

# 女川原子力発電所2号炉 運転中の原子炉における 炉心損傷防止対策の有効性評価について

---

平成30年12月  
東北電力株式会社

1. はじめに
2. 原子炉停止機能喪失が発生した場合における手順の変更
3. 審査会合での指摘事項に対する回答

**参考 原子炉停止機能喪失の特徴と主な対策**

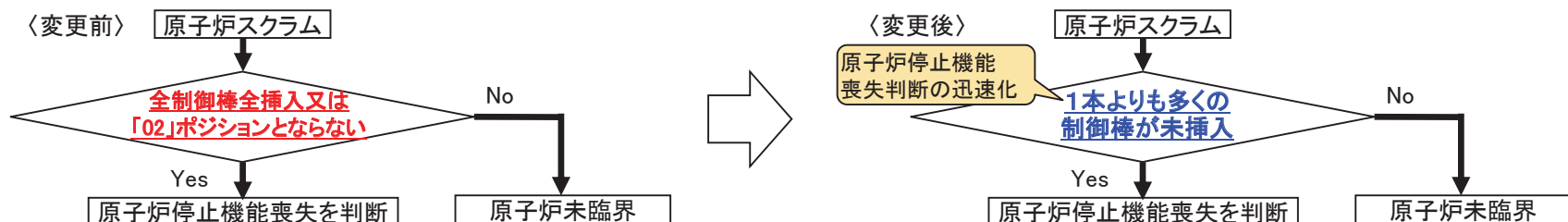
## 1. はじめに

- 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」については、第557回審査会合（平成30年3月22日）において対策の有効性を示している。このうち、原子炉停止機能喪失が発生した場合における手順について、制御棒の挿入状態（ポジション確認）による原子炉停止機能喪失判断並びに原子炉出力及びサプレッションプール水温によるほう酸水注入系起動判断としていた。その後、第571回審査会合（平成30年5月15日）の東海第二発電所における審査において、これら判断の迅速性を考慮した手順に変更がなされたことを踏まえ、女川2号炉においても原子炉停止機能喪失時における判断の迅速化のために手順の見直しを行うこととした。
- また、第557回審査会合（平成30年3月22日）で既に見直し方針をご説明しているとおりであるが、有効性評価では、現実的な条件設定を基本としていることから、ベースケースのほう酸濃度について、運用値である1,200ppm相当の12.1wt%を採用し、設計値である1,000ppm相当の10.3wt%については、不確かさ評価にて確認を実施してきたが、原子炉設置許可変更申請書内でのほう酸濃度の設定に整合性を持たせる観点から、ベースケースにおけるほう酸水注入系のほう酸濃度を設計値1,000ppm相当の10.3wt%に見直すこととした。
- 本日は、原子炉停止機能喪失が発生した場合における手順の変更内容及びほう酸濃度見直し後における評価結果について説明する。

## 2. 原子炉停止機能喪失が発生した場合における手順の変更

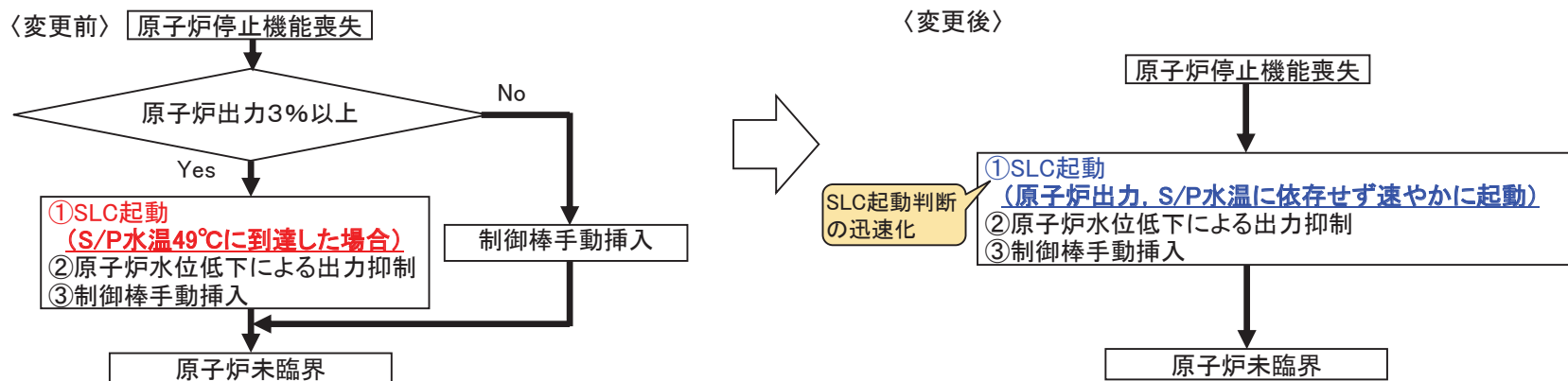
### (1) 原子炉停止機能喪失の判断の変更

- 判断基準を「1本よりも多くの制御棒が未挿入」に変更し、未挿入制御棒のポジション確認を不要とすることで判断の迅速化を図る。



### (2) 原子炉出力及びサプレッションプール水温に依存しないほう酸水注入系起動判断基準の採用

- ほう酸水注入系 (SLC) の起動判断基準は「原子炉出力3%以上かつサプレッションプール (S/P) 水温49°C到達」とし、S/P水温が49°Cに到達するまでは制御棒の手動挿入による反応度抑制を行う手順としていたが、原子炉出力及びS/P水温に依存せず速やかにSLCを起動する手順に変更。



