

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-4 改0
提出年月日	平成29年8月3日

## 東海第二発電所

# 重大事故等対処設備について 審査会合における指摘事項の回答

平成29年8月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

## 審査会合における指摘事項回答一覧表

No	指摘月日	大項目	中項目	小項目	コメント内容	回答	回答月日
5	2017/4/13	設備・技術的能力	46_1.3_減圧		逃し安全弁における逃し弁機能をSA設備に位置付けないことについて、46条適合(悪影響等)踏まえ、考え方を説明すること。	逃がし安全弁(自動減圧機能付き)7個は、原子炉の急速減圧及び減圧維持が可能な個数であることを、有効性評価でもその成立性を確認しているため。(別紙にて回答)	2017/8/3
17	2017/5/18	設備・技術的能力	46_1.3_減圧		自動減圧として新たに追加した「過渡時自動減圧機能」について、考慮すべき共通要因(火災など)によって「自動減圧機能」と同時に安全機能が喪失しないことを整理した資料を提示すること。	共通要因による影響防止対策として資料に反映致しました。 46条補足説明資料(4.共通要因による影響防止対策)参照。	2017/8/3
18	2017/5/18	設備・技術的能力	46_1.3_減圧		過渡時自動減圧機能の非信頼度について、検出器を含めたシステム全体の非信頼度ではなく、論理回路の非信頼度を整理した資料を提示すること。	論理回路毎の非信頼度結果を反映しました。 46条補足説明資料(過渡時自動減圧機能の信頼性評価)参照。	2017/8/3

## 逃がし安全弁の重大事故等対処設備としての位置付けについて

重大事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ減圧について、原子炉の減圧に用いる逃がし安全弁機能の考え方と基準適合性について説明する。

## 1. 逃がし安全弁の機能について

逃がし安全弁は、バネ式の安全弁に外部から強制的に開閉を行う空気式のアクチュエータを取付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放する安全弁機能のほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに、アキュムレータに蓄圧された窒素を供給してアクチュエータを作動させ弁を強制的に開放する逃がし弁機能及び自動減圧機能がある。

また、上記機能とは別に、中央制御室からの遠隔操作により、逃がし弁機能用アキュムレータ又は自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給して、弁を強制的に開放する手動減圧機能がある。

