

# ATWS事象のRELAP5-3Dによる解析

## Analysis and Evaluation for ATWS Event by RELAP5-3D

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>      児玉 茂雄 (Shigeo Kodama) \*<sup>3</sup>

**要約** この研究では、原子力安全システム研究所で既にプラント情報がほぼ整備されているRELAP5-3Dコードを用い、原子炉停止機能喪失(ATWS, Anticipated Transient Without Scram)時の、炉心条件および解析条件の違いによるATWS緩和措置の有効性評価について検討した。起因事象は、主給水流量喪失事象および負荷喪失事象である。解析結果から、保守的な炉心条件に保守的な解析条件を設定した場合でも、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることなく、事象は収束に向うことが分かった。

**キーワード** 加圧水型軽水炉, RELAP5-3D, ATWS, 主給水流量喪失, 負荷喪失

**Abstract** In this study, the RELAP5-3D code with well-maintained plant information was used to analyze the ATWS(anticipated transient without scram)incident for several combinations of reactor core conditions and transient analysis conditions. The condition influences on the predicted plant behavior were examined. The ATWS incidents analyzed occurred during a loss of main feed water accident and a loss of load. These analyses showed that these incidents progress towards convergence without any degradation of the reactor coolant pressure boundary under the conservative reactor core conditions and conservative transient analysis conditions.

**Keywords** pressurized water reactor, RELAP5-3D, ATWS, loss of main feed water, loss of load

## 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、熱水解析コードを用い、best estimateの解析による安全管理方法の充実・提言、事故時の炉心健全性の評価を目的に各種事象の解析を行ってきた。

一方、実用発電用原子炉の新規制基準で要求されている重大事故等対策の有効性評価では、原子炉の出力運転中に、原子炉トリップが必要な起因事象に原子炉停止機能喪失(ATWS, Anticipated Transient Without Scram)が重畳した事象が重要事故シーケンスとして新たに引き上げられている。

これに対し、電気事業者は、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、タービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水

ポンプを自動作動させるATWS緩和措置を整備することとしている。このATWS緩和措置に失敗した場合には、過渡変化発生時に原子炉出力が高いままに維持されるため、1次系が高温・高圧状態となり、加圧器安全弁等からの1次冷却材の放出が継続し、炉心損傷に至る可能性がある。

INSSでは、このATWS事象をRELAP5 (Mod. 3.2)を用い、ATWS緩和措置の効果を調べる目的で解析を実施<sup>(1)</sup>してきた。本研究ではこのATWS事象に着目し、起因事象として主給水流量喪失事象と負荷喪失事象を対象とした。

主給水流量喪失事象は、原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器(SG)への給水が停止し、2次系除熱量が低下する事象を想定したものである。

\*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所  
 \*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

負荷喪失事象は、原子炉の出力運転中に、蒸気負荷の喪失と主給水の喪失が同時に起こる全主蒸気止弁誤閉止もしくは復水器の故障を想定したものである。

INSSではPWRプラントタイプ別に解析を実施してきたが、ここでは3ループ炉での解析を述べる。

本論文の解析では、INSSで既にプラント情報がほぼ整備されているRELAP5-3Dコード<sup>(2)</sup>を用いることとし、起因事象発生時にATWSが重なった場合、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。

## 2. 解析モデルと解析条件等

### 2.1. 解析対象と解析モデル

RELAP5-3Dコードで用いるノード図の例を図1に示す。図1には対象としたPWR3ループ炉のうち2ループ分のみを示す。原子炉容器部分のモデルには過去実施した解析モデル<sup>(3)</sup>を使用した。

解析に先立ち、入力データのうち解析結果に大きな影響を与えるデータの妥当性を確認した。また、

解析体系全体の定常計算を実施し、炉出力や1次冷却材平均温度 ( $T_{avg}$ ) といった主要なパラメータが目標値に収束する状況を確認した。

### 2.2. 解析ケースと過渡解析条件

解析ケースと主要過渡解析条件を表1に示す。ATWSが発生するケース1,2,3と、レファレンスとしてATWSが発生しないケース4,5を設定した。プラント状態は定格出力運転状態のほか、重大事故等対策の有効性評価と同じく、初期定常誤差として、炉心熱出力、1次冷却材温度、1次冷却材圧力が、それぞれ、定格値に対して+2%、+2.2℃、+0.21MPaを考慮したケース3を設定した。また、用いる炉心条件は、実炉心と同じ最確炉心条件のほか、定格出力運転時の減速材温度係数の初期値を-13pcm/℃、原子炉トリップ反応度を安全解析使用値である4% $\Delta k/k$ に設定した炉心条件(保守的炉心1)、さらにこの保守的炉心1を基にさらにドップラ特性を20%増しとした炉心条件(保守的炉心2)を設定した。その他の解析条件は重大事故等対策の有効性評価を参考に設定した。