### 3. 審査会合での指摘事項に対する回答(No.1)

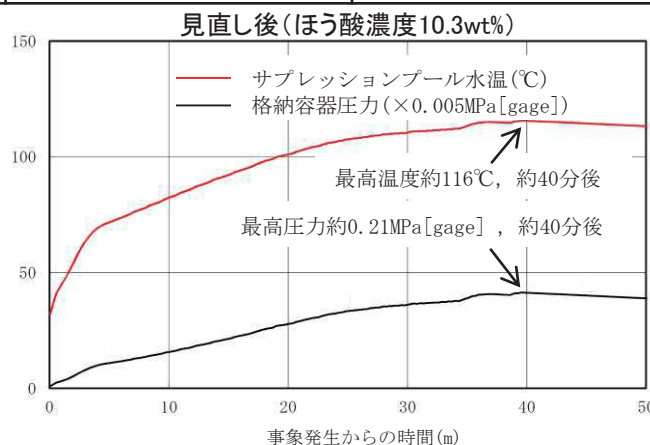
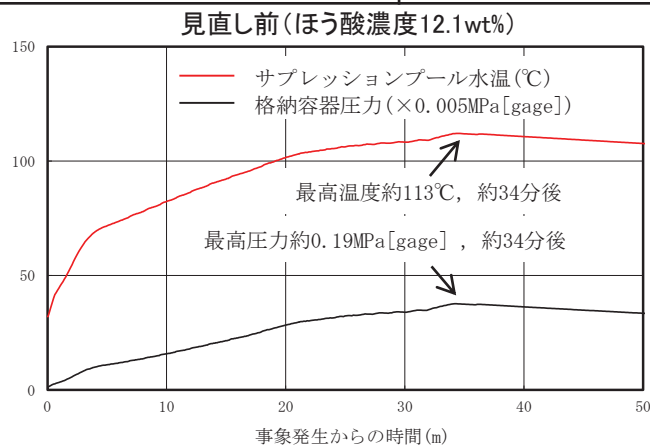
#### (1) 指摘事項

- ・ほう酸水注入系におけるほう酸濃度を運用値である1,200ppm から添付書類八等の記載値である1,000ppm に見直した場合の評価結果を提示すること。

#### (2) 回答

- ・ほう酸水注入系(SLC)のほう酸濃度を1,000ppmに相当する10.3wt%に見直した解析条件での評価を実施
- ・原子炉停止機能喪失発生時の対応手順の見直しにより、SLC起動は約9秒早まるが、評価におけるSLCの起動操作については判断基準見直し前から変更することなく、保守的な評価を実施
- ・SLC注入開始前に最大値を示す燃料被覆管最高温度等については、解析条件の見直しにより違いは生じない
- ・原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度については、解析条件の見直しにより僅かに高い値となるが、判定基準を満足することを確認した。また、臨界未満到達が事象発生約38分後から約44分後となることを確認した

評価項目	見直し前 (ほう酸濃度 12.1wt%)	見直し後 (ほう酸濃度 10.3wt%)	判定基準
燃料被覆管の最高温度	約961°C	同左	1,200°C以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	同左	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約9.56MPa[gage]	同左	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.19MPa[gage]	約0.21MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約113°C	約116°C	200°C(格納容器限界温度)未満