図1に逃がし安全弁構造図を示す。

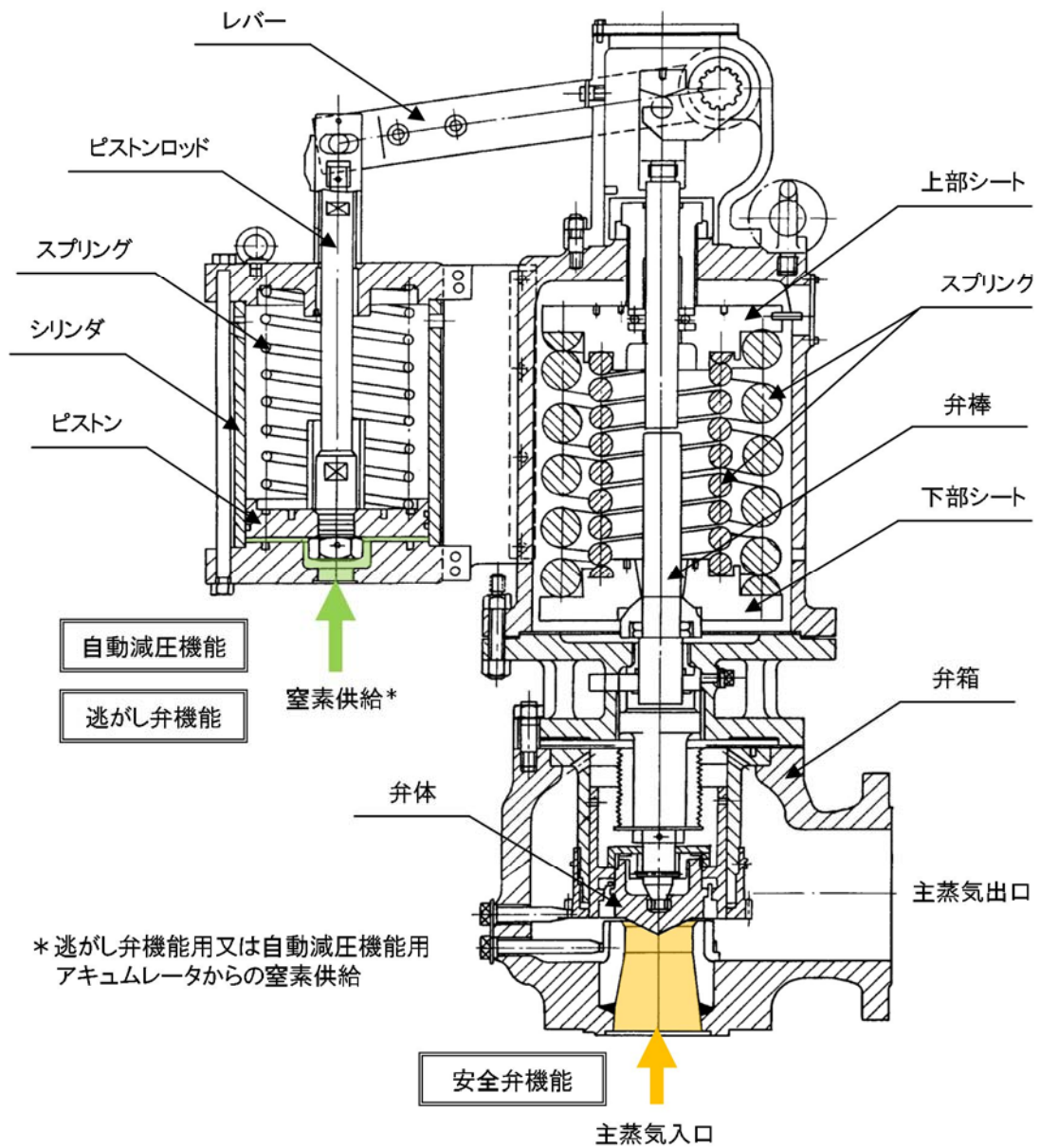


図1 逃がし安全弁構造図

## 2. 重大事故時における逃がし安全弁機能の考え方について

重大事故時においては、原子炉が高圧状態にある場合の圧力抑制及び原子炉の急速減圧の際に逃がし安全弁による原子炉減圧が必要になる。

原子炉が高圧状態にある場合の圧力抑制は、原子炉の蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放する、逃がし安全弁（安全弁機能）18台に期待することとしている。逃がし安全弁には、原子炉圧力を検出して自動的に弁を動作させる逃がし安全弁（逃がし弁機能）があるが、逃がし弁機能による弁動作には常用系からの窒素供給が必要であり、重大事故時における継続的な窒素供給を期待できないため、逃がし弁機能は期待していない。

一方、原子炉の急速減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能付）7台による手動減圧機能に期待することとしている。逃がし安全弁（自動減圧機能付）は、窒素ポンベから自動減圧機能用アキュムレータに継続的に窒素供給が可能な設計としており、設置許可基準則 第46条に適合する設備として設計することで、重大事故環境における健全性を確認している。

逃がし安全弁の機能ごとの重大事故対処設備への位置付けを表1に示す。

表1 逃がし安全弁の機能ごとの重大事故対処設備への位置付け

設備	機能 (アキュムレータ)	重大事故等 対処設備	設置 個数
逃がし安全弁 (自動減圧機能付き)	安全弁機能 ( - )	○	7個
	手動減圧機能 (自動減圧機能用)	○	
	手動減圧機能 (逃がし弁機能用)	-	
逃がし安全弁 (自動減圧機能無し)	安全弁機能 ( - )	○	11個
	手動減圧機能 (逃がし弁機能用)	-	

## 3. 設置許可基準規則への適合について

逃がし安全弁に関する基準適合性を表2に、有効性評価の重要事故シーケンスにおける逃がし安全弁の機能を表3に示す。

表2では逃がし安全弁（自動減圧機能付）について、設置許可基準規則 第46条への適合性を確認している。また、有効性評価の重要事故シーケンスにおいては、7個の逃がし安全弁での原子炉の急速減圧、その後の減圧維持に使用することとしており、その成立性も確認している。

表2 逃がし安全弁に関する基準適合性

設置許可基準規則第46条(解釈)	基準適合性
(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること(BWRの場合)。	逃がし安全弁自動減圧機能を作動させる減圧自動ロジックとして以下の対策を実施。 ・過渡時自動減圧機能：2個
(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁(逃がし安全弁(BWRの場合))又は主蒸気逃がし弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。	常設直流電源系統喪失時においても、逃がし安全弁(自動減圧機能)を作動させ原子炉を減圧するため、以下の対策を実施。 ・可搬型代替低圧電源車：7個 ・可搬型蓄電池：2個
b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。	窒素ガス供給機能喪失時においても、逃がし安全弁(自動減圧機能)を作動させ原子炉を減圧するため、以下の対策を実施。 ・窒素ポンペ(窒素ガス供給系(非常用))：7個
c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。	逃がし安全弁(自動減圧機能)は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動可能とするため、以下の対策を実施。 ・逃がし安全弁の背圧対策 格納容器圧力が仮に設計圧力の2倍の状態となった場合でも、逃がし安全弁(自動減圧機能)を確実に作動させることができるように、高圧窒素ガスポンペの供給圧力を設定する。 ・シール材の改良等 逃がし安全弁駆動源である窒素ガスの流路となる電磁弁及びシリンダに対して、シール材の改良(従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材に変更)を実施し、高温蒸気環境下においてシール性能を発揮できる設計としている。更に、シリンダについては、ピストン全開動作時のシール機能維持のため、バックシート構造を追加した改良シリンダを採用する計画としている。

