

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102回)におけるコメント回答

平成26年4月24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

運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の評価指標の記載において「被覆管温度も評価指標」との記載があるが、炉心損傷防止対策の有効性評価のガイドでの要求事項である「燃料被覆管の最高温度が1200℃以下であること」と誤解を招くので、記載の適正化を図ること。

2. 回答

・運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策のうち、「炉心水位」と「被覆管温度」を評価指標と記載していたが、上記指摘を踏まえ記載の適正化を図った。

<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り、炉心水位が評価指標である。なお、有効性評価解析においては、炉心露出しているかどうかを、被覆管温度のヒートアップの有無により確認する

・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時の加圧器サージ管における「ほぼ均質流」という記載については高温側配管及び加圧器サージ管におけるフローレジームの考え方を整理した上で、高温側配管の気相部の影響について整理すること。

2. 回答

<高温側配管での流れの模擬>

・高温側配管の主流方向は、水平流の流動様式が適用され、流体が十分低速でありボイド率が約0.2の状態です。水平層状流となっている。

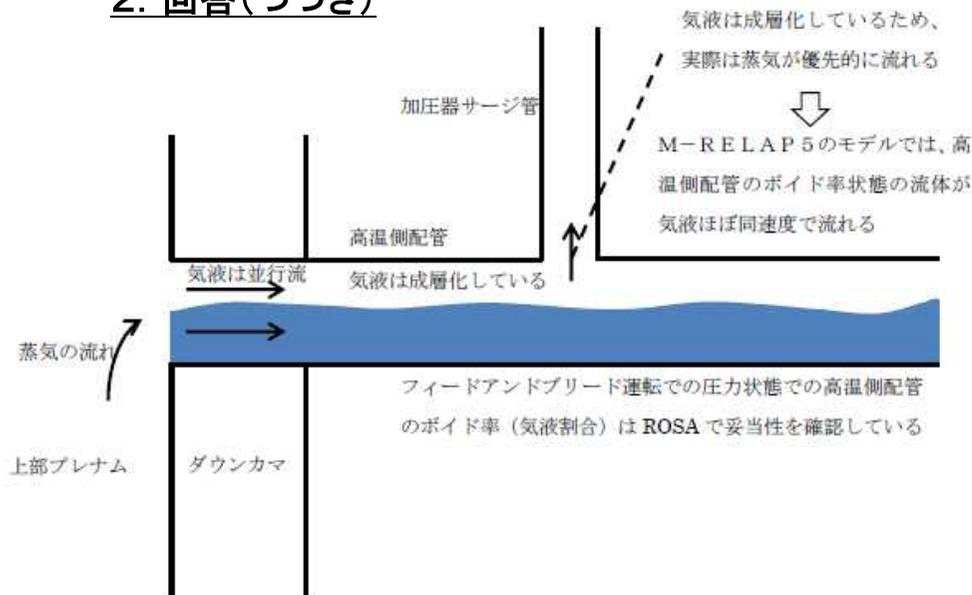
<加圧器サージ管での流れの模擬>

・高温側配管においては水平層状流となっているため、高温側配管からサージラインへの流れについては、実際には蒸気による水の巻き込み(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。M-RELAP5においても、エントレインを考慮した蒸気が優先して流れる主配管から枝管への流れを取り扱うことは可能である。

