

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-2 改 15
提出年月日	平成 29 年 6 月 30 日

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価

補足説明資料

平成 29 年 6 月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 設備概要
 - 1.1 代替制御棒挿入機能
 - 1.2 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
 - 1.3 過渡時自動減圧機能
 - 1.4 低圧代替注水系（常設，可搬型）
 - 1.5 緊急用海水系
 - 1.6 耐圧強化ベント系
 - 1.7 格納容器圧力逃がし装置
 - 1.8 代替循環冷却系
 - 1.9 常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備
 - 1.10 常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備
2. 可搬型設備保管場所及びアクセスルートについて
3. 現場操作機器配置図（建屋内）
4. 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認について
5. 重要事故シーケンス等の選定
6. 判断に用いるグラフ
7. 原子炉水位及びインターロックの概要
8. 炉心損傷前の原子炉の減圧操作について
9. 運転操作手順書における重大事故等への対応について
10. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について
11. 原子炉停止機能喪失時の運転点について
12. 原子炉停止機能喪失時の運転員の事故対応について

13. 内部事象P R Aにおける主要なカットセットとF V重要度に照らした重大事故等防止対策の有効性について
14. 地震P R A及び津波P R Aから抽出される事故シーケンスと対策の有効性について
15. 事象発生時の状況判断について
16. 安定状態の考え方について
17. サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について
18. 原子炉隔離時冷却系の運転継続及び原子炉減圧の判断について
19. 原子炉冷却材再循環ポンプからのリークについて
20. 非常用ガス処理系による系外放出を考慮した被ばく評価について
21. 有効性評価における解析条件の変更等について
22. 平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について
23. サプレッション・プールの水位上昇に係る構造的な耐性について
24. 非常用ディーゼル発電機が起動した場合の影響について（崩壊熱除去能喪失（取水機能が喪失した場合））
25. 原子炉満水操作の概要について
26. 外部水源温度の条件設定の根拠について
27. 格納容器ベント操作について
28. ほう酸水注入系のほう酸濃度，貯蔵量， ^{10}B の比率等の初期条件
29. ほう酸水注入系起動後の炉心状態（冷却材保有量等）について
30. 中性子束振動の判断について
31. 給水ポンプトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響
32. 原子炉停止機能喪失時の原子炉低温低圧状態まで導く手順概要について

33. 全制御棒挿入失敗の想定が部分制御棒挿入失敗により出力に偏りが生じた場合を包含しているかについて
34. A D S 自動起動阻止操作失敗による評価結果への影響
35. 給水流量をランアウト流量（68％）で評価することの妥当性
36. 評価におけるブローアウトパネルの位置付けについて
37. インターフェイスシステム L O C A 発生時の低圧配管破断検知について
38. 非常用炉心冷却系等における系統圧力上昇時の対応操作について
39. 不確かさの影響評価の考え方について
40. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
41. 逃がし安全弁出口温度による炉心損傷の検知性について
42. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果
43. 重大事故等対策における深層防護の考え方について
44. 逃がし安全弁の耐環境性能の確認実績について
45. 米国等の知見に照らした原子炉停止機能喪失事象の解析条件の妥当性
46. 原子炉停止機能喪失時における給水流量低下操作の考え方と給水ランバックの自動化を今後の課題とする理由
47. 同時被災時における必要な要員及び資源について
48. T B U の対応手順について
49. 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における取水機能喪失の想定内容について
50. G 値について
51. 格納容器内における気体のミキシングについて
52. 水素の燃焼条件について
53. 原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧について
54. ペデスタル（ドライウェル部）注水手順及び注水確認手段について

55. 格納容器頂部注水について
56. 放射線防護具類着用の判断について
57. 放射線環境下における作業の成立性
58. ペDESTAL（ドライウェル部）に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の蓄積に関する考慮
59. 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）」、「溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）」と「高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）」との対応及び要員数の比較
60. 炉心損傷後及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方
61. 希ガス保持による減衰効果について
62. エントレインメントの影響について
63. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について
64. デブリが炉外へ放出される場合と炉内に留まる場合の格納容器内の気体組成と水素燃焼リスクへの影響について
65. 原子炉水位不明時の対応について
66. 有効性評価「水素燃焼」における、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気体組成の推移について
67. 事故後長期にわたる格納容器の健全性について
68. 原子炉冷却材バウンダリを減圧するための代替設備
69. 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視設備について
70. 格納容器 pH調整の効果について
71. 原子炉停止機能喪失の300秒以降の燃料被覆管温度挙動について
72. 燃料被覆管の破裂により格納容器雰囲気放射線モニタ線量率にて炉心損傷と判断する場合の被ばく評価について

73. 使用済燃料プール監視設備の仕様等について
74. 使用済燃料プールの監視について
75. 使用済燃料プール（SFP）ゲートについて
76. 想定事故2においてサイフォン現象を想定している理由について
77. 反応度誤投入における炉心状態の不確かさの感度解析について
78. 重大事故等発生時における使用済燃料乾式貯蔵設備の影響について
79. 敷地境界外での実効線量評価に対する指針との対比について
80. サプレッション・プール初期水位について
81. 燃料被覆管の酸化量の評価について
82. 有効性評価における運転員等の操作余裕時間の仮定について
83. 運転員等操作の判断基準について
84. プラント仕様の違いが解析コードの妥当性確認に与える影響について
85. 原子炉停止機能喪失の解析条件設定の考え方
86. 外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について
87. I S L O C A時の格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度に対する設計基準事故の代表性について
88. 使用済燃料プール水温の管理について
89. 「L O C A時注水機能喪失」と「インターフェイスシステム L O C A」の敷地境界外線量評価の条件の違いについて
90. 必要な要員及び資源の評価方針
91. 有効性評価の想定時間のある可搬型設備を用いた作業のうち、T B Pシナリオの場合の成立性評価結果
92. 全交流動力電源喪失時の屋内アクセスルート及び操作場所について
93. 自然蒸発による水位低下速度について
94. 運転停止時における現場作業員の退避について

95. 使用済燃料プールへの注水手段と優先順位
96. TRACGコードのATWS解析への適用例
97. 逃がし安全弁の解析条件設定について
98. 重大事故等対処設備としての逃がし安全弁7弁の十分性について
99. 原子炉運転中における使用済燃料プール対応の時間余裕について
100. 緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱

84. 東海第二の有効性評価解析に対する解析コード適用性について

(1) 適用性の確認方法

東海第二の有効性評価解析で使用する解析コードについて、「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」（以下、「解析コード審査資料」という。）にて先行審査プラントに対して確認された内容と比較することで東海第二への適用性について確認する。

(1.1) 事故シナリオの比較（重要現象抽出の適用性確認）

解析コード審査資料では、有効性評価の各事故シーケンスグループについて、具体的な事故シナリオを踏まえ、評価指標の選定及び物理現象のランク付けを行い、重要現象を抽出している。よって、ここでは、解析コード審査資料における事故シナリオと東海第二の各重要事故シーケンスにおける事故シナリオとを比較することで、重要現象の抽出に与える影響を確認する。

(1.2) プラント仕様の比較（妥当性確認の適用性確認）

解析コード審査資料では、重要現象に対する解析モデルについて実験解析等により妥当性を確認した上で、実験装置等と実機との差異（スケーリング）を考慮しても妥当性確認の結果が適用可能であることを確認している。よって、ここでは、先行審査プラントと東海第二のプラント仕様の違いを比較することで、重要現象に対する解析モデルの妥当性確認のスケーリングに与える影響について確認する。

(2) 適用性の確認結果

(2.1) 事故シナリオの比較の結果（別紙1）

① S A F E R

解析コード審査資料と東海第二の事故シナリオの違いを踏まえても、重要現象の抽出に違いはないことを確認した。

② R E D Y / S C A T

解析コード審査資料と東海第二の事故シナリオは同じであり、重要現象の抽出にも違いがないことを確認した。

③ M A A P

解析コード審査資料と東海第二の事故シナリオの違いを踏まえても、重要現象の抽出に違いはないことを確認した。

④ A P E X

解析コード審査資料と東海第二の事故シナリオは同じであり、重要現象の抽出にも違いがないことを確認した。

(2.2) プラント仕様の比較の結果 (別紙2)

① S A F E R

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目すべきプラント仕様について、東海第二のプラント仕様は、先行審査プラントに含まれることから、プラント仕様の違いによるスケールリングの違いはないことを確認した。

②-1 R E D Y

反応度係数の保守因子の妥当性確認について、東海第二と先行審査プラントとの炉心格子の違いが、保守因子の不確かさ評価に影響を与えることから、東海第二の炉心格子を想定した保守因子の不確かさ評価を行い、この保守因子を用いた感度解析により影響を確認する。これ以外については、妥当性確認に使用した A B W R 実機試験について出力等が異なるプラントにおいて原子炉停止機能喪失事象の評価に影響する設備の差異は、従来型 B W R の先行

審査プラントと代表ABWRとの差異と同じであることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはないことを確認した。

②-2 S C A T

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置は実寸大の9×9模擬燃料集合体を用いたものであり、東海第二でも先行審査プラントと同じ9×9燃料（A型）を解析条件として設定していることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはないことを確認した。

③M A A P

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目すべきプラント仕様について、東海第二のプラント仕様は、先行審査プラントに包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはないことを確認した。

④A P E X

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目すべきプラント仕様について、東海第二のプラント仕様は、先行審査プラントと同様であることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはないことを確認した。なお、解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「ドップラー反応度フィードバック効果」及び「制御棒反応度効果」であり、東海第二を対象に不確かさ評価の感度解析を実施し影響を確認する。

(2.3) 感度解析等（別紙3，別紙4）

R E D Yコードの反応度係数の保守因子の妥当性確認について、東海第二の炉心格子（C格子）を想定した不確かさ評価を行い、この保守因子を用いた感度解析を実施した。この結果、燃料被覆管最高温度のベースケースから

の増分は、最大+10℃となっており、事象進展に有意な影響を与えるものではなく、不確かさが燃料被覆管温度に有意な影響を及ぼすものではないことを確認した。

APEXコードの妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目した「ドップラー反応度フィードバック効果」及び「制御棒反応度効果」について、東海第二を対象に不確かさ評価の感度解析を実施した。この結果、「発電用軽水炉型原子炉施設の反応度投入事象評価指針」に示された燃料の許容設計限界値等を超えることはなく、燃料の健全性は維持されることを確認した。

事故シナリオの比較の結果

① S A F E R

a) 対象とする事故シーケンスグループ

S A F E Rコードで対象としている6つの事故シーケンスグループに加え、東海第二では、全交流動力電源喪失（T B U， T B D），全交流動力電源喪失（T B P）及び津波浸水による注水機能喪失を事故シーケンスグループとして抽出している。

b) 事故シナリオの比較

各事故シーケンスグループについて、解析コード審査資料の事故シナリオと東海第二の事故シナリオとを比較することにより、重要現象の抽出に与える影響を確認した結果を表1-1に示すとともに、以下に概要を示す。

全交流動力電源喪失（長期T B）は、解析コード審査資料と原子炉減圧のタイミングが異なるが、原子炉隔離時冷却系で注水した後に原子炉を減圧して低圧注水に移行するという点では同様であり、重要現象も同じになる。

崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失，RHR 機能喪失）及び格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）は、解析コード審査資料と原子炉減圧操作を実施する点及び減圧後に低圧の原子炉注水に移行する点で事故シナリオは異なるが、原子炉減圧操作に関連する重要現象として冷却材放出（臨界流・差圧流）が抽出されており、また原子炉注水に関連する重要現象としてE C C S注水（給水系・代替注水設備含む）が抽出されている。このため、事故シナリオの違いを考慮しても重要現象は適切に抽出されている。

全交流動力電源喪失（T B U， T B D），全交流動力電源喪失（T B P）及び津波浸水による注水機能喪失は、期待する設備や操作タイミングが異なるものの、事故シナリオとしては全交流動力電源喪失（長期T B）や崩壊熱除

去機能喪失（取水機能喪失）と同様であり，重要現象も同じになる。

② R E D Y / S C A T

a) 対象とする事故シーケンスグループ

対象とする事故シーケンスグループは，原子炉停止機能喪失のみであり，解析コード審査資料と東海第二とは違いはない。

b) 事故シナリオの比較

解析コード審査資料の事故シナリオと東海第二の事故シナリオとを比較することにより，重要現象の抽出に与える影響を確認した結果を表 1 - 2 に示す。東海第二の事故シナリオは，解析コード審査資料の事故シナリオと同様であり，重要現象も同じになる。

③ M A A P

a) 対象とする事故シーケンスグループ

(a-1) 炉心損傷防止対策

M A A P コードで対象としている 6 つの事故シーケンスグループに加え，東海第二では，全交流動力電源喪失（T B U，T B D），全交流動力電源喪失（T B P）及び津波浸水による注水機能喪失を事故シーケンスグループとして抽出している。

(a-2) 格納容器破損防止対策

M A A P コードで対象としている 5 つの格納容器破損モードと同様であり，解析コード審査資料と東海第二とは違いはない。

b) 事故シナリオの比較

(b-1) 炉心損傷防止対策

各事故シーケンスグループについて，解析コード審査資料の事故シナリオと東海第二の事故シナリオとを比較することにより，重要現象の抽出に与える影響を確認した結果を表 1 - 3 に示すとともに，以下に概要

を示す。

全交流動力電源喪失（長期TB）は、減圧するタイミングは異なるが、原子炉隔離時冷却系で注水した後に原子炉を減圧して低圧注水に移行するという点では同様であり、重要現象も同じになる。また、低圧代替注水系（可搬型）による格納容器スプレイを実施するが、これに関連する重要現象としてスプレイ冷却が抽出されている。このため、事故シナリオの違いに起因する重要現象抽出の違いはない。

全交流動力電源喪失（TBU, TBD）、全交流動力電源喪失（TBP）及び津波浸水による注水機能喪失は、期待する設備や操作タイミングが異なるものの、事故シナリオとしては全交流動力電源喪失（長期TB）や崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）と同様であり、重要現象も同じになる。

(b-2) 格納容器破損防止対策

各格納容器破損モードについて、解析コード審査資料の事故シナリオと東海第二の事故シナリオとを比較することにより、重要現象の抽出に与える影響を確認した結果を表1-3に示すとともに、以下に概要を示す。

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）は、最終ヒートシンクが異なるが、代替循環冷却系は残留熱除去系と同等の設備であり、物理現象として「サプレッション・プール冷却」が抽出されていることから、影響はない。

水素燃焼は、PDSは異なるものの、水素燃焼の観点で抽出すべき物理現象は両PDSで同じであり、影響はない。

熔融炉心・コンクリート相互作用は、PDSは異なるものの、熔融炉心・コンクリート相互作用の観点で抽出すべき物理現象は両PDSで同

じであり，影響はない。

コリウムシールド敷設については，以下のとおり物理現象の抽出の観点で影響はない。

- ・コリウムシールドの温度は侵食開始温度を超えないため侵食が発生しない
- ・コリウムシールドはZrO₂製であり，侵食した場合でもガス等の発生はない
- ・コリウムシールドの侵食開始温度は化学反応等による温度低下を考慮して設定している。

また，コリウムシールドを介したコンクリートの温度上昇についても評価しており，コンクリートに対する物理現象も考慮していることから，物理現象の抽出の観点では影響はない。

④ A P E X

a) 対象とする事故シーケンスグループ

対象とする事故シーケンスグループは，反応度の誤投入のみであり，解析コード審査資料と東海第二とは違いはない。

b) 事故シナリオの比較

解析コード審査資料の事故シナリオと東海第二の事故シナリオとを比較することにより，重要現象の抽出に与える影響を確認した結果を表1-4に示す。東海第二の事故シナリオは，解析コード審査資料の事故シナリオと同様であり，重要現象も同じになる。

表 1-1 事故シナリオの比較 (S A F E R) (1 / 3)

