

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-1 改 34
提出年月日	平成 29 年 7 月 31 日

東海第二発電所

「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」への適合状況について

平成 29 年 7 月
日本原子力発電株式会社

1. 重大事故等対策

下線部：今回提出資料

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 事故時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テロリズムへの 対応における事項

2.1 可搬型設備等による対応

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

下線部：今回提出資料

目 次

1.0.1 重大事故等への対応に係る基本的な考え方	1.0-1
(1) 重大事故等対処設備に係る事項	1.0-1
a. 切り替えの容易性	1.0-1
b. アクセスルートの確保	1.0-1
(2) 復旧作業に係る事項	1.0-2
a. 予備品等の確保	1.0-2
b. 保管場所	1.0-3
c. アクセスルートの確保	1.0-3
(3) 支援に係る事項	1.0-4
(4) 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備	1.0-4
a. 手順書の整備	1.0-4
b. 教育及び訓練の実施	1.0-5
c. 体制の整備	1.0-5
1.0.2 共通事項	1.0-7
(1) 重大事故等対処設備に係る事項	1.0-7
a. 切り替えの容易性	1.0-7
b. アクセスルートの確保	1.0-9
(2) 復旧作業に係る事項	1.0-13
a. 予備品等の確保	1.0-14
b. 保管場所	1.0-15

c .	アクセスルートの確保	1.0-15
(3)	支援に係る事項	1.0-16
(4)	手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備 ..	1.0-19
a .	手順書の整備	1.0-19
b .	教育及び訓練の実施	1.0-27
c .	体制の整備	1.0-34

添付資料 目次

添付資料1.0.1	<u>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</u>
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	復旧作業に必要な資機材及び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について
添付資料1.0.6	重大事故等対応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時の対応手順について
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	重大事故等対策の対処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 について
添付資料1.0.12	<u>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</u>
添付資料1.0.13	<u>災害対策要員の作業時における装備について</u>
添付資料1.0.14	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手順等 関連表
添付資料1.0.15	<u>格納容器の長期にわたる状態維持に係わる体制の整 備について</u>

添付資料1.0.16 重大事故等発生時における東海発電所及び使用済燃
料乾式貯蔵設備の影響について

東海第二発電所

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

目 次

1. 切り替えの容易性について……………	1.0.1-1
表 1 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備……………	1.0.1-2
表 2 本来の用途以外で使用する自主対策設備……………	1.0.1-3
表 3 対応手順の抽出……………	1.0.1-5
別紙1 重大事故等に対処するために、本来の用途以外の 用途として使用する設備・系統の対応手順……………	1.0.1-13

1. 切り替えの容易性について

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ついては、通常時に使用する系統から弁操作等により速やかに重大事故時に対処する系統に切り替えるために必要な手順を運転手順書に整備する。

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としては、ほう酸水注入系、補給水系、及び消火系がある。表 1 に本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備、表 2 に本来の用途以外で使用する自主対策設備を示し、表 3 に対応手順の抽出、別紙 1 に操作の概要を示す。

また、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるための手順を整備するのみではなく、当該操作に係る訓練を継続的に実施することにより速やかに切り替えができるよう技能の維持・向上を図る。

表 1 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備

設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る 審査基準の該当項目
ほう酸水注入系 (S L C)	万一制御棒を炉心に挿入できない状態が生じた際に、原子炉に中性子吸収材を注入することにより、原子炉を定格出力運転から安全に冷温停止させ、その状態を維持する。	高圧注水系及び高圧代替注水系が使用不能な場合に、純水貯蔵タンクを水源として原子炉への注水を行う。	1.2

表 2 (1/2) 本来の用途以外で使用する自主対策設備

設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る 審査基準の該当項目
補給水系	プラント起動・停止時及び通常運転時に、プラント構成機器の中で、復水を必要とする機器へ復水を供給する。	常設の原子炉注水設備，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系及び消火系が使用不能な場合に，補給水系により復水貯蔵タンクを水源として原子炉へ注水する。	1.4 1.8
		残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系が使用不能な場合に，補給水系により復水貯蔵タンクを水源として格納容器スプレイを行う。	1.6
		炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設）及び消火系が使用不能な場合に，補給水系により復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を行う。	1.8

表 2 (2/2) 本来の用途以外で使用する自主対策設備

設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る 審査基準の該当項目
消火系	ろ過水貯蔵タンク等を水源とし、タービン建屋に設置される消火ポンプにより、原子炉建屋原子炉棟、原子炉建屋廃棄物処理棟、原子炉建屋付属棟、サービス建屋等の屋内消火栓、屋外消火栓及び泡消火設備に消火用水を供給する。	常設の原子炉注水設備、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系が使用不能な場合に、消火系によりろ過水貯蔵タンク等を水源として原子炉へ注水する。	1. 4 1. 8
		残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系が使用不能な場合に、消火系によりろ過水貯蔵タンク等を水源として格納容器スプレイを行う。	1. 6
		炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）が使用不能な場合に、消火系によりろ過水貯蔵タンク等を水源として原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を行う。	1. 8
		常設の代替燃料プール注水系及び補給水系が使用不能な場合に、消火系によりろ過水貯蔵タンク等を水源として使用済燃料貯蔵プールへの注水を行う。	1. 11

表3 対応手順の抽出 (1/8)

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 —：該当なし

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
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	原子炉手動スクラム	○	—
		代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	○	—
		選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	○	—
		原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	○	—
		自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	○	—
		ほう酸水注入	○	—
		原子炉水位低下による原子炉出力抑制	○	—
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	制御棒手動挿入	○	—
		中央制御室からの高圧代替注水系起動	○	—
		現場手動操作による高圧代替注水系起動	○	—
		代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	○	○
		代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	○	○
		ほう酸水注入系による原子炉注水	×	—
		制御棒駆動水圧系による原子炉注水	×※1	—
		原子炉水位の監視又は推定	—	—
		常設高圧代替注水系ポンプの作動状況確認	—	—
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	原子炉水位の制御	—	—
		手動による原子炉減圧	○	—
		代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	○	—
		常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	○	—
		可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	—	○
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	—	○
		高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保	○	—
		可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保	—	○
		代替直流電源設備による復旧	○	○
		代替交流電源設備による復旧	○	○
		インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順	○	—

※1 「制御棒駆動水による原子炉注水」については本来の用途ではないが、切り替え操作が不要なため対象外。

表3 対応手順の抽出 (2/8)

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 —：該当なし

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
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	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	○	—
		低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）	—	○
		代替循環冷却系による原子炉注水	○	—
		消火系による原子炉注水	×	—
		補給水系による原子炉注水	×	—
		残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水	○	—
		低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水	○	—
		低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	○	—
		低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）	—	○
		代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	○	—
		消火系による残存溶融炉心の冷却	×	—
		補給水系による残存溶融炉心の冷却	×	—
		残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱	○	—
1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送 するための手順等	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	○	—
		緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	○	—
		代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保	—	○
1.6	原子炉格納容器内等の冷却の ための手順等	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	○	—
		代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）	—	○
		代替循環冷却系による格納容器内の除熱	○	—
		消火系による格納容器内の冷却	×	—
		補給水系による格納容器内の冷却	×	—
		ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	○	—
		残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱	○	—
		残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱	○	—
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	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		サブプレッション・プール水 pH制御	○	—
		格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	○	—
		第二弁操作室空気ポンプユニットによる第二弁操作室の正圧化	○	—

表3 対応手順の抽出 (3/8)

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 —：該当なし

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.8	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等	格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	○	—
		格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 (淡水／海水)	—	○
		消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	×	—
		補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	×	—
		原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	○	—
		高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	○	—
		低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	○	—
		低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 (淡水／海水)	—	○
		代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	○	—
		消火系による原子炉圧力容器への注水	×	—
		補給水系による原子炉圧力容器への注水	×	—
		ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	○	—
		原子炉運転中の格納容器内の不活性化	○	—
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	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出	○	—
		可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御	○	—
		格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	○	—
		格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	○	—
		原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	○	—
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	代替電源設備による給電	○	○
		格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水	○	—
		格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水 (淡水／海水)	—	○
		原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出	○	—

表3 対応手順の抽出 (4/8)

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 —：該当なし

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	○	—
		可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）	—	○
		補給水系による使用済燃料プール注水	○	—
		消火系による使用済燃料プール注水	×	—
		常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ	○	—
		可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）	—	○
		可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）	—	○
		使用済燃料プール漏えい緩和	—	—
		可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	—	○
		使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	○	—
		代替電源による給電	○	○
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	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	○	—
		可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	—	○
		汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	—	○
		化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置	—	○
1.13	重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火	—	○
		代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	○	○
		代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却	○	○
		代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水	○	○
		代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水	○	○
		代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ	○	○
		代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	—	○
		代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給	—	○
		サブプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水	○	—
		サブプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	○	—
		サブプレッション・プールを水源とした格納容器内の除熱	○	—
		サブプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水及び格納容器内の除熱	○	—
		淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	—	○
		淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	—	○

表3 対応手順の抽出 (5/8)

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 —：該当なし

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.0.1-9 1.13	重大事故等の収束に必要な 水の供給手順等	淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却	—	○
		淡水貯水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給	—	○
		淡水貯水池を水源とした格納容器下部への注水	—	○
		淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水	—	○
		淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレー	—	○
		ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の原子炉圧力容器への注水	×	—
		ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却	×	—
		ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器下部への注水	×	—
		ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水	×	—
		復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時の原子炉圧力容器への注水	○	—
		復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の原子炉圧力容器への注水	×	—
		復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却	×	—
		復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への注水	×	—
		復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水	×	—
		淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	—	○
		淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給	—	○
		海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	—	○
		海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の原子炉圧力容器への注水	—	○
		海を水源とした格納容器内の冷却	—	○
		海を水源とした格納容器下部への注水	—	○
		海を水源とした格納容器頂部への注水	—	○
		海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレー	—	○
		海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送	○	○
		海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制	—	○
		海を水源とした航空機燃料火災への泡消火	—	○
		海を水源とした非常用ディーゼル（高圧炉心スプレー系を含む）発電機用海水系への代替送水	—	○
		海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	○	○
		ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入	×	—
		可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）	—	○
		淡水貯水池B（A）から淡水貯水池A（B）への補給	—	○
		可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給（淡水／海水）	—	○
		原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	○	—
		高圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水	○	—
		淡水から海水への切替え	—	○

表3 対応手順の抽出 (6/8)

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 —：該当なし

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.14	電源の確保に関する手順等	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	○	—
		可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	—	○
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用M/C 2 E経由）によるM/C 2 C・2 Dへの給電	○	—
		非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧	—	○
		所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	○	—
		可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	—	○
		常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧	○	○
		常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	○	—
		可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	—	○
		常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	○	—
		可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	—	○
		可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給	—	○
		タンクローリから各機器への給油	—	○
		燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油	○	—
1.15	事故時の計装に関する手順等	計器故障時の手順	○	—
		計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順	○	—
		所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電	○	—
		常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電	—	○
		可搬型代替直流電源設備からの給電	—	○
		可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視	—	○
1.16	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転手順等 交流動力電源が正常な場合の運転手順等	○	—
		中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転手順等 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順	○	—
		中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順	—	○
		中央制御室の照明を確保する手順	—	○
		中央制御室待避室の照明を確保する手順	—	○
		データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータの監視手順	—	○
		中央制御室待避室の準備手順	—	○
		中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順	—	○
		衛星電話設備（可搬型）（待避室）による通信連絡手順	—	○
		その他の放射線防護措置等に関する手順等	—	—
		チェンジングエリアの設置及び運用手順	—	○

表3 対応手順の抽出 (7/8)

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 —：該当なし

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1. 17	監視測定等に関する手順等	モニタリング・ポストによる放射線量の測定	○	■
		可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	—	○
		放射能観測車による放射性物質の濃度の測定	—	○
		可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定	—	○
		可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	—	○
		モニタリング・ポストのバックグラウンド低減	○	■
		可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	■	○
		放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	■	○
		敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制	■	■
		気象観測設備による気象観測項目の測定	○	■
		可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	—	○
		モニタリング・ポストの電源を代替電源設備から給電する手順	○	■
1. 18	緊急時対策所の居住性等に関する手順等	緊急時対策所非常用換気空調設備運転手順	○	—
		緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順	○	—
		緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	—	○
		緊急時対策所エリアモニタ設置手順	—	○
		可搬型モニタリング・ポストを設置する手順	—	○
		緊急時対策所加圧設備への切替準備手順	○	—
		緊急時対策所加圧設備への切替手順	○	—
		緊急時対策所加圧設備運転中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	—	○
		緊急時対策所加圧設備の停止手順	○	—
		SPDSによるプラントパラメータ等の監視手順	○	—
		対策の検討に必要な資料の整備	—	—
		通信連絡に関する手順	○	○
		緊急時対策所にとどまる要員	—	—
		放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材の維持管理	—	—
		チェンジングエリアの設置及び運用手順	—	—
		飲料水、食料等の維持管理	■	■
		緊急時対策所用発電機による給電	○	■
		緊急時対策所用発電機（予備）起動手順	○	■

表 3 対応手順の抽出 (8／8)

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 —：該当なし

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1. 19	通信連絡に関する手順等	発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡を行うための対応手順	○	○
		計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する対応手順	○	○
		発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための対応手順	○	○
		計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する対応手順	○	○
		代替電源設備から給電する対応手順	○	○

重大事故等に対処するために、本来の用途以外の用途として使用する設備・系統の対応手順

1. ほう酸水注入系による原子炉注水
2. 補給水系による原子炉注水
3. 補給水系による格納容器内の冷却
4. 補給水系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水
5. 消火系による原子炉注水
6. 消火系による格納容器内の冷却
7. 消火系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水
8. 消火系による使用済燃料プール注水

1. ほう酸水注入系による原子炉注水

(1) 操作概要

高圧注水系及び高圧代替注水系による原子炉への注水機能が喪失した場合，ほう酸水注入ポンプを使用し，純水貯蔵タンクを水源として原子炉への注水を実施する。

①ほう酸水注入ポンプ（図①）の起動操作を実施する。

②ほう酸水貯蔵タンク出口弁（図②）及びほう酸水注入系爆破弁（図③）が「開」となり，原子炉への注水が開始される。

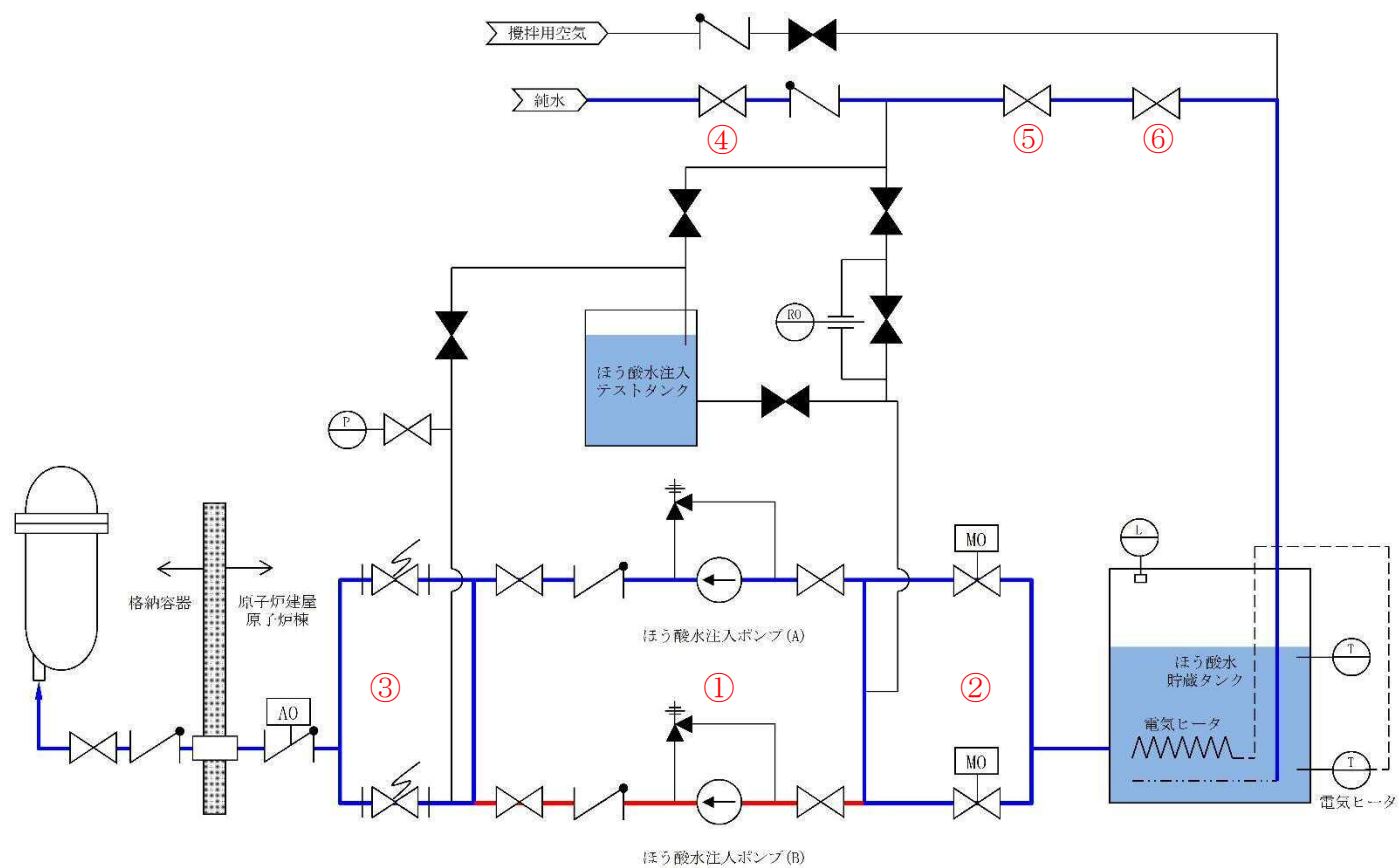
③原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計，ほう酸水注入ポンプ吐出圧力計にて確認する。

④ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁（図④）を「開」とする。

⑤ほう酸水注入ポンプによる継続注水のため，ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁（図⑤及び図⑥）を「開」とする。

(2) 操作の容易性

純水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉注水は，現場対応操作がほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁（図④）及びほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁（図⑤及び図⑥）の 3 弁「開」操作であり，その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能なため，容易に操作可能である。



第 1 図 ほう酸水注入系による原子炉注水 概要図

2. 補給水系による原子炉注水

(1) 操作概要

原子炉冷却材喪失事象等において、給水系・非常用炉心冷却系による原子炉注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合、補給水系を使用して原子炉へ注水を実施する。

①連絡配管閉止フランジ（図①）の付け替えを実施する。

②補給水系から原子炉圧力容器までの系統構成として、補給水系－消火系連絡ライン止め弁（図②及び図③）を「開」し、補助ボイラ冷却水元弁（図④）を「閉」とする。

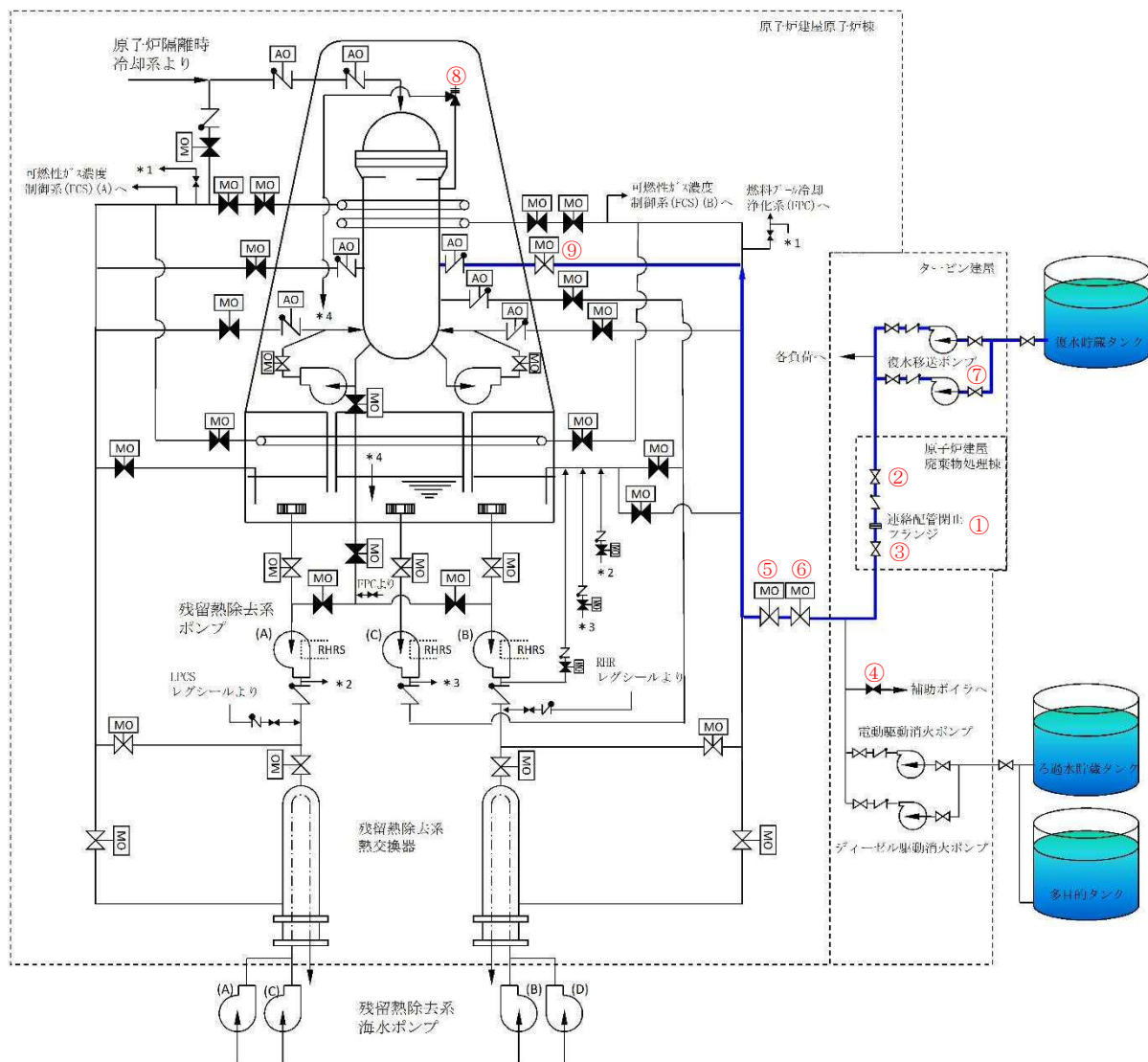
③残留熱除去系（B）消火系ライン弁（図⑤及び図⑥）を「開」し、復水移送ポンプ（図⑦）を起動する。