表 3 有効性評価の重要事故シーケンスにおける逃がし安全弁の機能

事故シーケンス	急速減圧及び減圧維持に期待する 逃がし安全弁の機能	作動個数
TQUV	手動減圧機能（自動減圧機能用）	7 個
TQUX	過渡時自動減圧機能	2 個
長期 TB	手動減圧機能（自動減圧機能用）	7 個
TBD	手動減圧機能（自動減圧機能用）	7 個
TBU	手動減圧機能（自動減圧機能用）	7 個
TBP	手動減圧機能（自動減圧機能用）	7 個
TW（取水機能喪失）	手動減圧機能（自動減圧機能用）	7 個
TW（RHR 機能喪失）	手動減圧機能（自動減圧機能用）	7 個
TC	—	—
LOCA	手動減圧機能（自動減圧機能用）	7 個
IS-LOCA	手動減圧機能（自動減圧機能用）	7 個
津波	手動減圧機能（自動減圧機能用）	7 個
DCH	手動減圧機能（自動減圧機能用）	2 個
FCI	手動減圧機能（自動減圧機能用）	2 個
水素燃焼	—	—
MCCI	手動減圧機能（自動減圧機能用）	2 個



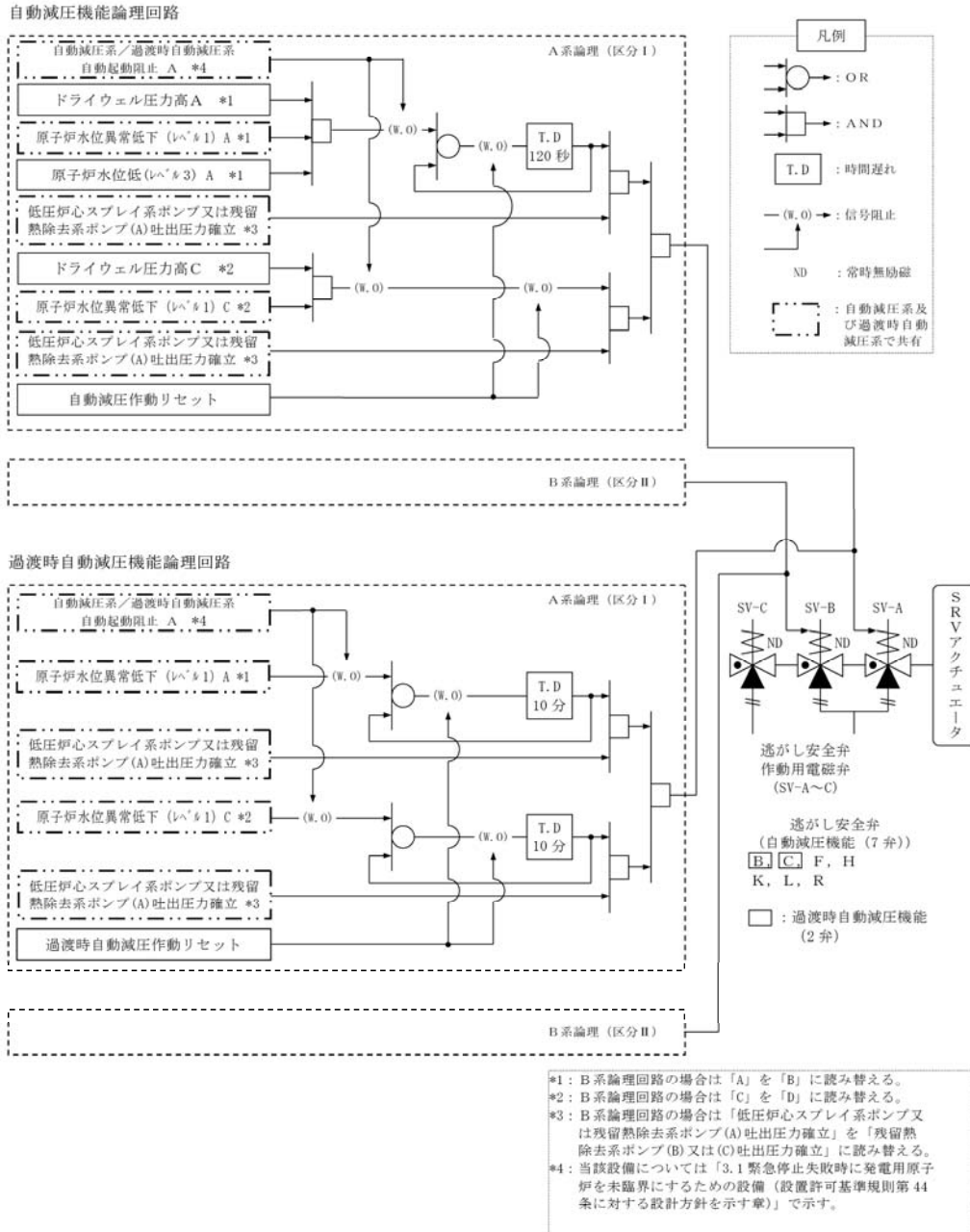
## (5) 多様性

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウェル圧力高が発生せず、自動減圧機能が自動起動しない。そのため、自動減圧機能の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中の場合に、原子炉水位異常低下（レベル1）で自動作動し、自動減圧機能とは多様性を有する過渡時自動減圧機能論理回路を設ける。

