

# PWR主蒸気管破断事故の現実的解析と裕度評価

Analysis and Evaluation for Main Steam Line Break Accident in PWR

柳 千裕 (Chihiro Yanagi) \*<sup>1</sup>

安藤 伸裕 (Nobuhiro Ando) \*<sup>2</sup>

馬場 巖 (Iwao Bamba) \*<sup>3</sup>

志水 孝司 (Takashi Shimizu) \*<sup>3</sup>

**要約** これまで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る主蒸気管破断 (MSLB) 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てきた。ここでは他の典型的なPWRプラント3種類についても、主蒸気管破断事故解析を実施した。解析結果から、保守的炉心条件に保守的解析条件を設定した条件でも臨界に至らないタイプのプラントや、出力上昇があったとしても、燃料取替用水タンクもしくは燃料取替用水ピットからの高濃度ホウ酸水が炉心へ冷水導入されることにより、未臨界に至ることを確認した。さらに、COBRA-ENコードと組み合わせる最小DNBRを評価した。

**キーワード** 加圧水型軽水炉, RELAP5-3D, 主蒸気管破断事故, 3次元解析, 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 this study, MSLB accident was analyzed for another three typical types of PWR plant. These analyses showed that the criticality was not reached in one plant type, or the power rose only slightly during the MSLB accident but finally reached the non-critical condition due to the high concentration boron water injection from Refueling Water Storage Tank or Refueling Water Storage Pit to the reactor core. In addition, combined with the COBRA-EN code, minimum DNBR was estimated.

**Keywords** pressurized water reactor, RELAP5-3D, main steam line break accident, three dimensional analysis, DNBR

## 1. はじめに

原子力安全システム研究所 (以下「INSS」という) では3次元熱流動解析および多次元核動特性解析が可能な熱水力解析コードRELAP5-3D<sup>(1)</sup>を導入し、主蒸気管破断 (main steam line break, MSLB) 事故のような炉心内不均質流動挙動が結果に影響を及ぼすと考えられる事象の解析を行ってきた。<sup>(2)-(7)</sup>

具体的には、RELAP5-3Dコードの模擬性能の確認、RELAP5-3Dコードの解析結果を3次元的に表示し、可視化する手法についての検討<sup>(2)</sup>、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を行ってきた。

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 (以下「タイプIV炉」という) のほかに典型的なPWRプラントタイプ3種類を対象に、RELAP5-3Dコードを用いた主蒸気管破断事故の現実的な条件での解析を行い、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し、安全評価上の裕度評価を行った。

検討を行った3種類のPWRプラントタイプとは、①ほう酸注入タンクが設置されている17×17ロッドバンドル型4ループPWRプラント (以下「タ

\*<sup>1</sup> (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

\*<sup>2</sup> (株)シー・エス・エー・ジャパン

\*<sup>3</sup> (株)原子エンジニアリング

イブⅢ炉」という), ②17×17ロッドバンドル型3  
 ループPWRプラント (以下「タイプⅡ炉」という),  
 ③15×15ロッドバンドル型3ループPWRプラント  
 (以下「タイプⅠ炉」という)である。

## 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次元熱水解析モデルを図1および図2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(4ループの場合, 3ループでは5分割), 周方向8分割(4ループの場合, 3ループでは6分割), 軸方向20分割とした。

そのうち, 炉心部は径方向4分割(4ループの場合, 3ループでは3分割), 周方向8分割(4ループの場合, 3ループでは6分割), 軸方向12分割(4ループ, 3ループ共)とした。

