

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失）

表 1-1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（原子炉停止機能喪失）（1 / 2）

【REDY】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	核分裂出力	核特性モデル	考慮しない	反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。	反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。
	反応度フィードバック効果	反応度モデル（ボイド・ドブブラ）	動的ボイド係数： <input type="text"/> ～ <input type="text"/> 動的ドブブラ係数： <input type="text"/> ～ <input type="text"/>	反応度モデル等の仮定の不確かさについては、「表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」の核データ（動的ボイド係数）及び核データ（動的ドブブラ係数）の項にて述べる。	反応度モデル等の仮定の不確かさについては、「表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」の核データ（動的ボイド係数）及び核データ（動的ドブブラ係数）の項にて述べる。
		反応度モデル（ボロン）	高温停止に必要なボロン反応度：－3%Δk	ほう酸水の拡散の違いにより、ボロン反応度印加割合が変わり、未臨界までの時間に影響するが、ほう酸水注入系の操作開始時間に与える影響はない。	高温停止に必要なボロン反応度が小さい方が格納容器圧力とサブプレッション・プール水温度を厳しく評価するが、ボロン反応度の感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。（解析コード（REDYコード） ^[1] ）
	崩壊熱	崩壊熱モデル	1秒後+0.8%/－0.1%	崩壊熱モデルによる不確かさの影響は小さく、挙動が大幅に変わることはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	崩壊熱が大きい方が格納容器圧力とサブプレッション・プール水温度を厳しく評価するが、崩壊熱モデルの感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。（解析コード（REDYコード） ^[1] ）
	沸騰・ボイド率変化	炉心ボイドモデル	炉心流量補正： 補正無し／最大補正二次関数	炉心ボイドモデル等の影響は、原子炉出力変化に影響を及ぼし、燃料被覆管温度、サブプレッション・プール水温度や水位変化に影響すると考えられる。しかしながら、その影響は小さく、多少の挙動の変化は運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心ボイドモデル等の仮定の不確かさにより、補正量が大きい方が、炉心流量が小さくなった場合に炉心ボイド率を少なめに模擬することから、原子炉出力を高めに評価し、燃料被覆管温度を厳しめに評価するが、炉心流量補正の感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。（解析コード（REDYコード） ^[1] ）
原子炉圧力容器	冷却材流量変化（強制循環時）	再循環モデル	再循環ポンプ慣性時定数： +10%/－10%	再循環ポンプ慣性時定数の影響は、再循環ポンプトリップ時の炉心流量、原子炉出力変化に影響するが、事象発生初期短時間の影響であり、運転員操作の起点となるサブプレッション・プール水温度や原子炉水位変化に影響を与えるものではないため、運転員等操作時間に与える影響はない。	冷却材流量変化（強制循環時）速度が小さいと原子炉バウンダリ圧力が高く評価され、大きいと燃料被覆管温度が高く評価されるが、再循環ポンプ慣性時定数の感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。（解析コード（REDYコード） ^[1] ）
	冷却材流量変化（自然循環時）	再循環モデル	モデルの仮定に含まれる。	自然循環流量は、再循環ポンプトリップ後の炉心流量変化として、原子炉出力変化に影響し、サブプレッション・プール水温度や水位変化に影響する可能性があるが、実機試験との比較による妥当性評価において挙動は良く再現されていることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	冷却材流量変化（自然循環時）が大きいと燃料被覆管温度が高くなる可能性はあるが、実機試験との比較による妥当性評価において挙動は良く再現されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。
	冷却材（臨界流・差圧流）	逃がし安全弁モデル	逃がし弁流量： +16.6%	逃がし安全弁流量が多くなると、原子炉水位の低下やサブプレッション・プール水温度の上昇が早くなるなどの影響が考えられるが、逃がし安全弁流量の感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認しており、事象進展に与える影響は小さいことから運転員等操作時間に与える影響は小さい。	逃がし安全弁流量が多くなると、原子炉水位の低下やサブプレッション・プール水温度の上昇が早くなるなどの影響が考えられるが、逃がし弁流量の感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。

