2-6 「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 MAAP) 添付1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について 改訂 「4 感度解析と評価 (1) 加圧器逃がし弁の流量」(3.1-15p) 及び下部プレナム水量の過渡応答図(3.1-32p)等 参照

1. 指摘事項

加圧器逃がし弁の放出流量の不確かさについて再整理すること。

2. 回答

・加圧器逃がし弁容量は、プラント設計として設計圧力及び流量(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流量の不確かさは小さい。また、低圧での弁流量については、1次系強制減圧時点では加圧器内のインベントリがある程度減少していることから、気相单相での臨界流となる。図1のHenry-Fauskeモデルにおいても、気相单相の臨界流の場合は気相单相での式を適用しており、圧力対臨界流量のHenry-Fauskeモデルの計算結果と、実験で得られた値を比較した結果、良く一致しており^[1]不確かさは小さいと言える。

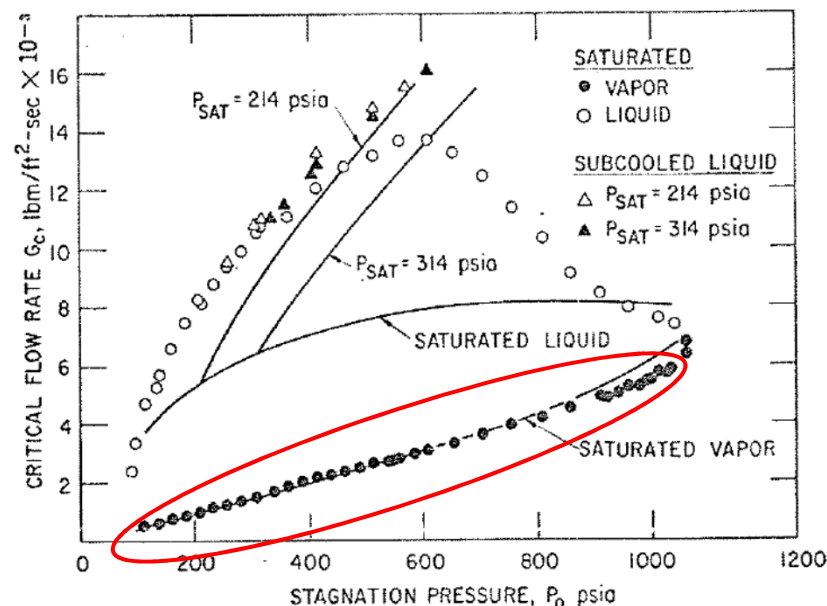


図1 Henry-Fauskeモデルでの圧力対臨界流量と実験との比較

3. 資料

資料1-2-6 「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 MAAP)
添付1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について 改訂
「3 不確かさに関する整理 (1)加圧器逃がし弁及び蓄圧タンクによる圧力変化」(3.1-4p) 参照

[1]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.

審査会合における指摘事項の回答 (MAAPコード DCH)

No.6-6

(2/6)

2. 回答 (つづき)

感度解析パラメータの組み合わせ

不確かさに関する整理にて抽出したパラメータについて、各々感度解析を行った結果、原子炉容器破損時点の1次系圧力が2MPa[gage]を下回っていることを確認した。ここでは、不確かさを重畳させた場合について解析を行い、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。

項目	ベースケース	感度解析ケース	感度解析ケースの設定根拠
蓄圧注入系流動抵抗係数	<input type="text"/>	<input type="text"/>	プラント設計に基づく値の50%
破損口の初期径	<input type="text"/> m	<input type="text"/> m	クラスト破損面積が小さい場合を想定
エントレインメント係数	<input type="text"/>	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最大値
粒子径ファクタ	<input type="text"/>	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最小値
ヒートアップ時の被覆管表面積	1倍	2倍	酸化発熱反応を促進するようにプラント設計に基づく値の2倍
<input type="text"/> 時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	<input type="text"/> K	<input type="text"/> K	燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定
限界熱流束にかかる係数	<input type="text"/>	<input type="text"/>	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	<input type="text"/>	<input type="text"/>	炉心デブリと下部プレナムが接触
溶接部破損時の最大歪み	<input type="text"/>	<input type="text"/>	実験の不確かさを大幅に上回る設定として、1/10倍

内は商業機密に属するものですので公開できません

2. 回答 (つづき)

