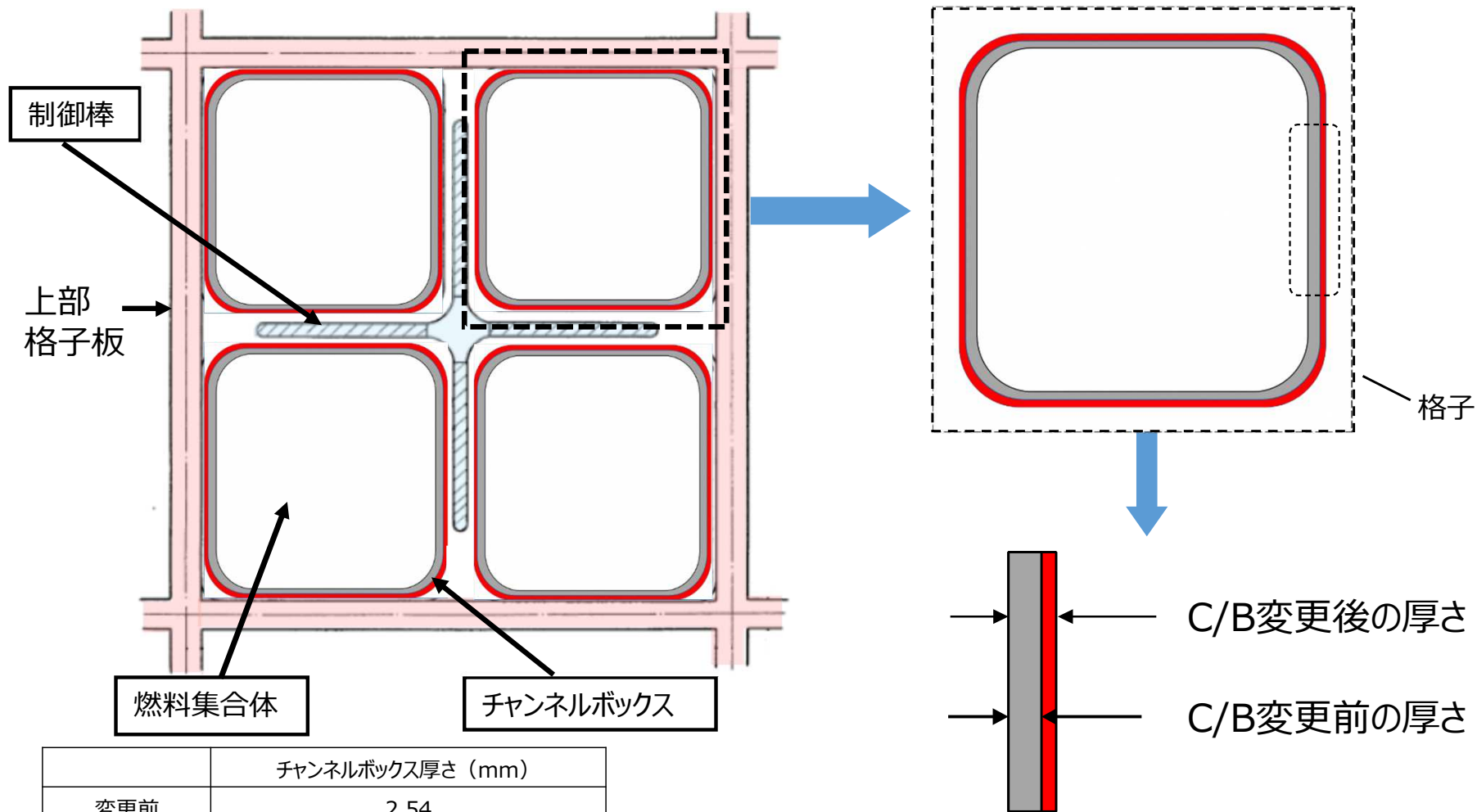


5 チャンネルボックス厚肉化

- ◇ チャンネルボックス厚肉化の概要
- ◇ チャンネルボックス厚肉化の設置許可基準規則との関係性
- ◇ 設置許可基準規則第15条, 第25条への適合性
(炉心特性等への影響)
- ◇ 設置許可基準規則第13条への適合性
(「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」への影響)
- ◇ 審査会合における指摘事項に対する回答

チャンネルボックス厚肉化の概要

- 島根原子力発電所 3 号炉では，地震時の燃料集合体変位を低減するため，チャンネルボックスの板厚を 2.54mm（100mil）から 3.05mm（120mil）に変更している。
- これにより，チャンネルボックス内の流路面積は変更ないが，チャンネルボックス外の流路面積は減少する。



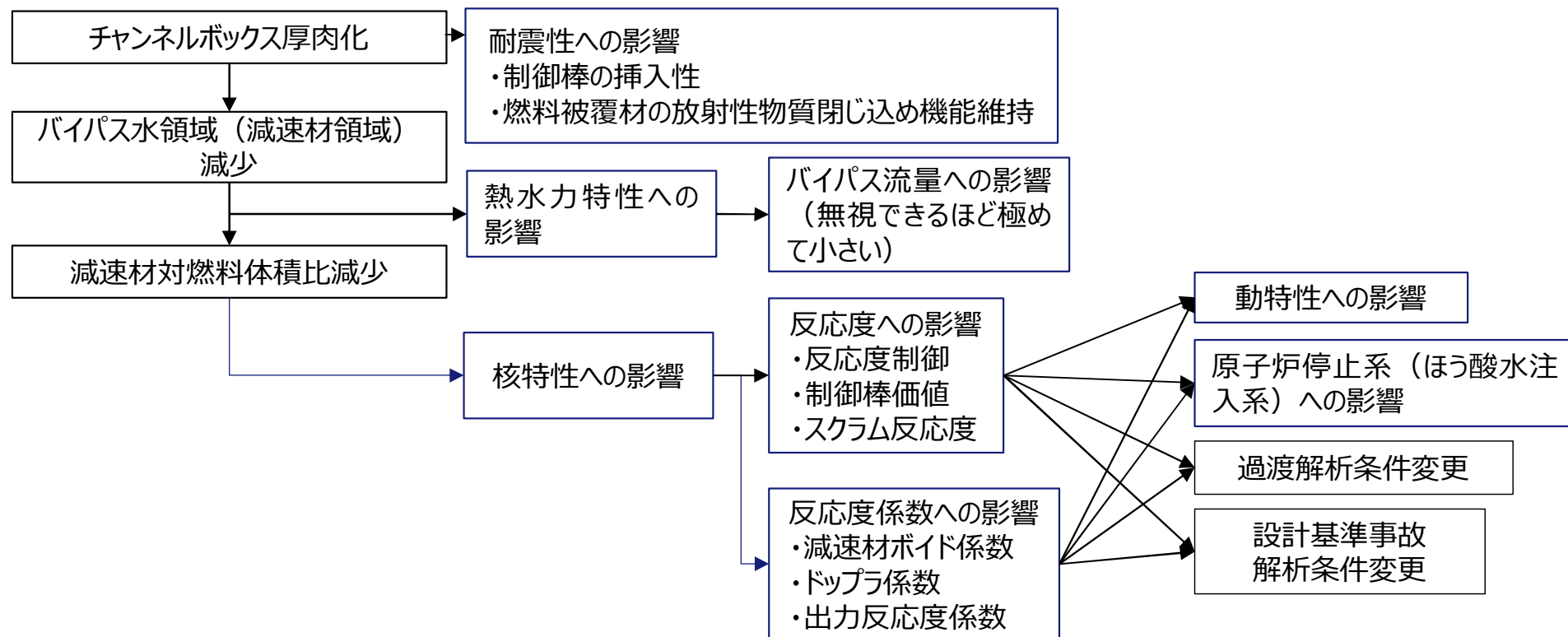
	チャンネルボックス厚さ (mm)
変更前	2.54
変更後	3.05※

※島根 2 号炉と同じ。他社ABWRにおいても採用実績あり。

チャンネルボックス内流路面積：変更なし
チャンネルボックス外流路面積：減少

チャンネルボックス厚肉化の概要

- チャンネルボックス厚肉化により、耐震性への影響のほか、水領域（減速材領域）が減少し、減速材対燃料体積比が減少することで、炉心特性や動特性に影響を及ぼす。また、炉心特性への影響は、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の解析条件に影響を及ぼす。
- チャンネルボックス厚肉化による主な影響を以下に示す。



- 本資料では、チャンネルボックス厚肉化に関し、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月28日制定）（以下「設置許可基準規則」という。）との関係性について整理を行い、影響があるものとして抽出されたもののうち、第13条、第15条及び第25条への適合性を示す。
- なお今回、9×9燃料（A型）に係る炉心解析コードをLANCR/AETNAに変更して解析を実施している。LANCR/AETNAについては、既に「島根原子力発電所3号炉 LANCRAETNAコード説明書」によって許認可解析への適用性を確認しており、本コードを使用した解析により、代表的な炉心の炉心特性を確認する。

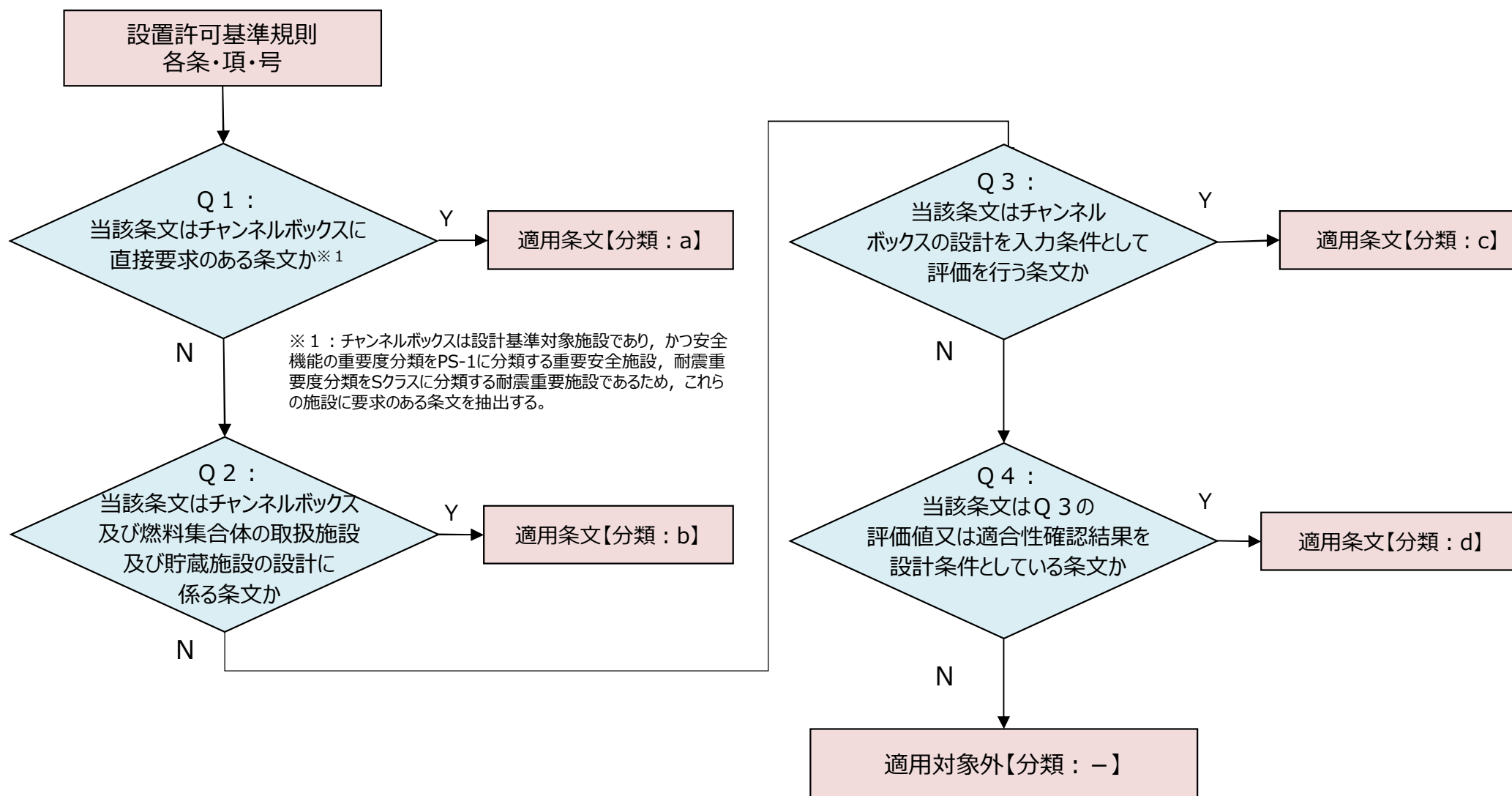
チャンネルボックス厚肉化の設置許可基準規則との関係性

- チャンネルボックスの厚肉化により影響が及ぶ条文について幅広に抽出すること及びチャンネルボックスの厚肉化との関連性を明確にするよう、以下のとおり条文整理表を作成した。