事故シナリオグループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
高圧・低圧注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失+RCIC 及び ECCS(高圧注水系及び低圧注水系)起動失敗 高圧代替注水設備又は SRV により急速減圧後に低圧代替注水設備により原子炉注水 	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 SRV(逃がし安全弁(自動減圧機能))により急速減圧後に低圧代替注水設備(低圧代替注水系(常設))により原子炉注水 	— (事故シナリオに違いはない)
高圧注水・減圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失+RCIC 及び ECCS(高圧注水系)起動失敗+原子炉の減圧失敗 代替自動減圧ロジックにより原子炉を減圧した後に ECCS(低圧注水系)により原子炉注水 	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗 代替自動減圧ロジック(過渡時自動減圧回路)により原子炉を減圧した後に ECCS(低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水系)×3台)により原子炉注水 	— (事故シナリオに違いはない)
全交流動力電源喪失(長期 TB)	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失+非常用ディーゼル発電機の機能喪失 一定期間直流電源を確保し RCIC により原子炉水位を維持しつつ、代替電源設備及び低圧代替注水設備の準備が完了したところで、原子炉の減圧及び ECCS(低圧注水系)又は低圧代替注水設備により原子炉注水 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功) 一定期間直流電源(所内常設直流電源設備)を確保し RCIC により原子炉水位を維持しつつ、約 8 時間後に原子炉を減圧し、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水を実施 代替電源設備(常設代替高圧電源装置)及び低圧代替注水設備(残留熱除去系(低圧注水系))の準備が完了したところで、残留熱除去系(低圧注水系)により原子炉注水 	原子炉減圧を実施するタイミングは異なるが、原子炉隔離時冷却系により高圧注水を実施した後に、原子炉を減圧して低圧注水に移行するという点では同じであり、重要現象も同じになる。

補足 84-9

表 1-1 事故シナリオの比較 (S A F E R) (2 / 3)

事故シナリオグループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
全交流動力電源喪失 (TBU, TBD)	—	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失+直流電源失敗+高圧炉心冷却失敗 一定期間直流電源 (常設代替直流電源設備) を確保し高圧代替注水系により原子炉水位を維持しつつ、約 8 時間後に原子炉を減圧し、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水を実施 代替電源設備 (常設代替高圧電源装置) 及び低圧代替注水設備 (残留熱除去系 (低圧注水系)) の準備が完了したところで、残留熱除去系 (低圧注水系) により原子炉注水 	期待する設備は異なるが、事故シナリオとしては全交流動力電源喪失 (長期 TB) と同様であり、重要現象も同じになる。
全交流動力電源喪失 (TBP)	—	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗 一定期間直流電源 (所内常設直流電源設備) を確保し RCIC により原子炉水位を維持しつつ、可搬型設備の準備が完了した時点 (約 3 時間後) で原子炉を減圧し、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水を実施 代替電源設備 (常設代替高圧電源装置) 及び低圧代替注水設備 (残留熱除去系 (低圧注水系)) の準備が完了したところで、残留熱除去系 (低圧注水系) により原子炉注水 	期待する設備及び原子炉減圧のタイミングは異なるが、事故シナリオとしては全交流動力電源喪失 (長期 TB) と同様であり、重要現象も同じになる。
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失+取水機能喪失 RCIC が自動起動して原子炉水位を維持 	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失+RHR失敗 (取水機能喪失によるもの) RCIC が自動起動した後に RCIC にて原子炉水位を維持 サプレッション・プール水温度 65℃到達にて原子炉を減圧して低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施 	<p>事故シナリオは異なるが、以下の通り重要現象は適切に抽出されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 東海第二では、原子炉減圧を実施するが、これに関連する重要現象として冷却材放出 (臨界流・差圧流) が抽出されている。 東海第二では、原子炉減圧後に低圧の原子炉注水に移行するが、これに関連する重要現象として ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む) が抽出されている。

補足 84-10

表 1-1 事故シナリオの比較 (SAFER) (3/3)

事故シナリオグループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失)	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失+RHR 機能喪失 RCIC が自動起動して原子炉水位を維持 	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失+RHR 失敗 (残留熱除去系の故障によるもの) RCIC 及び高圧炉心スプレイ系が自動起動した後に RCIC にて原子炉水位を維持 サプレッション・プール水温度 65℃到達にて原子炉を減圧して低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施 	<p>事故シナリオは異なるが、以下の通り重要現象は適切に抽出されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 東海第二では、原子炉減圧を実施するが、これに関連する重要現象として冷却材放出 (臨界流・差圧流) が抽出されている。 東海第二では、原子炉減圧後に低圧の原子炉注水に移行するが、これに関連する重要現象として ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む) が抽出されている。
LOCA 時注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 中小破断 LOCA+ECCS (高圧注水系, 低圧注水系) 起動失敗 高圧代替注水設備又は SRV により急速減圧後に低圧代替注水設備により原子炉注水 	<ul style="list-style-type: none"> 中小破断 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 SRV (逃がし安全弁 (自動減圧機能)) により急速減圧後に低圧代替注水設備 (低圧代替注水系 (常設)) により原子炉注水 	<p>— (事故シナリオの違いはない)</p>
格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	<ul style="list-style-type: none"> 高圧炉心注水系の吸込配管等の破損 RCIC 及び ECCS (高圧注水系) により原子炉注水をしつつ、破断箇所を隔離することで冷却材流出を防止 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系の熱交換器フランジ部からの漏えいを想定 RCIC により原子炉注水をした後、漏えい抑制のために原子炉を減圧し、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施 破断箇所を隔離することで冷却材流出を防止 	<p>事故シナリオは異なるが、以下の通り重要現象は適切に抽出されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 東海第二では、漏えい抑制のための原子炉減圧を実施するが、これに関連する重要現象として冷却材放出 (臨界流・差圧流) が抽出されている。 東海第二では、原子炉減圧後に低圧の原子炉注水に移行するが、これに関連する重要現象として ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む) が抽出されている。
津波浸水による注水機能喪失	—	事故シナリオは、「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」と同じ	事故シナリオとしては崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失) と同様であり、重要現象も同じになる。

補足 84-11

表 1 - 2 事故シナリオの比較 (REDY/SCAT)

事故シナリオグループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失 主蒸気隔離弁の誤閉止及び原子炉スクラム失敗により原子炉出力及び原子炉圧力が上昇し、沸騰遷移が発生することで燃料被覆管温度が上昇 原子炉圧力高信号で再循環ポンプがトリップし炉心流量が低下 原子炉圧力高信号による代替制御棒挿入は失敗を仮定 逃がし安全弁が断続して開動作し、原子炉で発生した蒸気が格納容器内のプール水へ放出されることでプール水温度及び格納容器圧力が上昇 原子炉出力が厳しくなるようモータ駆動給水ポンプの運転を想定 給水加熱喪失により原子炉出力は次第に上昇し、燃料が沸騰遷移状態となることで燃料被覆管温度が上昇 ほう酸水注入系により原子炉出力を低下 残留熱除去系によりサプレッション・プール冷却を実施 	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失 主蒸気隔離弁の誤閉止及び原子炉スクラム失敗により原子炉出力及び原子炉圧力が上昇し、沸騰遷移が発生することで燃料被覆管温度が上昇 原子炉圧力高信号で再循環ポンプがトリップし炉心流量が低下 原子炉圧力高信号による代替制御棒挿入は失敗を仮定 逃がし安全弁が断続して開動作し、原子炉で発生した蒸気がサプレッション・プールへ放出されることでサプレッション・プール水温度及び格納容器圧力が上昇 原子炉出力が厳しくなるよう電動駆動給水ポンプの運転を想定 給水加熱喪失により原子炉出力は次第に上昇し、燃料が沸騰遷移状態となることで燃料被覆管温度が上昇 ほう酸水注入系により原子炉出力を低下 残留熱除去系によりサプレッション・プール冷却を実施 	<p>— (事故シナリオに違いはない)</p>

補足 84-12

表 1 - 3 事故シナリオの比較 (MAAP) (1 / 9)

事故シナリオグループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
高圧・低圧注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失+非常用炉心冷却系(高圧注水系及び低圧注水系)起動失敗 逃がし安全弁により原子炉を急速減圧した後に低圧代替注水設備により原子炉注水 格納容器代替スプレイ系による冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱を実施 	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 逃がし安全弁(自動減圧機能)により原子炉を急速減圧した後に低圧代替注水系(常設)により原子炉注水 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施 	<p>— (事故シナリオに違いはない)</p>
高圧注水・減圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失+非常用炉心冷却系(高圧注水系)起動失敗+原子炉の減圧失敗 原子炉代替減圧系により原子炉を減圧した後に非常用炉心冷却系(低圧注水系)により原子炉注水 残留熱除去系による除熱を実施 	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗 原子炉代替減圧系(過渡時自動減圧回路)により原子炉を減圧した後に非常用炉心冷却系(低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水系)×3台)により原子炉注水 残留熱除去系による格納容器除熱を実施 	<p>— (事故シナリオに違いはない)</p>

表 1 - 3 事故シナリオの比較 (MAAP) (2 / 9)

事故シナリオグループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
全交流動力電源喪失 (長期 TB)	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失+非常用ディーゼル発電機等の機能喪失 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ、代替交流動力電源設備及び低圧代替注水系の準備が完了したところで、逃がし安全弁により原子炉を減圧し、低圧代替注水系による原子炉注水を開始 残留熱除去系又は格納容器圧力逃がし装置による除熱を実施 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (RCIC成功) 原子炉隔離時冷却系の原子炉注水により原子炉水位を維持しつつ、約8時間後に原子炉を減圧し、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水を実施 低圧代替注水系 (可搬型) と同じポンプを用いて代替格納容器スプレイ系 (可搬型) による格納容器冷却を実施 代替交流動力電源設備 (常設代替高圧電源装置) の準備が完了したところで、残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施 	<p>原子炉減圧を実施するタイミングは異なるが、原子炉隔離時冷却系により高圧注水を実施した後に、原子炉を減圧して低圧注水に移行する点及び残留熱除去系による格納容器除熱を実施する点では同じであり、重要現象も同じになる。低圧代替注水系 (可搬型) による格納容器スプレイを実施するが、これに関連する重要現象としてスプレイ冷却が抽出されており、シナリオの違いを考慮しても重要現象は適切に抽出されている。</p>
全交流動力電源喪失 (TBU, TBD)	—	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失+直流電源失敗+高圧炉心冷却失敗 高圧代替注水系の原子炉注水により原子炉水位を維持しつつ、約8時間後に原子炉を減圧し、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水を実施 低圧代替注水系 (可搬型) と同じポンプを用いて代替格納容器スプレイ系 (可搬型) による格納容器冷却を実施 代替交流動力電源設備 (常設代替高圧電源装置) の準備が完了したところで、残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施 	<p>期待する設備は異なるが、事故シナリオとしては全交流動力電源喪失 (長期 TB) と同様であり、重要現象も同じになる。</p>

表 1 - 3 事故シナリオの比較 (MAAP) (3 / 9)

事故シナリオグループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
全交流動力電源喪失 (TBP)	—	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 + DG 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 原子炉隔離時冷却系の原子炉注水により原子炉水位を維持しつつ、可搬型設備の準備が完了した時点 (約 3 時間後) で原子炉を減圧し、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水を実施 低圧代替注水系 (可搬型) と同じポンプを用いて代替格納容器スプレイ系 (可搬型) による格納容器冷却を実施 代替交流動力電源設備 (常設代替高圧電源装置) の準備が完了したところで、残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施 	原子炉減圧のタイミングは異なるが、事故シナリオとしては全交流動力電源喪失 (長期 TB) と同様であり、重要現象も同じになる。
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失 + 取水機能喪失 原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位を適切に維持しつつ、低圧又は高圧代替注水系による原子炉注水を実施 最終ヒートシンクへの代替熱移送系を用いた除熱を実施 	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失 + RHR 失敗 (取水機能喪失によるもの) 原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位を維持し、サブプレッション・プール水温度 65℃ 到達にて原子炉を減圧して低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施 緊急用海水系を用いた格納容器除熱を実施 	— (事故シナリオに違いはない)
崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失)	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失 + 取水機能喪失 原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位を適切に維持しつつ、低圧又は高圧代替注水系による原子炉注水を実施 格納容器代替スプレイ系による冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱を実施 	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失 + RHR 失敗 (残留熱除去系の故障によるもの) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動した後に原子炉隔離時冷却系にて原子炉水位を維持し、サブプレッション・プール水温度 65℃ 到達にて原子炉を減圧して低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施 	— (事故シナリオに違いはない)

表 1 - 3 事故シナリオの比較 (MAAP) (4 / 9)

事故シナリオグループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
LOCA 時注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・中小破断 LOCA+非常用炉心冷却系(高压注水系及び低压注水系)起動失敗 ・逃がし安全弁により原子炉を急速減圧した後に低压代替注水設備により原子炉注水 ・格納容器代替スプレイ系による冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱を実施 	<ul style="list-style-type: none"> ・中小破断 LOCA+高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗 ・逃がし安全弁(自動減圧機能)により原子炉を急速減圧した後に低压代替注水系(常設)により原子炉注水 ・代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施 	<p>— (事故シナリオに違いはない)</p>
津波浸水による注水機能喪失	—	事故シナリオは、「崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)」と同じ	事故シナリオとしては崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)と同様であり、重要現象も同じになる。

表 1 - 3 事故シナリオの比較 (MAAP) (5 / 9)

格納容器破損モード	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	<ul style="list-style-type: none"> ●事故シナリオ ・大破断LOCA+注水機能喪失 ・炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が急速に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る ・損傷炉心が溶融し、下部プレナムに落下 ・下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発し、溶融炉心が高温状態となり、原子炉圧力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損 ・落下した溶融炉心の保有熱により、格納容器下部注水系により原子炉圧力容器破損前の注水操作により溜まった冷却水の急激な蒸発 ・冷却水による溶融炉心からの除熱が十分でない場合には、コンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起き、脱水により生じた水蒸気、溶融炉心内部の金属と水の反応による水素発生による加圧が発生 ・格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し、格納容器破損に至る ●格納容器破損防止対策 ・低圧代替注水系等による溶融炉心冷却 ・格納容器スプレイによる格納容器の圧力及び雰囲気温度の上昇抑制 ・格納容器圧力逃がし装置等による除熱 	<ul style="list-style-type: none"> 【代替循環冷却系に期待する場合】 ・大破断LOCA+注水機能喪失 ・炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が急速に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る ・低圧代替注水系(常設)による原子炉注水により下部プレナムへの溶融炉心落下を防止 ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇緩和 ・代替循環冷却系による格納容器除熱 	解析コード審査資料で考慮している格納容器破損防止対策と同等であり、影響はない。 なお、最終ヒートシンクが異なるが、代替循環冷却系は残留熱除去系と同等の設備であり、物理現象として「サブプレッション・プール冷却」が抽出されていることから、影響はない。
		<ul style="list-style-type: none"> 【代替循環冷却系に期待しない場合】 ・大破断LOCA+注水機能喪失 ・炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が急速に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る ・低圧代替注水系(常設)による原子炉注水により下部プレナムへの溶融炉心落下を防止 ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇緩和 ・格納容器圧力逃がし装置による除熱 	

補足 84-17

表 1 - 3 事故シナリオの比較 (MAAP) (6 / 9)

格納容器破損 モード	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
高压熔融物放出 ／格納容器雰囲気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> ●事故シナリオ ・ 高压注水・減圧機能喪失＋全交流動力電源の喪失 ・ 炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高压注水・減圧機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る ・ 損傷炉心が溶融し、下部プレナムに落下 ・ 下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発し、溶融炉心が高温状態となり、原子炉压力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損 ・ 原子炉圧力が高压状態で原子炉压力容器破損に至るため、高压の水蒸気及び水素が放出されるとともに、溶融炉心の分散放出が発生 ・ 分散放出された溶融炉心は液滴上に格納容器雰囲気へ飛散し、格納容器の圧力・温度が急上昇して破損に至る ●格納容器破損防止対策 ・ 原子炉压力容器破損までに手動操作にて、原子炉を速やかに減圧 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高压注水・減圧機能喪失＋全交流動力電源の喪失 ・ 炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高压注水・減圧機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る ・ 原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置に到達した時点で、逃がし安全弁2弁の手動開操作による原子炉減圧 ・ 損傷炉心が溶融し、下部プレナムに落下 ・ 下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発し、溶融炉心が高温状態となり、原子炉压力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損 ・ 原子炉压力容器破損時点で原子炉圧力が2MPa[gage]以下に低下 	- (事故シナリオに違いはない)

補足 84-18

表 1 - 3 事故シナリオの比較 (MAAP) (7 / 9)