④原子炉圧力容器を逃がし安全弁（図⑧）にて減圧し、残留熱除去系注入弁（B）（図⑨）を「開」とする。

⑤原子炉圧力が復水移送系統圧力以下にて、原子炉への注水が開始されることを原子炉水位計、原子炉圧力計、復水移送系統圧力計、残留熱除去系系統流量計にて確認する。

(2) 操作の容易性

補給水系による原子炉注水における連絡配管閉止フランジ（図①）の切替操作は、単純作業であり容易に付け替えが可能である。また、現場対応操作は補給水系－消火系連絡ライン止め弁（図②及び図③）の2弁「開」操作、補助ボイラ冷却水元弁（図④）の1弁「閉」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。



第 2 図 補給水系による原子炉注水 概要図

3. 補給水系による格納容器内の冷却

(1) 操作の概要

原子炉冷却材喪失事象等において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の機能が喪失した場合，補給水系を使用した格納容器スプレイを実施する。

①連絡配管閉止フランジ（図①）の付け替えを実施する。

②補給水系から格納容器までの系統構成として，補給水系－消火系連絡ライン止め弁（図②及び図③）を「開」し，補助ボイラ冷却水元弁（図④）を「閉」とする。

③残留熱除去系（B）消火系ライン弁（図⑤及び図⑥）を「開」し，復水移送ポンプ（図⑦）を起動する。

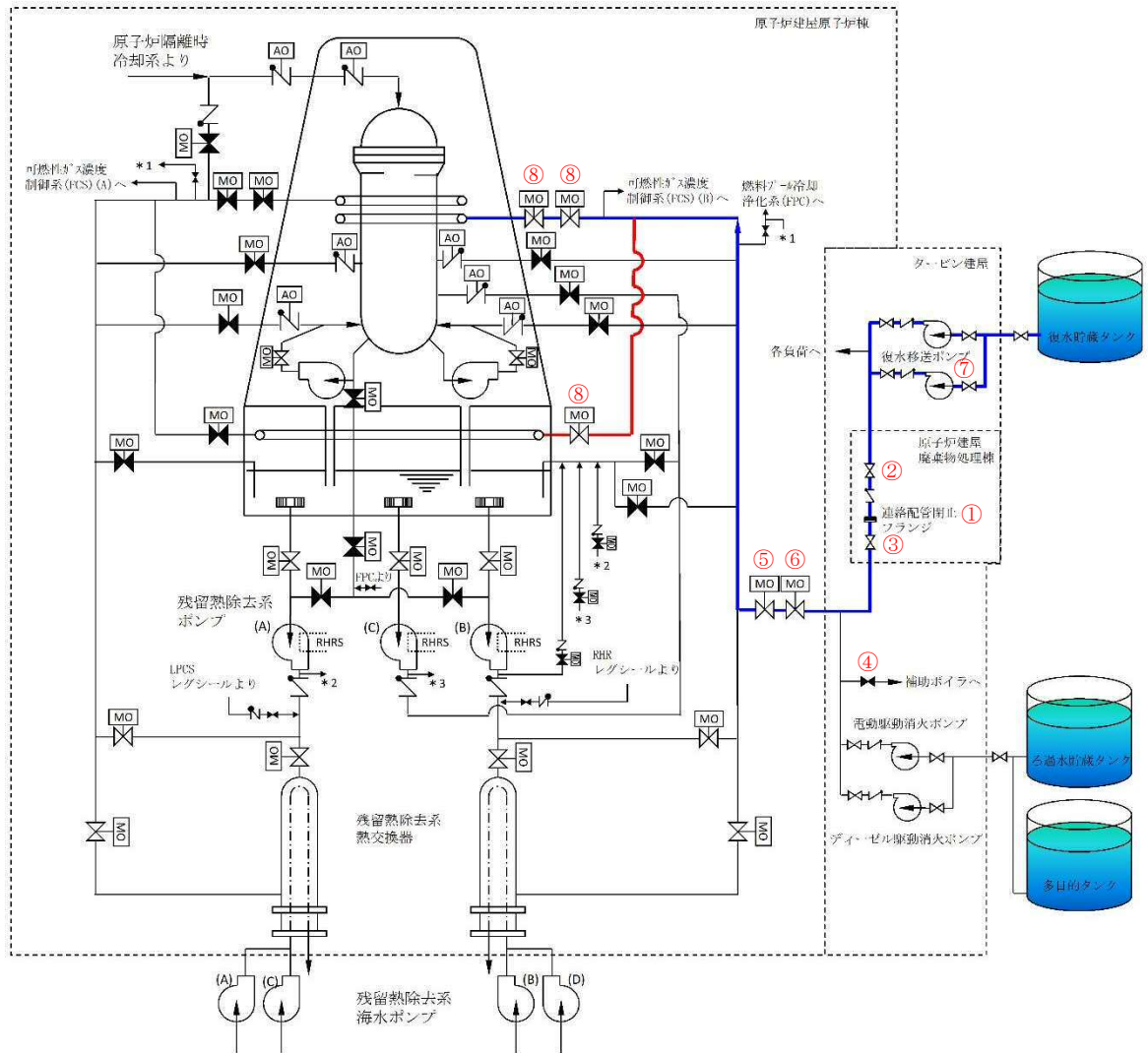
④残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁又は残留熱除去系（B）S／Pスプレイ弁（図⑧）を「開」とすることで，格納容器スプレイを開始する。

⑤格納容器スプレイが開始されることをドライウェル圧力計，サプレッション・チェンバ圧力計，復水移送系系統圧力計，残留熱除去系系統流量計にて確認する。

(2) 操作の容易性

補給水系による格納容器内の冷却における連絡配管閉止フランジ（図①）の切替操作は，単純作業であり容易に付け替えが可能である。また，現場対応操作は補給水系－消火系連絡ライン止め弁（図②及び図③）の2弁「開」操作，補助ボイラ冷却

水元弁（図④）の 1 弁「閉」操作であり，その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため，容易に操作可能である。



第 3 図 補給水系による格納容器内の冷却 概要図

4. 補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

(1) 操作の概要

炉心損傷時，原子炉圧力容器が破損してペデスタル（ドライウェル部）に放出される溶融炉心を冷却するため，補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）へ水張りを実施する。

①連絡配管閉止フランジ（図①）の付け替えを実施する。

②補給水系から格納容器までの系統構成として，補給水系－消火系連絡ライン止め弁（図②及び図③）を「開」し，補助ボイラ冷却水元弁（図④）を「閉」とする。

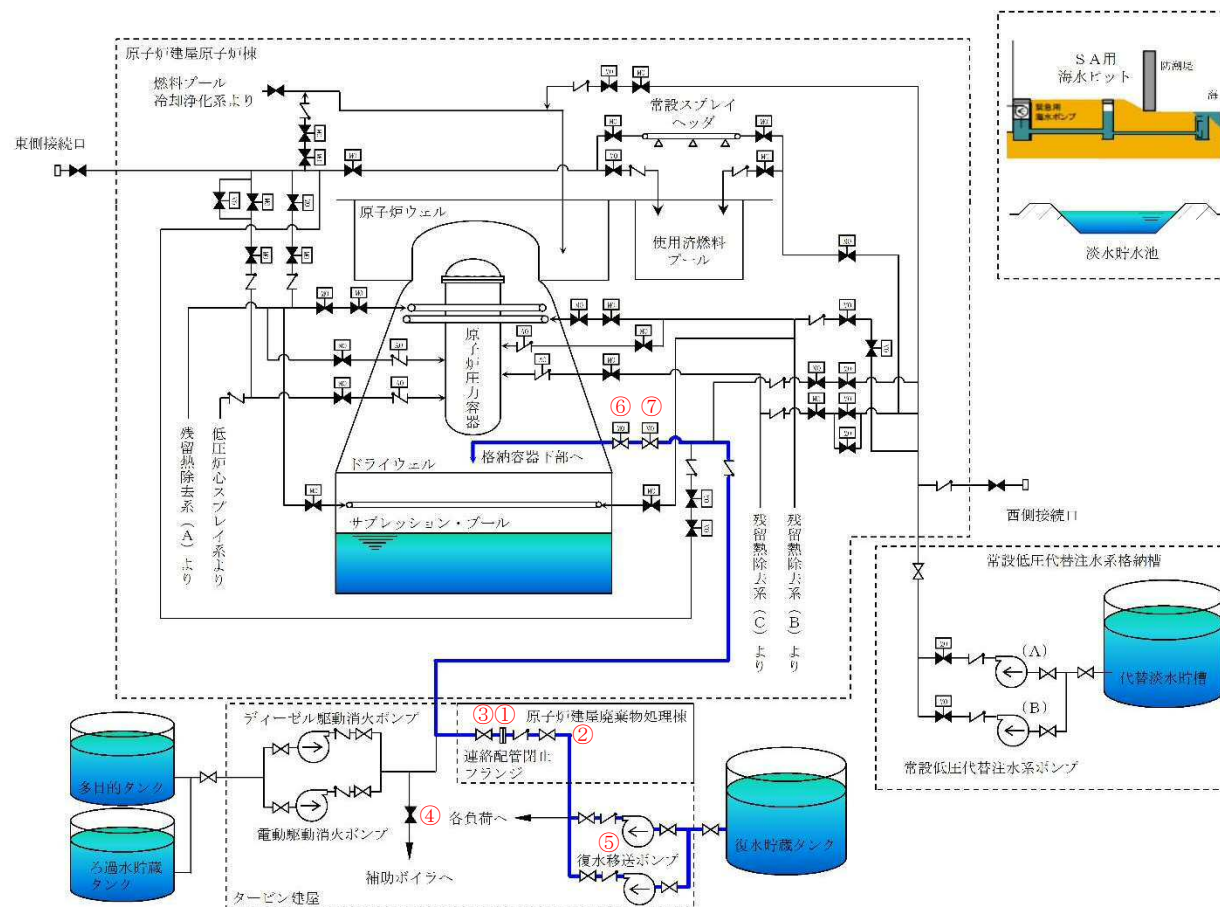
③復水移送ポンプ（図⑤）を起動し，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁（図⑥）及び格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁（図⑦）を「開」とすることで，ペデスタル（ドライウェル部）への注水を開始する。

④ペデスタル（ドライウェル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量計，復水移送系系統圧力計にて確認する。

(2) 操作の容易性

補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水における連絡配管閉止フランジ（図①）の切替操作は，単純作業であり容易に付け替えが可能である。また，現場対応操作は補給水系－消火系連絡ライン止め弁（図②及び図③）の2弁「開」

操作，補助ボイラ冷却水元弁（図④）の 1 弁「閉」操作であり，その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能なため，容易に操作可能である。



第 4 図 補給水系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水 概要図

5. 消火系による原子炉注水

(1) 操作の概要

原子炉冷却材喪失事象等において、給水系・非常用炉心冷却系による原子炉注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合、消火系を使用して原子炉へ注水を実施する。

①消火系から原子炉圧力容器までの系統構成として、補助ボイラ冷却水元弁（図①）を「閉」とする。

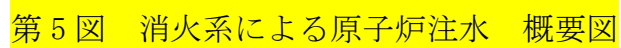
②電動駆動消火ポンプ（図②）又はディーゼル駆動消火ポンプ（図③）を起動し、残留熱除去系（B）消火系ライン弁（図④及び図⑤）を「開」とする。

③原子炉圧力容器を逃がし安全弁（図⑥）にて減圧し、残留熱除去系注入弁（B）（図⑦）を「開」とする。

④原子炉圧力が消火系統圧力以下にて、原子炉への注水が開始されることを原子炉水位計、原子炉圧力計、消火系系統圧力計、残留熱除去系系統流量計にて確認する。

(2) 操作の容易性

消火系による原子炉注水は、現場対応操作が補助ボイラ冷却水元弁（図①）の 1 弁「閉」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能なため、容易に操作可能である。



6. 消火系による格納容器内の冷却

(1) 操作の概要

残留熱除去系が使用不能となり格納容器の除熱機能が喪失した場合、消火系を使用した格納容器スプレーを実施する。

①消火系から原子炉圧力容器までの系統構成として、補助ボイラ冷却水元弁（図①）を「閉」とする。

②電動駆動消火ポンプ（図②）又はディーゼル駆動消火ポンプ（図③）を起動し、残留熱除去系（B）消火系ライン弁（図④及び図⑤）を「開」とする。

③残留熱除去系（B）D／Wスプレー弁又は残留熱除去系（B）S／Pスプレー弁（図⑥）を「開」とすることで、格納容器スプレーを開始する。

④格納容器スプレーが開始されることをドライウェル圧力計，サプレッション・チェンバ圧力計，消火系系統圧力計，残留熱除去系系統流量計にて確認する。

(2) 操作の容易性

消火系による格納容器内の冷却は、現場対応操作が補助ボイラ冷却水元弁（図①）の 1 弁「閉」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能なため、容易に操作可能である。

7. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(1) 操作の概要

炉心損傷時，原子炉圧力容器が破損してペDESTAL（ドライウエル部）に放出される溶融炉心を冷却するため，消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ水張りを実施する。

①消火系から原子炉圧力容器までの系統構成として，補助ボイラ冷却水元弁（図①）を「閉」とする。

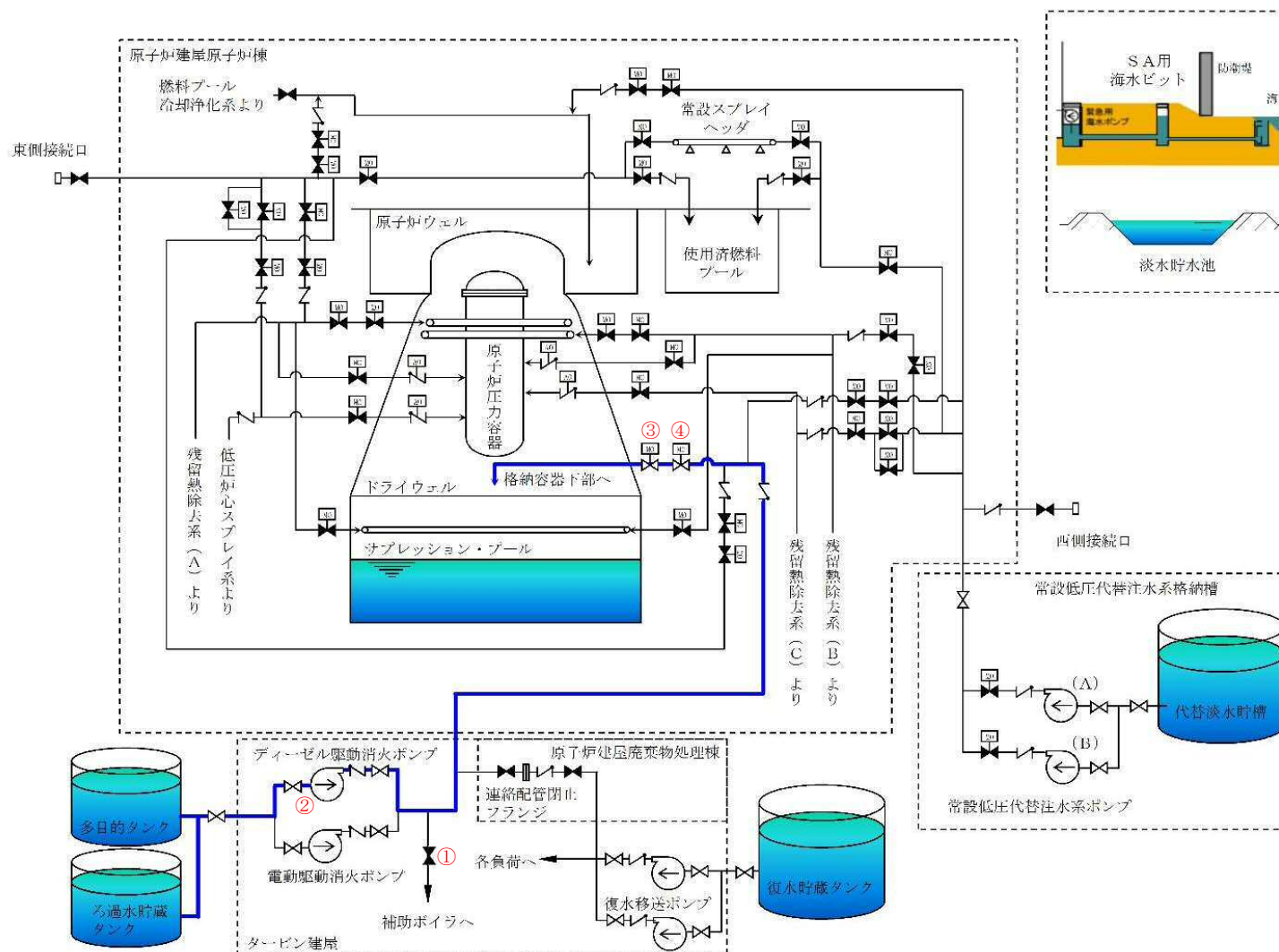
②ディーゼル駆動消火ポンプ（図②）を起動する。

③格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁（図③）及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁（図④）を「開」しペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始する。

④ペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されることを低圧代替注水系格納容器下部注水流量計，消火系系統圧力計にて確認する。

(2) 操作の容易性

消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水は，現場対応操作が補助ボイラ冷却水元弁（図①）の 1 弁「閉」操作であり，その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため，容易に操作可能である。



第7図 消火系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水 概要図

8. 消火系による使用済燃料プール注水

(1) 操作の概要

使用済燃料プール水位が低下し、使用済燃料プールの補給が必要な状態にもかかわらず、残留熱除去系が使用不能で使用済燃料プールへの補給が出来ない場合において、消火系を使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。

①消火系から使用済燃料プールまでの系統構成として、補助ボイラ冷却水元弁（図①）を「閉」とする。

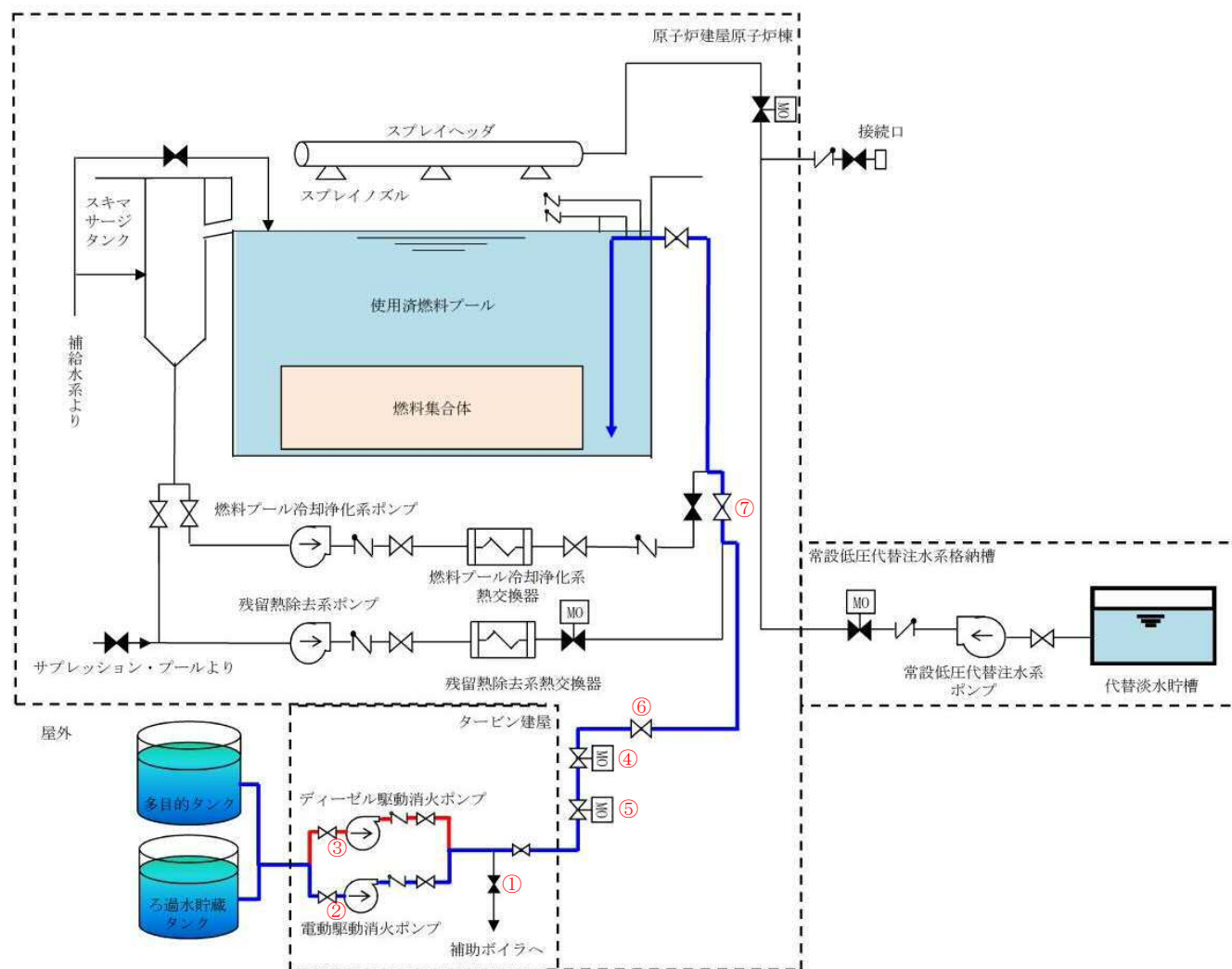
②電動駆動消火ポンプ（図②）又はディーゼル駆動消火ポンプ（図③）を起動し、残留熱除去系（B）消火系ライン弁（図④及び図⑤）を「開」とする。

