

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-2 改4
提出年月日	平成29年4月24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4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， $^{10}\text{B}$ 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 P 及び 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（S F P）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. 運転員等の操作時間に対する仮定
83. 運転員等操作の判断基準の考え方
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

コメント No.150-43 に対する回答

21. 有効性評価における解析条件の変更等について

1. 有効性評価における解析条件の変更について

各シーケンスの有効性評価における解析条件の変更について 1.1～1.4 に、解析条件の変更前後の評価結果を別紙 1 に示す。

1.1 炉心損傷防止の有効性評価における解析条件の変更について

東海第二発電所の重大事故等対策の有効性評価について、先行プラントの審査状況、東海第二発電所の設備設計の進捗等を踏まえ、設置変更許可申請時点から解析条件を変更した。第 1 表に主要な変更内容、以下に概要を示す。

(1) 高圧・低圧注水機能が喪失した場合の原子炉減圧操作条件の変更

申請時は、原子炉減圧操作条件として原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル 1）設定点に到達してから 10 分の時間余裕を考慮していたが、設備設計の進捗に伴い運転手順に基づく前段の操作・確認事項（状況判断、高圧代替注水系の操作失敗等）の積み上げ時間（約 25 分後）に変更した。

(2) 炉心損傷防止対策における代替格納容器スプレイ冷却系（常設）のスプレイ流量の変更

申請時は、従前の運転手順に基づき代替格納容器スプレイ実施時の流量として  $110\text{m}^3/\text{h}$  を設定していたが、申請解析において格納容器圧力が徐々に上昇していることを踏まえ、圧力抑制が可能な流量としてスプレイ流量を  $130\text{m}^3/\text{h}$  に変更した。なお、運転手順についてもスプレイ流量の目安を同様に変更する。

(3) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）のスプレイ停止基準の変更

申請時は、従前の運転手順に基づき代替格納容器スプレイの停止の基準を、サプレッション・プール水位がウェットウェルベントラインから 1m 下に到達した時点と設定していたが、格納容器ベントに伴うサプレッション・プール減圧沸騰による一時的な水位上昇の影響を考慮し、通常水位 + 6.5m に変更した。

(4) 原子炉圧力制御時に期待する逃がし安全弁機能の変更

申請時は、通常動作する逃がし安全弁（逃がし弁機能）に期待していたが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の駆動用窒素を供給する不活性ガス系が重大事故等対処設備ではないことを考慮し、「原子炉停止機能喪失」の有効性評価を除き駆動に窒素を必要としない逃がし安全弁（安全弁機能）に期待した原子炉圧力制御に変更した。また、「原子炉停止機能喪失」については、原子炉水位が高めに維持された方が反応度の観点で厳しい想定であること及び高圧炉心スプレイ系の原子炉注水流量は原子炉圧力に依存することを考慮し、原子炉圧力制御は逃がし安全弁（逃がし弁機能）に期待することとしている。

なお、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作時に逃がし安全弁の駆動用窒素を供給する高圧窒素ガス供給系は重大事故等対処設備に位置づける。

(5) 原子炉隔離時冷却系等の水源の変更

申請時は、復水貯蔵タンクに期待した有効性評価を実施していたが、基準地震動の審査状況を踏まえ復水貯蔵タンクは耐震性の観点から重大事故等対処設備には位置づけないこととし、低圧代替注水系（常設）の水源



は代替淡水貯槽, 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源はサプレッション・プールに変更した。また, 代替淡水貯槽は地下設置とすることから水温を 30℃とした。

(6) 「全交流動力電源喪失（長期TB）」操作条件の変更

原子炉隔離時冷却系の水源をサプレッション・プールに変更したことに伴い, 「全交流動力電源喪失（長期TB）」の有効性評価では, 原子炉隔離時冷却系の運転継続性が確認されているサプレッション・プール水温度約 106℃にまでに低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水に移行する操作条件に変更した。また, 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは, 原子炉注水と格納容器スプレイとを同時に実施する容量を確保していることから, 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイを実施する操作条件に変更した。

(7) 「原子炉停止機能喪失」初期条件, 操作条件等の変更

初期条件の炉心流量は, 反応度の観点で厳しい条件として運転範囲の下限である 85%流量に変更した。

原子炉隔離時冷却系の水源をサプレッション・プールに変更したことに伴い, 「原子炉停止機能喪失」の有効性評価では, サプレッション・プール水温度 106℃にて原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を停止する操作条件に変更した。

