

S O P 「注水-4 : 長期の R P V 破損後の注水」 操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|-----------|-------------|-----------------------------|--|------|
| ウェル 注水 | 注水 4 2-1 | D/W 雰囲気温度上昇 継続 除熱設備なし | <ul style="list-style-type: none"> • D/W 雰囲気温度 • 除熱設備の状態 | |
| | 注水 4 2-2 | D/W 雰囲気温度 171℃以上 | <ul style="list-style-type: none"> • D/W 雰囲気温度 | |
| | 注水 4 2-3 | D/W 雰囲気温度 171℃未満 | <ul style="list-style-type: none"> • D/W 雰囲気温度 | |

S O P 「注水-4 : 長期の R P V 破損後の注水」 操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|------|-------------|-------------|--------------|------|
| - | 注水 4 3-1 | RHR 使用不可 | ・ RHR の状態 | |
| | 注水 4 3-2 | 代替循環冷却系使用不可 | ・ 代替循環冷却系の状態 | |

S O P 「除熱 - 1 : 損傷炉心冷却後の除熱」 操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|--------------------|-------------|----------------|---|------|
| 損傷炉心 冷却後の 除熱 | 除熱 1 1-1 | RHR 使用不可 | <ul style="list-style-type: none"> ・ RHR の状態 | |
| | 除熱 1 1-2 | 代替循環冷却系 運転中 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替循環冷却系運転状態 | |

S O P 「除熱-1：損傷炉心冷却後の除熱」操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|----------------------------|-------------|--|--|------|
| 損傷炉心 冷却後の 除熱 (続き) | 除熱 1 1-3 | PCV 圧力 465kPa [gage]]以上又は PCV 温度 171℃以上 | <ul style="list-style-type: none"> ・ PCV 圧力 ・ PCV 温度 | |

S O P 「除熱 - 1 : 損傷炉心冷却後の除熱」 操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|----------------------------|-------------|---------------|---------------|------|
| 損傷炉心 冷却後の 除熱 (続き) | 除熱 1 1-4 | 代替循環冷却系起動 | ・ 代替循環冷却系運転状態 | |
| | 除熱 1 1-5 | PCV 温度 171℃未満 | ・ PCV 温度 | |

S O P 「除熱-1：損傷炉心冷却後の除熱」操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|----------------------------|-------------|--|------|
| 損傷炉心 冷却後の 除熱 (続き) | 除熱 1 2-1 | PCV 圧力 465kPa [gage]]以上又は PCV 温度 171℃以上 ・ PCV 圧力 ・ PCV 温度 | |

S O P 「除熱 - 1 : 損傷炉心冷却後の除熱」 操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|----------------------------|-------------|------------------------------|------------|------|
| 損傷炉心 冷却後の 除熱 (続き) | 除熱 1 2-2 | PCV 温度 171℃未満 | ・ PCV 温度 | |
| | 除熱 1 2-3 | PCV 圧力 400kPa [gage]まで低下 | ・ PCV 圧力 | |

S O P 「除熱-1：損傷炉心冷却後の除熱」操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|----------------------------|-------------|----------------------|--------------------------------------|------|
| 損傷炉心 冷却後の 除熱 (続き) | 除熱 1 3-1 | FCS 起動可能 | ・ FCS の状態 | |
| | 除熱 1 4-1 | RHR 又は代替循環冷却系による除熱達成 | ・ RHR 系の運転状態 ・ PCV 圧力 ・ PCV 温度 | |
| | 除熱 1 4-2 | S/P 水位 +5.5m 到達 | ・ S/P 水位 | |

S O P 「除熱-1 : 損傷炉心冷却後の除熱」 操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|----------------------------|-------------|-----------------|------------|------|
| 損傷炉心 冷却後の 除熱 (続き) | 除熱 1 4-3 | S/P 水位 +6.4m 到達 | ・ S/P 水位 | |
| | 除熱 1 4-4 | S/P 水位 +6.5m 到達 | ・ S/P 水位 | |

SOP「除熱-2：RPV破損後の初期格納容器スプレイ」操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|-------------------|-------------|----------------|---|------|
| RPV破損後の初期格納容器スプレイ | 除熱 2 1-1 | PCV 圧力及び温度低下継続 | <ul style="list-style-type: none">・ PCV 圧力・ PCV 温度 | |

SOP「除熱-3：RPV破損後の除熱」操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|-----------|------------|----------------|---------------|------|
| RPV破損後の除熱 | 除熱3 1-1 | RHR 使用不可 | ・ RHR の状態 | |
| | 除熱3 1-2 | 代替循環冷却系 運転中 | ・ 代替循環冷却系運転状態 | |

SOP「除熱-3：RPV破損後の除熱」操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|----------------------------|-------------|--|--|------|
| 損傷炉心 冷却後の 除熱 (続き) | 除熱 3 1-3 | PCV 圧力 465kPa [gage]]以上又は PCV 温度 171℃以上 | <ul style="list-style-type: none"> ・ PCV 圧力 ・ PCV 温度 | |

SOP「除熱-3：RPV破損後の除熱」操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|-----------|------------|---------------|--------------|------|
| RPV破損後の除熱 | 除熱3 1-4 | 代替循環冷却系起動 | ・代替循環冷却系運転状態 | |
| | 除熱3 1-5 | PCV 温度 171℃未満 | ・PCV 温度 | |

SOP「除熱-3：RPV破損後の除熱」操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|-------------------|-------------|--|--|------|
| RPV破損後の除熱 (続き) | 除熱 3 2-1 | PCV 圧力 465kPa [gage]]以上又は PCV 温度 171℃以上 | <ul style="list-style-type: none"> ・ PCV 圧力 ・ PCV 温度 | |

S O P 「除熱-3 : R P V破損後の除熱」 操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|---------------------|-------------|-------------------------------|------------|------|
| R P V破損後の除熱 (続き) | 除熱 3 2-2 | PCV 温度 171℃未満 | ・ PCV 温度 | |
| | 除熱 3 2-3 | PCV 圧力 400kPa [gage]]まで低下 | ・ PCV 圧力 | |

S O P 「除熱 - 3 : R P V 破損後の除熱」 操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|----------------------|-------------|----------------------|--|------|
| R P V 破損後の除熱 (続き) | 除熱 3 3-1 | FCS 起動可能 | <ul style="list-style-type: none"> ・ FCS の状態 | |
| | 除熱 3 4-1 | RHR 又は代替循環冷却系による除熱達成 | <ul style="list-style-type: none"> ・ RHR 系の運転状態 ・ PCV 圧力 ・ PCV 温度 | |
| | 除熱 3 4-2 | S/P 水位 + 5.5m 到達 | <ul style="list-style-type: none"> ・ S/P 水位 | |

S O P 「除熱-3 : R P V破損後の除熱」操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|---------------------|-------------|----------------|------------|------|
| R P V破損後の除熱 (続き) | 除熱 3 4-3 | S/P 水位+6.4m 到達 | ・ S/P 水位 | |
| | 除熱 3 4-4 | S/P 水位+6.5m 到達 | ・ S/P 水位 | |

SOP「放出：PCV破損防止」操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|------------|-----------|-----------------|--|------|
| PCV ベント | 放出 1-1 | S/P 水位 +6.5m 到達 | <ul style="list-style-type: none"> ・ S/P 水位 | |
| | 放出 1-2 | PCV ベント停止可能 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイの状態 ・ 格納容器内水素，酸素濃度 ・ 格納容器圧力，温度 | |

SOP「放出：PCV破損防止」操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|--------------------|-----------|------------------------|------------|------|
| PCV ベント (続き) | 放出 1-3 | PCV スプレイ停止条件到達 | ・PCV 圧力 | |
| PCV 水素・酸素濃度制御 | 放出 2-1 | FCS 起動可能 | ・FCS の状態 | |
| | 放出 2-2 | FCS 運転制限圧力以下 | ・PCV 圧力 | |
| | 放出 2-3 | PCV 内酸素濃度 3.5vol%以上 | ・PCV 内酸素濃度 | |

SOP「放出：PCV破損防止」操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|--------------------------|-----------|--|-------------------------|------|
| PCV 水素・酸素濃度制御 (続き) | 放出 2-4 | PCV 内酸素濃度 4.0vol%以上 | ・ PCV 内酸素濃度 | |
| | 放出 2-5 | PCV 内酸素濃度上昇 傾向 | ・ PCV 内酸素濃度 | |
| | 放出 2-6 | PCV 内酸素濃度 4.0vol%到達時点で 事故後 7 日経過 | ・ PCV 内酸素濃度 ・ 事故後の日数 | |

SOP「放出：PCV破損防止」操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|--------------------------|-----------|--------------------------|-------------------------|------|
| PCV 水素・酸素濃度制御 (続き) | 放出 2-7 | PCV 内酸素濃度上昇 傾向 | ・ PCV 内酸素濃度 | |
| | 放出 2-8 | S/P 水温 100℃未満 | ・ S/P 水温 | |
| | 放出 2-9 | 可搬型窒素供給装置 停止前使用台数 1 台 | ・ 可搬型窒素供給装置停止前の使 用台数 | |

S O P 「放出：P C V 破損防止」操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|----------------------------|------------|--------------------------|---|------|
| P C V 水素・酸素濃度制御 (続き) | 放出 2-10 | PCV ベント停止可能 | <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内水素，酸素濃度 ・格納容器スプレイの状態 ・格納容器圧力，温度 | |
| | 放出 2-11 | 可搬型窒素供給装置 停止前使用台数 1 台 | <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置停止前の使用台数 | |

SOP「水素：R/B水素爆発防止」操作等判断基準一覧

| 制御項目 | 対応時の判断項目 | | 判断のための確認項目 | 操作手順 |
|-----------|-----------|----------------------|------------|------|
| R/B水素爆発防止 | 水素 1-1 | R/B 水素濃度 2vol% 到達 | ・ R/B 水素濃度 | |

AM設備別操作手順書一覧

| 手順項目 | | 項目概要 |
|------------|--|--|
| 電源確保※ ① | 常設代替交流電源設備起動 | 中央制御室にて，常設代替交流電源設備を起動する。 |
| | 常設代替交流電源設備による緊急用 M/C 受電 | 常設代替交流電源設備の起動を確認し，緊急用 M/C を受電する。 |
| | 常設代替交流電源設備による緊急用 M/C から M/C 2C 又は 2D 受電 | 交流電源負荷抑制のため，非常用母線負荷の遮断器「切」，動的負荷の自動起動防止のため CS を「切」又は「切保持」とし，緊急用 M/C から M/C 2C 又は 2D を受電する。 |
| | HPCS D/G による M/C 2C 又は 2D 受電 | 交流電源負荷抑制のため，非常用母線負荷の遮断器「切」，動的負荷の自動起動防止のため CS を「切」又は「切保持」とし，HPCS D/G から M/C 2E を経由して M/C 2C 又は 2D を受電する。 |
| | 可搬型代替交流電源設備による P/C 2C 及び 2D 受電 | 交流電源負荷抑制のため非常用母線負荷の遮断器「切」，動的負荷の自動起動防止のため CS を「切」又は「切保持」とし，可搬型代替交流電源設備が P/C 2C 及び 2D 連絡母線に受電されていることを確認後，P/C 2C 及び 2D を受電する。 |
| | 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による P/C 2D 受電 | 交流電源負荷抑制のため非常用母線負荷の遮断器「切」，動的負荷の自動起動防止のため CS を「切」又は「切保持」とし，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機が P/C 2D 連絡母線に受電されていることを確認後，P/C 2D を受電する。 |
| | 125V A 系及び B 系蓄電池による直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B 受電 | 自動受電開始から 8 時間以降に直流電源負荷抑制のため，電源負荷の遮断器「切」とし，交流電源復旧までの延命処置をする。 |

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

AM設備別操作手順書一覧

| 手順項目 | | 項目概要 |
|----------------|--|--|
| 電源確保 ※ ① | 可搬型代替交流電源設備による直流 125V 主母線盤 2A 又は 2B 受電 | 負荷の MCCB を「切」とし、可搬型代替直流電源設備の起動を確認後、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤及び直流 125V 主母線盤 2A 又は 2B の MCCB を「入」とし、直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B を受電する。 |
| | 常設代替交流電源設備による直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B 受電 | 常設代替交流電源設備により非常用母線を受電し、直流 125V 充電器 A 及び B を受電する。 |
| | 常設代替交流電源設備による緊急用 M/C, P/C, MCC 受電 | 常設代替交流電源設備により緊急用 M/C, P/C, MCC を受電する。 |
| | 可搬型代替交流電源設備による緊急用 P/C, MCC 受電 | 可搬型代替交流電源設備により緊急用 P/C, MCC を受電する。 |
| | 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による緊急用 P/CC, MCC 受電 | 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機により緊急用 P/C, MCC を受電する。 |
| | 常設代替直流電源設備による緊急用直流 125V 主母線盤受電 | 常設代替直流電源設備の起動を確認後、常設代替直流電源設備用電源切替盤及び緊急用直流 125V 主母線盤の MCCB を「入」とし、緊急用直流 125V 主母線盤を受電する。 |

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

AM設備別操作手順書一覧

| 手順項目 | | 項目概要 |
|------------|--|---|
| 電源確保※ ① | 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流 125V 主母線盤への給電 | MCC HPCSから直流125V予備充電器を受電し，直流125V主母線盤2A又は2Bを受電する。 |
| | 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 | 可搬型代替直流電源設備の起動を確認後，可搬型代替直流電源設備用電源切替盤及び緊急用直流 125V 主母線盤の MCCB を「入」とし，緊急用直流 125V 主母線盤を受電する。 |
| | 可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤 2A 及び又は 2B 受電 | 負荷の MCCB を「切」とし，可搬型代替直流電源設備の起動を確認後，可搬型代替直流電源設備用電源切替盤，直流 125V 主母線盤 2A 又は 2B の MCCB を「入」とし，直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B を受電する。 |
| | 代替海水送水による給電機能の復旧 | D/G 2C, 2D 及び HPCS D/G 海水系への代替送水により，非常用 D/G の機能を回復する。 |
| | 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源設備への給油手順 | 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプにより自動で給油する。 |
| | 非常用交流電源設備による非常用所内電源設備への給電 | D/G 2C, 2D 及び HPCS D/G が健全な場合は，自動起動信号による起動，又は中央制御室から手動起動し，非常用所内電源設備に給電する。 |

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

AM設備別操作手順書一覧

| 手順項目 | | 項目概要 |
|---------|-------------------------|--|
| 反応度制御※② | ほう酸水注入系による反応度制御 | ほう酸水注入ポンプを起動し，ほう酸水注入により反応度を制御する。 損傷炉心へのほう酸水注入についても同手順にて含む。 |
| | 制御棒挿入による反応度制御 | 手動スクラムスイッチ，原子炉モードスイッチ，代替制御棒挿入機能（自動・手動），選択制御棒挿入機構（自動・手動）及び中央制御室操作による制御棒挿入により反応度を制御する。 |
| 原子炉注水※③ | 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 | 原子炉隔離時冷却系を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水及び注水時の水源の切替えについても同手順に含む。 |
| | 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 | 高圧炉心スプレイ系を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水及び注水時の水源の切替えについても同手順に含む。 |
| | 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 | 高圧代替注水系を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。 |
| | 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 | 低圧炉心スプレイ系を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。 |

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

AM設備別操作手順書一覧

| 手順項目 | | 項目概要 |
|-------------|-----------------------------|--|
| 原子炉注水※ ③ | 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水 | 残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉圧力容器へ注水する。 |
| | 制御棒駆動水压系による原子炉圧力容器への注水 | 制御棒駆動系ポンプを起動し，原子炉圧力容器へ注水する。 |
| | ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水 | ほう酸水注入系ポンプを起動し，原子炉圧力容器へ注水する。 |
| | 原子炉隔離時冷却系現場起動による原子炉圧力容器への注水 | 原子炉隔離時冷却系を現場で起動し，原子炉圧力容器へ注水する。 可搬型計測器に関する取扱いの手順についても同手順に含む。 |
| | 高圧代替注水系現場起動による原子炉圧力容器への注水 | 高圧代替注水系を現場で起動し，原子炉圧力容器へ注水する。 可搬型計測器に関する取扱いの手順についても同手順に含む。 |
| | 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（常設）を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。 残存溶融炉心への注水についても同手順にて含む。 |
| | 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 | 系統構成を行い，低圧代替注水系（可搬型）の起動を確認し，原子炉圧力容器への注水を確認する。 残存溶融炉心への注水についても同手順にて含む。 |

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

AM設備別操作手順書一覧

| 手順項目 | | 項目概要 |
|-------------|-----------------------|---|
| 原子炉注水※ ③ | 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 | 代替循環冷却系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 残存溶融炉心への注水についても同手順にて含む。 |
| | 消火系による原子炉圧力容器への注水 | 消火系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 |
| | 補給水系による原子炉圧力容器への注水 | 補給水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 |
| 原子炉減圧※ ④ | 逃がし安全弁による原子炉減圧（電源確保） | 常設代替高圧電源装置，常設代替直流電源設備，可搬型代替低圧電源車，可搬型代替直流設備のいずれかにより，弁の駆動電源を確保し，SRV を操作し原子炉を減圧する。 |
| | 逃がし安全弁による原子炉減圧（駆動源確保） | 代替逃がし安全弁駆動装置，窒素発生装置，予備の高圧窒素ガスポンベのいずれかにより，弁の駆動源を確保し，SRV を操作し原子炉を減圧する。 |
| | 原子炉建屋制御 | 漏えい個所の隔離，保有水を確保するため原子炉圧力容器への注水を行う。 |

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

AM設備別操作手順書一覧

| 手順項目 | | 項目概要 |
|-----------------|--------------------------------------|--|
| 原子炉格納容器冷却※ ⑤ | 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ | 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器へスプレイし，原子炉格納容器を冷却する。 |
| | 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ | 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器へスプレイし，原子炉格納容器を冷却する。 |
| | 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ | RHR（格納容器スプレイ冷却系）により原子炉格納容器へスプレイし，原子炉格納容器を冷却する。 |
| | 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 代替循環冷却系により原子炉格納容器へスプレイし，原子炉格納容器を冷却する。 |
| | 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ | 消火系により原子炉格納容器へスプレイし，原子炉格納容器を冷却する。 |
| | 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ | 補給水系により原子炉格納容器へスプレイし，原子炉格納容器を冷却する。 |
| | ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器の代替除熱 | ドライウェル内ガス冷却装置の起動により原子炉格納容器内を冷却する。 |

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

AM設備別操作手順書一覧

| 手順項目 | 項目概要 |
|--|--|
| 原子炉格納容器減圧※ ⑥ 格納容器圧力逃がし装置（サブプレッション・チェンバ側）による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 格納容器圧力逃がし装置（サブプレッション・チェンバ側）により原子炉格納容器を減圧及び除熱する。 |
| 格納容器圧力逃がし装置（ドライウエル側）による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 格納容器圧力逃がし装置（ドライウエル側）により原子炉格納容器を減圧及び除熱する。 |
| 格納容器圧力逃がし装置（サブプレッション・チェンバ側）の現場操作による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 格納容器圧力逃がし装置（サブプレッション・チェンバ側）の遠隔手動弁操作設備を現場で手動操作し，原子炉格納容器を減圧及び除熱する。 |
| 格納容器圧力逃がし装置（ドライウエル側）の現場操作による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 格納容器圧力逃がし装置（ドライウエル側）の遠隔手動弁操作設備を現場で手動操作し，原子炉格納容器を減圧及び除熱する。 |
| 耐圧強化ベント系（サブプレッション・チェンバ側）による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 耐圧強化ベント系（サブプレッション・チェンバ側）により原子炉格納容器を減圧及び除熱する。 |

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

AM設備別操作手順書一覧

| 手順項目 | 項目概要 |
|------------------------------|---|
| 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 耐圧強化ベント系（ドライウエル側）により原子炉格納容器を減圧及び除熱する。 |
| フィルタ装置スクラビング水補給 | フィルタ装置水位が通常水位を下回り, 下限水位に到達する前に, フィルタ装置へ水張りを実施する。 |
| サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入 | 格納容器圧力逃がし装置を使用する際, サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入により原子炉格納容器内が酸性化することを防止し, サプレッション・プール水中によう素を捕捉することで, よう素の放出量を低減する。 |
| フィルタ装置スクラビング水移送 | フィルタ装置の水の放射線分解により発生する水素の蓄積を防止するため, フィルタ装置のスクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送を実施する。 |
| 中央制御室退避室正圧化 | 炉心損傷後において格納容器圧力逃がし装置を使用する際に, 退避する中央制御室退避室を空気ポンベユニットにより加圧し, 中央制御室退避室の居住性を確保する。 |
| 第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化 | 炉心損傷後において格納容器圧力逃がし装置を使用する際に, 弁操作員が退避する第二弁操作室を空気ポンベユニットにより加圧し, 居住性を確保する。 |

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

AM設備別操作手順書一覧

| 手順項目 | 項目概要 |
|-------------------|---------------------------------------|
| 原子炉格納容器下部注水※ ⑦ | 格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）への注水 |
| | 格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウエル部）への注水 |
| | 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 |

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

AM設備別操作手順書一覧

| 手順項目 | 項目概要 |
|--|--|
| 格納容器圧力逃がし装置による原子炉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り原子炉格納容器内の水素ガス・酸素ガスを排出し、格納容器内の水素濃度を制御する。 |
| 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 | 可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素濃度を制御する。 |
| 格納容器内雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測 | 格納容器内雰囲気モニタにより原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を計測する。 |
| 格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測 | 格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を計測する。 |
| 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水 | 格納容器頂部注水系（常設）により原子炉ウェルへ注水する。 |
| 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水） | 格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルへ注水（淡水／海水）する。 |

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

AM設備別操作手順書一覧

| 手順項目 | 項目概要 |
|------------|--|
| 水素対策※ ⑧ | 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋内の水素を排出する。 |
| | 原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放 原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放により原子炉建屋内の水素を排出する。 |
| | 原子炉建屋水素濃度計測 原子炉建屋水素濃度計測により原子炉建屋内の水素濃度を監視する。 |

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

AM設備別操作手順書一覧

| 手順項目 | 項目概要 | |
|------------------|---|--|
| 使用済燃料プール注水※ ⑨ | 使用済燃料プール監視 | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を起動する。 |
| | 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／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 | 低圧代替注水系（常設）により代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用して使用済燃料プールへ注水する。 |
| | 可搬型代替注水中型ポンプ又は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／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 | 可搬型代替注水中型ポンプ又は大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用して使用済燃料プールへ注水する。 |
| | 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への注水 | 可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用して使用済燃料プールへ注水する。 |
| | 消火系による使用済燃料プールへの注水 | 消火系（消火栓又は残留熱除去系ライン）により使用済燃料プールへ注水する。 |

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

AM設備別操作手順書一覧

| 手順項目 | 項目概要 |
|---|--|
| 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 | 低圧代替注水系（常設）により代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用して使用済燃料プールへ注水する。 |
| 可搬型代替注水中型ポンプ又は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へのスプレイ | 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用して使用済燃料プールへ注水（淡水／海水）する。 |
| 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へのスプレイ | 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（可搬型スプレイノズル）を使用して使用済燃料プールへ注水（淡水／海水）する。 |
| 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 | 代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールを冷却する。 |

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

AM設備別操作手順書一覧

| 手順項目 | | 項目概要 |
|-------------|---|---|
| 除熱※ ⑪ | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱 | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。 |
| | 原子炉冷却材浄化系による原子炉冷却材の除熱 | 原子炉冷却材浄化系により原子炉冷却材を除熱する。 |
| | 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱 | 逃がし安全弁による原子炉減圧等により，温度が上昇するサプレッション・プール水を残留熱除去系で冷却する。 |
| | 代替循環冷却系によるサプレッション・プール冷却 | 逃がし安全弁による原子炉減圧等により，温度が上昇するサプレッション・プール水を代替循環冷却系にて冷却する。 |
| 冷却水確保※ ⑫ | 残留熱除去系海水系冷却水確保 | 残留熱除去系海水系により，残留熱除去系又は代替燃料プール冷却系の冷却水を確保する。 |
| | 緊急用海水系による冷却水確保 | 緊急用海水系により，残留熱除去系又は代替燃料プール冷却系の冷却水を確保する。 |
| | 代替残留熱除去系海水系による冷却水確保 | 代替残留熱除去系海水系により，残留熱除去系又は代替燃料プール冷却系の冷却水を確保する。 |

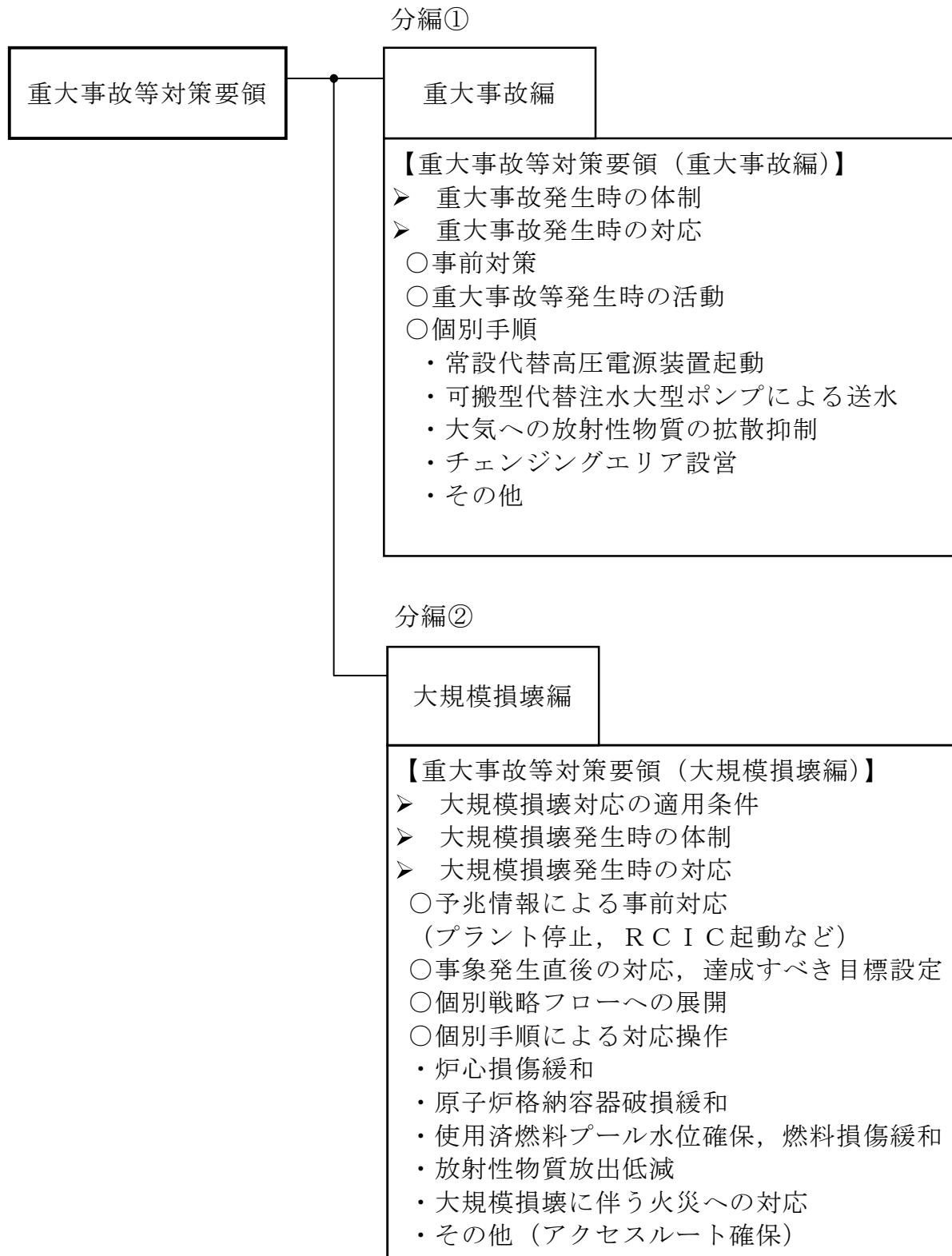
※：手順項目番号はフローチャートにて使用

AM設備別操作手順書一覧





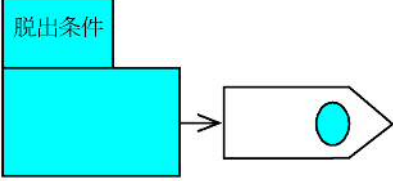
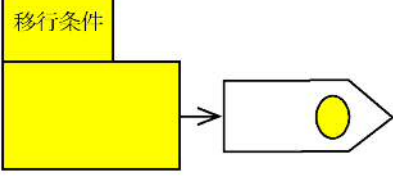
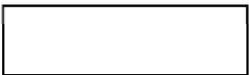
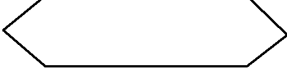
| 手順項目 | 項目概要 | |
|------------------|-------------------------|--|
| 中央制御室居住性確保※ ⑬ | 中央制御室換気系起動（閉回路循環運転） | 通常換気系隔離を確認し，中央制御室換気系（閉回路循環運転）を起動（自動・手動）する。 |
| | 非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系起動 | 通常換気系隔離を確認し，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系を起動（自動・手動）する。 |
| | 中央制御室酸素及び二酸化炭素測定 | 中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度を測定する。 |
| | 中央制御室換気系起動（外気取入れ運転） | 中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度測定から中央制御室換気系起動（外気取入れ運転）を行う。 |
| | 中央制御室用可搬型照明設置 | 中央制御室に可搬型照明を設置する。 |
| | 中央制御室退避室用可搬型照明設置 | 中央制御室退避室に可搬型照明を設置する。 |
| | データ表示装置（退避室）設置 | 中央制御室退避室にデータ表示装置（退避室）を設置する。 |
| | 中央制御室退避室酸素及び二酸化炭素測定及び管理 | 中央制御室退避室の酸素及び二酸化炭素濃度測定を測定し，濃度を管理する。 |
| | 衛星電話設備（可搬型）（退避室）設置 | 中央制御室退避室に衛星電話設備（可搬型）（退避室）を設置する。 |
| | 放射線防護具着用 | 中央制御室運転員等の放射線防護具装備について定める。 |

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

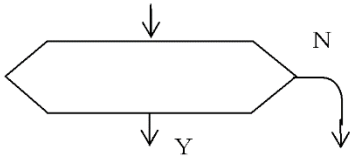
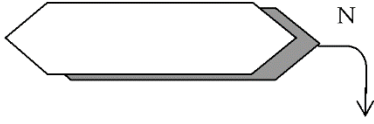
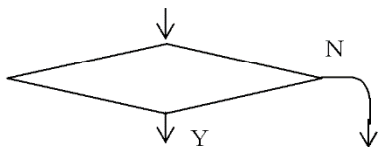
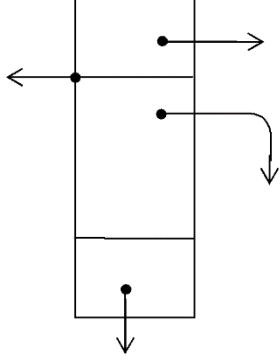
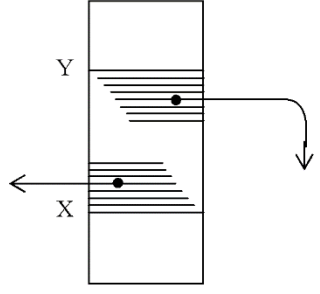

重大事故等対策要領概要



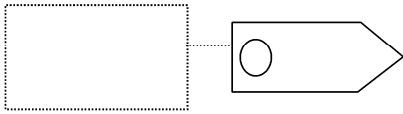
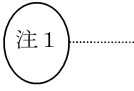
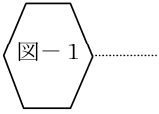
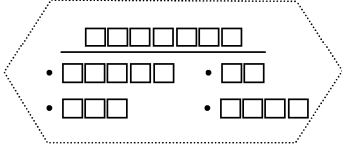
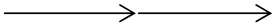
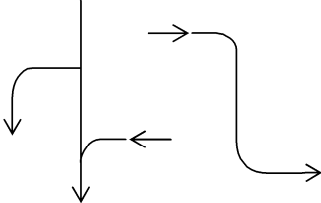
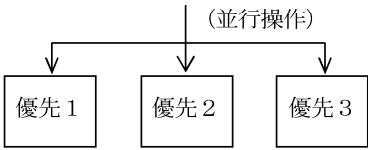
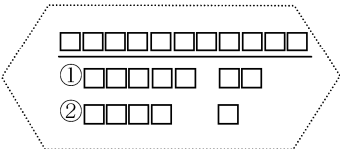
EOP/SOP フローチャート凡例

| | 記号 | 記号の意味 |
|---|---|---|
| 1 |  | <ul style="list-style-type: none"> •他の手順からの導入（常に左から入る） •○内は矢羽根連携ナンバーを記載 ○内色は「スクラム」（RC）は「青色」 その他は「黄色」 |
| 2 |  | <ul style="list-style-type: none"> •他の手順への移行（常に右へ出る） •○内は矢羽根連携ナンバーを記載 ○内色は「スクラム」（RC）は「青色」 その他は「黄色」 |
| 3 |  | <ul style="list-style-type: none"> •主制御名称 |
| 4 |  | <ul style="list-style-type: none"> •各制御名称 |
| 5 |  | <ul style="list-style-type: none"> •各手順から「スクラム」（RC）へ脱出するための条件 •条件の内、一つでも満足された場合は「スクラム」RCへ脱出する •フローシートの上部に置き、指揮者の常時監視項目である（青色で統一） |
| 6 |  | <ul style="list-style-type: none"> •「スクラム」（RC）以外の手順へ移行するための条件 •この条件が成立した場合、他の手順へ移行する •フローシートの関係箇所置き、指揮者の常時監視項目である（黄色で統一） |
| 7 |  | <ul style="list-style-type: none"> •確認 |
| 8 |  | <ul style="list-style-type: none"> •操作 |

EOP/SOP フローチャート凡例

| | 記号 | 記号の意味 |
|----|---|--|
| 9 |  | <ul style="list-style-type: none"> ・操作判断 |
| 10 |  | <ul style="list-style-type: none"> ・待ち (監視操作継続) ・脱出条件または移行条件が満足されるまで監視操作継続。 ・操作が遂行できなければ (NO) 次の操作へ移行する |
| 11 |  | <ul style="list-style-type: none"> ・判断 |
| 12 |  | <ul style="list-style-type: none"> ・パラメータ別の移行先 |
| 13 |  | <ul style="list-style-type: none"> ・ Yになる前に事前に操作, 判断 ・ Xになる前に事前に操作, 判断 |
| 14 |  | <ul style="list-style-type: none"> ・操作毎に特記すべき注意書 |

EOP/SOP フローチャート凡例

| | 記号 | 記号の意味 |
|----|---|--|
| 15 |  | <ul style="list-style-type: none"> ・制御導入条件補足 |
| 16 |  | <ul style="list-style-type: none"> ・フローチャート別, 注意-1 ・注意事項の解説がある項目については, 注意事項の枠内で# 4 と二重の記載がある |
| 17 |  | <ul style="list-style-type: none"> ・フローチャート別, 図-1 |
| 18 |  | <ul style="list-style-type: none"> ・操作および確認目的の視認性向上を目的に下線を使用する |
| 19 |  | <ul style="list-style-type: none"> ・各操作ステップ間の連絡線には移行方向を明確にするため三角矢印を適所に用いる |
| 20 |  | <ul style="list-style-type: none"> ・各操作ステップ間の連絡線の曲り箇所は, ステップ記号の視認性向上を目的に曲線とする |
| 21 |  | <ul style="list-style-type: none"> ・各制御または各ステップ操作, 確認等が並行操作であり, 且つ優先順位がある場合には, 左から優先順位順に記載する |
| 22 |  | <ul style="list-style-type: none"> ・操作ステップ内の目的操作, 確認等に優先順位がある場合には, 丸数字により優先順位を記載する |

重大事故等対策における作業毎の想定時間の設定について

1. 想定時間の設定における基本事項

(1) 体制

重大事故等対策における作業毎の想定時間は、重大事故等対策の有効性評価を考慮し、中央制御室の当直（運転員）2名及び現場運転員6名（当直（運転員）3名及び重大事故等対応要員のうち運転操作対応3名）にて行うものとする。また、中央制御室の当直（運転員）2名は各々に運転操作を実施するが、現場運転員は、2名／1組×3チームを構成し、現場対応を行うこととしている。

2. 運転員等における移動時間

運転員等の移動時間を想定するに当たり、考慮した事項は以下のとおり。

(1) 放射線防護具着用時間

重大事故等時を考慮した現場環境を仮定し、放射線防護具類の着用時間を作業毎の想定時間に加味した。なお、着用時間は訓練にて計測した時間であり、移動時間に考慮した放射線防護具の着用時間を第1表に示す。

第1表 移動時間に考慮した放射線防護具の着用時間

| 項目 | 装備 | 設定時間 | 備考 |
|----------------------------|--|------|--------------------------|
| 初動対応時における装備 (湿潤状況下の作業) | 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 | 12分 | |
| 初動対応時における装備 (高湿度環境下の作業) | 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、胴長靴 | 17分 | インターフェイスシステムLOCAの移動時間で想定 |

(2) 移動時間

当直（運転員）は中央制御室、重大事故等対応要員（運転操作対応）は緊急時対策所又は待機所を移動開始起点とし、建屋内は一般的な普通歩行の約4km/hにより算定している。また、経路上の溢水を考慮し、移動時間を1.5倍としており、更に扉の開閉等を考慮し、移動時間を設定してい

る。なお、普通歩行の約 4km/h は、訓練により確認し歩行速度に問題がないことを確認した。また、移動時間において考慮した現場環境を第 2 表に、移動時間において考慮した事項を第 3 表に示す。

第 2 表 移動時間において考慮した現場環境について

| 項目 | | 算定の考え方 | 考慮有無 |
|----|-----------|--|------------|
| 照明 | | 可搬型照明（ヘッドライト）等を使用することにより、個別操作時間に有意な影響がないことを訓練により確認した。 | 移動時間への考慮不要 |
| 地震 | | 常置品は固縛・転倒防止措置を実施することにより、影響がない。また、常置品が転倒した場合であっても、通行可能な通路幅を確保する。 | 移動時間への考慮不要 |
| 溢水 | 湿潤状況下の作業 | 一般的な普通歩行の約 4km/h に 1.5 倍した時間とし、溢水の中を歩行する場合でも、この想定時間を上回ることがないことを確認した。 | |
| | 高湿度環境下の作業 | 一般的な普通歩行の約 4km/h に 1.5 倍した時間とし、溢水の中を歩行する場合でも、この想定時間を上回ることがないことを確認した。 | |

第 3 表 移動時間において考慮した事項について

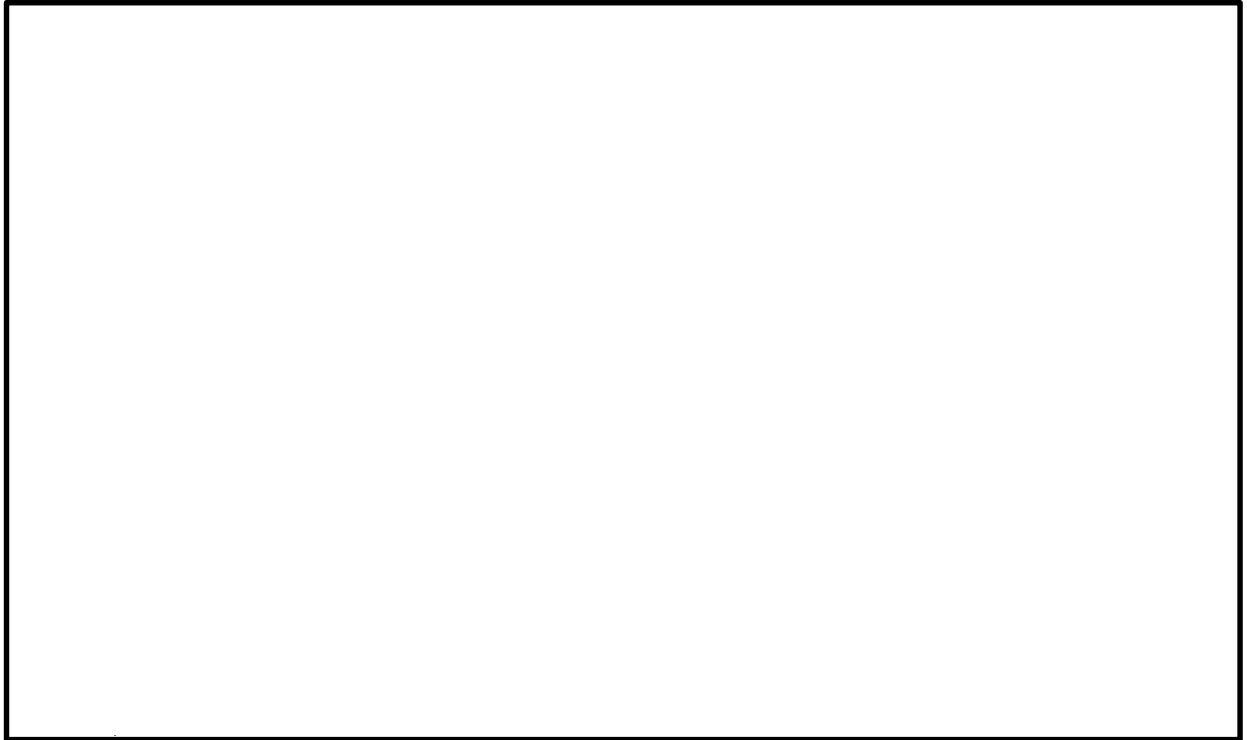
| 項目 | | 算定の考え方 | 考慮有無 |
|----------|-----------|--|--------------------|
| 通信 | 携行型有線通話装置 | 運転員等は 2 人以上で 1 組のチームを組み、作業を実施するため、移動時において 1 名が通信設備の準備を実施することが可能。また、中継用ケーブルドラムの敷設による移動時間への影響は訓練により問題がないことを確認した。 | 移動時間への考慮不要 |
| 防火扉、水密扉等 | | 訓練により計測した時間を切り上げた時間、又は設備設計により設定した時間に保守性を加えた時間とした。 | 最短：30 秒 最長：90 秒 |

3. 運転員等における作業時間

運転員等の作業時間を想定するに当たり、考慮した事項は以下のとおり。

(1) 中央制御室内における盤配置

常設重大事故等対処設備の運転操作のため、中央制御室に常設代替高圧電源装置遠隔操作盤、高圧代替注水系制御盤、SA 監視操作盤及びブローアウトパネル開閉状態表示が設置される。これらの設置される制御盤の配置を考慮し、重大事故等対策における作業毎の想定時間を設定する。また、ブローアウトパネル開閉状態表示は、タービン・発電機及び所内電源系制御盤側の補助制御盤に設置される。なお、中央制御室における制御盤の配置を第 1 図に示す。



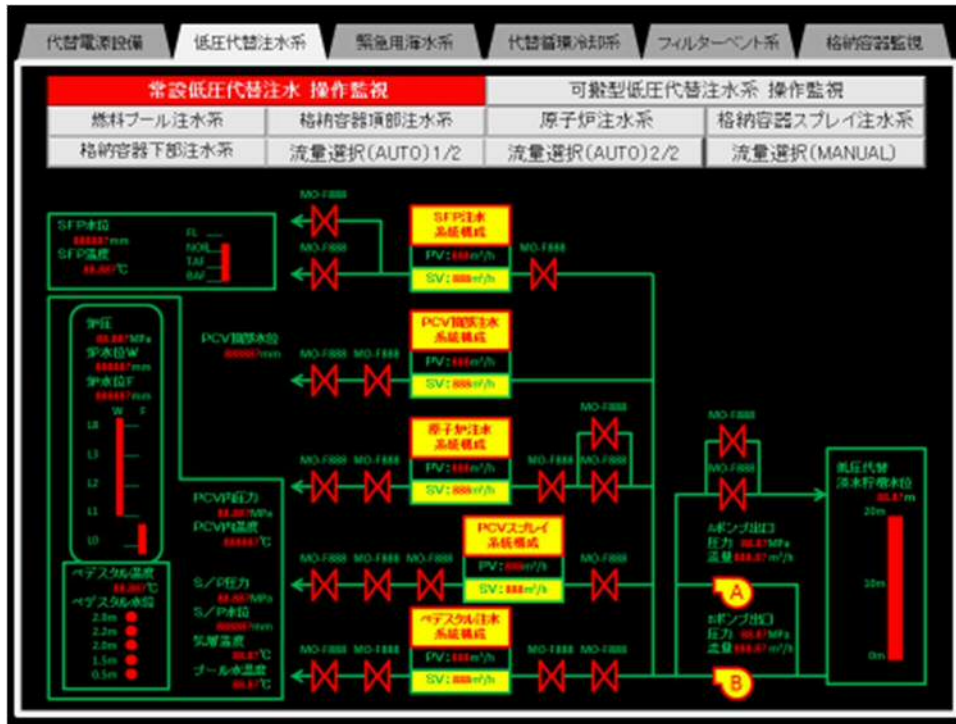
第 1 図 中央制御室における制御盤の配置図

(2) 中央制御室操作

訓練にて計測した時間により設定した。また、新規に設置される設備については類似機器等により訓練を行い計測した時間にて設定した。なお、中央制御室における運転員等の作業に関し考慮した事項を第 4 表に、タッチパネル式である S A 監視操作盤の監視操作画面（イメージ図）を第 2 図に示す。

第 4 表 中央制御室における運転員等の作業に関し考慮した事項

| 項目 | 算定の考え方 | 時間 |
|------------------|---|--------------------|
| 移動 | 訓練により計測した時間を切り上げた時間とし、主制御盤から補機監視盤への移動は一律 60 秒に設定した。 | 最短：10 秒 最長：60 秒 |
| 操作スイッチ (確認含む) | 訓練により計測した時間を切り上げた時間、又は設備設計により類似した機器を選定し、その選定した類似機器による訓練にて計測した時間を切り上げた時間とした。また、タッチパネル画面は複数画面を選択することが想定されることから、1 画面の選択を 1 操作とし、想定時間を算定した。 | 5 秒/操作 |
| 計器等の確認 | 訓練により計測した時間を切り上げた時間 | 5 秒/操作 |
| 電動弁等 | 設備設計から要求される動作時間に、操作スイッチ及び表示灯等の確認時間を加算した時間にて算定した。 | — |
| その他 | 鍵を必要とする操作については、鍵の準備時間を考慮したうえで、盤扉等の操作時間を訓練により計測し、その時間を切り上げた時間で想定時間を算定した。 | — |



第 2 図 監視操作画面 (イメージ図)

(3) 現場操作

訓練にて計測した時間により設定した。また、新規に設置される設備については類似機器等により訓練を行い計測した時間にて設定した。なお、現場における運転員等の作業に関し考慮した事項を第 5 表に示す。

第 5 表 現場における運転員等の作業に関し考慮した事項

| 項目 | 算定の考え方 | 時間 |
|-------------------|--|-----------------------------|
| 電動弁 (現場操作) | 電動弁の手动ハンドルの回転数と訓練により計測した時間から算定した時間を切り上げた時間に設定した。なお、計算により算定した時間は、訓練により計測した時間に対し、十分な余裕があることを確認したため、現場環境等を考慮した 1.5 倍の安全率は付与していない。 | 最短 : 5 秒/回転 最長 : 10 秒/回転 |
| 手動弁 | 訓練により計測した時間に 1.5 倍した時間。 | — |
| 電源関係 (M/C, P/C 等) | 訓練により計測した時間に 1.5 倍した時間。 | — |
| その他 | 盤屏等の操作時間を訓練により計測し、その時間を切り上げた時間で想定時間を算定した。 | — |

東海第二発電所

有効性評価における

重大事故対応時の手順について

目 次

1. 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
 1. 1 高圧・低圧注水機能喪失
 1. 2 高圧注水・減圧機能喪失
 1. 3 全交流動力電源喪失
 1. 3. 1 全交流動力電源喪失（長期TB）
 1. 3. 2 全交流動力電源喪失（TBD, TBU）
 1. 3. 3 全交流動力電源喪失（TBP）
 1. 4 崩壊熱除去機能喪失
 1. 4. 1 取水機能が喪失した場合
 1. 4. 2 残留熱除去系が故障した場合
 1. 5 原子炉停止機能喪失
 1. 6 LOCA時注水機能喪失
 1. 7 格納容器バイパス（インターフェースシステムLOCA）
 1. 8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失

2. 重大事故
 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 2. 4 水素燃焼
 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用

3. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

3. 1 想定事故 1

3. 2 想定事故 2

4. 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

4. 1 崩壊熱除去機能喪失

4. 2 全交流動力電源喪失

4. 3 原子炉冷却材の流出

4. 4 反応度の誤投入 ※重大事故等の対策は全て自動で作動するため、
手順による対応は不要。

1.1 高圧・低圧注水機能喪失

特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く。)の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することを想定する。このため、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

また、低圧注水機能喪失を想定することから、併せて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失等を想定する。

基本的な考え方

逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系(常設)により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系(以下「格納容器圧力逃がし装置等」という。)による格納容器除熱を実施する。なお、代替循環冷却系による格納容器除熱も実施可能である。

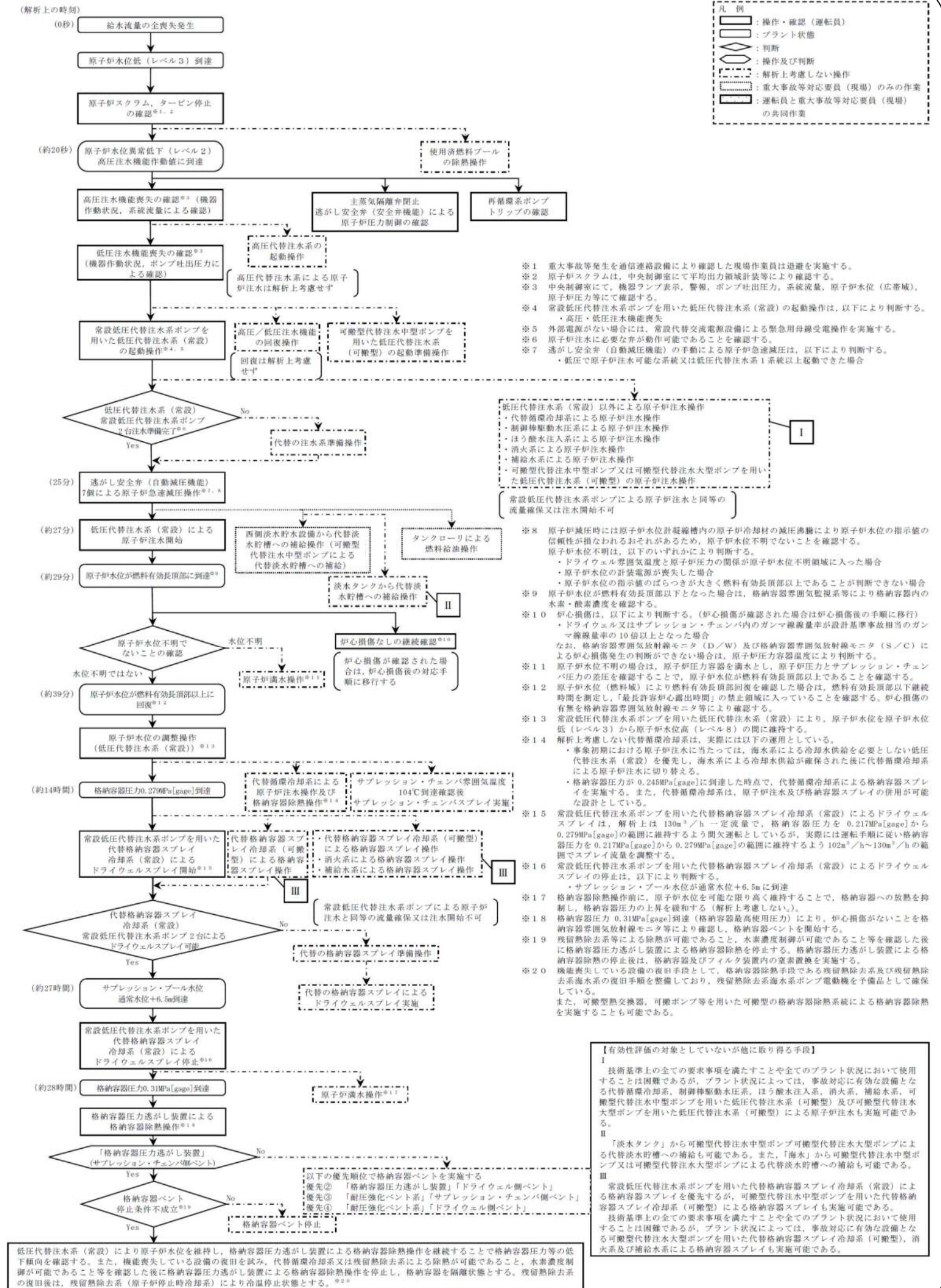
対応手順概要

- 原子炉スクラム確認
- 高圧・低圧注水機能喪失確認
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水
- 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却
- 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱

事故条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|---------------|------------------|--|
| 起回事象 | 給水流量の全喪失 | 原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定 |
| 安全機能の喪失に対する仮定 | 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失 | 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水系)の機能喪失を設定 |
| 外部電源 | 外部電源あり | 外部電源がある場合、事象発生と同時に再循環系ポンプがトリップしないことにより、原子炉水位低(レベル3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が早いいため、炉心冷却上厳しくなる |

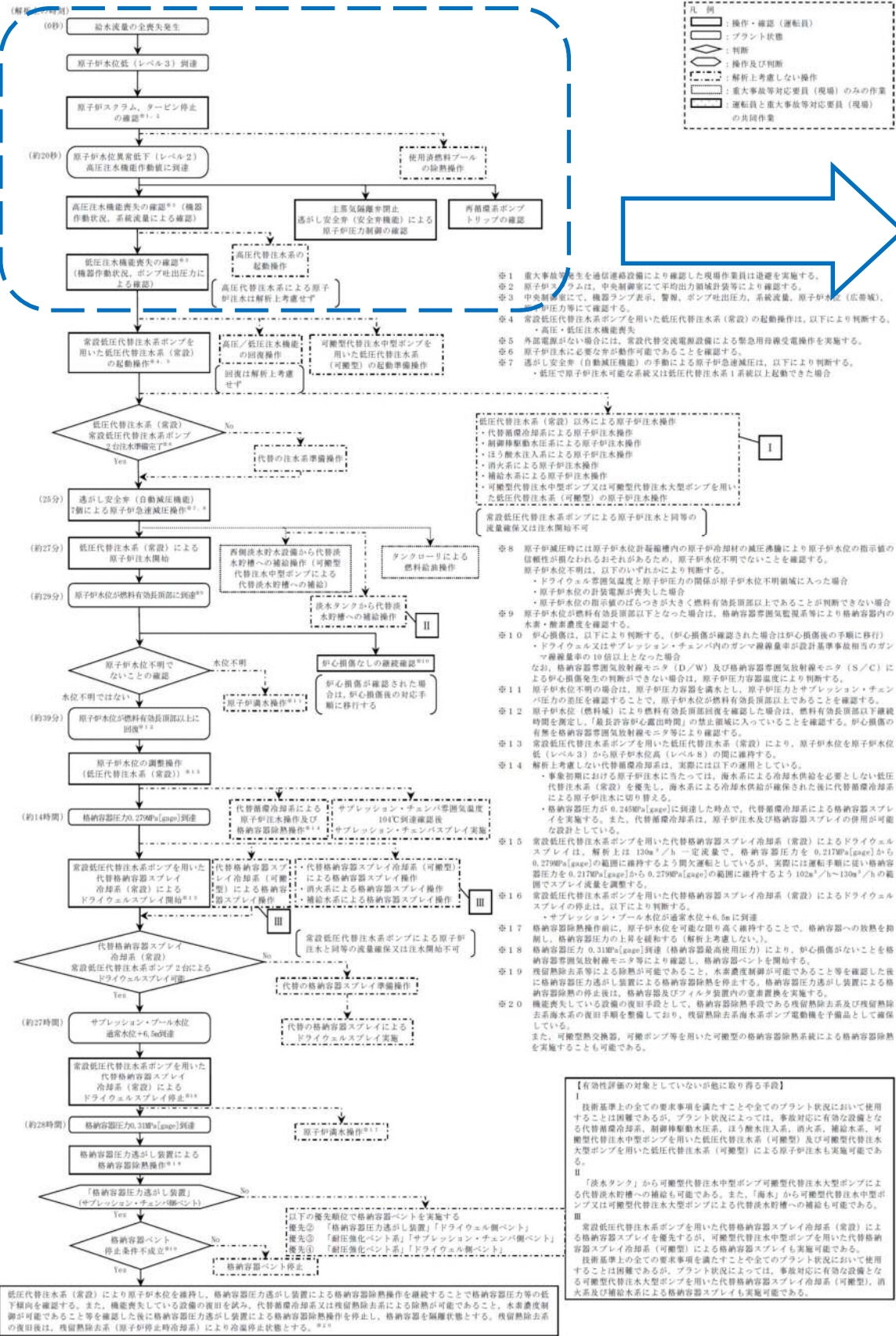
解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書 全体対応フロー

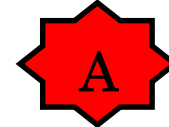
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



- ① 重大事故発生を感知連絡設備により確認した現場作業員は速報を実施する。
- ② 原子炉制御室は、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。
- ③ 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位(広帯域)、原子炉圧力等にて確認する。
- ④ 常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水(常設)の起動操作は、以下により判断する。
 - ・高圧・低圧注水機能喪失
 - ・高圧・低圧注水機能喪失
- ⑤ 外部電源がない場合には、常設代替交流電源設備による緊急用電源受電操作を実施する。
- ⑥ 原子炉注水に必要な常設設備が正常であることを確認する。
- ⑦ 逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動による原子炉急減圧は、以下により判断する。
 - ・低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上起動できた場合

- ⑧ 原子炉制圧時には原子炉水位計器箱内の原子炉冷却材の減圧過熱により原子炉水位の指示値の信頼性が損われるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル蒸気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の指示値が消失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きくなり燃料有効長領域以上であることが判断できない場合
- ⑨ 原子炉水位が燃料有効長領域以下となった場合は、格納容器蒸気放射線モニタ等により格納容器内の水素・酸素濃度を監視する。
- ⑩ 炉心損傷は、以下により判断する。(炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行)
 - ・ドライウェル又はサブプレッション・チェンバのガンマ線計測率が設計基準事故相当のガンマ線計測率の10倍以上となった場合
 - ・格納容器蒸気放射線モニタ(D/W)及び格納容器蒸気放射線モニタ(S/C)による炉心損傷発生を判断できない場合は、原子炉圧力容器温度により判断する。
- ⑪ 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバの蒸気圧を確認することで、原子炉水位が燃料有効長領域以上であることを確認する。
- ⑫ 原子炉水位(燃料域)により燃料有効長領域回復を確認した場合は、燃料有効長領域以下継続時間を測定し、「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っていることを確認する。炉心損傷の有無を格納容器蒸気放射線モニタ等により確認する。
- ⑬ 常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水(常設)により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間に維持する。
- ⑭ 解析上考慮しない代替格納容器冷却系は、実際に以下の適用としている。
 - ・事故初期における原子炉注水に当たっては、海水系による冷却水供給を必要としない低圧代替注水(常設)を優先し、海水系による冷却水供給が確保された後に代替格納冷却系による原子炉注水に切り替える。
 - ・格納容器圧力が0.243MPa[gage]に到達した時点で、代替格納冷却系による格納容器スプレイを実施する。また、代替格納冷却系は、原子炉注水及び格納容器スプレイの使用が可能な設計としている。
- ⑮ 常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によるドライウェルスプレイは、解析上は130m³/h一定流量で、格納容器圧力を0.217MPa[gage]から0.279MPa[gage]の範囲に維持するよう間欠運転としているが、実際に運転手順に従い格納容器圧力を0.217MPa[gage]から0.279MPa[gage]の範囲に維持するよう102m³/h~130m³/hの範囲でスプレイ流量を調整する。
- ⑯ 常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によるドライウェルスプレイの停止は、以下により判断する。
 - ・サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達
- ⑰ 格納容器除熱操作前に、原子炉水位を可能な限り高く維持することで、格納容器への放熱を抑制し、格納容器圧力の上昇を抑制する(解析上考慮しない)。
- ⑱ 格納容器圧力0.310MPa[gage]到達(格納容器最高使用圧力)により、炉心損傷がないことを格納容器蒸気放射線モニタ等により確認し、格納容器ベントを開始する。
- ⑲ 残留熱除去等による除熱が可能であること、水素濃度抑制が可能であることを確認した後、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を停止する。格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の停止後は、格納容器及びプラント装置内の蒸気発生を実施する。
- ⑳ 20 機能喪失している設備を復旧して、格納容器除熱手動であり、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系の復旧手順を整備しており、残留熱除去系海水ポンプ電動機を手動品として確保している。また、可搬型熱交換器、可搬ポンプを用いた可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を実施することも可能である。

【有効性評価の対象としないが他に取捨手段】

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる代替格納冷却系、制御格納水圧系、ほう酸水注入系、消火系、補給水系、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水(可搬型)及び可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水(可搬型)による原子炉注水も実施可能である。

Ⅱ 「淡水タンク」から可搬型代替注水中型ポンプ可搬型代替注水大型ポンプによる代替格納冷却材への補給も可能である。また、「海水」から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替格納冷却材への補給も可能である。

Ⅲ 常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイを優先するが、可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイも実施可能である。

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)、消火系及び補給水系による格納容器スプレイも実施可能である。

操作補足事項

「給水流量全喪失」事象発生
原子炉水位低(レベル3)信号により原子炉がスクラムする。そのため、「スクラム」にて対応する。

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。

全給水喪失していることから、原子炉水位異常低下(レベル2)設定点に到達したが、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が自動起動せず、中央制御室から手動起動を試みるが、これにも失敗し、高圧注水機能喪失により、原子炉への注水が不可となる。

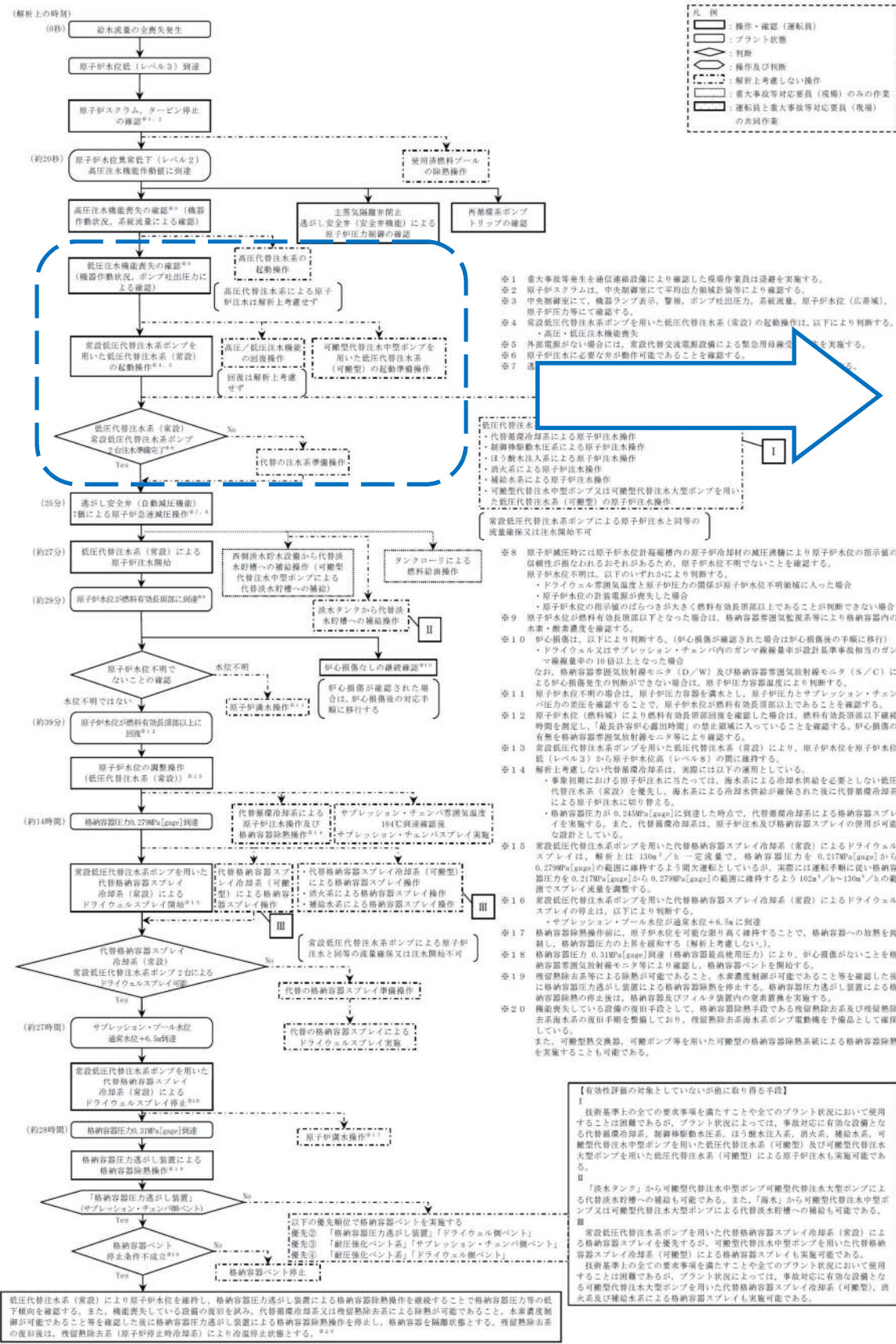
原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)~原子炉水位高(レベル8)に維持できないことから「水位確保」へ移行する。

AM設備別操作手順書

重大事故等対策要領

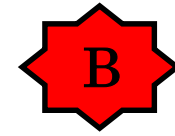
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。

高圧注水機能喪失により、原子炉への注水ができず、原子炉水位低下が継続する。

高圧注水機能喪失後、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水系) の手動起動を試みるが、これにも失敗する。

原子炉水位が原子炉水位異常低下 (レベル1) 以上維持可能でないことを確認し、「水位回復」へ移行する。

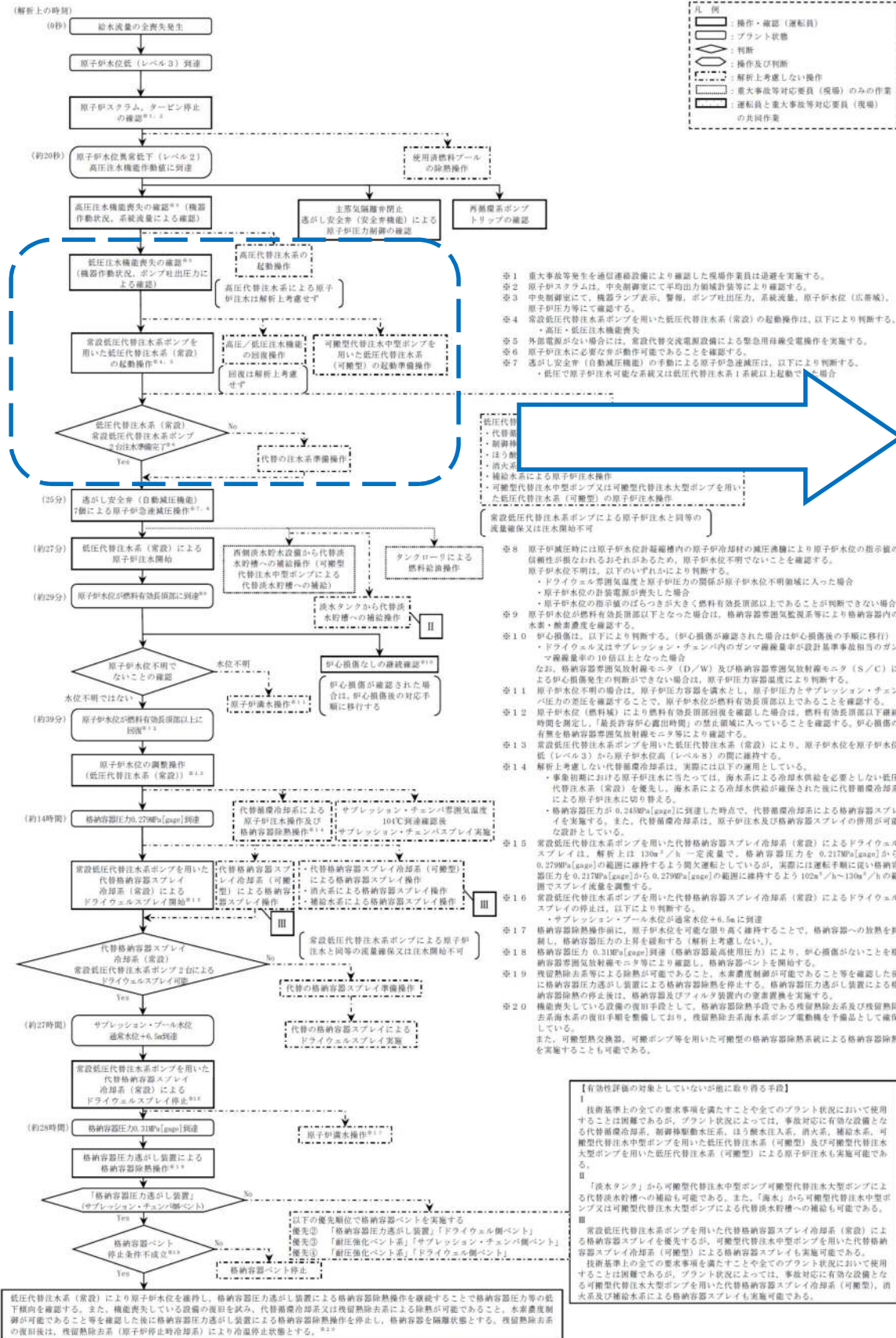
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

原子炉水位低下が継続する。
高圧注水機能喪失及び低圧注水機能喪失を確認し、低圧代替注水系 (常設) を起動する。
原子炉水位が更に低下傾向であることを確認する。

低圧代替注水系 (常設) が起動していることを確認し「急速減圧」へ移行する。

可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) の起動準備操作を実施する。

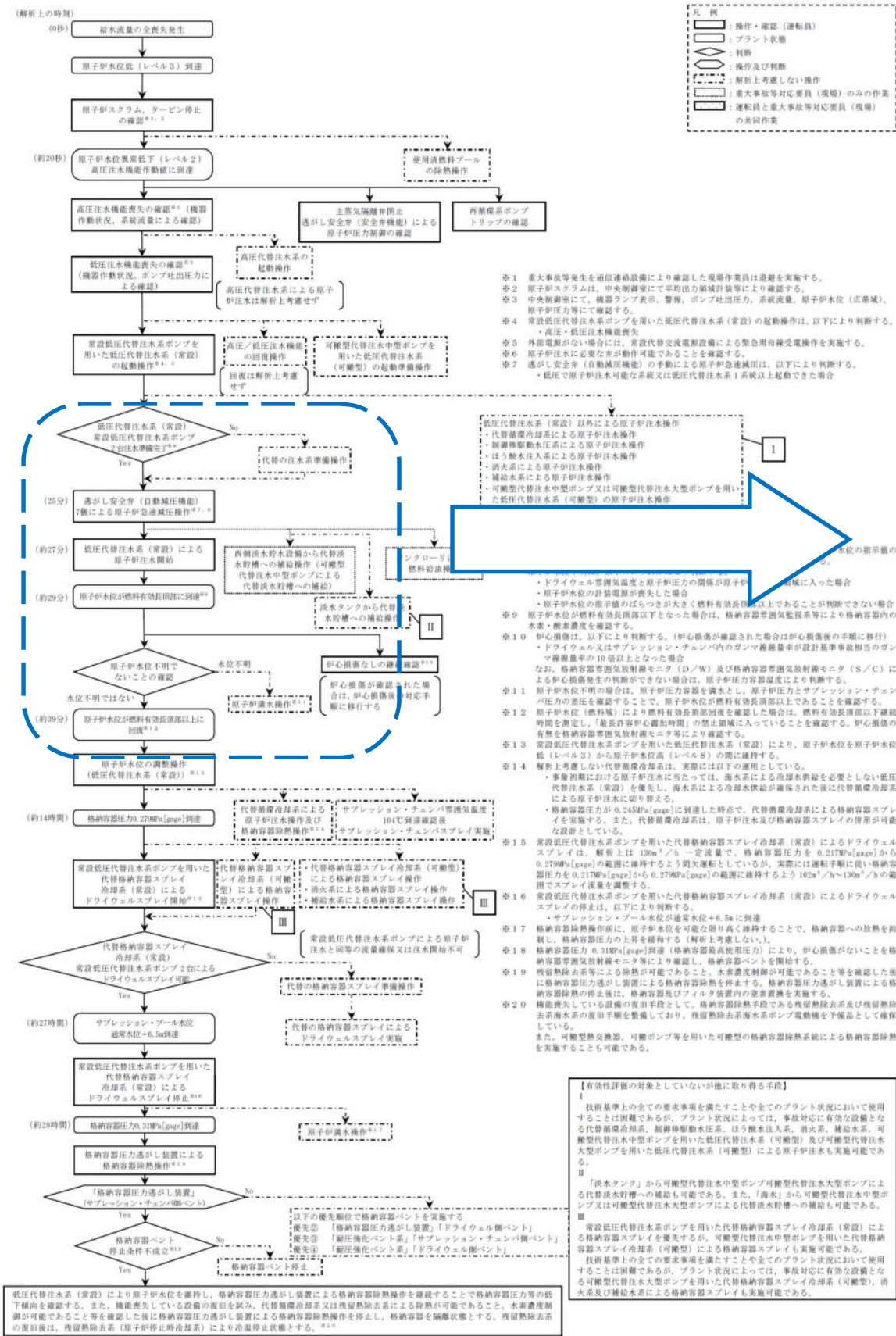
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対応要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「EOP」
不測事態「急速減圧」



操作補足事項

低圧代替注水系(常設)が起動していることを確認し、逃がし安全弁(自動減圧機能)7弁を手動開放し原子炉を減圧する。

原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉水位計正常を確認後「水位回復」へ移行する。

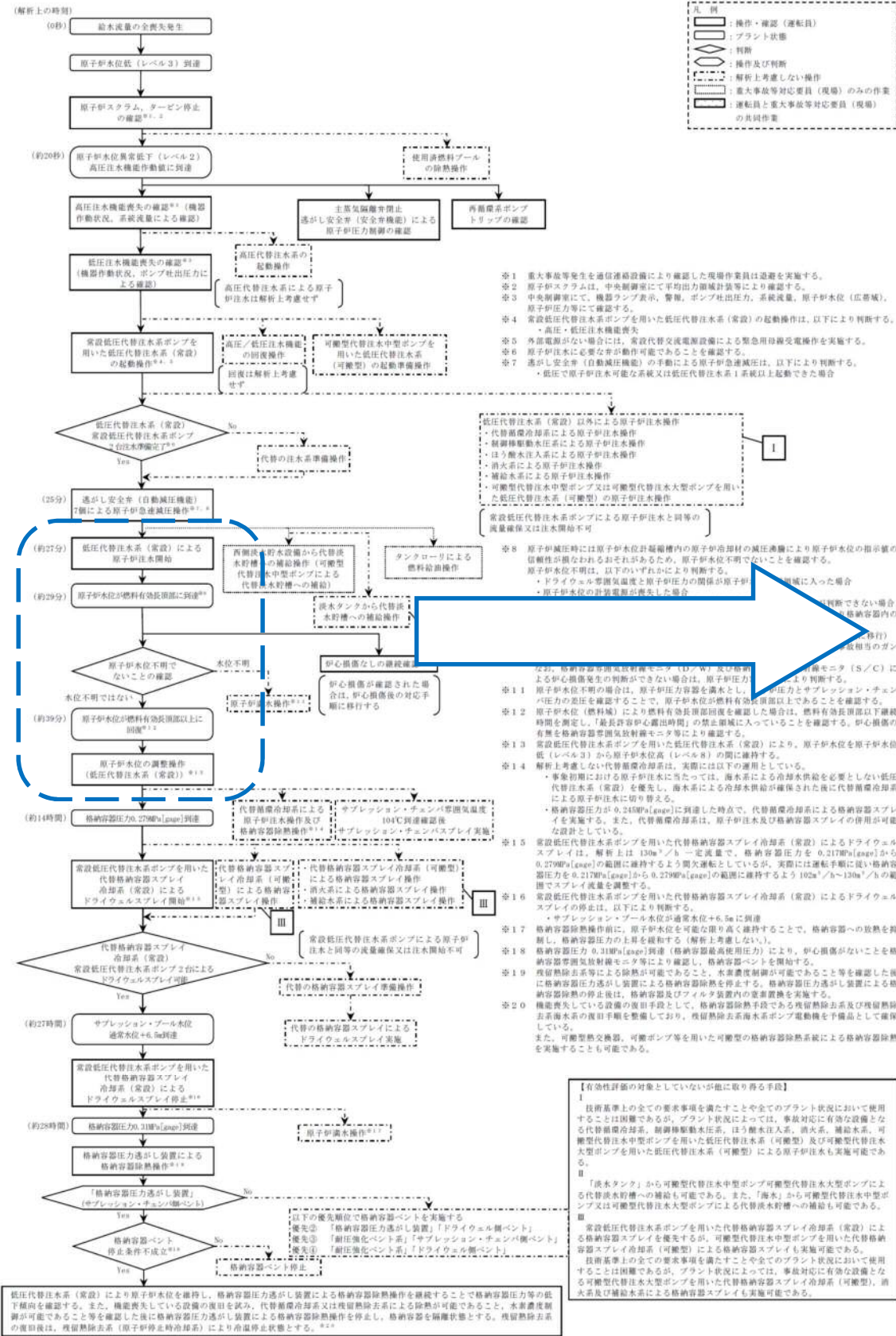
AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

原子炉減圧により、低圧代替注水系（常設）による注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。

原子炉水位が燃料有効長頂部未満でないことを確認し「水位確保」に移行する。

AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

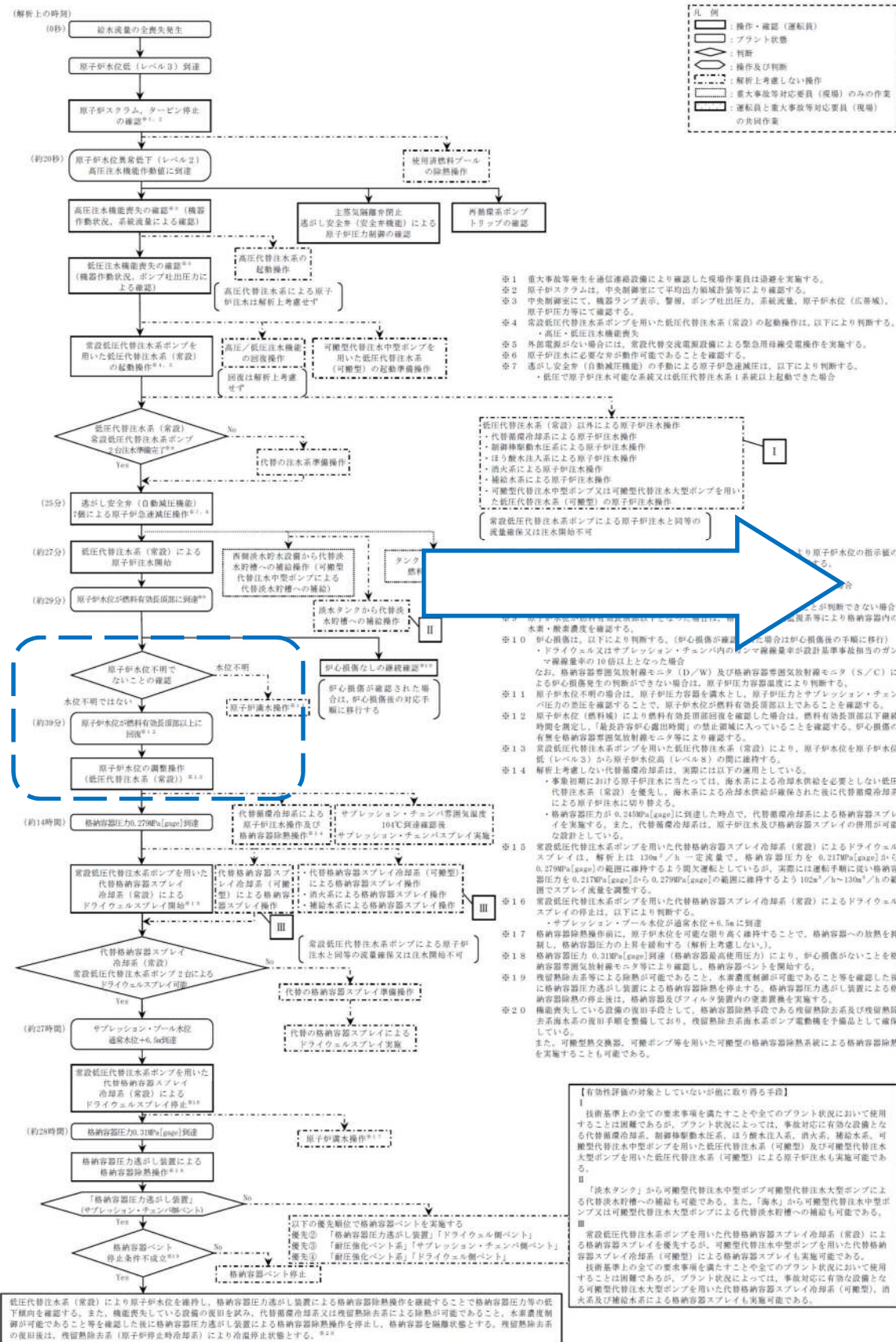
重大事故等対策要領

- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。
- ※2 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。
- ※3 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位（広帯域）、原子炉圧力等にて確認する。
- ※4 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の起動操作は、以下により判断する。
 - ・高圧、低圧注水機能喪失
 - ・外部電源がない場合は、常設代替交流電源設備による緊急用降圧受電操作を実施する。
- ※5 原子炉注水に必要な音が動作可能であることを確認する。
- ※6 原子炉注水（自動減圧機能）の手動による原子炉急減圧は、以下により判断する。
 - ・過し安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急減圧は、以下により判断する。
 - ・低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上起動できた場合
- ※7 低圧代替注水系（常設）以外による原子炉注水操作
 - ・代替格納容器冷却系による原子炉注水操作
 - ・代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉注水操作
 - ・「海水タンク」から代替注水中型ポンプを用いた代替注水貯槽への補給
 - ・「海水」から代替注水中型ポンプを用いた代替注水貯槽への補給
 - ・可動型代替注水中型ポンプ又は可動型代替注水大型ポンプを用いた代替注水貯槽への補給
 - ・可動型代替注水大型ポンプを用いた代替注水貯槽への補給
 - ・常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉注水と同等の流量確保又は注水開始不可
- ※8 原子炉減圧時は原子炉水位計箱内での原子炉燃料の減圧沸騰により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。
 - ・原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉燃料温度に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電圧が喪失した場合
- ※9 原子炉水位不明でないことを確認
 - ・水位不明でない場合は、原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（常設））により調整する。
 - ・水位不明の場合は、原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（常設））により調整する。
- ※10 原子炉水位が燃料有効長頂部以上に回復
 - ・原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（常設））により調整する。
 - ・原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（常設））により調整する。
- ※11 原子炉水位が燃料有効長頂部以上に回復
 - ・原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（常設））により調整する。
 - ・原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（常設））により調整する。
- ※12 原子炉水位が燃料有効長頂部以上に回復
 - ・原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（常設））により調整する。
 - ・原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（常設））により調整する。
- ※13 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替注水貯槽（常設）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※14 解析上考慮しない代替格納容器冷却系は、実際には以下の適用としている。
 - ・事故初期における原子炉注水に当たっては、海水系による冷却水供給を必要としない低圧代替注水系（常設）を優先し、海水系による冷却水供給が確保された後に代替格納容器冷却系による原子炉注水に切り替える。
 - ・格納容器圧力が0.24MPa[gage]に到達した時点で、代替格納容器スプレイを発生する。また、代替格納容器冷却系は、原子炉注水及び格納容器スプレイの併用が可能とならざるを得ない。
- ※15 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウェルスプレイは、解析上は130m³/h一定流量で、格納容器圧力を0.21MPa[gage]から0.27MPa[gage]の範囲に維持するよう間欠運転としているが、実際には運転手順に従って格納容器圧力を0.21MPa[gage]から0.27MPa[gage]の範囲に維持するよう100m³/h～130m³/hの範囲でスプレイ流量を調整する。
- ※16 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウェルスプレイの停止は、以下により判断する。
 - ・サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達
 - ・格納容器除熱操作時に、原子炉水位を可成り高く維持することで、格納容器への放熱を抑制し、格納容器圧力の上昇を緩和する（解析上考慮しない）。
- ※17 格納容器圧力0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力）により、炉心損傷がないことを格納容器空気放熱機モータ等により確認し、格納容器ベントを開始する。
- ※18 残留熱除去系等による放熱が可能であること、水素濃度制御が可能であることを確認した後、格納容器圧力過し装置による格納容器除熱を停止する。格納容器圧力過し装置による格納容器除熱の停止後は、格納容器及びフィルタ装置内の空気を排出する。
- ※19 機能喪失している設備の復旧手段として、格納容器除熱手段である残留熱除去系及び残留熱除去系海水系の復旧手段として、残留熱除去系海水ポンプ電動機を手動として確認している。
- ※20 可動型格納容器冷却系、可動型格納容器スプレイ冷却系による格納容器除熱を実施することも可能である。

【有効性評価の対象としていないが取り得る手段】
 1 技術基準上全ての要求事項を満たすことや全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となる代替格納容器冷却系、代替格納容器スプレイ冷却系、海水系、補給水系、可動型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可動型）及び可動型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可動型）による原子炉注水も実施可能である。
 2 「海水タンク」から可動型代替注水中型ポンプ可動型代替注水大型ポンプによる代替注水貯槽への補給も可能である。また、「海水」から可動型代替注水中型ポンプ又は可動型代替注水大型ポンプによる代替注水貯槽への補給も可能である。
 3 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ冷却は、可動型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可動型）による格納容器スプレイも実施可能である。
 技術基準上全ての要求事項を満たすことや全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となる可動型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可動型）、海水系及び補給水系による格納容器スプレイも実施可能である。

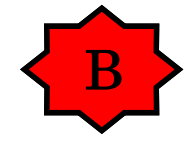
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

低圧代替注水 (常設) により、原子炉水位が回復したことを確認する。

原子炉水位回復後は、低圧代替注水 (常設) により、**原子炉水位低 (レベル 3) ~ 原子炉水位高 (レベル 8) に維持可能であることを確認し「スクラム」に移行する。**

「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



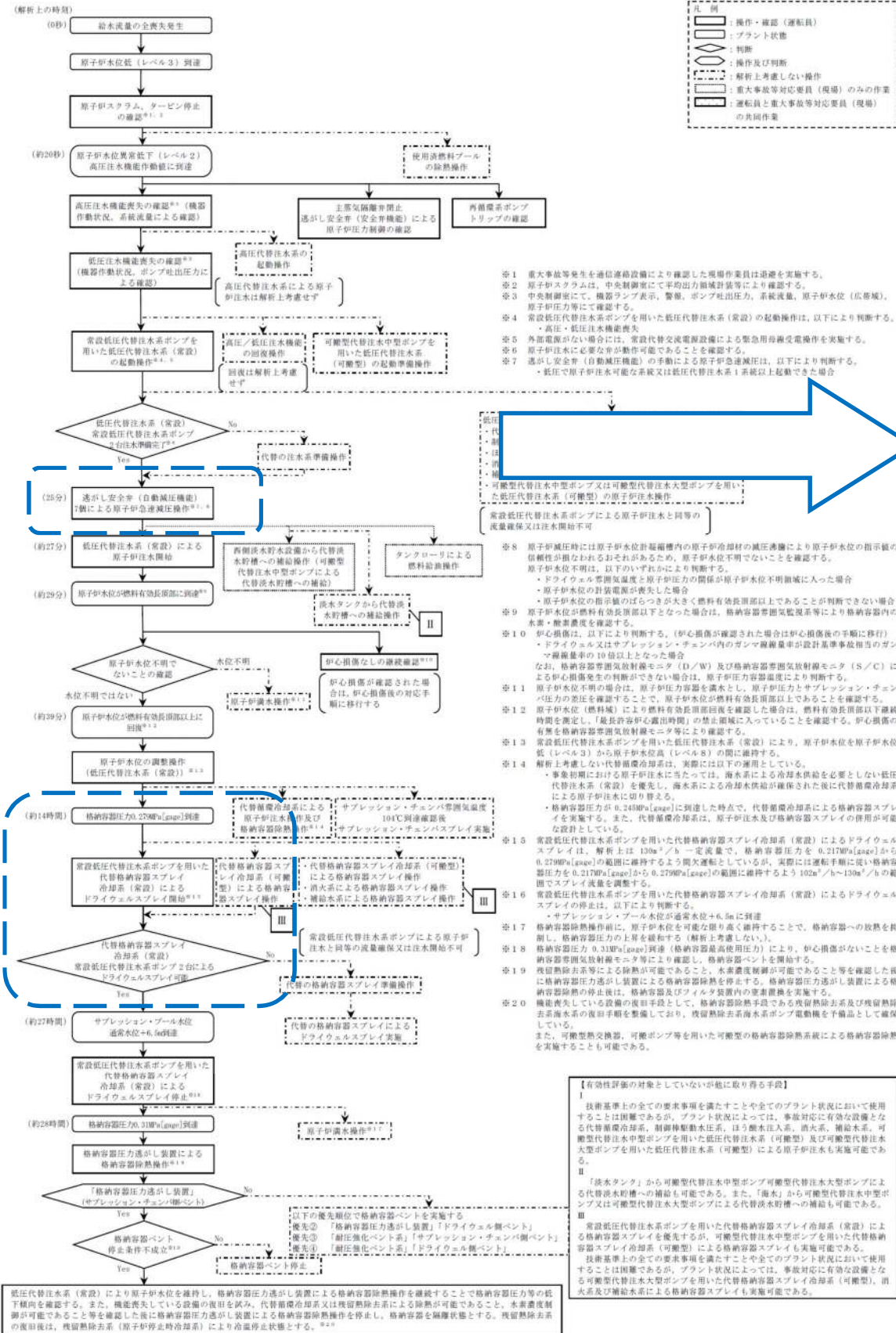
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

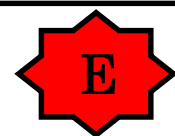


非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

低圧注水機能喪失により、残留熱除去系の崩壊熱除去機能も喪失していることから、逃がし安全弁からの排気によりサブプレッション・チェンバ圧力が上昇する。

ドライウエル圧力が 13.7kPa [gage] 以上であることを確認し「PCV圧力制御」に移行する。

サブプレッション・チェンバ圧力の監視を行う。

サブプレッション・チェンバ圧力が 279kPa [gage] に到達したことを確認し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により、格納容器スプレイを行う。

AM設備別操作手順書

AM⑤ 原子炉格納容器冷却

重大事故等対策要領

【有効性評価の対象としていないが能に取り得る手段】

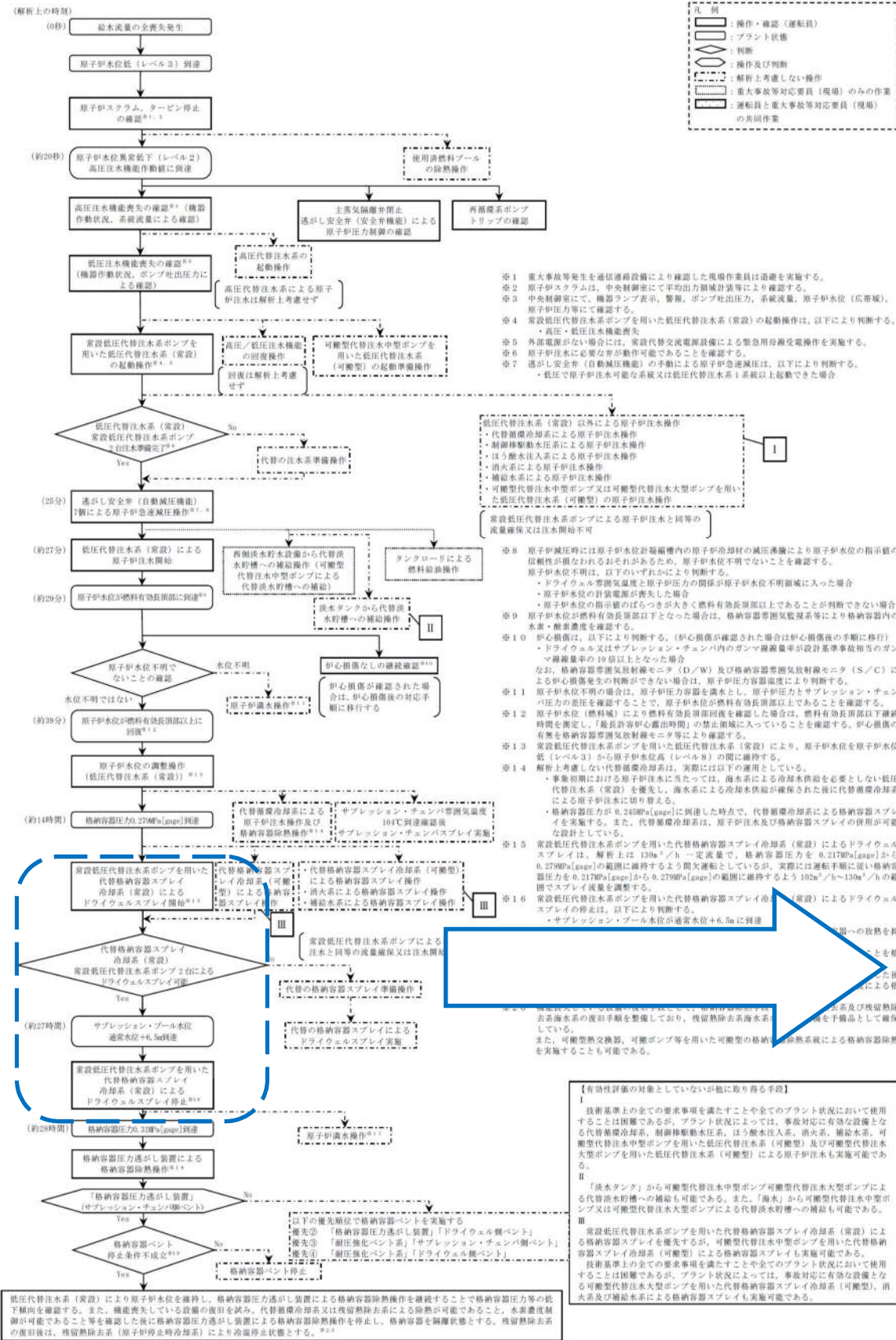
① 技術基準上の全ての要求事項を満たすことと全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる代替格納冷却系、制御格納動水圧系、ほう水注入系、消火系、補助系、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）及び可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水も実施可能である。

② 「洗水タンク」から可搬型代替注水中型ポンプ可搬型代替注水大型ポンプによる代替格納冷却への補給も可能である。また、「海水」から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替格納冷却への補給も可能である。

③ 常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを優先するが、可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイも実施可能である。技術基準上の全ての要求事項を満たすことと全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となる可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、消火系及び補助系による格納容器スプレイも実施可能である。

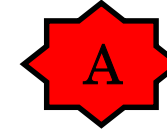
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

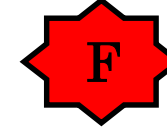


非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」
原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」
格納容器制御「S/P水位制御」



操作補足事項

外部水源を使用した代替格納容器スプレイにより、サブプレッション・プール水位が上昇する。
サブプレッション・プール水位が+16.7 cm以上であることを確認し、「S/P水位制御」に移行する。
サブプレッション・プール水位の監視を行い、+5.5m以上にて格納容器減圧及び除熱の準備操作を実施する。
また、サブプレッション・プール水位の上昇が継続することにより+6.5m以上となったことを確認し、外部水源を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替格納容器スプレイを停止する。

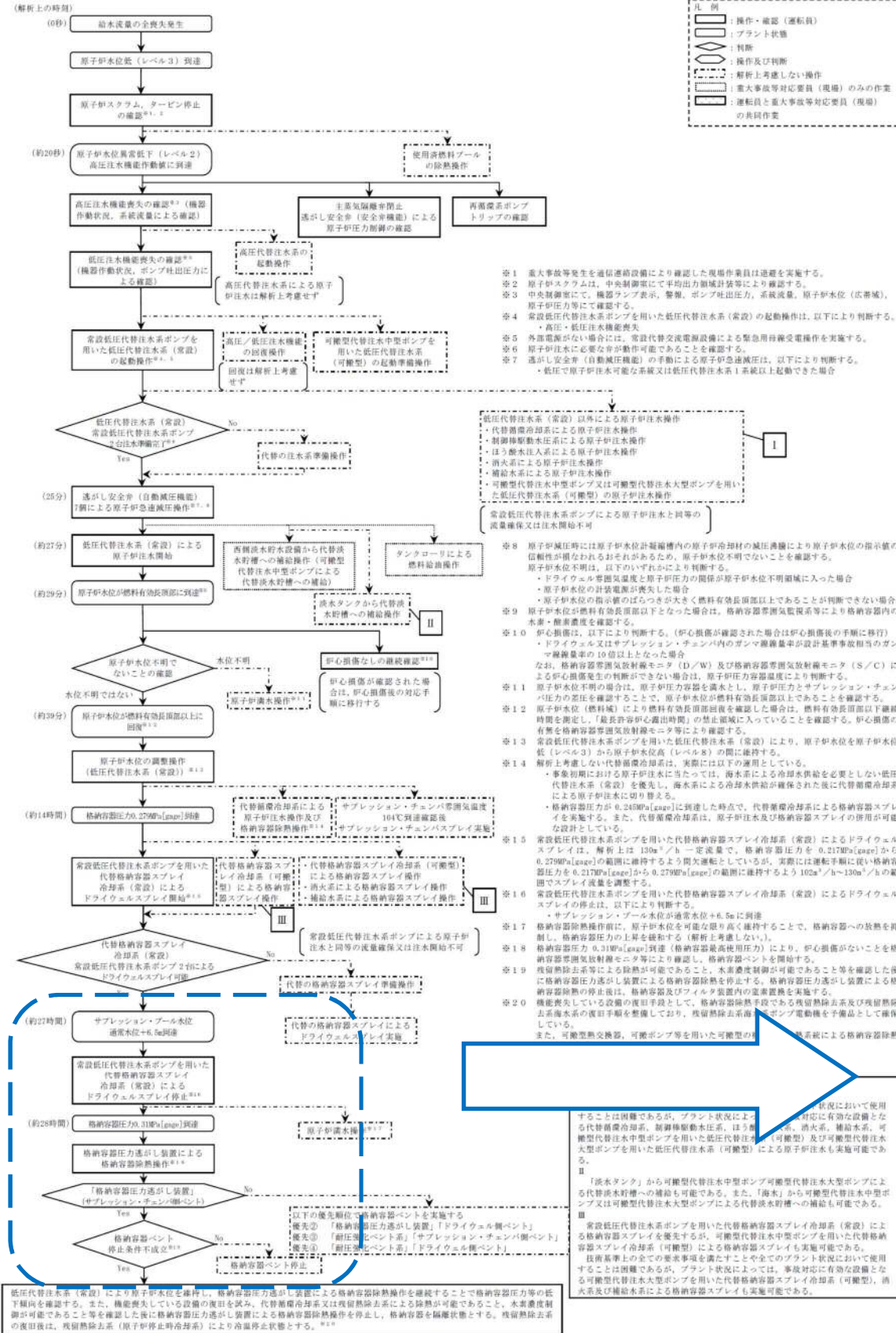
AM設備別操作手順書

AM⑤ 原子炉格納容器冷却

重大事故等対策要領

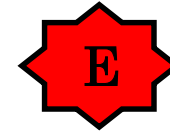
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「EOP」
格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

サプレッション・チェンバ圧力を監視し、310kPa[gage]に到達したことを確認したら、格納容器減圧及び除熱操作 (サプレッション・チェンバ側) を実施する。

AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧
- AM⑥ 原子炉格納容器減圧

重大事故等対策要領

1.2 高圧注水・減圧機能喪失

特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失することを想定する。このため、原子炉注水ができず、逃がし安全弁による圧力制御（安全弁機能）に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

基本的な考え方

代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧を行い、原子炉減圧後に低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱を実施する。

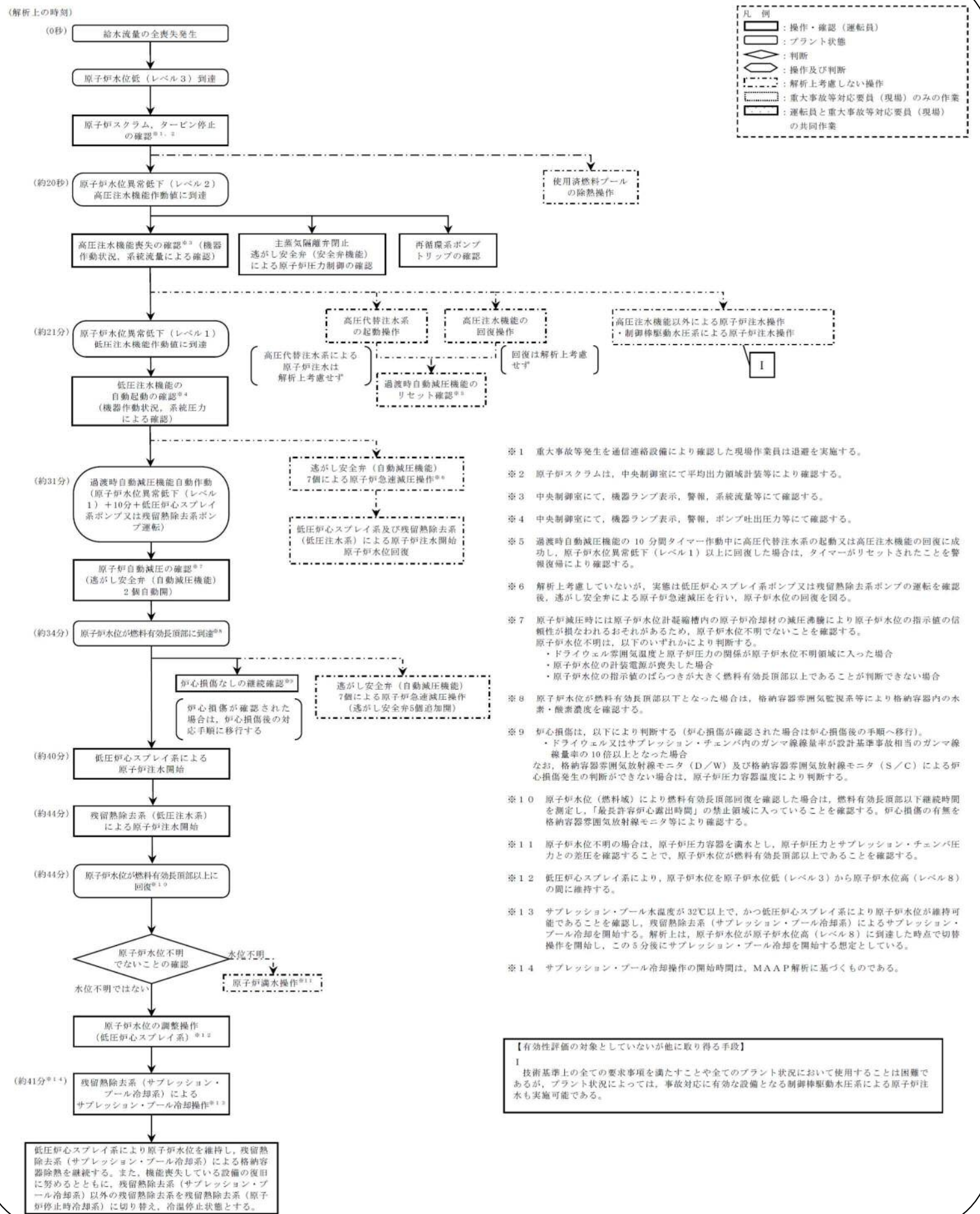
対応手順概要

- 原子炉スクラム確認
- 高圧注水機能喪失確認
- 過渡時自動減圧機能動作確認
- 低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
- 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）運転

事故条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|---------------|---------------------|--|
| 起回事象 | 給水流量の全喪失 | 原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定 |
| 安全機能の喪失に対する仮定 | 高圧注水機能喪失及び原子炉減圧機能喪失 | 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を設定 |
| 外部電源 | 外部電源あり | 外部電源がある場合、事象発生と同時に再循環系ポンプがトリップしないことにより、原子炉水位低（レベル3）による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が早いいため、炉心冷却上厳しくなる |

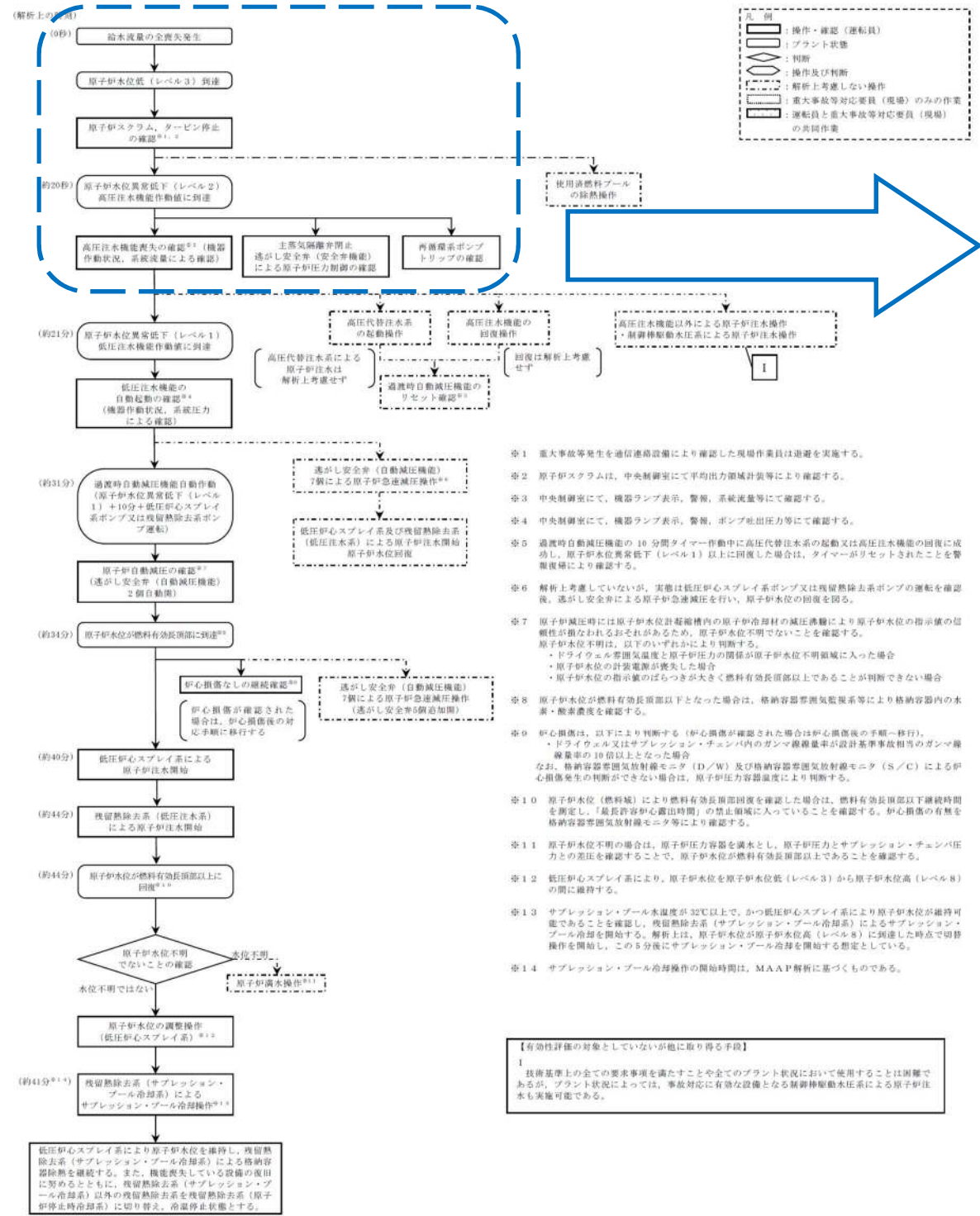
解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書 全体対応フロー

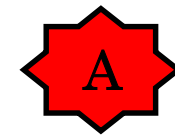
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

「給水流量全喪失」事象発生
原子炉水位低 (レベル3) 信号により原子炉がスクラムする。そのため、「スクラム」にて対応する。

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。

全給水喪失していることから、原子炉水位異常低下 (レベル2) 設定点に到達したが、高圧炉心スプレイス系及び原子炉隔離時冷却系が自動起動せず、中央制御室から手動起動を試みるが、これにも失敗し、高圧注水機能喪失により、原子炉への注水が不可となる。

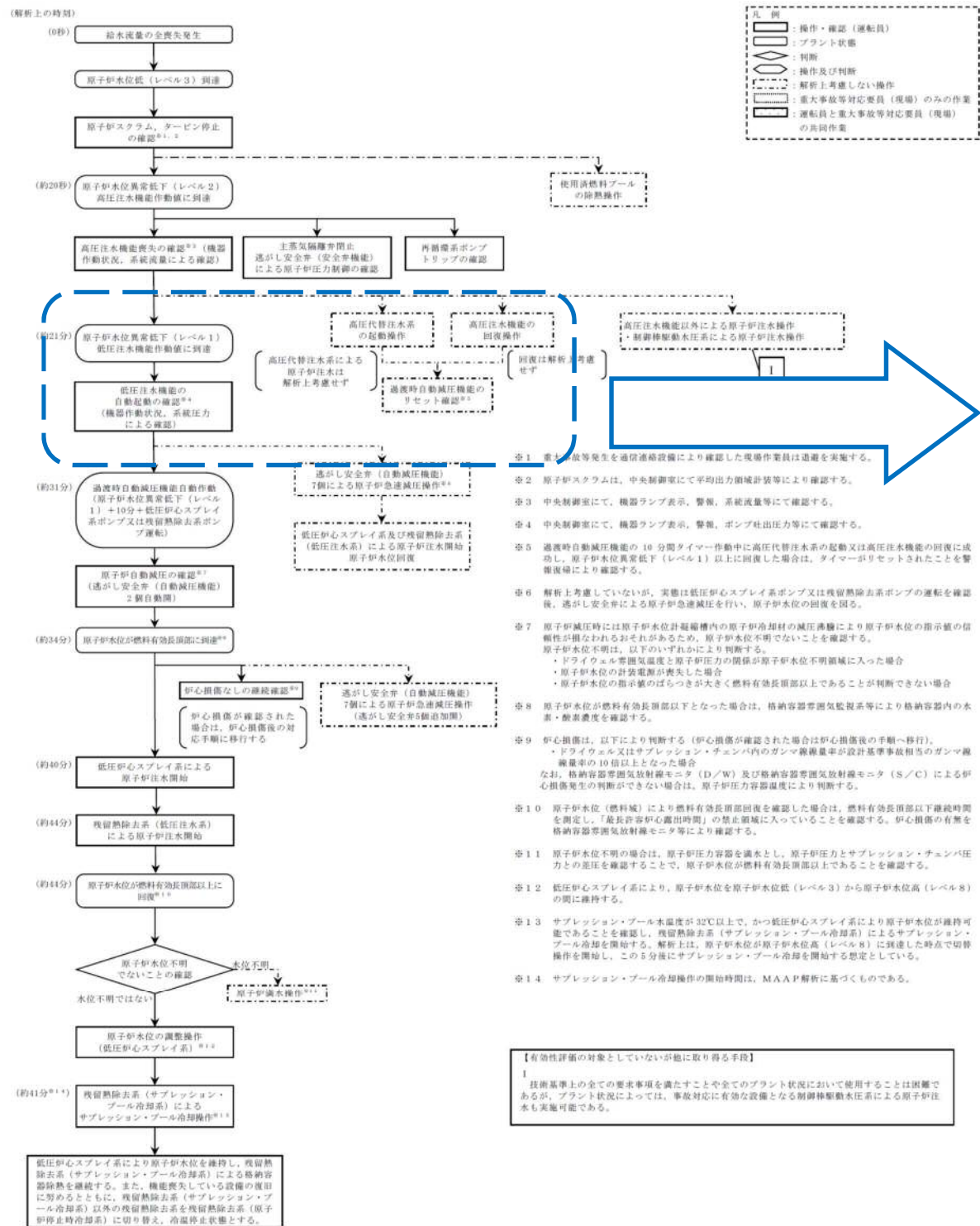
原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) ~ 原子炉水位高 (レベル8) に維持できないことから「水位確保」へ移行する。

AM設備別操作手順書

重大事故等対策要領

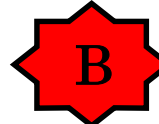
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。

高圧注水機能喪失により、原子炉への注水ができず、原子炉水位低下が継続する。

高圧注水機能喪失により原子炉水位が原子炉水位異常低下 (レベル1) 以上維持可能でないことを確認し、「水位回復」へ移行する。

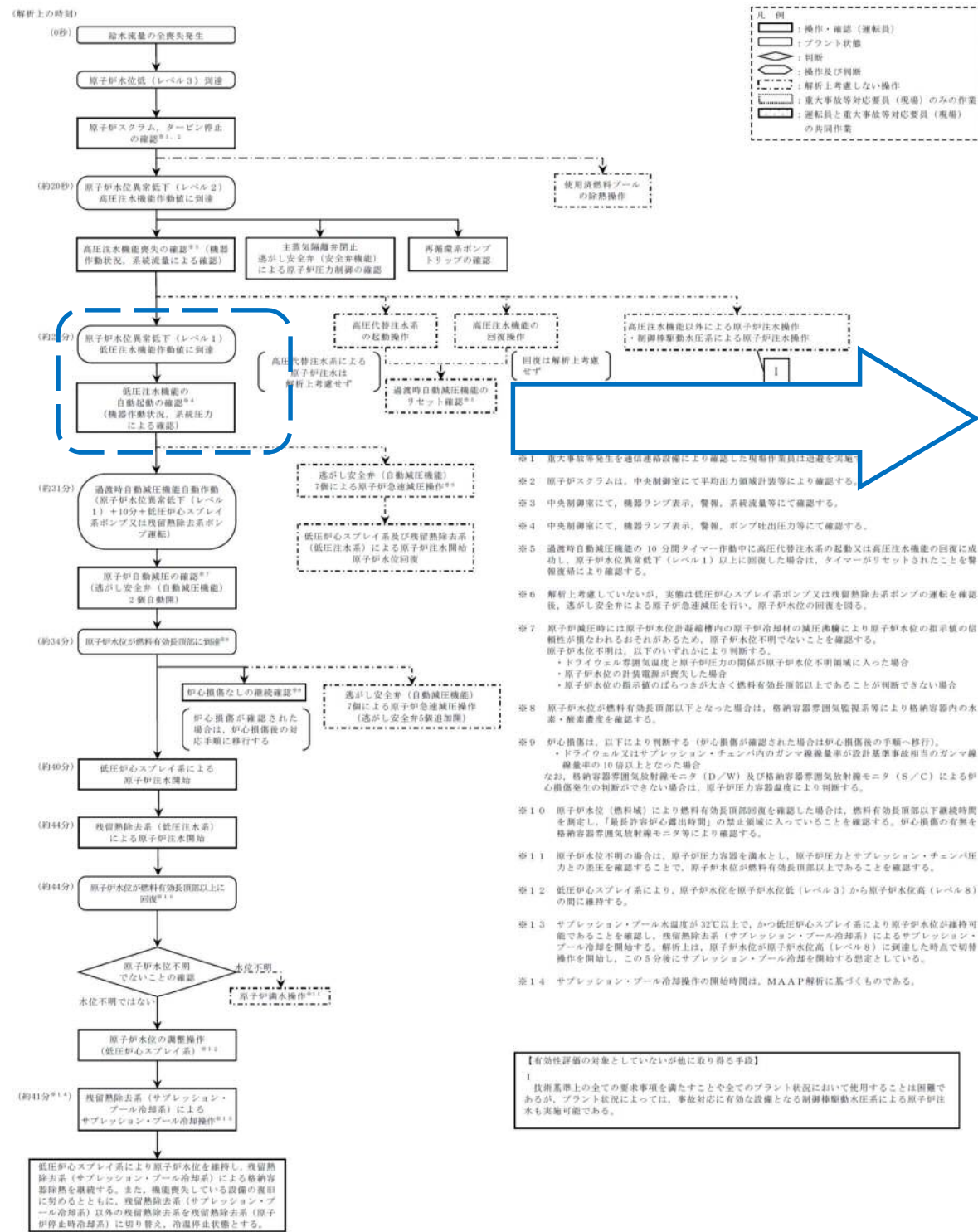
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

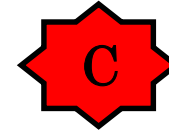
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが作動していない場合は手動作動させる。

原子炉水位低下が継続し、原子炉水位異常低下 (レベル1) 信号により低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水系) が自動起動するが、減圧機能喪失により、原子炉への注水が不可となる。

低圧で原子炉へ注水可能な系統1系統以上起動していることを確認し、「急速減圧」へ移行する。

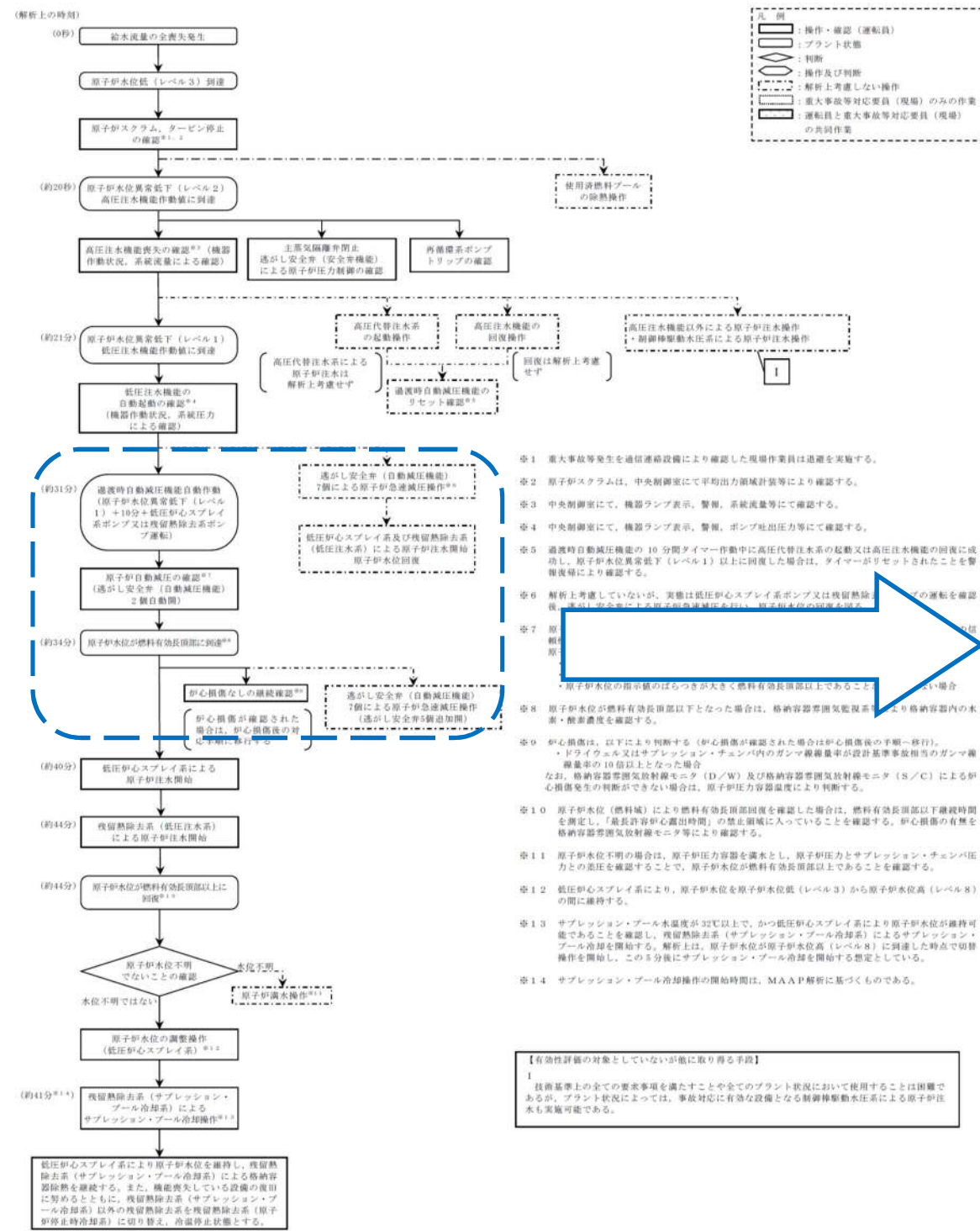
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。
- ※2 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。
- ※3 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、系統流量等にて確認する。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力等にて確認する。
- ※5 過渡時自動減圧機能の10分間タイマー作動中に高圧代替注水系の起動又は高圧注水機能の回復に成功し、原子炉水位異常低下（レベル1）以上に回復した場合は、タイマーがリセットされたことを警報装置により確認する。
- ※6 解析上考慮していないが、実際は低圧炉心スプレイス系ポンプ又は残留熱除去系の運転を確認後、燃料棒の有効長が燃料棒の有効長未満となり、原子炉水位の回復を促す。
- ※7 燃料棒の有効長が燃料棒の有効長未満となり、原子炉水位の回復を促す。
- ※8 原子炉水位が燃料棒の有効長未満以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系により格納容器内の水素・酸素濃度を監視する。
- ※9 炉心損傷は、以下により判断する（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順へ移行）。
・ドライウェル又はサブプレッション・チャンセル内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合
なお、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）による炉心損傷発生の判断ができない場合は、原子炉圧力容器温度により判断する。
- ※10 原子炉水位（燃料棒）により燃料棒有効長回復を確認した場合は、燃料棒有効長未満以下継続時間を測定し、「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っていることを確認する。炉心損傷の有無を格納容器雰囲気放射線モニタ等により確認する。
- ※11 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チャンセル圧力との差圧を確認することで、原子炉水位が燃料棒有効長未満以上であることを確認する。
- ※12 低圧炉心スプレイス系により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※13 サブプレッション・プール水温度が32℃以上で、かつ低圧炉心スプレイス系により原子炉水位が維持可能であることを確認し、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール冷却を開始する。解析上は、原子炉水位が原子炉水位高（レベル8）に到達した時点で炉心操作を開始し、この5分後にサブプレッション・プール冷却を開始する想定としている。
- ※14 サブプレッション・プール冷却操作の開始時間は、MAAP解析に基づくものである。

【有効性評価の対象としていないが他に取れる手段】
1 注：基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる制御稼働動水圧系による原子炉注水も実施可能である。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」
不測事態「急速減圧」



操作補足事項

原子炉水位異常低下（レベル1）以下の状態が10分継続し、低圧炉心スプレイス系が起動している場合、過渡時自動減圧機能が作動し、逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁による原子炉減圧が開始される。

原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉水位計正常を確認し、「水位回復」へ移行する。

AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

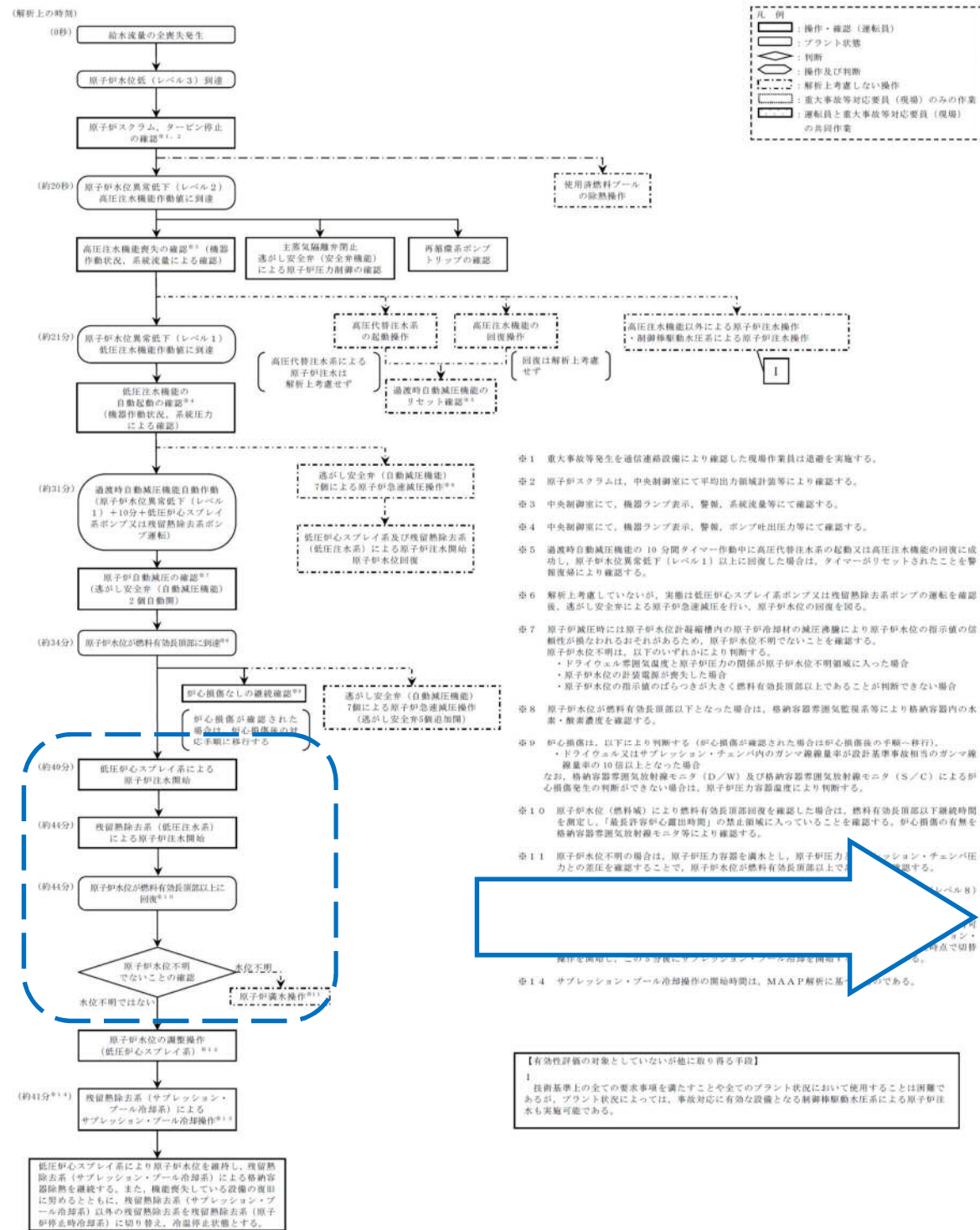
非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」
不測事態「水位回復」



操作補足事項

原子炉減圧により、低圧炉心スプレー系及び残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。
原子炉水位が燃料有効長頂部未満でないことを確認し、「水位確保」に移行する。



- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。
- ※2 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。
- ※3 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、系統流量等にて確認する。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出力等にて確認する。
- ※5 過渡時自動減圧機能の10分間タイマー作動中に高圧代替注水系の起動又は高圧注水機能の回復に成功し、原子炉水位異常低下（レベル1）以上に回復した場合は、タイマーがリセットされたことを警報復帰により確認する。
- ※6 解析上考慮していないが、実際は低圧炉心スプレー系ポンプ又は残留熱除去系ポンプの運転を確認後、逃がし安全弁による原子炉急減圧を行い、原子炉水位の回復を図る。
- ※7 原子炉減圧時には原子炉燃料貯蔵罐内の原子炉冷却材の減圧過程により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。
原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
・原子炉水位の計装電源が喪失した場合
・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※8 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※9 炉心損傷は、以下により判断する（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順へ移行）。
・ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線検出率が設計基準事故相当のガンマ線検出率の10倍以上となった場合
なお、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）による炉心損傷発生の判断ができない場合は、原子炉圧力容器温度により判断する。
- ※10 原子炉水位（燃料域）により燃料有効長頂部回復を確認した場合は、燃料有効長頂部以下継続時間を測定し、「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っていることを確認する。炉心損傷の有無を格納容器雰囲気放射線モニタ等により確認する。
- ※11 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力容器のサブプレッション・チェンバ内の水位を確認することで、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることを確認する。
- ※14 サプレッション・プール冷却操作の開始時間は、MAAP解析に基

【有効性評価の対象としていないが他に取れる手段】
1 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる制御稼働注水系による原子炉注水も実施可能である。

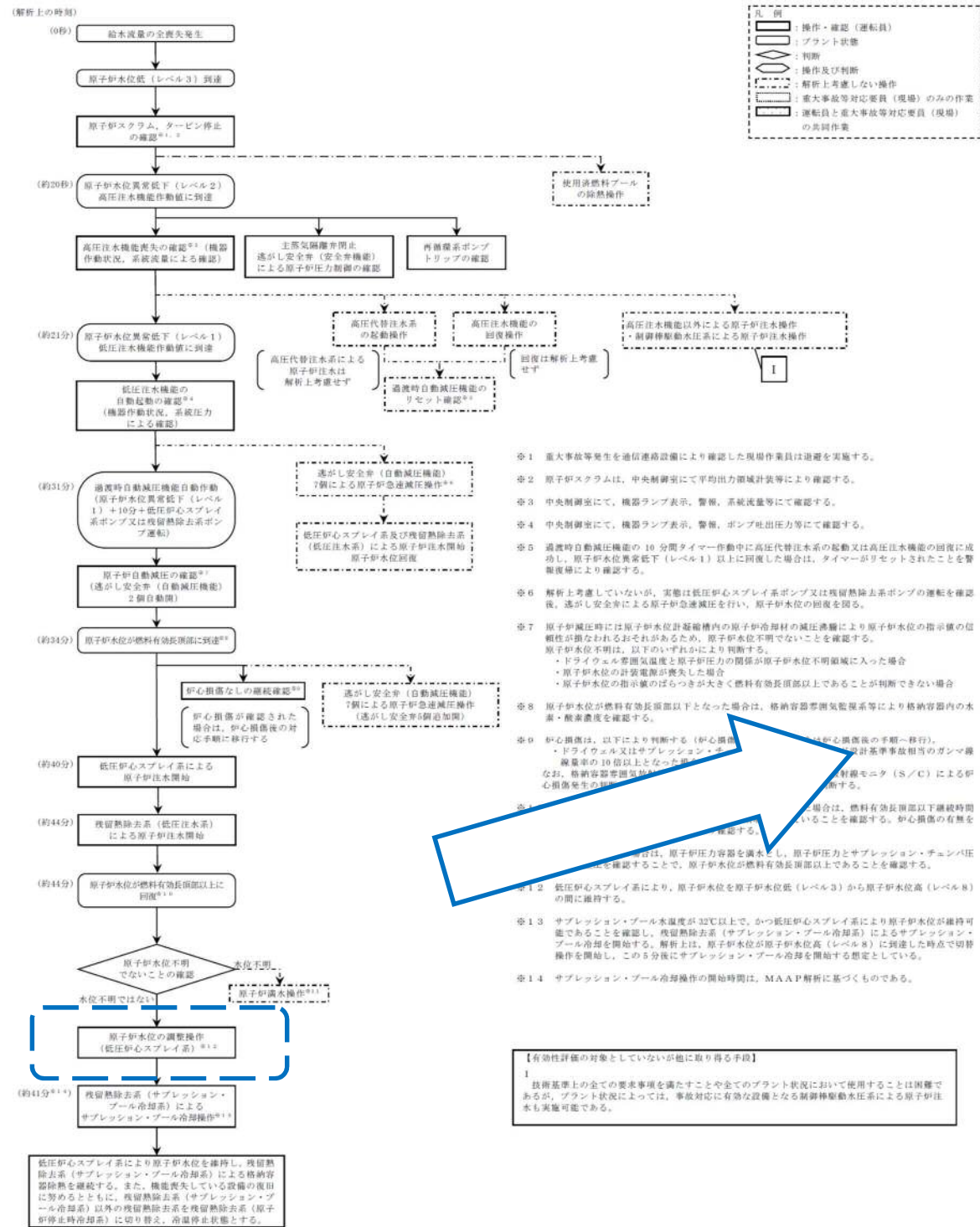
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

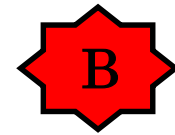
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

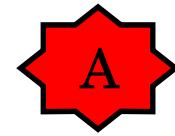
低圧炉心スプレィ系により、原子炉水位が回復したことを確認する。原子炉水位回復後は、低圧炉心スプレィ系により、原子炉水位低 (レベル3) ~ 原子炉水位高 (レベル8) に維持可能であることを確認し、「スクラム」に移行する。

「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

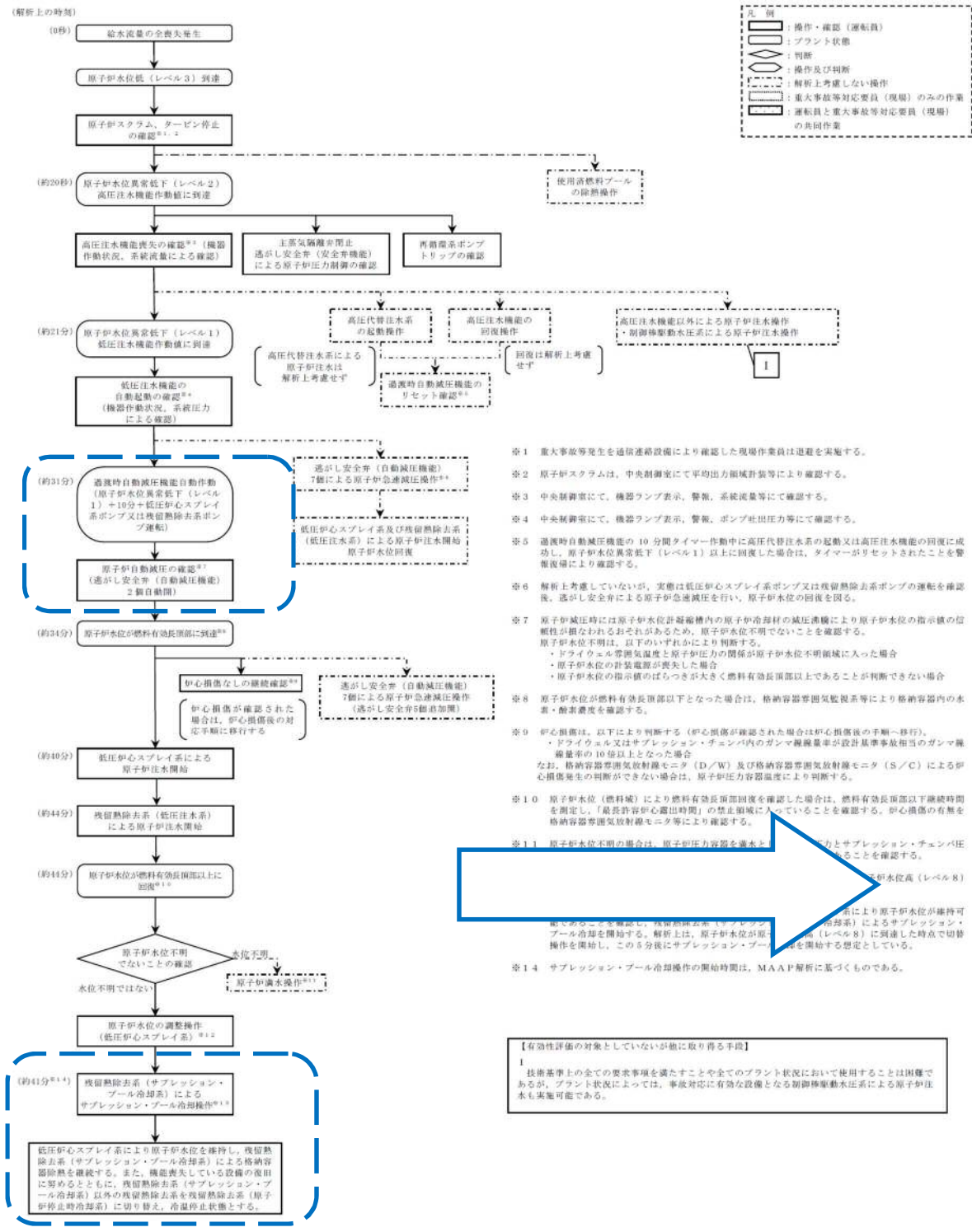
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



重大事故等対策要領

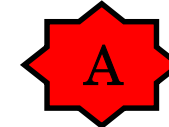
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

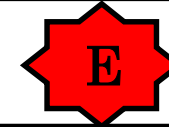


非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」
原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」
格納容器制御「S/P温度制御」



操作補足事項

逃がし安全弁の排気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。

サブプレッション・プール水温度が32℃以上であることを確認し、「S/P温度制御」に移行する。

残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)にてサブプレッション・プール冷却操作を行う。

AM設備別操作手順書

AM⑩ 除熱

重大事故等対策要領

1.3 全交流動力電源喪失

1.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）

特徴

全交流動力電源喪失後、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、設計基準事故対処設備として期待する期間は運転を継続するものの、その期間を超えた後に蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して原子炉隔離時冷却系に期待できなくなることを想定する。このため、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

基本的な考え方

所内常設直流電源設備から電源を給電した原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって事象発生約8時間後まで、その後、低圧代替注水系（可搬型）による注水の準備が完了したところで逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水によって事象発生約24時間後まで炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電後に残留熱除去系（低圧注水系）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却並びに残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱を実施する。

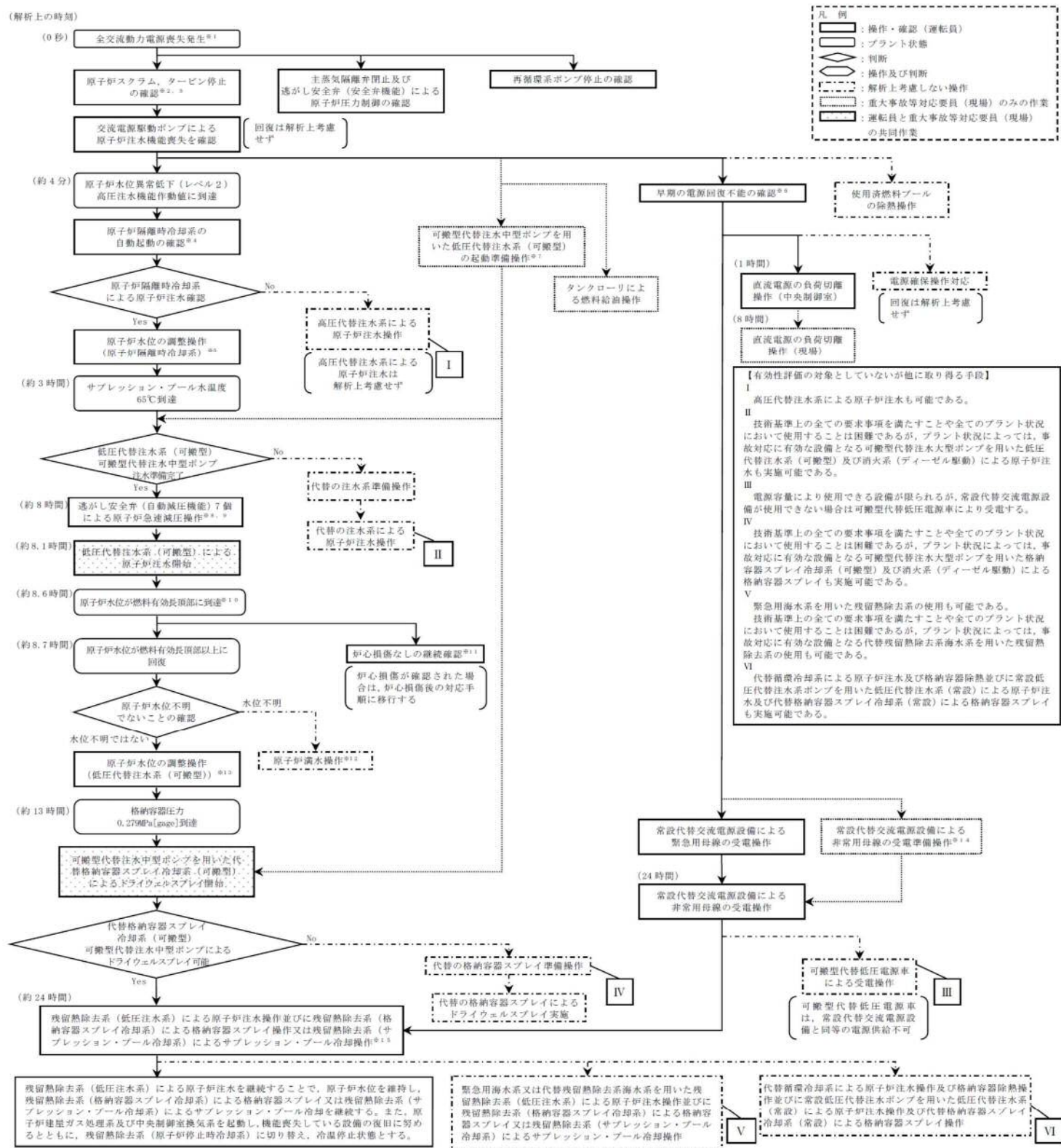
対応手順概要

- 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 直流電源負荷切離し
- 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水
- 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却
- 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
- 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱

事故条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 | |
|------|---------------|-----------|--|
| 事故条件 | 起因事象 | 外部電源喪失 | 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとして設定 |
| | 安全機能の喪失に対する仮定 | 全交流動力電源喪失 | 全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定して設定 |
| | 外部電源 | 外部電源なし | 起因事象として、外部電源を喪失するものとして設定 |

解析上の対応手順の概要フロー

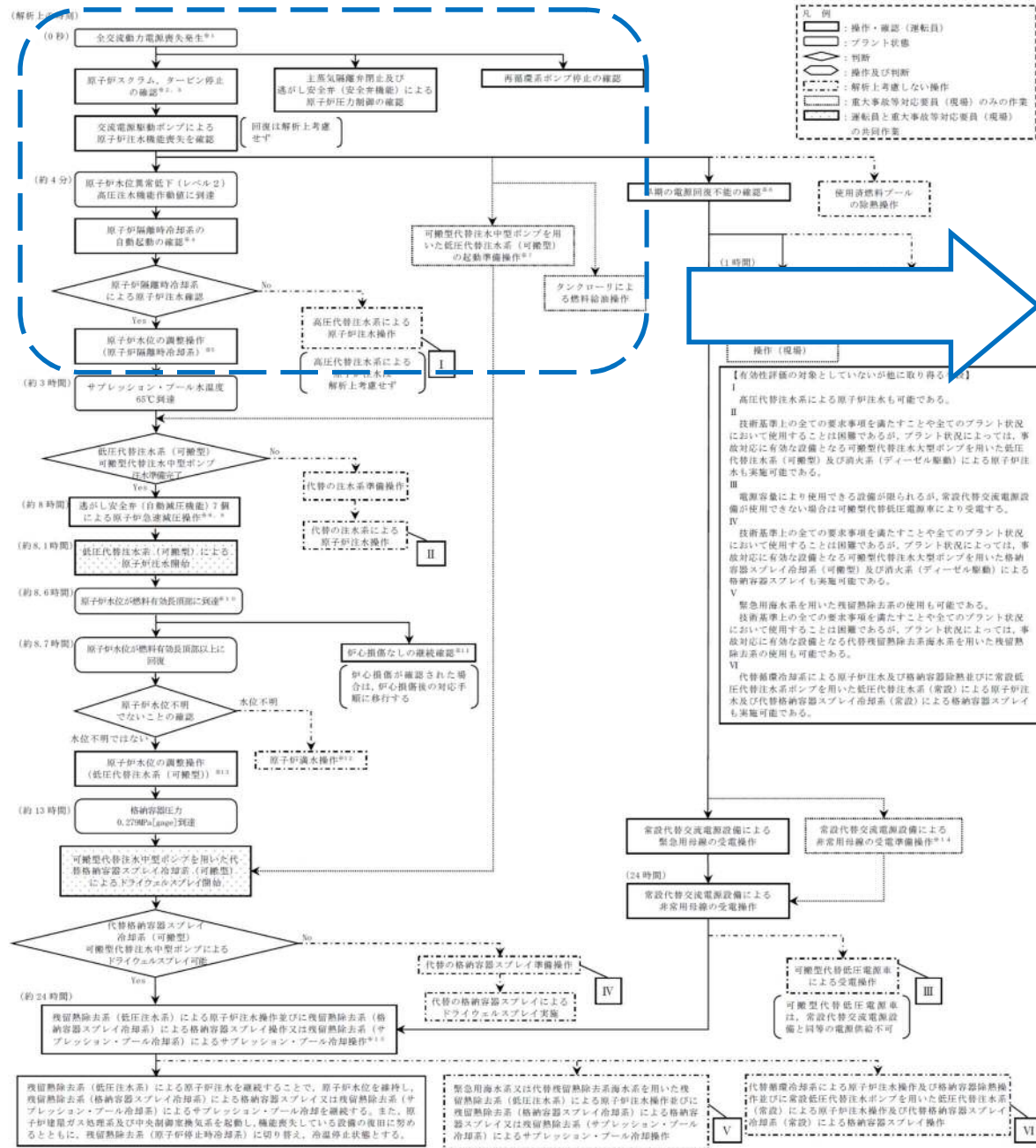


※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統（6.9kV）が使用不能となった場合。
 ※2 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。
 ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を厳しくする観点で原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。
 ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ吐出圧力、系統流量等にて確認する。
 ※5 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
 ※6 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
 ※7 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備（原子炉注水に必要な弁の手動開操作等）を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
 ※8 サプレッション・プール水温度がサブプレッション・プール熱容量制限（原子炉が高圧の場合は65℃）に到達又は超過した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上起動できた後に原子炉減圧操作を実施する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水が開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、評価上は可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）のみによる水位回復性を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
 ※9 原子炉減圧時には原子炉水位計凝縮槽内の原子炉冷却材の減圧沸騰により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 ・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 ・原子炉水位の計装電源が喪失した場合
 ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
 ※10 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
 ※11 炉心損傷は、以下により判断する。（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行）
 ・ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合
 ・格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）及び（S/C）による炉心損傷発生の判断ができない場合は、原子炉圧力容器温度により判断する。
 ※12 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバの圧力差を確認することで、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることを確認する。
 ※13 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
 ※14 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。
 ※15 残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて残留熱除去系（低圧注水系）に切り替え、原子炉水位高（レベル8）にて残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）に切り替える。

非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統(6.9kV)が使用不能となった場合。
- ※2 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は速急を要する。
- ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力削減計装等により確認する。解析上、原子炉水位低下を継続する観点で原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ吐出圧力、系統流量等にて確認する。
- ※5 原子炉隔離時冷却系による、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間に維持する。
- ※6 中央制御室からの遠隔操作により非常電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※7 全交流動力電源喪失に伴う高圧注水機動作確認は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備(原子炉注水に必要な手動操作等)を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※8 サプレッション・プール水温度がサブプレッション・プール熱容量制限(原子炉が高温の場合65℃)に到達又は超過した場合は、高圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系(系統以上)で原子炉注水操作を開始する。また、冷却の操作では、原子炉水位が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、詳細上は可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)のみによる水位回復性を確認する観点で、原子炉水位低と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
- ※9 原子炉注水時は原子炉水位計監視機能内の原子炉注水計の検出値が信頼性があるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル平均気温度と原子炉注水計の検出値が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電線が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※10 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※11 炉心損傷は、以下により判断する。(炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行)
 - ・ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内のポンプ熱容量が設計基準値直前のポンプ熱容量の10倍以上となった場合なお、格納容器雰囲気放射線モニタ(L/W)及び(S/C)による炉心損傷発生は判断できない場合は、原子炉注水圧力温度により判断する。
- ※12 原子炉水位不明の場合は、原子炉注水計を点検し、原子炉注水計とサブプレッション・チェンバ内の圧力差を確認することで、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることを確認する。
- ※13 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間に維持する。
- ※14 復電時に不要な負荷が起動することを防止するための負荷切離を含む。
- ※15 残留熱除去系は、原子炉水位低(レベル3)にて残留熱除去系(低圧注水系)に切り替え、原子炉水位高(レベル8)にて残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)又は残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