③残留熱除去系（B）燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁（図⑥）及び残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁（図⑦）を「開」とする。

④使用済燃料プールへ注水されたことを使用済燃料プール水位計、消火系系統圧力計にて確認する。

(2) 操作の容易性

消火系による使用済燃料プール注水は、現場対応操作が補助ボイラ冷却水元弁（図①）の 1 弁「閉」操作、残留熱除去系（B）燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁（図⑥）及び残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁（図⑦）の 2 弁「開」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能なため、容易に操作可能である。



第8図 消火系による使用済燃料プールへの注水 概要図

東海第二発電所
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

目 次

1. はじめに・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 1. 0. 12-1
2. 東京電力福島第一原子力発電所における事故対応の
運用面の問題点及び対策・・・・・・・・・・・・・・・・ 1. 0. 12-1
3. その他の取り組み・・・・・・・・・・・・・・・・ 1. 0. 12-6

1. はじめに

東日本大震災における福島第一原子力発電所事故については、全交流電源の喪失、常設直流原電の喪失とともに安全系の機器又は計測制御機器の多重故障等のこれまでに経験したことがない事象が発生した。過酷環境において原子炉を冷却するために種々の対応が行われ、この対応において得られた様々な知見や国内外の各機関が指摘した問題点及び教訓が、東京電力をはじめ、国内外の各機関によって整理・指摘され、対策が提言されている。

これらの指摘及び提言は、重大事故等対処設備の整備強化等の設備面の対策だけでなく、重大事故等対処設備の活用のための手順書の整備、教育・訓練の充実及び運転操作を補助する資機材の充実についても挙げられている。

上記内容とは別に、東海第二発電所（以下「東二」という）については、東日本大震災時において原子炉を安全に停止したが、その対応の中からも様々な知見及び教訓が得られており、今後の対策計画に反映すべき事項がある。

本項では、これらの指摘及び提言を踏まえ、重大事故等対処設備の活用に関する運用面の課題を整理し、東二での対策及び取組について述べる。今後も、福島第一原子力発電所事故により得られる新たな知見や対策が得られ次第、適宜、対策実施可否について検討し、対応必要な課題については対策を講じていく。

2. 東京電力福島第一原子力発電所における事故対応の運用面の問題点及び対策

(1) 課題の抽出要領

重大事故等対処設備の運用面の課題の抽出に当たっては、以下の報告書に記載された指摘又は提言から、東二において対応すべき対策を抽出した。

第 1.0.12-1 表 重大事故等対処設備の運用面の課題を抽出した報告書

	報告書名称	機関	報告年月
1	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故調査委員会報告書	国会事故調	2012年6月
2	東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告書	政府事故調	2012年7月
3	福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書	民間事故調	2012年2月
4	福島原子力事故調査委員会 最終報告書	東京電力	2012年6月
5	福島第一原子力発電所における原子力事故から得た教訓	I N P O (原子力発電運転協会)	2012年8月

(2) 抽出された課題と対策

抽出された課題と東二における対策について、「手順書の整備」「訓練の充実」「運転操作を補助する資機材の充実」の観点に整理した。

a. 手順書の整備

第 1.0.12-2 表 手順書の整備に関する課題と対策

	課題	対策
1	・全電源喪失状態となった場合の非常用復水器（IC）の操作，その後の確認作業についてのマニュアルがなく，系統確認や運転操作に対し迅速に対応できていなかった。	・全電源喪失時の手順を整備し，重大事故等にも対応できる手順を整備する。
2	・事故時の運転手順書は電源があることを前提としていたものであり，事故時の徴候ベースの手順書からシビアアクシデント手順書への移行も電源があることを前提とした計器パラメータ管理であったため，全電源喪失等の事態では機能できない実効性に欠いたものであった。	・電源機能が喪失した場合でも，重要なパラメータについては確認できるよう可搬型の計測器を使用したパラメータの確認手順を整備する。

b. 訓練の充実

第 1.0.12-3 表 訓練の充実に関する課題と対策

	課題	対策
1	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転訓練センターにおける重大事故等対応の運転員の教育・訓練は、直流電源が確保され中央制御室の制御盤が使える前提であり、常設直流電源が喪失した条件での重大事故等は対象としていなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転訓練センター及び社内総合研修センターにおける運転員の訓練においては、シミュレータを用いて全交流動力電源の喪失、常設直流電源の喪失等での重大事故等の状態を想定し、重大事故等対処設備を使用した訓練を実施することにより、実効性のある訓練を行う。
2	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転訓練センターにおける運転員の教育訓練は重大事故等対応の内容を「説明できる」ことが目標の机上教育に留まっており、実効性のある訓練となっていなかった。 	
3	<ul style="list-style-type: none"> ・ 防災訓練を1年に1回の頻度でしか実施していなかったため、防災訓練の経験者の増加が僅かであるため、チームとしての対処能力の向上には至っていなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 訓練参加者に対して、事前に訓練シナリオを伝えない訓練を実施することにより、実効的な緊急時対応能力の向上に努める。 ・ 福島第一原子力発電所事故から得られた知見、新規制基準の適合申請において想定したシナリオ及び対処策、あるいは重大事故等に関する知見を基にした事故シナリオを用いて、定期的な訓練を計画・実施する。 ・ 高頻度に防災訓練及び要素訓練を行うことより、訓練対象者を拡大し、交替要員を含めたチーム全体の対処能力の向上を図る。

【実施状況】

a) 運転訓練センターにおける運転員の訓練実績

- ・社内総合研修センター（シミュレータ）における運転班の訓練：50回
- ・社外施設（シミュレータ）における運転操作員の訓練：33回

（上記2つの訓練は、いずれも電源機能等喪失、重大事故等の発生を想定し、シミュレータを用いて対処操作を検討・評価する。）



シミュレータを用いた運転操作訓練の状況
（写真は社外施設での実施状況、電源喪失時を想定）

b) 発電所における訓練実績（平成24年9月～平成28年9月の累計）

- ・総合防災訓練：4回（災害対策本部を設置し対応、現場での実模擬操作と連動）
- ・災害対策本部対応訓練：9回（平成27年度下期から実施）
- ・個別訓練：約745回（可搬型代替注水大型ポンプの操作及びホース接続、消防車及び可搬式動力ポンプの操作、代替高圧電源装置及び移動式低圧電源車の操作とケーブル敷設、ホイールローダ運転操作 他）



総合防災訓練の状況
（写真は発電所災害対策本部）



移動式高圧電源車の訓練の状況
（写真は過酷環境を想定した服装による、電源ケーブルを接続作業）



可搬型代替注水大型ポンプの訓練の状況
（ホースを接続するクランプ部の接続作業）

c. 運転操作を補助する資機材の充実

第 1.0.12-4 表 運転操作を補助する資機材の充実に関する課題と対策

	課題	対策
1	<ul style="list-style-type: none"> 電源喪失によって、中央制御室での計装系の監視、制御といった中央制御室の機能、発電所内の照明、ホットライン以外の通信手段を失ったことにより、有効なツールや手順書もない中での現場の運転員たちによる臨機の判断、対応に依拠せざるを得ず、手探りの状態での事故対応となった。 	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室の機能を確保するため、無線連絡設備、衛星電話設備等による通信手段の確保、及びヘッドライト、ランタン、LEDライト等の照明設備を配備することにより、実効的に活動ができるように整備を行う。
		<ul style="list-style-type: none"> 発電所内の通信手段を確保するため、携行型有線通話装置、送受話器、無線連絡設備、衛星電話設備等を配備する。

3. その他の取り組み

2. 項で述べた東京電力福島第一原子力発電所事故における事故対応の運用面の問題点及び対策のほかに、東日本大震災時における東二での対応から得られた知見及びこれまでの運転経験を踏まえて、重大事故等の発生時に適切な対応を講じるために、以下について取り組む。

(1) 東日本大震災時における東二での対応から得られた知見と今後の取組み

東二は、東日本大震災の発生時には、定格熱出力一定運転中（第25運転サイクル）であったが、地震による蒸気タービンに係る警報（タービン軸振動高）の発報によって原子炉スクラムとなった。また、地震により外部電源が喪失となった。その後、津波の来襲によって非常用ディーゼル発電機2Cは海水ポンプの水没により使用不可となったが、被水対策を講じていた海水ポンプを用いて所内電源を確保して原子炉冷却を継続した。外部電源が復旧した後には、残留熱除去系を用いた原子炉冷却を継続し、東日本大震災の発生から約3.5日後に、原子炉は冷温停止に移行した。

この期間の対応から得られた知見と、今後、取り組むべき事項について以下に整理した。

第1.0.12-5-1 表 東二の対応から得られた知見と今後の取組み
(中央制御室)

	得られた知見	取組み（対策）
1	・常用電源の喪失により I T V が使用できず、建屋内外の状況確認に時間を要した。	・津波監視及び使用済燃料プール監視のための I T V 電源は非常用電源からの供給とする。
2	・プラント状況に応じた迅速な運転操作・対応を行うため、プラント状況の把握のための、災対本部と発電長の間の連絡は極力短時間とすべき。	・重大事故等の発生時には、災害対策本部から情報連絡要員を中央制御室に派遣・滞在させ、プラント状況や中央制御室の状況

		を災害対策本部に報告させることにより、迅速に情報を共有する。
--	--	--------------------------------

第 1.0.12-5-2 表 東二の対応から得られた知見と今後の取組み
(現場操作・作業)

	得られた知見	取組み (対策)
1	・電源関連のトラブルが発生した場合には、M C Rにおける監視や遠隔操作が不可能となるため、屋外巡視や現場操作に多くの人数を配置する必要があるが生じる。	・種々の不具合を想定して、災害対策本部及び運転助成員に包括的な要員を確保する。
2	・現場作業が複数進行すると連絡が交錯した。	・現場から制御室に連絡する場合には、連絡相手を名指しして連絡するとともに、3 way コミュニケーションを徹底する (訓練を重ねて体得する)。
3	・地震直後に複数の箇所で溢水が発生したため、隔離のため弁を閉としたが、タグ管理が一部できなかった。 (運転操作が落ち着いてから、操作者への聞き取りにより弁隔離状況を整理した) ・タグ管理を行うシステムが停電し使用できなかった。	・手書きできるタグを非常時用に準備しておく。

第 1.0.12-5-3 表 東二の対応から得られた知見と今後の取組み
(訓練強化等)

	得られた知見	取組み (対策)
1	・地震時対応訓練、火災対応訓練を行っていたため、巡視のポイント (スロッシングの発生源となり得る箇所、上階からの巡視、電源盤の確認等)、対応措置や安否確認の作業・報告がスムーズに行えた。	・今後も地震時対応訓練及び火災対応訓練を継続的に実施することで、運転対応要員の共通認識を維持・向上させる。

(2) 手順書の整備

a) 手順書の整備によるヒューマンエラー防止対策の取組み

従来、当社は手順書を整備し、運転操作ミス（誤操作）の防止に取り組んでいる。重大事故等発生時における対処に係る運転操作に当たって、運転操作ミスの防止に係る重要性がさらに高まることから、今後は、重大事故等対処設備の運転操作に関わる事項の整備に当たっては、第 1.0.12-6 表に記載した事項について考慮する。

第 1.0.12-6 表 ヒューマンエラー防止のための対策

1	設計基準事故を超える事故に対し、的確かつ柔軟に対処できるよう、必要な手順書類を整備する。
2	適切な判断を行うために必要となる情報の種類、入手方法及び判断基準を整備する。
3	事象の進展状況に応じて手順書類がいくつかの種類に分けられる場合には、次の手順に移行できるように手順書間の関係を明記する。
4	運転員が操作する際には、操作指示者が確認した上で了解し実施する。また、必要なステップ毎に適切な職位がダブルチェックする。

b) その他

上記 a) のほかに、重大事故等時における手順書について、第 1.0.12-7 表の観点も追加して整備する。

第 1.0.12-7 表 その他考慮する事項

1	炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等（ホウ酸注入、海水注入、格納容器ベント）の判断基準をあらかじめ明確化し、発電長の判断により迅速な操作ができるようにする。
2	重大事故等時に運転操作する設備、監視する計器及び通信連絡設備等については、その他の設備等と識別化しておく。

(3) 運用面での改善

従来、東二では重大事故等の発生時に迅速・的確な事故対応ができるように、原子力防災訓練等の事故対応の教育・訓練を実施している。また、発電所員の事故対応意識の向上のため、安全文化醸成活動を継続的に実施している。このような、運用面での取り組みについて、第 1.0.12-8 表に関する事項について今後に改善を行う。

第 1.0.12-8 表 運用面における今後の改善

1	原子力防災訓練においては、シナリオ非提示型の訓練の実施、社内関係箇所とのTV会議システム等を用いた情報連携等を取り入れ、より実践的な訓練を実施する。
2	フルスコープシミュレータを用いた運転員と災害対策本部員との連携訓練を行う。また、災害対策本部員の図上訓練として災害対策本部対応訓練を高頻度で繰り返し実施する。
3	休日・夜間に非常招集可能な体制の整備等、重大事故等対策に要する体制の構築、整備を行う。
4	淡水による原子炉圧力容器への注水等ができない場合に海水を使用する手順を社内規程に定めておくなど、原子力災害発生時において発電長が躊躇なく判断できる社内規程を整備する。
5	地震の揺れに対する防護のため、中央制御室盤に地震時対应手摺りの取付けなど、地震を念頭においた対策を実施する。
6	外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるようにホイールローダ等をあらかじめ配備し、運転操作を習得する。また、事故時に要求される特殊技量（重機の操作等）を有した要員を確保するために、大型自動車、重機等の免許等について社員の資格取得を進める。
7	マスク着用等、様々な環境を想定した現場の対応訓練を実施する。

8	本部長，班長について，複数名の人員を配置することで，事故対応が長期間に及んでも交代で対応することができ，常により最適な判断が下せるようにする。
9	放射線管理上の強化として，可搬型モニタリングポスト等の設置に必要な災害対策要員の確保，社員に対して放射線計測器の取扱研修を行いモニタリング要員の育成，緊急時対策所への電子式個人線量計の配備を実施する。 緊急時対策所入口にチェンジングプレースを設置し，外部から放射性物質を持ち込まない環境を整備するとともに，総合訓練時に設置訓練を行う。
10	原子力緊急事態支援組織との連携を図る訓練を行い，資機材（ロボット等）の迅速な輸送に関する訓練を適宜実施する。

東海第二発電所
災害対策要員の作業時における
装備について

<目 次>

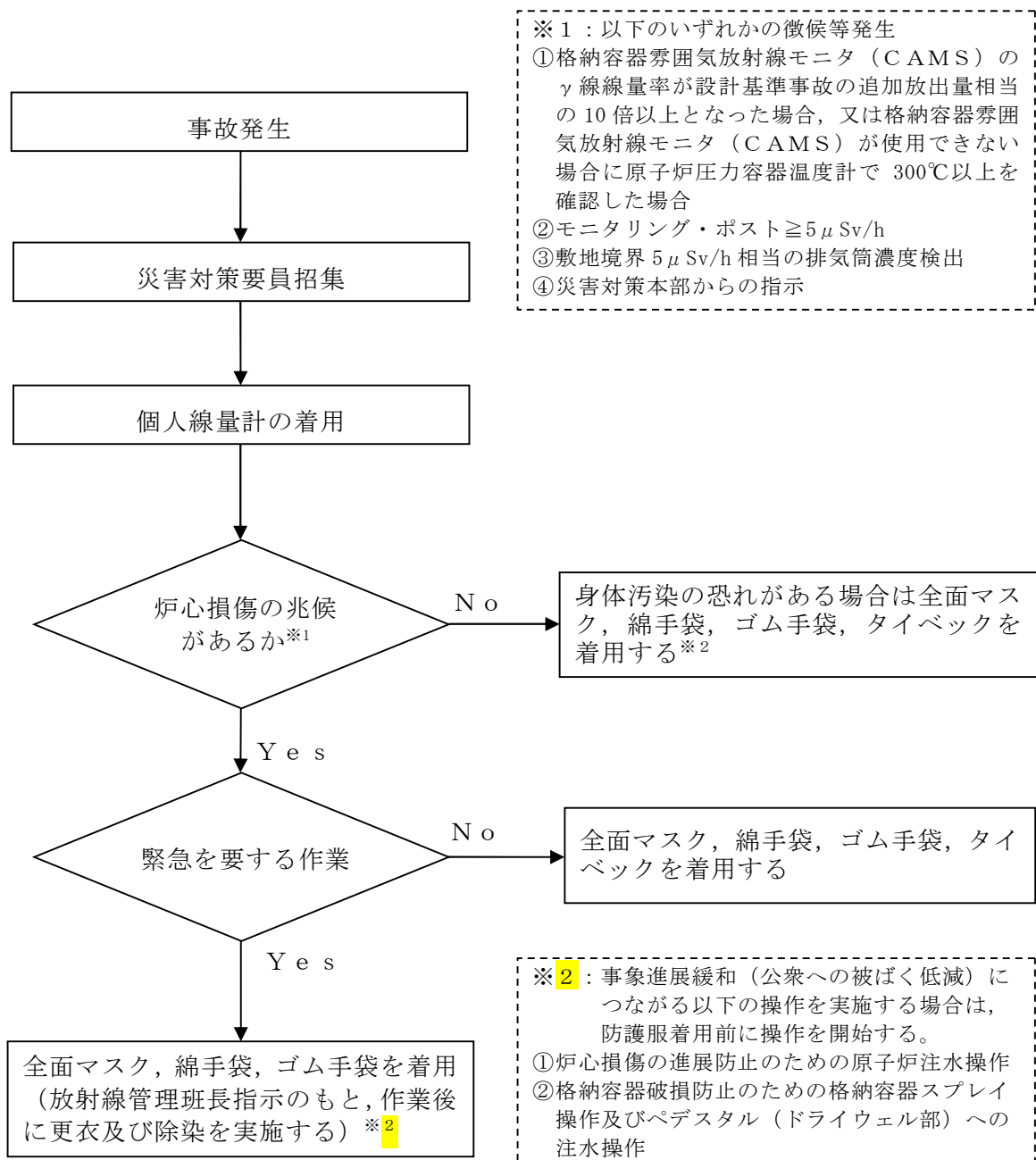
1. 初動対応時における放射線防護具類の選定.....	1. 0. 13-1
2. 初動対応時における装備.....	1. 0. 13-2
3. 放射線防護具類の着用等による個別操作時間への影響について.	1. 0. 13-5
(1) 操作場所までの移動経路について.....	1. 0. 13-5
(2) 操作場所での状況設定について.....	1. 0. 13-5
(3) 作業環境による個別操作時間への影響評価.....	1. 0. 13-5

初動対応時における災害対策要員の現場作業における放射線防護具類については、以下のとおり整備する。また、初動対応時における適切な放射線防護具類の選定については、発電長又は放射線管理班長が判断し、着用を指示する。

1. 初動対応時における放射線防護具類の選定

重大事故等発生時は事故対応に緊急性を要すること、通常運転時とは異なる区域の汚染が懸念されることから、通常の防護具類の着用基準ではなく、以下のフローのように作業環境、緊急性等に応じて合理的かつ効果的な放射線防護具類を使用することで、災害対策要員の被ばく線量を低減する。

(第 1.0.13-1 図参照)



・湿潤状況下で作業を行う場合は、長靴又は胴長靴及びアノラックを追加で着用するとともに、高湿度環境下で作業を行う場合は、全面マスクの代わりに自給式呼吸用保護具等を着用する。

