

RELAP5-3D コードを用いた 4 ループ PWR プラントの 主蒸気管破断事故解析

Main Steam Line Break Accident Analysis for 4-Loop PWR Plant
by RELAP5-3D Code

佐々木 泰裕 (Yasuhiro Sasaki)*¹ 前田 俊哉 (Toshiya Maeda)*²
馬場 巖 (Iwao Bamba)*³ 志水 孝司 (Takashi Shimizu)*³

要約 RELAP5-3D コードを用いて、17 × 17 ロッドバンドル型 4 ループ PWR プラントを対象に、複数の炉心条件と過渡解析条件を組み合わせ、主蒸気管破断事故解析を実施し、炉心条件および解析条件の違いによるプラント挙動への影響について検討した。次に、RELAP5-3D コードによる解析結果から得られた過渡期間中の炉心出入口領域状態量を境界条件として設定し、RELAP5-3D コードと SIMULATE-3K コードを用いて炉心解析モデルによる解析を実施し、その差異について検討した。解析結果から、やや保守的に設定した実機相当の条件でも臨界に至らないか、出力がほとんど上昇しないことを確認した。また、原子炉冷却材ポンプ (RCP) の作動状態および主蒸気逆止弁の開閉状態の想定が解析結果に影響することを確認し、安全評価解析条件の保守性が把握できた。さらに、RELAP5-3D コードと SIMULATE-3K コードによる解析結果の比較から、RELAP5-3D コードの炉心熱水力モデルの保守性、ボロン濃度フィードバック係数の保守性等について検討し、RELAP5-3D コードの解析結果には、なお保守性が含まれることを確認した。さらに、COBRA-EN コードと組み合わせ、最小 DNBR を評価した。

キーワード 加圧水型軽水炉, RELAP5-3D, SIMULATE-3K, 主蒸気管破断事故, 3次元解析, COBRA-EN, 最小 DNBR

Abstract The main steam line break (MSLB) accident was analyzed for several combinations of reactor core and transient analysis conditions by using the RELAP5-3D code for a 17 × 17 rod bundle type four loop PWR plant. The influences of the reactor core conditions and the analytical conditions were examined upon the predicted plant behavior. In addition, using the RELAP5-3D code and the SIMULATE-3K code, analyses by the reactor core model were conducted with quantities of the state at the core inlet and outlet as boundary conditions, which were obtained from the analytical results by the RELAP5-3D code. The differences in the results between the two codes were discussed. These analyses showed that the criticality was not reached or the power hardly rose during the MSLB accident, under a little more conservative conditions than those of the actual plant. Moreover, it was also shown that the assumption for the reactor coolant pump (RCP) trip and the main steam check valve affected the analytical results, and the conservatism of the safety evaluation condition has been confirmed. The conservatism in the core thermal hydraulic model of the RELAP5-3D code and the boron reactivity coefficient etc. was clarified from the comparison between the RELAP5-3D and the SIMULATE-3K codes, showing that the predicted results by the RELAP5-3D code are still conservative. In addition, combined with the COBRA-EN code, minimum DNBR was estimated.

Keywords pressurized water reactor, RELAP5-3D, SIMULATE-3K, main steam line break accident, three dimensional analysis, COBRA-EN, DNBR

1. はじめに

原子力発電所の安全設計の基本方針の妥当性を確

認することを目的として、異常な過渡変化および事故の解析 (安全評価解析) が行われている。その際に参照される安全評価指針⁽¹⁾では、「解析に当たっ

* 1 元(株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現在 関西電力(株)

* 2 (株)シー・エス・エー・ジャパン

* 3 (株)原子力エンジニアリング

て使用するモデルおよびパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定しなければならない。」等とされており、安全評価に用いられる解析コードやプラント条件、解析条件等は、保守的な仮定、いわゆる安全評価条件が用いられている。

その結果、例えば主蒸気管破断事故では、現実的解析条件では事故時に原子炉は臨界には達しない⁽²⁾が、安全評価解析では臨界に達するとして評価されているなど、安全評価解析の結果は当然のことながら十分に保守的なものとなっている。しかしながら、保守的に想定している個々の条件がどのように影響して保守的な解析結果となっているかまでは示されていない。

一方、近年のコンピュータの計算性能の著しい進展や解析技術の発達に伴い、3次元解析コードの開発が進められ、さらに従来は別々のコードで扱うことの多かった核計算と3次元熱水力計算を一つの解析コードで扱うことのできる3次元核熱結合コードの開発が国内でも進められている^{(3)~(6)}。

原子力安全システム研究所（INSS）では、米国アイダホ国立研究所を中心に開発されてきた3次元解析コード RELAP5-3D⁽⁷⁾を導入し、ベンチマーク解析^{(8) (9)}により同コードが国内外で開発されてきた3次元核熱結合コードと同等の性能を有することを確認した⁽¹⁰⁾。

また、15×15ロッドバンドル型3ループPWRプラントを対象に原子炉容器3次元モデルを整備し、原子炉容器下部プレナムでの冷却材温度分布評価および定格出力時の出力分布の再現性能評価を行い、RELAP5-3Dコードを用いて所定の3次元出力分布を適切に再現できることを確認した⁽¹¹⁾。さらに、主蒸気管破断事故の解析を行い、炉心条件および解析条件の違いによるプラント挙動解析結果への影響について検討するとともに、SIMULATE-3Kコードとの比較により、RELAP5-3Dコードの炉心解析モデルの保守性についても検討した⁽¹²⁾。

ここでは、ほう酸注入タンクが設置されていない17×17ロッドバンドル型4ループPWRプラントを対象に、RELAP5-3Dコードを用いた主蒸気管破断事故の解析を行い、炉心条件および解析条件の違いによるプラント挙動解析結果への影響およびSIMULATE-3Kコードとの比較による、RELAP5-3Dコードの炉心解析モデルの保守性について検討した。

2. 解析モデルと解析条件

2.1 原子炉容器3次元解析モデル

RELAP5-3Dコードで用いる原子炉容器部の3次元熱水力解析モデルを図1に示す。原子炉容器部を1つの3次元ボリュームで模擬し、内部を径方向6分割、周方向8分割、軸方向20分割とした。

また、炉心部の核計算モデルは図2に示すように径方向に燃料集合体1体を1領域としてモデル化し、さらに最外周に反射体領域を設けた17×17領域とし、軸方向には燃料有効部を12分割し、上下に反射体領域を設けた14領域とした。

