

泊発電所3号機 重大事故等対策有効性評価 成立性確認

平成25年8月1日
北海道電力株式会社

泊発電所 3号機

各事故シーケンス／格納容器破損モードにおける評価事故シーケンス一覧

【炉心損傷防止】

事故シーケンスグループ	評価事故シーケンス
2次系からの除熱機能喪失	主給水流量喪失＋補助給水機能喪失
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA
	全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失（RCPシールLOCAなし）
原子炉補機冷却機能喪失	全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA
原子炉格納容器の除熱機能喪失	大LOCA＋低圧再循環機能喪失＋格納容器スプレイ機能喪失
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（トリップ失敗）
ECCS注水機能喪失	中LOCA＋高圧注入機能喪失
ECCS再循環機能喪失	大LOCA＋高圧再循環機能喪失＋低圧再循環機能喪失
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA
	蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗

【SFPの燃料損傷防止】

重要事故シーケンス	評価事故シーケンス
想定事故 1	使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の機能喪失
想定事故 2	使用済燃料ピット冷却系配管の破断

【格納容器破損防止】

格納容器破損モード	評価事故シーケンス
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温）	（格納容器過圧破損） 大LOCA＋ECCS注水機能喪失＋格納容器スプレイ機能喪失
	（格納容器過温破損） 全交流動力電源喪失＋補助給水機能喪失
高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	全交流動力電源喪失＋補助給水機能喪失
原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用	大LOCA＋ECCS注水機能喪失＋格納容器スプレイ機能喪失
水素燃焼	大LOCA＋ECCS注水機能喪失
熔融炉心・コンクリート相互作用	大LOCA＋ECCS注水機能喪失＋格納容器スプレイ機能喪失

【停止中の原子炉の燃料損傷防止】

事故シーケンスグループ	評価事故シーケンス
崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系統の故障による停止時冷却機能の喪失）	ミッドループ運転中の余熱除去機能喪失
全交流動力電源喪失	ミッドループ運転中の全交流動力電源喪失＋余熱除去機能喪失
原子炉冷却材の流出	ミッドループ運転中の原子炉冷却材流出
反応度の誤投入	停止中の原子炉への純水流入

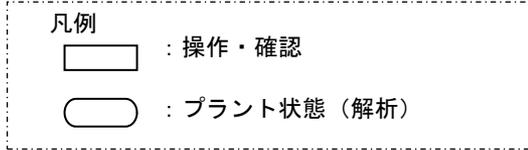
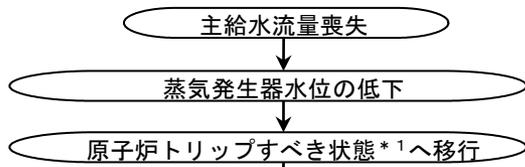


本日配付

1. 対応手順の概要フロー

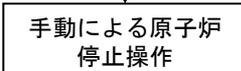
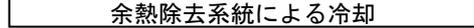
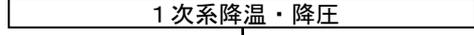
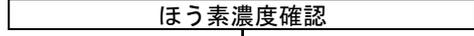
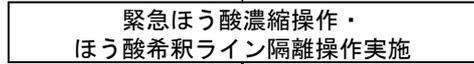
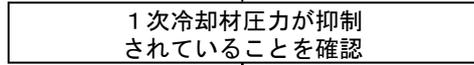
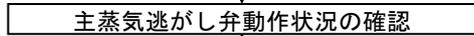
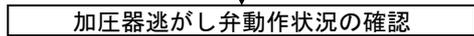
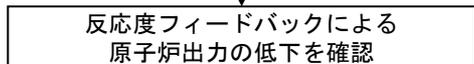
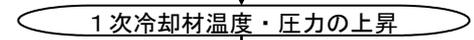
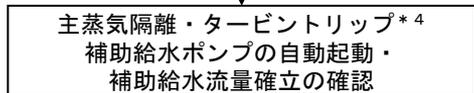
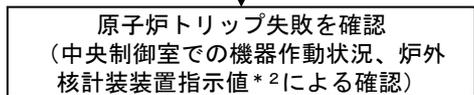
原子炉停止機能喪失 (主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失(原子炉トリップ失敗))に対する対応手順の概要

(解析上の時間)
(0秒)

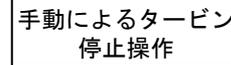


(約31秒: 蒸気発生器狭域水位
7%*3到達)

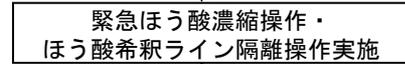
(約48秒: 主蒸気隔離)
(約91秒: 補助給水ポンプ自動起動・
流量確立)



