

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対策の有効性評価について 補足説明資料

平成 29 年 11 月

東北電力株式会社

目 次

- 1 有効性評価における先行プラントとの主要な相違点について
- 2 原子炉水位及びインターロックの概要
- 3 平均出力燃料集合体に燃料被覆管最高温度が発生することの代表性について
- 4 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について
- 5 原子炉隔離時冷却系による注水継続及び原子炉の減圧操作について
- 6 運転手順書における各種制限曲線
- 7 低圧代替注水系（可搬型）緊急送水ポンプ準備の作業成立性について
- 8 原子炉低圧時における原子炉隔離時冷却系の注水特性による評価
- 9 逃がし安全弁に不確かさを考慮した場合の評価結果について
- 10 原子炉満水操作の概要について
- 11 T B P 感度解析ケースにおける燃料被覆管破裂の有無について
- 12 女川 2 号炉のプラントの特徴について

下線部：本日提示資料

7. 低圧代替注水系（可搬型）緊急送水ポンプ準備の作業成立性について

(1) はじめに

事故シナシケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋SRV再閉失敗＋HPCS失敗」（以下、「TBP」という。）では、全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着する。このため、原子炉圧力の低下が継続し蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するため、事象発生95分後までに低圧代替注水系（可搬型）緊急送水ポンプによる注水準備を完了させることとしている。

本作業は、事象発生後短時間での準備完了が必要な作業であり、その成立性については以下のとおり確認している。

(2) 作業の成立性

緊急送水ポンプの作業概要を図1に、TBPにおける対応概要（タイムチャート）を図2に、緊急送水ポンプ準備作業の流れを図3に示す。図2に示すとおり、低圧代替注水系（可搬型）緊急送水ポンプ準備は、事象発生約15分後から開始し、訓練実績等を踏まえ、事象発生約73分後に完了する見込みを得ている。解析上の注水開始時間（事象発生約95分後）に対して約22分の時間余裕を含んでいる。

また、個別作業の成立性については以下のとおり確認している。

a. 運転員による現場での系統構成

運転員による現場での系統構成作業を別紙1に示す。

別紙1に示すとおり、運転員による系統構成は、想定される作業環境を考慮した可搬型照明や装備を準備していること及び操作性は通常の弁操作と同様であり容易に実施可能である。

作業時間については訓練実績等による約29分に対して、想定時間は45分と設定しており、時間余裕約16分を見込んでいることから、想定時間内で実施可能であると考えている。

b. 重大事故等対応要員による緊急送水ポンプの準備

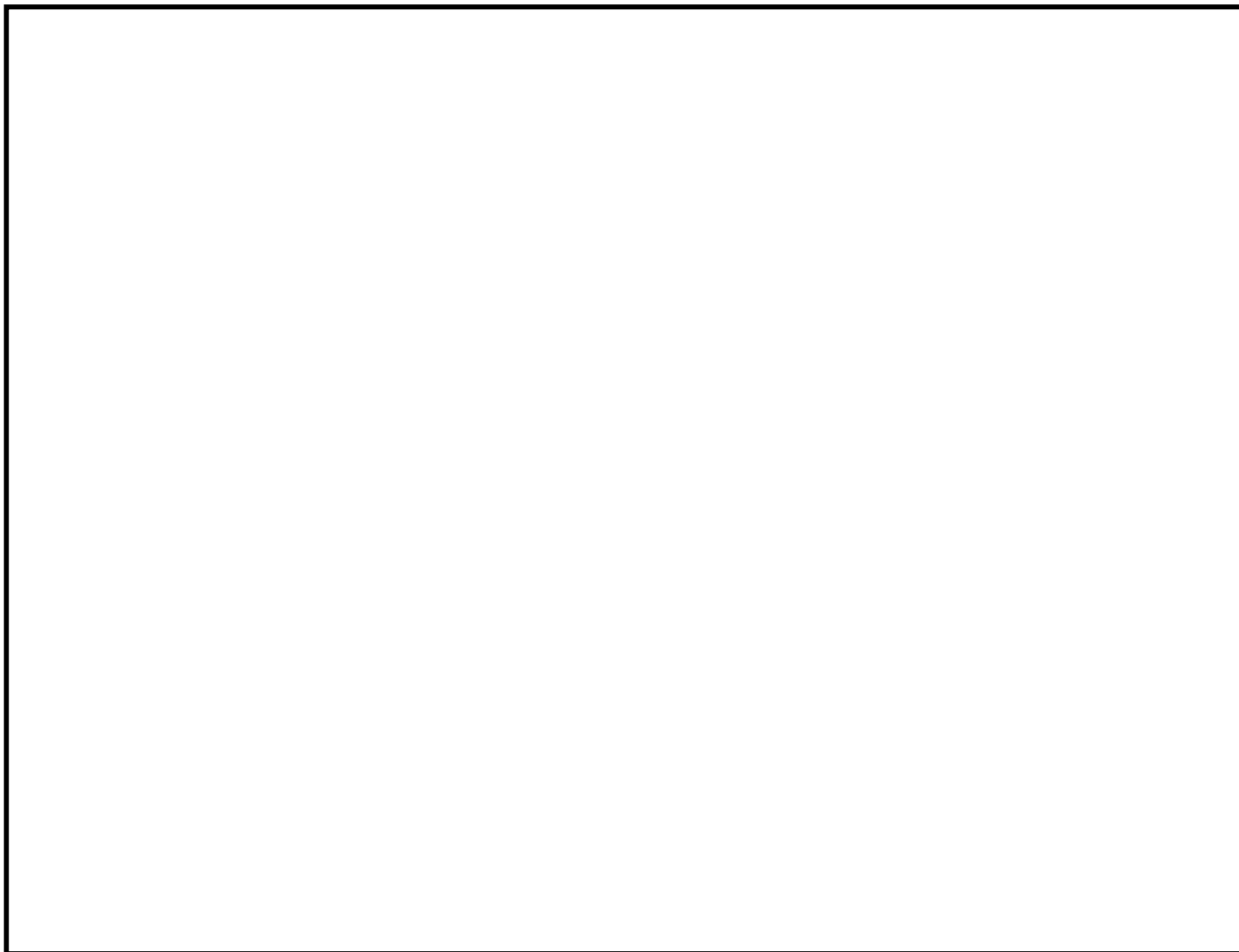
重大事故等対応要員による緊急送水ポンプの準備作業及び作業概要を別紙2に示す。

別紙2に示すとおり、重大事故等対応要員による緊急送水ポンプの準備は、可搬型照明（ヘッドライト、懐中電灯）により、夜間における作業性も確保していること、及びホースの接続作業は汎用の結合金具を用いた簡便な接続方式を採用していることから容易に実施可能である。

作業時間については訓練実績等による約58分に対して、想定時間は80分と設定しており、時間余裕約22分を見込んでいることから、想定時間内で実施可能であると考えている。

(3) まとめ

以上のとおり、低圧代替注水系（可搬型）緊急送水ポンプによる原子炉注水作業については、想定している時間までに実施可能であると考えている。



注)
各作業への付番は
図2の作業番号に対応

図1. 低圧代替注水系（可搬型）緊急送水ポンプの作業概要（1 / 2）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

