

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-2 改 14
提出年月日	平成 29 年 6 月 23 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. SA設備としての逃がし安全弁7弁の十分性について

表 重大事故等対策の成立性確認 (1/15)

作業項目	作業・操作の内容	事故 シーケンスNo.	操作・作業 の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アケスルト等)			
機能喪失 の確認	高圧注水機能喪失の判断 ●高圧炉心スプレイ系及び 原子炉隔離時冷却系の手 動起動操作 (失敗)	2.1 2.2 2.6 3.2	2分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温 については、空調の 停止により緩慢に 上昇する可能性がある が、作業に支障 を及ぼす程の影響 はない。	【炉心損傷がない 場合】 炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。 【炉心損傷がある 場合】 67mSv/7日間	非常用照明又は直流非 常灯が点灯すること により操作に影響は ない。 必要に応じて中央制 御室内に配備してい る可搬型照明により 、照度を確保する。	周辺には支障 となる設備は ない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施する操作 と同様であること から、容易に操作で きる。	—
	低圧注水機能喪失の判断 ●低圧炉心スプレイ系及び 残留熱除去系(低圧注水 系)の手動起動操作(失敗)	2.1 2.6	4分	3分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程 度。	炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。	非常用照明が点灯す ることにより操作に影 響はない。	周辺には支障 となる設備は ない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施する操作 と同様であること から、容易に操作で きる。	—
	全交流動力電源喪失の確認 ●高圧炉心スプレイ系デー ゼル系発電機の手動起 動操作 (失敗)	2.3.1 2.3.3 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	1分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温 については、空調の 停止により緩慢に 上昇する可能性が あるが、作業に支障 を及ぼす程の影響 はない。	【炉心損傷がない 場合】 炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。 【炉心損傷がある 場合】 67mSv/7日間	直流非常灯が点灯す ることにより操作に影 響はない。なお、直 流非常灯が使用でき ない場合には、中央 制御室内に配備して いる可搬型照明によ り、照度を確保す る。	周辺には支障 となる設備は ない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施する操作 と同様であること から、容易に操作で きる。	—
	全交流動力電源喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機 等の手動起動操作 (失敗)	2.3.1 2.3.3 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	2分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温 については、空調の 停止により緩慢に 上昇する可能性が あるが、作業に支障 を及ぼす程の影響 はない。	【炉心損傷がない 場合】 炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。 【炉心損傷がある 場合】 67mSv/7日間	直流非常灯が点灯す ることにより操作に影 響はない。なお、直 流非常灯が使用でき ない場合には、中央 制御室内に配備して いる可搬型照明によ り、照度を確保す る。	周辺には支障 となる設備は ない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施する操作 と同様であること から、容易に操作で きる。	—
	取水機能喪失の確認 ●残留熱除去系海水系の手 動起動操作 (失敗)	2.4.1 2.8	4分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温 については、空調の 停止により緩慢に 上昇する可能性が あるが、作業に支障 を及ぼす程の影響 はない。	炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。	非常用照明又は直流非 常灯が点灯すること により操作に影響は ない。 必要に応じて中央制 御室内に配備してい る可搬型照明により 、照度を確保する。	周辺には支障 となる設備は ない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施する操作 と同様であること から、容易に操作で きる。	—
	崩壊熱除去機能喪失の確認 ●残留熱除去系によるサブ レクション・プール冷却 操作 (失敗)	2.4.2	10分	5分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程 度。	炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。	非常用照明が点灯す ることにより操作に影 響はない。	周辺には支障 となる設備は ない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施する操作 と同様であること から、容易に操作で きる。	—

表 重大事故等対策の成立性確認 (2/15)

作業項目	作業・操作の内容	事故 シーケンスNo.	操作・作業 の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アークスリット等)			
機能喪失 の確認	原子炉停止機能喪失の確認 及び状況判断 ●原子炉自動スクラム失敗 の操作 ●手動スクラムボタンによ る手動スクラム操作 ●原子炉モードスイッチ 「SHUT DOWN」への切替え 操作 ●再循環ポンプトリップの 確認	2.5	3分	2分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程 度。	炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。	非常用照明が点灯する ことにより操作に影響 はない。	周辺には支障 となる設備は ない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施する操作 と同様であること から、容易に操作で きる。	—
	炉心損傷の確認 ●炉心損傷の確認	3.2	2分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温 については、空調の 停止により緩慢に 上昇する可能性が あるが、作業に支障 を及ぼす程の影響 はない。	67mSv/7日間	直流非常灯が点灯する ことにより操作に影響 はない。必要に応じて 中央制御室内に配備し ている可搬型照明によ り、照度を確保する。	周辺には支障 となる設備は ない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施する操作 と同様であること から、容易に操作で きる。	—
	原子炉圧力容器破損の判断 ●原子炉圧力容器破損の確認	3.2	5分	4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温 については、空調の 停止により緩慢に 上昇する可能性が あるが、作業に支障 を及ぼす程の影響 はない。	67mSv/7日間	直流非常灯が点灯する ことにより操作に影響 はない。必要に応じて 中央制御室内に配備し ている可搬型照明によ り、照度を確保する。	周辺には支障 となる設備は ない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施する操作 と同様であること から、容易に操作で きる。	—

表 重大事故等対策の成立性確認 (3/15)

作業項目	作業・操作の内容	事故 シーケンスNo.	操作・作業 の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセス等)			
常設代替 高圧電源 装置から の受電操 作	常設代替高圧電源装置による 緊急用母線受電操作 ●常設代替高圧電源装置2台 起動及び緊急用母線受電 操作	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.4.2 2.6 2.7 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 4.1 4.2 5.2	4分	4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温 については、空調の 停止により緩慢に 上昇する可能性が あるが、作業に支障 を及ぼす程の影響 はない。	【炉心損傷がない 場合】 炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。 【炉心損傷がある 場合】 67mSv/7日間	非常用照明又は直流非 常灯が点灯すること により操作に影響は ない。必要に応じて 中央制御室内に配 備している可搬型照 明により、照度を確 保する。	周辺には支障は ない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施すること から、容易に操作で きる。	1.14
		2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	2.3.2 全 交流動力 電源喪失 (TBD, TBU)の場 合 :30分	2.3.2 全 交流動力 電源喪失 (TBD, TBU)の場 合 :21分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温 については、空調の 停止により緩慢に 上昇する可能性が あるが、作業に支障 はない。	【炉心損傷がない 場合】 炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。 【炉心損傷がある 場合】 67mSv/7日間	直流非常灯が点灯す ることにより操作に影 響はない。必要に 応じて中央制御室内 に配備している可搬 型照明により、照 度を確保する。	周辺には支障 となる設備は ない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施すること から、容易に操作で きる。	1.14
		2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	上記以外 の場合 :35分	上記以外 の場合 :24分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程 度。	【炉心損傷がない 場合】 炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。 【炉心損傷がある 場合】 2.6mSv/h以下	蓄電池内蔵型照明を 作業エリアに配 備しているため、 建屋内非常用照 明消灯時における 作業性を確保して いる。また、ヘッ ドライトやLED ライトを携行して いるため、蓄電池 内蔵型照明が使用 できない場合にお いても、操作に影 響はない。	アクセスルー ト上に支障と なる設備は ない。	携行型有線通話装 置、電力保安通 信電話設備(固定 電話機、PHS端 末)、送受話器の うち、使用可能な 設備により、中 央制御室との連 絡が可能である。	通常運転時等に行 うNFB操作と同 様であり、容易に 操作できる。	

表 重大事故等対策の成立性確認 (4/15)

作業項目	作業・操作の内容	事故シケース No.	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アクセス等)			
常設代替 高压電源 装置から の受電操作	常設代替高压電源装置による 非常用母線受電操作 ●非常用母線受電	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	2.3.2 全 交流動力 電源喪失 (TBD, TBU) の場 合 :9分	2.3.2 全 交流動力 電源喪失 (TBD, TBU) の場 合 :7分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 67mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	1.14
	常設代替高压電源装置による 非常用母線の受電操作 ●常設代替高压電源装置3台 追加起動操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	8分	7分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 67mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	

表 重大事故等対策の成立性確認 (6/15)

作業項目	作業・操作の内容	事故 シーケンスNo.	操作・作業 の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセス等)			
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作及び格納容器スプレイ冷却系による格納容器除熱操作	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)準備操作 ●原子炉注水, 格納容器スプレイ及び原子炉減圧に必要な負荷の電源切替操作	2.4.1 2.8 5.2	4分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については,空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが,作業に影響を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により,照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	通常運転時等を行うNFB操作と同様であり,容易に操作できる。	1.3 1.4 1.6
	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)準備操作 ●原子炉注水, 格納容器スプレイ及び原子炉減圧に必要な負荷の電源切替操作	3.1.2 3.1.3 3.2	4分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については,空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが,作業に影響を及ぼす程の影響はない。	67mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により,照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	通常運転時等を行うNFB操作と同様であり,容易に操作できる。	
	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)準備操作 ●原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉操作	3.1.2 3.1.3	2分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については,空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが,作業に影響を及ぼす程の影響はない。	67mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により,照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は,通常の運転操作で実施する操作と同様であることから,容易に操作できる。	
	常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)の起動準備操作 ●低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 系統構成	2.1 2.4.1 2.4.2 2.6 2.7 2.8 5.2	3分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については,空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが,作業に影響を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により,照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は,通常の運転操作で実施する操作と同様であることから,容易に操作できる。	
	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)準備操作 ●代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイ及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 系統構成	3.1.2 3.1.3	3分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については,空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが,作業に影響を及ぼす程の影響はない。	67mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により,照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は,通常の運転操作で実施する操作と同様であることから,容易に操作できる。	

表 重大事故等対策の成立性確認 (8/15)

作業項目	作業・操作の内容	事故 シーケンスNo.	操作・作業 の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセス等)			
逃がし安全弁による原子炉減圧操作	逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作 ●逃がし安全弁（自動減圧機能）7弁の開放操作	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.4.2 2.6 2.7 2.8	1分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 67mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.3
	逃がし安全弁2弁による原子炉急速減圧操作 ●逃がし安全弁2弁による原子炉急速減圧操作	3.2	1分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 67mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	
	逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持 ●逃がし安全弁の開放操作	5.1 5.2	1分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	
各機器への給油	タンクローリによる燃料補給操作 ●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給	2.1 2.3.1 2.4.2 2.6 3.1.3 4.1 4.2	90分	82分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 <<ベント前>> 3.5mSv/h以下 <<ベント後>> 5.4mSv/h以下	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルータ上に支障となる設備はない。	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	燃料補給の各操作には複雑な操作手順はなく、容易に操作できる。	1.14
	タンクローリによる燃料補給操作 ●可搬型代替注水大型ポンプへの給油	3.5時間に1回給油※ ※燃料が枯渇しないために必要な補給時間の間隔（許容時間）	25分	25分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 <<ベント前>> 3.5mSv/h以下 <<ベント後>> 5.4mSv/h以下	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルータ上に支障となる設備はない。	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	燃料補給の各操作には複雑な操作手順はなく、容易に操作できる。	

表 重大事故等対策の成立性確認 (9/15)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アクセス等)			
緊急用海水系の起動操作	緊急用海水系を用いた海水通水操作 ●緊急用海水系による海水通水 系統構成	2.4.1 3.1.2 3.2	20分	16分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	67mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.7
緊急用海水系を用いた残留熱除去系の起動操作	緊急用海水系を用いた残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱 ●残留熱除去系の起動操作	2.4.1	2分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	67mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.7
代替循環冷却系の起動	代替循環冷却系準備操作 ●代替循環冷却系系統構成	3.1.2 3.2	35分	27分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	67mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.7
格納容器が圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	格納容器ベント準備操作 ●格納容器ベント準備 (系統構成)	2.1 2.4.2 2.6	5分	4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 67mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.5 1.7
	格納容器ベント準備操作 ●現場移動 (第二弁)	3.1.3	45分	40分	重大事故等対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 3.5mSv/h以下	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受信器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等を行う弁の手动操作と同様であり、容易に操作できる。	

表 重大事故等対策の成立性確認 (11/15)

作業項目	作業・操作の内容	事故シーケンスNo.	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アクセス等)			
自動減圧系起動阻止操作	自動減圧系等の作動阻止操作 ●自動減圧系/過渡時自動減圧回路の作動阻止操作	2.5	1分	1分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.1
ほう酸注入系起動操作	ほう酸水注入系の起動操作 ●ほう酸水注入系起動操作	2.5	2分	1分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる。	
低圧炉心スプレイ系の起動	低圧炉心スプレイ系の起動操作 ●低圧炉心スプレイ系の起動操作	2.7	2分	2分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる。	—
残留熱除去系の破断箇所隔離	残留熱除去系の注入弁閉止操作 ●残留熱除去系の注入弁の閉止操作 ●残留熱除去系レグシールポンプの停止操作	2.7	2分	2分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.3
	現場における破損系統の注入弁の閉止操作 ●保護具装備/装備補助 ●現場移動 ●残留熱除去系B系の注入弁の閉止操作	2.7	115分	109分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	操作現場の温度は40℃程度、湿度は100%程度となる可能性があるが、保護具を装着することから、問題はない。	操作現場の放射線線量率は最も高い地点で約5.2mSv/hであり、作業時間は60分*1であるため、約5.2mSvの被ばくとなる。	ヘッドライトやLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等を行う電動弁の手动操作と同様であり、容易に操作できる。	
残留熱除去系によるサブレーション・プール冷却操作	残留熱除去系によるサブレーション・プール冷却操作 ●残留熱除去系によるサブレーション・プール冷却モード操作	2.7	6分	6分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる。	—
	残留熱除去系によるサブレーション・プール冷却操作 ●低圧注水モードからサブレーション・プール冷却モードへの切替え操作(1系列)	2.2	4分	4分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる。	

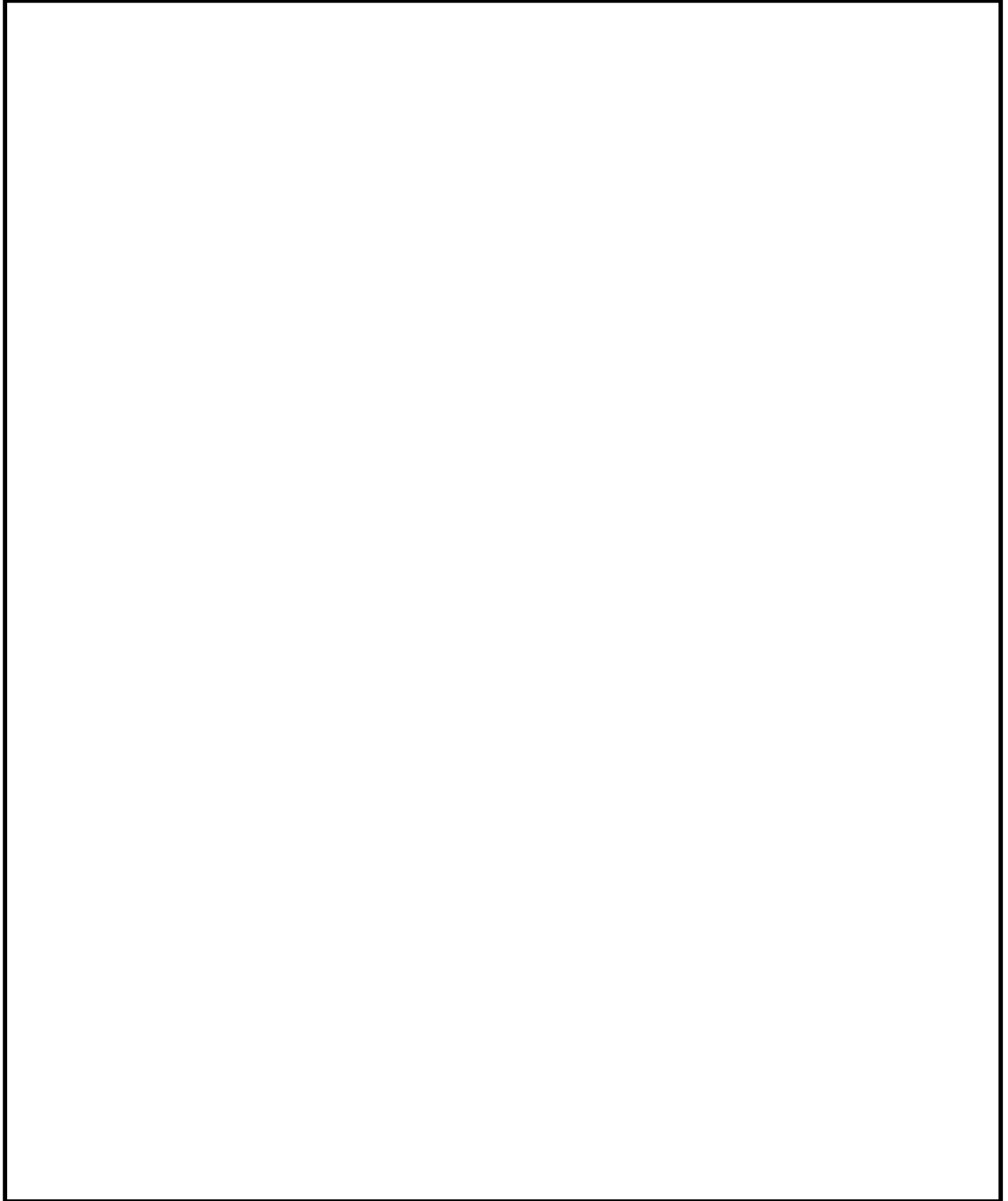
*1: 2次格納施設内での作業時間にてばけく評価を実施。

表 重大事故等対策の成立性確認 (12/15)

作業項目	作業・操作の内容	事故 シーケンスNo.	操作・作業 の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アケスルト等)			
残留熱除去系によるサブレーション・プール冷却操作	残留熱除去系による格納容器(サブレーション・プール冷却系)除熱操作 ●低圧注水モードからサブレーション・プール冷却モードへの切替え操作(2系列)	2.5	6分	6分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	—
溶融炉心落下前格納容器下部注水系(常設)による水張り操作	格納容器下部注水系(常設)によるベDESTAL(ドライウエル部)注水操作 ●格納容器下部注水系(常設)によるベDESTAL(ドライウエル部)注水開始操作	3.1.2 3.1.3	6分	5分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	67mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	
	格納容器下部注水系(常設)によるベDESTAL(ドライウエル部)注水停止操作	3.2	7分	6分								
溶融炉心落下後格納容器下部への注水操作(崩壊熱相当の注水)	格納容器下部注水系(常設)によるベDESTAL(ドライウエル部)注水操作 ●格納容器下部注水系(常設)によるベDESTAL(ドライウエル部)注水再開操作【80m ³ /h】	3.1.2 3.1.3 3.2	4分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	67mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.8
	格納容器下部注水系(常設)によるベDESTAL(ドライウエル部)注水操作 ●格納容器下部注水系(常設)によるベDESTAL(ドライウエル部)注水流量調整【80m ³ /h→崩壊熱相当】	3.2	3分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	67mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	
溶融炉心落下後格納容器下部への注水操作(崩壊熱相当の注水)	格納容器下部注水系(常設)によるベDESTAL(ドライウエル部)注水操作 ●格納容器下部注水系(常設)によるベDESTAL(ドライウエル部)注水停止操作	3.2	4分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	67mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	

7. 原子炉水位及びインターロックの概要

原子炉圧力容器水位計装概要図を第 1 図に，インターロックの概要を第 1 表に示す。



第 1 図 原子炉圧力容器水位計装概要図

第 1 表 インターロック概要

原子炉水位	基準水位との差	主要なインターロック
L 8 : 原子炉水位高 (レベル 8)	+1,400mm	原子炉隔離時冷却系自動停止 高圧炉心スプレイ系注入弁閉止
L 5 6	+900mm	通常運転水位
L 3 : 原子炉水位低 (レベル 3)	+300mm	原子炉スクラム 非常用ガス処理系自動起動
L 2 : 原子炉水位異常低下 (レベル 2)	-950mm	原子炉隔離時冷却系自動起動 高圧炉心スプレイ系自動起動 主蒸気隔離弁閉止 再循環ポンプトリップ
L 1 : 原子炉水位異常低下 (レベル 1)	-3,800mm	低圧注水系自動起動 低圧炉心スプレイ系自動起動 自動減圧系タイマー作動*
T A F : 燃料有効長頂部	-4,248mm	(燃料有効長頂部)

※：ドライウェル圧力高信号とのアンド条件で作動

12. 原子炉停止機能喪失時の運転員の事故対応について

1. スクラム初期対応

プラント運転中において、何らかの異常が発生し、自動スクラム又は手動スクラムを実施した場合、運転員はスクラムの成功を全制御棒が全挿入していること及び中性子束が減少していることで確認する。

自動スクラム信号が発生しても、制御棒が全挿入しない場合、直ちに手動スクラムを試みる。

上記操作によっても、全制御棒の「全挿入」又は「0 2 ポジション^{※1}」までの挿入が確認できない場合、原子炉停止機能喪失（以下「ATWS」という。）と判断^{※2}し、運転員は非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）の「反応度制御（RC/Q）」に従い、原子炉を安全に停止させる操作を行う。

※1：各制御棒は鉛直方向に4 8 ポジションに区分しており、2 ポジション単位で挿入・引抜が可能である。

※2：ATWSは、制御棒の挿入状態により判断し、部分的に挿入されていない場合もATWSと判断する。

2. 反応度制御（RC/Q）の操作内容

ATWS判断後、反応度制御（RC/Q）中は原子炉出力^{※3}を確認し、出力に応じて以下の対応を行う。

※3：ATWS判断後、反応度制御（RC/Q）中に原子炉出力を確認する場合、平均出力領域計装指示値で確認するが、起動領域計装指示値、主蒸気流量、逃がし安全弁の開個数等で原子炉出力を確認することもできる。

(1) 原子炉出力が3%未満の場合

原子炉水位を通常制御範囲（原子炉水位低（レベル3）設定点～原子炉水位高（レベル8）設定点）に維持し、制御棒の動作復旧に努める。

(2) 原子炉出力が3%以上の場合

再循環ポンプを停止することにより、原子炉出力を抑制する。また、残留熱除去系（低圧注水系）等から冷水が大量注入されることで、炉心へ大きな正の反応度が加わり、炉心損傷が生じる可能性を防ぐため、自動減圧系及び過渡時自動減圧回路作動阻止操作を実施する。その後、a～dの操作を適宜並行で実施する。

並行操作が困難な場合は、a. ほう酸水注入系起動操作→b. 原子炉水位制御操作→c. 制御棒挿入操作→d. 原子炉圧力制御操作の順で優先順位をつけて対応することが手順書に定められている。

a. ほう酸水注入系起動操作

以下のいずれかの条件で、ほう酸水注入系起動操作を判断する。

- (a) 第1図に示す原子炉出力とサブプレッション・プール水温度の相関曲線を使用し、制御棒の挿入状況によらず、中央制御室で確認可能な平均出力領域計装指示値及びサブプレッション・プール水温度計により、ほう酸水注入系起動操作を判断する。

なお、ほう酸水注入系起動操作を実施するサブプレッション・プール水温度は、49℃を超えた場合（原子炉出力が10%以上）としている。

これは、原子炉隔離事象が発生している場合に原子炉冷却材喪失事象（LOCA）が発生したとしても、十分な蒸気の凝縮能力が維持できる77℃以下となるように設定している。

- (b) 異常な中性子束振動^{*4}が確認された場合、ほう酸水注入系起動を判断する。

b. 原子炉水位制御操作

反応度制御（RC/Q）中は原子炉から放出される蒸気によるサブレーション・プール水温度の上昇，格納容器過圧を防止するため，原子炉出力及び原子炉の隔離状態に応じて原子炉水位を低下させ，原子炉出力を抑制する。

なお，給水流量全喪失や高圧注水系の故障等により，原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル1）設定点を下回る場合においても，冷水が大量に注水されることによる急激な出力上昇を抑制するため，原子炉減圧は注水状況を確認しながら，タービンバイパス弁又は逃がし安全弁を手動で開する手順としている。

c. 制御棒挿入操作

中央制御室及び現場盤において制御棒の挿入操作を実施する。

なお，制御棒の挿入方法としては，「代替制御棒挿入機能手動作動」，「スクラム個別スイッチによるスクラム操作」，「スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引き抜き」等がある。

d. 原子炉圧力制御操作

タービンバイパス弁又は逃がし安全弁により，原子炉圧力を一定に維持する。

※4：A T W S時に、以下のいずれかの基準に合致した場合、異常な中性子束振動と判断する。

- ・平均出力領域計装指示値：2～3秒周期 振幅20%以上
- ・局部出力領域計装指示値：2～3秒周期 振幅10%以上

3. 反応度制御（RC/Q）の収束について

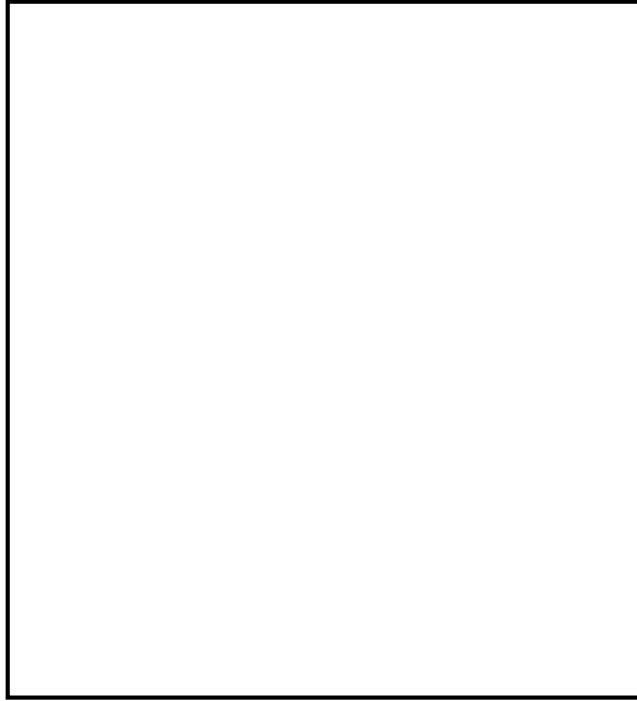
反応度制御（RC/Q）の収束は、全制御棒が「全挿入」又は「02ポジション」まで挿入された場合若しくはほう酸水が全量注入されたことにより確認する。

また、ほう酸水注入操作中に、全制御棒が「全挿入」又は「02ポジション」まで挿入された場合、ほう酸水注入を停止する。

ほう酸水が全量注入された後は、原子炉水位を通常制御範囲（原子炉水位低（レベル3）設定点～原子炉水位高（レベル8）設定点）に回復させる。

4. 反応度制御（RC/Q）における判断者について

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）における各操作判断は『発電長』が実施すると定めている。そのため、反応度制御（RC/Q）におけるほう酸水注入系起動判断及び原子炉水位低下操作判断についても『発電長』が実施することとなる。