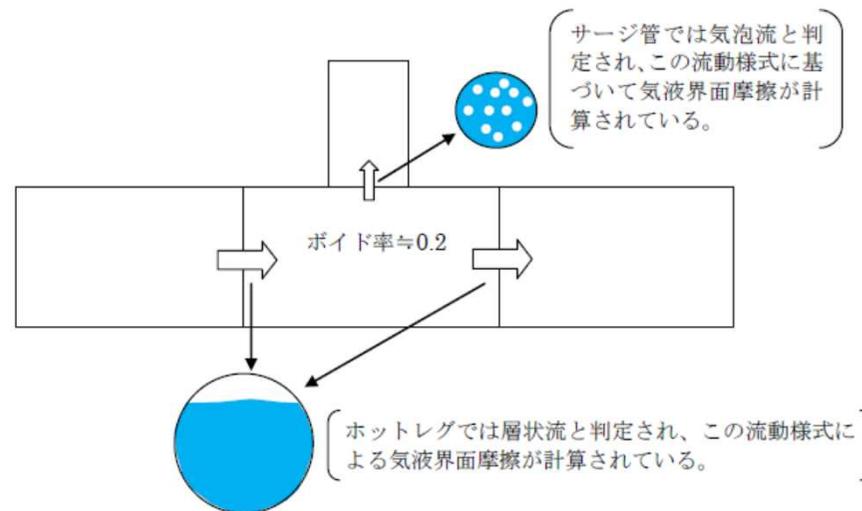
・有効性評価解析においては、エントレインを考慮した蒸気が優先して流れる模擬とはせずに、高温側配管とサージ管を接続するジャンクションでは、上流側ノードである高温側配管のボイド率を使用し流動を計算する。ジャンクションの流動の気液割合には高温側配管のボイド率である約0.2が使用される。つまり、高温側配管のボイド率状態の二相混合流体(気泡流)がサージ管に流れ込む模擬となっており、液相が多くサージ管方向に流出し、気相が流出しづらくなるため、結果的にフィードアンドブリードでの減圧が遅くなる。

・主配管から枝管への接続部は、M-RELAP5による計算では流路径が小さいこと及び垂直流の流動様式が適用され気泡流となることから界面摩擦が大きく、そのため、気相と液相の流速がほぼ同じであり、均質流に近い状態でサージ管に流れ込む模擬となっている。

2. 回答(つづき)



M-RELAP5の結果から推測される実機での流況



M-RELAP5でのモデルの取り扱い

<フィードアンドブリード時の高温側配管気相部の評価指標及び運転員操作への影響>

- ・有効性評価解析においてはM-RELAP5の解析よりも1次系の減圧が早くなるため、早期に安全注入系による炉心への注入が可能となり、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は大きくなる。

- ・有効性評価解析においてはM-RELAP5の解析よりも1次系の減圧が早くなるため、RHR運転に移行が解析結果よりも早まるが、本操作については十分時間が経過しての操作であり、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、コードの不確かさは運転操作の可否には影響しない。

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)

「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) 4

「5. 有効性評価への適用性」(1-143~152)

1. 指摘事項

MAAPを ECCS再循環機能喪失の評価に用いることの妥当性について、解析モデル等の観点から整理すること。

2. 回答

【ECCS再循環機能喪失の評価目的とコード選定】

- 「ECCS再循環機能喪失」では、再循環失敗から代替再循環による注水開始の間の炉心水位低下に伴う燃料被覆管温度の上昇が判断基準を下回ることで、炉心損傷が防止できることを確認することが目的である。
- 「ECCS再循環機能喪失」の評価に適用するコードとしては、①必要な解析モデルを有していること、②再循環切替時点では大破断LOCA直後のブローダウン事象よりも緩やかな挙動となること、③大破断LOCAシーケンスでは1次系圧力等が格納容器内圧に影響を受けることから1次系と格納容器の連成解析が可能であること、を考慮してMAAPコードを選定した。

【解析モデル】

- 「ECCS再循環機能喪失」の評価では炉心水位が重要であり、その観点で以下の解析モデルに着目した。
 - 崩壊熱による冷却材の蒸散・・・沸騰挙動に応じた燃料棒から液相への伝熱と蒸気発生量を計算
 - 炉心領域の気泡水位・・・ドリフト・フラックスモデルによるボイド率から気泡水位を計算
 - 1次系内保有水分分布・・・1次系流動モデルにより計算
- このうち「1次系内保有水分分布」については、MAAPの1次系流動モデルでは、運動量の収支を準定常を想定し代数的に取り扱っていることから、1次系内で炉心や高温側配管よりも高い位置(蒸気発生器伝熱管の鉛直部等)に液相が持ち上がり難いところに不確かさがあると考えられる。