有効性評価2.5  
原子炉停止機能喪失  
第2.5.20図

図1 サプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移

## 参考 原子炉停止機能喪失の特徴と主な対策

---

第557回審査会合(平成30年3月22日)から,  
ほう酸水注入系の起動条件および濃度に係る記載を見直し

# 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

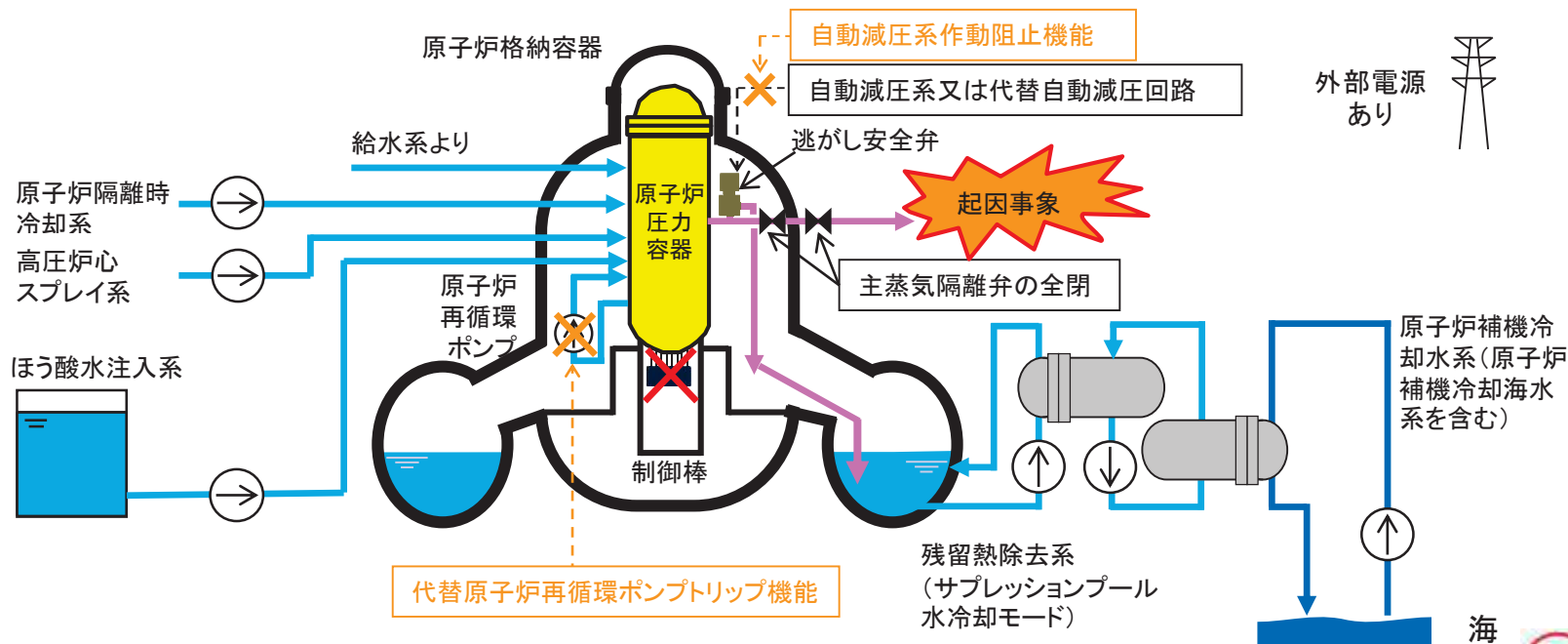
## 原子炉停止機能喪失(1/11) 事象の概要

### 原子炉停止機能喪失の特徴

運転時の異常な過渡変化の発生後に原子炉停止機能が作動せず、原子炉出力を低下させることができないことから、原子炉圧力容器内の圧力が上昇することにより逃がし安全弁からの水蒸気の流出が継続し、原子炉水位が低下することにより炉心が露出し、炉心損傷に至る

### 原子炉停止機能喪失の対策概要

- ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉出力の抑制
- ・自動減圧系作動阻止機能により原子炉冷却材注入量の増加を阻止することによる正の反応度印加の防止
- ・ほう酸水注入系による原子炉停止及び未臨界の維持
- ・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却
- ・残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による原子炉格納容器からの除熱



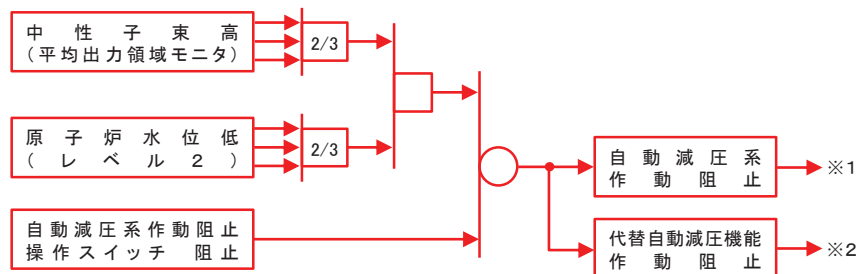
# 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 原子炉停止機能喪失(2/11) 自動減圧系作動阻止機能について

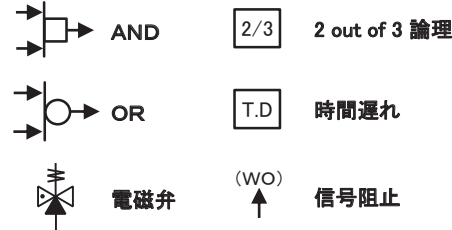
### ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)の概要

- 原子炉停止機能喪失時において、減圧機能が作動し原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇による炉心の著しい損傷を防止する目的として設置
- 事象進展が早いことを考慮し、運転員による操作に期待せずインターロックにより自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動を阻止
- 「中性子束高(平均出力領域モニタ)」信号及び「原子炉水位低(レベル2)」信号の組み合わせにより自動で作動阻止信号を発信させるとともに、手動操作による作動阻止も可能