解析上は
考慮せず



解析上は
考慮せず



- * 1 蒸気発生器狭域水位13%
- * 2 出力5%以上
- * 3 A T W S 緩和設備作動設定値
- * 4 解析上はタービントリップは考慮せず

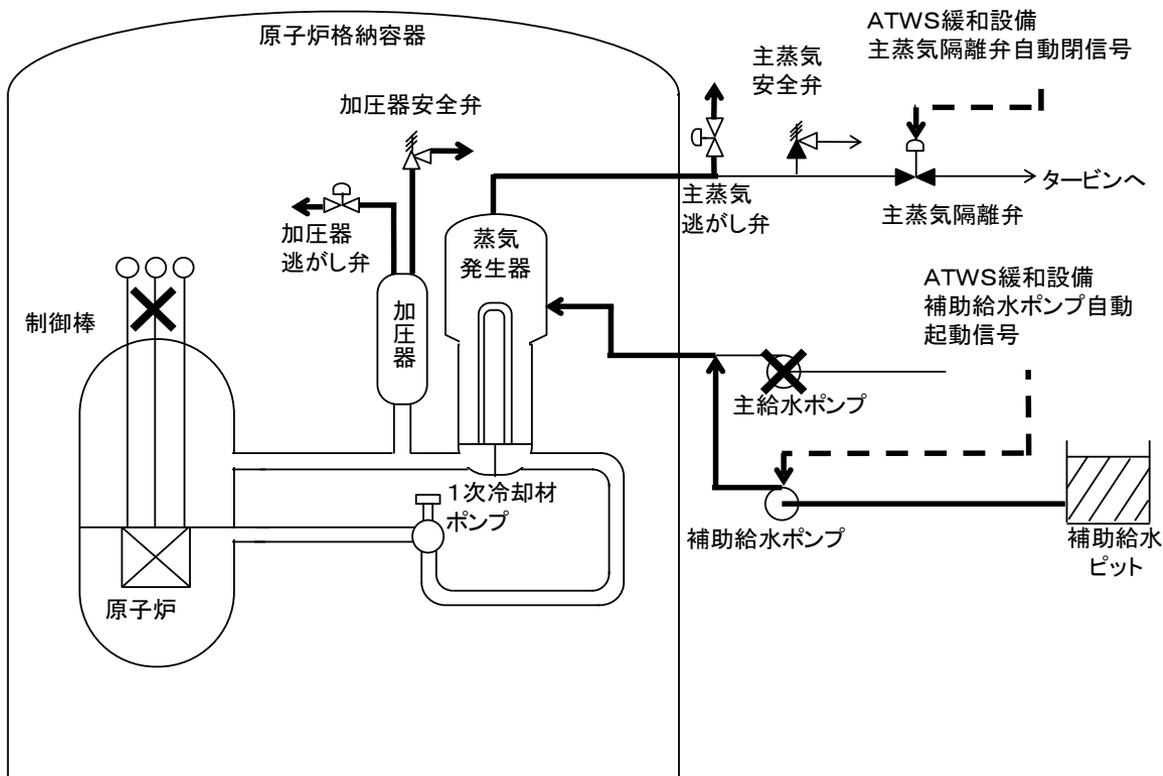
2. 主要解析条件及び重大事故対策概要図（短期対策）

【原子炉停止機能喪失】

過渡事象の過程でタービントリップが発生せず1次系圧力が厳しくなる「主給水流量喪失事象」を選定。

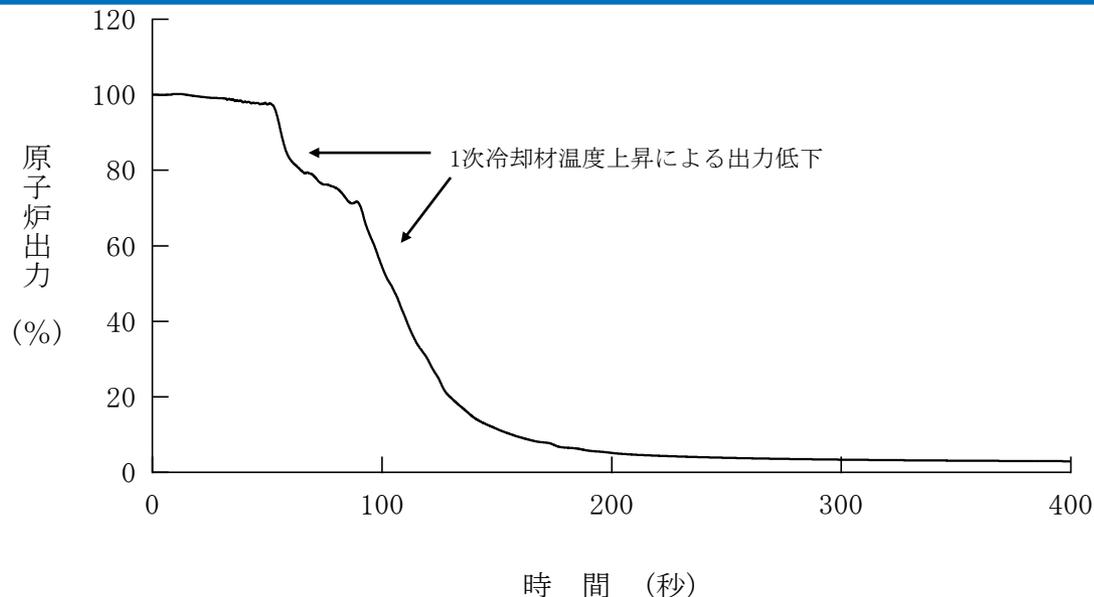
主要解析条件

項目	主要解析条件
解析コード	SPARKLE-2
原子炉出力(初期)	100%(2,660 MWt)
1次冷却材圧力(初期)	15.41MPa[gage]
1次冷却材温度(初期)	306.6℃
補助給水流量	150m ³ /h
炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGIN2 (サイクル末期を仮定)
減速材温度係数(初期)	-13pcm/℃
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