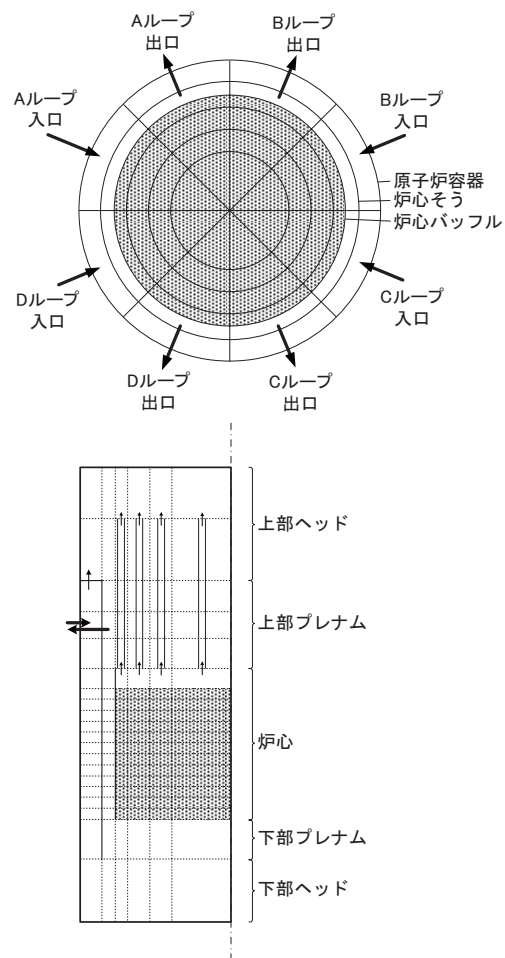


図1 原子炉容器部熱水力モデル

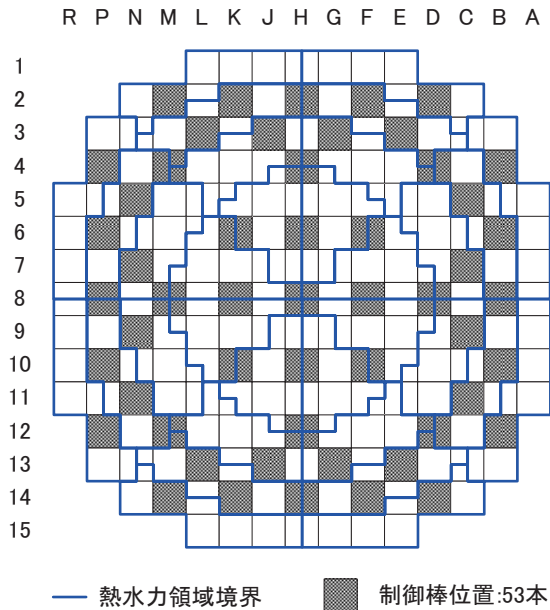


図2 炉心モデル

2.2 解析条件等の設定

2.2.1 安全評価条件の保守性

我が国の安全評価⁽¹³⁾では、いくつかの保守的な条件を仮定した安全評価条件⁽¹³⁾を用いている。ここでは今回の主蒸気管破断事故解析で着目した保守性について簡単に述べる。

(1) 炉心条件

安全評価では、炉心は減速材密度係数が最大になるサイクル末期（EOC）を対象とし、原子炉の初期状態として高温停止状態を想定している。また、初期末臨界度は制御棒クラスタ1本の全引き抜き位置での固着を仮定し、残りの制御棒が全挿入状態にあるとして $-1.60\% \Delta k/k$ としている。

したがって、安全評価解析で使用される減速材密度係数および初期末臨界度は、実機炉心条件と比べて保守的な炉心条件となっている。

(2) 原子炉冷却材ポンプ（RCP）の扱い

安全評価では、外部電源がある場合とない場合の2つのケースを想定している。このうち外部電源がある場合には原子炉冷却材ポンプ（RCP）が運転継続するとしており、これにより冷却が進み解析結果がより厳しくなる。一方、実機プラントの設計では外部電源があっても安全注入（SI）信号発信に伴いRCPは停止するので、これを無視した仮定は保守的な条件である。

(3) 高圧注入配管内ボロン濃度

SI信号の発信による高圧注入（HPI）ポンプの作動により、燃料取替用水ピット（RWSP）のほう酸水（ボロン）が炉心に注入されるが、安全評価では高圧注入配管内が純水で満たされていると仮定し、その純水が一掃される時間および1次冷却材配管内での輸送遅れ時間を考慮しているが、高圧注入配管内が純水のみで満たされているというのは保守的な条件である。

(4) 主蒸気逆止弁の効果

安全評価では破断側主蒸気逆止弁の効果を無視して、健全側蒸気発生器（SG）からの蒸気放出による冷却効果を考慮している。しかし、実機プラントの設計では主蒸気隔離弁の下流に主蒸気逆止弁が設置されており、破断に伴う主蒸気管の圧力低下により閉止されるので健全側SGからの回り込みによる蒸気放出はなく、この安全評価条件の仮定は保守的な条件となっている。

(5) HPIポンプ作動台数

安全評価では単一故障を考慮してHPIポンプ1台のみが作動するとしているが、実機プラントではSI信号の発信により2台のHPIポンプが作動する。

2.2.2 炉心条件の設定

炉心条件は、最大制御棒価値を有する制御棒の対称位置（K6）の制御棒1本の固着状態を仮定し、表1に示すようにやや保守的な実機条件に相当する最確炉心条件に加え、減速材密度係数が安全評価条件とほぼ等価となるように制御棒価値を調整（2.5倍）し、初期末臨界度も安全評価条件と同様に $-1.60\% \Delta k/k$ とした保守的な炉心条件を設定した。これらを、炉心設計コードSIMULATE-3で作成した炉心データをもとにRELAP5-3D用のマクロ定数を設定した。

2.2.3 プラント過渡解析条件の設定

プラント過渡解析条件として、表1に示すように安全評価条件との比較の観点等から、(a) SI信号発信後のRCPトリップの扱い、(b) 高圧注入配管内におけるボロンの輸送遅れ、(c) 主蒸気逆止弁の機能の3条件について、各炉心条件に対して実機条件に相当するケースと(a)～(c)を全て考慮したケース、および保守的な炉心条件に対して(a)～(c)を

表1 解析ケース一覧

ケース名	解析条件					
	炉心条件			プラント過渡解析条件		
	炉心	固着 制御棒位置	停止余裕 (% Δk/k)	RCP トリップ ⁽¹⁾	高圧注入配管内 ボロン濃度(ppm)	主蒸気逆止弁 機能 ⁽²⁾
最確ケース	EOC, 最確条件	K-6	2.02	○	248.4	○
最確ケース abc				×	0	×
保守ケース	EOC, 保守的条件	K-6	1.60	○	189.6	○
保守ケース a				×	189.6	○
保守ケース b				○	0	○
保守ケース c				○	189.6	×
保守ケース abc				×	0	×

(1)RCPトリップの○はRCPトリップ成功, ×はRCPトリップ失敗(運転継続)を表す
(2)主蒸気逆止弁機能の○は機能正常, ×は機能喪失を表す

各々考慮したケースを設定した。また、HPIポンプについては、1台作動の場合と2台作動の場合を考慮した。

その他、SGへの給水特性、運転員操作時間遅れ等については安全評価条件と同様の扱いとした。

3. 解析結果

各解析ケースについて、炉出力の挙動に着目して述べる。

3.1 最確炉心条件に対する解析結果

最確炉心条件において解析した、HPIポンプ2台作動の場合とHPIポンプ1台作動の場合の、事象の時刻歴およびピーク出力を表2に、炉出力の時間変化を図3、図4に示す。

