

改訂番号	改訂 24
提出年月日	平成 28 年 11 月 28 日

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

平成 28 年 11 月

東北電力株式会社

東京電力ホールディングス株式会社

中部電力株式会社

中国電力株式会社

目次

(Rev.08)

- 1. はじめに・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 1-1
- 2. 有効性評価における物理現象の抽出・・・・・・・・・・ 2-1
 - 2. 1 炉心損傷防止・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 2-7
 - 2. 2 格納容器破損防止・・・・・・・・・・・・・・・・ 2-49
 - 2. 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止・・・・・・ 2-70
- 3. 抽出された物理現象の確認・・・・・・・・・・・・・・・・ 3-1
 - 3. 1 BWR プラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認・ 3-1
 - 3. 2 EURSAFE における物理現象と抽出された物理現象の対応確認・・・・・・ 3-2
- 4. 適用候補とするコードについて・・・・・・・・・・・・ 4-1
 - 4. 1 適用候補コードの概要・・・・・・・・・・・・ 4-1
- 5. 有効性評価に適用するコードの選定・・・・・・・・・・ 5-1
 - 5. 1 炉心損傷防止・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 5-1
 - 5. 2 格納容器破損防止・・・・・・・・・・・・・・・・ 5-5
 - 5. 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止・・・・・・ 5-6
- 6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について・・・・・・ 6-1

添付資料 1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について

第 1 部 SAFER (Rev.13)
第 2 部 CHASTE (Rev.09)
第 3 部 REDY (Rev.13)
第 4 部 SCAT (Rev.14)
第 5 部 MAAP
本文 (Rev.13)
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 (Rev.10)
添付 2 溶融炉心と冷却材の相互作用について (Rev.11)
添付 3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について (Rev.12)
第 6 部 APEX (Rev.08)

 今回ご提出箇所

第 1 部 S A F E R

- S A F E R -

1. はじめに	1-1
2. 重要現象の特定	1-2
2.1 事故シーケンスと評価指標	1-2
2.2 ランクの定義	1-7
2.3 物理現象に対するランク付け	1-8
3. 解析モデルについて	1-16
3.1 コード概要	1-16
3.2 重要現象に対する解析モデル	1-17
3.3 解析モデル	1-18
3.4 入出力	1-56
4. 妥当性確認	1-58
4.1 重要現象に対する妥当性確認方法	1-58
4.2 T B L 実験解析	1-62
4.3 R O S A - III 実験解析	1-72
4.4 F I S T - A B W R 実験解析	1-82
4.5 実機解析への適用性	1-91
5. 有効性評価への適用性	1-100
5.1 不確かさの取扱いについて（評価指標の観点）	1-100
5.2 不確かさの取扱いについて（運転操作の観点）	1-102
6. 参考文献	1-106
添付 1 解析コードにおける解析条件	1-109
添付 2 相関式，モデルの適用性	1-113
添付 3 前処理コード	1-141
添付 4 炉心の過熱蒸気の影響評価	1-143
添付 5 代替注水設備による炉心再冠水過程における熱伝達について	1-149
添付 6 原子炉隔離状態における原子炉圧力挙動について	1-156

添付6 原子炉隔離状態における原子炉圧力挙動について

1. はじめに

炉心損傷防止有効性評価のうち、全交流動力電源喪失及び崩壊熱除去機能喪失時では、事象発生後、主蒸気隔離弁が閉鎖し、原子炉は高圧状態に維持されるが、原子炉水位低信号により自動起動した原子炉隔離時冷却系（RCIC）による原子炉注水により、炉心は露出することなく原子炉水位は回復し、冠水を維持する。

BWRのRCICには、原子炉圧力容器の頂部から注水する方式と給水系から注水する方式の2種類があり、プラントにより異なる。いずれの方式でも、炉心は冠水維持されるため、炉心冷却が問題となることはないが、このうち、給水系から注水する場合の解析では、RCICによる注水開始から原子炉が減圧されるまでに時間遅れが生じ、その後大きな圧力低下を示す結果となっていることから、これらの原子炉圧力変化挙動について以下に説明する。

2. 解析モデル

給水系から注水する方式の場合、RCICからの注水は、給水ノズルを通じて炉心シュラウド外領域に注水され、給水ノズルが水中に水没している場合には、未飽和の注入水は炉心シュラウド外領域の冷却水と混合し、炉心シュラウド外領域の冷却水の未飽和度が増加する。しかしながら、炉心シュラウド外領域の水面と蒸気ドーム領域の蒸気は断熱としているため、炉心シュラウド外領域の冷却水の未飽和度の増加が原子炉圧力に直接影響することはない。このため、混合水の未飽和度の増加が原子炉圧力への影響として現れるのは、混合水が炉心下部プレナムを経由して炉心に達し、炉心の蒸気発生を抑制し、さらに炉心上部プレナム領域ボイドを潰した後、蒸気ドーム内蒸気を凝縮する計算に切替わったときとなる。ただし、この計算の切替えは、冷却材が全て未飽和となっても未飽和水の注入が継続したとき、すなわち、炉心が過冷却状態のときにのみ行われる。