①	チャンネルボックスに関係のある条文を幅広く抽出する目的で、設置許可基準規則の各条文、各項に対して、適用条文の類型化を5ページのフローのとおりに実施する。								
②	①で類型化した適用条文について、チャンネルボックス厚肉化の申請書への影響を6ページのフローにより分類し、以下のとおり関係性を整理する。 <table border="1" data-bbox="237 603 2110 1235"> <tr> <td data-bbox="253 612 349 724">◎ :</td><td data-bbox="349 612 2110 724">チャンネルボックス厚さの変更により、申請書における設計方針、解析結果等に影響があり、その影響を本審査項目（チャンネルボックス厚肉化の影響について）において説明する条文</td></tr> <tr> <td data-bbox="253 724 349 948">● :</td><td data-bbox="349 724 2110 948">チャンネルボックス厚さの変更により、申請書における設計方針、解析結果等に影響があり、その影響を本審査項目以外の審査の中で説明する条文（重大事故等対策の有効性評価のように、チャンネルボックス厚さ変更後の状態で今回初めて解析を行う条文や、その結果から適合性確認を行う条文（適用分類「d」のうちS A設備の条文）を含む。）</td></tr> <tr> <td data-bbox="253 948 349 1114">○ :</td><td data-bbox="349 948 2110 1114">チャンネルボックス厚さの変更が、申請書における設計方針、解析結果等に影響しないが、新規制基準に伴う追加要求事項のある条文であり、チャンネルボックス厚さ変更後の状態で追加要求事項への適合性を確認する条文</td></tr> <tr> <td data-bbox="253 1114 349 1235">－ :</td><td data-bbox="349 1114 2110 1235">チャンネルボックス厚さの変更が、申請書における設計方針、解析結果等に影響せず、新規制基準に伴う追加要求事項もない条文であり、チャンネルボックス厚さの変更により申請書の記載に変更がない条文</td></tr> </table>	◎ :	チャンネルボックス厚さの変更により、申請書における設計方針、解析結果等に影響があり、その影響を本審査項目（チャンネルボックス厚肉化の影響について）において説明する条文	● :	チャンネルボックス厚さの変更により、申請書における設計方針、解析結果等に影響があり、その影響を本審査項目以外の審査の中で説明する条文（重大事故等対策の有効性評価のように、チャンネルボックス厚さ変更後の状態で今回初めて解析を行う条文や、その結果から適合性確認を行う条文（適用分類「d」のうちS A設備の条文）を含む。）	○ :	チャンネルボックス厚さの変更が、申請書における設計方針、解析結果等に影響しないが、新規制基準に伴う追加要求事項のある条文であり、チャンネルボックス厚さ変更後の状態で追加要求事項への適合性を確認する条文	－ :	チャンネルボックス厚さの変更が、申請書における設計方針、解析結果等に影響せず、新規制基準に伴う追加要求事項もない条文であり、チャンネルボックス厚さの変更により申請書の記載に変更がない条文
◎ :	チャンネルボックス厚さの変更により、申請書における設計方針、解析結果等に影響があり、その影響を本審査項目（チャンネルボックス厚肉化の影響について）において説明する条文								
● :	チャンネルボックス厚さの変更により、申請書における設計方針、解析結果等に影響があり、その影響を本審査項目以外の審査の中で説明する条文（重大事故等対策の有効性評価のように、チャンネルボックス厚さ変更後の状態で今回初めて解析を行う条文や、その結果から適合性確認を行う条文（適用分類「d」のうちS A設備の条文）を含む。）								
○ :	チャンネルボックス厚さの変更が、申請書における設計方針、解析結果等に影響しないが、新規制基準に伴う追加要求事項のある条文であり、チャンネルボックス厚さ変更後の状態で追加要求事項への適合性を確認する条文								
－ :	チャンネルボックス厚さの変更が、申請書における設計方針、解析結果等に影響せず、新規制基準に伴う追加要求事項もない条文であり、チャンネルボックス厚さの変更により申請書の記載に変更がない条文								
③	条文整理表に以下のとおり記載する。 【適用分類欄】 ①の結果を記載 【関係性欄】 ②の結果を記載								

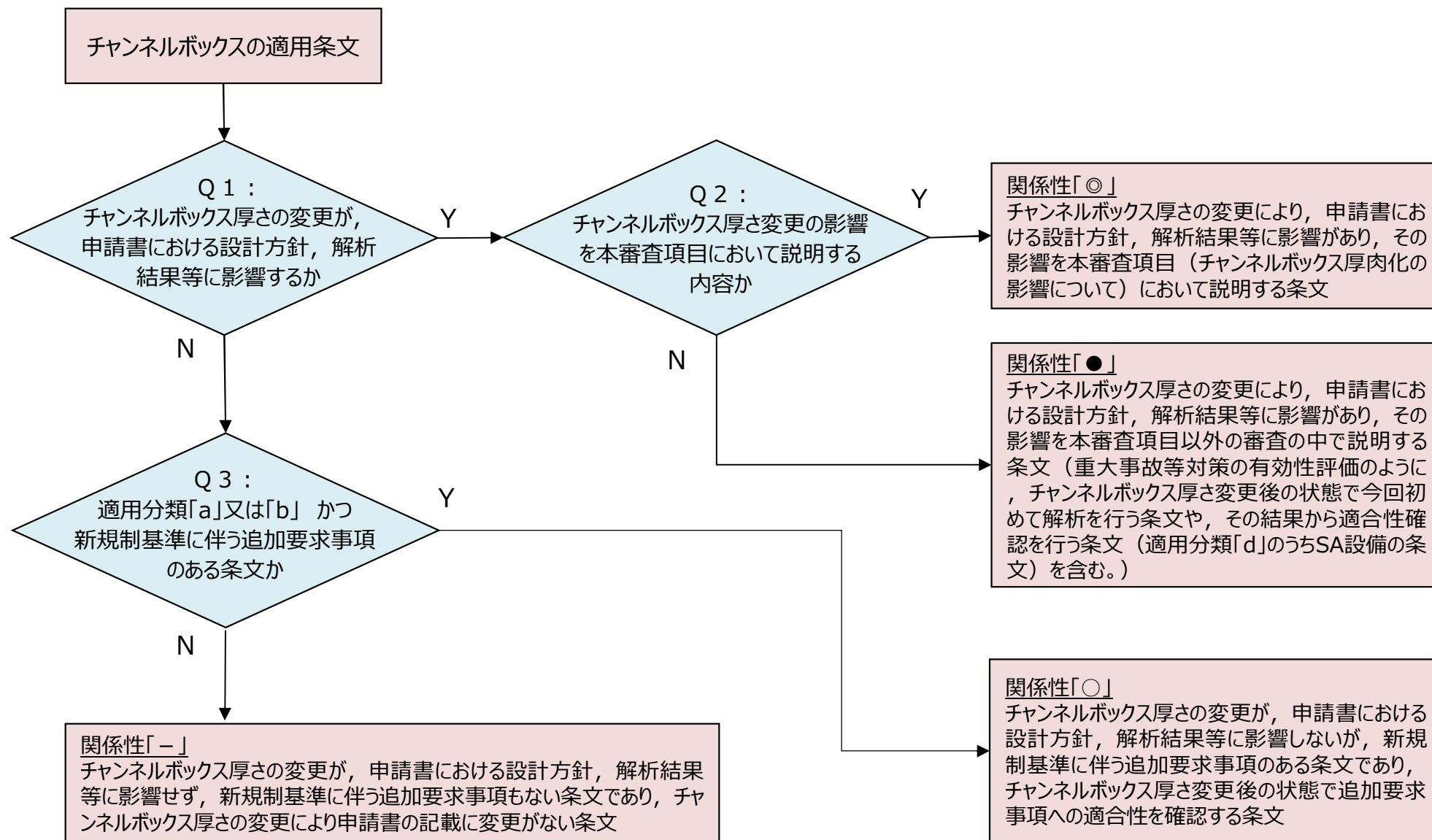
チャンネルボックス厚肉化の設置許可基準規則との関係性

➤ 適用条文の選定・類型化フローを以下に示す。



チャンネルボックス厚肉化の設置許可基準規則との関係性

➤ 適用条文について、チャンネルボックス厚肉化の申請書への影響を以下のフローで分類する。



チャンネルボックス厚肉化の設置許可基準規則との関係性

➤ 前ページまでの方針に基づき整理した結果を以降に示す。

条文（設置許可基準）		項	号	適用分類	関係性	説明箇所
第1条	適用範囲			—		
第2条	定義			—		
第3条	設計基準対象施設の地盤	1	—	a	○	—
		2	—			
		3	—			
第4条	地震による損傷の防止	1	—	a	●	「第4条：地震による損傷の防止」において説明
		2	—	a	○	—
		3	—	a	●	「第4条：地震による損傷の防止」において説明
		4	—	a	○	—
		5	—	c	●	「第4条：地震による損傷の防止」における「燃料被覆管の閉じ込め機能維持評価」において説明
		6	1	—		
		7	2			
第5条	津波による損傷の防止	1	—	a	○	—
		2	1	—		
第6条	外部からの衝撃による損傷の防止	1	—	a	○	—
		2	—			
		3	—			
		4	1	—		
		5	2			
		6	1			
		7	2			
第7条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	1	—	—		
第8条	火災による損傷の防止	1	—	a	○	—
		2	—	—		
第9条	溢水による損傷の防止等	1	—	a	○	—
		2	—	a	○	—
第10条	誤操作の防止	1	—	a	—	—
		2	—	a	○	—
第11条	安全避難通路等	1	1	—		
			2			
			3			

条文（設置許可基準）		項	号	適用分類	関係性	説明箇所
第12条	安全施設	1	—	a	—	—
		2	—	—		
		3	—	a	—	—
		4	—	a	—	—
		5	—	a	—	—
		6	—	a	○	—
		7	—	—		
第13条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	1	1	c	◎	P.30～P.47
			2	c	◎	
第14条	全交流動力電源喪失対策設備	1	—	—		
第15条	炉心等	1	—	c	◎	P.12～P.21
		2	—	c	◎	
		3	—	a	—	—
		4	—	a	—	—
		5	—	c	●	「第4条：地震による損傷の防止」における「燃料被覆管の閉じ込め機能維持評価」に合わせて説明
		6	1 2	c	●	
第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	1	1	b	—	—
			2	b	—	—
			3	b	—	—
			4	b	—	—
			5	b	—	—
		2	1	b	—	—
			2	b	—	—
		3	1	b	○	—
			2			
		4	1	—		
2						
3						
第17条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	1	1	d	—	—
			2	—		
			3	—		
			4	—		
第18条	蒸気タービン	1	—	—		
		2	—			
第19条	非常用炉心冷却設備	1	1 2	d	—	—
第20条	一次冷却材の減少分を補給する設備	1	—	—		

チャンネルボックス厚肉化の設置許可基準規則との関係性

条文（設置許可基準）	項	号	適用分類	関係性	説明箇所
第21条	残留熱を除去することができる設備	1	—	d	—
第22条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	1	1	d	—
			2	—	
第23条	計測制御系統施設	1	1	d	—
			2	—	
			3	—	
			4	—	
			5	—	
第24条	安全保護回路	1	1	d	—
			2	—	
			3	—	
			4	—	
			5	—	
			6	—	
			7	—	
第25条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	1	—	—	
		2	1	—	
			2	c	◎
			3	c	◎
			4	c	◎
			5	c	◎
		3	—	c	◎
		4	—	—	
第26条	原子炉制御室等	1	1	—	
			2	—	
			3	—	
		2	—	—	
		3	1	—	
			2	c	—
第27条	放射性廃棄物の処理施設	1	1	c	—
			2	—	
			3	—	
第28条	放射性廃棄物の貯蔵施設	1	—	—	
第29条	工場等周辺における直接線等からの防護	1	—	c	—

条文（設置許可基準）	項	号	適用分類	関係性	説明箇所
第30条	放射線からの放射線業務従事者の防護	1	1	a	—
			2	—	
			3	—	
第31条	監視設備	1	—	—	
第32条	原子炉格納施設	1	—	d	—
			2	—	d
			3	—	—
			4	—	—
			5	—	—
			6	—	d
			7	—	d
			8	—	d
第33条	保安電源設備	1	—	—	
			2	—	
			3	—	
			4	—	
			5	—	
			6	—	
			7	—	
			8	—	
第34条	緊急時対策所	1	—	—	
			2	—	
第35条	通信連絡設備	1	—	—	
			2	—	
第36条	補助ボイラー	1	—	—	
			2	—	
第37条	重大事故等の拡大の防止等	1	—	c	●
			2	—	c
			3	—	c
			4	—	c
第38条	重大事故等対処施設の地盤	1	1	—	
			2	—	
			3	—	
			4	—	
		2	—	—	
		3	—	—	

チャンネルボックス厚肉化の設置許可基準規則との関係性

条文（設置許可基準）		項	号	適用分類	関係性	説明箇所
第39条	地震による損傷の防止	1	1	－		
			2			
			3			
			4			
		2	－			
第40条	津波による損傷の防止	1	－	－		
第41条	火災による損傷の防止	1	－	－		
第42条	特定重大事故等対処施設	1	1	－		
			2			
			3			
第43条	重大事故等対処設備	1	1	d	●	「重大事故等対処設備について」において説明
			2			
			3	－		
			4			
			5			
			6			
		2	1	d	●	「重大事故等対処設備について」において説明
			2	－		
			3			
		3	1	d	●	「重大事故等対処設備について」において説明
			2	－		
			3			
			4			
			5			
			6			
		7				
第44条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	1	－	d	●	「重大事故等対処設備について」において説明
第45条	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	1	－	d	●	
第46条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	1	－	d	●	

条文（設置許可基準）		項	号	適用分類	関係性	説明箇所	
第47条	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	1	－	d	●	「重大事故等対処設備について」において説明	
第48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	1	－	d	●		
第49条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	1	－	d	●		
		2	－				
第50条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	1	－	d	●		
		2	－				
		3	－				
第51条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	1	－	d	●		
第52条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	1	－	d	●		
第53条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	1	－	d	●		
第54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	1	－	d	●		
		2	－				
第55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	1	－	－			
第56条	重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備	1	1	d	●	「重大事故等対処設備について」において説明	
		2	2				
第57条	電源設備	1	－	d	●		
		2	－				
第58条	計装設備	1	－	d	●		
第59条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	1	－	d	●		
第60条	監視測定設備	1	－	－			
		2	－				
第61条	緊急時対策所	1	1	－			
			2				
			3				
第62条	通信連絡を行うために必要な設備	1	－	－			
			－				

チャンネルボックス厚肉化に合わせて変更する内容と適合性への影響

- チャンネルボックス厚肉化に直接関係ないが、下表に示す内容について変更を行っている。これらの変更内容の、条文への適合性の影響は以下のとおり。

条文 (設置許可基準規則)		チャンネルボックス厚肉化に合わせて変更する内容と適合性への影響
第13条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	【解析コードの変更】 9×9燃料（A型）に係る炉心解析コードをLANCR/AETNAに変更して解析を実施する。なお、解析コードは9×9燃料を装荷した炉心の解析に対し妥当性を確認したものであり、本変更が条文への適合性に影響するものではない。 【解析条件等の変更】 島根3号炉増設後の安全審査を踏まえ、一部の解析条件等の変更を行っている。変更の詳細は第十三条の説明資料にて説明する。（第1項第1号） ・原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き 評価項目を投入反応度から燃料エンタルピに変更している。変更後の評価項目にて判断基準を満足することを確認する。 ・出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 解析上の制御棒引抜阻止信号が発生する出力レベルを105%から108%に変更している。本変更は、解析上の出力上昇幅を厳しくし、より保守的な条件設定とするものである。変更後の解析条件にて判断基準を満足することを確認する。 ・原子炉圧力制御系の故障及び給水流量の全喪失 減速材ボイド係数をボイド減少事象の条件からボイド増加事象の条件へと変更しているため、事象進展が厳しくなる。変更後の解析条件にて判断基準を満足することを確認する。 【気象資料の更新】 線量評価に関する気象資料を更新して評価を実施する。大気拡散評価が変更となるが、島根2号炉の新規制基準適合性審査にて代表性が確認されているものである。変更後の解析条件にて判断基準を満足することを確認する。（第1項第2号）
第15条	炉心等	【解析コードの変更】 9×9燃料（A型）に係る炉心解析コードをLANCR/AETNAに変更して解析を実施する。なお、解析コードは9×9燃料を装荷した炉心の解析に対し妥当性を確認したものであり、本変更が条文への適合性に影響するものではない。（第1項、第2項）