・主な装備の着用時間は以下の通り。（訓練で確認済み）

全面マスク、綿手袋、ゴム手袋、タイベック、アノラック、胴長靴：約12分

自給式呼吸用保護具、綿手袋、ゴム手袋、タイベック、アノラック、長靴：約21分

第1.0.13-1 図 放射線防護具の選定方法

2. 初動対応時における装備

- ・ 発電長又は放射線管理班長が着用について判断した場合に必要な放射線防護具を速やかに着用できるよう、常時、中央制御室、緊急時対策所に必要数を保管する。
- ・ 災害対策要員のうち、現場作業を行う要員については、初動対応時から個人線量計を着用することにより、要員の外部被ばく線量を適切に管理することが可能である。なお、作業現場に向かう際には、放射線防護具類を携行する。
- ・ 炉心損傷の徴候がある場合には、放射性物質の放出が予測されることから、発電長又は放射線管理班長が適切な放射線防護具類を判断し、要員に着用を指示する。指示を受けた要員は指示された放射線防護具類を着用する。
- ・ 炉心損傷の徴候がある場合、かつ、汚染防護服を着用する時間もない緊急を要する作業を実施する場合には、発電長又は放射線管理班長の指示の下、全面マスクと綿手袋及びゴム手袋を着用して作業を実施する。ただし、中央制御室において、事象進展を緩和するための早急な対応操作が必要な場合には、一時的に操作を優先する。なお、身体汚染が発生した場合には、作業後に更衣及び除染を実施する。
- ・ 遮蔽ベストは、移動を伴う作業においては作業時間が増加し被ばく線量が増加する可能性があるため原則着用せず、移動を伴わない高線量作業時に着用する。
- ・ 湿潤状況下（管理区域内で内部溢水が起こっている場所）で作業を行う場合には、**アノラック**、長靴又は胴長靴を追加で着用するとともに、高湿度環境下では全面マスクに装着するチャコールフィルターの劣化が早くなる恐れがあるため、自給式呼吸用保護具等を着用する。

(第 1.0.13-1 表, 第 1.0.13-2 図参照)

第 1.0.13-1 表 災害対策要員の初動対応時における装備

名 称	着用基準	
	炉心損傷の徴候有り	炉心損傷の徴候無し
個人線量計	必ず着用	同左
綿手袋・ゴム手袋	必ず着用	身体汚染の恐れがある場合に着用
タイベック	緊急を要する作業を除き着用	身体汚染の恐れがある場合に着用
アノラック	湿潤状況下で作業を行う場合に着用	身体汚染の恐れがある湿潤作業を行う場合に着用
長靴・胴長靴	湿潤状況下で作業を行う場合に着用	身体汚染の恐れがある湿潤作業を行う場合に着用
遮蔽ベスト	移動を伴わない高線量作業時に着用	同左
全面マスク	原則着用（自給式呼吸用保護具等を着用する場合を除く）	身体汚染の恐れがある場合に着用
自給式呼吸用保護具	湿潤状況下で作業を行う場合に着用	同左



個人線量計



タイベック



アノラック



長靴



胴長靴



遮蔽ベスト



全面マスク



自給式呼吸用保護具

第 1.0.13-2 図 放射線防護具類

3. 放射線防護具類の着用等による個別操作時間への影響について

災害対策要員の個別操作時間については、訓練実績等に基づく現場への移動時間と現場での操作時間により算出する。

移動時間については、重大事故等を考慮して設定されたアクセスルートによる現場への移動時間を測定し、操作時間については、重大事故等を考慮した操作場所の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を仮定し、放射線防護具類の着用時間を考慮の上、操作時間を算出する。

ここでは、放射線防護具類着用等の作業環境による個別操作時間への影響について評価する。

（1）操作場所までの移動経路について

- a. アクセスルートとして設定したルートを移動する。
- b. 全交流動力電源喪失等により、建屋照明等が使用できず、建屋内が暗い状況を考慮する。
- c. 炉心損傷の徴候がある場合には、放射線防護具類を着用して現場に移動することを考慮する。

（2）操作場所での状況設定について

- a. 地震等を想定しても操作スペースは確保可能とする。
- b. 作業場所は照明の無い暗い状況での作業を考慮する。
- c. 炉心損傷の徴候がある場合には、放射線防護具類を着用して現場に移動することを考慮する。

（3）作業環境による個別操作時間への影響評価

操作時間に影響を与える作業環境を考慮し、「放射線防護具類を着用した状態での作業」、「暗所での作業」、「通信環境」について評価した結果、作業環境による個別操作時間への影響がないことを確認した。

a. 放射線防護具類を着用した状態での作業評価

炉心損傷の徴候がある場合には、放射線防護具類を着用して現場操作を実施することから、放射線防護具類を着用した状態での作業について評価を実施した。

(a) 評価条件

イ. 初動作業時における放射線防護具類は「2. 初動対応時における装備」に基づき、放射線防護具類（全面マスク，汚染防護服等）を着用する。

ロ. 通常との作業性を比較するため、有意差が発生する可能性がある屋外での作業を選定する。

(b) 評価結果

通常装備での作業と比較すると、全面マスクにより視界が若干狭くなること及び全面マスクにより作業報告等を伝達する際には少し大きな声を出す必要があることが確認されたが、放射線防護具類を着用した状態であっても個別操作時間に有意な影響がないことを確認した。（第 1.0.13-3 図参照）



第 1.0.13-3 図 放射線防護具類を着用した状態での作業状況

ｂ．暗所作業の評価

全交流動力電源喪失により，建屋内照明等が使用できない状況を想定し，暗所における作業性について評価を実施した。

（a）評価条件

- イ．暗所作業時に使用する可搬型照明として，ＬＥＤライト，ランタン，ヘッドライトを中央制御室等に配備する。（第 1.0.13-2 表，第 1.0.13-4 図参照）
- ロ．暗所作業の成立性を確認するため，可搬型照明（ヘッドライト）を使用して操作を実施する。（第 1.0.13-5 図参照）

第 1.0.13-2 表 可搬型照明

名 称	仕 様	数 量※	保管場所※
ＬＥＤライト	乾電池式	14 個	中央制御室
		5 個	廃棄物処理操作室
		20 個	緊急時対策所
ランタン	乾電池式	20 個	中央制御室
		20 個	緊急時対策所
ヘッドライト	乾電池式	14 個	中央制御室
		20 個	緊急時対策所

※数量，保管場所については，今後の検討により変更となる可能性がある。



ＬＥＤライト



ランタン



ヘッドライト

第 1.0.13-4 図 可搬型照明



(通常状態)



(可搬型照明を使用した
状態での作業)



(暗所環境下での作業状況の例)

第 1.0.13-5 図 可搬型照明を使用した状態での作業状況

(b) 評価結果

ヘッドライトを使用することにより、操作を行うために必要な明るさは十分確保されるため、個別操作時間に有意な影響がないことを確認した。

なお、より容易に操作が可能となるよう、建屋内の作業エリア、アクセスルートには、蓄電池内蔵型照明が設置されている。(第 1.0.13-6 図参照)



第 1.0.13-6 図 蓄電池内蔵型照明の例

c. 通信環境の評価

(a) 評価条件

中央制御室，緊急時対策所等及び現場間での通信手段として，運転指令装置，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備，携行型有線通話装置等の通信手段を整備する。

(第 1.0.13-7 図参照)

(b) 評価結果

重大事故等が発生した場合であっても，整備している通信手段により，通常時と同等の通信環境が保持可能であり，個別操作時間に有意な影響はないと評価する。また，炉心損傷の徴候がある場合には，放射線防護具類（全面マスク）を着用し，作業状況報告のための通話を実施するが，着用しない状況より大きな声を出す必要があるものの通話可能であり，個別操作時間に有意な影響がないことを確認している。



運転指令装置



電力保安通信用
電話設備（携帯型）



衛星電話設備
（携帯型）



無線連絡設備
（携帯型）



携行型優先通話装置

第 1.0.13-7 図 通信連絡設備

東海第二発電所

格納容器の長期にわたる状態維持に
係わる体制の整備について

< 目 次 >

1. 考慮すべき事項	1.0.15-1
2. 格納容器の冷却手段	1.0.15-3
(1) 格納容器除熱手段について	1.0.15-3
(2) 代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した 対策について	1.0.15-4
3. 作業環境の線量低減対策の対応例について	1.0.15-9
(1) 循環冷却時の線量低減の対応について	1.0.15-9
(2) 汚染水発生時の対応について	1.0.15-10
4. 残留熱除去系の復旧方法について	1.0.15-14
(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について	1.0.15-14
(2) 残留熱除去系の復旧手順について	1.0.15-14
5. 外部からの支援について	1.0.15-23

重大事故等への対応操作や作業は、事故形態によっては長期間にわたることが予想されるため、あらかじめ長期対応への体制整備や作業環境の維持、改善等について、準備しておくことが望ましい。

東海第二発電所原子力事業者防災業務計画では、原子力災害事後対策として「防災基本計画第 11 編原子力災害対策編」（中央防災会議）に定める災害復旧対策についての計画として復旧計画を策定し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する旨を規定している。

復旧計画に定めるべき事項は以下のとおり。

- ・ 原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握
- ・ 原子炉施設の除染及び放射線遮蔽の実施
- ・ 原子炉施設損傷部の修理、改造の実施

災害対策本部は、招集した要員により、復旧計画に基づき災害発生後の長期対応を行う。また本社対策本部が中心となって、社内外の関係各所と連絡し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

1. 考慮すべき事項

(1) 格納容器過圧・過温破損事象等においては、代替循環冷却及び格納容器ベントにより長期的な格納容器除熱が可能であることを有効性評価において確認している。

(2) 代替循環冷却系による格納容器除熱においては、格納容器の圧力を、最高使用圧力を下回る状態で長期的に維持することが可能である。格納容器の温度については、サプレッション・プールの温度が長期にわたり最高使用温度に近い状態で継続するが、格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が維持される 150℃を下回っている。また、代替循環冷

却系は重大事故が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故に対処するために必要な機能を有効に発揮できる設計とし，長期運転及び設備不具合の発生等を想定した対策の検討を行うこととする。

(3) 炉心損傷後に代替循環冷却系の運転を実施することについて，負の影響としては，建屋内の環境線量が上昇することにより，代替循環冷却系の運転後の機器の復旧等が困難になることが予想される。

(4) 代替循環冷却系による格納容器除熱を実施することにより，長期的に格納容器の圧力・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ものの，残留熱除去系の復旧等の対策の検討が必要である。

(5) 重大事故等発生時の中長期的な対応については，プラントメーカーとの協力協定を締結し，事故収束に向けた対策立案等必要な支援を受けられる体制の確立が必要である。

以上を踏まえ，(1)(2)の詳細検討として，「2．格納容器の冷却手段」において，重要事故シーケンスにおける格納容器の除熱として使用できる冷却手段を整理する。

また，(3)(4)の検討結果を「3．作業環境の線量低減対策の対応例について」「4．残留熱除去系の復旧方法について」にそれぞれとりまとめる。

最後に発電所外からの支援について「5．外部からの支援について」に示す。

2. 格納容器の冷却手段

(1) 格納容器除熱手段について

福島第一原子力発電所の事故を踏まえ，東海第二発電所では多様な格納容器除熱手段を整備しており，その設備の有効性について有効性評価において確認している。

第 1 表に格納容器除熱手段を示す。また，第 1-1 図，第 1-2 図，第 1-3 図に格納容器除熱手段の概要図を示す。

第 1 表に示すとおり，東海第二発電所では多くの格納容器バウンダリが確保される除熱手段を有しており，格納容器バウンダリの維持はできないものの格納容器ベントの実施による格納容器除熱も可能であり，多様性を有しているといえる。

第 1 表 格納容器除熱手段

	除熱手段	
格納容器バウンダリが確保される除熱手段	代替循環冷却系	○
	緊急用海水系	○
	代替残留熱除去系海水系	△
	残留熱除去系 A 系	○
	残留熱除去系 B 系	○
	ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱	△
格納容器バウンダリが確保されない除熱手段	格納容器圧力逃がし装置によるベント	○
	耐圧強化ベント	△

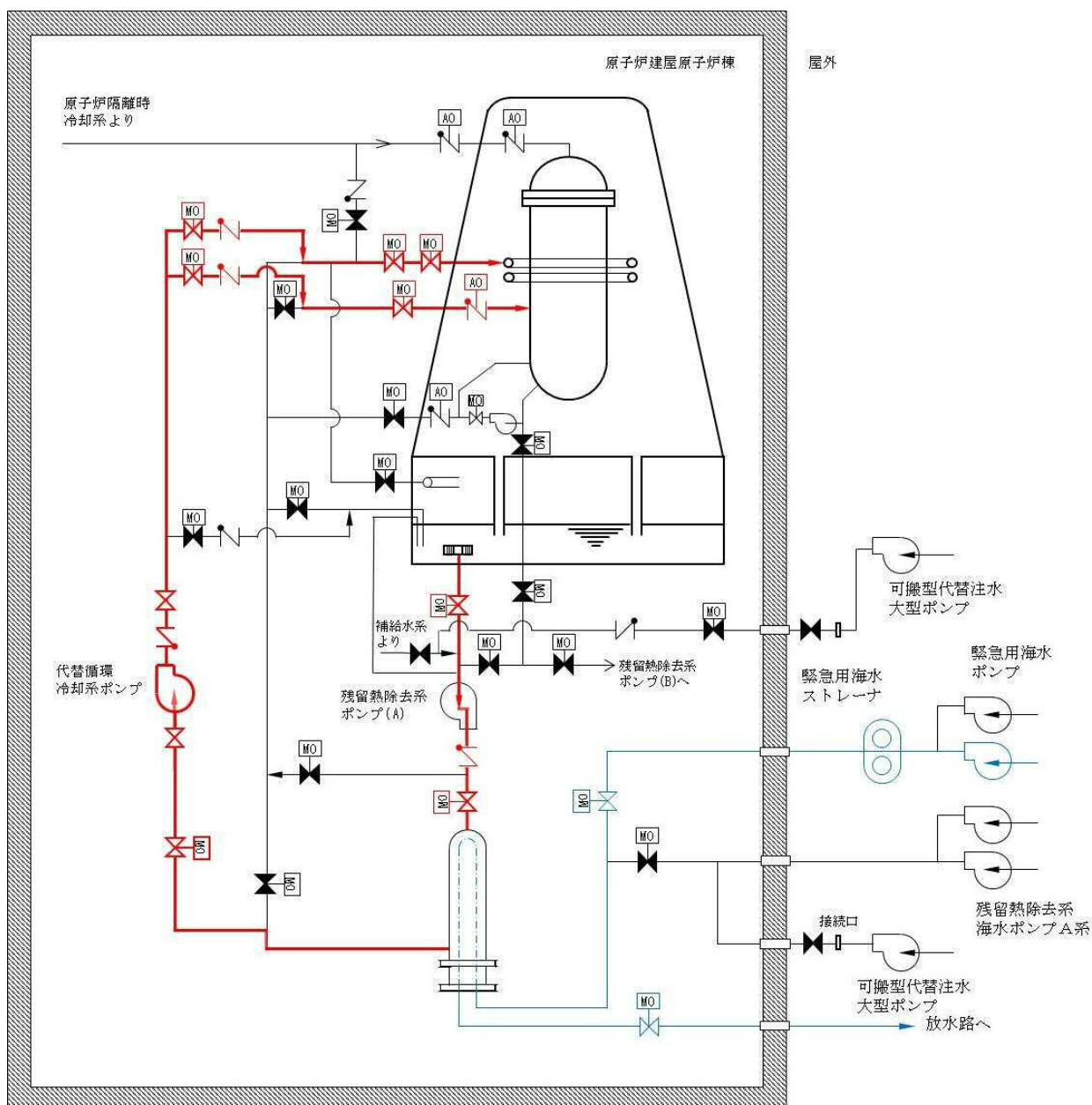
○：有効性評価で期待する設備

△：有効性評価で期待しないものの設備復旧等により使用可能

(2) 代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について

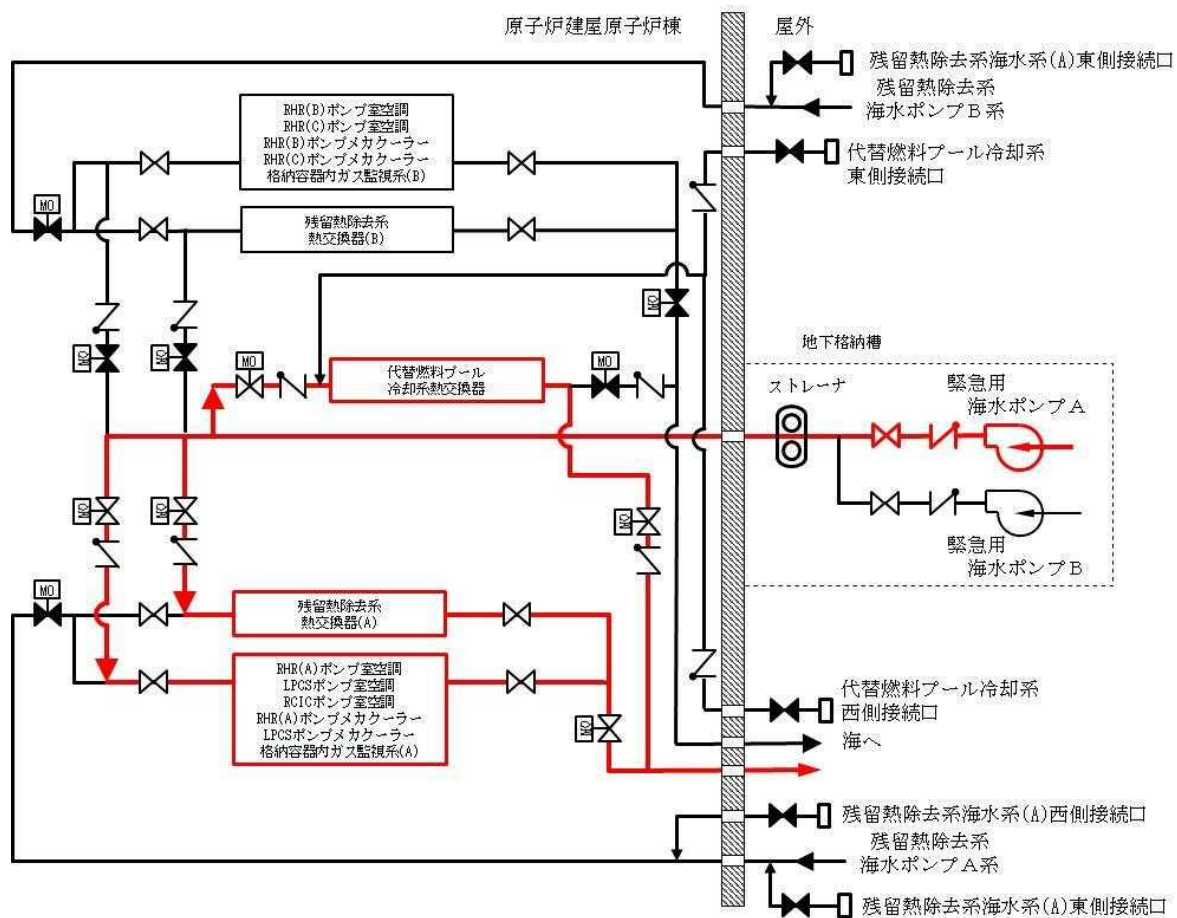
代替循環冷却系を運転する場合には、サプレッション・プールを水源として原子炉及び格納容器内に冷却水を循環させることとなるため、系統水が流れる配管が高線量となる。配管表面での線量は、事故後 90 日の積算線量で約 Gy と評価しており、これを考慮し、系統に使用するポンプのメカニカルシール部やポンプ電動機、電動弁の駆動部等については、耐放射線性が確保されたものを使用する。

また、事故後のサプレッション・プール内には異物が流入する可能性がある。サプレッション・プールからの吸込部には、大型のストレーナが設置されており、系統内に異物が流入することによるポンプ等の機器の損傷を防止する系統構成となっている。なお、ストレーナは、サプレッション・プールの底面から約 1m の高さに設置されており、底面に沈降する異物を大量に吸い上げることはないと考えているが、万が一、ストレーナに異物が付着し、閉塞した場合を考慮し、外部水源から洗浄用水を供給（可搬型代替注水大型ポンプによる淡水供給）することにより、ストレーナの逆洗を行うことが可能な設備構成としている（第 2 図参照）。



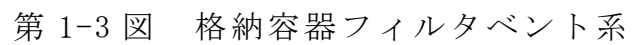
緊急用海水系使用時の図を示す。

第 1-1 図 代替循環冷却系



※ 系統構成は緊急用海水系によるA系通水時の状態を示す

第 1-2 図 緊急用海水系等海水系



3. 作業環境の線量低減対策の対応例について

(1) 循環冷却時の線量低減の対応について

代替循環冷却系は、残留熱除去系による格納容器からの除熱機能が喪失した場合に使用する系統である。ここでは、代替循環冷却系の運転によって放射線量が上昇した環境下における残留熱除去系の復旧作業の概要を示す。

