

泊発電所3号機  
重大事故等対策有効性評価 成立性確認  
補足説明資料

平成25年8月1日

北海道電力株式会社

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

## 目 次

1. 有効性評価の条件設定の考え方及びガイドへの適合状況	1-1
2. ATWS解析に使用する炉心データの取り扱いについて	2-1
3. ATWS解析における1次冷却材温度と補助給水流量について	3-1
4. ATWS緩和設備について	4-1
5. 事故発生直後に確認すべき主要パラメータおよび動作機器について	5-1
6. 1次冷却系濃縮開始から低温停止へ移行するまでの手順の概要	6-1

1. 有効性評価の条件設定の考え方及びガイドへの適合状況

【原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失＋原子炉自動停止機能喪失）】

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	ガイドへの適合状況
解析コード	SPARKLE-2		審査ガイド 2.2.1(2) 「実験等を基に検証されたモデルを用いる」
原子炉出力（初期）	100%(2,660 MWt)	定格値を設定	審査ガイド 2.2.2(1) 「原子炉は定格熱出力で運転されているものとする」
1次冷却材圧力（初期）	15.41MPa[gage]	定格値を設定	同上
1次冷却材温度（初期）	306.6℃	定格値を設定	同上
補助給水流量	150m <sup>3</sup> /h	主蒸気安全弁作動設定圧を想定したときの流量を設定	審査ガイド 2.2.2(2) 「設備の容量は設計値を使用する」
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	「55Gウラン燃料＋1/4MOX燃料炉心」における燃焼度に基づく設定（なお、FPおよびアクチニド量が多く崩壊熱が大きくなるサイクル末期時点を仮定）	審査ガイド 2.2.1(1) 「保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない」 審査ガイド 2.2.2(2) 「崩壊熱等は、設計値等に基づく現実的な値を用いる」
減速材温度係数（初期）	-13pcm/℃	事象進展に影響が大きいパラメータである減速材温度係数は、炉心サイクル寿命中において負のフィードバック効果が最も小さくなるサイクル初期の減速材温度係数を考慮して保守的に設定	審査ガイド 2.2.1(1) 「保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない」 審査ガイド 2.2.3(2)e.(b) iv 「反応度係数は、炉心サイクル寿命中の変化を考慮し、炉心のサイクル燃焼度に応じた現実的な値を設定する」
ATWS緩和設備による主蒸気隔離及び補助給水ポンプ自動起動	「蒸気発生器水位低」 (狭域水位7%)による	ATWS緩和設備による主蒸気隔離の自動作動及び補助給水ポンプ自動起動を想定	審査ガイド 2.2.3(2)e.(c) i 「補助給水ポンプの自動起動及びタービントリップ等」

## 2. ATWS解析に使用する炉心データの取り扱いについて

### (1) SPARKLE-2で用いる炉心の考え方

SPARKLE-2コードは3次元炉心動特性を採用している。炉心動特性計算で使用する3次元炉心モデルは、評価目的に合わせて任意の炉心モデルを使用することができる。例えば、実機取替炉心の最確評価を行うのであれば、当該サイクルの炉心を対象とすることになり、一方、複数の取替炉心を包絡させた評価を行う場合には、想定する取替炉心を対象に炉心特性の変動幅を評価し、その変動幅を考慮した炉心モデルを対象とすることになる。

今回の主給水流量喪失+ATWSの評価では、泊3号機の取替炉心への適用性を示すために、解析結果に影響のある核パラメータに対して、今後発生し得る取替炉心の変動を考慮した炉心モデルを採用している。

主給水流量喪失+ATWSにおける1次冷却材圧力評価では、1次冷却材全体の膨張量が重要であるため、炉心の平均的な1次冷却材温度挙動及び出力応答が圧力評価結果に影響を与える。

主給水流量喪失+ATWSにおいて、炉心の平均的な出力応答に影響を与える反応度フィードバックは以下となる。

- ・減速材フィードバック
- ・ドップラフィードバック

次頁以降に、上記のパラメータについて、主給水流量喪失+ATWSの評価に使用した炉心モデルの特性を示す。

## (2) 減速材フィードバック※

### a. SPARKLE-2での減速材フィードバックの取り扱い

SPARKLE-2は3次元炉心動特性を採用しているため、一点炉近似動特性のように反応度係数を直接入力するのではなく、核計算における燃料温度やほう素濃度などの物理パラメータを変更することで、反応度フィードバック量を設定する。

減速材温度係数と1次冷却材中のほう素濃度の関係は、図1に示すメカニズムにより、ほう素濃度が高いほど1次冷却材温度上昇時のほう素密度の減少量が大きくなり、中性子吸収率の低下量が大きくなるため減速材温度係数は正側になる。従って、SPARKLE-2では、3次元炉心モデルのほう素濃度を変更することにより減速材温度係数を任意の値に設定する。

変更したほう素濃度を初期条件とし、事象発生後の反応度フィードバック効果は1次冷却材温度や燃料温度の変化に応じて、SPARKLE-2コード内部で計算される。

### b. 減速材温度係数の初期値の考え方

ATWS事象は、原子炉トリップによる事象終結に期待できないため、事象発生後の1次冷却材温度（減速材温度）の上昇に伴う負のフィードバック効果に期待しプラント状態を安定化させる。この際、負のフィードバック効果が小さいほど、すなわち減速材温度係数が正側であるほど、過渡応答は厳しい結果となる。

したがって、解析を行うにあたっては、高温全出力状態として、炉心サイクル寿命中において最も減速材温度係数が正側となる時期を選定する。減速材温度係数は、図1に示すメカニズムにより、ほう素濃度が高いほどより正側となることから、臨界ほう素濃度が最も高いサイクル初期を選定し、減速材温度係数初期値を決定した。

なお、炉心の崩壊熱については、減速材フィードバック効果によって低下するものではないため、崩壊熱が高めの方が原子炉出力は高めに維持される。そのため、ATWS評価における崩壊熱はサイクル末期を想定した高めの値を使用しているが、主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗では1次冷却材が急激に過熱されるのは短期間であるため、崩壊熱が解析結果に与える影響は小さい。

### c. 減速材温度係数の初期値の設定

---

※ 減速材フィードバック効果は、物理的には冷却材の温度・圧力変化に伴う密度変化により、中性子の減速能力の変化や冷却材が中性子を吸収する量が変わることによって生じるため、減速材のフィードバック効果は減速材密度係数で定義することもあるが、減速材フィードバック効果に関する初期値の設定に関して言えば、事象発生前の初期状態（高温全出力：通常運転状態）のように炉心にボイドが有意に発生していない状態では減速材温度係数と密度係数はほぼ等価であること、また、初期値の設定にあたって参照している原子炉起動前の炉物理検査では減速材温度係数を指標として管理することから、以下本資料では、減速材フィードバックの設定について述べる際には、減速材温度係数として記述する。