チャンネルボックス厚肉化に合わせて変更する内容と適合性への影響

条文 (設置許可基準規則)		チャンネルボックス厚肉化に合わせて変更する内容と適合性への影響
第23条	計測制御系統施設	【制御棒引抜時に許容される制御棒引抜監視装置のバイパス状態の変更】 制御棒引抜監視装置は、出力運転中の制御棒の異常な引き抜き時の出力上昇を適切な範囲に制御できることが要求される。チャンネルボックス厚肉化に合わせて、制御棒引抜監視装置による監視を厳しくし、制御棒引抜阻止となる出力上昇を早く検知するよう、許容されるバイパス条件の変更を行っているが、制御棒引抜阻止を早くする変更であるため、条文への適合性に影響するものではない。(第1項第1号、第2号)
第25条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	【解析コードの変更】 9×9燃料(A型)に係る炉心解析コードをLANCR/AETNAに変更して解析を実施する。なお、解析コードは9×9燃料を装荷した炉心の解析に対し妥当性を確認したものであり、本変更が条文への適合性に影響するものではない。(第2項、第3項) 【ほう酸水注入系の未臨界性評価手法の変更】 島根3号炉増設後に実施された安全審査を踏まえ、ほう酸水注入系の未臨界性評価手法を一点近似解析手法から三次元解析手法に見直すとともに停止余裕判断基準を変更している。本変更は、未臨界性評価手法を高度化したものであり、本変更が条文への適合性に影響するものではない。 なお、ほう酸水注入系の設計の詳細については設工認において説明する。(第2項第2号) 【制御棒価値の設計基準の変更】 島根3号炉増設後に実施された安全審査を踏まえ、臨界近接時における制御棒1本の制御棒価値の設計基準を「0.013Δk以下」から「0.010Δk以下」に変更する。本変更は、臨界近接時における制御棒1本の制御棒価値の設計基準を厳しくするものであり、条文への適合性に影響するものではない。(第3項)
第27条	放射性廃棄物の処理施設	【気象資料の変更】 島根2号炉において確認を受けた気象資料の変更について、島根3号炉への反映を行う。 通常運転時の線量の評価(本文九号八、及び添付書類九)はサイトで共通の評価であることから、反映結果が線量目標値を下回ること及び設計方針の変更が不要であることは確認済みであり、条文への適合性に影響はない。 本変更は、気象資料の参照元である添付書類六及び気象資料を参照する本文九号八、及び添付書類九へ反映するものである。(第1項第1号)

設置許可基準規則第15条，第25条への適合性の概要

- 設置許可基準規則第15条及び第25条への適合性は以下のとおり。

条	項	号	条文への適合性
15	1	-	チャンネルボックス厚肉化に伴う，本項への適合のための設計方針について既許可からの変更はない。
	2	-	
25	2	2	チャンネルボックス厚肉化に伴う，本項への適合のための設計方針について既許可からの変更はない。
		3	
		4	
		5	
	3	-	

- 以降では，各条文への適合のための設計方針とあわせ，代表的な炉心の炉心特性が，設計方針を満足することを解析結果例を用いて示す。水色網掛け部は，今回確認した解析結果例の該当箇所を示す。

第15条第1項への適合（反応度係数）

➤ 適合のための設計方針

変更前	変更後
(1) 沸騰水型原子炉には、通常運転時に何らかの原因で出力が上昇することがあっても、炉心内の蒸気量の増大に伴う大きな負のボイド反応度効果により、出力の上昇を抑える働きがある。 また、沸騰水型原子炉では、低濃縮ウラン燃料を用いており、これは、ドップラ効果に基づく負の反応度係数を持っている。このため原子炉に急激に反応度が投入され出力の上昇があった場合でも、二酸化ウラン焼結ペレット燃料の熱伝導率が低いこととあいまって、ペレットの温度が急上昇してドップラ効果が有効に働き、核的逸走は自動的に抑えられる。 このように原子炉は固有の負の反応度フィードバック特性を有しており、さらに、原子炉緊急停止系等の反応度投入の影響を抑制する諸設備を設けることにより、原子炉に急激に反応度が投入されたとしても、原子炉固有の安全性とあいまって反応度投入の影響を十分小さく抑えることができる設計とする。	変更なし※

※ 記載の適正化を行うものの、設計方針の考え方に変更はない。

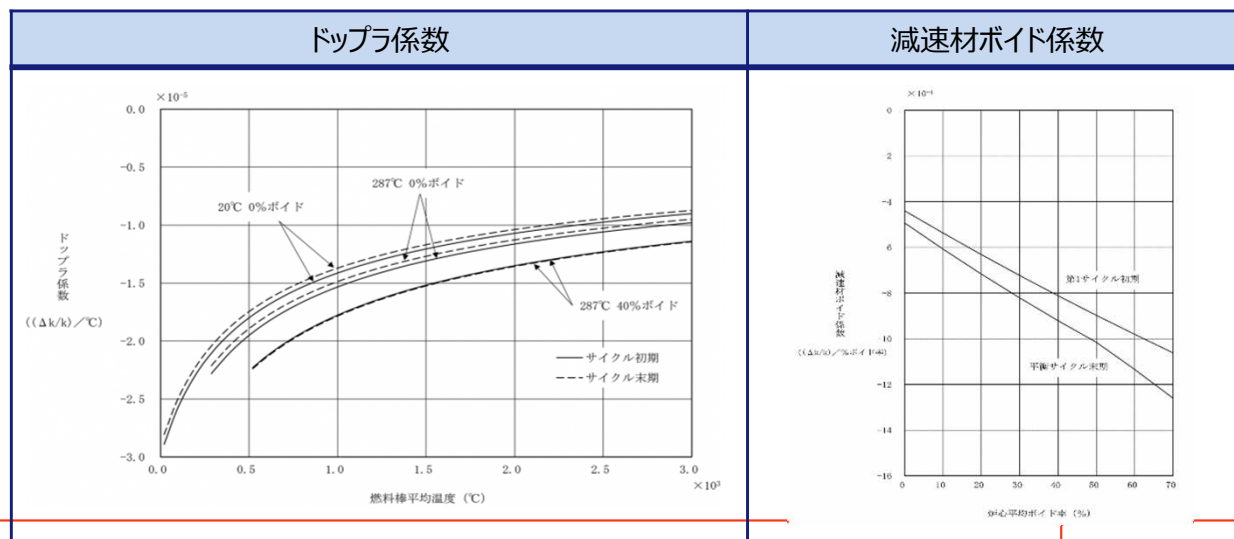
➤ 具体的設計

変更前	変更後
減速材ボイド係数とドップラ係数とにより決まる反応度係数（出力反応度係数）は、常に負であり、常に以下の条件を満たすこと。 i 減速材ボイド係数は、負であること。 ii ドップラ係数は、負で、十分な反応度フィードバック特性を有するものであること。	変更なし

➤ 設計方針を満足することを、代表的な炉心の解析結果例により確認した。

反応度係数解析例（9×9燃料（A型）平衡サイクル）

- ドップラ係数は負の値で、十分な反応度フィードバック特性を有し、また、燃料棒温度が低い時のほうが絶対値が大きく、減速材温度の上昇やボイドの発生により減速材密度が減少しても絶対値が増加する。
- 減速材ボイド係数は燃焼に伴い変化するが、負の値が維持される。
- 定格出力運転時の出力反応度係数は、負の減速材ボイド係数等により全サイクル期間を通じて約 $-0.03(\Delta k/k)/(\Delta p/p)$ より負になる。



第15条第1項への適合（動特性）

➤ 適合のための設計方針

変更前	変更後
(2) 沸騰水型原子炉は、一般に大きな負の出力反応度係数を持ち、制御棒の操作等に起因する反応度の外乱に対して自己制御性を持っている。 一方、沸騰水型原子炉は正の圧力係数を持つので、原子炉には、蒸気圧力一定制御方式を採用するとともに、再循環流量を調整することによって出力を制御する。 また、原子炉は、強制循環によって水力学的な乱れを抑え、核的特性とあいまって負荷変動や外乱に対する安定性の向上、あるいは沸騰による中性子束ゆらぎ特性の改善を図っている。このほか二酸化ウラン焼結ペレット燃料を使用しているので熱伝達時定数は大きく、安定性に寄与している。 さらに、選択制御棒挿入機構を設け、低炉心流量高出力領域に入った場合、出力を抑制することにより、安定性の余裕を確保するようにしている。 上記のような諸特性により、原子炉は出力振動に対し、十分な減衰特性を有している。また、たとえ出力振動が生じても、局部出力領域モニタ等の原子炉核計装系で出力分布を監視し、燃料の許容設計限界を超えないように反応度制御系により調整することができる設計とする。	変更なし※

➤ 具体的設計

※ 記載の適正化を行うものの、設計方針の考え方に変更はない。

変更前	変更後																
➤ 減衰特性は、次の基準を満たす設計とする（X_2/X_0は減幅比、ζ_nは減衰係数を表す。）。 (1) 限界基準 ➤ プラント運転中に予期されるあらゆる運転状態に対して、次の限界基準を満たす設計とする。 <table border="1"> <thead> <tr> <th>安定性</th><th>限界基準</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>チャンネル水力学的安定性</td><td>$X_2/X_0 < 1$ ($\zeta_n > 0$)</td></tr> <tr> <td>炉心安定性</td><td>$X_2/X_0 < 1$ ($\zeta_n > 0$)</td></tr> <tr> <td>領域安定性</td><td>$X_2/X_0 < 1$ ($\zeta_n > 0$)</td></tr> <tr> <td>プラント安定性</td><td>$X_2/X_0 < 1$ ($\zeta_n > 0$)</td></tr> </tbody> </table> (2) 運転上の設計基準 ➤ 原子炉の安定性は、究極的には、限界基準により保証されるが、同時に、流量制御のみによる自動流量制御範囲において十分安定な状態で運転を可能とする観点から、次の運転上の設計基準を満たすことを目標として設計する。 <table border="1"> <thead> <tr> <th>安定性</th><th>運転上の設計基準</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心安定性</td><td>$X_2/X_0 \leq 0.25$ ($\zeta_n \geq 0.22$)</td></tr> <tr> <td>プラント安定性</td><td>$X_2/X_0 \leq 0.25$ ($\zeta_n \geq 0.22$)</td></tr> </tbody> </table> (3) キセノン空間振動の安定性に対する基準 ➤ 出力反応度係数は、キセノン空間振動を十分減衰できる大きさを有する設計とする。	安定性	限界基準	チャンネル水力学的安定性	$X_2/X_0 < 1$ ($\zeta_n > 0$)	炉心安定性	$X_2/X_0 < 1$ ($\zeta_n > 0$)	領域安定性	$X_2/X_0 < 1$ ($\zeta_n > 0$)	プラント安定性	$X_2/X_0 < 1$ ($\zeta_n > 0$)	安定性	運転上の設計基準	炉心安定性	$X_2/X_0 \leq 0.25$ ($\zeta_n \geq 0.22$)	プラント安定性	$X_2/X_0 \leq 0.25$ ($\zeta_n \geq 0.22$)	変更なし
安定性	限界基準																
チャンネル水力学的安定性	$X_2/X_0 < 1$ ($\zeta_n > 0$)																
炉心安定性	$X_2/X_0 < 1$ ($\zeta_n > 0$)																
領域安定性	$X_2/X_0 < 1$ ($\zeta_n > 0$)																
プラント安定性	$X_2/X_0 < 1$ ($\zeta_n > 0$)																
安定性	運転上の設計基準																
炉心安定性	$X_2/X_0 \leq 0.25$ ($\zeta_n \geq 0.22$)																
プラント安定性	$X_2/X_0 \leq 0.25$ ($\zeta_n \geq 0.22$)																

第15条第1項への適合（動特性）

- 設計方針を満足することを，代表的な炉心の解析結果例により確認した。
- 主要な解析条件を以下に示す。

核熱水力安定性の主要解析条件

項目	解析条件
定格出力	3,926 MW
定格流量	52.2×10^3 t/h
解析点 限界基準についての評価 運転上の設計基準についての評価	定格出力の65%，定格流量の42%※ ¹ 定格出力の102%，定格流量の90%※ ² 定格出力の90%，定格流量の70%※ ³
減速材ボイド係数	9×9 燃料（A 型）： 9×9 燃料（A 型）平衡サイクル末期※ ⁴ 9×9 燃料（B 型）： 9×9 燃料（B 型）平衡サイクル末期※ ⁴

プラント安定性の主要解析条件

項目	解析条件
定格出力	3,926 MW
定格流量	52.2×10^3 t/h
解析点 限界基準についての評価 運転上の設計基準についての評価	定格出力の65%，定格流量の42%※ ¹ 定格出力の102%，定格流量の90%※ ² 定格出力の90%，定格流量の70%※ ³
減速材ボイド係数	9×9 燃料（A 型）： 9×9 燃料（A 型）平衡サイクル末期の値に詳細設計での変動を考慮し1.25 倍した値※ ⁴ 9×9 燃料（B 型）： 9×9 燃料（B 型）平衡サイクル末期の値に詳細設計での変動を考慮し1.25 倍した値※ ⁴