また, 原子炉注水については給水系, 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系により実施するが, このうち, 原子炉隔離時冷却系による注水が炉内の体積計算（マスバランス計算）に反映されないことが分かったため, 反映されるように修正した。

(8) 「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」破断面積の変更

申請時は、保守的に残留熱除去系（低圧注水系）注水配管の全周破断を想定していたが、構造健全性評価の結果、隔離弁の誤開等により低圧設計部分が過圧された場合でも破損が発生しないことが確認されたため、ISLOCA発生時の構造健全性評価を踏まえ、保守的に残留熱除去系熱交換器フランジ部に  $21 \text{ cm}^2$  の漏えいが発生する想定に変更した。

(9) 緊急用海水系の設置

敷地に遡上する津波を考慮した場合にも使用可能な常設の重大事故等対処設備として緊急用海水系を設置することとした。これに伴い、「2.4.1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」において期待する代替の海水取水設備を代替残留熱除去系海水系から緊急用海水系に変更した。ただし、操作条件（格納容器除熱の開始）及び機器条件（除熱性能）について変更はない。

なお、代替残留熱除去系海水系については自主対策設備として整備する。

第1表 解析条件の主要な変更内容（炉心損傷防止対策）

解析条件	変更前（申請時）	変更後
(1) 高圧・低圧注水機能が喪失した場合の原子炉減圧操作	原子炉水位異常低下（レベル1）到達の10分後	前段の操作・確認事項の積み上げ時間（25分後）
(2) 炉心損傷防止対策における代替格納容器スプレイ冷却系（常設）のスプレイ流量	110m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h
(3) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）のスプレイ停止基準（サブプレッション・プール水位）	ベントライン-1m	通常水位+6.5m
(4) 原子炉圧力制御時に期待する逃がし安全弁機能（原子炉停止機能喪失を除く）	逃がし弁機能	安全弁機能
(5) 原子炉隔離時冷却系等の水源	復水貯蔵タンク	代替淡水貯槽 サブプレッション・プール
(6) 「全交流動力電源喪失（長期TB）」マネジメント	可搬型設備に期待しない	可搬型設備による原子炉注水及び格納容器スプレイに期待
(7) 「原子炉停止機能喪失」マネジメント、初期炉心流量	<b>【マネジメント】</b>	
	原子炉隔離時冷却系により注水継続（復水貯蔵タンク水源）	サブプレッション・プール水温度106℃にて原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を停止
	<b>【初期炉心流量】</b>	
	100%流量	85%流量
(8) 「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」破断面積	低圧注水系注入配管の両端破断（463 cm <sup>2</sup> ）	構造健全性評価を踏まえた破断（熱交換器フランジ部、21 cm <sup>2</sup> ）
(9) 緊急用海水系の設置	代替残留熱除去系海水系（可搬型設備） ・機器条件；約24MW ・操作条件（格納容器除熱開始）；サブプレッション・チェンバ圧力279kPa[gage]到達時	緊急用海水系（常設設備） ・機器条件；約24MW ・操作条件（格納容器除熱開始）；サブプレッション・チェンバ圧力279kPa[gage]到達時

2. 有効性評価における柏崎刈羽 6, 7 号炉との主要な相違点について

2.1 炉心損傷防止の有効性評価における柏崎刈羽 6, 7 号炉との主要な相違点について

(1) 高圧・低圧注水機能喪失

項目		東海第二	柏崎刈羽 6, 7 号炉	理由
解析コード		SAFER/MAAP	SAFER・CHASTE/MAAP	燃料被覆管温度の評価項目に対する余裕を考慮し、SAFER コードによる保守的な評価結果を提示。
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	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。
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	逃がし弁機能の駆動用窒素を供給する不活性ガス系は重大事故等対処設備には位置づけないため、東海第二においては、原子炉圧力制御時は駆動に窒素を必要としない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	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。
操作条件	逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作（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 分後	事象発生から 14 分後	設定時間は違うが、操作時間の積み上げに基づき設定しているという点では相違点無し。

