

東海第二発電所	工事計画審査資料
資料番号	補足-245 改0
提出年月日	平成30年2月15日

東海第二発電所

工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する

説明書に係る補足説明資料

運転時の異常な過渡変化と原子炉スクラム失敗が

重畳する事象の進展について

平成30年2月

日本原子力発電株式会社

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-245 改0
提出年月日	平成30年2月15日

## 1. ATWSの評価対象となる事象

運転時の異常な過渡変化時に原子炉を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）の評価対象事象は、炉心の健全性の観点からは反応度が印加される事象、原子炉格納容器の健全性の観点からは原子炉格納容器へ蒸気が流出する事象を選定することとなる。

反応度が印加される要因は、①冷却材温度②再循環流量③原子炉圧力の変化が考えられる。①及び②については事象進展が緩やかで制御系の変動範囲での反応度投入にとどまる。一方、③については、原子炉が隔離される事象において、原子炉圧力上昇に伴うボイドの潰れにより投入される反応度が大きい。また、原子炉の隔離により、タービン側への蒸気の流路が遮断され、逃がし安全弁を通じて原子炉格納容器へ蒸気が流出することとなる。これらより、BWRでは反応度印加及び原子炉格納容器への蒸気流出の観点から、主蒸気が隔離され原子炉が急激に加圧される事象が厳しくなることから、最も原子炉に近い位置で原子炉が隔離され、加圧される空間部の体積が最も小さくなる「主蒸気隔離弁の誤閉止」が最も厳しい事象と考えられる。

以上より、ATWS事象の中で最も事象進展が厳しいと考えられる「主蒸気隔離弁の誤閉止」を原子炉停止機能喪失の有効性評価において代表事象として選定することで、ATWS緩和設備の設定値の妥当性を確認している。

## 2. 主蒸気隔離弁の誤閉止のATWS時プラント挙動

第1表に主要解析条件、第1図～第5図に過渡応答図を示す。また、有効性評価において評価対象としている「主蒸気隔離弁の誤閉止」においては、炉心に印加される正の反応度が大きくなるよう、高圧の原子炉注水の注水流量を高めにし、原子炉水位を高めに維持するような条件としている。

主蒸気隔離弁の誤閉止により原子炉自動スクラム信号が発信するが、原子炉自動スクラムに失敗する。主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力が上昇し、ボイドの減少によって正の反応度が印加され、中性子束が増加する。これにより、平均表面熱流束が上昇し、燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで、燃料被覆管の温度は約 872℃まで上昇する。事象発生約 2 秒後に原子炉圧力高信号により代替原子炉再循環ポンプトリップ機能が作動し、再循環ポンプが全台トリップすることで炉心流量が低下し、ボイド率が上昇することで中性子束及び平均表面熱流束は低下するため、燃料被覆管温度も低下する。なお、本評価では期待していない代替制御棒挿入機能は、本来この原子炉圧力高信号にて作動する。

ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入によって中性子束は徐々に低下し、未臨界に至る。この後は高圧炉心スプレイ系による原子炉注水及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール冷却を継続することで安定状態が確立する。

また、代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉水位異常低下（レベル 2）信号においても作動する。原子炉水位が低下する過渡変化時に原子炉スクラムの設定点である原子炉水位低（レベル 3）信号による原子炉スクラムに失敗した場合、原子炉水位異常低下（レベル 2）信号による主蒸気隔離弁閉により原子炉が隔離することとなる。この場合、原子炉水位の低下に伴い炉心流量も低下していることから、原子炉出力が定格出力より低い状態で原子炉は隔離するとともに再循環ポンプがトリップする。これより、原子炉水位異常低下（レベル 2）信号による A T W S 緩和設備の設定値の妥当性確認は、定格出力にて原子炉が隔離した後、原子炉圧力高信号にて再循環ポンプがトリップすることでより厳しい条件となっている有効性評価に包含することができる。