#### (自動減圧系作動阻止機能)



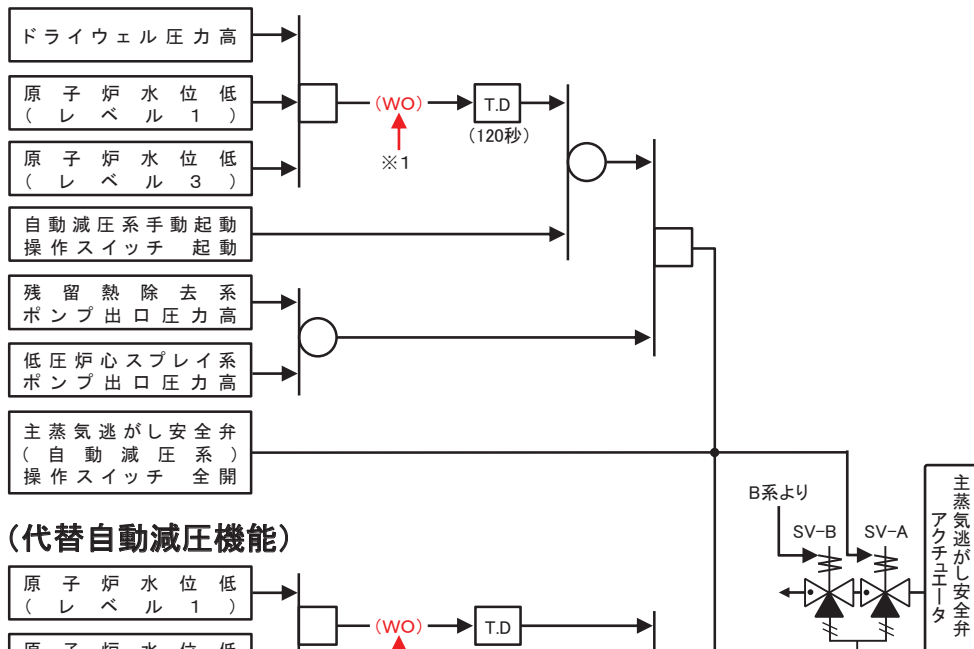
#### 凡例



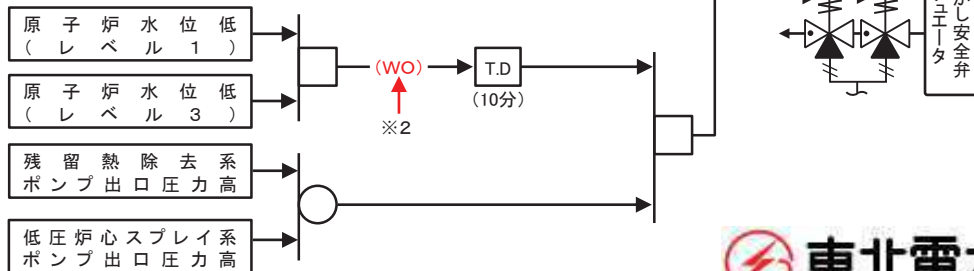
#### 重大事故等対処設備について

添付資料 3.1.2.4 ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)