3.1.1 高圧注入ポンプ2台作動の場合

(1) 最確ケース

ループAの主蒸気管破断により、1次系から2次系への蒸気発生器除熱量が増加し、1次冷却材温度が低下し、炉心に正のフィードバック反応度が添加されるものの炉出力の上昇には至らない。

(2) 最確ケース abc

本ケースは最確ケースに比べ、RCPの運転が継続し、更に主蒸気逆止弁の不作用を考慮しているため、1次系の温度低下が大きく、過渡開始後約94秒に炉出力は定格出力の約5.7%まで上昇した。また、1次系の圧力低下が最確ケースよりも大きく、1次冷却材流量も減少していないため、安全注入系により注入されるボロンの炉心入口到達時刻が最確ケースより約20秒早くなっている。

表2 主蒸気管破断事故解析結果(最確EOC, K-6制御棒固着)

	HPI2台		HPI1台	
	最確ケース	最確ケース abc	最確ケース	最確ケース abc
主蒸気管破断	0秒	0秒	0秒	0秒
SI信号発信(主蒸気ライン圧力低)	2.6秒	2.6秒	2.6秒	2.6秒
原子炉トリップ(SI信号発信による)				
タービントリップ(原子炉トリップによる)				
主蒸気隔離弁閉鎖(SI信号発信による)	12.6秒	12.6秒	12.6秒	12.6秒
RCPトリップ(SI信号発信による)	32.6秒	-	32.6秒	-
HPI注入開始	7.6秒	7.6秒	7.6秒	7.6秒
RWSP水の1次系配管到達	98秒	82.5秒	110秒	94秒
RWSP水の炉心入口到達	104秒	83.5秒	116秒	95秒
ピーク出力(定格出力に対する割合)	0% (1.03E-3)	5.70%	0.53%	5.89%

最確ケース：RCPトリップ+高圧注入配管内ボロン濃度は1次系内初期濃度+主蒸気逆止弁正常
最確ケース abc：RCPトリップせず+高圧注入配管内ボロン無し+主蒸気逆止弁機能せず

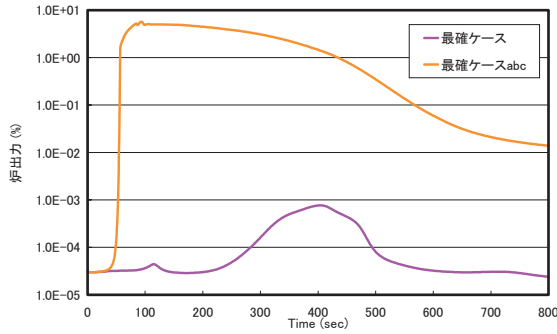


図3 最確炉心条件, HPI2台

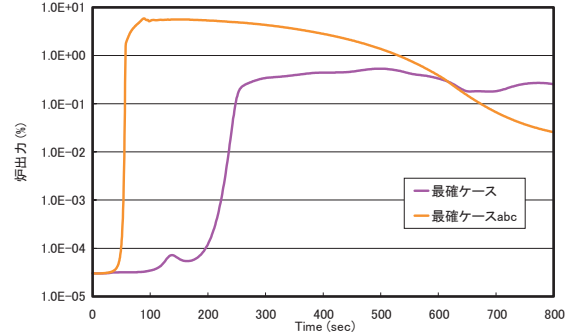


図4 最確炉心条件, HPI1台

3.1.2 高圧注入ポンプ1台作動の場合

(1) 最確ケース

ループ A の主蒸気管破断により, 1 次系から 2 次系への SG 除熱量が増加し, 1 次冷却材温度が低下し, 炉心に正のフィードバック反応度が添加され, 過渡開始後約 496 秒に定格出力の約 0.5% まで上昇するが, その後安全注入系より注入されるボロンにより炉出力は低下する.

(2) 最確ケース abc

本ケースは最確ケースに比べ, RCP の運転が継続し, さらに主蒸気逆止弁の不作動を考慮しているため, 1 次系の温度低下が大きく, 炉出力が過渡開始後約 90 秒に定格出力の約 5.9% まで上昇した. また, 1 次系の圧力低下が最確ケースよりも大きく, 1 次冷却材流量も減少していないため, 安全注入系により注入されるボロンの炉心到達時刻が最確ケースより約 21 秒早くなっている.

3.2 保守的炉心条件に対する解析結果

保守的炉心条件において解析した, HPI ポンプ 2 台作動の場合と HPI ポンプ 1 台作動の場合の, 事象の時刻歴およびピーク出力を表 3, 表 4 に, 炉出力の時間変化を図 5, 図 6 に示す.

3.2.1 高圧注入ポンプ2台作動の場合

(1) 保守ケース

ループ A の主蒸気管破断により, 1 次系から 2 次系への SG 除熱量が増加し, 1 次冷却材温度が低下し, 炉心に正のフィードバック反応度が添加され, 炉出力は過渡開始約 31 秒後に定格出力の約 1.8% まで上昇する. その後, 燃料温度の上昇と, 安全注入系より注入されるボロンによる負の反応度添加により, 炉出力は低下する.

(2) 保守ケース a

表 3 主蒸気管破断事故解析結果 (保守的 EOC, K-6 制御棒固着, HPI2 台)

	保守ケース	保守ケース a	保守ケース b	保守ケース c	保守ケース abc
主蒸気管破断	0 秒	0 秒	0 秒	0 秒	0 秒
SI 信号発信 (主蒸気ライン圧力低)	2.6 秒	2.6 秒	2.6 秒	2.6 秒	2.6 秒
原子炉トリップ (SI 信号発信による)					
タービントリップ (原子炉トリップによる)					
主蒸気隔離弁閉鎖 (SI 信号発信による)	12.6 秒	12.6 秒	12.6 秒	12.6 秒	12.6 秒
RCP トリップ (SI 信号発信による)	32.6 秒	-	32.6 秒	32.6 秒	-
HPI 注入開始	7.6 秒	7.6 秒	7.6 秒	7.6 秒	7.6 秒
RWSP 水 1 次系配管到達	100 秒	98 秒	100 秒	82.5 秒	83 秒
RWSP 水炉心入口到達	105 秒	98.5 秒	106 秒	85.5 秒	84 秒
ピーク出力 (定格出力に対する割合)	1.81%	7.06%	1.83%	2.26%	7.72%