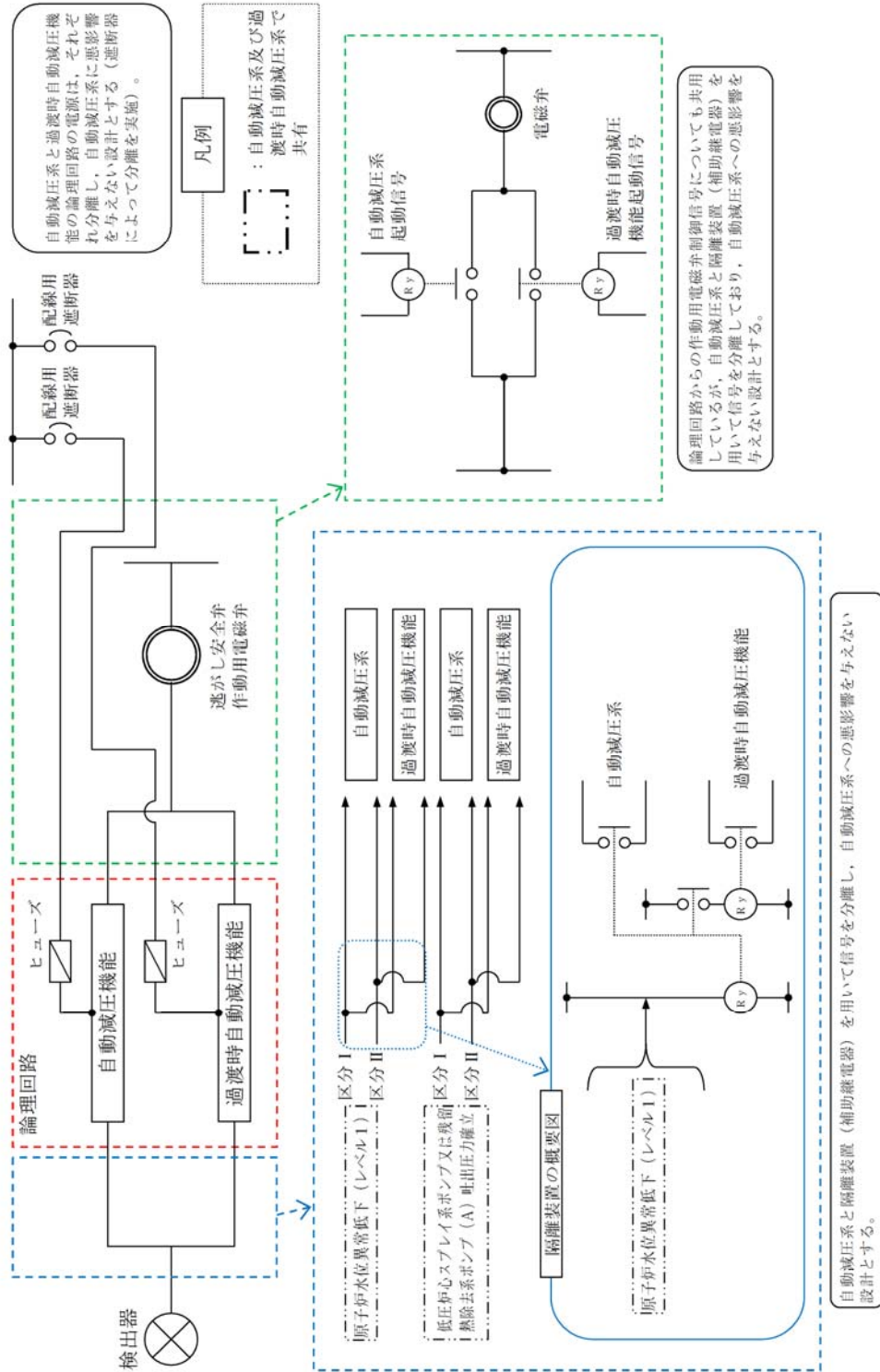
## 4. 共通要因による影響防止対策

過渡時自動減圧機能論理回路は、共通要因によって自動減圧機能と同時に機能が損なわれないよう以下の措置を講じる設計とする。

- ・ 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の論理回路は、金属製筐体の異なる制御盤に収納するとともに、位置的分散を図り、火災により同時に機能が損なわれることがない設計とする。
- ・ 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の制御盤は、耐震性を有した設計とし、地震により同時に機能が損なわれることがない設計とする。
- ・ 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の制御盤は、溢水源のない中央制御室に設置し、溢水により同時に機能が損なわれることがない設計とする。



第 46-11-1 図 自動減圧機能及び過渡時自動減圧機能の論理回路



第 46-11-2 図 信号の分離について



第 44-11-3 図 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の設置場所

## 過渡時自動減圧機能の信頼性評価

## 1. 誤動作率評価

プラント運転中に過渡時自動減圧機能が誤動作した場合、プラントの出力運転に外乱を与えることとなる。ここでは、過渡時自動減圧機能の設計情報を基に、フォールトツリーを用いて過渡時自動減圧機能の誤動作率を評価する。過渡時自動減圧機能の誤動作率の評価に係る回路の概略図を第1図に示す。また、フォールトツリーの概略図を第2図に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に東海第二発電所における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヶ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを第1表に示す。