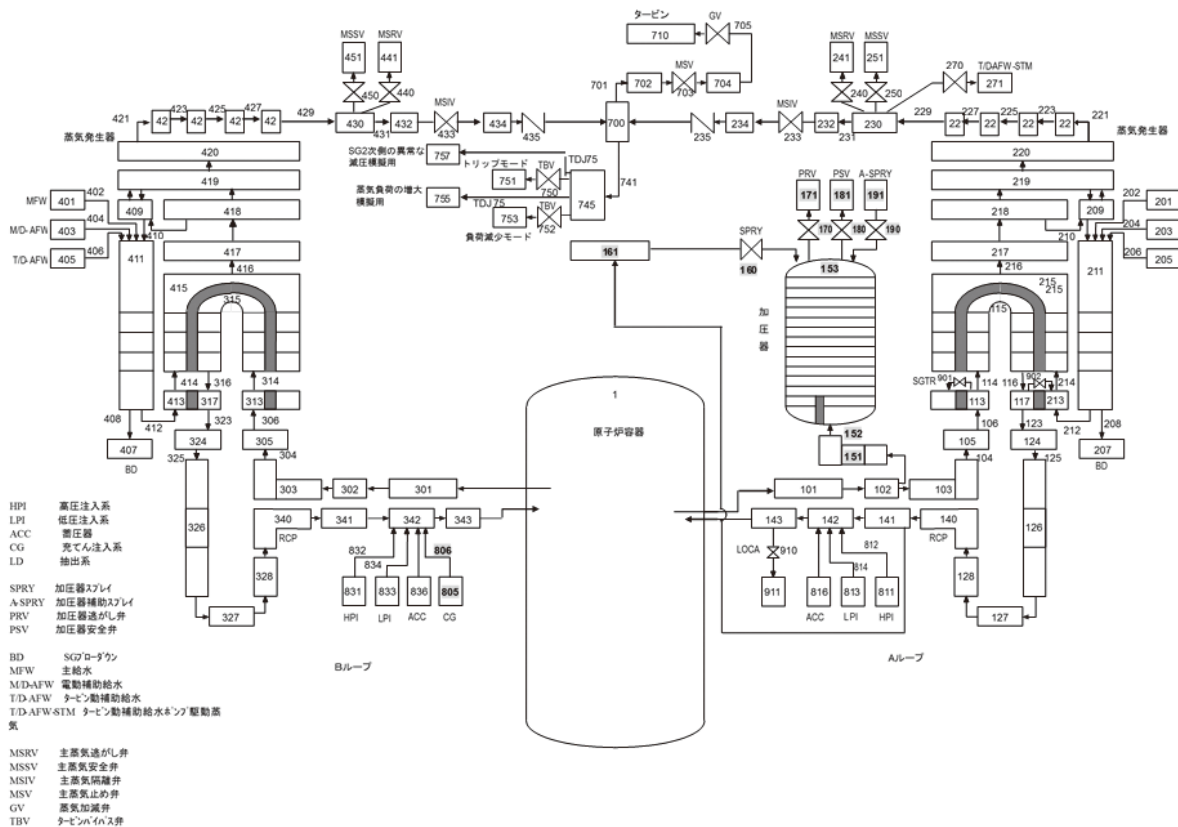


図1 対象としたPWR3ループプラントのノード図 (2ループのみ掲載、図中の番号はコンポーネント番号を示す)

表1 解析ケースと過渡解析条件

ケース	1	2	3	4	5
原子炉停止機能	喪失 (ATWS)			正常動作	
プラント状態	定格	定格	初期定常誤差を考慮	定格	定格
用いる炉心	最確炉心	保守的炉心 1	保守的炉心 2	最確炉心	保守的炉心 1
SG狭域水位低設定点	7%				
主蒸気逃がし弁	作動				
主蒸気安全弁	作動				
加圧器逃がし弁	作動				
加圧器安全弁	作動				
加圧器スプレイ	不作動				
加圧器ヒータ	不作動				
外部電源	あり				
補助給水作動遅れ	ATWS緩和措置作動設定点+60s			原子炉トリップ+60秒	
補助給水流量	3基のSGに合計190 m <sup>3</sup> /hr				

