

泊発電所3号炉審査資料
資料1-2
平成28年10月27日

泊発電所3号炉
新規制基準適合性審査への対応について
補足説明資料

平成28年10月27日
北海道電力株式会社

目 次

- 資料 1 - 2 - 1 泊発電所 3 号炉「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）補足説明資料」（39-4）
- 資料 1 - 2 - 2 泊発電所 3 号炉「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料(1.0(抜粋), 1.1~1.19の例示として1.2(抜粋))
- 資料 1 - 2 - 3 泊発電所 3 号炉「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料(1.13(抜粋)、1.11(抜粋))
- 資料 1 - 2 - 4 泊発電所 3 号炉 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料(1.4)(抜粋)
泊発電所 3 号炉 「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）」（第47条）(抜粋)
- 資料 1 - 2 - 5 泊 3 号炉技術的能力に係る適合状況説明資料（1.0 重大事故等対策における共通事項）
添付資料1.0.17 設計基準事故及び重大事故等対応における 1 次冷却材温度変化率の制限適用の考え方について
- 資料 1 - 2 - 6 泊発電所 3 号炉「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料(1.1~1.19の例示として1.15(抜粋)、1.3(抜粋)、2.1(抜粋))
- 資料 1 - 2 - 7 泊発電所 3 号炉「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）」（43条(抜粋)、44~62条の例示として46条(抜粋))

資料 1-2-8 ホースブリッジ設置必要箇所の抽出について

資料 1-2-9 泊発電所 3 号炉「重大事故等対策の有効性評価」7.2.1.2 格納容器過温破損

添付資料 7.2.1.2.2 「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力ウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について

資料 1-2-10 泊発電所 1 号炉、2 号炉及び 3 号炉「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針への適合性について」（抜粋）

資料 1-2-11 重大事故等時における監視性の更なる向上のための対策について

資料 1-2-12 防波堤の検討状況に関する補足説明資料

泊発電所 3 号炉

設置許可基準規則等への適合性について
(重大事故等対処設備)
補足説明資料

平成 28 年 10 月 27 日
北海道電力株式会社

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

本資料においては、泊発電所3号炉の「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」（以下、「設置許可基準規則」という）への適合方針を説明する。

1. 基本的な設計方針において、設置許可基準規則第38条～第43条(第42条除く)に対する、泊発電所3号炉の基本的な設計方針を示す。

2. において、設備要求に係る条文である設置許可基準規則第44条～第62条に適合するための個別機能又は設備について、1. 基本的な設計方針に適合させるための方針を含めて、設計方針を示す。

補足説明資料目次

38 条

- 38-1 泊発電所 3 号炉の重大事故等対処施設の地盤及び周辺斜面に関する基準規則等への適合性について

39 条

- 39-1 重大事故等対処施設の設備分類
- 39-2 設計用地震力
- 39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について
- 39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

41 条

- 41-1 重大事故等対処施設における基準規則等への適合性について
- 41-2 重大事故等対処施設への審査基準の準用
- 41-3 火災区域、区画の設定について
- 41-4 火災感知設備
- 41-5 消火設備
- 41-6 火災区域又は火災区画の火災防護対策について

43 条（共通）

- 共-1 重大事故等対処設備の設備分類等
- 共-2 類型化区分及び適合内容
- 共-3 泊 3 号炉可搬型重大事故等対処設備保管場所およびアクセスルートについて（後日提出）
- 共-4 重大事故等対処設備基準適合性確認資料
- 共-5 ポンプ車配備台数の考え方

44 条

- 44-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 44-2 配置図
- 44-3(1) 試験・検査説明資料
- 44-3(2) ATWS 緩和設備の試験に対する考え方について
- 44-4 系統図
- 44-5(1) 工学的安全施設等の作動信号の設定根拠について
- 44-5(2) ATWS 緩和設備について
- 44-5(3) ATWS 緩和設備に関する健全性について

44-6 SA バウンダリ系統図（参考）

45 条

45-1 SA 設備基準適合性一覧表

45-2 配置図

45-3 試験・検査説明資料

45-4 系統図

45-5 容量設定根拠

45-6 SA バウンダリ系統図（参考）

45-7 現場での人力によるタービン動補助給水ポンプの起動

45-8 蒸気発生器 2 次側への給水時の水源の選定及び海水注入時の影響評価

46 条

46-1 SA 設備基準適合性一覧表

46-2 配置図

46-3 試験・検査説明資料

46-4 系統図

46-5 容量設定根拠

46-6 SA バウンダリ系統図（参考）

47 条

47-1 SA 設備基準適合性一覧表

47-2 配置図

47-3 試験・検査説明資料

47-4 系統図

47-5 容量設定根拠

47-6 SA バウンダリ系統図（参考）

47-7 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書

47-8 海水注入後に再循環運転を仮定した際の格納容器再循環サンプスクリーンの影響評価について

47-9 格納容器再循環サンプスクリーンの今後の検討課題について

47-10 可搬型重大事故等対処設備の接続口等について

47-11 CV 冠水時に水没する電気ペネトレーション部からの漏えいの可能性について

48 条

48-1 SA 設備基準適合性一覧表

48-2 配置図

- 48-3 試験・検査説明資料
- 48-4 系統図
- 48-5 容量設定根拠
- 48-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 48-7 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却について

49 条

- 49-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 49-2 配置図
- 49-3 試験・検査説明資料
- 49-4 系統図
- 49-5 容量設定根拠
- 49-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

50 条

- 50-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 50-2 配置図
- 50-3 試験・検査説明資料
- 50-4 系統図
- 50-5 容量設定根拠
- 50-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

51 条

- 51-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 51-2 配置図
- 51-3 試験・検査説明資料
- 51-4 系統図
- 51-5 容量設定根拠
- 51-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 51-7 原子炉下部キャビティへの流入について

52 条

- 52-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 52-2 配置図
- 52-3 試験・検査説明資料
- 52-4 系統図
- 52-5 容量設定根拠
- 52-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

- 52-7 原子炉格納容器内水素再結合装置（PAR）について
- 52-8 原子炉格納容器の水素濃度測定について
- 52-9 格納容器水素イグナイタについて

53 条

- 53-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 53-2 配置図
- 53-3 試験・検査説明資料
- 53-4 系統図
- 53-5 容量設定根拠
- 53-6 SA バウンダリ系統図（参考）
- 53-7 水素排出設備に対する要求（動的機器等に水素爆発を防止する機能）に係る適合性について
- 53-8 アニュラスの水素濃度測定について

54 条

- 54-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 54-2 配置図
- 54-3 試験・検査説明資料
- 54-4 系統図
- 54-5 容量設定根拠
- 54-6 審査会合会議資料
- 54-7 使用済燃料貯蔵設備の大規模漏えい時の未臨界性評価
- 54-8 使用済燃料ピットサイフォンブレイカの健全性について

55 条

- 55-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 試験・検査説明資料
- 55-4 系統図
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 発電所外への放射性物質の拡散抑制について

56 条

- 56-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 56-2 配置図
- 56-3 試験・検査説明資料
- 56-4 系統図

- 56-5 容量設定根拠
- 56-6 SA バウンダリ系統図（参考）

57 条

- 57-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 57-2 配置図
- 57-3 試験・検査説明資料
- 57-4 系統図
- 57-5 容量設定根拠
- 57-6 SA バウンダリ系統図（参考）
- 57-7 タンクローリーによる燃料補給について
- 57-8 代替所内電気設備の設備構成について
- 57-9 所内常設蓄電式直流電源設備について
- 57-10 可搬型直流電源用発電機、可搬型直流変換器を使用した直流電源負荷への24時間給電
- 57-11 所内電気設備の頑健性について

58 条

- 58-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 58-2 配置図
- 58-3 試験・検査説明資料
- 58-4 系統図
- 58-5 計測範囲説明書
- 58-6 審査会合会議資料
- 58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について
- 58-8 可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理

59 条

- 59-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 59-2 配置図
- 59-3 試験・検査説明資料
- 59-4 系統図
- 59-5 SA バウンダリ系統図（参考）
- 59-6 原子炉制御室等（被ばく評価除く）について
- 59-7 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について
- 59-8 原子炉制御室等について（補足資料）

60 条

- 60-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 60-2 配置図
- 60-3 試験・検査説明資料
- 60-4 容量設定根拠
- 60-5 適合状況説明資料

61 条

- 61-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 61-2 配置図
- 61-3 試験・検査説明資料
- 61-4 系統図
- 61-5 容量設定根拠
- 61-6 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について
- 61-7 適合状況説明資料
- 61-8 適合状況説明資料（補足説明資料）

62 条

- 62-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 62-2 配置図
- 62-3 試験・検査説明資料
- 62-4 系統図
- 62-5 容量設定根拠
- 62-6 設置許可基準規制等への適合状況説明資料

1 次冷却材設備

- 他 1-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 他 1-2 配置図
- 他 1-3 試験・検査説明資料
- 他 1-4 系統図

原子炉格納施設

- 他 2-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 他 2-2 配置図
- 他 2-3 試験・検査説明資料
- 他 2-4 系統図

燃料貯蔵設備

他 3-1 SA 設備基準適合性一覧表

他 3-2 配置図

他 3-3 試験・検査説明資料

他 3-4 系統図

非常用取水設備

他 4-1 SA 設備基準適合性一覧表

他 4-2 配置図

他 4-3 試験・検査説明資料

他 4-4 系統図

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における
重大事故と地震の組合せについて

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は商業機密に係る事項のため、公開できません。

目次

1. はじめに.....	1
2. 規格・基準の規定内容.....	2
2.1 設置許可基準規則 第39条（SA施設）の規定内容.....	2
2.2 設置許可基準規則 第4条（DB施設）の規定内容.....	2
2.3 JEAG4601の規定内容.....	3
3. SA施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針.....	6
4. 荷重の組合せの検討手順.....	11
5. 荷重の組合せの検討結果.....	13
5.1 地震の従属事象・独立事象の判断.....	13
5.2 荷重の組合せの検討結果.....	14
5.2.1 全般施設.....	14
5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備.....	17
5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備.....	23
5.2.4 SA施設の支持構造物.....	28
6. 許容応力状態の検討結果.....	29
6.1 全般施設.....	29
6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備.....	30
6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備.....	30
6.4 SA施設の支持構造物.....	31
7. まとめ.....	32
(補足1) SA施設に対する許容応力状態の考え方.....	34
(補足2) 事象発生確率の考え方.....	42
(補足3) 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について.....	49
(補足4) 重大事故発生後の原子炉格納容器の荷重継続時間（圧力低減方策）について.....	59
添付資料.....	93
1. 事故シーケンスグループ等における主要な重大事故等対処施設.....	94
2. 地震動の超過確率.....	98
3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ.....	101
4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方.....	103
5. 対象設備，事故シーケンス，荷重条件の網羅性について.....	110
6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について.....	114
7. 荷重の組合せ表.....	122

8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について	124
参考資料.....	147
〔参考8〕「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明.....	147
〔参考1〕設置許可基準規則第39条及び解釈（抜粋）	148
〔参考2〕設置許可基準規則第4条及び解釈	149
〔参考3〕設置許可基準規則第4条解釈の別記2（抜粋）（1／2）	150
〔参考4〕耐震設計に係る工認審査ガイド（抜粋）（1／3）	152
〔参考5〕JEAG4601（抜粋）（1／7）（JEAG4601・補-1984 P. 44, 46）	155
〔参考6〕原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性.....	162
〔参考7〕DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較.....	166
〔参考8〕「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明.....	167

1. はじめに

重大事故等^{※1}（以下、「SA」という。）の状態が必要となる常設の重大事故等対処施設^{※2}（以下、「SA施設」という。）については、待機状態において地震により必要な機能が損なわれず、さらにSAが長期にわたり継続することを念頭に、SAにおける運転状態と地震との組合せに対して必要な機能が損なわれない設計とする必要がある。以下にSA施設の耐震設計に対する考え方を示す。

※1：「重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く）又は重大事故」を総称して重大事故等という。

※2：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備については、代替する設備の耐震クラスに適用される地震力を適用する。

【SA施設の耐震設計の位置づけ】

設計基準事故対処施設（以下、「DB施設」という。）が十分に機能せず設計基準事故（以下、「DBA」という。）を超える事象が発生した場合に備え、SA施設は、SA時においても、必要な機能が損なわれるおそれがないように耐震設計を行うとともに、常設の施設、可搬型の設備又はその組合せによる設備対策だけでなく、マネジメントによる対策などの多様性を活かしてSAに対処する。

具体的には、

- ① SA施設は、SA時を含む各運転状態と地震の組合せに対して必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計を行う。
- ② 可搬設備等を活用することにより、事故の緩和・収束手段に多様性を持たせ、頑健性を高める。

とする。

以上の内容を踏まえ、①に記載の施設の具体的な設計条件を決めるにあたり、SA施設については、「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（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号）」（以下、「設置許可基準規則」という。）及び「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1984」、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」（社）日本電気協会（以下、総称して「JEAG4601」という。）等の規格・基準に基づき、検討を実施した。

2. 規格・基準の規定内容

SA 施設、DB 施設の耐震性の要求は、それぞれ設置許可基準規則 第 39 条、第 4 条に規定されている。そこで、SA 施設及び DB 施設について、耐震設計に関する基準の規定内容を以下のとおり整理した。

2.1 設置許可基準規則 第 39 条 (SA 施設) の規定内容

- (1) SA 施設の耐震性については、設置許可基準規則の第 39 条に規定されている。〔参考 1〕
- (2) SA 施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備が設置される SA 施設については、設置許可基準規則の第 39 条第 1 項第 1 号において、「基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。」が求められている。〔参考 1〕
- (3) SA 施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される SA 施設については、設置許可基準規則の第 39 条第 1 項第 2 号において、「第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。」が求められている。〔参考 1〕これは、DB 施設の耐震 B・C クラスと同等の設計とすることが要求されているものであるが、耐震 B・C クラスは事故時荷重との組合せを実施しないため、本資料では省略する。
- (4) SA 施設のうち、常設重大事故緩和設備が設置される SA 施設については、設置許可基準規則第 39 条第 1 項第 3 号において、「基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。」が求められている。〔参考 1〕
- (5) 設置許可基準規則の第 39 条の解釈において、「第 39 条の適用に当たっては、本規程別記 2 に準ずるものとする。」とされている。〔参考 1〕

2.2 設置許可基準規則 第 4 条 (DB 施設) の規定内容

- (1) DB 施設の耐震性については、設置許可基準規則の第 4 条に規定されている。〔参考 2〕
- (2) 耐震 S クラス施設については、設置許可基準規則の第 4 条第 3 項において、「耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。」とされている。〔参考 2〕

(3)設置許可基準規則の第4条の解釈において、「別記2のとおりとする。」とされている。

[参考2]

(4)基準地震動（以下、「Ss」という。）による地震力に対して安全機能を損なわれるおそれがないことを満たす要件は、設置許可基準規則第4条解釈の別記2において、「建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。」が求められている。[参考3]

(5)Ss に対して安全機能を損なわれるおそれがないことを満たす要件は、設置許可基準規則第4条解釈の別記2において、「機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」が求められている。[参考3]

(6)設置許可基準規則第4条解釈の別記2において、「運転時の異常な過渡変化及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。」が求められている。[参考3]

2.3 JEAG4601 の規定内容

「耐震設計に係る工認審査ガイド(平成25年6月19日原子力規制委員会決定)」の「4.2 荷重及び荷重の組合せ」において、「規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に」地震力と地震力以外の荷重を組み合わせることとされていることから、JEAG4601における規定内容を以下のとおり整理した。

(1) 荷重の組合せ

JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における、荷重の組合せに関する記載としては、以下のとおり。

- ・「その発生確率が 10^{-7} 回/炉・年を下回ると判断される事象は、運転状態Ⅰ～Ⅳに含めない。」とされている。
- ・地震の従属事象については、「地震時の状態と、それによって引き起こされるおそ

れのあるプラントの状態とは、組合せなければならない。」とされている。

- 地震の独立事象については、「地震と、地震の独立事象の組合せは、これを確率的に考慮することが妥当であろう。地震の発生確率が低く、継続時間が短いことを考えれば、これと組合せるべき状態は、その原因となる事象の発生頻度及びその状態の継続時間との関連で決まることになる。」とされている。

以上の規定内容に基づき、JEAG4601において組み合わせるべき荷重を整理したものを表1に示す。表1では、事象の発生確率，継続時間，地震動の超過確率を踏まえ、その確率が 10^{-7} /炉年以下となるものは組合せが不要となっている。

表1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

発生確率		1	10^{-1}	10^{-2}	10^{-3}	10^{-4}	10^{-5}	10^{-6}	10^{-7}	10^{-8}	10^{-9}
運転状態の発生確率 (1/年)		I	II	III		IV					
基準地震動の発生確率 (1/年)					S_1	S_2					
基準地震動 S_1 との 組合せ	従属事象	S_1 従属									
	独立事象										
	1分以内										
	1時間以内										
	1日以内										
1年以内											
基準地震動 S_2 との 組合せ	従属事象	S_2 従属									
	独立事象										
	1分以内	$(S_2 + II)$ は 10^{-9} 以下となる									
	1時間以内										
	1日以内										
1年以内											

- 注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ←----- 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
- (2) 基準地震動 S_2 の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ /サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ /サイト・年を用いた。
- (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

JEAG4601・補-1984 抜粋

(2) 運転状態と許容応力状態

JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における、運転状態と許容応力状態に関する記載は以下のとおりであり、プラントの運転状態Ⅰ～Ⅳに対応する許容応力状態Ⅰ_A～Ⅳ_A及び、地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態Ⅲ_AS, Ⅳ_ASを定義している。

【運転状態】

- 運転状態Ⅰ : 告示^(注)の運転状態Ⅰの状態
運転状態Ⅱ : 告示の運転状態Ⅱの状態
運転状態Ⅲ : 告示の運転状態Ⅲの状態
運転状態(長期)Ⅳ(L) : 告示の運転状態Ⅳの状態のうち、長期間のものが作用している状態
運転状態(短期)Ⅳ(S) : 告示の運転状態Ⅳの状態のうち、短期間のもの(例: JET, JET反力, 冷水注入による過渡現象等)が作用している状態

注: 昭和55年通商産業省告示第501号「発電用原子力施設に関する構造等の技術基準」(以下、「告示」という。)

【許容応力状態】

- 許容応力状態Ⅰ_A : 告示の運転状態Ⅰ相当の応力評価を行う許容応力状態
許容応力状態Ⅰ_A* : ECCS等のように運転状態Ⅳ(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態Ⅰ_Aに準ずる。
許容応力状態Ⅱ_A : 告示の運転状態Ⅱ相当の応力評価を行う許容応力状態
許容応力状態Ⅲ_A : 告示の運転状態Ⅲ相当の応力評価を行う許容応力状態
許容応力状態Ⅳ_A : 告示の運転状態Ⅳ相当の応力評価を行う許容応力状態
許容応力状態Ⅲ_AS : 許容応力状態Ⅲ_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
許容応力状態Ⅳ_AS : 許容応力状態Ⅳ_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

3. SA 施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針

(1) 対象施設

設置許可基準規則第 39 条において、 S_s による地震力に対しての機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」を対象とする。主な施設について事故シーケンスグループ等に基づき整理したリストを添付資料 1 に、全 SA 施設の種類を「39-1 重大事故等対処設備の設備分類」に示す。また、当該リストに整理した主要施設を原子炉格納容器（以下、「C/V」という。）内外で整理したものを表 2 に示す。

(2) SA 施設の運転状態

SA 施設は、DBA を超え、SA が発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来の I～IV に加え、SA の発生している状態として運転状態 V を新たに定義する。

さらに運転状態 V については、SA の状態が DBA を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態 V (S) とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態 V (L) とする。

【運転状態の説明】

I～IV：JEAG4601 で設定している運転状態

V (L)：SA の状態のうち長期的（過渡状態を除く一連の期間）に荷重が作用している状態

V (S)：SA の状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態

(3) 荷重の組合せの基本方針

設置許可基準規則第 4 条解釈の別記 2 及び JEAG4601 に基づき耐震評価を行う DB 施設の考え方を踏まえた、SA 施設における荷重組合せの基本方針は以下のとおり。

a. DB 施設の組合せの考え方

- S_s 、 S_d による地震力と運転状態の組合せを考慮する。
- 運転状態 I～IV を想定する。
- 地震の従属事象については、地震による地震力との組合せを実施する。
- 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間、 S_s 若しくは S_d の超過確率を踏まえ、発生確率が 10^{-7} /炉年超の事象は組み合わせる。
- C/V は、LOCA 後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確認する意味で LOCA 後の最高内圧と S_d による地震力との組合せを考慮する。

b. SA 施設の組合せ方針

- Ss, Sd による地震力と運転状態の組合せを考慮する。
- 運転状態 I ~IV を想定するとともに、それを超える SA の状態として、運転状態 V を想定する。
- 地震の従属事象については、地震による地震力との組合せを実施する。
- 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及び Ss 若しくは Sd の超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるか否かを判断する。
組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度（以下、「CDF」という。）及び格納容器機能喪失頻度（以下、「CFF」という。）の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及び Ss 若しくは Sd の超過確率の積との比較等により判断する。
- また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、事故後長期間継続する荷重と Sd による地震力と組み合わせる。
- SA が地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB 施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮した上で判断する。
- C/V について、DB 施設では LOCA 後の最終障壁として、SA に至らないよう強度的な余裕をさらに高めるべく、LOCA 後の最高内圧と Sd による地震力との組合せを考慮することとしているが、SA 施設においては、強度的に更なる余裕を確保するのではなく、以下の設計配慮を行うことにより、余裕を付加し信頼性を高めることとする。
SA 施設としての C/V については、DB 施設の Ss に対する機能維持の考え方に準じた最高水準の耐震設計を行う。さらに、最終障壁としての構造体全体の安全裕度の確認として、SA 時の C/V の最高温度、最高内圧を大きく超える 200℃、2Pd（最高使用圧力の 2 倍の圧力）の条件で、C/V の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。

(4) 許容限界の基本方針

SA 施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して、重大事故に（至るおそれがある事故に）対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」とされており、許容限界の設定に際しては、DB 施設の機能維持設計の解釈である第 4 条第 3 項に係る別記 2 の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、JEAG4601 の DB 施設に対する規定内容を踏まえ、SA 施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を、以下のとおり定めた。（補足 1）

a. DB 施設における方針

- ・弾性設計の許容限界として、運転状態Ⅲに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅲ_AS を用いる。
- ・機能維持設計の許容限界として、運転状態Ⅳに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅳ_AS を用いる。

b. SA 施設における方針

- ・SA 施設の耐震設計は、DB 施設に準拠することとしていることから、運転状態Ⅰ～Ⅳと地震による地震力の組合せに対しては、DB 施設と同様の許容応力状態を適用する。
- ・DB 条件を超える運転状態Ⅴの許容応力状態としてV_Aを定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態V_ASを定義する。

設置許可基準規則第4条解釈の別記2によれば、機能維持設計の要求として、「荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」とされており、DB 施設では、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界を適用している。新たに定義する許容応力状態V_ASは、SAに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、泊3号炉では、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態Ⅳ_ASと同じ許容限界を適用する。

【許容応力状態の説明】

I_A～Ⅳ_A：JEAG4601で設定している許容応力状態

Ⅲ_AS～Ⅳ_AS：JEAG4601で設定している許容応力状態

V_A：運転状態Ⅴ相当の応力評価を行う許容応力状態

(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

V_AS：許容応力状態V_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

表 2 C/V 及び炉心・燃料を防護対象とする主要な SA 施設

防護対象	SA 施設	
	C/V 内	C/V 外
C/V	<ul style="list-style-type: none"> ・ C, D-格納容器再循環ユニット ・ 蒸気発生器 ・ 加圧器逃がし弁 ・ 原子炉格納容器内水素処理装置 ・ 原子炉格納容器内水素処理装置温度計 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替非常用発電機 ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽 ・ 燃料取替用水ピット ・ 格納容器スプレイポンプ ・ 補助給水ピット ・ 代替格納容器スプレイポンプ ・ タービン動補助給水ポンプ ・ C, D-原子炉補機冷却水ポンプ ・ C, D-原子炉補機冷却水冷却器 ・ 原子炉補機冷却水サージタンク ・ C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ ・ B-アニュラス空気浄化ファン ・ B-アニュラス空気浄化フィルタユニット ・ 中央制御室給気ファン ・ 中央制御室循環ファン ・ 中央制御室非常用循環ファン ・ 中央制御室給気ユニット ・ 中央制御室非常用循環フィルタユニット

表 2 C/V 及び炉心・燃料を防護対象とする主要な SA 施設

防護対象	SA 施設	
	C/V 内	C/V 外
炉心・燃料	<ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器 ・加圧器逃がし弁 ・加圧器安全弁 ・蓄圧タンク ・蓄圧タンク出口弁 ・格納容器再循環サンプ ・格納容器再循環サンプスクリーン ・C, D-格納容器再循環ユニット 	<ul style="list-style-type: none"> ・代替非常用発電機 ・ディーゼル発電機 ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽 ・蓄電池（非常用） ・後備蓄電池 ・電動補助給水ポンプ ・タービン動補助給水ポンプ ・補助給水ピット ・主蒸気逃がし弁 ・主蒸気安全弁 ・主蒸気隔離弁 ・燃料取替用水ピット ・高圧注入ポンプ ・余熱除去ポンプ ・余熱除去冷却器 ・充てんポンプ ・代替格納容器スプレイポンプ ・格納容器スプレイポンプ ・格納容器スプレイ冷却器 ・ほう酸タンク ・ほう酸ポンプ ・緊急ほう酸注入弁 ・共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備） ・余熱除去ポンプ入口弁 ・C, D-原子炉補機冷却水ポンプ ・C, D-原子炉補機冷却水冷却器 ・原子炉補機冷却水サージタンク ・C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ ・アニュラス空気浄化ファン ・アニュラス空気浄化フィルタユニット ・中央制御室給気ファン ・中央制御室循環ファン ・中央制御室非常用循環ファン ・中央制御室給気ユニット ・中央制御室非常用循環フィルタユニット

4. 荷重の組合せの検討手順

(1) 地震の従属事象・独立事象の判断

組合せの基本方針において、地震従属事象は S_s と組み合わせ、独立事象はその事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、 S_s 、 S_d いずれか適切な地震力と組み合わせることとしていることから、まず、荷重の組み合わせの検討にあたって、運転状態 V が、地震の従属事象、独立事象の何れに該当するか判断する。

従属事象と判断された場合は、 S_s と組み合わせ、独立事象と判断された場合は、以下の(2)(3)項の手順に従う。

(2) 施設分類

対象施設は設置許可基準規則、技術基準規則、JEAG4601 の分類等を踏まえた分類を行い、その分類毎に組合せ方針を検討することとする。

対象施設は以下のとおり分類する。

SA 施設は、設置許可基準規則第 4 条解釈の別記 2 から「機器・配管系」と「建物・構築物」に分類される。ここで、建物・構築物についても、機器・配管系と同様の考え方で組合せを考慮することとする。(添付資料 4「建物・構築物の SA 施設としての設計の考え方」参照)

また、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(以下、「C/V バウンダリ」という。)と原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下、「RCPB」という。)については、「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」により得られた SA 時の圧力・温度の推移を用いて検討を行うことから他の施設とは別に SA 時に発生する荷重(以下、「SA 荷重」という。)と地震力の組合せを検討する。

以上のことから、以降の検討では施設を図 1 のとおり分類し、建物・構築物を含む全般施設は、C/V バウンダリ、RCPB 以外の機器・配管系の組合せ方針を適用する。なお、C/V バウンダリの圧力・温度等の条件を用いて評価を行う施設については、C/V バウンダリの荷重の組合せに従い、支持構造物については、支持される施設の荷重の組合せに従うものとする。

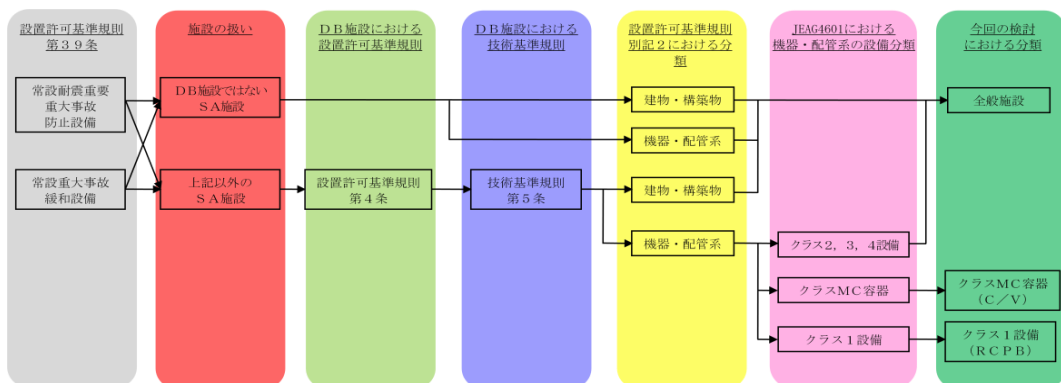


図 1 施設分類の考え方

(3) 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順

独立事象に対して、施設分類毎（全般施設，C/V バウンダリ，RCPB）に適用する荷重の組合せの選定手順を示す。考え方としては、事象の発生確率，継続時間，地震動の超過確率の積等を考慮し，工学的，総合的に判断することとする。選定手順を以下に，選定フローを図 2 に示す。

【選定手順】

- ① SA の発生確率としては，CDF の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用する。
- ② DB 施設を兼ねる SA 施設については，耐震評価上，地震による地震力が同じとした場合，地震以外の荷重が大きいほど，評価結果は厳しくなることから，SA における地震以外の荷重が DB 条件（泊 3 号炉における既工認の評価において地震と組み合わせている荷重）を下回る場合，評価は DB 条件に包絡される。そこで，重要事故シーケンス等から，各設備の DB 条件を超える事故シーケンスを抽出し，抽出された事故シーケンスにおいて，DB 条件を超えている時間（継続時間）を確認する。
（DB 条件までは，地震力との組合せを実施していることから，DB 条件を超えている間に地震が発生する確率を算定する目的）
DB 施設を兼ねない SA 施設については，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，事故時等により発生する荷重の継続時間を確認する。
- ③ 地震ハザード解析から得られる超過確率を参照し，JEAG4601・補-1984 で記載されている S_2 ， S_1 の発生確率を S_s ， S_d の超過確率に読み替えて適用する。（添付資料 2 参照）
- ④ 荷重の組合せの判断は，国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値，CDF 及び CFF の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし，①～③で得られた値の積との比較等により，工学的，総合的に組み合わせる地震力を判断する。具体的には，泊 3 号炉では，DB 施設的设计の際のスクリーニング基準である 10^{-7} /炉年に保守性を見込んだ 10^{-8} /炉年を目安とし判断を行う。（補足 2）
なお，積が非常に小さい場合においても，事故後長時間継続する荷重と S_d による地震力を組み合わせる。

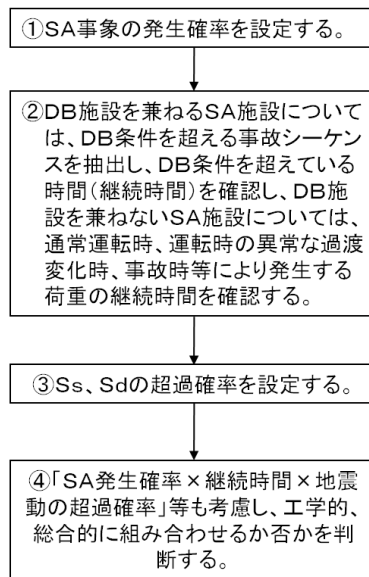


図 2 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順

5. 荷重の組合せの検討結果

4 項の検討手順に基づき、まず、5.1 項では SA が地震の従属事象か独立事象であるかを判断し、5.2 項では、全般施設、C/V バウンダリ、RCPB に分けて、SA 荷重と地震による地震力の組合せ条件を検討する。なお、SA 施設の支持構造物については、支持する施設の荷重の組合せに従うものとする。

5.1 地震の従属事象・独立事象の判断

運転状態 V が地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB 施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。

ここで、DB 施設に対して従前より適用してきた考え方にに基づき、地震の従属事象とは、ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に決定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象、すなわち「地震によって引き起こされる事象」と定義し、地震の独立事象とは、決定論的に考慮して「地震によって引き起こされるおそれのない事象」と定義する。

耐震 S クラス施設は Ss による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、耐震 S クラス施設自体が、Ss による地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能が損なわれないよう設計することも含まれる。耐震 S クラス施設が健全であれば、炉心損傷防止対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、Ss 相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB 設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。

したがって、SA 施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、Ss 相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。

なお、地震 PRA の結果を参照し、確率論的な考察を実施した。重要事故シーケンスの選定のための地震 PRA において、Ss 相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダム故障を除いた CDF であって、SA 施設による対策の有効性の評価が DB 条件を超えるものの累積値は、 8.1×10^{-8} /炉年である。性能目標の CDF (10^{-4} /炉年) に対する相対割合として 1 %を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、 8.1×10^{-8} /炉年は、これを大きく下回ることから、Ss 相当までの地震力により DB 条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。したがって、SA 施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。

(「補足3」「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について)参照)

5.2 荷重の組合せの検討結果

5.1 項で運転状態Vは地震の独立事象と判断したことから、以下では施設分類毎に4項(3)の手順に従って、荷重の組合せを検討する。

5.2.1 全般施設

(1)SA の発生確率

SA の発生確率としては、CDF の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用する。

(2)SA で考慮する荷重と継続時間

a. SA の選定

全般施設については、新設されたポンプの使用条件によって、SA 時の荷重条件が決定される場合があることから、本項では事故シーケンスグループ等を特定せず、全ての SA を考慮する。

b. SA の継続時間

全般施設として考慮する荷重条件として、以下のとおり分類できる。それぞれの分類において、DB 施設を兼ねる SA 施設については、SA 条件と DB 条件のうち厳しい条件を、DB 施設を兼ねない SA 施設については、SA 条件を設計条件として考慮する。ここで全般施設においては、SA 後短期的なもの、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件を SA 条件として設定する。

【分類】

全般施設は、SA 条件を考慮して設計条件を設定することから、SA 条件を踏まえ、以下のとおり分類した。

- a. SA 条件が DB 条件を超える既設施設
 - (a) 新設の SA 施設の運転によって、DB 条件を超える施設
 - (b) SA による荷重・温度の影響によって、DB 条件を超える施設
- b. SA 条件が DB 条件に包絡される既設施設
- c. DB 施設を兼ねない SA 施設

【継続時間の考え方】

分類毎の継続時間の考え方は以下のとおり。

- a. (a) の施設：事故が収束したとしても、収束状態を維持するために、DB 条件を超える状態が長期にわたる可能性がある。
継続時間を具体的に設定することは現時点では困難であるため、40 年※と設定する。
- a. (b) の施設：5.2.2 項，5.2.3 項での検討結果から、SA による荷重・温度条件が継続する時間は明らかに 40 年より短いため、(a) で設定した 40 年を適用する。
- b. の施設：DB 条件に包絡されるため、SA 施設独自の検討は不要となる。
- c. の施設：a. (a) と同様、40 年と設定する。

以上を踏まえ、全般施設の継続時間は 40 年と設定する。ここで、継続時間は 40 年と設定するが、この継続時間にとらわれることなく、後述の C/V の圧力低減方策と同様、早急な SA の収束に努めることとする。

※：東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置終了が 30～40 年後とされている。（「東京電力(株)福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」

<http://www.meti.go.jp/press/2013/06/20130627002/20130627002.html>

また、米国 TMI 事故においては、1979 年に事故が発生し、1990 年までに除染、放射性物質の撤去が完了している。

(3) 地震動の超過確率

地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984 で記載されている S_2 、 S_1 の発生確率を S_s 、 S_d の超過確率に読み替えて適用する。（添付資料 2 参照）

(4) 荷重組合せの検討

(1)～(3)から、SAの発生確率、継続時間、地震動の超過確率を掛け合わせた事象発生確率は表3のとおりとなる。この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定にあたり、以下の事項を考慮している。

【全般施設のSAの発生確率、継続時間、地震動の超過確率に関する考慮】

- ・SAの発生確率は、CDFの性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用している。
- ・事象の継続時間については、SA施設として用いる可能性のある期間を踏まえ40年と設定している。
- ・地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し、地震動の超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いている。

表3のSAの発生確率、継続時間、地震動の超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的な判断として、 S_s による地震力と組み合わせることとする。ここで、 S_d との組合せにおいても、組合せが必要と判断されるが、 S_d より大きい S_s を組み合わせることで、 S_d による地震力との組合せを省略する。また、C/V雰囲気温度の影響を受ける施設については、5.2.2項での検討結果から、C/VのSA後長期の条件を考慮した条件を S_d による地震力と組み合わせるべきであるが、今回は包絡する条件として S_s による地震力と組み合わせる。

表3 SAの発生確率・継続時間、地震動の超過確率を踏まえた事象発生確率

	SAの発生確率	継続時間	地震動の超過確率	事象発生確率
全てのSA	10^{-4} /炉年	40年※	S_s ： 5×10^{-4} /年以下	10^{-5} /炉年以下
			S_d ： 10^{-2} /年以下	10^{-4} /炉年以下

※：継続時間は40年と設定するが、SAの収束においては早急な対応に努める。

(5) まとめ

以上より、全般施設としては、SA荷重と S_s による地震力を組み合わせることとする。

5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

(1) SA の発生確率

SA の発生確率としては、CDF の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用する。

(2) SA で考慮する荷重と継続時間

a. SA の選定

泊3号炉を対象とした PRA の結果を踏まえた、SA 対策の有効性を評価する事故シーケンスグループ等に対して、表4に示す C/V バウンダリの DB 条件（最高使用圧力・温度）を超える事故シーケンスグループ等を選定した結果を下表に示す。

事故シーケンスグループ等	DB 条件を超えるもの
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
2次冷却系からの除熱機能喪失	×
全交流動力電源喪失	×
原子炉補機冷却機能喪失	×
原子炉格納容器の除熱機能喪失	○
原子炉停止機能喪失	×
ECCS 注水機能喪失	×
ECCS 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）	×
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	○
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	○
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	×
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	×
水素燃焼	×
溶融炉心・コンクリート相互作用	×
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	×
全交流動力電源喪失	×
原子炉冷却材の流出	×
反応度の誤投入	×

これらの事故シーケンスグループ等のうち、C/V バウンダリの圧力、温度上昇の観点で、最高使用圧力・温度を超える事故シーケンスグループ等として、以下の3つが挙げられる。

- ・原子炉格納容器の除熱機能喪失
- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）
- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失（以下、「C/V 先行破損」という。）」は、LOCA の発生後、炉心冷却は継続するものの、C/V の除熱機能喪失により、C/V の圧力・温度が上昇することになる。また、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（以下、「C/V 過圧破損」という。）及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（以下、「C/V 過温破損」という。）は、C/V 内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、C/V 内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇することになる。有効性評価においても、上記の理由により、これら3つの事故シーケンスグループ等の重要事故シーケンス等が最高使用圧力・温度を超えている。このため、これら3つをC/V の圧力・温度の観点から最高使用圧力・温度を超える事故シーケンスグループ等として選定した。上記の3つの事故シーケンスグループ等について、事故発生後のC/V の最高圧力及び最高温度を表4に示す。

なお、これ以外の事故シーケンスグループ等については、格納容器スプレイ等によるC/V 冷却が可能であるため、最高使用圧力・温度を超えることはない。

表4 C/V のSA時の圧力・温度（有効性評価結果）

	C/V 先行破損	C/V 過圧破損	C/V 過温破損	DB 条件 (最高使用圧力・温度)
最高圧力	約 0.360MPa[gage]	約 0.360MPa[gage]	約 0.347MPa[gage]	0.283MPa[gage]
最高温度	約 135℃	約 137℃	約 141℃	132℃

表4に示す各事故シーケンスグループ等の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。したがって、耐震評価に用いるC/V バウンダリの圧力・温度条件として、有効性評価結果の圧力・温度を用いることは妥当と判断した。

b. SA で考慮する荷重と継続時間

C/V については、DB 条件として、通常運転時条件と Ss、最高使用圧力・温度と Sd の2種類の組合せを行っている。したがって、SA 発生時に DB 条件を超える継続時間としては、最高使用圧力・温度を超える時間（「短期荷重の継続時間」という。）、通常運転状態を超える時間（「長期荷重の継続時間」という。）をそれぞれ確認する。

ここで「短期荷重の継続時間」に関する荷重としては、事故後ピーク荷重を用いる。また、「長期荷重の継続時間」に関する荷重としては、最高使用圧力・温度を用いる。

【短期荷重の継続時間】

上記の3つの事故シーケンスグループ等について、C/V 圧力・温度への影響が大きい解析条件である格納容器再循環ユニットの除熱特性として、格納容器再循環ユニットの粗フィルタがある場合の除熱特性とした場合の解析結果（基本ケース）及び格納容器再循環ユニットの粗フィルタを取り外した場合の除熱特性とした場合の解析結果（感度ケース）を図3～図8に示す。短期荷重の継続時間の確認においては、実機運用に合わせた格納容器再循環ユニットの粗フィルタを取り外した場合の除熱特性とした場合の解析結果を用いる。図3～図8より、SA 発生後、C/V の最高使用圧力・温度を超える時間は長くとも66時間程度であり、長期にわたり継続する圧力・温度については、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することにより、C/V の最高使用圧力・温度を下回っていることが確認できる。

以上から、荷重の組合せの検討で用いる短期荷重の継続時間としては 10^{-2} 年（約87時間）とする。

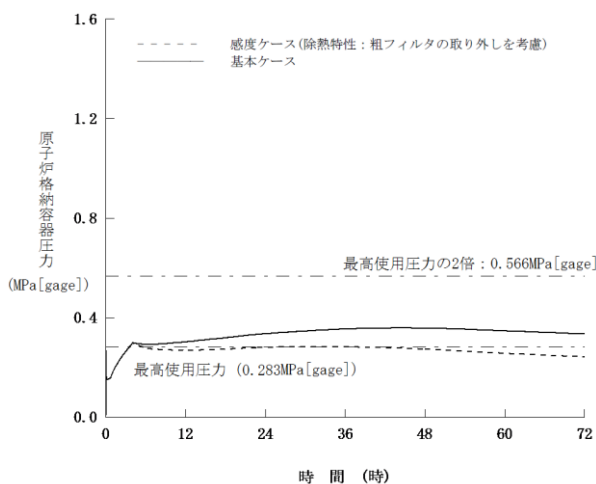


図3 C/V 先行破損における C/V 圧力の時間変化

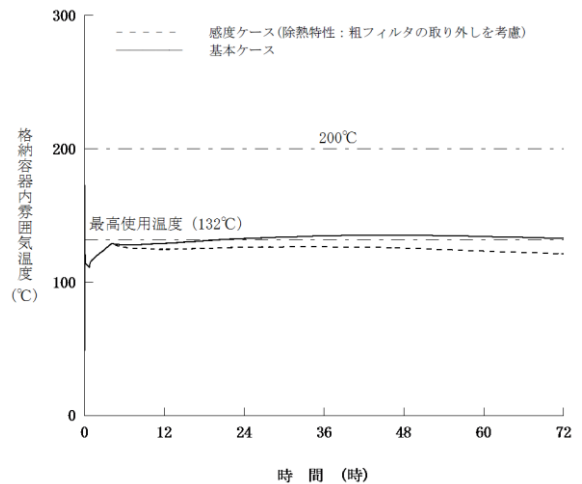


図4 C/V 先行破損における C/V 温度の時間変化

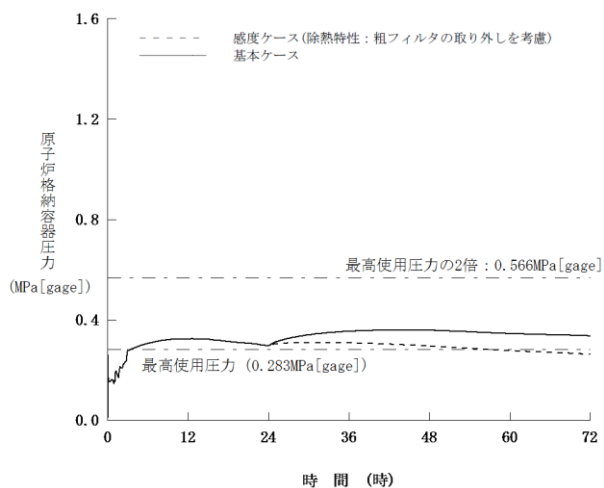


図5 C/V 過圧破損におけるC/V 圧力の時間変化

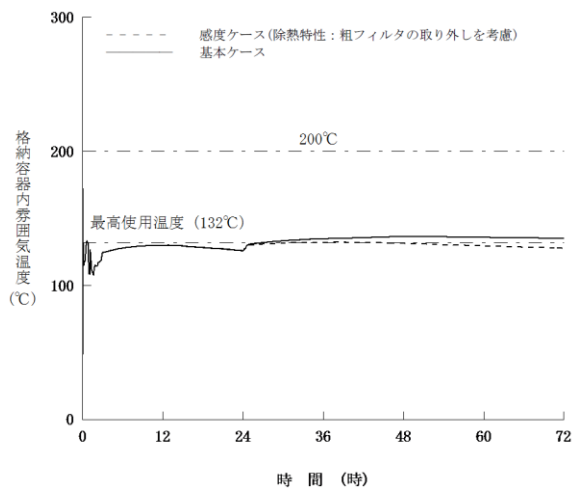


図6 C/V 過圧破損におけるC/V 温度の時間変化

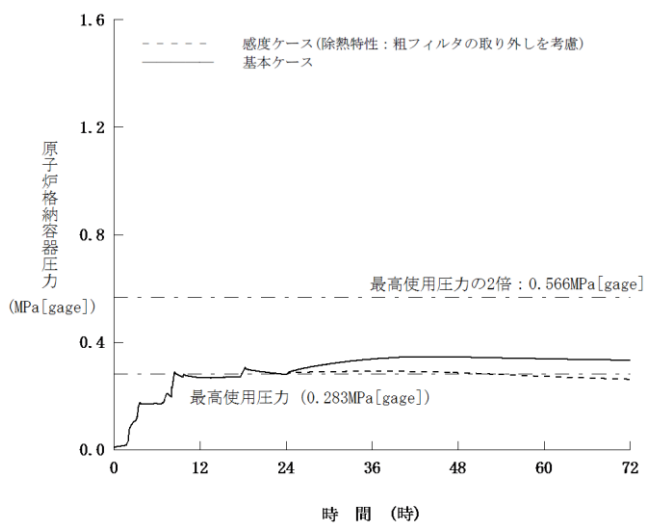


図7 C/V 過温破損におけるC/V 圧力の時間変化

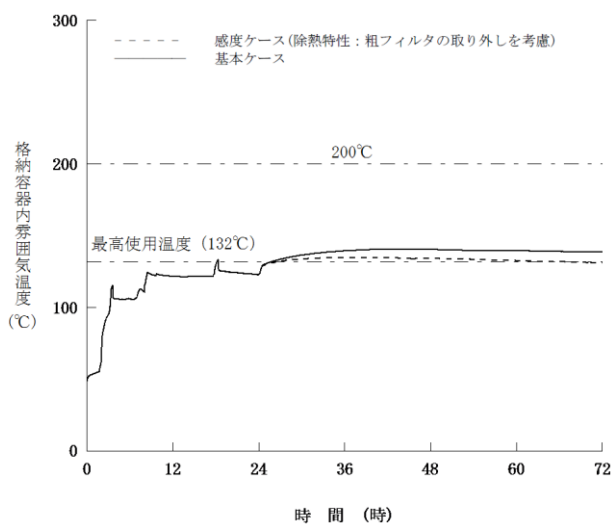


図8 C/V 過温破損におけるC/V 温度の時間変化

【長期荷重の継続時間】

SA 発生後の C/V の圧力・温度は、SA 施設である格納容器スプレイ再循環系統が仮に機能喪失した場合、格納容器内自然対流冷却により、長期的に C/V の圧力・温度を安定状態に保つことができることを確認している。更に、C/V の圧力を早期に低減させるために、既設機器の復旧や可搬設備等を活用すること等のマネジメント策として、格納容器スプレイ再循環系統の復旧の実現可能性を確認し、長期荷重の継続時間を設定した。具体的には、重大事故発生後において、格納容器内自然対流冷却を実施している場合、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替による格納容器スプレイ再循環系統の復旧を実施する。また、並行して仮設機器による格納容器スプレイ再循環系統を構築する。既設機器の復旧及び使用を優先するが、復旧が困難な場合は、仮設機器によるスプレイ再循環を使用する。これらの体制や手順に係る対応方針については、設置変更許可本文十号及び添付書類十に記載し、位置づけを明確にする。これらの実現可能性を検討した結果、1ヶ月程度で C/V 内圧を通常運転圧力程度まで低下させることが可能であると判断した。(補足4「重大事故発生後の原子炉格納容器の荷重継続時間(圧力低減方策)について」参照)

以上より、荷重の組合せの検討で用いる継続時間としては、保守的に 2×10^{-1} 年(約2.4ヶ月)とする。

以上の DB 条件を超える期間、通常運転状態程度になる期間をまとめると表5のとおりとなる。

表5 各 SA の継続時間

	DB 条件を超える期間	通常運転状態程度になる期間
C/V 先行破損	10^{-2} 年以内	2×10^{-1} 年以内
C/V 過圧破損		
C/V 過温破損		

(3) 地震動の超過確率

地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984 で記載されている S_2 、 S_1 の発生確率を S_s 、 S_d の超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)

(4) 荷重組合せの検討

(1)～(3)から、SA の発生確率、継続時間、地震動の超過確率(添付資料2参照)を掛け合わせた事象発生確率は表6のとおりとなる。この検討に際し、SA 施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメ

一タの設定にあたり，以下の事項を考慮している。

【C/V バウンダリの SA の発生確率，継続時間，地震動の超過確率に関する考慮】

- SA の発生確率は，CDF の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用している。
- 事象の継続時間について，短期荷重については，有効性評価結果から得られる継続時間に基づき 10^{-2} 年に，長期荷重については，圧力低減方策により通常運転状態程度になる時間に基づき 2×10^{-1} 年と設定している。
- 地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し，地震動の超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

また，表 6 の SA の発生確率，継続時間，地震動の超過確率の積等も考慮し，工学的，総合的な判断として Sd による地震力と SA 後長期荷重を組み合わせる。なお，C/V について，DB 施設では LOCA 後の最終障壁として，SA に至らないよう強度的な余裕をさらに高めるべく，LOCA 後の最高内圧と Sd による地震力との組合せを考慮することとしているが，SA 施設においては，強度的に更なる余裕を確保するのではなく，以下の設計配慮を行うことにより，余裕を付加し信頼性を高めることとする。

SA 施設としての C/V については，DB 施設の Ss に対する機能維持の考え方に準じた最高水準の耐震設計を行う。さらに，最終障壁としての構造体全体の安全裕度の確認として，SA 時の C/V の最高温度，最高内圧を大きく超える 200°C ， $2Pd$ （最高使用圧力の 2 倍の圧力）の条件で，C/V の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。

表 6 SA の発生確率，継続時間，地震動の超過確率を踏まえた事象発生確率

	SA の発生確率	継続時間		地震動の超過確率	事象発生確率 (短期荷重／長期荷重)
		短期荷重	長期荷重		
C/V 先行破損	10^{-4} /炉年	10^{-2} 年	2×10^{-1} 年	Ss : 5×10^{-4} /年以下	10^{-9} /炉年以下／ 10^{-8} /炉年以下
				Sd : 10^{-2} /年以下	10^{-8} /炉年以下／ 10^{-6} /炉年以下
C/V 過圧破損	10^{-4} /炉年	10^{-2} 年	2×10^{-1} 年	Ss : 5×10^{-4} /年以下	10^{-9} /炉年以下／ 10^{-8} /炉年以下
				Sd : 10^{-2} /年以下	10^{-8} /炉年以下／ 10^{-6} /炉年以下
C/V 過温破損	10^{-4} /炉年	10^{-2} 年	2×10^{-1} 年	Ss : 5×10^{-4} /年以下	10^{-9} /炉年以下／ 10^{-8} /炉年以下
				Sd : 10^{-2} /年以下	10^{-8} /炉年以下／ 10^{-6} /炉年以下

(5)まとめ

以上より，C/V バウンダリとしては，SA 長期荷重と Sd による地震力を組み合わせることとする。

5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備

(1) SA の発生確率

SA の発生確率としては、CDF の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用する。

(2) SA で考慮する荷重と継続時間

a. SA の選定

RCPB の圧力及び温度上昇の観点で厳しい事故シーケンスグループ等は以下の理由から、「原子炉停止機能喪失」である。「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化が発生するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、RCPB が高温・高圧状態となる。

事故シーケンスグループ等	DB 条件を超えるもの
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
2次冷却系からの除熱機能喪失	×
全交流動力電源喪失	×
原子炉補機冷却機能喪失	×
原子炉格納容器の除熱機能喪失	×
原子炉停止機能喪失	○
ECCS 注水機能喪失	×
ECCS 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）	×
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	×
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	×
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	×
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	×
水素燃焼	×
溶融炉心・コンクリート相互作用	×
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	×
全交流動力電源喪失	×
原子炉冷却材の流出	×
反応度の誤投入	×

これ以外の事故シーケンスグループ等のうち、「2次冷却系からの除熱機能喪失」においては、「原子炉停止機能喪失」と同様、RCPB は健全であり、圧力・温度が上昇するが、制御棒挿入により原子炉出力が下がる。原子炉出力が下がった状態であれば、加圧器逃がし弁の作動により、圧力の上昇を防ぐことができることから、DB の荷重条件を超えることはない。また、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS 注水機能喪失」、「ECCS 再循環機能喪失」及び「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）」については、LOCA（RCP シール LOCA/シールリーク含む）が発生していることから、表 7 に示す RCPB の DB 条件を超えることはない。

「原子炉停止機能喪失」（以下、「ATWS」という。）の炉心損傷防止対策としては、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）により主蒸気ラインを隔離することで、1次冷却材温度を上昇させることにより、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を低下させ、また、補助給水ポンプが自動起動することで、蒸気発生器への注水を確保することにより、蒸気発生器による炉心冷却を行うことになる。ATWS で考慮する運転中の異常な過渡変化のうち、主給水流量喪失については、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）が動作しない場合に最も早く1次冷却材圧力が上昇する事象である。また、負荷喪失については、運転時の異常な過渡変化において最も圧力が高くなる事象である。したがって、有効性評価では、上記の理由から以下の2つの事故シーケンスを選定している。

- ・主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗
- ・負荷喪失+原子炉トリップ失敗

これらの事故シーケンスにおける SA 発生後の1次冷却材圧力の最高値、1次冷却材温度の高温側/低温側の最高値を表 7 に示す。

表 7 原子炉冷却材圧力バウンダリの SA 時の圧力・温度（有効性評価結果）

	主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗	負荷喪失+原子炉トリップ失敗	DB 条件 （「負荷の喪失」時の評価圧力・温度）
最高圧力	約 18.6MPa [gage]	約 18.6MPa [gage]	17.81MPa [gage]
最高温度 （高温側配管/低温側配管）	約 352℃/約 351℃	約 352℃/約 351℃	339.8℃/308.3℃

表 7 に示す ATWS の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、感度解析として評価結果が厳しくなるように不確かさの重畳を

考慮した場合の想定においては、表7に示す評価結果より高くなるものの、全て一律に圧力・温度の最高値を高くする方向に重畳させることは必ずしも現実的でないと考えられること、また、ATWSの有効性評価における解析条件として最も評価指標への影響が大きい減速材温度係数初期値に保守性を有していることから、耐震評価に用いるRCPBの圧力・温度条件として、不確かさの重畳までは考慮せず、表7に示す有効性評価結果の圧力・温度を用いることとした。なお、後述する短期荷重の継続時間として考慮する時間設定においては、事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため、結果として不確かさの重畳の影響はない。

b. SAで考慮する荷重と継続時間

RCPBについては、DB条件として、「負荷の喪失」時の圧力・温度を用いた評価を行っている。したがって、DB条件を超える時間として、「負荷の喪失」時の荷重条件を超える時間（「短期荷重の継続時間」という。）を確認する。なお、DB条件以下の状態を「長期荷重の状態」とし、この状態の荷重としては「負荷の喪失」時の荷重を用いるが、「負荷の喪失」時の荷重条件と地震を組み合わせた評価はDB側で実施している評価と同じである。

a項で選定した2つの事故シーケンスのうち、DB条件を超える時間帯が長い「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」の過渡応答図を図9～図11に示す。1次冷却材圧力は解析実施期間である600秒以内に耐震設計上の設計圧力（「負荷の喪失」の評価圧力）である17.81MPa[gage]を下回っている。また、1次冷却材温度の高温側（原子炉容器出口配管側）／低温側（原子炉容器入口配管側）は、耐震設計上の設計温度（「負荷の喪失」の評価温度）を超過した後、なだらかに低下する傾向となっている。長期的な観点では、SA発生後600秒以降、1次冷却材温度の高温側／低温側はほぼ一定で推移する。SA発生後10分で運転員が緊急ほう酸注入を実施することにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。これにより1次冷却材温度の高温側／低温側は若干低下し、1次冷却材温度の高温側は速やかに耐震設計上の設計温度である339.8℃を下回る。さらに、低温側配管温度も当該設計温度である308.3℃を下回り、原子炉は事象発生後約4.5時間で高温停止状態となる。その後、運転員が1次系の減圧、減温及び余熱除去系による炉心冷却を行うことにより、事象発生後約26.5時間で低温停止状態に至る。

以上から、荷重の組合せの検討で用いる継続時間としては保守的に 10^{-2} 年（約87時間）とする。

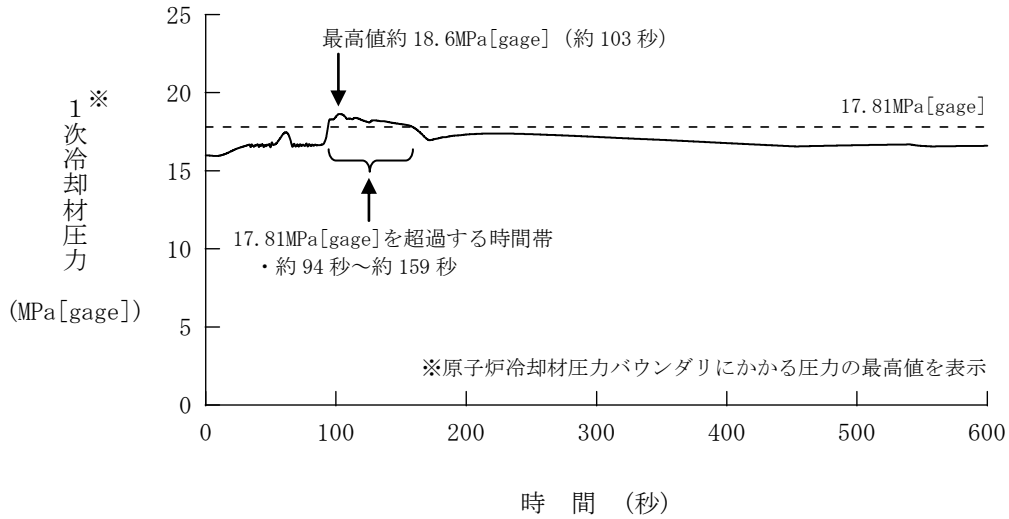


図 9 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗 (1)

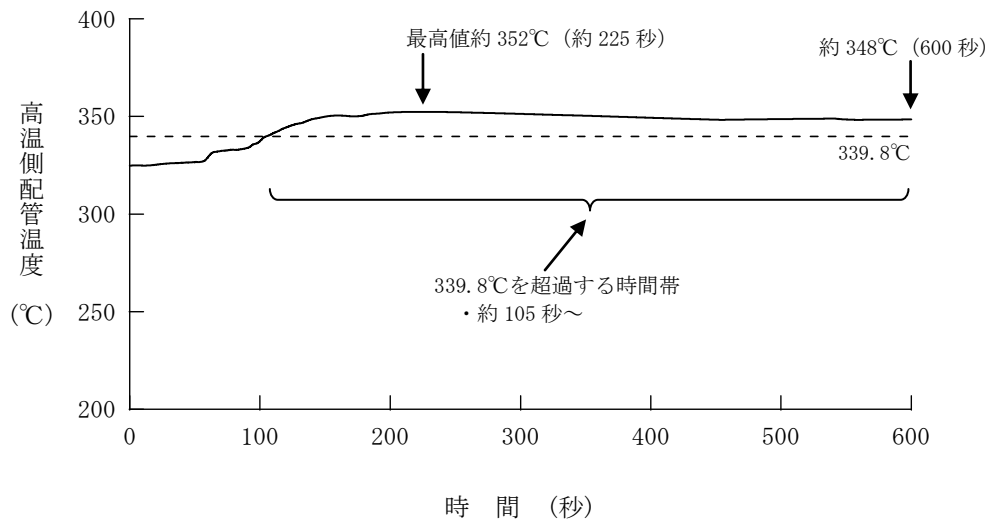


図 10 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗 (2)

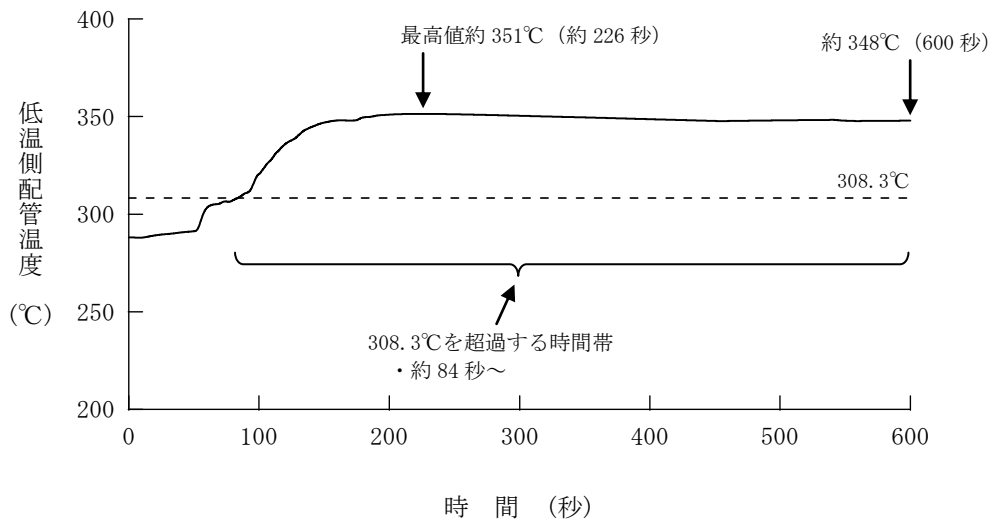


図 11 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗 (3)

よって、DB 条件を超える期間をまとめると表 8 のとおりとなる。

表 8 SA の継続時間

	継続時間 (短期・長期共通) (注)
主給水流量喪失+原子 炉トリップ失敗	10 ⁻² 年
負荷喪失+原子炉トリ ップ失敗	

(注) 長期荷重の条件は DB 条件を超えることはないことから、短期荷重の条件が DB 条件を超える時間を、短期・長期共通の継続時間として設定する。

(3) 地震動の超過確率

地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984 で記載されている S_2 、 S_1 の発生確率を S_s 、 S_d の超過確率に読み替えて適用する。(添付資料 2 参照)

(4) 荷重組合せの検討

(1)～(3)から、SA の発生確率、継続時間、地震動の超過確率を踏まえた事象発生確率は表 9 のとおりとなる。この検討に際し、SA 施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定にあたり、以下の事項を考慮している。

【RCPB の SA の発生確率、継続時間、地震動の超過確率に関する考慮】

- ・ SA の発生確率は、CDF の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用している。
- ・ 事象の継続時間については、有効性評価結果から得られる継続時間に基づき 10^{-2} 年としている。
- ・ 地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し、地震動の超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

表 9 より、SA の発生確率、継続時間、地震動の超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的な判断としては、 S_s 、 S_d による地震力と組み合わせる必要はないが、 S_d による地震力と SA 後長期荷重を組み合わせる。

表9 SAの発生確率，継続時間，地震動の超過確率を踏まえた事象発生確率

	SAの発生確率	継続時間 (短期，長期荷重共通)	地震動の超過確率	事象発生確率
主給水流量 喪失＋原子 炉トリップ 失敗	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年	Ss: 5×10 ⁻⁴ /年以下	10 ⁻⁹ /炉年以下
			Sd: 10 ⁻² /年以下	10 ⁻⁸ /炉年以下
負荷喪失＋ 原子炉トリ ップ失敗	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年	Ss: 5×10 ⁻⁴ /年以下	10 ⁻⁹ /炉年以下
			Sd: 10 ⁻² /年以下	10 ⁻⁸ /炉年以下

(5)まとめ

以上より，RCPBとしては，SA長期荷重とSdによる地震力を組み合わせることとする。

5.2.4 SA施設の支持構造物

SA施設の支持構造物については，SA後長期の雰囲気温度と5.2.1～5.2.3項それぞれの地震を組み合わせる。ただし，SA施設本体からの熱伝導等を考慮するものとする。具体的な組合せ内容は，5.2.1～5.2.3項による。

6. 許容応力状態の検討結果

5 項の組合せ方針に基づき、各施設の SA と地震の組合せに対する許容応力状態の考え方を以下に示す。許容応力状態の考え方は、C/V バウンダリ、RCPB、全般施設、及び SA 施設の支持構造物に分けて検討することとした。

【運転状態の説明】

I ~IV : JEAG4601 で設定している運転状態と同じ

V (L) : SA の状態のうち長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重が作用している状態

V (S) : SA の状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態

【許容応力状態】

$I_A \sim IV_A$: JEAG4601 で設定している許容応力状態と同じ

$III_{AS} \sim IV_{AS}$: JEAG4601 で設定している許容応力状態と同じ

V_A : 運転状態 V 相当の応力評価を行う許容応力状態
(SA 時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

V_{AS} : 許容応力状態 V_A を基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
(SA 時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

6.1 全般施設

5.2.1 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表 10 に示す。

表 10 C/V 内外の全般施設の荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB 施設		SA 施設		備考
		Sd	Ss	Sd	Ss	
I	I_A	III_{AS}	IV_{AS}	—	IV_{AS}	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II_A	III_{AS}	IV_{AS}	—	IV_{AS}	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III_A	III_{AS}	IV_{AS}	—	IV_{AS}	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	IV_A ECCS 等: I_A^*	III_{AS}^{*1}	—	III_{AS}^{*1}	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV_A	—	—	—	—	—
V (L)	V_A			—	V_{AS}^{*2}	V_{AS} の許容限界は、泊 3 号炉では、 IV_{AS} と同じものを適用する。
V (S)						

※1 : ECCS に係るもののみ

※2 : SA 後短期的なもの、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件を SA 条件として設定する。(C/V 雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.2 項の検討結果も考慮する)

6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

5.2.2 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表 11 に示す。DB 条件における評価では、Sd+事故後長期荷重ではⅢ_AS を許容応力状態としているが、これは、ECCS 等と同様、C/V が事故を緩和・収束させるために必要な施設に挙げられていることによるものである。また、DB 施設として C/V については、LOCA 後（DBA）の最終障壁としての安全裕度を確認する意味で、LOCA 後の最高内圧と Sd の組合せを実施している。SA 施設としての C/V については、最終障壁としての安全裕度を確認として、重大事故時の C/V の最高温度、最高内圧を大きく超える 200℃、2Pd の条件で、C/V の放射性物質閉じ込め機能が損なわれないことの確認を行う。

表 11 C/V バウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB 施設		SA 施設		備考
		Sd	Ss	Sd	Ss	
I	I _A	Ⅲ _A S	Ⅳ _A S	—	Ⅳ _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II _A	Ⅲ _A S	Ⅳ _A S	—	Ⅳ _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III _A	Ⅲ _A S	Ⅳ _A S	—	Ⅳ _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	I [*] _A	Ⅲ _A S	—	Ⅲ _A S	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV _A	IV _A S ^{*1}	—	—	—	—
V (L)	V _A			V _A S ^{*2}	—	V _A S の許容限界は、泊 3 号炉では、IV _A S と同じものを適用する。
V (S)	V _A			—	—	—

※1：構造体全体としての安全裕度を確認する意味で LOCA 後の最高内圧と Sd による地震力との組合せを考慮する。

※2：C/V 雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.1 項の検討結果も考慮する。

6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備

5.2.3 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表 12 に示す。DB 条件における評価では、Sd+事故後長期荷重では、ECCS 等はⅢ_AS を許容応力状態としているが、これは、ECCS 等が事故時に運転を必要とする施設に挙げられていることによるものである。

表 12 RCPB の荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力 状態	DB 施設		SA 施設		備考
		Sd	Ss	Sd	Ss	
I	I _A	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II _A	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III _A	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	IV _A ECCS 等: I [*] _A	IV _A S ^{※1}	—	IV _A S ^{※1}	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV _A	—	—	—	—	—
V (L)	V _A			V _A S ^{※2}	—	V _A S の許容限界は、泊 3 号炉では、 IV _A S と同じものを適用する。
V (S)	V _A			—	—	—

※ 1 : ECCS に係るものは III_AS

※ 2 : SA と地震の組合せは不要であるが、SA 長期荷重と Sd を組み合わせる。

6.4 SA 施設の支持構造物

SA 施設の支持構造物についての、具体的な許容応力状態は、6.1～6.3 項による。

7. まとめ

SA 施設の耐震設計にあたっては、SA は地震の独立事象として位置づけたうえで、SA の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係や様々な対策を踏まえ、SA 荷重と Ss、Sd いずれか適切な地震力を組み合わせて評価することとし、その組合せ検討結果としては、以下のとおりとなる。

【凡例】
○：組合せ要
－：組合せ不要

【全般施設】

	①SA 発生確率	②継続時間	③地震超過確率	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
※1 SA 荷重	10 ⁻⁴ /炉年	40 年※2	5×10 ⁻⁴ /年 (Ss)	10 ⁻⁵ /年以下	○	SA 荷重+Ss
			10 ⁻² /年 (Sd)	10 ⁻⁴ /年以下	○	

※1：短期荷重、長期荷重を区別せず、それらを包絡する条件と Ss を組み合わせる。

※2：継続時間は 40 年と設定するが、SA の収束においては早急な対応に努める。

【C/V バウンダリ】

	①SA 発生確率	②継続時間	③地震超過確率	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
短期 荷重	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年※1	5×10 ⁻⁴ /年 (Ss)	10 ⁻⁹ /年以下	－	SA 長期荷重+Sd
			10 ⁻² /年 (Sd)	10 ⁻⁸ /年以下	－	
長期 荷重	10 ⁻⁴ /炉年	2×10 ⁻¹ 年※2	5×10 ⁻⁴ /年 (Ss)	10 ⁻⁸ /年以下	－	
			10 ⁻² /年 (Sd)	10 ⁻⁶ /年以下	○	

※1：最高使用圧力・温度を超える時間

※2：通常運転圧力・温度を超える時間

【RCPB】

	①SA 発生確率	②継続時間	③地震超過確率	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
短期 荷重	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年	5×10 ⁻⁴ /年 (Ss)	10 ⁻⁹ /年以下	－	SA 長期荷重+Sd
			10 ⁻² /年 (Sd)	10 ⁻⁸ /年以下	－	
長期 荷重	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年	5×10 ⁻⁴ /年 (Ss)	10 ⁻⁹ /年以下	－	
			10 ⁻² /年 (Sd)	10 ⁻⁸ /年以下	－	

また、荷重の組合せと許容応力状態の関係は以下のとおりとなる。

運転状態	許容応力状態	地震動		備考
		Sd	Ss	
I	I _A	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II _A	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III _A	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	IV _A / I [*] _A	IV _A S / III _A S ^{**1}	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV _A	—	—	—
V (L)	V _A	V _A S ^{**2}	V _A S ^{**3}	V _A S の許容限界は、泊 3 号炉では、IV _A S と同じものを適用する。
V (S)	V _A	—	V _A S ^{**3}	V _A S の許容限界は、泊 3 号炉では、IV _A S と同じものを適用する。

※ 1 : C/V バウンダリ及び ECCS に係るものは III_AS

※ 2 : C/V バウンダリと RCPB に適用

※ 3 : 全般施設に適用し、SA 後短期的なものと、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件を SA 条件として設定する。

(補足1) SA施設に対する許容応力状態の考え方

1. はじめに

SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して、重大事故に（至るおそれがある事故に）対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」（第39条第1項第1号、第3号）とされており、許容限界の設定に際しては、DB施設の機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、JEAG4601のDB施設に対する規定内容を踏まえ、SA施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を定めた。

本資料では、DB施設を兼ねるSA施設であるC/Vを代表に、許容応力状態の考え方を示す。

2. DB施設としてのC/Vの考え方

DB施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、弾性設計（第4条第1項）と機能維持設計（第4条第3項）が求められている。それらの基本的な考え方は、設置許可基準規則第4条解釈の別記2によると、以下のとおりである。

【地震力】

事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせて考慮すること

【許容限界】

弾性設計：局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ること

機能維持設計：塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと

これらの弾性設計と機能維持設計の考え方の比較を図1に示す。

JEAG4601の許容応力状態の基本的な考え方を参考に、DB施設の各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を、表1に整理した。運転状態Ⅰ～Ⅲと弾性設計用地震動 S_d の組合せに対しては、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界が、また、運転状態Ⅰ～Ⅲと基準地震動 S_s の組合せ及び運転状態Ⅳと弾性設計用地震動 S_d の組合せに対しては、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界が適用される。

ここで、JEAG4601において、ECCS等及びC/Vに属する機器は、本来運転状態Ⅳ(L)を設計条件としていることから、運転状態Ⅳ(L)と弾性設計用地震動 S_d の組合せに対して、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界を適用している。この考え方を反映し、DB施設のC/Vについての各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を表2の通り定めた。

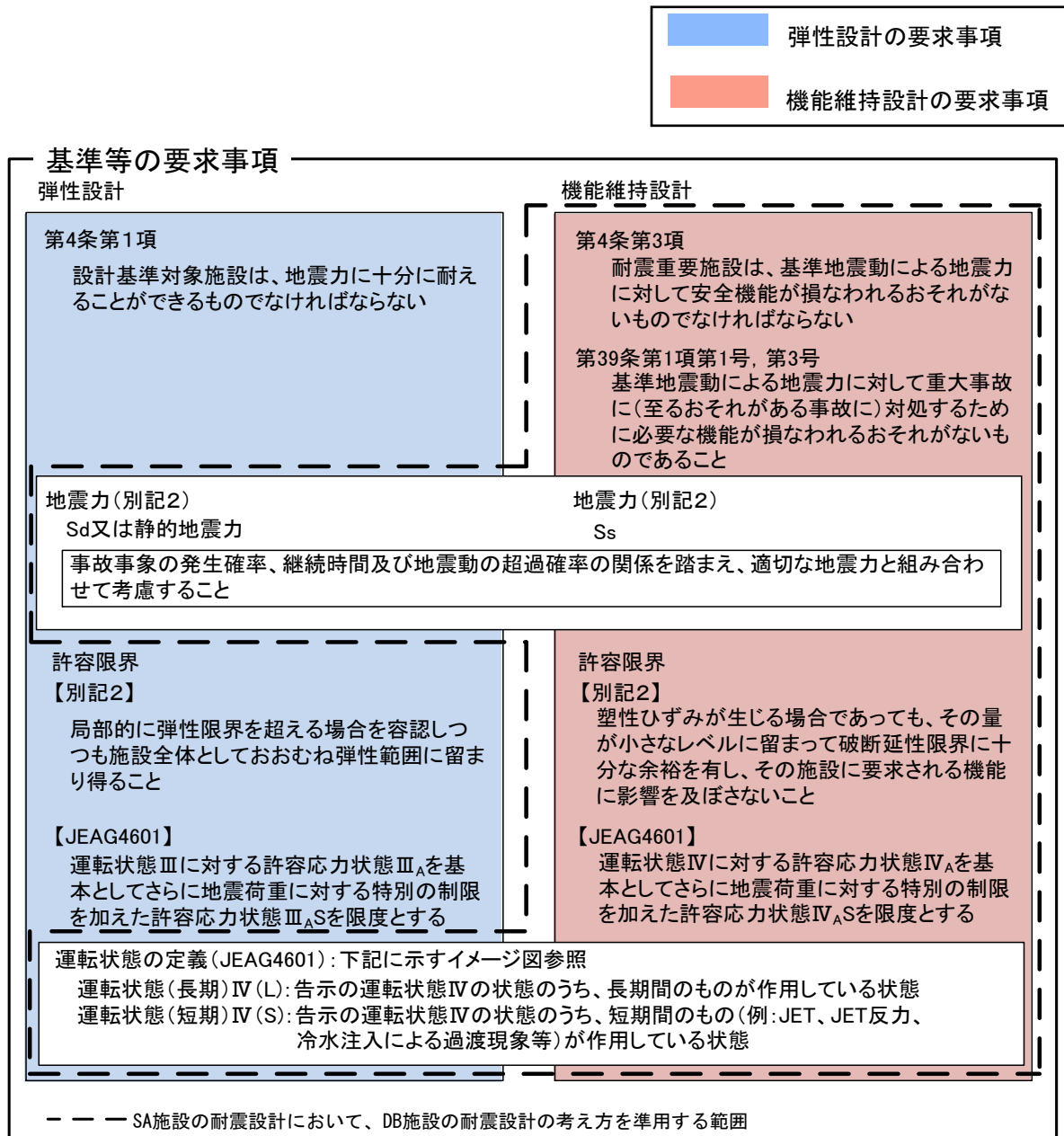


図1 弾性設計と機能維持設計の考え方

表1 許容応力区分 (ECCS 等以外)

地震動 運転状態	—※	Sd	Ss
I	I _A	III _A S	IV _A S
II	II _A	III _A S	IV _A S
III	III _A	III _A S	IV _A S
IV (L)	IV _A	IV _A S	—
IV (S)	IV _A	—	—

※ 本列には，強度評価で使用する許容応力状態を記載しているが，JEAG4601 に倣い，—と記載する。(以降の表も同様)

表2 許容応力区分 (ECCS 等)

地震動 運転状態	—	Sd	Ss
I	I _A	III _A S	IV _A S
II	II _A	III _A S	IV _A S
III	III _A	III _A S	IV _A S
IV (L)	I _A *	III _A S	—
IV (S)	IV _A	—※	—

【JEAG4601】

ECCS 等に属する機器は，本来運転状態IV (L) を設計条件としている。すなわち当該設備においては，この状態が運転状態I に相当するので，許容応力状態I_Aとした。

※ C/V は，LOCA 後の最終障壁となることから，構造全体としての安全裕度を確認する意味で LOCA 後の最高内圧と Sd (又は静的地震力) との組合せを考慮する。この場合の評価は，許容応力状態IV_AS の許容限界を用いて行う。

3. SA 施設としての C/V の考え方

SA 施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して重大事故に（至るおそれがある事故に）対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」（第39条第1項第1号，第3号）とされており，以下のとおり，機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。

【地震力】

事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせて考慮すること

【許容限界】

塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと

DB 施設の考え方のうち，SA 施設の機能維持設計で準ずる範囲を図1の破線で示す。これらを基に，以下のとおり，SA 施設としての C/V の地震力及び許容限界を検討した。

【地震力】

最高使用圧力・温度を超える期間（ 10^{-2} 年まで）を運転状態 V（S），通常運転状態を超える期間（ 2×10^{-1} 年まで）を運転状態 V（L）と定義し，頻度概念を適用して各運転状態と組み合わせる適切な地震力を検討した。この検討に際し，SA 施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために，頻度が保守的に算出されるよう各パラメータの設定にあたり，以下の事項を考慮した。

- ① SA の発生確率は，CDF の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用している。
- ② 事象の継続時間について，短期荷重については，有効性評価結果から得られる継続時間 7.5×10^{-3} 年に基づき 10^{-2} 年に，長期荷重については，圧力低減方策により通常運転状態程度になる時間 10^{-1} 年に基づき 2×10^{-1} 年と設定した。
- ③ 地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し，地震動の超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いた。

その結果，運転状態 V（L）と組み合わせる地震力として，弾性設計用地震動 Sd による地震力を設定した。（表-3 参照）

表-3 C/V バウンダリの SA と地震の組合せの検討結果

運転状態	① SA の発生確率	② 事象の継続時間	③ 地震動の超過確率	④ ①～③の積
V（S）	10^{-4} /炉年	10^{-2} 年	Ss： 5×10^{-4} /年以下	10^{-9} /炉年以下
			Sd： 10^{-2} /年以下	10^{-8} /炉年以下
2×10^{-1} 年		Ss： 5×10^{-4} /年以下	10^{-8} /炉年以下	
		Sd： 10^{-2} /年以下	10^{-6} /炉年以下	

【許容限界】

DB 条件を超える運転状態Vの許容応力状態として V_A を定義し，さらに地震との組合せにおいては，許容応力状態 $V_A S$ を定義した。

新たに定義する許容応力状態 $V_A S$ は，SAに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり，前述の保守的な考慮により設定された運転状態V(L)とSdによる地震力との組合せに対して，泊3号炉では，機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態 $IV_A S$ と同じ許容限界を設定する。

上記の基本的な考え方にに基づき検討すると，表4に整理される。

加えて，泊3号炉では，DBAの状態である運転状態I～IVは，DB施設と同様の許容応力状態とし，各運転状態と地震力の組合せに対する許容応力状態を表5のとおり設定した。

表4 機能維持設計の考え方を適用した場合のC/Vの許容応力区分

運転状態 \ 地震動	—	Sd	Ss
I	I_A	—	$IV_A S$
II	II_A	—	$IV_A S$
III	III_A	—	$IV_A S$
IV (L)	I_A^*	$IV_A S$	—
IV (S)	IV_A	—	—
V (L)	V_A	$V_A S$ ($IV_A S$)	—
V (S)	V_A	—	—

事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせで考慮すること。

塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。

表5 DB施設の許容応力状態に配慮した場合のC/Vバウンダリの許容応力区分

地震動 運転状態	—	Sd	Ss
I	I _A	—	IV _A S
II	II _A	—	IV _A S
III	III _A	—	IV _A S
IV (L)	I [*] _A	III _A S	—
IV (S)	IV _A	—	—
V (L)	V _A	V _A S (IV _A S)	—
V (S)	V _A	—	—

【泊3号炉の方針】

DBAの状態である運転状態I～IVは、DB施設と同様の許容応力状態とする。

4. SA 施設と DB 施設の荷重条件に対する許容応力状態の比較

表 6 及び図 2 に今回の SA 施設と DB 施設の荷重条件に対する許容応力状態を比較する。比較に際し、表 6 と図 2 の番号が整合するように記載している。

今回の SA 施設の荷重条件は、DB 施設として規格基準上求められる設計条件を上回るものとなっている。

表 6 SA 施設と DB 施設の荷重条件に対する C/V の許容応力状態の比較

運転状態	許容応力状態	圧力条件 [MPa (gage)]	DB 施設		SA 施設	
			Sd	Ss	Sd	Ss
I	I _A	通常運転 圧力	①Ⅲ _A S	②Ⅳ _A S	—	②Ⅳ _A S
II	II _A		①Ⅲ _A S	②Ⅳ _A S	—	②Ⅳ _A S
III	III _A		①Ⅲ _A S	②Ⅳ _A S	—	②Ⅳ _A S
IV (L)	I [*] _A	LOCA 後 10 ⁻¹ 年後	③Ⅲ _A S	—	③Ⅲ _A S	—
IV (S)	IV _A	0.241 ^{※1}	④Ⅳ _A S ^{※4}	—	—	—
V (L)	V _A	0.283 ^{※2}			⑤V _A S ^{※5}	—
V (S)	V _A	0.360 ^{※3}			—	—

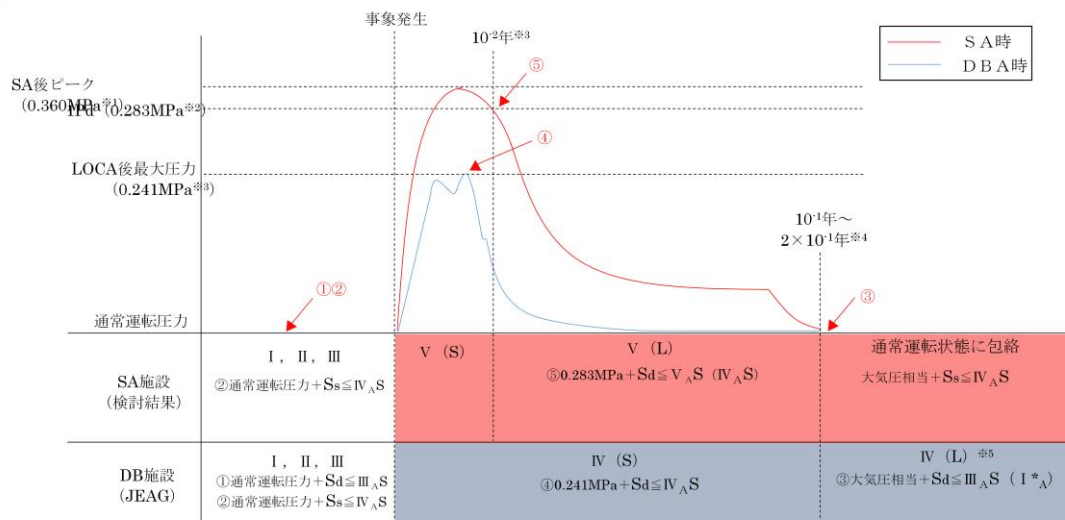
※1：運転時の異常な過渡変化又は DBA のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果

※2：原子炉格納容器の最高使用圧力

※3：SA のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「C/V 先行破損」及び「C/V 過圧破損」の評価結果

※4：構造体全体としての安全裕度を確認する意味で LOCA 後の最高内圧と Sd（又は静的地震力）との組合せを考慮する。

※5：V_AS の許容限界は、泊 3 号炉では、IV_AS と同じものを適用する。



※1：重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の評価結果

※2：原子炉格納容器の最高使用圧力

※3：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、原子炉格納容器圧力の最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果

※4：事象の継続時間については、解析結果等より保守的に設定している。

※5：SA施設としてのCVについても確認する。

図2 SA施設とDB施設の荷重条件に対するC/Vの許容応力状態の比較（概念図）

(補足2) 事象発生確率の考え方

日本及び米国では性能目標として、CDF であれば 10^{-4} /炉年、CFR であれば 10^{-5} /炉年程度とされている。

DB 施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である 10^{-7} /炉年という値は、CDF や CFR の性能目標と比較すると、事象の発生確率として一般的に十分に低いと見なされている値である。(表 1 参照)

米国の標準審査指針 (SRP : Standard Review Plan) においても、重大な核分裂生成物 (以下「FP」という。) の放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象に関する十分低い確率として許容しうる基準として、 10^{-7} /炉年という値が用いられている。また、航空機落下に関しても 10^{-7} /年という値が用いられている。

本補足では、DB 施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である 10^{-7} /炉年を踏まえ、SA 施設の耐震設計に用いるスクリーニングの目安を検討する。

表1 日本、米国の安全目標と地震との組合せ条件

	米国 (NRC)	日本
安全目標	<p>10⁻⁶/炉年</p> <p>【性能目標】</p> <p>10⁻⁴/炉年 (CDF)</p> <p>10⁻⁵/炉年 (LERF)</p> <p>(Regulatory guide 1.174 Rev.1, 2002)</p> <p>【参考】 IAEA の安全目標</p> <p>○既存の原子力発電所について、 重大な炉心損傷< 約 10⁻⁴/炉年 大規模放出頻度< 約 10⁻⁵/炉年</p> <p>○将来の原子力発電所について、 重大な炉心損傷< 約 10⁻⁵/炉年 大規模放出頻度< 約 10⁻⁶/炉年 (75-INSAG-3 Rev.1 INSAG-12)</p>	<p>10⁻⁶/炉年</p> <p>【性能目標】</p> <p>10⁻⁴/炉年 (CDF)</p> <p>10⁻⁵/炉年 (CFF-1)</p> <p>10⁻⁶/炉年 (CFF-2) (100TBq の管理目標 (環境への影響の視点))</p> <p>(第2回 原子力規制委員会 (平成25年4月10日) 資料5)</p> <p>(第2回 原子力規制委員会での議論)</p> <p>○平成18年までに旧原子力安全委員会安全目標専門部会において詳細な検討が行われており、この検討結果は原子力規制委員会が安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられる。</p> <p>(安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ 平成15年12月)</p> <p>(発電用軽水型原子炉施設の性能目標について 平成18年3月)</p> <p>○東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、放射性物質による環境への汚染の視点も安全目標の中に取り込み、万一の事故の場合でも環境への影響をできるだけ小さくとどめる必要がある。具体的には、世界各国の例も参考に、発電用原子炉については、</p> <p>事故時のCs137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は、100万年に1回程度を超えないように抑制されるべきである(テロ等によるものを除く)</p> <p>ことを、追加すべきである。</p>
地震との組合せ	<p>「適切な組合せ」を考慮する。</p> <p>具体的な記載はなし。</p> <p>(10CFR50 付則 A 「一般設計指針(GDC)」)</p>	<p>(設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (=DB施設に対する規定))</p> <p>発生確率、継続時間、地震動の超過確率を踏まえて、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>(JEAG4601 (=DB施設に対する規定))</p> <p>10⁻⁷/炉年以下の発生確率は考慮しない。</p>
(参考) 航空機落下の判断基準	<p>10⁻⁷/年</p> <p>(SRP3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS)</p> <p>【参考】</p> <p>10CFR100 (立地基準)におけるオフサイト・ハザード(重大なFPの放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象)に関する十分低い確率として容認しうる基準として、正確に確率を推定するのが難しい場合は、10⁻⁷/年としている。</p> <p>(SRP 2.2.3 EVALUATION OF POTENTIAL ACCIDENTS)</p>	<p>10⁻⁷/年</p> <p>実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成21・06・25原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定)</p>

1. 確率論的リスク評価における「影響」について

- ・ 原子力施設の安全性を議論する際の「リスク」とは、施設周辺の人々の健康や社会、環境に影響を及ぼす潜在的危険性、例えば、炉心が損傷し、放射性物質が放出され、人々等に被害をもたらす場合の発生確率と被害の大きさの積のことをいう。
- ・ リスクの定量的評価の技術である確率論的リスク評価（PRA）における「影響」とは、健康や社会、環境への被害である。その被害には、プラント安全の脅威となる炉心損傷や格納容器機能喪失を含んでいる。

・ CDF

・ CFF

炉心損傷、格納容器機能喪失という「影響」について、そのシナリオ群の頻度の合計

・ 施設の有するリスクが安全目標に適合していることの判断の目安となる性能目標

➤ CDFを 10^{-4} /炉・年 以下

➤ CFFを 10^{-5} /炉・年 以下

- ・ したがって、性能目標には影響が考慮されている

原子力安全委員会の安全目標専門部会

- 安全目標案として、「原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。」（平成15年12月の中間とりまとめ）
- 発電用軽水型原子力炉施設を対象として、施設の有するリスクが安全目標案に適合していることの判断の目安となる性能目標として、「1基あたりの炉心損傷頻度は年あたり1万分の1程度以下、1基あたりの格納容器機能喪失頻度は年あたり10万分の1程度以下とし、両方が同時に満足されること」（平成18年3月報告書）

2. スクリーニング基準の設定の考え方

項目	目標値 (注)	スクリーニング 基準(／炉年)	スクリーニング基準を定めている事例(※2)
炉心損傷頻度 (CDF)	10^{-4} (／炉年)	10^{-6} (／炉年) 2桁	<ul style="list-style-type: none"> 原子力学会標準(外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) 米国ASME／ANS RA-Sa-2009(EXT-C1)
格納容器機能 喪失頻度(CFF)	10^{-5} (／炉年)	10^{-7} (／炉年) 2桁	<ul style="list-style-type: none"> 米国SRP3.5.1.6(航空機落下) 航空機落下確率評価基準(H21.6.30原子力安全・保安院)

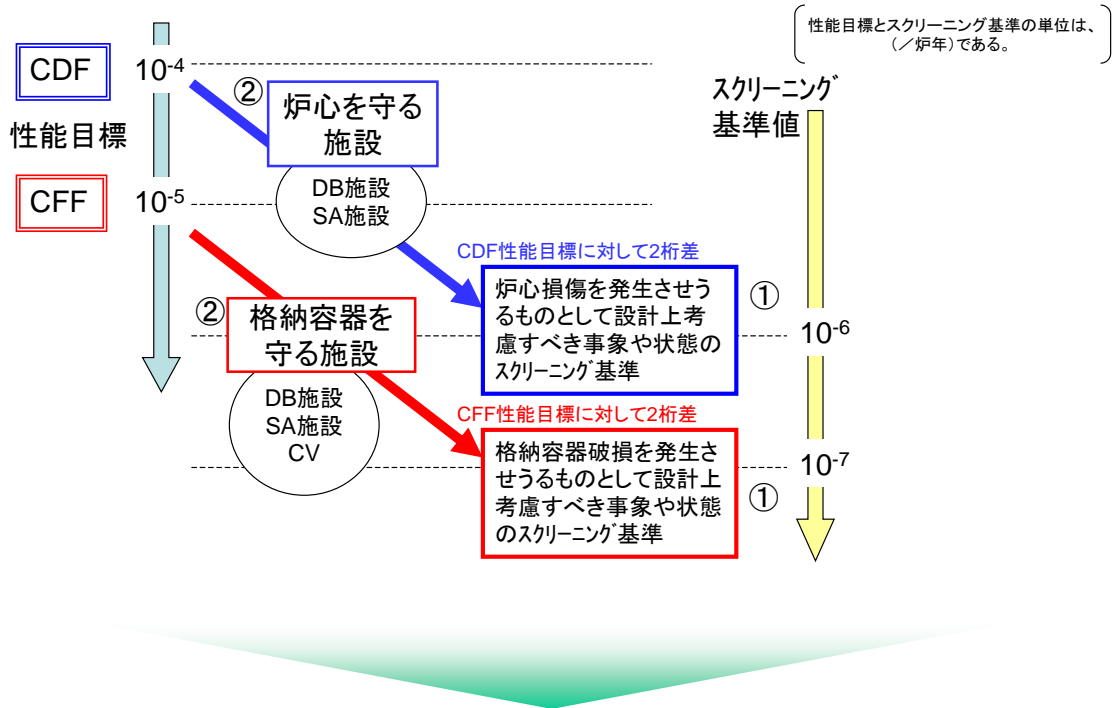
(注) 原安委「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より

(※2)【参考1】を参照

CDF 目標値 10^{-4} /炉年に対しては2桁下回る 10^{-6} /炉年が、CFF 目標値 10^{-5} /炉年に対しても2桁下回る 10^{-7} /炉年がスクリーニング基準として用いられている例があるが、これは、目標に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象であるので、これを考慮しない場合であっても目標に対して影響がないとみなしている。