減速材温度係数の初期値については、b. で述べたとおり、サイクル初期、高温全出力状態を対象としており、17×17型燃料装荷3ループ炉心等に対して適用できる値として設定している。

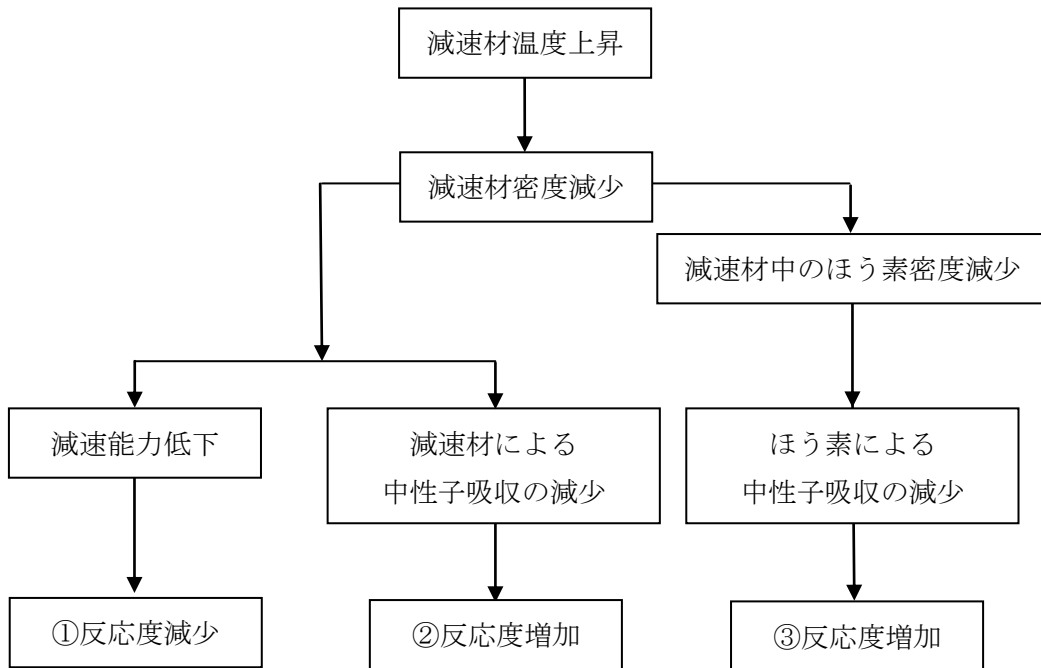
具体的には、高温零出力時の減速材温度係数の制限値と、上記の各ループの種々の炉心に対する高温零出力から高温全出力に出力上昇する際の減速材温度係数の変化幅を踏まえて設定している。

サイクル初期、高温零出力時の減速材温度係数は、原子炉起動前の炉物理検査において負であることを確認しているため、高温零出力時の減速材温度係数の上限は制限値の0pcm/°Cとなる。また、高温零出力から高温全出力に出力上昇する際には、希釈により臨界ほう素濃度が低下することから、高温全出力時の減速材温度係数は高温零出力時に比べて負側に移行するが、その変化幅は炉心ごとに若干変動するものの、大きく変わらない。これらを踏まえ、ATWS解析用減速材温度係数初期値（高温全出力）の設定にあたっては、図2に示すように、高温零出力で0pcm/°Cとなるような炉心が高温全出力時にとり得る減速材温度係数に対し、より正側の減速材温度係数として-13pcm/°Cを設定した。

上記で定めたATWS解析用減速材温度係数の初期値は、表1に示すとおり、55GWd/t燃料及びMOX燃料が装荷された平衡炉心より正側の値となっていることから、今回の解析での使用にあたって適切である。

表1 減速材温度係数の評価値及び解析使用値

	評価値				解析使用値
	55GWd/t燃料 平衡炉心	1 / 4 MOX燃料炉心			
		代表Pu組成 平衡炉心	低Pu組成 平衡炉心	高Pu組成 平衡炉心	
減速材温度係数 (pcm/°C) (サイクル初期 高温全出力)	-30	-35	-34	-36	-13



減速材温度係数は、相反する反応度効果のバランスの結果であり、通常①の反応度減少効果が優勢であることから負の値となるが、ほう素濃度が高い場合には③の反応度増加効果が助長され、減速材温度係数は正側へと推移する。