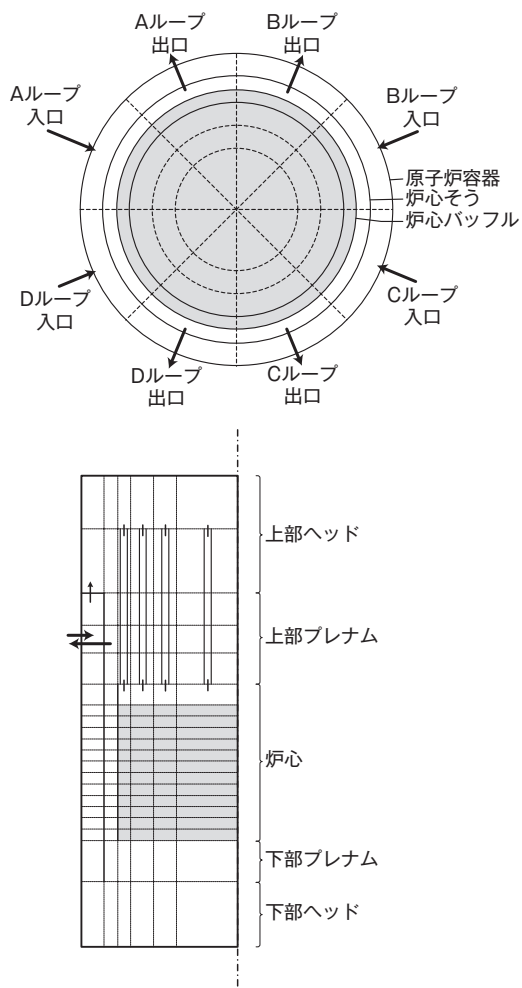


図1 原子炉容器部熱水力モデル (4ループ)

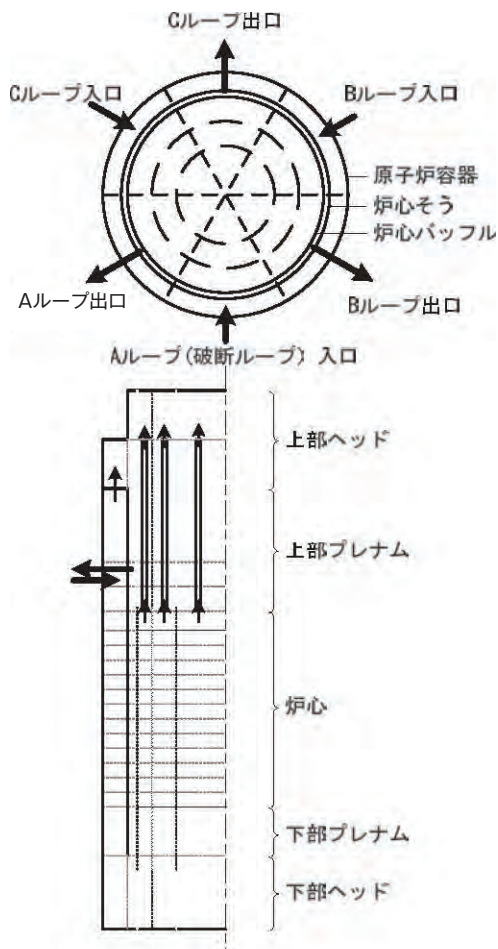


図2 原子炉容器部熱水力モデル (3ループ)

また, 炉心部の核計算モデルは4ループ, 3ループ共, 図3および図4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。

### 2.2. 解析条件等の設定

我が国の安全評価では, いくつかの保守的な条件を仮定した安全評価条件<sup>(8)</sup>を用いている。本報告では主蒸気管破断事故の現実的な解析を行い, 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し, 安全評価上の裕度評価を行うことを目的とした。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。

