

伊方発電所 3 号機
新規制基準への適合性確認申請における
原子力安全専門部会の重点審議事項について
(シビアアクシデント対策およびソフト面の対策)

平成 26 年 1 月 28 日
四国電力株式会社

目次

1. 新規制基準およびその適合状況(シビアアクシデント対策)
2. 代表的な事故事象進展シナリオの選定
3. 事故事象進展シナリオの有効性評価(評価条件等)
4. 事故事象進展シナリオの有効性評価(対応手順の概要)
5. 事故事象進展シナリオの有効性評価(対応手順と所要時間)
6. 事故事象進展シナリオの有効性評価(資機材 配置図)
7. 事故事象進展シナリオの有効性評価(評価結果)
8. ソフト面の対策(事故時の組織・体制・指揮命令系統)
9. ソフト面の対策(事故対応の文書体系)
10. ソフト面の対策(事故対応手順書の体系と概要)
11. ソフト面の対策(事故対応手順書に基づく運転員の対応操作の流れ)

【添付資料】

1. これまでの原子力安全専門部会におけるコメントおよびその回答

【参考資料】

1. 語句説明
2. 重大事故対策の有効性評価に係る成立性確認(全19ケース)
3. シビアアクシデント対策に係る国の審査状況
4. 事故事象進展シナリオの有効性評価(評価結果(参考))

1. 新規制基準およびその適合状況(シビアアクシデント対策(1/2))

伊方3号機発電用原子炉設置変更許可申請書(平成25年7月)

添付書類八「変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

1.5.7.7「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備に関する規則」に対する適合(抜粋)

新規制基準の項目※1		適合状況
1	発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。	重大事故に至るおそれがある事故の発生を想定し、炉心の著しい損傷を防止するための必要な措置を講じ、対策の有効性を評価し、要件を満足していることを確認する。
2	発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。	重大事故が発生した場合において格納容器破損モードを想定し、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するための必要な措置を講じ、対策の有効性を評価し、要件を満足していることを確認する。
3	発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料(以下「貯蔵槽内燃料体等」という。)の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。	重大事故に至るおそれがある事故の発生を想定し、使用済燃料ピットにおける燃料の著しい損傷を防止するための必要な措置を講じ、対策の有効性を評価し、要件を満足していることを確認する。

※1：「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第三十七条(重大事故等の拡大の防止等)

以下同様。

1. 新規制基準およびその適合状況(シビアアクシデント対策(2/2))

伊方3号機発電用原子炉設置変更許可申請書(平成25年7月)

添付書類八「変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

1.5.7.7「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備に関する規則」に対する適合(抜粋)

新規制基準の項目※1		適合状況
4	発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体(以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。)の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。	重大事故に至るおそれがある事故の発生を想定し、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための必要な措置を講じ、対策の有効性を評価し、要件を満足していることを確認する。

2. 代表的な事故事象進展シナリオの選定

1: 代表的な事故事象進展シナリオの選定結果

代表的な事故事象進展シナリオとして、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故」、「重大事故」、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれのある事故」および「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故」のうち、以下を選定する。

全交流動力電源の喪失(RCPシールLOCAあり)

【外部電源喪失＋非常用所内電源喪失＋補機冷却水の喪失＋RCPシールLOCA】

2: 事故事象進展シナリオの選定理由

- 福島第一原子力発電所事故が、全交流動力電源喪失事故およびそれに伴う原子炉補機冷却機能喪失事故であったこと
- 当社が実施した伊方発電所3号炉確率論的リスク評価(PRA:平成25年12月12日第57回審査会合にて説明)において、起因事象として補機冷却水の喪失事象が全炉心損傷頻度に対して大半を占めていること
(補機冷却水の喪失事象は最終ヒートシンクの喪失事象であるが、全交流電源喪失事象に従属的に発生し、事象進展は同じとなることから、全交流電源喪失事故に含むものとして扱う)
- 当社が実施した重大事故等対策の有効性評価に係る成立性確認の全19ケース(「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故(8ケース)」、「重大事故(5ケース)」、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれのある事故(2ケース)」、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故(4ケース)」:参考資料2.参照)のうち、2次系強制冷却、代替交流電源確保、炉心への代替注入、格納容器自然対流冷却など主要な対応措置が必要となるケースであること

項目	起因事象	起因事象別 炉心損傷頻度割合 (%)
出力運転時レベル1内部事象PRA	補機冷却水の喪失	91
出力運転時レベル1地震PRA	補機冷却水の喪失	74.6
出力運転時レベル1津波PRA	補機冷却水の喪失	99.9

表：起因事象別炉心損傷頻度

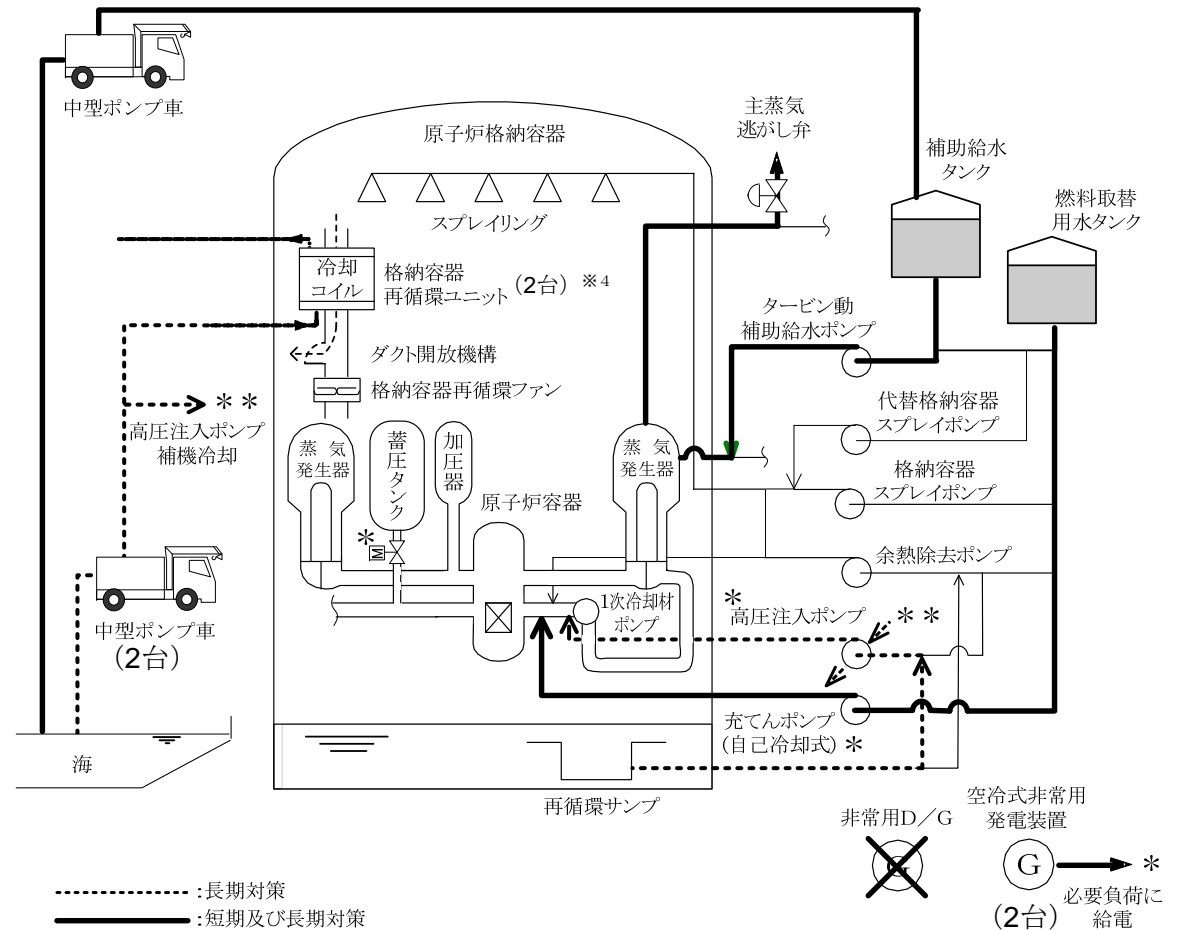
3. 事故事象進展シナリオの有効性評価(評価条件等)

○ 評価事故シーケンス

全交流動力電源喪失の継続による化学体積制御系及び原子炉補機冷却水系の機能喪失に伴い、RCPシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAが発生する可能性がある。この場合、1次冷却系の保有水が減少し、炉心の冷却能力が低下する可能性があり、早期に1次系の冷却・減圧及び炉心注入を行う必要があることから、「外部電源喪失時に非常用所内電源が喪失し、補機冷却水の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事象」を選定する。

表 主要解析条件一覧

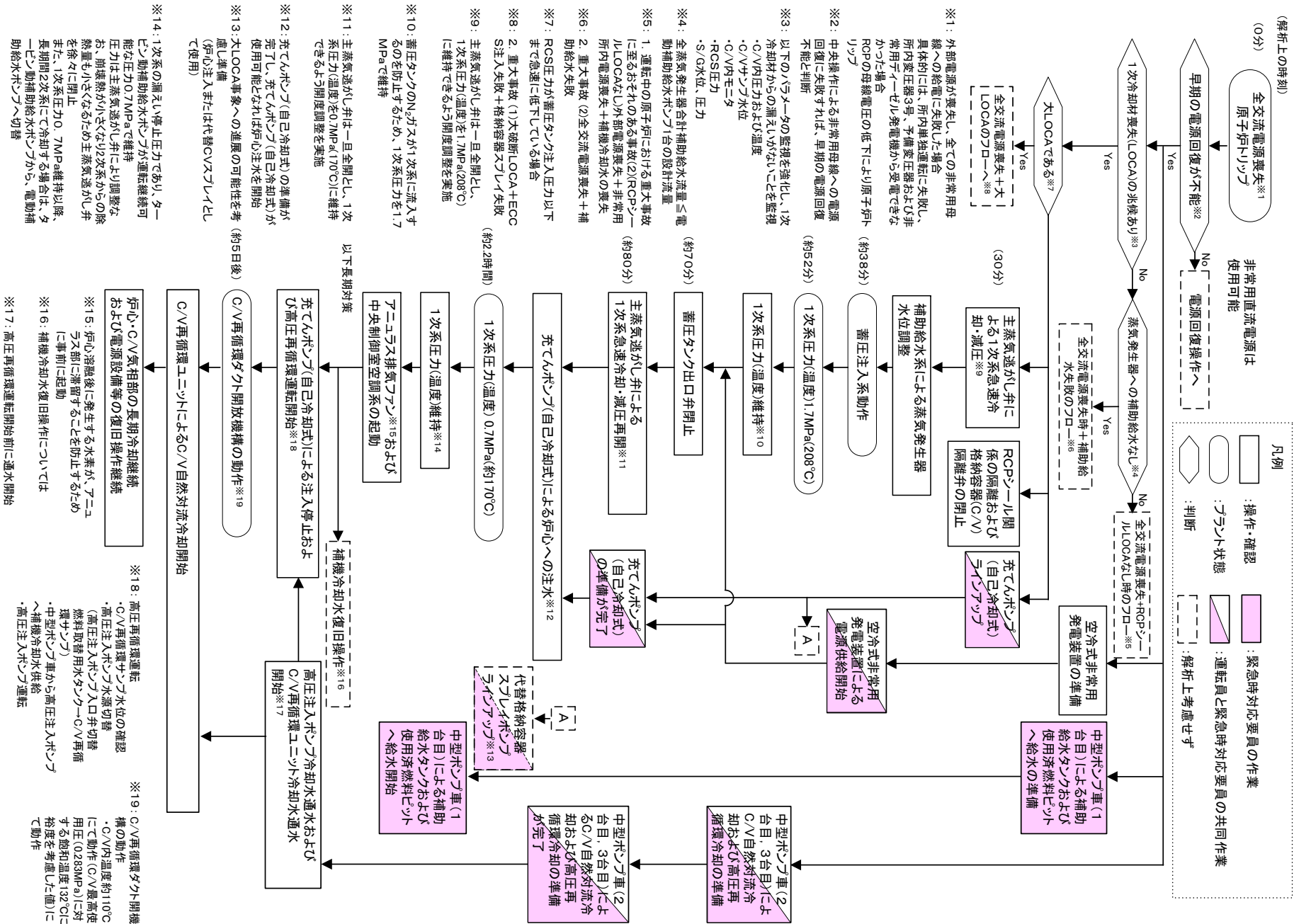
項目	主要解析条件
解析コード	M-RELAP5/COCO
炉心熱出力(初期)	100%(2,652 MWt)×1.02
1次冷却材圧力(初期)	15.41+0.21MPa[gage]
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃
RCPからの漏えい率(初期)	定格圧力において、約109m ³ /h/台(480gpm/台)相当となる口径約1.6cm(約0.6inch)／台 ^{*1} (事象発生時からの漏えいを仮定)
炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 ^{*2} アクチニド: ORIGEN2 ^{*2} (サイクル末期を仮定)
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基 (最低保有水量)
充てんポンプ(自己冷却式)の原子炉への注入流量	30m ³ /hr
2次系強制冷却開始(主蒸気逃がし弁開)	事象発生から30分後 ^{*3}
1次系温度、圧力の保持	1次冷却材温度208℃(約1.7MPa[gage])到達時
蓄圧タンク出口弁閉止	代替交流電源確立(60分)+10分 ^{*3}
2次系強制冷却再開(主蒸気逃がし弁開)	蓄圧タンク出口弁閉止+10分 ^{*3}
充てんポンプ(自己冷却式)起動	1次系圧力0.7MPa[gage]到達時 ^{*1}



- ※1: RCPシール部の構造等を考慮して保守的に設定
- ※2: MOX燃料の装荷を考慮した崩壊熱
- ※3: 適切な運転員操作余裕時間を考慮
- ※4: 長期対策として、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却を考慮

図 全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概要

4. 事故事象進展シナリオの有効性評価(対応手順の概要)



5. 事故事象進展シナリオの有効性評価(対応手順と所要時間)

(平成25年11月28日第52回審査会合資料抜粋)