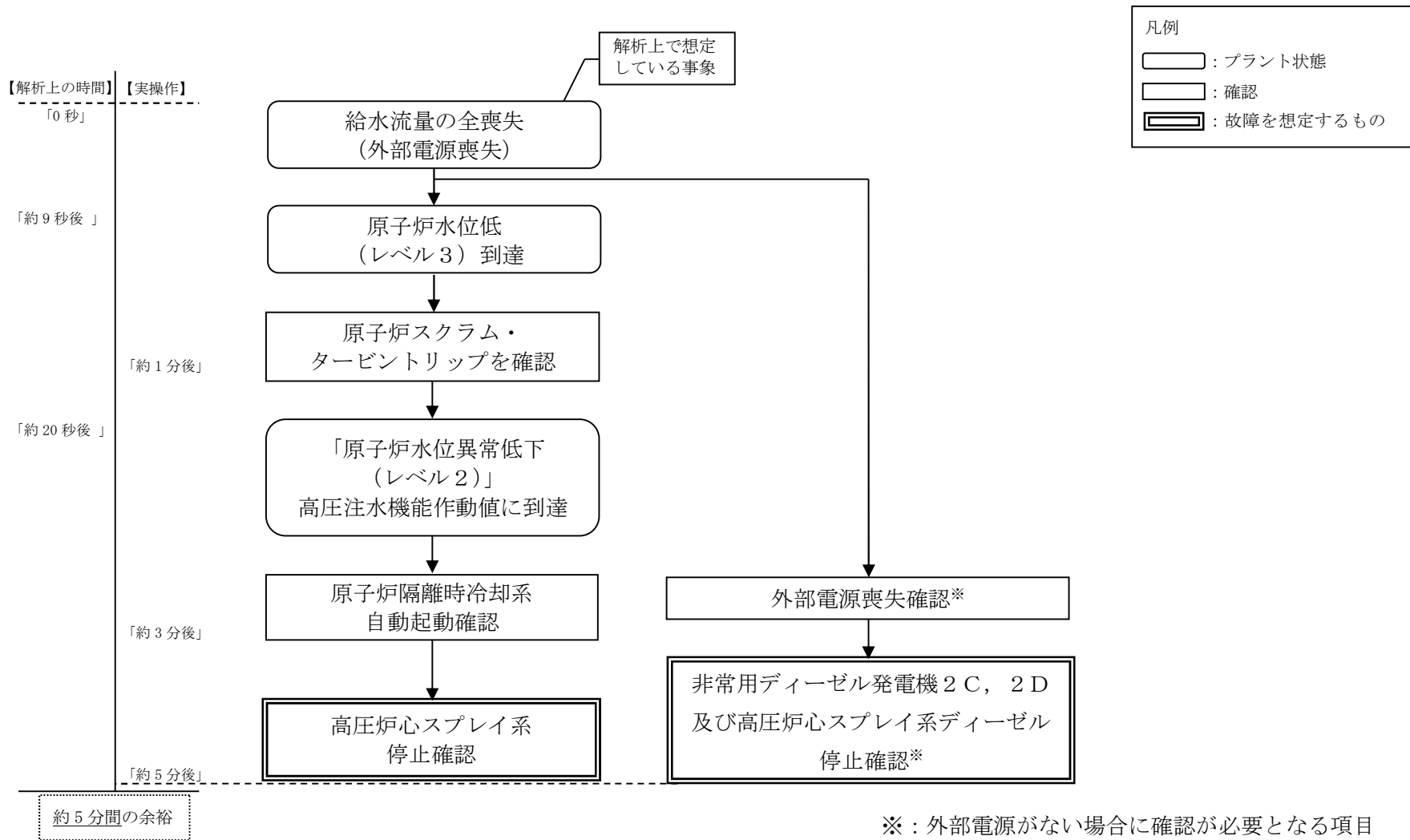


第1図 原子炉出力-サプレッション・プール水温度相関曲線

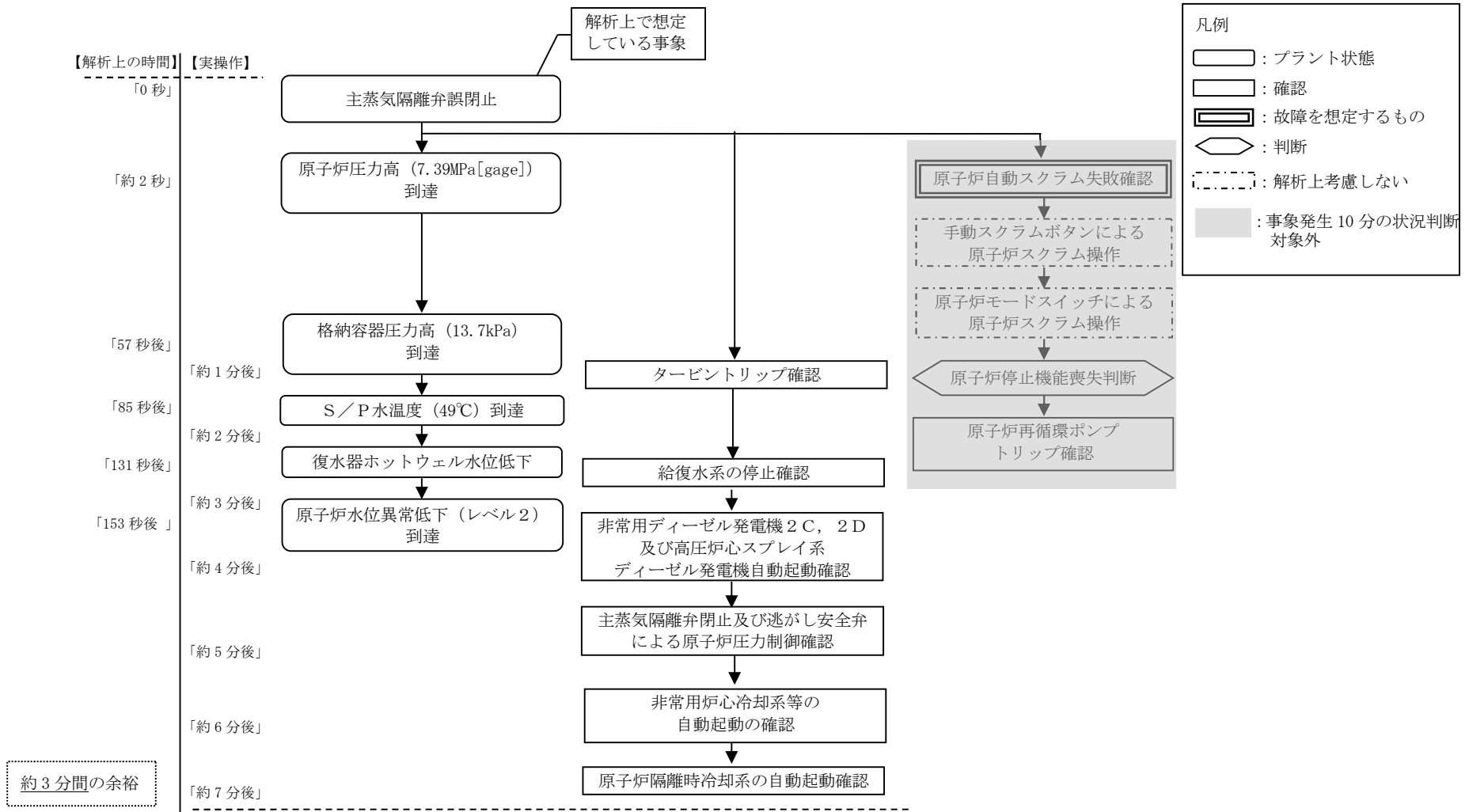
15. 事象発生時の状況判断について

有効性評価では、事象発生後はプラント状況の確認と状況判断のみを行うこととし、事故対応操作は原則「事象発生後 10 分以降」から開始するものとしている。具体的には、状況判断の「10 分」は、起因事象の確認、原子炉スクラム・タービントリップ確認、非常用炉心冷却設備等の自動起動状態の確認、外部電源喪失の確認等を行う。状況判断を行った以降に自動起動失敗した非常用炉心冷却設備の手動起動操作を含めた事故対応操作を開始するものとしている。ここでは第 1 図から第 14 図に示すとおり、「事象発生後 10 分」間で余裕をもって状況判断ができることを示す。なお原子炉停止機能喪失事象については、スクラムに失敗する事象であり、その場合は事象緩和のために、手動で原子炉の停止操作を行う必要があるため、スクラム失敗判断後から事故対応操作を行うこととしている。また、以下の事象については、「事象発生 10 分間」の後、連続して事故対応を行うものではないため、ここでの整理の対象外としている。

- ・ 想定事故 1
- ・ 想定事故 2
- ・ 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- ・ 原子炉冷却材の流出（停止時）
- ・ 反応度の誤投入（停止時）



第7図 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）、津波浸水による注水機能喪失の状況判断



第 9 図 原子炉停止機能喪失 (TC)

21. 有効性評価における解析条件の変更等について（抜粋）

(6) 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）

項目		東海第二	柏崎刈羽 6, 7号炉	理由
解析コード		SAFER/MAAP	SAFER/MAAP	相違点はない。
事故条件	外部電源	外部電源あり ただし、運転員等操作の観点では、外部電源なしを考慮	外部電源なし	東海第二では、外部電源はありとしているが、運転員等操作の観点では外部電源がない場合も考慮していることから、実態として相違点はない。
機器条件	逃がし安全弁(原子炉圧力制御時)	安全弁機能	逃がし弁機能	東海第二では、原子炉圧力が高めに維持され、評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待している。
格納容器冷却・除熱手段		サブプレッション・チェンバ圧力 279kPa[gage]到達時に緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱を実施	代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却を実施し、事象発生の 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱を実施	実際には残留熱除去系の起動準備が完了した時点で、サブプレッション・プール水温度が 32℃を超過している場合はサブプレッション・プール冷却モード運転、サブプレッション・チェンバ圧力が 245kPa[gage]を超過している場合は格納容器スプレイモード運転を実施するが、東海第二では、操作余裕時間を確認する観点で、評価上はサブプレッション・チェンバ圧力が代替格納容器スプレイの実施基準である 279kPa[gage]に到達した時点で格納容器スプレイモード運転を開始するものと設定している。

(7) 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）

項目		東海第二	柏崎刈羽 6, 7号炉	理由
解析コード		SAFER/MAAP	SAFER/MAAP	相違点はない。
事故条件	外部電源	外部電源あり ただし、運転員等操作の観点では、外部電源なしを考慮	外部電源あり	相違点はない。 東海第二では、運転員等操作の観点では外部電源がない場合も考慮している。
機器条件	逃がし安全弁(原子炉圧力制御時)	安全弁機能	逃がし弁機能	東海第二では、原子炉圧力が高めに維持され、評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待している。
	格納容器圧力逃がし装置	格納容器二次隔離弁全開	格納容器二次隔離弁 70%開度	運用の違い。 東海第二では、格納容器ベント実施時は二次隔離弁を全開とする運用としている。
原子炉減圧後の原子炉注水手段		低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	高圧炉心注水系による原子炉注水	東海第二においては、原子炉減圧時の水位回復性能を確認する観点で、評価上は注水流量が小さい低圧代替注水系（常設）に期待した評価としている。

21. 有効性評価における解析条件の変更等について（抜粋）

(8) 原子炉停止機能喪失

項目		東海第二	柏崎刈羽 6, 7号炉	理由
解析コード		REDY/SCAT	REDY/SCAT	相違点はない。
初期条件	炉心流量	85%流量	100%流量	東海第二においては、反応度の観点で厳しい条件として、初期炉心流量を運転範囲の下限である85%流量（41,060 t/h）に設定している。
操作条件	自動減圧系等の作動阻止操作	事象発生から4分後	自動減圧系の自動起動阻止操作に成功する	10分以内の操作に期待しているという点で相違はないが、東海第二においては、原子炉停止機能喪失の確認及び自動減圧系等の作動阻止操作に要する時間を考慮して設定している。
	ほう酸水注入系の起動操作	事象発生から6分後	原子炉スクラムの失敗を確認した後から10分後に起動	東海第二においては、自動減圧系等の作動阻止操作の後にほう酸水注入系の起動操作に要する時間を考慮して設定している。
	残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却操作	事象発生から17分後	サブプレッション・チェンバ・プール水温49℃到達から10分後	東海第二においては、運転手順に基づき、状況判断及び残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却操作に要する時間を考慮して設定している。

21. 有効性評価における解析条件の変更等について（抜粋）

第4表 評価結果（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
燃料被覆管最高温度	初期値	初期値	1200℃以下
燃料被覆管酸化量	被覆管厚さの1%以下	同左	被覆管厚さの15%以下
原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる圧力	約 7.67MPa[gage]	約 8.09MPa[gage]	10.34MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる圧力	約 0.30MPa[gage]	約 0.28MPa[gage]	0.62MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	約 143℃	約 141℃	200℃以下

第5表 評価結果（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去機能が喪失した場合））

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
燃料被覆管最高温度	初期値	初期値	1200℃以下
燃料被覆管酸化量	被覆管厚さの1%以下	同左	被覆管厚さの15%以下
原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる圧力	約 7.67MPa[gage]	約 8.09MPa[gage]	10.34MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.31MPa[gage]	0.62MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	約 144℃	約 143℃	200℃以下
（格納容器ベント時間）	約 30 時間	約 28 時間	—

第6表 評価結果（原子炉停止機能喪失）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
燃料被覆管最高温度	859℃	872℃	1200℃以下
燃料被覆管酸化量	被覆管厚さの1%以下	同左	被覆管厚さの15%以下
原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる圧力	約 8.39MPa[gage]	約 8.49MPa[gage]	10.34MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる圧力	約 0.16MPa[gage]	約 0.20MPa[gage]	0.62MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	約 106℃	約 115℃	200℃以下

30. 中性子束振動の判断について

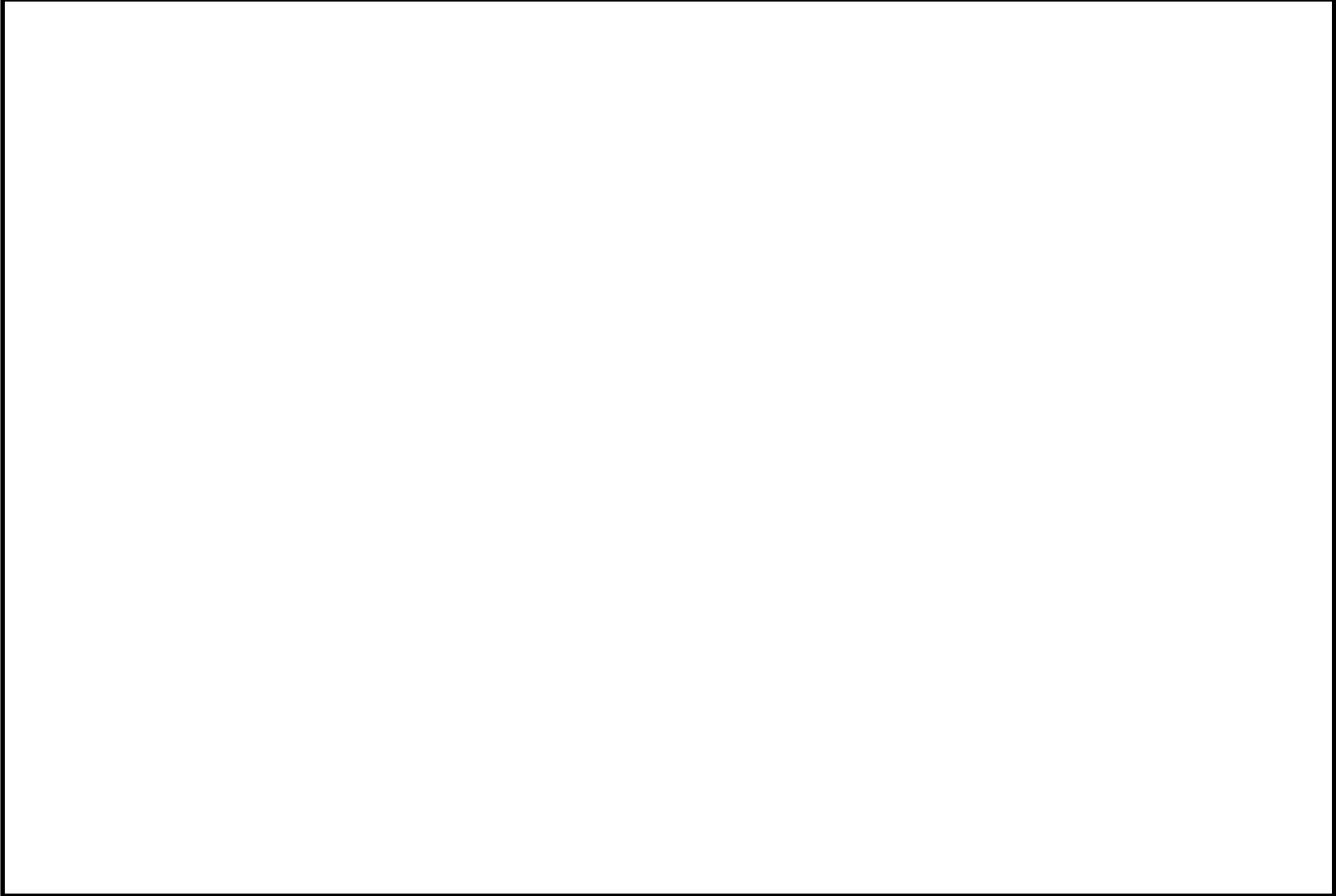
中性子束振動の判断は、複数の平均出力領域計装指示値が2～3秒周期で振動し、最大振幅が20%を超えた場合又は複数の局所出力領域計装指示値が2～3秒周期で振動し、最大振幅が10%を超えた場合をその基準としており、「非常時運転手順書（事象ベース）」に定めている。

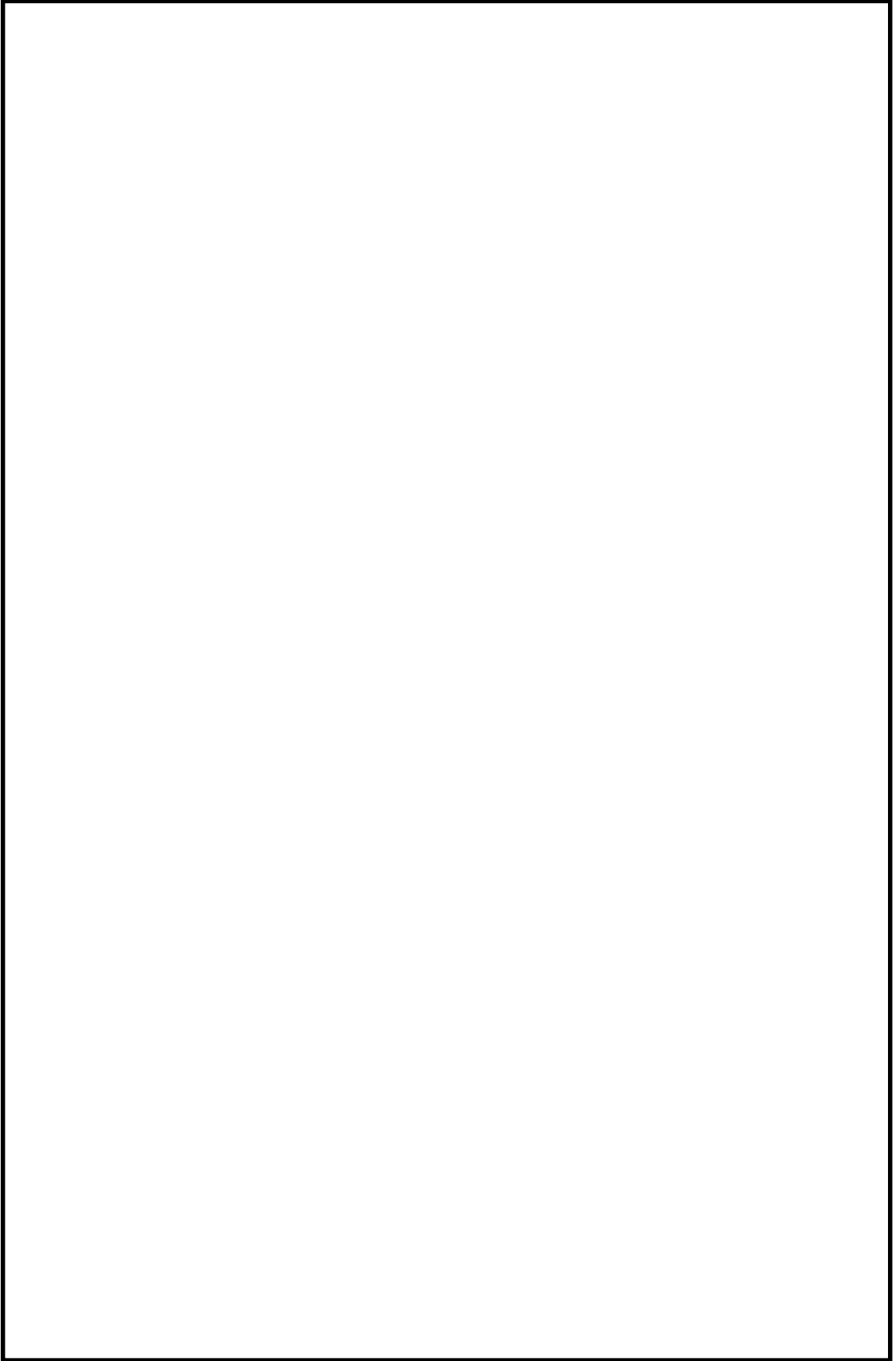
中性子束振動が発生した場合、その対応操作として速やかに原子炉を手動スクラムすることとしている。

有効性評価では原子炉停止機能喪失を想定していることから、中性子束振動が発生した場合は、「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」の「反応度制御（RC/Q）」において、ほう酸水注入系による原子炉の未臨界確保を試みることとなる。

なお、原子炉停止機能喪失時は逃がし安全弁の開閉による原子炉圧力変動に伴い中性子束の変動が生じる。「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」では、開閉を繰り返している逃がし安全弁を手動開することにより、原子炉圧力及び中性子束の変動を抑制することとしている。

【非常時運転手順書（事象ベース） 8.2 「再循環ポンプトリップ事故」】 抜粋





31. 給水ポンプ・トリップ条件を復水器ホットウエル枯渇とした場合の評価結果への影響

1. はじめに

原子炉停止機能喪失の有効性評価では、主蒸気流量の遮断に伴う給水加熱喪失により原子炉出力が上昇し、復水器ホットウエル水位の低下により電動給水ポンプがトリップするまで上昇を継続する。

一方、燃料被覆管温度の挙動は、ベースケースにおいては事象発生直後のファーストピークが最も高くなるが、上記の給水加熱喪失に伴う原子炉出力上昇の影響はセカンドピークに現れる。また、原子炉出力の上昇が継続することで、サブプレッション・プール水温度及び格納容器圧力の評価にも影響する。

このため、電動給水ポンプのトリップ時刻が評価結果に与える影響を確認するため、保守的に復水器ホットウエル水位の低下で電動駆動給水ポンプがトリップせずに復水器ホットウエルが枯渇するまで運転を継続するとした場合の感度解析を実施した。

2. 評価条件

電動給水ポンプのトリップ条件を復水器ホットウエル枯渇とした以外はベースケースと同じ評価条件である。

3. 評価結果

感度解析の評価結果を第1図から第12図に示す。また、評価結果のまとめを第1表に示す。

電動給水ポンプがトリップするまでの時刻は、事象発生から約 319 秒後となり、ベースケースの約 131 秒後から約 188 秒遅れる結果となった。

燃料被覆管最高温度（以下「PCT」という。）は、流量と出力のミスマッチが継続することで、1,194℃とベースケースよりも高くなるが、評価項目を満足する。また、サプレッション・プール水温度の最高値は 148℃、格納容器圧力の最高値は 0.50MPa[gage]となり、いずれも評価項目を満足する。

以上の結果より、電動給水ポンプがトリップせずに、復水器ホットウエルが枯渇するまで運転が継続すると仮定した場合についても評価項目を満足することを感度解析により確認した。

なお、原子炉停止機能喪失時の実際の運転操作においては、運転員は給水流量を手動にて調整し、原子炉水位を低めに維持することで原子炉出力を低下させるとともに、格納容器圧力上昇時には残留熱除去系による格納容器スプレイを実施する。

第 1 表 電動給水ポンプ運転継続による評価項目への影響

項目	感度解析	ベースケース	評価項目
電動給水ポンプ	復水器が枯渇するまで運転継続 (約 319 秒後)	復水器水位低でトリップ (約 131 秒後)	—
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 1,194	約 872	1,200°C 以下
燃料被覆管の酸化量 (%)	約 5%	1% 以下	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15% 以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa [gage])	8.49	8.49	10.34MPa [gage] (最高使用圧力の 1.2 倍) を下回る
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 (MPa [gage])	0.50	0.20	0.62MPa [gage] を下回る
原子炉格納容器バウンダリの温度 (サプレッション・プール水温 (°C))	148	115	200°C を下回る

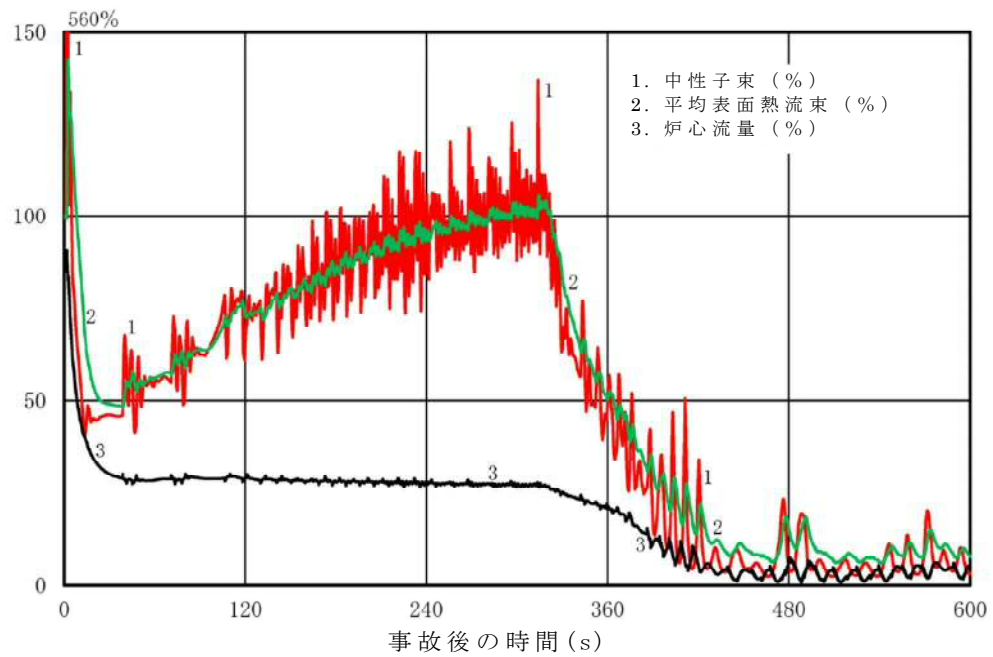
※ 熱伝達相関式 (修正 Dougall-Rohsenow 式) の適用性について

SCAT コードの説明資料¹では、燃料被覆管温度 700~800°C 程度の範囲について、5×5 高温ポスト BT 試験と解析の結果を比較している。比較の結果、クオリティが 0.9 程度となる位置で修正 Dougall-Rohsenow 式の評価の保守性が小さくなることを確認したことから、クオリティが大きくなることで保守性が小さくなる傾向を示すものと考えている。

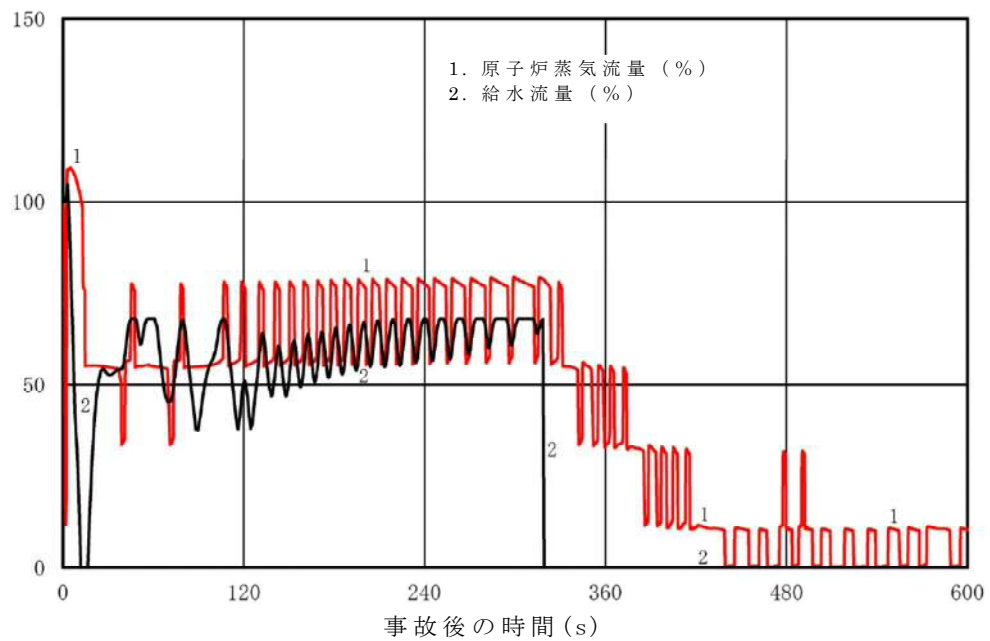
これは、修正 Dougall-Rohsenow 式では燃料被覆管表面温度を保守側に評価するために燃料被覆管表面での液滴蒸発の効果を無視している特性が影響しているものと考えられる。

本評価における、燃料被覆管最高温度が発生する時間領域での燃料被覆管最高温度の発生位置 (第 4 スペーサ位置) のクオリティは 0.5~0.6 程度である。この場合、修正 Dougall-Rohsenow 式の評価の保守性は小さくなる傾向であると考えられるものの、修正 Dougall-Rohsenow 式を適用することによって保守側の評価結果が得られると考えられる。このため、燃料被覆管最高温度が 1,200°C 以下であることを確認する観点で、修正 Dougall-Rohsenow 式を適用することに問題は無い。