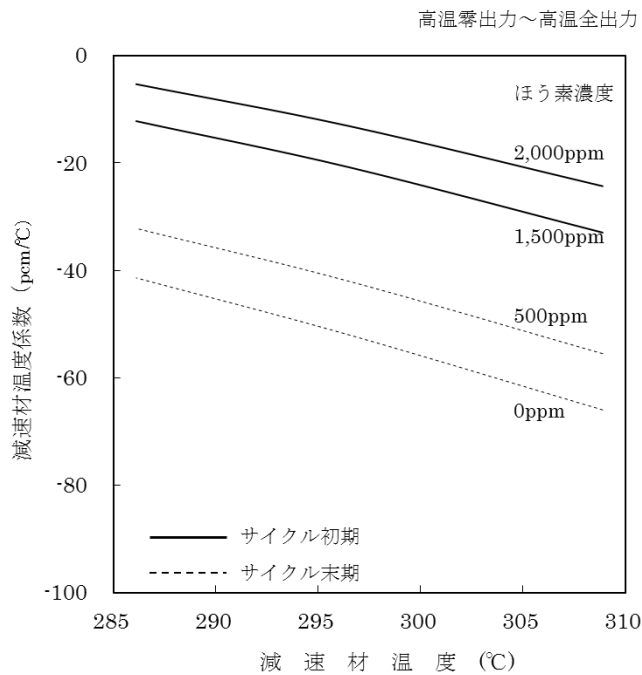


図1 ほう素濃度が高いほど減速材温度係数が正側となるメカニズム

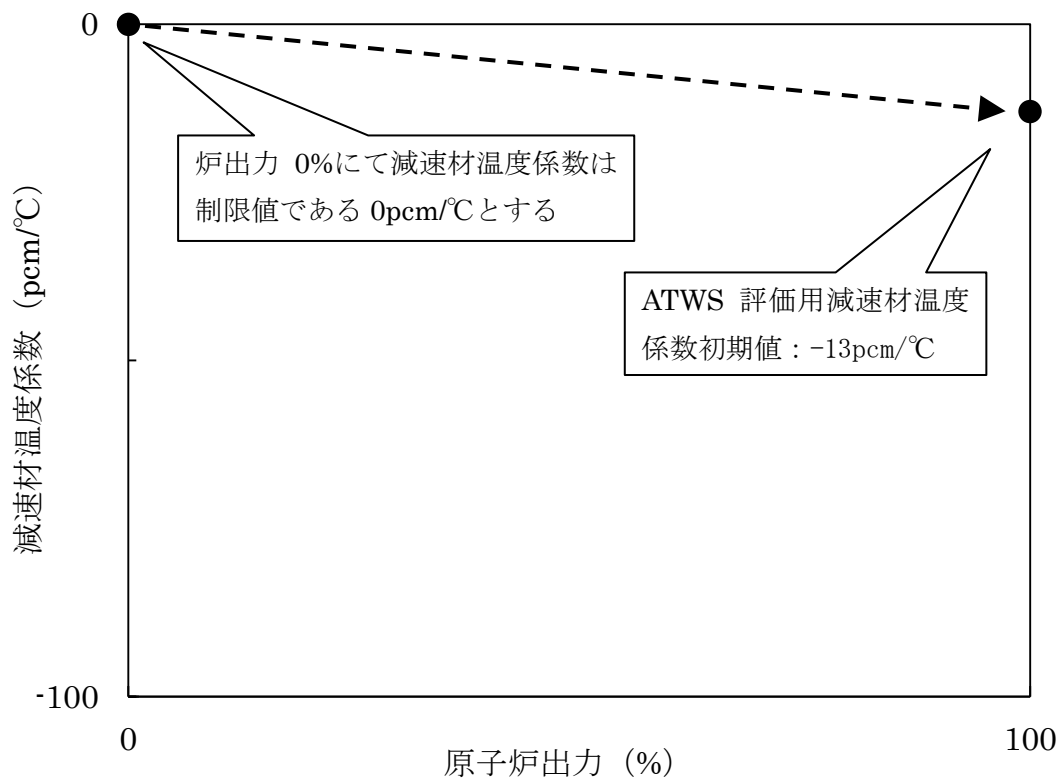


図2 減速材温度係数の設定方法



(3) ドップラフィードバック

a. SPARKLE-2でのドップラフィードバックの取り扱い

ドップラ効果は、燃料温度変化に伴う反応度変化である。そのため、SPARKLE-2では、ドップラ効果を大きめに見積もりたい場合には、

b. 解析で考慮したドップラ効果

主給水流量喪失+ATWS事象では、出力低下に伴う正の反応度フィードバック効果が大きいほど、過渡応答は厳しい結果となる。

そこで、ATWS解析用炉心については、55GWd/t燃料及びMOX燃料が装荷された炉心で、共通に使用できるドップラ特性を持たせた。55GWd/t燃料及びMOX燃料装荷炉心とATWS解析用炉心のドップラ出力欠損の関係を図3に示す。

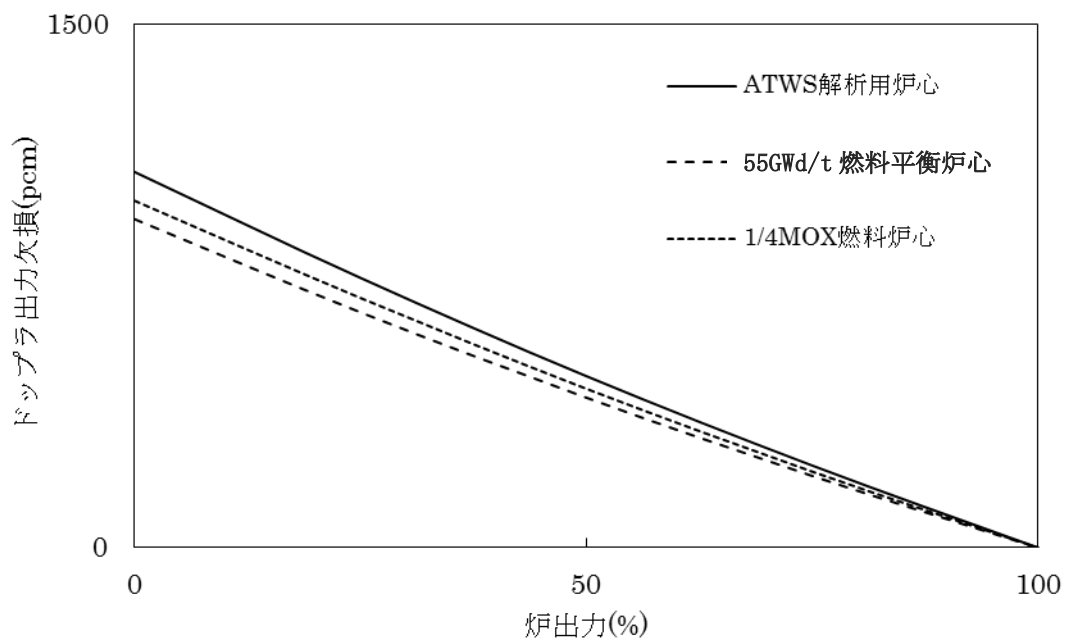


図3 ドップラ出力欠損

### 3. ATWS解析における1次冷却材温度と補助給水流量について

泊3号炉の有効性評価解析を行うにあたり、プラントパラメータに関わる入力条件については、メーカーが所有する17×17型3ループの標準入力データをベースとしつつ、標準入力データと泊3号炉の設計値が異なる場合、入力条件が解析結果に及ぼす影響を確認し、泊3号炉としての個別解析用インプットを策定している。

ATWSは比較的応答の速い事象であることから、解析の主要な入力条件のうち標準入力データの値と泊3号炉設計値が異なる1次冷却材温度および補助給水流量（表1参照）において、双方を入力値とした場合に評価結果にどの程度の影響を与えるかについて比較解析を実施したうえで、泊3号炉の個別解析用インプットを設定した。

上記の比較解析結果としての1次系圧力の推移およびピーク値の比較結果を表2に示す。また、事象推移の比較グラフを図1、2に示す。

表1

	1次冷却材平均温度	補助給水流量
17×17型3ループ 標準入力データ	302.3℃	280 m <sup>3</sup> /hr
泊3号炉 個別解析用インプット	306.6℃	150m <sup>3</sup> /hr

表2

解析ケース	1次冷却材平均温度	補助給水流量	1次系圧力ピーク (MPa[gage])
ケース1	302.3℃	280m <sup>3</sup> /hr	18.5
ケース2	306.6℃	280m <sup>3</sup> /hr	19.2
ケース3 (泊3申請書ベース)	306.6℃	150m <sup>3</sup> /hr	19.4