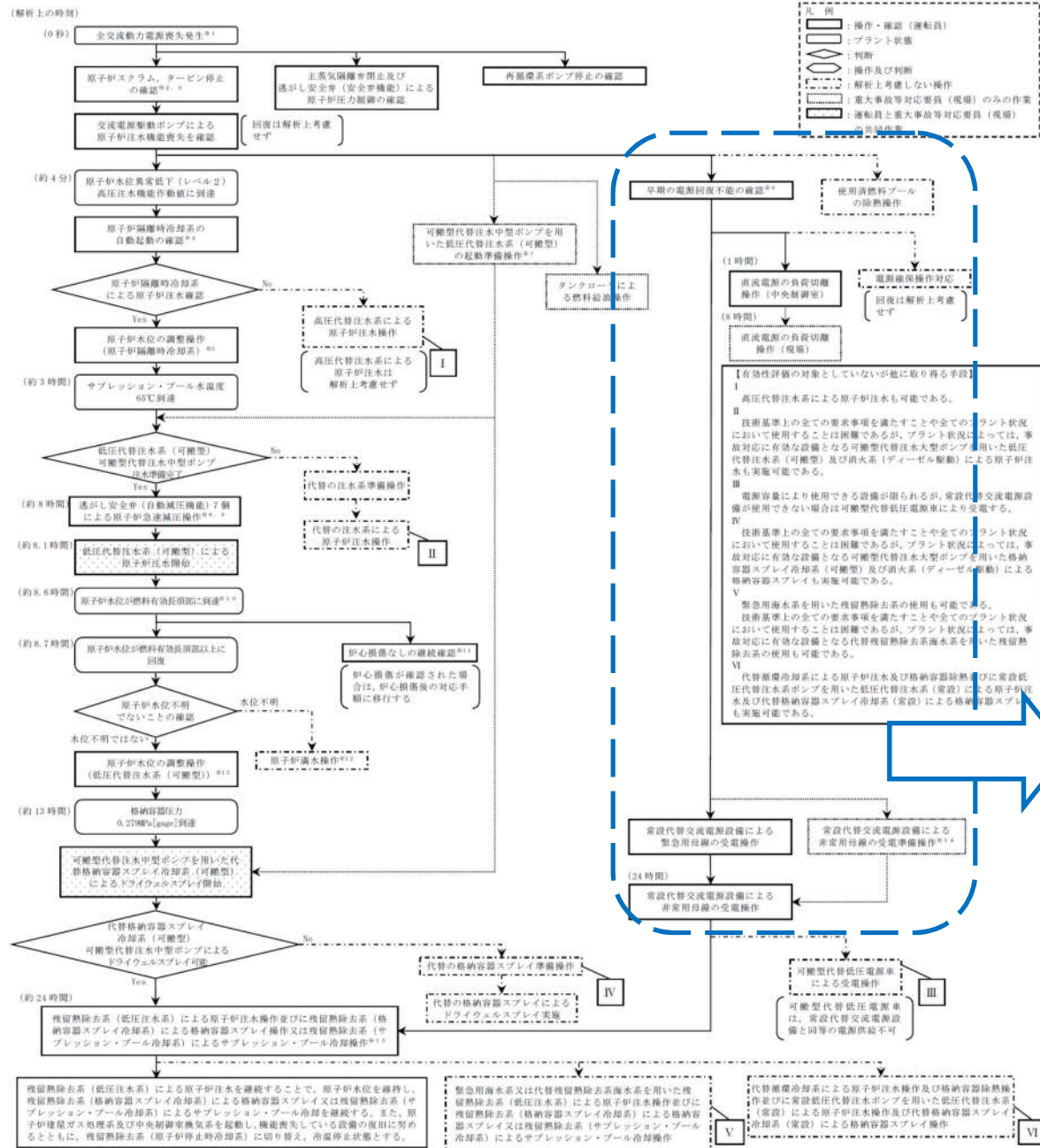
「全交流動力電源喪失」発生
最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。
また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
原子炉水位は継続して低下し、原子炉水位異常低下(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が起動するが、高圧炉心スプレイ系は全交流動力電源喪失のため起動しない。
原子炉隔離時冷却系により原子炉水位を回復することから「水位確保」制御へ移行する。
「タービン・電源」制御にて所内電源喪失を確認する事により「電源供給回復」制御へ移行し対応する。

AM設備別操作手順書

重大事故等対策要領

詳細手順説明

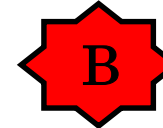
解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての炉内高圧系統 (6.9kV) が使用不能となった場合。
- ※2 重大事故等発生を感知連絡設備により確認した現場作業員は通報を再開する。
- ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力規制設計値により確認する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を継続する観点で原子炉水位低 (レベル3) 信号によるものとする。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ吐出圧力、系統流量等にて確認する。
- ※5 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位高 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間に維持する。
- ※6 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※7 全交流動力電源喪失に伴う低圧水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水の準備 (原子炉注水の準備 (原子炉注水に必要な手順開操作等) を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) には既に可搬型代替注水中型ポンプを用いた。
- ※8 サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール熱容量制限 (原子炉が高温の場合は60℃) に到達又は超過した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系統以上で起動できた後に原子炉減圧操作を実施する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水を開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、評価上は可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
- ※9 原子炉減圧時には原子炉水位計接続管内の原子炉冷却材の凝固凍結により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル常照気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長範囲以上であることが判断できない場合
- ※10 原子炉水位が燃料有効長範囲以上となった場合は、格納容器常照気温度等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※11 炉心損傷は、以下により判断する。(炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行)。
 - ・ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準値相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合
 - ・なお、格納容器常照気放射線モニタ (D/W) 及び (S/C) による炉心損傷の判断ができない場合は、原子炉圧力容器温度により判断する。
- ※12 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を調べ、原子炉圧力とサプレッション・チェンバの圧差を確認することで、原子炉水位が燃料有効長範囲以上であることを確認する。
- ※13 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間に維持する。
- ※14 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。
- ※15 残留熱除去系は、原子炉水位低 (レベル3) にて残留熱除去系 (低圧注水系) に切り替え、原子炉水位高 (レベル8) にて残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 又は残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 「電源供給回復」



操作補足事項

全交流動力電源が喪失していることから、常設代替交流電源設備を起動し、緊急用母線を受電する。その後、緊急用母線を介して非常用母線を受電し、非常用交流電源の復旧を適宜行う。

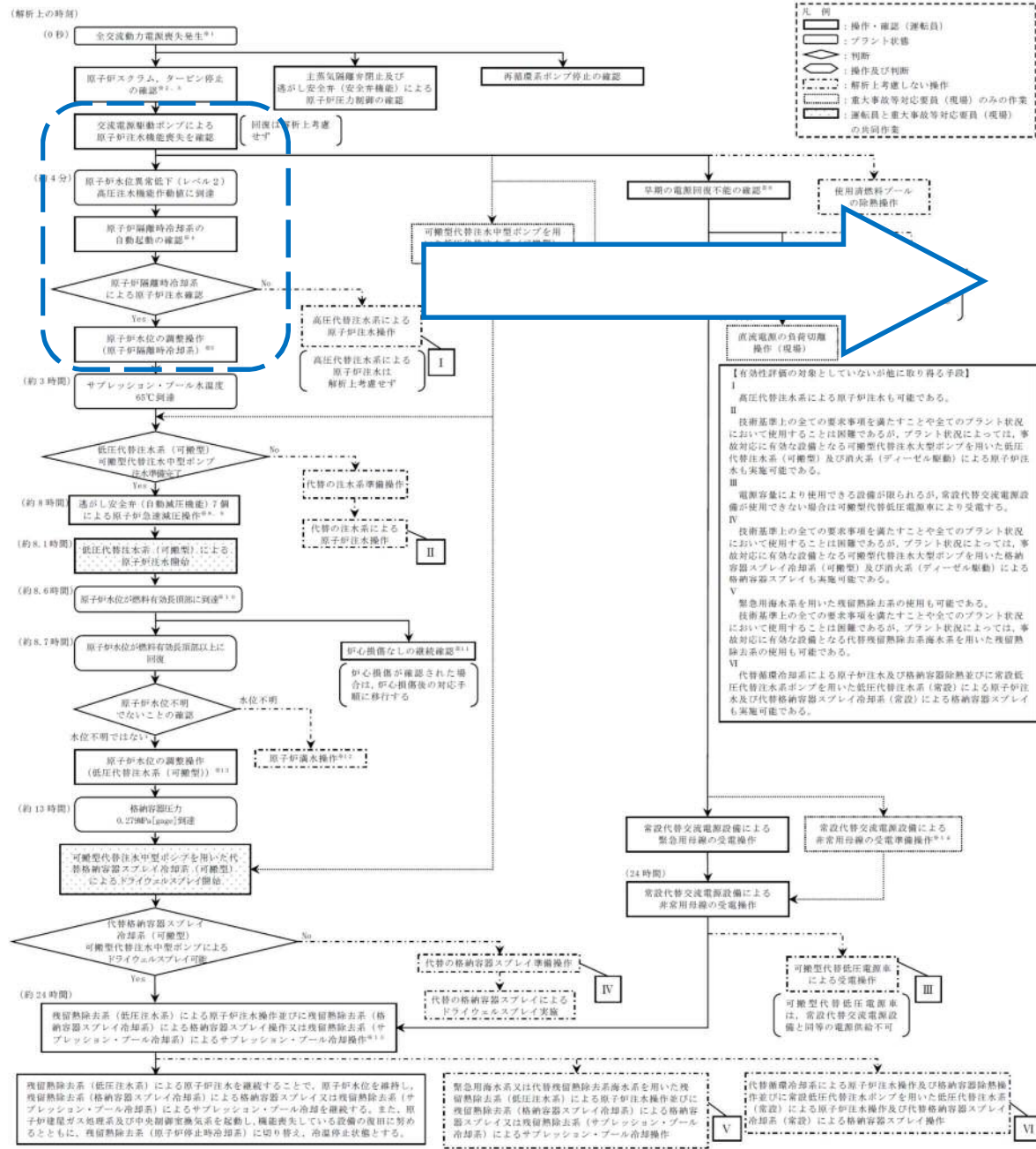
AM設備別操作手順書

AM① 電源確保

重大事故等対策要領

詳細手順説明

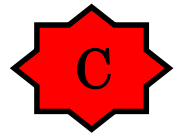
解析上の対応手順の概要フロー



※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統(6.9kV)が使用不能となった場合。
※2 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は速速を実施する。
※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力削減指令等により確認する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を厳しくする観点で原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。
※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ吐出圧力、系統流量等にて確認する。
※5 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間に維持する。
※6 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
※7 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水(可搬型)による原子炉注水を開始する。
なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水(可搬型)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
※8 サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール熱容量制限(原子炉が高圧の場合65℃)に到達又は超過した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水1系統以上を起動させた後に原子炉減圧操作を実施する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水(可搬型)による原子炉注水を開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、解析上は可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水(可搬型)のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
※9 原子炉減圧時には原子炉水位計配管継ぎ目の原子炉冷却材の減圧沸騰により原子炉水位の指示値の信頼性がなくなるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
・ドライウェル監視装置と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
・原子炉水位の計装電流が喪失した場合
・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長領域以上であることが判断できない場合
※10 原子炉水位が燃料有効長領域以下となった場合は、格納容器監視気配検出等により格納容器内の水素・酸素濃度を監視する。
※11 原子炉水位が燃料有効長領域以下となった場合は、格納容器監視気配検出等により格納容器内の水素・酸素濃度を監視する。
なお、格納容器監視気配検出モニタ(D/W)及び(S/C)による原子炉水位の監視が機能しない場合は、原子炉圧力容器温度により判断する。
※12 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサプレッション・チェンバ/圧力の差を確認することで、原子炉水位が燃料有効長領域以上であることを確認する。
※13 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水(可搬型)により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間に維持する。
※14 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを行う。
※15 残留熱除去系は、原子炉水位低(レベル3)にて残留熱除去系(低圧注水)に切り替え、原子炉水位高(レベル8)にて残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)又は残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位が原子炉水位低(レベル3)～原子炉水位高(レベル8)に維持可能であることを確認し「スクラム」に移行する。
「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



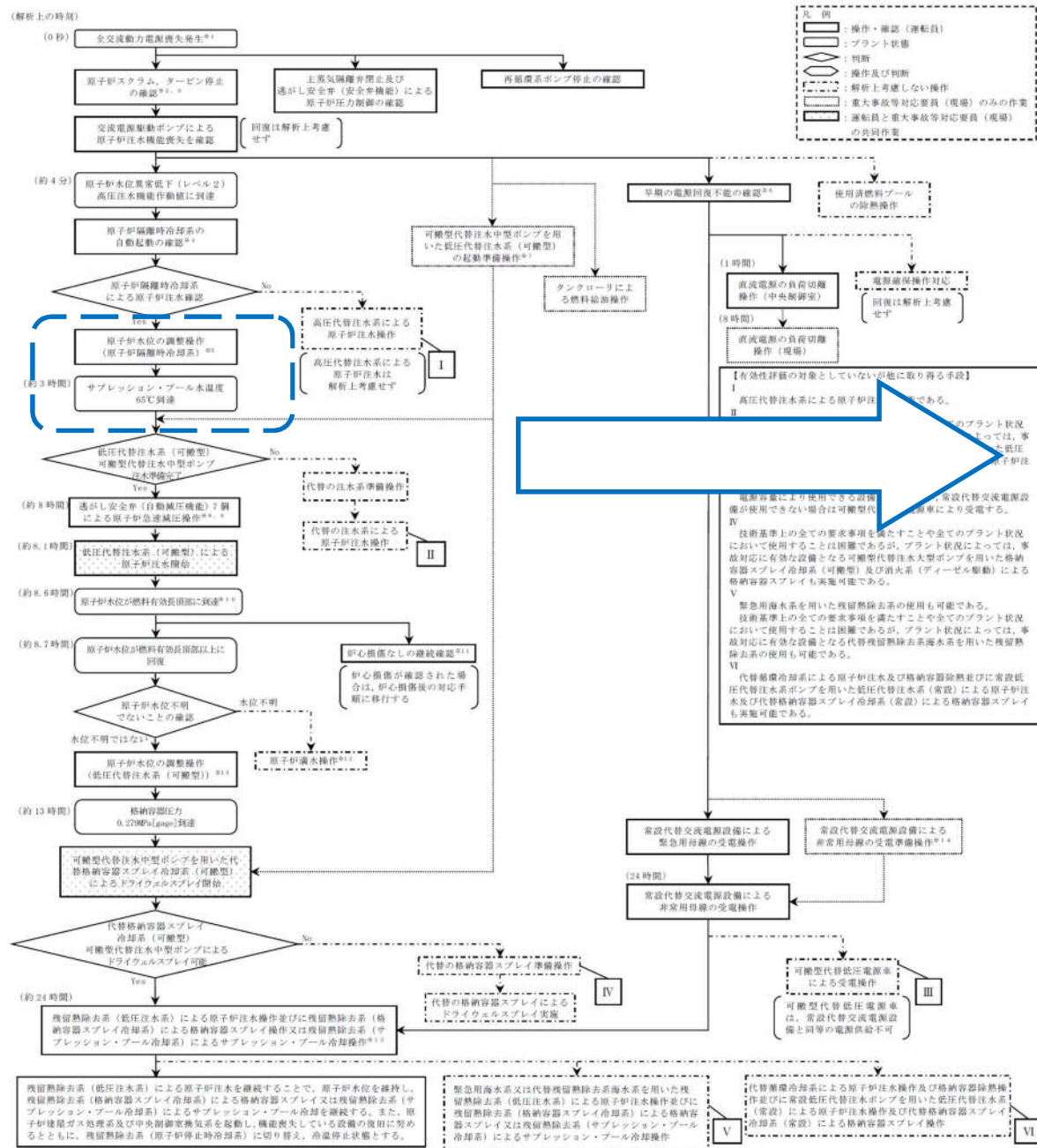
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

詳細手順説明

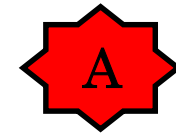
解析上の対応手順の概要フロー



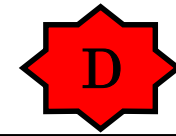
- ※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての西内高圧系統 (6.9kV) が使用不能となった場合。
- ※2 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は迅速を実施する。
- ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力変動計等により確認する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を継続して確認する観点で原子炉水位低 (レベル3) 信号によるものとする。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ吐出圧力、系統流量等にて確認する。
- ※5 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間に維持する。
- ※6 中央制御室からの遠隔操作により外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用母線の電源回復できない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※7 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水の準備 (原子炉注水に必要な手動開閉等) を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) 及び代替格納容器スプレッド冷却系 (可搬型) には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※8 サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール熱容量制限 (原子炉が高温の場合は65℃) に到達した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系統に起動させた後に原子炉減圧操作を実施する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水が開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、評価上は可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
- ※9 原子炉減圧時には原子炉水位計監視槽内の原子炉冷却材の減圧沸騰により原子炉水位の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きい燃料有効長部以上であることが判断できない場合
- ※10 原子炉水位が燃料有効長部以下となった場合は、格納容器上部気相温度等により格納容器内の水面・飽和温度を確認する。
- ※11 炉心損傷は、直圧により判断する。(炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の対応手順に移行する)
 - ・ドライウェル又はサプレッション・チェン内のガンマ線量率が設計基準事故相当のガンマ線量率の10倍以上となった場合
- ※12 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサプレッション・チェン圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料有効長部以上であることを確認する。
- ※13 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間に維持する。
- ※14 発電時に必要な負荷が起動するための負荷切離しを含む。
- ※15 残留熱除去系は、原子炉水位低 (レベル3) にて残留熱除去系 (低圧注水系) に切り替え、原子炉水位高 (レベル8) にて残留熱除去系 (格納容器スプレッド冷却系) 又は残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「EOP」 格納容器制御「S/P温度制御」



操作補足事項

全交流動力電源喪失により、残留熱除去系によるサプレッション・プール水の冷却ができないため、サプレッション・プール水の温度を継続監視する。

サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール水熱容量制限値以上になった場合には、「急速減圧」制御に移行する。

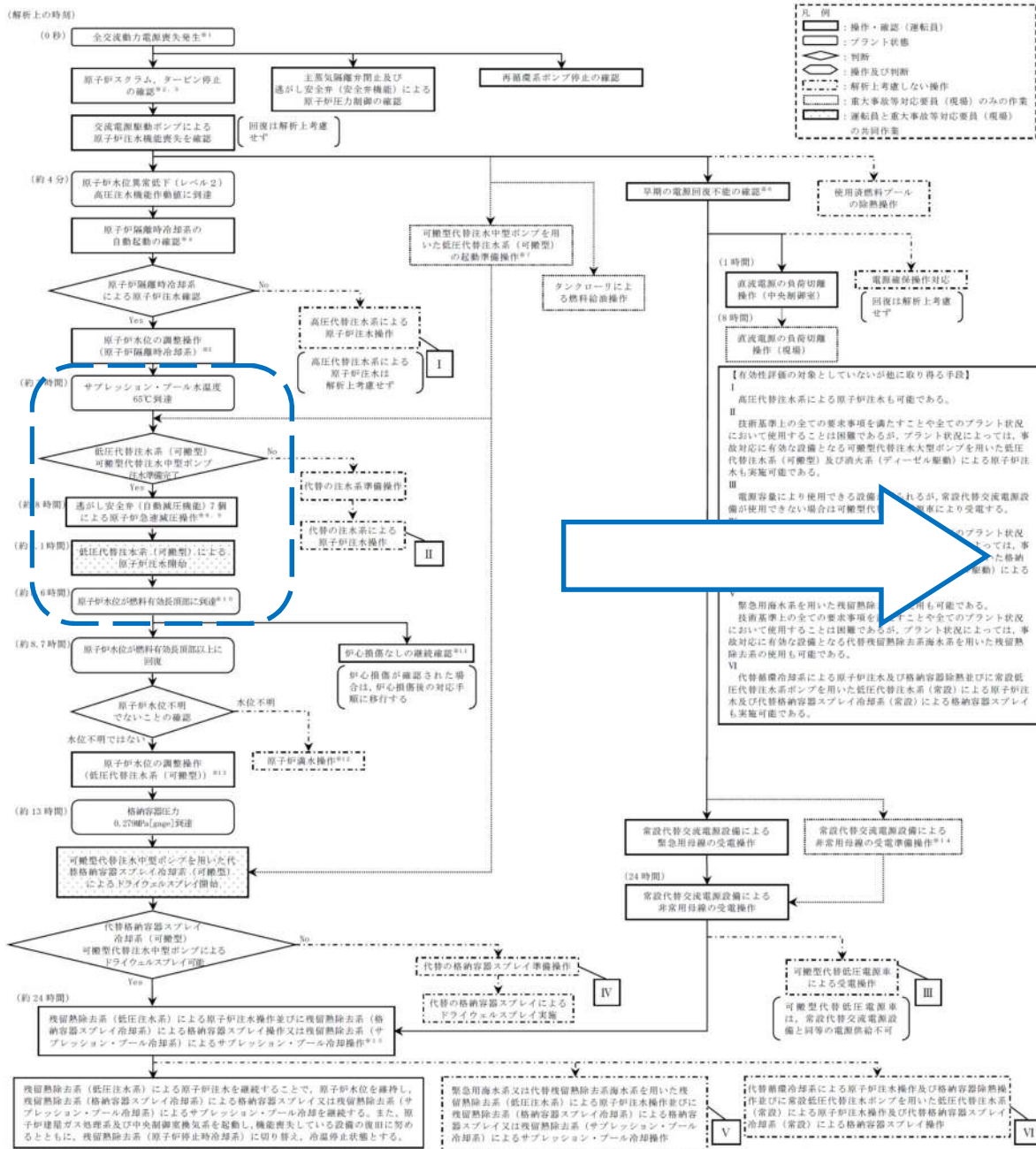
AM設備別操作手順書

AM⑩ 除熱

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了したことを確認し、逃がし安全弁（自動減圧機能）7弁を手動開放し原子炉を減圧する。

原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉減圧により原子炉隔離時冷却系が使用できないため、原子炉水位の調整操作は低圧代替注水系（可搬型）により行う。

「S/P温度制御」へ移行する

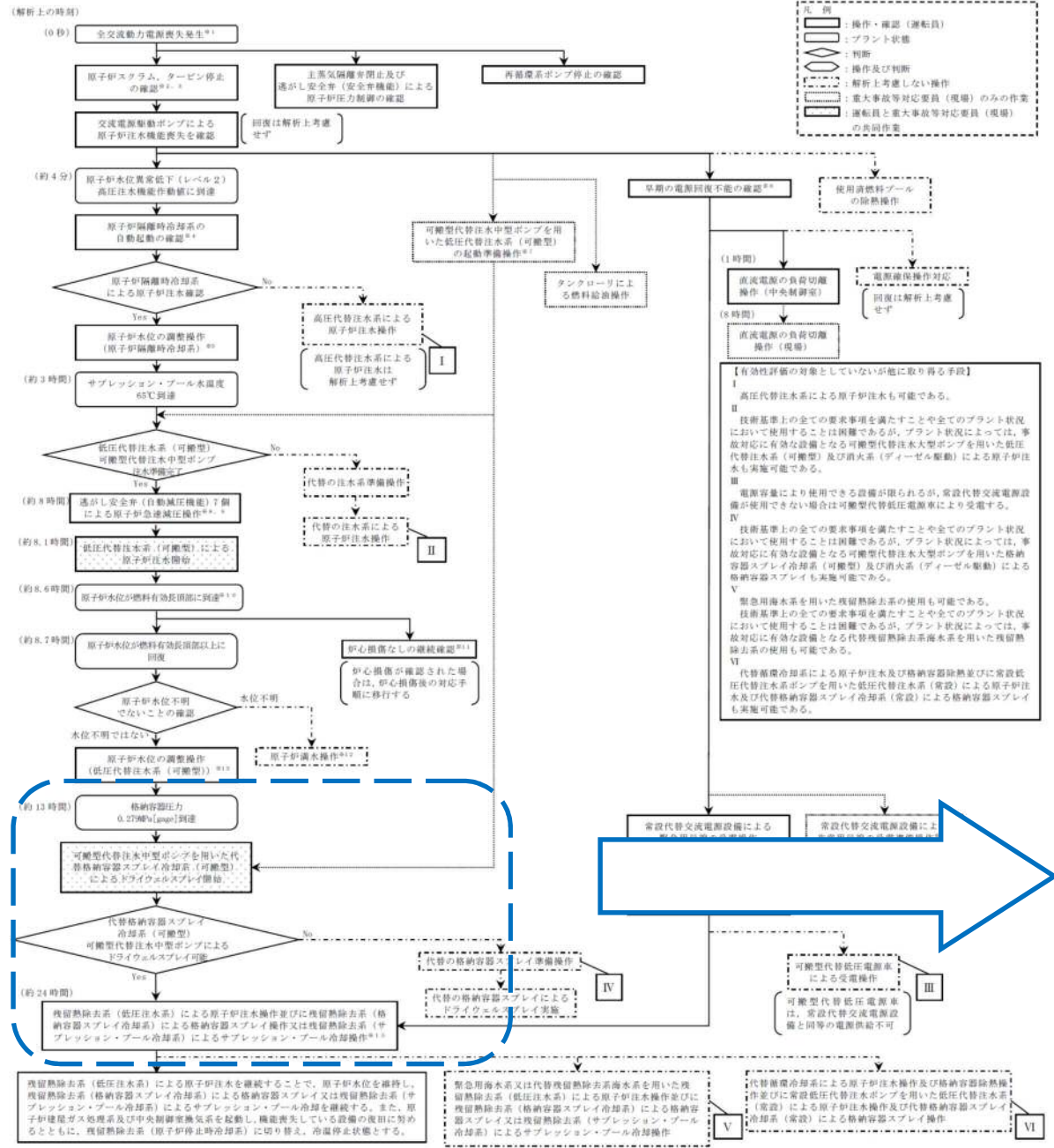
AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての炉内高圧系統（6.9kV）が使用不能となった場合。
- ※2 重大事故等発生を通告連絡設備により確認した現場作業員は速報を実施する。
- ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて炉出力降圧等により確認する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を継続しうる時点で原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ吐出圧力、系統流量等にて確認する。
- ※5 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※6 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができる。非常用電源の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。早期の電源回復不能と判断する。早期の電源回復不能と判断する。
- ※7 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水に必要な条件の手動開始操作を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※8 サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール熱容量制限（原子炉が高温の場合は65℃）に到達又は超過した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系統（可搬型）による原子炉注水を開始した後に原子炉隔離時冷却系を停止する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低圧代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水を開始した後に原子炉隔離時冷却系を停止するが、詳細は可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）のみのによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉隔離時冷却系と同時に原子炉隔離時冷却系を停止する想定としている。
- ※9 原子炉減圧時には原子炉水位計配管内の原子炉冷却材の減圧降下により原子炉水位の指示値が信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウエル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長範囲以上であることが判断できない場合
- ※10 原子炉水位が燃料有効長範囲以下となった場合は、格納容器内部雰囲気温度等により格納容器内の水蒸気濃度を確認する。
- ※11 炉心損傷は、以下により判断する。（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の対応手順に移行する）
 - ・ドライウエル又はサプレッション・チェンバのガンマ線量率が設計基準事故相当のガンマ線量率の10倍以上となった場合
- ※12 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料有効長範囲以上であることを確認する。
- ※13 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※14 発電時に必要な負荷が起動するための負荷切戻しを行う。
- ※15 残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて残留熱除去系（低圧注水系）に切り替え、原子炉水位高（レベル8）にて残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

全交流動力電源喪失に伴い格納容器冷却機能が喪失しているため、原子炉格納容器の圧力が上昇する。

ドライウエル圧力が 13.7kPa [gage]以上であることを確認し「PCV圧力制御」に移行する。

サプレッション・チェンバ圧力の監視を行う。サプレッション・チェンバ圧力が 279kPa [gage]以上となったことを確認し、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイを行う。

非常用母線復旧以降、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）まで低下したら、残留熱除去系による原子炉注水を再開し、原子炉水位が原子炉水位高（レベル8）まで上昇したら、格納容器スプレイを再開することを繰り返す。

AM設備別操作手順書

AM⑤ 原子炉格納容器減圧

重大事故等対策要領

1.3 全交流動力電源喪失

1.3.2 全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)

特徴

全交流動力電源喪失と同時に直流電源喪失又は原子炉隔離時冷却系の故障が発生することを想定する。このため、原子炉隔離時冷却系が機能喪失して原子炉注水ができず、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

事故条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 | |
|------|---------------|-----------|--|
| 事故条件 | 起因事象 | 外部電源喪失 | 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとして設定 |
| | 安全機能の喪失に対する仮定 | 全交流動力電源喪失 | 125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失を想定して設定 |
| | | 原子炉隔離時冷却系 | 評価上、原子炉隔離時冷却系の機能喪失(本体故障)を想定して設定 |
| | 外部電源 | 外部電源なし | 起因事象として、外部電源喪失を喪失するものとして設定 |

基本的な考え方

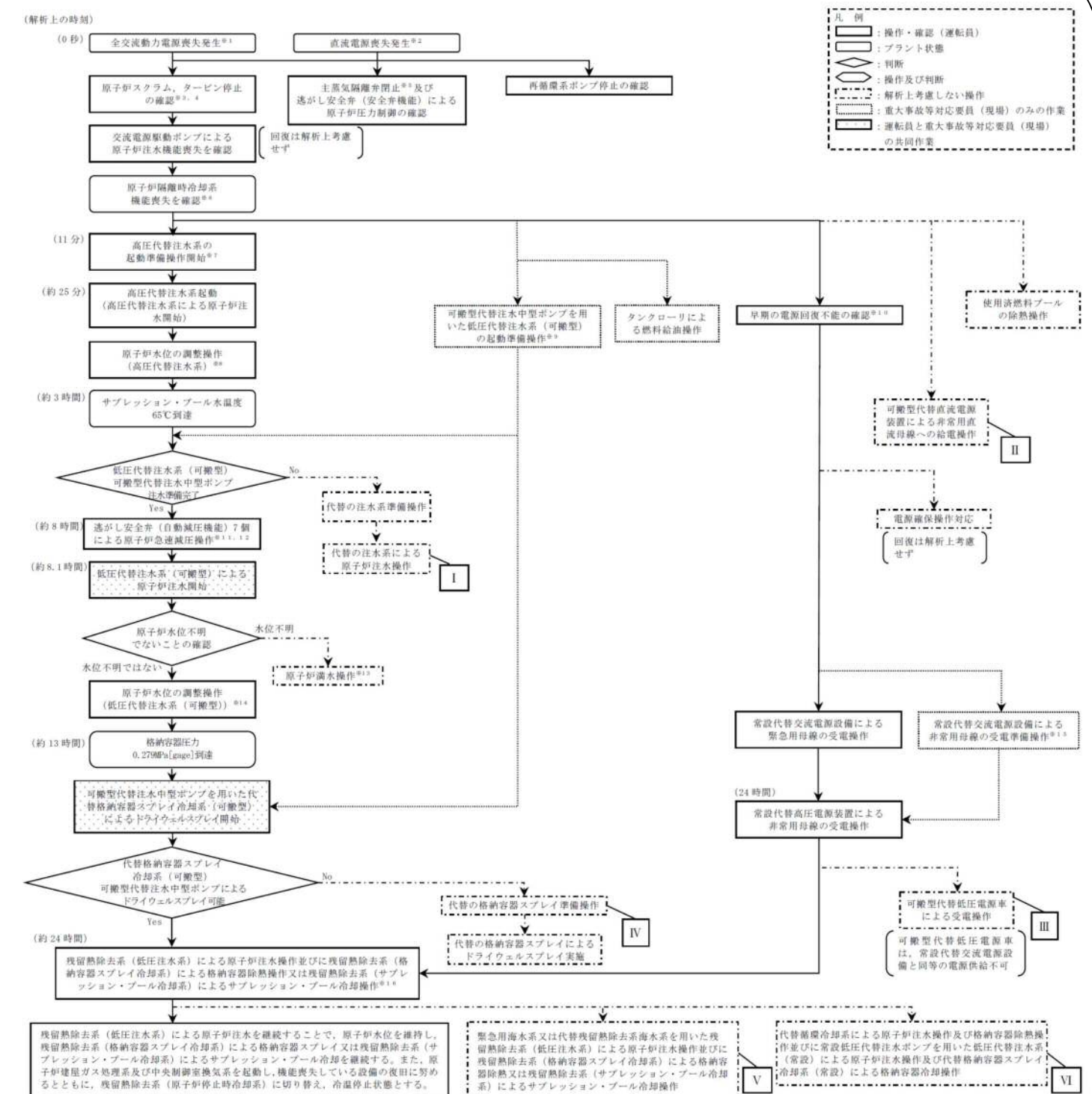
常設代替直流電源設備から電源を給電した高圧代替注水系による原子炉注水によって事象発生約8時間後まで、その後低圧代替注水系(可搬型)による注水の準備が完了したところで逃がし安全弁の自動減圧操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水によって事象発生約24時間後まで炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電後に残留熱除去系(低圧注水系)により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)による格納容器除熱を実施する。

対応手順概要

- 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 高圧代替注水系による原子炉注水
- 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水
- 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却
- 残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水
- 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による格納容器除熱

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に含まれる事故シーケンスグループのうち、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+直流電源喪失+高圧炉心冷却失敗)」「全交流電源喪失(外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗)」「全交流電源喪失(外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗)」は、手順上同じであることから、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+直流電源喪失+高圧炉心冷却失敗)」を代表して記載する。

解析上の対応手順の概要フロー



【有効性評価の対象としていないが他に取れる手段】

I 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)及び消火系(ディーゼル駆動)による原子炉注水も実施可能である。

II 常設代替直流電源設備が使用できない場合は、技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)及び消火系(ディーゼル駆動)による原子炉注水も実施可能である。

III 電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替低圧電源車により受電する。

IV 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)及び消火系(ディーゼル駆動)による格納容器スプレイも実施可能である。

V 緊急用海水系を用いた残留熱除去系の使用も可能である。技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系の使用も可能である。

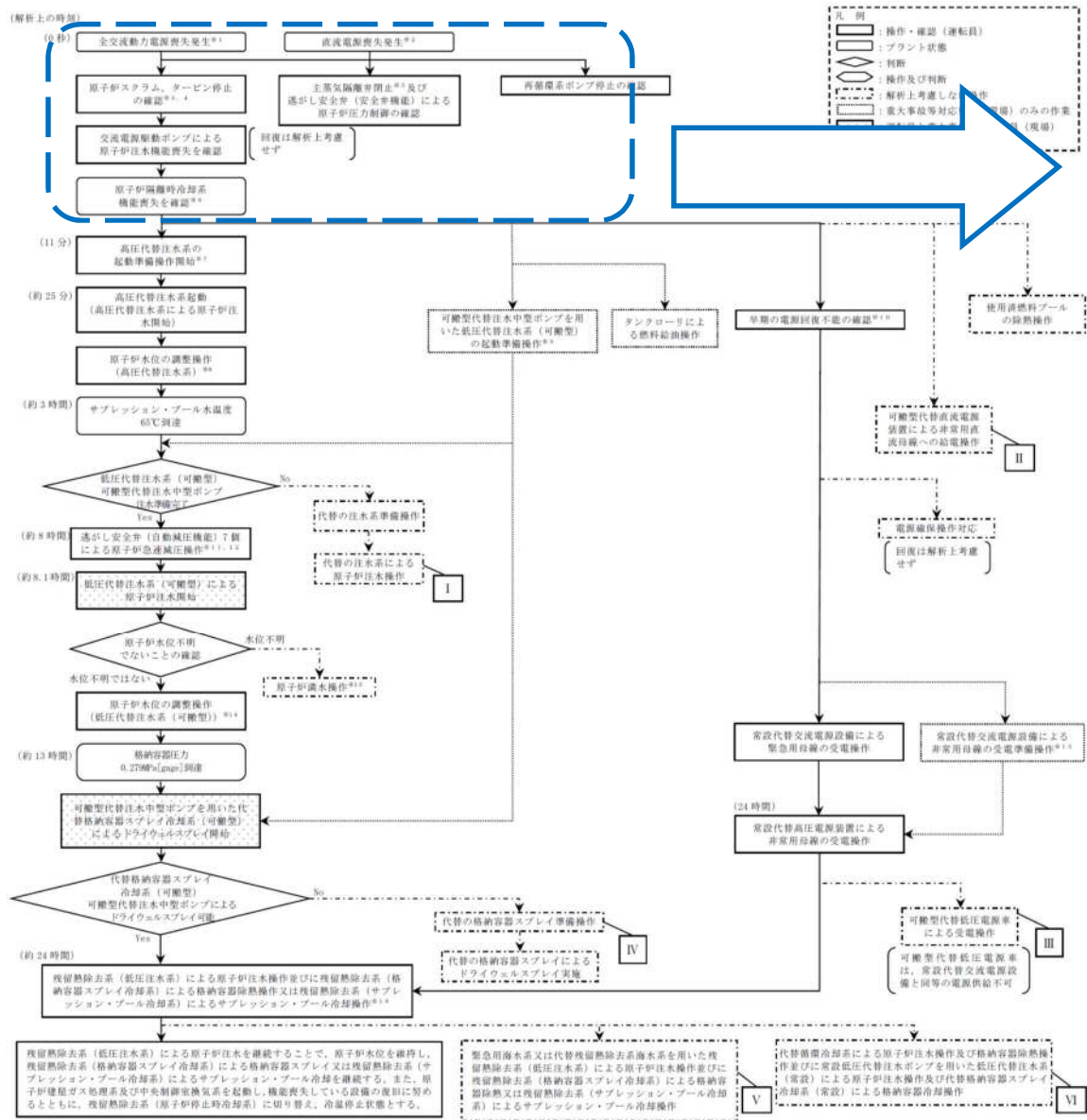
VI 代替格納容器スプレイによる原子炉注水及び格納容器スプレイ並びに常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイも実施可能である。

- ※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統(6.9kV)が使用不能となった場合。
- ※2 全交流動力電源喪失及び蓄電池の機能喪失により直流電源喪失を想定する。直流電源喪失は、中央制御室にて、照明の消灯、非常用ディーゼル発電機の機器ランプ表示、機器故障警報、非常用交流母線電圧、直流母線電圧等により判断する。
- ※3 直流電源喪失時には、平均出力領域計装等による原子炉スクラム確認はできないが、直流電源喪失に伴いスクラムパイロット電磁弁が無効となり原子炉スクラムが発生する。また、原子炉スクラムに失敗している場合は、炉心での蒸気発生量が多くなり圧力設定点の高い逃がし安全弁が作動し、また作動頻度も高くなることから、原子炉圧力(SA)を監視することで原子炉スクラムの成功/失敗を推定できる。
- ※4 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。
- ※5 主蒸気隔離弁制御電源が喪失することによって閉となる。
- ※6 直流電源の機能喪失による原子炉隔離時冷却系の機能喪失及び原子炉隔離時冷却系の本体故障による機能喪失を想定する。
- ※7 高圧代替注水系の起動準備は以下により判断する。また、高圧代替注水系起動準備には、原子炉隔離時冷却系との蒸気供給ライン隔離確認又は隔離操作を含む。
 - ・全交流動力電源喪失及び直流電源喪失に伴う高圧注水機能喪失
- ※8 高圧代替注水系により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間に維持する。
- ※9 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備(原子炉注水に必要な弁の手動開閉等)を開始する。なお、低圧代替注水系(可搬型)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※10 直流電源喪失により各種制御電源を喪失し、中央制御室からの電源回復が困難となるため、早期の交流電源回復不可と判断する。
- ※11 サプレッション・プール温度がサブプレッション・プール熱容量制限(原子炉が高圧の場合は65℃)に到達又は超過した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上起動できた後に原子炉減圧操作を実施する。実際の操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水が開始された後に高圧代替注水系が停止するが、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)の原子炉水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に高圧代替注水系は停止する想定としている。
- ※12 原子炉減圧時には原子炉水位計補償内の原子炉冷却材の減圧沸騰により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※13 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバの圧力の差を確認することで、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることを確認する。
- ※14 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間に維持する。
- ※15 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。
- ※16 残留熱除去系は、原子炉水位低(レベル3)にて残留熱除去系(低圧注水系)に切り替え、原子炉水位高(レベル8)にて残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)又は残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)に切り替える。

非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



【有効性評価の対象としていないが取り得る手段】

I 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水(可搬型)及び消火系(ディーゼル駆動)による原子炉注水も実施可能である。

II 常設代替交流電源設備が使用できない場合は、技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる可搬型代替交流電源設備により必要な負荷に直流電源を供給する。

III 電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替低圧電源車により受電する。

IV 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)及び消火系(ディーゼル駆動)による格納容器スプレイも実施可能である。

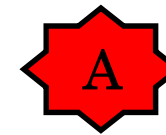
V 緊急用海水系を用いた残留熱除去系の使用も可能である。技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系の使用も可能である。

VI 代替格納容器スプレイによる原子炉注水及び格納容器スプレイ並びに常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイも実施可能である。

- ※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統(6.9kV)が使用不能となった場合。
- ※2 全交流動力電源喪失及び蓄電池の機能喪失により直流電源喪失を想定する。直流電源喪失は、中央制御室にて、照明的進行、非常用ディーゼル発電機の稼働ランプ表示、機能故障警報、非常用交流母線電圧、直流母線電圧等により判断する。
- ※3 直流電源喪失時は、平均出力制限装置等による原子炉スクラム確認はできないが、直流電源喪失に伴いスクラムパイロット電磁弁が無閉鎖となり原子炉スクラムが発生する。また、原子炉スクラムに失敗している場合は、炉心の蒸気発生量が多くの圧力設定点の高い過剰安全弁が作動し、また自動程度も高くなることから、原子炉圧力(SA)を監視することで原子炉スクラムの成功/失敗を推定できる。
- ※4 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は避難を実施する。
- ※5 主要隔離弁は制御電源が喪失することで閉鎖となる。
- ※6 直流電源の機能喪失による原子炉隔離時冷却系の機能喪失及び原子炉隔離時冷却系の本体故障による機能喪失を想定する。
- ※7 高圧代替注水系の起動準備は以下により判断する。また、高圧代替注水系起動準備には、原子炉隔離時冷却系上の蒸気供給ライン閉鎖確認又は隔離操作を含む。
 - ・全交流動力電源喪失及び直流電源喪失に伴う高圧注水機能喪失
 - ・高圧代替注水系による、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間に維持する。
 - ・全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水(可搬型)による原子炉注水の準備(原子炉注水に必要な弁の手動開閉操作等)を開始する。なお、低圧代替注水(可搬型)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※8 直流電源喪失により各種制御電源を喪失し、中央制御室からの電源回復が困難となるため、早期の交流電源回復不可と判断する。
- ※9 アプレッション・プール水温度がアプレッション・プール熱容量制限(原子炉が高圧の場合は45℃)に到達又は超過した場合は、低圧代替注水可能な系統又は低圧代替注水1系統以上起動できた後に原子炉減圧操作を実施する。実際の操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水(可搬型)による原子炉注水が開始された後に高圧代替注水系が停止するが、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水(可搬型)の原子炉水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に高圧代替注水系は停止する想定としている。
- ※10 原子炉減圧時には原子炉水位計監視室内の原子炉冷却材の減圧降下により原子炉水位の指示値が顕著に振動するおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル型蒸気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きくなり燃料有効長部以上であることが判断できない場合
- ※11 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力監視室を備え、原子炉圧力とアプレッション・チャンバ圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料有効長部以上であることを確認する。
- ※12 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水(可搬型)により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間に維持する。
- ※13 直流電源に不安定な負荷が起動することを防止するための負荷切離を含む。
- ※14 残留熱除去系は、原子炉水位低(レベル3)にて残留熱除去系(低圧注水系)に切り替え、原子炉水位高(レベル8)にて残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)又は残留熱除去系(アプレッション・プール冷却系)に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書II (微候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

「全交流動力電源喪失、直流電源喪失」発生

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。

原子炉水位は継続して低下し、原子炉水位異常低下(レベル2)においても、高圧炉心スプレイ系は全交流動力電源喪失、原子炉隔離時冷却系は直流電源喪失のため起動しない。

原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)～原子炉水位高(レベル8)に維持できないことから「水位確保」制御へ移行する。

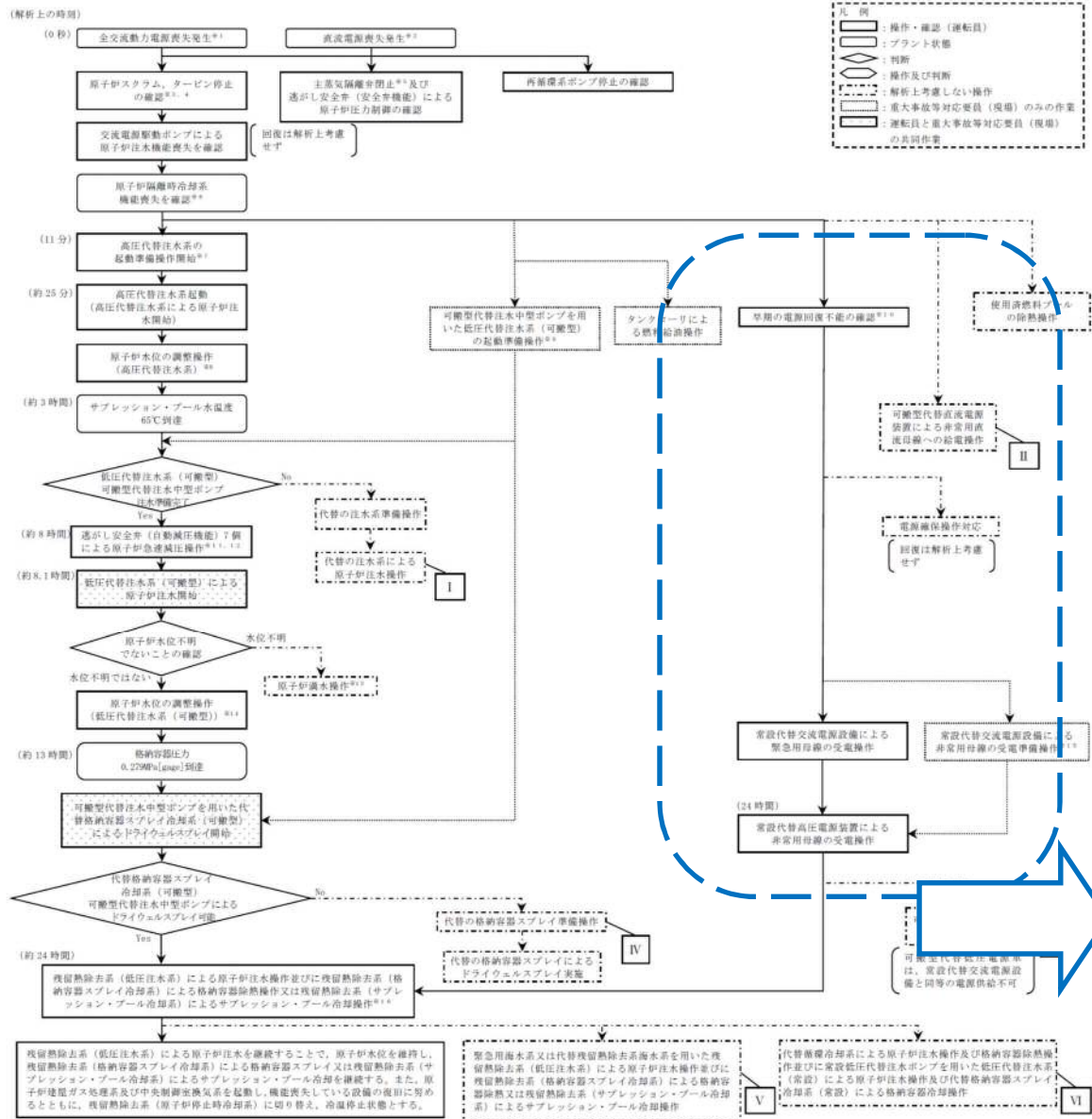
「タービン・電源」制御にて所内電源喪失を確認する事により「電源供給回復」制御へ移行し対応する。

AM設備別操作手順書

重大事故等対策要領

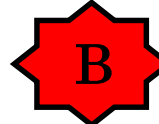
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「EOP」 「電源供給回復」



操作補足事項

全交流動力電源が喪失していることから、常設代替交流電源設備を起動し、緊急用母線を受電する。
その後、所内電源設備の状況を確認する。

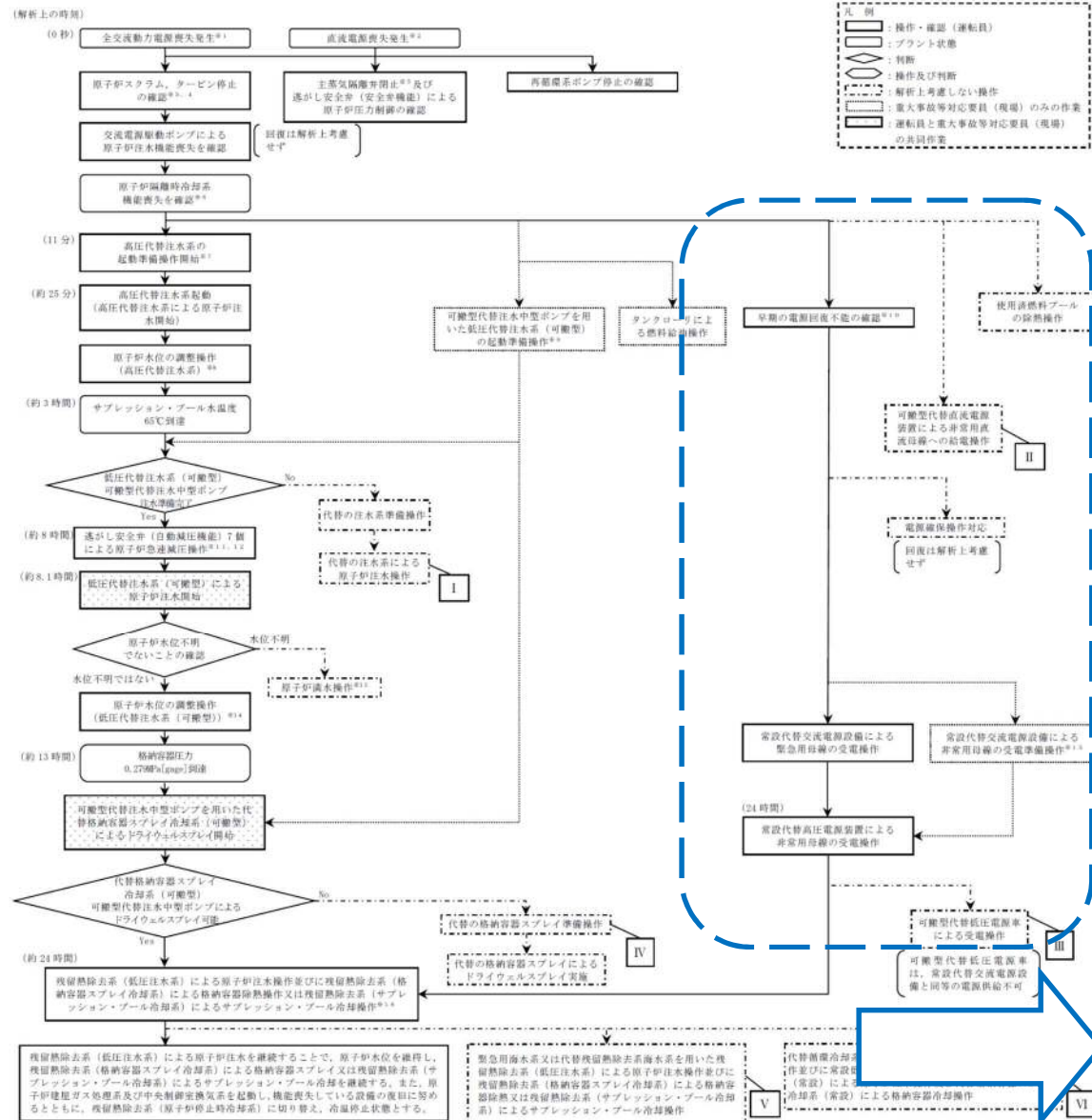
AM設備別操作手順書

AM① 電源確保

重大事故等対策要領

詳細手順説明

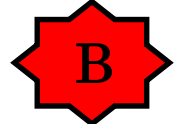
解析上の対応手順の概要フロー



- 【有効性評価の対象としていないが他に取らせる手段】
- 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）及び消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。
 - 常設代替交流電源設備が使用できない場合は、技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）及び消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。
 - 電圧容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替低電圧電源車により受電する。
 - 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる代替注水大型ポンプを用いた格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び消火系（ディーゼル駆動）による格納容器スプレイも実施可能である。
 - 緊急用海水を用いた残留熱除去系の使用も可能である。技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系の使用も可能である。
 - 代替冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイ並びに常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイも実施可能である。
- 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統（6.9kV）が使用不能となった場合。
 - 全交流動力電源喪失及び蓄電池の機能喪失により直流電源喪失を想定する。直流電源喪失は、中央制御室にて、照明の消灯、非常用ディーゼル発電機の機器ラン表示、機器故障警報、非常用交流母線電圧、直流母線電圧等により判断する。
 - 直流電源喪失時は、平均出力制限計装等による原子炉スクラム確認はできないが、直流電源喪失に伴いスクラムパイロット電路が無効となり原子炉スクラムが起電する。また、原子炉スクラムに失敗している場合は、炉心の蒸気発生量が多くなり圧力設定値の高い過し安全が起動し、また自動規制も高くなることから、原子炉圧力（5A）を電変することでの原子炉スクラムの成功/失敗を推定できる。
 - 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は速報を実施する。
 - 主要気漏検知は制御室が喪失することとなる。
 - 直流電源の機能喪失による原子炉隔離時冷却系の機能喪失及び原子炉隔離時冷却系の本体故障による機能喪失を想定する。
 - 高圧代替注水ポンプの起動確認は以下により判断する。また、高圧代替注水ポンプの起動確認は、原子炉隔離時冷却系の蒸気供給ライン隔離確認又は隔離操作を含む。
 - 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失に伴う高圧注水機能喪失
 - 高圧代替注水により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
 - 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水の準備（原子炉注水に必要な手順等）を開始する。なお、低圧代替注水（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
 - 直流電源喪失により各種制御電源を喪失し、中央制御室からの電源回復が困難となるため、早期の交流電源回復不可と判断する。
 - サブプレッション・プール水温度がサブプレッション・プール熱容量制限（原子炉が高圧の場合は60℃）に到達又は超過した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水1系統以上を起動させた後に原子炉注水操作を実施する。実際の操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水が開始された後に高圧代替注水ポンプが停止するが、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）の原子炉水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に高圧代替注水系も停止する想定としている。
 - 原子炉減圧時には原子炉水位計隔離槽内の原子炉冷却材の減圧過程により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - トワイフェル電阻温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - 原子炉水位の計装電圧が喪失した場合
 - 原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料槽長径部以上であることが判断できない場合
 - 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を減水とし、原子炉圧力とサブプレッション・プール圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料槽長径部以上であることを確認する。
 - 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
 - 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷遮断を含む。
 - 残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて残留熱除去系（低圧注水系）に切り替え、原子炉水位高（レベル8）にて残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 「電源供給回復」



操作補足事項

非常用直流電源母線が喪失していることから、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により所内直流電源設備を復旧する。

直流電源の喪失により、原子炉隔離時冷却系の機能は喪失するが、高圧代替注水系については常設代替直流電源設備より給電される。

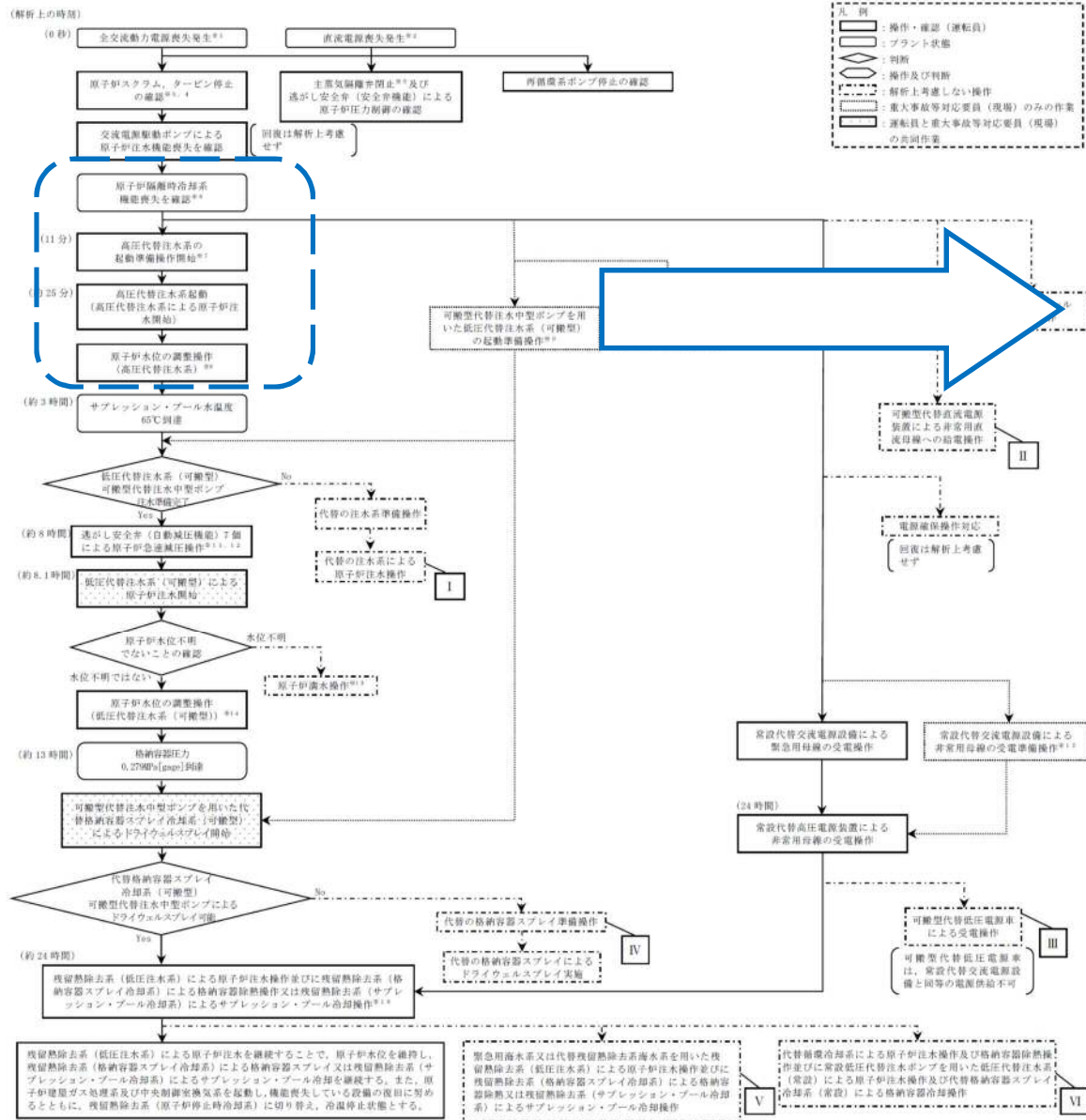
AM設備別操作手順書

AM① 電源確保

重大事故等対策要領

詳細手順説明

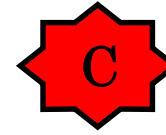
解析上の対応手順の概要フロー



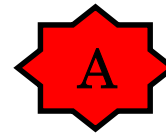
- 【有効性評価の対象としていないが取り得る手段】
- 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）及び消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。
 - 常設代替注水設備が使用できない場合は、技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）及び消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。
 - 電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替注水設備が使用できない場合は可搬型代替注水中型ポンプにより受電する。
 - 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）及び消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。
 - 緊急用海水系を用いた残熱除去系の使用も可能である。技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）及び消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。
 - 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水及び残熱除去系（残熱除去系）による原子炉注水も実施可能である。
- 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統（6.9kV）が使用不能となった場合。
 - 全交流動力電源喪失及び蓄電池の機能喪失により直流電源喪失を想定する。直流電源喪失は、中央制御室にて、照明の消灯、非常用ディーゼル発電機の機器ランプ表示、機器故障警報、非常用交流母線電圧、直流母線電圧等により判断する。
 - 直流電源喪失時には、平均出力域計装等による原子炉スクラム確認はできないが、直流電源喪失に伴いスクラムパイロット電磁弁が閉鎖となり原子炉スクラムが発生する。また、原子炉スクラムに失敗している場合は、炉心での蒸気発生量が多くなり炉圧力設定点の高い過剰し安全弁が作動し、また作動回数も高くなることから、原子炉圧力（SA）を監視することで原子炉スクラムの成功/失敗を推定できる。
 - 重大事故等発生直後確認設備により確認した後、乗組員は速やかに実施する。
 - 主蒸気隔離弁は断熱電源が喪失することで閉鎖となる。
 - 直流電源の機能喪失による原子炉隔離時冷却系の本体故障による機能喪失を想定する。
 - 高圧代替注水系の起動操作は以下により判断する。また、高圧代替注水系起動前には、原子炉隔離時冷却系と蒸気供給ライン機能確認又は隔離操作を含む。
 - 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失に伴う高圧注水機能喪失
 - 高圧代替注水により、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
 - 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水の準備（原子炉注水に必要な手動操作等）を開始する。なお、低圧代替注水（可搬型）及び代替残熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
 - 直流電源喪失により、中央制御室からの電源回復が困難となるため、早期の交流電源回復不可と判断する。
 - サブプレッション・プール水度がサブプレッション・プール熱容量制限（原子炉が高圧の場合は65℃）に到達又は超過した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水（可搬型）より原子炉注水を開始する。実際の操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水を開始された後に高圧代替注水が停止するが、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）の原子炉水位回復を確認する観点で、原子炉水位回復と同時に高圧代替注水も停止するを想定している。
 - 原子炉圧力時には原子炉水位が監視範囲内の原子炉燃料の減圧過熱により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - 原子炉水位の計装電源が喪失した場合
 - 原子炉水位の指示値がばらつきが大きくなり燃料有効長範囲以上であることが判断できない場合
 - 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・プール圧力の差を確認することで、原子炉水位が燃料有効長範囲以上であることを確認する。
 - 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）により、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
 - 電源時に不要な負荷が起動することを防止するための負荷確認を含む。
 - 残熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて残熱除去系（低圧注水）に切り替え、原子炉水位高（レベル8）にて残熱除去系（残熱除去系）又は残熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」



非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

全交流動力電源喪失に加えて、直流電源喪失により原子炉水位低下が継続するため、高圧代替注水系を起動して原子炉への注水を開始する。

高圧代替注水系により、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8）に維持可能であることを確認し、「スクラム」に移行する。

「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

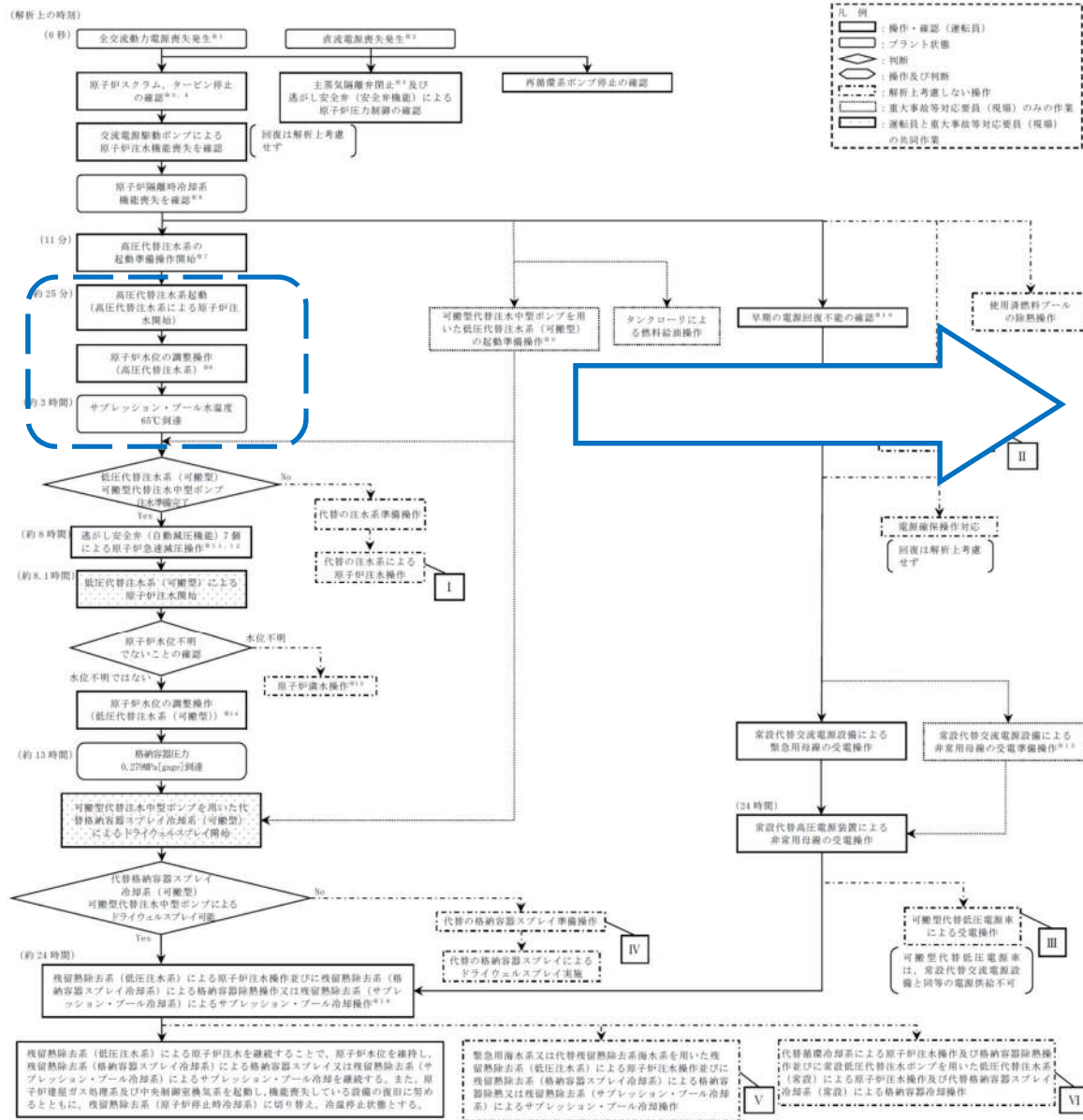
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

詳細手順説明

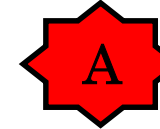
解析上の対応手順の概要フロー



- 【有効性評価の対象としていないが取り得る手段】
- I 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代注水系統（可搬型）及び消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。
 - II 常設代替交流電源設備が使用できない場合は、技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代注水系統（可搬型）及び消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。
 - III 電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替低圧電源車により受電する。
 - IV 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる代替注水大型ポンプを用いた格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び消火系（ディーゼル駆動）による格納容器スプレイも実施可能である。
 - V 緊急用海水系を用いた残留熱除去系の使用も可能である。技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系の使用も可能である。
 - VI 代替凝縮冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイ並びに常設低圧代注水ポンプを用いた低圧代注水系統（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイも実施可能である。
- ※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての炉内高圧系統（6.9kV）が使用不能となった場合。
 - ※2 全交流動力電源喪失及び蓄電池の機能喪失により高圧電源喪失を想定する。高圧電源喪失は、中央制御室にて、照明の消灯、非常用ディーゼル発電機の稼働ランプ表示、機器故障警報、非常用交流母線電圧、直流母線電圧等により判断する。
 - ※3 高圧電源喪失時には、平均出力制限装置等による原子炉スクラム確認はできないが、高圧電源喪失に伴いスクラムパイロット電磁弁が無効となり原子炉スクラムが発生する。また、原子炉スクラムに失敗している場合は、炉心の蒸気発生量が大きく炉内圧力設定点の高い過熱安全弁が作動し、また作動頻度も高くなることから、原子炉圧力（S/A）を監視することで原子炉スクラムの成功/失敗を判定できる。
 - ※4 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は遠征を実施する。
 - ※5 主要気漏警報は制御室で発生することとなる。
 - ※6 高圧電源の機能喪失による原子炉隔離時冷却系の機能喪失及び原子炉隔離時冷却系の本体故障による機能喪失を想定する。高圧代注水系統の起動操作は以下により判断する。また、高圧代注水系統起動時には、原子炉隔離時冷却系の蒸気加熱フィン分離確認は継続操作を含む。
 - ※7 全交流動力電源喪失及び高圧電源喪失に伴う高圧注水機能喪失
 - ※8 高圧代注水系統により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
 - ※9 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を想定した場合は、速やかに可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代注水系統（可搬型）による原子炉注水の準備（原子炉注水に必要な事の手動操作等）を開始する。なお、低圧代注水系統（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）には同じ可搬型代替注水大型ポンプを用いる。
 - ※10 高圧電源喪失により各種制御電源を喪失し、中央制御室からの電源回復が困難となるため、早期の交流電源回復不可と判断する。
 - ※11 サプレッション・プール温度が原子炉水位高（レベル3）に到達した場合は、低圧代注水系統及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉注水を開始する。また、原子炉水位が低下した場合は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代注水系統（可搬型）による原子炉注水を開始する。また、原子炉水位が低下した場合は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代注水系統（可搬型）の原子炉水位回復性能を確認する観点で、原子炉注水開始と同時に高圧代注水系統は停止する想定としている。
 - ※12 原子炉水位高時には原子炉水位計監視室内の原子炉冷却材の減圧機構により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明ではないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル警報発生温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計量電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長領域以上であることが判断できない場合
 - ※13 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力とサプレッション・チャンバ圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料有効長領域以上であることを確認する。
 - ※14 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代注水系統（可搬型）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
 - ※15 復電時に不要な負荷が起動することを防止するための負荷切離を含む。
 - ※16 残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて残留熱除去系（低圧注水）に切り替える。原子炉水位高（レベル8）にて残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」
原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」
格納容器制御「S/P温度制御」



操作補足事項

全交流動力電源喪失により、残留熱除去系によるサプレッション・プール水の冷却ができないため、サプレッション・プール水の温度を継続監視する。
サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール水熱容量制限値以上になった場合には、「急速減圧」制御に移行する。

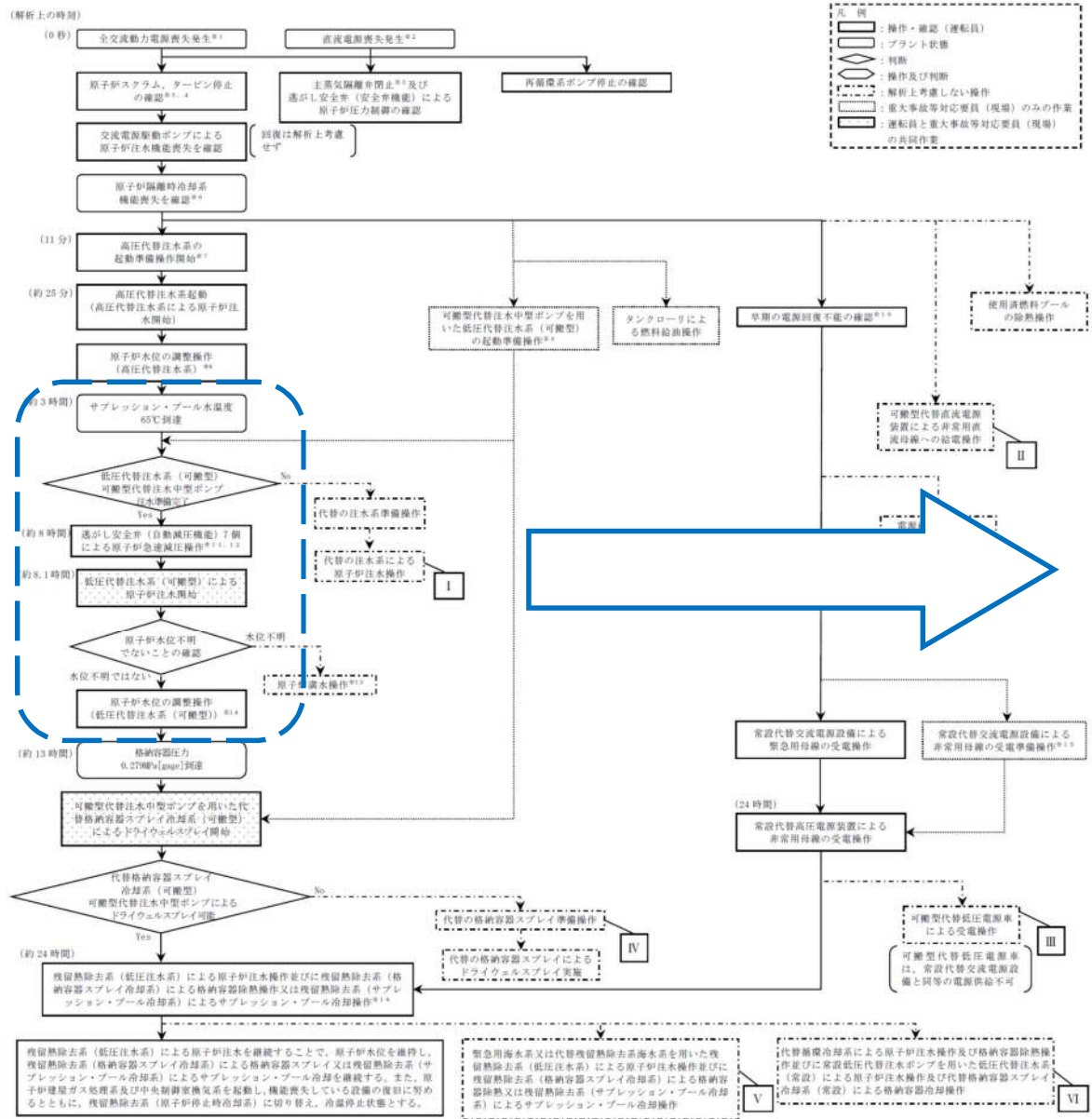
AM設備別操作手順書

AM⑩ 除熱

重大事故等対応要領

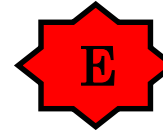
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「EOP」
不測事態「急速減圧」



操作補足事項

低圧代替注水系 (可搬型) の起動準備操作及び逃がし安全弁 (自動減圧機能) の操作に必要な電源切替え操作が完了していることを確認し, 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 弁を手動開放し原子炉を減圧する。

原子炉減圧後は, 原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から, 原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉減圧により高圧代替注水系が使用できないため, 原子炉への注水は低圧代替注水系 (可搬型) により水位を原子炉水位低 (レベル3) 設定点から原子炉水位高 (レベル8) 設定点の間で維持する。

AM設備別操作手順書

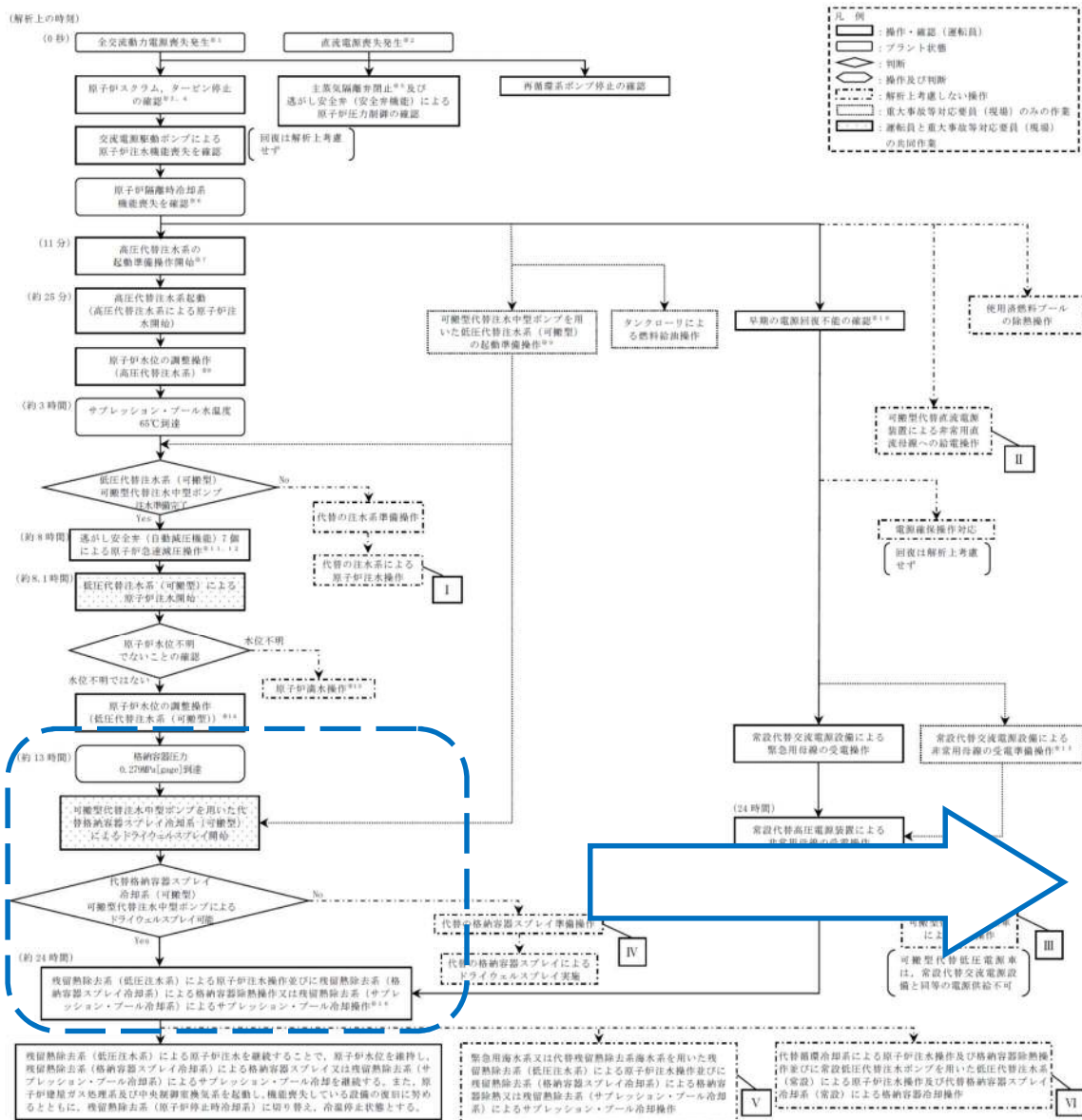
- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧

重大事故等対策要領

- ※1 外部電源が喪失し, かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより, 全ての所内高圧系統 (6.9kV) が使用不能となった場合。
- ※2 全交流動力電源喪失及び蓄電池の機能喪失により直流電源喪失を想定する。直流電源喪失は, 中央制御室にて, 照明の消灯, 非常用ディーゼル発電機の機器ランプ作動, 機器故障警報, 非常用交流発電機作動, 直流母線電圧等により判断する。
- ※3 直流電源喪失時には, 平均出力領域計装等による原子炉スクラム確認はできないが, 直流電源喪失に伴いスクラムパイロット電圧等が無励磁となり原子炉スクラムが発生する。また, 原子炉スクラムに失敗している場合は, 炉心での蒸気発生量が多くなり圧力設定点の高い逃がし安全弁が作動し, 炉心作動温度も高くなることから, 原子炉圧力 (SA) を監視することによりスクラムの成功/失敗を推定できる。
- ※4 重大事故等発生を遠隔監視設備により確認した現場作業員は遠隔で実施する。
- ※5 主要気漏検知は制御電源が喪失することによって閉となる。
- ※6 直流電源の機能喪失による原子炉隔離時冷却系の機能喪失及び原子炉隔離時冷却系の本体故障による機能喪失を想定する。
- ※7 高圧代替注水系の起動操作は以下により判断する。また, 高圧代替注水系起動準備には, 原子炉隔離時冷却系の蒸気供給ライン隔離確認又は隔離操作を含む。
 - 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失に伴う注水機能喪失
- ※8 高圧代替注水系により, 原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間に維持する。
- ※9 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は, 速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備 (原子炉注水に必要な非の手動操作等) を開始する。なお, 低圧代替注水系 (可搬型) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※10 直流電源喪失により各種制御電源が喪失し, 中央制御室からの電源回復が困難となるため, 早期の交流電源回復不可と判断する。
- ※11 サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール最高温度 (原子炉減圧時の場合は65℃) に到達又は超過した場合は, 低圧代替注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上を起動させた後に原子炉減圧操作を実施する。実際の操作では, 原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水が開始された後に高圧代替注水系が停止するが, 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) の原子炉水位回復性能を確認する観点で, 原子炉減圧開始と同時に高圧代替注水系は停止する想定としている。
- ※12 原子炉減圧時には原子炉水位計監視室内の原子炉冷却材の減圧機構により原子炉水位の指示値の信頼性が限られるおそれがあるため, 原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は, 以下のいずれかにより判断する。
 - ドライウェル蒸気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - 原子炉水位の計装電源が喪失した場合
 - 原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有長長部以上であることが判断できない場合
- ※13 原子炉水位不明の場合は, 原子炉圧力容器を満水とし, 原子炉圧力とサプレッション・チャンバ圧力の差圧を確認することで, 原子炉水位が燃料有長長部以上であることを確認する。
- ※14 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) により, 原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間に維持する。
- ※15 復旧に必要な設備が起動することを防止するための負荷切離しを含む。
- ※16 残留熱除去系は, 原子炉水位低 (レベル3) にて残留熱除去系 (低圧注水系) に切り替え, 原子炉水位高 (レベル8) にて残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 又は残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) に切り替える。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



【有効性評価の対象としていないが能に取り得る手段】

I 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）及び消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。

II 常設代替交流電源設備が使用できない場合は、技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる代替注水中型ポンプを用いた格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び消火系（ディーゼル駆動）による格納容器スプレイも実施可能である。

III 緊急用海水系を用いた残留熱除去系の使用も可能である。技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系の使用も可能である。

IV 代替格納容器スプレイによる原子炉注水及び格納容器スプレイ並びに常設低圧代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイも実施可能である。

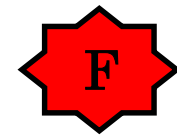
- ※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての西内高圧系統（6.9kV）が使用不能となった場合。
- ※2 全交流動力電源喪失及び蓄電池の機能喪失により直流電源喪失を想定する。直流電源喪失は、中央制御室にて、照明の消灯、非常用ディーゼル発電機の機器ランプ表示、機器故障警報、非常用交流母線電圧、直流母線電圧等により判断する。
- ※3 直流電源喪失時は、平均出力領域計装等による原子炉スクラム確認はできないが、直流電源喪失に伴いスクラムパイロット電磁弁が閉鎖となり原子炉スクラムが発生する。また、原子炉スクラムに失敗している場合は、炉心の蒸気発生量が多くなり圧力設定の高い過ぎし安全弁が作動し、また作動頻度も高くなることから、原子炉圧力（SA）を監視することで原子炉スクラムの成功/失敗を判定する。
- ※4 重大事故等発生を想定済設備により確認した電磁弁作業者は遠隔を実施する。
- ※5 主蒸気隔離弁は断線電源が喪失すること閉となる。
- ※6 直流電源の機能喪失による原子炉隔離時冷却系の機能喪失及び原子炉隔離時冷却系の本体故障による機能喪失を想定する。
- ※7 高圧代替注水の起動操作は以下により判断する。また、高圧代替注水起動準備には、原子炉隔離時冷却系との蒸気供給ライン隔離確認又は隔離操作を含む。
 - ・全交流動力電源喪失及び直流電源喪失に伴う高圧注水機能喪失
- ※8 高圧代替注水により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※9 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備（原子炉注水に必要な弁の自動操作等）を開始する。なお、低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※10 直流電源喪失により各種制御電源を喪失し、中央制御室からの電源回復が困難となるため、早期の交流電源回復不可と判断する。
- ※11 サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール最高値（原子炉が高温の場合は65℃）に到達又は超過した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系統以上で起動できた後に原子炉減圧操作を実施する。実際の操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水が開始された後に高圧代替注水が停止するが、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の原子炉水位回復性を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に高圧代替注水も停止する想定としている。
- ※12 原子炉減圧時は原子炉水位が蒸気発生による原子炉注水の蒸気供給の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル蒸気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電圧が低下した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料長目部以上であることが判断できない場合
- ※13 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料長目部以上であることを確認する。
- ※14 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※15 復旧時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。
- ※16 残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて残留熱除去系（低圧注水系）に切り替え、原子炉水位高（レベル8）にて残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）に切り替える。

事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

格納容器冷却機能がないため、原子炉格納容器の圧力が上昇する。

ドライウェル圧力が 13.7kPa [gage]以上であることを確認し「PCV圧力制御」に移行する。

サプレッション・チェンバ圧力の監視を行う。サプレッション・チェンバ圧力が 279kPa [gage]以上となったことを確認し、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイを行う。

非常用母線復旧以降、原子炉水位低（レベル3）まで低下したら、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を再開し、原子炉水位高（レベル8）まで上昇したら、残留熱除去系による格納容器除熱を再開することを繰り返す。

AM設備別操作手順書

AM⑤ 原子炉格納容器冷却

重大事故等対策要領

1.3 全交流動力電源喪失

1.3.3 全交流動力電源喪失 (TBP)

特徴

原子炉の出力運転中に全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着し、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失することを想定する。このため、開状態のまま固着した逃がし安全弁からの蒸気流出により原子炉压力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

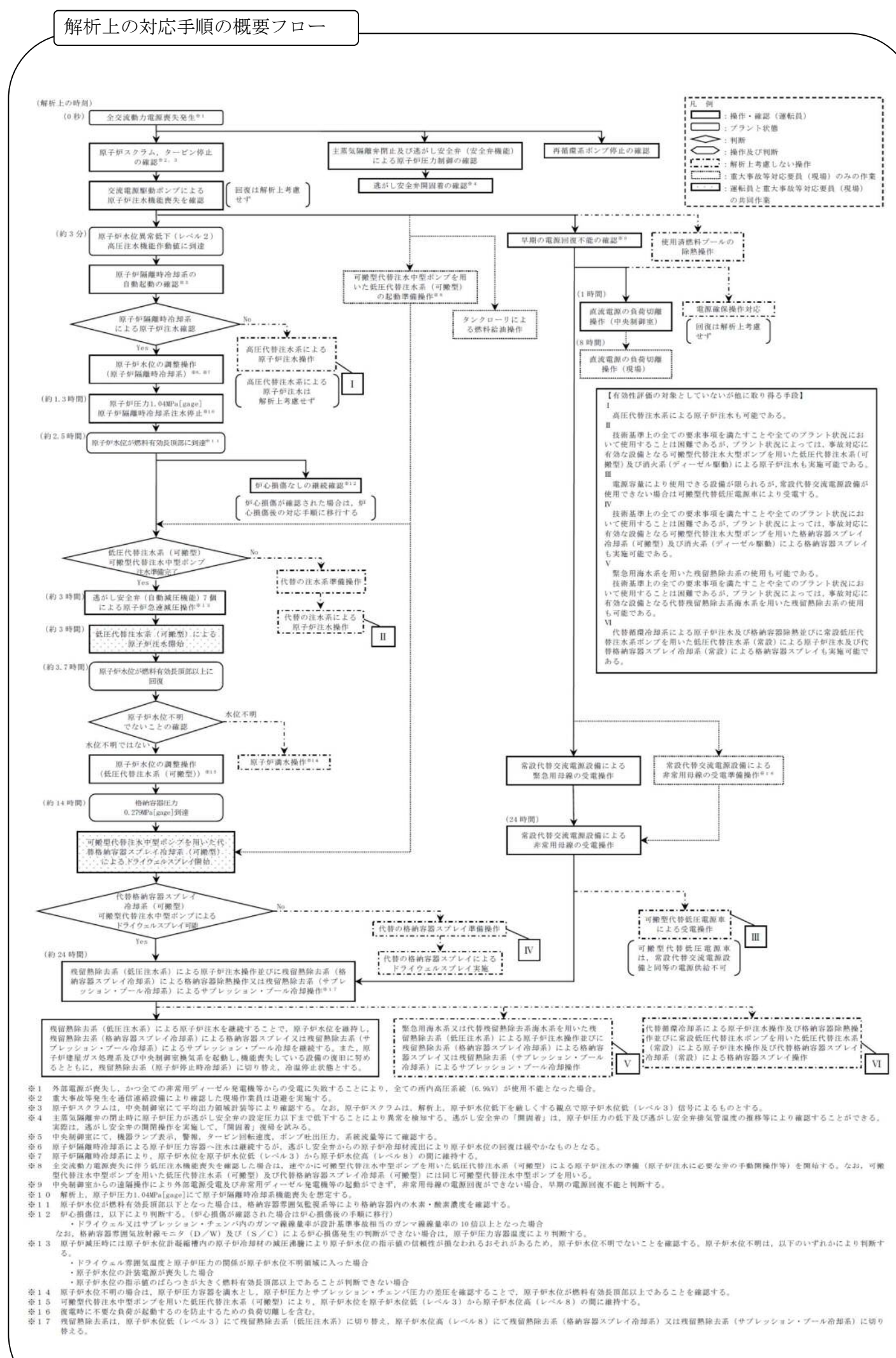
基本的な考え方

逃がし安全弁1個の開固着によって、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間は、所内常設直流電源設備より電源を給電した原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却し、原子炉隔離時冷却系による注水停止後は、低圧代替注水系（可搬型）による注水の準備が完了した後、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系（可搬型）により炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系（低圧注水系）による注水の準備が完了した以降は残留熱除去系（低圧注水系）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。

- 対応手順概要**
- 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認
 - 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
 - 早期の電源回復不能判断及び対応準備
 - 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備
 - 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
 - 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水
 - 代替格納容器スプレィ冷却系（可搬型）による格納容器冷却
 - 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
 - 残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却系）による格納容器除熱

事故条件

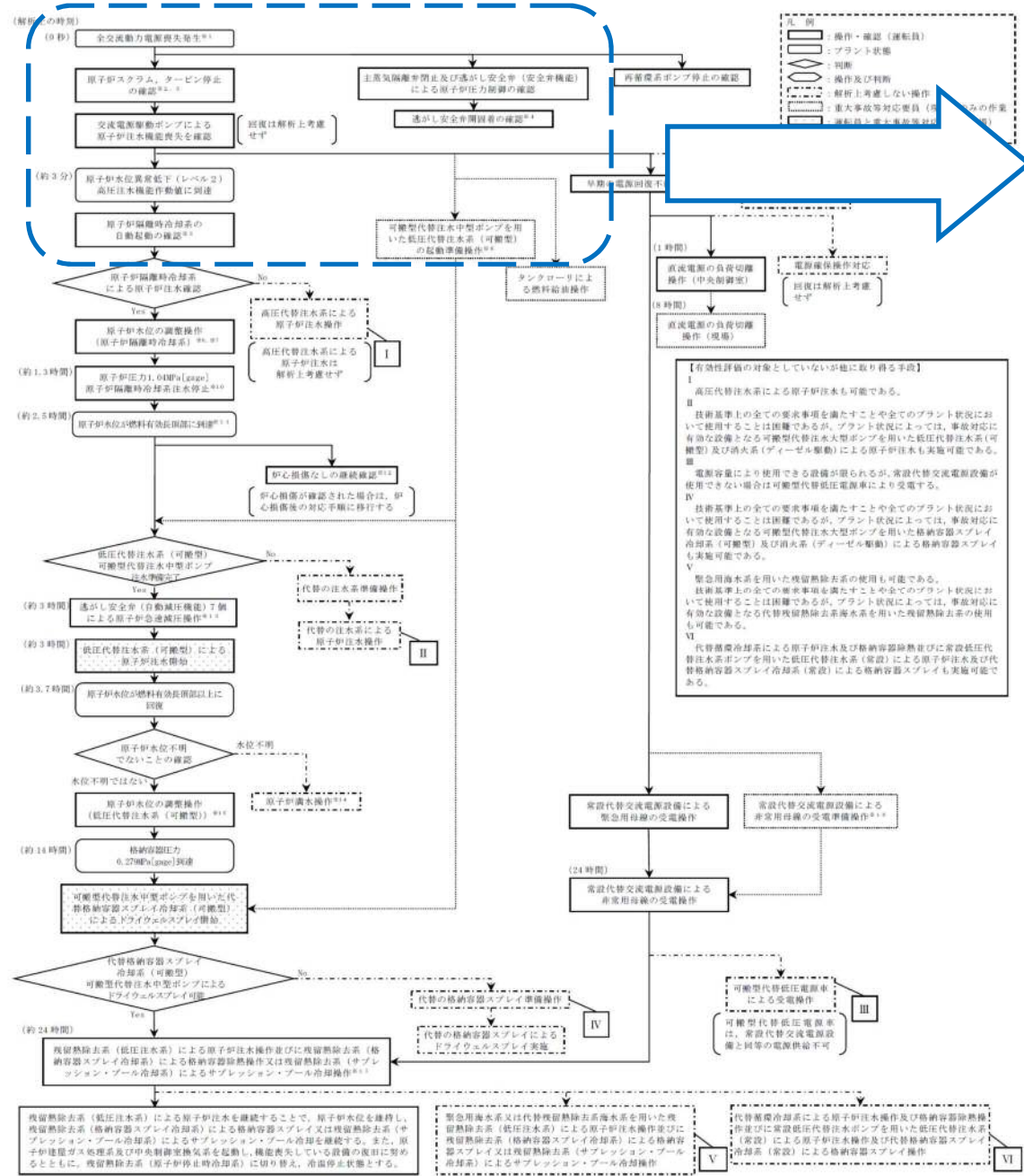
| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 | |
|------|---------------|------------------------|-------------------------------|
| 事故条件 | 起因事象 | 外部電源喪失 | 送電系統又は所内主発電設備の故障等による外部電源喪失を設定 |
| | 安全機能の喪失に対する仮定 | 全交流動力電源喪失 | 全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し設定 |
| | | 逃がし安全弁1個開固着 | 本事故シーケンスにおける前提条件 |
| 外部電源 | 外部電源なし | 起因事象として、外部電源が喪失することを想定 | |



非常時運転手順書 全体対応フロー

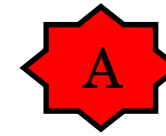
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

「全交流動力電源喪失」及び「逃がし安全弁1弁開固着」発生最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。また、「格納容器制御導入」を継続監視する。

主蒸気隔離弁が閉止しているにもかかわらず、原子炉圧力が低下していることにより逃がし安全弁の開固着を確認する。原子炉水位は継続して低下し、原子炉水位異常低（レベル2）で高圧炉心スプレイ系は全交流動力電源喪失のため起動しないが、原子炉隔離時冷却系が起動する。

逃がし安全弁の開固着により原子炉圧力は低下するが、原子炉隔離時冷却系動作中は原子炉へ注水する。その後、原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8）に維持できないことから「水位確保」制御へ移行する。

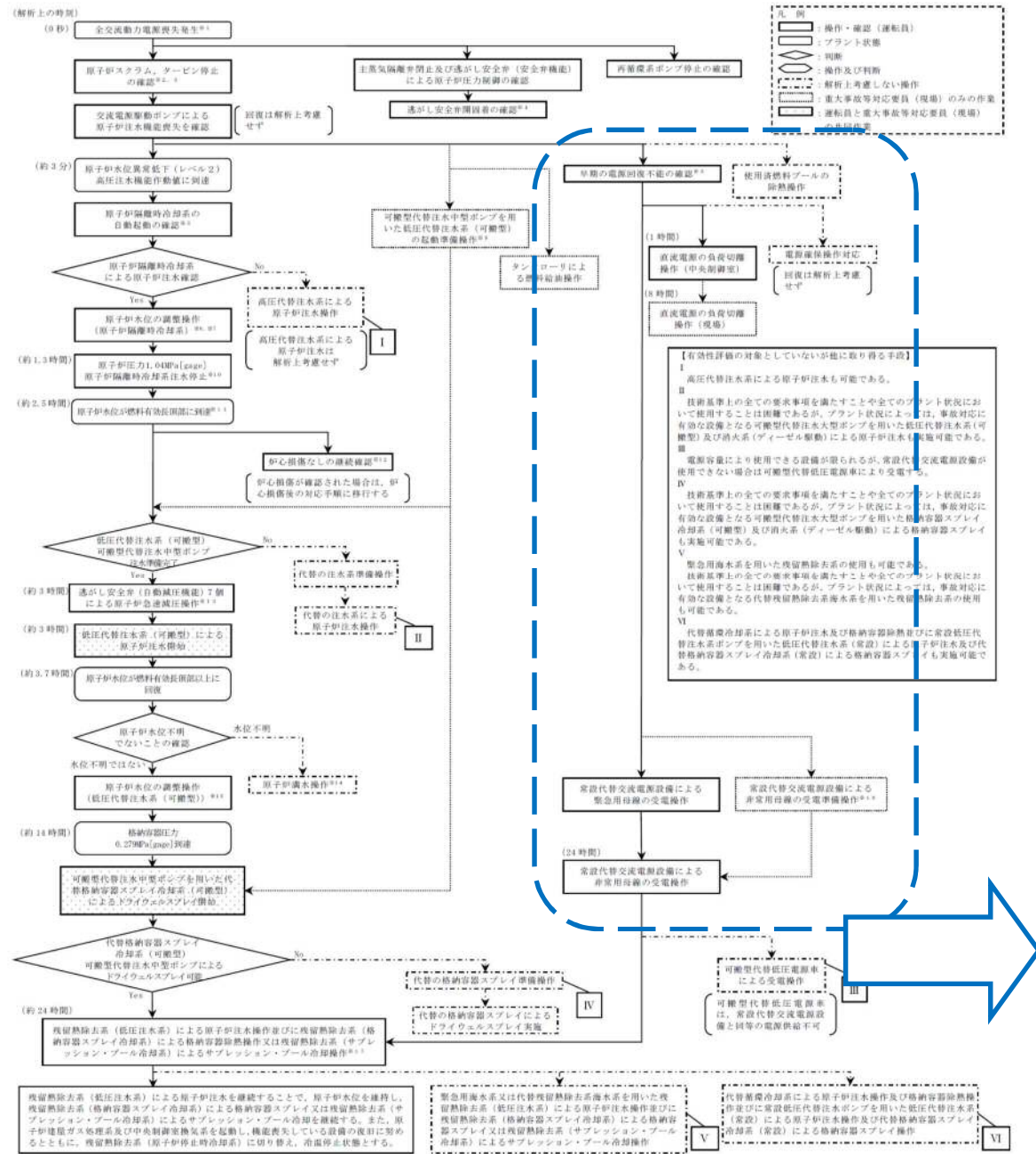
「タービン・電源」制御にて所内電源喪失を確認する事により「電源供給回復」制御へ移行し対応する。

AM設備別操作手順書

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 系統電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼルの発電機からの受電に失敗することにより、全ての炉内高圧系統 (6.9kV) が使用不能となった場合。
- ※2 重大事故等発生を通知連絡設備により確認した現場作業員は避難を実施する。
- ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を継続する観点で原子炉水位 (レベル3) 信号によるものとする。
- ※4 主蒸気隔離弁の閉止時に原子炉圧力が過剰安全弁の設定圧力以下まで低下することにより異常を検知する。過剰安全弁の「開閉」は、原子炉圧力の低下及び過剰安全弁排気温度の推移等により確認することができる。実施は、過剰安全弁の閉鎖操作を完了して、「復旧」段階を完了する。
- ※5 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ吐出圧力、系統流量等にて確認する。
- ※6 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力調整は、過剰安全弁からの原子炉冷却材流出により原子炉水位の回復は緩やかなものとなる。
- ※7 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位 (レベル3) から原子炉水位 (レベル8) の間に維持する。
- ※8 全交流動力電源喪失に伴う原子炉水位監視不能となった場合は、過剰安全弁を用いた低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の手動操作 (可搬型) を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) 及び代替格納容器スプレッド冷却系 (可搬型) には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※9 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼルの発電機等の起動ができず、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※10 解析上、原子炉圧力 1.04MPa (gauge) にて原子炉隔離時冷却系機能喪失を想定する。
- ※11 原子炉水位が燃料有効長範囲以上とならない場合は、格納容器内温度及び格納容器内の水量・換熱率を確認する。
- ※12 炉心損傷は、以下により判断する。(炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行)
 - ・ドライウェル又はサブプレッション・チャンバ内のガンマ線量率が設計基準事故相当のガンマ線量率の 10 倍以上となった場合
 - ・格納容器内排気放射熱セキ (D/W) 及び (S/B) による炉心損傷発生の可能性が低い場合は、原子炉圧力調整温度により判断する。
- ※13 原子炉減圧時には原子炉水位監視範囲内の原子炉冷却材の減圧降下により原子炉水位の指示値が誤りかねるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル帯領域温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電圧が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値が燃料有効長範囲以上であることが判断できない場合
- ※14 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力調整を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チャンバ圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料有効長範囲以上であることを確認する。
- ※15 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) により、原子炉水位を原子炉水位 (レベル3) から原子炉水位 (レベル8) の間に維持する。
- ※16 電圧に不安定な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを行う。
- ※17 残留熱除去系は、原子炉水位 (レベル3) にて残留熱除去系 (残圧注水) に切り替え、原子炉水位 (レベル8) にて残留熱除去系 (格納容器スプレッド冷却) 又は残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却) に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 「電源供給回復」



操作補足事項

全交流動力電源が喪失していることから、常設代替交流電源設備を起動し、緊急用母線を受電する。その後、緊急用母線を介して非常用母線を受電し、非常用交流電源の復旧を適宜行う。

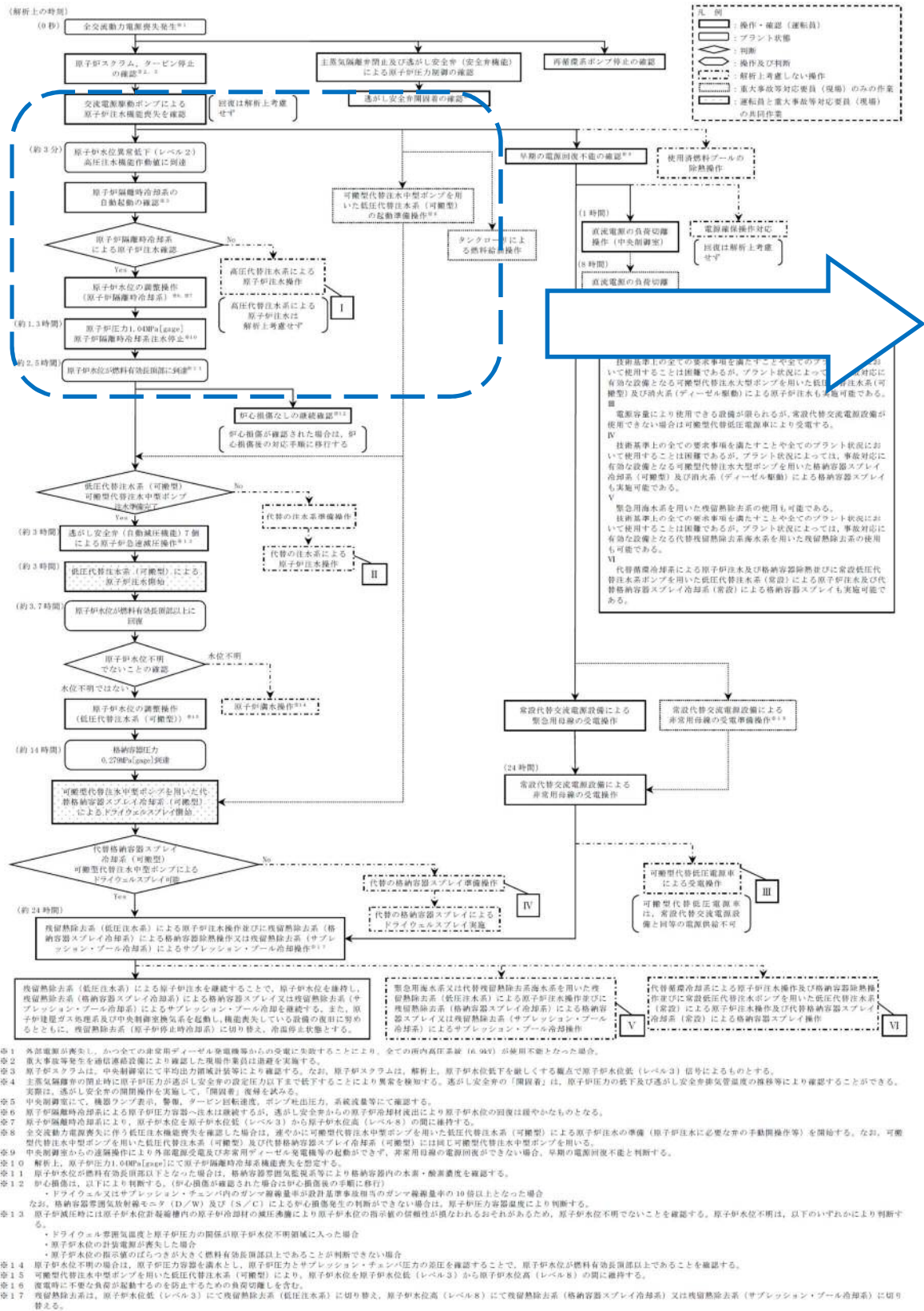
AM設備別操作手順書

AM① 電源確保

重大事故等対策要領

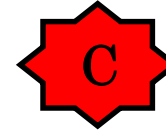
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。

逃がし安全弁閉固着により原子炉圧力が低下するため、原子炉隔離時冷却系が停止し、高圧注水機能喪失により、原子炉への注水ができず、原子炉水位低下が継続する。

高圧注水機能喪失により原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル1）以上維持可能でないことを確認し、「水位回復」へ移行する。

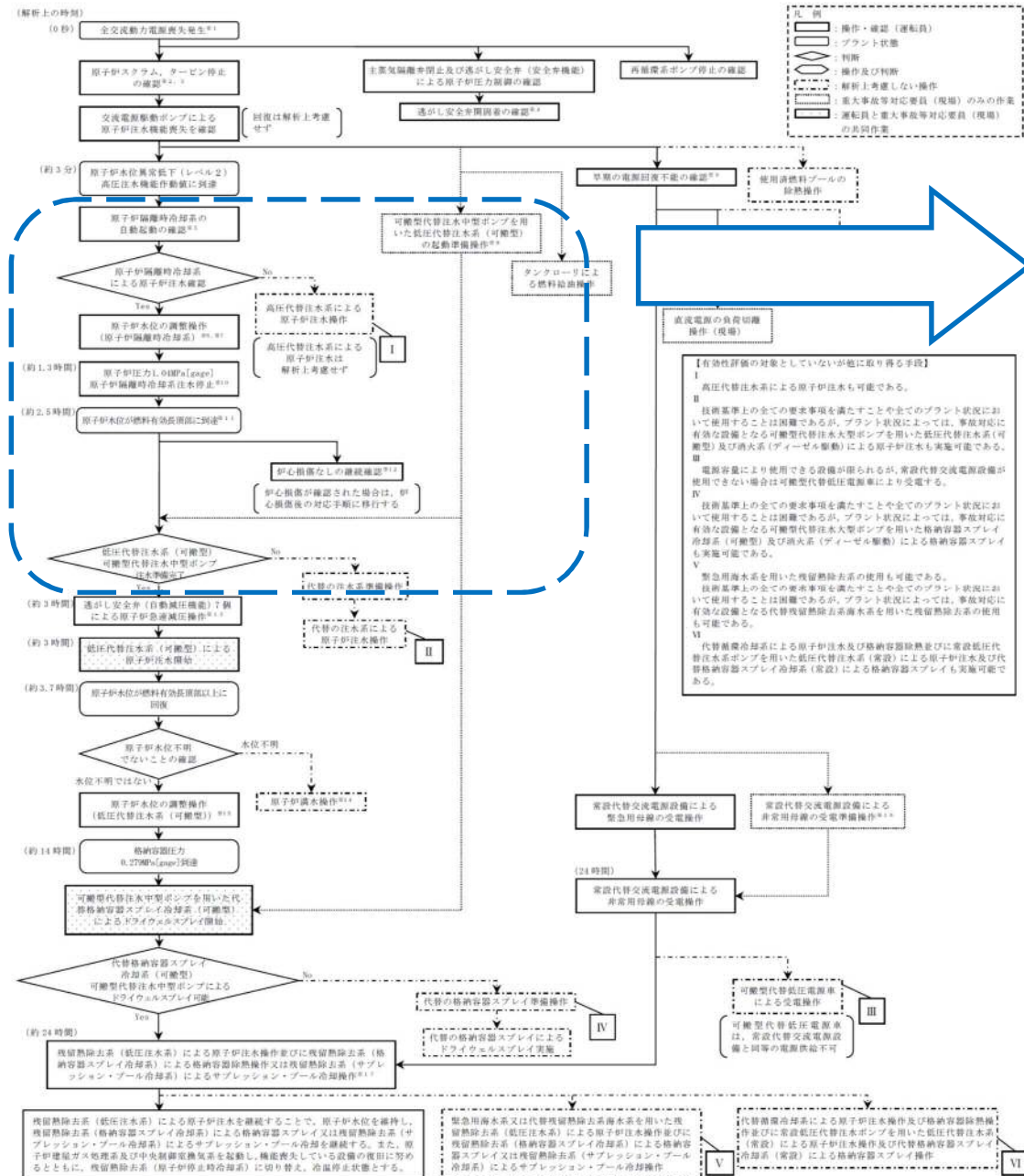
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 再送電が完了し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗することにより、全ての両内圧系（K、NK）が使用不能となった場合。
- ※2 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した場合は、現場作業員は避難を実施する。
- ※3 原子炉システムは、中央制御室にて平均出力制限計装等により制御する。なお、原子炉システムは、解析上、原子炉水位低下を継続して原子炉水位（レベル3）信号によるものとする。
- ※4 正常な運転時の停止時に原子炉が設定安全圧力以下まで低下することにより異常を検知する。過剰安全圧力の「開閉」は、原子炉圧力の低下及び過剰安全圧力異常温度の検知等により確認することができる。実際は、過剰安全圧力の開閉操作を実施して、「開閉」復帰を試みる。
- ※5 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ吐出圧力、系統流量等にて確認する。
- ※6 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器へ注水は継続するが、過剰安全圧力による原子炉圧力低下により原子炉水位の回復は緩やかなものとなる。
- ※7 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位が原子炉水位（レベル3）から原子炉水位（レベル2）に回復する。
- ※8 交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水の準備（原子炉注水に必要な手動開閉操作等）を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）及び代替格納容器スプレッド冷却系（可搬型）には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※9 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができ、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※10 解析上、原子炉圧力（0MPa）にて原子炉隔離時冷却系機能喪失を想定する。
- ※11 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器常置監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※12 炉心損傷は、以下により判断する。炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行する。
 - ・ドライウェル又はサブプレッション・タンク内のガシマ濃度が設計基準事故時のガシマ濃度の10倍以上となった場合
 - ・格納容器常置監視系（D、R）及び（S、P）による炉心温度変化の検出ができない場合、原子炉圧力容器破損により判断する。
- ※13 原子炉減圧時に原子炉水位が格納容器内の原子炉冷却材の減圧液面より原子炉水位の指示値の信頼性が確保されるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル常置監視系と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電流が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※14 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・タンク圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることを確認する。
- ※15 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）により、原子炉水位が原子炉水位（レベル3）から原子炉水位（レベル2）に回復する。
- ※16 異常時に不安定な状態を維持するのを防止するための負荷調整を行う。
- ※17 残留熱除去系は、原子炉水位（レベル3）にて残留熱除去系（低圧注水）に切り替え、原子炉水位（レベル2）にて残留熱除去系（格納容器スプレッド冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが作動していない場合は手動作動させる。

低圧注水系機能喪失により、原子炉への注水が不可となる。

低圧注水機能喪失判断後、低圧代替注水系（可搬型）の起動準備を開始する。

原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル1）到達後、更に低下傾向であることを確認し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備操作を行う。

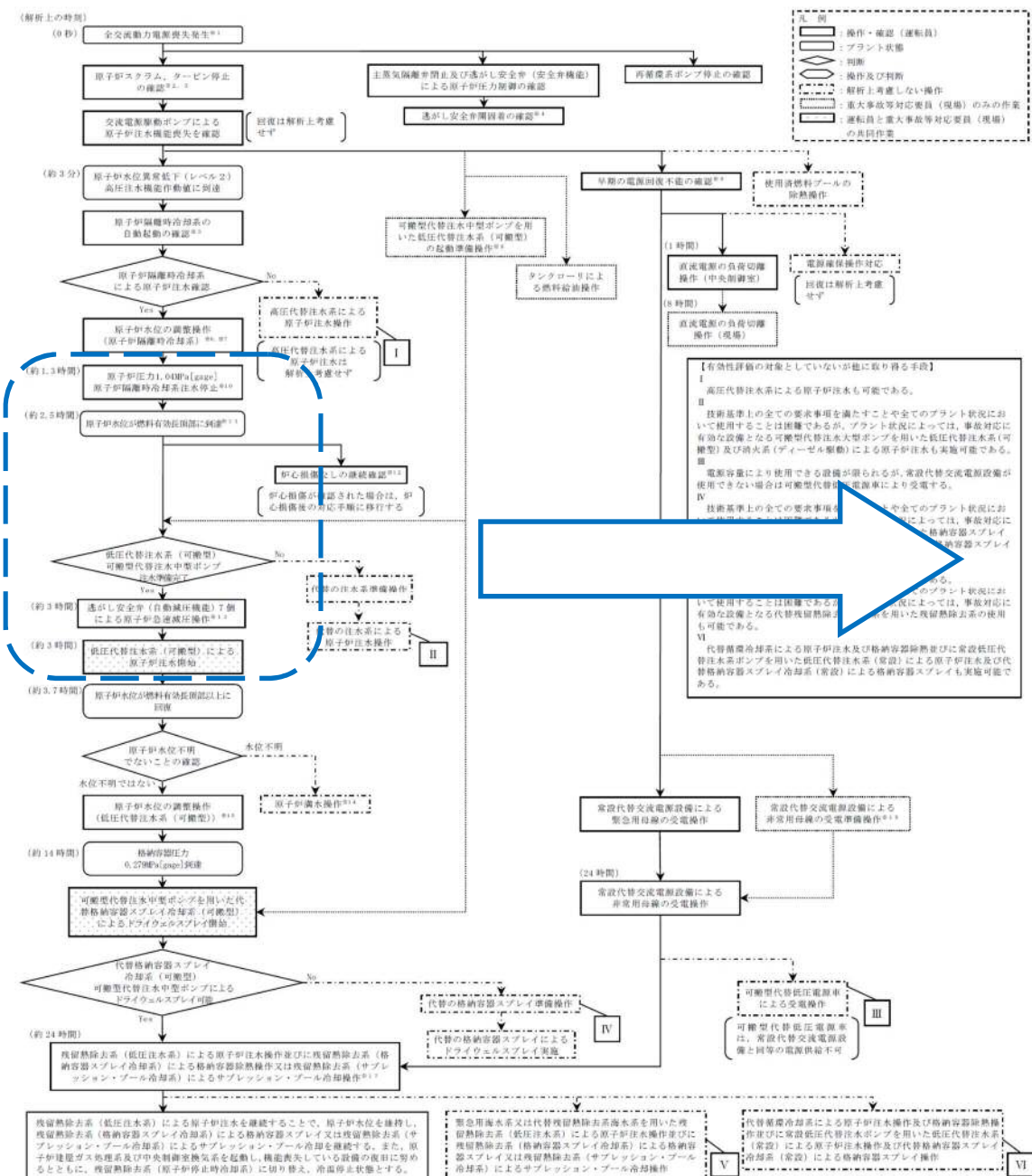
低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了していることを確認し、「急速減圧」へ移行する。

AM設備別操作手順書

重大事故等対応要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての炉内高圧系統（6.3kV）が稼働不能となった場合。
- ※2 重大事故等発生を補償連絡装置により確認した現場作業員は速座を実施する。
- ※3 原子炉システムは、中央制御室にて平均出力演算計等により確認する。なお、原子炉システムは、解析上、原子炉水位低下を継続する観点で原子炉水位（レベル3）信号によるものとする。
- ※4 主蒸気隔離弁の閉止時に原子炉圧力が逃がし安全弁の設定圧力以下まで低下することにより異常を検知する。逃がし安全弁の「開閉」は、原子炉圧力の低下及び逃がし安全弁異常警報の発生等により確認することができる。実際は、逃がし安全弁の開閉操作を実施して、「開閉」復帰を試みる。
- ※5 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ吐出圧力、系統流量等にて確認する。
- ※6 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器一次系は過熱するが、逃がし安全弁からの原子炉冷却材戻りにより、原子炉水位は回復し緩やかなものとなる。
- ※7 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位（レベル3）から原子炉水位高（レベル6）の間に維持する。
- ※8 全交流動力電源喪失に伴う低圧水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備（原子炉注水に必要な手動開閉操作等）を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※9 中央制御室からの遠隔操作により外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用自給の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※10 解析上、原子炉圧力1.0MPa(gage)にて原子炉隔離時冷却系機能喪失を想定する。
- ※11 原子炉水位が燃料有効長範囲以下となった場合は、格納容器監視監視等により格納容器内の水位・液面状態を確認する。
- ※12 炉心損傷は、以下により判断する。（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行）
・ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内のサブプレッション・チェンバ液面高のシマ液面高の10倍以上となった場合
・格納容器監視放射線モニタ（D/W）及び（S/C）による炉心損傷発生が確認できない場合は、原子炉圧力容器温度により判断する。
なお、格納容器監視放射線モニタ（D/W）及び（S/C）による炉心損傷発生が確認できない場合は、原子炉圧力容器温度により判断する。
- ※13 原子炉減圧時には原子炉水位制御機構内の原子炉冷却材の減圧準備により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
・ドライウェル蒸気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
・原子炉水位の計量電流が喪失した場合
・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長範囲以上であることが判断できない場合
- ※14 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を減圧し、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の原圧を確認することで、原子炉水位が燃料有効長範囲以上であることを確認する。
- ※15 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）により、原子炉水位を原子炉水位高（レベル6）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※16 復電時に不安な負荷が起動するのを防止するための負荷切離を含む。
- ※17 残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて残留熱除去系（低圧注水系）に切り替え、原子炉水位高（レベル8）にて残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

低圧代替注水系（可搬型）が準備完了していることを確認し、逃がし安全弁（自動減圧機能）7弁を手動開放し原子炉を減圧する。

原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉水位計正常を確認後、「水位回復」へ移行する。

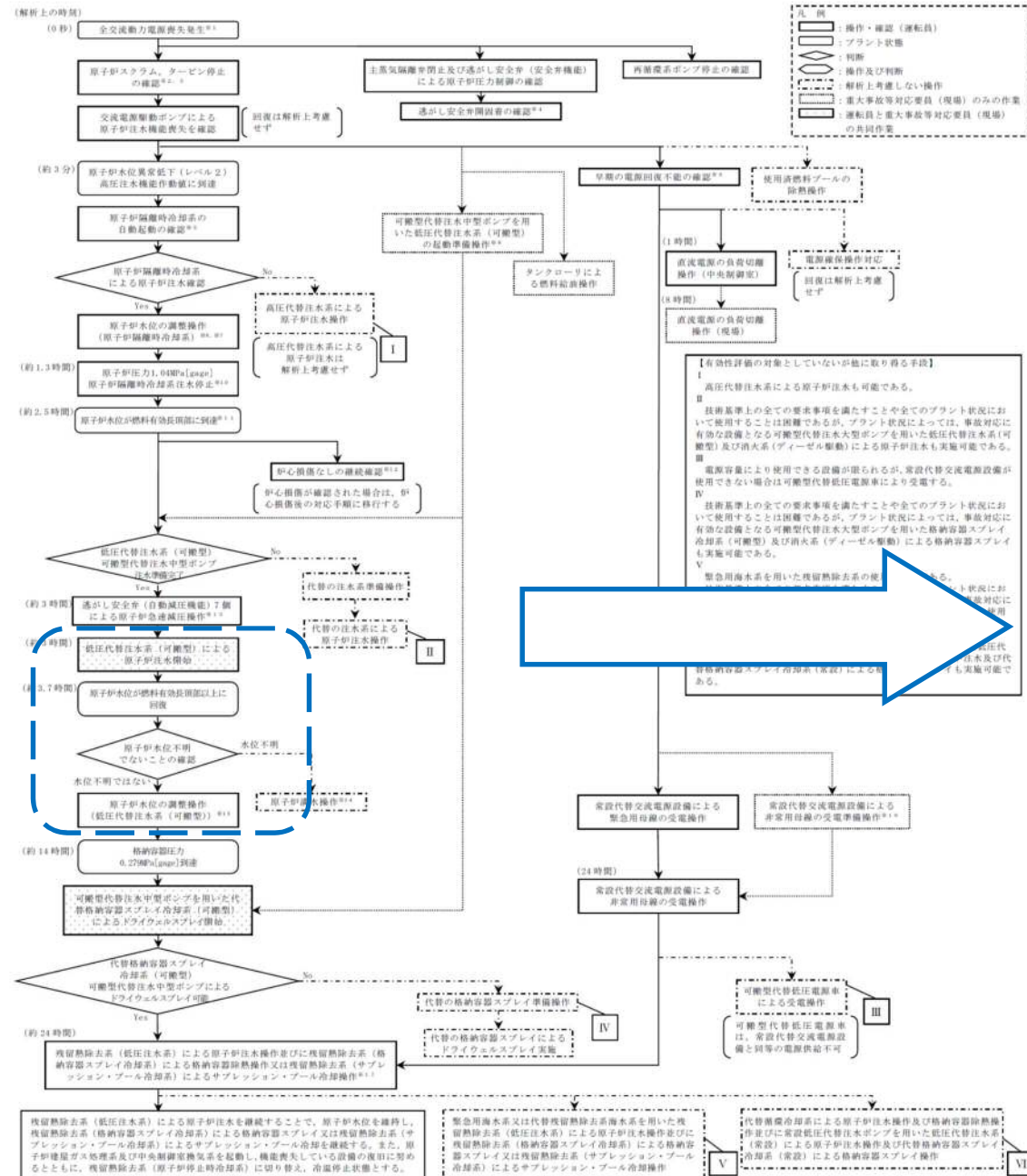
AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

原子炉減圧により、低圧代替注水系 (可搬型) による注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。
原子炉水位が燃料有効長頂部未満でないことを確認し、「水位確保」に移行する。

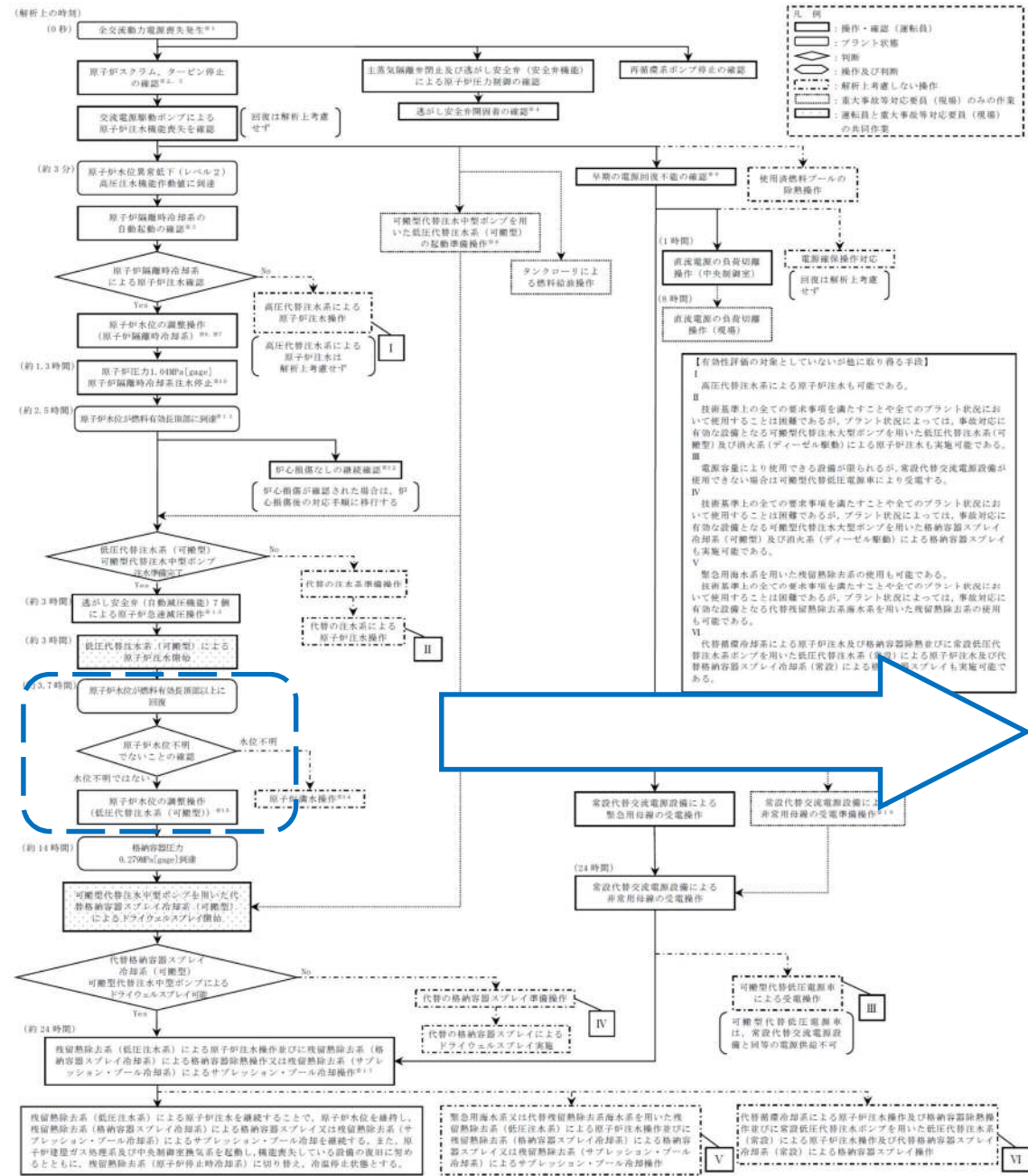
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



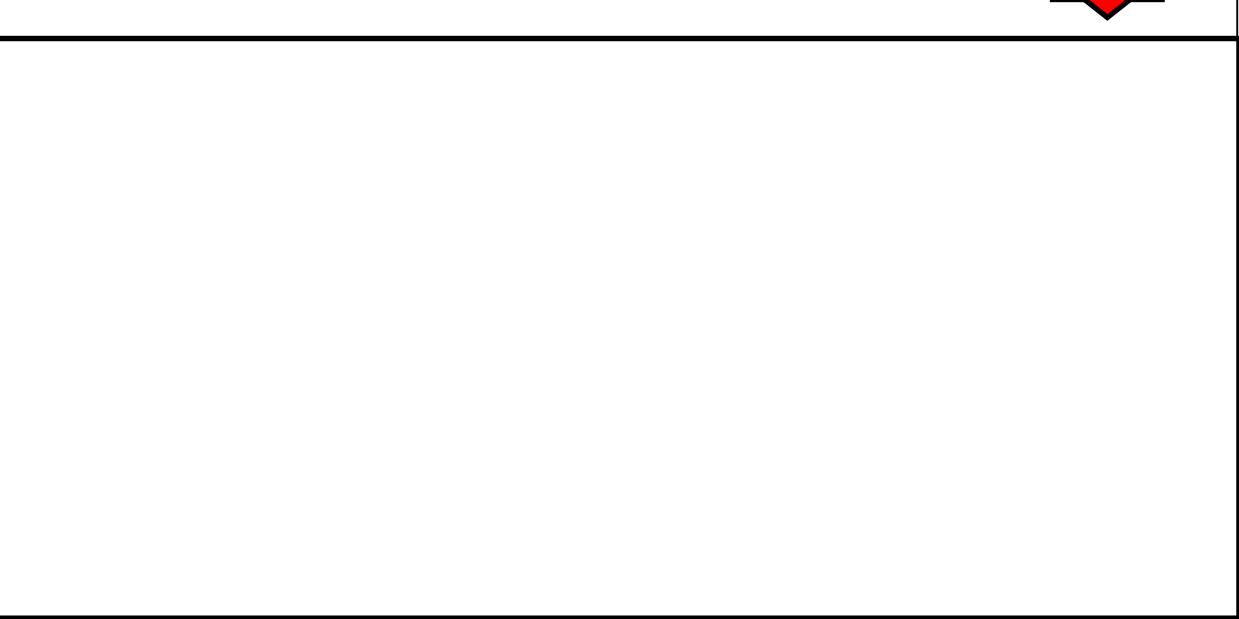
- ※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての炉内高圧系統（6.9kV）が使用不能となった場合。
- ※2 重大事故等発生を通報連絡設備により確認した現場作業員は津波を回避する。
- ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて早期出力制限が安全弁により確認する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を許しうる観点で原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。
- ※4 主要気漏検知の閉止時に原子炉圧力が過剰し安全弁の設定圧力以下で低下することにより異常を検知する。過剰し安全弁の「開閉」は、原子炉圧力の低下及び過剰し安全弁開放温度の検知等により確認することができる。実際は、過剰し安全弁の開閉操作を実施して、「開閉」復原を試みる。
- ※5 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転検出、ポンプ吐出圧力、系統流量等にて確認する。
- ※6 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力確認（取水は継続するが、過剰し安全弁からの原子炉冷却剤流出により原子炉水位の回復は緩やかなものとなる）。
- ※7 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※8 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水の準備（原子炉注水に必要な弁の手動開閉操作等）を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※9 中央制御室からの連絡操作により外部電源が電圧及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用母線の電圧回復ができない場合、早期の電圧回復不能と判断する。
- ※10 解析上、原子炉圧力1.0MPa(gage)にて原子炉隔離時冷却系機能喪失を想定する。
- ※11 原子炉水位が燃料有効長範囲以下となった場合は、格納容器雰囲気監視等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※12 炉心損傷は、以下により判断する。（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行）
 - ・ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内の炉心損傷率の設置基準率の10倍以上となった場合
 - ・なお、格納容器雰囲気監視モニタ（D/W）及び（S/C）による炉心損傷率の判断ができない場合は、原子炉圧力容器温度により判断する。
- ※13 原子炉減圧時には原子炉水位計配管内の原子炉冷却剤の減圧降下により原子炉水位の指示値が異なるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル監視気圧と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長範囲以上であることが判断できない場合
- ※14 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ内の圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料有効長範囲以上であることを確認する。
- ※15 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※16 復電時に必要な負荷が起動するための負荷切離しを含む。
- ※17 残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて残留熱除去系（低圧注水）に切り替え、原子炉水位高（レベル8）にて残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」



非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

低圧代替注水系（可搬型）により、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8）に維持可能であることを確認し、「スクラム」に移行する。
「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

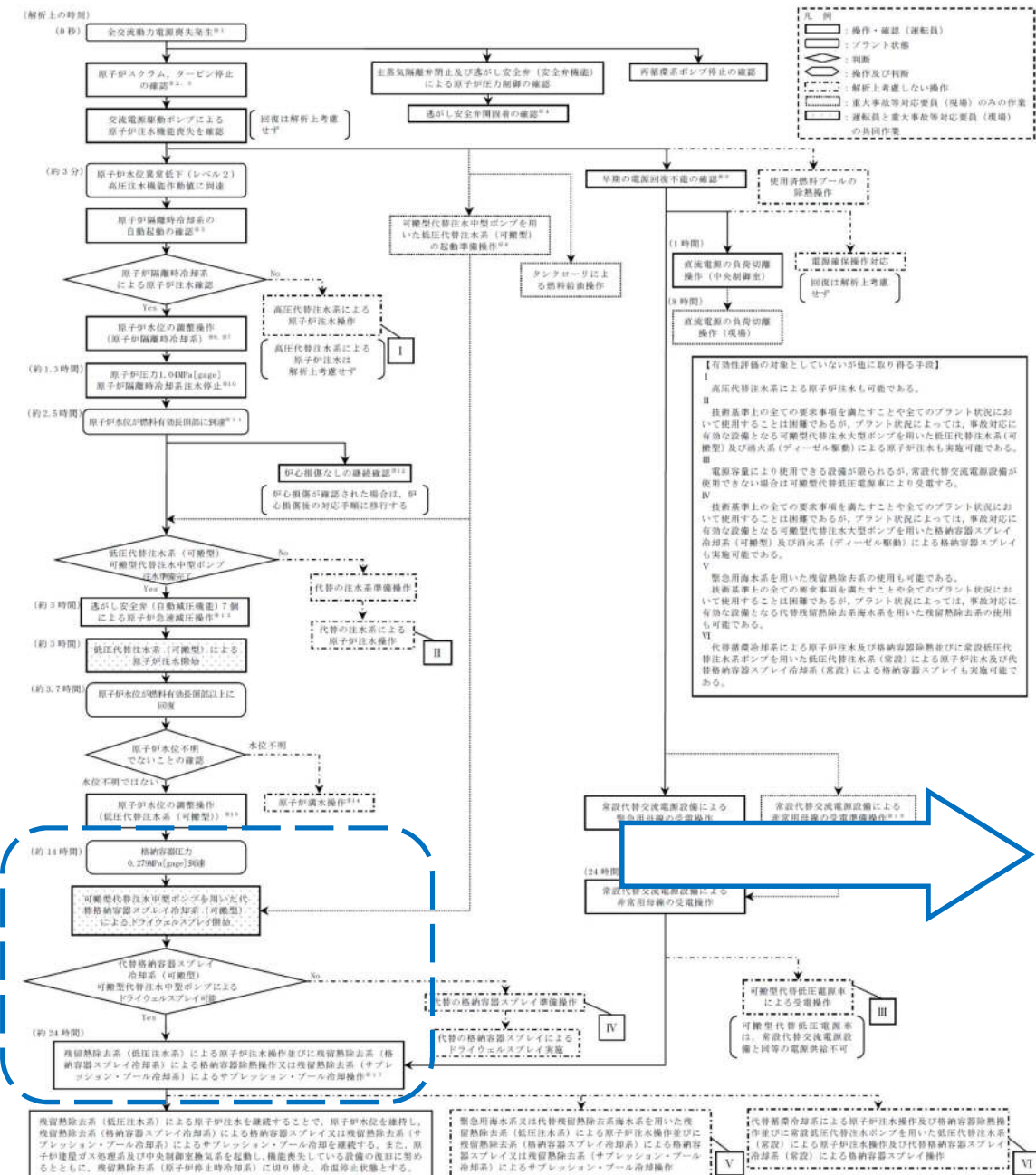
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



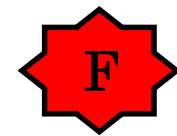
※1 外部電圧が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統 (6.9kV) が使用不能となった場合。
 ※2 重大事故等発生を通報設備により確認した現場対応員は設備を点検する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を緩和する観点で原子炉水位低 (レベル3) 信号によるものとする。
 ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。なお、原子炉水位低下を緩和する観点で原子炉水位低 (レベル3) 信号によるものとする。
 ※4 主蒸気隔離弁の閉止時に原子炉圧力が過剰し安全弁の設定圧力以下まで低下することにより異常を検知する。過剰し安全弁の「開閉」は、原子炉圧力の低下及び過剰し安全弁排気管温度の推移等により確認することができる。
 ※5 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ吐出圧力、系統流量等にて確認する。
 ※6 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力調整は注水は継続するが、過剰し安全弁からの原子炉冷却材流出により原子炉水位の回復は緩やかなものとなる。
 ※7 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間に維持する。
 ※8 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水の準備 (原子炉注水に必要な手順開操作等) を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) 及び代替格納容器スプレィ冷却系 (可搬型) には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
 ※9 中央制御室からの遠隔操作により外部電圧受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用母線との電圧回復できない場合、早期の電圧回復不能と判断する。
 ※10 解析上、原子炉圧力1.94MPa[gage]にて原子炉隔離時冷却系機能喪失を想定する。
 ※11 原子炉水位が燃料有効長範囲以下となった場合は、格納容器滞留気体発生等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
 ※12 原子炉水位が低下し、以下のいずれかに該当する場合は、原子炉水位の回復を優先して対応する。
 ・ドライウエル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線量率が設計基準事故時のガンマ線量率の10倍以上となった場合
 ・格納容器滞留気体放射線モニタ (D/W) 及び (S/C) による炉心損傷発生の判断ができない場合は、原子炉圧力容器温度により判断する。
 ※13 原子炉隔離時には原子炉水位計監視範囲内の原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 ・ドライウエル滞留気体温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 ・原子炉水位の計装電圧が喪失した場合
 ・原子炉水位の計装電圧が喪失した場合
 ※14 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ内の圧差を確認することで、原子炉水位が燃料有効長範囲以上であることを確認する。
 ※15 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間に維持する。
 ※16 復元時に不要な負荷が起動することを防止するための負荷切離しを含む。
 ※17 残留熱除去系は、原子炉水位低 (レベル3) にて残留熱除去系 (低圧注水系) に切り替え、原子炉水位高 (レベル8) にて残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却系) 又は残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) に切り替える。

事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

格納容器冷却機能がないため、原子炉格納容器の圧力が上昇する。
 ドライウエル圧力が 13.7kPa [gage]以上であることを確認し「PCV圧力制御」に移行する。
 サプレッション・チェンバ圧力の監視を行う。サブプレッション・チェンバ圧力が 279kPa [gage]以上となったことを確認し、代替格納容器スプレィ冷却系 (可搬型) により格納容器スプレィを行う。
 非常用母線復旧以降、原子炉水位低 (レベル3) まで低下したら、残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水を再開し、原子炉水位高 (レベル8) まで上昇したら、残留熱除去系による格納容器除熱を再開することを繰り返す。

AM設備別操作手順書

AM⑤ 格納容器冷却

重大事故等対策要領

1.4 崩壊熱除去機能喪失

1.4.1 取水機能が喪失した場合

特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、炉心冷却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が逃がし安全弁により格納容器に放出され、格納容器圧力が上昇することから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷より先に格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

基本的な考え方

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ、常設代替交流電源設備による給電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了した後に、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系（常設）及び緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。

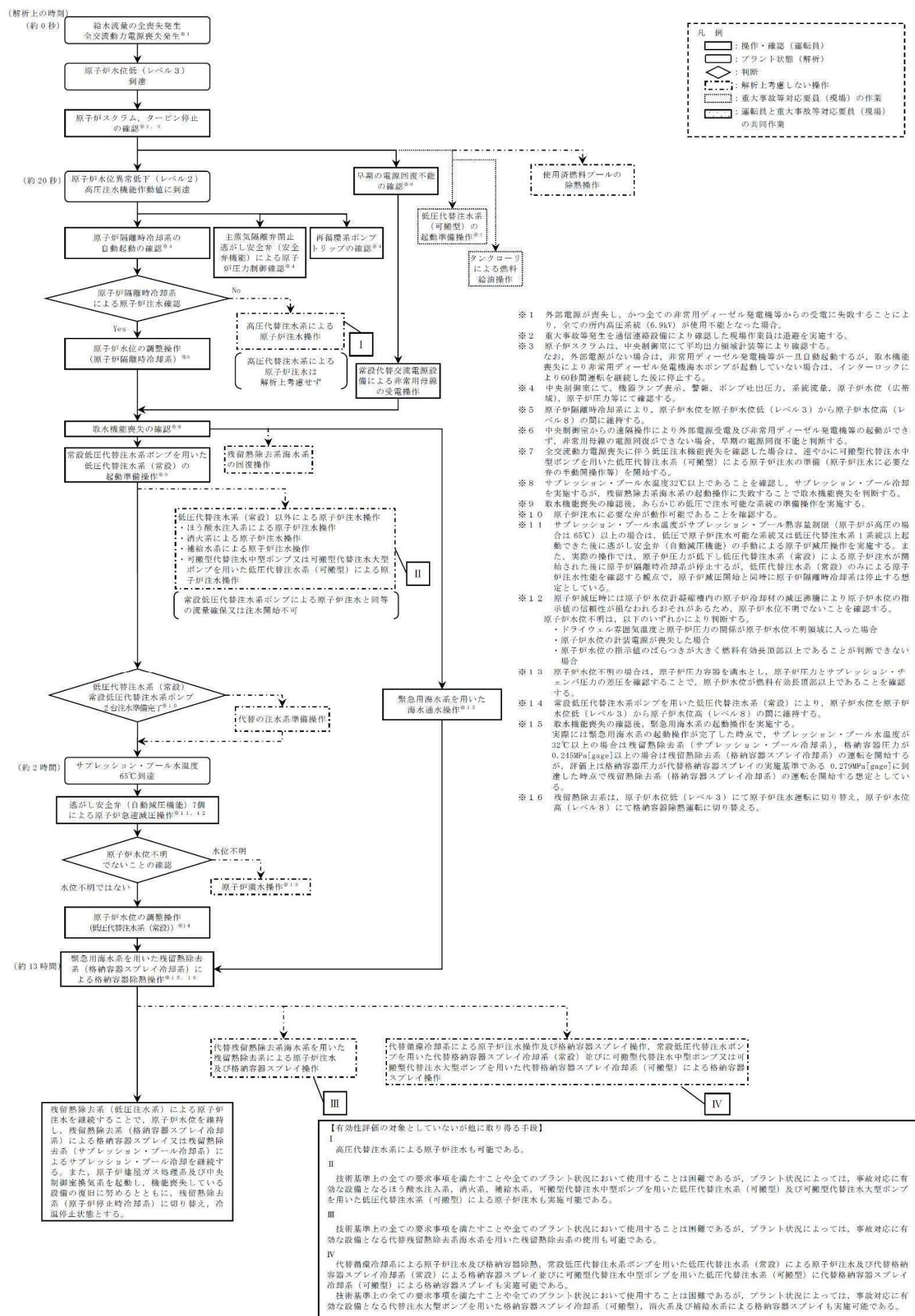
対応手順概要

- 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 取水機能喪失の確認
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
- 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱
- 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

事故条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|---------------|-----------|---|
| 起因事象 | 給水流量の全喪失 | 原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定 |
| 安全機能の喪失に対する仮定 | 崩壊熱除去機能喪失 | 取水機能の喪失により崩壊熱除去機能喪失が喪失するものとして設定 |
| 外部電源 | 外部電源なし | 評価上、非常用ディーゼル発電機等の取水機能喪失を想定することから、外部電源なしの場合には全交流動力電源喪失となり、要員、資源等の観点で厳しい条件となる |

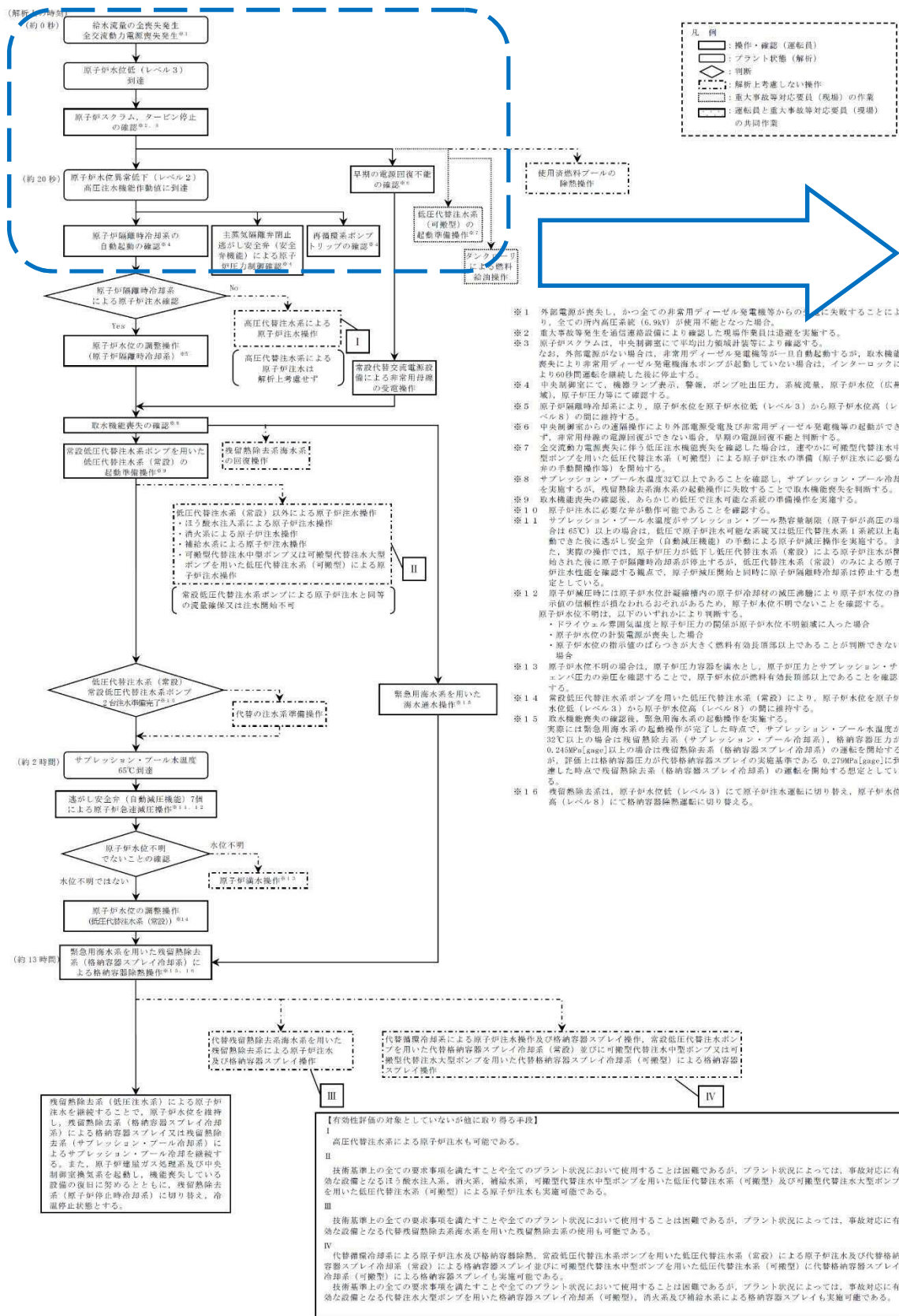
解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書 全体対応フロー

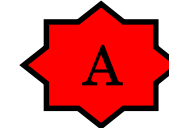
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

「給水流量全喪失」事象発生
原子炉水位低（レベル3）信号により原子炉がスクラムする。そのため、「スクラム」にて対応する。

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。

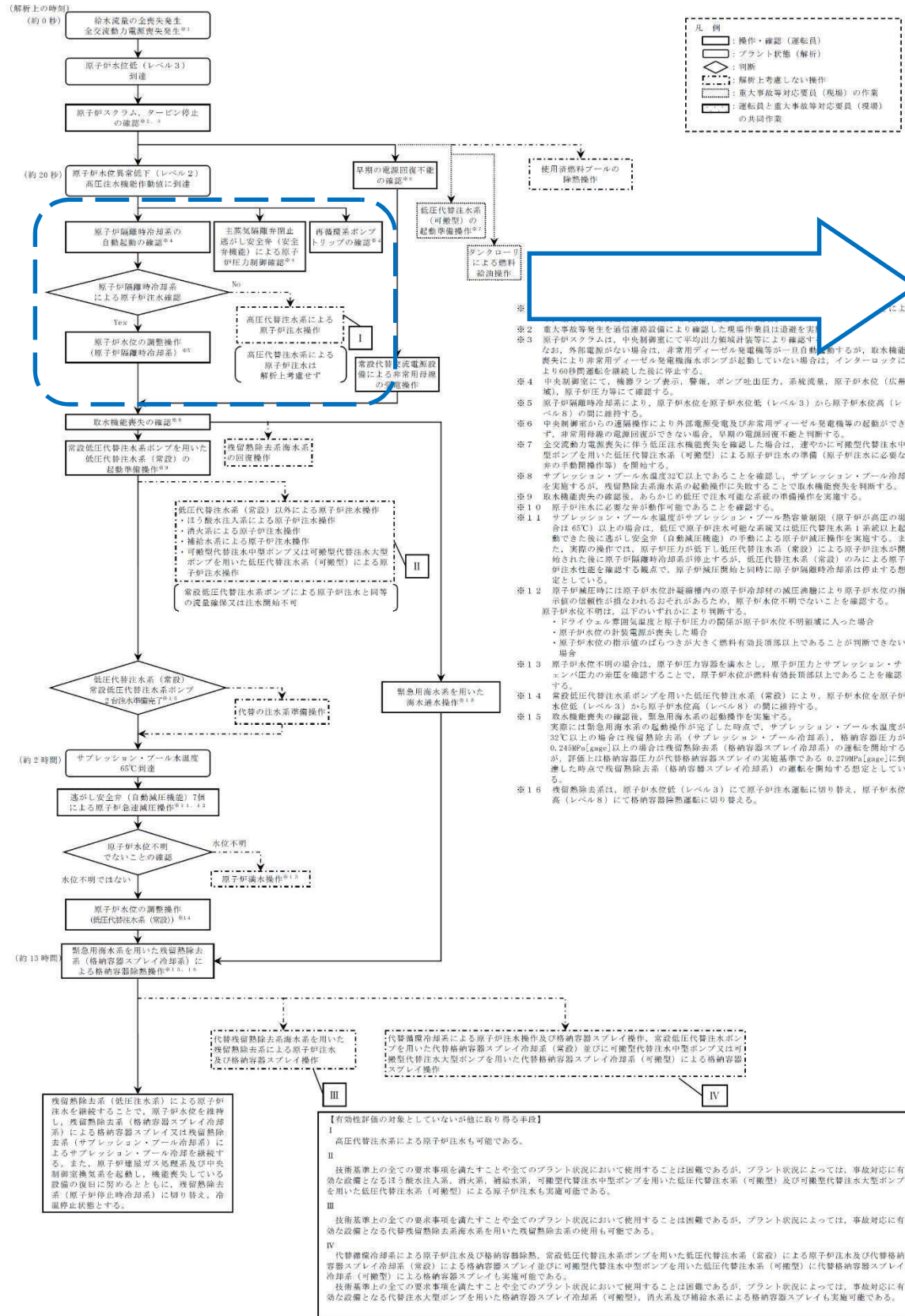
全給水喪失により原子炉スクラム後も原子炉水位は低下し、原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8）に維持不可能のため、「水位確保」へ移行する。

AM設備別操作手順書

重大事故等対策要領

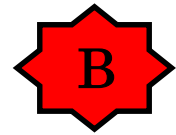
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

原子炉水位異常低下（レベル2）にて原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉隔離時冷却系により注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。

プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。

原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8）に維持可能であることを確認し、「スクラム」に移行する。

