

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-2 改 10
提出年月日	平成 29 年 6 月 5 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

2.4 運転停止中の原子炉で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) 崩壊熱除去機能喪失

項目		東海第二	柏崎刈羽6, 7号炉	理由
事故条件	外部電源	事象認知まで：外部電源あり 事象認知後：外部電源なし	外部電源なし	東海第二においては、外部電源が喪失するとインターロックにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の再起動ができないため、事象認知の観点では外部電源がある場合の方が厳しい。このため、事象認知（事象発生から1時間）までは外部電源があるものとした。 また、事象発生1時間以降は、外部電源が喪失すると原子炉保護系電源の復旧等が必要となり、運転員操作に時間を要するという観点で厳しい条件となるため、外部電源がないものと仮定した。

(2) 全交流動力電源喪失

項目		東海第二	柏崎刈羽6, 7号炉	理由
操作条件	低圧代替注水系（常設）の注水開始時間	事象発生から1.1時間後	事象発生から145分後	東海第二においては、事象発生から24分で低圧代替注水系（常設）の起動準備操作が完了すると設定している。原子炉の沸騰開始は事象発生から約1.1時間後であり、原子炉冷却材の蒸発量に応じた原子炉注水を実施することで、原子炉水位を通常運転水位付近で維持することができる。
	残留熱除去系（停止時冷却系）による原子炉冷却	事象発生から4.1時間後	事象発生から20時間後	東海第二においては、残留熱除去系海水系に期待した評価としており、常設代替高圧電源装置から非常用母線への給電操作時間及び残留熱除去系の起動操作時間等の積み上げにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転開始時間を設定している。

補足 21-21

該当箇所抜粋

(3) 原子炉冷却材の流出

項目		東海第二	柏崎刈羽6, 7号炉	理由
事故条件	外部電源	外部電源あり	外部電源なし	東海第二においては、外部電源がない場合、原子炉保護系電源の喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）のポンプ入口弁が自動閉となり、冷却材流出が停止することから、原子炉冷却材流出の観点で厳しい外部電源ありを仮定した。
機器条件	原子炉压力容器の状態 原子炉の初期水位	原子炉压力容器閉鎖、通常水位	原子炉压力容器開放、原子炉ウエル満水	東海第二においては、原子炉水位が遮蔽水位に到達するまでの余裕時間の観点から最も厳しくなる、原子炉压力容器閉鎖、かつ原子炉水位が通常運転水位の状態を仮定した。なお、原子炉水位が通常運転水位の場合は、原子炉水位低下による警報発報や緩和設備の自動起動に期待できることも考えられるが、有効性評価ではこれらに期待しないことにより認知性の観点からも厳しい扱いとした。
操作条件	流出箇所の隔離	原子炉への注水開始後	原子炉への注水開始前	東海第二においては、運転手順書に基づき、原子炉水位回復操作を優先するため、流出箇所の隔離は、原子炉への注水開始後に実施する。

(4) 反応度の誤投入

項目		東海第二	柏崎刈羽6, 7号炉	理由
機器条件	制御棒引抜阻止	期待しない	原子炉周期短信号（原子炉周期20秒）	東海第二においては、原子炉出力ペリオド短（20秒）、及び原子炉出力ペリオド短（10秒）による制御棒引抜阻止には保守的に期待していない。

補足 21-22

4. 運転停止中原子炉の有効性評価における評価条件の変更前後の評価結果
 評価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12表から第14表に示す。

第12表 評価結果（崩壊熱除去機能喪失）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
原子炉水位	原子炉水位の低下なし	燃料有効長頂部から約4.2m上	燃料有効長頂部冠水 遮蔽維持 (目安：10mSv/h [※])
未臨界の維持	未臨界を維持	未臨界を維持	未臨界の維持

※：必要な遮蔽が維持される原子炉水位は燃料有効長頂部の約1.7m上

第13表 評価結果（全交流動力電源喪失）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
原子炉水位	原子炉水位の低下なし	原子炉水位の低下なし	燃料有効長頂部冠水 遮蔽維持 (目安：10mSv/h [※])
未臨界の維持	未臨界を維持	未臨界を維持	未臨界の維持