格納容器破損 モード	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
原子炉圧力容器 外の溶融燃料 - 冷却材相互作用	<ul style="list-style-type: none"> ● 事故シナリオ ・ 高圧・低圧注水機能喪失 + 全交流動力電源の喪失 ・ 炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧・低圧注水機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る ・ 損傷炉心が溶融し、下部プレナムに落下 ・ 下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発し、溶融炉心が高温状態となり、原子炉圧力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損 ・ 落下した溶融炉心の保有熱により、格納容器下部注水系により原子炉圧力容器破損前の注水操作により溜まった冷却水の急激な蒸発 ・ 圧力スパイクにより格納容器破損に至る ● 格納容器破損防止対策 — (圧力スパイクによって格納容器破損に至らないことを確認する) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失 + 全交流動力電源の喪失 ・ 炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧・低圧注水機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る ・ 損傷炉心が溶融し、下部プレナムに落下 ・ 下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発し、溶融炉心が高温状態となり、原子炉圧力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損 ・ 落下した溶融炉心の保有熱により、ペDESTAL (ドライウェル部) に溜まった冷却水の急激な蒸発 ・ 圧力スパイクによって格納容器破損に至らないことを確認 	— (事故シナリオに違いはない)

補足 84-19

表 1 - 3 事故シナリオの比較 (MAAP) (8 / 9)

格納容器破損 モード	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> ●事故シナリオ ・ 高圧・低圧注水機能喪失+全交流動力電源の喪失 ・ 炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧・低圧注水機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る ・ 炉心露出部で燃料棒が加熱していくと燃料被覆管のジルコニウム-水反応によって多量の水素が発生 ・ 水の放射線分解によって水素及び酸素が発生 ・ 発生した水素及び酸素は原子炉内で発生する蒸気と共に逃がし安全弁を通じてウェットウェルに流入し、サプレッション・プール水中に取り込まれた核分裂生成物による水の放射線分解に伴って発生する水素及び酸素と共に空間に蓄積し、一部は真空破壊弁を通じてドライウェルに流入する。 ・ 格納容器スプレイにより格納容器内での蒸気凝縮が進むと、格納容器内の水素及び酸素濃度は上昇する。 ●格納容器破損防止対策 ・ 格納容器内雰囲気窒素置換による不活性化 ・ 格納容器圧力逃がし装置による可燃性ガスの排出 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 大破断LOCA+注水機能喪失 ・ 炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が急速に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る ・ 炉心露出部で燃料棒が加熱していくと燃料被覆管のジルコニウム-水反応によって多量の水素が発生 ・ 水の放射線分解によって水素及び酸素が発生 ・ 発生した水素及び酸素は原子炉内で発生する蒸気と共に大破断LOCAの破断口を通じてドライウェルに流入する。一部はベント管を通じてサプレッション・プール水中に流入し、サプレッション・プール水中に取り込まれた核分裂生成物による水の放射線分解に伴って発生する水素及び酸素と共に空間に蓄積する。 ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により下部プレナムへの熔融炉心落下を防止 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇緩和 ・ 代替循環冷却系による格納容器除熱 ・ 格納容器スプレイ及び代替循環冷却系により格納容器内での蒸気凝縮が進むと、格納容器内の水素及び酸素濃度は上昇する。 	<p>PDSは異なるものの、水素燃焼の観点で抽出すべき物理現象は両PDSで同じであり、影響はない。</p>

補足 84-20

表 1 - 3 事故シナリオの比較 (MAAP) (9 / 9)

格納容器破損モード	事故シナリオ		事故シナリオの違いの影響
	解析コード審査資料	東海第二	
溶融炉心・コンクリート相互作用	<p>●事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA+注水機能喪失 ・炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が急速に低下して炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る ・損傷炉心が溶融し、下部プレナムに落下 ・下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発し、溶融炉心が高温状態となり、原子炉圧力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損 ・落下した溶融炉心の保有熱により、格納容器下部注水系により原子炉圧力容器破損前の注水操作により溜まった冷却水の急激な蒸発 ・冷却水による溶融炉心からの除熱が十分でない場合には、コンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が発生 ・溶融炉心によるコンクリートの溶融侵食が継続すると、格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器破損に至る <p>●格納容器破損防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器破損前の格納容器下部への冷却水確保 ・溶融炉心落下後の原子炉注水及び格納容器下部注水による溶融炉心冷却 	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧・低圧注水機能喪失+全交流動力電源の喪失 ・低圧代替注水系（常設）による原子炉注水不可を想定し、炉心損傷に至る ・損傷炉心が溶融し、下部プレナムに落下 ・原子炉圧力容器破損 ・落下した溶融炉心の保有熱により、ペDESTAL（ドライウエル部）に溜まった冷却水の急激な蒸発 ・ペDESTAL（ドライウエル部）に溜まった冷却水及びペDESTAL（ドライウエル部）内に敷設したコリウムシールドの効果によりコンクリート温度は融点に至らず溶融侵食は発生しない 	<p>PDSは異なるものの、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で抽出すべき物理現象は両PDSで同じであり、影響はない</p> <p>コリウムシールド敷設については、以下のとおり物理現象の抽出の観点で影響はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・コリウムシールドの温度は侵食開始温度を超えないため侵食が発生しない ・コリウムシールドはZrO₂製であり、侵食した場合でもガス等の発生はない ・コリウムシールドの侵食開始温度は化学反応による温度低下等を考慮して設定している <p>また、コリウムシールドを介したコンクリートの温度上昇についても評価しており、コンクリートに対する物理現象も考慮していることから、物理現象の抽出の観点では影響はない</p>

補足 84-21

表 1-4 事故シナリオの比較 (A P E X)

事故シナシ グループ	事故シナリオ		事故シナリオの違いの 影響
	解析コード審査資料	東海第二	
反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉が運転停止中に、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の上限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界超過に至る事象 中性子束が上昇しスクラム設定点に至った場合に原子炉がスクラムする 	<ul style="list-style-type: none"> 運転停止中の原子炉において、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象 起動領域計装の原子炉出力ペリオド短 (10 秒) 信号が発生し、制御棒の引抜きが阻止されるとともに、原子炉はスクラムする 	- (事故シナリオに違いはない)

プラント仕様の比較の結果

① S A F E R (表 2 - 1)

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「燃料集合体の体数」, 「燃料集合体の軸方向長さ」, 「E C C S 構成」及び「燃料集合体の型式」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、表 2 - 5 に示すとおり先行審査プラントの仕様に包含されることから、プラント仕様の違いによるスケージングの違いはない。

② - 1 R E D Y (表 2 - 2 - 1)

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した A B W R 実機試験について、出力等が異なるプラントにおいて原子炉停止機能喪失事象の評価に影響する設備の差異として着目しているのは、「再循環系」, 「ほう酸水注入箇所」及び「E C C S 構成」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、表 2 - 5 に示すとおり従来型 B W R の先行審査プラントの仕様に包含されることから、プラント仕様の違いによるスケージングの違いはない。

反応度係数の保守因子設定の妥当性確認について、東海第二の炉心格子は C 格子であり、解析コード審査資料の想定 (N 格子, S 格子) と異なっている。炉心格子の違いにより、妥当性確認に使用した保守因子の不確かさ評価に影響を与える。このため、東海第二の C 格子を想定した同様の不確かさ評価及び感度解析を実施し、影響を確認する。

② - 2 S C A T (表 2 - 2 - 2)

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置は実寸大の 9 × 9 模擬燃料集合体を用いたものであり、東海第二でも先行審査プラントと同じ 9 × 9 燃料 (A 型) を解析条件として設定していることから、プラン

ト仕様の違いによるスケーリングの違いはない。また、 9×9 燃料（A型）のATLAS試験の範囲以上の入口サブクーリングに対しては、第1から第3スペーサの範囲ではGEXL相関式は適用可能であり、第4スペーサに対しても保守的であることを確認おり、東海第二の有効性評価解析では第4スペーサ位置で燃料被覆管最高温度が発生している。

③-1 MAA P（炉心損傷防止対策）（表2-3）

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「燃料集合体の体数」、「燃料集合体の軸方向長さ」、「ECCS構成」及び「燃料集合体の型式」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、表2-5に示すとおり従来型BWRの先行審査プラントの仕様に包含されることから、同様の適用性を有していると考えられる。

③-2 MAA P（格納容器破損防止対策）（表2-3）

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「燃料集合体の型式」、「格納容器体積」及び「コンクリート物性」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、表2-5に示すとおり従来型BWRの先行審査プラントの仕様に包含されることから、同様の適用性を有していると考えられる。

④APEX（表2-4）

解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「ドップラー反応度フィードバック効果」及び「制御棒反応度効果」であり、設備としては「燃料集合体の型式」、「制御棒引抜速度」及び「起動領域計装の状態」が該当し、東海第二のこれらのプラント仕様は、表2-5に示すとおり先行審査プラントの仕様に包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。

表 2-1 妥当性確認の方法と東二有効性評価解析への適用性 (S A F E R)

分類	重要現象	解析モデル	解析コード審査資料における妥当性確認の方法	東海第二の有効性評価解析に対する適用性
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	信頼性の高い評価モデルと現実的な評価条件を使用して評価した値を事象発生後の原子炉出力変化として入力しており、妥当性確認は不要としている。	— (妥当性確認は不要としている)
	燃料棒表面熱伝達, 沸騰遷移, 気液熱非平衡	燃料棒表面熱伝達モデル	TBL, ROSA-III及びFIST-ABWRの実験解析により重要現象の妥当性を確認している。	SAFERの解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「燃料集合体の体数」、「燃料集合体の軸方向長さ」、「ECCS構成」及び「燃料集合体の型式」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、先行審査プラントの仕様に含まれることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	蒸気供給制限がなく、蒸気を反応温度まで上げるためのエネルギーは必要としないものと仮定し、反応量及び反応熱を過大に評価するよう選定した酸化反応速度式 (Baker-Just 式) を採用しており、妥当性確認は不要としている。	— (妥当性確認は不要としている)
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂評価モデル	燃料被覆管の歪み量を計算し、燃料被覆管の破裂を判定する破裂限界曲線には、実験値と良く一致するベストフィット曲線に基づき現実的な条件を適用していることから、妥当性確認は不要としている。	— (妥当性確認は不要としている)
	沸騰・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 三次元効果	二相流体の流動モデル	TBL, ROSA-III及びFIST-ABWRの実験解析により重要現象の妥当性を確認している。	SAFERの解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「燃料集合体の体数」、「燃料集合体の軸方向長さ」、「ECCS構成」及び「燃料集合体の型式」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、先行審査プラントの仕様に含まれることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
原子炉圧力容器	沸騰・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流	二相流体の流動モデル	FIST-ABWRの実験解析により重要現象の妥当性を確認している。	SAFERの解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「燃料集合体の体数」、「燃料集合体の軸方向長さ」、「ECCS構成」及び「燃料集合体の型式」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、先行審査プラントの仕様に含まれることからプラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	TBL, ROSA-III及びFIST-ABWRの実験解析により重要現象の妥当性を確認している。	SAFERの解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異として着目しているのは「燃料集合体の体数」、「燃料集合体の軸方向長さ」、「ECCS構成」及び「燃料集合体の型式」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、先行審査プラントの仕様に含まれることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	ECCS注水 (給水系・代替注水系含む。)	原子炉注水系モデル	設計に基づく作動圧力や流量を境界条件として与えることから、妥当性確認は不要としている。	— (妥当性確認は不要としている)

補足 84-25

表 2-2-1 妥当性確認の方法と東二有効性評価解析への適用性 (REDY) (1/2)

分類	重要現象	解析モデル	解析コード審査資料における妥当性確認の方法	東海第二の有効性評価解析に対する適用性
炉心	核分裂出力	核特性モデル	ABWRの実機試験解析により重要現象の妥当性を確認している。	REDYの解析コード審査資料において、妥当性確認に使用したABWRの実機試験について、出力等が異なるプラントにおいて原子炉停止機能喪失事象の評価に影響する設備の差異として着目しているのは「再循環系」、「ほう酸水注入箇所」及び「ECCSの構成」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、BWR5の先行審査プラントの仕様に包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	反応度フィードバック効果	反応度モデル (ボイド・ドップラ)	ABWRの実機試験解析により重要現象の妥当性を確認している。	REDYの解析コード審査資料において、妥当性確認に使用したABWRの実機試験について、出力等が異なるプラントにおいて原子炉停止機能喪失事象の評価に影響する設備の差異として着目しているのは「再循環系」、「ほう酸水注入箇所」及び「ECCSの構成」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、BWR5の先行審査プラントの仕様に包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
			反応度係数の保守因子として、単位燃料集合体核特性計算コードによる評価から求められた反応度係数に不確かさを考慮し、全ての解析時間を通して同一値の保守因子として動的ボイド係数1.25、動的ドップラ係数0.9を掛けて評価している。この保守因子設定の妥当性を確認するため、3つのサブ時間領域に細分割し、それぞれの領域での保守因子の不確かさを評価し、感度解析により影響を確認している。	保守因子設定の妥当性確認について、東海第二の炉心格子はC格子であり、解析コード審査資料の想定(N格子、S格子)と異なっている。炉心格子の違いにより、妥当性確認に使用した保守因子の不確かさ評価に影響を与える。 このため、東海第二のC格子を想定した同様の不確かさ評価及び感度解析を実施し、影響を確認する。
		反応度モデル (ボロン)	ボロン反応度については、ほう酸水拡散モデルの妥当性確認に含める。 高温停止に必要なボロン反応度は、三次元未臨界性評価における停止余裕基準(1.5%/k)に対して余裕を考慮して3%/kを不確かさとしている。	高温停止に必要なボロン反応度の妥当性確認について、東海第二においても三次元未臨界性評価における停止余裕基準として同じ値を使用していることから、同様の適用性を有していると考えられる。
	崩壊熱	崩壊熱モデル	軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針にて使用することが妥当と認められている崩壊熱曲線との比較により、1秒の時点で最大+0.8%、-0.1%の不確かさを有していることを確認している。	崩壊熱モデルの妥当性確認は、非常用炉心冷却系の性能評価において使用が認められている崩壊熱曲線との比較により実施していることから、東海第二に対しても同様の適用性を有していると考えられる。
沸騰・ボイド率変化	炉心ボイドモデル	炉心ボイドマップ確認試験の実験解析、炉心熱水力学解析コードで多数のボイドマップデータを作成し炉心流量の違いによる影響を整理する手法及びABWRの実機試験解析により重要現象の妥当性を確認している。	炉心ボイドマップ確認試験の実験解析による妥当性確認について、有効性評価解析の高炉心入口サブクーリング側の炉心入口サブクーリングの変動範囲は、従来の高温高压での実バンドル体系での試験範囲外であるが、炉心入口サブクーリングが高くなりサブクール沸騰及び飽和沸騰開始点が下流側に移動した場合でも、サブクール沸騰開始後の下流側の流動状態は通常の炉心入口サブクーリング時と特に変わるものではなく、平均ボイド率を対象とした炉心ボイドマップの高炉心入口サブクーリングでの不確かさへの影響は小さいとしていることから、東海第二に対しても同様の適用性を有していると考えられる。 炉心熱水力学解析コードで多数のボイドマップデータを作成し炉心流量の違いによる影響を整理する手法による妥当性確認については、ABWR代表プラントに対するものであり、東海第二では炉心格子形状が違うことで主にインチャンネル流量/バイパス流量の比が異なるが、この影響は炉心格子形状の寸法の違いを踏まえると非常に小さいと考えられ、また、東海第二と代表ABWRとの違いはBWR5の先行審査プラントと代表ABWRとの違いに包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。 ABWRの実機試験解析による妥当性確認について、REDYの解析コード審査資料において、出力等が異なるプラントに対する原子炉停止機能喪失事象の評価に影響する設備の差異として着目しているのは「再循環系」、「ほう酸水注入箇所」及び「ECCSの構成」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、BWR5の先行審査プラントの仕様に包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。	

補足 84-26

表 2-2-1 妥当性確認の方法と東二有効性評価解析への適用性 (REDY) (2/2)