解析結果

図1-1～1-4に感度解析結果を示す。

感度解析ケースでは、ベースケースと比較して原子炉容器破損時刻が約67分早くなっている。想定される不確かさを組み合わせた場合では、下部ヘッドへの炉心デブリ落下後も、下部ヘッドに存在する1次冷却材によって原子炉容器表面温度の上昇は抑制される。また、加圧器逃がし弁からの放出量は、蓄圧注入量を上回っているため1次冷却材圧力が低下傾向となり、原子炉容器破損時点での1次系圧力は2MPa[gage]を下回る結果となる。

評価

原子炉容器破損時刻に対する感度は約67分あるが、想定した不確かさの範囲内において、原子炉容器破損時点での1次系圧力は2MPa [gage]を下回っていることから、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考える。

一方、抽出したパラメータによる感度解析の結果、図2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炉心デブリ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り、冷却水がドライアウトした後に、炉心デブリ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。

これらの結果から、今回の感度解析で想定した不確かさの範囲内では、下部ヘッドへの炉心デブリ落下後も、加圧器逃がし弁からの放出量は蓄圧注入量を上回っているため、1次系圧力が低下傾向となること、ドライアウトまでは保有水による冷却で原子炉容器表面温度の上昇は抑えられることから原子炉容器破損時点での1次系圧力は2MPa[gage]を下回ることを確認した。

2. 回答 (つづき)