図1 「全交流電源喪失+RCPシールLOCA」における作業と所要時間

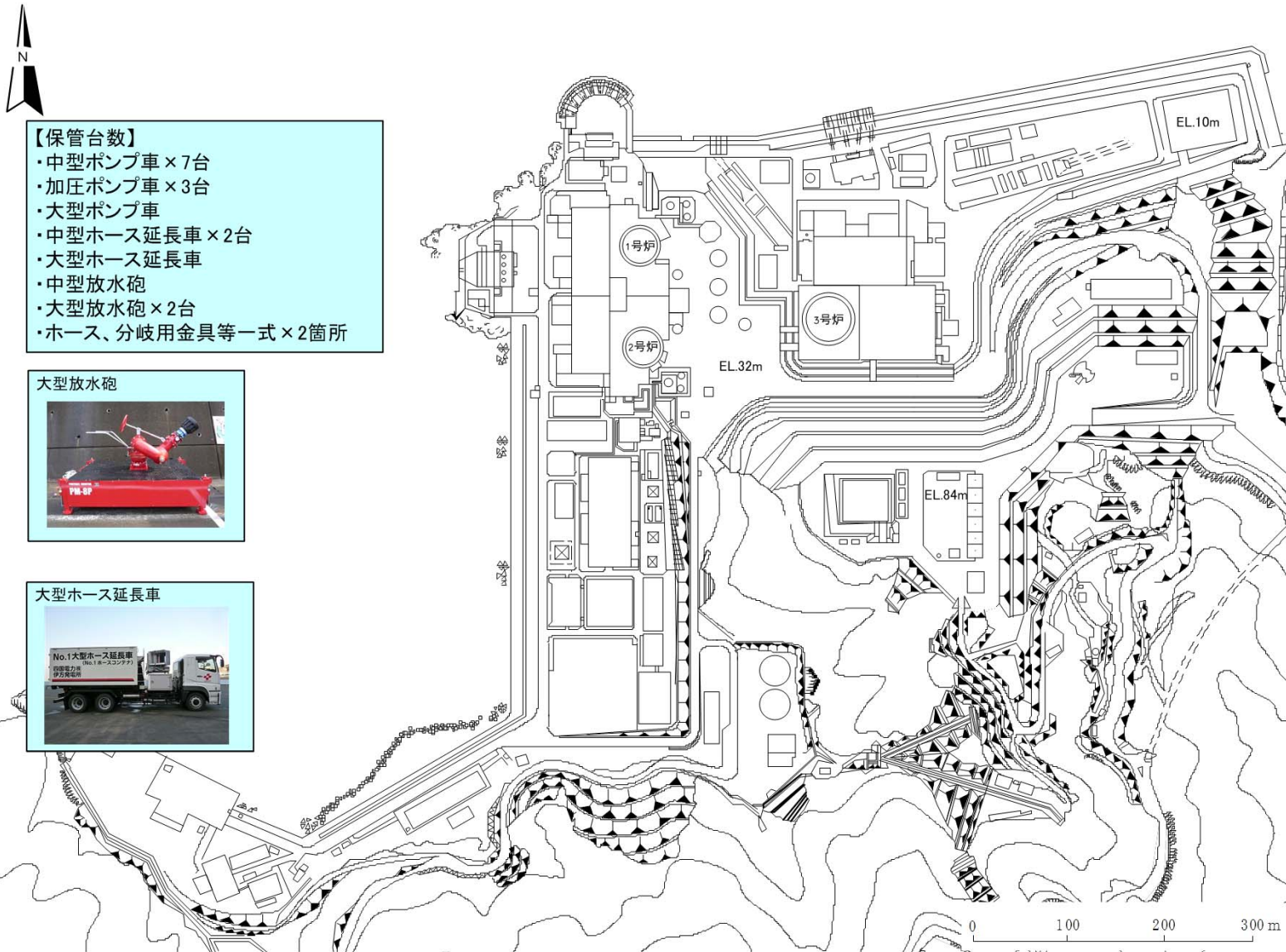
要員	作業内容	経過時間 (分)										経過時間 (時間)				備考										
		0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	2	4	6		8	10	12	14						
		▽ 事象発生 原子炉トリップ			▽ 30分 プラント状況判断 全交流電源喪失判断	▽ 約52分 2次系強制冷却開始		▽ 約70分 1次系圧力1.7MPa(温度208℃)到達	▽ 約80分 蓄圧タンク隔離操作完了			▽ 約2.2時間 2次系強制冷却再開	▽ 4時間後からは構外の要員が発電所に参集													
当直長 副当直長 当直員 A	●方針決定・外部との連絡・プラント全体監視他 ●当直長補佐・操作指示・プラント監視他 ●運転操作・プラント監視・現場との連絡他					空冷式非常用発電装置起動																				
当直員 B 当直員 C	●現地操作 ●現地操作					電源確保作業		充電ポンプ(自己冷却式) ラインアップ																		
当直員 D 当直員 E 当直員 F	●現地操作 ●現地操作 ●現地操作					主蒸気逃がし 弁開放		主蒸気逃がし弁開度調整																		
当直員 G 当直員 H	●現地操作 ●現地操作					RCPシール関係隔離等		代替格納容器スプレイポン プラインアップ																		
水源確保班 6名	●現地操作																									
配管接続班 6名	●現地操作																									
電源確保班 1名	●現地操作 ●現地操作																									
アクセス ルート 確保班 2名	●現地操作																									
参集要員	●現地操作 ●現地操作 ●現地操作 ●現地操作																									

要員数は、4時間までの作業の最大要員数

6. 事故事象進展シナリオの有効性評価(資機材 (屋外1/3))

平成26年1月28日現在

【ポンプ車、放水砲等】



6. 事故事象進展シナリオの有効性評価(資機材 (屋外2/3))

平成26年1月28日現在

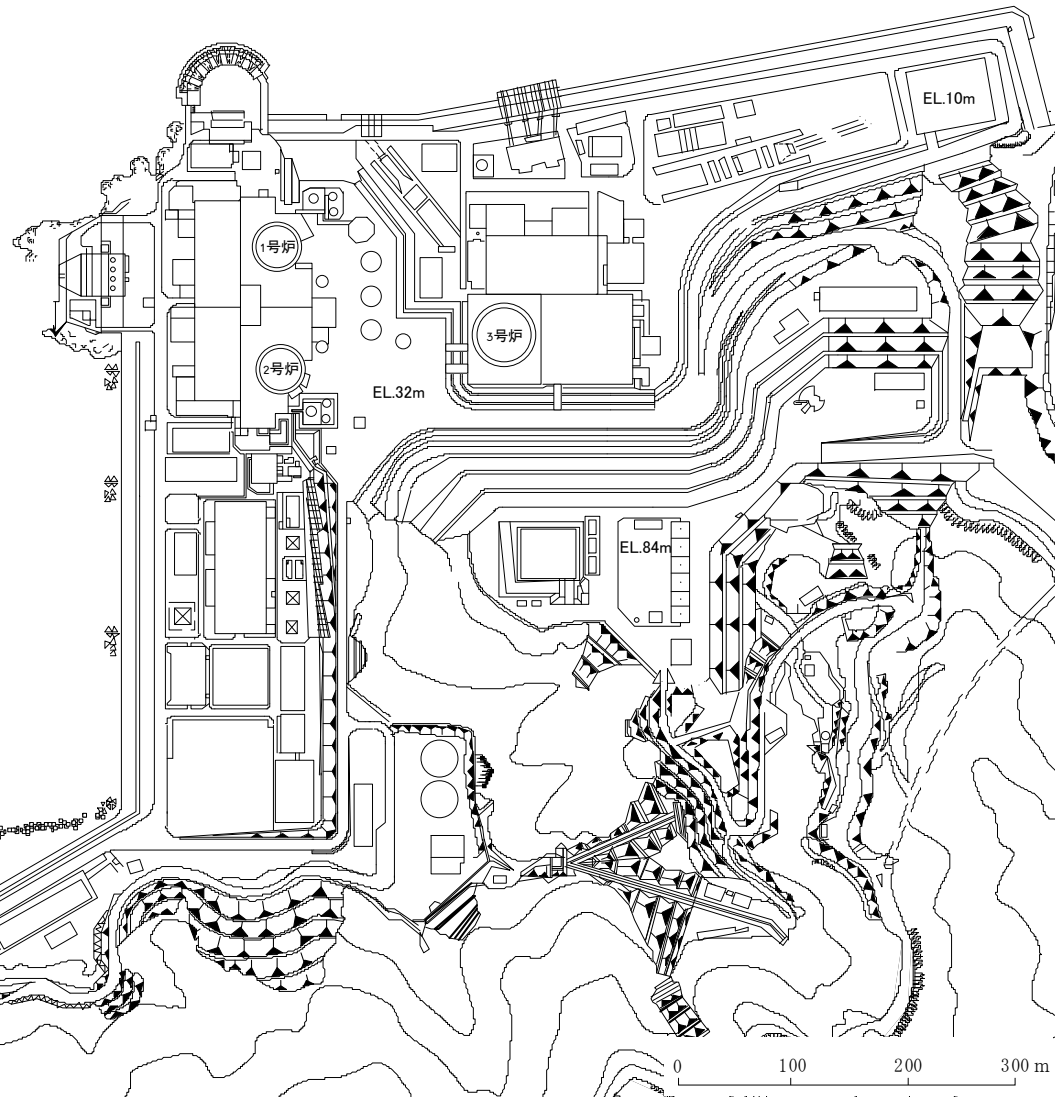
【電源車等】



【保管台数】

- ・空冷式非常用発電装置×4台
- ・300KVA電源車×3台
- ・75KVA電源車×3台
- ・総合事務所非常用予備発電装置

空冷式非常用発電装置



300KVA電源車



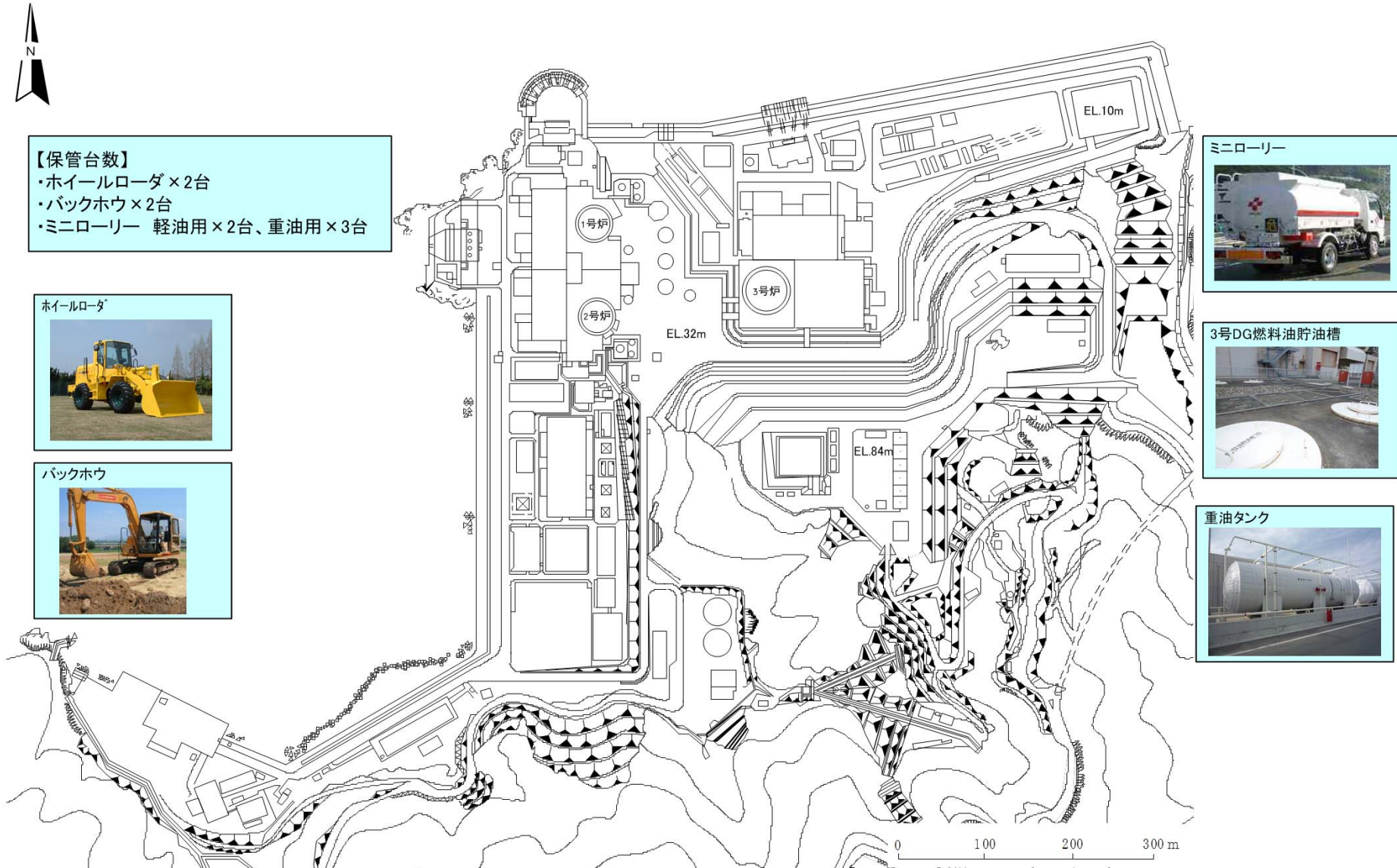
75KVA電源車



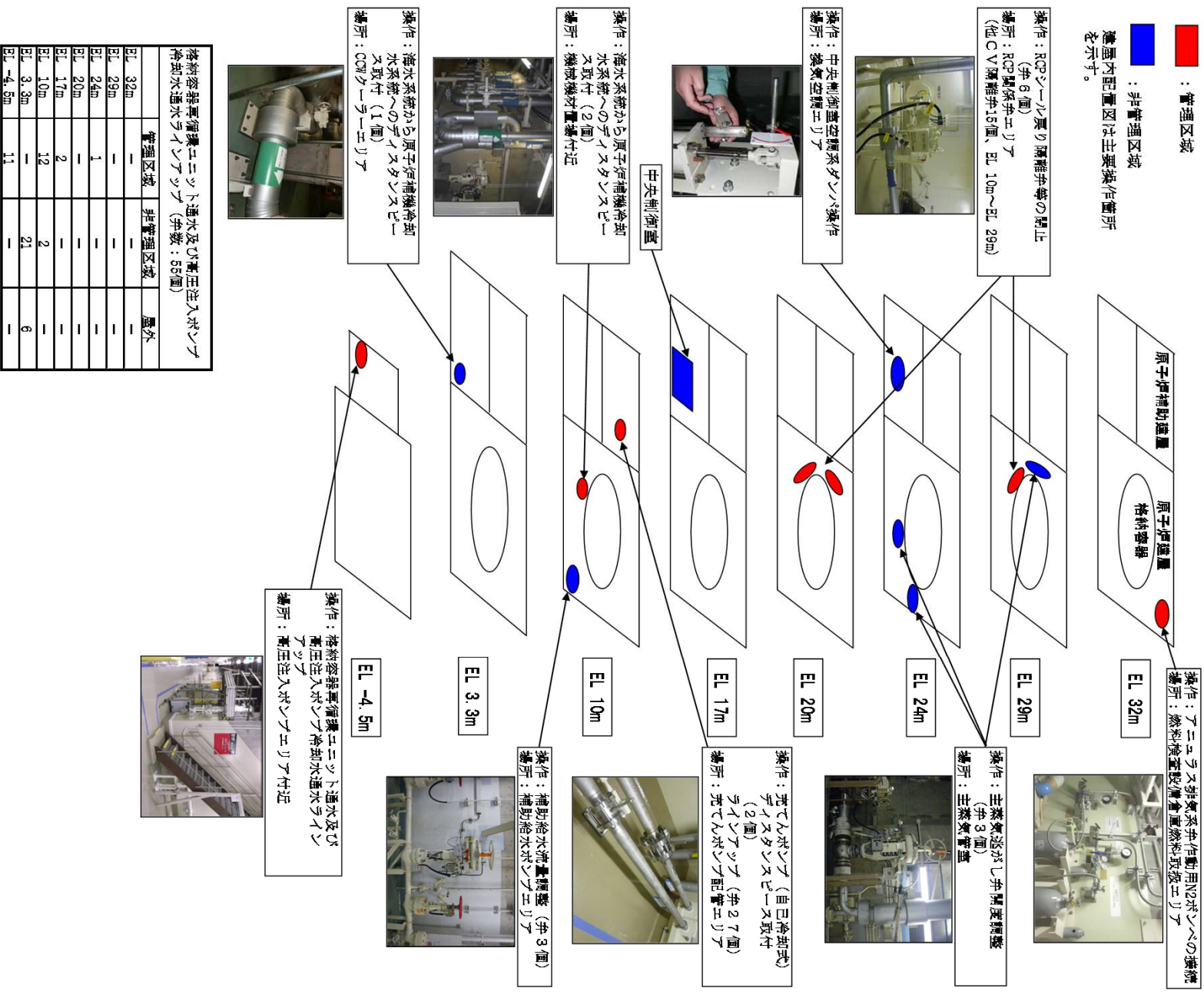
6. 事故事象進展シナリオの有効性評価(資機材 (屋外3/3))

平成26年1月28日現在

【燃料タンク、燃料輸送車、重機等】



6. 事故事象進展シナリオの有効性評価(操作機器 (建屋内))



7. 事故事象進展シナリオの有効性評価(評価結果(1/3))

(平成25年11月28日第52回審査会合資料抜粋)