※：必要な遮蔽が維持される原子炉水位は燃料有効長頂部の約1.7m上

第14表 評価結果（原子炉冷却材の流出）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
原子炉水位	燃料有効長頂部から約3.7m上	燃料有効長頂部から約2.2m上	燃料有効長頂部冠水 遮蔽維持 (目安：10mSv/h [※])
未臨界の維持	未臨界を維持	未臨界を維持	未臨界の維持

※：必要な遮蔽が維持される原子炉水位は燃料有効長頂部の約1.7m上

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

1. はじめに

反応度誤投入事象の評価において炉心状態を「9×9燃料(A型)平衡炉心のサイクル初期」とし、「最大反応度価値制御棒及びその斜め隣接の制御棒」が引き抜かれる想定をして評価している。しかし、実炉心においては想定と異なり、装荷燃料には9×9燃料(B型)が含まれている場合、事象発生時期がサイクル末期である場合に加え、引き抜き制御棒価値、引き抜き制御棒反応度曲線、スクラム反応度曲線、実効遅発中性子割合等のパラメータに不確かさがあるため、有効性評価での想定とこれらの不確かさの影響について以下にまとめた。

2. 感度解析条件

炉心状態の不確かさの影響を考慮するパラメータとして「解析コードのAPEX」の重要現象の特定を参考に「引き抜き制御棒価値」、「引き抜き制御棒反応度曲線」、「スクラム反応度曲線」及び「実効遅発中性子割合」の4つについて第1表に示す感度解析を実施した。

なお、原子炉初期出力と初期燃料温度については**解析条件の不確かさの影響評価**にて感度解析を実施していること、出力分布変化は制御棒価値を厳しく設定し、さらに局所ピーキング係数が燃料寿命を通じた最大値となるようにしていることから今回対象としていない。

(1) 引抜制御棒価値

有効性評価において核的制限値を超えないように管理している値（臨界近接時においては最大反応度価値を $1.0\% \Delta k$ 以下とすること）を超える制御棒価値として最大反応度価値制御棒の斜め隣接の制御棒（平衡炉心サイクル初期）の $1.71\% \Delta k$ を設定している。そのため、感度解析を実施する上のノミナルな条件としては管理値の $1.0\% \Delta k$ を設定した。

(2) 引抜制御棒反応度曲線

有効性評価において第 1 表に示す A 型平衡炉心のサイクル初期を想定している。

感度解析のノミナル条件として、サイクル初期及びサイクル末期での引抜制御棒反応度曲線を $1.0\% \Delta k$ に規格化したものを考慮した。

サイクル初期の感度解析の不確かさ評価として、1 ドル位置における引抜制御棒反応度印加率が B 型の平衡炉心での印加率の変動を包含するように設定した。

感度解析に用いたサイクル初期及びサイクル末期の引抜制御棒反応度曲線を第 1 図，第 2 図に示す。

(3) スクラム反応度曲線

有効性評価において第 1 表に示すサイクル初期を想定して評価を実施しており、感度解析においては、サイクル末期の炉心状態のスクラム反応度曲線の影響についても確認した。

(4) 実効遅発中性子割合

有効性評価において第1表に示すサイクル初期を想定して評価を実施しており，感度解析においては，サイクル末期の炉心状態の実効遅発中性子割合の影響についても確認した。

3. 感度解析結果

解析結果を第2表にまとめた。サイクル初期及びサイクル末期並びにB型の平衡炉心の炉心状態とした場合においても，最大の投入反応度は感度解析（サイクル末期，B型の平衡炉心での印加率の変動を包含）の1.16ドル（燃料エンタルピー最大値：79.6kJ/kgUO₂，燃料エンタルピーの増分の最大値※：71.2kJ/kgUO₂）であり，「発電用軽水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の最低値である272kJ/kgUO₂を超えることはない。また，「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に示された燃料ペレット燃焼度65,000MWd/t以上の燃料に対するペレット-被覆管機械的相互作用を原因とする破損を生じるしきい値の目安である，ピーク出力部燃料エンタルピーの増分で167kJ/kgUO₂を用いた場合においても，これを超えることはなく燃料の健全性は維持される。