代替循環冷却系は、サプレッション・プールからの吸込み及び原子炉及び格納容器への注水に、残留熱除去系 A 系を使用する設計としている。

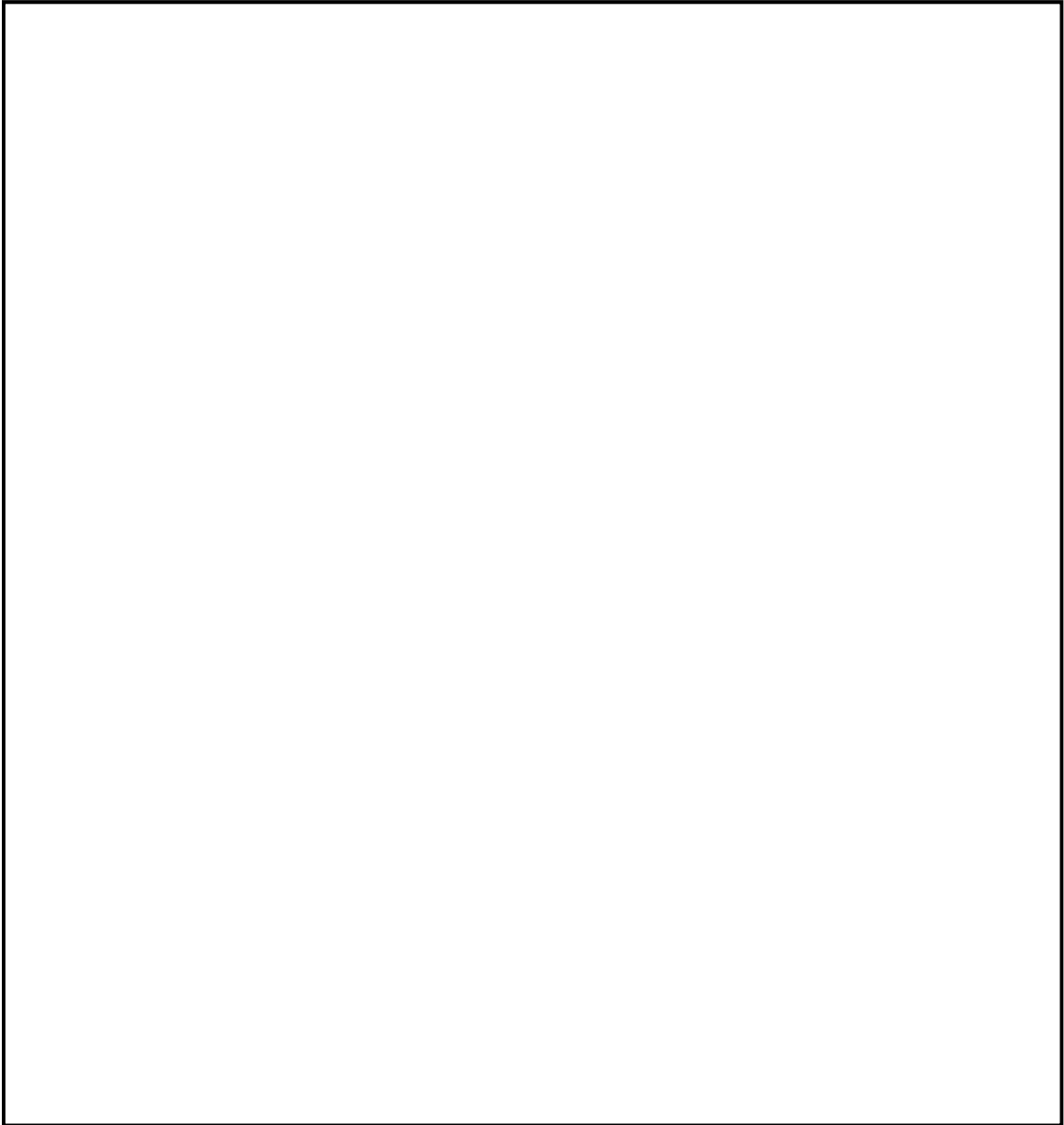
残留熱除去系 A 系の配管については、復旧作業の実施に先立ち、外部水源から洗浄用水を系統内に供給（可搬型代替注水大型ポンプによる淡水供給）することにより、系統全体のフラッシングを行うことが可能な設備構成としている。これにより、配管内の系統水に含まれる放射性物質を、可能な限りサプレッション・プールに送水することで、放射線量を低減させることが可能である。

また、残留熱除去系の復旧で重要なことは、復旧作業が必要と想定されるポンプ室へアクセスできることであるため、代替循環冷却系の運転を行った場合は、線量影響を受けにくい残留熱除去系 B 系の復旧を優先する。この場合、原子炉建屋原子炉棟地下 2 階の残留熱除去系 B ポンプ室及び原子炉建屋原子炉棟 1 階から地下 1 階の残留熱除去系 B ポンプ室上部ハッチにアクセスできる必要がある。

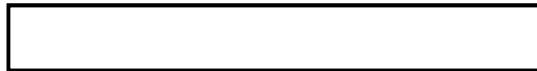
第 3-1 図，第 3-2 図，第 3-3 図に示すとおり，代替循環冷却系の運転により高線量となる配管は，残留熱除去系 B ポンプ室及び同上部ハッチ付近から離れていることから，アクセスは可能であると考える。なお，復旧作業時には必要に応じて遮蔽体の使用，適切な放射線防護具を装備することにより，線量による影響の低減を図る。

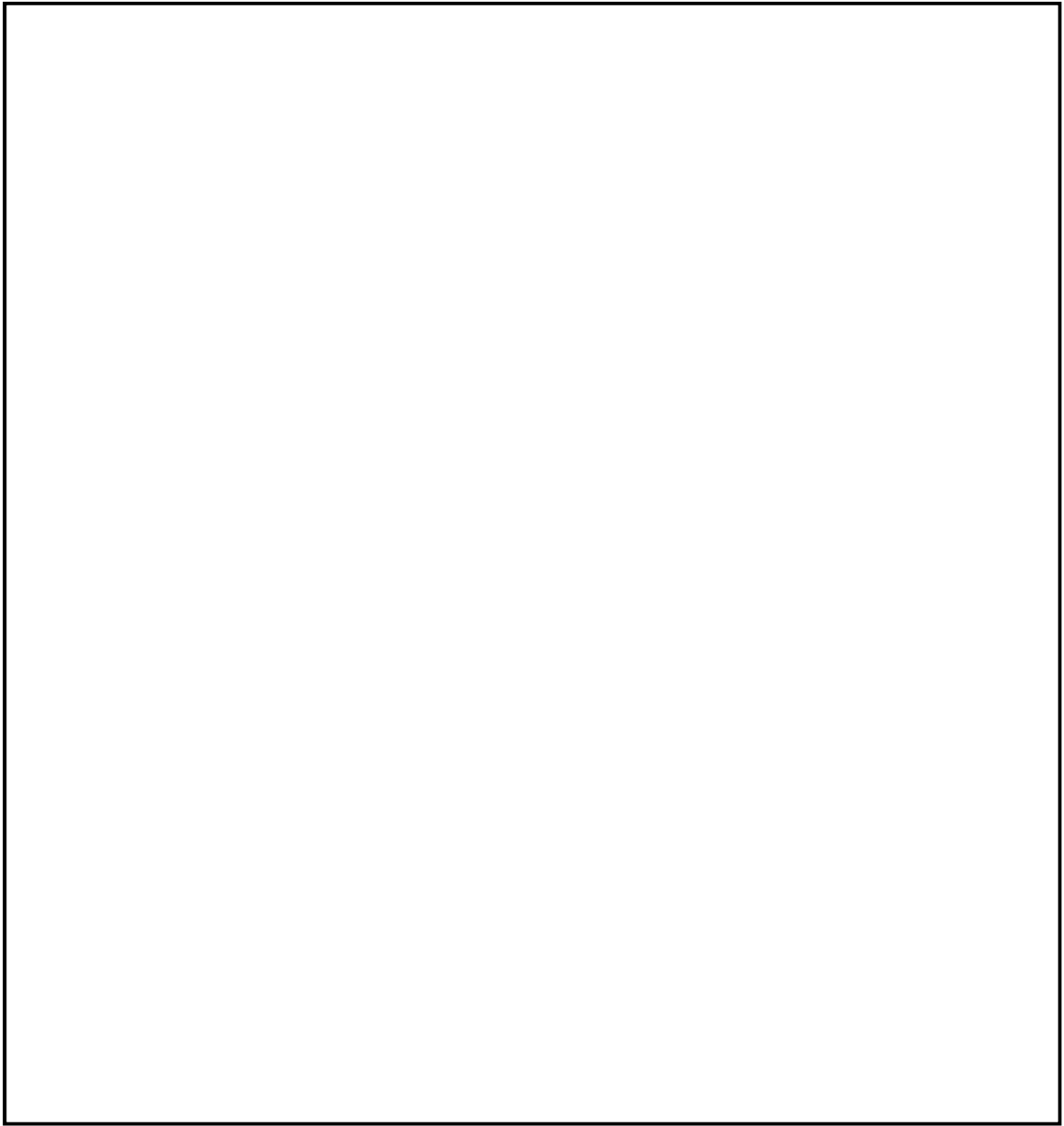
(2) 汚染水発生時の対応について

重大事故時発生時に放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合においても，国内での汚染水処理の知見を活用し，汚染水処理装置の設置等の適用をプラントメーカーの協力を得ながら対応する。



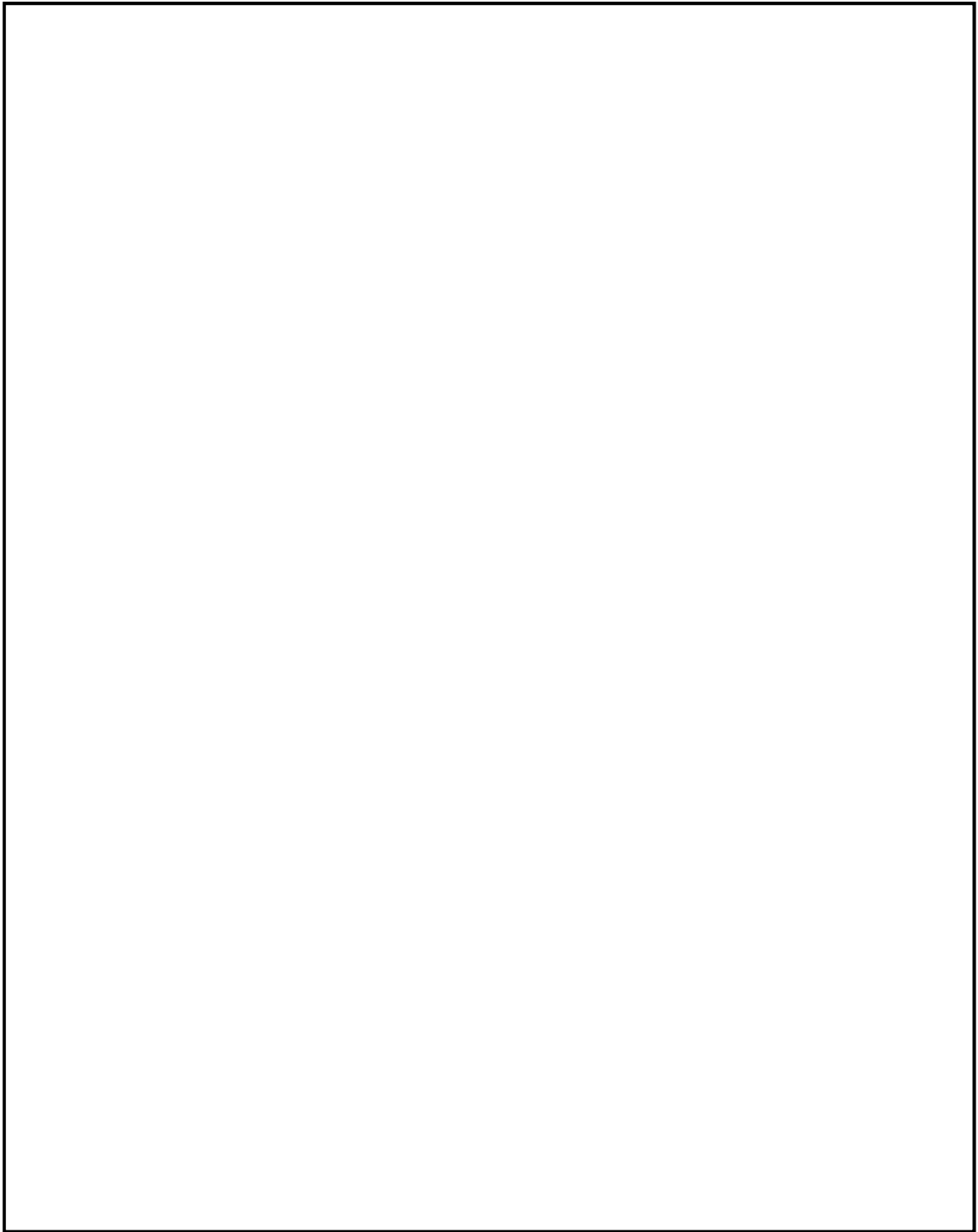
第 3-1 図 機器配置図



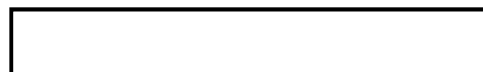


第 3-2 図 機器配置図





第 3-3 図 機器配置図



4. 残留熱除去系の復旧方法について

(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について

残留熱除去系の機能喪失の原因によっては、大型機器の交換が必要となり復旧に時間かかる場合も想定されるが、予備品の活用やサイト外からの支援等を考慮すれば、1ヶ月程度で残留熱除去系を復旧させることが可能である場合もあると考えられる。

残留熱除去系の復旧に当たり、残留熱除去系海水系については、予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できる機器であり、機械的故障と電氣的故障の要因が考えられる残留熱除去系海水系ポンプ電動機を予備品として確保し、重要安全施設との位置的分散を考慮し保管している。（詳細は添付資料 1.0.3「予備品等の確保及び保管場所について」参照）

一方、残留熱除去系については、防潮堤等の津波対策及び原子炉建屋内の内部溢水対策により区分分離されていることから、複数の残留熱除去系が同時浸水により機能喪失することはないと考えられる。

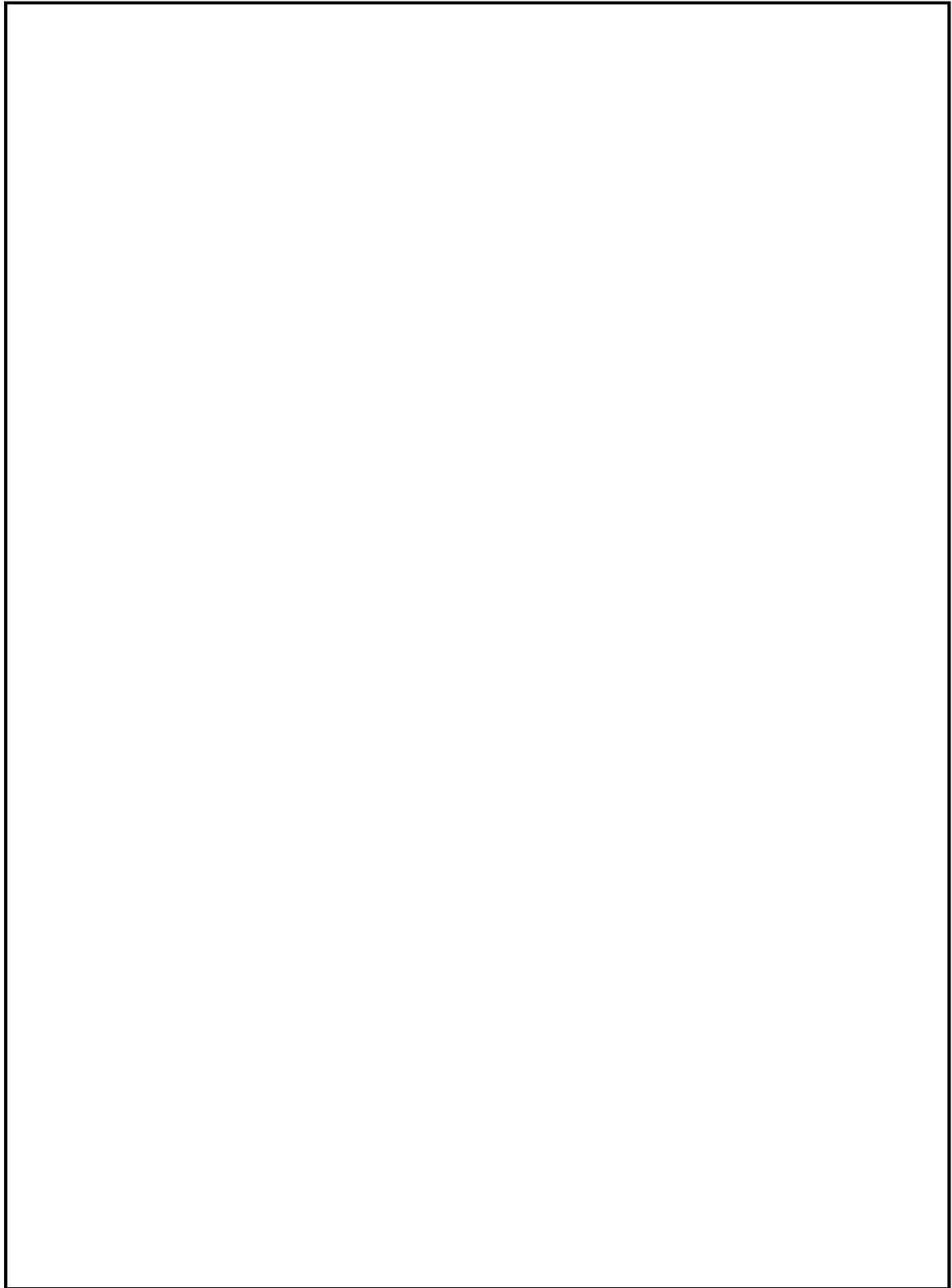
なお、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機能喪失に至った場合においても、残りの系統の残留熱除去系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。

(2) 残留熱除去系の復旧手順について

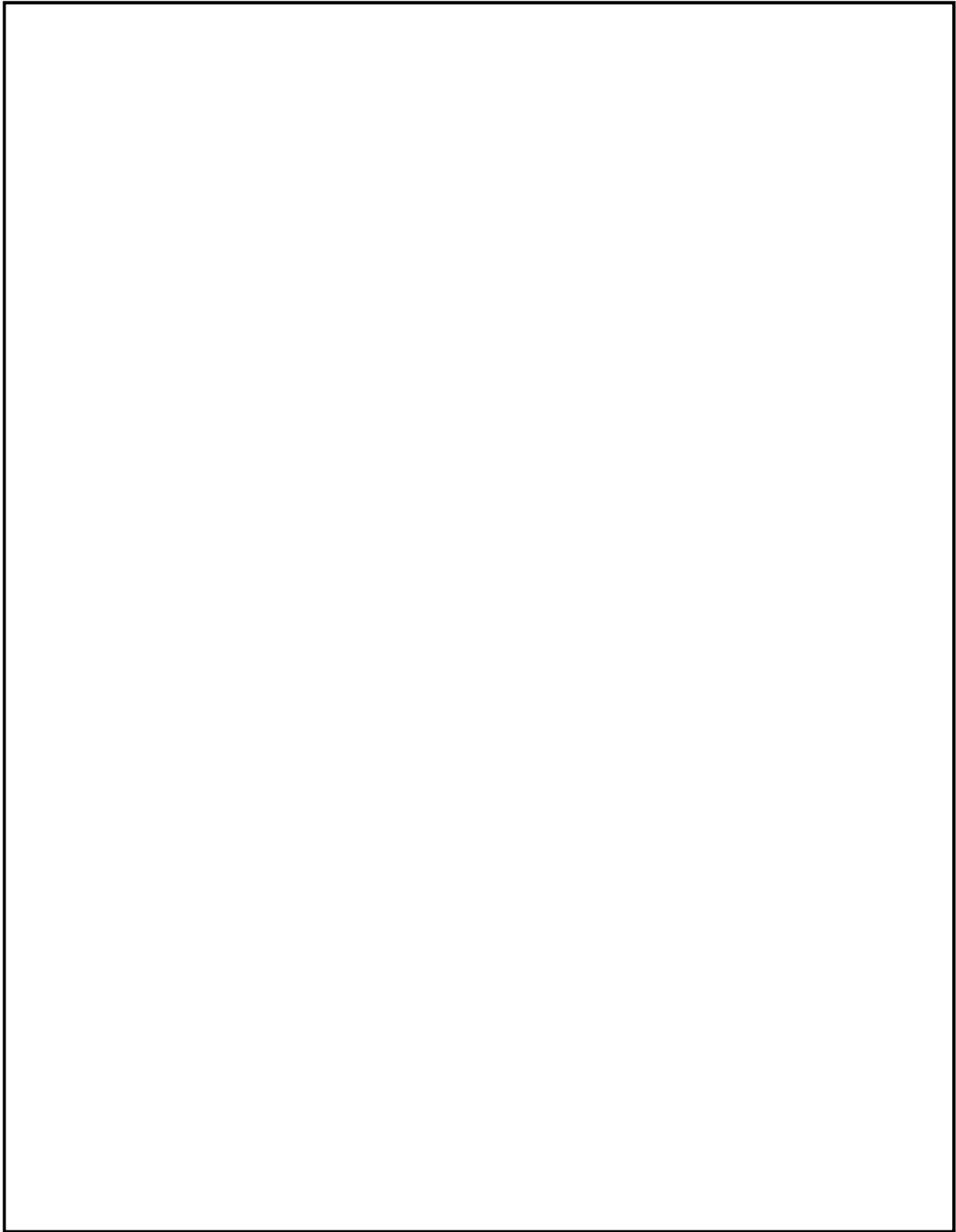
炉心損傷もしくは格納容器破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、運転員及び災害対策要員により残留熱除去系を復旧するための手順を整備してきている。

本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷あるいは格納容器破損に対する時間余裕に応じて「恒久対策」、「応急対策」、又は「代替対策」のいずれかを選択するものとしている。具体的には、故