「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

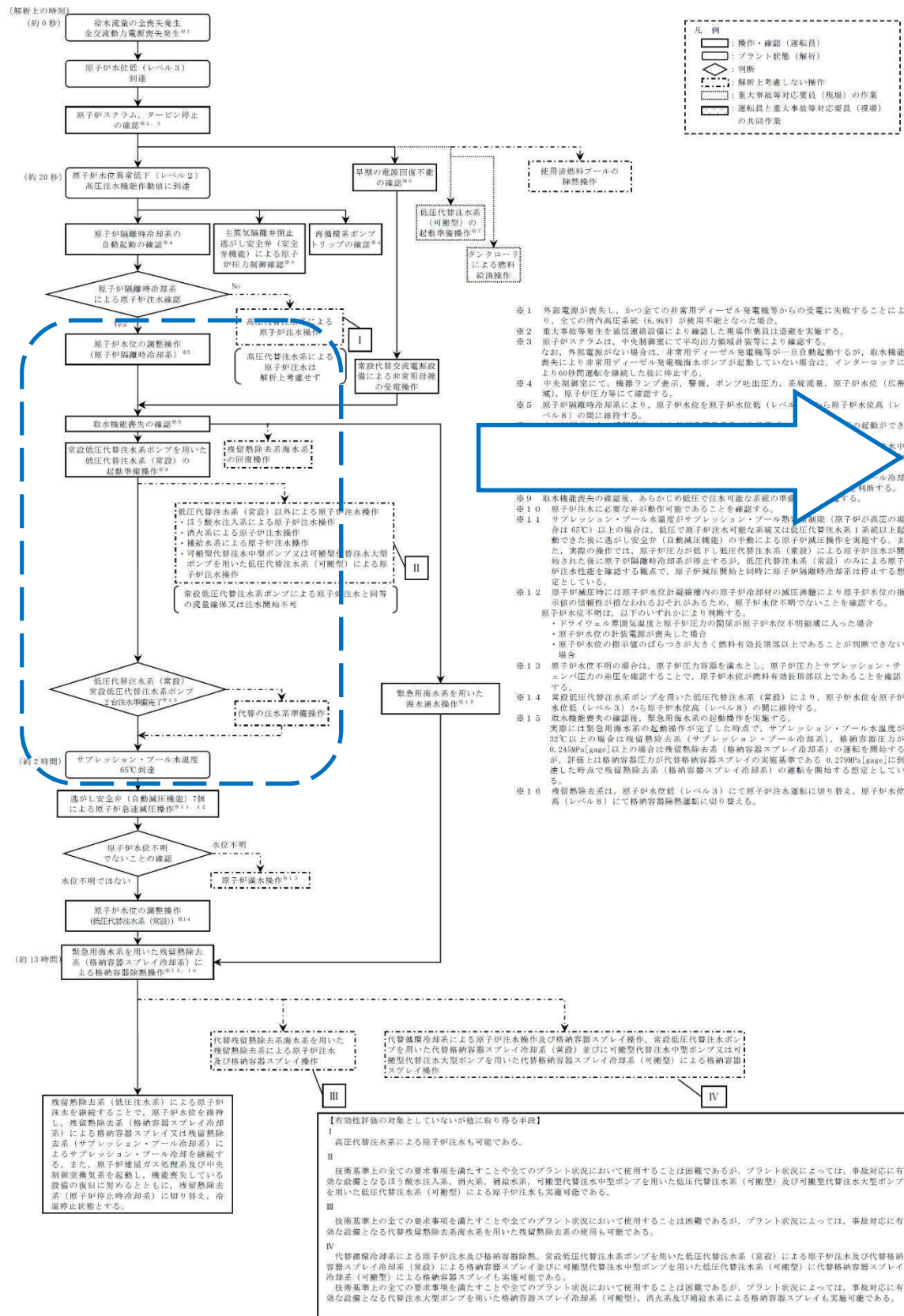
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



重大事故等対策要領

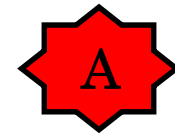
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

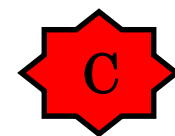


非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「S/P温度制御」



操作補足事項

取水機能喪失により、残留熱除去系の崩壊熱除去機能も喪失していることから、逃がし安全弁の排気及び原子炉隔離時冷却系の排気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。
サブプレッション・プール水温度が32℃以上であることを確認し、「S/P温度制御」に移行する。
サブプレッション・プール水温度を継続監視し、サブプレッション・プール水熱容量制限図の運転禁止領域に入ったことを確認した場合は、「急速減圧」へ移行する。

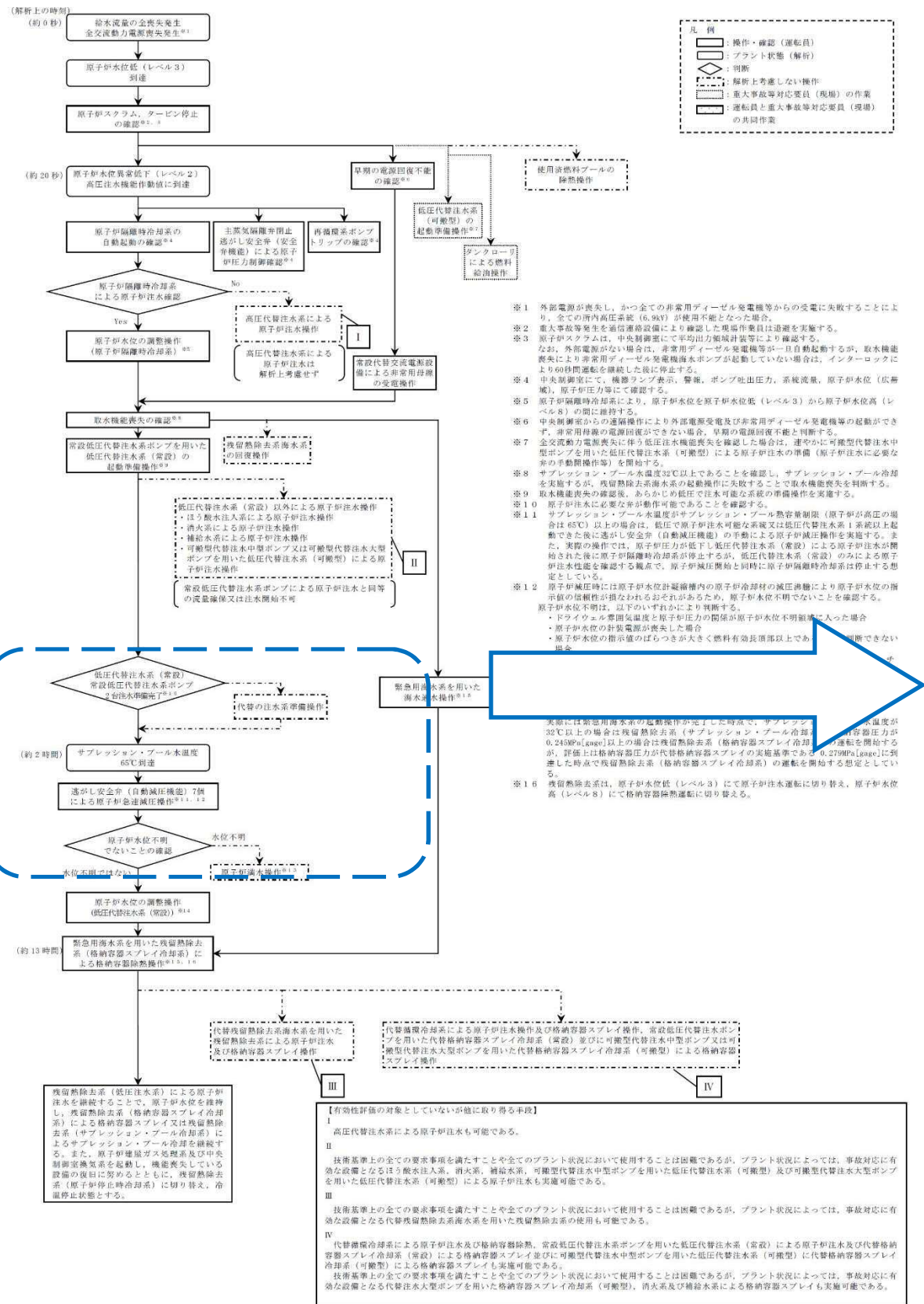
AM設備別操作手順書

AM⑩ 除熱

重大事故等対策要領

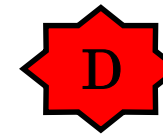
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

低圧代替注水系（常設）を起動後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7弁を手動開放し原子炉を減圧する。

原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉減圧に伴い、低圧代替注水系（常設）による注水が開始されることを確認する。

原子炉水位計正常を確認後、「S/P温度制御」へ移行する。

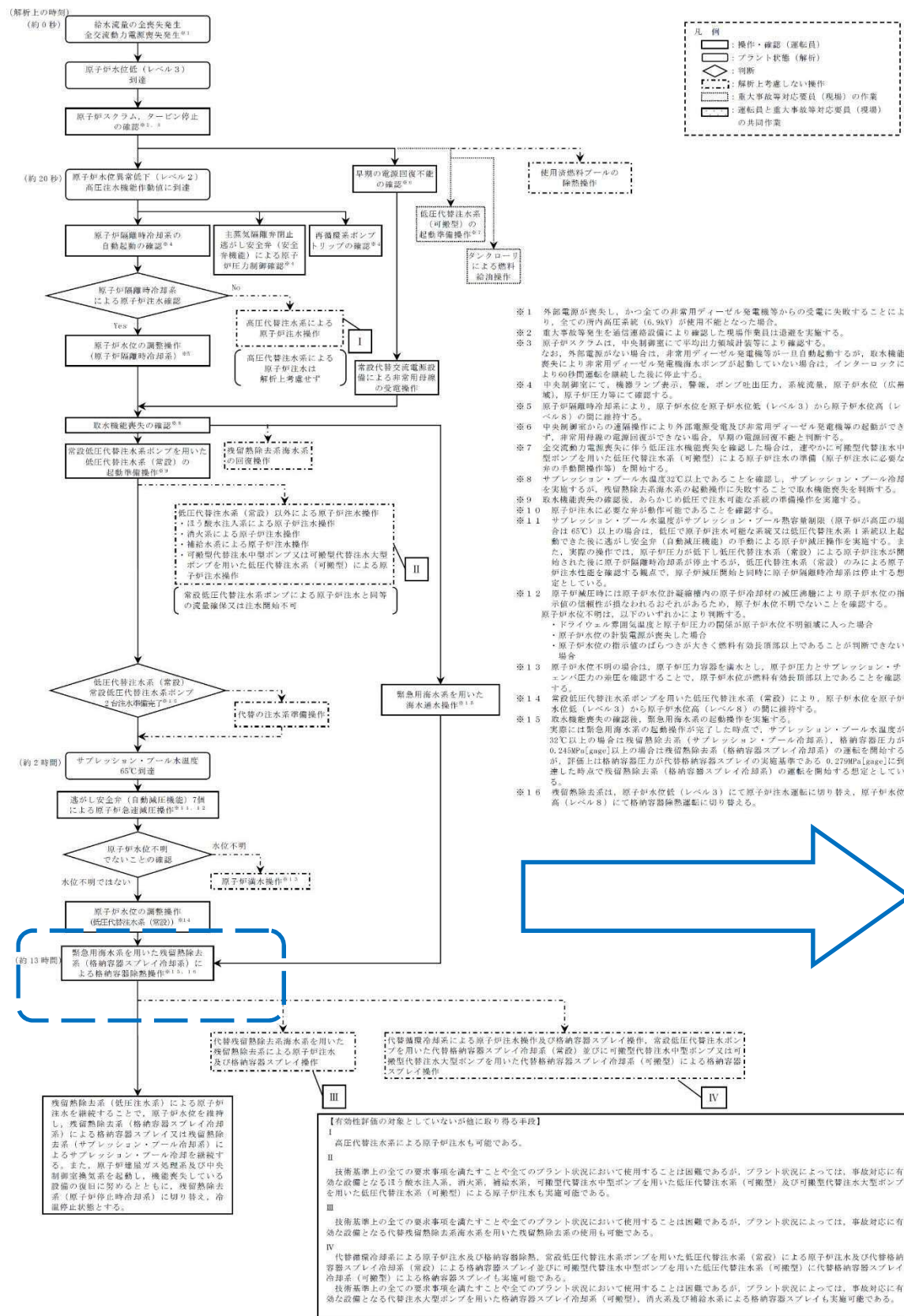
AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧

重大事故等対策要領

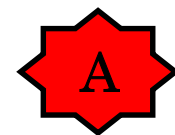
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



- 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの発電に失敗することにより、全ての炉内圧系系統 (RSG) が使用不能となった場合。
- 重大事故等発生を通信装置設備により確認した現場作業員は速報を実施する。
- 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。なお、外部電源がない場合は、非常用ディーゼル発電機等が一旦自動起動するが、取水機能喪失により非常用ディーゼル発電機海水ポンプが起動しない場合は、インターロックにより自動運転を継続した後に停止する。
- 中央制御室にて、機動ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位 (吹掃機)、原子炉圧力等にて確認する。
- 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間に維持する。
- 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- 全交流動力電圧喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水の準備 (原子炉注水に必要なポンプの自動運転を開始) を開始する。
- サブプレッション・プール水温が32℃以上であることを確認し、サブプレッション・プール冷却を実施するが、残留熱除去系海水系の起動操作に失敗することで取水機能喪失を判断する。
- 取水機能喪失の確認後、あらかじめ低圧で注水可能な系統の準備操作を実施する。
- 原子炉注水に必要なポンプが動作可能であることを確認する。
- サブプレッション・プール水温がサブプレッション・プール熱容量制限 (原子炉が高圧の場合は65℃) 以上の場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上を起動させた後に逃がし安全弁 (自動減圧機能) の手動による原子炉減圧操作を実施する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低下し低圧代替注水 (常設) による原子炉注水を開始した後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、低圧代替注水 (常設) のみによる原子炉注水性能を確認する観点で、原子炉減圧後同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
- 原子炉減圧時には原子炉水位計監視室内の原子炉冷却材の減圧過熱により原子炉水位の瞬時的な変動が認められるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル監視電圧と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計量電圧が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長領域以上であることを判断できない場合
- 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の前圧を確認することで、原子炉水位が燃料有効長領域以上であることを確認する。
- 常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水 (常設) により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間に維持する。
- 取水機能喪失の確認後、緊急用海水系を用いた格納容器冷却系 (常設) による格納容器冷却を開始する。実際には緊急用海水系の起動操作が完了した時点で、サブプレッション・プール水温が32℃以上の場合は残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系)、格納容器圧力が0.243MPa [gage] 以上の場合は残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) の運転を開始するが、評価は格納容器圧力が代替格納容器スプレイの実施基準である0.279MPa [gage] に到達した時点で残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) の運転を開始する想定としている。
- 残留熱除去系は、原子炉水位低 (レベル3) にて原子炉注水運転に切り替え、原子炉水位高 (レベル8) にて格納容器冷却運転に切り替える。

操作補足事項

取水機能喪失により、残留熱除去系の崩壊熱除去機能も喪失していることから、逃がし安全弁の排気及び原子炉隔離時冷却系の排気により、格納容器圧力が上昇する。

ドライウェル圧力が13.7kPa [gage]以上であることを確認し、「PCV圧力制御」に移行する。

サブプレッション・チェンバ圧力の監視を行い、サブプレッション・チェンバ圧力が279kPa [gage]以上となったことを確認し、緊急用海水系を使用した残留熱除去系による格納容器スプレイ又はサブプレッション・プール冷却を行う。

以降、原子炉水位低 (レベル3) まで低下したら、残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水を再開し、原子炉水位高 (レベル8) まで上昇したら、格納容器冷却操作を再開することを繰り返す。

AM設備別操作手順書

- AM⑤ 原子炉格納容器冷却
- AM⑫ 冷却水確保

重大事故等対策要領

1.4 崩壊熱除去機能喪失

1.4.2 残留熱除去系が故障した場合

特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が逃がし安全弁により格納容器に放出され、格納容器圧力が上昇することから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷より先に格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

基本的な考え方

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱を実施する。

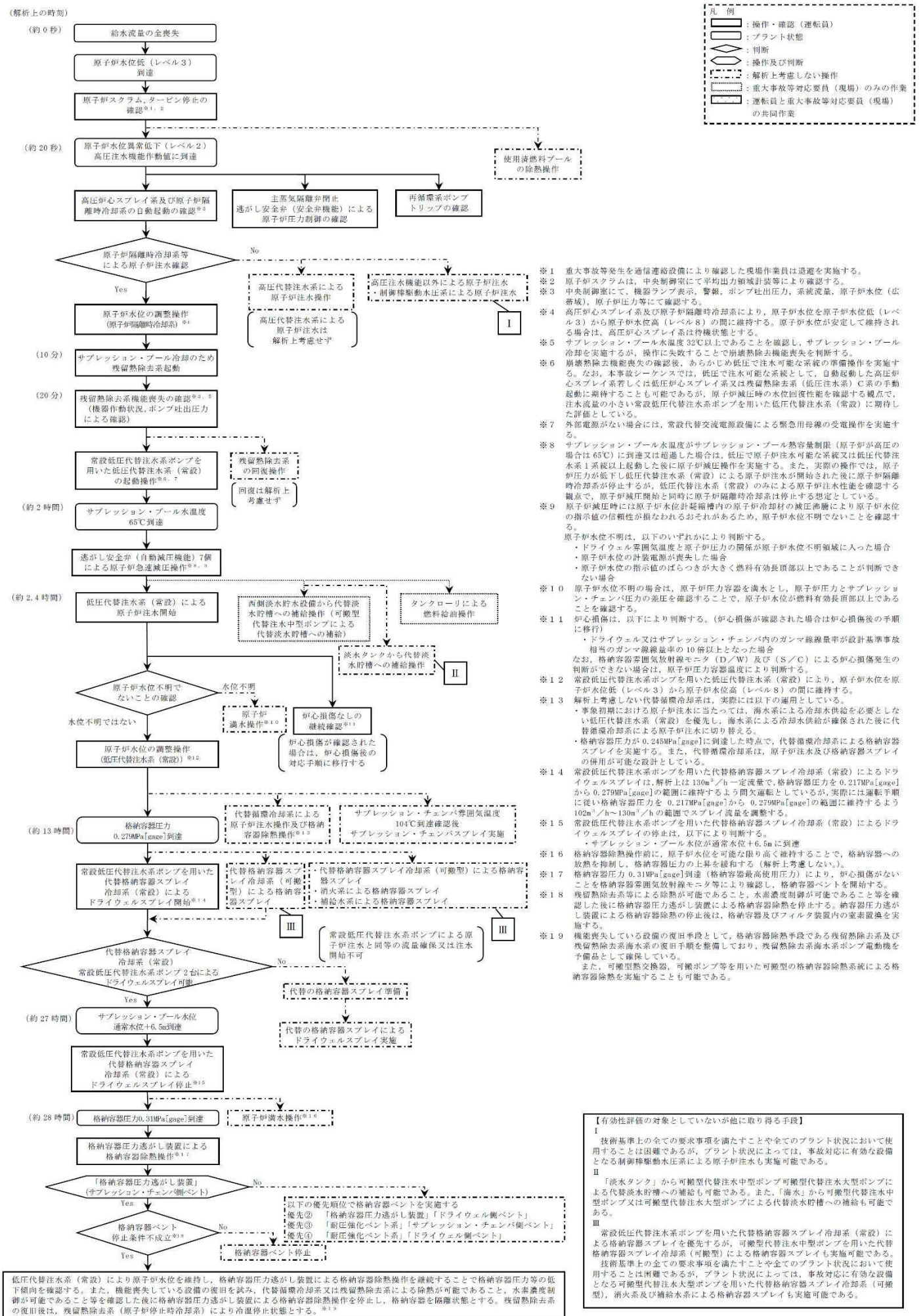
対応手順概要

- 原子炉スクラム確認
- 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水
- 残留熱除去系機能喪失確認
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
- 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却
- 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱

事故条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|---------------|-----------|---|
| 起回事象 | 給水流量の全喪失 | 原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定 |
| 安全機能の喪失に対する仮定 | 崩壊熱除去機能喪失 | 残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能喪失が喪失すると設定 |
| 外部電源 | 外部電源あり | 外部電源がある場合、事象発生と同時に再循環系ポンプがトリップしないことにより、原子炉水位低（レベル3）による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が早いため、炉心冷却上厳しくなる |

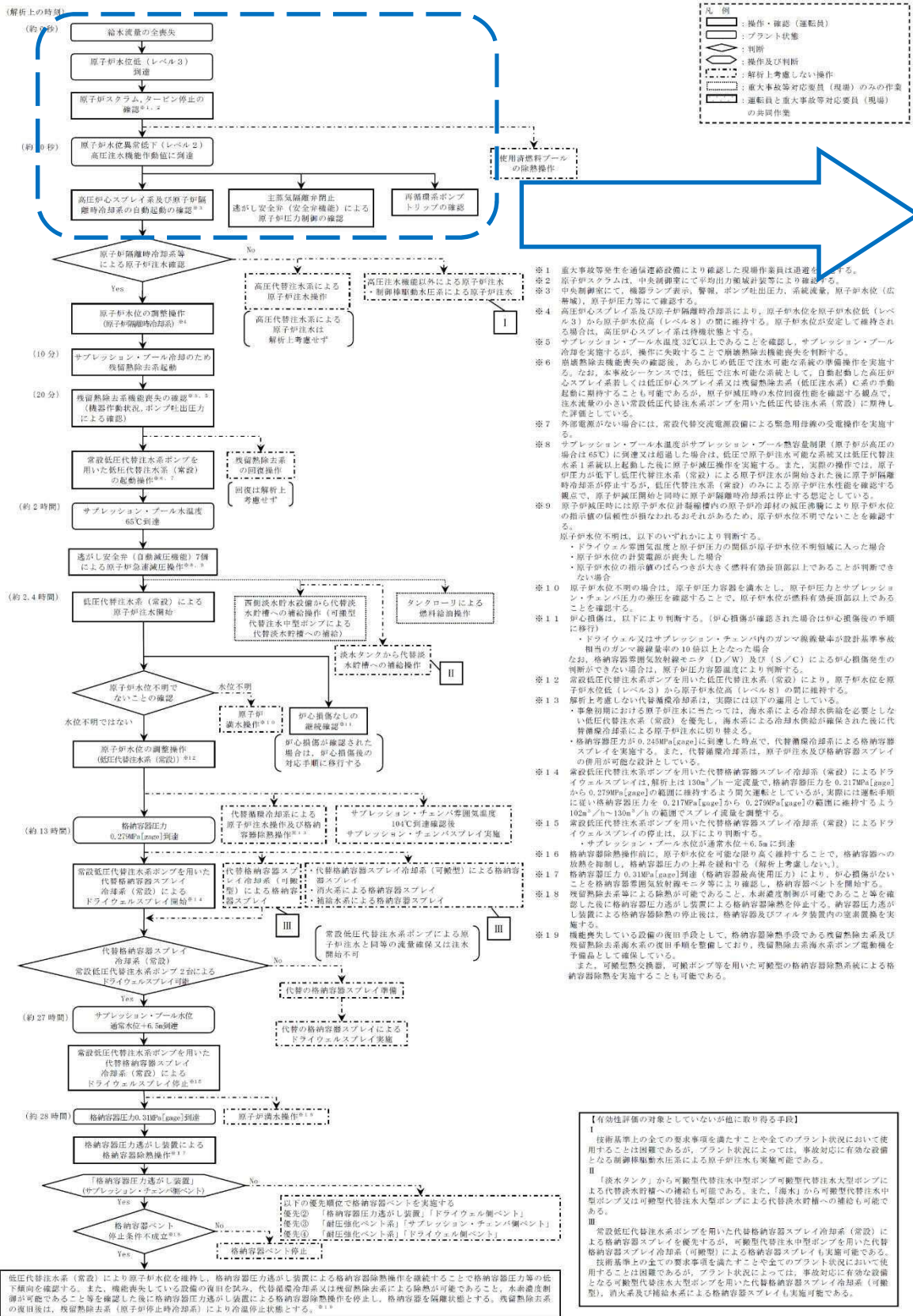
解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書II (徴候ベース) 「EOP」
原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

「給水流量全喪失」事象発生
原子炉水位低 (レベル3) 信号により原子炉がスクラムする。そのため、「スクラム」にて対応する。

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。

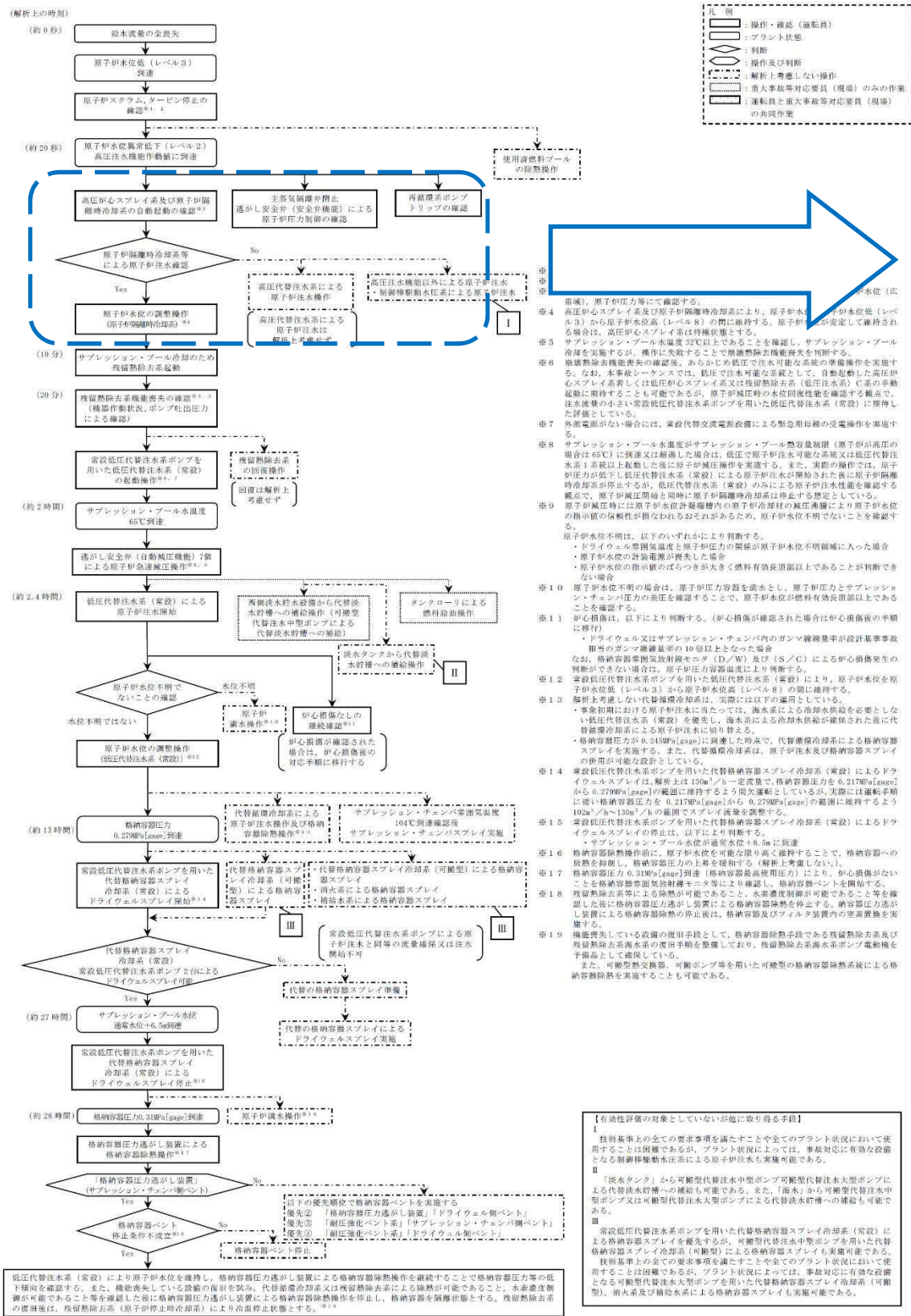
全給水喪失により原子炉スクラム後も原子炉水位は低下し、原子炉水位低 (レベル3) ~ 原子炉水位高 (レベル8) に維持できないため、「水位確保」へ移行する。

AM設備別操作手順書

重大事故等対策要領

詳細手順説明

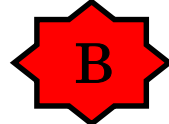
解析上の対応手順の概要フロー



| | |
|---|--------------------------|
| ○ | 操作・確認 (運転員) |
| □ | プラント状態 |
| ◇ | 判断 |
| △ | 操作及び判断 |
| ● | 操作に考慮しない操作 |
| ■ | 重大事故等対策要員 (現場) のみの作業 |
| ▲ | 運転員と重大事故等対策要員 (現場) の共同作業 |

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



原子炉水位異常低下 (レベル 2) にて原子隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動し、注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。

プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。

原子炉水位回復後、原子炉隔離時冷却系により原子炉水位が維持可能な場合は、高圧炉心スプレイ系を停止する。

原子炉水位を原子炉水位低 (レベル 3) ~ 原子炉水位高 (レベル 8) に維持可能であることを確認し、「スクラム」に移行する。

「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



原子炉水位異常低下 (レベル 2) にて原子隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動し、注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。

プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。

原子炉水位回復後、原子炉隔離時冷却系により原子炉水位が維持可能な場合は、高圧炉心スプレイ系を停止する。

原子炉水位を原子炉水位低 (レベル 3) ~ 原子炉水位高 (レベル 8) に維持可能であることを確認し、「スクラム」に移行する。

「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

操作補足事項

原子炉水位異常低下 (レベル 2) にて原子隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動し、注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。

プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。

原子炉水位回復後、原子炉隔離時冷却系により原子炉水位が維持可能な場合は、高圧炉心スプレイ系を停止する。

原子炉水位を原子炉水位低 (レベル 3) ~ 原子炉水位高 (レベル 8) に維持可能であることを確認し、「スクラム」に移行する。

「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

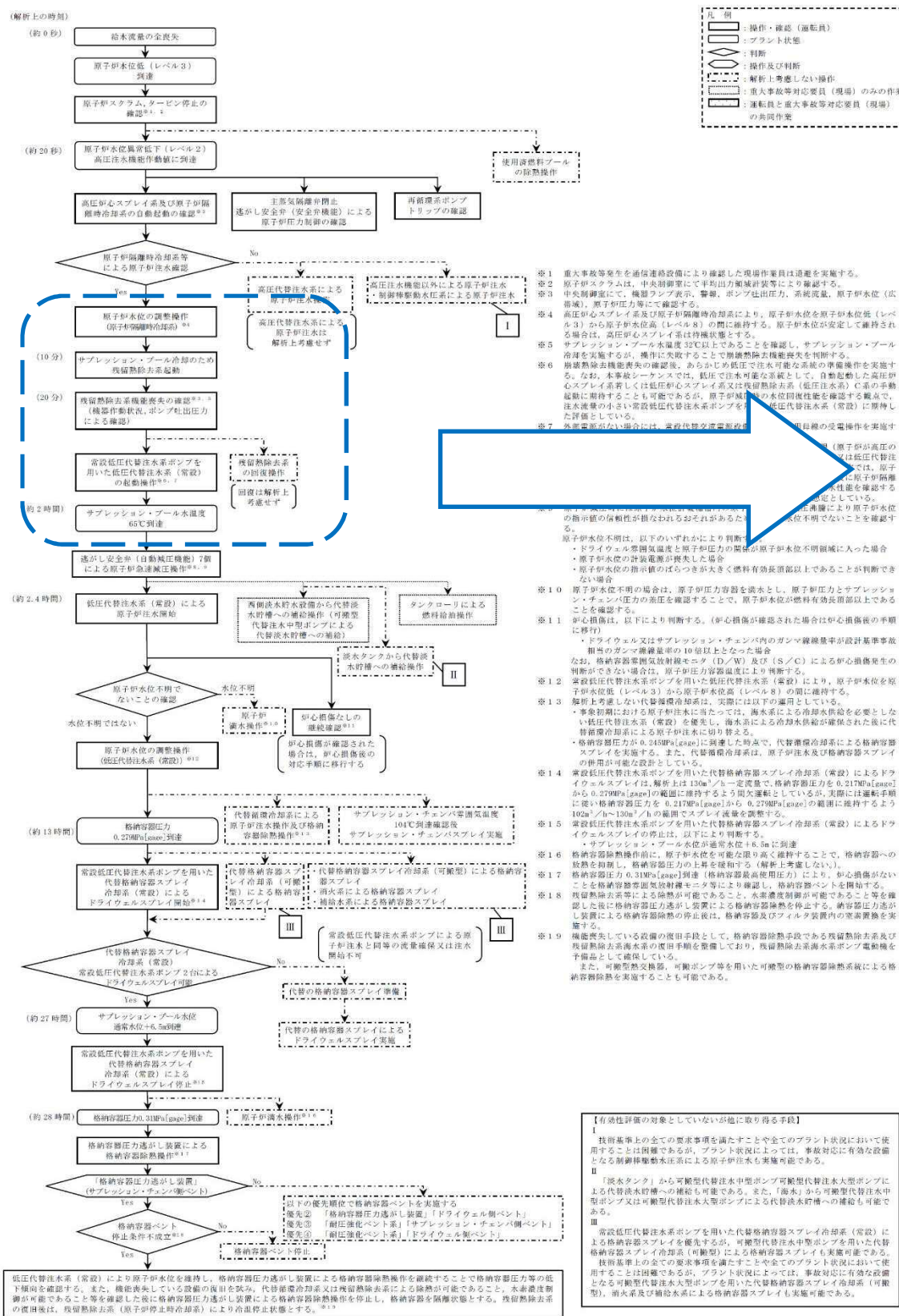
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

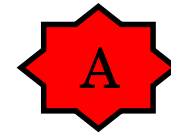
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

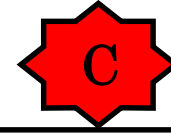


非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「S/P温度制御」



操作補足事項

残留熱除去系の機能喪失により、崩壊熱除去機能も喪失していることから、逃がし安全弁の排気及び原子炉隔離時冷却系の排気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。

サブプレッション・プール水温度が 32℃以上であることを確認し、「S/P温度制御」に移行する。

サブプレッション・プール水温度を継続監視し、サブプレッション・プール水熱容量制限図の運転禁止領域に入ったことを確認した場合は、「急速減圧」へ移行する。

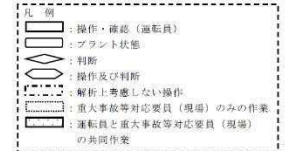
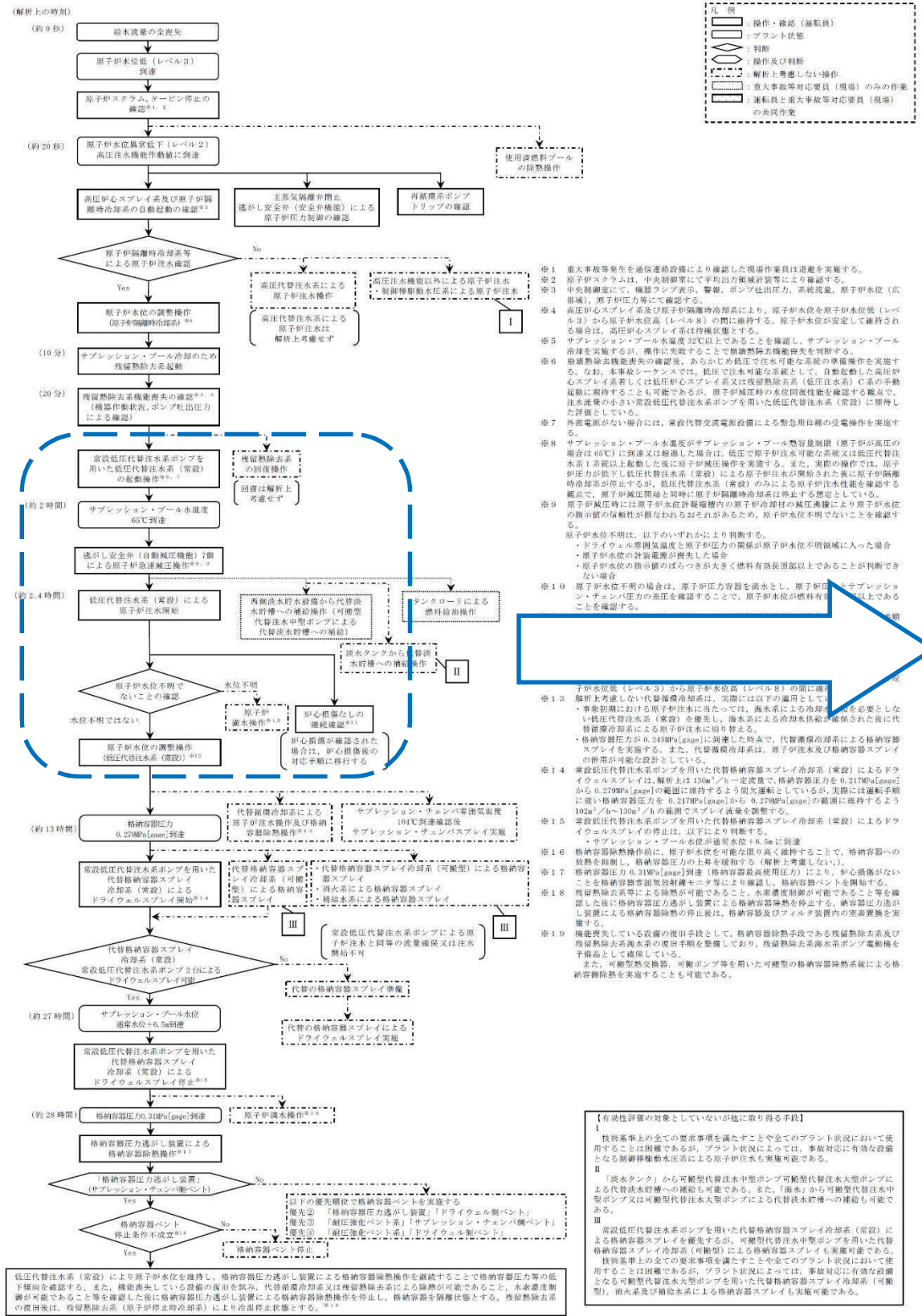
AM設備別操作手順書

AM⑩ 除熱

重大事故等対策要領

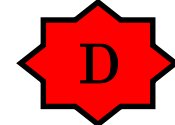
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」



- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は迅速を実施する。
- ※2 原子炉システムは、中央制御室にて平均出力制限装置等により確認する。
- ※3 中央制御室にて、機能ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位 (広域監視)、原子炉圧力等にて確認する。
- ※4 高圧中心スプレースレイ系及び原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間に維持する。原子炉水位が安定して維持される場合は、高圧中心スプレースレイ系は待機となる。
- ※5 サブプレッション・プール水温度 32℃以上であることを確認し、サブプレッション・プール冷却を実施するが、操作に失敗することで排熱除去機能喪失を判断する。
- ※6 排熱除去機能喪失の確認後、あらかじめ低圧で注水可能な系統の準備操作を実施する。なお、本事故シナリオでは、低圧で注水可能な系統として、自動起動した高圧中心スプレースレイ系若しくは低圧中心スプレースレイ系又は復旧排熱除去系 (低圧注水) C系の手動起動に期待することも可能であるが、原子炉減圧時の水位回復性能を確認する観点で、注水量の小さい常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水 (常設) に期待した手順としている。
- ※7 外置電圧がない場合は、常設代替交流電源装置による緊急用自給の受電操作を実施する。
- ※8 サブプレッション・プール水温度がサブプレッション・プール熱容量制限 (原子炉高圧の発熱は60℃) に到達した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水ポンプ系統以上起動した後に原子炉減圧操作を実施する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低下し低圧代替注水 (常設) による原子炉注水が開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、低圧代替注水 (常設) のみによる原子炉注水性能を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
- ※9 原子炉減圧時には原子炉水位計監視管内の原子炉冷却材の減圧凍結により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。
原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
・ドライウエル空間気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
・原子炉水位の計測電圧が喪失した場合
・原子炉水位の指示値のばらつきが大きくなり燃料有効長領域以上であることが判断できない場合
- ※10 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力警報を発生とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバール圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料有効長領域以上であることを確認する。
- ※13 原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間に維持し、原子炉水位が安定しない場合は、緊急時には原子炉注水に当たっては、海水系による冷却水供給を必要としない低圧代替注水 (常設) を優先し、海水系による冷却水供給が確保された後に代替注水ポンプによる原子炉注水を開始する。また、代替注水ポンプによる格納容器スプレースレイ系は、原子炉水位がレベル3に到達した時点で、代替注水ポンプによる格納容器スプレースレイの起動が可能である。
- ※14 常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレースレイ冷却系 (常設) によるドライウエルスプレースレイは、格納容器圧力が 130kPa (一定圧) で格納容器圧力が 0.27MPa[gage] から 0.279MPa[gage] の範囲に維持するよう負欠運転しているが、実際には運転手順に依り格納容器圧力が 0.217MPa[gage] から 0.279MPa[gage] の範囲に維持するよう 102kPa (一定圧) で調整する。
- ※15 常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレースレイ冷却系 (常設) によるドライウエルスプレースレイの停止は、以下により判断する。
・サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達
・格納容器熱除熱操作時に、原子炉水位を可能限り高く維持することで、格納容器への熱除熱が、格納容器圧力の上昇を促す (格納容器圧力の上昇は考慮しない)。
・格納容器圧力が 0.31MPa[gage] 到達 (格納容器最高使用圧力) により、格納容器圧力の上昇による格納容器熱除熱装置メータ等により確認し、格納容器ベントを閉鎖すること等を確認した後に格納容器圧力が装置による格納容器熱除熱を停止する。格納容器圧力が装置による格納容器熱除熱の停止後は、格納容器及びフィルタ装置内の空気置換を実施する。
- ※19 機能喪失している装置の復旧手段として、格納容器熱除熱手段である復旧熱除去系及び復旧熱除去系海水系の手動操作を準備しており、復旧熱除去系海水系ポンプ電機機を予備品として確保している。
また、可動型熱交換器、可能ポンプを用いた可動型格納容器熱除熱系による格納容器熱除熱を実施することも可能である。

【有効性評価の対象としないが他に取得する手段】

① 注水業務上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において適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となる新機軸機軸水圧系による原子炉注水も実施可能である。

② 「海水タンク」から可動型代替注水ポンプを用いた代替注水ポンプによる代替注水ポンプへの供給も可能である。また、「海水」から可動型代替注水ポンプを用いた代替注水ポンプによる代替注水ポンプへの供給も可能である。

③ 常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレースレイ冷却系 (常設) による格納容器スプレースレイを優先するが、可動型代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレースレイ冷却系 (可動型) による格納容器スプレースレイも実施可能である。後述業務上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において適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となる可動型代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレースレイ冷却系 (可動型)、海水系及び供給系による格納容器スプレースレイも実施可能である。

操作補足事項

低圧代替注水系 (常設) を起動後、逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 弁を手動開放し原子炉を減圧する。

原子炉減圧に伴い、低圧代替注水系 (常設) による注水が開始されることを確認する。

原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウエル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉水位計正常を確認後、「S/P 温度制御」へ移行する。

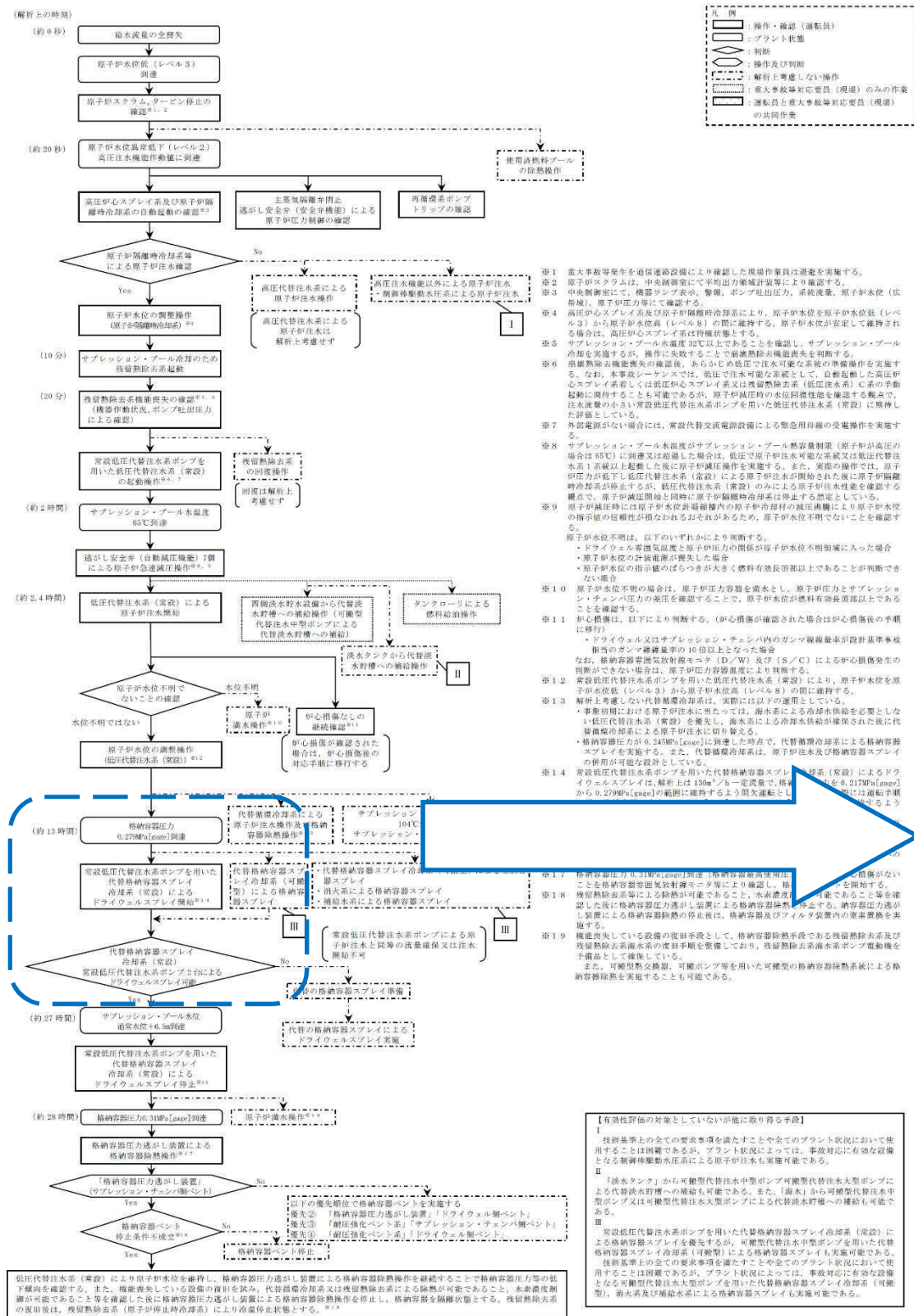
AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧

重大事故等対策要領

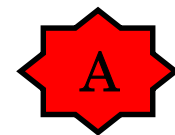
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「EOP」
原子炉制御「スクラム (RC)」



事故時対応手順書 (徴候ベース)「EOP」
格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

残留熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失していることから、逃がし安全弁からの排気によりサブプレッション・チェンバ圧力が上昇する。

ドライウェル圧力が 13.7kPa [gage] 以上であることを確認し、「PCV圧力制御」に移行する。

サブプレッション・チェンバ圧力を監視し、279kPa [gage] に到達したら代替格納容器スプレー系を実施する。

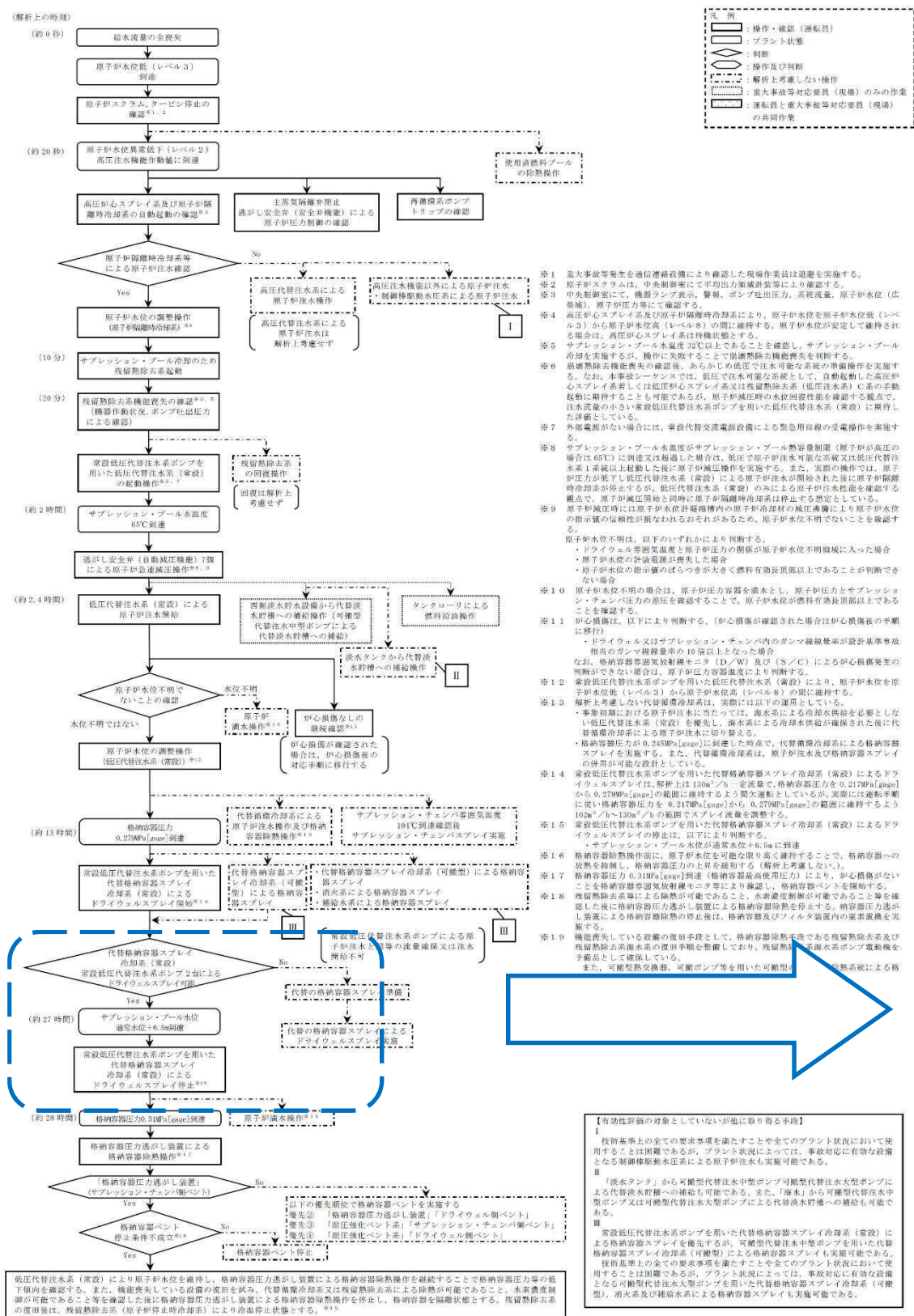
AM設備別操作手順書

AM⑤ 原子炉格納容器冷却

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 格納容器制御「S/P水位制御」



操作補足事項

外部水源を使用した代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器スプレィにより、サブプレッション・プール水位が上昇する。

サブプレッション・プール水位が+16.7 cm以上であることを確認し、「S/P水位制御」に移行する。

サブプレッション・プール水位の監視を継続し、+5.5m以上にて格納容器バント準備操作を実施する。

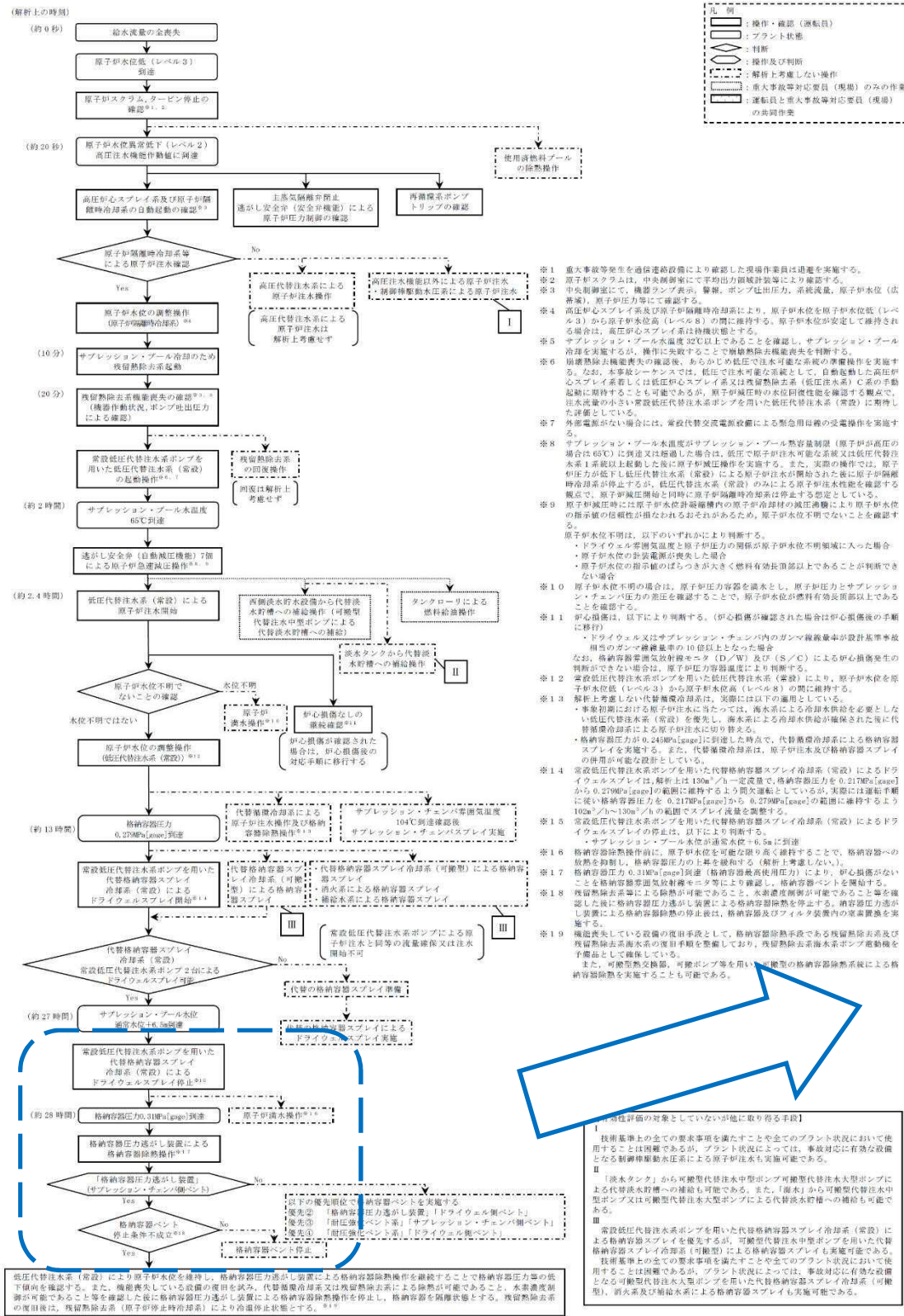
また、サブプレッション・プール水位の上昇が継続することにより+6.5m以上となったことを確認し、外部水源を使用した代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器スプレィを停止する。

AM設備別操作手順書

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

サブプレッション・プール水位 +6.5m 以上到達し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ停止後、サブプレッション・チェンバ圧力が上昇する。
格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに備え炉心損傷が発生していないことを確認する。サブプレッション・チェンバ圧力が 310kPa[gage] 到達したことを確認し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する。

AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧
- AM⑥ 原子炉格納容器減圧

重大事故等対策要領

1.5 原子炉停止機能喪失

特徴

運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失することを想定する。このため、原子炉は臨界状態を継続し、原子炉出力が高い状態が維持されることから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷に至る。

事故条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|---------------|---------------------------------|--|
| 起因事象 | 主蒸気隔離弁の全弁誤閉止 | 炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定 |
| 安全機能の喪失に対する仮定 | 原子炉停止機能、原子炉手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の喪失 | バックアップを含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定 |
| 評価対象とする炉心の状態 | 平衡炉心のサイクル末期 | サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることを考慮して設定 |
| 外部電源 | 外部電源あり | 外部電源がある場合、事象発生と同時に給水・復水系及び再循環系ポンプがトリップせず、原子炉出力が高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサブプレッション・プール水温度の上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定 |

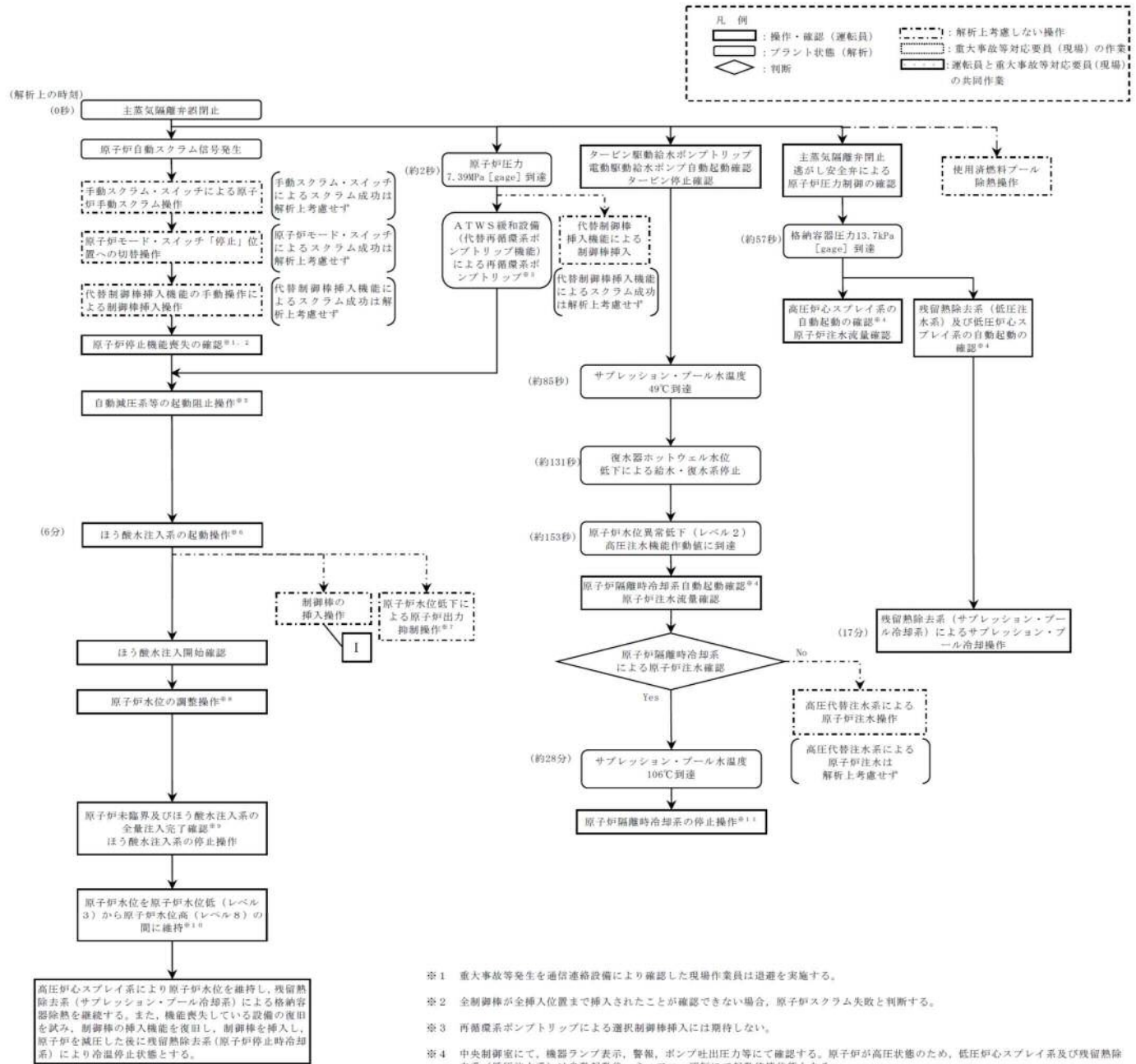
基本的な考え方

代替制御棒挿入機能による原子炉停止又はA T W S緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）によって原子炉出力を低下させること等によって炉心損傷の防止を図り、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入によって原子炉停止する。また、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱を実施する。

対応手順概要

- 原子炉スクラム失敗確認
- 格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認
- 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位維持
- 自動減圧系の自動起動阻止
- ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作
- 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）運転

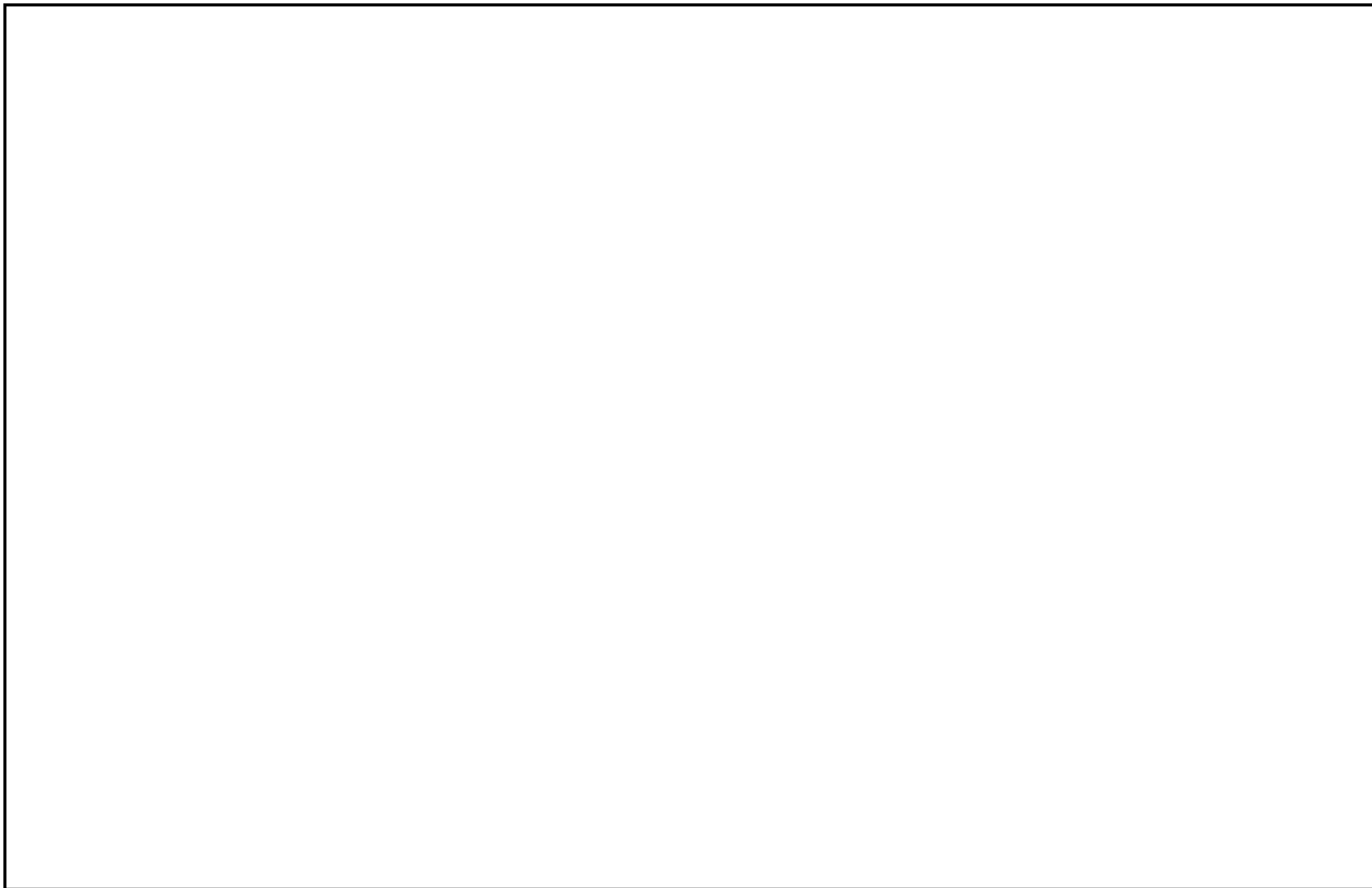
解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。
- ※2 全制御棒が全挿入位置まで挿入されたことが確認できない場合、原子炉スクラム失敗と判断する。
- ※3 再循環系ポンプトリップによる選択制御棒挿入には期待しない。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力等にて確認する。原子炉が高圧状態のため、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）は自動起動後、ミクロン運転にて起動待機状態となる。
- ※5 自動減圧系又は過渡時自動減圧機能の作動により原子炉が自動減圧され低圧炉心スプレイ系等により多量の冷水が原子炉に注入され、原子炉水位が急激に上昇すると、炉心に大きな反応度を印加するおそれがあることから、原子炉停止機能喪失の確認後に自動減圧系等の起動阻止操作を実施する。
- ※6 ほう酸水注入系の起動は、中央制御室にて、警報、機器ランプ表示、ほう酸水注入ポンプ吐出圧力等により確認する。
- ※7 原子炉停止機能喪失の確認後、運転手順に従い給水流量を調整し原子炉水位を低下させることで原子炉出力を抑制するが、解析上考慮しない。
- ※8 給水・復水系の停止に伴い原子炉水位は低下し、その後、ほう酸水の注入による原子炉出力の低下及び発生蒸気量の減少に伴い原子炉水位は徐々に上昇する。ほう酸水注入系の全量注入完了確認までは、高圧炉心スプレイ系等により原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル1）付近で低めに維持する。
- ※9 ほう酸水注入系の全量注入は注入開始から125分以内となる設計である。全量注入を確認した後にほう酸水注入系の停止操作を実施する。
- ※10 ほう酸水注入系の全量注入完了確認後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※11 原子炉隔離時冷却系は、水源であるサブプレッション・プール水温度が106℃に近接した場合に停止する。原子炉隔離時冷却系の停止後は、高圧炉心スプレイ系により原子炉水位が適切に維持されていることを確認する。

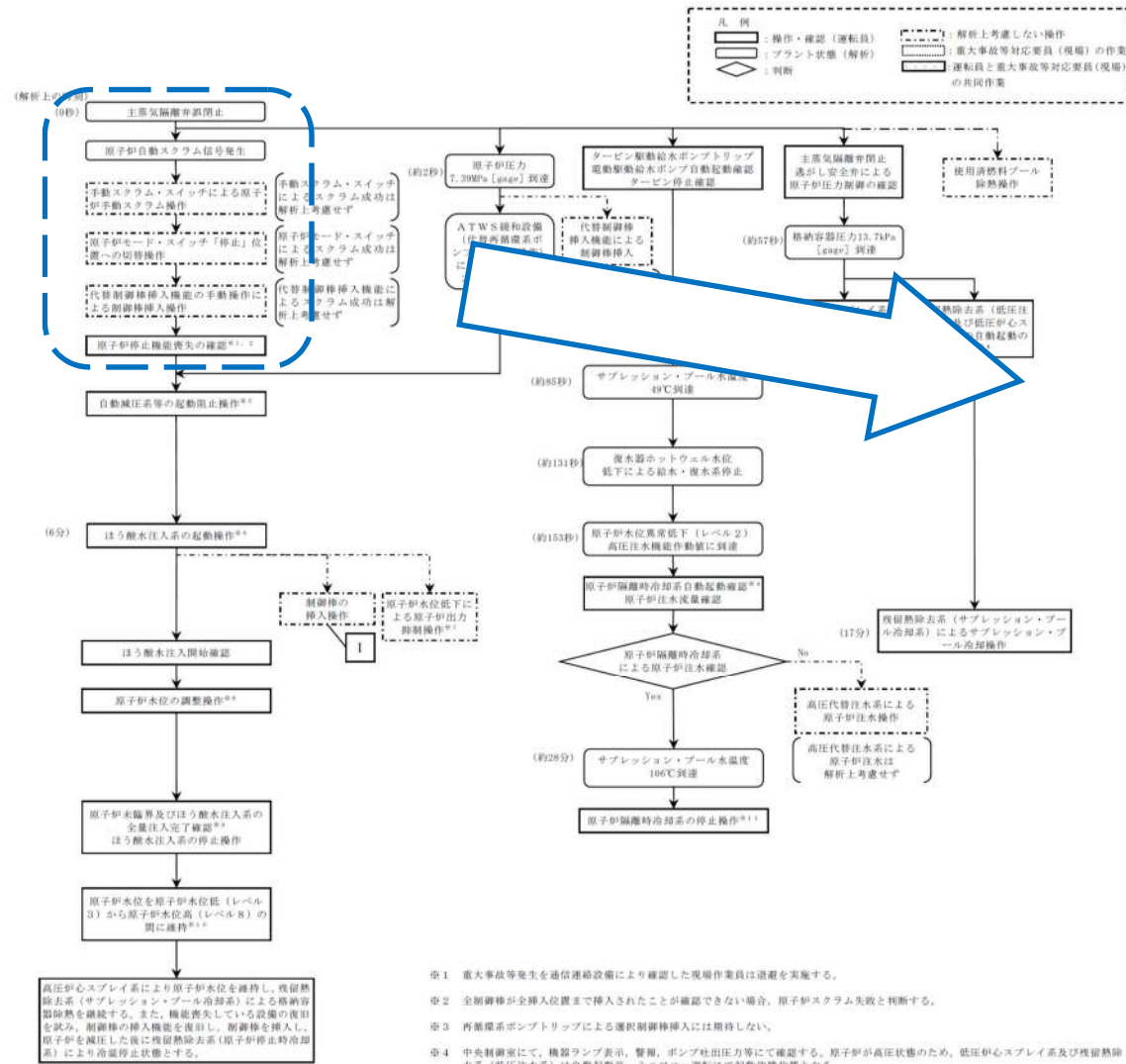
【有効性評価の対象としていないが他に取れる手段】
 1 制御棒の挿入操作には以下の手段がある。
 ・手動による制御棒挿入操作
 ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引抜き操作
 ・スクラム・パイロット弁計器用空気の排気操作

非常時運転手順書 全体対応フロー



詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

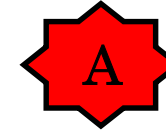


- ① 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は避難を実施する。
- ② 制御棒が全挿入位置まで挿入されたことが確認できない場合、原子炉スクラム失敗と判断する。
- ③ 蒸留器系ポンプトリップによる遠隔制御棒挿入には期待しない。
- ④ 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力等にて確認する。原子炉が高圧状態のため、低圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系（低圧注水系）は自動起動後、ミニロー運転にて起動待機状態となる。
- ⑤ 自動減圧系又は遠隔時自動減圧機能の作動により原子炉が自動減圧され低圧炉心スプレイス系等により多量の冷水が原子炉に注入され、原子炉水位が急激に上昇すると、炉心に大きな正の反応度を印加するおそれがあることから、原子炉停止機能喪失の確認後に自動減圧系等の起動阻止操作を実施する。
- ⑥ ほう酸水注入系の起動は、中央制御室にて、警報、機器ランプ表示、ほう酸水注入ポンプ吐出圧力等により確認する。
- ⑦ 原子炉停止機能喪失の確認後、運転手順に従い給水量を調整し原子炉水位を低下させることで原子炉出力を抑制するが、解析上考慮しない。
- ⑧ 給水・排水系の停止に伴い原子炉水位は低下し、その後、ほう酸水の注入による原子炉出力の低下及び発生熱量の減少に伴い原子炉水位は徐々に上昇する。ほう酸水注入系の全量注入完了確認までは、高圧炉心スプレイス系等により原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル1）付近で概めに維持する。
- ⑨ ほう酸水注入系の全量注入は注入開始から125分以内となる設計である。全量注入を確認した後にほう酸水注入系の停止操作を実施する。
- ⑩ ほう酸水注入系の全量注入完了確認後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ⑪ 原子炉隔離時冷却系は、本原であるサブプレッション・プール水温度が106℃に達した場合に停止する。原子炉隔離時冷却系の停止後は、高圧炉心スプレイス系により原子炉水位が適切に維持されていることを確認する。

【有効性評価の対象としていないが値に取得する手段】
 制御棒の挿入操作には以下の手段がある。
 ・手動による制御棒挿入操作
 ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引き抜き操作
 ・スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」
 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。
 原子炉スクラムに失敗しているため「反応度制御」へ移行する。
 また、「格納容器制御」への導入を継続監視するが、以降は「反応度制御」を優先する。

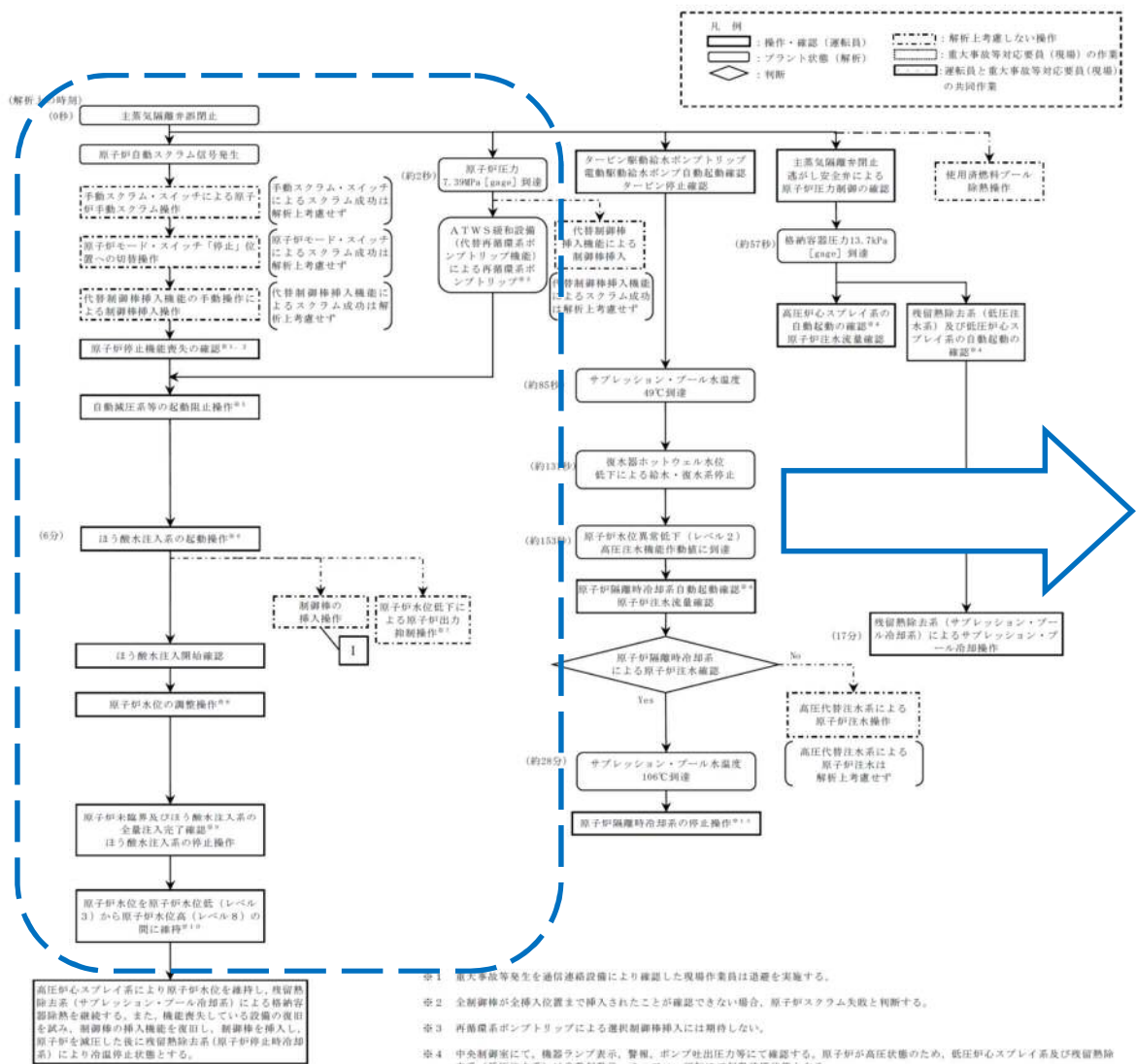
AM設備別操作手順書

AM② 反応度制御

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は避難を実施する。
- ※2 全制御棒が全挿入位置まで挿入されたことが確認できない場合、原子炉スクラム失敗と判断する。
- ※3 再循環系ポンプトリップによる選択制御棒挿入には期待しない。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力等にて確認する。原子炉が高圧状態のため、低圧炉心スプレイス及び残留熱除去系（低圧注水系）は自動起動後、マニュアル運転にて起動待機状態となる。
- ※5 自動減圧系又は過渡時自動減圧機能の作動により原子炉が自動減圧され低圧炉心スプレイス等により多量の冷水が原子炉に注入され、原子炉水位が急激に上昇する。炉心に大きな反応度を印加するおそれがあることから、原子炉停止機能喪失の確認後に自動減圧系等の起動阻止操作を実施する。
- ※6 ほう酸水注入系の起動は、中央制御室にて、警報、機器ランプ表示、ほう酸水注入ポンプ吐出圧力等により確認する。
- ※7 原子炉停止機能喪失の確認後、運転手順に従い給水流量を調整し原子炉水位を低下させることで原子炉出力を抑制するが、解析上考慮しない。
- ※8 給水・復水系の停止に伴い原子炉水位は低下し、その後、ほう酸水の注入による原子炉出力の低下及び発生蒸気量の減少に伴い原子炉水位は徐々に上昇する。ほう酸水注入系の全量注入完了確認までは、高圧炉心スプレイス等により原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル1）付近で低めに維持する。
- ※9 ほう酸水注入系の全量注入は注入開始から125分以内となる設計である。全量注入を確認した後にほう酸水注入系の停止操作を実施する。
- ※10 ほう酸水注入系の全量注入完了確認後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※11 原子炉隔離時冷却系は、水源であるサブプレッション・プールの水温度が106℃に近接した場合に停止する。原子炉隔離時冷却系の停止後は、高圧炉心スプレイスにより原子炉水位が適切に維持されていることを確認する。

【有効性評価の対象としていないが他に取れる手段】
 1 制御棒の挿入操作には以下の手段がある。
 ・ 制御棒の挿入操作
 ・ スクラム・パイロット非線形制御用ヒューズ引き抜き操作
 ・ スクラム・パイロット非線形制御用空気配管の閉鎖操作

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」
 原子炉制御「反応度制御」



操作補足事項

再循環系ポンプの停止確認又は手動により停止させる。
 ドライウェル圧力高（13.7kPa [gage]）信号と原子炉水位異常低（レベル1）信号が検出された場合には、120秒経過後に自動減圧系が作動する。

自動減圧系作動に伴い非常用炉心冷却系による原子炉注水が開始された場合、反応度を印加される事象となるため、自動減圧系の起動阻止を行う。

「SLC」操作
 ほう酸水注入系を起動し、原子炉にほう酸水を注入することで、原子炉出力を低下させる。

「CR」操作
 代替制御棒挿入機能、スクラムテストスイッチ、ヒューズ引き抜き、制御棒手動挿入等により、制御棒を挿入する。
 ほう酸水の全量注入完了又は制御棒 02 ポジション以下まで挿入完了後、「スクラム」へ移行する。

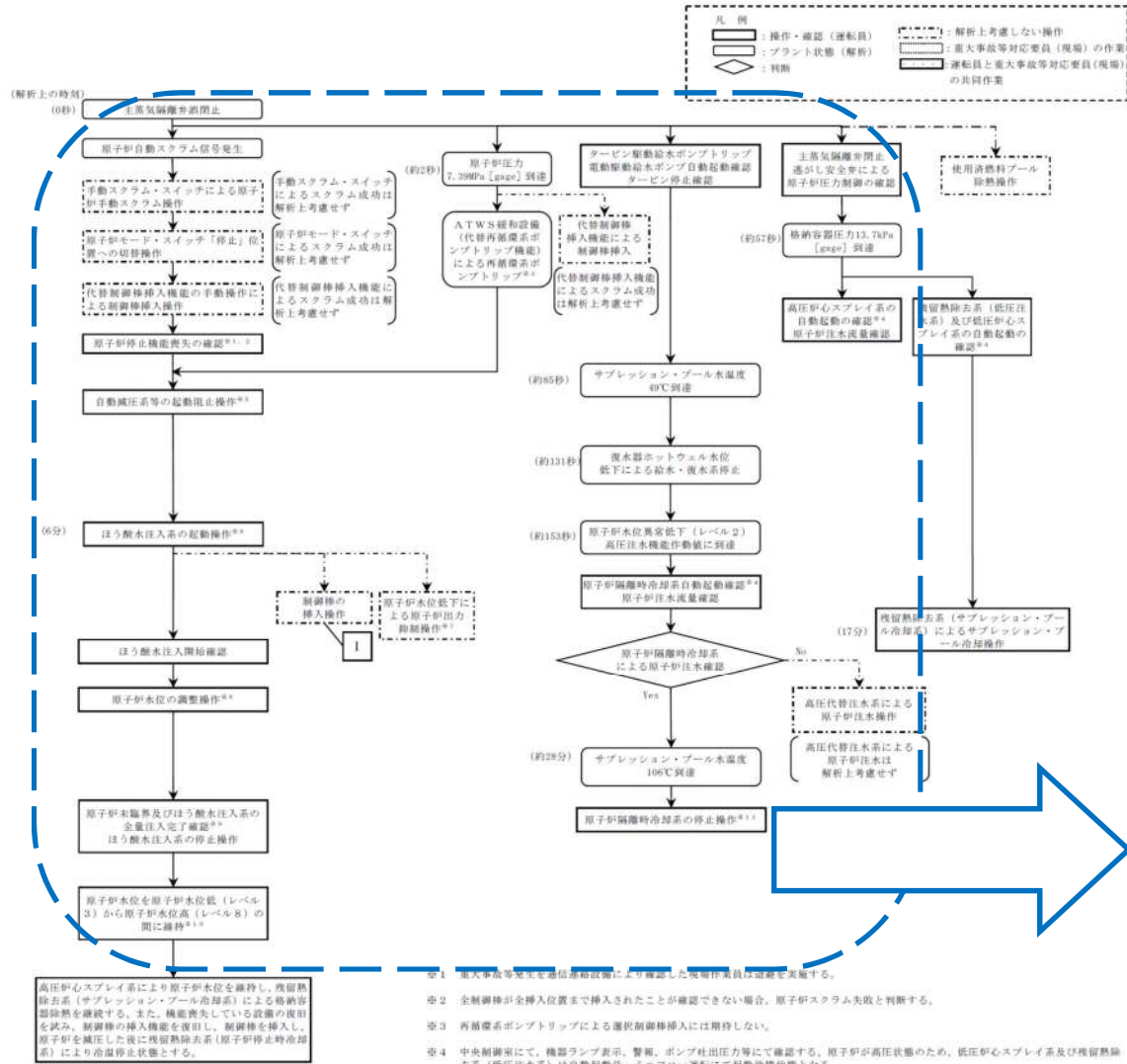
AM設備別操作手順書

- AM② 反応度制御
- AM④ 原子炉減圧

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

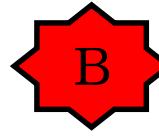


【有効性評価の対象としていないが他に取得する手段】
 1 制御棒の挿入操作には以下の手段がある。
 ・手動による制御棒挿入操作
 ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引き操作
 ・スクラム・パイロット弁継電器用空気系の換気操作

- ※1 重大事故等発生を通信設備故障により確認した場合は、現場作業員は速報を要しない。
- ※2 全制御棒が全挿入位置まで挿入されたことが確認できない場合、原子炉スクラム失敗と判断する。
- ※3 西側燃料ポンプトリップによる燃料制御棒挿入には期待しない。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力等で確認する。原子炉が高圧状態のため、低圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系（低圧注水系）は自動起動後、マニュアル運転にて起動待機状態となる。
- ※5 自動減圧系又は過渡時自動減圧機能の作用により原子炉が自動減圧され低圧炉心スプレイス系等により多量の冷水が原子炉に注入され、原子炉水位が急激に上昇すると、炉心に大きな正の反応度を印加するおそれがあることから、原子炉停止機能喪失の確認後に自動減圧系等の起動阻止操作を実施する。
- ※6 ほう酸水注入系の起動は、中央制御室にて、警報、機器ランプ表示、ほう酸水注入ポンプ吐出圧力等により確認する。
- ※7 原子炉停止機能喪失の確認後、運転手動にて低圧注水量を調整し原子炉水位を低下させることで原子炉出力を抑制するが、解析上考慮しない。
- ※8 給水・復水系の停止に伴い原子炉水位は低下し、その後、ほう酸水の注入による原子炉出力の低下及び発生熱量の減少に伴い原子炉水位は徐々に上昇する。ほう酸水注入系の全量注入完了確認までは、高圧炉心スプレイス系等により原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル4）付近で低めに維持する。
- ※9 ほう酸水注入系の全量注入は注入開始から125分以内となる設計である。全量注入を確認した後にほう酸水注入系の停止操作を実施する。
- ※10 ほう酸水注入系の全量注入完了確認後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※11 原子炉隔離時冷却系は、本廠であるサブプレッション・プール水温度が100℃に近接した場合に停止する。原子炉隔離時冷却系の停止後は、高圧炉心スプレイス系により原子炉水位が適切に維持されていることを確認する。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」
 原子炉制御「反応度制御」

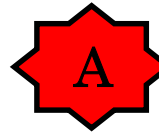


操作補足事項

「水位」操作
 主蒸気隔離弁の閉止により主復水器ホットウェル水位が低下し、給水・復水系が全停する。
 原子炉への注水は、高圧炉心スプレイス系、原子炉隔離時冷却系により行う。原子炉出力が高い場合は、原子炉への注水量を調整し、原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル1）付近まで低下させることで、原子炉出力を低下させる。
 ほう酸水の全量注入完了を確認した後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8）の範囲に調整するが、低めを維持する。

「圧力」操作
 逃がし安全弁にて、原子炉圧力を一定に維持する。

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」
 原子炉制御「スクラム」



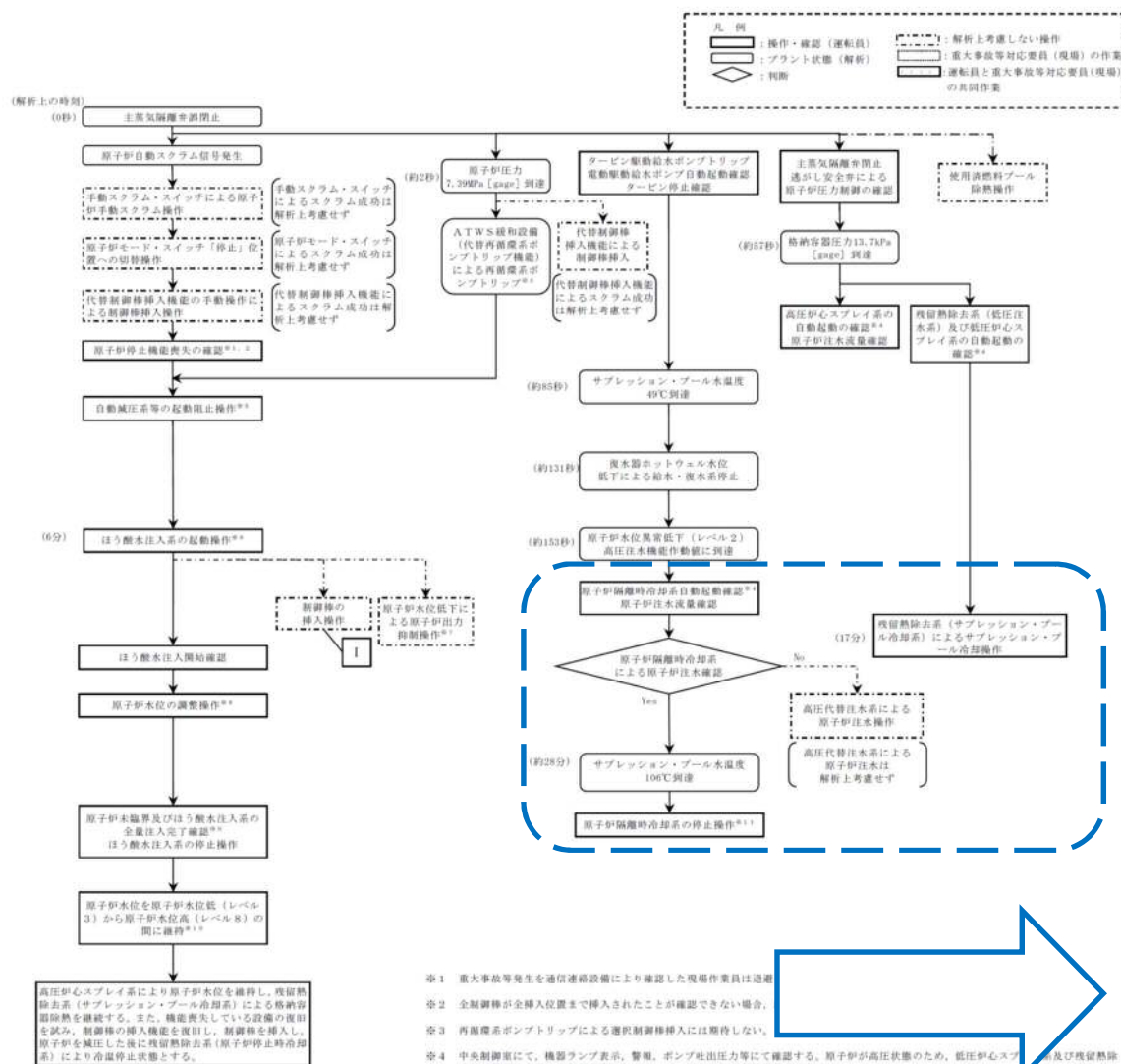
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

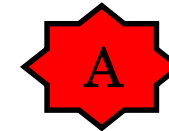


- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避
- ※2 全制御棒が全挿入位置まで挿入されたことが確認できない場合
- ※3 西風機ポンプトリップによる選択制御棒挿入には期待しない
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力等にて確認する。原子炉が高圧状態のため、低圧炉心スプレイスpray及び残留熱除去系（低圧注水系）は自動起動後、ミヌロー運転にて起動時機状態となる。
- ※5 自動減圧系又は過渡時自動減圧機能の作動により原子炉が自動減圧され低圧炉心スプレイスpray等により多量の冷水が原子炉に注入され、原子炉水位が急激に上昇すると、炉心に大きな正の反応度を印加するおそれがあることから、原子炉停止機能喪失の確認後に自動減圧系等の起動阻止操作を実施する。
- ※6 ほう酸水注入系の起動は、中央制御室にて、警報、機器ランプ表示、ほう酸水注入ポンプ吐出圧力等により確認する。
- ※7 原子炉停止機能喪失の確認後、運転手順に従い給水流量を調整し原子炉水位を低下させることで原子炉出力を抑制するが、解析上考慮しない。
- ※8 給水・復水系の停止に伴い原子炉水位は低下し、その後、ほう酸水の注入による原子炉出力の低下及び発生蒸気量の減少に伴い原子炉水位は徐々に上昇する。ほう酸水注入系の全量注入完了確認までは、高圧炉心スプレイスpray等により原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル1）付近で統制に維持する。
- ※9 ほう酸水注入系の全量注入は注入開始から125分以内となる設計である。全量注入を確認した後にほう酸水注入系の停止操作を実施する。
- ※10 ほう酸水注入系の全量注入完了確認後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※11 原子炉隔離時冷却系は、本願であるサブプレッション・プール水温度が100℃に達した場合に停止する。原子炉隔離時冷却系の停止後は、高圧炉心スプレイスprayにより原子炉水位が適切に維持されていることを確認する。

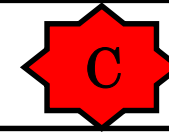
【有効性評価の対象としていないが他に取る手段】
 1 制御棒の挿入操作には以下の手段がある。
 ・手動による制御棒挿入操作
 ・スクラム・パイロット制御器用空気系の排気操作

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」
 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」
 格納容器制御「S/P温度制御」



操作補足事項

逃がし安全弁の排気、原子炉隔離時冷却系の運転等により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。

サブプレッション・プール水温度が32℃以上であることを確認し、「S/P温度制御」に移行する。

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）にてサブプレッション・プール冷却操作を行う。

AM設備別操作手順書

- AM① 除熱
- AM② 冷却水確保

重大事故等対策要領

1.6 LOCA時注水機能喪失

特徴

原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失することを想定する。このため、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。また、低圧注水機能喪失を想定することから、併せて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失等を想定する。

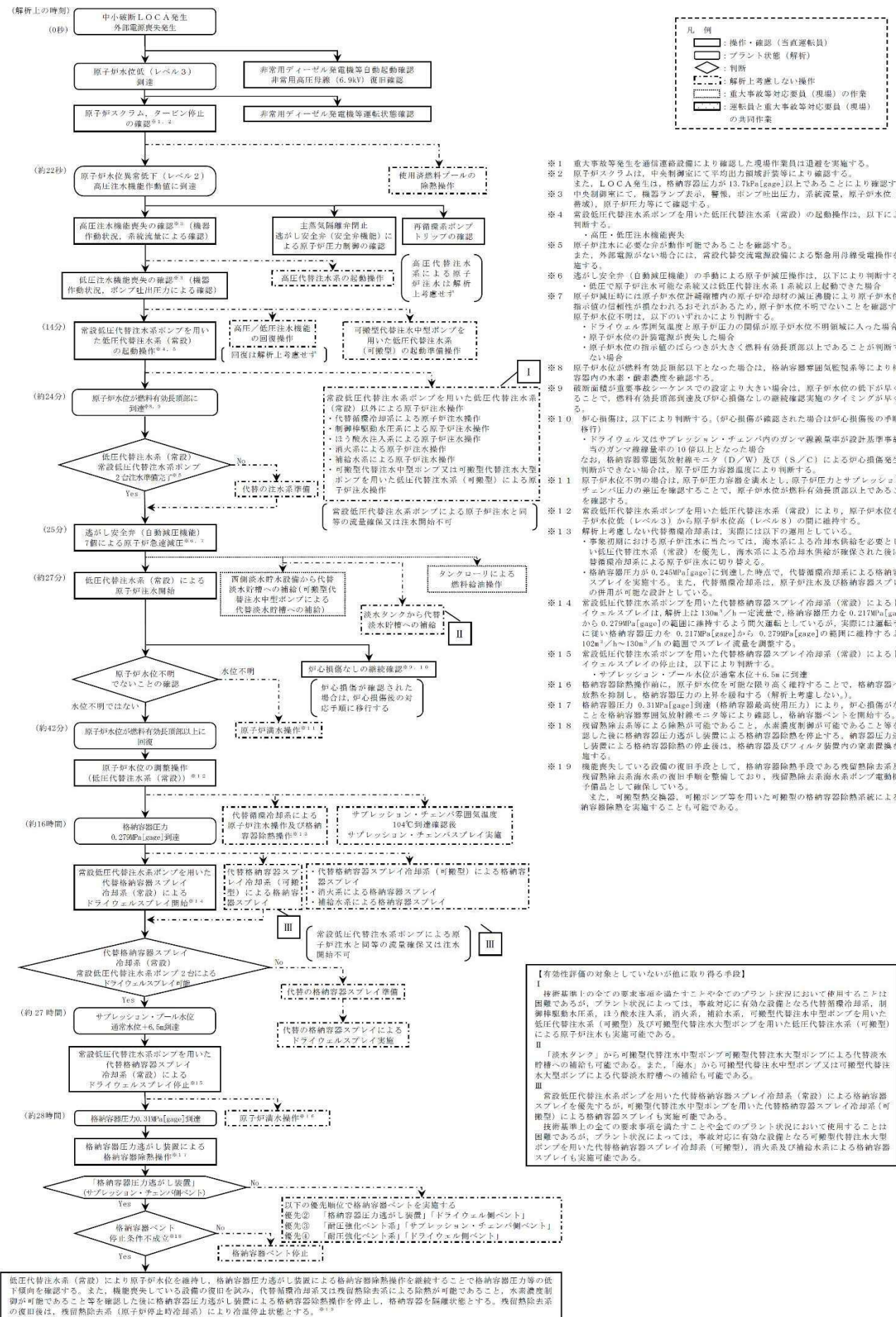
事故条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|---------------|---|--|
| 起回事象 | 再循環系配管の破断 破断面積は約 3.7 cm ² | 中小破断LOCAに対する条件を下記に基づき設定 ・破断箇所は、冷却材の流出流量が大きくなるため炉心冷却の観点で厳しい液相部配管とし、液相部配管はシュラウド内外で燃料被覆管温度及び事象進展に有意な差がないことから、原子炉圧力容器に接続される配管の中で接続位置が低く最大口径となる配管を選定。 ・破断面積は炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積として約 3.7 cm ² を設定。 |
| 安全機能の喪失に対する仮定 | 高圧注水機能、低圧注水機能及び原子炉減圧機能喪失 | 高圧注水機能として高圧炉心スプレー系及び原子炉隔離時冷却系並びに低圧注水機能として低圧炉心スプレー系及び残留熱除去系(低圧注水系)の機能喪失を設定 原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を設定 |
| 外部電源 | 外部電源なし | 外部電源なしの場合は給水・復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定 また、原子炉スクラムまで炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは原子炉水位低(レベル3)、再循環系ポンプトリップは原子炉水位異常低下(レベル2)にて発生するものとする |

基本的な考え方

逃がし安全弁の自動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系(常設)により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、代替格納容器スプレー冷却系(常設)による格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱を実施する。なお、代替循環冷却系による格納容器除熱も実施可能である。

解析上の対応手順の概要フロー



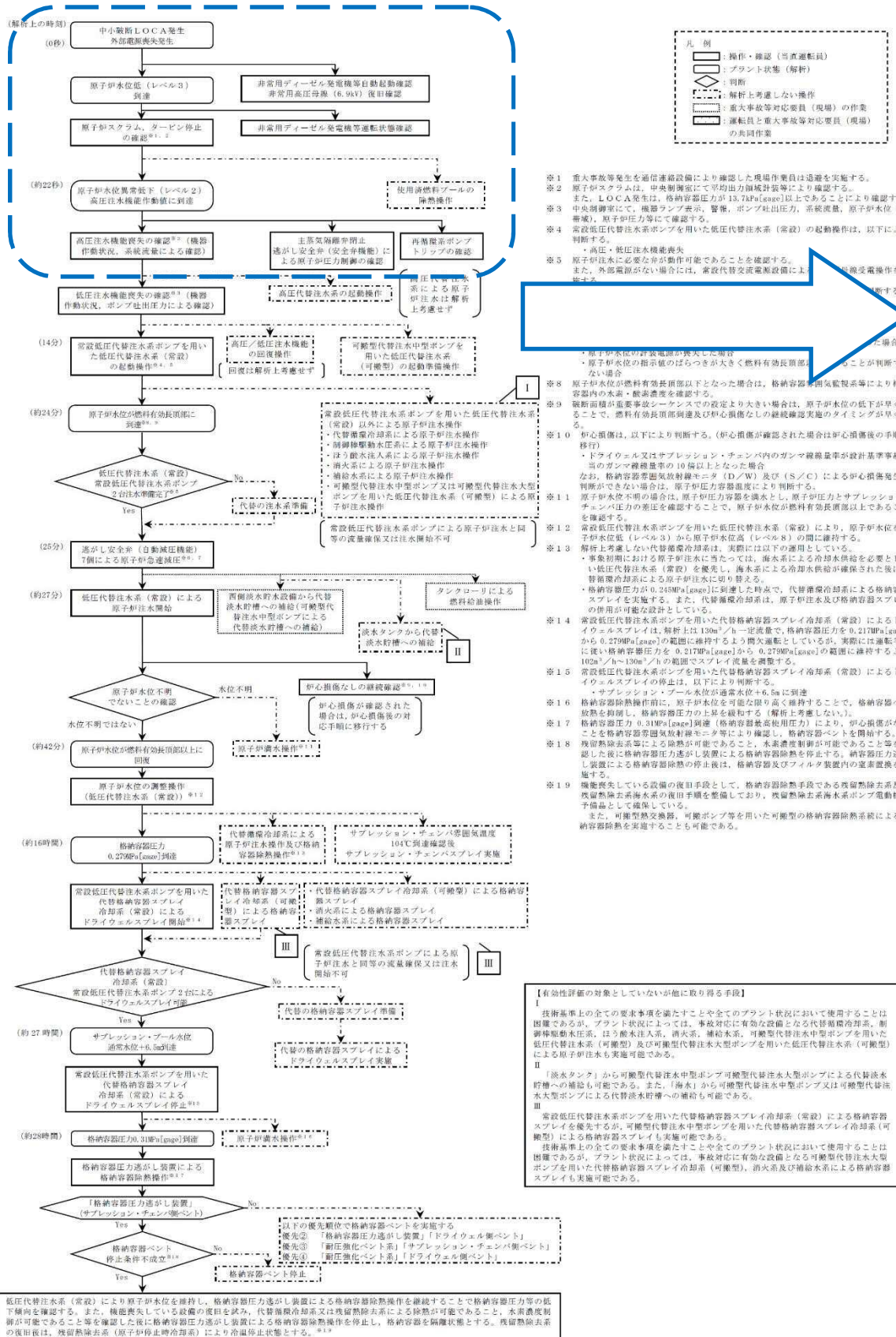
対応手順概要

- 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 高圧・低圧注水機能喪失確認
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水
- 代替格納容器スプレー冷却系(常設)による格納容器冷却
- 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱

非常時運転手順書 全体対応フロー

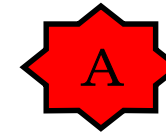
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

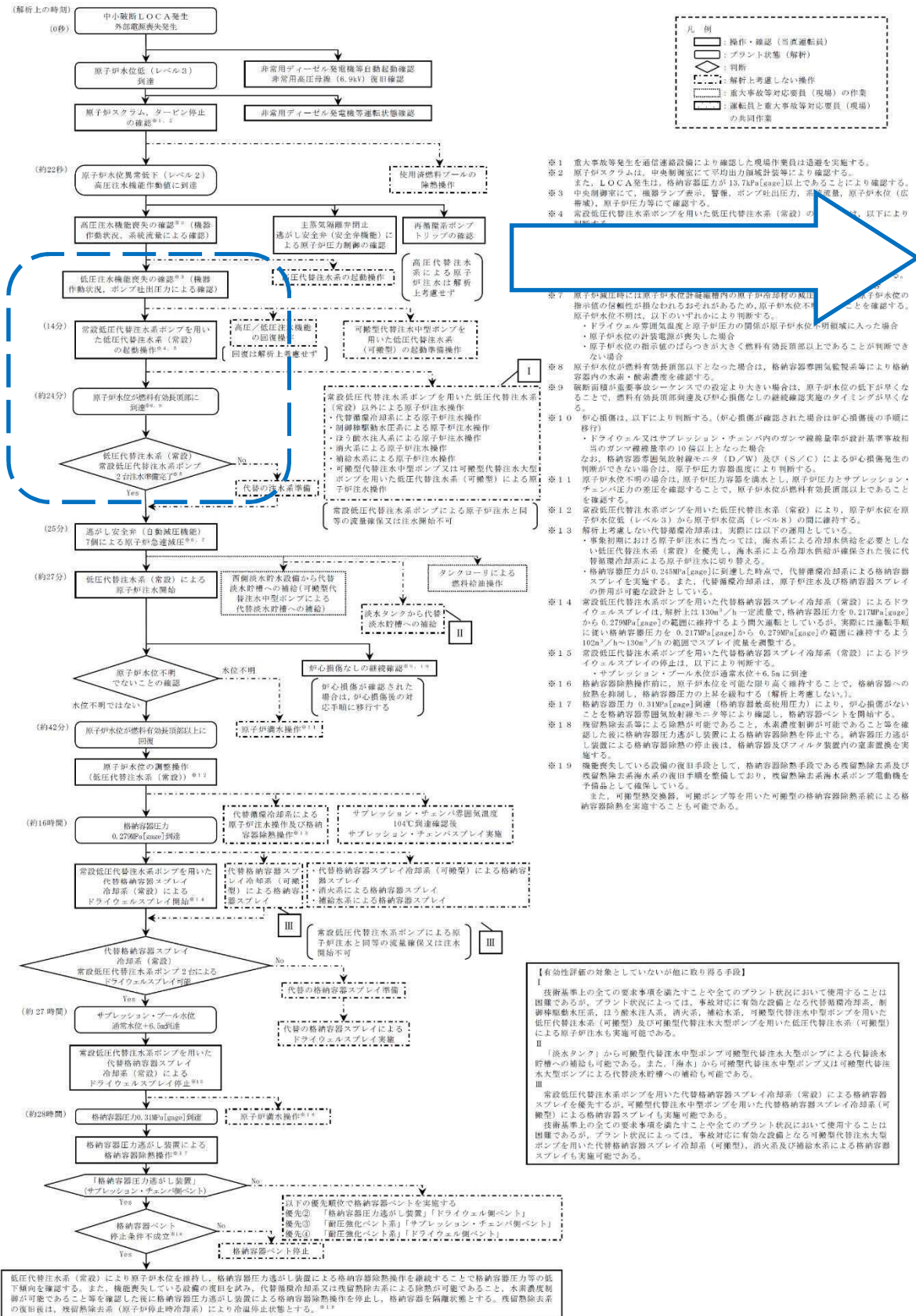
「冷却材喪失事故」発生
最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。
また、「格納容器制御導入」を継続監視する。格納容器圧力の上昇によりLOCAが発生したことを確認する。
LOCA発生により、原子炉水位異常低下（レベル2）に到達するが、高圧注水機能喪失により、原子炉への注水が不可となる。
原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8）に維持できないことから「水位確保」制御へ移行する。

AM設備別操作手順書

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 不測事態「水位回復」



- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は迅速を実施する。
- ※2 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。
- ※3 また、LOCA発生は、格納容器圧力が13.7kPa[gage]以上であることを確認する。中央制御室にて、機器アラーム表示、警報、ポンプ吐出圧力、空気流、原子炉水位（低圧側）、原子炉圧力等にて確認する。
- ※4 常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水（常設）の起動は、以下により確認する。
- ※5 原子炉水位には原子炉格納容器内の原子炉冷却水の量と、原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明であることを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル監視気流計装等が原子炉圧力の閉鎖が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることを判断できない場合
- ※6 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器側監視系等により格納容器内の水位・熱状態を確認する。
- ※7 破断面積が重要事故シナシスでの設定より大きい場合は、原子炉水位の低下が早くなることで、燃料有効長頂部到達及び炉心損傷なしの継続確認実施のタイミングが早くなる。
- ※8 炉心損傷は、以下により判断する。（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行）
 - ・ドライウェル又はサブプレッション・チャンバ内のガス濃縮率が設計基準事故相当のガス濃縮率の10倍以上となった場合
 - ・炉心損傷による原子炉圧力（D/W）及び（S/W）による炉心損傷発生の判断ができない場合は、原子炉圧力容差により判断する。
- ※9 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チャンバ圧力の差を確認することで、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることを確認する。
- ※10 常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水（常設）により、原子炉水位を原子炉水位（レベル3）から原子炉水位（レベル8）の間に維持する。
- ※11 解析上考慮しない代替注水ポンプは、長期には以下の運用としている。
 - ・緊急用における原子炉注水に当たっては、海水系による冷却水供給を必要としない低圧代替注水（常設）を優先し、海水系による冷却水供給が確保された後に代替注水ポンプによる原子炉注水に切り替える。
 - ・格納容器圧力が0.24MPa[gage]に到達した時点で、代替注水ポンプによる格納容器スプレイを実施する。また、代替注水ポンプは、原子炉注水及び格納容器スプレイの運用が可能な状態としている。
- ※12 常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウェルスプレイは、解析上は130m³/h一定流量で、格納容器圧力を0.217MPa[gage]から0.279MPa[gage]の範囲に維持するよう閉鎖運転としているが、実際には運転手順にない格納容器圧力を0.217MPa[gage]から0.279MPa[gage]の範囲に維持するよう102m³/h〜130m³/hの範囲でスプレイ流量を調整する。
- ※13 常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウェルスプレイの停止は、以下により判断する。
 - ・サブプレッション・チャンバ水位が通常水位+6.5mに到達
 - ・格納容器除熱終了前、原子炉水位を可能な限り高く維持することで、格納容器への放熱を抑制し、格納容器圧力の上昇を緩和する（解析上考慮しない）。
- ※14 格納容器圧力0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力）により、炉心損傷がないことを格納容器側監視系等により確認し、格納容器ベントを開始する。
- ※15 格納容器側監視系等による格納容器圧力上昇が確認された場合は、炉心損傷が確認された場合は、炉心損傷後の対応手順に移行する。
- ※16 格納容器圧力0.31MPa[gage]到達後、格納容器圧力0.31MPa[gage]以上の状態を維持する。格納容器圧力0.31MPa[gage]以上の状態を維持することで、格納容器側監視系等による格納容器圧力上昇が確認された場合は、炉心損傷が確認された場合は、炉心損傷後の対応手順に移行する。
- ※17 格納容器圧力0.31MPa[gage]到達後、格納容器圧力0.31MPa[gage]以上の状態を維持する。格納容器圧力0.31MPa[gage]以上の状態を維持することで、格納容器側監視系等による格納容器圧力上昇が確認された場合は、炉心損傷が確認された場合は、炉心損傷後の対応手順に移行する。
- ※18 格納容器圧力0.31MPa[gage]到達後、格納容器圧力0.31MPa[gage]以上の状態を維持する。格納容器圧力0.31MPa[gage]以上の状態を維持することで、格納容器側監視系等による格納容器圧力上昇が確認された場合は、炉心損傷が確認された場合は、炉心損傷後の対応手順に移行する。
- ※19 格納容器圧力0.31MPa[gage]到達後、格納容器圧力0.31MPa[gage]以上の状態を維持する。格納容器圧力0.31MPa[gage]以上の状態を維持することで、格納容器側監視系等による格納容器圧力上昇が確認された場合は、炉心損傷が確認された場合は、炉心損傷後の対応手順に移行する。

操作補足事項

原子炉水位低下が継続し、原子炉水位異常低下（レベル1）で低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系が自動起動するが、低圧注水系機能喪失により、原子炉への注水が不可となる。

低圧注水機能喪失判断後、低圧代替注水系（常設）を起動する。

原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル1）到達後、更に低下傾向であることを確認する。

低圧代替注水系（常設）が起動していることを確認し「急速減圧」へ移行する。

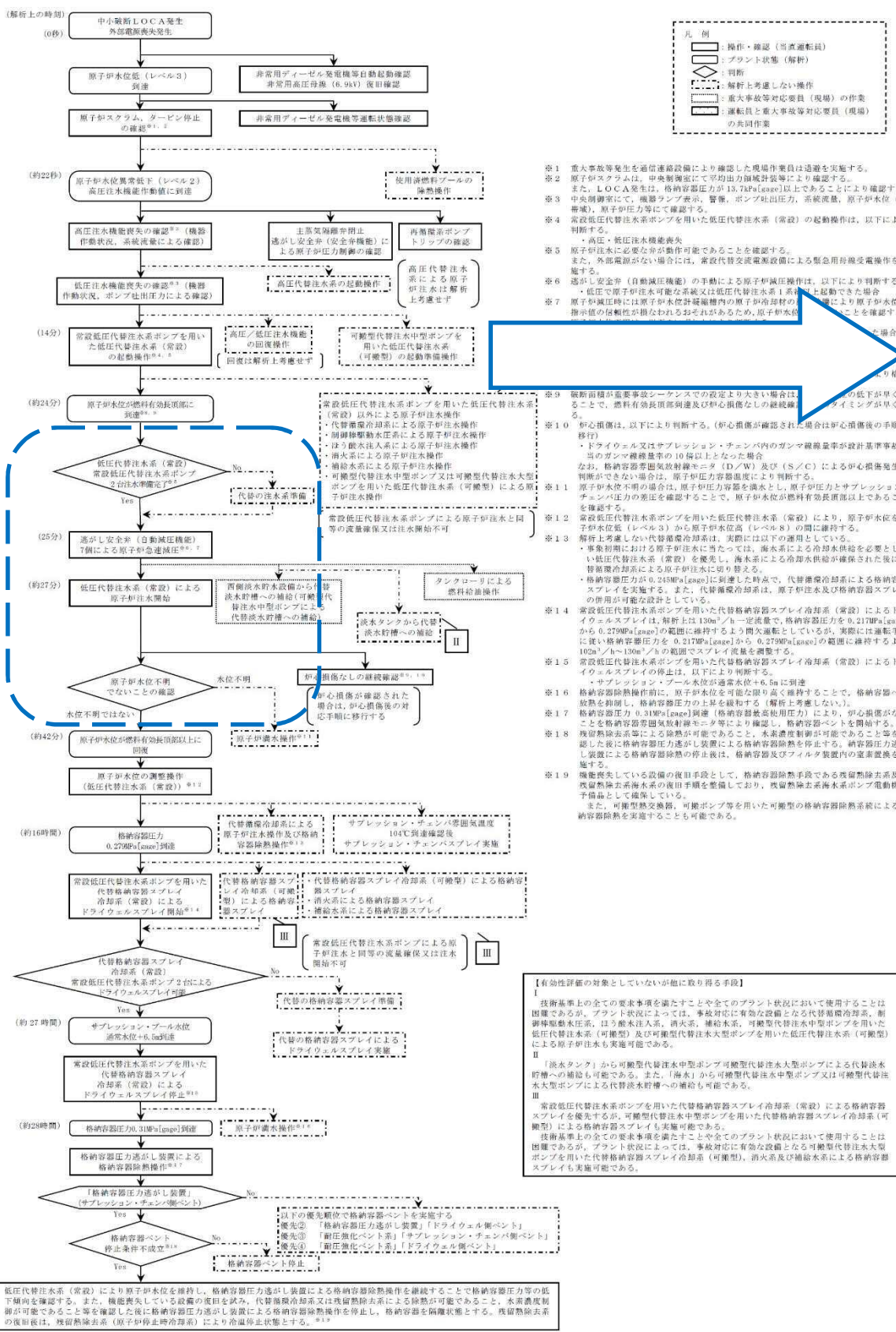
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

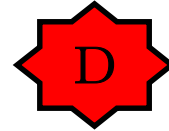
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

低圧代替注水系（常設）が起動していることを確認し、逃がし安全弁（自動減圧機能）7弁を手動開放し原子炉を減圧する。

原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉水位計正常を確認後「水位回復」へ移行する。

AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧

重大事故等対策要領

- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。
- ※2 原子炉スタックは、甲斐副塔室にて平均出力領域計装等により確認する。また、LOCA発生は、格納容器圧力が13.7MPa[gage]以上であることをより確認する。
- ※3 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位（或警報）、原子炉圧力等にて確認する。
- ※4 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の起動操作は、以下により判断する。
 - ・高圧・低圧注水機能喪失
- ※5 原子炉注水に必要な弁が動作可能であることを確認する。また、外部電源がない場合には、常設代替発電機設備による緊急用電源受電操作を実施する。
- ※6 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作は、以下により判断する。
 - ・低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上駆動できた場合
- ※7 原子炉減圧時には原子炉注水設備内の原子炉冷却材の温度により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位計の指示値を確認する。

- ※8 燃料温度が重要事故シナシスでの設定より大きい場合は、燃料温度の低下が早くなること、燃料有効長初期劣化及び炉心損傷の継続を防止する。
- ※9 炉心損傷は、以下により判断する。（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行）
 - ・ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線量率が設計基準事故相当のガンマ線量率の10倍以上となった場合なお、格納容器冷却放射線モニタ（D/W）及び（S/C）による炉心損傷発生の判断ができない場合は、原子炉圧力変動により判断する。
- ※10 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力変動を減らし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ内圧力の差を確認することで、原子炉水位が燃料有効長初期劣化以上であることを確認する。
- ※11 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）により、原子炉水位を原子炉水位計（レベル3）から原子炉水位計（レベル8）の間に維持する。
- ※12 解圧上考慮しない代替格納容器冷却系は、実際には以下の運用としている。
 - ・事故初期における原子炉注水に当たっては、海水系による冷却供給を必要としない低圧代替注水系（常設）を優先し、海水系による冷却供給が確保された後に代替格納容器冷却系による冷却供給に移行する。
 - ・格納容器圧力が0.27MPa[gage]に到達した時点で、代替格納容器冷却系による格納容器スプレイを実施する。また、代替格納容器冷却系は、原子炉注水及び格納容器スプレイの使用が可能な設計としている。
- ※13 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウェルスプレイは、解圧上は130m³/h一定流量で、格納容器圧力を0.217MPa[gage]から0.279MPa[gage]の範囲に維持するよう間欠運転としているが、実際には運転手順にない格納容器圧力を0.217MPa[gage]から0.279MPa[gage]の範囲に維持するよう100m³/h～130m³/hの範囲でスプレイ流量を調整する。
- ※14 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウェルスの停止は、以下により判断する。
 - ・サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達
- ※15 格納容器除熱操作前に、原子炉水位を可能な限り高く維持することで、格納容器への熱負荷を軽減し、格納容器圧力の上昇を抑制する（解圧上考慮しない）。
- ※16 格納容器圧力0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力）により、炉心損傷がないことを格納容器冷却放射線モニタ等により確認し、格納容器ベントを開始する。
- ※17 残存熱除去装置による除熱が可能であること、水素濃度制御が可能であることを確認し、格納容器圧力が設置による格納容器除熱を停止する。格納容器圧力が設置による格納容器除熱の停止後は、格納容器及びフィルタ装置内の窒素置換を実施する。
- ※18 機能喪失している設備の復旧手段として、格納容器除熱手段である残存熱除去系及び残存熱除去系海水系の復旧手段を整備しており、残存熱除去系海水ポンプ電動機を予備品として確保している。また、可変型熱交換器、可変ポンプ等を用いた可変型格納容器除熱系統による格納容器除熱を実施することも可能である。

【有効評価の対象としないが他に取れる手段】

I 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのアラート状況において使用することは困難であるが、アラート状況によっては、事故対応に有効な設備となる代替格納容器冷却系、制御格納容器冷却系、ほう湯水注入系、消防系、補給水系、可変型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可変型）及び可変型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可変型）による原子炉注水も実施可能である。

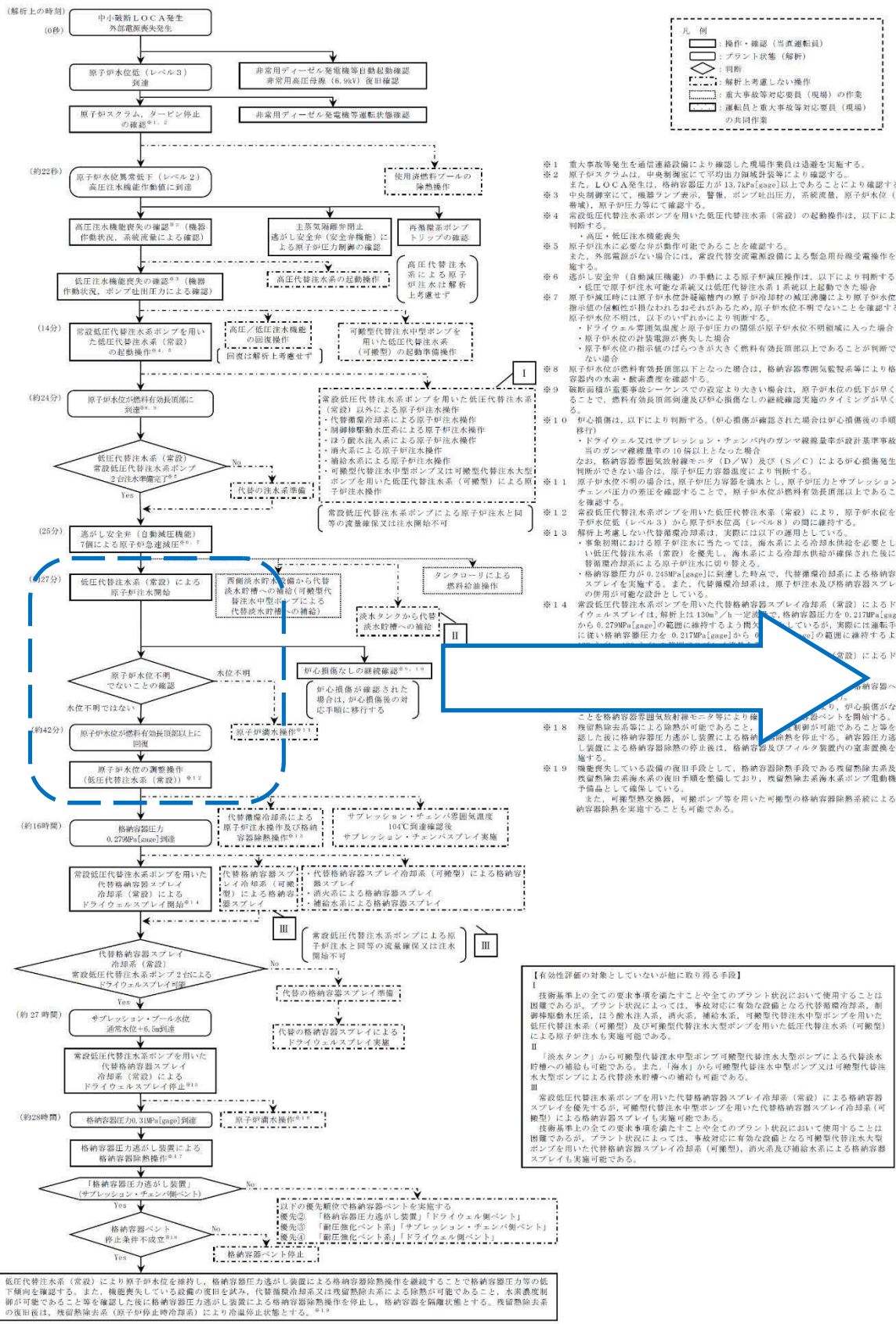
II 「海水タンク」から可変型代替注水中型ポンプ可変型代替注水大型ポンプによる代替格納容器冷却への供給も可能である。また、「海水」から可変型代替注水中型ポンプ又は可変型代替注水大型ポンプによる代替格納容器冷却への供給も可能である。

III 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを優先するが、可変型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可変型）による格納容器スプレイも実施可能である。

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのアラート状況において使用することは困難であるが、アラート状況によっては、事故対応に有効な設備となる可変型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可変型）、消防系及び補給水系による格納容器スプレイも実施可能である。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

原子炉減圧により、低圧代替注水系(常設)による注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。
原子炉水位が原子炉水位異常低下(レベル1)以上に回復したことを確認し「水位確保」に移行する。

AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

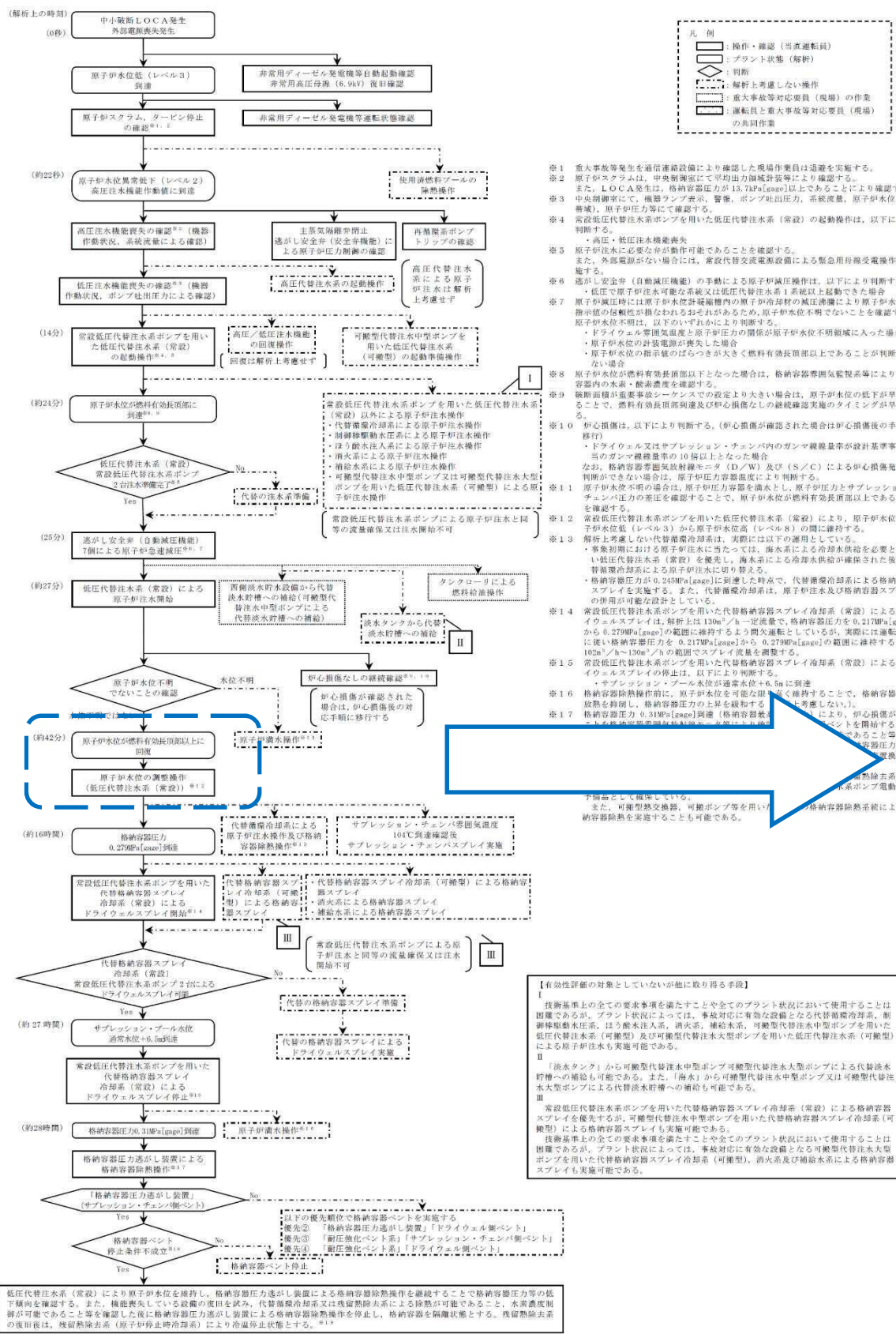
重大事故等対策要領

- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は逃避を実施する。
- ※2 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力削減装置等により確認する。また、LOCA発生は、格納容器圧力が13.7MPa[gage]以上であることを確認する。
- ※3 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位(広帯域)、原子炉圧力等にて確認する。
- ※4 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)の起動操作は、以下により判断する。
 - ・高圧・低圧注水機能喪失
- ※5 原子炉注水に必要な存在が操作可能であることを確認する。また、外部電源がない場合には、常設代替交流電源装置による緊急用母線受電操作を実施する。
- ※6 逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動による原子炉減圧操作は、以下により判断する。
 - ・低圧で原子炉注水可能な状態又は低圧代替注水系1系統以上起動できた場合
- ※7 原子炉減圧時には原子炉水位監視設備内の原子炉冷却水の減圧設備により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明であることを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル等空気流量と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装機器が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長範囲以上であることが判断できない場合
- ※8 原子炉水位が燃料有効長範囲以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系により格納容器内の水位・燃料量を確認する。
- ※9 緊急事態発生シナリオでの設定より大きい場合は、原子炉水位の低下が早くなることで、燃料有効長範囲到達及び炉心損傷なしの継続確認実施のタイミングが早くなる。
- ※10 炉心損傷は、以下により判断する。(炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行)
 - ・ドライウェル又はサブプレッション・チャンバ内のガンマ線検出率が設計基準事故相当のガンマ線検出率の10倍以上となった場合
 - ・当のガンマ線検出率の10倍以上となった場合
 - ・炉心損傷監視系(炉心損傷モニタ「D/W」及び「S/C」)による炉心損傷発生が判断できない場合は、原子炉圧力監視装置により判断する。
- ※11 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力監視装置を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チャンバ圧力の差を確認することで、原子炉水位が燃料有効長範囲以上であることを確認する。
- ※12 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間に維持する。
- ※13 解熱上考慮しない代替冷却系は、実際には以下の運用としている。
 - ・事業初期における原子炉注水に当たっては、海水系による冷却供給を必要とした(低圧代替注水系(常設))を優先し、海水系による冷却供給が確保された後に代替冷却系による原子炉注水に切り替える。
 - ・格納容器圧力が0.24MPa[gage]に到達した時点で、代替冷却系による格納容器スプレイを実施する。また、代替冷却系は、原子炉注水及び格納容器スプレイの使用が可能な設計としている。
- ※14 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によるドライウェルスプレイは、解熱上は130m³/h一定流量で、格納容器圧力を0.217MPa[gage]から0.279MPa[gage]の範囲に維持するよう間欠運転しているが、実際には運転手順に無い格納容器圧力を0.217MPa[gage]から0.279MPa[gage]の範囲に維持するようドライウェルスプレイ(常設)によるドライウェルスプレイを実施する。

【有効性評価の対象としていないが取り得る手段】
I 技術基準上の全ての要求事項を満たすこと全てのプラント状況において適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となる代替格納容器冷却系、制熱冷却系、海水系、消火系、補給水系、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)及び可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水も実施可能である。
II 「海水タンク」から可搬型代替注水中型ポンプ可搬型代替注水大型ポンプによる代替注水貯槽への補給も可能である。また、「海水」から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替注水貯槽への補給も可能である。
III 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイによる格納容器圧力低下は、可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器圧力低下も実施可能である。
IV 技術基準上の全ての要求事項を満たすこと全てのプラント状況において適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となる可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)、消火系及び補給水系による格納容器スプレイも実施可能である。

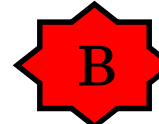
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」



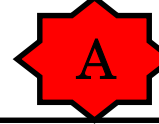
操作補足事項

低圧代替注水系（常設）により、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8）に維持可能であることを確認し「スクラム」へ移行する。
「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



重大事故等対策要領

【放射性降塵の発生としないが他に取替る手段】

I
技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのアラート状況において使用することは困難であるが、アラート状況によっては、事故対応に必要な設備となる代替格納容器冷却系、新設格納容器注水系、海水注水系、消防系、補給水系、可逆型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可逆型）及び可逆型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水（可逆型）による原子炉注水も実施可能である。

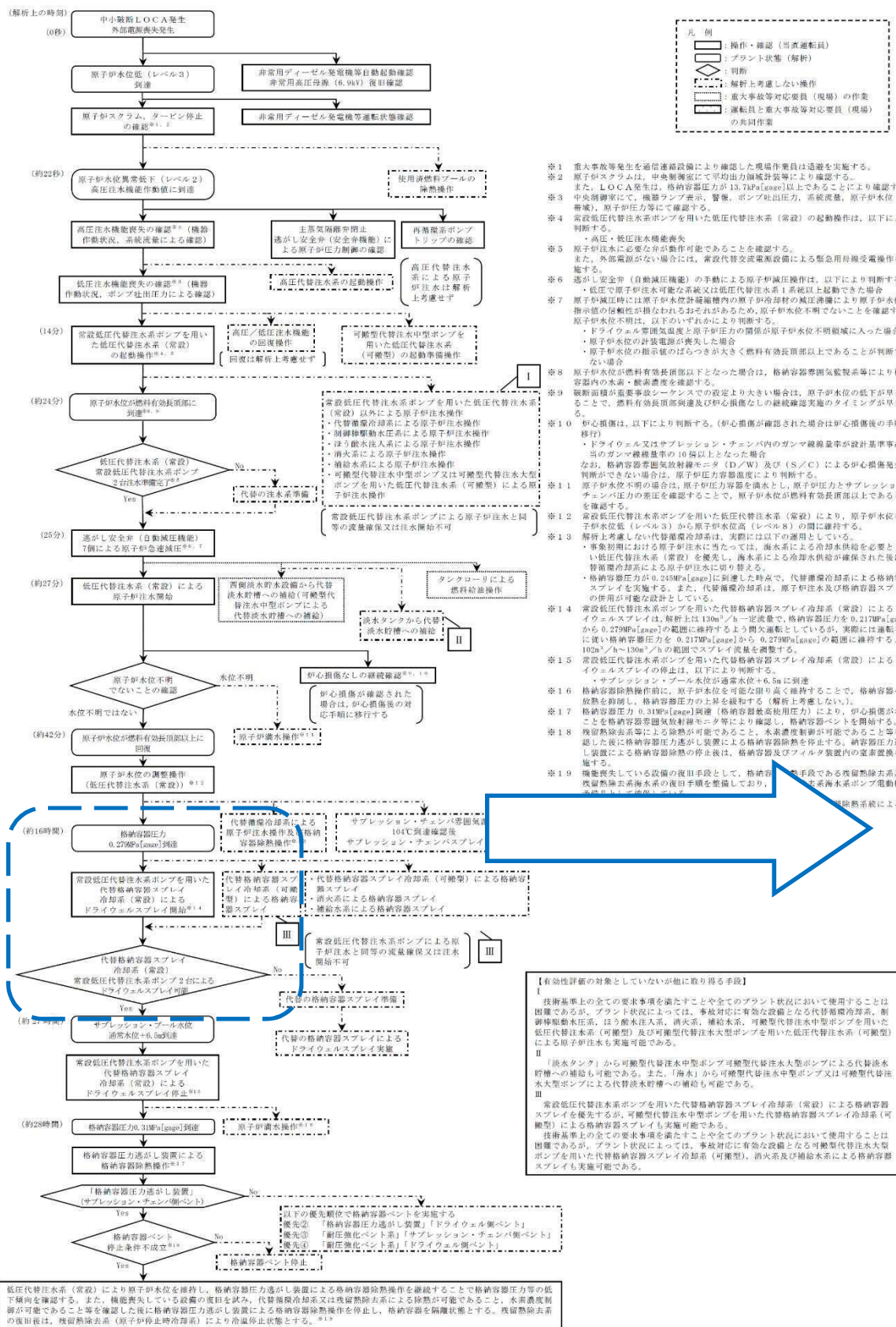
II
「海水タンク」から可逆型代替注水中型ポンプ可逆型代替注水大型ポンプによる代替注水貯槽への補給も可能である。また、「海水」から可逆型代替注水中型ポンプ又は可逆型代替注水大型ポンプによる代替注水貯槽への補給も可能である。

III
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを優先するが、可逆型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可逆型）による格納容器スプレイも実施可能である。

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのアラート状況において使用することは困難であるが、アラート状況によっては、事故対応に必要な設備となる可逆型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可逆型）、消防系及び補給水系による格納容器スプレイも実施可能である。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は避難を実施する。
- ※2 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。また、LOCA発生時は、格納容器圧力が13.7kPa[gage]以上であることを確認する。中央制御室にて、機器ランプ指示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位（広帯域）、原子炉圧力等にて確認する。
- ※3 常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水（常設）の起動操作は、以下により判断する。
 - ・高圧注水機能喪失による原子炉水位低下を確認することを確認する。
 - ・また、外部電源がない場合には、常設代替交流電源設備による緊急用母線受電操作を実施する。
- ※4 常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水（常設）の起動操作は、以下により判断する。
 - ・低圧で原子炉注水可能な状態又は低圧代替注水（高圧）系に起動した場合は、原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・原子炉水位の計装電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上であることを確認することを確認する。
- ※5 原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器周囲気配系等により格納容器内の水位・飽和濃度を確認する。
- ※6 原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上となった場合は、原子炉水位の低下が早くなること、燃料有効長頂部到達及び炉心損傷の継続確認実施のタイミングが早くなること、原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上であることを確認することを確認する。
- ※7 原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上となった場合は、原子炉水位の低下が早くなること、燃料有効長頂部到達及び炉心損傷の継続確認実施のタイミングが早くなること、原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上であることを確認することを確認する。
- ※8 原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上となった場合は、原子炉水位の低下が早くなること、燃料有効長頂部到達及び炉心損傷の継続確認実施のタイミングが早くなること、原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上であることを確認することを確認する。
- ※9 原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上となった場合は、原子炉水位の低下が早くなること、燃料有効長頂部到達及び炉心損傷の継続確認実施のタイミングが早くなること、原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上であることを確認することを確認する。
- ※10 原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上となった場合は、原子炉水位の低下が早くなること、燃料有効長頂部到達及び炉心損傷の継続確認実施のタイミングが早くなること、原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上であることを確認することを確認する。
- ※11 原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上となった場合は、原子炉水位の低下が早くなること、燃料有効長頂部到達及び炉心損傷の継続確認実施のタイミングが早くなること、原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上であることを確認することを確認する。
- ※12 原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上となった場合は、原子炉水位の低下が早くなること、燃料有効長頂部到達及び炉心損傷の継続確認実施のタイミングが早くなること、原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上であることを確認することを確認する。
- ※13 原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上となった場合は、原子炉水位の低下が早くなること、燃料有効長頂部到達及び炉心損傷の継続確認実施のタイミングが早くなること、原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上であることを確認することを確認する。
- ※14 原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上となった場合は、原子炉水位の低下が早くなること、燃料有効長頂部到達及び炉心損傷の継続確認実施のタイミングが早くなること、原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上であることを確認することを確認する。
- ※15 原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上となった場合は、原子炉水位の低下が早くなること、燃料有効長頂部到達及び炉心損傷の継続確認実施のタイミングが早くなること、原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上であることを確認することを確認する。
- ※16 原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上となった場合は、原子炉水位の低下が早くなること、燃料有効長頂部到達及び炉心損傷の継続確認実施のタイミングが早くなること、原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上であることを確認することを確認する。
- ※17 原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上となった場合は、原子炉水位の低下が早くなること、燃料有効長頂部到達及び炉心損傷の継続確認実施のタイミングが早くなること、原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上であることを確認することを確認する。
- ※18 原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上となった場合は、原子炉水位の低下が早くなること、燃料有効長頂部到達及び炉心損傷の継続確認実施のタイミングが早くなること、原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上であることを確認することを確認する。
- ※19 原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上となった場合は、原子炉水位の低下が早くなること、燃料有効長頂部到達及び炉心損傷の継続確認実施のタイミングが早くなること、原子炉水位の指示値が燃料有効長頂部以上であることを確認することを確認する。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

LOCAによる影響のほか、低圧注水機能喪失により、残留熱除去系の崩壊熱除去機能の喪失、逃がし安全弁からの排気によりサブプレッション・チェンバ圧力が上昇する。

ドライウェル圧力が13.7kPa [gage]以上であることを確認し「PCV圧力制御」に移行する。

サブプレッション・チェンバ圧力の監視を行う。

サブプレッション・チェンバ圧力が279kPa [gage]に到達したら、低圧代替注水（常設）による原子炉注水を停止し、代替格納容器スプレーを実施する。

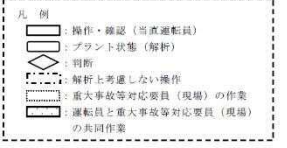
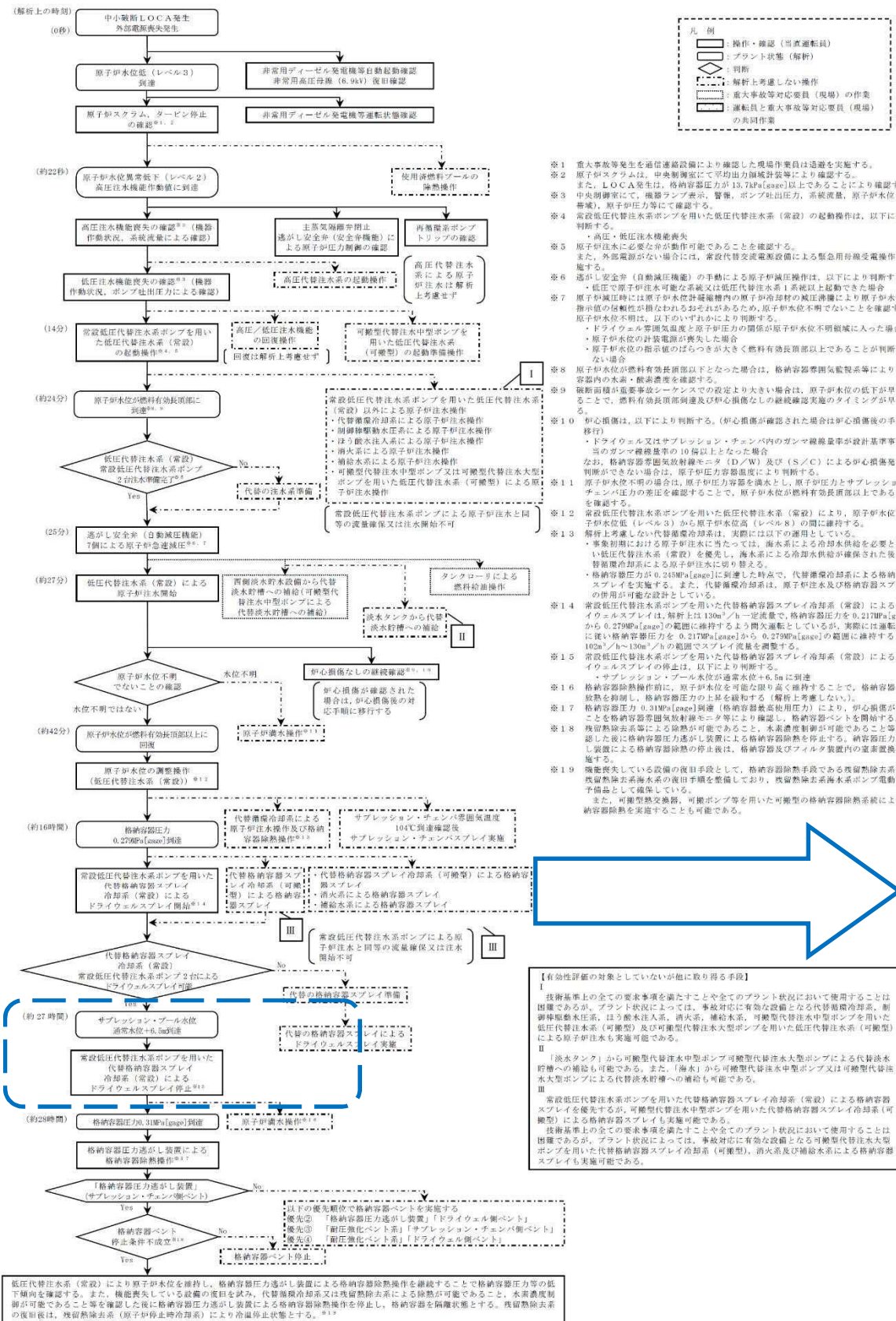
AM設備別操作手順書

AM⑤ 原子炉格納容器冷却

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は遠征を実施する。
- ※2 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。また、LOCA発生は、格納容器圧力が13.7kPa[ゲージ]以上であることを確認する。中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位（広範囲）、原子炉圧力等により確認する。
- ※3 高圧代替注水系統ポンプを用いた低圧代替注水系統（常設）の起動操作は、以下により判断する。
 - ・高圧・低圧注水機喪失
 - ・低圧代替注水可能な系統又は低圧代替注水系統1系統以上起動できた場合
- ※4 高圧代替注水系統ポンプを用いた低圧代替注水系統（常設）の起動操作は、以下により判断する。
 - ・高圧・低圧注水機喪失
 - ・低圧代替注水可能な系統又は低圧代替注水系統1系統以上起動できた場合
 - ・原子炉水位の指示値が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル等個気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の指示値が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きい燃料有効長範囲以上であることが判断できない場合
- ※5 原子炉水位が燃料有効長範囲以下となった場合は、格納容器等個気監視等により格納容器内の水素濃度を監視する。
- ※6 格納容器が重要事象シナシスでの設定より大きい場合は、原子炉水位の低下が早くなることで、燃料有効長範囲到達及び炉心損傷なしの継続確認実施のタイミングが早くなる。
- ※7 炉心損傷は、以下により判断する。（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行）
 - ・ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内部のガンマ線検出率が設計基準事故相対的ガンマ線検出率の10倍以上となった場合
 - ・なお、格納容器等個気放射線モニター（D/W）及び（M/S/C）による炉心損傷発生は判断できない場合は、原子炉圧力監視等により判断する。
- ※8 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力監視を講じ、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ内部の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料有効長範囲以上であることを確認する。
- ※9 常設低圧代替注水系統ポンプを用いた低圧代替注水系統（常設）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※10 解析上考慮しない代替注水系統は、実際には以下の運用としている。
 - ・緊急時における原子炉注水に当たっては、海水系による冷却水供給を必要とし、低圧代替注水系統（常設）を優先し、海水系による冷却水供給が確保された後に代替注水系統による原子炉注水に移行する。
 - ・格納容器圧力が0.24MPa[ゲージ]に到達した時点で、代替注水系統による格納容器スプレイを実施する。また、代替注水系統による格納容器スプレイを実施する。
- ※11 常設低圧代替注水系統ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウェルスプレイは、解析上は130m³/h一定流量で、格納容器圧力が0.217MPa[ゲージ]から0.279MPa[ゲージ]の範囲に維持するよう間欠運転としているが、実際には運転手順に準じて格納容器圧力を0.217MPa[ゲージ]から0.279MPa[ゲージ]の範囲に維持するよう100m³/h～130m³/hの範囲でスプレイ流量を調整する。
- ※12 常設低圧代替注水系統ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウェルスプレイの停止は、以下により判断する。
 - ・サブプレッション・プール水位が通常水位+0.5mに到達
 - ・格納容器除熱操作時に、原子炉水位を可能な限り高く維持することで、格納容器への放熱を抑制し、格納容器圧力の上昇を緩和する（解析上考慮しない）。
- ※13 格納容器圧力0.31MPa[ゲージ]到達（格納容器最高使用圧力）により、炉心損傷がないことを格納容器等個気放射線モニター等により確認し、格納容器ベントを開始する。
- ※14 残熱除去系等による除熱が可能な場合、水素濃度監視が可能なこと等を考慮した後に格納容器圧力が装置による格納容器除熱を停止する。格納容器圧力が装置による格納容器除熱の停止後は、格納容器及びフィルタ装置内の水素濃度を監視する。
- ※15 機能喪失している設備の復旧手段として、格納容器除熱手段である残留熱除去系及び残熱除去系海水系の復旧手段を準備しており、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ている。また、可変型熱交換器、可変ポンプ等を用いた可変型の格納容器除熱系による格納容器除熱を実施することも可能である。

【有効性評価の対象としないが他に取れる手段】

技術基準上の全ての要求事項を満たすことと安全でのプラント状況において実施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となる代替注水系統、制御設備海水系、ほう水注入系、消火系、連結水系、可変型代替注水系統ポンプを用いた低圧代替注水系統（可変型）及び可変型代替注水系統ポンプを用いた低圧代替注水系統（可変型）による原子炉注水も実施可能である。

Ⅱ 「海水タンク」から可変型代替注水系統ポンプ可変型代替注水系統ポンプによる代替注水貯槽への補給も可能である。また、「海水」から可変型代替注水系統ポンプ又は可変型代替注水系統ポンプによる代替注水貯槽への補給も可能である。

Ⅲ 常設低圧代替注水系統ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを優先するが、可変型代替注水系統ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可変型）による格納容器スプレイも実施可能である。

技術基準上の全ての要求事項を満たすことと安全でのプラント状況において実施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となる可変型代替注水系統ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可変型）、消火系及び連結水系による格納容器スプレイも実施可能である。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 格納容器制御「S/P水位制御」



操作補足事項

外部水源を使用した代替格納容器スプレイにより、サブプレッション・プール水位が上昇する。
サブプレッション・プール水位が+16.7cm以上であることを確認し、「S/P水位制御」に移行する。

サブプレッション・プール水位の監視を行い、+5.5m以上にて格納容器ベント準備操作を実施する。

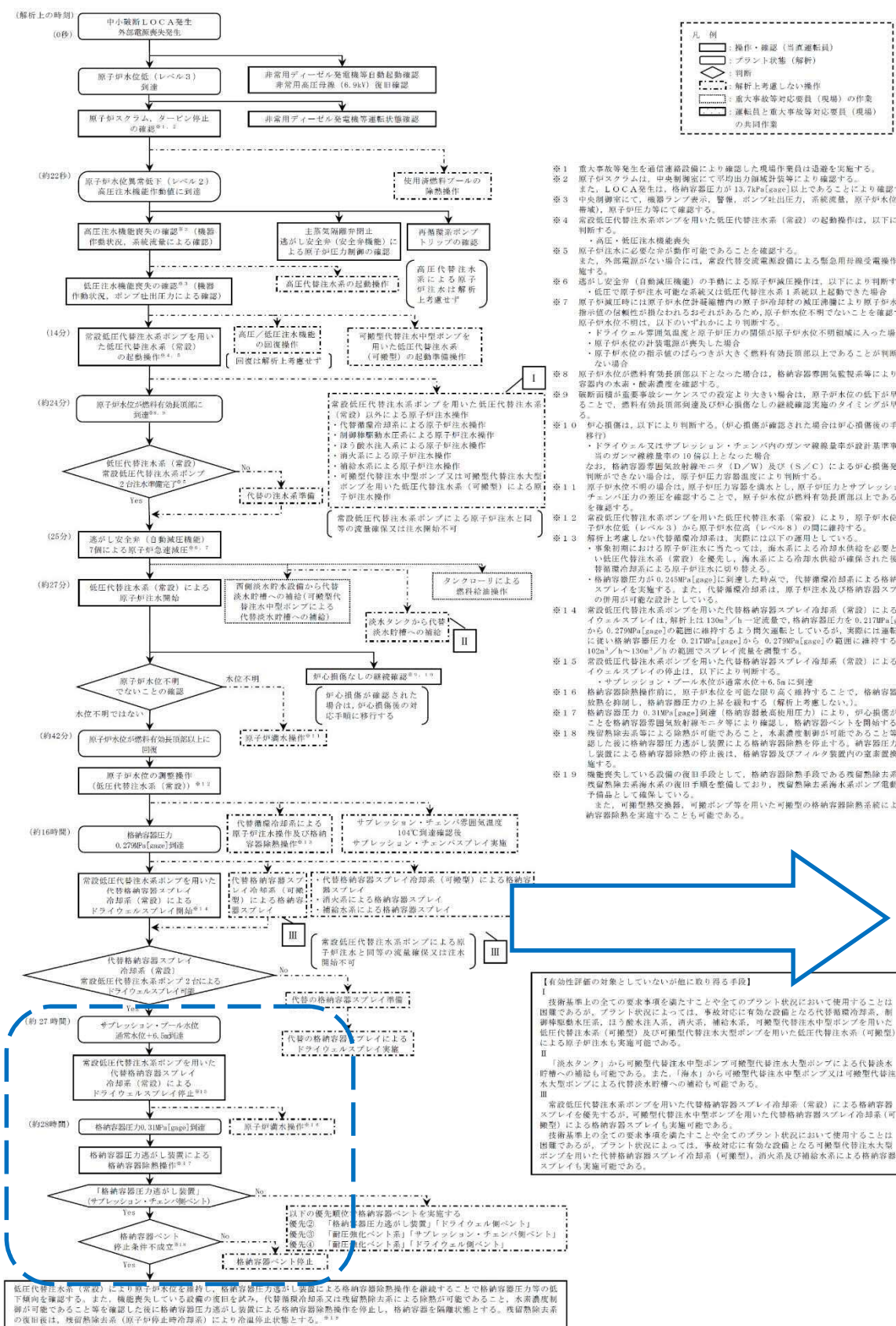
また、サブプレッション・プール水位の上昇が継続することにより+6.5m以上となったことを確認し、外部水源を使用した代替格納容器スプレイを停止する。