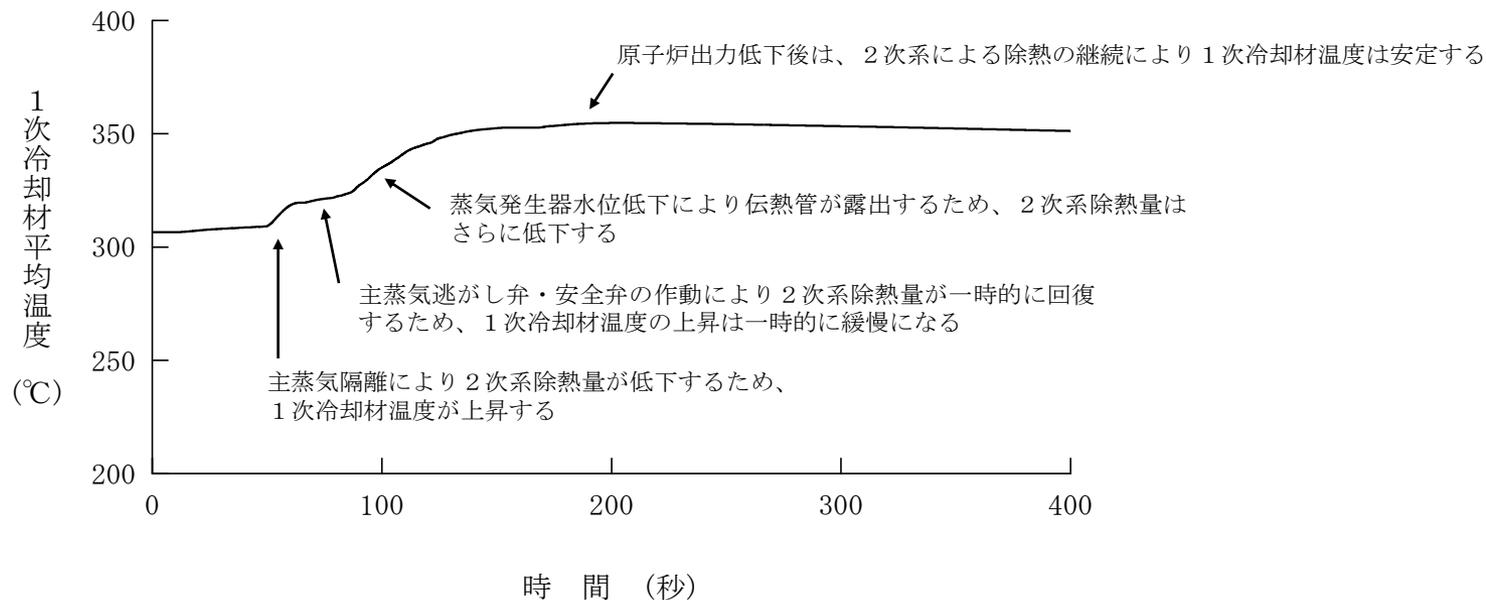
第1図 重大事故対策概要図（短期対策）

3. 主要なパラメータの解析結果 (1)



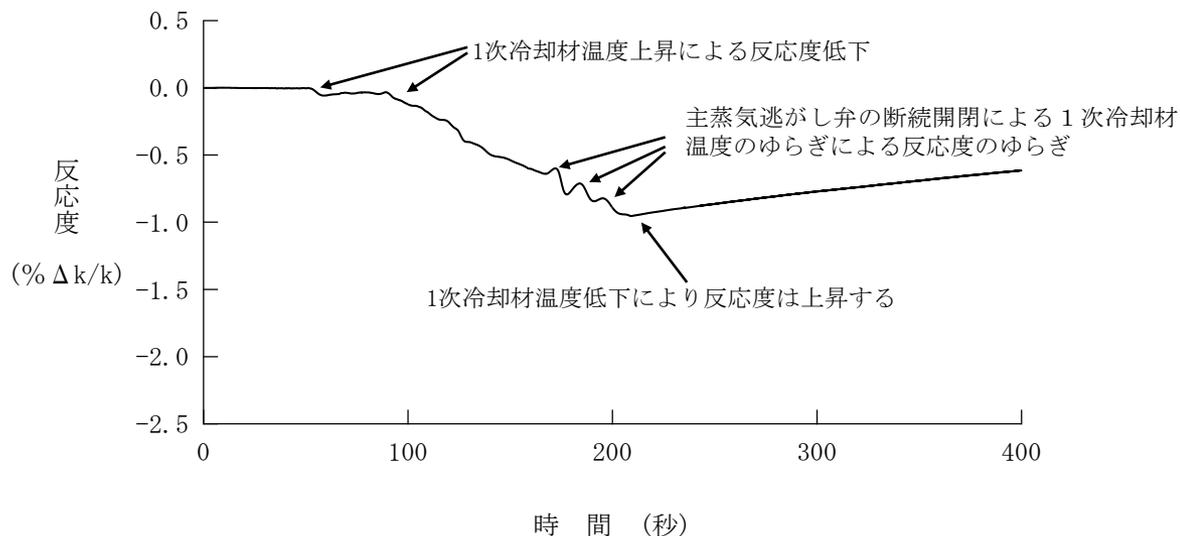
蒸気発生器水位が低下し1次冷却材温度が上昇するため、核的フィードバック効果により、原子炉出力は低下する。

第2図 原子炉出力の推移

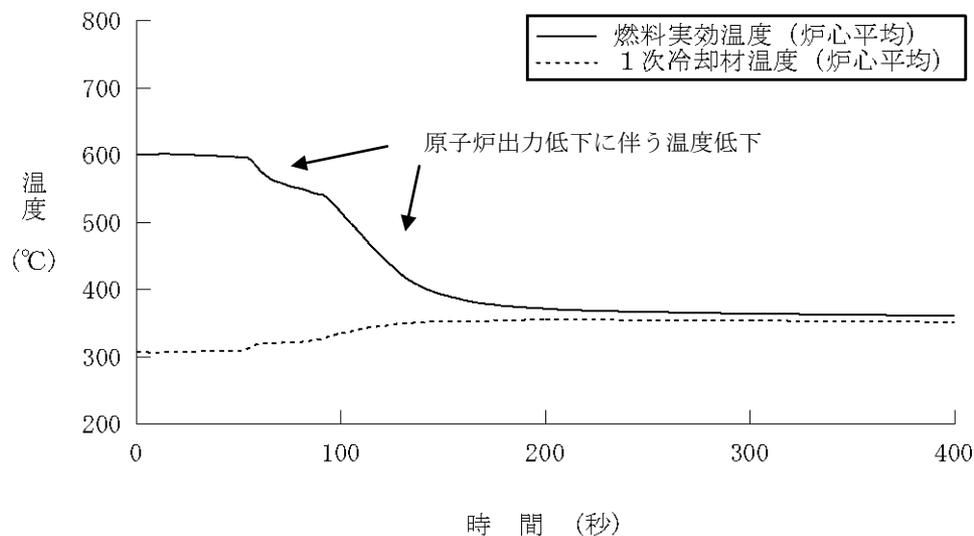


第3図 1次冷却材平均温度の推移

3. 主要なパラメータの解析結果 (2)