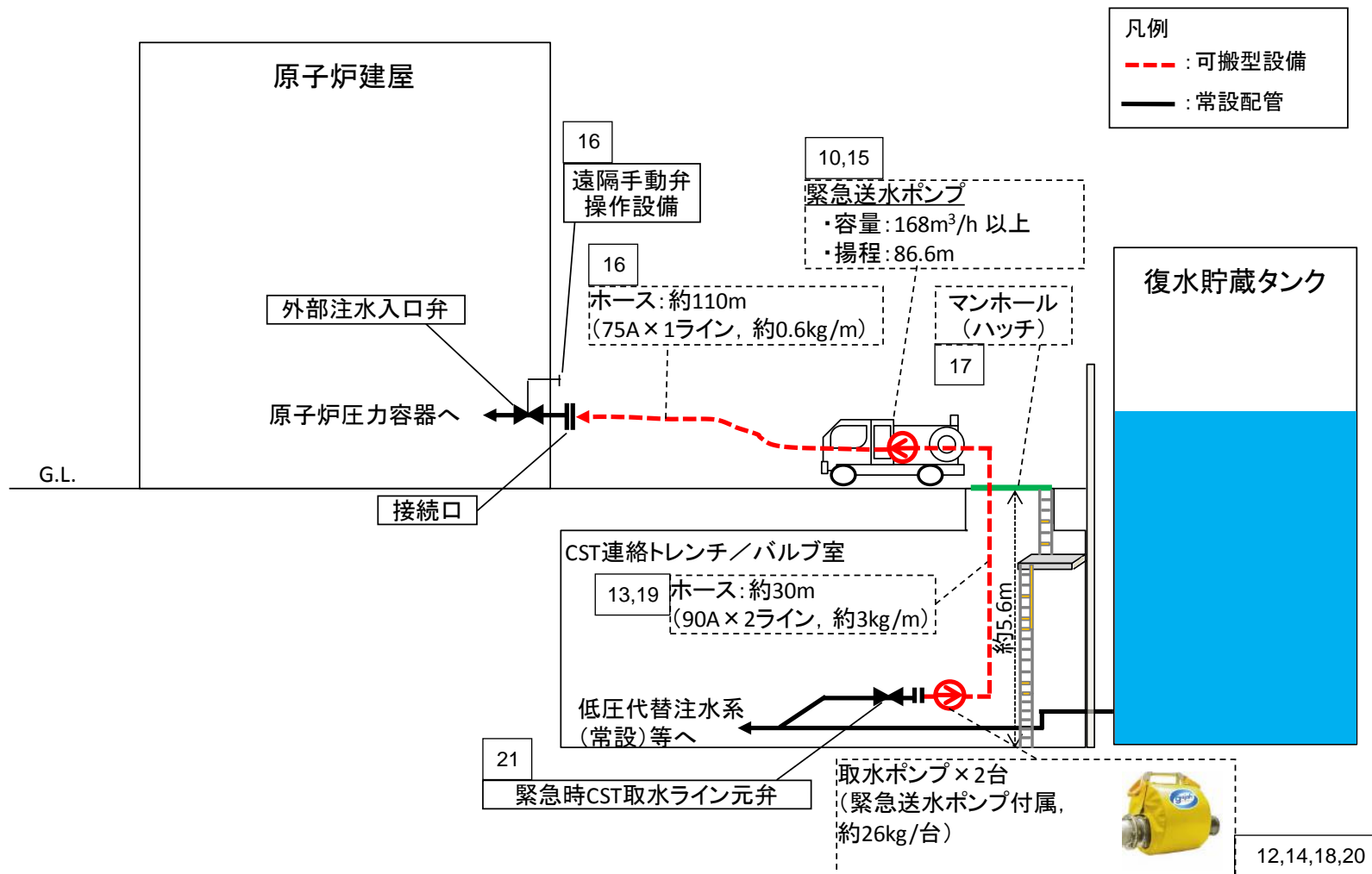
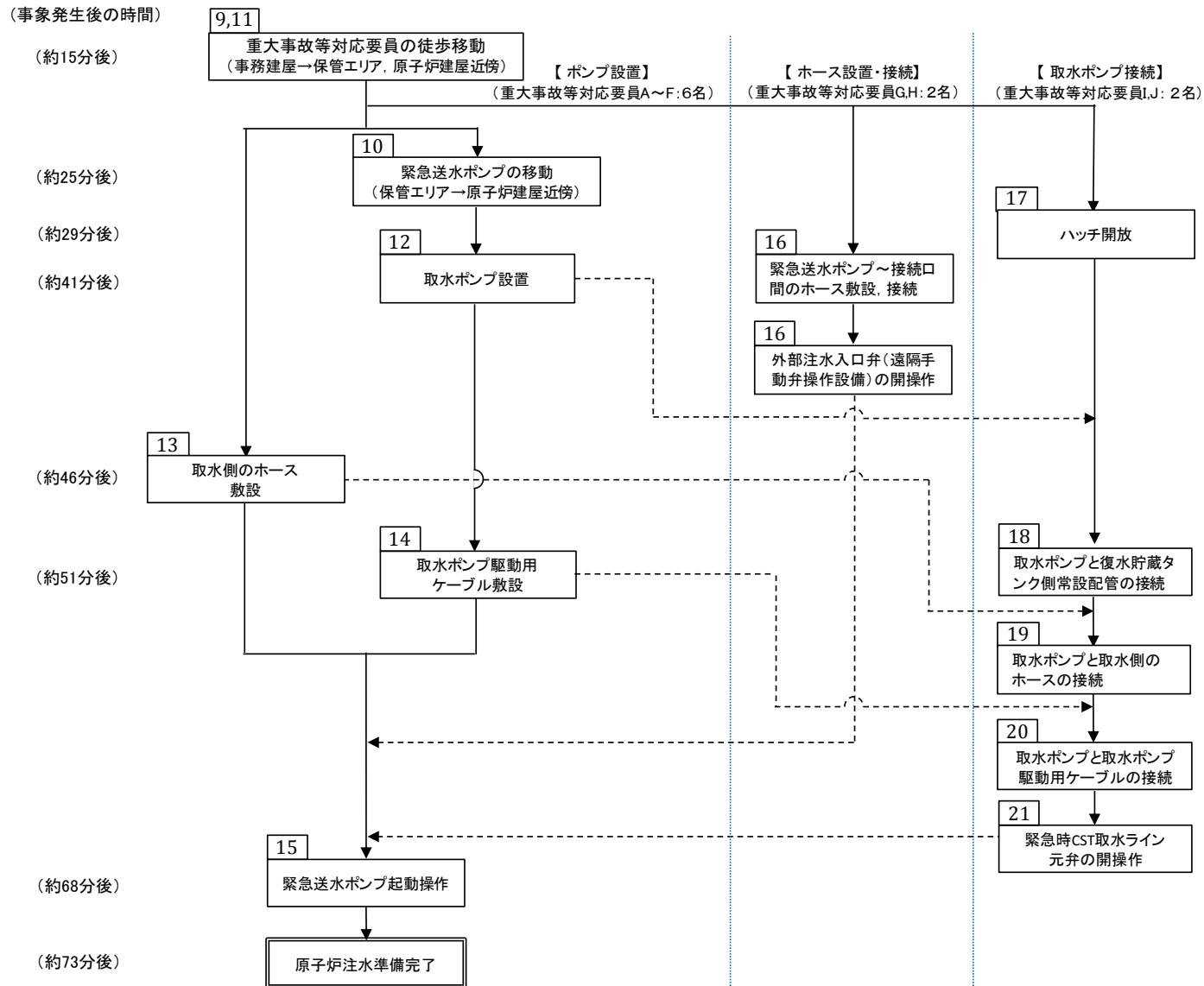