(2) 高圧注水・減圧機能喪失

項目		東海第二	柏崎刈羽6, 7号炉	理由
解析コード		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	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。
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	逃がし弁機能の駆動用窒素を供給する不活性ガス系は重大事故等対処設備には位置づけないため、東海第二においては、原子炉圧力制御時は駆動に窒素を必要としない安全弁機能に期待している。
低圧ECCSの台数		残留熱除去系(低圧注水系)3台及び低圧炉心スプレイ系	低圧注水系1台	東海第二においては、高圧注水・減圧機能喪失時の機能喪失状態を考慮し、自動起動する低圧ECCS全台による原子炉注水を設定している。 なお、残留熱除去系(低圧注水系)1台による原子炉注水を想定した場合の感度解析を実施し、この場合にも判断基準を満足することを確認している。

(3) 全交流動力電源喪失(長期TB)

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。
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	逃がし弁機能の駆動用窒素を供給する不活性ガス系は重大事故等対処設備には位置づけないため、東海第二においては、原子炉圧力制御時は駆動に窒素を必要としない安全弁機能に期待している。
交流電源復旧までの原子炉注水手段		原子炉隔離時冷却系(サブプレッション・プール水源)にて原子炉注水を実施し、事象発生後の8時間1分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	原子炉隔離時冷却系(復水貯蔵槽水源)にて原子炉注水を実施	東海第二においては、原子炉隔離時冷却系の水源をサブプレッション・プールとしていることから、サブプレッション・プール水温度上昇により原子炉隔離時冷却系が機能喪失するまでに交流動力電源を必要としない可搬型の原子炉注水に切り換えることとしている。
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を実施し、格納容器ベントは実施せず、交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施	事象発生後の16時間後に格納容器ベントを実施し、交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施	東海第二においては、運転手順に従い代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイを実施することとしている。これに伴い、交流電源に期待可能な事象発生後の24時間後まで格納容器圧力が格納容器ベント実施基準(310kPa[gage])に到達しないことから、格納容器ベントではなく、交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施するマネジメントとしている。

(4) 全交流動力電源喪失 (T B D, T B U)

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。
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	逃がし弁機能の駆動用窒素を供給する不活性ガス系は重大事故等対処設備には位置づけないため、東海第二においては、原子炉圧力制御時は駆動に窒素を必要としない安全弁機能に期待している。
交流電源		24 時間交流電源の復旧に期待しない	24 時間交流電源の復旧に期待しない	相違点はない。

(5) 全交流動力電源喪失 (T B P)

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。
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	逃がし弁機能の駆動用窒素を供給する不活性ガス系は重大事故等対処設備には位置づけないため、東海第二においては、原子炉圧力制御時は駆動に窒素を必要としない安全弁機能に期待している。
交流電源		24 時間交流電源の復旧に期待しない	24 時間交流電源の復旧に期待しない	相違点はない。

(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	外部電源あり	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。
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	逃がし弁機能の駆動用窒素を供給する不活性ガス系は重大事故等対処設備には位置づけないため、東海第二においては、原子炉圧力制御時は駆動に窒素を必要としない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、事象発生後の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	東海第二においては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、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	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。
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	逃がし弁機能の駆動用窒素を供給する不活性ガス系は重大事故等対処設備には位置づけないため、東海第二においては、原子炉圧力制御時は駆動に窒素を必要としない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	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。

(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
		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プレッション・プール冷却操作	事象発生から17分後	サプレッション・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。



(9) LOC A時注水機能喪失

項目		東海第二	柏崎刈羽 6, 7号炉	理由
解析コード		SAFER/MAAP	SAFER・CHASTE/MAAP	燃料被覆管温度の評価項目に対する余裕を考慮し、SAFERコードによる保守的な評価結果を提示
事故条件	起因事象	再循環配管の破断 破断面積は 3.7cm <sup>2</sup>	原子炉压力容器下部のドレン配管の破断 破断面積は 1cm <sup>2</sup>	破断箇所は、液相部配管を選定しており、実態として相違点はない。破断面積は、絶対値の違いはあるが、燃料被覆管の破裂防止が可能な最大面積を感度解析により確認し、感度解析ケースの事象進展がベースケースと有意な差が無いことを確認した上で、本事故シーケンスの特徴を代表できる条件を設定しているという点で、実態として相違点はない。
	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	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。
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	逃がし弁機能の駆動用窒素を供給する不活性ガス系は重大事故等対処設備には位置づけがないため、東海第二においては、原子炉圧力制御時は駆動に窒素を必要としない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	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。
操作条件	逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作（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 分後	事象発生から 14 分後	設定時間は違うが、操作時間の積み上げに基づき設定しているという点では相違点無し。