○主蒸気逃がし弁の手動開操作、充てんポンプ(自己冷却式)による炉心注入により、1次系圧力、2次系圧力共に発生後4時間程度で安定的に保持できる

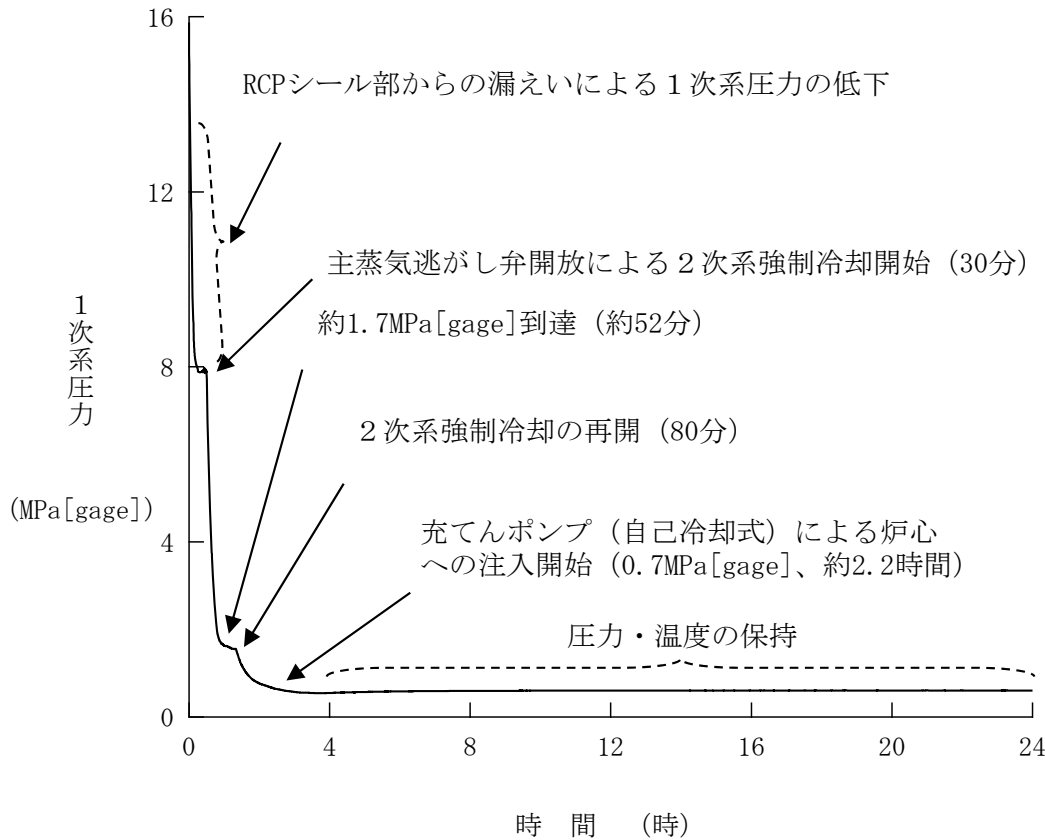


図 1次系圧力の推移

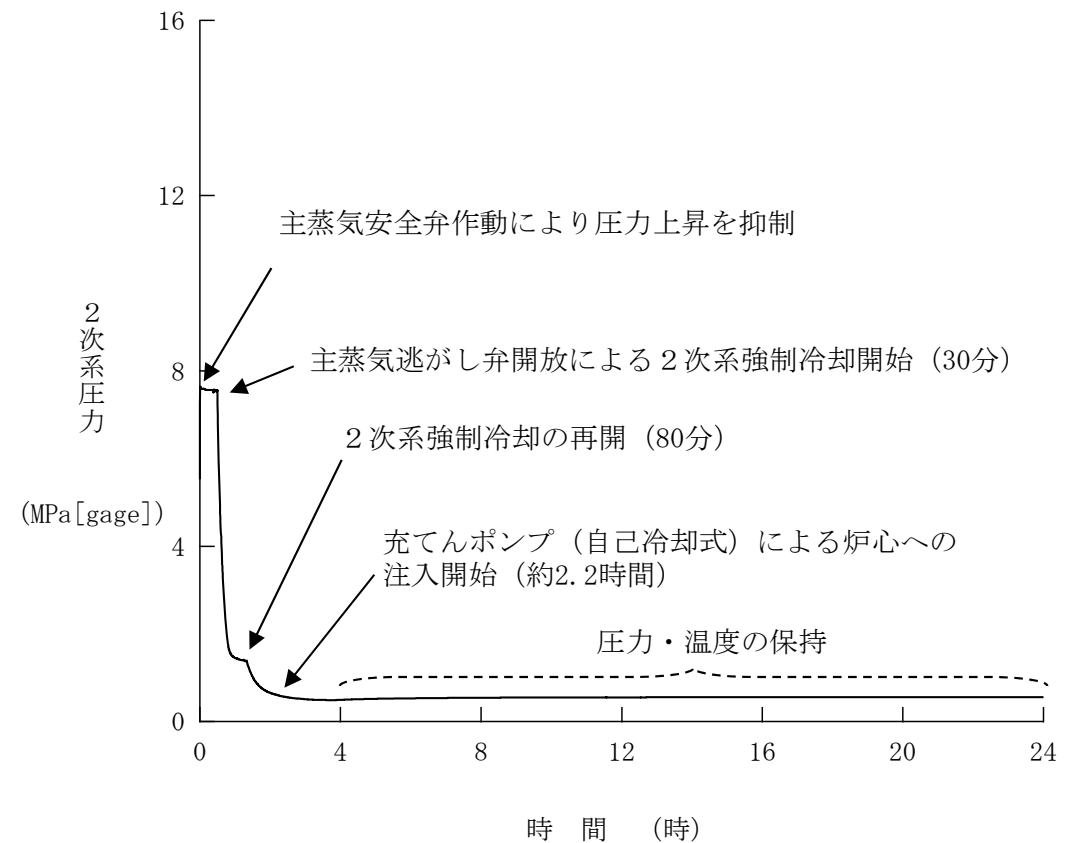


図 2次系圧力の推移

7. 事故事象進展シナリオの有効性評価(評価結果(2/3))

(平成25年11月28日第52回審査会合資料抜粋)

- 充てんポンプ(自己冷却式)による炉心注入により、1次系保有水量は発生後4時間程度で安定的に推移する
- 燃料被覆管温度は初期値以下に留まり、燃料破損には至らない

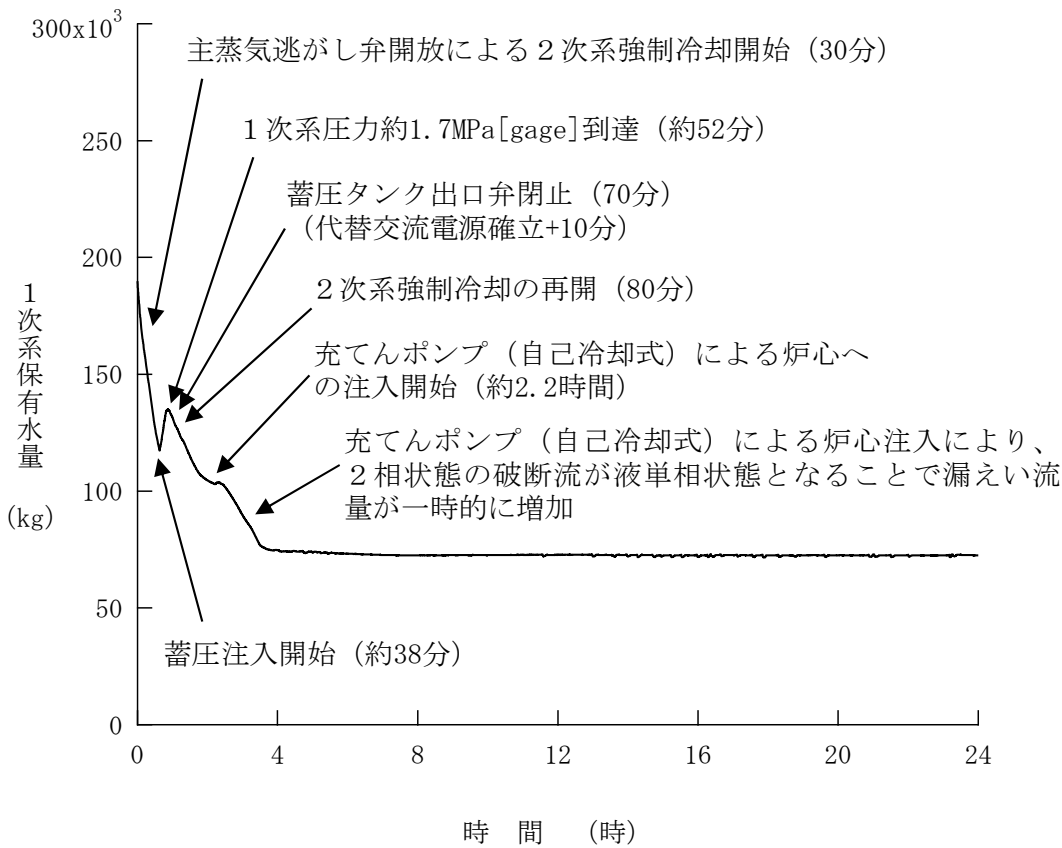


図 1次系保有水量の推移

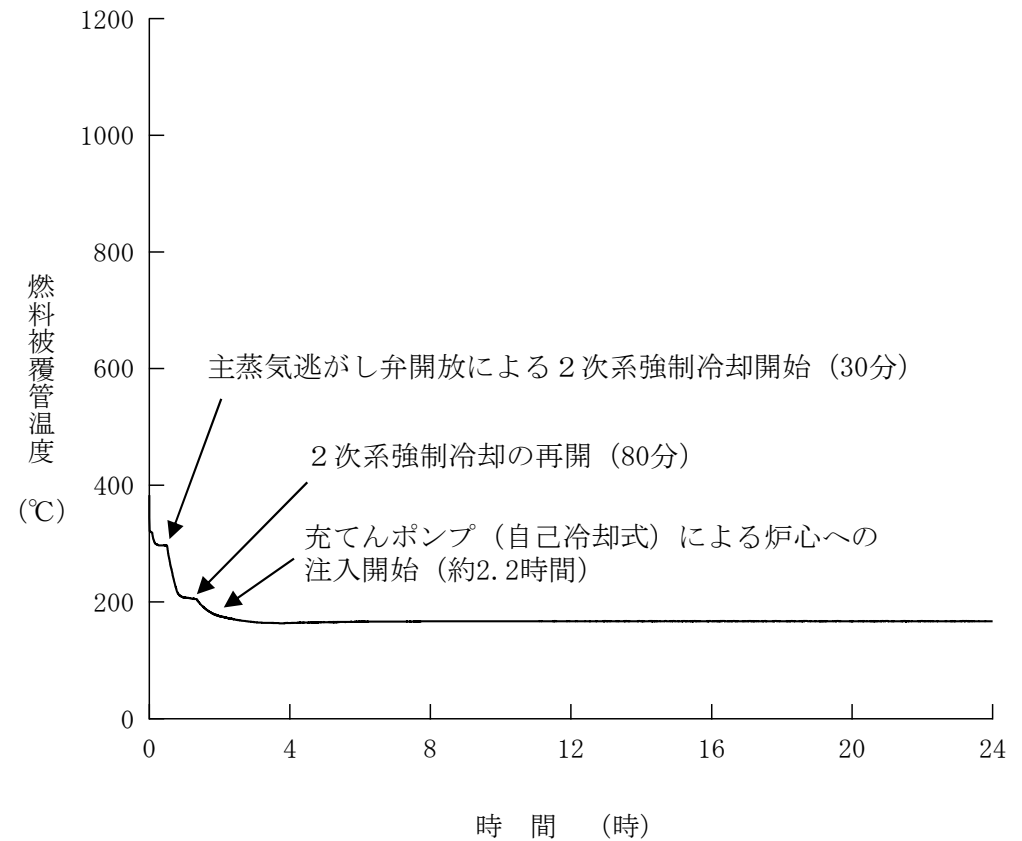


図 燃料被覆管温度の推移

7. 事故事象進展シナリオの有効性評価(評価結果(3/3))

(平成25年11月28日第52回審査会合資料抜粋)

○格納容器内圧力・温度共に最高使用圧力・温度を下回り、格納容器による放射性物質閉じ込め機能を維持できる

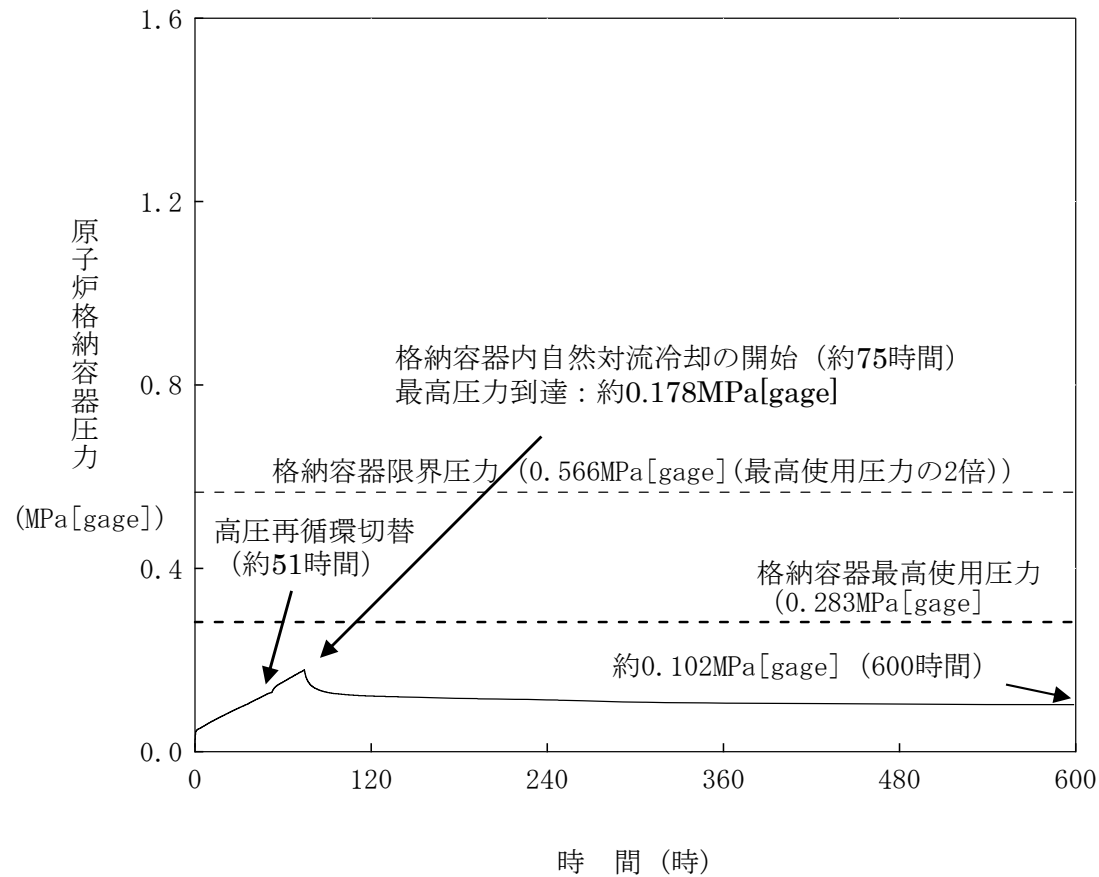


図 原子炉格納容器内圧力の推移

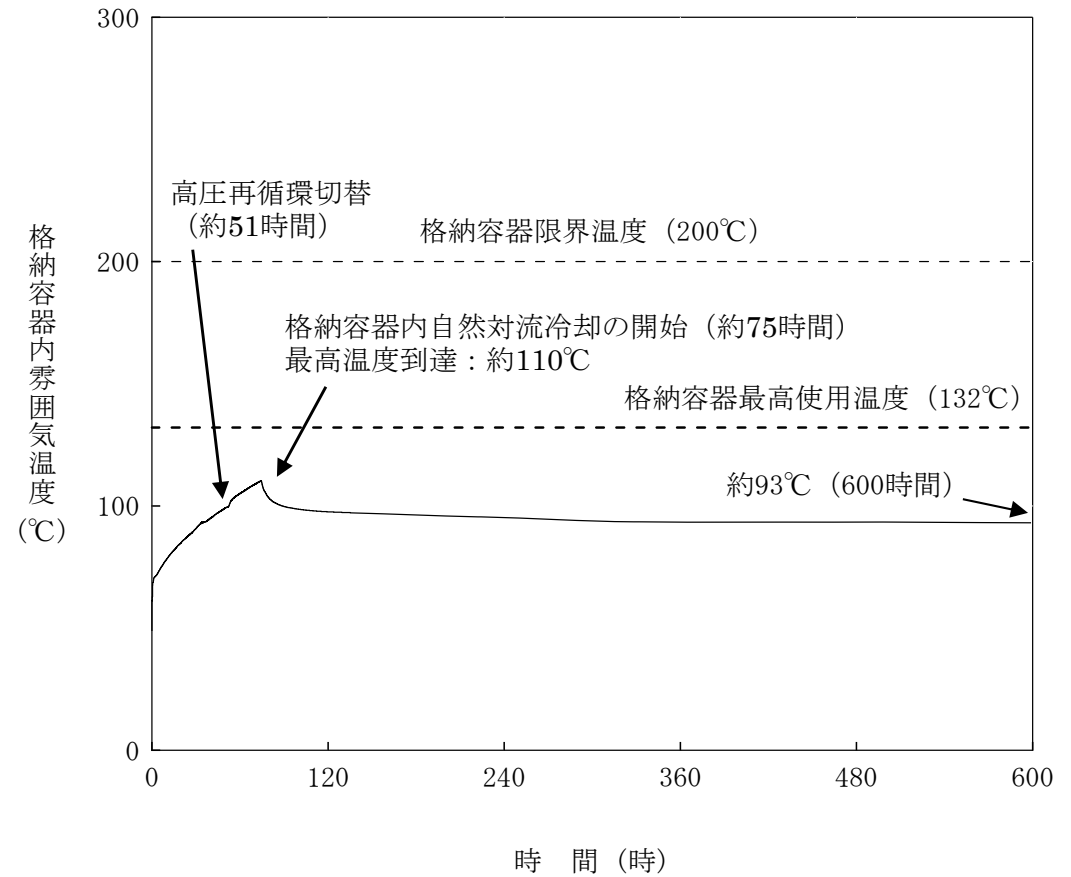


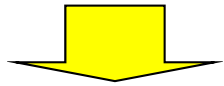
図 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移