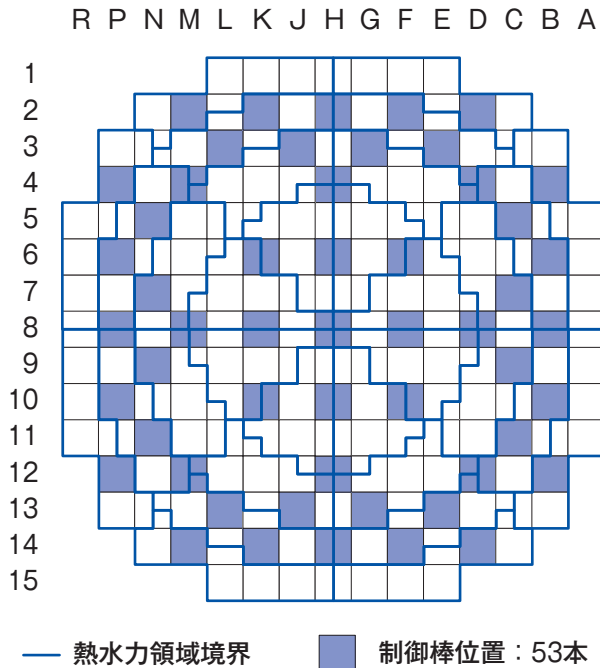


図3 炉心モデル（4ループ）

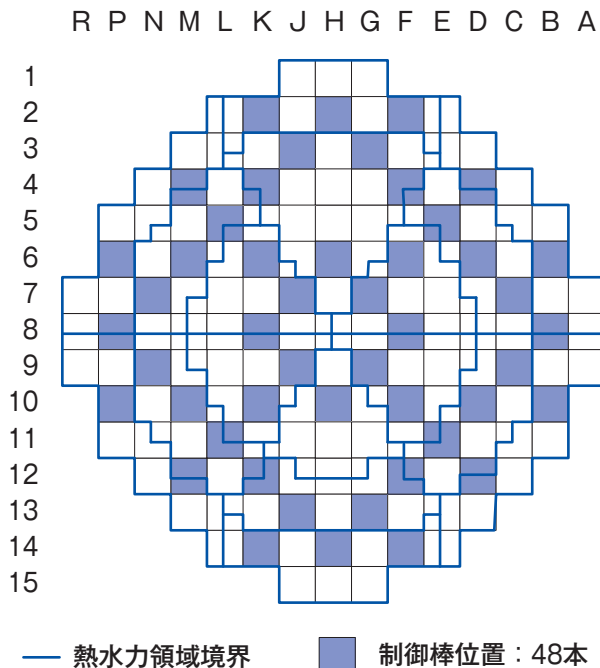


図4 炉心モデル（3ループ）

### 2.2.1. 安全評価条件の保守性

#### (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（HZZP）を想定している。また、初期未臨界度は制御棒クラス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 $-1.60\% \Delta k/k$ （タイプIV炉およびタイプIII炉の場合タイプII炉の場合は $-1.80\% \Delta k/k$ 、タイプI炉の場合 $-1.77\% \Delta k/k$ ）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未臨界度は、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

安全注入（SI）信号の発信による高圧注入（HPI）ポンプの作動により、燃料取替用水タンク（RWST）水（タイプIV炉では燃料取替用水ピット（RWSP）水、以降RWS水と表記）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。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は無視して、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 (K-06 (タイプⅣ炉), H-06 (タイプⅢ炉), P-08 (タイプⅡ炉), M-04 (タイプⅠ炉)) 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炉心反応度を調整し、初期未臨界度も安全評価条件と同様に  $-1.60\% \Delta k/k$  (タイプⅣ炉およびタイプⅢ炉の場合タイプⅡ炉の場合は  $-1.80\% \Delta k/k$ , タイプⅠ炉の場合  $-1.77\% \Delta k/k$ ) とした保守的炉心条件を設定した。

### 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 トリップの有無、(b) 高圧注入配管内におけるボロン水の輸送遅れ、(c) 主蒸気逆止弁の機能、(d) HPI ポンプ作動台数の 4 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 (最確解析条件) と (a) ~ (d) を全て考慮したケース (保守的解析条件) を設定した。

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。事象の時刻歴およびピーク出力を表 2 と表 3 に、炉出力の時間変化を図 5 ~ 8 に示す。

### 3.1. ケース毎の解析結果

#### (1) 最確炉心 + 最確解析条件

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るものの、いずれのタイプの炉でも、炉出力の上昇には至らない。