(10) インターフェイスシステム L O C A

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6, 7号炉	理 由
		SAFER	SAFER	相違点はない。
事故条件	起因事象	残留熱除去系 B 系熱交換器フランジの破断 破断面積は約 21cm <sup>2</sup>	高圧炉心注水系の吸込配管の破断 破断面積は約 127cm <sup>2</sup>	東海第二においては、I S L O C A 発生時の構造健全性評価の結果を踏まえ設定している。
	安全機能の喪失に対する過程	インターフェイスシステム L O C A の発生を想定する残留熱除去系 B 系並びに同じ原子炉建屋西側区画に設置されている高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 C 系の機能喪失	インターフェイスシステム L O C A が発生した側の高圧炉心注水系の機能喪失	東海第二においては、保守的に原子炉建屋への原子炉冷却材漏えいにより同じ原子炉建屋西側区画に設置されている系統（高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 C 系）は機能喪失する設定としている。
	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	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。
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	逃がし弁機能の駆動用窒素を供給する不活性ガス系は重大事故等対処設備には位置づけがないため、東海第二においては、原子炉圧力制御時は駆動に窒素を必要としない安全弁機能に期待している。
現場環境評価時の想定		実耐力評価：破損は発生しない  漏えい面積：21cm <sup>2</sup> 隔離時間：事象発生 5 時間	実耐力評価： 漏えい面積 1cm <sup>2</sup> 以下 漏えい面積：10cm <sup>2</sup> 隔離時間：事象発生 5.5 時間	東海第二においては、I S L O C A 発生時の構造健全性評価の結果を踏まえ保守的に 21cm <sup>2</sup> の漏えい面積を想定しインターフェイスシステム L O C A 時の現場環境評価を行い、作業の成立性及び設備の機能維持を確認している。

## 解析条件の変更前後の評価結果について

## 1. 炉心損傷防止対策の有効性評価における解析条件の変更前後の評価結果

解析条件の変更前後における各重要事故シーケンスの評価結果を第 1 表から第 8 表に示す。なお、敷地境界外での実効線量の評価シーケンスは、全交流動力電源喪失（長期 T B）から L O C A 時注水機能喪失に変更した。

第 1 表 評価結果（高圧・低圧注水機能喪失）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	判断基準
燃料被覆管最高温度	469℃	338℃	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 28 時間	約 28 時間	—

第 2 表 評価結果（高圧注水・減圧機能喪失）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	判断基準
燃料被覆管最高温度	684℃	711℃	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 0.04MPa[gage]	約 0.04MPa[gage]	0.62MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	約 86℃	約 90℃	200℃以下

第 3 表 評価結果（全交流動力電源喪失（長期 T B））

評価項目	変更前（申請時）	変更後	判断基準
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 8.46MPa[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 0.28MPa[gage]	0.62MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	約 161℃	約 141℃	200℃以下
(格納容器ベント時間)	約 18 時間	—	—

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	判断基準
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	判断基準
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	判断基準
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

第7表 評価結果（LOCA時注水機能喪失）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	判断基準
燃料被覆管最高温度	573℃	616℃	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]	0.620MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	約 144℃	約 138℃	200℃以下
(格納容器ベント時間)	約 28 時間	約 28 時間	—

第8表 評価結果（インターフェイスシステムLOCA）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	判断基準
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 7.23MPa[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	—※	—※	0.620MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	—※	—※	200℃以下

※：格納容器バイパス事象であり，判断基準に対して十分な余裕があることから比較対象外とした。

28. ほう酸水注入系のほう酸濃度、貯蔵量、 $^{10}\text{B}$ の比率等の初期条件

原子炉停止機能喪失におけるほう酸水注入系の解析条件は以下のとおりであり、ほう酸水注入系の設計値を使用している。

○ほう酸水注入系の解析条件

- ・ほう酸水注入ポンプ容量：1630/min
- ・ほう酸水濃度：13.4wt%
- ・高温停止に必要なボロン濃度：379ppm

○ほう酸水注入系の設計

ほう酸水注入系は、定格出力運転中の原子炉を、制御棒を挿入せずにほう酸水の注入によって、定格出力運転から冷温未臨界まで原子炉を移行させ、その状態を維持できるように設計している。