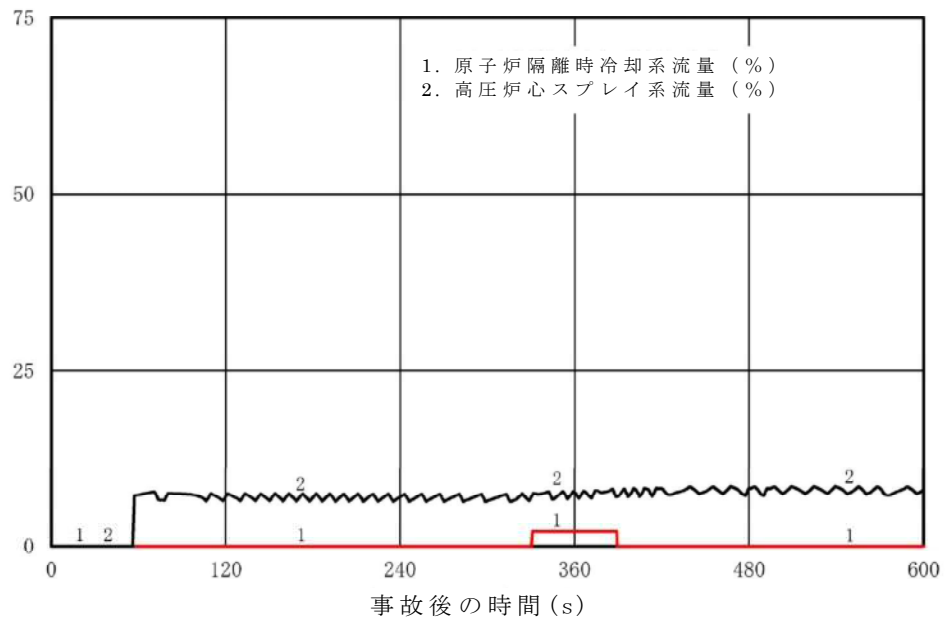
¹重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第 4 部 SCAT



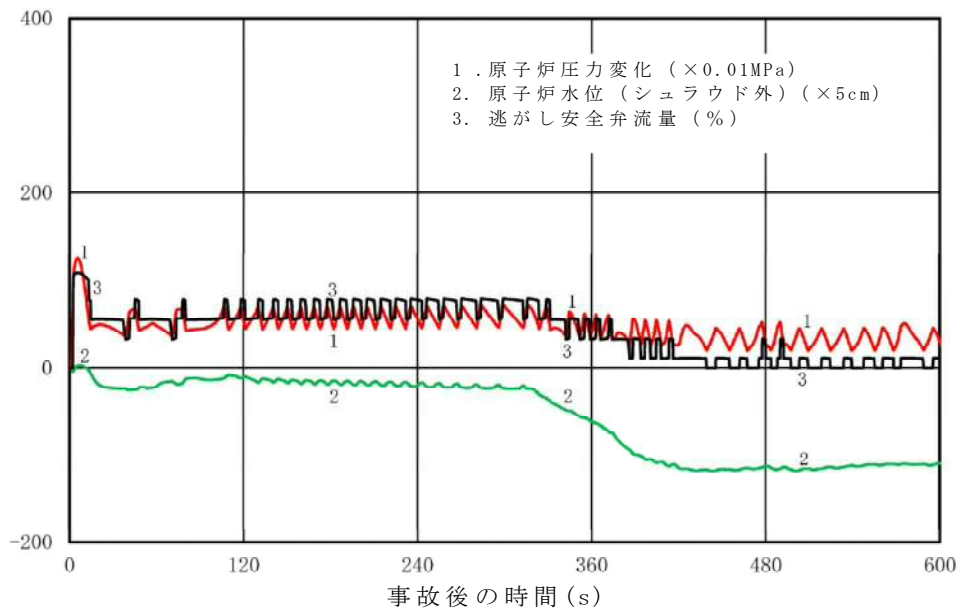
第 1 図 中性子束及び炉心流量の推移 (短期)



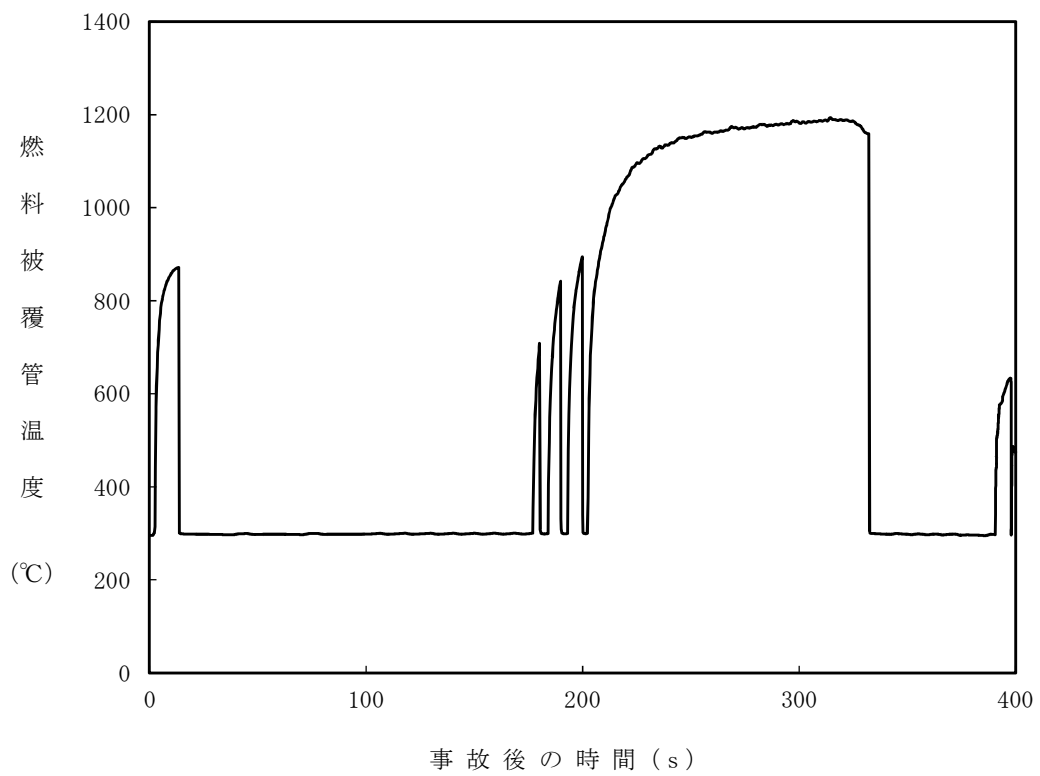
第 2 図 原子炉蒸気流量及び給水流量の推移 (短期)



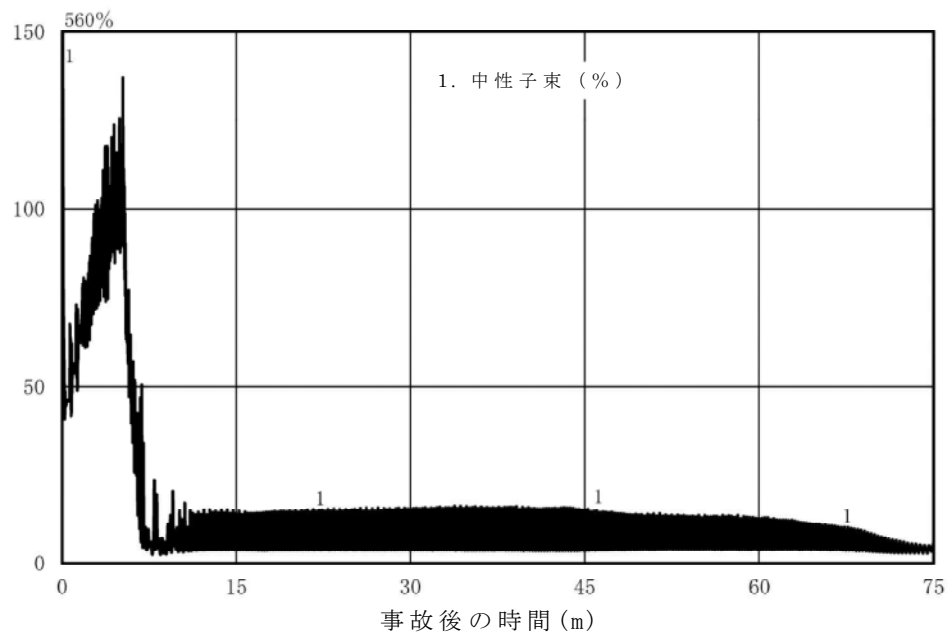
第 3 図 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の流量の推移
(短期)



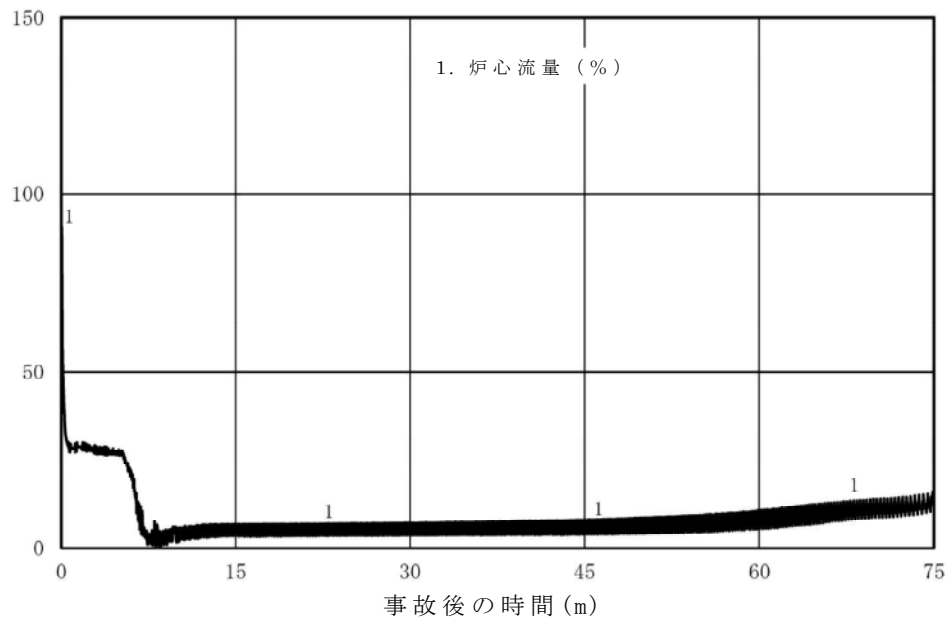
第 4 図 原子炉圧力，原子炉水位（シュラウド外水位）及び
逃がし安全弁の流量の推移（短期）



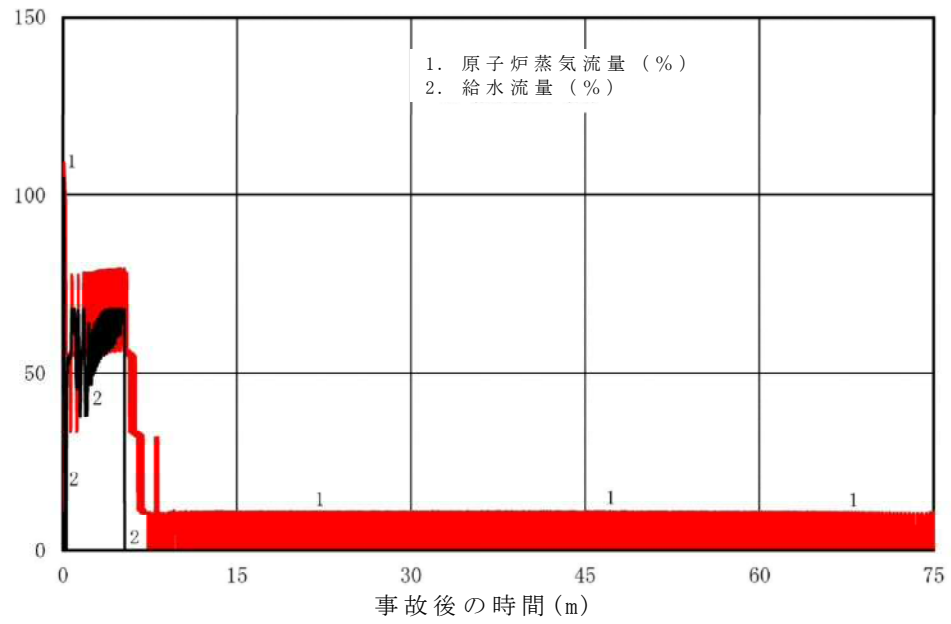
第 5 図 燃料被覆管温度の時間変化（短期）



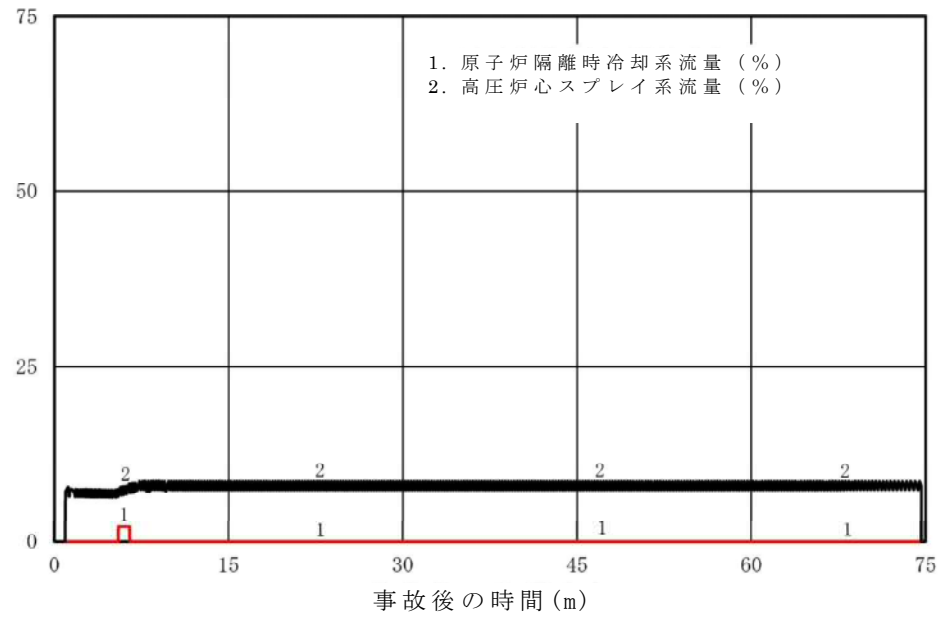
第 6 図 中性子束の推移（長期）



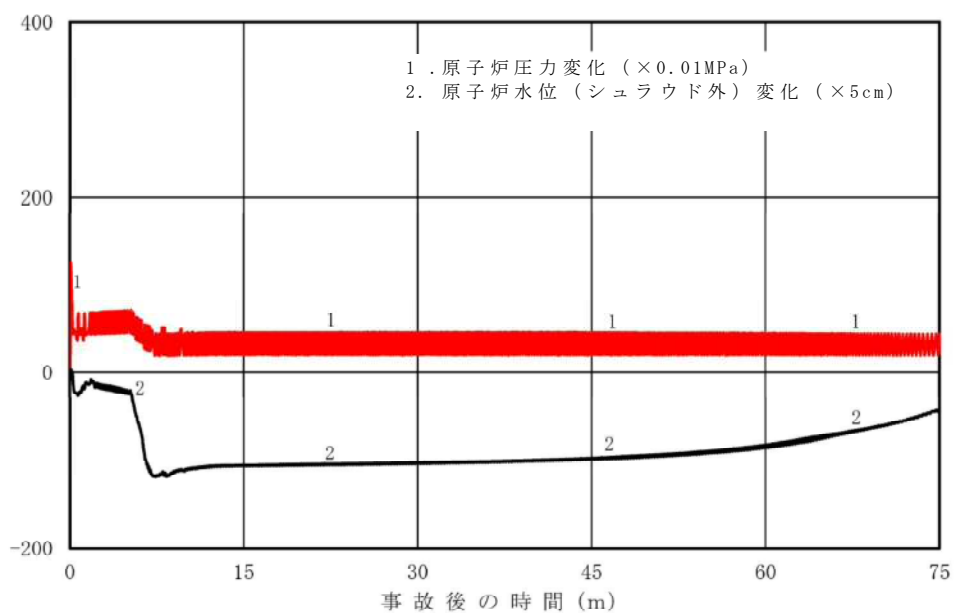
第 7 図 給水流量及び平均表面熱流束の推移（長期）



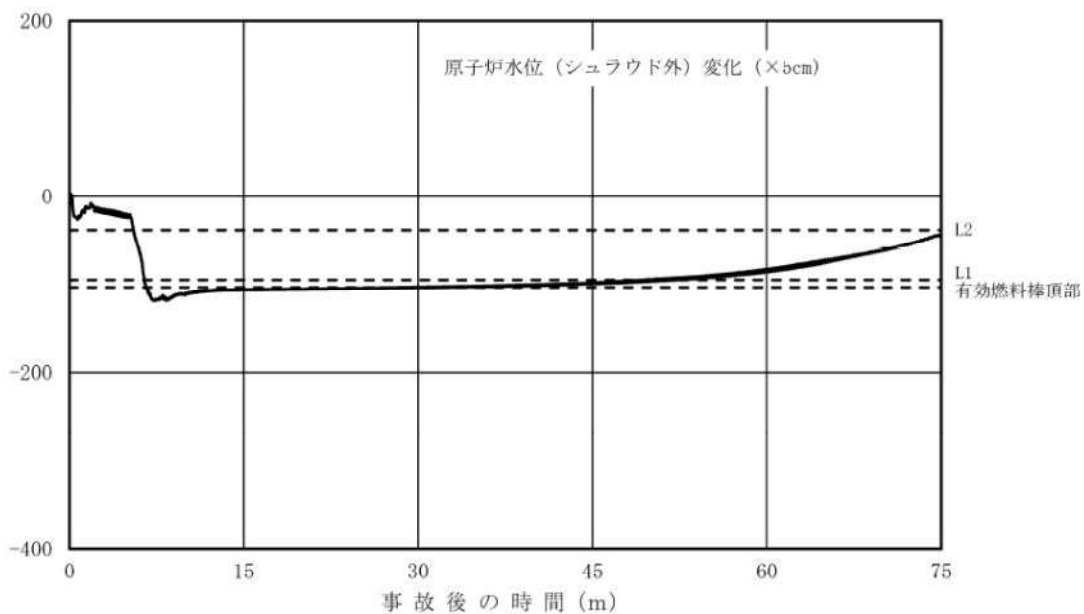
第 8 図 原子炉蒸気流量及び給水流量の推移（長期）



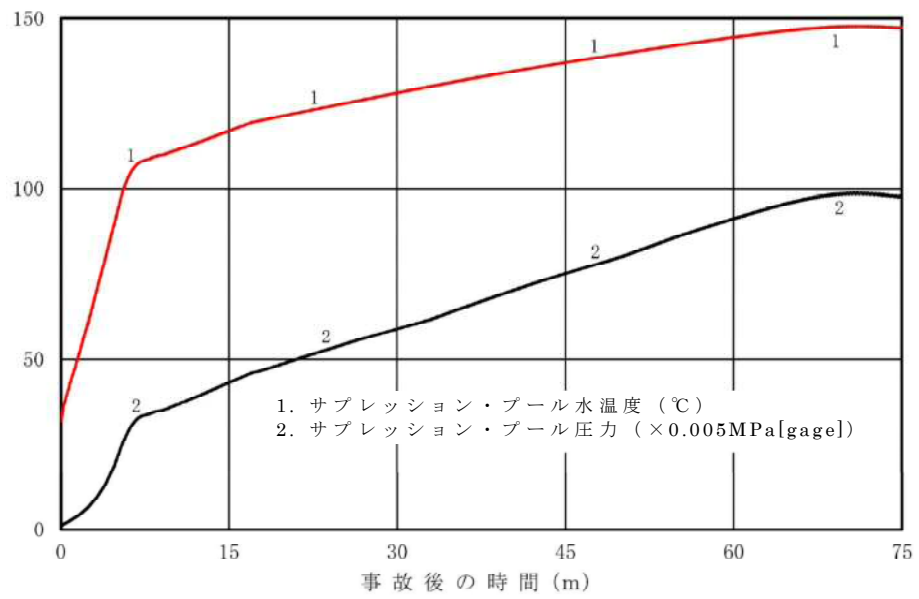
第 9 図 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の流量の推移
（長期）



第 10 図 原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド外水位）の推移
（長期）



第 11 図 原子炉水位（シュラウド外水位）の推移（長期）



第 12 図 サプレッション・プール水温度及び格納容器圧力の推移
(長期)

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絡しているかについて

部分的な制御棒挿入失敗の場合、プラント全体の挙動としては全制御棒挿入失敗に比べて原子炉出力が低下するため、評価項目となるパラメータである原子炉圧力、格納容器圧力及びサプレッション・プール水温度に及ぼす影響は小さくなる。

ここでは部分的な制御棒挿入失敗により、径方向出力分布に偏りが生じた場合の燃料被覆管最高温度（以下「PCT」という。）への影響について、検討した結果を示す。

(1) 部分制御棒挿入失敗の発生パターンについて

BWR-5の制御棒は水圧駆動系（以下「HCU」という。）により挿入される。部分的な制御棒挿入失敗としては、水圧駆動系の故障、電気的な故障のいずれかによる機能喪失が考えられる。

① 水圧駆動系の故障

水圧駆動系の故障の場合について考えると、1台のHCUによって挿入される制御棒は1本であることから、同時に3～4台のHCUが故障したことを想定しても、その他の制御棒は挿入されるため、原子炉の出力はほぼゼロになる（第1表参照）。

② 電気的な故障

電気的な故障の場合について考えると、水圧制御ユニットは4グループに分割されていて、それぞれのグループに属する制御棒は炉心径方向に分散配置されているため、電磁弁作動回路の接点固着等の共通原因故障により、部分的に制御棒挿入に失敗しても径方向に対して制御棒挿入の偏りが生じることはな

い（第2表参照）。

(2) 部分制御棒挿入失敗時の影響について

万が一、部分制御棒挿入失敗事象が発生し、径方向出力分布に偏りが生じた場合には、燃料被覆管温度に関係する項目として、バンドル出力及び核熱安定性の発振限界に対する余裕への影響が考えられる。しかしながら、以下に示すとおり、部分制御棒挿入失敗時のPCTへの影響は、全制御棒の挿入失敗時の評価に包絡されていると考える。

a. バンドル出力

部分制御棒挿入失敗の場合、(1)に示すように原子炉出力は全制御棒失敗の場合に比べ低く整定するため、給水による注水量が全制御棒挿入失敗時に比べて少なく、給水加熱喪失による出力上昇が抑えられる。これにより、制御棒未挿入領域のバンドル出力上昇は、全制御棒挿入失敗に比べ低くなるため、PCTへの影響は全制御棒挿入失敗時の評価に包絡されると考えられる。

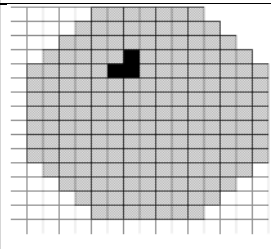
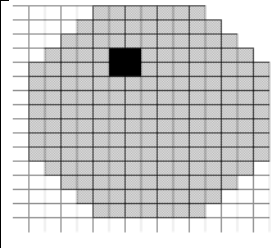
b. 核熱安定性の発振限界に対する余裕

部分制御棒挿入失敗の場合、全制御棒挿入失敗時に比べて制御棒未挿入領域のバンドル出力上昇が低く、当該領域でのボイド率の上昇も小さくなる。これより、ボイド反応度フィードバックが小さくなり、給水加熱喪失状態における核熱安定性の発振限界に対する余裕が大きくなるため、炉心一体振動による出力振動は発生し難くなると考えられる。したがって、核熱不安定による出力振動発生に伴うPCTへの影響は、全制御棒挿入失敗時の評価に

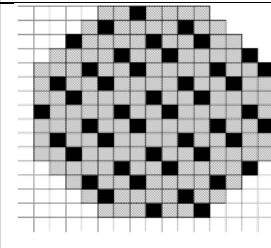
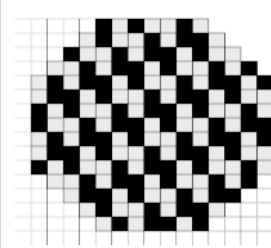
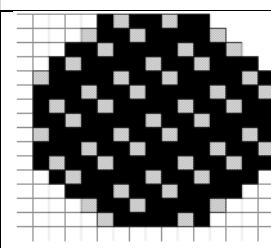
包絡されると考えられる。

なお、領域不安定事象に対しては、(1)の想定される部分制御棒挿入失敗の発生パターンの検討に示すように、スクラム時に数本の制御棒だけが挿入され、原子炉出力が高めに整定し、かつ、径方向出力分布に偏りが生じることにより、領域不安定が発生し易くなるパターンとなることはないと考えられる。

第 1 表 制御棒の水圧制御ユニットの故障による部分制御棒挿入の
パターン

部分制御棒挿入失敗時のパターン		仮定した失敗要因	原子炉出力
	隣接 3 本の 制御棒 未挿入	個々の制御棒の水圧制御ユニット の機械的故障の同時発生	未臨界 (未臨界)
	隣接 4 本の制 御棒 未挿入	同上	~ 0 % (~ 0 %)

第 2 表 電気系統故障による部分制御棒挿入のパターン

部分制御棒挿入失敗時のパターン		仮定した失敗要因	原子炉出力
	分散 1/4 炉心 制御棒 未挿入	電気系統の故障 水圧制御ユニットグループ (スクラムグループ) 1 系統の失敗	未臨界 (未臨界)
	分散 1/2 炉心 制御棒 未挿入	電気系統の故障 水圧制御ユニットグループ (スクラムグループ) 2 系統の失 敗	~ 0 % (~ 0 %)
	分散 3/4 炉心 制御棒 未挿入	電気系統の故障 水圧制御ユニットグループ (スクラムグループ) 3 系統の失 敗	~ 20%程度 (~ 10%程度)

■ : 未挿入制御棒

() 内は再循環ポンプトリップ後の推定値

34. ADS 自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響（参考評価）

1. はじめに

自動減圧系は、ドライウェル圧力高（13.7kPa [gage]）信号及び原子炉水位異常低下（レベル1）信号の発信から120秒の時間遅れの後、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）のポンプ吐出圧力が確立している場合に作動し、逃がし安全弁7弁を開放することで原子炉を急速減圧する。

自動減圧系の作動によって原子炉が急速減圧された場合、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）により、炉心に大量の低温水が注入される。これは、制御棒等による未臨界が確保されていない原子炉に対して、炉心のボイドの急激な潰れに伴う急激な出力上昇をもたらすこととなる。

この急激な出力上昇を防ぐために、原子炉スクラム失敗時には、自動減圧系の自動起動を阻止するための操作スイッチを設けるとともに、手順書を整備し、継続的な訓練を実施している。これを考慮し、「原子炉停止機能喪失」の有効性評価では、運転員による自動減圧系の自動起動を阻止する操作に期待している。

ここでは、自動減圧系の自動起動を阻止する操作に失敗した場合の影響を確認するため、TRACG（REDYでは減圧挙動^{*}を取り扱うことができないため）を用いて感度解析を実施した。なお、TRACGコードはREDYコードで取り扱うことができない中性子束振動現象を評価し、評価結果を参照するために用いたコードである。本評価はこの目的に照らして実施したものではないため、本評価はあくまで参考評価の位置づけである。

※：低圧状態における修正 Shumway 相関式の適用性

TRACGに組み込まれているリウエット相関式である、修正 Shumway 相関式は、

試験データベースの圧力範囲が 0.4～0.9MPa とされている（TRACG Model Description (NEDO-32176) 6.6.7 章参照）。よって、修正 Shumway 相関式は、ADS 自動起動阻止失敗時に原子炉圧力が減圧された低圧状態（0.5～0.6MPa 程度）においても適用可能であり、かつ、最小安定膜沸騰温度を保守側（低め）に予測する。

2. 評価条件

自動減圧系の自動起動を阻止する操作に失敗すること以外は、ベースケースと同じ評価条件である。この場合、残留熱除去系は原子炉注水に使用することから、サプレッション・プール冷却モード運転には期待しないこととする。

3. 評価結果

評価結果を第 1 図から第 7 図に示す。評価結果のまとめを第 1 表に示す。

事象発生後約 400 秒で自動減圧系が作動することにより原子炉圧力が低下し、高圧炉心スプレイ系の注水流量が増加するとともに約 550 秒から低圧炉心スプレイ系、約 590 秒から低圧注水系による注水が開始される。これに伴い炉内のボイド率が低下することで、正の反応度が投入され、約 600 秒、約 1,000 秒付近で原子炉出力が上昇する。その後、ボイド及びドップラフィードバックによる負の反応度印加及び原子炉圧力の上昇に伴う原子炉注水流量の減少により原子炉出力は低下する。

