

意見聴取会資料

東京電力株式会社 東通原子力発電所
原子炉設置許可申請に係るクロスチェック解析
運転時の異常な過渡変化
—給水加熱喪失—

2010年2月25日

原子力安全・保安院
原子力発電安全審査課

2010年2月25日

報告内容

1. 目的
2. クロスチェック解析実施内容
3. クロスチェック解析結果
4. 申請解析との比較・分析
5. まとめ

1. 目的

東京電力株式会社 東通原子力発電所の安全審査の一環として、原子炉設置許可申請書添付書類十記載の「運転時の異常な過渡変化」のうち、MCPR評価の観点から最も厳しい「給水加熱喪失」を対象として、申請者の解析コードとは別の規制側コードによるクロスチェック解析を実施することにより、申請者が実施した当該事象の解析の妥当性を確認する。

2. クロスチェック解析実施内容

クロスチェック解析の実施内容は、以下のとおりとする。

- ①申請者と同じ解析条件を用いた当該事象のクロスチェック解析結果が安全評価指針の「運転時の異常な過渡変化」に対する判断基準を満足することを確認する。

- 最小限界出力比(MCPR)は、許容限界値(1.07)以上であること。
- 燃料棒の表面熱流束は、定格の169%以下であること*。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の1.1倍の圧力(9.48MPa[gage])以下であること。

* 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% (線出力密度が設計線出力密度の169%で定常的に与えられる場合に相当する) 以下であること。解析では、表面熱流束が定格の169%以下となることを確認することにより、線出力密度が設計線出力密度の169%以下であり、燃料被覆管は機械的に破損しないと判断する。

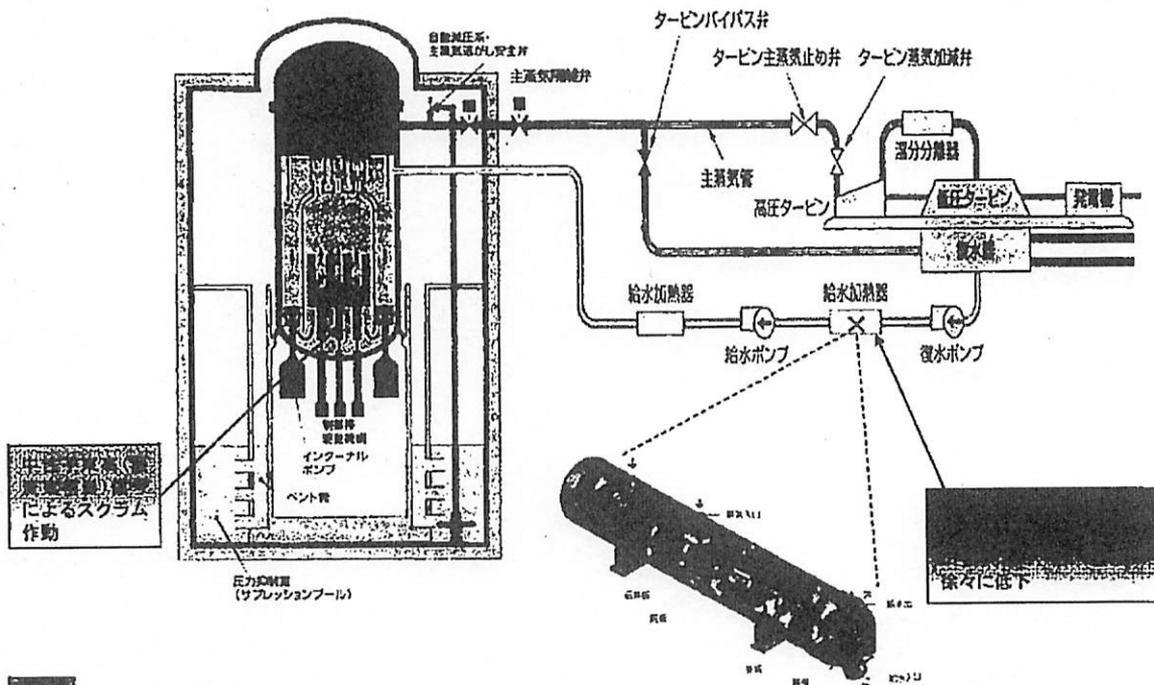
- ②申請者の実施した当該事象の解析が安全評価指針の要求に照らして妥当であることを、クロスチェック解析等と比較することにより確認する。