※：燃料エンタルピーの最大値から初期エンタルピー（8.4kJ/kgUO₂）を引いた値。

第1表 反応度誤投入における炉心状態の不確かさの感度解析項目

項目	申請解析	ノミナルケース (サイクル初期)	不確かさ評価 (サイクル初期, B型平衡炉心)	ノミナルケース (サイクル末期)	不確かさ評価 (サイクル末期, B型平衡炉心)
引抜制御棒価値	1.71% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk
引抜制御棒反応度曲線	サイクル初期炉心のLOGOS解析結果	申請解析の反応度曲線を制御棒価値 1.0% Δk に規格化	1ドル位置における引抜制御棒反応度曲線の反応度印加率がノミナルケース(サイクル初期)の1.5倍 ^{※1} になるように補正する。ただし、引抜制御棒反応度が1.0% Δkを超える部分については、1.0% Δkで一定とする。	サイクル末期炉心のLOGOS解析結果(制御棒価値1.0% Δkに規格化)	1ドル位置における引抜制御棒反応度曲線の反応度印加率がノミナルケース(サイクル末期)の1.3倍 ^{※2} になるように補正する。ただし、引抜制御棒反応度が1.0% Δkを超える部分については、1.0% Δkで一定とする。
スクラム反応度曲線	サイクル初期炉心のLOGOS解析結果	変更なし	変更なし	サイクル末期炉心のLOGOS解析結果	サイクル末期炉心のLOGOS解析結果
実効遅発中性子割合	サイクル初期炉心に対応した値 (0.005994)	変更なし	変更なし	サイクル末期炉心相当の値として0.88倍 ^{※3}	サイクル末期炉心相当の値として0.88倍 ^{※3}