### 3. 解析結果

表2に事象のクロノロジーを示す。有効性評価では、主蒸気ライン隔離は、ATWS緩和設備作動設定点到達（すなわち表で原子炉トリップ信号発信）の17秒後とされており、補助給水はATWS緩和設備作動設定点到達から60秒後に解析条件に示す流量で注水とされている。各解析ケースについて、系全体の挙動に着目して述べる。

表2 (1/2) 事象のクロノロジー  
(起因事象：主給水流量喪失)

ケース	1	2	3	4	5
主給水流量喪失	0秒				
SG狭域水位7%到達	33秒	33秒	33秒	32秒	32秒
原子炉トリップ信号発信	ブロック			32秒	32秒
主蒸気隔離弁閉止	50秒	50秒	50秒	49秒	49秒
補助給水ポンプ起動	93秒	93秒	93秒	92秒	92秒

表2 (2/2) 事象のクロノロジー  
(起因事象：負荷喪失)

ケース	1	2	3	4	5
負荷喪失	0秒				
SG狭域水位7%到達	57秒	54秒	50秒	58秒	54秒
原子炉トリップ信号発信	ブロック			58秒	54秒
補助給水ポンプ起動	117秒	114秒	110秒	118秒	114秒

#### 3.1. 各解析ケースの挙動

図2から図3に、それぞれ、主給水流量喪失事象と負荷喪失事象の炉出力、 $T_{avg}$ 、1次冷却材圧力、SG2次側保有水量の時間推移を示す。

##### (1) ケース1, 2, 3 (ATWS事象)

###### a. 起因事象が主給水流量喪失の場合

主給水流量の喪失により、主給水流量と蒸気流量にミスマッチが生じ、SG狭域水位は低下する。時刻約33秒にSG狭域水位7%到達（図2(4/4)）、その17秒後の時刻約50秒（ケース1,2,3共）に主蒸気隔離弁は閉鎖される。主蒸気隔離弁閉鎖に伴い、2次側圧力は上昇し、2次側飽和温度の上昇により、2次系除熱量は低下する。このため、1次冷却材温度（図2(2/4)）及び1次冷却材圧力（図2(3/4)）は上昇する。1次冷却材温度の上昇は、減速材温度上昇による負のフィードバックにより原子炉出力が低下して抑制される（図2(1/4)）。1次冷却材圧力の上昇は、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動、時刻約93秒に起動する補助給水ポンプからのSGへの注水により抑制される。

###### b. 起因事象が負荷喪失の場合

負荷喪失の起因となる主蒸気隔離弁の誤閉止に伴い、2次側圧力は上昇し、2次側飽和温度の上昇により、2次系除熱量は低下する。また、主蒸気隔離弁閉に伴い、SG2次側上昇部のボイドが潰れ、マノ

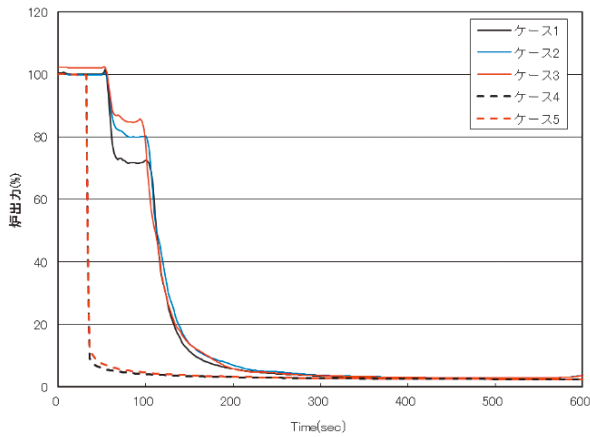


図2 (1/4) 炉出力の時間推移 (主給水流量喪失)