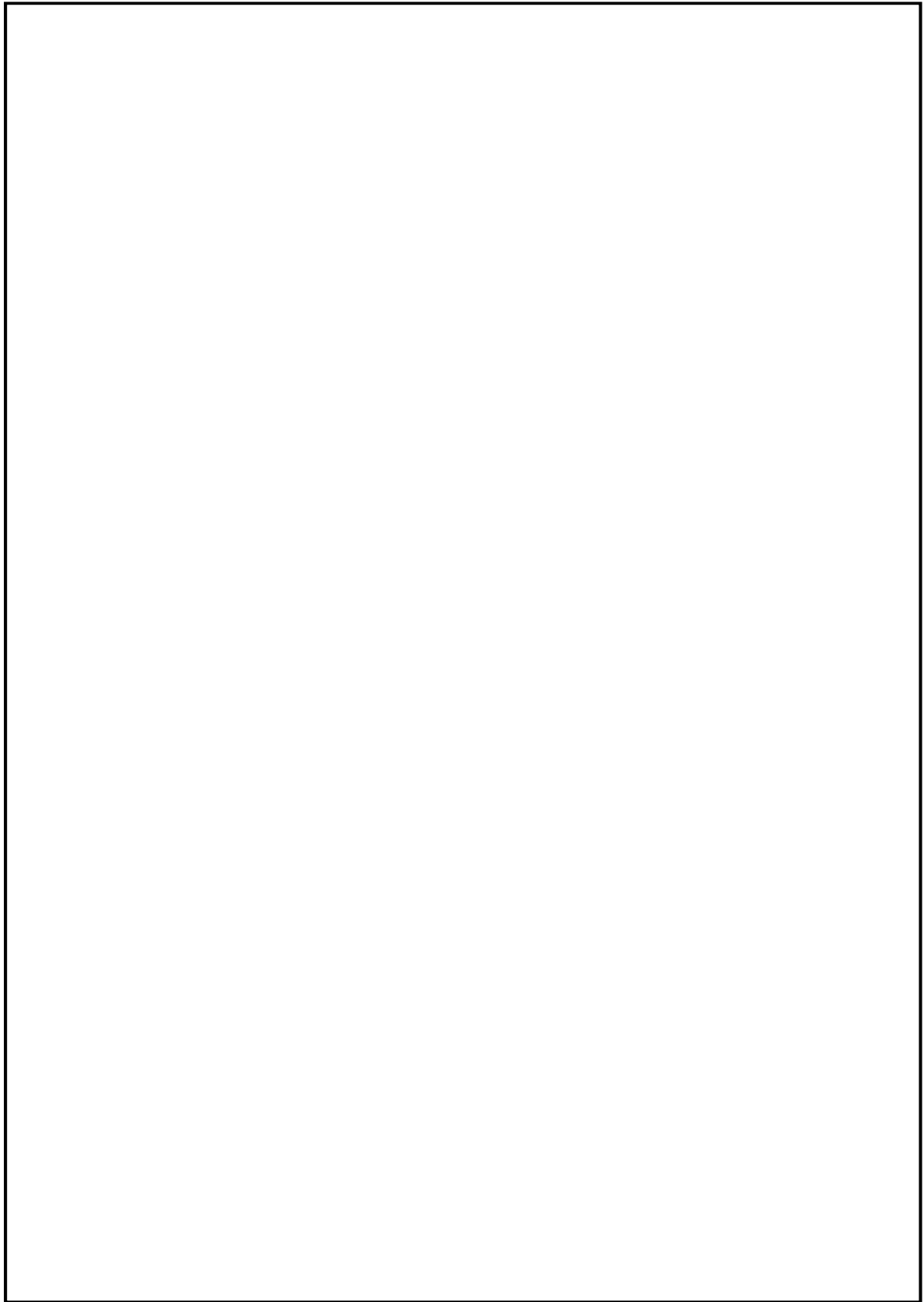
障個所の特定と対策の選択を行い，故障個所に応じた復旧手順にて復旧を行う。第4図に，手順書の記載例を示す。



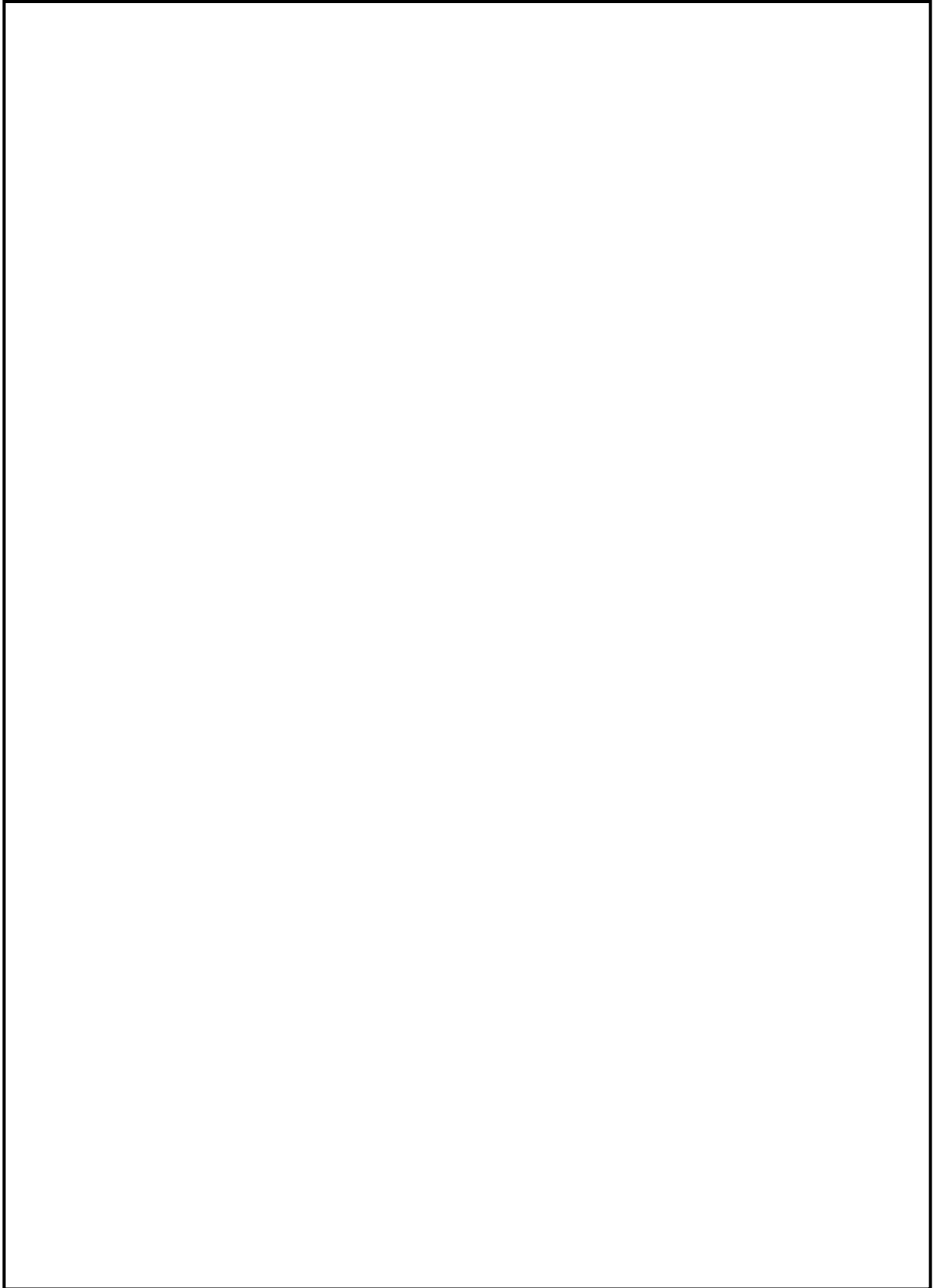
第 4 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（1／7）



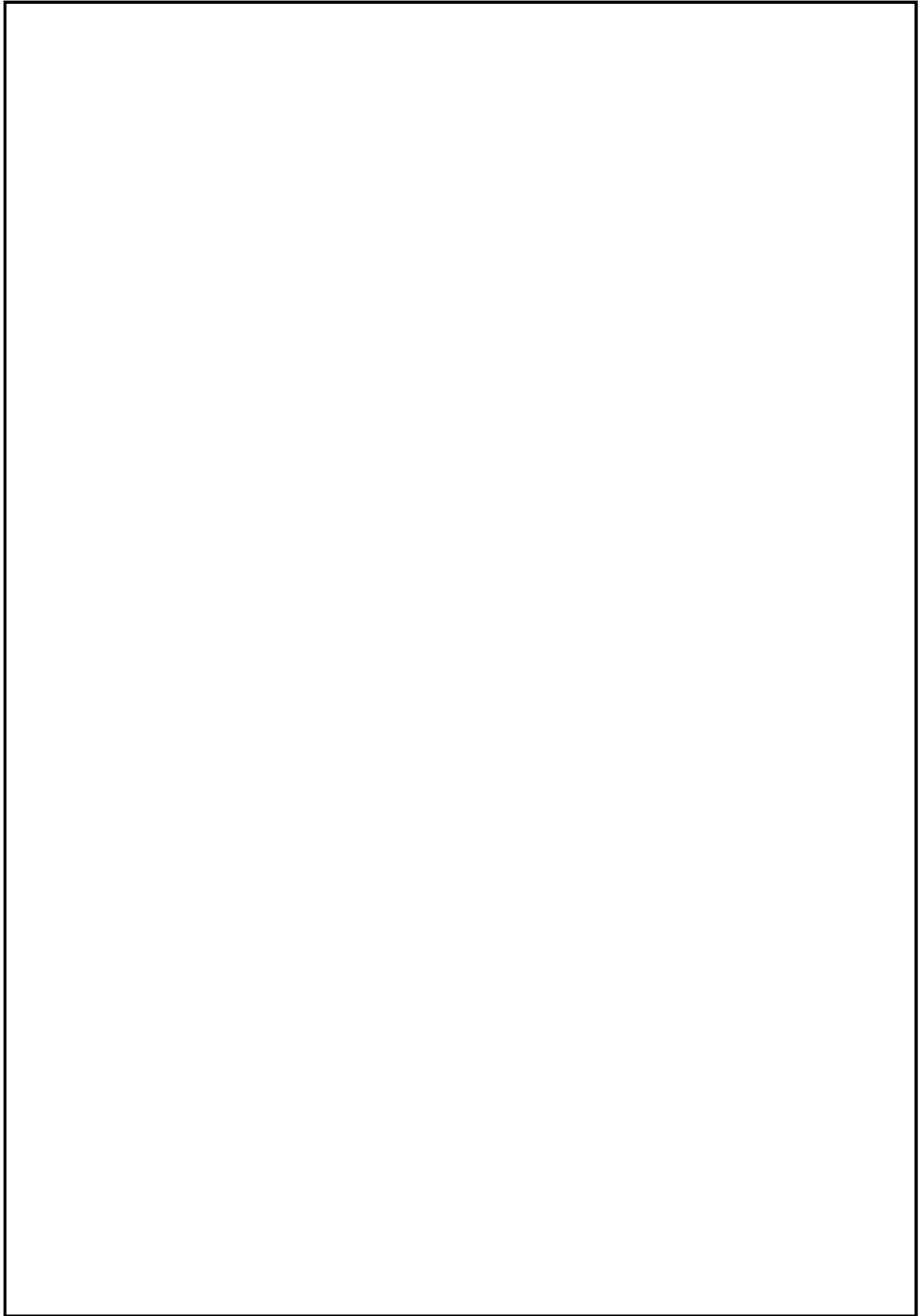
第 4 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (2/7)



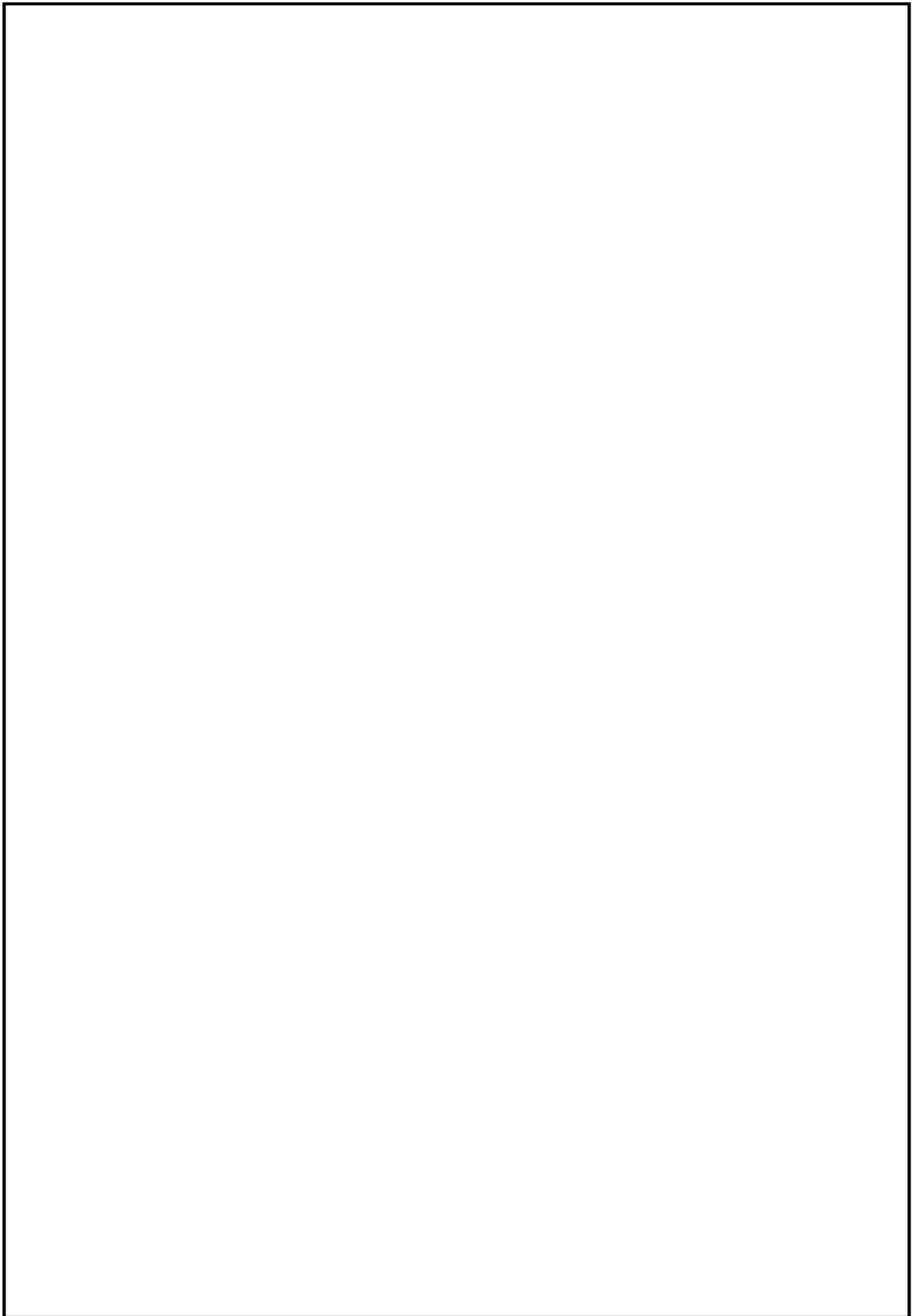
第 4 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (3/7)



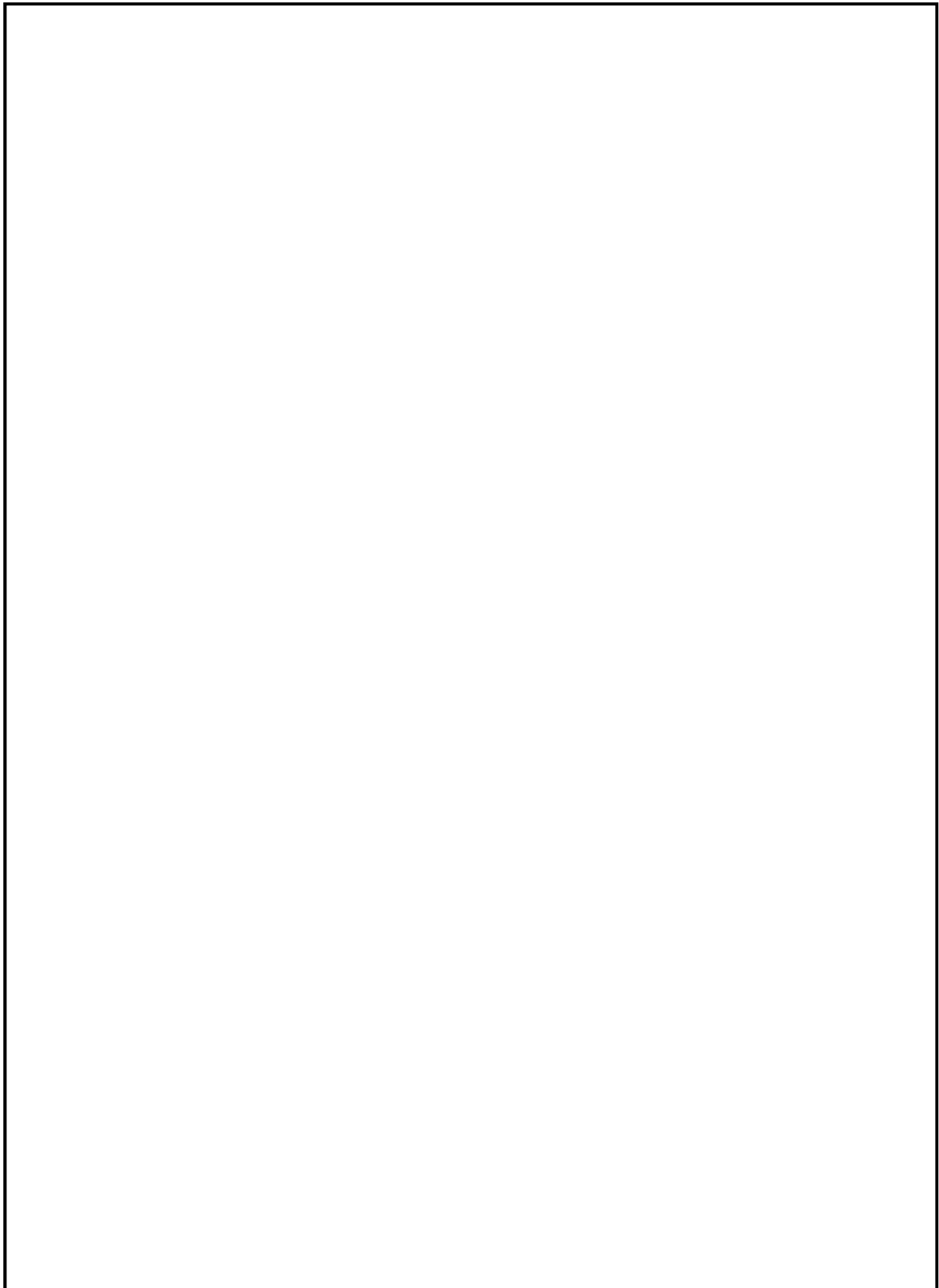
第 4 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (4/7)



第 4 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (5/7)



第 4 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（6／7）



第 4 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (7 / 7)

5. 外部からの支援について

重大事故等発生時における外部からの支援については、プラントメーカー（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）、協力会社等から重大事故等発生後に現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び要員の派遣等について、協議・合意の上、東海第二発電所の技術支援に関する覚書等を締結し、重大事故等発生後に必要な支援が受けられる体制を整備している。

協定では平時から連絡体制を構築し、緊急時における原子力発電所安全確保のため緊急時対応を支援すること等が記載されている。

外部からの支援に関する詳細な説明は、添付資料 1.0.4「外部からの支援について」にて示す。

東海第二発電所
重大事故等発生時における
東海発電所及び使用済燃料乾式貯蔵設備
の影響について

＜目 次＞

1. 概 要	1.0.16-1
2. 影響評価	1.0.16-1
2. 1 東海発電所からの影響	1.0.16-1
2. 2 東二の原子炉等との同時被災時の貯蔵設備への影響	1.0.16-6
3. 東海発電所の廃止措置作業で使用する資機材及び発生する 廃材等による影響評価	1.0.16-8
4. 評価結果	1.0.16-9
5. その他	1.0.16-9

第1.0.16-1 表	東海発電所における想定事象と 可能性のある影響	1.0.16-12
第1.0.16-2表	火災発生時の消火活動要員の動き	1.0.16-13
第1.0.16-3表	自然現象等による貯蔵容器への影響	1.0.16-14
第1.0.16-4表	原子炉等の重大事故等対応に影響を与える可能性のある貯蔵 設備の想定事象とその影響	1.0.16-14
第1.0.16-5表	東海発電所の廃止措置作業で使用する資機材又は発生する廃材 等に対する想定事象と可能性のある影響	1.0.16-15
第1.0.16-1 図	東二原子炉建屋と重大事故等対応に必要な屋外重大事故等 対処設備，アクセスルート，東海発電所及び貯蔵設備との位 置関係	1.0.16-16

1. 概 要

東海第二発電所（以下「東二」という。）の原子炉及び使用済燃料プール（以下「原子炉等」という。）において重大事故等が発生した場合に、東二と同じ防潮堤内の敷地に設置している東海発電所（廃止措置中、核燃料搬出済み。）においても建屋損壊、機器損傷、火災等が発生すると想定し、これらの事象が発生した場合においても東二重大事故等対応が成立することを確認する。