3. クロスチェック解析結果

2010年2月25日

4

3.1 給水加熱喪失時のプラント挙動

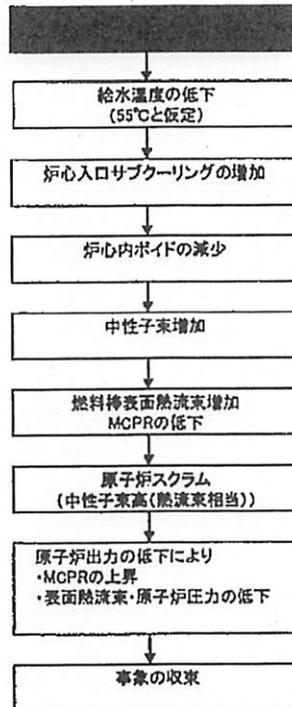


：設備の自動作動

2010年2月25日

5

3.2 給水加熱喪失時の事象進展



2010年2月25日

6

3.3 クロスチェック解析コード

■解析コードの説明

項目	クロスチェック解析コード	申請解析コード	
プラント解析	解析コード	RELAP5/MOD3*	REDY 又は BANDIX
	解析手法	ノード・ジャンクション法 2流体モデルにより質量、運動量、エネルギー保存式を解いて圧力、温度、ループ流量等の変化を計算。 炉出力は一点炉近似動特性方程式より計算。	BWRプラントに固有のモデル化 均質流モデルにより質量、運動量、エネルギー保存式を解いて圧力、温度、ループ流量等の変化を計算。
	炉心部のモデル	炉心部を軸方向24分割。 径方向は平均チャンネル/ホットチャンネル/バイパスに分割し、これらの中で流量配分の変化を考慮する。	炉心部を1ノードとしている。バイパス流量比は一定。定常時の計算より得られるクオリティと炉心平均ボイド率の相関に、可変2次遅れモデルを用いて、過渡変化時の炉心平均ボイド率を算出する。
MCPR解析	解析コード	RELAP5/MOD3*	ISCOR 又は THRP
	解析手法	ループ解析でホットチャンネルの軸方向各ノードのクオリティ、流量は求まっているので、これらの値をサブルーチンに引き渡し、ホットチャンネルに対してMCPR計算を行う。	ループ解析の終了後に、解析結果の炉心入口流量、炉心出口圧力、炉心入口エンタルピー、炉出力の時間変化を境界条件として入力し、MCPR計算を行う。ホットチャンネル、平均チャンネル、周辺チャンネルで流量配分計算(定常計算)を行う。