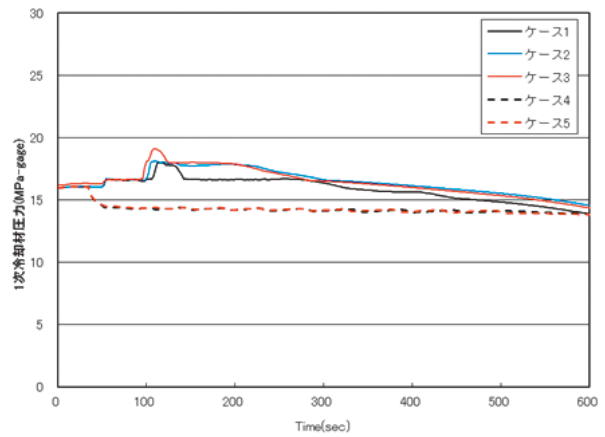


図2(3/4) 1次冷却材圧力の時間推移 (主給水流量喪失)

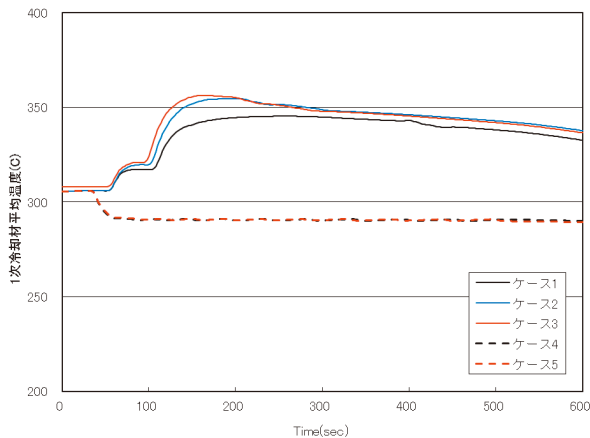


図2 (2/4)  $T_{avg}$ の時間推移 (主給水流量喪失)

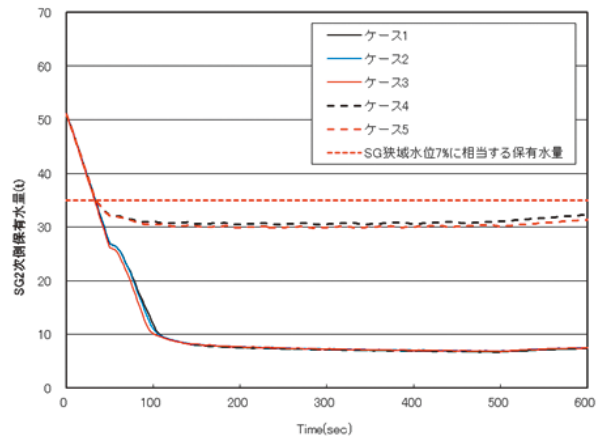


図2 (4/4) SG2次側保水水量の時間推移 (主給水流量喪失)

メータ効果によりSG狭域水位 (図3 (4/4)) は急降下する。ただし、主蒸気隔離弁は閉止されていることから、2次側圧力が主蒸気逃がし弁作動圧力に達するまで (時刻にして約10秒程度まで) は、SG2次側保水水量 (図3 (4/4)) に有意な差は見られないが、2次側圧力上昇に伴う主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動によりSG2次側保水水量は減少し、時刻約57秒 (ケース1の場合、ケース2では約54秒、ケース3では約50秒) にSG狭域水位7%到達となる。

2次系除熱量の低下により、1次冷却材温度 (図3 (2/4)) 及び1次冷却材圧力 (図3 (3/4)) は上昇する。1次冷却材温度の上昇は、減速材温度上昇による負のフィードバックにより原子炉出力 (図3 (1/4)) が低下して抑制され、時刻約120秒 (ケース1の場合、ケース2では約110秒、ケース3では約100秒) まで原子炉出力は約70% (ケース1の場合、ケース2では約78%、ケース3では約83%) に維持される。時刻約120秒 (ケース1の場合、ケー

ス2では約110秒、ケース3では約100秒) 以降の原子炉出力降下は、SG2次側保水水量低下に伴う2次系除熱量の低下によって1次冷却材温度上昇が激しくなり、これに伴い負のフィードバック効果が急激に増加することによる。1次冷却材圧力の上昇は、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動、時刻約117秒 (ケース1の場合、ケース2では約114秒、ケース3では約110秒) に起動する補助給水ポンプからのSGへの注水により抑制される。