また、東二の原子炉等において重大事故等が発生することを想定する自然現象等により、敷地内に設置している使用済燃料乾式貯蔵設備*（以下「貯蔵設備」という。）においても、基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地遡上津波」という。）を想定し、使用済燃料乾式貯蔵建屋（以下「貯蔵建屋」という。）への影響及び貯蔵設備が東二の原子炉等の重大事故等対応に与える影響を検討する。

* 貯蔵設備は、貯蔵建屋、貯蔵建屋に付随する設備（天井クレーン等）、使用済燃料乾式貯蔵容器（以下「貯蔵容器」という。）、貯蔵容器支持構造物及び監視装置で構成される。

2. 影響評価

2. 1 東海発電所からの影響

（1）想定事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性

東二で重大事故等が発生した場合に、東二の重大事故等対応に影響を与える可能性のある東海発電所で同時に発生する事象としては、基準地震動 S_s 、敷地に遡上する津波による建屋倒壊、機器損傷及び火災等が考えられる。

1. 0. 16-1

東海発電所において発生が想定される事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性を検討した結果を第1.0.16-1表に示す。

(2) 作業環境による影響評価

東海発電所の原子炉建屋、タービン建屋及びその他各建屋が設置されている敷地は東二敷地に隣接しており、また、東二重大事故等対応を行うためのアクセスルートの一部は、東海発電所の敷地周辺に設定されている。

これらの位置関係を第1.0.16-1図に示す。

第1.0.16-1表のとおり、東海発電所の建屋倒壊による、東二の原子炉建屋構造への影響及び東二重大事故等対処設備へのアクセスルートへの影響について以下に確認した。

a. 基準地震動及び敷地に遡上する津波による影響に関する評価

東海発電所の原子炉建屋、タービン建屋及び各建屋は、東二原子炉建屋及びその他重大事故等に係る設備から約100m以上離れている。このため、万が一建屋が損壊しても東二原子炉建屋の構造に影響しない。

東海発電所の原子炉建屋、タービン建屋、サービス建屋及び固化処理建屋並びに屋外機器は、東二重大事故等対処設備へのアクセスルート(最も近い場所)に近い場所に位置している。万が一建屋及び機器が損壊した場合には発生したがれきや機器等によりアクセスルートへの限定的な影響が考えられるため、保有している重機(ホイールローダ)を用いてがれきを撤去するなどの対応により、アクセスルートを確保する。

なお、東海発電所の原子炉建屋頂部に設置している排気筒については、万が一損壊しても、東二の原子炉建屋への構造に影響しないように、短尺化する。

b. 放射線環境に関する評価

a. において東二原子炉建屋への離隔が比較的近い東海発電所の各建屋が万が一倒壊した場合における東二重大事故等対応への影響を、放射線環境の観点から検討した。

東海発電所の各建屋の線量率分布については、燃料取扱建屋、使用済燃料冷却池建屋、放射性廃液処理建屋、固化処理建屋及びチェックポイント建屋の一部に高線量率の範囲があるが、最高でも約0.15mSv/hであることから、万が一建屋が損壊しても、東二重大事故等対応及び東二重大事故等対処設備へのアクセスルートに対して線量影響はない。

c. まとめ

a. 及び b. の検討結果より、基準地震動 S_s による東海発電所の建屋損壊、敷地に遡上する津波による東海発電所の屋外機器が流出しても、離隔距離の観点から、東二原子炉建屋の構造に影響を及ぼすことはなく、また、東二の重大事故等対応に支障を来すことはない。

また、東二重大事故等対処対応に係るアクセスルートに対する影響も限定的であり、保有している重機を用いてがれき等を撤去することにより、東二重大事故等対応に支障を来すことはない。

(3) 資源に対する影響評価

東海発電所で火災が発生した場合における、必要な消火活動要員、消火活動用資機材及び消火活動用水源による東二重大事故等対応への影響について、以下に検討した。

a. 消火活動要員に関する評価

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）、平日勤務時間帯における、火

災発生時の消火活動に係る要員の動きを、第1.0.16-2表に示す。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、東二当直要員は東二管理区域（建屋内外）及び周辺防護区域を所掌とし、また、当直守衛員は東海発電所管理区域及び屋外全般を所掌として、火災発生時には初動対応を行う。初動対応において出動要請を受けた自衛消防隊は、初期消火に引き続いて消火対応を行い、公設消防の到着後は公設消防の指揮下で消火対応を行う。

平日勤務時間帯においては、東二当直要員は東二管理区域（建屋内外）及び周辺防護区域を所掌とし、廃止措置室消防隊が東海発電所管理区域を所掌とし、当直守衛員が屋外全般を所掌として、火災発生時には初動対応を行う。初動対応において出動要請を受けた自衛消防隊は、初期消火に引き続いて消火対応を行い、公設消防の到着後は公設消防の指揮下で消火対応を行う。

自衛消防隊は、隊長と副隊長（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）は、訓練により力量を確保している宿直当番者）及び当直守衛員7人により構成される。当直守衛員7人により、化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を同時に使用した消火活動が可能である。

発電所敷地内において複数の火災が発生した場合（東海発電所を含む）は、火災発生場所や状況に応じて、東二重大事故等対応への影響及びアクセスルートへの影響を考慮して、並行して消火対応を行うか、あるいは優先順位を定めて消火対応を行うかを災害対策本部長が判断して消火対応を行う。

以上より、東二当直要員、当直守衛員及び自衛消防隊は、元々、災害対策本部体制に所属しており、また、発電所敷地内の火災の消火対応を十

分に行うことができることから、東二重大事故等対応には影響しない。

b. 消火活動用資機材に関する評価

東二、東海発電所の消火活動用資機材は以下のとおり配備、設置する。

- ・化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車：東二及び東海発電所の共用として配備
- ・屋外消火栓：東二及び東海発電所の共用として設置に設置
- ・屋内消火栓：東二に設置
- ・消火器：東二、東海発電所に設置

上記より、消火活動用資機材は、東二及び東海発電所に各々配備、設置していることから、東二重大事故等対応には影響しない。

また、消火活動用水源である防火水槽及び屋外消火栓（水源は原水タンク）は、東二重大事故等対処設備ではないため、東二重大事故等対応には影響しない。

c. まとめ

以上より、東海発電所で火災が発生した場合でも、消火活動に必要な資源は東二重大事故等対応には影響しない。

2. 2 東二の原子炉等との同時被災時の貯蔵設備への影響

原子炉等において重大事故等が発生することを想定する自然現象等により、貯蔵設備が同時に被災するような場合の影響として、貯蔵容器の安全機能（除熱機能、密封機能、遮蔽機能及び臨界防止機能）の喪失が考えられる。そこで、原子炉等との同時被災により貯蔵容器に影響を与えると考えられる自然現象等と、それらによる貯蔵容器への影響を第

1.0.16-3表のとおり検討した。

地震については、基準地震動 S_s による貯蔵建屋の損壊や貯蔵容器の転倒は発生せず、貯蔵容器の安全機能への影響はないことを確認している。また、設計基準のその他の自然現象、外部人為事象、内部火災及び内部溢水が発生しても貯蔵容器の安全機能に影響はない。

以上から、貯蔵容器に影響を与えると考えられる事象として、基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地遡上津波」という。）を想定した。

敷地遡上津波については、貯蔵建屋への津波波力の作用、貯蔵建屋への漂流物の衝突の可能性はあるが、貯蔵建屋が損壊することはなく貯蔵容器への影響もないため、貯蔵容器の安全機能に影響はない（添付1）。また、貯蔵建屋内への津波による浸水により、貯蔵建屋内の部材が漂流物となる可能性はあるが貯蔵容器の安全機能への影響はなく（添付2）、貯蔵容器が浸水しても密封機能への影響はない（添付3）。

以上から、原子炉等において重大事故等が発生することを想定する自然現象等により、貯蔵設備が同時に被災する場合においても、貯蔵容器の安全機能に影響がないことを確認したが、このような状況が発生した場合においても、貯蔵設備が原子炉等の重大事故等対応に影響を与えないことを確認する。

（1）貯蔵設備の想定事象と重大事故等対応に影響を与える可能性

東二の原子炉等の重大事故等対応に影響を与える可能性のある貯蔵設備の想定事象とその影響の検討結果を第1.0.16-4表に示す。

(2) 作業環境による影響評価

貯蔵建屋及び原子炉等の重大事故等対処設備は第1.0.16-1図に示すとおり、敷地内に設置されている。ここでは第1.0.16-4表に基づき、貯蔵設備が重大事故等対処設備に影響を与えるかを検討した。

敷地遡上津波によって貯蔵設備が原子炉建屋に与える影響を評価した結果、敷地遡上津波によって貯蔵建屋部材が損壊し、外部への流出物が生じた場合でも、発生した流出物による影響はないことを確認した（添付4）。

3. 東海発電所の廃止措置作業で使用する資機材及び発生する廃材等による影響評価

(1) 想定事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性

東二と同じ敷地内において、東海発電所では廃止措置作業を行っている。東海発電所の廃止措置作業が東二重大事故等対応に影響を与える可能性を検討した結果を第1.0.16-5表に示す。

(2) 作業環境による影響評価

東海発電所の廃止措置作業に用いる機材は、基準地震動 S_s 及び敷地に遡上する津波により容易に転倒しないように設置し、また、資材・廃材が荷崩れしないように固縛する。万が一、地震により機材転倒又は資材・廃材が荷崩れした場合でも、屋外の重大事故等対処設備を損壊させない位置及びアクセスルートに必要な通行幅5mを確保できる位置に配置する。特に、クレーンについては、作業により一時的にアームを伸ばした状態で転倒した場合にアクセスルートとして必要な通行幅5mを確保できない場合は、複数のアクセスルートのうち通行可能なルートを使用する。

また、東海発電所の廃止措置作業に用いる機材は、竜巻により容易に転

倒しないように設置し、また、資材・廃材が荷崩れしないように固縛する。
あるいは建屋内に収納又は敷地外から搬出する。万が一、竜巻により機材転倒又は資材・廃材荷崩れした場合は、発生したがれき等によりアクセスルートへの限定的な影響が考えられるため、保有している重機（ホイールローダ）を用いてがれきを撤去することで、アクセスルートを確保する。

さらに、竜巻の襲来が予想される場合には、速やかに作業を中断するとともに、クレーンについてはアームを降ろす、資材・廃材については想定（設計）竜巻飛来物以外の物が飛来物とならないように固縛、ネット付設等、車両については退避、固縛等の必要な措置を講じる。

（３）運用対策の実施

東二重大事故等対応に影響を与えないためには、上記３．（２）に記載した東海発電所の廃止措置作業で使用する資機材又は発生する廃材に対する運用管理が必要である。これらの運用管理については、確実に実施するために手順として原子炉施設保安規定に規定し、QMS 規程に基づき実施する。

４．評価結果

上記 2 ～ 3 . の評価及び対策により、東海発電所及び貯蔵設備が東二原子炉等と同時に被災しても、東二重大事故等の対応については影響を与えないことを確認した。

第1.0.16-1表 東海発電所における想定事象と可能性のある影響

影響評価項目			想定事象	可能性のある影響
作業環境	物的影響	損壊 流出物	<ul style="list-style-type: none">基準地震動 S_g 等による東海発電所の建屋損壊敷地に遡上する津波による東海発電所の屋外機器の流出	<ul style="list-style-type: none">東海発電所建屋の損壊により東二原子炉建屋の構造に影響を及ぼす屋外の東二重大事故等対処設備が損傷又はアクセスルートが通行不可となる。損壊した建屋（がれき）により，線量場が増加し，東二重大事故等対処作業に影響を及ぼす
	間接的影響 ※4	火災	<ul style="list-style-type: none">地震等による東海発電所の屋外可燃物施設の損壊により発生する火災	
		溢水，漏えい	<ul style="list-style-type: none">地震等による東海発電所の屋外タンク（水系，薬品系，油系）の損傷により発生する溢水，漏えい	
資源			<ul style="list-style-type: none">東海発電所で発生する火災※1	<ul style="list-style-type: none">東二重大事故等対応に必要な資源（要員，資機材，水源，電源）が確保不可となる。

※1：東海発電所は核燃料が全て搬出済みであるため，全交流動力電源喪失，使用済燃料冷却池スロッシング，使用済燃料冷却池崩壊熱除去機能喪失，使用済燃料冷却池漏えい，核燃料露出（高線量場発生）は想定事象に含めない。

第1.0.16-2表 火災発生時の消火活動要員の動き

夜間及び休日 (平日勤務時間帯を除く)				所掌	活動場所	時系列						本部体制 の所属		
						初動対応				自衛 消防 隊到着後	公設消 防の現 場誘導	初動 体制	全体 体制	
						現場 確認	119 通報	自衛消 防隊出 動要請	初期 消火					
災害対策本部体制（39名）の要員	初期消火活動要員	当直発電長		1	東二 内部	MCR		●	●		運転 対応 移行 ※4		当直 要員	当直 要員
		当直運転員		1		MCR～ 火災現場	●			●				
		自衛消防 隊	自衛消防隊 宿直当番者 (技術系管理職)	1	※3 東一 内部・ 東二 内部・ 屋外	火災現場					消火 対応 ※5	●	庶務班 (防災)	庶務班 (防災)
			自衛消防隊 宿直当番者 (管理職)	8		現場指揮 本部								
			当直守衛員※1 (7名)			火災現場								
		当直守衛員 (通報連絡責任者)		2	※3 東一 内部・ 屋外	監視所		●	●		対応 継続 ※6			
		当直守衛員 (連絡担当)				監視所～ 火災現場	●			●				
		一	廃止措置 室消防隊	(不在)										

平日勤務時間帯				所掌	活動場所	時系列						本部体制 の所属		
						初動対応				自衛 消防 隊到着後	公設消 防の現 場誘導		全体 体制	
						現場 確認	119 通報	自衛消 防隊出 動要請	初期 消火					
災害対策本部体制（110名）の要員	初期消火活動要員	当直発電長		1	東二 内部	MCR		●	●		運転 対応 移行 ※4			当直要員
		当直運転員		1		MCR～ 火災現場	●			●				
		自衛消防 隊	自衛消防隊長		1	※3 東一 内部・ 東二 内部・ 屋外	火災現場					消火 対応 ※5	●	庶務班 （防災）
			自衛消防副隊長		8		現場指揮 本部							
			当直守衛員※1 （7名）				火災現場							
		当直守衛員 （通報連絡責任者）		2	屋外	監視所		●	●		対応 継続 ※6			
		当直守衛員 （連絡担当）				監視所～ 火災現場	●			●				
		上記要員外	廃止措置 室消防隊 （廃止措置 管理 Gr）	Gr マネージャー		1	※3 東一 内部	本部		●	●		対応 継続 ※7	
Gr 員				1	火災現場	●				●				
Gr 員				4※2						●				

※1 自衛消防隊のうち当直守衛員（7名）は消防車操作の力量を有する

※2 廃止措置室消防隊のうち Gr 員の要員数は変動する場合あり

※3 東一：東海発電所のこと

※4 当直発電長及び当直運転員は中央制御室にてプラント運転対応に移行

※5 自衛消防隊長：火災現場で消火活動の指揮，自衛消防副隊長以下8名：火災現場等で消火対応

※6 通報連絡責任者：監視所で連絡の指揮，連絡担当：他火災の連絡業務に備える

※7 廃止措置室消防隊は東 I の火災現場で消火対応実施

第 1.0.16-3 表 自然現象等による貯蔵容器への影響

自然現象又は外部人為事象等	貯蔵容器への影響
地震 (基準地震動 S_s)	「第四条 地震による損傷の防止」において、貯蔵容器の安全機能への影響はないことを確認している。
津波 (敷地遡上津波)	① 津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物の衝突による貯蔵建屋の損壊はないことを確認している (添付 1)。 ② 貯蔵建屋内の漂流物により貯蔵容器の安全機能に影響はないことを確認している (添付 2)。 ③ 貯蔵建屋内への津波による貯蔵容器の浸水により、貯蔵容器の密封機能に影響はないことを確認している (添付 3)。
自然現象 (地震, 津波を除く)	「第六条 外部からの衝撃による損傷の防止」において、貯蔵容器の安全機能への影響はないことを確認している。
外部人為事象	「第六条 外部からの衝撃による損傷の防止」において、貯蔵容器の安全機能への影響はないことを確認している。
内部火災	「第八条 火災による損傷の防止」において、貯蔵容器の安全機能への影響はないことを確認している。
内部溢水	「第九条 内部溢水の影響評価について」において、貯蔵容器の安全機能への影響はないことを確認している。

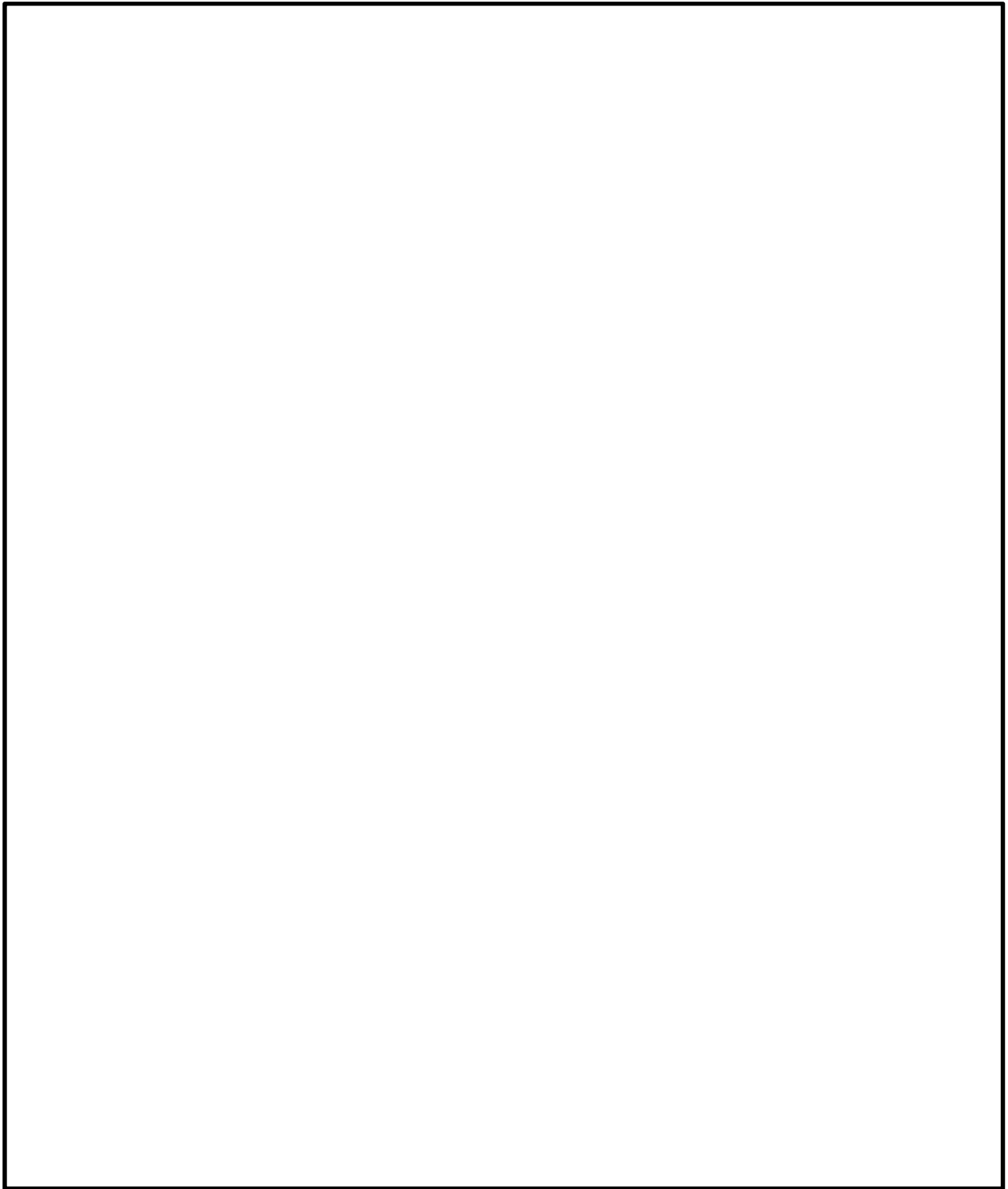
第 1.0.16-4 表 原子炉等の重大事故等対応に影響を与える

可能性のある貯蔵設備の想定事象とその影響

影響評価項目			想定事象	想定される影響
作業環境	物的影響	損壊, 貯蔵建屋外部への流出	敷地遡上津波による貯蔵建屋の大物搬入口扉, 遮蔽扉及びガラリ等の流出	重大事故等対処設備の損傷

第1.0.16-5表 東海発電所廃止措置作業で使用する資機材又は発生する
廃材等に対する想定事象と可能性のある影響

影響評価項目			想定事象	可能性のある影響
作業環境	物的影響	損壊 流出物	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動 S_s 等による東海発電所廃止措置作業に用いる機材（クレーン等）の転倒又は資材・廃材（鉄骨等）の荷崩れ ・ 敷地に遡上する津波による東海発電所廃止措置作業に用いる機材（クレーン・廃材（鉄骨等）の流出 ・ 竜巻による東海発電所廃止措置作業で使用する資機材及び発生する廃材等の転倒，荷崩れ，飛来 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 屋外の東二重大事故等対処設備が損傷又はアクセスルートが通行不可となる。