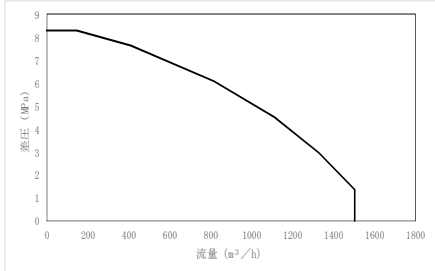
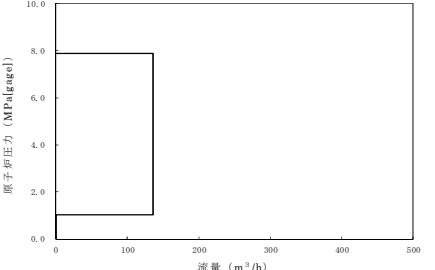
第1表 主要解析条件（主蒸気隔離弁の誤閉止）（1/6）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	プラント動特性：REDY	本重要事故シーケンスの重要現象を評価できる解析コード	
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータ スカート下端から+126 cm）	通常運転水位を設定
	炉心流量	41,060t/h (85%)	初期炉心流量が小さいほど、初期のボイド率が大きくなることで原子炉圧力 上昇時にボイドが潰れることで印加される正の反応度が大きくなり、原子炉 出力の観点で厳しい設定となる このため、保安規定の運転範囲における原子炉定格出力時の下限流量を設定
	主蒸気流量	6,420t/h	定格主蒸気流量を設定
	給水温度	216℃	初期給水温度が低いほど、印加される正の反応度が大きくなり、原子炉出力 の観点で厳しい設定となる このため、通常運転時の状態を包含する低めの温度を設定 初期温度 216℃から主蒸気隔離弁閉止に伴う給水加熱喪失により一次遅れで 低下し、電動駆動給水ポンプ停止時点で約 84℃まで低下
	燃料及び炉心	9×9燃料（A型） 単一炉心	9×9燃料（A型）と9×9燃料（B型）は、熱水力的な特性はほぼ同等で あり、その他の核的特性等の違いは燃料棒最大線出力密度の保守性に包含さ れることから、代表的に9×9燃料（A型）を設定
	核データ (動的ボイド係数)	平衡サイクル末期の値の1.25倍	炉心に印加される正の反応度が大きくなる保守的な条件を設定
	核データ (動的ドップラ係数)	平衡サイクル末期の値の0.9倍	
	格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含す る値を設定
格納容器空間体積	9,800m <sup>3</sup>	設計値を設定	

第1表 主要解析条件（主蒸気隔離弁の誤閉止）（2/6）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
条初期	サプレッション・プール 水量	3,300m <sup>3</sup>	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール 水温度	32℃	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定
事故条件	起回事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	運転時の異常な過渡変化の中で原子炉圧力の上昇が大きく、原子炉出力の観点で厳しい主蒸気隔離弁の誤閉止を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能 原子炉手動スクラム 代替制御棒挿入機能	バックアップを含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定
	外部電源	外部電源あり	給復水系及び再循環ポンプが一定期間運転を継続することで、原子炉出力の観点で厳しい外部電源ありを設定
重大事故等対策に関連する 機器条件	主蒸気隔離弁の閉止時間	3秒	原子炉圧力の上昇が早く、原子炉出力の観点で厳しい条件である保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプ トリップ機能)	原子炉圧力高 (7.39MPa[gage]) にて 全台トリップ (遅れ時間 0.2秒)	設計値を設定
	ドライウェル圧力高設定点	13.7kPa[gage]	設計値を設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa[gage]×2個, 354.6t/h/個 7.44MPa[gage]×4個, 357.8t/h/個 7.51MPa[gage]×4個, 361.1t/h/個 7.58MPa[gage]×4個, 364.3t/h/個 7.65MPa[gage]×4個, 367.6t/h/個	設計値を設定 原子炉圧力が低めに維持される方が、原子炉圧力に依存する高圧炉心スプレイ系の注水流量が大きくなり、原子炉水位が高めに維持されることで、原子炉出力の観点で厳しい設定となる