8. ソフト面の対策(事故時の組織・体制・指揮命令系統(1))

【発電所内の防災組織】

(平成25年12月19日第60回審査会合資料抜粋)

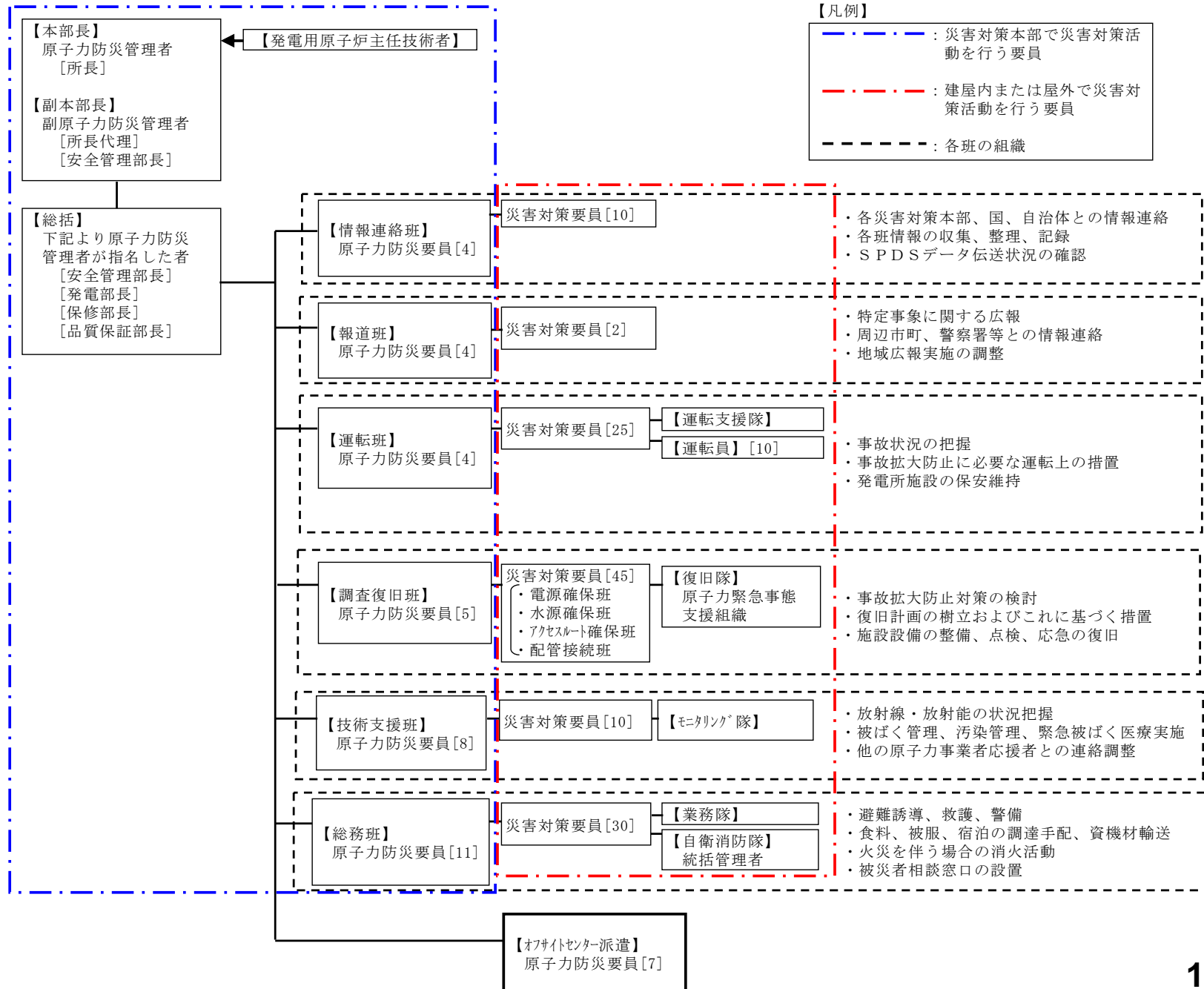
▶災害対策本部で災害対策活動を行う要員(43名)は、原子力災害対策特別措置法令に定められている原子力防災要員(計20名以上)で構成され、本部長、総括、各班長の指示に従い活動を実施



災害発生後、参集想定数[伊方町内に所在する要員(技術系)のうち30%が4時間以内に参集すると想定]の46名で、災害対策本部の防災組織はあらかじめ計画された体制を構築

▶建屋内または屋外で災害対策活動を行う要員は、災害対策要員、運転員、災害対策隊(運転支援隊、復旧隊、モニタリング隊、業務隊、自衛消防組織)から構成され、各班長の指示に従い活動を実施

▶原子力防災管理者は、災害対策活動が長期化する場合に備え、原子力防災要員、災害対策要員および災害対策隊の要員数を交替勤務を考慮し調整



8. ソフト面の対策(事故時の組織・体制・指揮命令系統(2))

【事故発生時(非常体制発令時)の体制】

(平成25年12月19日第60回審査会合資料抜粋)

非常体制発令時の体制は、「初動対応体制」「災害対策本部体制(立上げ)」「災害対策本部体制」の流れで構築

(1) 時間外(夜間)、休日における非常体制発令時の体制について(初動対応体制)

- 伊方発電所構内に緊急時対応に必要な要員として3号炉運転員(10名)、緊急時対応要員(連絡責任者等、水源確保班、アクセスルート確保班、配管接続班、電源確保班 計21名が宿直)を確保
- 非常体制の発令基準に相当する事象の発生が確認された場合、中央制御室からの連絡により、連絡責任者等は緊急時対策所へ、他の緊急時対応要員は集合場所へ参集
- 当直長は、発電用原子炉主任技術者および原子力防災管理者へ状況連絡を行い、必要な指示を受けながら**原子力防災組織(初動対応体制)**における災害対策活動の指揮を実施

初動対応体制

運転班(実施組織) : 運転員10名から構成

当直長の指示の下、中央制御室または現場で災害対策活動を実施

調査復旧班(実施組織) : 緊急時対応要員18名から構成

各機能班(水源確保班、アクセスルート確保班、配管接続班、電源確保班)に分かれ、当直長の指示の下、災害対策活動を実施

情報連絡班(運営支援組織) : 連絡責任者等2名から構成

当直長と連絡を取りながら、関係箇所への通報(原災法第10条通報等)、要員召集(参集状況の確認)を実施

技術支援班(技術支援組織) : 放管当番者1名から構成

発電所内外の放射線・放射能の状況把握(状況に応じて中央制御室の被ばく管理・汚染管理)

8. ソフト面の対策(事故時の組織・体制・指揮命令系統(3))

(平成25年12月19日第60回審査会合資料抜粋)

【事故発生時(非常体制発令時)の体制】

(2) 時間外(夜間)、休日における非常体制発令時の体制について(本部体制の確立)

- 原子力防災管理者(発電所長または代行者)および災害対策本部(立上げ)に必要な原子力防災組織各班の要員として、自宅待機者(6名)を確保。
- 緊急時呼出システムからの連絡、あるいは警戒事象(愛媛県内において震度6弱以上の地震発生、愛媛県内において大津波警報発令等)の発生により自宅待機者を含む要員が発電所に参集し、緊急時対策所に**発電所災害対策本部**が立ち上がり、下記の体制で活動を開始。

災害対策本部(立上げ)

本部長(1名) : 原子力防災管理者[発電所長または代行者]

情報連絡班[初動対応体制における連絡責任者等(2名)に自宅待機者1名を追加し計3名 ほか参集要員]

: 情報収集と整理、連絡調整、関係箇所への通報および状況連絡の実施

運転班[自宅待機者1名ほか参集要員](他に運転員10名が中央制御室、建屋内等で活動)

: 事故状況の把握、事故拡大防止に必要な運転上の措置の確認

調査復旧班[自宅待機者1名ほか参集要員](他に18名が建屋内外で活動)

: 事故状況の把握、応急の復旧を行う各機能班の措置の確認、事故拡大防止対策の検討

技術支援班[初動対応体制における放管当番者(1名)に自宅待機者2名を追加し計3名 ほか参集要員]

: 発電所内外の放射線・放射能の状況把握(状況に応じて中央制御室等の被ばく管理・汚染管理)

総務班[自宅待機者1名ほか参集要員]

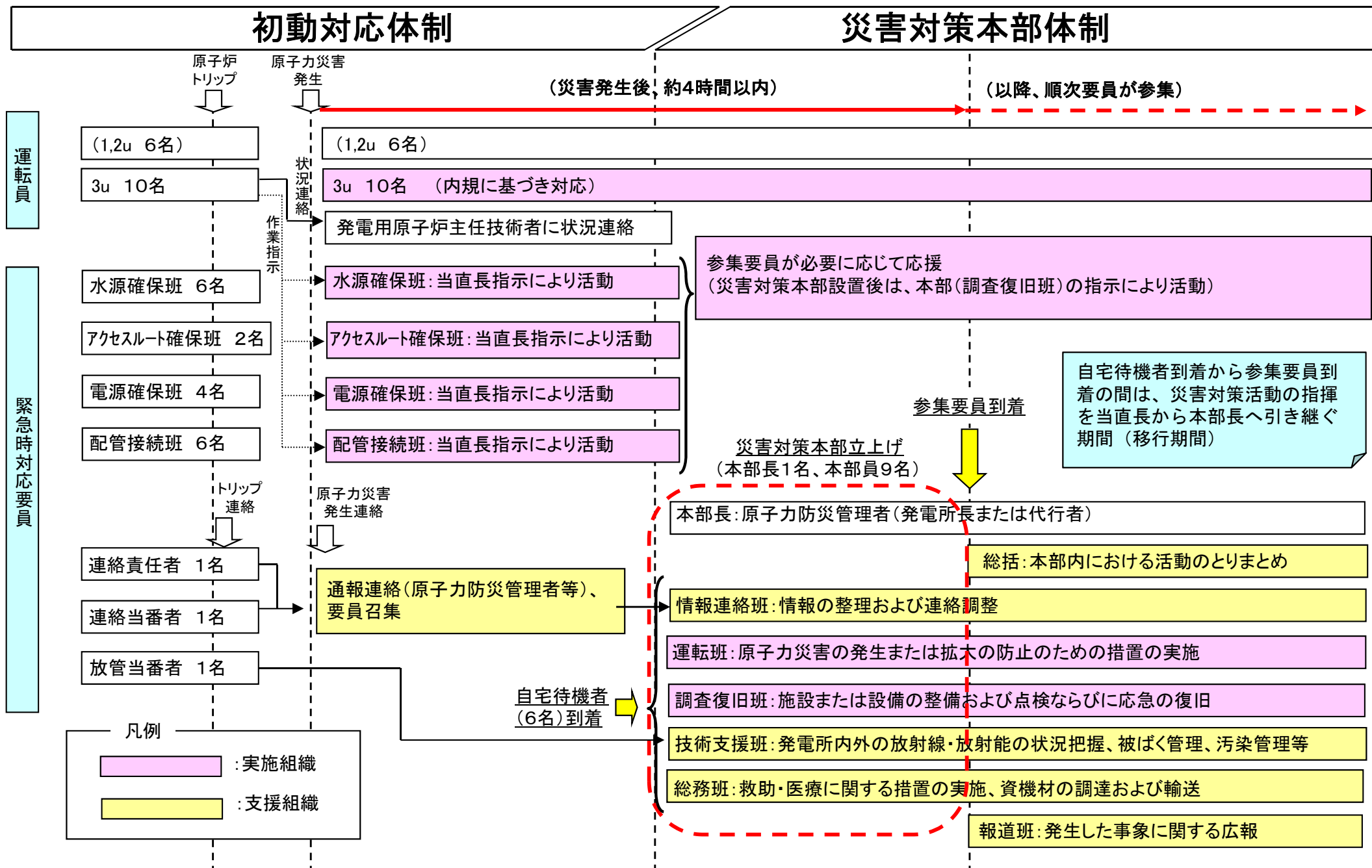
: 負傷者の救助、資機材調達および輸送について応急対応を実施

- 災害発生後、約4時間以内に発電所外(伊方町内等)から要員が参集し、総括、報道班が設置され、発電所災害対策本部の機能が充実。

8. ソフト面の対策(事故時の組織・体制・指揮命令系統(4))

【初動対応要員および参集要員の指揮命令系統】

(平成25年12月19日第60回審査会合資料抜粋)



9. ソフト面の対策(事故対応の文書体系(1/2))

(平成25年12月19日第60回審査会合資料抜粋)

品質マネジメントシステム文書体系(重大事故等発生時および大規模損壊発生時に係る文書)

重大事故等発生時および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備について保安規定に定めることを、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(以下、「実用炉規則」という。)第92条で要求されている。

伊方発電所原子炉施設保安規定(以下、「保安規定」という。)では、当該の要求事項を踏まえ、以下の内容を第120条の2および第120条の3へ新たに規定することとしている。

- ・必要な要員の配置
- ・必要な要員に対する定期的な教育および訓練の実施
- ・必要な資機材の配備
- ・活動を行うために必要な事項※

(例)炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること 等

※手順書の整備等

保安規定の各条文に対する具体的な内容については、下部規定(2次文書、3次文書)に展開し、実効的な手順書構成となるよう整備することとしている。プラント運転監視および事故終息にあたる運転員用と大規模損壊発生時や運転員の依頼により災害対策本部が対応するものを整備している。

○運転員が使用する手順書

- ・故障・事故処理内規: 重大事故等発生時および大規模損壊発生時の具体的な対応操作を記載

○災害対策本部が使用する手順書類

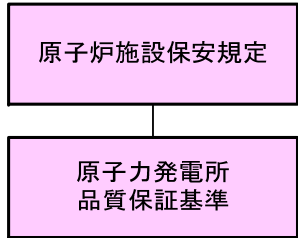
- ・緊急時対応内規: 可搬型の重大事故等対処設備等を使用・準備するための具体的な作業手順を記載
- ・アクシデントマネジメントガイドライン: 炉心損傷後の対応操作を支援するための技術的根拠等を記載

9. ソフト面の対策(事故対応の文書体系(2/2))

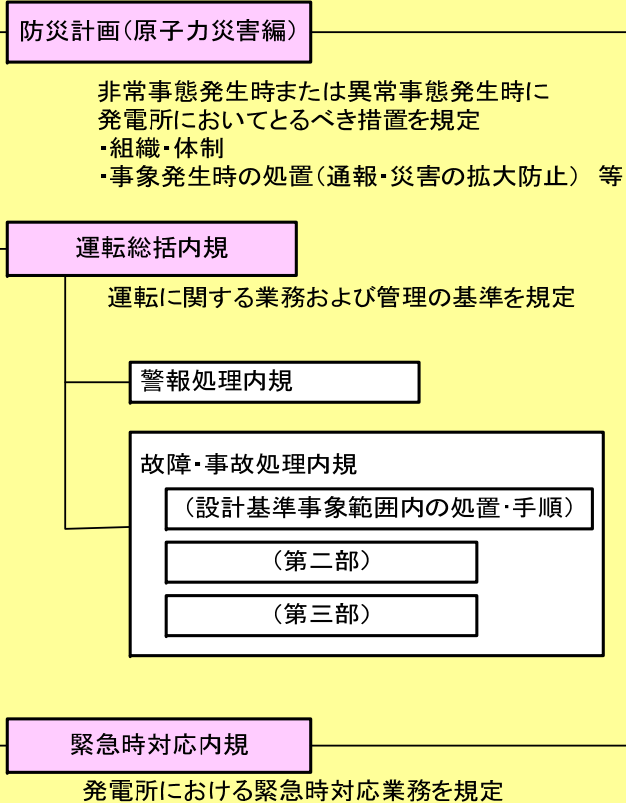
(平成25年12月19日第60回審査会合資料抜粋)

品質マネジメントシステム文書体系図(重大事故等発生時および大規模損壊発生時に係る文書)

【1次文書】



【2次文書】:保安活動に関するプロセスを具体的に展開している社内規定
(制定者:発電所長)



【3次文書】:2次文書に展開したプロセスを補完・補足している社内規定
(制定者:発電所部長)



10. ソフト面の対策(事故対応手順書の体系と概要(1/7))

(平成25年12月19日第60回審査会合資料抜粋)

手順書の概要

1. 運転員が使用する手順書

(1) 設計基準事象

設計基準事象である運転時の異常な過渡変化や事故については、対応操作の起点としての「警報処理内規」、事象ベースでの事故終息操作手順を定めた「故障・事故処理内規」を整備。