3. 解析結果の説明

代表BWRの崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）時の解析結果から、添付図6に原子炉圧力、RCICの注水流量、炉心上部プレナム領域水位及び各領域のボイド率の推移を示す。ここで、各領域のボイド率については、下記定義による負のボイド率により各領域冷却材の未飽和度を表す。

$$\text{負のボイド率} = \frac{(\text{各部水の比容積} - \text{飽和水比容積})}{(\text{飽和水比容積} - \text{注水比容積})}$$

なお、添付図6のボイド率は、R C I C注入水の炉内流入経路に従い、下から、炉心シュラウド外領域、炉心（軸方向ノード1）、炉心（軸方向ノード12）及び炉心上部プレナム領域の順に示す。

R C I Cを給水系から注水した場合、炉心シュラウド外領域の冷却水は、ほぼ飽和にある状態からR C I C注入水と混合して未飽和となり、未飽和度が徐々に増加することを添付図6は示している。また、R C I Cの注水が継続されることによる原子炉内の冷却水の未飽和度の増加に伴い、炉心領域（軸方向ノード12）及び炉心上部プレナム領域のボイド率が減少していることを示している。

炉心領域での蒸気発生が減少してボイド率がゼロに漸近する過程で逃がし安全弁の開閉間隔が徐々に広がっていき、さらに、未飽和水が炉心上部プレナム領域に到達して炉心上部プレナム領域ボイドを潰して蒸気ドーム領域内蒸気を凝縮することで、前項記載の解析モデルの特性とあいまって原子炉圧力が大きく低下する。

4. 実機における原子炉圧力挙動について

上記に示した、炉心が過冷却となったときに生じる大きな原子炉圧力低下は、実機にて生じ得る減圧幅を過剰に見積もっている可能性がある。これは、実機では炉心内の蒸気が消失した後に自然循環流量がほぼゼロとなるため、上部プレナム内の冷却水が滞留し、特に蒸気ドーム部と接する領域に高温水が滞留すると見込まれることから、蒸気ドーム内蒸気の凝縮が抑制され、原子炉圧力の低下が大きく緩和されると考えられるためである。

また、炉心シュラウド外領域の冷却水と蒸気ドーム部蒸気との間の熱交換による原子炉圧力挙動への影響については次のように考えられる。すなわち、実機プラントにおいても、R C I Cが給水系から注水され、かつ給水ノズルが水中に水没している場合には、未飽和の注入水が炉心シュラウド外領域の冷却水と混合し、炉心シュラウド外領域の冷却水の未飽和度が増加すると考えられる。このとき、前々項記載の断熱仮定とは異なり、実機では未飽和水水面と蒸気ドーム領域の蒸気との熱交換による蒸気凝縮に伴って原子炉圧力が低下する可能性がある。しかし、R C I Cが水面下に注水されたときには蒸気ドーム内で大規模な蒸気の流れが形成されることはなく、水面近くで局所的かつ限定的な蒸気流れが生じ得るだけであることから、実機においても未飽和水水面は断熱に近く、炉心シュラウド外領域の冷却水の未飽和度増

加による圧力低下は小さいものと考えられる。

なお、R C I Cはこれらの原子炉圧力範囲では、原子炉圧力によらず十分な注水能力を有すること、当該事象ではR C I Cの自動起動により原子炉水位は炉心より十分高い位置で維持されることから、実機と解析の差異が炉心冷却に及ぼす影響は小さいと考えられる。