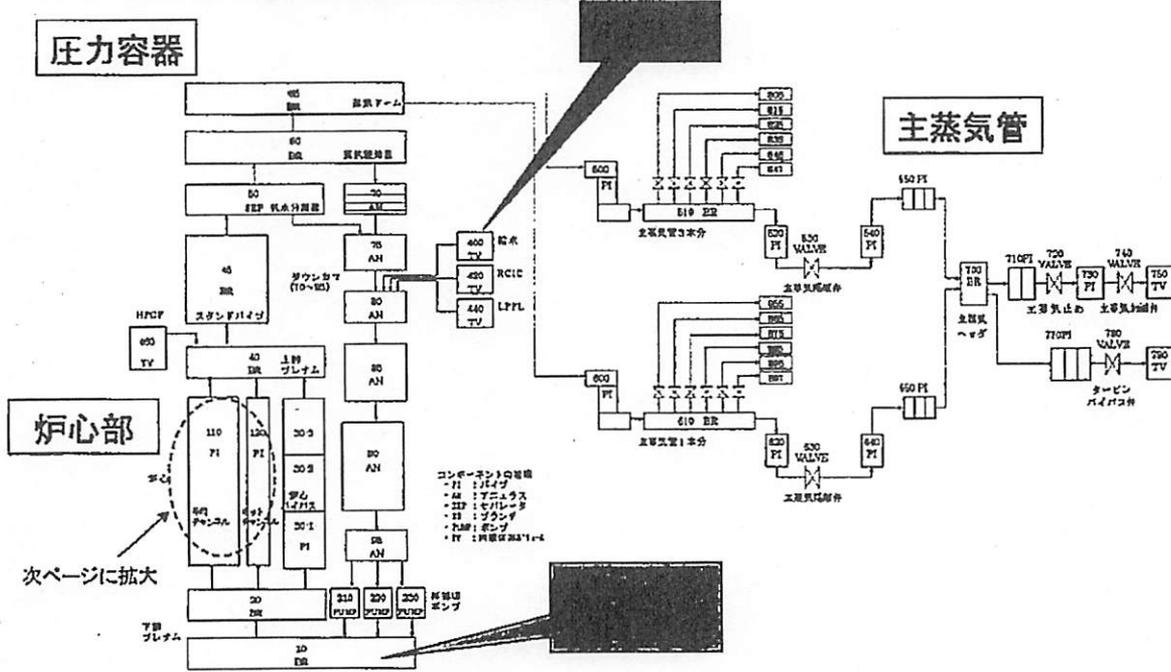
* クロスチェック解析コードでは、プラント解析とMCPR解析を同時に解析する。

2010年2月25日

7

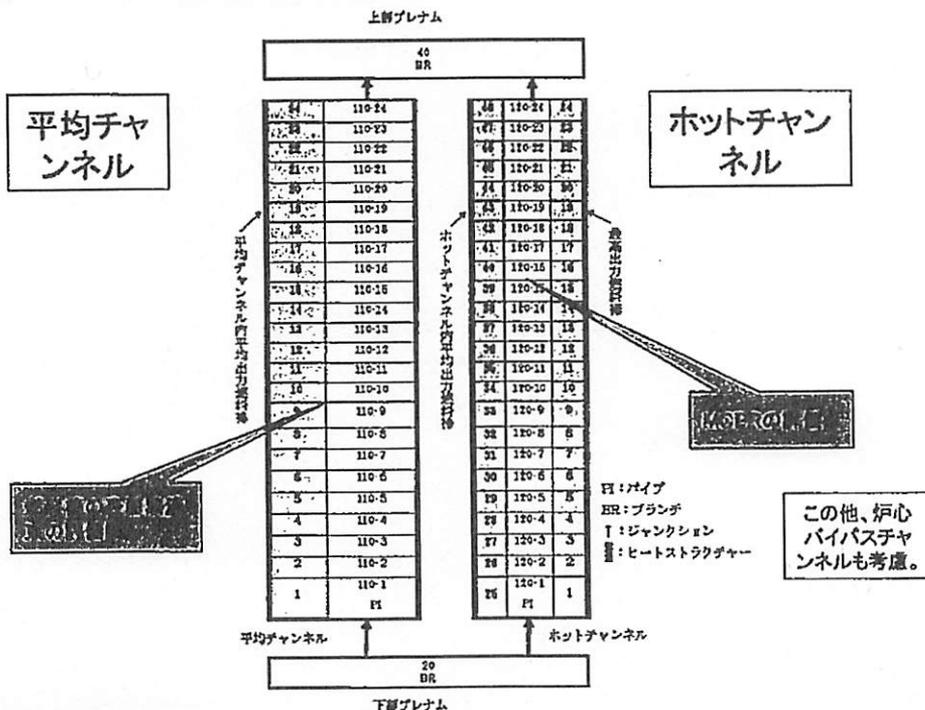
3.3 クロスチェック解析コード

■ RELAP5/MOD3におけるプラント解析体系



3.3 クロスチェック解析コード

■ RELAP5/MOD3における解析体系(炉心部拡大図)