燃料被覆管最高温度は、約 660 秒後に約 590℃まで上昇する。また、全反応度が最大となるのは 590 秒時点で約 1\$ である。

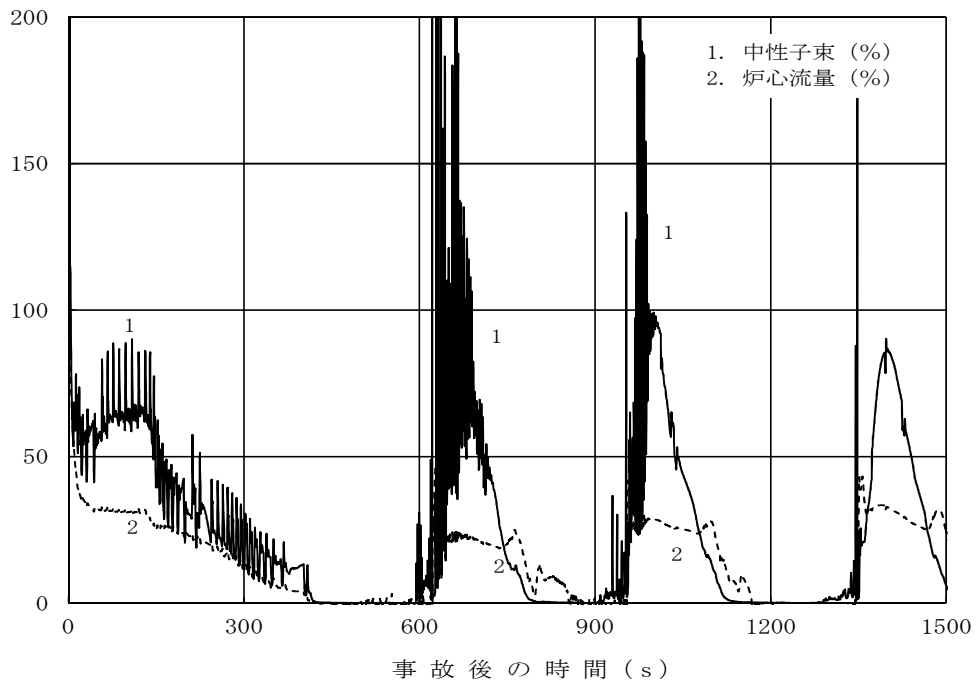
以降は、低圧炉心スプレイ系等の注水に伴う原子炉出力の上昇及び原子炉圧力上昇により原子炉注水流量が減少することに伴う原子炉出力の低下を繰り返すが、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸注入により徐々に原子炉出

力が低下する傾向となる。

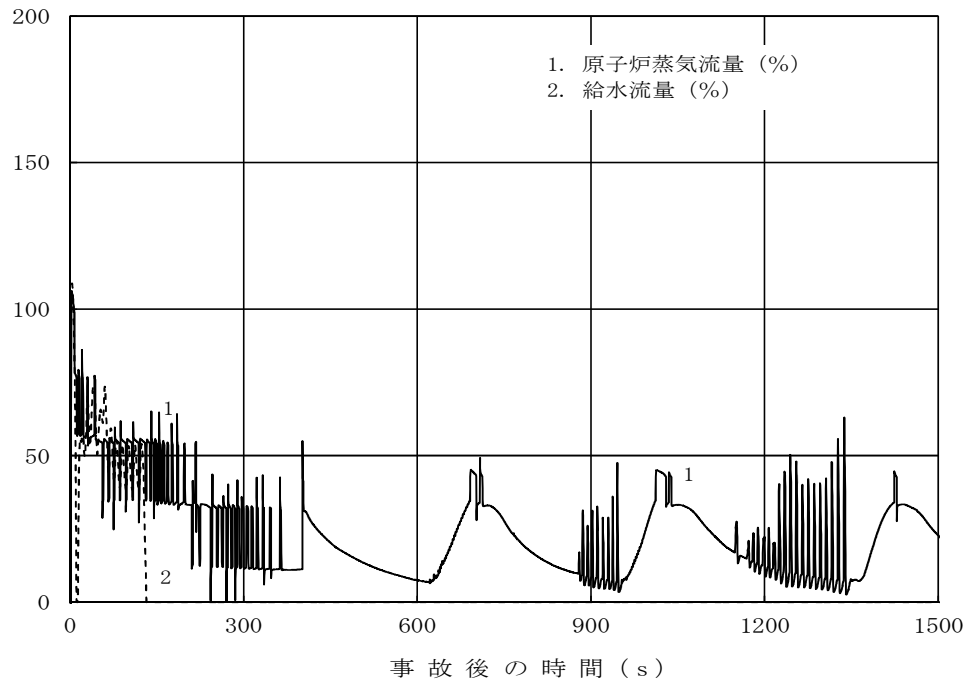
第1表 ADS自動起動阻止操作の失敗を考慮した場合の評価項目への影響

評価項目	解析結果 (TRACG参考解析)
燃料被覆管温度 (°C)	約 590
燃料被覆管の酸化量 (%)	— (評価せず)
原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 8.09
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	0.37 ^{※1}
原子炉格納容器バウンダリの温度 (サプレッション・プール水温 (°C))	137 ^{※1}

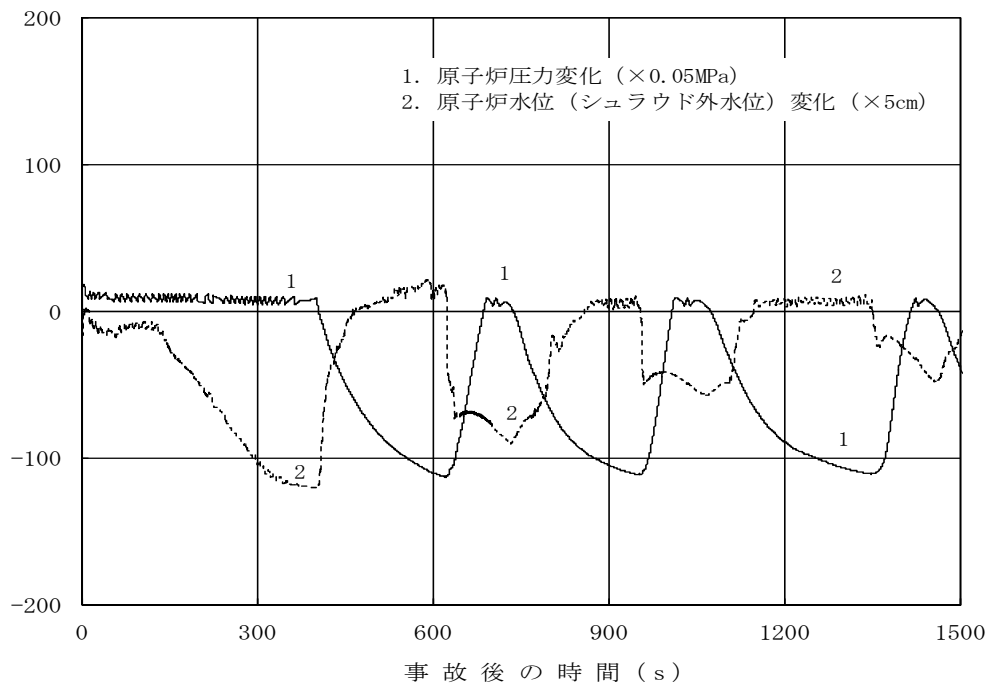
※1 1,500秒時点での値



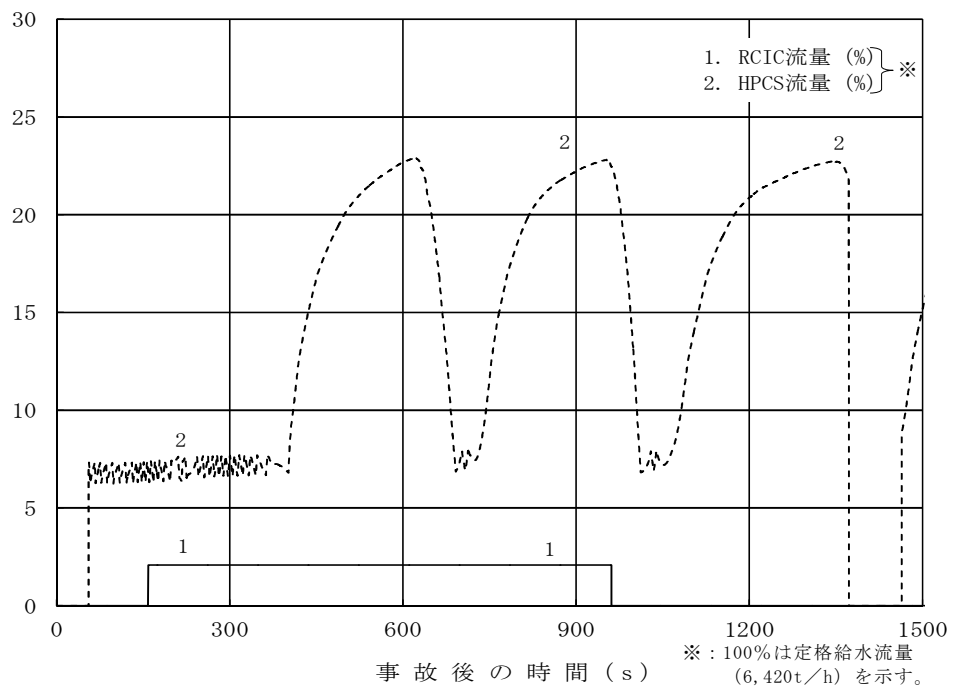
第1図 中性子束，炉心流量の時間変化（事象発生から1,500秒後まで）



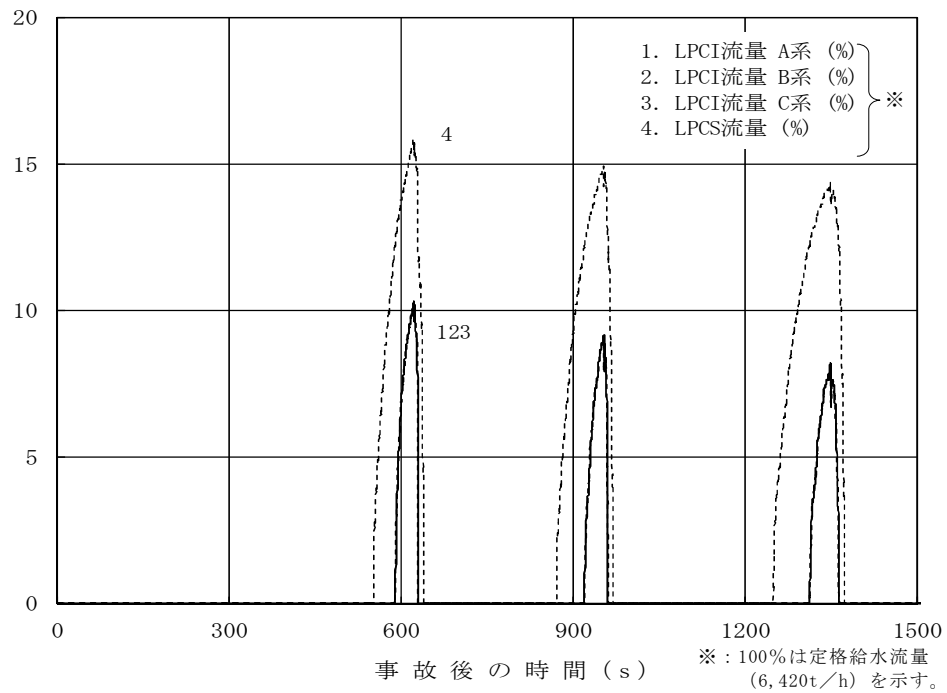
第2図 原子炉蒸気流量，給水流量の時間変化
（事象発生から1,500秒後まで）



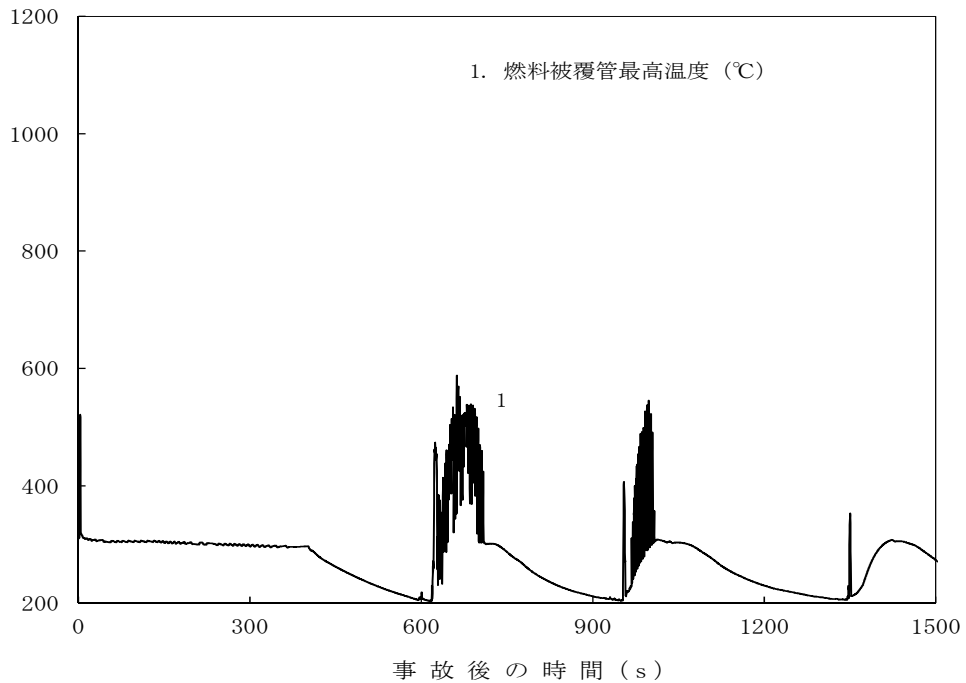
第3図 原子炉圧力，原子炉水位（シュラウド外水位）の時間変化
（事象発生から1,500秒後まで）



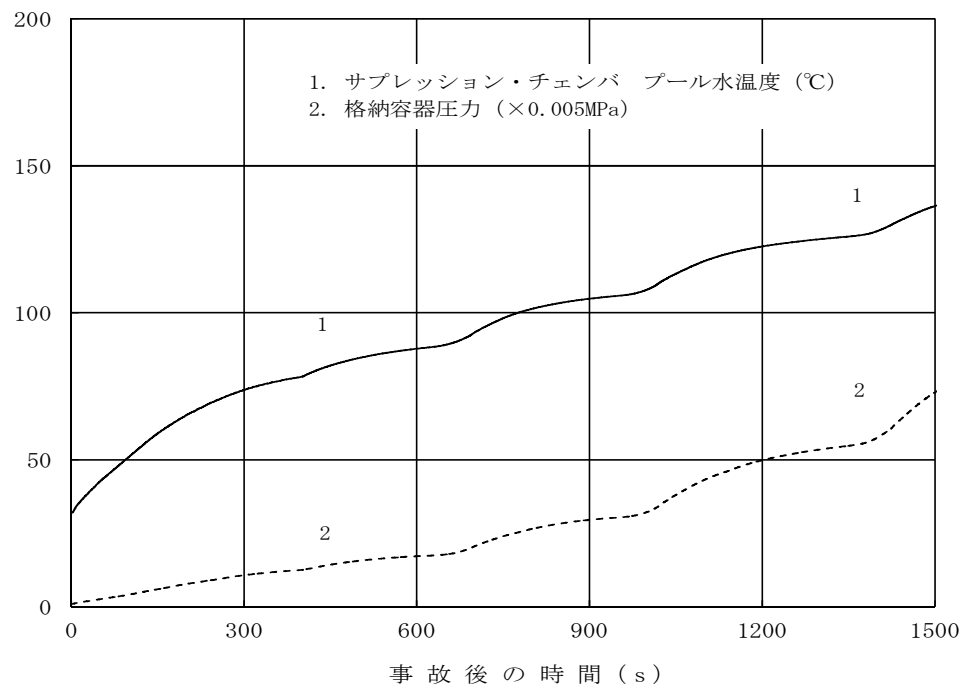
第4図 原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系の流量の
時間変化（事象発生から1,500秒後まで）



第 5 図 低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）の流量の時間変化
 （事象発生から 1,500 秒後まで）



第 6 図 燃料被覆管温度の時間変化
 （事象発生から 1,500 秒後まで）



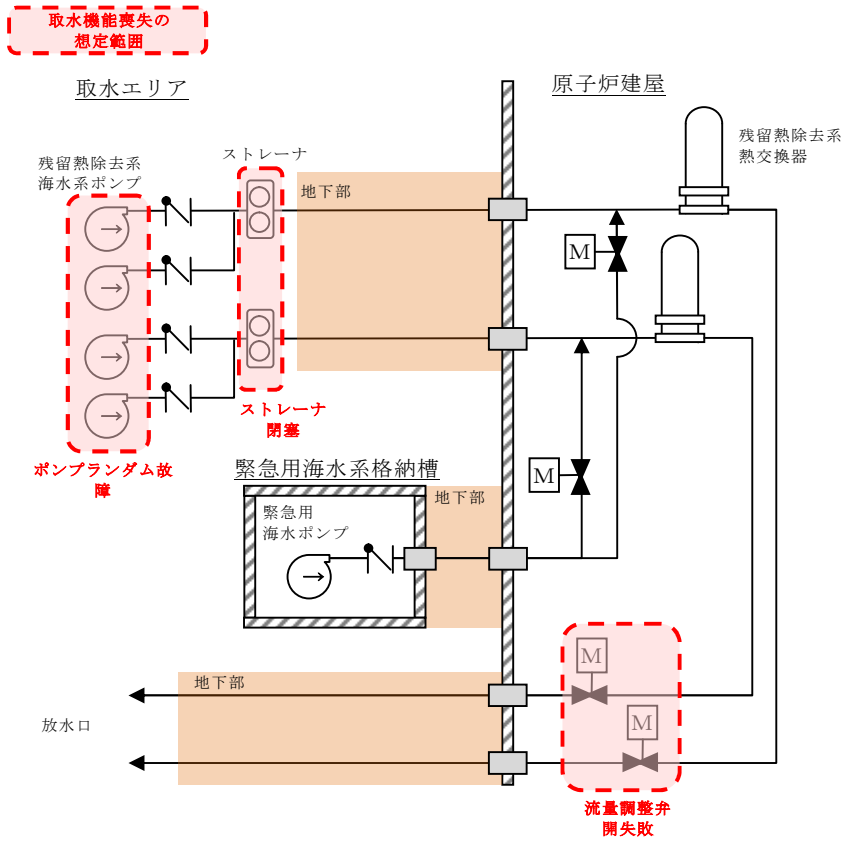
第7図 サプレッション・プールの水温，格納容器圧力の時間変化
(事象発生から1,500秒後まで)

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

東海第二発電所では，出力運転時内部事象レベル1 P R Aの結果に基づき取水機能喪失による崩壊熱除去機能喪失に至る主要なカットセットとして「残留熱除去系海水ポンプのランダム故障」及び「海水ストレーナ閉塞」を抽出している。

緊急用海水系は，第1図に示すとおり残留熱除去系熱交換器の上流側に接続する。このため，ポンプランダム故障及び海水ストレーナ閉塞に対して有効な対策となる。

なお，崩壊熱除去機能喪失の主要カットセットの中には「残留熱除去系海水系の流量調整弁開失敗」も含まれるが，この故障に対しては残留熱除去系（淡水系）が故障した場合の崩壊熱除去機能喪失に対する重大事故等対策である格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による格納容器除熱が有効な対策となる。



第 1 図 緊急用海水系系統概要図と取水機能喪失の想定範囲

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

重大事故等が発生した場合の対応は運転手順書に基づいて実施するため、有効性評価では、事象進展に従って適宜運転員等が必要な操作を行うことを仮定しているが、運転員等操作の仮定に際しては、以下のとおり操作余裕時間を考慮している。

1. 運転員等の操作余裕時間に関する基本設定

有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作余裕時間の設定については、以下のとおり、a から d の 4 つに分類できる。

- a. 事象発生直後の中央制御室では 10 分間^{※1}の状況確認を行うものとし、状況確認後に引き続いての操作については、状況確認 10 分 + 操作時間^{※2}とする。
- b. 操作開始条件に到達したことを起点とした操作については、操作開始条件到達時点から操作時間^{※2}を考慮する。
- c. ただし、パラメータ変化が緩やかで対応操作までの余裕時間が十分確保でき、数分の操作遅れの評価項目に与える影響が軽微な操作については、操作開始条件に到達した時点で操作完了とする。
- d. その他、設定した時間までに余裕時間が十分ある操作については、設定時間で操作完了とする。

※1 原子炉スクラム確認は、事象発生後の最初の確認項目であり、スクラムに失敗している場合は直ちにスクラム失敗時の運転手順に移行し、原子炉出力の抑制操作などを実施する。このため、10分間の状況確認時間を設定すると実際の運転手順に即し

た有効性評価とならないことから、原子炉停止機能喪失では、10分の状況確認時間を設定せずに、個別に状況確認時間を設定する。

※2 訓練等に基づく実移動時間や、操作等に必要な時間から保守的に設定している。

なお、運転員等は運転手書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定に基づき上記の操作時間を設定する。

2. 操作時間の積み上げについて

1. の基本設定において a. 及び b. に分類される操作時間の積み上げについては、原則5分単位で切り上げた時間を設定する。ただし、以下の操作については、5分単位の切り上げを行わないものとする。

①原子炉スクラム失敗時の対応操作【原子炉停止機能喪失】

原子炉スクラム失敗の確認後に直ちに実施する一連の操作であり、5分単位の切り上げを行うと実際の運転手順に即した有効性評価とならないため、切り上げ処理は行わないこととする。

②可搬型設備による原子炉注水準備完了後の原子炉減圧操作【全交流動力電源喪失】

余裕時間を含めて設定した可搬型設備の準備操作後に、一連の操作として行う短時間の単一操作であるため切り上げ処理は行わないこととする。

3. 重要事故シーケンス等ごとの運転員等の操作余裕時間

重要事故シーケンス及び評価事故シーケンスごとに考慮している
運転員等の操作余裕時間は第1表に示すとおりである。

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定 (1/20)

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
高圧・低圧注水 機能喪失	逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作（常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）	事象発生から25分後	a 状況判断及び操作に要する時間を積み上げ5分単位で切り上げ
	常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却	サプレッション・チェンバ 圧力279kPa[gage]到達	c サプレッション・チェンバ圧力は事象発生後から緩やかに上昇するものであり、本操作の至近に別操作もないため、操作開始条件到達時には操作することが可能
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱	サプレッション・チェンバ 圧力310kPa[gage]到達	c サプレッション・チェンバ圧力は事象発生後から緩やかに上昇するものであり、本操作の至近に別操作もないため、操作開始条件到達時には操作することが可能

第 1 表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定 (2/20)

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
高圧注水・減圧 機能喪失	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）によるサプレッション・プール冷却	原子炉水位が原子炉水位高（レベル8）設定点到達から5分	b 原子炉水位が原子炉水位高（レベル8）に到達した後に操作に要する時間を積み上げ5分単位で切り上げ

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定 (3/20)

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
全交流動力電 源喪失 (長期 T B)	逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作（可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）	事象発生から8時間1分後	b 余裕時間を含めて設定した可搬型設備の準備時間に、短時間の単一操作である減圧操作の時間を積み上げ
	可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却	サプレッション・チェンバ圧力279kPa[gage]到達	c サプレッション・チェンバ圧力は事象発生後から緩やかに上昇するものであり、本操作の至近に別操作もなく、操作開始条件到達時には操作することが可能
	残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱	事象発生から24時間10分後	b 非常用母線の受電完了後に操作に要する時間を積み上げ5分単位で切り上げ

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定 (4/20)

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
全交流動力電源 喪失 (TBD, TBU)	高圧代替注水系の起動操作	事象発生から25分後	a 状況判断及び操作に要する時間を積み 上げ5分単位で切り上げ
	逃がし安全弁による原子炉減圧操 作(可搬型代替注水大型ポンプを用 いた低圧代替注水系(可搬型)によ る原子炉注水)	事象発生から8時間1分後	b 余裕時間を含めて設定した可搬型設備 の準備時間に、短時間の単一操作である 減圧操作の時間を積み上げ
	可搬型代替注水大型ポンプを用い た代替格納容器スプレイ冷却系(可 搬型)による格納容器冷却	サプレッション・チェン バ圧力 279kPa[gage] 到 達	c サプレッション・チェンバ圧力は事象発 生後から緩やかに上昇するものであり、 本操作の至近に別操作もなく、操作開始 条件到達時には操作することが可能
	残留熱除去系による原子炉注水及 び格納容器除熱	事象発生から24時間10分 後	b 非常用母線の受電完了後に操作に要す る時間を積み上げ5分単位で切り上げ

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定 (5/20)

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
全交流動力電 源喪失 (T B P)	逃がし安全弁による原子炉減圧操作 (可搬型代替注水大型ポンプを用いた 低圧代替注水系(可搬型)による原子 炉注水)	事象発生3時間1分後	b 余裕時間を含めて設定した可搬型設備 の準備時間に、短時間の単一操作である 減圧操作の時間を積み上げ
	可搬型代替注水大型ポンプを用いた 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬 型)による格納容器冷却	サプレッション・チェン バ圧力 279kPa[gage] 到 達	c サプレッション・チェンバ圧力は事象発 生後から緩やかに上昇するものであり、 本操作の至近に別操作もなく、操作開始 条件到達時には操作することが可能
	残留熱除去系による原子炉注水及び 格納容器	事象発生から24時間10分 後	b 非常用母線の受電完了後に操作に要す る時間を積み上げ5分単位で切り上げ

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定 (6/20)

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作（常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）	サプレッション・プール水温度65℃到達	c サプレッション・プール水温度は事象発生後から緩やかに上昇するものであり、本操作の至近に別操作もないため、操作開始条件到達時には操作することが可能
	緊急用海水系を用いた残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱	サプレッション・チェンバ圧力 279kPa[gage] 到達	c サプレッション・チェンバ圧力は事象発生後から緩やかに上昇するものであり、本操作の至近に別操作もないため、操作開始条件到達時には操作することが可能

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定 (7/20)

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作（常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）	サブプレッション・プール水温度65℃到達	c サブプレッション・プール水温度は事象発生後から緩やかに上昇するものであり、本操作の至近に別操作もないため、操作開始条件到達時には操作することが可能
	常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却	サブプレッション・チェンバ圧力279kPa[gage]到達	c サブプレッション・チェンバ圧力は事象発生後から緩やかに上昇するものであり、本操作の至近に別操作もないため、操作開始条件到達時には操作することが可能
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱	サブプレッション・チェンバ圧力310kPa[gage]到達	c サブプレッション・チェンバ圧力は事象発生後から緩やかに上昇するものであり、本操作の至近に別操作もないため、操作開始条件到達時には操作することが可能

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定 (8/20)

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
原子炉停止機能 喪失	自動減圧系等の作動阻止操作	事象発生から4分	b 原子炉スクラム失敗時の確認・操作項目を勘案し、余裕時間を含めて設定した状況判断時間及び操作時間を積み上げ
	ほう酸水注入系の起動操作	事象発生から6分	b 自動減圧系統の作動阻止操作の実施後に余裕時間を含めて設定した操作時間を積み上げ
	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱	事象発生から17分	b 事象発生の約1分後にドライウェル圧力高信号が発信してから10分間は低圧注水モード優先のインターロックがあることから、ドライウェル圧力高信号発信の10分後に余裕時間を含めて設定した操作時間を積み上げ

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定 (9/20)

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
L O C A 時注水 機能喪失	逃がし安全弁（自動減圧機能）による 原子炉減圧操作（常設低圧代替注水ポン プを用いた低圧代替注水系（常設） による原子炉注水）	事象発生から25分後	a 状況判断及び操作に要する時間を積み 上げ5分単位で切り上げ
	常設低圧代替注水ポンプを用いた代 替格納容器スプレイ冷却系（常設）に よる格納容器冷却	サブプレッション・チェ ンバ圧力279kPa[gage] 到達)	c サブプレッション・チェンバ圧力は事象発 生後から緩やかに上昇するものであり、 本操作の至近に別操作もないため、操作 開始条件到達時には操作することが可 能
	格納容器圧力逃がし装置による格納 容器除熱	サブプレッション・チェ ンバ圧力310kPa[gage] 到達	c サブプレッション・チェンバ圧力は事象発 生後から緩やかに上昇するものであり、 本操作の至近に別操作もないため、操作 開始条件到達時には操作することが可 能

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定（10/20）

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作（低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）	事象発生から15分後	a 状況判断及び操作に要する時間を積み上げ5分単位で切り上げ
	現場における残留熱除去系の注入弁の閉止操作	事象発生から5時間後	d 余裕時間を確認する観点で、事象発生の5時間後に隔離が完了するものとして設定

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定 (11/20)