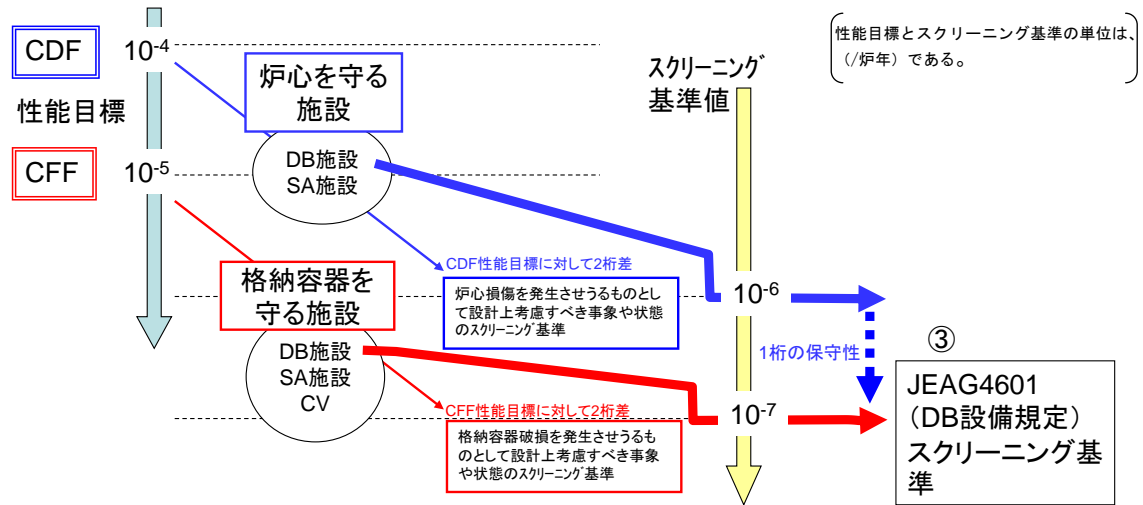
(注) スクリーニング基準とは、頻度への影響度を勘案し、考慮する必要がないと判断できるしきい値

3. スクリーニング基準設定の体系的整理



- ① 炉心を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として 10^{-6} /炉年（性能目標 $10^{-4} \times 10^{-2}$ ）を適用することは妥当であり、また、C/Vを守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として 10^{-7} /炉年（性能目標 $10^{-5} \times 10^{-2}$ ）を適用することは妥当と考える。
- ② 『炉心を守る』という観点からは設備による違いがあるものではなく、いずれもスクリーニング基準として 10^{-6} を適用することが妥当と考える。また、同様に『C/Vを守る』という観点からも設備による違いではなく、目的に応じたスクリーニング基準として 10^{-7} /炉年を用いることは妥当と考える。

4. スクリーニング基準設定の体系的整理と JEAG4601 との関係性



③ DB施設に対する基準であるJEAG4601で、炉心を守る設備とC/Vを守る設備の両方に対してスクリーニング基準として 10^{-7} /炉年が採用されていることは、前述のスクリーニング基準設定の体系的整理から言えば、 10^{-7} /炉年はC/Vを守る設備の基準に相当し、炉心を守る設備に対して1桁保守性を有している。

泊3号炉のこの度の荷重の組合せの検討においては、SA施設としての重要性を鑑み、JEAG4601に規定されているDB施設的设计の際のスクリーニング基準である 10^{-7} /炉年に保守性を見込んだ 10^{-8} /炉年をSA施設共通のスクリーニングの目安とする。

【参考1】 スクリーニング基準を定めている事例内容について

<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」(EXT-C1) 	<ul style="list-style-type: none"> AESJ の外部ハザード選定標準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準値として、“ハザード発生頻度分析”，“決定論的な CDF 評価”のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で 10^{-6}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-Sa-2009 PRA スタンドアードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならない、あるいは CDF が受容可能な程度に小さい、を判断するためのスクリーニング基準に 10^{-6}/炉年を用いている。
<ul style="list-style-type: none"> 米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を越える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が 10^{-7}/炉年以下となること。
<ul style="list-style-type: none"> 航空機落下確率評価基準 (H21.6.30 原子力安全・保安院) 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が 10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が 10^{-7}/炉年を超えないこと。

(補足3)「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について

運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。

1. 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての当社の定義

判断にあたり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、「地震の独立事象」について当社の定義を示す。この定義はDB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づくものであり、JEAG4601の規定とも整合したものとなっている。

(1) 地震の従属事象

設置許可基準規則第4条解釈の別記2における「地震によって引き起こされる事象（地震の従属事象）」の当社の定義は以下のとおり。

- ・ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に決定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象

(2) 地震の独立事象

設置許可基準規則第4条解釈の別記2における「地震によって引き起こされるおそれのない事象（地震の独立事象）」の当社の定義は以下のとおり。

- ・上記のような決定論的な評価では引き起こされるおそれのない事象

なお、JEAG4601においては、地震の従属事象は地震との組合せを実施し、地震の独立事象については、事象の発生頻度、継続時間、地震動の超過確率を踏まえ、 10^{-7} 回/炉・年を超える事象は地震との組合せを実施している。

2. DB施設の耐震設計の考え方等に基づく判断

耐震Sクラス施設は S_s による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能にかかる設計は、耐震Sクラス施設自体が、 S_s による地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能を損なわないよう設計することも含まれる。(表1)

耐震Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係るSA対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、 S_s 相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。(表2)

したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、 S_s 相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。

表1 耐震Sクラスの設計

地震の影響が考えられる事象		耐震性の担保
耐震重要施設自体の損傷		Ssによる地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)
下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷		耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。(4条)
地震随伴事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)
	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。(5条)
	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)

表2 地震の従属性としての適用性について

事故シナリオグループ	事故シナリオ	起因事象/影響緩和系	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
1	2次冷却系からの除熱機能喪失	小破断LOCA	加圧管安全弁配管	○	×	運転状態Ⅲ	
			加圧管	○			
		補助給水系	原子炉留管	○			
			タービン駆動補助給水ポンプ	○			
			補助給水系配管	○			
			補助給水ピット	○			
	2次冷却系の破断+補助給水失敗	主給水流量喪失	電動補助給水ポンプ	○	△	運転状態Ⅱ	
			タービン駆動補助給水ポンプ	○			
		補助給水系	補助給水系配管	○			
			補助給水ピット	○			
			主蒸気隔離弁(電磁弁を含む)	○			
			高気圧発生器圧力(主蒸気ライン圧力)	○			
外部電源喪失+補助給水失敗	補助給水系	外部電源系	×	○	運転状態Ⅱ		
		タービン駆動補助給水ポンプ	○				
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	2次冷却系の破断	補助給水系配管	○	×	運転状態Ⅲ		
		補助給水ピット	○				
	主蒸気隔離	主蒸気隔離弁(電磁弁を含む)	○				
		高気圧発生器圧力(主蒸気ライン圧力)	○				
		高気圧発生器水位(壊域)	○				
		高気圧発生器	○				
過渡事象+補助給水失敗	過渡事象+2次系除熱	炉心支持構造物	○	×	運転状態Ⅱ		
		炉心支持構造物	○				
2	全交流動力電源喪失	外部電源喪失	×	○	運転状態Ⅱ		
		非常用所内交流電源	×				
	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失(複数の電気盤損傷)	外部電源喪失	×	○	運転状態Ⅱ		
		非常用所内交流電源(複数の電気盤)	×				
	3	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	制御用空気圧縮機	○	×	運転状態Ⅱ
				補助冷却スライ冷却器	○		
			RCPシールLOCA	原子炉補機冷却水ポンプ	○		
				原子炉補機冷却水配管	○		
				原子炉補機冷却水サージタンク	○		
				燃料冷却器	○		
		原子炉補機冷却機能喪失+加圧器過がし弁/安全弁LOCA	原子炉補機冷却機能喪失	制御用空気圧縮機	○	×	運転状態Ⅱ
				補助冷却スライ冷却器	○		
加圧器過がし弁/安全弁LOCA			原子炉補機冷却水ポンプ	○			
			原子炉補機冷却水配管	○			
			原子炉補機冷却水サージタンク	○			
			燃料冷却器	○			
原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	補助給水系	電動補助給水ポンプ	○	-	-		
		タービン駆動補助給水ポンプ	○				
	補助給水系	補助給水系配管	○				
		補助給水ピット	○				
		主蒸気隔離弁(電磁弁を含む)	○				
		高気圧発生器圧力(主蒸気ライン圧力)	○				
4	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スレイ注入失敗	大破断LOCA	加圧管サージ管	○	×	運転状態Ⅳ	
			加圧管	○			
		低圧再循環系	燃料冷却器	○			
			燃料冷却器出口流量	○			
			燃料冷却器水位	○			
			燃料冷却器水位	○			
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スレイ再循環失敗	大破断LOCA	加圧管サージ管	○	×	-	
			加圧管	○			
		格納容器スレイ再循環系	燃料冷却器	○			
			燃料冷却器出口流量	○			
			燃料冷却器水位	○			
			燃料冷却器水位	○			

【凡例】DB上のSs耐震性 ○:有 ×:無
地震の従属事象としての適用の有無

○:地震の従属事象であり、地震と組合せ評価が必要なもの。

△:地震の従属事象であるが、他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの。

×:地震の従属事象でないもの

表2 地震の従属性としての適用性について

4	原子炉格納容器の除熱機能喪失	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	中破断LOCA	充てん注入ライン配管(C,L割)	○	×	運転状態IV	
			格納容器スプレイ注入系	格納容器スプレイヘッド	○			
				格納容器圧力	○			
				よう素除去蒸気タンク	○			
		格納容器スプレイポンプ		○				
		中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	中破断LOCA	充てん注入ライン配管(C,L割)	○	×	運転状態IV	
				格納容器スプレイ再循環系	1次冷却材管	○		
					格納容器スプレイヘッド	○		
	格納容器圧力				○			
	よう素除去蒸気タンク		○					
	格納容器スプレイ再循環系		格納容器スプレイポンプ	○				
			燃料取扱用ホット水位	○				
			遮止ダンパ	○				
		安全挿入管冷却ファン	○					
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	小破断LOCA	充てん注入ライン配管(C,L割)	○	×	運転状態III		
			格納容器スプレイ注入系	加圧管	○			
原子炉容器				○				
格納容器スプレイヘッド				○				
格納容器圧力		○						
格納容器スプレイ再循環系		よう素除去蒸気タンク	○					
		格納容器スプレイポンプ	○					
		燃料取扱用ホット水位	○					
	遮止ダンパ	○						
小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	小破断LOCA	加圧管安全弁配管	○	×	運転状態III			
		格納容器スプレイ再循環系	加圧管	○				
			原子炉容器	○				
			格納容器スプレイヘッド	○				
	格納容器圧力		○					
	格納容器スプレイ再循環系	よう素除去蒸気タンク	○					
		格納容器スプレイポンプ	○					
		燃料取扱用ホット水位	○					
遮止ダンパ		○						
5	原子炉停止機能喪失	地震AT+原子炉トリップ失敗	地震AT	○	×	運転状態II		
			原子炉トリップ	○				
	6	ECCS注水機能喪失	大破断LOCA+低圧注入失敗	大破断LOCA	加圧管	○	×	運転状態IV
				低圧注入系	加圧管	○		
			燃料取扱用ホット水位		○			
			大破断LOCA+蓄圧注入失敗	大破断LOCA	加圧管	○	×	運転状態IV
				蓄圧注入系	加圧管	○		
			蓄圧タンク		○			
			中破断LOCA+蓄圧注入失敗	中破断LOCA	充てん注入ライン配管(C,L割)	○	×	運転状態IV
				蓄圧注入系	加圧管	○		
			蓄圧タンク		○			
			中破断LOCA+高圧注入失敗	中破断LOCA	充てん注入ライン配管(C,L割)	○	×	運転状態IV
				高圧注入系	加圧管	○		
			加圧管安全弁配管		○			
			小破断LOCA+高圧注入失敗	小破断LOCA	加圧管	○	×	運転状態III
				高圧注入系	加圧管	○		
燃料取扱用ホット水位	○							
7	ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	大破断LOCA	加圧管	○	×	運転状態IV	
				低圧再循環系	燃料取扱用ホット水位	○		
					燃料取扱用ホット水位	○		
					遮止ダンパ	○		
			安全挿入管冷却ファン		○			
			高圧再循環系	安全挿入管冷却ファン	○			
				遮止ダンパ	○			
				安全挿入管冷却ファン	○			
		遮止ダンパ		○				
		中破断LOCA+高圧再循環失敗	中破断LOCA	充てん注入ライン配管(C,L割)	○	×	運転状態IV	
				高圧再循環系	加圧管	○		
					燃料取扱用ホット水位	○		
					燃料取扱用ホット水位	○		
			遮止ダンパ		○			
			高圧再循環系	安全挿入管冷却ファン	○			
				遮止ダンパ	○			
安全挿入管冷却ファン	○							
遮止ダンパ	○							
小破断LOCA+高圧再循環失敗	小破断LOCA	加圧管	○	×	運転状態III			
		高圧再循環系	燃料取扱用ホット水位	○				
			燃料取扱用ホット水位	○				
			遮止ダンパ	○				
	安全挿入管冷却ファン		○					
	高圧再循環系	遮止ダンパ	○					
		安全挿入管冷却ファン	○					
		遮止ダンパ	○					
安全挿入管冷却ファン		○						
8	格納容器バイパス	高気圧生体伝熱管破損(複数本破損)	高気圧生体伝熱管破損(複数本破損)	高気圧生体伝熱管破損(複数本破損)	高気圧生体伝熱管破損(複数本破損)	○	×	運転状態IV

【凡例】DB上のSs耐震性 ○：有 ×：無

地震の従属事象としての適用の有無

○：地震の従属事象であり、地震と組合せ評価が必要なもの。

△：地震の従属事象であるが、他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの。

×：地震の従属事象でないもの

3. 確率論的な考察

3. 1 確率論的リスク評価の現状と本考察における評価の前提

泊発電所3号炉の全CDFは、約 1.9×10^{-6} /炉年であり、旧Ss相当(0.6G)までの地震による全CDFは、約 2.4×10^{-7} /炉年である。本評価は、以下の条件で実施されている。

- 旧Ssに基づく評価結果である。
- Ss変更に伴い、地盤の最大加速度値が550galから620galに変更されたため、Ss相当(0.64G)までの全炉心損傷頻度を把握する観点から、加速度区分を表3の通り変更する。

表3 新旧加速度区分比較

旧加速度区分	新加速度区分
区分1 (0.2G~0.4G)	区分1 (0.2G~0.4G)
区分2 (0.4G~0.6G)	区分2 (0.4G~0.6G)
区分3 (0.6G~0.8G)	区分3-1 (0.6G~0.64G)
	区分3-2 (0.64G~0.8G)
区分4 (0.8G~1.0G)	区分4 (0.8G~1.0G)
区分5 (1.0G~1.2G)	区分5 (1.0G~1.2G)

3. 2 考察結果

重要事故シーケンスの選定のための地震 PRA において、S_s 相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダム故障を除いた CDF であって、SA 施設による対策の有効性の評価が DB 条件を超えるものの累積値は、 8.1×10^{-8} /炉年である。(表 4)

表 4 DB 条件を超える事故シーケンスに対する CDF

施設区分	事故シーケンスグループ	DB 条件を超える事故シーケンス	CDF (／炉年) (S _s の最大加速度相当までの累積)	合計 (／炉年)
C/V	2次系からの除熱機能喪失	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	ε	8.1E-8
	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失(補助給水失敗)	8.1E-8	
	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	ε	
	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	ε	
		大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	ε	
		中破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	ε	
		中破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	ε	
		小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	ε	
		小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	ε	
	ECCS 注水機能喪失	大破断 LOCA+低圧注入失敗	ε	
		大破断 LOCA+蓄圧注入失敗	ε	
		中破断 LOCA+蓄圧注入失敗	ε	
		Excess LOCA	ε	
	RCPB	原子炉停止機能喪失	原子炉トリップが必要な事象+原子炉トリップ失敗	

ε : 1E-11 未満

性能目標の CDF (10^{-4} /炉年) に対する相対割合として 1% を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、 8.1×10^{-8} /炉年は、これを大きく下回ることから、S_s 相当までの地震力により DB 条件を超える運転状態 V の発生確率は極めて低いと考えられる。したがって、SA 施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態 V が地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。

(参考) 前震, 余震を考慮した CDF の算出

1 前震, 余震を考慮した CDF の算出方法

1. 2 本震前に前震を考慮した場合の影響評価について

地震 PRA においては, 前震, 本震全体を考慮した評価方法はないことから, 1 回の地震による評価を 2 回使用することで前震, 本震を考慮することとする。評価方法の概念図を図-1 に示す。

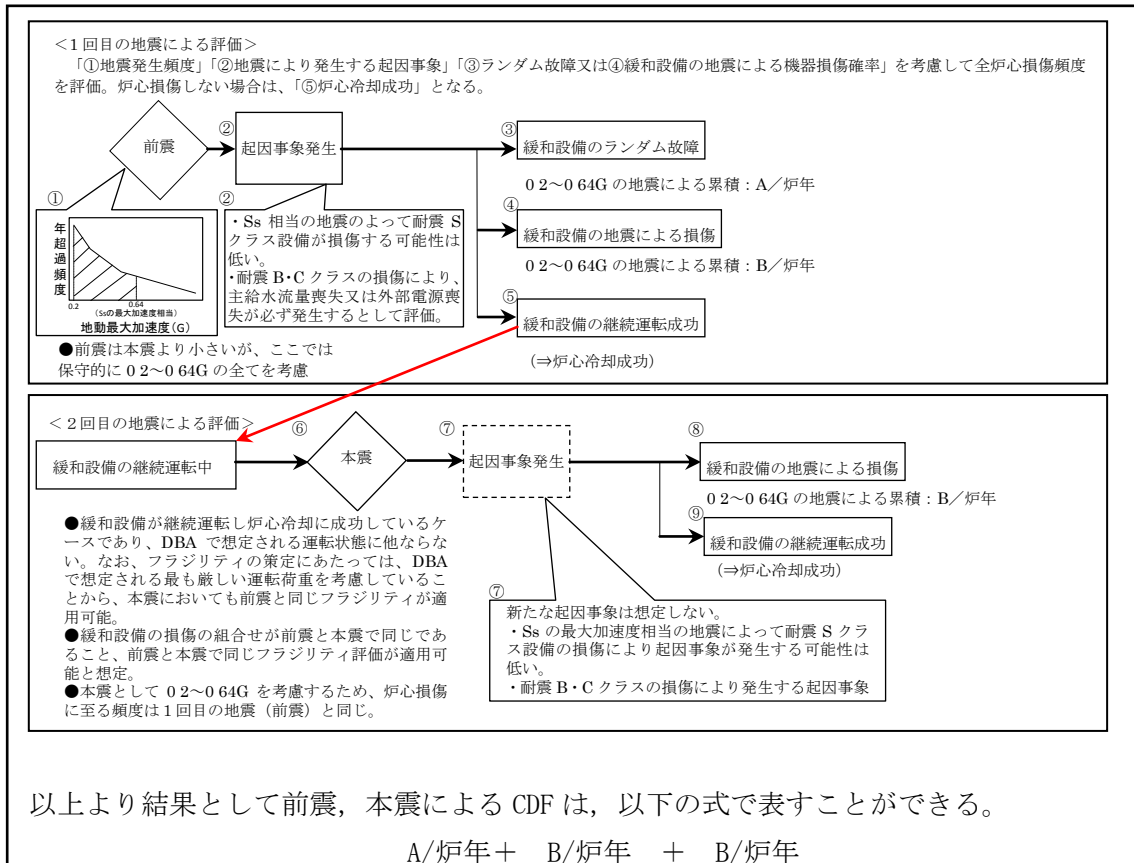
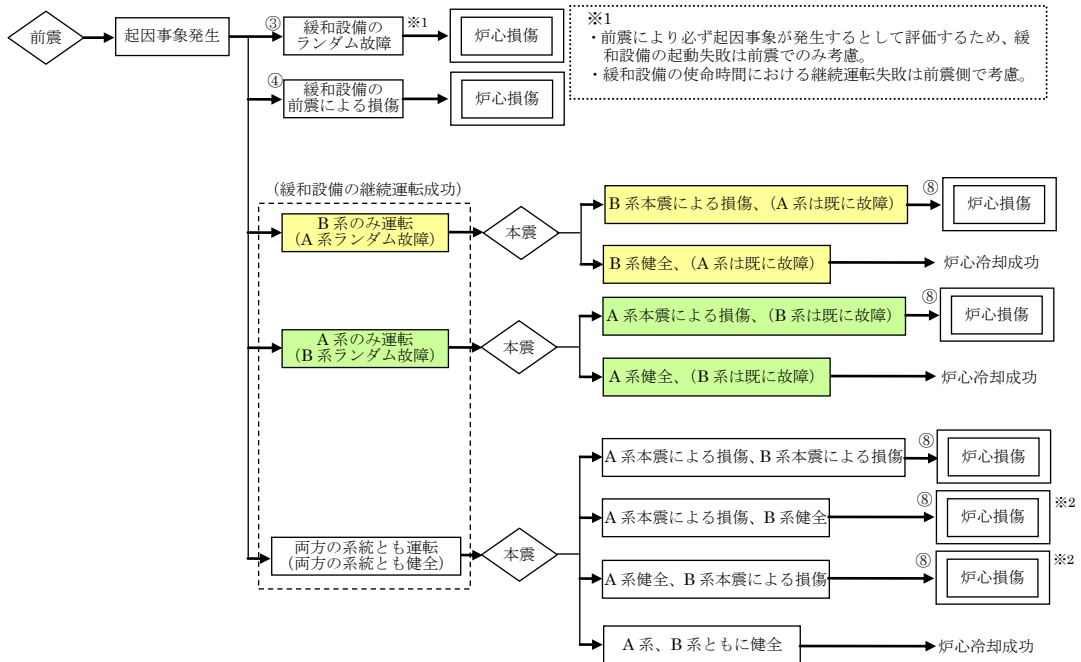


図-1 本震前に前震を考慮した場合の評価方法

次に考慮すべきケースの網羅性についての検討結果を示す。

緩和設備は冗長性を有するが, 地震 PRA では冗長設備は同時に損傷するとして評価しているため, 片方の系統が機器損傷し, もう一方の系統が健全となるケースは考慮せず, 1 つの設備が損傷する確率で全台の当該設備が損傷に至るものとして保守的に評価している。

そのため, 緩和設備の状態について考えられる全ての組合せを抽出し, 現行の地震 PRA でどの様に整理されるかを考慮した。



前震及び本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。

a. 前震による緩和設備の状態の組合せ

	A系	B系	
前震による影響	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	⇒③で整理
	ランダム故障 (前震)	前震による機器損傷	⇒④で整理
	前震による機器損傷	ランダム故障 (前震)	⇒④で整理
	前震による機器損傷	前震による機器損傷	⇒④で整理
	前震による機器損傷	○ (健全)	⇒④で整理
	○ (健全)	前震による機器損傷	⇒④で整理
	ランダム故障 (前震)	○ (健全)	⇒④で整理
	○ (健全)	ランダム故障 (前震)	⇒④で整理
	○ (健全)	○ (健全)	⇒④で整理

b. 前震後の本震による緩和設備の状態の組合せ

	A系	B系	
本震による影響	ランダム故障 (前震)	○ (健全)	⇒炉心冷却成功
	ランダム故障 (前震)	本震による機器損傷	⇒本震による機器損傷として整理
	本震による機器損傷	ランダム故障 (前震)	⇒炉心冷却成功
	○ (健全)	ランダム故障 (前震)	⇒本震による機器損傷として整理
	本震による機器損傷	本震による機器損傷	⇒本震による機器損傷として整理
	本震による機器損傷	○ (健全)	⇒本震による機器損傷として整理
	○ (健全)	本震による機器損傷	⇒本震による機器損傷として整理
	○ (健全)	○ (健全)	⇒炉心冷却成功

※2 緩和設備の状態は、理論上、上記の組合せが考えられるが、地震 PRA では冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、片方の系統が機器損傷しもう一方の系統が健全となるケースは考慮せず、1つの機器が損傷することで炉心損傷に至るものとして保守的に評価している。

本震により炉心損傷に至る組合せは、前震による組合せのうち④と整理したものと同じとなった。

- 前震による緩和設備の状態の組合せは、緩和設備 (A系, B系) の状態 (ランダム故障, 地震による機器損傷, 健全) の9通りの全ての組合せを考慮。
- 冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、「ランダム故障と地震による機器損傷」「片方の系統のみ地震により機器損傷」のケースについては、「両方の系統とも地震により損傷」として整理。
- 緩和設備が「両方の系統ともランダム故障」のケースはランダム故障として整理。
- 本震による緩和設備の状態の組合せは、前震後に健全な系統の緩和設備が本震により損傷するか否かの組合せであり、8通り全ての組合せを想定。
- ランダム故障は前震側で考慮しているため、前震と本震による緩和設備の状態の組合せについては、「両方の系統ともランダム故障」となる組合せを除き、前震と本震で同じ組合せとなった。

○そのため、地震規模を同程度とすると、地震により機器が損傷する確率は前震と本震で同程度となる。

1. 3 本震後の余震を考慮した場合の影響について

地震 PRA においては、本震、余震全体を考慮した計算方法はないことから、「本震前に前震を考慮した場合」と同様に 1 回の地震による評価を 2 回用いることで本震、余震を考慮することとし、影響の検討を行う。

また、想定する地震規模として、本震及び余震の地震加速度を 0.2G から 0.64G の全ての地震による影響を考慮して組み合わせる場合、3. 1. 2 項においても前震及び本震の地震加速度を 0.2G から 0.64G の全ての地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると、前震を本震に、本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。

以上より本震、余震による CDF は、

$$A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$$

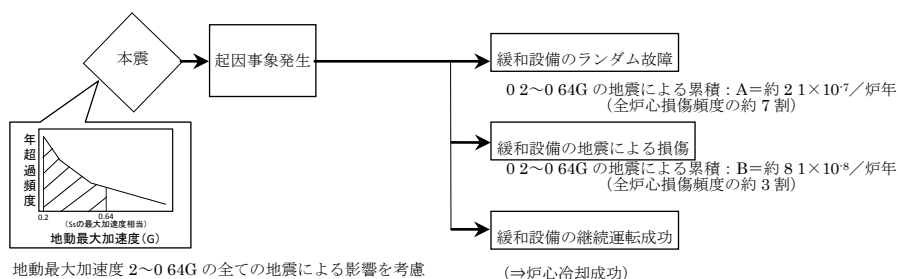
で算出される。

2 前震、余震を考慮した CDF の算出結果

2. 1 Ss 相当までの本震による全 CDF の累積の算出結果

地震 PRA では本震による影響のみを評価しているが、算出した Ss 相当 (0.64G) までの本震による全 CDF は 0.2G から Ss 相当である 0.64G までの地震による影響を累積した評価であり、耐震 B, C クラスの機器が損傷することで過渡事象が発生し緩和設備のランダム故障が重畳することで炉心損傷に至るケースが含まれている。

Ss 相当までの本震による全 CDF の累積は約 3.0×10^{-7} /炉年であり、そのうち緩和設備のランダム故障によるものが約 2.1×10^{-7} /炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約 8.1×10^{-8} /炉年であり、全 CDF の大半は緩和設備のランダム故障が重畳するケースによるものである。



2. 2 前震, 余震を考慮した CDF の算出結果

2. 1 項の算出結果を用い, 1. 2 項及び 1. 3 項の算出式で, 評価を行った。

$$A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$$

$$= \text{約 } 2.1 \times 10^{-7} / \text{炉年} + \text{約 } 8.1 \times 10^{-8} / \text{炉年} + \text{約 } 8.1 \times 10^{-8} / \text{炉年}$$

$$= \text{約 } 3.8 \times 10^{-7} / \text{炉年}$$

以上の算出結果から, 前震, 余震を考慮した CDF 約 $3.8 \times 10^{-7} / \text{炉年}$ と非常に低い値となる。

(補足4) 重大事故発生後の原子炉格納容器の荷重継続時間(圧力低減方策)について

炉心損傷に至る重大事故(格納容器過圧破損事象)発生後、格納容器内の自然対流冷却により格納容器内圧は緩やかに低下し、1ヶ月で0.153MPa[gage]まで減圧される。さらに外部電源等のプラント冷却に必要なサポート系が復旧することにより、格納容器スプレイ再循環運転による除熱が可能であり、格納容器内圧を1ヶ月程度で通常運転圧力程度まで低下させることが可能である。

重大事故発生後において、格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却を実施している場合、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替による格納容器スプレイ再循環系統の復旧(次ページ「1. 既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環」)を実施する。また、並行して仮設機器による格納容器スプレイ再循環系統を構築する(39-4-65 ページ「2. 仮設格納容器スプレイ再循環系統の構築」)。これらについては、「1. 既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環」を優先するが、復旧が困難な場合は、「2. 仮設格納容器スプレイ再循環系統の構築」で説明する機器による格納容器スプレイ再循環を使用する。これらの実現可能性と実施した場合の効果について確認した。

また、これらの圧力低減方策の更なる改善のため、格納容器スプレイ再循環系統運転停止時の対応(39-4-71 ページ「3. 格納容器スプレイ再循環系等運転停止時の対応」)について確認した。

これら活動で必要となるサイト外からの人的・物的支援については、プラントメーカー及び協力会社等と支援に関する協定等を締結しており、重大事故発生後に設備の補修に必要な外部支援物品(フレキシブルメタルホース、仮設ポンプ等)の輸送、及び補修員の派遣等の支援を受けることができる体制を整備している。また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故において、発電所からの支援に係る対応拠点としてスポーツ施設(Jヴィレッジ)を活用したことを踏まえ、泊発電所においても同様な機能を配置する候補地点をあらかじめ選定し、必要な要員及び外部支援物品を確保する。候補地の選定にあたっては、原子力災害発生時における風向及び放射性物質の放出範囲等を考慮し、泊発電所からの方位、距離(約20km圏内外)が異なる地点を複数選定する。補足4 添付資料-1に外部からの支援に関する説明図を示す。詳細は、技術的能力1.0 重大事故等対策における共通事項 添付資料1.0.4 「泊発電所3号炉外部からの支援について」を参照。

確認結果を以下に示す。

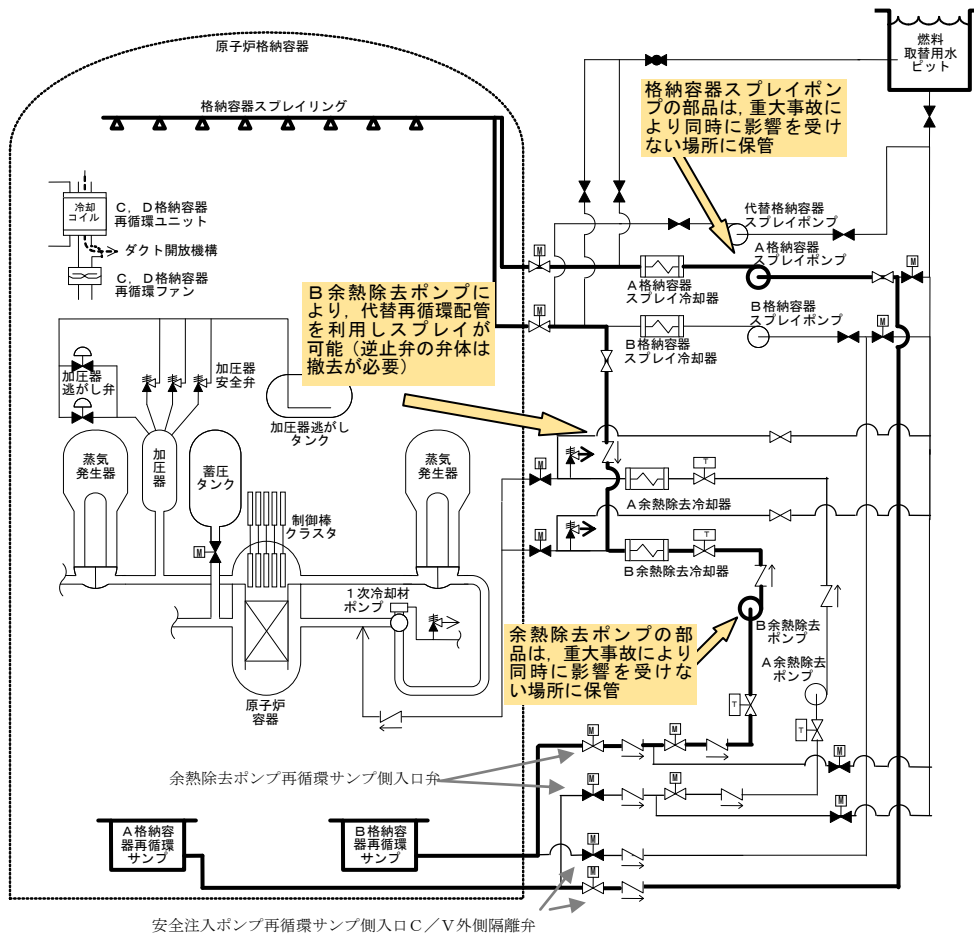
1. 既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環

<実現可能性>

格納容器スプレイ再循環機能喪失の原因としては、ポンプ多重故障、海水系機能喪失、格納容器再循環サンプ隔離弁（安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁）多重故障等が考えられ、大型機器の交換が必要となり復旧に長期間を要する場合も想定されるが、重大事故により同時に影響を受けない場所に保管する取替部品等の活用、サイト外からの人的・物的支援などを考慮すれば、1ヶ月程度で機能復旧は可能であると考えられる。

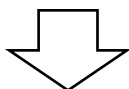
保管する取替部品としては、格納容器スプレイ系統や余熱除去系統を構成する機器が考えられるが、配管は補修溶接や汎用の配管により復旧可能、弁は増し締めや比較的短納期の部品により復旧可能、熱交換器は比較的短期間で実施可能な施栓により復旧可能である。一方、ポンプ（横置き遠心式）については、回転体部分である主軸損傷やインペラ損傷が多く、取替部品のローター式、メカニカルシール式の準備には長期間を要することから、SAにより同時に影響を受けない場所に保管することとする。補足4 添付資料2にポンプ（横置き遠心式）の故障分類とその対策をまとめる。

なお、原子炉格納容器による閉じ込め機能が維持されている場合は、現場作業が可能な空間線量であると考えられ、作業員の交替を前提とすれば長期間の現場作業も可能である。格納容器スプレイ再循環機能復旧のイメージを以下に示す。



必要な作業の例と所要期間（概略）について以下に示す。

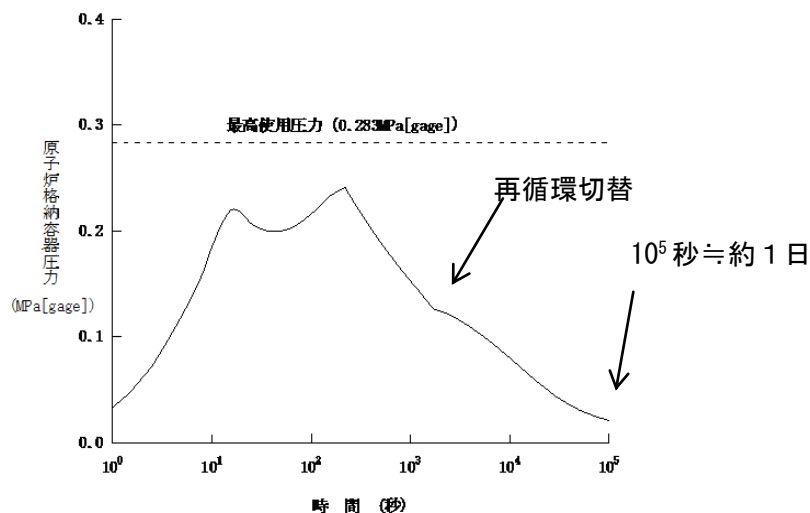
機能喪失の原因	復旧作業	所要期間
海水系機能喪失	可搬型大容量海水送水ポンプ車で原子炉補機冷却水冷却器に海水通水	1日（シフト勤務）
	所内の海水ポンプモータ予備品への取替え	2日（シフト勤務）
格納容器スプレイポンプ多重故障	故障部品取替え	13日（シフト勤務）
	余熱除去ポンプによる代替再循環配管（格納容器スプレイラインと余熱除去ラインのタイライン）を利用したスプレイ（余熱除去ポンプ故障部品取替え等も実施）	12日（シフト勤務）
再循環切替弁多重故障	現場で手動開放	1日
	チェーンブロック等で弁体吊り上げ	7日（シフト勤務）



上記のとおり，様々な故障モードを考えても，1ヶ月程度で格納容器スプレイ再循環機能を復旧することが可能である。

<効果>

DB安全評価で実施しているLOCA時格納容器健全性評価用内圧解析の結果(下図)が示すとおり，事故後約30分（格納容器圧力約0.125MPa[gage]）で格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環（1系統）を開始した場合，約1日で大気圧近傍（約0.023MPa[gage]）まで低減可能であることから，事故後約1ヶ月（崩壊熱は事故30分後の1/5以下）から開始した場合は，より短期間で大気圧近傍の圧力，すなわち通常運転相当の状態に移行させることができる。



<具体的な手順の概要>

(1) 既設機器の復旧作業に伴う被ばく線量

格納容器再循環サンプ隔離弁の開閉状態、ECCS再循環及び格納容器スプレイ再循環の状態に着目し、整理したものを下表に示す。有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等で更なる圧力低減方策を整理したものを補足4 添付資料3で整理する。

	格納容器再循環サンプ隔離弁の状態		ECCS再循環	格納容器スプレイ再循環	炉心損傷の有無	長期的な格納容器圧力低減のための作業成立性	有効性評価での事故シーケンスグループ等
	余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁	安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁					
①	閉	閉	失敗	失敗	有	炉心損傷に至っており、長期的な格納容器圧力低減のために格納容器スプレイを行う必要があるが、汚染水は格納容器再循環サンプ隔離弁で堰き止められているため、作業場所に至るまでの構造物等による遮蔽効果により、既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環等、仮設スプレイ再循環系等構築は可能	雰囲気圧力・温度の静的負荷(格納容器過圧破損・過温破損)
②	閉	開	成功	失敗	無	ECCS再循環に成功しているため、炉心損傷には至らない。長期的な格納容器圧力低減のために格納容器スプレイを行う必要があるが、炉心損傷に至っていないため、ポンプ等の復旧操作は可能	原子炉格納容器の除熱機能喪失
③	閉	開	失敗	成功	有	ECCS再循環に失敗しているため、炉心損傷に至っているが、格納容器スプレイ再循環が成功しているため、長期的な格納容器圧力低減は可能	水素燃焼

事象発生当初から高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプによる炉心注水、格納容器スプレイがない（原子炉格納容器への燃料取替用水ピット水の持込がない）場合には、それらのポンプによる再循環運転に移行できないため、格納容器再循環サンプ隔離弁は、通常の状態と同様、閉止した状態である。そのため、炉心損傷で発生した汚染水は余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁、安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁で堰き止められ、その下流にある格納容器スプレイポンプ等が直接汚染水に接することはない（上表①の状態）。また、余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁、安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁から格納容器スプレイポンプ等まで十分な厚さの遮へい壁があることから、作業員の交替を前提とすれば既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環も可能である。作業エリア等を補足4 添付資料4に示す。

余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁、または安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁が開となっており、余熱除去ポンプを使った低圧再循環、高圧注入ポンプを使った高圧再循環又は格納容器スプレイポンプ等を使った代替再循環により炉心注水に成功している場合には、炉心損傷には至らないものの、格納容器スプレイ再循環系に期待できない場合、格納容器圧力を速やかに低減するため既設機器を復旧し、格納容器スプレイ再循環を行う必要がある（上表②の状態）。余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁は開いているため、配管やポンプ内を汚染水が流れているものの、鉛マット等による遮へいやポンプ内の汚染水を非汚染水で押し流す等の対策を行

い、作業員の交替を前提とすれば、既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環も可能である。

炉心損傷に至っている場合であっても、格納容器スプレイ再循環が成功している場合には、長期的な格納容器圧力低減ができています（上表③の状態）。

炉心損傷に至らない事象のうち、格納容器再循環サンプ隔離弁を開としてECCS再循環又は格納容器スプレイ再循環を行っている状態で、ポンプの運転継続失敗等が発生し、速やかな復旧が見込めない場合には、格納容器再循環サンプ隔離弁（余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁、安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁の双方）を閉とし、原子炉格納容器隔離をする。

炉心損傷に至る事象においても、格納容器再循環サンプ隔離弁を開としてECCS再循環又は格納容器スプレイ再循環を行っている状態で、ポンプの運転継続失敗等が発生し、速やかな復旧が見込めない場合には、格納容器再循環サンプ隔離弁を閉とし、原子炉格納容器隔離をする。

ここで、格納容器スプレイ再循環運転失敗時に、炉心損傷が発生しており再循環サンプ隔離弁下流に汚染水が存在している可能性を検討する。

炉心損傷後は再循環サンプ隔離弁のうち余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁は閉止する運用なので、再循環サンプ隔離弁下流に汚染水が存在するケースは、格納容器スプレイ再循環失敗の事故シーケンスのうち、隔離弁（安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁）開失敗以外の原因によるものである。

このため、レベル1.5PRAの格納容器破損頻度（CFR）を用いて、LOCA発生時の格納容器スプレイ再循環失敗の事故シーケンスを対象として、隔離弁開失敗以外の原因によるCFRを算定した。

その結果、CFRは約 2.1×10^{-8} /炉年であり十分小さく、全CFRに対する割合としても0.01%未満であることから、荷重の継続時間を設定するに当たって考慮する対策としては無視できる。

運転継続失敗等により再循環失敗が発生する頻度は低いものの、再循環失敗等が発生した場合においても、汚染範囲が広がることを抑制し、原子炉格納容器の圧力低減方策を実施できるように、再循環失敗に至る状況になることを回避するための対応、また、再循環失敗に至った場合の対応について、以下のとおり検討した。

a. 再循環中における運転継続失敗等による再循環失敗を回避するための対応

安定状態に到達した以降であれば、プラント状態により再循環を行っている1系統を待機状態とし、同時にすべての系統の運転継続失敗等による再循環失敗を回避する。

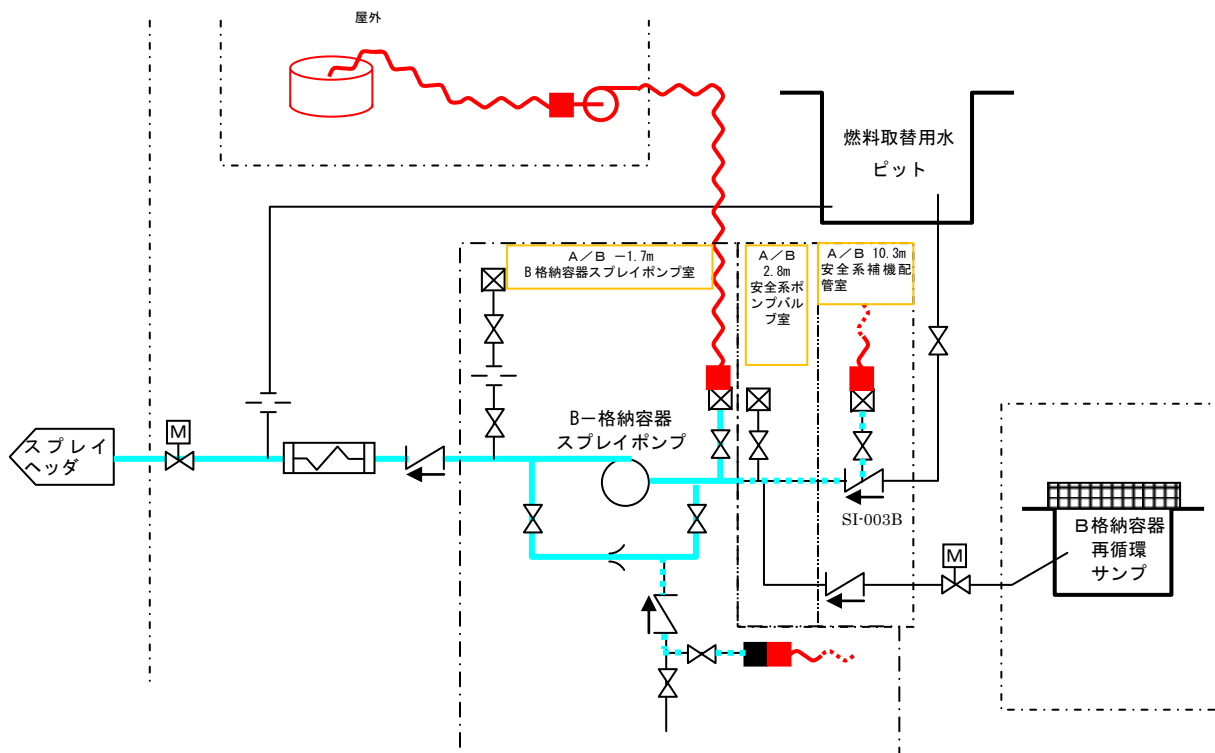
また、運転待機中の系統については、仮設格納容器スプレイ再循環系統の構築及び作業環境の線量低減のための対応準備を行う（「②仮設スプレイ再循環系統の構築」

参照) ことにより、再循環失敗による長期間の格納容器スプレイ停止のリスクを低減する。

b. 炉心損傷後に運転継続失敗等による再循環失敗に至った場合の対応

炉心損傷後に運転継続失敗等による再循環失敗に至った場合には、現場における復旧作業が、被ばくの観点から困難になると考えられるが、現場における作業環境、復旧作業の状況に応じて可能な対応をとる。例えば、既設の格納容器スプレイ系統又は余熱除去系統のフラッシングを実施し、作業環境の線量低減を図った上で、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替や補修等により、格納容器スプレイ再循環系統の復旧を実施する等が考えられる。格納容器スプレイ系統のフラッシングの系統構成について、具体的なイメージ図を以下に示す。現場における作業環境に応じて、格納容器スプレイポンプの自己冷却ライン等にフラッシング用のラインを接続し、フラッシングすることにより、系統の復旧を実施することが考えられる。

また、運転継続失敗等による再循環失敗の原因が電源などのサポート設備によるものであれば、その設備の復旧を行うことで再循環の継続が可能である。サポート設備の復旧に当たっては、汚染水が存在する系統から離れており、高線量下が予想される環境での作業ではないため、速やかに実施できると考える。



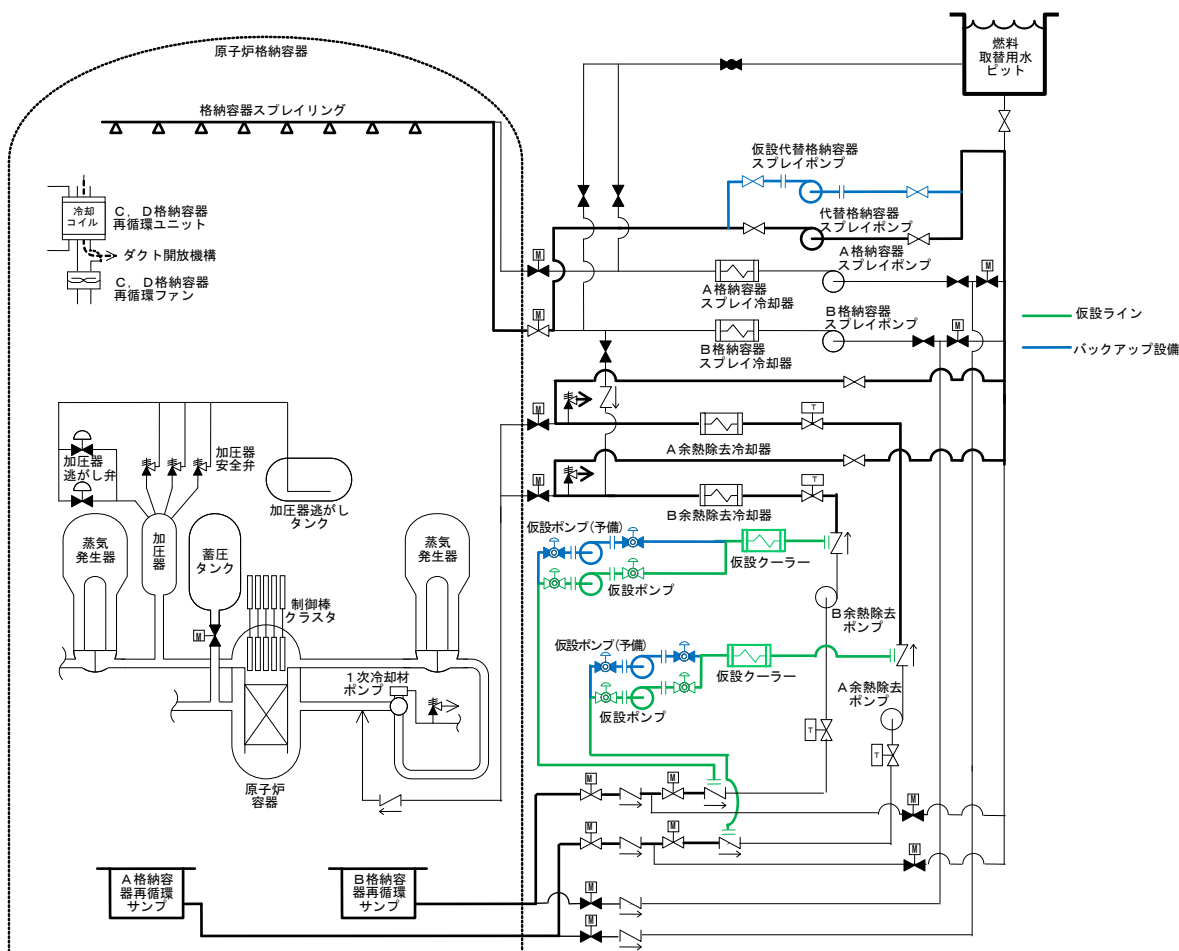
※：汚染範囲に応じて、フランジ部・弁等からのフラッシング箇所を選定する。

2. 仮設格納容器スプレイ再循環系統の構築

<実現可能性>

重大事故発生後において、格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却を実施している場合、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替による格納容器スプレイ再循環系統の復旧を実施する。また、並行して仮設機器による格納容器スプレイ再循環系統を構築する。その場合サイト外からの人的・物的支援などを考慮すれば、余熱除去冷却器を通して代替格納容器スプレイポンプに供給する仮設ラインを設置し、1ヶ月程度で仮設格納容器スプレイ再循環系統を構築することが可能であると考えられる。なお、長納期品については事前に準備しておく。

また、仮設系統の構築に当たっては極力既設設備を活用することとするが、信頼性の観点からは恒設系統に劣ることから、仮設格納容器スプレイ再循環系統の構築に当たっては、格納容器再循環サンプから代替格納容器スプレイポンプまでのラインの多重化(格納容器再循環サンプも含め)を行うとともに、代替格納容器スプレイポンプのバックアップとして仮設代替格納容器スプレイポンプを準備する。更に仮設ポンプのバックアップとして仮設ポンプ(予備)を準備し、信頼性を高める。仮設系統のイメージを以下に示す。



- ※1 仮設ポンプ、仮設ポンプ(予備)は上図では4台で描かれているが、実際は50%容量のポンプ2台で1セットとなっている。(4セット合計ポンプ8台で構成されている)
- ※2 仮設代替格納容器スプレイポンプは上図では1台で描かれているが、実際は33%容量のポンプ3台で1セットとなっている。

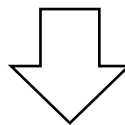
系統構築に係る作業及び所要期間（概略）を以下に示す。

仮設格納容器スプレイ再循環系統構築に必要な作業と所要期間（概略）

作業	所要期間
格納容器再循環サンプ出口ラインの逆止弁と余熱除去ポンプ入口逆止弁の上蓋等取外し，耐熱ホース取付	1 週間 ^{※1,2}
仮設ポンプ，仮設クーラー準備	1 週間 ^{※1,2}
通水試験等	漏えい不具合発生時の対応を含め 1 週間

※1 運搬に要する期間は除く

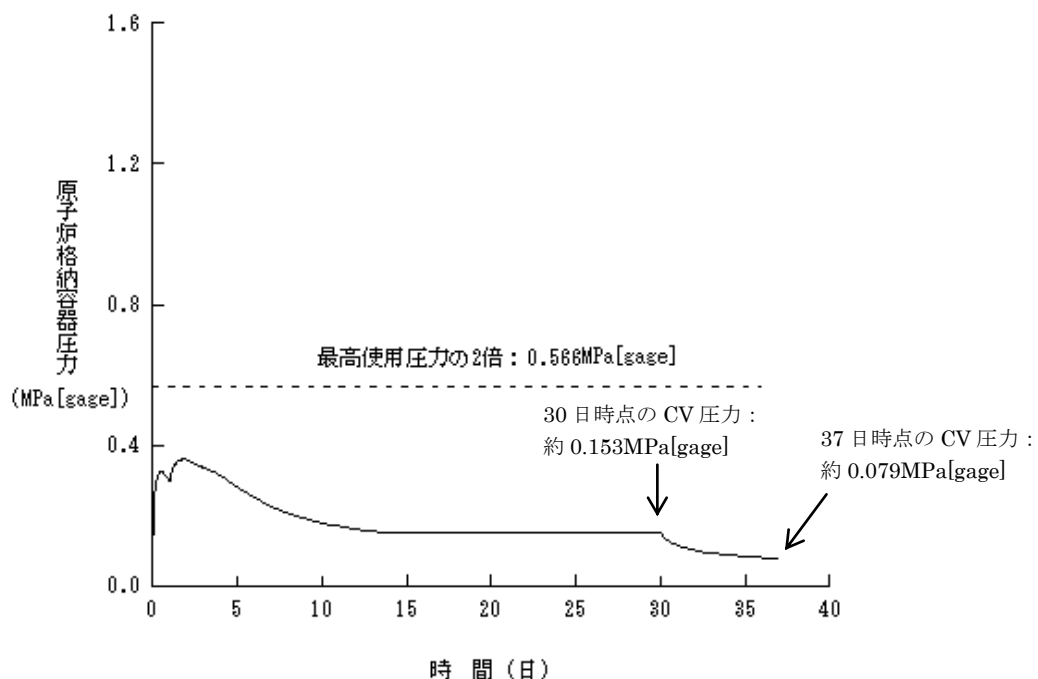
※2 併行して作業可能



上記のとおり，1ヶ月程度で仮設格納容器スプレイ再循環機能を構築することが可能である。

<効果>

格納容器過圧破損事象において事象発生後約1ヶ月まで格納容器自然対流冷却を行った後に格納容器スプレイ再循環を実施した場合の格納容器圧力を評価した（ここで再循環流量は代替格納容器スプレイポンプの流量（140m³/h）とした）。下図に示すとおり，格納容器スプレイ再循環開始後7日程度で圧力を大気圧近傍（約0.079MPa[gage]）まで低減することができる。



＜具体的な手順の概要＞

(1) 仮設格納容器スプレイ再循環系統概要（補足4 添付資料-5）

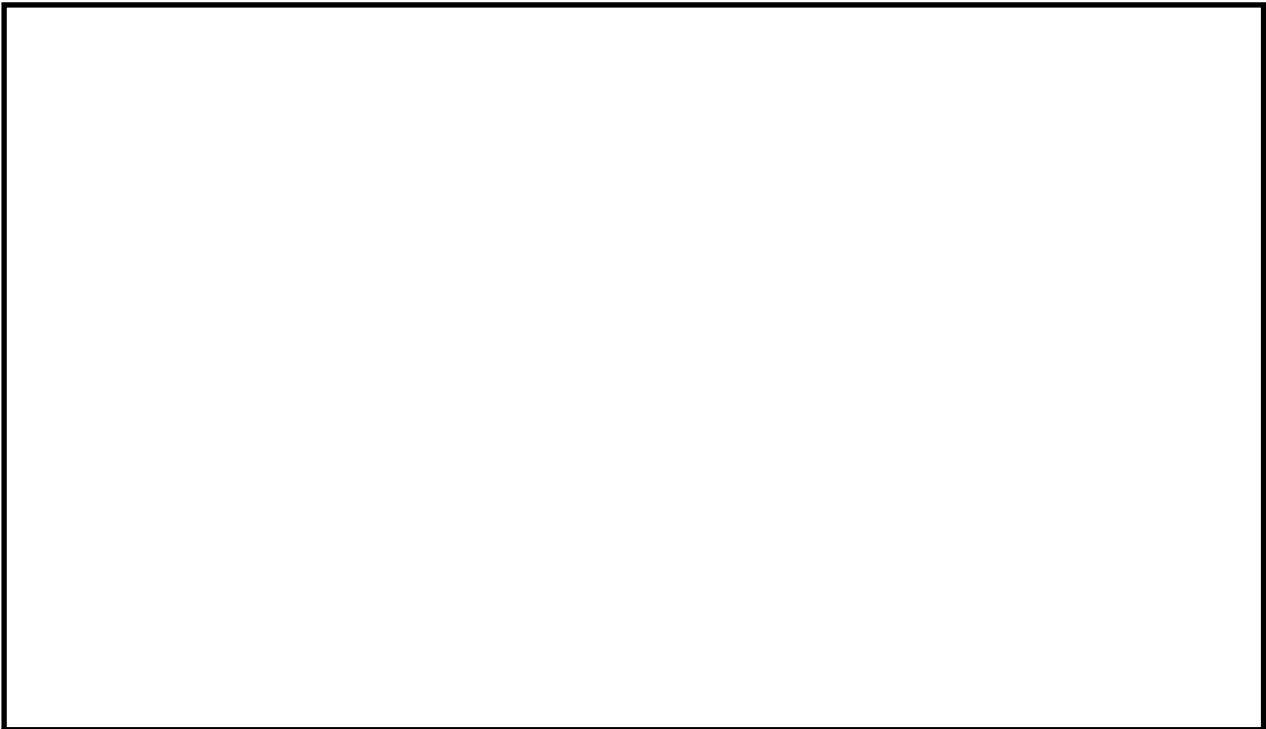
仮設格納容器スプレイ再循環系統構築に係る手順の概要を以下に示す。

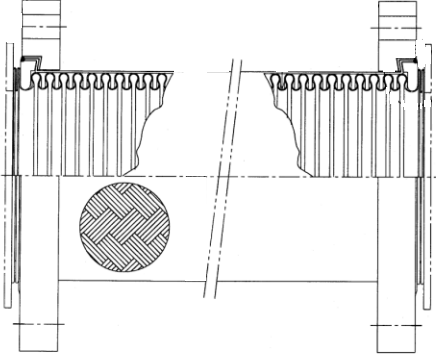
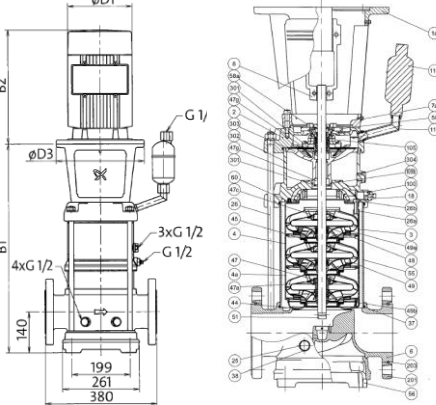
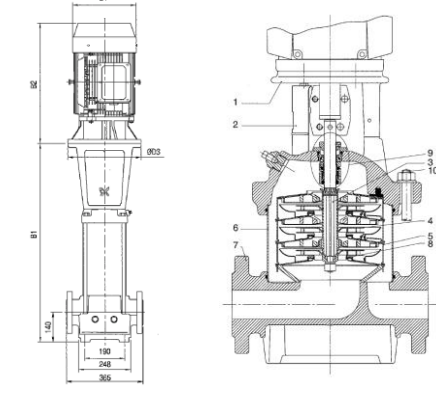
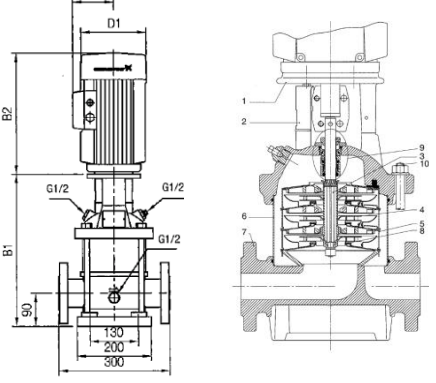
余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口ラインの逆止弁と余熱除去ポンプ出口逆止弁の上蓋及び弁体を取り外し、上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け、その仮蓋に耐熱ホースを接続する。余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口ラインの逆止弁に取り付けた耐熱ホースに、仮設ポンプと仮設ポンプ（予備）を連結し、ポンプ出口を余熱除去ポンプ出口逆止弁に接続することで代替格納容器スプレイポンプ及び仮設代替格納容器スプレイポンプへの供給ラインを設ける。供給ラインからは、代替格納容器スプレイポンプまたは仮設代替格納容器スプレイポンプにて格納容器内にスプレイする。


仮設ラインを構成するフレキシブルメタルホース等は、遮へい壁で区画された安全補機室（安全系ポンプバルブ室）内及び鉛マット等により遮へい可能な安全補機室（安全系ポンプバルブ室）近傍に設置する。なお、仮設ラインの使用にあたっては、格納容器再循環サンプからの汚染水を通水する前に仮設洗浄ポンプで非汚染水を水張りし、健全性確認を行う。

これらはいずれも T.P. 2. 8m 安全系ポンプバルブ室内における作業である。

系統を構成する機器の配置イメージを以下に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は次表のとおりである。



構成機器	仕様等	備考
仮設系統		
耐熱ホース（フレキシブルメタルホース）	SUS304 圧力：1.4MPa ホースサイズ： 6B, 4B, 3B	
仮設ポンプ（仮設ブーストアップポンプ）, 仮設ポンプ（予備）	種類：立形多段うず巻インライン 揚程：86m 容量：800 $\frac{\text{リットル}}{\text{分}}$ （使用環境での性能） 揚程：75m 容量：70 m^3/h	
仮設ポンプ（仮設代替格納容器スプレイポンプ）, 仮設ポンプ（予備）	種類：立形多段うず巻インライン 揚程：107m 容量：850 $\frac{\text{リットル}}{\text{分}}$ （使用環境での性能） 揚程：115m 容量：47 m^3/h	
仮設洗浄ポンプ	種類：立形多段うず巻インライン 揚程：85m 容量：15 m^3/h	

構成機器	仕様等		備考
仮設系統			
仮設クーラー	種類：プレート式 伝熱面積：約155.10m ² / 台 容量：12548 k w		

構成機器	仕様等		備考
既設系統			
余熱除去ポンプ	種類：うず巻形 揚程：約 73m 容量：約 850m ³ /h	—	余熱除去系統
余熱除去冷却器	種類：横置U字管式 容量：約 8.6×10 ³ kW	—	余熱除去系統
格納容器 スプレイポンプ	種類：うず巻形 揚程：約 170m 容量：約 940m ³ /h	—	格納容器スプレイ 系統
格納容器 スプレイ冷却器	種類：横置U字管式 容量：約 1.5×10 ⁴ kW	—	格納容器スプレイ 系統
代替格納容器 スプレイポンプ	種類：うず巻形 揚程：約 300m 容量：約 150m ³ /h	—	格納容器スプレイ 系統

(2) 作業に伴う被ばく線量 (補足4 添付資料-6, 7)

格納容器再循環サンプ隔離弁の開閉状態, ECCS再循環及び格納容器スプレイ再循環の状態は, ①既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環の「(1) 既設機器の復旧作業に伴う被ばく線量」に示すとおりであり, 炉心損傷で発生した汚染水は格納容器再循環サンプ隔離弁で堰き止められ, その下流にある格納容器スプレイポンプ等が直接汚染水に接することはない。また, 格納容器再循環サンプ隔離弁から仮設格納容器スプレイ再循環系統を構築する T.P2.8m 安全系ポンプバルブ室等まで十分な厚さの遮へい壁があることから, 作業員の交替を前提とすれば仮設格納容器スプレイ再循環系統を構築も可能である。

仮設格納容器スプレイ再循環系統取付場所 (逆止弁) 付近の雰囲気線量は, 汚染水 (格納容器再循環サンプ隔離弁) との間にある遮へい壁内の貫通部を通過して作業場所に影響するが, 空間や貫通部による減衰により作業場所の雰囲気線量は約 2.2mSv/h となる。

逆止弁内部が汚染している場合は, 系統ベント・ブロー管からのブロー及び系統の水張りによる除染後に仮蓋に取り替える。

逆止弁仮蓋取替作業については, 準備作業, 後片付けを含めて作業時間は約 5 時間で実施可能であり, 作業に伴う被ばく線量は約 11mSv 程度となる。その他の作業については, 装置の敷設が主な作業であり, 多くの場合雰囲気線量が低い場所で実施する。一方, 雰囲気線量の高い場所で装置の敷設を行う場合は, 計画的に交替作業を行うことにより, 被ばく線量の低減を図る。

また, 仮設格納容器スプレイ再循環系統の雰囲気線量低減策として, 仮設格納容器スプレイ再循環系統敷設時にコンクリート製 U 字溝や鉛マット等により予め遮へいを行う。既設ラインについても鉛マット等による遮へいを行う。

3. 格納容器スプレイ再循環系統運転停止時の対応

重大事故発生後において、格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却を実施している場合、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替による格納容器スプレイ再循環系統の復旧を実施する。また、並行して仮設機器による格納容器スプレイ再循環系統を構築する。既設機器の復旧及び使用を優先するが、復旧が困難な場合は、仮設機器による格納容器スプレイ再循環を使用する。これら圧力低減方策の更なる改善のため、格納容器スプレイ再循環運転停止時の対応について以下の通り検討した。

(1) 格納容器スプレイ再循環停止時の格納容器圧力への影響

重大事故発生後、スプレイ再循環により格納容器圧力が低下している状態であっても、格納容器スプレイ再循環が停止した場合には炉心崩壊熱により格納容器圧力は再び上昇する。ここでは、格納容器過圧破損事象において、事象発生後 30 日間まで格納容器内自然対流冷却を行い、その後 7 日間格納容器スプレイ再循環を行った後に格納容器スプレイが停止した場合の格納容器圧力への影響について検討した。

以下の条件で格納容器内水の沸騰までの時間を算出すると 21 時間程度となり、その間は大幅な格納容器圧力の上昇はない。格納容器スプレイ停止の時期が更に遅くなれば、崩壊熱の低下により沸騰までの時間は長くなり、例えば 30 日間スプレイ再循環を行った後に停止した場合は約 26 時間となる。

○ 算出条件（解析結果より）

炉心崩壊熱：約5.5MW

格納容器内水温：約80℃ エンタルピー：約335kJ/kg

0.16MPaAの飽和水温度：約110℃ エンタルピー：約475kJ/kg

格納容器内水量：約3000ton

格納容器内圧：約0.06MPa[gage]

○ 計算式

$$(475-335) \times 3000 \times 1000 / (5.5 \times 1000) = \text{約}76000 \text{ s} = \text{約}21\text{h}$$

なお、沸騰開始後は格納容器内温度・圧力の上昇率が大きくなるが、格納容器再循環ユニットへの通水は継続あるいは早期に開始できるよう待機している状態であり、格納容器内温度の上昇に伴い格納容器内自然対流冷却が有効となるとともに、事故後 30 日時点よりも崩壊熱が低下しているため、格納容器圧力は格納容器スプレイ再循環開始時の圧力（約 0.153MPa[gage]（30 日時点））以上となることはない。

したがって、その後格納容器スプレイが再開されれば、既設格納容器スプレイ使用の場合は 1 日程度、代替格納容器スプレイ使用の場合は 7 日程度で格納容器圧力は再び大気圧近傍まで低下する。

(2) 既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環時に設備が故障した場合の復旧方法

既設機器の復旧により格納容器スプレイ再循環を行う際、故障時に備えて複数系統の復旧作業を並行して行う。格納容器再循環サンプは2基あり、それぞれの取り出しラインに格納容器スプレイポンプと余熱除去ポンプが接続されている。このうち格納容器スプレイ再循環運転が可能な、格納容器スプレイA、B系統、余熱除去B系統が復旧対象となる(なお、余熱除去B系統の復旧に合わせて3V-RH-101の弁体を撤去し、B余熱除去系からのスプレイを可能とする)。

これらは複数系統であっても、作業を並行して行うことが可能であり、仮設ラインについても並行して敷設することが可能であることから、3系統の復旧と仮設ラインの敷設に着手し、どれか1系統が復旧次第、その1系統を使って格納容器スプレイ再循環を開始し、残り2系統の復旧作業を継続する。

a. 複数系統復旧されている場合

運転中の既設機器による格納容器スプレイ再循環1系統が停止した場合は、速やかに待機中の系統に切替えることができるため、格納容器スプレイが長時間停止することはない。

b. 1系統のみ復旧されている場合

既設機器による格納容器スプレイ再循環1系統が停止した場合には、継続的な格納容器の圧力低減のため、順次並行で準備している仮設ラインに切替を行う。これにより、有意に格納容器圧力が上昇することはない。

(3) 仮設格納容器スプレイ再循環系統による格納容器スプレイ再循環時に設備が故障した場合の復旧方法

仮設ラインを用いる場合は、優先して行っている既設機器の復旧が完了していない場合である。

したがって、仮設格納容器スプレイ再循環系統の構築に当たっては極力多重化を図り信頼性を向上させる。具体的には格納容器再循環サンプから代替格納容器スプレイポンプまでのラインの多重化（格納容器再循環サンプも含め）を行うとともに、代替格納容器スプレイポンプのバックアップとして仮設代替格納容器スプレイポンプを準備する。更に仮設ポンプのバックアップとして仮設ポンプ（予備）を準備し、信頼性を高める。

仮に仮設ラインのフランジ部から漏えいが発生した場合は、仮設系統の敷設に併せて設置した仮設洗浄ポンプで仮設ラインの洗浄を行い、漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合は、漏えいフランジの増し締めを行う。

a. 2系統復旧されている場合

運転中の仮設格納容器スプレイ再循環系統が停止した場合は、速やかに待機中の系統に切替えることができるため、格納容器スプレイが長時間停止することはない。

b. 1系統のみ復旧されている場合

仮にバックアップ系統なしで仮設格納容器スプレイ再循環を行っている場合に当該系統が停止した場合、直ちに当該ラインを復旧する必要がある。復旧作業については、次に示す手順により、長時間格納容器スプレイを停止させることなく復旧することが可能であると考えられる。

● 具体的な手順の概要

作業手順1：フランジ部から漏えい発生時の対応

(a) 作業手順

1) 漏えいの検知

放射線エリアモニタ等により検知する。

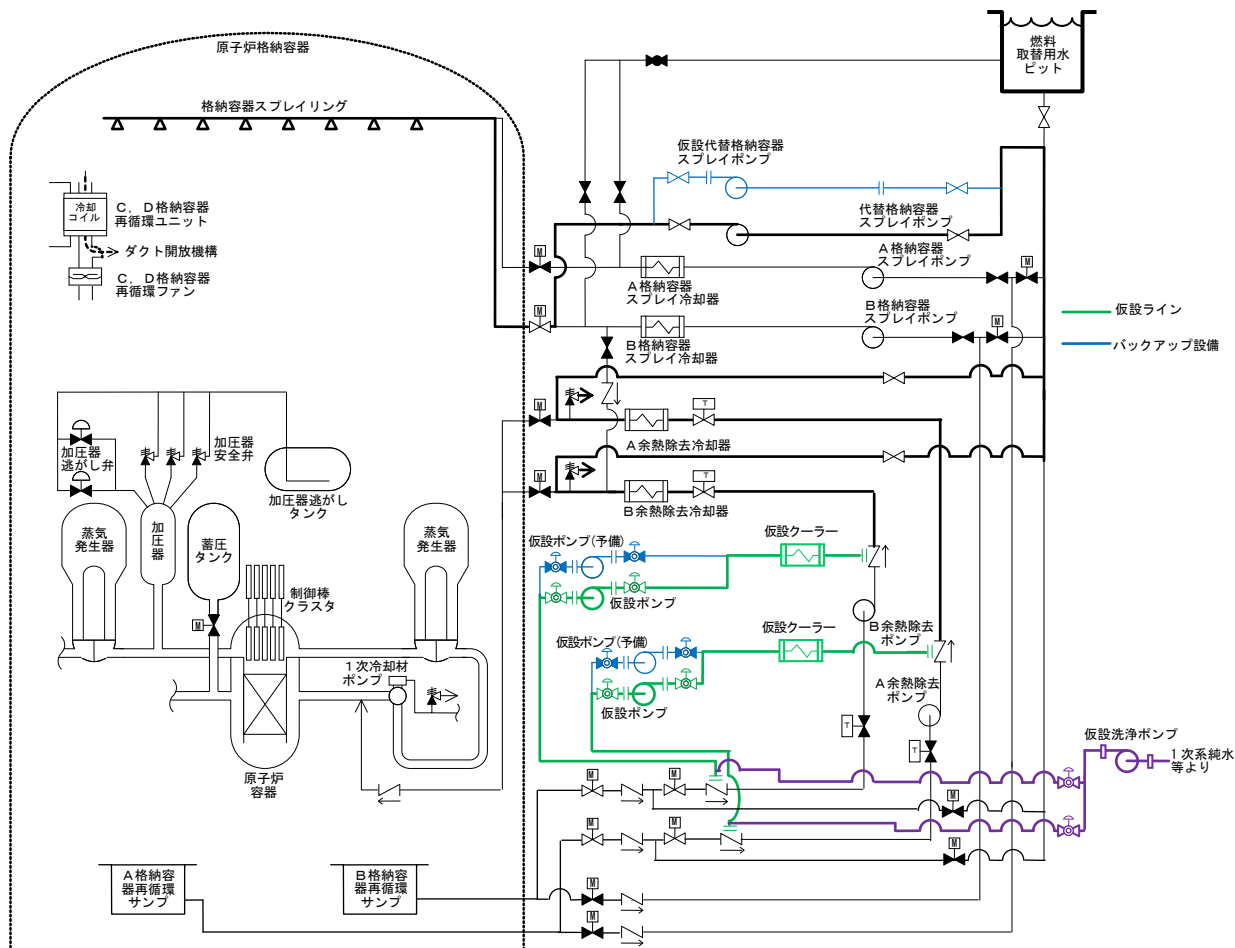
2) 仮設ポンプの停止

高い放射線レベルが検知された場合は、警報を確認した運転員、または保修員が直ちに仮設ポンプを停止させる。

3) 仮設洗浄ポンプによる仮設格納容器スプレイ再循環ラインの洗浄

仮設系統の敷設時に併せて仮設ラインを洗浄（フラッシング）するためのラインを設置する。本ラインは被ばくが少ない安全な場所から弁の開閉やポンプの起

動が出来る設備で構成し、再循環開始後にも作業ができるようにする。手順と仮設洗浄ポンプ運転時の系統イメージを以下に示す。



- ※1 仮設ポンプ、仮設ポンプ(予備)は上図では4台で描かれているが、実際は50%容量のポンプ2台で1セットとなっている。(4セット合計ポンプ8台で構成されている)
- ※2 仮設代替格納容器スプレイポンプは上図では1台で描かれているが、実際は33%容量のポンプ3台で1セットとなっている。

① 仮設洗浄ポンプ側の準備

- ・状況に応じて仮設洗浄ポンプに供給出来る水源を決め(淡水・海水・原子炉補機冷却水)
- 仮設洗浄ポンプサクションへ水源を接続する。

② 洗浄ラインの構成

- ・T.P.2.8 m 安全系補機バルブ室前の仮設ポンプ切替弁操作場所で弁操作を行い、洗浄ラインを構成する。

③ 仮設洗浄ポンプ運転

- ・仮設洗浄ポンプを起動し、仮設ポンプ出口弁を開とする。
- ・仮設ラインの洗浄運転を開始する。

④ 洗浄運転の停止操作

- ・格納容器水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまで実施する。
- ・仮設洗浄ポンプ出口弁を閉操作し、仮設洗浄ポンプを停止する。

4) 漏えいフランジ増し締め

- ・洗浄により漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする。
- ・漏えいフランジ部の鉛遮へいを取り外す。
- ・漏えいフランジを増し締めし、鉛遮へいを復旧する。

5) 系統の復旧

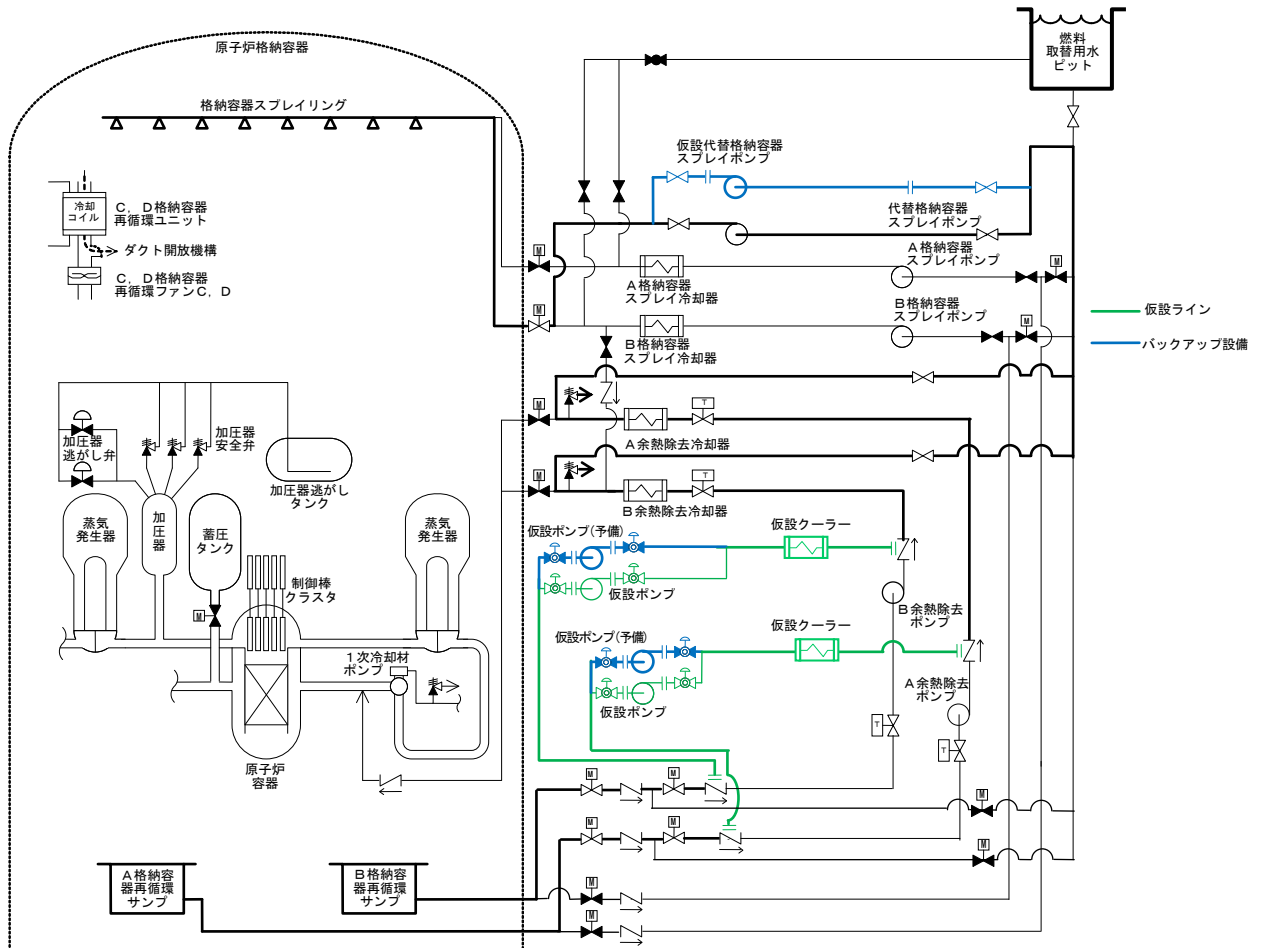
- ・T. P. 2. 8m安全系補機バルブ室前の仮設ポンプ切替弁操作場所で弁を行い、再循環ラインを構築するとともに、仮設ポンプによる代替格納容器スプレイポンプへの供給を再開する。

(b) 作業に伴う被ばく線量（補足4 添付資料-8）

洗浄により漏えいフランジ部近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスし、増し締めを実施する。仮に空間線量が50mSv/hまで減少した場合は、作業時間が0.1時間程度であるため、作業に伴う被ばく線量は約5mSvとなる。

作業手順 2：仮設ポンプ停止時の対応

仮設ポンプや仮設ポンプ（予備）のラインは、被ばくが少ない安全な場所から弁の開閉やポンプの起動が出来る設備で構成し、再循環開始後にも作業ができるようにする。仮設ポンプ（予備）運転時のイメージを以下に示す。



- ※1 仮設ポンプ、仮設ポンプ（予備）は上図では4台で描かれているが、実際は50%容量のポンプ2台で1セットとなっている。（4セット合計ポンプ8台で構成されている）
 ※2 仮設代替格納容器スプレイポンプは上図では1台で描かれているが、実際は33%容量のポンプ3台で1セットとなっている。

(a) 作業手順

1) 仮設ポンプ（予備）への切り替え

- ・ 仮設ポンプが復旧しない場合、仮設ポンプ（予備）への切り替えを開始する。
- ・ 仮設ポンプ入口弁と出口弁の閉操作を行う。
- ・ 仮設ポンプ（予備）入口弁の開操作を行う。
- ・ 仮設ポンプ（予備）を起動し、仮設ポンプ（予備）出口弁の開操作を行う。

(b) 作業に伴う被ばく線量

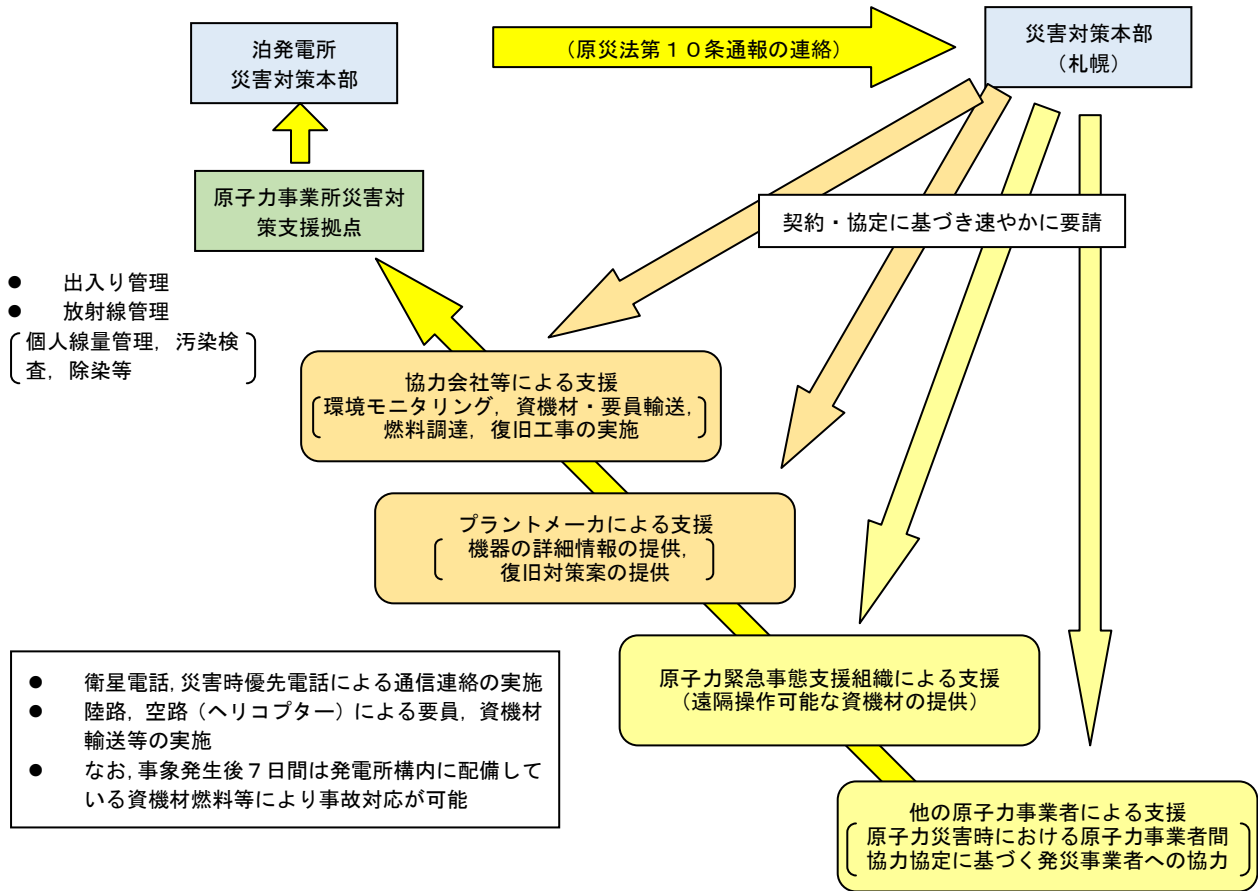
仮設ポンプ（予備）への切り替え作業は、被ばくが少ない安全な場所からの操作で実施する。

以上より、重大事故発生後においても、格納容器スプレイ再循環復旧あるいは仮設格納容器スプレイ再循環システムの構築により、事象発生後1ヶ月程度で格納容器圧力を大気圧近傍すなわち通常運転状態程度まで低下させることができると考えられる。したがって、荷重の組合せを考慮する際に用いる長期荷重の継続時間としては、保守的に 2×10^{-1} 年（約2.4ヶ月）を用いることとする。

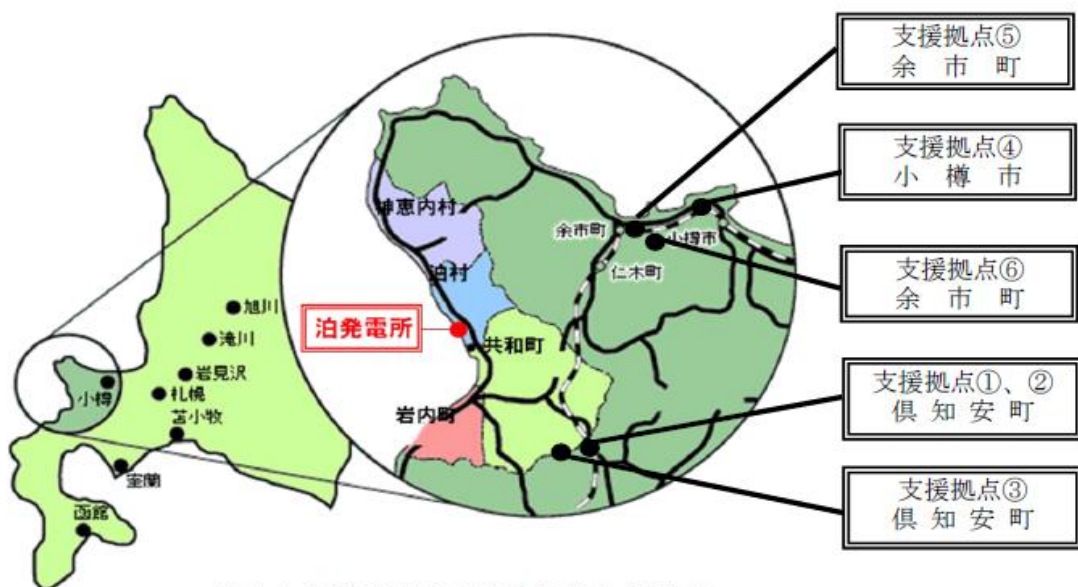
(参考)

格納容器スプレイ再循環以外の格納容器減圧方策としては、格納容器外部スプレイが考えられるが、泊3号炉の格納容器はドーム部を含め格納容器全体を外部遮へい（厚さ30cm～100cm）が覆っており、外部スプレイを行った場合でも、大きな減圧効果は期待できない。また、同様に格納容器外からの冷却方法として、アニュラス循環系にクーラを設置するなどしてアニュラス雰囲気冷却を行い、格納容器鋼板を通じた格納容器除熱を行うことが考えられるが、減圧効果は限定的である。

原子力災害発生における発電所外からの支援体制



原子力事業所災害対策支援拠点の候補の配置図



原子力事業所災害対策支援拠点候補地

ポンプ（PWR横置き遠心式）の故障分類とその対策

機器：ポンプ（PWR横置き遠心式）									
通番 ^{※1}	報告書番号 ^{※1}	ユニット名 ^{※1}	件名 ^{※1}	事象発生日 ^{※1}	故障分類 ^{※2}	検討結果			
11455	2011-九州-T003	玄海3号	C充てんポンプ主軸の折損について	2011/12/16	主軸損傷	長納期のローター式，メカニカルシール式を取替えることにより復旧可能			
9721	2008-九州-T001	川内1号	A充てん/高圧注入ポンプ主軸の折損について	2008/4/18	主軸損傷	長納期のローター式，メカニカルシール式を取替えることにより復旧可能			
2308	2003-四国-T009	伊方3号	充てんポンプ3C主軸の損傷について	2004/3/15	主軸損傷	長納期のローター式，メカニカルシール式を取替えることにより復旧可能			
1335	1986-九州-T002	玄海1号	A余熱除去ポンプ主軸の損傷について	1986/10/11	主軸損傷	長納期のローター式，メカニカルシール式を取替えることにより復旧可能			
1120	1984-関西-T001	大飯2号	A-余熱除去ポンプ主軸の損傷について	1984/4/26	主軸損傷	長納期のローター式，メカニカルシール式を取替えることにより復旧可能			
997	1983-関西-T001	大飯2号	復水器真空度低下による原子炉自動停止について	1983/4/10	カップリング異常	復水器真空ポンプについては，比較的短納期のカップリング部を取替えることにより復旧可能			
544	1979-関西-T012	大飯1号	B-余熱除去ポンプの損傷について	1979/10/9	インペラ損傷	長納期のローター式，メカニカルシール式を取替えることにより復旧可能			
537	1979-関西-T005	高浜1号	A-充てん高圧注入ポンプの損傷について	1979/5/11	主軸損傷	長納期のローター式，メカニカルシール式を取替えることにより復旧可能			

※1 ニューシア情報（1979年～）を転載。

※2 ニューシア情報より当社で判断。

有効性評価で CV が関連する全ての事故シナリオグループ等と更なる圧力低減方策の整理 (1 / 3)

事故シナリオグループ等	重要事故シナリオ等	炉心損傷	CV を冷却する機能のうち機能喪失を仮定するもの	CV 圧力上昇の有無 CV 内の冷却方法	格納容器再循環サンプ隔離弁の状態		更なる圧力低減方策	問題なし、 更なる圧力低減方策の成立性
					RHRP 再循環サンプ側入口弁	格納容器再循環サンプ側入口弁		
2 次冷却系からの除熱機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	なし	なし	有 格納容器スプレイによる CV 冷却	×	×	格納容器スプレイ再循環 (開可能)	問題なし、 更なる圧力低減方策の成立性
	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シー ル LOCA が発生する事故		有 格納容器スプレイ注入 (SBO 及び原子炉補機冷却機能喪失による)	×	○	代替電源による格納容器スプレイ機能の復旧 C CW 系統の復旧や可搬型大容量海水送水ポンプ車、原子炉補機冷却海水ポンプ電動機予備品への取替等による原子炉補機冷却海水系の復旧による格納容器スプレイ機能の復旧	問題なし、 更なる圧力低減方策の成立性	
全交流動力電源喪失	外部電源喪失時に非常用交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	なし	なし	有 格納容器スプレイによる CV 冷却	×	×	代替電源による格納容器スプレイ機能の復旧 C CW 系統の復旧や可搬型大容量海水送水ポンプ車、原子炉補機冷却海水ポンプ電動機予備品への取替等による原子炉補機冷却海水系の復旧による格納容器スプレイ機能の復旧	問題なし、 更なる圧力低減方策の成立性
	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シー ル LOCA が発生する事故		有 格納容器スプレイ注入 (SBO 及び原子炉補機冷却機能喪失による)	×	○	代替電源による格納容器スプレイ機能の復旧 C CW 系統の復旧や可搬型大容量海水送水ポンプ車、原子炉補機冷却海水ポンプ電動機予備品への取替等による原子炉補機冷却海水系の復旧による格納容器スプレイ機能の復旧	問題なし、 更なる圧力低減方策の成立性	
原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シー ル LOCA が発生する事故	なし	なし	有 格納容器スプレイによる CV 冷却	×	×	代替電源による格納容器スプレイ機能の復旧 C CW 系統の復旧や可搬型大容量海水送水ポンプ車、原子炉補機冷却海水ポンプ電動機予備品への取替等による原子炉補機冷却海水系の復旧による格納容器スプレイ機能の復旧	問題なし、 更なる圧力低減方策の成立性
	大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故		有 格納容器スプレイ注入 (機能喪失を仮定)	×	○	格納容器スプレイ系の故障部品取替等による格納容器スプレイ機能の復旧 格納容器スプレイ注入ポンプ入口弁を閉止する。格納容器再循環サンプ隔離弁からポンプまでは高低差が約 7.5m あり、配管内は通常非汚染水で満たされており流動していない状態であるため、再循環失敗の状態でも、当該弁を閉止する作業場所での熱量は、1 か月後で約 14mSv/h (配管表面 at 1m) であり、この作業に要する時間は 10 分程度である。さらに、作業にあたっては鉛マット等で遮蔽を行うことも可能であることから、非汚染水を通し、ポンプ内の汚染水を押し抜いてから修理を行う。	問題なし、 更なる圧力低減方策の成立性	
原子炉格納容器の除熱機能喪失	主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	なし	なし	有 格納容器スプレイによる CV 冷却	×	×	格納容器スプレイ再循環 (開可能)	問題なし、 更なる圧力低減方策の成立性
ECCS 注水機能喪失	中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故		有 格納容器スプレイによる CV 冷却	×	○	格納容器スプレイ再循環 (開可能)	問題なし、 更なる圧力低減方策の成立性	

運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

有効性評価でCVが関連する全ての事故シナリオ等と更なる圧力低減方策の整理 (2/3)