原子炉を冷温停止状態にするのに必要なほう酸濃度の設計値は、冷温停止に必要な濃度（600ppm）に、中性子吸収材と冷却材の希釈及び混合の不完全さに対する余裕を考慮して、1,000ppmとしている。

この1,000ppmを確保するために必要なボロン量をほう酸水注入系貯蔵タンク内に五ほう酸ナトリウム溶液として貯蔵するので、五ほう酸ナトリウム必要量は2,270kgである。

五ほう酸ナトリウム溶液の15℃における溶解度は13.4wt%で、溶液の比重は約1.1であり、ほう酸水注入系貯蔵タンク内の五ほう酸ナトリウムを2,270kgにするためには15.4m<sup>3</sup>のほう酸水を保持するように管理すればよい。

したがって、ほう酸水注入系貯蔵タンクの容量は、上記所要量を確保できる19.5m<sup>3</sup>としている。

## 82. 運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。

- a. 事象発生直後の中央制御室では 10 分間<sup>※1</sup>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<sup>※2</sup>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<sup>※2</sup>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、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 原子炉スクラム失敗時は、スクラム成功時と異なり、未臨界へ移行する操作を行うことを優先するため、運転手順書に従い直ちに手動スクラム操作に移行する。

※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、運転員等は運転手順書に従い、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。



## 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

先行して審査されたABWR/RCCVやBWR5/Mark-I改型格納容器と東海第二（BWR5/Mark-II型格納容器）とのプラント仕様の差異が「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」における重要現象の妥当性確認に与える影響について、以下に示す。

### 1. プラント仕様の差異の影響の有無について

東海第二と先行審査プラントとのプラント仕様の差異について、重要現象の妥当性確認への影響確認の要否について検討した結果を第1表に示す。第1表の検討結果を踏まえ、炉心格子及び格納容器の差異が重要現象の妥当性確認に与える影響について以下で確認する。

### 2. プラント仕様の差異が解析コードの重要現象に与える影響について

炉心格子及び格納容器の差異が、各解析コードの重要現象に対する妥当性確認に与える影響について、第2表に示すとともに、以下に概要を示す。

#### (1) SAFER

炉心格子の差異の影響は小さい。また、本解析コードでは、格納容器は模擬していない。

#### (2) REDY

炉心格子の差異を考慮した場合のボイド係数及びドップラ係数の保守因子の不確かさ及び燃料被覆管温度への影響について確認した。この結果、保守因子の変動幅は概ね同等であり、燃料被覆管温度のベースケースからの増分は最大+10℃となり評価項目となるパラメータに対して有意な影響を与えないことを確認した。また、格納容器の差異の影響は小さい。

(3) S C A T

単チャンネル解析コードであり，炉心格子の差異の影響はない。また，本解析コードでは，格納容器は模擬していない。

(4) M A A P

炉心格子及び格納容器の差異の影響は小さい。

(5) A P E X

炉心格子の差異の影響は小さい。また，本解析コードでは，格納容器は模擬していない。

第1表 東海第二と先行審査プラントとの仕様の差異について

項目	東二	先行プラント	影響確認の要否
炉心格子	C 格子	N 格子/S 格子	炉心格子に違いに起因する H/U 比の違いが与える影響について確認する。
格納容器	Mark-II	RCCV/Mark-I 改	格納容器空間体積等の違いが与える影響について確認する。
・ D/W 体積	5,700m <sup>3</sup>	7,350~8,830m <sup>3</sup>	
・ S/C 空間体積	4,100m <sup>3</sup>	4,700~5,960m <sup>3</sup>	
・ S/P 水量	3,300m <sup>3</sup>	2,800~3,800m <sup>3</sup>	
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ため影響確認は不要。
燃料集合体	9×9 燃料 (A)	9×9 燃料 (A)	先行審査プラントと同じのため影響確認は不要。
装荷体数	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ため影響確認は不要。
原子炉再循環系	外部ループ再循環	外部ループ再循環/ インターナルポンプ	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ことから差異の影響確認は不要。
	流量調整弁制御	ポンプ回転速度制御	
ECCS 構成	HPCS, LPCS (炉心上部注水), LPCI (炉心バイパス部注水)	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)	先行審査プラントと同じのため影響確認は不要。
ほう酸水注入系	炉心下部注水	炉心下部注水/ 炉心上部注水	先行審査プラントと同じのため影響確認は不要。