(2) 炉心損傷防止

発電関連設備の故障および事故について、設計基準範囲を超える事態が発生した場合の手順として、「故障・事故処理内規(第二部)」を整備。

(3) 格納容器破損防止

故障・事故処理内規(第二部)の対応中に炉心損傷と判断される場合の手順として、「故障・事故処理内規(第三部)」を整備。

2. 災害対策本部が使用する手順書等

災害対策本部の要員が中型ポンプ車等の可搬型設備を主体として事故の進展防止および抑制のための活動を行う手順として「緊急時対応内規」を整備。

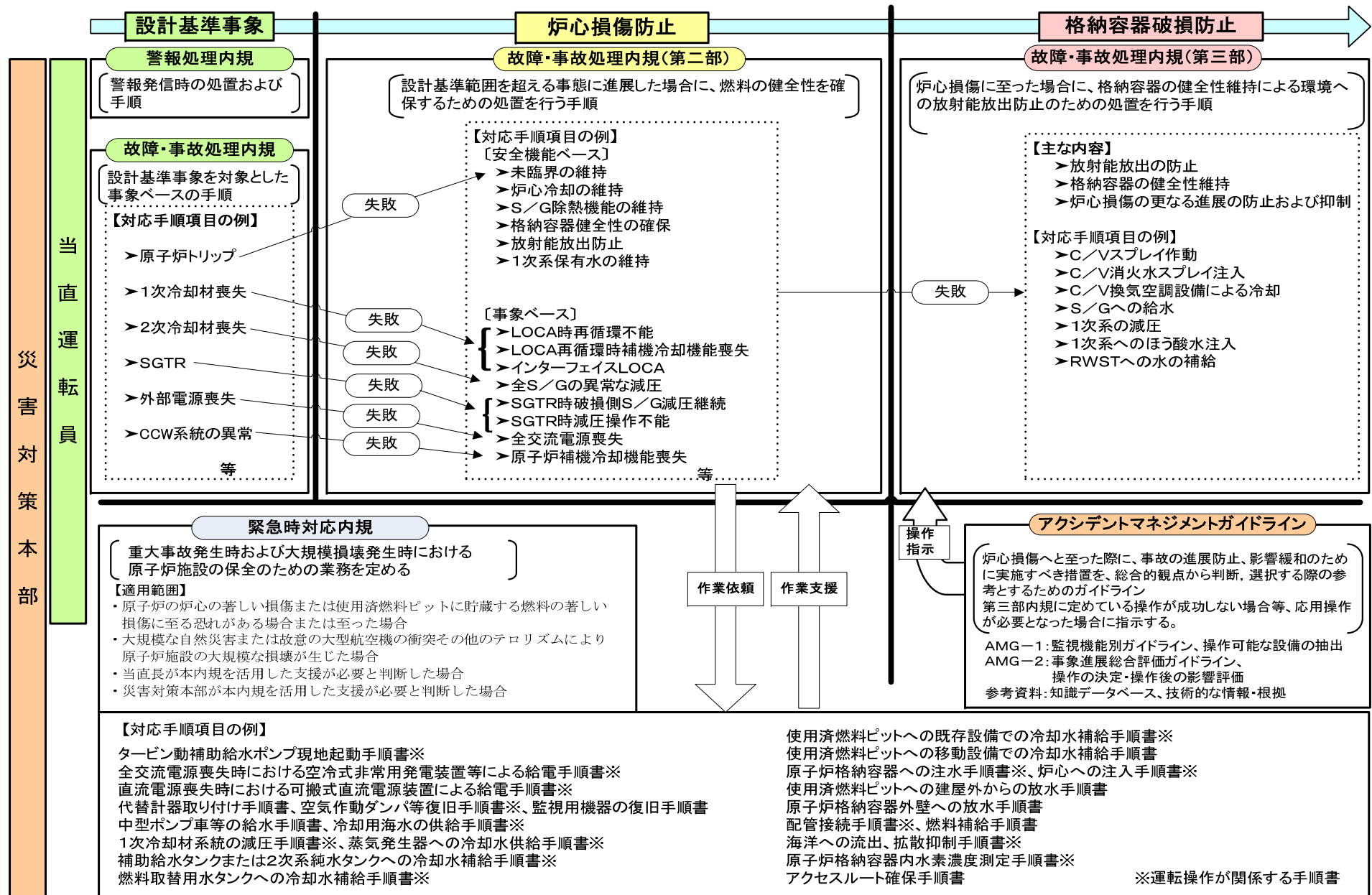
その他、炉心損傷へと至った際に、運転員が実施する故障・事故処理内規(第三部)の操作が期待どおりの効果を発揮しているか、また、予期せぬ事態へと至っていないかのチェックや予想外の事態となった場合に実施すべき措置の判断、選択の際の参考として「アクシデントマネジメントガイドライン」を整備。

- ・伊方発電所の設備の特徴を踏まえた必要な手順を号機毎に定めていることより、複数号機が同時に被災した場合においても、体制の整備とあいまって対応が可能。
- ・要員の役割や手順書間の移行・つながりを明確にする(備考等に移行条件や移行先を記載)ことで全体が一体化して機能するように体系化。
- ・設備の修繕・新規設置、運用の改善、訓練等による改善事項を反映するために適宜改正を実施。

10. ソフト面の対策(事故対応手順書の体系と概要(2/7))

(平成25年12月19日第60回審査会合資料抜粋)

重大事故等発生時に適用する手順書の構成(概要)

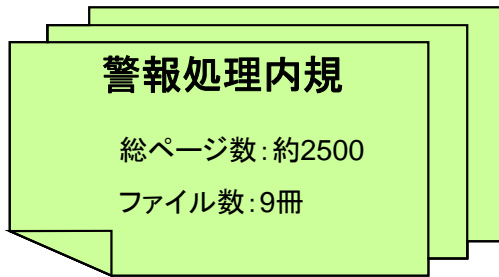


10. ソフト面の対策(事故対応手順書の体系と概要(3/7))

(平成25年12月19日第60回審査会合資料抜粋)

運転員が使用する手順書の概要

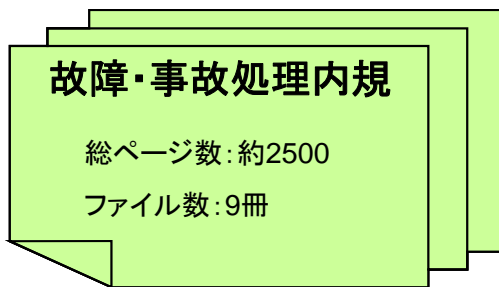
(設計基準事象)



中央制御室および現場制御盤に警報が発信した場合の処置及び手順について個別の警報ごとに定め、警報発信時に迅速・適切な処置を行うことにより、発電所の安全かつ適切な運転を図ることを目的としている。

フィルタの交換により原因を除去できるような事象からプラントの運転停止に繋がるような事象まで内容は多岐にわたる。

警報処理内規での対応操作を実施することにより故障・事故の徴候の把握ができる。事象を判別し、該当する故障・事故処理内規にて対応



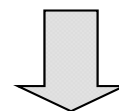
設計基準事象範囲内の故障・事故時の処置および手順について定め、故障および事故発生時に迅速・適切な処置を行うことにより、発電所の安全かつ適切な運転を図ることを目的としている。

安全評価における運転時の異常な過渡変化および事故を中心に設計基準事象を対象とした事象ベースの手順書

故障・事故の状況によって、設備の停止または隔離、出力低下、プラント停止(手動トリップ含む)等の安全側の処置を行う方針を定めている。

- 原子炉トリップ
- 1次冷却材喪失
- 2次冷却材喪失
- 蒸気発生器細管破損
- 外部電源喪失
- CCWシステムの異常
- 等

設計基準範囲を超える事態が発生し、故障・事故処理内規(第二部)の導入条件となれば、故障・事故処理内規(第二部)にて対応する。

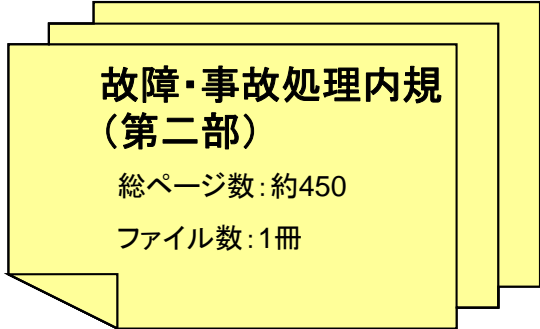


10. ソフト面の対策(事故対応手順書の体系と概要(4/7))

(平成25年12月19日第60回審査会合資料抜粋)

運転員が使用する手順書の概要

(炉心損傷防止)



**故障・事故処理内規
(第二部)**

総ページ数: 約450

ファイル数: 1冊

発電関連設備の故障および事故について、設計基準範囲を超える事態が発生した場合を想定しても、その被害を最小限に留めるよう迅速な処置を行うことを目的としている。

安全機能ベースマニュアルと事象ベースマニュアルで構成されている。

安全機能ベースマニュアルは、起因事象などの経緯は問わず、プラントの安全上重要な機能を確保するための対応操作を記載している。

事象ベースマニュアルは、設計基準を超える複合的な事象が発生し、事象の判定が出来た場合の対応操作を記載している。

対応操作を各ステップに定めるとともに、監視計器等の必要な確認項目を記載しているため、適切な判断を実施することが可能。

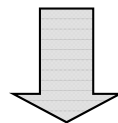
全体的な注意事項として以下を定め、安全を優先する方針としている。

第1に「燃料の健全性を確保する。」

第2に「環境への放射性物質放出を防止する。」

第3に「機器の損傷を防止する。」

炉心損傷と判断した場合(炉心出口温度が350℃以上で、かつ格納容器高レンジエリアモニタ(高レンジ)の指示値が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上)は、故障・事故処理内規(第三部)にて対応する。

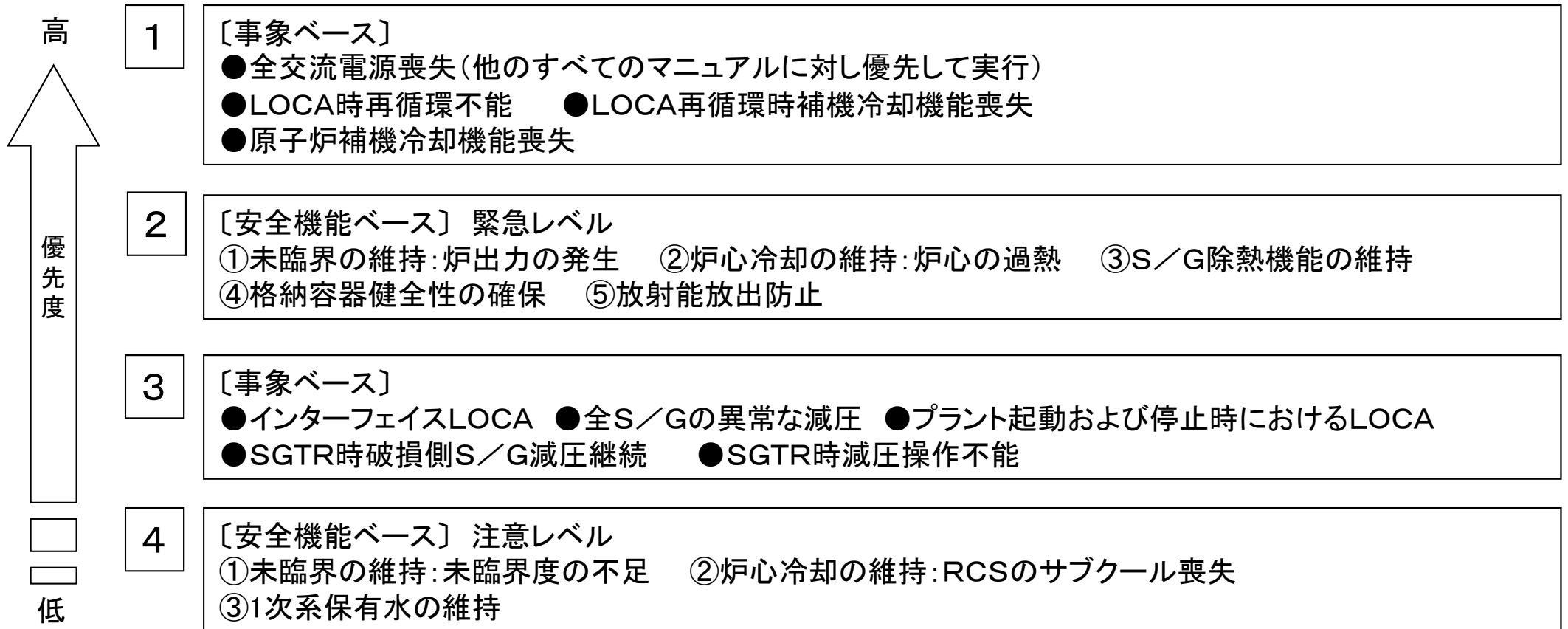


10. ソフト面の対策(事故対応手順書の体系と概要(5/7))

(平成25年12月19日第60回審査会合資料抜粋)

運転員が使用する手順書の概要

故障・事故処理内規(第二部)の安全機能ベースマニュアルと事象ベースマニュアルの優先順位



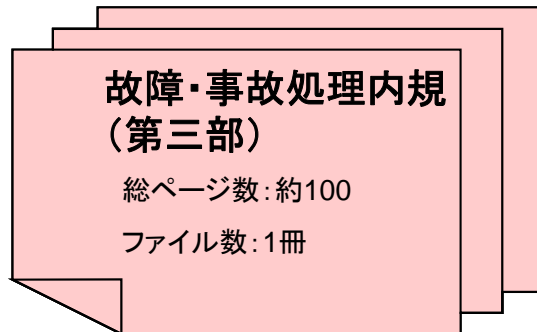
安全機能ベースマニュアルの優先順位については、「止める」「冷やす」「閉じ込める」の原則に基づき定めている。安全機能ベースマニュアルよりも優先度の高い事象ベースマニュアルについては、それらの手順の対応操作を実施することで、機器の機能回復または代替手段による安全機能の確保も可能となる。なお、優先度の高い事象ベースマニュアルを使用するが、期待する機能回復が図られなかった場合は、関連する安全機能ベースマニュアルを並行して使用する。

10. ソフト面の対策(事故対応手順書の体系と概要(6/7))

(平成25年12月19日第60回審査会合資料抜粋)

運転員が使用する手順書の概要

(格納容器破損防止)



故障・事故処理内規(第二部)の対応中に炉心損傷と判断した場合に使用する格納容器破損防止のための手順書であり、以下の優先度を考慮して定めている。

- ①環境への放射能放出の防止
- ②格納容器の健全性維持
- ③炉心損傷の進展防止・抑制

主な操作の流れを記述した主要操作編と、主要操作編で引用された個々の操作内容をより詳しく記述した個別操作編から構成される手順書。

中央制御室の運転員が自律的に対応できる操作手順として定められている。

[個別操作編]

- C/Vスプレー作動
- C/V消火水スプレー注入
- C/V換気空調設備による冷却
- S/Gへの給水
- 1次系の減圧
- 1次系へのほう酸水注入
- RWSTへの水の補給
- 水素濃度監視と制御

10. ソフト面の対策(事故対応手順書の体系と概要(7/7))

(平成25年12月19日第60回審査会合資料抜粋)

災害対策本部で使用する手順書等の概要

緊急時対応内規

重大事故等発生時および大規模損壊時における緊急時対応業務を定めることにより、非常時の円滑かつ適切な処置の遂行に資することを目的

緊急時対応内規には、電源の確保、炉心の冷却、使用済燃料の冷却、原子炉格納容器の減圧等について記載。詳細な手順については、3次文書として定めており、既設設備を利用した対応手順から可搬式設備を使用した対応手順まで、発生した事象に柔軟に対応するための手順を整備

3次文書

全交流電源喪失時における空冷式非常用発電装置等による給電手順書
中型ポンプ車等の給水手順書
冷却用海水供給手順書 等

当直または災害対策本部からの依頼・指示により、中型ポンプ車等の可搬型の重大事故等対処設備を準備・使用および配管の接続、電源ケーブルの接続等の既設設備の操作以外の作業を実施

アクシデントマネジメントガイドライン

炉心損傷へと至った際に、運転員が実施する故障・事故処理内規(第三部)の操作が期待どおりの効果を発揮しているか、また、予期せぬ事態へと至っていないかのチェックや予想外の事態となった場合に実施すべき措置の判断、選択の際の参考とするためのガイドライン

●AMG-1: 監視機能別ガイドライン

現状のプラントパラメータの監視を行い操作可能な設備の抽出を実施することを記載

●AMG-2: 事象進展総合評価ガイドライン

プラントの総合判断、操作決定及び操作後の影響評価を実施することを記載

●参考資料: 知識データベース

技術的な情報・根拠について記載

炉心損傷時の物理現象は複雑であるので、プラント状態を総合的に把握した上で、故障・事故処理内規(第三部)による操作が成功しない場合、未記述の応用操作について本ガイドラインを参考として検討する。