事故シナリオ等	重要事故シナリオ等	炉心損傷	CVを冷却する機能のうち機能喪失を仮定するもの	CV圧力上昇の有無 CV内の冷却方法	格納容器再循環システム		更なる圧力低減方策	更なる圧力低減方策の成立性
					RHRP再循環システム側入口弁	SIP再循環システム側入口CV外側隔離弁		
ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故	無 (注1)	なし (対策として格納容器スプレイスプレイポンプによるCV冷却代替再循環時)	有 格納容器スプレイによるCV冷却	×	○	格納容器スプレイ再循環	問題なし。
	インターフェイシシステムLOCA		なし	有 格納容器スプレイによるCV冷却	×	×	格納容器スプレイ再循環	問題なし。
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	有 (注2)	なし	有 格納容器スプレイによるCV冷却	×	×	格納容器スプレイ再循環	問題なし。
	大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故		格納容器スプレイ注入機能 (機能喪失を仮定並びに格納容器内に自然対流によるCV冷却によるCV冷却)	×	×	格納容器スプレイ再循環	問題なし。	
零閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	原子炉圧力容器外側の溶融燃料-冷却材相互作用	有 (注2)	なし	有 可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流によるCV冷却	×	×	代替電源による格納容器スプレイ機能の復旧 C/CW系統の復旧や可搬型大容量海水送水ポンプ車、原子炉補機冷却海水ポンプへの取替等による原子炉補機冷却海水系の復旧による格納容器スプレイ機能の復旧 格納容器スプレイ系の故障部品取替等による格納容器スプレイ機能の復旧 余熱除去系の故障部品取替等による余熱除去機能の復旧により、余熱除去ポンプによる代替再循環配管を用いた格納容器スプレイ仮設格納容器スプレイ再循環系統による格納容器スプレイ	成立性確認済みの炉心損傷後の屋外作業よりも作業開始時間が遅い作業のため問題ない。 C/CW系統の復旧や可搬型大容量海水送水ポンプ車、原子炉補機冷却海水ポンプへの取替等による原子炉補機冷却海水系の復旧による格納容器スプレイ機能の復旧 格納容器スプレイ系の故障部品取替等による格納容器スプレイ機能の復旧 余熱除去系の故障部品取替等による余熱除去機能の復旧により、余熱除去ポンプによる代替再循環配管を用いた格納容器スプレイ仮設格納容器スプレイ再循環系統による格納容器スプレイ
	溶融炉心・コンクリート相互作用		格納容器スプレイ注入機能 (SBO及び原子炉補機冷却機能喪失による) 格納容器内自然対流によるCV冷却	×	×	格納容器スプレイ	代替電源による格納容器スプレイ機能の復旧 C/CW系統の復旧や可搬型大容量海水送水ポンプ車、原子炉補機冷却海水ポンプへの取替等による原子炉補機冷却海水系の復旧による格納容器スプレイ機能の復旧 仮設格納容器スプレイ再循環系統による格納容器スプレイ	成立性確認済みの炉心損傷後の屋外作業よりも作業開始時間が遅い作業のため問題ない。 空同線量の低い場所での作業や成立性確認済みの炉心損傷後の屋外作業よりも作業開始時間
零閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	有 (注2)	なし	有 可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流によるCV冷却	×	×	格納容器スプレイ再循環	問題なし。
	高温溶融物放出/格納容器雰囲気接加熱		なし	有 格納容器スプレイによりCV圧力上昇は抑制される	×	×	格納容器スプレイ再循環	問題なし。
水素燃焼	大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故	有 (注2)	なし	有 格納容器スプレイによりCV圧力上昇は抑制される	×	○	格納容器スプレイ再循環	問題なし。

有効性評価でCVが関連する全ての事故シーケンスグループ等と更なる圧力低減方策の整理 (3/3)

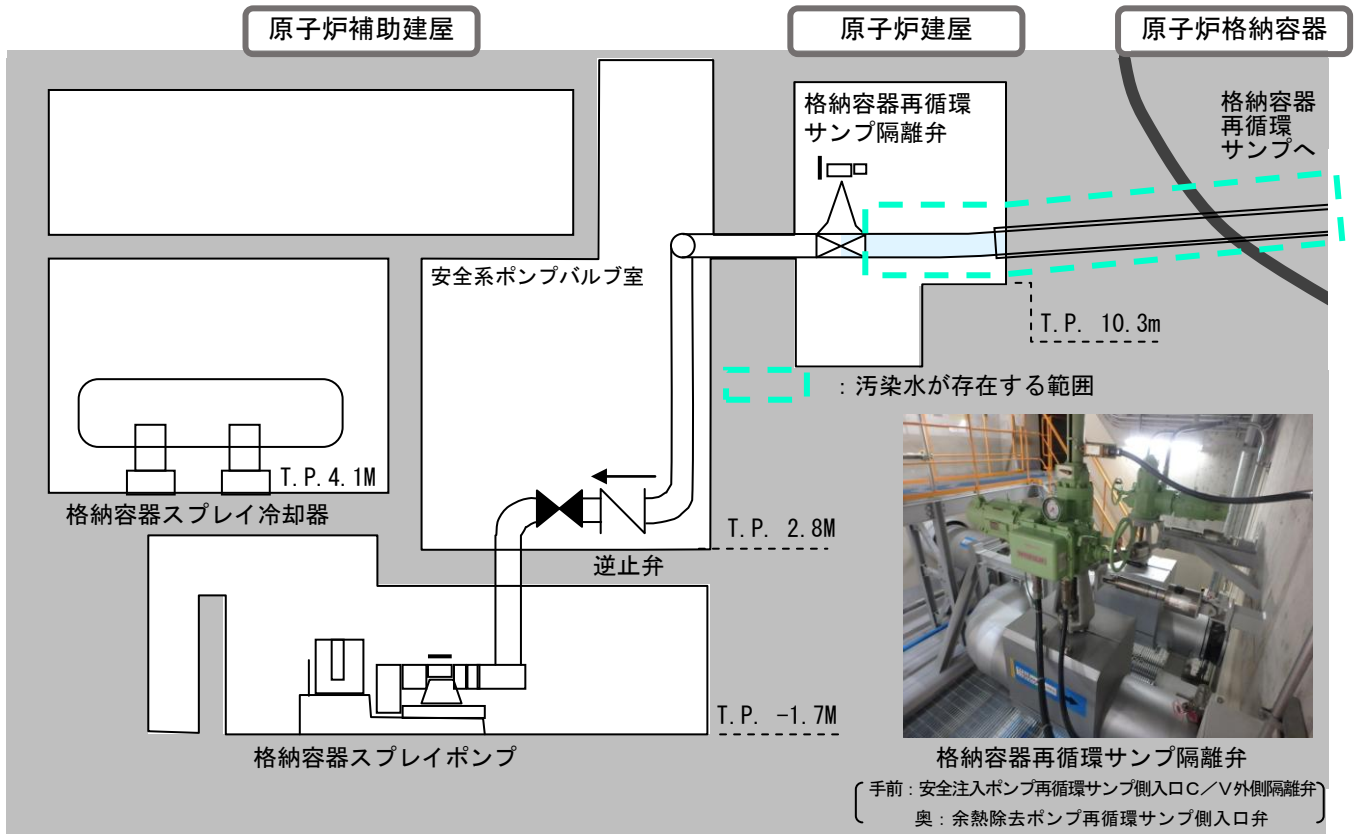
事故シーケンスグループ等	重要事故シーケンス等	炉心損傷	CVを冷却する機能のうち機能喪失を仮定するもの	CV圧力上昇の有無 CV内の冷却方法	格納容器再循環サンプル隔離弁の状態		更なる圧力低減方策	更なる圧力低減方策の成立性
					RHRP再循環サンプル側入口弁	SIP再循環サンプル側入口CV外側隔離弁		
崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	燃料取出前のミッドロード運転中に余熱除去機能が喪失する事故		なし	有 原子炉補機冷却系を用いた格納容器内自然対流冷却によるCVV冷却	×	○	格納容器スプレイ再循環	問題なし。
	燃料取出前のミッドロード運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故		格納容器スプレイ注入機能(SBO及び原子炉補機冷却機能喪失による)	有 可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却	×	○	代替電源による格納容器スプレイ機能の復旧 C/CW系統の復旧や可搬型大容量海水送水ポンプ車、原子炉補機冷却海水ポンプ電動機予備品への取替等による原子炉補機冷却海水系の復旧による格納容器スプレイ機能の復旧	炉心損傷しておらず、原子炉格納容器から離れた空間線量の低い場所での作業のため問題なし。
原子炉冷却材の流出	燃料取出前のミッドロード運転中原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故	無(注1)	なし	有 原子炉補機冷却系を用いた格納容器内自然対流冷却によるCVV冷却	×	○	格納容器スプレイ再循環	問題なし。
	原子炉冷却材の流出		なし	無	×	○	—	—
反応度の誤投入	原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故		なし	無	×	×	—	—

注1：炉心損傷に至らない事象のうち、格納容器再循環サンプル隔離弁を閉としてE/C/S再循環又は格納容器スプレイ再循環を行っている状況(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故のうち具体的な事故シーケンスグループとして、全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、原子炉格納容器の除熱機能喪失、E/C/S注水機能喪失、E/C/S再循環機能喪失及び格納容器バイパス並びに運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故のうち具体的な事故シーケンスグループとして、崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)、全交流動力電源喪失及び原子炉冷却材の流出)で、ポンプの運転継続失敗等が発生し、連やかな復旧が見込めない場合には、格納容器再循環サンプル隔離弁を閉とし、格納容器再循環サンプル隔離弁を閉としてE/C/S再循環又は格納容器スプレイ再循環を行っている状況(運転中の原子炉における重大事故のうち具体的な事故シーケンスグループとして、崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)、全CFFの0.01%未達である。

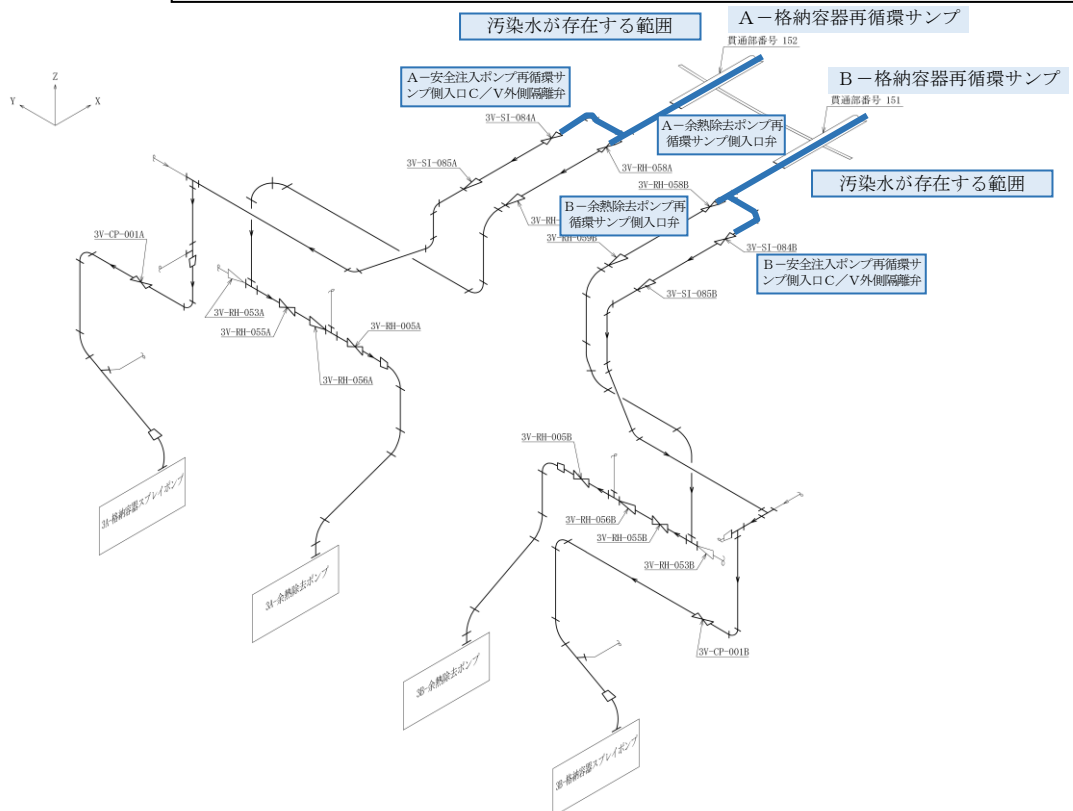
注2：炉心損傷に至る事象のうち、格納容器再循環サンプル隔離弁を閉としてE/C/S再循環又は格納容器スプレイ再循環を行っている状況(運転中の原子炉における重大事故のうち具体的な事故シーケンスグループとして、水素燃焼)で、ポンプの運転継続失敗等が発生し、連やかな復旧が見込めない場合には、格納容器再循環サンプル隔離弁を閉とし、格納容器再循環サンプル隔離弁を閉としてE/C/S再循環又は格納容器スプレイ再循環を行っている状況(運転中の原子炉における重大事故のうち具体的な事故シーケンスグループとして、水素燃焼)で、ポンプの運転継続失敗等が発生し、連やかな復旧が見込めない場合である。

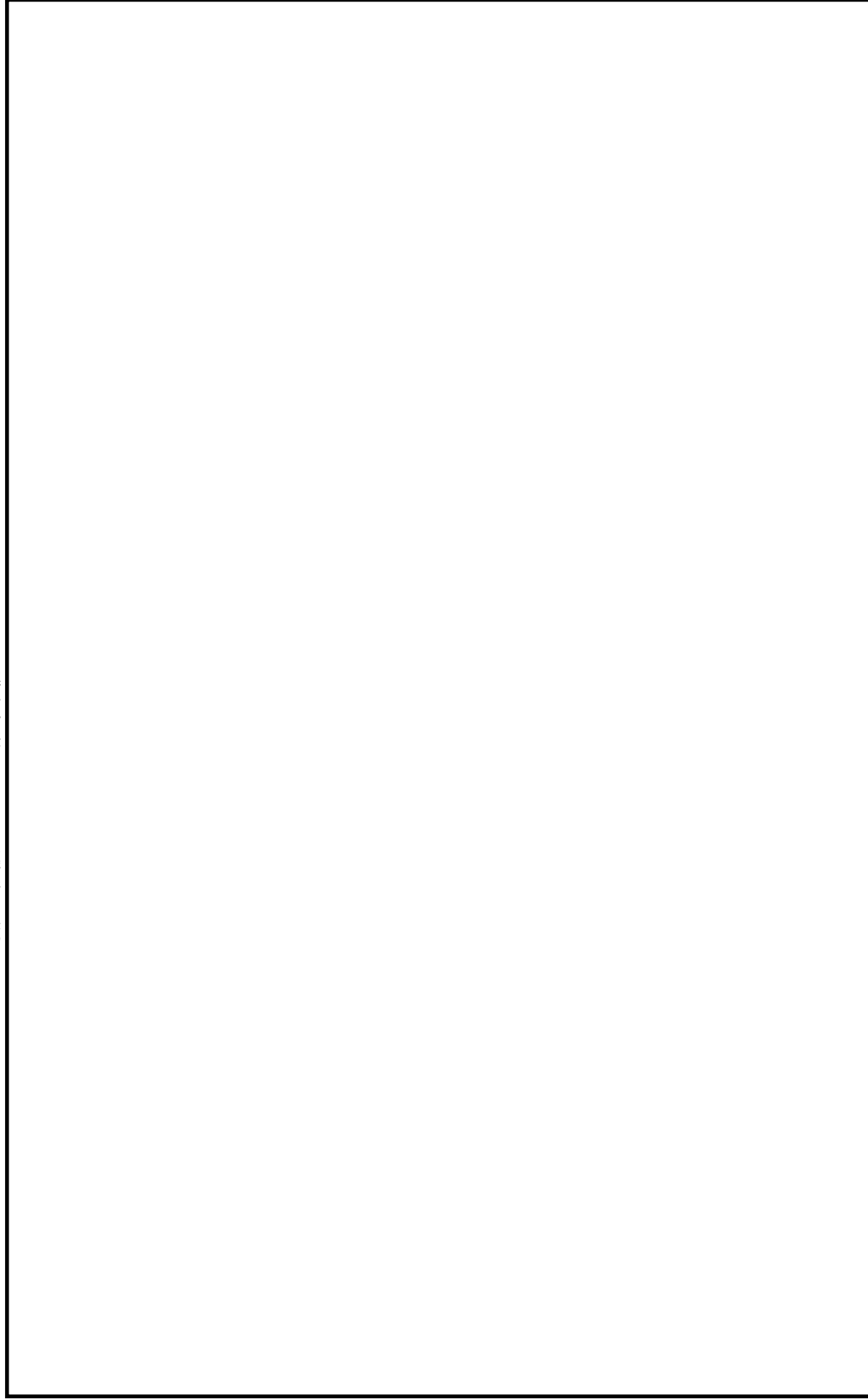
注3：余熱除去系による長期冷却継続。

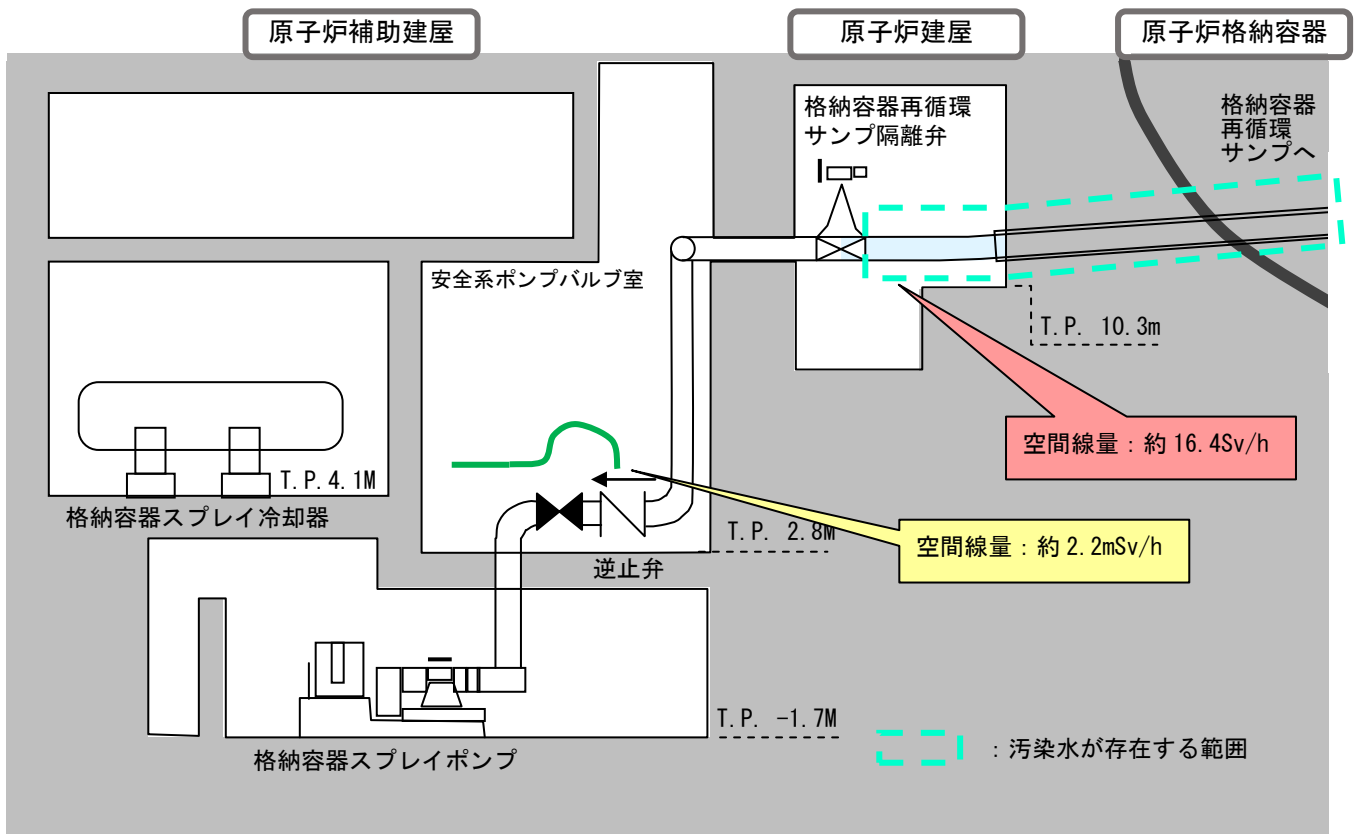
注4：代替再循環による1次系のフィードアンドブリードによる長期冷却継続。



格納容器再循環サンプから格納容器スプレイポンプ、余熱除去ポンプまでのルート図

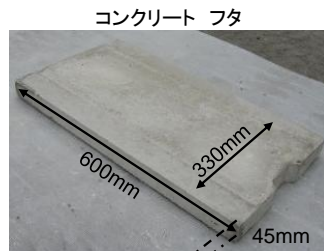
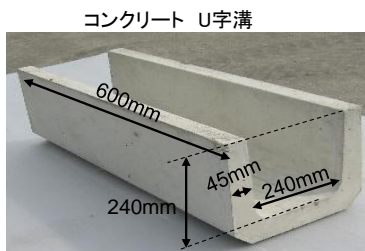




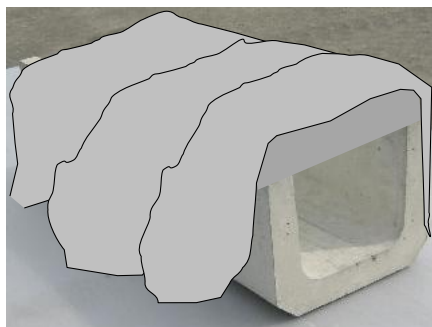


作業エリアの空間線量と遮へい措置の例

○遮へい材



○遮へい材敷設イメージ



遮へい効果 (Cs-137) 単位cm

遮へい材	半価層	1/10価層	1/100価層
コンクリート	4.9	16	33
鉛	0.7	2.3	4.7

仮設ライン線量予想
 (フレキシブルメタルホース肉厚0mmを想定)
 コンクリートU字溝45mm、鉛マット44mm設置

表面 約170Sv/h→約800mSv/h
 at1m 約9.5Sv/h→約43mSv/h

仮設スプレイ再循環系統取付場所（逆止弁）付近の雰囲気線量について

仮設スプレイ再循環系統取付場所（逆止弁）付近の雰囲気線量は、格納容器再循環サンプル隔離弁（以下、補足4 添付資料7では「隔離弁」いう。）で堰き止められた汚染水から、プラント配置を元に、作業場所に至るまでの構造物による遮蔽効果、距離減衰効果等を考慮して算出する。汚染水から作業場所までには貫通部が存在するため、以下の方法により、作業場所での雰囲気線量を評価する。

評価に当たって、まず隔離弁上流の配管に存在する汚染水からの配管貫通部入口での線量率（図1の貫通部入口地点）を評価し、次にその線量率から配管貫通部を通過した作業場所での線量率（図1の評価点）を評価する。

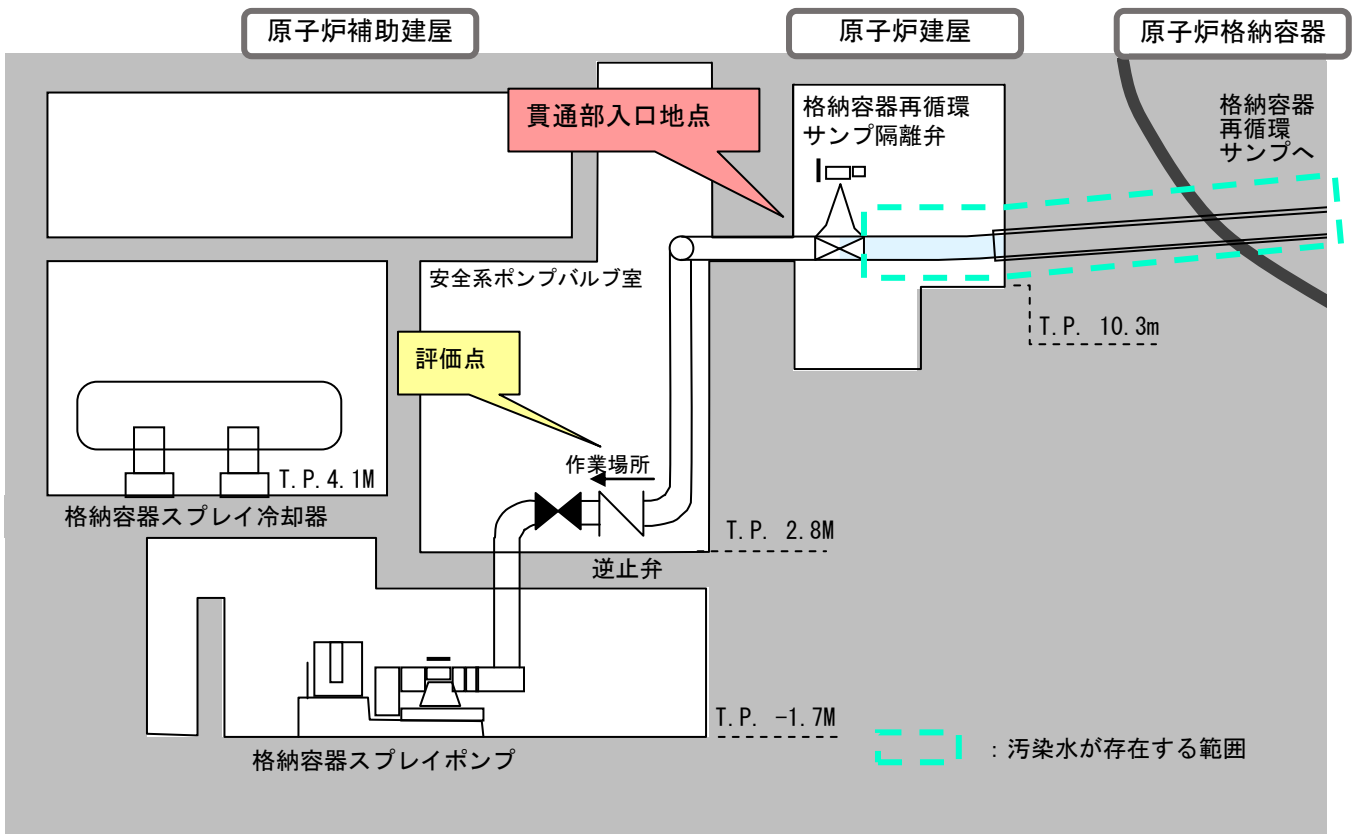


図1 プラント配置の概略図

(1) 隔離弁上流の汚染水から配管貫通部入口での線量率評価（貫通部入口地点）

図2に示すように、炉心溶融を想定し、燃料の燃焼に伴って蓄積された核分裂生成物がサンプル水中へ移行すると仮定して、汚染水の組成を設定する。水中への移行率に関しては、主要核種である放射性Cs, Srに加え, Sb, Ce, Eu等について、PWRプラントで炉心溶融を経験しているTMI-2にて分析・評価された値[※]を元に設定し、その他の核種については、存在形態として想定される化合物（酸化物等）の物性値を基に設定する。なお、事象進展を考慮し、事象発生から作業開始が想定されるまでの放射能減衰（ここでは保守的に2日とする）を考慮する。

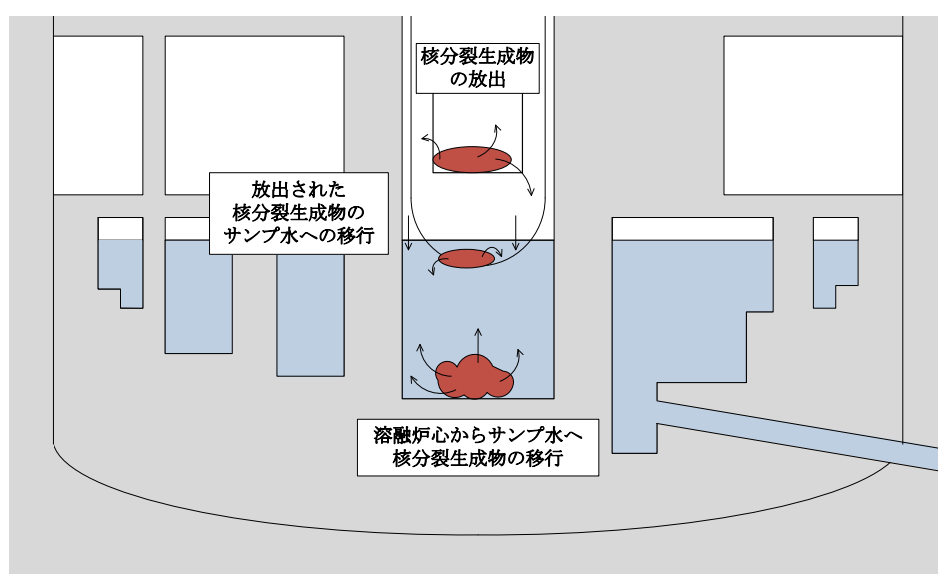
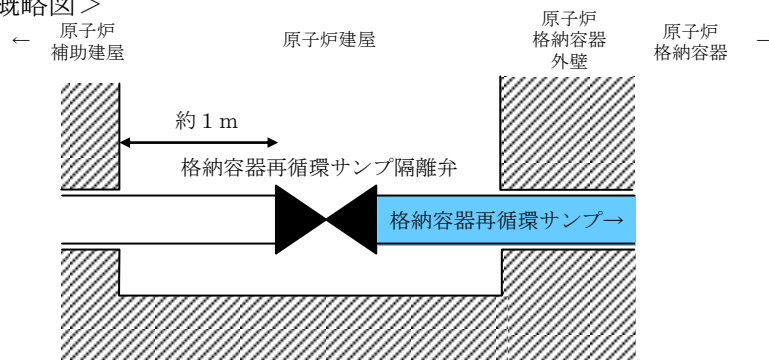


図2 溶融炉心に含まれる核分裂生成物がサンプル水中へ移行するイメージ図

[※]: Douglas W et al., "TMI-2 CORE MATERIALS AND FISSION PRODUCT INVENTORY"

上記で設定した放射能濃度の汚染水が隔離弁で堰き止められていることを想定し、隔離弁上流の配管（配管径 22 インチ）に存在する放射性物質を線源とする。隔離弁から原子炉建屋側壁内面までの構造物等による遮蔽効果は無視し、QADコードを用いて評価した結果、隔離弁から約 1 m 離れた原子炉建屋側壁の貫通部入口地点での線量率は約 16.4Sv/h となる。

<機器配置概略図>



<評価モデル図>

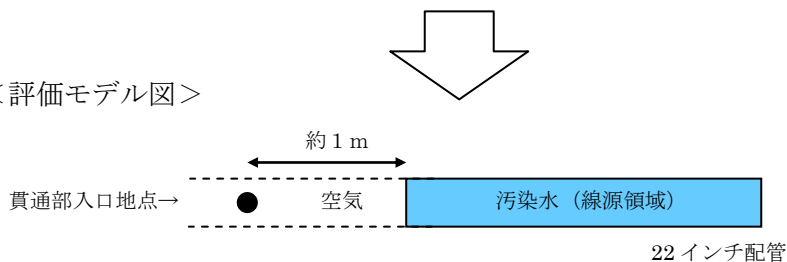


図3 隔離弁上流の汚染水による配管貫通部入口での線量率評価のモデル概略図

(2) 配管貫通部入口から作業場所での線量率評価

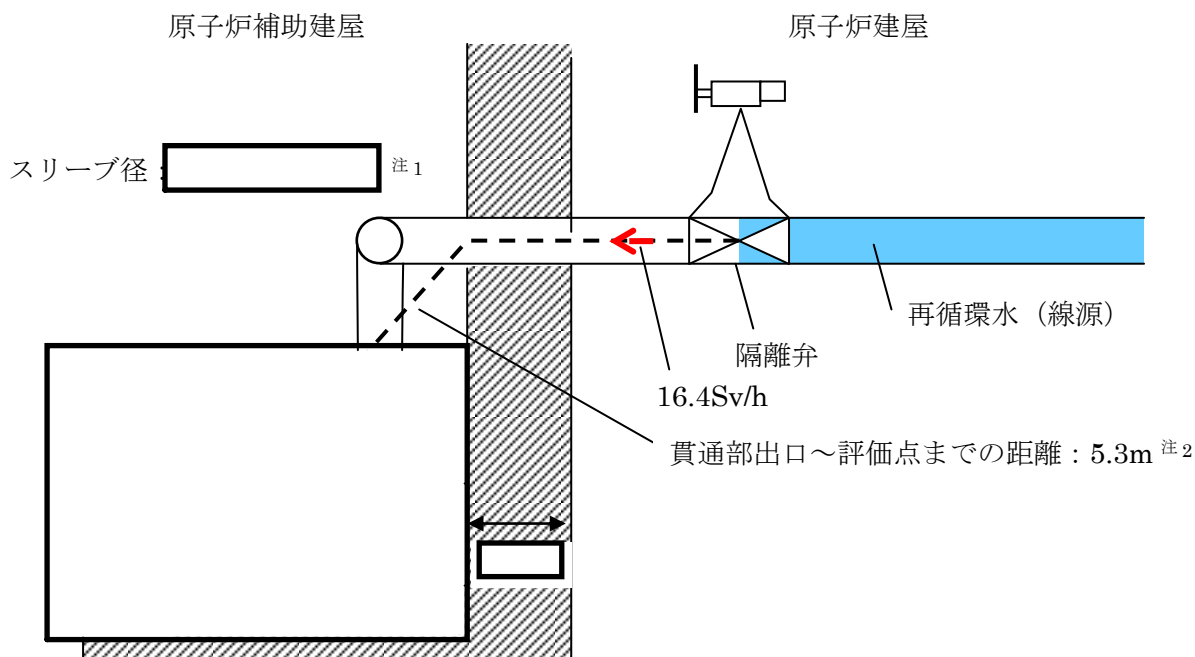
原子炉建屋と原子炉補助建屋の壁貫通部を通過し、原子炉補助建屋内の仮設スプレイ再循環系統取付場所（逆止弁）付近に到達する放射線による雰囲気線量については、貫通部入口の線量率を先の評価の結果より 16.4Sv/h と仮定し、その線量率に貫通部の減衰及び貫通部出口からの評価点までの減衰を考慮して評価した結果、作業場所評価点での線量率は、約 2.2mSv/h となる。なお、建屋壁を透過してくる成分については建屋壁が十分厚いため無視できる。

具体的な隔離弁上流の汚染水からの線量率の算出方法は以下のとおりである。

[隔離弁上流の汚染水からの線量率]

$$=[\text{貫通部入口線量率}] \times [\text{貫通部の減衰}] \times [\text{貫通部出口から評価点までの減衰}]$$

<配管貫通部入口から作業場所での線量率評価のモデル概要図>



注1：R/B壁のスリーブ径は□□，A/B壁のスリーブ径は□□であるが、保守的にR/B、A/Bスリーブとも□□であるとして線量検討する。

注2：算出点ELは、人の高さを2mとして算出(T. P10. 1m-T. P2. 8m-2m=5.3m)。

貫通部出口から評価点までの距離は、保守的にEL差のみの考慮とした。

貫通部の減衰及び貫通部出口から評価点までの減衰の算出には、Reactor Shielding Design Manual (McGRAW-HILL BOOK COMPANY, INC., 1956) 等に記載の簡易計算式を用いた。

仮設洗浄ポンプによる仮設スプレイ再循環ラインの洗浄作業と漏えいフランジ増し締め時の線量評価

No	作業項目	作業員	空間線量	作業時間	被ばく線量
0	仮設ポンプフランジ部から漏えい	-	-		-
	・放射線エリアモニタにより、仮設ポンプフランジ部からの漏えいを検知したため、仮設ポンプを停止する。				
1	洗浄ラインの構成	2人	0.1mSv/h	10分	0.02mSv
	・ T.P.2.8m 安全系補機バルブ室前の仮設ポンプ切替弁操作場所で弁操作を行い、洗浄ラインを構成する。				
2	仮設ラインのフラッシング	2人	-	2時間	-
	・ 仮設洗浄ポンプ (15m ³ /h) により、仮設ラインの保有水を格納容器スプレイラインより格納容器内に押し抜く。				
	・ フラッシングにより、仮設ポンプフランジ部の漏えい水が洗い流され空間線量が低下する。				
3	仮設ポンプフランジ増し締め	2人	50mSv/h	6分	5mSv
	・ 洗浄により仮設ポンプ周辺の空間線量が十分低下した場合、仮設ポンプにアクセスする。				
	・ 仮設ポンプフランジ部の鉛遮蔽を取り外す。 ・ 仮設ポンプフランジを増し締めし、鉛遮蔽を復旧する。				
4	仮設ポンプ (予備) への切り替え	2人	-	30分	-
	・ 仮設ポンプが復旧しない場合、仮設ポンプ (予備) への切り替えを開始する。 ・ 仮設ポンプ入口弁と出口弁の閉操作を行う。 ・ 仮設ポンプ (予備) 入口弁の開操作を行う。 ・ 仮設ポンプ (予備) を起動し、仮設ポンプ (予備) 出口弁の開操作を行う。				
5	系統の復旧	2人	0.1mSv/h	10分	0.02mSv
	・ T.P.2.8m 安全系補機バルブ室前の仮設ポンプ切替弁操作場所で行い、再循環ラインを構築するとともに、仮設ポンプによる代替格納容器スプレイポンプへの供給を再開する				
合計				約3時間	5.1mSv

(補足5) DBAによる履歴を考慮しなくてよい理由

6.1～6.4項において、運転状態Ⅰ～Ⅳと S_s の組合せにおいて適用するとした許容応力状態 IV_{AS} の適用性について、以下のとおり検討した。

JEAG4601等に規定される IV_{AS} は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態であり、 IV_{AS} における許容応力は、設計引張強さ S_u 又は設計降伏点 S_y に一定の係数を乗じて設定するものである。

例として、クラス1容器及びクラスMC容器の許容応力を表1及び表2に、応力-ひずみ線図と許容応力の関係を図1にそれぞれ示す。

表1、表2及び図1より、 IV_{AS} は、破断延性限界に対して十分な余裕を有し、 S_s に対する安全機能を損なうおそれのない用件を十分満足できるものである。

表1 クラス1容器の許容応力

許容応力状態	1次一般膜応力	1次膜応力+1次曲げ応力	備考
III_{AS}	$\text{Min}(2/3S_u, S_y)$	左欄の α 倍の値	
IV_{AS}	$2/3S_u$	左欄の α 倍の値	

(注): α は純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は1.5のいずれか小さいほうの値とする。

表2 クラスMC容器の許容応力

許容応力状態	1次一般膜応力	1次膜応力+1次曲げ応力	備考
III_{AS}	$\text{Min}(0.6S_u, S_y)$	左欄の α 倍の値 (注)	
IV_{AS}	$0.6S_u^{※1}$	左欄の α 倍の値 (注)	※1 不連続な部分は $\text{Min}(0.6S_u, S_y)$

(注): α は純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は1.5のいずれか小さいほうの値とする。

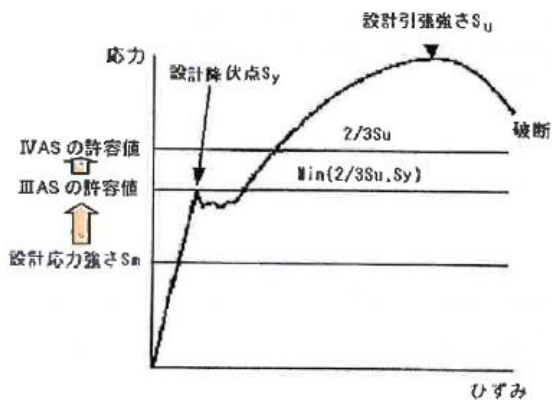


図1 応力-ひずみ線図と許容応力の関係

次に、 IV_{AS} 相当の応力を生じさせる荷重が繰り返し作用した場合の耐震性への影響について、発生応力（一次応力）が S_y を超える場合に生じるひずみ履歴（イメージ図）を図 2 に示し、以下のとおり検討する。

- (1) IV_{AS} は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態である。
- (2) 発生応力が設計降伏点 S_y 以下なら残留ひずみは生じない。 $(0 \rightarrow a \rightarrow 0)$
- (3) 発生応力 S_F (荷重 F による応力) が S_y を超える場合は、除荷後に残留ひずみ ϵ_r が生じる。 $(0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c)$
- (4) 2 回目以降、荷重 F と同等の荷重が生じた場合、1 回目と同様の弾性的挙動を示し、 S_F が発生する。 $(c \rightarrow b)$
- (5) (1) により、 IV_{AS} 相当の応力に対して、材料はわずかに塑性域に入る程度であり、 IV_{AS} 相当の応力を生じる荷重が生じた場合、(3) と同様の挙動を示す。
- (6) 2 回目以降、同様の荷重が発生したとしても、(4) の挙動を示すことから、耐震設計において IV_{AS} を許容応力状態として適用することにより耐震性は確保される。

なお、 C/V の評価用温度・圧力 (200°C , $2Pd=0.566\text{MPa}$) 履歴について、上記と同様の検討を行い、評価用温度・圧力負荷後に IV_{AS} 相当の応力が生じたとしても、有意なひずみが生じないことを確認している。(参考 6)

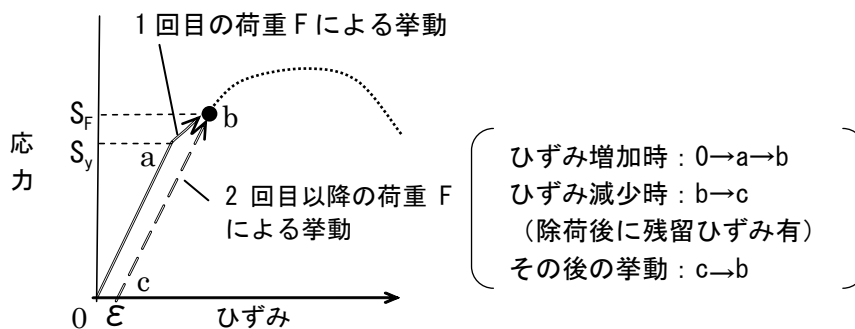


図 2 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)

添付資料

1. 事故シーケンスグループ等における主要な重大事故等対処施設
2. 地震動の超過確率
3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ
4. 建物・構築物の SA 施設としての設計の考え方
5. 対象設備，事故シーケンスグループ等，荷重条件の網羅性について
6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について
7. 荷重の組合せ表
 - (1) 記号の説明
 - (2) 荷重の組合せ表
8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について

1. 事故シーケンスグループ等における主要な重大事故等対処施設

防護対象	事故シーケンスグループ等	主要な重大事故等対処施設	
		C/V 内	C/V 外
炉心	C/V 先行破損	格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン C, D-格納容器再循環ユニット 蓄圧タンク	燃料取替用水ピット 高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ C, D-原子炉補機冷却水ポンプ C, D-原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ
C/V	C/V 過圧破損 原子炉圧力容器外の 溶融燃料-冷却材相 相互作用 溶融炉心・コンクリー ト相互作用	C, D-格納容器再循環ユニット 蒸気発生器	代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 燃料取替用水ピット 補助給水ピット 代替格納容器スプレイポンプ タービン動補助給水ポンプ B-アニュラス空気浄化ファン B-アニュラス空気浄化フィルタユニ ット 中央制御室給気ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室非常用循環フィルタユニット
	C/V 過温破損 高圧溶融物放出/格 納容器雰囲気直接加 熱	加圧器逃がし弁 C, D-格納容器再循環ユニット	代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 燃料取替用水ピット 代替格納容器スプレイポンプ B-アニュラス空気浄化ファン B-アニュラス空気浄化フィルタユニ ット 中央制御室給気ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室非常用循環フィルタユニット
	水素燃焼	原子炉格納容器内水素処理装置 原子炉格納容器内水素処理装置温度計 C, D-格納容器再循環ユニット 蒸気発生器	補助給水ピット タービン動補助給水ポンプ 格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット C, D-原子炉補機冷却水ポンプ C, D-原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ B-アニュラス空気浄化ファン B-アニュラス空気浄化フィルタユニ ット 中央制御室給気ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室非常用循環フィルタユニット

防護対象	事故シーケンスグループ等	主要な重大事故等対処施設	
		C/V 内	C/V 外
炉心	2次冷却系からの除熱機能喪失	加圧器逃がし弁 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 蓄圧タンク	高圧注入ポンプ 燃料取替用水ピット 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器
	全交流動力電源喪失	C, D-格納容器再循環ユニット 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 蒸気発生器 蓄圧タンク 蓄圧タンク出口弁	A-高圧注入ポンプ (海水冷却) B-アニュラス空気浄化ファン B-アニュラス空気浄化フィルタユニット タービン動補助給水ポンプ ディーゼル発電機燃料油貯油槽 後備蓄電池 主蒸気逃がし弁 代替格納容器スプレイポンプ 代替非常用発電機 蓄電池 (非常用) 中央制御室給気ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット 電動補助給水ポンプ 燃料取替用水ピット 補助給水ピット
	原子炉補機冷却機能喪失	C, D-格納容器再循環ユニット 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 蒸気発生器 蓄圧タンク 蓄圧タンク出口弁	A-高圧注入ポンプ (海水冷却) B-アニュラス空気浄化ファン B-アニュラス空気浄化フィルタユニット タービン動補助給水ポンプ ディーゼル発電機燃料油貯油槽 主蒸気逃がし弁 代替格納容器スプレイポンプ 中央制御室給気ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット 電動補助給水ポンプ 燃料取替用水ピット 補助給水ピット
	原子炉停止機能喪失	加圧器安全弁 加圧器逃がし弁 蒸気発生器	共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (ATWS緩和設備) タービン動補助給水ポンプ ほう酸タンク ほう酸ポンプ 緊急ほう酸注入弁 主蒸気安全弁 主蒸気隔離弁 主蒸気逃がし弁 充てんポンプ 電動補助給水ポンプ 補助給水ピット 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器

防護対象	事故シーケンスグループ等	主要な重大事故等対処施設	
		C/V 内	C/V 外
炉心	ECCS 注水機能喪失	蒸気発生器 蓄圧タンク 蓄圧タンク出口弁 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 燃料取替用水ピット 高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 補助給水ピット タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 主蒸気逃がし弁
	ECCS 再循環機能喪失	格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 蓄圧タンク	格納容器スプレイポンプ 格納容器スプレイ冷却器 高圧注入ポンプ 燃料取替用水ピット 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器
	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 蓄圧タンク 蓄圧タンク出口弁 加圧器逃がし弁	ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 燃料取替用水ピット 高圧注入ポンプ 充てんポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 補助給水ピット タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 主蒸気逃がし弁 余熱除去ポンプ入口弁
	格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損)	蒸気発生器 加圧器逃がし弁 蓄圧タンク出口弁 B-格納容器再循環サンプ B-格納容器再循環サンプスクリーン	ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 燃料取替用水ピット 高圧注入ポンプ 充てんポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 補助給水ピット タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 主蒸気逃がし弁 主蒸気隔離弁 B-格納容器スプレイポンプ B-格納容器スプレイ冷却器

防護対象	事故シーケンスグループ等	主要な重大事故等対処施設	
		C/V 内	C/V 外
燃料	崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン C, D-格納容器再循環ユニット	ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 燃料取替用水ピット 代替格納容器スプレイポンプ 高圧注入ポンプ C, D-原子炉補機冷却水ポンプ C, D-原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室非常用循環フィルタユニット
	全交流動力電源喪失	格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン C, D-格納容器再循環ユニット	代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 燃料取替用水ピット 代替格納容器スプレイポンプ A-高圧注入ポンプ(海水冷却) B-アニュラス空気浄化ファン B-アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室非常用循環フィルタユニット
	原子炉冷却材の流出	格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン C, D-格納容器再循環ユニット	ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 燃料取替用水ピット 充てんポンプ 高圧注入ポンプ C, D-原子炉補機冷却水ポンプ C, D-原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室非常用循環フィルタユニット
	反応度の誤投入	—	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てんポンプ 緊急ほう酸注入弁

2. 地震動の超過確率

表 I - 1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

発生確率		1	10 ⁻¹	10 ⁻²	10 ⁻³	10 ⁻⁴	10 ⁻⁵	10 ⁻⁶	10 ⁻⁷	10 ⁻⁸	10 ⁻⁹	
運転状態の発生確率 (1/年)		I	II	III		IV						
基準地震動の発生確率 (1/年)				S ₁	S ₂							
基準地震動 S ₁ との組合せ	従属事象			← S ₁ 従属 →								
	独立事象	1分以内									← S ₁ +II	
		1時間以内					← S ₁ +II				← S ₁ +III	
		1日以内					← S ₁ +II		← S ₁ +III		← S ₁ +IV	
		1年以内			← S ₁ +II		← S ₁ +III		← S ₁ +IV			
基準地震動 S ₂ との組合せ	従属事象			← S ₂ 従属 →								
	独立事象	1分以内	(S ₂ +IIは10 ⁻⁹ 以下となる)									
		1時間以内									← S ₂ +II	
		1日以内					← S ₂ +II				← S ₂ +III	
		1年以内			← S ₂ +II		← S ₂ +III		← S ₂ +IV			

S₂の発生確率
5×10⁻⁴~10⁻⁵/年
S₁の発生確率
10⁻²~5×10⁻⁴/年

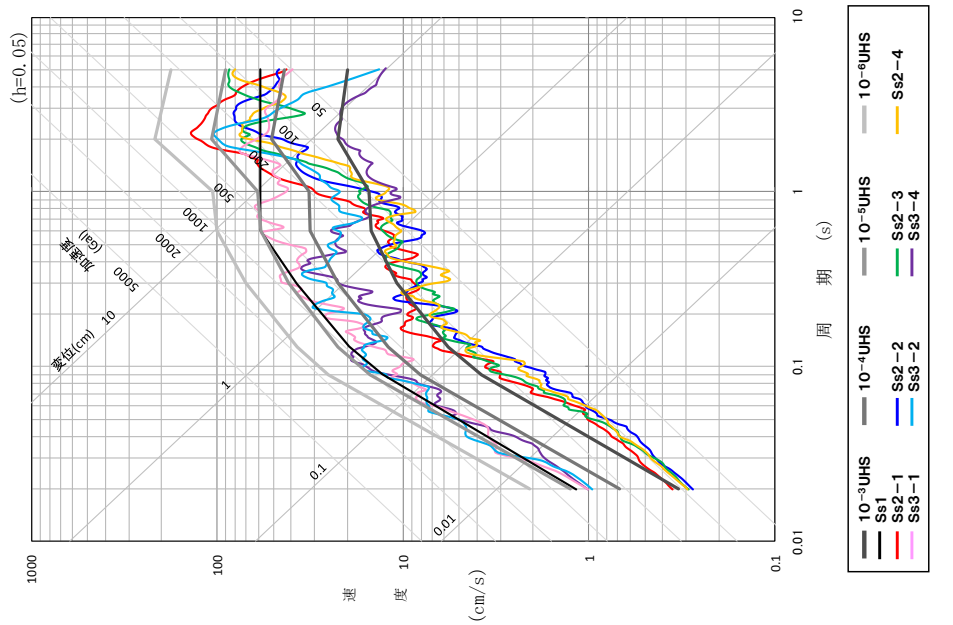
注：(1) 発生確率から見て

← 組合せが必要なもの。

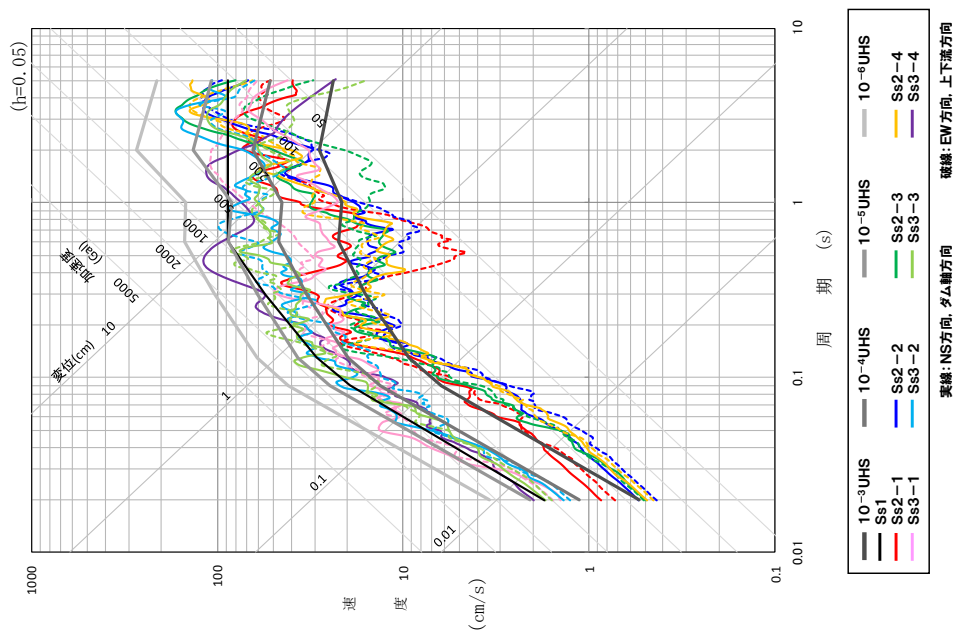
←..... 発生確率が10⁻⁷以下となり組合せが不要となるもの。

(2) 基準地震動 S₂ の発生確率は 10⁻⁴ ~ 10⁻⁵ / サイト・年と推定されるが、ここでは 5 × 10⁻⁴ ~ 10⁻⁵ / サイト・年を用いた。

(3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

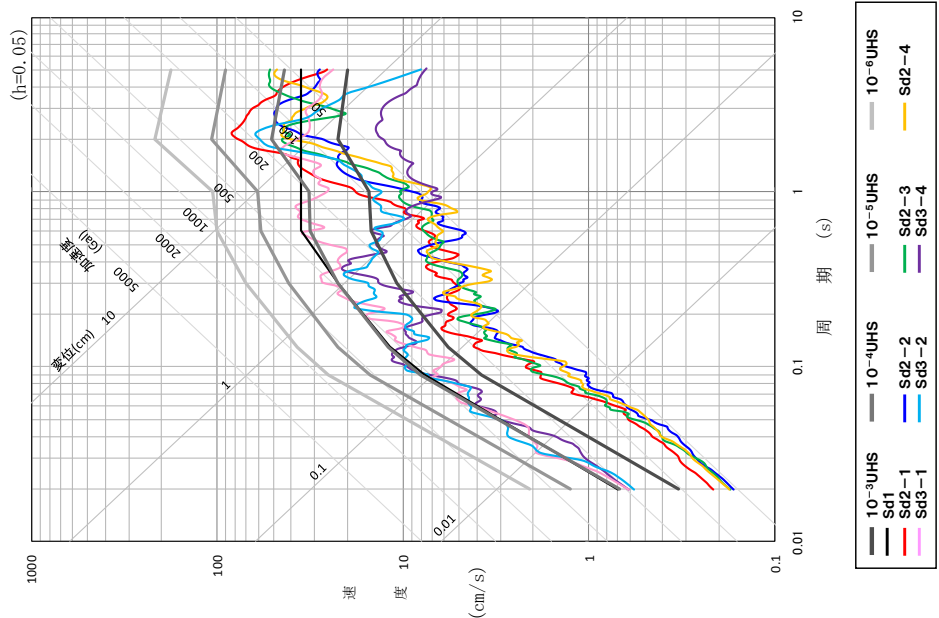


鉛直方向

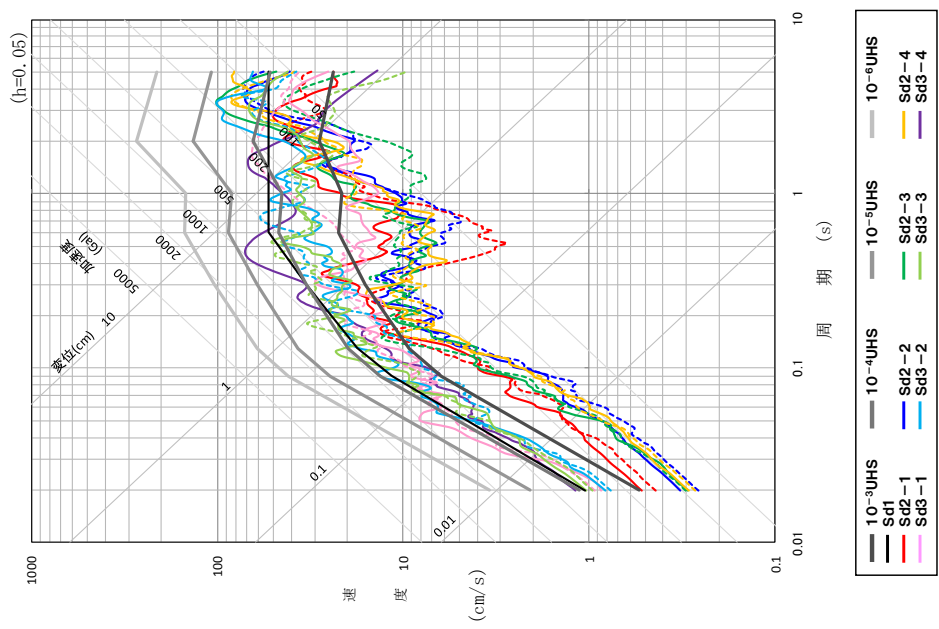


水平方向

基準地震動 (Ss) の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一樣ハザードスペクトルの比較



鉛直方向



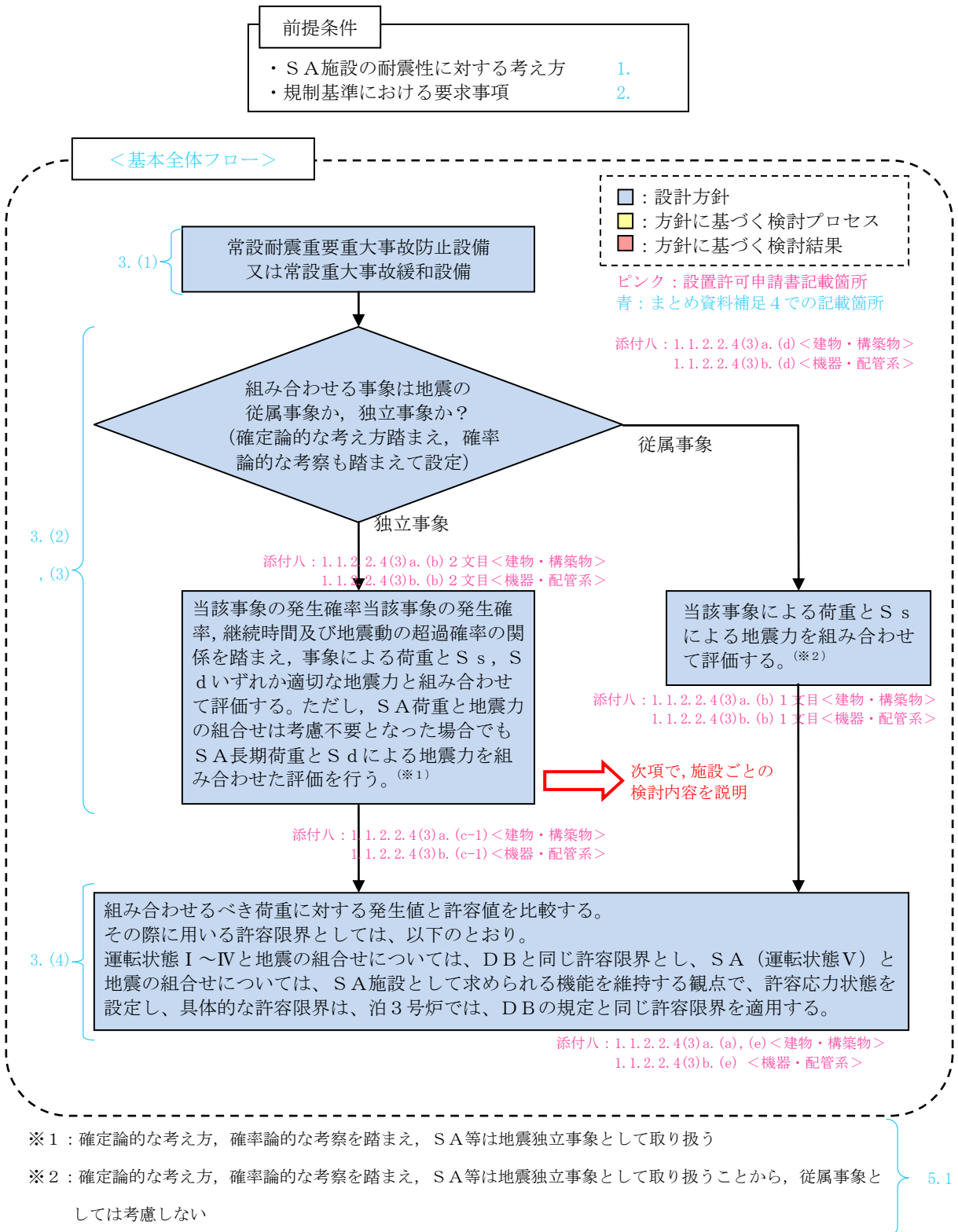
水平方向

実線: NS方向, ダム軸方向
破線: EW方向, 上下流方向

弾性設計用地震動 (Sd) の応答スペクトル及び解放基礎表面における地震動の一樣ハザードスペクトルの比較

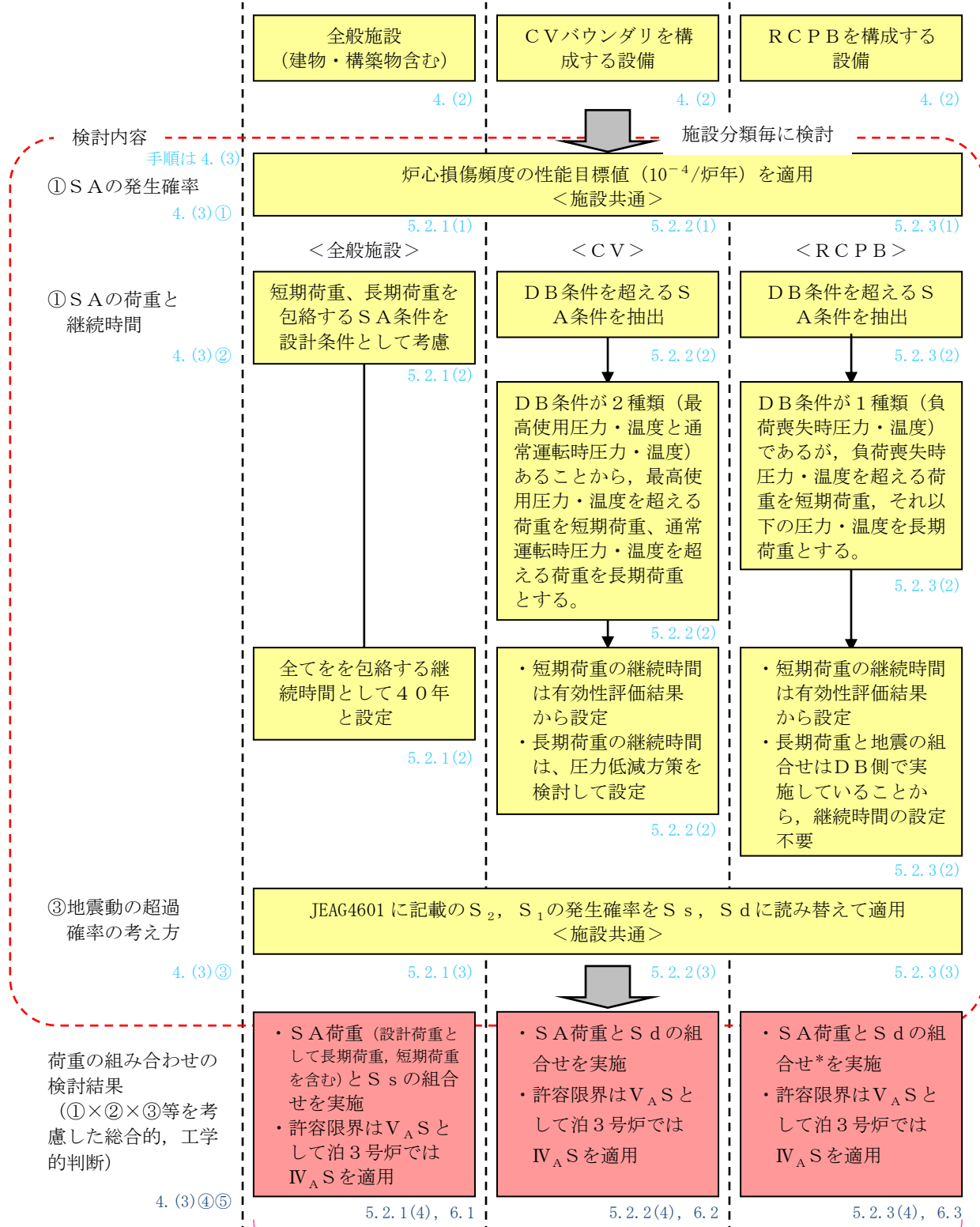
3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ

S A 荷重と地震の組合せの検討の流れについて



5.1

SA 荷重と地震の組合せの検討の流れについて (個別施設)



添付八 : 1. 1. 2. 2. 4 (3) a. (c-2) <建物・構築物>
 1. 1. 2. 2. 4 (3) b. (c-2) <機器・配管系>

* : 工学的, 総合的判断としては不要となるが組み合わせる

4. 建物・構築物の SA 施設としての設計の考え方

4 項(2)では建物・構築物を全般施設に分類しており、全般施設は SA 条件を考慮した設計荷重と S_s による地震力を組み合わせることとしている。これは、建物・構築物の DB 施設としての設計の考え方が、機器・配管系のそれと同じであり、SA 施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともに DB 施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としているからである。

以下では、建物・構築物の SA 施設としての設計の考え方について、DB 施設としての設計の考え方も踏まえ、本文の各項毎に説明する。

(1) 対象施設とその施設分類（3 項(1)に対する考え方）

表 1 に SA 施設の建物・構築物を示す。これら 10 施設は、 S_s による地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」、「常設重大事故緩和設備」のいずれかに該当するため、荷重の組合せ検討の対象施設である。

表 1 SA 施設（建物・構築物）の施設分類

SA 施設 (建物・構築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要 重大事故防止設備 以外の常設重大 事故防止設備	常設重大事故 緩和設備
格納容器再循環サンプ	○	—	—
使用済燃料ピット	○	—	○
中央制御室遮へい	○	—	○
取水口	○	—	○
取水路	—	○	○
取水ピットスクリーン室	—	○	○
取水ピットポンプ室	—	○	○
緊急時対策所遮へい	—	—	○
補助給水ピット	○	—	○
燃料取替用水ピット	○	—	○

(2) DB 施設としての設計の考え方

(a) 新規規制基準における要求事項

設置許可基準規則の第 4 条（地震による損傷の防止）には、建物・構築物、機器・配管系の区分なく、次の事項が規定されている。

- ・ 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければな

らない。

- ・ 耐震重要施設は、その共用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれのある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

(b) JEAG4601 の規定内容（2.3 項に対する考え方）

上記の規制要求を踏まえ、JEAG4601-1987 において、建物・構築物に関する荷重の組合せと許容限界については、以下のように規定されている。

【荷重の組合せ】

- ・ 地震力と常時作用している荷重，運転時（通常運転時，運転時の異常な過渡変化時）に施設に作用する荷重とを組合せる。
- ・ 常時作用している荷重，及び事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と基準地震動 S_1 による荷重を組合せる。

【許容限界】

- ・ 基準地震動 S_1 による地震力との組合せに対する許容限界
安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし、事故時の荷重と組合せる場合には、次項による許容限界を適用する。
- ・ 基準地震動 S_2 による地震力との組合せに対する許容限界
建物・構築物が構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。

ここで、JEAG4601-1987 における建物・構築物の荷重の組合せは、2.3 項に示す機器・配管系の荷重の組合せと同じ考え方に基づいて設定された結果として規定されているものである。

なお、JEAG4601-1987 において、機器・配管系では運転状態が定義されているが、建物・構築物については、細かな運転状態を設定する必要がないため、運転状態は定義されていない。

(3) SA 施設の荷重の組合せと許容限界の設定方針（3. (3) (4) 項に対する考え方）

SA 施設の建物・構築物における荷重の組合せと許容限界の設定方針は、機器・配管系と同様、JEAG4601-1987 の DB 施設に対する規定内容を踏まえ、以下のとおりとする（建物・構築物では、運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義されていないことから、機器・配管系とは下線部が異なる）。

【SA 施設（建物・構築物）における設定方針】

- S_s, S_d と運転状態の組合せを考慮する。
- 地震の従属事象については、地震との組合せを実施する。ここで、耐震 S クラス施設は S_s による地震力に対して、その安全機能が保持できるよう設計されていることから、地震の従属事象としての SA は発生しないこととなる。したがって SA は地震の独立事象として取り扱う。
- 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及び S_s 若しくは S_d の超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるかを判断する。
組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、CDF 及び CFF の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及び S_s 若しくは S_d の超過確率の積との比較等により判断する。
- また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、事故後長期間継続する荷重と S_d による地震力と組み合わせる。
- 許容限界として、DB 施設の S_s に対する許容限界に加えて、SA 荷重と地震力との組合せに対する許容限界（機器・配管系の許容応力状態 V_{AS} に相当するもの）を設定する。ここで、泊 3 号炉では、SA 荷重と地震力との組合せに対する許容限界は DB 施設の S_s に対する許容限界（建物・構築物が構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする）と同じとする。

(4) 荷重の組合せと許容限界の検討結果(5.2.1 項に対する考え方)

5.2.1 項の全般施設の検討は、建物・構築物に対しても同様に適用される。すなわち、各項目に対する考え方は以下のとおりとなる。

SA の発生確率..... CDF の性能目標値 (10⁻⁴/炉年) を設定

継続時間 40 年と設定

(建物・構築物について、SA 時の荷重条件を踏まえ 5.2.1 項(2)b. の分類を設備ごとに検討した結果を添付 4 補足資料-1 に示す。)

地震動の超過確率 JEAG4601 の地震動の発生確率 (S_s:5×10⁻⁴/年以下, S_d:10⁻²/年以下) を設定

以上から、機器・配管系と同様、SA の発生確率、継続時間、地震動の超過確率の積等を考慮した工学的、総合的な判断として、建物・構築物についても、SA 荷重と S_s による地震力を組み合わせることとする。

(5) SA と地震の組合せに対する許容限界の考え方(6.1 項に対する考え方)

(3)の荷重の組合せ方針から，SA 施設（建物・構築物）の各組合せ条件に対する許容応力状態を DB 施設（建物・構築物）と比較して表 2 に示す。なお，表 2 に示す荷重の組合せケースのうち，他の組合せケースと同一となる場合，又は他の組合せケースに包絡される場合は評価を省略することになる。

表 2 荷重の組合せと許容限界

運転状態	DB 施設		SA 施設		備考
	Sd	Ss	Sd	Ss	
運転時	許容 応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DB と同じ許容限界とする。
DBA 時 (長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DB と同じ許容限界とする。
SA 時	—	—	—	注 1	注 1: SA 荷重と地震力との組合せに対する許容限界として，泊 3 号炉では，終局 ^{※2} とする。

※1：許容応力度：安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度

※2：終局：構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し，終局耐力に対して安全余裕を持たせていること

添付 4 補足資料－ 2 に，Ss による地震力と組み合わせる荷重を，施設ごとに示す。いずれの施設も，DBA 時（長期）の荷重は，結果的に運転時と同じとなり，表 2 における「DBA 時（長期）+Sd」は地震力が大きい「運転時+Ss」に包絡されることになる。

以上より，建物・構築物は，C/V バウンダリ，RCPB 以外の機器・配管系と同様に扱うことが可能であり，全般施設に分類することができる。

SA 施設（建物・構築物）の SA 条件を踏まえた分類

SA 施設 (建物・構築物)	5. 2. 1 (2) b. 継続時間 設定の分類※	分類の根拠
格納容器再循環サンプ	a (b)	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時には、以下の事故シーケンスグループ等において、C/V 内温度が DB 条件を上回る。（補足表 1-1 参照） <ul style="list-style-type: none"> ・ C/V 先行破損 ・ C/V 過圧破損 ・ C/V 過温破損
使用済燃料ピット	a (b)	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時には、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性がある以下の想定事故において、ピット内温度が DB 条件を上回る。（補足表 1-2 参照） <ul style="list-style-type: none"> ・ 想定事故 1 ・ 想定事故 2
中央制御室遮へい	b	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。
取水口 取水路 取水ピットスクリーン室 取水ピットポンプ室	b	DB 設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA 時においても、地盤内で、DB 条件を上回るような事象は発生しないため、DB 条件を上回る荷重はない。
緊急時対策所遮へい	c	緊急時対策所遮へいについては DB 施設ではない。
補助給水ピット 燃料取替用水ピット	b	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。

※ 5. 2. 1 項 (2) b. 継続時間設定の分類

- a . SA 条件が DB 条件を超える既設施設
 - (a) 新設の SA 施設の運転によって、DB 条件を超える既設施設
 - (b) SA による荷重・温度の影響によって DB 条件を超える既設施設
- b : SA 条件が DB 条件に包絡される既設施設
- c : DB 施設を兼ねない SA 施設

補足表 1-1 考慮した事故シーケンスグループ等

事故シーケンスグループ等	DB 条件を超えるもの
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
2次冷却系からの除熱機能喪失	×
全交流動力電源喪失	×
原子炉補機冷却機能喪失	×
原子炉格納容器の除熱機能喪失	○
原子炉停止機能喪失	×
ECCS 注水機能喪失	×
ECCS 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）	×
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	○
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	○
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	×
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	×
水素燃焼	×
溶融炉心・コンクリート相互作用	×
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	×
全交流動力電源喪失	×
原子炉冷却材の流出	×
反応度の誤投入	×

補足表 1-2 考慮した事故シーケンスグループ等

使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故	
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）	○
想定事故 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が低下する事故）	○

建物・構築物においてSsによる地震力と組み合わせる荷重は補足表2-1のとおりとなる。

補足表 2-1 SA 施設（建物・構築物）において地震力と組み合わせる荷重

		運転時	DBA 時 (長期)	SA 時
組み合わせる地震力		Ss	Sd	Ss
許容限界		終局	終局	終局
SA 施設 (建物・構築物)	格納容器 再循環サンプ	固定荷重 積載荷重 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 DB 長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 SA 時温度荷重
	使用済燃料ピット	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB 長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA 時温度荷重
	中央制御室遮へい	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	取水口 取水路 取水ピットスクリーン室 取水ピットポンプ室	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	緊急時対策所遮へい	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	補助給水ピット 燃料取替用水ピット	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧

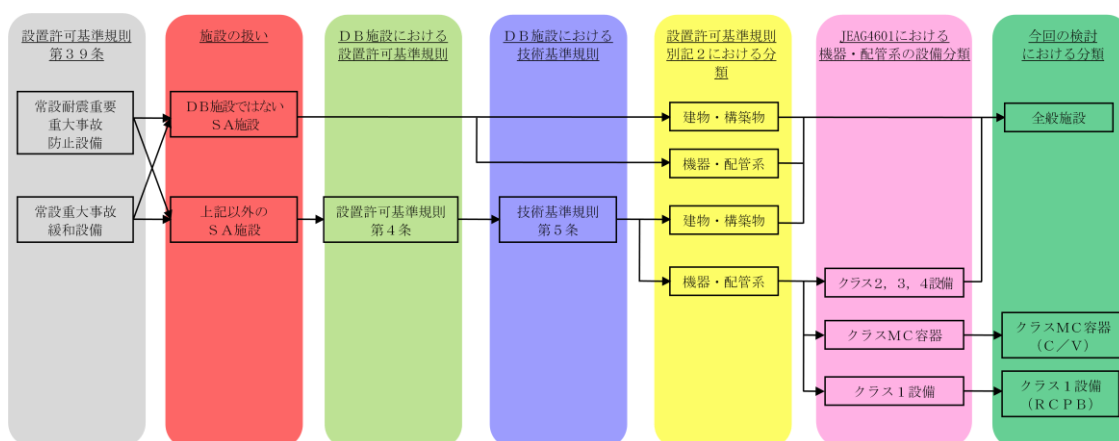
JEAG4601-1987 では、熱応力の扱いとして、終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており、原子炉格納容器底部でない基礎マットや使用済燃料ピットの解析例においても、地震時荷重と温度荷重は組み合わせられていない（参考資料〔参考5〕参照）。これを踏まえ、補足表 2-1 から温度荷重を消去すると全ての荷重組合せケースにおいて、地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）のみとなるため、DBA 時（Sd との組合せ）は運転時（Ss との組合せ）に包絡され、SA 時は運転時と同一となる。

5. 対象設備，事故シーケンス，荷重条件の網羅性について

SA 荷重の組合せの検討においては，全ての対象設備，事故シーケンスグループ等，荷重条件等を網羅的に検討している。以下では，それぞれについて，その考え方を説明する。

(1) 対象設備

今回の SA 荷重の組合せの検討においては，常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備を対象とし，全ての対象施設を全般施設，C/V バウンダリ，RCPB のいずれかに分類している。



(2) 事故シーケンスグループ等

SA 対策の有効性を評価する事故シーケンスグループ等は、泊 3 号炉を対象とした PRA の結果を踏まえて、以下のとおり選定されている。ここでは「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」及び、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」を挙げており、考慮すべき全ての事故シーケンスグループ等を挙げています。

継続時間の検討に当たっては以下の全ての事故シーケンスグループ等から、DB 条件を超える事故シーケンスグループ等を抽出し、その条件を超える時間を継続時間として設定している。

また、地震と組み合わせる SA 荷重としては、全ての事故シーケンスグループ等における条件を包絡するよう設定している。

事故シーケンスグループ等
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ
2次冷却系からの除熱機能喪失
全交流動力電源喪失
原子炉補機冷却機能喪失
原子炉格納容器の除熱機能喪失
原子炉停止機能喪失
ECCS 注水機能喪失
ECCS 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）
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
水素燃焼
溶融炉心・コンクリート相互作用
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ
崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
全交流動力電源喪失
原子炉冷却材の流出
反応度の誤投入
使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
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）
想定事故 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）

(3) 設計条件

耐震評価における考慮すべき荷重条件と組合せは JEAG4601・補-1984 より、下表のとおり整理されており、地震荷重以外では、以下の荷重を考慮することとされている。

- ・自重(D)
- ・圧力による荷重(P)
- ・機械的荷重（自重，地震による荷重を除く。）(M)

SA 施設における上記の荷重と地震荷重の組合せを、下表のとおり整理する。DB 施設で考慮する荷重（自重，圧力による荷重，機械的荷重）は全て考慮している。

荷重の組合せ	施設分類	RCPB	C/V バウンダリ	全般施設				炉心支持 構造物
	(SA)	重大事故等クラス 2 設備						
	(DB)	クラス 1 設備	クラス MC 容器	クラス 2 設備	クラス 3 設備	クラス 4 配管	その他	
DB 荷重 の 組合 せ	D + P + M + S _d	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	—	—	—	—	Ⅲ _A S
	D + P _D + M _D + S _d	—	—	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	—
	D + P _L + M _L + S _d	Ⅳ _A S	Ⅲ _A S	—	—	—	—	Ⅳ _A S
	D + P + M + S _s	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	—	—	—	—	Ⅳ _A S
	D + P _D + M _D + S _s	—	—	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	—
SA 荷重 の 組合 せ	D + P _{RSA} + M + S _d	V _A S ^{※2}	—	—	—	—	—	V _A S ^{※2}
	D + P _{CSA} + M + S _d	—	V _A S ^{※2}	—	—	—	—	—
	D + (P _D ^{※1} 又は P _{SA} の 厳しい方) + M + S _s	—	—	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	—

※1：DB 施設を兼ねる SA 施設について考慮する。

※2：V_AS の許容限界は、Ⅳ_AS と同じものを適用する。

C/V バウンダリ，RCPB については，自重，機械的荷重が SA と DBA では以下の理由で同じとなることから，SA で異なる条件となるのは圧力のみである。

- ・自重：運転状態によって変化することはない，SA と DBA で荷重は同じとなる。
- ・機械的荷重：技術基準規則第 2 条で「自重，管又は支持構造物からの反力その他附加荷重のうち地震荷重を除くものであって，設計上定めるものをいう。」と定義されている荷重である。C/V バウンダリに機械的荷重は働かない。RCPB の機械的荷重としては，ボルト締付力等があるが，

運転状態によって変化することはない、SA と DBA で荷重は同じとなる。

したがって、C/V バウンダリ、RCPB の継続時間の検討では、圧力及び温度が DB 条件を超える時間を確認しているが、これは考慮すべき条件を全て考慮しているといえる。

【記号の説明】

- D：自重（JEAG4601・補-1984 では「死荷重」と記載）
P：地震と組み合わせるべき圧力荷重，又は最高使用圧力等
M：地震，死荷重以外で地震と組み合わせるべき機械荷重，又は設計機械荷重等
 P_L ：LOCA 直後を除いてその後に生じる圧力荷重
 M_L ：LOCA 直後を除いてその後に生じる死荷重及び地震荷重以外の機械荷重
 P_D ：地震と組み合わせるべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む），又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
 M_D ：地震と組み合わせるべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む），又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
 P_{CSA} ：C/V の重大事故における長期的な圧力荷重
 P_{RSA} ：RCPB 又は炉心支持構造物の重大事故における長期的な圧力荷重
 P_{SA} ：重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重
Sd：弾性設計用地震動 Sd により定まる地震力，又は静的地震力
Ss：基準地震動 Ss により定まる地震力
 IV_{AS} ：JSME S NC1 の供用状態 D 相当の許容応力を基準として，それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態
 V_{AS} ：運転状態 V 相当の応力評価を行う許容応力を基本として，それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態

【JEAG4601・補-1984 における記載からの読み替え】

- 耐震クラス A s, A ⇒耐震クラス S
第1種 ⇒クラス 1
第2種 ⇒クラス MC
第3種 ⇒クラス 2
第4種 ⇒クラス 3
第5種 ⇒クラス 4
 S_1 ⇒Sd
 S_2 ⇒Ss

6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について

(1) はじめに

SA 施設は、SA 施設としての機能要求を考慮した荷重条件により設計する。また、温度条件についても許容値の数値に影響を与える(温度が高くなると許容値が小さくなる場合がある)ことから、SA 施設としての温度条件を設定する。

SA 施設のうち、DB 施設を兼ねるものについては、DB 条件と SA 条件の包絡関係により、実際の設計では、以下のように扱うこととしている。

- ・ SA 時の荷重、温度が DB 設計条件を上回る場合
DB 設計条件とは別に、SA 設計条件を設ける。
- ・ SA 時の荷重、温度が DB 設計条件に包絡される場合 (※)
SA 設計条件は DB 設計条件で代表させる。

※「SA 時の荷重、温度が DB 設計条件に包絡される」とは、耐震設計において考慮する全ての荷重及び温度について、SA を考慮した条件が DB 設計条件に包絡される場合を指す

以下では、DB 施設を兼ねる SA 施設を対象に、SA 荷重と地震荷重の組合せ検討において、検討対象とすべき荷重が網羅されていることを施設分類(全般施設、C/V バウンダリ、RCPB)毎に示す。

(2) 継続時間の検討で対象とする条件(荷重・温度)の網羅性

a. 全般施設

【DB 設計条件と SA 設計条件の整理】

全般施設は RCPB(現クラス 1 機器(JEAG4601 においては、第 1 種機器))と C/V バウンダリ(現クラス MC 容器(JEAG4601 においては、第 2 種容器))以外の施設となることから、DB 施設としての設計では JEAG4601 に記載の「クラス 2, 3, 4(JEAG4601 においては第 3, 4, 5 種)」及び「その他」の組合せに基づくことになる。したがって全般施設は運転状態 I ~ III^{※1}を考慮して設定した設計用荷重 P_D , M_D (以下、DB 設計荷重という)及び温度条件と S_s とを組み合わせている。

このことから、SA 施設としての設計においては、SA 時の荷重が DB 設計荷重を超える場合は、SA 時の荷重を元に新たに設定した設計荷重(以下、SA 設計荷重という)と S_s を組み合わせる。また、SA 時の荷重が DB 設計荷重以下の場合は、DB 設計荷重と S_s との組合せの評価で代表させる。温度条件についても同様に扱う。

※1 : ECCS 等については運転状態 IV(L)も含む。その理由は以下のとおり。

ECCS 等については、JEAG4601・補-1984 において、運転状態 IV(L)に対す

る許容応力状態が I_A^* と定められており、 I_A^* の定義としては、「ECCS 等のように運転状態Ⅳ(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態 I_A に準ずる。」とされている。

つまり、ECCS 等については、運転状態Ⅰ～Ⅲだけでなく、運転状態Ⅳ(L)も設計条件となっており、運転状態Ⅰ～Ⅳ(L)を考慮してDB設計条件(荷重・温度)を設定している。

なお、JEAG4601においては荷重の組合せの考え方は、運転状態Ⅰ～Ⅲと S_s を、運転状態Ⅳ(L)と S_d を組み合わせることとなっているが、実設計においては、設計用荷重である P_D 、 M_D を用いて設計を行うことから、運転状態Ⅰ～Ⅳ(L)を包絡するように P_D 、 M_D を設定し、それらと S_s を組み合わせている。

ここで、旧指針においては、耐震 A_s 、A、B、Cクラスというクラス分類がなされていたことから、耐震 A クラスの設備においては、 S_2 との組合せは実施せず、 S_1 との組合せにより設計がなされていた。一方、現在の規制基準においては、耐震 A_s 、A クラスを統合して、耐震 S クラスとし、 S_s 、 S_d 双方との組合せで設計することとなっていることから、上述のとおり、 P_D 、 M_D と S_s の組合せを実施することになる。

【継続時間の検討における対象条件の網羅性】

DB設計において S_s 、 S_d との組合せを行う荷重、温度条件は、「DB設計荷重・温度」の一種類であるため、継続時間としてこの条件を超える時間を検討している。

表1 全般施設の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件

	S_s	S_d
DB 荷重・温度	DB 設計荷重・温度	DB 設計荷重・温度
SA 荷重・温度	(DB 設計荷重・温度 < SA 時荷重・温度の場合) SA 短期荷重・温度、SA 長期荷重・温度の 厳しい方 (DB 設計荷重・温度 ≥ SA 時荷重・温度の場合) DB 設計荷重・温度	—

b. C/V バウンダリ

【DB設計条件とSA設計条件の整理】

DB設計での組合せではJEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重は S_s と組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重は S_d と組み合わせている。

ここで、C/V バウンダリの運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重・温度は通常運転状態と同じ、また、運転状態Ⅳ(L) (LOCA 後長期間経過した状態) の荷重・温度は、運転状態Ⅰ～Ⅲの条件よりも厳しい条件となっていることから、DB 設計で考慮している荷重条件は次の2種類となる。

- ・運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定した条件：通常運転時圧力・温度
- ・運転状態Ⅳ(L)を踏まえて設定した条件：最高使用圧力・温度 (LOCA 後長期荷重を包絡する条件として設定)

以上を踏まえ、C/V バウンダリの SA 施設としての設計においては、組合せを検討する条件として、以下の2種類を設定し、それぞれの継続時間を考慮して実際の組合せを設定している。

- ・SA 後短期荷重・温度 (最高使用圧力・温度を超えるピーク圧力・温度)
- ・SA 後長期荷重・温度 (最高使用圧力・温度以下であり、通常運転時圧力・温度を超える状態)

【継続時間の検討における対象条件の網羅性】

DB においては、以下の組合せに対する設計を行っている。

- ・通常運転時圧力+Ss
- ・最高使用圧力+Sd

SA における設計条件 (組合せ) は、この DB 設計条件への包絡性を踏まえ

- ① SA 後ピーク圧力 (短期荷重と扱う) と地震の組合せ
→短期荷重の継続時間 (=最高使用圧力以下になるまでの時間。下図 a~b の期間は SA 後ピーク圧力が継続する前提とする) を踏まえて検討を行った結果、Ss, Sd 共に組合せ不要
 - ② 最高使用圧力 (長期荷重と扱う) と地震の組合せ
→長期荷重の継続時間 (=通常運転時圧力以下になるまでの時間。下図 b~c の期間は最高使用圧力が継続する前提とする) を踏まえて検討を行った結果、Sd と組み合わせる (Ss との組合せは不要)
 - (③通常運転時圧力は DB において Ss と組み合わせているので検討不要)
- としている。

なお、格納容器内自然対流冷却により減圧した後の圧力 (0.177MPaG, 1ヶ月経過時点) は、通常運転時圧力よりも高い状態であり、上記②、すなわち長期荷重が継続している時点の扱いとなる。したがって、仮にこの圧力が維持されると、長期荷重の継続時間が長くなる (頻度が高くなることに相当) こととなる。

SA 後圧力推移の概念図

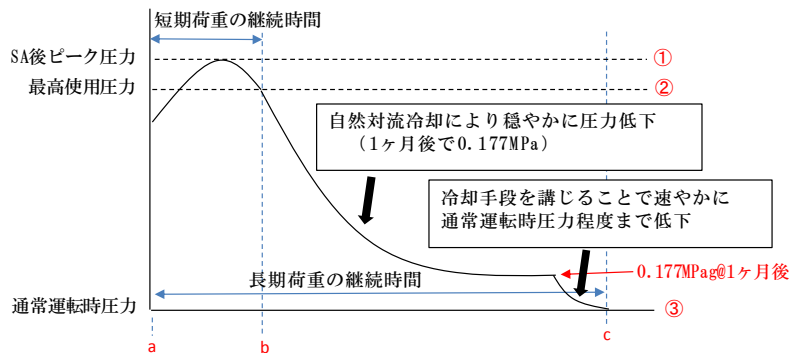


表2 C/V バウンダリの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件

	Ss	Sd
DB 荷重・温度	通常運転時圧力・温度	最高使用圧力・温度
SA 荷重・温度	—	SA 後長期荷重・温度 (最高使用圧力・温度より低いことから、 最高使用圧力・温度で代表できる)

c. RCPB

【DB 設計条件と SA 設計条件の整理】

DB 設計での組合せでは JEAG4601 に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重は Ss と組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重は Sd と組み合わせている。

ここで、RCPB の運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定される圧力・温度は運転状態Ⅱ（負荷の喪失）であり、これは運転状態Ⅳ(L)（LOCA 後長期間経過した状態）の圧力・温度より高いため、実際の評価では「負荷の喪失」による圧力・温度と Ss, Sd を組み合わせて評価している。

以上を踏まえ、RCPB の SA 施設としての設計においては、組合せを検討する荷重として、SA 後短期荷重・温度（「負荷の喪失」の圧力・温度を超えるピーク圧力・温度）を設定する。

なお、RCPB については SA 荷重との組合せは不要と判断されるが、SA 荷重の組合せに係る基本方針に基づき、事故後長期間継続する荷重と Sd による地震力を組み合わせることとしている。ここで、事故後長期間継続する荷重・温度（以下 SA 後長期荷重・温度という）は、「負荷の喪失」による圧力・温度より低いことから、「負荷の喪失」による圧力・温度で代表させることができる。

【継続時間の検討における対象条件の網羅性】

DB においては、以下の組合せに対する設計を行っている。

- ・ 負荷の喪失+Ss
- ・ 負荷の喪失+Sd

SA における設計条件（組合せ）は、この DB 設計条件への包絡性を踏まえ

①SA 後ピーク圧力（短期荷重と扱う）と地震の組合せ

→短期荷重の継続時間（=負荷の喪失時の圧力以下になるまでの時間。下図 a～b の期間は SA 後ピーク圧力が継続する前提とする）を踏まえて検討を行った結果、Ss, Sd 共に組合せ不要

②負荷の喪失時の圧力（長期荷重と扱う）は DB において Ss と組み合わせているので検討不要

としている。

SA 後圧力推移の概念図

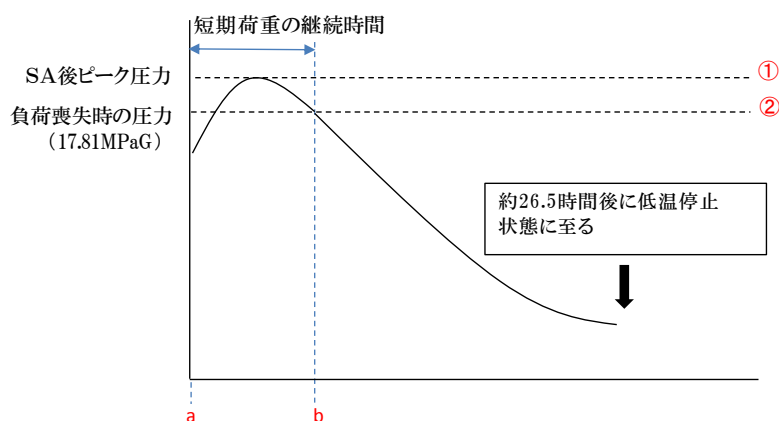


表 3 RCPB の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件

	Ss	Sd
DB 荷重・温度	「負荷の喪失」による圧力・温度	「負荷の喪失」による圧力・温度
SA 荷重・温度	—	SA 後長期荷重・温度 （「負荷の喪失」による圧力・温度より低いことから、「負荷の喪失」による圧力・温度で代表できる）

(3) JEAG4601 のアプローチを用いた検討

本項では、DB設備と同じJEAG4601と同じアプローチを用いた場合のSA荷重の組合せの考え方を整理し、今回の検討における考え方が適切であることをRCPB, C/Vバウンダリを例に説明する。

a. JEAG4601における荷重の組合せ検討のアプローチ

- ① 運転状態の発生確率を設定
- ② 地震動の超過確率を設定
- ③ 「運転状態の発生確率」, 「地震動の超過確率」, 「継続時間」の積が 10^{-7} /炉年になる継続時間を設定
- ④ 10^{-7} /炉年となる継続時間における荷重を, 地震と組み合わせる条件とする

b. JEAG4601と同じアプローチによる検討

- ① 運転状態の発生確率の設定
SAの発生確率は, CDFの性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用する。
- ② 地震の発生確率の設定
JEAG4601・補-1984で記載されている S_2 , S_1 の発生確率を S_s , S_d に読替えて適用する。(S_s : 5×10^{-4} /年以下, S_d : 10^{-2} /年以下)
- ③ 「運転状態の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が 10^{-7} /炉年になる継続時間を設定。具体的には, 下表のとおりとなる。

SAの発生確率	地震動の超過確率	「SAの発生確率」と「地震動の超過確率」との積が 10^{-7} /炉年となる継続時間
10^{-4} /炉年	S_s : 5×10^{-4} /年以下	2年
	S_d : 10^{-2} /年以下	10^{-1} 年

- ④ 以下では, ③で得られた継続時間を踏まえ, この継続時間時点での条件を地震と組み合わせる条件とした場合について, RCPB, C/Vバウンダリそれぞれで検討する。

【RCPB】

(1) S_s との組合せ

RCPBは, 運転員の緊急ほう酸注入, 減温・減圧操作により約26.5時間後(約 3.0×10^{-3} 年後 : SA荷重組合せ検討においては 10^{-2} 年後と設定)には低温停止状態になることから, 低温停止状態の条件と S_s を組み合わせることとなる。この組合せはDB条件で評価を行っている組合せ(負荷の喪失+ S_s)で包絡されることから, DB条件の評価で代表できる。

(2) S_d との組合せ

約26.5時間後(約 3.0×10^{-3} 年後 : SA荷重組合せ検討においては 10^{-2} 年後と設定)には低温停止状態になることから, 低温停止状態の条件と S_d を組み合わせることとなる。この組合せはDB条件で評価を行っている組合せ(負荷の喪失+ S_d)で包絡されることから, DB条件の評価で代表できる。

【C/Vバウンダリの検討】

(1) S_s との組合せ

C/Vバウンダリは圧力低減策により約1ヶ月後(10^{-1} 年後 : SA荷重組合せ検討にお

いては 2×10^{-1} 年後と設定)には通常運転状態になることから、通常運転状態とSsを組み合わせる事となる。この組合せはDB条件で評価を行っている組合せと同じであり、DB条件の評価で代表できる。

(2) Sdとの組合せ

継続時間が 10^{-1} 年を超える荷重はSdと組み合わせることになるが、今回の泊3号炉のSA荷重との組合せにおいては、 10^{-2} 年経過時点での荷重(最高使用圧力・温度を超える時間が約66時間(7.5×10^{-3} 年)であることを踏まえ設定)とSdを組み合わせる事としている。これは 10^{-1} 年経過時点での荷重よりも厳しい条件となっている。