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
津波浸水による 注水機能喪失	逃がし安全弁（自動減圧機能）による 原子炉減圧操作（常設低圧代替注水ポン プを用いた低圧代替注水系（常設） による原子炉注水）	サプレッション・プー ル水温度65℃到達	c サプレッション・プール水温度は事象発 生後から緩やかに上昇するものであり、 本操作の至近に別操作もないため、操作 開始条件到達時には操作することが可 能
	緊急用海水系を用いた残留熱除去系 による原子炉注水及び格納容器除熱	サプレッション・チェ ンバ圧力279kPa[gage] 到達	c サプレッション・チェンバ圧力は事象発 生後から緩やかに上昇するものであり、 本操作の至近に別操作もないため、操作 開始条件到達時には操作することが可 能

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定（12/20）

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
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）	常設代替交流電源設備からの受電及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生から25分	a 状況判断及び操作に要する時間を積み上げ5分単位で切り上げ
	緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生から90分	a 状況判断後の操作時間を踏まえて設定
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	格納容器酸素濃度4.3%到達から15分	b 格納容器酸素濃度が4.3%に到達し格納容器除熱操作を判断した後に操作に要する時間を積み上げ5分単位で切り上げ

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定 (13/20)

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
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しない場合）	常設代替交流電源設備からの受電及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生から25分	a 状況判断及び操作に要する時間を積み上げ5分単位で切り上げ
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	サプレッション・チェンバ圧力 465kPa[gage] 到達	c サプレッション・チェンバ圧力は事象発生後から緩やかに上昇するものであり、本操作の至近に別操作もないため、操作開始条件到達時には操作することが可能
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m到達から5分後	c サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m到達し格納容器除熱操作を判断した後に操作に要する時間を積み上げ5分単位で切り上げ

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定（14/20）

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
高圧溶融物放出 ／格納容器雰囲気 気直接加熱	原子炉急速減圧操作	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	c 原子炉水位は事象発生後から緩やかに低下するものであり、本操作の至近に別操作もないため、操作開始条件到達時には操作することが可能
	緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生から90分	a 状況判断及び操作に要する時間を積み上げ5分単位で切り上げ
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	格納容器酸素濃度4.3%到達から15分	b 格納容器酸素濃度が4.3%に到達し格納容器除熱操作を判断した後に操作に要する時間を積み上げ5分単位で切り上げ

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定（15/20）

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
原子炉圧力容器 外の溶融燃料－ 冷却材相互作用	緊急用海水系を用いた代替循環冷却 系による格納容器除熱操作	事象発生から90分	a 状況判断及び操作に要する時間を積み 上げ5分単位で切り上げ
	原子炉圧力容器破損後の代替格納容 器スプレイ冷却系（常設）による格納 容器冷却操作	原子炉圧力容器破損か ら6分	b 原子炉圧力容器破損判断及び操作に要 する時間を考慮して設定
	格納容器圧力逃がし装置による格納 容器除熱操作	格納容器酸素濃度4.3% 到達から15分	b 格納容器酸素濃度が4.3%に到達し格納 容器除熱操作を判断した後に操作に要 する時間を積み上げ5分単位で切り上げ

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定（16/20）

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
水素燃焼	常設代替交流電源設備からの受電及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生から25分	a 状況判断及び操作に要する時間を積み上げ5分単位で切り上げ
	緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生から90分	a 状況判断後の操作時間を踏まえて設定
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	格納容器酸素濃度4.3%到達から15分	b 格納容器酸素濃度が4.3%に到達し格納容器除熱操作を判断した後に操作に要する時間を積み上げ5分単位で切り上げ

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定（17/20）

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
溶融炉心・コン クリート相互作用	緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生から90分	a 状況判断及び操作に要する時間を積み上げ5分単位で切り上げ
	溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への水張り操作	原子炉圧力容器破損から7分	b 原子炉圧力容器破損判断及び操作に要する時間を考慮して設定

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定 (18/20)

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
想定事故1	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水開始	事象発生から8時間後	d 使用済燃料プール水位の低下が早い想定事故2でも、放射線の遮蔽維持水位（通常水位-約0.9m）に到達するのは事象発生約9.8時間後であるため、十分な余裕時間がある8時間後から注水を開始する条件を設定
想定事故2	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水開始	事象発生から8時間後	可搬型代替注水大型ポンプによる注水準備は3時間以内に完了することが可能である

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定（19/20）

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
運転停止中 崩壊熱除去機能 喪失	待機中の残留熱除去系（低圧注水系） の注水操作	事象発生から2時間後	d 事象発生への認知及び操作の時間を基に、 さらに余裕時間を考慮して設定
	待機中の残留熱除去系（原子炉停止時 冷却系）による崩壊熱除去機能復旧	事象発生から4時間20分 後	b 待機中の残留熱除去系（原子炉停止時冷 却系）による崩壊熱除去機能復旧に要す る時間を積み上げ5分単位で切り上げ

第1表 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定（20/20）

重要事故 シーケンス等	運転員等操作	解析上の操作開始条件	操作条件設定の考え方
運転停止中 全交流動力電源 喪失	低圧代替注水系（常設）による原子炉 注水準備	事象発生から25分後	a 状況判断及び操作に要する時間を積み 上げ5分単位で切り上げ
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 運転操作	事象発生から4時間10 分後	a 状況判断及び操作に要する時間を積み 上げ5分単位で切り上げ
運転停止中 原子炉冷却材喪 失	待機中の残留熱除去系（低圧注水系） の注水操作	事象発生から2時間後	d 操作時間に対して十分に余裕のある時 間として設定

83. 運転員等操作の判断基準について

運転員等操作の判断基準及び設定の考え方について、以下に示す。

運転員等操作	判断基準	考え方
原子炉減圧	高圧・低圧注水機能喪失、 高圧代替注水系起動失敗かつ 低圧代替注水系（常設） の準備完了	注水機能の優先順位を考慮した上で、 注水機能喪失による原子炉水位低下時には 低圧で注水可能な系統の準備が完了した時点で 速やかに原子炉減圧を実施し、低圧の注水機能により 原子炉注水を実施する
	サプレッション・プール水温度； サプレッション・プール熱容量制限	原子炉減圧に伴うサプレッション・ プール水温度の上昇を考慮しても、 サプレッション・チェンバの最高使用温度 （104℃）を超えない領域としてサプレッション・ プール熱量制限を設定
サプレッション・ プール冷却	サプレッション・プール水温度； 32℃	保安規定の運転上の制限を踏まえて 設定
代替格納容器スプレイ開始 （炉心損傷前）	サプレッション・チェンバ 圧力；279kPa[gage] (0.9Pd)	炉心損傷前の格納容器ベント実施の 判断基準（310kPa[gage] (1Pd)）に対して 余裕を考慮して設定
代替格納容器スプレイ停止 （炉心損傷前）	サプレッション・チェンバ 圧力；217kPa[gage] (0.7Pd)	格納容器圧力が高いほど格納容器ス プレイによる圧力抑制効果が高まる ことから、スプレイ開始基準から一 定の操作幅を考慮して設定
	サプレッション・プール水 位；通常水位+6.5m	サプレッション・チェンバ側のベン トライン高さに対して余裕を考慮し て設定
格納容器ベント準備	サプレッション・プール水 位；通常水位+5.5m	外部水源による格納容器スプレイ停 止基準（+6.5m）に対して余裕時間 を考慮して設定
格納容器ベント	サプレッション・チェンバ 圧力；310kPa[gage]	格納容器最高使用圧力を踏まえて設 定

運転員等操作	判断基準	考え方
ほう酸水注入系の起動	サプレッション・プール水温度；49℃	ほう酸水注入系は原子炉スクラム（自動及び手動）のバックアップ機能であることを踏まえ、サプレッション・プール水温度の手動スクラム実施基準（49℃）以上で、かつ、なるべく早いタイミングとして設定
原子炉隔離時冷却系の停止	サプレッション・プール水温度；106℃	原子炉隔離時冷却系の高温耐性（116℃）に余裕を考慮して設定

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ジ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ジ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ジ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ジ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 T B）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（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。

(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。

水素燃焼は，P D S 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 P D S 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，P D S 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 P D S 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。

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 + D G 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 + R H R 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 	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。 <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。

表 1-1 事故シナリオの比較 (S A F E R) (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°C 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>

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 	— (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+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 	— (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) (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 	- (事故シナリオに違いはない)
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 	【代替循環冷却系に期待する場合】 <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 ・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。
		【代替循環冷却系に期待しない場合】 <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 ・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 	

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	
高圧溶融物放出 ／格納容器雰囲気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> ●事故シナリオ ・高圧注水・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、高圧注水・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 ・原子炉圧力が高圧状態で原子炉压力容器破損に至るため、高圧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"> ・高圧注水・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、高圧注水・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)

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	<p>●事故シナリオ</p> <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、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 <p>●格納容器破損防止対策</p> <p>— (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)</p>	<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)

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>

表 1-4 事故シナリオの比較 (A P E X)

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	
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 	<p>— (事故シナリオに違いはない)</p>

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リングの違いはない。

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リングの違いはない。

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ル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ル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化するものではなく、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ル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ル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ル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ル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ル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ル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ル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)

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に評価することから、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に評価する。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に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に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	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。
原子炉压力容器 (炉心損傷後)	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) 原子炉压力容器	原子炉压力容器破損	溶融炉心の挙動モデル (原子炉压力容器破損モデル)	原子炉压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、原子炉压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。	原子炉压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。
	原子炉压力容器内 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。	原子炉压力容器内 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	原子炉压力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)		原子炉压力容器外 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、原子炉压力容器外 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。	原子炉压力容器外 FCI (溶融炉心細粒化) 及び原子炉压力容器外 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。
	原子炉压力容器外 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、重要現象が区画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関数式 	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
ECCS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

添付 5 補足 2 従来型 BWR C 格子プラントにおける反応度係数の保守因子について

従来型 BWR の C 格子プラントにおける反応度係数の保守因子について、代表 A BWR (N 格子) 及び代表従来型 BWR (S 格子) と同様に評価を実施した。

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) 解析条件

主な解析条件を補足 2 表 1-1 に以下に示す。

補足 2 表 1-1 主な解析条件

プラント	従来型 BWR (C 格子)
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/85%炉心流量
炉心	9×9 (A型) 単一炉心
解析コード	HINES/PANACH

(注) HINES : 単位燃料集合体核特性計算コード

PANACH : 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード

(2) 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) を補足 2 表 1-2 に示す。

(*) 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

補足 2 表 1-2 従来型 BWR (C 格子) 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。

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、補足 2 表 1-2 の値に、以下の補足 2 表 2-1（補足表-9 より転載）の不確かさを加えて、表 (補 2)-2-2 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。

補足 2 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。

補足 2 表 2-2 従来型BWR（C格子）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 2-3 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。

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。

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

(1) 感度解析

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、補足 2 表 2-2 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。補足 2 表 3-1 に示すとおり、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。

補足 2 表 3-1 従来型 BWR (C 格子) 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 870	-
ケース 1	ノミナル値	ノミナル値	約 830	-40
ケース 2	下限値	下限値	約 830	-40
ケース 3	下限値	上限値	約 880	+10
ケース 4	上限値	下限値	約 870	0
ケース 5	上限値	上限値	約 840	-30

(*1) ノミナル値/上限値/下限値については、補足 2 表 2-2 参照

(*2) ベースケースとの偏差

(2) まとめ

三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードを用いて動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の保守因子の不確かさを評価し、感度解析により有効性評価解析に与える影響を確認した。感度解析の結果から、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く、また、判断基準の 1,200℃対しても十分な余裕が確保されていることを確認した。

以上により、C 格子においても、反応度係数の保守因子として、動的ボイド係数は 1.25 倍、動的ドップラ係数は 0.9 倍を適用できると考える。

東海第二発電所を対象とした「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」の感度解析について

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。感度解析の結果を表1に示す。この結果より、妥当性確認に使用した実験装置と実機との差異を考慮しても「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。

表1 東海第二発電所を対象と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の感度解析について

重要現象	解析モデル	妥当性確認	相対偏差 (%) (偏差/実測値)	感度解析条件	感度解析結果
反応度フィードバック効果	<ul style="list-style-type: none"> ドップラー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 	実行共鳴積分測定に関わる Hellstrand の実験式	ドップラー反応度フィードバック : 7~9%	ドップラー反応度フィードバック : ±10%	<ul style="list-style-type: none"> ドップラー反応度フィードバック+10% : 1.13 ドル ドップラー反応度フィードバック-10% : 1.13 ドル (燃料エンタルピー最大値: 約 91kJ/kgUO₂, 増分の最大値: 約 83kJ/kgUO₂)
		MISTRAL 臨界実験	実行遅発中性子割合 : 約 4%	実行遅発中性子割合 : ±10%	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒反応度+10% : 1.15 ドル (燃料エンタルピー最大値: 約 102kJ/kgUO₂, 増分の最大値: 約 94kJ/kgUO₂) 制御棒反応度-10% : 1.12 ドル
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 	実機での制御棒値測定試験	制御棒反応度 : 9%	制御棒反応度 : ±10%	<ul style="list-style-type: none"> 実効遅発中性子割合+10% : 1.11 ドル 実効遅発中性子割合-10% : 1.16 ドル (燃料エンタルピー最大値: 約 90kJ/kgUO₂, 増分の最大値: 約 82kJ/kgUO₂)

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

本有効性評価解析における物理現象を踏まえ、原子炉、プラント挙動の評価を行う解析コードとして、SAFER/CHASTE, REDY/SCAT, APEXを用いるが、これらは従来国内BWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があるコードであることから、設計基準（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故）と重大事故等対策の有効性評価の解析対象範囲について整理を行った。

- 表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較
- 表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較
- 表2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較
- 表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/12)

	従来許認可解析 (BWR5 原子炉冷却材喪失：中小破断)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR5 LOCA 時注水機能喪失)
原子炉圧力	<p>自動減圧系作動 低圧炉心スプレイ系作動 低圧注水系作動</p>	<p>逃がし弁手動操作による減圧 低圧代替注水系作動</p>
原子炉水位 (シニラウド内水)	<p>原子炉減圧に伴う蒸気流出による炉心露出</p>	<p>原子炉減圧に伴う蒸気流出による炉心露出</p>
燃料被覆管温度	<p>炉心露出による温度上昇</p>	<p>炉心露出による温度上昇</p>
熱伝達係数	<p>核沸騰冷却 (ボイド率に対応した値) 蒸気冷却 遷移沸騰冷却 核沸騰冷却(再冠水後) 膜沸騰冷却(冠水時) 噴霧流冷却(露出時) PCT 発生位置 露出 PCT 発生位置 再冠水</p>	<p>核沸騰冷却 (ボイド率に対応した値) 蒸気冷却 遷移沸騰冷却 核沸騰冷却(再冠水後) 膜沸騰冷却(冠水時) 噴霧流冷却(露出時) PCT 発生位置 露出 PCT 発生位置 再冠水</p>

表1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (2/12)

	従来許認可解析 (BWR5 原子炉冷却材喪失：中小破断)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR5 LOCA 時注水機能喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二； LOCA 時注水機能喪失)	
事象	原子炉圧力：PLR 配管破断及び原子炉スクラムにより低下し、MSIV 閉鎖後は上昇に転じ SRV 開閉により圧力が制御され、ADS 作動により強制減圧される。 原子炉水位：破断口からの冷却材流出及び SRV からの蒸気流出により低下し、ADS 作動による減圧沸騰により一時的に上昇するが、その後、再び低下して炉心露出し、ECCS の注水後、炉心再冠水する。 燃料被覆管温度：炉心露出により上昇を開始し、除熱が発熱を上回ると低下する。 熱伝達係数：炉心冠水時は核沸騰冷却、炉心露出時は蒸気冷却、ECCS の注水後は噴霧流冷却を経て、炉心再冠水後は核沸騰冷却に復帰する。	原子炉圧力：PLR 配管破断及び原子炉スクラムにより低下し、MSIV 閉鎖後は上昇に転じ SRV 開閉により圧力が制御され、SRV 手動操作により強制減圧される。 原子炉水位：破断口からの冷却材流出及び SRV からの蒸気流出により低下し、SRV 手動操作による減圧沸騰により一時的に上昇するが、その後、再び低下して炉心露出し、代替注水系の注水後、炉心再冠水する。 燃料被覆管温度：炉心露出により上昇を開始し、除熱が発熱を上回ると低下する。 熱伝達係数：炉心冠水時は核沸騰冷却、炉心露出時は蒸気冷却、代替注水系の注水後は噴霧流冷却を経て、炉心再冠水後は核沸騰冷却に復帰する。	原子炉圧力：PLR 配管破断及び原子炉スクラムにより低下し、MSIV 閉鎖後は上昇に転じ SRV 開閉により圧力が制御され、SRV 手動操作により強制減圧される。 原子炉水位：破断口からの冷却材流出及び SRV からの蒸気流出により低下し、SRV 手動操作による減圧沸騰により一時的に上昇するが、その後、再び低下して炉心露出し、代替注水系の注水後、炉心再冠水する。 燃料被覆管温度：炉心露出により上昇を開始し、除熱が発熱を上回ると低下する。 熱伝達係数：炉心冠水時は核沸騰冷却、炉心露出時は蒸気冷却、代替注水系の注水後は噴霧流冷却を経て、炉心再冠水後は核沸騰冷却に復帰する。	先行審査プラントと同じ
展	原子炉スクラム：0 秒 MSIV 閉鎖：約 19 秒 原子炉水位低（レベル 1）：約 2 分 原子炉減圧開始：約 4 分 炉心露出：約 5 分 低圧炉心スプレー系作動：約 6 分 低圧注水系作動：約 7 分 PCT 発生：約 7 分（約 589℃） 炉心再冠水：約 8 分	原子炉スクラム：0 秒 MSIV 閉鎖：約 2 分 原子炉水位低（レベル 1）：約 16 分 原子炉減圧開始：約 30 分 炉心露出：約 31 分 ECCS：機能喪失 低圧代替注水開始：約 32 分 PCT 発生：約 38 分（約 805℃） 炉心再冠水：約 52 分	原子炉スクラム：約 11 秒（L-3） MSIV 閉鎖：約 22 秒 原子炉水位異常低下（レベル 1）：約 15 分 原子炉減圧開始：約 25 分 炉心露出：約 24 分 ECCS：機能喪失 低圧代替注水開始：約 27 分 PCT 発生：約 37 分（約 616℃） 炉心再冠水：約 42 分	先行審査プラントと同等
変化範囲	原子炉圧力：大気圧～SRV 吹出設定圧力 原子炉水位：原子炉圧力容器底部～通常水位 燃料被覆管温度：約 152～約 589℃ 熱伝達係数：約 10～約 57000 W/(m ² ・K) 時間：0 秒～約 8 分	原子炉圧力：同左 原子炉水位：同左 燃料被覆管温度：約 126～約 805℃ 熱伝達係数：約 1～約 57000 W/(m ² ・K) 時間：0 秒～約 55 分	原子炉圧力：同左 原子炉水位：同左 燃料被覆管温度：約 123℃～約 616℃ 熱伝達係数：約 1～約 57000 W/(m ² ・K) 時間：0 秒～約 60 分	先行審査プラントと同等
適用範囲	原子炉圧力：大気圧～SRV 吹出設定圧力 原子炉水位：原子炉圧力容器底部～頂部 燃料被覆管温度：飽和温度～1200℃ 熱伝達係数：0～約 57000 W/(m ² ・K) 時間：0 秒～制限なし	原子炉圧力：同左 原子炉水位：同左 燃料被覆管温度：同左 熱伝達係数：同左 時間：同左	原子炉圧力：同左 原子炉水位：同左 燃料被覆管温度：同左 熱伝達係数：同左 時間：同左	先行審査プラントと同じ

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/12)

	項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)	
解 析 条 件	初期運転条件	過出力条件	定格条件	有	従来許認可解析条件に対して重大事故等対策の有効性評価ではノミナル条件を前提に設定しており条件に差があるが、事故後の炉心及び圧力容器内の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。	定格条件	先行審査プラントと同じ
	初期原子炉水位	通常水位 (ABWR) スクラム水位 (BWR)	通常水位	有		通常水位	先行審査プラントと同じ
	事象	高圧炉心注水系配管両端破断 (ABWR) 再循環配管両端破断～小破断 (BWR)	給水流量の全喪失 全交流動力電源喪失 原子炉冷却材喪失 (圧力容器底部ドレン配管破断, 又は, 再循環配管小破断) インターフェイスシステム LOCA	有	炉心冷却の観点からは、原子炉隔離後、減圧、注水に至る再循環配管小破断事象と同等の事象であり、モデル適用範囲内であり、差異による影響はない。	給水流量の全喪失 全交流動力電源喪失 原子炉冷却材喪失 (圧力容器底部ドレン配管破断又は再循環配管小破断) インターフェイスシステム LOCA	先行審査プラントと同じ
	原子炉スクラム	炉心流量急減 (ABWR) 原子炉水位低レベル3 (BWR)	原子炉水位低レベル3 タービン蒸気加減弁急閉 (ABWR) 炉心流量急減 (ABWR)	有	条件の差はあるが、スクラムのタイミングの差は適切に核分裂出力変化に反映されることから、評価手法としての差異はない。	原子炉水位低 (レベル3)	先行審査プラントと同じ
	核分裂出力変化	原子炉冷却材喪失事故用	各事故シーケンスに応じて設定	有	条件の差はあるが、核分裂出力変化と崩壊熱を事象ごとに設定しており、評価手法としての差異はない。	各事故シーケンスに応じて設定	先行審査プラントと同じ
	崩壊熱	GE(平均)+3σ	ANSI/ANS-5.1-1979	有		ANSI/ANS-5.1-1979	先行審査プラントと同じ

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(4/12)

	項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)	
解 析 条 件	燃料タイプ	9×9燃料(A型), 9×9燃料(B型), MOX燃料の単一炉心, 又は, 混在炉心	9×9燃料(A型)単一炉心	有	燃料仕様の差はあるが, 熱水力特性はほぼ同等であること, 及び, 核的特性は混在炉心の場合には単一炉心で構成された場合の中間的なものになることから影響は小さい。	9×9燃料(A型)単一炉心	先行審査プラントと同じ
	燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m×1.02	44.0 kW/m×1.0	有	従来許認可解析条件に対して重大事故等対策の有効性評価ではノミナル条件を前提に設定しており条件に差があるが, 事故後の炉心及び压力容器内の基本的な挙動は, 従来許認可解析と同様であり, 差異による影響はない。	44.0 kW/m×1.0	先行審査プラントと同じ
	局所出力ピーキング係数	PCTを厳しくする評価する平坦分布を仮定	同左	無	差異はない。	PCTを厳しくする評価する平坦分布を仮定	先行審査プラントと同じ
	ギャップ熱伝達係数	燃焼期間中を通してPCTを厳しくする値	同左	無	差異はない。	燃焼期間中を通してPCTを厳しくする値	先行審査プラントと同じ
	燃料棒破裂の判定	PCT評価: ベストフィット曲線 被ばく評価: 平均値-2σ曲線	ベストフィット曲線	無	従来許認可解析と同一のベストフィット曲線を用いているため, 差異はない。	ベストフィット曲線	先行審査プラントと同じ

表1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/12)

	項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)	
解 析 条 件	逃がし安全弁	安全弁機能	逃がし弁機能	有	従来許認可解析条件に対して重大事故等対策の有効性評価ではノミナル条件を前提に設定しており、期待する減圧機能の違いによる差があるが、減圧に伴う基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。	安全弁機能	従来許認可解析と同じ安全弁機能に期待
	原子炉減圧	自動減圧系	逃がし弁手動操作	有		逃がし弁手動操作	先行審査プラントと同じ
	外部電源	事故と同時に喪失	事故と同時に喪失、又は、健全	有	外部電源が健全な場合は、再循環ポンプトリップ動作タイミングに差があるが、事故後の炉心及び压力容器内の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。	事故と同時に喪失又は健全	先行審査プラントと同じ
	ECCS, RCIC 及び代替注水系	安全要求仕様値	同左	無	差異はない。	安全要求仕様値	先行審査プラントと同じ
	破断口, SRV からの冷却材の流出	平衡均質流モデル及び差圧流モデル	同左	無	差異はない。	平衡均質流モデル及び差圧流モデル	先行審査プラントと同じ

表1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/12)

項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)	
	燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数	核沸騰 (ボイド率の関数とする相関式)	同左	無	差異はない。 炉心冠水時の熱水力挙動は従来許認可解析と同様であり、ボイド率依存の核沸騰熱伝達モデルは適用可能。	核沸騰 (ボイド率の関数とする相関式)
	膜沸騰 (噴霧流冷却の相関式と修正 Bromley の式をボイド率の関数として使用する相関式)	同左	無	差異はない。 過渡事象発生直後の高流量/高圧条件から炉心再冠水後の低流量/低圧条件まで適用可能。	膜沸騰 (噴霧流冷却の相関式と修正 Bromley の式をボイド率の関数として使用する相関式)	先行審査プラントと同じ
	遷移沸騰 (核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式)	同左	無	差異はない。 核沸騰熱伝達係数と膜沸騰熱伝達係数の内挿値を適用するため、同じく適用可能。	遷移沸騰 (核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式)	先行審査プラントと同じ
	蒸気単相 (Dittus-Boelter の式)	同左	無	差異はない。 炉心露出によるヒートアップ挙動は、従来許認可解析と同様であり、重大事故等対策の有効性評価において長時間持続する場合にも適用可能。	蒸気単相 (Dittus-Boelter の式)	先行審査プラントと同じ

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7/12)

	項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)	
解 析 モ デ ル	燃料被覆管と冷却材 間の熱伝達係数	噴霧流 (Sun-Saha の式)	同左	無	差異はない。 炉心露出時に原子炉注水による再 冠水過程において炉心に液滴が混 入する状態は従来許認可解析と同 様であり、重大事故等対策の有効性 評価において長時間持続する場合 にも適用可能。	噴霧流 (Sun-Saha の式)	先行審査プラントと同じ
		スプレイ (落下水) (スプレイ冷却実験データに 基づく相関式)	同左	無	差異はない。 従来許認可解析でもスプレイ冷却 の効果が小さいことから適用を除 外しており、重大事故等対策の有効 性評価でも適用を除外している。	スプレイ (落下水) (スプレイ冷却実験データに基づ く相関式)	先行審査プラントと同じ
		濡れ (濡れた後の熱伝達係数は Andersen のモデルに基づく)	同左	無	差異はない。 濡れによる冷却効果小さく、高出力 燃料集合体では保守的に落下水は 無視しているため、適用されない。	濡れ (濡れた後の熱伝達係数は Andersen のモデルに基づく)	先行審査プラントと同じ
		輻射 (燃料集合体幾何形状に依存 する輻射形態係数、輻射率、灰 色体輻射係数に基づき導出し た式)	同左	無	差異はない。 燃料集合体内幾何形状に依存し、幾 何形状は変わらないため適用可能。	輻射 (燃料集合体幾何形状に依存する 輻射形態係数、輻射率、灰色体輻射 係数に基づき導出した式)	先行審査プラントと同じ

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/12)

項目		従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)	
物理現象	炉心(核) 核分裂出力 出力分布変化 反応度フィードバック効果 制御棒反応度効果 崩壊熱	事象発生後早期に原子炉がスクラムし未臨界となるが、スクラムまでは核分裂出力、スクラム後は崩壊熱を考慮して適切に原子炉出力変化を設定している。	同左	無	差異はない。	事象発生後早期に原子炉がスクラムし未臨界となるが、スクラムまでは核分裂出力、スクラム後は崩壊熱を考慮して適切に原子炉出力変化を設定している。	先行審査プラントと同じ

表1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/12)

項目		従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)		
物理現象	燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 沸騰遷移	沸騰遷移により燃料棒温度上昇 (ABWR, BWR)	沸騰遷移による燃料棒温度上昇評価は、従来許認可解析の範囲で評価されている。	無	差異はない。	沸騰遷移による燃料棒温度上昇評価は、従来許認可解析の範囲で評価されている。	先行審査プラントと同じ	
		炉心露出により燃料棒温度上昇 (BWR) 炉心露出期間：約 3 分間 再冠水：約 10 分以内	炉心露出により燃料棒温度上昇 炉心露出期間：約 10～30 分間 再冠水：約 1 時間以内	有	炉心露出期間が長時間となるため影響があるが、炉心露出、炉心再冠水、除熱量が発熱量を上回ることによる温度低下という基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。	炉心露出により燃料棒温度上昇 炉心露出期間：約 10～20 分間 再冠水：約 1 時間以内	先行審査プラントと同等	
		燃料被覆管酸化	無視し得る程度	1%以下	有	燃料被覆管温度が高温になるため影響があるが、評価式である Baker-Just の式は、燃料被覆管温度が高温になる場合にも実験により妥当性が確認されている。	1%以下	先行審査プラントと同じ
		燃料被覆管変形	膨れ・破裂は発生しない	膨れは発生するが破裂は発生しない	有	燃料被覆管温度が高温になるため影響がある。	膨れは発生するが破裂は発生しない	先行審査プラントと同じ
		三次元効果	三次元的な輻射伝熱は、最高温度位置に対しては、伝熱量が増加するため、燃料被覆管温度は厳しくならない。	同左	無	差異はない。	三次元的な輻射伝熱は、最高温度位置に対しては、伝熱量が増加するため、燃料被覆管温度は厳しくならない。	先行審査プラントと同じ