AM設備別操作手順書

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は迅速を実施する。
- ※2 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力偏転計装等により確認する。また、LOCA発生は、格納容器圧力が13.7kPa[gage]以上であることにより確認する。
- ※3 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位（広範囲）、原子炉圧力等にて確認する。
- ※4 常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水（常設）の起動操作は、以下により判断する。
 - ・高圧・低圧注水機能喪失
 - ・原子炉注水に必要な弁が動作可能であることを確認する。
 - また、外部電源がない場合には、常設代替注水系統設備による緊急用発電機稼働を実施する。
- ※5 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作は、以下により判断する。
 - ・低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水（系統）以上起動できる場合
 - ・原子炉減圧時には原子炉位付帯設備内の原子炉位制御の減圧確認により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル等開気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電流が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きい燃料有効長範囲以上であることが判断できない場合
- ※6 原子炉水位が燃料有効長範囲以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水位、飽和濃度を確認する。
- ※7 断続面積が重要断面積までの設定より大きい場合は、原子炉水位の低下が早くなることで、燃料有効長範囲到達及び炉心損傷なしの継続確認のタイミングが早くなる。
- ※8 炉心損傷は、以下により判断する。（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行）
 - ・ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線検量率が設計基準率相当のガンマ線検量率の10倍以上となった場合
 - ・格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）及び（S/C）による炉心損傷発生の可能性がない場合は、原子炉圧力調整により判断する。
- ※9 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力調整を優先とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料有効長範囲以上であることを確認する。
- ※10 常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水（常設）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※11 解析上考慮しない代替格納容器冷却系は、実際には以下の運用としている。
 - ・事故初期における原子炉注水に当たっては、海水系による冷却供給を必要としない低圧代替注水（常設）を優先し、海水系による冷却供給が確保された後に代替格納容器冷却系による原子炉注水に移り替える。
 - ・格納容器圧力が0.24MPa[gage]に到達した時点で、代替格納容器による格納容器スプレイを実施する。また、代替格納容器冷却系は、原子炉注水及び格納容器スプレイの使用が可能な設計としている。
- ※12 常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウェルスプレイは、解析上は130m³/h一定流量で、格納容器圧力を0.217MPa[gage]から0.279MPa[gage]の範囲に維持するよう閉鎖運転としているが、実際には運転手順に無い格納容器圧力を0.217MPa[gage]から0.279MPa[gage]の範囲に維持するよう100m³/h～130m³/hの範囲でスプレイ流量を調整する。
- ※13 常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウェルスプレイの停止は、以下により判断する。
 - ・サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達
 - ・格納容器除熱操作前に、原子炉水位を可能な限り高く維持することで、格納容器への放熱を抑制し、格納容器圧力の上昇を抑制する（解析上考慮しない）。
 - ・格納容器圧力0.31MPa[gage]到達（格納容器使用圧力）により、炉心損傷がないことを格納容器雰囲気放射線モニタ等により確認し、格納容器ベントを開始する。
 - ・残熱除去系等による除熱が可能であること、水素濃度制御が可能であること等を確認した後に格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を停止する。格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の停止後は、格納容器及びフィルタ装置内の窒素置換を実施する。
 - ※19 機能喪失している設備の復旧手段として、格納容器除熱手段である残熱除去系及び残熱除去系海水系の復旧手順を準備しており、残熱除去系海水系ポンプ電動機を予備品として備えている。また、可搬型熱交換器、可搬ポンプ等を用いた可搬型の格納容器除熱系統による格納容器除熱を実施することも可能である。
- ※14 常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウェルスプレイは、解析上は130m³/h一定流量で、格納容器圧力を0.217MPa[gage]から0.279MPa[gage]の範囲に維持するよう閉鎖運転としているが、実際には運転手順に無い格納容器圧力を0.217MPa[gage]から0.279MPa[gage]の範囲に維持するよう100m³/h～130m³/hの範囲でスプレイ流量を調整する。
- ※15 常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウェルスプレイの停止は、以下により判断する。
 - ・サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達
 - ・格納容器除熱操作前に、原子炉水位を可能な限り高く維持することで、格納容器への放熱を抑制し、格納容器圧力の上昇を抑制する（解析上考慮しない）。
 - ・格納容器圧力0.31MPa[gage]到達（格納容器使用圧力）により、炉心損傷がないことを格納容器雰囲気放射線モニタ等により確認し、格納容器ベントを開始する。
 - ・残熱除去系等による除熱が可能であること、水素濃度制御が可能であること等を確認した後に格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を停止する。格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の停止後は、格納容器及びフィルタ装置内の窒素置換を実施する。
 - ※19 機能喪失している設備の復旧手段として、格納容器除熱手段である残熱除去系及び残熱除去系海水系の復旧手順を準備しており、残熱除去系海水系ポンプ電動機を予備品として備えている。また、可搬型熱交換器、可搬ポンプ等を用いた可搬型の格納容器除熱系統による格納容器除熱を実施することも可能である。

操作補足事項

サブプレッション・プール水位+6.5m以上到達し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ停止後、サブプレッション・チェンバ圧力が上昇する。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに備え炉心損傷が発生していないことを確認する。

サブプレッション・チェンバ圧力を監視し、310kPa[gage]に到達したことを確認したら、格納容器ベントを実施する。

AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧
- AM⑥ 原子炉格納容器減圧

重大事故等対策要領

【有効性評価の対象としていないが他に取らざる手段】

技術基準上の全ての要求事項を満たすことと全てのアラート状況において使用することは困難であるが、アラート状況によっては、事故対応に有効な設備となる代替格納容器冷却系、制御格納容器注水、注水系統、補給系、可搬型代替注水ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）及び可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水も実施可能である。

Ⅱ 「淡水タンク」から可搬型代替注水中型ポンプ可搬型代替注水大型ポンプによる代替注水貯槽への供給も可能である。また、「海水」から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替注水貯槽への供給も可能である。

Ⅲ 常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを優先するが、可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイも実施可能である。

技術基準上の全ての要求事項を満たすことと全てのアラート状況において使用することは困難であるが、アラート状況によっては、事故対応に有効な設備となる可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、海水系及び補給系による格納容器スプレイも実施可能である。

1.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

特徴

原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することを想定する。

このため、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

事故条件

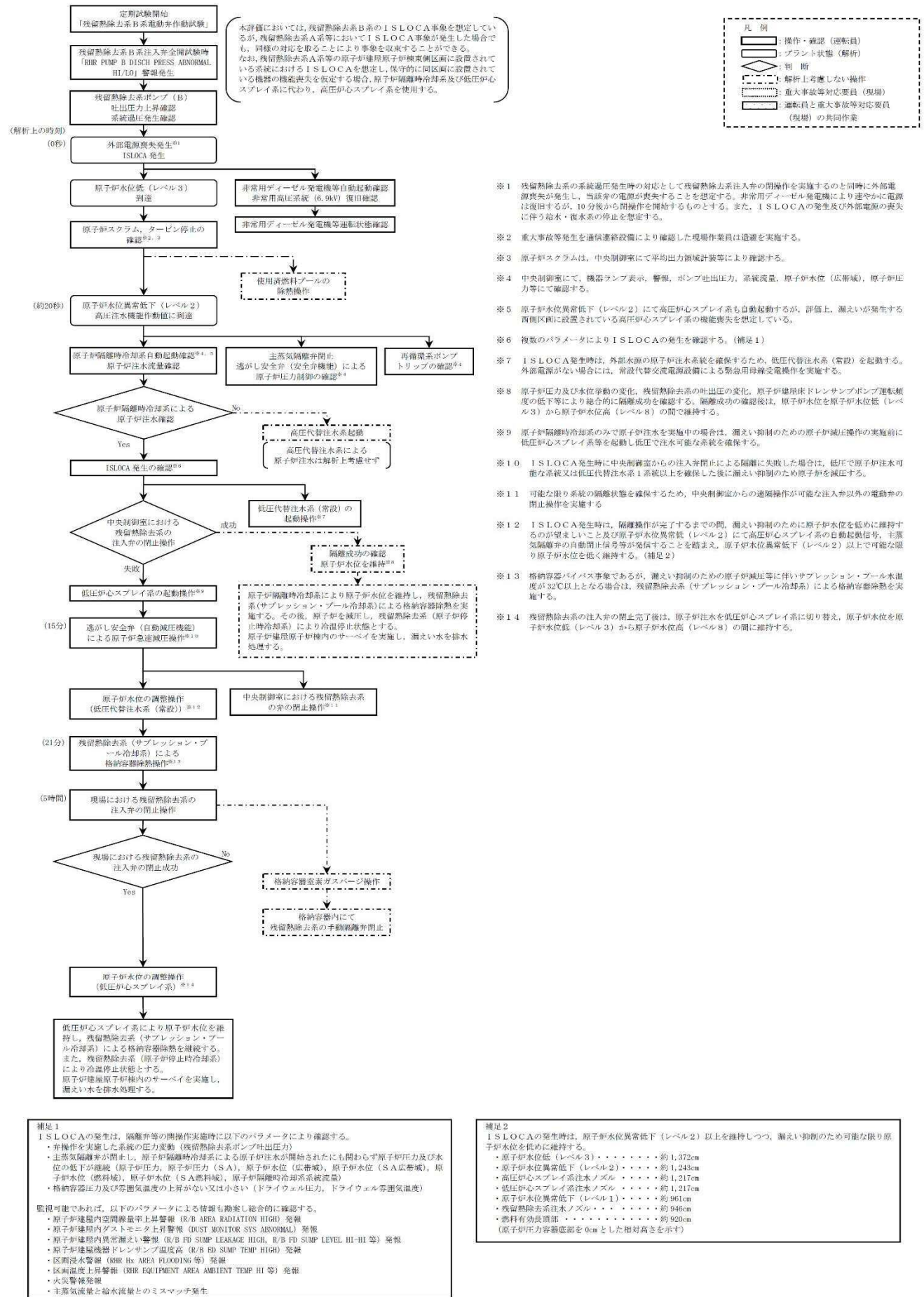
| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 | |
|------|---------------|---|--|
| 事故条件 | 起因事象 | 残留熱除去系B系の熱交換器フランジ部の破断 破断面積は約 21cm ² | 圧力応答評価に基づき評価した結果に十分に余裕をとった値として設定 |
| | 安全機能の喪失に対する仮定 | 残留熱除去系B系の機能喪失 高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系C系の機能喪失 | ISLOCAが発生した系統が機能喪失するものとして設定 残留熱除去系B系が設置されている原子炉建屋西側は原子炉冷却材の漏えいにより高温多湿となるため、保守的に同じ原子炉建屋西側に設置されている高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系C系が機能喪失するものとして設定 |
| | 外部電源 | 外部電源なし | 外部電源なしの場合は給水・復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定 また、原子炉スクラムまで炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは原子炉水位低(レベル3)、再循環系ポンプトリップは原子炉水位異常低下(レベル2)にて発生するものとする |

基本的な考え方

原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図り、また、逃がし安全弁によって原子炉を減圧することによる原子炉冷却材の漏えいの抑制及びISLOCAの発生箇所の隔離によって、格納容器外への原子炉冷却材の流出の防止を図る。

また、残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)による格納容器除熱を実施する。

解析上の対応手順の概要フロー



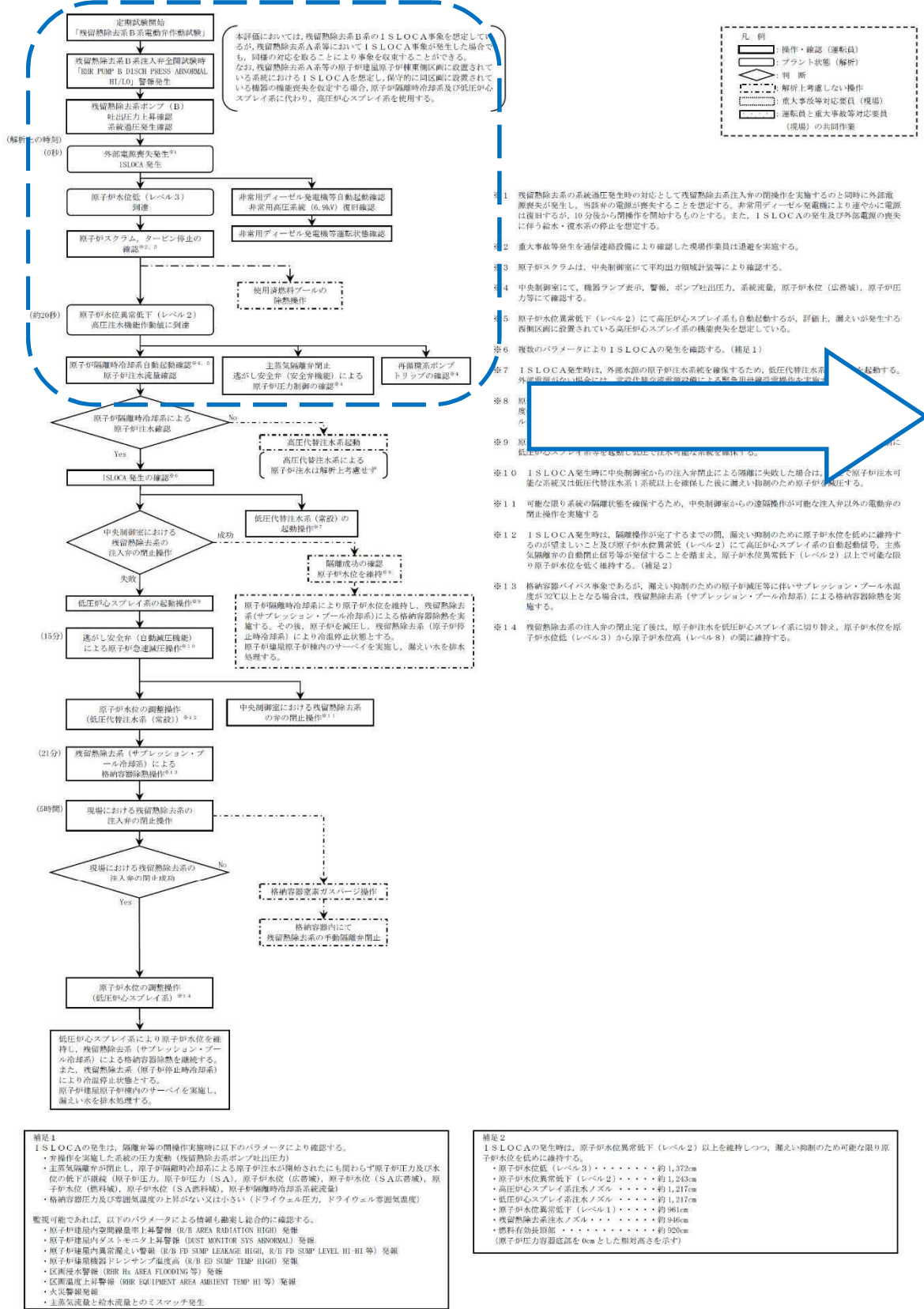
対応手順概要

- ISLOCAの発生
- 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- ISLOCA発生確認
- 中央制御室での残留熱除去系(低圧注水系)隔離失敗
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水
- 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)運転
- 現場操作での残留熱除去系隔離操作
- 残留熱除去系隔離後の水位維持

非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

原子炉水位低(レベル3)信号により原子炉がスクラムする。そのため、「スクラム」にて対応する。

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御」への導入を継続監視する。

原子炉水位異常低下(レベル2)で原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動するが、高圧炉心スプレイ系は漏えいが発生する同区画であるため機能喪失を仮定する。

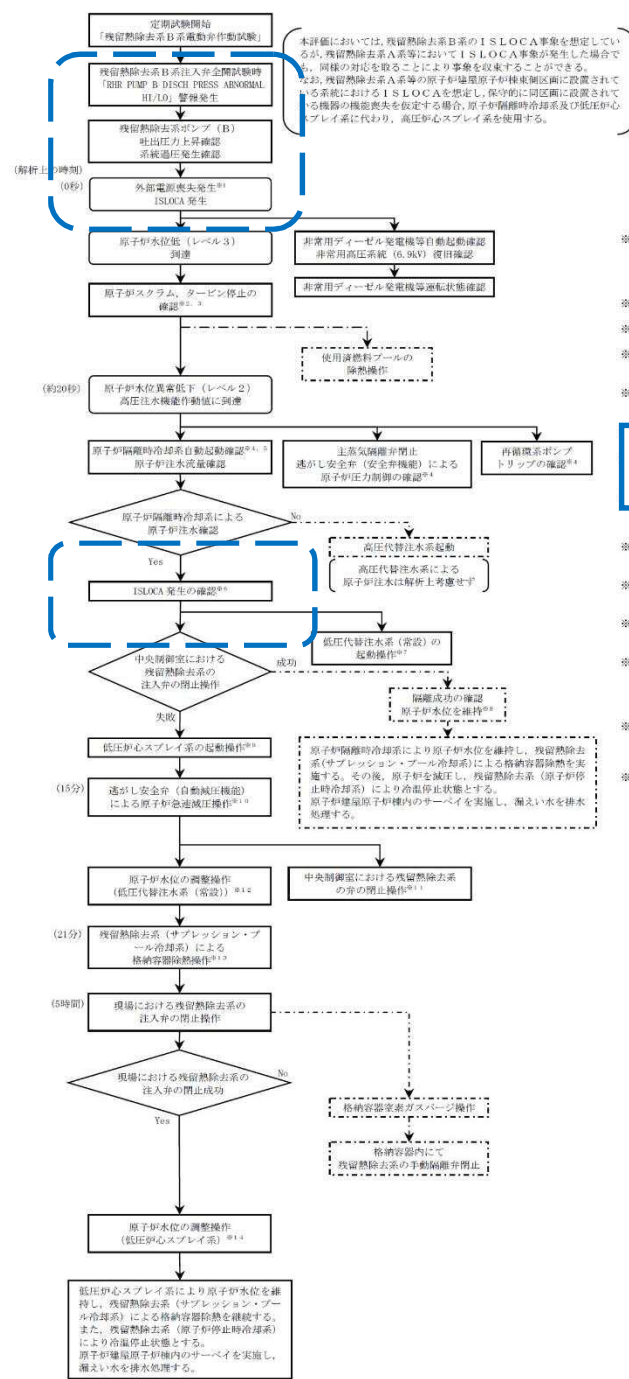
原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)～原子炉水位高(レベル8)に維持できないことから「水位確保」へ移行する。

AM設備別操作手順書

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



- *1 残留熱除去系の系統過圧発生時の対応として残留熱除去系注入弁の閉操作を実施すると同時に外部電源喪失が発生し、当該弁の電源が喪失することを想定する。非常用ディーゼル発電機により速やかに電源は確保するが、10分後から閉操作を開始するものとする。また、ISLOCAの発生及び外部電源の喪失に伴う給水・復水系の停止を想定する。
- *2 重大事故等発生を通信設備設備により確認した現場作業員は退避を実施する。
- *3 原子炉スクラムは、中央制御室にて手動出力削減装置により確認する。
- *4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位(広帯域)、原子炉圧力等にて確認する。
- *5 原子炉水位異常低下(レベル2)にて高圧中心スプレイズ系も自動起動するが、漏れが発生する箇所区域に設置されている高圧中心スプレイズ系の機能喪失を想定している。
- *6 原子炉スクラム(レベル3)から原子炉水位高(レベル3)の間で維持する。
- *9 原子炉隔離冷却系のみで原子炉注水を実施中の場合は、漏れ抑制のための高圧注水機操作の実施前に低圧中心スプレイズ系等を起動し低圧で注水可能な系統を確保する。
- *10 ISLOCA発生時に中央制御室からの注入弁閉止による隔離に失敗した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は高圧代替注水系1系統以上を確保した後に漏れ抑制のための原子炉注水を減圧する。
- *11 可能な限り系統の隔離状態を確保するため、中央制御室からの遠隔操作が可能な注入弁以外の電動弁の閉止操作を実施する。
- *12 ISLOCA発生時は、隔離操作が完了するまでの間、漏れ抑制のために原子炉水位を低めに維持することが望ましいこと及び原子炉水位異常低下(レベル2)にて高圧中心スプレイズ系の自動起動信号、主要気動機等の自動閉止信号等が発生することを踏まえ、原子炉水位異常低下(レベル2)以上で可能な限り原子炉水位を低く維持する。(補足2)
- *13 格納容器バイパス事故であるが、漏れ抑制のための原子炉注水等に伴いサブプレッション・プール本水位が規定以上となる場合は、残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)による格納容器除熱を実施する。
- *14 残留熱除去系の注入弁の閉止完了後は、原子炉注水を低圧中心スプレイズ系に切り替え、原子炉水位を原子炉水位高(レベル3)から原子炉水位高(レベル3)の間で維持する。

補足1
ISLOCAの発生は、隔離等の閉操作実施時に以下のパラメータにより確認する。
 ・ 制御室を緊急した系統の圧力変動 (残留熱除去系ポンプ吐出圧力)
 ・ 主要気動機が閉止し、原子炉隔離冷却系による原子炉注水を開始したにも関わらず原子炉圧力及び水位の低下が継続 (原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A)、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (S.A広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (S.A燃料域)、原子炉隔離冷却系系統流量)
 ・ 格納容器圧力及び容器温度の上昇がない又は小さい (ドライウェル圧力、ドワイウェル容器温度)
 監視可能であれば、以下のパラメータによる情報も総合的に確認する。
 ・ 原子炉建屋内部空間線量率上昇警報 (R/B AREA RADIATION HIGH) 発報
 ・ 原子炉建屋内部モニタリング警報 (R/B MONITOR SYS ABNORMAL) 発報
 ・ 原子炉建屋内部異常電圧警報 (R/B FB SUPPLY LEAKAGE HIGH, R/B FB SUPPLY LEVEL HI-HI 等) 発報
 ・ 原子炉建屋機器ドレンポンプ温度高 (R/B ED DRAIN TEMP HIGH) 発報
 ・ 区域浸水警報 (R/B AREA FLOODING 等) 発報
 ・ 区域温度上昇警報 (R/B EQUIPMENT AREA AMBIENT TEMP HI 等) 発報
 ・ 火災警報発報
 ・ 主要気動機と給水装置とのミスマッチ発生

補足2
ISLOCAの発生時は、原子炉水位異常低下(レベル2)以上を維持しつつ、漏れ抑制のため可能な限り原子炉水位を低めに維持する。
 ・ 原子炉水位低(レベル3)・・・約1,372cm
 ・ 原子炉水位異常低下(レベル2)・・・約1,243cm
 ・ 高圧中心スプレイズ系注水ノズル・・・約1,217cm
 ・ 低圧中心スプレイズ系注水ノズル・・・約1,217cm
 ・ 原子炉水位異常低下(レベル1)・・・約946cm
 ・ 残留熱除去系注水ノズル・・・約920cm
 (原子炉圧力容器底部を0cmとした相対高さを示す)

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

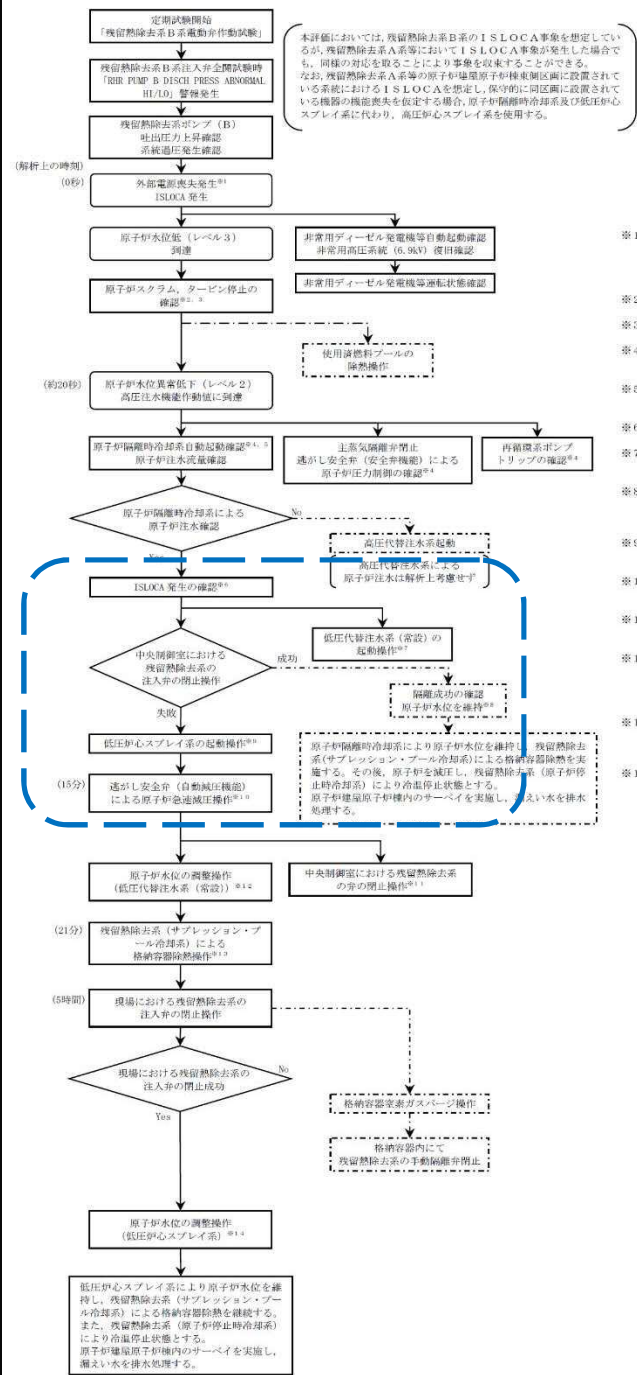
原子炉水位の低下、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏れに関する警報及びパラメータ指示の変化を確認し、「原子炉建屋制御」へ移行する。

AM設備別操作手順書

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



本評価においては、残留熱除去系B系の I S L O C A 事象を想定しているが、残留熱除去系A系等において I S L O C A 事象が発生した場合でも、同様の対応を取ることで事象を収束させることができる。なお、残留熱除去系A系等の原子炉建屋原子炉棟東側区域に設置されている系統における I S L O C A を想定し、保守的に同区域に設置されている機器の機能喪失を想定する場合は、原子炉隔離時冷却系及び低圧炉心スプレイ系に代わり、高圧炉心スプレイ系を使用する。



- ※1 残留熱除去系の系統過圧発生時の対応として残留熱除去系注入系の閉鎖操作を実施すると同時に外部電源喪失が発生し、当該系の電源が喪失することを想定する。非常用ディーゼル発電機により速やかに電源は復旧するが、10分後から閉鎖操作を開始するものとする。また、I S L O C A の発生及び外部電源の喪失に伴う給水・復水系の停止を想定する。
- ※2 重大事故等発生を通報連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。
- ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力監視装置等により確認する。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位 (広帯域)、原子炉圧力等にて確認する。
- ※5 原子炉水位異常低下 (レベル2) にて高圧炉心スプレイ系も自動起動するが、評価上、漏えいが発生する西側区域に設置されている高圧炉心スプレイ系の機能喪失を想定している。
- ※6 複数のパラメータにより I S L O C A の発生を確認する。(補足1)
- ※7 I S L O C A 発生時は、外部水源の原子炉注水系統を確保するため、低圧代替注水系 (常設) を起動する。外部電源がない場合には、常設発電機設備による緊急用母線受電機動作を実施する。
- ※8 原子炉圧力及び水位変動の変化、残留熱除去系の吐出圧の変化、原子炉建屋格納容器ドレンポンプ動作監視度の低下等により総合的に隔離成功を確認する。隔離成功の確認後は、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。
- ※9 原子炉隔離時冷却系のみで原子炉注水を実施中の場合は、漏えい抑制のための原子炉注水操作の実施前に低圧炉心スプレイ系等を起動し低圧で注水可能な系統を確保する。
- ※10 I S L O C A 発生時に中央制御室からの注入停止による隔離に失敗した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上を確保した後に漏えい抑制のための原子炉水位を低下させる。
- ※11 可能な限り系統の隔離状態を確保するため、中央制御室からの遠隔操作が可能でない人形以外の電動弁の閉鎖操作を実施する。
- ※12 I S L O C A 発生時の原子炉水位を維持し、主蒸気発生機 (SG) の自動閉鎖弁の閉鎖を抑制し、原子炉水位を維持する。
- ※13 格納容器パイプの温度が 32℃ 以上となる場合は、格納容器冷却系 (SAC) の運転を停止し、原子炉水位を調整する。
- ※14 残留熱除去系の注入停止完了後は、原子炉注水を低圧炉心スプレイ系に切り替え、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。

補足1
I S L O C A の発生は、隔離等の閉鎖操作実施時に以下のパラメータにより確認する。
・閉鎖操作を実施した系統の圧力変動 (残留熱除去系ポンプ吐出圧力)
・主蒸気発生機が閉鎖し、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を開始されたにも関わらず原子炉圧力及び水位の低下が継続 (原子炉圧力 (S A)、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (S A 広帯域)、原子炉水位 (燃料床)、原子炉水位 (S A 燃料床)、原子炉隔離時冷却系流量)
・格納容器圧力及び空温湿度の上昇がない又は小さい (ドライウエル圧力、ドライウエル空温湿度)

監視可能であれば、以下のパラメータによる情報も参照し総合的に確認する。
・原子炉建屋内空温湿度上昇警報 (R/B AREA RADIATION HIGH) 発報
・原子炉建屋内ダストモニタ上昇警報 (DUST MONITOR SYS ABNORMAL) 発報
・原子炉建屋内異常漏えい警報 (R/B FD SUMP LEAKAGE HIGH, R/B FD SUMP LEVEL HI-HI 等) 発報
・原子炉建屋格納容器ドレンポンプ流量高 (R/B FD SUMP TEMP HIGH) 発報
・区域水漏警報 (R/B H AREA FLOODING 等) 発報
・区域温度上昇警報 (R/R EQUIPMENT AREA AMBIENT TEMP HI 等) 発報
・火災警報発報
・主蒸気発生機と給水調整室とのミスワッチ発生

補足2
I S L O C A の発生時は、原子炉水位異常低下 (レベル2) 以上を維持しつつ、漏えい抑制のための可能な限り原子炉水位を低めに維持する。
・原子炉水位低 (レベル3) 約 1.372m
・原子炉水位異常低下 (レベル2) 約 1.245m
・高圧炉心スプレイ系注水ノズル 約 1.217m
・低圧炉心スプレイ系注水ノズル 約 1.217m
・原子炉水位異常低下 (レベル1) 約 0.61m
・残留熱除去系注水ノズル 約 0.66m
・燃料有効長範囲 約 520cm
(原子炉圧力容器底部を 0cm とした相対高さを示す)

非常時運転手順書

非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」 原子炉建屋制御



操作補足事項

I S L O C A を判断した場合は、破損箇所を特定し隔離する。
速やかな破損箇所の隔離が失敗した場合は低圧で原子炉に注水可能な系統を起動し「急速減圧」へ移行する。

対応手順では、急速減圧に備えて低圧炉心スプレイ系を起動、合わせて外部水源を使用する低圧代替注水系 (常設) を起動し原子炉水位を維持する。

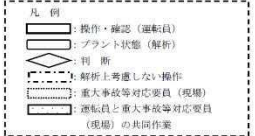
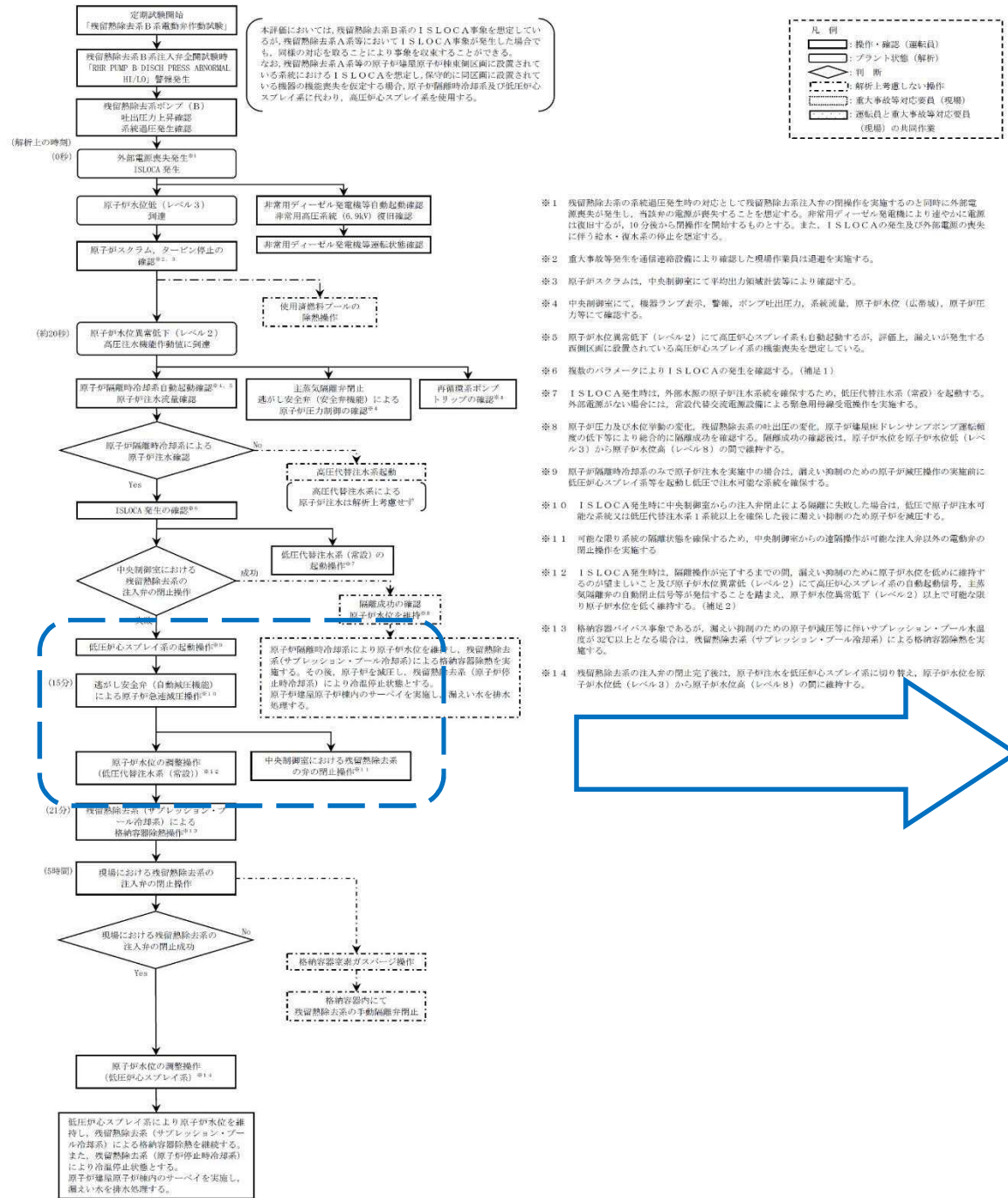
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 残留熱除去系の系統過圧発生時の対応として残留熱除去系注入弁の閉鎖を実施すると同時に外部電源喪失が発生し、蓄積水の電圧が低下することを想定する。非常用ディーゼル発電機により速やかに電圧を回復する。10分後から再稼働を開始するものとする。また、SLOCAの発生及び外部電源の喪失に伴い給水・排水系の停止を想定する。
- ※2 重大事故等発生を通報連絡設備により確認した場合は、現場作業員は避難を実施する。
- ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて半出力領域に到達により確認する。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位（広帯域）、原子炉圧力等にて確認する。
- ※5 原子炉水位異常低下（レベル2）にて高圧中心スプレイ系も自動起動するが、評価上、漏えいが発生する西側配管に設置されている高圧中心スプレイ系の機能喪失を想定している。
- ※6 複数のパラメータによりSLOCAの発生を確認する。（補足1）
- ※7 SLOCA発生時は、外部水質の原子炉注水系統を確保するため、低圧代替注水（常設）を起動する。外部電源がない場合には、常設代替交流電源装置による緊急用待機電源を失効する。
- ※8 原子炉圧力及び水位変動の変化、残留熱除去系の吐出圧力の変化、原子炉建屋地下ドレンサンプポンプ運転頻度の低下等により総合的に隔離成功を確認する。隔離成功の確認後は、原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル3）から原子炉水位異常（レベル4）の間で維持する。
- ※9 原子炉隔離時冷却系のみで原子炉注水を実施中の場合は、漏えい抑制のための原子炉減圧操作の実施前に低圧中心スプレイ系等を起動し低圧で注水可能な状態を確保する。
- ※10 SLOCA発生時に中央制御室からの注入弁閉鎖による隔離に失敗した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系統以上を確保した後に漏えい抑制のため原子炉を減圧する。
- ※11 可能な限り系統の隔離状態を確保するため、中央制御室からの遠隔操作が可能な注入弁以外の電動弁の閉鎖操作を実施する。
- ※12 SLOCA発生時は、隔離操作が完了するまでの間、漏えい抑制のために原子炉水位を低めに維持するが、必要に応じて及び原子炉水位異常低下（レベル2）にて高圧中心スプレイ系の自動起動信号、主蒸気隔離弁の自動閉鎖信号等が発信することを踏まえ、原子炉水位異常低下（レベル2）以上で可能な限り原子炉水位を低く維持する。（補足2）
- ※13 格納容器ヘイパース事故であるが、漏えい抑制のための原子炉減圧等に併しサブプレッション・プール水温度が32℃以上となる場合は、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器冷却熱を実施する。
- ※14 残留熱除去系注入弁の閉鎖完了後は、原子炉注水を低圧中心スプレイ系に切り替え、原子炉水位を原子炉水位異常（レベル4）から原子炉水位異常（レベル4）の間で維持する。

補足1
SLOCAの発生は、隔離弁等の閉鎖作業完了時に以下のパラメータにより確認する。
・予備を発生した系統の圧力変動（残留熱除去系シフト吐出圧力）
・主蒸気隔離弁が閉鎖し、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が開始されたにも関わらず原子炉圧力及び水位の低下が継続（原子炉圧力、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（S.A.広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S.A.燃料域）、原子炉隔離時冷却系系統流量）
・格納容器圧力及び冷却温度の上昇がない又は小さい（ドライウェル圧力、ドライウェル冷却温度）
監視可能であれば、以下のパラメータによる情報も総合的に確認する。
・原子炉建屋内空門閉鎖量上昇警報（炉内 AREA RADIATION HIGH）警報
・原子炉建屋内システム異常警報（DIST BOWTHER SYS ABNORMAL）警報
・原子炉建屋内異常漏えい警報（炉内 FD SUMP LEAKAGE HIGH、炉内 FD SUMP LEVEL HI-HI 等）警報
・原子炉建屋地下ドレンサンプ温度高（炉内 ED SUMP TEMP HIGH）警報
・区域浸水警報（DRY AREA FLOODING 等）警報
・区域温度上昇警報（DRY EQUIPMENT AREA AMBIENT TEMP HI 等）警報
・火災警報警報
・主蒸気流量と給水流量とのミスマッチ発生

補足2
SLOCAの発生時は、原子炉水位異常低下（レベル2）以上を維持しつつ、漏えい抑制のため可能な限り原子炉水位を低めに維持する。
・原子炉水位異常低下（レベル3）・・・約1,372cm
・原子炉水位異常低下（レベル2）・・・約1,245cm
・高圧中心スプレイ系注水ノズル・・・約1,217cm
・低圧中心スプレイ系注水ノズル・・・約1,217cm
・原子炉水位異常低下（レベル1）・・・約961cm
・残留熱除去系注水ノズル・・・約946cm
・燃料有効層高・・・約920cm
（原子炉圧力容器底部を0cmとした相対高さを示す）

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

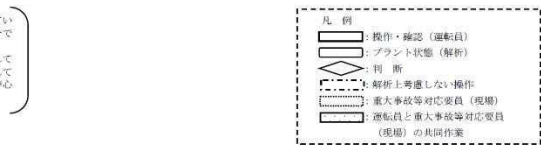
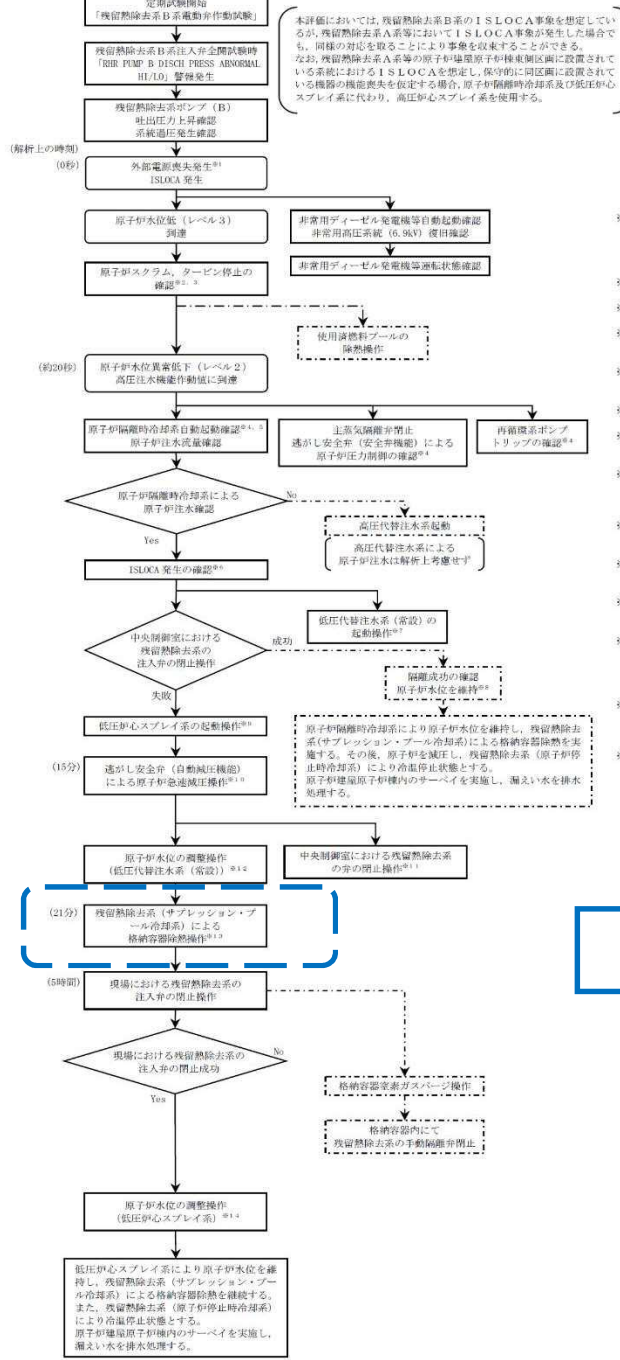
低圧炉心スプレイ系の起動を確認し、逃がし安全弁（自動減圧機能）7弁にて原子炉を減圧する。原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。
原子炉水位計正常を確認後「原子炉建屋制御」へ移行する。

- ### AM設備別操作手順書
- AM③ 原子炉注水
 - AM④ 原子炉減圧

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 残留熱除去系の系統過圧発生時の対応として残留熱除去系注入の開始操作を実施すると同時に外部電源喪失が発生し、当該系の電源が喪失することを想定する。非常用ディーゼル発電機により速やかに電源は復旧するが、10分後から開始操作を開始するものとする。また、ISLOCAの発生及び外部電源の喪失に伴う給水・復水系の停止を想定する。
- ※2 重大事故等発生を通報連絡設備により確認した現場作業員は避難を実施する。
- ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力監視計装等により確認する。
- ※4 中央制御室にて、機銃ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位（広帯域）、原子炉圧力等にて確認する。
- ※5 原子炉水位異常低下（レベル2）にて高圧中心スプレイ系も自動起動するが、評価上、漏えいが発生する西側区域に設置されている高圧中心スプレイ系の機能喪失を想定している。
- ※6 複数のパラメータによりISLOCAの発生を確認する。（補足1）
- ※7 ISLOCA発生時は、外部水源の原子炉注水システムを確保するため、低圧代替注水系統（常設）を起動する。外部電源がない場合には、常設代替交流電源設備による緊急用母線受電機作を実施する。
- ※8 原子炉圧力及び水位変動の発生、残留熱除去系の吐出圧力の低下、原子炉建屋格納容器圧力変動の低下等により総合的に隔離成功を確認する。隔離成功の確認後は、原子炉水位が原子炉水位（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。
- ※9 原子炉隔離時冷却系のみで原子炉注水を実施中の場合は、漏えい抑制のための原子炉減圧操作の実施前に低圧中心スプレイ系等を起動し低圧注水可能な系統を確保する。
- ※10 ISLOCA発生時に中央制御室からの注入停止による隔離に失敗した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系統1系統以上を確保した後に、隔離のための原子炉を減圧する。
- ※11 可能な限り系統の隔離状態を確保するため、中央制御室からの遠隔操作が可能な注入系以外の電動弁の閉止操作を実施する。
- ※12 ISLOCA発生時は、隔離操作が完了するまでの間、漏えい抑制のために原子炉水位を低めに維持するが望ましいこと及び原子炉水位異常低（レベル2）にて高圧中心スプレイ系の自動起動信号、主蒸気隔離弁の自動閉止信号等が発信することを踏まえ、原子炉水位異常低下（レベル2）以上で可能な限り原子炉水位を低く維持する。（補足2）
- ※13 格納容器バイパス事象であるが、漏えい抑制のための原子炉減圧に伴いサブプレッション・プール水温度が32℃以上となる場合は、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱を実施する。
- ※14 残留熱除去系の注入停止完了後は、原子炉注水を低圧中心スプレイ系に切り替え、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 格納容器制御「S/P温度制御」



操作補足事項

原子炉の減圧に伴い、サブプレッション・プール水温度が上昇する。サブプレッション・プール水温度32℃を超える場合は、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水冷却を実施する。

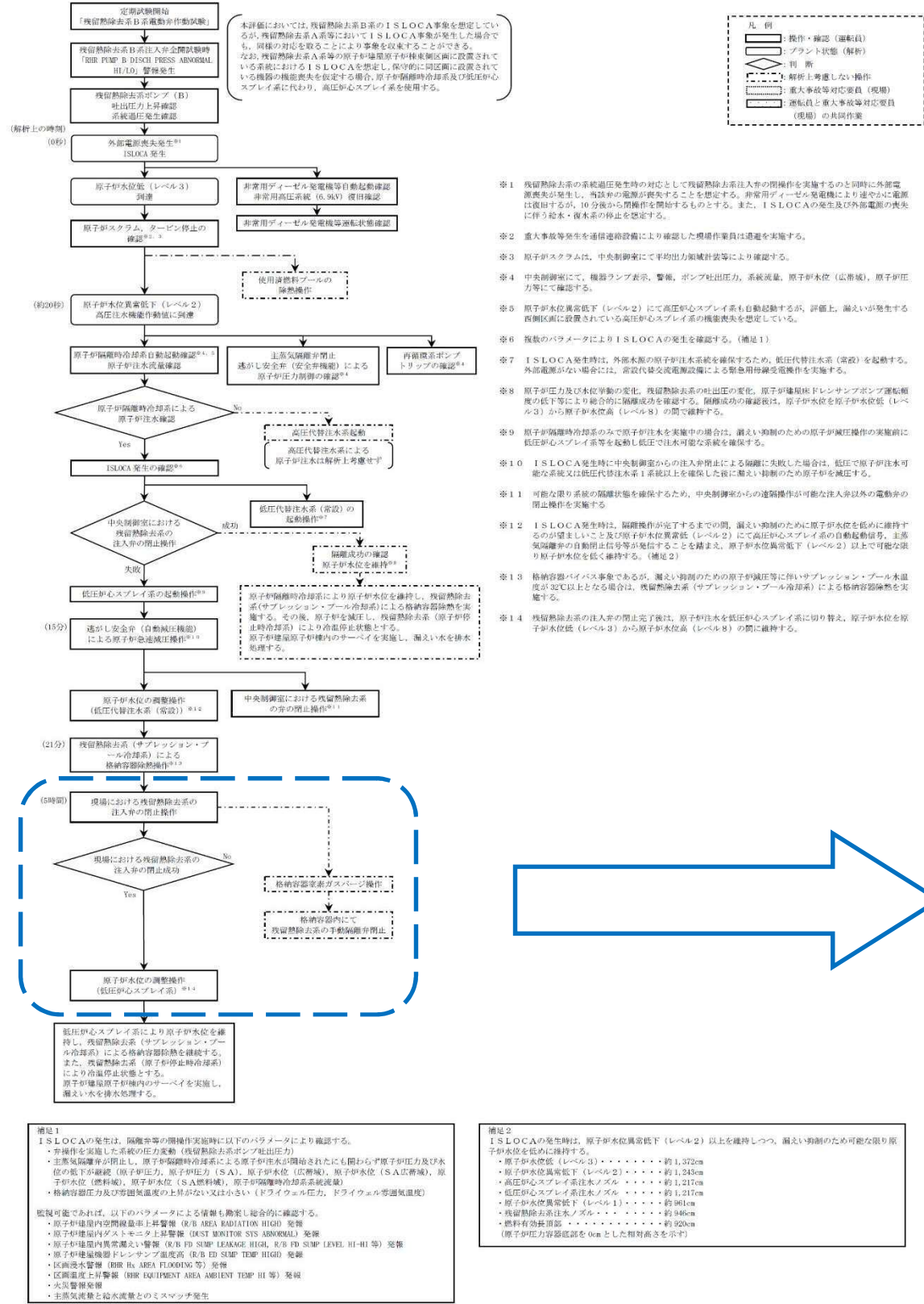
AM設備別操作手順書

AM⑩ 除熱

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「EOP」 原子炉建屋制御



操作補足事項

原子炉冷却材の流出が継続しているため、原子炉水位を原子炉水位異常低下 (レベル2) ～原子炉水位低 (レベル3) で維持する。

漏えい箇所の隔離が完了するまでの間は漏えい抑制のため原子炉水位は低めに制御する。

漏えい継続中は外部水源の低圧代替注水系 (常設) にて原子炉水位を調整する。

漏えい箇所の隔離完了後は、原子炉注水を内部水源となる低圧炉心スプレイス系に切替え、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) ～原子炉水位高 (レベル8) に維持可能であることを確認し「水位確保」へ移行する。

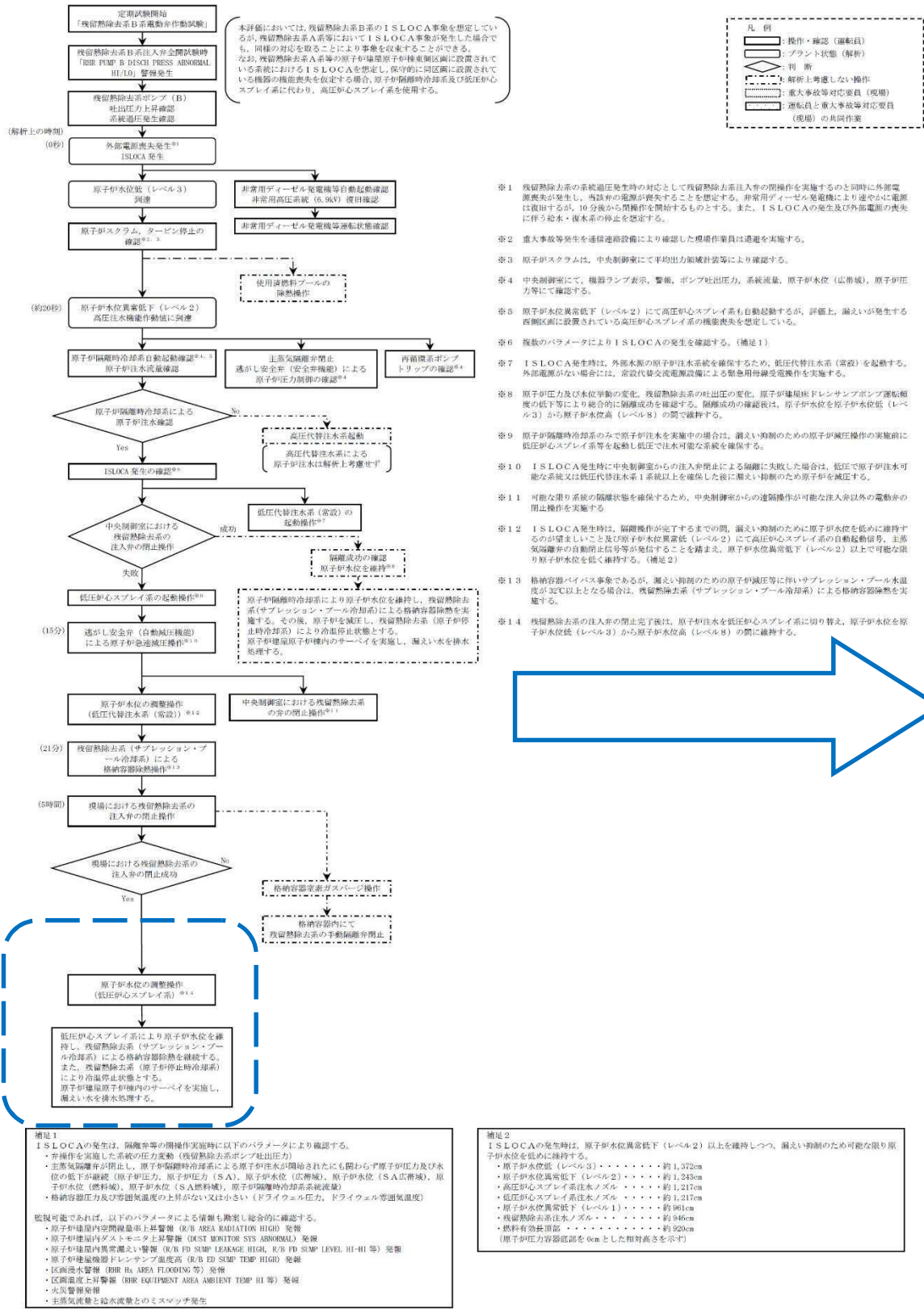
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

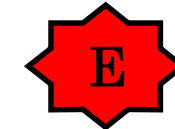
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3)～原子炉水位高 (レベル8) に維持可能であることを確認し「スクラム」に移行する。

「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



重大事故等対策要領

1.8 津波浸水における最終ヒートシンク喪失

特徴

基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地に遡上する津波」という。）により海水取水設備及び原子炉建屋内設備への浸水が発生し、崩壊熱除去機能及び原子炉注水機能が喪失することを想定する。このため、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

基本的な考え方

敷地に遡上する津波に対する津波防護対策を実施した設備による原子炉注水によって炉心を冷却することで炉心損傷の防止を図るとともに、格納容器冷却及び格納容器除熱を実施する。

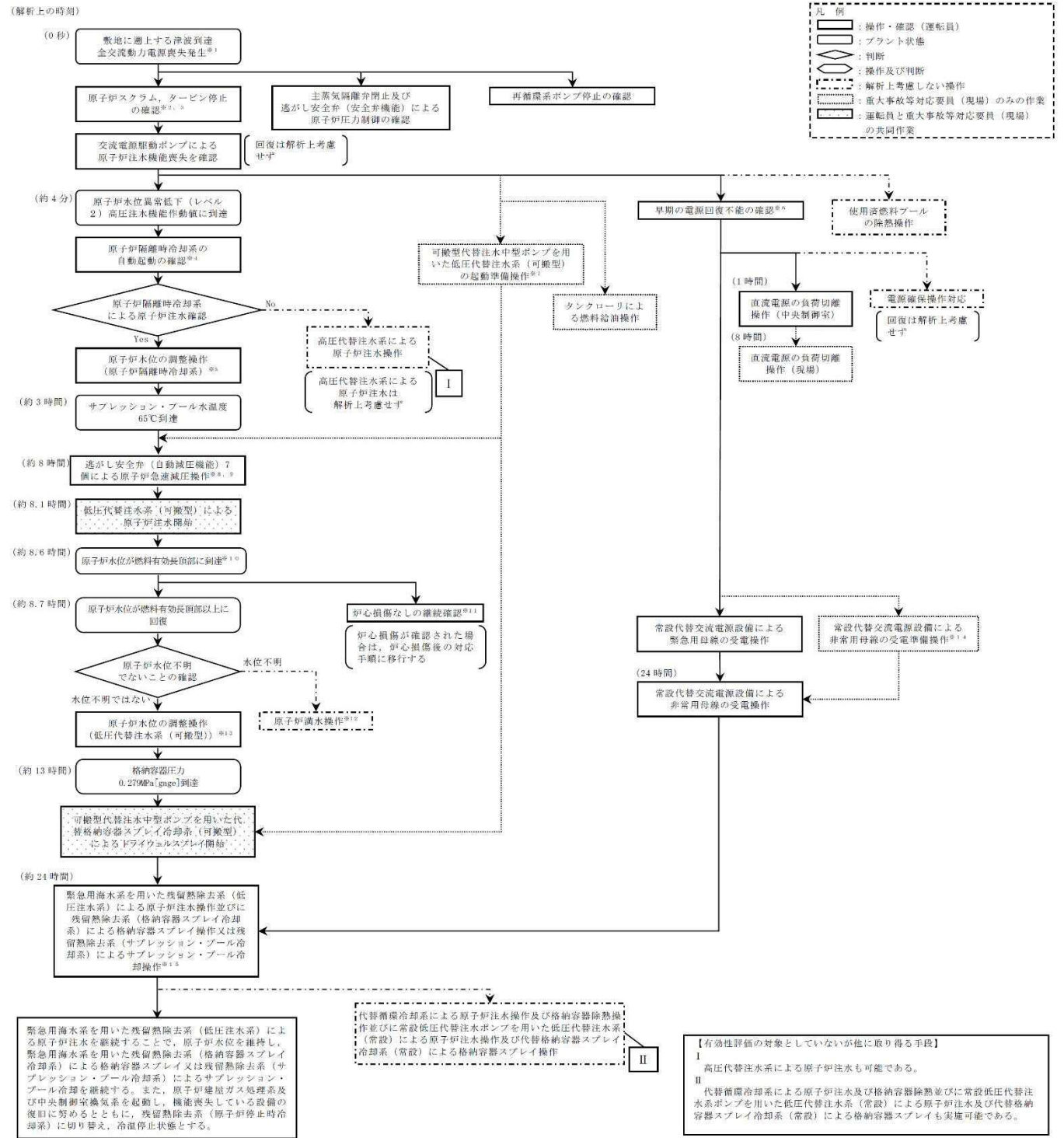
対応手順概要

- 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 直流電源負荷切離し
- 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水
- 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却
- 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
- 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱

事故条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|---------------|------------------------|---|
| 起因事象 | 敷地に遡上する津波発生 | 敷地に遡上する津波による敷地への津波浸水が発生する事象を設定 |
| 安全機能の喪失に対する仮定 | 崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失 | 残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機等の取水機能喪失を想定し、崩壊熱除去機能及び全交流動力電源が喪失するものとして設定 |
| 外部電源 | 外部電源なし | 敷地に遡上する津波に対する防護対策を実施した可搬型設備及び接続口を含めた重大事故等対策の有効性を評価する観点から、交流動力電源は24時間使用できないものとして設定 |

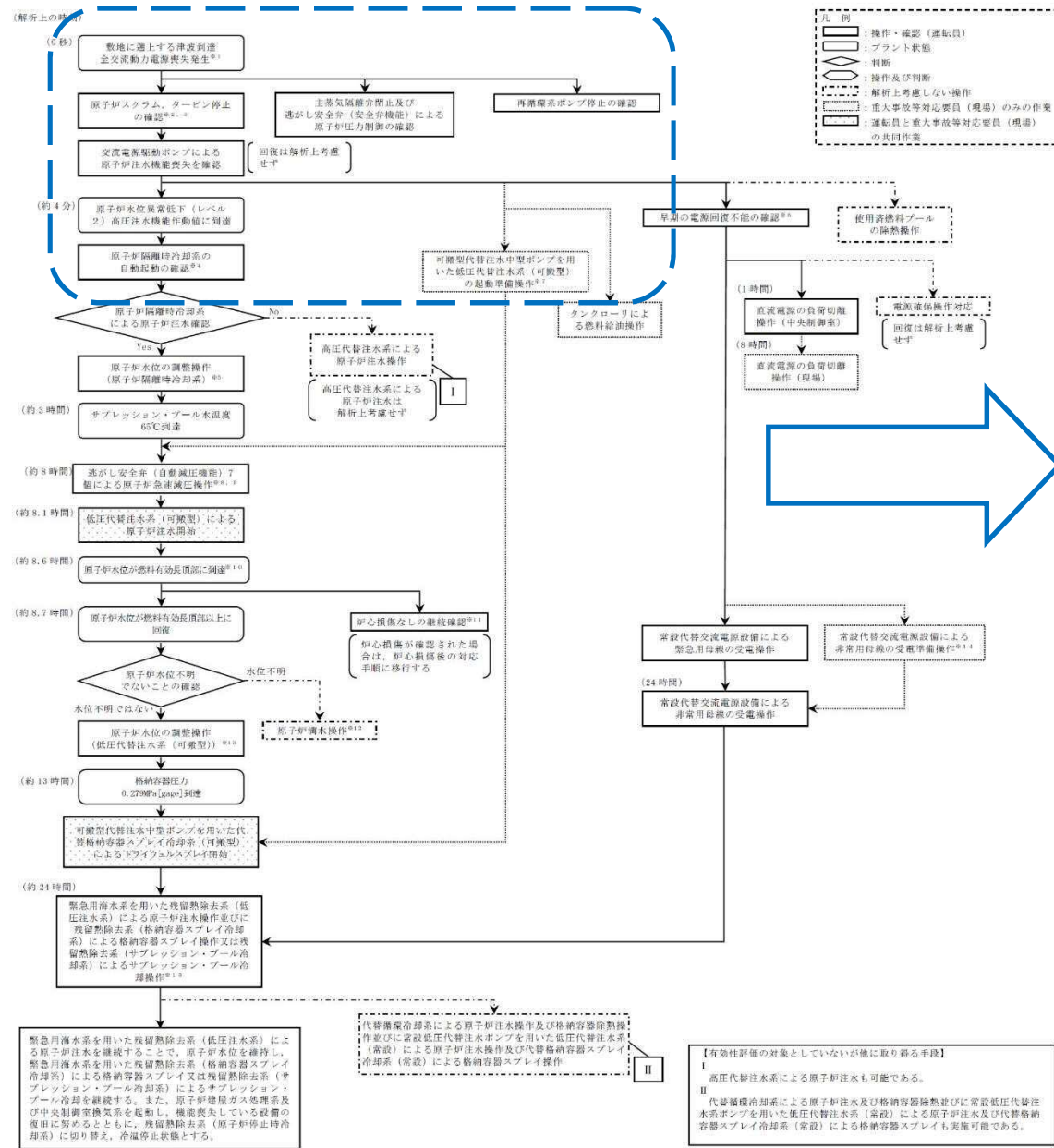
解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

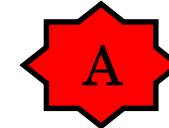
解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 敷地に遡上する津波の到達に伴い緊急停止ポンプが停止し原子炉が使用不能となることで給水流量の全喪失が発生する。また、重要事故シナリオにおいては、「外部電源喪失+DC事故+炉PCC事故（蓄電池枯渇+IC停止）」との仮設性を考慮して、外部電源喪失を想定し、かつ、全ての非常用ディーゼルの発電機等からの受電に失敗することにより、全ての炉内高圧系（6.9kV）が使用不能となった場合、全交流動力電源喪失が発生する。
- ※2 重大事故発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は迅速な対応を実施する。
- ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を厳しくする観点で原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ点滅、警報、タービン回転速度、ポンプ吐出圧力、系統送電量にて確認する。
- ※5 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※6 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼルの発電機等の起動ができず、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※7 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水の準備（原子炉注水に必要な弁の手動開閉等）を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※8 サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール熱容量制限（原子炉が高圧の場合は65℃）に到達又は超過した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系統以上起動できた後に原子炉減圧操作を実施する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水が開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、評価上は可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）のみによる水位回復性を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
- ※9 原子炉減圧時には原子炉水位計補償内の原子炉冷却水の減圧過程により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のほとんどが大きく異なる燃料有効長領域以上であることが判断できない場合
- ※10 原子炉水位が燃料有効長領域以下となった場合は、格納容器調圧調整系等により格納容器内の水素・酸素濃度を維持する。
- ※11 炉心損傷は、以下により判断する。（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行）
 - ・ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線量率が設計基準事故相当のガンマ線量率の10倍以上となった場合
 - ・なお、格納容器内空気放射線量率（D/A値）及び（S/A値）による炉心損傷発生の可能性が低い場合は、原子炉圧力調整温度により判断する。
- ※12 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力調整を優先とし、原子炉圧力とサプレッション・チェンバ内圧力の確認を確認することで、原子炉水位が燃料有効長領域以上であることを確認する。
- ※13 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※14 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。
- ※15 残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて残留熱除去系（低圧注水系）に切り替え、原子炉水位高（レベル8）にて残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

「敷地に遡上する津波」の到達及び「給水流量全喪失」「全交流動力電源喪失」事象発生。

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御」への導入を継続監視する。

全給水喪失により原子炉スクラム後も原子炉水位は低下し、原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8）に維持不可能のため、「水位確保」へ移行する。

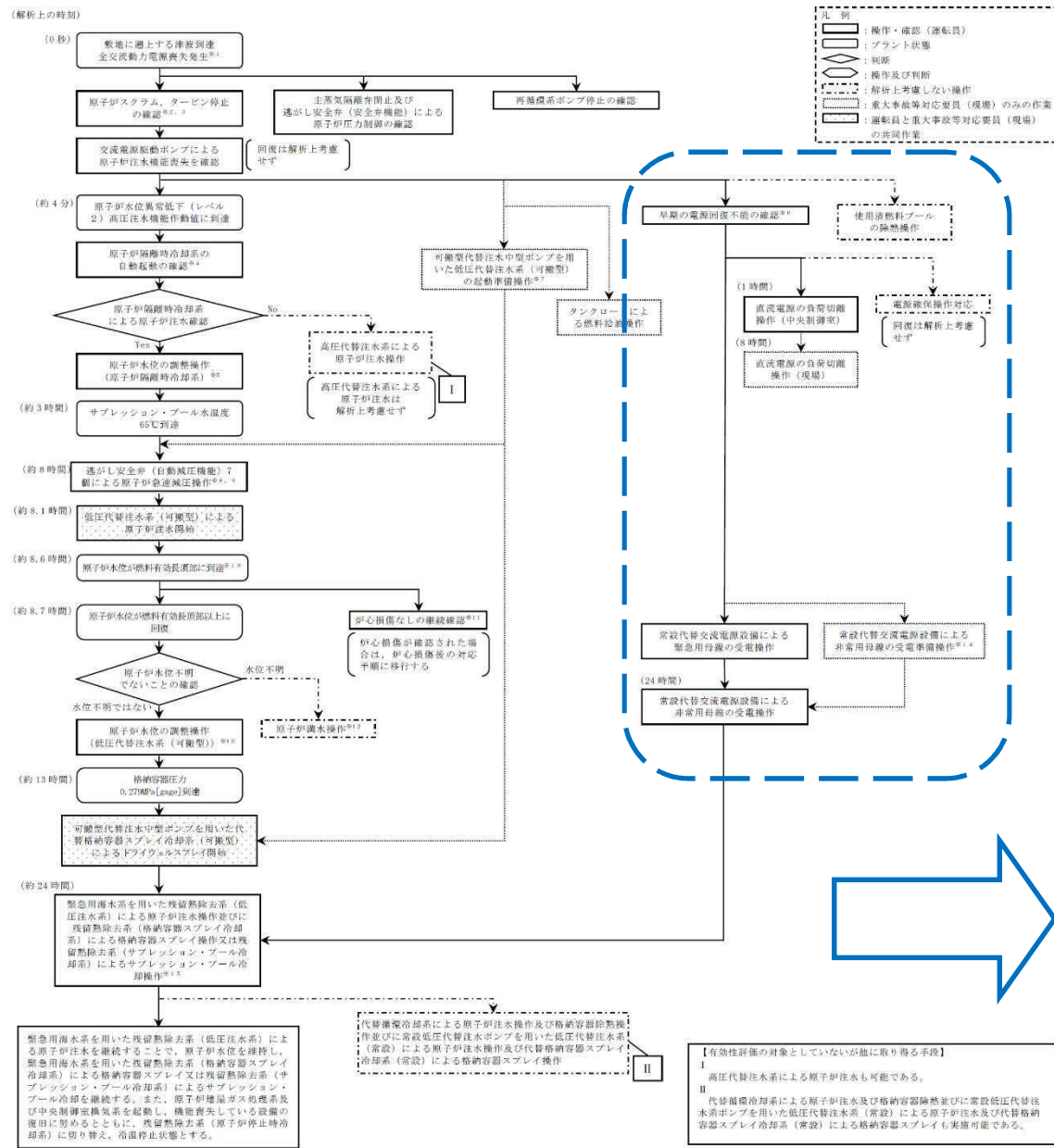
「タービン・電源」制御にて所内電源喪失を確認する事により「電源供給回復」へ移行し対応する。

AM設備別操作手順書

重大事故等対策要領

詳細手順説明

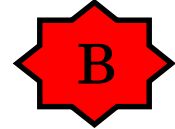
解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 敷地に懸上する津波の到達に伴い積集水ポンプが停止し後水器が使用不能となることで給水流量の全喪失が発生する。また、重要事故シナリオにおいては、「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗（蓄電池枯渇後RCC-I停止）」との従属性を考慮して、外部電源喪失を想定し、かつ、全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統（6.9kV）が使用不能となった場合、全交流動力電源喪失が発生する。
- ※2 重大事故発生を迅速に検出により確認した現場作業員は迅速に実施する。
- ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を緩和する観点で原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ吐出圧力、系統流量等にて確認する。
- ※5 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※6 中央制御室からの遠隔操作により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※7 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水の準備（原子炉注水に必要な分の手動操作等）を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※8 サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール熱容量制限（原子炉が高圧の場合は65℃）に到達又は超過した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水（レベル3）以上起動できた後に原子炉隔離時冷却系を起動する。また、初期の操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水を開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、詳細上は可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
- ※9 原子炉減圧時には原子炉水位計監視範囲内の原子炉冷却材の減圧操作により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドワイアール管漏気直成と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電線が断線した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きくなり燃料有効長領域以上であることが判断できない場合
- ※10 原子炉水位が燃料有効長領域以下となった場合は、格納容器等空気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を監視する。
- ※11 炉心損傷は、以下により判断する。（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行）
 - ・ドワイアール又はサプレッション・チャンバ内の炉心損傷検出が炉心損傷発生から10分以上続いた場合
 - ・なお、格納容器等空気監視系モニタ（D/W）及び（S/W）による炉心損傷発生が判断できない場合は、原子炉圧力制御室にて判断する。
- ※12 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力制御室を優先とし、原子炉圧力とサプレッション・チャンバ圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料有効長領域以上であることを確認する。
- ※13 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※14 発電時に不安定負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。
- ※15 既留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて既留熱除去系（低圧注水系）に切り替える。原子炉水位高（レベル8）にて既留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は既留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 「電源供給回復」



操作補足事項

全交流動力電源が喪失していることから、常設代替交流電源設備を起動し、緊急用母線を受電する。
その後、緊急用母線を介して非常用母線を受電し、非常用交流電源の復旧を行う。

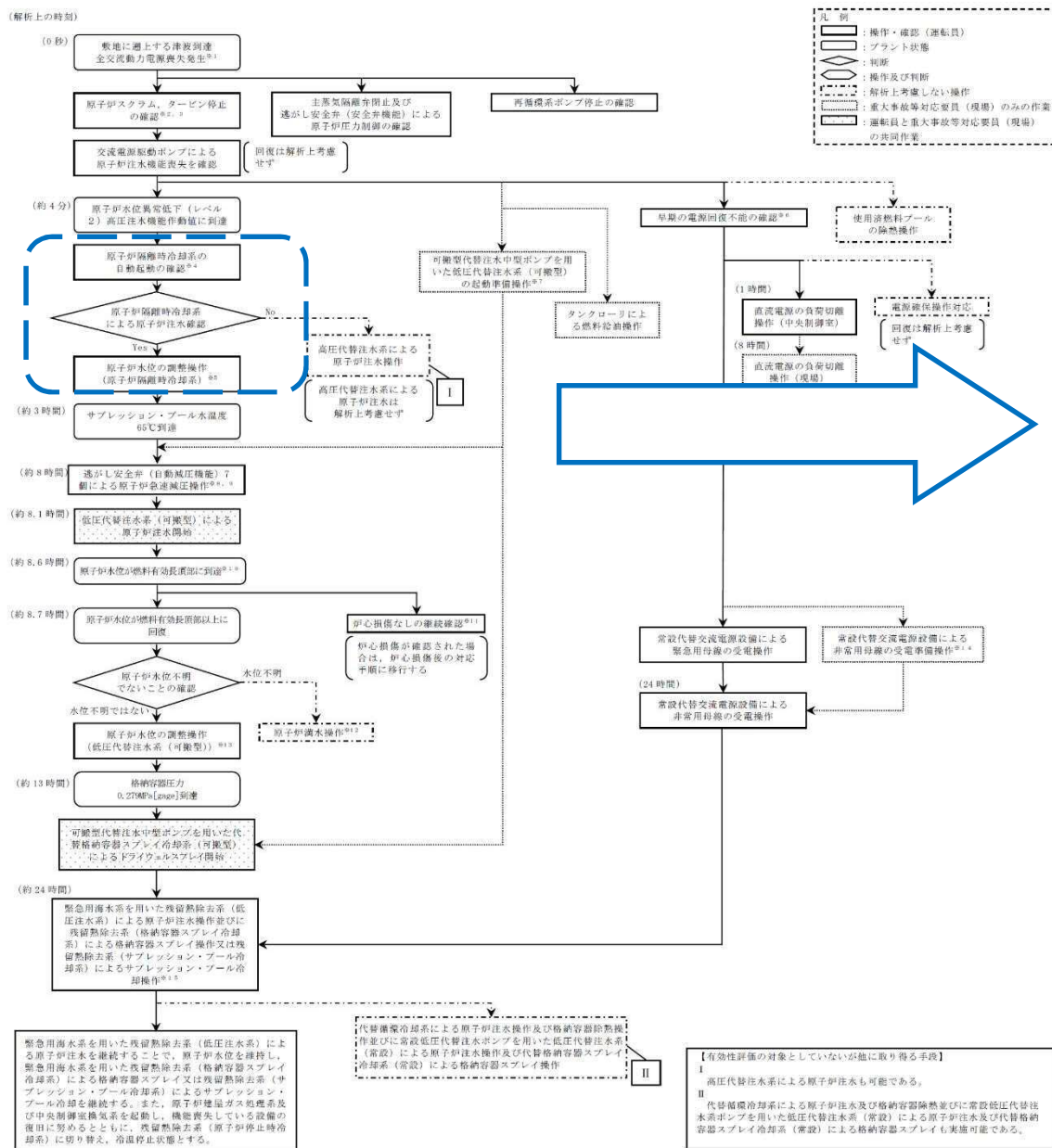
AM設備別操作手順書

AM① 電源確保

重大事故等対策要領

詳細手順説明

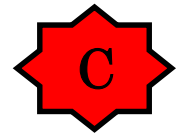
解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 敷地に遡上する津波の到達に伴い留水ポンプが停止し復水器が使用不能となることで給水装置の全喪失が発生する。また、重要事故シナリオにおいては、「外部電源喪失+DG失敗+11P C S失敗（蓄電池枯渇後R1C停止）」との従属性を考慮して、外部電源喪失を想定し、かつ、全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統（6.9kV）が使用不能となった場合、全交流動力電源喪失が発生する。
- ※2 重大事故等発生を前提とした場合作業者は遠隔を実施する。
- ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を継続する観点で原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン駆動装置、ポンプ吐出圧力、蒸気流等にて確認する。
- ※5 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※6 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※7 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可動型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可動型）による原子炉注水の準備（原子炉注水に必要な準備動作等）を開始する。なお、可動型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可動型）及び格納容器スプレイ冷却系（可動型）には同じ可動型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※8 サプレッション・プール水位低下がサプレッション・プール熱容量制限（原子炉高圧の場合60℃）に到達又は超過した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系統以上起動できた後に原子炉減圧操作を実施する。また、実働の操作では、原子炉圧力が低下し可動型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可動型）による原子炉注水が開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、評価上は可動型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可動型）のみによる水位回復可能性を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
- ※9 原子炉減圧時には原子炉水位計監視範囲内の原子炉冷却材の減圧沸騰により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル受注温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※10 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器冷却装置等により格納容器内の水蒸気・酸素濃度を監視する。
- ※11 炉心損傷は、以下により判断する。（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行）
 - ・ドライウェル又はサプレッション・プールのガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※12 原子炉水位不明の推定値は、原子炉圧力とサプレッション・チェンバの圧力の差を確認することで、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることを確認する。
- ※13 可動型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可動型）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※14 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む。
- ※15 残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて残留熱除去系（低圧注水）に切り替え、原子炉水位高（レベル8）にて残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

原子炉水位異常低下（レベル2）にて原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉隔離時冷却系により原子炉注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。

プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。

原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8）に維持可能であることを確認し、「スクラム」に移行する。

「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



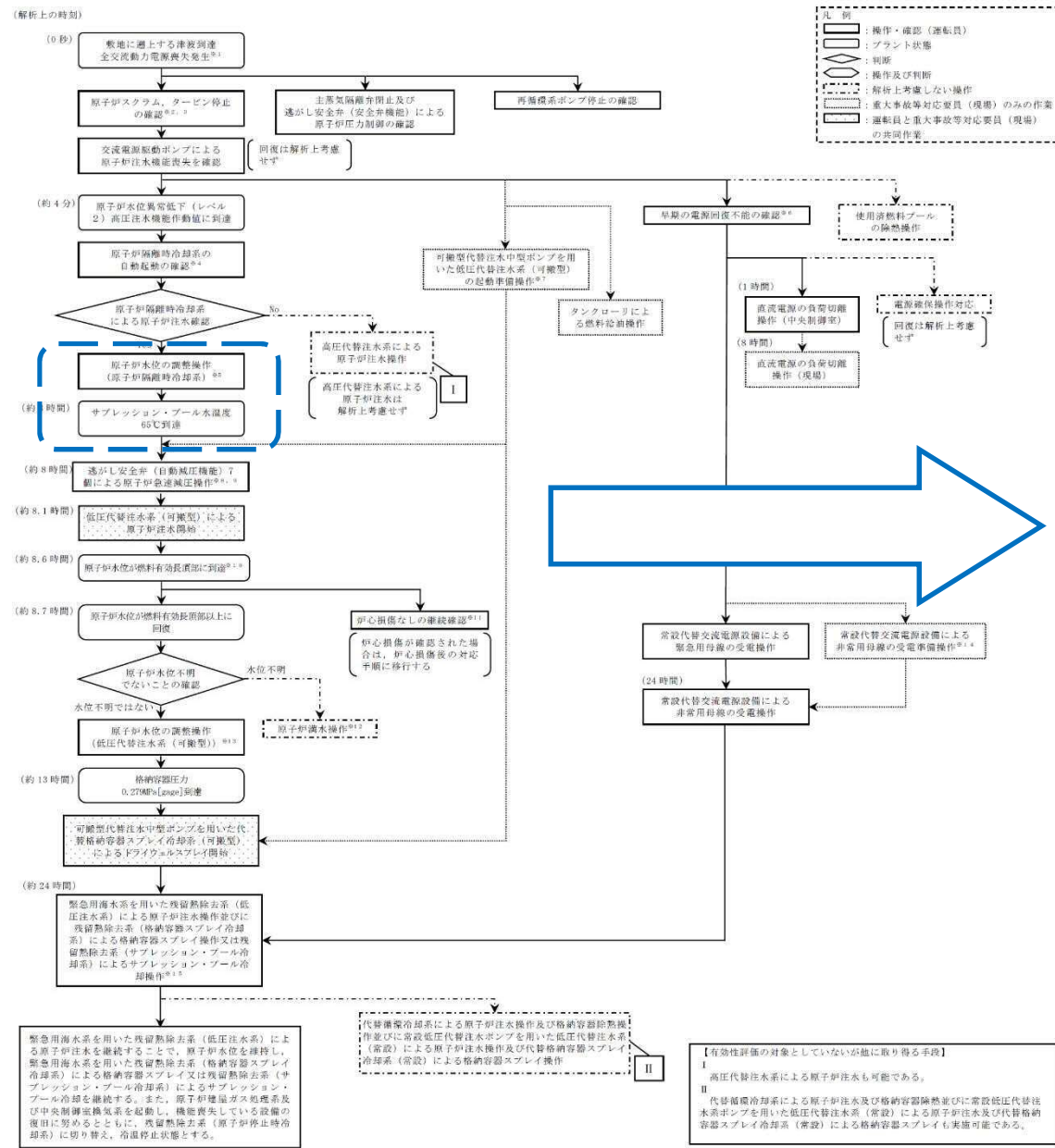
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

詳細手順説明

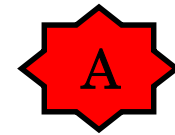
解析上の対応手順の概要フロー



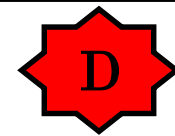
- ※1 敷地に遡上する津波の到達に伴い循環ポンプが停止し冷却水が使用不能となることで海水の全喪失が発生する。また、重要事故シナリオにおいては、「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗（蓄電池格納熱源切替）」との仮定性を考慮して、外部電源喪失を想定し、かつ、全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての格納容器系統（6.9B）が使用不能となった場合、全交流動力電機喪失が発生する。
- ※2 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は遠退を実施する。
- ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力制限計装等により確認する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を厳しくする観点で原子炉水位低（レベル8）信号によるものとする。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ点灯、警報、タービン駆動機、ポンプ吐出圧力、高圧注水等にて確認する。
- ※5 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※6 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※7 全交流動力電機喪失に伴い低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水の準備（原子炉注水に必要な弁の自動開閉等）を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）及び代替格納容器スプレッド冷却系（可搬型）には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※8 サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール熱容量制限（原子炉が高温の場合は63℃）に到達又は超過した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系統以上起動させた後に原子炉減圧操作を実施する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水が開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、評価上は可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）のみによる水位回復性を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時冷却系が停止する想定としている。
- ※9 原子炉減圧時には原子炉水位計格納容器内の原子炉冷却材の減圧過程により原子炉水位の指示値の信頼性がなくなるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル差圧気流速度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電線が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値がばらつきが大きく燃料有効長範囲以上であることが判断できない場合
- ※10 原子炉水位が燃料有効長範囲以下となった場合は、格納容器空気循環系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※11 炉心損傷は、以下により判断する。（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の対応手順に移行する）
 - ・ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合
 - ・炉心損傷発生を設計基準事故相当のガンマ線線量率により判断する。
- ※12 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力計格納容器を構成し、原子炉圧力とサプレッション・チェンバ内の圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料有効長範囲以上であることを確認する。
- ※13 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※14 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離を含む。
- ※15 残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて残留熱除去系（低圧注水系）に切り替え、原子炉水位高（レベル8）にて残留熱除去系（格納容器スプレッド冷却系）又は残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 格納容器制御「S/P温度制御」



操作補足事項

取水機能喪失により、残留熱除去系の崩壊熱除去機能も喪失していることから、逃がし安全弁の排気及び原子炉隔離時冷却系の排気により、サプレッション・プール水温度が上昇する。

サプレッション・プール水温度が32℃以上であることを確認し、「S/P温度制御」に移行する。

サプレッション・プール水温度を継続監視し、サプレッション・プール熱容量制限に到達した場合は、「急速減圧」へ移行する。

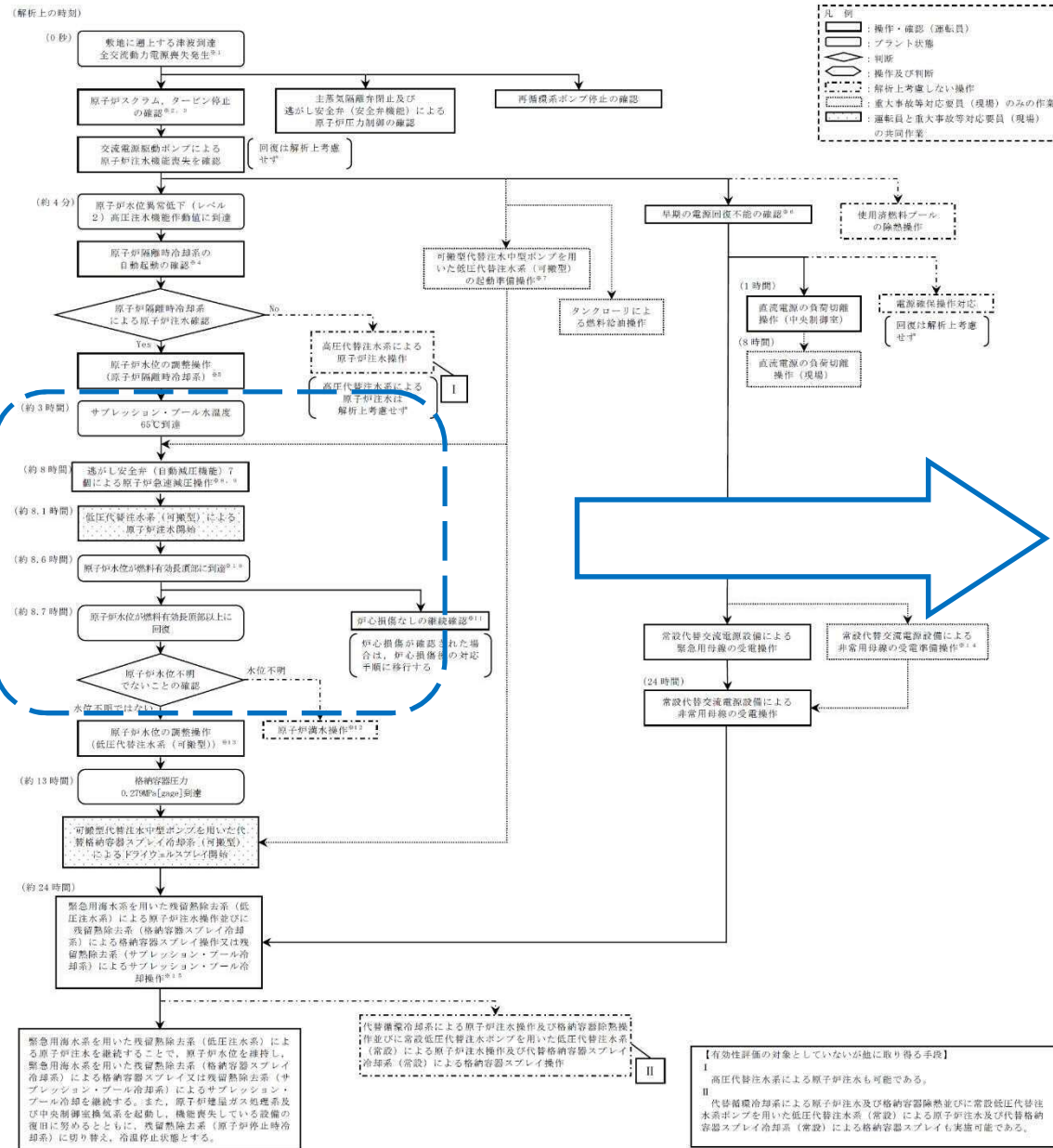
AM設備別操作手順書

AM⑩ 除熱

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 敷地に遡上する津波の到達に伴い循環水ポンプが停止し復水器が使用不能となることで給水流量の全喪失が発生する。また、重要事故シナリオにおいては、「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗（緊急後始動後IC1停止）」との仮定性を考慮して、外部電源喪失を想定し、かつ、全ての非常用ディーゼル発電機等からの変電に失敗することにより、全ての所内高圧系統（6.9kV）が使用不能となった場合、全交流動力電源喪失が発生する。
- ※2 重大事故等発生を前提設備により確認した現場作業員は遠退を要する。
- ※3 原子炉スタックは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。なお、原子炉水位は、解析上、原子炉水位低下を継続する観点で原子炉水位低（レベル3）信号によるものとす。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ吐出圧力、系統電圧等にて確認する。
- ※5 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※6 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※7 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水の準備（原子炉注水に必要な弁の予動作等）を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※8 サプレッション・プール水温度が65℃に到達し、原子炉が高温時冷却系（サブプレッション・プール冷却系）による原子炉注水を開始する。また、末期の操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水を開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、詳細上は可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
- ※9 原子炉減圧時には原子炉水位計監視範囲内の原子炉冷却材の減圧領域により原子炉水位の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウエル容積温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計数電圧が喪失した場合
 - ・原子炉水位の計数電圧のばらつきが大きくなり燃料有長長距離以上であることが判断できない場合
- ※10 原子炉水位が燃料有長長距離以上となった場合は、格納容器監視範囲内の水面・鏡面位置を確認する。
- ※11 炉心損傷は、以下により判断する。（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行）
 - ・ドライウエル又はサブプレッション・プール内のガンマ線線量率が設計基準値相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合
 - ・なお、格納容器監視範囲線量率（D/W）及び（S/W）による炉心損傷の判断ができない場合は、原子炉圧力監視範囲により判断する。
- ※12 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力監視範囲を確保し、原子炉圧力とサブプレッション・プール圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料有長長距離以上であることを確認する。
- ※13 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※14 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。
- ※15 残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて残留熱除去系（低圧注水）に切り替え、原子炉水位高（レベル8）にて残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



【有効性評価の対象としていないが値に取れる手段】

I 高圧代替注水による原子炉注水も可能である。

II 代替格納冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱並びに常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ冷却も可能である。

操作補足事項

敷地に遡上する津波の影響を受けない高所において低圧代替注水系（可搬型）準備完了を確認後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7弁を手動開放し原子炉を減圧する。

原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウエル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉減圧により原子炉隔離時冷却系が使用できないため、原子炉への注水は低圧代替注水系（可搬型）により行う。

原子炉水位計正常を確認後、「S/P温度制御」へ移行する。

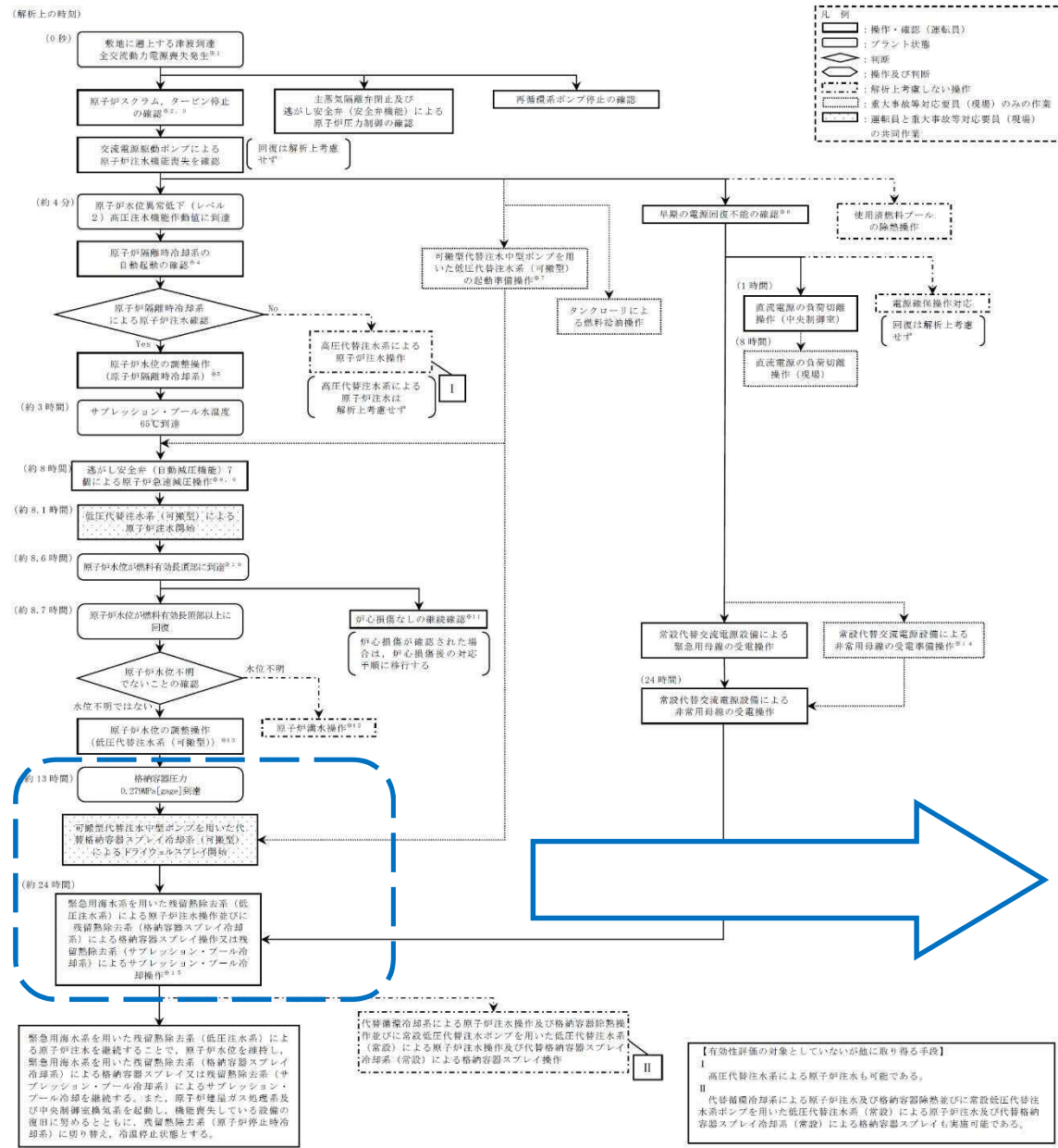
AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧

重大事故等対策要領

詳細手順説明

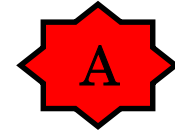
解析上の対応手順の概要フロー



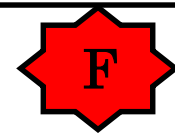
- ※1 敷地に遡上する津波の到達に伴い循環水ポンプが停止し復水器が使用不能となることで給水流量の全喪失が発生する。また、重要事故シナリオにおいては、「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗（副電池枯渇電圧R/C停止）」との従属性を考慮して、外部電源喪失を想定し、かつ、全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統（6.9kV）が使用不能となった場合、全交流動力電源喪失が発生する。
- ※2 重大事故等発生を想定し、現場作業員は遠隔地を退避する。
- ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。なお、原子炉スクラムは、概ね、原子炉水位低下を継続する観点で原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ吐出圧力、系統流量等にて確認する。
- ※5 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※6 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができて、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※7 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水に必要な手動操作等を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。サブプレッション・プールの温度がサブプレッション・プールの熱容量制限（原子炉が高温の場合は低圧）に到達又は超過した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水（常設）系以上に起動させた後に原子炉減圧操作を実施する。また、初期の操作では、原子炉圧力が低圧可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水が開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、詳細上は可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）のみによる水位回復性を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
- ※8 原子炉減圧時には原子炉水位計監視槽内の原子炉冷却材の減圧過程により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル空温温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電圧が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きくなり燃料有長超過以上であることが判断できない場合
- ※9 原子炉水位が燃料有長超過以上となった場合は、格納容器等空気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を監視する。
- ※10 原子炉水位が燃料有長超過以上となった場合は、（原子炉水位が燃料有長超過以上の場合）心臓監視を確認する。（原子炉水位が燃料有長超過以上の場合）心臓監視を確認する。（原子炉水位が燃料有長超過以上の場合）心臓監視を確認する。
- ※11 心臓監視は、以下により判断する。（原子炉水位が燃料有長超過以上の場合）心臓監視を確認する。（原子炉水位が燃料有長超過以上の場合）心臓監視を確認する。
 - ・ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線検出器が設計基準事故相当のガンマ線検出率の10倍以上となった場合
 なお、格納容器等空気監視系（D/W）及び（S/C）による心臓監視の判断ができない場合は、原子炉圧力容器温度により判断する。
- ※12 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料有長超過以上であることを確認する。
- ※13 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※14 復電時に不要な負荷が起動することを防止するための負荷切離しを含む。
- ※15 残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて残留熱除去系（低圧注水）に切り替え、原子炉水位高（レベル8）にて残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

敷地に遡上する津波により、残留熱除去系の崩壊熱除去機能も喪失していることから、逃がし安全弁の排気及び原子炉隔離時冷却系の排気により、格納容器圧力が上昇する。

ドライウェル圧力が13.7kPa [gage]以上であることを確認し、「PCV圧力制御」に移行する。

サブプレッション・チェンバ圧力の監視を行い、サブプレッション・チェンバ圧力が279kPa [gage]以上となったことを確認し、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイを実施するが、非常用母線復旧後は緊急用海水系を使用した残留熱除去系による格納容器除熱操作及び原子炉注水操作を開始する。

AM設備別操作手順書

- AM⑤ 原子炉格納容器冷却
- AM⑪ 除熱
- AM⑫ 冷却水確保

重大事故等対策要領

2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

2.4 水素燃焼

特徴

(2.1) 発電用原子炉の運転中に異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至る。

(2.4) ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、溶融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇し、水の放射線分解によって発生する酸素によって格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため、緩和措置がとられない場合には、ジルコニウム-水反応等によって発生する水素と格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至る。

基本的な考え方

(2.1) 損傷炉心の冷却のための低圧代替注水系(常設)による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却、また、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱によって格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。また、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、格納容器内へ窒素を注入することによって、格納容器内における水素燃焼による格納容器の破損を防止する。

(2.4) 窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化に加え、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入によって、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することにより、格納容器の破損を防止する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生に対しては溶融炉心・コンクリート相互作用のとおり、コリウムシールドの設置及びベダスタル(ドライウェル部)への注水によって水素発生を抑制する。

対応手順概要

代替循環冷却系を使用する場合

- a. 原子炉スクラム, LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認
- b. 原子炉への注水機能喪失の確認
- c. 炉心損傷確認
- d. 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- e. 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水
- f. 緊急用海水系による冷却水(海水)の確保
- g. 代替循環冷却系による格納容器除熱
- h. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動
- i. 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入

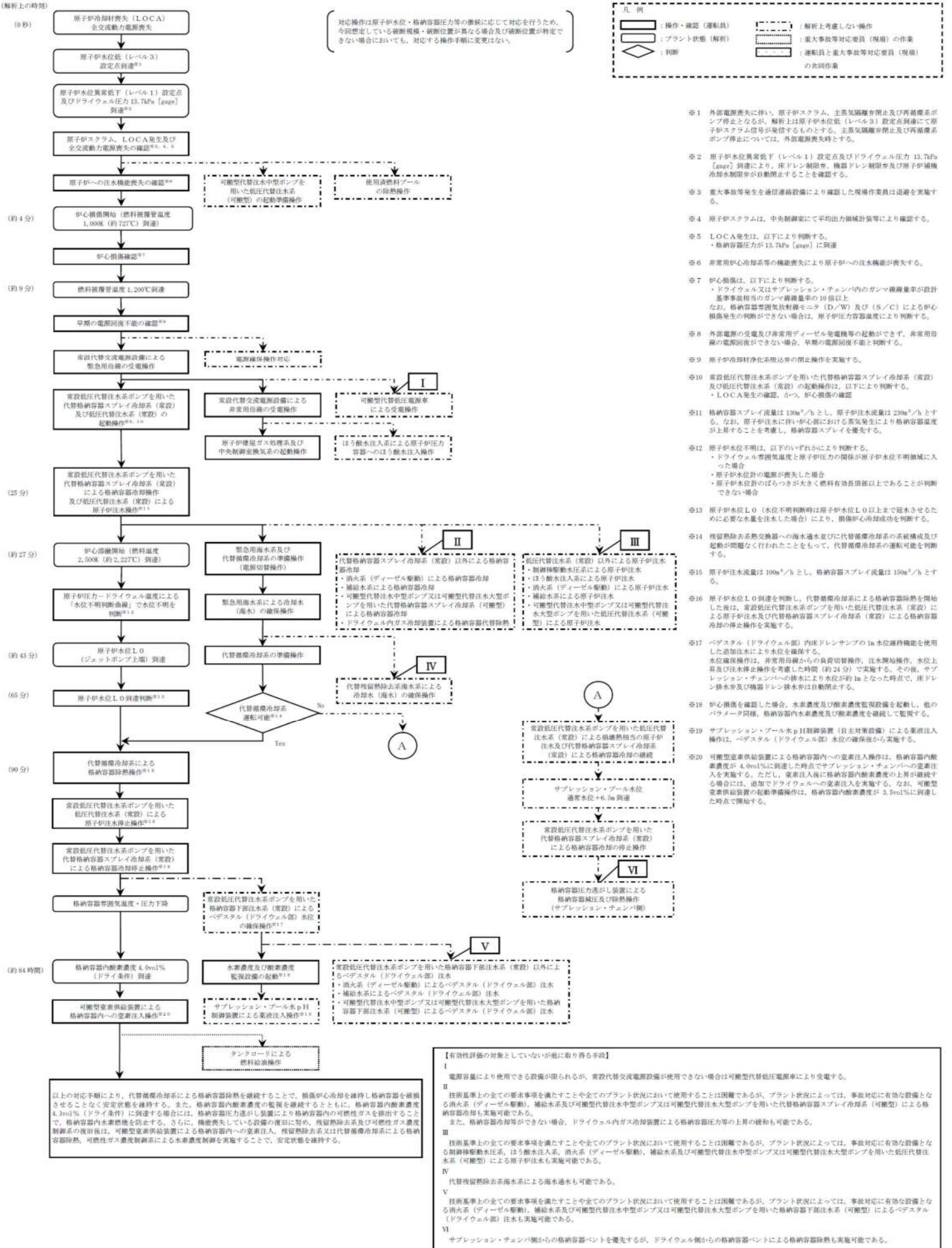
事故シナリオグループ「水素燃焼」は「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の「代替循環冷却系を使用する場合」と同じ手順である。

事故条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|---------------|---------------------------------|--|
| 起因事象 | 大破断LOCA 再循環系配管(出口ノズル)の破断 | 原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もり、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管(出口ノズル)における両端破断を設定 |
| 安全機能の喪失に対する仮定 | 全交流動力電源喪失 高圧注水機能喪失及び低圧注水機能喪失 | 非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能として残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定 |
| 外部電源 | 外部電源なし | 過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定 |
| 水素の発生 | ジルコニウム-水反応を考慮 | 水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び雰囲気温度に与える影響が軽微であることから考慮していない |

解析上の対応手順の概要フロー

(代替循環冷却系を使用する場合)



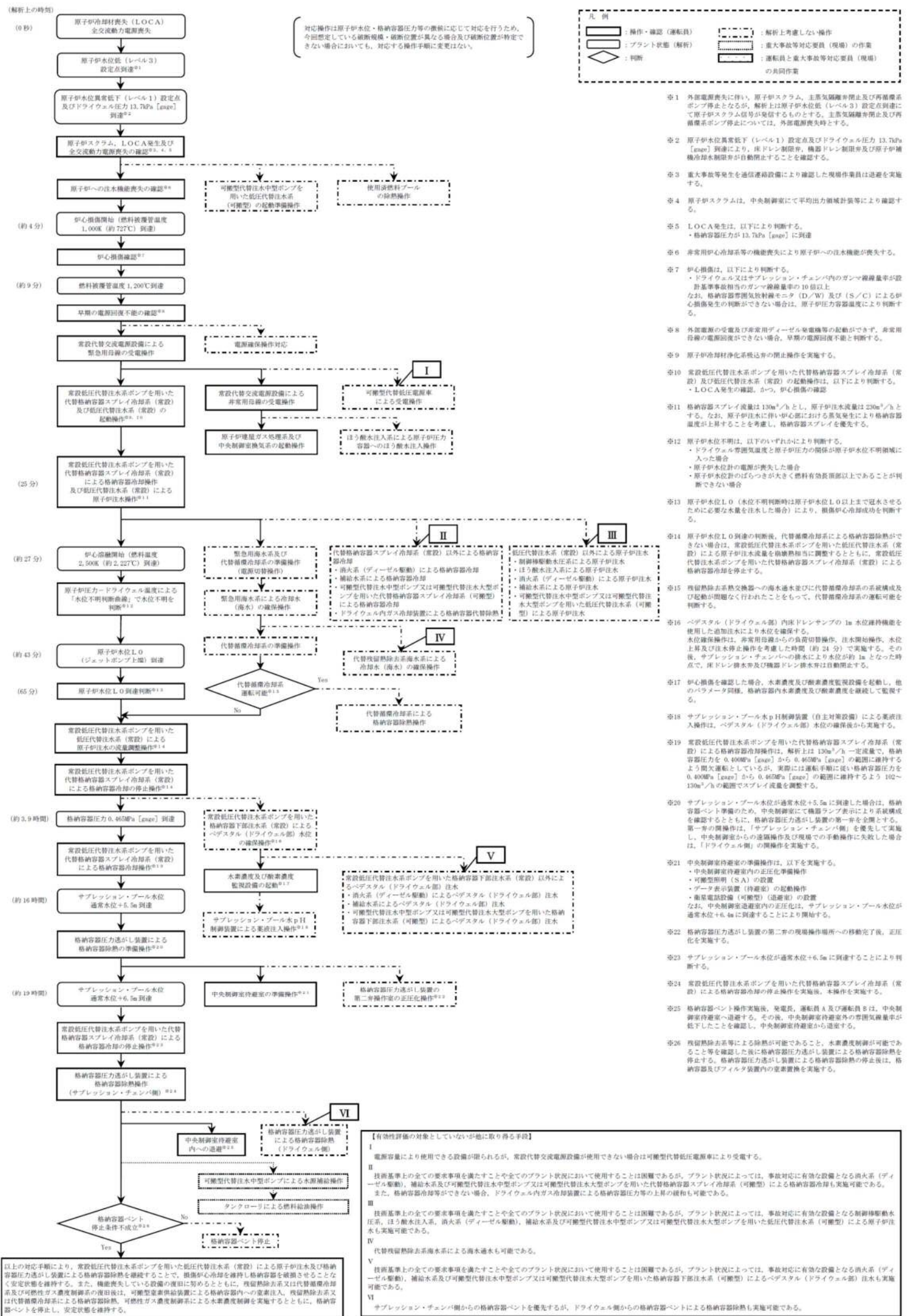
対応手順概要

代替循環冷却系を使用できない場合

- a. 原子炉スクラム, LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認
- b. 原子炉への注水機能喪失の確認
- c. 炉心損傷確認
- d. 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- e. 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水
- f. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動
- g. 代替格納容器冷却系(常設)による格納容器冷却
- h. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱

解析上の対応手順の概要フロー

(代替循環冷却系を使用できない場合)

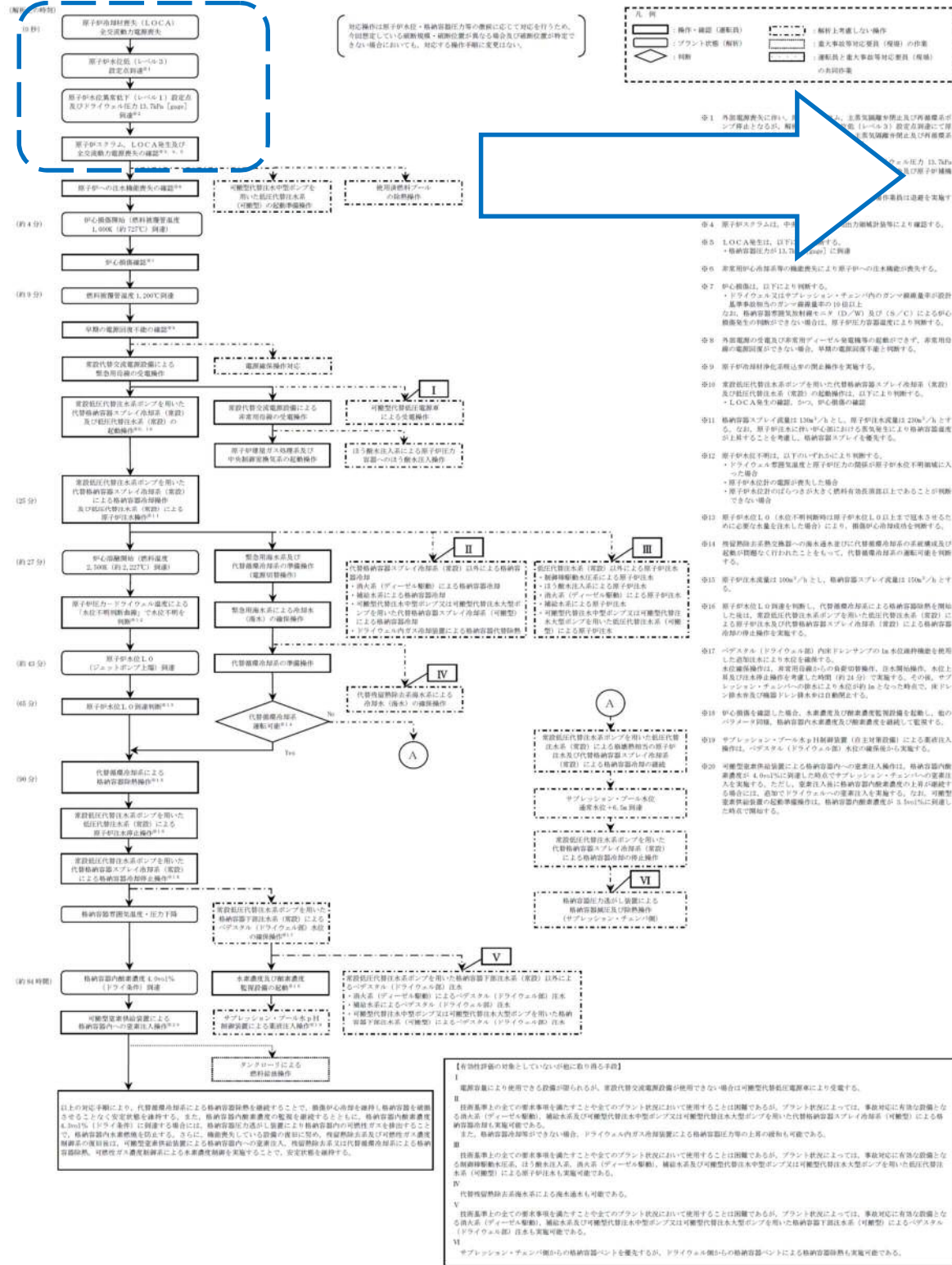


非常時運転手順書 全体対応フロー

非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



※「代替循環冷却系を使用できない場合」と共通であるため「代替循環冷却系を使用する場合」の概要フローを記載

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

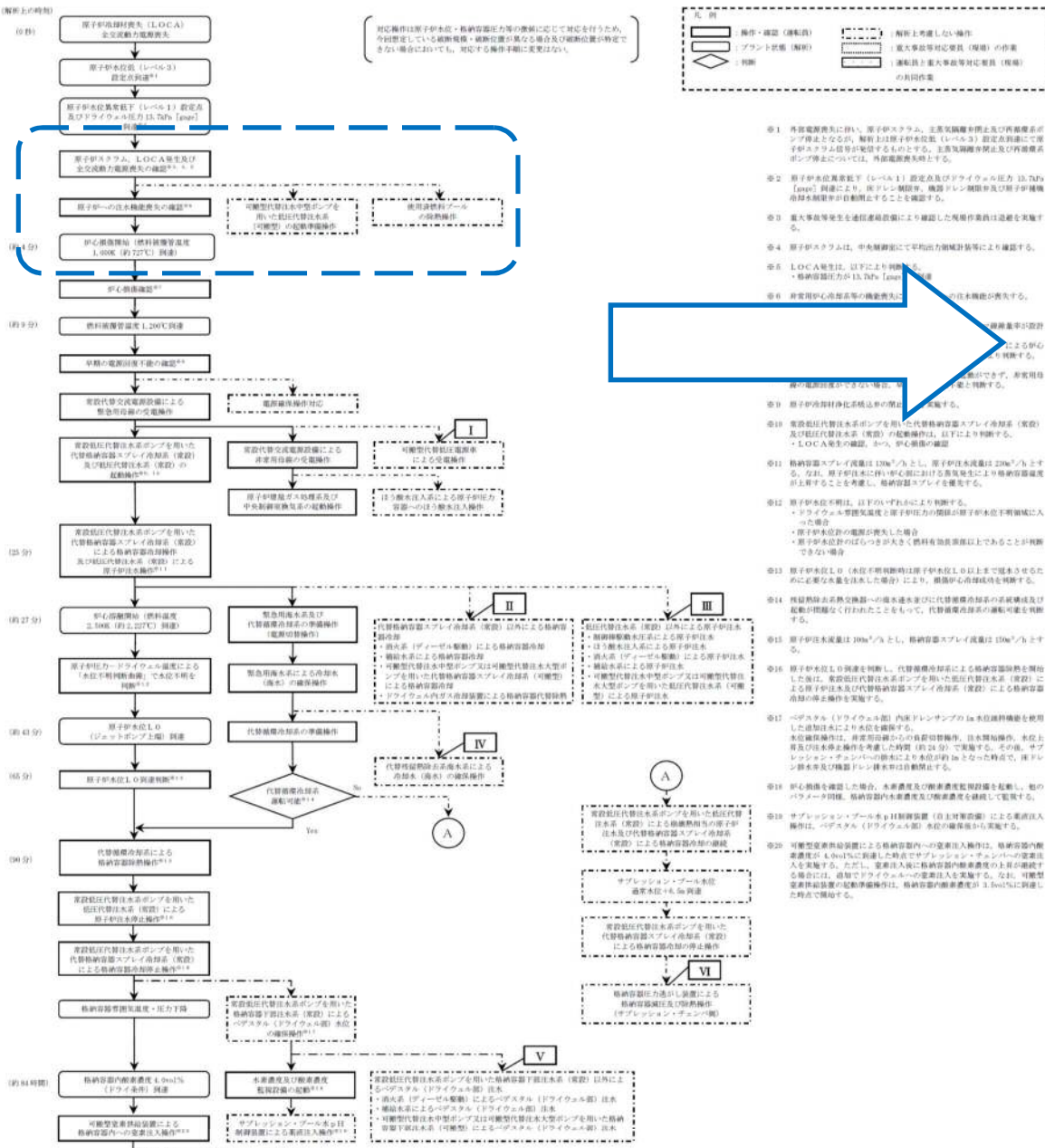
「原子炉冷却材喪失（LOCA）、全交流動力電源喪失」発生
原子炉水位低（レベル3）設定点到達により原子炉がスクラムする。
最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。
また、「格納容器制御」への導入を継続監視する。
所内電源喪失を確認することにより「電源供給回復」へ移行し対応する

AM設備別操作手順書

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



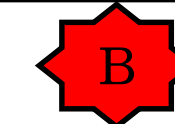
※「代替循環冷却系を使用できない場合」と共通であるため「代替循環冷却系を使用する場合」の概要フローを記載

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」
原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」
格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

原子炉冷却材喪失事故、全交流動力電源喪失によりドライウェル圧力が上昇するため、「PCV圧力制御」に移行する。

原子炉への注水機能が喪失するため、原子炉水位L-0以上に維持が不可となるため「AM初期対応」へ移行する。

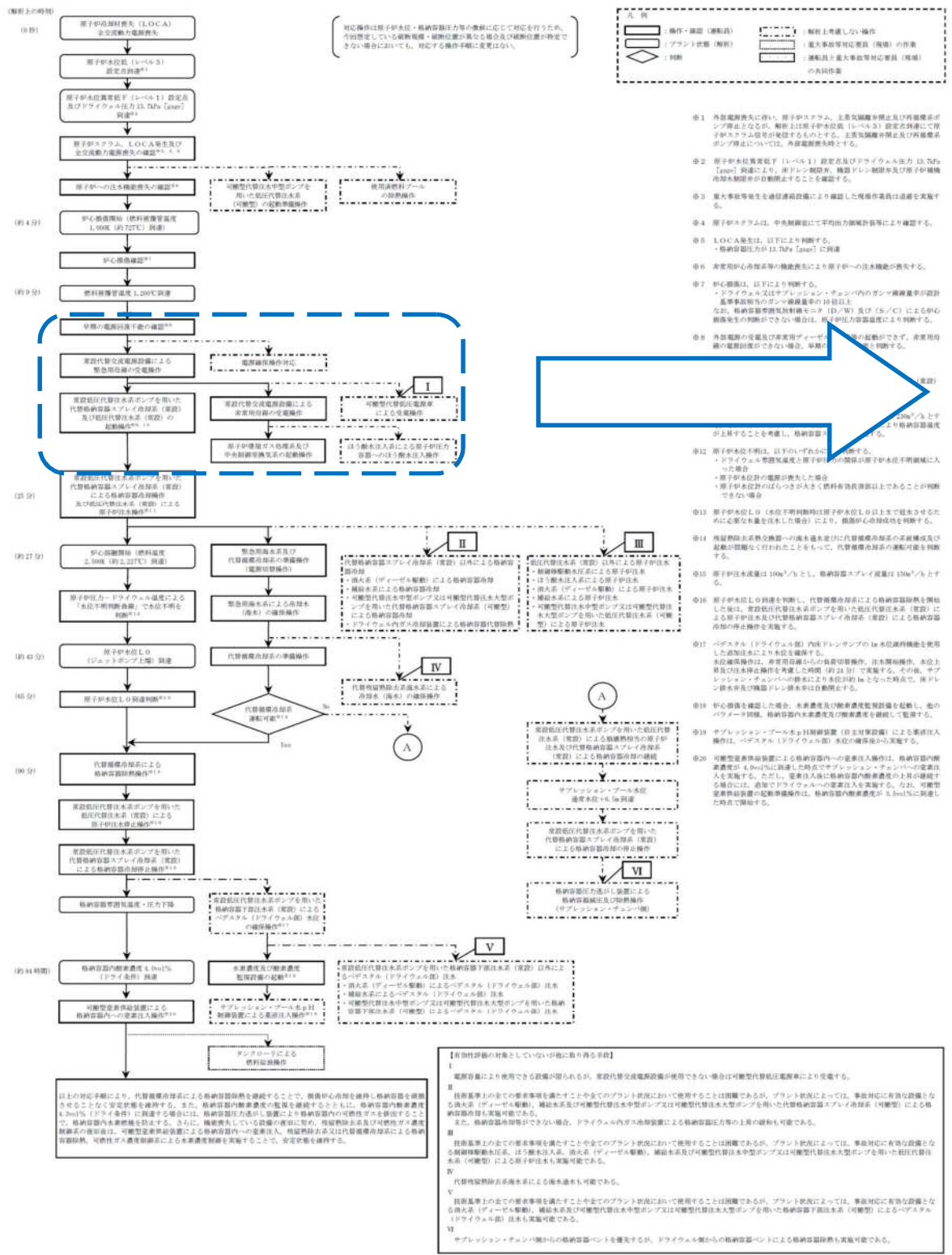
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

詳細手順説明

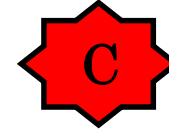
解析上の対応手順の概要フロー



※「代替循環冷却系を使用できない場合」と共通であるため「代替循環冷却系を使用する場合」の概要フローを記載

非常時運転手順書

非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」 「電源供給回復」



- ① 再稼働停止に際し、原子炉システム、主要機器を停止し及び再稼働停止を中止するが、解除上は原子炉停止 (100%) 設定動作にて原子炉システムを停止するものとする。主要機器停止及び再稼働停止を中止する場合は、再稼働停止とする。
 - ② 原子炉停止後 (100%) 設定動作及びドライウエル圧力 13.7kPa [Level] 到達により、蒸気発生抑制装置、蒸気発生抑制装置及び原子炉冷却系停止を自動停止するものとする。
 - ③ 重大事故等発生を通報装置により確認した場合は作業員は遠退を実施する。
 - ④ 原子炉システムは、中核制御室にて平均出力監視装置により確認する。
 - ⑤ L.O.C.A.発生は、以下により判断する。
 - ・格納容器圧力が 13.7kPa [Level] に到達
 - ⑥ 非常用冷却系等の機能喪失により原子炉内の圧力上昇を確認する。
 - ⑦ 原子炉停止は、以下により判断する。
 - ・ドライウエル又はサプレッション・チャンセル内の蒸気発生が設計基準値以上の蒸気発生を発生させる
 - ・蒸気発生抑制装置及び蒸気発生抑制装置 (D/W) 及び (S/C) による原子炉停止の機能ができない場合は、原子炉停止を自動停止する。
 - ⑧ 再稼働の受電及び非常用電源の起動は、原子炉停止後、非常用電源の電源供給が可能な場合、早期に実施する。
- 【新訂版の対応について】
I 電源供給により使用できる設備が限られるが、事故代替電源設備が使用できない場合は可搬型代替電源により変電する。
II 既設電源により使用できる設備が限られるが、事故代替電源設備が使用できない場合は可搬型代替電源により変電する。
III 既設電源により使用できる設備が限られるが、事故代替電源設備が使用できない場合は可搬型代替電源により変電する。
IV 既設電源により使用できる設備が限られるが、事故代替電源設備が使用できない場合は可搬型代替電源により変電する。
V 既設電源により使用できる設備が限られるが、事故代替電源設備が使用できない場合は可搬型代替電源により変電する。
VI サプレッション・チャンセルからの蒸気発生を抑制するが、ドライウエルからの蒸気発生による蒸気発生も発生可能である。

操作補足事項

全交流動力電源が喪失していることから、常設代替交流電源設備を起動し、緊急用母線を受電する。
その後、緊急用母線を介して非常用母線を受電し、非常用交流電源の復旧を行う。

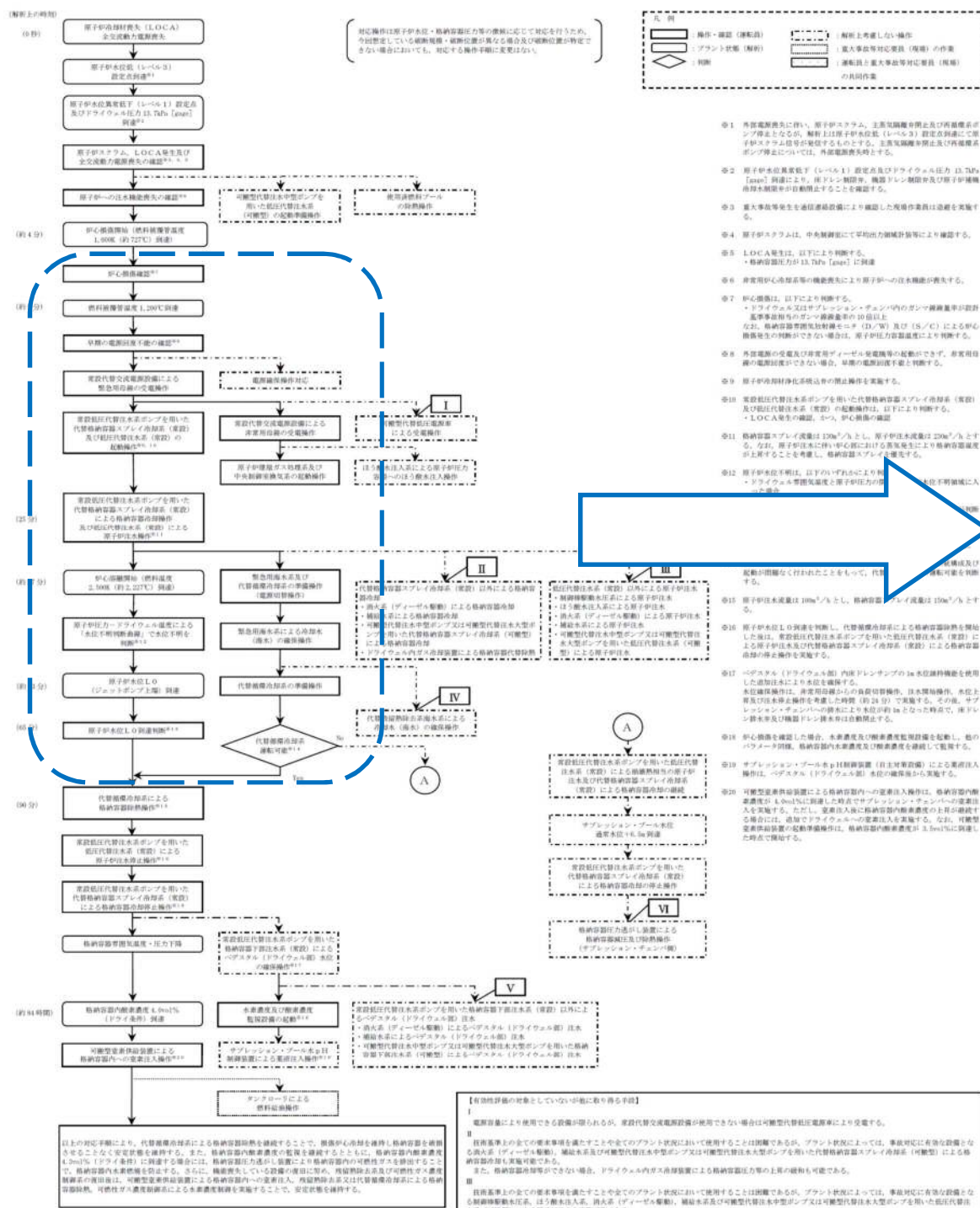
AM設備別操作手順書

AM① 電源回復

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



※「代替循環冷却系を使用できない場合」と共通であるため「代替循環冷却系を使用する場合」の概要フローを記載

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース)「EOP」 不測事態「AM初期対応」



- ※1 外部電源喪失に伴い、原子炉システム、主要機器停止及び格納容器ポンプ停止となるが、格納容器注水ポンプ (L=0-3) 設定確認による原子炉システム等が稼働するものとする。主要機器停止及び格納容器ポンプ停止に伴っては、外部電源喪失時とする。
- ※2 原子炉水位異常検出 (L=0-1) 設定確認及びドライウラム (約 13.7Mpa [約 137MPa]) 到達により、原子炉格納容器、燃料格納容器及び原子炉格納容器注水ポンプが稼働するものとする。
- ※3 重大事故等発生を通知された場合は、格納容器注水ポンプを稼働させる。
- ※4 原子炉システムは、中央制御室にて早期出力監視装置により確認する。
- ※5 L.O.C.A.発生時は、以下により確認する。
・格納容器注水圧が 13.7Mpa [約 137MPa] に到達
- ※6 非常時炉心冷却系等の機能喪失により原子炉の注水機能が喪失する。
- ※7 炉心温度は、以下により確認する。
・燃料格納容器温度が 1,200℃ (約 227℃) 到達
・燃料格納容器温度が 1,000℃ (約 227℃) 到達
・燃料格納容器温度が 1,000℃ (約 227℃) 到達
- ※8 外部電源の喪失及び電源喪失に伴って格納容器注水ポンプが停止する。非常時電源 (電源喪失) が稼働し、格納容器注水ポンプが稼働する。
- ※9 原子炉格納容器喪失による格納容器注水ポンプの停止を確認する。
- ※10 緊急代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び格納容器スプレイ冷却系 (可動型) の起動確認は、以下により確認する。
・L.O.C.A.発生確認、かつ、炉心温度の確認
- ※11 格納容器スプレイ冷却系 (約 120m/s) とし、原子炉注水速度は 200m/s とする。なお、原子炉注水に伴い炉心温度に上昇する蒸気発生により格納容器温度が上昇することを考慮し、格納容器スプレイ冷却系を稼働させる。
- ※12 原子炉水位は、以下のいずれかによりドライウラム発生確認と原子炉注水の停止を確認する。
・炉心温度の確認
・燃料格納容器温度の確認
・燃料格納容器注水ポンプの停止確認
- ※13 原子炉注水速度は 100m/s とし、格納容器スプレイ冷却系は 150m/s とする。
・格納容器注水速度 (常設) 及び格納容器注水速度 (可動型) による格納容器注水
・燃料格納容器注水速度 (常設) による格納容器注水
・燃料格納容器注水速度 (可動型) による格納容器注水
・格納容器注水速度 (可動型) による格納容器注水
・格納容器注水速度 (可動型) による格納容器注水
- ※14 原子炉注水 L.O.到達確認は、以下のいずれかにより確認する。
・燃料格納容器注水速度 (常設) による格納容器注水
・燃料格納容器注水速度 (可動型) による格納容器注水
・格納容器注水速度 (可動型) による格納容器注水
- ※15 炉心温度を確認した場合、本装置及び格納容器監視装置を起動し、他のパラメータ監視、格納容器内降膜冷却及び格納容器注水を継続して監視する。
- ※16 サプレッション・チャンセル (格納容器) (自主保安装置) による電源喪失確認は、ドライウラム (約 13.7Mpa [約 137MPa]) 未到達の状態で発生する。
- ※17 可動型代替注水ポンプによる格納容器内降膜冷却は、格納容器内降膜冷却 4.0m/s に到達した時点でサプレッション・チャンセルの電源喪失が確認された場合に、電源喪失による格納容器内降膜冷却の発生を確認する場合は、通知でドライウラム (約 13.7Mpa [約 137MPa]) に到達した時点で発生する。

操作補足事項

常設代替交流電源装置による緊急用母線受電後、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器スプレイ及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施する。
その後、「水位不明判断曲線」を確認する。

【代替循環冷却系による原子炉注水実施】

原子炉注水流量を一定流量で継続し、原子炉水位 L=0 到達までの必要注水時間経過後、崩壊熱相当の注水流量に変更する。
これにより、損傷炉心冷却成功となる。また、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) の一時停止操作を実施し、**非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)**へ移行する。

【代替循環冷却系を使用できない場合】

代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び低圧代替注水系 (常設) の運転を継続し、**非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)**へ移行する。

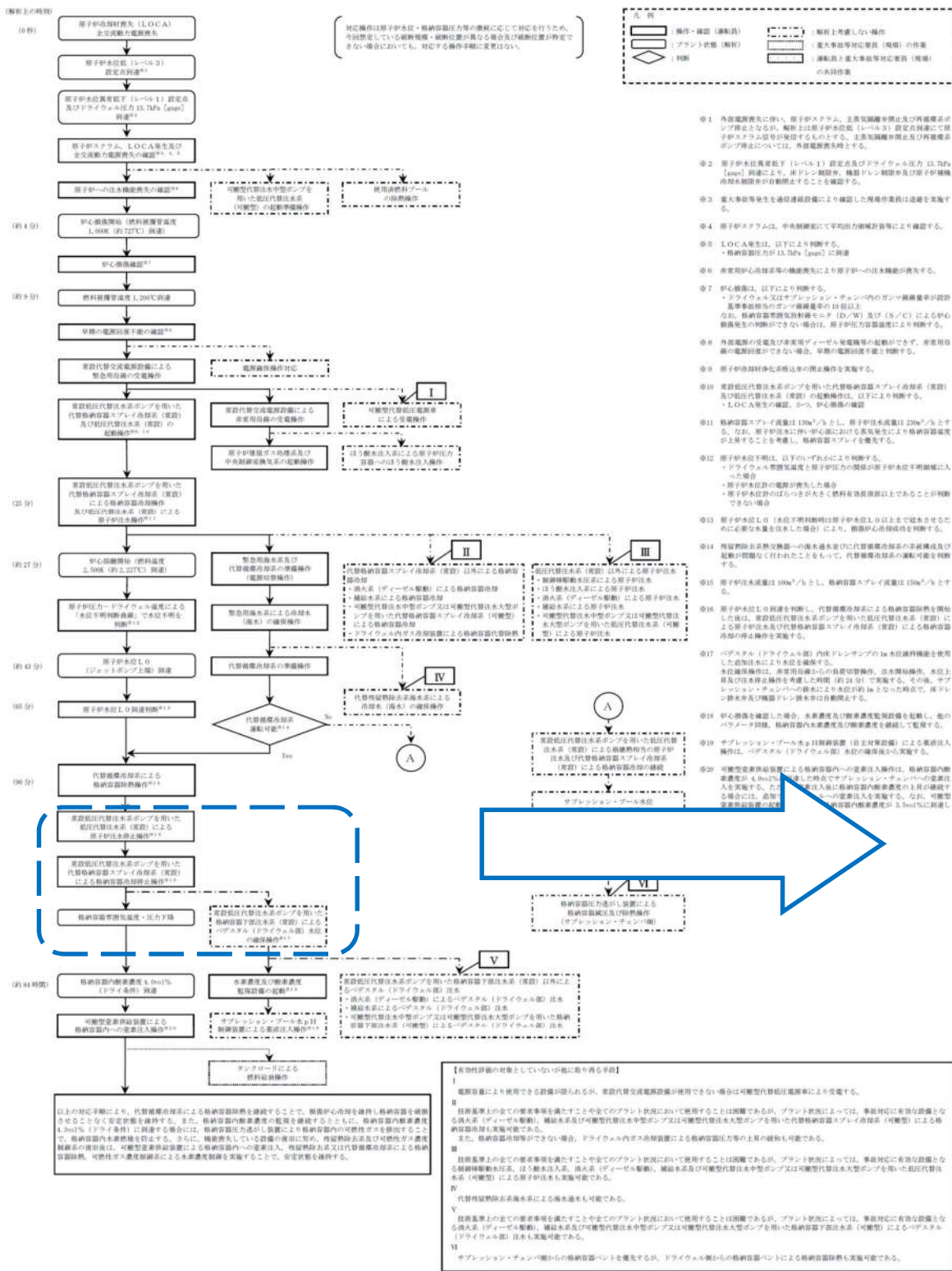
AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM⑤ 原子炉格納容器冷却

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



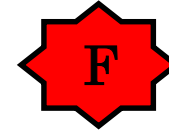
※「代替循環冷却系を使用できない場合」と共通であるため「代替循環冷却系を使用する場合」の概要フローを記載

事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「SOP」

注水-3 a

「RPV破損前のペデスタル (ドライウエル部) 水位確保」



- 再稼働開始に伴い、原子炉システム、主蒸気発生器停止及び再稼働ポンプ停止となるが、解析上は原子炉格納容器下部注水圧力 (1.7MPa) 設定高圧側にて原子炉システム等が動作するものとする。注水高圧側停止及び再稼働ポンプ停止については、再稼働開始とする。
- 原子炉格納容器下部注水圧力 (1.7MPa) 設定高圧側及びドライウエル部注水圧力 (1.7MPa) 設定高圧側より、再稼働開始時、再稼働開始及び原子炉格納容器下部注水圧力 (1.7MPa) 設定高圧側にて再稼働開始時等により確認した再稼働作業員は遠隔を実施する。
- 重大事故等発生を通報連絡設備により確認した再稼働作業員は遠隔を実施する。
- 原子炉システムは、中絶後確認にて再稼働設備が正常により確認する。
- LOCA発生は、以下により判断する。
・格納容器注水圧力 (1.7MPa) 以降
- 非常時原子炉格納容器等の機能喪失により原子炉への注水機能が喪失する。
- 炉心温度は、以下により判断する。
・ドライウエル又はサブプレッション・チャンセル内のガソリン濃度が設計基準値以下のガソリン濃度 (10%以下) となる。
・炉心温度が異常高熱 (10%以下) 及び (5%以下) となる炉心温度発生が判断できない場合は、原子炉注水圧力設定高圧側により判断する。
- 再稼働開始の受電及び非常時ブローラ発電機等の駆動が完了せず、非常時電源の電源回復ができない場合は、早期の電源回復を要する。
- 原子炉格納容器下部注水ポンプを用いた代替代替注水ポンプ (可変型) 及び格納容器下部注水ポンプ (可変型) の駆動確認は、以下により判断する。
・LOCA発生時の確認、炉心温度の確認
- 格納容器スプレイ注水は (10MPa) とし、原子炉注水温度は (20MPa) とする。また、原子炉注水圧力 (10MPa) 設定高圧側にて再稼働開始により格納容器下部注水圧力 (10MPa) 設定高圧側にて再稼働開始とする。
- 原子炉注水圧力は、以下により判断する。
・ドライウエル部注水温度と原子炉注水圧力の関係が原子炉注水圧力 (10MPa) 以下となる。
・原子炉注水圧力の関係が原子炉注水圧力 (10MPa) 以下となる。
・原子炉注水圧力の関係が原子炉注水圧力 (10MPa) 以下となる。
- 原子炉注水圧力 (10MPa) 以下となる場合は、原子炉注水圧力 (10MPa) 設定高圧側にて再稼働開始とする。
- 再稼働開始後、再稼働開始時に代替代替注水ポンプの再稼働確認及び格納容器下部注水圧力 (10MPa) 設定高圧側にて再稼働開始を確認する。
- 原子炉注水温度は (10MPa) とし、格納容器スプレイ注水は (10MPa) とする。
- 原子炉注水圧力 (10MPa) 設定高圧側にて再稼働開始を確認した後は、再稼働開始時に代替代替注水ポンプ (可変型) による格納容器下部注水圧力 (10MPa) 設定高圧側にて再稼働開始を確認する。
- サブプレッション・プール水位 (10MPa) 設定高圧側にて再稼働開始を確認した後は、再稼働開始時に代替代替注水ポンプ (可変型) による格納容器下部注水圧力 (10MPa) 設定高圧側にて再稼働開始を確認する。
- サブプレッション・プール水位 (10MPa) 設定高圧側にて再稼働開始を確認した後は、再稼働開始時に代替代替注水ポンプ (可変型) による格納容器下部注水圧力 (10MPa) 設定高圧側にて再稼働開始を確認する。
- サブプレッション・プール水位 (10MPa) 設定高圧側にて再稼働開始を確認した後は、再稼働開始時に代替代替注水ポンプ (可変型) による格納容器下部注水圧力 (10MPa) 設定高圧側にて再稼働開始を確認する。

操作補足事項

格納容器下部注水系 (常設) によるペデスタル (ドライウエル部) 注水操作を実施する。
 (注水-1「損傷炉心への注水」と並行操作 (注水を優先))
 ペデスタル (ドライウエル部) 床面から 1m の水位を確保し、注水-1「損傷炉心への注水」へ移行する。

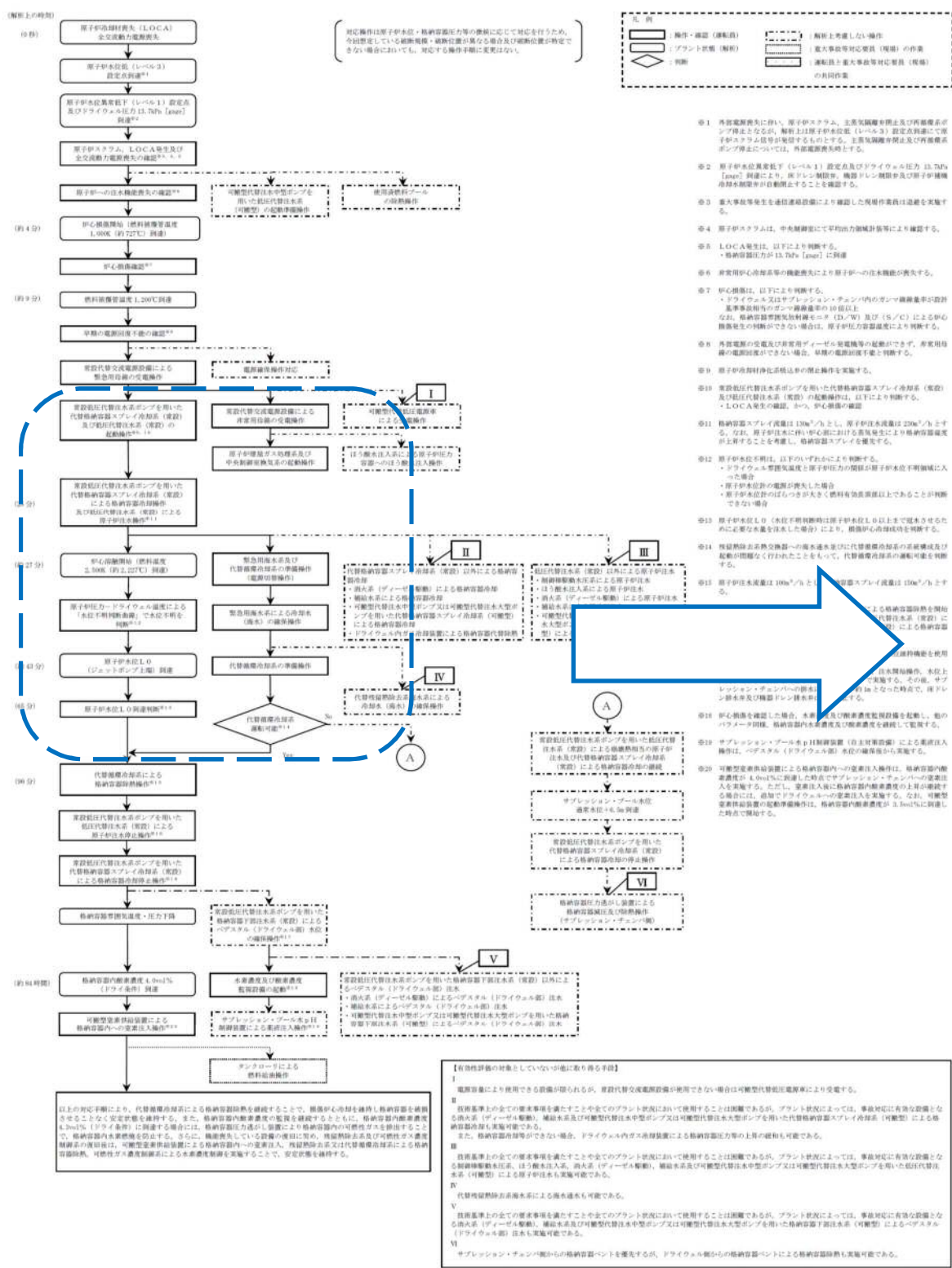
AM設備別操作手順書

AM⑦ 原子炉格納容器下部注水

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「SOP」 除熱－1 「損傷炉心冷却後の除熱」



- ※1 当節運転開始に伴い、原子炉システム、主要配管系停止及び圧力調整が停止するが、解析上は原子炉水位 (レベル3) 設定値到達にて原子炉システム停止が実施されるものとする。主要配管系停止及び圧力調整停止については、当節運転開始となる。
- ※2 原子炉水位異常低下 (レベル1) 設定値及びドライウェル圧力 13.7kPa [psig] 到達により、燃料ポンプ停止、燃料ポンプ停止及び原子炉減速冷却水循環停止が自動停止することとなる。
- ※3 重大事故発生後通信経路断により確認した異常作業員は通報を実施する。
- ※4 原子炉システムは、中央制御室にて早期出力監視装置により確認する。
- ※5 LOCA発生は、以下により検知する。
 - ・格納容器圧力が 13.7kPa [psig] に到達
- ※6 非常用炉心冷却系等の機能喪失により原子炉への注水機能が喪失する。
- ※7 炉心温度は、以下により検知する。
 - ・ドライウェル又はサブプレッション・チャンセル内のサブ冷却循環率が設計基準値以下のサブ冷却循環率の10%以下
 - ・格納容器内部温度が格納容器 (S/P) 及び (S/P) による炉心温度発生が検知できない場合は、原子炉出力調整装置により検知する。
- ※8 当節運転の圧力調整がドレイザー調整等での検知ができません。非常時運転の電源調整ができません。早期の電源回復が優先となる。
- ※9 原子炉冷却材浄化系結晶化等の異常発生を実施する。
- ※10 緊急時に代替注水システムを用いた代替格納容器スプレイ注水 (緊急) 及び緊急注水 (緊急) の起動操作は、以下により検知する。
 - ・LOCA発生時の確認、S/P、炉心温度の確認
- ※11 格納容器スプレイ流量は 130m³/h 以上、原子炉注水流量は 230m³/h 以上とする。なお、原子炉注水に伴い炉心温度における蒸気発生により格納容器減圧が上昇することを考慮し、格納容器スプレイを優先する。
- ※12 原子炉水位不明は、以下により検知する。
 - ・ドレイザー調整装置停止と原子炉注水の検知が原子炉水位不明検知に入った場合
 - ・原子炉注水の電源が喪失した場合
 - ・原子炉注水調整装置が故障し、燃料有効流量がゼロであることが検知できない場合
- ※13 原子炉水位 0 (水位不明検知時は原子炉水位 0 以上で確認できるため) に必要な水量を注した部分) により、格納容器水位を検知する。
- ※14 格納容器注水調整装置への格納容器水位に代替格納容器の減圧確認及び起動が完了したことをもって、代替格納容器の運転を判断する。
- ※15 原子炉注水流量は 100m³/h 以上、格納容器スプレイ流量は 130m³/h 以上とする。
- ※16 格納容器注水調整装置の運転が停止した場合は、格納容器注水調整装置の運転を再開する。
- ※17 格納容器注水調整装置の運転が停止した場合は、格納容器注水調整装置の運転を再開する。
- ※18 炉心温度を確認した場合、本節及び格納容器監視装置を起動し、他のパラメータ同様、格納容器内温度及び格納容器水位を確認して監視する。
- ※19 サプレッション・グループを解除 (自主対策) による減圧注入後は、サブプレッション・グループ水位の監視が実施される。
- ※20 可変型蒸気発生装置による格納容器内への蒸気注入操作は、格納容器内部温度が 4.9kPa に到達した時点でサブプレッション・チャンセルへの蒸気注入を実施する。ただし、蒸気注入後に格納容器内部温度の上昇が検知される場合は、過熱ドレイウェルの蒸気注入を実施する。なお、可変型蒸気発生装置の起動操作は、格納容器内部温度が 3.3kPa に到達した時点で検知する。

操作補足事項

原子炉格納容器圧力が 465kPa [gaga] に到達後は、S/P 水位が +6.5m に到達するまで代替格納容器スプレイの流量制御又は間欠運転を実施する。

なお、運転手順においては、適宜代替循環冷却系への移行可否を判断するが、ここでは緊急用海水系の通水準備未完を想定し、代替格納容器スプレイを継続するものとする。

AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧
- AM⑤ 原子炉格納容器冷却
- AM⑥ 原子炉格納容器減圧
- AM⑧ 水素対策
- AM⑩ 除熱

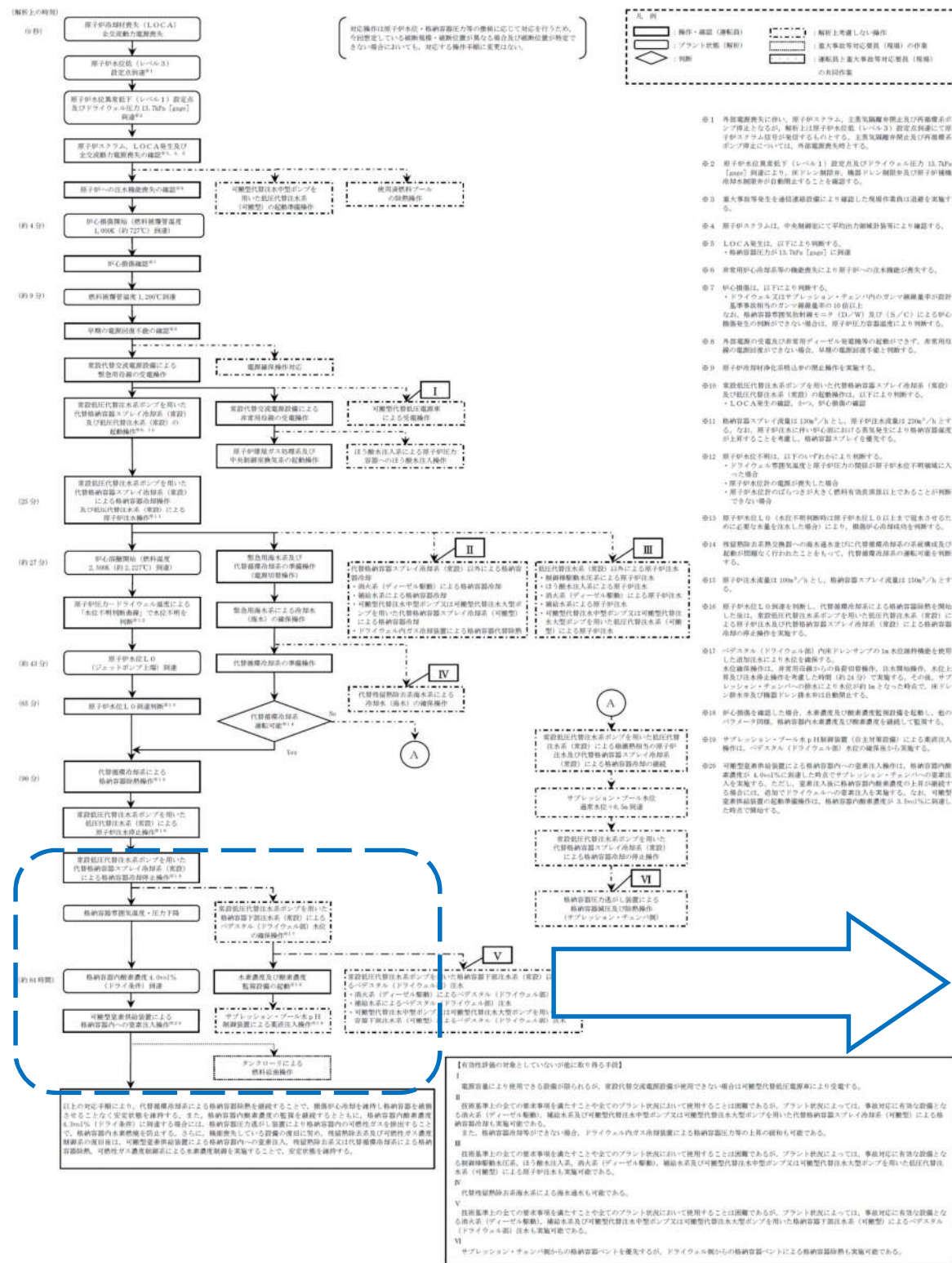
重大事故等対策要領

※「代替循環冷却系を使用できない場合」と共通であるため「代替循環冷却系を使用する場合」の概要フローを記載

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

※「代替循環冷却系を使用する場合」



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「SOP」 放出「PCV破損防止」 ※代替循環冷却を使用する場合



操作補足事項

代替循環冷却運転開始後、格納容器内水素濃度及び酸素濃度を継続監視し、原子炉格納容器内が可燃限界に到達することを防止するため、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素供給操作、原子炉格納容器ベント並びに可燃性ガス濃度制御系の復旧を行う。