11. ソフト面の対策(事故対応手順書に基づく運転員の対応操作の流れ)

(平成25年12月19日第60回審査会合資料抜粋)

運転中の異常な過渡変化および事故が発生した場合、運転員は「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の原則に基づきプラント対応操作を実施する。

事故直後の操作

●: 故障・事故処理内規 ◎故障・事故処理内規(第三部)
■: 故障・事故処理内規(第二部)

- 原子炉トリップに至る事故が発生した場合、事故直後の操作としては、原子炉自動トリップの確認および自動トリップしていない場合は、手動により原子炉をトリップする。
- 安全注入に至る事故が発生した場合においては、安全注入の自動動作の確認および自動動作していない場合は、手動で動作する。

事象の判別

- 自動動作機器の確認と並行して、プラントのパラメータを確認し、2次冷却材の喪失、1次冷却材の喪失、蒸気発生器細管破損等の事象判別を行い、事象に応じた故障・事故処理内規に従い対応操作を実施。
- 安全機能(未臨界性、炉心冷却機能、S/G除熱機能、格納容器の健全性、放射能放出防止、1次系保有水の維持)について連続監視を行うとともに、それらの安全機能が脅かされる徴候が現れた場合には、故障・事故処理内規(第二部)の安全機能ベースの手順に移行して対応を実施。
- 設計基準を超える複合的な事象が発生し、事象の判定(全交流電源喪失、インターフェースLOCA等)が出来た場合には、故障・事故処理内規(第二部)の事象ベースの手順により対応を実施
- ◎ 炉心損傷の適用条件となれば故障・事故処理内規(第三部)へ移行して、①環境への放射能放出の防止②格納容器の健全性の維持③炉心損傷の進展防止および抑制のための対応操作を実施

【添付資料】

Q1: 影響緩和装置の検証状況は？

実験検証ということで、実際にそういうシステムで出力が目的とする範囲まで抑制できるかどうか。過去の実験データはあるのかどうか。

(宇根崎委員、吉川委員 平成25年7月17日、9月11日)

A1:・ ATWS緩和設備は、主給水流量喪失等の過渡事象発生時に原子炉トリップに失敗した場合において、ATWS緩和設備からの信号による主蒸気隔離によって、SG2次側の除熱量を減少させ、1次系の温度上昇による負の反応度効果により、原子炉出力を十分低い値に抑制するものである。

- ・ 原子炉出力の抑制状況を確認するATWS緩和機能の実験検証は困難であるため、その有効性は解析により確認している。
- ・ 解析は計算コードSPARKLE-2を用いており、同コードの適用性に関しては、実験解析や他機関の解析コード、許認可コードとの比較等により確認している。
(別紙-1参照)

ATWS事象の重要現象に対する検証

検証項目		検証内容
S P A R K L E - 2 (1)	COSMO-K ^{(1) (2)} 炉心動特性、 フィードバック効果	国際ベンチマーク問題を含む他機関コード及び小型軽水炉を模擬したSPERT-III E-coreの実験解析等により、炉心動特性及びフィードバック効果が適切に模擬できていることを確認。
	MIDAC ⁽¹⁾ 沸騰・ボイド率変化 燃料棒内温度変化	NUPEC管群ボイド試験等の管群熱流動試験や許認可コードとの比較等により、沸騰・ボイド率変化及び燃料棒内温度変化が適切に模擬できていることを確認。
	M-RELAP5 ⁽¹⁾ プラント特性	主給水流量喪失+ATWSを模擬したLOFT L9-3試験解析等により、原子炉圧力、温度等のプラント特性を適切に評価できることを確認。

(1)「三菱PWR炉心損傷に係る重要事故シーケンスへのSPARKLE-2コードの適用性について」
MHI-NES-1055, 三菱重工業, 平成25年

(2)「三菱新核設計コードシステムGalaxyCosmo-Sの信頼性について」
MHI-NES-1052, 三菱重工業, 平成24年

Q2: 格納容器の使用条件200℃(限界温度)は、どこで決まっているのか。(渡邊委員 平成25年7月17日)

A2: 格納容器の限界温度、圧力は、重大事故時において、格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できるものとして200℃、0.566MPaを設定している。

格納容器本体の他に、構造上、リークパスになる可能性がある開口部及び貫通部の構成部品、また、ガスケット等のシール部に対して評価を実施し、200℃、0.566MPaの環境下で構造健全性およびシール部の機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認している。

(別紙-2)

限界温度・圧力の設定

別紙-2(1/2)

- 原子炉格納容器の限界温度、圧力は、重大事故時において、原子炉格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できるものとする。
- 伊方3号機の重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約138°C、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.345MPaであり、その後圧力、温度は緩やかに低下する。
- これより、限界温度・圧力に係る評価においては、既往の知見も含めて試験または解析評価等により根拠と妥当性が確認された値である200°C、0.566MPaを限界温度、圧力として設定する。

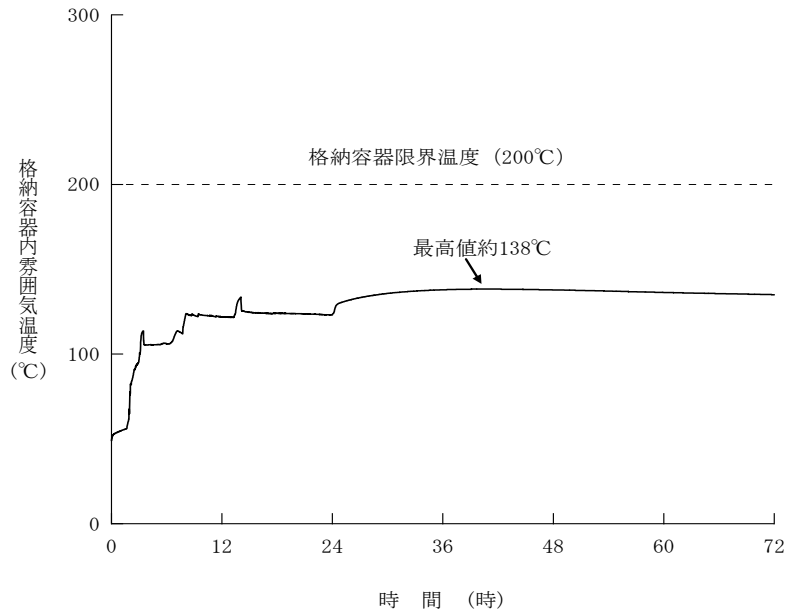


図1 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移 (格納容器過温破損シナリオ)

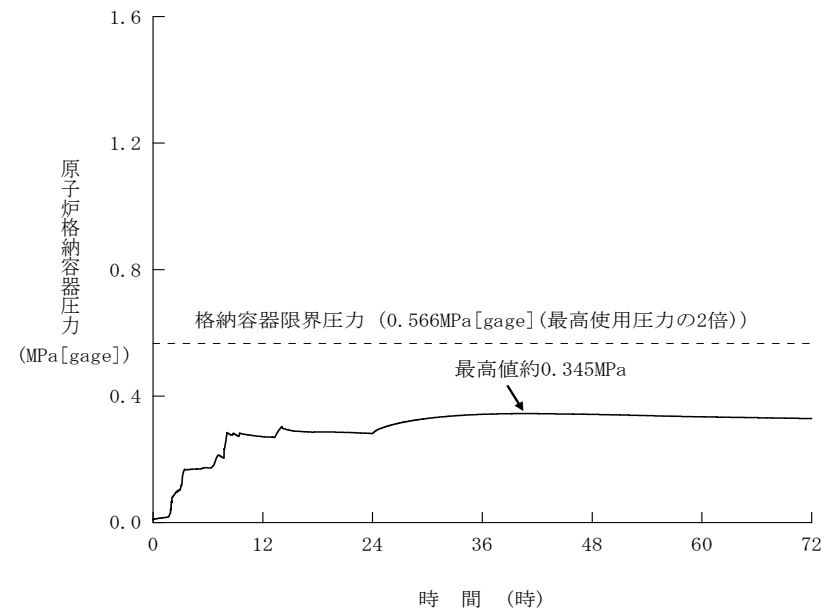


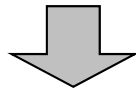
図2 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器過温破損シナリオ)

評価の概要

○放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要がある。

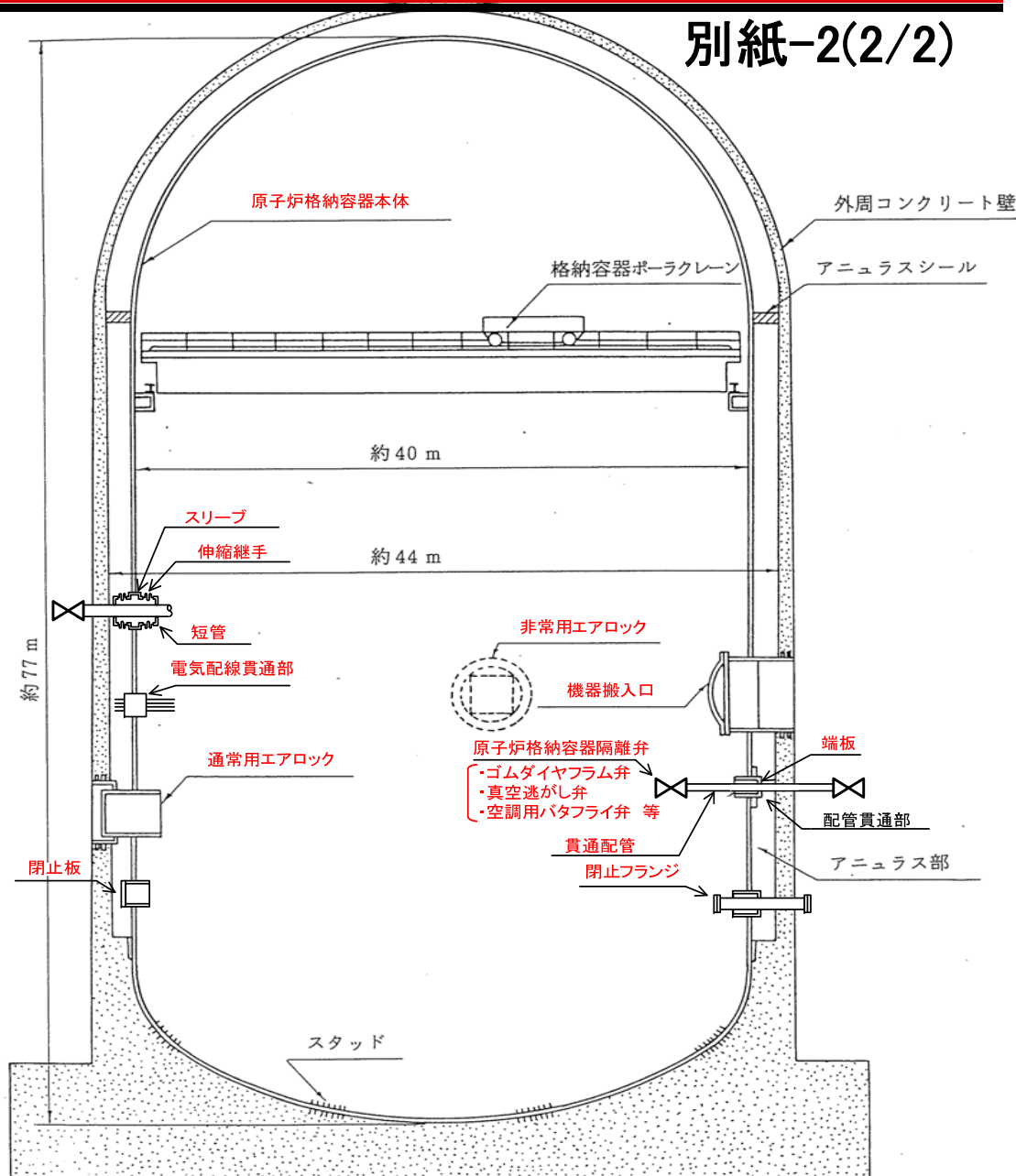
○さらに、福島第一原子力発電所事故において、格納容器からの漏洩要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、機能維持を確認する必要がある。

○このことから原子炉格納容器本体の他に、200℃、0.566MPaの環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上リークパスになる可能性がある開口部及び貫通部の構成部品、また、ガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり、右図に示す原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価した。



○旧原子力発電技術機構 (NUPEC) の解析評価、電力共同研究等の試験結果または規格計算による評価より、200℃、0.566MPaの環境下での構造健全性及びシール部機能維持を確認しており、放射性物質の閉じ込め機能は確保される。

別紙-2(2/2)

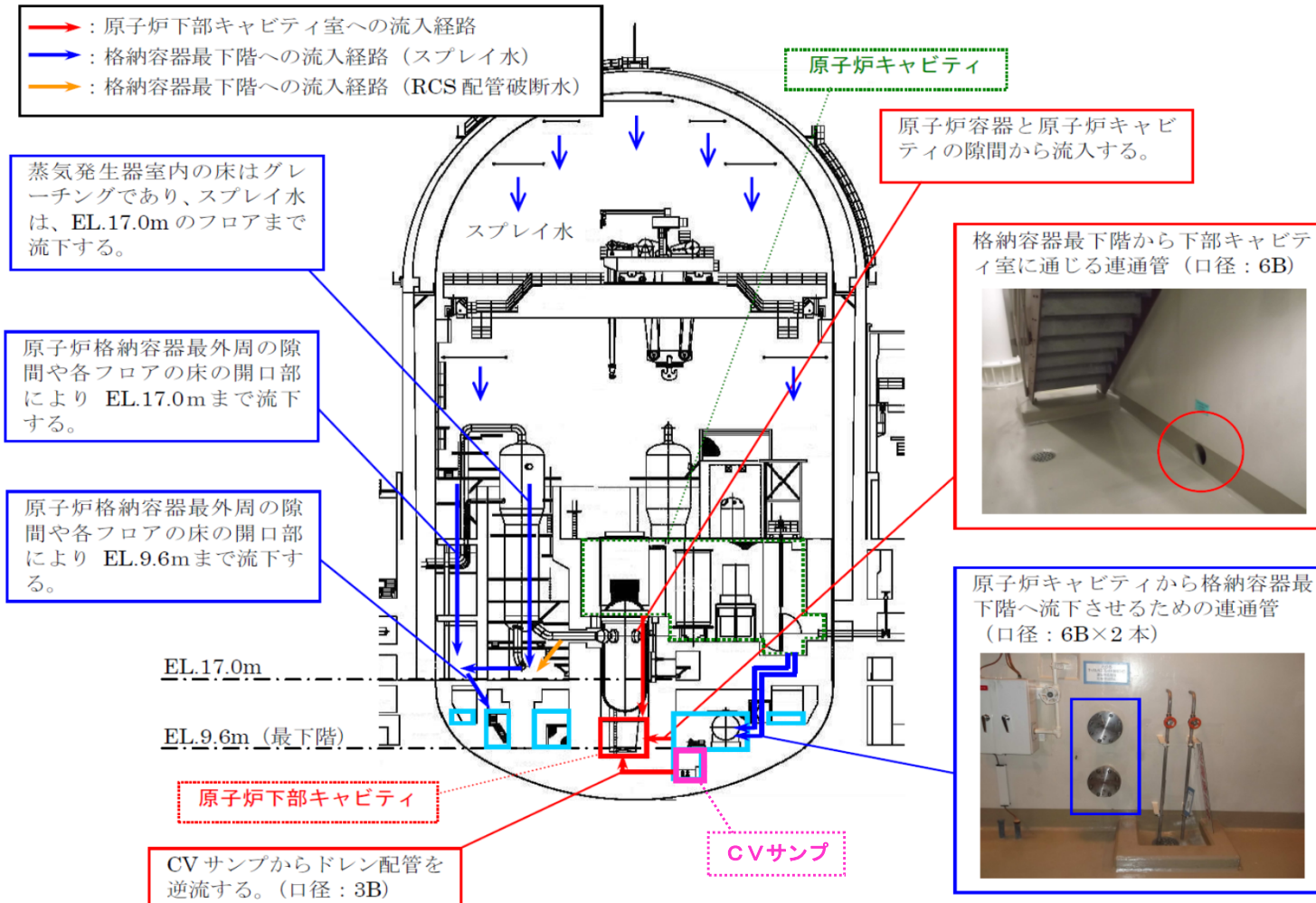


**Q3:炉心落下時の熱の除去方法についてわかりやすい図を用いて示すこと。
(奈良林委員 平成25年9月11日)**

A3:スプレイ水が原子炉格納容器に注入されると、別紙-3(1/2)に示すとおり、スプレイ水は原子炉格納容器最外周部の隙間や各フロアの床の開口部等、及び原子炉キャビティ底部に設置している連通管を流入経路として、格納容器最下階フロアに流下する。さらに格納容器最下階フロアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管を通過し、原子炉下部キャビティ室にスプレイ水が流入する(この他に原子炉容器と原子炉キャビティの隙間、及びCVサンプからドレン配管を逆流し、原子炉下部キャビティ室に水は流入する)。また、RCS配管破断水も同様の経路で原子炉下部キャビティ室に流入する。なお、連通管がデブリにより閉塞される可能性は小さいと考えるが、更なる信頼性の向上を図るため、原子炉下部キャビティ室の入口扉に、取付蓋^(※)を有する連通口を設置した(別紙-3(2/2))。