表1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/12)

項目		従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)		
物理現象	炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	減圧沸騰により発生したボイドにより形成された二相水位変化により炉心が露出し燃料被覆管温度が上昇する。	同左	無	差異はない。	減圧沸騰により発生したボイドにより形成された二相水位変化により炉心が露出し燃料被覆管温度が上昇する。	先行審査プラントと同じ
		気液分離(水位変化)・対向流	気液分離(水位変化)：同上 対向流：炉心スプレーが作動する場合にCCFL, CCFLブレイクダウンが発生する。	気液分離(水位変化)：露出する場合は露出期間が長時間になる。 対向流：同左	有	炉心露出期間が長時間となるため影響があるが、炉心露出、炉心再冠水、除熱量が発熱量を上回ることによる温度低下という基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。	気液分離(水位変化)：露出する場合は露出期間が長時間になる。 対向流：炉心スプレーが作動する場合にCCFL, CCFLブレイクダウンが発生する。	先行審査プラントと同じ
		気液熱非平衡	炉心露出時に燃料棒のヒートアップにより蒸気が過熱される。	同左	無	差異はない。	炉心露出時に燃料棒のヒートアップにより蒸気が過熱される。	先行審査プラントと同じ
		圧力損失	事故と同時に再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失は減少する。	事故直後に再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失は減少する。	有	再循環ポンプトリップのタイミングにわずかな差異があるが、炉心流量が早期に低下するため影響は小さい。	事故直後に再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失は減少する。	先行審査プラントと同じ
		三次元効果	炉心再冠水過程では、燃料集合体の内部には異なる流れの状態が存在する。炉心スプレー注水後、スパージャが水没した場合には、上部プレナムの周辺領域がサブクール状態となる。	同左	無	差異はない。	炉心再冠水過程では、燃料集合体の内部には異なる流れの状態が存在する。炉心スプレー注水後、スパージャが水没した場合には、上部プレナムの周辺領域がサブクール状態となる。	先行審査プラントと同じ

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (11/12)

		従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)		
物理現象	原子炉圧力容器(逃がし安全弁を含む)	冷却材流量変化	事故と同時に再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下する。	事故直後に再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下する。	有	再循環ポンプトリップのタイミングにわずかな差異があるが、影響は小さい。	事故直後に再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下する。	先行審査プラントと同じ
			炉心露出時は原子炉水位が低下して、炉心シュラウド内外の自然循環が維持できない。	同左	無	差異はない。	炉心露出時は原子炉水位が低下して、炉心シュラウド内外の自然循環が維持できない。	先行審査プラントと同じ
		冷却材放出(臨界流・差圧流)	自動減圧系による原子炉の急速減圧,あるいは、破断口からの冷却材放出により炉心露出が発生する。	逃がし弁手動操作による原子炉の急速減圧,あるいは、破断口からの冷却材放出により炉心露出が発生する。	有	減圧手段の違いによる影響があるが、冷却材放出の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。	逃がし弁手動操作による原子炉の急速減圧,あるいは破断口からの冷却材放出により炉心露出が発生する。	先行審査プラントと同じ
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	自動減圧系による原子炉の急速減圧,あるいは、LOCA後の冷却材放出による減圧沸騰により発生したボイド量の変化に応じて二相水位が変化する。また、原子炉注水により蒸気は凝縮される。	逃がし弁手動操作による原子炉の急速減圧,あるいは、LOCA後の冷却材放出による減圧沸騰により発生したボイド量の変化に応じて二相水位が変化する。また、原子炉注水により蒸気は凝縮される。	有	減圧手段の違いによる影響があるが、減圧開始時間と設備仕様が異なる以外、減圧に伴う基本的な熱水力挙動は、従来許認可解析と同様である。	逃がし弁手動操作による原子炉の急速減圧,あるいはLOCA後の冷却材放出による減圧沸騰により発生したボイド量の変化に応じて二相水位が変化する。また、原子炉注水により蒸気は凝縮される。	先行審査プラントと同じ	

表1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (12/12)

項目		従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二)		
物理現象	原子炉圧力容器(逃がし安全弁を含む)	気液分離(水位変化)・対向流 圧力損失	これらの物理現象は炉心以外の領域では直接的には影響しない。	同左	無	差異はない。	これらの物理現象は炉心以外の領域では直接的には影響しない。	先行審査プラントと同じ
		構造材との熱伝達	自動減圧系による原子炉減圧過程において、構造材の保有熱が冷却材へ移行する。	逃がし弁手動操作による原子炉減圧過程において、構造材の保有熱が冷却材へ移行する。	有	減圧手段の違いによる影響があるが、減圧開始時間と設備が異なる以外、減圧に伴う構造材との熱伝達の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。	逃がし弁手動操作による原子炉減圧過程において、構造材の保有熱が冷却材へ移行する。	先行審査プラントと同じ
		ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)	ECCSによる原子炉注水により炉心が冷却される。	ECCS、又は、代替注水設備による原子炉注水により炉心が冷却される。	有	原子炉注水設備の差異による影響はあるが注水特性が異なる以外、炉心冷却の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。	ECCS又は代替注水設備による原子炉注水により炉心が冷却される。	先行審査プラントと同じ
		三次元効果	事故と同時に再循環ポンプがトリップするため、炉心流量急減過程において下部プレナム内の流量配分の不均等は発生しない。	事故直後に再循環ポンプがトリップするため、炉心流量急減過程において下部プレナム内の流量配分の不均等は発生しない。	有	再循環ポンプトリップのタイミングにわずかな差異があるが、影響は小さい。	事故直後に再循環ポンプがトリップするため、炉心流量急減過程において下部プレナム内の流量配分の不均等は発生しない。	先行審査プラントと同じ

表 2-1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/11)

	従来許認可解析 (ABWR 主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR 主蒸気隔離弁の誤閉止 + 原子炉停止機能喪失)
原子炉出力 (中性子束)		
原子炉圧力		
格納容器 ブール水温度 格納容器圧力	<p>原子炉スクラムにより蒸気発生量が減少するため、格納容器側パラメータの変化はほとんどない。</p>	
運転特性図		

表 2-1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (2/11)

	従来許認可解析 (ABWR 主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR 主蒸気隔離弁の誤閉止 + 原子炉停止機能喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二; 主蒸気隔離弁の誤閉止 + 原子炉停止機能喪失)	
事象進展	<p>原子炉出力(中性子束): MSIV 閉鎖による原子炉スクラムにより低下する。</p> <p>原子炉圧力: MSIV 閉鎖により上昇するが、逃がし弁開及び原子炉スクラムにより降下に転じ、その後は逃がし弁により圧力制御される。</p> <p>格納容器圧力/プール水温度: 逃がし弁開により蒸気が格納容器プールへ放出されるが、その量は僅かであり、格納容器圧力及びプール水温度上昇は小さいと考えられる。なお、従来許認可では本パラメータは評価対象外である。</p> <p>運転特性図上の運転点は、原子炉スクラムにより、高出力低流量には至らない。</p>	<p>原子炉出力(中性子束): MSIV 閉鎖による原子炉スクラムに失敗して、圧力上昇により上昇した後、圧力高 RPT による炉心流量減少により低下する。その後、給水加熱喪失による炉心入口サブクールの増加により緩やかに上昇する。</p> <p>原子炉圧力: MSIV 閉鎖により上昇し、逃がし弁が作動するが、原子炉スクラム失敗により原子炉出力が高めに維持されることから、原子炉圧力も高めを維持する。</p> <p>格納容器圧力/プール水温度: 逃がし弁開により蒸気が格納容器プールへ放出されるため、格納容器圧力及びプール水温度が上昇する。ほう酸水の注入による原子炉出力低下と RHR による除熱により、格納容器圧力/プール水温度は低下に転じる。</p> <p>運転特性図上の運転点は、原子炉スクラム失敗及び RPT により、高出力低流量に至る。</p>	<p>原子炉出力(中性子束): MSIV 閉鎖による原子炉スクラムに失敗して、圧力上昇により上昇した後、圧力高 RPT による炉心流量減少により低下する。その後、給水加熱喪失による炉心入口サブクールの増加により緩やかに上昇する。</p> <p>原子炉圧力: MSIV 閉鎖により上昇し、逃がし弁が作動するが、原子炉スクラム失敗により原子炉出力が高めに維持されることから、原子炉圧力も高めを維持する。</p> <p>格納容器圧力/プール水温度: 逃がし弁開により蒸気が格納容器プールへ放出されるため、格納容器圧力及びプール水温度が上昇する。ほう酸水の注入による原子炉出力低下と RHR による除熱により、格納容器圧力/プール水温度は低下に転じる。</p> <p>運転特性図上の運転点は、原子炉スクラム失敗及び RPT により、高出力低流量に至る。</p>	先行審査プラントと同じ
	<p>原子炉スクラム: 約 0.3 秒 逃がし弁開: 約 2 秒 MSIV 閉鎖: 約 3 秒</p>	<p>原子炉スクラム: 失敗 逃がし弁開: 約 2 秒 MSIV 閉鎖: 約 3 秒 ECCS 起動: 約 34 秒 給水停止: 約 173 秒 SLC 起動: 約 643 秒</p>	<p>原子炉スクラム: 失敗 逃がし弁開: 約 2 秒 MSIV 閉鎖: 約 3 秒 ECCS 起動: 約 57 秒 給水停止: 約 131 秒 SLC 起動: 約 600 秒</p>	先行審査プラントと同等
変化範囲	<p>原子炉出力: 初期値~0%</p> <p>原子炉圧力: 初期値~7.17MPa[gage]</p> <p>格納容器圧力: (評価対象外)</p> <p>プール水温度: (評価対象外)</p> <p>時間: 0 秒~約 20 秒</p>	<p>原子炉出力: 0%~306%</p> <p>原子炉圧力: 初期値~約 8.92MPa[gage]</p> <p>格納容器圧力: 初期値~約 0.19MPa[gage]</p> <p>プール水温度: 初期値~約 113℃</p> <p>時間: 0 秒~約 2400 秒(40 分)</p>	<p>原子炉出力: 0%~560%</p> <p>原子炉圧力: 初期値~約 8.19MPa[gage]</p> <p>格納容器圧力: 初期値~約 0.20MPa[gage]</p> <p>プール水温度: 初期値~約 115℃</p> <p>時間: 0 秒~約 3600 秒(60 分)</p>	先行審査プラントと同等
適用範囲	<p>原子炉出力: 0%以上</p> <p>原子炉圧力: タービン無負荷圧力 ~最高使用圧力の 1.2 倍</p> <p>格納容器圧力: (評価対象外)</p> <p>プール水温度: (評価対象外)</p> <p>時間: 0 秒~制限なし</p>	<p>原子炉出力: 同左</p> <p>原子炉圧力: 同左</p> <p>格納容器圧力: 通常運転圧力 ~0.62MPa[gage]</p> <p>プール水温度: 通常運転温度~200℃</p> <p>時間: 同左</p>	<p>原子炉出力: 0%以上</p> <p>原子炉圧力: タービン無負荷圧力 ~最高使用圧力の 1.2 倍</p> <p>格納容器圧力: 通常運転圧力 ~0.62MPa[gage]</p> <p>プール水温度: 通常運転温度~200℃</p> <p>時間: 0 秒~制限なし</p>	先行審査プラントと同じ

表 2-1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/11)

	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)	
解 析 条 件	初期運転条件	原子炉出力：過出力条件 炉心流量：運転特性図考慮 原子炉圧力：過出力条件	原子炉出力：定格出力条件 炉心流量：運転特性図考慮 原子炉圧力：定格出力条件	有	従来許認可解析が保守的評価条件を採用しているに対して、重大事故等対策の有効性評価ではより実機に近い条件を設定。 解析結果はより現実的な結果となる。	原子炉出力：定格出力条件 炉心流量：運転特性図考慮 原子炉圧力：定格出力条件	先行審査プラントと同じ
	初期原子炉水位	通常水位	同左	無	差異はない。	通常水位	先行審査プラントと同じ
	事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	同左	無	差異はない。	主蒸気隔離弁の誤閉止	先行審査プラントと同じ
	原子炉スクラム	主蒸気隔離弁閉スクラム	スクラム機能喪失	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。	スクラム機能喪失	先行審査プラントと同じ
	炉心条件	9×9 燃料(A 型)/(B 型)/ 8×8 燃料/MOX 燃料の混 在炉心、又は単一炉心 (プラントにより異なる)	9×9(A 型)/MOX 単一炉心、又 は 9×9(A 型)と MOX 混在炉心 (プラントにより異なる)	有	従来許認可解析では炉内に存在する燃料タイプごとに保守的な混在炉心を選定しているが、重大事故等対策の有効性評価では、代表的な炉心条件として単一炉心又は MOX 混在を選定している。燃料タイプは異なるものの、熱水力特性は同等であり、プラント全体挙動に及ぼす影響は小さい。	9×9(A 型)/単一炉心	先行審査プラントと同じ
	ボイド反応度係 数 ドップラ反応度 係数	圧力上昇過渡用保守係数を使用	圧力上昇過渡用保守係数を代表 値として使用	無	原子炉停止機能喪失事象では炉心流量が急減する挙動もあるが、起因事象が従来許認可と同じであることから保守係数の代表値として、出力上昇を厳しくする圧力上昇過渡と同じ値を使用する。	圧力上昇過渡用保守係数を代表値として使用	先行審査プラントと同じ
ギャップ熱伝達 係数	燃焼期間中結果を厳しくする値	同左	無	重大事故等対策の有効性評価における燃焼期間は従来許認可解析と同じであり差異はない。	燃焼期間中結果を厳しくする値	先行審査プラントと同じ	

表 2-1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4/11)

	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)	
解	代替再循環トリップ機能	考慮しない	考慮する	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。	考慮する	先行審査プラントと同じ
	代替制御棒挿入機能	考慮しない	同左	無	差異はない。	考慮しない	先行審査プラントと同じ
	ほう酸水注入機能	考慮しない	考慮する	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。	考慮する	先行審査プラントと同じ
析	予備給水ポンプ	考慮しない	考慮する	有	MSIV 閉による給水加熱喪失の効果により出力が上昇するため結果が厳しくなる条件を設定。	考慮する	先行審査プラントと同じ
	崩壊熱	一次遅れ特性	4 群又は 11 群モデル (ANSI/ANS-5.1-1979 相当)	有	重大事故等対策の有効性評価では長時間領域での崩壊熱による影響を精度良く評価するために、より現実的な崩壊熱変化を設定。	11 群モデル (ANSI/ANS-5.1-1979 相当)	先行審査プラントと同じ
件	外部電源	健全	同左	無	差異はない。	健全	先行審査プラントと同じ
	SRV 仕様	逃がし弁機能 (作動設定値は過出力条件用)	逃がし弁機能 (作動設定値は設計値)	有	定格出力条件に従い、開設定圧力を設計値に変更しているが、初期原子炉圧力からの開設定値までの差は同じであるため、減圧に伴う基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。	逃がし弁機能 (作動設定値は設計値)	先行審査プラントと同じ
	再循環ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。	設計値	先行審査プラントと同じ

表 2-1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/11)

	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二; 原子炉停止機能喪失)
解 析 条 件	RCIC	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析での評価指標上 RCIC の動作有無は考慮不要であったが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉がスクラムしないため RCIC 作動の影響を確認している。	考慮する 先行審査プラントと同じ
	高圧 ECCS	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析での評価指標上、高圧 ECCS の動作有無は考慮不要であったが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉がスクラムしていないため、高圧 ECCS 作動の影響を確認している。	考慮する 先行審査プラントと同じ
	原子炉格納容器	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析では、早期にスクラムするため格納容器側評価は実施しないが、重大事故等対策の有効性評価では格納容器側も評価指標であるため設計値を使用してその影響を確認している。	考慮する 先行審査プラントと同じ
	RHR	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析では、格納容器側評価は実施しないが、重大事故等対策の有効性評価では格納容器側も評価指標であるため設計値を使用してその影響を確認している。	考慮する 先行審査プラントと同じ

表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/11)

項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二; 原子炉停止機能喪失)	
物理現象	炉心 (核) 核分裂出力 出力分布 変化 反応度フ ィードバ ック効果	圧力上昇過渡事象発生時に結果を厳しく評価するサイクル末期炉心条件を選定して、ボイド/ドブプラ反応度に保守係数を考慮した設定を実施している。 また、反応度効果としては、ボイド/ドブプラ/スクラム/制御棒の反応度を考慮している。	同左 また、反応度効果としては、ボイド/ドブプラ/ボロン反応度を考慮している。	有	圧力上昇過渡事象の評価であるため、従来許認可と同じ保守係数を用いている。 原子炉がスクラムしないため、ボロン注入による出力低下により事象が収束する。原子炉がスクラムせず、原子炉出力の変化が従来許認可解析に比べて大きくなり、燃料被覆管温度評価に影響を及ぼす。	圧力上昇過渡事象発生時に結果を厳しく評価するサイクル末期炉心条件を選定して、ボイド/ドブプラ反応度に保守係数を考慮した設定を実施している。 また、反応度効果としては、ボイド/ドブプラ/ボロン反応度を考慮している。	先行審査プラントと同じ
	崩壊熱	崩壊熱については、比較的短時間でスクラム動作して事象は収束するため、影響はほとんどなく、一次遅れを仮定している。	崩壊熱については、より現実的な崩壊熱曲線を使用している。	有	崩壊熱については、原子炉にて発生する蒸気量が格納容器側のパラメータ変化に影響する。なお、格納容器側評価は従来許認可解析では実施していない。	崩壊熱については、より現実的な崩壊熱曲線を使用している。	先行審査プラントと同じ
	三次元効果	事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、中性子束振動現象は生じない。	原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、中性子束振動現象が生じる可能性がある。	有	中性子束振動現象が燃料被覆管温度に対して影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。	原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、中性子束振動現象が生じる可能性がある。	先行審査プラントと同じ

表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7/11)

項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)		
物理現象	炉心 (燃料)	燃料棒内 温度変化	原子炉内の平均的燃料棒を代表とし、燃料棒を同心円状に分割して燃料ペレットの熱伝導度、燃料ギャップの熱伝達率を適用している。	同左	無	従来許認可解析と同一であり、差異はない。 また、原子炉停止機能喪失事象では炉心冠水状態を維持するため、平均的燃料棒の燃料棒内温度変化及び燃料表面熱伝達については従来許認可解析と同様である。	原子炉内の平均的燃料棒を代表とし、燃料棒を同心円状に分割して燃料ペレットの熱伝導度、燃料ギャップの熱伝達率を適用している。	先行審査プラントと同じ
		燃料棒表面熱伝達	燃料表面熱伝達は一定とし核沸騰の代表値を適用している。 熱的評価については、SCATコードにて実施（最小限界出力比（MCPR）が燃料の許容設計限界を下回らないことを確認。）	同左 熱的評価については、SCATコードにて実施（燃料被覆管温度評価を実施して判断基準を上回らないことを確認。）	無		燃料表面熱伝達は一定とし核沸騰の代表値を適用している。 熱的評価については、SCATコードにて実施（燃料被覆管温度評価を実施して判断基準を上回らないことを確認。）	先行審査プラントと同じ
		沸騰遷移	(SCATコードによる評価)	(SCATコードによる評価)	—	—	(SCATコードによる評価)	—
		燃料被覆管酸化	(SCATコードによる評価)	(SCATコードによる評価)	—	—	(SCATコードによる評価)	—
		燃料被覆管変形	(SCATコードによる評価)	(SCATコードによる評価)	—	—	(SCATコードによる評価)	—

表 2-1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/11)

	項目		従来許認可解析	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価	
			(過渡解析)	(原子炉停止機能喪失)			(東海第二; 原子炉停止機能喪失)	
物理現象	炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	原子炉出力の上昇並びに炉心流量の低下により炉心平均ボイド率が増加するが、炉心は冠水を維持しているため、二相水位の影響はない。	同左	無	差異はない。	原子炉出力の上昇並びに炉心流量の低下により炉心平均ボイド率が増加するが、炉心は冠水を維持しているため、二相水位の影響はない。	先行審査プラントと同じ
		気液分離(水位変化)・対向流気液熱非平衡	炉心部の保有水量は十分保たれ、炉心は冠水を維持していることから影響はない。	同左	無	差異はない。	炉心部の保有水量は十分保たれ、炉心は冠水を維持していることから影響はない。	先行審査プラントと同じ
	圧力損失	事象発生時に再循環ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さについて、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	原子炉圧力高により再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	無	圧力損失による影響に差異はない。	原子炉圧力高により再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	先行審査プラントと同じ	
	三次元効果	事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、核熱水力不安定事象は生じない。なお、流量配分による冷却材流量変化への影響は SCAT 側にて考慮する。	原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、核熱水力不安定事象が生じる可能性がある。なお、流量配分による冷却材流量変化への影響は SCAT 側にて考慮する。	有	核熱水力不安定事象が燃料被覆管温度に影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。	原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、核熱水力不安定事象が生じる可能性がある。なお、流量配分による冷却材流量変化への影響は SCAT 側にて考慮する。	先行審査プラントと同じ	

表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/11)

項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二; 原子炉停止機能喪失)	
物理現象	原子炉冷却材流量変化 压力容器(逃がし安全弁を含む)	原子炉水位低により再循環ポンプがトリップするが、実機機能の反映であるため設計値を使用している。	事象発生時に再循環ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さが、解析結果に影響すると考えられる。より現実的な評価を実施するため設計値を使用している。	有	重大事故等対策の、有効性評価では再循環ポンプのトリップを考慮しているため、設計値を使用した現実的な解析条件としている。	事象発生時に再循環ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さが、解析結果に影響すると考えられる。より現実的な評価を実施するため設計値を使用している。	先行審査プラントと同じ
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出して原子炉圧力上昇を緩和する。	同左	無	差異はない。	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出して原子炉圧力上昇を緩和する。	先行審査プラントと同じ
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	これらの物理現象は炉心以外の領域では直接的には影響しない。	同左	無	差異はない。	これらの物理現象は炉心以外の領域では直接的には影響しない。	先行審査プラントと同じ
	圧力損失	考慮している	同左	無	差異はない。	考慮している	先行審査プラントと同じ

表 2-1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/11)

項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との 差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)
物理現象	原子炉 圧力容器(逃がし安全弁を含む)	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む) ・ECCS 系は考慮しない。 ・給水ポンプ予備機は考慮しない。 ・給水加熱喪失を考慮	・ECCS 系を考慮。 ・予備機を含めた給水系を考慮。 ・同左	有	原子炉がスクラムせず、また給水ポンプ予備機が起動するため、給水加熱喪失による出力上昇が燃料被覆管温度へ影響する可能性がある。	・ECCS 系を考慮。 ・予備機を含めた給水系を考慮。 ・給水加熱喪失を考慮 先行審査プラントと同じ
	ほう酸水の拡散	ほう酸水注入は考慮しない。	原子炉停止を達成するために、ほう酸水の原子炉への注入を設定。	有	従来許認可解析では原子炉スクラムにより原子炉停止となるが、重大事故等対策の有効性評価解析では、ほう酸水注入による原子炉停止としており、原子炉停止までの時間が長く、格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	原子炉停止を達成するために、ほう酸水の原子炉への注入を設定。 先行審査プラントと同じ
	三次元効果	REDY コードでは、燃料集合体間の流量配分について考慮していない。	同左	無	差異はない。	REDY コードでは、燃料集合体間の流量配分について考慮していない。 先行審査プラントと同じ

表 2-1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (11/11)

項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)	
物理現象	原子炉格納容器 冷却材放出	考慮しない	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出するため、格納容器プール水温度が上昇する。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出するため、格納容器プール水温度が上昇する。	先行審査プラントと同じ
	格納容器各領域間の流動	考慮しない	格納容器を 1 ノードでモデル化し、空間部温度は格納容器プール水温度と同じにすると仮定している。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	格納容器を 1 ノードでモデル化し、空間部温度は格納容器プール水温度と同じにすると仮定している。	先行審査プラントと同じ
	サブプレッション・プール冷却	考慮しない	RHR による除熱を考慮	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	RHR による除熱を考慮	先行審査プラントと同じ
	気液界面の熱伝達	考慮しない	(格納容器各領域間の流動に同じ)	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	(格納容器各領域間の流動に同じ)	先行審査プラントと同じ

表 2-2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/11)

	従来許認可解析 (ABWR 主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR 主蒸気隔離弁の誤閉止 + 原子炉停止機能喪失)
最小限界出力比 (MCPR)	<p>原子炉スクラムにより MCPR は減少しない</p>	<p>原子炉出力の上昇により MCPR は減少し、沸騰遷移判定基準に達する。</p>
燃料被覆管温度	<p>沸騰遷移は生じないため、燃料被覆管温度は初期値からほとんど変化しない。</p>	<p>沸騰遷移による燃料被覆管温度の上昇とリ Wettによる温度の低下</p>

表 2-2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (2/11)

	従来許認可解析 (ABWR 主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR 主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二;主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失)	
事 象 進 展	MCPR: 原子炉スクラムによる負の反応度効果により, 過渡時の MCPR は初期値を下回らない。 燃料被覆管温度: 沸騰遷移が生じることは無く, 温度はほとんど変化しない。	MCPR: 原子炉スクラムしないため, 過渡時の MCPR は沸騰遷移判定基準を下回る。 燃料被覆管温度: 沸騰遷移が生じるため, 温度は上昇する。原子炉出力の低下に伴いリウエットが発生し温度は低下する。	MCPR: 原子炉スクラムしないため, 過渡時の MCPR は沸騰遷移判定基準を下回る。 燃料被覆管温度: 沸騰遷移が生じるため, 温度は上昇する。原子炉出力の低下に伴いリウエットが発生し温度は低下する。	先行審査プラントと同じ
	原子炉スクラム: 約 0.3 秒 MSIV 閉鎖: 約 3 秒 沸騰遷移・リウエット: 発生しない	原子炉スクラム: 失敗 MSIV 閉鎖: 同左 沸騰遷移・リウエット: 数秒~約 400 秒	原子炉スクラム: 失敗 MSIV 閉鎖: 約 3 秒 沸騰遷移・リウエット: 数秒~約 300 秒	先行審査プラントと同等
変 化 範 囲	MCPR: 初期値を下回らない 燃料被覆管温度: 初期値からほとんど変化しない 時間: 0 秒~数秒	MCPR: 沸騰遷移判定基準を下回る 燃料被覆管温度: 初期値~約 1000℃ 時間: 0 秒~約 400 秒	MCPR: 沸騰遷移判定基準を下回る 燃料被覆管温度: 初期値~約 900℃ 時間: 0 秒~約 400 秒	先行審査プラントと同等
適 用 範 囲	MCPR: 1.0 以上 燃料被覆管温度: 対象外 時間: 0 秒~制限なし	MCPR: 同左 燃料被覆管温度: 飽和温度~1200℃ 時間: 同左	MCPR: 1.0 以上 燃料被覆管温度: 飽和温度~1200℃ 時間: 0 秒~制限なし	先行審査プラントと同じ

表 2-2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/11)

	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)	
解 析 条 件	初期バンドル出力	初期 MCPR が OLMCPR となる値	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。	初期 MCPR が OLMCPR となる値	先行審査プラントと同じ
	事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	同左	無	従来許認可解析と同一の事象であり、差異はない。	主蒸気隔離弁の誤閉止	先行審査プラントと同じ
	原子炉スクラム	主蒸気隔離弁閉スクラム	スクラム機能喪失	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件であり、条件の差異が生じる。スクラム機能喪失時は沸騰遷移が生じ、燃料被覆管温度が上昇する。沸騰遷移後における燃料被覆管温度挙動は、SCAT コードが取扱う従来許認可解析の範囲外である。そのため、原子炉停止機能喪失事象を適切に評価するように、熱伝達係数、ボイドモデル等を従来許認可解析から変更している。	スクラム機能喪失	先行審査プラントと同じ
	燃料タイプ	9×9(A型)、9×9(B型)、MOX	9×9(A型)、MOX	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。	9×9(A型)	先行審査プラントと同じ

表 2-2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4/11)