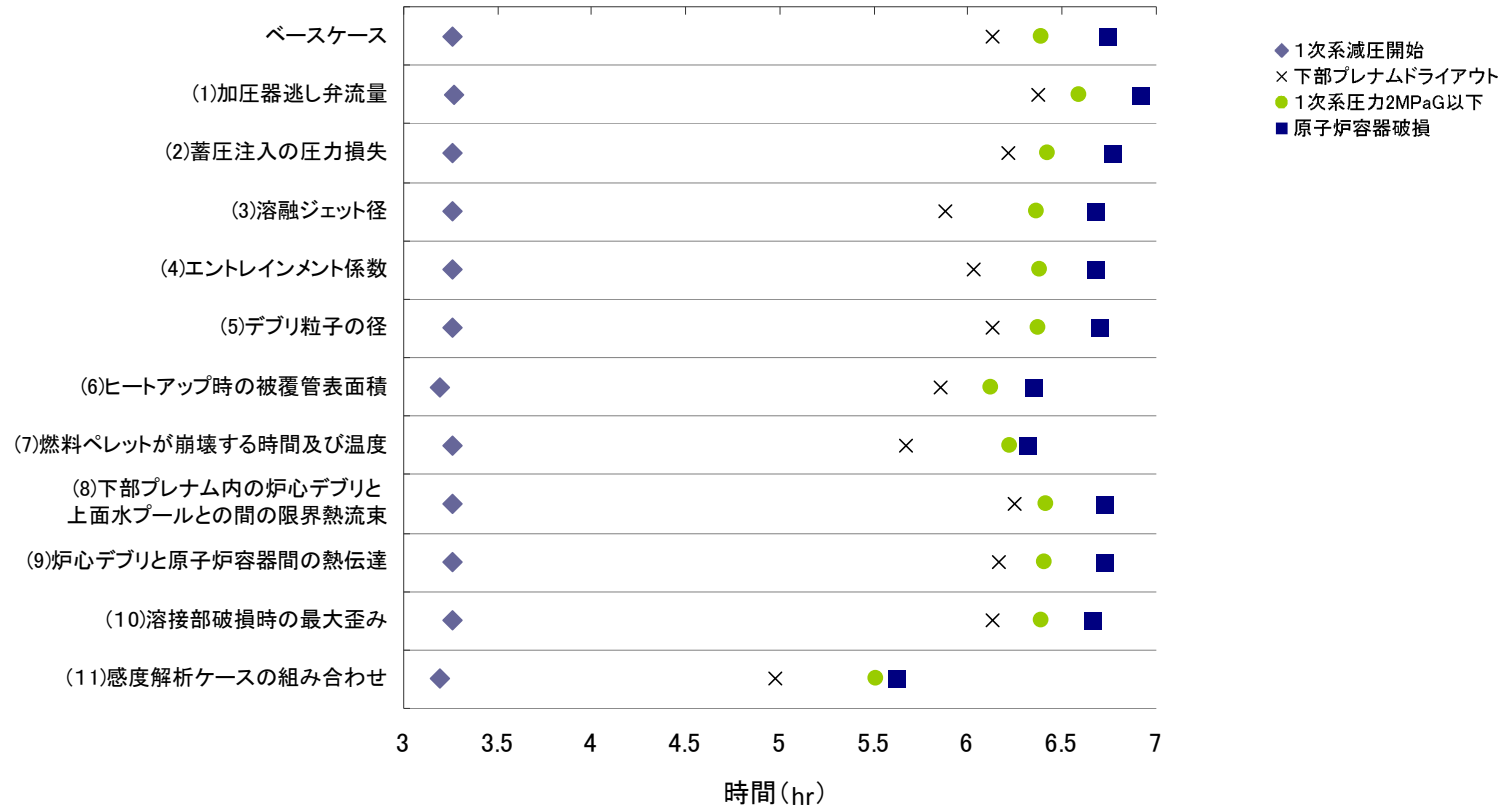


図2 感度解析における原子炉容器破損時間等の整理

2. 回答 (つづき)