#### (自動減圧系)



#### (代替自動減圧機能)





# 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

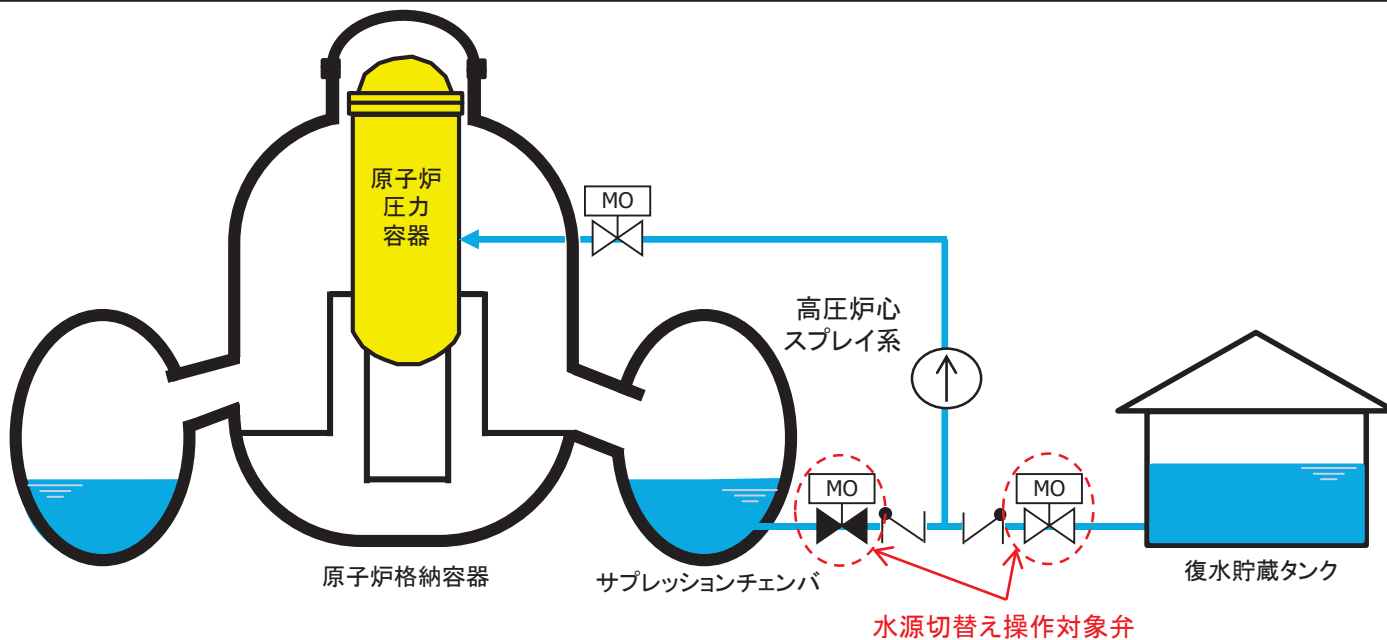
## 原子炉停止機能喪失(3/11) 高圧炉心スプレイ系の水源切替えについて

### 高圧炉心スプレイ系水源切替えの概要

- 高圧炉心スプレイ系の第一水源は復水貯蔵タンクであり、サプレッションチェンバのプール水位高信号により第二水源であるサプレッションチェンバに自動で切り替わる
- サプレッションチェンバを水源として高圧炉心スプレイ系の運転を継続中、サプレッションチェンバのプール水温が80℃※に到達した場合には、中央制御室の運転員による遠隔手動操作により高圧炉心スプレイ系の水源をサプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへ切り替える手順としている

※サプレッションチェンバのプール水温が高圧炉心スプレイ系の最高使用温度(100℃)に到達するまでに水源切替えが完了するよう、操作の所要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水冷却モード)運転によりサプレッションチェンバのプール水温が100℃未満に低下後、内部水源への切替えのために高圧炉心スプレイ系の水源をサプレッションチェンバへ切り替える手順としている



技術的能力 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等  
1.2.2.4 (2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

# 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 原子炉停止機能喪失(4/11) 主要解析条件

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 ホットバンドル解析: SCAT	—
事故条件	起因事象	主蒸気隔離弁の全弁誤閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定
	安全機能等の喪失に対する仮定	原子炉停止機能, 手動での原子炉スクラム及び代替制御棒挿入機能の喪失	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
	評価対象とする炉心の状態	平衡炉心のサイクル末期	サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることを考慮して設定
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合, 事象発生と同時に給復水及び再循環ポンプがトリップせず, 原子炉出力が高く維持されることから, 燃料被覆管温度, 格納容器圧力及びサプレッションプール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定

# 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 原子炉停止機能喪失(5/11) 主要解析条件

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
主蒸気隔離弁の閉止に要する時間	3秒	設計上の下限値(最も短い時間)として設定
代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	再循環ポンプが、原子炉圧力高(7.35MPa[gage])(遅れ時間0.3秒)で2台全てトリップ	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の設計値として設定
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa[gage]×2弁, 356t/h/個 7.44MPa[gage]×3弁, 360t/h/個 7.51MPa[gage]×3弁, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×3弁, 367t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能	中性子束高(10%以上)及び原子炉水位低(レベル2)にて作動	制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能の設計値として設定
電動機駆動原子炉給水ポンプ	主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動原子炉給水ポンプがトリップした後、電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水を継続するものとする 復水器ホットウェルの水位低下により電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップ	給水を継続するほうが、出力上昇が大きくなり、評価を厳しくすることから電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水が継続するものとして設定 また、トリップ機能の設計値で停止するものとして設定
原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低(レベル2)にて自動起動 注水遅れ: 起動信号後30秒 90.8m <sup>3</sup> /h(ポンプ1台当たり, 原子炉圧力7.86～1.04MPa[gage]において)	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定
高圧炉心スプレイ系	原子炉水位低(レベル2)又はドライウェル圧力高13.7kPa[gage]にて自動起動 注水遅れ: 起動信号後14秒 注水流量: 0～1,190m <sup>3</sup> /h(ポンプ1台当たり, 9.07～0.00MPa[dif]において)	炉心に冷水が大量に注水され、原子炉水位が高めに維持される方が原子炉出力の観点で厳しい設定となることから、ポンプの性能特性を考慮した大きめの注水流量特性を設定