分類	重要現象	解析モデル	解析コード審査資料における妥当性確認の方法	東海第二の有効性評価解析に対する適用性
原子炉圧力容器	冷却材流量変化 (コーストダウン特性)	再循環モデル	ABWR の実機試験解析により重要現象の妥当性を確認している。	REDY の解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した ABWR の実機試験について、出力等が異なるプラントにおいて原子炉停止機能喪失事象の評価に影響する設備の差異として着目しているのは「再循環系」、「ほう酸水注入箇所」及び「ECCS の構成」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、BWR5 の先行審査プラントの仕様に包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	冷却材流量変化 (自然循環流量)	再循環モデル	ABWR 及び従来型 BWR の実機試験解析により重要現象の妥当性を確認している。	ABWR 及び出力の異なる従来型 BWR (460MWe 及び 1,100MWe) に対する実機試験結果により妥当性を確認しており、東海第二は 1,100MWe の従来型 BWR であることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	逃がし安全弁モデル	ABWR の実機試験解析により重要現象の妥当性を確認している。	REDY の解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した ABWR の実機試験について、出力等が異なるプラントにおいて原子炉停止機能喪失事象の評価に影響する設備の差異として着目しているのは「再循環系」、「ほう酸水注入箇所」及び「ECCS の構成」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、BWR5 の先行審査プラントの仕様に包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	ECCS 注水 (給水系・代替注水含む)	給水系モデル	ABWR の実機試験解析により重要現象の妥当性を確認している。	REDY の解析コード審査資料において、妥当性確認に使用した ABWR の実機試験について、出力等が異なるプラントにおいて原子炉停止機能喪失事象の評価に影響する設備の差異として着目しているのは「再循環系」、「ほう酸水注入箇所」及び「ECCS の構成」であり、東海第二のこれらのプラント仕様は、BWR5 の先行審査プラントの仕様に包含されることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	ほう酸水の拡散	ほう酸水拡散モデル	ほう酸水拡散モデルの入力データがボロンミキシング試験結果に基づき保守的に設定され、安全側の評価となっていることを確認している。	東海第二のほう酸水注入箇所は、BWR5 の先行審査プラントと同じであり、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
格納容器	サブプレッション・プール冷却	格納容器モデル	放熱による熟損失を考慮せず、かつ空間部が飽和状態にある等、単純な計算で保守性を確保していることから、妥当性確認は不要	— (妥当性確認は不要としている)

補足 84-27

表 2-2-2 妥当性確認の方法と東二有効性評価解析への適用性 (SCAT)

分類	重要現象	解析モデル	解析コード審査資料における妥当性確認の方法	東海第二の有効性評価解析に対する適用性
炉心	出力分布変化	出力分布モデル	解析コードは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を設定するため、燃料被覆管温度を高め評価することから、妥当性確認は不要としている。	— (妥当性確認は不要としている)
	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル、燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル	解析コードは、燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに設定することで、原子炉出力が上昇する時の表面熱流束に対する熱伝達遅れが小さくなる。このため、主蒸気隔離弁閉止によって原子炉出力が急増する状態では、燃料被覆管温度を高め評価する。また、給水加熱喪失によって原子炉出力が準静的に増加する状態では、表面熱流速に対する熱伝達遅れの燃料被覆管温度への影響は大きくないと考えられることから、妥当性確認は不要としている。	— (妥当性確認は不要としている)
	燃料棒表面熱伝達	熱伝達モデル リウエットモデル	NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験の実験解析により重要現象の妥当性を確認している。	NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験の実験解析では、実寸大の9×9燃料(A型)模擬燃料集合体を用いた実験により、修正 Dougal1-Rohsenow 式及び相関式2を適用することにより、燃料被覆管温度を高め評価する傾向を確認している。東海第二でも先行審査プラントと同じ9×9燃料(A型)を解析条件として設定していることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。
	沸騰遷移	沸騰遷移評価モデル	ATLAS 試験及び NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験の実験解析により重要現象の妥当性を確認している。	ATLAS 試験及び NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験の実験解析では、実寸大の9×9燃料(A型)模擬燃料集合体を用い、BWR の通常運転時のパラメータ範囲を想定した実験により、SLMCPR を基準に沸騰遷移の発生及び沸騰遷移位置を判定するよう設定することで、燃料被覆管温度をおおむね高めに評価する傾向を確認している。また、9×9燃料(A型)の ATLAS 試験の範囲以上の入口サブクーリングに対しても、第1から第3スペーサの範囲では GEXL 相関式は適用可能であり、第4スペーサに対しても保守的であることを確認している。東海第二でも先行審査プラントと同じ9×9燃料(A型)を解析条件として設定していることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。また、東海第二の有効性評価解析では、第4スペーサ位置で燃料被覆管最高温度が発生している。
	気液熱非平衡	熱伝達モデル リウエットモデル	NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験の実験解析により重要現象の妥当性を確認している。	NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験の実験解析では、実寸大の9×9燃料(A型)模擬燃料集合体を用いた実験により、修正 Dougal1-Rohsenow 式及び相関式2を適用することにより、燃料被覆管温度を高め評価する傾向を確認している。東海第二でも先行審査プラントと同じ9×9燃料(A型)を解析条件として設定していることから、プラント仕様の違いによるスケーリングの違いはない。

補足 84-28

表 2-3 妥当性確認の方法と東二有効性評価解析への適用性 (MAAP) (1 / 3)

類 分	重要現象	解析モデル	解析コード審査資料における妥当性確認の方法	東海第二の有効性評価解析に対する適用性
炉 心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	崩壊熱の不確かさは、プラント固有の入力値に含まれることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) 溶融炉心の挙動モデル (炉心ヒートアップ)	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果とよく一致することを確認した。 CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について、測定データとよく一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加 (被覆管被酸化の促進) を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認した。 ・ TQV、大破断 LOCA シーケンスとともに、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 ・ 下部プレナムへのリロケーション開始時刻は、ほぼ変化しない。	燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさは、TMI 事故解析等による妥当性確認に基づき、適用性を有すると判断していることから、プラント仕様の違いによる影響はない。 ジルコニウム-水反応速度に対する感度解析は、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントに対して実施したものであるが、その他の BWR プラントにおいても現象のメカニズムは同じであり、同様の傾向が得られると考えられることから、プラント仕様の違いによる影響は小さい。
	燃料棒表面熱伝達			
	燃料被覆管酸化			
	燃料被覆管変形			
	沸騰・ボイド率変化			
	気液分離 (水位変化)・対向流	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	TQUX シーケンス及び中小破断 LOCA シーケンスに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・ MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から、水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。	沸騰・ボイド率変化及び気液分離 (水位変化)・対向流の不確かさは、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントを例として、原子炉圧力容器内挙動をより精緻に評価可能な SAFER コードとの比較を行い、適用性を有すると判断しているが、異なる炉心格子間の寸法の差異は数 mm 程度と小さく、解析挙動に有意な影響を与えないと考えられることから、プラント仕様の違いによる影響は小さい。
圧力容器 原子炉	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	原子炉圧力容器モデル (破断流モデル)	逃がし安全弁からの流量は、設計値に基づいて計算される。	冷却材放出 (臨界流・差圧流) の不確かさは、逃がし安全弁からの流量は設計値に基づいて計算されることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)	安全系モデル (非常用炉心冷却系) 安全系モデル (代替注水設備)	入力値に含まれる。	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む) の不確かさは、プラント固有の入力値に含まれることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル)	HDR 実験解析では、格納容器圧力及び雰囲気温度について、温度成層化を含めて傾向をよく再現できることを確認した。格納容器雰囲気温度を十数°C程度高めに、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データとよく一致することを確認した。 格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析では、格納容器雰囲気温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データとよく一致することを確認した。	格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝達及び気液界面の熱伝達の不確かさは、HDR 実験等の BWR 実機とは異なる格納容器に対する実験により妥当性を確認しているものの、重要現象に関する基本的な妥当性を確認しており、適用性を有すると判断していることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導			
	気液界面の熱伝達			

表 2-3 妥当性確認の方法と東二有効性評価解析への適用性 (MAAP) (2/3)

類 分	重要現象	解析モデル	解析コード審査資料における妥当性確認の方法	東海第二の有効性評価解析に対する適用性
格納容器	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイ) 安全系モデル (代替注水設備)	入力値に含まれる。 スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさはない。	スプレイ冷却の不確かさは、プラント固有の入力値に含まれることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
	サブプレッション・プール冷却	安全系モデル (非常用炉心冷却系)	入力値に含まれる。	サブプレッション・プール冷却の不確かさは、プラント固有の入力値に含まれることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
	格納容器ベント	格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル)	入力値に含まれる。 MAAP コードでは格納容器ベントについては、設計流量に基づいて流路面積を入力値として与え、格納容器各領域間の流動と同様の計算方法が用いられている。	格納容器ベントの不確かさは、プラント固有の入力値に含まれることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
(炉心損傷後) 原子炉压力容器	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 TQUV、大破断 LOCA シーンとともに、炉心溶融時刻、原子炉压力容器の破損時刻への影響が小さいことを確認した。	リロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさは、TMI 事故解析による妥当性確認に基づいており、BWR 実機を想定したものではないが、基本的な現象に有意な差はなく実機解析への適用性を有していると判断していることから、プラント仕様の違いによる影響はない。 炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析は、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントに対して実施したものであるが、異なる炉心格子間の寸法の差異は数 mm 程度と小さく、解析挙動に有意な影響を与えないと考えられることから、プラント仕様の違いによる影響は小さい。
	構造材との熱伝達			
	原子炉压力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心の挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	原子炉压力容器内 FCI に影響する項目として溶融ジェット径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉压力容器破損時点での原子炉压力容器に対する感度が小さいことを確認した。	原子炉压力容器内 FCI (溶融炉心細粒化) 及び原子炉压力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達) の不確かさは、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントを例として、溶融ジェット径等の炉心格子や格納容器の違いの影響のないパラメータを対象とした感度解析により、適用性を有すると判断していることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
	原子炉压力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)			
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達		TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI 事故分析結果とよく一致することを確認した。 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い、原子炉压力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小さいことを確認した。	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさは、TMI 事故解析による妥当性確認に基づき、適用性を有すると判断していることから、プラント仕様の違いによる影響はない。 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束等に係る係数に対する感度解析は、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントを代表としているが、炉心格子や格納容器の違いの影響のないパラメータを対象としたものであり、プラント仕様の違いによる影響はない。

表 2-3 妥当性確認の方法と東二有効性評価解析への適用性 (MAAP) (3/3)

類 分	重要現象	解析モデル	解析コード審査資料における妥当性確認の方法	東海第二の有効性評価解析に対する適用性
(炉心損傷後) 原子炉圧力容器	原子炉圧力容器破損	溶融炉心の挙動モデル (原子炉圧力容器破損モデル)	原子炉圧力容器破損に影響する項目として制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ (しきい値) をパラメータとした感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約 13 分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実機における影響は十分小さいと判断される。	原子炉圧力容器破損の不確かさは、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントを代表としているが、炉心格子や格納容器の違いの影響のないパラメータである CRD ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみを対象としたものであり、プラント仕様の違いによる影響はない。
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、FP 放出の開始時刻をよく再現できているものの、燃料被覆管温度を高めに評価することにより、急激な FP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。	原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさは、PHEBUS-FP 実験解析により確認しており、BWR 実機を想定したものではないが、基本的な現象に有意な差はなく実機解析への適用性を有していると判断していることから、プラント仕様の違いによる影響はない。
(炉心損傷後) 格納容器	原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)		原子炉圧力容器外 FCI 現象に関する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容器外 FCI によって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。	原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化) 及び原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達) の不確かさは、BWR5、Mark-I 改良型格納容器プラントを例として、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントを代表としているが、炉心格子や格納容器の違いの影響のないパラメータであるエントレインメント係数等を対象としたものであり、プラント仕様の違いによる影響はない。
	原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)			
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり		MAAP コードでは溶融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき、落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がると仮定し、それを入力で与えている。	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりの不確かさは、落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がると仮定し、それを入力で与えていることから、プラント仕様の違いによる影響はない。 なお、ZrO ₂ を敷設する場合に格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり挙動に影響を与える可能性があるが、溶融炉心の拡がりに影響する因子のうちデブリ落下流量が大きいことにより床面全体に均一に拡がると考えられることから影響はない。
	溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱	溶融炉心挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心挙動)	溶融炉心・コンクリート相互作用への影響の観点で、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。評価の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。また、上面熱流束を下限值とした場合でも、コンクリート侵食量が 22.5cm 程度に収まることを確認した。 上記の感度解析は、想定される範囲で厳しい条件を与えるものであり、実機でのコンクリート侵食量は、感度解析よりも厳しくなることはないと考えられ、これを不確かさとして設定する。	溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱の不確かさは、BWR5、Mark-I 改良型格納容器プラントを例として、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントを代表としているが、炉心格子や格納容器の違いの影響のないパラメータであるエントレインメント係数等を対象としたものであり、プラント仕様の違いによる影響はない。
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		ACE 実験解析及び SURC-4 実験解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。 実験で確認されている侵食の不均一性については、実験における侵食のばらつきが MAAP コードの予測侵食量の 20% の範囲内に収まっていることから、上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。	溶融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさは、ACE 実験解析等により確認しており、BWR 実機を想定したものではないが、基本的な現象に有意な差はなく実機解析への適用性を有していると判断していることから、プラント仕様の違いによる影響はない。 また、感度解析は、BWR5、Mark-I 改良型格納容器プラントを例として、BWR5、S 格子、Mark-I 改良型格納容器プラントを代表としているが、炉心格子や格納容器の違いの影響のないパラメータであるエントレインメント係数等を対象としたものであり、プラント仕様の違いによる影響はない。 なお、ZrO ₂ との伝熱については、コンクリートのモデルを用いて、ZrO ₂ 相当の入力値として熱伝導率や密度等のパラメータを設定しており、不確かさは入力値に含まれることから、プラント仕様の違いによる影響はない。 また、非凝縮性ガス発生については、有効性評価では ZrO ₂ 侵食開始温度に到達していないことから影響はない。
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生			
	格納容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	ABCOVE 実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。	格納容器内 FP 挙動の不確かさは、ABCOVE 実験により重要現象に関するモデルの妥当性を確認しており、重要現象が区面の大きさに依存しないことから、スケールの観点においても適用性を有すると判断しているため、プラント仕様の違いによる影響はない。

表 2-4 妥当性確認の方法と東二有効性評価解析への適用性 (A P E X)

類 分	重要現象	解析モデル	解析コード審査資料における妥当性確認の方法	東海第二の有効性評価解析に対する適用性
炉心 (核)	核分裂出力	<ul style="list-style-type: none"> 一点近似動特性モデル (炉出力) 出力分布は二次元拡散モデル 核定数は三次元体系の炉心を空間効果を考慮し二次元体系に縮約 	考慮しない	核分裂出力の不確かさは解析コードの不確かさ要因としては考慮していないため、プラント仕様の違いによる影響はない。
	出力分布変化	<ul style="list-style-type: none"> 二次元 (RZ) 拡散モデル エンタルピステップの進行に伴う相対出力分布変化を考慮 	考慮しない	出力分布変化の不確かさは解析コードの不確かさ要因としては考慮していないため、プラント仕様の違いによる影響はない。
	反応度フィードバック効果	<ul style="list-style-type: none"> ドブブラ反応度フィードバック効果は出力分布依存で考慮 熱的現象は断熱、ボイド反応度フィードバック効果は考慮しない 	<ul style="list-style-type: none"> ドブブラ反応度フィードバック効果：7~9% 実効遅発中性子割合：4% 	炉心格子の差異の影響として、ボイドフィードバック及びドブブラフィードバックの影響が考えられるが、反応度後投入事象ではボイドフィードバックは考慮していないため、プラント仕様の違いによる影響はない。また、ドブブラフィードバックの影響については、燃料エンタルピに与える影響が小さいことを感度解析により確認している。
	制御棒反応度効果	<ul style="list-style-type: none"> 三次元拡散モデル 動特性計算では外部入力 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒反応度：9% 実効遅発中性子割合：4% 	制御棒反応度効果の不確かさは代表的な 110 万 kWe 級 BWR-5 の起動試験や炉物理試験における制御棒値の測定結果との比較により、制御棒値の不確かさが約 9% 以下であることを確認している。制御棒値はプラント仕様の違いによる影響よりも評価対象炉心の制御棒パターンによる影響が大きいと考えられるが、燃料エンタルピに与える影響が小さいことを感度解析により確認している。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	<ul style="list-style-type: none"> 熱伝導モデル 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル 	考慮しない	燃料棒内温度変化の不確かさは解析コードの不確かさ要因としては考慮していないため、プラント仕様の違いによる影響はない。
	燃料棒表面熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> 単相強制対流：Dittus-Boelter の式 核沸騰状態：Jens-Lottes の式 膜沸騰状態 (低温時)：NSRR の実測データに基づいて導出された熱伝達相関式 	考慮しない	燃料棒表面熱伝達の不確かさは解析コードの不確かさ要因としては考慮していないため、プラント仕様の違いによる影響はない。
	沸騰遷移	低温時：Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式	考慮しない	沸騰遷移の不確かさは考慮していないため、プラント仕様の違いによる影響はない。