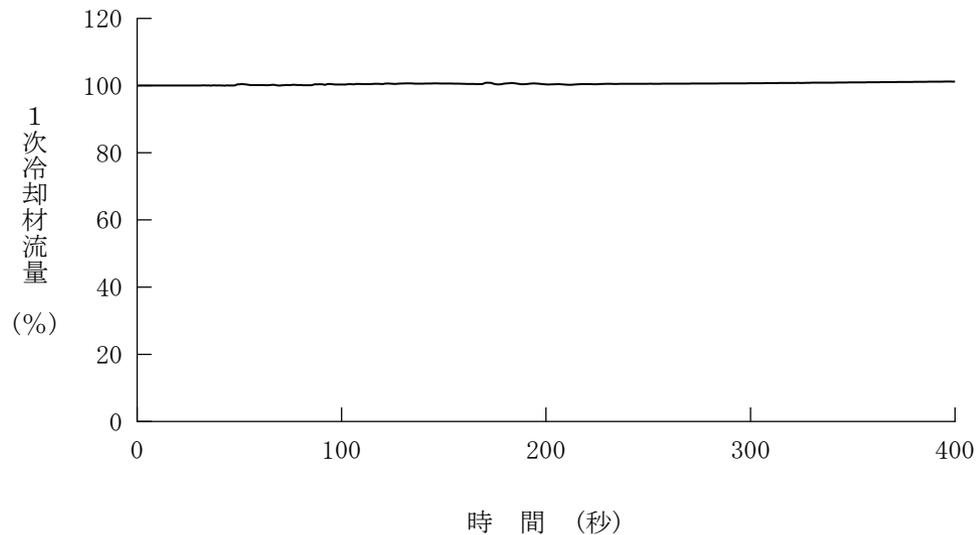


第4図 反応度の推移

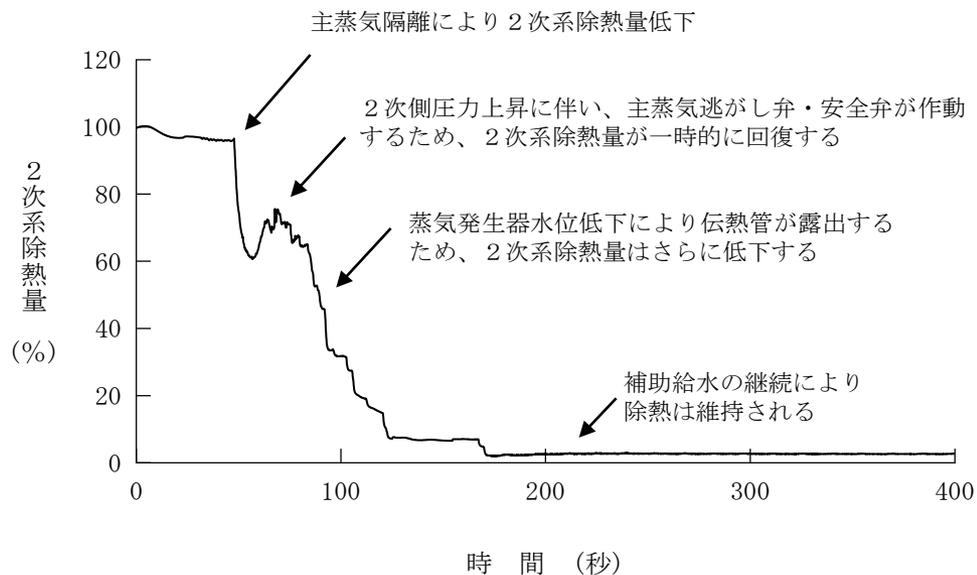


第5図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移

3. 主要なパラメータの解析結果 (3)