※¹ 最低ポンプ速度最大出力運転時

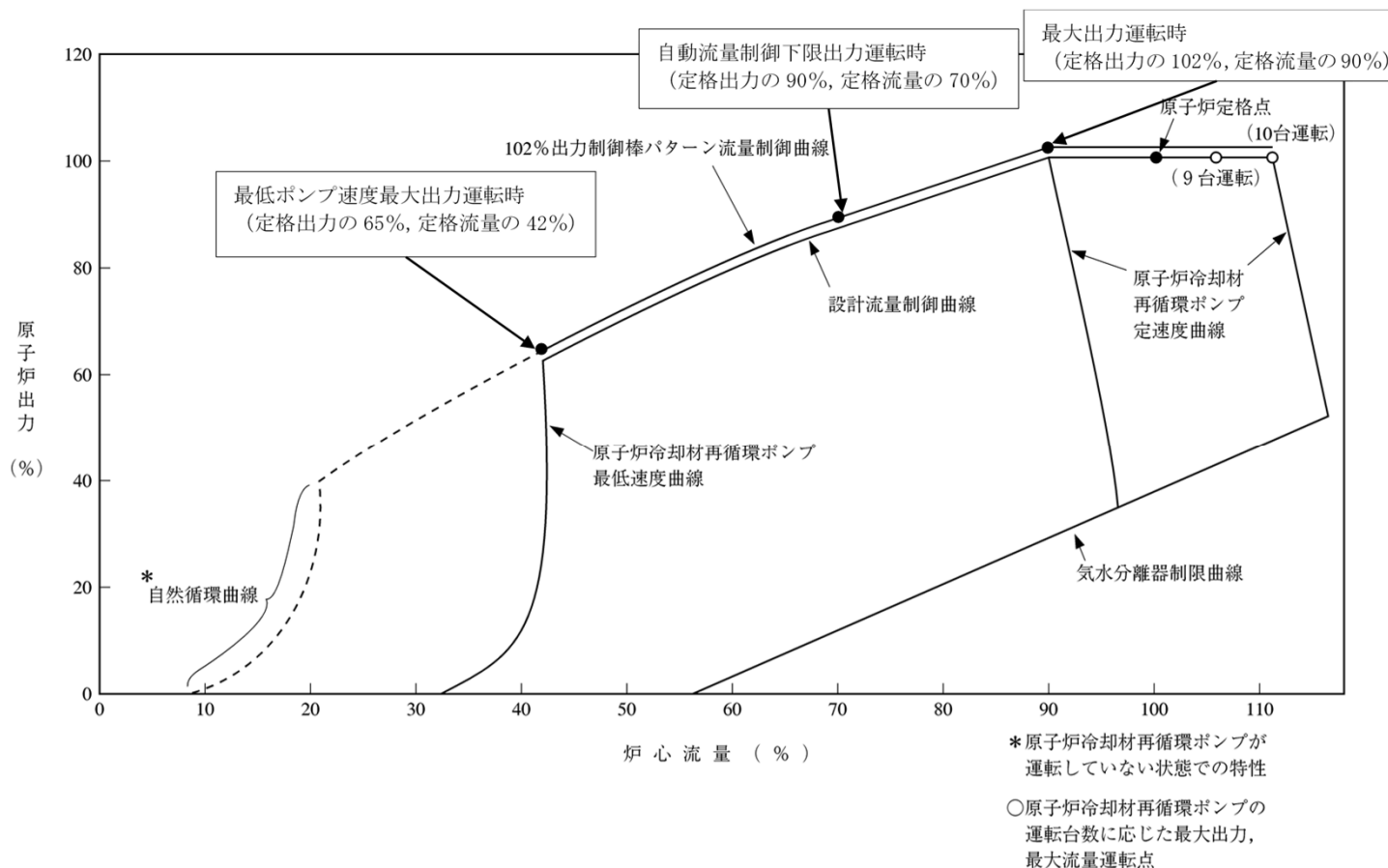
※² 最大出力運転時

※³ 自動流量制御下限出力運転時（運転上の設計基準に対する裕度をもたせるために，自動流量制御下限点を変更している。）

※⁴ チャンネルボックス厚肉化により，減速材ボイド係数が変更となっている。

第15条第1項への適合（動特性）

- 解析点は下図のとおり。
- なお、運転上の設計基準に対する裕度をもたせるために、自動流量制御下限点を以下に変更している。



	変更前	変更後
自動流量制御下限点	定格流量の50%	定格流量の70%

第15条第1項への適合（動特性）

- 核熱水力安定性の評価結果は以下のとおりであり，限界基準及び運転上の設計基準を満足している。

核熱水力安定性評価結果（9×9燃料（A型）を装荷した炉心）

	チャンネル 水力学的安定性	炉心安定性	領域安定性	判断基準
最低ポンプ速度 最大出力運転時	0.28	0.43	0.33	限界基準 減幅比 $(X_2/X_0) < 1$
最大出力運転時	—	0.08	—	運転上の設計基準 減幅比 $(X_2/X_0) \leq 0.25$
自動流量制御 下限出力運転時	—	0.16	—	運転上の設計基準 減幅比 $(X_2/X_0) \leq 0.25$

核熱水力安定性評価結果（9×9燃料（B型）を装荷した炉心）

	チャンネル 水力学的安定性	炉心安定性	領域安定性	判断基準
最低ポンプ速度 最大出力運転時	0.46	0.43	0.43	限界基準 減幅比 $(X_2/X_0) < 1$
最大出力運転時	—	0.03	—	運転上の設計基準 減幅比 $(X_2/X_0) \leq 0.25$
自動流量制御 下限出力運転時	—	0.09	—	運転上の設計基準 減幅比 $(X_2/X_0) \leq 0.25$

第15条第1項への適合（動特性）

- プラント安定性は、外乱添加時の安定性を評価するため、制御棒反応度，圧力制御系の設定点，原子炉水位制御系の設定点及び再循環流量制御系の設定点について，以下のようなステップ状の変更を与えたときの，発電用原子炉の主要な変数の応答を求める。
- 評価結果は以下のとおりであり，限界基準及び運転上の設計基準を満足している。

プラント安定性評価結果（9×9燃料（A型）を装荷した炉心）

解析項目	主要な 応答変数	減幅比（ X_2/X_0 ）		
		最低ポンプ速度 最大出力運転時	最大出力運転時	自動流量制御 下限出力運転時
		（判断基準：<1）	（判断基準：≤0.25）	（判断基準：≤0.25）
制御棒引き抜き 10セント相当	中性子束	0.14	0.1以下	0.1以下
	蒸気流量	0.1以下	0.1以下	0.1以下
圧力制御系設定点 0.069MPa増加	原子炉圧力	0.1以下	0.1以下	0.1以下
	蒸気流量	0.1以下	0.1以下	0.1以下
原子炉水位設定点 15 cm増加	原子炉水位	0.1以下	0.1以下	0.1以下
	給水流量	0.1以下	0.1以下	0.1以下
再循環流量制御設定点 10%減少／増加	炉心流量	—※	0.1以下	0.1以下
	蒸気流量	—※	0.1以下	0.1以下

※ 最低ポンプ速度最大出力運転時は，再循環流量制御系が手動運転モードであるので評価しない。

2. 第15条第1項への適合（動特性）

- 評価結果は以下のとおりであり，限界基準及び運転上の設計基準を満足している。

プラント安定性評価結果（9×9燃料（B型）を装荷した炉心）

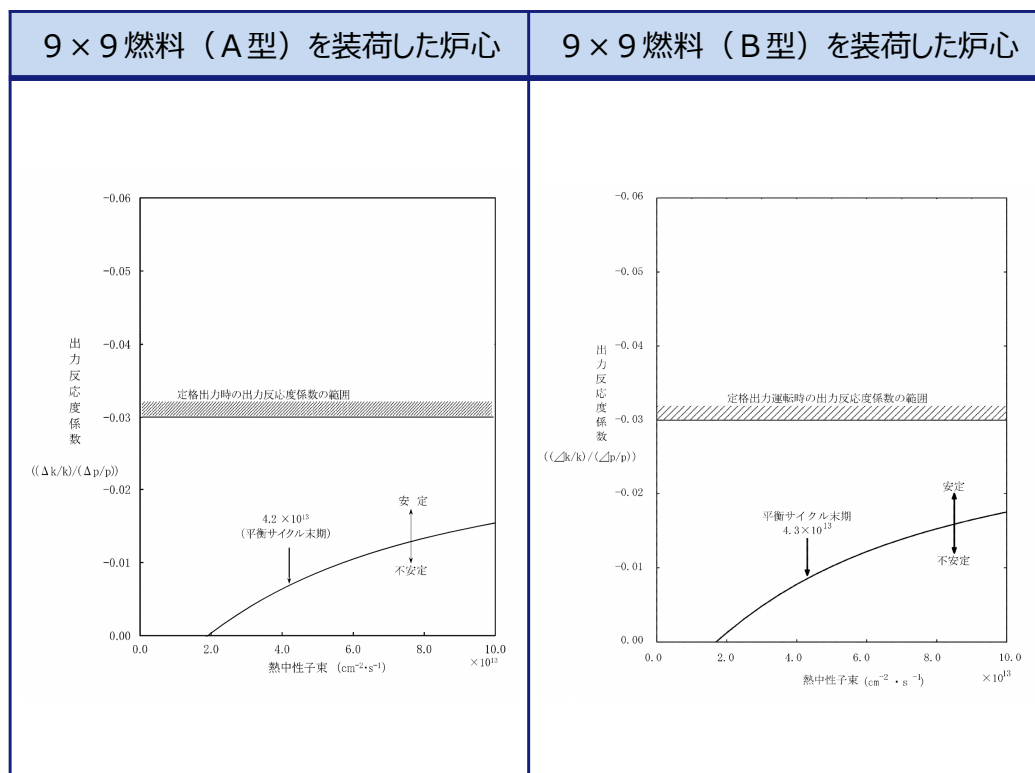
解析項目	主要な 応答変数	減幅比（ X_2/X_0 ）		
		最低ポンプ速度 最大出力運転時	最大出力運転時	自動流量制御 下限出力運転時
		（判断基準：＜1）	（判断基準：≤0.25）	（判断基準：≤0.25）
制御棒引き抜き 10セント相当	中性子束	0.13	0.10	0.1以下
	蒸気流量	0.1以下	0.1以下	0.1以下
圧力制御系設定点 0.069MPa増加	原子炉圧力	0.1以下	0.1以下	0.1以下
	蒸気流量	0.1以下	0.1以下	0.1以下
原子炉水位設定点 15 cm増加	原子炉水位	0.1以下	0.1以下	0.1以下
	給水流量	0.1以下	0.1以下	0.1以下
再循環流量制御設定点 10%減少／増加	炉心流量	—※	0.1以下	0.1以下
	蒸気流量	—※	0.1以下	0.1以下

※ 最低ポンプ速度最大出力運転時は，再循環流量制御系が手動運転モードであるので評価しない。

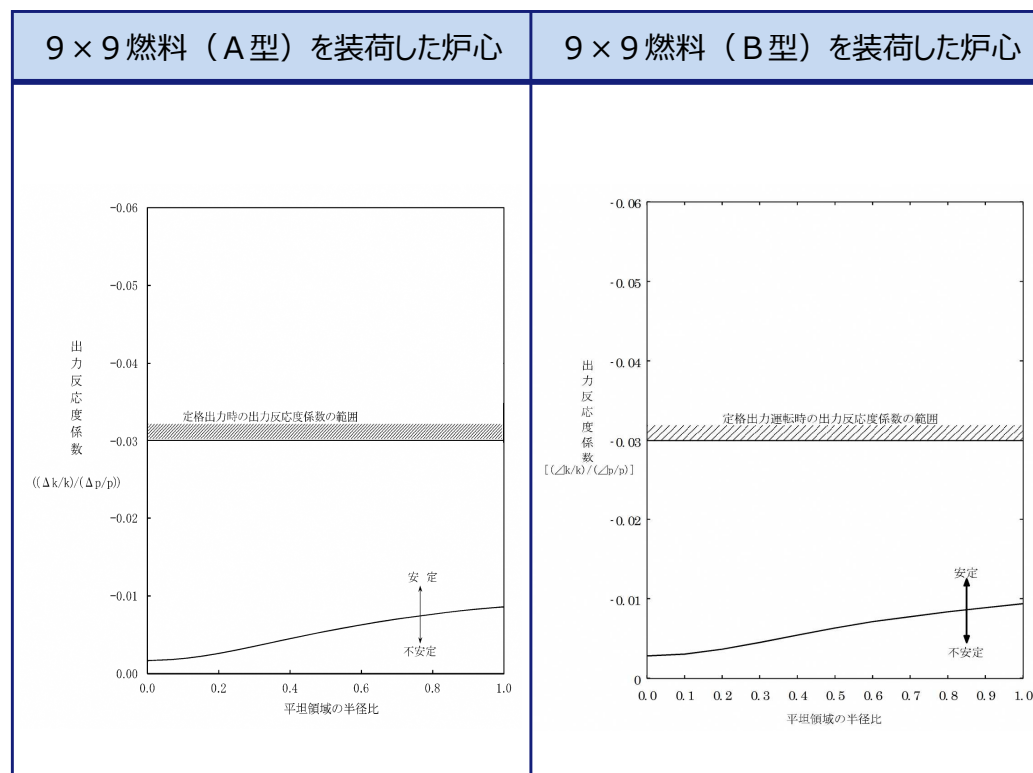
第15条第1項への適合（動特性）

- 定格出力運転時の出力反応度係数は、約 $-0.03(\Delta k/k)/(\Delta p/p)$ より負であり、キセノン空間振動を十分減衰することができる大きさとなっている。

軸方向キセノン空間振動の安定性



方位角方向キセノン空間振動の安定性



第15条第2項への適合（熱水力特性）

➤ 適合のための設計方針

変更前	変更後
(1) 燃料の健全性を確保するため、熱水力設計上の燃料の許容設計限界を定め、運転時の異常な過渡変化時において、この限界値を満足するように通常運転時の熱的制限値を定める。 a. 熱水力設計上の燃料の許容設計限界 M C P Rが1.07以上及び燃料被覆管の円周方向平均塑性歪が1 %以下であること。 b. 通常運転時の熱的制限値 M C P Rについては1.22、最大線出力密度については、44.0kW/mとする。 以上の値を守っているという前提で、炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において熱水力設計上の燃料の許容設計限界を超えることのない設計とする。 (2) 想定される反応度投入過渡事象（原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き）時においては「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」に定める燃料エンタルピに関する燃料の許容設計限界を超えることのない設計とする。 (3) 原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料を確実に冷却する炉心流量を確保し、燃料の出力を計測し、プロセス量がある制限値に達したときには、決められた安全保護動作を開始する設計とする。	変更なし※

※ 記載の適正化を行うものの、設計方針の考え方に変更はない。

[] : 第13条への適合性の確認の中で設計方針を満足することを確認する。

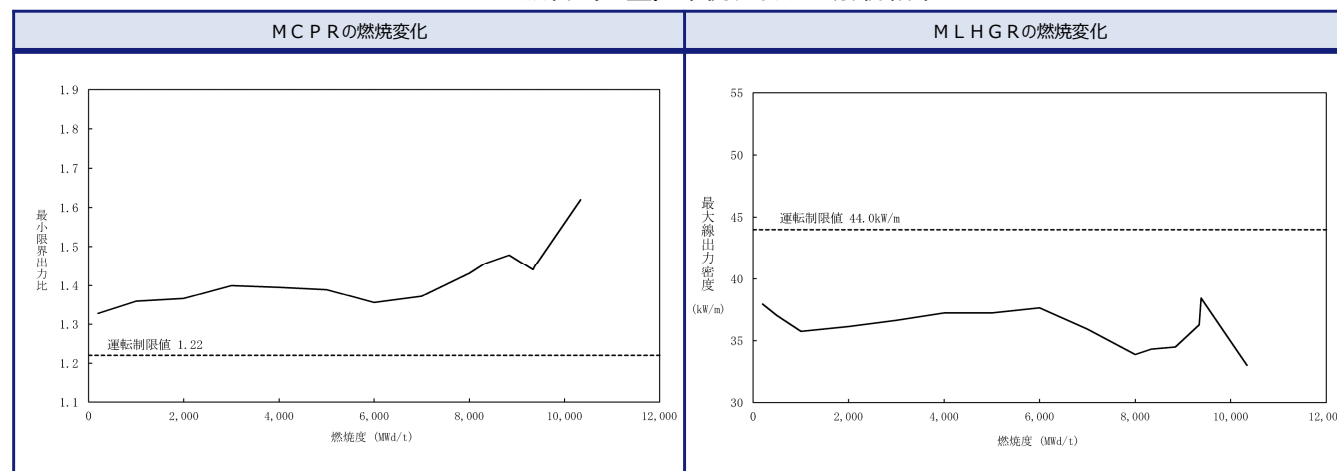
➤ 具体的設計

変更前	変更後
炉心は、通常運転時において、以下に定義する通常運転時の熱的制限値を超えることなく運転でき、また出力調整ができること。 - 最小限界出力比（M C P R）に関する通常運転時の熱的制限値：1.22 - 最大線出力密度（M L H G R）に関する熱的制限値：44.0kW/m	変更なし