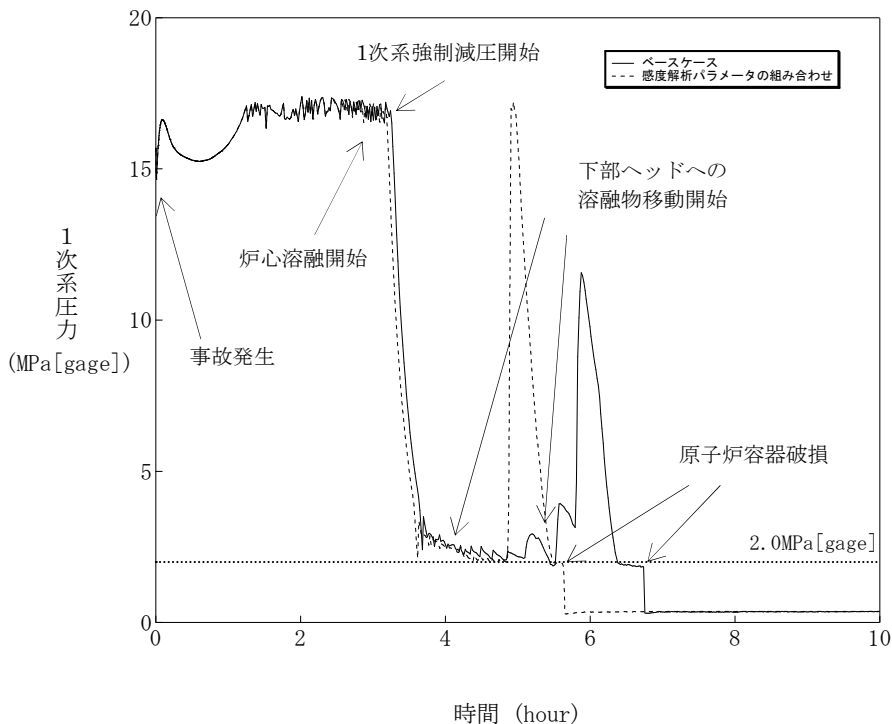


図1-1 1次系圧力の推移

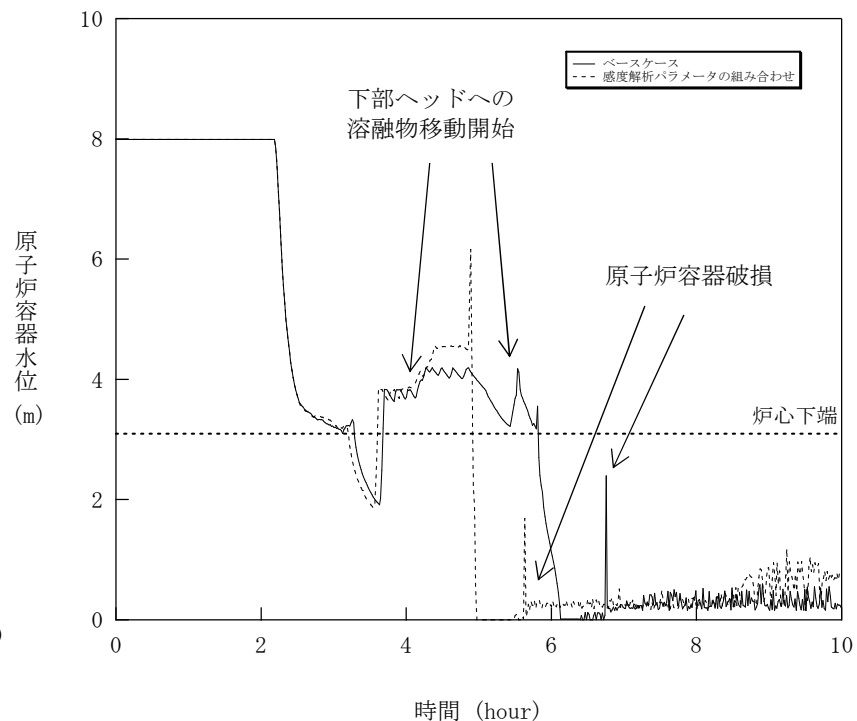


図1-2 原子炉容器水位の推移

感度解析パラメータを組み合わせたことで、より早期に燃料ペレットの崩壊及び炉心溶融が進展し、初回の下部プレナムへのリロケーション量が多くなり圧カスパイクが約5.6MPa高くなっている。原子炉容器破損時刻も約67分早くなるが、DCHは発生しない。

2. 回答 (つづき)