(2) ケース4, 5 (起因事象単独)

a. 起因事象が主給水流量喪失の場合

主給水流量の喪失により、主給水流量と蒸気流量にミスマッチが生じ、SG狭域水位 (図2 (4/4)) は低下する。時刻約32秒にSG狭域水位7%到達、同時刻に原子炉はトリップ、蒸気加減弁及び主蒸気止め弁が閉鎖される。SG狭域水位7%到達17秒後

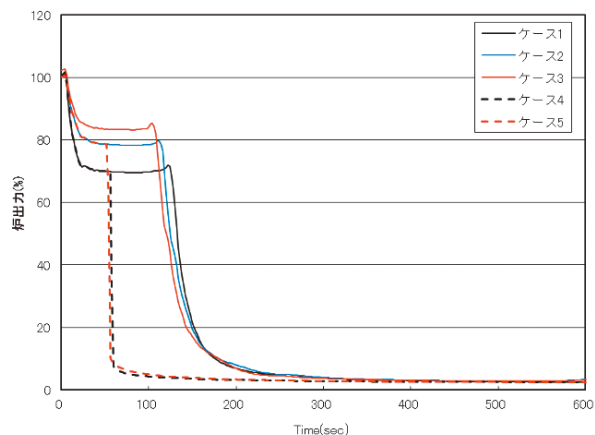


図3 (1/4) 炉出力の時間推移 (負荷喪失)

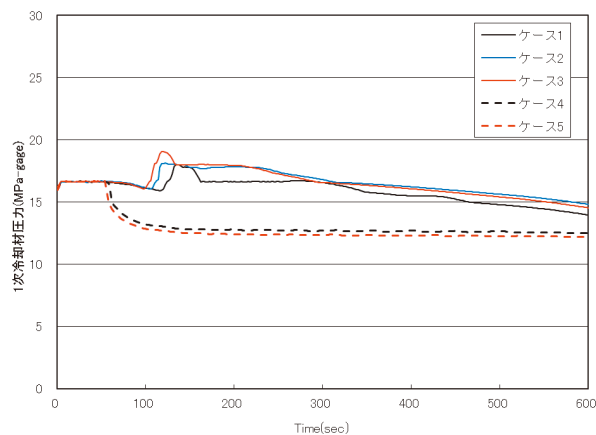


図3 (3/4) 1次冷却材圧力の時間推移 (負荷喪失)

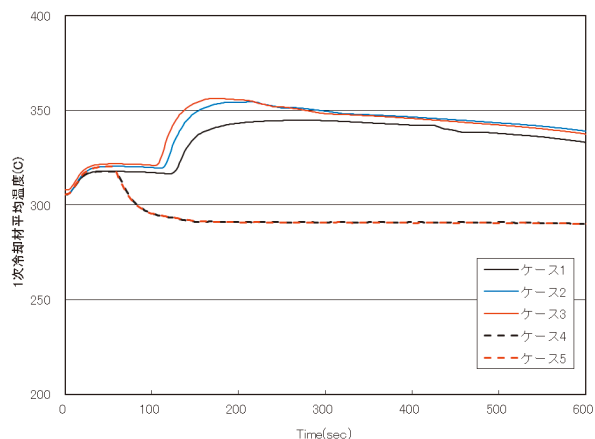


図3 (2/4) T<sub>avg</sub>の時間推移 (負荷喪失)

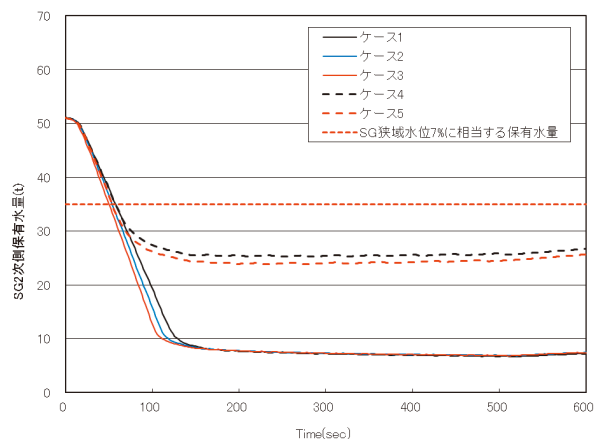


図3 (4/4) SG2次側保水水量の時間推移 (負荷喪失)