#### (2) 最確炉心 + 保守的解析条件

本ケースは最確解析条件に比べ、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、タイプⅣ炉では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、タイプⅢ炉では炉出力が過渡開始後約 56 秒に定格出力の約 4.0% まで上昇した。一方タイプⅡ炉とタイプⅠ炉は RWS 水の炉心到達が早く炉出力の上昇はほぼゼロであった。また、1 次系の圧力低下が最確解析条件よりも大きく、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解析条件より早くなっている。

表 1 解析ケース一覧 (灰色部分は、安全評価と同一条件を示す)

解析ケース名	炉 心 状 態			解 析 条 件			
	炉心	固着制御棒位置	停止余裕 (% $\Delta k/k$ )	RCP トリップ	高圧注入配管内ボロン濃度 (ppm)	主蒸気逆止弁機能	HPI 作動台数
最確炉心 + 最確解析条件	EOC 最 確 炉 心	K-06 (Ⅳ炉)	2.02 (Ⅳ炉)	RCP トリップ成功	248.4 (Ⅳ炉)	機能正常	2
			1.98 (Ⅲ炉)		273.7 (Ⅲ炉)		
最確炉心 + 保守的解析条件		H-06 (Ⅲ炉)	2.54 (Ⅱ炉)	RCP トリップ失敗 (RCP 運転継続)	0	機能喪失	1
保守的炉心 + 最確解析条件	EOC	P-08 (Ⅱ炉)	1.60 (Ⅳ炉)	RCP トリップ成功	189.6 (Ⅳ炉)	機能正常	2
			1.60 (Ⅲ炉)		216.2 (Ⅲ炉)		
保守的炉心 + 保守的解析条件	保守的炉心	M-04 (Ⅰ炉)	1.80 (Ⅱ炉)	RCP トリップ失敗 (RCP 運転継続)	0	機能喪失	1
			1.77 (Ⅰ炉)				



表2 解析結果 (タイプIV炉とタイプIII炉)

炉のタイプ	タイプIV炉				タイプIII炉			
	最 確		保 守 的		最 確		保 守 的	
解析条件 <sup>(注1)</sup>	最 確	保守的	最 確	保守的	最 確	保守的	最 確	保守的
主蒸気管破断	0秒	0秒	0秒	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	3.1秒	2.3秒	3.1秒	2.3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	— <sup>(注2)</sup>	12.3秒	— <sup>(注2)</sup>	12.3秒
RCPトリップ (SI信号発信による)	32.6秒	トリップ しない	32.6秒	トリップ しない	33.1秒	トリップ しない	33.1秒	トリップ しない
HPI注入開始	8秒	8秒	8秒	8秒	9秒	8秒	9秒	8秒
RWS水の1次系配管到達	98秒	94秒	100秒	95秒	69秒	55秒	69秒	55秒
RWS水の炉心入口到達	104秒	95秒	105秒	96秒	73秒	57秒	73秒	56秒
最大炉出力 (定格出力に対する割合)	0%	5.9% (90秒)	1.8% (31秒)	8.1% (96秒)	0%	4.0% (56秒)	2.1% (76秒)	9.2% (56秒)

(注1) 最確解析条件： RCPトリップ成功 + HPI配管内ボロン濃度は1次系内初期濃度 + 主蒸気逆止弁機能正常 + HPIポンプ2台作動

保守的解析条件： RCPトリップ失敗 + HPI配管内ボロン無し + 主蒸気逆止弁機能喪失 + HPIポンプ1台作動

(注2) 主蒸気隔離弁閉鎖設定圧に到達しないため、閉鎖しない

表3 解析結果 (タイプII炉とタイプI炉)