第1表 主要解析条件（主蒸気隔離弁の誤閉止）（3/6）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	ドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）信号にて自動起動 （遅れ時間：0秒） 原子炉水位は原子炉水位異常低下（レベル1）設定点近傍に維持 ・注水流量：145m <sup>3</sup> /h～1,506m <sup>3</sup> /h ・注水圧力：0MPa[dif]～8.30MPa[dif]	高压炉心スプレイ系による原子炉注水開始タイミングが早く、注水流量が大きい方が、原子炉水位が高めに維持されることで、原子炉出力の観点で厳しい設定となるため、自動起動遅れ時間を0秒とし、注水流量はポンプ性能評価に基づく大きめの流量特性を設定 
	原子炉水位異常低下（レベル2）信号にて自動起動 （遅れ時間：0秒） 原子炉水位は原子炉水位異常低下（レベル1）設定点近傍に維持 サプレッション・プール水温度が106℃に到達した時点で停止 ・注水流量：136.7m <sup>3</sup> /h ・注水圧力：1.04MPa[gage]～7.86MPa[gage]	注水特性はタービン回転数制御により一定流量に制御されることから、設計値を設定 自動起動遅れ時間は原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始タイミングが早い方が、原子炉水位が高めに維持されることで原子炉出力の観点で厳しい設定となるため、0秒を設定 

第1表 主要解析条件（主蒸気隔離弁の誤閉止）（4/6）

項 目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等 対策に 関連する 機器条件	ほう酸水注入系	注入流量：163L/min ほう酸水濃度：13.4wt%	注入流量は設計値を設定 ほう酸水濃度は単位時間あたりに投入される負の反応度が小さくなるよう保安規定の運転上の制限における下限値を設定
		炉心部へのほう酸水注入開始はほう酸水注入系の起動から3分30秒後 （事象発生から9分30秒後）	炉心部へのほう酸水注入開始は、ほう酸水注入系の起動後、注入配管及び原子炉圧力容器内での輸送遅れを考慮して設定
	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）	伝熱容量：約53MW （サプレッション・プール水温度100℃、海水温度27.2℃において）	設計値を設定 高圧炉心スプレイ系等を用いてサプレッション・プールを水源として原子炉注水を実施する場合に、炉心入口サブクーリングが大きくなることで、原子炉出力の観点で厳しい条件として設定