2. 回答（続き）

【不確かさの評価及びその取扱い】

- MAAPコードの解析モデルの不確かさの評価を目的として、M-RELAP5コードとの比較を行った。なお、M-RELAP5コード単体では格納容器内の挙動が取り扱えないことから、MAAPコードの計算結果（格納容器圧力等）を境界条件として与えた。
- 解析結果の比較から、MAAPコードでは、高温側配管領域の保有水量を多めに評価することに伴って、炉心露出を遅めに予測する傾向が確認されたことから、これを不確かさとして取り扱う。この影響は代表3ループプラントの場合は約15分と定量化された。

【まとめ】

- 以上、MAAPコードを「ECCS再循環機能喪失」の評価に用いることの妥当性について、解析モデル等の観点から整理を行った。その結果、MAAPの評価結果に対して上記の不確かさを考慮することで、「ECCS再循環機能喪失」に係る炉心損傷防止対策の有効性を確認することが可能であると判断している。

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・ボイル率変化、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)」(3-172～3-180p)参照

1. 指摘事項

MAAPにおけるFP挙動評価について、NUREG-1465のソースターム評価との関連を踏まえて整理すること。

2. 回答

- MAAPのFP挙動評価モデルにより計算される格納容器ソースタームについて、中央制御室居住性評価等で用いたNUREG-1465^[1]のソースタームとの比較を行い、MAAPの特徴を以下のとおり考察した。
 - MAAPのFP核種グループ分類(12グループ)は、NUREG-1465の分類(8グループ)と設定の考え方が異なるが、MAAPのFP核種グループのうち放出に寄与するものはNUREG-1465でも網羅されており、格納容器内ソースタームの評価を行うにあたり必要な核種が取り扱われていると考えられる。
 - MAAPのFP挙動評価モデルでは、よう素の化学形態として粒子状よう素のみを取り扱っているため、無機よう素や有機よう素の存在が想定される場合はスプレイによる除去や沈着の挙動の違いにより、MAAPによる原子炉格納容器からのよう素の放出割合は過小評価する傾向がある。
 - MAAPの解析結果に対して、よう素の化学形態に関してR.G.1.195^[2]等に基づく補正を行うことで、NUREG-1465ベースのソースターム評価と同等の結果となり得る。ただし、粒子状よう素の水中への溶解を伴う挙動については正確な予測が難しいことから、その点は課題があると考えられる。
 - 格納容器外への放出量について、MAAPベースの評価はNUREG-1465ベースと比べて全般に小さな結果を与える傾向がある。これは、格納容器内のエアロゾルの沈着について、NUREG-1465ベースの評価では重力沈降による気相部の放射性物質濃度の低減のみを取り扱っているのに対して、MAAPベースでは重力沈降に加え、拡散泳動等を模擬した実現象を踏まえたモデルであるためと考えられる。なお、一部の元素グループ(Ru類: 貴金属)についてはMAAP解析での評価値が高めとなる。これは燃料から格納容器への放出割合についてグループ内を代表する元素の相違に起因するものと考えられるが、Ru類の環境に放出される放射性物質放出量はやよう素131等価量に換算すると微小であり、線量への影響は小さい。
- 以上のことから、ソースターム評価にMAAPを適用する際には、MAAPの解析結果に対し、よう素の化学形態に関して適切な補正を行う等の取扱いが必要である、と整理した。

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

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

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)
「参考1 MAAPとNUREG-1465のソースタームの比較について(3-277~3-293p)参照 7

1. 指摘事項

CV再循環ユニットの性能に係る不確かさの扱いについて、有効性評価との住み分けを整理すること。

2. 回答

- CV再循環ユニットの性能に係る不確かさとなる水素濃度の影響については、以下のとおり、プラント毎の有効性評価の中で影響の確認を行うことを明確化した。

「再循環ユニットによる自然対流冷却の冷却性能等の条件はプラントによって異なることから、不確かさの幅(水素による性能低下の幅)及びその影響程度は、プラント毎に確認を要する。」

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)
「4.3.3 再循環ユニットによる自然対流冷却」(3-191p)参照

1. 指摘事項

「トリガリングとなりうる要素は無い。」という表現について適正化を図ること。

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条件付確率として6.8E-2(評価値)が算出されている。