※:入口扉前面に一定量蓄水した場合に取付蓋が開となる。

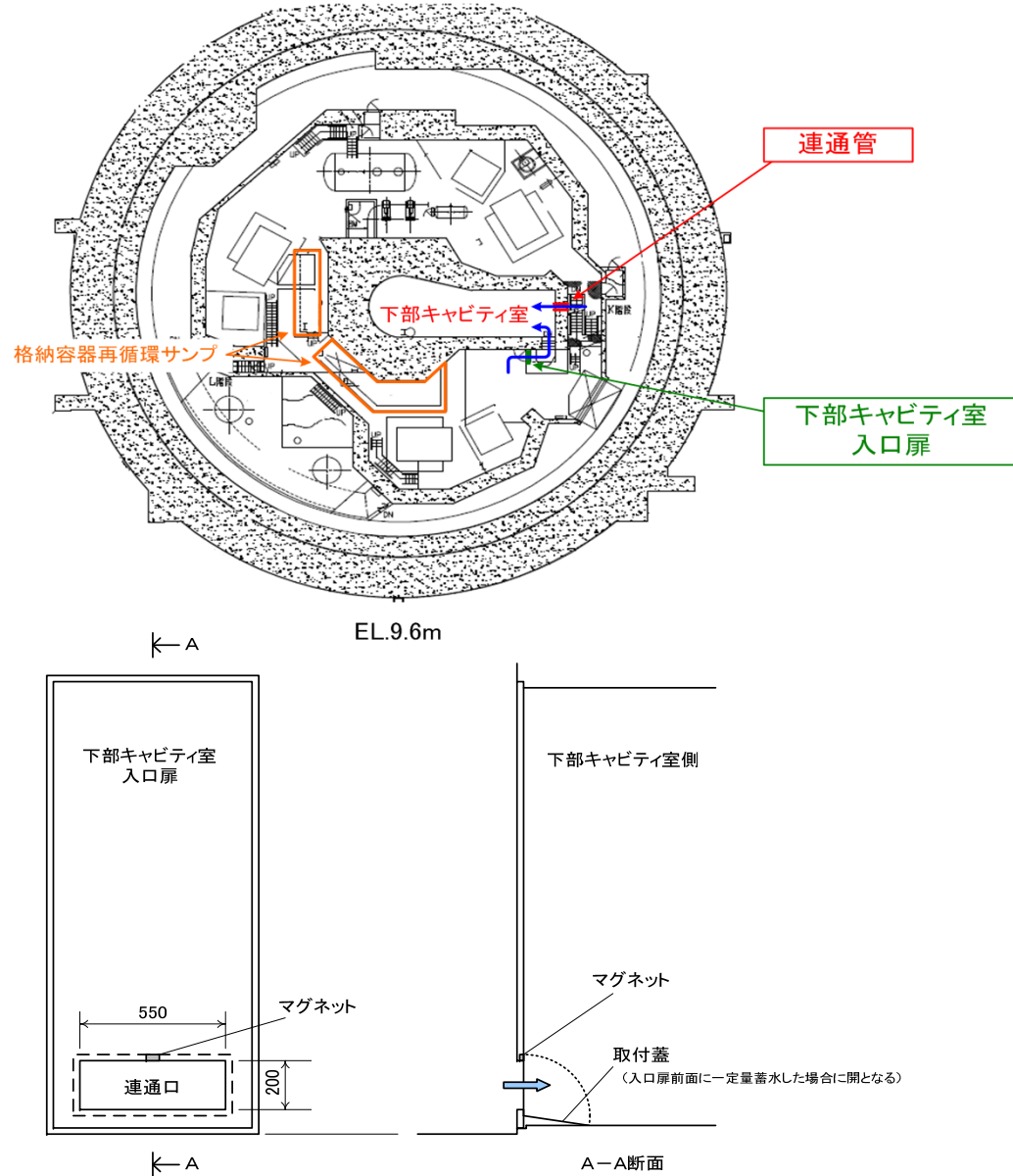
図-1:原子炉下部キャビティへの流入経路



1. これまでの原子力安全専門部会におけるコメントおよびその回答 8/8

図-2:原子炉下部キャビティ室入口扉への連通路設置

別紙-3(2/2)



【参考資料】

1. 語句説明

- RCS : 1次冷却系統 (Reactor Coolant System)
- RCP : 1次冷却材ポンプ (Reactor Coolant Pump)
- LOCA : 1次冷却材喪失事故 (Loss of Coolant Accident)
- RCPシールLOCA : 1次冷却材ポンプの軸シール部のシール機能が喪失することで、1次冷却材が1次冷却材ポンプの軸シール部を經由して外部へ漏えいする事故
- 最終ヒートシンク : 海水 (海水ポンプ) による機器類の除熱機能
- サーマルバリア : 1次冷却材ポンプ軸部の1次冷却材からのシール機能を維持するために、軸の周囲に設置している熱交換器。原子炉補機冷却水を經由し最終的には海水にて除熱している。
- ディスタンスピース : 追加設置した自己冷却配管や海水配管等を従来設置されている本設配管へつなぎ込むための部品
- FP : 核分裂生成物 (Fission Product)
- D/G : 非常用ディーゼル発電機
- C/V : 原子炉格納容器 (Containment Vessel)
- CCW : 原子炉補機冷却系 (Component Cooling Water)
- S/G : 蒸気発生器 (Steam Generator)
- SGTR : 蒸気発生器伝熱管破損事故 (Steam Generator Tube Rupture)
- AMG : アクシデントマネジメントガイドライン (Accident Management Guideline)
- RWST : 燃料取替用水タンク (Refueling Water Storage Tank)
- ATWS : 異常な過渡変化時に原子炉トリップに失敗する事象
(Anticipated Transient without Scram)
- ECCS : 非常用炉心冷却装置 (Emergency Core Cooling System)
- クオリティ : 気液2相流における乾き度

2. 重大事故対策の有効性評価に係る成立性確認(全19ケース)

1. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故

事故シーケンスグループ	
(1)	2次冷却系からの除熱機能喪失 ・主給水流量喪失+補助給水失敗
(2)	全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCAあり) ・外部電源喪失+非常用所内電源喪失+補機冷却水の喪失+RCPシールLOCA
	(RCPシールLOCAなし) ・外部電源喪失+非常用所内電源喪失+補機冷却水の喪失
(3)	原子炉補機冷却機能喪失 ・外部電源喪失+非常用所内電源喪失+補機冷却水の喪失+RCPシールLOCA
(4)	原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
(5)	原子炉停止機能喪失 ・主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗
(6)	ECCS注水機能喪失 ・中小破断LOCA+高圧注入失敗
(7)	ECCS再循環機能喪失 ・大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗
	・中小破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗
(8)	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

3. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれのある事故

想定事故	
(1)	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故 ・使用済燃料ピット水浄化冷却系及び補給水系の機能喪失
(2)	サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故 ・使用済燃料ピット水浄化冷却系の配管破断

2. 重大事故

格納容器破損モード	
(1)	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損) ・大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗
	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損) ・全交流動力電源喪失+補助給水失敗
(2)	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 ・全交流動力電源喪失+補助給水失敗
(3)	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 ・大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗
(4)	水素燃焼 ・大破断LOCA+ECCS注入失敗
(5)	溶融炉心・コンクリート相互作用 ・大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗

4. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故

格納容器破損モード	
(1)	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喪失) ・ミッドループ運転時の余熱除去系機能喪失+全交流動力電源喪失+補機冷却機能の喪失
(2)	全交流動力電源喪失 ・ミッドループ運転時の余熱除去系機能喪失+全交流動力電源喪失+補機冷却機能の喪失
(3)	原子炉冷却材の流出 ・ミッドループ運転時の原子炉冷却材流出
(4)	反応度の誤投入 ・原子炉起動時のほう素の異常な希釈

3. シビアアクシデント対策に係る国の審査状況

- 平成25年7月8日の申請以降、原子力規制委員会にて、シビアアクシデント対策については有効性評価の成立性確認の説明を、これまで計7回の審査会合にて説明し、成立性確認を実施した全19ケースに対する説明は一通り終了した。
- 現在、説明時に受けた指摘事項の回答を適宜実施している。

審査会合の開催実績および審査内容（シビアアクシデント対策の有効性評価の説明分抜粋）

審査会合開催日		主な審査内容
平成25年 7月25日	第3回	重大事故等対策の有効性評価に係る成立性確認
平成25年 7月30日	第4回	重大事故等対策の有効性評価に係る成立性確認
平成25年 8月 1日	第6回	重大事故等対策の有効性評価に係る成立性確認
平成25年 8月15日	第9回	重大事故等対策の有効性評価に係る成立性確認、設計基準事象
平成25年 8月22日	第12回	重大事故等対策の有効性評価に係る成立性確認、設計基準事象
平成25年 8月29日	第15回	重大事故等対策の有効性評価に係る成立性確認、設計基準事象
平成25年 9月10日	第17回	重大事故等対策の有効性評価に係る成立性確認、設計基準事象

4. 事故事象進展シナリオの有効性評価(評価結果(参考1/5))

(平成25年11月28日第52回審査会合資料抜粋)

○事象発生4時間程度で、充てんポンプ(自己冷却式)による炉心注入流量と1次冷却系統からのリーク流量が安定的に推移する

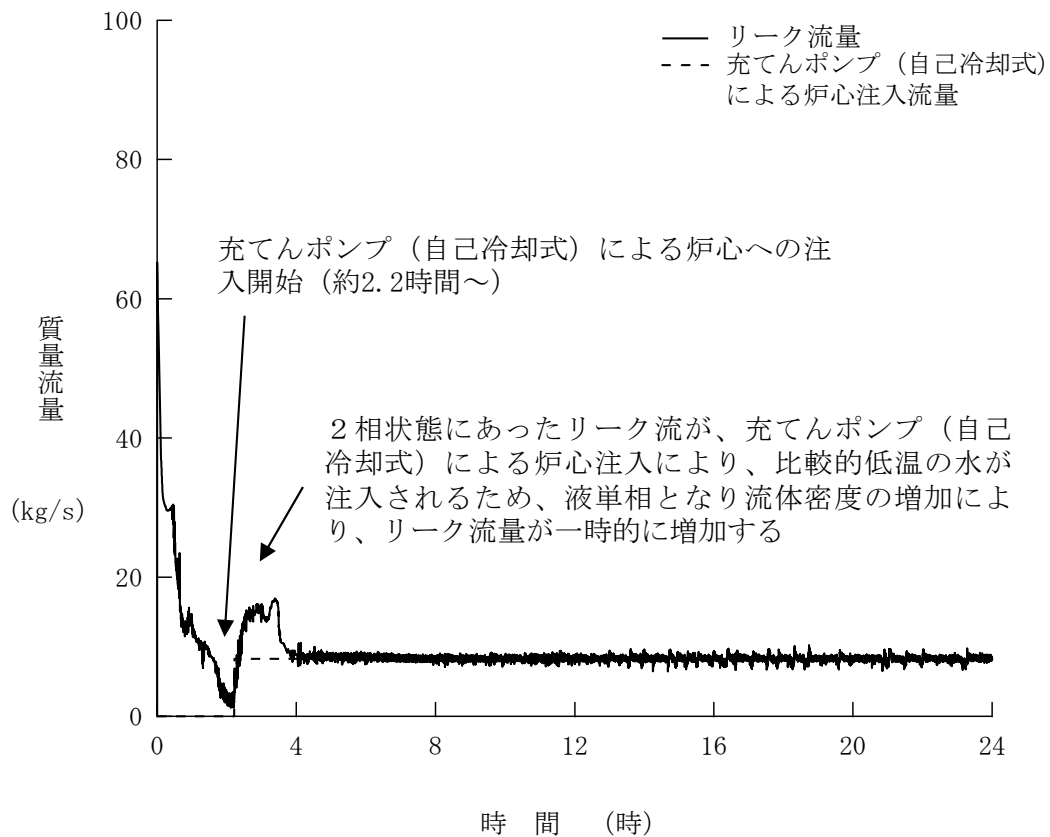


図 漏えい流量と注水流量の推移

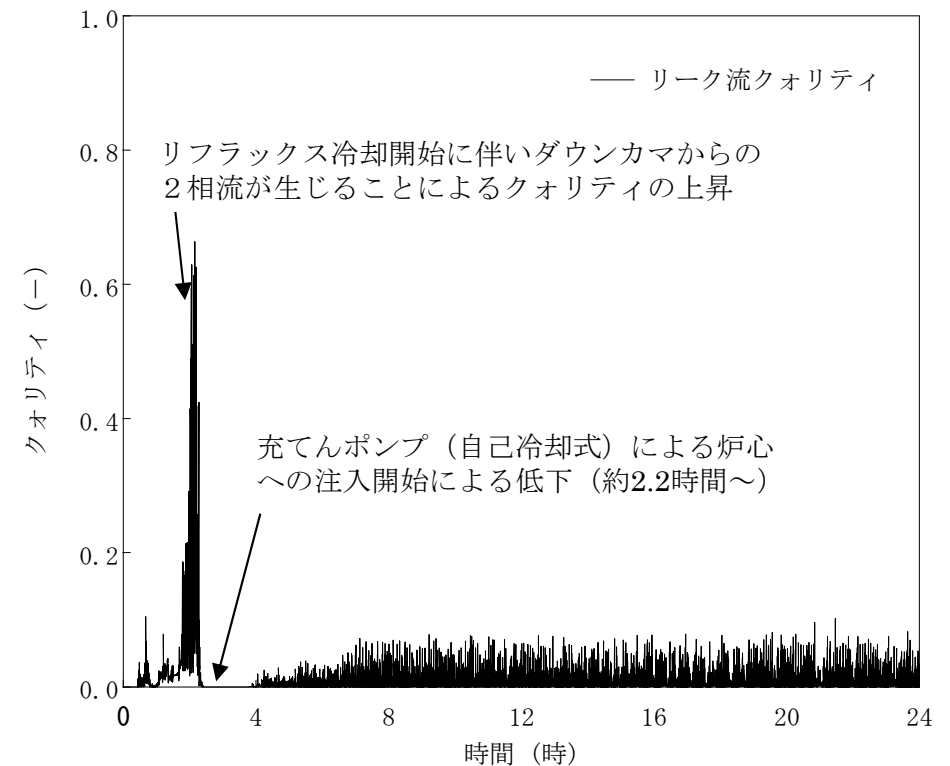


図 RCPリーク流のクォリティの推移

4. 事故事象進展シナリオの有効性評価(評価結果(参考2/5))

(平成25年11月28日第52回審査会合資料抜粋)