保守ケース: RCP トリップ + 高圧注入配管内ボロン濃度は 1 次系内初期濃度 + 主蒸気逆止弁正常

保守ケース a: RCP トリップせず

保守ケース b: 高圧注入配管内ボロン無し

保守ケース c: 主蒸気逆止弁機能せず

保守ケース abc: RCP トリップせず + 高圧注入配管内ボロン無し + 主蒸気逆止弁機能せず

表4 主蒸気管破断事故解析結果（保守的 EOC, K-6 制御棒固着, HPI1 台）

	保守ケース	保守ケース a	保守ケース b	保守ケース c	保守ケース abc
主蒸気管破断	0 秒	0 秒	0 秒	0 秒	0 秒
SI 信号発信（主蒸気ライン圧力低）					
原子炉トリップ（SI 信号発信による）	2.6 秒	2.6 秒	2.6 秒	2.6 秒	2.6 秒
タービントリップ（原子炉トリップによる）					
主蒸気隔離弁閉鎖（SI 信号発信による）	12.6 秒	12.6 秒	12.6 秒	12.6 秒	12.6 秒
RCP トリップ（SI 信号発信による）	32.6 秒	—	32.6 秒	32.6 秒	—
HPI 注入開始	7.6 秒	7.6 秒	7.6 秒	7.6 秒	7.6 秒
RWSP 水 1 次系配管到達	112 秒	110 秒	112 秒	93.5 秒	94.5 秒
RWSP 水炉心入口到達	117 秒	111 秒	118 秒	97.5 秒	95.5 秒
ピーク出力（定格出力に対する割合）	1.78%	7.65%	1.80%	2.21%	8.05%

保守ケース：RCP トリップ+高圧注入配管内ボロン濃度は 1 次系内初期濃度+主蒸気逆止弁正常

保守ケース a：RCP トリップせず

保守ケース b：高圧注入配管内ボロン無し

保守ケース c：主蒸気逆止弁機能せず

保守ケース abc：RCP トリップせず+高圧注入配管内ボロン無し+主蒸気逆止弁機能せず

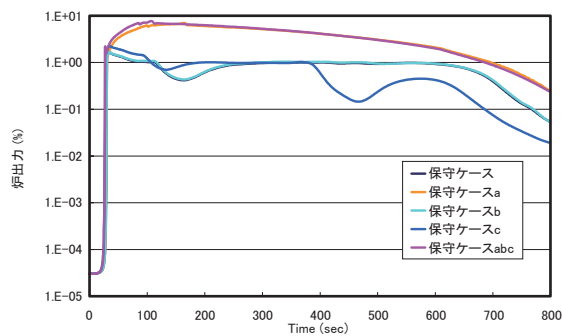


図5 保守的炉心条件, HPI2 台

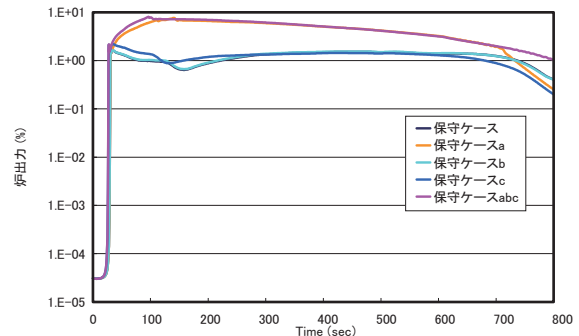


図6 保守的炉心条件, HPI1 台

本ケースは、保守ケースに比べ RCP の運転が継続するため 1 次系の温度低下が大きく、炉出力は過渡開始後約 164 秒に定格出力の約 7.1% まで上昇した。また、1 次系の圧力低下が保守ケースよりも僅かに大きく、1 次冷却材流量も減少していないため、安全注入系により注入されるボロンの炉心入口到達時刻が保守ケースより約 6 秒早くなっている。

(3) 保守ケース b

本ケースは保守ケースとは異なり、高圧注入配管が純水で満たされているとしている。この差が結果に及ぼす影響は小さく、炉出力は過渡開始後約 31 秒に定格出力の約 1.8% まで上昇したが、本ケースのピーク出力は保守ケースよりも定格出力比で約 0.02% 高くなった程度である。

(4) 保守ケース c

本ケースは保守ケースに比べ、主蒸気逆止弁の不作動を考慮しているため、1 次系の温度低下が大き

く、炉出力は過渡開始後 34 秒に定格出力の約 2.3% まで上昇した。また、1 次系の圧力低下が保守ケースよりも大きく、安全注入系により注入されるボロンの炉心入口到達時刻が保守ケースより約 19 秒早くなっている。

(5) 保守ケース abc

本ケースは保守ケースに比べ、RCP の運転が継続し、さらに主蒸気逆止弁の不作動を考慮しているため、1 次系の温度低下が大きく、炉出力は過渡開始後約 107 秒に定格出力の約 7.7% まで上昇した。また、1 次系の圧力低下が保守ケースよりも大きく、1 次冷却材流量も減少していないため、安全注入系により注入されるボロンの炉心入口到達時刻が保守ケースより約 21 秒早くなっている。

3.2.2 高圧注入ポンプ1台作動の場合

(1) 保守ケース

ループ A の主蒸気管破断により、1次系から2次系への SG 除熱量が増加し、1次冷却材温度が低下し、炉心に正のフィードバック反応度が添加され、炉出力は過渡開始約 31 秒後に定格出力の約 1.8%まで上昇する。その後、燃料温度の上昇と、安全注入系より注入されるボロンによる負の反応度添加により、原子炉出力は低下する。

(2) 保守ケース a

本ケースは保守ケースに比べ、RCP の運転が継続するため1次系の温度低下が大きく、炉出力は過渡開始後約 140 秒に定格出力の約 7.7%まで上昇した。また、1次系の圧力低下が保守ケースよりも僅かに大きく、1次冷却材流量も減少していないため、安全注入系により注入されるボロンの炉心入口到達時刻が保守ケースより約 6 秒早くなっている。

(3) 保守ケース b

本ケースは保守ケースとは異なり、高圧注入配管が純水で満たされているとしている。この差が結果に及ぼす影響は小さく、炉出力は過渡開始後 31 秒に定格出力の約 1.8%まで上昇したが、本解析のピーク出力が保守ケースよりも定格出力比で約 0.02%高くなった程度である。

(4) 保守ケース c

本ケースは保守ケースに比べ、主蒸気逆止弁の不作動を考慮しているため、1次系の温度低下が大きく、炉出力は過渡開始後約 34 秒に定格出力の約 2.2%まで上昇した。また、1次系の圧力低下が保守ケースよりも大きく、1次冷却材流量も減少していないため、安全注入系により注入されるボロンの炉心入口到達時刻が保守ケースより約 19 秒早くなっている。

(5) 保守ケース abc

本ケースは保守ケースに比べ、RCP の運転が継続し、さらに主蒸気逆止弁の不作動を考慮しているため、1次系の温度低下が大きく、炉出力は過渡開始後約 96 秒に定格出力の約 8.1%まで上昇した。また、1次系の圧力低下が保守ケースよりも大きく、1次冷却材流量も減少していないため、安全注入系により注入されるボロンの炉心入口到達時刻が保守ケースより約 21 秒早くなっている。