実機では、トリガリングとなりうる要素は考えにくいこと、融体ジェットの口径が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破損確率は本評価結果より十分低い値になると考えられる。

[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

なお、これまでのFCIに関する知見をまとめると、

- ・原子炉容器内FCIから水蒸気爆発に至り格納容器が破損する事象(いわゆる α モード破損)については、発生する可能性は非常に低い。
 - ・原子炉容器外FCIについては、 UO_2 を用いた各種実験において、外部トリガリング等の外的な要因がなければ水蒸気爆発の発生は観察されていない。
 - ・恣意的なトリガリングの付与など、水蒸気爆発が起こりやすくなるような条件下における格納容器破損確率評価では、実機より保守的な条件で評価されており、実機での確率は十分小さくなる。
- 以上から、FCIは格納容器への直接的な脅威にはならないと考えられる。

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2

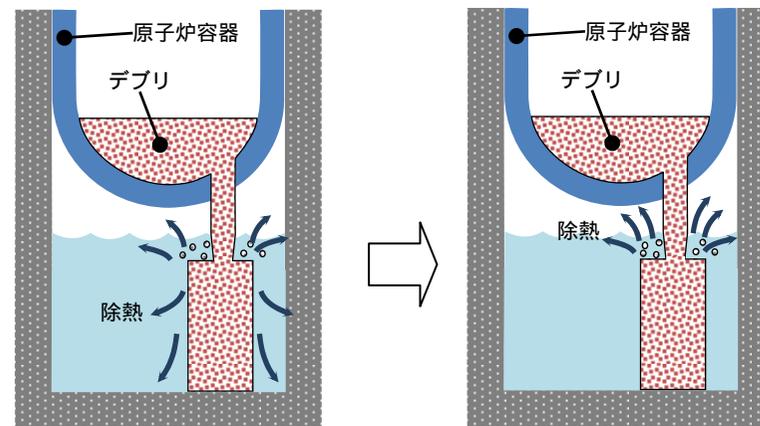
「3.2 FCI実験の知見の整理 (2)原子炉容器外FCIにおける水蒸気爆発の発生可能性」 9
(3.2-11p)等 参照

1. 指摘事項

炉心デブリの拡がり面積の感度解析について、表面積の増加に関するモデル上の取扱いを記載すること。

2. 回答

MAAPでは、水 - 炉心デブリ間の伝熱は炉心デブリの上面のみ計算する。しかし、本感度解析では炉心デブリが局所的に堆積することから、その側面も水と接触するため、側面からの除熱を考慮する。そこで、炉心デブリ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用する上面の面積とし、デブリの落下量に応じて側面分の伝熱面積が増加する分を炉心デブリ上面の伝熱量の増分として考慮する。



実機で想定される現象
炉心デブリが局所的に堆積すると、上面に加え、側面からも除熱される

モデル上の取扱い
炉心デブリ上面に側面を加算した面積に相当する比率を、上面からの伝熱量の比率として設定する。

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2 「5 感度解析と評価 (3) 炉心デブリの拡がり面積」(3.3-73p)等 参照

1. 指摘事項

パラメータ組み合わせの感度解析について、緩慢に1次系圧力が低下するときの影響を整理すること。

2. 回答

解析条件

1次系圧力の挙動として、下部プレナムへの炉心デブリ落下後、圧カスパイクが発生し、下部プレナム内の1次冷却材が減少する。その後、蒸発量が減少することで1次系圧力は減少に転じ、蓄圧タンク圧力とバランスし2MPa[gage]近傍で下げ止まる。

そのため、下部ヘッドへの炉心デブリ落下挙動の不確かさにより1次系の加圧現象にも影響があり、加圧器逃がし弁からの放出量も1次系圧力に応じて変動することから、1次系の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。ここで、熔融炉心が落下する過程で、水への熱伝達が進まず、蒸気発生量が少ない場合は、1次系圧力上昇が小さくなり、加圧器逃がし弁による減圧効果が小さくなり、1次系圧力の低下が緩やかになると考えられる。