添 2.5.5-1

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 1-1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（原子炉停止機能喪失）（2 / 2）

【RE DY】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉圧力容器	ECS注水（給水系・代替注水設備含む）	給水系モデル	給水エンタルピ (1) 給水温度（主蒸気流量零で）：・60kJ/kg (-14℃) (2) 遅れ時間：+50秒	給水エンタルピの低下が早くなると、給水加熱喪失による出力上昇が早くなり、サブプレッション・プール水温度の上昇が早くなることが考えられるが、給水エンタルピの感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認しており、事象進展に与える影響は小さいことから運転員等操作時間に与える影響は小さい。	事象発生初期の給水温度低下による出力上昇により燃料被覆管温度が高くなる可能性がある。また、給水流量や非常用炉心冷却系の流量が多いと格納容器圧力とサブプレッション・プール水温度に影響を与える可能性があるが、感度解析（解析コード（RE DYコード） ^[1] ）結果より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。
			高圧炉心スプレー系流量：+137%	高圧炉心スプレー系の流量が増加すると原子炉水位が高めに維持されることで、発生蒸気量が増加し、サブプレッション・プール水温度の上昇が早くなることが考えられるが、高圧炉心スプレー系流量の感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認しており、事象進展に与える影響は小さいことから運転員等操作時間に与える影響は小さい。	
			サブプレッション・プール水の初期エンタルピ：-104kJ/kg (-25℃)	初期のサブプレッション・プール水温度（初期エンタルピ）が低いと、サブプレッション・プール水温度高に到達する時間が遅れることが考えられるが、サブプレッション・プール水温度の初期エンタルピの感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認しており、事象進展に与える影響は小さいことから運転員等操作時間に与える影響は小さい。	
	ほう酸水の拡散	ほう酸水拡散モデル	保守的値を使用	解析コードはほう酸水の拡散に関して保守的な値を用いているため、未臨界までの時間を遅く評価し、サブプレッション・プール水温度及び格納容器圧力を高めに評価するが、現実にはこれらのパラメータの上昇が遅れる側であり、関連する運転員等操作に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードはほう酸水の拡散に関して保守的な値を用いているため、未臨界までの時間を遅く評価し、サブプレッション・プール水温度及び格納容器圧力を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。
原子炉格納容器	サブプレッション・プール水冷却	格納容器モデル	モデルの仮定に含まれる	表2「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	表2「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。

[1] 「沸騰水型原子力発電所 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(RE DY)について」、日立GEニュークリア・エナジー株式会社、HR 121、東芝エネルギーシステムズ株式会社、TIR 092、平成30年5月