➤ 設計方針を満足することを、代表的な炉心の解析結果例により確認した。

- 右に示すとおり、通常運転時の熱的制限値を満足した運転が可能である。

9 × 9 燃料（A 型）平衡サイクルの解析結果



「燃焼度」は当該サイクルにおける炉心平均の増分燃焼度を表す。

第25条第2項第2号及び第3号への適合（スクラム反応度）

➤ 適合のための設計方針

変更前	変更後
原子炉停止系に含まれる独立した系の一つである制御棒及び制御棒駆動系の反応度制御は次のような性能を持つ設計とする。 反応度制御能力 約$0.18\Delta k$（最大過剰増倍率約$0.14\Delta k$の場合） スクラム時挿入時間（全炉心平均） 全ストロークの60%挿入まで1.44秒以下（定格圧力時） 全ストロークの100%挿入まで2.80秒以下（定格圧力時） この性能は、炉心特性とあいまって通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、燃料の許容設計限界を超えることなく、原子炉を臨界未満にでき、かつ、維持できるものである。	変更なし※

※ 記載の適正化を行うものの、設計方針の考え方に変更はない。

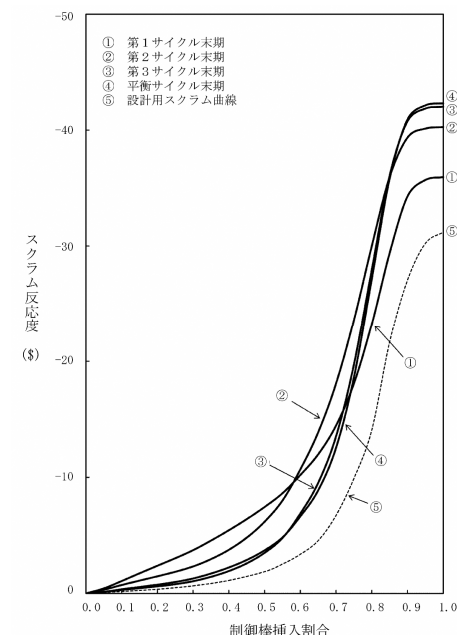
[] : 第13条への適合性の確認の中で設計方針を満足することを確認する。

➤ 具体的設計

変更前	変更後
サイクル末期のスクラム曲線の解析値が、設計用スクラム曲線に比べ十分安全側となっている。	変更なし

➤ 設計方針を満足することを、代表的な炉心の解析結果例により確認した。

- 運転時の異常な過渡変化の解析においては、スクラム反応度曲線（以下、スクラム曲線という。）が経時的に変化し得ることを考慮するため、設計用スクラム曲線を定義し、解析に用いる。
- チャンネルボックス板厚変更前後で、設計用スクラム曲線に変更はない。
- 第1サイクルから平衡サイクルに至るまでの各サイクル末期のスクラム曲線の解析結果例（ 9×9 燃料（A型）平衡サイクル）を右に示す。
- スクラム曲線は設計用スクラム曲線に対して十分安全側となっている。



スクラム曲線（第1サイクル～ 9×9 燃料（A型）平衡サイクル）

第25条第2項第2号及び第3号への適合（ほう酸水注入系）

➤ 適合のための設計方針

変更前	変更後
原子炉停止系としては、原理の全く異なる二つの独立の系である制御棒及び制御棒駆動系並びにほう酸水注入系を設ける。 制御棒は、炉心の持つ過剰反応度を制御できる設計とする。 原子炉は低温状態において反応度が最も高くなり、その状態における原子炉の過剰増倍率は約0.14Δk以下である。 これに対し、制御棒による反応度制御能力は、約0.18Δk（最大過剰増倍率約0.14Δkの場合）とするので、低温状態において原子炉を十分臨界未満に維持できる。したがって、高温停止を対象とする場合は、更に余裕を持って臨界未満に維持できる。 制御棒駆動機構は、電動・水圧駆動式のものであり、各制御棒に独立して設ける。 ほう酸水注入系は、単独で定格出力運転中の原子炉を低温状態において十分臨界未満に維持できる設計とする。したがって、高温停止を対象とする場合は、更に余裕を持って臨界未満に維持できる。 また、制御棒及び制御棒駆動系並びにほう酸水注入系は、作動試験が行える設計とする。	変更なし※1

※1 記載の適正化を行うものの、設計方針の考え方に変更はない。

➤ 具体的設計

変更前	変更後※2
ほう酸水注入系は、全制御棒が挿入不能の場合でも原子炉を低温停止する能力を持つ設計とする。 停止時実効増倍率 0.95以下 反応度添加速度 0.001Δk/min以上	ほう酸水注入系は、全制御棒が挿入不能の場合でも原子炉を臨界未満にする能力を持つ設計とする。 停止時実効増倍率 0.985以下 反応度添加速度 0.001Δk/min以上

※2 本変更は、チャンネルボックス厚肉化に伴う変更ではなく、島根3号炉増設時（チャンネルボックス板厚の変更前）では一点近似解析手法を用いて評価していたが、島根3号炉増設後に実施された安全審査において、より詳細な評価を行う観点から、ほう酸水注入系の未臨界性評価手法を一点近似解析手法から三次元解析手法に見直したことにより、停止時実効増倍率の基準を変更するものである。

なお、停止時実効増倍率の基準を「0.985」とすることの考え方については、「島根原子力発電所3号炉 LANCRAETNAコード説明書」で示している。

➤ 設計方針を満足することを、代表的な炉心の解析結果例により確認した。

- 確認内容を次頁以降に示す。

下線部：既許可からの設計基準の変更

第25条第2項第2号及び第3号への適合（ほう酸水注入系）

- 島根 3 号炉増設時（チャンネルボックス板厚の変更前）は一点近似解析手法を用いて評価していたが、島根 3 号炉増設後に実施された安全審査において、ほう酸水注入系の未臨界性評価手法を一点近似解析手法から三次元解析手法に見直しており、本評価についても三次元解析手法にて評価する。
- 三次元解析手法の評価条件及び停止余裕判断基準を以下に示す。

ほう酸水注入時の未臨界性評価条件及び停止余裕判断基準

項目	
評価炉心	ほう酸水注入系評価用炉心
減速材温度	181℃
X e 条件	X e なし
制御棒状態	全制御棒全引き抜き
停止余裕判断基準（実効増倍率）	<u>0.985</u>

- 評価に当たっては、評価炉心は実際に運転する炉心の余剰反応度特性を包絡するよう、合理的な範囲で余剰反応度を高めにしたほう酸水注入系評価用炉心を設定した。
- なお、ここで設定するほう酸水注入系評価用炉心の余剰反応度特性は、今後のあらゆる取替炉心の包絡性を担保するものではない。実際の運転においては、ほう酸水注入系作動時の未臨界性評価は取替炉心ごとに実施する。

下線部：既許可からの設計基準の変更

3. 第25条第2項第2号及び第3号への適合（ほう酸水注入系）

- 炉心内ほう素濃度を变化させたときの，ほう酸水注入系作動時における実効増倍率の評価結果を以下に示す。
- 評価条件の変更及びチャンネルボックス厚肉化の影響により，従来の工事計画認可申請書記載値である600ppm（減速材温度20℃換算）では，ほう酸水注入系作動時の実効増倍率は停止余裕基準である0.985を上回るが，850ppm（減速材温度20℃換算）では停止余裕基準を満足する。
- なお，本評価はほう酸水注入系の設計の妥当性を確認することを目的として実施したものであり，実際の必要ほう素濃度の設定は，設計及び工事の計画認可申請の段階で実施する。

ほう酸水注入系作動時の実効増倍率の評価結果

炉心内ほう素濃度 (減速材温度20℃換算)	実効増倍率			
	サイクル初期	実効増倍率最大点	サイクル末期	停止余裕基準
600ppm				≤0.985
850ppm				

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。

第25条第2項第2号及び第3号への適合（ほう酸水注入系）

- ここでは，ほう酸水注入系作動時の反応度投入速度が，キセノン崩壊及び減速材温度による反応度添加率を考慮した値を上回ることを確認する。
- 反応度投入速度の評価条件を以下に示す。

反応度投入速度評価条件

項目	評価条件	
	第 1 サイクル	平衡サイクル
評価時点	サイクル初期（0GWd/t）	
減速材温度	100℃	181℃
X e 条件	定格出力時の X e 状態	
制御棒状態	定格制御棒パターン	

- 第 1 サイクル及び平衡サイクルの解析結果例によると，反応度投入速度はいずれも約 0.002 Δ k/minであり，キセノン崩壊及び減速材温度による反応度増加率を考慮した値である 0.001 Δ k/min以上を確保している。

第25条第2項第4号及び第5号への適合（反応度制御）

➤ 適合のための設計方針

	変更前	変更後
第25条 第2項第4号	原子炉停止系に含まれる独立した系の一つである制御棒及び制御棒駆動系は、原子炉スクラム信号により、水圧制御ユニットのアクيومレータの圧力により制御棒を緊急挿入できる設計とする。103個の水圧制御ユニットのうち、102個はそれぞれ2個の制御棒駆動機構に、残る1個は1個の制御棒駆動機構に接続する。 また、制御棒及び制御棒駆動系は、高圧炉心注水系配管破断等の事故状態においても、制御棒が確実に挿入され、炉心を臨界未満にでき、かつ、それを維持できる設計とする。	変更なし※
第25条 第2項第5号	最大反応度価値を持つ制御棒（同一の水圧制御ユニットに属する1組又は1本）が完全に炉心の外に引き抜かれていて、その他の制御棒が全挿入の場合、高温状態及び低温状態において常に炉心を臨界未満にできる設計とする。 また、原子炉運転中に、完全に挿入されている制御棒を除く、他のいずれかの制御棒が動作不能となった場合は、動作可能な制御棒のうち最大反応度価値を持つ制御棒（同一の水圧制御ユニットに属する1組又は1本）が完全に炉心の外に引き抜かれた状態でも、他のすべての動作可能な制御棒により、高温状態及び低温状態において炉心を臨界未満に保持できることを評価確認する。 この確認ができない場合には、原子炉を停止するように運転管理手順を定める。	変更なし※

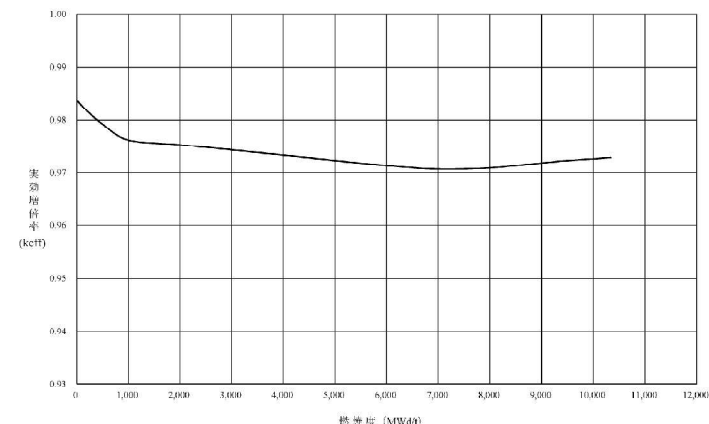
※ 記載の適正化を行うものの、設計方針の考え方に変更はない。

➤ 具体的設計

変更前	変更後
最大反応度価値を持つ制御棒（同一の水圧制御ユニットに属する1組又は1本）が完全に引き抜かれた状態でも、炉心は未臨界でなければならない。実際の設計では、設計上の余裕を見込んで、炉心の実効増倍率の計算値は、常に0.99未満となるよう設計する。	変更なし

➤ 設計方針を満足することを、代表的な炉心の解析結果例により確認した。

- 最大価値制御棒（同一の水圧制御ユニットに属する1組又は1本）引き抜き時の実効増倍率の燃焼度依存性の解析結果例を右に示す。
- サイクルを通じて炉心の実効増倍率は0.99未満となっている。



最大価値制御棒（同一の水圧制御ユニットに属する1組又は1本）引き抜き時の実効増倍率の燃焼度依存性（9×9燃料（A型）平衡サイクル）

第25条第2項第4号及び第5号への適合（反応度制御）

➤ 適合のための設計方針

変更前	変更後※
反応度が大きく、かつ急激に投入される事象として制御棒落下及び原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きがある。 制御棒落下による影響を小さくするため、零出力ないし低出力においては、制御棒の引抜操作を規制する補助機能として、制御棒価値ミニマイザを設ける。これによって臨界近接時の制御棒 1 本の最大反応度価値を$0.013\Delta k$以下となるように制限する。また、反応度添加率を抑えるため、落下時の制御棒の速度を0.7m/s以下に抑える設計とする。 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きに対しては、前述した制御棒価値ミニマイザにより、臨界近接時の制御棒グループの最大反応度価値を$0.035\Delta k$以下、及び臨界近接時の制御棒 1 本の最大反応度価値を$0.013\Delta k$以下となるように制限する。また、制御棒引抜速度を33mm/s以下にすることにより、反応度添加率を抑える設計とする。 さらに、中性子束高による原子炉スクラム信号及び原子炉周期短による原子炉スクラム信号を設ける。 以上の設計を行うことにより、反応度投入事象発生時に燃料の最大エンタルピーや原子炉圧力の上昇を低く抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、また、炉心冷却を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の破壊を生じることがないようにする。	反応度が大きく、かつ急激に投入される事象として制御棒落下及び原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きがある。 これらの事象による影響を小さくするため、零出力ないし低出力においては、運転員の制御棒引抜操作を規制する補助機能として、制御棒価値ミニマイザを設け、これによって引き抜く制御棒の最大反応度価値を$0.010\Delta k$以下となるように制限する。また、反応度添加率を抑えるため、落下時の制御棒の速度を0.7m/s以下に抑える設計とする。 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きに対しては、前述した制御棒価値ミニマイザにより、グループ単位の最大反応度価値を$0.035\Delta k$以下、及び制御棒 1 本の最大反応度価値を$0.010\Delta k$以下となるように制限する。また、制御棒引抜速度を33mm/s以下にすることにより反応度添加率を抑える設計とする。 さらに、中性子束高及び原子炉周期短による原子炉スクラム信号を設ける。 以上の設計を行うことにより、反応度投入事象発生時に燃料の最大エンタルピーや原子炉圧力の上昇を低く抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、また、炉心冷却を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の破壊を生じることがないようにする。