表 2-5 プラント仕様の比較

項目	東二	先行審査プラント	プラント仕様の違いの影響
燃料集合体の型式	9×9燃料 (A)	9×9燃料 (A)	先行審査プラントと同じ
燃料集合体の軸方向長さ	標準燃料棒 ; 3.71m 部分長燃料棒 ; 2.16m	標準燃料棒 ; 3.71m 部分長燃料棒 ; 2.16m	先行審査プラントと同じ
燃料集合体の体数	764 体	560 体～872 体	先行審査プラントの装荷体数に包含される
E C C S 構成	HPCS, LPCS (炉心上部注水), LPCI (炉心バイパス部注水)	HPCF, RCIC, LPFL (炉心上部注水) / HPCS, LPCS (炉心上部注水), LPCI (炉心バイパス部注水)	先行審査プラントと同じ
原子炉再循環系	外部ループ再循環	インターナルポンプ/外部ループ再循環	東海第二の解析において、再循環流量は初期の定常状態（手動にて一定流量に制御）及びポンプトリップ後のコストダウン特性を入力しており、原子炉出力等に対応した自動流量制御は模擬していない また、ポンプトリップ時のコストダウン特性（ポンプの慣性時定数）の不確かさは、先行審査プラントと同じである
	流量調整弁制御	ポンプ回転速度制御	
ほう酸水注入系の注入箇所	炉心下部注水	炉心上部注水/炉心下部注水	先行審査プラントと同じ
炉心格子	C 格子	N 格子/S 格子	炉心格子に違いにより、REDYコードの反応度係数の保守因子の妥当性確認に影響がある
熱出力	3,293MW	2,436～3,926MW	先行審査プラントの熱出力に包含される
格納容器	Mark-II	RCCV/Mark-I 改	実機と同等かより小さい格納容器体積を有する実験体系によりモデルの妥当性が確認されており、実機体系において格納容器空間体積等の差異が与える影響確認は不要。
・D/W 体積	5,700m ³	7,350～8,830m ³	
・S/C 空間体積	4,100m ³	4,700～5,960m ³	
・S/P 水量	3,300m ³	2,800～3,800m ³	
コンクリート物性	玄武岩系	玄武岩系	先行審査プラントと同じ
制御棒引抜速度	9.1cm/s	9.1cm/s	先行審査プラントと同じ
起動領域計装の状態	A, Bチャンネルともに引抜制御棒に最も近い検出器を1個ずつバイパス	A, Bチャンネルともに引抜制御棒に最も近い検出器を1個ずつバイパス	先行審査プラントと同じ

(参考)

添付5 原子炉停止機能喪失事象での反応度係数（REDYコード用）の保守因子
について

原子炉停止機能喪失事象に対する炉心損傷防止対策の有効性評価において、REDYコードに原子炉設置変更許可申請書の添付書類八記載の平衡炉心サイクル末期の反応度係数に一律の保守因子（減速材ボイド係数は1.25倍、ドップラ係数は0.9倍）を掛けた反応度係数を用いている。

一方、本事象では、事象の進展に伴い、初期の運転状態から炉心流量、原子炉圧力、炉心入口エンタルピ、軸方向出力分布等が時間とともに変化し、ボイド係数、ドップラ係数が影響を受け、保守因子は一定ではない。

そこで有効性評価手法が適切であることを確認するために、前述のとおり5.1.2節の「重要現象の不確かさに対する感度解析」において本事象を3つのサブ時間領域に細分割した上で、それぞれに反応度係数に対する保守因子を設定してREDYコードによる評価を行っている。

ここでは、①、②において5.1.2節の「重要現象の不確かさに対する感度解析」で用いる反応度係数に対する保守因子を求め、③において5.1.2節の感度解析結果より有効性評価の一律の保守因子の手法が適用できることを確認した。

- ① 炉心一点近似縮約による反応度係数評価は、圧力変化、流量変化などの摂動による炉心状態変化及び事象進展に伴う炉心状態変化を扱うことが出来ない。原子炉停止機能喪失事象では、この炉心状態変化の変化に伴う不確かさが大きくなる可能性があるため、静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードにより、各サブ時間領域に対するボイド係数、ドップラ係数を評価し、炉心一点近似手法による反応度係数（添付書類八記載の値）に対する比として各時間領域の反応度係数の保守因子のノミナル値を評価した。
- ② ①で求めた保守因子のノミナル値に、静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードにより評価したボイド係数、ドップラ係数の不確かさ及び取替炉心設計段階における不確かさ（補足参照）を加えることで、5.1.2節の「重要現象の不確かさに対する感度解析」で用いる反応度係数の保守因子変動幅を求めた。
- ③ ①及び②の検討より、原子炉停止機能喪失事象に対する炉心損傷防止対策の有効性評価において、事象を通じた一律の保守因子として、ボイド係数は1.25及びドップラ係数は0.9が適用できることを確認した。

(参考)

1. 原子炉停止機能喪失事象での各時間領域の反応度係数の保守因子のノミナル値

(1) 評価方法

原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の誤閉止発生事象の短時間領域を、以下の3つのサブ時間領域に細分割し、

- ・出力変動期 (サブ時間領域1)
- ・出力抑制期 (サブ時間領域2)
- ・出力再上昇期 (サブ時間領域3)

各サブ時間領域の代表的な炉心状態における炉心パラメータを用い、静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードにより、ボイド係数、ドップラ係数を評価し、原子炉設置変更許可申請書の添付書類八に記載の反応度係数(保守因子1.0倍に相当)と比較した。

ボイド係数は、各解析点に応じた微小な摂動を与え実効増倍率の変化量を求め、炉心平均のボイド率の変化量で除することで求めた。各解析点での摂動は、表1-2～表1-4に示すように、サブ時間領域1では圧力摂動、サブ時間領域2では流量摂動、サブ時間領域3では入口エンタルピ摂動を与えた。

ドップラ係数は、各解析点における摂動計算により炉心平均値を求めた。

(2) 解析条件

解析は三つの代表プラントを対象として行い、この主な解析条件を以下に示す。

表 1-1 主な解析条件

プラント	代表ABWR	代表従来型BWR①	代表従来型BWR②
評価条件	原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の誤閉止		
初期条件	100%出力/100%炉心流量	100%出力/85%炉心流量	
炉心	9×9燃料(A型) 単一炉心	9×9(A型)+標準組 成MOX燃料混在炉心	9×9燃料(A型) 単一炉心
炉心格子	N格子	S格子	C格子
解析コード	HINES/ PANACH	TGBLA/ LOGOS	HINES/ PANACH

(注) HINES, TGBLA : 単位燃料集合体核特性計算コード

PANACH, LOGOS : 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード

(3) 解析結果

各解析点における、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによる反応度係数と一点近似モデルの反応度係数^(*)の比(以下「三次元/炉心一点近似(保守因子1.0)」と称す)を表1-2～表1-4に示す。これによると、摂動及び事象進展に伴い軸方向の出力分布及びボイド分布が変化するためボイド係数は変化するが、ドップラ係数は主にU-238の共鳴吸収が支配的であることから変化は小さくなっている。

(参考)

(*)原子炉設置変更許可申請書の添付書類八に記載の減速材ボイド係数，ドップラ係数

冒頭に述べたように，炉心一点近似縮約による反応度係数評価は，圧力変化，流量変化などの摂動及び事象進展に伴う炉心状態の変化を扱えないため，三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードを用いて炉心状態変化を取り込んで評価しているが，ボイド係数において特にその影響が大きいことが分かる。

このように三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードを用いることで，炉心状態変化を取り込むことができるものの，静的評価であることによる不確かさが含まれると考えられる。そこで，静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによりボイド係数を評価できることを含めて，サブ時間領域ごとに保守因子の設定について以下のとおり確認した。

サブ時間領域1では，圧力増加による正のボイド反応度印加による中性子束の上昇が支配的である。圧力摂動においては，軸方向ボイド率分布変化に伴う軸方向出力分布への影響は，流量摂動，エンタルピー摂動に比較して小さく，また，炉心一体型の摂動であり，特に軸方向にほぼ時間遅れなく摂動が与えられるため，事象開始時点の炉心状態に対して静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードを用いてボイド係数を評価することは可能であると考えられる。

サブ時間領域2における支配的要因は流量摂動であり，炉心出力だけでなく，軸方向ボイド率分布，軸方向出力分布もこの影響を受ける。炉心入口流量が減少すると，この流量摂動の影響が時間遅れを伴って動的に下方から上方に伝わり，上部のボイド率が変化する前に下方のボイド率が増加することとなる。このため，静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによるボイド係数評価では現実の軸方向ボイド率分布，軸方向出力分布と異なった状態を評価していることになる。この流れによる時間遅れがボイド率変化に及ぼす影響を確認するため，SCATコードにより，サブ時間領域2の流量減少の時間変化を模擬した場合と定常解析に相当する準静的に流量が減少した場合について，軸方向ボイド率分布を評価したところ，両者の差はほとんどないことが確認された。以上より，サブ時間領域2における流量減少は緩やかであり，流れによる時間遅れによる軸方向ボイド率分布への影響は小さく，ボイド係数への影響は小さいといえる。なお，5.1.2節の「重要現象の不確かさに対する感度解析」において本事象を3つのサブ時間領域に細分割した上で，反応度係数に対する保守因子の上限値，下限値を表1-2に基づき設定してREDYコード／SCATコードによる評価を行っており，一律の保守因子を用いた有効性評価における燃料被覆管温度よりも高くないとの結果を得ている。このようにボイド係数の有効性評価結果への感度が小さいことから，不確かさを大きめに考慮することで，静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによりボイド係数を評価することは可能であると考えられ

(参考)

る。

サブ時間領域3においては、給水温度低下に伴うエンタルピ摂動が支配的であるが、逃がし安全弁開閉に伴う圧力摂動もボイド係数に影響を及ぼす。圧力摂動については軸方向ボイド率分布変化に伴う軸方向出力分布への影響は小さいが、エンタルピ摂動では影響が大きく、ボイド係数自体として絶対値が大きくなる。サブ時間領域3において給水温度が低下し、さらに逃がし安全弁が閉じられた場合は、両者ともボイド率を低下させる方向に働くため正のボイド反応度が印加されることになる。この場合、ボイド反応度変化量としては両者の効果が重畳するものの、ボイド率変化量も両者の効果が重畳するので、単位ボイド率変化量に対するボイド反応度変化量で定義されるボイド係数は、エンタルピ摂動単独で変化したボイド係数と圧力摂動単独で変化したボイド係数の中間的な値となる。以上より、エンタルピ摂動単独で変化したボイド係数を用いた方が出力を高め（保守的）に評価することにもなるため、エンタルピ摂動によるボイド係数で代表させている。

エンタルピ摂動による影響は、流量摂動と同様に時間遅れをもって炉心軸方向下方から上方に伝わるが、サブ時間領域2の炉心流量減少に比較して事象進展がゆっくりしていることから、静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードで評価することは可能であると考えられる。一方、サブ時間領域3は、当該時点までの事象進展に伴う炉心状態変化による不確かさがより大きくなると考えられるため、保守因子を設定する上で不確かさを大きめに見る必要がある。この不確かさの定量化は困難であるが、5.1.2節の「重要現象の不確かさに対する感度解析」より、ボイド係数の有効性評価結果への感度が小さいことから、静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによりボイド係数を評価することは可能であると考えられる。

なお、中性子束振動状態での静的反応度係数は定義できないため、本手法の適用対象外である。中性子束振動が局所的な燃料被覆管温度に与える影響に関しては、米国において中性子束振動の評価実績がある異なる解析コード（TRACコード）による参考解析結果を参照する。

表 1-2 代表ABWRの原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の誤閉止事象の代表点における反応度係数の比（三次元／炉心一点近似（保守因子 1.0））

細分割区分	摂動の種類	ボイド係数	ドップラ係数
サブ時間領域 1	圧力摂動		
サブ時間領域 2	流量摂動		
サブ時間領域 3 ^(*)	入口エンタルピ摂動		

(*) 中性子束振動に対しては適用外

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。

(参考)

表 1-3 代表従来型BWR①の原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の誤閉止事象の代表点における反応度係数の比（三次元/炉心一点近似（保守因子1.0））

細分割区分	摂動の種類	ボイド係数	ドップラ係数
サブ時間領域 1	圧力摂動		
サブ時間領域 2	流量摂動		
サブ時間領域 3 ^(*)	入口エンタルピ摂動		

(*) 中性子束振動に対しては適用外

表 1-4 代表従来型BWR②の原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の誤閉止事象の代表点における反応度係数の比（三次元/炉心一点近似（保守因子1.0））

細分割区分	摂動の種類	ボイド係数	ドップラ係数
サブ時間領域 1	圧力摂動		
サブ時間領域 2	流量摂動		
サブ時間領域 3 ^(*)	入口エンタルピ摂動		

(*) 中性子束振動に対しては適用外

2. 原子炉停止機能喪失事象での反応度係数の保守因子の変動範囲

前節で求めた各サブ時間領域の保守因子のノミナル値と、補足に記載した三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによるボイド係数、ドップラ係数の不確かさ及び取替炉心設計段階における不確かさを用いて、5.1.2 節の「重要現象の不確かさに対する感度解析」で用いる反応度係数の保守因子を求めた。

具体的には、表 1-2～表 1-4 の値に、以下の表 2-1（補足表-9 より転載）の不確かさを加えて、表 2-2～表 2-4 のようになる。

なお、ここでは遅発中性子割合の不確かさも含めて、動的反応度係数としてまとめている。

表 2-1 平衡炉心末期の動的反応度係数の不確かさ（まとめ）

不確かさの要因	動的ボイド係数	動的ドップラ係数
原子炉停止機能喪失事象解析での不確かさ（合計）		

（補足表-9 より転載）

(*) 1. で前述したような静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードを用いることによる不確かさ、事象進展に伴う炉心状態変化による不確かさの増加が考えられることから、「その他の要因に対する安全余裕」として、ボイド係数 、ドップラ係数 の安全余裕を採用している。

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。

(参考)

表 2-2 代表ABWRの原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の誤閉止
事象中の動的反応度係数の保守因子（平衡炉心サイクル末期）

反応度係数 細分割区分	動的ボイド係数			動的ドップラ係数		
	下限値	ノミナル	上限値	下限値	ノミナル	上限値
サブ時間領域 1						
サブ時間領域 2						
サブ時間領域 3						

表 2-3 代表従来型BWR①の原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の誤閉止
事象中の動的反応度係数の保守因子（平衡炉心サイクル末期）

反応度係数 細分割区分	動的ボイド係数			動的ドップラ係数		
	下限値	ノミナル	上限値	下限値	ノミナル	上限値
サブ時間領域 1						
サブ時間領域 2						
サブ時間領域 3						

表 2-4 代表従来型BWR②の原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の誤閉止
事象中の動的反応度係数の保守因子（平衡炉心サイクル末期）

反応度係数 細分割区分	動的ボイド係数			動的ドップラ係数		
	下限値	ノミナル	上限値	下限値	ノミナル	上限値
サブ時間領域 1						
サブ時間領域 2						
サブ時間領域 3						

(*) サブ時間領域 1 は事象進展に伴う炉心状態変化による不確かさの増加は小さいと考えられることから、表 2-2～表 2-4 では「その他の要因に対する安全余裕」を含まず記載している。

ただし、5.1.2 の「重要現象の不確かさに対する感度解析」では、保守側評価として、サブ時間領域 1 に対してもサブ時間領域 2、3 と同じボイド係数 、ドップラ係数 の安全余裕を採用している。