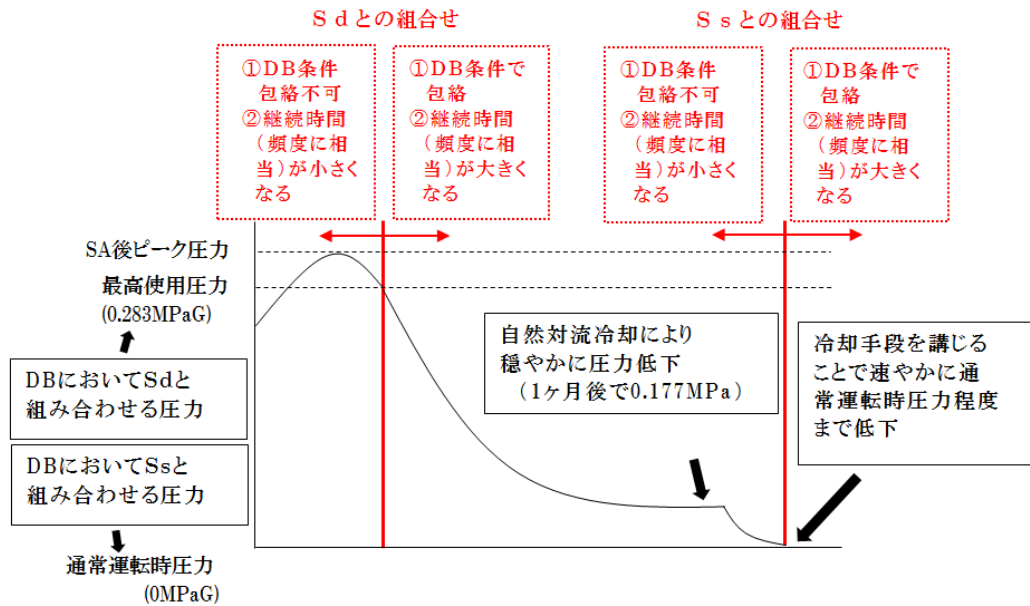
以上より、今回のSA荷重の組合せの検討におけるアプローチは、JEAG4601における荷重の組合せ検討のアプローチよりも、保守的な条件となっている。

(4) まとめ

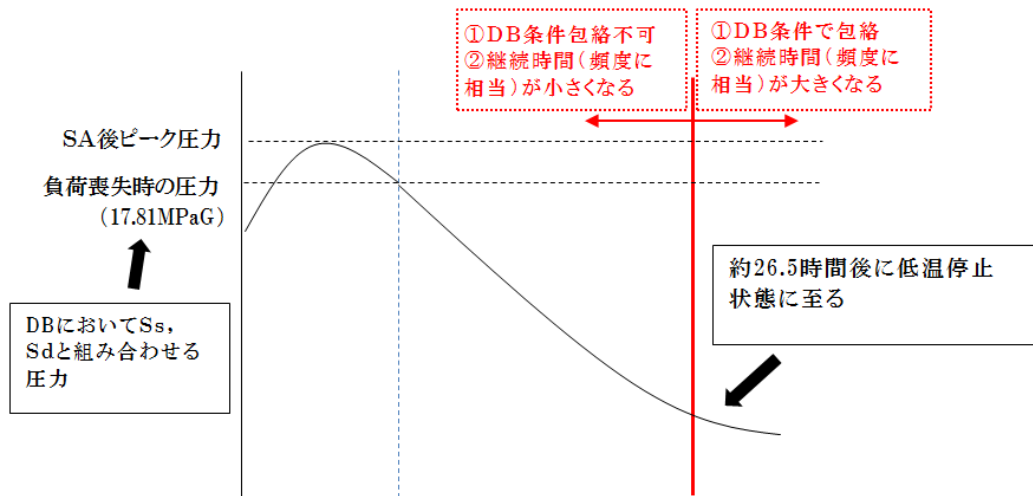
以上のとおり、各施設のSA荷重と組合せの検討では、DB荷重との組合せで考慮されている条件が全て検討対象とされている。

(補足) SA荷重と地震荷重の組合せ検討における継続時間の扱い(検討の網羅性)

- ・ SA荷重の組合せ検討の継続時間は、DB条件を超える時間を継続時間として設定している。
- ・ ここで、この継続時間よりも短い時間帯、及び長い時間帯におけるDB条件との関係性、SA発生確率×地震動の超過確率×継続時間は図-1のとおりとなる。
- ・ したがって今回設定した継続時間よりも短い場合は発生確率×地震動の超過確率×継続時間が小さくなる、また長い場合はDB条件で包絡されることから、組み合わせるべき条件が網羅されていることになる。



(例：C/V 圧力推移の概念図)



(例：RCPB圧力推移の概念図)

	今回設定した継続時間よりも短い時間帯	今回設定した継続時間よりも長い時間帯
①DB条件との関係性	DB条件で包絡不可	DB条件で包絡
②発生確率×地震動の発生確率×継続時間	小さくなる	大きくなる

図－1 継続時間設定方法

7. 荷重の組合せ表

(1) 記号の説明

D	: 死荷重
P_D	: 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む）、又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
P_{CSA}	: C/Vの重大事故における長期圧力（最高使用圧力を用いてもよい。）
P_{RSA}	: RCPBの重大事故における長期圧力（最高使用圧力を用いてもよい。）
P_{SA}	: 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力
M	: 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態（冷却材喪失事故後の状態は除く）で設備に作用している機械的荷重 （各運転状態におけるP及びMについては、安全側に設定された値（最高使用圧力、設計機械荷重等）を用いてもよい。）
M_D	: 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む）、又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
T_D	: 設計基準対象施設の耐震設計上の設計温度
T_{CSA}	: C/Vの重大事故における長期温度（最高使用温度を用いてもよい。）
T_{RSA}	: RCPBの重大事故における長期温度（最高使用温度を用いてもよい。）
T_{SA}	: 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度
T_a	: 重大事故における施設本体の温度、及び施設周囲の雰囲気温度を考慮して設定した温度
S _d	: 弾性設計用地震動S _d により定まる地震力又は静的地震力
S _s	: 基準地震動S _s により定まる地震力
IV _A S	: JSME S NC1の供用状態D相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態
V _A S	: 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態

(2) 荷重の組合せ表

施設区分			荷重の組合せ	温度条件	許容応力状態	備考
C/V バウンダリ			$D+P_{CSA}+M+Sd$	T_{CSA}	$V_A S^{*2}$	検討項目 6.2
C/V 内の SA 施設	RCPB	施設本体	$D+P_{RSA}+M+Sd$	T_{RSA}	$V_A S^{*2}$	検討項目 6.3
		支持構造物	$D+P_{RSA}+M+Sd$	T_a	$V_A S^{*2}$	検討項目 6.4
	全般施設	施設本体	$D+(P_D^{*1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の } \text{ 厳しい方 })+M_D+Ss$	$T_D^{*1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の } \text{ 厳しい方}$	$V_A S^{*2}$	検討項目 6.1
		支持構造物	$D+(P_D^{*1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の } \text{ 厳しい方 })+M_D+Ss$	T_a	$V_A S^{*2}$	検討項目 6.4
C/V 外の全般施設		施設本体	$D+(P_D^{*1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の } \text{ 厳しい方 })+M_D+Ss$	$T_D^{*1} \text{ 又は } T_{SA}$	$V_A S^{*2}$	検討項目 6.1
		支持構造物	$D+(P_D^{*1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の } \text{ 厳しい方 })+M_D+Ss$	T_a	$V_A S^{*2}$	検討項目 6.4

※1 DB 施設を兼ねる SA 施設について考慮する。

※2 $V_A S$ の許容限界は、 $IV_A S$ と同じものを適用する。

8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について

(1) はじめに

重大事故時の耐震評価においては、地震力と重大事故時の RCPB 及び C/V にかかる圧力・温度を組み合わせる場合、耐震評価に用いる圧力・温度は高い方が評価結果は厳しくなる。したがって、重大事故時の耐震評価における地震力と組み合わせる圧力・温度条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時の RCPB 及び C/V にかかる最高圧力及び最高温度を考慮し、全ての事故シーケンスグループ等のうち、RCPB 及び C/V の圧力・温度が最も厳しくなるものを選定することとした。

選定した事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価（別紙 1 参照）を行っており、感度解析により全ての不確かさを一律に重畳させた場合や C/V の除熱能力が低下した場合などを想定し、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。

有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており（別紙 2～別紙 6 参照）、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、全て一律に圧力・温度の最高値を高くする方向に重畳させることや極端な条件設定とすることは必ずしも現実的ではないと考えられることから、耐震評価に用いる RCPB 及び C/V バウンダリの圧力・温度条件には、不確かさの重畳までは考慮せず、有効性評価結果から得られる最高圧力・温度を用いることとした。

耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせる RCPB 及び C/V バウンダリの具体的な圧力・温度条件について、次項以降に示す。

(2) 耐震評価で用いる RCPB の圧力・温度について

有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等のうち、RCPB の圧力・温度が最高となるのは、「原子炉停止機能喪失」であり、ATWS で考慮する運転中の異常な過渡変化のうち、主給水流量喪失については、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）が動作しない場合に最も早く 1 次冷却材圧力が上昇する事象であること、また、負荷喪失については、運転時の異常な過渡変化において最も圧力が高くなる事象であることから、「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」又は「負荷喪失+原子炉トリップ失敗」を考慮する。これらの事故シーケンスは、原子炉が自動停止しないことから、1 次冷却材の圧力・温度が他の事故シーケンスよりも高い圧力・温度で推移する事故シーケンスであるが、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）により主蒸気ラインを隔離することで、1 次冷却材温度を上昇させることにより、減

速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を低下させ、また、補助給水ポンプが自動起動することで、蒸気発生器への注水を確保することにより、蒸気発生器による炉心冷却を行う特徴がある。

これらの事故シーケンスにおける事象発生後の1次冷却材圧力の最高値、高温側／低温側配管温度の最高値を表1に示す。耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせるRCPBの圧力・温度条件としては、「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」と「負荷喪失+原子炉トリップ失敗」を包絡する圧力・温度条件とする。

なお、ATWSの有効性評価では、不確かさの影響評価を行っており、感度解析により不確かさの重畳を考慮した場合を想定し、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。

有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、全て一律に圧力・温度の最高値を高くする方向に重畳させることは必ずしも現実的ではないと考えられること、また、ATWSの有効性評価における解析条件として最も評価指標への影響が大きい減速材温度係数初期値に保守性を有していることから、耐震評価に用いるRCPBの圧力・温度条件には、不確かさの重畳までは考慮せず、表1の有効性評価結果から得られる最高圧力・温度を用いることとした。

「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」の1次冷却材圧力、高温側配管温度、低温側配管温度の推移を図1～図3に、「負荷喪失+原子炉トリップ失敗」の1次冷却材圧力、高温側配管温度、低温側配管温度の推移を図4～図6に示す。1次冷却材圧力は解析実施期間である600秒以内に耐震設計上の設計圧力（「負荷の喪失」の評価圧力）である17.81MPa[gage]を下回っている。また、高温側配管温度／低温側配管温度は、耐震設計上の設計温度（「負荷の喪失」の評価温度）を超過した後、なだらかに低下する傾向となっている。長期的な観点では、事象発生後600秒以降、高温側／低温側配管温度はほぼ一定で推移する。事象発生後10分で運転員が緊急ほう酸注入を実施することにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。これにより高温側／低温側配管温度は若干低下し、高温側配管温度は速やかに耐震設計上の設計温度である339.8℃を下回る。さらに、低温側配管温度も当該設計温度である308.3℃を下回り、原子炉は事象発生後約4.5時間で高温停止状態となる。その後、運転員が1次系の減圧、減温及び余熱除去系による炉心冷却を行うことにより、低温停止状態に至る。

以上より、長期にわたり継続するRCPBの圧力・温度は、DB施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回っている。

表 1 RCPB の荷重条件 (有効性評価結果)

	主給水流量喪失+原子炉 トリップ失敗	負荷喪失+原子炉トリッ プ失敗
最高圧力	約 18.6MPa	約 18.6MPa
最高温度 (高温側配管/低温側配管)	約 352℃/約 351℃	約 352℃/約 351℃

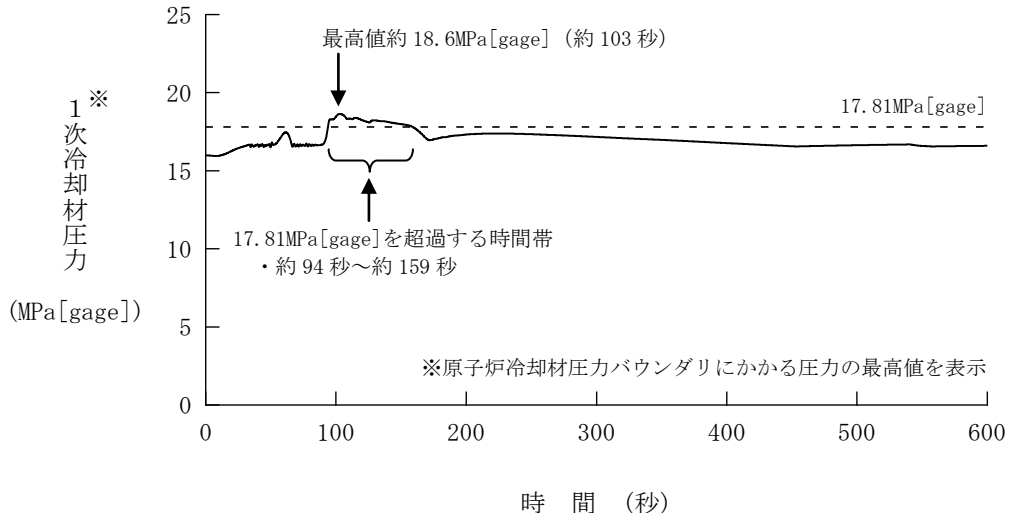


図1 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗 (1)

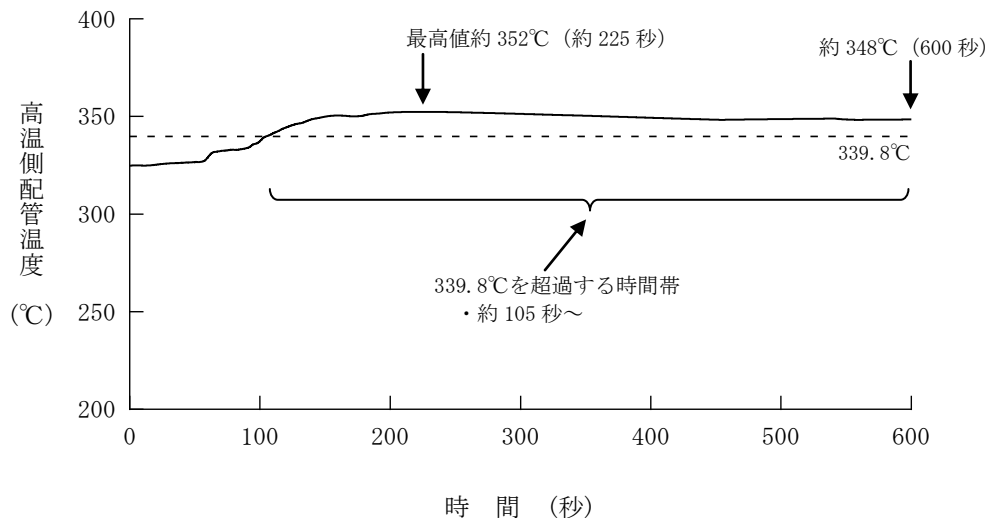


図2 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗 (2)

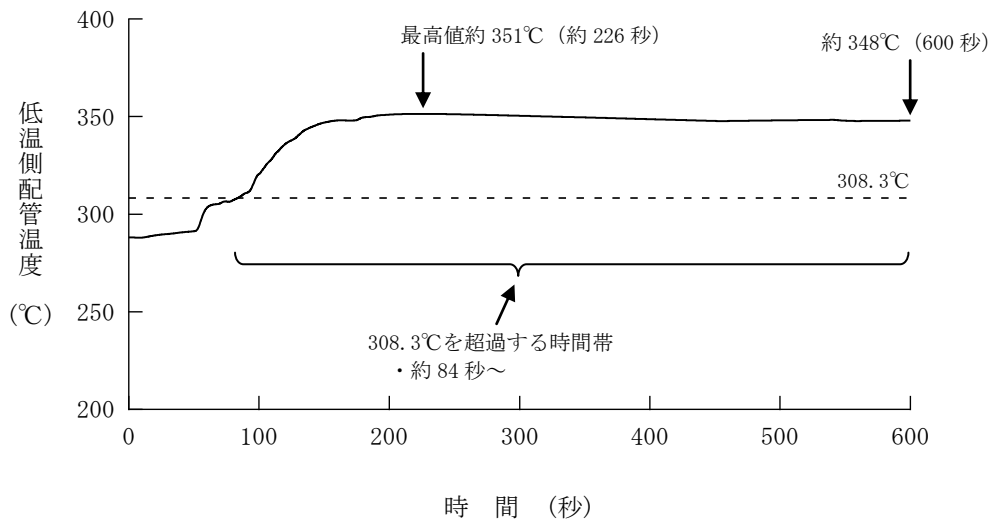


図3 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗 (3)

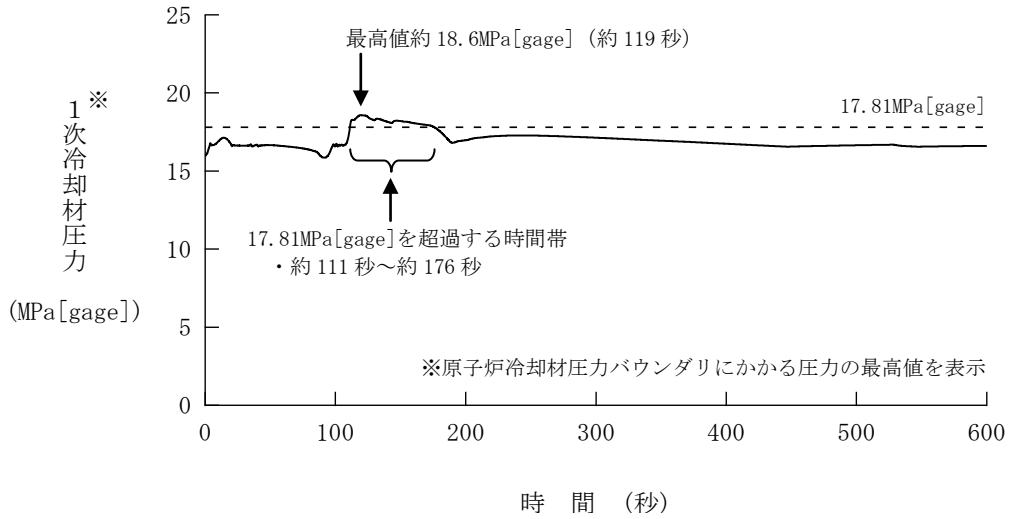


図4 負荷喪失+原子炉トリップ失敗 (1)

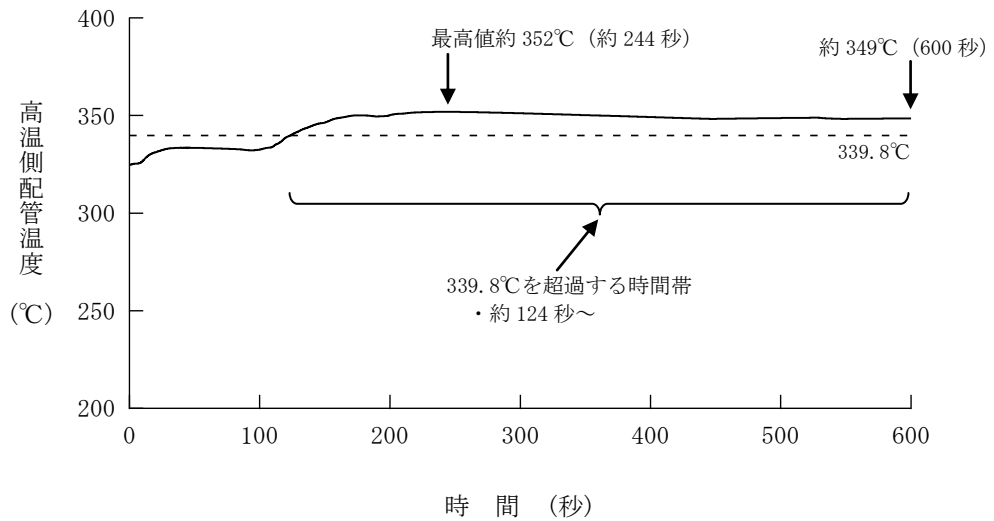


図5 負荷喪失+原子炉トリップ失敗 (2)

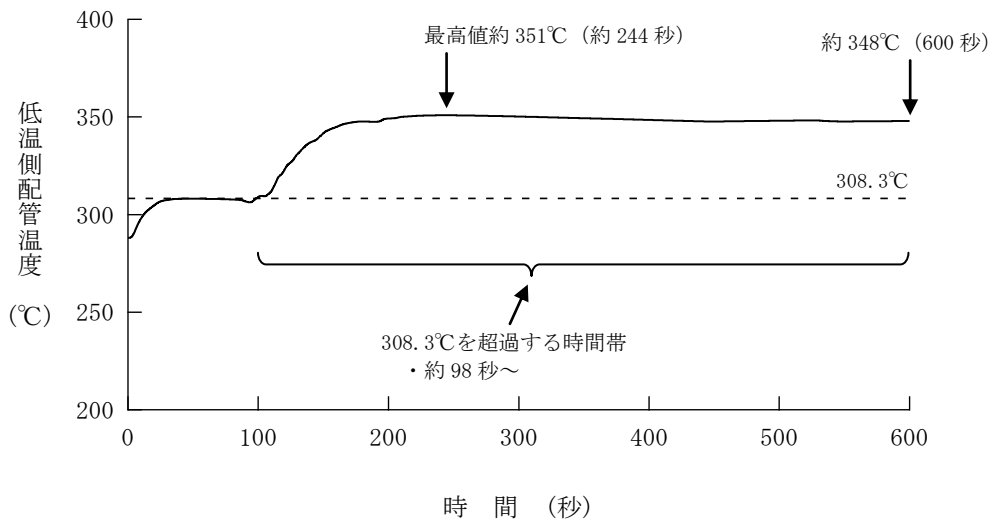


図6 負荷喪失+原子炉トリップ失敗 (3)

(3) 耐震評価で用いる C/V バウンダリの圧力・温度について

C/V の圧力・温度が最高となる事故シーケンスグループ等は、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等のうち、以下の3つの事故シーケンスグループ等が挙げられる。

- ・ C/V 先行破損 (大破断 LOCA+低圧再循環失敗+C/V スプレイ失敗)
- ・ C/V 過圧破損 (大破断 LOCA+ECCS 失敗+C/V スプレイ失敗)
- ・ C/V 過温破損 (全交流動力電源喪失+補助給水失敗)

事故シーケンスグループ「C/V 先行破損」は、LOCA の発生後、原子炉 C/V の除熱機能喪失によって、C/V の圧力・温度が上昇し、C/V が先行破損することによって炉心損傷に至る可能性のある事故シーケンスグループである。また、C/V 破損モード「C/V 過圧破損」「C/V 過温破損」は、C/V 内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、C/V 内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し C/V が破損する可能性のある C/V 破損モードである。このため、これら3つが C/V の圧力・温度の観点から厳しくなる事故シーケンスグループ等である。

上記3つの事故シーケンスグループ等について、事故発生後の C/V の最高圧力及び最高温度を表2に示す。表2に示すとおり、最高圧力は、「C/V 先行破損 (大破断 LOCA+低圧再循環失敗+C/V スプレイ失敗)」及び「C/V 過圧破損 (大破断 LOCA+ECCS 失敗+C/V スプレイ失敗)」が、最高温度は「C/V 過温破損 (全交流動力電源喪失+補助給水失敗)」が最も厳しい結果となっていることから、これらの圧力・温度を耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせる C/V バウンダリの圧力・温度条件とする。

なお、上記の3つの事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価を行っており、C/V の除熱能力が低下した場合などを想定し、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。

有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、極端な条件設定とすることは現実的ではないと考えられることから、耐震評価に用いる C/V バウンダリの圧力・温度条件には、不確かさの重畳までは考慮せず、表2の有効性評価結果から得られる最高圧力・温度を用いることとした。

上記の3つの事故シーケンスグループ等について、C/V 圧力・温度への影響が大きい解析条件である格納容器再循環ユニットの除熱特性として、格納容器再循環ユニットの粗フィルタがある場合の除熱特性とした場合の解析結果 (基本ケース) 及び格納容器再循環ユニットの粗フィルタを取り外した場合の除熱特性とした場合の解析結果 (感度ケース) を図7～図12に示す。図7～図12より、事象発生後、C/V の最高使用圧力・温度を超える時間は66時間程度であり、長期にわたり継続する圧力・温度

については、格納容器内自然対流冷却を開始することにより、C/Vの最高使用圧力・温度を下回っていることが確認できる。

表2 C/Vの荷重条件（有効性評価結果）

	C/V 先行破損（大破断 LOCA+低圧再循環失 敗+C/V スプレイ失 敗）	C/V 過圧破損（大破断 LOCA+ECCS 失敗+ C/V スプレイ失敗）	C/V 過温破損（全交流 動力電源喪失+補助 給水失敗）
最高圧力	約 0.360MPa[gage]	約 0.360MPa[gage]	約 0.347MPa[gage]
最高温度	約 135℃	約 137℃	約 141℃

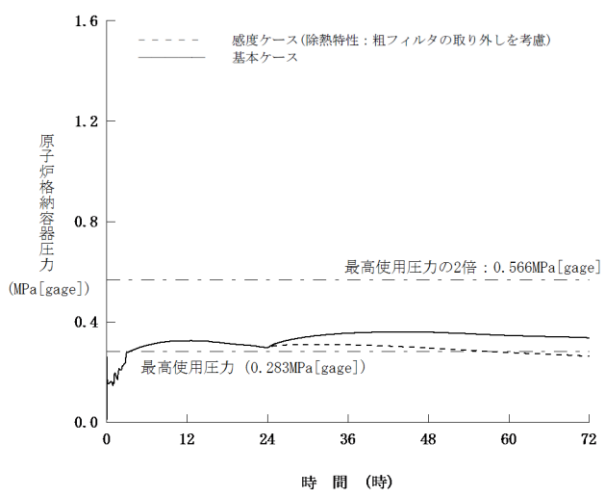


図7 C/V 先行破損におけるC/V 圧力の時間変化

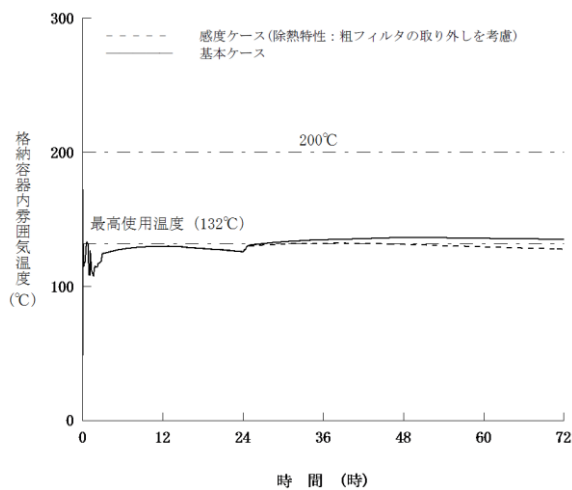


図8 C/V 先行破損におけるC/V 温度の時間変化

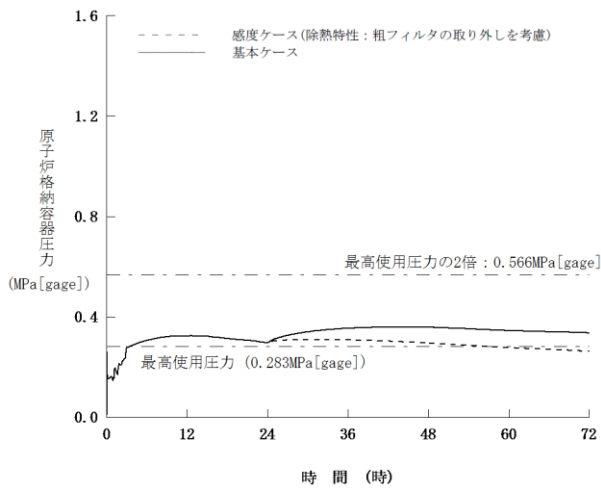


図 9 C/V 過圧破損における C/V 圧力の時間変化

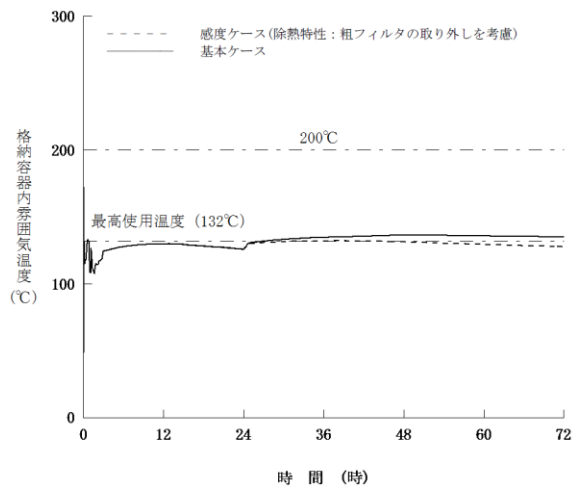


図 10 C/V 過圧破損における C/V 温度の時間変化

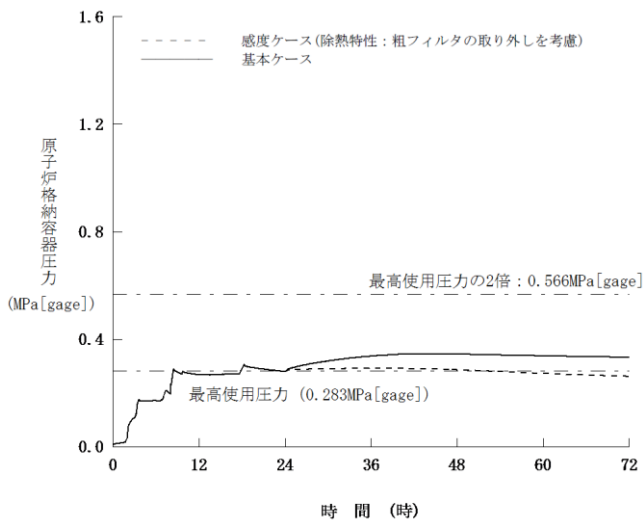


図 11 C/V 過温破損における C/V 圧力の時間変化

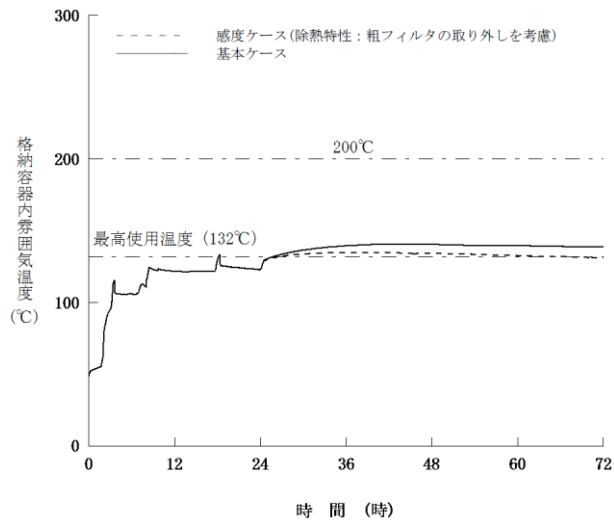


図 12 C/V 過温破損における C/V 温度の時間変化

(4) SA 時の耐震評価で用いる RCPB 及び C/V バウンダリの圧力・温度条件について

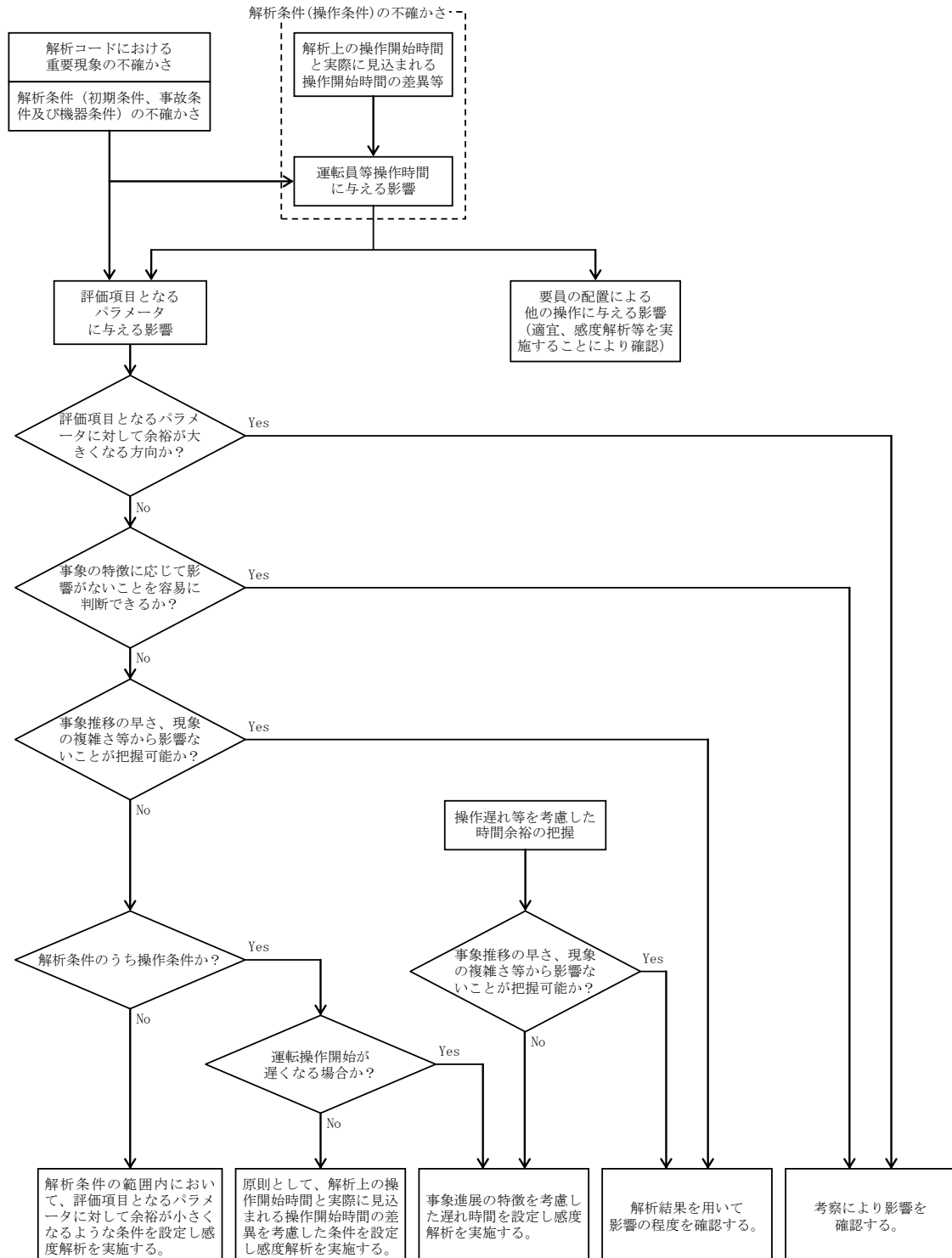
前述のとおり，SA 施設の耐震評価で用いる RCPB 及び C/V バウンダリの圧力・温度は高い方が耐震評価は厳しくなる。このため，耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせる RCPB 及び C/V バウンダリの圧力・温度条件については，有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスのうち，最も厳しくなる事故シーケンスの圧力及び温度を選定することとした。

耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせる RCPB 及び C/V バウンダリの圧力・温度条件の考え方を表 3 に示す。

表 3 SA 施設の耐震評価で用いる圧力及び温度条件の考え方

	条件	事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方
RCPB	圧力	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） （全事故シーケンスのうち，RCPB 圧力が最も厳しくなる事故シーケンスを選定）	炉心熱出力，1 次冷却材圧力，温度は定格値を使用するが，本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい減速材温度係数について，保守的な値を用いている。
	温度	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） 原子炉停止機能喪失（負荷喪失+原子炉トリップ失敗） （全事故シーケンスのうち，RCPB 温度が最も厳しくなる事故シーケンスを選定）	
C/V バウンダリ	圧力	C/V 先行破損（大破断 LOCA+低圧再循環失敗+C/V スプレイ失敗） C/V 過圧破損（大破断 LOCA+ECCS 失敗+C/V スプレイ失敗） （全事故シーケンスのうち，C/V 圧力が最も厳しくなる事故シーケンスを選定）	事象進展に影響の大きい崩壊熱，C/V 自由体積，ヒートシンクについて，保守的な値を用いている。なお，この他，事象進展への影響は小さいが，炉心熱出力，1 次冷却材圧力，温度も保守的な値を用いている。
	温度	C/V 過温破損（全交流動力電源喪失+補助給水失敗） （全事故シーケンスのうち，C/V 温度が最も厳しくなる事故シーケンスを選定）	

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー



主要解析条件（主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗）（1 / 2）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	SPARKLE-2	本重要事故シナケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力（初期）	100% (2,652 MWt)	定格値を設定。
1次冷却材圧力（初期）	15.41MPa[gage]	定格値を設定。
1次冷却材平均温度（初期）	306.6℃	定格値を設定。
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)	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
減速材温度係数 (初期)	-18pcm/℃	ウラン燃料を装荷した炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、有効性評価結果を厳しくする観点で保守的となる減速材温度係数初期値として18pcm/℃を設定。 事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心と ウラン・プルトニウム混合酸化物 燃料平衡炉心を代表する ドップラ特性	ドップラ特性は装荷炉心ごとに大きく変わらざらず評価結果に与える影響は小さいが、燃料温度の低下に伴う正の反応度帰還効果を大きくすることにより評価結果は厳しくなる方向であるため、正の反応度帰還効果が大きくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心の特性を考慮して設定。 事象進展中のドップラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
対象炉心	ウラン燃料平衡炉心に対して、 設定した減速材温度係数、 ドップラ特性を考慮した炉心	炉心における燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布による影響は小さいため、ウラン燃料平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい反応度帰還効果を保守的に考慮した炉心を設定。
初期条件		

主要解析条件 (主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗) (2/2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	主給水流量喪失	主給水流量の喪失を仮定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが動作していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため、圧力評価上厳しくなる。
	共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (A T W S 緩和設備) (主蒸気ライン隔離/補助給水ポンプ作動)	蒸気発生器水位低 (狭域水位 7%) (応答時間 2.0 秒)	共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (A T W S 緩和設備) (電動補助給水ポンプ及びびタービン動補助給水ポンプの自動起動, 並びに主蒸気ライン隔離の自動作動) の作動設定点は、評価結果を厳しくするように、設定の下限値である蒸気発生器水位 (狭域) 7% を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮して、応答時間を設定。
	主蒸気ライン隔離	共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (A T W S 緩和設備) 作動設定点 到達から 17 秒後に隔離完了	主蒸気ライン隔離時間は、信号遅れ、タイム設定値及び主蒸気隔離弁閉止時間を考慮して設定。
	補助給水ポンプ	共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (A T W S 緩和設備) 作動設定点 到達から 60 秒後に注水開始 150m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ、タイム設定値及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全運転時 (ポンプ容量は設計値 (ミニフロー流量除く) を仮定) に 3 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	加圧器逃がし弁	2 個 容量 95t/h (1 個当たり)	加圧器逃がし弁は 2 個 (容量 95t/h (1 個当たり)) 設置されている。
		重大事故等対策に関連する機器条件	

主要解析条件 (負荷喪失 + 原子炉トリップ失敗) (1 / 2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	SPARKLE-2	本重要事故シナケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果, ドップラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力 (初期)	100% (2, 652 MWt)	定格値を設定。
1 次冷却材圧力 (初期)	15.41MPa [gage]	定格値を設定。
1 次冷却材平均温度 (初期)	306.6°C	定格値を設定。
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)	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため, 長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため, 燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また, 使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
減速材温度係数 (初期)	-18pcm/°C	ウラン燃料を装荷した炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷した炉心において, 炉心サイクル寿命中の変化, 取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し, 有効性評価結果を厳しくする観点で保守的となる減速材温度係数初期値として-18pcm/°Cを設定。 事象進展中の減速材反応度帰還効果は, 時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心と ウラン・プルトニウム混合酸化物 燃料平衡炉心を代表する ドップラ特性	ドップラ特性は装荷炉心ごとに大きく変わらず評価結果に与える影響は小さいが, 燃料温度の低下に伴う正の反応度帰還効果を大きくすることにより評価結果は厳しくなる方向であるため, 正の反応度帰還効果が大きくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心の特性を考慮して設定。 事象進展中のドップラ反応度帰還効果は, 時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
対象炉心	ウラン燃料平衡炉心に対して, 設定した減速材温度係数, ドップラ特性を考慮した炉心	炉心における燃料仕様や燃料装荷パターン, 出力分布による影響は小さいため, ウラン燃料平衡炉心に対して, 事象進展への影響が大きい反応度帰還効果を保守的に考慮した炉心を設定。
初期条件		

主要解析条件（負荷喪失＋原子炉トリップ失敗）（2 / 2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	負荷の喪失	圧力評価の観点で評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるように、蒸気負荷の喪失と主給水流量の喪失が同時に起こる全主蒸気隔離弁誤閉止もしくは復水器の故障を想定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが動作していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため、圧力評価上厳しくなる。
重大事故等対策に関連する機器条件	共通要因故障対策盤（自動制御盤）（A T W S 緩和設備）（主蒸気ライン隔離／補助給水ポンプ作動）	蒸気発生器水位低（狭域水位7%）（応答時間2.0秒）	共通要因故障対策盤（自動制御盤）（A T W S 緩和設備）（電動補助給水ポンプ及びびタービン動補助給水ポンプの自動作動）の作動設定点は、評価結果を厳しくするように、設定の下限値である蒸気発生器水位（狭域）7%を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮して、応答時間を設定。
	補助給水ポンプ	共通要因故障対策盤（自動制御盤）（A T W S 緩和設備）作動設定点到達から60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ、タイマ設定値及びびポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
	補助給水ポンプ	150m ³ /h （蒸気発生器3基合計）	電動補助給水ポンプ2台及びびタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を仮定）に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	加圧器逃がし弁	2個 容量95t/h （1個当たり）	加圧器逃がし弁は2個（容量95t/h（1個当たり））設置されている。

主要解析条件 (C/V 先行破損) (1 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本重要事故シナケンスの重要現象である原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 + 2.2°C	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
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)	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブリックを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m ³	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。
起因事象	大破断LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：完全両端破断	破断位置は、炉心冠水遅れや炉心冷却能力低下の観点から低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとして想定。破断口径は1次冷却材配管 (約0.70m (27.5インチ)) の完全両端破断として設定。
安全機能の喪失 に対する仮定	格納容器スプレイ注入機能喪失及び 低圧再循環機能喪失	格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失するものとして設定。
外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替への時期が早くなるため、より崩壊熱の高い時期に高温のサンプル水を炉心注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点から厳しい設定。

初期条件

事故条件

主要解析条件 (C/V 先行破損) (2 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa [gage]) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力異常低 (11.36MPa [gage]) (応答時間 0 秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。 非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は 0 秒と設定。
高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2 台) (0m ³ /h ~ 約 350m ³ /h, 0MPa [gage] ~ 約 15.7MPa [gage])	原子炉格納容器圧力を厳しくするように、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。
余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2 台) (0m ³ /h ~ 約 1,820m ³ /h, 0MPa [gage] ~ 約 1.3MPa [gage])	破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。
補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備 作動限界値到達から 60 秒後に 注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
	150m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全運転時 (ポンプ容量は設計値 (ミニフロー流量除く) を想定) に 3 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

重大事故等対策に関する機器条件

主要解析条件 (C/V 先行破損) (3 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。 蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイミングが遅くなり、原子炉格納容器内に放出されるエネルギー量が減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、他の事故シナケンスと同様に最低の保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最小保有水量)	最小の保有水量を設定。 蓄圧タンクの保有水量が少ないと、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、最小の保有水量を設定。
再循環切替	燃料取替用水ピット 水位低 (16.5%) 到達	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。 燃料取替用水ピット水量については設計値を保守的に設定。
格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃, 約3.6MW～約6.5MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
格納容器再循環ユニットによる 格納容器内自然対流冷却開始	原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後	運転員等操作時間として、原子炉補機機冷却水サージタンの現場加圧や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる冷却開始の操作等を考慮して、格納容器内自然対流冷却の開始操作に原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分を想定して設定。
重大事故等対策に関連する機器条件 重大事故等対策に関連する操作条件		

主要解析条件 (C/V 過圧破損) (1 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナリオの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード。
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点が厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2℃	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
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)	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m ³	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。

初期条件

主要解析条件 (C/V 過圧破損) (2 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 L O C A 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）の完全両端破断を設定。
安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能及び 格納容器スプレイ注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	炉心損傷を早め、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる条件として、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時における非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

事故条件

主要解析条件 (C/V 過圧破損) (3 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.8 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
タービン動補給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。
蓄圧タンク保持圧力	80m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	タービン動補給水ポンプの設計値115m ³ /hから、ミニフロー流量35m ³ /hを除いた値により設定。
蓄圧タンク保有水量	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	29.0m ³ (1 基当たり) (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最小保有水量を設定。
格納容器再循環ユニット	140m ³ /h	設計上期待できる値として設定。
原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ	2 基 1 基当たりの除熱特性 (100℃～約 155℃, 約 3.6MW～約 6.5MW) 効果を期待せず	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。 原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。
代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始	炉心熔融開始の 30 分後	運転員等操作時間として、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの停止	事象発生後の 24 時間後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	事象発生後の 24 時間後	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。
重大事故等対策に関連する機器条件		
重大事故等対策に関連する操作条件		

主要解析条件 (C/V 過温破損) (1 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナリオの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード。
炉心熱出力 (初期)	100% (2, 652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点が厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2°C	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
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)	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブリックプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m ³	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。

初期条件

主要解析条件 (C/V 過温破損) (2 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・補助給水機能喪失 ・原子炉補機冷却喪失 	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内電源系統及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。
RCP シール部からの漏えい率 (初期)	定格圧力において 約 1.5m ³ /h (1 台当たり) 相当となる 口径約 0.2cm (約 0.07 インチ) (1 台当たり) (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCP シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

事故条件

主要解析条件 (C/V 過温破損) (3 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。	
	蓄圧タンク保持圧力	炉心への注入のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	
	蓄圧タンク保有水量	最小の保有水量を設定。	
	加圧器逃がし弁	加圧器逃がし弁の設計値を設定。	
	代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	設計上期待できる値として設定。	
	格納容器再循環ユニット	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。	
	加圧器逃がし弁開	運転員等操作時間を考慮して設定。	
	重大事故等対策に関連する操作条件	開始	運転員等操作時間として、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
		一旦停止	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。 (燃料取替用水ピット保有水のほぼ全量に相当する水量)
		再開	運転員等操作時間を考慮して設定。
停止		格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。	
代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの運転条件	格納容器再循環タンク水位80%到達 (原子炉格納容器保有水量2,270m ³ 相当) + 原子炉格納容器最高使用圧力未達		
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後		
	事象発生後の24時間後		
	事象発生後の24時間後		

参考資料

- [参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈 (抜粋)
- [参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈
- [参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋)
- [参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)
- [参考5] JEAG4601 (抜粋)
- [参考6] 原子炉格納容器 限界温度・圧力負荷後の耐震性
- [参考7] DB 施設を兼ねる主な SA 施設等の DBA と SA の荷重条件の比較
- [参考8] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明

〔参考 1〕 設置許可基準規則第 39 条及び解釈（抜粋）

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 (地震による損傷の防止)	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
<p>第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p>	<p>第 39 条 (地震による損傷の防止)</p> <p>1 第 39 条の適用に当たっては、本規程別記 2 に準ずるものとする。</p>
<p>二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。</p>	<p>2 第 1 項第 2 号に規定する「第 4 条第 2 項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記 2 第 4 条第 2 項から第 4 項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p>
<p>三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p>	<p>3 第 1 項第 4 号に規定する「第 4 条第 2 項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記 2 第 4 条第 2 項第 1 号の耐震重要度分類の S クラスに適用される地震力と同等のものとする。</p>
<p>四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>2 重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するた</p>	<p>4 第 1 項第 4 号に規定する「特定重大事故等対処施設」に「基準地震動による地震力に対してその重大事故等に対処するために</p>

〔参考2〕 設置許可基準規則第4条及び解釈

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 (地震による損傷の防止)	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
<p>第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならぬ。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならぬ。</p> <p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならぬ。</p>	<p>第4条（地震による損傷の防止） 別記2のとおりとする。</p>

〔参考3〕設置許可基準規則第4条解釈の別記2（抜粋）（1／2）

②上記の「震源を特定せず策定する地震動」として策定された基準地震動の妥当性については、申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率論的な評価等、各種の不確かさを考慮した評価を参考とすること。

四 基準地震動の策定に当たったの調査については、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること。

また、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価においては、適用する評価手法に必要な特性データに留意の上、地震波の伝播特性に係る次に示す事項を考慮すること。

①敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性及びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。なお、評価の過程において、地下構造が成層かつ均質と認められる場合を除き、三次元的な地下構造により検討すること。

②上記①の評価の実施に当たって必要な敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せで実施すること。

なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。

6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならぬ」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。

- 一 耐震重要施設のうち、二以外のもの
 - ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。
 - ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構築物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。

・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなしべに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

なお、上記の「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

二 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物

- ・基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能（津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。）が保持できること。
- ・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）を保持すること。
- ・浸水防止設備及び津波監視設備は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）を保持すること。
- ・これらの荷重組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。

なお、上記の「終局耐力」とは、構築物に対する荷重を漸次増大した際、構築物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構築物の終局状態と考え、この状態に至る限界の最大荷重負荷をいう。

また、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示す

[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋)(1/3)

建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構築物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとおり材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。

4.2 荷重及び荷重の組合せ

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。

【確認内容】

荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。

(1) 地震力以外の荷重

施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。

・ JEAG4601

・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会, 2005/2007)

(2) 荷重の組合せ

① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_s による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。

② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力(Bクラスの共振影響検討に係るもの)に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。

4.3 許容限界

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。

【確認内容】

許容限界については以下を確認する。

- (1) 「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、適用可能な規格及び基準等を以下に示す。なお、Bクラス、Cクラスの機器・配管系の基準地震動 S_s による地震力に対する波及的影響の検討を実施する際の許容限界については、JEAG4601 又は既往の研究等を参考に設定していること。

- ・ JEAG4601
- ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会, 2005/2007)

- (2) 上記(1)の規格及び基準等を使用するに当たっては、昭和56年設計審査指針による A_s クラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設、昭和56年設計審査指針による基準地震動 S_2 、 S_1 をそれぞれ基準地震動 S_s 、弾性設計用地震動 S_d と読み替え、規制基準の要求事項に留意して用いていること。

4.4 地震応答解析

4.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル

【審査における確認事項】

機器・配管系の地震応答解析においては、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。

【確認内容】

地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。

(1) 地震応答解析手法

地震応答解析手法は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に設定していること。

(2) 地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル

① 地盤・建物部分の地震応答解析モデル

地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち、地盤・建物部分の地震応答解析モデルは、「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。

② 機器・配管系部分の地震応答解析モデル

a) 地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は、地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化

[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋) (3 / 3)

4.2 荷重及び荷重の組合せ

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。

【確認内容】

荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。

(1) 地震力以外の荷重

施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。

・ JEAG4601

・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社)日本機械学会, 2005/2007)

(2) 荷重の組合せ

① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_s による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。

② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力 (Bクラスの共振影響検討に係るもの) に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (1/7) (JEAG4601・補-1984 P. 44, 46)

表 I - 3 - 2 第2種容器の運転状態の分類 (PWR)

昭和 55 年 通産省告示 第 501 号	事 象		地震と事象の組合せを 独立事象とした場合		地震の 従属事 象とし ての適 用の有 無	備 考
	分 類	項 目	説 明	適用の 有 無		
運転状態-I A-1	出力運転	大気圧から保安 規定の格納容器 内圧制限値まで の内圧変動	S ₁ ○ S ₂ ○		×	
	起動停止		S ₁ △ S ₂ △		×	
	温 態 停 止		S ₁ △ S ₂ △		×	
	燃 料 交 換		S ₁ △ S ₂ △		×	
運転状態-II	な し					
運転状態-III	な し					
運転状態-IV A-4	1次冷却材 喪失事故		(注) S ₁ ○ S ₂ ×	長時間* 継続する もの。 (* 10 ¹ 年以上)	×	注: 長時間* 継続 する圧力, 温 度は S ₁ 地震 と組合せるも のとする。 (* 10 ¹ 年以上)

表 I - 2 - 2 第1種容器の運転状態の分類 (PWR)

昭和 55 年 通産省告示 第 501 号	事 象		地震と事象の組合せを 独立事象とした場合		地震の 従属事 象とし ての適 用の有 無	備 考
	分 類	項 目	説 明	適用の 有 無		
	1次冷却材 ポンプ軸固 着事故 A-4		S ₁ × S ₂ ×		×	
	主給水管破 断事故 A-4		S ₁ × S ₂ ×		×	
運転状態-IV	1次冷却材 喪失事故 A-4	圧力容器の温度, 圧力の変動によ る荷重を考える。	S ₁ △ S ₂ ×	長時間* 継続する もの。 (* 10 ¹ 年以上)	×	
	主蒸気管破 断事故 A-4		S ₁ × S ₂ ×		×	
	蒸気発生器 伝熱管破損 事故		S ₁ × S ₂ ×	圧力は低下する。	×	
	制御棒クラ スタ飛出し 事故 A-4		S ₁ × S ₂ ×		×	

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (2/7) (JEAG4601・補-1984 P. 48)

付 録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討とJEAG 4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針-許容応力編」での検討を踏まえた結果、地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態は次のとおりである。

耐震クラス	種別 荷重の組合せ	第1種	第2種	第3種	第4種	第5種	炉心支持構造物	その他		
		機支持構造物	容支持構造物	機支持構造物	容管器	管		ポンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
A _S	D + P + M + S ₁	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	-	-	Ⅲ _A S	-	-	-
	D + P _D + M _D + S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
	D + P _L + M _L + S ₁	Ⅳ _A S ⁽²⁾	Ⅲ _A S ⁽³⁾	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-	-
	D + P + M + S ₂	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-	-
	D + P _D + M _D + S ₂	-	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S
A	D + P _D + M _D + S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
B	D + P _d + M _d + S _B	-	-	B _A S	B _A S	B _A S	-	B _A S	-	B _A S
C	D + P _d + M _d + S _C	-	-	-	C _A S	C _A S	-	C _A S	-	C _A S

注：(1) 各設備の種別は、原則として告示に基づくものとする。

告示で規定されない容器・管にあっては以下による。

1) 耐震A又はA_Sクラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管については第3種の規定を準用する。

2) 第5種管に分類されないダクトについても、第5種管の規定を準用する。

3) 上記1), 2)以外で告示で規定されない容器・管にあっては第4種の規定を準用する。

(2) なお、ECCS及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものについてはⅢ_ASとする。

(3) 1) 第2種容器、許容応力状態Ⅲ_ASの荷重の組合せ(D + P_L + M_L + S₁)のP_Lは、LOCA後10⁻¹年後の原子炉格納容器内圧を用いる。

2) 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧とS₁地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。

この場合の評価は、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界を用いて行う。

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (3 / 7) (JEAG4601・補-1984 P. 49)

[記号の説明]

- D : 死荷重
- P : 地震と組合わすべきプラントの運転状態 (冷却材喪失事故後の状態は除く) における圧力荷重
- M : 地震及び死荷重以外で地震と組合わすべきプラントの運転状態で (冷却材喪失事故後の状態は除く) 設備に作用している機械的荷重
- [各運転状態におけるP及びMについては、安全側に設定された値 (たとえば最高使用圧力、設計機械荷重) を用いてもよい。]
- P_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後に生じている圧力荷重
- M_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後に生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重
- P_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む)、又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- M_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む)、又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
- P_d : 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- M_d : 当該設備に設計上定められた機械的荷重
- S_1 : 基準地震動 S_1 により定まる地震力又は静的地震力
- S_2 : 基準地震動 S_2 により定まる地震力
- S_B : 耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又は、静的地震力
- [耐震Bクラスの設備に適用される地震動により求まる荷重とは基準地震動 S_1 に基づく地震力を1/2倍した値を用いることができる。]
- S_C : 耐震Cクラスの設備に適用される静的地震力
- III_{AS} : 通産省告示501号の運転状態Ⅲ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態
- IV_{AS} : 通産省告示501号の運転状態Ⅳ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態
- B_{AS} : 耐震Bクラス設備の地震時の許容応力状態
- C_{AS} : 耐震Cクラス設備の地震時の許容応力状態
- [III_{AS} , IV_{AS} , B_{AS} , C_{AS} は JEAG 4601・補-1984「原子力発電所の耐震設計技術指針-許容応力編」による。]

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (4/7) (JEAG4601・補-1984 P. 78, 79)

1.2 基本的考え方

1.2.1 耐震 A_S 及び A クラス施設について

運転状態と地震動の組合せ，これに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。

(1) 基準地震動 S₁

基準地震動 S₁ による荷重を運転状態 I と組合せた状態で，原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらに ECCS 等のように運転状態 IV (L) が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動 S₁ による荷重を運転状態 I 及び / 又は運転状態 IV (L) により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。

すなわち，運転状態 III に対する許容応力状態 III_A を基本としてさらに地震荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態 III_A S を限度とする。

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (5 / 7) (JEAG4601-1987 P. 377~378)

(e) 熱応力の扱い

S₁地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性剛性に基づいた応力解析を行う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については、^(5.3.2-1)設計法、^(5.3.2-2-7)関連実験及び^(5.3.2-8)関連規準を参考とされたい。

また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほか^(5.3.2-9-11)ひびわれ断面法を用い鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (6 / 7) (JEAG4601-1987 P. 427)

表5.5.1-6 荷重の組合せ (基礎マット)

荷重の組合せ		許容応力度
(1)	D+O	長期
(2)	D+O+L*	
(3)	D+O+L	短期
(4)	D+O+S ₁ *	
(5)	D+O+S ₂	機能維持の検討
(6)	D+O+L+S ₁ *	

(5)、(6)の組合せは、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの設計の際に考慮する。

- D : 死荷重 (自重及び機器支持荷重, サプレッションプール水重量等)
- O : 通常運転時荷重 (機器に加わる活荷重, 逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重等)
- L* : 事故時内圧荷重 (冷却材喪失事故時最大圧力荷重)
- L : 事故時荷重 (冷却材喪失事故時圧力, 温度, 蒸気ブローダウンによる荷重)
- S₁* : 基準地震動 S₁又は静的地震力による地震荷重
- S₂ : 基準地震動 S₂による地震荷重

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (7 / 7) (JEAG4601-1987 P. 461~462)

d. 使用済燃料ピット

使用済燃料ピットは、ここでは格納容器周辺建屋の燃料取扱棟下層部に位置し、その主要構造体は鉄筋コンクリートの壁式構造である。

図5.5.2-18の設計フローに示すように構造体の設計は、地震時水平荷重、事故時温度荷重及び通常時荷重を対象としている。

応力解析のためのFEM解析モデルを図5.5.2-19に示す。解析モデルは、EL. +0.0mを固定とし、耐震壁を面内応力平板要素でモデル化している。水平方向荷重は、地震時のせん断力をコンクリート体積に比例した節点荷重としている。

設計に考慮した荷重の組合せを表5.5.2-12に示す。

表5.5.2-12 荷重の組合せ表 (使用済燃料ピット)

	外力の状態	荷重の組合せ	
長期	通常時	G + P	事故時：ピットポンプ1台故障 G : 固定荷重 P : 積載荷重 K ₁ : S ₁ 地震荷重 K ₂ : S ₂ 地震荷重 T _o : 通常時温度荷重 T _a : 事故時温度荷重
	通常時	G + P + T _o	
短期	S ₁ 地震時	G + P + K ₁	
	S ₁ 地震時	G + P + K ₁ + T _o	
	事故時	G + P + T _a	
終局	S ₂ 地震時	G + P + K ₂	

1. 検討方針

評価対象の各部位に対し、評価温度・圧力負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価する。

2. 検討結果

残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次＋二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。

評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力が S_y を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合、一次応力が S_y 以下の場合、除荷後に残留ひずみは生じない (図 1, $0 \rightarrow a \rightarrow 0$)。 S_y を超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる (図 1, $0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c$)。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す (図 1, $c \rightarrow b$)。また、設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため (図 2)、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。

なお、材料に予めひずみが作用した場合について、作用した予ひずみ(～約 19%)だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見^[1]が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。

地震(許容応力状態 IV_AS)の一次応力の許容応力は、運転状態 D の許容応力の制限内で同等であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー(第 12 回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」 JWES-IS-9701, (1997)

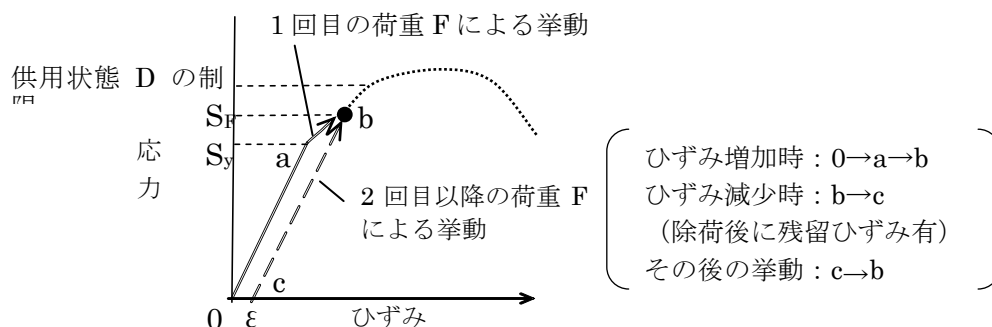


図 1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)

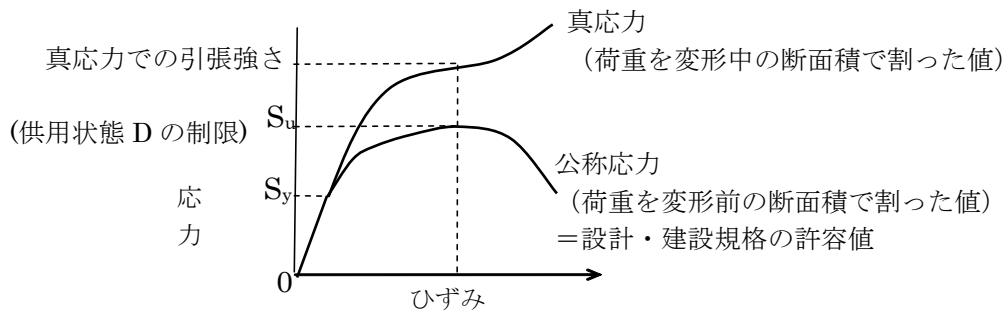


図2 公称応力と真応力について

次に、評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次+二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次+二次応力が S_y を超えると塑性域に入るが（図3（解説 PVB-3112）, $0 \rightarrow A \rightarrow B$ ）, $2S_y$ 以下の場合には除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない（図3（解説 PVB-3112）, $B \rightarrow C$ ）。また、その後の挙動は図3の $B-C$ 上の弾性的挙動を示し、これは評価温度・圧力負荷前と同じである。

一次+二次応力が $2S_y$ を超える場合は、残留ひずみ有と判断する（図3（応力 S_1 が $2S_y$ 超の場合））。しかし、十分小さな残留ひずみであれば、上述の通り、発生応力に与える影響はないと言える。

地震（許容応力状態 IV_{AS} ）の一次+二次応力の許容応力は、今回の一次+二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次+二次応力の許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

なお、一次応力が S_y を超える部位については、残留ひずみ有と判断する。このとき、上述のとおり、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。

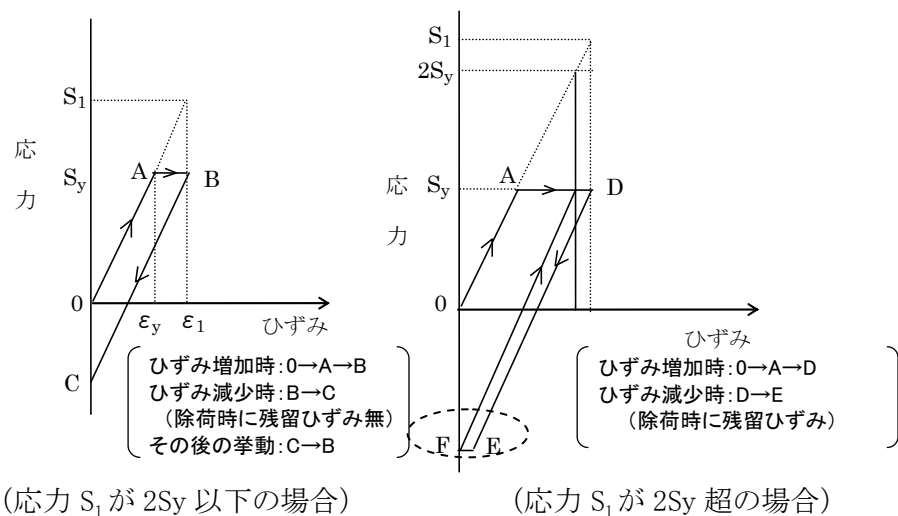


図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次+二次応力)

除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、一次応力が S_y 以下か又は一次＋二次応力が $2S_y$ 以下かを確認した。

C/V 本体 (半球部), エアロック (隔壁部) 及びスリーブ (スリーブ取付部) については、一次応力が S_y を超えるため除荷後に残留ひずみが生じるが供用状態 D の制限内であり、除荷後は弾性的挙動を示すため、耐震性への影響はない。

なお、スリーブ取付部は、評価温度・圧力負荷時の一次＋二次応力は $2S_y$ (452MPa) 以下であり、上述の一次応力による残留ひずみのみが生じるが、供用状態 D の制限内であり、除荷後は弾性的挙動を示すため、耐震性への影響はない。

閉止板、閉止フランジ、短管、電気配線貫通部及び C/V 隔離弁については、一次応力が S_y を超えないと考えられ、残留ひずみは生じない。伸縮継手については疲労係数が微小であることから耐震性への影響はない。

機器搬入口 (フランジ部)、端板については、一次＋二次応力が S_y を超えて塑性域に入るが、一次＋二次応力が $2S_y$ 以下であり、残留ひずみは生じない。

貫通配管については、一次＋二次応力が $2S_y$ を超えるため残留ひずみが生じると判断されるが、十分小さな残留ひずみであり、耐震性への影響はない。

以上より、評価温度・圧力負荷後は、負荷前と同様の挙動を示すことを確認した。

したがって、耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合、地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないと考える。

表 1 各部位の評価温度・圧力負荷時の状況

評価部位	評価点	応力分類	評価値 ^{※1}	判定値	残留ひずみ 有無	備考 (関連頁)	
C/V 本体	半球部	一次	0.566 MPa (2Pd)	0.50 MPa (Sy での 許容圧力)	有 (1%未満)	1-2	
機器搬入口	フランジ部	一次+二次	211 MPa (発生応力)	398 MPa (2Sy)		2-9	
エアロック	隔壁部	一次	0.566 MPa (2Pd)	0.44 MPa (Sy での 許容圧力)	有 (1%未満)	3-4	
貫通配管	同左 (貫通部 付近)	一次+二次	525 MPa (発生応力)	375 MPa (3Sm ^{※2})	有 (1%未満)	4-8	
スリーブ	スリーブ 取付部	一次	256 MPa (発生応力)	226 MPa (Sy)	有 (1%未満)	5-17	
		一次+二次	330 MPa (発生応力)	452 MPa (2Sy)			
端板	配管取付部	一次+二次	267 MPa (発生応力)	393 MPa (3S ^{※3})		6-7	
閉止フランジ	同左	一次	0.566 MPa (2Pd)	1.03 MPa (レーティング [*] 設計圧)		7-1	
閉止板	同左	一次	19.3 mm (S ^{※3} での 必要板厚)			8-2	
伸縮継手	同左	疲労係数は微小 (0.01 未満)					9-6
短管	同左	一次	6.1 mm (Sy に基づく 必要板厚)			10-3	
電線貫通部	端板	一次	15.6mm (S ^{※3} での 必要板厚)	52mm (実物厚さ)		11-7	
C/V 隔離弁	弁箱	一次	0.566 MPa (2Pd)	1.03 MPa (レーティング [*] 設計圧)		12-3,5	

※1 判定値を超える場合、残留ひずみ有となる。

※2 設計・建設規格 解説 GNR-2200 より Sm は 2/3Sy 相当であり、3Sm は 2Sy 相当である。

※3 設計・建設規格 解説 GNR-2200 より S は 5/8Sy 相当であり、3S は 15/8Sy 相当である。

〔参考7〕 DB 施設を兼ねる主な SA 施設等の DBA と SA の荷重条件の比較

施設名称	DB 条件		SA 条件		備考
	圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)	
原子炉容器	17.81	339.8(Th) 308.3(Tc)	17.81	339.8(Th) 308.3(Tc)	
原子炉容器支持構造物	—	49(雰囲気温度)	—	132(雰囲気温度)	
原子炉容器支持構造物埋込金物	—	49(雰囲気温度)	—	132(雰囲気温度)	
蒸気発生器	(負荷の喪失) 1次側：17.81 2次側：8.12	(負荷の喪失) 1次側： Th 339.8 Tc 308.3 2次側： Ts 297.0°C	1次側：17.81 2次側：8.12	1次側 Th 339.8 Tc 308.3 2次側 Ts 297.0	
蒸気発生器内部構造物	伝熱管： 最高使用圧力差 (1次側から2次側) 11.03 伝熱管以外： 2次側 (負荷の喪失) 8.12	伝熱管： (負荷の喪失) Th 339.8°C 伝熱管以外： (負荷の喪失) Ts 297.0°C	伝熱管： 最高使用圧力差 (1次側から2次側) 11.03 伝熱管以外： 2次側：8.12	伝熱管： Th 339.8 伝熱管以外： Ts 297.0	
蒸気発生器支持構造物	—	49(雰囲気温度)	—	132(雰囲気温度)	
蒸気発生器支持構造物埋込金物	—	49(雰囲気温度)	—	132(雰囲気温度)	
原子炉格納容器	—(通常運転+Ss 地震) 0.283 (LOCA+Sd 地震)	49(通常運転+Ss 地震) 132 (LOCA+Sd 地震)	0.283	132	
原子炉格納容器貫通部	—(通常運転+Ss 地震) 0.283 (LOCA+Sd 地震)	49(通常運転+Ss 地震) 132 (LOCA+Sd 地震)	0.283	132	
電動補助給水ポンプ (基礎ボルト)	—	40	—	60	
タービン動補助給水ポンプ (基礎ボルト)	—	40	—	60	
格納容器スプレイポンプ (基礎ボルト)	—	40	—	60	
原子炉補機冷却水冷却器	1.4	95	1.4	132	
格納容器再循環ユニット	—	49	—	132	
格納容器再循環サンブスクリーン	—	49(通常運転+Ss 地震) 132 (LOCA+Sd 地震)	—	132	
原子炉補機冷却水設備配管	1.4	150	1.4	132	
海水系配管	0.7	50	0.7	50	

〔参考8〕「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明

1. 「重大事故に至るおそれがある事故」とは

「重大事故に至るおそれがある事故」とは、運転時の異常な過渡変化及びDBAに対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器（＝耐震Sクラス施設）がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事象である。

2. 耐震重要度分類の考え方

耐震クラスは以下の様に定義されており、安全上重要な施設は耐震Sクラスに分類される。耐震BCクラス施設は、その機能が喪失したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないものとなる。

そのため耐震BCクラス施設のみが損傷した状態では、重大事故に至るおそれがある事故ではなくDBAである。

Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの

Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設

Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

3. 耐震BCクラス施設の破損による影響について

(1) 地震PRAにおける耐震BCクラス施設損傷の考慮について

地震PRAでは、耐震BCクラス施設損傷による過渡事象を全て考慮しており、起因事象として「主給水流量喪失」と「外部電源喪失」を設定している。

「主給水流量喪失」には外部電源以外の全ての耐震BCクラス施設の損傷を含めている。また、「外部電源喪失」には、外部電源に加え全ての耐震BCクラス施設の損傷を含めている。

(2) 設計用荷重への影響

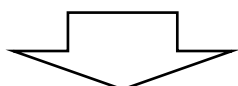
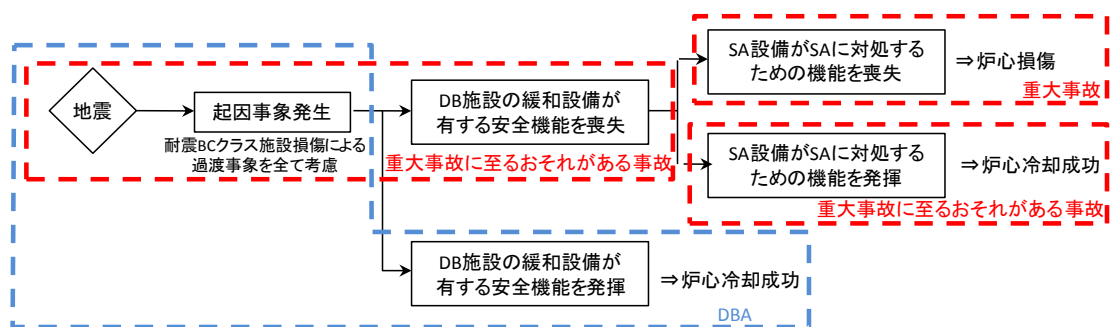
耐震BCクラス施設が破損した場合であっても、耐震Sクラス施設である緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。JEAG4601・補-1984では、耐震BC

クラス施設破損により発生する事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを規定している。この中で、耐震 BC クラス施設破損による DBA で考慮すべき荷重の影響は、「外部電源喪失」「負荷の喪失」で代表できるとして整理されている。

4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であることについての考察

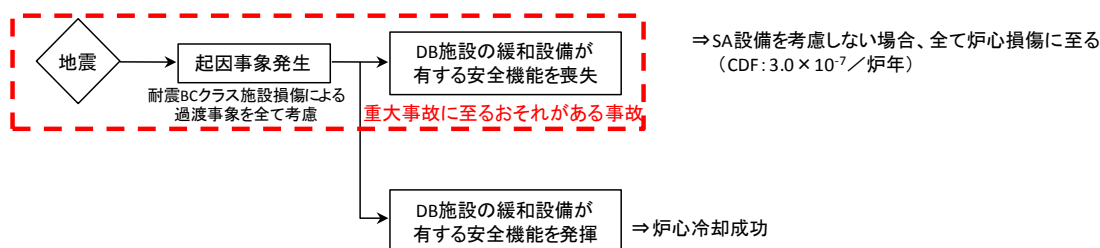
耐震 S クラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉心の著しい損傷に至ることはない。何らかの要因で耐震 S クラス施設が損傷した場合に「重大事故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。ここで、決定論的には、耐震 S クラス施設は S_s によって損傷することはないことから、「重大事故に至るおそれがある事故」は S_s との独立事象となる。また、確率論的な考察でも、DB 施設の緩和機能が機能喪失すれば、炉心損傷に至ると評価していることから、S_s 以下の地震により、「重大事故に至るおそれがある事故」が発生する頻度は、SA 施設を考慮しない場合の CDF と同じであり、小さいと言える。(下図参照)

【重大事故等対処設備を考慮した場合の評価】



事故シーケンスグループ選定のための PRA では、
DB 施設の緩和設備が機能喪失した時点で炉心損傷に至るとして評価

【今回実施した評価内容】



「重大事故に至るおそれがある事故」が発生する頻度は、SA 施設考慮しない場合の CDF と同じとなる。

(補足) 耐震 BC クラス施設破損による荷重の影響

耐震 B, C クラス施設損傷による過渡における荷重に対する影響は、2 次系の損傷に伴うタービンへの蒸気流量の喪失及び主給水流量喪失による外乱、若しくは、電源系の機能喪失に伴う 1 次冷却材ポンプ及び主給水ポンプの停止（1 次冷却材流量、主給水流量喪失）による外乱となる。このことから、以下の理由により 2 次系の損傷に伴う外乱は「負荷の喪失」で、電源系の機能喪失に伴う外乱は「外部電源喪失」で代表させることができる。

- － 「負荷の喪失」の設計過渡解析では、瞬時の蒸気負荷の喪失に加え、瞬時の主給水流量喪失も同時に仮定していることから、過渡における荷重に対する 2 次系の損傷による外乱としては最も厳しい組合せを想定していると言える。
- － 「外部電源喪失」の設計過渡解析では、外部電源の喪失に伴い 1 次冷却材流量、主給水流量が喪失することを想定している。
- － 「負荷の喪失」と「外部電源喪失」が同時に起こる場合を考慮しても、「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」により、早期に原子炉トリップするため、1 次冷却材圧力上昇の観点で「負荷の喪失」より厳しくならない。したがって、「負荷の喪失」、「外部電源喪失」の荷重で包絡できる。

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAT100 r.0
提出年月日	平成28年7月12日

泊発電所 3 号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料

平成 28 年 7 月
北海道電力株式会社

目 次

1. 重大事故等対策

1.0 重大事故等対策における共通事項

- 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等
- 1.15 事故等の計装に関する手順等
- 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1.17 監視測定等に関する手順等
- 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

- 2.1 可搬型設備等による対応

重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の対処に係る
基本方針

【要求事項】

発電用原子炉施設において、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）若しくは重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における当該事故等に対処するために必要な体制の整備に関し、原子炉等規制法第43条の3の24第1項の規定に基づく保安規定等において、以下の項目が規定される方針であることを確認すること。

なお、申請内容の一部が本要求事項に適合しない場合であっても、その理由が妥当なものであれば、これを排除するものではない。

【要求事項の解釈】

要求事項の規定については、以下のとおり解釈する。

なお、本項においては、要求事項を満たすために必要な措置のうち、手順等の整備が中心となるものを例示したものである。重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力には、以下の解釈において規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等についても当然含まれるものであり、これらを含めて手順書等が適切に整備されなければならない。

また、以下の要求事項を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、要求事項に照らして十分

な保安水準が達成できる技術的根拠があれば、要求事項に適合するものと判断する。

東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた設備強化等の重大事故等対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項，復旧作業に係る事項，支援に係る事項及び手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し，当該事故等に対処するために必要な手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。また、1号及び2号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていないことを前提とする。

「1. 重大事故等対策」について手順を整備し，重大事故等の対応を実施する。「2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「2.1 可搬型設備等による対応」は，「1. 重大事故等対策」の対応手順を基に，大規模損壊が発生した場合の様々な状況においても，事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し，大規模損壊が発生した場合に対処する。

また，重大事故等又は大規模損壊に対処するための体制において技術的能力を維持管理していくために必要な事項を「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定

する。

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」で規定する内容に加え、「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」に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した表1.0.1に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。整備する手順書については、「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力1.1から1.19」にて補足する。

1. 重大事故等対策

1.0 重大事故等対策における共通事項

<目次>

1.0.1 重大事故等への対応に係る基本的な考え方

- (1) 重大事故等対処設備に係る事項
- (2) 復旧作業に係る事項
- (3) 支援に係る事項
- (4) 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備

1.0.2 共通事項

- (1) 重大事故等対処設備に係る事項
 - a. 切り替えの容易性
 - b. アクセスルートの確保
- (2) 復旧作業に係る事項
 - a. 予備品等の確保
 - b. 保管場所
 - c. アクセスルートの確保
- (3) 支援に係る事項
- (4) 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備
 - a. 手順書の整備
 - b. 教育及び訓練の実施
 - c. 体制の整備

- 添付資料 1.0.1 本来の用途以外の用途として使用する重大事故等に対処するための設備に係る切り替えの容易性について
- 添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて
- 添付資料 1.0.3 予備品等の確保及び保管場所について
- 添付資料 1.0.4 外部からの支援について
- 添付資料 1.0.5 重大事故等対策に係る文書体系
- 添付資料 1.0.6 重大事故等対策に係る手順書の構成と概要について
- 添付資料 1.0.7 有効性評価における重大事故等対応時の手順について
- 添付資料 1.0.8 大津波警報発令時の原子炉停止操作等について
- 添付資料 1.0.9 重大事故等対策に係る教育及び訓練について
- 添付資料 1.0.10 重大事故等発生時の体制について
- 添付資料 1.0.11 重大事故等発生時の発電用原子炉主任技術者の役割等について
- 添付資料 1.0.12 東京電力福島第一原子力発電所の事故教訓を踏まえた対応について
- 添付資料 1.0.13 発電所災害対策要員の作業時における装備について
- 添付資料 1.0.14 技術的能力対応手段と運転手順書との関連表
- 添付資料 1.0.15 原子炉格納容器の圧力及び温度が通常運転時よりも高い状態が長期にわたる

1.0.1 重大事故等への対応に係る基本的な考え方

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

a. 切り替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により切り替えられるように当該操作等を明確にし、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に行えるよう訓練を実施する。

b. アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

備と同種の設備，主要な設備の取替部品及び燃料等について支援を受けることによって，発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い，継続的に重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また，原子力事業所災害対策支援拠点から，災害対策支援に必要な資機材として，食料，その他の消耗品，汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材が継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう，手順書を整備し，教育及び訓練を実施するとともに，発電所にて原子力災害対応を行う要員（以下「発電所災害対策要員」という。）を確保する等の必要な体制を整備する。

a. 手順書の整備

重大事故等発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。

また，手順書は使用主体に応じて，運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。），発電所の原子力災害対策本部（以下「発電所対策本部」という。）が使用する手順書（以下「発電所対策本部用手順書」という。）及び発電所対策本部のうち支援組織が使用する手順書（以下「支援組織用手順書」という。）を

整備する。

- (a) すべての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号炉の同時被災等の過酷な状態において，限られた時間の中で3号炉の原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類，その入手の方法及び判断基準を整理し，手順書にまとめる。

原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるように，パラメータを計測する計器故障時に原子炉施設の状態を把握するための手順，パラメータの把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を整備する。

具体的には，表1.0.1に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

- (b) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために，最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるように，判断基準を明確にした手順を以下のとおり整備する。

炉心損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損防止の対処に迷うことなく移行できるように，原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を

防止するために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては，迷うことなく海水注水を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

全交流動力電源喪失時等において，準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため，準備に要する時間を考慮の上，手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し，水素濃度制御装置の必要な起動時期を見失うことがないように，水素濃度制御装置を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。

その他，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な各操作については，重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため，手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

重大事故等対策時において，設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。

- (c) 重大事故等対策の実施において，財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持って行動できるよう，社長はあらかじめ方針を示す。

重大事故等発生時の運転操作において，発電課長（当直）が躊躇せず指示できるよう，財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する。

重大事故等発生時の発電所対策本部活動におい

て重大事故等対策を実施する際に，発電所対策本部長は，財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また，財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を発電所対策本部用手順書に整備する。

- (d) 重大事故等対策時に使用する手順書として，発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて実効的に重大事故等対策を実施するため，運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める。

運転手順書は，重大事故等対策を的確に実施するために，事故の進展状況に応じて構成し定める。

発電所対策本部用手順書に，体制，通報及び発電所対策本部内の連携等について明確にし，その中に支援組織用手順書を整備し，支援の対応等，重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確にした手順を定める。

なお，運転手順書は，事故の進展状況に応じて構成を明確化し，手順書相互間を的確に移行できるよう移行基準を明確にする。

事故発生時は，故障及び設計基準事象に対処する運転手順書により事象判別並びに初期対応を行う。安全系の機器の多重故障等により設計基準事故を超えた場合は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。

事象判別並びに初期対応を行っている場合又は

事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータを常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立した場合は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する安全機能ベースの運転手順書に移行する。

ただし、原因が明確でかつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの運転手順書には移行せず、その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。

安全系の機器の多重故障が解消され安全機能が回復した場合は、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に戻り対応措置を実施する。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行し対応措置を実施する。

- (e) 重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書に明記する。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけ運転手順書に明記する。通常使用するパラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書に明記する。なお、記録が必要なパラメータ及び直流電源

が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し，運転手順書に明記する。

また，重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測，影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

有効性評価等にて整理した有効な情報について，運転員が監視すべきパラメータの選定，状況の把握及び進展予測並びに対応措置の参考情報として運転手順書に整理する。

また，有効性評価等にて整理した有効な情報について，発電所災害対策要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報として支援組織用手順書に整理する。

- (f) 前兆事象として把握ができるか，重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して，設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき，前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

津波に係る公的機関による警報が発信された場合，原則として原子炉の停止及び冷却操作を行う手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については，気象情報の収集，巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

b. 教育及び訓練の実施

発電所災害対策要員は，重大事故等発生時において，

1.0.2 共通事項

(1) 重大事故等対処設備

① 切り替えの容易性

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

② アクセスルートの確保

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

a. 切り替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対

(4) 手順書の整備，訓練の実施及び体制の整備

【要求事項】

発電用原子炉設置者において，重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう，あらかじめ手順書を整備し，訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか，又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 手順書の整備は，以下によること。

a) 発電用原子炉設置者において，全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し，限られた時間の中において，発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため，必要となる情報の種類，その入手の方法及び判断基準を整理し，まとめる方針であること。

b) 発電用原子炉設置者において，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。

(ほう酸水注入系(SLCS)，海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。)

c) 発電用原子炉設置者において，財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。

d) 発電用原子炉設置者において，事故の進展状況に

応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。

e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。

f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応（例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作）等ができる手順を整備する方針であること。

(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、発電所にて原子力災害対応を行う要員（以下「発電所災害対策要員」という。）を確保する等の必要な体制を整備する。

a. 手順書の整備

重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の

進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるように手順書を整備する。

また、手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）、発電所の原子力災害対策本部（以下「発電所対策本部」という。）が使用する手順書（以下「発電所対策本部用手順書」という。）及び発電所対策本部のうち支援組織が使用する手順書（以下「支援組織用手順書」という。）を整備する。

- (a) すべての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号炉の同時被災等の過酷な状態において，限られた時間の中で3号炉の原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類，その入手の方法及び判断基準を整理し，運転手順書及び発電所対策本部用手順書にまとめる。

原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるように，パラメータを計測する計器故障時に原子炉施設の状態を把握するための手順，パラメータの把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を整備する。

具体的には，表1.0.1に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

(b) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、判断基準を明確にした手順を以下のとおり整備する。

炉心損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損防止の対処に迷うことなく移行できるよう、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を防止するために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、迷うことなく海水注水を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷時において、水素爆発を懸念し、水素濃度制御装置の必要な起動時期を見失うことがないように、水素濃度制御装置を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。

その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

重大事故等対策時において、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。

(c) 重大事故等対策の実施において，財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持って行動できるように，社長はあらかじめ方針を示す。

重大事故等発生時の運転操作において，発電課長（当直）が躊躇せず指示できるように，財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する。

重大事故等発生時の発電所対策本部活動において重大事故等対策を実施する際に，発電所対策本部長は，財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また，財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を発電所対策本部用手順書に整備する。

(d) 重大事故等対策時に使用する手順書として，発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて実効的に重大事故等対策を実施するため，運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める。

なお，降灰，竜巻等の自然災害による重大事故等対処設備への影響を低減させるため，火山灰の除灰及び竜巻時の固縛等の対処を行う手順についても整備する。

運転手順書は，重大事故等対策を的確に実施するために，事故の進展状況に応じて，以下のように構成し定める。

- ・ 警報に対処する運転手順書
 - 機器の異常を検知する警報発信時の対応措置
に使用
- ・ 事象の判別を行う運転手順書
 - 原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備作動
直後に実施すべき事象の判別及び対応措置に使
用
- ・ 故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
 - 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の
対応措置に使用
- ・ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止
する運転手順書（安全機能ベースと事象ベースに
より構成）
 - 安全系の機器の多重故障等が発生し、設計基準
事故を超えた場合の対応措置に使用
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転
手順書
 - 炉心損傷時に，炉心の著しい損傷の緩和及び原
子炉格納容器の破損を防止するために実施する
対応措置に使用

実施組織が重大事故等対策を的確に実施するた
めのその他の対応手順として，大気，海洋への放射
性物質の拡散の抑制，中央制御室の居住性維持，モ
ニタリング設備，緊急時対策所設備及び通信連絡設
備に関する手順書を定める。

また，発電所対策本部用手順書に，体制，通報及

び発電所対策本部内の連携等について明確にし，その中に支援組織用手順書を整備し，支援の対応等，重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。

なお，運転手順書は，事故の進展状況に応じて構成を明確化し，手順書相互間を的確に移行できるよう移行基準を明確にする。

事故発生時は，故障及び設計基準事象に対処する運転手順書により事象判別並びに初期対応を行う。安全系の機器の多重故障等により設計基準事故を超えた場合は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。

事象判別並びに初期対応を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は，安全機能パラメータ（未臨界性，炉心の冷却機能、蒸気発生器の除熱機能，原子炉格納容器の健全性，放射性物質の放出防止及び1次系保有水の維持）を常に監視し，あらかじめ定めた適用条件が成立した場合は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する安全機能ベースの運転手順書に移行する。

ただし，原因が明確でかつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は，安全機能ベースの運転手順書には移行せず，その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。

安全系の機器の多重故障が解消され安全機能が回復した場合は，故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に戻り対応措置を実施する。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行し対応措置を実施する。

- (e) 重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位，圧力，温度等の計測可能なパラメータを整理し，運転手順書に明記する。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し，耐震性，耐環境性のある計測機器での確認可否により，重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけ運転手順書に明記する。重要な監視パラメータと有効な監視パラメータは，通常使用する主要なパラメータとその代替パラメータにより構成し，主要なパラメータが故障等により計測不能な場合は，代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書に明記する。

なお，重要な監視パラメータと有効な監視パラメータの中から，記録が必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し，運転手順書に明記する。

また，重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測，影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応措置の参考情報として運転手順書に整理する。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、発電所災害対策要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報として支援組織用手順書に整理する。

- (f) 前兆事象として把握できるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発令された場合、原則として原子炉の停止及び冷却操作を行う手順を整備する。また、所員等の高台等への避難及び水密扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び潮位計等による津波の継続監視を行う手順を整備する。

台風進路予想の暴風警戒域に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手順を整備する。

竜巻襲来のおそれが生じた場合、車両を退避、屋外作業を中止、燃料取扱作業を中止、換気空調系統のダンパ等を閉止又は閉止状態を確認及び扉（ディーゼル発電機建屋）を閉止する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情

報の収集，巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

(添付資料 1.0.5, 1.0.6, 1.0.7, 1.0.8, 1.0.14, 1.0.15,
1.0.17)

重大事故等対策に係る手順書の構成と概要について

1. 手順書の構成について

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「運転要領 警報処置編」、事象ベースでの事故収束操作手順を定めた「運転要領 緊急処置編（第1部，原子炉関係等）」を整備して運用している。

重大事故等対策については、平成15年以降自主的に整備・運用しており、その手順書として、事故時に運転員が使用する「運転要領 緊急処置編（第2部）」、「運転要領 緊急処置編（第3部）」と、発電所対策本部が炉心損傷へと至った際に、事故の進展防止・影響抑制のために実施すべき措置を総合的観点から判断・選択する際の参考とするために使用する「アクシデントマネジメントガイドライン」（AMG-1：監視機能別ガイドライン，AMG-2：事象進展総合評価ガイドライン，参考資料：知識データベース）を整備した。さらに、「アクシデントマネジメントガイドライン」の具体的な運用方法（検討手順，記録様式等）を定めた「泊発電所シビアアクシデント対応ガイド要則」を制定した。

今回の新規制基準の要求事項である「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」における機能別の要求事項（「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」～「1.19 通信連絡に関する手順等」）を踏まえ、運転員用の手順書として「運転要領 緊急処置編（第1部，原子炉関係等）」、「運転要領 緊急処置編（第2部）」及び「運転要領 緊急処置編（第3部）」の充実を図り、それ以外の発電所対策本部が使用する手順書としては、災害対策要員が可搬型大型送水ポンプ車等の可搬型設備を主体として事故の進展防止及び影響抑制の活動を行うために「泊発電所 重大事故等および大規模損壊対応要領（以下、「重大事故等対応要領」という。）」を新たに制定すると共に「重大事故等対応要領」の下部文書として「泊発電所シビアアクシデント対応ガイド要則」の充実を図る。なお、泊発電所の号炉毎に設備の特徴を踏まえた必要な手順を定めていることより、複数号炉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である。

これらの手順書を用いて、運転員は事故直後の初動対応を実施するとともに、事故時

対応操作のうち主に系統操作について対応する。災害対策要員は、可搬型大型送水ポンプ車等の可搬型設備を主体として多様性のある活動を行うことを基本としている。また、それぞれの要員の役割や手順書間の移行・つながりを明確にする（手順書中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体系化している。

なお、各手順書においては、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している。

2. 各種手順書の概要について

はじめに運転員が使用する手順書の概要を、次に発電所対策本部が使用する手順書の概要を示す。

(1) 運転員が使用する手順書

a. 運転要領 警報処置編

中央制御室及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多岐にわたっている。なお、「運転要領 警報処置編」に記載している処置内容を実施することにより、故障・事故の兆候の把握及び事故の拡大防止を図ることができる。

b. 運転要領 緊急処置編（第1部、原子炉関係等）

設計基準事象範囲内の故障・事故時の処置及び手順について定め、故障及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及び設計基準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であり、手順のフロー図、事故の原因・兆候及び手順・処置内容で構成されている。

また、運転要領 緊急処置編（第2部）の安全機能ベースの導入条件であるパラメータを継続的に監視する。

なお、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。具体的には、大津波警報等が発令された場合においては、状況を確認し、運転継続が困難と判断すれば、発電課長（当直）はプラントの停止操作を運転員に指示する。

c. 運転要領 緊急処置編（第2部）

発電関連設備の故障及び事故が設計基準範囲を超える事態に進展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。

プラントの安全上重要な機能を確保するための安全機能ベースマニュアルと、個々の事象ごとに想定されるシナリオに従った事象ベースマニュアルで構成されている。各手順書には、目的・適用条件が記載されており、フロー図と対応手順で構成されている。

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。原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備作動が必要な状態となった場合において、安全機能（未臨界性、炉心冷却機能、SG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兆候が現れた場合には、安全機能ベースマニュアルにて対応を実施する。

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。具体的には、外部電源喪失事象が発生した後に、非常用ディーゼル発電機が2台共から電源が供給できない状態となり、全交流動力電源喪失となった場合において、事象ベースマニュアルである「全交流電源喪失」の手順により対応操作を実施することで、炉心損傷防止、格納容器の健全性の確保を図ることとしている。

また、安全機能ベースマニュアル実行中であっても、より優先度の高い安全機能が脅かされた場合、または、優先度の高い全交流電源喪失、LOCA時再循環不能、LOCA再循環時補機冷却機能喪失、LOCA時再循環サンプスクリーン閉塞及び補機冷却機能喪失が発生した場合は、実行中のマニュアルの操作を一時中断し、優先度の高い方を実行する等優先順位を定めている。以下に優先順位を示す。