3.4 クロスチェック解析条件

項目		解析条件
初期条件	原子炉熱出力	4,005 MW (定格値の約102%)
	原子炉圧力	7.17 MPa[gage] (定格値+0.1MPa)
	炉心流量	47.0 × 10 ³ t/h (定格値の90%)
	初期MCPR	9 × 9燃料(A型)は1.22、9 × 9燃料(B型)は1.21
給水温度低下特性		55°C低下 (時定数□の一次遅れ特性で模擬)
原子炉スクラム信号		中性子束高(熱流束相当) 定格出力の115%の1.02倍(=117%) + 信号遅れ0.09秒
減速材ポイド係数 ドブプラ係数		9 × 9燃料(A型)の平衡サイクル末期時点の値の1.25倍 9 × 9燃料(A型)の第1サイクルの燃焼度12,900Mwd/t時点の値の0.9倍
スクラム反応度		設計用スクラム反応度曲線
再循環流量制御系 原子炉水位低(再循環ポンプ4台トリップ設定点)		手動運転モード セパレータスカート下端から+62cm(レベル3)

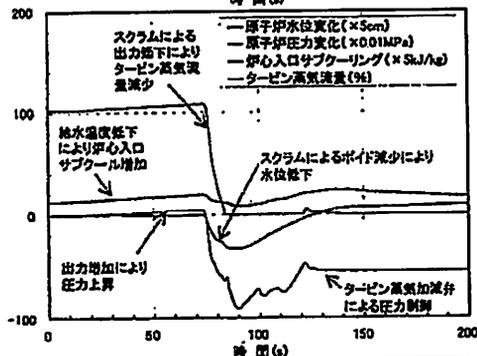
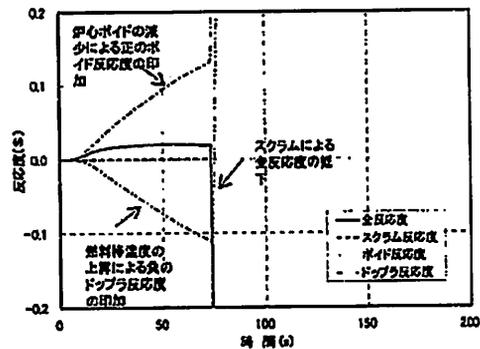
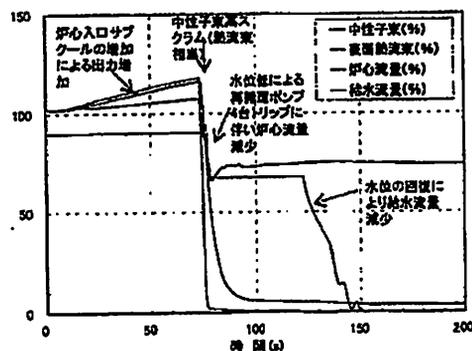
2010年2月25日

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

10

3.5 クロスチェック解析結果(1/3)

■プラント解析結果



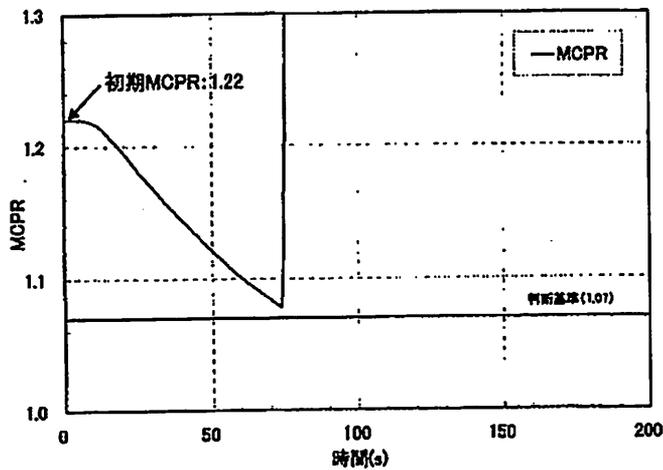
	クロスチェック解析結果	判断基準
最大表面熱流束(定格の割合%)	117	169以下
最高圧力(MPa[gage])	7.44	9.48以下

2010年2月25日

11

3.5 クロスチェック解析結果(2/3)

■ MCPR解析結果 (9×9燃料(A型))