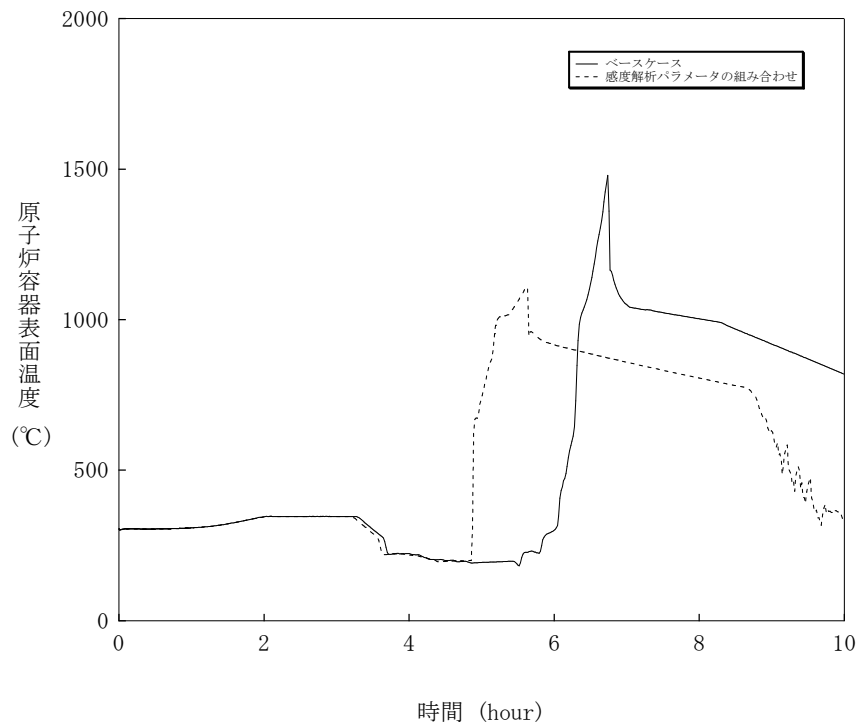


図1-3 原子炉容器表面温度の推移

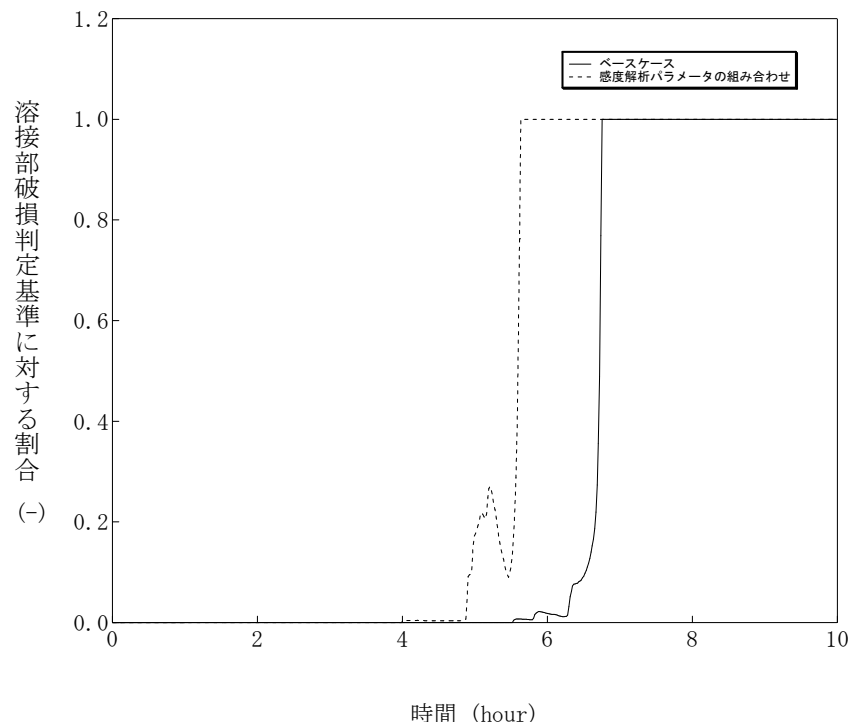


図1-4 計装用案内管溶接部破損割合*の推移

* 破損割合が1.0で破損と判定する

ベースケースと同様、原子炉容器は計装用案内管溶接部が破損する。感度解析パラメータを組み合わせたことで事象進展が速くなる。また、溶接部破損時の最大歪み小さく設定したことによりベースケースと比較して、原子炉容器表面温度が低い温度で原子炉容器破損に至る。

1. 指摘事項

格納容器のノード分割の観点でCVのバルク温度の影響についても、妥当性の整理をすること。

2. 回答

・NUPEC試験解析では格納容器ドーム部を、()により一つのボリュームを分割しているが、NUPEC試験Test M-7-1について、ノーディングの分割数による解析結果への影響評価を実施するため、格納容器ドーム部を1区画とした集中定数系による解析を実施した。

・NUPEC試験Test M-7-1において、格納容器ドーム部を、()により一つのボリュームを分割した解析結果と格納容器ドーム部を1区画による集中定数系とした解析結果とを比較したところ、その解析結果には大きな差異が見られなかった。この理由としては、格納容器ドーム部において比較的溫度分布が小さく、局所温度による熱構造材の除熱効果の影響が小さいためであると考えられる。

・NUPEC試験において、破断箇所・流量及び破断流組成・スプレイの有無を変えた様々な条件によって実験が実施されており、その多くのケースにおいて格納容器内のヘリウム(水素を模擬)が一様に混合することが確認されている。

・NUPEC試験を踏まえると実機においても水素は格納容器内で一様に混合すると考えられる。したがって、実機解析において格納容器ドーム部を、()により一つのボリュームを分割していることは妥当であるとする。

・なお、NUPEC試験では、加圧器気相部破断かつスプレイが降らない場合においては水素成層化が確認されたが、水素成層化が確認される場合においては格納容器ドーム部を上記の分割よりもより細かくすることで、水素成層化の傾向を概ね再現することができた。

2. 回答(つづき)

	格納容器ドーム部 <input type="checkbox"/> 分割	格納容器ドーム部集中定数系(1区画)
実験結果		
解析結果		<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> <p>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。</p> </div>

NUPEC試験 Test M-7-1の格納容器分割数に伴うヘリウム濃度解析結果の比較^{[1][2][3]}

[1] NUPEC, "Final Comparison Report on ISP-35: NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1)", CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.

[2] NUPEC, "NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1)", NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.

[3] Electric Power Research Institute, "GOTHIC CONTAINMENT ANALYSIS PACKAGE QUALIFICATION REPORT Version 7.2a(QA)", EPRI Product 1013072, NAI8907-09 Rev9, January 2006.

2. 回答(つづき)

NUPEC試験条件比較^{[1][2][3]}

試験条件	Test NO.	試験条件									成層化	
		CV初期温度(°C)	ヘリウム放出		水蒸気放出			スプレイ水		ヘリウム、水蒸気放出位置		
			流量(kg/s)	時間(min)	流量(kg/s)	時間(min)	ヘリウム、水蒸気温度(°C)	温度(°C)	流量(kg/s)			時間(min)
CV内ヘリウム濃度分布・混合試験	M-2-2	RT	0.027	30	—	—	—	—	—	—	SG基礎部	なし
	M-2-3	RT	0.027	30	—	—	—	—	—	—	加圧器逃がしタンク	なし
放出水蒸気による濃度分布・混合試験	M-4-1	RT	0.027	30	0.04	30	68	—	—	—	SG基礎部	なし
	M-4-3	RT	0.027	30	0.33	30	115	—	—	—	SG基礎部	なし
スプレイによるヘリウム濃度分布・混合試験	M-5-1	RT	0.027	30	—	—	—	RT	5 (18m³/h)	30	加圧器逃がしタンク	なし
スプレイによるヘリウム濃度分布・混合試験	M-7-1	RT	0.0 ↓ 0.03 ↓ 0.0	0 ↓ 15 ↓ 30	0.08 ↓ 0.03	0 ↓ 30	115	40	19.4 ↓ 19.4 (70m³/h)	0 ↓ 30	SG基礎部	なし
上部破断による混合試験	M-8-1	RT	0.027	30	0.33	30	115	—	—	—	加圧器逃がし弁(加圧器室)	有り
	M-8-2	(初期)~70	0 ↓ 0.033 ↓ 0	0 ↓ 15 ↓ 30	0 ↓ 0.03	0 ↓ 30	90	40	19.4 ↓ 19.4 (70m³/h)	0 ↓ 30	加圧器逃がし弁(加圧器室)	なし