図1. 低圧代替注水系（可搬型）緊急送水ポンプの作業概要（2 / 2）

作業項目	作業番号	操作者	作業内容	10分 20分 30分 40分 50分 60分 70分 80分 90分 100分																	備考
				10分 20分 30分 40分 50分 60分 70分 80分 90分 100分 ▽約2分 原子炉水位低(レベル2)到達 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始 ▽約5分 緊急送水ポンプ出動要請 ▽約15分 緊急送水ポンプ準備開始 ▽約73分 緊急送水ポンプによる注水準備完了 時間余裕 約22分 ▽約95分 原子炉急速減圧及び注水開始																	
状況判断	1	運転員A,B,C	・状況判断	10分																	
	2	運転員C	・原子炉隔離時冷却系 原子炉注水確認	適宜実施																	
	3	運転員A,B	・非常用交流電源受電(受電失敗)	5分																	
屋内系統構成	4	運転員D,E	・低压代替注水系(緊急送水ポンプ)系統構成(注入側2弁開,隔離弁3弁閉)	45分																	
原子炉減圧	5	運転員C	・逃がし安全弁2個 手動開放操作																	5分	
初動準備	6	発電課長	・対策本部への状況連絡(事象発生後適宜実施/緊急送水ポンプ準備要請)	5分																	
	7	対策本部	・重大事故等対応要員初動準備指示/緊急送水ポンプ準備指示	5分																	
	8	重大事故等対応要員	・初動準備	10分																	
緊急送水ポンプ準備	9	重大事故等対応要員2名(A,B)	・徒歩移動(事務建屋→第5保管エリア)	15分																	
	10	重大事故等対応要員2名(A,B)	・車両移動(第5保管エリア→原子炉建屋近傍)	10分																	
	11	重大事故等対応要員8名(C~J)	・徒歩移動(事務建屋~原子炉建屋近傍)	14分																	
	12	【A班:ポンプ設置】 重大事故等対応要員4名(A,B,C,D)	【A,B】取水ポンプ(2台)の設置作業	10分																	・取水ポンプ約26kg/台
	13		【C,D】取水側(取水ポンプ~緊急送水ポンプ)のホースの敷設作業	10分																	・約30m(90A)×2ライン(1ラインあたり10m×3本)
	14		【A,B】取水ポンプ駆動用ケーブルの敷設作業	10分																	・90Aホース:約3kg/m
	15		【A,B,C,D】緊急送水ポンプ起動操作	5分																	
	16		【B班:ホース接続】 重大事故等対応要員2名(E,F)	【E,F】吐出側(緊急送水ポンプ~接続口)のホースの敷設・接続作業,遠隔手動弁操作設備による外部注水入口弁の開操作	28分																
	17	【C班:ポンプ接続】 重大事故等対応要員4名(G,H,I,J)	【G,H】ハッチ開放作業	12分																	・75Aホース:約0.6kg/m
	18		【G,H,I,J】復水貯蔵タンク側常設配管と取水ポンプの接続	10分 荷受	5分																
	19		【G,H,I,J】取水ポンプと取水側のホースの接続	10分 荷受	5分																
20	【G,H,I,J】取水ポンプとポンプ駆動用ケーブルの接続		10分 荷受	5分																	
21	【G,H,I,J】緊急時CST取水ライン元弁の開操作		2分																		

■:クリティカル作業

図2. TBPにおける対応概要(タイムチャート)



注)
 各作業への付番は
 図2の作業番号に対応

図3. 緊急送水ポンプ準備作業の流れ

低圧代替注水系（可搬型）緊急送水ポンプによる原子炉圧力容器への注水系統構成

1. 操作概要

全交流動力電源喪失時において、低圧代替注水系（可搬型）緊急送水ポンプによる原子炉圧力容器への注水が行えるよう、手動にて T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁、R/B 1F 緊急時隔離弁を全閉（復水補給水系バイパス流防止措置）、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁及び RHR ヘッドスプレイライン洗淨流量調整弁（残留熱除去系 B 系注入配管を使用して原子炉圧力容器へ注水する場合は、RHR B 系 LPCI 注入隔離弁及び RHR B 系格納容器冷却ライン洗淨流量調整弁）を全開操作し、系統構成を実施する。

2. 作業場所

原子炉建屋		(管理区域)
原子炉建屋		(管理区域)
原子炉建屋		(管理区域)

3. 必要要員数及び時間

低圧代替注水系（可搬型）緊急送水ポンプによる原子炉圧力容器への注水のうち、現場での系統構成に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：2 名（現場運転員 2 名）

想定時間：「残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合」：45 分

（訓練実績等：約 29 分）

「残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合」：45 分

（訓練実績等：約 27 分）

4. 操作の成立性について

作業環境：可搬型照明（ヘッドライト、懐中電灯）により、暗闇における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト、懐中電灯）を携行しており、暗闇においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に移動の支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

低圧代替注水系（可搬型）緊急送水ポンプによる原子炉圧力容器への注水準備

1. 操作概要

発電所対策本部は、低圧代替注水系（可搬型）緊急送水ポンプによる原子炉圧力容器への注水が必要な状況において、プラント状況から緊急送水ポンプのホース敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場にて、緊急送水ポンプの設置及びホースの敷設、接続等を実施し、低圧代替注水系（可搬型）緊急送水ポンプにより送水する。

2. 作業場所

屋外（復水貯蔵タンク，原子炉建屋周辺）

3. 必要要員数及び時間

低圧代替注水系（可搬型）緊急送水ポンプによる原子炉圧力容器への注水のうち、緊急送水ポンプの設置及びホースの敷設、接続等に必要の要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数 : 10名（重大事故等対応要員）

想定時間 : 80分（訓練実績等：約58分）

4. 操作の成立性について

作業環境：可搬型照明（ヘッドライト，懐中電灯）により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト，懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に移動の支障となる設備はない。

操作性：緊急送水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具を用いた簡便な接続方式を採用していることから容易に実施可能である。

CST 連絡トレンチ／バルブ室への取水ポンプ等の吊り下ろし作業は、ロープを用いて人力にて行うが、適切な吊り具を用い、上下に必要な人員を配置したうえで行うことから、容易かつ確実に実施可能である。

また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

8. 原子炉低圧時における原子炉隔離時冷却系の注水特性による評価

有効性評価においては、原子炉圧力が 1.04MPa[gage]を下回った場合に原子炉隔離時冷却系（以下、「RCIC」という。）が停止する解析となっているが、実際の運転操作においては、原子炉圧力が低下した場合においても、RCICによる原子炉注水が継続する限り、RCICにより原子炉注水を継続する。

このことを考慮し、設計仕様の範囲外ではあるが、原子炉低圧時（1.04MPa[gage]未満）におけるポンプ性能を以下のように評価し、理論上の注水特性を設定し、事象進展解析を実施した。

(1) 理論上の注水特性の設定方法

RCICポンプの流量は、想定する原子炉圧力におけるRCICポンプ駆動用タービンの回転数とそれによって発生する軸動力、及び原子炉注水に必要な揚程とRCICポンプのQ-H特性の関係から定まる。想定する原子炉圧力での回転数におけるRCICポンプのQ-H特性は、既知の定格回転数におけるQ-H特性に、遠心ポンプの特性であるポンプ回転数、流量、揚程の関係式を適用することで算出できる。このようにして得られたRCICポンプのQ-H特性と原子炉注水に必要な揚程の関係からRCICポンプの運転点を算出する。このポンプ運転点でのポンプ軸動力がRCICポンプ駆動用タービン軸動力と一致していることを確認することで、原子炉注水流量を得ることができる。（図1参照）