3.3 過渡解析条件の影響評価

3.1 節、3.2 節の結果から、考慮した各条件による影響について考察する。

(1) 炉心条件の影響

最確炉心条件では過渡解析条件もプラント実機条件であれば臨界に至らず、保守的に単一故障を想定しても出力上昇はわずかである。

最確炉心条件でも過渡解析条件を安全評価条件と同様とすると臨界に至るが、保守的炉心条件と比べて最大炉出力は定格出力比で約 2%程度低くなる。

(2) RCP 運転継続の影響

RCP トリップを無視した場合の影響については、保守ケースと保守ケース a との比較、ならびに保守ケース c と保守ケース abc との比較から、最大炉出力に最も大きな影響を与えており、最大炉出力を定格出力比で約 4~5%高く評価することがわかる。

(3) 高圧注入配管内ボロン濃度の影響

高圧注入配管内を純水とする仮定は、保守ケースと保守ケース b との比較から、最大炉出力への影響はほとんどないことがわかる。

(4) 主蒸気逆止弁の効果

主蒸気逆止弁の効果は無視する仮定は、保守ケースと保守ケース c、保守ケース abc との比較から、主蒸気逆止弁の効果は無視したことにより、冷却が進み反応度が添加されるが、1次系圧力低下が早く、HPI ポンプからの注入量が増加して炉心入口ボロン濃度が早く上昇することによる効果が現れる。この仮定により最大炉出力を定格出力比で約 0.5~1%程度高く評価することがわかる。

(5) HPI ポンプ台数の影響

HPI ポンプの台数に関しては、臨界継続中の出力レベルは1台の場合の方がやや高くなるが、最大炉出力にはあまり影響を与えないことがわかる。

3.4 原子炉容器内挙動

HPI ポンプ1台作動の場合の保守ケース abc を例に、過渡時の質量流量、冷却材温度分布および出力密度の3次元画像を図7~図9に示す。破断ループは右手前に接続されており、原子炉容器に流入した低温水の分布と、それに伴って固着制御棒付近の上部で出力密度が高くなっている様子がわかる。

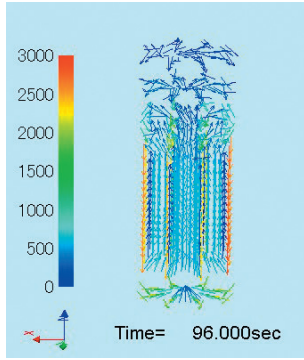


図7 質量流量 (kg/sec)
(保守ケース abc, HPII 台)

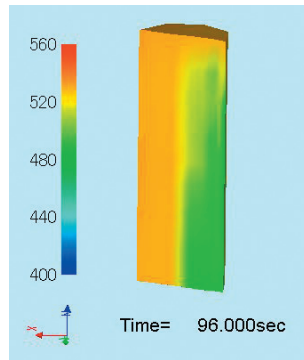


図8 冷却材温度 (K)
(保守ケース abc, HPII 台)

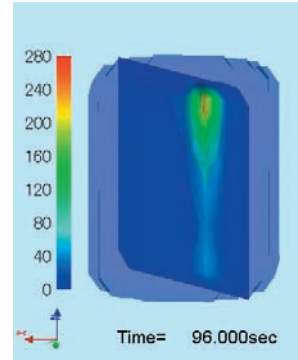


図9 出力密度 (MeV/cm³/sec)
(保守ケース abc, HPII 台)

3.5 SIMULATE-3K コードとの比較

過渡時出力分布挙動について、炉心モデルを用いて、RELAP5-3D コードと SIMULATE-3K コードとの比較を行った。図 10 に SIMULATE-3K の解析モデルを示す。RELAP5-3D での解析は、図 1、図 2 の解析モデルのうち、炉心部分のみを使用した。これらの炉心モデルに、3.2.2 節で計算した RELAP5-3D による高圧注入ポンプ 1 台の場合の解析結果から、炉心入口流量、入口温度、入口ボロン濃度、入口圧力、および炉心出口プレナム圧力を境界条件として、時間依存ボリュームと時間依存ジャンクションを用いて指定した。

解析結果の比較を図 11、図 12 に示す。

RCP が停止する条件（保守ケース）では炉心への冷水導入に伴う正の反応度添加により約 30 秒付近で反応度は最大値約 0.44% $\Delta k/k$ に達する。その後、炉出力の上昇に伴うドップラー反応度によって炉心反応度は低下する。炉心にボロンが到達してボロン

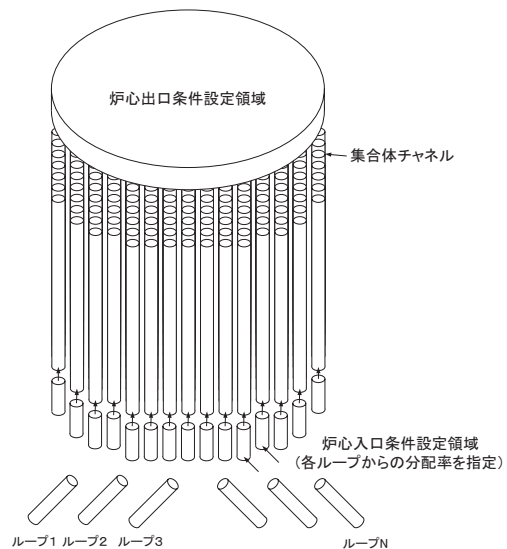


図 10 SIMULATE-3K 解析モデル

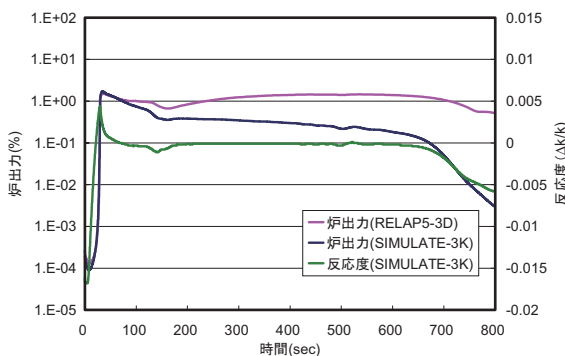


図 11 SIMULATE-3K との比較 (保守ケース, HPII 台)

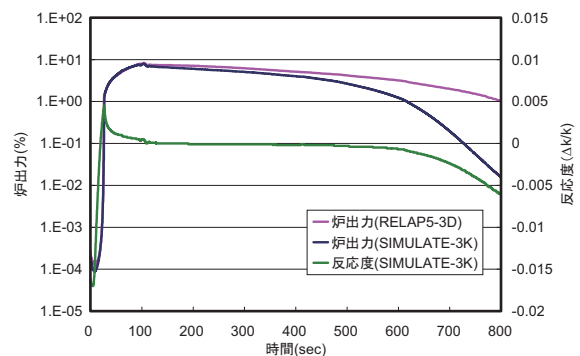


図 12 SIMULATE-3K との比較 (保守ケース abc, HPII 台)

濃度が増加を始める 100 秒以降は炉心反応度が一旦負の値となるが、ほぼ 0.0% $\Delta k/k$ で推移していく。炉出力は反応度が最大となった直後にピーク出力が定格出力の約 1.7% (RELAP5-3D コードでは約 1.6%) となるが、それ以降はゆっくりと減少する。