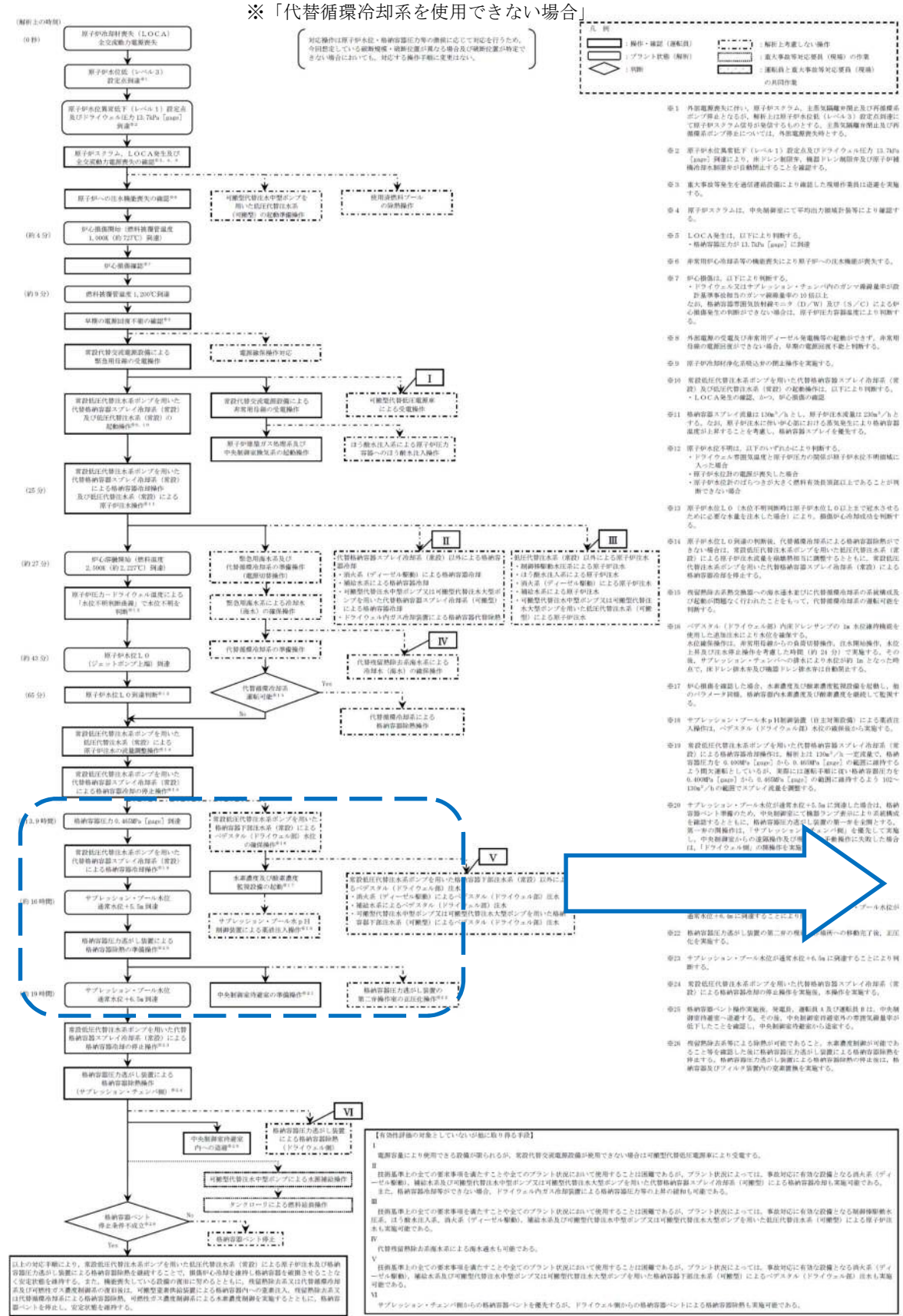
AM設備別操作手順書

- AM⑤ 原子炉格納容器冷却
- AM⑥ 原子炉格納容器減圧
- AM⑧ 水素対策

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「SOP」 除熱－1「損傷炉心冷却後の除熱」 ※代替循環冷却を使用できない場合



- ※1 炉心温度が250℃を超過した場合、原子炉注水を停止する。
- ※2 原子炉注水停止後、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※3 原子炉注水停止後、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※4 原子炉注水停止後、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※5 LOC発生は、以下により判断する。
- ※6 非常時炉心冷却装置の稼働確認により原子炉の圧力増大を確認する。
- ※7 炉心温度は、以下により判断する。
- ※8 非常時炉心冷却装置の稼働確認により原子炉の圧力増大を確認する。
- ※9 原子炉注水停止後、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※10 原子炉注水停止後、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※11 原子炉注水停止後、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※12 原子炉注水停止後、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※13 原子炉注水停止後、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※14 原子炉注水停止後、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※15 原子炉注水停止後、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※16 アクション・プラン未対応時、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※17 原子炉注水停止後、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※18 原子炉注水停止後、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※19 アクション・プラン未対応時、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※20 原子炉注水停止後、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※21 原子炉注水停止後、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※22 格納容器減圧力高が1気圧の第二水準に達した場合は、減圧を完了する。
- ※23 アクション・プラン未対応時、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※24 原子炉注水停止後、原子炉注水ポンプの運転を再開し、原子炉注水ポンプの運転を確認する。
- ※25 格納容器減圧力高が1気圧の第一水準に達した場合は、減圧を完了する。
- ※26 格納容器減圧力高が1気圧の第一水準に達した場合は、減圧を完了する。

操作補足事項

代替循環冷却を使用できない場合は、代替格納容器スプレイの流量制御又は間欠運転を継続する。

S/P 水位+5.5m 到達にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作を開始する。

S/P 水位が+6.5m に到達した時点で、放出「PCV破損防止」に移行する。

AM設備別操作手順書

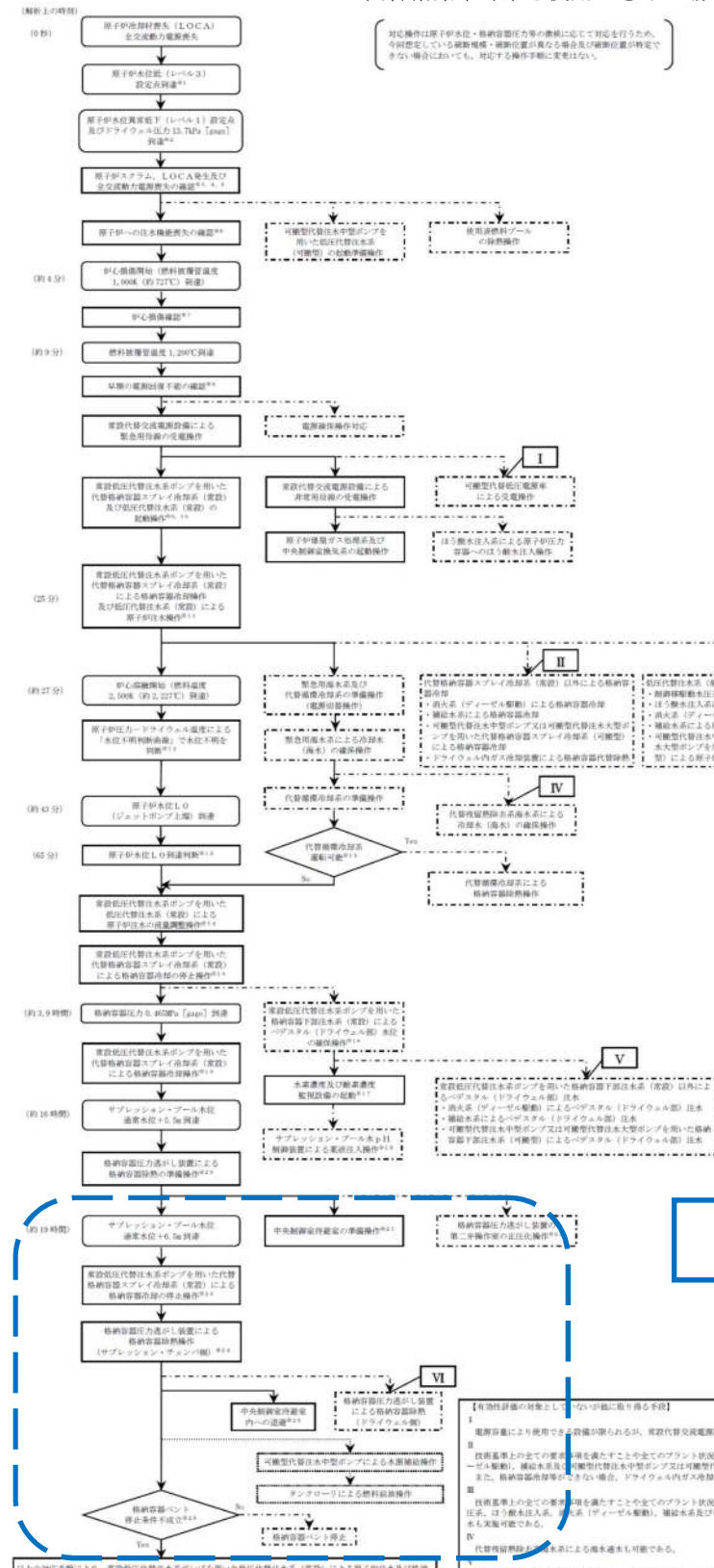
- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧
- AM⑤ 原子炉格納容器冷却
- AM⑥ 原子炉格納容器減圧
- AM⑧ 水素対策
- AM⑩ 除熱

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

※「代替循環冷却系を使用できない場合」



【対応手順は原子炉水位・熱源制御方針等の観点において対応を行うため、今回想定している瞬断現象・制御装置の異なる場合及び制御装置が想定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。】



- ① 外部電源喪失に伴い、原子炉システム、主要制御系停止及び両循環ポンプ停止となるが、解析上の原子炉水位 (レベル3) 設定基準にて原子炉システムが検知されるものとする。主要制御系停止及び両循環ポンプ停止については、外部電源喪失とする。
- ② 原子炉水位検出 (レベル3) 設定基準及びドライウラム圧力 13.7kPa [gauge] 到達**
- ③ 重大事故発生等を通じて運転状態により確認した危険作業は迅速を実施する。
- ④ 原子炉システムは、中絶状態にて平均出力制御装置等により制御する。
- ⑤ LOC発生後、以下により判断する。
 - ・熱源容器圧力が 13.7kPa [gauge] に到達
- ⑥ 非常用炉心冷却系等の機能喪失により原子炉への注水機能が喪失する。
- ⑦ 炉心温度は、以下により判断する。
 - ・ドライウラム又はサブプレッション・チャンバ内のガス濃度計が設計最高許容限度のガス濃度の約10倍以上
 - ・熱源容器圧力検知センサー (圧力) 及び SA (SA) による炉心温度急増の判別ができない場合は、原子炉出力調整機能により制御する。
- ⑧ 外部電源の喪失及び非常用ディーゼル発電機の起動ができません。非常用電源の起動ができない場合、非常用の電源が不足と判断する。
- ⑨ 原子炉冷却材浄化系統停止の閉止操作を実施する。
- ⑩ 代替循環冷却系ポンプを用いた代替格納容器スプレッド熱源 (実設) 及び代替注水系 (可搬型) の起動時は、以下により判断する。
 - ・LOC発生時の確認、かつ、炉心温度の確認
- ⑪ 熱源容器スプレッド熱源は 120kPa/g とし、原子炉水位量は 230kPa/g とする。なお、原子炉水位に炉心温度における急激な変動により格納容器電圧上昇となるときは発生し、格納容器レベルを発生する。
- ⑫ 原子炉水位は、以下により判断する。
 - ・ドライウラム等調整気量と原子炉水位の関係が原子炉水位不連続域に入った場合
 - ・原子炉水位調整機能の喪失
 - ・原子炉水位調整気量と原子炉水位の関係が原子炉水位不連続域に入った場合
- ⑬ 原子炉水位LO (水位不連続域) は原子炉水位のLO以上で検知する。水位が必要量を注水した場合は、運転が安定化を判断する。
- ⑭ 原子炉水位LO到達の判別後、代替格納容器による格納容器熱源がなくなる場合は、代替注水系 (実設) 以外の原子炉水位調整機能により格納容器熱源を確保する。このとき、代替注水系 (実設) による原子炉水位調整機能は、非常用電源からの電源喪失時、日本時間午後、本地上昇及び注水停止検出を考慮した時間 (約 24 分) で実施する。その後、サブプレッション・チャンバ内の水位に到達した時点で、約 1.6 m となった時点で、両ポンプ停止及び機能喪失ポンプ停止の自動閉止する。
- ⑮ 炉心温度を確認した場合は、本表で規定及び非常用電源制御を継続し、他のプラント同様、格納容器内温度及び炉心温度を継続して監視する。
- ⑯ サプレッション・プール水位制御装置 (自主制御装置) による水位調整は、サブプレッション (ドライウラム) 水位の監視から実施する。
- ⑰ 代替注水系 (実設) による代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレッド熱源 (実設) による格納容器熱源は、解析上の 120kPa/g 一定値で、格納容器圧力 (約 8.0MPa [gauge]) から 9.0MPa [gauge] の範囲に維持することと想定しているが、実際には格納容器に高い格納容器圧力 (約 8.0MPa [gauge]) から 9.0MPa [gauge] の範囲に維持するより 102~130kPa/g の範囲でスプレッド熱源を調整する。
- ⑱ サプレッション・プールの水位が約 1.6 m に到達した場合は、格納容器へ注水するため、中絶状態にて機能喪失ポンプ停止による注水機能喪失を考慮する。このとき、格納容器圧力調整の第一歩として、第一の操作は、サブプレッション・チャンバ (実設) を確保して実施し、中絶状態からの運転再開及び機能喪失時の自動閉止の機能は、「ドライウラム」の機能を実行する。
- ⑳ 中絶状態での運転は、以下を実施する。
 - ・中絶状態での炉心温度監視
 - ・炉心温度監視 (TA) の監視
 - ・非常用電源 (非常用) の起動
 - ・非常用電源 (非常用) の設置
 - ・非常用電源 (非常用) の設置
 - ・非常用電源 (非常用) の設置
 - ・非常用電源 (非常用) の設置
 - ・非常用電源 (非常用) の設置
- ㉑ 格納容器圧力が設計した装置の第二の機能喪失時への移動完了後、正圧化を実施する。
- ㉒ サプレッション・プールの水位が規定値に到達するににより、注水機を停止する。
- ㉓ 有燃性ガス発生による除熱が可能である (注)。有燃性ガス発生による除熱が可能な状態であることを確認した後に格納容器圧力調整による格納容器熱源を確保する。格納容器圧力調整による格納容器熱源は、格納容器及びアミダ装置内の空気循環も発生する。

事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「SOP」
放出「PCV破損防止」
※代替循環冷却を使用できない場合



操作補足事項

外部水源による代替格納容器スプレッド冷却系 (常設) 運転により S/P 水位が +6.5m に到達する。
S/P 水位 +6.5m 到達にて、S/P 水 pH 制御、水素濃度 (SA) 及び酸素濃度 (SA) を起動、外部水源による代替格納容器スプレッドを停止する。
PCVベント実施
格納容器圧力逃がし装置による除熱操作 (サブプレッション・チャンバ側) を実施する。

- AM設備別操作手順書**
- AM⑤ 原子炉格納容器冷却
 - AM⑥ 原子炉格納容器減圧
 - AM⑧ 水素対策
- 重大事故等対策要領**

2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

特徴

(2.2)
発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力が高い状態で原子炉压力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器の破損に至る。

(2.3)
発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉压力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され格納容器の破損に至る。

(2.5)
発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉压力容器内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、ベドスタル（ドライウェル部）のコンクリートが侵食され、格納容器の構造物の支持機能を喪失し、格納容器の破損に至る。

基本的な考え方

(2.2)
溶融炉心、水蒸気及び水素の急速な放出に伴い格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため、原子炉压力容器破損までに逃がし安全弁の自動開操作により原子炉減圧を実施することによって、格納容器の破損を防止する。また、原子炉压力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに、格納容器下部注水系（常設）によってベドスタル（ドライウェル部）に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保するとともに、代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。溶融炉心の落下後は、代替循環冷却系による格納容器除熱を継続し、コリウムシールド及び格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって格納容器の圧力及び温度を低下させる。

(2.3)
格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心からベドスタル（ドライウェル部）の水への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、格納容器の破損を防止する。

(2.5)
原子炉起動時にベドスタル（ドライウェル部）水位が約 1m となるよう注水した上で、原子炉压力容器の下部から溶融炉心が落下する時点で、ベドスタル（ドライウェル部）に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し、かつ、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却すること及びベドスタル（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置することにより、格納容器の破損を防止するとともに、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって格納容器の圧力及び雰囲気温度を低下させる。さらに、格納容器内における水素燃焼を防止するため、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、格納容器内へ窒素を注入することによって、格納容器の破損を防止する。

対応手順概要

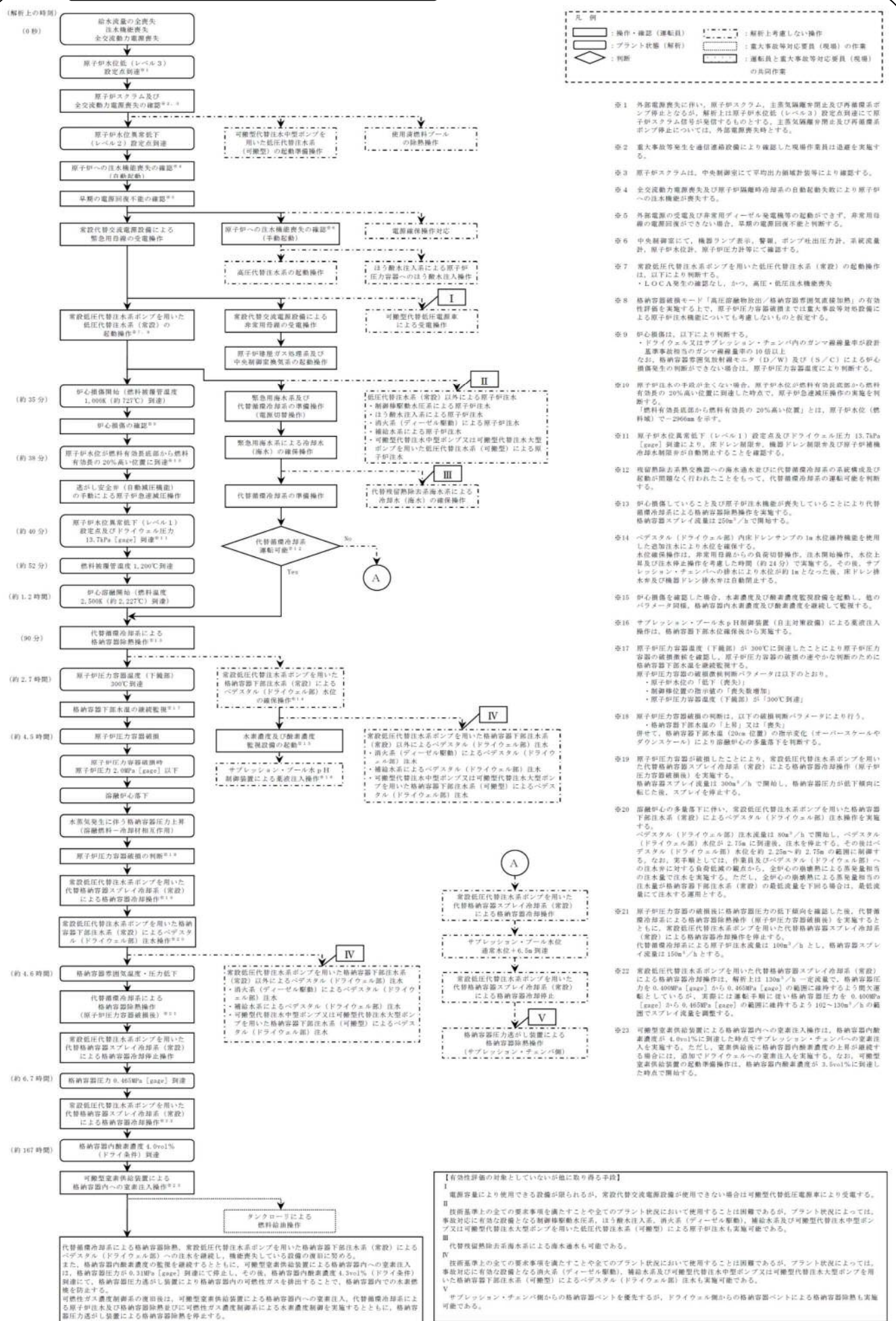
- 原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認
- 原子炉への注水機能喪失確認
- 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電
- 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保
- 代替循環冷却系による格納容器除熱
- 炉心損傷確認
- 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧
- 格納容器下部注水系（常設）によるベドスタル（ドライウェル部）水位の確保（解析上考慮しない操作）
- 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動
- 原子炉压力容器破損確認
- 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉压力容器破損後）
- 溶融炉心への注水
- 代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉压力容器破損後）
- 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（格納容器圧力制御）
- 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入

事故シーケンスグループ「原子炉压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」は「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じ手順である。

事故条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|------------------------|---|--|
| 起回事象 | 給水流量の全喪失 | 原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定 |
| 安全機能の喪失に対する仮定 | 全交流動力電源喪失 高压注水機能、低压注水機能及び原子炉压力容器破損前の重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失 | 非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系、低压注水機能として残留熱除去系（低压注水系）及び低压炉心スプレイ系の機能喪失を設定するとともに、原子炉压力容器破損前の重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定 |
| 外部電源 | 外部電源なし | 安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定 |
| 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等 | 考慮しない | 原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定 |

解析上の対応手順の概要フロー

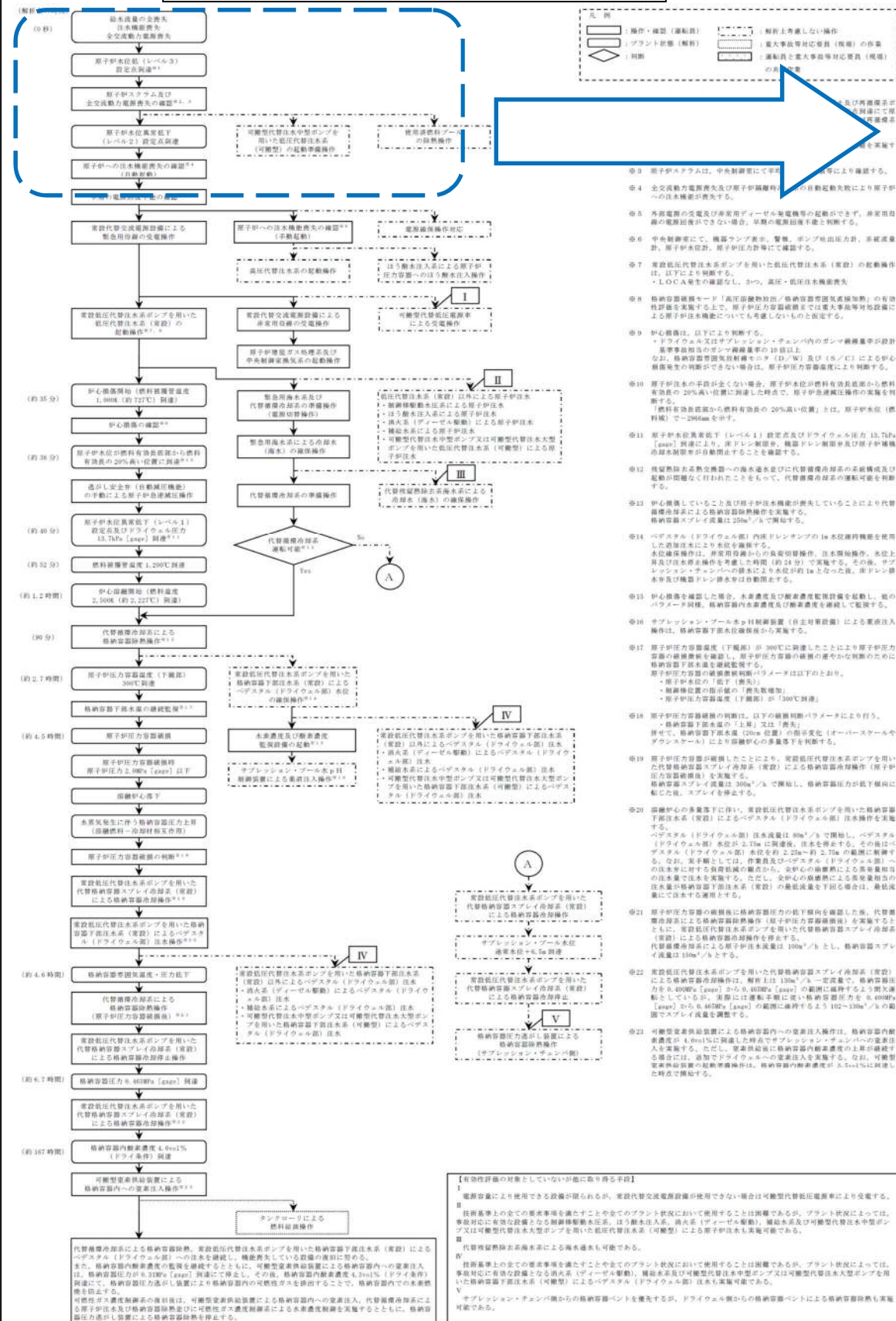


非常時運転手順書 全体対応フロー

非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



- ① 原子炉スクラムによる原子炉出力の急激な低下を確認する。
- ② 全交流電力喪失発生及び原子炉制御用の電源供給停止により原子炉の注水機能が喪失する。
- ③ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ④ 全交流電力喪失発生及び原子炉制御用の電源供給停止により原子炉の注水機能が喪失する。
- ⑤ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ⑥ 原子炉出力の急激な低下を確認する。
- ⑦ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ⑧ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ⑨ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ⑩ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ⑪ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ⑫ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ⑬ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ⑭ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ⑮ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ⑯ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ⑰ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ⑱ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ⑲ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ⑳ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ㉑ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ㉒ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ㉓ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ㉔ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ㉕ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ㉖ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ㉗ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ㉘ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ㉙ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ㉚ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ㉛ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ㉜ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。
- ㉝ 蒸気発生抑制のための電源供給停止を確認する。

操作補足事項

「給水全喪失事故、全交流動力電源喪失」発生
原子炉水位低（レベル3）設定
点到達により原子炉がスクラムする。

最初に「原子炉出力」制御にて
原子炉の停止状態を確認する。続
いて「原子炉水位」「原子炉圧力」
「タービン・電源」の制御を並行
して行う。

また、「格納容器制御」への導
入を継続監視する。

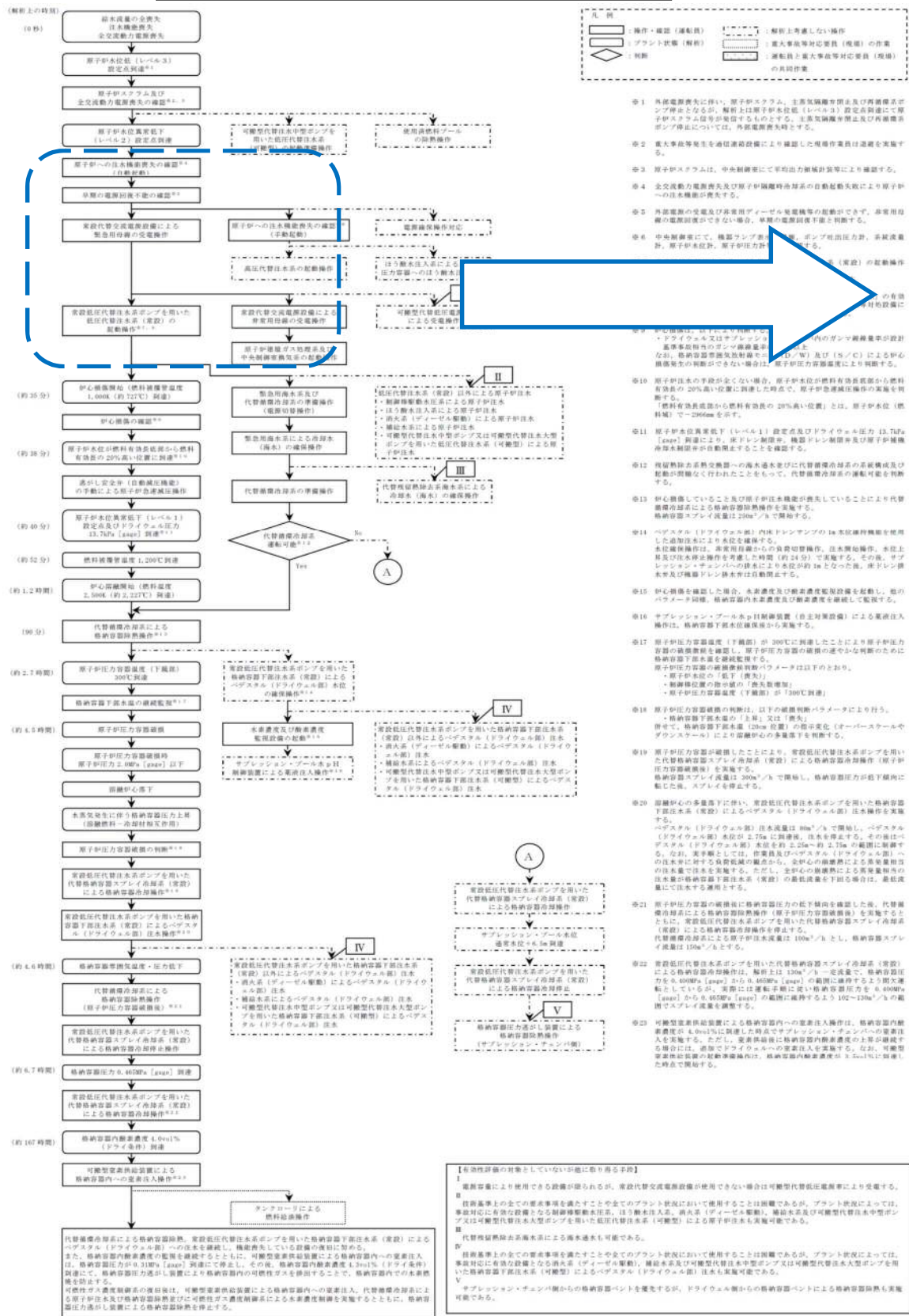
所内電源喪失を確認すること
により「電源供給回復」へ移行し
対応する。

AM設備別操作手順書

重大事故等対策要領

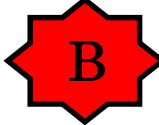
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

「給水全喪失事故、全交流動力電源喪失」発生により、原子炉水位が低下する。

原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8）に維持できないため、「水位確保」へ移行する。

原子炉への注水機能が喪失しているため、低圧代替注水系（常設）準備を実施する。また、原子炉水位異常低下（レベル1）以上に維持が不可となるため、「水位回復」へ移行する。

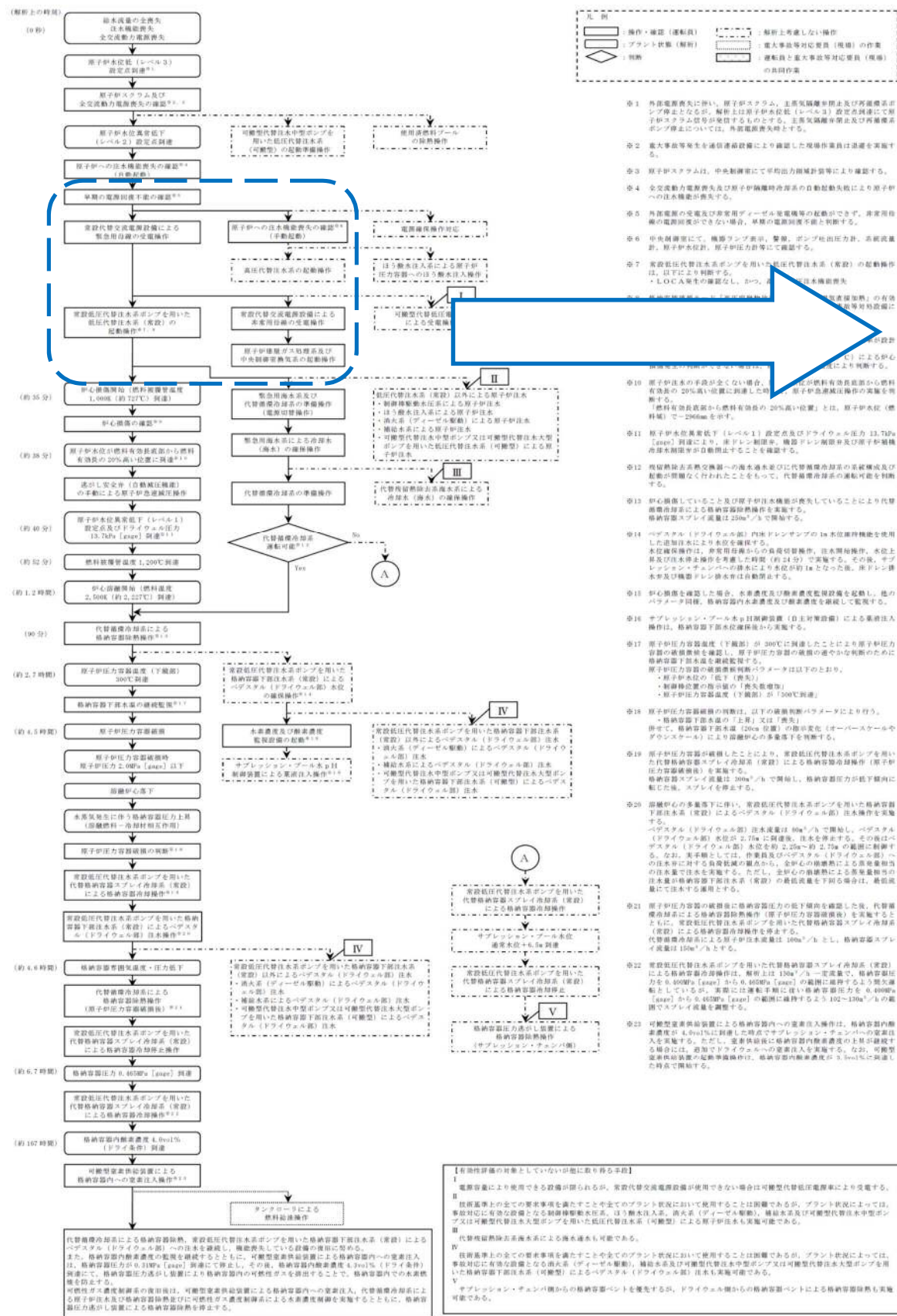
AM設備別操作手順書

AM③ 原子炉注水

重大事故等対策要領

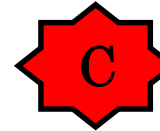
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 「電源供給回復」



操作補足事項

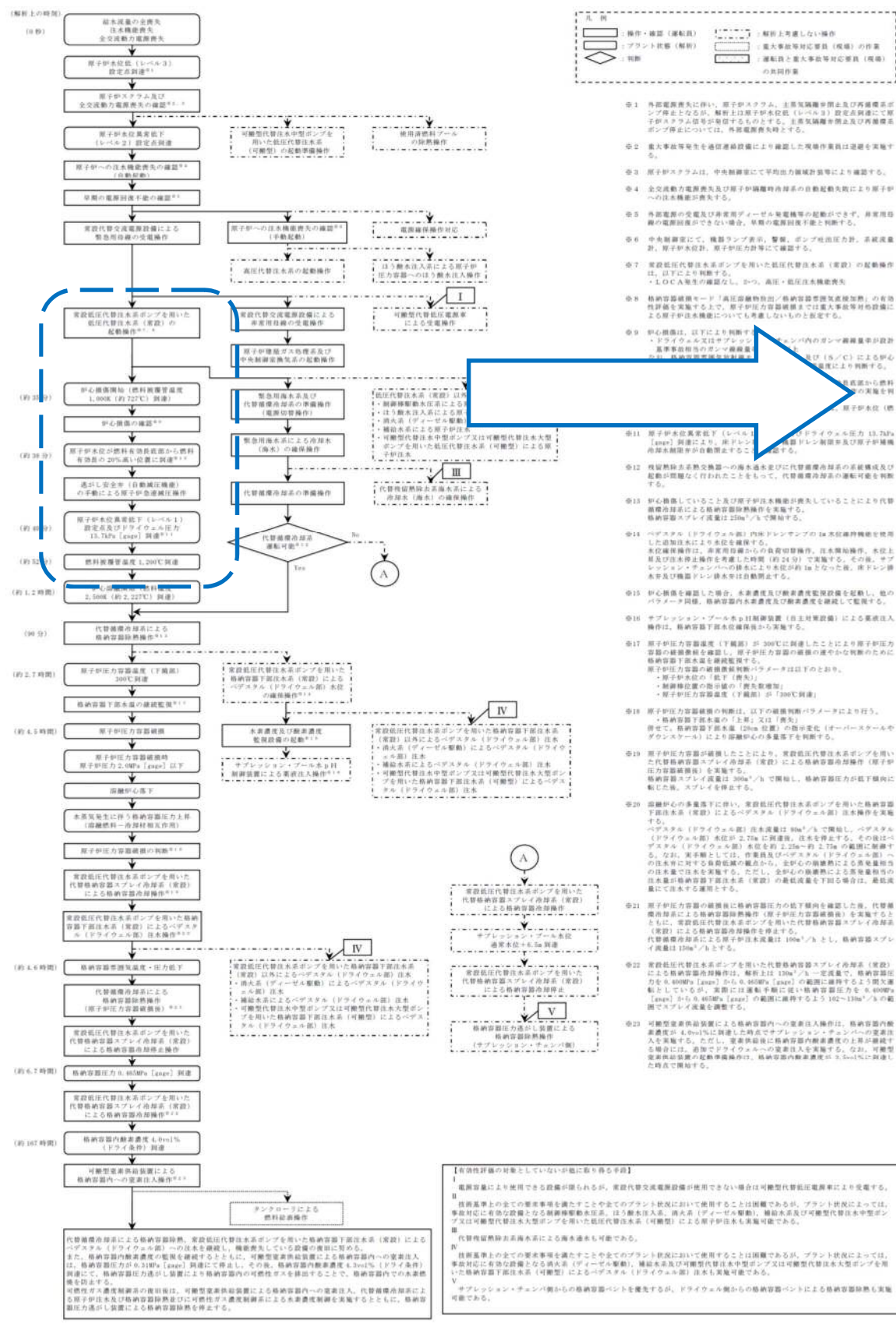
全交流動力電源が喪失していることから、常設代替交流電源設備を起動し、緊急用母線を受電する。
その後、緊急用母線を介して非常用母線を受電し、非常用交流電源の復旧を行う。

AM設備別操作手順書

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 不測事態「水位回復」



- ※1 再稼働開始に伴い、原子炉システム、主要気漏検出装置及び再稼働ポンプ停止となるが、緊急時は原子炉水位（レベル3）設定値到達にて原子炉システムが停止する。主要気漏検出装置及び再稼働ポンプ停止については、再稼働開始時とする。
- ※2 重大事故等発生を通報連絡設備により確認した現場作業員は通報を実施する。
- ※3 原子炉システムは、中央制御室にて平均出力削減装置により制御する。
- ※4 全交直動高圧電源喪失及び原子炉格納容器冷却系の自動起動失敗により原子炉への注水機能が喪失する。
- ※5 再稼働時の受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用電源の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※6 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ボンブ吐出圧力計、系統流量計、原子炉水位計、原子炉圧力計等にて確認する。
- ※7 常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水（常設）の起動操作は、以下により実施する。
・注水開始直前に注水ポンプの注水圧力計を確認する。
・注水開始直後に注水ポンプの注水圧力計を確認する。
- ※8 格納容器破損モード「高圧格納容器冷却/格納容器冷却系異常」の有効性評価を実施する上で、原子炉圧力容器の破損モードで重大事故等対応設備による原子炉注水機能について確認する必要がある。
- ※9 初心評価は、以下により実施する。
・ドライウラム又はサブプレッション・ドライウラムによる注水機能の破損モード発生から燃料の脱落を防止する。
・注水開始直前に注水ポンプの注水圧力計を確認する。
・注水開始直後に注水ポンプの注水圧力計を確認する。
- ※10 原子炉水位異常低下（レベル3）発生時に、ドライウラム圧力 13.7kPa [gag] 到達により、原子炉圧力容器の注水機能を停止する。
- ※11 再稼働開始直前に注水ポンプの注水圧力計を確認する。
- ※12 再稼働開始直前に注水ポンプの注水圧力計を確認する。
- ※13 初心評価していること及び原子炉注水機能が喪失していることにより代替注水ポンプによる注水機能を停止する。
- ※14 パワースタイル（ドライウラム）内ドレンポンプの注水機能を使用し、注水開始直前に注水ポンプの注水圧力計を確認する。注水開始後、水位上昇及び注水停止操作を完了した時間（約2分）で実施する。その後、サブプレッション・ドライウラムの注水による注水圧力が1kPaとなった後、注水ポンプ停止及び格納容器注水モードは自動停止する。
- ※15 初心評価を確認した場合、水素濃度及び酸素濃度監視装置を起動し、他のパラメータ同様、格納容器内水素濃度及び酸素濃度を継続して監視する。
- ※16 サブプレッション・ドライウラムを注水開始後（注水対象設備）による注水注入操作は、格納容器注水水位監視から実施する。
- ※17 原子炉圧力容器温度（下層部）が 300℃に到達したことにより原子炉圧力容器の注水機能を停止し、原子炉圧力容器の破損モード発生を抑制するために格納容器注水モード（注水）による注水を開始する。
・注水開始直前に注水ポンプの注水圧力計を確認する。
・注水開始直後に注水ポンプの注水圧力計を確認する。
・注水開始直後に注水ポンプの注水圧力計を確認する。
- ※18 原子炉圧力容器破損の判断は、以下の破損判断パラメータにより行う。
・格納容器注水モードの「注水」又は「停止」操作で、格納容器注水モード（注水）の破損判断パラメータ（オーバーパスモードやアンダーパスモード）により破損の多寡を判断する。
- ※19 原子炉圧力容器が破損したことにより、常設低圧代替注水ポンプを用いた代替注水モード（注水）による注水を開始する。注水開始直前に注水ポンプの注水圧力計を確認する。注水開始直後に注水ポンプの注水圧力計を確認する。注水開始直後に注水ポンプの注水圧力計を確認する。
- ※20 再稼働開始直前に注水ポンプの注水圧力計を確認する。
- ※21 原子炉圧力容器の破損後に格納容器圧力の低下傾向を確認した場合、代替注水モードによる注水を開始する。注水開始直前に注水ポンプの注水圧力計を確認する。注水開始直後に注水ポンプの注水圧力計を確認する。注水開始直後に注水ポンプの注水圧力計を確認する。
- ※22 常設低圧代替注水ポンプを用いた代替注水モード（注水）による注水を開始する。注水開始直前に注水ポンプの注水圧力計を確認する。注水開始直後に注水ポンプの注水圧力計を確認する。注水開始直後に注水ポンプの注水圧力計を確認する。
- ※23 可動型代替注水ポンプによる注水注入操作は、格納容器内水素濃度が 4.0vol%に到達した時点でサブプレッション・ドライウラムによる注水を開始する。注水開始直前に注水ポンプの注水圧力計を確認する。注水開始直後に注水ポンプの注水圧力計を確認する。注水開始直後に注水ポンプの注水圧力計を確認する。

操作補足事項

原子炉への注水機能が喪失しているため、原子炉水位低下が継続する。

常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を試みるが、失敗する。

※原子炉格納容器破損防止対策の有効性を確認する観点から原子炉圧力容器が破損する事象とするため、高圧代替注水系及び低圧代替注水系による原子炉注水には期待しない。

原子炉注水手段を確保できないため、「AM初期対応」へ移行する。

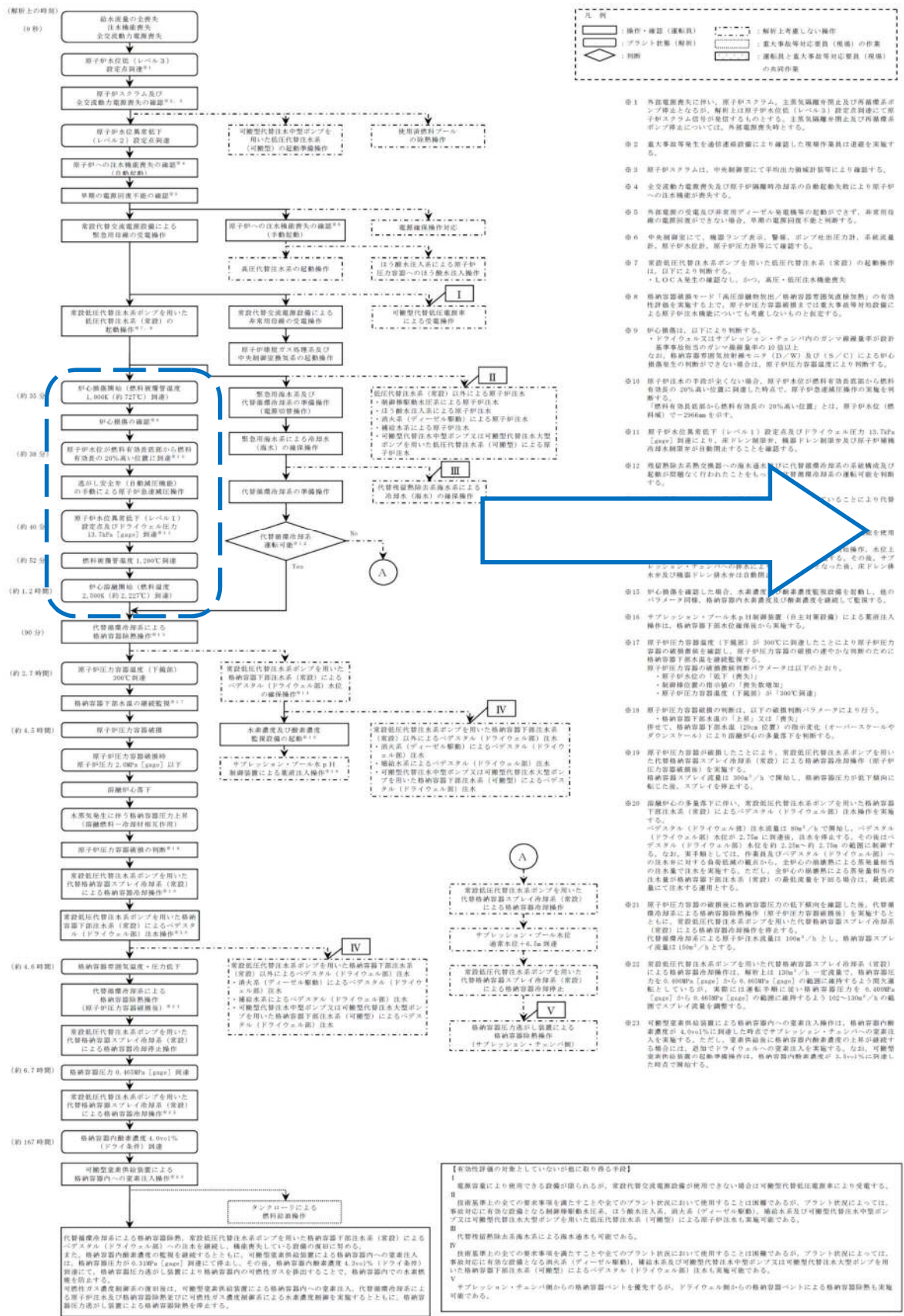
AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM⑫ 冷却水確保

重大事故等対策要領

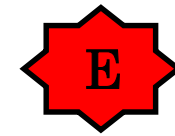
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 不測事態「AM初期対応」



① 西館電源喪失に伴い、原子炉システム、主要駆動機停止及び西館系ポンプ停止となるが、解析上は原子炉水位低（レベル3）設定を回避して原子炉システムが停止するものとする。主要駆動機停止及び西館系ポンプ停止については、西館電源喪失時とする。

② 重大事故等発生を通報連絡装置により確認した関係作業員は速報を実施する。

③ 原子炉システムは、中央制御室にて平均出力領域計算等により確認する。

④ 全交直動力電源喪失及び原子炉隔離維持装置の自動起動失敗により原子炉への注水機能が喪失する。

⑤ 西館電源の喪失及び非常用ディーゼル発電機の起動が不十分、非常用発電機の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。

⑥ 中央制御室にて、機組ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力計、系統流量計、原子炉水位計、原子炉圧力計等にて確認する。

⑦ 緊急低圧代償注水ポンプを用いた低圧代償注水（常設）の起動操作は、以下により判断する。
・トリップA発生の確認なし、かつ、減圧・低圧注水機能喪失

⑧ 燃料容器隔離モード「高圧降下抑制」/燃料容器緊急脱気加熱の有効性評価を実施する上で、原子炉圧力調整範囲または緊急脱気加熱装置による原子炉注水機能についても確認しないものと規定する。

⑨ 炉心損傷は、以下により判断する。
・ドライウラム又はサブクッション・チェンバのガンマ線検量率が設計基準事故相当のガンマ線検量率の30%以上
原子炉圧力調整範囲モード（DR）及び（S/C）による炉心損傷発生との判断ができない場合は、原子炉圧力調整範囲により判断する。

⑩ 原子炉注水の事故が不十分な場合、原子炉水位が燃料有効長さから燃料有効長の20%高い位置に到達した時点で、原子炉急速減圧操作の実施を判断する。
燃料有効長さから燃料有効長の20%高い位置とは、原子炉水位（燃料棒）で296mmを示す。

⑪ 原子炉水位異常低下（レベル1）設定点及びドライウラム圧が13.7MPa [avg] 到達時、
・原子炉水位の「監視」（喪失）
・燃料容器内の水位低下（喪失）の発生を監視する。
・原子炉圧力調整範囲モード「高圧降下抑制」/燃料容器緊急脱気加熱の有効性評価を実施する。燃料容器内の水位低下（喪失）の発生を監視する。

⑫ 燃料容器緊急脱気加熱への海水連注時に代償降下流路の系統構成及び配管の故障なく行われたことも、燃料容器内の水位低下を監視する。

⑬ 燃料容器内の水位低下により、燃料容器内の水位低下を監視する。

⑭ 燃料容器内の水位低下により、燃料容器内の水位低下を監視する。

⑮ 燃料容器内の水位低下により、燃料容器内の水位低下を監視する。

⑯ 燃料容器内の水位低下により、燃料容器内の水位低下を監視する。

⑰ 燃料容器内の水位低下により、燃料容器内の水位低下を監視する。

⑱ 燃料容器内の水位低下により、燃料容器内の水位低下を監視する。

⑲ 燃料容器内の水位低下により、燃料容器内の水位低下を監視する。

⑳ 燃料容器内の水位低下により、燃料容器内の水位低下を監視する。

㉑ 燃料容器内の水位低下により、燃料容器内の水位低下を監視する。

㉒ 燃料容器内の水位低下により、燃料容器内の水位低下を監視する。

㉓ 燃料容器内の水位低下により、燃料容器内の水位低下を監視する。

操作補足事項

原子炉水位低下が継続し、原子炉水位が燃料有効長さの20%位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁による原子炉急速減圧操作を実施する。
その後、CAMS ガンマ線検量率により炉心が損傷したことを確認し、非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）へ移行する。

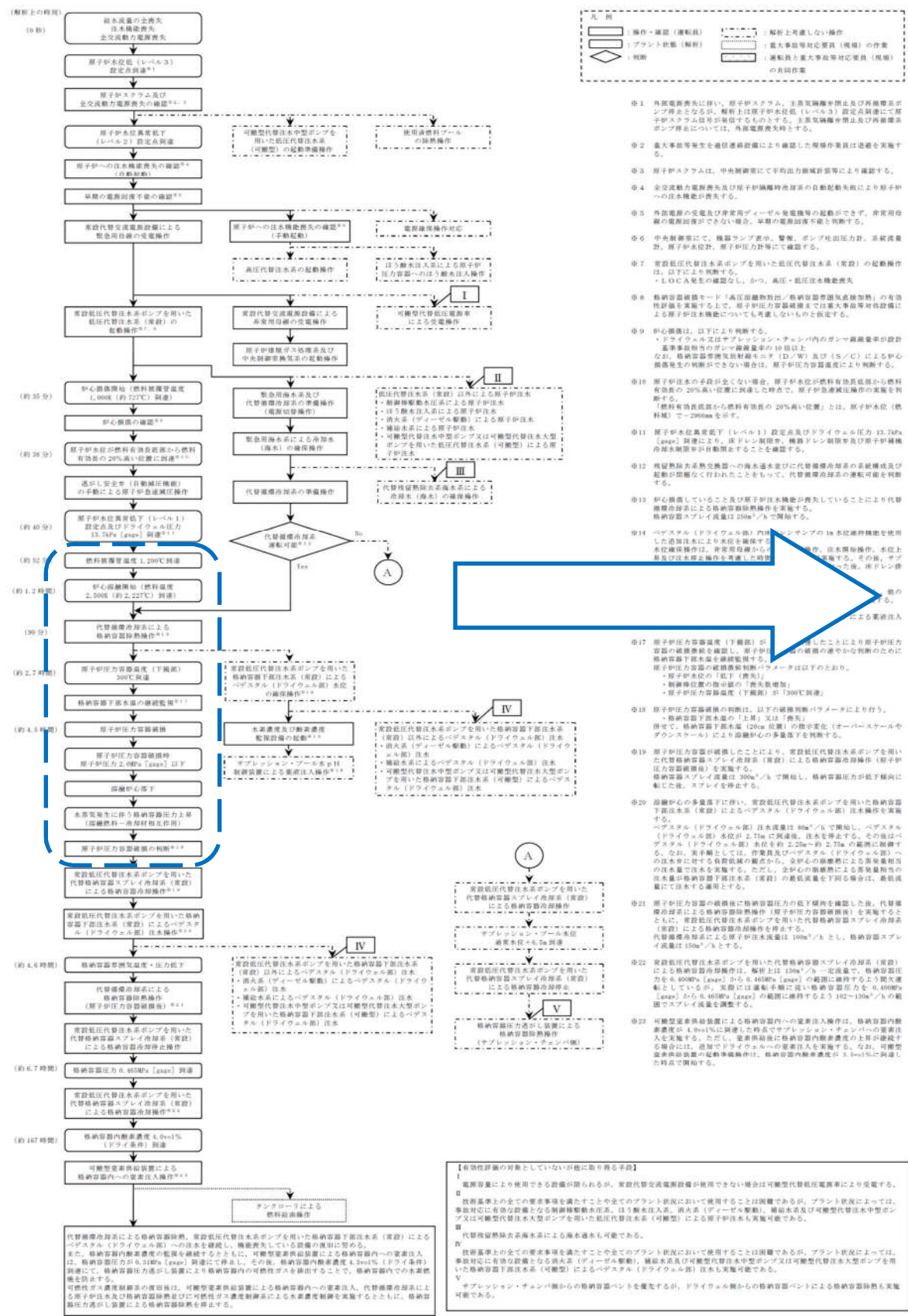
AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧
- AM⑧ 水素対策

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「SOP」 注水-1 「損傷炉心への注水」



- ① 炉内注水が完了し、原子炉圧力容器の健全性を確認し、原子炉圧力容器が破損したことを確認する。
- ② これにより、除熱-2「RPV破損後の初期格納容器スプレイ」及び注水-3b「RPV破損後のペDESTAL(ドライウェル部)注水」へ移行する。
- ③ 燃料温度の監視 (燃料温度 1,900K (約227°C) 到達)
- ④ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ⑤ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ⑥ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ⑦ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ⑧ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ⑨ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ⑩ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ⑪ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ⑫ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ⑬ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ⑭ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ⑮ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ⑯ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ⑰ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ⑱ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ⑲ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ⑳ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㉑ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㉒ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㉓ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㉔ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㉕ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㉖ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㉗ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㉘ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㉙ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㉚ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㉛ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㉜ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㉝ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㉞ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㉟ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㊱ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㊲ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㊳ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㊴ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㊵ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㊶ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㊷ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㊸ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㊹ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㊺ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㊻ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㊼ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㊽ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㊾ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)
- ㊿ 炉内注水が完了したか? (Yes/No)

操作補足事項

注水-1「損傷炉心への注水」にて、原子炉圧力容器の健全性確認を実施し、原子炉圧力容器が破損したことを確認する。

これにより、除熱-2「RPV破損後の初期格納容器スプレイ」及び注水-3b「RPV破損後のペDESTAL(ドライウェル部)注水」へ移行する。

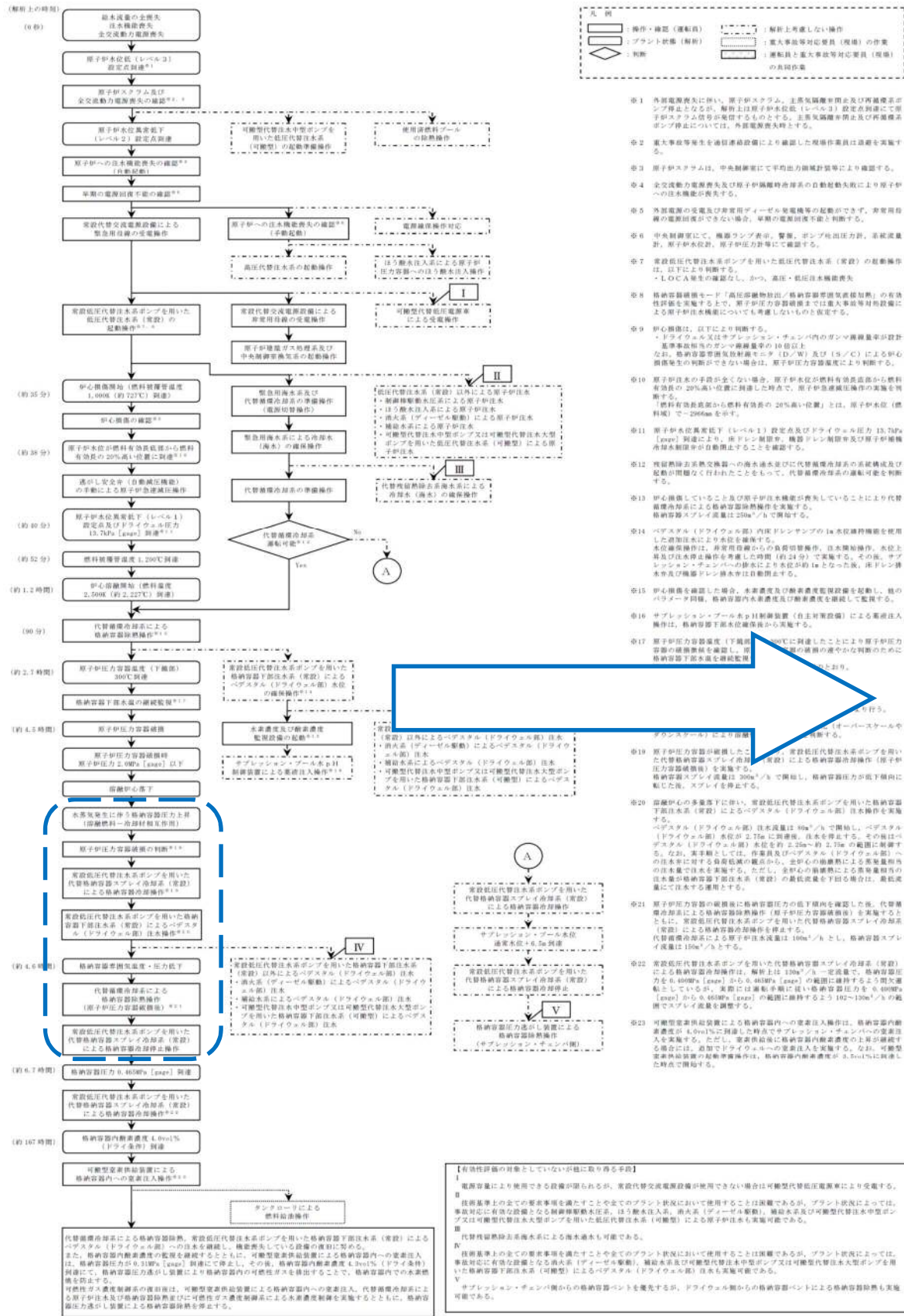
AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧

重大事故等対策要領

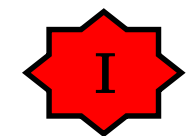
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「SOP」 除熱-2 「RPV破損後の初期格納容器スプレイ」



- ① 再臨界防止に際し、原子炉システム、主蒸気発生器停止及び再臨界防止ポンプ停止となるが、層別上層原子炉系統 (レベル3) 設定後到達して層別下層原子炉系統停止となる。主蒸気発生器停止及び再臨界防止ポンプ停止しない場合は、再臨界防止ポンプ停止となる。
- ② 重大事故発生を通知連絡により確認した層別作業員は急ぎを実施する。
- ③ 原子炉システムは、中絶運転にて平均出力削減計装等により確認する。
- ④ 全交直機発電機喪失及び原子炉隔離時冷却系の自動起動失敗により原子炉への注水機能喪失する。
- ⑤ 再臨界防止ポンプ停止後、原子炉系統の温度が上昇し、再臨界防止ポンプ停止となるが、層別上層原子炉系統 (レベル3) 設定後到達して層別下層原子炉系統停止となる。主蒸気発生器停止及び再臨界防止ポンプ停止しない場合は、再臨界防止ポンプ停止となる。
- ⑥ 中絶運転にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力計、流量計計測、原子炉水位計、原子炉圧力計等にて確認する。
- ⑦ 常設格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイ (常設) の起動操作は、以下により判断する。
 - ・L.O.C発生を確認なしかつ、高圧・低圧注水機能喪失
- ⑧ 格納容器熱モード「高圧注水モード」格納容器冷却系 (常設) の有効性を確認する。また、原子炉圧力計の指示値が465kPa [gage]に到達した後は、格納容器スプレイ流量低下操作を実施する。
- ⑨ 格納容器熱モード「高圧注水モード」格納容器冷却系 (常設) の有効性を確認する。また、原子炉圧力計の指示値が465kPa [gage]に到達した後は、格納容器スプレイ流量低下操作を実施する。
- ⑩ 原子炉圧力計の指示値が465kPa [gage]に到達した時点で、原子炉格納容器圧力上昇傾向が低下傾向に転じ、原子炉格納容器圧力が465kPa [gage]に到達した後、格納容器スプレイ流量低下操作を実施する。
- ⑪ 原子炉格納容器圧力が465kPa [gage]に到達した時点で、原子炉格納容器圧力上昇傾向が低下傾向に転じ、原子炉格納容器圧力が465kPa [gage]に到達した後、格納容器スプレイ流量低下操作を実施する。
- ⑫ 再臨界防止ポンプ停止後、原子炉系統の温度が上昇し、再臨界防止ポンプ停止となる。主蒸気発生器停止及び再臨界防止ポンプ停止しない場合は、再臨界防止ポンプ停止となる。
- ⑬ 再臨界防止ポンプ停止後、原子炉系統の温度が上昇し、再臨界防止ポンプ停止となる。主蒸気発生器停止及び再臨界防止ポンプ停止しない場合は、再臨界防止ポンプ停止となる。
- ⑭ 再臨界防止ポンプ停止後、原子炉系統の温度が上昇し、再臨界防止ポンプ停止となる。主蒸気発生器停止及び再臨界防止ポンプ停止しない場合は、再臨界防止ポンプ停止となる。
- ⑮ 再臨界防止ポンプ停止後、原子炉系統の温度が上昇し、再臨界防止ポンプ停止となる。主蒸気発生器停止及び再臨界防止ポンプ停止しない場合は、再臨界防止ポンプ停止となる。
- ⑯ 再臨界防止ポンプ停止後、原子炉系統の温度が上昇し、再臨界防止ポンプ停止となる。主蒸気発生器停止及び再臨界防止ポンプ停止しない場合は、再臨界防止ポンプ停止となる。
- ⑰ 再臨界防止ポンプ停止後、原子炉系統の温度が上昇し、再臨界防止ポンプ停止となる。主蒸気発生器停止及び再臨界防止ポンプ停止しない場合は、再臨界防止ポンプ停止となる。
- ⑱ 再臨界防止ポンプ停止後、原子炉系統の温度が上昇し、再臨界防止ポンプ停止となる。主蒸気発生器停止及び再臨界防止ポンプ停止しない場合は、再臨界防止ポンプ停止となる。
- ⑲ 再臨界防止ポンプ停止後、原子炉系統の温度が上昇し、再臨界防止ポンプ停止となる。主蒸気発生器停止及び再臨界防止ポンプ停止しない場合は、再臨界防止ポンプ停止となる。
- ⑳ 再臨界防止ポンプ停止後、原子炉系統の温度が上昇し、再臨界防止ポンプ停止となる。主蒸気発生器停止及び再臨界防止ポンプ停止しない場合は、再臨界防止ポンプ停止となる。
- ㉑ 再臨界防止ポンプ停止後、原子炉系統の温度が上昇し、再臨界防止ポンプ停止となる。主蒸気発生器停止及び再臨界防止ポンプ停止しない場合は、再臨界防止ポンプ停止となる。
- ㉒ 再臨界防止ポンプ停止後、原子炉系統の温度が上昇し、再臨界防止ポンプ停止となる。主蒸気発生器停止及び再臨界防止ポンプ停止しない場合は、再臨界防止ポンプ停止となる。
- ㉓ 再臨界防止ポンプ停止後、原子炉系統の温度が上昇し、再臨界防止ポンプ停止となる。主蒸気発生器停止及び再臨界防止ポンプ停止しない場合は、再臨界防止ポンプ停止となる。

操作補足事項

原子炉圧力容器破損確認後、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器スプレイ操作を実施する。

格納容器スプレイを継続し、原子炉格納容器圧力上昇傾向が低下傾向に転じ、原子炉格納容器圧力が465kPa [gage]に到達した後、格納容器スプレイ流量低下操作を実施する。

格納容器スプレイ流量低下操作実施後、注水-4「長期のRPV破損後の注水」及び除熱-3「RPV破損後の除熱」へ移行する。

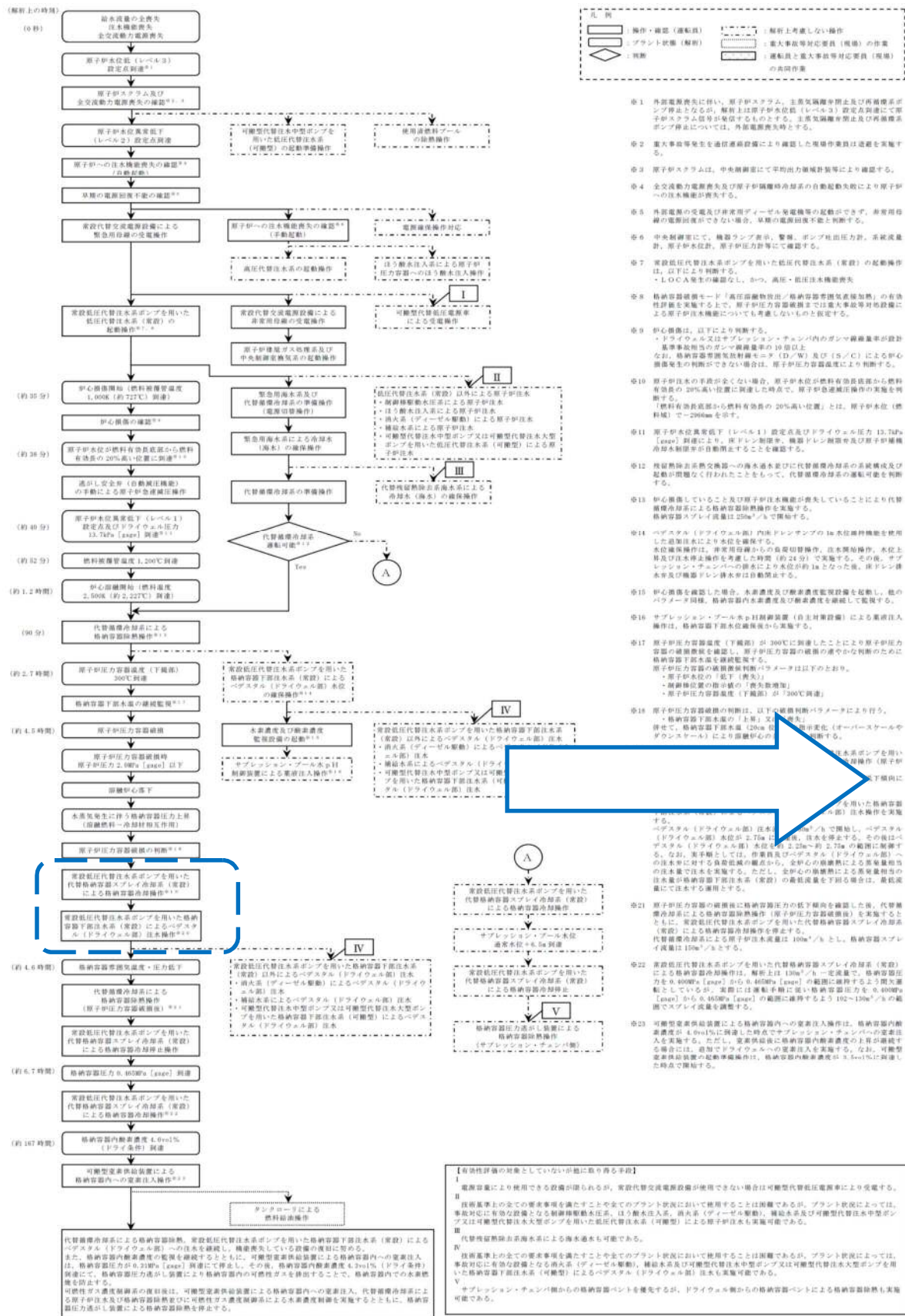
AM設備別操作手順書

AM⑤ 原子炉格納容器冷却

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「SOP」 注水-3b 「RPV破損後のペDESTAL (ドライウエル部) 注水」



- 1 外部電源喪失に伴い、原子炉システム、主要気動機停止及び西側電源ポンプ停止となるが、解除後は原子炉水位 (レベル3) 設定後直ちに原子炉システム復帰が可能なものとする。主要気動機停止及び西側電源ポンプ停止については、外部電源喪失時とする。
- 2 重大事象発生を通報直後直ちに確認した発生作業員は迅速に実施する。
- 3 原子炉システムは、中央制御室にて平均出力制限調整等により確認する。
- 4 全交流電力喪失及び原子炉隔離時冷却系の自動起動失敗により原子炉への注水機能が喪失する。
- 5 外部電源の受電及び非常用デューセル発電機等の起動ができず、非常用電源の電圧回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- 6 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力計、系統電流計、原子炉水位計、原子炉圧力計等にて確認する。
- 7 事故対応代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) の起動操作は、以下により判断する。
・L.O.C.A発生を確認なし、かつ、高圧・低圧注水機能喪失
- 8 格納容器除熱モード「高圧冷却動作」(格納容器除熱気動機加熱) の有効性を確認する。原子炉圧力容器破損後には重大事故発生時対応設備による原子炉注水機能についても確認しないものとする。
- 9 炉心損傷は、以下により判断する。
・ドライウエル又はサブプレッション・チャンピオン機からの格納容器除熱が設計・基準事故相当のシビアアクシデントの10段階以上
・格納容器除熱モード「高圧冷却動作」(約24分) 及び「低圧冷却動作」(約24分) による炉心損傷発生が認められない場合は、原子炉圧力容器破損後により判断する。
- 10 原子炉注水の手段が全くない場合、原子炉水位が燃料有効長さから燃料有効長の20%高い位置に到達した時点で、原子炉圧力容器破損後の実施を判断する。
「燃料有効長さから燃料有効長の20%高い位置」とは、原子炉水位 (燃料) が2900mmを示す。
- 11 原子炉水位喪失後 (レベル4) 設定後及びドライウエル圧力 13.7kPa [avg] 到達により、床下ドレン制限、機器ドレン制限及び原子炉隔離時冷却系が自動停止することを確認する。
- 12 残熱除去系熱交換器への海水注入及び代替電源冷却系の系統構成及び起動が確認できなくなったことを確認し、代替電源冷却系の運転可能と判断する。
- 13 炉心損傷していること及び原子炉注水機能が喪失していることにより代替電源冷却系による格納容器除熱操作を実施する。
格納容器スプレイ流量は250m³/hで開始する。
- 14 ペDESTAL (ドライウエル部) 内部ドレンポンプの1a水位維持機能を使用した海水注入による注水を確認する。
水位維持操作は、非常用電源からの自動起動操作、注水開始操作、水位上昇及び注水停止操作を考慮した時間 (約24分) で実施する。その後、サブプレッション・チャンピオン機による水位維持1aとなった後、床下ドレン停止及び機器ドレン停止は自動停止する。
- 15 炉心損傷を確認した場合、本装置及び補給系監視設備を起動し、他のパラメータ同様、格納容器内水素濃度及び酸素濃度を監視して監視する。
- 16 サブプレッション・プール水位制御装置 (自主制御装置) による海水注入操作は、格納容器下部水位回復後から実施する。
- 17 原子炉圧力容器破損 (下破損) が300℃に到達したことにより原子炉圧力容器の破損状態を確認し、原子炉圧力容器の破損の過やの判断のために格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) 注水 (常設) による注水を開始する。
・原子炉水位の「低下」(発生)
・補給系 (デューセル駆動) による注水機能喪失
・原子炉圧力容器破損 (下破損) が200℃到達
- 18 原子炉圧力容器破損の判断は、以下の条件判断パラメータにより行う。
・格納容器下部注水 (1a) 水位回復
・格納容器下部注水 (20m 水位) 回復
・ペDESTAL (ドライウエル部) 注水 (常設) による注水機能回復
・ペDESTAL (ドライウエル部) 注水 (常設) を開始し、ペDESTAL (ドライウエル部) 水位が2.70mに到達し、注水を停止する。その後はペDESTAL (ドライウエル部) 水位が2.25m~約2.70mの範囲に維持する。なお、異常発生しては、異常発生後及びペDESTAL (ドライウエル部) への注水停止に対する負荷低減の観点から、炉心の損傷による異常発生時の注水量で注水を実施する。ただし、炉心の損傷による異常発生時の注水量が格納容器下部注水系 (常設) の流量を上回る場合は、異常発生後注水は注水停止する。
- 19 原子炉圧力容器の破損後に格納容器圧力の低下を確認した際、代替電源冷却系による格納容器除熱操作 (原子炉圧力容器破損後) を実施するとともに、事故対応代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器除熱操作を実施する。代替電源冷却系による原子炉注水流量は100m³/hとし、格納容器スプレイ流量は150m³/hとする。
- 20 事故対応代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器除熱操作は、格納容器下部注水 (1a) 水位回復後、格納容器圧力を0.40MPa [avg] から0.45MPa [avg] の範囲に維持するよう開閉調整しているが、実際には運転手動に強い格納容器圧力を0.40MPa [avg] から0.45MPa [avg] の範囲に維持するよう100~150m³/hの範囲でスプレイ流量を調整する。
- 21 代替電源供給設備による格納容器内への海水注入操作は、格納容器内水素濃度が4.0vol%に到達した時点でサブプレッション・チャンピオン機の海水注入を実施する。ただし、異常発生後に格納容器内水素濃度の上昇を確認する場合は、事故対応ドライウエル部の海水注入を実施する。なお、可動型代替電源供給設備の起動後、格納容器内水素濃度が3.5vol%に到達した時点で停止する。

操作補足事項

原子炉圧力容器破損確認後、格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) 注水操作を実施する。

デブリ堆積高さ 0.2m 以上の場合はペDESTAL (ドライウエル部) 水位 2.75m まで注水し、その後は水位を 2.25~2.75m に維持する。

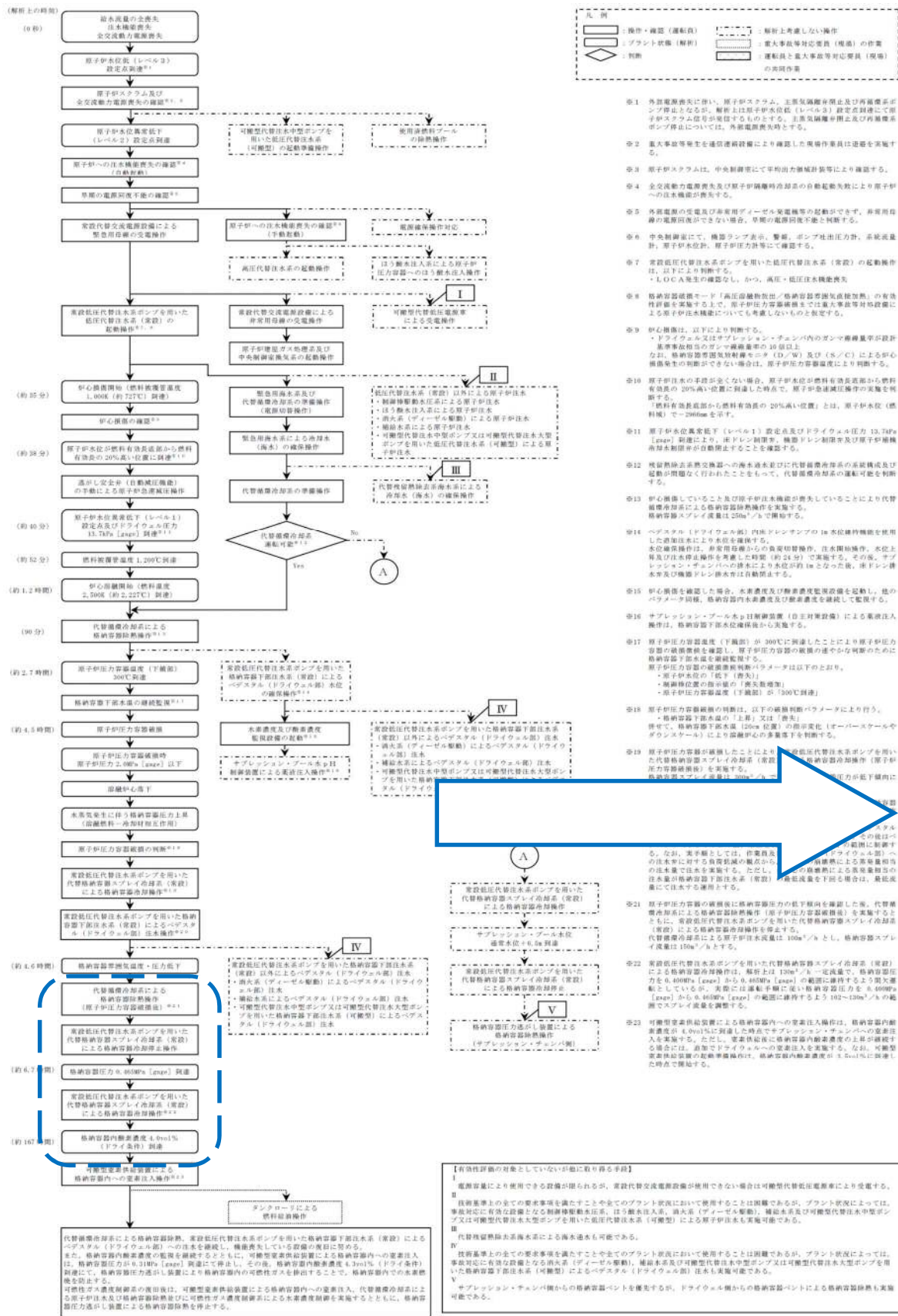
注水-4 「長期のRPV破損後の注水」及び除熱-3 「RPV破損後の除熱」へ移行する。

AM設備別操作手順書 AM⑦ 原子炉格納容器下部注水

重大事故等対策要領

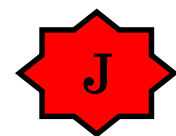
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「SOP」 除熱－3「損傷炉心冷却後の除熱」



- ① 冷却電源喪失に伴い、原子炉スクラム、主要設備停止及び再循環ポンプ停止となるが、解析上は原子炉水位が「レベル3」設定レベルにて原子炉スクラムが動作するものとする。注水設備停止後及び再循環ポンプ停止については、冷却電源喪失時とする。
- ② 重大事故発生を通報連絡記録により確認した場合は再確認を実施する。
- ③ 原子炉スクラムは、中央制御室にて半期出た後確認により確認する。
- ④ 全交流動力電源喪失及び原子炉隔離時冷却系の自動起動失敗により原子炉への注水設備が喪失する。
- ⑤ 冷却電源の復電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず、非常用電源の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ⑥ 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力計、系統流量計、原子炉水位計、原子炉注水計等にて確認する。
- ⑦ 常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水（常設）の起動操作は、以下により判断する。
 - ・1号機A発生の場合、かつ、高圧・高圧注水機動作
- ⑧ 格納容器減圧モード「高圧自動減圧」・「格納容器減圧モード」の有効性を確認する。原子炉格納容器減圧モードは、事故発生時等記録装置による原子炉注水機についても考慮しないものと規定する。
- ⑨ 原子炉減圧は、以下により判断する。
 - ・ドライウェル又はサブプレッション・チャンセル内のポンプで格納容器が設計基準事故時のシビアアクシデントの10倍以上の注水（約24分）による炉心温度の20%高い位置に到達した時点で、原子炉減圧減速操作の実施を判断する。
 - ・燃料有量長尺部から燃料有量短尺部の20%高い位置とは、原子炉水位（燃料）で-200mmを示す。
- ⑩ 原子炉注水の手段が全くない場合、原子炉水位が燃料有量長尺部から燃料有量短尺部の20%高い位置に到達した時点で、原子炉減圧減速操作の実施を判断する。
- ⑪ 原子炉水位が「レベル1」設定水位及びドライウェル圧力 13.7kPa [avg] 到達により、注水ポンプ停止、機器ポンプ停止及び原子炉スクラム停止による注水停止とする。
- ⑫ 格納容器減圧モード「高圧自動減圧」による注水停止後、格納容器減圧モードが自動停止することを確認する。
- ⑬ 原子炉減圧していること及び原子炉注水機が停止していることにより代替格納容器減圧による格納容器減圧操作を実施する。格納容器スプレイ流量は 250m³/h で開始する。
- ⑭ ベグスタム（ドライウェル）内、低圧ポンプの1m水位維持機能を使用し、格納容器減圧モードによる注水を実施する。水位上昇及び注水停止を失った時刻（約24分）で実施する。その後、サブプレッション・チャンセル内の水位が約1mとなった後、低圧ポンプ停止及び機器ポンプ停止による注水停止とする。
- ⑮ 原子炉減圧を確認した場合、水素濃度及び酸素濃度監視装置を起動し、このパラメータは、格納容器内水素濃度及び酸素濃度を継続して監視する。
- ⑯ サプレッション・プール水pH制御装置（自主制御装置）による注水注入操作は、格納容器下排水位確認後から実施する。
- ⑰ 原子炉注水設備（下排水）が 300℃に到達したことにより原子炉注水設備の設備故障を確認し、原子炉注水設備の修理の速やかな判断のために格納容器下排水位を確認する。
 - ・原子炉注水の「低圧（常設）」
 - ・格納容器内の水位が「異常増加」
 - ・原子炉注水設備（下排水）が 300℃到達
- ⑱ 原子炉注水設備の修理は、以下の確認事項が完了した後に実施する。
 - ・格納容器下排水位の上昇又は「異常」
 - ・格納容器下排水位（150m³流量）の回復化（オーバーフローやポンプ停止）による格納容器内の水素濃度の異常増加
 - ・注水（プールの注水）によるベグスタム（ドライウェル）注水
 - ・格納容器内の水位が「異常増加」
 - ・可変型代替注水中型ポンプ又は可変型代替注水大型ポンプを用いた格納容器減圧注水（可変型）による注水
- ⑲ 原子炉注水設備が修理されたことにより、格納容器注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による注水停止操作（原子炉注水設備修理）を実施する。サブプレッション・プール水pH制御装置（自主制御装置）による注水注入操作は、格納容器下排水位確認後から実施する。
- ⑳ 原子炉注水設備の修理は、以下の確認事項が完了した後に実施する。
 - ・原子炉注水の「低圧（常設）」
 - ・格納容器内の水位が「異常増加」
 - ・原子炉注水設備（下排水）が 300℃到達
- ㉑ 原子炉注水設備の修理は、以下の確認事項が完了した後に実施する。
 - ・格納容器下排水位の上昇又は「異常」
 - ・格納容器下排水位（150m³流量）の回復化（オーバーフローやポンプ停止）による格納容器内の水素濃度の異常増加
 - ・注水（プールの注水）によるベグスタム（ドライウェル）注水
 - ・格納容器内の水位が「異常増加」
 - ・可変型代替注水中型ポンプ又は可変型代替注水大型ポンプを用いた格納容器減圧注水（可変型）による注水
- ㉒ 常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器減圧注水（常設）による格納容器減圧操作は、格納容器下排水位（150m³流量）の回復化（オーバーフローやポンプ停止）による格納容器内の水素濃度の異常増加による格納容器減圧停止による格納容器減圧停止とする。
- ㉓ 可変型代替注水ポンプを用いた格納容器減圧注水（可変型）による格納容器減圧操作は、格納容器下排水位（150m³流量）の回復化（オーバーフローやポンプ停止）による格納容器内の水素濃度の異常増加による格納容器減圧停止による格納容器減圧停止とする。

操作補足事項

除熱－2「RPV破損後の初期格納容器スプレイ」操作実施後、代替循環冷却運転へ移行できない場合は、代替格納容器スプレイの流量調整運転又は間欠運転を実施する。

緊急用海水系の準備が完了し、代替循環冷却に移行可能となった場合は、代替循環冷却運転を実施し、原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を開始する。

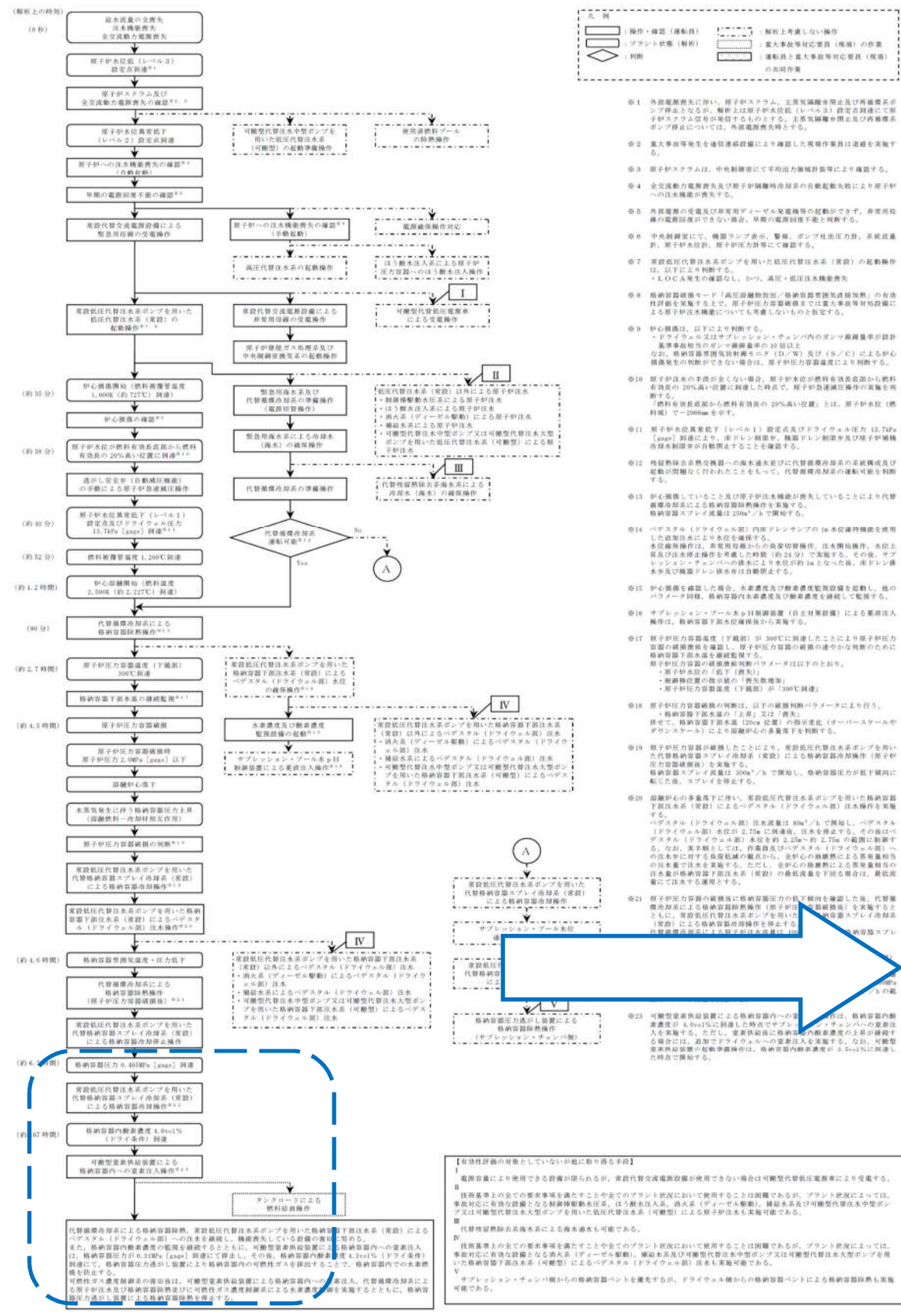
AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM④ 原子炉減圧
- AM⑤ 原子炉格納容器冷却
- AM⑥ 原子炉格納容器減圧
- AM⑧ 水素対策
- AM⑫ 冷却水確保

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)「SOP」 放出「PCV破損防止」



操作補足事項

代替循環冷却運転開始後、原子炉格納容器内水素濃度及び酸素濃度を継続監視し、格納容器内が可燃限界に到達することを防止するため、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作、格納容器バント並びに可燃性ガス濃度制御系の復旧を行う。

AM設備別操作手順書

- AM⑤ 原子炉格納容器冷却
- AM⑥ 原子炉格納容器減圧
- AM⑧ 水素対策

重大事故等対策要領

3.1 想定事故 1

特徴

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため、使用済燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

基本的な考え方

可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）（以下「代替燃料プール注水系」という。）により使用済燃料プールへ注水することによって、燃料損傷の防止を図る。また、代替燃料プール注水系により使用済燃料プール水位を維持する。

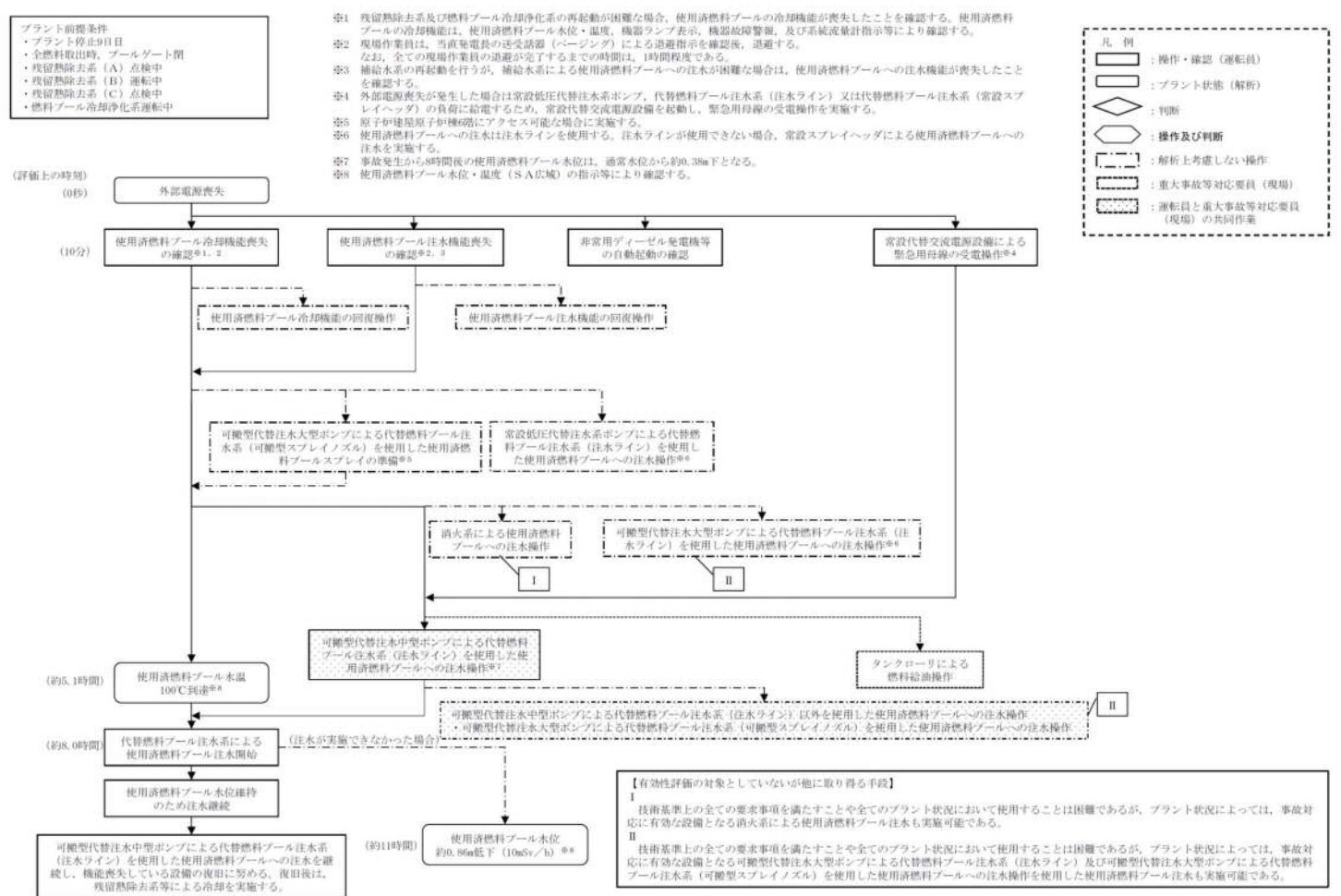
対応手順概要

- a. 使用済燃料プールの冷却機能喪失確認
- b. 使用済燃料プールの注水機能喪失確認
- c. 代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水

事故条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|------|---------------|---|
| 事故条件 | 安全機能の喪失に対する仮定 | 使用済燃料プール冷却機能及び注水機能喪失としての燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、及び補給水系等の機能喪失を設定 |
| | 外部電源 | 外部電源の有無は事象進展に影響しないが、緊急用母線への交流電源供給が必要となることから、要員、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定 |

解析上の対応手順の概要フロー



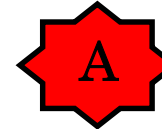
非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

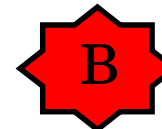
解析上の対応手順の概要フロー

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」
原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」
使用済燃料プール制御「水温」



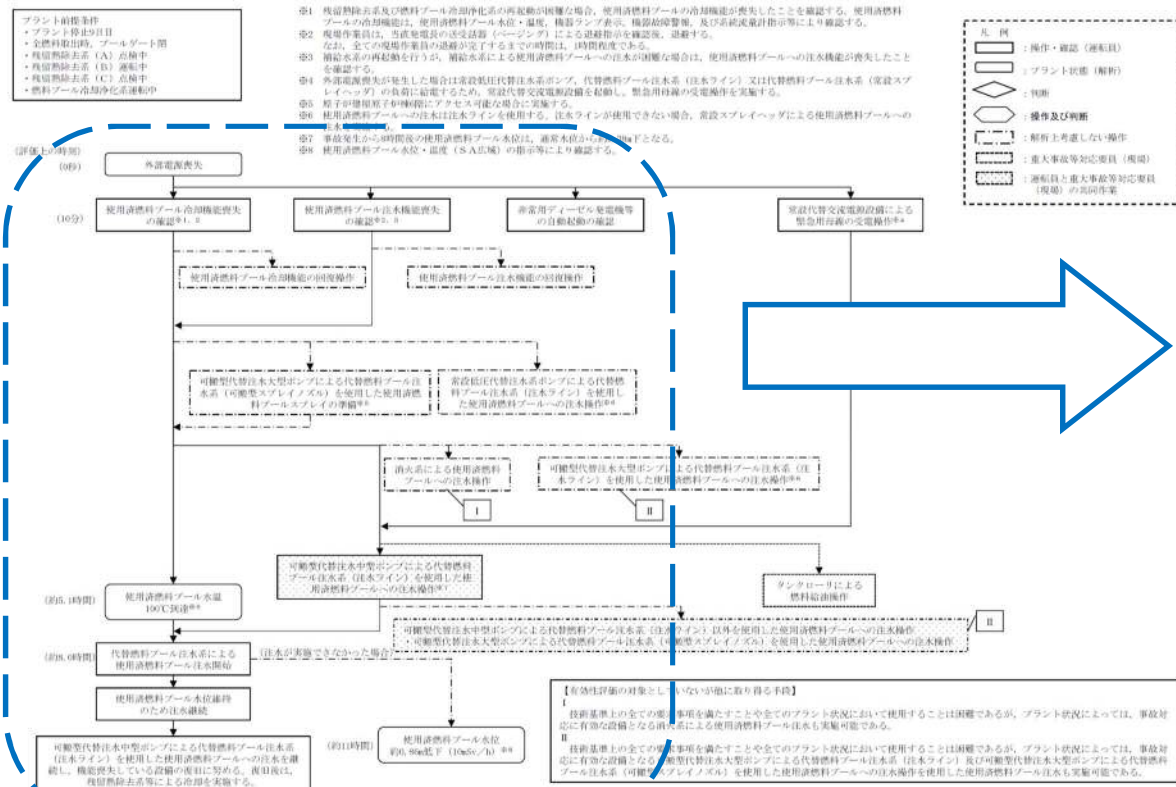
操作補足事項

外部電源喪失により、使用済燃料プール冷却系が停止し、かつ非常用ディーゼル発電機が起動するが、使用済燃料プールの冷却系の起動に失敗し、使用済燃料プールの冷却機能喪失が継続し、使用済燃料プール水の温度が上昇する。

AM設備別操作手順書

- AM⑨ 使用済燃料プール注水
- AM⑩ 使用済燃料プール冷却

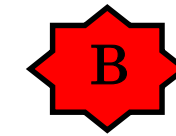
重大事故等対策要領



詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

非常時運転手順書



非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」
使用済燃料プール制御「水位」「水温」

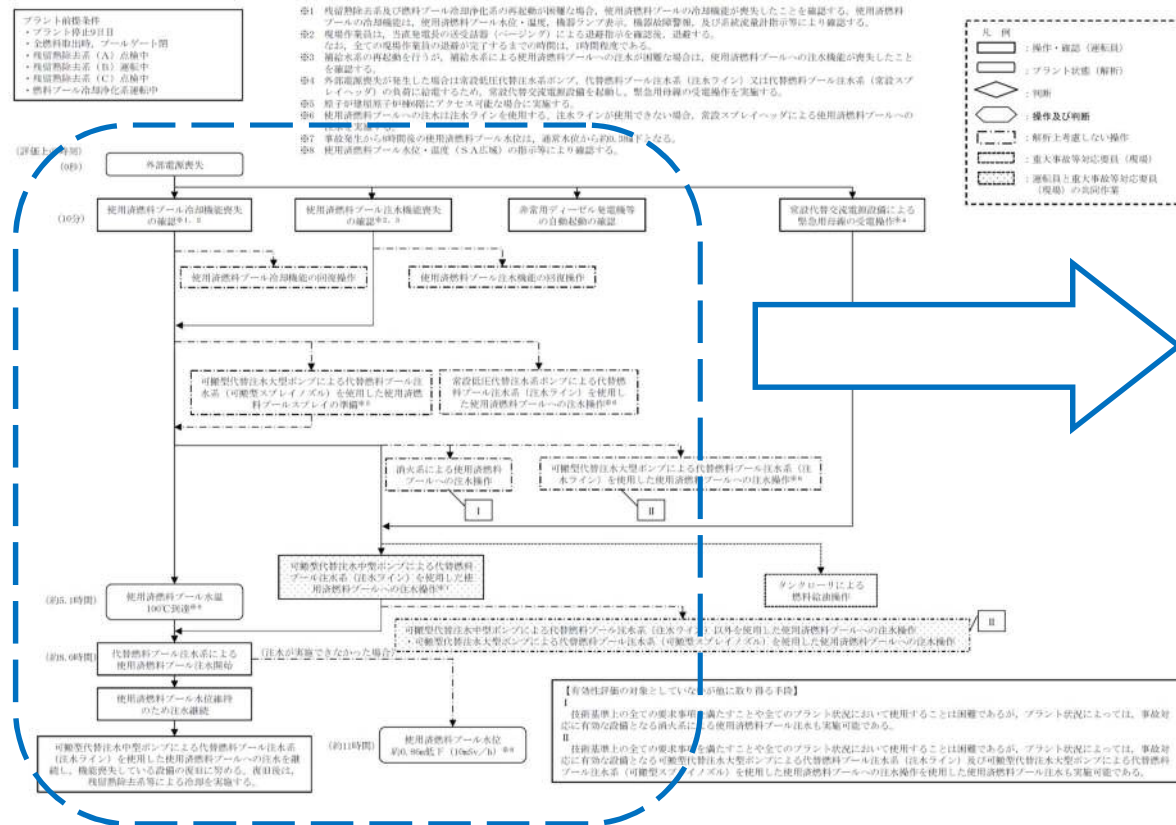
操作補足事項

使用済燃料プールの注水機能喪失により、使用済燃料プールの水温上昇、水位低下が継続する。

そのため、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した注水により使用済燃料プールの水位を回復する。

計装設備及び電動弁の電源が喪失している場合、常設代替電源設備より給電する。

その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を補給することで、使用済燃料プール水位を維持する。



AM設備別操作手順書

- AM⑨ 使用済燃料プール注水
- AM⑩ 使用済燃料プール冷却

重大事故等対策要領

3.2 想定事故 2

特徴

使用済燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料プール注水機能が喪失することを想定する。このため、使用済燃料プール水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、燃料は露出し、燃料損傷に至る。

基本的な考え方

使用済燃料プール水の漏えいの停止及び可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）（以下「代替燃料プール注水系」という。）による使用済燃料プールへの注水によって、燃料損傷の防止を図る。また、代替燃料プール注水系により使用済燃料プール水位を維持する。

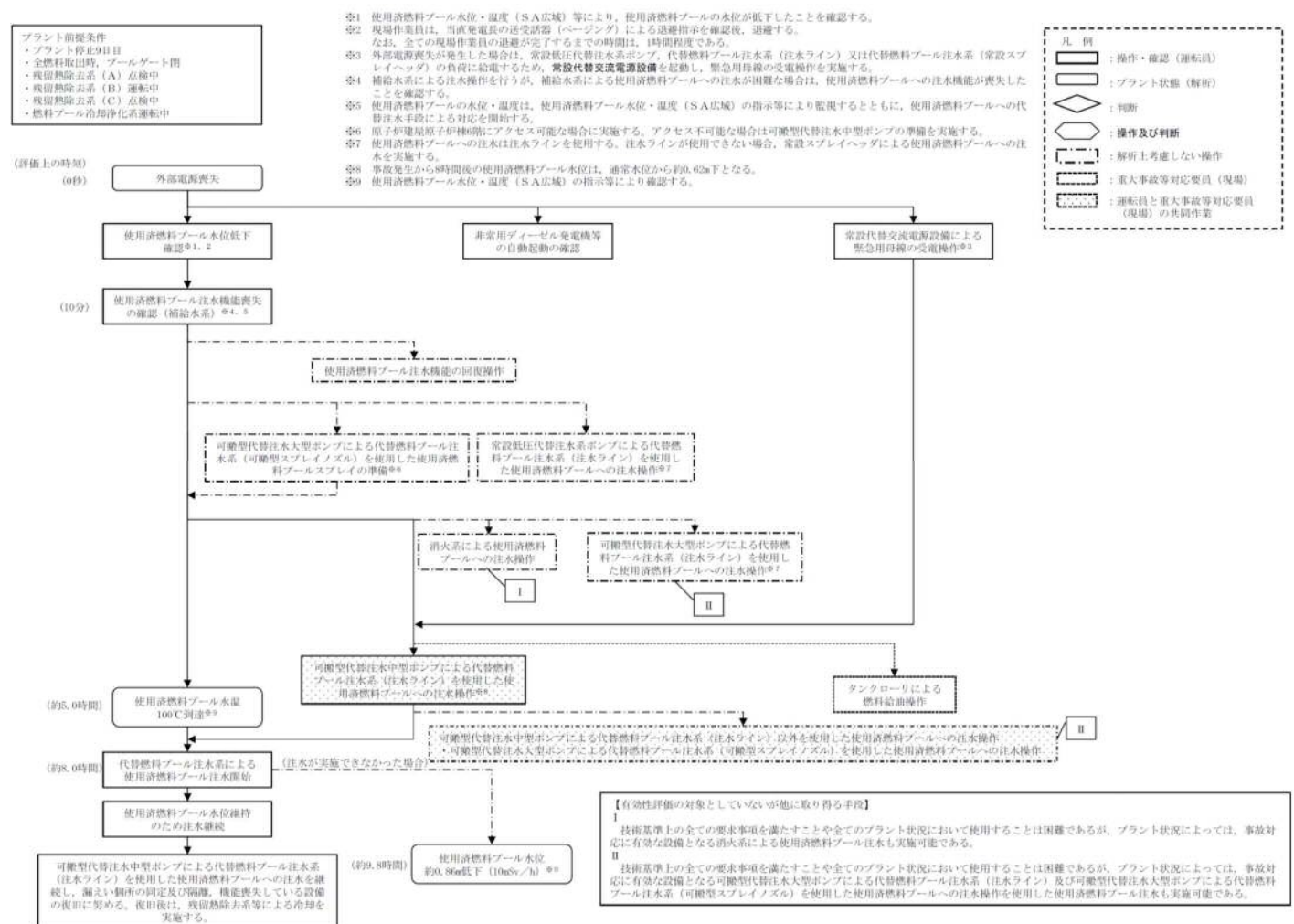
対応手順概要

- 使用済燃料プール水位低下確認
- 使用済燃料プールの注水機能喪失確認
- 代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水

事故条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|---------------------|---------------------------|--|
| 安全機能の喪失に対する仮定 | 使用済燃料プール冷却機能及び注水機能喪失 | 使用済燃料プール冷却機能及び注水機能喪失としての燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、及び補給水系等の機能喪失を設定 |
| 配管破断の想定 | 燃料プール冷却浄化系配管の破断 | 使用済燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして、燃料プール冷却浄化系配管の破断を想定する。 |
| 漏えいによる使用済燃料プール水位の低下 | 事象発生と同時に通常水位から約0.23m下まで低下 | 燃料プール冷却浄化系配管に設置されている真空破壊弁については、閉固着を仮定する。静的サイフォンブレーカにより、サイフォン現象による流出が停止されるため、使用済燃料プール水位は燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約0.23m下）までの低下にとどまる。なお、この水位まで瞬時に低下するものとする。 |
| 外部電源 | 外部電源なし | 外部電源の有無は事象進展に影響しないが、緊急用母線への交流電源供給が必要となることから、要員、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定 |

解析上の対応手順の概要フロー



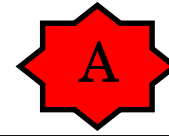
非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

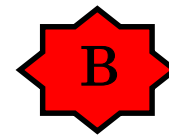
解析上の対応手順の概要フロー

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」
原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」
使用済燃料プール制御「水位」「水温」



操作補足事項

外部電源喪失により、使用済燃料プールの冷却系が停止し、かつ燃料プール冷却浄化系配管の破断が発生し、サイフォン現象により使用済燃料プール水位が低下する。その後、静的サイフォンブレーカにより漏えいが防止される。

可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した注水により使用済燃料プールの水位を回復する。

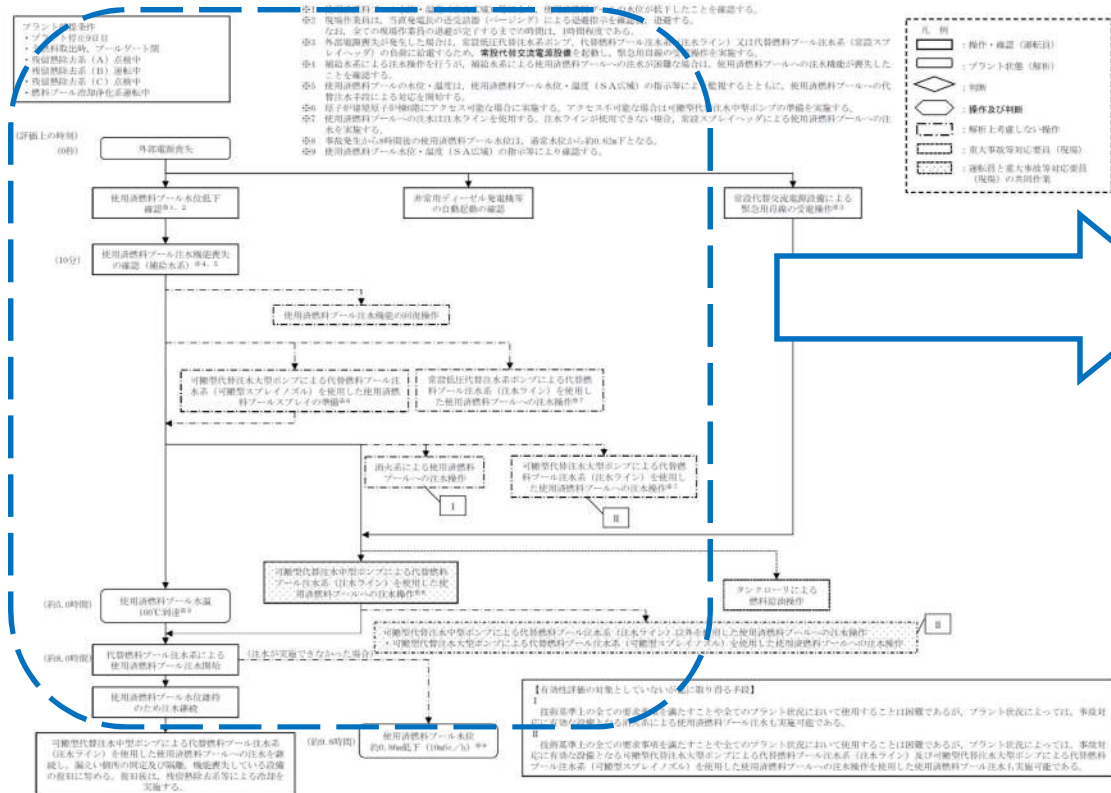
計装設備及び電動弁の電源が喪失している場合、常設代替電源設備より給電する。

その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を補給することで、使用済燃料プール水位を維持する。

AM設備別操作手順書

- AM⑨ 使用済燃料プール注水
- AM⑩ 使用済燃料プール冷却

重大事故等対策要領



4.1 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

特徴

原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し燃料損傷に至る。

事故条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|---------------------|---------------------------------------|---|
| 起回事象, 安全機能の喪失に対する仮定 | 残留熱除去系機能喪失 | 運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障を想定 |
| 外部電源 | 事象認知まで： 外部電源あり 事象認知後： 外部電源なし | 外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定。外部電源が喪失する時間を事象発生1時間後（1時間ごとの中央制御室の巡視により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止を確認する時間）とすることにより、事象発生の認知の観点で厳しい想定とする。 |

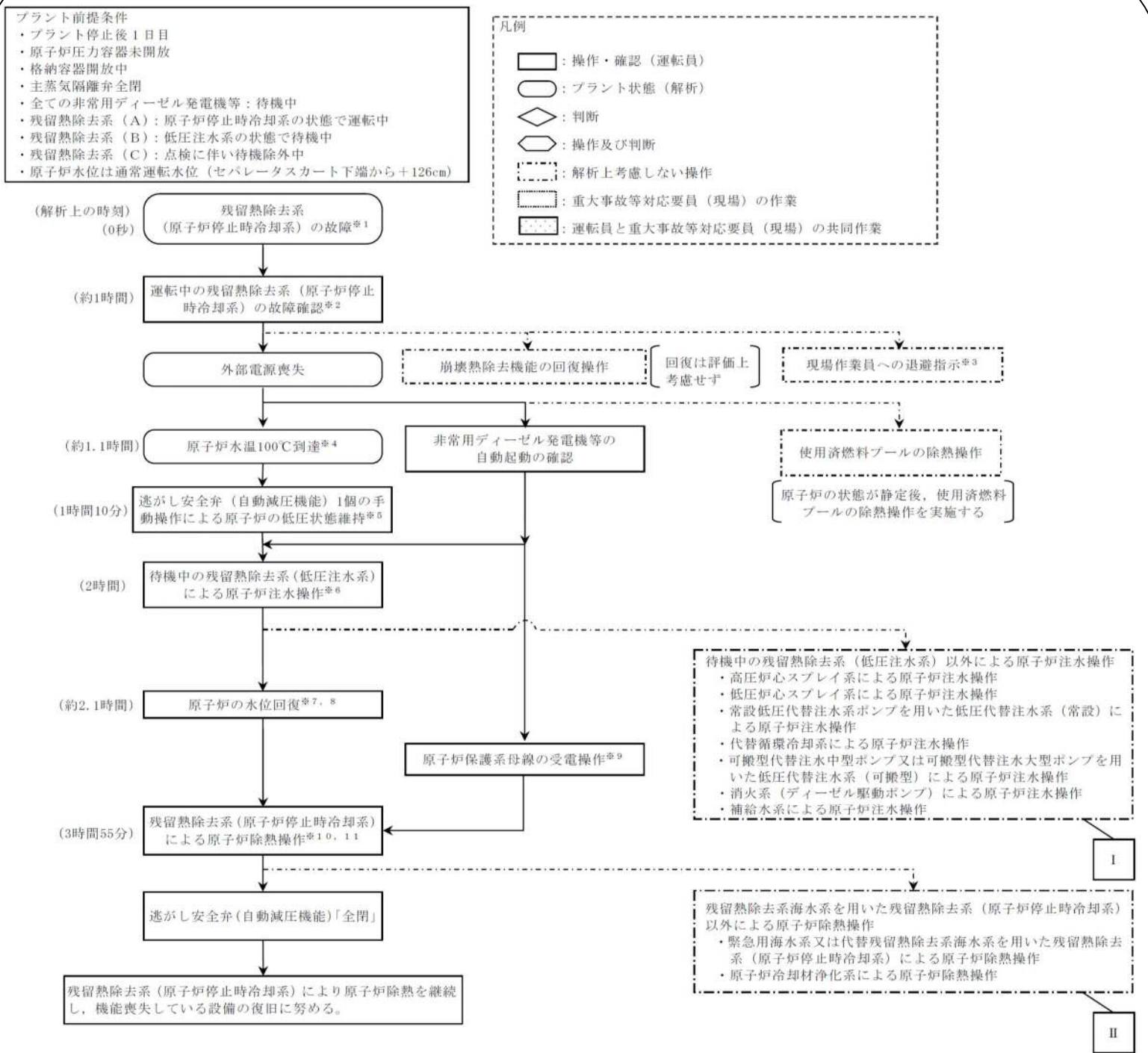
基本的な考え方

運転員が異常を認知して、待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行うことによって、燃料損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。

対応手順概要

- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認
- 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持
- 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転による崩壊熱除去機能回復

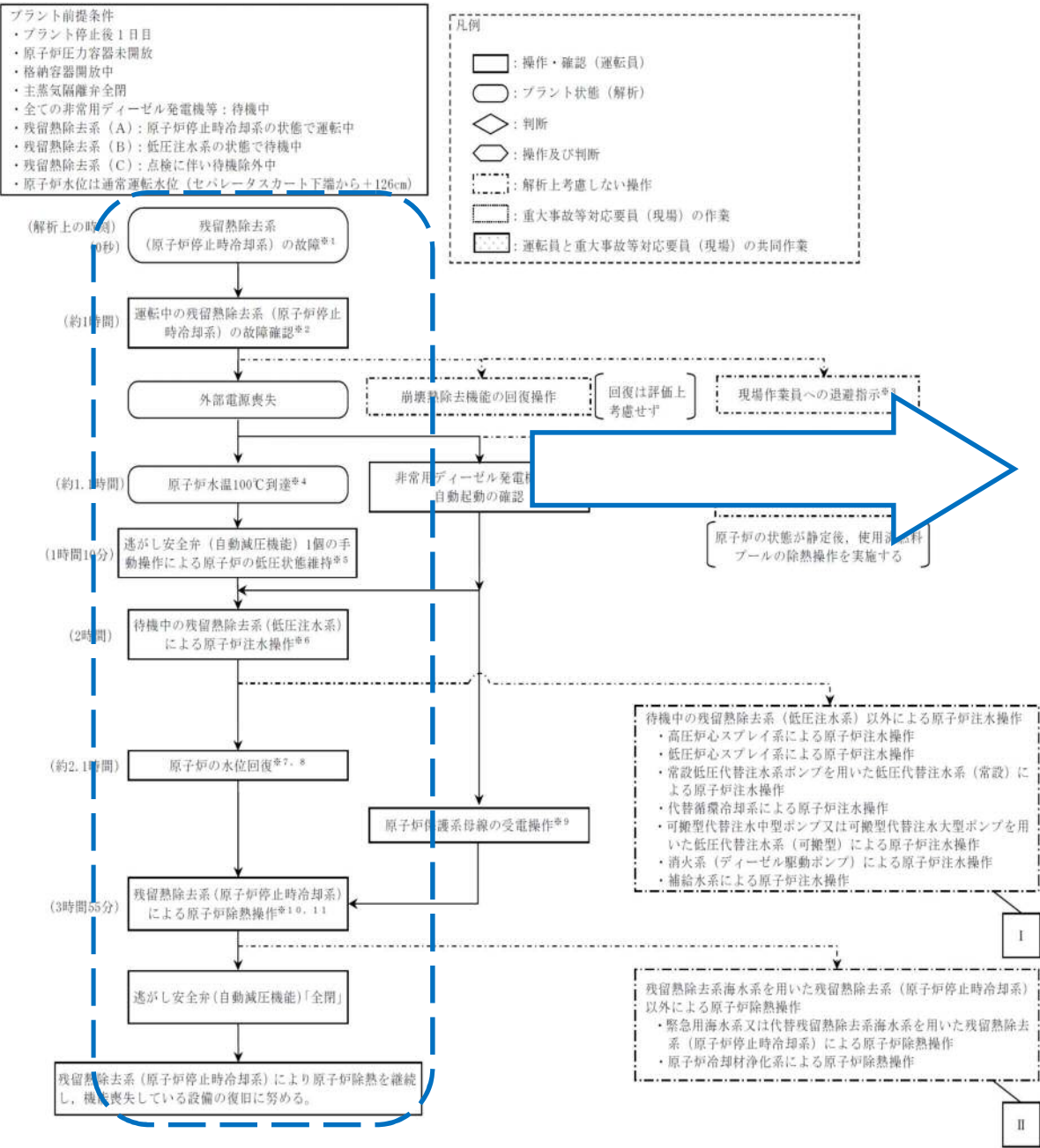
解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



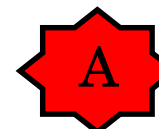
【有効性評価の対象としていないが他に取り得る手段】
 I
 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水、低圧炉心スプレイ系による原子炉注水、常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）及び可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水も実施可能である。
 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる。代替低圧代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）、消火系（ディーゼル駆動ポンプ）及び補給水系による原子炉注水も実施可能である。
 II
 緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱も実施可能である。
 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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となる。代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱、及び原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱も実施可能である。

- ※1 崩壊熱除去機能喪失を低減するため「熱交換器出口弁閉鎖」を評価条件とする。実際は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）停止時の原子炉冷却材温度を確認する。
- ※2 1時間ごとの中央制御室の監視により原子炉冷却材温度の上昇、及び崩壊熱除去機能喪失を認識する。
- ※3 現場作業員は、当直発電長の遠受話器（バージング）による遠避指示を確認後、遠避する。
 なお、全ての現場作業員の遠避が完了するまでの時間は、1時間程度である。
- ※4 外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定。外部電源が喪失する時間を事象発生1時間後（1時間ごとの中央制御室の監視により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止を確認する時間）とすることにより、事象発生時の認識の観点で厳しい想定とする。
- ※5 約1.1時間後に原子炉冷却材温度が100℃に到達する。
- ※6 実操作においては、作業員の遠避後に操作を実施するが、解析上、原子炉の水位低下を厳しく見積もるために、原子炉水温が100℃に到達した時点で、逃がし安全弁（自動減圧機能）1個の手動操作によって原子炉圧力が大気圧に維持されているものとする。
- ※7 注水前の原子炉水位は燃料有効長頂部から約1.2m上（原子炉水位低（レベル3）から約0.3m下）となる。
- ※8 原子炉水位（広帯域）により原子炉水位の回復を確認する。
 残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉水位は通常運転水位まで回復する。
 なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転開始前は、通常運転水位よりも高く維持する。
- ※9 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）のポンプ吸込ラインの格納容器隔離弁を開状態にするために、原子炉保護系母線の受電操作を行い、格納容器隔離信号をリセットする。
- ※10 残留熱除去系（低圧注水系）で注水後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に切り替える。
- ※11 残留熱除去系の系統加圧ラインの手動弁を開状態にする。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時EOP」

非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時EOP」
 「停止時崩壊熱除去制御」



操作補足事項

残留熱除去系の故障及び外部電源喪失が発生し、崩壊熱除去機能が喪失する。

「停止時崩壊熱除去制御」にて対応する。

崩壊熱除去機能の喪失により原子炉水温が上昇し、原子炉圧力が上昇する場合は、原子炉を低圧状態に維持するため、逃がし安全弁（自動減圧系）1弁を手動にて開操作する。

原子炉水位が低下するため、待機中の残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉へ注水する。

原子炉水位回復後、待機中または復旧した残留熱除去系（原子炉停止時冷却）を運転する。

AM設備別操作手順書

- AM⑨ 原子炉注水
- AM⑩ 除熱
- AM⑪ 冷却水確保

重大事故等対策要領

4.2 全交流動力電源喪失

特徴

原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより、原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失することを想定する。このため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

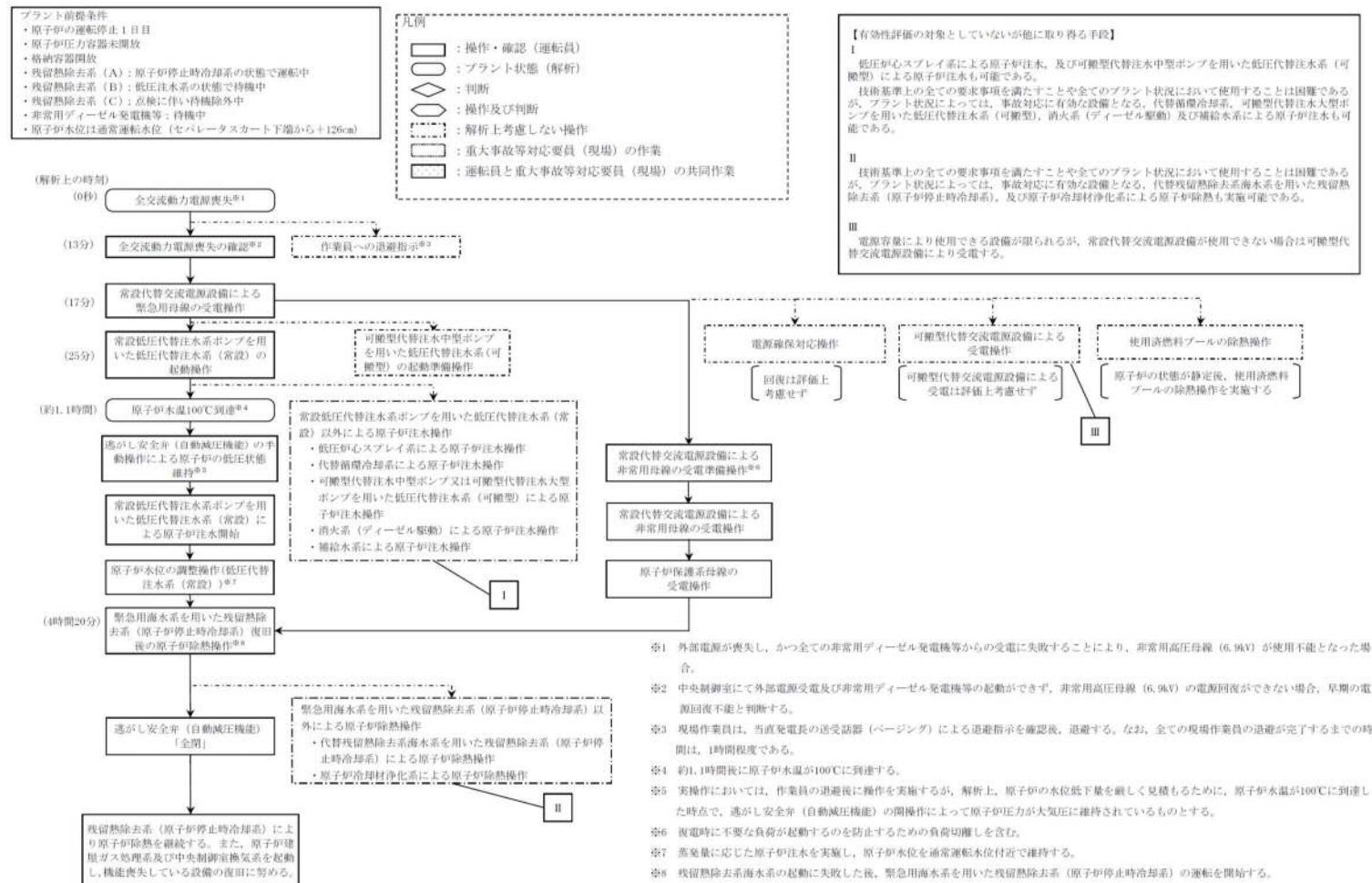
事故条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 | |
|------|---------------|--------------------------|---|
| 事故条件 | 起回事象 | 外部電源喪失 | 送電システムの故障等によって、外部電源が喪失するものとして設定 |
| | 安全機能の喪失に対する仮定 | 全交流動力電源喪失 | 全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を設定 |
| | | 残留熱除去系海水系 | 残留熱除去系海水系の機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合を包含する条件として設定 |
| 外部電源 | 外部電源なし | 起回事象として、外部電源を喪失するものとして設定 | |

基本的な考え方

運転員が異常を認知して、常設代替交流電源設備による電源供給、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行うことによって、燃料損傷の防止を図る。また、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。

解析上の対応手順の概要フロー



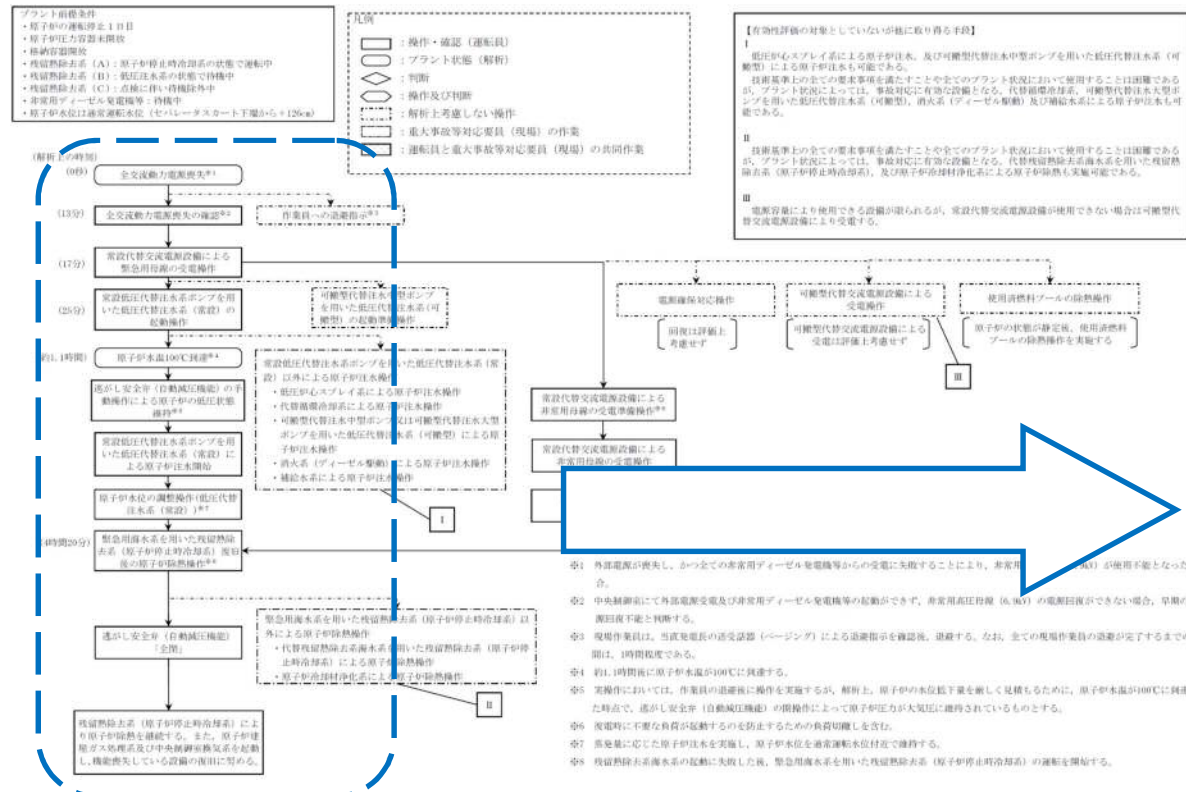
対応手順概要

- 全交流動力電源喪失による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）停止確認
- 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の低圧状態維持
- 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転による崩壊熱除去機能回復

非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時EOP」

非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時EOP」
「停止時電源供給回復」



操作補足事項

全交流動力電源喪失により、運転中の残留熱除去系（停止時冷却系）が停止する。
「停止時電源供給回復」にて対応する。

常設代替高圧電源装置を起動し緊急用母線を受電後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。

その後、緊急用母線を通じて非常用母線を受電し、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動し、原子炉の除熱を開始する。

AM設備別操作手順書

- AM① 電源確保
- AM⑩ 使用済燃料プール冷却
- AM⑪ 除熱
- AM⑫ 冷却水確保

重大事故等対策要領

4.3 原子炉冷却材の流出

特徴

原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生することを想定する。このため、原子炉冷却材の流出に伴い原子炉冷却材が減少することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

基本的な考え方

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行うことで必要量の原子炉冷却材を確保することによって、燃料損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。

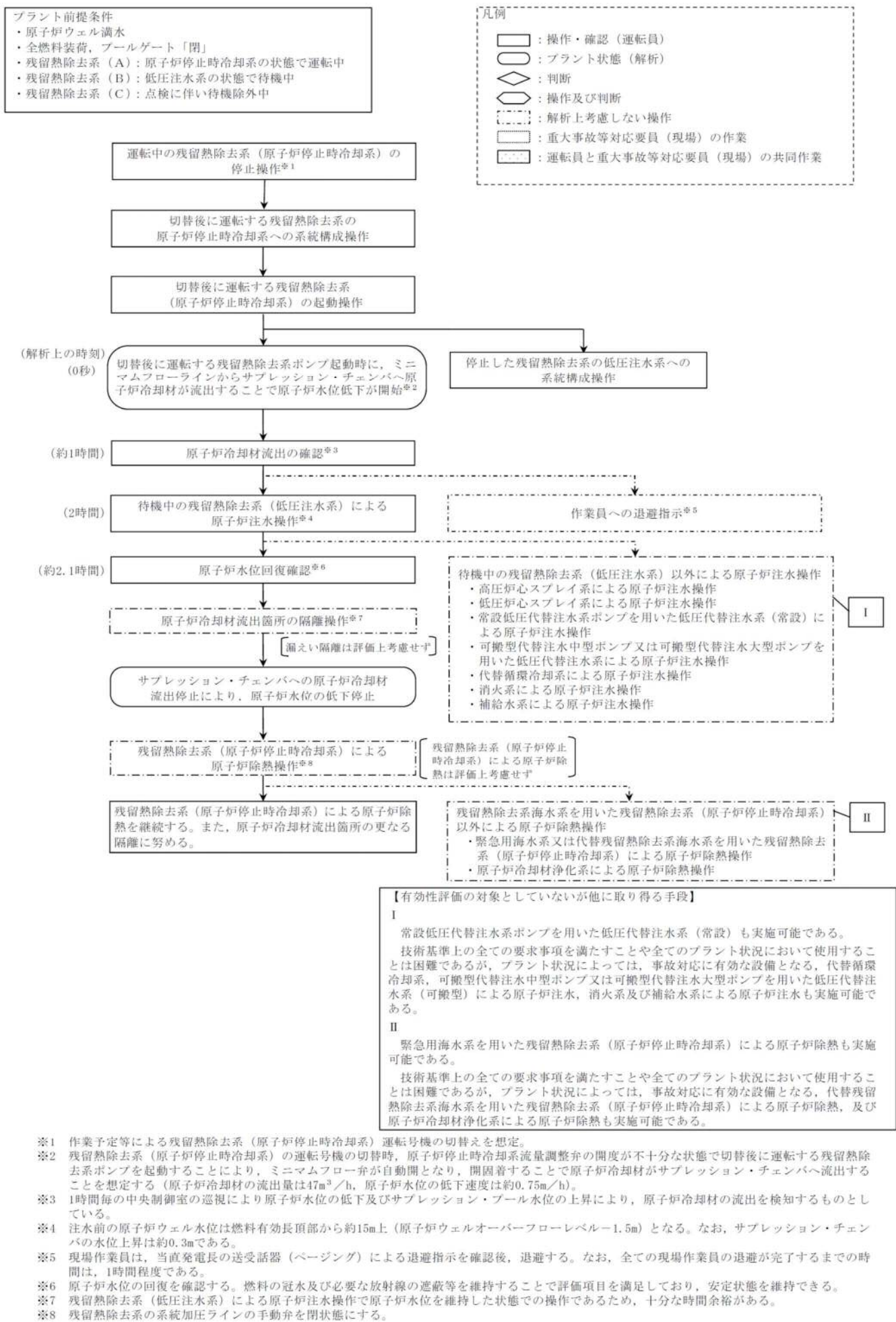
対応手順概要

- 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認
- 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

事故条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|----------------------------|---------------------|---|
| 起回事象 | 原子炉冷却材の流出 | 残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定 |
| 原子炉冷却材のサブプレッション・チェンバへの流出流量 | 47m ³ /h | ミニマムフローラインに残留熱除去系ポンプ出口圧力が掛かった場合の最大流出量 |
| 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発 | 考慮しない | 原子炉水温が100℃に到達するまでの時間が長く、事象進展に影響しないことから設定 |
| 外部電源 | 外部電源あり | 外部電源がない場合は、原子炉保護系電源の喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）のポンプ吸込ラインの弁が閉となり、原子炉冷却材の流出が停止することから、原子炉冷却材の流出の観点で厳しい外部電源ありを設定 |

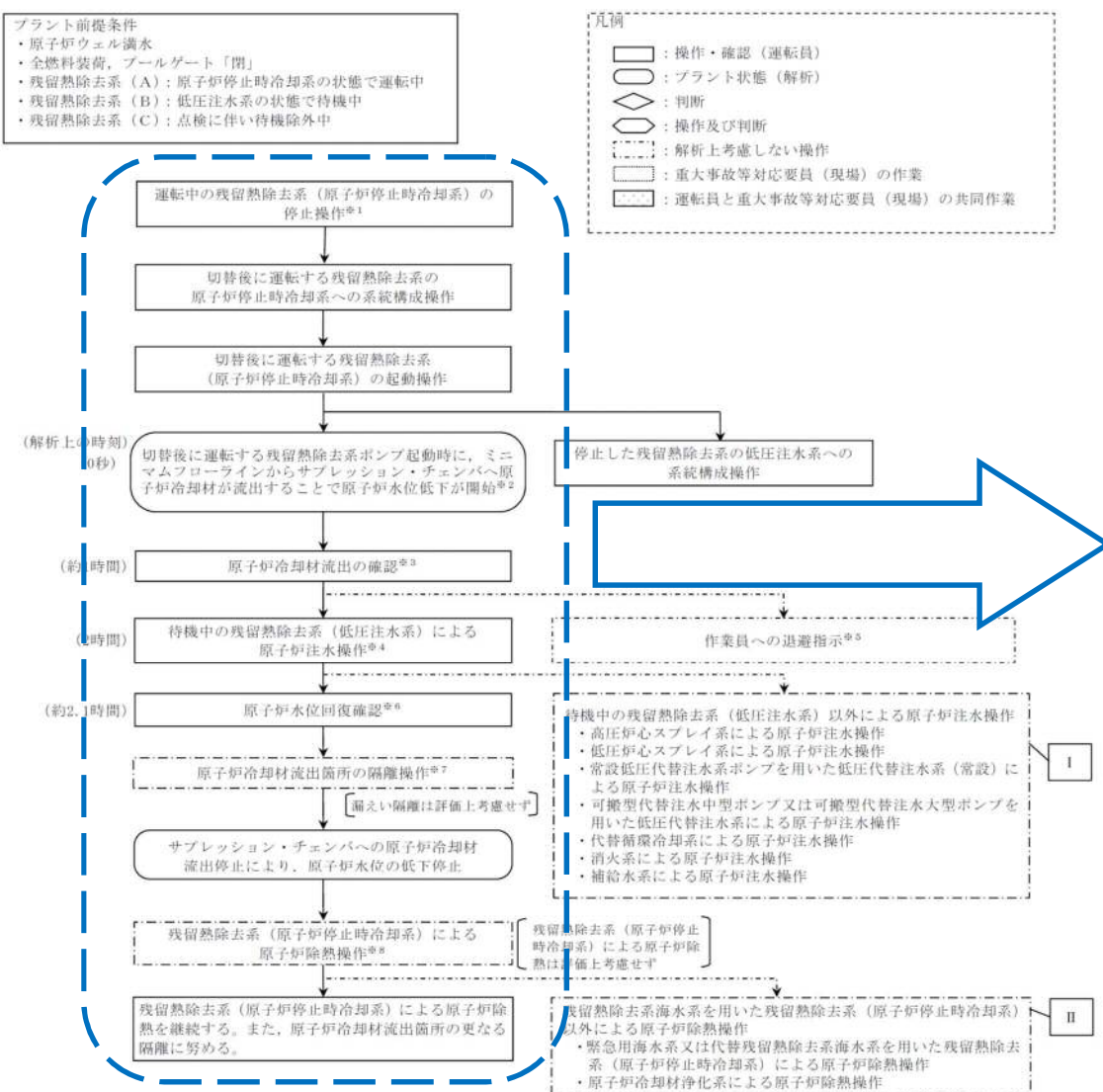
解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



※1 作業予定等による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 運転号機の切替を想定。
 ※2 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) の運転号機の切替時, 原子炉停止時冷却系流量調整弁の開度が不十分な状態で切替後に運転する残留熱除去系ポンプを起動することにより, ミニマムフロー弁が自動開となり, 開固着することで原子炉冷却材がサブプレッション・チェンバへ流出することを想定する (原子炉冷却材の流出量は47m³/h, 原子炉水位の低下速度は約0.75m/h)。
 ※3 1時間毎の中央制御室の巡視により原子炉水位の低下及びサブプレッション・プール水位の上昇により, 原子炉冷却材の流出を検知するものとしている。
 ※4 注水前の原子炉ウエル水位は燃料有効長頂部から約15m上 (原子炉ウエルオーバーフローレベル-1.5m) となる。なお, サプレッション・チェンバの水位上昇は約0.3mである。
 ※5 現場作業員は, 当直発電長の送受話器 (ページング) による退避指示を確認後, 退避する。なお, 全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は, 1時間程度である。
 ※6 原子炉水位の回復を確認する。燃料の冠水及び必要な放射線の遮蔽等を維持することで評価項目を満足しており, 安定状態を維持できる。
 ※7 残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水操作で原子炉水位を維持した状態での操作であるため, 十分な時間余裕がある。
 ※8 残留熱除去系の系統加圧ラインの手動弁を閉状態にする。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (停止時徴候ベース) 「停止時EOP」

非常時運転手順書Ⅱ (停止時徴候ベース) 「停止時EOP」 「停止時原子炉水位制御」



操作補足事項

残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 切替操作において, 原子炉水位低下を確認する。

「停止時原子炉水位制御」にて対応する。

待機中の残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水操作を実施し, 原子炉水位の上昇を確認する。

原子炉冷却材流出箇所を隔離する。

その後, 原子炉水位回復を確認し, 残留熱除去系 (停止時冷却系) への切替操作を実施し, 原子炉除熱を再開する。

AM設備別操作手順書

- AM③ 原子炉注水
- AM⑩ 除熱

重大事故等対策要領

東海第二発電所

自然災害等の影響によりプラントの
原子炉安全に影響を及ぼす可能性がある
事象の対応について

<目 次>

| | |
|-----------------------------|----------|
| 1. 「大津波警報」発表時の対応 | 1.0.8-1 |
| (1) 津波発生時の対応について | 1.0.8-1 |
| (2) 体制の整備 | 1.0.8-2 |
| (3) その他 | 1.0.8-3 |
| 2. 火山の影響による降下火砕物の対応 | 1.0.8-5 |
| (1) 降下火砕物に対する対応について | 1.0.8-5 |
| 第 1.0.8-1 図 気象庁が定める津波予報区 | 1.0.8-8 |
| 第 1.0.8-2 図 要員の移動経路図 | 1.0.8-9 |
| 第 1.0.8-1 表 津波警報・注意報の種類について | 1.0.8-10 |

東海第二発電所では、自然災害等の影響によりプラントの原子炉安全に影響を及ぼす可能性がある事象（以下「前兆事象」という。）について、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。

前兆事象として纏める自然災害は、津波、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響及び森林火災を想定する。

本資料では、前兆事象を確認した時点での事前対応の例として「大津波警報」発表時の対応及び火山の影響による降下火砕物の対応について整備する。

1. 「大津波警報」発表時の対応

(1) 津波発生時の対応について

東海第二発電所では、津波に対して防潮堤(T. P. +20.0m～T. P. +18.0m)を設置するなど安全対策を幾重にも講じるものの、津波の対応については、プラントが被災して機器・電源が使用不能になることを想定し、被災前にプラントを停止するとともに、燃料の崩壊熱を除去することで、炉心損傷に至るまでの時間を延長し、被災後の対応時間に余裕を持たせることが重要である。

津波の規模と発電所への影響として、引き波による除熱喪失のリスクがあること、また、発電所近くが震源の場合、発生した津波の波高等確認する時間的余裕がないことや発電所遠方の津波では、波高等の予測精度が低下する可能性があること等を考慮し、対応に必要な時間余裕の確保の観点から、以下の対応を実施する。

a. 発電所近傍で大きな地震が発生した場合の対応

発電所近傍で大きな地震が発生した場合は、原子炉が自動で停止して

いることを確認し、発電所構内に避難指示を行うとともに、津波に関する情報収集並びに潮位計、取水ピット水位計及び津波・構内監視カメラによる津波の監視を行う。

b. 大津波警報発表時の対応

気象庁が定めている津波予報区のうち、第 1.0.8-1 図に示す発電所を含む区域である「茨城県」区域に対し、第 1.0.8-1 表に示す発表基準に従い気象庁から大津波警報が発表された場合の対応として、以下の対応を実施する。

- ・発電所構内に避難指示を行う。
- ・原則として原子炉停止操作を開始する。

ただし以下の場合を除く。

(a) 大津波警報が誤報であった場合。

(b) 発電所から遠方で発生した地震に伴う津波であって、津波が到達するまでの間に大津波警報が解除又は見直された場合。

なお、津波注意報及び津波警報発表時は、津波に関する情報収集並びに津波・構内監視カメラ及び取水ピット水位計による津波の監視を行い、引き波により取水ピット水位が循環水ポンプの取水可能下限水位（T.P.-1.59m：設計値）まで低下した場合等、原子炉の運転継続に支障がある場合に、原子炉を手動停止する。

(2) 体制の整備

大津波警報が発表された場合、警戒事態を発令し、災害対策本部要員を非常招集することにより、速やかに重大事故等対策を実施できる体制を整える。

また、発電所構内に常駐している災害対策要員のうち運転班の要員は、中央制御室に直接向かい、その他の要員は、緊急時対策所に向かう。

なお、移動経路は津波を考慮し、安全なルートを選定して移動する。移動時間は最長でも約 15 分で移動ができる。主な移動経路を第 1.0.8-2 図に示す。

(3) その他

東海第二発電所の設計基準上の津波遡上高さは T.P. +17.1m（防潮堤前面での最高水位）と評価しており、防潮堤（高さ T.P. +20.0m～T.P. +18.0m）を越波しないものの、津波に対し、以下の対策を講じる。

a. 海水ポンプ室の防護対策

非常用ディーゼル発電機及び残留熱除去系の海水ポンプが設置されている海水ポンプ室は、取水ピットからの津波の流入を防止する観点で、海水ポンプのグラウンド dren 配管からの流入防止対策として当該配管に逆流弁を設置するとともに、貫通部の止水対策を実施する。

b. 建屋の浸水防止対策

タービン建屋内で地震により循環水配管が破損し、津波が流入することを想定し、浸水防止設備（水密扉）の設置や境界部の配管貫通部の止水対策を実施することにより、浸水防護重点化範囲（原子炉建屋）への浸水を防止する。

なお、水密扉は原則閉運用とし、更に開放時に現場でブザー等による注意喚起を行い閉止忘れ防止を図る。

また、水密扉の開閉状態が確認できる監視設備を設置し、開状態の水密扉があった場合、当直運転員は、その状況を速やかに認知し、閉止す

る。

c. 引き波時の非常用の海水ポンプの機能保持対策

引き波時において、非常用の海水ポンプによる冷却に必要な海水を確保するため、取水口前面に貯留堰を設置する。さらに、潮位計、取水ピット水位計及び津波・構内監視カメラによる津波の監視を継続する。

d. 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する対策

基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地に遡上する津波」という。）に対しては、緊急用海水系の設置による冷却機能を強化するとともに、原子炉建屋等の水密化、重要区画の水密化、排水設備の設置等、更なる信頼性向上の観点から対策を実施する。

e. 敷地に遡上する津波の手順書への影響

重大事故等対応で使用する可搬型設備は、敷地に遡上する津波によって影響を受けない、敷地西側の高所の2箇所（T.P. +23m及びT.P. +25m）に設置する保管場所（西側及び南側保管場所）で保管する。

また、常設代替高圧電源装置、西側淡水貯水設備及び高所接続口についても、敷地に遡上する津波の影響を受けないT.P. +11mの敷地に設置する。

全交流動力電源喪失事象が発生した場合の可搬型設備を用いた原子炉注水、格納容器スプレイ及び使用済燃料プール注水の対応については、上記の対応に係る施設がT.P. +11mの敷地に設置されており、T.P. +11mの敷地での対応を優先して実施するため、敷地に遡上する津波による敷地の浸水の影響は受けない。

その他の重大事故等対応要員による可搬型設備を用いた重大事故等対応（水源確保対応，格納容器内窒素供給対応及び放射線測定対応）については，T. P. +8m の敷地の浸水が解消した後で，津波の監視を継続しながら，T. P. +8m の敷地での重大事故等対応を行う。

2. 火山の影響による降下火砕物の対応

(1) 降下火砕物に対する対応について

東海第二発電所では，降下火砕物に備え，手順を整備し，以下のとおり段階的に対応することとしている。その体制については，火山事象等の自然災害に対し，保安規定に基づく保安管理体制として整備し，その中で体制の移行基準，活動内容についても明確にする。なお，多くの火山では，噴火前に，震源の浅い火山性地震の頻度が急増し，火山性微動の活動が始まるため，事前に対策準備が可能である。

a. 通常時の対応

火山の噴火事象発生に備え，担当箇所は降下火砕物の除去等に使用する資機材等（シャベル，ゴーグル及び防護マスク等）については，定期的に配備状況を確認する。

b. 近隣火山に噴火兆候がある場合

近隣火山で噴火警戒レベル3（入山規制），4（避難準備）となる引上げが発表され発電所において災害の発生のおそれがあると判断された場合，担当箇所は原子力防災管理者の承認を得た上で，監視強化準備体制^{※1}を発令し，発電所の保安管理体制下において，火山情報等を把握し，連絡体制を強化（要員の確認）する。

※1 監視強化体制の前段階として，前兆事象の影響により発生するおそれがある事象（倒壊・転倒・飛散等）の防止措置及び構内巡視等を行い，災害の発生を最小限に抑えるための措置

を講じる体制。

c. 降下火砕物の飛来のおそれがある場合

近隣火山で噴火警戒レベル5（避難）が発表され発電所において災害の発生のおそれがあると判断された場合、原子力防災管理者は監視強化体制^{※2}を発令し、発電所の各マネージャーは、発電所の保安管理下において、資機材の配備状況確認等に必要な要員を招集する。

また、取水路前面にオイルフェンスを設置することで、取水路への降下火砕物の流入量を低減する、とともに屋外機器・建屋等の降下火砕物の除去のため、発電所内に保管しているスコップ、ほうき、マスク等の資機材の配備状況の確認を行う。

※2 前兆事象の影響により発電所に災害が発生するおそれがあると判断した場合に発令し、必要に応じ災害対策要員及び資機材の確認、巡視等、適切な措置を講じる体制。

d. 降下火砕物が堆積する状況となった場合

降下火砕物が確認され、重要安全施設の安全機能を有する設備が損傷等により機能を失うおそれがある場合、原子力防災管理者は発生事象の災害区分を「警戒事態」とし、発電所警戒本部を設置する。

発電所警戒本部の指揮の下、発電所及び屋外廻りの監視を強化する。また、屋外機器・建屋等の降下火砕物の除去を行うとともに、換気空調設備のフィルタを確認し、フィルタの取替、清掃を行う。

さらに、降下火砕物により重要安全施設の安全機能を有する設備が損傷等により機能を失った場合、災害区分を「非常事態」に移行し、発電所災害対策本部を設置してその指揮の下、必要な処置を行う。