[出典①：JIS B 8301「遠心ポンプ、斜流ポンプ及び軸流ポンプ—試験方法」]

[出典②：機械工学便覧 応用システム編γ2「流体機械」]

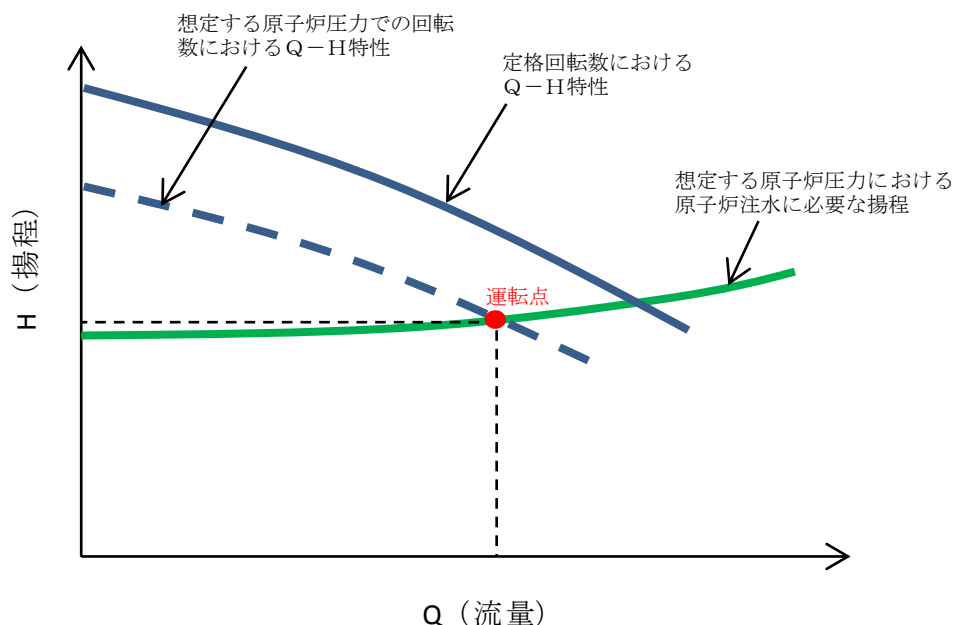


図1 想定する原子炉圧力における流量評価方法の概要図

(2) 理論上の注水特性の設定結果

R C I Cの理論上の注水特性の設定結果を図2に示す。結果より、原子炉圧力が設計値よりも更に低圧の場合（1.04MPa[gage]未満）においても、理論上は一定程度の注水は可能であると考えられる。

また、女川2号炉におけるR C I C系統試験時の実績、及び同型機である女川3号炉のR C I Cの運転実績を図中に示す。いずれの運転実績も、理論値を上回る注水流量の確保が可能な結果となっている。

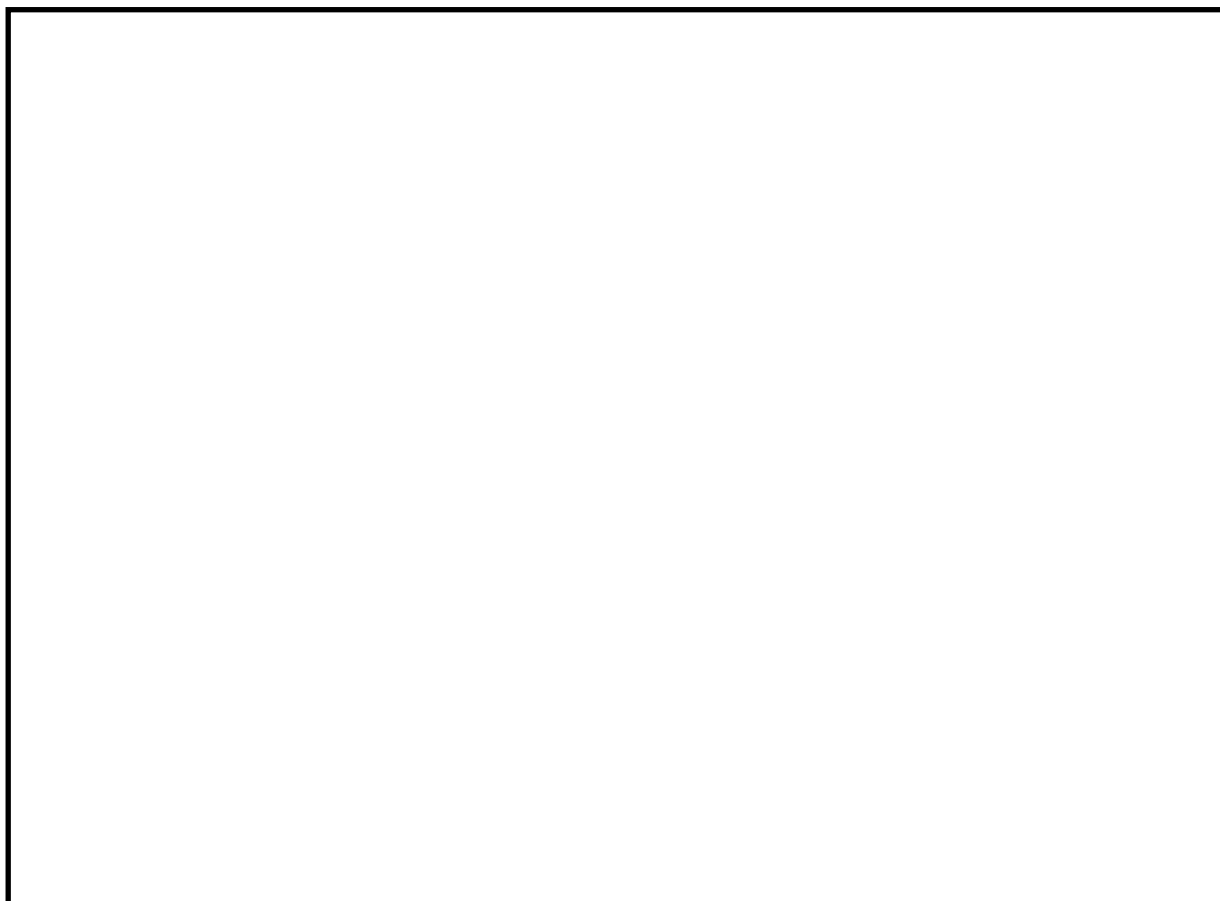


図2 R C I Cの理論上の注水特性の設定結果

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。

(3) 理論値相当の注水特性を使用した場合の事象進展解析

a. 解析条件

「2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋SRV再閉失敗＋HPCS失敗」と原則同様であるが、RCICの注水特性については、図2に示す理論値相当の注水特性を使用する。

また、実際の運転操作においては、原子炉圧力が1.04MPa[gage]を下回った場合においてもRCICを停止せず注水を継続することから、本解析では、低圧代替注水系（可搬型）の準備完了後においてもRCICによる原子炉注水を継続するものとする。

b. 解析結果

図3～図6に示すとおり、逃がし安全弁（1個）の開固着により、蒸気の流出が継続し、原子炉圧力が低下していくものの、RCICによる原子炉注水が継続することから、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持される。また、燃料被覆管の最高温度は、初期値を上回ることはない。