RELAP5-3D コードと SIMULATE-3K コードの原子炉出力結果を比較すると、SIMULATE-3K コードの方が 100 秒以降の出力低下割合が大きくなっている。これは、RCP の停止により冷却材流量が減少しているため、出力が高い領域では冷却材密度変化が大きくなるが、この影響は局所的にとどまり、集合体単位の熱水力領域に対して冷却材密度変化を評価している SIMULATE-3K コードの方がこの影響を大きく評価することとなり、100 秒以降での出力低下割合が大きくなっている。

100 秒後あたりから炉心ボロン濃度の増加も見られるが、冷却材密度分布変化による反応度への影響が大きいため、3 ループ PWR プラントの解析で見られたような RELAP5-3D コードのボロン濃度フィードバック係数作成時の基準温度に対する保守性⁽¹²⁾の影響はあまり大きくない。これについては 4.1 節で述べる。

RCP が継続運転する条件 (保守ケース abc) では保守ケースと同様に炉心への冷水導入に伴う正の反応度添加により 30 秒付近で反応度は最大値 0.45% $\Delta k/k$ に達する。その後、炉出力の上昇にともなうドブラー反応度によって炉心反応度は低下する。このケースでは RCP が継続運転することによって炉心への冷水導入が継続していることにより、100 秒以降の炉心ボロン濃度上昇による負の反応度変化と冷却材密度変化に伴う反応度変化がほぼバランスし、反応度は 0.0% $\Delta k/k$ でほぼ一定となっている。

炉出力は反応度が最大となった直後から上昇し、100 秒付近でピーク値約 7.9% (RELAP5-3D コードでは約 8.3%) に達している。その後、炉心反応度は 0.0% $\Delta k/k$ で一定の臨界状態となり、炉心ボロン濃度増加による反応度変化が冷水導入効果を上回る 500 秒以降では炉心反応度は負の値となり炉出力もさらに低下している。

RELAP5-3D コードと SIMULATE-3K コードの炉出力の結果を比較すると、ほぼ同様の挙動を示している。固着制御棒位置が炉心中央に近く、固着制御棒周辺の複数の集合体の出力が高くなるため、熱水力フィードバック条件が複数の集合体の平均的な状態量を用いる RELAP5-3D コードと集合体毎の状

態量を用いる SIMULATE-3K コードでほぼ同等となっている。また炉出力が定格出力の約 8% 程度であるため、炉心の反応度変化には冷却材密度分布の寄与が大きく、RELAP5-3D コードに適用しているボロン濃度フィードバック係数作成時の基準温度の保守性の影響が相対的に小さくなっている。これらから両コード間での反応度変化がほぼ一致し、炉出力も同様の挙動を示している。

500 秒以降で炉出力が低下して冷却材密度分布の反応度への寄与が小さくなるとボロン濃度フィードバックの違いによる反応度変化の差異が相対的に大きくなり、ボロン濃度フィードバックの効果が大きい SIMULATE-3K コードの計算結果で出力低下が大きくなっている。

4. ボロン濃度フィードバックモデル感度解析

RELAP5-3D コードでは燃料棒平均温度、冷却材密度、およびボロン濃度の 3 つのパラメータに対して反応度フィードバックを考慮しているが、これら 3 つのパラメータはそれぞれ独立に変化するものとして取り扱っている。今回の主蒸気管破断解析で使用したマクロ定数では、ボロン濃度フィードバック係数設定時には冷却材密度として初期状態 (高温零出力時) の値を使用しており、過渡事象中のボロン濃度の冷却材密度依存性は考慮されない。

一方 SIMULATE-3K コードでは、ボロン反応度計算は ^{10}B 個数密度と ^{10}B ミクロ断面積に基づくミクロ計算であり、ボロン反応度の冷却材密度依存性が考慮されている。

主蒸気管破断事故の解析では破断した蒸気発生器で冷却された低温水が炉心に流れ込むため、事故発生後の炉心の冷却材密度は初期状態よりも大きくなる。したがって、初期状態の冷却材条件を使用して作成した RELAP5-3D コードのボロン濃度フィードバック係数は小さ目の保守的な設定となる。

その影響を評価するため、ボロン濃度フィードバック係数作成時の冷却材基準密度と冷却材密度依存性に関してボロン濃度フィードバックモデル感度解析を行った。

4.1 冷却材基準密度に関する感度解析

まず、ボロン濃度フィードバック係数作成時の冷

却材密度として、炉心内のボロン濃度が増加し始める過渡開始から100秒後付近の値0.82g/cm³（冷却材温度では初期値から50℃低い値に相当）を用いて設定したマクロ定数を使用した感度解析を実施した。結果を4.2節の感度解析結果と併せて図15および図16に示す。

4ループプラントの解析結果では、3ループプラントの解析結果⁽¹²⁾に比べて出力が高目に維持される。これは、臨界が継続している間は冷却材密度変化による反応度への寄与が大きいと考えられる。

その結果、保守ケースも保守ケースabcも、冷却材密度変化による炉心反応度への影響が相対的に小さくなる500秒以降において、ボロン濃度フィードバック係数設定条件の違いによる影響が大きくなり、基本ケースに比べて炉出力の低下が大きくなることわかった。

4.2 冷却材密度依存性に関する感度解析

RELAP5-3Dコードで使用するボロン濃度フィー

ドバック係数に冷却材密度変化の影響を考慮するため、ボロン濃度に対する補正を施してボロン濃度フィードバック係数を作成し、これを用いて主蒸気管破断事故の解析を実施した。

4.2.1 ボロン濃度フィードバック係数の作成

図13、図14に3節で実施した主蒸気管破断事故計算の解析結果から抽出した過渡変化中の炉心ノードにおけるボロン濃度と冷却材密度の分布を示す。

これらの分布データを包絡するように直線を設定し、P1～P3、P11～P13の各点におけるボロン濃度と冷却材密度を読み取り、そのデータを整理した。整理結果を表5、表6に示す。

ボロン濃度フィードバック係数は冷却材中の絶対的なボロン量を表すボロン個数密度の変化量に対して設定するのが正確であるが、現行のRELAP5-3Dコードではppm単位に換算されたボロン濃度の変化量に対して1次の係数を設定する仕様となっている。冷却材密度変化による影響を考慮するため、表

表5 ボロン濃度補正係数評価（保守ケース，HPI1台）

対象位置*1	冷却材密度*1	ボロン濃度*1	基準密度からの差	ボロン密度*2	等価ボロン濃度*3	基準密度からの差	補正係数
計算式		A	B		C	C - A	(C - A)/B
単位	(kg/m ³)	(ppm)	(ppm)	(kg/m ³)	(ppm)	(ppm)	----
P1	794.4	200.0	----	1.589E-1	200.0	----	----
P2	853.9	400.0	200.0	3.416E-1	430.0	230.0	1.150
P3	915.2	600.0	400.0	5.491E-1	691.2	491.2	1.228
P11	847.1	200.0	----	1.694E-1	200.0	----	----
P12	908.3	400.0	200.0	3.633E-1	428.9	228.9	1.145
P13	969.6	600.0	400.0	5.818E-1	686.8	486.8	1.217
平均値	----	----	----	----	----	----	1.185