※1：制御棒落下事故解析における落下制御棒反応度曲線(サイクル初期低温時)よりB型平衡炉心の反応度印加率の変動を包含するようにより幅を設定

※2：制御棒落下事故解析における落下制御棒反応度曲線(サイクル末期低温時)よりB型平衡炉心の反応度印加率の変動を包含するようにより幅を設定

※3：実効遅発中性子割合の設置変更許可申請書記載値(ウラン炉心平衡サイクル初期：0.0060, ウラン炉心平衡サイクル末期：0.0053)より算出

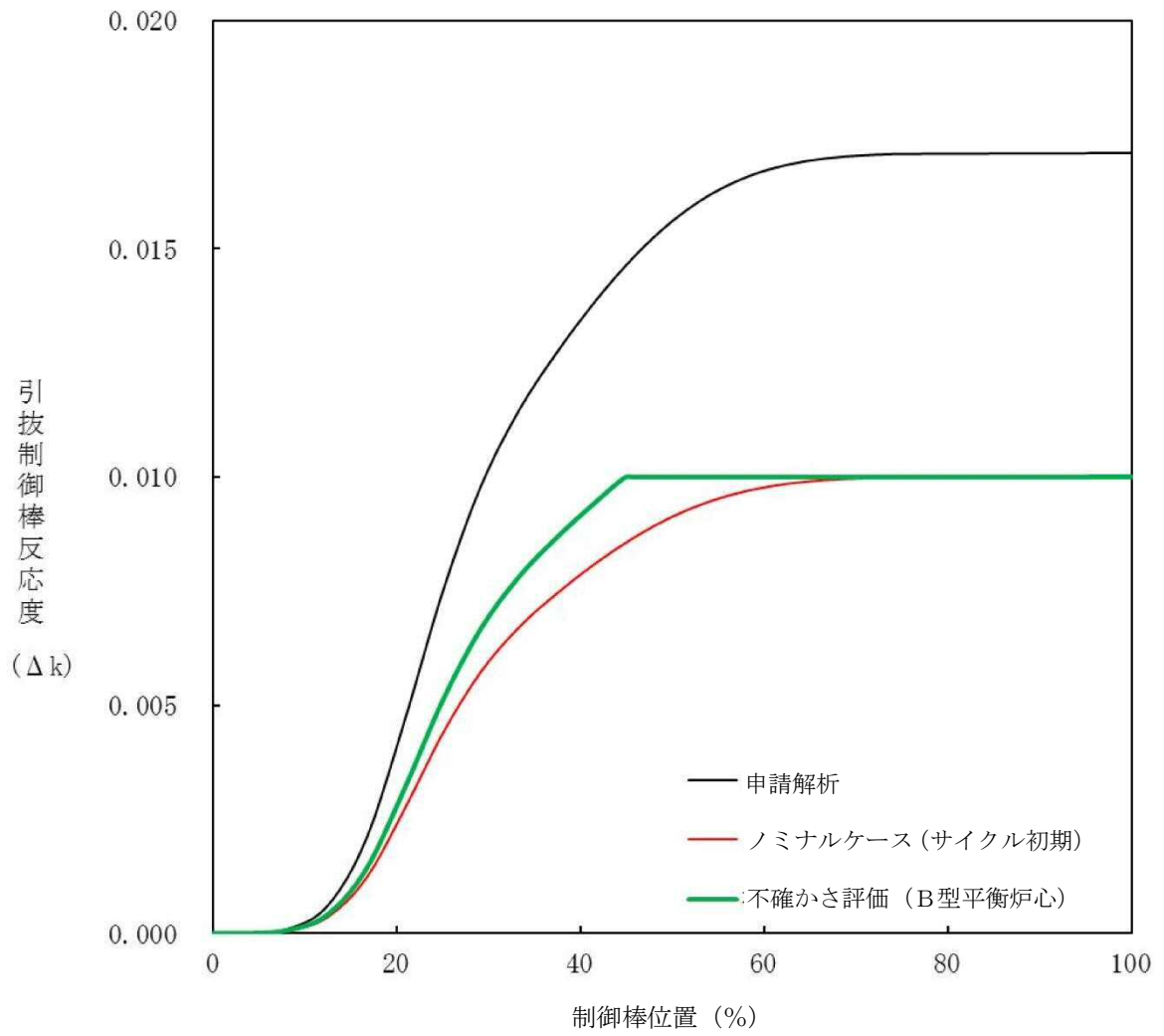
第2表 反応度誤投入における炉心状態の不確かさの感度解析結果

項目	単位	申請解析	ノミナルケース (サイクル初期)	不確かさ評価 (サイクル初期, B型平衡炉心)	ノミナルケース (サイクル末期)	不確かさ評価 (サイクル末期, B型平衡炉心)
引抜制御棒価値	% Δk	1.71% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk
引抜制御棒反応度曲線の1ドル位置における反応度印加率	Δk/Δn ^{※1}	0.0014	0.0005	0.0008	0.0011	0.0014
実効遅発中性子割合	—	0.0060	0.0060	0.0060	0.0053	0.0053
最大投入反応度	% Δk	0.68	0.61	0.63	0.59	0.61
	ドル	1.13	1.01	1.05	1.12	1.16
燃料エンタルピーの 最大値	kJ/kgUO ₂	84.9	10.9	17.1	45.9	79.6
燃料エンタルピーの 増分の最大値 ^{※3}	kJ/kgUO ₂	76.6	2.5	8.7	37.6	71.2
ピーク出力部燃料 エンタルピー (絶対値)	kJ/kgUO ₂	74.0	7.2	11.8	36.1	69.1