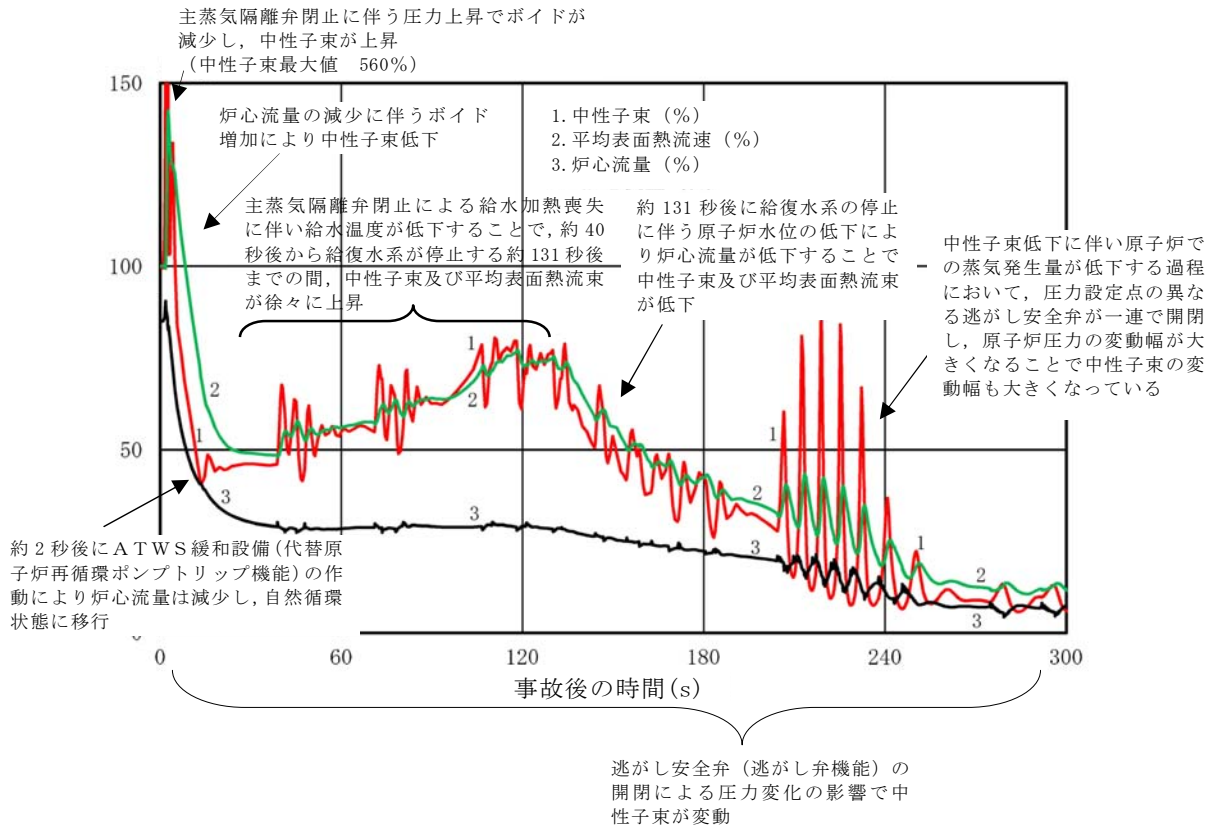
第1表 主要解析条件（主蒸気隔離弁の誤閉止）（5/6）

項 目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等 関連する操作 条件に 対策に	自動減圧系等の作動阻止操作	事象発生から4分後	運転手順に基づき、原子炉停止機能喪失の確認及び自動減圧系等の作動阻止に要する時間を考慮して設定
	ほう酸水注入系の起動操作	事象発生から6分後	運転手順に基づき、自動減圧系等の作動阻止操作後に実施するため、自動減圧系等の作動阻止操作が完了する事象発生から4分後からほう酸水注入系の起動操作に要する時間を考慮して設定
	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール冷却操作	事象発生から17分後	運転手順に基づき、状況判断及び操作に要する時間を考慮して設定