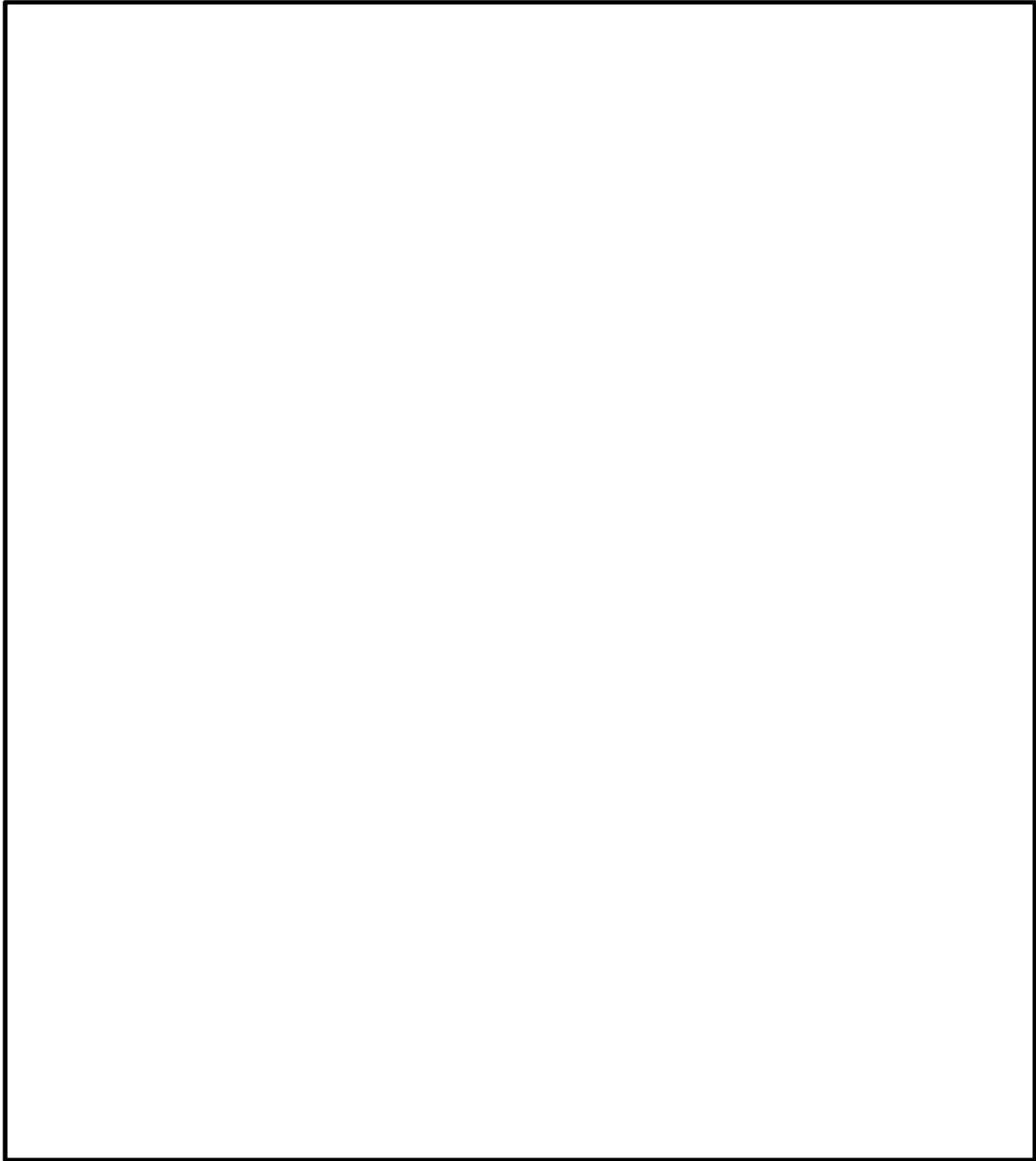
なお、降下火砕物の影響により、プラントの原子炉安全に影響を及ぼ

す可能性がある場合は，原子炉を手動停止する。



出典：気象庁ホームページ「津波予報区について」

第 1.0.8-1 図 気象庁が定める津波予報区



第 1.0.8-2 図 要員の移動経路図

第 1.0.8-1 表 津波警報・注意報の種類について

| 種類 | 発表基準 | 発表される津波の高さ | | 想定される被害と取るべき行動 |
|-------|--|--------------------------|------------|--|
| | | 数値での発表 (津波の高さ予想の区分) | 巨大地震の場合の発表 | |
| 大津波警報 | 予想される津波の高さが高いところで 3m を超える場合。 | 10m 超 (10m < 予想高さ) | 巨大 | 木造家屋が全壊・流失し、人は津波による流れに巻き込まれます。沿岸部や川沿いにいる人は、ただちに高台や避難ビルなど安全な場所へ避難してください。 |
| | | 10m (5m < 予想高さ ≤ 10m) | | |
| | | 5m (3m < 予想高さ ≤ 5m) | | |
| 津波警報 | 予想される津波の高さが高いところで 1m を超え、3m 以下の場合。 | 3m (1m < 予想高さ ≤ 3m) | 高い | 標高の低いところでは津波が襲い、浸水被害が発生します。人は津波による流れに巻き込まれます。沿岸部や川沿いにいる人は、ただちに高台や避難ビルなど安全な場所へ避難してください。 |
| 津波注意報 | 予想される津波の高さが高いところで 0.2m 以上、1m 以下の場合であって、津波による災害のおそれがある場合。 | 1m (0.2m ≤ 予想高さ ≤ 1m) | (表記しない) | 海の中では人は速い流れに巻き込まれ、また、養殖いかだが流失し小型船舶が転覆します。海の中にいる人はただちに海から上がって、海岸から離れてください。 |

出典：気象庁ホームページ「津波警報・注意報，津波情報，津波予報について」

東海第二発電所

重大事故等対策の対処に係る

教育及び訓練について

<目 次>

| | |
|--|----------|
| 1. 基本となる教育及び訓練 | 1.0.9-1 |
| 2. 運転員に対する教育及び訓練 | 1.0.9-7 |
| 3. 当直（運転員）を除く実施組織に対する教育及び訓練 | 1.0.9-8 |
| 4. 支援組織に対する教育及び訓練 | 1.0.9-9 |
| 5. 教育及び訓練計画の頻度の考え方 | 1.0.9-9 |
| 6. 教育及び訓練の効果の確認についての整理 | 1.0.9-9 |
| 7. 実務経験によるプラント設備への習熟 | 1.0.9-11 |
| 8. 初期消火対応要員（当社社員以外）の教育及び 訓練参加について | 1.0.9-11 |
| 9. 本店（東京）の総合災害対策本部要員の教育及び訓練について | 1.0.9-12 |
| 第 1.0.9-1 表 重大事故等対策に関する教育 (運転員の主な教育内容) | 1.0.9-13 |
| 第 1.0.9-2 表 重大事故等対策に関する教育（災害対策要員 (当直（運転員）を除く)の主な教育内容) | 1.0.9-15 |
| 第 1.0.9-3 表 重大事故等対策に関する訓練 (教育訓練項目と対象者及び訓練名の関係) | 1.0.9-17 |
| 第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練 (技術的能力と教育訓練の関係) | 1.0.9-26 |
| 第 1.0.9-5 表 教育及び訓練計画の頻度の考え方について | 1.0.9-67 |
| 第 1.0.9-6 表 重大事故等に係る発電所要員の力量管理 について | 1.0.9-68 |
| 第 1.0.9-7 表 プラント設備への習熟のための保守点検活動 | 1.0.9-69 |

| | | |
|------|----------------------------|----------|
| 補足 1 | 要員の力量評価及び教育訓練の有効性評価について・・・ | 1.0.9-70 |
| 補足 2 | 社外評価に対するフィードバックについて…………… | 1.0.9-72 |

災害対策要員は、常日頃から重大事故等時の対応のための教育及び訓練を実施することにより、事故対応に必要な力量の習得を行い、重大事故等時においても的確な判断のもと、平常心をもって適切な対応操作が行えるように準備している。また、教育及び訓練については、東海第二発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）及び保安規定に基づく社内規程に基づいて実施しており、事故時操作の知識及び技術の向上に努めている。

福島第一原子力発電所事故以降は、事故の教訓を踏まえた緊急安全対策を整備し、全交流動力電源喪失時における初動活動に備え各種訓練を継続的に実施してきている。具体的には、電源確保及び給水確保の訓練、瓦礫撤去のための訓練等を必要な時間内に成立することの確認も含め、継続的に実施している。

これらの教育及び訓練は、必要な資機材の運搬、操作手順に従い行うことを基本とし、更に各機器の取扱いの習熟化を図っている。

新規制基準として新たに要求された重大事故等対策に係る教育及び訓練については、保安規定及び保安規定に基づく社内規程に適切に定め、知識・技能の向上を図るために定められた頻度、内容で実施し、必要に応じて手順等の改善を図り実効性を高めていくこととしており、教育及び訓練の状況は以下のとおりである。なお、教育及び訓練の結果を評価し、継続的改善を図っていくこととし、各項で参照する表に記載の教育及び訓練についても、今後必要な改善、見直しを行っていくものである。

1. 基本となる教育及び訓練（第1.0.9-1～3表参照）

災害対策要員に対する教育及び訓練については、机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため、アクシデントマネジメントの概要について教育するとともに、役割に応じて重大事故等時の原子炉施設の挙動

等の教育を実施する。

これら基本となる教育を踏まえ、原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の取扱い方法等の要素訓練を年1回以上実施する。また、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための発電所総合訓練を年1回以上実施する。

(1) 教育（第1.0.9-1表，第1.0.9-2表参照）

a. 防災教育

緊急事態応急対策等，原子力防災対策活動に関する知識を深めるための教育を実施している。

- ・「原子力防災体制，組織及び地域防災計画に関する知識」

災害対策要員に対して，原子力防災組織の構成，各班の職務を踏まえて，各自が実施すべき活動について教育する。

- ・「放射線防護に関する知識」

災害対策要員に対して，放射線の人体に及ぼす影響，放射線防護等に関する知識について教育する。

- ・「放射線及び放射性物質の測定機器並びに測定方法を含む防災対策上の諸設備に関する知識」

災害対策要員のうち広報班を除く要員に対して，測定機器の用途，測定方法，機器の取扱いに関する知識について教育する。

b. アクシデントマネジメント教育

アクシデントマネジメントに関する教育については，実施組織となる運転員への教育については勿論であるが，技術支援組織としてシビアア

クシデント時に中央制御室での対応をバックアップする災害対策要員及び実施組織として現場で活動する災害対策要員の知識レベルの向上を図ることも重要である。そのため、重大事故等時の原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図るとともに、要員の役割に応じて定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を計画的に行う。具体的には、教育内容に応じて以下のとおり基礎的知識、応用的知識に分かれ、それぞれ対象者を設定している。

- ・基礎的知識：アクシデントマネジメントに関する基礎的知識
- ・応用的知識：事故時における原子炉施設の挙動、プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識

(2) 訓練

保安規定に定める非常事態に対処するための総合的な訓練として、発電所総合訓練を実施している。発電所総合訓練の具体的な要領は、原子力災害対策特別措置法に基づき定めている東海第二発電所原子力事業者防災業務計画に従い実施している。

発電所総合訓練は、原子力防災管理者の指揮のもと、原子力防災組織が原子力災害発生時に有効に機能することを確認するために実施する。

また、訓練項目ごとに訓練対象者の力量向上のために実施する要素訓練及び本店（東京）（以下「本店」という。）等と合同で行う原子力防災訓練があり、それぞれ計画に基づいて実施する。

訓練においては、重大事故等対策における中央制御室での操作、及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作について、必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的か

つ確実に実施できることを確認する。

なお、重大事故等対策に使用する資機材及び手順書については、担当箇所にて適切に管理しており、訓練の実施に当たっては、これらの資機材及び手順書を用いて実施し、訓練より得られた改善点等を適宜反映することとしている。

訓練の具体的な内容について、以下に示す。

a. 要素訓練（第1.0.9-3，4表参照）

教育訓練項目と該当する手順書，対象者及び訓練名を第1.0.9-3表に整理する。

第1.0.9-3表に示す災害対策要員の教育訓練の詳細内容は，技術的能力と訓練の関係を示した第1.0.9-4表に示すとおりである。新規制基準で示される重大事故等対策における技術的能力審査基準に対応する各手順に対する力量の維持，向上を図るために実施すべき事項を第1.0.9-4表に整理している。

原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に，実施組織の要員に対し，重大事故等対策に関する教育として手順の内容理解（作業の目的，事故シーケンスとの関係等）や資機材の取扱い方法等の習得を図るため要素訓練等を年1回以上実施する。

なお，現場作業にあたる災害対策要員が，作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるよう，運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に取り入れる。

要素訓練は，現場対応の指揮，発電所災害対策本部との連絡等を行う指揮者，現場対応者等のチームで行い，各人の事故対応能力の向上，役

割分担の確認等を行う。また、力量評価者を置き、原子力災害発生時に対応できるよう確実に力量が確保されていることを定期的に評価する。訓練は、訓練毎の訓練対象者全員が原則として実際の設備、活動場所で行うこととするが、実際の設備を使用するとプラントに影響を及ぼす場合（例：実際の充電中の電源盤への電源ケーブルの接続を実施すると、電気事故又は感電が発生する）は、訓練設備を用いた訓練を実施する。

訓練内容は、様々な場合を想定し実施する。活動エリアの放射線量の上昇が予測される場合には放射線防護具（タイベック、全面マスク）を着用して活動を行うなど、悪条件（高線量下、夜間、悪天候（降雨、降雪又は強風等）及び照明機能低下等）を想定し、必要な防護具等を着用した訓練も実施する。

これらの訓練内容を網羅的に盛り込んだ教育訓練内容を設定することにより、円滑かつ確実な災害対策活動が実施できる要員を継続的に確保する。

今後、計画的に訓練を行い、重大事故等対処に係る保安規定変更が施行され運用が開始されるまでには、必要な訓練対象者に対し訓練が実施され力量が確保されている状態に体制整備を実施する。

また、アクシデントマネジメント訓練により、アクシデントマネジメントガイドを使用して、事故状況の把握、事象進展防止及び影響緩和策の判断を実施し、発電所災害対策本部が中央制御室の当直を支援できることを確認している。さらに、災害対策本部対応訓練、原子力緊急事態支援組織（以下「緊急事態支援組織」という。）対応訓練、通報訓練、緊急被ばく医療訓練、モニタリング訓練、避難誘導訓練により、各要素の活動が確実に実施できることを確認するとともに、これらを組み合わせ

せて実施する総合訓練において、重大事故等の発生を想定した場合においても発電所災害対策本部が総合的に機能することを確認している。

b. 発電所総合訓練

組織全体としての力量向上を図るために年1回以上の発電所総合訓練を実施する。各要素訓練を組み合わせ、組織内各班の情報連携や組織全体の運営が適切に行えるかどうかの検証を行う。

c. 原子力防災訓練

本店等と合同で行う原子力防災訓練においては、当社経営層も参加し、本店災害対策本部における活動の指揮命令及び情報収集等の活動訓練を実施することにより、原子力災害発生時における発電所と本店等のコミュニケーションの強化を図っている。

また、原子力防災訓練では、適宜、オフサイトセンターや自治体等への情報提供等の連携、原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ、他の原子力事業者との連携（協力要請等）、社外への情報提供（模擬記者会見訓練）等にも取り組んでいる。

具体的には、オフサイトセンターへ実際に対応要員を派遣し、発電所災害対策本部との情報連携の訓練や、自治体関係者への電話連絡及びファクシミリ装置を用いた文書の同時送信による情報提供を行う訓練、原子力事業所災害対策支援拠点へ実際に派遣される要員自らが拠点を立ち上げる訓練、他の原子力事業者への連携では発電所が発災した場合の支援本部幹事事業者である東京電力ホールディングス株式会社へ実際に協力要請を行う連携訓練、本店等において社外へのプラントの状況の説明等を行う模擬記者会見訓練等を行っている。

発電所総合訓練及び原子力防災訓練に使用する事故シナリオは、炉心損傷等の重大事故を想定したシナリオを用いて発電所災害対策本部の各活動との連携が確実に実施できていることを、全体を通して確認している。

また、東海発電所との同時被災等のシナリオも取り込み、発電所災害対策本部の各活動が輻輳しないことも確認している。

訓練に当たっては、事象進展に応じて訓練者が対応手段を判断していくシナリオ非提示型の訓練を実施し、対応能力を強化するとともに、これまで地震及び津波による外部電源喪失だけでなく、様々な自然災害や外部事象等に対応して実施しており、今後も計画的に実施する。

(3) その他の教育及び訓練

緊急事態支援組織に対する協力要請等の対応訓練を年1回実施し、緊急事態支援組織への出動要請、資機材の搬入及び資機材を使用した操作訓練を実際に行うことにより、対応及び操作の習熟を図る。更に緊急事態支援組織に災害対策要員を定期的に派遣し、遠隔操作が可能なロボットの操作訓練及び保守訓練等を行い操作の習熟を図る。

2. 運転員に対する教育及び訓練（第1.0.9-1表、第1.0.9-3表参照）

運転員に対する教育及び訓練については、机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため、重大事故等時の原子炉施設の挙動等の教育を実施する。また、知識の向上と実効性を確認するため、自社のシミュレータ又はBWR運転訓練センターにてシミュレーション可能な範囲において、対応操作訓練を実施する。

第1.0.9-1表に示すシミュレータ訓練は、従来からの設計基準事象ベー

ス、設計基準外事象ベースの訓練に加え、国内外で発生したトラブル対応訓練、中越沖地震の教訓を反映した地震を起因とした複合事象の対応訓練、福島第一原子力発電所事故の教訓から全交流動力電源喪失を想定した対応訓練等、原子力安全への達成には運転員の技術的能力の向上が重要であるとの観点から随時拡充し、実施している。また、重大事故等が発生した時の対応力を養成するため、手順にしたがった監視、操作において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図っている。今後も重大事故等時に適切に対応できるよう、シミュレータ訓練を計画的に実施していく。

また、同一直の運転員全員で連携訓練を定期的の実施することで、事故時に当直発電長の指揮のもとに、チームワークを発揮して発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の安全を確保できるように、指示、命令系統の徹底、各人の事故対応能力の向上、役割分担の再確認等を行っている。

3. 当直（運転員）を除く実施組織に対する教育及び訓練（第1.0.9-2表、第1.0.9-3表参照）

災害対策要員のうち当直（運転員）を除く実施組織の要員に対する教育及び訓練については、机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため、役割に応じてアクシデントマネジメントの概要について教育するとともに、重大事故等時の原子炉施設の挙動等の教育を実施する。

これら基本となる教育を踏まえ、原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の取り扱い方法等の個別訓練を年1回以上実施する。また、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための発

電所総合訓練を年1回以上実施する。

4. 支援組織に対する教育及び訓練（第1.0.9-2表，第1.0.9-3表参照）

災害対策要員のうち支援組織の要員に対する教育及び訓練については，机上教育にて支援組織の位置付け，実施組織との連携及び資機材等に関する教育に加え，役割に応じた要素訓練を実施する。また，実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための総合訓練を年1回以上実施する。

5. 教育及び訓練計画の頻度の考え方（第1.0.9-5表参照）

各要員に対し必要な教育及び訓練を年1回以上実施し，教育及び訓練の有効性評価を行い，力量の維持及び向上が図れる実施頻度に見直す。

- ・各要員が力量の維持及び向上を図るためには，各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を年1回以上，毎年繰り返すことにより，各手順及び操作を習熟し，力量の維持及び向上を図る。
- ・各要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い，年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については，年2回以上の実施頻度に見直す。

6. 教育及び訓練の効果の確認についての整理（第1.0.9-6表参照）

各要員が必要な教育及び訓練を計画的に実施し，力量の維持及び向上が図られていることを確認することにより，教育及び訓練内容が適切であることを確認する。力量を有していると確認された要員は，管理リストへの反映により管理する。

(1) 要員の力量管理並びに教育及び訓練の有効性評価

教育及び訓練の効果については、各要員が必要な教育及び訓練を計画的に実施し、力量の維持及び向上が図られていることをもって確認する。

- ・各要員が社内規程に従い、確実に教育及び訓練を実施していることの確認を行う。
- ・各要員の力量の評価は、教育の履歴及び訓練における対応操作の評価結果で行い、各要員の力量の維持及び向上が図られていることを確認する。合わせて、必要な力量を有した要員を確保できているか確認することにより教育及び訓練の有効性評価を行う。
- ・教育及び訓練の有効性評価は、教育及び訓練計画書へ反映する。

なお、訓練により必要な力量を有していないと判断された場合、例えば所定の時間内に必要な操作を適切に完了できない場合等は、その要員を災害対策要員から外し、再度、必要な教育及び訓練を実施することにより、力量の確実な維持・向上を図ることとしている。

(2) 対応能力の向上

総合訓練における評価の信頼性向上を図るため、WANO（世界原子力発電事業者協会）の「達成目標と基準」の評価項目を取り入れた災害対策要員の訓練評価シートを整備する。訓練参加者以外の者を評価者として配置し、評価者が訓練評価シートを用いて訓練参加者の対応状況を確認し、評価する。総合訓練実施後は、訓練参加者及び評価者で訓練を振り返り、反省点、課題等を集約する等、訓練の実施結果を確認し、その中から改善が必要な事項を抽出し、手順、資機材、教育及び訓練計画への反映を行う。また、WANOピアレビュー等により、教育及び訓練を含む取り組みについて、社外の原子力発電所経験者から客観的な評価も取り入れている。

7. 実務経験によるプラント設備への習熟（第1.0.9-7表参照）

運転員及び保守室員は、計画的に実施する教育及び訓練の他、実務経験を通じてプラント設備への習熟を図っている。

運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき設備の巡視点検、定期試験及び運転に必要な操作を行うことにより、普段から設備についての習熟を図る。

保守室員は、設備の点検において、保守実施方法をまとめた社内規程に基づき、現場に立ち、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、工事要領書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を行うことにより普段から設備についての習熟を図る。また、重大事故等時において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むこと等により、原子炉施設及び予備品等について熟知する。併せて、研修施設にてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換等の実習を社員自らを実施することにより技能及び知識の向上を図る。

なお、予備品を用いた残留熱除去系海水系ポンプ用電動機及びディーゼル発電機海水ポンプ用電動機の復旧作業は、協力企業の支援による実施としているが、本復旧作業は事故収束後のプラント安定状態を継続する上で有効であることから、直営訓練等を通じて復旧手順の整備や作業内容把握、研修施設において予備品の類似機器を用いた分解点検や組立作業訓練等を通じて現場技能向上への取り組みを継続的に実施する。

8. 初期消火対応要員（当社社員以外）の教育及び訓練参加について

初期消火対応要員のうち、当社社員以外の協力企業社員は、個別に締結している業務委託契約に基づいて必要な教育訓練を行うこととしている。この

ため、初期消火対応要員も当社が作成した教育訓練プログラムに従い必要な教育を受け、当社が実施する要素訓練及び総合訓練に参加することにより必要な力量の維持及び向上を図ることとしている。

9. 本店（東京）の総合災害対策本部要員の教育及び訓練について

本店の総合災害対策本部要員に対しては、原子力防災対策活動及び重大事故等の現象について理解するための教育を行う。また、発電所の災害対策本部への支援、社内外の情報収集及び災害状況の把握、情報発信、関係組織への連絡など本店の活動に関する訓練を役割に応じて行い、必要な力量の維持及び向上を図る。

第 1.0.9-1 表 重大事故等対策に関する教育（運転員の主な教育内容）（1/2）

| 教育名 | 目的 | 内容 | 対象者 | 時間・頻度 |
|-------------------------|---|--|---|--------------------------------------|
| 異常時対応訓練 （指揮、状況判断） | 異常時に指揮者として適切な指揮、状況判断が出来るよう、異常時操作の対応（判断・指揮命令）及び警報発生時の監視項目について理解する | <ul style="list-style-type: none"> ・異常時操作の対応（判断、指揮命令含む） ・警報発生時の監視項目 | <ul style="list-style-type: none"> ・発電長 ・副発電長 | 3年間で30時間以上※ ² （他項目も含む） |
| 異常時対応訓練 （中央制御室内対応） | 異常時に中央制御室において適切な処置がとれるように、警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する 役割に応じた活動に要する資機材等に関する知識の習得 | <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の起動停止に関する操作と監視項目 ・各設備の運転操作と監視項目 ・警報発生時の対応操作（中央制御室） ・異常時操作の対応（中央制御室） | <ul style="list-style-type: none"> ・発電長 ・副発電長 ・運転員 I | |
| 異常時対応訓練 （現場機器対応） | 異常時に現場において適切な処置がとれるように、警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する | <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の起動停止の概要 ・各設備の運転操作の概要（現場操作） ・警報発生時の対応操作（現場操作） ・異常時操作の対応（現場操作） | <ul style="list-style-type: none"> ・発電長 ・副発電長 ・運転員 I， 運転員 II | |
| シミュレータ訓練 I （ファミリー訓練） | 異常事象対応時（設計基準外事象含む）の連携措置の万全を図る | <ul style="list-style-type: none"> ・運転操作の連携訓練 自社シミュレータ又はBWR運転訓練センターにて行う訓練 【重大事故等の対応を含む】 ※ ¹ | <ul style="list-style-type: none"> ・発電長 ・副発電長 ・運転員 I， 運転員 II | 3年間で15時間以上※ ² |
| シミュレータ訓練 II | 警報発生時及び異常事象時（設計基準外事象含む）対応の万全を図る | <ul style="list-style-type: none"> ・起動停止・異常時・警報発生時対応訓練 自社シミュレータ又はBWR運転訓練センターにて行う訓練 【重大事故等の対応を含む】 ※ ¹ | <ul style="list-style-type: none"> ・運転員 I | 3年間で9時間以上※ ² |
| シミュレータ訓練 III | 警報発生時及び異常事象時（設計基準外事象含む）対応の万全を図る | <ul style="list-style-type: none"> ・起動停止，異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練 自社シミュレータ又はBWR運転訓練センターにて行う訓練 【重大事故等の対応を含む】 ※ ¹ | <ul style="list-style-type: none"> ・発電長 ・副発電長 | 3年間で9時間以上※ ² |

※1：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、充実強化した内容

※2：保安規定 保安教育に定められた教育時間

第 1.0.9-1 表 重大事故等対策に関する教育（運転員の主な教育内容）（2/2）

| 教育名 | 目的 | 内容 | 対象者 | 時間・頻度 |
|--|--|--|--|-------|
| 防災教育 （原子力防災体制，組織及び地域防災計画に関する知識） | <ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する | <ul style="list-style-type: none"> ・原子力災害対策特別措置法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・緊急時活動レベル（EAL） | <ul style="list-style-type: none"> ・発電長 ・副発電長 ・運転員 I，運転員 II | 1 回／年 |
| 防災教育 （放射線防護に関する知識） | <ul style="list-style-type: none"> ・放射線安全の観点から放射線の人体に及ぼす影響，放射線防護等に関する知識の理解 | <ul style="list-style-type: none"> ・放射線の人体に及ぼす影響に関すること ・線量限度等，被ばく管理に関すること ・放射線防護に関すること | <ul style="list-style-type: none"> ・発電長 ・副発電長 ・運転員 I，運転員 II | 1 回／年 |
| 防災教育 （放射線及び放射性物質の測定機器並びに測定方法を含む防災対策上の諸設備に関する知識） | <ul style="list-style-type: none"> ・機器の用途，測定方法，機器の取扱い方法の理解 | <ul style="list-style-type: none"> ・防災関係設備に関すること | <ul style="list-style-type: none"> ・発電長 ・副発電長 ・運転員 I，運転員 II | 1 回／年 |
| アクシデントマネジメント教育（基礎的知識） | <ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得 | <ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要※1 | <ul style="list-style-type: none"> ・発電長 ・副発電長 ・運転員 I，運転員 II | 1 回／年 |
| アクシデントマネジメント教育（応用的知識） | <ul style="list-style-type: none"> ・事故時における原子炉施設の挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得 | <ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 | <ul style="list-style-type: none"> ・発電長 ・副発電長 | 1 回／年 |
| 発電所総合訓練 | <ul style="list-style-type: none"> ・想定した原子力災害への対応，各作業班や組織間の連携等，組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する | <ul style="list-style-type: none"> ・当直の活動 ・各作業班との連携 ・当直の意思決定 ・【重大事故等を想定し，上記を実施】※1 | <ul style="list-style-type: none"> ・発電長 ・副発電長 ・運転員 I，運転員 II | 1 回／年 |

※1：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

※2：保安規定 保安教育に定められた教育時間

第 1.0.9-2 表 重大事故等対策に関する教育（災害対策要員（当直（運転員）を除く）の主な教育内容）（1/2）

| 教育名 | 目的 | 内容 | 対象者 | 頻度 |
|--|---|--|---|------|
| 防災教育 （原子力防災体制，組織及び地域防災計画に関する知識） | <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所員として必要な基礎知識の理解 ・ 原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力災害対策特別措置法及び関係法令の概要 ・ 原子力事業者防災業務計画の概要 ・ 防災体制，防災組織及び活動 ・ 緊急時活動レベル（EAL） | <ul style="list-style-type: none"> ・ 本部員 ・ 運営支援組織 ・ 技術支援組織 ・ 実施組織（初期消火対応要員を除く） | 1回/年 |
| 防災教育 （放射線防護に関する知識） | <ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線安全の観点から放射線の人体に及ぼす影響，放射線防護等に関する知識の理解 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線の人体に及ぼす影響に関すること ・ 線量限度等，被ばく管理に関すること ・ 放射線防護に関すること | <ul style="list-style-type: none"> ・ 本部員 ・ 運営支援組織 ・ 技術支援組織 ・ 実施組織 | 1回/年 |
| 防災教育 （放射線及び放射性物質の測定機器並びに測定方法を含む防災対策上の諸設備に関する知識） | <ul style="list-style-type: none"> ・ 機器の用途，測定方法，機器の取扱い方法の理解 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 防災関係設備に関すること | <ul style="list-style-type: none"> ・ 運営支援組織（広報班を除く班長及び班員） ・ 技術支援組織（班長，班員及び重大事故等対応要員（放射線測定対応）） ・ 実施組織（班長，初期消火対応要員及び重大事故等対応要員（拡散抑制対応，アクセスルート確保対応，電源確保対応，給水確保対応）） | 1回/年 |

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

第 1.0.9-2 表 重大事故等対策に関する教育（災害対策要員（当直（運転員）を除く）の主な教育内容）（2/2）

| 教育名 | 目的 | 内容 | 対象者 | 頻度 |
|---------------------------|--|---|--|-------|
| アクシデントマネジメント教育 （基礎的知識） | アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得 | <ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要* | <ul style="list-style-type: none"> ・本部員 ・運営支援組織 ・技術支援組織 ・実施組織（初期消火対応要員を除く） | 1 回/年 |
| アクシデントマネジメント教育 （応用的知識） | 事故時における原子炉施設の挙動、プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得 | <ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 | <ul style="list-style-type: none"> ・本部長 ・本部長代理 ・技術支援組織（本部員、班長、班員） | 1 回/年 |
| 発電所総合訓練 | 想定した原子力災害への対応、各作業班や組織間の連携等、組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する。 | <ul style="list-style-type: none"> ・各作業班の活動 ・各作業班の連携 ・本部の意思決定 ・本店本部との連携 <p>【重大事故等を想定し、上記を実施】*</p> | <ul style="list-style-type: none"> ・災害対策要員 | 1 回/年 |
| その他訓練 | あらかじめ定められた機能を発揮できるようにするために資機材操作を含めて行い、機能毎の対応能力向上を図る。 | <ul style="list-style-type: none"> ・通報訓練 | <ul style="list-style-type: none"> ・運営支援組織（情報班） | 1 回/年 |
| | | <ul style="list-style-type: none"> ・モニタリング訓練 | <ul style="list-style-type: none"> ・技術支援組織（放射線管理班） | |
| | | <ul style="list-style-type: none"> ・避難誘導訓練 | <ul style="list-style-type: none"> ・運営支援組織（庶務班（総務）） | |
| | | <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時被ばく医療訓練 | <ul style="list-style-type: none"> ・運営支援組織（庶務班（保健安全）） ・技術支援組織（放射線管理班） | |

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、充実強化した内容

第 1.0.9-3 表 重大事故等対策に関する訓練（教育訓練項目と対象者及び訓練名の関係）（1/9）

| 教育訓練項目 | | 教育訓練に使用する手順書 | 対象者 | 要素訓練名称及び頻度 |
|--------|------------------------------|--|------------------------|---|
| 電源確保 | 常設代替高压電源装置による給電 | ○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ・常設代替交流電源設備による緊急用M/CからM/C 2C, 2D受電 | 運転員 | ・常設代替高压電源設備による非常用所内電気設備への給電：1回/年 |
| | | ○重大事故等対策要領 ・常設代替高压電源装置起動手順 | 重大事故等対応要員（電源確保対応） | ・常設代替高压電源装置（現場起動）による給電：1回/年 |
| | 可搬型代替低压電源車による給電 | ○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①可搬型代替交流電源設備によるP/C 2C及び2D受電 ②可搬型代替交流電源設備による緊急用P/C, MCC給電 | 運転員 | ①可搬型代替低压電源車による非常用所内電気設備への給電：1回/年 ②可搬型代替低压電源車による代替所内電気設備への給電：1回/年 |
| | | ○重大事故等対策要領 ・可搬型代替低压電源車起動手順 | 重大事故等対応要員（電源確保対応） | ・可搬型代替低压電源車起動操作：1回/年 |
| | 非常用高压母線電源融通 | ○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ・HPCS D/GによるM/C 2C又は2D受電 | 運転員 | ・高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機による電源融通：1回/年 |
| | 常設代替高压電源装置、可搬型代替低压電源車等への燃料補給 | ○重大事故等対策要領 ①タンクローリへの給油手順 ②タンクローリからの給油手順 ③燃料補給設備の確認手順 | 重大事故等対応要員（アクセスルート確保対応） | ①可搬型設備用軽油貯蔵タンクからタンクローリへの給油：1回/年 ②タンクローリから各機器への給油：1回/年 ③燃料補給設備による常設代替高压電源装置への給油：1回/年 |

※：教育訓練に使用する手順書、要素訓練名称及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-3 表 重大事故等対策に関する訓練（教育訓練項目と対象者及び訓練名の関係）（2/9）

| 教育訓練項目 | | 教育訓練に使用する手順書 | 対象者 | 要素訓練名称及び頻度 |
|--------------------------------|-------------------|--|-------------------------|---|
| 電源確保 | 非常用ディーゼル発電機等冷却水確保 | ○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ・ D/G 2C, 2D及びHPCS D/G海水系への代替送水 | 運転員 | ・ D/G 2C, 2D及びHPCS D/G海水系への代替送水準備：1回/年 |
| | | ○重大事故等対策要領 ・ 可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | 重大事故等対応要員 (給水確保対応) | ・ 非常用ディーゼル発電機等冷却系海水系ホース接続：1回/年 ・ 可搬型代替注水大型ポンプ設置送水：1回/年 |
| | 蓄電池による給電 | ○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ・ 125V A系及びB系蓄電池による直流125V主母線盤2A及び2B受電 | 運転員 | ・ 所内常設直流電源設備による非常用直流母線への給電：1回/年 |
| | 可搬型代替直流電源設備による給電 | ○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤2A及び2B受電 ②可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤受電 | 運転員 | ①可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤2A及び2B受電：1回/年 ②可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤受電：1回/年 |
| ○重大事故等対策要領 ・ 可搬型代替低圧電源車起動手順 | | 重大事故等対応要員 (電源確保対応) | ・ 可搬型代替直流電源設備による給電：1回/年 | |
| 炉心損傷緩和 | 原子炉の停止 | ○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ・ 現場操作による制御棒挿入（手動） | 運転員 | ・ 現場操作による制御棒手動挿入：1回/年 |
| | 高圧の原子炉への注入操作 | ○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①高圧代替注水系現場起動による原子炉压力容器への注水 ②ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入及び注水 | 運転員 | ①高圧代替注水系現場起動による原子炉压力容器への注水 (可搬型計測器に関する取扱い含む)：1回/年 ②ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入及び注水：1回/年 |

※：教育訓練に使用する手順書，要素訓練名称及び頻度等は，今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-3 表 重大事故等対策に関する訓練（教育訓練項目と対象者及び訓練名の関係）（3/9）

| 教育訓練項目 | | 教育訓練に使用する手順書 | 対象者 | 要素訓練名称及び頻度 |
|------------------------|------------------------|---|-------------------------------|---|
| 炉心損傷緩和 | 原子炉の減圧 | ○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①逃がし安全弁による原子炉減圧（駆動源確保） ②逃がし安全弁による原子炉減圧（電源確保） | 運転員 | ①逃がし安全弁駆動源確保（高圧窒素ガスボンベ切替，可搬型窒素供給装置（小型））：1回/年 ②逃がし安全弁電源確保（可搬型蓄電池，可搬型計測器）：1回/年 |
| | | ○重大事故等対策要領 ・可搬型窒素供給装置（小型）による送気 | 重大事故等 対応要員 （給水確保 対応） | ・可搬型窒素供給装置（小型）の起動操作：1回/年 |
| | 低圧の原子炉への注入操作 | ○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ②消火系による原子炉圧力容器への注水 ③補給水系による原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ①低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水：1回/年 ②消火系による原子炉圧力容器への注水：1回/年 ③補給水系による原子炉圧力容器への注水：1回/年 |
| | | ○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ①低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水：1回/年 |
| | | ○重大事故等対策要領 ①可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ②可搬型代替注水大型ポンプによる送水 ③連絡配管閉止フランジの切替え | 重大事故等 対応要員 （給水確保 対応） | ①可搬型代替注水中型ポンプ設置送水：1回/年 ②可搬型代替注水大型ポンプ設置送水：1回/年 ③連絡配管閉止フランジの切替え |
| | 最終ヒートシンクへの熱輸送 | ○重大事故等対策要領 ・可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保 | 重大事故等 対応要員 （給水確保 対応） | ・可搬型代替注水大型ポンプ設置送水：1回/年 |
| | インターフェイスシステムLOCA発生時の対応 | ○非常時運転手順書Ⅱ ・原子炉建屋制御 | 運転員 | ・現場手動操作による漏えい箇所隔離：1回/年 |
| ○非常時運転手順書Ⅱ ・原子炉建屋制御 | | 運転員 | ・現場手動操作による漏えい箇所隔離：1回/年 | |

※：教育訓練に使用する手順書，要素訓練名称及び頻度等は，今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-3 表 重大事故等対策に関する訓練（教育訓練項目と対象者及び訓練名の関係）（4/9）

| 教育訓練項目 | | 教育訓練に使用する手順書 | 対象者 | 要素訓練名称及び頻度 |
|----------------|------------------------|---|---|---|
| 炉心損傷緩和 (続き) | 格納容器内の 減圧・除熱・冷 却 | ○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①格納容器圧力逃がし装置（サブプレッション・チェンバ側）の現場操作による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ②格納容器圧力逃がし装置（ドライウエル側）の現場操作による格納容器内の減圧及び除熱 ③フィルタ装置スクラビング水移送 ④フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄 ⑤代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ ⑥消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ ⑦補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ | 運転員 | ①②格納容器圧力逃がし装置の現場操作による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：1回/年 ③フィルタ装置スクラビング水移送：1回/年 ④フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄：1回/年 ⑤代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ：1回/年 ⑥消火系による格納容器内へのスプレイ：1回/年 ⑦補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ：1回/年 |
| | | ○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①格納容器圧力逃がし装置（サブプレッション・チェンバ側）の現場操作による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ②格納容器圧力逃がし装置（ドライウエル側）の現場操作による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ③代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ | 運転員 | ①②格納容器圧力逃がし装置の現場操作による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：1回/年 ③代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ：1回/年 |
| | | ○重大事故等対策要領 ①可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ②可搬型代替注水大型ポンプによる送水 ③連絡配管閉止フランジの切替え ④可搬型窒素供給装置による送気 | 重大事故等 対応要員 (給水確保 対応) (電源確保 対応) | ①可搬型代替注水中型ポンプ設置送水：1回/年 ②可搬型代替注水大型ポンプ設置送水：1回/年 ③連絡配管閉止フランジの切替え：1回/年 ④可搬型窒素供給装置の起動操作：1回/年 |

※：教育訓練に使用する手順書、要素訓練名称及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-3 表 重大事故等対策に関する訓練（教育訓練項目と対象者及び訓練名の関係）（5/9）

| 教育訓練項目 | | 教育訓練に使用する手順書 | 対象者 | 要素訓練名称及び頻度 |
|----------|----------------|--|-------------------------------|--|
| 格納容器破損防止 | 格納容器内の減圧・除熱・冷却 | ○非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） ①格納容器圧力逃がし装置（サプレッション・チェンバ側）の現場操作による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ②格納容器圧力逃がし装置（ドライウエル側）の現場操作による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ③消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 ④補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 ⑤フィルタ装置スクラビング水移送 | 運転員 | ①②格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：1回/年 ③消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水：1回/年 ④補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水：1回/年 ⑤フィルタ装置スクラビング水移送：1回/年 |
| | | ○重大事故等対策要領 ①可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ②可搬型代替注水大型ポンプによる送水 ③連絡配管閉止フランジの切替え ④可搬型窒素供給装置による送気 | 重大事故等対応要員（給水確保対応） （電源確保対応） | ①可搬型代替注水中型ポンプ設置送水：1回/年 ②可搬型代替注水大型ポンプ設置送水：1回/年 ③連絡配管閉止フランジの切替え：1回/年 ④可搬型窒素供給装置の起動操作：1回/年 |
| | | ○非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） ①格納容器圧力逃がし装置（サプレッション・チェンバ側）の現場操作による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ②格納容器圧力逃がし装置（ドライウエル側）の現場操作による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ③格納容器圧力逃がし装置第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化 | 運転員 | ①②格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：1回/年 ③格納容器圧力逃がし装置第二弁操作室の準備及び運用：1回/年 |
| | 原子炉圧力容器への注水 | ○非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） ①消火系による原子炉圧力容器への注水 ②補給水系による原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ①消火系による原子炉圧力容器への注水：1回/年 ②補給水系による原子炉圧力容器への注水：1回/年 |
| | | ○重大事故等対策要領 ①可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ②可搬型代替注水大型ポンプによる送水 ③連絡配管閉止フランジの切替え | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ①可搬型代替注水中型ポンプ設置送水：1回/年 ②可搬型代替注水大型ポンプ設置送水：1回/年 ③連絡配管閉止フランジの切替え：1回/年 |

※：教育訓練に使用する手順書、要素訓練名称及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-3 表 重大事故等対策に関する訓練（教育訓練項目と対象者及び訓練名の関係）（6/9）

| 教育訓練項目 | | 教育訓練に使用する手順書 | 対象者 | 要素訓練名称及び頻度 |
|------------------------------|----------------------------|---|---|---|
| 格納容器破損防止 (続き) | 水素爆発による格納容器の破損防止 | ○重大事故等対策要領 ・可搬型窒素供給装置による送気 | 重大事故等 対応要員 (給水確保 対応) (電源確保 対応) | ・可搬型窒素供給装置の起動操作：1回/年 |
| 使用済燃料プール水位維持 及び燃料損傷 緩和 | 使用済燃料 プールへの注水 及びスプレイ | ○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①可搬型代替注水中型ポンプ又は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/常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） ②消火系による使用済燃料プールへの注水 ③補給水系による使用済燃料プールへの注水 | 運転員 | ①可搬型代替注水中型ポンプ又は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/常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）：1回/年 ②消火系による使用済燃料プール注水：1回/年 ③補給水系による使用済燃料プール注水：1回/年 |
| | | ○重大事故等対策要領 ①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へのスプレイ（淡水/海水） ②可搬型代替注水大型ポンプによる送水 ③使用済燃料プール漏えい緩和 | 重大事故等 対応要員 (給水確保 対応) | ①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への注水（淡水/海水）：1回/年 ②可搬型代替注水大型ポンプ設置送水：1回/年 ③使用済燃料プール漏えい緩和：1回/年 |
| 放射性物質放出緩和 | 発電所外への放射性物質の拡散抑制 | ○重大事故等対策要領 ①大気への放射性物質の拡散抑制 ②海洋への放射性物質の拡散抑制 | 重大事故等 対応要員 (拡散抑制 対応) | ①放水砲による拡散抑制：1回/年 ②汚濁防止膜による拡散抑制：1回/年 |

※：教育訓練に使用する手順書、要素訓練名称及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-3 表 重大事故等対策に関する訓練（教育訓練項目と対象者及び訓練名の関係）（7/9）

| 教育訓練項目 | | 教育訓練に使用する手順書 | 対象者 | 要素訓練名称及び頻度 |
|------------------------------|------------------|--|--|---|
| 水源確保 | 代替淡水貯槽への補給 | ○重大事故等対策要領 ・可搬型代替注水中型ポンプ手順 ・可搬型代替注水大型ポンプ手順 | 重大事故等 対応要員 (給水確保 対応) | ・可搬型代替注水中型ポンプ設置送水：1回/年 ・可搬型代替注水大型ポンプ設置送水：1回/年 |
| | 西側淡水貯水設備への補給 | ○重大事故等対策要領 ・可搬型代替注水大型ポンプ手順 | 重大事故等 対応要員 (給水確保 対応) | ・可搬型代替注水大型ポンプ設置送水：1回/年 |
| | 送水 | ○重大事故等対策要領 ①可搬型代替注水大型ポンプによる送水 ②代替淡水貯槽水源手順 ③西側淡水貯水設備水源手順 ④淡水タンク水源手順 ⑤海水源手順 | 重大事故等 対応要員 (給水確保 対応) | ・可搬型代替注水中型ポンプ設置送水：1回/年 ・可搬型代替注水大型ポンプ設置送水：1回/年 ・ホース取扱訓練：1回/年 |
| その他対策 | アクセスルート の確保 | ○重大事故等対策要領 ・瓦礫撤去 | 重大事故等 対応要員 (アクセスル ート確保対 応) | ・瓦礫撤去（ホイールローダ）：1回/年 |
| | 事故時の計装 | ○重大事故等対策要領 ①可搬型計測器による測定手順 ②メディアへの保存手順 | 重大事故等 対応要員 (電源確保 対応) | ①可搬型計測器によるパラメータ計測 ：1回/年 ②メディア（記録媒体）への保存：1回/年 |
| | | ○重大事故等対策要領 ・SPDS操作手順 | 情報班 班員 | ・SPDSデータ表示装置操作：1回/年 |
| | 中央制御室の居 住性の確保 | ○非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） ・中央制御室退避室正圧化 | 運転員 | ・中央制御室退避室の正圧化：1回/年 |
| ○重大事故等対策要領 ・チェンジングエリア設営手順 | | 重大事故等 対応要員 (放射線 測定対応) | ・中央制御室チェンジングエリアの設置 ：1回/年 | |

※：教育訓練に使用する手順書、要素訓練名称及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-3 表 重大事故等対策に関する訓練（教育訓練項目と対象者及び訓練名の関係）（8/9）

| 教育訓練項目 | 教育訓練に使用する手順書 | 対象者 | 要素訓練名称及び頻度 |
|--------|---|--------------------------------|---|
| その他対策 | <ul style="list-style-type: none"> ○重大事故等対策要領 ・チェンジングエリア設置手順 | 重大事故等 対応要領 (放射線 測定対応) | <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所チェンジングエリアの設置：1回/年 |
| | <ul style="list-style-type: none"> ○重大事故等対策要領 ・緊急時対策所エリアモニタ設置手順 | 重大事故等 対応要領 (放射線 測定対応) | <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所エリアモニタ設置：1回/年 |
| | <ul style="list-style-type: none"> ○重大事故等対策要領 ①緊急時対策所非常用換気設備起動手順 ②緊急時対策所加圧設備準備手順 ③緊急時対策所加圧設備切替準備手順 ④緊急時対策所加圧操作手順 ⑤緊急時対策所加圧停止操作手順 ⑥酸素濃度及び二酸化炭素濃度測定手順 ⑦緊急時対策所用発電機起動手順 | 庶務班 班員 | <ul style="list-style-type: none"> ①緊急時対策所非常用換気設備運転操作：1回/年 ②③④⑤緊急時対策所加圧設備準備及び運転操作：1回/年 ⑥緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度測定手順：1回/年 ⑦緊急時対策所用発電機起動手順：1回/年 |
| | <ul style="list-style-type: none"> ○重大事故等対策要領 ①放射能観測車取扱手順 ②可搬型放射能測定装置取扱手順 ③小型船舶取扱手順 ④可搬型モニタリング・ポスト設置手順 ⑤可搬型モニタリング・ポスト養生シート交換手順 | 重大事故等 対応要員 (放射線 測定対応) | <ul style="list-style-type: none"> ①放射能観測車による放射能濃度測定：1回/年 ②可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度測定：1回/年 ③小型船舶取扱い：1回/年 ④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：1回/年 ⑤可搬型モニタリング・ポスト養生シート交換：1回/年 |
| | <ul style="list-style-type: none"> ○重大事故等対応要領 ・モニタリング・ポスト検出器保護カバー交換手順 | 重大事故等 対応要員 (電源確保 対応) | <ul style="list-style-type: none"> ・モニタリング・ポスト検出器保護用カバー交換：1回/年 |

※：教育訓練に使用する手順書、要素訓練名称及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-3 表 重大事故等対策に関する訓練（教育訓練項目と対象者及び訓練名の関係）（9/9）

| 教育訓練項目 | | 教育訓練に使用する手順書 | 対象者 | 要素訓練名称及び頻度 |
|---------------|---------|------------------------------|--------------------------------|------------------------|
| その他対策 (続き) | 気象条件の測定 | ○重大事故等対策要領 ・可搬型気象観測設備取扱手順 | 重大事故等 対応要員 (放射線 測定対応) | ・可搬型気象観測設備取扱い：1回/年 |
| | 消火活動 | ○防火管理要領 ・消防自動車による消火手順 | 自衛消防隊 | ・消防操法：1回/年 |
| | | ○重大事故等対策要領 ・航空機燃料火災への泡消火 | 重大事故等 対応要員 (拡散抑制 対応) | ・可搬型代替注水大型ポンプ設置送水：1回/年 |

※：教育訓練に使用する手順書、要素訓練名称及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（1/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|------------------------------------|--|-----|-----------------------|------------|---|--|----------|
| 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 | 1.1.2.1(1) 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力） | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・中央制御室操作による制御棒挿入（自動・手動） | ・手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム操作 ・原子炉モード・スイッチ「停止」位置切替操作 ・代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作（自動・手動） | 1名 |
| | 1.1.2.1(2) 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・中央制御室操作による制御棒挿入（自動・手動） ・中央制御室操作による反応度制御（自動・手動） ・ほう酸水注入系による反応度制御 ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱 | ・手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム操作 ・代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作（自動・手動） ・選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制操作（自動・手動） ・再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制操作（自動・手動） ・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操作 ・ほう酸水注入操作 ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱操作 ・原子炉水位低下による原子炉出力抑制操作 ・制御棒手動挿入 ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引き抜き操作 ・中央制御室からの手動操作による制御棒挿入操作 | 2名 |
| | | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） | 1回/年 | ・現場操作による制御棒挿入（手動） | ・制御棒手動挿入 ・スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作 ・スクラム個別スイッチの操作 ・制御棒駆動水圧系引抜配管バント弁からの排水操作 | 2名 |

※1 シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2 教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（2/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|---|--|-------------------|-------------------|--------------------------|---------------------------------|---|----------|
| 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 | 1.2.2.1(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 | ・中央制御室からの高圧代替注水系起動操作 | 2名 |
| | 1.2.2.1(1) b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・可搬型計測器に関する取扱い | ・中央制御室での可搬型計測器接続及び計測 ・可搬型計測器を使用した常設高圧代替注水ポンプの監視 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・高圧代替注水系現場起動による原子炉圧力容器への注水 | ・現場手動操作による高圧代替注水系起動操作 | 4名 |
| | 1.2.2.2 (1) a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・可搬型計測器に関する取扱い | ・中央制御室での可搬型計測器接続及び計測 ・可搬型計測器を使用した原子炉隔離時冷却系ポンプの監視 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・原子炉隔離時冷却系現場起動による原子炉圧力容器への注水 | ・現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動操作 | 4名 |
| | | 重大事故等対応要員（電源確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・排水処理用電源ケーブル接続 ・排水処理用ポンプ起動操作 | ・排水処理用電源ケーブル接続 ・排水処理用ポンプ起動操作 | 4名 |
| | 1.2.2.3(1) a. 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及び注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注入及び注水 | ・ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注入及び注水操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注入及び注水 | ・ほう酸水貯蔵タンク純水補給操作 | 2名 |
| | 1.2.2.3 (1) b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 | ・制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水操作 | 1名 |
| | 1.2.2.4(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 | ・原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水操作 | 1名 |
| 1.2.2.4(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 | ・高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水操作 | 1名 | |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（3/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|---------------------------------|--|-------------------|--|------------|------------------------|---|----------|
| 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 | 1.3.2.1(1) a. 手動操作による減圧 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・逃がし安全弁による原子炉減圧 | ・逃がし安全弁による原子炉減圧操作 ・タービン・バイパス弁による原子炉減圧操作 | 1名 |
| | 1.3.2.2(1) a. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・逃がし安全弁による原子炉減圧（電源確保） | ・可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復操作 ・逃がし安全弁による原子炉減圧操作 | 2名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・逃がし安全弁による原子炉減圧（電源確保） | ・可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復操作 ・直流 125V 主母線盤受電操作 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員（電源確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替直流電源設備による給電 | ・可搬型代替直流電源設備による給電操作 | |
| | 1.3.2.2(1) b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・逃がし安全弁による原子炉減圧（電源確保） | ・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操作 ・逃がし安全弁による原子炉減圧操作 ・可搬型計測器を使用した原子炉圧力確認 | 1名 |
| | 1.3.2.2(2) a. 非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・逃がし安全弁による原子炉減圧（駆動源確保） | ・不活性ガス系から非常用窒素供給系への切替操作 ・警報確認 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・逃がし安全弁による原子炉減圧（駆動源確保） | ・非常用窒素供給系高圧窒素ガスボンベ切替操作 | 2名 |
| | 1.3.2.2(2) b. 可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 | ・逃がし安全弁による原子炉減圧（駆動源確保） | ・可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保に伴う系統構成 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型窒素供給装置（小型）による送気 | ・可搬型窒素供給装置（小型）の取扱い ・ホースの運搬 ・逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源への窒素供給 | 2名 |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（4/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|-------------------------------------|---|-----|-------------------|------------|------------------------|--|----------|
| 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（続き） | 1.3.2.2(2)c. 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・逃がし安全弁による原子炉減圧（駆動源確保） | ・非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧に伴う系統構成 ・逃がし安全弁による原子炉減圧操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・逃がし安全弁による原子炉減圧（駆動源確保） | ・非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧に伴う系統構成 ・安全弁駆動系高圧窒素ボンベ切替操作 | 2名 |
| | 1.3.2.4(1) 非常用運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・原子炉建屋制御 | ・漏えい箇所隔離操作 ・隔離不可時、原子炉スクラム等操作 ・原子炉減圧及び注水操作 ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱操作 | 2名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・原子炉建屋制御 | ・現場手動操作による漏えい箇所隔離操作 | 4名 |

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（5/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|---|--|-------------------|-------------------|--|---|---|----------|
| 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 | 1.4.2.1(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・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（常設）による原子炉圧力容器への注水操作 | 2名 |
| | 1.4.2.1(1) a. (b) 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） 【交流動力電源が確保されている場合】 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・低圧代替注水系（可搬型）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）に伴う系統構成 ・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）確認 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・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）に伴う系統構成 | 8名 |
| | 1.4.2.1(1) a. (b) 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） 【全交流動力電源が喪失している場合】 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 | ・低圧代替注水系（可搬型）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）に伴う系統構成 ・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）確認 | 6名 |
| 重大事故等対応要員（給水確保対応） | | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・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）に伴う系統構成 | 8名 | |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（6/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|---|---|-----------------------|-----------------------|-----------------------|------------------------------|---------------------------------|----------|
| 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（続き） | 1.4.2.1(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 | ・代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水操作 | 2名 |
| | 1.4.2.1(1) a. (d) 消火系による原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・消火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操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・消火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に伴う系統構成 | 2名 |
| | 1.4.2.1(1) a. (e) 補給水系による原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・補給水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操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・補給水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に伴う系統構成 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・連絡配管閉止フランジの切替え | ・連絡配管閉止フランジ切替え | 4名 |
| | 1.4.2.1(2) a. (a) 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水 | ・残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉圧力容器への注水操作 | 1名 |
| | 1.4.2.1(2) a. (b) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 | ・低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉圧力容器への注水操作 | 1名 |
| | 1.4.2.1(3) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心への注水 | ・低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心への注水操作 | 2名 |
| 1.4.2.1(3) a. (b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・代替循環冷却系による残存溶融炉心への注水 | ・代替循環冷却系による残存溶融炉心への注水操作 | 2名 | |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（7/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|---|--|-----------------------|---------------------------|------------|--|--|----------|
| 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（続き） | 1.4.2.1(3) a. (c) 消火系による残存溶融炉心の冷却 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・消火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操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・消火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に伴う系統構成 | 2名 |
| | 1.4.2.1(3) a. (d) 補給水系による残存溶融炉心の冷却 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・補給水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操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・補給水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に伴う系統構成 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員 （給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・連絡配管閉止フランジの切替え | ・連絡配管閉止フランジ切替え | 4名 |
| | 1.4.2.1(3) a. (e) 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） | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心への注水 | ・低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心への注水（淡水/海水）に伴う系統構成 ・低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心への注水（淡水/海水）確認 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員 （給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心への注水（淡水/海水）に伴う系統構成 | 8名 |
| | 1.4.2.2(1) b. (a) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・原子炉冷却材浄化系による原子炉冷却材の除熱 | ・原子炉冷却材浄化系による原子炉冷却材の除熱操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 ※1 | ・原子炉冷却材浄化系による原子炉冷却材の除熱 | ・原子炉冷却材浄化系による原子炉冷却材の除熱に伴う系統構成 | 2名 |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（8/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|---|---|-----|-----------------------|------------|------------------------------|-----------------------------------|----------|
| 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 (続き) | 1.4.2.2(2) a. (a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱 | ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱操作 | 2名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 ※1 | ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱 | ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱に伴う系統構成 | 2名 |
| | 1.4.2.3(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水 | ・残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水操作 | 1名 |
| | 1.4.2.3(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 | ・低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水操作 | 1名 |
| | 1.4.2.3(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱 | ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱操作 | 2名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱 | ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱に伴う系統構成 | 2名 |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（9/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|------------------------------|--|---------------------------|-------------------|------------|--|---|----------|
| 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 | 1.5.2.1(1) a. (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・格納容器圧力逃がし装置（サブレーション・チェンバ側）による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・格納容器圧力逃がし装置（ドライウェル側）による原子炉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原子炉格納容器内の減圧及び除熱準備操作 ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作 | 1名 |
| | 1.5.2.1(1) a. (b) フィルタ装置スクラビング水補給 | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・フィルタ装置スクラビング水補給に伴う系統構成 | 8名 |
| | 1.5.2.1(1) a. (c) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 | 重大事故等対応要員（給水確保対応）（電源確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型窒素供給装置による送気 | ・可搬型窒素供給装置用電源車の取扱い ・可搬型窒素供給装置の取扱い ・ホースの運搬 ・原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換に伴う系統構成 | 6名 |
| | 1.5.2.1(1) a. (d) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換 | 重大事故等対応要員（給水確保対応）（電源確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型窒素供給装置による送気 | ・可搬型窒素供給装置用電源車の取扱い ・可搬型窒素供給装置の取扱い ・ホースの運搬 ・フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換に伴う系統構成 | 6名 |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（10/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|----------------------------------|--|-------------------|-------------------|------------|--|---|----------|
| 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等（続き） | 1.5.2.1(1) a. (e) フィルタ装置スクラビング水移送 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・フィルタ装置スクラビング水移送 | ・フィルタ装置スクラビング水移送操作 ・フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄に伴う系統構成 ・フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・フィルタ装置スクラビング水移送 | ・フィルタ装置スクラビング水移送に伴う系統構成 ・フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄に伴う系統構成 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・フィルタ装置スクラビング水移送ライン系統構成 | 8名 |
| | 1.5.2.1(1) b. (a) 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・耐圧強化ベント系（サブプレッション・チェンバ側）（ドライウエル側）による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作 | 1名 |
| | 1.5.2.1(2) a. (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 | ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） | ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の系統構成及び操作（遠隔人力操作機構使用） ・原子炉格納容器内の減圧及び除熱状況の監視 | 3名 |
| | | 重大事故等対応要員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） | ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の系統構成及び操作（遠隔人力操作機構使用） | 3名 |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（11/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|----------------------------------|---|-------------------|-------------------|-----------------|-----------------------------------|--|----------|
| 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等（続き） | 1.5.2.1(2) b. (a) 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） | ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に伴う系統構成及び操作 | 3名 |
| | | 重大事故等対応要員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） | ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に伴う系統構成及び操作 | 3名 |
| | 1.5.2.2(1) a. 緊急用海水系による冷却水確保 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・緊急用海水系による冷却水確保 | ・緊急用海水系による冷却水の確保操作 | 2名 |
| | 1.5.2.2(1) b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水確保 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・代替残留熱除去系海水系による冷却水確保 | ・代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保操作 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保 | ・可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替残留熱除去系海水系への送水に伴う系統構成 | 8名 |
| 1.5.2.3(1) 残留熱除去系海水系による冷却水確保 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・残留熱除去系海水系冷却水確保 | ・残留熱除去系海水系による冷却水の確保操作 | 1名 | |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（12/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|----------------------------|---|-------------------|-------------------|------------|--|---|----------|
| 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 | 1.6.2.1(1) a. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ | ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却操作 | 2名 |
| | 1.6.2.1(1) a. (b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ | ・消火系による原子炉格納容器内の冷却操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ | ・消火系による原子炉格納容器内の冷却に伴う系統構成 | 2名 |
| | 1.6.2.1(1) a. (c) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ | ・補給水系による原子炉格納容器内の冷却操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ | ・補給水系による原子炉格納容器内の冷却に伴う系統構成 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | | 1回/年 | ・連絡配管閉止フランジの切替え | ・連絡配管閉止フランジ切替え操作 | 4名 |
| | 1.6.2.1(1) a. (d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水） 【交流動力電源が確保されている場合】 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ | ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水/海水）に伴う系統構成 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水/海水）確認 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水/海水）に伴う系統構成 | 8名 |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（13/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|------------------------------------|---|-------------------|-----------------------|------------|---|---|----------|
| 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 (続き) | 1.6.2.1(1) a. (d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水） 【全交流動力電源が喪失している場合】 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回／年 | ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水） | ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）に伴う系統構成 | 6名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回／年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）に伴う系統構成 | 8名 |
| | 1.6.2.1(2) a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回／年 ※1 | ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ | ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の冷却操作 | 1名 |
| | 1.6.2.1(2) a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回／年 ※1 | ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱 | ・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・プール水の除熱操作 | 1名 |
| | 1.6.2.2(1) a. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回／年 ※1 | ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ | ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却操作 | 2名 |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（14/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|------------------------------------|---|-----------------------|---------------------------|------------|--|---|----------|
| 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 (続き) | 1.6.2.2(1) a. (b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | 1回/年 ※1 | ・消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ | ・消火系による原子炉格納容器内の冷却操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ | ・消火系による原子炉格納容器内の冷却に伴う系統構成 | 2名 |
| | 1.6.2.2(1) a. (c) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | 1回/年 ※1 | ・補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ | ・補給水系による原子炉格納容器内の冷却操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ | ・補給水系による原子炉格納容器内の冷却に伴う系統構成 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員 (給水確保対応) | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・連絡配管閉止フランジの切替え | ・連絡配管閉止フランジ切替え操作 | 4名 |
| | 1.6.2.2(1) a. (d) 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水) | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | 1回/年 ※1 | ・代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ | ・代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(淡水/海水)に伴う系統構成 ・代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(淡水/海水)確認 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員 (給水確保対応) | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱い(送水作業) ・ホース取扱い(運搬, 敷設, 接続) ・代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(淡水/海水)に伴う系統構成 | 8名 |
| | 1.6.2.2(1) b. (a) ドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | 1回/年 ※1 | ・ドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱 | ・ドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱操作 | 1名 |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（15/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|------------------------------------|---|-----|---------------------------|------------|---|--|----------|
| 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 (続き) | 1.6.2.2(2) a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | 1回/年 ※1 | ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ | ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の冷却操作 | 1名 |
| | 1.6.2.2(2) a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブレーション・プールの除熱 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | 1回/年 ※1 | ・残留熱除去系（サブレーション・プール冷却系）によるサブレーション・プール水の除熱 | ・残留熱除去系（サブレーション・プール冷却系）復旧後のサブレーション・プール水の除熱操作 | 1名 |
| | 1.6.2.3(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 ※1 | ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ | ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の冷却操作 | 1名 |
| | 1.6.2.3(2) 残留熱除去系（サブレーション・プール冷却系）によるサブレーション・プールの除熱 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 ※1 | ・残留熱除去系（サブレーション・プール冷却系）によるサブレーション・プール水の除熱 | ・残留熱除去系（サブレーション・プール冷却系）によるサブレーション・プール水の除熱操作 | 1名 |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（16/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|--------------------------------|--|-------------------|-----------------------|------------|--|---|----------|
| 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 | 1.7.2.1(1) a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作 | 2名 |
| | 1.7.2.1(1) b. (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・格納容器圧力逃がし装置（サブレーション・チェンバ側）による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・格納容器圧力逃がし装置（ドライウエル側）による原子炉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原子炉格納容器内の減圧及び除熱準備操作 ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作 | 1名 |
| | | 運転員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・格納容器圧力逃がし装置（サブレーション・チェンバ側）の現場操作による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・格納容器圧力逃がし装置（ドライウエル側）の現場操作による原子炉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原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）操作 | 3名 |
| | 1.7.2.1(1) b. (b) 第二弁操作室の正圧化 | 運転員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・第二弁操作室空気ボンベユニットによる第二弁操作室の正圧化操作 | ・第二弁操作室空気ボンベユニットによる第二弁操作室の正圧化操作 | 3名 |
| | 1.7.2.1(1) b. (c) フィルタ装置スクラビング水補給 | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・フィルタ装置スクラビング水補給に伴う系統構成 | 8名 |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（17/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|------------------------------------|---|-----------------------------------|---------------------------|--|---|---|----------|
| 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（続き） | 1.7.2.1(1) b. (d) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 | 重大事故等対応要員 （給水確保対応） （電源確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型窒素供給装置による送気 | ・可搬型窒素供給装置用電源車の取扱い ・可搬型窒素供給装置の取扱い ・ホースの運搬 ・原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換に伴う系統構成 | 6名 |
| | 1.7.2.1(1) b. (e) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換 | 重大事故等対応要員 （給水確保対応） （電源確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型窒素供給装置による送気 | ・可搬型窒素供給装置用電源車の取扱い ・可搬型窒素供給装置の取扱い ・ホースの運搬 ・フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換に伴う系統構成 | 6名 |
| | 1.7.2.1(1) b. (f). フィルタ装置スクラビング水移送 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・フィルタ装置スクラビング水移送 | ・フィルタ装置スクラビング水移送操作 ・フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄に伴う系統構成 ・フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・フィルタ装置スクラビング水移送 | ・フィルタ装置スクラビング水移送に伴う系統構成 ・フィルタ装置スクラビング水移送に伴う系統構成 | 2名 |
| | 重大事故等対応要員 （給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・フィルタ装置スクラビング水移送に伴う系統構成 | 8名 | |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（18/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|--|--|-----------|-------------------------------|-------------|--|--|----------|
| 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 (続き) | 1.7.2.1(1) c. サブプレッション・プー ル水 pH 制御装置に よる薬液注入 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデン ト) | 1 回/年 ※1 | ・サブプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入 | ・サブプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入操作 | 1 名 |
| | 1.7.2.1(2) a. (a) 格納容器圧力逃がし 装置による原子炉格 納容器内の減圧及び 除熱(現場操作) | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデン ト) | 1 回/年 | ・格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除 熱(現場操作) | ・格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除 熱の系統構成及び操作(遠隔人 力操作機構使用) ・原子炉格納容器内の減圧及び除 熱状況の監視 | 3 名 |
| | | 重大事故等対応要員 | ・重大事故等対策要領 | 1 回/年 | ・格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除 熱(現場操作) | ・格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除 熱の系統構成及び操作(遠隔人 力操作機構使用) | 3 名 |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（19/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|----------------------------------|---|-------------------|-----------------------|------------|--|--|----------|
| 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 | 1.8.2.1(1) a. 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 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・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（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作 | 2名 |
| | 1.8.2.1(1) b. 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） | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・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 | ・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）に伴う系統構成 ・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）確認 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・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）に伴う系統構成 | 8名 |
| | 1.8.2.1(1) c. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 | ・消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 | ・消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に伴う系統構成 | 2名 |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（20/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|--------------------------------------|---|-------------------|-----------------------|--------|--|--|----------|
| 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（続き） | 1.8.2.1(1)d. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年※1 | ・補給水系によるペ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）への注水操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・補給水系によるペ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）への注水に伴う系統構成 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・連絡配管閉止フランジ切替え | ・連絡配管閉止フランジ切替え | 4名 |
| | 1.8.2.2(1)a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年※1 | ・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（常設）による原子炉圧力容器への注水操作 | 2名 |
| | 1.8.2.2(1)b. 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） | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年※1 | ・低圧代替注水系（可搬型）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）に伴う系統構成 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・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）に伴う系統構成 | 8名 |
| | 1.8.2.2(1)c. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年※1 | ・代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 | ・代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水操作 | 2名 |
| | 1.8.2.2(1)d. 消火系による原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年※1 | ・消火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操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・消火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に伴う系統構成 | 2名 |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（21/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|--------------------------------------|--|-------------------|-----------------------|--------|----------------------------|------------------------------|----------|
| 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（続き） | 1.8.2.2(1) e. 補給水系による原子炉圧力容器への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年※1 | ・補給水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操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・補給水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に伴う系統構成 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・連絡配管閉止フランジ切替え | ・連絡配管閉止フランジ切替え | 4名 |
| | 1.8.2.2(1) g. 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 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年※1 | ・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 | ・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操作 | 1名 |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（22/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|-------------------------------------|---|-----------------------------------|---------------------------|------------|---|--|----------|
| 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 | 1.9.2.1(1) b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 | 重大事故等対応要員 (給水確保対応) (電源確保対応) | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 | ・可搬型窒素供給装置用電源車の取扱い ・可搬型窒素供給装置の取扱い ・ホースの運搬 ・可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給に伴う系統構成 | 6名 |
| | 1.9.2.1(2) b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | 1回/年 ※1 | ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の水素及び酸素の排出 | ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出準備操作 ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出操作 | 1名 |
| | 1.9.2.1(2) c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | 1回/年 ※1 | ・可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 | ・可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 | 1名 |
| | 1.9.2.1(3) a. 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | 1回/年 ※1 | ・格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測 | ・格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 | 1名 |
| | 1.9.2.1(3) b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | 1回/年 ※1 | ・格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測 | ・格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 | 1名 |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（23/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|-------------------------------------|--|------------------------|-----------------------|------------|--|---|----------|
| 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 | 1.10.2.1(1) a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・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（常設）による原子炉ウエルへの注水操作 | 1名 |
| | 1.10.2.1(1) b. 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） | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・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 | ・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）に伴う系統構成 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・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）に伴う系統構成 | 8名 |
| | 1.10.2.2(1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・原子炉建屋ガス処理系による水素排出 | ・原子炉建屋ガス処理系による水素排出操作 | 1名 |
| | 1.10.2.2(2) 原子炉建屋内の水素濃度監視 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・原子炉建屋水素濃度計測 | ・原子炉建屋内の水素濃度監視 | 1名 |
| | 1.10.2.2(3) a. ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放 | 重大事故等対応要員（アクセスルート確保対応） | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 | ・原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放 | ・ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放操作 | 2名 |
| | 1.10.2.2(3) b. ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放 | 重大事故等対応要員（アクセスルート確保対応） | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 | ・原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放 | ・ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放操作 | 2名 |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（24/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|-----------------------------|--|-------------------|-------------------|------------|--|---|----------|
| 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 | 1.11.2.1(1) a. 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／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回／年 ※1 | ・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／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 | ・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（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 | 1名 |
| | 1.11.2.1(1) b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は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／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水） | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回／年 ※1 | ・可搬型代替注水中型ポンプ又は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／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ又は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／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）に伴う系統構成 ・可搬型代替注水中型ポンプ又は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／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）確認 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回／年 | ・可搬型代替注水中型ポンプ又は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／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ又は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／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）に伴う系統構成 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回／年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・可搬型代替注水中型ポンプ又は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／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）に伴う系統構成 | 8名 |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（25/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|-------------------------------------|---|-------------------|-------------------|------------|--|--|----------|
| 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 （続き） | 1.11.2.1(1) c. 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（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・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（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（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（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）確認 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | | 1回/年 | ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・建屋内ホース敷設 ・可搬型スプレインズル設置 | 8名 |
| | 1.11.2.1(1) d. (a) 消火系による使用済燃料プールへの注水 【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・消火系による使用済燃料プールへの注水 | ・消火系による使用済燃料プールへの注水操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・消火系による使用済燃料プールへの注水 | ・消火系による使用済燃料プールへの注水に伴う系統構成 | 4名 |
| | 1.11.2.1(1) d. 消火系による使用済燃料プールへの注水 【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・消火系による使用済燃料プールへの注水 | ・消火系による使用済燃料プールへの注水操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・消火系による使用済燃料プールへの注水 | ・消火系による使用済燃料プールへの注水に伴う系統構成 | 2名 |
| | 1.11.2.2(1) a. 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へのスプレイ | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・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へのスプレイ | ・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へのスプレイ操作 | 1名 |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（26/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|-------------------------------------|--|-------------------|-------------------|------------|---|---|----------|
| 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 （続き） | 1.11.2.2(1) b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は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へのスプレイ（淡水/海水） | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・可搬型代替注水中型ポンプ又は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へのスプレイ（淡水/海水） | ・可搬型代替注水中型ポンプ又は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へのスプレイ（淡水/海水）に伴う系統構成 ・可搬型代替注水中型ポンプ又は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へのスプレイ（淡水/海水）確認 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・可搬型代替注水中型ポンプ又は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へのスプレイ（淡水/海水）に伴う系統構成 | 8名 |
| | 1.11.2.2(1) c. 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へのスプレイ（淡水/海水） | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・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へのスプレイ（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へのスプレイ（淡水/海水）確認 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・建屋内ホース敷設 ・可搬型スプレイノズル設置 | 8名 |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（27/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|-------------------------------------|--|-----------------------|-----------------------|--------------------|---|---|----------|
| 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 (続き) | 1.11.2.2(2) a. 使用済燃料プール漏えい緩和 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 ※1 | ・使用済燃料プール監視 | ・使用済燃料プールの監視 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員 (給水確保対応) | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・使用済燃料プール漏えい緩和 | ・使用済燃料プール漏えい緩和措置 | 4名 |
| | 1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 ※1 | ・使用済燃料プール監視 | ・使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動操作 | 1名 |
| | 1.11.2.4(1) a. (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 ※1 | ・代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 | ・代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱操作 | 1名 |
| | 1.11.2.4(1) a. (b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 ※1 | ・緊急用海水系による冷却水（海水）確保 | ・緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作 ・緊急用海水系の起動操作 | 1名 |
| | 1.11.2.4(1) a. (c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替大型ポンプによる冷却水（海水）の確保 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 | ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール冷却系に使用する冷却水（海水）の確保 | ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール冷却系に使用する冷却水（海水）確保に伴う系統構成 | 1名 |
| 重大事故等対応要員 (給水確保対応) | | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水大型ポンプの取り扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）確保に伴う系統構成 | 8名 | |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（28/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|-----------------------------------|--|-------------------|------------|------|----------------------|--|----------|
| 1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 | 1.12.2.1(1) a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制 | 重大事故等対応要員（拡散抑制対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・大気への放射性物質の拡散抑制 | ・可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・放水砲の取扱い | 8名 |
| | 1.12.2.1(1) b. ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい個所の絞り込み | 重大事故等対応要員（拡散抑制対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 | ・ガンマカメラ又はサーモカメラの取扱い（運搬、設置、確認） | 2名 |
| | 1.12.2.1(2) a. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制 | 重大事故等対応要員（拡散抑制対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・海洋への放射性物質の拡散抑制 | ・汚濁防止膜の運搬、設置 | 9名 |
| | 1.12.2.1(2) b. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制 | 重大事故等対応要員（拡散抑制対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・海洋への放射性物質の拡散抑制 | ・放射性物質吸着材の運搬、設置 | 9名 |
| | 1.12.2.2(1) a. 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）による泡消火 | 自衛消防隊 | ・防火管理要領 | 1回/年 | ・航空機燃料火災時の延焼防止 | ・化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車の取扱い（消火活動） ・泡消火薬剤の補給 | 9名 |
| | 1.12.2.2(2) a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火 | 重大事故等対応要員（拡散抑制対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・航空機燃料火災への泡消火 | ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） ・放水砲の取扱い ・泡消火薬剤の混合 | 8名 |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（29/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|-----------------------------|--|-------------------|-------------------|------------|--|--|----------|
| 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等 | 1.13.2.1(4) a. (a) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水 | ・原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水操作 | 1名 |
| | 1.13.2.1(4) a. (b) 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水 | ・高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水操作 | 1名 |
| | 1.13.2.1(5) a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（淡水/海水） | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・西側淡水貯水設備手順 ・可搬型代替注水中型ポンプ手順 | ・可搬型代替注水中型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） | 8名 |
| | 1.13.2.1(6) a. 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（淡水/海水） | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・代替淡水貯槽水源手順 ・可搬型代替注水大型ポンプ手順 | ・可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） | 8名 |
| | 1.13.2.1(7) a. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水 | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・淡水タンク水源手順 ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） | 8名 |
| | 1.13.2.1(8) a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・海水源手順 ・可搬型代替注水大型ポンプ手順 | ・可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） | 8名 |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（30/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|---------------------------------|--|-------------------|------------|------|--|--|----------|
| 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等（続き） | 1.13.2.2(1) a. (a) 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 | 運転員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプ又は | ・中央制御室での水位指示監視 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） | 8名 |
| | 1.13.2.2(1) a. (b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は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 | 運転員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる手順 | ・中央制御室での水位指示監視 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） | 8名 |
| | 1.13.2.2(1) a. (c) 海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は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 | 運転員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる手順 | ・中央制御室での水位指示監視 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） | 8名 |
| | 1.13.2.2(2) a. (a) 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西側淡水貯水設備への補給 | 運転員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水大型ポンプによる手順 | ・中央制御室での水位指示監視 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水大型ポンプ手順 | ・可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） | 8名 |
| | 1.13.2.2(2) a. (b) 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西側淡水貯水設備への補給 | 運転員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水大型ポンプによる手順 | ・中央制御室での水位指示監視 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水大型ポンプ手順 | ・可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） | 8名 |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（31/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|---------------------------------|---|-------------------|-------------------|------------|----------------------------------|--|----------|
| 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等（続き） | 1.13.2.2(2) a (c) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 | 運転員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水大型ポンプによる手順 | ・中央制御室での水位指示監視 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（給水確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水大型ポンプ手順 | ・可搬型代替注水大型ポンプの取扱い（送水作業） ・ホース取扱い（運搬、敷設、接続） | 8名 |
| | 1.13.2.3(1) a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え | ・原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え | 1名 |
| | 1.13.2.3(1) b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え | ・高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え | 1名 |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（32/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|--------------------------|---|-----------------------|-----------------------|------------|--------------------------------------|--|----------|
| 1.14 電源の確保に関する 手順等 | 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 及び 1.14.2.2(2) a. 常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 2 A 及び 2 B 受電 【常設代替交流電源設備による給電の場合】 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・常設代替交流電源設備の起動， 緊急用M/C受電，非常用M/C受電 | ・常設代替高圧電源装置の起動， 緊急用M/C受電，非常用M/C受電操作 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・常設代替交流電源設備による緊急用M/CからM/C 2C又は2D受電 | ・非常用M/C受電準備及び受電確認 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員 （電源確保対応） | | 1回/年 | ・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 | ・常設代替高圧電源装置の現場操作 | 2名 |
| | 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 及び 1.14.2.2(2) a. 常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 2 A 及び 2 B 受電 【緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電の場合】 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用P/C 2D受電 | ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用P/C 2D受電確認 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用P/C 2D受電 | ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用P/C 2D受電準備及び受電操作 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員 （電源確保対応） | | 1回/年 | ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機起動手順 | ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の取扱い ・給電ケーブルの取扱い | 6名 |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は，今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（33/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|----------------------------------|---|-----------------------|-----------------------|------------|--|---|----------|
| 1.14 電源の確保に関する 手順等 （続き） | 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 及び 1.14.2.2(2) a. 常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 2 A 及び 2 B 受電 【可搬型代替交流電源設備による給電の場合】 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・可搬型代替交流電源設備による P/C 2C 及び 2D 受電 | ・可搬型代替交流電源設備による P/C 2C 及び 2D 受電確認 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・可搬型代替交流電源設備による P/C 2C 及び 2D 受電 | ・可搬型代替交流電源設備による P/C 2C 及び 2D 受電受電準備及び受電確認 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員 （電源確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替低圧電源車起動手順 | ・可搬型代替低圧電源車の取扱い ・給電ケーブルの取扱い | 6名 |
| | 1.14.2.2(1) a. 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 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・125VA 系及び B 系蓄電池による直流 125V 主母線盤 2 A 及び 2 B 受電 | ・125VA 系及び B 系蓄電池による直流 125V 主母線盤 2 A 及び 2 B 受電確認 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・125VA 系及び B 系蓄電池による直流 125V 主母線盤 2 A 及び 2 B 受電 | ・直流 125V 主母線盤 2 A 及び 2 B 不要負荷切り離し | 2名 |
| | 1.14.2.2(1) b. 可搬型代替直流電源設備等による非常用所内電気設備への給電 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） | 1回/年 | ・可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤 2 A 及び 2 B 受電 | ・可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤 2 A 及び 2 B 受電準備及び受電確認 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員 （電源確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替低圧電源車起動手順 | ・可搬型代替低圧電源車の取扱い ・可搬型整流器の取扱い ・給電ケーブルの取扱い | 6名 |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（34/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|----------------------------------|--|-----------------------|-----------------------|------------|---|---|----------|
| 1.14 電源の確保に関する 手順等 (続き) | 1.14.2.3(1) a. 常設代替交流電源設備又は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 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 ※1 | ・常設代替交流電源設備起動及び常設代替交流電源設備による緊急用及び非常用M/C受電 ・常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による緊急用P/C, MCC受電 | ・常設代替高圧電源装置起動操作及び常設代替交流電源設備による緊急用及び非常用M/C受電 ・常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による緊急用P/C, MCC受電 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・常設代替交流電源設備による緊急用M/CからM/C 2C又は2D受電 ・常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による緊急用P/C, MCC受電 | ・非常用M/C受電準備及び受電確認 ・常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による緊急用P/C, MCC受電確認 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員 (電源確保対応) | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・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 ・可搬型代替低圧電源車起動手順 | ・常設代替高圧電源装置の現場操作 ・可搬型代替低圧電源車の取扱い ・給電ケーブルの取扱い | 6名 |
| | 1.14.2.3(2) a. 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 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 ※1 | ・常設代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤受電 | ・常設代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤受電確認 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・常設代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤受電 | ・常設代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤自動給電確認 | 2名 |
| | 1.14.2.3(2) b. 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 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 | ・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 | ・可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電確認 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員 (電源確保対応) | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・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 ・可搬型代替低圧電源車起動手順 | ・可搬型代替低圧電源車の取扱い ・可搬型整流器の取扱い ・給電ケーブルの取扱い | 6名 |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（35/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|----------------------------------|---|-----------------------|-----------------------|------------|---|--|----------|
| 1.14 電源の確保に関する 手順等 (続き) | 1.14.2.4(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用高压母線への給電 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 ※1 | ・常設代替交流電源設備起動 ・常設代替交流電源設備による緊急用M/C受電 ・常設代替交流電源設備による緊急用M/CからM/C 2C又は2D受電 | ・常設代替高压電源装置の起動 ・緊急用M/C受電 ・非常用M/C受電 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・常設代替交流電源設備による緊急用M/CからM/C 2C又は2D受電 | ・非常用M/C受電準備及び受電確認 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員 (電源確保対応) | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・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 | ・常設代替高压電源装置の現場操作 | 2名 |
| | 1.14.2.4(1) b. 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高压母線への給電 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 ※1 | ・HPCS D/GによるM/C 2C又は2D受電 | ・HPCS D/GによるM/C 2C又は2D受電準備 ・HPCS D/Gの起動 ・HPCS D/GによるM/C 2C又は2D受電 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・HPCS D/GによるM/C 2C又は2D受電 | ・HPCS D/GによるM/C 2C又は2Dへの受電準備及び受電確認 | 2名 |
| | 1.14.2.4(1) c. 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用低压母線への給電 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 ※1 | ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機によるP/C 2D受電 | ・P/C 2D受電準備 ・P/C 2D受電 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機によるP/C 2D受電 | ・P/C 2D受電準備 ・P/C 2D受電 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員 (電源確保対応) | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機起動手順 | ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の取扱い ・給電ケーブルの取扱い | 6名 |
| | 1.14.2.4(1) d. 可搬型代替交流電源設備による非常用低压母線への給電 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 ※1 | ・可搬型代替交流電源設備によるP/C 2C及び2D受電 | ・P/C 2C及び2D受電準備 ・P/C 2C及び2D受電 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・可搬型代替交流電源設備によるP/C 2C及び2D受電 | ・P/C 2C及び2D受電準備及び受電確認 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員 (電源確保対応) | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替低压電源車起動手順 | ・可搬型代替低压電源車の取扱い ・給電ケーブルの取扱い | 6名 |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（36/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|----------------------------------|--|----------------------------|-----------------------|------------|--|---|----------|
| 1.14 電源の確保に関する 手順等 (続き) | 1.14.2.4(2) a. 所内常設直流電源設備による直流 125V 主母線盤への給電 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 ※1 | ・125V A系及びB系蓄電池による直流 125V 主母線盤 2 A及び 2 B受電 | ・125V A系及びB系蓄電池による直流 125V 主母線盤 2 A及び 2 B受電確認 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・125V A系及びB系蓄電池による直流 125V 主母線盤 2 A及び 2 B受電 | ・直流 125V 主母線盤 2 A及び 2 B不要負荷切り離し | 2名 |
| | 1.14.2.4(2) b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流 125V 主母線盤への給電 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 | ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流 125V 主母線盤への給電 | ・M/C HPCS受電前確認, インターロック解除 ・HPCS D/G起動, M/C HPCS受電 ・直流 125V 主母線盤受電確認 | 1名 |
| | | 運転員 | | 1回/年 | ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流 125V 主母線盤への給電 | ・HPCS D/Gによる直流 125V 主母線盤への給電操作 | 2名 |
| | 1.14.2.4(2) c. 可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤への給電 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 | ・可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤 2 A及び 2 B受電 | ・可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤 2 A及び 2 B受電準備及び受電確認 | 2名 |
| | | 重大事故等対応要員 (電源確保対応) | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替低圧電源車起動手順 | ・可搬型代替低圧電源車の取扱い ・可搬型整流器の取扱い ・給電ケーブルの取扱い | 6名 |
| | 1.14.2.5(1) 代替海水送水による電源給電機能の復旧 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 | ・代替海水送水による給電機能の復旧 | ・代替海水送水によるディーゼル機関入口圧力確認 ・非常用ディーゼル発電機の起動及び負荷上昇操作 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員 (給水確保対応) | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替注水大型ポンプ手順 | ・可搬型代替注水大型ポンプの取扱い(送水作業) ・ホース取扱い(運搬, 敷設, 接続) | 8名 |
| | 1.14.2.6(1) a. 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油 | 重大事故等対応要員 (アクセスルート確保対応) | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・タンクローリへの給油手順 ・タンクローリからの給油手順 | ・タンクローリの取扱い(補給作業) ・タンクローリの取扱い(給油作業) | 2名 |
| | 1.14.2.6(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | 1回/年 | ・軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油手順 | ・軽油貯蔵タンク出口弁切替操作 | 1名 |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（37/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|-------------------------------|--|-------------------|-------------------|----------------------|--|--------------------------------------|----------|
| 1.14 電源の確保に関する手順等（続き） | 1.14.2.7(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） | 1回/年 ※1 | ・非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 | ・非常用ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電及び給電確認操作 | 1名 |
| 1.15 事故時の計装に関する手順等 | 1.15.2.1(1) 計器の故障 | 運転員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 ※1 | ・計器故障時の手順 | ・他チャンネルによる計測 ・代替パラメータによる推定 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（電源確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・代替パラメータによる主要パラメータの推定手順 | ・主要パラメータの推定 | 1名 |
| | 1.15.2.1(2) a. 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の 手順（代替パラメータによる推定） | 運転員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 ※1 | ・計器の計測範囲を超えた場合の 手順 | ・代替パラメータによる推定 | 1名 |
| | | 重大事故等対応要員（電源確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・代替パラメータによる主要パラメータの推定手順 | ・主要パラメータの推定 | 1名 |
| | 1.15.2.1(2) b. 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の 手順（可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視） | 重大事故等対応要員（電源確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視 | ・可搬型計測器の取扱い | 2名 |
| | 1.15.2.2(1) d. 計測に必要な電源の喪失（可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視） | 重大事故等対応要員（電源確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視 | ・可搬型計測器の取扱い | 2名 |
| 1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順 | 重大事故等対応要員（電源確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・重大事故等時のパラメータを記録する手順 | ・メディア（記録媒体）への保存 ・代替パラメータの計測結果から推定したパラメータ値の記録 ・可搬型計測器での計測値の記録 | 2名 | |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（38/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|----------------------------|--|-----|-----------------------|------------|--|---|----------|
| 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等 | 1.16.2.1(1) a. 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） | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・中央制御室換気系起動（閉回路循環運転） ・非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系起動 | ・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起動及び動作状況確認 ・通常建屋換気系の隔離状態確認 | 2名 |
| | 1.16.2.1(1) b. 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） | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 ※1 | ・中央制御室換気系起動（閉回路循環運転） ・非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系起動 | ・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起動及び動作状況確認 ・通常建屋換気系の隔離状態確認 | 2名 |
| | 1.16.2.1(2) 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 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 | ・中央制御室酸素及び二酸化炭素測定手順 ・中央制御室換気系起動（外気取入れ運転） | ・中央制御室の酸素及び二酸化炭素測定 ・中央制御室換気系外気取入れ運転 | 2名 |
| | 1.16.2.1(3) 中央制御室の照明を確保する手順 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 | ・中央制御室用可搬型照明設置手順 | ・中央制御室への可搬型照明設置 | 1名 |
| | 1.16.2.1(4) 中央制御室待避室の照明を確保する手順 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 | ・中央制御室退避室用可搬型照明設置手順 | ・中央制御室退避室への可搬型照明設置 | 1名 |
| | 1.16.2.1(5) 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 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 | ・データ表示装置（退避室）設置手順 | ・中央制御室退避室へのデータ表示装置（退避室）設置 | 1名 |
| | 1.16.2.1(6) 中央制御室待避室の準備手順 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 | ・中央制御室退避室正圧化 | ・中央制御室退避室の正圧化 | 1名 |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（39/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|--------------------------------|--|--------------------|-----------------------|------|--|---|----------|
| 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等（続き） | 1.16.2.1(7) 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 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 | ・中央制御室退避室酸素及び二酸化炭素測定手順 ・中央制御室退避室酸素及び二酸化炭素濃度管理手順 | ・中央制御室の酸素及び二酸化炭素測定 ・中央制御室退避室の酸素及び二酸化炭素濃度管理 | 1名 |
| | 1.16.2.1(8) 衛星電話設備（可搬型）（待避室）による通信連絡手順 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 | ・衛星電話設備（可搬型）（退避室）設置手順 | ・中央制御室退避室への衛星電話設備（可搬型）（退避室）の設置 | 1名 |
| | 1.16.2.1(9) その他の放射線防護措置等に関する手順等 | 運転員 | ・非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | 1回/年 | ・放射線防護具着用手順 | ・全面マスクの着用 | — |
| | 1.16.2.2(1) チェンジングエリアの設置及び運用手順 | 重大事故等対応要員（放射線測定対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・チェンジングエリア設置及び運用手順 | ・チェンジングエリア設営 | 2名 |
| 1.17 監視測定等に関する手順等 | 1.17.2.1(2) 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 | 重大事故等対応要員（放射線測定対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型モニタリング・ポスト設置手順 | ・可搬型モニタリング・ポストの取扱い | 2名 |
| | 1.17.2.1(3) 放射能観測車による放射性物質の濃度の測定 | 重大事故等対応要員（放射線測定対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・放射能観測車取扱手順 | ・放射能観測車の取扱い | 2名 |
| | 1.17.2.1(4) 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定 | 重大事故等対応要員（放射線測定対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型放射能測定装置取扱手順 | ・可搬型放射能測定装置の取扱い | 2名 |
| | 1.17.2.1(5) a. ～ c. 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 | 重大事故等対応要員（放射線測定対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型放射能測定装置取扱手順 | ・可搬型放射能測定装置の取扱い | 2名 |

※1：シミュレータ訓練と合せて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（40/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|----------------------------|--|--------------------|------------|------|------------------------------|------------------------------|----------|
| 1.17 監視測定等に関する手順等（続き） | 1.17.2.1(5) d. 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のうち海上モニタリング | 重大事故等対応要員（放射線測定対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・小型船舶取扱手順 ・可搬型放射能測定装置取扱手順 | ・小型船舶の取扱い ・可搬型放射能測定装置の取扱い | 4名 |
| | 1.17.2.1(6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策 | 重大事故等対応要員（電源確保対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・モニタリング・ポスト検出器保護用カバー交換手順 | ・モニタリング・ポストの検出器保護用カバー交換 | 2名 |
| | 1.17.2.1(7) 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 | 重大事故等対応要員（放射線測定対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型モニタリング・ポスト養生シート交換手順 | ・可搬型モニタリング・ポスト養生シート交換 | 2名 |
| | 1.17.2.1(8) 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 | 重大事故等対応要員（放射線測定対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型放射能測定装置遮蔽手順 | ・可搬型放射能測定装置遮蔽 | 2名 |
| | 1.17.2.2(2) 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定 | 重大事故等対応要員（放射線測定対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型気象観測設備取扱手順 | ・可搬型気象観測設備設置 | 2名 |
| 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等 | 1.18.2.1(1) a. 緊急時対策所非常用換気設備運転手順 | 庶務班 班員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・緊急時対策所非常用換気設備起動手順 | ・緊急時対策所非常用換気設備起動 | 1名 |
| | 1.18.2.1(1) b. 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 | 庶務班 班員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・酸素濃度及び二酸化炭素濃度測定手順 | ・酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定 | 1名 |
| | 1.18.2.1(2) a. 緊急時対策所エリアモニタの設置手順 | 重大事故等対応要員（放射線測定対応） | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・緊急時対策所エリアモニタ設置手順 | ・緊急時対策所エリアモニタ設置 | 1名 |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に係る教育訓練（技術的能力と教育訓練の関係）（41/41）

| 技術的能力審査基準 | 手順 | 対象者 | 社内規程（手順等） | 頻度 | 手順書項目 | 主な活動内容 | 操作に必要な人数 |
|--------------------------------|--|------------------------|------------|------|-----------------------------------|---------------------------------|----------|
| 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等（続き） | 1.18.2.1(3) b. 緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順 | 庶務班 班員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・緊急時対策所加圧操作手順 | ・緊急時対策所加圧操作 | 1名 |
| | 1.18.2.1(3) c. 緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気空調設備への切替え手順 | 庶務班 班員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替え手順 | ・緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替え | 1名 |
| | 1.18.2.2(1) SPDSによるプラントパラメータ等の監視手順 | 情報班 班員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・SPDS操作手順 | ・SPDSデータ表示装置監視 | 1名 |
| | 1.18.2.3(1) b. チェンジングエリアの設置及び運用手順 | 重大事故等対応要員 (放射線測定対応) | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・チェンジングエリア設置手順 | ・チェンジングエリアの設置 | 2名 |
| | 1.18.2.3(1) c. 緊急時対策所非常用換気空調設備の切替え手順 | 庶務班 班員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・緊急時対策所非常用換気空調設備の切替え手順 | ・緊急時対策所非常用換気空調設備の切替え | 1名 |
| | 1.18.2.4(1) a. 緊急時対策所用発電機による給電手順 | 庶務班 班員 | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・緊急時対策所用発電機起動手順 | ・緊急時対策所用発電機起動 | 1名 |
| | 1.18.2.4(2) 緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による給電 | 重大事故等対応要員 (電源確保対応) | ・重大事故等対策要領 | 1回/年 | ・可搬型代替低圧電源車起動手順 | ・可搬型代替低圧電源車の取扱い ・給電ケーブルの取扱い | 6名 |

※1：シミュレータ訓練と合わせて実施する項目を示す。

※2：教育訓練に使用する手順書及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.9-5 表 教育及び訓練計画の頻度の考え方について

| 項目 | 頻度 | 教育・訓練の方針 | 教育・訓練の内容 |
|----------|--------|--|---|
| 教育・訓練の計画 | 1回／年 | <ul style="list-style-type: none"> 保安規定に基づく手順書で計画の策定方針を規定する。 | <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対策に関する知識向上のための教育・訓練等 |
| 要素訓練 | 1回／年以上 | <ul style="list-style-type: none"> 各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。 各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を年1回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。 各要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育又は訓練については、年2回以上の実施頻度に見直す。 | <ul style="list-style-type: none"> 給水活動及び電源復旧活動等の各項目の教育・訓練 |
| 発電所総合訓練 | 1回／年以上 | <ul style="list-style-type: none"> 想定した原子力災害への対応、各機能や組織間の連携等、組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを総合的に確認する訓練を年1回以上実施し、評価することにより、災害対策要員の実効性等を確認する。 | <ul style="list-style-type: none"> 災害対策要員の実効性等を総合的に確認 |

第 1.0.9-6 表 重大事故等に係る発電所要員の力量管理について

| 要員 | 必要な作業 | 必要な力量 | 主要な教育・訓練 | 主要な効果（力量）の確認方法 |
|--------------------------|---|---|--|---|
| 災害対策要員 ・本部長，本部長代理，本部員 | ○発電所における災害対策活動の実施 | ○事故状況の把握 ○対応判断 ○適確な指揮 ○各班との連携 | ○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 | ○防災教育の実施状況，総合訓練の結果から効果（力量）の確認を行う。 |
| 災害対策要員 ・上記以外の要員 | ○発電所における災害対策活動の実施（統括／班長指示による） ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握 | ○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携 | | |
| 当直（運転員） | ○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置 | ○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解 | ○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○シミュレータ訓練 | ○事故を収束できること，適切に操作を実施できることをシミュレータ訓練の結果，防災教育等の実施状況から効果（力量）の確認を行う。 |
| 実施組織 | ○復旧対策の実施 ・資機材の移動，電源車による給電，原子炉への注水，使用済燃料プールへの注水等 ○消火活動 | ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い ○配置場所の把握 | ○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○各班機能に応じた要素訓練 | ○必要な活動ができることを各班機能に応じた要素訓練の結果，総合訓練の結果，防災教育の実施状況から効果（力量）の確認を行う。 |
| 支援組織 | ○事故拡大防止対策の検討 ○資材の調達及び輸送 ○放射線・放射能の状況把握 ○社外関係機関への通報・連絡 | ○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い | ○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○各班機能に応じた要素訓練 | ○防災教育の実施状況，要素訓練の結果から効果（力量）の確認を行う。 |

第 1.0.9-7 表 プラント設備への習熟のための保守点検活動

| 対象者 | 主な活動 | 保守点検活動の内容（例） | 社内規程 |
|-----------------------|----------------|---|----------------------|
| 入社1年目 原子力技術系社員（全員） | 現場実習 | <ul style="list-style-type: none"> 入社後、原子力発電所の仕組みや放射線の基礎等の知識を学んだ後、発電所の運転業務（直業務）の研修を受け、系統設備の概略や現場パトロール（機器配置）を習熟する。 | 力量設定管理要項 |
| 運転員 | 巡視点検 | <ul style="list-style-type: none"> 巡視点検を1回以上／日で実施。 必要により簡易な保守を実施。 | 運転管理業務要項 |
| | 運転操作 | <ul style="list-style-type: none"> プラント起動又は停止時の運転操作及び機器の状態確認 非常用炉心冷却設備等の定期的な起動試験に係る運転操作及び機器の状態確認。 | 運転管理業務要項 |
| 保守室員 | 保守管理 | <ul style="list-style-type: none"> 設備ごとに担当者を定め、プラント運転中の定期的な巡視、及びプラント起動停止時や試運転時に立会い、異常有無等の状態を確認。 設備不具合時等に設備の状況を把握し、原因の特定及び復旧方針を策定。 | 保守管理業務要項 |
| | 工事管理 （調達管理） | <ul style="list-style-type: none"> 各設備の定期的な保守点検工事あるいは修繕工事等において、当社立会のホールドポイントを定めて、設備毎の担当者が分解点検等の現場に立会い、設備の健全性確認を行うとともに、作業の安全管理等を実施。 | 保守管理業務要項 力量設定管理要項 |
| | 教育訓練 | <ul style="list-style-type: none"> 保守部門配属後、研修施設において、基本的な設備（制御弁、ポンプ、モータ、手動弁、遮断器、検出器、伝送器、制御器等）の分解点検や組み立て及び点検調整等の実習トレーニングを行い、現場技能を習得している。 OJTを主体に専門知識の習得を図ることで、技術に堪能な人材を早期に育成している。 | 力量設定管理要項 |

要員の力量評価及び教育訓練の有効性評価について

1. 要員の力量評価（表 1，表 2，表 3 参照）

各要員の評価は，社内規程にて力量基準を設定し，力量評価を行うこととする。力量評価の方法は，訓練毎に設定した判定基準を満たした訓練を有効なものとし，その訓練における各要員の対応状況进行评估する。評価は，当該訓練で既に力量を有している者を評価者として配置し，評価者が評価対象の要員の対応状況を確認し，表3に示す力量水準に照らして力量レベルを判定していくこととする。

2. 教育訓練の有効性評価

教育訓練の有効性は，要素訓練毎に必要な人数を満たしているか否かを確認することで評価を行うこととする。有効性の評価方法は，各要員の力量評価を訓練毎に集約し，必要な力量を有した要員が確保できていないような状況になるおそれがある場合には，教育訓練の実施頻度，内容等を見直すこととする。

表1 要素訓練評価の例

| | | |
|-------------------------------|--|-----------|
| 1. 訓練項目 | 水源確保（ハイドロポンプ車・ホース車取扱訓練） | |
| | 可搬型代替注水ポンプ（ハイドロポンプ）設置訓練 | |
| 2. 訓練日時 | 平成28年〇月〇日（〇） □時□分～□時□分 | |
| 3. 訓練対象者 （所属：氏名） 当番者：〇名 | 〇〇室：〇〇 〇〇 □□室： △△室： | |
| 4. 訓練内容 | ポンプ設置訓練は、荷揚場等の取水箇所又は訓練用の取水箇所（模擬）を設定して実施。 | |
| 5. 判定基準 | 6. 訓練対象者で25分以内にポンプ設置*ができること。 *ポンプ吐出口に5m又は10mホースを接続し、二又分岐、逆止弁、排水用仕切弁を設置し送水系統を構成すること。 | |
| 6. 作業担当(役割)*1 | 1回目（力量評価※2） | 2回目（力量評価） |
| ①作業指揮者 | 優・良・可・再訓練 | 優・良・可・再訓練 |
| ②クレーン操作者 | 優・良・可・再訓練 | 優・良・可・再訓練 |
| ③合図・玉掛け | 優・良・可・再訓練 | 優・良・可・再訓練 |
| ④介添えロープ保持者 | 優・良・可・再訓練 | 優・良・可・再訓練 |
| ⑤油圧ホース補助者 | 優・良・可・再訓練 | 優・良・可・再訓練 |
| ⑥送水ホース補助者 | 優・良・可・再訓練 | 優・良・可・再訓練 |
| ○所要時間(≥25分) | 分 秒 | 分 秒 |
| 合否判定※3 | 合 格：不合格 | 合 格：不合格 |
| 記録担当 | | |
| 評価者 | | |
| 訓練補助 | | |

④はポンプユニットペンダント操作実施

※1：表2参照

※2：表3参照

※3：両方「不合格」は再訓練

表2 訓練担当と力量水準の例

| 訓練担当 (力量レベル) | 訓練での役割及び力量水準 |
|---|--|
| ①作業指揮者 | <p>〈役割〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・訓練対象の作業手順（要領）に精通し、各担当者（訓練対象者）に対して指揮・統括を行う。 <p>〈力量水準〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・特別管理職（待機当番者2：特5級以上）の水源確保要員のうち、訓練対象の作業手順（要領）に精通している者又は、当該訓練（作業手順）に精通している守衛員。 |
| ②～⑥担当者 ②クレーン操作者 ③合図・玉掛け者 ④ポンプ介添者 ⑤油圧ホース補助者 ⑥送水ホース補助者 | <p>〈役割〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・指揮者の指示により、各担当の作業を実施する。 <p>〈力量水準〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・災害対策要員のうち、待機当番2又は水源確保要員。 |
| 評価者 | <p>〈役割〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・訓練の実施状況や各訓練対象の対応状況を確認し、評価（判定）を行う。 <p>〈力量水準〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・訓練対象の作業手順に精通し、十分な訓練経験を有する者（指揮者相当の力量を有する者）。 |

表3 評価水準の例

| 力量判定(評価) | 力量水準 |
|----------|---------------------------------------|
| 優 | 作業手順に精通し、他の訓練者と協力・連携し、迅速・的確に作業が実施できる。 |
| 良 | 指揮者等の指示のもと、担当の作業を迅速・的確に作業できる。 |
| 可 | 他の訓練担当と協力して担当の作業を実施できる。 |
| 再訓練 | 指示された作業が実施できない。 |
| 合格 | 訓練体制において、判定基準を満足している。 |
| 不合格 | 訓練体制において、判定基準を満足できない。 |

社外評価に対するフィードバックについて

原子力安全に対する発電所における種々の訓練及び活動の有効性を評価する第三者機関として、WANO（世界原子力発電事業者協会）及びJANSI（原子力安全推進協会）がある。

WANOは、種々の訓練及び活動について、世界中の原子力発電所の経験を踏まえ、各分野の世界最高水準（エクセレント）の振る舞いを事業者に提供している。各発電所は4年毎にピアレビューを受け、種々の訓練及び活動と世界最高水準との差（ギャップ）をAFI（Area For Improvement；改善提言）として受け、計画的に改善活動を行う。

東海第二発電所では、2014年2月19日～2014年3月5日に、WANOピアレビューを受けた。この時に受けたAFIについて、WANO Performance Improvement Guideline等を参考に改善を進め、その後、当社が公表している自主的かつ継続的安全性向上の取組みと合わせて計画的に改善に取り組んでいる。2016年6月13日～2016年6月17日には、WANOフォローアップピアレビューを受け、当社の改善の方向性及び進捗状況について確認を受けた。

一方、JANSIについても、WANOと同様の考え方で10分野（運転、保守、放射線防護、火災防護、緊急時対応、組織・管理体制等）について、定期的な発電所のピアレビューを行っており、AFIを提示することで、各発電所の種々の訓練及び活動の改善を促している。

東海第二発電所では、これまでにJANSIピアレビューは受けていないが、他発電所と同様に、再稼働前及び再稼働以降も定期的にWANO及びJANSIのピアレビューを受けることで、継続的に種々の訓練及び活動の改善を行っていく。

東海第二発電所

重大事故等発生時の体制について

<目 次>

| | |
|---------------------------------|-----------|
| 1. 重大事故等対策に係る体制の概要 | 1.0.10-1 |
| (1) 体制の特徴 | 1.0.10-2 |
| (2) 災害対策要員の確保に関する基本的な考え方 | 1.0.10-3 |
| (3) 重大事故等対策における判断者及び操作者について | 1.0.10-4 |
| 2. 東海第二発電所における重大事故等対策に係る体制について | 1.0.10-5 |
| (1) 災害対策本部の体制概要 | 1.0.10-5 |
| a. 災害対策本部長（所長）及び本部長代理の役割 | 1.0.10-5 |
| b. 災害対策本部の構成 | 1.0.10-6 |
| c. 災害対策要員が活動する施設 | 1.0.10-9 |
| (2) 災害対策本部の要員招集 | 1.0.10-10 |
| a. 当直 | 1.0.10-11 |
| b. 発電所構内等に常駐する災害対策要員（当直（運転員）除く） | 1.0.10-12 |
| c. 発電所外から発電所に参集する災害対策要員 | 1.0.10-13 |
| (3) 通報連絡 | 1.0.10-15 |
| (4) 災害対策本部内の情報共有について | 1.0.10-15 |
| a. プラント状況，重大事故等への対応状況の情報共有 | 1.0.10-16 |
| b. 指示・命令，報告 | 1.0.10-16 |
| c. 本店対策本部との情報共有 | 1.0.10-17 |
| (5) 交代要員の考え方 | 1.0.10-18 |
| (6) プールーム通過前後の体制の移行 | 1.0.10-19 |

| | |
|--|-----------|
| (7) 廃止措置中の東海発電所の原子力防災体制との関係 | 1.0.10-21 |
| 3. 発電所外における重大事故等対策に係る体制について | 1.0.10-23 |
| (1) 本店対策本部 | 1.0.10-24 |
| a. 本店対策本部の体制概要 | 1.0.10-24 |
| b. 本店対策本部設置までの流れ | 1.0.10-25 |
| c. 広報活動 | 1.0.10-25 |
| (2) 原子力事業所災害対策支援拠点 | 1.0.10-26 |
| (3) 中長期的な体制 | 1.0.10-26 |
| 第1.0.10-1表 防災体制の区分と緊急時活動レベル (EAL) | 1.0.10-28 |
| 第1.0.10-2表 所長 (原子力防災管理者) 不在時の代行順位 | 1.0.10-30 |
| 第1.0.10-1図 災害対策本部体制 | 1.0.10-31 |
| 第1.0.10-2図 災害対策本部の初動体制及び全体体制の構成 | 1.0.10-32 |
| 第1.0.10-3図 災害対策本部の初動体制から全体体制への移行 | 1.0.10-33 |
| 第1.0.10-4図 災害対策本部の要員 (プルーム通過時) | 1.0.10-34 |
| 第1.0.10-5図 中央制御室の当直 (運転員) 等の体制 (運転中) | 1.0.10-35 |
| 第1.0.10-6図 中央制御室の当直 (運転員) 等の体制 (停止中) | 1.0.10-36 |
| 第1.0.10-7図 発電所における非常事態宣言と 災害対策要員の非常招集 | 1.0.10-37 |
| 第1.0.10-8図 プルーム通過前後の災害対策要員の動き | 1.0.10-38 |
| 第1.0.10-9図 一斉通報装置による災害対策要員の 非常招集連絡 | 1.0.10-39 |
| 第1.0.10-10図 災害対策要員の非常招集の流れ | 1.0.10-40 |

| | | |
|---------------|--|-----------|
| 第 1.0.10-11 図 | 緊急時対策所（災害対策本部）内における 各作業班，本店対策本部との情報共有イメージ | 1.0.10-41 |
| 第 1.0.10-12 図 | 重大事故等発生時の支援体制（概要） | 1.0.10-42 |
| 第 1.0.10-13 図 | 本店対策本部の組織及び職務 | 1.0.10-43 |
| 第 1.0.10-14 図 | 本店（東京）における態勢発令と災害対策要員 の非常招集（非常招集の連絡経路） | 1.0.10-44 |
| 第 1.0.10-15 図 | 全面緊急事態発生時の情報発信体制 | 1.0.10-45 |
| 第 1.0.10-16 図 | 原子力事業所災害対策支援拠点の体制 | 1.0.10-46 |
| 別紙 1 | 自衛消防隊の体制について | 1.0.10-47 |
| 別紙 2 | 緊急時対策所における主要な資機材一覧 | 1.0.10-58 |
| 別紙 3 | 重大事故等発生時における災害対策要員の動き | 1.0.10-60 |
| 別紙 4 | 発電所外からの災害対策要員の参集について | 1.0.10-61 |
| 別紙 5 | 災害対策要員による通報連絡について | 1.0.10-87 |
| 別紙 6 | 廃止措置中の東海発電所の原子力防災体制 との関係について | 1.0.10-89 |
| 別紙 7 | 原子力事業所災害対策支援拠点について | 1.0.10-96 |
| 補足 1 | 発電所が締結している医療協定について | 1.0.10-98 |

1. 重大事故等対策に係る体制の概要

東海第二発電所において、重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合、又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大の防止、その他必要な活動を円滑に行うため、原子力防災管理者（所長）は、事象に応じて警戒事態又は原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第10条第1項に基づく特定事象等の重大事故等発生の場合には非常事態を宣言し、所長を災害対策本部長とする（以下「本部長」という。）東海第二発電所警戒本部又は東海第二発電所災害対策本部（以下「災害対策本部」という。）を設置する。（第1.0.10-1図）

また、東海第二発電所での警戒事態又は非常事態の宣言を受けた本店（東京）は、本店警戒事態又は本店非常事態を発令し、本店警戒本部又は本店総合災害対策本部（以下「本店対策本部」という。）を設置する。

原子炉施設に異常が発生し、その状況が原災法第10条第1項に基づく特定事象である場合の通報、非常事態の宣言、災害対策本部の設置等については、原災法第7条に基づき作成している東海第二発電所原子力事業者防災業務計画（以下「防災業務計画」という。）及び関連する社内規程に定めている。

防災業務計画には、災害対策本部の設置、原子力防災要員を置くこと、及びこれを支援するため本店対策本部を設置することを規定している。これらの組織により全社として原子力災害事前対策、緊急事態応急対策、及び原子力災害中長期対策を実施できるようにしておくことで、原災法第3条で求められる原子力事業者の責務を果たしている。

原子炉施設の異常時には、災害対策本部の対応が事象収束に対して有効に機能するように、保安規定及び社内規程において、防災訓練等を通じて平時から機能の確認を行う。

本資料では、重大事故等発生時、即ち、原災法第10条第1項に基づく特定

事象が発生して、東海第二発電所に災害対策本部を設置し、本店（東京）に本店対策本部を設置した場合における体制について示す。

(1) 体制の特徴

原子力防災組織は、本部長、災害対策本部長代理（以下「本部長代理」という。）、本部員及び発電用原子炉主任技術者で構成される「本部」と、8つの作業班で構成され、各班の役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

災害対策本部において、指揮命令は基本的に本部長を最上位に置き、階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方、下位から上位へは、実施事項等が報告される。また、プラント状況や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため、常に綿密な情報の共有がなされる。

東海第二発電所専従の本部長代理（1名）は、実施組織及び支援組織の取りまとめとして、これらに係わる本部員の指揮命令を行う。

あらかじめ定めた手順に従って運転班（当直）が行う運転操作や復旧操作については、当直発電長の判断により自律的に実施し、運転本部員に実施事項等が報告される。

東海第二発電所の災害対策本部体制を構成する職位及び班を以下に示す。

a. 本部員

災害対策本部体制は緊急時対策所に構築され、以下の要員（災害対策要員）から構成される。

- ・本部長：原子力防災管理者（所長）
- ・本部長代理：副原子力防災管理者

- ・ 発電用原子炉主任技術者
- ・ 本部員：担当班の統括

b. 作業班

基本的な役割，機能ごとに以下の各班を構成し，それぞれの本部員の指揮命令の下，活動を実施する。

- ①情報班
- ②広報班
- ③庶務班
- ④消防班
- ⑤技術班
- ⑥放射線管理班
- ⑦保修班
- ⑧運転班

各班の必要要員規模は，対応すべき事故の様相又は事故の進展や収束の状況により異なるが，プルーム通過の前・中・後においても要員の規模を拡大・縮小しながら円滑な対応が可能な組織とする。

(2) 災害対策要員の確保に関する基本的な考え方

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において，重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行えるように発電所構内に必要な要員を常時確保する。また，火災発生時の初期消火活動に対応するため，初期消火要員についても発電所構内に常時確保する。

重大事故等の対応で，高線量下における対応が必要な場合においても，社員で対応できるように要員を確保する。病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し，所定の要員に欠員が生じた

場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。

必要な要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉運転停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常招集できるよう、定期的に通報連絡訓練を実施する。

(3) 重大事故等対策における判断者及び操作者について

a. 判断者の明確化

重大事故等対策の災害対策活動に関する一切の業務は、災害対策本部の下で行う。また、災害対策本部において行う対策活動を本店対策本部は支援する

運転班（当直）が行う運転操作や復旧操作については、あらかじめ定めた手順に従って当直発電長の判断により実施する。一方、あらかじめ定めた手順によらない操作及び対応については、原子炉施設の運転に関し保安の監督を職務とする発電用原子炉主任技術者の助言を踏まえ、本部長代理（1名）が最終的に判断する。

発電所における重大事故等対策に係る判断は、本部長代理（1名）が行う。

外部機関との対応、広報の統括を本部長代理（1名）が行う。

国及び地方公共団体等の関係機関及び社外の支援組織との連携に係る対応の判断は、本店対策本部長が行う。

一部の敷地を共有する東海発電所との同時発災により各発電所での対応が必要な事象が発生した場合、災害対策本部は各発電所の状況や使用

可能な設備，事象の進展等の状況を共有し，東海発電所長及び東海第二発電所長を兼務する本部長が対応すべき優先順位の最終的な判断を行う。

b. 操作者の明確化

各種手順書は，使用主体に応じて，中央制御室及び現場で当直（運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）が使用する運転手順書（以下「運転手順書」という。）及び緊急時対策所及び現場で災害対策要員（当直（運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）を除く）が使用する手順書（以下「災害対策本部手順書」という。）を整備する。

ただし，使用目的によっては，相互の手順の完遂により機能を達成する場合があることを踏まえ，重大事故等対策設備の操作に当たっては，中央制御室と災害対策本部の間で緊密な情報共有を図りながら行うこととする。

2. 東海第二発電所における重大事故等対策に係る体制について

(1) 災害対策本部の体制概要

a. 本部長（所長）及び本部長代理の役割

所長は，本部長として原子力防災組織を統括管理するとともに，必要な要員を招集し状況の把握に努め，原子力災害の発生又は拡大の防止のために必要な応急措置を行う。

本部長（所長）が不在の場合は，あらかじめ定めた順位に従い，副原子力防災管理者がその職務を代行する。（第 1.0.10-2 表）

本部長代理は，実施組織及び支援組織の取り纏めを行う。また本部長

の指示を受けて、原子力オフサイトセンターでの対応及び特定の課題を迅速に確認し、関連する班に具体的な対応を指示する。

b. 災害対策本部の構成

(a) 災害対策本部

災害対策本部は、実施組織及び支援組織に区分される。さらに、支援組織は、技術支援組織及び運営支援組織に区分される。

実施組織は、当直、重大事故等対策に係る現場活動を行う重大事故等対応要員及び初期消火活動を行う自衛消防隊から構成される。重大事故等対応要員は、保修班及び運転班で構成され、各班には班長及び班員に対して必要な指示を行う本部員と、班員に対して具体的な作業指示や本部に作業状況の報告を行う班長を配置する。

支援組織のうち技術支援組織は、技術班、放射線管理班、保修班及び運転班から構成され、各班には班長及び班員に対して必要な指示を行う本部員と、班員に対して具体的な作業指示や本部に作業状況の報告を行う班長を配置する。

支援組織のうち運営支援組織は、情報班、広報班及び庶務班から構成され、各班には班長及び班員に対して必要な指示を行う本部員と、班員に対して具体的な作業指示や本部に作業状況の報告を行う班長を配置する。(第 1.0.10-1 図～第 1.0.10-6 図)

災害対策本部（全体体制）111 名は、当社社員と自衛消防隊の消火担当及び給水確保対応に当たる協力会社社員（13 名）で構成される。

なお、災害対策本部において初動対応を行う要員（災害対策要員（初動））39 名については、自衛消防隊の消火担当（7 名）の要員以外を当社社員で構成する。

<実施組織>

当直（運転員）：事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置，
初期消火活動等（7名）

消防班：自衛消防隊による初期消火活動（12名）

重大事故等対応要員：役割別に各班に分かれる。

保修班：事故の影響緩和・拡大防止に関する給水対応，電源対応，
アクセスルート確保対応及び拡散抑制対応（3名）

（給水対応）給水確保に伴う措置（8名）

（電源対応）電源確保に伴う措置（6名）

（アクセスルート確保対応）アクセスルート確保に伴う措置
（2名）

（拡散抑制対応）放射性物質の拡散抑制に伴う措置（13名）

運転班：事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置（3名）

重大事故等対応要員のうち保修班の要員は，実施組織が行う各災害
対策活動を相互に助勢して実施できる配置とし，対応する必要がある
災害対策活動に対処可能な体制とする。

火災発生時には，火災の発生場所に応じて当直あるいは守衛が初期
消火を行い，出動要請を受けた自衛消防隊が初期消火を引き続いて実
施する。また，平日（勤務時間中）と夜間及び休日（平日の勤務時間
帯以外）では初期消火の対応要領が異なるが，どちらの場合において
も，迅速かつ適切に初期消火活動を行うことができる。（別紙1）

<技術支援組織>

技術班：事故状況の把握・評価，プラント状態の進展予測・評価，
事故拡大防止対策の検討及び技術的助言等（2名）

放射線管理班：影響範囲の評価，被ばく管理，汚染拡大防止措置等
に関する技術的助言，二次災害防止に関する措置等
(2名)

発電所内外の放射線・放射能の状況把握 (4名)

保修班：(統括) 事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示，不具
合設備の応急復旧及び技術的助言，放射性物質の汚染除去
等 (4名) の把握及び災害対策本部への報告，事故の影響緩
和・拡大防止

運転班：プラント状態に関する対応指示及び技術的助言等 (2名)

< 運営支援組織 >

情報班：事故に関する情報収集・整理及び連絡調整，本店対策本部
及び社外機関との連絡調整等 (4名)

広報班：発生した事象に関する広報，関係地方公共団体の対応，報
道機関等の社外対応，発電所内外へ広く情報提供等 (3名)

庶務班：(総務) 災害対策本部の運営，防災資機材の調達及び輸送，
社外関係機関への連絡 (10名)

(施設防護) 事業所内の警備，避難誘導 (3名)

(保健安全) 医療(救護)に関する措置，二次災害防止に関
する措置 (3名)

(b) 災害対策要員

災害対策要員は重大事故等に対処するために必要な指示を行う本部
要員，各作業班員，現場にて対応を行う重大事故等対応要員，当直(運
転員)及び自衛消防隊(初期消火要員)で構成する。

(c) 災害対策本部設置までの流れ

東海第二発電所において、重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合、原子力防災管理者（所長）は直ちに警戒事態を宣言するとともに本店発電管理室長へ報告する。原子力防災管理者は速やかに発電所警戒本部を設置し、災害対策本部体制を構成する災害対策要員に対し非常招集を行う。

さらに、発電所において、原災法第10条第1項に定める特定事象等を含む重大事故等の原子力災害が発生した場合、原子力防災管理者（所長）は直ちに非常事態を宣言するとともに本店発電管理室長へ報告する。原子力防災管理者は速やかに災害対策本部を設置し、災害対策本部体制を構成する災害対策要員に対し非常招集を行う。

なお、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、当直発電長から事象の発生の連絡を受けた原子力防災管理者（所長）は、当直発電長に災害対策本部の要員の招集を指示し、通報連絡要員が一斉通報システムを用いて災害対策要員の非常招集を行う。（第1.0.10-7図）

c. 災害対策要員が活動する施設

重大事故等時に、災害対策本部における実施組織及び支援組織が関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施するために、以下の施設及び設備を整備する。

これらは、重大事故等時の初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設又は設備を使用することにより発電用原子炉の状態を確認し、重大事故等への対応に必要な各班及びその要員数を決定するとともに、発電所内外の必要な各所へ通報連絡を行う。また、平時における防災訓

練では、上記の各班及びその要員数により適切に活動を実施できることを確認する。(別紙2)

(a) 支援組織の活動に必要な施設及び設備

重大事故等対応に必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム(以下「SPDS」という。), 発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム, IP-電話機, IP-FAX), 衛星電話設備及び無線連絡設備等を備えた緊急時対策所を整備する。

(b) 実施組織の活動に必要な施設及び設備

中央制御室, 緊急時対策所及び現場との連携を図るため, 携行型有線通話装置, 無線通話設備及び衛星電話設備等を整備する。また, 電源が喪失し照明が消灯した場合でも, 迅速な現場への移動, 操作及び作業を実施し, 作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるようヘッドライト及びランタン等を配備する。

(2) 災害対策本部の要員招集

平日の勤務時間帯に重大事故等が発生した場合には, 送受話器(ページング), 所内放送等にて発電所構内の災害対策本部体制を構成する災害対策要員に対して非常招集を行い, 災害対策本部を設置した上で活動を実施する。東海第二発電所では, 中長期的な対応も交替できるよう当直(運転員)以外の発電所職員についてもほぼ全員が災害対策要員としており, 平日の勤務時間中での要員確保は可能である。

夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)に重大事故等が発生した場合には, 一斉通報システムを用いて災害対策本部体制を構成する災害対策要員

に対し非常招集を行うとともに、災害対策本部体制が構築されるまでの間については、当直（運転員）及び発電所構内に常駐している災害対策要員による初動体制を確立し、統括待機当番者の指示の下、迅速な対応を図る。

また、発電所構内に常駐している災害対策要員のうち運転班の要員は、原則中央制御室に参集する。その他の参集する要員は、緊急時対策所に参集する。

以下に、発電所構内の要員数が少なくなる夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における重大事故等時の体制について記載する。この時間帯においても、重大事故等時に適切に対応を行うことができる。（第 1.0.10-3 図、第 1.0.10-5 図、第 1.0.10-6 図、第 1.0.10-7 図、第 1.0.10-8 図、第 1.0.10-9 図）

a. 当直

原子炉運転時における中央制御室の当直（運転員）は、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名及び当直運転員 5 名の計 7 名／直を配置している（第 1.0.10-5 図）。また、原子炉運転停止中^{※1}における当直（運転員）は、現場対応操作を考慮して、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名及び当直運転員 3 名の計 5 名／直を配置している（第 1.0.10-6 図）。

※1 原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が 100℃未満）及び燃料交換の期間

重大事故等時には、当直発電長が重大事故等対策に係る運転操作に関する指揮・命令・判断を行い、当直副発電長は当直発電長を補佐する。中央制御室で運転操作を行う当直運転員及び現場で対応する当直運転員は、当直発電長指示の下、重大事故等対策の対応を行うために整備された手順書に従い事故対応を行う。当直発電長は適宜、災害対策本部と連

携し重大事故等対応操作の状況を報告する。

原子炉運転停止中の当直（運転員）の数は、原子炉運転時当直（運転員）の数より少ないが、当直内の各役割及び指揮命令系統は維持される。

なお、当直（運転員）の勤務形態は、通常サイクル5班2交替で運用しており、重大事故等時においても、中長期的な運転操作等の対応に支障が出ることがないように、通常時と同様の勤務形態を継続することとしていること、及び重大事故等の対応に当たっては有効性評価を考慮して中央制御室の当直運転員2名及び現場運転員6名（現場の当直運転員3名と重大事故等対応要員のうち運転操作対応3名（2人1組3チーム））の体制を整えている。また、特定の作業に当たり被ばく線量が集中しないよう配慮する運用としていることから、特定の現場運転員に作業負荷や被ばく線量が集中することはない。

b. 発電所構内に常駐する災害対策要員（当直（運転員）除く）

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）には、発電所構内に常駐する災害対策要員（当直（運転員）除く）が、緊急時対策所で初動対応を行う。

重大事故等時には、初動対応の全体を指揮する統括待機当番者1名は当直発電長からの連絡を受けて、現場を指揮する現場統括待機者1名、外部通報・連絡及び情報収集を行う要員2名^{※2}、現場対応を行う運転班、保修班及び消防班の要員26名（内訳：運転操作要員3名、アクセスルート確保要員2名、電源・給水確保要員10名、自衛消防隊11名、）並びに放射線測定等を行う放射線管理班要員2名の合計32名を非常招集し、災害対策本部の初動体制を確立する。（別紙3）

重大事故等の応急対応については、必要な対応を実施可能な要員を確

保することとし、これを初動体制の各班の機能及び要員数により対応可能としている。このため、特定の現場要員に作業負荷や被ばく線量が集中することはない。(第 1.0.10-2 図)

※2 情報班員のうち 1 名が中央制御室に常駐し初動対応を行う。

c. 発電所外から発電所に参集する災害対策要員

(a) 非常招集により参集する要員

災害対策本部の要員については、発電所員約 260 名のうち、約 130 名が発電所から 5 k m 圏内に居住している。(平成 28 年 7 月現在)

夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)に重大事故等が発生した場合に、災害対策要員の所在や参集ルート等を踏まえて参集時間と参集する災害対策要員数を評価した。その結果、要員の参集開始時間を招集連絡の 30 分後とすることや、要員の参集手段を徒歩移動とするという保守的な条件においても、重大事故等の発生の 2 時間後には約 110 名が参集すると評価される。この評価結果は、東海第二発電所で抽出される全ての事故シナリオにおいて、外部からの参集要員に要求される参集時間及び要員数を十分に達成できる。(別紙 4)

参集した要員が災害対策本部の初動体制に加わることで、災害対策本部は初動体制から全体体制に移行する。統括待機当番者は、本部長の参集後には、本部長代理となる。また、初動体制における情報班、保修班、放射線管理班、運転班は、参集した要員による班員数の増加により、現場の応急対応を長期に渡り円滑かつ確実に実施することが可能となる。さらに、参集した要員により、中長期的な対応等を検討する技術班が全体体制の中で設置される。なお、残りの要員は交代要員として待機する。(第 1.0.10-2 図)

(b) 非常招集により参集する対象者

発電所外から参集する災害対策本部の要員は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても、拘束当番として72名を確保する。

確保する拘束当番者の選定に当たっては、対象者の居住場所を考慮する。他操作との流動性が少ない特定の力量を有する参集要員（運転員）については、参集の確実さを向上させるために、あらかじめ発電所近傍に待機させる運用とする。また、保修班において作業に必要な有資格者（各種主任技術者や大型車両及びクレーンなどの免状取得者）を配置する。

(c) 非常招集の流れ

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合には、発電所外にいる災害対策要員を速やかに非常招集するため、「一斉通報システム」、「通信連絡手段」等を活用し災害対策要員の非常招集を行う。（第1.0.10-9図）

東海村周辺地域で震度6弱以上の地震が発生した場合には、非常招集の連絡がなくても支障がない限り発電所の緊急時対策所又は発電所外集合場所（第三滝坂寮）に参集する。なお、地震等により家族及び自宅などが被災した場合や地方公共団体からの避難指示等が出された場合は、家族の身の安全を確保した上で参集する。

招集する災害対策要員のうち、あらかじめ指名されている発電所参集要員である災害対策要員は、直接発電所の緊急時対策所に参集する。あらかじめ指名された発電所参集要員以外の要員は、発電所外の集合場所に参集し、災害対策本部の指示に従い対応する。

発電所外の集合場所に参集した要員は、災害対策本部と非常招集に係る以下の確認、調整を行い、発電所に集団で移動する。(第 1.0.10-10 図)

- ① 発電所の状況（設備及び所員の被災等）
- ② 参集した要員の確認（人数、体調等）
- ③ 重大事故等対応に必要な装備（汚染防護具、マスク、線量計等）
- ④ 発電所への持参品（通信連絡設備、照明機器等）
- ⑤ 気象及び災害情報等

(3) 通報連絡

災害対策本部の全体体制における重大事故等発生時における通報連絡は情報班が行うが、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合には、発電所に常駐する初動体制における当直発電長又は通報連絡要員が、内閣総理大臣、原子力規制委員会、茨城県知事、東海村村長、原子力防災専門官、原子力緊急時支援・研修センター及びその他定められた通報連絡先に、所定の様式により F A X を用いて一斉送信することにより、複数地点への連絡を迅速に行う。(別紙 5)

- a. 各通報連絡先に対しては、あらかじめ指名された通報連絡当番者が電話により、F A X の着信確認又は F A X を送信した旨を連絡する。
- b. その後、災害対策要員の招集により通報連絡要員を確保し、更なる時間短縮を図る。

(4) 災害対策本部内の情報共有について

災害対策本部内及び本店対策本部との基本的な情報共有方法は、以下のとおりである。今後の訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。(第

1.0.10-11 図, 第 1.0.10-12 図, 第 1.0.10-13 図)

a. プラント状況, 重大事故等への対応状況の情報共有

- ①情報班は, 通信連絡設備を用い当直発電長又は情報班員からプラント状況を逐次入手し, ホワイトボード等に記載するとともに, 主要な情報を災害対策本部に報告する。
- ②技術班は, SPDSデータ表示装置によりプラントパラメータを監視し, 状況把握, 今後の進展予測及び中期的な対応・戦略を検討する。
- ③各作業班は, 適宜, 入手したプラント状況, 周辺状況, 重大事故等への対応状況をホワイトボード等に記載するとともに, 適宜OA機器(パーソナルコンピュータ等)内の共通様式に入力することで, 災害対策本部内の全要員, 本店対策本部との情報共有を図る。
- ④本部長代理は, 本部と各作業班の発話, 情報共有記録をもとに全体の状況把握, 今後の進展予測・戦略検討に努めとともに, プラント状況, 今後の対応方針について災害対策本部内に説明し, 状況認識, 対応方針の共有化を図る。
- ⑤本部長代理は, 定期的に対外対応を含む対応戦略等を災害対策本部本部員と協議し, その結果を災害対策本部内の全要員に向けて発話し, 全体の共有を図る。
- ⑥情報班を中心に, 本部長, 本部長代理, 各本部員の発話内容をOA機器内の共通様式に入力し, 発信情報, 意思決定, 指示事項等の情報を記録・保存し, 情報共有を図る。

b. 指示・命令, 報告

- ①災害対策本部では, 指揮命令は本部長を最上位とし, 階層構造の上位から下位に行われる。一方, 下位から上位へは, プラント状況や対応

状況等が報告される。東日本大震災時における東海第二発電所での対応経験を踏まえ、情報班員を中央制御室に平時から待機させることで、重大事故等発生時には、情報班員がプラント状況や中央制御室の状況を重大事故等発生の直後から災害対策本部に報告する。また、各班の対応状況についても各本部員より災害対策本部内に適宜報告されることから、常に綿密に情報が共有される。

- ②本部長は、本部長代理からの発話、報告を受け、適宜指示・命令を行う。
- ③本部長代理は、実施組織及び支援組織の各班の作業及び関連する情報の報告を受けて取り纏め、本部長に報告する。また、実施組織及び支援組織の各班の本部員に具体的な指示・命令を行う。
- ④各本部員は、配下の各作業班長から報告を受け、各班長に指示・命令を行うとともに、重要な情報を災害対策本部内で適宜発話し情報共有するとともに、本部長代理に報告する。
- ⑤各作業班長は、各班員に対応の指示を行うとともに、班員の対応状況等の情報を入手し、情報を整理した上で本部員へ報告する。
- ⑥情報班を中心に、本部長、本部長代理、各本部員の指示・命令、報告、発話内容をホワイトボード等への記載、並びにOA機器内の共通様式に入力することで、災害対策本部内の全要員、本店対策本部との情報共有を図る。

c. 本店対策本部との情報共有

災害対策本部と本店対策本部間の情報共有は、テレビ会議システム、通信連絡設備、OA機器内の共通様式を用いて行う。

(5) 交代要員の考え方

平日の勤務時間帯に重大事故等が発生した場合には、送受話器（ページング）、所内放送等にて発電所構内の災害対策本部体制を構成する災害対策要員及び発電用原子炉主任技術者に対し非常招集を行う。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合には、当直（運転員）7名及び発電所構内に宿直している重大事故等に対処する災害対策要員32名にて初期対応を実施する（第1.0.10-2図、第1.0.10-8図）。それ以外の災害対策要員及び発電用原子炉主任技術者は、一斉通報システムにより非常招集される。（第1.0.10-9図）※³

※³ (2)災害対策本部の要員招集 c. 発電所外から発電所に招集する災害対策要員を参照

非常招集の対象となる発電用原子炉主任技術者又は代行者については、招集連絡を受けた後、速やかに災害対策本部に駆けつけられるよう、東海村又は隣接市町村に配置する。

発電用原子炉主任技術者は、参集途上であっても通信連絡手段（衛星電話設備（携帯型）等）を携行することにより、災害対策本部からプラントの状況及び対策の状況等を確認あるいは情報連絡を受けることができる。

また、初動対応者の交代を考慮し、主要な本部要員、班長、発電用原子炉主任技術者の交代要員は、発電所に比較的早期に参集できるように配慮する。

平日の勤務時間帯、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）のいずれの場合も、参集する災害対策要員は時間の経過に伴って増加し全体体制の要員数（111名：第1.0.10-1図）以上になる。このため、長期的対応に備えて、対応者と待機者を人選する（第1.0.10-9図）。

必要人数を発電所に残し、残りは発電所外（原子力事業所災害対策支援拠点、自宅等）で待機する。対応者は、基本的には12時間（目途）ごとに待機要員と交替することで長期的な対応にも対処可能な体制を構築する。

なお、プルーム通過時には、必要な活動に対して交替要員を考慮した最小限の要員を緊急時対策所、中央制御室及び現場（原子炉建屋附属棟3階）に合計72名が待機する。

緊急時対策所には66名（内訳：主要な本部員・班長、発電用原子炉主任技術者の災害対策対応24名とその交替要員24名、中央制御室から退避4名、現場から退避14名）が待機し、中央制御室待避室には同様に3名（内訳：当直3名）が待機し、現場（原子炉建屋附属棟3階）にも同様に3名（内訳：重大事故等対応要員である運転班員3名）が待機する。なお、プルーム通過中は、現場作業は行わないが、緊急時対策所の各班の機能は維持される。（第1.0.10-4図）。

(6) プルーム通過前後の体制の移行

a. プルーム通過前

緊急時対策所の災害対策本部の体制は、格納容器ベントに伴うプルームの通過に備え、プルーム通過前に災害対策本部の体制を変更する。プルーム通過時においても緊急時対策所に必要な災害対策要員を残し、それ以外の災害対策要員は事前に原子力事業所災害対策支援拠点に一時退避する。

中央制御室の当直（運転員）及び情報班員は、プルーム通過中の監視に必要な要員を除き緊急時対策所に退避する。中央制御室で監視に当たる当直（運転員）は、中央制御室待避室を正圧化させてプルームの通過に備える。

また、格納容器ベント対応のために第二弁操作室で操作に当たる運転班班員も、プルーム通過前に第二弁操作室に移動し、第二弁操作室を正圧化させてプルーム通過に備える。

b. プルーム通過中

プルーム通過中は、重大事故等の現場対応は実施できないが、緊急時対策所における災害対策本部の本部長及び本部員による本部体制及び各班の機能は維持され、SPDSデータ表示装置や監視カメラ等を用いてプラント状況や周囲状況の把握及び作業再開後の対応について、緊急時対策所内で議論される。

プルーム通過後の作業再開は、可搬型モニタリング・ポスト等の指示が急激に低下し、指示が安定したことをもって判断する。

c. プルーム通過後

プルームの通過が判断され次第、緊急時対策所建屋の空調を正圧化状態から空気浄化モードに移行し、緊急時対策所建屋のチェンジングエリアの運用を再開する。第二弁操作室に待機していた運転班員の緊急時対策所への帰還は、チェンジングエリアの運用再開後を原則とするが、チェンジングエリアの運用開始前に、やむを得ず帰還する必要がある場合には、緊急時対策所建屋内のエアロックのエリアにおいて、放射線防護具の脱衣及び汚染検査を行う。

プルーム通過前に緊急時対策所に退避していた中央制御室の当直（運転員）及び情報班員は、プルーム通過後、中央制御室のチェンジングエリアの運用が再開され次第中央制御室に移動する。また、原子力事業所災害対策支援拠点に退避していた災害対策要員を、本部長は災害対策本

部の体制をプルーム通過時の体制から重大事故等時の対応体制に戻すことに合わせ、発電所に要員を招集する。

(7) 廃止措置中の東海発電所の原子力防災体制との関係

廃止措置中の東海発電所は全ての核燃料は搬出済みであり、今後、原子炉構造物が解体される。東海発電所には核燃料物質がないため、東海第二発電所のような重大事故等が発生することはない。

しかし、東海発電所において原災法及び関連法令に定める特定事象が発生した場合には、東海第二発電所及び東海発電所で同時に災害対策本部を確立することとなる。

災害対策要員の観点から、東海第二発電所及び東海発電所に災害対策本部を確立した場合における東海第二発電所の重大事故等対応が東海発電所の事故対応から受ける影響について以下に示す。

a. 東海発電所で発生が想定される事故

「原災法」及び「原子力災害対策特別措置法施行令」では、国民の生命及び財産の保護の観点から、これに影響する又は影響する可能性がある事象が発生した場合には、事業者の通報が要求されている。さらに、

「原子力災害対策指針」及び「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則」では、原子炉の状況に応じた通報すべき事象（EAL）が定められている。

廃止措置中の東海発電所に該当するEALは「敷地境界付近の放射線量の上昇」、「火災爆発等による管理区域外での放射線の放出」及び「事業所外運搬での放射線量の上昇」がある。

東海発電所廃止措置計画認可申請書（平成 23 年度申請）では、廃止措置作業において EAL に該当する可能性がある事象として、「廃止措置工事において発生した放射性物質（粉じん）を捕捉した高性能粒子フィルタの破損による敷地境界の線量率の上昇」等が記載されている。また、廃止措置作業において「事業所内外運搬で、輸送容器からの放射性物質の流出による放射線量の上昇」も挙げられる。

このように、廃止措置中の東海発電所においても原災法第 10 条に該当する特定事象が発生する可能性があり、これが、東海第二発電所の重大事故等と同時に発生した場合には、東海第二発電所と東海発電所において災害対策本部を同時に確立することとなる。

b. 東海第二発電所災害対策要員の東海発電所災害対策要員との関係

東海第二発電所と東海発電所の災害対策要員は、原則として別組織とするが、東海第二発電所の災害対策本部の一部の要員は、東海発電所の災害対策本部の要員を兼務する。

重大事故等の対応に係る現場作業を行う要員及びその要員に指示をする要員並びに特定施設に係る課題等の専門的な現場作業又は検討を行う要員は、各発電所の独立した組織とするが、下記に示すとおり、東海発電所の災害対策の災害対策本部体制と別組織とすることで安全上の阻害的影響がある要員は、東海発電所の災害対策本部の要員と兼務する。

東海第二発電所と東海発電所の災害対策要員を兼務する要員は、以下のとおり。

(a) 災害対策本部長

他発電所への悪影響を及ぼす事故状況を把握した上で、両発電所に係る事故対応上の意思決定（要員の避難、作業中断等）が必要であ

る。このため、別組織の要員では、事故収束及び要員の安全確保に支障を来す。

(b) 広報班

広報においては、同一敷地内に二つの発電所がある場合、両発電所の状況に関する情報を統合して同時に提供する必要がある。このため、別組織の要員が個々に情報提供すると、報道機関や住民に混乱を招く。

(c) オフサイトセンター対応

オフサイトセンターの情報提供においては、同一敷地内に二つの発電所がある場合、両発電所の状況に関する情報を統合して同時に提供する必要がある。このため、別組織の要員が個々に情報提供すると、他機関の円滑な防災業務の遂行に支障を来す。

また、広報班及びオフサイトセンターに指示・命令する本部長代理についても、同様に、安全性への影響の観点から兼務とする。

東海第二発電所災害対策要員 111 名は、東海第二発電所専従要員 97 名及び兼務要員 14 名から構成される。なお、東海発電所災害対策要員 72 名は、東海発電所専従者 58 名及び兼務者 14 名により構成される。

(別紙 6)

3. 発電所外における重大事故等対策に係る体制について

発電所において原子力警戒事態又は非常事態が宣言された場合、本店対策本部及び原子力事業所災害対策支援拠点において、発電所における重大事故等対策に係る活動を支援する体制を構築する。(第 1.0.10-12 図)

以下に発電所外における体制について示す。

(1) 本店対策本部

a. 本店対策本部の体制概要

(a) 本店対策本部長（社長）の役割

社長は、本店対策本部長として統括管理を行い、全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施するため、本店対策本部長としてその職務を行う。なお、社長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、本店対策本部の副本部長がその職務を代行する。

(b) 本店対策本部の構成

本店対策本部は、重大事故等の拡大防止を図り、事故により放射性物質を環境に放出すること防止するために、特に中長期の対応について災害対策本部の活動を支援する。

重大事故等の応急対応を実施する災害対策本部の各班を支援するために、本店対策本部には対応する各班を設置するとともに、災害対策本部が事故対応に専念できるように、社内外の情報収集及び災害状況の把握、報道機関への情報発信、原子力緊急事態支援組織等関係機関への連絡、原子力事業所災害対策支援拠点の選定・運営を行う各班を設置する。

また、他の原子力事業者等への応援要請やプラントメーカー等からの対策支援対応等、技術面・運用面で支援する体制を整備する。（第1.0.10-13 図）

情報班：事故に関する情報の収集，災害対策本部への指導・援助及び本店対策本部内での連絡調整，社外関係機関との連絡・調整及び法令上必要な連絡，報告等

庶務班：通信施設の確保，要員の確保，応援計画案の作成及び各班応援計画の取り纏め等

広報班：報道機関等の対応，広報関係資料の作成，応援計画案の作成等

技術班：原子炉・燃料の安全に係る事項の検討，発電所施設・環境調査施設の健全性確認，災害対策本部が行う応急活動の検討，応援計画案の作成等

放射線管理班：放射線管理に係る事項の検討，個人被ばくに係る事項の検討，応援計画の作成等

保健安全班：緊急被ばく医療に係る事項の検討，応援計画案の作成等

b. 本店対策本部設置までの流れ

発電所において原子力警戒事態又は非常事態が宣言された場合，発電管理室長は，本店対策本部組織の要員を非常招集する。（第 1.0.10-14 図）発電管理室長は，発電所に災害対策本部が設置された場合，社長を本部長とする本店対策本部を設置する。なお，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において，本店対策本部体制が構築されるまでの間については，本店近傍で待機している宿直者 2 名にて初期対応を行う。

c. 広報活動

原子力災害発生時における広報活動については，原災法第 16 条第 1 項に基づき設置される原子力災害対策本部（全面緊急事態発生時の場合）と連携することとしており，原子力規制庁緊急時対応センター（ERC）及び緊急事態応急対策等拠点施設（オフサイトセンター）との情報発信体制を構築し，災害対策本部と連携し対応を行う。（第 1.0.10-15 図）

また，近隣住民を含めた広範囲の住民からの問い合わせについては，

相談窓口等で対応を行い，記者会見情報等についてはホームページ等を活用し，情報発信する。

(2) 原子力事業所災害対策支援拠点

発電所において非常事態が宣言された場合に，発電所外から7日間支援を受けなくとも災害対応が実施できるよう，発電所構内には，災害対応を可能とするための資機材として，必要な数量の食料，飲料水，防護具類（不燃布カバーオール，ゴム手袋，全面マスク等），燃料を配備している。

一方で，災害対応が更に長期化する可能性を考慮し，発電所外からの支援体制として，以下のとおり原子力事業所災害対策支援拠点を整備する。

本店対策本部長（社長）は，発電所における重大事故等対策に係る活動を支援するため，原災法第10条通報後に，原子力事業所災害対策支援拠点の設営を庶務班長に指示する。

庶務班長は，あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定する。（別紙5）また，原子力事業所災害対策支援拠点へ必要な要員を派遣するとともに，原子力事業所災害対策支援拠点を運営し，発電所における重大事故等対策に係る活動を支援する。

原子力事業所災害対策支援拠点へ派遣された要員は，現地責任者の指揮のもと，後方支援業務を行う。（第1.0.10-16図）

(3) 中長期的な体制

重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて，本店対策本部が中心となって社内外の関係各所と連携し，適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

具体的には、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）及び協力会社から、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プラントメーカーとの覚書を締結し、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する。

第 1.0.10-1 表 防災体制の区分と緊急時活動レベル (EAL)

| 防災体制 | 緊急事態の区分 | 異常・緊急時の情勢 | 施設の状況 | 事象の種類 | |
|------|---------------------|---|---|---|--|
| 警戒事態 | 警戒事態 | <p>○原子力防災管理者（所長）が、警戒事象（右の事象の種類参照）の発生について連絡を受け、又は自ら発見したとき。</p> <p>○原子力規制委員会より、警戒事態とする旨の連絡があったとき。</p> | <p>その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原子力施設における異常事象の発生又は、そのおそれがあ</p> | <p>(AL11)原子炉停止機能の異常のおそれ (AL21)原子炉冷却材の漏えい (AL22)原子炉給水機能の喪失 (AL23)原子炉除熱機能の一部喪失 (AL25)全交流電源喪失のおそれ (AL29)停止中の原子炉冷却機能の一部喪失 (AL30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ (AL42)単一障壁の喪失または喪失可能性 (AL51)原子炉制御室他の機能喪失のおそれ (AL52)所内外通信連絡機能の一部喪失 (AL53)重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ</p> | <p>○外的事象（自然災害）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大地震の発生，大津波警報の発令，竜巻等の発生 <p>○外的事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会委員長又は委員長代理が警戒本部の設置を判断した場合 <p>○その他原子力施設の重要な故障等</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力防災管理者が警戒を必要と認める原子炉施設の重要な故障等 |
| 非常事態 | 施設敷地緊急事態（原災法第10条事象） | <p>○原子力防災管理者（所長）が、特定事象（右の事象の種類参照）の発生について通報を受け、又は自ら発見したとき。</p> | <p>原子力施設において、公衆に放射線による影響をもたらす可能性のある事象が発生</p> | <p>(SE01)敷地境界付近の放射線量の上昇 (SE02)通常放出経路での気体放射性物質の放出 (SE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出 (SE04)火災爆発等による管理区域外での放射線の放出 (SE05)火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出 (SE06)施設内（原子炉外）臨界事故のおそれ (SE21)原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による一部注水不能 (SE22)原子炉注水機能喪失のおそれ (SE23)残留熱除去機能の喪失 (SE25)全交流電源の30分以上喪失 (SE27)直流電源の部分喪失</p> | <p>(SE29)停止中の原子炉冷却機能の喪失 (SE30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失 (SE41)格納容器健全性喪失のおそれ (SE42)2つの障壁の喪失または喪失可能性 (SE43)原子炉格納容器圧力逃し装置の使用 (SE51)原子炉制御室の一部の機能喪失・警報喪失 (SE52)所内外通信連絡機能の全て喪失 (SE53)火災・溢水による安全機能の一部喪失 (SE55)防護措置の準備及び一部実施が必要な事象発生</p> |