炉のタイプ	タイプII炉				タイプI炉			
	最 確		保 守 的		最 確		保 守 的	
解析条件 <sup>(注1)</sup>	最 確	保守的	最 確	保守的	最 確	保守的	最 確	保守的
主蒸気管破断	0秒	0秒	0秒	0秒	0秒	0秒	0秒	0秒
SI信号発信 (主蒸気ライン圧力低)	3.2秒	2.7秒	3.2秒	2.7秒	3秒	3秒	3秒	3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)	23.5秒	12.7秒	23.5秒	12.7秒	— <sup>(注2)</sup>	13秒	— <sup>(注2)</sup>	13秒
RCPトリップ (SI信号発信による)	33.2秒	トリップ しない	33.2秒	トリップ しない	33秒	トリップ しない	33秒	トリップ しない
HPI注入開始	9秒	8秒	9秒	8秒	8秒	8秒	8秒	8秒
RWS水の1次系配管到達	32秒	30秒	32秒	30秒	26秒	24秒	26秒	24秒
RWS水の炉心入口到達	33秒	31秒	33秒	31秒	27秒	25秒	27秒	25秒
最大炉出力 (定格出力に対する割合)	0%	0%	8.4% (24秒)	12.8% (23秒)	0%	0%	0%	0%

(注1) 最確解析条件： RCPトリップ成功 + HPI配管内ボロン濃度は1次系内初期濃度 + 主蒸気逆止弁機能正常 + HPIポンプ2台作動

保守的解析条件： RCPトリップ失敗 + HPI配管内ボロン無し + 主蒸気逆止弁機能喪失 + HPIポンプ1台作動

(注2) 主蒸気隔離弁閉鎖設定圧に到達しないため、閉鎖しない

### (3) 保守的炉心 + 最確解析条件

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、タイプ

II炉では炉出力は過渡開始約24秒後に定格出力の約8.4%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。

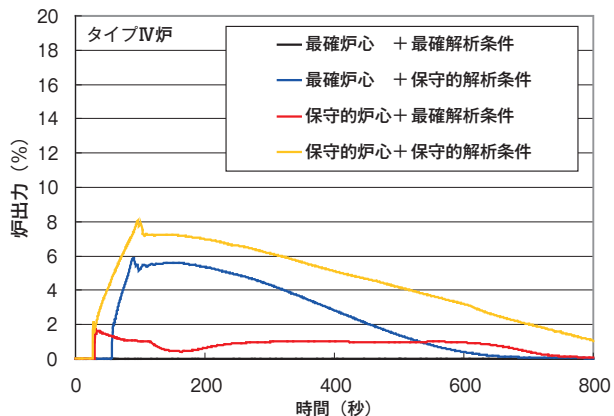


図5 炉出力の時間推移 (タイプⅣ炉)

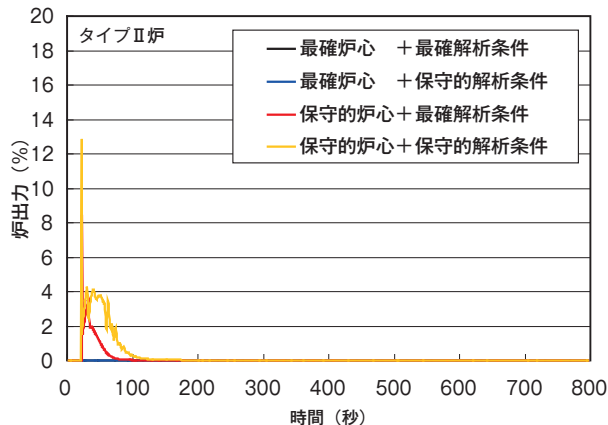


図7 炉出力の時間推移 (タイプⅡ炉)

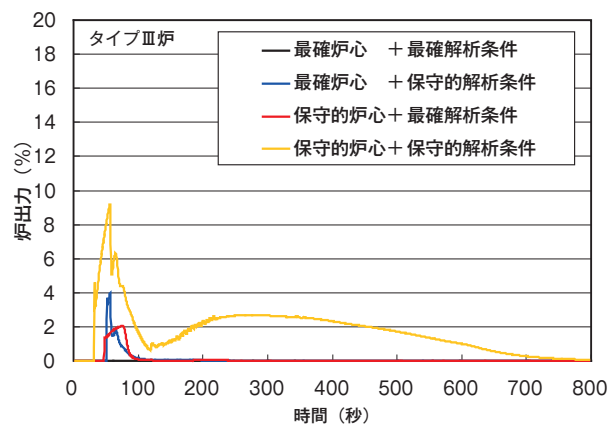


図6 炉出力の時間推移 (タイプⅢ炉)