の時刻約49秒に主蒸気隔離弁は閉鎖され、SG狭域水位7%到達60秒後の時刻約92秒に補助給水ポンプ起動によるSGへの注水は開始される。原子炉トリップにより、原子炉出力(図2(1/4))は速やかに低下し、1次冷却材温度(図2(2/4))及び1次冷却材圧力(図2(3/4))の有意な上昇は見られない。

b. 起因事象が負荷喪失の場合

SG狭域水位(図3(4/4))7%到達までの挙動は、秒数を除き3.1(1)b.と同様である。SG狭域水位7%到達時刻(ケース1では約58秒、ケース2では54秒)に原子炉はトリップ、時刻約118秒(ケース4の場合、ケース5では約114秒)に補助給水ポンプ起動によるSGへの注水は開始される。

2次系除熱量の低下により、1次冷却材温度(図3(2/4))及び1次冷却材圧力(図3(3/4))は上昇するが、原子炉トリップにより、原子炉出力(図3(1/4))は速やかに低下することから、1次冷却材温度及び1次冷却材圧力の上昇量はATWS時の上

昇量より抑制される。

3.2. 健全性評価結果

表3に1次系圧力評価結果を、最高値を示した時刻とともに示す。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高

表3(1/2) 各解析ケースの圧力評価結果 (起因事象：主給水流量喪失)

解析ケース	1	2	3	4	5
1次系圧力の最高値(MPaG)	18.0 @112秒	18.1 @110秒	19.1 @110秒	16.1 @28秒	16.1 @28秒

表3(2/2) 各解析ケースの圧力評価結果 (起因事象：負荷喪失)

解析ケース	1	2	3	4	5
1次系圧力の最高値(MPaG)	18.0 @134秒	18.1 @122秒	19.1 @120秒	16.7 @26秒	16.7 @50秒



値は、ATWS事象であるケース1から3まで、いずれも最高使用圧力の1.2倍(20.59MPaG)を下回っている。

解析では、燃料被覆管温度の時間推移も出力しており、表4に燃料被覆管最高温度を、最高値を示した時刻とともに示す。

燃料被覆管温度の最高値はいずれも1200℃以下

表4(1/2) 各解析ケースの燃料被覆管最高温度  
(起回事象：主給水流量喪失)

解析ケース	1	2	3	4	5
燃料被覆管最高温度	351℃ @114秒	360℃ @112秒	365℃ @108秒	347℃ @ 24秒	349℃ @ 30秒

表4(2/2) 各解析ケースの燃料被覆管最高温度  
(起回事象：負荷喪失)

解析ケース	1	2	3	4	5
燃料被覆管最高温度	350℃ @134秒	360℃ @124秒	365℃ @118秒	349℃ @ 10秒	353℃ @ 50秒

となり、燃料被覆管の健全性は確保出来ていることも解析により確認出来た。

### 3.3. 過渡解析結果の考察

評価結果から次のことが言える。

- ① 起回事象単独発生時に炉心の解析条件を保守的に設定しても、圧力バウンダリの健全性は確保できる(ケース4とケース5との比較)。
- ② 起回事象発生時にATWSとなった場合、到達最高圧力は上昇(ケース1とケース4との比較およびケース2とケース5との比較)する一方、炉心の解析条件を保守的に設定した場合(ケース1とケース2とケース3との比較)でも、圧力バウンダリの健全性は確保でき、ATWS緩和措置は有効であることを確認した。
- ③ 主蒸気隔離弁の動作(主給水流量喪失事象時のみ)および補助給水は、ATWS発生時に事象を取束に向かわせる有効な手段であることを確認した。

## 4. まとめ

重大事故等対策の有効性評価で取り上げられている事故シーケンスグループATWS事象に対し、ATWS緩和措置の有効性を確認する目的で解析を実施した。RELAP5-3Dを用いた結果から、以下の結論を得た。

- ・主給水流量喪失時または負荷喪失時にATWSが重なった場合、保守的な炉心条件や保守的な解析条件下においても到達最高圧力は上昇するものの、圧力バウンダリの健全性は確保でき、過渡事象は収束に向うことが確かめられ、ATWS緩和措置の有効性が解析により認められた。

## 文 献

- (1) 柳千裕, 富合一夫, ATWS事象のRELAP5 (Mod. 3.2) による解析, INSS JOURNAL, Vol.23, p.130 (2016).
- (2) The RELAP5-3D Code Development Team, RELAP5-3D Code Manual, INEL-EXT-98-00834 Revision 2.3, (2005).
- (3) 佐々木泰裕, 馬場巖, 前田俊哉, 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).