3. 資料

資料1-2-9 「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4部 GOTHIC)
「4.8.1 区画内・区画間の流動」(4-100~110p)

[1] NUPEC, "Final Comparison Report on ISP-35: NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1)", CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.

[2] NUPEC, "NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1)", NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.

[3] Electric Power Research Institute, "GOTHIC CONTAINMENT ANALYSIS PACKAGE QUALIFICATION REPORT Version 7.2a(QA)", EPRI Product 1013072, NAI8907-09 Rev9, January 2006.

1. 指摘事項

PARについてはTHAI試験の小さい実験装置で検証した結果を、格納容器の大きな体系(大きなノードにした際)に適用する影響について整理すること。

2. 回答

＜PAR性能評価式の実験による検証＞

・THAI試験においてはPARの性能評価式の実験検証が行われており、性能評価式については実験装置に設置した各種測定パラメータから得られた水素除去割合との比較から、よく一致する結果が得られている。



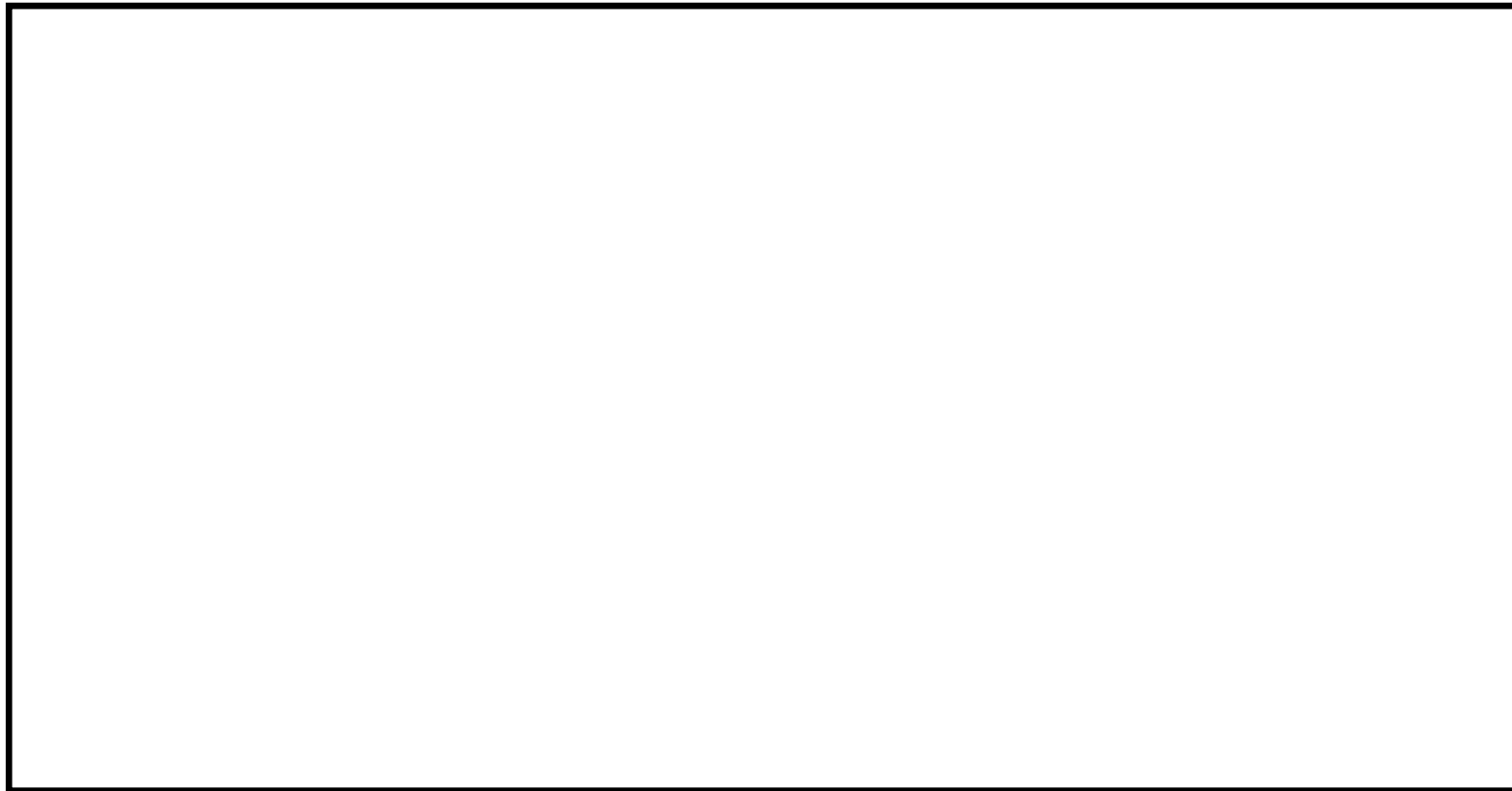
PAR性能評価式と試験^[1]