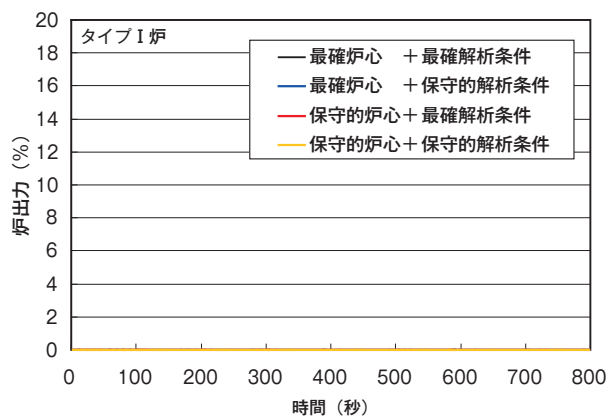


図8 炉出力の時間推移 (タイプⅠ炉)

(4) 保守的炉心 + 保守的解析条件

本ケースは最確解析条件に比べ、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、タイプⅡ炉では炉出力は過渡開始後約23秒に定格出力の約12.8%まで上昇した。また、1次系の圧力低下が最確解析条件よりも大きく、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解析条件より早くなっている。炉出力が一番大きくなると予想されるこのケースでもタイプⅠ炉では、明確な炉出力の上昇は見られなかった。これは想定した炉心に対しRWS水の流入が早期になされるためと考えられる。

3.2. 過渡解析条件の影響評価

3.1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

最確炉心では過渡解析条件も最確解析条件であれば臨界に至らない。

最確炉心でも過渡解析条件を保守的解析条件とすると臨界に至る場合がある。

(2) 解析条件の影響

タイプⅣ炉での過去の検討結果<sup>(5)</sup>から、

- ① RCPトリップの有無が最大炉出力に最も大きな影響を与えている
- ② 高圧注入配管内を純水とする仮定は、最大炉出力への影響はほとんどない
- ③ 主蒸気逆止弁の効果を無視した場合、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

表4 最小DNBR評価結果 (タイプIV炉とタイプIII炉)

炉のタイプ	タイプIV炉				タイプIII炉			
	最 確		保 守 的		最 確		保 守 的	
炉心条件	最 確		保 守 的		最 確		保 守 的	
解析条件 <sup>(注)</sup>	最 確	保守的	最 確	保守的	最 確	保守的	最 確	保守的
最小DNBR値	未評価	未評価	未評価	2.09	*	*	4.56	2.66 <sup>#</sup>
最小DNBR発生時刻	—	—	—	111秒	—	—	78秒	47秒

(注) 最確解析条件: RCPトリップ成功 + HPI配管内ボロン濃度は1次系内初期濃度 + 主蒸気逆止弁機能正常 + HPIポンプ2台作動

保守的解析条件: RCPトリップ失敗 + HPI配管内ボロン無し + 主蒸気逆止弁機能喪失 + HPIポンプ1台作動

\*: 最大炉出力が0%のため, 評価せず

#: HPIポンプ2台運転の場合の計算結果を示す

表5 最小DNBR評価結果 (タイプII炉とタイプI炉)

炉のタイプ	タイプII炉				タイプI炉			
	最 確		保 守 的		最 確		保 守 的	
炉心条件	最 確		保 守 的		最 確		保 守 的	
解析条件 <sup>(注)</sup>	最 確	保守的	最 確	保守的	最 確	保守的	最 確	保守的
最小DNBR値	*	*	4.04	4.80 <sup>#</sup>	*	*	*	*
最小DNBR発生時刻	—	—	35秒	43秒	—	—	—	—