表6 ボロン濃度補正係数評価（保守ケースabc，HPI1台）

対象位置*1	冷却材密度*1	ボロン濃度*1	基準密度からの差	ボロン密度*2	等価ボロン濃度*3	基準密度からの差	補正係数
計算式		A	B		C	C - A	(C - A)/B
単位	(kg/m ³)	(ppm)	(ppm)	(kg/m ³)	(ppm)	(ppm)	----
P1	814.8	200.0	----	1.630E-1	200.0	----	----
P2	848.8	400.0	200.0	3.395E-1	416.7	216.7	1.084
P3	884.2	600.0	400.0	5.305E-1	651.1	451.1	1.128
P11	861.1	200.0	----	1.722E-1	200.0	----	----
P12	896.5	400.0	200.0	3.586E-1	416.4	216.4	1.082
P13	931.8	600.0	400.0	5.591E-1	649.3	449.3	1.123
平均値	----	----	----	----	----	----	1.104

*1 グラフからの読取値

*2 ボロン密度 = 冷却材密度 × ボロン濃度 × 10⁻⁶

*3 等価ボロン濃度 = ボロン密度 / 基準冷却材密度 × 10⁶（基準冷却材密度はボロン濃度200ppmでの値を使用）

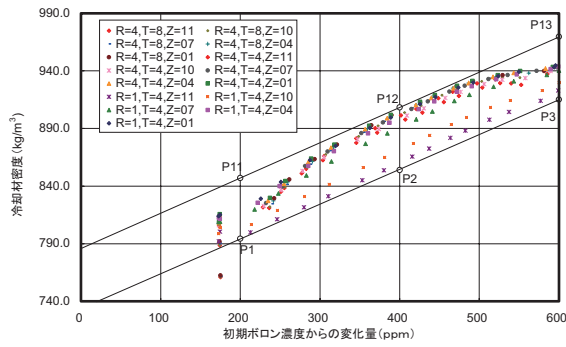


図 13 ボロン濃度 vs 冷却材密度分布 (保守ケース)

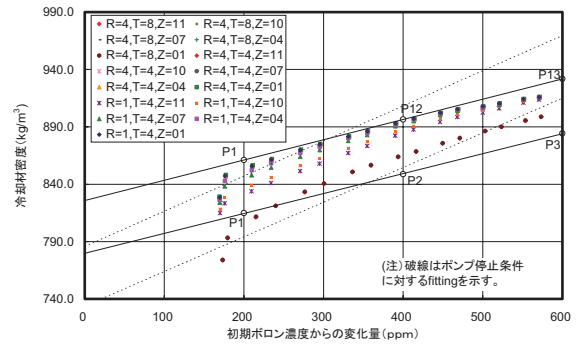


図 14 ボロン濃度 vs 冷却材密度分布 (保守ケース abc)

中に示した等価なボロン濃度が再現できるように、ボロン濃度フィードバック係数を作成する際の基準条件からのボロン濃度変化量を補正してフィードバック係数を作成した。(例えば、表5の補正条件を用いる場合、フィードバック係数作成時のボロン濃度変化量として±200ppmを使用する場合には実際には変化量を1.185倍させた条件でSIMULATE3コードによるマクロ定数作成計算を行い、これらから作成したフィードバック係数を±200ppmの変化に対応する値として設定した。)

なお、フィードバック係数作成時の基準冷却材密度としては、主蒸気管破断事故解析において炉心ボロン濃度変化が始まる時点での値0.82g/cm³(冷却材温度では初期値から50℃低い値に相当)を使用した。

4.2.2 過渡解析

図15、図16に保守的条件(保守ケース、保守ケースabc)での炉出力の比較を示している。図中で”ボロンフィードバック調整”で示したラインは4.1

節で感度解析として実施した基準冷却材密度を変化させた条件での値であり、“ボロンフィードバック調整2”で示したラインはボロン濃度補正係数として1.185を用いて作成したフィードバック係数を用いた結果を表している。ポンプを継続運転させた場合(ケース3abc)については表6に示す補正係数1.104を用いた場合の結果も“ボロンフィードバック調整3”として併せて示している。

ボロン濃度補正係数を用いて冷却材密度変化の影響を考慮することにより、原子炉出力はSIMULATE-3Kの値に近づく傾向を示した。

今回の評価では基準条件を用いた計算結果から抽出したボロン濃度と冷却材密度の分布データからボロン濃度補正係数を求めたが、主蒸気管破断事故のように冷却材密度とボロン濃度がともに変化する過渡変化に対しては、ボロンフィードバック係数に冷却材密度変化の影響を考慮することにより実際の条件に近い解析が可能になることがわかり、現行のRELAP5-3Dモデルの保守性が確認できた。

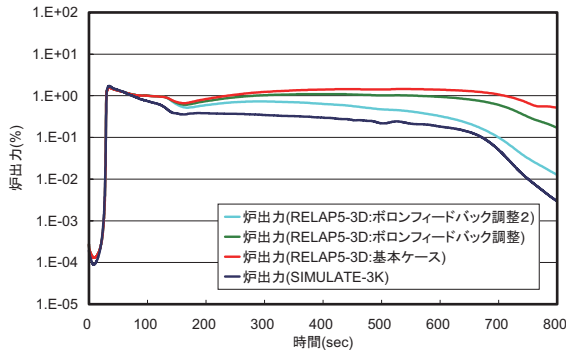


図 15 感度解析結果 (保守ケース)

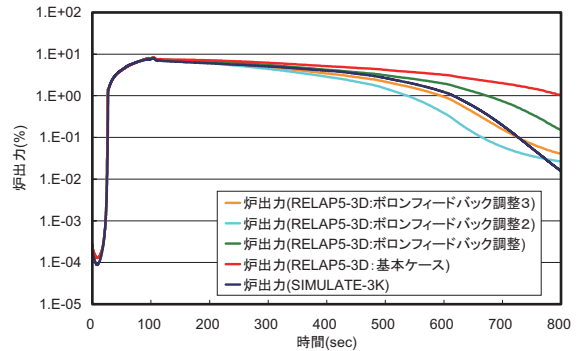


図 16 感度解析結果 (保守ケース abc)

5. 最小 DNBR 評価

RELAP5-3D による解析結果を用いて、サブチャンネル解析コード COBRA-EN⁽¹⁴⁾による最小 DNBR の評価を行った。

評価に当たっては、RELAP5-3D では燃料集合体内の燃料棒出力分布は直接評価できないため、SIMULATE-3 による初期定常時の燃料集合体内の燃料棒出力分布と RELAP5-3D による過渡時の燃料集合体出力分布に基づく隣接集合体の中性子束の傾きから、過渡時の燃料棒出力分布を保守的に評価して COBRA-EN の入力に必要な燃料集合体内出力分布とした。