表 2-3 に示した代表従来型BWRプラントの検討結果は、標準組成 MOX 燃料混在炉心の場合を想定しているが、ここに初期 Pu 組成変動、および装荷遅れの影響を考慮すれば、表 2-3 の結果に対して、さらに動的ボイド係数で 倍、動的ドップラ係数で 倍を見込む必要がある。

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。

(参考)

動的反応度係数の保守因子の変動による有効性評価への影響を確認するため、表 2-2～表 2-4 に示した保守因子の上下限値を組み合わせた感度解析を実施した。表 2-5～表 2-7 に感度解析結果を示す。代表 A BWR の場合は、給水温度低下によって原子炉出力が準静的に増加するサブ時間領域 3 において燃料被覆管温度が最高温度となるため、各ケースとも有意な差は生じていない。一方、代表従来型 BWR の場合は、原子炉圧力上昇によって原子炉出力が急増するサブ時間領域 1、流量減少によって原子炉出力が急減するサブ時間領域 2 及び給水温度低下によって原子炉出力が準静的に増加するサブ時間領域 3 において燃料被覆管温度が最高温度となるため、保守因子の影響を比較的受けやすいものの、ベースケースに比較して過度に温度が上昇するものはない。以上より、不確かさが燃料被覆管温度に有意な影響を及ぼすものではないことを確認した。

表 2-5 代表 A BWR の動的反応度係数の保守因子の不確かさを考慮した場合の感度解析

	保守因子 ^(※1)		燃料被覆管温度	
	動的ボイド係数	動的ドップラ係数	最高温度 (°C)	最高温度の 偏差 ^(※2) (°C)
ベースケース	1.25	0.9	約 1060	-
ケース 1	ノミナル値	ノミナル値	約 1060	0
ケース 2	下限値	下限値	約 1060	0
ケース 3	下限値	上限値	約 1060	0
ケース 4	上限値	下限値	約 1060	0
ケース 5	上限値	上限値	約 1060	0

(※1) ノミナル値／上限値／下限値については、表 2-2 参照

(※2) ベースケースとの偏差

表 2-6 代表従来型 BWR ①の動的反応度係数の保守因子の不確かさを考慮した場合の感度解析

	保守因子 ^(※1)		燃料被覆管温度	
	動的ボイド係数	動的ドップラ係数	最高温度 (°C)	最高温度の 偏差 ^(※2) (°C)
ベースケース	1.25	0.9	約 1030	-
ケース 1	ノミナル値	ノミナル値	約 930	-100
ケース 2	下限値	下限値	約 920	-110
ケース 3	下限値	上限値	約 870	-160
ケース 4	上限値	下限値	約 1010	-20
ケース 5	上限値	上限値	約 940	-90

(※1) ノミナル値／上限値／下限値については、表 2-3 参照

(※2) ベースケースとの偏差

(参考)

表 2-7 代表従来型 BWR②の動的反応度係数の保守因子の不確かさを考慮した場合の感度解析

	保守因子 ^(*1)		燃料被覆管温度	
	動的ボイド係数	動的ドップラ係数	最高温度 (°C)	最高温度の 偏差 ^(*2) (°C)
ベースケース	1.25	0.9	約 880	-
ケース 1	ノミナル値	ノミナル値	約 830	-50
ケース 2	下限値	下限値	約 840	-40
ケース 3	下限値	上限値	約 880	0
ケース 4	上限値	下限値	約 870	-10
ケース 5	上限値	上限値	約 850	-30

(*1) ノミナル値／上限値／下限値については、表 2-4 参照

(*2) ベースケースとの偏差

(参考)

3. 原子炉停止機能喪失事象に対する炉心損傷防止対策の有効性評価における反応度係数の保守因子について

有効性評価において反応度係数に一律の保守因子（減速材ボイド係数は1.25倍，ドップラ係数は0.9倍）を用いていることについて，以下に検討した結果をまとめる。

サブ時間領域1は，1. で述べたとおり，圧力摂動が支配的な期間であり，静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードにより保守因子を評価することが可能である。また，ボイド係数は2. に示した保守因子変動範囲よりも保守的な値（1.25）を有効性評価で用いている。ドップラ係数は保守因子変動範囲の下限値が有効性評価で用いている値よりも下回っているものの，サブ時間領域1の出力ピークに起因した燃料被覆管表面温度への影響は，ドップラ係数が下限値の場合でも有意に厳しくなるケースはなく，ドップラ係数の感度は小さいことが分かった。

従って，サブ時間領域1において，反応度係数の保守因子は，動的ボイド係数は1.25倍，動的ドップラ係数は0.9倍を適用できると考えられる。

サブ時間領域2は，流量摂動が支配的な期間ではあるが，静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードで評価する保守因子には，流れによる時間遅れが軸方向ボイド率分布，軸方向出力分布へ及ぼす影響は考慮されていない。しかしながら，流量減少は緩やかであり，SCATコードによる評価により，流れの時間遅れによる軸方向ボイド率分布への影響は小さいことが確認されたため，この現象のボイド係数への影響は小さいといえる。不確かさを考慮して設定した保守因子の上限値及び下限値を用いたREDYコード/SCATコードによる評価結果は，一律の保守因子を用いた有効性評価における燃料被覆管温度よりも有意に厳しくなることはなく，サブ時間領域2においても，反応度係数の保守因子は，動的ボイド係数は1.25倍，動的ドップラ係数は0.9倍を適用できると考えられる。

サブ時間領域3は，給水温度低下に伴うエンタルピ摂動及び逃がし安全弁開閉に伴う圧力摂動が支配的な期間ではあるが，保守的にエンタルピ摂動が支配的であるとして保守因子を評価している。サブ時間領域3におけるエンタルピ摂動は事象進展が遅いため，静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードにより保守因子を評価することは可能と考えられるが，2. に示したように保守因子変動範囲は有効性評価で用いた一律の保守因子よりも非保守的なものがある。しかしながら，不確かさを考慮して設定した保守因子の上限値及び下限値を用いたREDYコード/SCATコードによる評価を行っているが，一律の保守因子を用いた有効性評価における燃料被覆管温度よりも有意に厳しくなることは無いとの結果を得ており，サブ時間領域3においても，反応度係数の保守因子は，動的ボイド係数は1.25倍，動的ドップラ係数は0.9倍を適用できると考えられる。

以上より，反応度係数の保守因子として，動的ボイド係数は1.25倍，動的ドップラ係

(参考)

数は0.9倍を適用できると考える。

(*) 参考文献

文献 1：マイクロ炉物理学 I. 連続エネルギーモンテカルロ法によるドップラ反応度の検証 (原子力学会 2000 年春の年会)

文献 2：マイクロ炉物理学 1999 年日本原子力学会誌 Vol. 41, No. 11 (1999) p. 37-41

文献 3：熱中性子散乱カーネルを修正した MCNP5 による上方散乱効果の確認 (原子力学会 2012 年春の年会)

文献 4：重核種の熱振動を考慮できる共鳴散乱モデルを組み込んだ改良 MCNP5 の妥当性確認と MonteBurns2 への組み込み (原子力学会 2012 年秋の大会)

文献 5：軽水炉燃料の Doppler 反応度計算における評価モデル詳細化の検討 (原子力学会 2015 年秋の大会)

文献 6：Effect of Subchannel Void Fraction Distribution on Lattice Physics Parameters for Boiling Water Reactor Fuel Bundles (Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, vol. 45, No. 12, p. 1237-1251, 2008)

(参考)

添付 5 補足 反応度係数評価の不確かさ要因について

反応度係数の評価を以下の 4 つの段階に分けて、不確かさ要因を抽出し整理した。

[1]～[3] は、反応度係数計算の不確かさと取替設計段階における不確かさであり、[4] は前節で述べた炉心一点近似手法による REDY コードの反応度係数の不確かさである。

- [1] 燃料集合体計算より上流側で生じる不確かさ
- [2] 燃料集合体計算に由来する不確かさ
- [3] 三次元炉心計算の不確かさ（取替炉心の詳細設計段階の不確かさも含む）
- [4] REDY コードの反応度係数の不確かさ（前節で記載）

以下に、[1]～[3] の反応度係数の主要な不確かさ要因を挙げる。なお、サブ時間領域 2 及びサブ時間領域 3 においては、静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードにより反応度係数を評価するのにあたり有意な不確かさが生じる可能性があり、さらに補足表-2 にあるように、その他の要因も幾つか考えられることから、これらを「その他の要因に対する安全余裕」として、動的ポイド係数に□ 変動量の小さい動的ドップラ係数に□ の安全余裕を加える。5.1.2 で重要現象の不確かさに対する感度解析を行うのにおいては、保守側にサブ時間領域 1 に対しても、同じ安全余裕を加えることとする。

[1] 燃料集合体計算より上流側で生じる不確かさ

燃料集合体計算より上流側で生じる不確かさ要因としては、核データライブラリ中に含まれる種々の不確かさに起因した不確かさが挙げられる。

補足表-1 燃料集合体計算より上流側で生じる不確かさ要因

	不確かさ要因	備考
1.1	核データライブラリ中に含まれる種々の不確かさに起因した不確かさ	臨界試験によりライブラリまで含めて妥当性確認される。 実機の運転により実効増倍率等が確認される

現行の単位燃料集合体核特性計算コードの核データライブラリは ENDF-B4, B5 で、最新 (ENDF-B7) のものではないが、臨界試験 (ポイド反応度: EPICURE, BASALA 試験, ドップラ反応度: Hellstrand の実験式, 実効遅発中性子割合 β : TCA, MISTRAL 試験) との比較で、核データ断面積ライブラリまで含めた燃料集合体計算コードの不確かさが確認されている。

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。

(参考)

[2] 燃料集合体計算に由来する不確かさ

燃料集合体計算に由来する不確かさ要因を補足表-2に整理する。これらは、試験との比較により不確かさが確認されている。

なお、ドップラ係数に対しては、ペレット内温度分布の影響は有意だが、重核種の熱振動の影響を無視していることで相殺する方向（両者合計でややmore negative側の評価、参考文献1～5参照）となっており、現行コードでは考慮されていない。

補足表-2 燃料集合体計算に由来する不確かさ要因

	不確かさ要因	備考
2.1	概念モデルに由来する不確かさ ・実験又は連続群モンテカルロ計算手法との相違に由来する不確かさ	臨界試験との比較で確認解析
2.2	数学的モデルに由来する不確かさ ・種々の数学モデル（拡散近似、燃焼チェーン、共鳴計算等）に由来する不確かさ	臨界試験との比較で確認 ドップラ係数については、重核種の熱振動の影響（more negative側）は有意(*)
2.3	入力データ、計算条件等に由来する不確かさ ・実験体系との妥当性確認時と設計計算時又は連続群モンテカルロ計算との比較計算時とで異なる種々の条件、設定、計算体系のモデル化等に由来する不確かさ ・減速材の密度及び温度の分布、燃料温度分布が実機燃料と異なることに由来する不確かさ	チャンネル曲り、製造公差の影響は炉心全体で平均化され影響は小さいと考えられる(*) 集合体内ボイド分布の影響はGdが存在する領域では有意(参考文献6)だが、平衡炉心では新燃料体数が少なく炉心全体への影響は小さいと考えられる(*) ドップラ係数については、燃料棒ペレット内温度分布の影響（less negative側）は有意(*)
2.4	下流側コードへのデータ受け渡しの方法論・モデルに由来する不確かさ	影響の大きな要因はないと考えられる(*)
2.5	その他の不確かさ ・妥当性確認に用いる実験データの不確かさ	試験の測定誤差が大きい場合（ドップラ係数）は考慮

(*)その他の要因として考えられるもの（追加の安全余裕にて考慮）

(参考)

燃料集合体計算に由来する不確かさ（補足表-2 の(*)を除く要因）は、試験データとの比較により、以下のようにになっている。

補足表-3 単位燃料集合体核特性計算コードの不確かさ

	動的ボイド係数	動的ドップラ係数
試験データを基準とした不確かさ		

- ・動的ボイド係数の不確かさは、ボイド反応度試験（EPICURE, BASALA 試験）の不確かさと β 測定試験（TCA, MISTRAL 試験）の不確かさより□程度としている。
- ・動的ドップラ係数の不確かさは、現行コードの評価値は Hellstrand の実効共鳴積分との比較で同等かやや less negative 側の評価となっているが、不確かさとしては、Hellstrand の実験式の誤差の□に β の不確かさ□を独立事象として加えて□としている。

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。

(参考)

[3] 三次元炉心計算に由来する不確かさ

三次元炉心計算に由来する不確かさ要因を補足表-4 に整理する。これらの要因は、最終的に、三次元出力分布、三次元燃焼度分布の三次元炉心計算の不確かさに由来した反応度係数の不確かさと、取替炉心の詳細設計段階において炉心状態が異なることに由来した反応度係数の不確かさの二つに集約できる。

補足表-4 三次元炉心計算に由来する不確かさ要因

	不確かさ要因	備考
3.1	概念モデルに由来する不確かさ ・無限格子を対象としたマクロ断面積評価法に由来する不確かさ ・設計想定炉心の包絡性に由来する不確かさ	三次元出力分布等に不確かさが生じるが、 γ スキャン測定結果照射後試験の燃焼度測定により影響を把握している HBB/UB や1ヶ月運転期間変動等、包絡的な炉心条件を考慮している
3.2	数学的モデルに由来する不確かさ ・少数群の粗メッシュ体系における定常固有値計算の解析結果と実機との相違に由来する初期炉心条件の不確かさ ・炉心燃焼計算の不確かさから生じる炉心条件の不確かさに由来する不確かさ	これらの数学的モデル、入力データ、計算条件等に由来する不確かさが原因で、初期炉心条件である三次元出力分布、三次元燃焼度分布に不確かさが生じている これらについては、 γ スキャン測定結果、照射後試験の燃焼度測定により不確かさを把握し、反応度係数への影響を評価している
3.3	入力データ、計算条件等に由来する不確かさ ・原子炉圧力、入口エンタルピ、炉心流量等のパラメータの入力データと実機との相違に由来する不確かさ	動的ボイド係数の大きいサイクル末期を選定している(*) HBB/UB や1ヶ月運転期間変動等、包絡的な炉心条件を考慮している
3.4	下流側コードへのデータ受渡しの方法論・モデルに由来する不確かさ ・平衡サイクル早期及び末期等の特定の炉心状態の選定に由来する設計想定炉心の代表性にかかわる不確かさ	γ スキャン測定、燃焼度測定による実験データの不確かさは小さいので無視する
3.5	その他の不確かさ ・妥当性確認に用いる実験データの不確かさ	

(参考)

(*) 起動時等にキセノンの蓄積が少ない場合は、制御棒が多く挿入され、動的ボイド係数の絶対値が増加する。サイクル末期の動的ボイド係数の絶対値はサイクル初期より大きく、サイクル初期の起動時に制御棒が多く挿入された場合の動的ボイド係数の絶対値を制御棒密度を変えた感度解析により評価すると、サイクル末期の絶対値に包含される程度となる。仮に、サイクル初期の起動時において、サイクル末期の動的ボイド係数の絶対値の範囲を超えたとしても、その他の不確かさ要因として考慮できる程度である。

補足表-4 の 3.2, 3.3 において、 γ スキャン測定結果よりノード出力の平均二乗誤差 (RMS) で [] 程度あり、照射後試験の燃焼度測定との比較で相対偏差 (1σ) で [] 程度ある。これらの不確かさは大部分ばらつきの成分であるので、炉心平均のボイド係数、ドップラ係数への影響はノード間の影響が相殺され大きくないと考えられるが、ここでは軸方向の出力分布が [] 程度ずれた場合と、燃焼度が [] 一律ずれた場合の反応度係数の解析結果に基づき、以下の反応度係数の不確かさを考慮する。

補足表-5 三次元出力分布、三次元燃焼度分布に由来した三次元炉心計算の不確かさ

	ボイド係数	ドップラ係数
三次元炉心計算の不確かさ	[]	

一方、補足表-4 の 3.4 に記載のように、取替炉心設計段階における不確かさとして、運転期間、燃料装荷位置、制御棒挿入位置の変動に由来した不確かさを考慮する必要がある。

運転期間については、13ヶ月運転の平衡炉心の反応度係数を基準に、 ± 1 ヶ月程度変動させた平衡炉心における反応度係数を評価し、変動の影響を評価した。

燃料装荷位置については、炉心の熱的制限値を満足する範囲で、特定のサイクルの燃料の装荷位置の集合体燃焼度を、炉心の内側から燃焼度の大きい燃料を配置した平衡炉心と、炉心の外側から燃焼度の大きい燃料を配置した場合の平衡炉心における反応度係数を評価し、変動の影響を評価した。