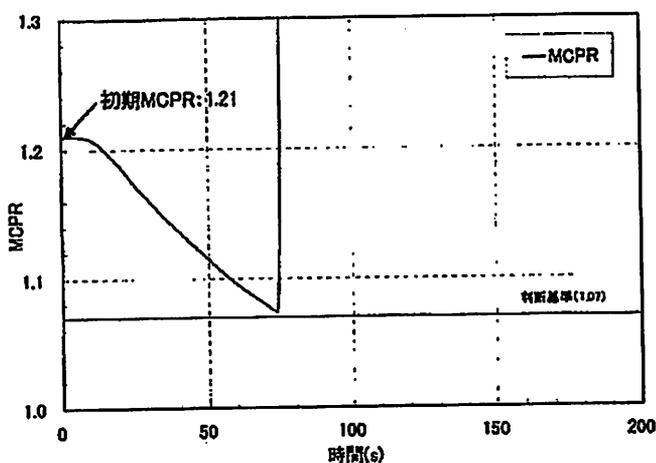


	クロスチェック 解析結果	判断基準
Δ MCPR	0.15	9×9燃料 (A型): 0.15以下*

*初期MCPRは9×9燃料(A型):1.22
であり、MCPRの制限値1.07より
 Δ MCPRの制限値は、0.15となる。

3.5 クロスチェック解析結果(3/3)

■ MCPR解析結果 (9×9燃料(B型))



	クロスチェック 解析結果	判断基準
Δ MCPR	0.14	9×9燃料 (B型): 0.14以下*

*初期MCPRは9×9燃料(B型):1.21
であり、MCPRの制限値1.07より
 Δ MCPRの制限値は、0.14となる。

3.6 クロスチェック解析のまとめ

- 9×9燃料(A型)及び9×9燃料(B型)について、
- (1)最小限界出力比(MCPR)は1.07であり、判断基準を満足する。
 - (2)燃料棒の表面熱流束の最大値は117%であり、判断基準を満足する。
 - (3)原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は7.44MPa[gage]であり、判断基準を満足する。



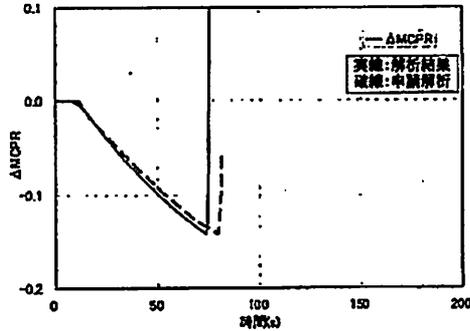
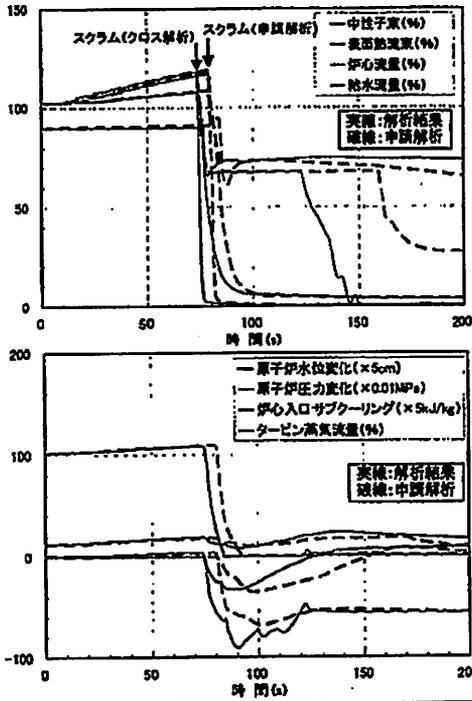
以上から、当該事象のクロスチェック解析結果が安全評価指針の「運転時の異常な過渡変化」に対する判断基準を満足することを確認した。

		判断基準の指標		
		最高圧力 (MPa[gage])	最大平均熱流束 (定格の割合%)	ΔMCPR
判断基準		9.48以下	169以下	9×9燃料(A型): 0.15以下 9×9燃料(B型): 0.14以下
1	9×9燃料(A型)の評価	7.44	117	0.15
2	9×9燃料(B型)の評価			0.14

4. 申請解析との比較・分析

4.1 申請解析との比較・分析

■クロスチェック解析と申請解析の比較



9×9燃料(A型)の評価	クロスチェック解析	申請解析
ΔMCPR	0.15	0.15
最大表面熱流束(定格の割合%)	117	118
最高圧力(MPa[gage])	7.44	7.46