5. 炉心露出が発生する事象における挙動について

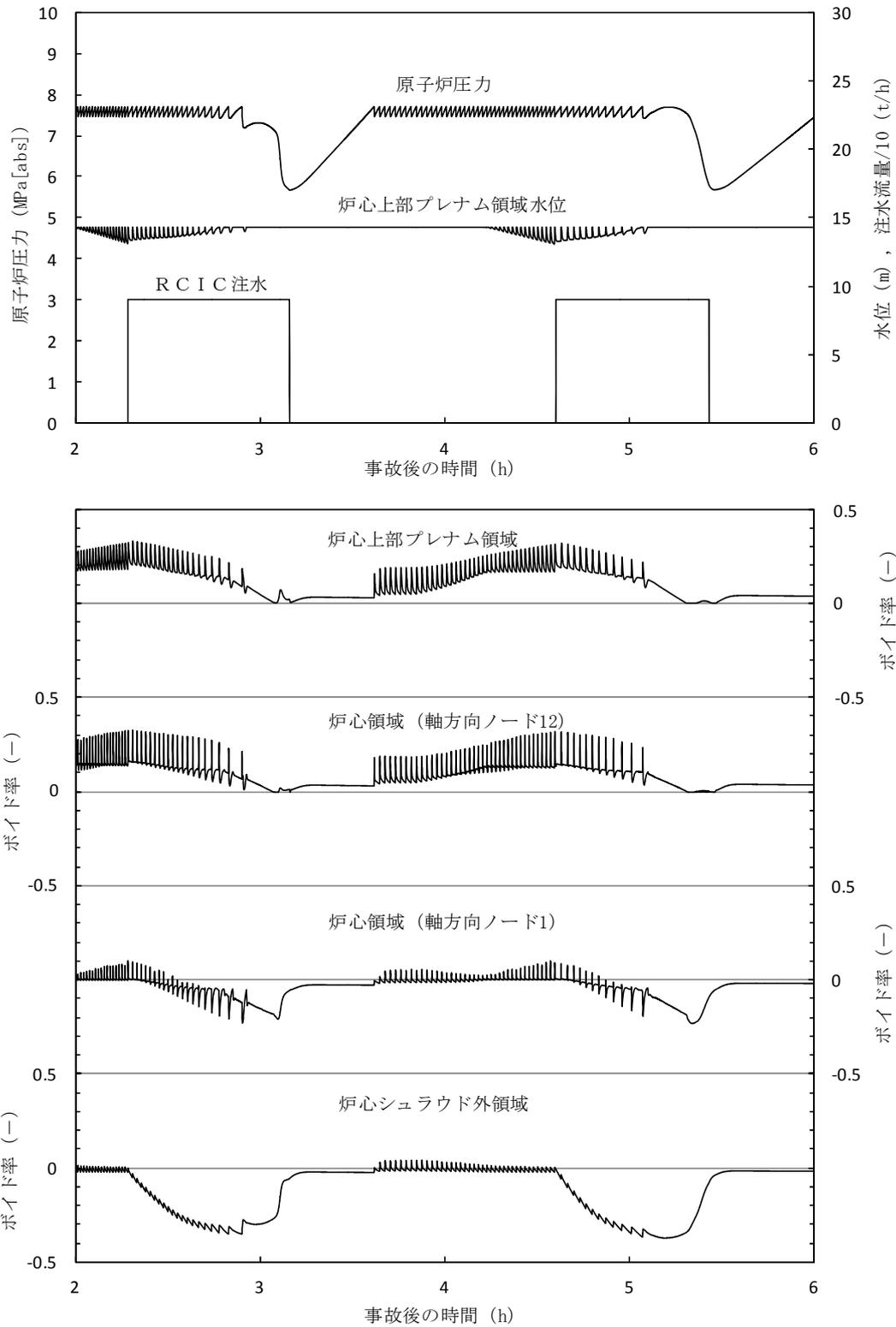
例えば、高圧・低圧注水機能喪失の評価では、逃がし安全弁を用いて原子炉減圧操作を行った後、低圧代替注水系により原子炉注水を行い、炉心露出により燃料被覆管温度が上昇した炉心を再冠水して冷却するが、上記にて説明した原子炉の圧力低下挙動は、炉心が過冷却となった時に発生する特異な挙動であり、炉心が露出するような炉心冷却が問題となる状態では過冷却状態とはならないため、発生するものではない。

また、低圧代替注水系で低圧注水系配管を介して注水する場合、注水ノズルが蒸気雰囲気中に露出しているときには、未飽和の注入水が水面より上部にある注入水の経路上の蒸気を部分的に凝縮させる。逃がし安全弁による原子炉減圧挙動を評価する際に重畳する現象として蒸気雰囲気中への注水による蒸気凝縮現象を考慮した評価がなされていることから、低圧代替注水系の注水に伴う主要な蒸気凝縮効果を取り込まれた解析がなされていると結論できる。

なお、残る蒸気凝縮現象として未飽和水からなる水面への蒸気凝縮があるが、これについては、前項4.にて説明したとおりであり、これによる圧力低下は小さいものと考えられる。

6. まとめ

S A F E Rでの解析では、R C I Cが給水系から注水される場合、注入された冷却水が炉心シュラウド外領域の冷却水と混合することにより未飽和水となり、未飽和水の流入により炉心領域の蒸気発生が抑制され、炉心上部プレナム領域ボイドを潰したのち、蒸気ドーム領域内蒸気を凝縮することで原子炉圧力が大きく低下することとなる。しかしながら、これらの挙動は、炉心が露出するような状態で発生するものではなく、また、当該事象ではR C I Cの自動起動により原子炉水位は炉心より十分高い位置で維持されるため、これらの原子炉圧力変化挙動が評価項目に及ぼす影響は小さいものとする。



添付図6 原子炉圧力，RCIC流量，上部プレナム水位及びボイド率の推移