重大事故等対策に関連する機器条件

# 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

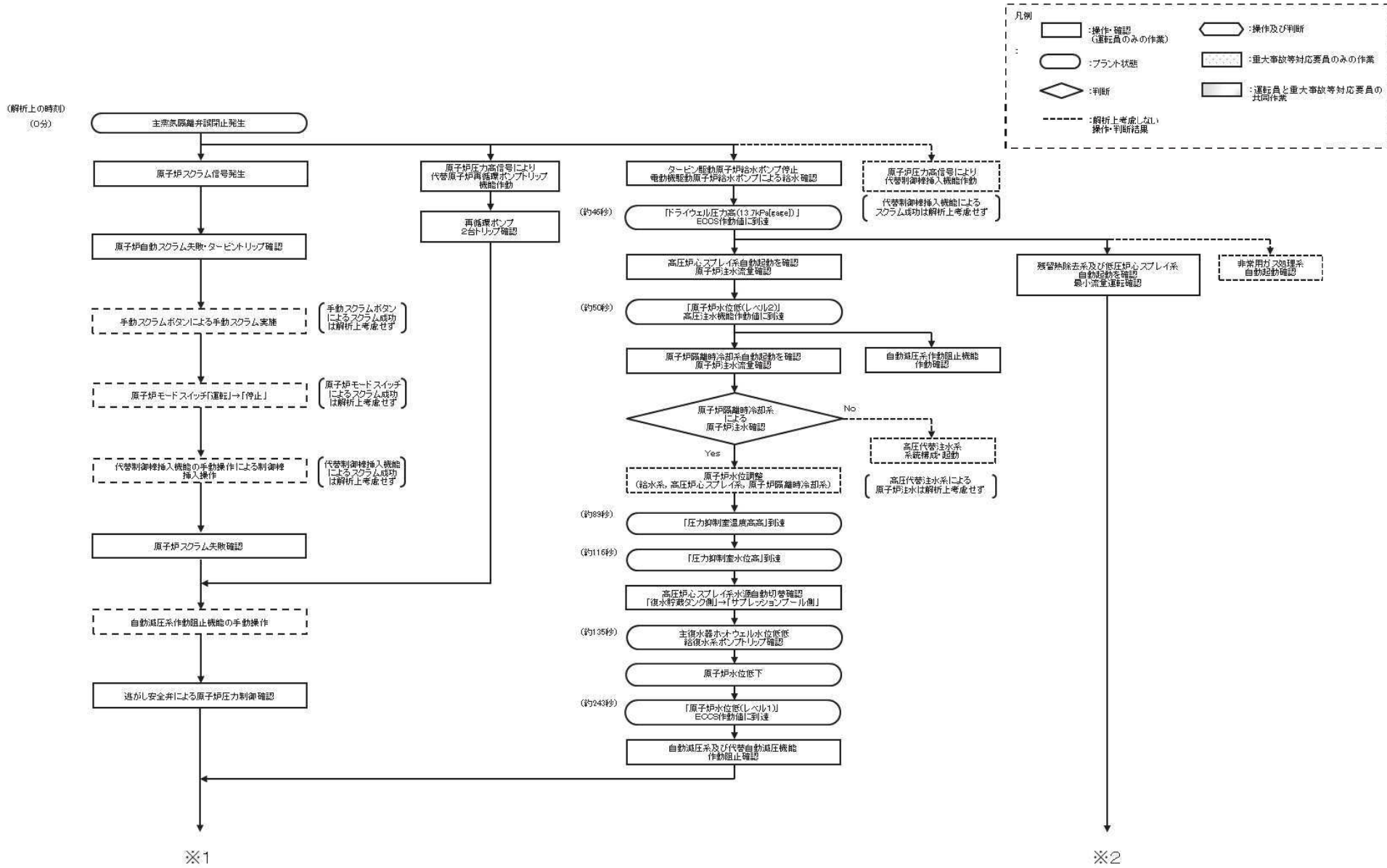
## 原子炉停止機能喪失(6/11) 主要解析条件

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
関連重大事 故等 機 器 対 策 に	ほう酸水注入系	163リットル/分の流量で注入 ほう酸濃度 10.3wt%	注入流量は、ほう酸水注入系の設計値として設定 ほう酸濃度は、単位時間当たり投入される負の反応度が小さくなるよう、ほう酸水注入系貯蔵タンクの液位が高液位である場合の濃度を設定
	残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)	熱交換器1基当たり約25MW(サプレッションプール水温97℃, 海水温度26℃において)	残留熱除去系の設計値として設定

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
関連重大事 故等 操 作 対 策 に	ほう酸水注入系の起動操作	原子炉スクラムの失敗を確認した後から10分後 (事象発生約11分後)	原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として10分を考慮して設定
	高圧炉心スプレイ系の水源切替操作	事象発生15分後 (サプレッションプール水温100℃到達前)	サプレッションプール水温80℃到達から、運転員の操作余裕として約6分を考慮して設定
	残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)運転操作	事象発生20分後 (切替操作開始は、事象発生10分後)	状況の確認及び操作に要する時間を考慮して設定