○2次系冷却による1次冷却系の減圧(冷却)操作により、事象発生約38分で蓄圧注入タンクから高濃度ほう酸水が自動で注入される。

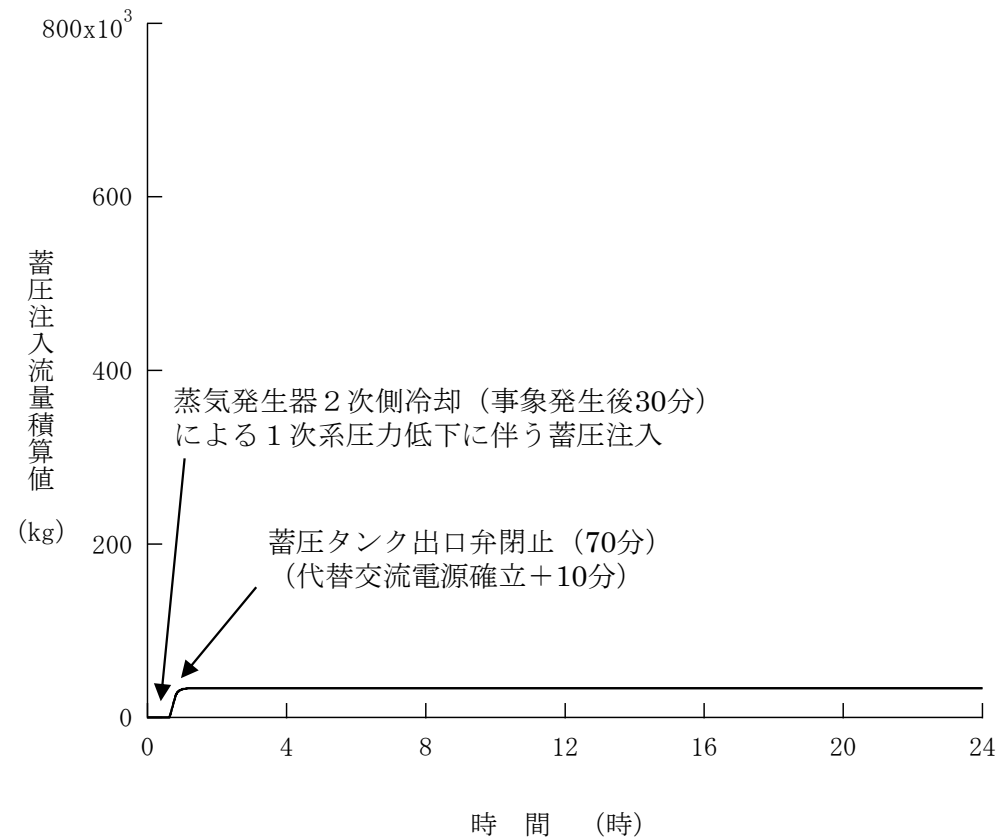


図 蓄圧注入流量積算値の推移

4. 事故事象進展シナリオの有効性評価(評価結果(参考3/5))

(平成25年11月28日第52回審査会合資料抜粋)

○主蒸気逃がし弁の手動開操作およびタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水による除熱と、崩壊熱がバランスし、発生後4時間程度で蒸気発生器水位は安定的に推移する

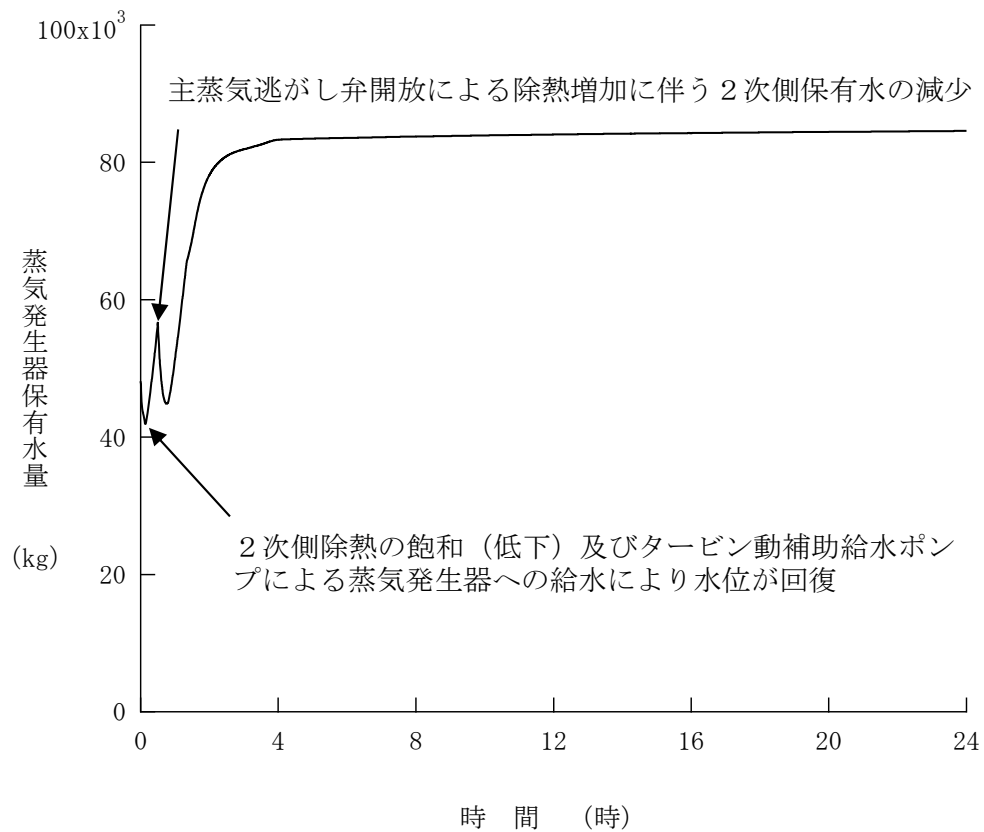


図 蒸気発生器水位の推移 (1)

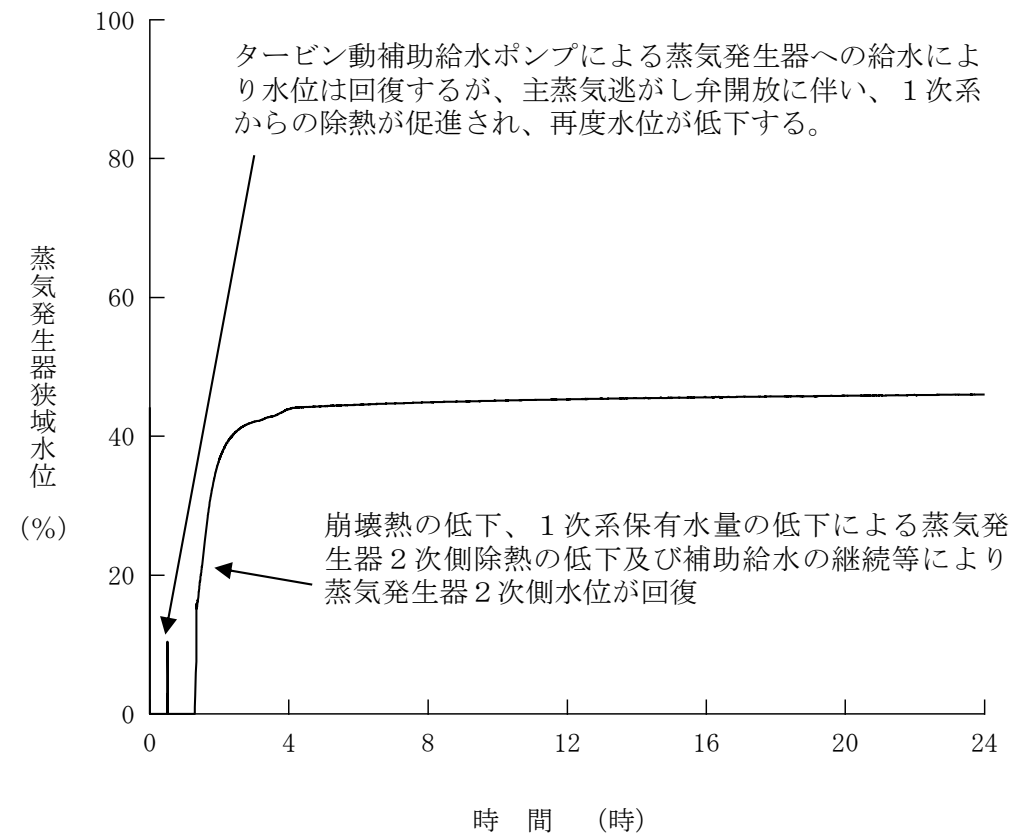


図 蒸気発生器水位の推移 (2)

4. 事故事象進展シナリオの有効性評価(評価結果(参考4/5))

(平成25年11月28日第52回審査会合資料抜粋)

○1次冷却材ポンプの停止により流量は低下するが、2次系からの冷却により発生後4時間程度で流量は安定的に推移する。また炉心上端ボイド率も1.0未満であり、炉心の冠水が維持される。

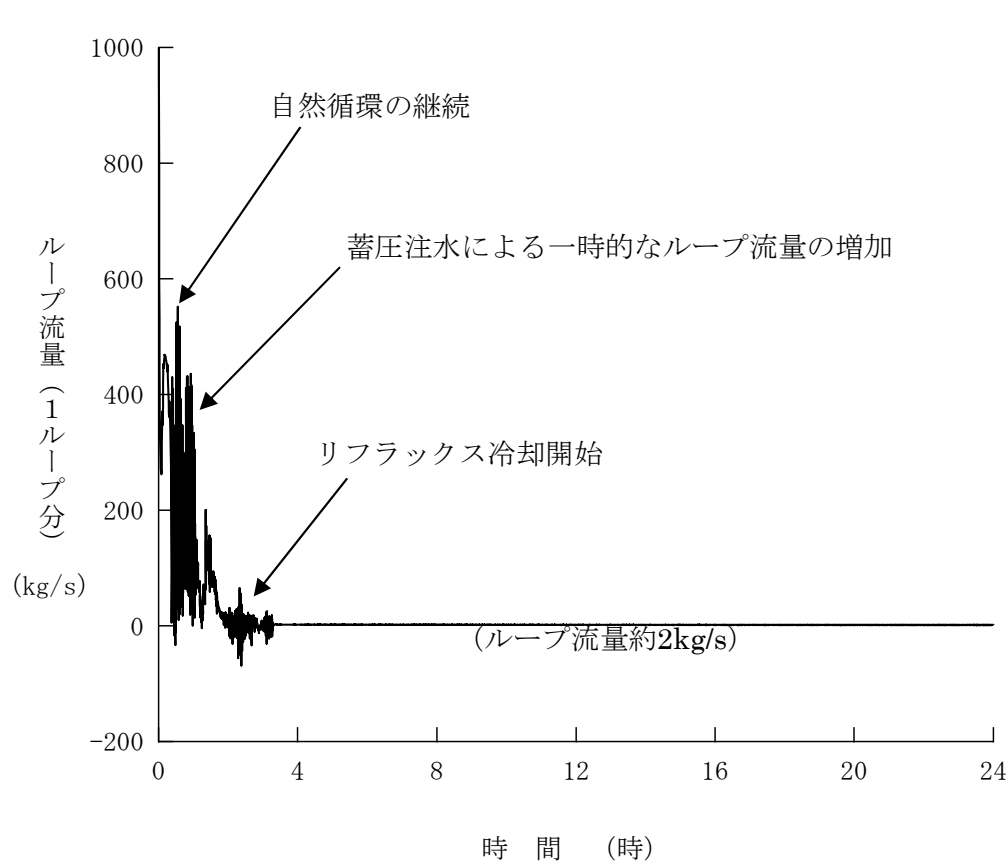


図 1 次冷却材流量の推移

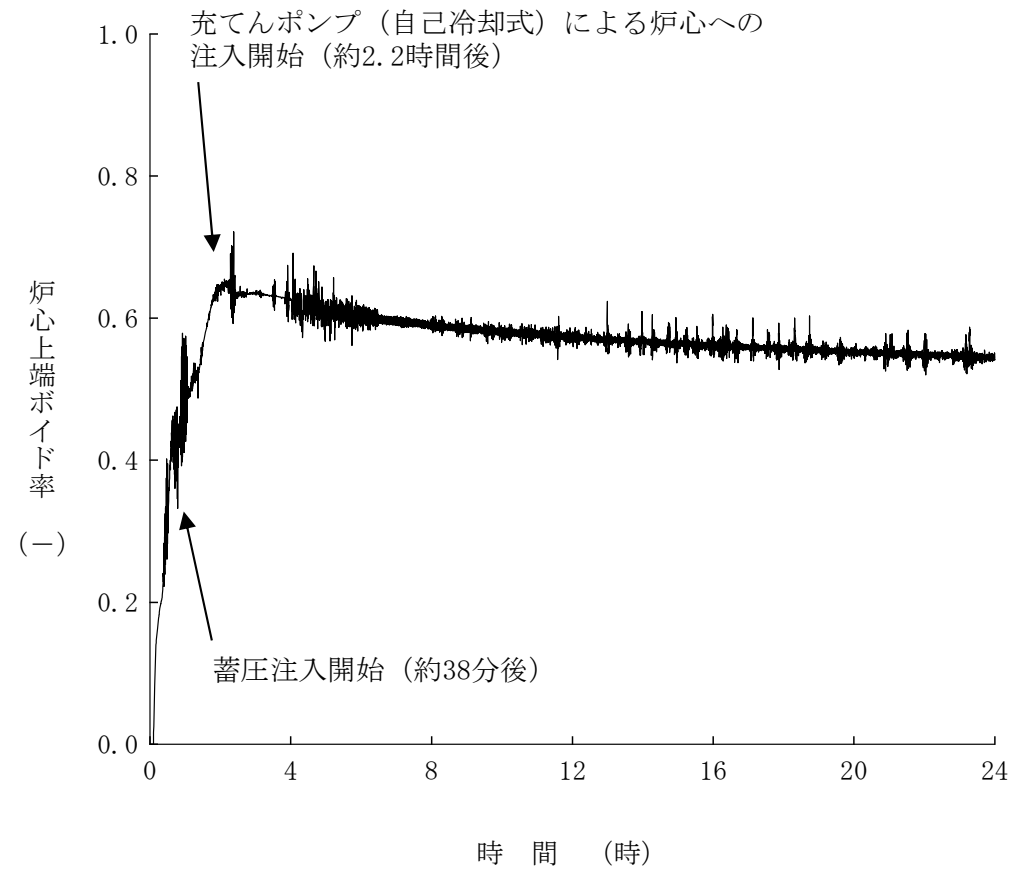


図 炉心上端ボイド率の推移

4. 事故事象進展シナリオの有効性評価(評価結果(参考5/5))

○炉心からの除熱は、充てんポンプ(自己冷却式)による炉心への注水および2次系からの冷却により、発生後4時間程度で安定的に推移する

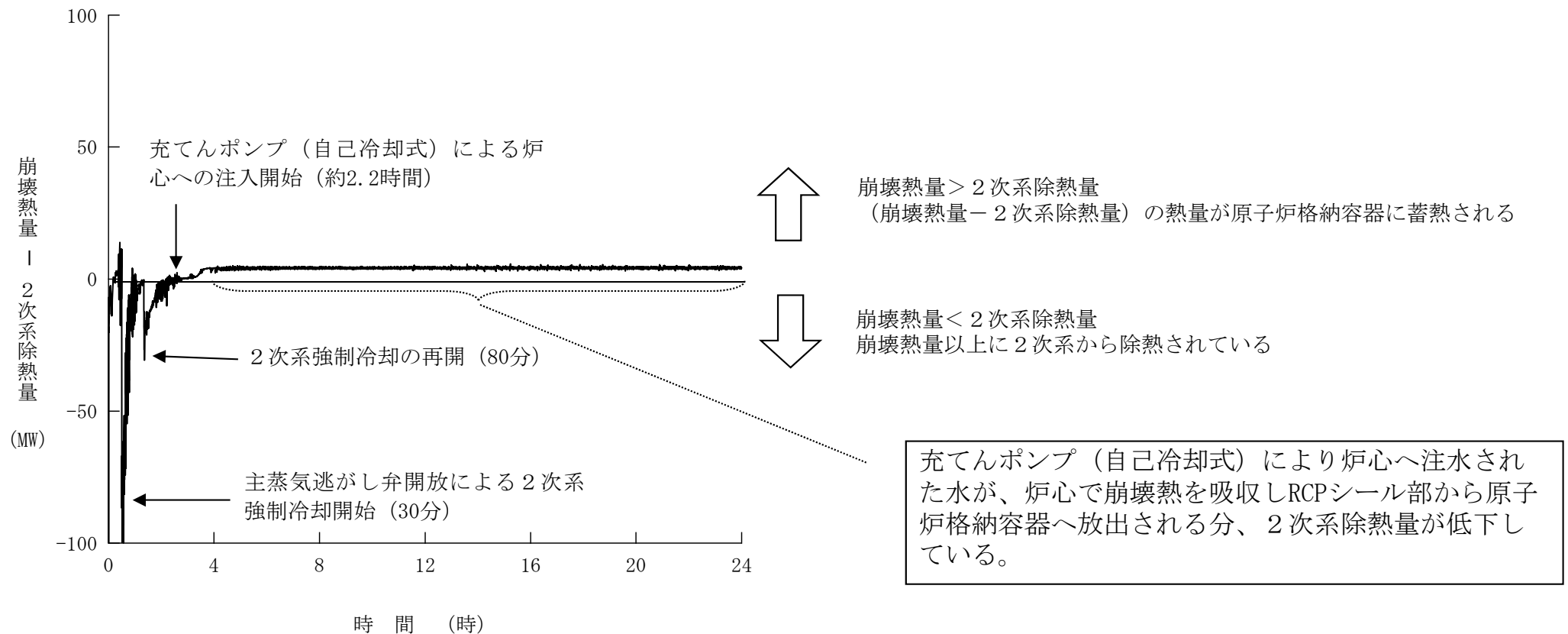


図 崩壊熱量と2次系除熱量の推移