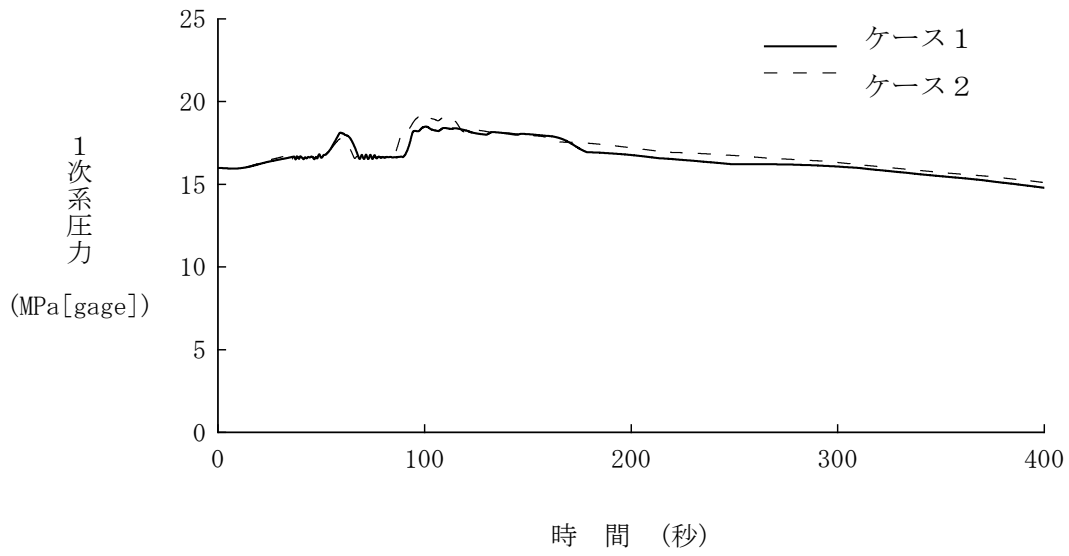


図 1 1次冷却材平均温度（初期値）に関する比較結果

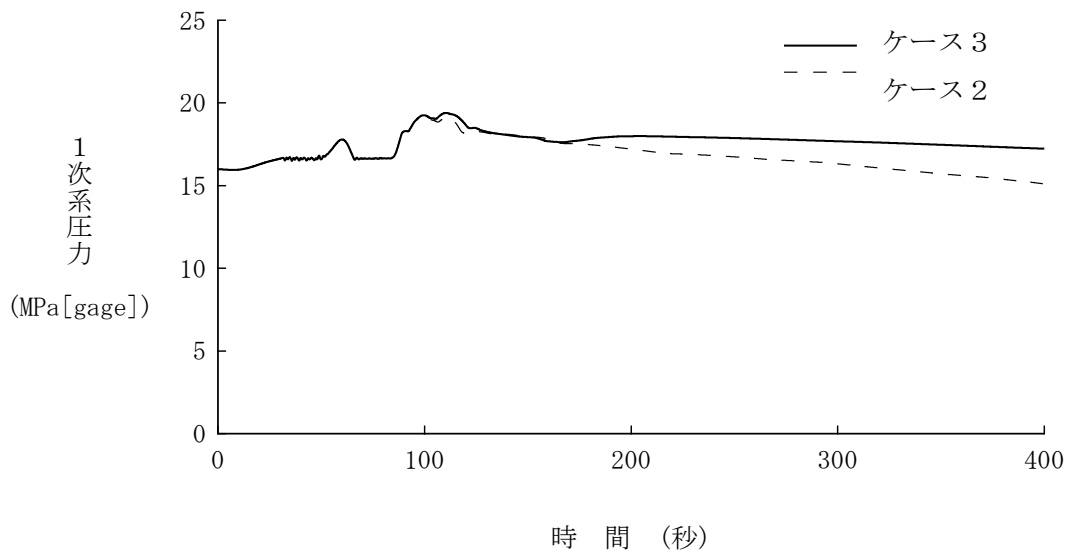


図 2 補助給水流量に関する比較結果

## 4. ATWS緩和設備について

### 1. はじめに

泊発電所3号機においては、デジタル安全保護系を採用したことに伴い、デジタル安全保護系の共通要因故障による機能喪失を想定し、ソフトウェアを使用せず、ハードウェア回路を用いることで多様性及び独立性を備えた「共通要因故障対策盤」を設置している。

この「共通要因故障対策盤」に運転時の異常な過渡変化時における原子炉緊急停止機能喪失（以下、ATWS (Anticipated Transient Without Scram) という。）に対応するための設備（以下、ATWS緩和設備という）を設け、ATWS事象を緩和させることとしている。

なお、既設の「共通要因故障対策盤」は、重大事故対処設備に求められる耐震性を有する設計ではないことから、新たに耐震化した盤を設置する。

本資料では、このATWS事象を緩和させるATWS緩和設備について説明する。

### 2. ATWS緩和設備の設計方針

#### (1) 設計方針

ATWSに対しては、共通要因故障対策盤に設けるATWS緩和設備から、原子炉出力の抑制及び1次系の過圧を防止する設備を作動させることにより、ATWS事象を緩和する。

#### (2) ATWSの発生要因

ATWSは、運転時の異常な過渡変化時に原子炉トリップに失敗し、原子炉を緊急停止出来ない事象である。ATWSの発生要因としては、以下の共通要因故障を想定している。

- ①デジタル安全保護系の機能喪失
- ②原子炉トリップ遮断器開失敗による制御棒落下機能喪失

#### (3) ATWS緩和設備に要求される機能

ATWS緩和設備には、①原子炉出力を抑制すること及び②1次系の過圧を防止することが求められるが、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第44条2(2)a)に従い、以下の機能を設けている。

##### ①原子炉出力抑制

1次系から2次系への除熱量を一時的に減少させ、1次冷却材温度を上昇させることで、減速材温度係数による負の反応度フィードバック効果により原子炉出力を低下させる。このため、ATWS緩和設備によりタービンをトリップさせるとともに、更に本機能を強化するため主蒸気隔離弁も閉止させる。

## ② 1次系過圧防止

低下した原子炉出力に相当する発生熱を蒸気発生器（以下、SGと言う）を介して除熱することにより、1次系の過圧を防止する。このため、SG 2次側保有水量の減少を抑制することを目的として補助給水ポンプを全て起動させる。

## (4) ATWS緩和設備の作動ロジック

ATWS発生時は、原子炉が停止していないため原子炉出力は比較的高い状態を維持するものの、SG 2次側保有水量が十分に確保されている限り炉心発生熱とSGによる除熱がバランスするところで収束する。従って、ATWS緩和設備は、1次系からSGへの除熱が急激に悪化するSG 2次側保有水量の低下を検知することにより作動するものとする。