# 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

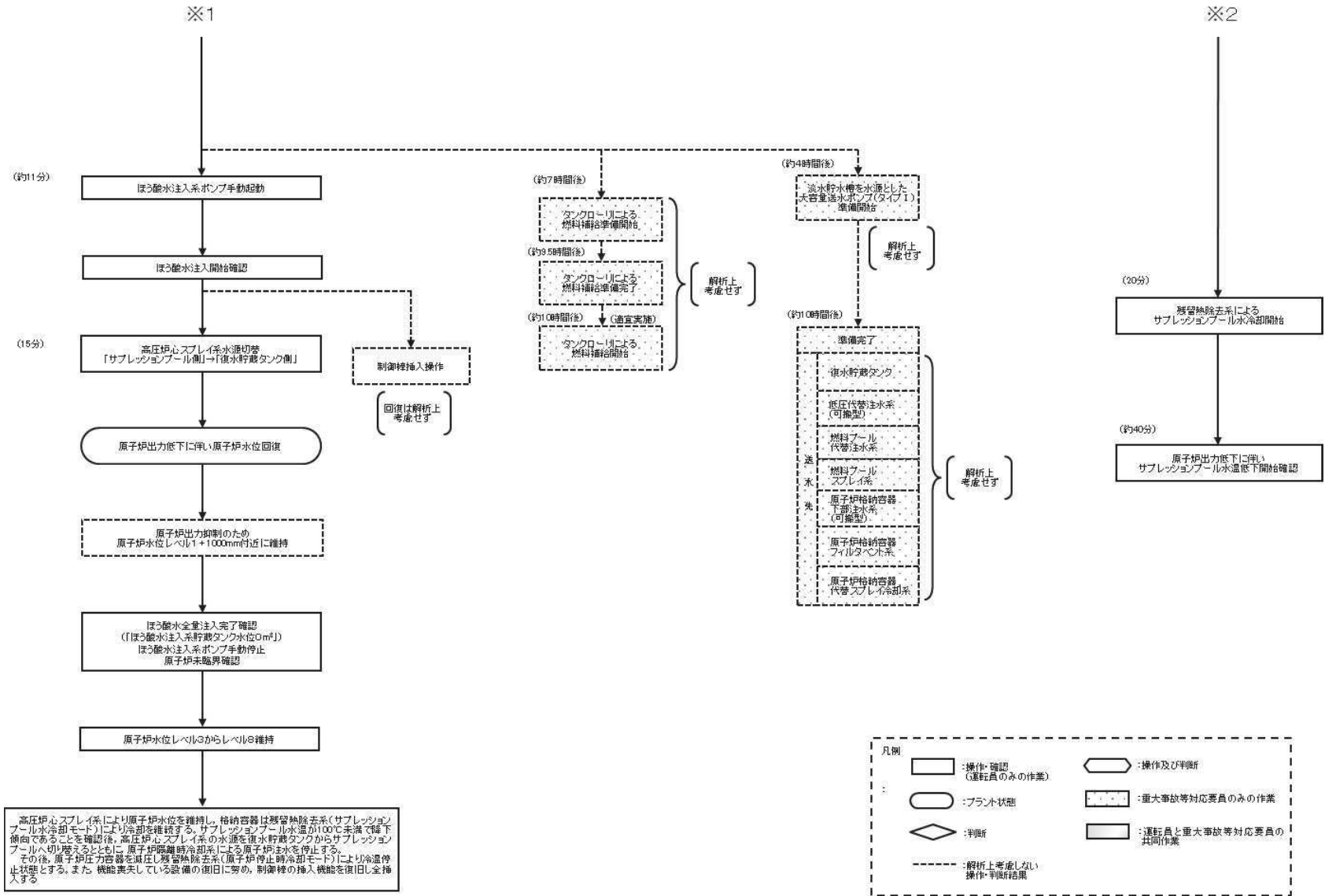
## 原子炉停止機能喪失(7/11) 対応手順の概要



有効性評価2.5 原子炉停止機能喪失 第2.5.4図

# 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 原子炉停止機能喪失(8/11) 対応手順の概要



有効性評価2.5 原子炉停止機能喪失 第2.5.4図

# 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 原子炉停止機能喪失(9/11) 有効性評価の結果

### 原子炉停止機能喪失における有効性評価の結果

- ・表1に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した
- ・中性子束及び燃料被覆管温度の推移を図1及び図2に示す
- ・原子炉圧力及びサプレッションプール水温・格納容器圧力の推移を図3及び図4に示す

表1 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
燃料被覆管の最高温度	約961℃	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約9.56MPa[gage]	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.21MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約116℃	200℃(格納容器限界温度)未満