表1-2 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（原子炉停止機能喪失）

【SCAT】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	出力分布変化	出力分布モデル	入力値に含まれる。解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に入力するため、燃料被覆管温度は高く評価される。	解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に入力するため、燃料被覆管温度は高く評価される。このため、実際の燃料被覆管温度は解析コードによる評価結果よりも低くなるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としていないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に入力することにより燃料被覆管温度を高く評価することから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。
	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	入力値に含まれる。解析コードで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入力するため、過渡的な遷移沸騰時の燃料被覆管温度は高めに評価されるが有意ではない。	解析コードで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入力するため、過渡的な遷移沸騰時の燃料被覆管温度は高く評価される。このため実際の燃料被覆管温度は解析コードによる評価結果よりも低くなるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としていないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードで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入力することにより過渡的な遷移沸騰時の燃料被覆管温度を高く評価することから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなるものの有意ではない。
	燃料棒表面熱伝達	被覆管表面熱伝達モデル、リウエットモデル	解析コードは燃料棒表面熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougal-Rohsenow式）を採用したことに加えて放射熱伝達を無視しているため燃料棒表面の熱伝達係数はおおむね小さく評価される。	解析コードでは、燃料棒表面熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougal-Rohsenow式）を採用し、放射熱伝達を無視しているため、燃料棒表面の熱伝達係数はおおむね小さく評価される。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は解析コードによる評価結果よりも大きめとなり、燃料被覆管温度は解析コードによる評価結果よりも低めとなるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としていないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードでは、燃料棒表面熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式の採用及び放射熱伝達を無視した取扱いにより燃料被覆管温度をおおむね高く評価することから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。なお、燃料被覆管温度をおおむね高く評価されるため、リウエット時刻は遅く評価されるが、更に保守的な扱いとして、リウエットを考慮しない場合を仮定しても評価項目となるパラメータは評価項目の要件を満足する。 (添付資料2.5.6)
	沸騰遷移	沸騰遷移評価モデル	入力条件に含まれる。解析コードでは沸騰遷移が生じ易い条件として、初期条件を運転制限MCP Rとなるバンドル出力、バンドル流量とし、SLMCP R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しているため、燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。	解析コードでは沸騰遷移が生じ易い条件として、初期条件を運転制限MCP Rとなるバンドル出力、バンドル流量とし、SLMCP R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しているため、燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。このため、実際の燃料被覆管温度は解析コードによる評価結果よりも低くなるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としていないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードでは沸騰遷移が生じやすい条件設定によって燃料被覆管温度をおおむね高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。
	気液熱非平衡	被覆管表面熱伝達モデル、リウエットモデル	解析コードでは沸騰遷移後の熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougal-Rohsenow式）を適用し、加えて放射熱伝達を無視しているため、蒸気温度を飽和として熱伝達を取り扱っても燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。このため、燃料被覆管温度に対する気液の熱的非平衡の影響をおおむね保守的に取り扱っているとしてよい。	解析コードでは沸騰遷移後の熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougal-Rohsenow式）を適用し、加えて放射熱伝達を無視しているため、気液の熱的非平衡の影響をおおむね保守的に取り扱えることから、燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。しかしながら、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードではおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougal-Rohsenow式）を適用し、放射熱伝達を無視することで、気液の熱的非平衡の影響をおおむね保守的に取り扱うことができ、燃料被覆管温度をおおむね高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（原子炉停止機能喪失）（1/4）

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件） の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉熱出力	2,436MW	2,435MW以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	原子炉熱出力の影響は最大線出力密度によることから、「最大線出力密度」の項目にて説明する。	原子炉熱出力の影響は最大線出力密度によることから、「最大線出力密度」の項目にて説明する。
原子炉圧力	6.93Ma[gage]	約 6.77～ 6.79Ma[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83cm)	通常水位 (気水分離器下端から約+83cm～約+85cm) (実績値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、事象発生後8分後の原子炉水位の低下量は通常運転水位から約4.6mであるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmである。従って、事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、事象発生後約8分後の原子炉水位の低下量は通常運転水位から約4.6mであるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmである。従って、事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格流量の約 85～ 104% (実績値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化し、炉心流量が少ない場合は初期状態におけるボイド率が相対的に高くなるため、主蒸気隔離弁閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が大きくなるが、静定原子炉水位等は炉心流量により大きく変わることはなく、その後の事象推移の差は小さいため運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化し、炉心流量が少ない場合は初期状態におけるボイド率が相対的に高くなるため、主蒸気隔離弁閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が大きくなること等により、燃料被覆管温度等の評価結果が厳しくなるが、判断基準に対しては十分な余裕がある。 (添付資料 2.5.8)
主蒸気流量	4.74×10 ³ t/h	4.74×10 ³ t/h (設計値)	定格主蒸気流量として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
給水温度	214℃	約 216℃ (実績値)	初期温度 214℃から主蒸気隔離弁閉止に伴う給水加熱喪失後 230 秒程度で約 55℃まで低下し、その後は 55℃一定に設定	最確条件とした場合は、給水温度が高くなることから、反応度投入量が小さくなり出力が低くなるが、その影響は小さいため事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、給水温度が高くなることから、反応度投入量が小さくなり出力が低くなるが、その影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
燃料及び炉心	9×9 燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心	装荷炉心毎	圧力上昇によるボイドの減少により印加される正の反応度を厳しく評価するため、絶対値の大きい9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル末期を設定	最確条件とした場合、炉心に応じた反応度が印加されることとなるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に与える影響は大きくないことから、運転員等操作に与える影響は有意とならない。	最確条件とした場合、炉心に応じた反応度が印加されることとなる。いずれも型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、評価項目となるパラメータに与える影響は有意とならない。
最小限界出力比(MCPR)	1.25	約 1.35 以上 (実績値)	通常運転時(MOX燃料を装荷したサイクル以降におけるサイクル初期から、サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で2,000MW/t手前までの期間)の熱的制限値を設定	最確条件とした場合、燃料被覆管温度上昇が緩和されるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。
燃料棒最大線出力密度(MLHGR)	44.0kWm	約 40.6kWm以下 (実績値)	通常運転時の熱的制限値を設定	最確条件とした場合、燃料被覆管温度上昇が緩和されるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕が評価結果より大きくなる。