[1] Reactor Safety Research Project 150 1326 OECD-NEA THAI Project(contract 18 July 2007) Quick Look Report
Hydrogen Recombiner Tests HR-1 to HR-5,HR-27 and HR-28 (Tests without steam, using an Areva PAR)

2. 回答(つづき)

＜THAI試験のGOTHICコードによる解析結果と実験結果の比較＞

・GOTHICコードによりTHAI試験の試験容器を1区画の集中定数系ノードにより模擬する1区画評価と、多区画分割による多区画評価を実施した。解析においてはPARによる燃焼を模擬していないため燃焼に伴う急激な温度上昇は再現していないものの、各区画の温度、圧力、水素濃度分布挙動については概ね再現する結果を得ることができた。



THAI試験多区画評価による解析結果と実験結果の比較^[1]

[1] Reactor Safety Research Project 150 1326 OECD-NEA THAI Project(contract 18 July 2007) Quick Look Report
Hydrogen Recombiner Tests HR-1 to HR-5,HR-27 and HR-28 (Tests without steam, using an Areva PAR)

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。

2. 回答(つづき)

＜THAI試験結果を踏まえたPAR性能評価式の実機への適用性＞

・試験条件については実機条件と温度、圧力及び水素放出量の観点で同等である。また、試験で設置しているPARの触媒プレートは実機で使用しているものと同じ規格であるため、触媒と水素の相互作用についても同等である。

・THAI試験においては容器内シリンダ下部において水素の滞留が見られたが、試験装置のように径が小さく空間分割が少ない場合、気相部の流動に対する自由度が低いことや、水素放出及びPARによる上昇流と下降流が拮抗してしまうことで、垂直方向上向き的一次元的な流れが阻害されるため発生すると考えられる。実機においては、PWRの配置設計思想から区画間の周回流や上昇・下降流等の気相部の流動に対する自由度が高く、格納容器内の巨視的な流れにより拡散していくと考えられるため、THAI試験で見られた水素の滞留の発生については考えにくい。

また、PARの排気に伴う水素濃度の局所的な分布については、THAI試験においてもPARの処理量に対する試験容器全体の体積は非常に大きく局所的な分布が影響を与えていないことから、より体積の大きい実機においては影響はないと考える。

・GOTHICコードによる解析においては、PARにより処理された排気はPAR設置区画に一様に拡散するように計算される。したがって、区画における水素濃度は実際の水素濃度に比べ過小評価されるため、PARによる水素処理量は低下する傾向となる。

ただし、今回実施したTHAI試験の結果から1区画模擬と多区画模擬の結果を比較すると、解析結果に大きな差が現れていないことから、実機解析の結果に対してもPARが設置される有限体積ボリュームの大きさによる感度は有意でないと考えられる。

⇒THAI試験によるPAR性能評価式の確認、THAI試験のGOTHICコードによる再現解析及び上記の考察から、THAI試験で得られた知見を実機に適用することは妥当であると考えられる。

3. 資料

資料1-2-9 「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4部 GOTHIC)
「4.6.2 THAI試験」(4-79～98p)、「4.8.4 水素処理」(P115～117p)