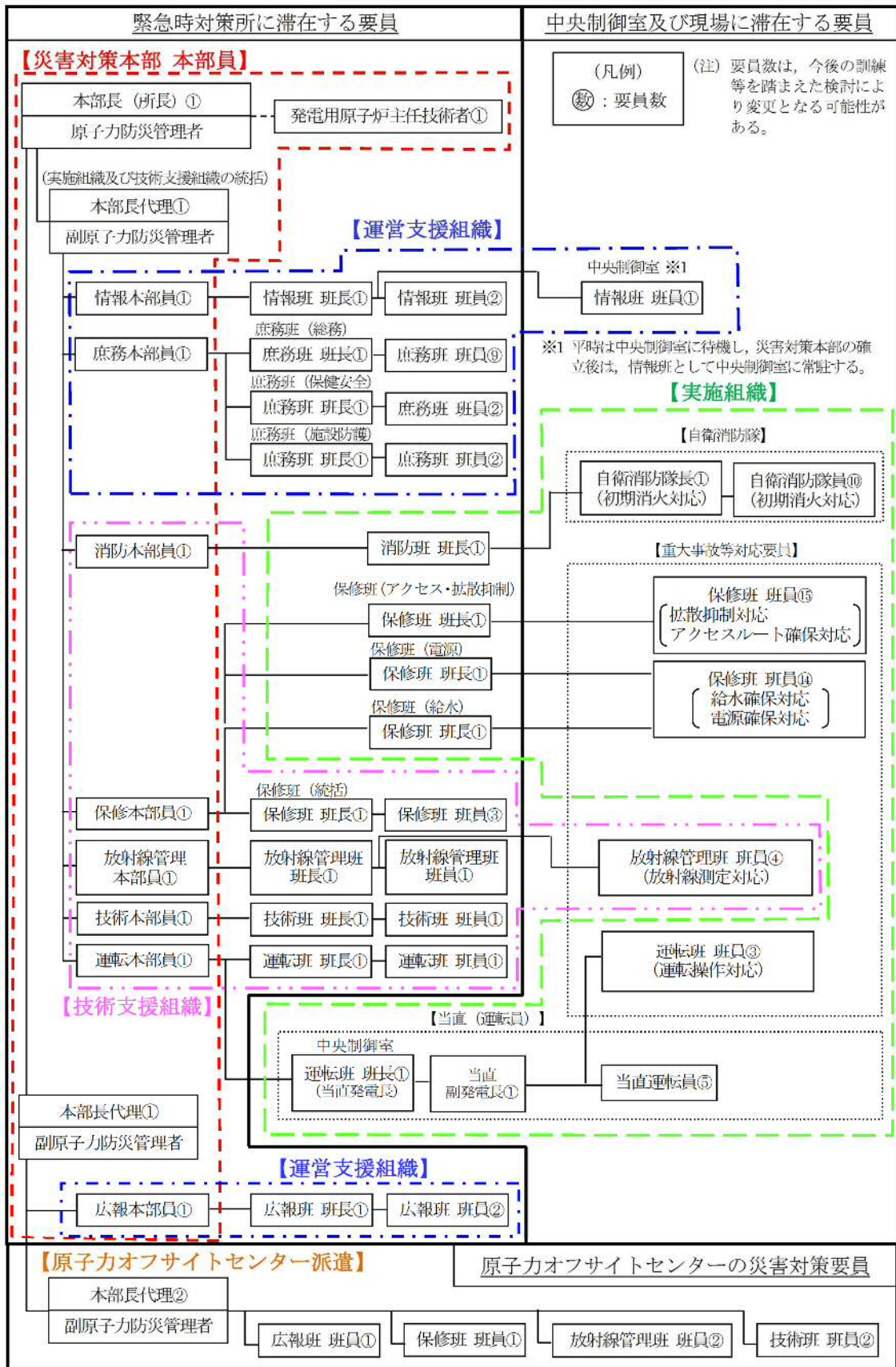
| 防災体制 | 緊急事態の区分 | 異常・緊急時の情勢 | 施設の状況 | 事象の種類 | |
|------|-----------------------|--|---------------------------------------|--|---|
| 非常事態 | 全面緊急事態 (原災法第15条事象) | ○原子力防災管理者(所長)が、原災法第15条第1項に該当する事象(右の事象の種類参照)の発生について通報を受け、又は自ら発見したとき、若しくは内閣総理大臣が原災法第15条第2項に基づく原子力緊急事態宣言を行ったとき。 | 原子力施設において、公衆に放射線による影響をもたらす可能性が高い事象が発生 | (GE01)敷地境界付近の放射線量の上昇 (GE02)通常放出経路での気体放射性物質の放出 (GE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出 (GE04)火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出 (GE05)火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出 (GE06)施設内(原子炉外)での臨界事故 (GE21)原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能 (GE22)原子炉注水機能の喪失 (GE23)残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失 | (GE25)全交流電源の1時間以上喪失 (GE27)全直流電源の5分以上喪失 (GE28)炉心損傷の検出 (GE29)停止中の原子炉冷却機能の完全喪失 (GE30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出 (GE41)格納容器圧力の異常上昇 (GE42)2つの障壁の喪失及び1つの障壁の喪失または喪失可能性 (GE51)原子炉制御室の機能喪失・警報喪失 (GE55)住民の避難を開始する必要がある事象発生 |

※EAL : Emergency Action Level, AL : Alert, SE : Site area Emergency, GE : General Emergency

第 1.0.10-2 表 所長（原子力防災管理者）不在時の代行順位

| 代行順位 | 役職 |
|------|------|
| 1 | 所長代理 |
| 2 | 副所長 |
| 3 | 次長 |
| 4 | 各室長 |

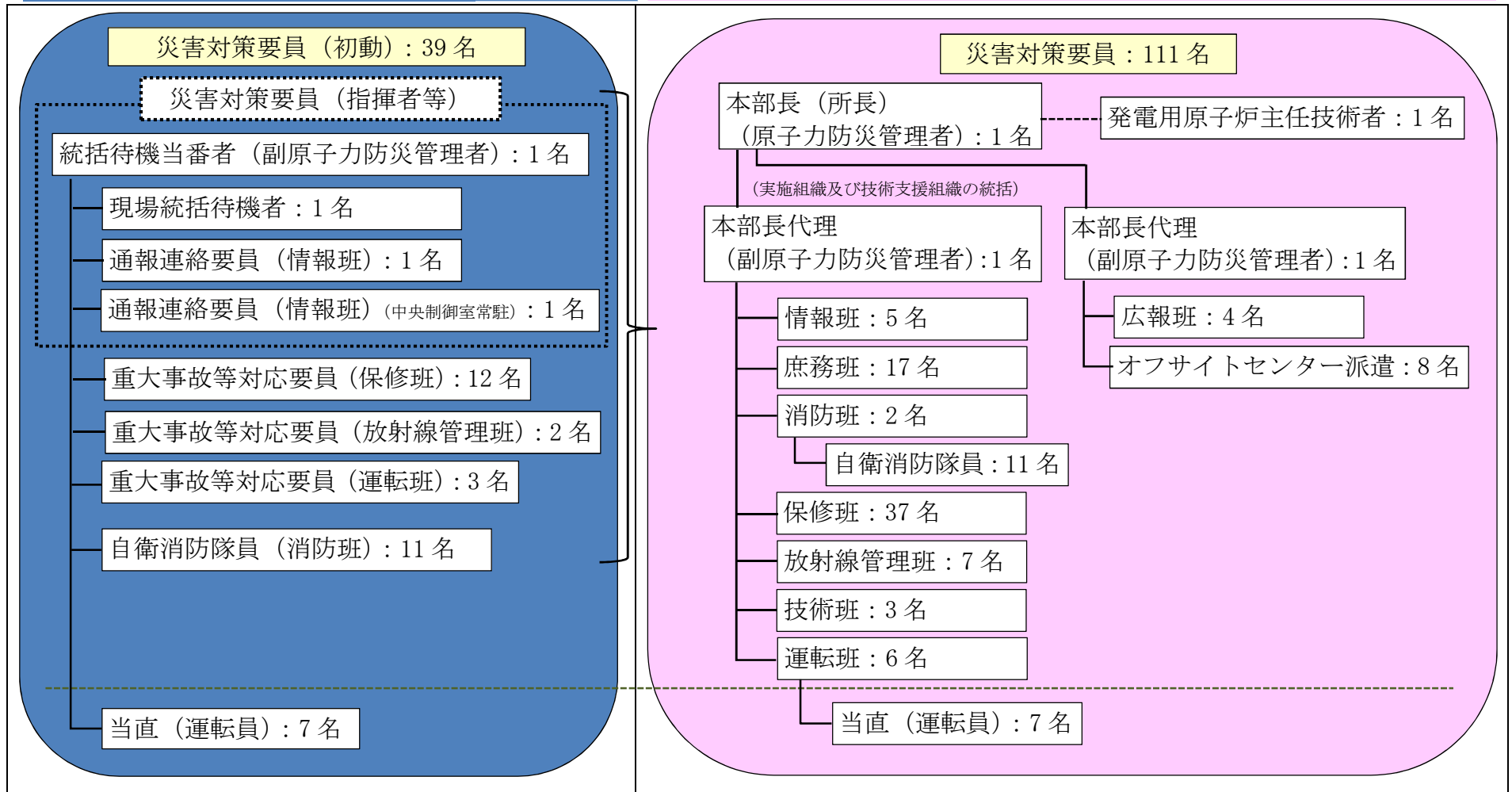
災害対策要員 合計：111名



第 1.0.10-1 図 災害対策本部体制

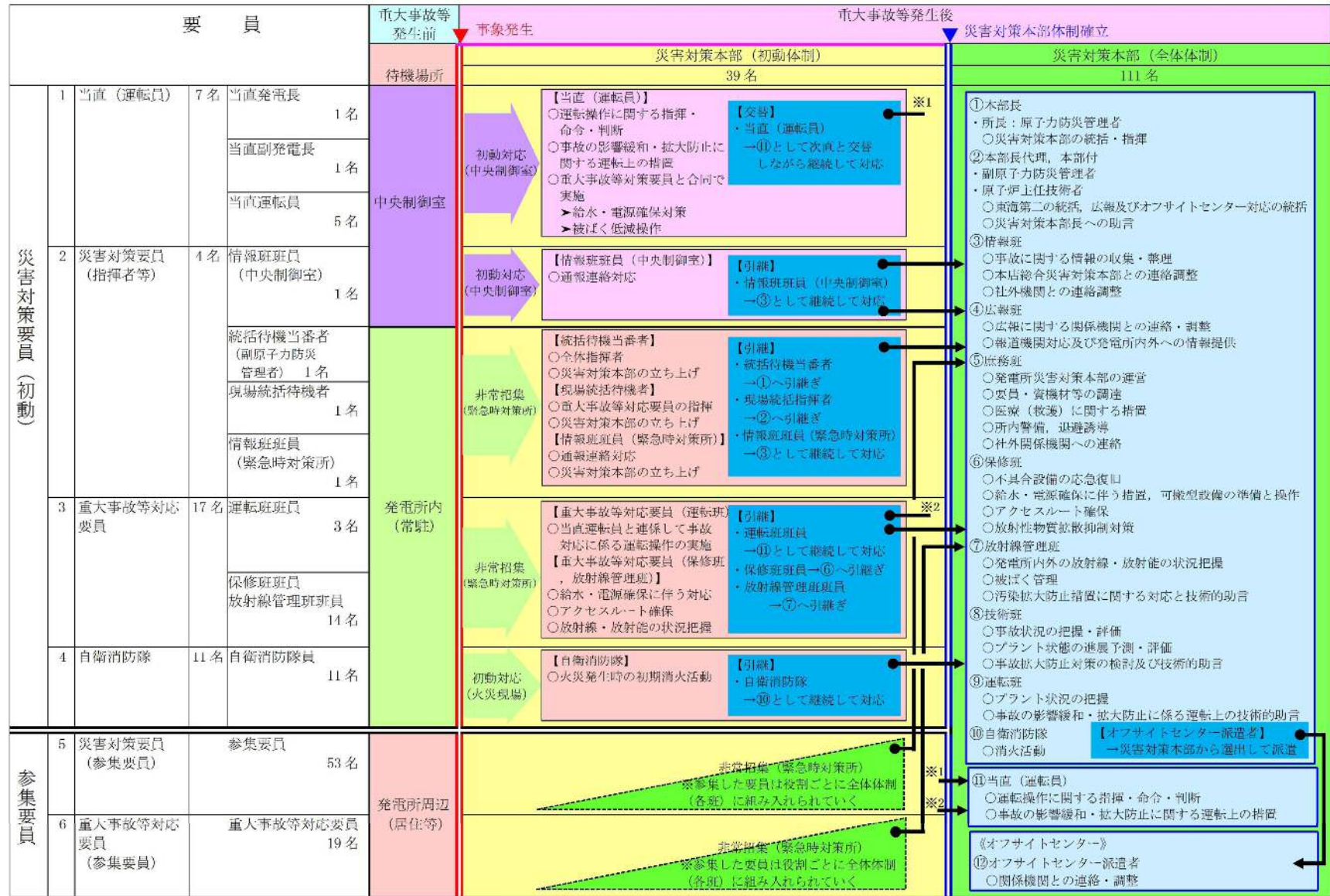
災害対策本部（初動体制）

災害対策本部（全体体制）

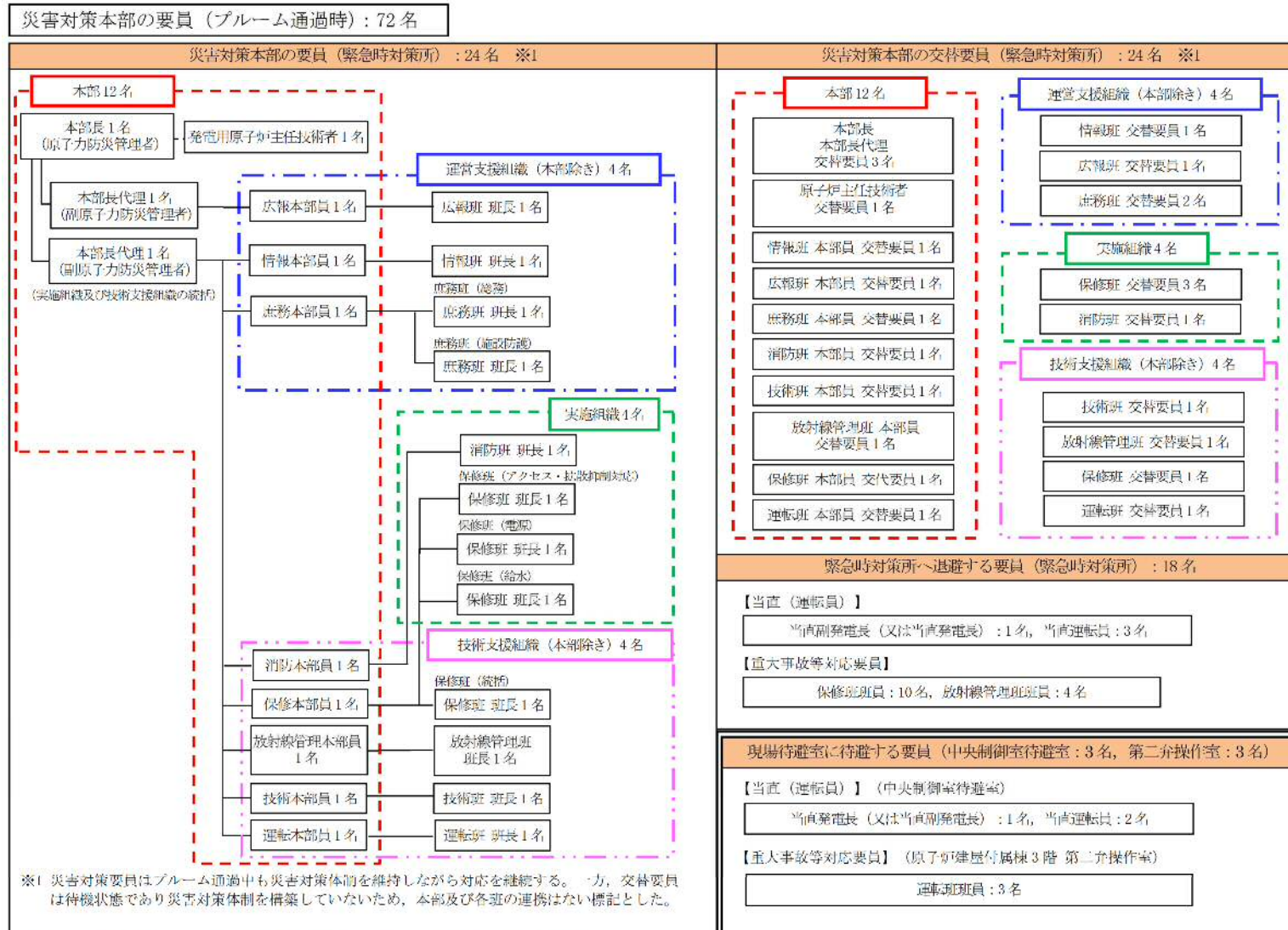


1.0.10-32

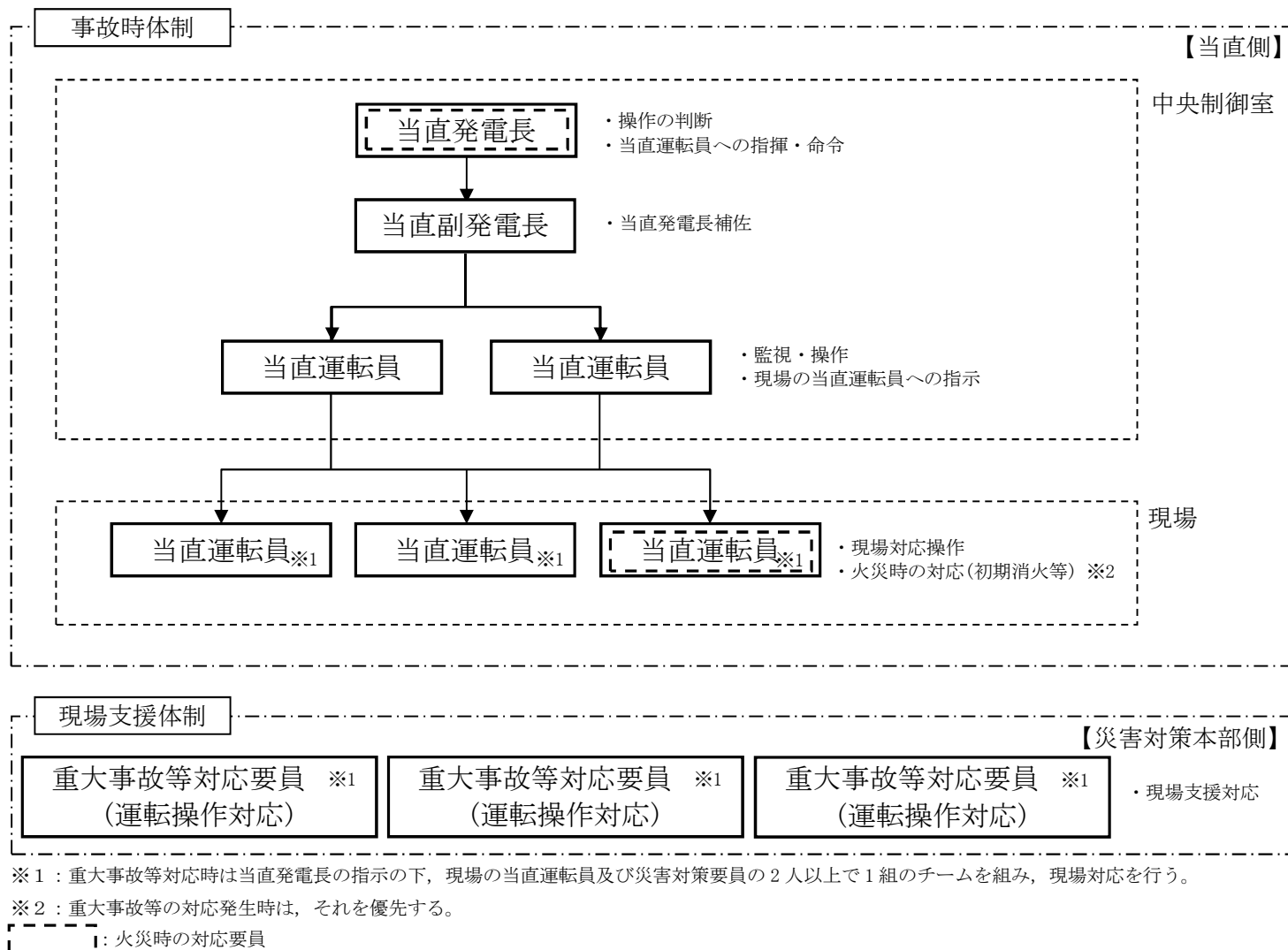
第 1.0.10-2 図 災害対策本部の初動体制及び全体体制の構成



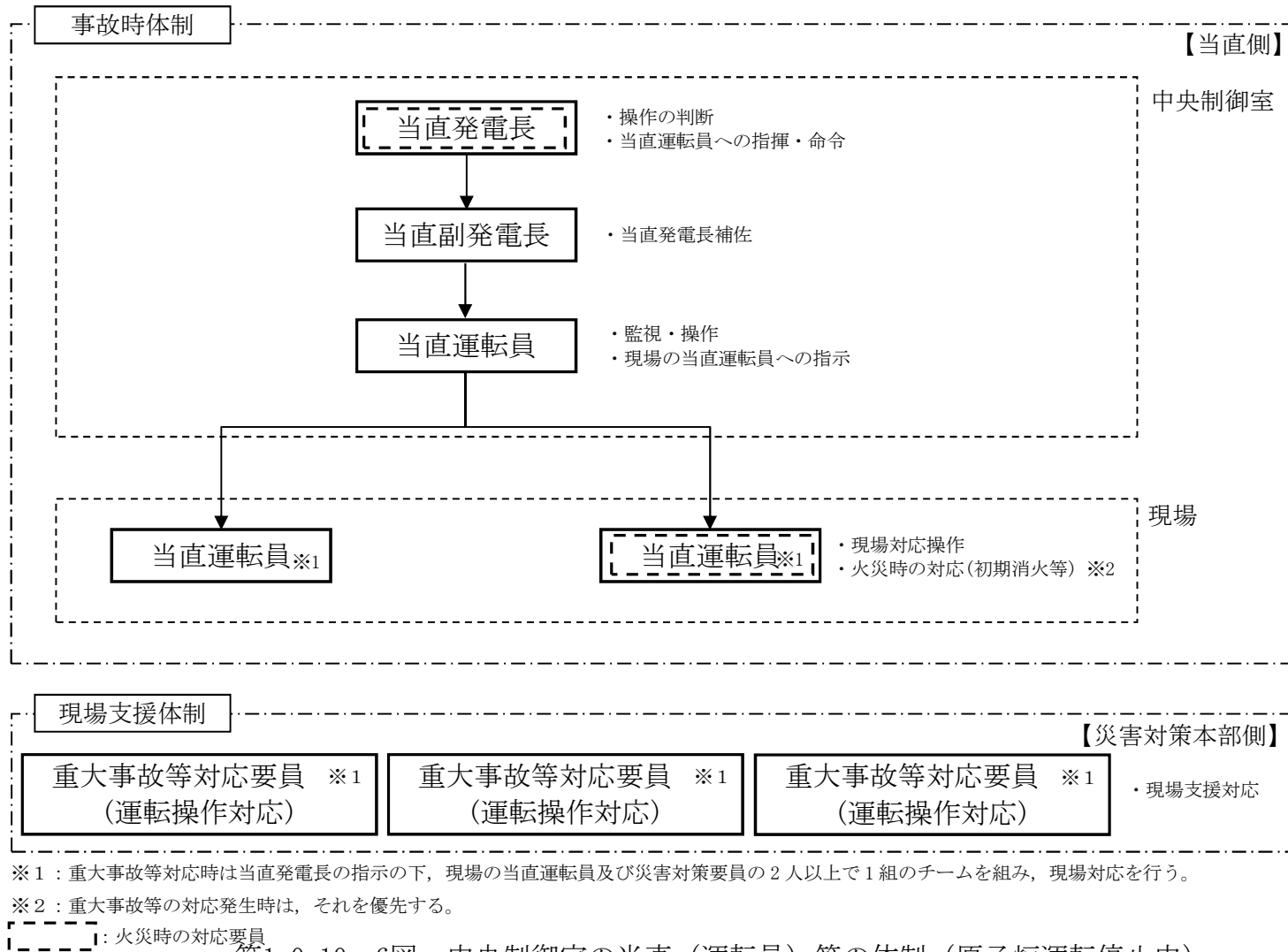
第 1.0.10-3 図 災害対策本部の初動体制から全体体制への移行



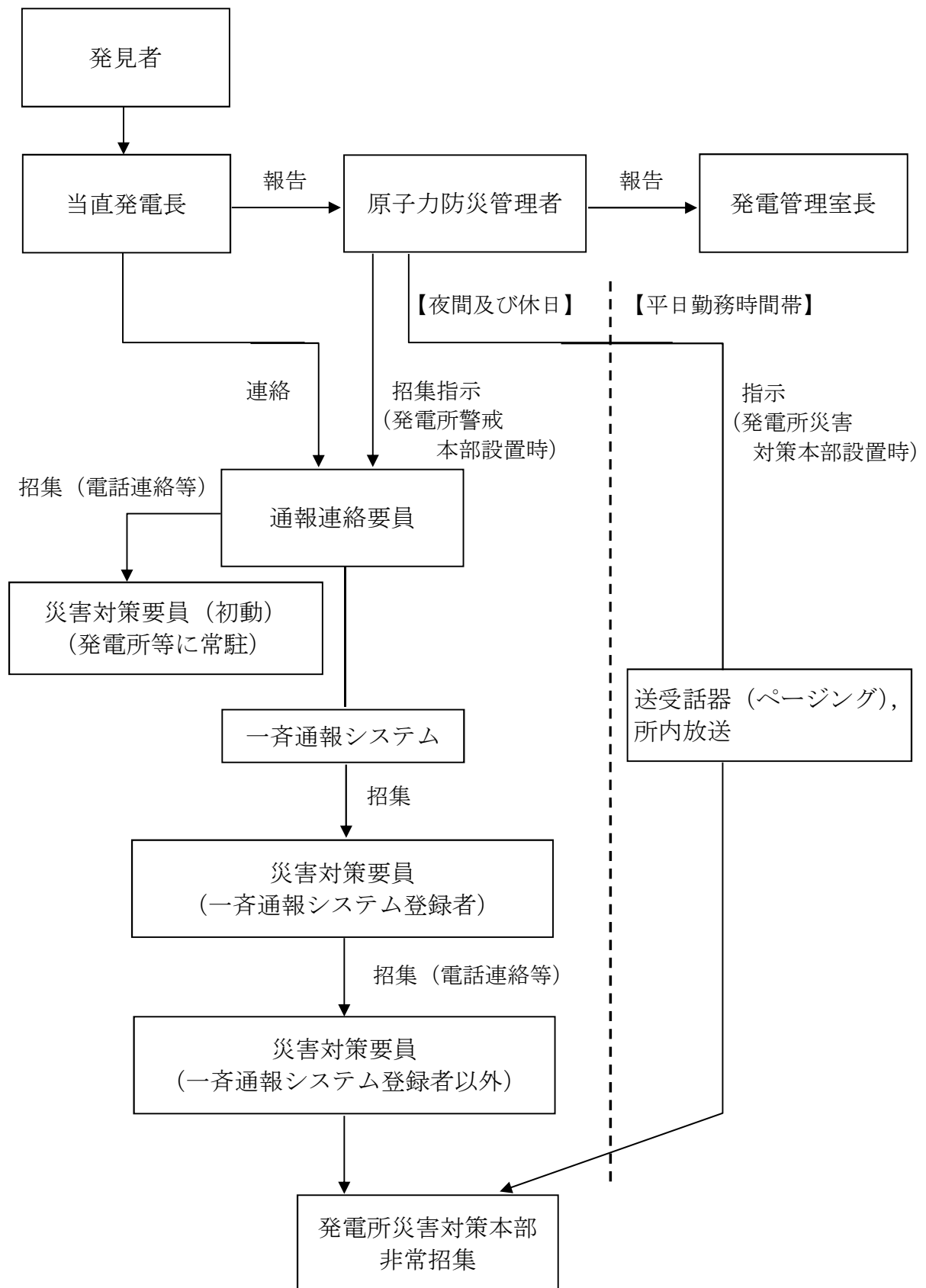
第 1.0.10-4 図 災害対策本部の要員 (プルーム通過時)



第 1.0.10-5 図 中央制御室の当直（運転員）等の体制（原子炉運転時）



第1.0.10-6図 中央制御室の当直（運転員）等の体制（原子炉運転停止中）



※ 原子力警戒事態発令の場合、「発電所災害対策本部」は「発電所警戒本部」に読み替える。

第 1.0.10-7 図 発電所における非常事態宣言と災害対策要員の非常招集

| | | 事故発生, 拡大 | 炉心露出, 損傷, 溶融 | ブルーム通過 | ブルーム通過後 |
|-------------------|---------------|---|--------------|---|---|
| 防災対策 | | ▽ 災害対策本部体制による事故収束活動 | | ▽ ブルーム通過直前 | ▽ ブルーム通過後 |
| 中央制御室 (現場対応含む) | | 事故拡大防止, 炉心損傷防止活動, 格納容器破損防止活動 | | 緊急時対策所(4) 【中央制御室待避室】当直(運転員)(3) | 事故拡大防止, 格納容器破損防止活動 |
| | | 当直(運転員)(7) | | | 当直(運転員)(7) |
| | | 重大事故等対応要員 (運転班 班員)(3) | | 退避(3) | 重大事故等対応要員 (運転班 班員)(3) |
| | | 情報班 班員(1) | | 退避(1) | 情報班 班員(1) |
| 東二 現場 | 重大事故等 対応要員 | 構内がれき撤去, 炉心損傷防止活動, 格納容器破損防止活動 (電源復旧, 注水等), 放射性物質拡散抑制活動 | | 格納容器ベント対応 【第二弁操作室】 重大事故等対応要員(3) | 構内がれき撤去, 格納容器破損防止活動 (電源復旧, 注水等), 放射性物質拡散抑制活動 |
| | | 重大事故等対応要員 (保修班 班員)(29) | | 退避(19) 緊急時対策所(10) ブルーム通過後に必要な要員以外の 現場要員は基本的に発電所外退避 | 重大事故等対応要員 (保修班 班員)(10) |
| | モニタリング 要員 | 構内モニタリング, 可搬型モニタ設置 | | 緊急時対策所(4) | モニタリング等 |
| | | 重大事故等対応要員 (放射線管理班 班員)(4) | | | 重大事故等対応要員 (放射線管理班 班員)(4) |
| 緊急時対策所 (本部) | | 本部要員(48) | | 【緊急時対策所】 本部要員(24), 本部交代要員(24), 現場要員(保修班 班員)(10), 運転要員(当直要員)(4), モニタリング要員(4) 《計(66)》 | 本部要員(48) |
| 発電所外 | | 交代・待機要員 | | | 必要時招集 |

※上記の災害対策要員の他に、初期消火活動に当たる自衛消防隊員 11 名(東海第二専従)が発電所内に常駐している。ブルーム通過中は発電所外に退避するが、ブルーム通過後は発電所に常駐する。また、オフサイトセンターに派遣されたオフサイトセンター派遣者 8 名が発電所外で活動している。

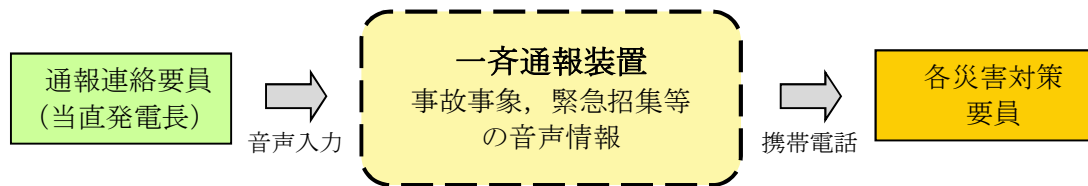
※要員数については、今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 1.0.10-8 図 ブルーム通過前後の災害対策要員の動き

【一斉通報システムの概要】

○ 一斉通報システムによる対策要員の招集

通報連絡要員（又は当直発電長）は、一斉通報装置に事故故障の内容及び招集情報を音声入力し、各災害対策要員に発信する。

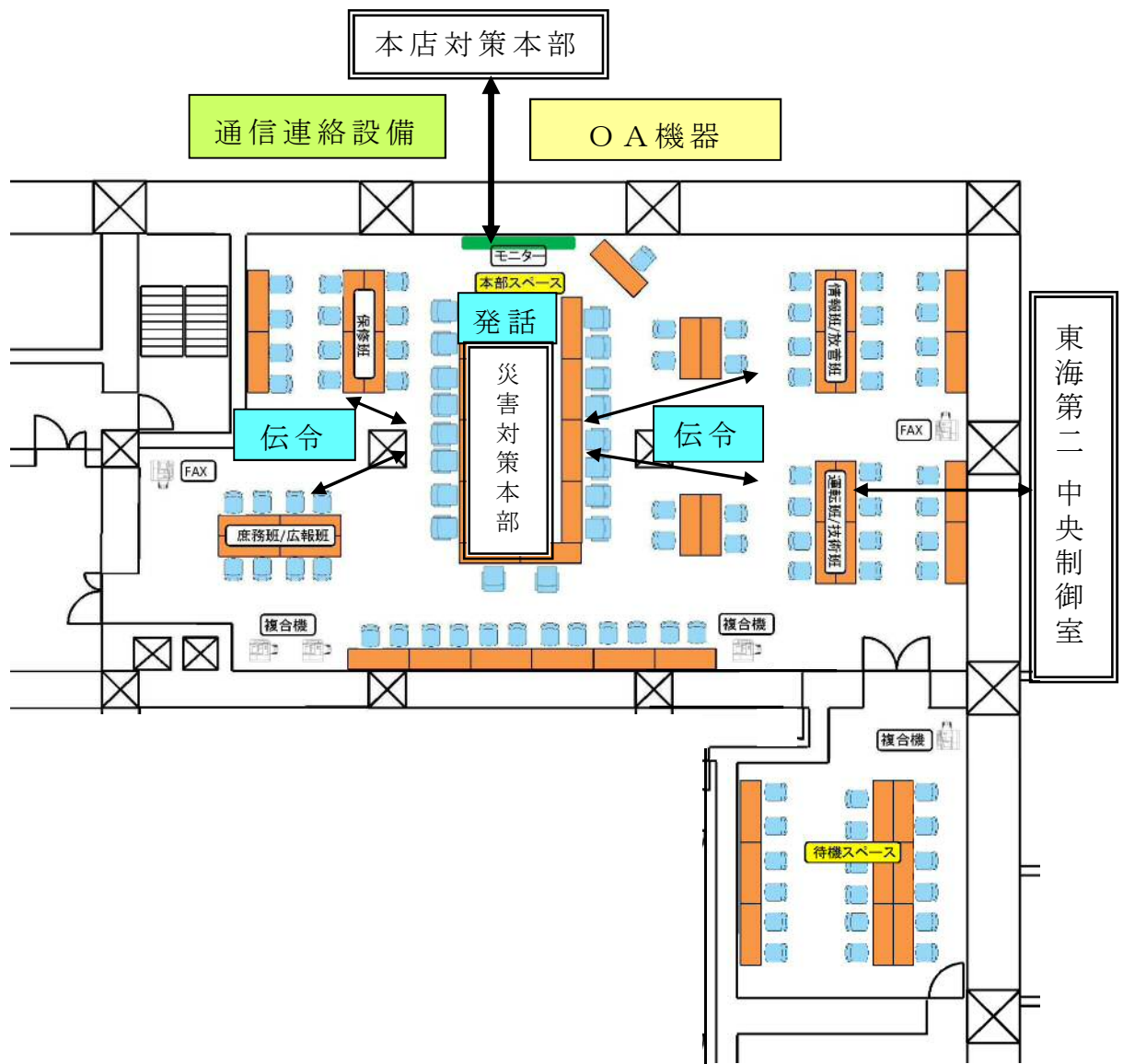


※ 発電所周辺地域（東海村）で震度6弱以上の地震が発生した場合には、各災害対策要員は、社内規程に基づき自主的に参集する。

第 1.0.10-9 図 一斉通報装置による災害対策要員の非常招集連絡

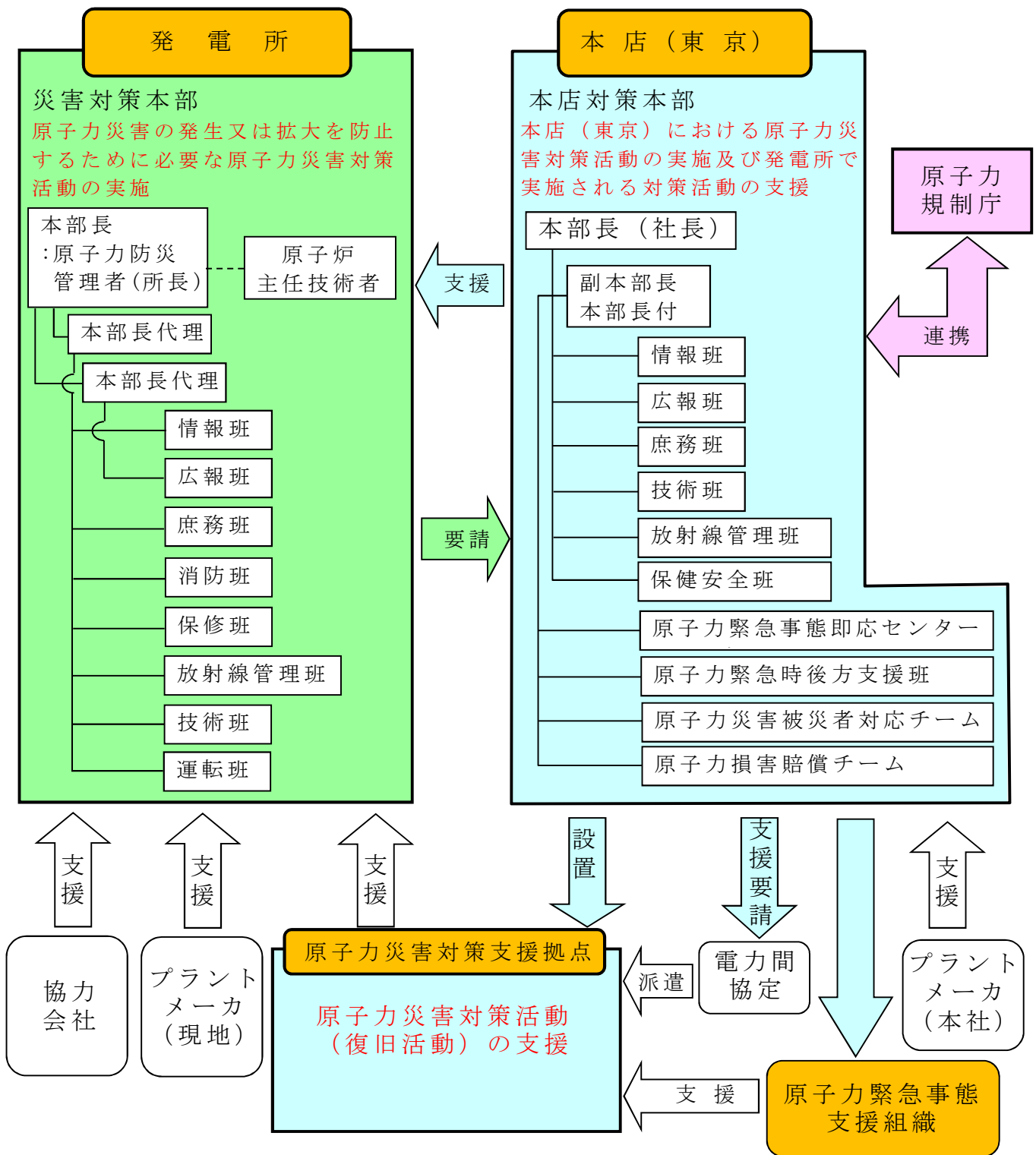
| 非常招集の連絡 | 非常招集のための準備 | 非常招集の実施 |
|---|--|---|
| <p>○重大事故等が発生した場合、一斉通報システム等により招集の連絡を行う。</p> <p>[災害対策要員（初動） （発電所構内及び発電所近傍に常駐）] 《事象発生，招集連絡》</p> <p>当直発電長（連絡責任者） ↔ 通報連絡要員※1</p> <p style="text-align: center;">↑※1 中央制御室常駐1名</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 統括待機当番（本部長代理）：1名 ・ 現場統括当番（本部長代理又は本部員）：1名 ・ 情報班員（通報連絡要員）：1名 ・ 重大事故等対応要員：15名※2 <li style="text-align: right;">※2 放射線管理要員を除く ・ 自衛消防隊員：11名※3 <li style="text-align: right;">※3 火災時現場出動 ・ 放射線管理要員：2名 </div> <p>.....</p> <p>[参集要員（自宅，寮等からの参集）] 《非常招集連絡》</p> <p style="text-align: center;">通報連絡要員又は当直発電長 (一斉通報システム)</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p style="text-align: center;">災害対策要員※4</p> <p style="text-align: center;">※4 発電所の緊急時対策所（災害対策本部）又は 発電所外集合場所（第三滝坂寮）に参集する。</p> <p>発電所周辺地域で震度6弱以上の地震が発生した場合は、災害対策要員は自主的に参集する。</p> | <p>○参集する災害対策要員の指名と参集場所の指定</p> <p>①発電所参集要員（拘束当番）の災害対策要員：緊急時対策所（災害対策本部）</p> <p>②発電所参集要員（拘束当番）以外の災害対策要員：発電所外参集場所（第三滝坂寮）※5</p> <p style="text-align: right;">※5 災害対策本部と無線連絡設備等により連絡を取り合う</p> <p>○発電所外集合場所と災害対策本部間の通信設備の配備及び連絡担当（庶務班員）の指名</p> <p>《発電所参集時の確認項目》</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所の状況（設備及び所員の被災等） ・ 参集した要員の確認（人数，体調等） ・ 防護具（汚染防護服，マスク，線量計等） ・ 持参品（通信連絡設備，照明機器等） ・ 気象，災害情報等 <p>○発電所参集ルートを選定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ あらかじめ定めた参集ルートの中から，気象，災害情報等を踏まえ，最適なルートを選定する。 <p>○発電所参集手段を選定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 参集ルートの道路状況や気象状況を勘案し最適な手段（自動車，自転車，徒歩等）を選定する。 | <p>○非常招集の開始</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所構内及び発電所近傍に常駐する災害対策要員（初動）は，発電所の緊急時対策所（災害対策本部）に参集，又は災害対策本部の指示により現場対応を行う。 ・ あらかじめ指名されている発電所参集要員（拘束当番）である災害対策要員（本部長，本部長代理，各本部要員，各班長及び各班の要員）は，直接発電所に向け参集を開始する。 ・ あらかじめ指名された発電所参集要員（拘束当番）以外の災害対策要員は，発電所外集合場所（第三滝坂寮）に参集し，災害対策本部と参集に係る情報確認を行い，災害対策本部からの要員派遣の要請に従い，集団で発電所に移動する。 <p>○非常招集中の連絡</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 所長（本部長）は，無線連絡設備，携帯電話等により，災害対策要員の参集状況等について適宜確認を行う。 <p>○緊急時対策所への参集</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 災害対策要員（本部長，本部長代理，各本部要員，各班長及びその他必要な要員）は，発電所の緊急時対策所（災害対策本部）に参集し，本部長の指揮の下に活動を開始する。 |

第1.0.10-10図 災害対策要員の非常招集の流れ

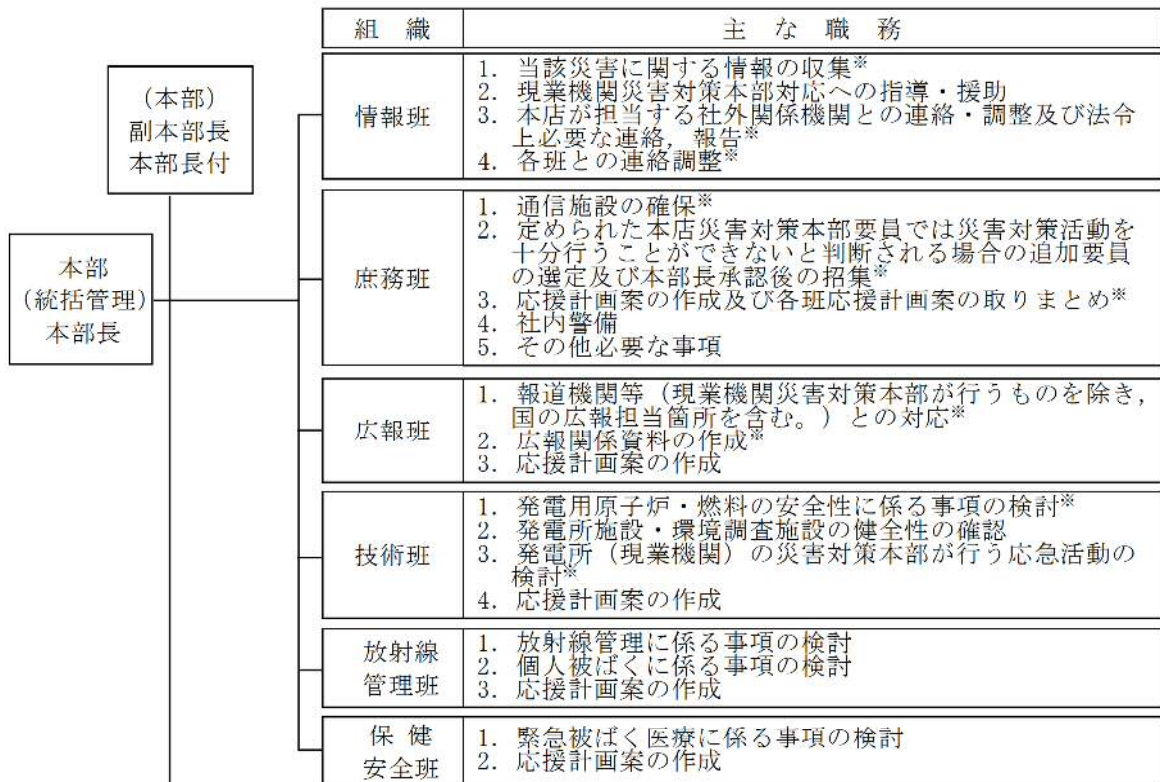


(注) 緊急時対策所（災害対策本部）内の配置については、今後訓練等の結果を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 1.0.10-11 図 緊急時対策所（災害対策本部）内における各作業班，本店対策本部との情報共有イメージ



第1.0.10-12図 重大事故等発生時の支援体制（概要）

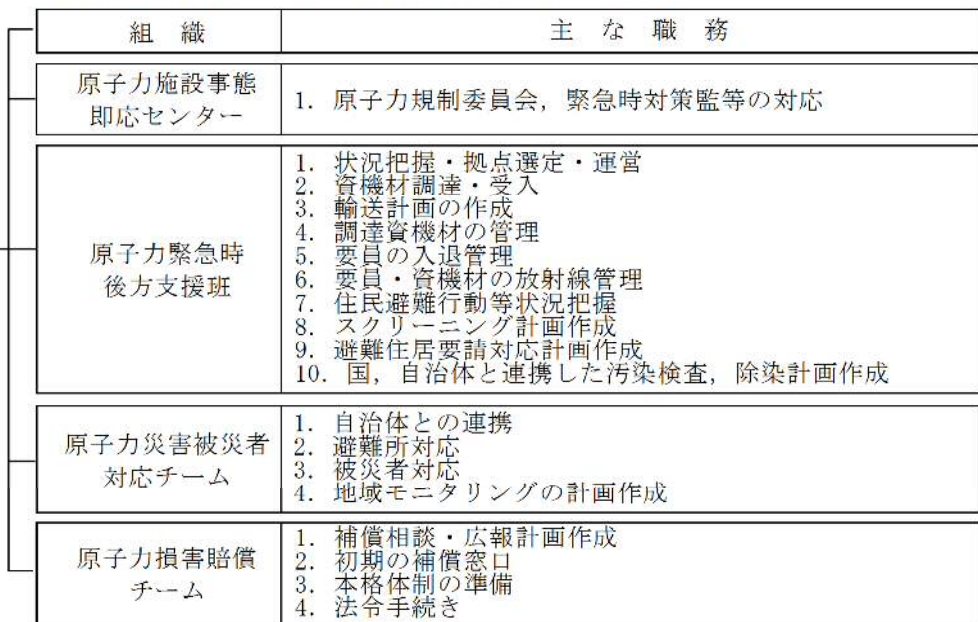


(本部)
副本部長
本部長付

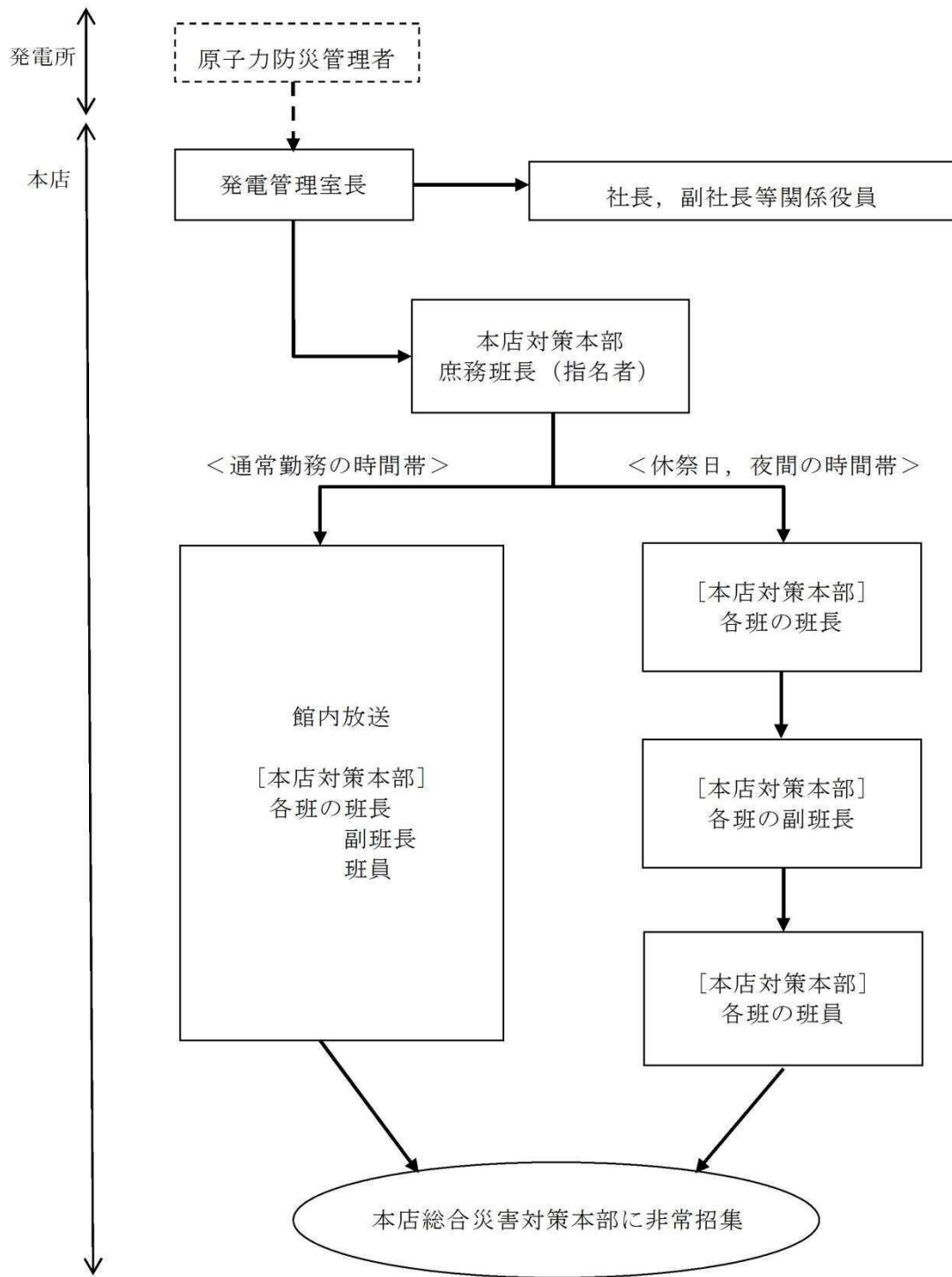
本部
(統括管理)
本部長

※ 警戒事態宣言時の主な職務を示す。なお、本店警戒本部の体制は、発生した事象に応じ本店警戒本部長がこの組織から必要要員をその都度指名する。

[本部長は、必要に応じ以下の組織を設置する]

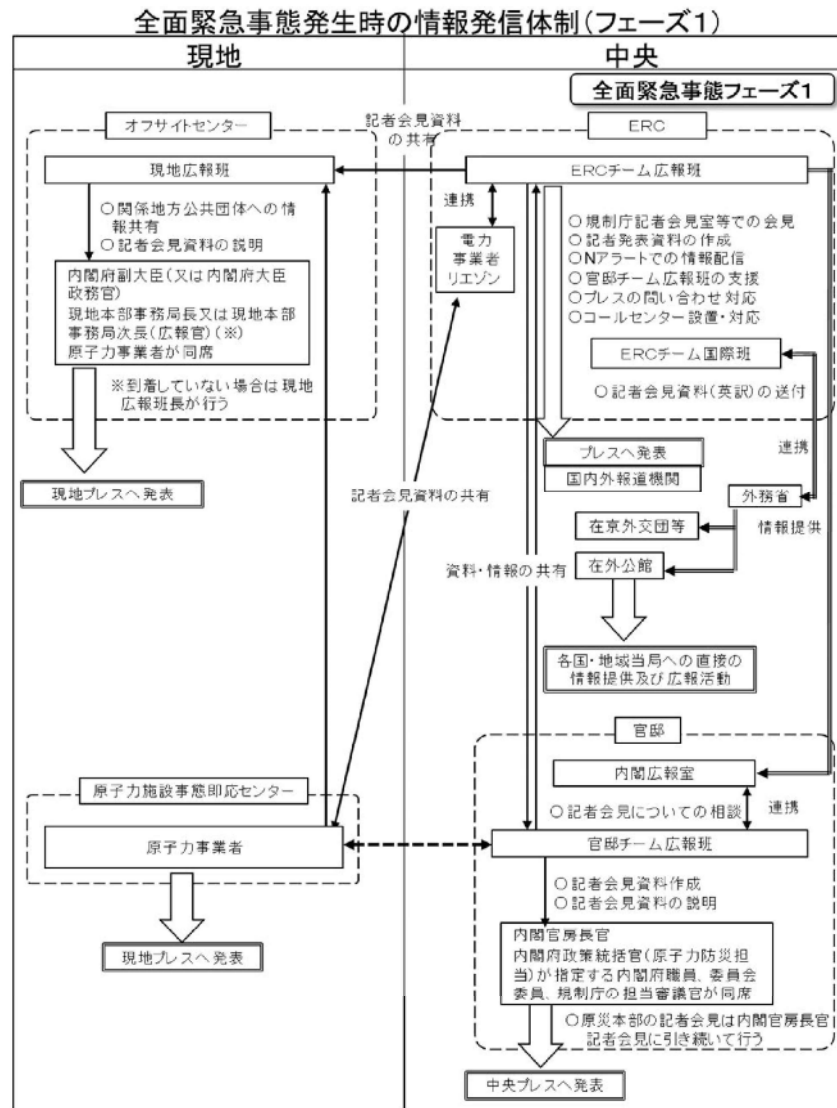


第 1.0.10-13 図 本店対策本部の組織及び職務



第 1.0.10-14 図 本店（東京）における態勢発令と災害対策要員の非常招集（非常招集の連絡経路）

(例) 全面緊急事態発生時の情報発信体制 (フェーズ1 : 原子力緊急事態宣言後の初期の対応段階)



【中央，現地，原子力事業者の情報発信体制，役割分担】

① 迅速かつ適切な広報活動を行うため，初動段階の事故情報等に関する中央での記者会見については原則として官邸に一元化。

官邸での記者会見に向けた情報収集及び記者会見の準備については，内閣府政策統括官（原子力防災担当）が指定する内閣府（原子力防災担当）職員及び規制庁長官が指定する規制庁職員の統括の下，官邸チーム広報班その他の官邸チーム主要機能班（プラント班，放射線班，住民安全班等），関係省庁，原子力事業者等が連携。

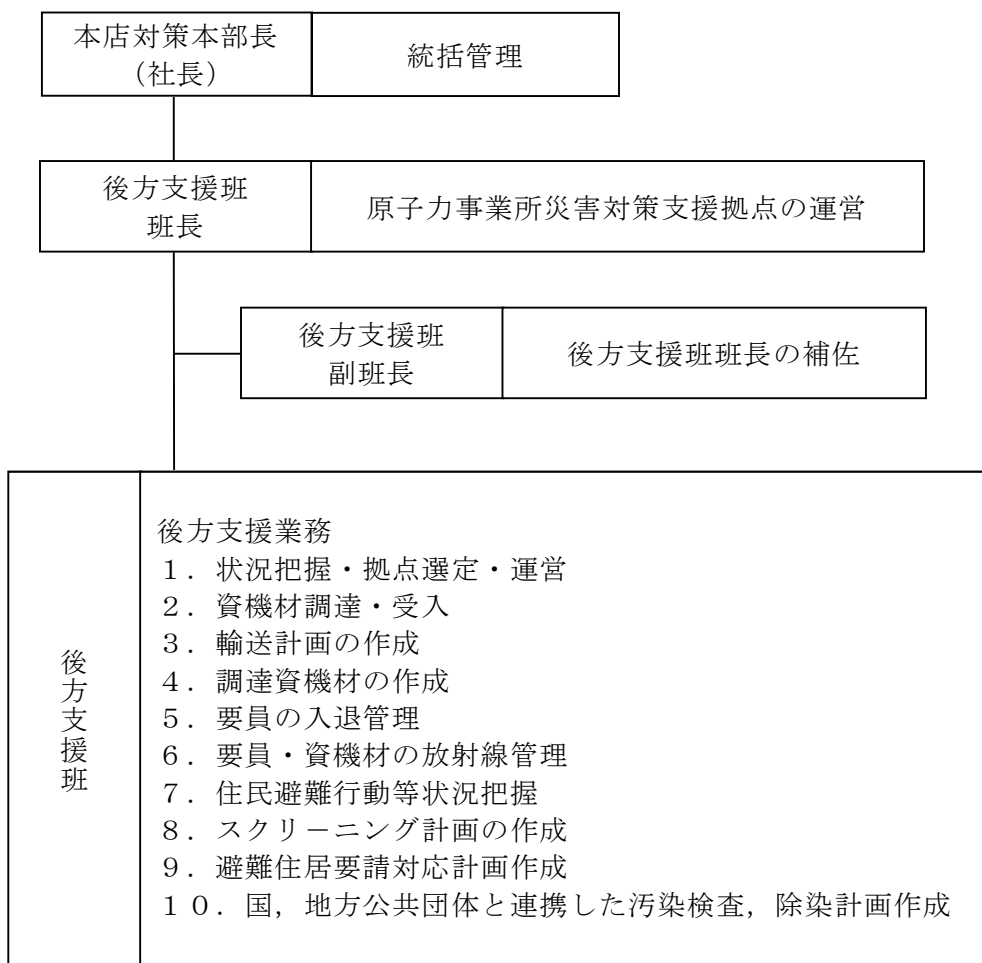
② オフサイトセンターでの情報発信に関しては，内閣府副大臣（又は内閣府大臣政務官）及び現地本部事務局長又は現地本部事務局次長（広報官）（現地に到着していない場合は，現地広報班長）等が必要に応じて記者会見を行うものとする。その際，事故の詳細等に関する説明のため，原子力事業者に対応を要請。

③ 原子力事業所における情報発信に関しては，原子力事業者と連携して，特に必要とされる時は，規制庁長官が指定する規制庁職員が，記者会見を行うものとする。その記者会見の情報については，官邸チーム広報班及びERCチーム広報班に共有。

また，フェーズの進展に応じて地方公共団体・住民等とコミュニケーションをとって作業を進める。

(原子力災害対策マニュアル：原子力防災会議幹事会 平成 28 年 12 月 7 日 一部改訂より抜粋)

第 1.0.10-15 図 全面緊急事態発生時の情報発信体制



第 1.0.10-16 図 原子力事業所災害対策支援拠点の体制

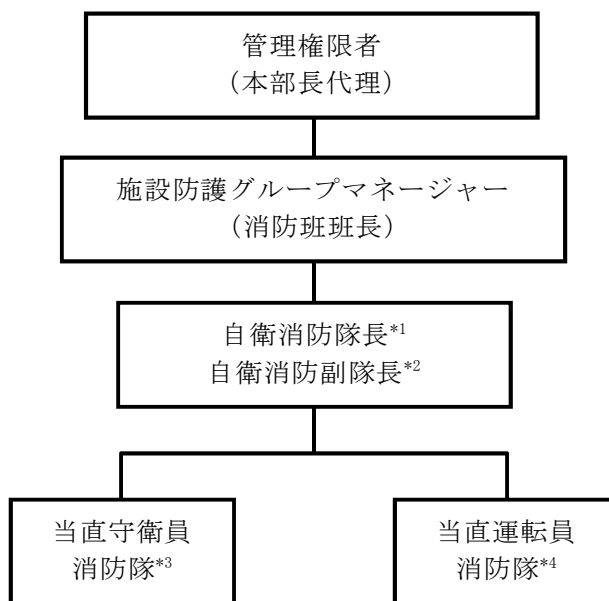
自衛消防隊の体制について

1. 自衛消防隊の体制

(1) 自衛消防隊の編成

東海第二発電所の建屋内外及び周辺防護区域において火災が発生した場合、発電所構内に常駐している当直守衛員及び当直（運転員）が、自衛消防隊（内訳：自衛消防隊長 1 名、自衛消防副隊長 1 名及び消火担当 7 名）を編成し、初期消火活動を行う。（図 1、表 1）

また、火災発生時は、施設防護グループマネージャーが当直守衛員消防隊を出動させ初期消火活動を行う。



注：（ ）内は、災害対策本部設置後の体制を示す。

*1 現場指揮者(夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）は宿直当番者対応)

*2 現場連絡責任者(夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）は宿直当番者対応)

*3 構内全域における初期消火活動等

*4 東海第二発電所の管理区域及び周辺防護区域内における初期消火活動等

図 1 自衛消防隊の編成

表 1 初期消火活動のための要員と主な役割

| 初期消火活動の要員 | 消火活動における担当（人数） | 主な役割 |
|--------------------|-----------------|--|
| 当直発電長 当直守衛員 | 通報連絡責任者 （1名） | <ul style="list-style-type: none"> 消防機関への通報 所内関係者への連絡及び出動指示 |
| 当直運転員 当直守衛員 | 連絡担当 （1名） | <ul style="list-style-type: none"> 火災現場への移動及び状況確認 現場状況の所内関係者への伝達 可能な範囲での初期消火 |
| 自衛消防隊長 （技術系管理職） | 現場指揮者 （1名） | <ul style="list-style-type: none"> 出動の準備／火災現場への移動 火災状況の把握 現場状況の所内関係者への伝達 火災現場での消火活動の指揮 |
| 自衛消防副隊長 （管理職） | 現場連絡責任者 （1名） | <ul style="list-style-type: none"> 消防機関への情報提供 消防機関の現場誘導 |
| 当直守衛員 | 消火担当 （7名） | <ul style="list-style-type: none"> 出動の準備／火災現場への移動 消防自動車，消火器，消火栓等による消火活動 |

(2) 火災発生時の消火活動要員の動き

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）と、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表 2 に示す。夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の時間帯についても、現場の監視及び消火活動は十分に対応可能である。以下に詳細を記載する。

東海第二発電所当直（運転員）は東海第二発電所管理区域（建屋内外）及び周辺防護区域を所掌とし、また、当直守衛員は屋外全般を所掌として、火災発生時には初期消火対応及び公設消防への連絡を行う。

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、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 9 人により構成される。消火担当 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。

当直（運転員）及び当直守衛員が、各々の所掌において火災を発見した場合は、上記のとおり初期消火対応及び公設消防への連絡を行うとともに、当直（運転員）と当直守衛員の間で迅速に情報共有する。

表2 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 (初動体制) (39名) の要員 | 初期消火活動要員 | 当直発電長 (通報連絡責任者) | 1 | 東海第 二発電 所内部 | MCR | | ● | ● | | 運転 対応 移行 ※2 | | 当直 | 当直 | | |
| | | 当直運転員 (連絡担当) | 1 | | MCR～ 火災現場 | ● | | | ● | | | | | | |
| | | 自衛消防隊 (宿泊当番) | 自衛消防隊長 (現場指揮者) | 1 | 東海第 二発電 所内部 ・ 屋外 | 火災現場 | | | | | 消火 対応 ※3 | | ● | 消防班 | 消防班 |
| | | | 自衛消防副隊長 (現場連絡責任 者, 1名) | 8 | | 現場指揮 本部 | | | | | | | | | |
| | | | 当直守衛員※1 (消火担当, 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 ※4 | | | | | |
| 当直守衛員 (連絡担当) | 監視所～ 火災現場 | ● | | | | | ● | | | | | | | | |

| 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 | 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 (初動体制) (39名) の要員 | 初期消火活動要員 | 当直発電長 (通報連絡責任者) | 1 | 東海第 二発電 所内部 | MCR | | ● | ● | | 運転 対応 移行 ※2 | | 当直 | 当直 | | |
| | | 当直運転員 (連絡担当) | 1 | | MCR～ 火災現場 | ● | | | ● | | | | | | |
| | | 自衛消防隊 (宿泊当番) | 自衛消防隊長 (現場指揮者) | 1 | 東海第 二発電 所内部 ・ 屋外 | 火災現場 | | | | | 消火 対応 ※3 | | ● | 消防班 | 消防班 |
| | | | 自衛消防副隊長 (現場連絡責任 者, 1名) | 8 | | 現場指揮 本部 | | | | | | | | | |
| | | | 当直守衛員※1 (消火担当, 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 ※4 | | | | | |
| 当直守衛員 (連絡担当) | 監視所～ 火災現場 | ● | | | | | ● | | | | | | | | |

- ※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 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
- ※3 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
- ※4 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

(3) 消火活動用資機材及び水源

東海第二発電所の消火活動用資機材の種類及び水源を以下に示す。

- ・ 屋外消火栓（水源：防火水槽及び原水タンク）（東海発電所と共用）
- ・ 屋内消火栓（水源：ろ過水タンク及び多目的タンク）
- ・ 消火器
- ・ 化学消防自動車（1台）及び水槽付消防ポンプ自動車（1台）

2. 重大事故等時における複数同時火災時の対応

(1) 概要

東海第二発電所敷地内において同時に複数箇所で火災が発生した場合、災害対策本部の確立前については、当直発電長は火災によるアクセスルート及び重大事故等対応に及ぼす影響等を考慮して消火活動の優先度を判断し、自衛消防隊を出動させ消火活動に当たらせる。災害対策本部の確立後については、当直発電長からの報告を受けた本部長代理が、上記と同様の観点から消火活動の優先度を判断し、自衛消防隊を出動させ消火活動に当たらせる。

東海第二発電所敷地内において同時に複数箇所で火災が発生した場合の対応の例として、東海第二発電所の建屋内部の2箇所での同時火災のケース（以下「建屋内同時火災」という。）及び東海第二発電所敷地内（屋外）の2箇所での同時火災のケース（以下「屋外同時火災」という。）について以下に示す。

(2) 建屋内同時火災

a. 前提条件

- ・ 重大事故等の対応中に、東海第二発電所建屋内で原因を特定しない同

時火災が発生することを想定する。

- ・ 建屋内同時火災が発生した場合、当直運転員は初期消火活動に当たる。しかし、自衛消防隊が消火現場に到着し、当直運転員から消火活動を交替する場合や、火災によるアクセスルートや重大事故等対応に及ぼす影響の程度によっては、当直発電長の判断により、当直運転員が重大事故等の現場対応操作を優先する。
- ・ 建屋内の火災であるため、消火活動は建屋内の消火器、消火栓を使用する。

b. 対応及び体制

東海第二発電所の建屋内同時火災の対応フローを図2に、初期消火体制を図3に示す。

当直発電長は、火災の状況を含めプラント状況の把握や災害対策本部との連絡を行うとともに、現場指揮所設置までの当直運転員が行う初期消火活動の指揮を執る。

自衛消防隊長は、災害対策本部（消防班長）の指示を受け、速やかに現場指揮所を設置するとともに、設置後は消火活動を指揮する。指揮権の委譲の際には、当直発電長と現場対応者（当直運転員等）から両方の火災状況の説明を受ける。その後は、一方の火災現場に現場指揮及び連絡を担当する担当者を配置し、適宜状況報告を受け両方の火災対応の指揮を執るとともに、災害対策本部との連絡を行う。

消火体制について、初期消火要員として当直発電長から指名された当直運転員等が自衛消防隊で初期消火対応を行い、その後は自衛消防隊で2班を編成し消火活動に当たる。消火活動は、自衛消防隊長及び自衛消防隊員6名の計7名の体制で対応可能であり、必要により現場指揮所と火災現場の連絡担当を配置する。

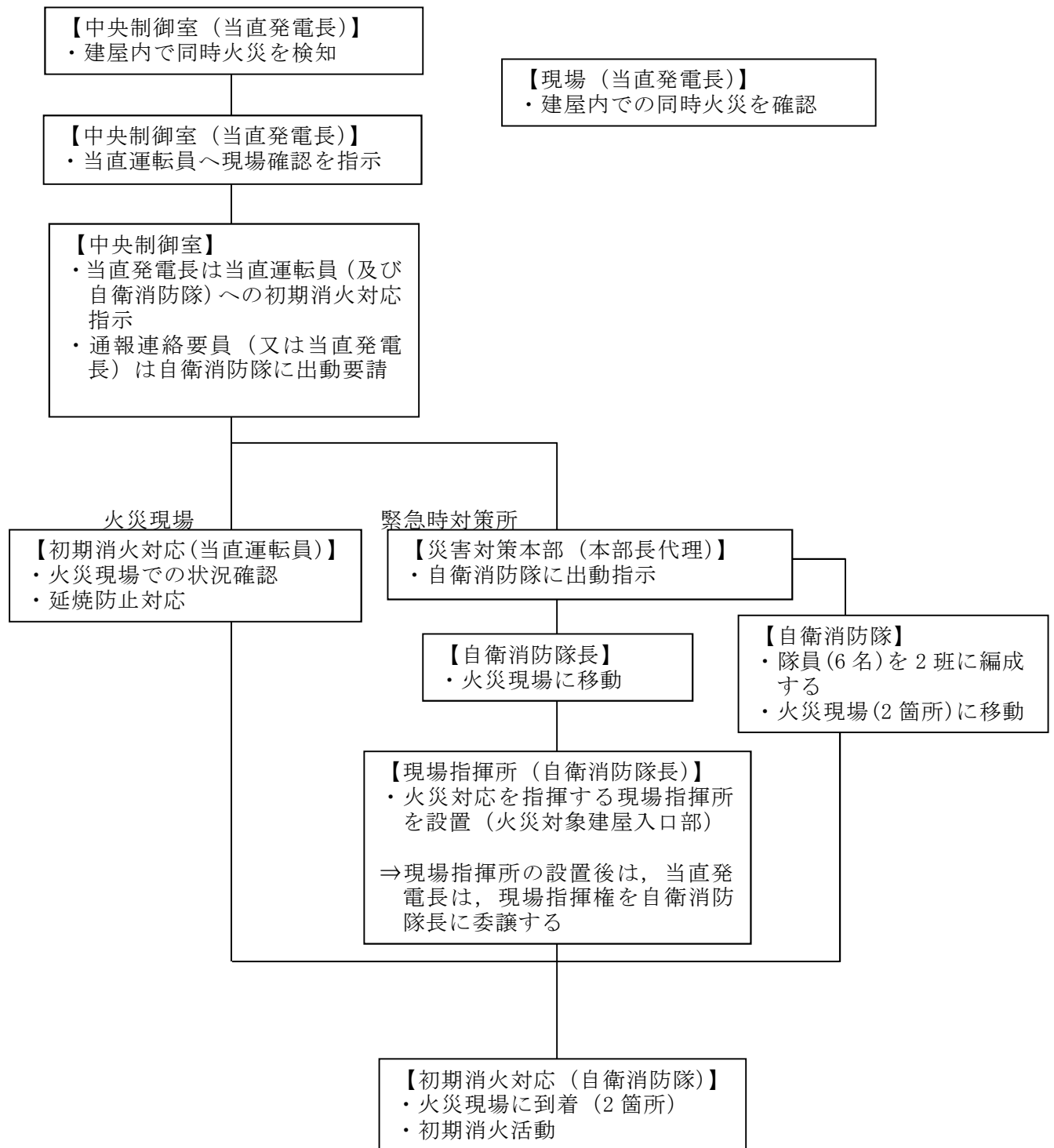
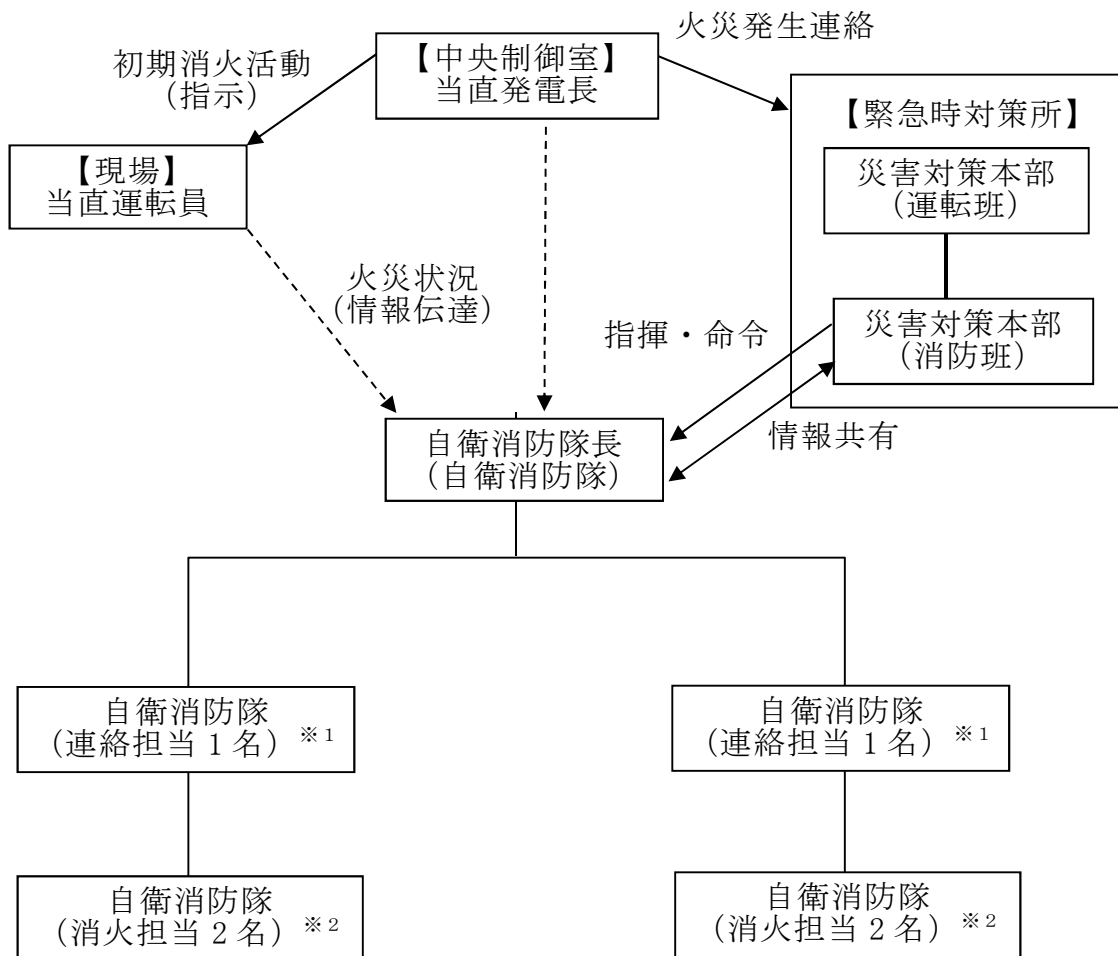


図2 建屋内同時火災の対応フロー



※1 現場指揮対応

※2 自衛消防隊員 2 名一組での消火対応となるが、消火器及び
屋内消火栓での消火活動であるため、十分対応可能

図 3 建屋内同時火災発生時の初期消火体制

(3) 屋外同時火災

a. 前提条件

- ・東海第二発電所敷地内の屋外で、重大事故等の対応中に発電所敷地内で現場操作を妨げるような火災が同時に2箇所が発生することを想定する。
- ・消火活動は重大事故等対応のための活動である前提とし、化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を用いる。
- ・火災状況や火災規模により、上記の消防用自動車に加えて可搬型代替注水中型ポンプを使用する。なお、可搬型代替注水中型ポンプは自主の消火設備として活用する。
- ・可搬型代替注水中型ポンプを用いる消火活動が必要な場合は、保修班の現場要員を消火活動の要員として活用するため、初期消火要員の消火活動には影響を与えない。

b. 外部火災での対応及び体制

屋外同時火災の対応フローを図4に、初期消火体制を図5に示す。

屋外同時火災における消火活動は、自衛消防隊長が指揮を執る。敷地内2箇所での同時火災に対しての消火活動は、常時待機している自衛消防隊（当直守衛員消防隊7名）と自衛消防隊長等の2名（現場指揮者及び現場連絡責任者）の計9名で対応可能である。

なお、保修班の現場操作を前提として、可搬型代替注水中型ポンプを用いて消火活動を行う場合は、保修班の現場要員6名で消火活動を行う。この場合、現場要員は、消火活動の終了次第、災害対策本部の判断により速やかに原子炉等への給水作業等に戻る。

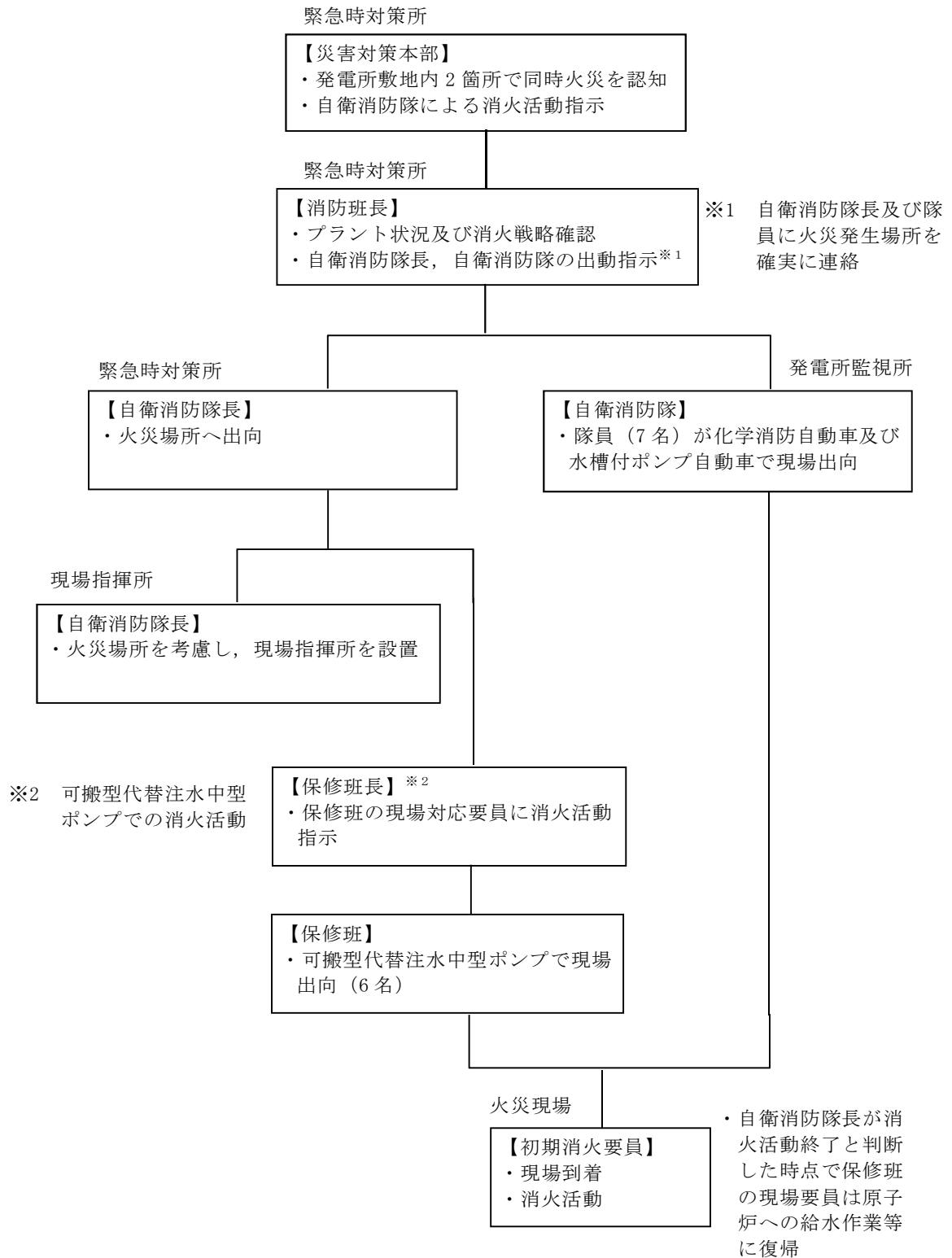
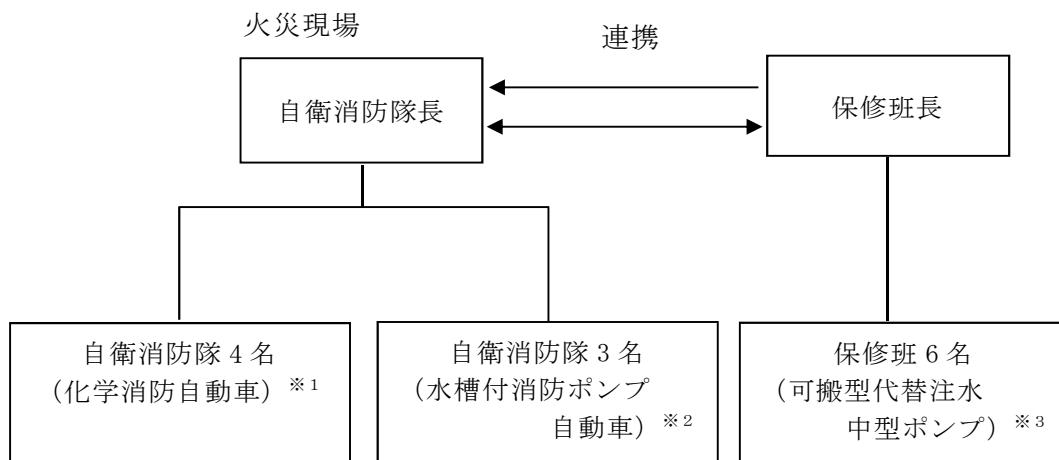


図 4 発電所敷地内での同時火災に対する対応フロー



- ※1 筒先担当 1 名，機関操作 1 名，泡消火薬剂補充員 2 名
- ※2 筒先担当 1 名，筒先担当補佐 1 名，機関操作 1 名
- ※3 対応が必要な場合

図 5 緊急時における発電所敷地内の同時火災発生時の初期消火体制

緊急時対策所における主要な資機材一覧

緊急時対策所に配備している主要な資機材については以下のとおり。

○通信連絡設備

| 通信種別 | 主要設備 | | 台数 ^{※3} |
|-------|----------------------------------|---------------------|------------------|
| 発電所内外 | 電力保安通信用 電話設備 ^{※1} | (固定型) | 4台 |
| | | (携帯型) ^{※2} | 約40台 |
| | 衛星電話設備 | (固定型) | 7台 |
| | | (携帯型) ^{※2} | 12台 |
| 発電所内 | 無線連絡設備 | (固定型) | 2台 |
| | 無線連絡設備 | (携帯型) ^{※2} | 20台 |
| | 送受話器 (ページング) | | 3台 |
| | 携行型有線通話装置 ^{※2} | | 4台 |
| 発電所外 | テレビ会議システム (社内) | | 2台 |
| | 加入電話 ^{※1} | | 9台 |
| | 統合原子力防災 ネットワークに 接続する通信連絡設備 | テレビ会議システム | 1式 |
| | | I P 電話 | 7台 |
| | | I P - F A X | 3台 |

※1 通信事業者回線に接続されており，発電所外への連絡も可能。

※2 予備の充電電池と交換することにより7日間以上継続して使用が可能。

※3 台数は，予備を含む（台数については，今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある）。

○必要な情報を把握できる設備

| 通信種別 | 主要設備 | 台数 |
|-------|-------------------------|----|
| 発電所内外 | 安全パラメータ表示システム (S P D S) | 1式 |
| 発電所内 | S P D S データ表示装置 | 1式 |

○照明設備

| 通信種別 | 主要設備 | 台数 |
|------|---------|-----|
| 発電所内 | LED ライト | 20個 |
| 発電所内 | ランタン | 20個 |
| 発電所内 | ヘッドライト | 20個 |

重大事故等時における災害対策要員の動き

重大事故等時における災害対策要員の動きについては以下のとおり。

- 平日の勤務時間中においては災害対策要員のほとんどが事務本館で執務しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に集合する。
- 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）は、災害対策要員（初動）の要員が免震機能を持つ建物や耐震を考慮した建物に待機しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に集合する。

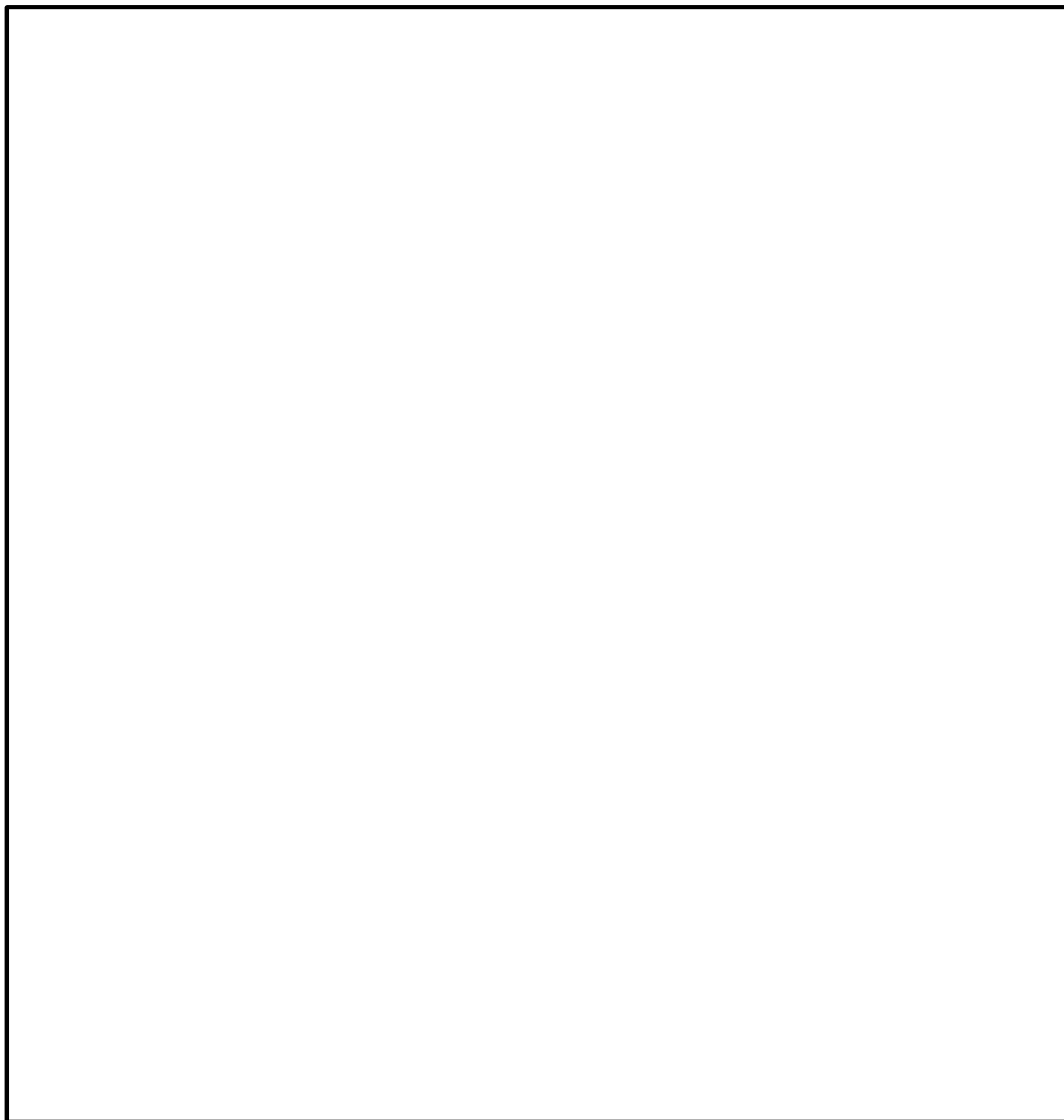
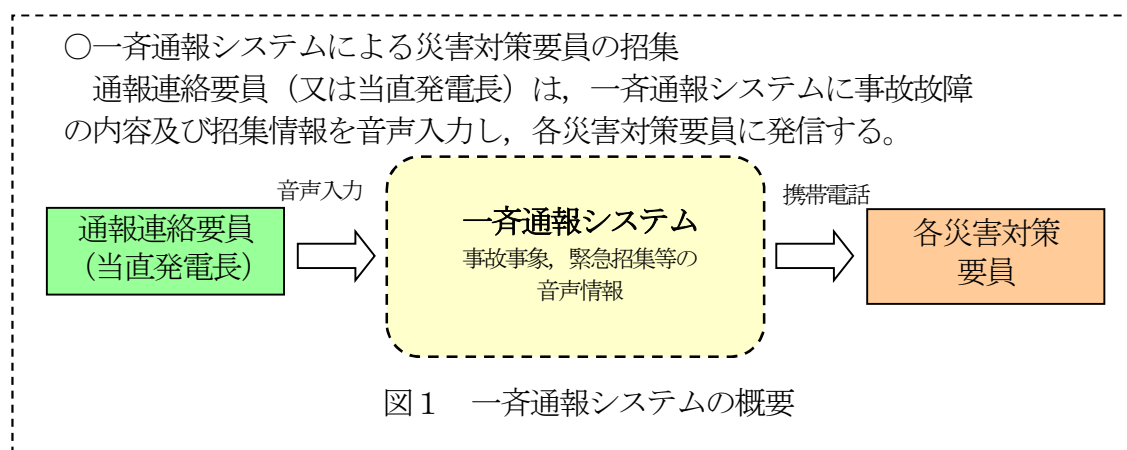


図1 緊急時対策所までの参集ルート

発電所外からの災害対策要員の参集について

1. 要員の参集の流れ

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合、発電所外にいる災害対策要員への情報提供及び非常招集を速やかにするために、「一斉通報システム」を活用する。（図1）



また、発電所周辺地域（東海村）で震度6弱以上の地震が発生した場合には、各災害対策要員は、社内規程に基づき自主的に参集する。

地震等により家族、自宅等が被災した場合や地方公共団体からの避難指示等が出された場合は、家族の身の安全を確保した上で参集する。

発電所参集要員（拘束当番）である災害対策要員は、直接発電所へ参集する。発電所参集要員（拘束当番）以外の参集要員は、発電所外参集場所となる第三滝坂寮に集合し、発電所外参集場所で災害対策本部と参集に係る以下①～⑤の情報確認及び調整を行い、災害対策本部からの要員派遣の要請に従い、集団で発電所に移動する。（図2）

- ① 発電所の状況（設備及び所員の被災等）
- ② 参集した要員の確認（人数、体調等）
- ③ 重大事故等対応に必要な装備（汚染防護具、マスク、線量計等）
- ④ 発電所への持参品（通信連絡設備、照明機器等）
- ⑤ 気象及び災害情報等

2. 災害対策要員の所在について

東海村の大半は東海第二発電所から半径5km圏内であり、発電所員の約5割が居住している。さらに、東海村周辺のひたちなか市、那珂市など東海第二発電所から半径5km～10km圏内には、発電所員の約2割が居住しており、おおむね東海第二発電所から半径10km圏内に発電所員の約7割が居住している。（図2）（表1）



図2 東海第二発電所とその周辺

表1 居住地別の発電所員数（平成28年7月時点）

| 居住地 | 東海村 (半径5km圏内) | 東海村周辺地域 ひたちなか市など (半径5~10km圏内) | その他の地域 (半径10km圏外) |
|------|------------------|-------------------------------------|----------------------|
| 居住者数 | 133名 (52%) | 58名 (23%) | 64名 (25%) |

3. 発電所外からの災害対策要員の参集ルート

3.1 概要

発電所外から参集する災害対策要員の主要な参集ルートについては、図3に示すとおりである。



図3 主要な参集ルート

東海第二発電所が立地する東海村は比較的平坦な土地であり、発電所外の拠点となる要員の集合場所（第三滝坂寮）から発電所までの参集ルートは、通行に支障となる地形的な要因の影響が少ない。また、木造建物の密集地域はなくアクセスに支障はない。このため、参集要員は通行可能な道路等を状況に応じて選択して参集できる。

この他の参集に係る障害要因としては、地震による橋梁の崩壊、津波による参集ルートの浸水が考えられる。

地震による橋梁の崩壊については、参集ルート上の橋梁が崩壊等により通行ができなくなった場合でも、迂回ルートが複数存在することから、参集は可能である。なお、地震による参集ルート上の主要な橋梁への影響については、平成 23 年の東北地方太平洋沖地震においても、実際に徒歩による通行に支障はなかった。

参集ルートが津波により浸水した場合には、アクセス性への影響を未然に回避するため、大津波警報発令時には、基準津波が襲来した際に浸水が予想されるルート（図3に示す、ひたちなか市（那珂湊方面）及び日立市の比較的海に近いルート）は使用せず、これ以外の参集ルートを使用して参集する。

大規模な地震が発生し、発電所で重大事故等が発生した場合には、住民避難の交通渋滞が発生するルート考えられるため、交通集中によるアクセス性への影響回避のため、参集ルートとしては可能な限り住民避難の渋滞を避けることとし、複数ある参集ルートから適切なルートを選定する。

3. 2 津波による影響が考えられる場合の参集ルート

東海村津波ハザードマップ（図 4）によると、東海村中心部から東海第二発電所までの参集ルートへの影響はほとんど見られない（川岸で数 10cm 程度）が、大津波警報発令時は、津波による影響を想定し、海側や新川の河口付近を避けたルートにより参集する

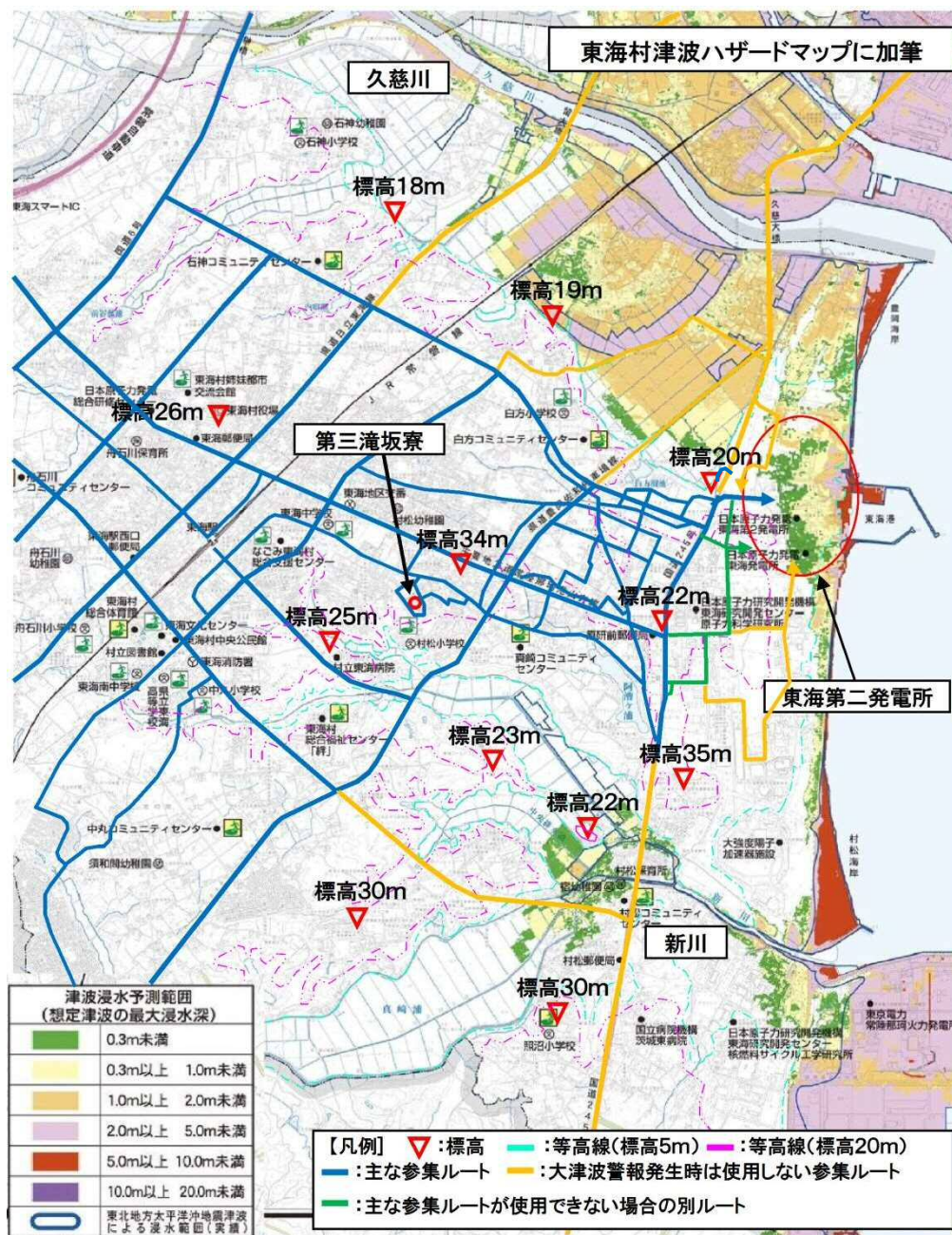


図 4 茨城県（東海村）の津波浸水想定図（抜粋）

また、東海第二発電所では、津波PRAの結果を踏まえ、基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して影響を考慮する必要がある。敷地に遡上する津波の遡上範囲の解析結果（図5）から、発電所周辺に浸水する範囲が認められるが、東海村中心部から東海第二発電所の敷地までの参集ルートに津波の影響がない範囲が確認できることから、津波の影響を避けたルートを選択することにより参集することは可能である。

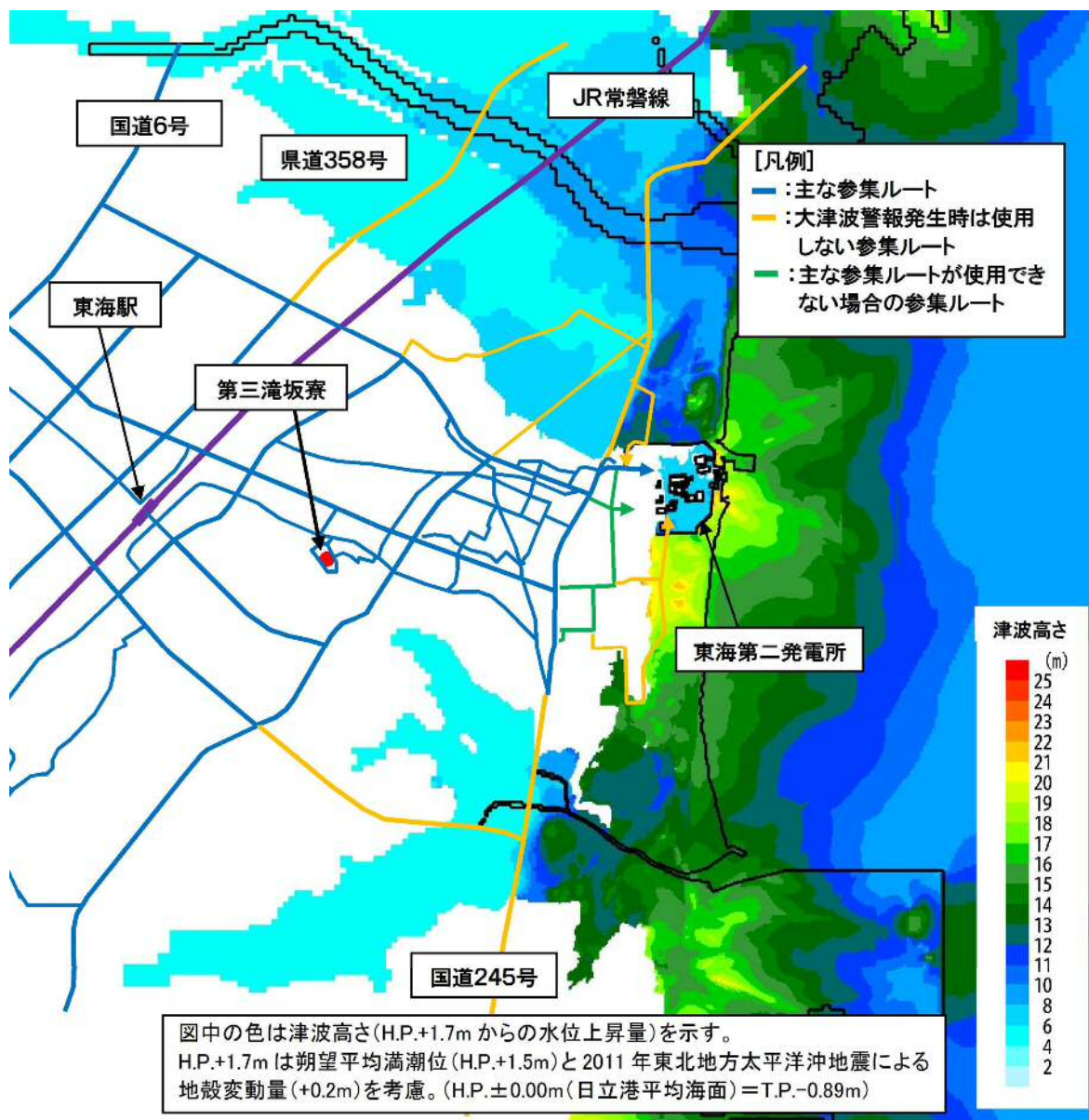


図5 敷地に遡上する津波の遡上範囲想定図

3. 3 住民避難がなされている場合の参集について

全面緊急事態に該当する事象が発生し、住民避難が開始されている場合には、住民の避難方向と逆方向に移動することが想定される。

発電所へ参集する要員は、原則、住民避難に影響のないよう行動し、自動車による参集ができないような場合は、自動車を避難に支障のない場所に停止した上で、徒歩

等により参集する。

3. 4 発電所構内への参集ルート

東海第二発電所の敷地周辺の参集ルートについては、以下に示す敷地の特徴を踏まえて、複数の参集ルートを設定している。

- ・東海第二発電所への参集に当たっては必ず国道 245 号線を通することから、同国道の交通状態及び道路状態によるアクセス性への影響を受けないように、同国道を通行する距離を短くするとともに、できるだけ多くの参集ルートを設定し、更に各参集ルートの構内への進入場所をできるだけ離す
- ・敷地入口近傍にある 275kV 及び 154kV の送電鉄塔の倒壊による障害を想定し、鉄塔が倒壊しても影響を受けない参集ルートを設定する
- ・敷地高さを踏まえ、敷地を遡上する津波によっても影響を受けずに緊急時対策所に到達できる参集ルートを設定する

この考え方にに基づき、発電所外から発電所構内への参集ルートとして、正門ルート（通常時のルート）の他に、南側ルート、南西側ルート、西側ルート及び北側ルートを設定する。（図 6、図 7）

各参集ルートの考慮すべき外的事象を表 2 に示す。また、送電鉄塔の倒壊時における通行の考え方を、別紙補足 1 に示す。

災害対策要員が参集する際は、各参集ルートの状況を踏まえて安全に通行できるルートを選定する。

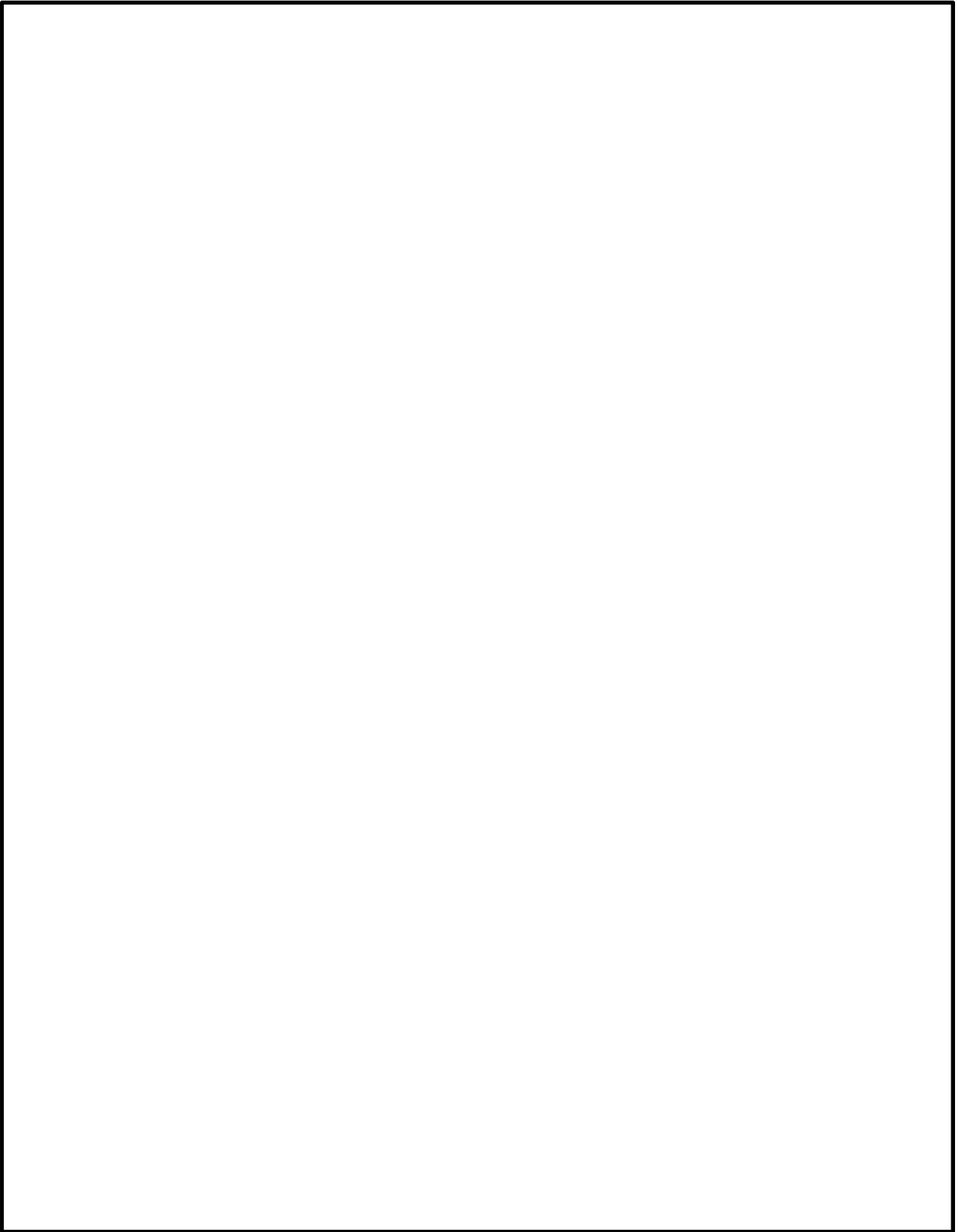
なお、正門ルート及び代替正門ルートを通行できない場合は、隣接する他機関の敷地内を通行する南側ルート、南西側ルート、西側ルート及び北側ルートを介して災害対策要員が発電所に参集する。このため、他機関とは、通行に係る運用及び参集ルートに影響する障害物の撤去等に係る運用について、あらかじめ取り決めることとしている。

3. 5 緊急時対策所への参集ルート

平日の勤務時間帯においては、災害対策要員の多くは事務本館で執務しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に参集する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、災害対策要員（初動）が事務本館等での執務若しくは発電所構内に設けた待機場所に待機しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に参集する。

事務本館及び発電所構内に設けた待機場所から緊急時対策所までの主な参集ルートを、図 8 に示す。



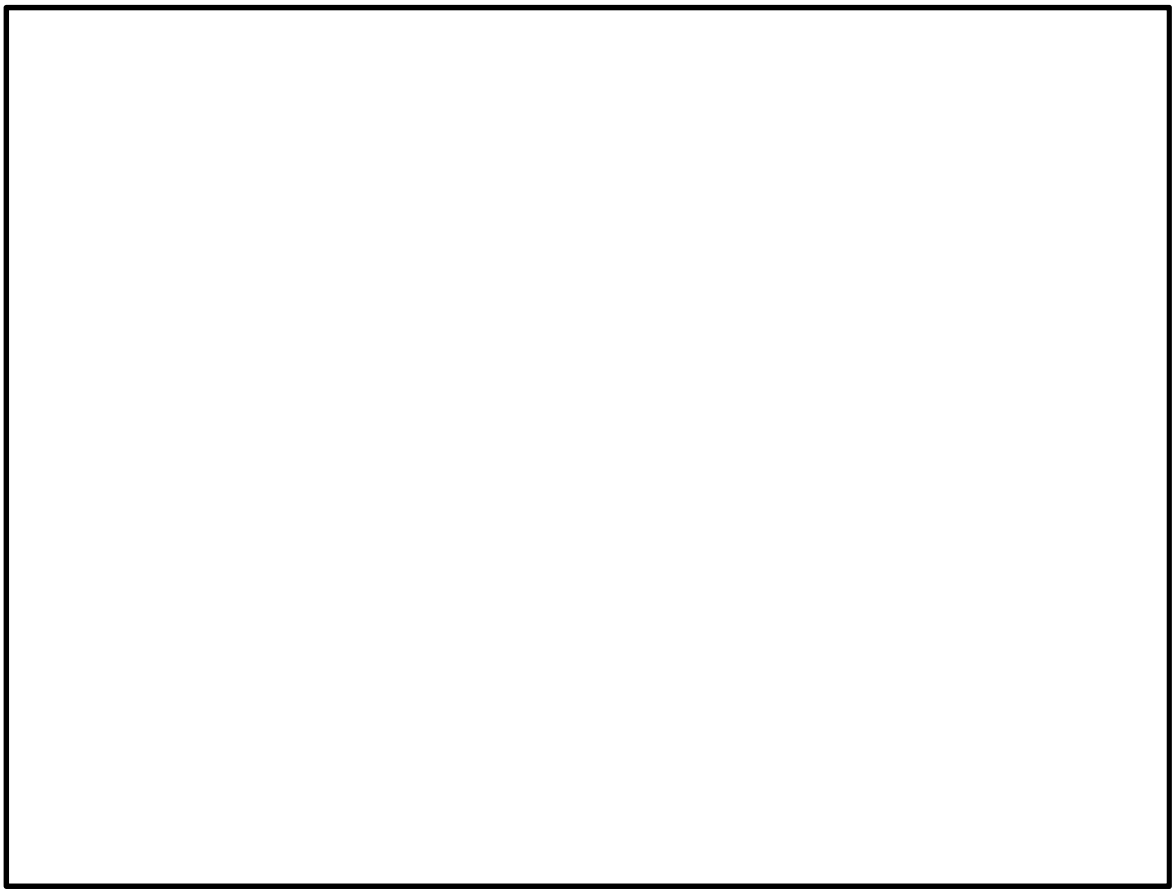


図7 発電所周辺の送電線路と発電所への参集ルート

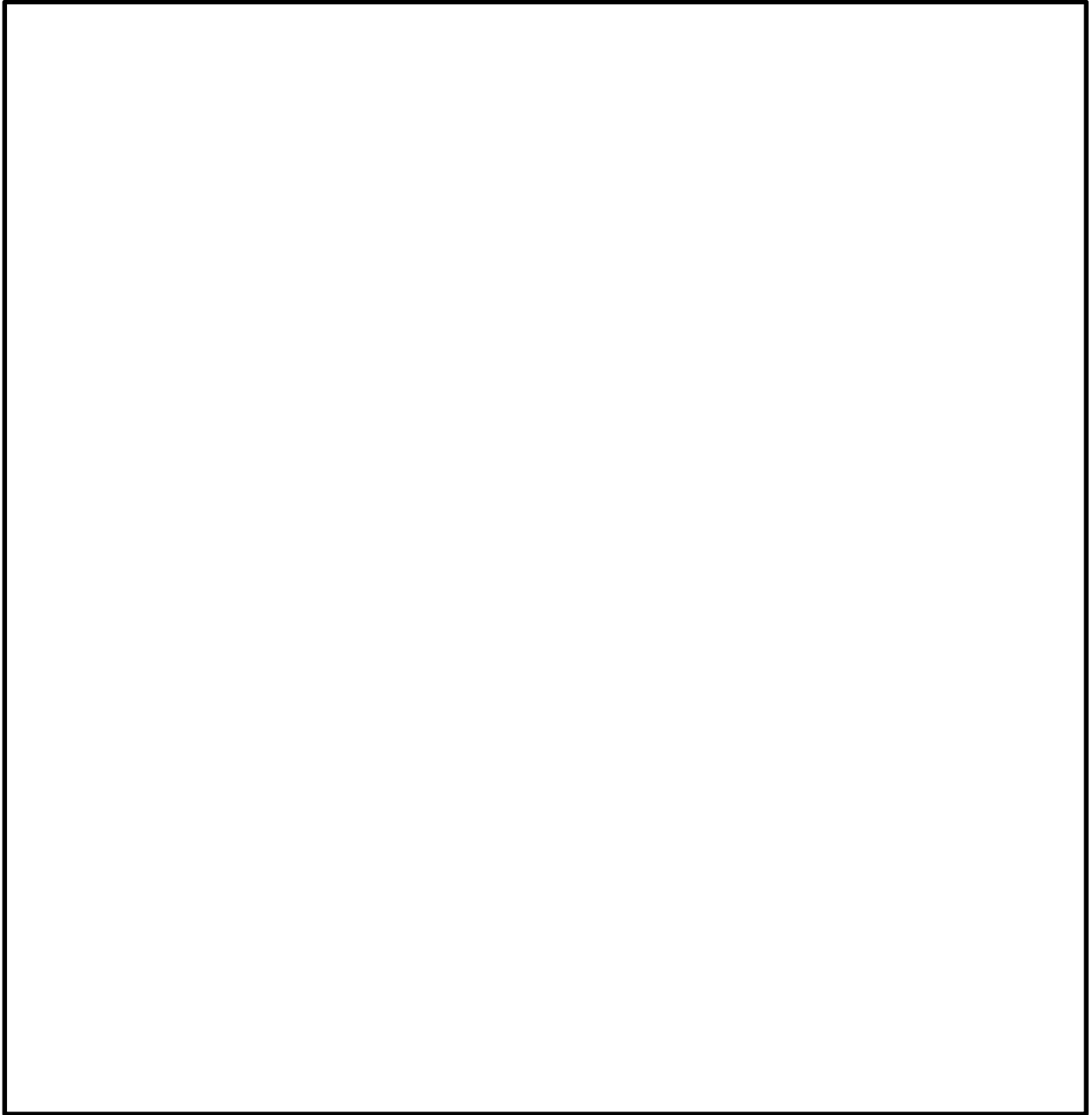


図 8 緊急時対策所までの参集ルート

表2 各参集ルートの特徴を踏まえた要員参集の適合性

| 参集ルート | 考慮すべき外的事象による参集ルートへの影響の可能性 | | 要員参集の適合性 (対応) | |
|-----------------------------------|---------------------------|--------|---------------|--------------|
| | 送電鉄塔の倒壊※1 | 津波浸水※2 | 災害発生後 1 日程度以内 | 災害発生後 1 週間程度 |
| (国道 245 号線からの進入ルート →構内への進入ルート) | | | | |

<凡例> ○：影響の可能性なし（通行可能），△：影響の可能性あり（状況に応じて通行可否を判断する）

※1 参集ルートの幅の一部あるいは全幅が，送電鉄塔の倒壊範囲と重複すると評価される場合は△とした。

※2 参集ルートの一部が，敷地に遡上する津波により浸水する範囲の評価結果（T.P. +8m）と重複する場合は△とした。

4. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の要員参集条件及び参集時間について

実際に実施した参集訓練等で得られた結果及び各種のハザードを考慮した参集条件を保守的に設定し、これを用いて災害対策要員の参集時間を以下に評価した。

4. 1 評価条件

(1) 自宅等を出発するまでの時間

事象発生後に、あらかじめ拘束当番に指名されており発電所に参集する災害対策要員は、災对本部からの招集連絡を受けて、発災 30 分後に自宅を出発するものとする。（図 7）

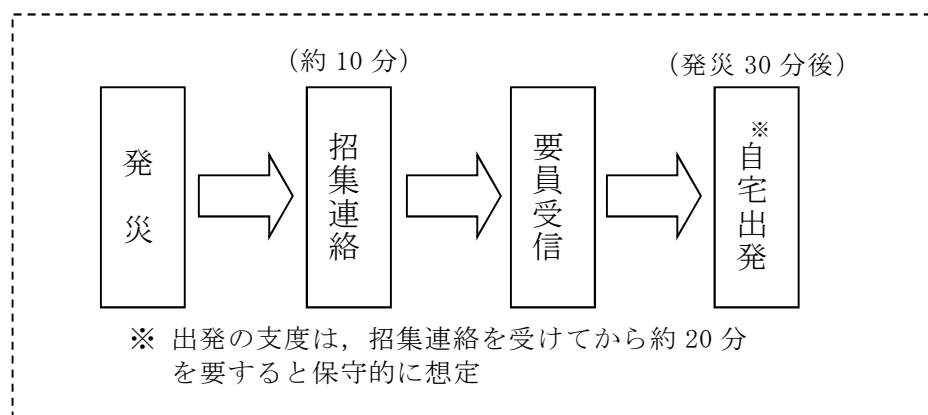


図 9 要員の招集から自宅出発までの概要

(2) 移動手段・移動速度

徒歩による移動とする。参集訓練実績を元に移動速度を 4.0km/h ($67\text{m}/\text{min}$)^{※3}とする。なお、参考として、自転車で参集する場合を想定し、同様の考え方で移動速度を 12km/h ($200\text{m}/\text{min}$)とする。（別紙補足 2）

※3 参集訓練の実績 5.0km/h ($83\text{m}/\text{min}$) に対して保守的に 4.0km/h ($67\text{m}/\text{min}$) とする。自転車は、訓練実績を踏まえて保守的に「 12km/h ($200\text{m}/\text{min}$)」とする。

(3) 参集ルート

参集する災害対策要員は、津波による浸水を受ける発電所周辺の浸水エリアを迂回したルートで参集する設定とした。

4. 2 参集に要する時間と災害対策要員数

事象発生時には、発電所構内に常駐している災害対策要員（初動）39名を除く、予め拘束当番に指名されている災害対策要員（72名）を含む全ての災害対策要員^{※4}が発電所に参集する。

※4 発電所に参集する要員数は、全ての災害対策要員（255名、平成28年7月時点、表1参照）から災害対策要員（初動）39名を差し引いた216名となる。拘束当番である災害対策要員（72名）は、216名の内数である。

参集する災害対策要員が、東海第二発電所の敷地に参集する（発電所構外の拠点となる集合場所を経由しない）までの所要時間と参集する災害対策要員数の関係を表3に示す。

表3 参集に係る所要時間と災害対策要員数の関係（平成28年7月時点）

| 参集に係る所要時間 | 参集する災害対策要員数 | | |
|-----------|-----------------|-----------------|-----------------|
| | 徒歩 (4.0km/h) | 参 考 | |
| | | 徒歩 (5.0km/h) | 自転車 (12km/h) |
| 60分以内 | 4名 | 12名 | 126名 |
| 90分以内 | 100名 | 112名 | 176名 |
| 120分以内 | 128名 | 132名 | 200名 |

表3より、あらかじめ拘束当番に指名されており発電所に参集する災害対策要員（72名）は、事象発生後120分には参集すると考えられる。また、参集ルートの状況により自転車で参集できる場合には、更に短時間での参

集が可能となる。

上記の参集に係る所要時間は、事象発生時に、構外から参集する災害対策要員に求められる参集時間（最短で約 3 時間、可搬型代替注水中型ポンプ等への燃料補給）と比較して十分に早い。（別紙補足 3、別紙補足 4）

参集する災害対策要員は、参集ルート上に建物等の倒壊他により通行が困難な状態を確認した場合には、それを避けた別の参集ルートを通行する。この場合、参集時間に影響すると考えられるが、表 3 の評価結果は、以下に示す保守的な条件設定に基づく評価結果であるため、実際の参集性には影響はない。

- ・災害対策要員は発災 30 分後（招集連絡を受信してから 20 分後）に出発することとしているが、実態は数分で出発可能である。
- ・移動手段は、発電所周辺の道路の通行に支障があることを想定し、道路の状況に応じて参集ルートを選べる徒歩による移動とした。
- ・移動速度は参集訓練の実績（5.0km/h）に対し、保守的に 4.0km/h とした。
- ・参集ルートは、発電所周辺には複数の道路があることから、主要な幹線道路を用いた主要参集ルートが通行できない場合でも比較的近い場所を迂回参集ルートとして通行することが可能である。このため、迂回参集ルートは主要参集ルートと比較して移動距離及び移動時間はあまり変わらない。（別紙補足 5）

鉄塔倒壊時のアクセスについて

1. 鉄塔の倒壊とアクセスルートについて

発電所周囲には 275kV 及び 154kV の送電線鉄塔が設置されており，送電線及び送電鉄塔は参集ルート上を横断又は参集ルートに近接している。

送電線の脱落及び断線，あるいは送電線鉄塔が倒壊した場合においても，垂れ下がった送電線又は倒壊した送電線鉄塔に対して十分な離隔距離を保って通行すること，又は複数の参集ルートからその他の適切な参集ルートを選択することで，発電所へ参集することは可能である。

2. 送電鉄塔の倒壊時に通行する参集ルート

送電鉄塔の倒壊等が発生した際に通行する参集ルートについては，倒壊した送電鉄塔の場所及び損壊状況に応じて，その他の複数の参集ルートから，以下の事項を考慮して，確実に安全を確保できる適切な参集ルートを選定し通行する。

- ・ 大津波警報発生の有無
- ・ 倒壊した送電鉄塔及び送電線の損壊状態及び送電線の停電状況
- ・ 上記以外の倒壊物による参集ルートへの影響状況

2.1 275kV No. 2 送電鉄塔が倒壊した場合

発電所進入道路を阻害することになる，275kV No. 2 送電鉄塔の南側への倒壊又は 154kV No. 5 鉄塔の北側への倒壊が起きても，275kV No. 2 鉄塔を迂回することでアクセスすることは可能である。（図 1）

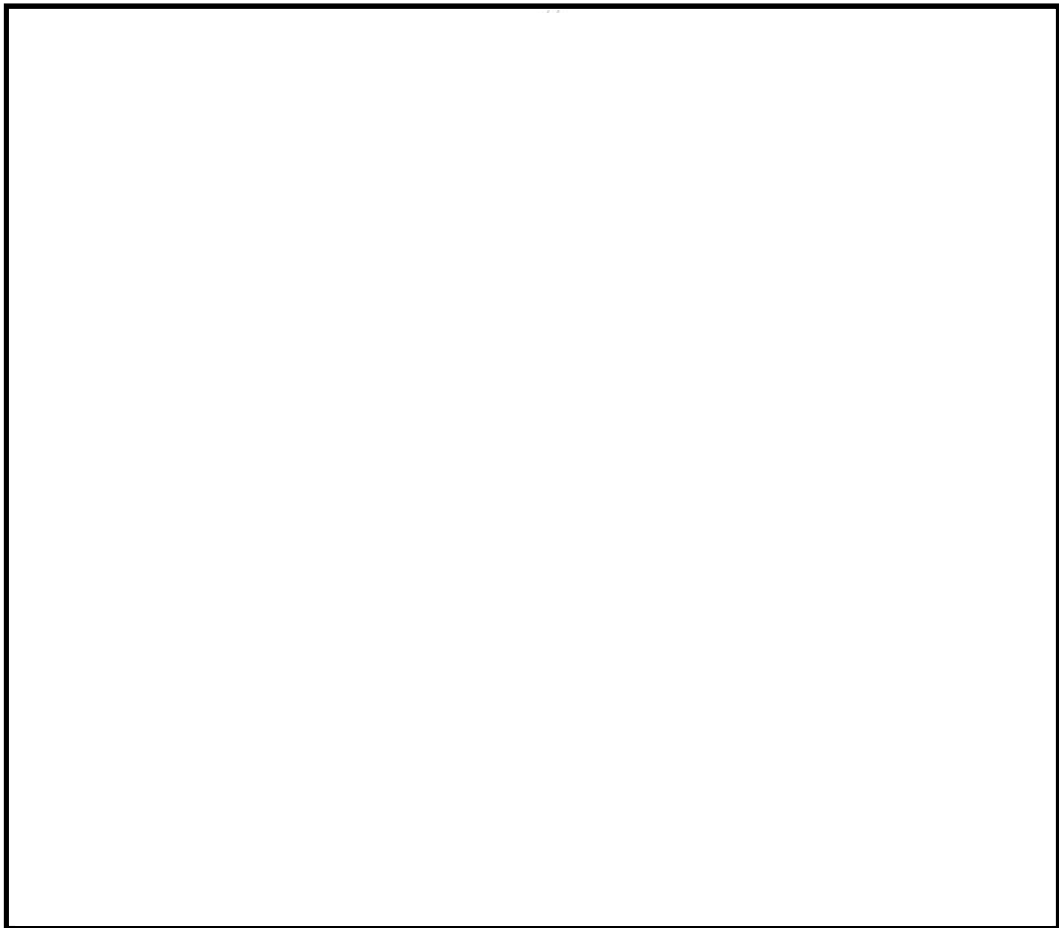


図 1 送電鉄塔倒壊時のアクセスルート（代替正門ルート）

2.2 154kV No. 3 送電鉄塔が倒壊した場合

西側ルートは、国道 245 号から 2 箇所のあるため、154kV No. 3 送電鉄塔が倒壊しても、影響を受けない入口からアクセスすることは可能。また、154kV No. 3 送電鉄塔を迂回した場合は、JAEA 敷地内を通行して南西側ルートよりアクセスすることも可能である。（図 2）

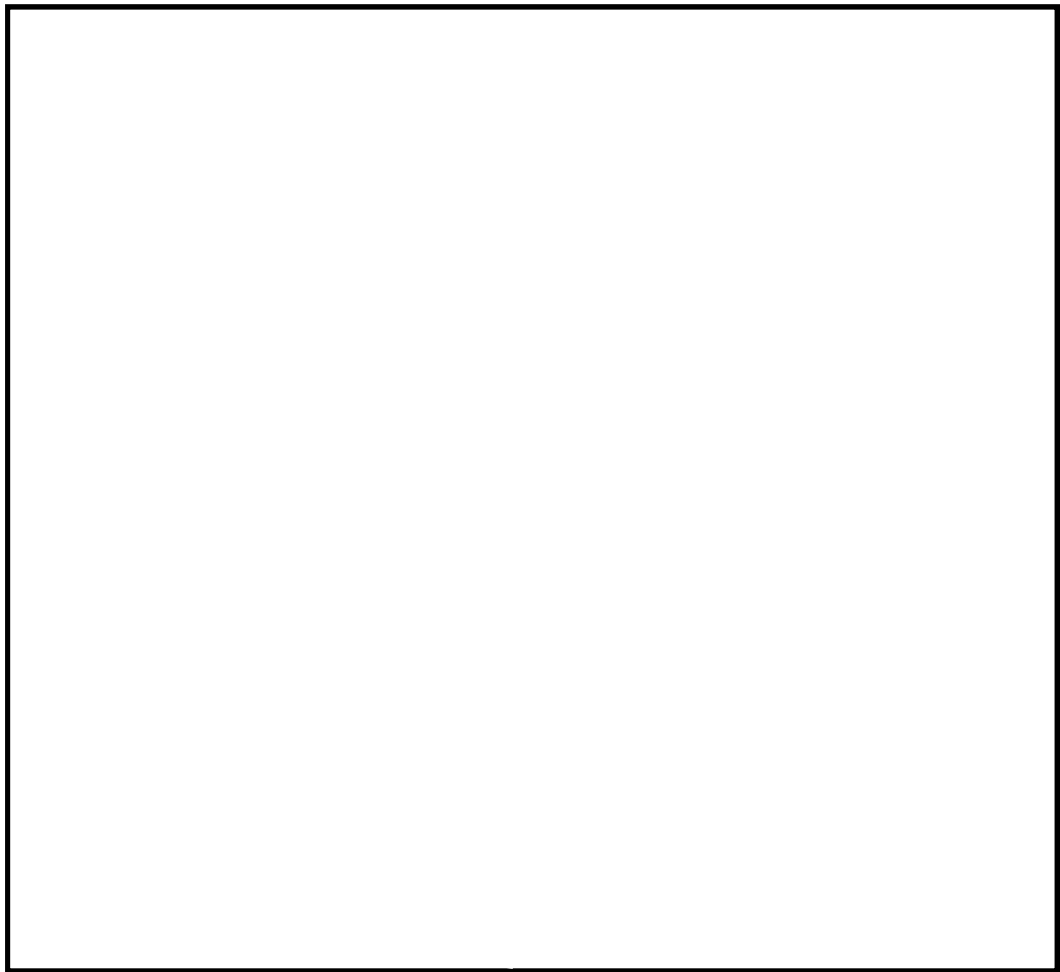


図 2 鉄塔倒壊時のアクセスルート（西側ルート）

2.3 154kV No. 2～No. 4 送電鉄塔が倒壊した場合

154kV No. 1～No. 4 送電鉄塔が全て西側へ倒壊して国道 245 号の通行を阻害しても，発電所周囲の別の道に迂回することで 154kV 送電鉄塔の倒壊の影響を避けて発電所進入道路へアクセスすることは可能。（図 3）

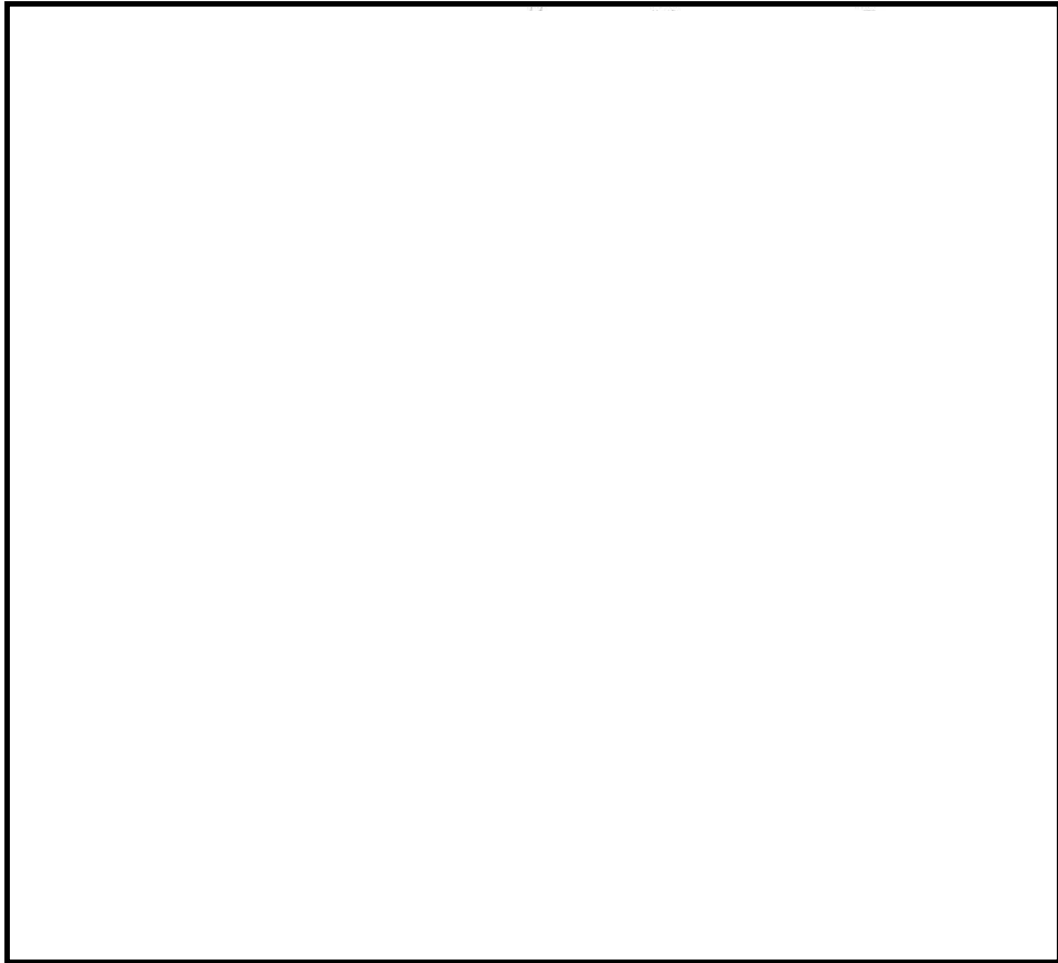


図 3 鉄塔倒壊時のアクセスルート（別ルート(国道 245 号迂回)）

2.4 154kV No. 2～No. 4 送電鉄塔が倒壊した場合

275kV No. 2 鉄塔の南側への倒壊又は 154kV No. 5 鉄塔の北側への倒壊が発生し、かつ 154kV No. 1～No. 4 送電鉄塔が全て西側へ倒壊して国道 245 号の通行を阻害している場合、津波警報が発生していない状況であれば、標高の低い箇所を辿る北側及び南側ルートを用いてアクセスすることが可能である。(図 4)

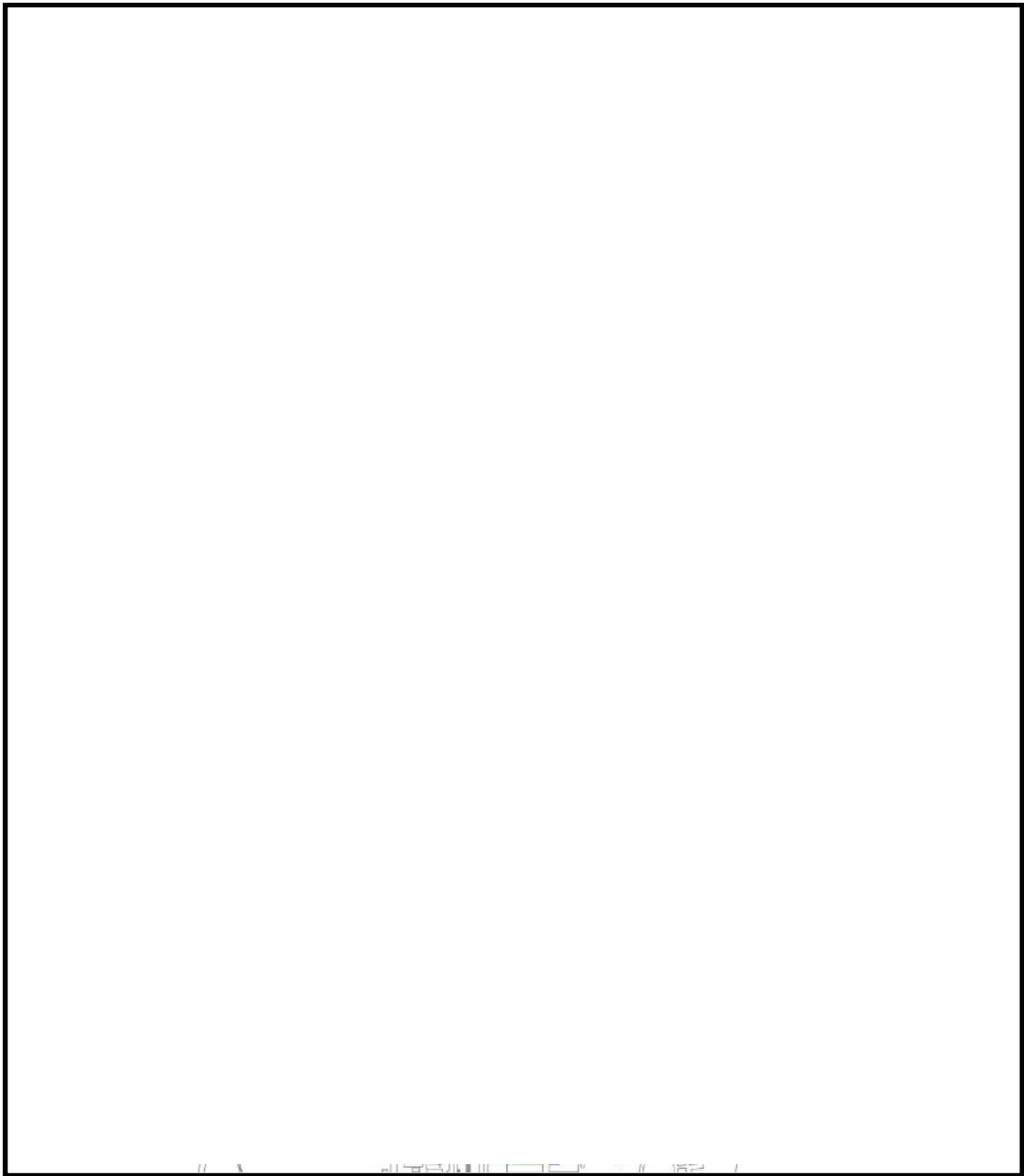


図 4 鉄塔倒壊時のアクセスルート（北側，南側ルート）

3. 倒壊した送電鉄塔の影響について

自然災害により送電鉄塔が倒壊した事例を以下に示す。



強風による送電鉄塔の倒壊事例①※¹



強風による送電鉄塔の倒壊事例②※¹



地震による斜面の崩落に伴う送電鉄塔の倒壊事例※²



津波による隣接鉄塔の倒壊に伴う送電鉄塔の倒壊事例※²

【出典】

- ※¹ 電力安全小委員会送電線鉄塔倒壊事故調査ワーキンググループ報告書(平成14年11月28日)
- ※² 原子力安全・保安部会・電力安全小委員会電気設備地震対策ワーキンググループ報告書(平成24年3月)

いずれの自然災害においても、送電鉄塔は鉄骨間の間隙を保持して倒壊していることが確認できることから、災害対策要員は、送電線の停電など安全を確認した上で、倒壊した送電鉄塔の影響を受けていない箇所を、離隔を保持して迂回するルートで鉄塔の近傍を通過することが可能である。

参集訓練の実施結果

1. 概要

重大事故等が発生した場合において、発電所外から参集する災害対策要員の参集性を評価するため参集訓練を実施した。参集する要員は、居住地及び年齢など種々の組み合わせを考慮して選定し、発電所まで参集する時間を実際に計測して、移動速度を算出した。

この結果から、発電所外から参集する災害対策要員の参集するための保守的な移動速度を設定した。

2. 参集訓練の実施

参集訓練の実施に当たっての条件と実施結果を以下に示す。

2.1 参集訓練の実施概要

- ・移動経路は発電所の東側を除いた、北側、西側、及び南側で2ルート
の合計4ルートを設定して実施。
- ・移動速度の計測は、移動手段を徒歩として実施。ただし、南側のルートの計測では、自転車での速度の計測も実施。
- ・各コースとも2名/組で実施し、年齢層によるバラツキをなくすため、各組の合計年齢が同じようになるように設定（各組で80歳～100歳）。

2.2 参集訓練の実施結果

表 1 参集訓練の実施結果（平成 27 年 9 月 29 日実施）

| No. | 対象者 | 実際の移動距離 | 移動手段 | 参集時間※1 | 実際の移動速度 | 備考 |
|--------|------|----------------|------|---|------------------------|-------------------------|
| 1 | A, B | 16.4km | 徒歩 | 200 分 | 4.9km/h (82m/min) | 主に発電所の北側から参集するルート |
| 2 | C, D | 11.5km | 徒歩 | 122 分 | 4.6km/h (76m/min) | 主に発電所の西側から参集するルート |
| 3 | E, F | 11.8km | 徒歩 | 146 分 | 4.9km/h (81m/min) | 主に発電所の南側のうち内陸側から参集するルート |
| 4 | G, H | 12.3km | 徒歩 | 125 分 | 5.9km/h (98m/min) | 主に発電所の南側のうち海側から参集するルート |
| 5 | I, J | 12.3km (往路) | 自転車 | 58 分 | 12.7km/h (212m/min) | 主に発電所の南側のうち海側から参集するルート |
| 6 | I, J | 12.3km (復路) | 自転車 | 60 分 | 12.3km/h (205m/min) | 主に発電所の南側のうち海側から参集するルート |
| 平均移動速度 | | | | 徒歩：5.0km/h(83m/min) 自転車：12.5km/h(208m/min) | | |

※1 休憩等を含む時間

3. 参集訓練の評価

表 1 参集訓練の結果より、徒歩での移動速度は 83m/min (5.0km/h) と算出され、本訓練の評価用歩行速度を 67m/min (4.0km/h) で設定した。

また、上記の参集性の評価に当たっては、測定結果に交通事情や道路条件及び道路上に発生した障害によって発生する迂回に要する時間を考慮し、保守的に参集に係る移動速度を 67m/min (4.0km/h) とした。

なお、自転車を用いた移動速度は 208m/min (12.5km/h) と評価でき、参集に自転車を用いれば参集に係る所要時間は更に短縮できることを確認した。

4. 参集訓練の様子

参集訓練の様子を図1に示す。



北側ルート



南側（内陸側）ルート



南側（海側）ルート（徒歩）



南側（海側）ルート（自転車）

図1 参集訓練の様子

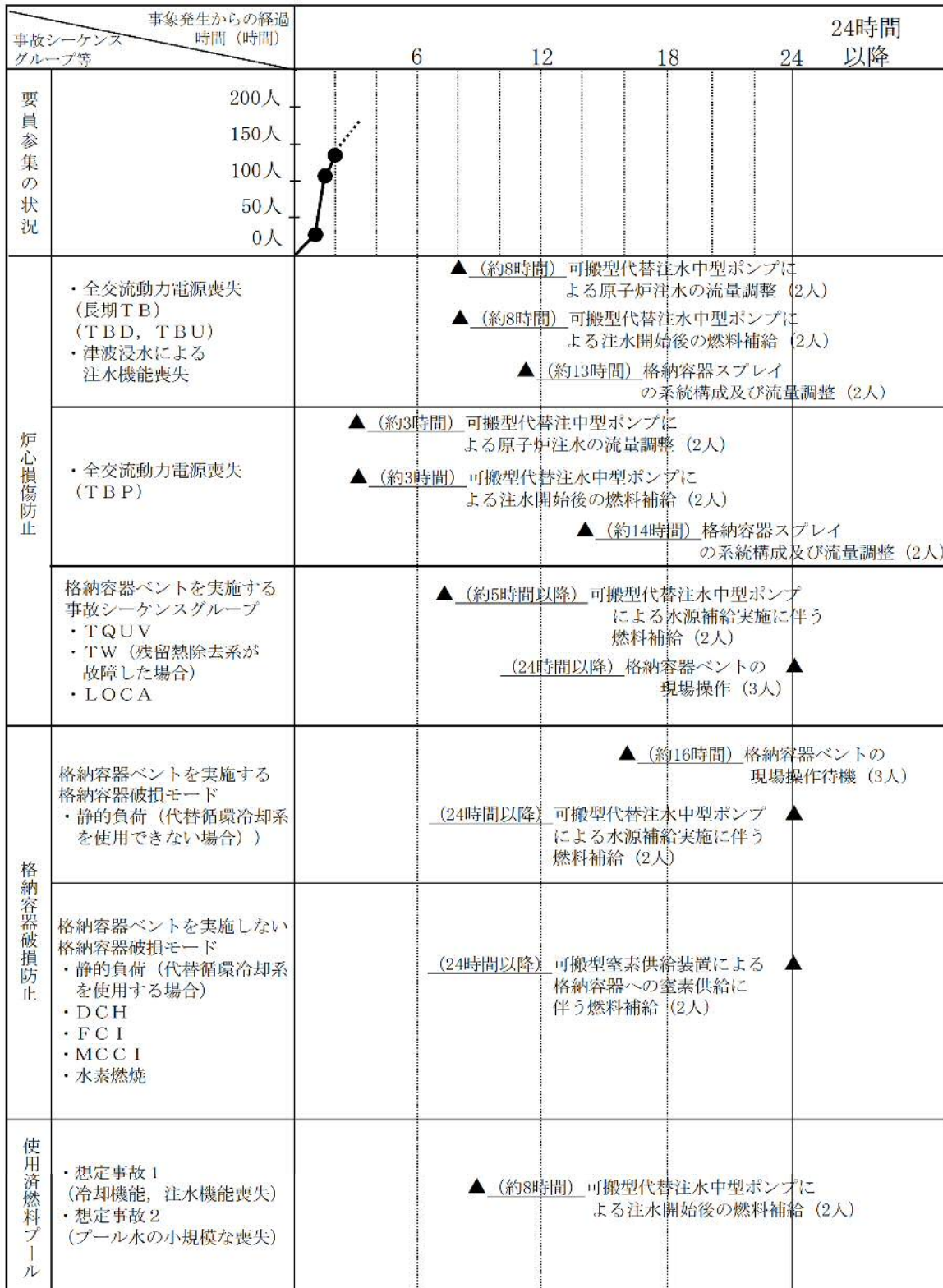


図1 各事故シーケンスグループ等において参集要員に求める主な対応と参集時間

1.0.10-85

| 時 間 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|---|---------|--|---|----------------------|---|---|---|---|---|---|----|----|----|--|----|
| 発生事象: TBP | | ▽ 事象発生 ▽ 要員参集 | | ▽ 原子炉注水開始 ▽ 原子炉減圧 | | | | | | | | | | サブプレッション・チェンバ`圧力279kPa到達 格納容器スプレイ開始 | ▽ |
| 当直要員(7名) | | | | | | | | | | | | | | | |
| 災害対策要員(指揮者等) (統括待機当番):(1名) (現場統括待機):(1名) (情報班員):(1名) | 待機 | 緊急時対策所に参集 | | | | | | | | | | | | | |
| 災害対策要員(指揮者等) 情報班員:(1名) | 中央制御室常駐 | | | | | | | | | | | | | | |
| 重大事故等対応要員 (運転操作対応):(3名) | 待機 | 中央制御室に参集 運転操作(原子炉注水系統構成) | | | | | | | | | | | | | |
| 重大事故等対応要員 (アクセスルート確保):(2名) | 待機 | 緊急時対策所に参集 状況把握・ホイールローダ準備 | | | | | | | | | | | | | |
| 重大事故等対応要員 (放射線測定):(2名) | 待機 | 緊急時対策所に参集 状況把握・測定準備 | | | | | | | | | | | | | |
| 重大事故等対応要員 (給水確保):(8名) | 待機 | 緊急時対策所に参集 状況把握・可搬型代替注水中型ポンプ車準備 現場移動・ポンプ設置・送水準備 | | | | | | | | | | | | | |
| 重大事故等対応要員 (電源確保):(2名) | 待機 | 緊急時対策所に参集 状況把握・電源車準備 | | | | | | | | | | | | | |
| 参集要員 (給油):(2名) (流量調整):(4名) | | 参集要員に期待している時間 | | | | | | | | | | | | | |
| 消火対応 自衛消防隊(11名) | | | | | | | | | | | | | | | |

図1 全交流電源喪失(TBP)の作業と所要時間

参集ルートに対する迂回参集ルートの移動距離及び移動時間の影響

東海第二発電所の構外の拠点（第三滝坂寮）から東海第二発電所の敷地までの参集ルートを、広範囲に複数設定した場合に、各参集ルートの移動距離と所要時間を以下に比較した。

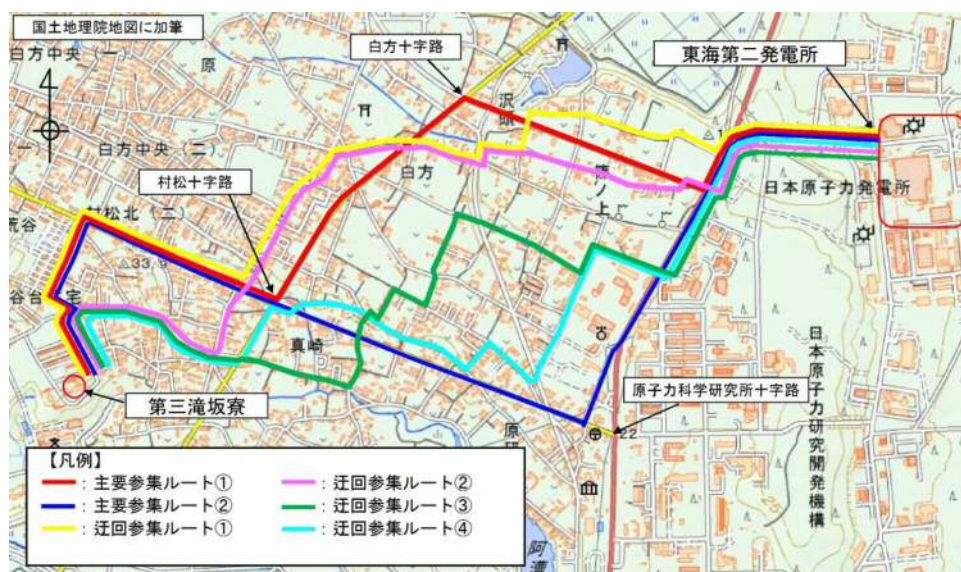


図1 発電所の構外拠点から発電所敷地までの参集ルート及び迂回参集ルート

表1 図1の参集ルート及び迂回参集ルートの移動距離及び所要時間

| ルート | 距離 (m) | 所要時間 | |
|----------|-----------|--------------|----------------------|
| | | 移動速度：4.0km/h | (参考) 移動速度：5.0km/h |
| 参集ルート① | 3,180 | 47分28秒 | 38分10秒 |
| 参集ルート② | 3,630 | 54分11秒 | 43分34秒 |
| 迂回参集ルート① | 3,150 | 47分1秒 | 37分48秒 |
| 迂回参集ルート② | 2,980 | 44分29秒 | 35分46秒 |
| 迂回参集ルート③ | 3,215 | 47分59秒 | 38分35秒 |
| 迂回参集ルート④ | 3,230 | 48分13秒 | 38分46秒 |

参集ルートと迂回参集ルートについて、距離の差は最大で650m、所要時間の差は最大で9分42秒である。参集に係る所要時間と災害対策要員数の関係の結果（本文表3）を踏まえると、迂回参集ルート所要時間の増加による要員参集結果への影響は少ない。

災害対策要員による通報連絡について

重大事故等が発生した場合、発電所の通報連絡責任者が、内閣総理大臣、原子力規制委員会、茨城県知事及び東海村並びにその他定められた通報連絡先への通報連絡を、FAXを用いて一斉送信するとともに、さらにその着信を確認する。また通報連絡後の総合原子力防災ネットワークの情報連絡の管理を一括して実施する。