1次系からSGへの除熱が急激に悪化した場合には、全ループのSG 2次側保有水量が低下することから、ATWS緩和設備の作動ロジックとしては、蒸気発生器水位低の全ループ一致（3/3ロジック（1c h / SG））となるが、運転中の検出器故障による不動作を考慮して2/3ロジックとする。

ATWS緩和設備は、設計基準事故対処設備の不動作時に機能すべきものであり、設計基準事故対処設備が正常に動作している場合のATWS緩和設備の不必要な作動を防止する観点から、正常に原子炉トリップした場合には、主蒸気ライン隔離信号及びタービントリップ信号の発信を阻止する。また、正常に補助給水ポンプが起動した場合には、補助給水系起動信号の発信を阻止する。

## (5) ATWS緩和設備の故障による安全保護系への影響防止対策

ATWS緩和設備の故障による安全保護系への影響を防止するため、ATWS緩和設備は安全保護系設備に対して電氣的、物理的分離を図り、安全保護系設備への故障影響の波及を防止する設計としている。

## 2. ATWS緩和設備の設備概要

### (1) 機器仕様

#### a. ATWS緩和設備

(a) 設置場所：原子炉補助建屋 T.P.17.8m（1面）

(b) 設備概要：原子炉緊急停止機能喪失時に原子炉出力を抑制する設備等の作動信号を発信する

#### (c) 機能

- ① 蒸気発生器水位低によるタービントリップ
- ② 蒸気発生器水位低による主蒸気ライン隔離
- ③ 蒸気発生器水位低による補助給水系起動

#### b. ATWS緩和設備の作動ロジック等

(a) 検出器：蒸気発生器水位検出器(狭域) A, B, C ループ各1台

(b) 作動ロジック：蒸気発生器水位低の 2 out of 3

(c) 作動設定値：計器スパンの7%以上かつ11%以下（セット値：9%）

(d) 作動信号：タービントリップ

主蒸気ライン隔離

補助給水系起動

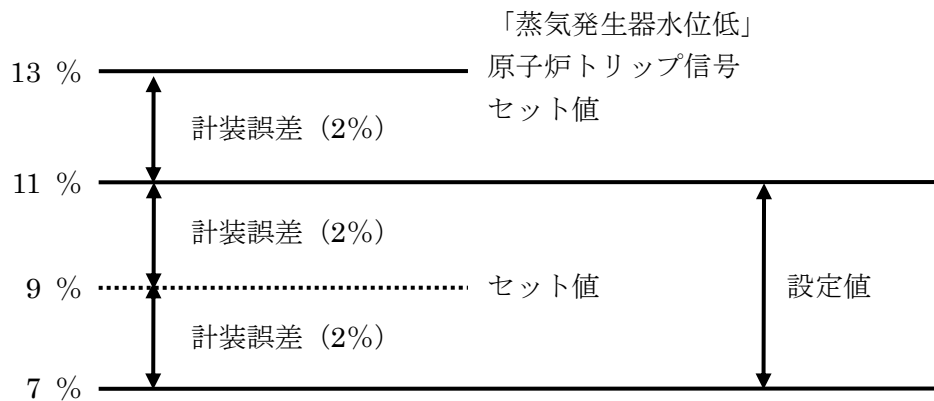
#### (e) 作動信号を発信させない条件

- ・正常に原子炉トリップ遮断器が動作した場合、ATWS緩和設備からのタービントリップ、主蒸気ライン隔離信号は発信させない。
- ・正常に補助給水ポンプが起動した場合、ATWS緩和設備からの補助給水系起動信号は発信させない。
- ・プラント起動停止時に不要な動作防止のため、ATWS緩和設備からのタービントリップ、主蒸気ライン隔離信号及び補助給水系隔離信号を手動で阻止することができる。

## (2) 設定値の根拠

A T W S 緩和設備の作動に要する信号のセット値は、不必要な作動を防止するため、安全保護系からの「蒸気発生器水位低」原子炉トリップのセット値 13%に対して、安全保護系の計装誤差 2%及びA T W S 緩和設備の計装誤差 2%を差し引き、9%に設定する。