➤ 具体的設計

〔 〕：第13条への適合性の確認の中で設計方針を満足することを確認する。

変更前	変更後※
制御棒をグループで同時に引き抜く場合、臨界近接時の制御棒グループの最大反応度価値は$0.035\Delta k$以下とする。また、臨界近接時の制御棒 1 本の最大反応度価値は$0.013\Delta k$以下とする。	制御棒をグループで同時に引き抜く場合、臨界近接時の制御棒グループの最大反応度価値は$0.035\Delta k$以下とする。また、臨界近接時の制御棒 1 本の最大反応度価値は$0.010\Delta k$以下とする。

※ 本変更は、チャンネルボックス厚肉化に伴う設計方針の変更ではなく、島根 3 号炉増設後の安全審査を踏まえ、制御棒落下事故の解析における制御棒価値の保守性を明確化する観点から、臨界近接時における制御棒 1 本の制御棒価値の設計基準を $0.010\Delta k$ 以下に変更するものである。

➤ 制御棒の引拔手順とパターンは、発電用原子炉が適切な炉心性能を達成し、かつ、個々の引き抜くべき制御棒の反応度が小さくなるように運転前にあらかじめ決定する。

下線部：既許可からの設計基準の変更

設置許可基準規則第15条，第25条への適合性のまとめ

- 設置許可基準規則第15条及び第25条について，適合性の確認を行った。
- 核特性，熱水力特性，動特性及び原子炉停止系（ほう酸水注入系）について解析結果例を用いて確認を行い，第15条及び第25条に適合していることを確認した。

設置許可基準規則第13条への適合性の概要

- 設置許可基準規則第13条への適合性は以下のとおり。

条	項	号	条文への適合性
13	1	1	チャンネルボックス厚肉化に伴う，本項への適合のための設計方針について既許可からの変更はない。
		2	チャンネルボックス厚さの変更後の条件を反映した，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を実施し，各判断基準を満足することを示す。

評価事象（運転時の異常な過渡変化）

- 「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生じる異常な状態に至る事象であり、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価審査指針」という。）に基づき、以下の事象を選定している※。
 - チャンネルボックス厚肉化により全事象の解析条件の一部が変更となるため、全事象を対象に評価する。
- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
 - b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 - (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - a. 原子炉冷却材流量の部分喪失
 - b. 外部電源喪失
 - c. 給水加熱喪失
 - d. 原子炉冷却材流量制御系の誤動作
 - (3) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化
 - a. 負荷の喪失（発電機負荷遮断，タービンバイパス弁作動／不作動）
 - b. 主蒸気隔離弁の誤閉止
 - c. 給水制御系の故障
 - d. 原子炉圧力制御系の故障
 - e. 給水流量の全喪失

※ 「安全評価審査指針」においては、評価すべき具体的な事象として「原子炉冷却材の停止ループの誤起動」が選定されているが、A B W Rにおいては、原子炉冷却材再循環系の配管がないことから同事象は選定してない。

判断基準（運転時の異常な過渡変化）

- 「運転時の異常な過渡変化」が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認する。このことを判断する基準は以下のとおりである。
 - (1) 最小限界出力比（以下「M C P R」という。）が燃料の許容損傷限界1.07以上であること。
 - (2) 燃料被覆管は、機械的に破損しないこと。すなわち燃料被覆管の円周方向の平均塑性歪が1 %（線出力密度が設計用出力履歴の170%となることに相当）以下であること。なお、解析に当たっては、局所の表面熱流束が定格値の170%以下となることを確認することにより、線出力密度が設計用出力履歴の170%以下となるとした。
 - (3) 燃料エンタルピーの最大値は「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「反応度投入事象評価指針」という。）に示された燃料の許容損傷限界を超えないこと。
 - (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力である8.62MPa[gage] の1.1倍の圧力9.48MPa[gage]以下であること。

主要解析条件（運転時の異常な過渡変化）

<計算プログラム>

- 「運転時の異常な過渡変化解析」に使用する計算プログラムを下表に示す。チャンネルボックスの板厚変更前からの計算プログラムの変更点は以下のとおり。
 - ✓ 起動時の制御棒の異常な引き抜きにおいてエンタルピ評価を実施したことから、 9×9 燃料（A型）を装荷した炉心の解析で用いている計算プログラムとして、SCATを追加
 - ✓ 9×9 燃料（A型）を装荷した炉心における出力運転中の制御棒の異常な引き抜きで用いている三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードをAETNAに変更

「運転時の異常な過渡変化」解析に使用する計算プログラム一覧

解 析 項 目		9×9 燃料（A型）を装荷した炉心 及び燃料の評価に使用するプログラム	9×9 燃料（B型）を装荷した炉心 及び燃料の評価に使用するプログラム
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	APEX／ <u>SCAT</u> ※	EUREKA-N※
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	<u>AETNA</u>	COS3D
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失	REDY／SCAT	BANDIX／FRANCESCA
	外部電源喪失	REDY／SCAT	BANDIX／FRANCESCA
	給水加熱喪失	REDY／ISCOR	BANDIX／THRP
	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	REDY／SCAT	BANDIX／FRANCESCA
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	負荷の喪失	REDY／SCAT	BANDIX／FRANCESCA
	主蒸気隔離弁の誤閉止	REDY／SCAT	BANDIX／FRANCESCA
	給水制御系の故障	REDY／SCAT	BANDIX／FRANCESCA
	原子炉圧力制御系の故障	REDY／SCAT	BANDIX／FRANCESCA
	給水流量の全喪失	REDY／SCAT	BANDIX／FRANCESCA

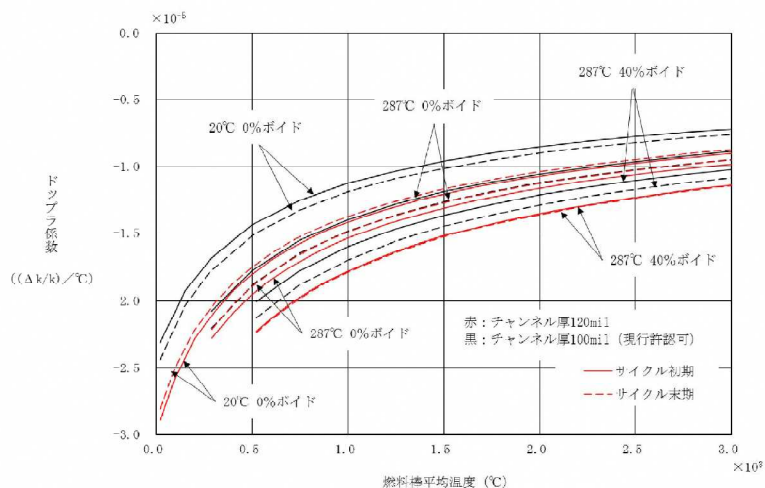
※ 燃料エンタルピまで評価を実施

下線部：既許可から変更した計算プログラム

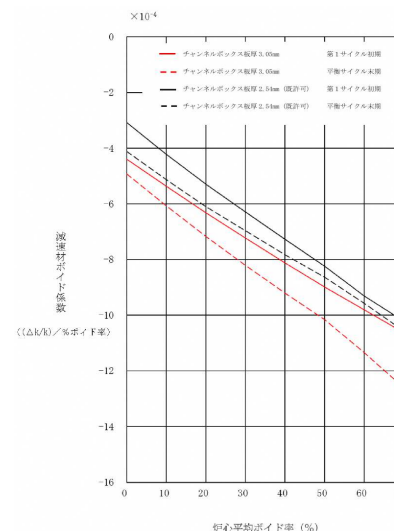
主要解析条件（運転時の異常な過渡変化）

＜チャンネルボックス厚肉化による変更＞

- チャンネルボックス厚肉化により、計算プログラムへの入力が以下のとおり変更となる。
 - ✓ チャンネルボックス厚肉化により、炉心の燃料配置、制御棒引抜位置等が変更となる。
 - ✓ 幾何学的形状が変更となることから、バイパス領域空間体積が減少し保有水量が減少するが、炉心は冠水維持されるため、解析結果に及ぼす影響はほとんどない。また、バイパス流量割合が減少し炉心圧損係数は増加するが、チャンネル内流量は変わらないため熱水力特性への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響はほとんどない。
 - ✓ チャンネルボックス外の減速材非沸騰領域の体積が小さくなり、中性子が減速されにくくなる。これにより、共鳴吸収断面積の大きい ^{238}U 等に吸収される中性子が相対的に多くなるため、ドップラ係数はより負になる傾向を示す。ドップラ係数がより負になることにより、ボイド減少事象に対しては出力上昇時に投入される負の反応度が大きくなり、ボイド増加事象に対しては出力減少時に投入される正の反応度が大きくなるが、解析結果へ与える影響は与える影響はほとんどない。
 - ✓ 減速材対燃料体積比が小さくなるため、減速材ボイド係数はより負になる傾向を示す。減速材ボイド係数がより負になることにより、ボイド減少事象に対しては投入される正の反応度が大きくなり、ボイド増加事象に対しては投入される負の反応度が大きくなるが、解析結果へ与える影響はほとんどない。



ドップラ係数の比較（9×9燃料（A型）平衡サイクル）



減速材ボイド係数の比較（9×9燃料（A型））

主要解析条件（運転時の異常な過渡変化）

＜主要解析条件＞

- 「運転時の異常な過渡変化」で共通の解析条件はチャンネルボックスの板厚変更前後で変更はない。

＜個別事象における変更＞

- 個別事象における一部の解析条件について、島根3号炉増設時から以下のとおり変更を行っている。

（1）「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」

本事象は投入反応度が1ドル未満であり、かつ原子炉出力上昇も緩やかなため、反応度投入事象にはならない。そのため、チャンネルボックスの板厚変更前の解析では、燃料エンタルピ評価は実施しておらず、ドップラ効果による負の反応度フィードバックが小さく、反応度投入が大きくなる低温時の炉心を、解析結果が厳しくなる炉心として選定していた。

変更後の解析では、投入反応度が1ドル未満となるものの、島根3号炉増設後の安全審査を踏まえて、判断基準に挙げられている燃料エンタルピの最大値を確認するため、エンタルピ評価を実施することとした。これに伴い、燃料エンタルピの最大値を保守的に評価する観点から、解析対象の炉心状態を、初期燃料エンタルピが高い高温待機時とした。

個別事象における変更（原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き）

項 目	変更前	変更後
評価項目	投入反応度	燃料エンタルピ
炉心状態	低温時	高温待機時

下線部：既許可から変更した解析条件（以降同じ。）

主要解析条件（運転時の異常な過渡変化）

(2) 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」

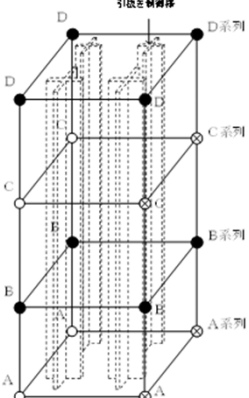
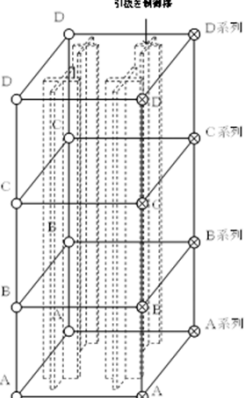
チャンネルボックスの板厚変更前の解析では、初期出力を100%とし、制御棒引抜監視装置の制御棒引抜阻止信号設定値を設備仕様に合わせた解析条件（105%で制御棒引抜阻止）としていた。一方で、制御棒引抜監視装置の仕様では、初期出力97%から105%まで連続的な引き抜きが可能であり、島根3号炉増設後の安全審査において、設備仕様に対して解析条件が保守的な設定となるよう、初期出力を100%とし、出力上昇幅を設備仕様に合わせた解析条件（出力上昇幅 $\Delta P = 8\%$ ）に変更している。このことを踏まえて、変更後の解析では同様の解析条件に変更した。

個別事象における変更（出力運転中の制御棒の異常な引き抜き）－ 制御棒引抜阻止信号

項 目	変更前	変更後
解析上の出力上昇幅	100% $\Rightarrow$ 105% ($\Delta P = 5\%$)	100% $\Rightarrow$ 108% ($\Delta P = 8\%$)
設備仕様上発生しうる出力上昇幅（変更なし）	97% $\Rightarrow$ 105% ($\Delta P = 8\%$)	97% $\Rightarrow$ 105% ($\Delta P = 8\%$)

また、制御棒引抜監視装置のロジックについても、島根3号炉増設後の安全審査を踏まえて、出力上昇を早く検知するよう、許容されるバイパス条件の変更を行う。解析上の制御棒引抜監視装置のバイパス条件は、変更後の制御棒引抜監視装置のロジックにおいて想定しうる最も厳しい条件となるよう設定した。

個別事象における変更（出力運転中の制御棒の異常な引き抜き）－ 制御棒引抜監視装置バイパス状態

変更前	変更後
 解析上の制御棒監視装置のバイパス条件 （○：動作可能な局部出力領域モニタ） ・制御棒引抜監視装置 2チャンネル4系列（各チャンネルにつき、（A+C）系列及び（B+D）系列の2系列）のうち、応答の早い（B+D）系列が2系列ともバイパス状態（図中●） ・局部出力領域モニタ 制御棒引抜監視装置に接続される局部出力領域モニタ（同一平面の検出器4個）のうち、引き抜かれる制御棒に最も近い2個がバイパス状態（図中⊗）	 解析上の制御棒監視装置のバイパス条件 （○：動作可能な局部出力領域モニタ） ・局部出力領域モニタ 制御棒引抜監視装置に接続される局部出力領域モニタ（同一平面の検出器4個）のうち、引き抜かれる制御棒に最も近い2個がバイパス状態（図中⊗）

主要解析条件（運転時の異常な過渡変化）

（3）「原子炉圧力制御系の故障」及び「給水流量の全喪失」

これらの事象はボイドが増加する事象であるが、MCPRが初期値を下回らない事象であり減速材ボイド係数が評価結果に与える影響が小さいことから、チャンネルボックスの板厚変更前は代表的にボイドが減少する事象と同じ設定（ 9×9 燃料（A型）の平衡サイクル末期の値 $\times 1.25$ ）としていたが、島根3号炉増設後の安全審査において、これらの事象の解析で用いる減速材ボイド係数を、事象進展が厳しくなるようにボイドが増加する事象の条件に変更していることから、ボイドが増加する事象の条件（ 9×9 燃料（A型）の第1サイクル初期の値 $\times 0.9$ ）に変更した。

個別事象における変更（原子炉圧力制御系の故障及び給水流量の全喪失）

事 象	変更前	変更後
原子炉圧力制御系の故障	ボイド減少事象： 9×9 燃料（A型）の平衡サイクル末期の値 $\times 1.25$	ボイド増加事象： 9×9 燃料（A型）の第1サイクル初期の値 $\times 0.9$
給水流量の全喪失	ボイド減少事象： 9×9 燃料（A型）の平衡サイクル末期の値 $\times 1.25$	ボイド増加事象： 9×9 燃料（A型）の第1サイクル初期の値 $\times 0.9$