第2表 プラント仕様の差異が妥当性確認に与える影響について（1 / 2）

差異 解析コード	炉心格子 (東二 ; C 格子 / 先行 ; S 格子, N 格子)	格納容器 (東二 ; Mark-II / 先行 ; Mark-I 改, RCCV)
S A F E R	<ul style="list-style-type: none"> <li>各重要現象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重要なのは「燃料集合体の体数」, 「燃料集合体の軸方向長さ」及び「E C C S構成」である。よって, 炉心格子の違いが妥当性確認に与える影響は小さい。なお, 上記のパラメータについて先行審査プラントと東海第二とは同等である。</li> </ul>	本解析コードでは, 格納容器は模擬していない。
R E D Y	<ul style="list-style-type: none"> <li>反応度モデル (ボイド・ドップラ) の妥当性確認において, S 格子及び N 格子に対する反応度係数の保守因子の変動幅及び燃料被覆管温度への影響を評価し, 解析で使用している動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の保守因子の妥当性を確認している。このため, C 格子を想定した同様の評価を実施した。この結果, 保守因子の変動幅は概ね同等, 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℃であり, 評価項目となるパラメータに対して有意な影響を与えないことを確認している。</li> <li>よって, 炉心格子の違いが妥当性確認に与える影響は小さい。</li> </ul>	格納容器の重要現象の妥当性確認は, 基礎的な物理法則を適用し保守的な仮定をおいたモデルであるため, 式及び仮定の確認としている。このため, Mark-II型への適用性も同等である。
S C A T	<ul style="list-style-type: none"> <li>単一チャンネルを模擬した解析コードであり, 炉心格子の違いの影響はない。なお, 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。</li> </ul>	本解析コードでは, 格納容器は模擬していない。

第2表 プラント仕様の差異が妥当性確認に与える影響について (2 / 2)

差異 解析コード	炉心格子 (東二 ; C 格子 / 先行 ; S 格子, N 格子)	格納容器 (東二 ; Mark-II / 先行 ; Mark-I 改, RCCV)
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心及び原子炉压力容器 (炉心損傷後) の重要現象の妥当性確認に用いている TMI 事故解析, CORA 実験解析及び PHEBUS-FP 実験解析は, いずれも BWR 実機の炉心を想定したものではないが, 基本的な現象に有意な差が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, C 格子への適用性も同等である。</li> <li>異なる炉心格子間の寸法の差異が数 mm 程度と小さいことから, 炉心及び原子炉压力容器 (炉心損傷後) の重要現象の妥当性確認に用いている感度解析において, 炉心格子の違いは原子炉水位や炉心ヒートアップ挙動等に有意な影響を与えず, C 格子への適用性も同等と考える。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器及び格納容器 (炉心損傷後) の重要現象の妥当性確認に用いている HDR 実験解析, CSTF 実験解析, ACE 実験解析, SURC-4 実験解析, ABCOVE 実験解析及び PHEBUS-FP 実験解析は, いずれも BWR 実機の格納容器を想定したものではないが, 実験解析を通じて基本的な妥当性を確認しており, 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, Mark-II 型への適用性も同等である。</li> <li>格納容器 (炉心損傷後) の重要現象の妥当性確認には重要現象の妥当性確認に用いている感度解析では, エントレインメント係数, 熔融炉心から水への上面熱流束等, 格納容器の違いの影響を受けないパラメータを対象としていることから, Mark-II 型への適用性も同等である。</li> <li>なお, 格納容器空間体積等の違いはインプットとして考慮している。</li> </ul>
APEX	<ul style="list-style-type: none"> <li>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ップラフィードバックの影響が考えられるが, 反応度誤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, 影響はない。</li> <li>ドップラフィードバックについては, 重要現象の妥当性確認に用いている SPERT-III E 炉心実験は BWR 実機の炉心を想定したものではないが, 反応度投入事象を模擬した試験との比較によりドップラ反応度フィードバックモデルの妥当性を総合的に確認していることから, C 格子への適用性も同等である。</li> </ul>	本解析コードでは, 格納容器は模擬していない。

## 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ABWR（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<sup>(\*)</sup>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 <sup>(*)</sup>	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°Cとなっているが、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 <sup>(*1)</sup>		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 <sup>(*2)</sup> (°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°C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。