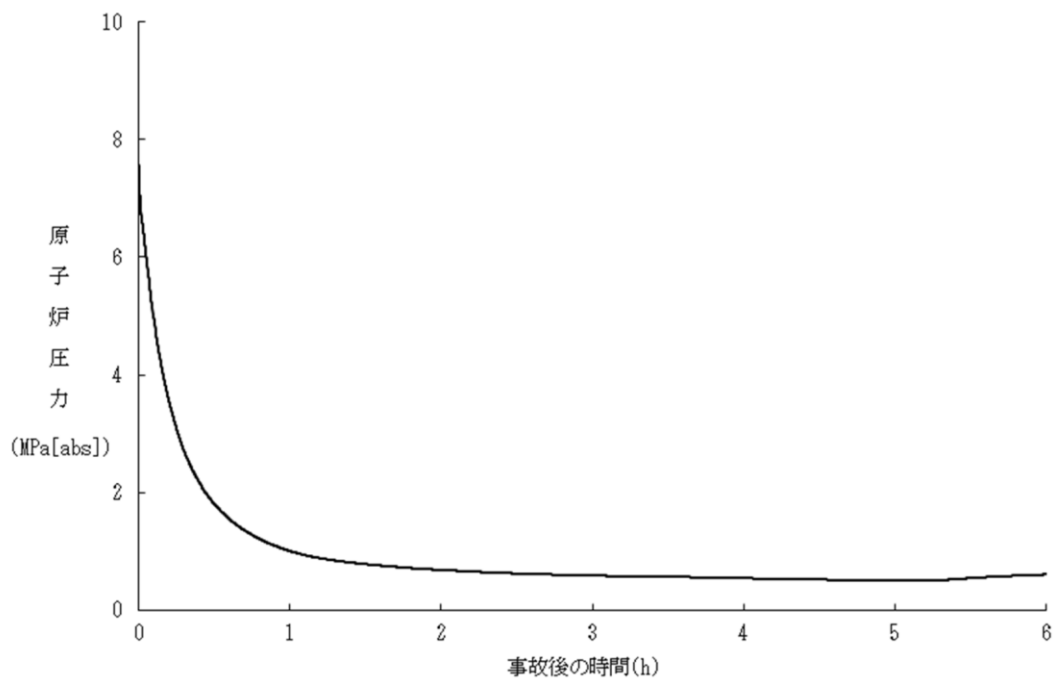


図3 原子炉圧力の推移

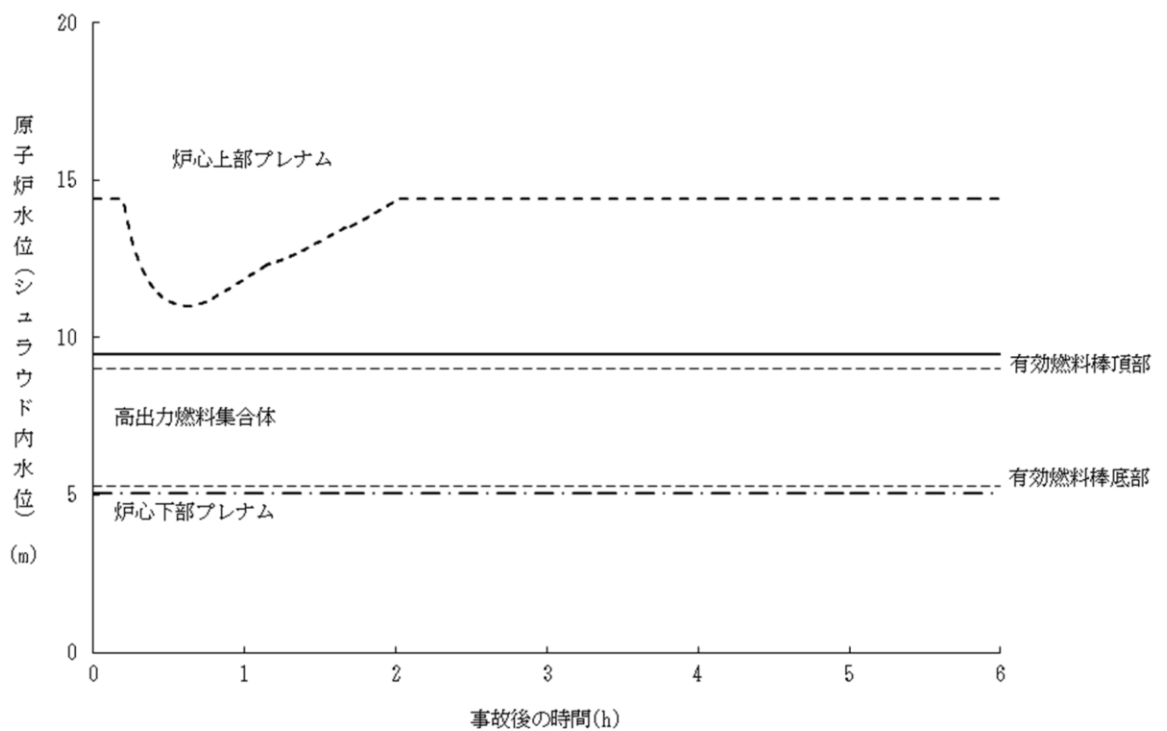


図4 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移

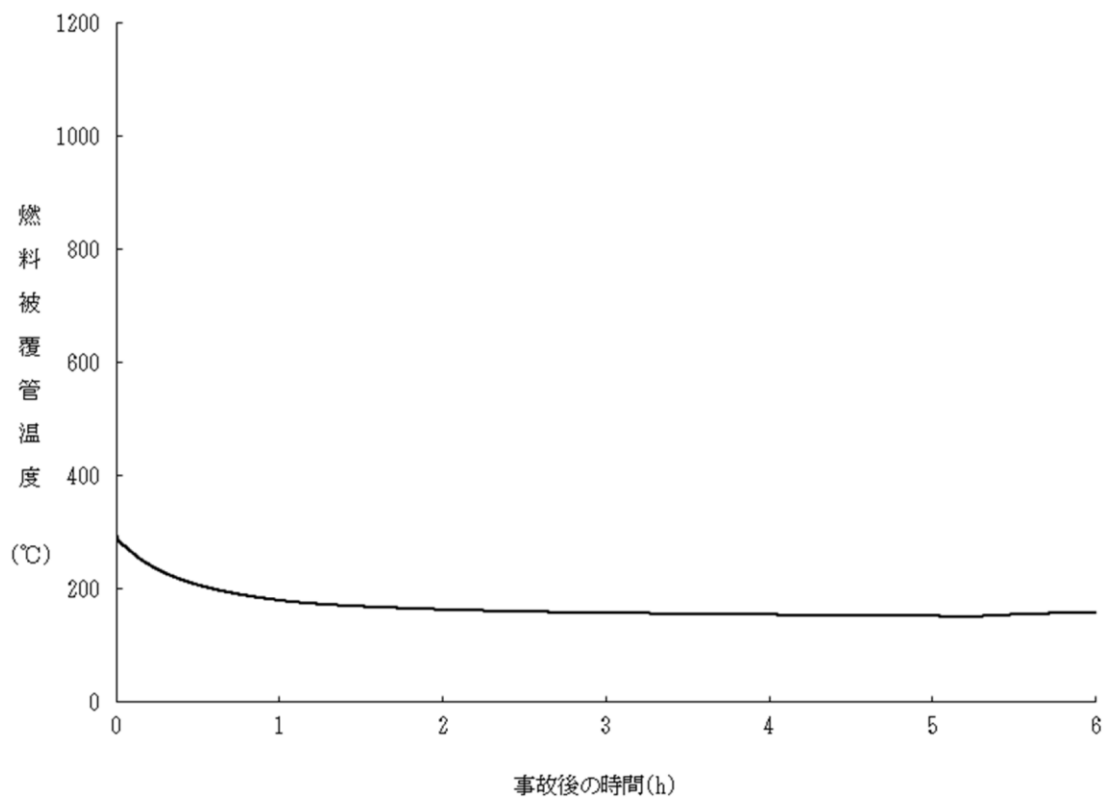


図5 燃料被覆管温度の推移

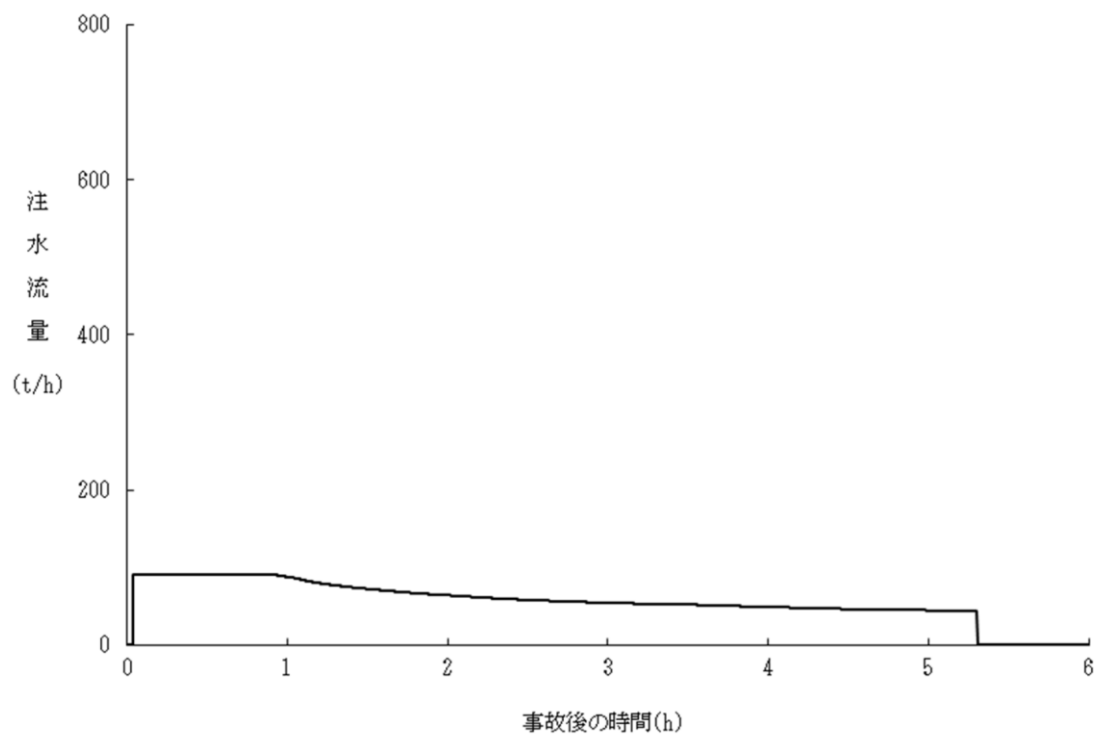


図6 注水流量の推移

9. 逃がし安全弁に不確かさを考慮した場合の評価結果について

(1) はじめに

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋SRV再閉失敗＋HPCS失敗」では、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動して注水を開始するが、逃がし安全弁からの蒸気流出に伴う原子炉圧力の低下によって注水が停止する。

逃がし安全弁の排気流量に不確かさはないと考えているものの、逃がし安全弁の排気流量の増加は原子炉圧力の低下を促進し、全交流動力電源喪失発生時の唯一の注水手段である原子炉隔離時冷却系の運転継続時間に影響が大きいと考えられることから、仮想的に逃がし安全弁の排気流量に不確かさを考慮した評価を実施した。