これらの考え方を元に評価した各回路の誤動作確率を第2表に示す。また、自動減圧機能との共有箇所を除いた各回路の誤動作確率を第3表に示す。その結果、第2表、第3表より、過渡時自動減圧機能の誤動作確率は  $\square$   $\square$  /h ( $\square$  /炉年) という評価結果となった。

第1表 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（誤動作率（/h））※1
検出器（水位）	$2.2 \times 10^{-8}$
検出器（圧力）	$3.5 \times 10^{-8}$
警報設定器	$9.5 \times 10^{-9}$
リレー	$3.0 \times 10^{-9}$
遅延リレー	$4.7 \times 10^{-9}$

※1 日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヶ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。

第2表 誤動作確率評価結果一覧

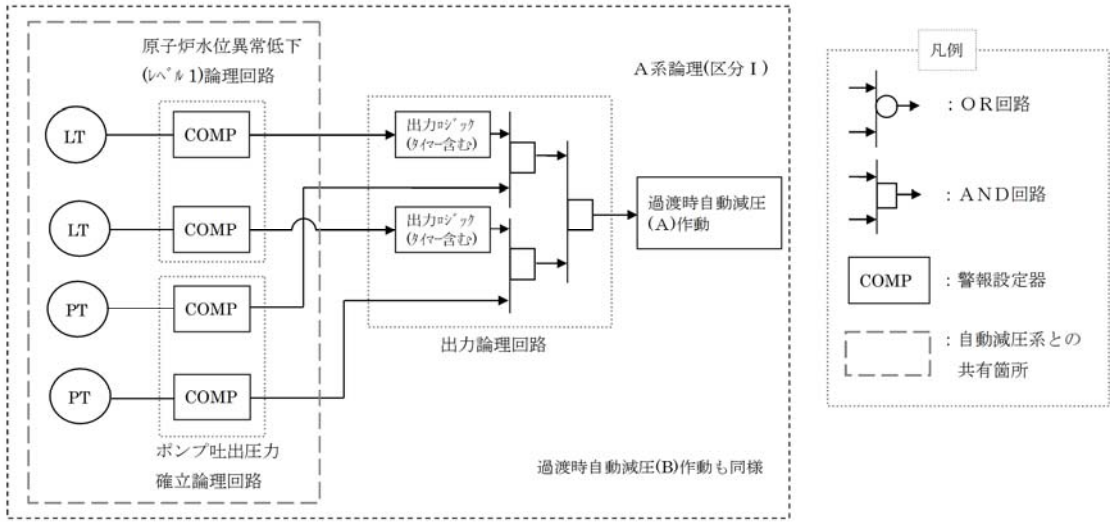
評価回路	誤動作確率
低圧炉心スプレッドポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路（A1）誤動作	[ ] / 炉年
原子炉水位異常低下（レベル1）論理回路（A1）誤動作	[ ] / 炉年
出力ロジック（A1）誤動作	[ ] / 炉年
過渡時自動減圧論理回路（A1）誤動作	[ ] / 炉年
過渡時自動減圧（A）誤動作	[ ] / 炉年
過渡時自動減圧機能誤動作	[ ] / 炉年 [ ] / h※2