	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二; 原子炉停止機能喪失)	
解 析 条 件	初期 MCPR	OLMCPR	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。	OLMCPR	先行審査プラントと同じ
	BT 判定 MCPR	SLMCPR	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。	SLMCPR	先行審査プラントと同じ
	ホットチャンネルの軸 方向出力分布	中央出力ピーク分布	同左	無	従来許認可解析と同一の分布であり、差異はない。	中央出力ピーク分布	先行審査プラントと同じ
	最大線出力密度	44.0kW/m×1.0	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。	44.0kW/m×1.0	先行審査プラントと同じ
	局所出力ピーキング係 数	上記の初期 MCPR とピーク 位置での線出力密度を満 たすよう調整した値	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。	上記の初期 MCPR とピーク位置での 線出力密度を満たすよう調整した 値	先行審査プラントと同じ
	ホットチャンネルのギャップ熱伝達係数 平均出力ロッド ホットロッド	燃焼期間中のバンドル平均の 最大値 (軸方向一定 値) 平均出力ロッドに同じ	同左 最大線出力密度 44kW/m 相当 (軸方向分布考慮)	無 有	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。 原子炉停止機能喪失事象の解析では、沸騰遷移後における燃料被覆管温度挙動を評価するために、ホットロッドのギャップ熱伝達係数に差異が生じる。軸方向分布を考慮したギャップ熱伝達係数を適用することで、適切に評価できる。	燃焼期間中のバンドル平均の最大 値 (軸方向一定値) 最大線出力密度 44kW/m 相当 (軸方向分布考慮)	先行審査プラントと同じ

表2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/11)

項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)
解析モデル	燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数 サブクール： ブクークル沸騰，核沸騰： 膜沸騰： リウエット：	Dittus-Boelterの式 Jens-Lottesの式 使用しない 使用しない	無 無 有 有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、沸騰遷移後における燃料被覆管温度挙動を評価するために、熱伝達モデルに差異が生じる。日本原子力学会標準で推奨される相関式を適用することで、適切に評価できる。 また、核沸騰までの挙動は従来許認可解析と同等であり、サブクール、サブクール沸騰、及び核沸騰で適用する相関式については従来許認可解析コードの取り扱いの範囲内に収まる。	Dittus-Boelterの式 Jens-Lottesの式 修正 Dougall-Rohsenow 式 日本原子力学会標準「BWR」における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」における相関式 ²
	沸騰遷移評価モデル	GEXL 相関式	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。	先行審査プラントと同じ
モデル	ボイドモデル				先行審査プラントと同じ
	サブクールボイドモデル				先行審査プラントと同じ
	気泡離脱点： 蒸気生成：				先行審査プラントと同じ
	圧損モデル 单相摩擦損失係数： 二相摩擦増倍係数： 局所二相増倍係数：				先行審査プラントと同じ

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。

表 2-2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/11)

	項 目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)	
			(REDY コードによる評価)	(REDY コードによる評価)	—	—	(REDY コードによる評価)	—
物 理 現 象	炉心 (核)	核分裂出力 出力分布変化 反応度フィードバック 効果	(REDY コードによる評価)	(REDY コードによる評価)	—	—	(REDY コードによる評価)	—
		崩壊熱	(REDY コードによる評価)	(REDY コードによる評価)	—	—	(REDY コードによる評価)	—
		三次元効果	(REDY コードによる評価)	(REDY コードによる評価)	—	—	(REDY コードによる評価)	—

表2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(7/11)

項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二; 原子炉停止機能喪失)		
物理現象	炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 沸騰遷移	出力が上昇してMCPRが低下するが、沸騰遷移は生じず、核沸騰状態で事象は推移する。	原子炉出力が急激に上昇するため、沸騰遷移が生じて膜沸騰状態に移行する。その後、原子炉出力の低下によってリウエットに至ることで核沸騰状態へ移行する。燃料被覆管温度は、燃料ペレット内発熱により燃料ペレット熱伝導とギャップ部の熱伝達及び燃料被覆管熱伝導を通して上昇する。	有	原子炉停止機能喪失事象では、沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管温度の挙動に差異が生じる。沸騰遷移後における燃料被覆管温度挙動は、SCATコードが取扱う従来許認可解析の範囲外である。そのため、原子炉停止機能喪失事象を適切に評価するように、熱伝達係数、ボイドモデル等を従来許認可解析から変更している。	原子炉出力が急激に上昇するため、沸騰遷移が生じて膜沸騰状態に移行する。その後、原子炉出力の低下によってリウエットに至ることで核沸騰状態へ移行する。燃料被覆管温度は、燃料ペレット内発熱により燃料ペレット熱伝導とギャップ部の熱伝達及び燃料被覆管熱伝導を通して上昇する。	先行審査プラントと同じ
		燃料被覆管酸化	燃料被覆管温度の上昇量が小さく、水-ジルカロイ反応が発生する程度には至らない。	沸騰遷移発生によって燃料被覆管温度が高温となるため、水-ジルカロイ反応が発生する。	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、燃料被覆管温度が高温となるため、取扱う燃料被覆管酸化量の評価に差異が生じる。そのため、燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応にBaker-Justの式を適用して燃料被覆管酸化量を計算する。	沸騰遷移発生によって燃料被覆管温度が高温となるため、水-ジルカロイ反応が発生する。	先行審査プラントと同じ
		燃料被覆管変形	無し	同左	無	従来許認可解析との差異はない。	無し	先行審査プラントと同じ

表2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(8/11)

	項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二; 原子炉停止機能喪失)	
	物理現象	炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	ボイド率は低下している。	スクラムしないためボイド率は高いまま維持される。	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、スクラム機能喪失を仮定しており、ボイド率の挙動に差異が生じる。しかし、原子炉停止機能喪失でのボイド率は過渡解析のボイド率最大値と同等であるため、差異による影響はない。	スクラムしないためボイド率は高いまま維持される。
気液分離(水位変化)・対向流			炉心部に二相水位は形成されない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。	炉心部に二相水位は形成されない。	先行審査プラントと同じ
気液熱非平衡		無し	沸騰遷移発生によって過熱蒸気が発生する可能性がある。	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、沸騰遷移発生により、気液熱非平衡に差異が生じる。そのため、原子炉停止機能喪失事象を適切に評価するように、燃料被覆管-冷却材間の熱伝達係数を従来許認可解析から変更している。	沸騰遷移発生によって過熱蒸気が発生する可能性がある。	先行審査プラントと同じ	
圧力損失		流量に影響を与えない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。	流量に影響を与えない。	先行審査プラントと同じ	
三次元効果		炉心径方向出力分布の変化は小さく、流量配分による冷却材流量変化への影響は小さい。 また、事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、核熱水力不安定事象は生じない。	炉心径方向出力分布の変化は小さく、流量配分による冷却材流量変化への影響は小さい。 一方、原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、核熱水力不安定事象が生じる可能性がある。	有	核熱水力不安定事象が燃料被覆管温度に影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。	炉心径方向出力分布の変化は小さく、流量配分による冷却材流量変化への影響は小さい。 一方、原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、核熱水力不安定事象が生じる可能性がある。	先行審査プラントと同じ	

表2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(9/11)

	項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)	
物 理 現 象	原子炉圧 力容器 (逃がし 安全弁を 含む)	冷却材流量 変化	原子炉水位低によって再 循環ポンプトリップし、自 然循環流量相当まで流量 が低下する。	ATWS圧力高や原子炉水位低に よって再循環ポンプトリップ し、自然循環流量相当まで低 下する。	無	従来許認可解析との差異はない。	ATWS圧力高や原子炉水位低によって 再循環ポンプトリップし、自然循環 流量相当まで低下する。	先行審査プラントと同じ
		冷却材放出 (臨界流・ 差圧流)	MSIV 誤閉止による原子炉 圧力の上昇によって逃が し安全弁が作動する。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。	MSIV誤閉止による原子炉圧力の上昇 によって逃がし安全弁が作動する。	先行審査プラントと同じ
		沸騰・凝 縮・ボイド 率変化	炉心以外の領域における 本物理現象が評価指標に 与える影響はない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。	炉心以外の領域における本物理現象 が評価指標に与える影響はない。	先行審査プラントと同じ
		圧力損失	炉心以外の領域における 本物理現象が評価指標に 与える影響はない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。	炉心以外の領域における本物理現象 が評価指標に与える影響はない。	先行審査プラントと同じ

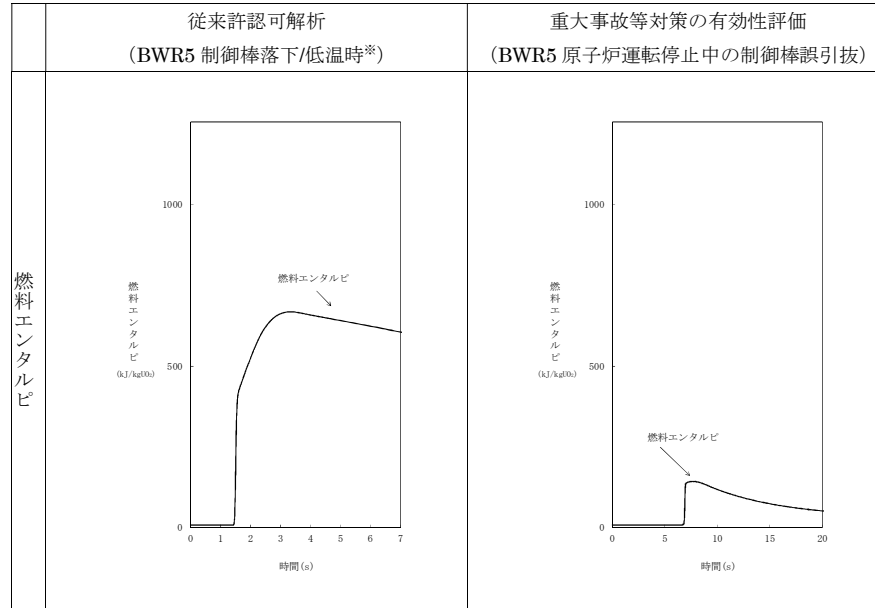
票2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/11)

項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)		
物理現象	原子炉圧力容器 (逃がし安全弁を含む)	ECCS 注水系・代替注水設備を含む	・T/D 給水ポンプトリップ	・T/D 給水ポンプトリップ ・M/D 給水ポンプ起動 ・HPCS, RCIC 起動	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、M/D 給水ポンプ起動を仮定しており、入口サブクーリングが増加するため、入口サブクーリングに差異が生じる。入口サブクーリングの増加は GEXL 相関式で適用可能と考えられるため、差異による影響はない。	・T/D 給水ポンプトリップ ・M/D 給水ポンプ起動 ・HPCS, RCIC 起動	先行審査プラントと同じ
	ほう酸水の拡散	ほう酸水注入系は起動しない。	ほう酸水注入系の起動によって原子力出力を抑制し、原子炉停止を達成する。(REDY コードによる評価)	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、ほう酸水注入系の起動を考慮するため、ほう酸水の効果に差異が生じる。燃料被覆管温度の上昇は事象初期であり、ほう酸水注入系による出力抑制の効果が現れる段階より早いため影響はないと考えられる。そのため差異による影響はない。	ほう酸水注入系の起動によって原子力出力を抑制し、原子炉停止を達成する。(REDY コードによる評価)	先行審査プラントと同じ	
	三次元効果	(下部プレナムの流量配分)再循環ポンプは対称にトリップするため影響はない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。	(下部プレナムの流量配分)再循環ポンプは対称にトリップするため影響はない。	先行審査プラントと同じ	

表 2-2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (11/11)

項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；原子炉停止機能喪失)	
物理現象	原子炉格納容器 冷却材放出	原子炉格納容器の挙動を評価しないため本物理現象は考慮しない。 原子炉格納容器における本物理現象が評価指標に与える影響はない。	逃がし安全弁を介して原子炉格納容器の圧力及びプール水温が上昇する (REDY コードによる評価)。	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、原子炉格納容器の挙動を評価するため、物理現象の考慮有無に差異が生じる。いずれも REDY コードにて適切に評価でき、SCAT コードによる評価において差異による影響はない。	逃がし安全弁を介して原子炉格納容器の圧力及びプール水温が上昇する (REDY コードによる評価)。	先行審査プラントと同じ
	格納容器各領域間の流動	同上	原子炉格納容器の雰囲気温度及び圧力変化に影響する (REDY コードによる評価)。	有	同上	原子炉格納容器の雰囲気温度及び圧力変化に影響する (REDY コードによる評価)。	先行審査プラントと同じ
	サブプレッション・プール冷却	同上	残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却を行うことにより原子炉格納容器の圧力及びプール水温の上昇を抑制する (REDY コードによる評価)。	有	同上	残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却を行うことにより原子炉格納容器の圧力及びプール水温の上昇を抑制する (REDY コードによる評価)。	先行審査プラントと同じ
	気液界面の熱伝達	同上	原子炉格納容器の雰囲気温度及び圧力変化へ影響する。 (REDY コードによる評価)	有	同上	原子炉格納容器の雰囲気温度及び圧力変化へ影響する。(REDY コードによる評価)	先行審査プラントと同じ

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(1/12)



※制御棒落下事象を比較対象として選定した理由は、起動時の制御棒引き抜き時の過渡変化の燃料エンタルピーは最大約 88kJ/kgUO₂であり、制御棒落下事象の方が厳しい事象（燃料エンタルピー：8～669kJ/kgUO₂）であるため

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(2/12)

	従来許認可解析 (BWR5 制御棒落下/低温時)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR5 原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二; 反応度の誤投入)	
事象進展	原子炉の起動時に制御棒がインシーケンスで引き抜かれた臨界状態から、制御棒1本が落下速度の上限値 0.95m/s で落下することにより、原子炉出力が上昇する。 急激な出力上昇は、ドブドラ反応度の負のフィードバックにより抑えられるとともに、平均出力領域モニタの中性子束高スクラム信号が発生して、原子炉はスクラムし、事象は収束する。	原子炉の停止時に制御棒が1本引き抜かれた局所臨界状態から、隣接する1本の制御棒が引抜速度の上限値 9.1cm/s で連続的に引き抜かれることにより原子炉出力が上昇する。 原子炉出力が上昇し、起動領域モニタの原子炉周期短信号が発生して、原子炉はスクラムし、事象は収束する。	原子炉の停止時に制御棒が1本引き抜かれた臨界状態から、隣接する1本の制御棒が引抜速度の上限値 9.1cm/s で連続的に引き抜かれることにより原子炉出力が上昇する。 原子炉出力が上昇し、起動領域計装の原子炉出力ベリオド短(10秒)信号が発生して、原子炉はスクラムし、事象は収束する。	先行審査プラントと同じ
	原子炉スクラム: 約 1.5 秒	原子炉スクラム: 約 6.8 秒	原子炉スクラム: 約 9.6 秒	先行審査プラントと同等
変化範囲	燃料エンタルピー: 8kJ/kgUO ₂ ～約 669kJ/kgUO ₂ 沸騰状態: 単相, 核沸騰, 膜沸騰 時間: 0 秒～7 秒	燃料エンタルピー: 8kJ/kgUO ₂ ～約 144kJ/kgUO ₂ 沸騰状態: 単相, 核沸騰 時間: 0 秒～20 秒	燃料エンタルピー: 8kJ/kgUO ₂ ～約 85kJ/kgUO ₂ 沸騰状態: 単相, 核沸騰 時間: 0 秒～20 秒	先行審査プラントと同等
適用範囲	沸騰状態: 単相, 核沸騰, 膜沸騰 時間: 0 秒～制限なし	沸騰状態: 同左 時間: 同左	沸騰状態: 同左 時間: 同左	先行審査プラントと同じ

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(3/12)

	項目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
解析条件	初期炉心条件	事故：低温臨界状態/高温待機臨界状態 過渡（BWR5）：高温待機臨界状態 過渡（ABWR）：低温臨界状態	低温停止状態	有	低温停止状態を初期炉心条件としており、差異が生じる。ただし、個々の炉心パラメータ自体は従来許認可解析の低温臨界条件と同一であり、また、事故後の炉心の基本的な挙動は従来許認可解析と同様であることから、差異による影響はない。	低温停止状態	先行審査プラントと同じ
	事象	事故：制御棒落下 過渡：制御棒の誤引抜	制御棒の誤引抜	無	過渡解析と同一の事象であり、従来許認可解析のモデル適用範囲内である。	制御棒の誤引き抜き	先行審査プラントと同じ
	初期実効増倍率	1.00（通常の制御棒引抜操作で臨界に達している）	1.00(保守的に初期状態で臨界を想定)	無	停止中の制御棒誤引抜解析では保守側に初期実効増倍率を 1.00 としており、初期実効増倍率条件の差異はない。	1.00（保守的に初期状態で臨界を想定）	先行審査プラントと同じ
	初期制御棒パターン	臨界状態に対応した制御棒パターン	制御棒 1 本全引抜	有	停止中の制御棒誤引抜解析では制御棒 1 本全引抜状態を初期条件としており、条件の差異が生じる。事故後の炉心の基本的な挙動は従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。	制御棒 1 本全引き抜き	先行審査プラントと同じ

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(4/12)

項目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)		
解析条件	初期出力	事故(低温臨界状態)：定格の 10^{-8} 事故(高温待機臨界状態)：定格の 10^{-6} 過渡(低温臨界状態)：定格の 10^{-8} 過渡(高温待機臨界状態)：定格の 10^{-3}	定格の 10^{-8}	無	停止中の制御棒誤引抜解析では低温臨界状態に対応した初期出力としており、事故・過渡解析(低温臨界状態)との差異はない。	定格の 10^{-8}	先行審査プラントと同じ
	初期燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材の温度	低温臨界状態：20℃ 高温待機臨界状態(BWR5)：286℃ 高温待機臨界状態(ABWR)：287℃	20℃	無	停止中の制御棒誤引抜解析では低温臨界状態に対応した初期温度としており、事故・過渡解析(低温臨界状態)との差異はない。	20℃	先行審査プラントと同じ
	初期燃料エンタルピ	低温臨界状態：8kJ/kgUO ₂ 高温待機臨界状態：75kJ/kgUO ₂	8kJ/kgUO ₂	無	初期温度に対応した燃料エンタルピとしており、事故・過渡解析(低温臨界状態)との差異はない。	8kJ/kgUO ₂	先行審査プラントと同じ
	初期原子炉圧力	低温臨界状態：0.0MPa[gage] 高温待機臨界状態(BWR5)：7.03MPa[gage] 高温待機臨界状態(ABWR)：7.17MPa[gage]	0.0MPa[gage]	無	原子炉低温停止状態に対応した初期圧力としており、事故・過渡解析(低温臨界状態)との差異はない。	0.0MPa[gage]	先行審査プラントと同じ

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(5/12)

項目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)		
解析条件	初期炉心流量	定格の20% (再循環ポンプによる冷却材循環)	定格の2% (崩壊熱除去系による冷却材循環)	有	停止中の制御棒誤引抜解析では残留熱除去系による冷却材循環を仮定しており、初期流量に差異が生じる。事故後の炉心の基本的な挙動は従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。	定格の2% (残留熱除去系による冷却材循環)	先行審査プラントと同じ
	局所出力ピーキング係数	最大出力となる燃料集合体断面に対応する値 燃焼度条件 サイクル初期：未燃焼 サイクル末期：当該燃料の燃焼度より小さい燃焼度	最大出力となる燃料集合体断面に対応する値 燃焼度条件 未燃焼	無	従来許認可と同一の局所出力ピーキング係数を使用しており、差異はない。	最大出力となる燃料集合体断面に対応する値 燃焼度条件 未燃焼	先行審査プラントと同じ

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(6/12)

項目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)		
解析モデル	ギャップ熱伝達	Ross & Stoute の式	同左	無	従来許認可と同一の熱伝導方程式を使用しており、差異はない。	Ross & Stoute の式	先行審査プラントと同じ
	燃料棒表面熱伝達	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 膜沸騰状態(高温待機時)：Dougall-Rohsenow の式	同左	無	従来許認可解析と同一の熱伝達相関式を用いており、差異はない。また、事故後の炉心の基本的な挙動は従来許認可解析と同様であり、熱伝達係数については従来許認可解析コードの取り扱いの範囲内に収まる。	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 膜沸騰状態(高温待機時)：Dougall-Rohsenow の式	先行審査プラントと同じ
	沸騰遷移	低温時：Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式 高温待機時：GEXL 相関式での MCPR が限界値	同左	無	従来許認可解析と同一の沸騰遷移判定式を用いており、差異はない。	低温時：Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式 高温待機時：GEXL 相関式での MCPR が限界値	先行審査プラントと同じ

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(7/12)

項目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
解析条件	引抜/落下制御棒	事故：インシーケンス制御棒引抜で許可された制御棒1本 過渡(BWR5)：インシーケンス制御棒引抜で許可された制御棒1本 過渡(ABWR)：インシーケンス制御棒引抜で許可された制御棒26本	初期引抜制御棒に隣接する制御棒1本	有	停止中の制御棒誤引抜解析は引抜制御棒に隣接する制御棒1本の引抜を仮定しており、引抜制御棒に差異が生じる。事故後の炉心の基本的な挙動は従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。	初期引抜制御棒に隣接する制御棒1本 先行審査プラントと同じ
	引抜/落下制御棒価値	事故：1.3%Δk 過渡(BWR5)：1.3%Δk 過渡(ABWR)：3.5%Δk	誤引抜制御棒全引抜時の反応度価値	有	停止中の制御棒誤引抜解析は誤引抜制御棒全引抜時の反応度価値を用いるため、制御棒価値に差異が生じる。事故後の炉心の基本的な挙動は従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。	誤引抜制御棒全引抜時の反応度価値 先行審査プラントと同じ
	制御棒引抜/落下速度	事故(BWR5)：0.95m/s 事故(ABWR)：0.7m/s 過渡(BWR5)：9.1cm/s 過渡(ABWR)：3.3cm/s	BWR5：9.1cm/s ABWR：3.3cm/s	無	従来許認可(過渡)と同一の制御棒引抜速度としており、差異はない。	9.1cm/s 先行審査プラントと同じ

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(8/12)

	項目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)
解析条件	スクラム条件	事故：中性子束高(平均出力領域モニタ) 過渡(中間領域モニタ採用プラント)：中性子束高 過渡(起動領域モニタ採用プラント)：原子炉周期短	中間領域モニタ採用プラント：中性子束高 起動領域モニタ採用プラント：原子炉周期短	無	従来許認可(過渡)と同一のスクラム条件としており、差異はない。	起動領域計装の原子炉出力ペリオド短(10秒)信号 先行審査プラントと同じ
	検出器バイパス条件	事故：平均出力領域モニタに単一故障を仮定する。 過渡(BWR5)：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 過渡(ABWR)：A, B, Cグループ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	BWR5：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 ABWR：A, B, Cグループ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	無	従来許認可(過渡)と同一の検出器バイパス条件としており、差異はない。	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
	スクラム動作遅れ	事故：0.09秒 過渡(中間領域モニタ採用プラント)：0.09秒 過渡(起動領域モニタ採用プラント)：0.2秒	中間領域モニタ採用プラント：0.09秒 起動領域モニタ採用プラント：0.2秒	無	従来許認可(過渡)とスクラム動作遅れとしており、差異はない。	0.2秒 先行審査プラントと同じ

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(9/12)

項目		従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の 制御棒誤引抜)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
物理現象	炉心(核) 核分裂出力 出力分布 変化 反応度フ ィードバ ック効果 制御棒反 応度効果	事故：制御棒落下により急激な反応度投入と出力分布変化が生じる。急激な出力上昇はドブプラ反応度の負のフィードバックにより抑えられるとともに、平均出力領域モニタの中性子束高スクラム信号が発生して、原子炉はスクラムする。 過渡：制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。出力上昇後にスクラム信号が発生して原子炉はスクラムする。	制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。出力上昇後にスクラム信号が発生して原子炉はスクラムする。	有	停止中の制御棒誤引抜解析は炉心外周部の制御棒が局所的に引き抜かれることから、局所的に出力が上昇し、三次元的な出力分布変化の影響が生じる。また、制御棒反応度効果は一般に三次元的な位置に依存する影響を受けるが、事象を通じての炉心挙動は従来許認可(事故)の範囲を超えることはない。	制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。出力上昇後にスクラム信号が発生して原子炉はスクラムする。	先行審査プラントと同じ

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(10/12)

項目		従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の 制御棒誤引抜)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
物理現象	炉心(燃料) 燃料棒内 温度変化 燃料棒表面熱伝達 沸騰遷移	事故：炉心出力が急激に上昇するため、最高出力燃料棒は沸騰遷移し膜沸騰状態に至る。膜沸騰状態では燃料の除熱量が低下し、燃料温度は1000℃を超える温度で推移する。 過渡：炉心出力の上昇は事故と比較して緩やかであることから、最高出力燃料棒は沸騰遷移に至らない。	炉心出力の上昇は従来許認可の事故と比較して緩やかであることから、最高出力燃料棒は沸騰遷移には至らない。	無	従来許認可解析からの差異はない。	炉心出力の上昇は従来許認可の事故と比較して緩やかであることから、最高出力燃料棒は沸騰遷移には至らない。	先行審査プラントと同じ
	燃料被覆管酸化	事故：燃料被覆管の高温化に伴う水-ジルカロイ反応が発生する。 過渡：燃料被覆管温度の上昇量が小さく、燃料被覆管温度は水-ジルカロイ反応が発生する程度には至らない。	燃料被覆管温度の上昇量が小さく、燃料被覆管温度は水-ジルカロイ反応が発生する程度には至らない。	無	従来許認可解析からの差異はない。	燃料被覆管温度の上昇量が小さく、燃料被覆管温度は水-ジルカロイ反応が発生する程度には至らない。	先行審査プラントと同じ

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(11/12)

項目		従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の 制御棒誤引抜)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
物理現象	炉心(熱流動) 沸騰・ボイド率変化	事故：炉心出力が急激に上昇するため、ボイドが発生する。 過渡：サブクールのない高温待機状態の場合、ボイドが発生する。 低温状態の場合、サブクール度が大きく、また、事象を通じての表面熱流束上昇量も小さいことから、ボイドはほとんど発生しない。	サブクール度が大きく、また、事象を通じての表面熱流束上昇量も小さいことから、ボイドはほとんど発生しない。	無	従来許認可解析からの差異はない。	サブクール度が大きく、また、事象を通じての表面熱流束上昇量も小さいことから、ボイドはほとんど発生しない。	先行審査プラントと同じ
	三次元効果	事故：ボイド発生に伴い、圧力損失による流量配分への三次元効果が生じ得る。 過渡：高温待機状態の場合、ボイド発生に伴い、圧力損失による流量配分への三次元効果が生じ得る。低温状態の場合、ボイドがほとんど発生しないことから、圧力損失による流量配分への三次元効果は生じない。	サブクール度の大きい低温状態であり、ボイドがほとんど発生しないことから、圧力損失による流量配分への三次元効果は生じない。	無	従来許認可解析(過渡)との差異はない。また、事象を通じての燃料挙動は従来許認可(事故)の範囲を超えることはない。	サブクール度の大きい低温状態であり、ボイドがほとんど発生しないことから、圧力損失による流量配分への三次元効果は生じない。	先行審査プラントと同じ

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (12/12)

項目		従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の 制御棒誤引抜き)	従来許認可 との差異	差異による影響	重大事故等対策の有効性評価 (東海第二；反応度の誤投入)	
物理現象	炉心 (熱流動)	<p>事故：ボイド発生に伴い、圧力損失への影響が生じる。</p> <p>過渡：高温待機状態の場合、ボイド発生に伴い、圧力損失への影響が生じる。低温状態の場合、ボイドがほとんど発生しないことから、圧力損失への影響は生じない。</p>	<p>サブクール度の大きい低温状態であり、ボイドがほとんど発生しないことから、圧力損失への影響は生じない。</p>	無	<p>従来許認可解析(過渡)との差異はない。また、事象を通じての燃料挙動は従来許認可(事故)の範囲を超えることはない。</p>	<p>サブクール度の大きい低温状態であり、ボイドがほとんど発生しないことから、圧力損失への影響は生じない。</p>	<p>先行審査プラントと同じ</p>

86. 外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について

A T W S のような外圧支配事象において高温高压状態が継続する場合の燃料被覆管の健全性について説明する。

1. 有効性評価結果

A T W S により燃料被覆管表面で沸騰遷移（ドライアウト）が発生し，燃料被覆管温度及び被覆管にかかる圧力が上昇しリウエットする場合，燃料被覆管表面最高温度約 870℃，燃料被覆管外圧約 8. 2MPa（内外圧差；約 6. 4MPa）の状態が 20 秒程度継続する解析評価結果を得ている。