1. 全交流電源喪失（他のすべてのマニュアルに対し優先して実行する）

LOCA時再循環不能、LOCA再循環時補機冷却機能喪失

LOCA時再循環サンプスクリーン閉塞、補機冷却機能喪失

2. 安全機能ベースマニュアル 緊急度高

緊急度高内の優先度

① 未臨界の維持(1) : 炉出力の発生

② 炉心冷却の維持(1) : 炉心の過熱

③ SG 除熱機能の維持(1) : SGへの全給水喪失

- ④ 格納容器健全性の確保 : C/V 圧力異常高
- ⑤ 放射能放出防止 : C/V 内放射線レベル異常高

3. 1. 以外の事象ベースマニュアル

インターフェイス LOCA, 起動・停止時における LOCA

全 SG の異常な減圧, SGTTR 時破損 SG 減圧継続, SGTTR 時減圧操作不能

4. 安全機能ベースマニュアル 緊急度低

緊急度低内の優先度

- ① 未臨界の維持(2) : 未臨界度の不足
- ② 炉心冷却の維持(2) : RCS のサブクール喪失
- ③ SG 除熱機能の維持(2) : SG の異常過加圧
- ④ SG 除熱機能の維持(3) : SG 水位の異常上昇
- ⑤ 1 次系保有水の維持(2) : 加圧器水位の異常上昇
- ⑥ 1 次系保有水の維持(1) : 加圧器水位の異常低下

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。上述した重大事故等時における事象ベースと安全機能ベースの手順書の優先順位についての概要を図 1 に示す。

各手順書においては、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である。

全体的な注意事項として、第 1 に「燃料の健全性を確保する。」こと、第 2 に「環境への放射性物質放出を防止する。」こと、第 3 に「機器の損傷を防止する。」ことを考慮して定めており、財産保護よりも安全を最優先する方針を適切に示している。また、機器が自動起動しない場合は、手動起動を試みることで、現地操作等で実行に長時間を要する場合や格別の記載のない場合は、その操作を継続するとともに次のステップに移行すること等、発生している事象に対して柔軟な操作対応をとるよう方針を定めている。

また、本手順書で操作を実施中に、炉心出口温度が 350℃以上で、かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が 1×10^5 mSv/h 以上となった場合には、炉心損傷と判断し、運転要領 緊急処置編（第 3 部）へ移行する。

d. 運転要領 緊急処置編（第3部）

運転要領 緊急処置編（第2部）の対応中に炉心損傷と判断される場合に使用する格納容器の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格納容器の健全性の維持
- ③炉心損傷の進展防止及び抑制

上記の目的を達成するために，主な操作の流れを記述した主要操作と，主要操作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から構成されている。

操作を通じての注意事項として，本手順書の流れに沿った操作は発電課長（当直）の判断により実施するが，発電所対策本部からの指示がある場合には，本編に沿った操作を中止しその指示に従う。なお，発電所対策本部からの指示に従った操作を行う場合においても，発電課長（当直）は，プラントの状態変化を注意深く監視し，発電所対策本部との連絡を密にすることで，プラント状態及び必要な操作に対するお互いの認識を一致させることとしている。

（2）発電所対策本部で使用する手順書

a. 重大事故等対応要領

重大事故等発生時及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関する必要な事項を定めることにより，災害対策要員が行う活動を迅速かつ的確に実施することを目的とし，当直または発電所対策本部からの依頼・指示により，可搬型大型送水ポンプ車等の可搬型重大事故等対処設備の準備・使用及び配管の接続，電源ケーブルの接続等の作業を実施するための手順を整備する。

重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の対応について，両者に求められる可搬型重大事故等対処設備を用いた基本的な措置については同様なものとなることから，運用面（使い易さ）を考慮して両者の対応をひとつに纏めたものとする。

重大事故等発生時の対応については，基本的には「運転要領（緊急処置編）」に基づいて行われるが，可搬型重大事故等対処設備を使用した手順については，「運転要領（緊急処置編）」から紐付けされた重大事故等対応要領（第2章）に規定し，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，海洋への流出及び拡散の抑制等について記載する。さらに，体制及び職務，資機材の整備，確保などについても定める。

詳細な手順については，当該要領の下部規程（3次文書）として定め，手順書内に運

転側の操作手順も読み込むことで、既設設備を利用した対応手順から可搬型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とする。具体的には、使用済燃料ピットの水位低下時の対応として、消火ポンプ等の既設設備を用いた使用済燃料ピットへの補給の対応操作から、可搬型の重大事故等対処設備である可搬型大型送水ポンプ車等を用いた使用済燃料ピットへの補給の対応操作まで記載し、起因事象の経緯によらず、そのときのプラントの状況に合わせた対応が可能である。

なお、大規模損壊発生時の具体的な対応方法については、重大事故等対応要領の第3章において規定し、具体的な対応手順については、当該要領の下部規程（3次文書）にて定める。

重大事故等対応要領の構成を図2に示す。

（3）シビアアクシデント対応ガイド要則

シビアアクシデント対応ガイド要則は、発電所対策本部にて使用し、運転員が実施する「運転要領 緊急処置編 第3部 事故時運転操作関係（炉心損傷後）」（以下、運転要領第3部）の操作、及び「重大事故等対応要領」に基づく実施組織（運転班等）の操作が期待通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の実施すべき措置の判断、選択の際の参考とするガイドラインである、アクシデントマネジメントガイドラインの検討手順や記録様式を抽出したものとして整備した手順書である。

本手順書は炉心損傷前と炉心損傷後との対応に分かれており、前者は事故進展予測が主であり、後者は事故進展予測に加え対応措置についての検討も行う。なお、事故拡大防止に向けた実施事項の検討に際しては、アクシデントマネジメントガイドラインや知識データベースを参照することとしている。

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、運転要領第3部及び重大事故等対応要領に基づく操作が成功しない場合、未記述の応用操作について本手順書（アクシデントマネジメントガイドライン、知識データベースを含む）を参考として検討する。また、実施すべき操作の検討及び決定にあたっては、中央制御室や実施組織との情報交換を密にして、プラント状況及び実施すべき操作に関し共通の認識を持つこと、中央制御室や実施組織へ操作指示する場合は、発電所対策本部長の承認を得ることとしている。

本手順書（アクシデントマネジメントガイドライン含む）は、AMG-1：監視機能

別ガイドライン，AMG－2：事象進展相互評価ガイドライン及び，参考資料：知識データベースで構成されている。

監視機能別ガイドラインでは，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している。具体的には，①重要な機能確保のためのパラメータがしきい値を逸脱していないかをあらかじめ指定されたパラメータ又はバックアップパラメータにより監視，②現状の重要系統（機器）の使用の有無，使用の可否について状態監視，③しきい値を逸脱している場合，あらかじめ準備されている操作候補リストより操作候補を抽出，④抽出された操作候補より，利用可能な重要系統（機器）を考慮した上で，操作候補を絞り込む，ということを実施する。

事象進展総合評価ガイドラインでは，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している。具体的には，①上記監視機能別ガイドラインによるパラメータ監視と並行し，事故シナリオの同定，プラント状態の把握（炉心損傷程度，冷却状態の推定）及び事故進展の予測を行う，②上記監視機能別ガイドラインにて抽出された操作候補を実施した場合の正の効果・負の影響の評価を行う，③影響評価に基づき，負の影響は許容でき正の効果が期待できることを確認した上での操作の優先順位を明確化し，実施操作を決定した上で，中央制御室や実施組織に操作内容を指示する，ということを実施する。

また，ガイドラインを使用する際は，技術的な情報・根拠について記載している知識データベースを適宜参考にする。

知識データベースには，「プラント状況の把握に必要な知識データベース」，「操作に関わる知識データベース」，「アクシデントマネジメント時の線量当量評価」，「放射能格納機能に脅威となる物理現象」等が記載されている。

3. 重大事故等対策に係る手順書間の移行及び連携について

上述のとおり、重大事故等対策に係る手順書は、運転員用の手順書として「運転要領」、災害対策要員用の手順書として「重大事故等対応要領」及びその下部規程を整備している。

ここでは、これら手順書間の移行及び連携について示す。

(1) 運転要領間の移行について

a. 運転要領 警報処置編と運転要領 緊急処置編（第1部、原子炉関係等）について

運転要領 警報処置編は、中央制御室及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定められており、記載している処置内容を実施することにより、事故の拡大防止を図ることができる。また、対応操作を実施することにより故障・事故の兆候の把握ができるため、事象が進展すれば運転要領 緊急処置編（第1部、原子炉関係等）にて対応することとなる。

例えば、有効性評価における「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、主給水流量喪失にてSG水位低により原子炉トリップとなるが、SGの水位低下の進展により「SG水位低」警報、引き続いて「SG水位低原子炉トリップ」警報が発信する。この場合、「SG水位低原子炉トリップ」に対する対応操作が優先となるが、運転要領 警報処置編の「SG水位低原子炉トリップ」の処置内容に、運転要領 緊急処置編（第1部）「事故直後の操作及び事象の判別」参照と記載されており、以降の操作は、運転要領 緊急処置編（第1部）にて対応することとなる。

なお、運転員の実際の操作においては、「原子炉トリップ」の警報発信により、原子炉トリップの確認をする等、優先順位を考慮しながら事故対応を実施するよう訓練をしているため、すみやかな事故対応が可能である。

b. 運転員の事象判別プロセスについて

上述のa.の主給水流量喪失等の運転中の異常な過渡及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」の原則に基づき対応する。

まずは、運転要領緊急処置編（第1部）「事故直後の操作および事象の判別」にて、事故直後の操作と事象判別を行う。具体的には、「止める」機能確立のため、原子炉トリップを含むプラントトリップ確認を実施し、自動トリップしない場合には、手動によるトリップ操作を実施する。次に「冷やす」機能確立のため、非常用炉心冷却設

備（ECCS）作動信号の発信有無及び外部電源の有無を確認した後、当該の信号が発信している場合には、安全系補機がシーケンス通りに自動作動し炉心にほう酸水が注入されるとともに、2次系による炉心冷却が維持されていることを確認する。また、「閉じ込める」機能確立のため、格納容器隔離弁により段階的に格納容器の隔離機能が確保されていることを確認する。

これらの自動作動機器の動作状況及び安全機能パラメータの確認を行う中で事象判別を実施し、事象毎に対応した手順に則り対応処置を実施することとなる。運転員は、原子炉トリップを含むプラントトリップの確認、所内電源及び外部電源の受電状況の確認、ECCS作動による安全系補機の運転状況等の様々な確認事項を確認するとともに、事象判別の判断基準に従い適切な運転要領を選択する。

c. 運転要領 緊急処置編（第1部）と運転要領 緊急処置編（第2部）について

設計基準内の事故対応手順である運転要領 緊急処置編（第1部）にて対応中に、設計基準範囲を超える事態が発生し、安全機能ベースの適用条件または事象ベースの適用条件となれば、運転要領 緊急処置編（第2部）の各手順にて対応する。

例えば、有効性評価における「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、運転要領 緊急処置編（第1部）「事故直後の操作及び事象の判別」にて対応中であっても、安全機能パラメータを継続して監視しているため、全てのSG水位（狭域）下端以下かつ補助給水流量の合計が80m³/h未滿となった場合は、運転要領 緊急処置編（第2部）「SG除熱機能の維持(1)」にて対応することとなる。

事象ベースと安全機能ベースの相互間の優先順位を図3に示す。

d. 運転要領 緊急処置編（第2部）と運転要領 緊急処置編（第3部）について

設計基準範囲を超える事態が発生し、運転要領 緊急処置編（第2部）にて対応中に、炉心損傷と判断した場合は、運転要領 緊急処置編（第3部）により対応することとなる。なお、運転要領 緊急処置編（第3部）については、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及び抑制のために、運転員が自律的に対応できる格納容器の減圧・減温操作の手順が主に記載されている。よって、運転要領 緊急処置編（第3部）の手順を優先して実施するものとなっている。なお、サポート系の全交流電源または補機冷却水が喪失している場合は、運転要領 緊急処置編（第2部）の全交流電源喪失の復旧手順を参考に、継続して機能の回復操作

または代替手段の確保を実施することとなる。

上述のとおり、運転員用の運転要領は事故の進展状況に応じて分けられているが、それらの構成を明確にしており、かつ相互の移行基準を明確化していることで事象進展に伴う使用すべき手順書への移行を問題なく行うことができる。

運転員の事象判別プロセスと運転要領 緊急処置編の体系を図4に、運転要領の使用例として有効性評価における各評価事故シーケンスの対応フローを添付資料1.0.7に示す。

(2) 運転要領と重大事故等対応要領の連携について

a. 運転要領 緊急処置編と重大事故等対応要領について

運転員が運転要領 緊急処置編にて対応中に、可搬型大型送水ポンプ車等の可搬型の重大事故等対処設備を準備・使用することが必要となった場合において、災害対策要員へ重大事故等対応要領による可搬型の重大事故等対処設備等の準備及び対応を依頼する。具体的には、運転要領 緊急処置編（第2部）の全交流電源喪失にて対応中に、早期の電源回復が不能と判断すれば、可搬型大型送水ポンプ車等の準備依頼をすることを対応手順（操作及び確認項目）に記載している。また、依頼を受けた災害対策要員は、重大事故等対応要領により可搬型大型送水ポンプ車等の準備及び対応を実施する。

b. 運転要領 緊急処置編（第3部）とシビアアクシデント対応ガイド要則について

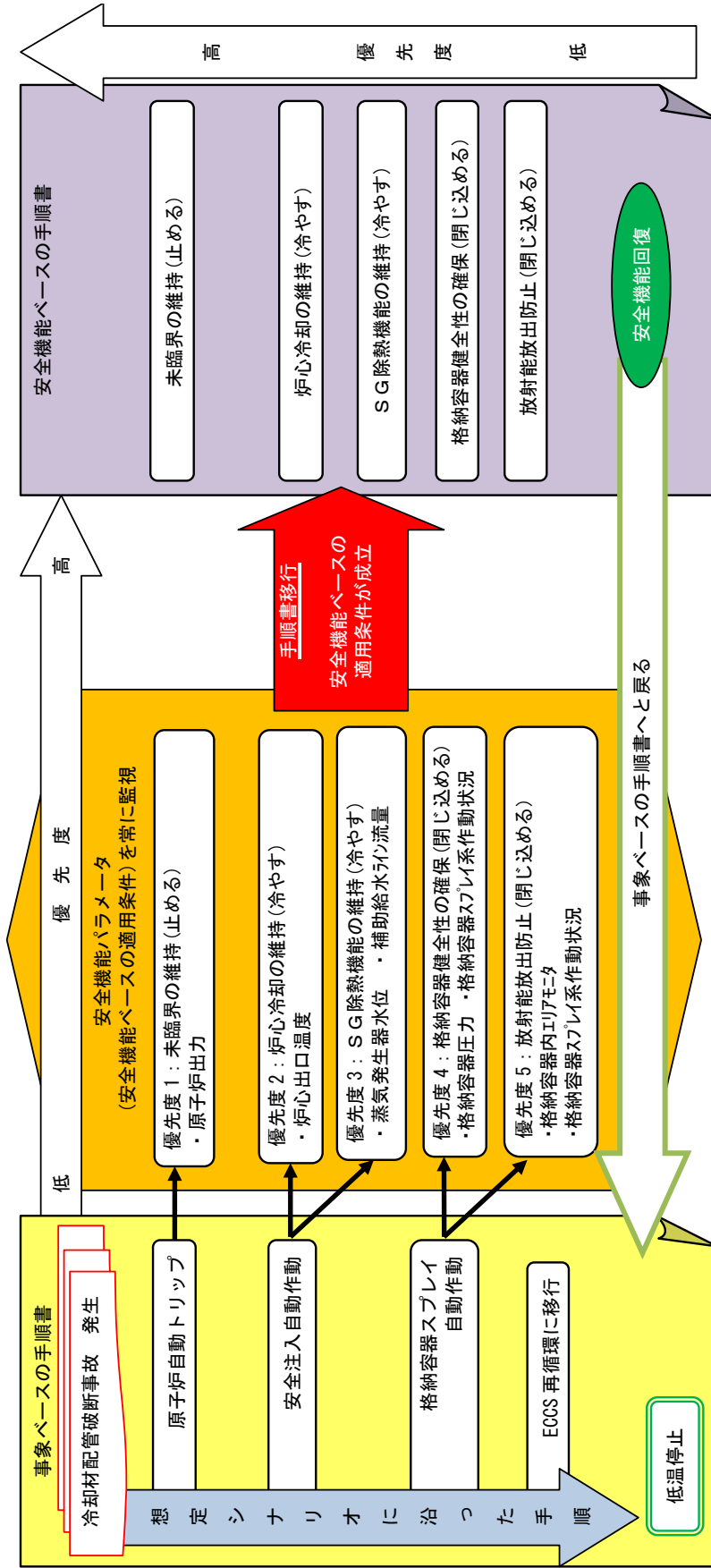
運転要領 緊急処置編（第3部）については、①環境への放射能放出の防止②格納容器の健全性の維持③炉心損傷の進展防止及び抑制のために、中央制御室の運転員が自律的に対応できる操作手順として定められている。炉心損傷判断後の初期の対応においては、運転要領 緊急処置編（第3部）及び重大事故等対応要領にて対応可能であることを、有効性評価にて確認している。重大事故等対応要領の下部規程であるシビアアクシデント対応ガイド要則については、発電所対策本部設置後に使用する。発電所対策本部において、プラントの状況を各種パラメータにより把握し、シビアアクシデント対応ガイド要則に沿って、プラントの総合判断、操作決定及び操作後の影響評価を行い、第3部で対応しうる事象進展を超えた場合のプラント操作について中央制御室の運転員を含め各班に指示する。この場合、中央制御室の運転員は、その指示

に従って操作を実施する。

上述のとおり，運転員用の運転要領と災害対策要員用の重大事故等対応要領間の連携を手順書上で明確にすることで、発電所全体が一体的に機能するような発電所手順書体系としている。

また，重大事故等発生時には，運転要領及び重大事故等対応要領（下部規程含む）により，重大事故シナリオベースでの対応を行うことを基本としているが，重大事故シナリオから外れた場合には，原因となった喪失した機能に着目し，その代替機能を確保するための手順を実行して当該の機能を回復させることにより，事故拡大を抑制し，収束させる。

運転要領及び重大事故等対応要領の使用イメージを図5に，重大事故等発生時に使用する手順書の概念図を図6に示す。



《優先度の考え方》

- 事象が発生すれば、事象の判別を行い、個々の事象毎に定める適用条件が成立した場合には、当該の事象ベースの手順書に移行し対応する。
- 事象ベースの手順書にて対応中に、安全機能が費かされた場合には、当該の安全機能回復のための手順書である安全機能ベースの手順書に移行する。基本的に事象ベースの手順書よりも安全機能ベースの手順書が優先される。
- 安全機能ベースの手順書により、安全機能が回復した場合は事象ベースの手順書へと戻る。
- 仮に安全機能である未臨界維持機能と炉心冷却機能について、同時に安全機能が脅かされた場合には、未臨界維持機能（止める）回復が優先される。
(安全機能回復の優先順位 「止める」→「冷やす」→「閉じ込める」)
- 事象ベースの内、安全機能の回復のために必要となるサポート機能（交流動力電源、補機冷却機能等）が失われる全交流動力電源喪失事象等は、安全機能の確保に必要な対応操作についても当該の手順書に定めており、安全機能ベースの手順書に移行せずに事象の取束が可能である。

事象ベース：個々の事象毎に想定されるシナリオに従った操作を記載した手順書

安全機能ベース：設計基準事象を超える多重故障も対象として、起因事象やそこに至る事象の経緯は問わず、プラントの安全上重要な安全（止める・冷やす・閉じ込める）機能を確保するための対応操作を記載した手順書

図1 重大事故等時における事象ベースと安全機能ベースの優先順位について（概要）

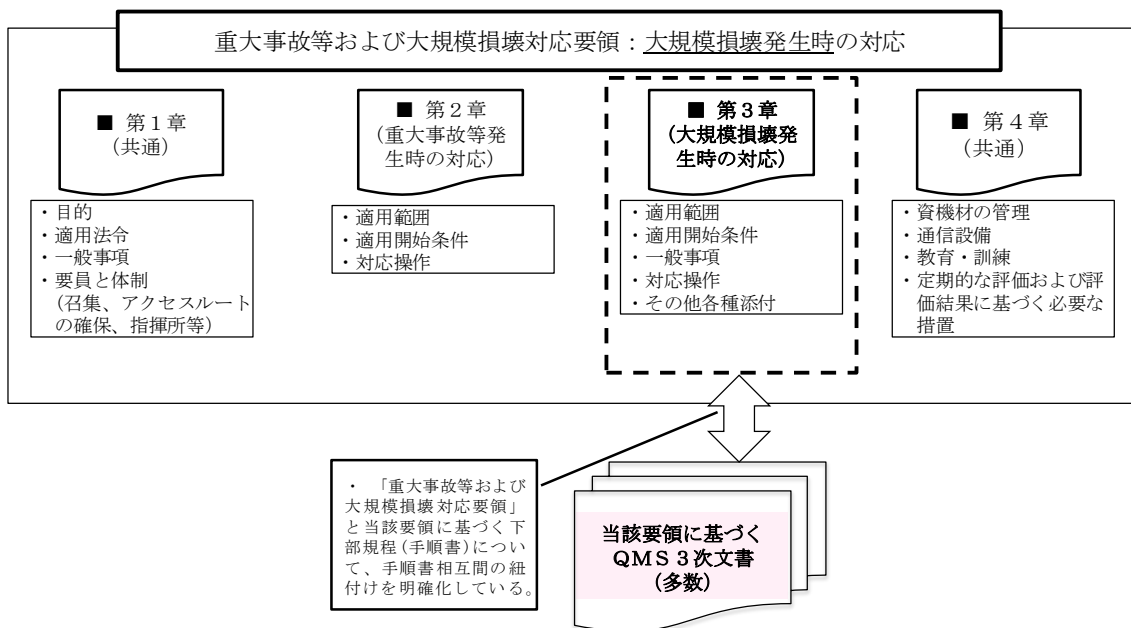
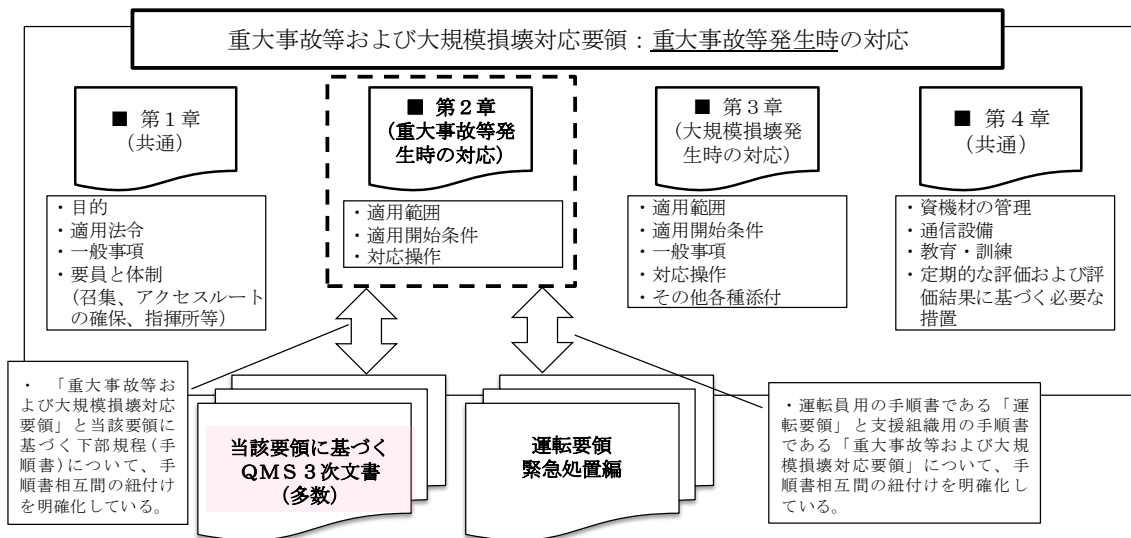


図2 重大事故等対応要領の構成

凡 例	○ : 事象ベースマニユアル実施時に安全機能ベースマニユアルの適用条件が満たされた場合、安全機能ベースマニユアルに入る。
×	事象ベースマニユアル実施時に安全機能ベースマニユアルの適用条件が満たされても、安全機能ベースマニユアルに入らない。
△	事象ベースマニユアル実施時に安全機能ベースマニユアルの適用条件が満たされた場合、条件によっては安全機能ベースマニユアルに入る。

(条件1) : 緊急度の低い安全機能ベースマニユアル (優先順位6～11)については、事象ベースマニユアルが優先する。ただし、その事象ベースマニユアルの中で、安全に係わる操作を実施していない場合には、これらの安全機能ベースマニユアルの操作を行う。

(条件2) : 少なくとも1台のCCWポンプおよび同トレンの海水ポンプによる冷却がなされていること。

(条件3) : 破断点の隔離が確認されていること。

安全機能ベースマニユアル優先順位	安全機能ベース										
	緊急度高					緊急度低					
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
未臨界の維持 (1)	炉心冷却の維持 (1)	SG除熱機能の維持 (1)	格納容器健全性の確保	放射能放出防止	未臨界の維持 (2)	炉心冷却の維持 (2)	SG除熱機能の維持 (2)	SG除熱機能の維持 (3)	1次系保有水の維持 (2)	1次系保有水の維持 (1)	条件付きで安全機能ベースマニユアルに入る場合の条件
事象ベースマニユアル	○	○	○	○	○	△	△	△	△	△	△ (条件1)
事象直後の操作および事象の判別	○	○	○	○	○	△	△	△	△	△	△ (条件1)
原子炉トリップ処置	○	○	○	○	○	△	△	△	△	△	△ (条件1)
外部電源喪失	○	○	○	○	○	△	△	△	△	△	△ (条件1)
1次冷却材喪失	○	○	○	○	○	△	△	△	△	△	△ (条件1)
2次冷却材喪失	○	○	○	○	○	△	△	△	△	△	△ (条件1)
蒸気発生器伝熱管破損	○	○	○	○	○	△	△	△	△	△	△ (条件1)
全交流電源喪失	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
LOCA時ECCS再循環不能	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
LOCA時C/Vスプレイ再循環不能	○	○	○	×	×	×	×	×	×	×	×
LOCA再循環時補機冷却機能喪失	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	(条件1) かつ (条件2)
インターフェイスLOCA	○	△	○	○	○	△	△	△	△	△	(条件1) かつ (条件3)
全SGの異常な減圧	○	○	×	○	○	×	×	×	×	×	×
SGTR時破損SG減圧継続	○	○	○	○	○	×	×	×	×	×	×
SGTR時減圧操作不能	○	○	○	○	○	×	×	×	×	×	×
プラント起動および停止操作時におけるLOCA	○	○	○	○	○	×	×	×	×	×	×
補機冷却機能喪失	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
LOCA時再循環サブシステム閉塞	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×

図3 安全機能ベースと事象ベースの相互間の優先順位

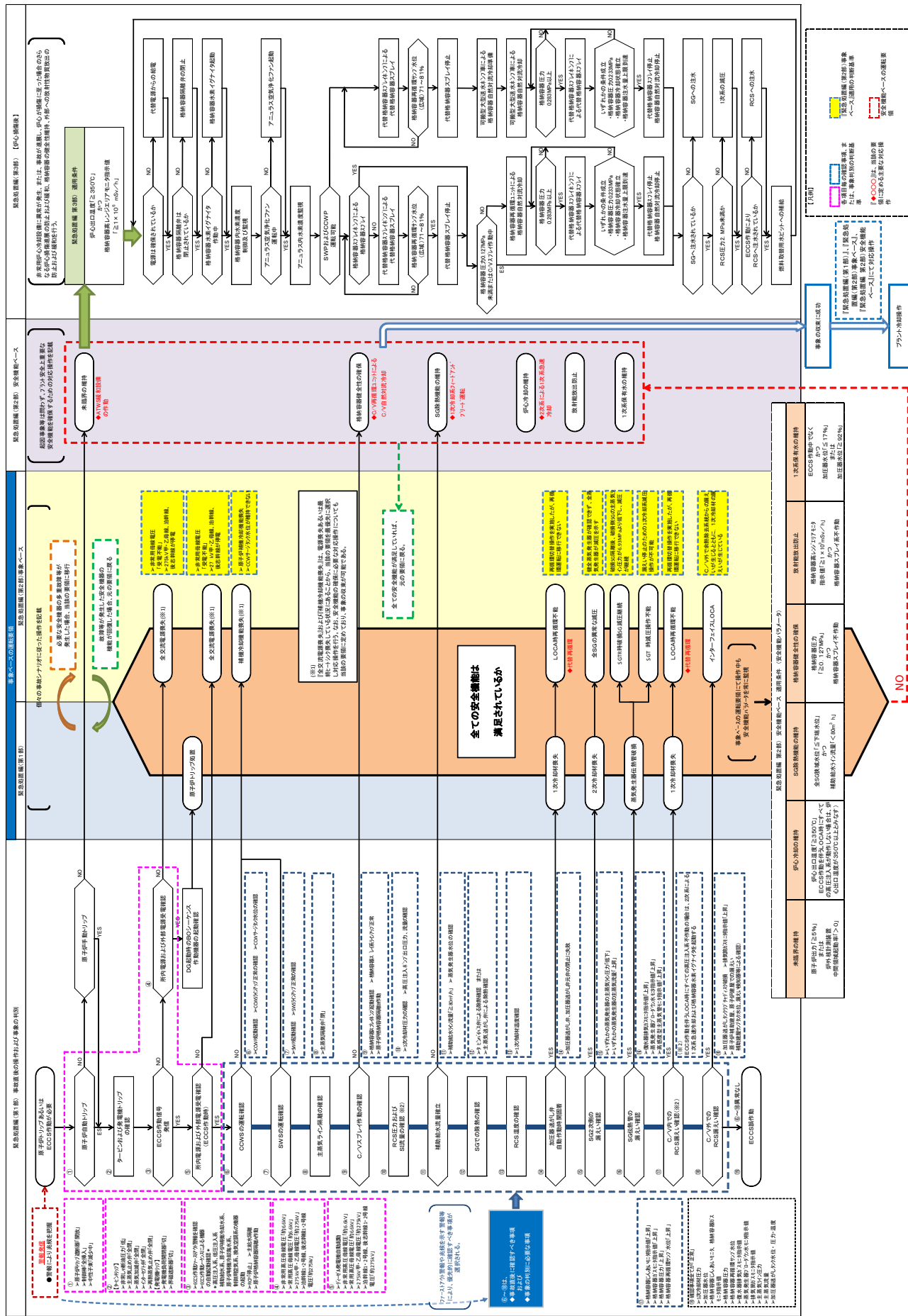


図4 運転員の事象判別プロセスと運転要領 緊急処置編の体系について

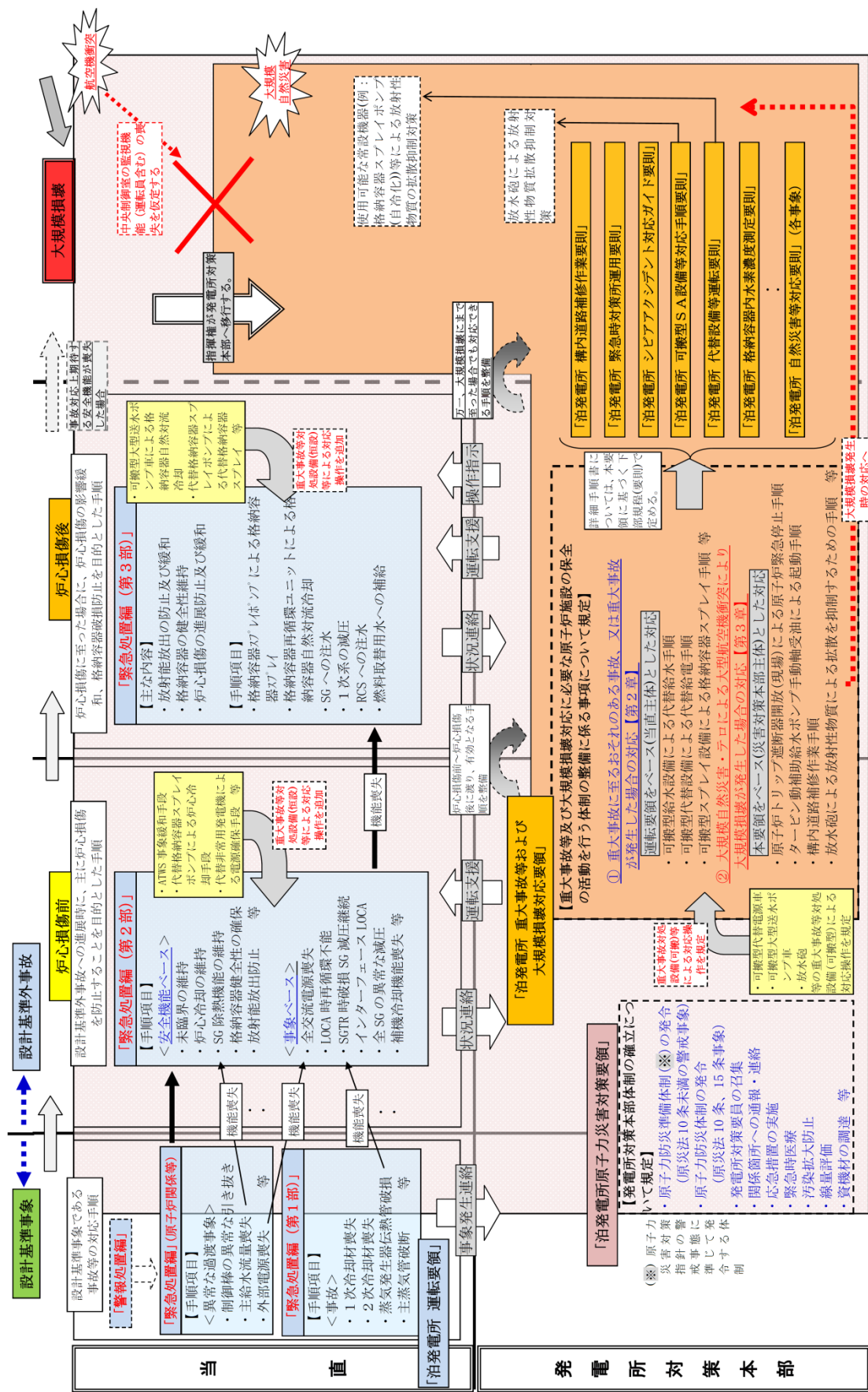


図5 運転要領及び重大事故等対応要領の使用イメージ

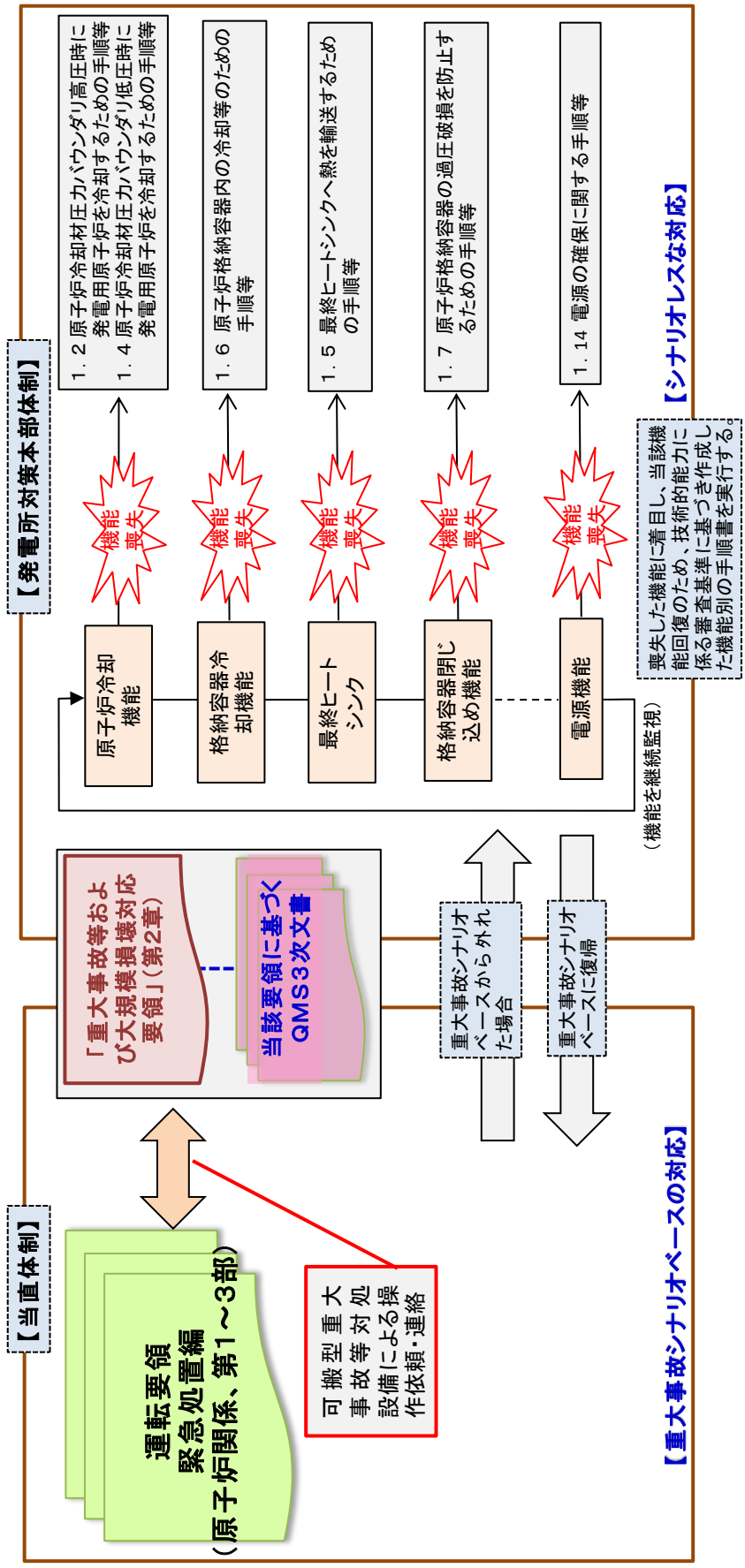
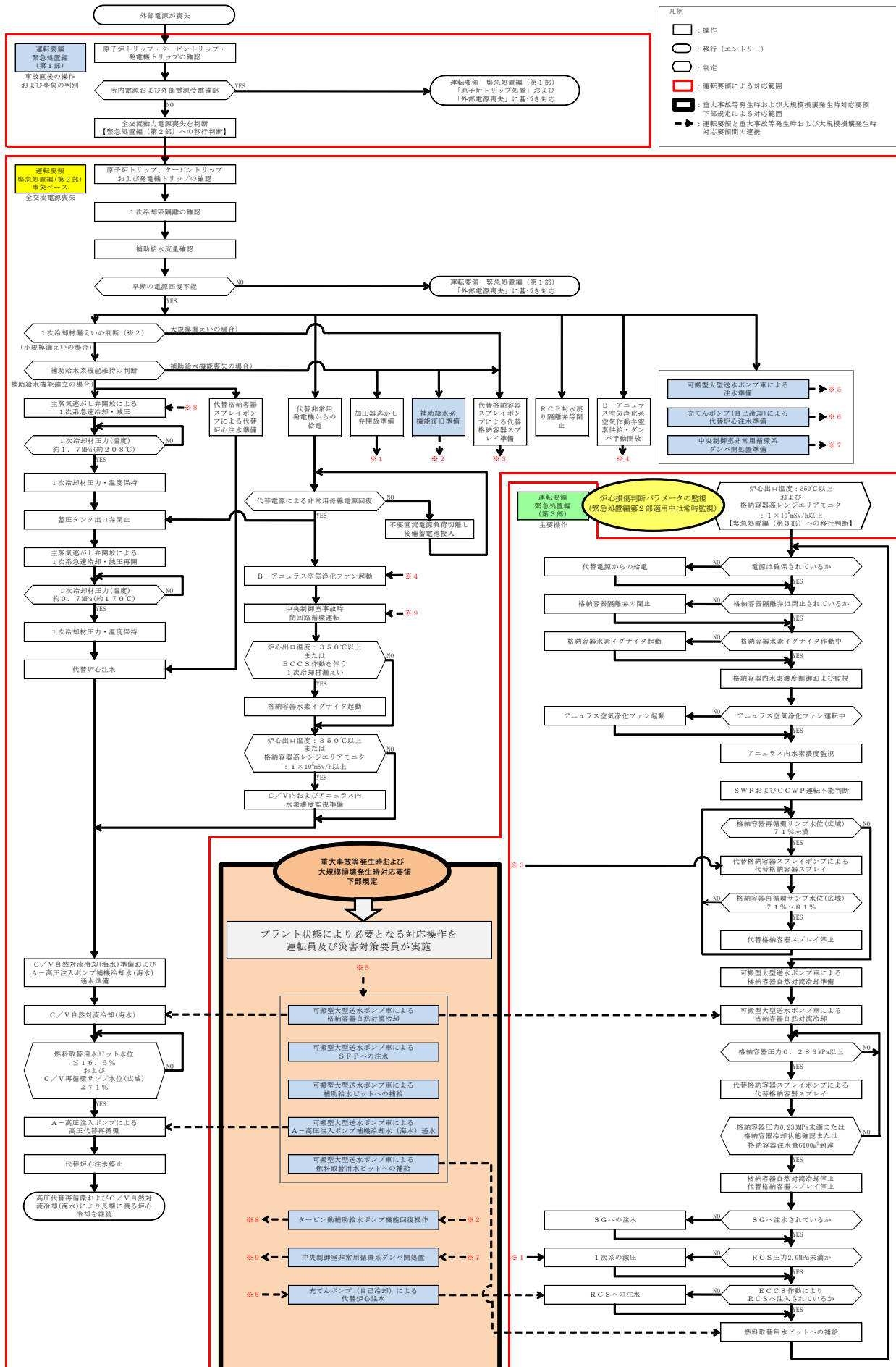


図 6 重大事故等発生時に使用する手順書の概念図

有効性評価における重大事故対応時の手順について

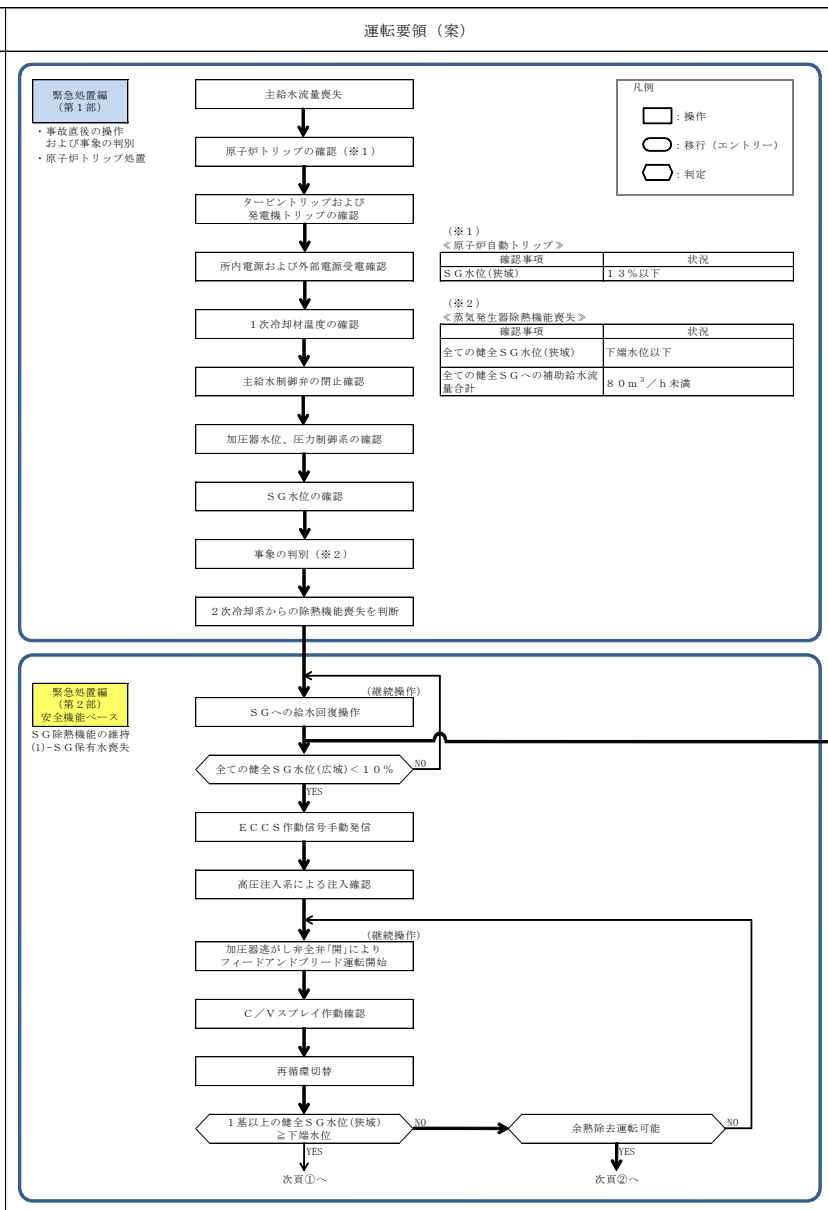
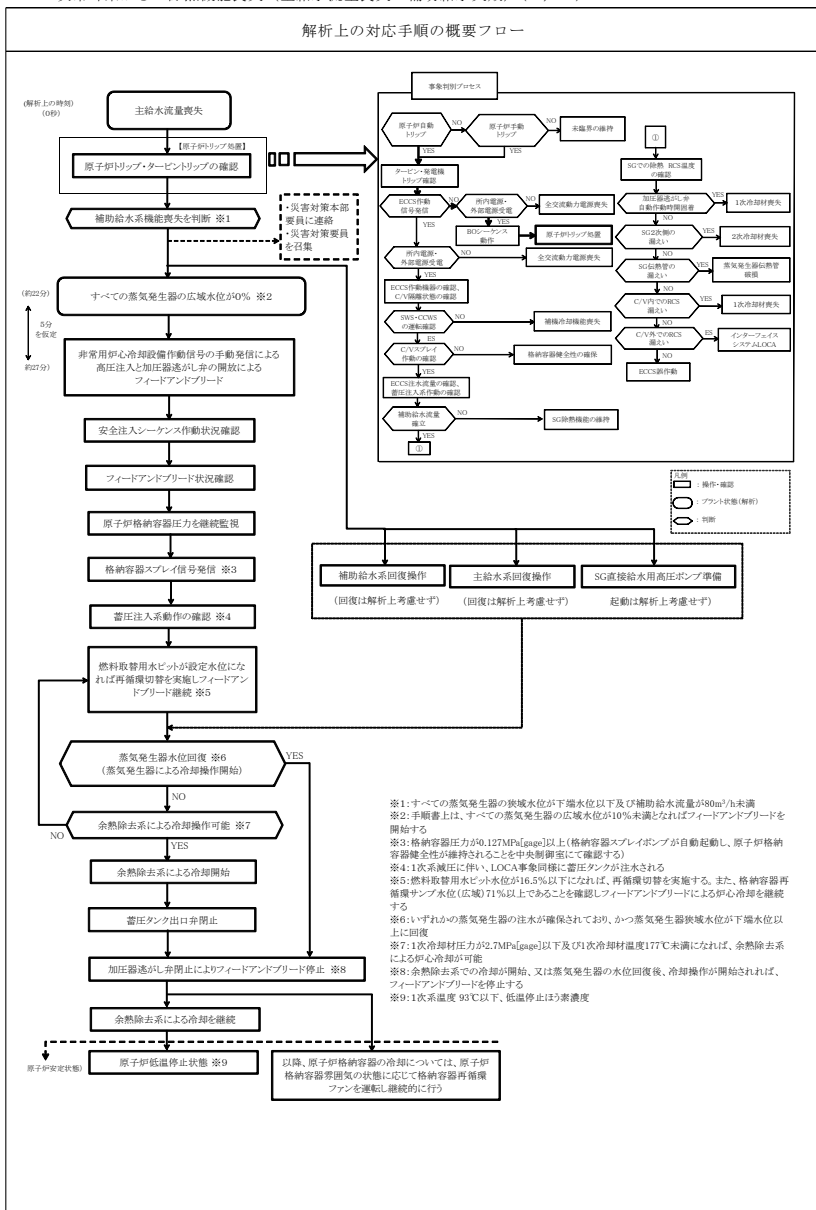
番号	重要事故シーケンス
1	2次冷却系からの除熱機能喪失(主給水流量喪失+補助給水失敗)
2	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA)
3	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失)
4	原子炉補機冷却機能喪失(原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA)
5	原子炉格納容器の除熱機能喪失 (大破断LOCA+低圧再循環機能喪失+格納容器スプレイ注入失敗)
6	原子炉停止機能喪失(主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗)
7	原子炉停止機能喪失(負荷の喪失+原子炉トリップ失敗)
8	ECCS注水機能喪失(中破断LOCA(6インチ破断)+高圧注入失敗)
9	ECCS注水機能喪失(中破断LOCA(4インチ破断)+高圧注入失敗)
10	ECCS注水機能喪失(中破断LOCA(2インチ破断)+高圧注入失敗)
11	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)
12	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)
13	格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)
14	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用 (大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)
15	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)及び高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接過熱(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)
16	水素燃焼(大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故)
17	想定事故1(使用済燃料ピット冷却系及び注水機能喪失)
18	想定事故2(使用済燃料ピット冷却系配管の破断)
19	崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) (燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故)
20	全交流動力電源喪失(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)
21	原子炉冷却材の流出 (燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故)
22	反応度の誤投入 (原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故)

重大事故発生における手順書間の連携（外部電源喪失から全交流動力電源喪失に進展した場合を想定し例示）



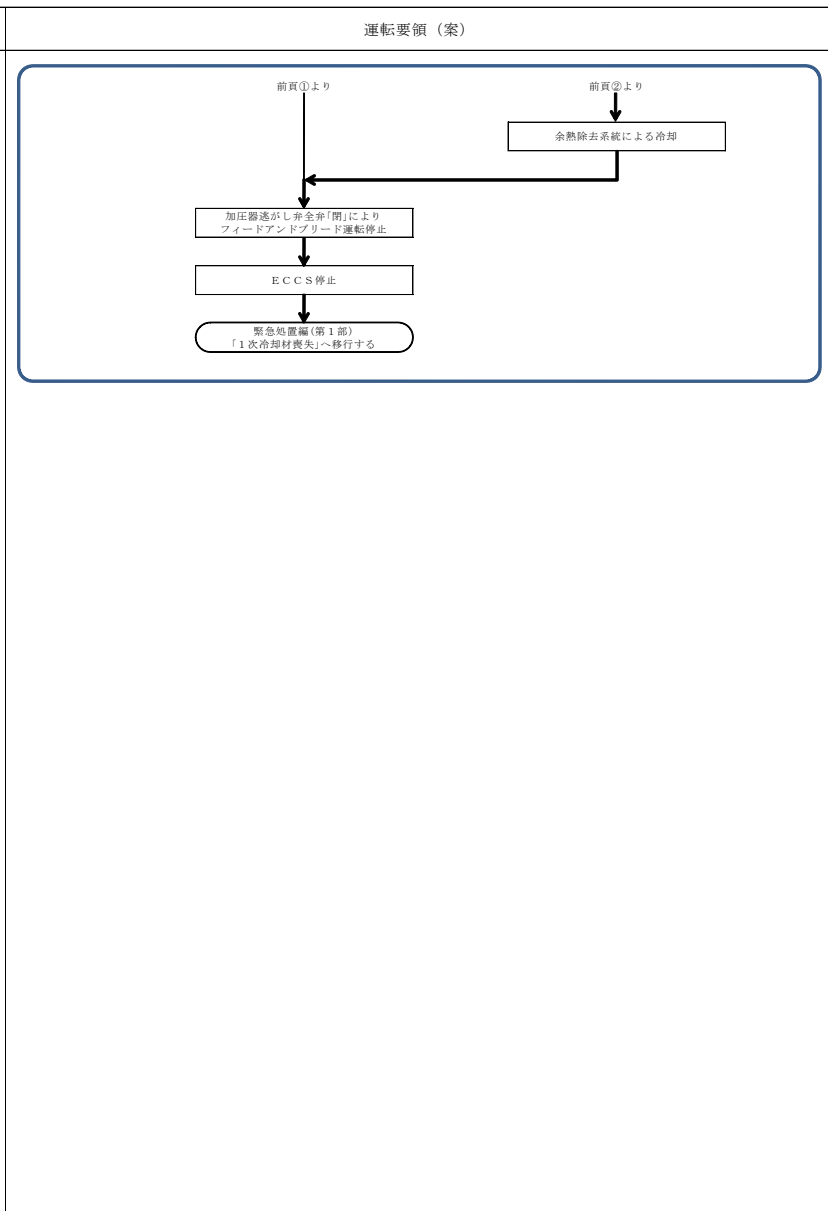
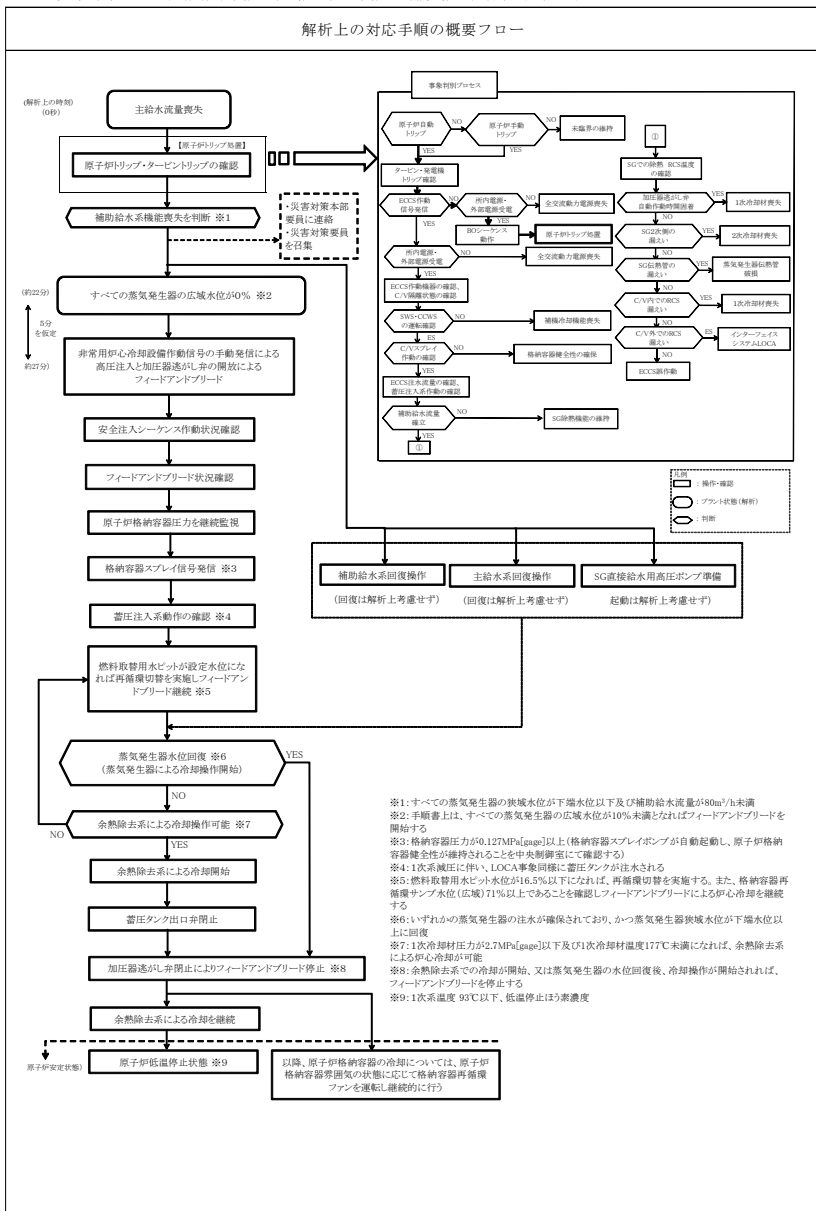
1. 2次冷却系からの除熱機能喪失（主給水流量喪失+補助給水失敗）（1/2）

1.0.7-3



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）（2/2）

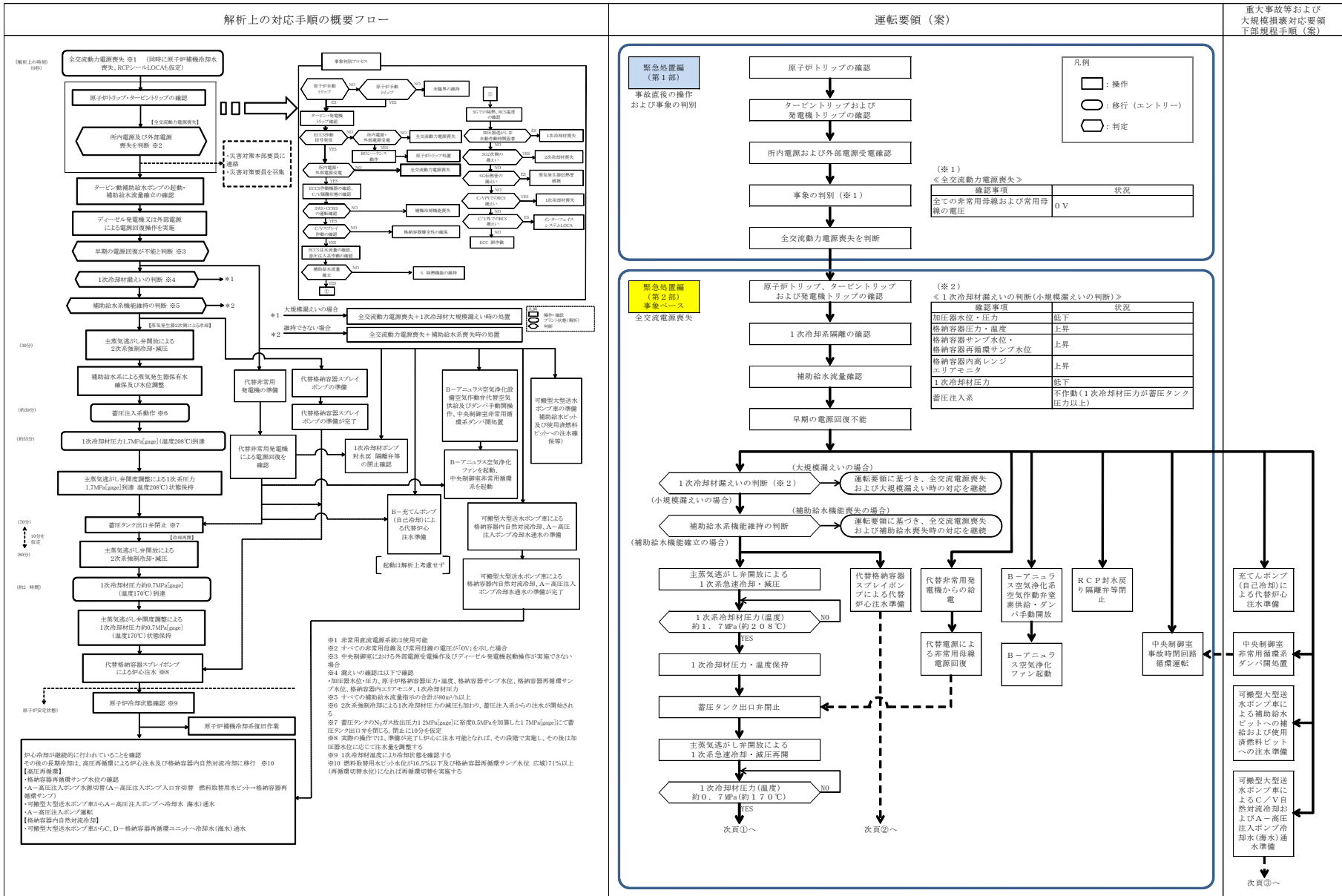
1.0.7-4



重大事故等および
 大規模損壊対応要領
 下部規程手順（案）

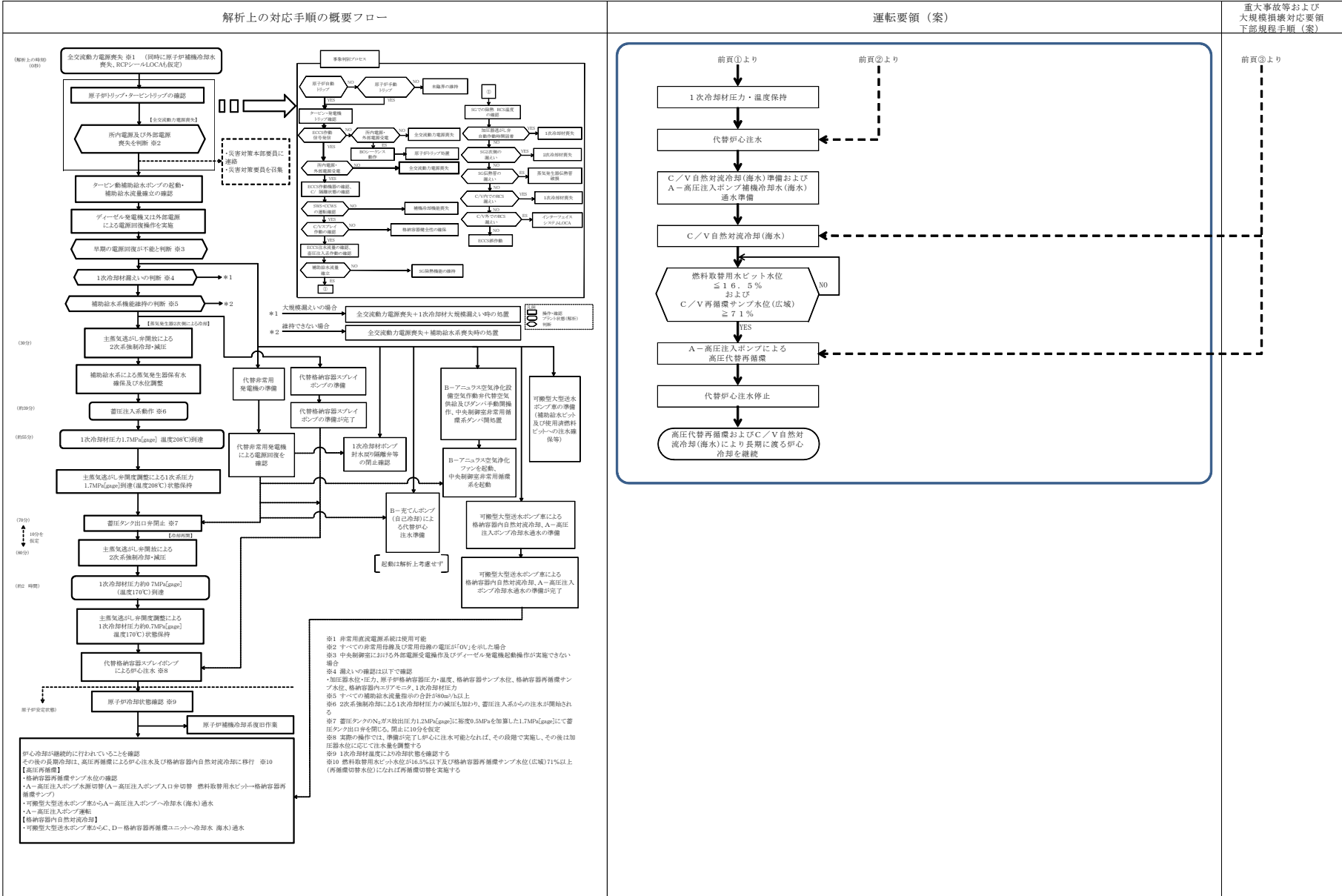
2. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA）（1/2）

1.0.7-5



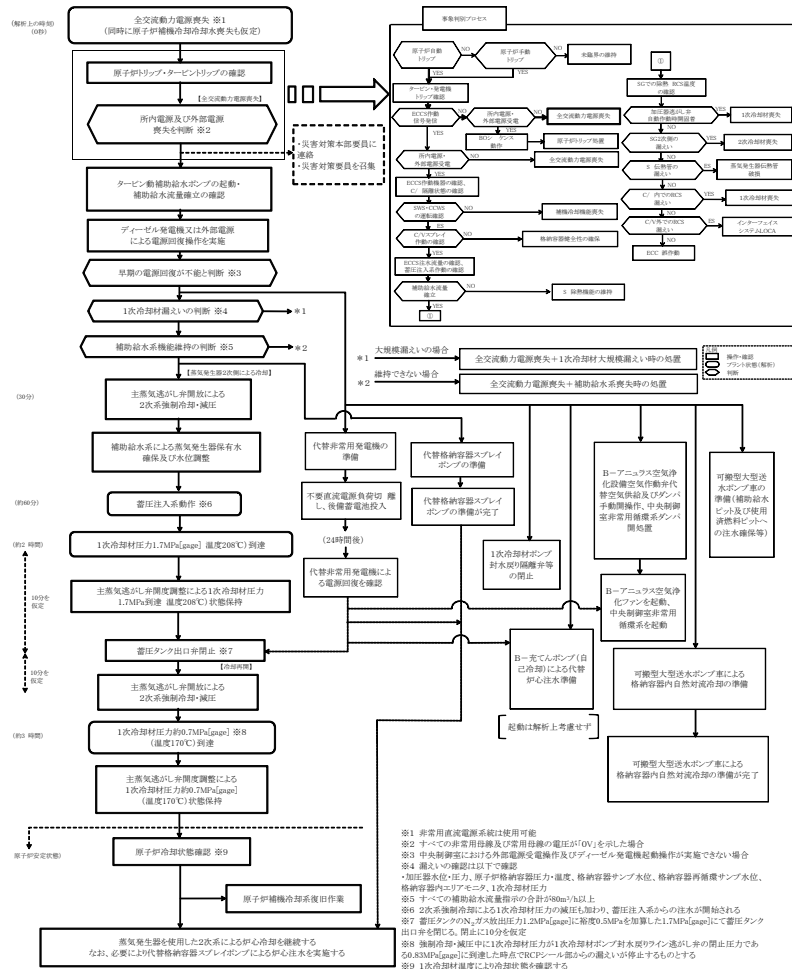
2. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA）（2/2）

1.0.7-6

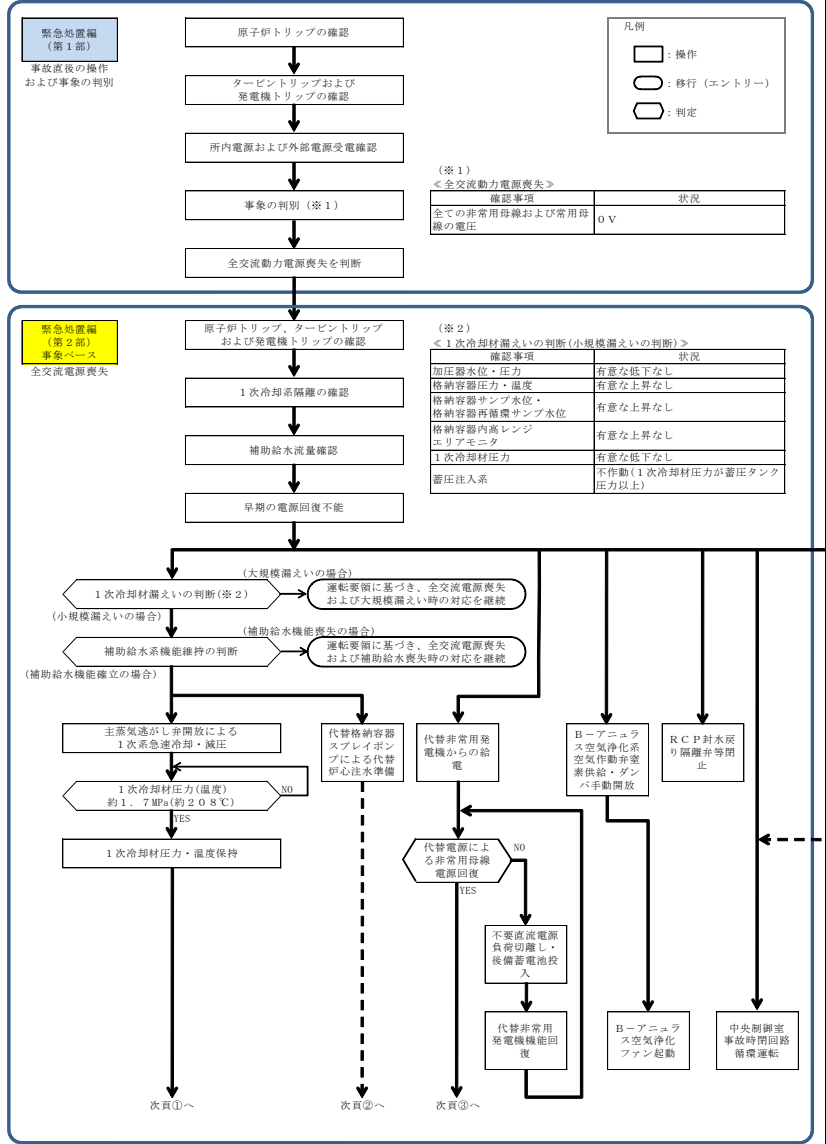


3. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失）（1/2）

解析上の対応手順の概要フロー



運転要領（案）

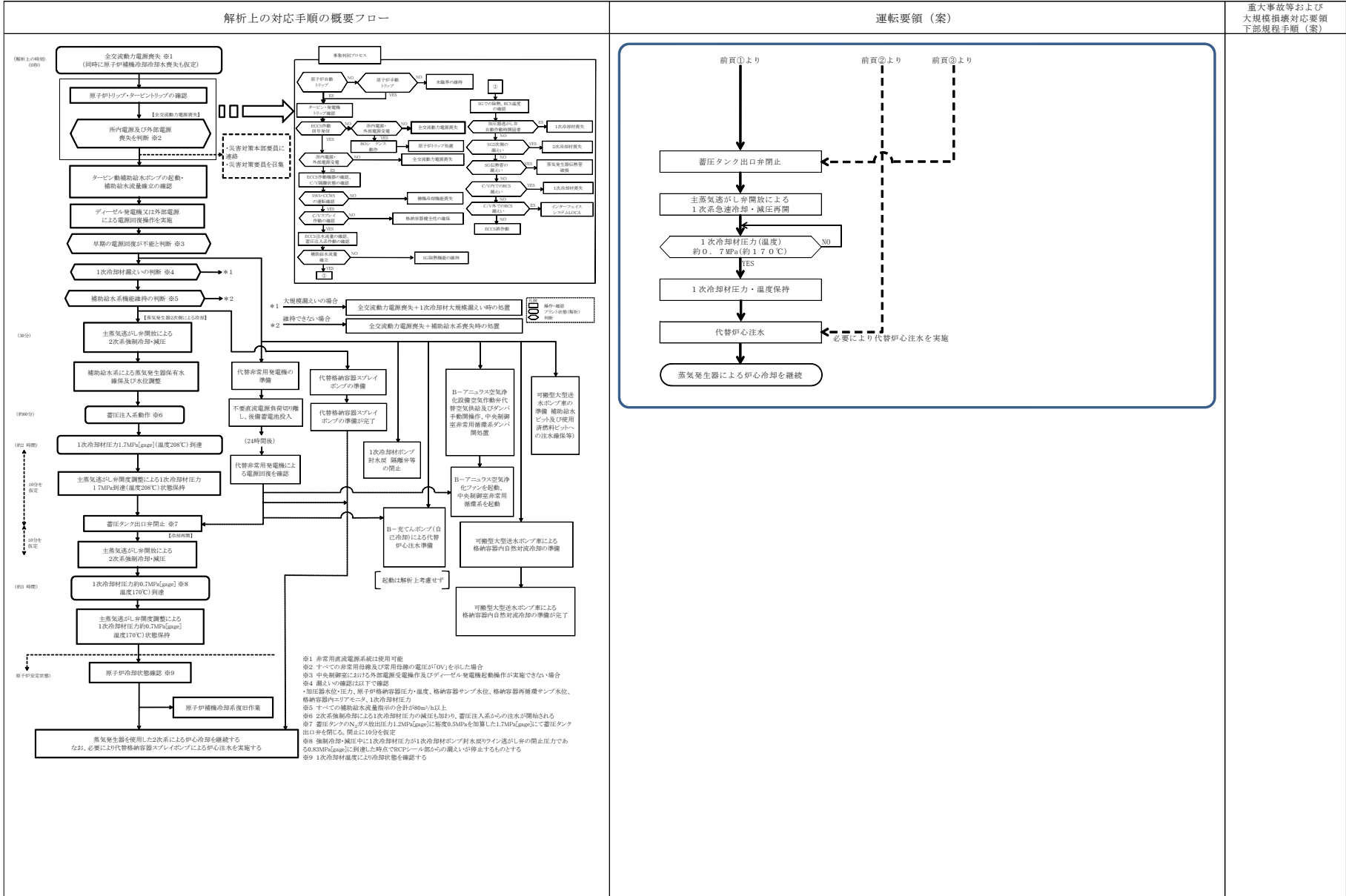


重大事故等および大規模損壊対応要領 下部規程手順（案）

1.0.7-7

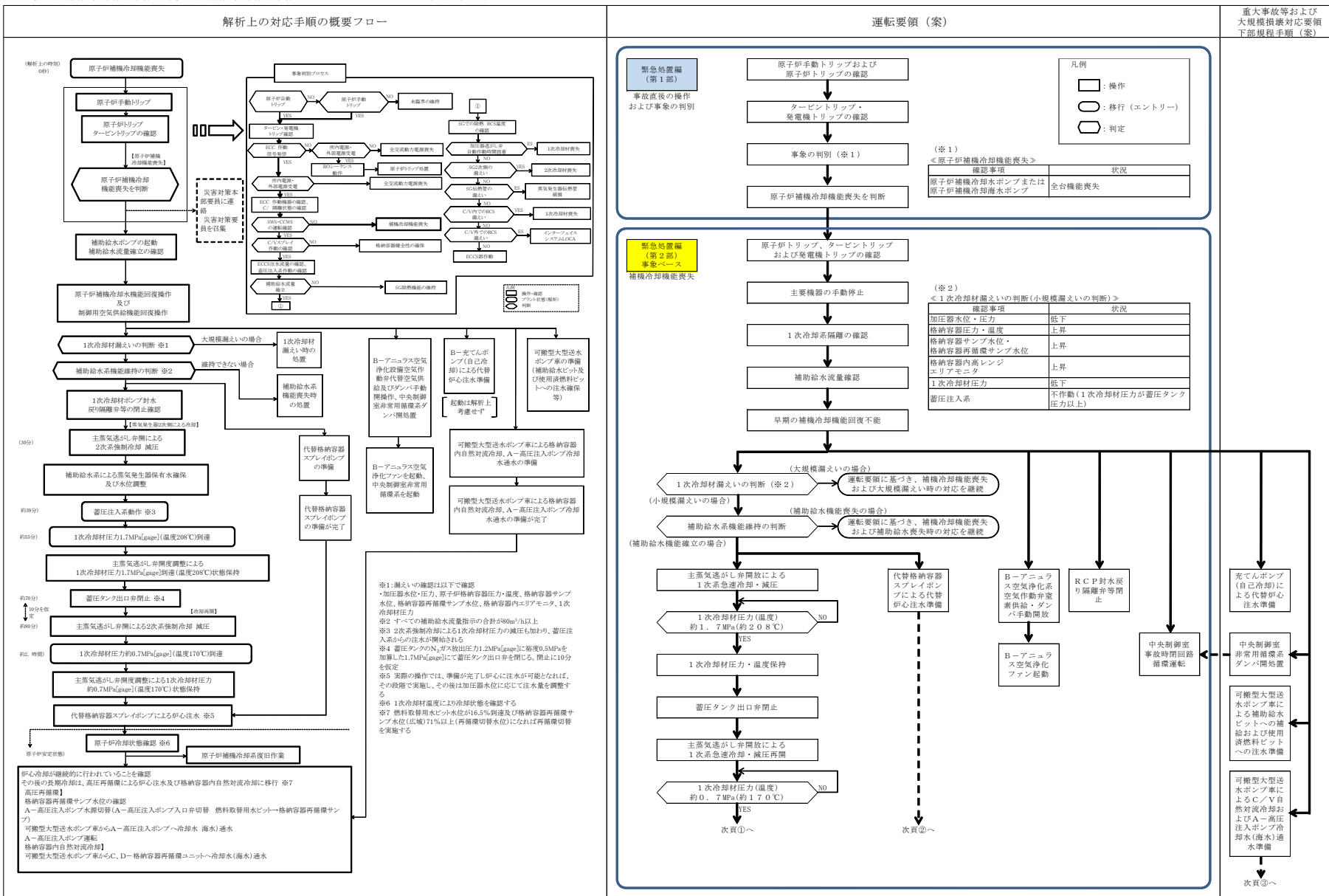
3. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失）（2 / 2）

1.0.7-8



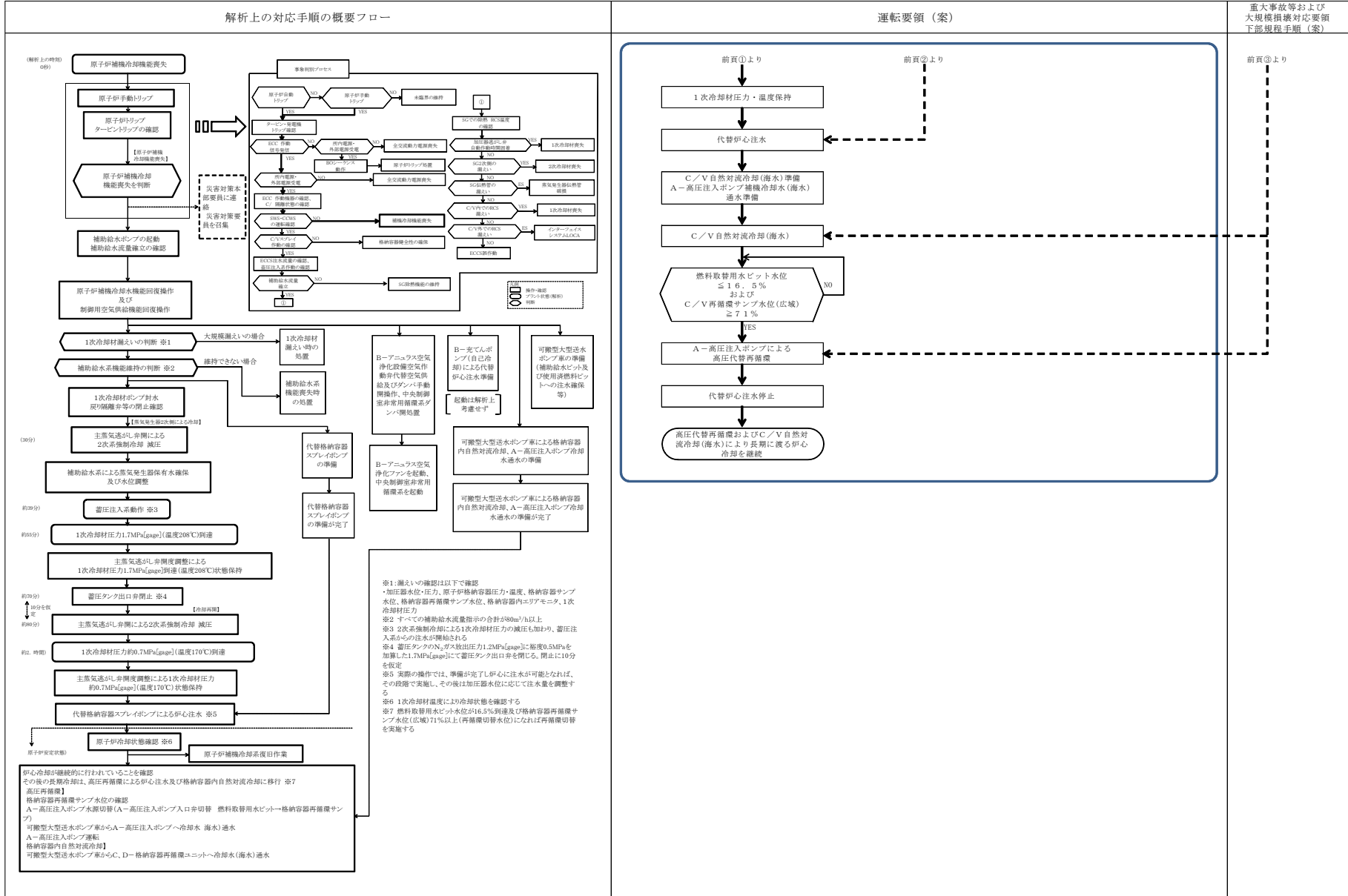
4. 原子炉補機冷却機能喪失 (原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA) (1/2)

1.0.7-9



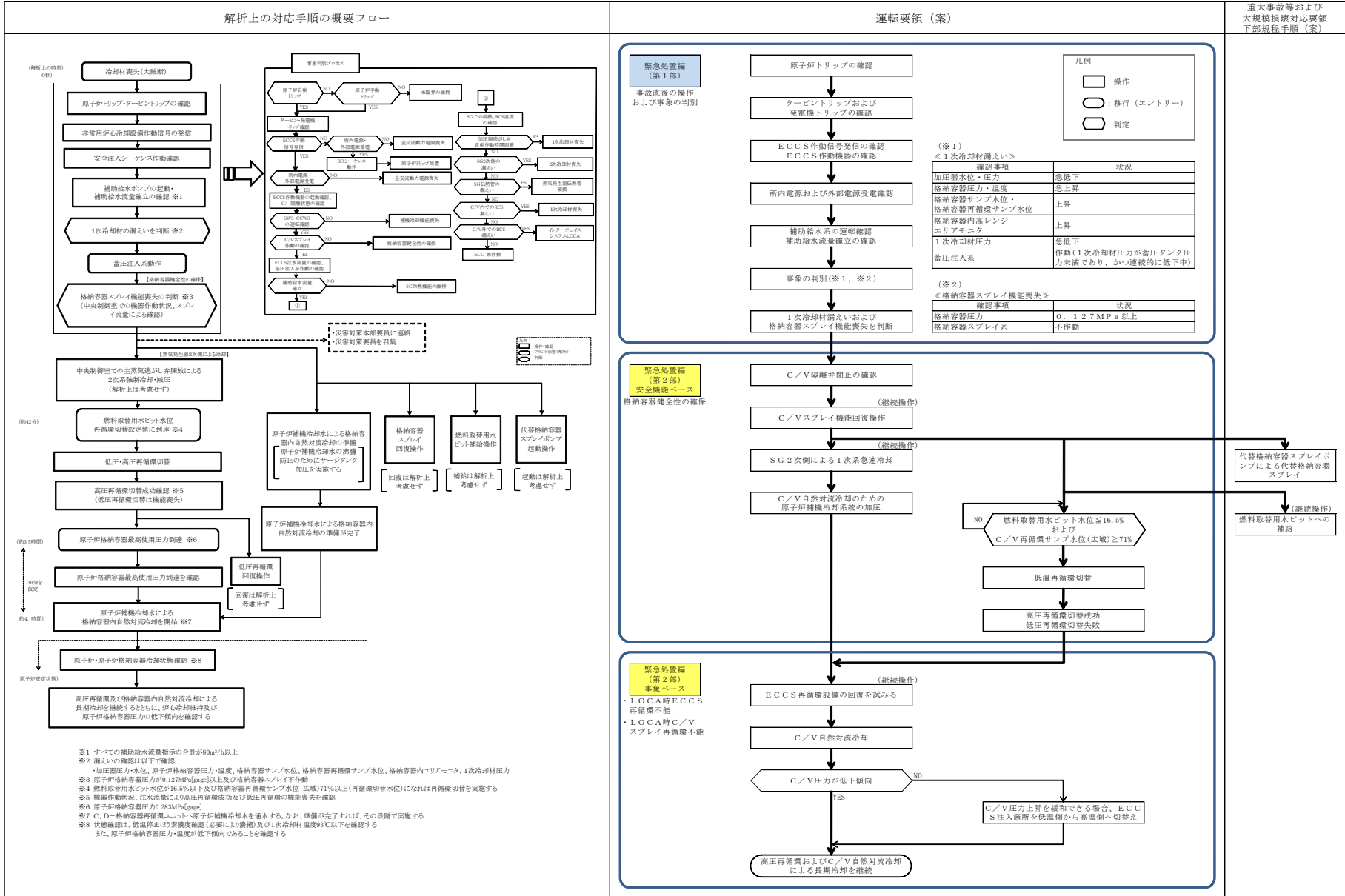
4. 原子炉補機冷却機能喪失 (原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA) (2/2)

1.0.7-10



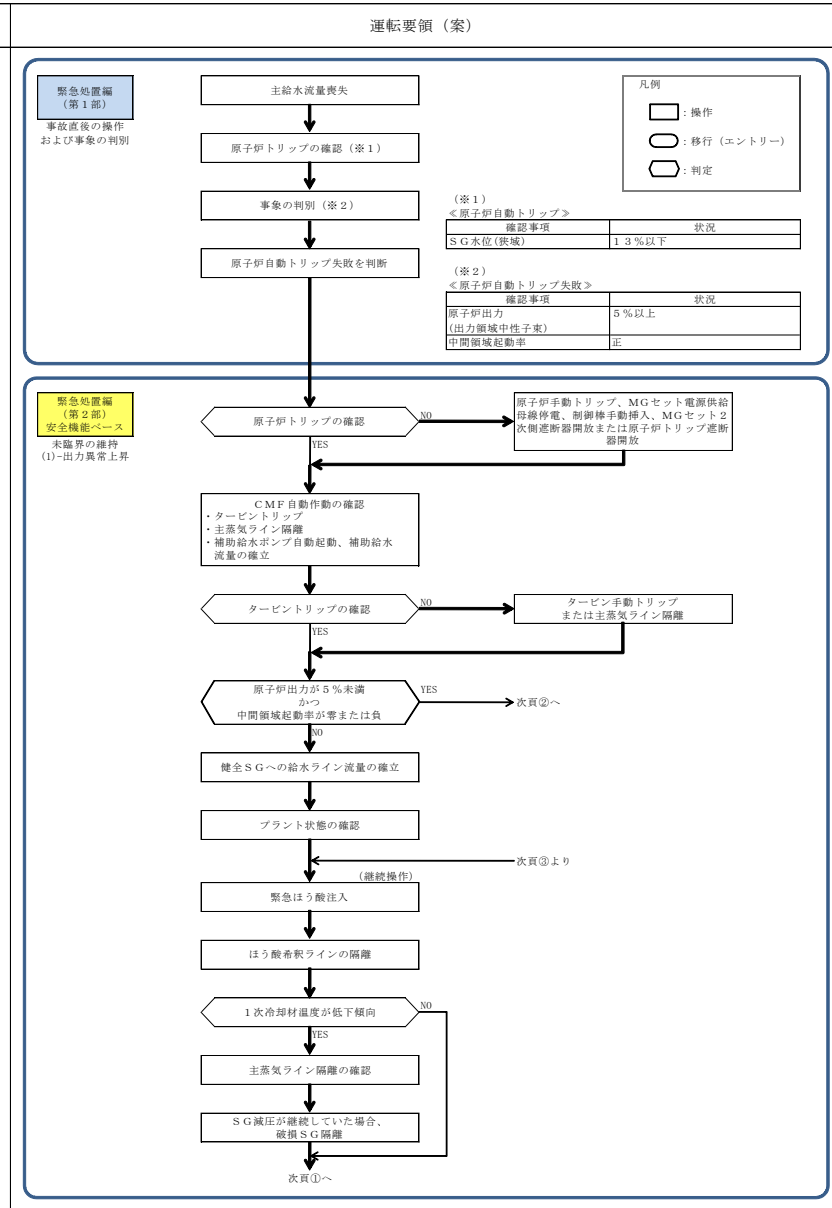
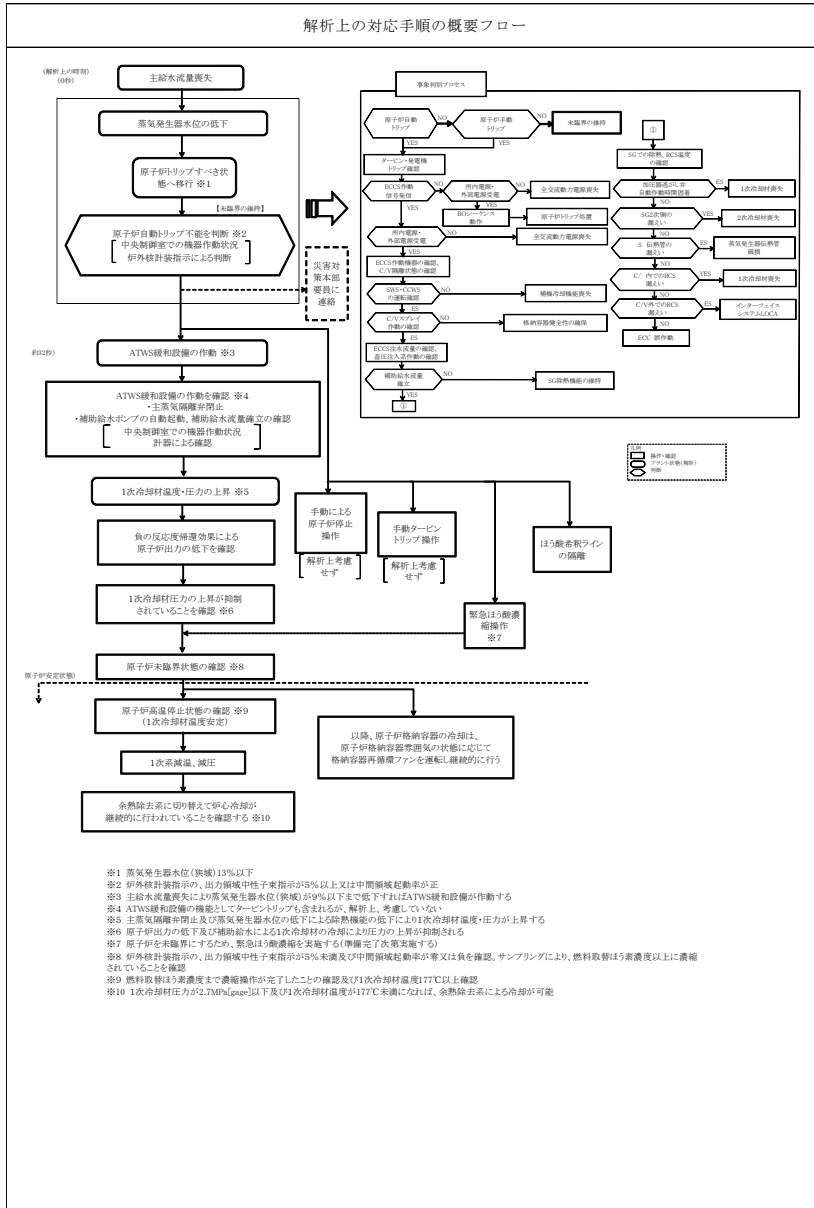
5. 原子炉格納容器の除熱機能喪失（大破断LOCA+低圧再循環機能喪失+格納容器スプレイ注入失敗）