※2 年間当たりの誤動作確率を8760時間で割ることにより、単位時間当たりの誤動作確率を算出した。

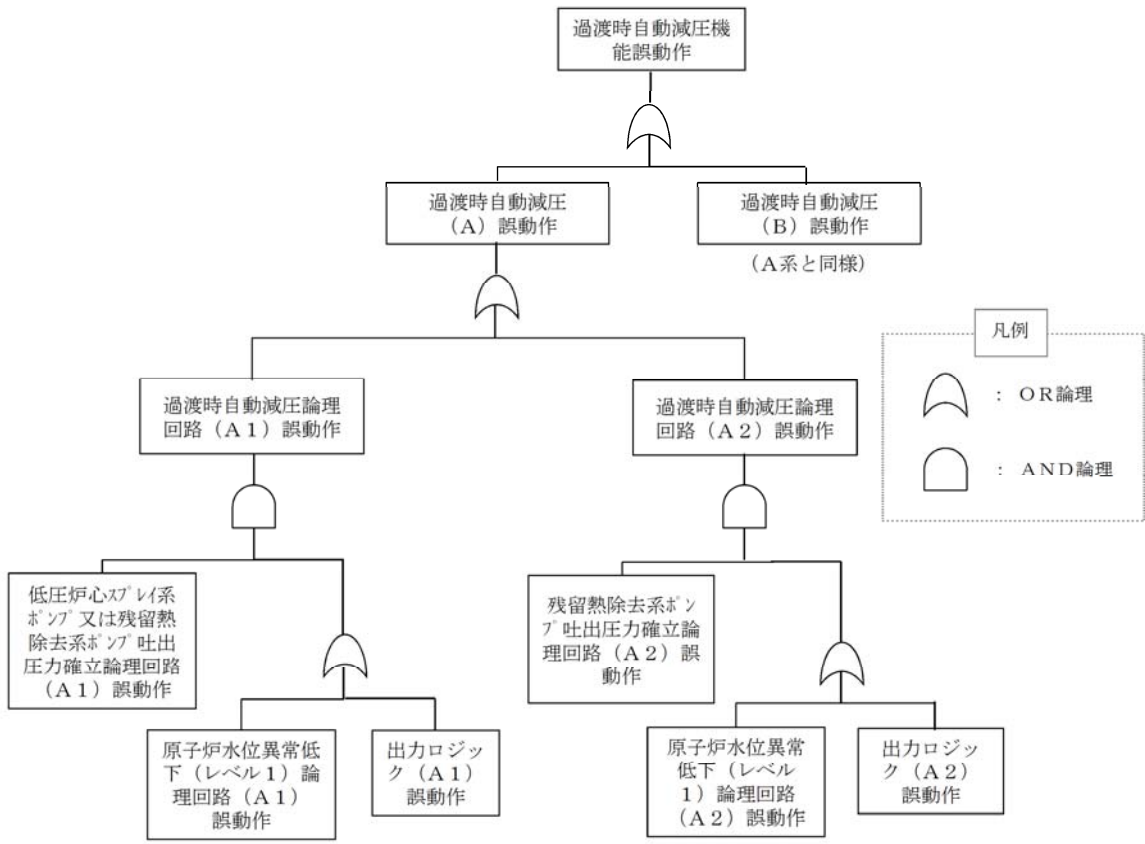
第3表 誤動作確率評価結果一覧（共有部分除く）

評価回路	誤動作確率
低圧炉心スプレッドポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路（A1）誤動作	[ ] / 炉年
原子炉水位異常低下（レベル1）論理回路（A1）誤動作	[ ] / 炉年
出力ロジック（A1）誤動作	[ ] / 炉年
過渡時自動減圧論理回路（A1）誤動作	[ ] / 炉年
過渡時自動減圧（A）誤動作	[ ] / 炉年
過渡時自動減圧機能誤動作	[ ] / 炉年 [ ] / h※3

※3 年間当たりの誤動作確率を8760時間で割ることにより、単位時間当たりの誤動作確率を算出した。



第1図 誤動作率評価モデル



第2図 誤動作率評価フォールトツリー

## 2. 不動作の発生頻度

過渡時自動減圧機能が動作を要求されるプラント状態に至った際に過渡時自動減圧機能が動作しない確率（誤不動作確率）を、フォールトツリーにより評価した。過渡時自動減圧機能の誤不動作確率の評価に係る回路の概略図を第3図に示す。また、フォールトツリーの概要図を第4図に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に東海第二発電所における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等，機器の故障率は，日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを第3表に示す。
- ・共通要因故障（CCF）のモデル化にはMGL法を用いた
- ・故障確率  $P$  は  $P=1/2\lambda T$  で評価した。（ $\lambda$ ：故障率， $T$ ：健全性確認間隔）
- ・健全性確認間隔は8760hとした。