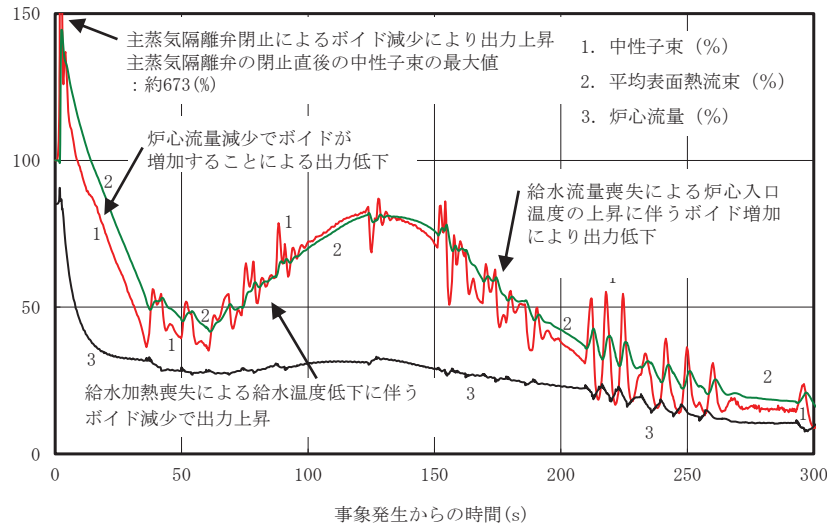


図1 中性子束の推移

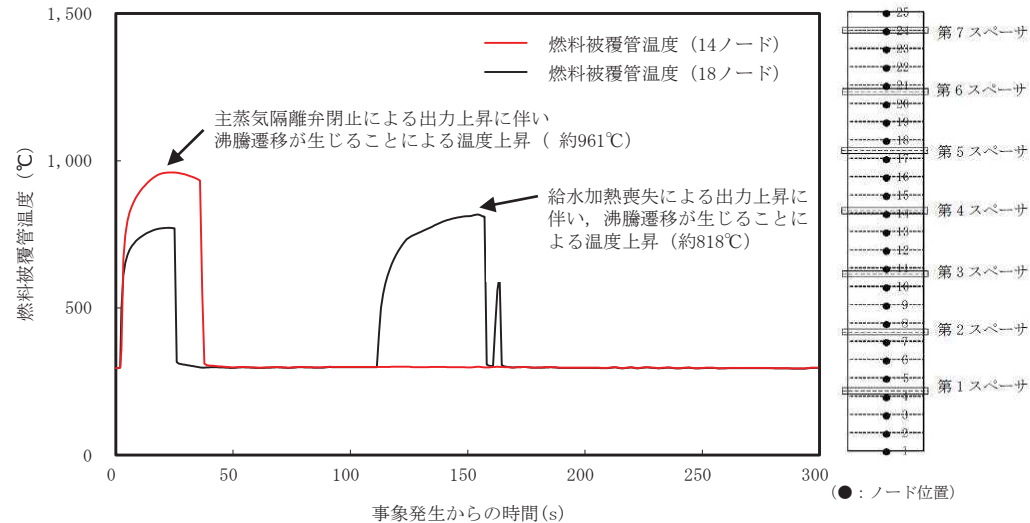


図2 燃料被覆管温度の推移

# 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 原子炉停止機能喪失(10/11) 有効性評価の結果

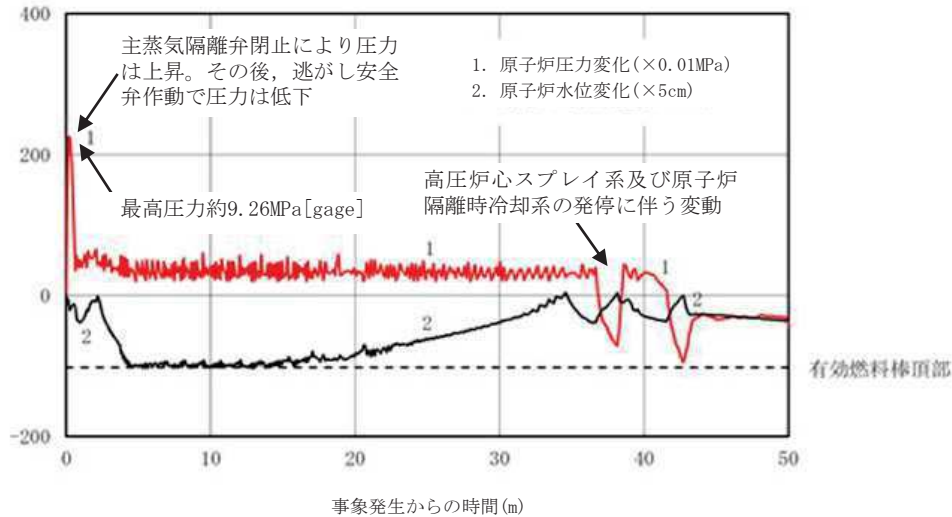


図3 原子炉圧力の推移

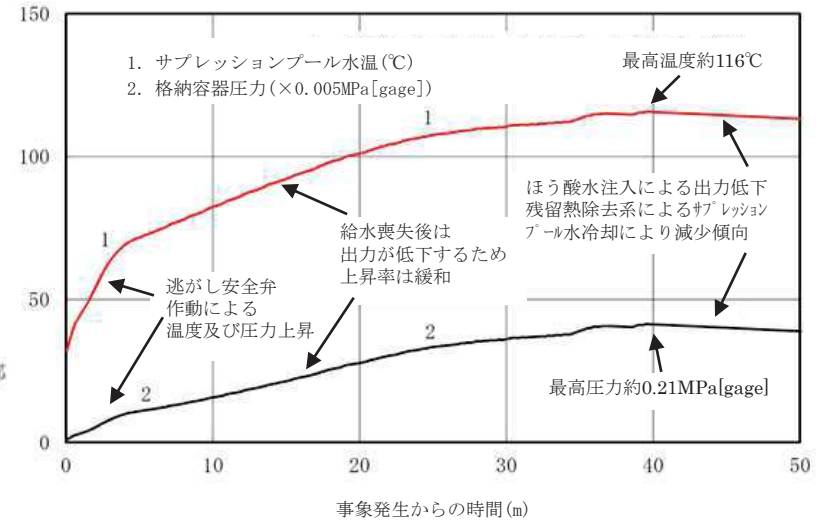


図4 サプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移



# 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 原子炉停止機能喪失(11/11) 必要な要員及び資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果を表2に示す。

表2 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	28名 運転員:5名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名※2	30名 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名
水源	復水貯蔵タンク:約840m <sup>3</sup>	復水貯蔵タンク:約1,192m <sup>3</sup>
燃料※1	約648kL	約900kL
電源※1	重大事故等対策に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから電源供給が可能	

※1 本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、資源の評価上は外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機等による電源供給を行うものと想定

※2 解析上考慮しない作業に従事する要員

以上のとおり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。