(2) 評価項目への影響

逃がし安全弁の排気流量については、申請解析では設計値を与えているが、感度解析ケースとして設計値に対して10%上回る値を設定し、解析を実施した。

表1に示すとおり、感度解析ケースでは、逃がし安全弁からの排気流量が増加することで、原子炉圧力の低下に伴う原子炉隔離時冷却系の停止時間が早くなるため、燃料被覆管の最高温度及び酸化量は申請解析ケースより上昇するが、燃料被覆管が破裂することはない。

以上より、逃がし安全弁の排気流量に不確かさを考慮した場合においても、事象発生95分後からの原子炉注水を実施することにより、評価項目を満足することを確認した。

表1 炉心の健全性に関する感度解析結果

逃がし安全弁の排気流量	(申請解析) 設計値	(感度解析) 設計値+10%
低圧代替注水系（可搬型）による注水開始時間	事象発生 95 分後	
原子炉隔離時冷却系の停止時間	約 52 分	約 46 分
燃料被覆管の最高温度	約 469℃ (燃料被覆管の破裂なし)	約 796℃ (燃料被覆管の破裂なし)
燃料被覆管酸化量	0 %	約 1 %
解析コード*	SAFER	SAFER/CHASTE

※ 感度解析ケースにおいては、炉心露出時間が長く、燃料被覆管の最高温度が高くなることから、輻射による影響が詳細に考慮される CHASTE により燃料被覆管の最高温度を詳細に評価