また，この非信頼性と，内部事象PRAにおいて過渡時自動減圧に期待する状況の発生頻度<sup>※1</sup>の積をとることにより，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，自動減圧機能による原子炉の減圧機能が喪失し，かつ過渡時自動減圧機能の故障により緩和機能が動作しない状態の発生頻度，つまり，過渡時自動減圧機能不動作の頻度を求めた。

各回路の非信頼度を求めた結果を第5表に示す。また，自動減圧機能との共有箇所を除いた各回路の非信頼度を第6表に示す。その結果，第5表より，過渡時自動減圧機能の非信頼度（誤不動作確率）は  ，第6表より，



過渡時自動減圧機能の非信頼度（誤不動作確率）は  という評価結果となった。

過渡時自動減圧機能の非信頼性度（誤不動作確率）に、内部事象 P R A において過渡時自動減圧に期待する状況の発生頻度（ $2.0 \times 10^{-8}$  / 炉年）を乗算することにより、過渡時自動減圧機能の誤不動作の発生頻度  / 炉年が求められる。

- ※1 過渡時自動減圧機能によって炉心損傷頻度の低下に期待できる状況は、重大事故等対処設備には期待しない前提での P R A モデルから評価した。これに該当する事故シーケンスグループは T Q U X（ $2.0 \times 10^{-8}$  / 炉年）であることから、これらの C D F の和が当該状況の発生頻度となる。なお、他の重大事故等対処設備（高圧代替注水系等）を期待すると当該状況の発生頻度はより小さな値となる。

第4表 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（不動作率（/h））※1
検出器（水位）	$1.4 \times 10^{-8}$
検出器（圧力）	$2.9 \times 10^{-9}$
警報設定器	$2.3 \times 10^{-9}$
リレー	$1.5 \times 10^{-9}$
遅延リレー	$4.7 \times 10^{-9}$
ヒューズ	$5.5 \times 10^{-9}$
手動スイッチ	$1.1 \times 10^{-9}$
電源装置	$6.6 \times 10^{-9}$

※1 日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。

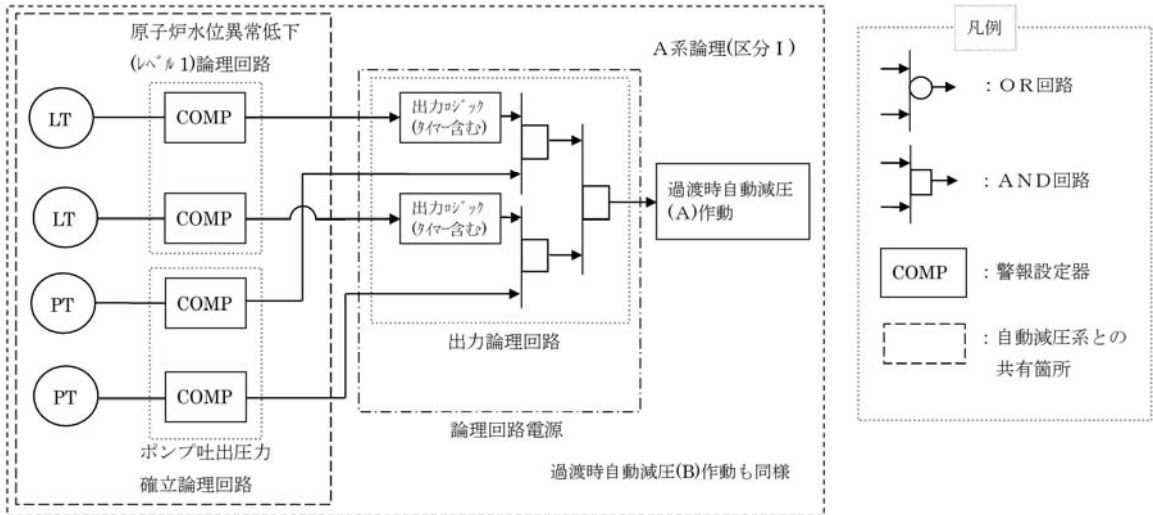
第5表 非信頼度の評価結果一覧

評価回路	非信頼度
低圧炉心スプレションフ又は残留熱除去系ホソフ吐出圧力確立論理回路（A1）誤不動作	
原子炉水位異常低下（レベル1）論理回路（A1）誤不動作	
出力ロジック（A1）誤不動作	
過渡時自動減圧論理回路（A1）誤不動作	
過渡時自動減圧（A）誤不動作	
過渡時自動減圧（A）（B）誤不動作	
検出器共通原因故障	
過渡時自動減圧機能論理回路	