添 2.5.5-4

初期条件

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（原子炉停止機能喪失）（2/4）

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	解析条件	最確条件				
初期条件	動的ボイド係数	9×9燃料（A型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル末期時点を1.25×1.02倍した値	—	圧力上昇によるボイドの減少により印加される正の反応度を厳しく評価するため、絶対値の大きい9×9燃料（A型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル末期を設定	最確条件とした場合、動的ボイド係数の絶対値が小さくなるため燃料被覆管温度上昇は緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動し得るが、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドブブラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組合せとした場合においても、プラント挙動への影響は小さいことを確認している。	最確条件とした場合、燃料被覆管温度上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動し得るが、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドブブラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組合せとした場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。（添付資料2.5.2）
	動的ドブブラ係数	9×9燃料（A型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル末期時点を0.9×0.99倍した値	—	最確条件とした場合、動的ドブブラ係数の絶対値が大きくなるため燃料被覆管温度上昇は緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドブブラ係数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおりプラント挙動への影響は小さいことを確認している。	最確条件とした場合、燃料被覆管温度上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドブブラ係数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおり評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。（添付資料2.5.2）	
	格納容器容積（ドライウエル）	7,900m ³	7,900m ³ （設計値）	ドライウエル内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）を設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器容積（サブプレッション・チェンバ）	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³ （設計値）	サブプレッション・チェンバ内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）を設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	サブプレッション・プール水温度	35℃	約19℃～約35℃（実績値）	通常運転時のサブプレッション・プール水温度の上限值として設定	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなるため、サブプレッション・プール水温度高に到達する時間が遅れることが考えられるが、事象初期の温度上昇に対してその影響は僅かであり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器の熱容量は大きくなり、除熱が必要となるまでの時間が長くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。原子炉への非常用炉心冷却系等による注水に伴う反応度印加の観点では、最確条件の方がサブプレッション・プール水温度が低いため、解析条件よりも高い反応度を印加することとなるが、最確条件と解析条件の差は僅かであり、原子炉への注水流量の観点では給水系が支配的であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は無視できる。（添付資料2.5.11）
	格納容器圧力	5 kPa[gage]	約5 kPa[gage]～約7 kPa[gage]（実績値）	通常運転時の格納容器圧力として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力がピークに達するまでの圧力上昇は約150kPa[gage]であるのに対し、ゆらぎによる圧力上昇量は約2 kPaであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力がピークに達するまでの圧力上昇は約150kPa[gage]であるのに対し、ゆらぎによる圧力上昇量は約2 kPaであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