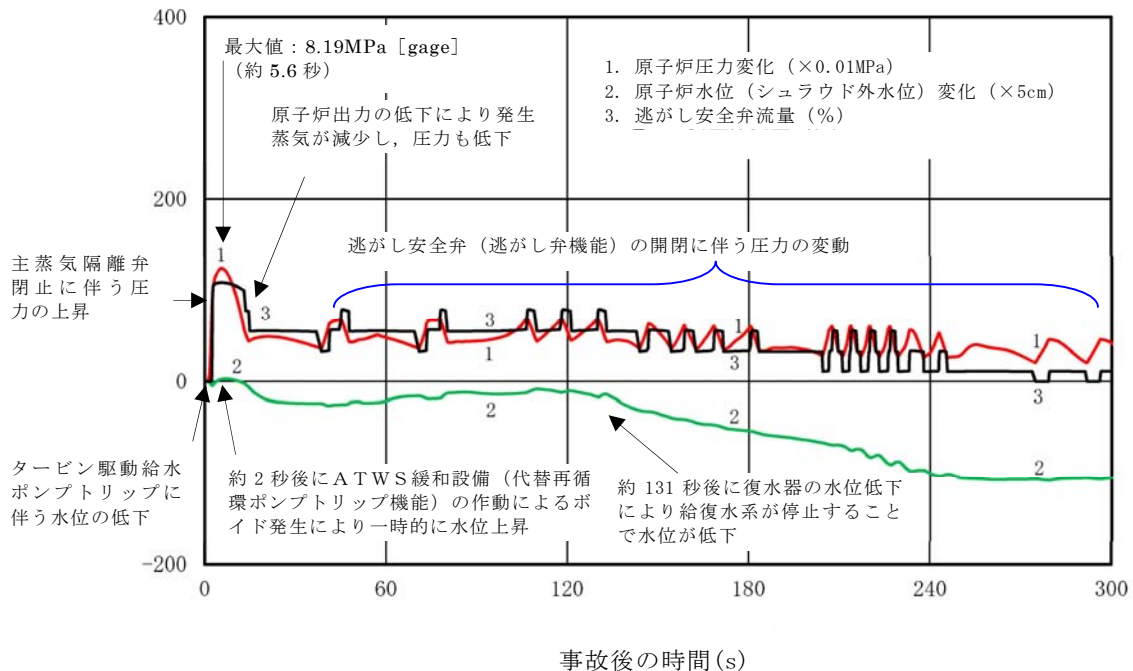


第1表 主要解析条件（主蒸気隔離弁の誤閉止）（6/6）

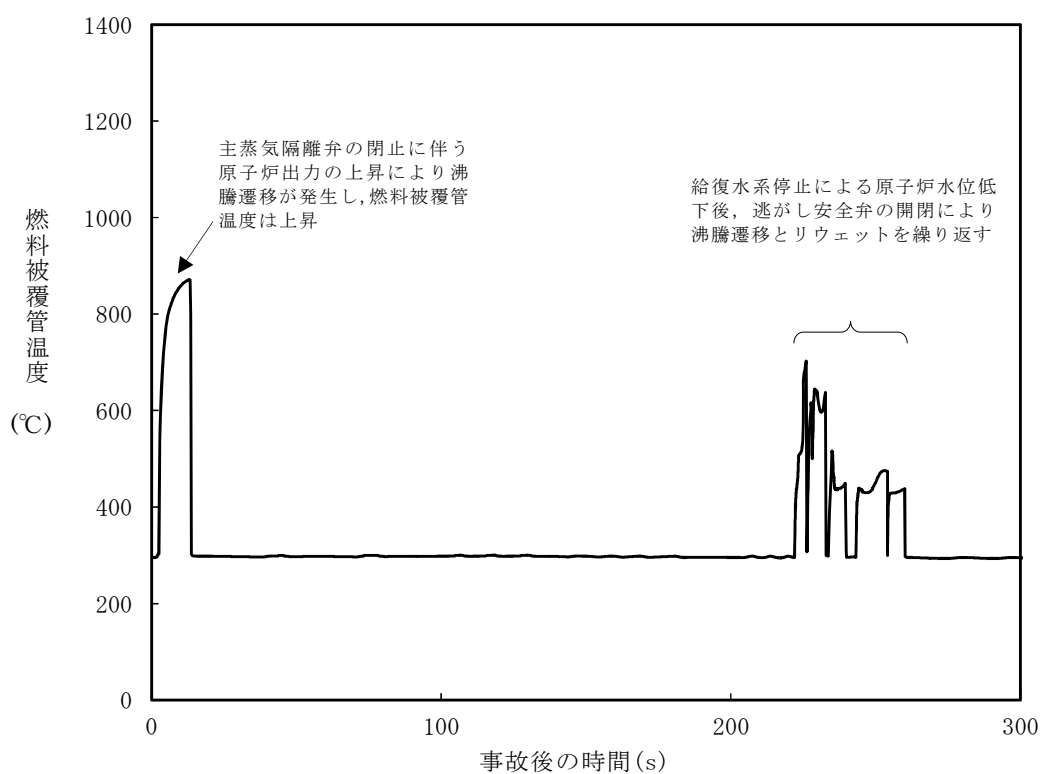
項 目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		ホットバンドル解析：SCAT	本重要事故シーケンスの重要現象を評価できる解析コード
初期条件	最小限界出力比	1.24	初期の最小限界出力比が小さい方が沸騰遷移までの余裕が小さくなることで、被覆管温度に対して厳しい設定となる。このため、9×9燃料（A型）のサイクル初期における保安規定の運転上の制限の下限値を設定
	燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m	初期の燃料線出力密度が大きい方が燃料被覆管温度に対して厳しい設定となる。このため、保安規定の運転上の制限における上限値を設定
沸騰遷移の判定		GEXL 関連式	沸騰遷移の判定は、GEXL 関連式から得られる最小限界出力比が最小限界出力比に関する燃料の許容設計限界を下回った時点となる
沸騰遷移後の熱伝達関連式		修正 Dougall-Rohsenow 式	—
リウエット関連式		日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準:2003」における関連式2	—