したがって、上記のような組み合わせについても感度解析を実施する。

項目	ベースケース	感度解析ケース 2	設定根拠
蓄圧注入系流動抵抗係数	<input type="text"/>	<input type="text"/>	プラント設計に基づく値
破損口の初期径	<input type="text"/> m	<input type="text"/> m	下部炉心支持板の水力等価直径相当
エントレインメント係数	<input type="text"/>	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最小値
粒子径ファクタ	<input type="text"/>	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最大値
ジルコニウム-水反応速度の係数	1倍	1倍	被覆管表面積に基づく値
<input type="checkbox"/> 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	当該変数推奨範囲の最確値
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"/>	当該変数推奨範囲の最確値
溶接部破損時の最大歪み	<input type="text"/>	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値

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、2に感度解析結果を示す。

炉心デブリの下部プレナムへの落下時の圧カスパイクが小さく、加圧器逃がし弁からの放出流量が小さくなるようにするため、エントレインメント係数を小さく、デブリ粒子の径を大きく、下部プレナム内の炉心デブリと上面水プールとの間の限界熱流束を小さく設定した結果、圧カスパイク時の1次系圧力はベースケースの約0.7倍となっている。

また、パラメータを水蒸気が発生しにくい方向に設定しているため、ドライアウト時刻が遅くなっている。ドライアウトから1次系圧力が2MPa[gage]まで低下する時間は約0.2時間となり、これに対しドライアウトから原子炉容器破損までの時間は約0.5時間となることから、感度解析パラメータの組み合わせを考慮した場合でも、原子炉容器破損の前に1次系圧力が2MPa[gage]を下回る結果となった。

なお、1次系圧力が2MPa[gage]近傍にて停滞する現象について、〈参考〉に記載する。

2. 回答 (つづき)

1次系強制減圧のタイミングを早めた場合について

ベースケースでは炉心溶融から10分後に1次系強制減圧開始としているが、実際の操作においては、準備が完了すればその段階で操作を開始するため、運転操作を早く想定した場合の影響を考察する。

1次系圧力挙動については、1次系強制減圧開始時点を起点として、溶融炉心が下部プレナムへ落下することで圧カスパイクが生じるまでの1次系減圧挙動は、ベースケースと同等と考えられる。

一方、炉心溶融開始後、即時に1次系強制減圧操作を開始することを想定した場合、ベースケースと比較して、炉心崩壊熱が約1%高い状態で事象が進展することになり、1次系圧力挙動に影響を与えられられる。炉心溶融開始初期には、崩壊熱が1%増加することによる熱量より、資料1-2-6「4 感度解析と評価 (6)ジルコニウム-水反応速度」において想定したジルコニウム-水反応による酸化反応熱の方が大きく上回っているため、炉心ヒートアップ速度を早めた感度解析に包絡されられると考えられる。

したがって、1次系強制減圧操作を早く想定した場合においても、下部プレナムドライアウト後に1次系圧力が2MPa[gage]以下となり、その後に原子炉容器破損に至ると考えられる。

評価

想定した不確かさの範囲内において、ドライアウト時刻が遅くなるため、原子炉容器破損時点での1次系圧力は2MPa [gage]を下回り、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。

また、加圧現象が短時間に大きく現れる場合の方が、減圧操作開始からドライアウトまでの時間が早いうえ、ドライアウト時の1次系圧力が高く、1次系圧力が2MPa[gage]に低下してから原子炉容器破損に至る時間余裕も短いため、最も厳しい結果であると考えられる。