2. 高温高压時の燃料被覆管の健全性について

(1) 出力－冷却不整合時の燃料健全性について

出力－冷却不整合（以下「P C M」(Power Cooling Mismatch) という。) 時の燃料のふるまいについて以下のとおり整理した。

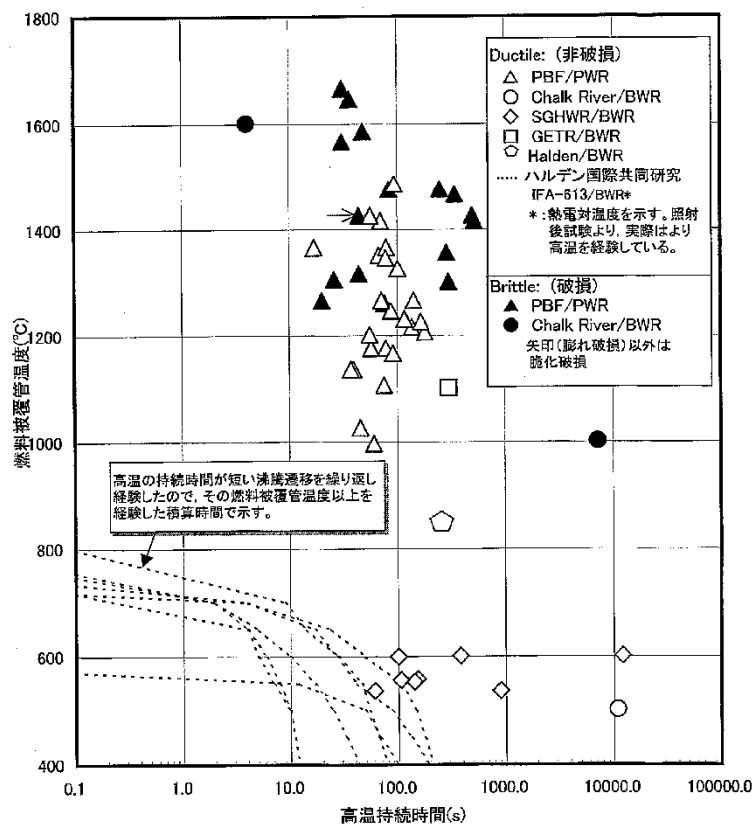
P C M により膜沸騰を開始した燃料被覆管は，燃料被覆管温度の上昇により 900℃以上になると，水－ジルコニウム反応が進行し，燃料被覆管表面に酸化膜が生成され，燃料被覆管の強度が低下し，外圧支配であることから燃料被覆管内側へのつぶれ変形が発生する。燃料被覆管内面ではつぶれ変形によりジルカロイと UO_2 が直接接触し，980℃以上で UO_2 によりジルカロイは酸化されるとともに，ジルカロイと UO_2 の極めて薄い合金層が形成される^[1]。

P C M 時の燃料破損は，沸騰遷移が生じ燃料被覆管が高温となり酸化脆化することが主な原因であり，沸騰遷移により高温を持続した場合の燃料健全性について以下に示す。

一時的に沸騰遷移が発生しても速やかに原子炉出力が低下してリウエットする事象発生時の燃料健全性に関する炉内試験結果を第1図に示す^[2]。

第1図より、本解析評価結果（燃料被覆管温度約870°C、持続時間20秒）において、燃料被覆管は健全であると考えられる。このことは、後述の(3)のハルデン炉を用いた沸騰遷移試験からもわかる。

なお、文献[2]、[3]において、第1図の結果等を元に沸騰遷移時の燃料健全性に関する整理及び適用の妥当性の検討が行われている。



第1図 沸騰遷移発生後の燃料健全性に関する炉内試験結果^[2]

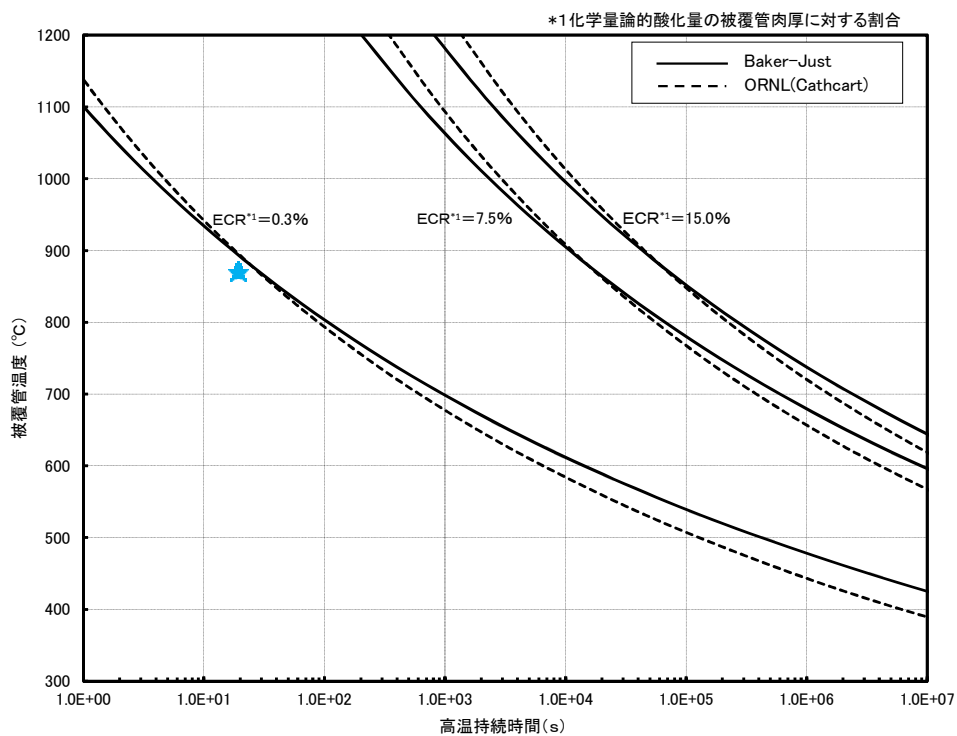
(2) 化学量論的酸化量（以下「ECR」という。）について

PCMの破損モードである酸化脆化に関し、本解析評価におけるECRを評価した。ATWSにより燃料被覆管表面での沸騰遷移の発生により燃料被覆管が高温維持された場合の9×9燃料（A型）被覆管の酸化割合を、Baker-Justの式^[4]に基づいて評価した結果を、第2図に示す。参考に

Cathcart の式^[5]に基づく評価結果も示す。

燃料被覆管表面最高温度約 870°C，持続時間 20 秒であれば，ECR は約 0.3% であり，沸騰遷移期間中に燃料被覆管母材に取り込まれる酸素の量は少なく，燃料被覆管の酸化による脆化が問題になることはない。また，この温度及び持続時間では，ECR が LOCA 時の燃料被覆管脆化破損の判断基準である 15%*¹に達するまでに十分な余裕があるため，つぶれ変形が生じたとしても，燃料被覆管の健全性は維持されると考えられる。

* 1 PCM 条件下では LOCA 条件下の破損モードとほぼ同一の破損の仕方が確認されており，LOCA 基準が準用できる。



第 2 図 高温持続時間と燃料被覆管表面酸化量の関係

(3) ハルデン炉を用いた沸騰遷移試験によるつぶれ変形について

本解析評価に近い条件に基づく沸騰遷移試験における燃料の変化について参考を示す。

BWR 燃料の未照射燃料棒及び照射燃料棒（燃料棒燃焼度は 22～40GWd/t）を用い、高温、外圧支配時の沸騰遷移試験を行った^[6]。

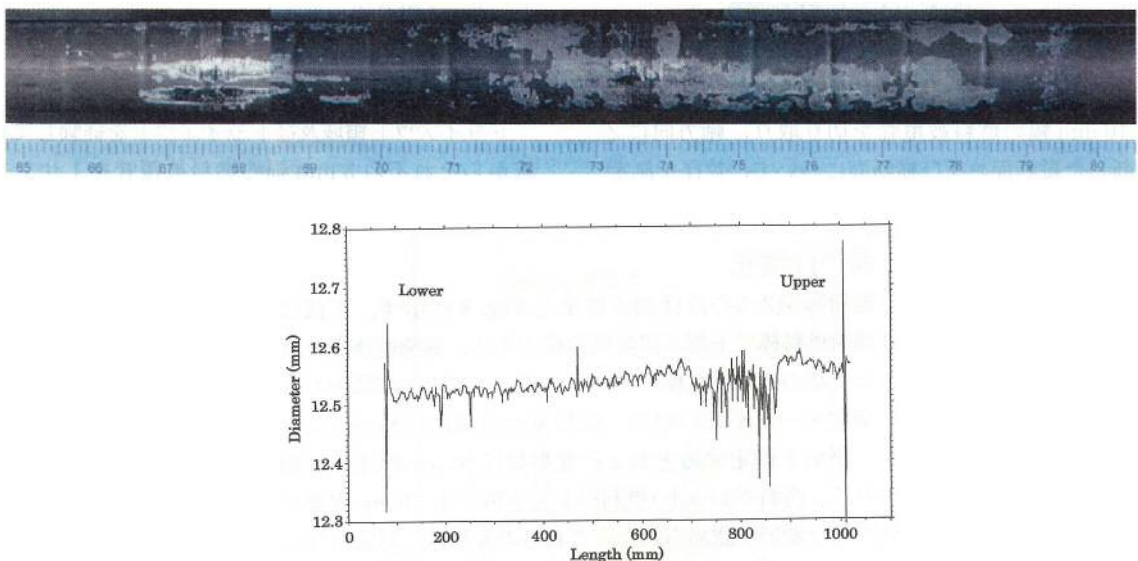
〔照射条件〕

燃料被覆管表面最高温度；977℃以上（試験後の prior-β 相形成より推定）
沸騰遷移積算時間；約 49 秒*²

* 2 熱電対での燃料被覆管表面温度が断続的に 600～720℃を記録した時間の合計。但し、熱電対先端と溶接位置の関係から、燃料被覆管表面温度の過小評価が考えられる。

を経験した試験燃料棒の燃料被覆管外観写真と直径測定結果を第 3 図に示す。

この試験燃料棒のドライアウト領域（燃料棒上部）（燃料被覆管外圧；約 7MPa, 内外圧差；約 6.4MPa）では、燃料ペレット間の局所的なつぶれ変形（燃料ペレット間（ペレット上下端チャンファ）位置に沿った、燃料被覆管内側方向への約 20～50 μm の食い込み）があり、燃料被覆管表面酸化膜厚さ及び水素吸収量のわずかな増加、燃料被覆管の脆化による引張強度・延性のわずかな低下が見られたものの、リウエット時の熱衝撃による燃料被覆管酸化膜の剥離も見られず、燃料棒は非破損であったとの結果が得られている。



第 3 図 試験燃料棒の燃料被覆管外観写真と直径測定結果

上記の試験に本解析評価条件は同等と考えられ、また現在使用している燃料棒（9×9燃料）は、より高密度のペレット採用により焼きしまりが小さくなっており、軸方向の燃料ペレット間の大きな間隙が発生し難くなっているため、燃料被覆管のつぶれ変形によって貫通破損が生じる可能性は小さいと考えられる。

3. まとめ

外圧支配条件の下、燃料被覆管表面最高温度約 870°Cを 20 秒程度継続しても、燃料は健全であると考えられる。

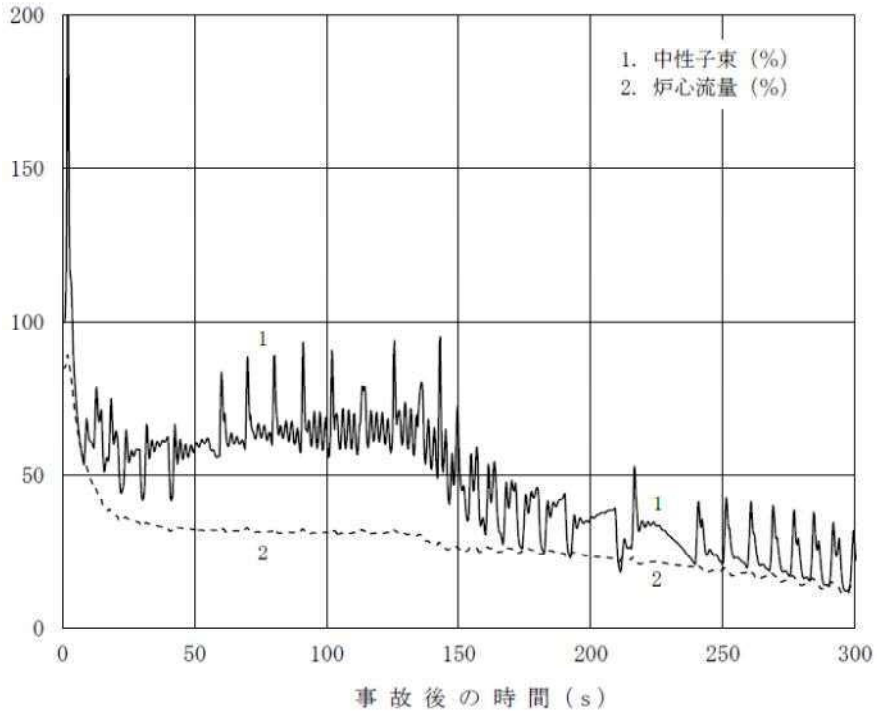
文献

- [1] 軽水炉燃料のふるまい（平成 23 年 3 月 公益財団法人原子力安全研究協会）
- [2] 日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」
- [3] 沸騰遷移後燃料健全性評価分科会報告書（平成 18 年 6 月 29 日 原子力安全委員会了承）
- [4] L. Baker, Jr. and L. C. Just, "Studies of Metal-Water Reactions at High Temperatures III. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction", ANL-6548, May 1962
- [5] J. V. Cathcart, et al., "Zirconium Metal-Water Oxidation Kinetics IV. Reaction Rate Studies" ORNL/NUREG-17, Aug. 1977
- [6] 387. 過渡的な沸騰遷移後のBWR燃料のふるまい（日本原子力学会和文論文誌 Vol. 2, No. 2 2003）

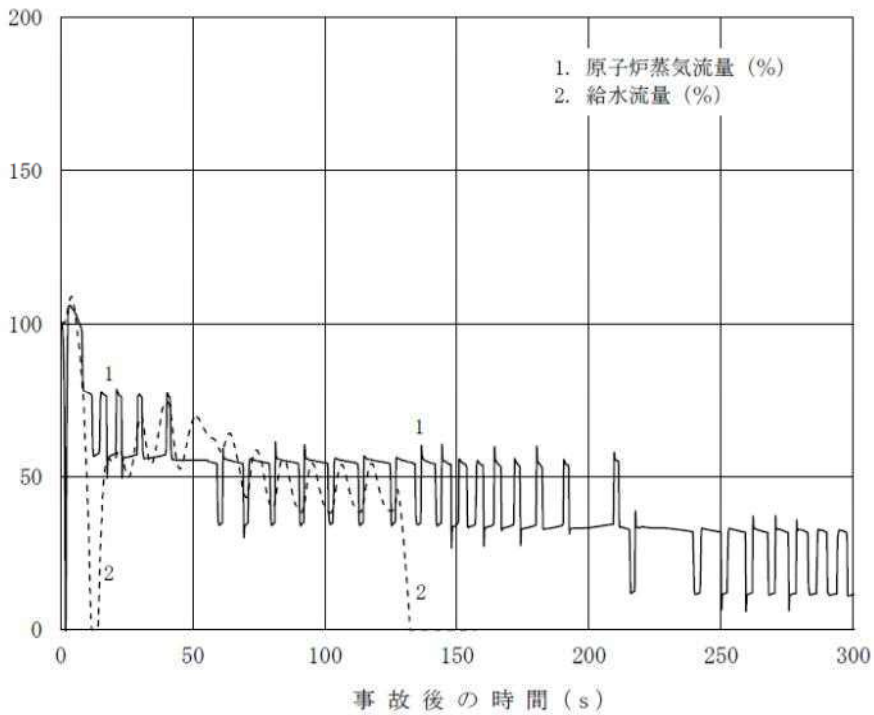
96. TRACGコードの従来型BWRのATWS解析への適用例（参考評価）

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。

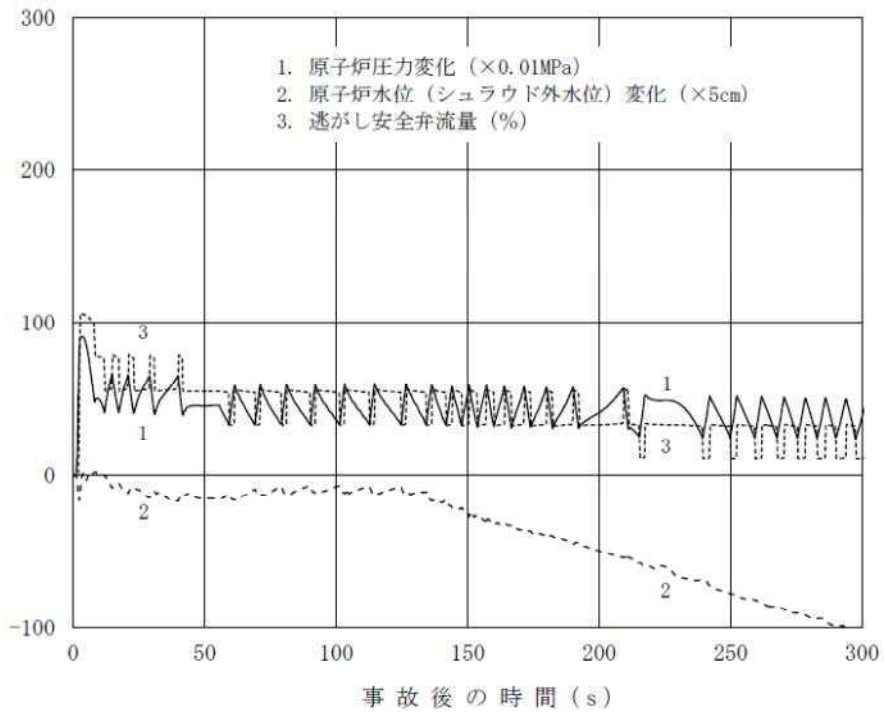
第1図～第5図に従来型BWRの平衡炉心において主蒸気隔離弁の誤閉止を想定した場合のATWS解析結果を示す。燃料被覆管温度は最高で約500℃であり、評価項目に対して十分な余裕があることがわかる。



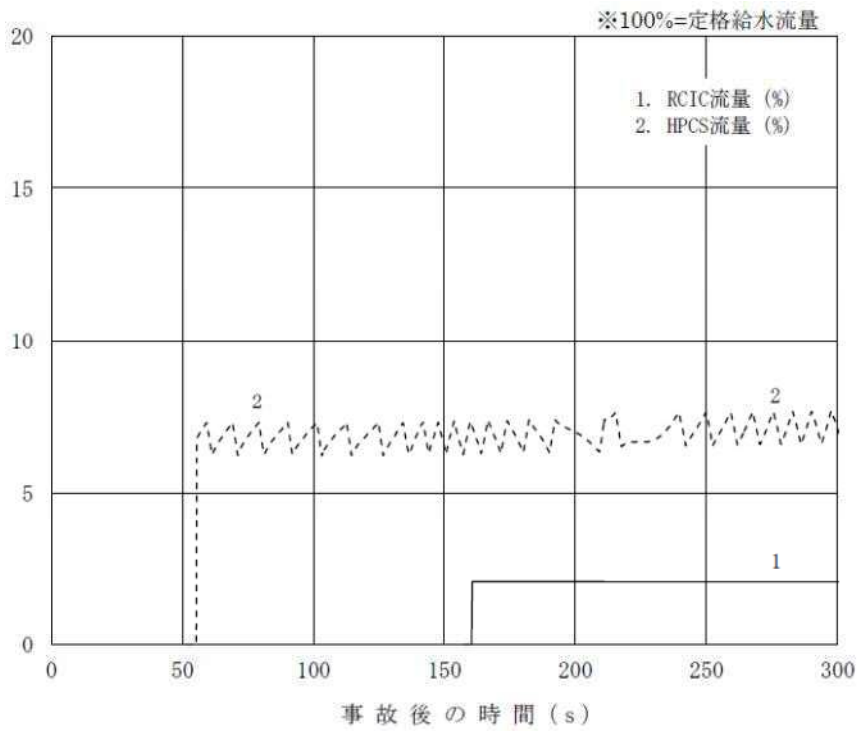
第1図 中性子束，炉心流量の時間変化



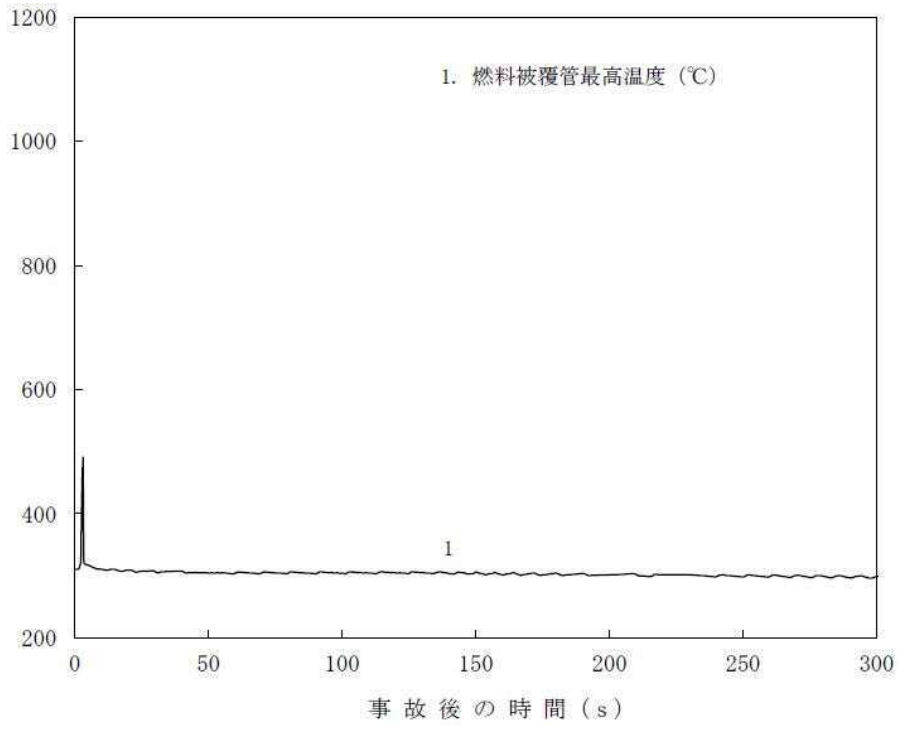
第2図 原子炉蒸気流量，給水流量の時間変化



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。

(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

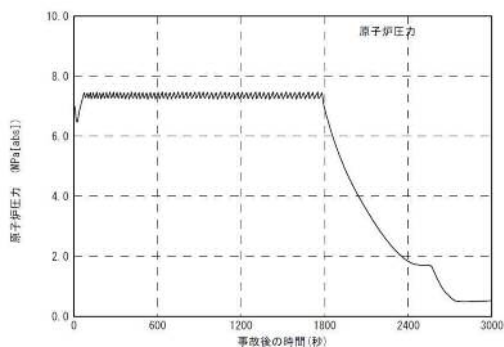
までの期間，原子炉隔離時冷却系等の高圧注水機能による原子炉注水を確保することが可能なため，逃がし安全弁の条件設定の違いが燃料被覆管温度及び燃料被覆管の酸化量に与える影響はない。なお，事象発生時に原子炉隔離時冷却系が健全だが，逃がし安全弁 1 弁の開固着により原子炉圧力が低下することで低圧の注水機能の準備完了前に原子炉隔離維持冷却系が停止する全交流動力電源喪失（T B P）において逃がし弁機能に期待した場合には，原子炉隔離時冷却系の停止タイミングが若干早まることが考えられるが，原子炉隔離時冷却系停止の解析条件（原子炉圧力 1.04MPa[gage]）は余裕を考慮して設定しており，原子炉圧力が 1.04MPa[gage]未満でも運転継続が可能であることから，燃料被覆管温度に与える影響はこの保守性に包含されるものと考えられる。また，感度解析にて低圧の注水機能の準備完了が 55 分遅れた場合でも，燃料被覆管の破裂防止が可能であること確認しており，逃がし弁機能に期待した場合に原子炉隔離時冷却系の停止が若干早まる影響は感度解析に包含される。

（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）

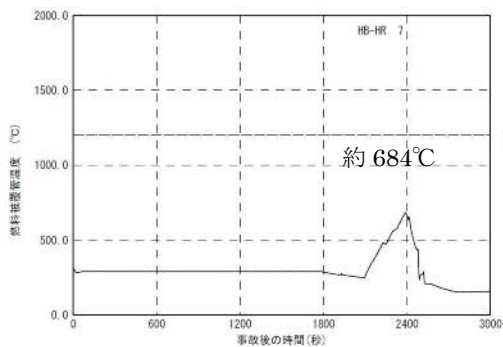
安全弁機能に期待した方が，原子炉圧力が高めに推移することから，原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は高めとなる。

（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。

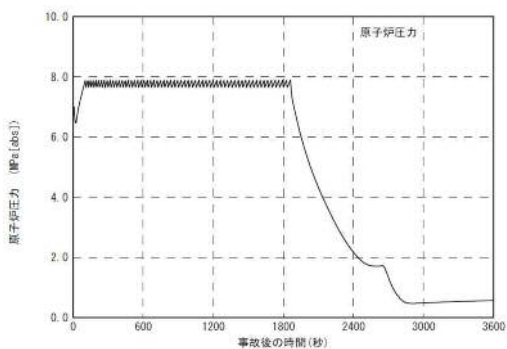


原子炉圧力の推移

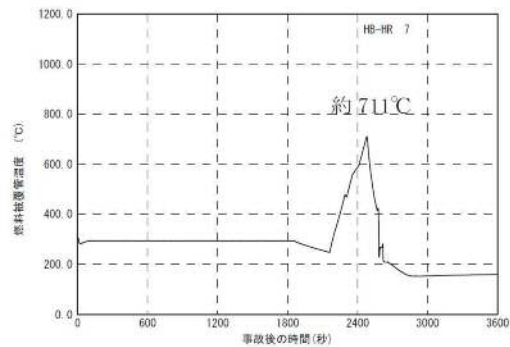


燃料被覆管温度の推移

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)

98. S A 設備としての逃がし安全弁 7 弁の十分性について

1. はじめに

第 46 条 S A 設備としての逃がし安全弁の弁数は、以下を考慮することにより、操作・設備の信頼性を確保するとともに、十分な減圧能力を確保するよう設定している。

- ・ 操作の信頼性（減圧操作の容易性（必要時に一括開操作可能））
- ・ 設備の信頼性（作動電源の多重性，耐震性）
- ・ 高圧注水機能喪失時において低圧注水のために必要な弁数
- ・ 格納容器雰囲気直接加熱（D C H）発生防止に必要な弁数

ここでは、S A 設備とする逃がし安全弁の弁数（7 弁）が、高圧注水機能喪失時における低圧注水及び D C H 防止の観点から、十分な確保されていることについて説明する。

2. 高圧注水機能喪失時における逃がし安全弁 7 弁の S A 設備化の十分性について

（1）原子炉減圧操作時の逃がし安全弁作動数の影響について

原子炉減圧操作時の逃がし安全弁の作動数が少なくなった場合、原子炉圧力の低下が遅くなる。7 弁にて原子炉減圧を実施する高圧・低圧注水機能喪失及び 2 弁にて原子炉減圧を実施する高圧注水・減圧機能喪失における減圧開始から所定の圧力に低下するまでに要する時間を第 1 表に示す。このように、作動する逃がし安全弁数が 2 弁まで減少した場合、原子炉圧力の低下タイミングは 1MPa[gage]到達時点で約 10 分程度遅くなる。

第 1 表 逃がし安全弁作動数による減圧時間の違い

原子炉圧力	7 弁減圧 (TQUV)	2 弁減圧 (TQUX)	時間の差
3MPa [gage]	1.7 分後	6.4 分後	約 4.7 分
2MPa [gage]	2.7 分後	9.2 分後	約 5.8 分
1MPa [gage]	4.6 分後	14.3 分後	約 9.7 分

(2) 逃がし安全弁作動数を 7 弁から 2 弁にした場合に評価項目に与える影響

高圧・低圧注水機能喪失及び L O C A 時注水機能喪失の有効性評価においては、高圧注水機能が喪失することから、運転手順に従い逃がし安全弁 7 弁にて原子炉を減圧し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施する。

これらの事故シーケンスについては、減圧操作の開始が 10 分程度遅れた場合でも、評価項目を満足するとともに燃料被覆管の破裂が発生しないことを確認している。

よって、原子炉減圧時の逃がし安全弁の作動数を 7 弁から 2 弁にした場合でも、炉心損傷防止対策の有効性評価における評価項目に与える影響は小さく、逃がし安全弁の作動数については、7 弁確保されていれば十分と考えられる。

3. D C H 発生防止に対する逃がし安全弁 7 弁の S A 設備化の十分性

炉心損傷後、原子炉注水手段がない場合には、BAF+20% 水位にて逃がし安全弁（自動減圧機能付）2 弁を開け原子炉を減圧し、D C H を防止することとしている。S A 設備としての逃がし 7 弁は、D C H 防止に必要な弁数 2 弁に対しても十分余裕があると言える

以上