(注) 最確解析条件: RCPトリップ成功 + HPI配管内ボロン濃度は1次系内初期濃度 + 主蒸気逆止弁機能正常 + HPIポンプ2台作動

保守的解析条件: RCPトリップ失敗 + HPI配管内ボロン無し + 主蒸気逆止弁機能喪失 + HPIポンプ1台作動

\*: 最大炉出力が0%のため, 評価せず

#: HPIポンプ2台運転の場合の計算結果を示す

現れ, 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

- ④ 臨界継続中の出力レベルはHPIポンプ1台のみ運転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

との結果が得られている。

この解析では, 解析条件を保守的にすることにより, 最確解析条件では未臨界だったものが臨界となるケース (タイプIV炉の最確炉心とタイプIII炉の最確炉心) と, 最大炉出力が上昇するケース (タイプIV炉の保守的炉心, タイプIII炉の保守的炉心, タイプII炉の保守的炉心) となった。それ以外のケース (タイプII炉の最確炉心, タイプI炉の最確および保守的炉心) では保守的解析条件でも未臨界を維持した。これは, RWS水である高濃度ホウ酸水が炉心への冷水導入より前に炉心到達するため, 未臨界が維持されたものと考えられる。

#### 4. 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<sup>(9)</sup>とEPRI-1相関式<sup>(10)</sup>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とを合成して過渡時の燃料棒出力分布を設定し, これに保守性を考慮して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を詳細に取り扱うのは難しいため, 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。

結果を表4と表5に示す。いずれの炉タイプでも最小DNBR許容限界値1.17<sup>(11)</sup>を上回る結果となり, 燃料棒の健全性が確認できた。

#### 5. まとめ

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し, 安全評価上の裕度評価を目的にRELAP5-3Dコードを用いて, 典型的な4つのタイプのPWRプラントを対象に, 主

蒸気管破断事故の現実的な条件での解析を行った。

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。

- ・臨界時の出力の高低は制御棒固着位置とコールドレグの位置関係にも依存するが、最確炉心では解析条件を最確解析条件とした場合には、解析対象とした典型的な4つのタイプのPWRプラントでは臨界にならないが、保守的解析条件とした場合には、定格出力の約6%程度まで炉出力が上昇する。
- ・保守的炉心では過渡解析条件を最確解析条件とした場合で炉出力は定格出力の約2~8%、保守的解析条件とした場合で約8~13%程度まで出力が上昇する。
- ・最小DNBR評価値は、保守的炉心で保守的解析条件とした場合でも、いずれの炉タイプで最小DNBR許容限界値1.17<sup>(11)</sup>を上回る結果となり、燃料棒の健全性が確認できた。

## 文献

- (1) The RELAP5-3D© Code Development Team, RELAP5-3D© Code Manual, INEEL-EXT-98-00834 Revision 2.3, (2005).
- (2) 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).
- (3) 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", 151 (2008).
- (4) 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).
- (5) 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4ループPWRプラントの主蒸気管破断事故解析", INSS JOURNAL, Vol.17, p.295 (2010).
- (6) 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15×15型3ループP2Rプラントの主蒸気管破断解析", "日本原子力学会"2009年秋の大会", E08 (2009).
- (7) 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4ループプラントの主蒸気管破断解析", "日本原子力学会"2010年秋の大会", F30 (2010).
- (8) 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).
- (9) 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).
- (10) Reddy, D. G. and Fighetti, C.F. 「Parametric Study of CHF Data Volume 2. A Generalized Subchannel CHF Correlation for PWR and BWR Fuel Assemblies」 EPRI-NP-2609-Vol. 2 (1983).
- (11) 川崎郁夫, 吉田至孝, 佐々木泰裕, "COBRA-ENコード/EPRI相関式のDNBR計算信頼性評価", INSS JOURNAL, Vol.18, p.288 (2011).