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。」

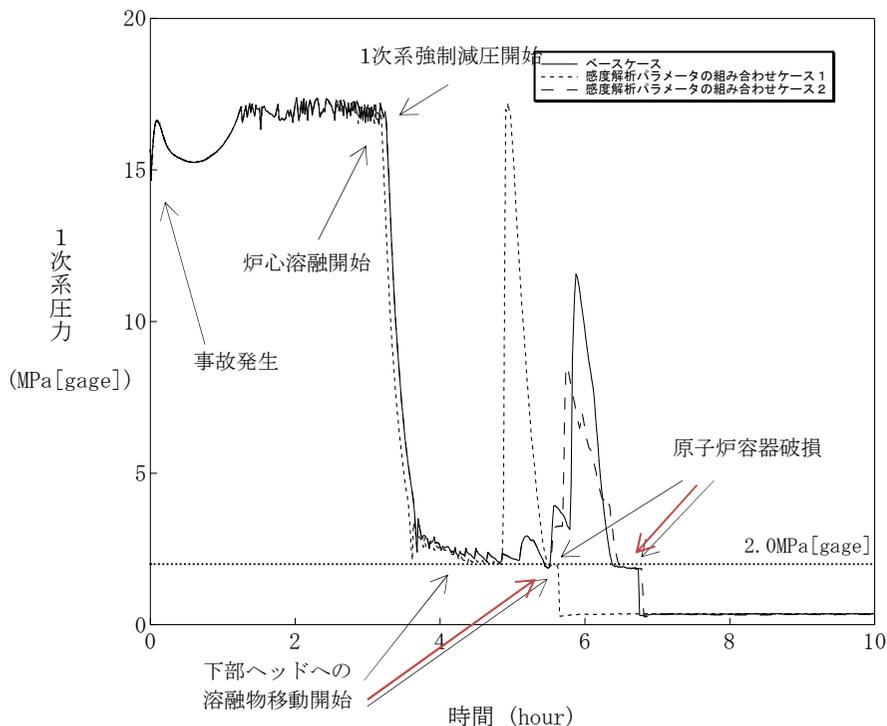


図1 1次系圧力の推移

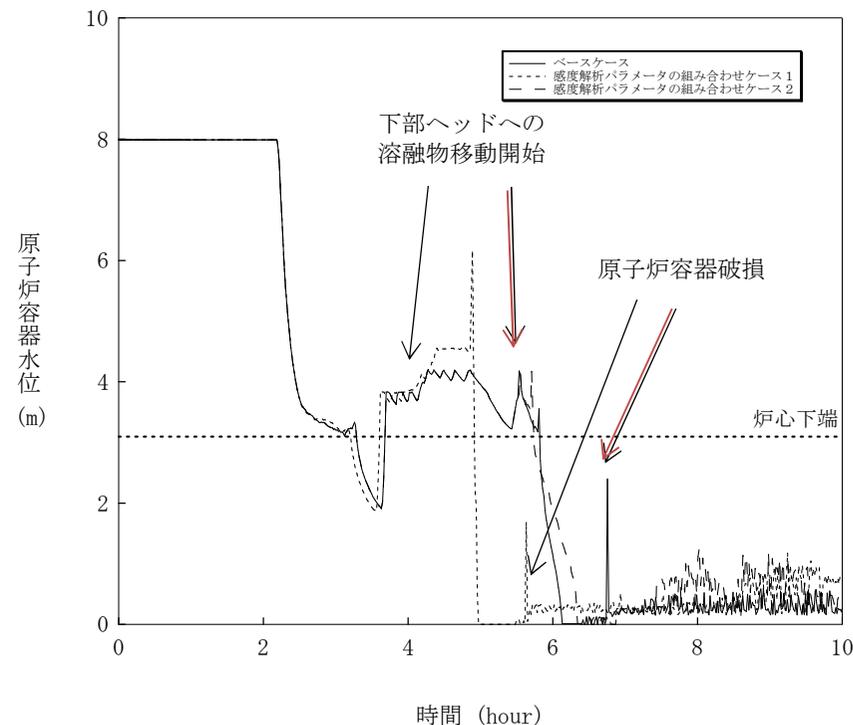


図2 原子炉容器水位の推移

炉心デブリの下部ヘッドへの落下時の圧カスパイクが小さくなるよう感度解析パラメータを組み合わせたことで、圧カスパイク時の1次系圧力はベースケースの約0.7倍となり、加圧器逃がし弁からの放出流量が小さくなるが、DCHは発生しない。

2. 回答 (つづき)

<参考> 1次系圧力が2MPa[gage]近傍にて停滞する現象について

現象の考察

蓄圧タンク圧力は蓄圧注入とともに低下し、蓄圧タンク圧力と1次系圧力が均衡した後は、1次系圧力の低下分だけ蓄圧注入が入る。これにより炉心水位が上昇することで炉心部で蒸気生成が起こり、1次系圧力が上昇すると、蓄圧注入は停止する。この時の炉心部の概念図を図4に示す。