設定値は、セット値に計装誤差を考慮して  $9\% \pm 2\%$  とする。



※セット値：実機の計装設備にセットする作動値

計装誤差：検出器の計器誤差などに余裕を加算したもの

## (3) 設備概要

### a. 設置場所及び外観

中央制御室（原子炉補助建屋 T. P. 17. 8m）の隣に配置されている 3B-安全系計装盤室に設置する。



3B-安全系計装盤室

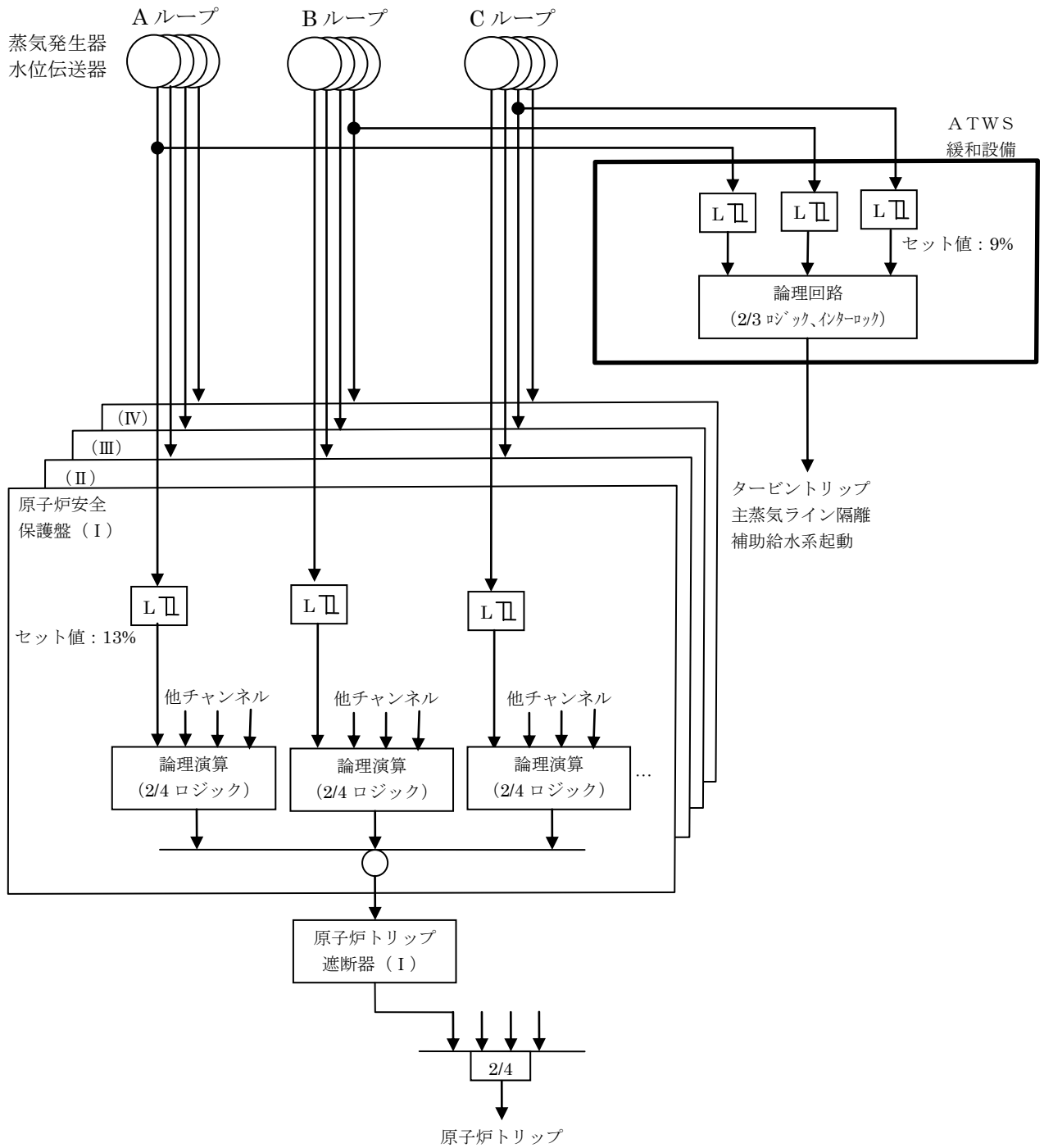


A T W S 緩和設備（共通要因故障対策盤）

（写真は 1 号機に設置したもの）

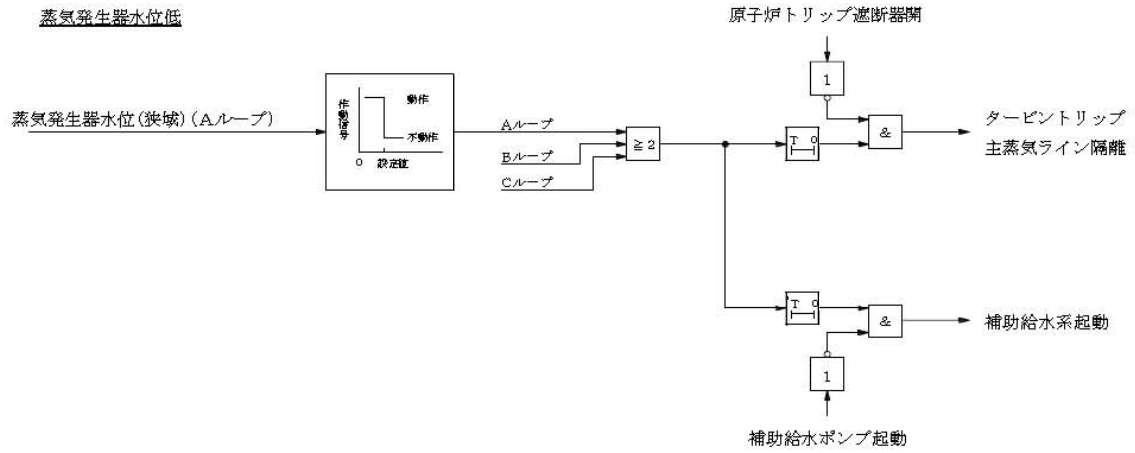
b. 回路構成

(a) 安全保護系設備と ATWS 緩和設備の概略ブロック図

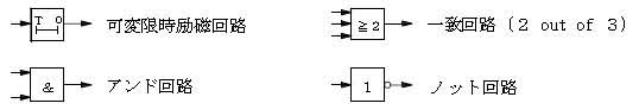




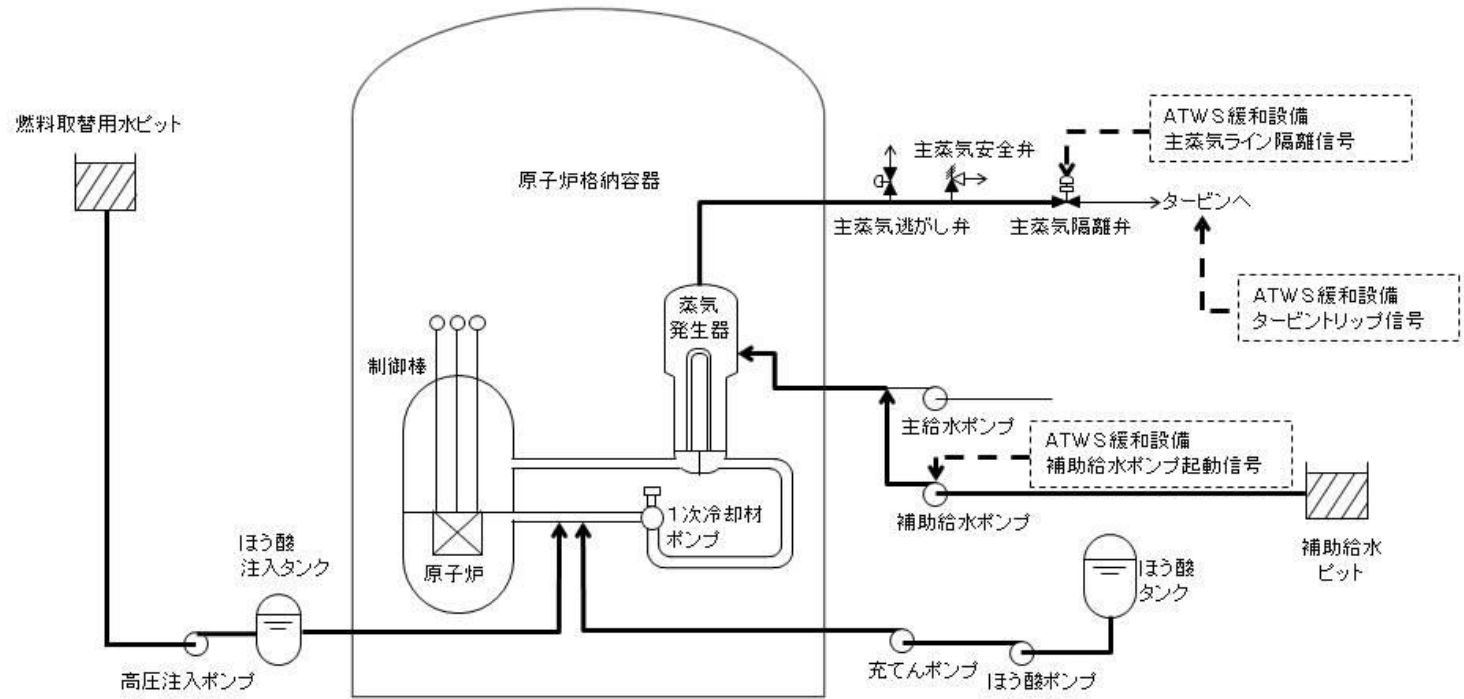
(b) ATWS緩和設備からのタービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水系起動信号の回路図