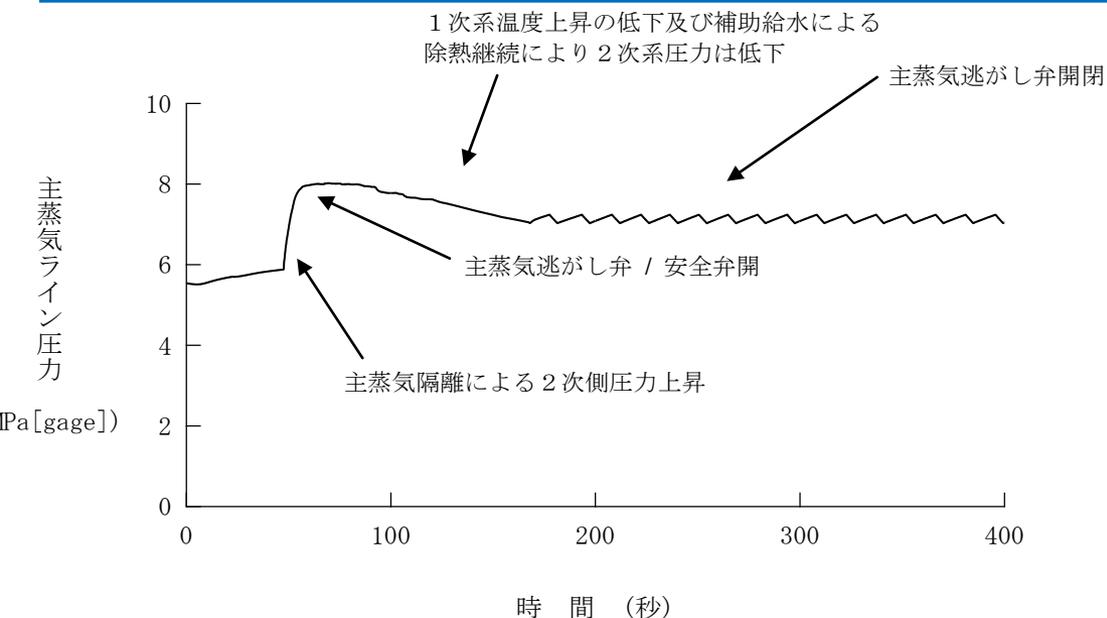


第6図 1次冷却材流量の推移



第7図 2次系除熱量の推移

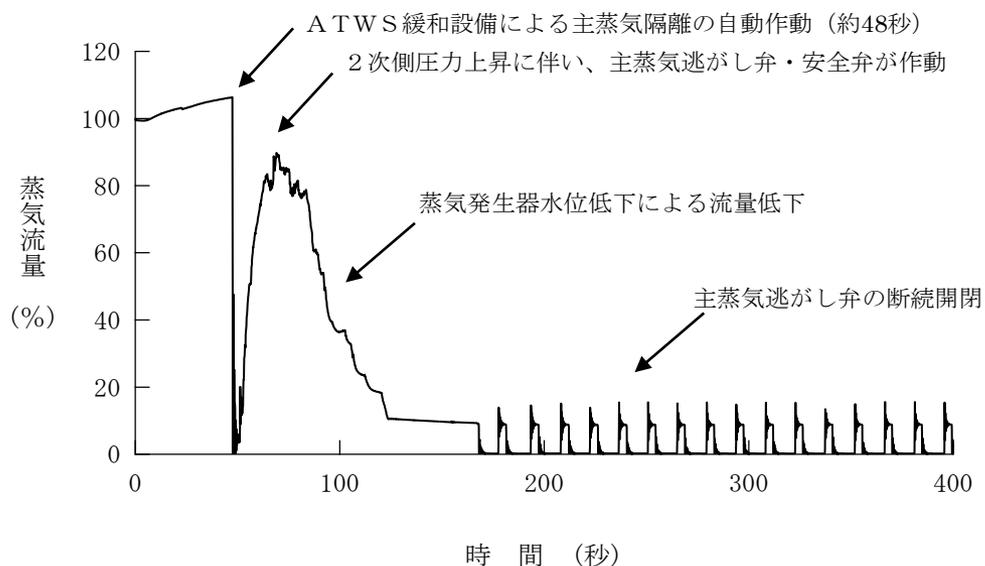
3. 主要なパラメータの解析結果 (4)



第8図 2次系圧力の推移

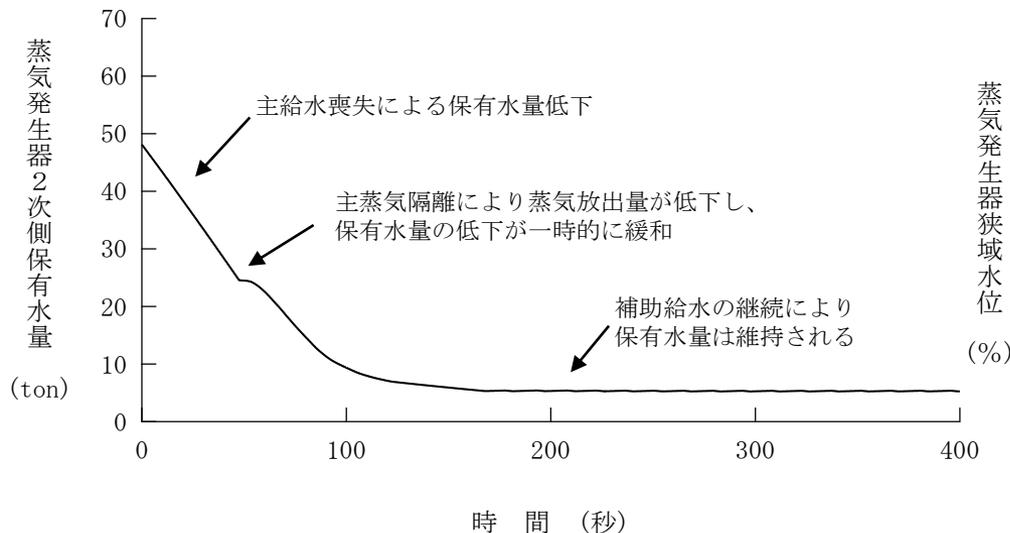
主蒸気逃がし弁・安全弁作動圧力 (単位: MPa[gage])