また、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるため、1次系圧力が2MPa[gage]近傍で停滞することになる。この現象を数式で表すと以下のようなになる。

加圧器逃し弁の臨界流量 W_{PORV} は冠水炉心の崩壊熱により次式のように近似できる。

$$W_{PORV} \approx \frac{Q_{decay}(L_{ctrl})}{h_{ig}}$$

- W_{PORV} : 加圧器逃し弁の臨界流量
 $Q_{decay}(L_{ctrl})$: 冠水炉心の崩壊熱
 L_{ctrl} : 冠水炉心の崩壊熱が W_{PORV} 相当になる炉心水位
 h_{ig} : 水の蒸発潜熱

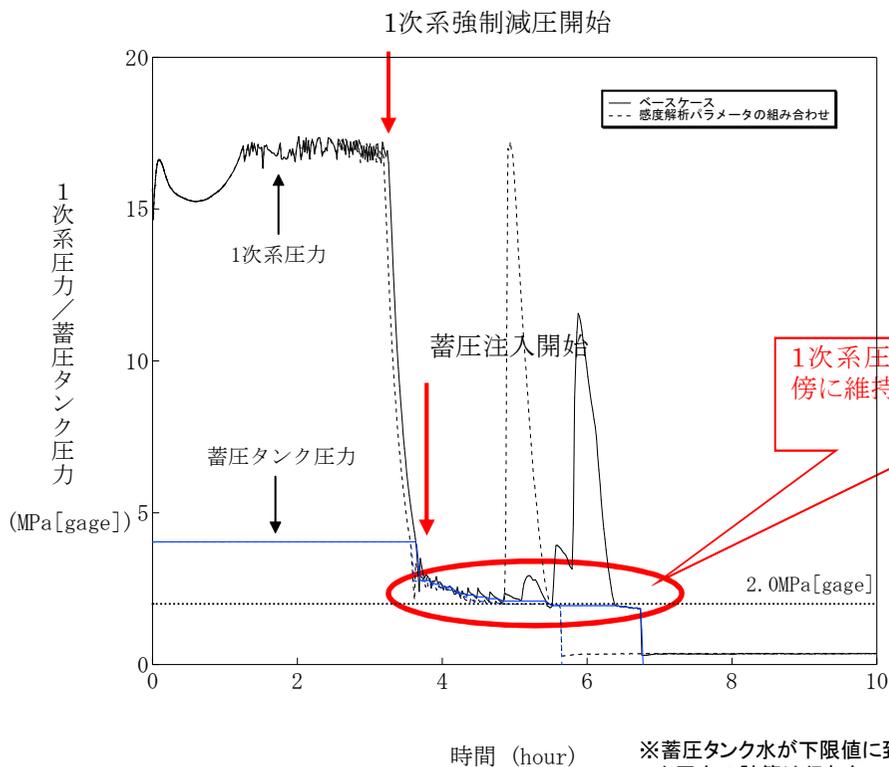
この時、炉心水位 L と L_{ctrl} の関係により、次のような現象で、蓄圧注入量 W_{ACUM} が加圧器逃し弁の臨界流と同等になるように制御される。

if $L > L_{ctrl}$ 蒸発量が W_{PORV} より大きくなり加圧 → 蓄圧注入が停止

if $L < L_{ctrl}$ 蒸発量が W_{PORV} より小さくなり減圧 → 蓄圧注入作動

その結果、 $L \approx L_{ctrl}$ また $W_{PORV} \approx W_{ACUM}$ となり、1次系圧力が蓄圧タンク圧力とバランスする。

2. 回答 (つづき)