制御記号説明



(c) 原子炉緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備の概略系統

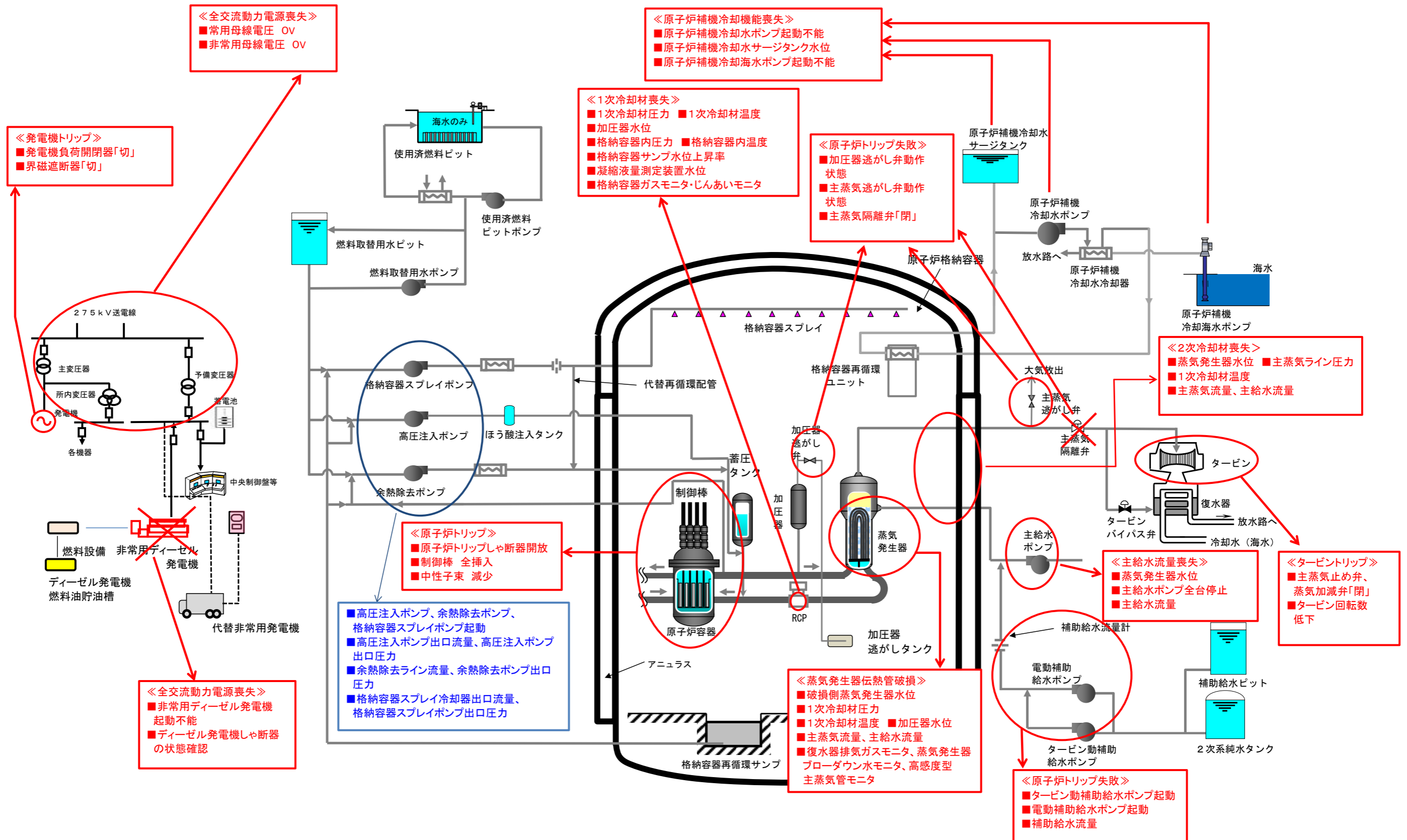


緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備の概略系統

## 5. 事故発生直後に確認すべき主要パラメータおよび動作機器

※1: 赤色で記載している確認項目は、特定事象の判別に使用するもの。  
 ※2: 青色で記載している確認項目は、特定事象の判別に使用するものではなく、  
 どの事象であっても確認しておくべき項目