添2.5.5-5

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（原子炉停止機能喪失）（3/4）

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
事故条件	起回事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	—	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定	
	安全機能等の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失 手動での原子炉スクラム失敗 代替制御棒挿入機能作動失敗	—	バックアップも含めたすべての制御棒挿入機能の喪失を設定	—
	評価対象とする炉心の状態	9×9 燃料（A型）及びMOX 燃料 228 体を装荷した平衡サイクル末期	—	サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることを考慮して設定	
	外部電源	外部電源あり	—	外部電源がある場合、原子炉再循環ポンプは事象発生と同時にトリップせず、原子炉出力は高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサブプレッション・プール水温度上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定	仮に、事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップし、電動機駆動給水ポンプによる原子炉への注水が行われず、原子炉出力が低くなるため、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕が評価結果より大きくなる。 (添付資料 2.5.7)

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（原子炉停止機能喪失）（4/4）

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁閉	主蒸気隔離弁閉	—	—	—
主蒸気隔離弁閉止に要する時間	3秒	3秒以上5秒以下	設計値の下限值（最も短い時間）として設定	解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなるが、事象発生からごく短時間の動作であり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなり、初期の原子炉出力上昇が小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
代替原子炉再循環ポンプトリップ信号	原子炉圧力高（7.41MPa[gage]）信号により原子炉再循環ポンプトリップ	原子炉圧力高（7.41MPa[gage]）信号により原子炉再循環ポンプトリップ	ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.58～7.79MPa[gage] 367～377t/h 個	逃がし弁機能 7.58～7.79MPa[gage] 367～377t/h 個	逃がし安全弁（逃がし弁機能）の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
電動機駆動給水ポンプ	主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動機駆動給水ポンプが自動起動するものとする 復水器ホットウェル水位の低下により電動機駆動給水ポンプがトリップ	主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動機駆動給水ポンプが自動起動するものとする 復水器ホットウェル水位の低下により電動機駆動給水ポンプがトリップ	電動機駆動給水ポンプの設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低（レベル2）信号によって自動起動 注水遅れ時間 30秒 注水流量 91m ³ /h（8.21～0.74 MPa[gage]において）、サブプレッション・プール水温度 100℃到達後は停止し、高圧炉心スプレイ系にて原子炉水位維持	原子炉水位低（レベル2）信号によって自動起動 注水遅れ時間 30秒 注水流量 91m ³ /h（8.21～0.74 MPa[gage]において）サブプレッション・プール水温度 100℃到達後は停止し、高圧炉心スプレイ系にて原子炉水位維持	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 (添付資料2.5.12)
高圧炉心スプレイ系	原子炉水位低（レベル1 _H ）又は格納容器圧力高（13.7kPa[gage]）信号によって自動起動 注水遅れ時間 17秒（設計値の30秒からD/Gの起動遅れ13秒を除いた値） 注水流量 318～1,050m ³ /h（8.14～1.38MPa[di f]において）（最大1,050m ³ /h）	原子炉水位低（レベル1 _H ）又は格納容器圧力高（13.7kPa[gage]）信号によって自動起動 注水遅れ時間 17秒（設計値の30秒からD/Gの起動遅れ13秒を除いた値） 注水流量 318～1,050m ³ /h（8.14～1.38MPa[di f]において）（最大1,050m ³ /h）	高圧炉心スプレイ系の設計値として設定	実際の注水流量が解析より多い場合（注水流量（設計値）の保守性）であっても、反応度印加として寄与する給水流量に対する割合は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	実際の注水流量が解析より多い場合（注水流量（設計値）の保守性）であっても、反応度印加として寄与する給水流量に対する割合は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料2.5.12)
ほう酸水注入系	注入流量 162L/m ほう酸濃度 13.4wt%	注入流量 162L/m ほう酸濃度 13.4wt%	ほう酸水注入系の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）	熱交換器1基あたり約9MW（サブプレッション・チェンパのプール水温度 52℃、海水温度 30℃において）	熱交換器1基あたり約9MW（サブプレッション・チェンパのプール水温度 52℃、海水温度 30℃において）	残留熱除去系の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

添2.5.5-7

機器条件