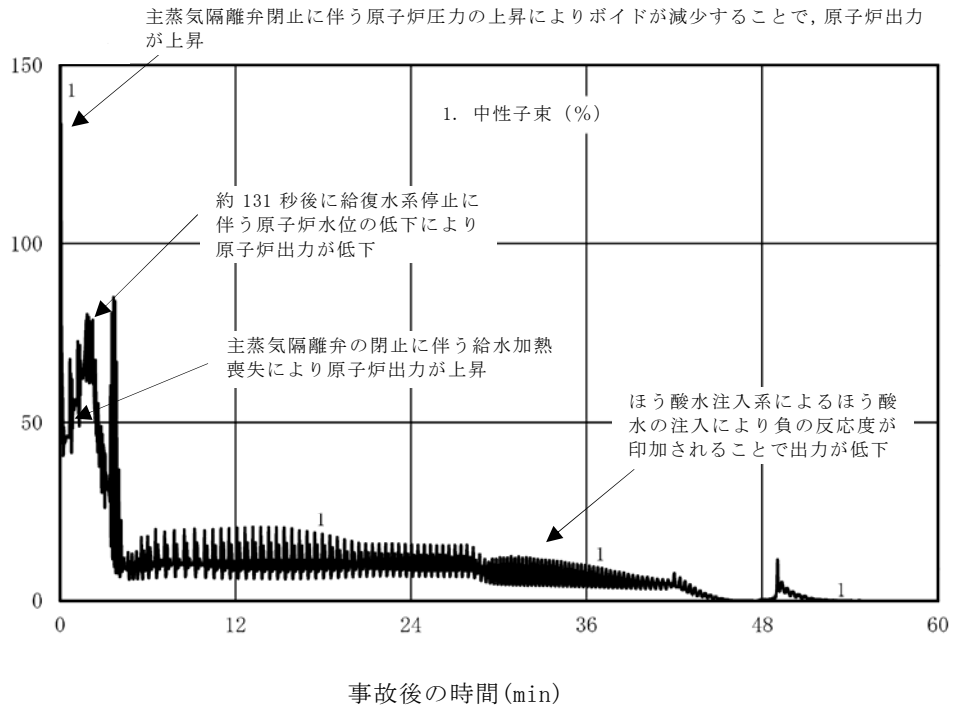
第 1 図 中性子束、平均表面熱流束及び炉心流量の推移 (短期)



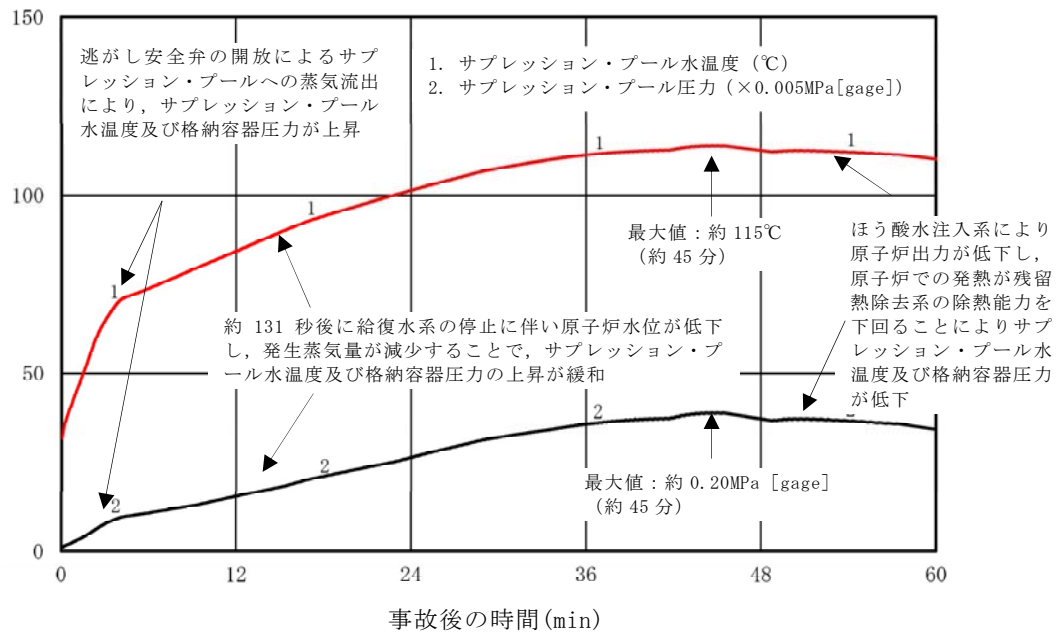
第 2 図 原子炉圧力、原子炉水位 (シュラウド外水位) 及び  
逃がし安全弁の流量の推移 (短期)



第3図 燃料被覆管温度（燃料被覆管最高温度発生位置）の推移（短期）



第 4 図 中性子束の推移 (長期)



第 5 図 サプレッション・プール水温度及び格納容器圧力の推移 (長期)