	解析設定値	実機設定値
主蒸気逃がし弁		
主蒸気安全弁		7.48

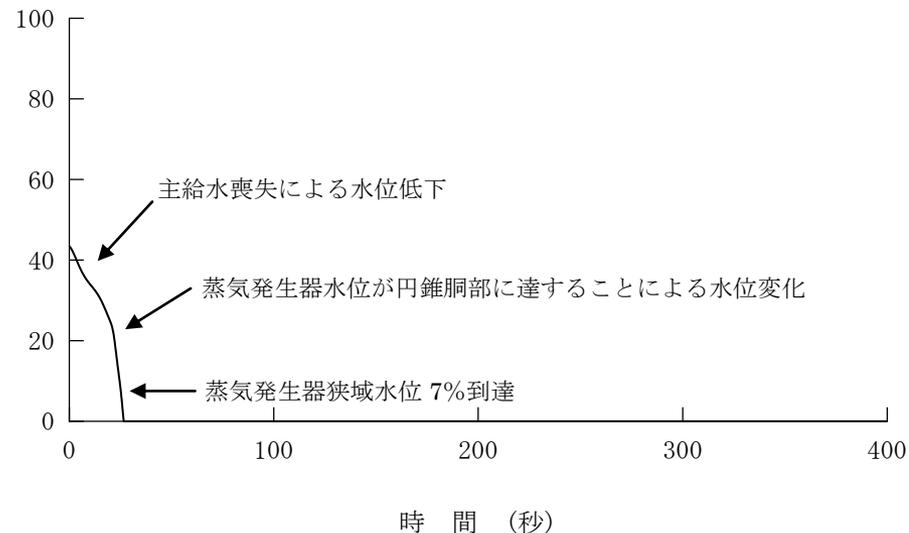


第9図 蒸気流量の推移

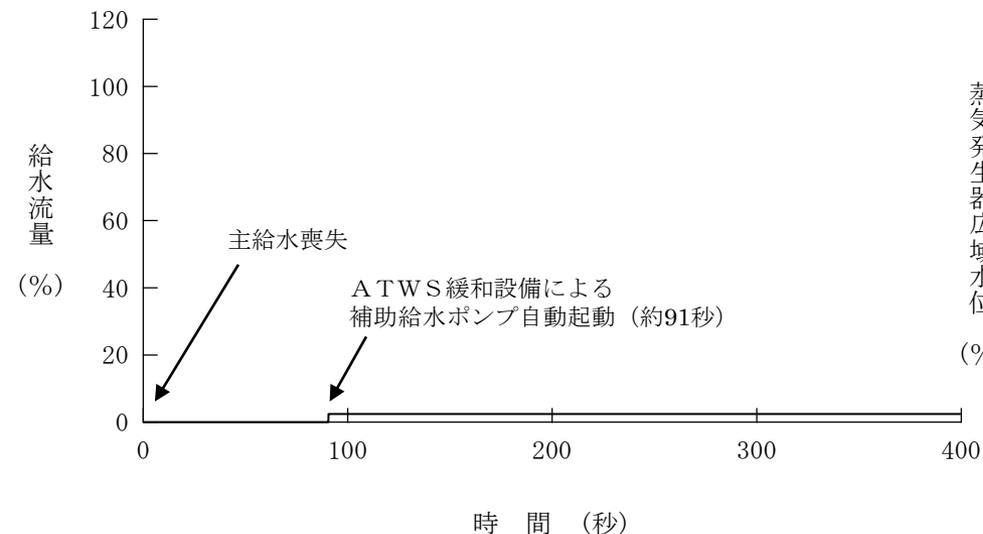
3. 主要なパラメータの解析結果 (5)