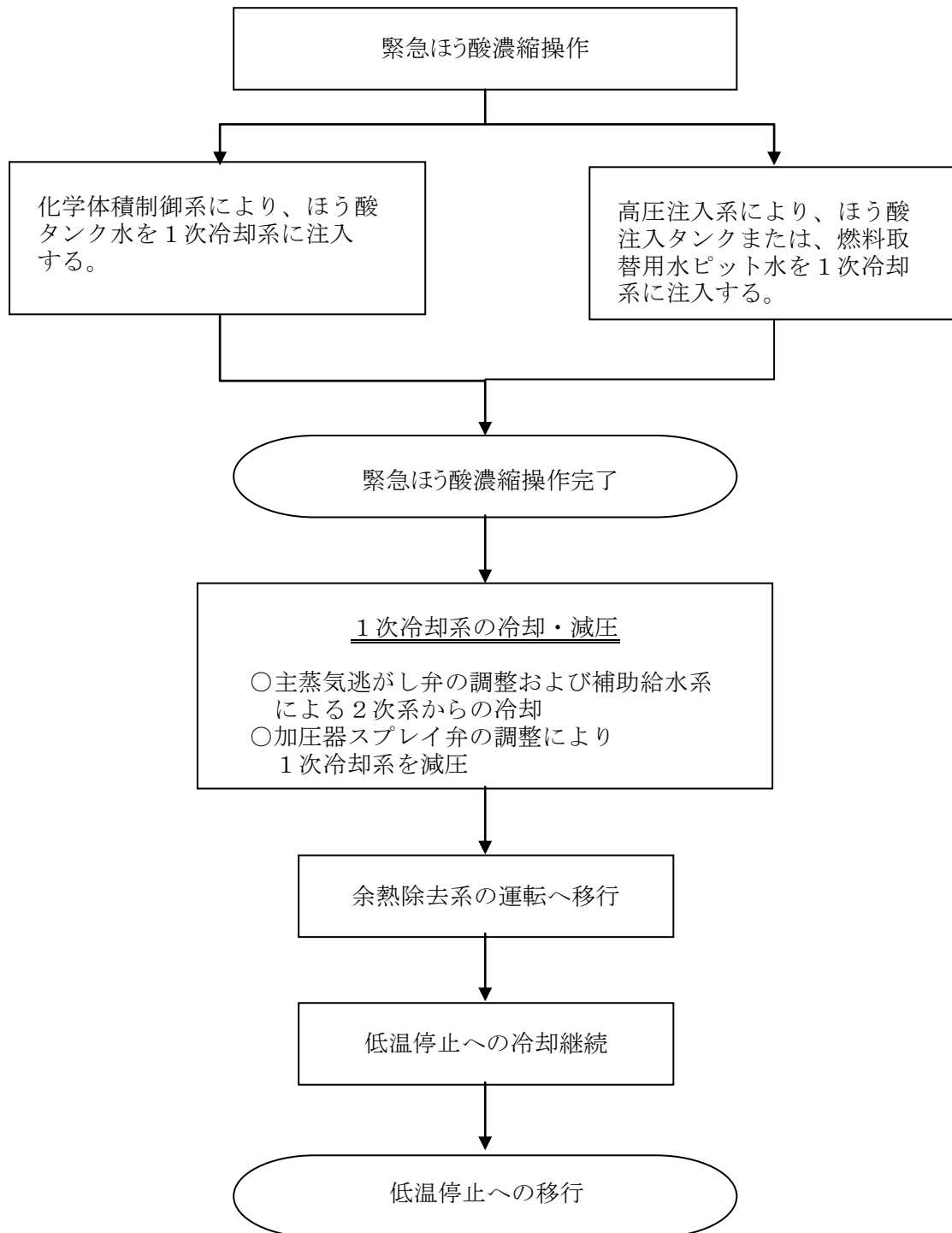
5-1

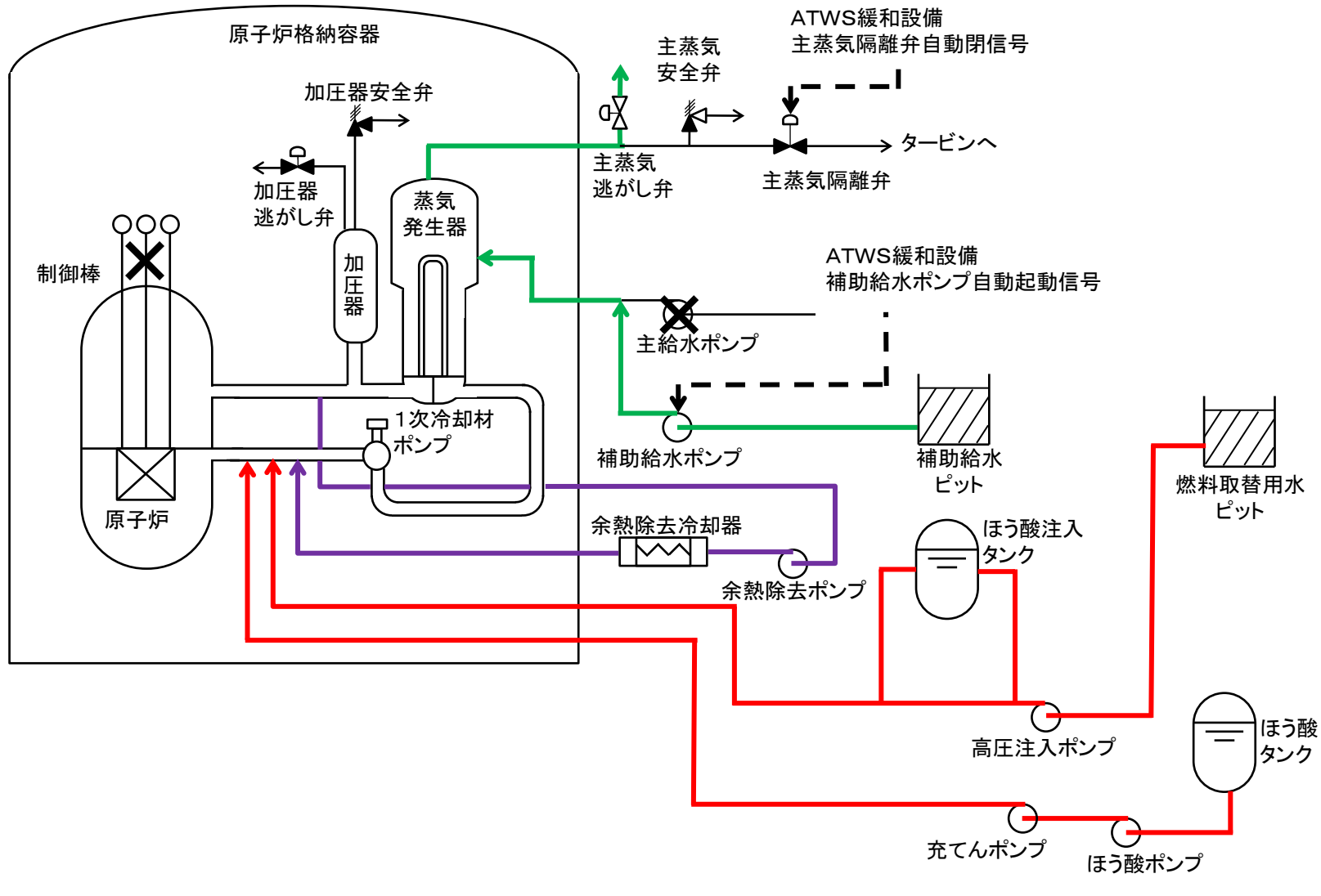


**原子炉停止機能喪失**  
(主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失(原子炉トリップ失敗))

6. 1次冷却系濃縮開始から低温停止へ移行するまでの手順の概要

- 事象発生後、手順に従い1次冷却系濃縮操作を実施する。1次冷却系の濃縮完了後、通常のプラント停止操作手順により、主蒸気逃がし弁および補助給水系による1次冷却系の冷却、加圧器スプレイ弁による1次冷却系の減圧を実施し、その後、1次冷却系の冷却を主蒸気逃がし弁から余熱除去系へ切替え冷却を継続する。





— 緊急ほう酸濃縮(化学体積制御系または高圧注入系によるほう酸水注入)  
— 短期の1次冷却系の冷却・減圧(主蒸気逃がし弁の調整および補助給水系)  
— 短期および長期の1次冷却系の冷却・減圧(余熱除去系)

図1 1次冷却系濃縮開始から低温停止へ移行するまでの概要図