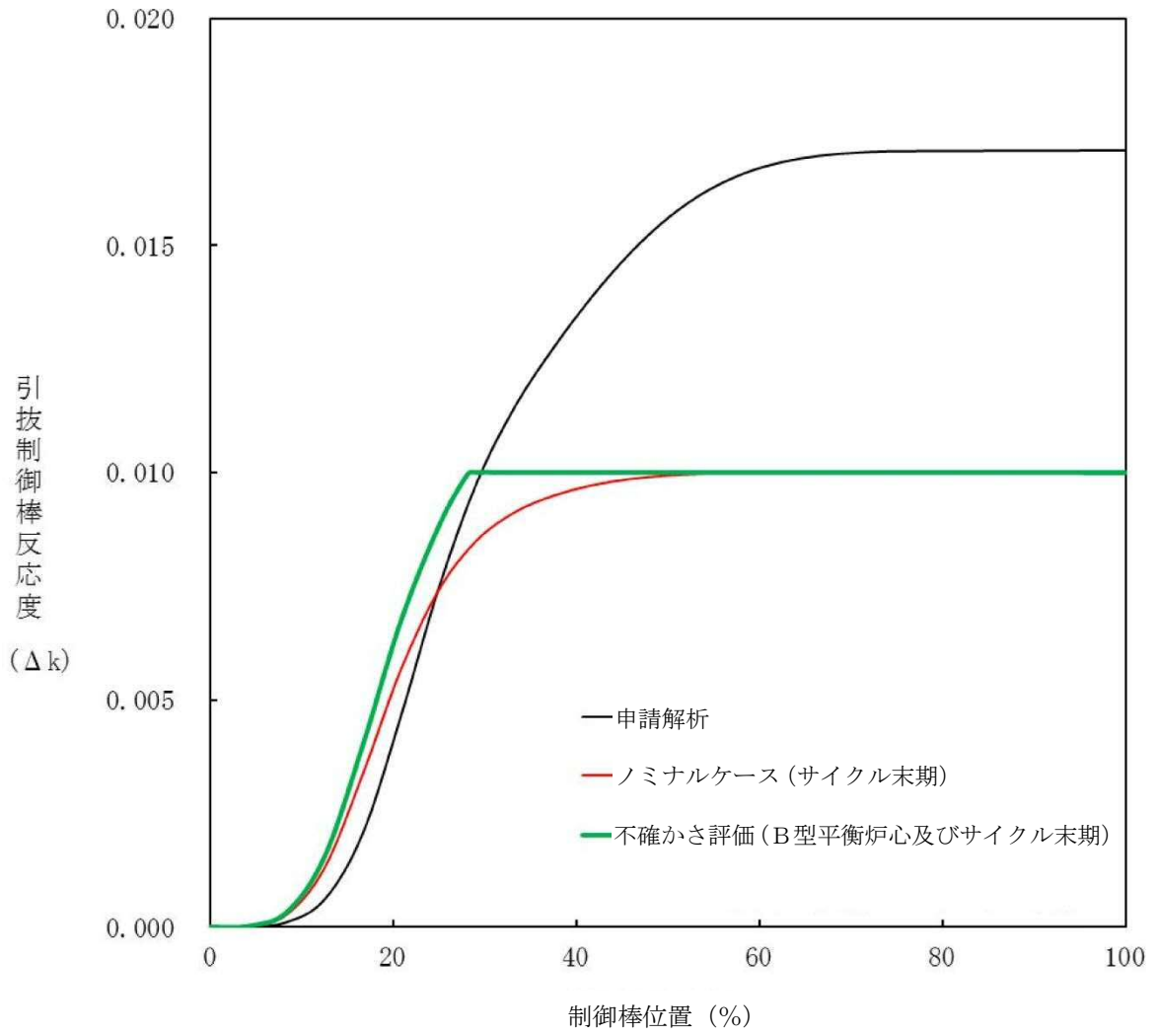
※1：制御棒を1ノッチ引き抜いた時の印加反応度

※2：APEXにより計算される実効遅発中性子割合

※3：燃料エンタルピーの最大値から初期エンタルピー (約8.4kJ/kgUO₂) を引いた値



第1図 引抜制御棒反応度曲線 (サイクル初期)



第2図 引抜制御棒反応度曲線 (サイクル末期)