9×9燃料(B型)の評価	クロスチェック解析	申請解析
ΔMCPR	0.14	0.14
最大表面熱流束(定格の割合%)	117	117
最高圧力(MPa[gage])	7.44	7.48

※申請解析との比較図は、MCPR解析結果がより厳しい結果となっている9×9燃料(A型)の評価について示した(申請解析は、REDY及びINSORIによる解析結果)。

2010年2月25日

16

4.1 申請解析との比較・分析

クロスチェック解析と申請解析は、全体的な過渡応答は良く一致している。
ΔMCPRの値は、クロスチェック解析と申請解析とで一致している。

なお、スクラムの時間に若干差異があり、申請解析の方がスクラムするまでの時間がやや長くなっている。

この要因として、以下の点が考えられる。

申請解析は、炉心を熱水力的に1点で扱うモデルであるのに比して、クロスチェック解析では、炉心を軸方向24分割して過渡応答を解析している。この炉心モデルの差により、加わる反応度に若干の差が生じていると推定される。



炉心モデルを申請解析のモデルに近づけた解析を行い検討。

4.1 申請解析との比較・分析

■炉心モデルを申請解析のモデルに近づけた解析

■申請解析の炉心モデル

- ・炉心部を1ノードでモデル化し、炉心ポイド率は、定常時の計算より得られるクオリティと炉心平均ポイド率の関係テーブルにより求め、これに可変2次遅れモデルを用いて過渡変化時の炉心平均ポイド率を算出する。
- ・平均出力の燃料棒1本について、軸方向の平均出力の1ノードで燃料温度計算を行う。

■クロスチェック解析の炉心モデル

- ・炉心を軸方向に24分割して計算している。各ノードに対してポイド率を求める。
- ・平均出力の燃料棒1本について、軸方向に24分割して、各ノードで燃料温度計算を行う。

- 以上の炉心モデルの差により、炉心平均ポイド率、燃料棒平均温度が多少異なってくる可能性がある。これにより、ポイド反応度、ドップラ反応度に若干の差が生じていると推定される。



■クロスチェック解析の炉心モデルを申請解析のモデルに近づける解析を行った。

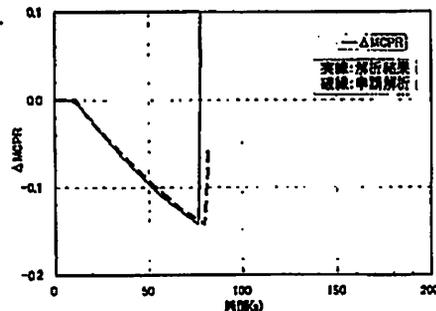
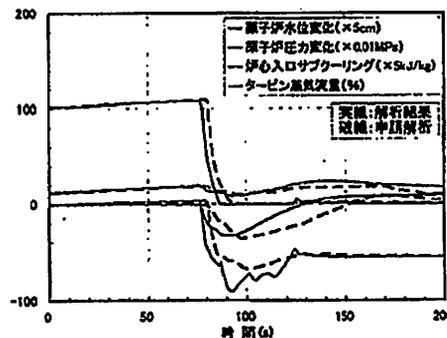
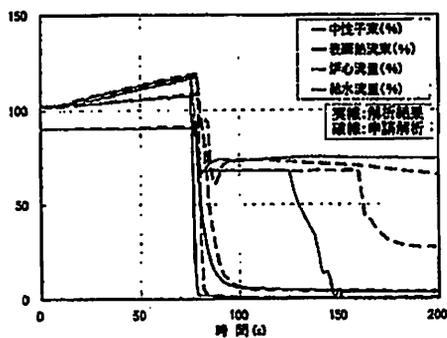
- ①ポイド反応度に関する変更：初期状態の炉心平均ポイド率を比較すると、申請解析が約45%、クロスチェック解析が約50%となり、申請解析の方がやや小さい値となっており、申請解析の方がポイド反応度係数をやや小さく評価していると推定される。