1. 指摘事項

NUPEC試験Test M-7-1及びM-4-3の下部区画のヘリウム濃度については、実験結果と解析結果の相違している区画もあるので、その理由について整理すること。

2. 回答

<Test M-7-1>

・破断区画(区画8)における水素濃度が大きく異なる結果となっていたが、次頁に示す試験結果のとおり、試験開始後10分(600秒)以降から破断区画(区画8)のヘリウム濃度よりも破断区画上部(区画15)のヘリウム濃度が高くなっているが、この期間に破断区画よりも破断区画上部のヘリウム濃度が高くなるというのは考えにくい。(Test M-4-3及びTest M-9-1においては破断区画と破断区画上部のヘリウム濃度を比較すると、同等または破断区画の方がヘリウム濃度が高い結果が現れている)

・破断区画のヘリウム計測位置は、ヘリウム及び蒸気の放出位置に近く、サンプリングの際に蒸気凝縮による液相を採取してしまい、成分分離が不完全または、熱伝導度を計測する際の測定に影響が出ている可能性が理由の1つとして考えられる。

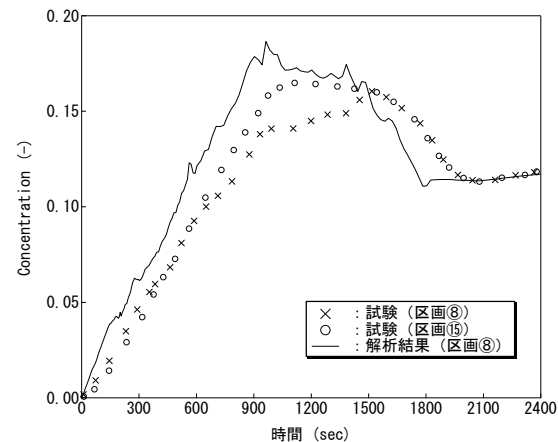
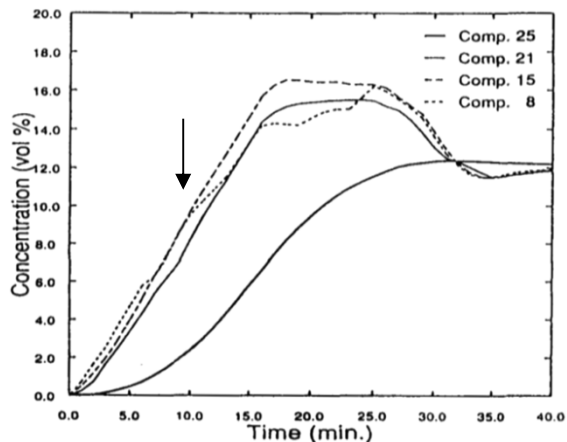
・破断区画のヘリウム濃度の測定結果を破断区画上部の測定結果と同程度と仮定した場合、破断区画の解析結果と試験結果との差は小さくなる方向となることから、上記の仮定は妥当であり解析は実験をよく再現しているといえる。

<Test M-4-3>

・解析結果のヘリウム濃度に比べ、試験結果のヘリウム濃度が全体的に高い傾向である。次頁に計測グラフからの読み取り流量と試験レポートの蒸気放出量記載値比較すると、解析結果の方が破断流における蒸気量を相対的に多く仮定しているため、ヘリウム濃度を試験より低く評価していると思われる。

・Test M-4-3と同条件で実施しているTest M-9-2では、蒸気放出量は試験レポート記載値と同等であり、Test M-9-2の解析結果とTest M-4-3の試験結果を比較すると一致する傾向にある。

2. 回答(つづき)



NUPEC試験 Test M-7-1の実験結果と解析結果の差異の検討^{[1][2][3]}



NUPEC試験 Test M-4-3の実験結果と解析結果の差異の検討^{[1][2][3]}

3. 資料

資料1-2-9 「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4部 GOTHIC)
「4.2.4 NUPEC試験におけるヘリウム濃度の検討」(4-62~70p)

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。

[1] NUPEC, "Final Comparison Report on ISP-35: NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1)", CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.
[2] NUPEC, "NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1)", NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.
[3] Electric Power Research Institute, "GOTHIC CONTAINMENT ANALYSIS PACKAGE QUALIFICATION REPORT Version 7.2a(QA)", EPRI Product 1013072, NAI8907-09 Rev9, January 2006.