1.0.7-11



6. 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）（1/2）

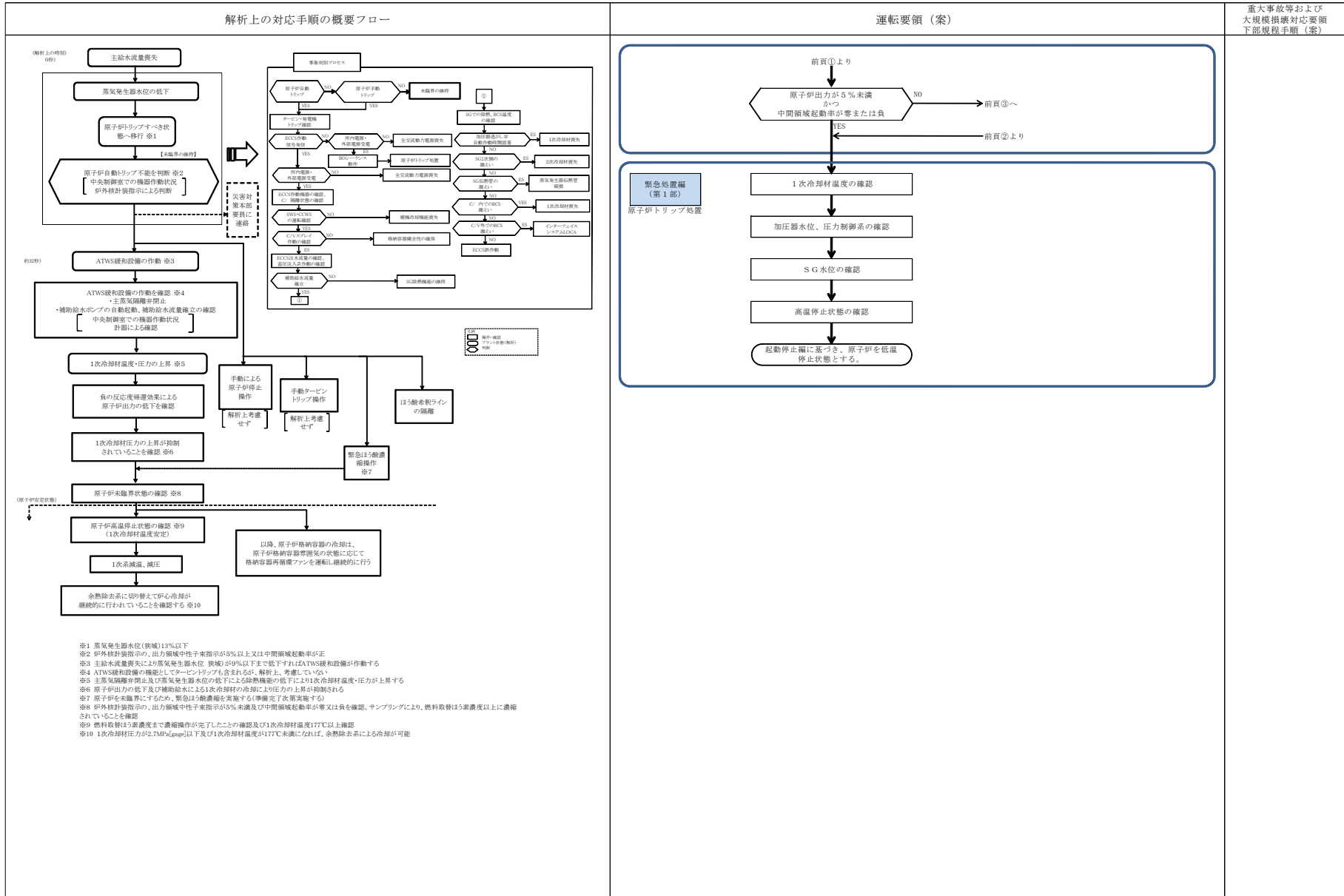
1.0.7-12



重大事故等および大規模損傷対応要領 下部規程手順（案）

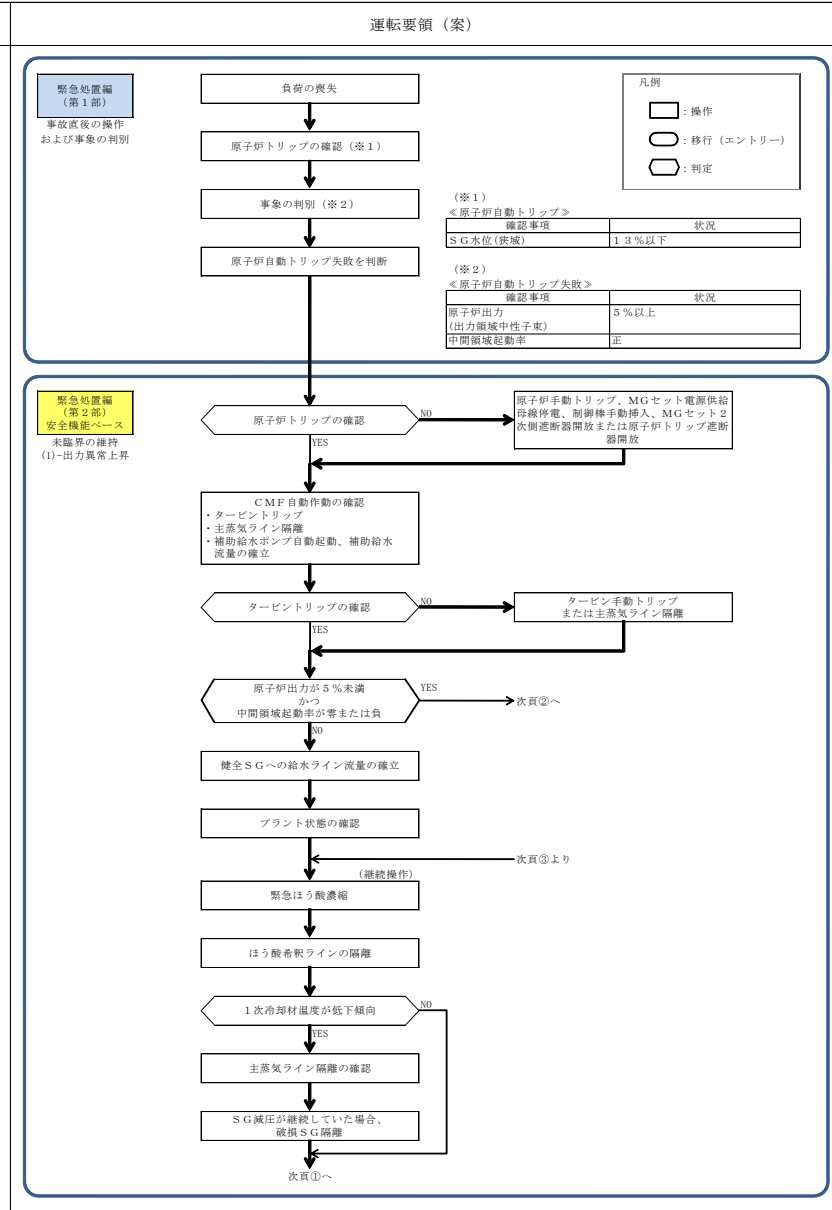
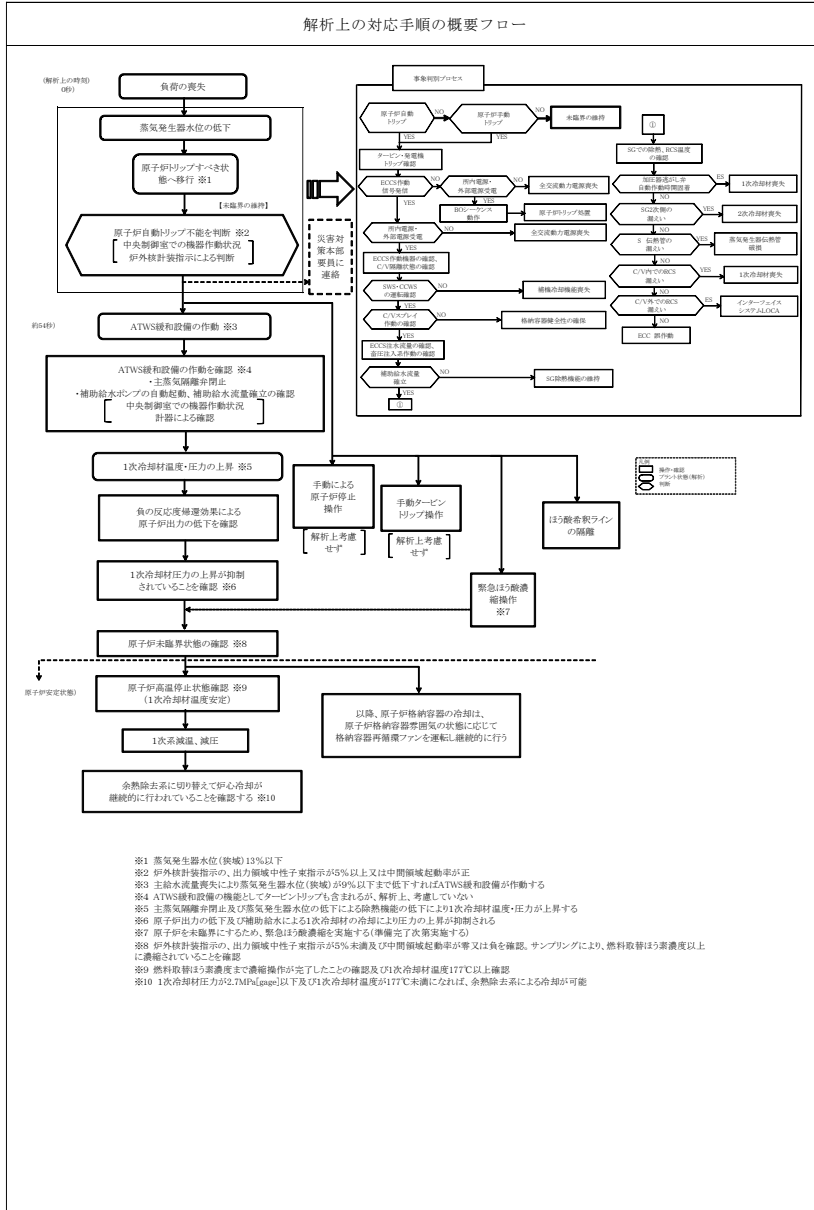
6. 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）（2/2）

1.0.7-13



7. 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失+原子炉トリップ失敗）（1/2）

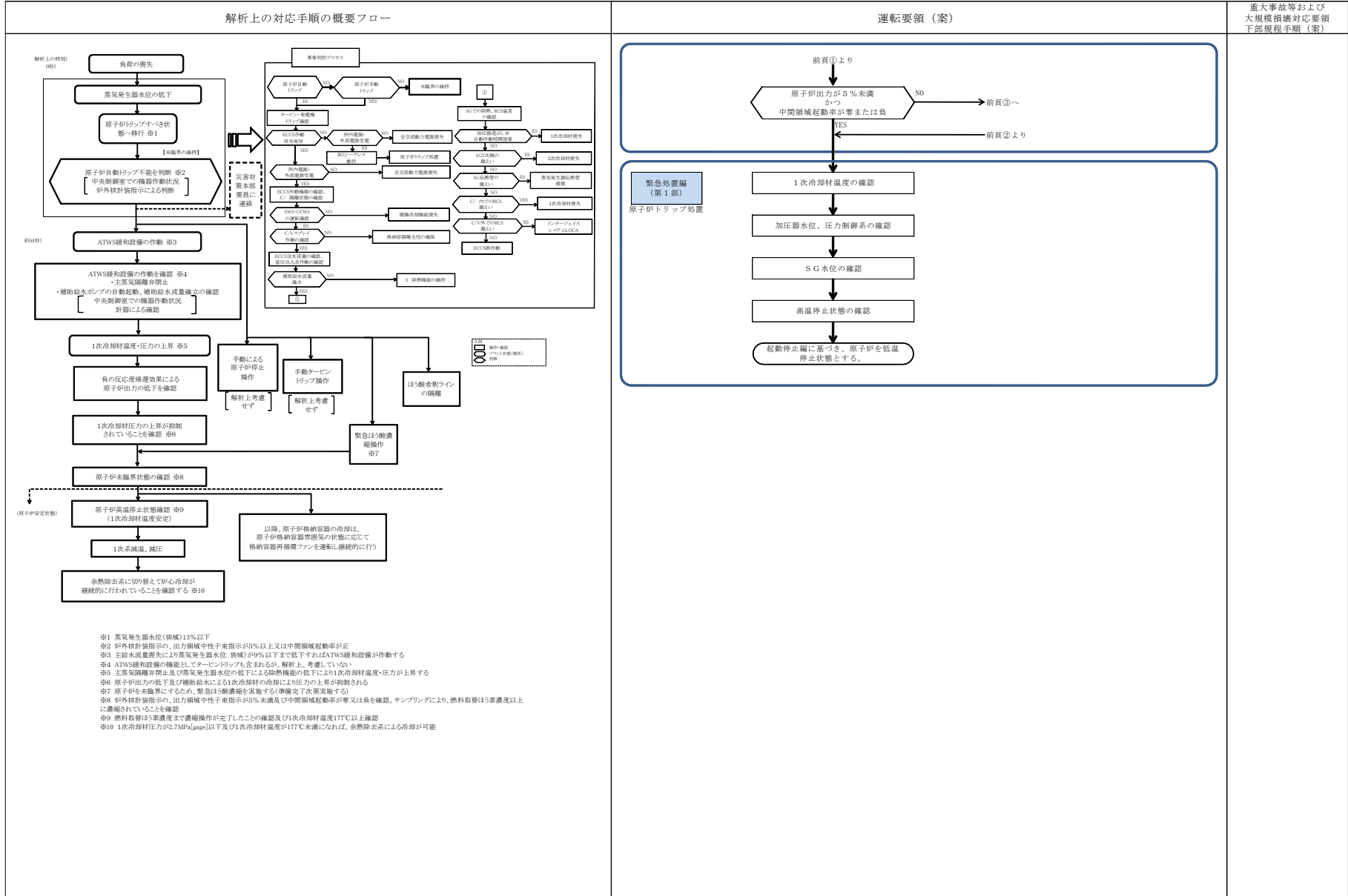
1.0.7-14



重大事故等および大規模損壊対応要領
 下部規程手順（案）

7. 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失+原子炉トリップ失敗）（2/2）

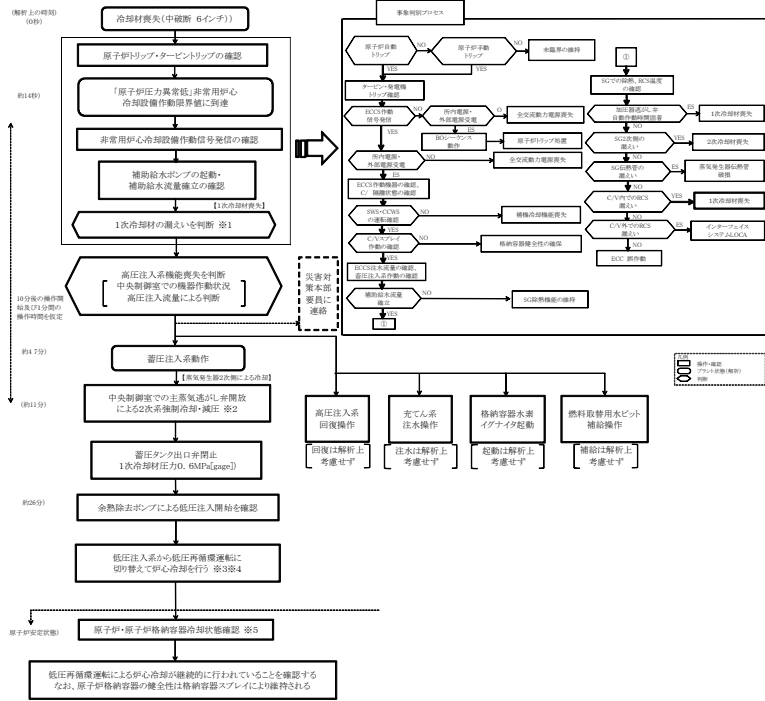
1.0.7-15



8. ECCS注水機能喪失（中破断LOCA（6インチ破断）+高圧注入失敗）（1/2）

1.0.7-16

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 漏えいの確認は以下で確認
 - ・加圧器水位・圧力、原子炉格納容器圧力・温度、格納容器サンブ水位、格納容器再循環サンブ水位、格納容器内エアモニタ、1次冷却材圧力
- ※2 冷却材喪失及び高圧注入機能喪失を判断した際、主蒸気逃がし率による2次系強制冷却を実施する
- ※3 低圧再循環運転
 - ・余熱除去冷却器への原子炉補機冷却水供給
 - ・余熱除去ポンプ駆動時、燃料取替用水レベル - 1 格納容器再循環サンブ
- ※4 燃料取替用水レベルが16.5%以下及び格納容器再循環サンブ水位（広域）71%以上（再循環切替水位）になれば再循環切替を実施する
- ※5 状態確認は低圧停止は5濃度確認（必要により濃縮）及び1次冷却材温度93℃以下を確認する
また、原子炉格納容器温度・圧力が低下傾向であることを確認する

運転要領（案）



（※1）
「1次冷却材漏えい」
確認事項

確認事項	状況
加圧器水位・圧力	低下
格納容器圧力・温度	上昇
格納容器サンブ水位・格納容器再循環サンブ水位	上昇
格納容器内高レンジエアモニタ	上昇
1次冷却材圧力	低下
蓄圧注入系	作動（1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力未満であり、かつ連続的に低下中）

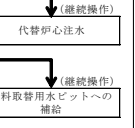
（※2）
「高圧注入系機能喪失」
確認事項

確認事項	状況
高圧注入ポンプ	全台不動作
高圧注入流量	確立せず

（※3）
ECCS動作を伴う1次冷却材漏えい時に、すべての高圧注入系機能が喪失した場合は、1次系急速冷却を実施する。

（※4）
ECCS動作を伴う1次冷却材漏えい時に、すべての高圧注入系機能が喪失した場合は、格納容器水素イグナイタを起動する。

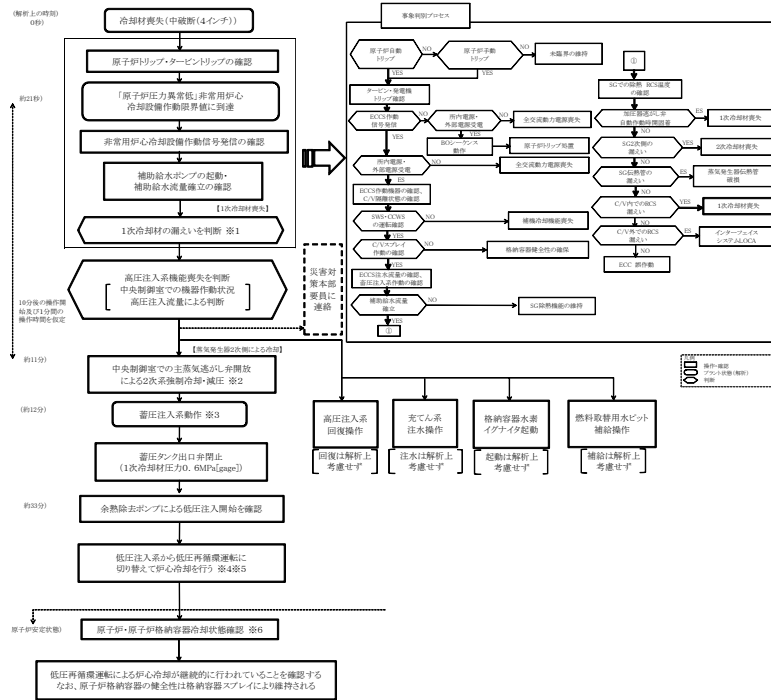
重大事故等および大規模損壊対応要領
下部規程手順（案）



9. ECCS注水機能喪失（中破断LOCA（4インチ破断）+高圧注入失敗）（1/2）

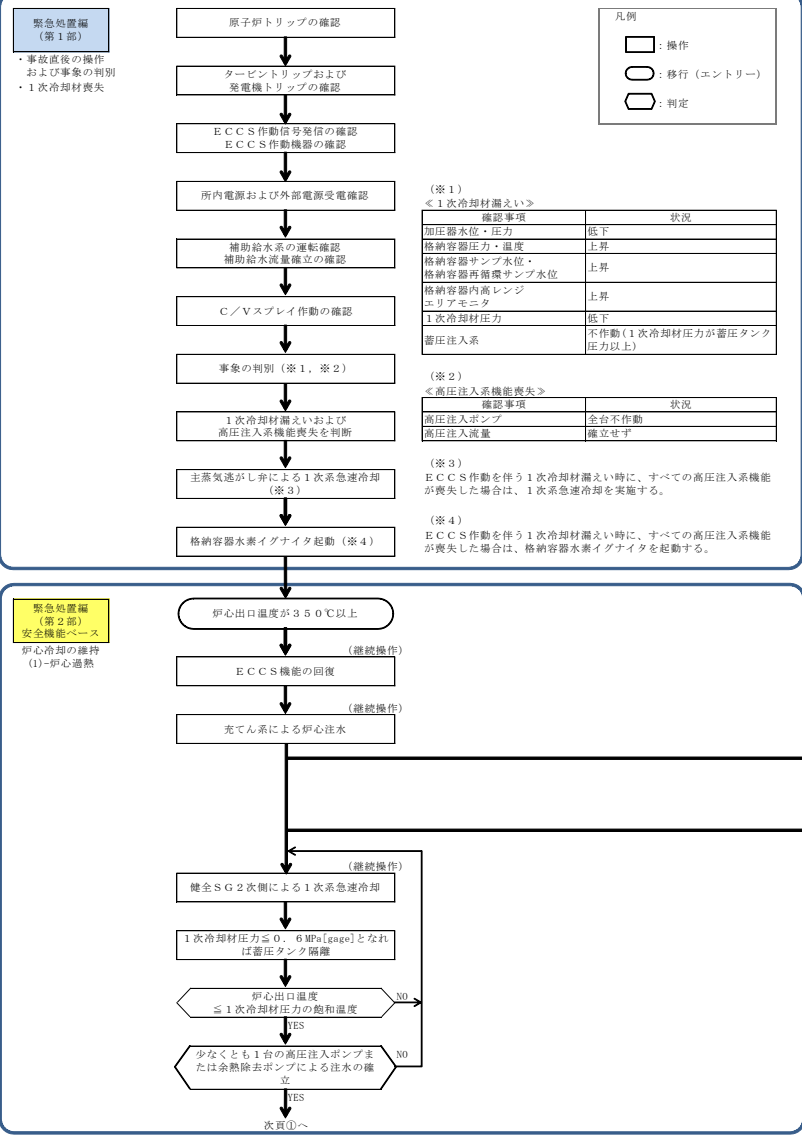
1.0.7-18

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 漏えいの確認は以下で確認
- ※2 加圧器水位・圧力、原子炉格納容器圧力・温度、格納容器サンプ水位、格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エアモニタ、1次冷却材圧力
- ※3 冷却材喪失及び高圧注入機能喪失と判断した後、主蒸気逃がし率による2次系強制冷却を実施する
- ※4 2次系強制冷却による1次冷却材圧力の減圧は加わらず、蓄圧注入系からの注水を開始する
- ※5 低圧再循環運転
- ※6 余熱除去ポンプへの原子炉種機冷却水供給
- ※7 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※8 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※9 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※10 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※11 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※12 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※13 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※14 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※15 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※16 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※17 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※18 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※19 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※20 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※21 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※22 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※23 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※24 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※25 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※26 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※27 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※28 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※29 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※30 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※31 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※32 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※33 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※34 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※35 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※36 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※37 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※38 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※39 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※40 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※41 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※42 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※43 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※44 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※45 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※46 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※47 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※48 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※49 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※50 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※51 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※52 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※53 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※54 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※55 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※56 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※57 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※58 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※59 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※60 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※61 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※62 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※63 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※64 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※65 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※66 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※67 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※68 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※69 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※70 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※71 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※72 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※73 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※74 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※75 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※76 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※77 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※78 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※79 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※80 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※81 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※82 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※83 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※84 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※85 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※86 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※87 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※88 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※89 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※90 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※91 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※92 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※93 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※94 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※95 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※96 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※97 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※98 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※99 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給
- ※100 燃料取替用水ビツトへの原子炉種機冷却水供給

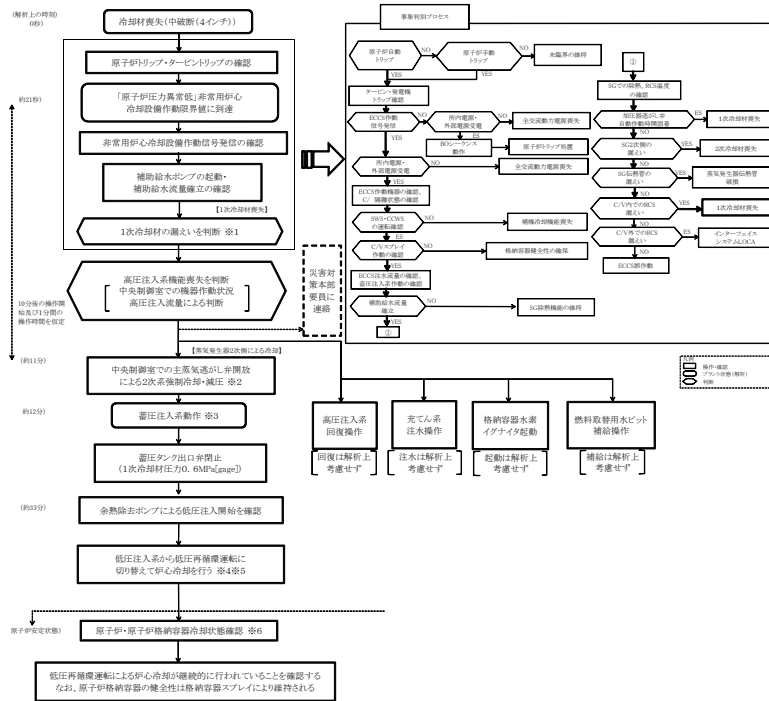
運転要領（案）



重大事故等および大規模損傷対応要領 下部規程手順（案）

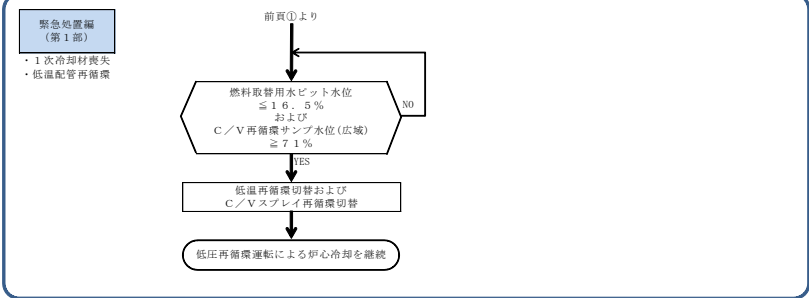
9. ECCS注水機能喪失(中破断LOCA(4インチ破断)+高圧注入失敗)(2/2)

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 漏えいの確認は以下で確認
- ・加圧器水位・圧力、原子炉格納容器圧力・温度、格納容器サンプ水位、格納容器再循環サンプ水位、格納容器内モニタ、1次冷却材圧力
- ※2 冷却材喪失及び高圧注入機能喪失と判断した後、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を実施する
- ※3 2次系強制冷却による1次冷却材圧力の減圧も加わり、蓄圧注入系からの注水を開始される
- ※4 低圧再循環運転
- ・余熱除去冷却器への原子炉補機冷却水供給
- ・余熱除去ポンプ水源切替(燃料取替用水ビレット → 格納容器再循環サンプ)
- ※5 燃料取替用水ビレットが水位が16.5%以下及び格納容器再循環サンプ水位(広域)71%以上、再循環切替水位)になれば再循環切替を実施する
- ※6 状態確認は低圧再循環運転開始直後確認 必要により運転員及び1次冷却材温度の70℃以下を確認する
- また、原子炉格納容器温度・圧力が低下傾向であることを確認する

運転要領(案)

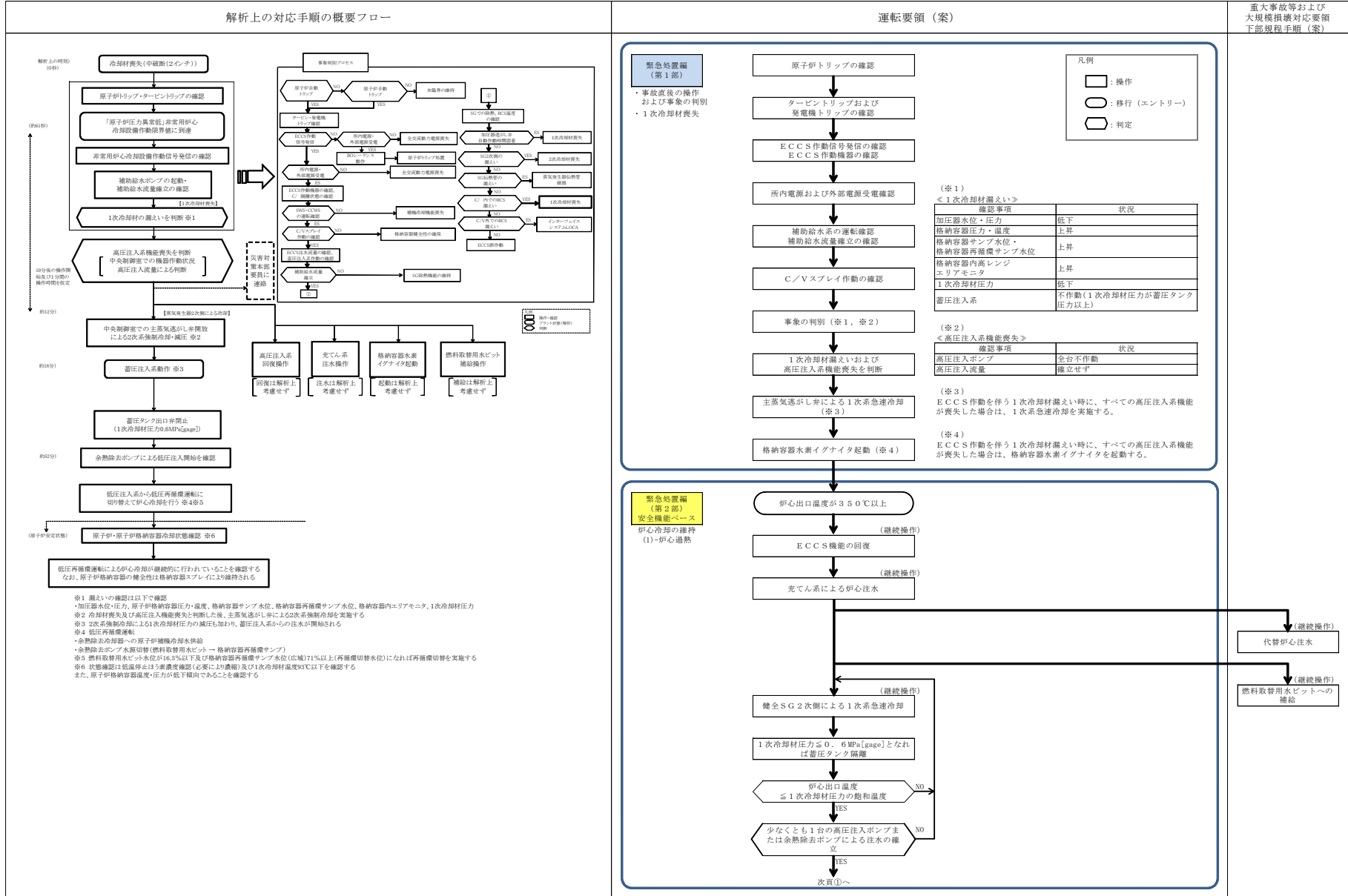


重大事故等および
大規模損壊対応要領
下部規程手順(案)

1.0.7-19

10. ECCS注水機能喪失（中破断LOCA（2インチ破断）+高圧注入失敗）（1/2）

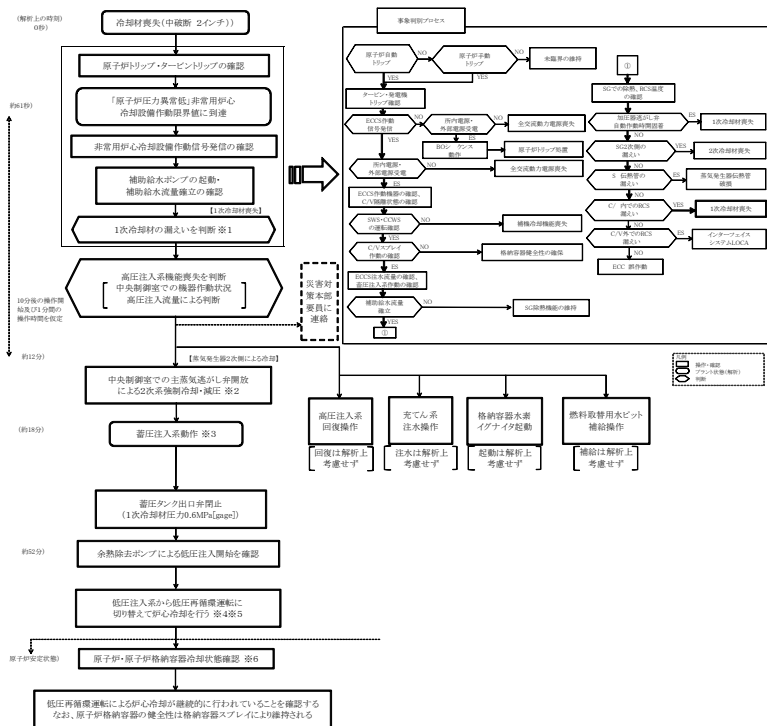
1.0.7-20



※1 漏えいの確認は以下を確認
・加圧器水位・圧力、原子炉格納容器圧力・温度、格納容器サンブ水位、格納容器再循環サンブ水位、1次冷却材圧力
※2 冷却材喪失及び高圧注入機能喪失を判断した後、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を実施する
※3 2次系強制冷却による1次冷却材圧力の減圧も加わり、蓄圧注入系からの注水が始まる
※4 低圧再循環運転
・余熱除去ポンプへの原子炉格納容器冷却水供給
・余熱除去ポンプ水脈切替（燃料取替用水ピット → 格納容器再循環サンブ）
※5 燃料取替用水ピット水位が16.5%以下及び格納容器再循環サンブ水位（広域）71%以上（再循環切替水位）になれば再循環切替を実施する
※6 状態確認は高圧注入系高圧流量計（必要に応じ流量計）及び1次冷却材温度計で以下を確認する
また、原子炉格納容器温度・圧力が低下傾向であることを確認する

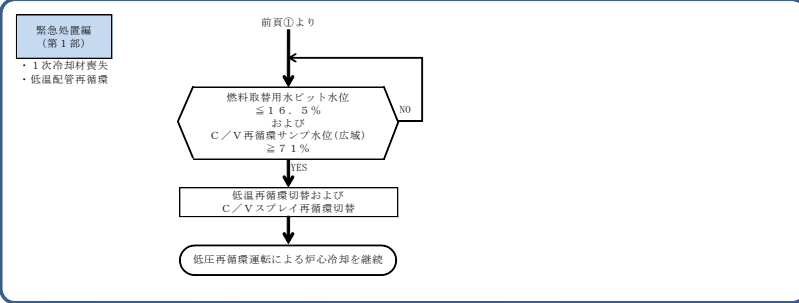
10. ECCS注水機能喪失（中破断LOCA（2インチ破断）+高圧注入失敗）（2/2）

解析上の対応手順の概要フロー



※1 漏えいの確認は以下で確認
 ・加圧器水位・圧力、原子炉格納容器圧力・温度、格納容器サンプ水位、格納容器再循環サンプ水位、1次冷却材圧力
 ※2 冷却材喪失及び高圧注入機能喪失と判断した後、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を実施する
 ※3 2次系強制冷却による1次冷却材圧力の減圧も加わり、蓄圧注入系からの注水を開始される
 ※4 低圧再循環運転
 ・余熱除去ポンプへの原子炉補機冷却水供給
 ・余熱除去ポンプ水源切替（燃料取替用水ビット → 格納容器再循環サンプ）
 ※5 燃料取替用水ビット水位が16.5%以下及び格納容器再循環サンプ水位（広域）71%以上、再循環切替を実施する
 ※6 状態確認は低圧再循環停止後再度確認（必要に応じ強制）及び1次冷却材温度が40℃以下を確認する
 また、原子炉格納容器温度・圧力が低下傾向であることを確認する

運転要領（案）

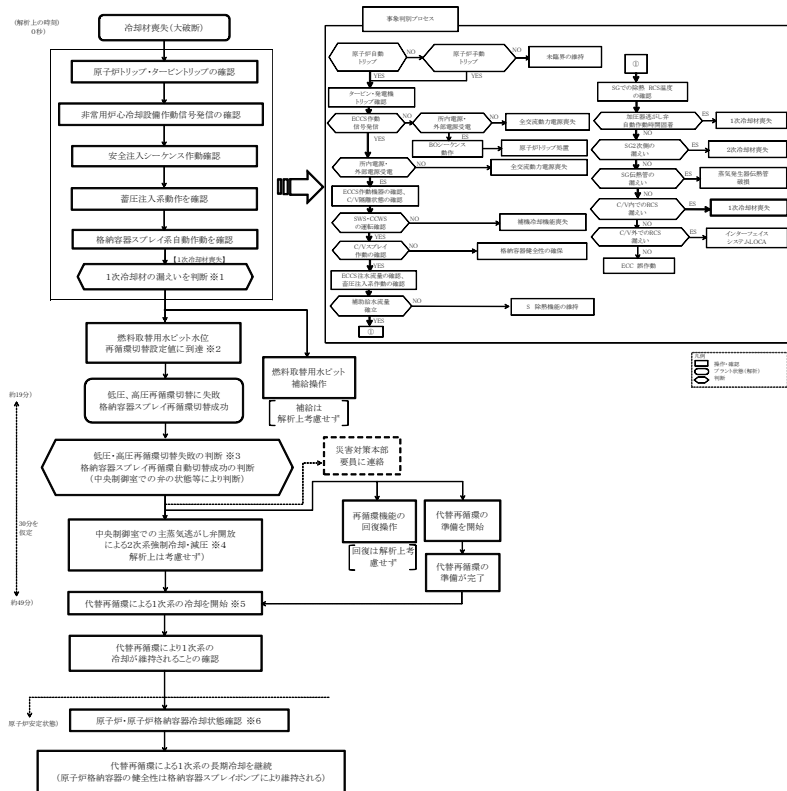


重大事故等および大規模損傷対応要領 下部規程手順（案）

1.0.7-21

11. 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）

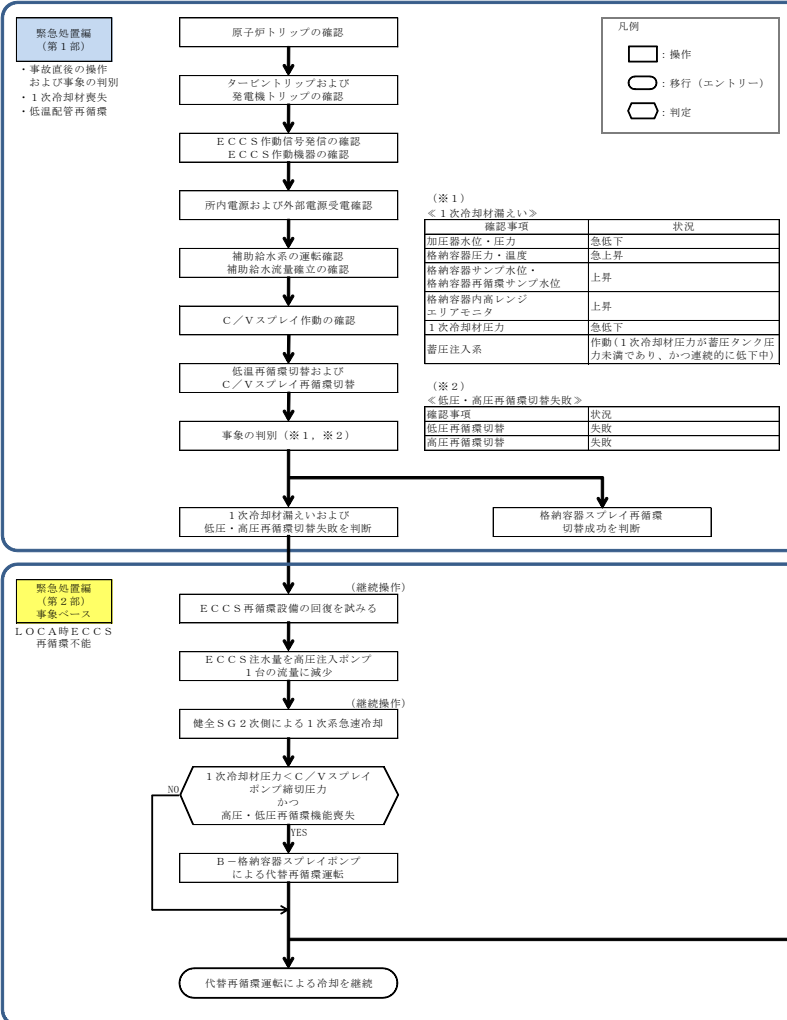
解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 漏えいの確認は以下で確認
+加圧器水位・圧力、原子炉格納容器圧力・温度、格納容器サンプ水位、格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エアモニタ、1次冷却材圧力
- ※2 燃料取替用水ビット水位が16.5%以下及び格納容器再循環サンプ水位(広域)71%以上(再循環切替水位)になれば再循環切替を実施する
- ※3 低圧・高圧再循環ラインの弁の動作不調等を確認
- ※4 燃料取替用水ビットの有効利用を目的として実施する高圧注入ポンプ1台を除いた安全系ポンプ停止操作の後に操作を実施する
- ※5 準備が完了すれば、その段階で実施する
- 代替再循環ライン(再循環サンプ-B-格納容器スプレイポンプ-代替再循環ライン-B-余熱除去系統-原子炉)
- ※6 状態確認は低温停止は再循環確認 必要により差温確認 必要により差温確認 及び1次冷却材温度93℃以下を確認する
また、原子炉格納容器温度・圧力が低下傾向であることを確認する

1.0.7-22

運転要領(案)



(※1)
「1次冷却材漏えい」

確認事項	状況
加圧器水位・圧力	急低下
格納容器圧力・温度	急上昇
格納容器サンプ水位・格納容器再循環サンプ水位	上昇
格納容器内高レンジエアモニタ	上昇
1次冷却材圧力	急低下
蓄圧注入系	作動(1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力未満であり、かつ連続的に低下中)

(※2)
「低圧・高圧再循環切替失敗」

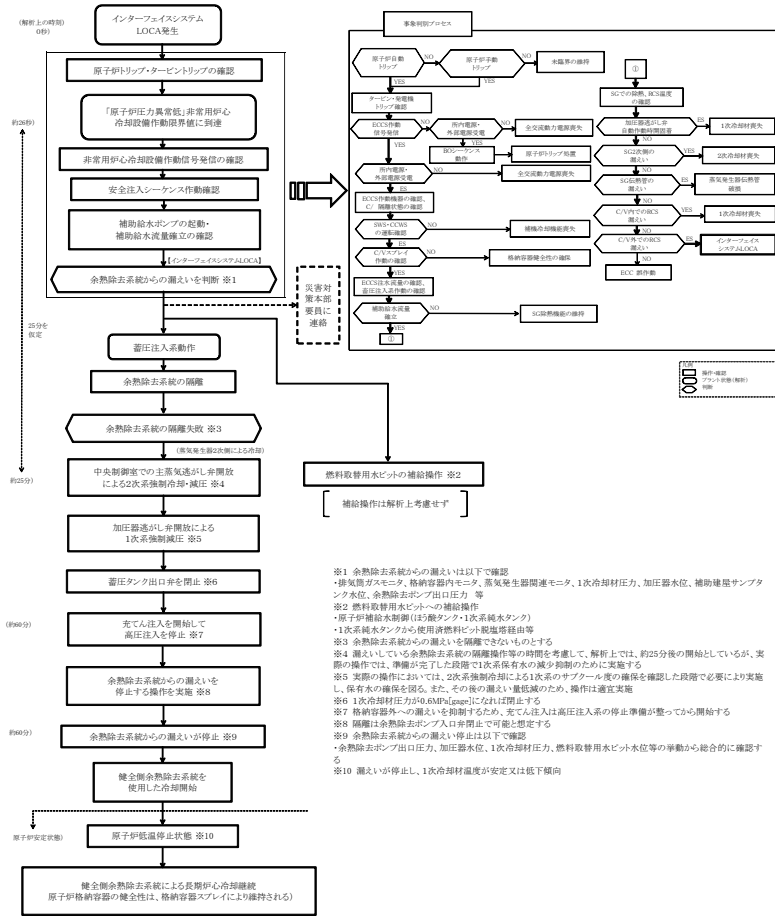
確認事項	状況
低圧再循環切替	失敗
高圧再循環切替	失敗

重大事故等および大規模損傷対応要領下部規程手順(案)

(継続操作)
燃料取替用水ビットへの補給

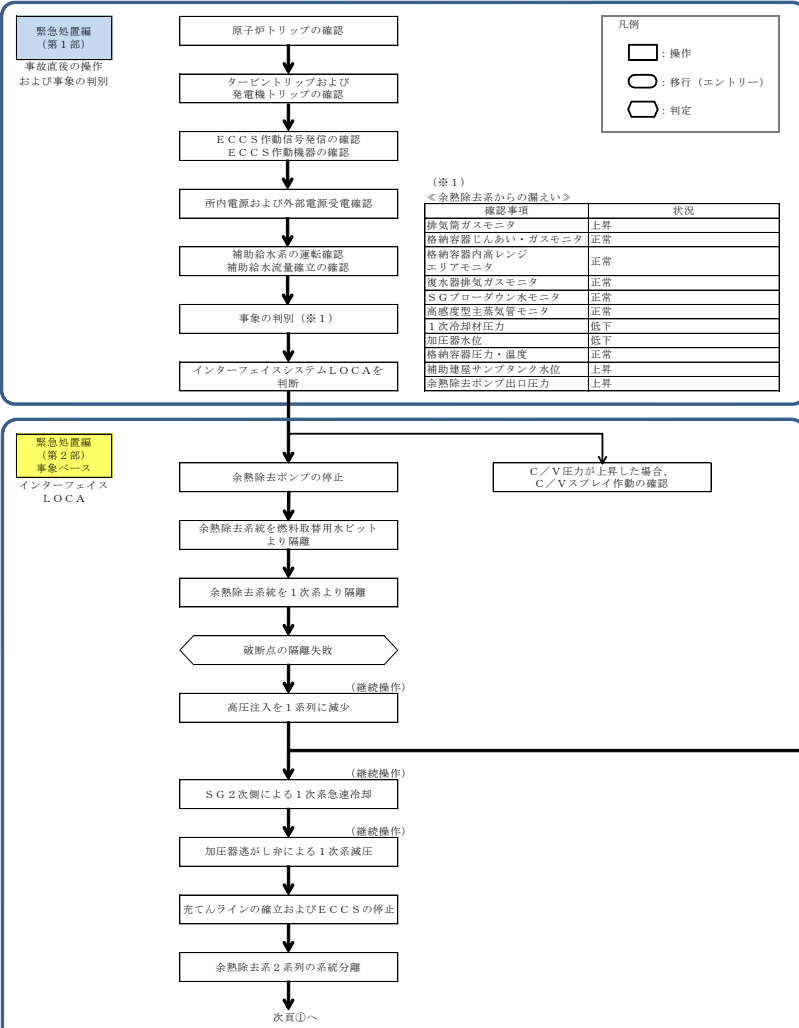
12. 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) (1/2)

解析上の対応手順の概要フロー



1.0.7-23

運転要領 (案)

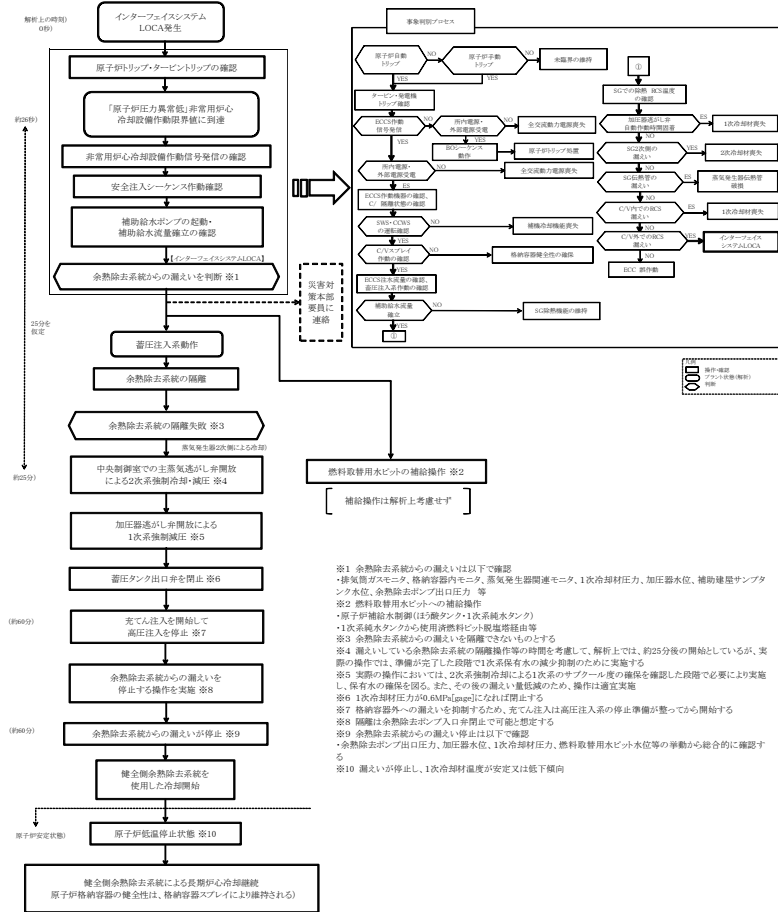


重大事故等および
大規模損壊対応要領
下部規程手順 (案)

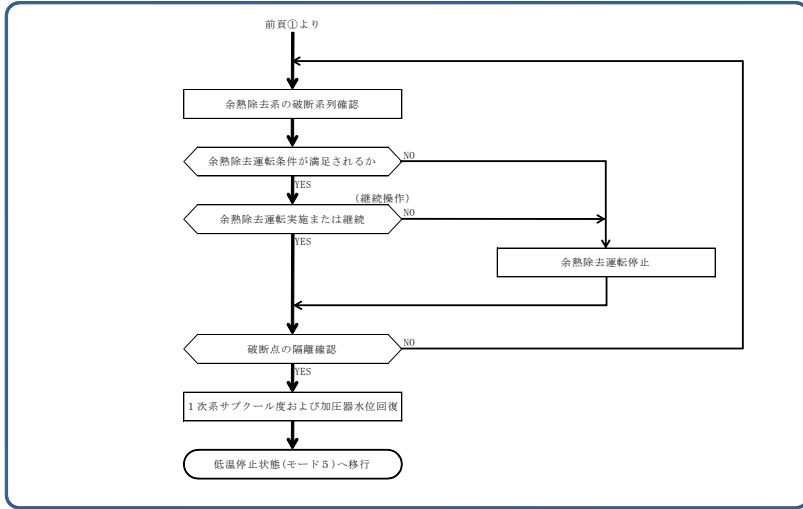
(継続操作)
燃料取替水タンクへの
補給

12. 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) (2/2)

解析上の対応手順の概要フロー



運転要領 (案)

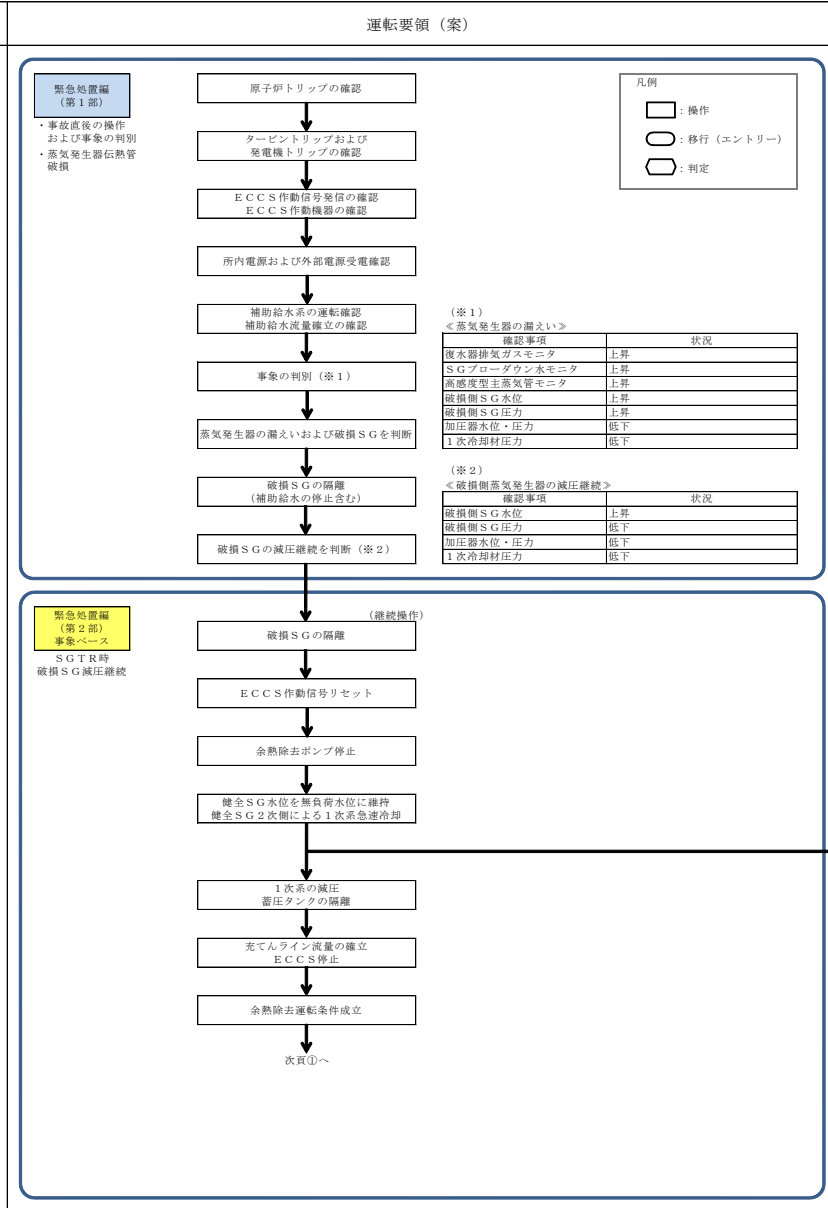
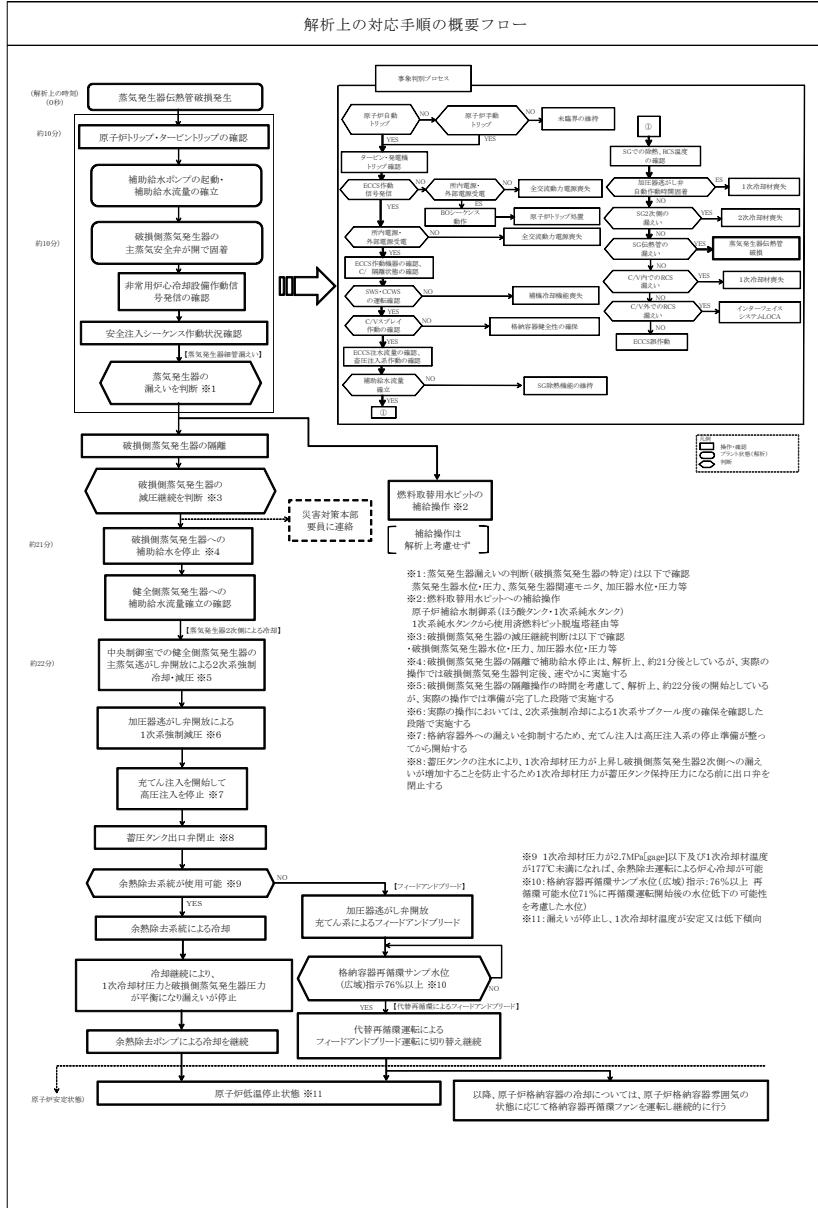


重大事故等および大規模損傷対応要領 下部規程手順(案)

1.0.7-24

13. 格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗) (1/2)

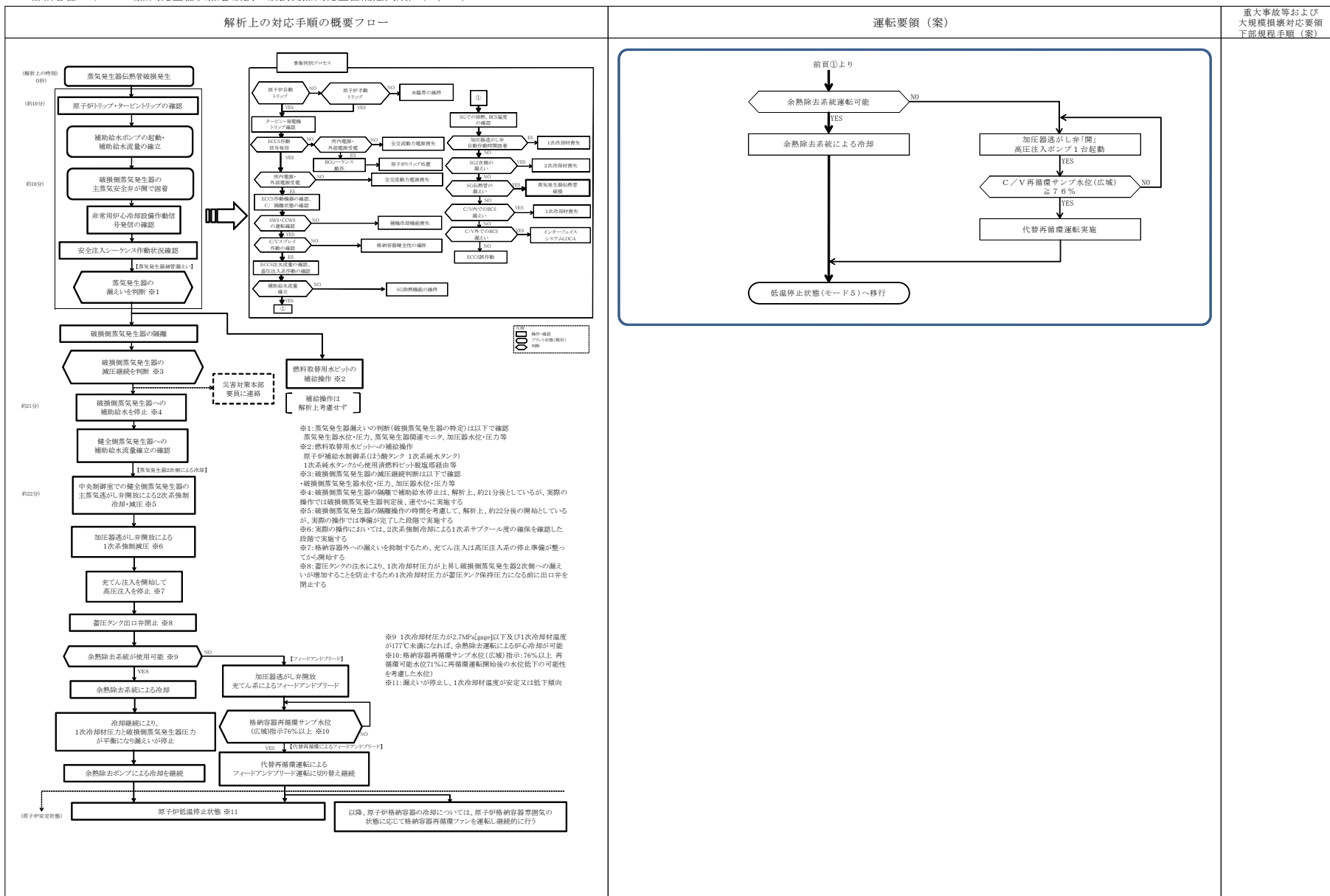
1.0.7-25



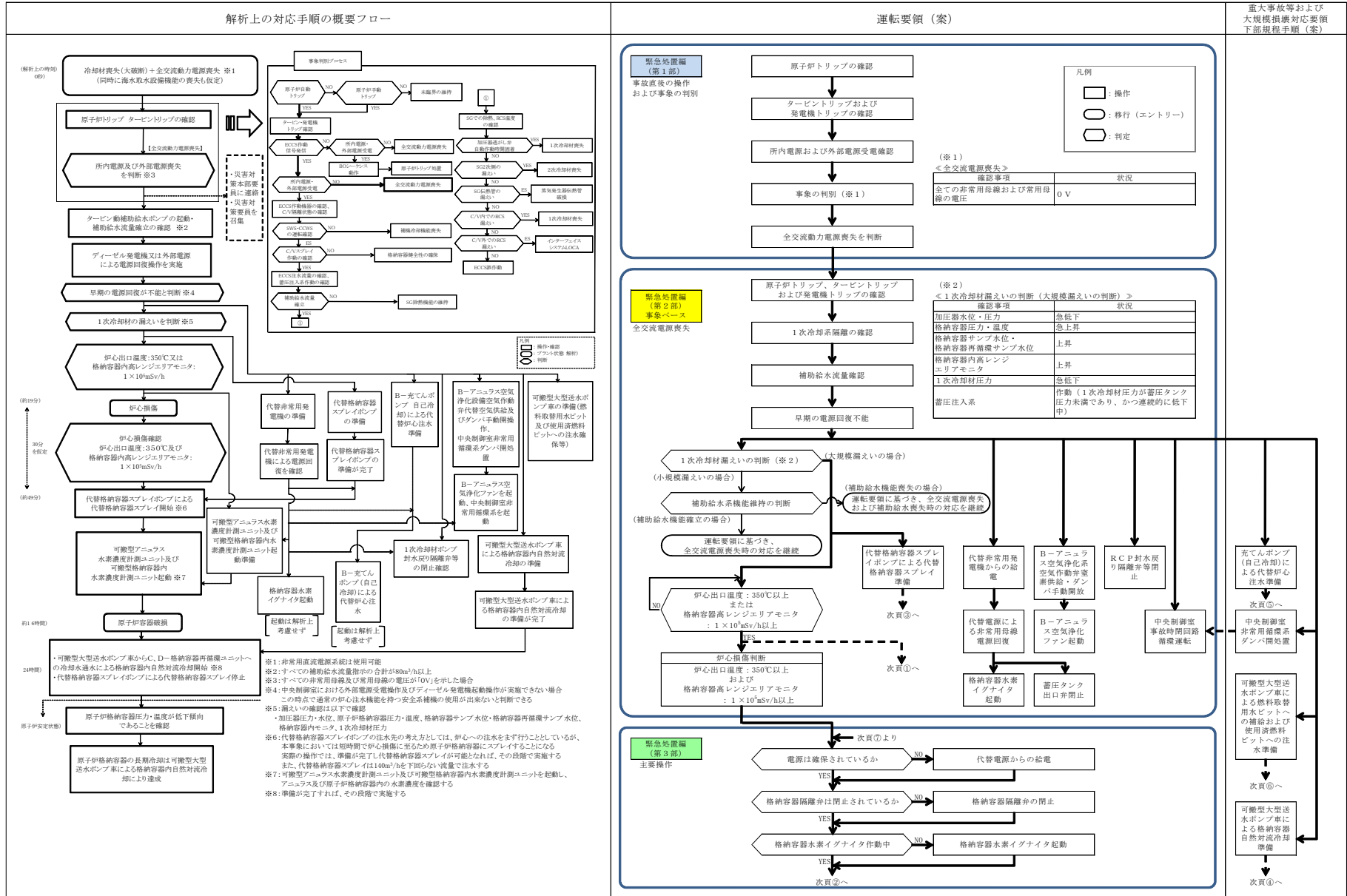
重大事故等および大規模損壊対応要領 下部規程手順 (案)

13. 格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器隔離失敗) (2 / 2)

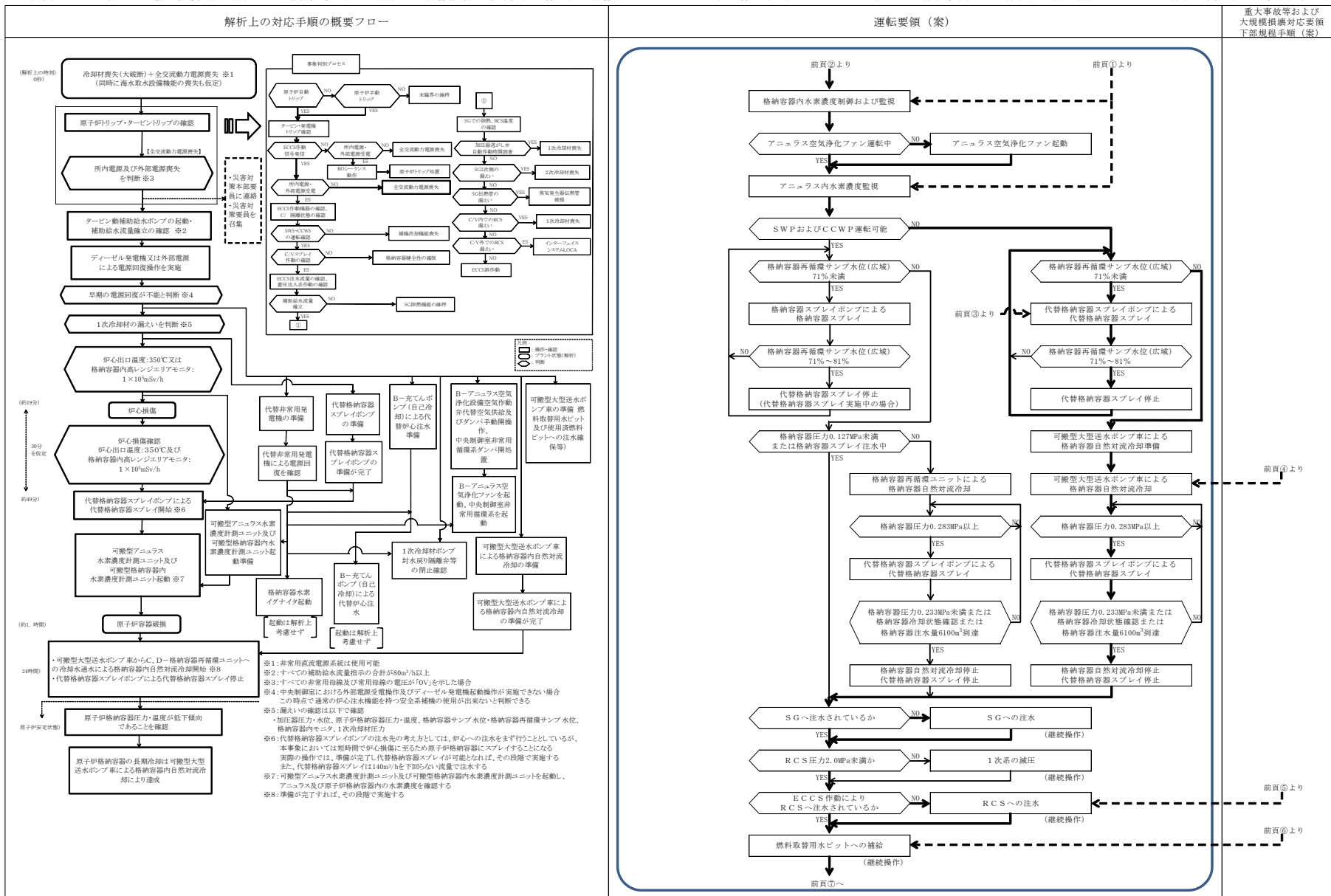
1.0.7-26



14. 雰囲気気圧・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用及び熔融炉心・コンクリート相互作用(大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)(1/2)



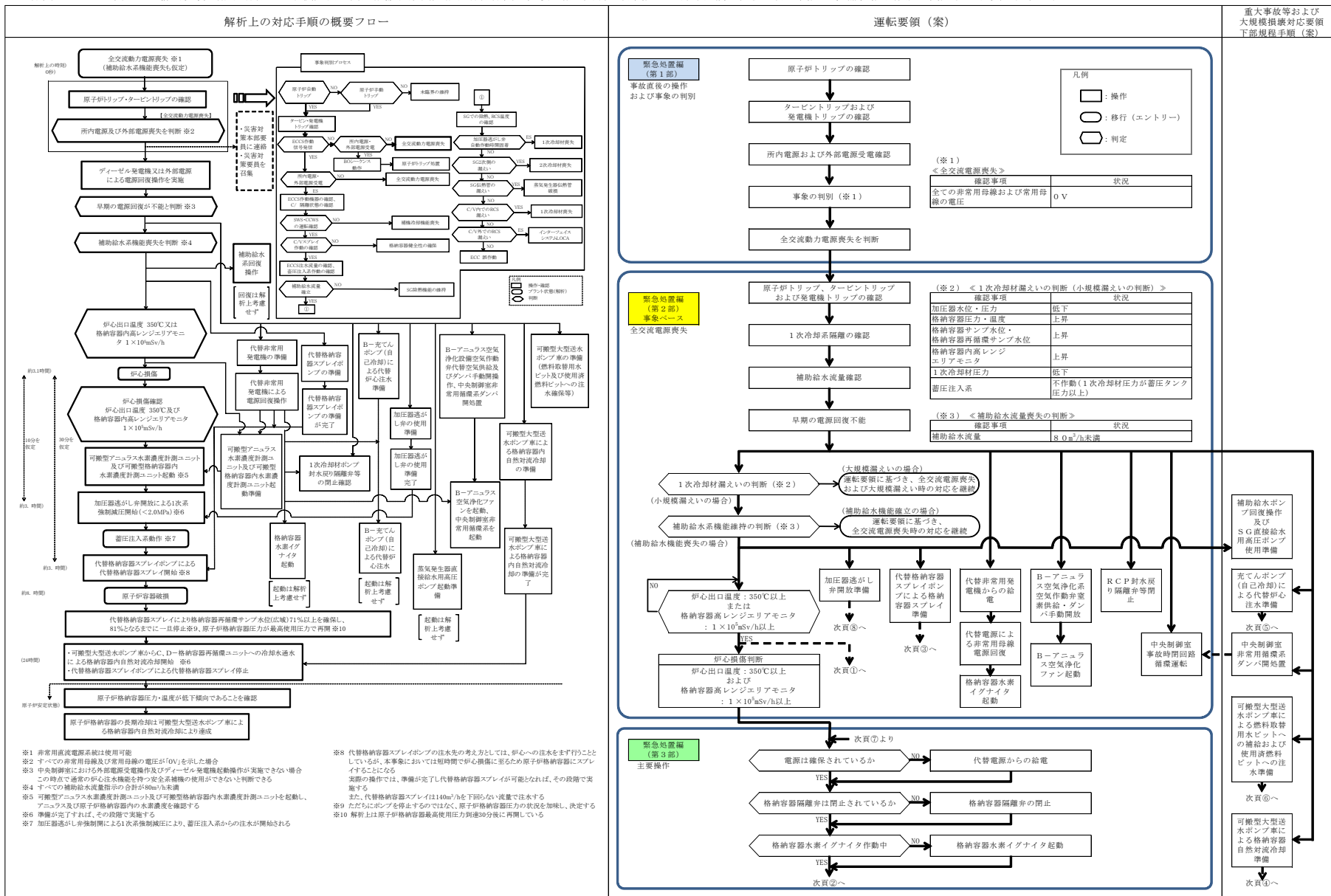
14. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用及び熔融炉心・コンクリート相互作用(大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)(2/2)



1.0.7-28

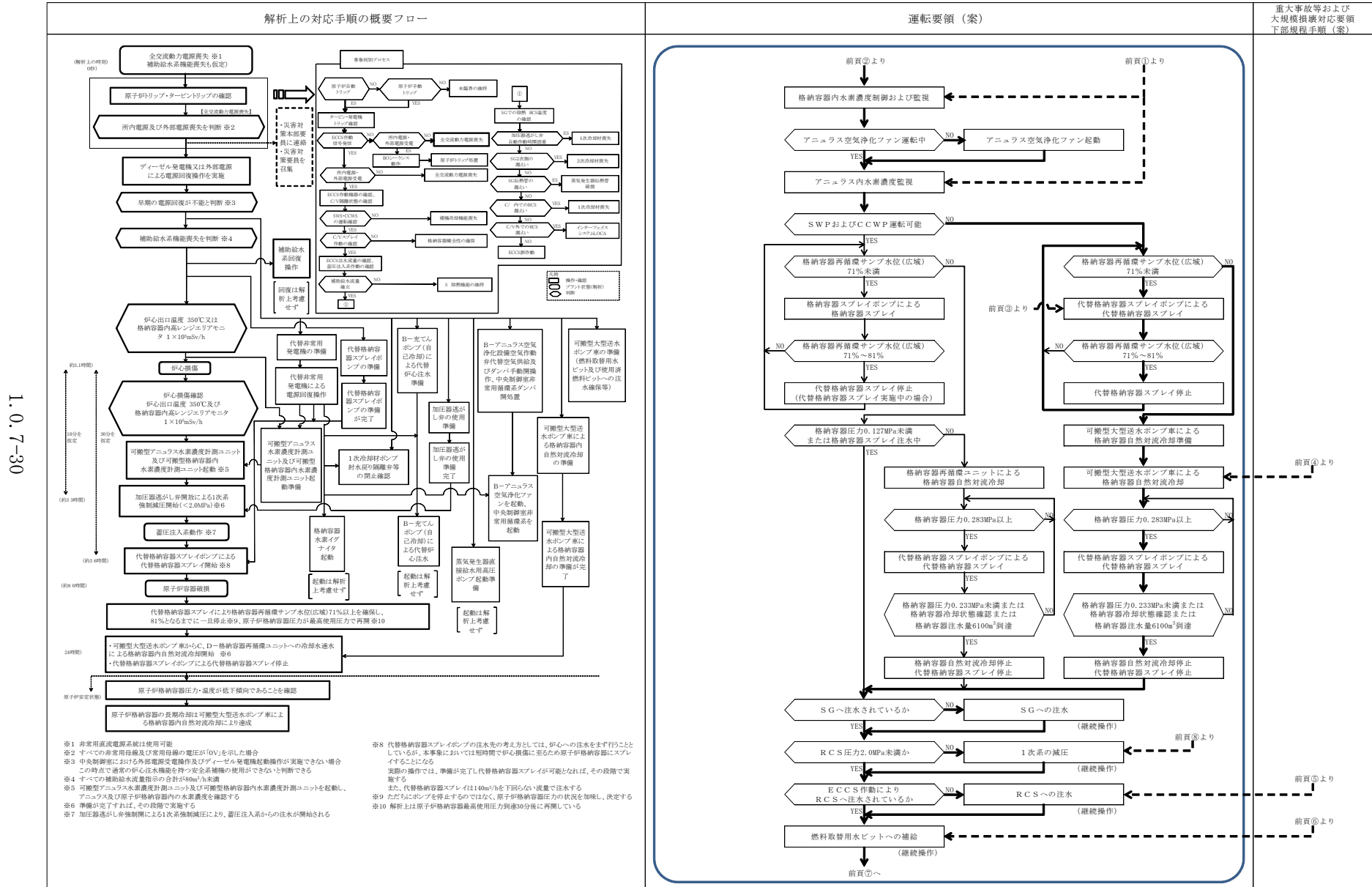
15. 雰囲気気圧・温度による静的負荷（格納容器過温破損）及び高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接過熱（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（1/2）

1.0.7-29



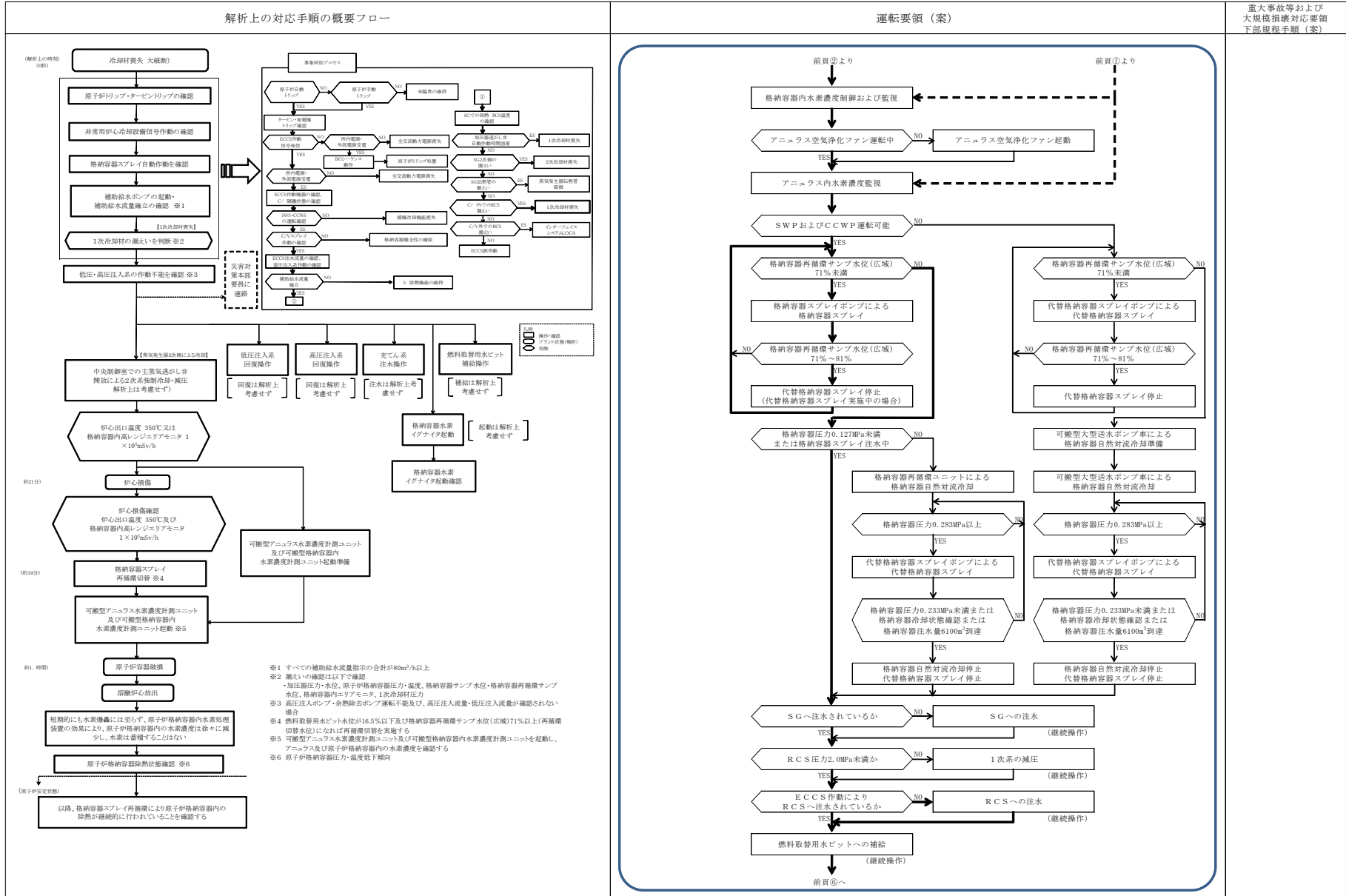
※1 非常用直流電源系統は使用可能
 ※2 すべての非常用母線及び常用母線の電圧が0Vとした場合
 ※3 中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施できない場合この時点で通常の炉心注水機能を持つ安全系補機の使用ができないと判断できる
 ※4 すべての補助給水電機稼働の割合が50%未満
 ※5 可搬型ニュウラス水素濃度計ユニット及び可搬型格納容器内水素濃度計ユニットを起動し、ニュウラス及び原子炉格納容器内の水素濃度を監視する
 ※6 準備が完了すれば、その段階で実施する
 ※7 加圧器過熱弁強制閉止による1次系強制減圧開始は、蓄圧注入からの注水を開始される
 ※8 代替格納容器スプレイポンプの注水先の考え方は、炉心の注水をまず行うこととしているが、本事象においては短時間で炉心損傷に至るため原子炉格納容器にスプレイすることになる
 実際の操作では、準備が完了し代替格納容器スプレイが可能となれば、その段階で実施する
 また、代替格納容器スプレイは140m³/hを下回らない流量で注水する
 ※9 たらにポンプを停止するのではなく、原子炉格納容器圧力の状況を加味し、決定する
 ※10 解析上は原子炉格納容器最高使用圧力到達30分後に再開している

15. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）及び高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接過熱（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（2 / 2）



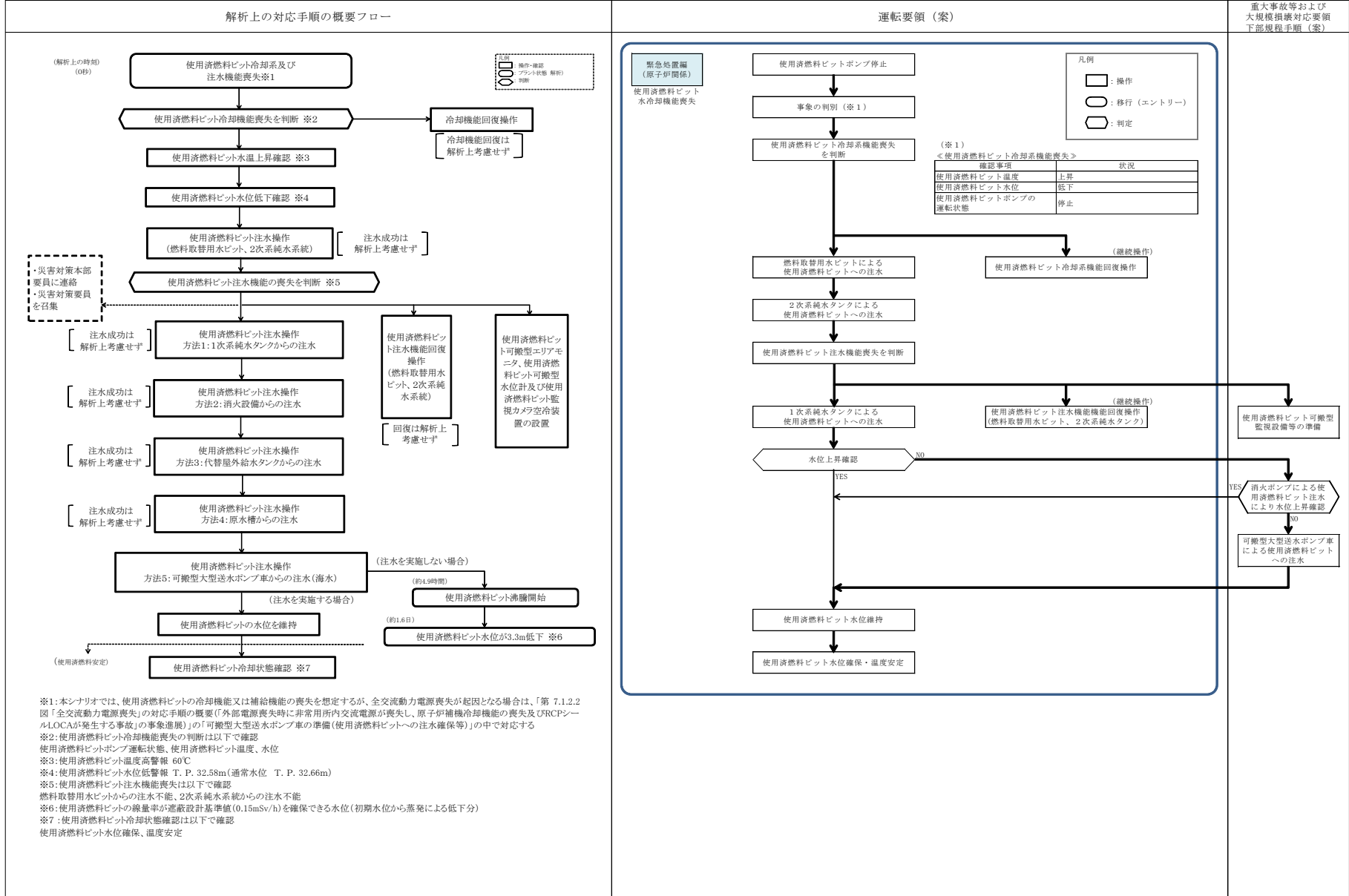
16. 水素燃焼（大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故）（2 / 2）

1.0.7-32



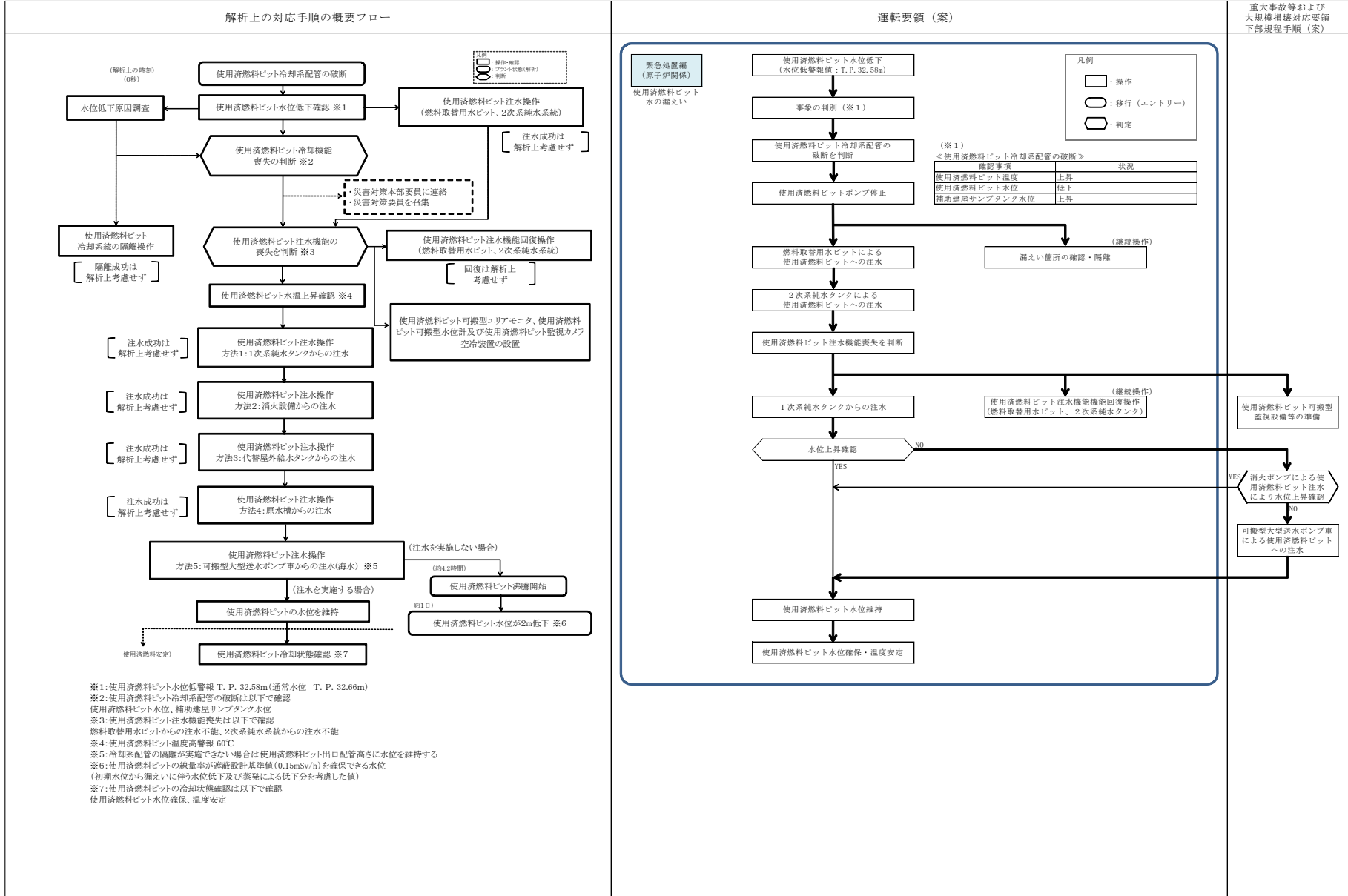
17. 想定事故 1 (使用済燃料ピット冷却系及び注水機能喪失)

1.0.7-33



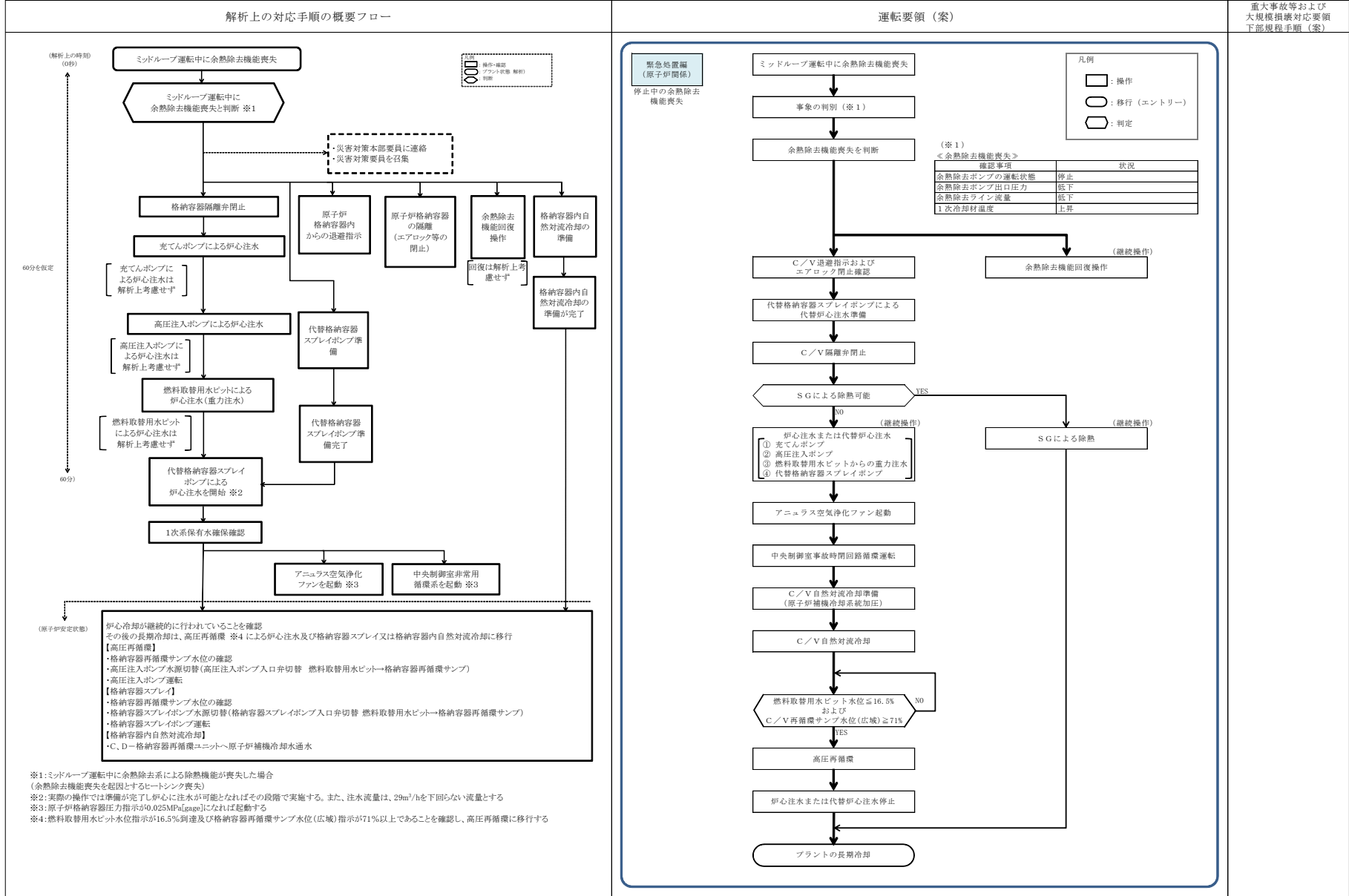
18. 想定事故2 (使用済燃料ピット冷却系配管の破断)

1.0.7-34



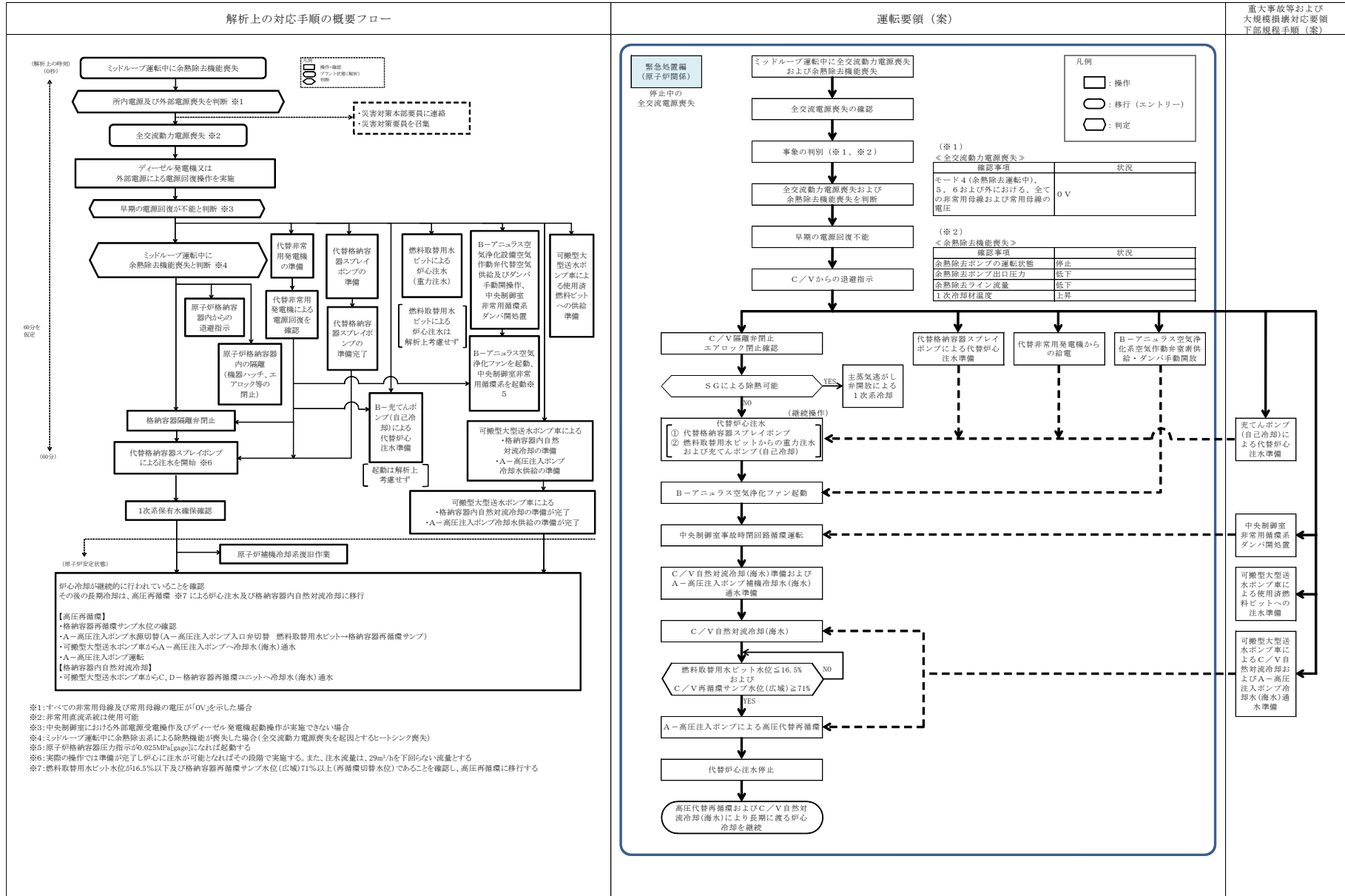
19. 崩壊除熱去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）（燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故）