制御棒挿入位置については、サイクルを通じて制御棒を深めに挿入して運転した平衡炉心と、制御棒を浅めに挿入して運転した平衡炉心における反応度係数を評価し、変動の影響を評価した。

これらより、以下の反応度係数の不確かさを考慮する。

補足表-6 取替炉心の詳細設計段階における不確かさ

	ボイド係数	ドップラ係数
詳細設計段階の不確かさの影響	[]	

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。

(参考)

[4] REDYコードの反応度係数の不確かさ

REDYコードのボイド係数の不確かさ、ドップラ係数の不確かさについては、炉心一点近似モデルに由来した不確かさが挙げられるが、個々の不確かさ要因に分解するのではなく、静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによるボイド係数、ドップラ係数と直接比較することにより、全体の不確かさを一括して評価する。

なお、静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによる反応度係数の評価には、事象進展に伴う炉心状態変化に起因した不確かさが含まれていると考えられる。

そこで、サブ時間領域1については出力ピークまで圧力摂動の幅を増加させ、サブ時間領域2及びサブ時間領域3については別の時刻の異なる炉心状態で、ボイド係数を評価したところ□程度の変化に留まり、表5-2の感度解析で考慮した□の不確かさに対して問題ないことを確認した。この影響は、「その他の要因に対する安全余裕」の中で考慮する。

以上をまとめると、平衡炉心末期の動的ボイド係数、動的ドップラ係数の不確かさは、以下ようになる。

補足表-7 平衡炉心末期の動的ボイド係数の不確かさ

不確かさの主要因	不確かさ
[1] 燃料集合体計算より上流側で生じる不確かさ	
[2] 燃料集合体計算に由来する不確かさ	
[3] 三次元炉心計算に由来する不確かさ	
[3] 取替炉心の詳細設計段階の不確かさ	
その他の要因に対する安全余裕	
合計	

補足表-8 平衡炉心末期の動的ドップラ係数の不確かさ

不確かさの主要因	不確かさ
[1] 燃料集合体計算より上流側で生じる不確かさ	
[2] 燃料集合体計算に由来する不確かさ	
[3] 三次元炉心計算に由来する不確かさ	
[3] 取替炉心の詳細設計段階の不確かさ	
その他の要因に対する安全余裕	
合計	

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。

(参考)

以上より，平衡炉心末期の反応度係数の不確かさは，以下のようになる。

補足表-9 平衡炉心末期の動的反応度係数の不確かさ（まとめ）

不確かさの要因	動的ボイド係数	動的ドップラ係数
原子炉停止機能喪失事象解析での不確かさ（合計）		

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。

85. 原子炉停止機能喪失の解析条件設定の考え方

原子炉停止機能喪失の有効性評価においては、炉心に印加される正の反応度が大きくなるよう、原子炉水位が高めに維持され、かつ、原子炉注水の水温が低めになる解析条件を設定している。一方で、原子炉水位が高め維持される条件として設定した逃がし安全弁の解析条件（逃し弁機能を設定）は、主蒸気隔離弁閉止に伴う原子炉圧力上昇を低めにするなど、事象進展の全体に対して一律の厳しい条件を設定することはできない。このため、解析条件が評価項目となるパラメータに与える影響について、感度解析等を踏まえて確認した結果を以下に示す。

(1) 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の解析条件の影響について

高圧炉心スプレイ系の解析条件は、原子炉水位が高めに維持されることで原子炉出力が高めとなる条件として、ポンプ性能評価に基づく大きめの注水流量を設定している。また、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の起動遅れ時間は0秒としている。

原子炉水位が低めに維持された場合には、原子炉圧力容器内の自然循環流量が低下することで原子炉出力は低めとなるが、一方でほう酸水のミキシングも悪化することが想定される。よって、ここでは、高圧炉心スプレイ系の注水流量を安全解析で使用する最小流量特性とし、遅れ時間を設定した場合の影響を感度解析により確認した。解析条件を第1表に、解析結果を第2表に示す。

原子炉水位を低めとする解析条件を設定した場合には、ほう酸水のミキシングが悪化することで、未臨界を達成しサプレッション・プール水温度が最大となる時刻が遅くなるものの、給水ポンプトリップ後の原子炉出力も低めとなることで、サプレッション・プール水温度及び格納容器圧力の最大値に変わりはなく、事象進展に与える影響が小さいことを確認した。なお、REDYコードのボロンミキシング効率は、実験結果に基づき保守的に設定したものとなって

いる。

(2) 逃がし安全弁の解析条件の影響について

逃がし安全弁の解析条件は、原子炉圧力が低めとし高圧炉心スプレイ系の注水流量が大きくなることで、原子炉水位が高めに維持され原子炉出力が高めとなる条件として、逃がし弁機能を設定している。

ここでは、逃がし安全弁の解析条件を安全弁機能とした場合に、事象初期の主蒸気隔離弁閉止に伴う過渡変化に与える影響を感度解析により確認した。解析条件を第3表に、解析結果を第4表に示す。なお、安全弁機能とした場合には、中長期的に原子炉水位が低めに維持されることで、ほう酸水のみキシングが悪化することも考えられるが、原子炉水位を低めとした場合の影響は(1)にて確認している。

解析条件を安全弁機能とした場合には、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は大きくなるが、中性子束の最大値に変わりはなく、事象進展に与える影響が小さいことを確認した。

(3) 残留熱除去系の解析条件の影響について

残留熱除去系の解析条件は、サプレッション・プールを水源として原子炉注水を実施する場合に、炉心入口サブクーリングが大きくなり、原子炉出力が高めとなる条件として、設計値の除熱能力である約53MW（サプレッション・プール水温度100℃、海水温度27.2℃において）を設定している。

残留熱除去系熱交換器の除熱性能は、定性的には低温側（海水側）と高温側（淡水側）の温度差により決定され、海水温度を実績の最大である32℃から5℃低下させた影響は淡水側温度を5℃上昇させた影響と同等と考えられる。

サプレッション・プール冷却を開始する事象発生から17分後からサプレッション・プール水温度が5℃上昇する時間は4分程度であり、この時のサプレッ

ョン・プール水温度の上昇率が 2℃/分程度であることから、海水温度を 32℃と設定した場合のサプレッション・プール水温度の上昇は 10℃程度と考えられ、有効性評価におけるサプレッション・プール水温度の最大値が 115℃であることを勘案すると、この場合でも評価項目に対して十分な余裕があると考えられる。

第1表 解析条件（原子炉水位を低めとする条件）

解析条件	感度解析（原子炉水位を低めとする条件）	ベースケース（原子炉水位を高めとする条件）
高圧炉心スプレイ系	ドライウエル圧力高（13.7kPa[gage]）にて自動起動 （遅れ時間：17秒） ・注水流量：375～1,419m ³ /h ・注水圧力：0～7.65MPa[dif]	ドライウエル圧力高（13.7kPa[gage]）にて自動起動 （遅れ時間：0秒） ・注水流量：145～1,506m ³ /h ・注水圧力：0～8.30MPa[dif]
原子炉隔離時冷却系	原子炉水位異常低下（レベル2）にて自動起動 （遅れ時間：30秒） ・注水流量：136.7m ³ /h ・注水圧力：1.04～7.86MPa[dif]	原子炉水位異常低下（レベル2）にて自動起動 （遅れ時間：0秒） ・注水流量：136.7m ³ /h ・注水圧力：1.04～7.86MPa[dif]

第2表 解析結果（原子炉水位を低めとする解析条件）

評価項目となるパラメータ	感度解析 （原子炉水位を低めとする条件）	ベースケース （原子炉水位を高めとする条件）
サプレッション・プール水温度	115℃（約54.8分）	115℃（約44.6分）
格納容器圧力	0.20MPa[gage]	0.20MPa[gage]

第3表 解析条件（安全弁機能）

解析条件	感度解析（安全弁機能）	ベースケース（逃がし弁機能）
逃がし安全弁	安全弁機能	逃がし弁機能
	7.79MPa[gage]×2個, 385.2t/h/個	7.37MPa[gage]×2個, 354.6t/h/個
	8.10MPa[gage]×4個, 400.5t/h/個	7.44MPa[gage]×4個, 357.8t/h/個
	8.17MPa[gage]×4個, 403.9t/h/個	7.51MPa[gage]×4個, 361.1t/h/個
	8.24MPa[gage]×4個, 407.2t/h/個	7.58MPa[gage]×4個, 364.3t/h/個
	8.31MPa[gage]×4個, 410.6t/h/個	7.65MPa[gage]×4個, 367.6t/h/個

第4表 解析結果（安全弁機能）

評価項目となるパラメータ	感度解析（安全弁機能）	ベースケース（逃がし弁機能）
燃料被覆管温度	842℃	872℃
燃料被覆管酸化量	1%以下	1%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	8.98MPa[gage]	8.49MPa[gage]
中性子束*	約560%	約560%

（※）評価項目となるパラメータではないが、参考情報として記載

REDYコード説明資料抜粋

(2) 従来型BWRの場合

炉心下部の下部プレナムスタン
ドパイプから注入される従来型B
WRでは、原子炉に一定速度で注入
されるほう酸水は、炉心流量が小さい場合にはその一部が下部プレナムに滞留し反応度に寄与できないことが考えられる。これを模擬するためにほう酸水拡散モデルでは、注入速度に炉心流量依存のボロンミキシング効率を掛けている。このボロンのミキシング効率は図-1 従来型BWRのボロンミキシング効率のようにモデル化されている。

従来型BWR向けの試験結果を
図-2 従来型BWRのボロン混合試験結果に示す。なお、ミキシング効率は「反応度に寄与する領域の濃度」を「炉内全領域で十分に混合した時の濃度」で割った無次元数で定義される。試験の結果から以下がいえる。

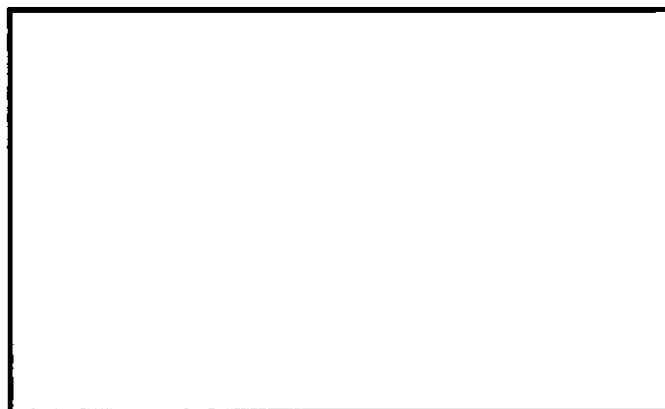
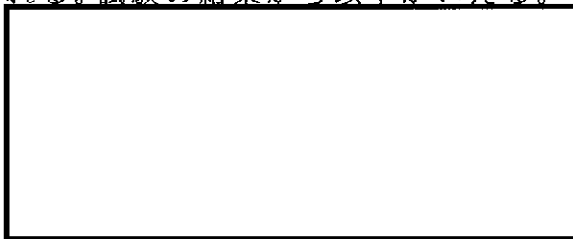


図-1 従来型BWRのボロンミキシング効率

図-2 従来型BWRのボロン混合試験結果

これにより、従来型BWRにおいて、



することは妥当である。

以上より、ほう酸水拡散モデルは妥当であることが確認された。なお、拡散モデルにおけるボイドの影響を添付6に示す。

原子炉スクラム失敗を仮定した事象が発生し、ほう酸水注入系が作動する時点では、ある程度の変動は有るものの、燃料棒での中性子発生及び中性子吸収、減速材による中性子減速及び中性子吸収などがバランスしている。この状態でほう酸水注入系が作動すると、炉心が沸騰状態であっても減速材中にはボロンが含まれ、吸収効果が増加する。このため、前述の状態よりも反応度は低下する。ボロン濃度が一定であれば、上記状態よりも出力が低下したところで再びバランスするが、ボロン濃度は増加し続けるため、沸騰状態においても確実に出力は低下して原子炉停止に至ると考える。

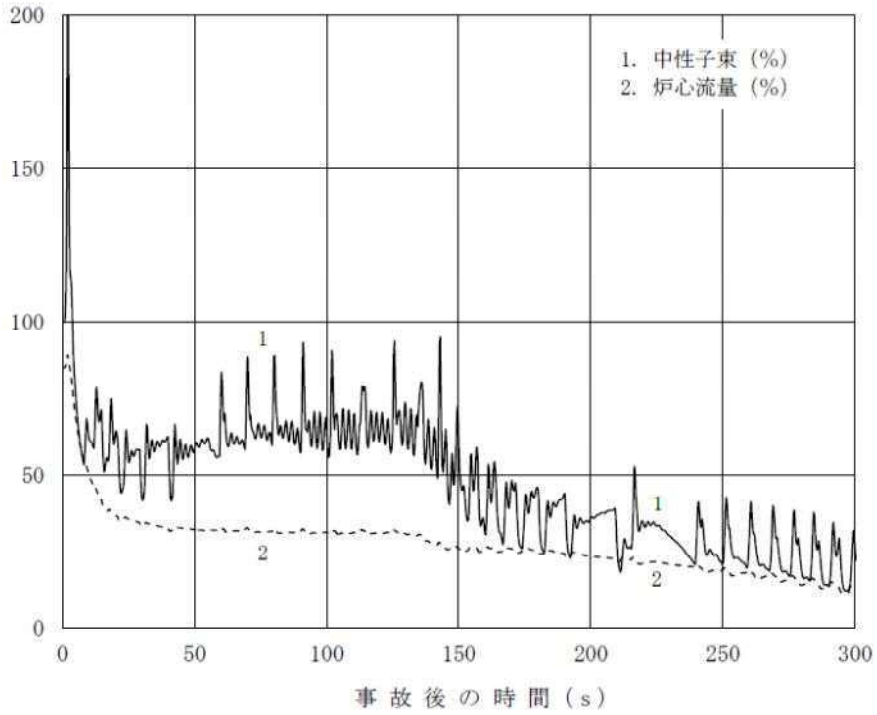
補足 85 - 6

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。

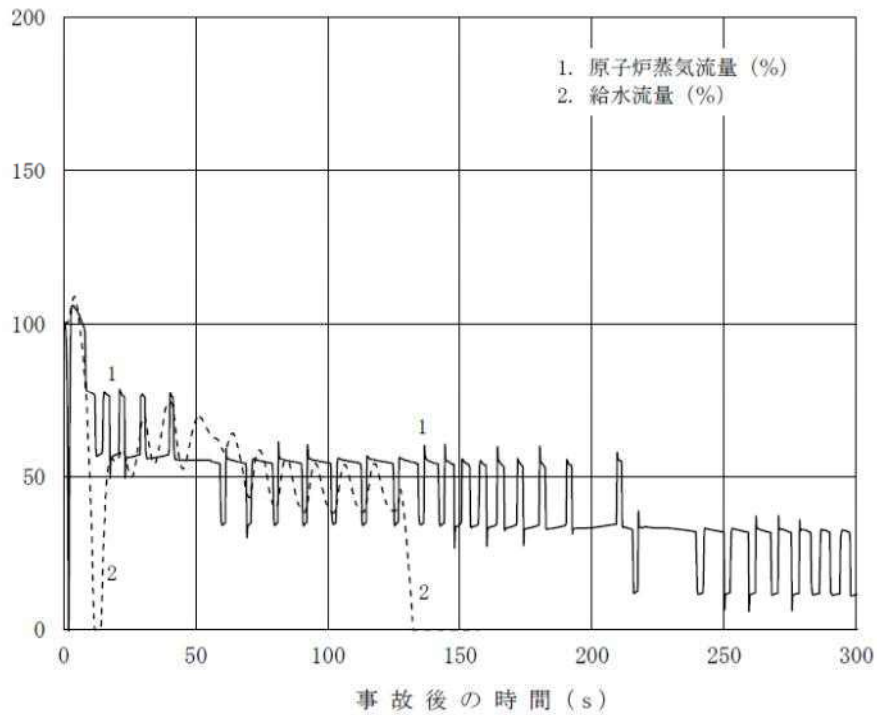
96. TRACGコードのATWS解析への適用例（参考評価）

REDYコード（REDY Ver. 1（ATWS用）及びSCATコード（SCAT Ver. 3）の有効性評価に対して、比較用の参考解析としてTRACGコードをATWS解析に適用した結果について例示する。