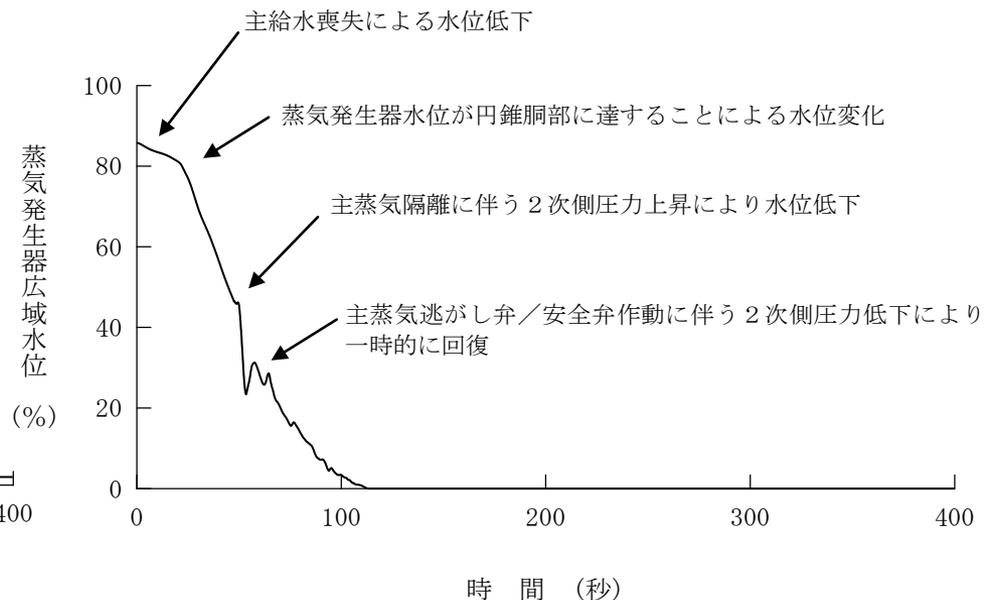
第10図 蒸気発生器2次側保有水量の推移



第12図 蒸気発生器狭域水位の推移

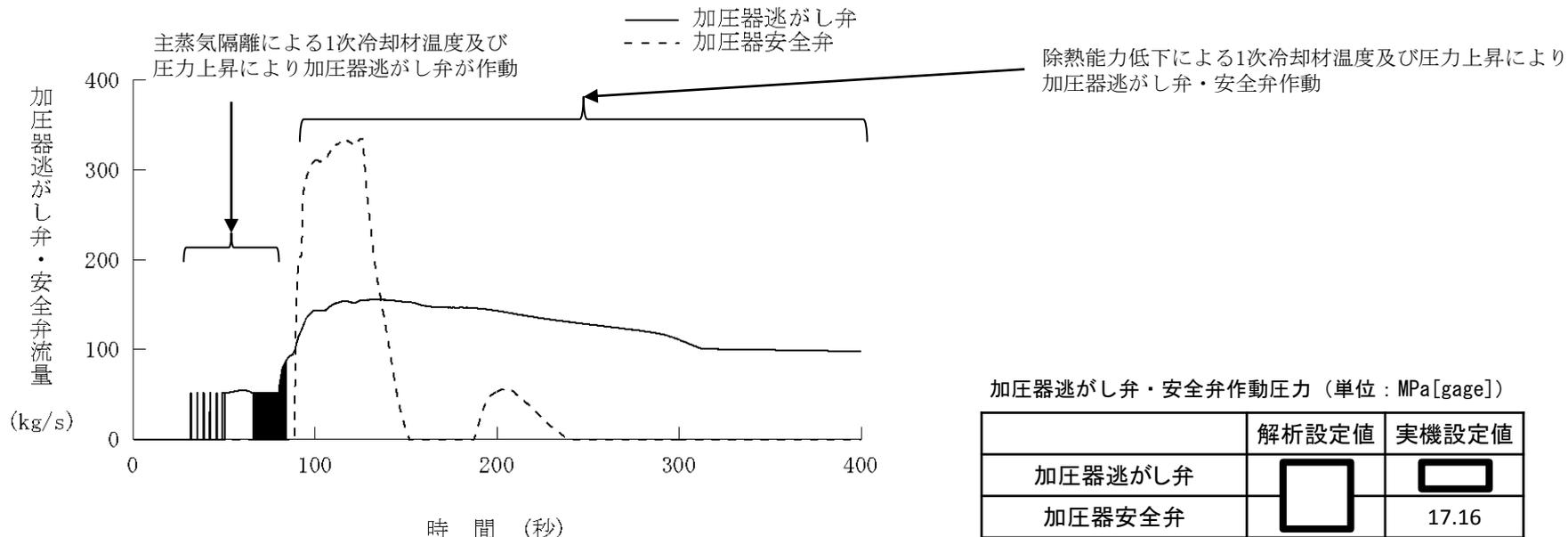


第11図 給水流量の推移

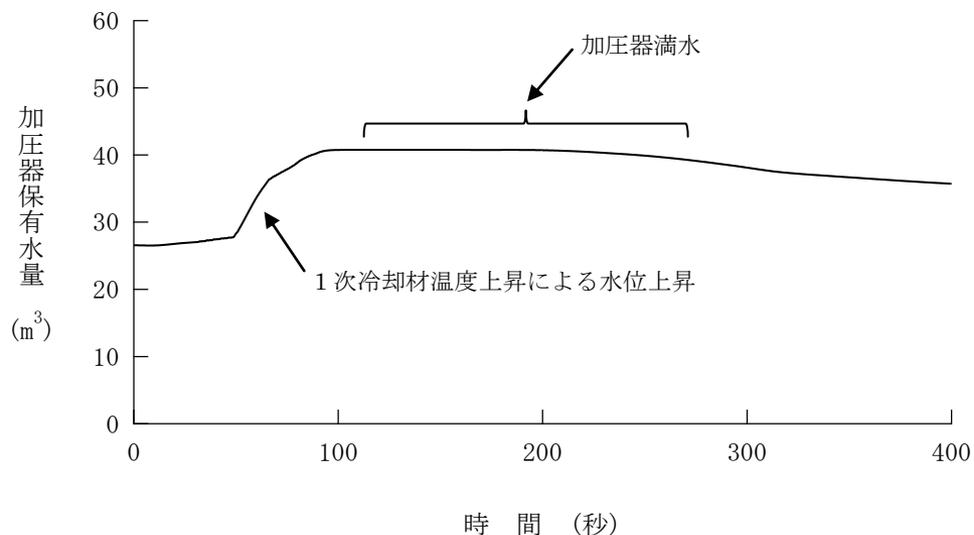


第13図 蒸気発生器広域水位の推移

3. 主要なパラメータの解析結果 (6)



第14図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移

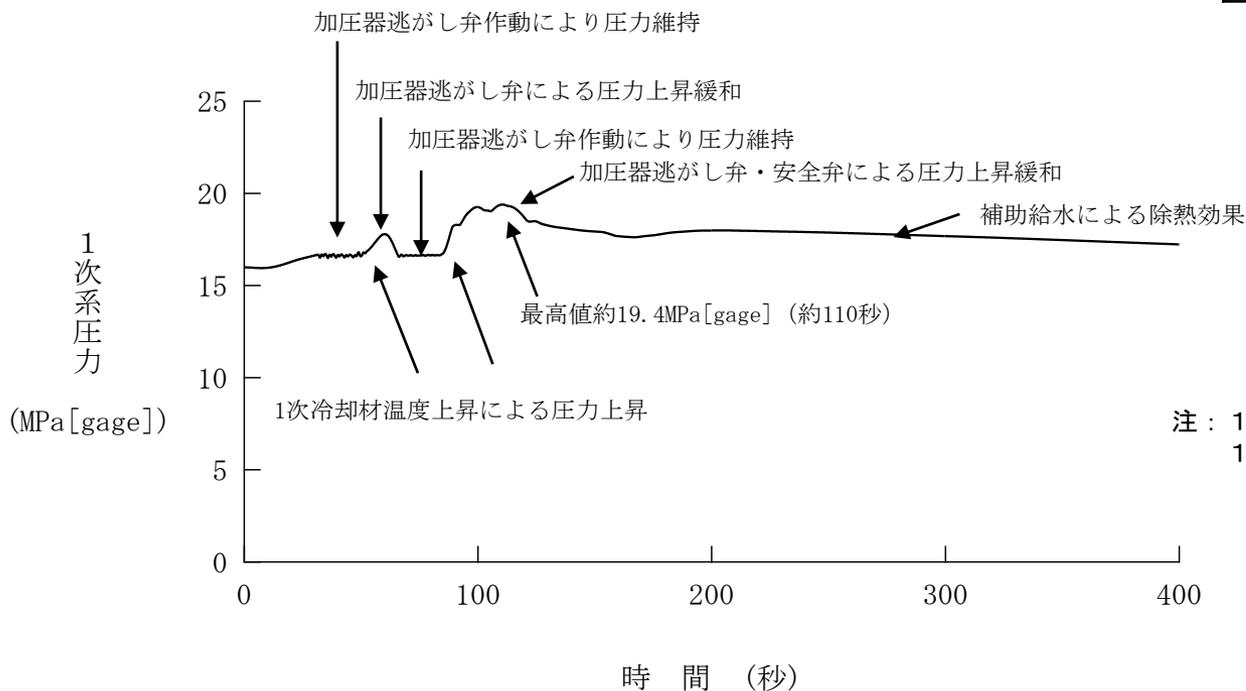


第15図 加圧器保有水量の推移

3. 主要なパラメータの解析結果 (7)