この初期状態の炉心平均ポイド率の違いは、減速材ポイド係数に対して約10%に相当するので、クロスチェック解析のポイド反応度 フィードバック量を0.9倍して解析を行った。

- ②ドップラ反応度に関する変更：軸方向24ノードの中で、平均出力位置の1ノードに対する燃料温度を使ってドップラ反応度を計算するように変更して解析した。

4.1 申請解析との比較・分析(検討1)

■炉心モデルを申請解析のモデルに近づけた解析結果



	炉心モデルを変更した解析	申請解析
ΔMCPR	0.15	0.15

■炉心モデルを申請解析のモデルに近づける解析として、

- ①ポイド反応度フィードバック量を変更。
- ②ドップラ反応度の計算モデルを変更。



■スクラム時間が申請解析に近づく結果となった。しかし、ΔMCPRの値は変化しない。

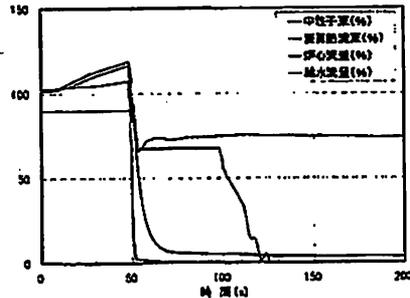


■スクラム時間が変化してもΔMCPRの値は変化しない点を検討するため、感度解析を実施。

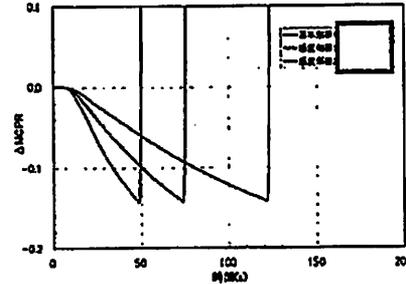
4.1 申請解析との比較・分析(検討2)

■スクラム時間に対する Δ MCPRの感度解析(給水温度低下特性を変更)

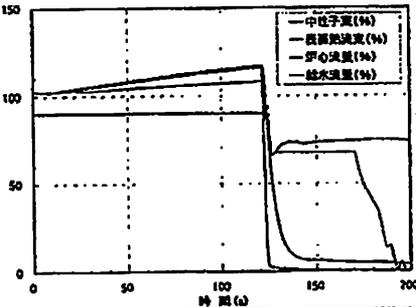
●感度解析(給水温度低下特性の時定数)



● Δ MCPRの感度



●感度解析(給水温度低下特性の時定数)



	時定数	時定数	時定数	申請解析
Δ MCPR	0.15	0.15	0.15	0.15

■スクラム時間に対する Δ MCPRの感度解析として、基本解析では給水温度低下特性の一次遅れ時定数を としているが、これを に変更した感度解析を行った。

■反応度の印加速度が変化するためスクラム時間は変化するが、 Δ MCPRの値には変化はない。
本事業では、スクラム時点の出力レベルは、約117%でほぼ同一となるため、 Δ MCPRの値は大きく変化しない。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

2010年2月25日

20

5. まとめ

東京電力株式会社 東通原子力発電所の安全審査の一環として、運転時の異常な過渡変化のうち、MCPR評価の観点から最も厳しい「給水加熱喪失」を対象として、申請者と同じ解析入力及び規制側解析コードを用いてクロスチェック解析を実施し、以下を確認した。

(1)クロスチェック解析結果により、当該事象が安全評価指針の判断基準を満足することを確認

- ・最小限界出力比(MCPR)は許容限界値以上
- ・燃料棒の表面熱流束は制限値以下
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリーにかかる圧力は、最高使用圧力の1.1倍以下

(2)申請者の実施した解析が安全評価指針の要求に照らして妥当であることを、以下の観点から確認

- ・申請解析とクロスチェック解析を比較し、 Δ MCPRの値は両者で一致し、表面熱流束及び最高圧力も同等な結果となっている。

- ・申請解析とクロスチェック解析とはスクラム時間に若干差があるため、念のため、クロスチェック解析コードの解析モデル等を変更し、申請解析の再現解析を実施するとともに、スクラム時間に関する感度解析を実施し、 Δ MCPRの値はほとんど変化しないことを確認。

2010年2月25日

21