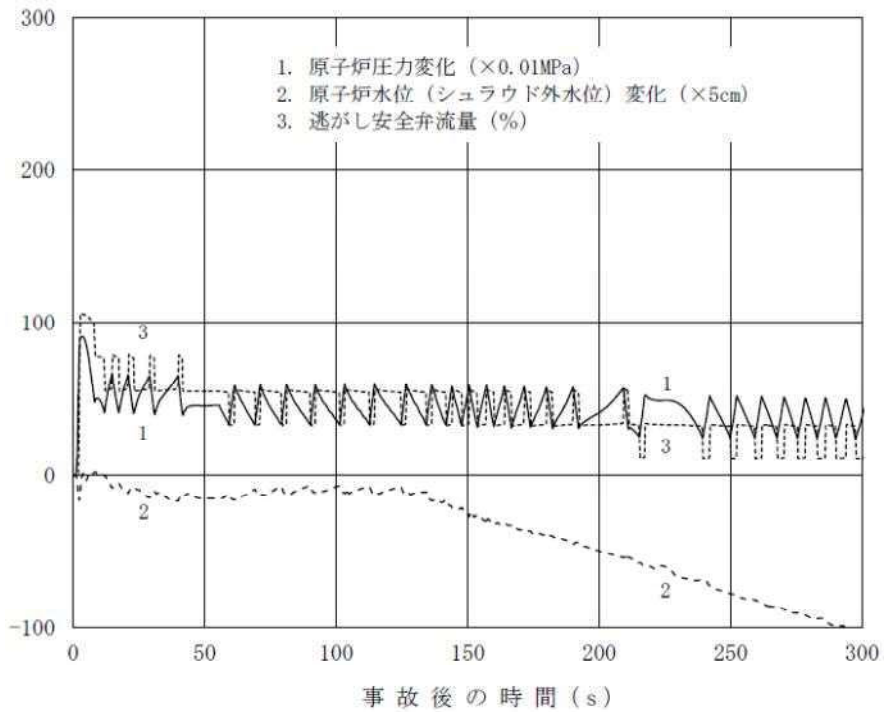
第1図～第5図に従来型BWRの平衡炉心において主蒸気隔離弁の誤閉止を想定した場合のATWS解析結果を示す。燃料被覆管温度は最高で約500℃であり、評価項目に対して十分な余裕があることがわかる。



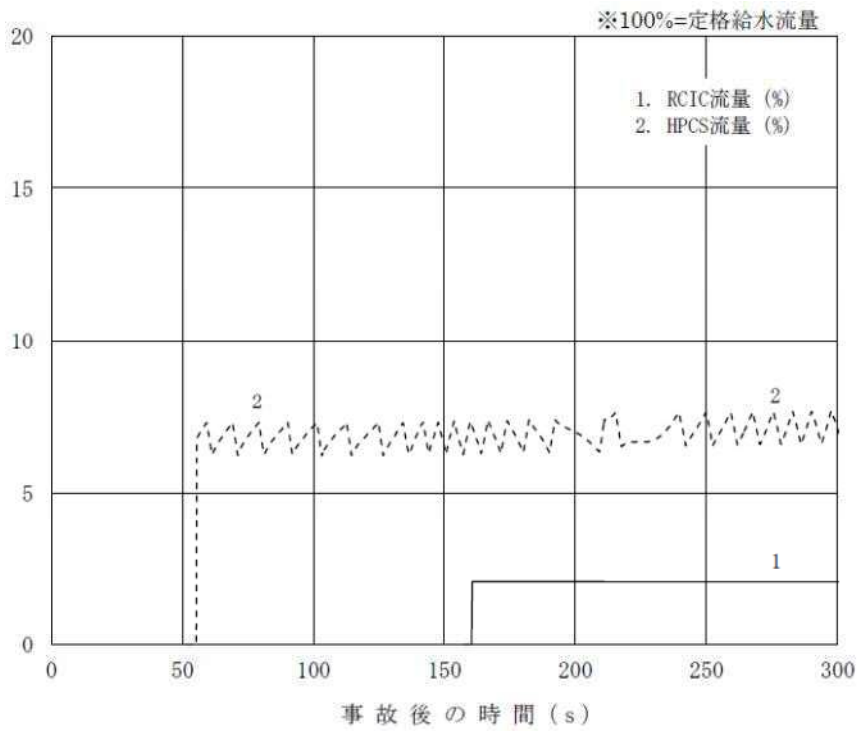
第1図 中性子束，炉心流量の時間変化



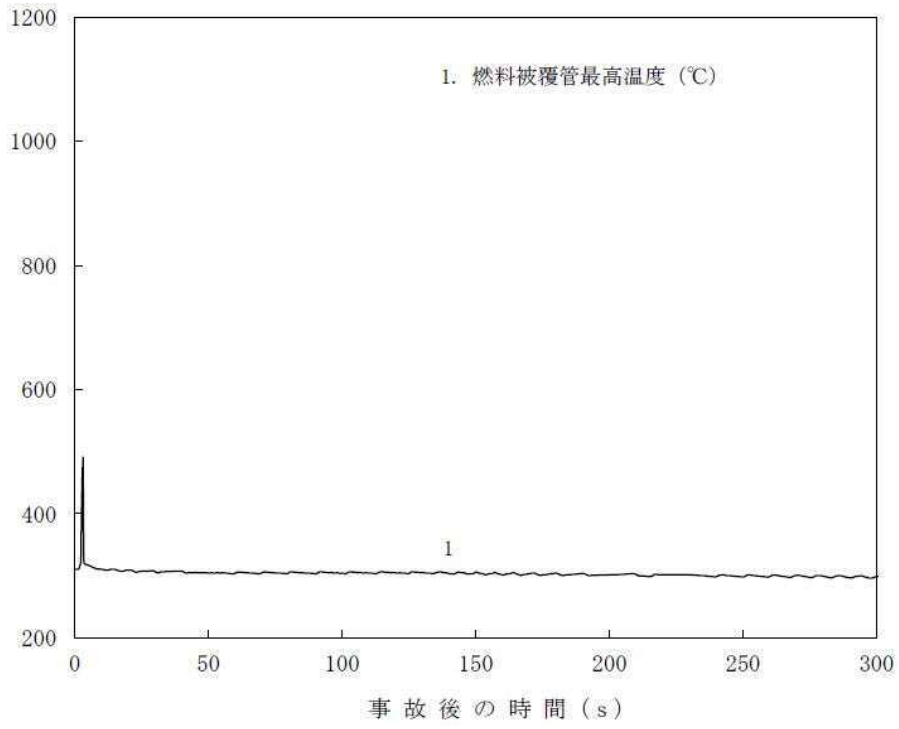
第2図 原子炉蒸気流量，給水流量の時間変化



第 3 図 原子炉圧力，原子炉水位（シュラウド外水位），逃がし安全弁蒸気流量の時間変化



第 4 図 原子炉隔離時冷却系流量，高圧炉心スプレイ系流量の時間変化



第 5 図 燃料被覆管温度の時間変化

97. 逃がし安全弁の解析条件設定について

東海第二では、原子炉停止機能喪失を除く有効性評価において、原子炉圧力が高めに維持され、また、原子炉減圧操作時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなることで評価項目に対して厳しい条件として、逃がし安全弁の安全弁機能による原子炉圧力制御に期待した評価としている。

一方で、外部電源が健全で窒素供給系からの供給が継続する場合は、逃がし弁機能による原子炉圧力制御となる。このため、逃がし弁機能に期待した場合に評価項目となるパラメータに与える影響について、以下に述べる

(1) 燃料被覆管温度及び燃料被覆管の酸化量

事象発生時に高圧注水機能の喪失を想定する高圧・低圧注水機能喪失及び高圧注水・減圧機能喪失では、原子炉減圧操作を実施し、低圧の注水機能を用いて原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止する。これらのシーケンスにおける、燃料被覆管温度の上昇は、概ね低圧の注水機能の締切圧力まで原子炉圧力が低下し、注水が開始するタイミングに依存する。図1に逃がし弁機能による原子炉圧力制御に期待した場合の解析結果例、図2に安全弁機能による原子炉圧力制御に期待した場合の解析結果例を示す。逃がし安全弁以外の解析条件は同じである。図1及び図2を比較してわかるように、高圧注水機能喪失を想定する事故シーケンスにおいては、安全弁機能による原子炉圧力制御に期待した方が、低圧の注水機能による原子炉注水が開始されるタイミングが遅くな

ることで燃料被覆管温度は高くなる。また，燃料被覆管温度が高くなった場合は，燃料被覆管の酸化量の観点でも厳しくなる。

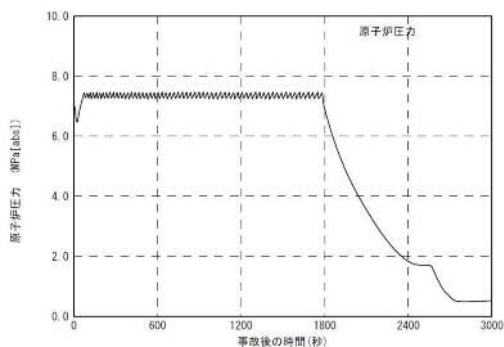
事象発生時に原子炉隔離時冷却系等の高圧注水機能が健全な事故シーケンスでは，原子炉を減圧し低圧の原子炉注水に移行するまでの期間，原子炉隔離時冷却系等の高圧注水機能による原子炉注水を確保することが可能なため，逃がし安全弁の条件設定の違いが燃料被覆管温度及び燃料被覆管の酸化量に与える影響はない。

(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力（原子炉圧力）

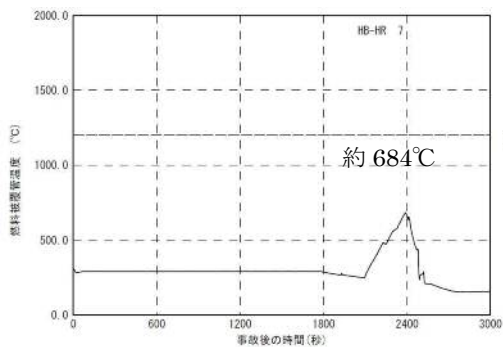
安全弁機能に期待した方が，原子炉圧力が高めに推移することから，原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は高めとなる。

(3) 格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度（格納容器圧力及び雰囲気温度）

格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は，主に崩壊熱に依存することから，逃がし安全弁の解析条件が与える影響は軽微である。

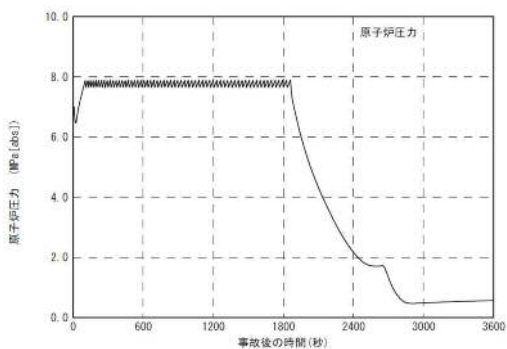


原子炉圧力の推移

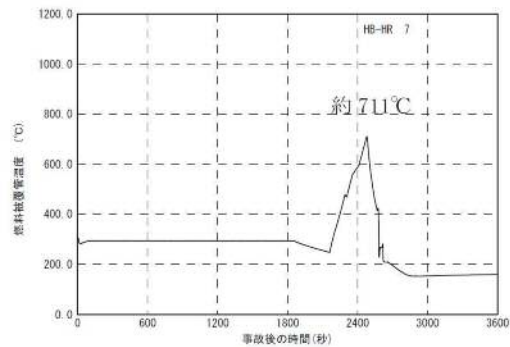


燃料被覆管温度の推移

図1 逃がし弁機能に期待した場合の解析結果例 (高圧注水・減圧機能喪失)



原子炉圧力の推移



燃料被覆管温度の推移

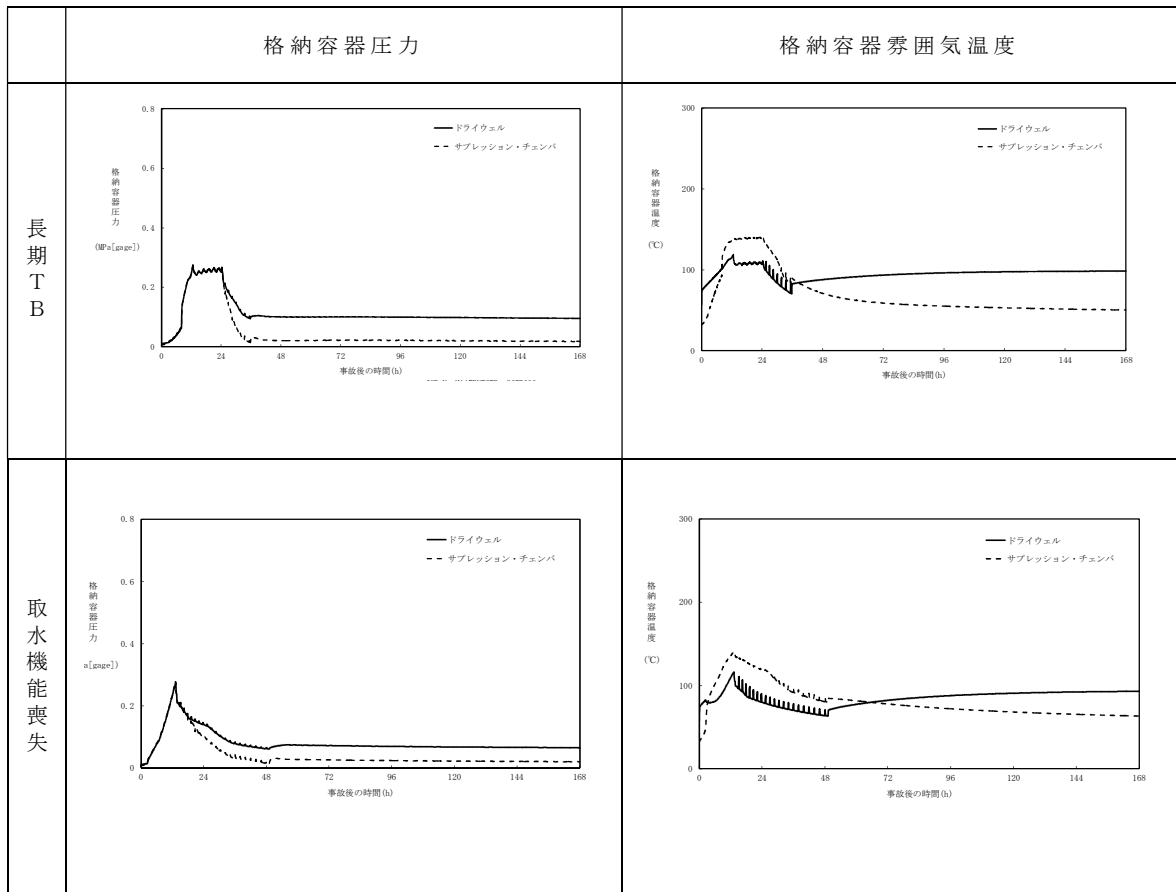
図2 安全弁機能に期待した場合の解析結果例 (高圧注水・減圧機能喪失)

100. 緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱

残留熱除去系による格納容器除熱において、残留熱除去系海水系に期待した場合と緊急用海水系に期待した場合の格納容器挙動の違いについて、以下に述べる。

事象発生の約24時間後に残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱を実施する全交流動力電源喪失（長期TB）と事象発生の約13時間後に緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱を実施する崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における格納容器圧力及び雰囲気温度の挙動の比較を第1図に示す。

いずれの事故シーケンスにおいても、格納容器圧力及び雰囲気温度は、残留熱除去系による格納容器除熱を開始してすぐに低下傾向に転じている。このため、少なくとも事象発生の13時間後以降であれば、緊急用海水系を用いた場合でも残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系と同等の除熱性能を得ることができ、評価項目となるパラメータに与える影響は軽微であると考えられる。



第 1 図 残留熱除去系海水系に期待した場合と緊急用海水系に期待した場合の解析挙動の比較