1.0.7-35



20. 全交流動力電源喪失（燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故）

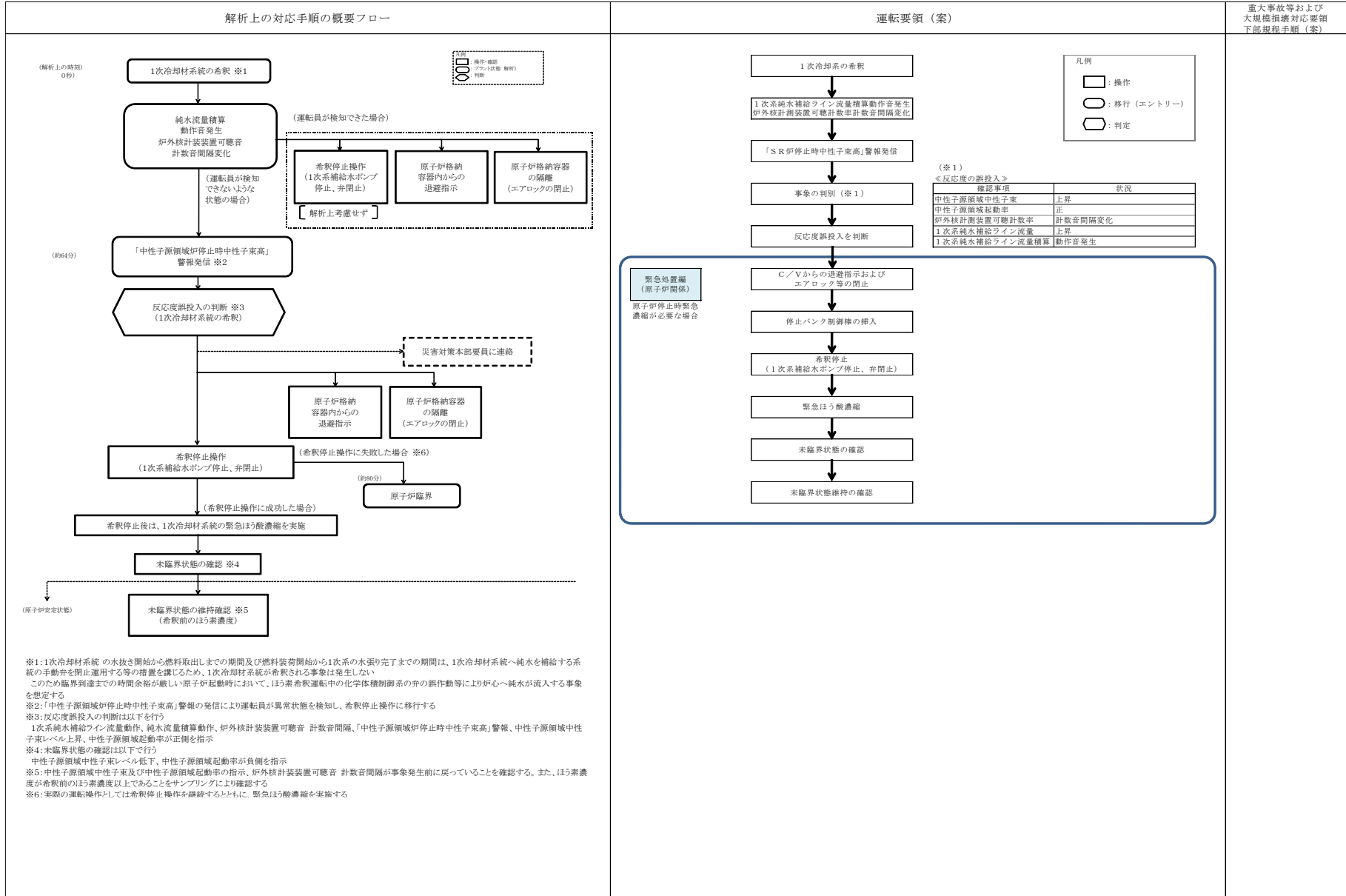
1.0.7-36



重大事故等および大規模損壊対応要領 下部規程手順(案)

22. 反応度の誤投入（原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故）

1.0.7-38



泊発電所 3 号炉

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表

技術的能力対応手段と運転要領等 比較表

本資料では、技術的能力対応手段と有効性評価の対応及び技術的能力対応手段と運転要領等の対応について、表により関連性を示す。

表 1 技術的能力対応手段と有効性評価比較表

表 2 技術的能力対応手段と運転要領等比較表

表1 技術的能力対応手段と有効性評価比較表

項目	対応手段	設備	有効性評価																			
			①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	⑳	
プロントライ 故障発生	手動による原子炉緊急停止	緊急停止ボタン、制御盤緊急停止ボタン(緊急停止時)、制御盤緊急停止ボタン、制御盤緊急停止ボタン(緊急停止時)																				
	原子炉出力制御(自動)	ATMS緩和設備、主蒸気減圧弁、蒸気減圧弁、蒸気減圧弁、蒸気減圧弁、蒸気減圧弁、蒸気減圧弁																				
1.1	原子炉出力制御(手動)	タービン出力調整弁、蒸気減圧弁、蒸気減圧弁、蒸気減圧弁、蒸気減圧弁、蒸気減圧弁																				
	圧力減速注入	圧力減速注入ポンプ、圧力減速注入ポンプ、圧力減速注入ポンプ、圧力減速注入ポンプ																				

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表

項目	対応手段	設備	有効性評価																			
			①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	⑳	
プロントライ 故障発生	1次水のオートアンドワイド	1次水のオートアンドワイドポンプ、1次水のオートアンドワイドポンプ、1次水のオートアンドワイドポンプ																				
	電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ、蒸気発生器																				
1.2	SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水	SG直接給水用高圧ポンプ、蒸気発生器																				
	代替非常用発電機による電動型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水	代替非常用発電機、電動型大型送水ポンプ車、蒸気発生器																				
原子炉系 保安設備	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水	可搬型大型送水ポンプ車、海水、蒸気発生器																				
	タービンバイパス弁による蒸気発生器への注水	タービンバイパス弁、蒸気発生器																				
保安設備	代替非常用発電機による電動型大型送水ポンプ車の運転	代替非常用発電機、電動型大型送水ポンプ車																				
	主蒸気減速がし弁操作用可搬型空気がし弁の運転	主蒸気減速がし弁、現場手動操作による主蒸気減速がし弁の運転																				
保安設備	可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-1制御用高圧送水ポンプ車、A-1制御用高圧送水ポンプ車による主蒸気減速がし弁の運転	可搬型大型送水ポンプ車、A-1制御用高圧送水ポンプ車、A-1制御用高圧送水ポンプ車																				
	可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-1制御用高圧送水ポンプ車、A-1制御用高圧送水ポンプ車による主蒸気減速がし弁の運転	可搬型大型送水ポンプ車、A-1制御用高圧送水ポンプ車、A-1制御用高圧送水ポンプ車																				

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表

技術的能力対応手段と運転要領等 比較表		運転要領 緊急処置編										重大事故 損壊発生時 対応要領 大規模							
		原子炉関係		第1部		第2部安全機能ベース			第2部事象ベース				第3部						
条文	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応手段	原子炉関係		第1部		第2部安全機能ベース			第2部事象ベース			第3部						
			燃料 供給系 異常	冷却 系 異常	1次 冷却 系 異常	蒸気 発生 系 異常	未 出 力 異常	(1)炉 心 冷却 系 異常	(1S) 除熱 機能 喪失	(2S) 除熱 機能 喪失	格納 容器 健全 性	全 交 流 電 源 喪 失		再 始 動 不 能	冷 却 系 異常	補 機 冷 却 系 異常	破 損 減 圧 機 能 喪 失	LO CA トリ ップ 不 作 動	
※運転要領等については、設備の改善、訓練等での評価を反映し、適宜改正する。																			
	電動補助給水ポンプ及びタービン駆動補助給水ポンプ又は補助給水ポンプ又は主蒸気送給し弁	1次系のファイアードブリード																	
	電動補助給水ポンプ及びタービン駆動補助給水ポンプ又は補助給水ポンプ	蒸気発生部2次側による炉心冷却(注水)																	
	主蒸気送給し弁	蒸気発生部2次側による炉心冷却(蒸気放出)																	
	加圧器送給し弁	蒸気発生部2次側による炉心冷却(注水)																	
	加圧器送給し弁	蒸気発生部2次側による炉心冷却(蒸気放出)																	
	タービン駆動補助給水ポンプ 直流電源	加圧器補助スプレイ																	
原子炉冷却材 圧力バウンダ リを減圧する ための手順等	電動補助給水ポンプ 全交流動力電源	補助給水ポンプの機能回復																	
1.3	主蒸気送給し弁 全交流動力電源(制御用空気)又は直流電源	主蒸気送給し弁の機能回復																	
	加圧器送給し弁 全交流動力電源(制御用空気)又は直流電源	加圧器送給し弁の機能回復																	
	(炉心損傷時における高圧溶融物放出及び熔結 容器雰囲気直後加熱を防止する手順)	加圧器送給し弁による1次冷却系統の減 圧																	
		1次冷却系統の減圧 (蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続 の手順)																	
		1次冷却系統の減圧 (インターフェイスステアムALLOCA発生時の 手順)																	

重大事故等発生時対応要領大規模破壊発生時対応要領大規模	運転要領 緊急処置編																						
	原子炉関係		第1部		第2部安全機能ベース			第2部専像ベース			第3部												
	(縮原)が子必停緊な止濃場時總合(急)濃	余熱除去系統異常	使用外燃料系異常	事故直後の操作及び	1次冷却材喪失	蒸気発生器伝熱管破損	未出臨界力の常態上界(1)	(1)炉心冷却の維持	(1S)GSG熱源水の喪失	(2S)GSG熱源水の維持	格納容器の健全性	再循環不能時	冷却機能喪失時	冷却機能喪失	破損SSG減圧継続	LOCA時	LOCA時	LOCA時	LOCA時				
1.5	技術的能力対応手段と運転要領等 比較表 ※運転要領等については、設備の改善、訓練等での評価を反映し、適宜改正する。	機修要領を規定する設備	対応手段	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)																			
				蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)																			
				蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード																			
				格納容器内自然対流冷却																			
				可搬型大容量送水ポンプ車による代替格納冷却																			
				可搬型大容量海水送水ポンプ車による代替格納冷却																			
				可搬型大容量海水送水ポンプ車による代替格納冷却																			
				蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)																			
				蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)																			
				蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード																			
1.6	燃料ヒートアップへの対応等 手続等	全交流動力電源	<炉心損傷前> 格納容器スフレイポンプ又は格納容器スフレイ冷却器 又は安全注入ポンプ再循環サンパ噴入口C/C/V 外間断開弁	格納容器内自然対流冷却																			
				代替格納容器スフレイ																			
				代替格納容器スフレイ																			
				格納容器内自然対流冷却																			
				格納容器内自然対流冷却																			
				代替格納容器スフレイ																			
				代替格納容器スフレイ																			
				格納容器内自然対流冷却																			
				格納容器内自然対流冷却																			
				格納容器内自然対流冷却																			
1.6	原子炉格納容器内の冷却等 の手順等	全交流動力電源又は原子炉補機冷却水設備	<炉心損傷前> 格納容器スフレイポンプ又は燃料取替用水ピット	格納容器内自然対流冷却																			
				代替格納容器スフレイ																			
				代替格納容器スフレイ																			
				格納容器内自然対流冷却																			
				格納容器内自然対流冷却																			
				代替格納容器スフレイ																			
				代替格納容器スフレイ																			
				格納容器内自然対流冷却																			
				格納容器内自然対流冷却																			
				格納容器内自然対流冷却																			

技術的能力対応手段と運転要領等 比較表		運転要領 緊急処置編											重大事 故発生時 および 大規模 災害発生 時対応 要領					
		原子炉関係			第1部		第2部安全機能ベース			第2部降圧ベース				第3部				
		備 用 手 段 等	備 用 手 段 等	備 用 手 段 等	燃 料 取 替 用 水 ピ ット	燃 料 取 替 用 水 ピ ット	燃 料 取 替 用 水 ピ ット	燃 料 取 替 用 水 ピ ット	燃 料 取 替 用 水 ピ ット	燃 料 取 替 用 水 ピ ット	燃 料 取 替 用 水 ピ ット	燃 料 取 替 用 水 ピ ット		燃 料 取 替 用 水 ピ ット	燃 料 取 替 用 水 ピ ット	燃 料 取 替 用 水 ピ ット	燃 料 取 替 用 水 ピ ット	
																		余熱除去系統異常
備用手段	備用手段	備用手段	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	
※運転要領等については、設備の改善、訓練等での評価を反映し、適宜改正する。	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失
1.13 重大事故等の 収束に必要な 手順等	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失	燃料取替用冷却機能喪失

重大事故等の発生時および大規模破壊等対応要領	運転要領 緊急処置編																		
	原子炉問題		第1部		第2部安全機能ベース			第2部専有ベース			第3部								
	（原子炉緊急停止要領等）	（燃料取扱要領等）	事故事後の事象の判別	1次冷却材喪失	蒸気発生器伝熱管破損	未出臨出力異常上昇（1）	（炉心冷却）の維持	（1）SG除熱機能の喪失	（2）SG除熱機能の過加圧	格納容器の健全性		全交流電源喪失	再処理能力の喪失	冷却機能の喪失	（1）冷却機能の喪失	（2）冷却機能の喪失	（3）冷却機能の喪失	（4）冷却機能の喪失	（5）冷却機能の喪失
技術的能力対応手段と運転要領等 比較表 ※運転要領等については、設備の改善、訓練等での評価を反映し、適宜改正する。	対応手段	機能喪失を判定する 設備基準事故対応設備	2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 ろ過水タンクから使用済燃料ピットへの注水 代替屋外給水タンクから使用済燃料ピットへの注水 原水槽から使用済燃料ピットへの注水 海水を用いた使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピットへの注水 （使用済燃料ピットへの水の供給） 燃料取替用水ピット（枯渇又は破損）	2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 ろ過水タンクから使用済燃料ピットへの注水 代替屋外給水タンクから使用済燃料ピットへの注水 原水槽から使用済燃料ピットへの注水 海水を用いた使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピットへの注水 （使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の、 使用済燃料ピットへのスプレイ及び放水）	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱装置（貯蔵槽燃料体等）への放水 可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による格納容器及びアニュラス部への放水	燃料補給の手順等	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等																			

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAT102 r.0
提出年月日	平成28年7月12日

泊発電所3号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料

平成28年7月
北海道電力株式会社

目 次

1. 重大事故等対策

1.0 重大事故等対策における共通事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

1.14 電源の確保に関する手順等

1.15 事故等の計装に関する手順等

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

1.17 監視測定等に関する手順等

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

2.1 可搬型設備等による対応

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

< 目 次 >

1.2.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備
 - b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備
 - c. 監視及び制御の対応手段及び設備
 - d. 手順等

1.2.2 重大事故等時の手順等

1.2.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等

- (1) 1次系のフィードアンドブリード
- (2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）
 - a. 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水
 - b. SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水
 - c. 代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
 - d. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
 - e. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
- (3) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

- a. タービンバイパス弁による蒸気放出
- (4) その他の手順項目にて考慮する手順
- (5) 優先順位

1.2.2.2 サポート系機能喪失時の手順等

- (1) 補助給水ポンプの機能回復
 - a. タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復
 - b. 代替非常用発電機による電動補助給水ポンプの機能回復
- (2) 主蒸気逃がし弁の機能回復
 - a. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復
 - b. 主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復
 - c. 可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復
- (3) その他の手順項目にて考慮する手順
- (4) 優先順位

1.2.2.3 復旧に係る手順等

1.2.2.4 監視及び制御

- (1) 加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定
- (2) 補助給水ポンプの作動状況確認
- (3) 加圧器水位（原子炉水位）の制御
- (4) 蒸気発生器水位の制御
- (5) その他の手順項目にて考慮する手順

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

<要求事項>

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - (1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（R C I C）若しくは非常用復水器（BWRの場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWRの場合）（以下「R C I C等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。
 - a) 可搬型重大事故防止設備
 - i) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンペ等）を用いた弁の操作によりR C I C等の起動及び十分な期間の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。ただし、下記(1) b) i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。
 - b) 現場操作
 - i) 現場での人力による弁の操作により、R C I C等の起動及び十分な期間

※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。

※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。

c) 監視及び制御

i) 原子炉水位（BWR及びPWR）及び蒸気発生器水位（PWRの場合）を推定する手順等（手順，計測機器及び装備等）を整備すること。

ii) R C I C等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順，計測機器及び装備等）を整備すること。

iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。

(2) 復旧

a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより，起動及び十分な期間の運転継続ができること。（BWRの場合）

b) 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより，起動及び十分な期間の運転継続ができること。（PWRの場合）

(3) 重大事故等の進展抑制

a) 重大事故等の進展を抑制するため，ほう酸水注入系（S L C S）又は制御棒駆動機構（C R D）等から注水する手順等を整備すること。（BWRの場合）

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能は，蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，

原子炉を冷却する対処設備を整備しており，ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.2.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対応設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合に炉心の著しい損傷を防止するため、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能により原子炉を冷却する必要がある。蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能により原子炉を冷却するための設計基準事故対応設備として、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ（以下「補助給水ポンプ」という。）、補助給水ピット並びに主蒸気逃がし弁を設置している。

これらの設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等の対応に用いるが、設計基準事故対応設備の機能喪失を想定し、その機能を代替するために、各設計基準事故対応設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する機能喪失に対する対応手段及び重大事故等対応設備を選定する（第 1.2.1 図）。（以下「機能喪失原因対策分析」という。）

また、原子炉を冷却するために1次冷却系及び2次冷却系の保有水を監視及び制御する対応手段と重大事故等対応設備を選定する。

重大事故等対応設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対応設備により、技術的能力審査基準（以下「審

査基準」という。)だけでなく、設置許可基準規則第四十五条及び技術基準規則第六十条(以下「基準規則」という。)の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、多様性拡張設備との関係を明確にする。

(添付資料 1.2.1, 1.2.2, 1.2.3)

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系の機能喪失として、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する設備の機能喪失を想定する。また、サポート系の機能喪失として全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因と対応手段の検討、審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第 1.2.1 表に示す。

a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

蒸気発生器 2 次側への注水設備又は蒸気発生器 2 次側の蒸気放出設備の機能喪失により蒸気発生器 2 次側による炉心冷却ができない場合は、1 次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手段がある。

1 次系のフィードアンドブリードで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入ポンプ

- ・加圧器逃がし弁
- ・燃料取替用水ピット
- ・格納容器再循環サンプ
- ・格納容器再循環サンプスクリーン
- ・余熱除去ポンプ
- ・余熱除去冷却器
- ・充てんポンプ

蒸気発生器 2 次側への注水設備である補助給水ポンプが故障等により運転できない場合に，常用設備等を使用して蒸気発生器 2 次側へ注水する手段がある。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）に使用する設備は以下のとおり。

- ・電動主給水ポンプ
- ・脱気器タンク
- ・S G 直接給水用高圧ポンプ
- ・補助給水ピット
- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・代替屋外給水タンク
- ・原水槽
- ・2 次系純水タンク
- ・ろ過水タンク

蒸気発生器 2 次側の蒸気放出設備である主蒸気逃がし弁の機能が喪失した場合は，常用設備を使用して蒸気発生器 2 次側の蒸気放出を行う手段がある。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）に使用する設備

は以下のとおり。

- ・タービンバイパス弁

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した，1次系のフィードアンドブリードで使用する設備のうち，高圧注入ポンプ，加圧器逃がし弁，燃料取替用水ピット，格納容器再循環サンプ，格納容器再循環サンプスクリーン，余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は，いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備をすべて網羅している。以上の重大事故等対処設備により，蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用するすべての設備が使用できない場合においても，原子炉を冷却できる。また，以下の設備は，それぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・充てんポンプ，燃料取替用水ピット

注水流量が少ないため，プラント停止直後の崩壊熱を除去することは困難であるが，温度上昇を抑制する効果や崩壊熱が小さい場合においては有効である。

- ・電動主給水ポンプ，脱気器タンク

常用電源が健全で，脱気器タンクの保有水があれば，補助給水ポンプの代替手段として有効である。

- ・SG直接給水用高圧ポンプ，補助給水ピット

蒸気発生器への注水開始までに約60分の時間を要し，蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが，補助給水ポンプの代替手段として有効である。

- ・可搬型大型送水ポンプ車，代替屋外給水タンク，原水槽，2次系純水タンク，ろ過水タンク

ポンプ吐出圧力が約 1.3MPa[gage]であるため，1次冷却材圧力及び1次冷却材温度が低下し，蒸気発生器2次側の圧力が低下しないと使用できないが，補助給水ポンプの代替手段として長期的な事故収束のため蒸気発生器への注水手段として有効である。

- ・タービンバイパス弁

常用母線及び復水器真空が健全であれば，主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。

b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

蒸気発生器2次側への注水設備である補助給水ポンプの機能が喪失した場合は，タービン動補助給水ポンプの機能を回復させるため，タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（現場手動操作）による手段により，タービン動補助給水ポンプの機能を回復させることで，原子炉の冷却を行う手段がある。

また，電動補助給水ポンプの機能を回復させるため，代替非常用発電機から給電する手段がある。

タービン動補助給水ポンプの機能回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）
- ・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（現場手動操作）

電動補助給水ポンプの機能回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・代替非常用発電機
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・可搬型タンクローリー
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

蒸気発生器 2 次側の蒸気放出設備である主蒸気逃がし弁の機能が喪失した場合は、現場での手動操作、主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンベ（以下「空気ポンベ」という。）及び制御用空気により主蒸気逃がし弁の機能を回復させることで、原子炉の冷却を行う手段がある。

主蒸気逃がし弁の機能回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし弁（現場手動操作）
- ・主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンベ
- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・A-制御用空気圧縮機（海水冷却）

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、タービン動補助給水ポンプの機能を回復させる手段に使用する設備のうち、タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（現場手動操作）は、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

電動補助給水ポンプの機能を回復させる手段に使用する設備のうち、代替非常用発電機、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、可搬型タンクローリー及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

主蒸気逃がし弁の機能を回復させる手段に使用する設備のうち、

主蒸気逃がし弁（現場手動操作）は機能回復のため現場において空気ポンペを接続するのと同様以上の作業の迅速性及び駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性を有するため、重大事故等対処設備と位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備をすべて網羅している。

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源又は常設直流電源系統が喪失しても原子炉を冷却するために必要な設備の機能を回復できる。また、以下の設備は、それぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンペ

主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンペの容量から使用時間に制限があるものの、事故発生時の初動対応である主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対し、中央制御室からの遠隔操作が可能となり、運転員の負担軽減となる。また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水管配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応が可能である。

- ・可搬型大型送水ポンプ車、A-制御用空気圧縮機（海水冷却）

可搬型大型送水ポンプ車を用いて補機冷却水（海水）を通水するまでに約4時間30分を要するが、A-制御用空気圧縮機の機能回復により、主蒸気逃がし弁を中央制御室からの遠隔操作が可能となり、運転員の負担軽減となる。

c. 監視及び制御の対応手段及び設備

(a) 対応手段

原子炉を冷却するための1次冷却系及び2次冷却系の保有水を

監視又は推定する手段がある。

また，蒸気発生器へ注水するための補助給水ポンプの作動状況を確認する手段がある。

さらに，原子炉を冷却するための1次冷却系及び2次冷却系の保有水を制御する手段がある。

監視及び制御に使用する設備は以下のとおり。

- ・加圧器水位
- ・蒸気発生器水位（広域）
- ・蒸気発生器水位（狭域）
- ・補助給水流量
- ・補助給水ピット水位

(b) 重大事故等対処設備

審査基準の要求により選定した，加圧器水位，蒸気発生器水位（広域），蒸気発生器水位（狭域），補助給水流量及び補助給水ピット水位は，いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

d. 手順等

上記の a. , b. 及び c. により選定した対応手段に係る手順を整備する。また，事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備を整備する（第 1.2.2 表，第 1.2.3 表）。

これらの手順は，発電課長（当直），運転員及び災害対策要員の対応として蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順等に定める（第 1.2.1 表）。

1.2.2 重大事故等時の手順等

1.2.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等

(1) 1次系のフィードアンドブリード

蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が喪失した場合、燃料取替用水ピット水を高圧注入ポンプにより原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組合せた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順を整備する。

高圧注入ポンプの故障等により運転できない場合において、注水流量が少なく事象を収束できない可能性があるが、崩壊熱が小さい場合においては有効である充てんポンプを運転して燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器水位（広域）指示値が10%未満）になった場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。

b. 操作手順

高圧注入ポンプ等により1次系のフィードアンドブリードを行う手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.2.2図、第1.2.3図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に1次系のフィードアンドブリードの開始を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室で非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ、高圧注入ポンプ2台を起動し、高圧注入流量等により、原子炉へ注水できていることを確認する。高圧注入

ポンプによる原子炉への注水ができない場合は、充てんポンプを起動し、充てん流量等により、原子炉へ注水できていることを確認する。

③ 運転員は、中央制御室で加圧器の全ヒータの切を確認し、加圧器逃がし弁2台を全開とする。1次冷却材圧力（広域）等により、1次冷却系が減圧できていることを確認するとともに、1次冷却材温度（広域－高温側）等により原子炉が冷却状態にあることを確認する。仮に、高圧注入ポンプが1台となった場合でも、1次系のフィードアンドブリードを継続する。

④ 運転員は、中央制御室で燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプル水位を確認し、再循環切替水位に到達すれば再循環運転に切り替える。

⑤ 運転員は、中央制御室で電動主給水ポンプ等による蒸気発生器での除熱状態を蒸気発生器水位（狭域）等で確認する。

【蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合（⑤より）】

⑥ 運転員は、蒸気発生器2次側への原子炉の冷却機能が回復した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、1次冷却材温度（広域－高温側）等により原子炉の冷却状態を確認する。

⑦ 運転員は、中央制御室で蓄圧タンクの注入状態を1次冷却材圧力（広域）等により確認し、1次冷却材圧力が安定していれば蓄圧タンク出口弁を閉止する。

⑧ 運転員は、中央制御室でいずれかの蒸気発生器において蒸

気発生器水位（狭域）が0%以上を確認した場合、すべての加圧器逃がし弁を閉とし、1次系のフィードアンドブリードを停止する。

- ⑨ 運転員は、中央制御室で1次冷却材圧力及び加圧器水位が安全注入により回復していること並びに十分なサブクール状態であることを確認し、安全注入を停止する。

（添付資料 1.2.4）

- ⑩ 運転員は、余熱除去運転のため、中央制御室で1次冷却材温度（広域－高温側）等にて、1次冷却材温度 177℃未満、1次冷却材圧力 2.7MPa[gage]以下及び余熱除去系が健全であることを確認する。

【余熱除去系が使用可能の場合（蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合：⑩より）】

- ⑪ 運転員は、余熱除去系が健全である場合、余熱除去系による原子炉の冷却操作を開始する。

- ⑫ 運転員は、余熱除去系による原子炉の冷却が開始されたことを確認し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を停止する。

- ⑬ 運転員は、余熱除去系による原子炉の冷却状態を1次冷却材温度（広域－高温側）等により確認し、低温停止とする。

【余熱除去系統が使用不能の場合（蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合：⑩より）】

- ⑭ 運転員は、余熱除去系が使用できない場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を効果がなくなるまで継続する。

- ⑮ 運転員は、蒸気発生器2次側による炉心冷却の効果がなくなったことを1次冷却材温度等により確認した場合、蒸気発

生器 2 次側のフィードアンドブリードを開始する。

- ⑬ 運転員は、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却状態を 1 次冷却材温度（広域－高温側）等により確認し、低温停止とする。

【蒸気発生器 2 次側による原子炉の冷却機能が回復しない場合（⑤より）】

- ⑥ 運転員は、余熱除去運転のため中央制御室で 1 次冷却材温度（広域－高温側）等にて、1 次冷却材温度 177℃未満、1 次冷却材圧力 2.7MPa[gage]以下及び余熱除去系が健全であることを確認し、使用準備を行う。

- ⑦ 運転員は、中央制御室で余熱除去系による原子炉の冷却が可能であることを確認した場合は、余熱除去系による原子炉の冷却操作を開始する。

余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系又は蒸気発生器 2 次側による原子炉の冷却機能が使用可能となるまで、再循環運転による 1 次系のフィードアンドブリードを継続する。

- ⑧ 運転員は、中央制御室で蓄圧タンクの注入状態を 1 次冷却材圧力（広域）等により確認し、1 次冷却材圧力が安定していれば蓄圧タンク出口弁を閉止する。

- ⑨ 運転員は、中央制御室で余熱除去系による原子炉の冷却が開始されたことを確認し、すべての加圧器逃がし弁を閉止し、1 次系のフィードアンドブリードを停止する。

- ⑩ 運転員は、中央制御室で 1 次冷却材圧力及び加圧器水位が安全注入により回復していること、並びに十分なサブクール

状態であることを確認し、安全注入を停止する。

(添付資料 1.2.4)

- ⑩ 運転員は、余熱除去系による原子炉の冷却状態を 1 次冷却材温度（広域－高温側）等により確認し、低温停止とする。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名で実施する。補助給水ポンプの故障等を踏まえて蒸気発生器水位及び主蒸気ライン圧力を継続的に監視し、すべての蒸気発生器水位（広域）が 10%未満となれば、速やかに 1 次系のフィードアンドブリードを開始する。

なお、蒸気発生器水位（広域）は、定期検査での蒸気発生器の水張り時における水位を確認することを主目的としており、常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、蒸気発生器内の水、蒸気の密度が異なるため広域水位は実水位と異なる指示値を示すこととなるが、蒸気発生器がドライアウトとならない水位として、計器校正の誤差に余裕をもった広域水位が 10%未満となれば、速やかに 1 次系のフィードアンドブリードを開始する。

(添付資料 1.2.5)

(2) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

a. 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用できない場合、脱気器タンク水を電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認でき

ない場合に、外部電源により常用母線が受電され、蒸気発生器へ注水するために必要な脱気器タンク水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

電動主給水ポンプによる注水操作は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

b. S G直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用できず、さらに電動主給水ポンプが使用できない場合に、補助給水ピット水をS G直接給水用高圧ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

電動主給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水を主給水ライン流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な補助給水ピット水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

S G直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.2.4 図に、タイムチャートを第 1.2.5 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員にS G直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員及び災害対策要員は、現場でS G直接給水用高圧

ポンプ廻りの可搬型ホースを接続する。

- ③ 運転員は、中央制御室で代替非常用発電機が起動していることを確認する。また、運転員は、非常用高圧母線から S G 直接給水用高圧ポンプへの給電が可能な場合、現場で A 又は B - 非常用高圧母線に接続される受電遮断器の投入操作を実施する。
- ④ 運転員及び災害対策要員は、中央制御室及び現場で系統構成を行うとともに、現場で系統の水張りを実施する。
- ⑤ 運転員及び災害対策要員は、現場で S G 直接給水用高圧ポンプが受電されていることを操作盤の表示灯の点灯にて確認し、補助給水ピット循環ラインにて S G 直接給水用高圧ポンプを起動する。
- ⑥ 運転員及び災害対策要員は、 S G 直接給水用高圧ポンプの起動が健全であれば、蒸気発生器注水ラインの手動弁を全開とし蒸気発生器への注水を開始する。
- ⑦ 運転員は、中央制御室で蒸気発生器水位（広域）等により蒸気発生器の 2 次側の保有水量が回復したことを確認し、蒸気発生器水位を監視可能な範囲に維持するため、現場にて蒸気発生器注水ラインの手動弁の開度を調整して蒸気発生器水位を調整する。
- ⑧ 運転員は、中央制御室で蒸気発生器水位（広域）等により蒸気発生器への注水が確保されていることを確認し、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。
- ⑨ 運転員は、中央制御室で 1 次冷却材温度（広域 - 高温側）

により原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

(c) 操作の成立性

交流動力電源が健全である場合及び全交流動力電源喪失時の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名及び災害対策要員 1 名により作業を実施し、所要時間は約 60 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.2.6)

c. 代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用できず、さらに電動主給水ポンプ及びSG直接給水用高圧ポンプが使用できない場合に主蒸気ライン圧力が約 1.3MPa [gage] まで低下している場合、可搬型大型送水ポンプ車により代替屋外給水タンクから蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合及び蒸気発生器への注水が喪失した場合に、代替屋外給水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

(b) 操作手順

代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車に

よる蒸気発生器への注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.2.6 図に、タイムチャートを第 1.2.7 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水準備と系統構成を指示する。
- ② 災害対策要員は、資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、可搬型ホースを敷設し、蒸気発生器注水ラインのホース接続口と接続する。
- ④ 災害対策要員は、ホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、代替屋外給水タンク近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置し、可搬型大型送水ポンプ車の吸管を代替屋外給水タンクへ挿入する。
- ⑥ 運転員は、中央制御室及び現場で蒸気発生器への注水の系統構成を実施する。
- ⑦ 発電課長（当直）は、蒸気発生器への注水が可能となり、その他の注水手段が喪失していれば、運転員及び災害対策要員に注水開始を指示する。
- ⑧ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、蒸気発生器への注水を開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。
- ⑨ 運転員は、中央制御室で蒸気発生器水位の上昇等により、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを継

続して確認する。

⑩ 運転員は、中央制御室で蒸気発生器水位（広域）等により蒸気発生器 2 次側の保有水量が回復したことを確認し、蒸気発生器水位が監視可能な範囲を維持するため、現場にて蒸気発生器注水ラインの手動弁の開度を調整して蒸気発生器水位を調整する。

⑪ 運転員は、中央制御室で蒸気発生器水位（広域）等により蒸気発生器への注水が確保されていることを確認し、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。

⑫ 運転員は、中央制御室で 1 次冷却材温度（広域－高温側）等により原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名及び災害対策要員 3 名により作業を実施し、所要時間は約 3 時間 50 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.2.7)

d. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用できず、さらに電動主給水ポンプ及び S G 直接給水用高圧ポンプが使用できない場合に主蒸気ライン圧力が約 1.3MPa [gage]まで低下している場合、可搬型大型送水ポン

プ車により原水槽を水源として蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器へ注水する場合，蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため，蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

補助給水ポンプの故障等により，補助給水流量等が確認できない場合及び蒸気発生器への注水が喪失した場合に，代替屋外給水タンクが使用できない場合，又は代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水を開始した場合に，原水槽の水位が確保され，使用できることを確認した場合。

(b) 操作手順

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.2.8 図に，タイムチャートを第 1.2.9 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は，手順着手の判断基準に基づき，運転員及び災害対策要員に原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水準備と系統構成を指示する。
- ② 災害対策要員は，資機材の保管場所へ移動し，可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は，可搬型ホースを敷設し，蒸気発生器注水ラインのホース接続口と接続する。
- ④ 災害対策要員は，ホース延長・回収車にて可搬型ホース

を敷設する。

- ⑤ 災害対策要員は、原水槽マンホール近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置し、可搬型大型送水ポンプ車の吸管を原水槽マンホールへ挿入する。
- ⑥ 運転員は、中央制御室及び現場で蒸気発生器への注水の系統構成を実施する。
- ⑦ 発電課長（当直）は、蒸気発生器への注水が可能となり、その他の注水手段が喪失していれば、運転員及び災害対策要員に注水開始を指示する。
- ⑧ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、蒸気発生器への注水を開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。
- ⑨ 運転員は、中央制御室で蒸気発生器水位の上昇等により、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを継続して確認する。
- ⑩ 運転員は、中央制御室で蒸気発生器水位（広域）等により蒸気発生器２次側の保有水量が回復したことを確認し、蒸気発生器水位が監視可能な範囲を維持するため、現場にて蒸気発生器注水ラインの手動弁の開度を調整して蒸気発生器水位を調整する。
- ⑪ 運転員は、中央制御室で蒸気発生器水位（広域）等により蒸気発生器への注水が確保されていることを確認し、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。
- ⑫ 運転員は、中央制御室で１次冷却材温度（広域－高温側）

等により原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

- ⑬ 発電課長（当直）は，2次系純水タンク又はろ過水タンクから原水槽への補給を発電所対策本部長に依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，中央制御室にて運転員1名，現場は運転員1名及び災害対策要員3名により作業を実施し，所要時間は約4時間55分と想定する。

円滑に作業ができるように，移動経路を確保し，可搬型照明，通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

（添付資料 1.2.8）

- e. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水補助給水ポンプが使用できず，さらに電動主給水ポンプ及びSG直接給水用高圧ポンプが使用できない場合に主蒸気ライン圧力が約1.3MPa [gage]まで低下している場合，可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器へ注水する場合，蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため，蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

補助給水ポンプの故障等により，補助給水流量等が確認できない場合及び蒸気発生器への注水が喪失した場合に，原水槽が使用できない場合，又は原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水を開始した場合。

(b) 操作手順

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.2.10 図に、タイムチャートを第 1.2.11 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水準備と系統構成を指示する。
- ② 災害対策要員は、資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、可搬型ホースを敷設し、蒸気発生器注水ラインのホース接続口と接続する。
- ④ 災害対策要員は、ホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、海水取水箇所近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置する。
- ⑥ 災害対策要員は、可搬型大型送水ポンプ車から水中ポンプを取り出し、可搬型ホースと接続後、海水取水箇所に水中ポンプを設置する。
- ⑦ 運転員は、中央制御室及び現場で蒸気発生器への注水の系統構成を実施する。
- ⑧ 発電課長（当直）は、蒸気発生器への注水が可能となり、その他の注水手段が喪失していれば、運転員及び災害対策要員に注水開始を指示する。
- ⑨ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、蒸気発生器への注水を開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。

- ⑩ 運転員は、中央制御室で蒸気発生器水位の上昇等により、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを継続して確認する。
- ⑪ 運転員は、中央制御室で蒸気発生器水位（広域）等により蒸気発生器 2 次側の保有水量が回復したことを確認し、蒸気発生器水位が監視可能な範囲を維持するため、現場にて蒸気発生器注水ラインの手動弁の開度を調整して蒸気発生器水位を調整する。
- ⑫ 運転員は、中央制御室で蒸気発生器水位（広域）等により蒸気発生器への注水が確保されていることを確認し、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。
- ⑬ 運転員は、中央制御室で 1 次冷却材温度（広域－高温側）等により原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名及び災害対策要員 3 名により作業を実施し、所要時間は約 5 時間 20 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.2.9)

(3) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

蒸気放出経路の故障等による 2 次冷却系の除熱機能喪失の場合は、タービンバイパス弁の開操作を行う。蒸気放出経路は、多重化及び

多様化していること、主蒸気逃がし弁の現場での開操作も可能であることから、その機能がすべて喪失する可能性は低いが、以下の操作を実施することを考慮する。

a. タービンバイパス弁による蒸気放出

主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合に、タービンバイパス弁を中央制御室で開操作し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

主蒸気逃がし弁による蒸気放出が主蒸気ライン圧力等にて確認できない場合に、外部電源により常用母線が受電され、2次冷却系の設備が運転中であり復水器真空が維持されている場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.1(3)b.「タービンバイパス弁による蒸気放出」にて整備する。

(4) その他の手順項目にて考慮する手順

補助給水ピット、燃料取替用水ピットの枯渇時の補給手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち、1.13.2.1「蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等」、1.13.2.2「炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等」にて整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

(5) 優先順位

フロントライン系の機能喪失時に、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉の冷却機能が喪失している場合の冷却手段の優先順位を以下に示す。

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水機能が喪失した場合は、多様性拡張設備である電動主給水ポンプ、S G直接給水用高圧ポンプ又は可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水を行う。操作の容易性から電動主給水ポンプを優先し、電動主給水ポンプが使用できなければ、S G直接給水用高圧ポンプを使用する。

可搬型大型送水ポンプ車は使用準備に時間を要することから、補助給水ポンプによる注水手段を失った場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ蒸気発生器に注水を行う。

可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水のための水源は、準備時間が最も早い代替屋外給水タンクを優先して使用し、それが使用できない場合には原水槽を使用する。原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。すべての淡水源が使用できない場合には海水を用いる。

蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）における蒸気発生器からの蒸気放出は、重大事故等対処設備である主蒸気逃がし弁を使用する。主蒸気逃がし弁が機能喪失した場合は、タービンバイパス弁を使用する。

上記手段による蒸気発生器2次側による炉心冷却による原子炉の冷却を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、高圧注入ポンプによる原子炉への注水と加圧器逃がし弁の開操作による1次系のフィードアンドブリードを行う。高圧注入ポンプの機能喪失により運転でき

ない場合には，充てんポンプによる原子炉への注水を行う。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.2.12 図に示す。

1.2.2.2 サポート系機能喪失時の手順等

(1) 補助給水ポンプの機能回復

常設直流電源系統喪失時により，タービン動補助給水ポンプを駆動するために必要なタービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ（以下「非常用油ポンプ等」という。），並びにタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の駆動源が喪失した場合に，タービン動補助給水ポンプの機能を回復させるため，現場でタービン動補助給水ポンプへ潤滑油を供給するとともに，タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁及びタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を開操作し，タービン動補助給水ポンプを起動する手順を整備する。

全交流動力電源喪失時は，電動補助給水ポンプの機能を回復させるため，代替非常用発電機からの給電により交流電源を確保し，電動補助給水ポンプを起動する手順を整備する。

また，全交流動力電源喪失時でかつ，タービン動補助給水ポンプの機能が喪失した場合であって，タービン動補助給水ポンプの機能回復ができないと判断した場合には，フロントライン系機能喪失時の対応手段である S G 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水を行う手順を整備する。タービン動補助給水ポンプの機能回復ができないと判断してからの準備開始となることから，蒸気発生器ドライアウトに間に合わない可能性があるが，高揚程のポンプであり，補助給水ポンプの代替手段として有効である。

a. タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復

非常用油ポンプ等の機能が喪失した場合において、現場でタービン動補助給水ポンプ潤滑油供給器を使用し軸受に潤滑油を供給するとともに、現場手動操作によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の開操作及び専用工具を使用し現場でタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を開操作することによりタービン動補助給水ポンプを起動し、補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

なお、タービン動補助給水ポンプは、補助給水ピットから2次系純水タンクへの切り替え又は補助給水ピットへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプ出口流量調節弁を調整し、1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。

淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源喪失時に、タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、蒸気発生器への注水を補助給水流量等

にて確認できない場合に、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要で補助給水ピットの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの起動手順は以下のとおり。概略系統を第 1.2.13 図に、タイムチャートを第 1.2.14 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に現場手動操作によるタービン動補助給水ポンプの起動手順を指示する。
- ② 運転員は、現場でタービン動補助給水ポンプ起動手順前の系統構成を確認する。
- ③ 運転員及び災害対策要員は、現場でタービン動補助給水ポンプ潤滑油供給器の接続を行う。
- ④ 運転員及び災害対策要員は、現場でタービン動補助給水ポンプ潤滑油供給器操作により軸受に潤滑油を供給する。
- ⑤ 運転員及び災害対策要員は、現場で引上げ治具及びジャッキを取付け、起動速度制御ピストンの制御レバーを人力操作により持ち上げる。
- ⑥ 運転員及び災害対策要員は、現場で起動速度制御ピストンへの制御油バイパス弁を開とする。
- ⑦ 運転員及び災害対策要員は、現場でタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の開操作を行う。
- ⑧ 運転員及び災害対策要員は、現場でタービン動補助給水

ポンプの起動レバーを徐々に押し下げることで蒸気加減弁を開とし、タービン動補助給水ポンプを起動する。

⑨ 運転員及び災害対策要員は、現場でタービン動補助給水ポンプ主油ポンプから油が供給されていることを確認後、潤滑油戻り系統を通常状態に復旧するとともに、タービン動補助給水ポンプ潤滑油供給器による潤滑油供給を停止する。

⑩ 運転員は、現場でタービン動補助給水ポンプの運転状態に異常がないことを確認する。

⑪ 運転員は、中央制御室で補助給水流量の監視により、蒸気発生器へ注水できていることを確認する。

⑫ 運転員は、中央制御室で蒸気発生器水位を監視し、水位調整が必要となれば現場の運転員と連絡を密にし、現場で補助給水ポンプ出口流量調整弁を手動により操作し蒸気発生器水位を調整する。

⑬ 運転員は、中央制御室で蒸気発生器水位（広域）等により蒸気発生器への注水が確保されていることを確認し、主蒸気逃がし弁により蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

⑭ 運転員は、中央制御室で１次冷却材温度（広域－高温側）等により原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

（添付資料 1.2.10）

(c) 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名及び災害対策要員 2 名により作業を実施し、所要時間は約 40

分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。タービン動補助給水ポンプの起動により騒音が発生するが、運転員は通話装置を用いることで、中央制御室との連絡は可能である。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

なお、タービン動補助給水ポンプの起動速度制御ピストンのジャッキアップ作業は、専用工具を用いてあらかじめ定めた手順に従い容易かつ確実に実施できる。

タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、現場において手動ハンドルにより容易に操作でき、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、専用工具を用いて弁を持ち上げる容易な操作である。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。

(添付資料 1.2.11, 1.2.12)

b. 代替非常用発電機による電動補助給水ポンプの機能回復

全交流動力電源が喪失した場合、代替非常用発電機により非常用母線を回復させ、電動補助給水ポンプを起動し、補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

なお、電動補助給水ポンプは、補助給水ピットから2次系純水タンクへの切り替え又は補助給水ピットへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水

の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

代替非常用発電機により非常用母線が回復し、タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合に、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要で補助給水ピットの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

電動補助給水ポンプは、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(2) 主蒸気逃がし弁の機能回復

制御用空気が喪失すれば、主蒸気逃がし弁は駆動源喪失により閉止する構造であるため、中央制御室から遠隔による開操作が不能となる。

これらの駆動源が喪失した場合、主蒸気逃がし弁の機能を回復させ、原子炉の冷却を行う手順を整備する。

a. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復

主蒸気逃がし弁は、駆動源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であるため、駆動源が喪失した場合、弁が閉止するとともに中央制御室からの遠隔操作が不能となる。この場合、現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う手順を整備する。

主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行う場合、蒸気発生器伝熱管

の破損がないことを確認後実施する。蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び主蒸気ライン圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。

なお、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した際の現場操作時は状況に応じて放射線防護具を着用し、個人線量計を携帯する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、1次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合又は1次冷却材喪失事象が同時に発生しても1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合において、主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失し、中央制御室から開操作ができないことを主蒸気ライン圧力等にて確認した場合に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.2(2) a. 「主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復」にて整備する。

b. 主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復

制御用空気が喪失した場合、空気ポンベにより駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する手順を整備する。

この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室から遠隔操作を可能とすることで、運転員の負担軽減を図る。

また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応可能である。

なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開操作は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。

(a) 手順着手の判断基準

制御用空気が回復しない状態が継続する場合に、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）の開操作後、中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.2(2) b. 「主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復」にて整備する。

c. 可搬型大型送水ポンプ車を用いた A-制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復

全交流動力電源が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車を用いて A-制御用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して制御用空気系を回復し、主蒸気逃がし弁の機能を回復するための手順を整備する。

この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員の負担軽減を図る。

なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。

(a) 手順着手の判断基準

制御用空気が回復しない状態が継続した場合に主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.2(2)c. 「可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復」にて整備する。

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

補助給水ピットから2次系純水タンクへの切り替え手順及び補助給水ピット枯渇時の補給手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」のうち、1.13.2.1「蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等」にて整備する。

代替非常用発電機の代替電源に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「代替非常用発電機による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、代替非常用発電機への燃料補給の手順は、1.14.2.4「代替非常用発電機等への燃料補給の手順等」にて整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

(4) 優先順位

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、サポート系機能喪失時に、原子炉の冷却機能が喪失した場合の冷却手段として、以上の手段を用いて炉心の著しい損傷を防止する。これらの冷却手段の優先順位を以下に示す。

全交流動力電源が喪失すると電動補助給水ポンプが起動できなくなる。さらに、常設直流電源系統が喪失すればタービン動補助給水ポンプが起動できなくなるため、重大事故等対処設備であるタービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（現場手動操作）にてタービン動補助給水ポンプの起動操作を行う。

代替非常用発電機からの給電により非常用母線が復旧すれば、電動補助給水ポンプの運転が可能となるが、代替非常用発電機の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。タービン動補助給水ポンプが運転できない場合又は低温停止状態に移行させる場合は、電動補助給水ポンプにより蒸気発生器2次側へ注水を行う。

また、全交流動力電源喪失時でかつ、タービン動補助給水ポンプが機能喪失した場合であって、タービン動補助給水ポンプの機能回復ができないと判断した場合には、フロントライン系機能喪失時の対応手段であるSG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。

補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合に、主蒸気

逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、タービン動補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。

主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱は、現場での手動による主蒸気逃がし弁の開操作により行う。また、その後制御用空気が回復しない状態が継続する場合に、主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合は、空気ポンベによる主蒸気逃がし弁の開操作を行う。なお、長期的に中央制御室からの遠隔操作が必要でかつ可搬型大型送水ポンプ車によるA-制御用空気圧縮機（海水冷却）が運転可能となった場合は、制御用空気系統を回復し主蒸気逃がし弁の開操作を行う。

以上の対応手順のフローチャートを第1.2.15図に示す。

1.2.2.3 復旧に係る手順等

全交流動力電源が喪失した場合は、十分な期間の運転を継続するために電動補助給水ポンプが健全であれば代替非常用発電機等により非常用母線への給電を確認し起動する。その手順は1.2.2.2(1)b.のとおり。また、電動補助給水ポンプ起動後は長期的な冷却に際し、十分な水源を確保する。通常、電動補助給水ポンプの水源は補助給水ピットであるが、補助給水ピットから2次系純水タンクへの切り替え及び補助給水ピットへの補給により水源を確保し、余熱除去系による原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

1.2.2.4 監視及び制御

(1) 加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定

原子炉を冷却するために1次冷却系及び2次冷却系の保有水を加圧器水位、蒸気発生器水位により監視する。また、これらの計測機器が機能喪失又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定の手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

(2) 補助給水ポンプの作動状況確認

蒸気発生器2次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの作動状況を補助給水流量、補助給水ピット水位、蒸気発生器水位により確認する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器水位が低下した場合に、補助給水ポンプが自動起動又は手動により起動した場合。

b. 操作手順

補助給水ポンプの作動状況確認手順は以下のとおり。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に補助給水ポンプの作動状況確認を指示する。
- ② 運転員は、現場及び中央制御室で補助給水ポンプの運転状況に異常がないことを確認する。
- ③ 運転員は、現場及び中央制御室での補助給水流量等の監視により、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が実施できていることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は運転員1名

により作業を実施する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。補助給水ポンプの起動により騒音が発生するが、運転員は通話装置を用いることで、中央制御室との連絡は可能である。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(3) 加圧器水位（原子炉水位）の制御

燃料取替用水ピット水等を代替格納容器スプレイポンプ等により原子炉へ注水する場合、流量を調整し加圧器水位を制御する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

燃料取替用水ピット水等を代替格納容器スプレイポンプ等により原子炉へ注水し、加圧器水位の調整が必要な場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(1)b.(b)「代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水」にて整備する。

(4) 蒸気発生器水位の制御

蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合、補助給水流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器2次側による炉心冷却において、蒸気発生器水位の調整が必要な場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するた

めの手順等」のうち，1.3.2.2(2)a.「主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復」及び1.2.2.1(2)b.(b)⑦，1.2.2.1(2)c.(b)⑩，1.2.2.1(2)d.(b)⑩，1.2.2.1(2)e.(b)⑪，1.2.2.2(1)a.(b)⑫にて整備する。

(5) その他の手順項目にて考慮する手順

監視又は推定に係る計測設備に関する手順は，「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち，1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

第 1.2.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 * 8	整備する手順書	手順の分類
フロントライン系機能喪失時	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ又は補助給水ピット * 1 又は主蒸気逃がし弁	1次系のフィードアンドブリード	高压注入ポンプ * 5	重大事故等対処設備	a, b	
			加圧器逃がし弁			
			燃料取替用水ピット			
			格納容器再循環サンプ			
			格納容器再循環サンプスクリーン			
			余熱除去ポンプ * 5 * 6			
			余熱除去冷却器 * 6	多様性 拡張設備		
			充てんポンプ * 5			
			燃料取替用水ピット			
			電動主給水ポンプ			
脱気器タンク						
SG直接給水用高压ポンプ * 3 * 5						
補助給水ピット						
可搬型大型送水ポンプ車 * 3 代替屋外給水タンク						
可搬型大型送水ポンプ車 * 3 原水槽 * 7 2次系純水タンク * 7 ろ過水タンク * 7						
可搬型大型送水ポンプ車 * 3 * 4						
	主蒸気逃がし弁	蒸気発生器(2次側による炉心冷却(蒸気放出))	タービンバイパス弁 * 2	多様性 拡張設備		

* 1 : 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 * 2 : 手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
 * 3 : 蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注水する場合は蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。
 * 4 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。
 * 5 : ディーゼル発電機等により給電する。
 * 6 : 1次系のフィードアンドブリード停止後の余熱除去運転による炉心冷却操作に使用する。
 * 7 : 原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。
 * 8 : 重大事故対策において用いる設備の分類
 a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.2.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(2 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 * 9	整備する手順書	手順の分類
サポート系機能喪失時	タービン動補助給水ポンプ 直流電源	補助能給回復ポンプ * 4 の	タービン動補助給水ポンプ (現場手動操作)	重大事故等 対処設備	全交流動力電源喪失時における対応手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁 (現場手動操作)		重大事故等 対処設備			
	電動補助給水ポンプ 全交流動力電源	代替非常用発電機 * 5		a		
		ディーゼル発電機燃料油貯油槽 * 6				
	可搬型タンクローリー * 6					
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ * 6 * 8			
	主蒸気逃がし弁 全交流動力電源 (制御用空気) 又は 直流電源	主蒸気逃がし弁の	主蒸気逃がし弁 (現場手動操作) * 2	重大事故等 対処設備	a, b	
		主蒸気逃がし弁の	主蒸気逃がし弁操作用 可搬型空気ポンプ * 2	拡張設備 多様性	/	
		可搬型大型送水ポンプ車 * 7				
			A-制御用空気圧縮機 (海水冷却)			
-	-	及び監視 制御	加圧器水位 * 1 * 3 蒸気発生器水位 (広域) * 1 * 2 蒸気発生器水位 (狭域) * 1 * 2 補助給水流量 * 1 補助給水ピット水位 * 1	重大事故等 対処設備	a, b	

- * 1 : 直流電源喪失も含めた対応手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
- * 2 : 手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
- * 3 : 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- * 4 : 蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注水する場合は蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。
- * 5 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- * 6 : 代替非常用発電機の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- * 7 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
- * 8 : ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。
- * 9 : 重大事故対策において用いる設備の分類
 a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.2.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための
手順等

監視計器一覧（1 / 8）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.2.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(1) 1次系のフィードアンドブリード	判断 基準	最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 補助給水流量
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
		信号	<ul style="list-style-type: none"> ・ 手動ECCS作動
	操作	原子炉圧力容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		原子炉格納容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内温度
		原子炉圧力容器内 の圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器圧力 ・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉格納容器内 の圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用）
		原子炉圧力容器内 の水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ サブクール度
		最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 補助給水流量
		原子炉格納容器内 の水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器再循環サンプル水位（広域）
		原子炉圧力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入流量 ・ 充てん流量 ・ 蓄圧タンク水位 ・ 蓄圧タンク圧力
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位

監視計器一覧 (2 / 8)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.2.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等 (2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水)			
a. 電動主給水ポンプによる 蒸気発生器への注水	判断基準	電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧
		・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧	
		・ 甲母線電圧, 乙母線電圧	
		・ 6-C 1, C 2, D 母線電圧	
	最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位 (広域)	
	・ 蒸気発生器水位 (狭域)		
	・ 補助給水流量		
水源の確保	・ 脱気器タンク水位		
操作	—	—	
b. SG 直接給水用高圧ポンプによる 蒸気発生器への注水	判断基準	最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位 (広域)
		・ 蒸気発生器水位 (狭域)	
		・ 主給水ライン流量	
		・ 蒸気発生器水張り流量	
	水源の確保	・ 補助給水ピット水位	
	操作	原子炉圧力容器内 の温度	・ 1 次冷却材温度 (広域-高温側)
		・ 1 次冷却材温度 (広域-低温側)	
		電源	・ 6-A, B 母線電圧
		・ 代替非常用発電機電圧, 電力, 周波数	
		最終ヒートシンク の確保	・ 主蒸気ライン圧力
・ 蒸気発生器水位 (広域)			
・ 蒸気発生器水位 (狭域)			

監視計器一覧（3 / 8）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器		
1.2.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等 (2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）				
c. 代替屋外給水タンクを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断 基準	最終ヒートシンク の確保 <ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 補助給水流量 		
	操作	原子炉圧力容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） 	
		最終ヒートシンク の確保	主蒸気ライン圧力	・ 蒸気発生器水位（広域）
			蒸気発生器水位（狭域）	・ 蒸気発生器水位（狭域）
d. 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断 基準	原子炉圧力容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） 	
		最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域） 	
	操作	原子炉圧力容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） 	
		最終ヒートシンク の確保	主蒸気ライン圧力	・ 蒸気発生器水位（広域）
			蒸気発生器水位（狭域）	・ 蒸気発生器水位（狭域）
e. 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断 基準	原子炉圧力容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） 	
		最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域） 	
	操作	原子炉圧力容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） 	
		最終ヒートシンク の確保	主蒸気ライン圧力	・ 蒸気発生器水位（広域）
			蒸気発生器水位（狭域）	・ 蒸気発生器水位（狭域）

監視計器一覧（4 / 8）

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器	
1.2.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等 (3) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）			
a. タービンバイパス弁による蒸気放出	判断基準	電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧
		・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧	
		・ 甲母線電圧, 乙母線電圧	
		・ 6-C 1, C 2, D 母線電圧	
	最終ヒートシンクの確保	・ 主蒸気ライン圧力	
	・ 蒸気発生器水位（広域）		
	・ 蒸気発生器水位（狭域）		
・ 復水器真空（広域）			
操作	「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち, 1.3.2.1(3) b. 「タービンバイパス弁による蒸気放出」にて整備する。		

監視計器一覧（5 / 8）

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.2.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (1) 補助給水ポンプの機能回復			
a. タービン動補助給水ポンプ (現場手動操作) 及び タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気 入口弁 (現場手動操作) による タービン動補助給水ポンプの機能回復	判断基準	電源	・ A, B ー 直流コントロールセンタ母線 電圧
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位 (広域)
			・ 蒸気発生器水位 (狭域)
			・ 補助給水流量
	水源の確保	・ 補助給水ピット水位	
	操作	原子炉圧力容器内 の温度	・ 1 次冷却材温度 (広域ー高温側)
		・ 1 次冷却材温度 (広域ー低温側)	
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位 (広域)
		・ 蒸気発生器水位 (狭域)	
		・ 補助給水流量	
水源の確保	・ 補助給水ピット水位		
補機監視機能	・ タービン動補助給水ポンプ軸受油圧		
b. 代替非常用発電機による 電動補助給水ポンプの機能回復	判断基準	電源	・ 6 - A, B 母線電圧
		・ 代替非常用発電機電圧, 電力, 周波数	
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位 (広域)
			・ 蒸気発生器水位 (狭域)
	・ 補助給水流量		
水源の確保	・ 補助給水ピット水位		
操作	—	—	

監視計器一覧（6 / 8）

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.2.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (2) 主蒸気逃がし弁の機能回復			
a. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作） による主蒸気逃がし弁の機能回復	判断基準	原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 格納容器圧力（AM用）
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプル水位（狭域）
		最終ヒートシンク の確保	・ 主蒸気ライン圧力
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位（広域）
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位（狭域）
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量
電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧		
電源	・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧		
電源	・ 甲母線電圧, 乙母線電圧		
電源	・ 6-A, B, C 1, C 2, D母線電圧		
補機監視機能	・ 制御用空気圧力		
操作	「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.2(2) a. 「主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復」にて整備する。		
	判断基準	補機監視機能	・ 制御用空気圧力
		最終ヒートシンク の確保	・ 主蒸気ライン圧力
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位（広域）
最終ヒートシンク の確保		・ 蒸気発生器水位（狭域）	
最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量		
操作	「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.2(2) b. 「主蒸気逃がし弁操作作用可搬型空気ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復」にて整備する。		

監視計器一覧（7 / 8）

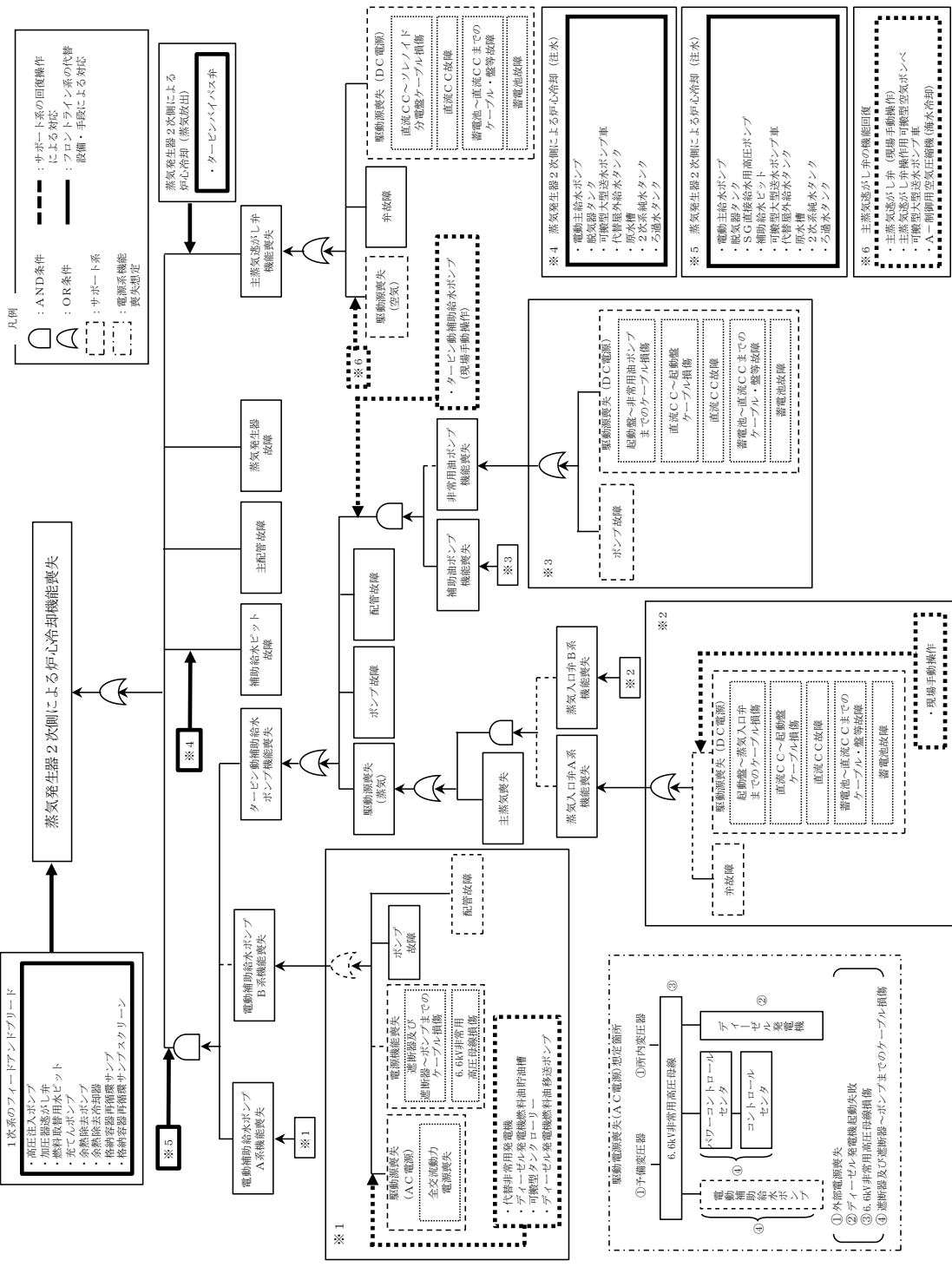
対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目		監視計器
1.2.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (2) 主蒸気逃がし弁の機能回復			
c. 可搬型大型送水ポンプ車を用いた A-制御用空気圧縮機（海水冷却） による主蒸気逃がし弁の機能回復	判 断 基 準	補機監視機能	・ 制御用空気圧力
		最終ヒートシンク の確保	・ 主蒸気ライン圧力
			・ 蒸気発生器水位（広域）
			・ 蒸気発生器水位（狭域）
操 作	「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」 のうち、1.3.2.2(2) c. 「可搬型大型送水ポンプ車を用いた A-制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機 能回復」にて整備する。		
1.2.2.4 監視及び制御			
(1) 加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視 又は推定	基 判 準 断	「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大 事故時の手順等」にて整備する。	
	操 作	「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大 事故時の手順等」にて整備する。	
(2) 補助給水ポンプの作動状況確認	基 判 準 断	最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位（広域）
		・ 蒸気発生器水位（狭域）	
	操 作	最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量
			・ 蒸気発生器水位（広域）
・ 蒸気発生器水位（狭域）			
水源の確保	・ 補助給水ピット水位		
(3) 加圧器水位（原子炉水位）の制御	判 断 基 準	電 源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧
			・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧
			・ 甲母線電圧, 乙母線電圧
			・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧
		原子炉圧力容器内 の圧力	・ 加圧器圧力
	原子炉圧力容器内 の水位	・ 加圧器水位	
原子炉圧力容器内 への注水量	・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量		
操 作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を 冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(1) b. (b) 「代替格 納容器スプレイポンプによる代替炉心注水」にて整備する。		

監視計器一覧（8 / 8）

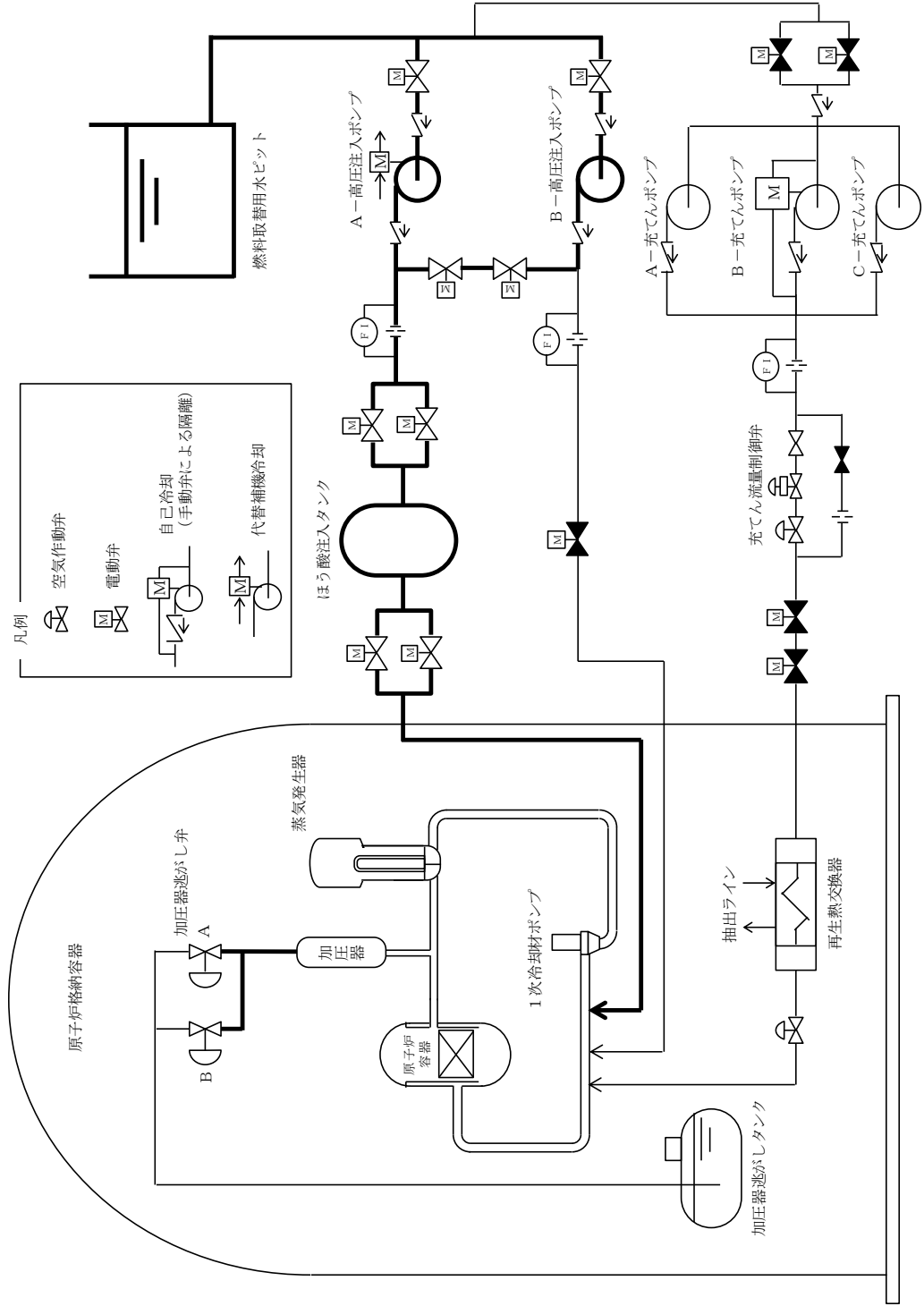
対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.2.2.4 監視及び制御			
(4) 蒸気発生器水位の制御	判断基準	電源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧 ・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧
		最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 補助給水流量
		原子炉圧力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		操作	<p>「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.2(2) a. 「主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復」及び1.2.2.1(2) b. (b)⑦, 1.2.2.1(2) c. (b)⑩, 1.2.2.1(2) d. (b)⑩, 1.2.2.1(2) e. (b)⑩, 1.2.2.2(1) a. (b)⑫にて整備する。</p>

第 1.2.3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

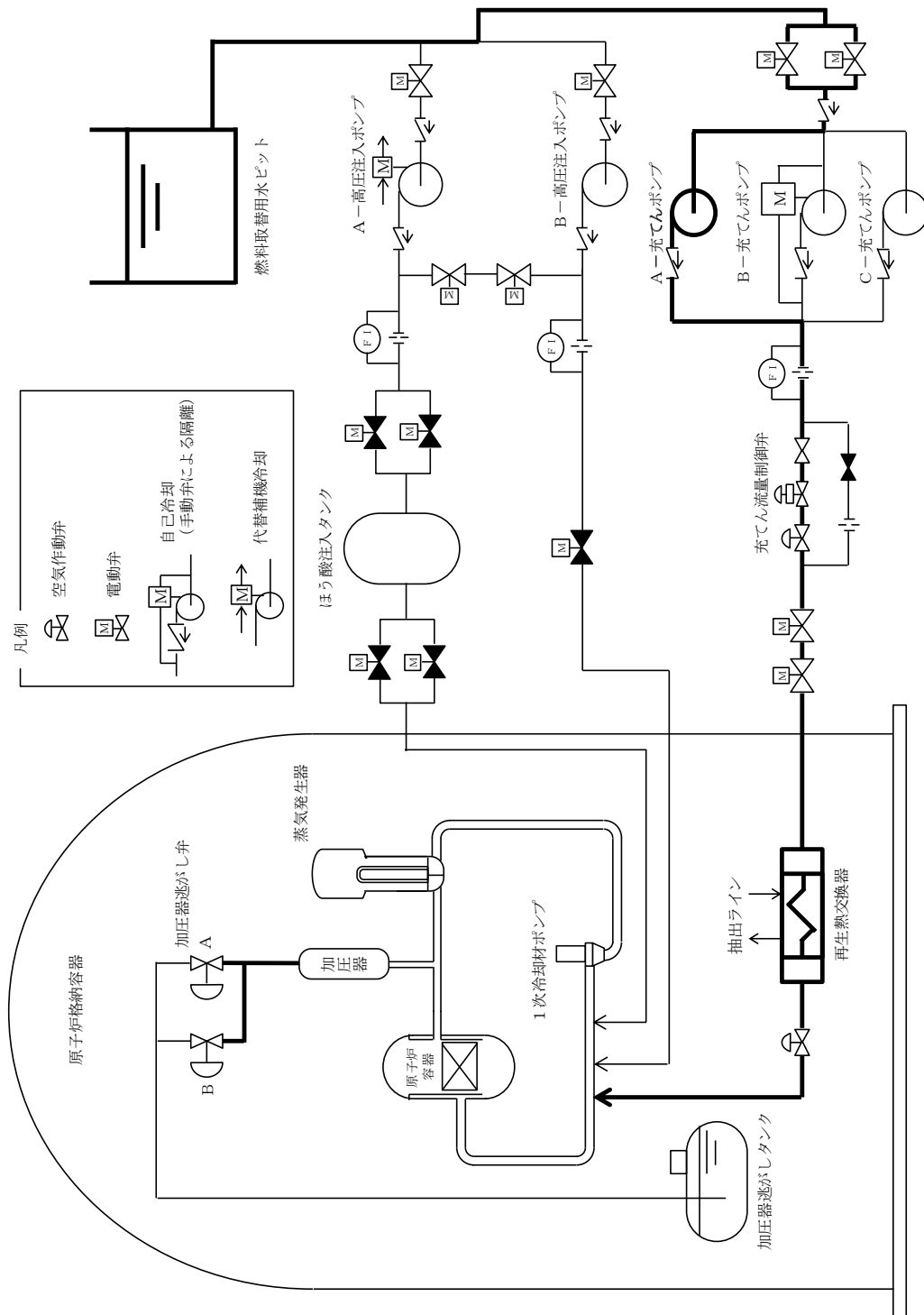
対象条文	供給対象設備	給電元
【1.2】 原子炉冷却材圧力バウン ダリ高圧時に発電用原子 炉を冷却するための手順 等	A－高圧注入ポンプ	6－A 非常用高圧母線
	B－高圧注入ポンプ	6－B 非常用高圧母線
	A－電動補助給水ポンプ	6－A 非常用高圧母線
	B－電動補助給水ポンプ	6－B 非常用高圧母線
	A－余熱除去ポンプ	4－A 1 非常用低圧母線
	B－余熱除去ポンプ	4－B 1 非常用低圧母線
	A－加圧器逃がし弁	ソレノイド分電盤 A 1
	B－加圧器逃がし弁	ソレノイド分電盤 B 1
	A－ディーゼル発電機 燃料油移送ポンプ	A－ディーゼル発電機 コントロールセンタ
	B－ディーゼル発電機 燃料油移送ポンプ	B－ディーゼル発電機 コントロールセンタ



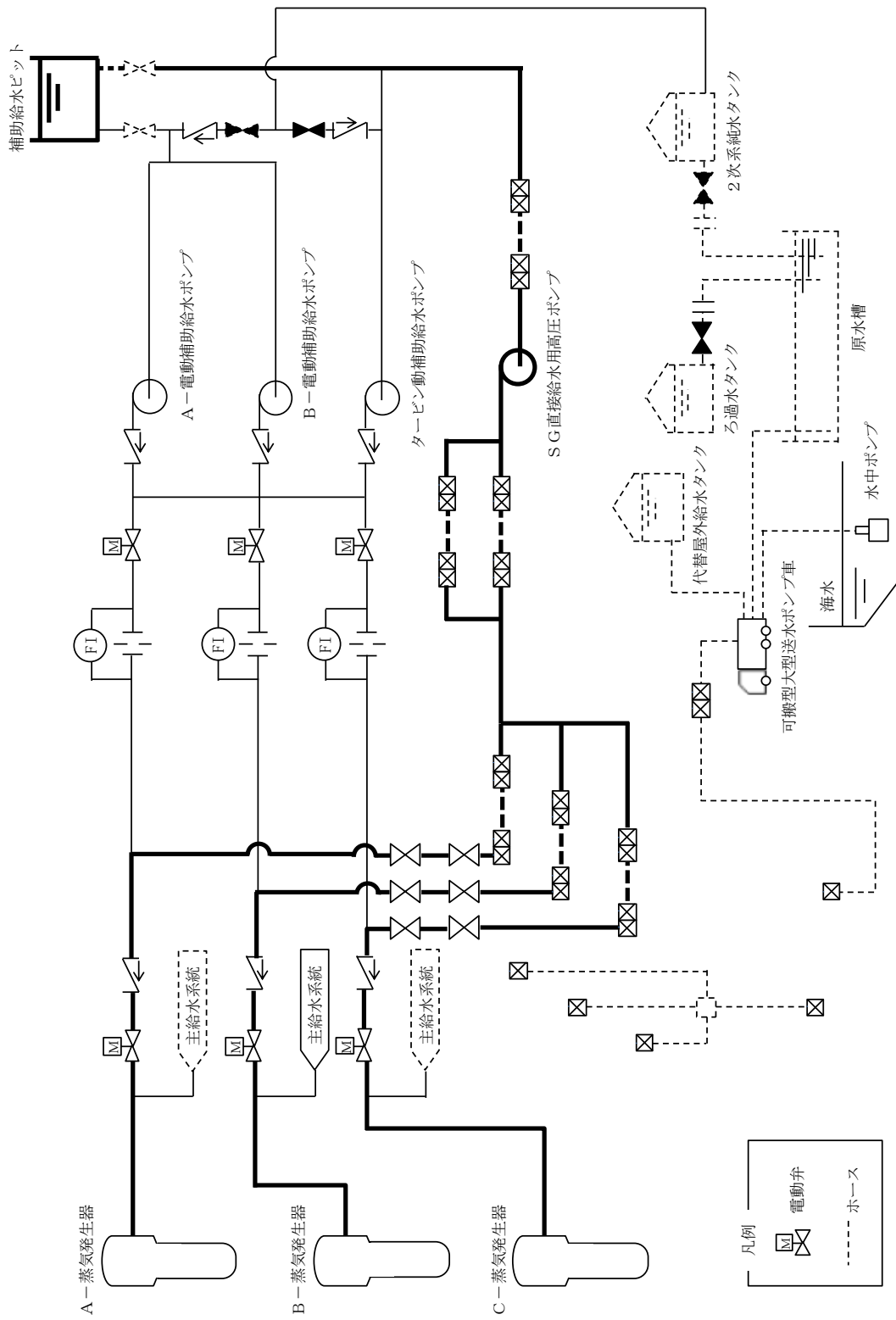
第 1.2.1 図 機能喪失原因対策分析



第 1.2.2 図 1 次系のフイードアンドブリード (高圧注入ポンプによる原子炉への注水) 概略系統

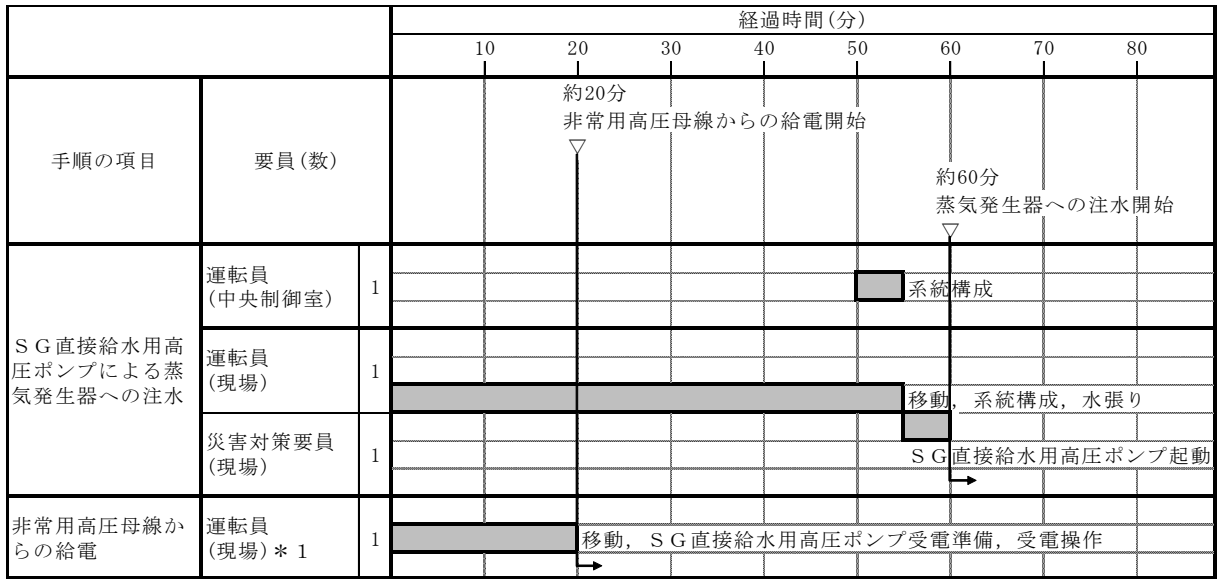


第 1.2.3 図 1 次系のフュードアンドブリード (充電ポンプによる原子炉への注水) 概略系統



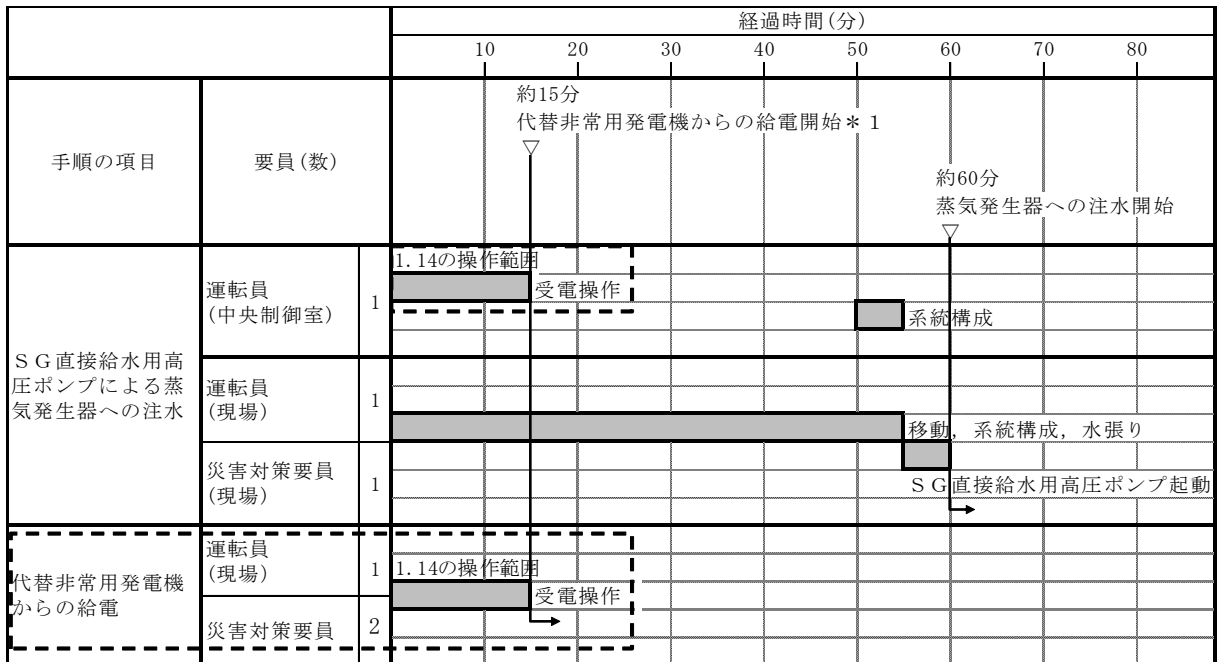
第 1.2.4 図 S G 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水 概略系統

フロントライン系機能喪失時



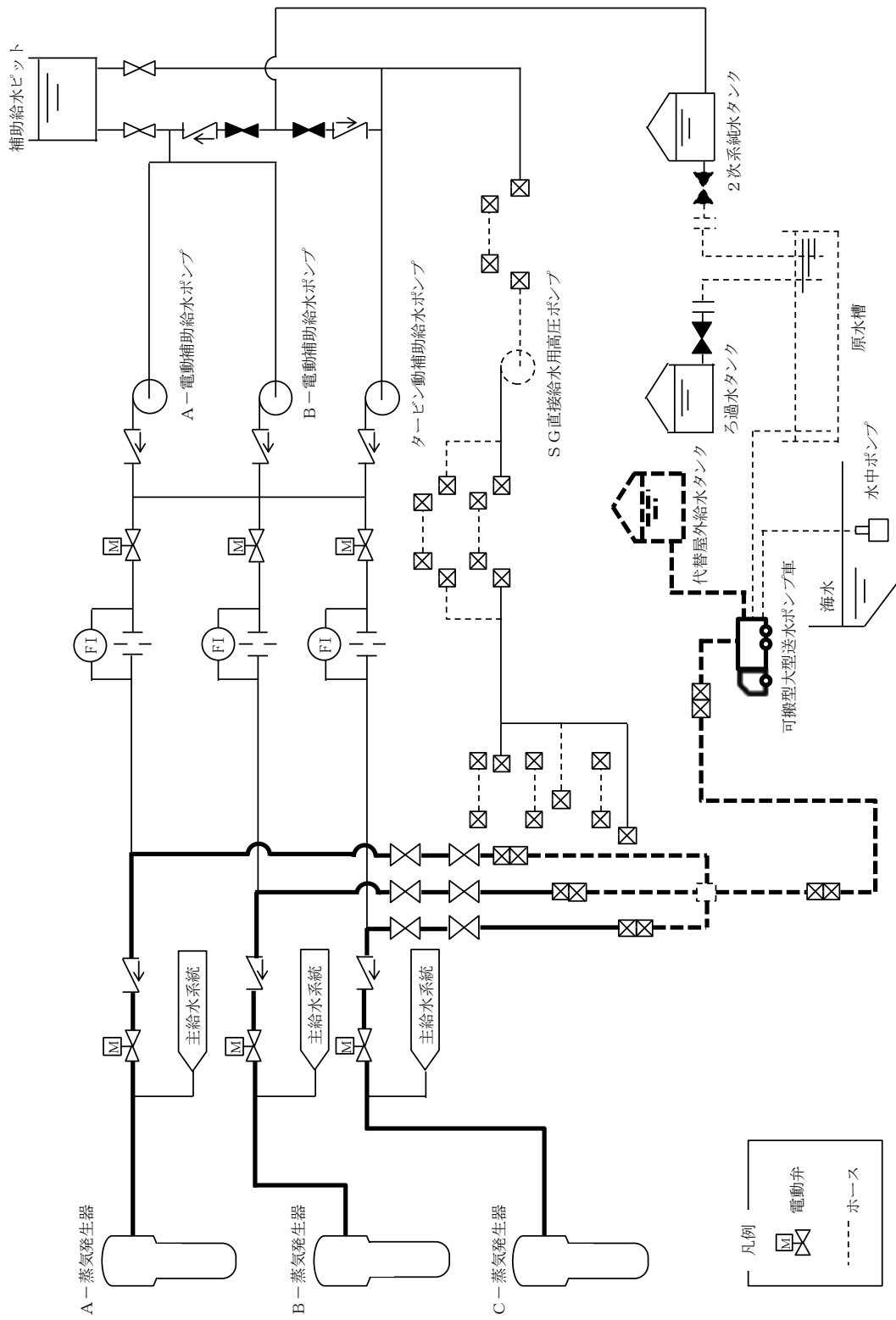
* 1 : 非常用高圧母線からの給電は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて確保する要員にて対応する。

サポート系機能喪失時



* 1 : 代替非常用発電機からの給電は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

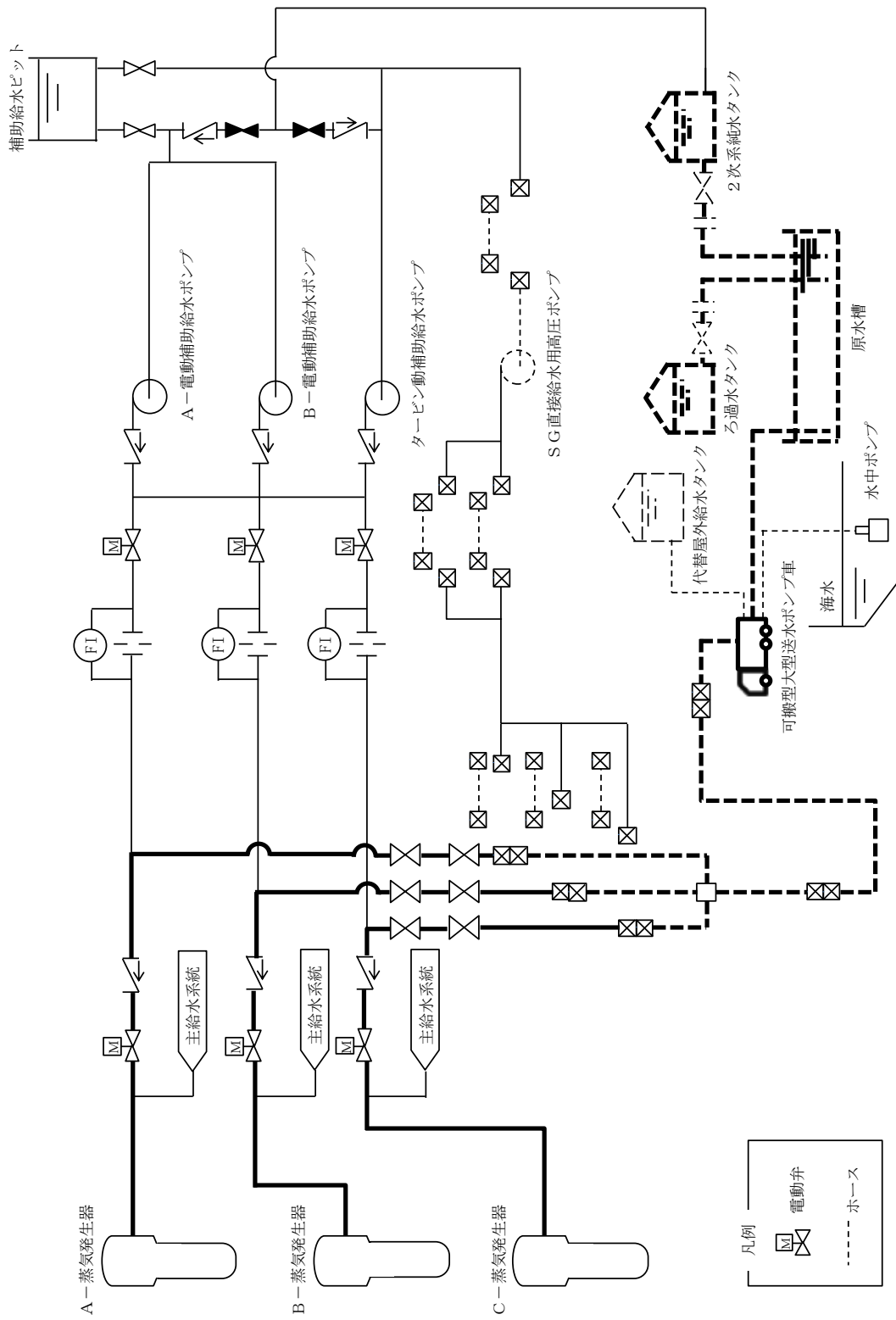
第 1.2.5 図 S G 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水
タイムチャート



第 1.2.6 図 代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水 概略系統

		経過時間 (時間)						
		1	2	3	4	5	6	
手順の項目	要員(数)				約3時間50分 代替屋外給水タンクを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水開始			
代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水	運転員 (中央制御室)	1	系統構成					
	運転員 (現場)	1			系統構成			
	災害対策要員 (現場)	3		移動, ホース敷設, 蒸気発生器注水ラインのホース接続口と接続				
				ホース延長・回収車によるホース敷設				
				可搬型大型送水ポンプ車の設置				
				ポンプ車周辺のホース敷設				
				代替屋外給水タンクへの吸管挿入				

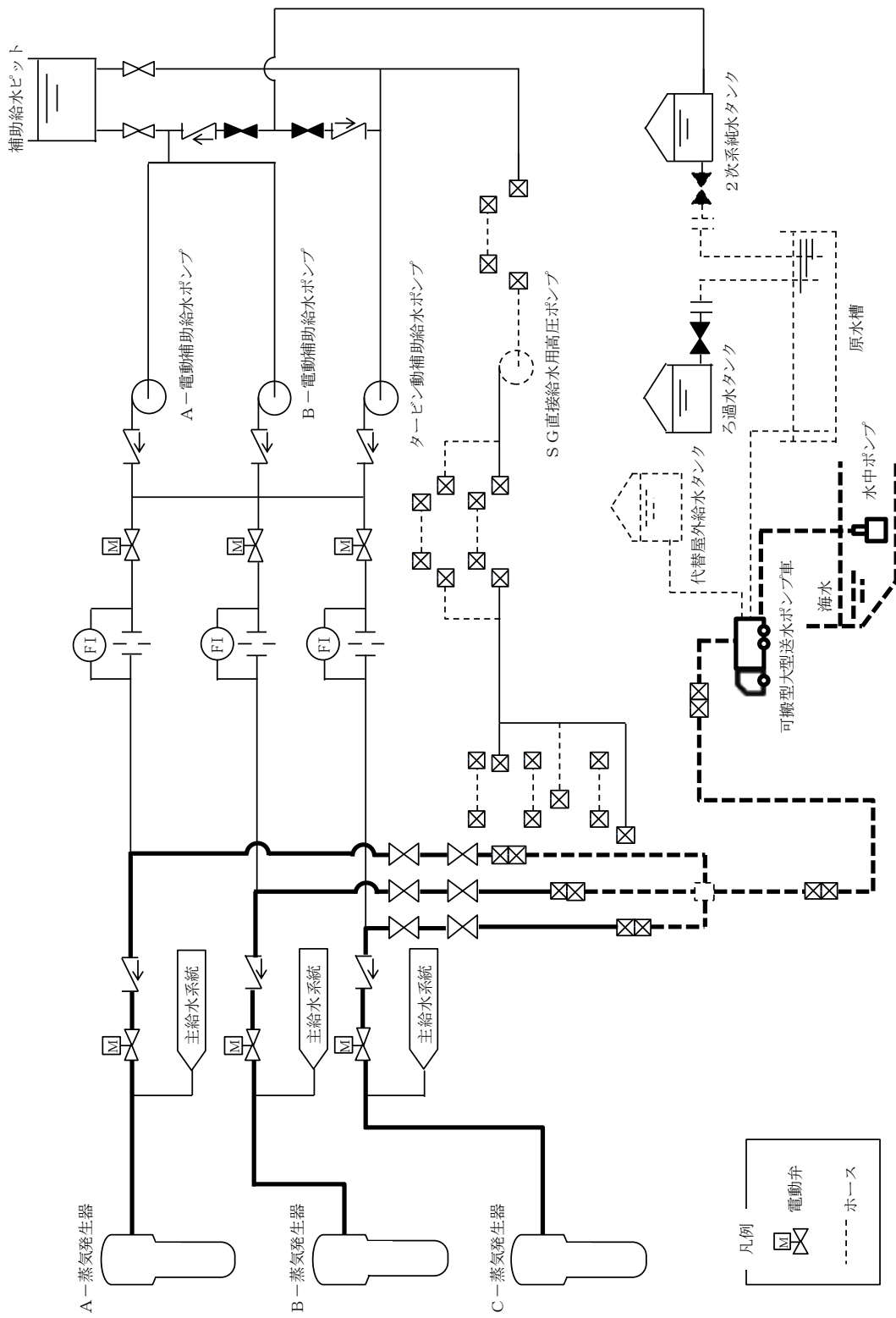
第 1.2.7 図 代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水 タイムチャート



第 1.2.8 図 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水 概略系統

		経過時間 (時間)						
		1	2	3	4	5	6	
手順の項目	要員(数)					約4時間55分 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水開始		
原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水	運転員 (中央制御室)	1	■	系統構成				
	運転員 (現場)	1				■	系統構成	
	災害対策要員 (現場)	3		■				
				移動, ホース敷設, 蒸気発生器注水ラインのホース接続口と接続				
				■				
				ホース延長・回収車によるホース敷設 可搬型大型送水ポンプ車の設置 ポンプ車周辺のホース敷設 原水槽への吸管挿入				