加圧器逃がし弁・安全弁作動圧力 (単位: MPa [gage])

	解析設定値	実機設定値
加圧器逃がし弁		
加圧器安全弁		17.16



注: 1次系圧力とは1次冷却系のうち
1次冷却材ポンプ吐出側における圧力

第16図 1次系圧力の推移

1次冷却材温度上昇に伴い1次系圧力は上昇するが、
最高使用圧力の1.2倍 (20.592MPa [gage]) を超えない。

5. 必要な要員と作業項目

(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))

●夜間・休日の初動対応要員

		対応要員数	実働要員
運転員	3号機中央制御室	6名	6名
災害対策要員	社員 (当番(指揮、通報))	(1～3号共通) 3名	3名
	社員 (運転支援、電源、給水等)	(3号) 3名	0名
	協力会社 (運転支援、電源、給水等)	(3号) 4名	0名
	協力会社(瓦礫撤去、給油 ホース接続)	(1～3号共通) 2名	2名
	協力会社 (消防)	(1～3号共通) 8名	8名
小計		26名	19名
		余裕	7名★

対応要員の内訳	要員 ※3	作業内容	時間	作業場所
○運転員 (3号機中央制御室対応要員) 3号機 運転員 4名 ・発電課長(当直)、副長、 運転員a,b ○運転員(現場操作者) 3号機運転員 2名 ・運転員c、d	運転員a	【原子炉停止操作】 原子炉手動トリップ操作(解析上、考慮せず) 【タービン停止操作】 タービン手動トリップ操作(解析上、考慮せず)	—	中央制御室
	運転員b	【原子炉停止操作】 MGセット電源開放 制御棒落下操作 (解析上、考慮せず)	—	中央制御室
	運転員a	緊急ほう酸濃縮操作(ほう素濃度の確認を含む) (化学体積制御系または高圧注入系による)	—	中央制御室
	運転員b	ほう酸希釈ライン隔離操作	—	中央制御室
	運転員a	加圧器スプレイ弁による1次冷却系減圧操作	—	中央制御室
	運転員b	主蒸気逃がし弁および補助給水系による 1次冷却系冷却操作	—	中央制御室
	運転員a	余熱除去系による1次冷却系冷却準備 ・冷却操作	—	中央制御室
	運転員c,d	余熱除去系による1次冷却系冷却準備操作	—	原子炉補助建屋等

○要員人数	平日昼間に事故が発生した場合に十分な要員数を確保できるのは当然のことながら、夜間・休日においても、初動対応要員(運転員)にて事故収束作業が可能な体制となっている。
-------	---

★初動対応開始後、サポート要員7名を中央制御室に待機させ、通信手段不具合や要員の受傷など不測の事態に備える

召集要員 (技術系社員)	宮丘地区※1 地元4力町村※2	325名 104名
小計		429名

※1: 宮丘地区からの召集要員とは、社員[社宅、みやおか寮、柏木寮、桜木寮、はまなす寮]
 ※2: 地元4力町村からの召集要員とは、宮丘地区を除く、地元4力町村(岩内町、共和町、泊村、神恵内村)
 ※3: 今後の更なる要員の検討により変更が必要となる可能性がある。

6. 対応手順と所要時間

(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))

手順の項目	要員	手順の内容 (現場作業)	経過時間		備考
			(分)	(時)	
			2 4 6 8 10 12 14 16 18	1 2 6 10 14	
		事象発生 ▼ 約48秒 主蒸気隔離 ▼ 約91秒 補助給水ポンプ自動起動及び流量確立			
		▼ プラント状況判断			
状況判断	運転員	●原子炉トリップ・タービントリップ失敗確認 ●主給水喪失確認 ●出力領域中性子束指示値5%以上確認 ●補助給水ポンプ起動・補助給水流量確立の確認 ●主蒸気隔離確認 ●主蒸気逃がし弁動作確認 ●加圧器逃がし弁動作確認 (中央制御室操作)	10分		
原子炉停止操作 タービン停止操作 (解析上、考慮せず)	運転員a	●原子炉手動トリップ操作 ●タービン手動トリップ操作 (中央制御室操作)	運転員a		
原子炉停止操作 (解析上、考慮せず)	運転員b	●MGセット電源開放 制御棒落下操作 (中央制御室操作)	運転員b		
緊急ほう酸濃縮	運転員a	●緊急ほう酸濃縮操作(ほう素濃度の確認を含む) (中央制御室操作)		運転員a	
ほう酸希釈ライン 隔離操作	運転員b	●ほう酸希釈ライン隔離操作 (中央制御室操作)		運転員b	
1次冷却系減圧	運転員a	●加圧器スプレイ弁による1次冷却系減圧操作 (中央制御室操作)		継続操作	通常のプラント 停止操作
SG2次側による冷却	運転員b	●主蒸気逃がし弁および補助給水系による 1次冷却系冷却操作 (中央制御室操作)		約9.5時間	通常のプラント 停止操作
余熱除去系による 1次冷却系冷却	運転員a	●余熱除去系による1次冷却系冷却準備・冷却操作 (中央制御室操作)			通常のプラント 停止操作
余熱除去系による 1次冷却系冷却	運転員c,d	●余熱除去系による1次冷却系冷却準備操作 (現場操作)			通常のプラント 停止操作