第 1.0.16-1 図 東二原子炉建屋と重大事故等対応に必要な屋外の重大事故等
対処設備，アクセスルート，東海発電所及び貯蔵設備
との位置関係

1.0.16-16

添付 1 津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物の衝突による貯蔵建屋への影響について

津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物による衝突荷重を評価し、貯蔵建屋の壁面の保有水平せん断耐力に裕度があることをもって、貯蔵建屋が倒壊しないことを確認する。

津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物による衝突荷重は、それぞれ「津波避難ビル等の構造上の要件の解説（平成24年2月，国土交通省国土技術政策総合研究所他）」及び「道路橋示方書・同解説（平成14年3月，日本道路協会）」に基づき，以下のとおり評価する。

【津波による建屋壁面の衝突荷重 Q （津波波力＋漂流物による衝突荷重の和）】

$$Q = Q_z + F_2 = \rho g \int_{z_1}^{z_2} (ah - z) B \cdot dz + F_2 \text{ より，}$$

$$Q = \frac{1}{2} \rho g B \{ (2ahz_2 - z_2^2) - (2ahz_1 - z_1^2) \} \times (1 - \beta) \times 10^{-3} + F_2 \text{ (kN)}$$

ここで，

Q_z ：構造設計用の進行方向の津波波力（kN）

B ：当該部分の受圧面の幅（m）（長壁面 m^{*1}，短壁面 m^{*1}）

a ：水深係数（=3）

h ：設計浸水深（m）

（貯蔵建屋における敷地遡上津波の進行波高さ（設計浸水深）は，長壁において約3m，短壁において約4mと評価される）

z_1 ：受圧面の最小高さ（m）（1階面 m^{*1}，2階面 m^{*1}）

z_2 : 受圧面の最高高さ (m) (1階面 \square m^{*1}, 2階面 \square m^{*1}, ただしahと比べ小さい方とする) (z_1 , z_2 はEL. 8.3mを基準面 $z=0$ とした)

ρ : 海水の密度 (kg/m³) (1,030kg/m³)

g : 重力加速度 (m/s²) (9.80665m/s²)

β : 開口割合 (給排気口面積の壁面の面積に対する割合)

$$\begin{aligned}\text{開口面積 (1階面)} &: \square \text{ m}^{*1} \times \square \text{ m}^{*1} / \text{給気開口} \times 5 \text{ 給気開口} \\ &= \square \text{ m}^2\end{aligned}$$

開口割合 (1階面) : 給気開口面積 / 長壁面積

$$\begin{aligned}&= \square \text{ m}^2 / (\square \text{ m}^{*1} \times \square \text{ m}^{*1}) \\ &= 0.2026 \rightarrow \beta \text{ (1階面)} = 0.20 \text{ とする}\end{aligned}$$

$$\text{開口面積 (2階面)} : \square \text{ m}^{*1} \times \square \text{ m}^{*1} / \text{排気開口} \times 5 \text{ 排気開口} = 75 \text{ m}^2$$

開口割合 (2階面) : 排気開口面積 / 長壁面積

$$\begin{aligned}&= \square \text{ m}^2 / (\square \text{ m}^{*1} \times \square \text{ m}^{*1}) \\ &= 0.1218 \rightarrow \beta \text{ (2階面)} = 0.12 \text{ とする}\end{aligned}$$

F_2 : 貯蔵建屋外部からの漂流物衝突荷重 (kN) ($0.1 \times 50 \text{ t}^{*2} \times g \times V = 441 \text{ kN}$)

V : 津波流速 (m/s) (9 m/s^{*3})

* 1 : 工事計画認可申請書記載値及び使用済燃料貯蔵設備増強工事 建屋構造計算書 (平成11年9月) に基づく値

* 2 : 設計上考慮する漂流物 (浚渫台船44t) に余裕を考慮した値

* 3 : 敷地遡上津波評価に基づく値 (8.5m/s (長壁面) 及び5.2m/s (短壁面)) に余裕を考慮した値

上記Qを貯蔵建屋壁面の保有水平せん断耐力と比較した結果, 第1-1表のとおり裕度が1を超えており, 長壁も短壁も倒壊しない。

1.0.16-18

第 1-1 表 貯蔵建屋壁面が敷地遡上津波により受ける衝突荷重

貯蔵建屋壁面		津波の設計 浸水深h (m)	Q (MN)	保有水平せん断耐力 (MN) * 1	裕度 * 2
短壁	2階面	4	1.3		
	1階面	4	19.4		
長壁	2階面	3	0.0		
	1階面	3	18.0		

* 1 : 工事計画認可申請書記載値及び使用済燃料貯蔵設備増強工事 建屋構造
計算書（平成11年9月）に基づく値

* 2 : 裕度＝保有水平せん断耐力／Q

添付 2 貯蔵建屋内で発生する漂流物による貯蔵容器への影響について

貯蔵建屋内では、敷地遡上津波の建屋外壁における津波流速以上の速度にはならないため、この速度による貯蔵建屋内での漂流物による貯蔵容器への衝突評価を行う。評価は貯蔵容器の外表面への衝突により影響を受ける部位のうち、二次蓋への衝突を想定し、衝突による発生応力を評価する。

貯蔵建屋内で発生する漂流物としては、①大物搬入口扉、②遮蔽扉及び③ガラリが考えられる*¹。貯蔵建屋の各部材の設置位置を第2-1図及び第2-2図に示す。漂流物の衝突荷重は添付1同様、「道路橋示方書・同解説（平成14年3月，日本道路協会）」に基づき以下に示すとおり評価する。

* 1：遮蔽扉が設置されているコンクリート仕切り壁については、添付1より敷地遡上津波により貯蔵建屋外壁が損壊しないことから、外壁に変形追従するフレーム（柱・梁）も維持されコンクリート仕切り壁も倒壊しないため、貯蔵建屋内の漂流物とはならないと考えられる。

【貯蔵建屋内で発生した漂流物の衝突荷重による圧縮応力 σ 】

蓋部の発生応力 σ は、機械工学便覧基礎編a3，材料力学表5-1のケース2より、蓋部の最大応力は、蓋端部であり、次式で評価される。

$$\sigma = 0.75 \times \frac{P \cdot a^2}{h^2} \quad (\text{MPa})$$

F：貯蔵建屋内で発生する漂流物衝突荷重 $F = 0.1 \times W \times g \times V \times 10^{-6} \quad (\text{MN})$

W：漂流物重量 (kg)

g：重力加速度 (m/s^2) (9.80665m/s^2)

V：津波流速（m／s）（9m／s）＊2

P：蓋に掛かる等分布荷重 $P=F/A$ （MPa）

A：二次蓋の断面積： m²

a：二次蓋ボルト中心半径： m

h：二次蓋厚さ： m

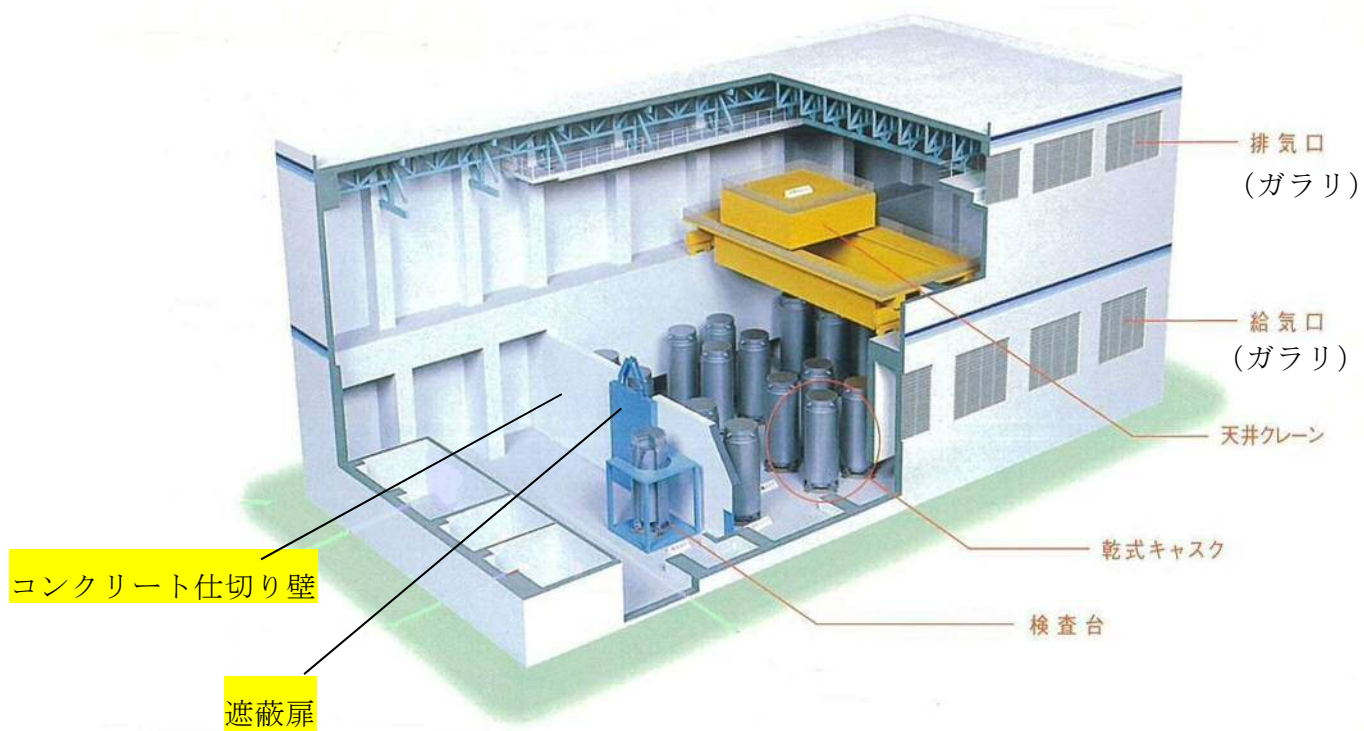
＊2：敷地遡上津波評価に基づく貯蔵建屋周囲の最大流速に余裕を考慮した値（添付1参照）

一方、二次蓋の許容応力は、保守的に密封シール部の MPa（一次膜＋一次曲げ応力強さ）を適用する。

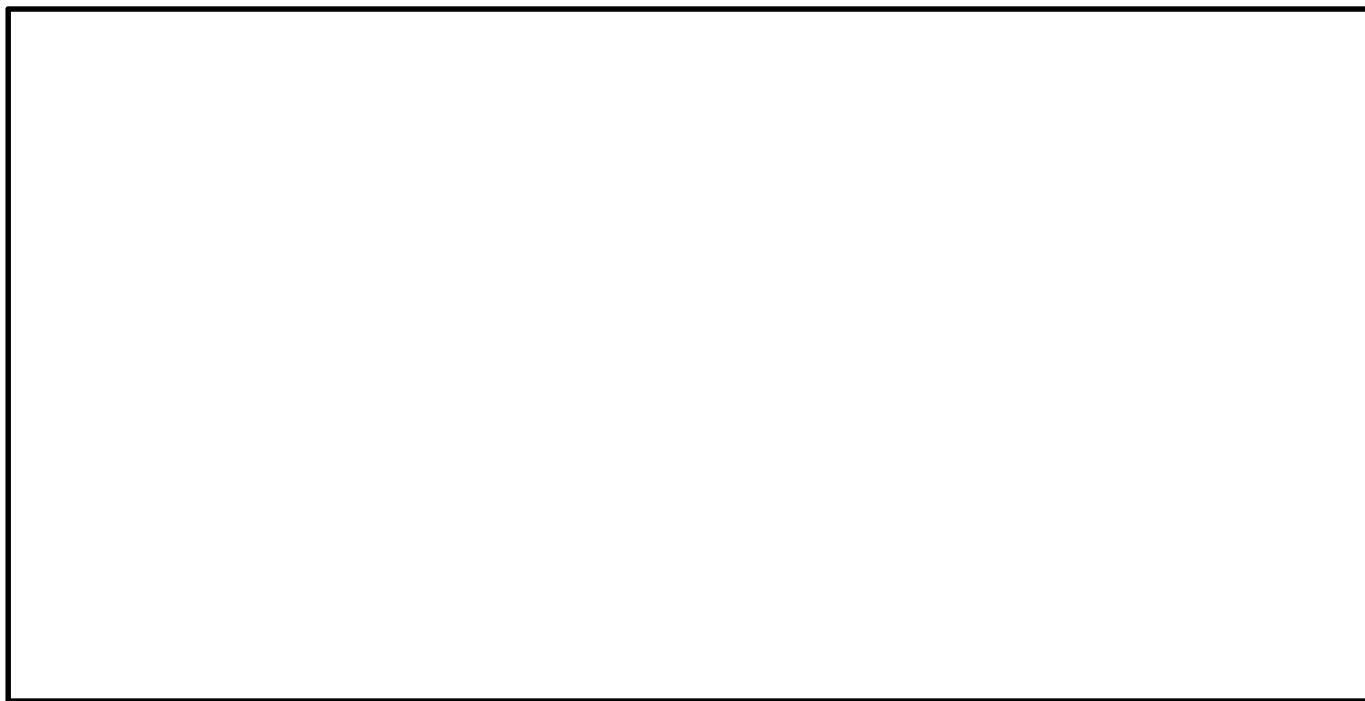
評価結果を第2-1表に示す。貯蔵容器の二次蓋に漂流物が衝突した場合の発生応力はいずれの漂流物も許容応力を十分下回っていることから、貯蔵容器の安全機能に影響はない。

第2-1表 貯蔵建屋内で発生する漂流物の衝突荷重による圧縮応力

漂流物	重量 (t)	二次蓋部発生応力 (圧縮) (MPa)	許容応力 (MPa)
① 大物搬入口扉	7	0.4	<input type="text"/>
② 遮蔽扉	40	2.4	
③ ガラリ	0.81	< 0.1	
合計（①～③）	48	2.8	



第 2-1 図 貯蔵建屋鳥瞰図

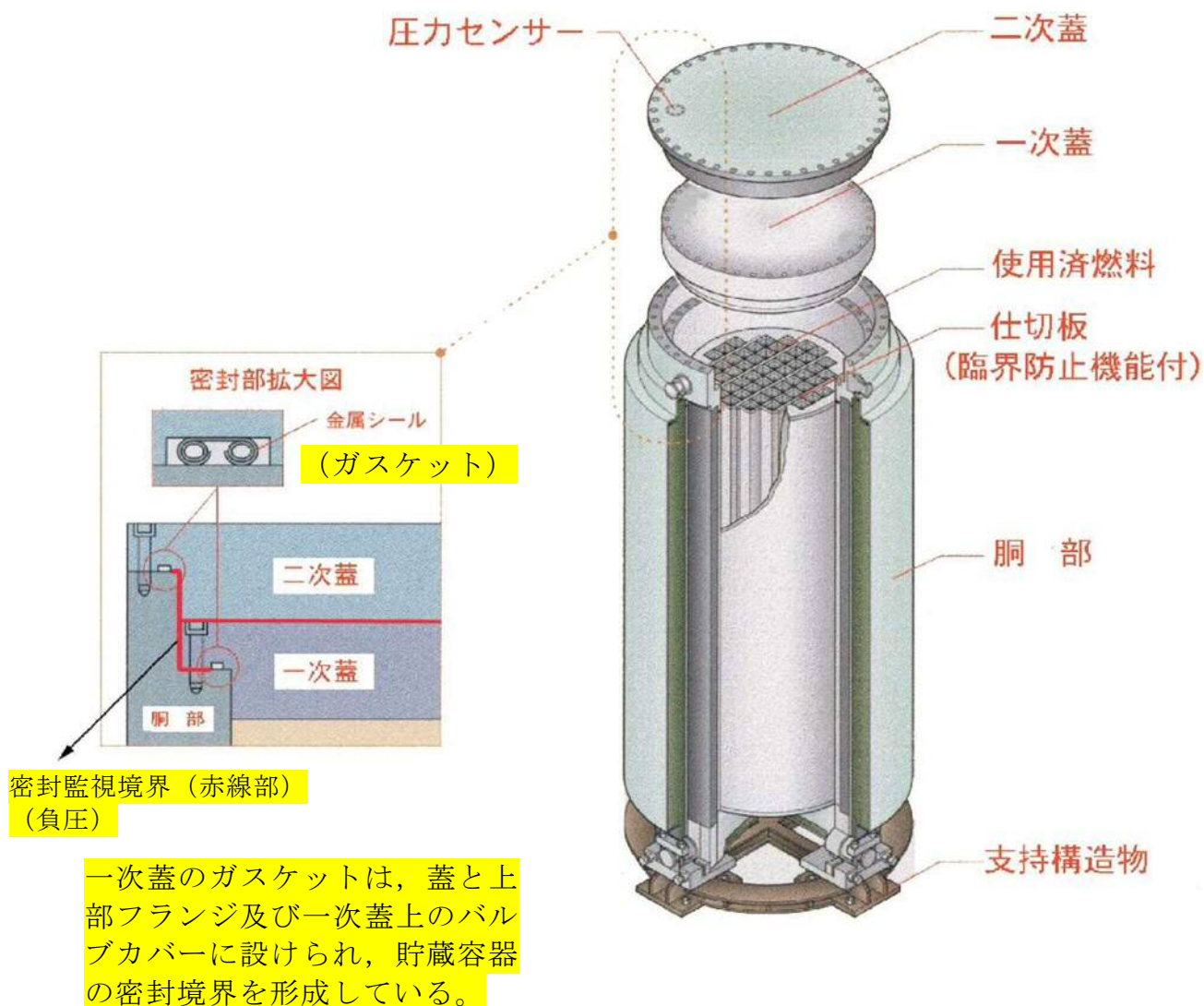


第 2-2 図 貯蔵建屋 1 階床面図

添付3 貯蔵建屋内への津波浸入時の貯蔵容器浸水による密封機能への影響

第3-1図に貯蔵容器全体と蓋部詳細を示す。

貯蔵容器は最高使用圧力1.0MPaとして1次蓋の耐圧試験を行っていることから、内外圧力差1.0MPaまで耐えられることを確認しており、ガスケット部は水深約100mまで密封機能を維持できる。貯蔵建屋内への津波浸入により、貯蔵建屋内は約4m程度浸水することが考えられることから、貯蔵建屋内への津波浸入による密封機能に影響はない。



第 3-1 図 貯蔵容器の蓋部詳細

1.0.16-23

添付4 貯蔵建屋部材が外部への損壊流出物となる可能性について

貯蔵建屋で損壊した扉等の部材が漂流物となり，外部へ流出する可能性について評価する。

襲来する津波により貯蔵建屋の扉等の部材が損壊し，床等に転倒した後，引き波による抗力が地面と部材との摩擦力を上回った場合，部材は移動し流出することが考えられる。

貯蔵建屋内で発生する漂流物としては，①大物搬入口扉，②遮蔽扉及び③ガラスが考えられ，これらについて以下のとおり流出の可能性を評価した。各部材の設置位置については添付2の第2-1図及び第2-2図に示すとおりである。

【津波により貯蔵建屋内で発生した損壊漂流物に働く抗力R】

$$R = C_D \times 10^{-3} \times \rho S V^2 / 2 \quad (\text{kN})$$

ここで，

R：津波により損壊した部材に働く抗力（kN）

C_D ：抗力係数^{*1} = 2

ρ ：海水の密度 = 1030（kg／m³）

S：損壊漂流物の津波の衝突荷重が働く面積^{*2}（m²）

V：津波流速（敷地遡上津波評価に基づき引き波の流速は最大でも2.7 m／sであることから保守的に3m／sとする。）

* 1：機械工学便覧より長方形断面に垂直に流体が作用する場合の抗力係数は，長辺／短辺とともに大きくなり，長辺／短辺が無限大の場合，1.86であり，保守的に2を用いる。

* 2：扉が転倒すると，扉面積は高さ×厚さとなる。

1.0.16-24

【転倒した損壊漂流物に働く摩擦力F】

$$F = \mu \times WWF \times g \times 10^{-3} \quad (\text{kN})$$

ここで、

W : 損壊漂流物の重量 (kg)

WF : 損壊漂流物に働く浮力 (= 損壊漂流物の体積 × 海水の密度 ρ) (kg)

WWF : 浮力を考慮した入口扉重量 $WWF = W - WF$ (kg)

μ : コンクリートと漂流物間の摩擦係数 (0.4^{*3} とする)

g : 重力加速度 = 9.80665 m/s²

* 3 : 以下の文献より、コンクリートと鋼材摩擦面の摩擦係数 (約0.54～約0.86) に摩擦面の乾燥と湿潤状態の違いによる摩擦係数の減少 (約0.1) を考慮して、保守的に0.4とした。

1) コンクリートと鋼材摩擦面のすべり係数の実験結果 (「コンクリートと鋼材摩擦面の摩擦すべり挙動に関する研究」コンクリート工学年次論文集, Vol. 23, No. 3, 2001)

2) 鉄と鉄間の摩擦係数 (=0.52) (機械工学便覧)

3) 路面のすべり (路面とタイヤ間の摩擦係数) (アスファルト, 第46巻第214号, 平成15年10月発行, 有限責任中間法人 日本アスファルト協会)

各部材についての、評価結果は第4-1表のとおりである。

いずれの部材も転倒した状態では、抗力よりも摩擦力が十分大きく、損壊した漂流物が移動することはない。

第4-1表 貯蔵建屋内で発生する漂流物の抗力 (R) 及び摩擦力 (F)

漂流物	浮力を考慮した重量 (kg)	抗力 (R) (kN)	摩擦力 (F) (kN)
① 大物搬入口扉	2,600	8.2	10.1
② 遮蔽扉	25,300	29.4	99.2
③ ガラリ	600	0.5	2.3