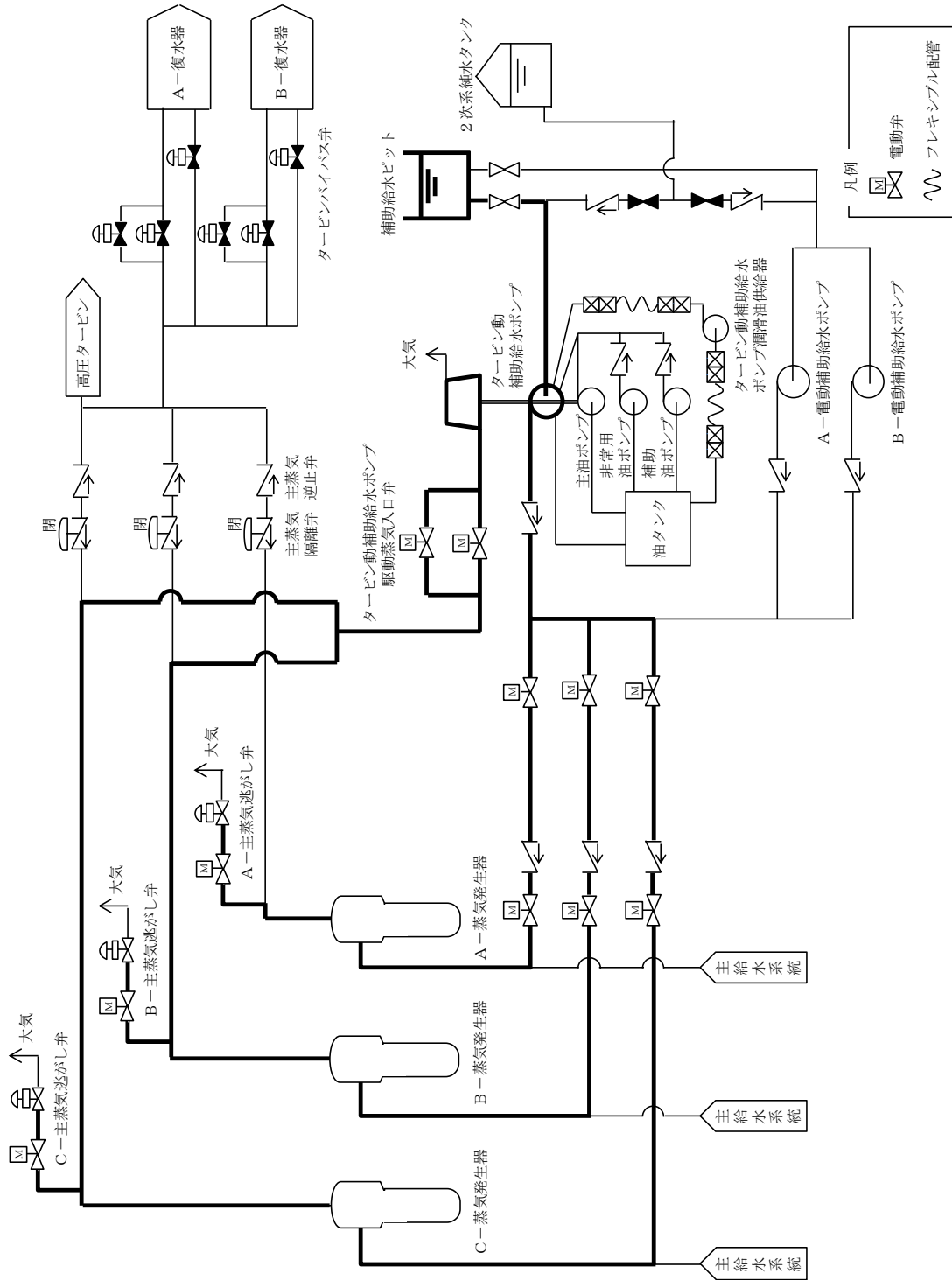
第 1.2.9 図 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水 タイムチャート



第 1.2.10 図 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水 概略系統

		経過時間 (時間)						
		1	2	3	4	5	6	
手順の項目	要員(数)	約5時間20分 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水開始						
海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水	運転員 (中央制御室)	1	系統構成					
	運転員 (現場)	1				系統構成		
	災害対策要員 (現場)	3						
			移動, ホース敷設, 蒸気発生器注水ラインのホース接続口と接続					
			ホース延長・回収車による 可搬型大型送水ポンプ車の					ホース敷設
			ポンプ車周辺のホース敷設 海水取水箇所への水中ポン					プ設置

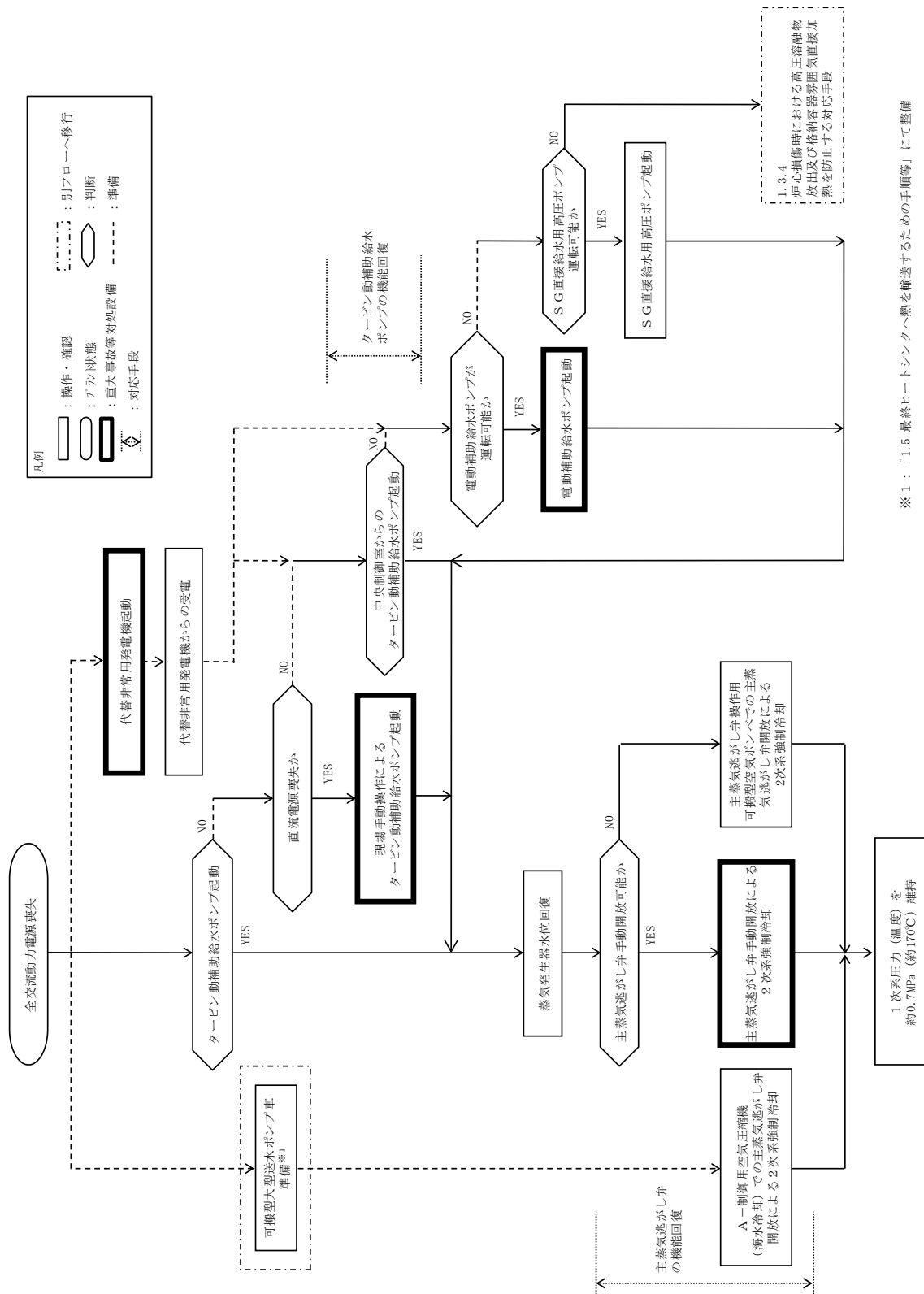
第 1.2.11 図 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水 タイムチャート



第 1.2.13 図 タービン動補給水ポンプの機能回復 概略系統

		経過時間 (分)						
		10	20	30	40	50	60	
手順の項目	要員(数)				約40分 タービン動補助給水ポンプ起動 ▽			
タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	運転員 （現場）	1		移動，系統構成				
					潤滑油供給器接続，ポンプ起動準備			
	災害対策要員	2				ポンプ起動操作		
				移動，機材準備				
					潤滑油供給器接続，ポンプ起動準備			
				移動，機材準備				
					引上げ用治具取付			
						ポンプ起動操作		
						→		

第1.2.14図 タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（現場手動操作）の機能回復 タイムチャート



第 1.2.15 図 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却機能喪失に対する対応手順 (サポート系機能喪失時)

泊発電所 3 号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料

平成 28 年 10 月 27 日
北海道電力株式会社

目 次

1. 重大事故等対策

- 1.0 重大事故等対策における共通事項
- 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等
- 1.15 事故等の計装に関する手順等
- 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1.17 監視測定等に関する手順等
- 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

- 2.1 可搬型設備等による対応

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

< 目 次 >

1.13.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定結果

- a. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給時の対応手段及び設備
- b. 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備
- c. 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備
- d. 格納容器再循環サンプルを水源とした再循環運転時の対応手段及び設備
- e. 使用済燃料ピットへの水の供給時の対応手段及び設備
- f. 使用済燃料ピットから大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水の対応手段及び設備
- g. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水の対応手段及び設備
- h. 手順等

1.13.2 重大事故等時の手順等

- 1.13.2.1 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等

- (1) 補助給水ピットから脱気器タンクへの水源切替（電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水）
- (2) 補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替
- (3) 補助給水ピットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）
- (4) 補助給水ピットから代替屋外給水タンクへの水源切替（代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）
- (5) 補助給水ピットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）
- (6) 1次系のフィードアンドブリード
- (7) 2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給
- (8) 原水槽から補助給水ピットへの補給
- (9) 代替屋外給水タンクから補助給水ピットへの補給
- (10) 海水を用いた補助給水ピットへの補給
- (11) その他の手順項目にて考慮する手順
- (12) 優先順位

1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等

- (1) 燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替
- (2) 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替
- (3) 燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替（電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水）
- (4) 燃料取替用水ピットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大

型送水ポンプ車による代替炉心注水)

- (5) 燃料取替用水ピットから代替屋外給水タンクへの水源切替 (代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水)
- (6) 燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替 (原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水)
- (7) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給
- (8) キャスクピット, 燃料検査ピット又は燃料取替チャンネルから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給
- (9) 1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給
 - a. 1次系純水タンクから使用済燃料ピット脱塩塔経由の補給
 - b. 1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給
- (10) 2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給
- (11) ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給
- (12) 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給
- (13) 代替屋外給水タンクから燃料取替用水ピットへの補給
- (14) 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給
- (15) その他の手順項目にて考慮する手順
- (16) 優先順位

1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等

- (1) 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替
- (2) 燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替 (電動機駆動

消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ)

- (3) 燃料取替用水ピットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ）
- (4) 燃料取替用水ピットから代替屋外給水タンクへの水源切替（代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ）
- (5) 燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ）
- (6) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給
- (7) キャスクピット，燃料検査ピット又は燃料取替チャンネルから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給
- (8) 1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給
 - a. 1次系純水タンクから使用済燃料ピット脱塩塔経由の補給
 - b. 1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給
- (9) 2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給
- (10) ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給
- (11) 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給
- (12) 代替屋外給水タンクから燃料取替用水ピットへの補給
- (13) 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給
- (14) その他の手順項目にて考慮する手順
- (15) 優先順位

1.13.2.4 格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時に係る手順等

(1) 代替再循環運転

- a. B-格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転
- b. A-高圧注入ポンプ（海水冷却）及び可搬型大型送水ポンプ車による高圧代替再循環運転

1.13.2.5 使用済燃料ピットへの水の供給時に係る手順等

- (1) 2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水
- (2) 1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水
- (3) ろ過水タンクから使用済燃料ピットへの注水
- (4) 代替屋外給水タンクから使用済燃料ピットへの注水
- (5) 原水槽から使用済燃料ピットへの注水
- (6) 海水を用いた使用済燃料ピットへの注水

1.13.2.6 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水に係る手順等

- (1) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ
- (2) 代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ
- (3) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ
- (4) 可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水

1.13.2.7 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水に係る手順等

水源切替え後に2次系純水タンク等に異常がないことを確認する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は運転員1名により作業を実施し、所要時間は約40分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.13.6)

(3) 補助給水ピットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）

重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合、海を水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) c. 「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。

(4) 補助給水ピットから代替屋外給水タンクへの水源切替（代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器

への注水)

重大事故等の発生時において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合、代替屋外給水タンクを水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により淡水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は原水槽が使用できない場合に、代替屋外給水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) d.「代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。

(5) 補助給水ピットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）

重大事故等の発生時において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合、原水槽を水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により淡水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合において、海水の取水が

できない場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) e.「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。

(6) 1次系のフィードアンドブリード

重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側への注水機能が喪失した場合、燃料取替用水ピット水を高圧注入ポンプ等により炉心に注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器内部への1次冷却材を放出する操作を組合せた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器2次側への注水機能が喪失した場合において、蒸気発生器水位が低下し、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(1)「1次系のフィードアンドブリード」にて整備する。

(7) 2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、

程度である。

(添付資料 1.13.7)

(8) 原水槽から補助給水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合、原水槽から補助給水ピットに補給する手順を整備する。

なお、原水槽への補給は 2 次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に 1 次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは 1 次冷却材喪失事象が同時に発生しても 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認できた場合。
- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に 1 次冷却材喪失事象が同時に発生し 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合、又は炉心が損傷した場合において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合に、海水の取水ができず、かつ原水槽の水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

b. 操作手順

原水槽から補助給水ピットへの補給手順の概要は以下のとおり。
また、概略系統を第 1.13.7 図に、タイムチャートを第 1.13.8 図に、ホース敷設ルートを第 1.13.9 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に原水槽から補助給水ピットへの補給の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 災害対策要員は、資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、可搬型ホースを敷設し代替給水・注水配管と接続する。
- ④ 災害対策要員は、ホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、原水槽マンホール近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置し、可搬型大型送水ポンプ車の吸管を原水槽マンホールへ挿入する。
- ⑥ 運転員は、現場で補助給水ピットへの補給のための系統構成を実施する。
- ⑦ 発電課長（当直）は、補助給水ピットへの補給が可能となれば、運転員及び災害対策要員に補助給水ピットへの補給開始を指示する。
- ⑧ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、原水槽から補助給水ピットへの補給を開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認す

る。

⑨ 運転員は、中央制御室で補助給水ピット水位が上昇していることを確認する。

⑩ 発電課長（当直）は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから原水槽への補給を発電所対策本部長に依頼する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は運転員1名及び災害対策要員3名により作業を実施し、所要時間は約3時間45分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所に可搬型ホースを配備するとともに、作業場所近傍に使用工具を配備する。

また、補助給水ピットへの供給時に構内のアクセス状況を考慮して可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確保する。

(添付資料 1.13.8)

(9) 代替屋外給水タンクから補助給水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合、代替屋外給水タンクから補助給水ピットに補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは1次冷却材喪失事象が同時に発生しても1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽近傍へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は海水の取水ができない場合で、かつ代替屋外給水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。
- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生し1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合、又は炉心が損傷した場合において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合に、海水取水箇所へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は原水槽が使用できない場合で、かつ代替屋外給水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

b. 操作手順

代替屋外給水タンクから補助給水ピットへの補給手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.13.10 図に、タイムチャートを第 1.13.11 図に、ホース敷設ルート図を第 1.13.12 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に代替屋外給水タンクから補助給水ピットへの補給の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 災害対策要員は、資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型

送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。

- ③ 災害対策要員は、可搬型ホースを敷設し、代替給水・注水配管と接続する。
- ④ 災害対策要員は、ホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、代替屋外給水タンク近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置し、可搬型大型送水ポンプ車の吸管を代替屋外給水タンクへ挿入する。
- ⑥ 運転員は、現場で補助給水ピットへの補給のための系統構成を実施する。
- ⑦ 発電課長（当直）は、補助給水ピットへの補給が可能となれば、運転員及び災害対策要員に補助給水ピットへの補給開始を指示する。
- ⑧ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、代替屋外給水タンクから補助給水ピットに補給するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。
- ⑨ 運転員は、中央制御室で補助給水ピット水位が上昇していることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名及び災害対策要員 3 名により作業を実施し、所要時間は約 2 時間 10 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度

である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所に可搬型ホースを配備するとともに、作業場所近傍に使用工具を配備する。

また、補助給水ピットへの供給時に構内のアクセス状況を考慮して可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確認する。

(添付資料 1.13.9)

(10) 海水を用いた補助給水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合、海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットに補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に 1 次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは 1 次冷却材喪失事象が同時に発生しても 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽から補助給水ピットへの補給を開始した場合、又は原水槽が使用できない場合。
- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に 1 次冷却材喪失事象が同時に発生し 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合、又は炉心が損傷した場合において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水

ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合。

b. 操作手順

海水を用いた補助給水ピットへの補給手順の概要は以下のとおり。また、概略系統を第 1.13.13 図に、タイムチャートを第 1.13.14 図に、ホース敷設ルートを第 1.13.15 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策要員に海水を用いた補助給水ピットへの補給の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 災害対策要員は、資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、可搬型ホースを敷設し代替給水・注水配管と接続する。
- ④ 災害対策要員は、ホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、海水取水箇所近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置する。
- ⑥ 災害対策要員は、可搬型大型送水ポンプ車から水中ポンプを取り出し、可搬型ホースと接続後、海水取水箇所に水中ポンプを水面より低く、かつ着底しない位置に設置する。
- ⑦ 運転員は、現場で補助給水ピットへの補給のための系統構成を実施する。
- ⑧ 発電課長（当直）は、補助給水ピットへの補給が可能となれば、運転員及び災害対策要員に補助給水ピットへの補給開始を指示する。

- ⑨ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、海から補助給水ピットへの補給を開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。
- ⑩ 運転員は、中央制御室で補助給水ピット水位が上昇していることを確認する。
- ⑪ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車の運転状態及び送水状態を継続して監視し、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に燃料補給を実施する。（燃料補給しない場合、可搬型大型送水ポンプ車は約 5.5 時間の運転が可能。）

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名及び災害対策要員 3 名により作業を実施し、所要時間は約 4 時間 10 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所に可搬型ホースを配備するとともに、作業場所近傍に使用工具を配備する。

また、補助給水ピットへの供給時に構内のアクセス状況を考慮して可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確保する。

海水取水時には、可搬型ホース先端に取り付ける水中ポンプの吸い込み部、及び可搬型大型送水ポンプ車の吸い込み部にストレーナを設置していること、並びに水面より低く、かつ着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく、補助給水ピ

ットへ補給を実施できる。

(添付資料 1.13.5, 1.13.10)

(11) その他の手順項目にて考慮する手順

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

(12) 優先順位

重大事故等の発生において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却(注水)のための代替手段及び補助給水ピットへの供給手段として、以上の手段を用いて、重大事故等の収束に必要な十分な量の水源の確保を図る。

補助給水ピットの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合の供給については、中央制御室で操作可能な脱気器タンクを水源とした蒸気発生器への注水を行うとともに、現場にて容易に実施可能な補助給水ピットから 2 次系純水タンクへの水源切替の準備を開始する。2 次系純水タンクへ水源切替が完了すれば、脱気器タンクを水源とした蒸気発生器への注水を停止し、2 次系純水タンクを水源とした蒸気発生器への注水を行う。補助給水ピットから 2 次系純水タンクへ切替える際には補助給水ポンプを停止することなく切替えを行う。

補助給水ピットから海、代替屋外給水タンク又は原水槽への水源切替は、可搬型大型送水ポンプ車の使用準備に時間を要することから、補助給水ピットが水源として使用できない場合に準備を開始し、準備が整った際に他の水源切替の手段がなければ使用する。水源の切り替えによる注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海

水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替屋外給水タンクを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に、すべての水源が使用不可能で蒸気発生器水位が低下した場合には、1 次系のフィードアンドブリードを行うことで、対応可能である。

また、補助給水ピットが使用可能であり、枯渇するおそれがある場合については、短時間で補助給水ピットの代替水源として確保できることから、交流電源が健全である場合は 2 次系純水タンクを優先して使用する。

炉心損傷防止が図れる場合において、補助給水ピットへの補給に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、有効性評価における必要注水流量を十分上回る送水能力を有しているため、補助給水ピットに十分な水量を確保することで淡水から海水に水源を切り替えるための時間を確保することが可能であることから、淡水を優先して使用する。

なお、淡水を補給中に事象が進展し炉心損傷に至った場合においても、淡水補給開始時点から海を水源とするための準備を開始していること、並びに淡水補給により補助給水ピットに十分な水量を確保することで淡水から海水に水源を切替えるための時間を確保することが可能である。

原水槽から補助給水ピットへの補給は、準備に時間を要することから、補助給水ピットへの補給が必要であると判断した場合に準備を開始する。保有水量が大きい原水槽を優先して使用するが、原水槽近傍へのアクセスに時間を要する場合は、準備時間が最も短い代

替屋外給水タンクを優先して使用する。すべての淡水源が使用できない場合には海水を用いる。

原水槽の水量は有限であるが、水源の使用準備が完了した後、引き続き次の水源からの補給準備を開始することで水源が枯渇しないようにし、最終的には海に水源を切替えることで補給の中断が発生することなく、重大事故等の収束に必要な量の水を確保する。

炉心損傷に至るおそれのある場合又は炉心が損傷した場合は、運転員及び災害対策要員の被ばく低減、作業時間の短縮等の観点から、淡水使用の可否を判断するための状況確認等を実施せずに最優先に海水を使用する。

海水を用いた補助給水ピットへの補給は、準備に時間を要することから、補助給水ピットへの補給が必要であると判断した場合に準備を開始する。海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合は、準備時間が最も短い代替屋外給水タンクを優先して使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。

原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。

なお、海水を使用する際の取水箇所及び敷設ルートは、複数設定したルートのうち、現場の状況を確認し、アクセス性の良いルートを優先する。

また、淡水又は海水を補助給水ピットへ補給することにより、継続的な蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)を成立させるため、補助給水ピットの保有水量を570m³以上に管理する。

失し、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替ができない場合に、火災が発生しておらず、ろ過水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替操作は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(1) b. (c)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水」にて整備する。

(4) 燃料取替用水ピットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水）

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、海を水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪失し、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替、及び燃料取替用水ピットへの補給ができない場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットから海水への水源切替操作は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(1) b. (d)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水」にて整備する。

(5) 燃料取替用水ピットから代替屋外給水タンクへの水源切替（代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉

心注水)

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、代替屋外給水タンクを水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により淡水を原子炉へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪失し、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替、及び燃料取替用水ピットへの補給ができない場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合又は原水槽が使用できない場合に、代替屋外給水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットから代替屋外給水タンクへの水源切替操作は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(1) b. (e)「代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水」にて整備する。

(6) 燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水）

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、原水槽を水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により淡水を原子炉へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪

失し，燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替，及び燃料取替用水ピットへの補給ができない場合において，海水の取水ができない場合に，原水槽の水位が確保され，使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替操作は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち，1.4.2.1(1) b. (f)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水」にて整備する。

(7) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において，炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し，補給が必要な場合，1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合によるほう酸水を燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し，補給が必要であることを確認した場合に，1次系純水タンク及びほう酸タンクの水位が確保され，使用できることを確認できた場合，又は1次冷却材喪失事象（大破断）が発生し安全注入並びに蓄圧注入動作を確認した場合，インターフェイスシステムLOCA時，蒸気発生器伝熱管破損時及び余熱除去系統による再循環運転ができない場合。

b. 操作手順

1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへ

程度である。

(添付資料 1.13.17)

(12) 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、原水槽から燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは1次冷却材喪失事象が同時に発生しても1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。
- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生し1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合若しくは補助給水機能が喪失した場合、又は炉心が損傷した場合において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、海水の取水ができず、かつ原水槽の水位が確保され、使用できることを確認できた場合。
- ・1次冷却材喪失事象（大破断）が発生し安全注入並びに蓄圧注入動作を確認した場合、インターフェイスシステムLOCA時、蒸気発生器伝熱管破損時又は余熱除去系統による再循環運転ができない場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを

確認した場合。

b. 操作手順

原水槽から燃料取替用水ピットへの補給手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.13.33 図に、タイムチャートを第 1.13.34 図に、ホース敷設ルートを第 1.13.35 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に原水槽から燃料取替用水ピットへの補給開始を指示する。
- ② 災害対策要員は、資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、可搬型ホースを敷設し代替給水・注水配管と接続する。
- ④ 災害対策要員は、ホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、原水槽マンホール近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置し、可搬型大型送水ポンプ車の吸管を原水槽マンホールへ挿入する。
- ⑥ 運転員は、現場で燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を実施する。
- ⑦ 発電課長（当直）は、燃料取替用水ピットへの補給が可能となれば、運転員及び災害対策要員に燃料取替用水ピットへの補給開始を指示する。
- ⑧ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、原水槽から燃料取替用水ピットへの補給を開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認

する。

⑨ 運転員は、中央制御室で燃料取替用水ピット水位が上昇していることを確認する。

⑩ 発電課長（当直）は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから原水槽への補給を発電所対策本部長に依頼する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は運転員1名及び災害対策要員3名により作業を実施し、所要時間は約3時間45分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所に可搬型ホースを配備するとともに、作業場所近傍に使用工具を配備する。

また、構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確保する。

(添付資料 1.13.18)

(13) 代替屋外給水タンクから燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、代替屋外給水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは1次冷却

材喪失事象が同時に発生しても 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽近傍へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は海水の取水ができない場合で、かつ代替屋外給水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に 1 次冷却材喪失事象が同時に発生し 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合若しくは補助給水機能が喪失した場合、又は炉心が損傷した場合において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、海水取水箇所へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は原水槽が使用できない場合で、かつ代替屋外給水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。
- ・1 次冷却材喪失事象（大破断）が発生し安全注入並びに蓄圧注入動作を確認した場合、インターフェイスシステム L O C A 時、蒸気発生器伝熱管破損時又は余熱除去系統による再循環運転ができない場合に、原水槽へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は海水の取水ができない場合で、かつ代替屋外給水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

代替屋外給水タンクから燃料取替用水ピットへの補給手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.13.36 図に、タイムチャートを第 1.13.37 図に、ホース敷設ルートを第 1.13.38 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に代替屋外給水タンクから燃料取替用水ピットへの補給開始を指示する。
- ② 災害対策要員は、資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、可搬型ホースを敷設し、代替給水・注水配管と接続する。
- ④ 災害対策要員は、ホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、代替屋外給水タンク近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置し、可搬型大型送水ポンプ車の吸管を代替屋外給水タンクへ挿入する。
- ⑥ 運転員は、現場で燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を実施する。
- ⑦ 発電課長（当直）は、燃料取替用水ピットへの補給が可能となれば、運転員及び災害対策要員に燃料取替用水ピットへの補給開始を指示する。
- ⑧ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、代替屋外給水タンクから燃料取替用水ピットへの補給を開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。
- ⑨ 運転員は、中央制御室で燃料取替用水ピット水位が上昇していることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名

及び災害対策要員 3 名により作業を実施し、所要時間は約 2 時間 10 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所に可搬型ホースを配備するとともに、作業場所近傍に使用工具を配備する。

また、構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確保する。

(添付資料 1.13.19)

(14) 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、海水を用いた燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に 1 次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは 1 次冷却材喪失事象が同時に発生しても 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽から燃料取替用水ピットへの補給を開始した場合、又は原水槽が使用できない場合。
- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に 1 次

冷却材喪失事象が同時に発生し1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合若しくは補助給水機能が喪失した場合、又は炉心が損傷した場合において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合。

- ・ 1次冷却材喪失事象（大破断）が発生し安全注入並びに蓄圧注入動作を確認した場合、インターフェイスシステムLOCA時、蒸気発生器伝熱管破損時又は余熱除去系統による再循環運転ができない場合に、原水槽から燃料取替用水ピットへの補給を開始した場合、又は原水槽が使用できない場合。

b. 操作手順

海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.13.39 図に、タイムチャートを第 1.13.40 図に、ホース敷設ルートを第 1.13.41 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給開始を指示する。
- ② 災害対策要員は、資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、可搬型ホースを敷設し代替給水・注水配管と接続する。
- ④ 災害対策要員は、ホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、海水取水箇所近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置する。

- ⑥ 災害対策要員は、可搬型大型送水ポンプ車から水中ポンプを取り出し、可搬型ホースと接続後、海水取水箇所水中ポンプを水面より低く、かつ着底しない位置に設置する。
- ⑦ 運転員は、現場で燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を実施する。
- ⑧ 発電課長（当直）は、燃料取替用水ピットへの補給が可能となれば、運転員及び災害対策要員に燃料取替用水ピットへの補給開始を指示する。
- ⑨ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、海から燃料取替用水ピットへの補給を開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。
- ⑩ 運転員は、中央制御室で燃料取替用水ピット水位が上昇していることを確認する。
- ⑪ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車の運転状態及び送水状態を継続して監視し、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に燃料補給を実施する。（燃料補給しない場合、可搬型大型送水ポンプ車は約 5.5 時間の運転が可能。）

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名及び災害対策要員 3 名により作業を実施し、所要時間は約 4 時間 10 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所に可搬型ホースを配備するとともに、作業場所近傍に使用工具を配備する。

また、燃料取替用水ピットへの供給時に構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確認する。

海水取水時には、可搬型ホース先端に取り付ける水中ポンプの吸い込み部、及び可搬型大型送水ポンプ車の吸い込み部にストレーナを設置していること、並びに水面より低く、かつ着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく、燃料取替用水ピットへ補給を実施できる。

(添付資料 1.13.5, 1.13.20)

なお、格納容器スプレイ中における燃料取替用水ピットへの補給の場合、想定される重大事故等のうち「大破断 L O C A 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」等発生時は炉心溶融が起こり、可搬型ホース敷設及び可搬型大型送水ポンプ車準備における線量が高くなり、作業員の被ばくが懸念される。これらの作業における対応手順、所要時間、原子炉格納容器からの漏えい率及びアニュラス空気浄化設備等から被ばく評価した結果、作業員の被ばく線量は 100mSv を下回る。

(添付資料 1.13.4)

(15) その他の手順項目にて考慮する手順

代替非常用発電機の代替電源に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「代替非常用発電機による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、代替非常用発

電機への燃料補給の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4「代替非常用発電機等への燃料補給の手順等」にて整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

(16) 優先順位

重大事故等の発生において、炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給手段として、以上の手段を用いて、重大事故等の収束に必要な十分な量の水源の確保を図る。

燃料取替用水ピットの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合については、燃料取替用水ピットからの水源切替を実施し、ほう酸水であり、早期に燃料取替用水ピットの代替水源として使用可能であることから、1次系純水タンク及びほう酸タンクを優先して使用する。次にほう酸タンク等の破損等によりほう酸補給系が使用不可能である場合は、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替を実施する。次に補助給水ピットの破損等により補助給水ピットへの水源切替が不可能な場合は、燃料取替用水ピットからろ過水タンクへ水源切替を実施する。ただし、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

なお、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替を使用する場合は、補助給水ピットへの補給準備を並行して実施する。

海、代替屋外給水タンク又は原水槽への水源切替は、準備に時間を要することから、補助給水ピットへの水源切替が不可能な場合に準備を開始し、準備が整った時点で他の水源切替の手段がなければ、

海，代替屋外給水タンク又は原水槽へ水源切替を実施する。水源の切り替えによる注水の中断が発生しない海水を優先して使用し，海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には，準備時間が最も短い代替屋外給水タンクを使用する。海水の取水ができない場合は，保有水量が大きい原水槽を使用する。

燃料取替用水ピットが水源として使用可能な場合については燃料取替用水ピットへの補給を実施し，ほう酸水であり，早期に燃料取替用水ピットの代替水源として使用可能であることから，1次系純水タンク及びほう酸タンクを優先して使用する。次にキャスクピット，燃料検査ピット又は燃料取替チャンネルが使用可能である場合は，キャスクピット，燃料検査ピット又は燃料取替チャンネルを使用済燃料ピットを經由させて燃料取替用水ピットへ補給する。次にほう酸タンク等の破損等によりほう酸補給系が使用不可能で1次系純水タンクが使用可能である場合は，1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給を実施する。次に1次系純水タンクが使用不可能であれば，2次系純水タンクを使用済燃料ピットを經由させて燃料取替用水ピットへ補給する。次にろ過水タンクを水源とする消火設備による補給を実施する。ただし，重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

炉心損傷防止が図れる場合において，燃料取替用水ピットへの補給に使用する可搬型大型送水ポンプ車は，有効性評価における必要注水流量を十分上回る送水能力を有しているため，燃料取替用水ピットに十分な水量を確保することで淡水から海水に水源を切り替えるための時間を確保することが可能であることから，淡水を優先して使用する。

なお、淡水を補給中に事象が進展し炉心損傷に至った場合においても、淡水補給開始時点から海を水源とするための準備を開始していること、並びに淡水補給により燃料取替用水ピットに十分な水量を確保することで淡水から海水に水源を切替えるための時間を確保することが可能である。

原水槽から燃料取替用水ピットへの補給は、準備に時間を要することから、燃料取替用水ピットへの補給が必要であると判断した場合に準備を開始する。保有水量が大きい原水槽を優先して使用するが、原水槽近傍へのアクセスに時間を要する場合は、準備時間が最も短い代替屋外給水タンクを優先して使用する。すべての淡水源が使用できない場合には海水を用いる。

原水槽の水量は有限であるが、当初選択した水源からの送水準備が完了後、引き続き次の水源からの送水準備を開始することで、水源が枯渇しないように、最終的には海から取水することで補給が中断することなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。

炉心損傷に至るおそれがある場合又は炉心が損傷した場合は、運転員及び災害対策要員の被ばく低減、作業時間の短縮等の観点から、淡水使用の可否を判断するための状況確認等を実施せずに最優先に海水を使用する。

海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給は、準備に時間を要することから、燃料取替用水ピットへの補給が必要であると判断した場合に準備を開始する。海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合は、準備時間が最も短い代替屋外給水タンクを優先して使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用

する。

原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。

なお、海水を使用する際の取水箇所及び敷設ルートは、複数設定したルートのうち、現場の状況を確認し、アクセス性の良いルートを優先する。

また、淡水又は海水を燃料取替用水ピットへ補給すること及び可搬型大型送水ポンプ車による淡水又は海水の注水により、継続的な炉心注水及び代替炉心注水を成立させるため、燃料取替用水ピットの保有水量を1700m³以上に管理する。

以上の炉心注水時に使用する水源に係る手順のフローチャートを第1.13.42図に示す。

1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等

(1) 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットから補助給水ピットに水源切替えを行い、代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合に、補助給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

程度である。

(添付資料 1.13.11)

- (2) 燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替（電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ）

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、ろ過水タンクを水源とし、電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪失し、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替ができない場合に、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生しておらず、ろ過水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替操作は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.1(1) b.(b)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。

- (3) 燃料取替用水ピットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ）

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、海を水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉格納容器へスプレイす

る手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇，破損等により機能喪失した場合において，燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替，及び燃料取替用水ピットへの補給ができない場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットから海への水源切替操作は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち，1.6.2.1(1) b. (c) 「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

(4) 燃料取替用水ピットから代替屋外給水タンクへの水源切替（代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ）

重大事故等の発生時において，格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇，破損等により供給が必要な場合，代替屋外給水タンクを水源とし，可搬型大型送水ポンプ車により淡水を原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇，破損等により機能喪失し，燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替，及び燃料取替用水ピットへの補給ができない場合において，海水取水箇所へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は原水槽が使用できない場合に，代替屋外給水タンクの水位が確保され，使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットから代替屋外給水タンクへの水源切替操作は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.1(1) b. (d)「代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

- (5) 燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ）

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、原水槽を水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により淡水を原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪失し、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替、及び燃料取替用水ピットへの補給ができない場合において、海水の取水ができない場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替操作は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.1(1) b. (e)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

- (6) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用

1.13.2.2(11) b. と同様。

(11) 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、海水を用いた燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生し1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合若しくは補助給水機能が喪失した場合、又は炉心が損傷した場合において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合。
- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは1次冷却材喪失事象が同時に発生しても1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽から燃料取替用水ピットへの補給を開始した場合、又は原水槽が使用できない場合。
- ・格納容器スプレイ再循環運転ができない場合に、原水槽から燃料取替用水ピットへの補給を開始した場合、又は原水槽が使用できない場合。

b. 操作手順

1.13.2.2(14) b. と同様。

(12) 代替屋外給水タンクから燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、代替屋外給水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生し1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合若しくは補助給水機能が喪失した場合、又は炉心が損傷した場合において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、海水取水箇所へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は原水槽が使用できない場合で、かつ代替屋外給水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。
- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは1次冷却材喪失事象が同時に発生しても1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は海水の取水ができない場合で、かつ代替屋外給水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。
- ・格納容器スプレイ再循環運転ができない場合に、原水槽へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は海水の取水ができな

い場合で、かつ代替屋外給水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

1.13.2.2(13) b. と同様。

(13) 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、原水槽から燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生し1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合若しくは補助給水機能が喪失した場合、又は炉心が損傷した場合において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、海水の取水ができず、かつ原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。
- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは1次冷却材喪失事象が同時に発生しても1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。
- ・格納容器スプレイ再循環運転ができない場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

1.13.2.2(12)b. と同様。

(14) その他の手順項目にて考慮する手順

代替非常用発電機の代替電源に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「代替非常用発電機による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、代替非常用発電機への燃料補給の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4「代替非常用発電機等への燃料補給の手順等」にて整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

(15) 優先順位

重大事故等の発生において、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給手段として、以上の手段を用いて、重大事故等の収束に必要な十分な量の水源の確保を図る。

燃料取替用水ピットの枯渇、破損等が発生し水源として使用できない場合については、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替を実施する。次に補助給水ピットの破損等により補助給水ピットへの水源切替が不可能な場合は、燃料取替用水ピットからろ過水タンクへ水源切替を実施する。ただし、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

なお、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替を使用する場合は、補助給水ピットへの補給準備を並行して実施する。

海、代替屋外給水タンク又は原水槽への水源切替は、準備に時間

を要することから、補助給水ピットへの水源切替が不可能な場合に準備を開始し、準備が整った時点で他の水源切替の手段がなければ、海、代替屋外給水タンク又は原水槽へ水源切替を実施する。水源の切り替えによる注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間の最も短い代替屋外給水タンクを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。

燃料取替用水ピットが水源として使用可能な場合については燃料取替用水ピットへの補給を実施し、ほう酸水であり、早期に燃料取替用水ピットの代替水源として使用可能であることから、1次系純水タンク及びほう酸タンクを優先して使用する。次にキャスクピット、燃料検査ピット又は燃料取替チャンネルが使用可能である場合は、キャスクピット、燃料検査ピット又は燃料取替チャンネルを使用済燃料ピットを經由させて燃料取替用水ピットへ補給する。次にほう酸タンク等の破損等によりほう酸補給系が使用不可能で1次系純水タンクが使用可能である場合は、1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給を実施する。次に1次系純水タンクが使用不可能であれば、2次系純水タンクを使用済燃料ピットを經由させて燃料取替用水ピットへ補給する。次にろ過水タンクを水源とする消火設備による補給を実施する。ただし、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

炉心損傷のおそれがある場合又は炉心が損傷した場合は、運転員及び災害対策要員の被ばく低減、作業時間の短縮等の観点から、淡水使用の可否を判断するための状況確認等を実施せずに最優先に海水を使用する。

海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給は、準備に時間を要することから、燃料取替用水ピットへの補給が必要であると判断した場合に準備を開始する。海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合は、準備時間が最も短い代替屋外給水タンクを優先して使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。

炉心損傷防止が図れる場合において、燃料取替用水ピットへの補給に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、有効性評価における必要注水流量を十分上回る送水能力を有しているため、燃料取替用水ピットに十分な水量を確保することで淡水から海水に水源を切り替えるための時間を確保することが可能であることから、淡水を優先して使用する。

なお、淡水を補給中に事象が進展し炉心損傷に至った場合においても、淡水補給開始時点から海を水源とするための準備を開始していること、並びに淡水補給により燃料取替用水ピットに十分な水量を確保することで淡水から海水に水源を切替えるための時間を確保することが可能である。

原水槽から燃料取替用水ピットへの補給は、準備に時間を要することから、燃料取替用水ピットへの補給が必要であると判断した場合に準備を開始する。保有水量が大きい原水槽を優先して使用するが、原水槽近傍へのアクセスに時間を要する場合は、準備時間が最も短い代替屋外給水タンクを優先して使用する。すべての淡水源が使用できない場合には海水を用いる。

原水槽の水量は有限であるが、当初選択した水源からの送水準備が完了後、引き続き次の水源からの送水準備を開始することで、水

源が枯渇しないように、最終的には海から取水することで補給が中断することなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。

原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。

なお、海水を使用する際の取水箇所及び敷設ルートは、複数設定したルートのうち、現場の状況を確認し、アクセス性の良いルートを優先する。

また、淡水又は海水を燃料取替用水ピットへ補給すること及び可搬型大型送水ポンプ車による淡水又は海水の注水により、継続的な格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイを成立させるため、燃料取替用水ピットの保有水量を 1700m³以上に管理する。

以上の格納容器スプレイ時に使用する水源に係る手順のフローチャートを第 1.13.45 図に示す。

1.13.2.4 格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時に係る手順等

(1) 代替再循環運転

a. B-格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転

重大事故等の発生により、再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、B-格納容器スプレイポンプ(RHR S-CSS連絡ライン使用)、B-格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原

子炉へ注水する手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(1) d.

(a)「B－格納容器スプレイポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替再循環運転」にて整備する。

b. A－高圧注入ポンプ（海水冷却）及び可搬型大型送水ポンプ車による高圧代替再循環運転

全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合に、A－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転により原子炉を冷却する手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(2) b. (a) i.「A－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転」にて整備する。

1.13.2.5 使用済燃料ピットへの水の供給時に係る手順等

(1) 2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水の手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.1(2)「2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水」にて整備する。

(2) 1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水の手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.1(3)「1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水」にて整備する。

(3) ろ過水タンクから使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、ろ過水タンクから使用済燃料ピットへの注水の手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.1(4)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水」にて整備する。

(4) 代替屋外給水タンクから使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、代替屋外給水タンクから使用済燃料ピットへの注水の手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.1(5)「代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水」にて整備する。

(5) 原水槽から使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、原水槽から使用済燃料ピットへの注水の手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.1(6)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水」にて整備する。

(6) 海水を用いた使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、海水を用いた使用済燃料ピットへの注水の手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.1(7)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水」にて整備する。

1.13.2.6 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレー及び燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水に係る手順等

(1) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ

重大事故等の発生により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合に、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満で、かつ水位低下が継続する場合、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインノズルを使用し、海水を使用済燃料ピットへスプレイを行う手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.2(1)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ」にて整備する。

(2) 代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ

重大事故等の発生により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合に、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満で、かつ水位低下が継続する場合、代替屋外給水タンク、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインノズルを使用し、使用済燃料ピットへスプレイを行う手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.2(2)「代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ」にて整備する。

(3) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ

重大事故等の発生により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合に、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満で、かつ水位低下が継続する場合、原水槽、可搬

型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインズルを使用し、使用済燃料ピットへスプレイを行う手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.2(3)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ」にて整備する。

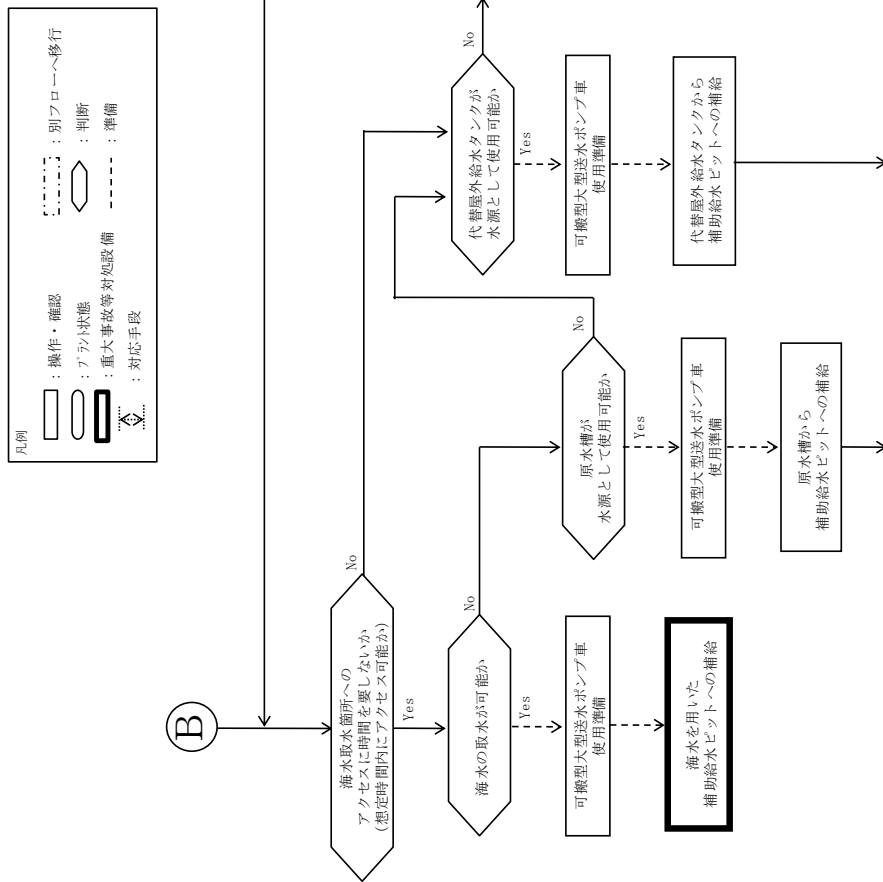
- (4) 可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水

重大事故等の発生により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合において、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満で、かつ水位低下が継続する場合に、燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱棟に近づけない場合、可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲により海水を燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」のうち、1.12.2.2(1)c.「可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制」にて整備する。

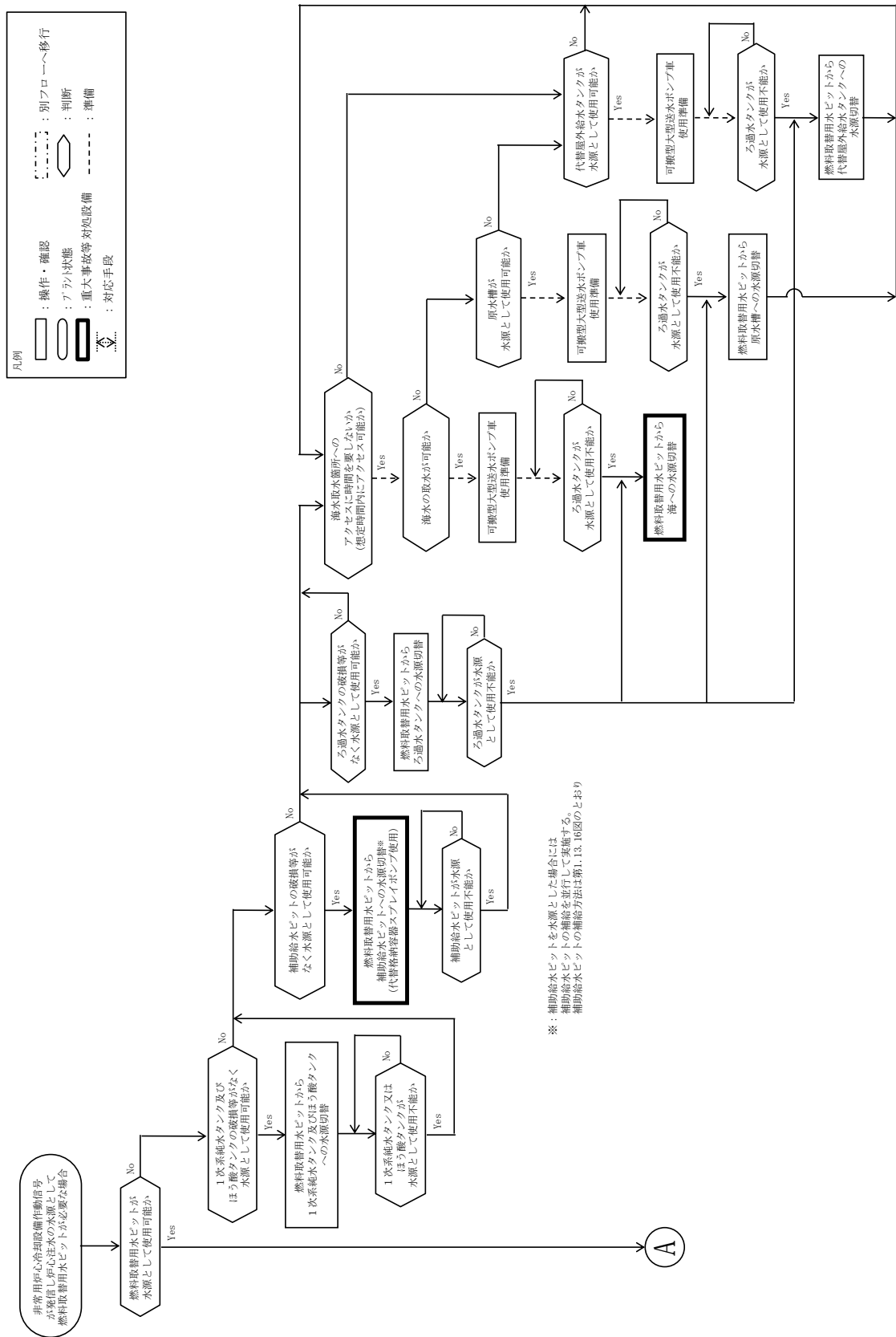
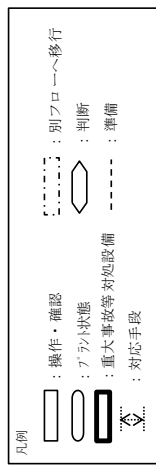
1.13.2.7 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水に係る手順等

- (1) 可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水

重大事故等の発生により、可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲により海水を原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」のうち、1.12.2.1(1)a.「可搬型大容量海水送水ポンプ車及び

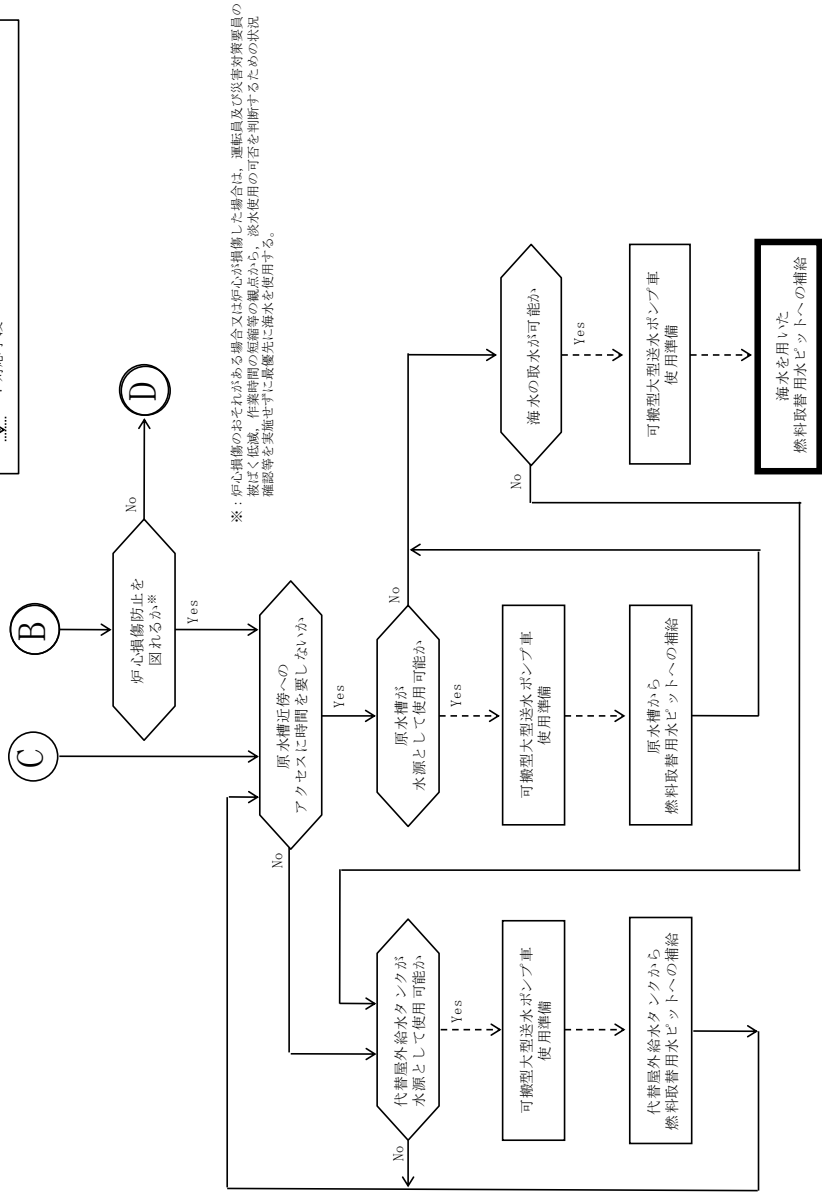
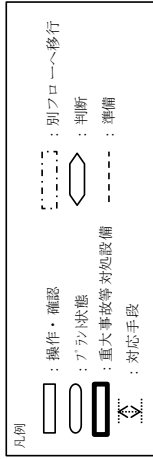


第 1.13.16 図 補助給水ピットへの供給手順 (3 / 3)

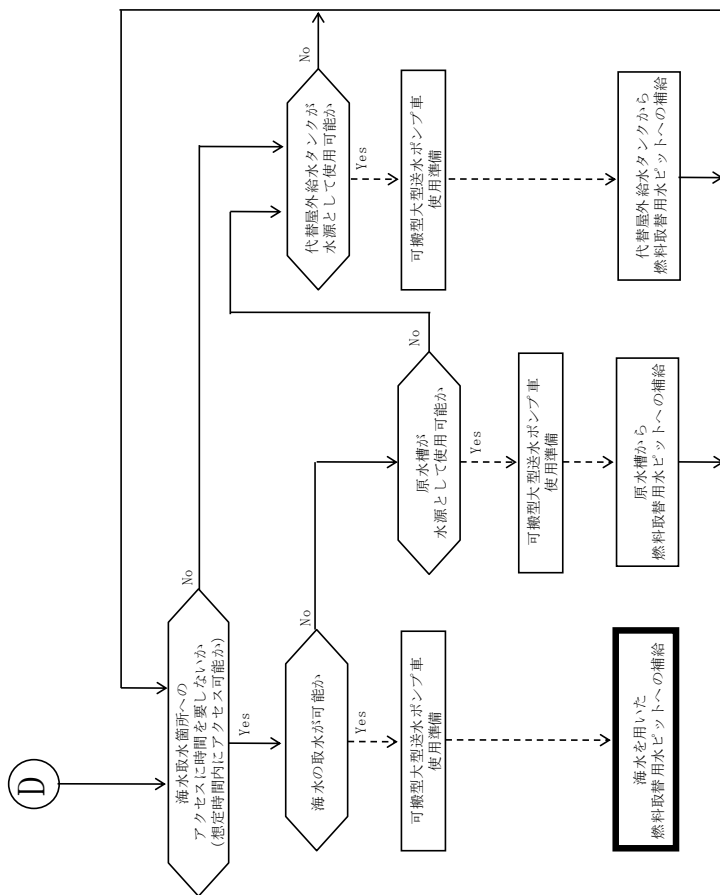
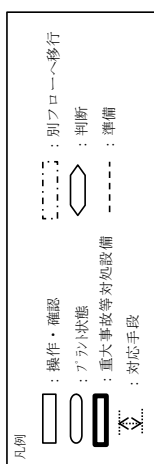


※：補助給水ピペットを水源とした場合には、補助給水ピペットの補給を並行して実施する。補助給水ピペットの補給方法は第1.13.16図のとおり

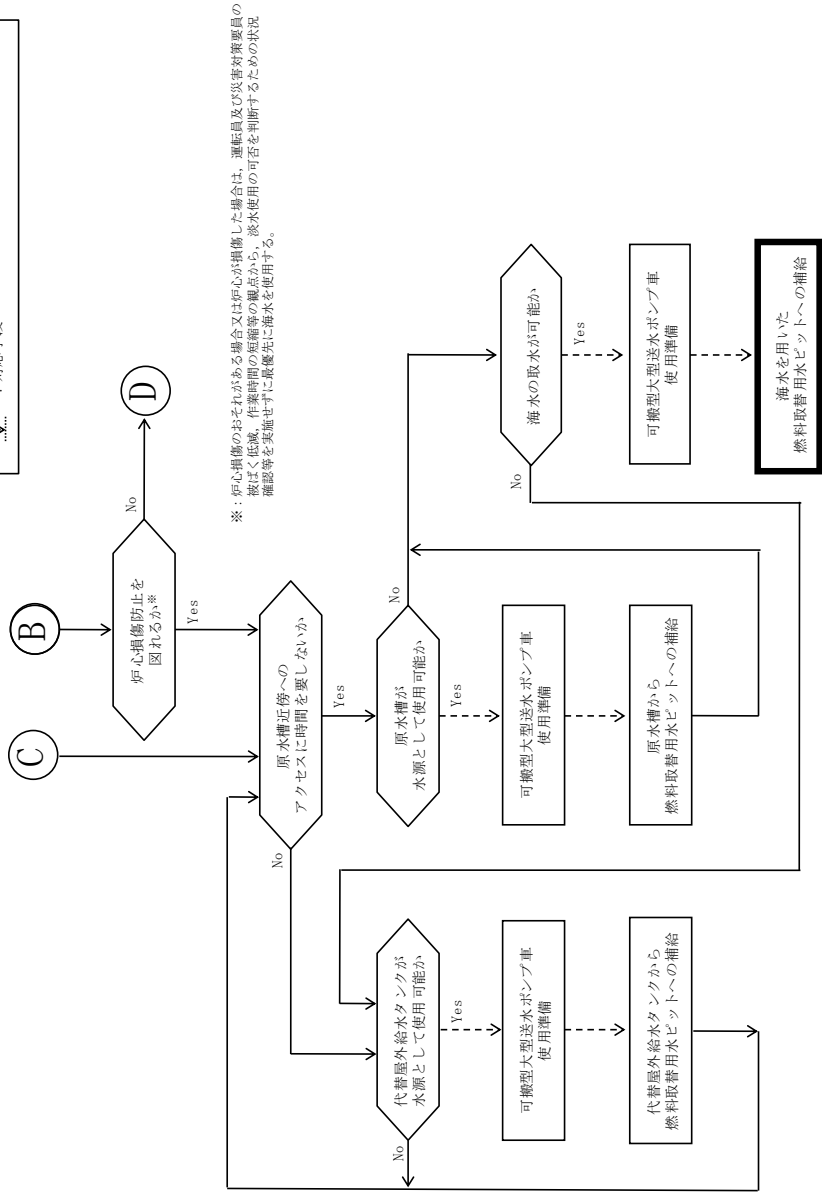
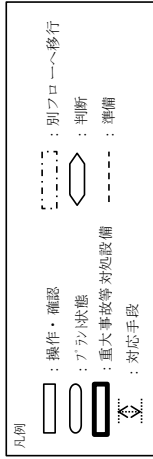
第 1.13.42 図 炉心注水時における燃料取替用水ピペットへの補給手順(1 / 4)



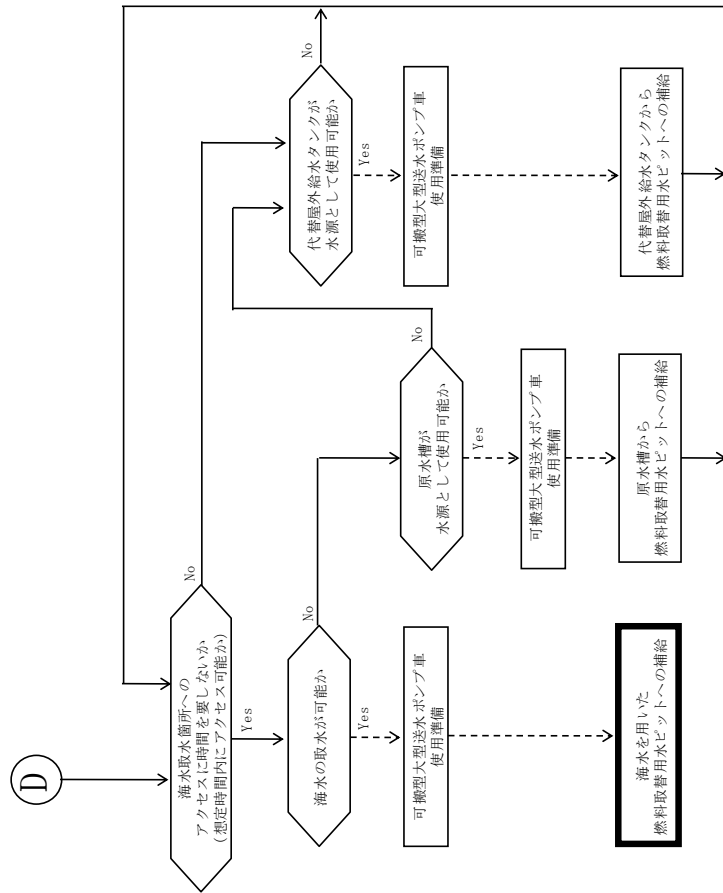
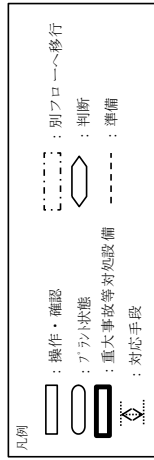
第 1.13.42 図 炉心注水時における燃料取替用水ピットへの補給手順(3 / 4)



第 1.13.42 図 炉心注水時における燃料取替用水ピットへの補給手順(4 / 4)



第 1.13.45 図 格納容器スプレイ時における燃料取替用水ピットへの補給手順 (3 / 4)



第 1.13.45 図 格納容器スプレイ時における燃料取替用水ピットへの補給手順 (4 / 4)

泊発電所 3 号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料

平成 28 年 10 月 18 日
北海道電力株式会社

目 次

1. 重大事故等対策

- 1.0 重大事故等対策における共通事項
- 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等
- 1.15 事故等の計装に関する手順等
- 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1.17 監視測定等に関する手順等
- 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

- 2.1 可搬型設備等による対応

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

< 目 次 >

1.11.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時，使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手段と設備

b. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の対応手段と設備

c. 重大事故等時における使用済燃料ピットの監視のための対応手段と設備

d. 手順等

1.11.2 重大事故等時の手順等

1.11.2.1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時，使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時の手順等

(1) 燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

(2) 2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

(3) 1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

(4) 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

(5) 代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水

(6) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料

ピットへの注水

(7) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水

(8) その他の手順項目にて考慮する手順

(9) 優先順位

1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等

(1) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ

(2) 代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ

(3) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ

(4) 可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水

(5) 使用済燃料ピットからの漏えい緩和

(6) その他の手順項目にて考慮する手順

(7) 優先順位

1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時の手順等

(1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視

(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

1.11.2.4 使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等

により作業を実施し、所要時間は約 30 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。また、消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水時に構内のアクセス状況を考慮して消防ホースを敷設し、移送ルートを確保する。

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料、以前から貯蔵している使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合の崩壊熱を条件として評価した想定事故 1 及び想定事故 2 のうち、いずれかが発生した場合であっても、重大事故等への対応操作により、放射線の遮蔽を維持できない水位に到達する前に注水を開始でき、かつ蒸発水量以上の流量で注水するため使用済燃料ピットを維持し、貯蔵槽内燃料体等を冷却、放射線を遮蔽する。

(添付資料 1.11.3, 1.11.7)

- (5) 代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、可搬型大型送水ポンプ車により代替屋外給水タンクから使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピット温度が 60℃を超える

場合，又は使用済燃料ピット水位が計画外に T.P. 32. 58m 以下まで低下している場合に，燃料取替用水ポンプ及び 2 次系補給水ポンプによる注水機能が喪失している場合若しくは注水を行っても使用済燃料ピット水位の上昇を確認できない場合。

b. 操作手順

代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1. 11. 12 図に，タイムチャートを第 1. 11. 13 図に，ホース敷設ルート図を第 1. 11. 14 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策要員に代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水の準備を指示する。
- ② 災害対策要員は，資機材の保管場所へ移動し，可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は，可搬型ホースを使用済燃料ピットまで敷設する。
- ④ 災害対策要員は，ホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は，代替屋外給水タンク近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置し，可搬型大型送水ポンプ車の吸管を代替屋外給水タンクへ挿入する。
- ⑥ 災害対策要員は，準備完了を発電課長（当直）へ報告する。
- ⑦ 発電課長（当直）は，使用済燃料ピットへの注水が可能となれば，災害対策要員へ注水開始を指示する。
- ⑧ 災害対策要員は，現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し，

使用済燃料ピットへの注水を開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。

- ⑨ 災害対策要員は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失時においては、通常水位の範囲内になるように注水流量を調整し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時に漏えい箇所が隔離できない場合においては、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持するように注水流量を調整する。
- ⑩ 災害対策要員は、使用済燃料ピットへの注水を開始したことを発電課長（当直）へ報告する。
- ⑪ 発電課長（当直）は、運転員へ使用済燃料ピット水位等の監視を指示する。
- ⑫ 運転員は、使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）の他に使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラにより監視し、貯蔵槽内燃料体等が冷却状態にあることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は災害対策要員3名により作業を実施し、所要時間は約2時間と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所及び作業場所近傍に可搬型ホー

スを配備する。また、代替屋外給水タンクから使用済燃料ピットへの注水時に構内のアクセス状況を考慮して可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確認する。

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料、以前から貯蔵している使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合の崩壊熱を条件として評価した想定事故1及び想定事故2のうち、いずれかが発生した場合であっても、重大事故等への対応操作により、放射線の遮蔽を維持できない水位に到達する前に注水を開始でき、かつ蒸発水量以上の流量で注水するため使用済燃料ピットを維持し、貯蔵槽内燃料体等を冷却、放射線を遮蔽する。

(添付資料 1.11.3, 1.11.8)

(6) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピット温度が 60℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に T.P. 32.58m まで低下している場合において、燃料取替用水ポンプ及び2次系補給水ポンプによる注水機能が喪失している場合若しくは注水を行っても使用済燃料ピット水位の上昇を確認できない場合に、代替屋外

給水タンクが使用できない場合，又は代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を開始した場合に，原水槽が使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.11.15 図に，タイムチャートを第 1.11.16 図に，ホース敷設ルート図を第 1.11.17 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策要員に原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水の準備を指示する。
- ② 災害対策要員は，資機材の保管場所へ移動し，可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は，可搬型ホースを使用済燃料ピットまで敷設する。
- ④ 災害対策要員は，ホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は，原水槽マンホール近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置し，可搬型大型送水ポンプ車の吸管を原水槽マンホールへ挿入する。
- ⑥ 災害対策要員は，準備完了を発電課長（当直）へ報告する。
- ⑦ 発電課長（当直）は，使用済燃料ピットへの注水が可能となれば，災害対策要員へ注水開始を指示する。
- ⑧ 災害対策要員は，現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し，使用済燃料ピットへの注水を開始するとともに，可搬型大型

送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。

- ⑨ 災害対策要員は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失時においては、通常水位の範囲内になるように注水流量を調整し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時に漏えい箇所が隔離できない場合においては、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持するように注水流量を調整する。
- ⑩ 災害対策要員は、使用済燃料ピットへの注水を開始したことを発電課長（当直）へ報告する。
- ⑪ 発電課長（当直）は、運転員へ使用済燃料ピット水位等の監視を指示する。
- ⑫ 運転員は、使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）の他に使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラにより監視し、貯蔵槽内燃料体等が冷却状態にあることを確認する。
- ⑬ 発電課長（当直）は、原水槽の水位が低くなれば、2次系純水タンク又はろ過水タンクから原水槽への補給を発電所対策本部長に依頼する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は災害対策要員3名により作業を実施し、所要時間は約3時間35分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同

程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所及び作業場所近傍に可搬型ホースを配備する。また、原水槽から使用済燃料ピットへの注水時に構内のアクセス状況を考慮して可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確認する。

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料、以前から貯蔵している使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合の崩壊熱を条件として評価した想定事故1及び想定事故2のうち、いずれかが発生した場合であっても、重大事故等への対応操作により、放射線の遮蔽を維持できない水位に到達する前に注水を開始でき、かつ蒸発水量以上の流量で注水するため使用済燃料ピットを維持し、貯蔵槽内燃料体等を冷却、放射線を遮蔽する。

(添付資料 1.11.3, 1.11.9)

(7) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、可搬型大型送水ポンプ車により海水を使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピット温度が 60℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に T.P. 32.58m まで低

下している場合において、燃料取替用水ポンプ及び2次系補給水ポンプによる注水機能が喪失している場合若しくは注水を行っても使用済燃料ピット水位の上昇を確認できない場合に、原水槽が使用できない場合、又は原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を開始した場合。

b. 操作手順

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.11.18 図に、タイムチャートを第 1.11.19 図に、ホース敷設ルート図を第 1.11.20 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策要員に海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水の準備を指示する。
- ② 災害対策要員は、資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、可搬型ホースを使用済燃料ピットまで敷設する。
- ④ 災害対策要員は、ホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、海水取水箇所近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置する。
- ⑥ 災害対策要員は、可搬型大型送水ポンプ車から水中ポンプを取り出し、可搬型ホースと接続後、海水取水箇所に水中ポンプを水面より低く、かつ着底しない位置に設置する。
- ⑦ 災害対策要員は、準備完了を発電課長（当直）へ報告する。

- ⑧ 発電課長（当直）は、使用済燃料ピットへの注水が可能となれば、災害対策要員へ注水開始を指示する。
- ⑨ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、使用済燃料ピットへの注水を開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。
- ⑩ 災害対策要員は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失時においては、通常水位の範囲内になるように注水流量を調整し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時に漏えい箇所が隔離できない場合においては、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持するように注水流量を調整する。
- ⑪ 災害対策要員は、使用済燃料ピットへの注水を開始したことを発電課長（当直）へ報告する。
- ⑫ 発電課長（当直）は、運転員へ使用済燃料ピット水位等の監視を指示する。
- ⑬ 運転員は、使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）の他に使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラにより監視し、貯蔵槽内燃料体等が冷却状態にあることを確認する。
- ⑭ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車の運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に燃料補給を実施する。（燃料補給しない場合、可搬型大型送水ポンプ車は約 5.5 時間の運転が可能。）

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は災害対策要員 3 名により作業を実施し、所要時間は約 4 時間と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所及び作業場所近傍に可搬型ホースを配備する。また、代替屋外給水タンク、原水槽、海水から使用済燃料ピットへの注水時に構内のアクセス状況を考慮して可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確保する。

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料、以前から貯蔵している使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合の崩壊熱を条件として評価した想定事故 1 及び想定事故 2 のうち、いずれかが発生した場合であっても、重大事故等への対応操作により、放射線の遮蔽を維持できない水位に到達する前に注水を開始でき、かつ蒸発水量以上の流量で注水するため使用済燃料ピットを維持し、貯蔵槽内燃料体等を冷却、放射線を遮蔽する。

(添付資料 1. 11. 3, 1. 11. 10)

(8) その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給に関する手順は、「1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち、1. 13. 2. 8 「可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給の手順等」にて整備する。

(9) 優先順位

使用済燃料ピットへの注水は、ほう酸水でタンク容量が大きく注

水までの所要時間が短い燃料取替用水ポンプによる燃料取替用水ピットの注水を優先し，次に純水である2次系補給水ポンプによる2次系純水タンクの注水を優先する。その次に純水であり準備時間が早い1次系補給水ポンプによる1次系純水タンクの注水を優先する。消火ポンプによるろ過水タンクの注水は1次系補給水ポンプによる注水の次に使用する。なお，燃料取替用水ポンプによる燃料取替用水ピットの注水は，原子炉等へ注水する必要がない場合において使用する。消火ポンプによるろ過水タンクの注水は，構内に火災が発生していない場合において使用する。

代替屋外給水タンク，原水槽，海水の注水に使用する可搬型大型送水ポンプ車は重大事故等対処設備であるが，使用準備に時間を要することから，あらかじめ可搬型大型送水ポンプ車等の運搬，設置及び接続を行い，燃料取替用水ポンプ等による注水手段がなければ使用済燃料ピットへの注水に使用する。

使用済燃料ピットへの注水に使用する可搬型大型送水ポンプ車は，有効性評価における必要注水流量を十分上回る送水能力を有しているため，使用済燃料ピットに十分な水量を確保することで淡水から海水に水源を切り替えるための時間を確保することが可能であることから，淡水を優先して使用する。

可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水のための水源は，準備時間が最も短い代替屋外給水タンクを優先して使用し，それが使用できない場合には淡水であり保有水量の大きい原水槽を使用する。原水槽への補給は，2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし，ろ過水タンクは，重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。

すべての淡水源が使用できない場合には海水を用いる。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.11.21 図に示す。

(添付資料 1.11.11)

1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等

(1) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合に、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端 (T.P. 31.31m) 以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合。

b. 操作手順

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.11.22 図に、タイムチャートを第 1.11.23 図に、ホース敷設ルート図を第 1.11.24 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策要員に海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイの準備を指示する。
- ② 災害対策要員は、資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、可搬型ホースを使用済燃料ピットまで敷

設するとともに可搬型スプレイノズルの配置を行う。

- ④ 災害対策要員は、ホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、海水取水箇所近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置する。
- ⑥ 災害対策要員は、可搬型大型送水ポンプ車から水中ポンプを取り出し、可搬型ホースと接続後、海水取水箇所に水中ポンプを水面より低く、かつ着底しない位置に設置する。
- ⑦ 災害対策要員は、準備完了を発電課長（当直）へ報告する。
- ⑧ 発電課長（当直）は、使用済燃料ピットへのスプレイが可能となれば、災害対策要員へスプレイ開始を指示する。
- ⑨ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、使用済燃料ピットへのスプレイを開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。
- ⑩ 災害対策要員は、使用済燃料ピットへのスプレイを開始したことを発電課長（当直）へ報告する。
- ⑪ 運転員は、使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）の他に使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラにより監視し、貯蔵槽内燃料体等が冷却状態にあることを確認する。
- ⑫ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車の運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に燃料補給を実施する。（燃料補給しない場合、可搬

型大型送水ポンプ車は約 5.5 時間の運転が可能。)

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は災害対策要員 8 名により作業を実施し、所要時間は約 2 時間と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所及び作業場所近傍に可搬型ホースを配備する。また、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイ時に構内のアクセス状況を考慮して可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確保する。

(添付資料 1.11.12, 1.11.13)

(2) 代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合に、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルにより代替屋外給水タンクから使用済燃料ピットへスプレイする手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端 (T.P. 31.31m) 以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は原水槽が使用できない場合に、代替屋外給水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.11.25 図に，タイムチャートを第 1.11.26 図に，ホース敷設ルート図を第 1.11.27 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策要員に代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイの準備を指示する。
- ② 災害対策要員は，資機材の保管場所へ移動し，可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は，可搬型ホースを使用済燃料ピットまで敷設するとともに可搬型スプレイノズルの配置を行う。
- ④ 災害対策要員は，ホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は，代替屋外給水タンク近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置し，可搬型大型送水ポンプ車の吸管を代替屋外給水タンクへ挿入する。
- ⑥ 災害対策要員は，準備完了を発電課長（当直）へ報告する。
- ⑦ 発電課長（当直）は，使用済燃料ピットへのスプレイが可能となれば，災害対策要員へスプレイ開始を指示する。
- ⑧ 災害対策要員は，現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し，使用済燃料ピットへのスプレイを開始するとともに，可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。
- ⑨ 災害対策要員は，使用済燃料ピットへのスプレイを開始し

たことを発電課長（当直）へ報告する。

- ⑩ 運転員は、使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）の他に使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラにより監視し、貯蔵槽内燃料体等が冷却状態にあることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は災害対策要員3名により作業を実施し、所要時間は約2時間と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所及び作業場所近傍に可搬型ホースを配備する。また、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイ時に構内のアクセス状況を考慮して可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確保する。

（添付資料 1.11.12, 1.11.14）

- (3) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合に、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルにより原水槽から使用済燃料ピットへスプレイする手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端 (T.P. 31.31m) 以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、海水の取水ができない場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.11.28 図に、タイムチャートを第 1.11.29 図に、ホース敷設ルート図を第 1.11.30 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策要員に原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイの準備を指示する。
- ② 災害対策要員は、現場で資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、可搬型ホース等を使用済燃料ピットまで敷設するとともに可搬型スプレイノズルの配置を行う。
- ④ 災害対策要員は、ホース延長・回収車にて可搬型ホース等を敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、原水槽マンホール近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置し、可搬型大型送水ポンプ車の吸管を原水槽マンホールへ挿入する。
- ⑥ 災害対策要員は、準備完了を発電課長（当直）へ報告する。
- ⑦ 発電課長（当直）は、使用済燃料ピットへのスプレイが可能となれば、災害対策要員へスプレイ開始を指示する。

- ⑧ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、使用済燃料ピットへのスプレイを開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。
- ⑨ 災害対策要員は、使用済燃料ピットへのスプレイを開始したことを発電課長（当直）へ報告する。
- ⑩ 運転員は、使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）の他に使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラにより監視し、貯蔵槽内燃料体等が冷却状態にあることを確認する。
- ⑪ 発電課長（当直）は、原水槽の水位が低くなれば、2次系純水タンク又はろ過水タンクから原水槽への補給を発電所対策本部長に依頼する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は災害対策要員8名により作業を実施し、所要時間は約2時間と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明及び通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所及び作業場所近傍に可搬型ホースを配備する。また、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイ時に構内のアクセス状況を考慮して可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確保する。

(5) その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給に関する手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち、1.13.2.8「可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給の手順等」にて整備する。

可搬型大容量海水送水ポンプ車への燃料補給に関する手順は、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」のうち、1.12.2.4「可搬型大容量海水送水ポンプ車への燃料補給の手順等」にて整備する。

(6) 優先順位

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい、その他の要因により使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合は、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイを優先する。

また、燃料取扱棟に損壊がある場合又は燃料取扱棟に近づけない場合は、可搬型スプレイノズルよりも射程距離が長い可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水を優先する。

可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイのための水源は、水源の切り替えによる使用済燃料ピットへのスプレイの中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替屋外給水タンクを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に

使用する。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.11.32 図に示す。

1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時の手順等

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時において、使用済燃料ピット水の沸騰による蒸発が継続し、高温（大気圧下であり、100℃以上に達することはない。）高湿度の環境での使用も考えられるが、検出器取付構造及び設置位置により、発生直後の蒸気が直接検出器の電気回路部等に接しない構造であることから、監視計器は事故時環境下でも使用する。

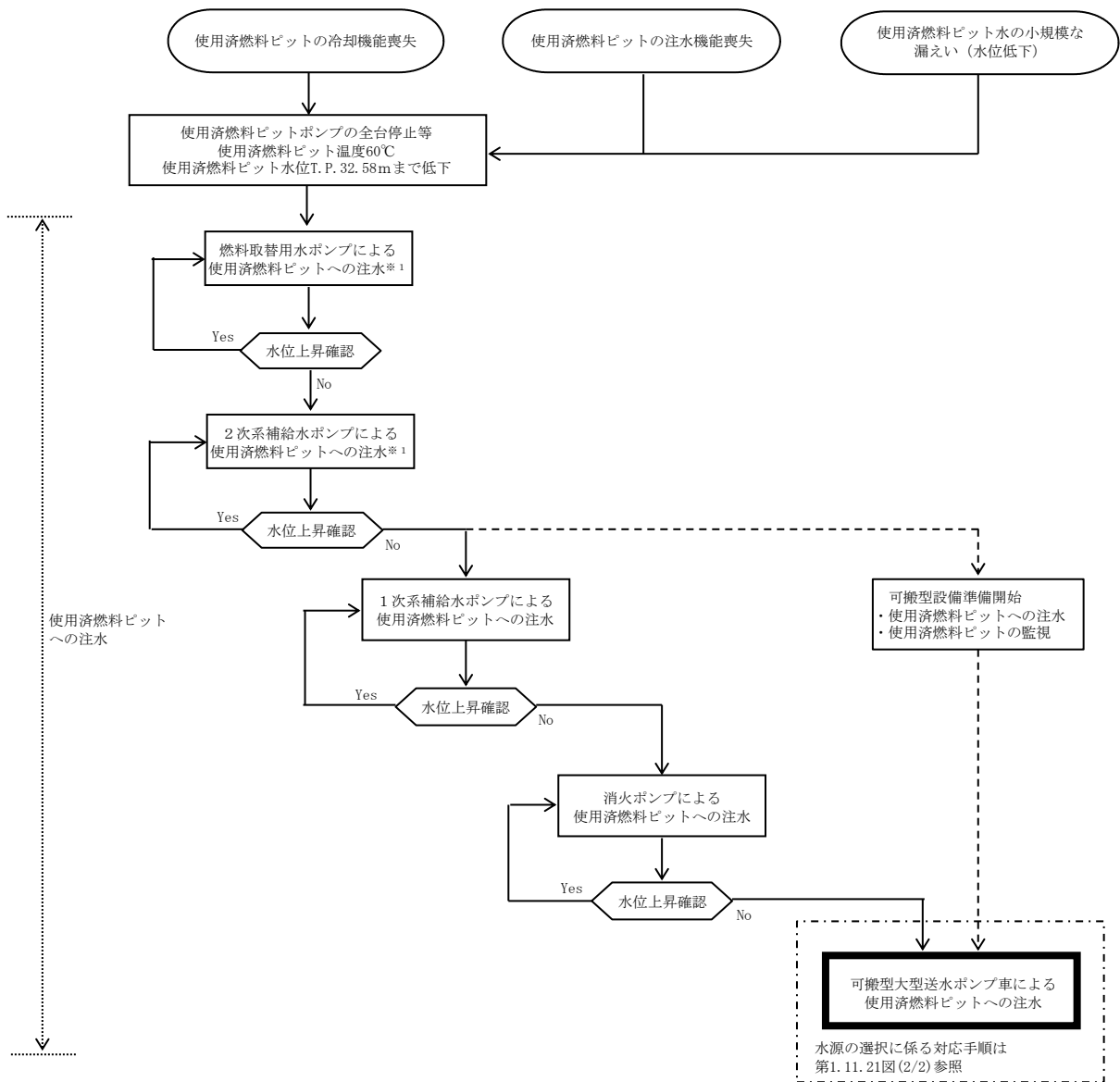
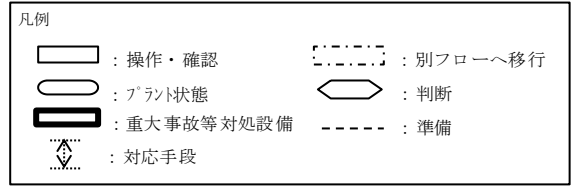
なお、使用済燃料ピット監視カメラについては、空冷装置により耐環境性の向上を図る。

使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備により監視を行う。重大事故等時においては、これらの可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を、各計器がオーバーラップして監視する。また、各計器の計測範囲を把握した上で、使用済燃料ピットの水位、水温、空間線量率の状態監視を行う。

また、使用済燃料ピットの温度、水位、上部の空間線量率の監視設備及び監視カメラは、非常用所内電源から給電され、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備から電力供給が可能である。これらの監視設備を用いた使用済燃料ピットの監視は運転員が行う。

(添付資料 1.11.17)

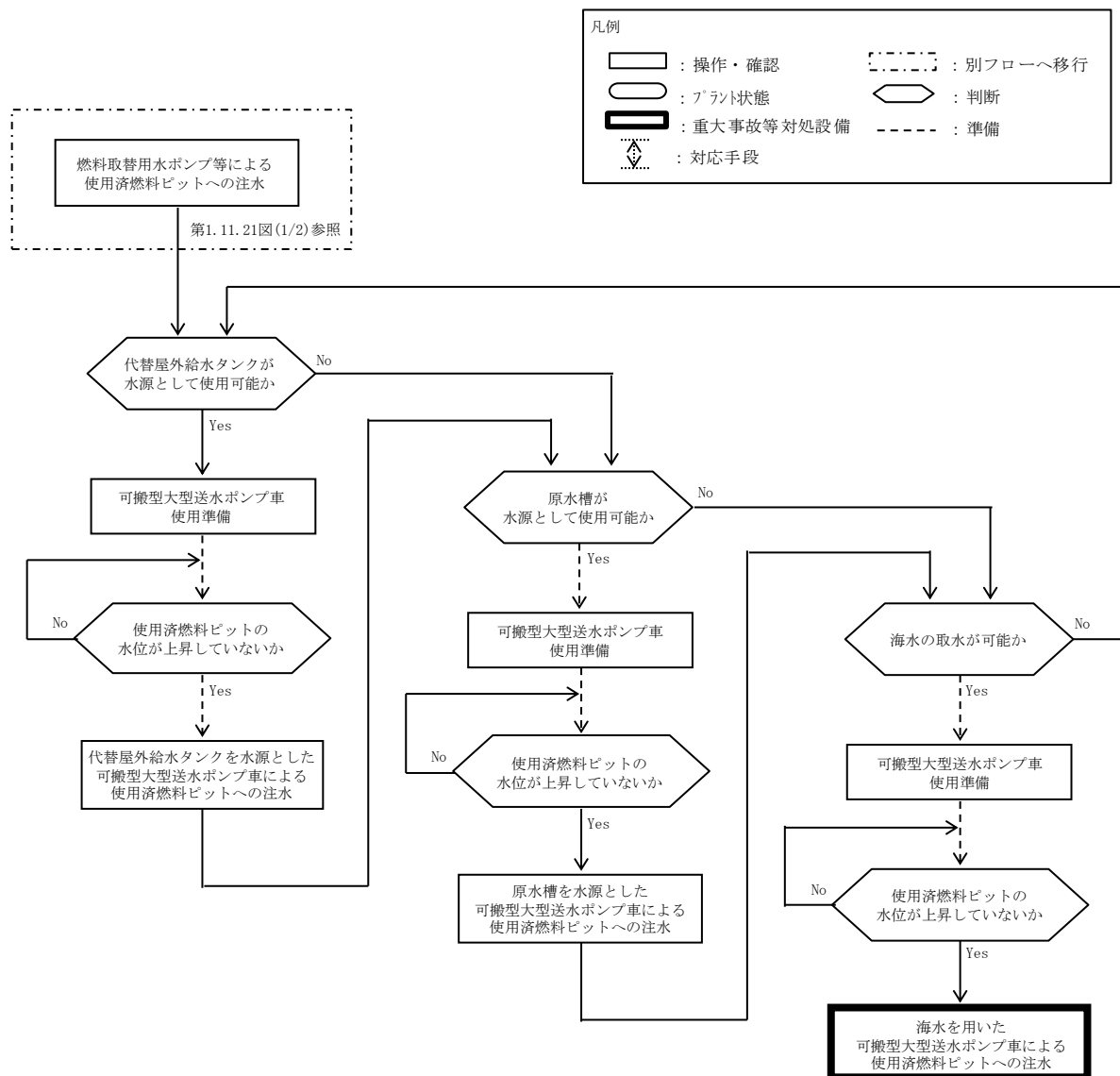
(1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視



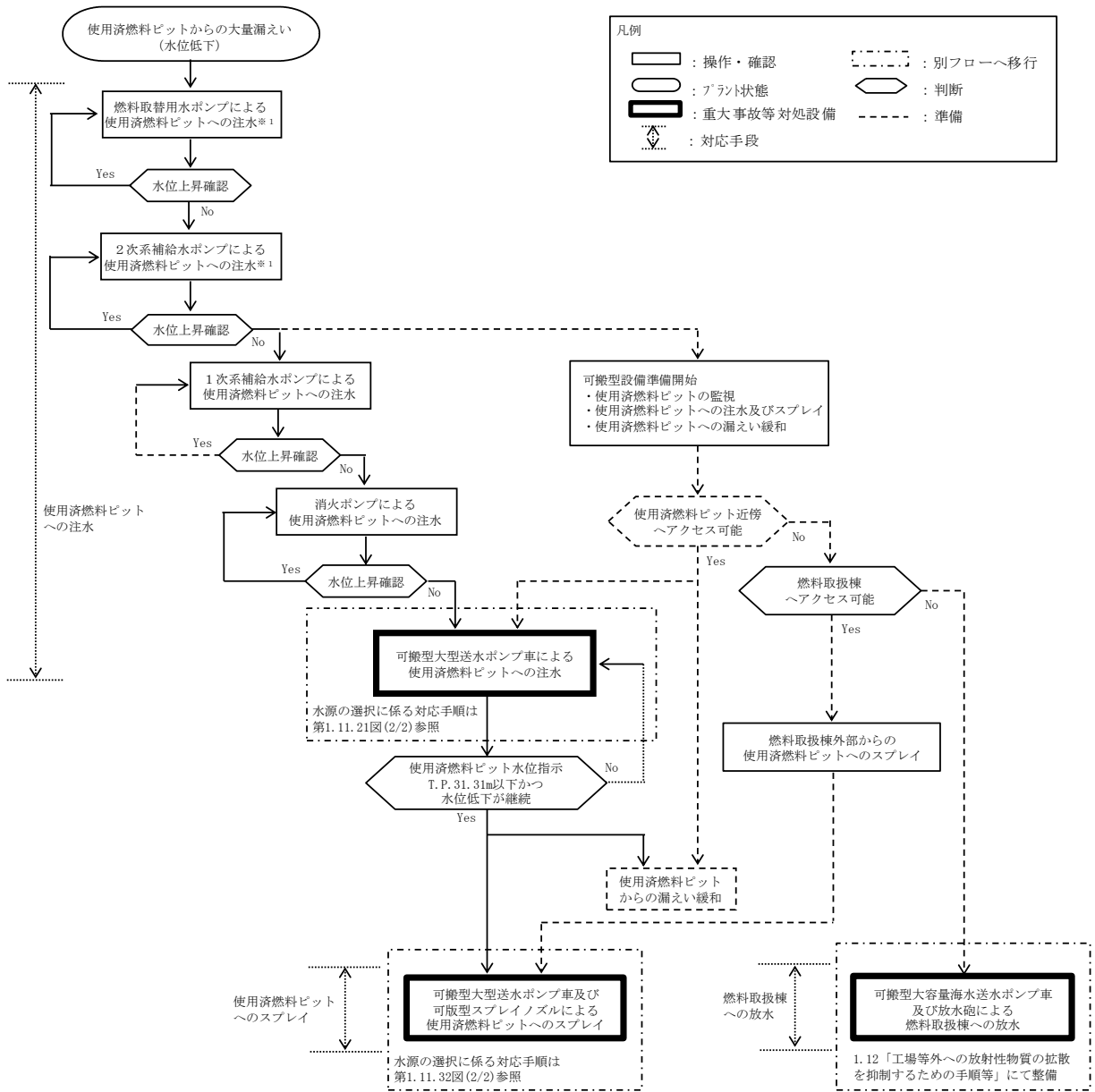
(注1)本フローに記載の注水手段については、複数の手段の準備又は注水を並行して実施することがある。
また、水源の使用可否等に応じて手順を飛ばして対応することがある。

※1：使用済燃料ピットの注水機能喪失の場合は使用不可。

第 1. 11. 21 図 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失時，使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手順（1 / 2）



第 1.11.21 図 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失時，使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手順（2 / 2）

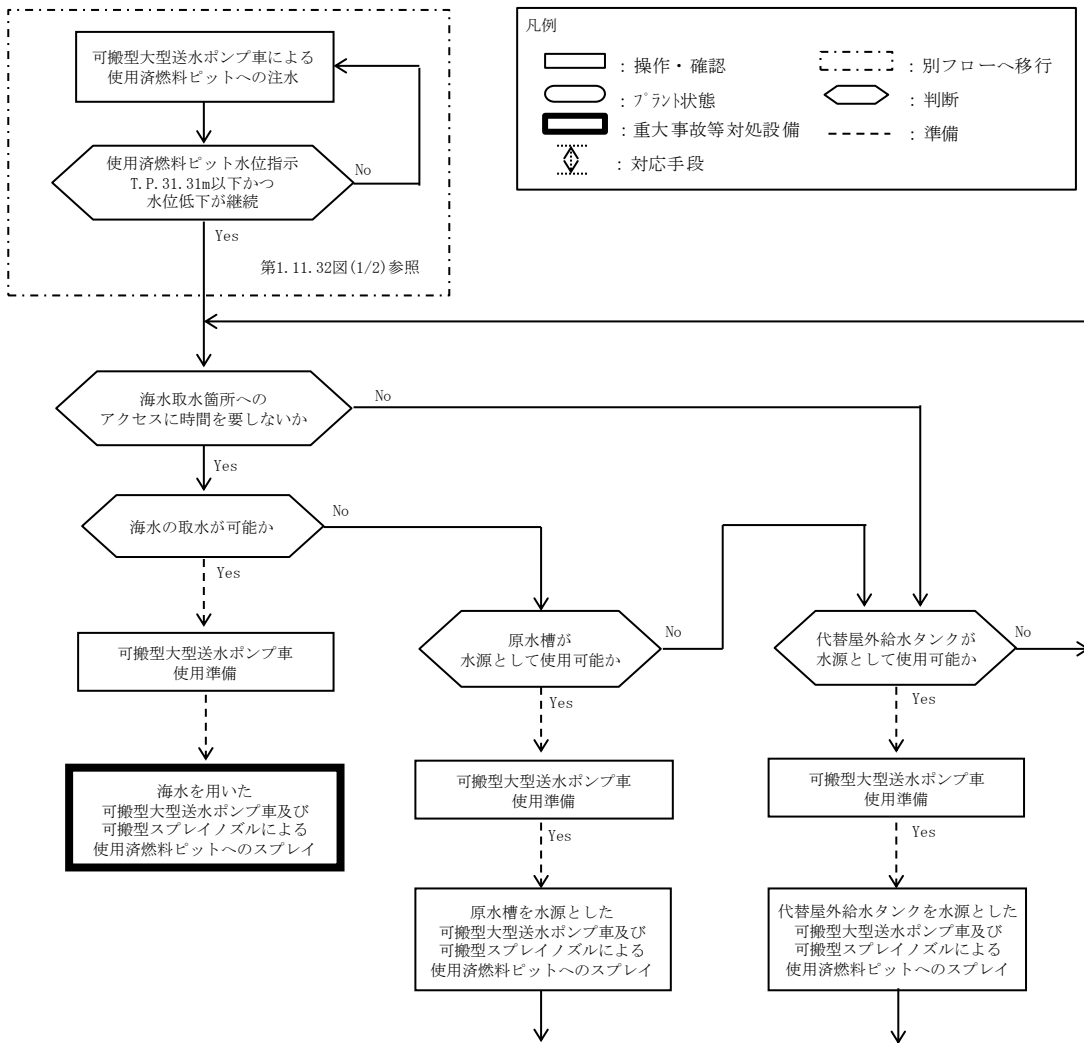


(注1)本フローに記載の注水手段については、複数の手段の準備又は注水を並行して実施することがある。
また、水源の使用可否等に応じて手順を飛ばして対応することがある。

※1：使用済燃料ピットの注水機能喪失の場合は使用不可。

第 1.11.32 図 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1 / 2)



第 1. 11. 32 図 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(2 / 2)