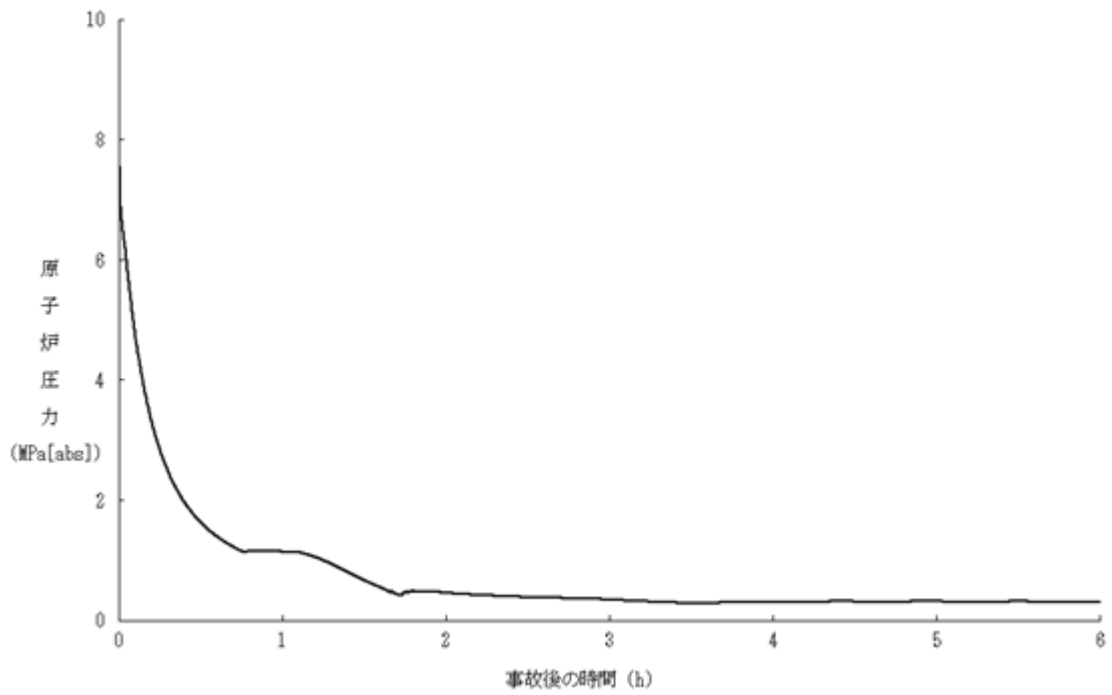


図1 感度解析ケースにおける原子炉圧力の推移

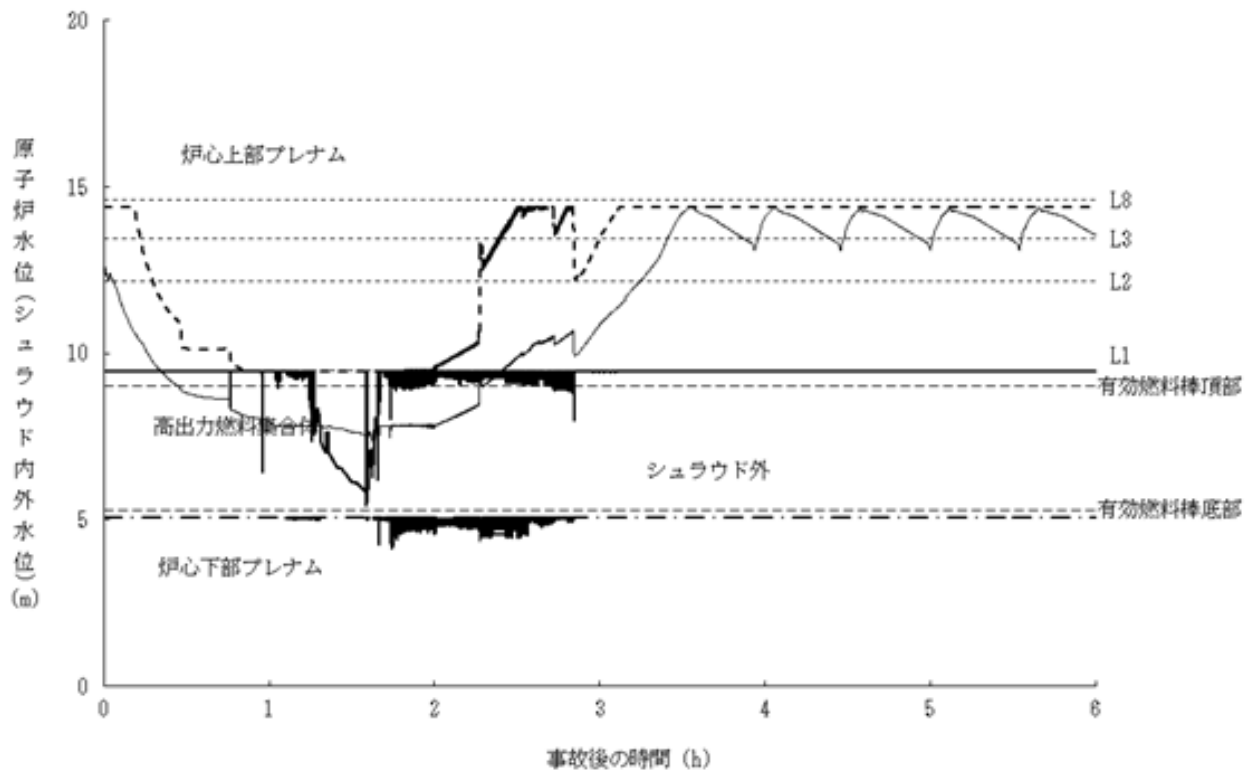


図2 感度解析ケースにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

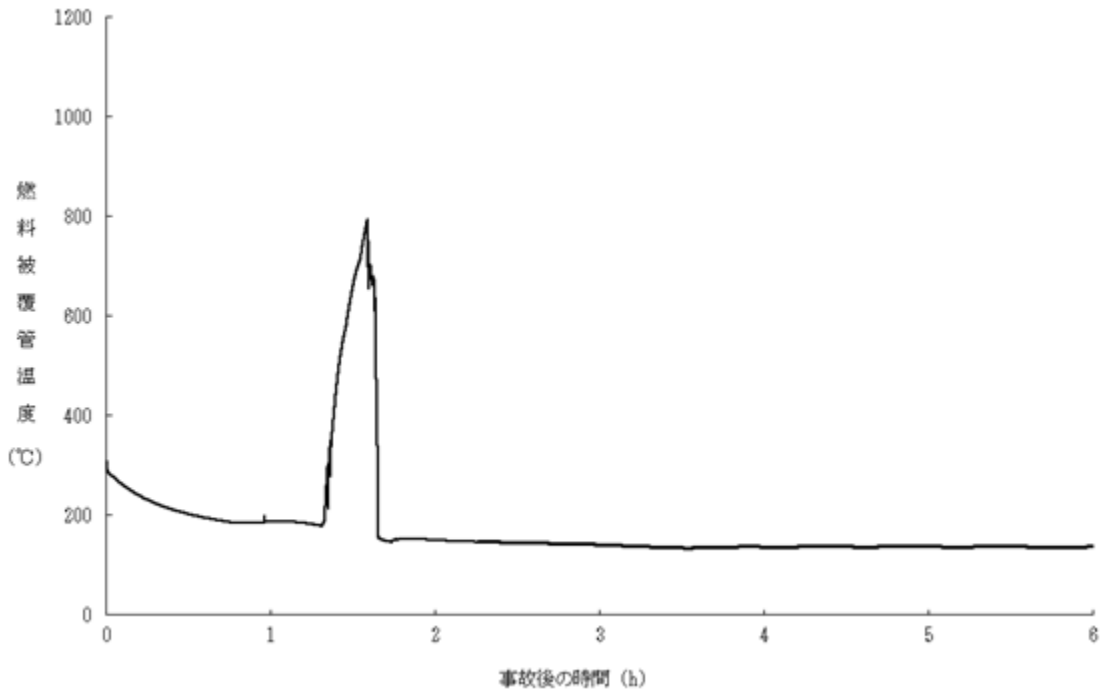


図3 感度解析ケースにおける燃料被覆管の最高温度の推移

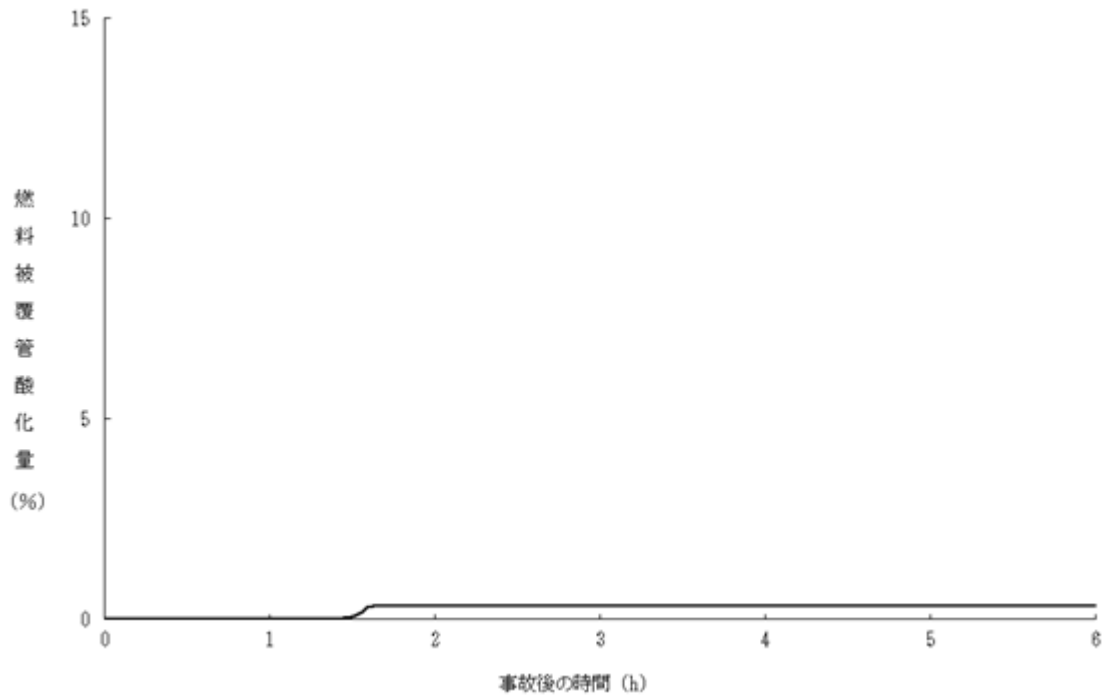
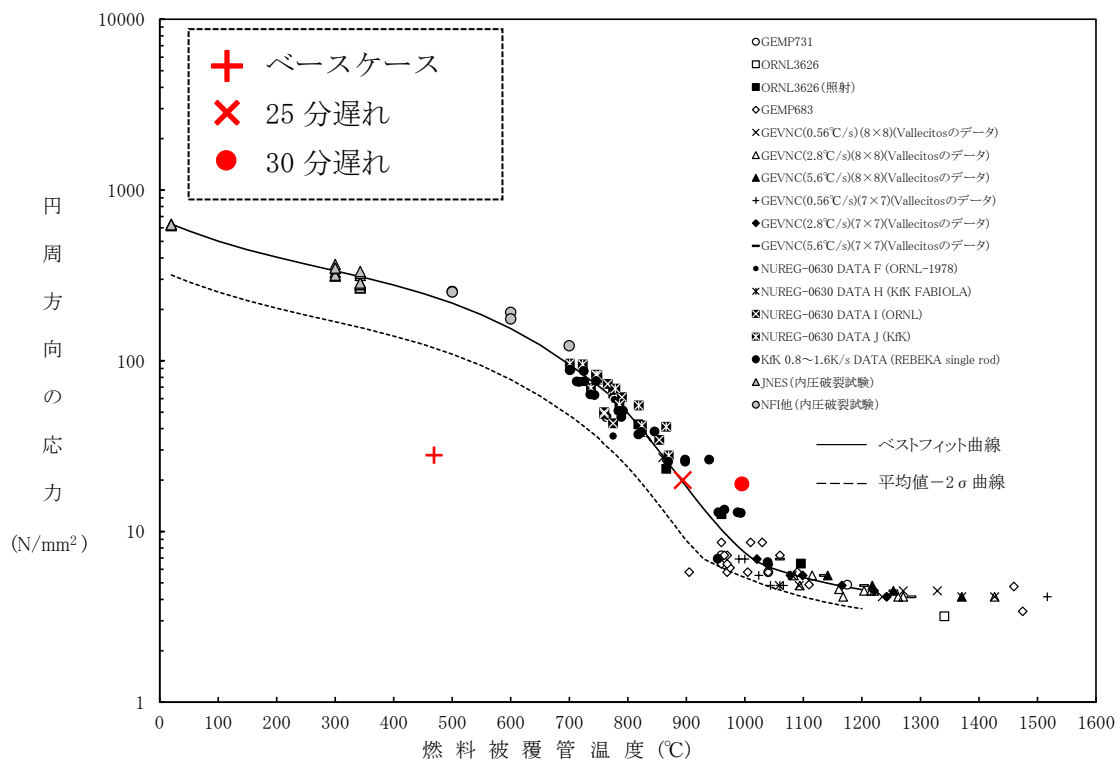


図4 感度解析ケースにおける燃料被覆管酸化量の推移

11. TBP感度解析ケースにおける燃料被覆管破裂の有無について

TBPシーケンスにおいて、低圧代替注水系（可搬型）による注水開始時間が遅くなった場合の感度解析を添付資料 2.3.4.3 にて示しているが、操作 25 分遅れの場合には燃料被覆管の破裂はなく、操作 30 分遅れの場合には燃料被覆管の破裂が発生する結果となっている。

以下に、感度解析 2 ケースにおける、燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力との関係を示す。



以上

12. 女川2号炉のプラントの特徴について

(1) 逃がし安全弁の容量（1個あたりの定格主蒸気流量割合）

逃がし安全弁1個あたりの容量に差はないものの、柏崎刈羽6，7号炉や東海第二に比べ、女川2号炉では原子炉熱出力が小さく、原子炉圧力容器内容量が小さいことから、相対的に原子炉圧力の低下が速く、TBPシーケンスにおける原子炉隔離時冷却系の停止時間が早い。

また、同様の理由で原子炉冷却材が少ないことで、TBPシーケンスにおける原子炉水位の低下が早いことから、事象進展が厳しくなる。