※蓄圧タンク水が下限値に到達すると、蓄圧タンク圧力の計算は行わないため、下限値到達以降は蓄圧タンク圧力はプロットしていない。

図3 1次系強制減圧時の1次系圧力挙動

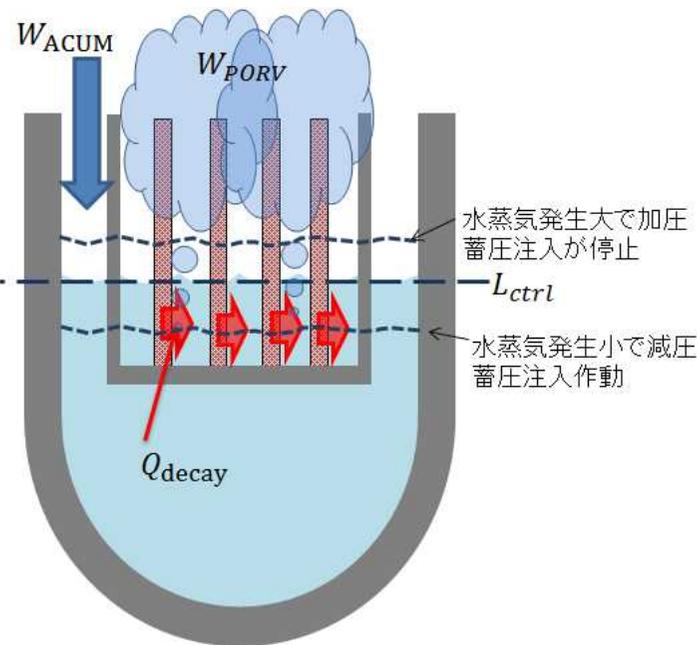


図4 蓄圧注入水の蒸発による1次系圧力のバランス

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 高圧溶融放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について 改訂2
「4 感度解析と評価 (11)感度解析パラメータの重ね合わせ」
(3.1-28p~36p)等 参照

1. 指摘事項

被覆管表面積を2倍とする感度解析について、コード上の入力条件を明示すること。

2. 回答

感度を確認するパラメータとして、ヒートアップ時のジルコニウム-水反応計算に使用するジルコニウム-水反応速度を選定した。ジルコニウム-水反応速度の感度をみるため、ジルコニウム-水反応の起きる面積を変化させることで反応速度を変えた感度解析を実施する。

・反応の起きる面積に乘じる係数(ジルコニウム-水反応速度の係数)は、ジルコニウム-水反応速度の計算のみに使用されるため、熱水力挙動の計算に使用される被覆管の直径、長さ等の幾何形状を変えるものではない。

・係数を増加させることにより、酸化熱の発生速度、水素発生速度、酸化ジルコニウム生成速度が大きくなる方向に影響する。

感度解析では、ジルコニウム-水反応速度の係数として、ベースケースでは被覆管(反応)表面積の1倍を与えているが、感度を確認するために、その2倍を設定した。

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) 改訂2 「4.3 妥当性確認(感度解析) 4.3.4 炉心ヒートアップ」
(3-193p~198p) 等 参照

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 高圧溶融放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について 改訂2
「4 感度解析と評価 (6)ヒートアップ時の被覆管表面積係数」
(3.1-21p)等 参照

1. 指摘事項

「解析コード入力項目リスト」と、解析に用いるインプットリストとの関係を説明すること。

2. 回答

- ・「解析コード入力項目リスト」については、以下の観点で解析コードの模擬性能の説明に十分な項目をリストアップしている。
 - ＞プラントデータ
 - ＞事故条件
 - ＞事象収束に重要な機器・操作
- ・これらの項目は解析コードの特徴を考慮してリストアップしており、例えば、SPARKLE-2コードであれば炉心データや燃料データは他コードと比較して詳細なものとなっている。
- ・メーカーノウハウや競業他社に有益となる情報は商業機密扱いとしている。
- ・上記定義より、「解析コード入力項目リスト」は、解析に際し、解析コードに入力するインプットリストとは異なるものとなっている。
- ・解析コードの説明資料(第102回審査会合資料1-2-3~5、9~10)に添付されている「解析コード入力項目リスト」は、上述の意図により整理したものであるが、解析コードの特徴を踏まえた解析条件と考えられることから、解析コードの説明資料に当該リストの整理の主旨を追記するとともに、当該リストのタイトルを「解析コードにおける解析条件」に見直した。

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)「3.5 入出力」(3-86p)、「別紙1 解析コードにおける解析条件」(3-294p) 等