解析結果及び判断基準の適合性（運転時の異常な過渡変化）

＜評価事象の結果まとめ＞

- チャンネルボックスの板厚変更後の「運転時の異常な過渡変化」の解析結果を以下に示す。
- 「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」について、チャンネルボックスの板厚変更前後で評価項目が変更となっているが、いずれの判断基準に対しても満足している。
- 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」について、局所の表面熱流束の最大値はチャンネルボックスの板厚変更前より小さくなる。

「運転時の異常な過渡変化」の解析結果

評価事象		燃料エンタルピーの 最大値(kJ/kgUO ₂)	燃料エンタルピーの 増分の最大 (kJ/kgUO ₂)	原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力の最大値(MPa[gage])
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	9×9 燃料 (A型)	約98	約23	約7.54 (約7.25※1)
	9×9 燃料 (B型)	約85	約10	約7.53 (約7.23※1)
判断基準		≤272※2※3	≤167※4	≤9.48

※1 原子炉圧力（圧力容器ドーム部）の最大値

※2 「反応度投入事象評価指針」に示された燃料の許容損傷限界のうち、許容損傷限界が最も低下する燃料棒内外圧差4.4MPa以上における値を代表として記載している。

※3 「反応度投入事象評価指針」に示された浸水燃料の破裂限界

※4 「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」に示された燃焼の進んだ燃料の P C M I 破損を生じるしきい値のめやすのうち、しきい値が最も低下するペレット燃焼度65,000MWd/t以上における値を代表として記載している。

評価事象		M C P R の 最小値	局所の表面熱流束の 最大値 (%)	原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力の最大値(MPa[gage])
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	9×9 燃料 (A型)	1.12	約118	原子炉圧力の上昇 はほとんどない
	9×9 燃料 (B型)	1.12	約118	

解析結果及び判断基準の適合性（運転時の異常な過渡変化）

＜評価事象の結果まとめ＞

- プラント過渡事象について，M C P Rの最小値及び原子炉圧力（圧力容器ドーム部）の最大値の最厳値はチャンネルボックスの板厚変更前後で変更はなく，チャンネルボックス厚肉化及び個別事象における変更の影響は軽微である。

「運転時の異常な過渡変化」の解析結果

評価事象		M C P Rの 最小値	局所の表面熱流束の 最大値（%）※ ¹	原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力の最大値 (MPa[gage])	事象 分類	チャンネルボックス厚肉化による影響※ ³
原子炉冷却材流量の部分喪失	9×9 燃料（A型）	1.11	初期値を超えない	約7.40（約7.18※ ² ）	ボイド 増加	ボイド減少事象は減速材ボイド係数が大きい方が，ボ イド減少時の中性子束の上昇幅が大きくなるため，事 象進展が厳しくなる。チャンネルボックス厚肉化によっ て，中性子束の上昇幅が大きくなるため，解析結果がチ ャンネルボックスの板厚変更前よりも厳しくなる。一番事象 進展が早い「負荷の喪失（発電機負荷遮断，タービ ンバイパス弁不動作）」では，ΔM C P Rがチャンネル ボックスの板厚変更前より0.02大きくなるが，それ以外 の事象では0.01以下であり，チャンネルボックス厚肉化 による影響は軽微である。また，給水加熱喪失は上記 の過渡事象と比較して事象進展が緩慢であり，出力 上昇も緩慢となる。熱流束高スクラム設定値は同じで あるため，チャンネルボックスの板厚変更前後で出力上 昇幅が変わらないことから，ΔM C P Rはチャンネルボッ クスの板厚変更前後で変わらない。 ボイド増加事象は，減速材ボイド係数が小さい方が， 中性子束の低下幅が小さくなるため，事象進展が厳し くなる。チャンネルボックス厚肉化によって事象としては緩 和する方向となるが，M C P Rは原子炉出力と冷却 状態によって決定されるものであり，M C P Rが初期 値を下回る事象である「原子炉冷却材流量の部分喪 失」においても，ΔM C P Rはチャンネルボックスの板厚 変更前後で変わらないことから，事象全体に与える影 響はごく軽微である。
	9×9 燃料（B型）	1.15		約7.40（約7.18※ ² ）		
外部電源喪失	9×9 燃料（A型）	1.12	初期値を超えない	約8.10（約7.97※ ² ）	ボイド 減少	
	9×9 燃料（B型）	1.16		約8.07（約7.95※ ² ）		
給水加熱喪失	9×9 燃料（A型）	1.07	約116	約7.44（約7.21※ ² ）		
	9×9 燃料（B型）	1.08	約115	約7.44（約7.21※ ² ）		
原子炉冷却材流量制御系の誤 動作	9×9 燃料（A型）	1.27	約86	約7.16（約7.02※ ² ）		
	9×9 燃料（B型）	1.26	約85	約7.18（約7.03※ ² ）		
負荷の喪失（発電機負荷遮断， タービンバイパス弁作動）	9×9 燃料（A型）	1.13	初期値を超えない	約8.12（約7.99※ ² ）		
	9×9 燃料（B型）	1.17		約8.10（約7.97※ ² ）		
負荷の喪失（発電機負荷遮断， タービンバイパス弁不動作）	9×9 燃料（A型）	1.09	初期値を超えない	約8.38（約8.25※²）		
	9×9 燃料（B型）	1.12		約8.38（約8.24※²）		
主蒸気隔離弁の誤閉止	9×9 燃料（A型）	1.22 （初期値）	初期値を超えない	約8.25（約8.04※ ² ）		
	9×9 燃料（B型）			約8.29（約8.08※ ² ）		
給水制御系の故障	9×9 燃料（A型）	1.10	約105	約8.13（約8.00※ ² ）		
	9×9 燃料（B型）	1.13	約104	約8.11（約7.98※ ² ）		
原子炉圧力制御系の故障	9×9 燃料（A型）	1.22 （初期値）	初期値を超えない	約7.91（約7.81※ ² ）	ボイド 増加	
	9×9 燃料（B型）			約7.95（約7.84※ ² ）		
給水流量の全喪失	9×9 燃料（A型）	1.22 （初期値）	初期値を超えない	初期値を超えない （初期値を超えない※ ² ）		
	9×9 燃料（B型）					
判断基準		≥1.07	≤170	≤9.48		

※1 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」及び「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」以外の結果は，炉心平均表面熱流束を1.02で除した値である。

※2 原子炉圧力（圧力容器ドーム部）の最大値

※3 9×9 燃料 (A型) 評価結果について記載

設置許可基準規則第13条への適合性のまとめ (運転時の異常な過渡変化)

- チャンネルボックスの板厚変更後の解析結果を以下に示す。チャンネルボックスの板厚変更後もすべての項目で「判断基準」を満足しており、第13条第1項への適合性を確認した。

チャンネルボックスの板厚変更後の「運転時の異常な過渡変化」解析結果

評価項目	変更後	判定結果
M C P Rの最小値	1.07 (給水加熱喪失)	1.07以上を満足している
局所の表面熱出力の最大値	約118% (出力運転中の制御棒の異常な引き抜き)	170%を下回っている
燃料エンタルピの最大値	約98kJ/kgUO ₂ (原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	燃料の許容損傷限界の最低値 (272kJ/kgUO ₂) を超えていない
燃料エンタルピの増分の最大値	約23kJ/kgUO ₂ (原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	燃焼の進んだ燃料の P C M I 破損を生 じるしきい値のめやすの最低値 (167kJ/kgUO ₂) を超えていない
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる 圧力の最大値	約8.38MPa[gage] (負荷の喪失 (発電機負荷遮断, タービンバイパス弁不作動))	最高使用圧力の1.1倍 (9.48MPa[gage]) を下回っている

評価事象（設計基準事故）

- 「設計基準事故」とは、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象であり、以下の事象を選定している。
 - (1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化
 - a. 原子炉冷却材喪失
 - b. 原子炉冷却材流量の喪失
 - c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着※
 - (2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
 - a. 制御棒落下
 - (3) 環境への放射性物質の異常な放出
 - a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損
 - b. 主蒸気管破断
 - c. 燃料集合体の落下
 - d. 原子炉冷却材喪失
 - e. 制御棒落下
 - (4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
 - a. 原子炉冷却材喪失
 - b. 可燃性ガスの発生
 - c. 動荷重の発生

※ ABWRでは10台の原子炉冷却材再循環ポンプを採用しているためポンプ1台軸固着時の炉心流量低下は小さく、「原子炉冷却材流量の喪失」の評価に包絡されるため、事象の解析を省略している

評価事象（設計基準事故）

- 「設計基準事故」全事象のうち、「原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化」以外の事象について再解析を実施している。島根 3 号炉増設時からの変更のうち，変更内容が評価事象へ及ぼす影響の有無を以下の表のとおりを整理した。
- 「環境への放射性物質の異常な放出」における線量評価については，気象資料の変更に伴い再評価を実施している。

変更内容が評価事象へ及ぼす影響の有無

評価事象		チャンネルボックス厚肉化 の評価事象への影響有無	気象資料変更 の評価事象への影響有無
原子炉冷却材の喪失又は炉心 冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材喪失	○	
	原子炉冷却材流量の喪失	○	
反応度の異常な投入又は原子 炉出力の急激な変化	制御棒落下	○	
環境への放射性物質の異常な 放出	放射性気体廃棄物処理施設の破損	×	○
	主蒸気管破断※ 1	×	○
	燃料集合体の落下※ 2	×	○
	原子炉冷却材喪失※ 3	×	○
	制御棒落下	○	○
原子炉格納容器内圧力，雰囲気 等の異常な変化	原子炉冷却材喪失	×	
	可燃性ガスの発生	×	
	動荷重の発生	×	

※ 1 チャンネルボックス厚肉化を考慮した解析においても，燃料棒の破損が生じることはなく，また，冷却材の流出量は従前と同じ（水：約 2.9×10^4 kg，蒸気：約 1.7×10^4 kg）である

※ 2 チャンネルボックス厚肉化を考慮した解析においても，燃料集合体落下時の破損燃料棒本数は，従前の線量評価で想定した破損燃料棒本数（燃料集合体2.3体相当）に包含される

※ 3 チャンネルボックス厚肉化を考慮した解析においても，燃料棒の破損が生じることはなく，燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は従前と同じである

判断基準（設計基準事故）

- 「設計基準事故」解析においては、想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認する。このことを判断する基準は以下のとおりである。なお、以下の判断基準のほかに想定した設計基準事故ごとに更に具体的な基準を用いる。
- (1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。「十分な冷却が可能」とは「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下「E C C S 性能評価指針」という。）に示される以下の基準による。
 - a. 燃料被覆管の最高温度の計算値は $1,200^{\circ}\text{C}$ 以下であること
 - b. 燃料被覆管の化学量論的酸化量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること
 - c. 炉心で燃料被覆管及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であること
 - d. 燃料の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること
 - (2) 燃料エンタルピは、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値を超えないこと
 - (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である $8.62\text{MPa}[\text{gage}]$ の1.2倍の圧力 $10.34\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下であること。
 - (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力 $310\text{kPa}[\text{gage}]$ 以下であること。
 - (5) 周辺の公衆に対して、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。ただし「著しい放射線被ばくのリスク」については、「安全評価審査指針」に示されるとおり、周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えなければ、リスクは小さいと判断する。

主要解析条件（設計基準事故）

＜計算プログラム＞

- 「設計基準事故」に使用する計算プログラムはチャンネルボックスの板厚変更前後で変更はない。

＜チャンネルボックス厚肉化による変更＞

- 「運転時の異常な過渡変化」と同様にチャンネルボックス厚肉化に伴い、解析条件である評価対象炉心、幾何学的形状、ドップラ係数、減速材ボイド係数等が変更となる。

＜その他の変更＞

- その他の解析条件について、島根 3 号炉増設時からの変更点を以下に示す。

（１）「環境への放射性物質の異常な放出」の各事象

線量評価に使用する気象資料を変更する※ことに伴い、今回の解析に際して相対濃度と相対線量の再評価を行っている。

※ 島根 3 号炉増設時の気象資料（1996年）から、島根 2 号炉の新規制基準適合性審査において代表性が確認された気象資料（2009年）に変更することとした。

解析結果及び判断基準の適合性（設計基準事故）

<評価事象の結果まとめ>

➤ チャンネルボックスの板厚変更後の「設計基準事故」の解析結果を以下に示す。

原子炉冷却材喪失，原子炉冷却材流量の喪失について，各評価項目の最厳値はチャンネルボックスの板厚変更前後で変更はなく，チャンネルボックス厚肉化による影響は軽微である。

原子炉冷却材喪失等の解析結果

事 象		評価項目	評価結果		判断基準
			9×9 燃料（A 型）	9×9 燃料（B 型）	
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材喪失	燃料被覆管最高温度	約600℃	約594℃	1,200℃以下
		燃料被覆管の化学量論的酸化量	極めて小さい	極めて小さい	15%以下
		炉心全体の水素発生量	無視し得る程度	無視し得る程度	十分低い値であること※1
		燃料被覆管の周方向応力（燃料棒の破裂の有無）	約28N/mm ² （破裂しない）	約25N/mm ² （破裂しない）	—※2
	原子炉冷却材流量の喪失	燃料被覆管最高温度	約568℃	約565℃	1,200℃以下
		燃料被覆管の化学量論的酸化量	極めて小さい	極めて小さい	15%以下
		原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力（原子炉圧力）	約8.52MPa[gage] （約8.22MPa[gage]）※3	約8.50MPa[gage] （約8.20MPa[gage]）※3	最高使用圧力※4の1.2倍 （10.34MPa[gage]）以下
環境への放射性物質の異常な放出	主蒸気管破断※5	燃料被覆管最高温度	約569℃ （外圧が内圧よりも高めに維持されるため，燃料棒に破損が生じることはない）	約567℃ （外圧が内圧よりも高めに維持されるため，燃料棒に破損が生じることはない）	1,200℃以下
		燃料被覆管の化学量論的酸化量	極めて小さい	極めて小さい	15%以下
		主蒸気隔離弁閉止前冷却材流出量	蒸気	約1.7×10 ⁴ kg	—※6
			水	約2.9×10 ⁴ kg	

※1 炉心の被覆管のジルカロイの1%の酸化に相当する量以下（「ECCS性能評価指針」解説中の参考値）

※2 線量評価の解析のために，燃料棒に破損が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係に基づき燃料棒の破損の有無を評価し，燃料棒の破損は生じないことを確認

※3 （ ）は原子炉圧力（原子炉圧力容器ドーム部）の最大値

※4 原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力：8.62MPa[gage]

※5 「安全評価審査指針」において，判断基準の適用方法として「新たに燃料棒の破損が生じないことを確認した上で」との記載があるため，チャンネルボックス厚肉化を踏まえて解析条件を変更し，燃料被覆管最高温度等を評価して燃料棒の破損有無を確認している