さらに、COBRA-EN は炉心入口温度等の炉心入口パラメータについては、分布を与えることはできるものの、過渡時の分布の変化は扱えないため、燃料棒出力が最大になる時刻に着目して炉心入口の冷却材パラメータ分布を設定し、最小 DNBR を評価した。

結果を図 17 に示す。「定常」として示したのは燃料棒出力最大時点の炉心入口パラメータを用いて定常計算した点である。本評価から得られた最小 DNBR 評価値は 2.09 であり、燃料棒の健全性が確認できた。

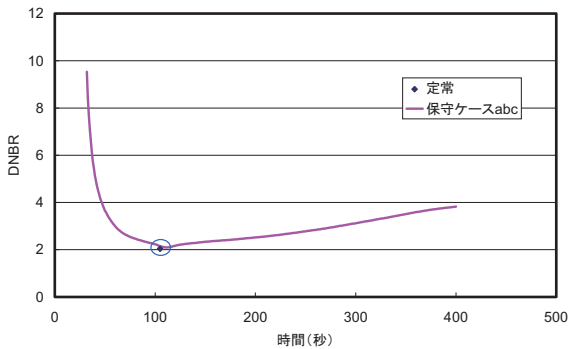


図 17 最小 DNBR 評価結果 (保守ケース abc, HPI1 台)

6. まとめ

RELAP5-3D コードを用いて、17 × 17 ロッドバンドル型 4 ループ PWR プラントを対象に、主蒸気管破断事故の解析を行った。

つぎに、EOC 保守的条件の炉心モデルを用いた主蒸気管破断事故解析を RELAP5-3D コードと SIMU-

LATE-3K コードを用いて実施し、炉心出力応答を比較した。

また、RELAP5-3D と SIMULATE-3K の主蒸気管破断時の出力応答における差異について感度解析により検討した。

さらに COBRA-EN コードを用いて最小 DNBR を計算した。

その結果から次のことを確認した。

- ・ EOC 最確炉心では過渡解析条件を実機相当条件とした場合には臨界にならないか、出力の上昇がほとんど見られないが、安全評価条件と同等とすると定格出力の約 6% 程度まで炉出力が上昇する。
- ・ EOC 保守的炉心では過渡解析条件を実機相当とした場合で炉出力は定格出力の約 2~3%、過渡解析条件を安全評価条件と同等とした場合で約 8% 程度まで出力が上昇する。
- ・ 高圧注入系配管内純水を仮定しても最大炉出力に大きな差はない。
- ・ SI 発信による RCP トリップ機能無視が出力上昇に与える影響は今回検討した条件の中で最も大きく、トリップ機能を考慮したケースと比べて定格出力比で約 4~5% 出力を高く評価する。
- ・ 主蒸気逆止弁機能無視の仮定は、最大炉出力を定格出力比で約 0.5~1% 程度高く評価する。
- ・ 高圧注入系 2 台と 1 台の場合を比較すると、1 台の場合の方が出力は若干高くなるが、最大炉出力にはあまり影響を与えない。
- ・ 冷却材密度変化の反応度への寄与が局所的と考えられる場合には RELAP5-3D コードの方が炉出力を高め評価するが、複数の燃料集合体周りの冷却材密度変化による反応度への寄与が考えられる場合には、炉心出力の挙動は両コードで比較的良好一致した。
- ・ 初期の冷却材密度条件でボロン濃度フィードバック係数を設定するモデルでは、ボロン濃度フィードバックの反応度への寄与が大きくなる過渡変化後半の出力変化を保守的に評価するが、RELAP5-3D コードのボロン濃度フィードバック係数に対して冷却材密度変化の影響を考慮することにより、¹⁰B 個数密度と ¹⁰B ミクロ断面積に基づくミクロ計算でボロン反応度を評価している SIMULATE-3K コードとほぼ同等な計算ができることが確認でき、RELAP5-3D コードの保守性が確認できた。
- ・ 最小 DNBR 評価値は 2.09 であり、燃料の健全性

が確認できた。

文献

- (1) 原子力安全委員会, 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針, (2001)
- (2) 石川迪夫, 原子炉の暴走 第2版 一臨界事故で何が起きたか一, 日刊工業新聞社 (2008)
- (3) S. Aoki, T. Suemura, J. Ogawa, T. Takeda, "The Verification of 3 Dimensional Nodal Kinetics Code ANCK Using Transient Benchmark Problems," *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 44, No. 6, pp. 862-868 (2007)
- (4) S. Aoki, T. Suemura, J. Ogawa, T. Takeda, "Analysis of the Main Steam Line Break Benchmark (Phase II) Using ANCK/MIDAC Code," *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 45, No. 1, pp. 36-44 (2008)
- (5) 坂場弘, 研究開発の現状紹介, 熱流動部会ニュースレター (第60号), 日本原子力学会熱流動部会 (2008)
- (6) 寺前哲也, 坂場弘, 西浦雅司, 小川順人, 青木繁明, 末村高幸, "より高性能に, より安全に一安全解析の最新技術", 三菱重工技報, Vol. 43, No. 4, pp. 25-31 (2006)
- (7) The RELAP5-3D© Code Development Team, RELAP5-3D© Code Manual, INEEL-EXT-98-00834 Revision 2.3, (2005).
- (8) K. N. Ivanov, T. M. Beam and A. J. Baratta, Pressurised Water Reactor Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark - Volume I: Final Specifications, NEA/NSC/DOC(99)8, (1999).
- (9) N. Todorova, K. Ivanov and B. Taylor, Pressurised Water Reactor Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark - Volume IV: Results of Phase III on Coupled Core-plant Transient Modelling, NEA/NSC/DOC (2003) 21, (2003).
- (10) 佐々木泰裕, 長江尚史, "RELAP5-3D コードを用いた主蒸気管破断ベンチマーク解析と結果の可視化," *INSS JOURNAL*, Vol. 15, p. 313 (2008)
- (11) 佐々木泰裕, 前田俊哉, 馬場巖, 志水孝司, "RELAP5-3D コードを用いた3次元解析手法の検討," 日本原子力学会 "2008年秋の大会", I51 (2008)
- (12) 佐々木泰裕, 前田俊哉, 馬場巖, 志水孝司, "RELAP5-3D コードを用いた主蒸気管破断事故解析と評価," *INSS JOURNAL*, Vol. 16, p. 254 (2009)
- (13) 大飯発電所 原子炉設置変更許可申請書 (1号, 2号, 3号及び4号原子炉施設の変更), 関西電力株式会社 (2002)
- (14) D. Basile, M. Beghi, R. Chierici, E. Salina, and E. Brega, "COBRA-EN, An Upgraded Version of the COBRA-3C/MIT Code for Thermal-Hydraulic Transient Analysis of Light Water Reactor Fuel Assemblies and Cores," Report no. 1010/1 (1999).