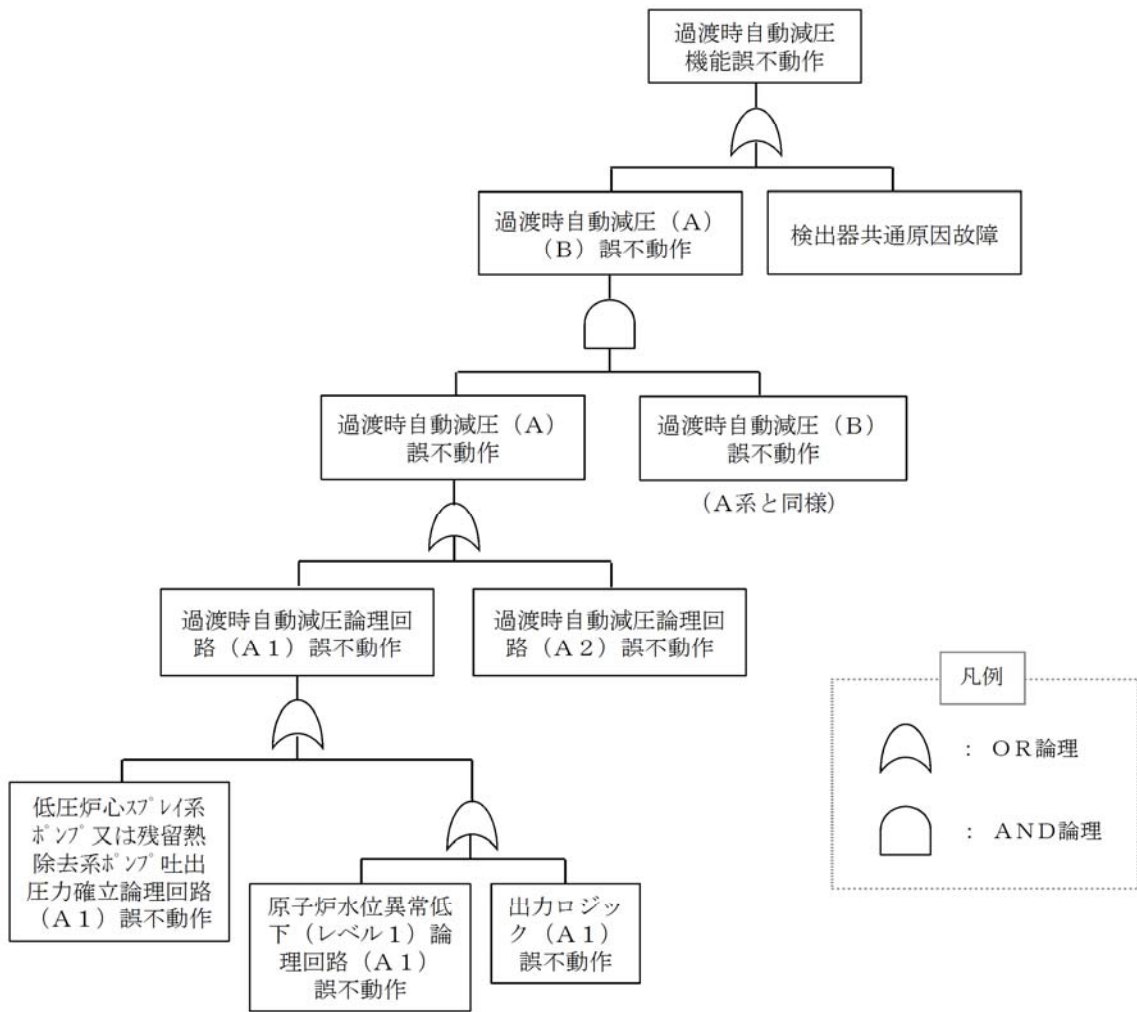
※2 内部事象PRAにおいて過渡時自動減圧回路に期待する状況（高圧注水・減圧機能喪失）の発生頻度（ $2.0 \times 10^{-8}$  / 炉年）を乗じ、過渡時自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出

第6表 非信頼度の評価結果一覧（共有部分除く）

評価回路	非信頼度
低圧炉心スプレッドポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路（A1）誤不動作	
原子炉水位異常低下（レベル1）論理回路（A1）誤不動作	
出力ロジック（A1）誤不動作	
過渡時自動減圧論理回路（A1）誤不動作	
過渡時自動減圧（A）誤不動作	
過渡時自動減圧（A）（B）誤不動作	
検出器共通原因故障	
過渡時自動減圧機能論理回路	



第 3 図 非信頼度評価モデル



第 4 図 非信頼度評価フォールトツリー