※6 線量評価の解析のために，主蒸気隔離弁閉止前冷却材流出量を評価

解析結果及び判断基準の適合性（設計基準事故）

- 制御棒落下及び環境への放射性物質の異常な放出について、各評価項目の最厳値はチャンネルボックスの板厚変更前後で変更となるが、十分判断基準を満足する。

「制御棒落下」の解析結果

評価項目	評価結果		判断基準
	9 × 9 燃料（A 型）	9 × 9 燃料（B 型）	
燃料エンタルピーの最大値（kJ/kgUO ₂ ）	約669 (平衡サイクル末期，高温待機時)	約639 (平衡サイクル初期，高温待機時)	837kJ/kgUO ₂ 以下※ ¹
ピーク出力部燃料エンタルピー（kJ/kgUO ₂ ）	約444 (第1サイクル末期，高温待機時)	約412 (平衡サイクル末期，高温待機時)	628kJ/kgUO ₂ 以下※ ² ，※ ³
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力（MPa[gage]）	約8.37 (平衡サイクル末期，高温待機時)	約8.47 (平衡サイクル末期，高温待機時)	最高使用圧力※ ⁴ の1.2倍 (10.34MPa[gage]) 以下
破損燃料棒割合（%）	約2.5 (平衡サイクル末期，高温待機時)	約2.0 (平衡サイクル末期，高温待機時)	—※ ⁵

※¹ (837kJ/kgUO₂) = (制限値963kJ/kgUO₂ (230cal/gUO₂)) - (燃焼に伴うペレット融点低下分約105kJ/kgUO₂)
 - (ガドリニア添加に伴うペレット融点低下分 約21kJ/kgUO₂)

※² 浸水燃料の影響について、「反応度投入事象評価指針」添付2に示される影響評価に包含されるための条件

※³ PCMI破損に伴う機械的エネルギーの影響について、「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」添付4に示される影響評価に包含されるための条件

※⁴ 原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力：8.62MPa[gage]

※⁵ 線量評価の解析のために、破損燃料割合を評価

「環境への放射性物質の異常な放出」の解析結果

		評価結果				
		放射性気体廃棄物処理施設の破損	主蒸気管破断	燃料集合体の落下	原子炉冷却材喪失	制御棒落下
核分裂生成物 放出量	希ガス (γ線実効エネルギー0.5MeV 換算値) (Bq)	約8.6×10 ¹³	約4.4×10 ¹²	約2.6×10 ¹⁴	約3.5×10 ¹¹	約1.4×10 ¹³
	よう素 (I-131等価量(小児実効 線量係数換算)) (Bq)	—	約6.8×10 ¹⁰	約7.2×10 ⁸	約6.4×10 ⁶	約1.1×10 ¹¹
実効線量(mSv)		約8.2×10 ⁻²	約6.8×10 ⁻²	約9.2×10 ⁻²	約6.8×10 ⁻⁵	約1.5×10 ⁻²
判断基準		周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（実効線量 ≤ 5 mSv）				

設置許可基準規則第13条への適合性のまとめ（設計基準事故）

- チャンネルボックスの板厚変更後の解析結果を以下に示す。チャンネルボックスの板厚変更後もすべての項目で「判断基準」を満足しており，第13条第2項への適合性を確認した。

チャンネルボックスの板厚変更後の「設計基準事故」解析結果

評価項目		変更後	判定結果
炉心損傷	燃料被覆管最高温度	約600℃ (原子炉冷却材喪失)	1200℃以下を満足している
	燃料被覆管の化学量論的酸化量	極めて小さい	15%を下回っている
燃料エンタルピーの最大値		約669kJ/kgUO ₂ (制御棒落下)	837kJ/kgUO ₂ 以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値		約8.52MPa[gage] (原子炉冷却材流量の喪失)	最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa[gage]）を下回っている
実効線量の最大値		約 9.2×10^{-2} mSv (燃料集合体の落下)	5 mSvを下回っている

審査会合における指摘事項に対する回答

■ 指摘事項（第1340回審査会合（2025年6月3日）チャンネルボックス厚肉化）

・「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」における解析対象の炉心状態を高温待機時に変更したことについて、燃料エンタルピの増分を評価する観点からも適切な条件設定であることを説明すること。

■ 回答

- 評価結果が厳しくなる第1サイクル末期について、低温時と高温待機時の比較を表に示す。低温時、高温待機時のいずれも、反応度投入事象には至らず、表に示すとおり、各判断基準に対して十分に余裕のある結果となっている。
- 島根3号炉の原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きの評価では、高温待機時の方が、炉心平均中性子束の最大値が大きく、低温時と比較して、出力（中性子束）の積分値が大きくなることから、「燃料エンタルピの増分の最大値」は、低温時よりも高温待機時の方が厳しくなっている。

表 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きの評価結果（第1サイクル末期）

		低温時	高温待機時	判断基準
初期出力	定格に対する割合	10^{-8}	10^{-3}	—
炉心平均中性子束の最大値	定格に対する割合	1.4×10^{-2}	2.4×10^{-2}	—
初期燃料エンタルピ	kJ/kgUO_2	8	75	—
燃料エンタルピの最大値	kJ/kgUO_2	25	98	≤ 272
燃料エンタルピの増分の最大値	kJ/kgUO_2	16	23	≤ 167

審査会合における指摘事項に対する回答

■ 指摘事項（第1340回審査会合（2025年6月3日）チャンネルボックス厚肉化）

・「設計基準事故」の解析結果のうち、燃料被覆管の化学量論的酸化量の評価結果について、「極めて小さい」と評価した内容を具体的に説明すること。

■ 回答

- 今回のチャンネルボックス厚肉化による影響を確認した3つの事象について、燃料被覆管の化学量論的酸化量を確認した。
- 設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」、「原子炉冷却材流量の喪失」、「主蒸気管破断」について燃料被覆管の酸化量の解析結果を表に示す。
- いずれの事象においても解析結果は1%以下であり、燃料被覆管の化学量論的酸化量の判断基準である15%以下に対して十分余裕があることを確認した。

表 燃料被覆管の化学量論的酸化量

事象	燃料被覆管の化学量論的酸化量
原子炉冷却材喪失	1 %以下
原子炉冷却材流量の喪失	1 %以下
主蒸気管破断	1 %以下

参考

5. 許認可解析への適用性確認

27

注目すべき応答変量と要求すべき予測性能の指定

- 安全解析で重要な裕度設定と関連するもの（反応度係数の保守因子、制御棒落下解析での保守因子）、許認可静特性解析において重要で明示的な裕度設定を行っているもの（SLMCPR, SLC）について注目すべき応答変量（LANCRA (P.22) 及びAETNA (P.25) の評価指標）と要求すべき予測性能を以下に示す。

注目すべき応答変量と要求すべき予測性能

項目	不確かさの考慮方法	設計裕度で考慮する不確かさと要求すべき予測性能			備考
		注目すべき応答変量 ((L)はLANCRAを, (A)はAETNAを表す。)	LANCRA/AETNA以外の 不確かさ	左記積算に対する 要求すべき予測性能	
反応度係数の保守因子	不確かさ成分の積算値	ボイド反応度(L), 遅発中性子割合(L), ノード出力(A), 燃焼度(A)	・炉心一点近似モデル由来の不確かさ ・取替炉心段階に生じる不確かさ	25 %	許認可解析における 包括解析で考慮
制御棒価値の保守因子	不確かさ成分の積算値	ドップラ反応度(L), 遅発中性子割合(L), 最大制御棒価値(A)	・空間縮約由来の不確かさ ・取替炉心段階に生じる不確かさ	0.3 %Δk	許認可解析における 包括解析で考慮
SLMCPR	統計解析 (各不確かさ成分を 独立に扱う)	ノード出力(A)	—	5.2 %	許認可解析における 包括解析で考慮
		局所出力(A)	—	3.0 %	許認可解析における 包括解析で考慮
SLC	不確かさ成分の積算値	ほう素価値(L), 炉停止余裕(A)	参照コードの不確かさ	1.5 %Δk	取替炉心段階で個別 炉心に対して考慮

なお、原子炉設置変更許可申請書 添付書類八において解析例として示す平衡炉心の成立性を考慮すると MLHGR, MCPR, 炉停止余裕の3つが注目すべき応答変量の候補として挙げられる。

MLHGR 及び MCPR はノード出力及び局所出力が関係するが、これらは上記のSLMCPR の観点で確認している（MLHGRは許容設計限界の1%塑性歪に対して大きな余裕があり、上記のSLMCPR の統計解析で扱う不確かさの方が厳しい。）。また、炉停止余裕については、原子炉設置変更許可申請書で設定している裕度に対し、LANCRA/AETNA の冷温時実効増倍率の不確かさが十分に小さく、許認可適用性確認への影響は少ない。

5. 許認可解析への適用性確認

28

適用性確認結果 (要求すべき予測性能に対する達成状況)

- 妥当性確認の結果得られた注目すべき応答変量の不確かさの積算結果と、要求すべき予測性能の比較結果を以下に示す。
- LANCRA/AETNAはすべての要求すべき予測性能を満足しており、島根3号炉許認可静特性解析に適用性があると判断できる。

注目すべき応答変量やその他の不確かさと要求すべき予測性能の比較結果

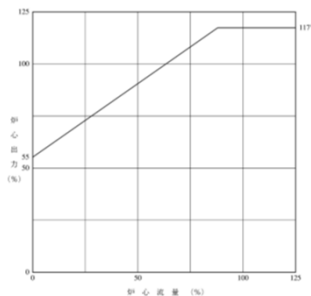
項目	LANCRA/AETNA使用時の不確かさ			要求すべき予測性能	不確かさ積算の詳細
	注目すべき応答変量 ((L)はLANCRAを, (A)はAETNAを表す。)	LANCRA/AETNA以外の 不確かさ	左記の合計値		
反応度係数の 保守因子	ボイド反応度(L), 遅発中性子割合(L), ノード出力(A), 燃焼度(A)	・炉心一点近似モデル由来の不確かさ ・取替炉心段階に生じる不確かさ	%	25 %	[添付資料4]
制御棒価値の 保守因子	ドップラ反応度(L), 遅発中性子割合(L), 最大制御棒価値(A)	・空間縮約由来の不確かさ ・取替炉心段階に生じる不確かさ	%Δk	0.3 %Δk	[添付資料5]
SLMCPR	ノード出力(A)	—	%	5.2 %	—
	局所出力(A)	—	%	3.0 %	—
SLC	ほう素価値(L), 炉停止余裕(A)	参照コードの不確かさ	%Δk	1.5 %Δk	[添付資料6]

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。

(参考②) 運転時の異常な過渡変化の主要解析条件 (1 / 3)

主要解析条件 (1/3)

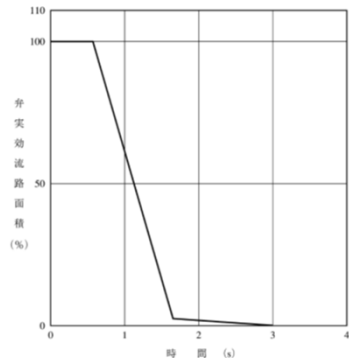
項 目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期運転条件	原子炉熱出力	4,005MW (定格出力の102%)	圧力上昇率等を有意に厳しく見積るために仮定した値
	炉心流量	$47.0 \times 10^3 \text{ t/h}$ (定格流量の90%)	
	原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	7.17MPa[gage]	
	最大熱流束	9×9 燃料 (A 型) : 1,250kW/m ² [44.0kW/m] 9×9 燃料 (B 型) : 1,270kW/m ² [44.0kW/m]	通常運転時の熱制限値
	MCPR	1.22	
	原子炉給水温度	217℃	102%出力/90%流量の給水温度
	主蒸気流量	$7.82 \times 10^3 \text{ t/h}$	102%出力/90%流量の主蒸気流量
安全保護系設定値	原子炉圧力高スクラム	7.52MPa[gage] (0.55 秒)	実際の設定点から設定誤差を考慮し 1 %高めにとり, 更に 0.1MPa高めに設定
	原子炉水位低スクラム	ドライヤスカート下端から+61cm (圧力容器底部から1,285cm) (1.05秒) (レベル 3)	—
	中性子束高スクラム (出力領域)	中性子束 : 定格出力の102%の 120%(0.09秒) 熱流束 (相当) : 右図設定値の102% (0.09秒)	定格出力の102%の条件



注 : 安全保護系設定値の () 内の時間はスクラム時間遅れを示す

(参考②) 運転時の異常な過渡変化の主要解析条件 (2 / 3)

主要解析条件 (2/3)

項 目		主要解析条件	条件設定の考え方
安全保護系 設定値	原子炉周期短スクラム	原子炉周期10秒 (0.20秒)	—
	主蒸気隔離弁閉スクラム	90%ストローク位置 (0.06秒)	—
	タービン主蒸気止め弁閉スクラム	90%ストローク位置 (0.06秒)	—
その他	主蒸気隔離弁閉止時間	3 秒	—
	主蒸気隔離弁閉止特性	右図 	—
	タービン主蒸気止め弁閉止時間	0.1秒	—
	タービン蒸気加減弁閉止時間	0.075秒 (0.08秒)	—
	タービンバイパス弁容量	定格蒸気流量の33%	—
	スクラム反応度曲線	設計用スクラム反応度曲線	投入される負の反応度を小さく評価するため、第1サイクルから平衡サイクルに至るまでの各サイクル末期のスクラム曲線を包絡している設計用スクラム反応度曲線を設定

注：安全保護系設定値の () 内の時間はスクラム時間遅れを示す

(参考②) 運転時の異常な過渡変化の主要解析条件 (3 / 3)

主要解析条件 (3/3)

項 目		主要解析条件	条件設定の考え方
その他	スクラム時挿入時間	全ストロークの60%で1.71秒 全ストロークの100%で3.70秒	スクラム時挿入時間の設計値は、定格圧力時全ストロークの60%及び100%挿入で各々1.44秒及び2.80秒以下としているが、「運転時の異常な過渡変化」の解析に当たっては制御棒駆動系の原子炉圧力依存性を考慮した値として、60%挿入で1.71秒、100%挿入で3.70秒を用いる。
	原子炉水位高 (タービントリップ) 設定点	ドライヤスカート下端から+165cm (圧力容器底部から1,389cm) (レベル8)	—
	原子炉水位低	・原子炉冷却材再循環ポンプ5台トリップ設定点： ドライヤスカート下端から+61cm (圧力容器底部から 1,285cm) (レベル3) ・原子炉冷却材再循環ポンプMGセット1台トリップ設定点： ドライヤスカート下端から-59cm (圧力容器底部から1,165cm) (レベル2)	—
	主蒸気逃がし安全弁設定点	第1段：7.66MPa[gage] × 1個 第2段：7.73MPa[gage] × 1個 第3段：7.80MPa[gage] × 4個 第4段：7.87MPa[gage] × 4個 第5段：7.94MPa[gage] × 3個 第6段：8.01MPa[gage] × 3個	実際の逃がし弁機能設定点から、設定誤差1%及び詳細設計での多少の変更等を考慮して0.15MPa高く設定