発電所	逃がし安全弁1個の容量（定格主蒸気流量割合）
女川2号炉	約8%
柏崎刈羽6，7号炉	約5%
東海第二	約6%

(2) 格納容器空間部体積（原子炉熱出力あたりの空間部体積）

女川2号炉は柏崎刈羽6，7号炉や東海第二に比べ、原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が大きいため、格納容器からの除熱機能喪失による過圧事象発生時の格納容器の圧力上昇が遅い。

発電所	格納容器自由体積／原子炉熱出力
女川2号炉	12,600m ³ ／2,436MW ≒ 5.2
柏崎刈羽6，7号炉	13,310m ³ ／3,926MW ≒ 3.4
東海第二	9,800m ³ ／3,293MW ≒ 3.0

(3) 格納容器最高使用圧力

女川2号炉は柏崎刈羽6，7号炉や東海第二に比べ、格納容器最高使用圧力が高いため、格納容器スプレイの開始時間や格納容器ベント開始時間が遅い。また、格納容器スプレイを実施する格納容器圧力が高いため、より効率的に格納容器圧力を抑制することができる。

発電所	格納容器最高使用圧力（MPa[gage]）
女川2号炉	0.427
柏崎刈羽6，7号炉	0.31
東海第二	0.31

(4) 外部水源持ち込み可能量（原子炉熱出力あたりの外部水源持ち込み可能量）

女川2号炉は柏崎刈羽6，7号炉や東海第二に比べ，耐震性確保のため外部水源の持ち込み可能量は少ない。しかしながら，原子炉熱出力あたりの外部水源持ち込み可能量としては東海第二よりも若干大きいため，格納容器過圧事象発生時の外部水源を用いた格納容器スプレイによる圧力抑制可能期間が長い。

発電所	外部水源持ち込み可能量／原子炉熱出力
女川2号炉	約 2,200m ³ ／2,436MW ≒ 約 0.90
柏崎刈羽6，7号炉	約 4,700m ³ ／3,926MW ≒ 約 1.2
東海第二	約 2,800m ³ ／3,293MW ≒ 約 0.85

以上