- ①発電所の通報連絡責任者は、特定事象発見者から事象発生連絡を受けた場合は、原子力防災管理者へ報告するとともに、他の通報対応者と協力し通報連絡を実施する。
- ②重大事故等（原災法10条第1項に基づく通報すべき事象等）が発生した場合の通報連絡は、内閣総理大臣、原子力規制委員会、茨城県知事、東海村長並びにその他定められた通報連絡先に、FAXを用いて一斉送信することで、効率化を図る。
- ③内閣総理大臣、原子力規制委員会、茨城県知事、東海村長に対しては、電話でFAXの着信の確認を行うとともに、その他通報連絡先へもFAXを送信した旨を連絡する。
- ④これらの連絡は、災害対策本部の通報連絡要員（6名）が分担して行うことにより時間短縮を図る。
- ⑤その後、災害対策要員の招集で、参集した情報班の要員確保により、更なる時間短縮を図る。
- ⑥発電所から通報連絡ができない場合は、本店（東京）から通報先にFAXを用いて通報連絡を行う。
- ⑦原子力規制庁への情報連絡は、統合原子力防災ネットワークを活用する。
- ⑧通報連絡の体制、要領については、手順書を整備し運用を行う。

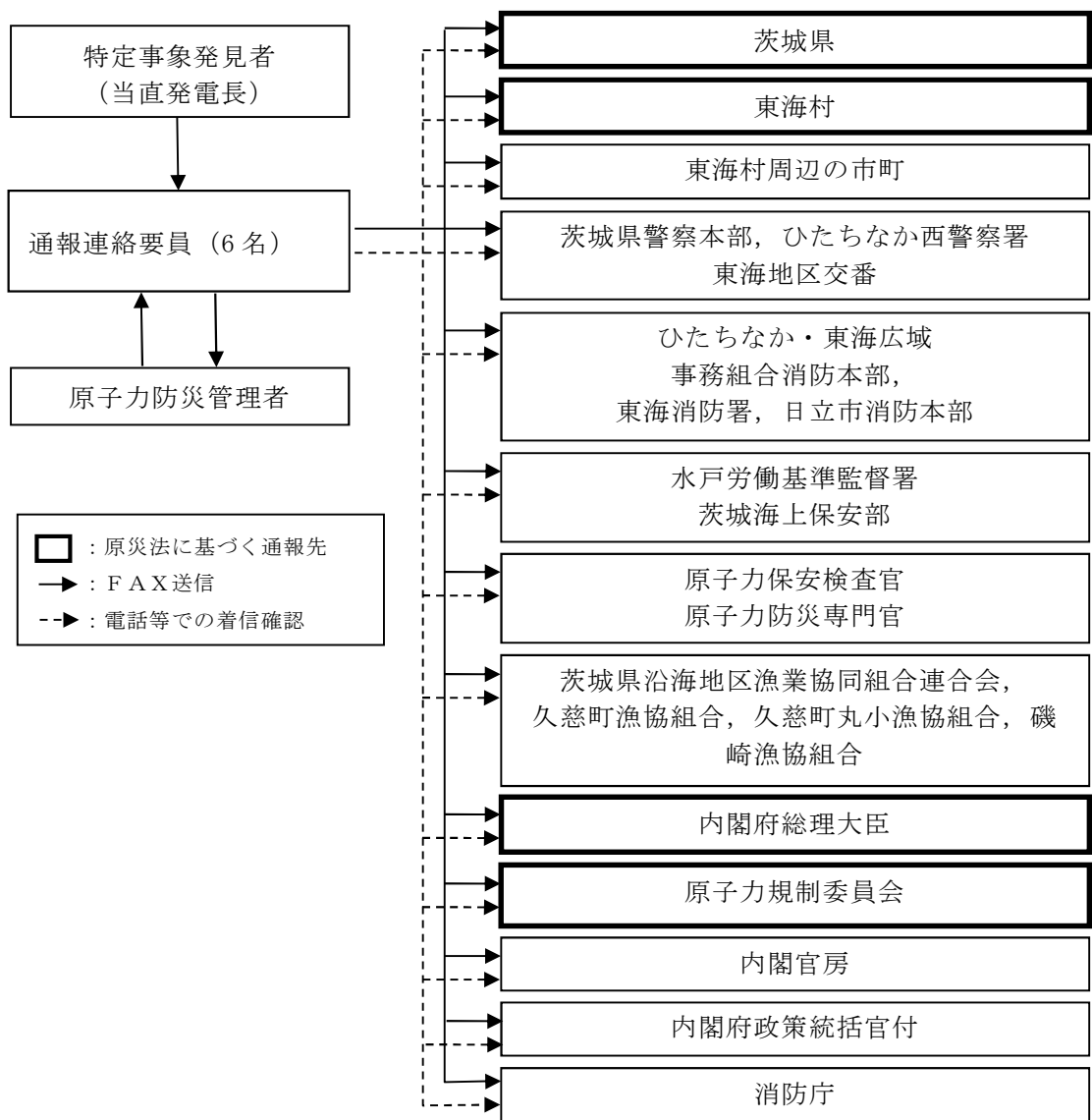


図 原子力災害対策特別措置法 10 条第 1 項等に基づく通報連絡先

廃止措置中の東海発電所の原子力防災体制との関係について

1. 概要

廃止措置中の東海発電所は全ての核燃料は搬出済みであり、今後、原子炉構造物が解体される。東海発電所には核燃料物質がないため、東海第二発電所のような重大事故等が発生することはない。

しかし、東海発電所において原災法及び関連法令に定める特定事象が発生した場合には、東海第二発電所及び東海発電所で災害対策本部を同時に確立することとなる。

本章では、災害対策要員の観点から、東海第二発電所及び東海発電所に災害対策本部を確立した場合における東海第二発電所の重大事故等対応が東海発電所の事故対応から受ける影響について整理した。

2. 東海発電所で発生が想定される事故

「原災法」及び「原子力災害対策特別措置法施行令」では、国民の生命及び財産の保護の観点から、これに影響する又は影響する可能性がある事象が発生した場合には、事業者の通報が要求されている。さらに、「原子力災害対策指針」及び「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則」では、原子炉の状況に応じた通報すべき事象（EAL）が定められている。

廃止措置中の東海発電所に該当するEALは「敷地境界付近の放射線量の上昇」、「火災爆発等による管理区域外での放射線の放出」及び「事業所外運搬での放射線量の上昇」がある。

東海発電所廃止措置計画認可申請書（平成 23 年度申請）では、廃止措置作業において EAL に該当する可能性がある事象として、「廃止措置工事において発生した放射性物質（粉じん）を捕捉した高性能粒子フィルタの破損による敷地境界の線量率の上昇」等が記載されている。また、廃止措置作業における「事業所内外運搬で、輸送容器からの放射性物質の流出による放射線量の上昇」が挙げられる。

このように、廃止措置中の東海発電所においても原災法第 10 条に該当する特定事象が発生する可能性があり、これが、東海第二発電所の重大事故等と同時に発生した場合には、東海第二発電所と東海発電所において災害対策本部を同時に確立することとなる。

3. 東海第二発電所災害対策要員の東海発電所災害対策要員との関係

東海第二発電所重大事故等発生時に東海発電所で事故が同時発生した場合には、各発電所の災害対策要員は、原則として別組織とするが、東海第二発電所の災害対策本部の一部の要員は、東海発電所の災害対策本部の要員を兼務する。

重大事故等の対応に係る現場作業を行う要員及びその要員に指示をする要員並びに特定施設に係る課題等の専門的な現場作業又は検討を行う要員は、各発電所の独立した組織とするが、独立した組織とすることによる安全性への影響が考えられる下記の要員は、東海発電所と東海第二発電所の災害対策本部の要員を兼務する。

a. 災害対策本部長

他発電所への悪影響を及ぼす事故状況を把握した上で、両発電所に係る事故対応上の意思決定（要員の避難、作業中断等）が必要である。こ

のため、別組織の要員では、事故収束及び要員の安全確保に支障を来す。

b. 広報班

広報においては、同一敷地内に二つの発電所がある場合、両発電所の状況に関する情報を統合して同時に提供する必要がある。このため、別組織の要員が個々に情報提供すると、報道機関や住民に混乱を招く。

c. オフサイトセンター対応

オフサイトセンターの情報提供においては、同一敷地内に二つの発電所がある場合、両発電所の状況に関する情報を統合して同時に提供する必要がある。このため、別組織の要員が個々に情報提供すると、他機関の円滑な防災業務の遂行に支障を来す。

また、広報班及びオフサイトセンターに指示・命令する本部長代理についても、同様に、安全性への影響の観点から兼務とする。

上記の考え方を踏まえて東海第二発電所及び東海発電所の災害対策本部の要員を確保することにより、東海第二発電所及び東海発電所の災害対策本部を同時に確立した場合にも、東海第二発電所の重大事故等の収束に係る作業を迅速かつ確実に行うことができる。したがって、東海発電所の事故対応が東海第二発電所の重大事故等対応に影響を及ぼさない。

東海第二発電所及び東海発電所の災害対策本部の構成の関係を図1及び図2に示す。

東海第二発電所災害対策要員111名は、東海第二発電所専従者97名及び兼務者14名から構成される。なお、東海発電所災害対策要員72名は、東海発電所専従者58名及び兼務者14名により構成される。

4. 東海第二発電所重大事故等発生時に東海発電所の事故が同時発生した場合の初動対応

東海第二発電所重大事故等発生時に東海発電所の事故が同時発生した場合には、中央制御室に常駐している情報班員1名が、電話や一斉通報システム等を用いて東海第二発電所災害対策要員及び（必要に応じて）東海発電所災害対策要員を非常招集する。この際、電話や一斉通報装置の操作による東海発電所の災害対策要員の非常招集は短時間であるため、東海第二発電所の状況及び当直運転員による対応状況に係わる緊急時対策本部への報告に影響はしない。

5. プルーム通過時の東海第二発電所及び東海発電所の災害対策要員の移動

プルーム通過中は、東海第二発電所重大事故等の現場対応は実施できないが、緊急時対策所における災害対策本部の本部長及び本部員による本部体制及び各班の機能は維持され、SPDSデータ表示装置や監視カメラ等を用いてプラント状況や周囲状況の把握及び作業再開後の対応について、緊急時対策所内で議論される。

上記の本部長及び運営支援組織（広報班）の本部員は東海発電所の災害本部体制と兼務していることから、これに、廃止措置主任者1名、本部長代理1名（東海発電所の災害対策本部体制のうち実施組織及び技術支援組織の取り纏め）及び廃止措置班2名（本部員、班長）をプルーム通過時に緊急時対策所に退避させることで、東海第二発電所に加えて廃止措置中の東海発電所を含めた総合的な状況把握と作業再開後の対応について議論することが可能である。

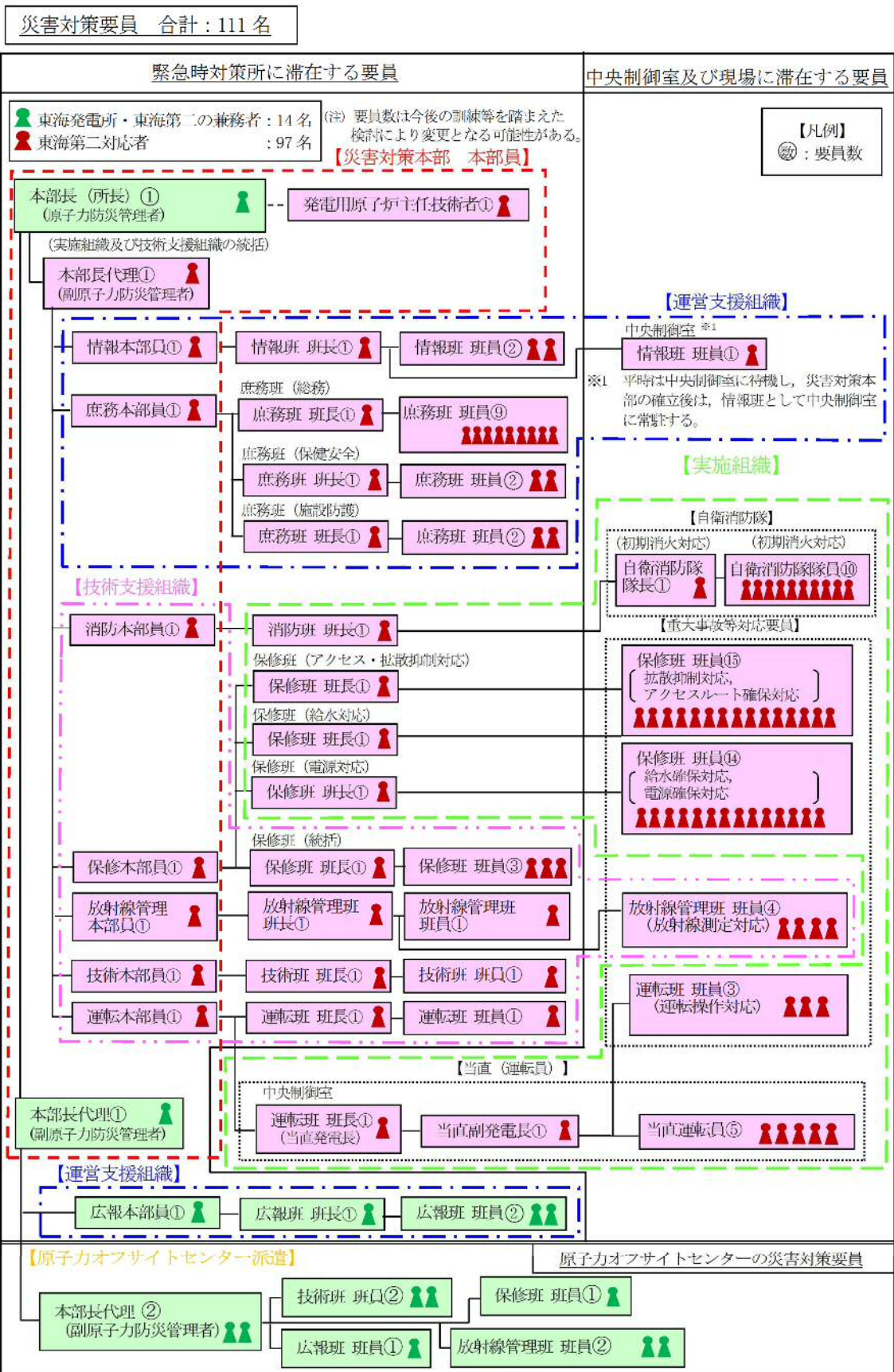


図1 東海第二発電所及び東海発電所の災害対策要員の関係
 (第1.0.10-1図の東海第二発電所災害対策要員を東海第二発電所対応者及び兼務者等に分けた)

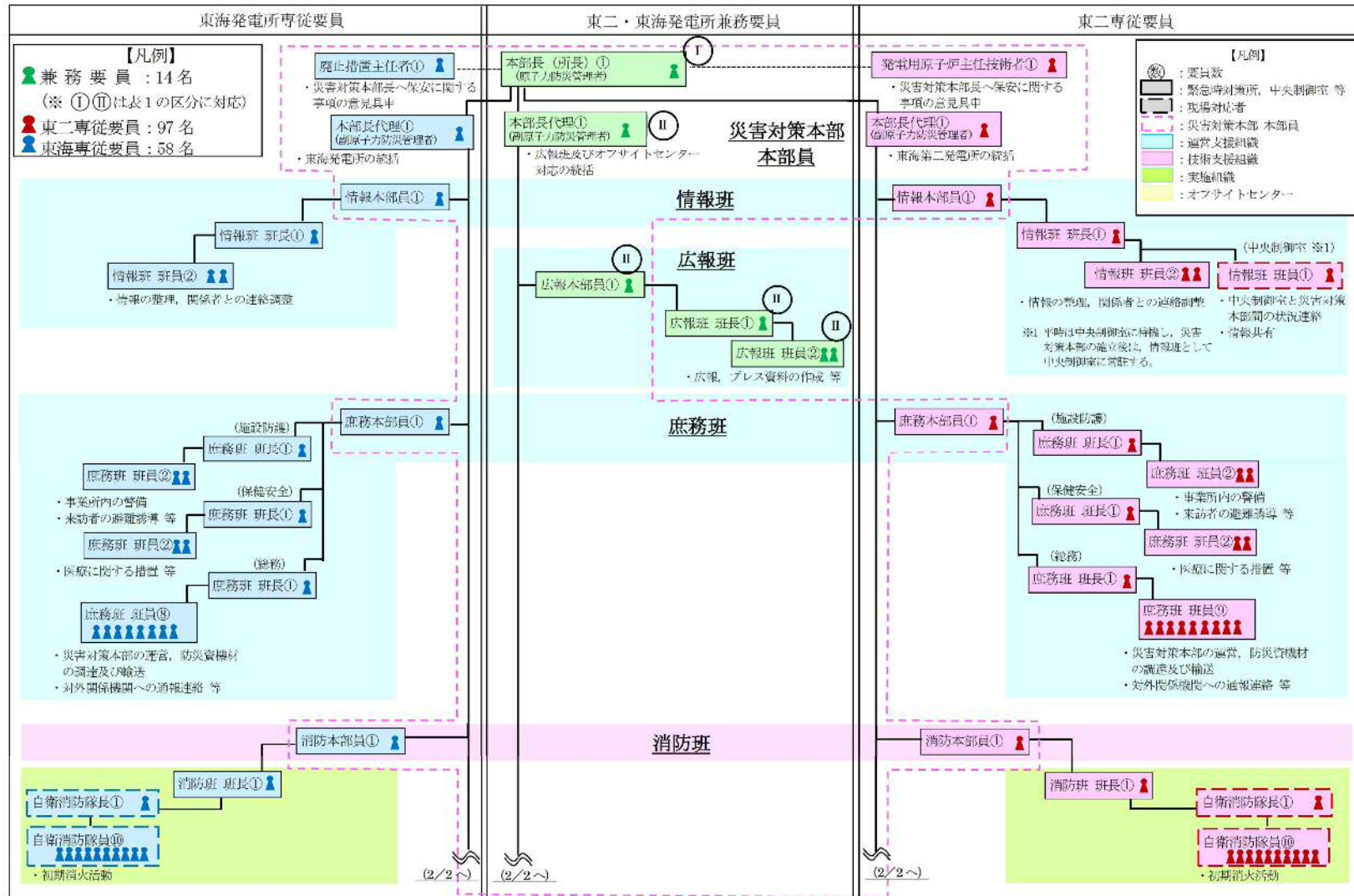
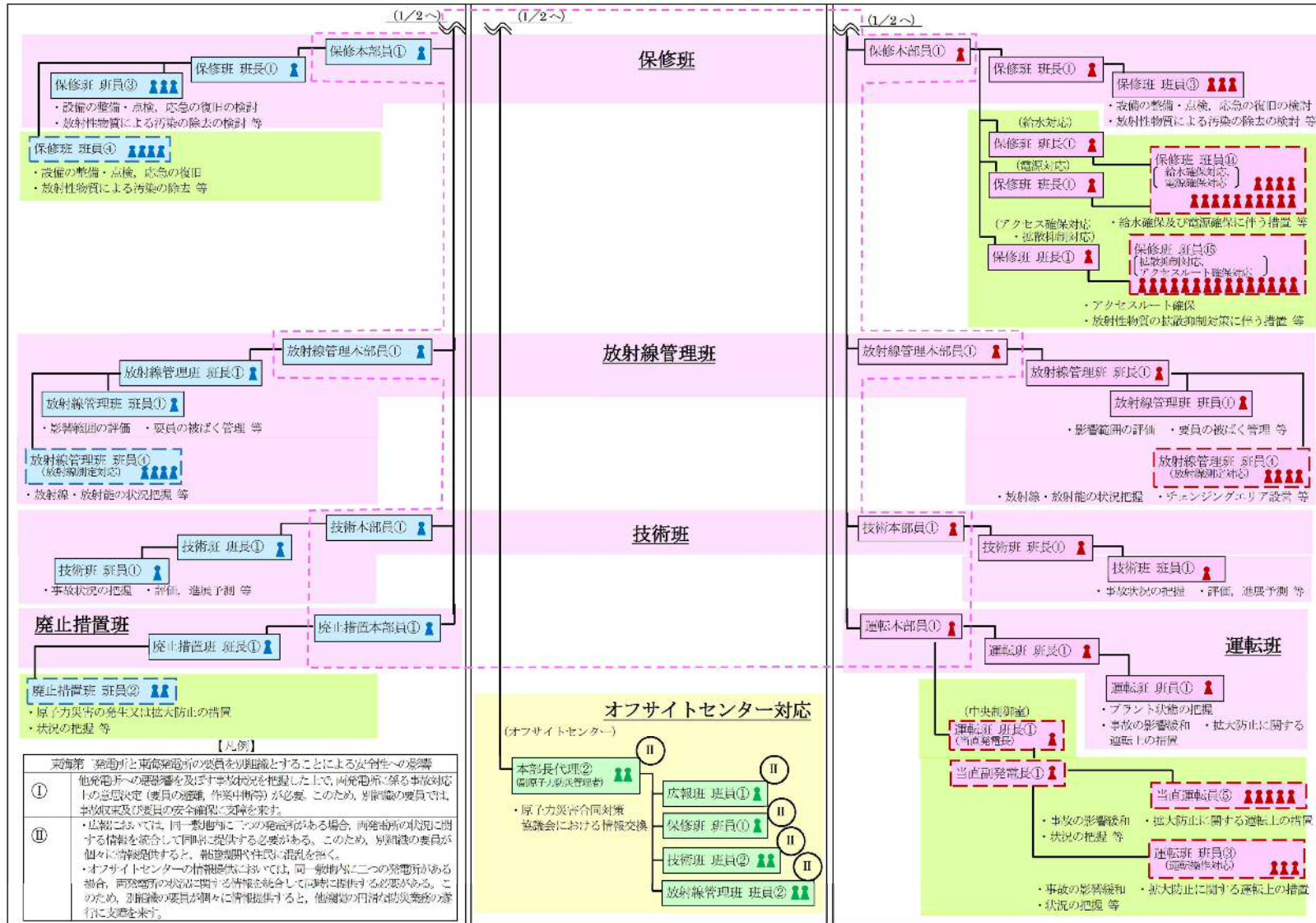


図2 東海第二発電所及び東海発電所の災害対策要員の構成 (1/2)
 (各職位及び各班における発電所別の組織及び兼務の関係を整理したもの)



※ 東海発電所の専従要員については、今後見直すことがある。

図2 東海第二発電所及び東海発電所の災害対策要員の構成（2/2）
（各職位及び各班における発電所別の組織及び兼務の関係を整理したもの）

原子力事業所災害対策支援拠点について

1. 日本原子力発電（株）地域共生部 茨城事務所

| | |
|--------------|--|
| 所在地 | 茨城県水戸市笠原978-25 |
| 発電所からの方位, 距離 | 南西 約20km |
| 施設構成 | 商業ビル（鉄骨鉄筋コンクリート造7階建5階 執務室床面積約350m ² ） |
| 非常用電源 | 非常用ディーゼル発電機（3.1kVA）1台 |
| 非常用通信機器 | ・電話（携帯電話, 衛星系） ・FAX（衛星系） |
| その他 | ・食料等の消耗品については, 調達可能な小売店等から調達。 |

2. 東京電力パワーグリッド（株）茨城総支社 日立事務所 別館

| | |
|--------------|--|
| 所在地 | 茨城県日立市神峰町2-8-4 |
| 発電所からの方位, 距離 | 北北東 約15km |
| 施設構成 | 事務所建屋（鉄筋コンクリート造4階建 執務室, 会議スペース等, 総床面積約1,300m ² ）, 駐車場 |
| 非常用電源 | ・資機材保管場所である地域共生部より運搬。 |
| 非常用通信機器 | ・食料等の消耗品については, 調達可能な小売店等から調達。 |
| その他 | |

3. 東京電力パワーグリッド（株）茨城総支社 別館

| | |
|--------------|--|
| 所在地 | 茨城県水戸市南町2-6-2 |
| 発電所からの方位, 距離 | 南西 約15km |
| 施設構成 | 事務所建屋（鉄筋コンクリート造4階建 執務室, 会議スペース等, 総床面積約2,400m ² ）, 駐車場 |
| 非常用電源 | ・資機材保管場所である地域共生部より運搬。 |
| 非常用通信機器 | ・食料等の消耗品については, 調達可能な小売店等から調達。 |
| その他 | |

4. 東京電力パワーグリッド（株）茨城総支社 常陸大宮事務所

| | |
|--------------|--|
| 所在地 | 茨城県常陸大宮市下町1456 |
| 発電所からの方位, 距離 | 西北西 約20km |
| 施設構成 | 事務所建屋（鉄筋コンクリート造3階建 執務室, 会議スペース等, 総床面積約2,900m ² ）, 駐車場 |
| 非常用電源 | ・資機材保管場所である地域共生部より運搬。 |
| 非常用通信機器 | ・食料等の消耗品については, 調達可能な小売店等から調達。 |
| その他 | |

5. （株）日立製作所 電力システム社日立事業所

| | |
|--------------|---|
| 所在地 | 茨城県日立市会瀬町4丁目2 |
| 発電所からの方位, 距離 | 北北東 約15km |
| 施設構成 | 体育館（約4,900m ² ）, グランド施設（2面, 約28,000m ² ）, 駐車場 |
| 非常用電源 | ・資機材保管場所である地域共生部より運搬。 |
| 非常用通信機器 | ・食料等の消耗品については, 調達可能な小売店等から調達。 |
| その他 | |

6. (株) 日立パワーソリューションズ 勝田事業所

| | |
|--------------|--|
| 所在地 | 茨城県ひたちなか市堀口832-2 |
| 発電所からの方位, 距離 | 南西 約10km |
| 施設構成 | 工場施設 (上屋あり, 約2,700m ²) , グランド施設 (約16,000m ²) |
| 非常用電源 | <ul style="list-style-type: none"> 資機材保管場所である地域共生部より運搬。 食料等の消耗品については, 調達可能な小売店等から調達。 |
| 非常用通信機器 | |
| その他 | |



図 原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置

発電所が締結している医療協定について

東海第二発電所では，自然災害が複合的に発生した場合等を想定し，より多くの医療機関で汚染傷病者の診療が可能なように体制を整備しておくことが必要であると考えている。

現時点で，茨城東病院，日立総合病院，水戸赤十字病院，水戸医療センター，筑波大学附属病院など，茨城県内外にある 10 箇所の病院と放射性物質による汚染を伴う傷病者の診療に関する覚書を締結しており，汚染傷病者の受入態勢を確保している。

東海第二発電所

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

<目 次>

1. 発電用原子炉主任技術者の選任…………… 1.0.11-1
2. 発電用原子炉主任技術者の職務等…………… 1.0.11-1
3. 重大事故等対策における発電用原子炉主任技術者の役割…………… 1.0.11-2

1. 発電用原子炉主任技術者の選任

(1) 社長は、発電用原子炉主任技術者及び代行者を、発電用原子炉主任技術者免状を有する者であって、以下のa. からd. のいずれかの業務に通算して3年以上従事した経験を有する者の中から選任する。

a. 原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務

b. 原子炉の運転に関する業務

c. 原子炉施設の設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務

d. 原子炉に使用する燃料体の設計又は管理に関する業務

(2) 発電用原子炉主任技術者は、原子炉毎に選任する。

(3) 発電用原子炉主任技術者は、管理職（能力等級特3級以上又は役割ランク3号以上）から選任する。

(4) 代行者は、管理職（能力等級特4級以上又は役割ランク4号以上）から選任する。

(5) 発電用原子炉主任技術者は、本店発電管理室に所属し、発電所に駐在して、発電用原子炉主任技術者の職務を専任する。

(6) 発電用原子炉主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、(1)項から(3)項に基づき、発電用原子炉主任技術者を選任し直す。

(7) これらの体制を整備していても、万一、発電用原子炉主任技術者及び代行者が不在となった場合は、原子炉主任技術者の資格を有している者を常に把握していることから、速やかに発電用原子炉主任技術者を選任し、選任後30日以内に原子力規制委員会へ届け出る。

2. 発電用原子炉主任技術者の職務等

(1) 発電用原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実

に行うことを任務とし、次の職務を遂行する。

- a. 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示する。
- b. 保安規定に定める事項を、所長の承認に先立ち確認する。
- c. 保安規定に定める各職位からの報告内容等を確認する。
- d. 保安規定に定める記録の内容を確認する。
- e. 保安規定に定める報告（第121条第1項）を受け事態を確認し、その確認した正確な情報を自らの責任において社長に直接報告する。
- f. 保安の監督状況を定期的及び必要に応じて社長に直接報告する。
- g. 原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会に必ず出席する。
- h. その他、原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。

(2) 原子炉施設の運転に従事する者（所長を含む。）は、発電用原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。

(3) 発電用原子炉主任技術者は、自らの原子炉施設の保安活動を効果的に実施するため、所内会議（原子炉施設保安運営委員会、発電所上層部によるミーティング等）への参加、現場パトロールを通じて、発電所の情報収集を行う。また、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者と相互の職務について情報を共有し、意思疎通を図る。

3. 重大事故等対策における発電用原子炉主任技術者の役割

(1) 発電用原子炉主任技術者は、平常時のみでなく、重大事故等が発生した場合においても、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実、かつ、最優先に行うことを任務とする。

- a. 重大事故等が発生した場合の災害対策本部において、発電用原子炉主

任技術者の職務に支障をきたすことがないように、独立性を確保して配置する。

b. 発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合において、原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示し、災害対策本部の本部長（所長）は、その指示を踏まえ方針を決定する。

(a) 発電用原子炉主任技術者は、災害対策本部等から得られた情報に基づき重大事故等の拡大防止又は事象緩和に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ助言及び指示する。

(b) 発電用原子炉主任技術者は、保安上必要な場合の助言及び指示を行うに当たって、災害対策本部の要員及び本店対策本部の要員等から意見を求めることができる。

(2) 発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備（制定・改正）に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。

a. 発電用原子炉主任技術者が、重大事故等対策に係る手順書の整備（制定・改正）における保安上必要な事項等について確認を行っている。このため、運転員及び災害対策本部の実施組織の要員等が手順書どおりに重大事故等対策の対応を行う場合には、発電用原子炉主任技術者からの指示を受けることなく対応可能である。

(3) 発電用原子炉主任技術者は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合、発生連絡を受けた後、災害対策本部に参集し、原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行う。

a. 発電用原子炉主任技術者が、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に非常招集できる体制、運用を整備する。

- (a) 重大事故等の発生連絡を受けた後，速やかに災害対策本部に駆けつけられるよう，早期に非常召集が可能なエリア（東海村又は隣接市町村）に発電用原子炉主任技術者又は代行者を配置する。
- b. 発電用原子炉主任技術者は，参集途上であっても通信連絡設備（衛星電話設備（携帯型）等）を携行することにより，災害対策本部からプラントの状況，対策の状況等の情報連絡が受けられるとともに自ら確認することができる。
- なお，通信連絡設備（衛星電話設備（携帯型）等）の整備は，技術の進歩に応じて，都度改善を行う。
- c. 発電用原子炉主任技術者は，重大事故等対策に係る手順書の整備（制定・改正）における保安上必要な事項等について予め確認していることから，定められた手順書と異なった対応が必要となった場合であっても，必要の都度，プラントの状況等を把握し，原子炉施設の運転に関し保安上必要な指示を行うことができる。

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. 12-7

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、対策の実施可否について検討し、対応が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 | INPO (原子力発電運転協会) | 2012 年 8 月 |

上記の各報告書には、内容が同様あるいは類似の指摘及び提言があるため、抽出された指摘及び提言を分類化し、東二におけるこれまでの対応を踏まえて、対応すべき課題を選定した。

各報告書の指摘及び提言には、深層防護の考え方に基づく重大事故等対処設備の多重化や多様化等の設備対応の強化が含まれているが、これらのハード対策は、他の説明資料にて対策方針が示されているため本資料には記載しない。本資料では、別紙 1 に示すように、指摘及び提言の対応方針が確立し、且つ、他資料に記載していない運用面に関する課題を抽出した。

抽出した課題は「手順書の整備」「訓練の充実」「資機材の充実」に分類化することができ、その対策と合わせて以下に整理した。

(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。その対策と合わせて以下に示す。

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 | <p>・全電源喪失状態となった場合の非常用復水器（IC）の操作や、その後の確認作業についてのマニュアルがなかった。</p> <p>このため、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。</p> | <p>・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。</p> |
| 2 | <p>・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。</p> <p>このため、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。</p> <p>故に、シビアアクシデント手順書は、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。</p> | <p>・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。</p> |

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 | <p>・ 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った。このため、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。</p> | <p>・ 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。</p> |
| 2 | <p>・ 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。</p> | |
| 3 | <p>・ 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。</p> <p>このため、防災訓練の経験者の増加が僅かであり、チームとしての対処能力の向上には至っていなかった。</p> | <p>・ 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。</p> <p>・ 福島第一原子力発電所事故から得られた知見、その他の各種知見を基にした新規制基準の適合申請において想定した事故シナリオ及び対処策を用いて、定期的な訓練を計画・実施する。</p> <p>・ 高頻度に防災訓練及び要素訓練を行うことより、訓練経験者を拡大し、交替要員を含めたチーム全体の対処能力の向上を図る。</p> |

【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（平成24年4月～平成29年8月）

- ・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：69回（累計の参加人数541名）
- ・社外施設（シミュレータ）における運転操作員の訓練：57回（累計の参加人数97名）

（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29年1月の累計）

- ・総合防災訓練：5回（災害対策本部を設置し訓練を実施，現場の実模擬操作と連動した訓練）
- ・災害対策本部対応訓練：12回（平成27年度下期から実施）
- ・個別訓練：820回（累計の参加人数4,382名）

（可搬型代替注水中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，災害対策本部対応訓練においても同様の状況）



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）



可搬型代替注水中型ポンプの訓練の状況
（写真は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 | <p>・電源喪失によって、中央制御室での計装設備の監視及び制御である中央制御室の機能、発電所内の照明、ホットライン以外の通信手段を失った。</p> <p>このため、有効なツールや手順書がない中で、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。</p> | <ul style="list-style-type: none"> ・電源喪失時により、中央制御室の既存の計装設備への交流電源が停止した場合にも、速やかに直流電源を供給し、監視を継続及び制御が可能な構成とする。また、重大事故等対応に必要な新規に設置する計装設備は直流電源による給電とする。 ・電源喪失時でも、現場及び災害対策本部との通信機能を確保するため、無線連絡設備や衛星電話設備等による通信手段を確保する。 ・電源喪失時でも、中央制御室で実効的な活動ができるように、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。 ・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、送受信器、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（平成 23 年 3 月 11 日 14 時 46 分）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（同日 14 時 48 分、タービン軸振動高）の発報によって原子炉自動スクラム（全制御棒全挿入）となった。

地震により全ての外部電源（275kV 系 2 回線，154kV 系 1 回線）が喪失したことにより、非常用ディーゼル発電機 3 台が自動起動した。その後の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、非常用ディーゼル発電機 2D 及び高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機より所内各設備への給電を継続した。

原子炉冷却は、主蒸気逃がし安全弁を間欠に手動で開操作しながら、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を用いて、原子炉水位を維持しながら実施した。原子炉温度は順調に低下し、地震の約 3 日後に外部電源の一部が復旧（154 系 1 回線）した後は、残留熱除去系による原子炉冷却に切り替えて原子炉冷却を継続し、平成 23 年 3 月 15 日 0 時 40 分に原子炉は冷温停止状態となった。

この期間の対応について関係者に聞き取りした結果を整理し、得られた知見と、今後、取り組むべき事項を以下に整理した。

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, 災対本部と発電長との連絡は極力短時間とすべき。 | ・ 平時より, 情報連絡要員を中央制御室に待機させ, 重大事故等発生時には, 初動対応時からプラント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, 必要な情報を迅速に共有する。 |

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。 | ・ 災害対策本部に, 種々の不具合を想定しても対応が可能となる要員を確保する。 |
| 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 w a y 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 | <ul style="list-style-type: none"> 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、弁開閉状態を現場掲示するタグが不足し、一部の弁については開閉状態の現場管理ができなかった。 (運転操作が落ち着いた後に、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。 | <ul style="list-style-type: none"> 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 | <ul style="list-style-type: none"> 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。 | <ul style="list-style-type: none"> 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

従来から、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、別の手順書に移行する判断基準を明確にし、手順書間の関係を明確にする。 |
| 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（ほう酸注入、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。 |

福島第一原子力発電所の事故に係る重大事故等対処設備の運用面の課題の抽出について

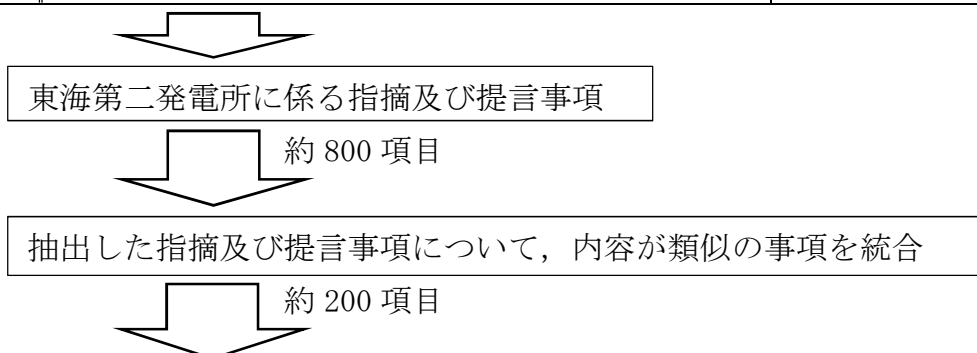
1. 抽出要領

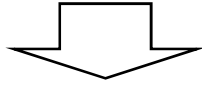
本資料における福島第一原子力発電所の事故に係る重大事故等対処設備の運用面の課題の抽出の概要を以下に示す。

指摘及び提言事項は、各分野（運転、設備、安全、放管等）の各々の選任者が調査対象となる報告書の記載を確認して抽出した。抽出された指摘及び提言事項は重複するものを整理した後に、各部門にて各々の指摘及び提言事項の対応方針を確認し、対応方針が未確立の事項について、本検討の中で改めて対応方針を検討し確立した。この抽出された指摘及び提言事項とその対応方針は、経営層が出席する会議（発電所パフォーマンスレビュー会議）に報告されている。今後、対応状況が適宜確認される。

調査対象

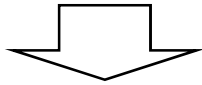
| | 報告書名称 | 機関 |
|---|---|---------------------|
| 1 | 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故調査委員会報告書（2012年6月） | 国会事故調 |
| 2 | 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告書（2012年7月） | 政府事故調 |
| 3 | 福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書（2012年2月） | 民間事故調 |
| 4 | 福島原子力事故調査委員会 最終報告書（2012年6月） | 東京電力 |
| 5 | 福島第一原子力発電所における原子力事故から得た教訓（2012年8月） | INPO (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





統合した指摘及び提言事項のうち、対応が明確である事項を抽出
ただし、以下に示すような他の説明資料で記載される事項は対象外とした
(他の説明資料で記載されるため対象外とした内容の例)

- ・ 設備及び資機材の整備に係る事項
- ・ 設備及び資機材の整備に伴って対応する事項
(手順書を整備すること、整備した手順書を用いた訓練を行うこと等)
- ・ 発電所の災害対策本部及び本店の災害総合対策本部の体制や要員の活用等に係る事項
- ・ その他 (他の説明資料で記載される内容)



本資料中の下記の表に集約

- ・ 第 1.0.12-2 表 手順書の整備に関する課題と対策
- ・ 第 1.0.12-3 表 訓練の充実に関する課題と対策
- ・ 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

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>

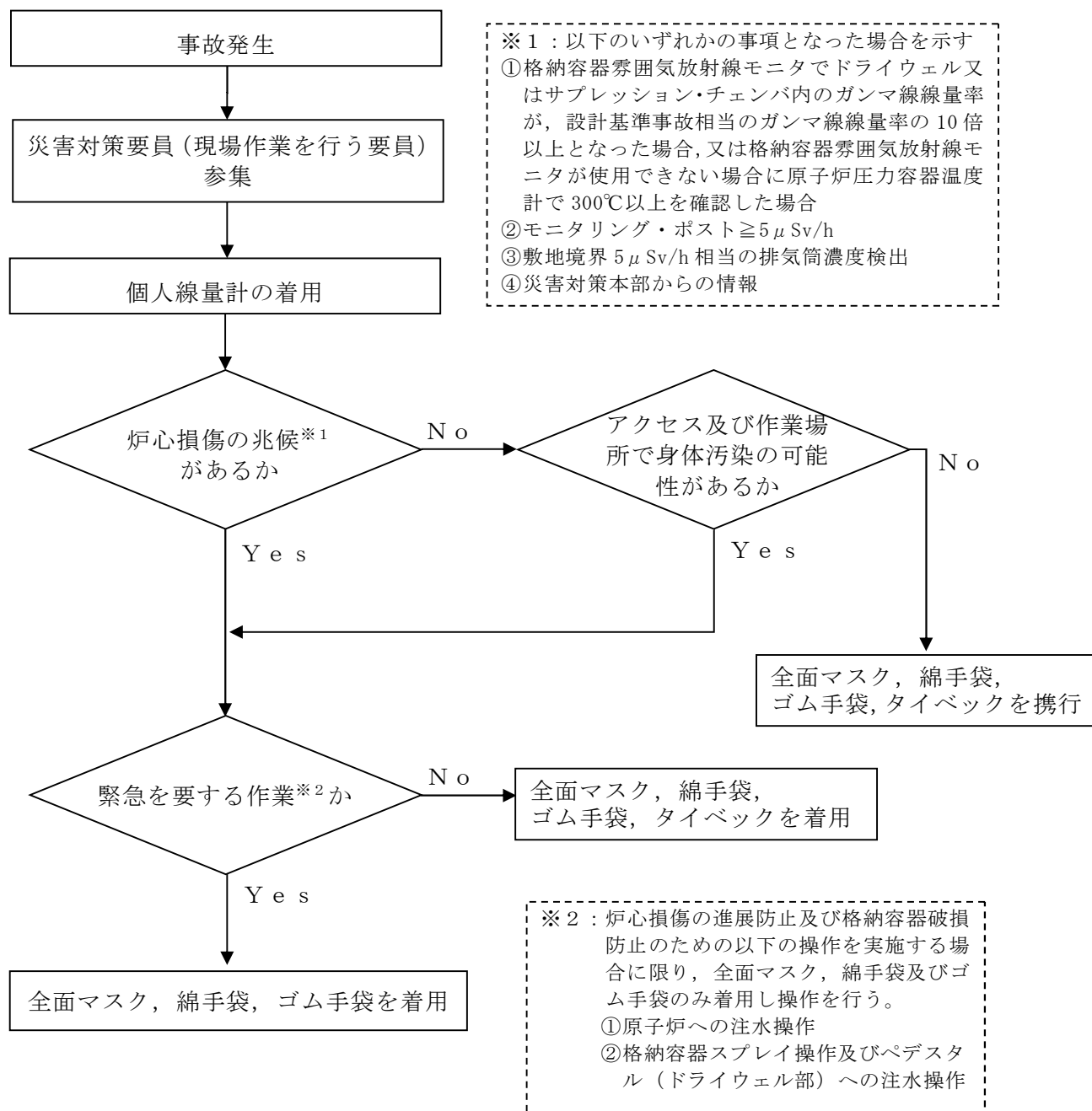
| | |
|---------------------------------|----------|
| 1. 初動対応時における放射線防護具類の選定..... | 1.0.13-1 |
| 2. 初動対応時における装備..... | 1.0.13-3 |
| 3. 放射線防護具類の着用等による個別操作時間への影響について | 1.0.13-7 |
| (1) 操作場所までの移動経路について..... | 1.0.13-7 |
| (2) 操作場所での状況設定について..... | 1.0.13-7 |
| (3) 作業環境による個別操作時間への影響評価..... | 1.0.13-7 |

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、発電長又は災害対策本部長代理が判断し、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】を着用：約3分
 - 【全面マスク、綿手袋、ゴム手袋、タイベック】を着用：約7分
 - 【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】を装着：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】を装着：約21分
- ・ 作業後は、放射線管理班長の指示に従って、脱衣、汚染検査及び必要に応じて除染を実施する。

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は、プラント状態、作業環境及び作業内容を考慮して、必要な放射線防護具を判断し、災害対策要員のうち現場作業を行う要員に着用を指示する。放射線防護具は、常時、中央制御室及び緊急時対策所に保管しているものを使用する。
- ・現場作業を行う要員は、初動対応時から個人線量計を着用し、外部被ばく線量を適切に管理する。
- ・「炉心損傷の兆候がある場合」、又は「現場作業場所及びアクセスルートを通行する際に身体汚染の恐れがある場合」は、全面マスク、綿手袋、ゴム手袋及びタイベックを着用する。ただし、炉心損傷の進展防止及び格納容器破損防止のために実施する緊急を要する作業（原子炉への注水操作、格納容器スプレイ操作及びペDESTALへの注水操作）に限り、全面マスク、綿手袋及びゴム手袋のみ着用し、操作を実施する。
- ・上記のいずれにも該当しない場合は、放射線防護具の着用は不要であるが、プラント状態等の変化により移動中又は作業中に着用の指示が新たに出る場合に備えて、放射線防護具を携行する。
- ・中央制御室内は、中央制御室換気系により居住性を確保するため（閉回路運転による放射性物質の流入防止及びフィルタによる放射性物質の除去（希ガス除く））、放射線防護具の着用は不要とするが、中央制御室換気系の機能喪失時は、内部被ばく低減のため全面マスクを着用する。ただし、炉心損傷の進展防止及び格納容器破損の防止のために早急な対応操作が必要な場合には、一時的に操作を優先し、操作後に全面マスクを着用する。
- ・作業後は、放射線管理班長の指示に従って脱衣、汚染検査及び必要に応じて除染を実施する。

- 高線量対応防護具服（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 | | | 備考 |
|---------------------|--|----------------------------------|---------------------------|--------------|
| | ① | ② | ③ | |
| | 「炉心損傷の兆候がある場合」, 又は「現場作業場所及びアクセスルートを通行する際に身体汚染の恐れがある場合」※ ² | ①において, 緊急を要する作業の場合※ ² | 中央制御室において, 中央制御室換気系の機能喪失時 | |
| 個人線量計※ ¹ | 着用 | | | — |
| 全面マスク | | | 着用※ ³ | — |
| 自給式呼吸用保護具 | 全面マスクを着用 (湿潤作業時は自給式呼吸用保護具を着用) | | — | 使用可能時間 240分 |
| 綿手袋 | 着用 | | | — |
| ゴム手袋 | 着用 | | | — |
| タイベック | 着用 | — | — | — |
| アノラック | 湿潤作業時に着用 | | | — |
| 長靴・胴長靴 | 湿潤作業時に着用 | | | — |
| 高線量対応防護具服 (遮蔽ベスト) | 移動を伴わない高線量作業時に着用 | | | 質量 約 20kg |

※¹ 個人線量計は事故発生時に必ず着用する。

※² 身体汚染が発生した場合には, 作業後に脱衣, 汚染検査及び必要に応じて除染を実施する。

※³ 炉心損傷の進展防止及び格納容器破損の防止のために早急な対応操作が必要な場合には, 一時的に操作を優先し, 操作後に全面マスクを着用する。



個人線量計



タイベック



アノラック



長靴



洞長靴



高線量対応防護具服
(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有意な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操作者の動作が制限されるものではない。また、作業安全のための安全帯や皮手袋などの防護具類を着用した状態であっても、操作者の接続等の作業に影響を与えるものではない。これらの防護具類の着用に伴い、操作時間に有意な影響がないことを訓練により確認した。（第 1.0.13-3 図，第 1.0.13-4 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可搬型代替注水ポンプ車の設置作業



第 1.0.13-4 図 放射線防護具類を着用した状態での電源車のケーブル敷設作業

第 1.0.13-2 表 放射線防護具を着用した状態での操作時間^{※1}の比較

| | 通常服 | 放射線防護具 ^{※2} 装備 | 評価 |
|------------------|--------|-------------------------|--------|
| 可搬型代替注水ポンプ車の設置作業 | 15分00秒 | 14分55秒 | 有意な差無し |
| 電源車のケーブル敷設作業 | 8分00秒 | 7分02秒 | 有意な差無し |

※1 操作時間は操作の実績時間を平均した時間

※2 放射線防護具として、全面マスク、タイベック、綿手袋、ゴム手袋を装備

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1.0.13-3表, 第1.0.13-5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1.0.13-6図参照)

第1.0.13-3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1.0.13-5図 可搬型照明



(通常状態)



(可搬照明を使用した
状態での作業)



(暗所環境下での
作業状況の例)

第 1.0.13-6 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）



携行型有線通話装置

第 1.0.13-7 図 通信連絡設備

東海第二発電所

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 比較表

<目 次>

| | | |
|--------------|-------------------------|-----------|
| 第 1.0.14-1 表 | 技術的能力対応手段と有効性評価比較表…………… | 1.0.14-1 |
| 第 1.0.14-2 表 | 技術的能力対応手段と手順等比較表…………… | 1.0.14-13 |

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (1/14)

| 技術的能力 審査基準 | | 重要事故シーケンス | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|--|-------------------------------|-------------|-------------|-----------------|---------------------|----------------|-------------------------|---------------------------|-----------|-------------|---------------------------|-------------------|---|---|-------------|-----------------------|-------------------|-----------------|-------------------|-------|----------------------------------|-----------|-----------|---------|--|--|--|--|
| | | 炉心の著しい損傷の防止 | | | | | | | | | | 原子炉格納容器の破損の防止 | | | | | 使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止 | | 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止 | | | | | | | | | |
| | | 高圧・低圧注水機能喪失 | 高圧注水・減圧機能喪失 | 全交流動力電源喪失(長期TB) | 全交流動力電源喪失(TBD, TBU) | 全交流動力電源喪失(TBP) | 崩壊熱除去系機能喪失(取水機能が喪失した場合) | 崩壊熱除去系機能喪失(残留熱除去系が故障した場合) | 原子炉停止機能喪失 | LOCA時注水機能喪失 | 格納容器バイパス(インターフェイシステムLOCA) | 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 | （代替循環冷却を使用できない場合） （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用できない場合） | （格納容器過圧・温度による静的負荷） （代替循環冷却を使用できない場合） | 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 | 想定事故1 | 想定事故2 | 崩壊熱除去機能喪失(残留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 | | | | |
| <p>●：有効性評価において、解析上考慮している</p> <p>○：有効性評価において、解析上考慮していない</p> <p>※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。</p> | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.1 | 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 | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 再循環系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 | | | | | | | ● | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制 | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 制御棒手動挿入 | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制 | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.2 | 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 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 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圧力容器へのほう酸水注入及び注水 | ○ | ○ | | | | ○ | ○ | | ○ | ○ | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | |
| | 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 | ○ | ○ | | | | ○ | ○ | | ○ | ○ | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | |
| | 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 | | | ● | | ● | ● | ● | ● | | ● | ● | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 | | | | | | | ● | ● | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (2/14)

| 技術的能力 審査基準 | | 重要事故シーケンス | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|-------------------------------------|---------------------------------------|-------------|-------------|-----------------|---------------------|----------------|-------------------------|--------------------------|-----------|-------------|----------------------------|-------------------|---|------------------------------|-------------|---------------------|-----------------------|------|-------------------|-------|-------------------|-------------------------------|-----------|-----------|---------|---|---|---|--|
| | | 炉心の著しい損傷の防止 | | | | | | | | | | 原子炉格納容器の破損の防止 | | | | | | | 使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止 | | 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止 | | | | | | | | |
| | | 高圧・低圧注水機能喪失 | 高圧注水・減圧機能喪失 | 全交流動力電源喪失(長期TB) | 全交流動力電源喪失(TBD, TBU) | 全交流動力電源喪失(TBP) | 崩壊熱除去系機能喪失(取水機能が喪失した場合) | 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合) | 原子炉停止機能喪失 | LOCA時注水機能喪失 | 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA) | 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用できない場合) | 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) | 格納容器雰囲気直接加熱 | 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 | 想定事故1 | 想定事故2 | 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系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 | | | | |
| 技術的能力 審査基準 | | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.3 | 減圧の自動化 | | ● | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 手動操作による減圧(逃がし安全弁の手動操作による減圧) | ● | | ● | | ● | ● | ● | | ● | ● | ● | | | | | | | | | | | | | | | ● | ● | |
| | 手動操作による減圧(タービン・バイパス弁の手動操作による減圧) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放 | | | | ● | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 非常用窒素供給系高圧窒素ポンプによる逃がし安全弁(自動減圧機能)駆動源確保 | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | ○ | ○ | ○ | | | | ○ | ○ | | ○ | | | | | | | ○ | ○ | | |
| | 可搬型窒素供給装置(小型)による逃がし安全弁(自動減圧機能)駆動源確保 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁(逃がし弁機能)開放 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 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 | | | | ● | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順 | | | | | | | | | | | | | | ● | ● | | ● | | | | | | | | | | | | |
| インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順 | | | | | | | | | | ● | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

●：有効性評価において、解析上考慮している
○：有効性評価において、解析上考慮していない

※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (3/14)

| 技術的能力 審査基準 | | 重要事故シーケンス | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|---|--|------------------------------------|-------------|-----------------|---------------------|----------------|-------------------------|---------------------------|-----------|-------------|----------------------------|-------------------|---|---|-------------|----------------------|-----------------------|-------------------|-----------------|-------------------|-------|----------------------------------|-----------|-----------|---------|--|---|---|---|---|--|
| | | 炉心の著しい損傷の防止 | | | | | | | | | | 原子炉格納容器の破損の防止 | | | | | | 使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止 | | 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止 | | | | | | | | | | | |
| | | 高圧・低圧注水機能喪失 | 高圧注水・減圧機能喪失 | 全交流動力電源喪失（長期TB） | 全交流動力電源喪失（TBD, TBU） | 全交流動力電源喪失（TBP） | 崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合） | 崩壊熱除去系機能喪失（残留熱除去系が故障した場合） | 原子炉停止機能喪失 | LOCA時注水機能喪失 | 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） | 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用できない場合） | 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器雰囲気直接加熱 | 高圧溶融物放出／溶融燃料—冷却材相互作用 | 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 | 想定事故1 | 想定事故2 | 崩壊熱除去機能喪失（残留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 | | | | | | |
| ●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない | | ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.4 | | 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 | ○ | ○ | | | | ○ | ○ | | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | ○ | |
| | | 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 | | | ● | ● | ● | ● | | | | ● | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | |
| | | 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 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 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 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） | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | ○ | |
| | | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ● | | | |
| | | 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水 | | ● | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ● | | ● | |
| | | 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 | | ● | | | | | | | | ● | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | ○ | |
| | | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ● | | ● | |

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (4/14)

| 技術的能力 審査基準 | | 重要事故シーケンス | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|---|-------------------------------------|--------------------------------|-------------|-----------------|---------------------|----------------|-------------------------|--------------------------|-----------|-------------|----------------------------|-------------------|---|---------------|-------------------|-----------------------|------|-----------------|-------------------|-------|----------------------------------|-----------|-----------|
| | | 炉心の著しい損傷の防止 | | | | | | | | | | | | 原子炉格納容器の破損の防止 | | | | | 使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止 | | 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止 | | |
| | | 高圧・低圧注水機能喪失 | 高圧注水・減圧機能喪失 | 全交流動力電源喪失(長期TB) | 全交流動力電源喪失(TBD, TBU) | 全交流動力電源喪失(TBP) | 崩壊熱除去系機能喪失(取水機能が喪失した場合) | 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合) | 原子炉停止機能喪失 | LOCA時注水機能喪失 | 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA) | 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用できない場合) | 格納容器雰囲気直接加熱 | 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気加熱 | 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 | 想定事故1 | 想定事故2 | 崩壊熱除去機能喪失(残留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 |
| ●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない | | ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.5 | 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | ● | | | | | ● | | ● | | | | | | | | | | | | | | |
| | 耐圧強化ベント系による原子炉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原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) | ○ | | | | | ○ | | ○ | | | | | | | | | | | | | | |
| | 耐圧強化ベント系による原子炉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確保 | | | ○ | ○ | ○ | ● | | | | ● | | | | | | | | | ○ | ● | ○ | |
| | 代替残留熱除去系海水系による冷却水確保 | | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | ○ | |
| | 残留熱除去系海水系による冷却水確保 | | ● | | | | | | ● | | ● | | | | | | | | | ● | | ● | |

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (5/14)

| 技術的能力 審査基準 | | 重要事故シーケンス | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|---|---|---------------------------------|-------------|------------------|----------------------|-----------------|--------------------------|----------------------------|-----------|-------------|-----------------------------|-------------------|---|---|---------------------|-----------------------|------|-------------------|-------|-------------------|-----------------------------------|-----------|-----------|---------|--|--|--|--|--|
| | | 炉心の著しい損傷の防止 | | | | | | | | | | 原子炉格納容器の破損の防止 | | | | | | 使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止 | | 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止 | | | | | | | | | |
| | | 高圧・低圧注水機能喪失 | 高圧注水・減圧機能喪失 | 全交流動力電源喪失 (長期TB) | 全交流動力電源喪失 (TBD, TBU) | 全交流動力電源喪失 (TBP) | 崩壊熱除去系機能喪失 (取水機能が喪失した場合) | 崩壊熱除去系機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合) | 原子炉停止機能喪失 | LOCA時注水機能喪失 | 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) | 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用できない場合) | 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用できない場合) | 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 | 想定事故1 | 想定事故2 | 崩壊熱除去機能喪失 (残留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 | | | | | |
| ●: 有効性評価において, 解析上考慮している ○: 有効性評価において, 解析上考慮していない | | ※対応手段は, 今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 技術的能力 審査基準 | | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.6 | 代替格納容器スプレ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレ | ● | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ● | ● | ○ | ○ | ● | ● | ● | ● | ● | | | | | | | | | | | | |
| | 消火系による原子炉格納容器内へのスプレ | ○ | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | ○ | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | |
| | 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレ | ○ | | | | | | | ○ | ○ | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | |
| | 代替格納容器スプレ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレ (淡水/海水) | ○ | | ● | ● | ● | ○ | ○ | | ○ | | ● | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | |
| | 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレ | | | ● | ● | ● | ● | | | | | ● | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱 | | | ● | ● | ● | ● | | | | | ● | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱 | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | |
| | 残留熱除去系 (格納容器スプレ冷却系) による原子炉格納容器内へのスプレ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.7 | 代替循環冷却系による原子炉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原子炉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原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | |
| | サブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入 | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | |

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (6/14)

| 技術的能力 審査基準 | | 重要事故シーケンス | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|---|---|-------------|-------------|------------------|----------------------|-----------------|--------------------------|-------------------------------|-----------|-------------|-----------------------------|-------------------|---|---|-------------|---------------------|-----------------------|-------------------|-----------------|-------------------|-------|----------------------------------|-----------|-----------|---------|--|
| | | 炉心の著しい損傷の防止 | | | | | | | | | | 原子炉格納容器の破損の防止 | | | | | | 使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止 | | 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止 | | | | | | |
| | | 高圧・低圧注水機能喪失 | 高圧注水・減圧機能喪失 | 全交流動力電源喪失 (長期TB) | 全交流動力電源喪失 (TBD, TBU) | 全交流動力電源喪失 (TBP) | 崩壊熱除去系機能喪失 (取水機能が喪失した場合) | 崩壊熱除去系が故障した場合 (残留熱除去系が故障した場合) | 原子炉停止機能喪失 | LOCA時注水機能喪失 | 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) | 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用できない場合) | 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用できない場合) | 格納容器雰囲気直接加熱 | 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気加熱 | 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 | 想定事故1 | 想定事故2 | 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系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 | |
| ●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.8 | 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 | | | | | | | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | |
| | 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 | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | ○ | | | | | | | | | | |
| | 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 | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | ○ | | | | | | | | | | |
| | 高圧代替注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 | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | |

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (7/14)

| 技術的能力 審査基準 | | 重要事故シーケンス | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|--|-------------------------------|-------------|-------------|-----------------|--------------------|----------------|-------------------------|------------------------------|-----------|-------------|----------------------------|-------------------|------------------------------------|------------------------------------|------------------------------------|------------------------------------|------------------------------------|------------------------------------|------------------------------------|------------------------------------|------------------------------------|------------------------------------|------------------------------------|-------|-------|----------------------------------|-----------|-----------|---------|--|--|--|--|--|--|--|
| | | 炉心の著しい損傷の防止 | | | | | | | | | | 原子炉格納容器の破損の防止 | | | | | | | 使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止 | | 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 高圧・低圧注水機能喪失 | 高圧注水・減圧機能喪失 | 全交流動力電源喪失（長期TB） | 全交流動力電源喪失（TBD、TBU） | 全交流動力電源喪失（TBP） | 崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合） | 崩壊熱除去系が故障した場合（残留熱除去系が故障した場合） | 原子炉停止機能喪失 | LOCA時注水機能喪失 | 格納容器パイパス（インターフェイスシステムLOCA） | 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 | （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用できない場合） | （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用できない場合） | （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用できない場合） | （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用できない場合） | （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用できない場合） | （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用できない場合） | （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用できない場合） | （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用できない場合） | （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用できない場合） | （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用できない場合） | （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用できない場合） | 想定事故1 | 想定事故2 | 崩壊熱除去機能喪失（残留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 | | | | | | | |
| <p>●：有効性評価において、解析上考慮している</p> <p>○：有効性評価において、解析上考慮していない</p> <p>※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。</p> | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.9 | 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 | | | | | | | | | | | ● | | | ● | ● | ● | ● | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 | | | | | | | | | | | | ● | ● | ● | ● | ● | ● | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (8/14)

| 技術的能力 審査基準 | | 重要事故シナリ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|---|--|-------------|-------------|------------------|------------------------|------------------|-------------------------|---------------------------|-----------|-------------|----------------------------|-------------------|------------------------------------|-----------------|------------------------------------|-----------------|------------|-------------------|-----------------------|-------------------|-----------------|-------|-------|----------------------------------|-----------|-----------|---------|--|
| | | 炉心の著しい損傷の防止 | | | | | | | | | | | 原子炉格納容器の破損の防止 | | | | | 使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止 | | 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止 | | | | | | | | |
| | | 高圧・低圧注水機能喪失 | 高圧注水・減圧機能喪失 | 全交流動力電源喪失（長期T B） | 全交流動力電源喪失（T B D、T B U） | 全交流動力電源喪失（T B P） | 崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合） | 崩壊熱除去系機能喪失（残留熱除去系が故障した場合） | 原子炉停止機能喪失 | LOCA時注水機能喪失 | 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） | 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 | （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用できない場合） | （代替循環冷却を使用する場合） | （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用できない場合） | （代替循環冷却を使用する場合） | 格納容器過熱直接加熱 | 高圧溶融物放出 | 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 | 想定事故1 | 想定事故2 | 崩壊熱除去機能喪失（残留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 | |
| ●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない | ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.10 | 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 原子炉建屋内の水素濃度監視 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水/海水） | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.11 | 常設低圧代替注水系による代替燃料プール注水系（注水ライン/常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | |
| | 可搬型代替注水中型ポンプ又は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/常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ● | ● | | | | | |
| | 消火系による使用済燃料プールへの注水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | |
| | 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へのスプレイ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | |
| | 可搬型代替注水中型ポンプ又は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へのスプレイ（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へのスプレイ（淡水/海水） | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | |
| | 使用済燃料プール漏えい緩和 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ● | ● | | | | | |
| | 使用済燃料プールの除熱 | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | ○ | | |

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (9/14)

| 技術的能力 審査基準 | | 重要事故シーケンス | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|-------------------------------------|---|-------------|-------------|------------------|-------------------------|------------------|-------------------------|---------------|-----------|-----------------|--------------------------------|-------------------|---|------------------------------|-------------|---------------------|-----------------------|-------------------|-----------------|-------------------|--------|----------------------------------|-----------|-----------|---------|
| | | 炉心の著しい損傷の防止 | | | | | | | | | | 原子炉格納容器の破損の防止 | | | | | | 使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止 | | 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止 | | | | | |
| | | 高圧・低圧注水機能喪失 | 高圧注水・減圧機能喪失 | 全交流動力電源喪失（長期T B） | 全交流動力電源喪失（T B D, T B U） | 全交流動力電源喪失（T B P） | 崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合） | 崩壊熱除去系が故障した場合 | 原子炉停止機能喪失 | L O C A 時注水機能喪失 | 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A） | 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用できない場合） | 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） | 格納容器雰囲気直接加熱 | 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気相互作用 | 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 | 想定事故 1 | 想定事故 2 | 崩壊熱除去機能喪失（残留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 |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.12 | 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 放射性物質吸着材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）による泡消火 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.13 | 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合） | ● | ○ | ○ | ○ | ○ | ● | ● | ● | ● | ○ | ● | ● | | | ● | | | | | | ○ | ● | ○ | |
| | 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合） | ● | | ○ | ○ | ○ | ○ | ● | ● | | ○ | ● | ● | ● | ● | ● | ● | | | | | | | | |
| | 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合） | | | | | | | | | | | ○ | ○ | ● | ● | ○ | ● | | | | | | | | |
| | 代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合） | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | |
| | 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 | ○ | ○ | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ○ | ● | ● | | | ○ | ○ | | ○ | | | | | | | |
| | 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 | | ● | ● | ● | ● | ● | | | | ● | ● | | | | | | | | | | | ● | ○ | ● |
| | サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱 | | ● | ● | ● | ● | ● | ● | | ● | ● | | | | | | | | | | | | | | |
| | サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱 | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | ○ | | ○ | ● | ○ | ● | ● | ● | ● | | | | | ○ | ○ | ○ |
| | 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の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原子炉格納容器内の冷却 | ○ | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉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 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | |

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (10/14)

| 技術的能力 審査基準 | | 重要事故シーケンス | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|--|---|-------------|-------------|-----------------|---------------------|----------------|-------------------------|---------------------------|-----------|-------------|----------------------------|-------------------|---|------------------------------|-------------|---------------------|-----------------------|-------------------|-----------------|-------------------|-------|----------------------------------|-----------|-----------|---------|---|---|---|---|
| | | 炉心の著しい損傷の防止 | | | | | | | | | | 原子炉格納容器の破損の防止 | | | | | | 使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止 | | 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止 | | | | | | | | | |
| | | 高圧・低圧注水機能喪失 | 高圧注水・減圧機能喪失 | 全交流動力電源喪失(長期TB) | 全交流動力電源喪失(TBD, TBU) | 全交流動力電源喪失(TBP) | 崩壊熱除去系機能喪失(取水機能が喪失した場合) | 崩壊熱除去系機能喪失(残留熱除去系が故障した場合) | 原子炉停止機能喪失 | LOCA時注水機能喪失 | 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA) | 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用できない場合) | 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) | 格納容器雰囲気直接加熱 | 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気相互作用 | 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 | 想定事故1 | 想定事故2 | 崩壊熱除去機能喪失(残留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 | | | | |
| 技術的能力 審査基準 | | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.13 | 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 | ○ | ○ | | | | ○ | ○ | | ○ | ○ | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | |
| | 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした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格納容器内の冷却 | ○ | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水 | ○ | ○ | ● | ● | ● | ○ | ○ | | ○ | ○ | ● | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ● | ● | ○ | ○ | ○ | | | | | |
| | 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水 | ○ | ○ | ● | ● | ● | ○ | ○ | | ○ | ○ | ● | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | ○ | ○ | ○ | | | | | |
| | 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却 | ○ | | ● | ● | ● | ○ | ○ | | ○ | | ● | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | |
| | 西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ● | ● | | | |
| | 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 | ○ | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ |
| | 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合) | ○ | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | ○ |
| | 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合) | ○ | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 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(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 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(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | |
| 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (11/14)

| 技術的能力 審査基準 | | 重要事故シーケンス | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|---------------|--|-------------------------------------|-------------|------------------|----------------------|-----------------|--------------------------|-------------------------------|-----------|-------------|-----------------------------|-------------------|---|-------------------------------|-------------|---------------------|-------------------------|------|-------------------|-------|-------------------|-----------------------------------|-----------|-----------|---------|---|---|---|
| | | 炉心の著しい損傷の防止 | | | | | | | | | | 原子炉格納容器の破損の防止 | | | | | | | 使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止 | | 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止 | | | | | | | |
| | | 高圧・低圧注水機能喪失 | 高圧注水・減圧機能喪失 | 全交流動力電源喪失 (長期TB) | 全交流動力電源喪失 (TBD, TBU) | 全交流動力電源喪失 (TBP) | 崩壊熱除去系機能喪失 (取水機能が喪失した場合) | 崩壊熱除去系が故障した場合 (残留熱除去系が故障した場合) | 原子炉停止機能喪失 | LOCA時注水機能喪失 | 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) | 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用できない場合) | 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) | 格納容器雰囲気直接加熱 | 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気加熱 | 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 | 想定事故1 | 想定事故2 | 崩壊熱除去機能喪失 (残留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 | | | |
| 技術的能力 審査基準 | | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 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 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 海を水源とした原子炉格納容器下部への注水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 海を水源とした原子炉ウェルへの注水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 海を水源とした使用済燃料プールへの注水 / スプレイ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.13 | | | ● | | | | | ● | | ● | | | | | | | | | | | | | | ● | | ● | | |
| | | | | ○ | ○ | ○ | ● | | | ● | ● | ○ | ● | ● | ● | ● | | | | | | | | ○ | ● | ○ | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ |
| | | ○ | ○ | | | | | ○ | ○ | ○ | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | |

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表
 ●：有効性評価において、解析上考慮している
 ○：有効性評価において、解析上考慮していない

※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (12/14)

| 技術的能力 審査基準 | | 重要事故シナシス | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|---|--|--------------------------------|-------------|--------------------|--------------------------|-------------------|--------------------------|----------------------------|-----------|--------------|------------------------------|-------------------|---|-------------------------------|-------------|---------------------|-------------------------|-------------------|-----------------|-------------------|--------|----------------------------------|-----------|-----------|---------|
| | | 炉心の著しい損傷の防止 | | | | | | | | | | 原子炉格納容器の破損の防止 | | | | | | 使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止 | | 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止 | | | | | |
| | | 高圧・低圧注水機能喪失 | 高圧注水・減圧機能喪失 | 全交流動力電源喪失 (長期 T B) | 全交流動力電源喪失 (T B D, T B U) | 全交流動力電源喪失 (T B P) | 崩壊熱除去系機能喪失 (取水機能が喪失した場合) | 崩壊熱除去系機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合) | 原子炉停止機能喪失 | LOCA 時注水機能喪失 | 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) | 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用できない場合) | 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) | 格納容器雰囲気直接加熱 | 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気加熱 | 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 | 想定事故 1 | 想定事故 2 | 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系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 |
| ●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない | | ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (西側淡水貯水設備を水源とした場合) | | ● | | | | | ○ | ● | ● | ○ | | ○ | ● | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | | |
| 可搬型代替注水中型ポンプ又は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 (淡水タンクを水源とした場合) | | ○ | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | | |
| 可搬型代替注水中型ポンプ又は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 (海を水源とした場合) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (代替淡水貯槽を水源とした場合) | | | | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | |
| 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (淡水タンクを水源とした場合) | | | | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | |
| 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (海を水源とした場合) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレィ系の水源地の切替え | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 淡水から海水への切替え | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 外部水源から内部水源への切替え | | | | | | | | | | | | ● | ○ | | | ● | | | | | | | | | |

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (13/14)

| 技術的能力 審査基準 | | 重要事故シナシス | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|--|--------------------------------------|-------------|-------------|------------------|----------------------|-----------------|--------------------------|----------------------------|-----------|-------------|----------------------------|-------------------|---|---|-------------|---------|-----------------------|-------------------|-----------------|-------------------|-------|-----------------------------------|-----------|-----------|---------|
| | | 炉心の著しい損傷の防止 | | | | | | | | | | 原子炉格納容器の破損の防止 | | | | | | 使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止 | | 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止 | | | | | |
| | | 高圧・低圧注水機能喪失 | 高圧注水・減圧機能喪失 | 全交流動力電源喪失 (長期TB) | 全交流動力電源喪失 (TBD, TBU) | 全交流動力電源喪失 (TBP) | 崩壊熱除去系機能喪失 (取水機能が喪失した場合) | 崩壊熱除去系機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合) | 原子炉停止機能喪失 | LOCA時注水機能喪失 | 格納容器バイパス (インターフェイシステムLOCA) | 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用できない場合) | 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用できない場合) | 格納容器雰囲気直接加熱 | 高圧溶融物放出 | 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 | 想定事故1 | 想定事故2 | 崩壊熱除去機能喪失 (残留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 |
| ●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 技術的能力 審査基準 | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.14 | 常設代替交流電源設備による給電 | | | ● | ● | ● | ● | | | | | ● | ● | ● | ● | ● | ● | | | | | ● | | | |
| | 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 可搬型代替交流電源設備による給電 | | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | |
| | 所内常設直流電源設備による給電 | | | ● | | ● | ● | | | | | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ● | | | | | ● | | |
| | 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 | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 | ○ | ○ | | | | | | ○ | ○ | ● | ● | | | | | | | | ● | ● | ● | | | |
| | 代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 | | | ● | ● | ● | | | | | | ● | | | | | | | | | | | | | |
| | 常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用低圧母線への給電 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 所内常設直流電源設備による直流 125V 主母線盤への給電 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流 125V 主母線盤への給電 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤への給電 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 代替海水送水による電源給電機能の復旧 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油 | ● | | ● | ● | ● | | ● | | ● | | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ● | | | | |
| 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油 | ○ | ○ | ● | ● | ● | ● | ○ | ○ | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ● | | | |
| 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 | ○ | ○ | | | | | | ○ | ○ | ● | ● | | | | | | | | ● | ● | ● | | | | |
| 非常用直流電源設備による給電 | | | ● | | ● | ● | | | | | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ● | | | | | ● | | | |
| 軽油貯蔵タンクから2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油 | ○ | ○ | | | | | | ○ | ○ | ● | ● | | | | | | | | ● | ● | ● | | | | |

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (14/14)

| 技術的能力 審査基準 | 対応手段 | 重要事故シーケンス | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|---------------|---|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|-------------------|--|--|--|--|---|--|
| | | 炉心の著しい損傷の防止 | | | | | | | | | | | 原子炉格納容器の破損の防止 | | | | | 使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止 | | 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止 | | | | | | | | |
| | | 高圧・低圧注水機能喪失 | 高圧注水・減圧機能喪失 | 全交流動力電源喪失（長期TB） | 全交流動力電源喪失（TBD, TBU） | 全交流動力電源喪失（TBP） | 崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合） | 崩壊熱除去系が故障した場合（残留熱除去系が故障した場合） | 原子炉停止機能喪失 | LOCA時注水機能喪失 | 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） | 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 | （代替循環冷却を使用できない場合） | （代替循環冷却を使用できない場合） | （代替循環冷却を使用できない場合） | （代替循環冷却を使用できない場合） | （代替循環冷却を使用できない場合） | （代替循環冷却を使用できない場合） | （代替循環冷却を使用できない場合） | （代替循環冷却を使用できない場合） | （代替循環冷却を使用できない場合） | （代替循環冷却を使用できない場合） | | | | | | |
| | | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用できない場合） | | | | | | | |
| | 計器の故障時に状態を把握するための手段（他チャンネルによる計測，代替パラメータによる推定） | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.15 | 計器の計測範囲を超えた場合の手段（代替パラメータによる推定，可搬型計測器による計測） | | | | | | | | | | | | ● | ● | | | ● | | | | | | | | | | | |
| | 計器電源が喪失した場合の手段（蓄電池，代替電源（交流・直流）からの給電） | | | ● | ● | ● | ● | | | | ● | ● | ● | ● | ● | ● | ● | | | | | | | | | | ● | |
| | 計器電源が喪失した場合の手段（可搬型計測器による計測又は監視） | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | パラメータを記録する手順 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1.16 | 中央制御室換気系の運転手順等 | | | | | | | | | | | | | | ● | ● | ● | ● | ● | ● | | | | | | | | |
| | 中央制御室待避室の準備手順 | | | | | | | | | | | | | | | | ● | | | | | | | | | | | |
| | 中央制御室の照明を確保する手順 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 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 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 中央制御室待避室の照明を確保する手順 | | | | | | | | | | | | | | | | ● | | | | | | | | | | | |
| | 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 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータ等の監視手順 | | | | | | | | | | | | | | | | ● | | | | | | | | | | | |
| | 衛星電話設備（可搬型）（待避室）による通信連絡手順 | | | | | | | | | | | | | | | | ● | | | | | | | | | | | |
| | チェン징エリアの設置及び運用手順 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順 | | | | | | | | | | | | | | | | ● | ● | ● | ● | ● | ● | | | | | | |

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表
 ●：有効性評価において，解析上考慮している
 ○：有効性評価において，解析上考慮していない

※対応手段は，今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (1/20)

| 技術的能力対応手段と手順等 比較表 | 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) | | | | | | | | | | | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ (停止時微候ベース) | | | | 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | | | | | | | | | | | AM設備別操作手順書 | 災害対策本部で使用する手順書 | | | 備考 | | | |
|--|-------------------------------|-------|------|------|---------|---------|---------|---------|-----------|---------|------------|------|------|------|--------|----------------------|----------|------------|------------|-----------------------|------------------|---------------------|-----------------------------|---------------------------|----------------------|--------------------|---------------------------|-------------------|---------------|-----------------|------------|---------------------------|---------------------------|-----------|----|--|--|--|
| | スクラム | 反応度制御 | 水位確保 | 減圧冷却 | PCV圧力制御 | D/W温度制御 | S/P温度制御 | S/P水位制御 | PCV水素濃度制御 | 原子炉建屋制御 | 使用済燃料プール制御 | 水位回復 | 急速減圧 | 水位不明 | AM初期対応 | 電源供給回復 | 停止時反応度制御 | 停止時崩壊熱除去制御 | 停止時原子炉水位制御 | 停止時電源復旧 | 注水―1 損傷炉心への注水 | 注水―2 長期の原子炉水位の確保 | 注水―3a RPV破損前のペDESTAL初期注水 | 注水―3b RPV破損後のペDESTAL注水 | 注水―4 長期のRPV破損後の注水 | 除熱―1 損傷炉心冷却後の除熱 | 除熱―2 RPV破損後の初期格納容器スプレイ | 除熱―3 RPV破損後の除熱 | 放出 PCV破損防止 | 水素 R/B水素爆発防止 | | フェーズⅠ アクシデントマネージメントガイド | フェーズⅡ アクシデントマネージメントガイド | 重大事故等対策要領 | | | | |
| | 項目 | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 【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 | 原子炉手動スクラム | ○ | ○ | | | | ○ | ○ | | ○ | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入 | | ○ | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 再循環系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 | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制 | | ○ | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 制御棒手動挿入 | | ○ | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | |
| 原子炉圧力容器内の水位低下による原子炉出力抑制 | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 【要求事項 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 | 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 | | ○ | ○ | ○ | | | | | | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | |
| | 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 | | ○ | ○ | ○ | | | | | | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | |
| | 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圧力容器へのほう酸水注入及び注水 | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | | | | ○ | | | | |
| | 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | | | | ○ | | | | |
| | 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | |
| 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | ○ | | | | |

注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (2/20)

| 技術的能力対応手段と手順等 比較表 | | 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) | | | | | | | | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ (停止時微候ベース) | | | | 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | | | | | | | AM 設備別操作手順書 | 災害対策本部で使用される手順書 | | | 備考 | | | | | | | | |
|--|---|-------------------|-------|------|------|----------|----------|----------|----------|------------|---------|------------|------|----------------------|------|---------|--------|-----------------------|------------|------------|---------|---------------|------------------|-------------------------------|-------------|-----------------------------|-----------------------|-----------------|----|---------------------------|-------------------|---------------|-----------------|------------------------|------------------------|-----------|-----------------|
| | | スクラム | 反応度制御 | 水位確保 | 減圧冷却 | PCV 圧力制御 | D/W 温度制御 | S/P 温度制御 | S/P 水位制御 | PCV 水素濃度制御 | 原子炉建屋制御 | 使用済燃料プール制御 | 水位回復 | 急速減圧 | 水位不明 | AM 初期対応 | 電源供給回復 | 停止時反応度制御 | 停止時崩壊熱除去制御 | 停止時原子炉水位制御 | 停止時電源復旧 | 注水-1 損傷炉心への注水 | 注水-2 長期の原子炉水位の確保 | 注水-3 a R P V 破損前のペDESTAL 初期注水 | | 注水-3 b R P V 破損後のペDESTAL 注水 | 注水-4 長期の R P V 破損後の注水 | 除熱-1 損傷炉心冷却後の除熱 | | 除熱-2 R P V 破損後の初期格納容器スプレイ | 除熱-3 R P V 破損後の除熱 | 放出 P C V 破損防止 | 水素 R / B 水素爆発防止 | フェーズⅠ アクシデントマネージメントガイド | フェーズⅡ アクシデントマネージメントガイド | 重大事故等対策要領 | |
| ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 項目 | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 自動動作のため運転員の操作不要 |
| 【要求事項 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 | 減圧の自動化 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 手動操作による減圧 (逃がし安全弁の手動操作による減圧) | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | | ○ | ○ | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | |
| | 手動操作による減圧 (タービン・バイパス弁の手動操作による減圧) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放 | | ○ | | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | |
| | 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放 | | ○ | | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | |
| | 非常用窒素供給系高圧窒素ポンペによる逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 | | ○ | | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | |
| | 可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 | | ○ | | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | |
| | 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 駆動源確保 | | ○ | | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | |
| | 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 | | ○ | | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | |
| 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止 | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | |
| インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

注：R P V とは、原子炉圧力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (3/20)

| 技術的能力対応手段と手順等 比較表 | | 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | | | | | | | | | | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ (停止時徴候ベース) | | | | 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | | | | | | | | AM設備別操作手順書 | 災害対策本部で使用する手順書 | | | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|--|------------------------------------|-------------------|-------|------|------|---------|---------|---------|---------|-----------|---------|------------|------|------|------|----------------------|--------|----------|------------|-----------------------|---------|-----------------|--------------------|----------------------------|--------------------------|---------------------|-------------------|------------|--------------------------|------------------|---------------|----|-----------------|---------------------------|---------------------------|-----------|---|--|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | スクラム | 反応度制御 | 水位確保 | 減圧冷却 | PCV圧力制御 | D/W温度制御 | S/P温度制御 | S/P水位制御 | PCV水素濃度制御 | 原子炉建屋制御 | 使用済燃料プール制御 | 水位回復 | 急速減圧 | 水位不明 | AM初期対応 | 電源供給回復 | 停止時反応度制御 | 停止時崩壊熱除去制御 | 停止時原子炉水位制御 | 停止時電源復旧 | 注水1 損傷炉心への注水 | 注水2 長期の原子炉水位の確保 | 注水3a RPV破損前のペDESTAL初期注水 | 注水3b RPV破損後のペDESTAL注水 | 注水4 長期のRPV破損後の注水 | 除熱1 損傷炉心冷却後の除熱 | | 除熱2 RPV破損後の初期格納容器スプレイ | 除熱3 RPV破損後の除熱 | 放出 PCV破損防止 | | 水素 R/B水素爆発防止 | フェーズⅠ アクシデントマネージメントガイド | フェーズⅡ アクシデントマネージメントガイド | 重大事故等対策要領 | | | | | | | | | | | | | | | |
| ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 項目 | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 【要求事項 1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低下時に発電用原子炉を冷却するための手順等 | 低压代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | | | | | | | | | | |
| | 低压代替注水系（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 | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | | | | | |
| | 残留熱除去系（低压注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | | | | |
| | 低压炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | | | | |
| | 低压代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | | | | |
| | 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 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | | |
| | 低压代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水） | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | |
| | 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | | |
| | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | |
| | 残留熱除去系（低压注水系）による原子炉圧力容器への注水 | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ |
| 低压炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | |
| 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱 | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | |

注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (4/20)

| 技術的能力対応手段と手順等 比較表 | | 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) | | | | | | | | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ (停止時微候ベース) | | | | 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | | | | | | | | AM設備別操作手順書 | 災害対策本部で使用する手順書 | | | 備考 | | | | | | | | | | | | |
|-------------------------------------|--------------------------------------|-------------------|-------|------|------|---------|---------|---------|---------|-----------|---------|------------|------|----------------------|------|--------|--------|-----------------------|------------|------------|---------|------------------|---------------------|------------------|--------------------------|--------------------------|----------------------|--------------------|---------------------------|----|-------------------|---------------|-----------------|------------|---------------------------|---------------------------|-----------|---|---|---|---|--|
| | | スクラム | 反応度制御 | 水位確保 | 減圧冷却 | PCV圧力制御 | D/W温度制御 | S/P温度制御 | S/P水位制御 | PCV水素濃度制御 | 原子炉建屋制御 | 使用済燃料プール制御 | 水位回復 | 急速減圧 | 水位不明 | AM初期対応 | 電源供給回復 | 停止時反応度制御 | 停止時崩壊熱除去制御 | 停止時原子炉水位制御 | 停止時電源復旧 | 注水-1 損傷炉心への注水 | 注水-2 長期の原子炉水位の確保 | RPV破損前のペデスタル初期注水 | 注水-3 a RPV破損後のペデスタル注水 | 注水-3 b RPV破損後のペデスタル注水 | 注水-4 長期のRPV破損後の注水 | 除熱-1 損傷炉心冷却後の除熱 | 除熱-2 RPV破損後の初期格納容器スプレイ | | 除熱-3 RPV破損後の除熱 | 放出 PCV破損防止 | 水素 R/B水素爆発防止 | AM設備別操作手順書 | フェーズⅠ アクシデントマネージメントガイド | フェーズⅡ アクシデントマネージメントガイド | 重大事故等対策要領 | | | | | |
| 項目 | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 【要求事項 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原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | ○ | | |
| | 耐圧強化ベント系による原子炉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原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | |
| | 耐圧強化ベント系による原子炉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除熱 | | ○ | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | | ○ | ○ | | | | | ○ | | | | ○ | |
| | 代替残留熱除去系海水系による除熱 | | ○ | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | | ○ | ○ | | | | | ○ | | | | ○ | |
| | 残留熱除去系海水系による冷却水確保 | ○ | ○ | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | | ○ | ○ | | | | | ○ | | | | | |

注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (5/20)

| 技術的能力対応手段と手順等 比較表 ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | | | | | | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ (停止時徴候ベース) | | | | 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | | | | | | AM設備別操作手順書 | 災害対策本部で使用する手順書 | | | 備考 | | | | | | | | | | |
|---|--|-------------------|-------|------|------|---------|---------|---------|---------|-----------|---------|----------------------|------|------|------|-----------------------|--------|----------|------------|------------|---------|------------------|---------------------|--------------------|---------------------------|----|---------------------------|----------------------|--------------------|---------------------------|-------------------|---------------|-----------------|---------------------------|---------------------------|-----------|
| | | スクラム | 反応度制御 | 水位確保 | 減圧冷却 | PCV圧力制御 | D/W温度制御 | S/P温度制御 | S/P水位制御 | PCV水素濃度制御 | 原子炉建屋制御 | 使用済燃料プール制御 | 水位回復 | 急速減圧 | 水位不明 | AM初期対応 | 電源供給回復 | 停止時反応度制御 | 停止時崩壊熱除去制御 | 停止時原子炉水位制御 | 停止時電源復旧 | 注水-1 損傷炉心への注水 | 注水-2 長期の原子炉水位の確保 | RPV破損前のペDESTアル初期注水 | 注水-3a RPV破損後のペDESTアル注水 | | 注水-3b RPV破損後のペDESTアル注水 | 注水-4 長期のRPV破損後の注水 | 除熱-1 損傷炉心冷却後の除熱 | 除熱-2 RPV破損後の初期格納容器スプレイ | 除熱-3 RPV破損後の除熱 | 放出 PCV破損防止 | 水素 R/B水素爆発防止 | フェーズⅠ アクシデントマネージメントガイド | フェーズⅡ アクシデントマネージメントガイド | 重大事故等対策要領 |
| 項目 | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 【要求事項 1.6】 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 | 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | ○ |
| | 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | ○ |
| | 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | ○ |
| | 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水） | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | ○ |
| | 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | ○ |
| | 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱 | | | ○ | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | ○ | | | | | ○ | | | | ○ |
| | ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱 | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | ○ |
| | 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | |
| 【要求事項 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 | 代替循環冷却系による原子炉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原子炉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原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | ○ |
| | サブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入 | ○ | ○ | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | ○ |

注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (6/20)

| 技術的能力対応手段と手順等 比較表 | | 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) | | | | | | | | | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ (停止時微候ベース) | | | | 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | | | | | | | | | | AM設備別操作手順書 | 災害対策本部で使用する手順書 | | | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|---|--|-------------------|-------|------|------|---------|---------|---------|---------|-----------|---------|------------|------|------|----------------------|--------|--------|----------|-----------------------|------------|---------|------------------|---------------------|-----------------------------|---------------------------|----------------------|--------------------|---------------------------|------------|-------------------|---------------|-----------------|----|---------------------------|---------------------------|-----------|---|---|---|---|---|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|
| | | スクラム | 反応度制御 | 水位確保 | 減圧冷却 | PCV圧力制御 | D/W温度制御 | S/P温度制御 | S/P水位制御 | PCV水素濃度制御 | 原子炉建屋制御 | 使用済燃料プール制御 | 水位回復 | 急速減圧 | 水位不明 | AM初期対応 | 電源供給回復 | 停止時反応度制御 | 停止時崩壊熱除去制御 | 停止時原子炉水位制御 | 停止時電源復旧 | 注水-1 損傷炉心への注水 | 注水-2 長期の原子炉水位の確保 | 注水-3a RPV破損前のペDESTAL初期注水 | 注水-3b RPV破損後のペDESTAL注水 | 注水-4 長期のRPV破損後の注水 | 除熱-1 損傷炉心冷却後の除熱 | 除熱-2 RPV破損後の初期格納容器スプレイ | | 除熱-3 RPV破損後の除熱 | 放出 PCV破損防止 | 水素 R/B水素爆発防止 | | フェーズⅠ アクシデントマネージメントガイド | フェーズⅡ アクシデントマネージメントガイド | 重大事故等対策要領 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 項目 | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 【要求事項 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 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 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 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 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 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 高圧代替注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 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (7/20)

| 技術的能力対応手段と手順等 比較表 ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） | | | | | | | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ（停止時微候ベース） | | | | 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | | | | | | | | AM設備別操作手順書 | 災害対策本部で使用する手順書 | | | 備考 | | | | | | | | |
|---|--|------------------|-------|------|------|---------|---------|---------|---------|-----------|---------|------------|---------------------|------|------|--------|----------------------|----------|------------|------------|---------|------------------|---------------------|---------------------------|-------------------------|----------------------|--------------------|---------------------------|----|-------------------|---------------|-----------------|------------|---------------------------|---------------------------|-----------|--|
| | | スクラム | 反応度制御 | 水位確保 | 減圧冷却 | PCV圧力制御 | D/W温度制御 | S/P温度制御 | S/P水位制御 | PCV水素濃度制御 | 原子炉建屋制御 | 使用済燃料プール制御 | 水位回復 | 急速減圧 | 水位不明 | AM初期対応 | 電源供給回復 | 停止時反応度制御 | 停止時崩壊熱除去制御 | 停止時原子炉水位制御 | 停止時電源復旧 | 注水-1 損傷炉心への注水 | 注水-2 長期の原子炉水位の確保 | 注水-3a R/V破損前のペデスタル初期注水 | 注水-3b R/V破損後のペデスタル注水 | 注水-4 長期のR/V破損後の注水 | 除熱-1 損傷炉心冷却後の除熱 | 除熱-2 R/V破損後の初期格納容器スプレイ | | 除熱-3 R/V破損後の除熱 | 放出 PCV破損防止 | 水素 R/B水素爆発防止 | AM設備別操作手順書 | フェーズⅠ アクシデントマネージメントガイド | フェーズⅡ アクシデントマネージメントガイド | 重大事故等対策要領 | |
| 【要求事項 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 | 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素供給 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | ○ | | | | ○ | |
| | 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素排出 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | ○ | | | | ○ | |
| | 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | ○ | ○ | | ○ | | | | ○ | |
| | 格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）による原子炉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原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 | | | | | | | | ○ | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | ○ | | | | ○ | |
| 【要求事項 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 | 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設備の電源を代替電源設備から給電 | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | ○ | | ○ | | | | | | |
| | 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） | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | ○ | | | | | | | | |
| | 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | ○ | |
| | 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | ○ | |
| | 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | ○ | |
| 【要求事項 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 | 原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | ○ | |
| | 代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への給電 | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | ○ | | ○ | | | | ○ | |

注：R/Vとは、原子炉圧力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (8/20)

| 技術的能力対応手段と手順等 比較表 | | 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) | | | | | | | | | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ (停止時微候ベース) | | | | 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | | | | | | | A M設備別操作手順書 | 災害対策本部で使用する手順書 | | | 備考 | | | | | | | | | | | | |
|---------------------------------|---|-------------------|-------|------|------|------------|------------|------------|------------|--------------|---------|------------|------|------|----------------------|----------|--------|----------|-----------------------|------------|---------|---------------|------------------|------------------------|--------|-------------|----------------|-----------------------|-----------------|----|---------------------------|-------------------|---------------|-----------------|------------------------|------------------------|-----------|---|---|---|---|--|
| | | スクラム | 反応度制御 | 水位確保 | 減圧冷却 | P C V 圧力制御 | D / W 温度制御 | S / P 温度制御 | S / P 水位制御 | P C V 水素濃度制御 | 原子炉建屋制御 | 使用済燃料プール制御 | 水位回復 | 急速減圧 | 水位不明 | A M 初期対応 | 電源供給回復 | 停止時反応度制御 | 停止時崩壊熱除去制御 | 停止時原子炉水位制御 | 停止時電源復旧 | 注水—1 損傷炉心への注水 | 注水—2 長期の原子炉水位の確保 | R P V 破損前のペDESTAL 初期注水 | 注水—3 a | | 注水—3 b | 注水—4 長期の R P V 破損後の注水 | 除熱—1 損傷炉心冷却後の除熱 | | 除熱—2 R P V 破損後の初期格納容器スプレイ | 除熱—3 R P V 破損後の除熱 | 放出 P C V 破損防止 | 水素 R / B 水素爆発防止 | フェーズⅠ アクシデントマネージメントガイド | フェーズⅡ アクシデントマネージメントガイド | 重大事故等対策要領 | | | | | |
| 項目 | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| [要求事項 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/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プール注水 | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | ○ | | | | | |
| | 可搬型代替注水中型ポンプ又は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/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プール注水 (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への注水 (淡水/海水) | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | | | |
| | 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へのスプレイ | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | | |
| | 可搬型代替注水中型ポンプ又は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へのスプレイ (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へのスプレイ (淡水/海水) | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | |
| | 使用済燃料プール漏えい緩和 | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | |
| | 使用済燃料プールの監視カメラ用空冷装置起動 | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | |
| | 代替電源設備による使用済燃料プールを監視するための設備への給電 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | |
| 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | |

注：R P V とは、原子炉压力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (9/20)

| 技術的能力対応手段と手順等 比較表 | | 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) | | | | | | | | | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ (停止時微候ベース) | | | | 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | | | | | | | AM設備別操作手順書 | 災害対策本部で使用する手順書 | | | 備考 | | | | | | | | | | | |
|--|---|-------------------|-------|------|------|---------|---------|---------|---------|-----------|---------|------------|------|------|----------------------|--------|--------|----------|-----------------------|------------|---------|------------------|---------------------|--------------------|--------|------------|----------------|------------------|----------------------|----|--------------------|---------------------------|-------------------|---------------|-----------------|---------------------------|---------------------------|-----------|--|---|---|
| | | スクラム | 反応度制御 | 水位確保 | 減圧冷却 | PCV圧力制御 | D/W温度制御 | S/P温度制御 | S/P水位制御 | PCV水素濃度制御 | 原子炉建屋制御 | 使用済燃料プール制御 | 水位回復 | 急速減圧 | 水位不明 | AM初期対応 | 電源供給回復 | 停止時反応度制御 | 停止時崩壊熱除去制御 | 停止時原子炉水位制御 | 停止時電源復旧 | 注水-1 損傷炉心への注水 | 注水-2 長期の原子炉水位の確保 | RPV破損前のペDESTAL初期注水 | 注水-3 a | | 注水-3 b | RPV破損後のペDESTAL注水 | 注水-4 長期のRPV破損後の注水 | | 除熱-1 損傷炉心冷却後の除熱 | 除熱-2 RPV破損後の初期格納容器スプレイ | 除熱-3 RPV破損後の除熱 | 放出 PCV破損防止 | 水素 R/B水素爆発防止 | フェーズⅠ アクシデントマネージメントガイド | フェーズⅡ アクシデントマネージメントガイド | 重大事故等対策要領 | | | |
| 項目 | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 【要求事項 1.12】 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 | 可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |
| | ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |
| | 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |
| | 放射性物質吸着材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) による泡消火 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ |
| | 可搬型代替注水大型ポンプ (放水用), 放水砲, 泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) 及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |

注: R P Vとは, 原子炉压力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (10/20)

| 技術的能力対応手段と手順等 比較表 | | 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) | | | | | | | | | | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ (停止時微候ベース) | | | | 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | | | | | | | | | | | | AM設備別操作手順書 | 災害対策本部で使用する手順書 | | | | 備考 | | | | |
|--------------------------------------|--|-------------------|-------|------|------|----------|----------|----------|----------|------------|---------|------------|------|------|------|----------------------|--------|----------|------------|-----------------------|---------|------------------|---------------------|---------------------------|--------------------------|--------------------------|------------------------|--------------------|----------------------------|--------------------|----------------|------------|------------------|---------------------------|---------------------------|-----------|----|---|--|--|--|
| | | スクラム | 反応度制御 | 水位確保 | 減圧冷却 | PCV 圧力制御 | D/W 温度制御 | S/P 温度制御 | S/P 水位制御 | PCV 水素濃度制御 | 原子炉建屋制御 | 使用済燃料プール制御 | 水位回復 | 急速減圧 | 水位不明 | AM 初期対応 | 電源供給回復 | 停止時反応度制御 | 停止時崩壊熱除去制御 | 停止時原子炉水位制御 | 停止時電源復旧 | 注水―1 損傷炉心への注水 | 注水―2 長期の原子炉水位の確保 | 注水―3 RPV 破損前のベデスタル初期注水 | 注水―3a RPV 破損後のベデスタル注水 | 注水―3b RPV 破損後のベデスタル注水 | 注水―4 長期の RPV 破損後の注水 | 除熱―1 損傷炉心冷却後の除熱 | 除熱―2 RPV 破損後の初期格納容器スプレー | 除熱―3 RPV 破損後の除熱 | 放出 PCV 破損防止 | | 水素 R/B 水素爆発防止 | フェーズⅠ アクシデントマネージメントガイド | フェーズⅡ アクシデントマネージメントガイド | 重大事故等対策要領 | | | | | |
| ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 項目 | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 【要求事項 1.13】 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等 | 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合) | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | |
| | 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合) | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | |
| | 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | | | ○ | | | | | | |
| | 代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウエルへの注水 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | ○ | | | | | |
| | 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合) | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | |
| | 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | | | ○ | ○ | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | |
| | 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | | | ○ | ○ | | | | | ○ | ○ | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | | ○ | | | | |
| | サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱 | ○ | ○ | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | ○ | | | | | | | |
| | サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱 | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | | | ○ | | | | | | |
| | 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の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原子炉格納容器内の冷却 | | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | ○ | | | | | | |
| | ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉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 | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | |
| | 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | |

注: R P V とは、原子炉圧力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (11/20)

| 技術的能力対応手段と手順等 比較表 | | 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) | | | | | | | | | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ (停止時微候ベース) | | | | 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | | | | | | | AM設備別操作手順書 | 災害対策本部で使用する手順書 | | | 備考 | | | | | | | |
|---|--|-------------------|-------|------|------|---------|---------|---------|---------|-----------|---------|------------|------|------|----------------------|--------|--------|----------|-----------------------|------------|---------|------------------|---------------------|-----------------------------|---------------------------|------------|----------------------|--------------------|---------------------------|----|-------------------|---------------|-----------------|---------------------------|---------------------------|-----------|--|
| | | スクラム | 反応度制御 | 水位確保 | 減圧冷却 | PCV圧力制御 | D/W温度制御 | S/P温度制御 | S/P水位制御 | PCV水素濃度制御 | 原子炉建屋制御 | 使用済燃料プール制御 | 水位回復 | 急速減圧 | 水位不明 | AM初期対応 | 電源供給回復 | 停止時反応度制御 | 停止時崩壊熱除去制御 | 停止時原子炉水位制御 | 停止時電源復旧 | 注水-1 損傷炉心への注水 | 注水-2 長期の原子炉水位の確保 | 注水-3a RPV破損前のペDESTAL初期注水 | 注水-3b RPV破損後のペDESTAL注水 | | 注水-4 長期のRPV破損後の注水 | 除熱-1 損傷炉心冷却後の除熱 | 除熱-2 RPV破損後の初期格納容器スプレイ | | 除熱-3 RPV破損後の除熱 | 放出 PCV破損防止 | 水素 R/B水素爆発防止 | フェーズⅠ アクシデントマネージメントガイド | フェーズⅡ アクシデントマネージメントガイド | 重大事故等対策要領 | |
| 項目 | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 【要求事項 1.13】 重大事故等の取束に必要となる水の供給手順等 | 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした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格納容器内の冷却 | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | | | ○ | | ○ | |
| | 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | ○ | | | ○ | | |
| | 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | |
| | 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水 | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | |
| | 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却 | | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | | | | ○ | | |
| | 西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | |
| | 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | | ○ | | |
| | 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | ○ | | |
| | 西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水 | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | |
| | 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 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |
| | 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合) | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | ○ | | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | ○ | | |
| | 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合) | | | | | | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | ○ | | | | | | ○ | |
| | 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 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |
| | 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | | | | | | | | | ○ | |
| 代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | ○ | | |
| 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 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合) | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | |

注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。

第1.0.14-2表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (13/20)

| 技術的能力対応手段と手順等 比較表 | | 非常時運転手順書II (微候ベース) | | | | | | | | | | | 非常時運転手順書II (停止時微候ベース) | | | | 非常時運転手順書III (シビアアクシデント) | | | | | | | | AM設備別操作手順書 | 災害対策本部で使用する手順書 | | | 備考 | | | | | |
|--------------------------------------|---|--------------------|-------|------|------|---------|---------|---------|---------|-----------|---------|------------|-----------------------|------|------|--------|-------------------------|----------|------------|------------|---------|------------------|---------------------|----------------------------|--------------------------|--------------------------|----------------------|--------------------|----|---------------------------|-------------------|---------------|-----------------|------------|
| | | スクラム | 反応度制御 | 水位確保 | 減圧冷却 | PCV圧力制御 | D/W温度制御 | S/P温度制御 | S/P水位制御 | PCV水素濃度制御 | 原子炉建屋制御 | 使用済燃料プール制御 | 水位回復 | 急速減圧 | 水位不明 | AM初期対応 | 電源供給回復 | 停止時反応度制御 | 停止時崩壊熱除去制御 | 停止時原子炉水位制御 | 停止時電源復旧 | 注水-1 損傷炉心への注水 | 注水-2 長期の原子炉水位の確保 | 注水-3 RPV破損前のペDESTAL初期注水 | 注水-3 RPV破損後のペDESTAL注水 | 注水-3 RPV破損後のペDESTAL注水 | 注水-4 長期のRPV破損後の注水 | 除熱-1 損傷炉心冷却後の除熱 | | 除熱-2 RPV破損後の初期格納容器スプレイ | 除熱-3 RPV破損後の除熱 | 放出 PCV破損防止 | 水素 R/B水素爆発防止 | AM設備別操作手順書 |
| ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 項目 | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 【要求事項 1.13】 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等 | 可搬型代替注水中型ポンプ又は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 (淡水タンクを水源とした場合) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | |
| | 可搬型代替注水中型ポンプ又は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 (海を水源とした場合) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | |
| | 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (代替淡水貯槽を水源とした場合) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | |
| | 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (淡水タンクを水源とした場合) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | |
| | 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (海を水源とした場合) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | |
| | 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | |
| | 淡水から海水への切替え | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | |
| 外部水源から内部水源への切替え | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | | | |

注：R P Vとは、原子炉圧力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (16/20)

| 技術的能力対応手段と手順等 比較表 | | 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) | | | | | | | | | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ (停止時徴候ベース) | | | | 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | | | | | | | | | | AM 設備別操作手順書 | 災害対策本部で使用する手順書 | | | | 備考 |
|--------------------------------|---|-------------------|-------|------|------|----------|----------|----------|----------|------------|---------|------------|------|------|----------------------|---------|--------|----------|-----------------------|------------|---------|------------------|---------------------|----------------------------|--------------------------|------------------------|--------------------|----------------------------|-------------|--------------------|----------------|------------------|---------------------------|----|
| | | スクラム | 反応度制御 | 水位確保 | 減圧冷却 | PCV 圧力制御 | D/W 温度制御 | S/P 温度制御 | S/P 水位制御 | PCV 水素濃度制御 | 原子炉建屋制御 | 使用済燃料プール制御 | 水位回復 | 急速減圧 | 水位不明 | AM 初期対応 | 電源供給回復 | 停止時反応度制御 | 停止時崩壊熱除去制御 | 停止時原子炉水位制御 | 停止時電源復旧 | 注水-1 損傷炉心への注水 | 注水-2 長期の原子炉水位の確保 | 注水-3a RPV 破損前のベデスタル初期注水 | 注水-3b RPV 破損後のベデスタル注水 | 注水-4 長期の RPV 破損後の注水 | 除熱-1 損傷炉心冷却後の除熱 | 除熱-2 RPV 破損後の初期格納容器スプレイ | | 除熱-3 RPV 破損後の除熱 | 放出 PCV 破損防止 | 水素 R/B 水素爆発防止 | フェーズⅠ アクシデントマネージメントガイド | |
| ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 項目 | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 【要求事項 1.15】 事故時の計装に関する手順等 | 計器故障時の手順 他チャンネルによる計測 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 計器故障時の手順 代替パラメータによる推定 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | |
| | 計器の計測範囲 (把握能力) を超えた場合の 代替パラメータによる推定 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | |
| | 計器の計測範囲 (把握能力) を超えた場合の 可搬型計測器による計測又は監視 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | | |
| | 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 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | |
| 重大事故等時のパラメータ記録 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (18/20)

| 技術的能力対応手段と手順等 比較表 | | 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) | | | | | | | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ (停止時微候ベース) | | | | 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | | | | | | | | | AM設備別操作手順書 | 災害対策本部で使用する手順書 | | | 備考 | | | |
|--------------------------------|---------------------------------|-------------------|-------|------|------|----------|----------|----------|----------|------------|---------|------------|----------------------|------|------|---------|-----------------------|----------|------------|------------|---------|-----------------|--------------------|----------------------|-------|------------|----------------|-------------------------|-------------------|----|-----------------------------|---------------------|------------------|
| | | スクラム | 反応度制御 | 水位確保 | 減圧冷却 | PCV 圧力制御 | D/W 温度制御 | S/P 温度制御 | S/P 水位制御 | PCV 水素濃度制御 | 原子炉建屋制御 | 使用済燃料プール制御 | 水位回復 | 急速減圧 | 水位不明 | AM 初期対応 | 電源供給回復 | 停止時反応度制御 | 停止時崩壊熱除去制御 | 停止時原子炉水位制御 | 停止時電源復旧 | 注水Ⅰ 損傷炉心への注水 | 注水Ⅱ 長期の原子炉水位の確保 | RPV 破損前のペDESTAL 初期注水 | 注水Ⅲ a | | 注水Ⅲ b | 注水Ⅳ 長期の R P V 破損後の注水 | 除熱Ⅰ 損傷炉心冷却後の除熱 | | 除熱Ⅱ R P V 破損後の初期格納容器スプレイ | 除熱Ⅲ R P V 破損後の除熱 | 放出 P C V 破損防止 |
| ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 項目 | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 【要求事項 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空気中の放射性物質の濃度の測定 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 可搬型放射能測定装置による空気中の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対策 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 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交流電源設備から給電 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | ○ | ○ | | | | | |

注：R P Vとは、原子炉压力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (19/20)

| 技術的能力対応手段と手順等 比較表 | | 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) | | | | | | | | | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ (停止時微候ベース) | | | | 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) | | | | | | | | | AM設備別操作手順書 | 災害対策本部で使用する手順書 | | | 備考 | | | | | | | |
|-----------------------------------|--|-------------------|-------|------|------|---------|---------|---------|---------|-----------|---------|------------|------|------|----------------------|--------|--------|----------|-----------------------|------------|---------|------------------|---------------------|--------------------|-------|---------------------------|----------------------|------------|--------------------|---------------------------|-------------------|----|---------------|-----------------|---------------------------|---------------------------|-----------|---|---|
| | | スクラム | 反応度制御 | 水位確保 | 減圧冷却 | PCV圧力制御 | D/W温度制御 | S/P温度制御 | S/P水位制御 | PCV水素濃度制御 | 原子炉建屋制御 | 使用済燃料プール制御 | 水位回復 | 急速減圧 | 水位不明 | AM初期対応 | 電源供給回復 | 停止時反応度制御 | 停止時崩壊熱除去制御 | 停止時原子炉水位制御 | 停止時電源復旧 | 注水-1 損傷炉心への注水 | 注水-2 長期の原子炉水位の確保 | RPV破損前のペDESTAL初期注水 | 注水-3a | 注水-3b RPV破損後のペDESTAL注水 | 注水-4 長期のRPV破損後の注水 | | 除熱-1 損傷炉心冷却後の除熱 | 除熱-2 RPV破損後の初期格納容器スプレイ | 除熱-3 RPV破損後の除熱 | | 放出 PCV破損防止 | 水素 R/B水素爆発防止 | フェーズⅠ アクシデントマネージメントガイド | フェーズⅡ アクシデントマネージメントガイド | 重大事故等対策要領 | | |
| ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 項目 | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 【要求事項 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設備運転手順 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |
| | 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の設置手順 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |
| | 緊急時対策所にとどまる災害対策要員について | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |
| | 緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |
| | 緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替え手順 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |
| | 安全パラメータ表示システム (SPDS) によるプラントパラメータ等の監視手順 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |
| | 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |
| | 通信連絡に関する手順等 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ |
| | 放射線管理用資機材 (線量計及びマスク等) 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 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ |
| | 緊急時対策所非常用換気設備の切替え手順 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ |
| | 飲料水, 食料等の維持管理 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ |
| | 緊急時対策所用発電機起動手順 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ |
| 緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による給電手順 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |

注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (20/20)

| 技術的能力対応手段と手順等 比較表 ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。 | | 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） | | | | | | | | | | | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ（停止時微候ベース） | | | | 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） | | | | | | | | AM 設備別操作手順書 | 災害対策本部で使用する手順書 | | | 備考 | | | | | | | | | |
|---|---------------------------------------|------------------|-------|------|------|----------|----------|----------|----------|------------|---------|------------|------|------|------|---------|---------------------|----------|------------|------------|----------------------|-----------------|--------------------|----------------------|-------|-----------------------------|-----------------------|-------------------|-------------|---------------------------|-------------------|----------------|----|------------------|---------------------------|---------------------------|-----------|--|---|--|---|--|
| | | スクラム | 反応度制御 | 水位確保 | 減圧冷却 | PCV 圧力制御 | D/W 温度制御 | S/P 温度制御 | S/P 水位制御 | PCV 水素濃度制御 | 原子炉建屋制御 | 使用済燃料プール制御 | 水位回復 | 急速減圧 | 水位不明 | AM 初期対応 | 電源供給回復 | 停止時反応度制御 | 停止時崩壊熱除去制御 | 停止時原子炉水位制御 | 停止時電源復旧 | 注水Ⅰ 損傷炉心への注水 | 注水Ⅱ 長期の原子炉水位の確保 | RPV 破損前のペDESTAL 初期注水 | 注水Ⅲ a | 注水Ⅲ b RPV 破損後のペDESTAL 注水 | 注水Ⅳ 長期の RPV 破損後の注水 | 除熱Ⅰ 損傷炉心冷却後の除熱 | | 除熱Ⅱ RPV 破損後の初期格納容器スプレイ | 除熱Ⅲ RPV 破損後の除熱 | 放出 PCV 破損防止 | | 水素 R/B 水素爆発防止 | フェーズⅠ アクシデントマネージメントガイド | フェーズⅡ アクシデントマネージメントガイド | 重大事故等対策要領 | | | | | |
| 項目 | 対応手段 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 【要求事項 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 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |
| | 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の共有 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |
| | 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |
| | 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所での共有 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | |
| 代替電源設備から給電する対応手順 | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | | | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | ○ | | | |

注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。

東海第二発電所

原子炉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>

| | |
|---|-----------|
| はじめに | 1.0.15-1 |
| 1. 考慮すべき事項 | 1.0.15-1 |
| 2. 原子炉格納容器の冷却手段 | 1.0.15-4 |
| (1) 原子炉格納容器除熱手段について | 1.0.15-4 |
| (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 | 1.0.15-11 |
| 3. 作業環境の線量低減対策の対応例について | 1.0.15-13 |
| (1) 代替循環冷却系を運転した場合の線量低減の 対応について | 1.0.15-13 |
| (2) 汚染水発生時の対応について | 1.0.15-19 |
| 4. 残留熱除去系の復旧方法について | 1.0.15-20 |
| (1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について | 1.0.15-20 |
| (2) 残留熱除去系の復旧手順について | 1.0.15-20 |
| 5. 残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の 原子炉格納容器からの除熱手段について | 1.0.15-29 |
| (1) 可搬型原子炉格納容器除熱システムによる 原子炉格納容器からの除熱手段の概要 | 1.0.15-30 |
| (2) 作業に伴う被ばく線量について | 1.0.15-37 |
| (3) フランジ部からの漏えい発生時の対応 | 1.0.15-38 |
| 6. 外部からの支援について | 1.0.15-39 |

はじめに

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12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。

東海第二発電所原子力事業者防災業務計画にて定める復旧計画に関する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

東海第二発電所災害対策本部は、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。また本店総合災害対策本部が中心となって、社内外の関係各所と連携し、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)原子炉格納容器の過圧・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原子炉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原子炉格納容器除熱においては、原子炉格納容器の圧力を、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。原子炉格納容器の温度については、サプレッション・プール水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、150℃を下回っている。トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチに使用されている改良EPDM製シール材については、200℃の環境下において7日間継続した場合のシール機能に影響がないことを確認しており、また、7日間以降についても150℃の環境下が継続した場合に改良EPDM製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は認められていないことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を長期的に維持することが可能である。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よる負の影響として、建屋内の環境線量が上昇し、故障した機器の復旧等の作業が困難になることが考えられる。
- (4) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を実施することにより、長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障した残留熱除去系の復旧等の対策についても検討を行う。
- (5) 原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つためには、代替循環冷却系及び残留熱除去系による原子炉格納容器除熱が有効な手段であるが、これらの手段は残留熱除去系熱交換器を使用する手段であるため、残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段の検討を行

う。

(6) 重大事故等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。

以上より、(1)、(2)を踏まえ、「2. 原子炉格納容器の冷却手段」に、重要事故シーケンスにおける原子炉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)、(5)を踏まえ「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」、「5. 残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の原子炉格納容器からの除熱手段について」にそれぞれとりまとめる。

(6)の発電所外からの支援体制について「6. 外部からの支援について」に示す。

2. 原子炉格納容器の冷却手段

(1) 原子炉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原子炉格納容器除熱手段を整備することとし、その手段の有効性について有効性評価において確認している。

第 1.0.15-1 表に原子炉格納容器除熱手段を示す。また、第 1.0.15-1 図、第 1.0.15-2 図、第 1.0.15-3 図、第 1.0.15-4 図及び第 1.0.15-5 図に原子炉格納容器除熱手段の概要図を示す。

第 1.0.15-1 表に示すとおり、東海第二発電所では多くの原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段を整備するとともに、原子炉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による除熱手段も整備しており、多様な除熱手段を有している。

また、原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段のうち、サブプレッション・チェンバを水源とした除熱手段については、第 1.0.15-2 表に示すとおり、フロントライン系とサポート系に対して、それぞれ多様な手段を整備することにより、長期的な原子炉格納容器除熱の信頼性を向上させている。

第 1.0.15-1 表 原子炉格納容器除熱手段

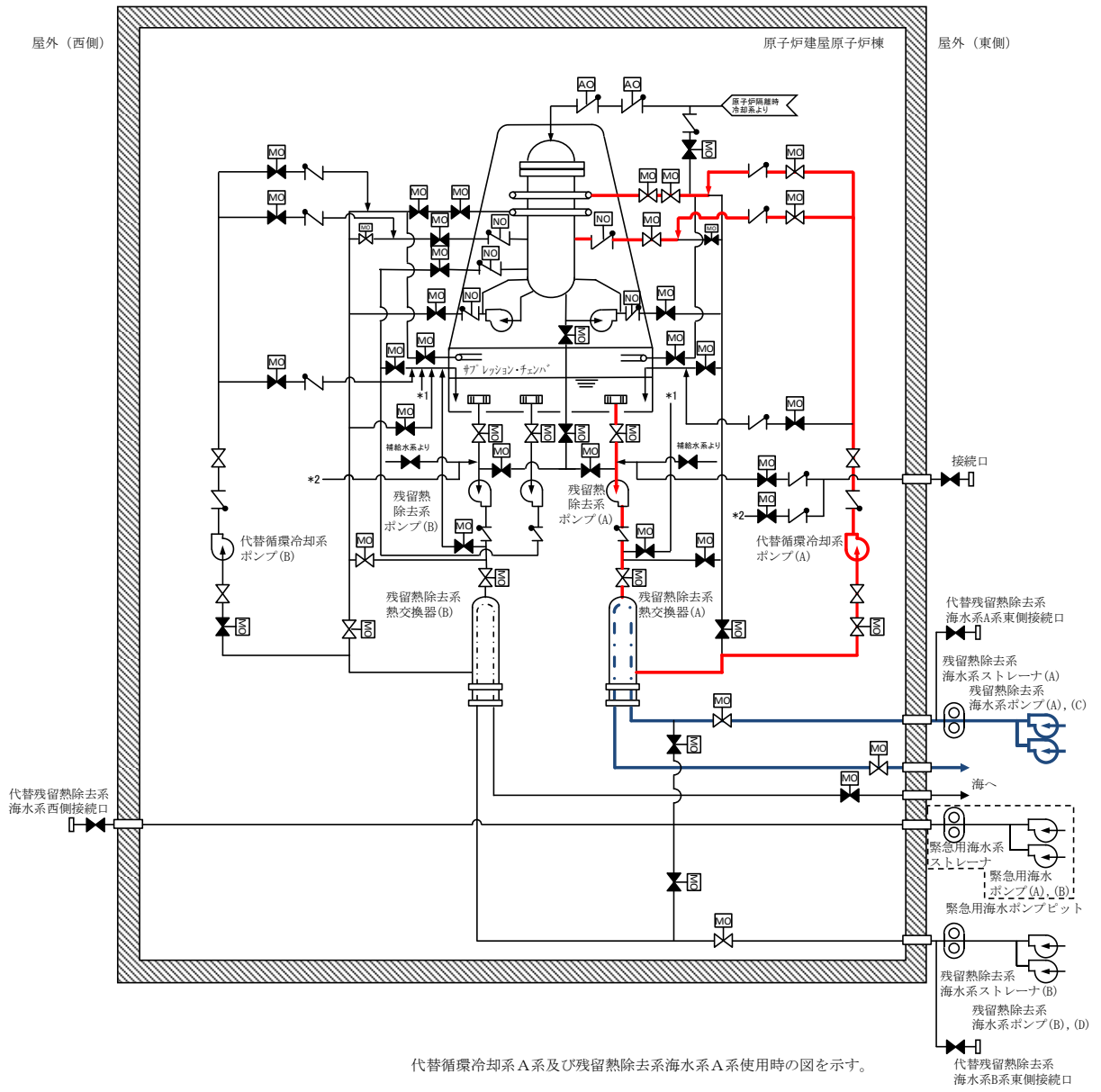
| | 除熱手段 | |
|-------------------------|------------------------|------------------|
| | 原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段 | 残留熱除去系 A 系 / B 系 |
| 代替循環冷却系 A 系 / B 系 | | ○ |
| 残留熱除去系海水系 A 系 / B 系 | | ○ |
| 緊急用海水系 | | ○ |
| 代替残留熱除去系海水系 | | △ |
| 原子炉冷却材浄化系 | | △ |
| ドライウエル内ガス冷却装置 | | △ |
| 原子炉格納容器バウンダリが確保されない除熱手段 | 格納容器圧力逃がし装置 | ○ |
| | 耐圧強化ベント系 | ○ |

○:有効性評価で考慮する設備, △:有効性評価で考慮していない設備

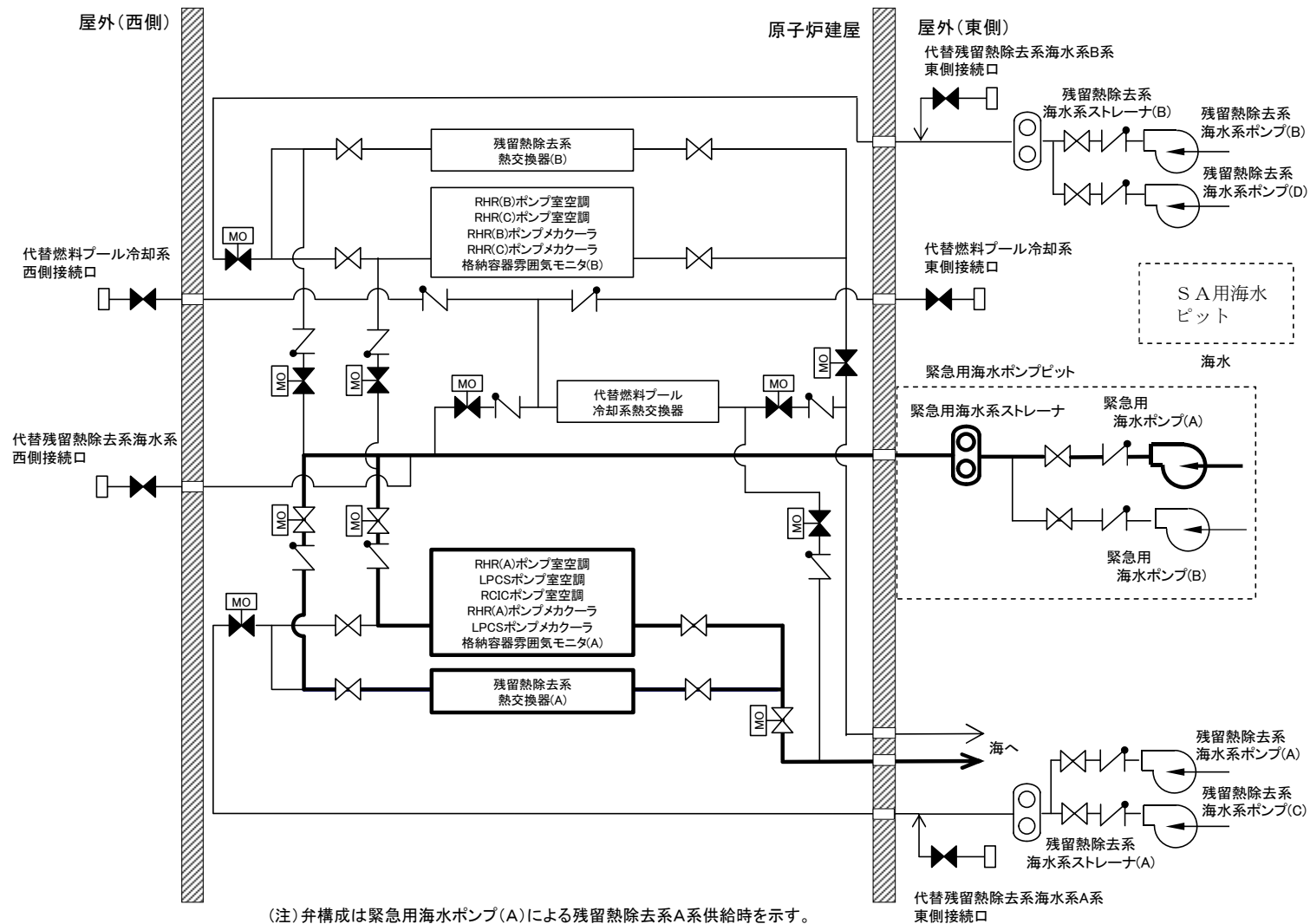
第 1.0.15-2 表 サプレッション・チェンバを水源とした除熱手段に係るフロントライン系 / サポート系の関係

| | | サポート系 | | | | | | |
|------|------|-------------|--------|---------|--------|--------|-----|----------|
| | | 海水系 A 系 | 残留熱除去系 | 海水系 B 系 | 残留熱除去系 | 緊急用海水系 | 海水系 | 代替残留熱除去系 |
| ライン系 | フロント | 残留熱除去系 A 系 | ○ | | | ○ | | ○ |
| | | 残留熱除去系 B 系 | | ○ | | ○ | | ○ |
| | | 代替循環冷却系 A 系 | ○ | | | ○ | | ○ |
| | | 代替循環冷却系 B 系 | | ○ | | ○ | | ○ |

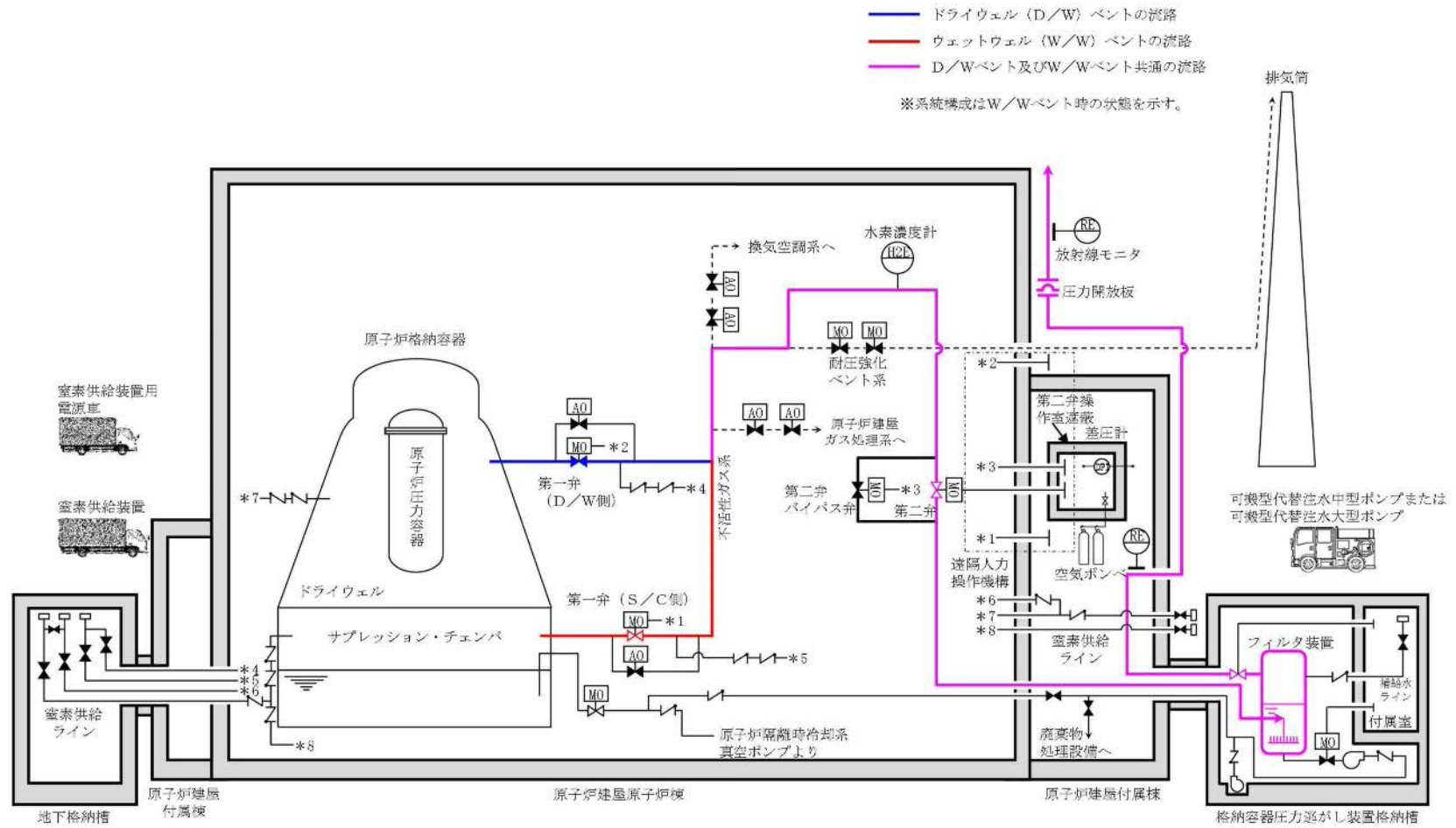
○:使用可能な組合せ



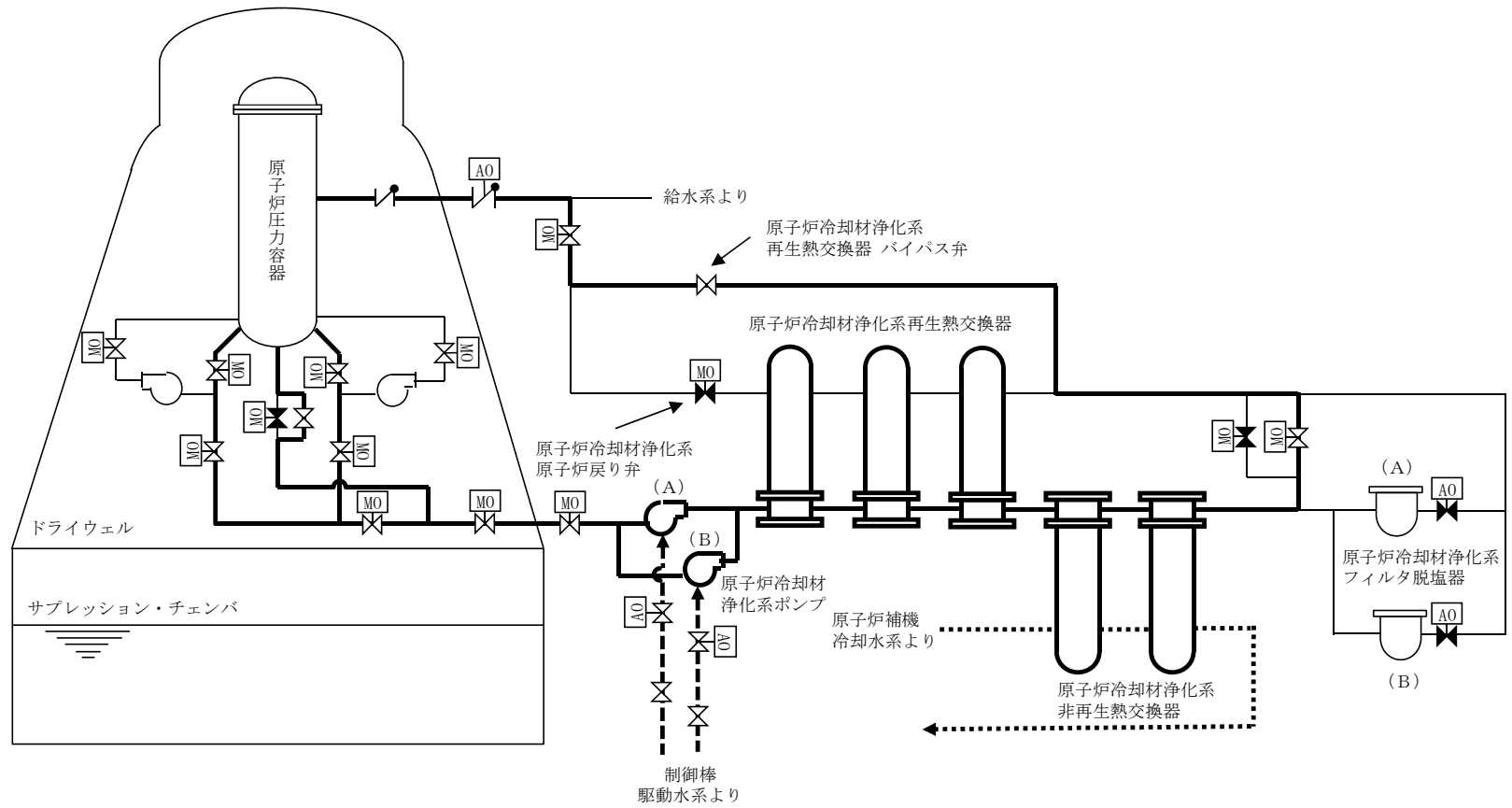
第 1.0.15-1 図 残留熱除去系及び代替循環冷却系 系統概要図



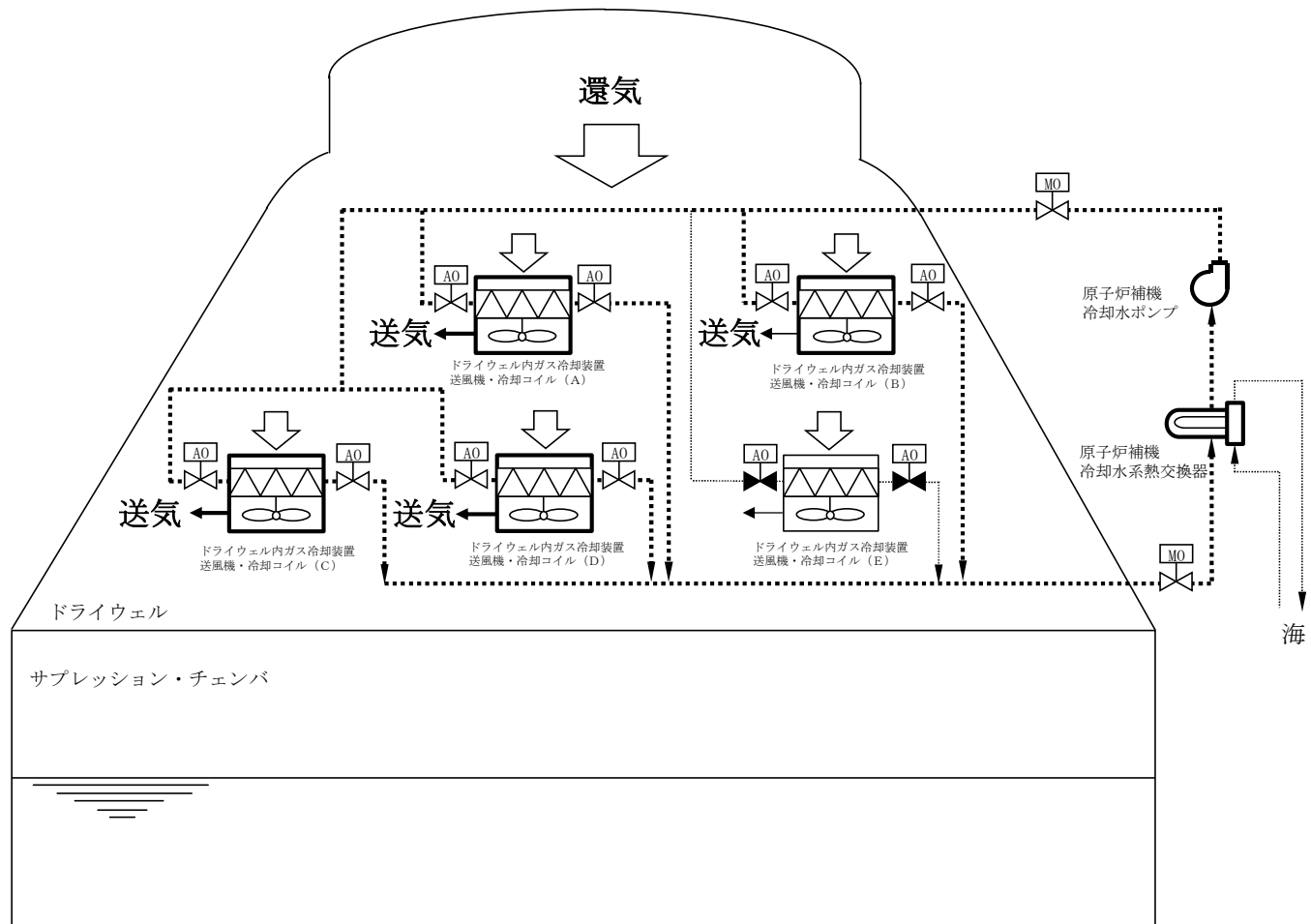
第 1.0.15-2 図 残留熱除去系海水系及び緊急用海水系等 系統概要図



第 1.0.15-3 図 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系 系統概要図



第 1.0.15-4 図 原子炉冷却材浄化系 系統概要図

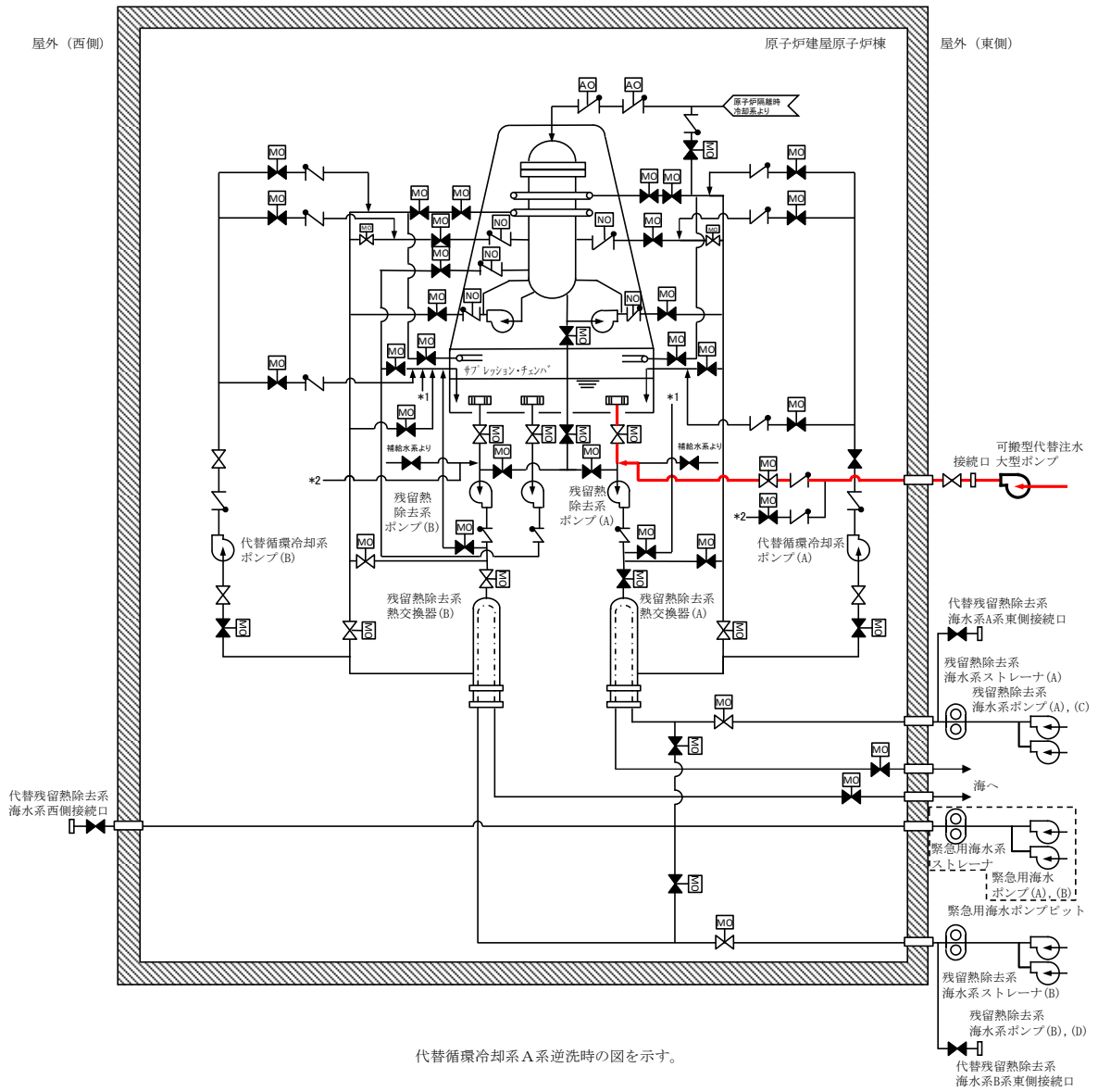


第 1.0.15-5 図 ドライウエル内ガス冷却装置 系統概要図

(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、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉及び原子炉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ことがある。このため、代替循環冷却系において放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）については、代替循環冷却系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。

また、事故後のサブプレッション・プール水中には異物が流入する可能性がある。サブプレッション・プール水の吸込部には、閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型のストレーナを第 23 回施設定期検査時に設置しており、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、サブプレッション・チェンバの底面から約 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、ストレーナに異物が付着し、閉塞した場合も考慮し、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を使用した淡水供給）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する（第 1.0.15-6 図参照）。



第 1.0.15-6 図 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作時の系統構成

3. 作業環境の線量低減対策の対応例について

(1) 代替循環冷却系を運転した場合の線量低減の対応について

代替循環冷却系は、残留熱除去系が機能喪失した場合に使用する系統である。このため、代替循環冷却系により長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障等が発生する場合も考慮し、残留熱除去系の復旧についても検討を行う。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での残留熱除去系復旧作業時の線量低減対策の概要を示す。

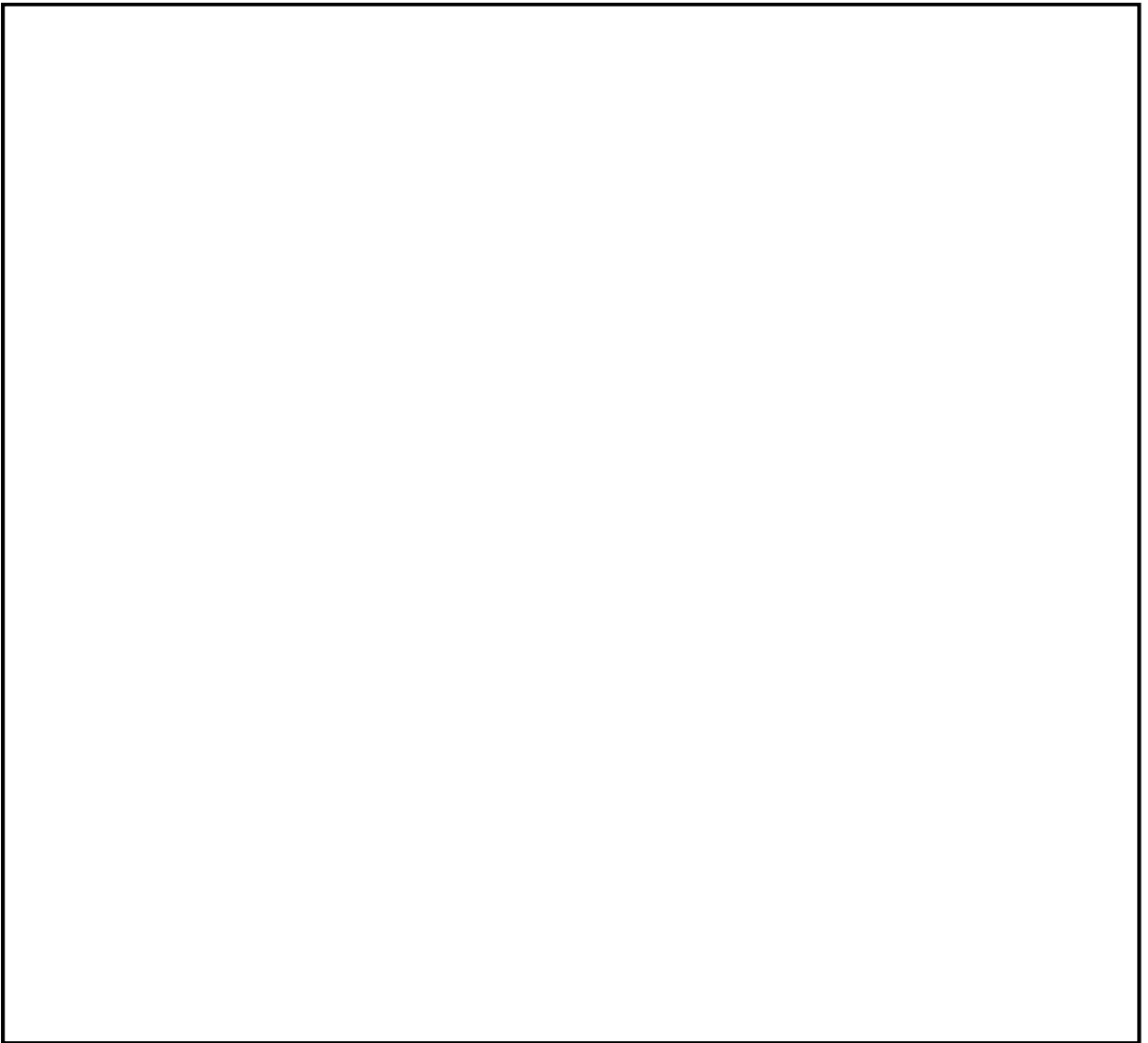
代替循環冷却系は、サプレッション・チェンバからの吸込み、サプレッション・プール水の冷却並びに原子炉及び原子炉格納容器への注水に、残留熱除去系を使用し、代替循環冷却系 A 系については残留熱除去系 A 系、代替循環冷却系 B 系については残留熱除去系 B 系を使用する設計とする。このため、復旧する残留熱除去系は、代替循環冷却系の運転に伴う線量影響を受けにくい系統とし、代替循環冷却系 A 系運転時は残留熱除去系 B 系を、代替循環冷却系 B 系運転時は残留熱除去系 A 系を復旧対象とする。

残留熱除去系ポンプ室での機器交換等の作業を想定した場合、原子炉建屋原子炉棟地下 2 階の残留熱除去系ポンプ室並びに原子炉建屋原子炉棟 1 階及び地下 1 階の残留熱除去系ポンプ室上部ハッチにアクセスできる必要がある。

第 1.0.15-7 図に示すとおり、代替循環冷却系の配管等は、主に残留熱除去系の熱交換器室内及びその周辺に敷設され、基本的に A 系と B 系は耐火壁を挟んで異なる区域に設置される。このため、熱交換器室の壁、耐火壁等による遮蔽に期待できることから、アクセスは可能であると考えられる。また、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

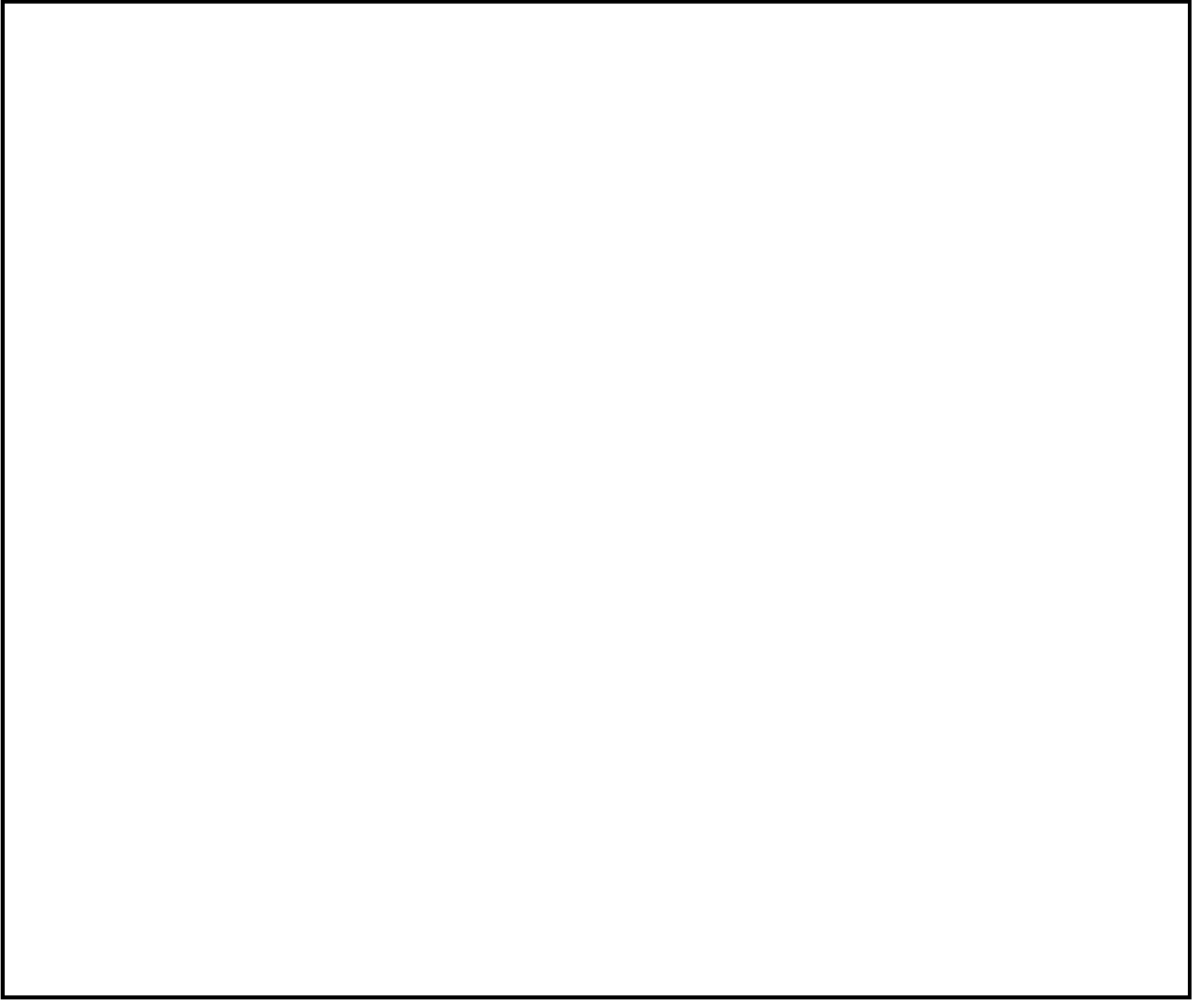
る。

残留熱除去系については，第 1.0.15-6 図に示す系統を使用することで，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）することが可能である。このため，復旧作業の前に，必要に応じて，系統全体のフラッシングを行うことで，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・プール水中に送水し，放射線量を低減させる。

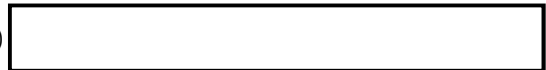


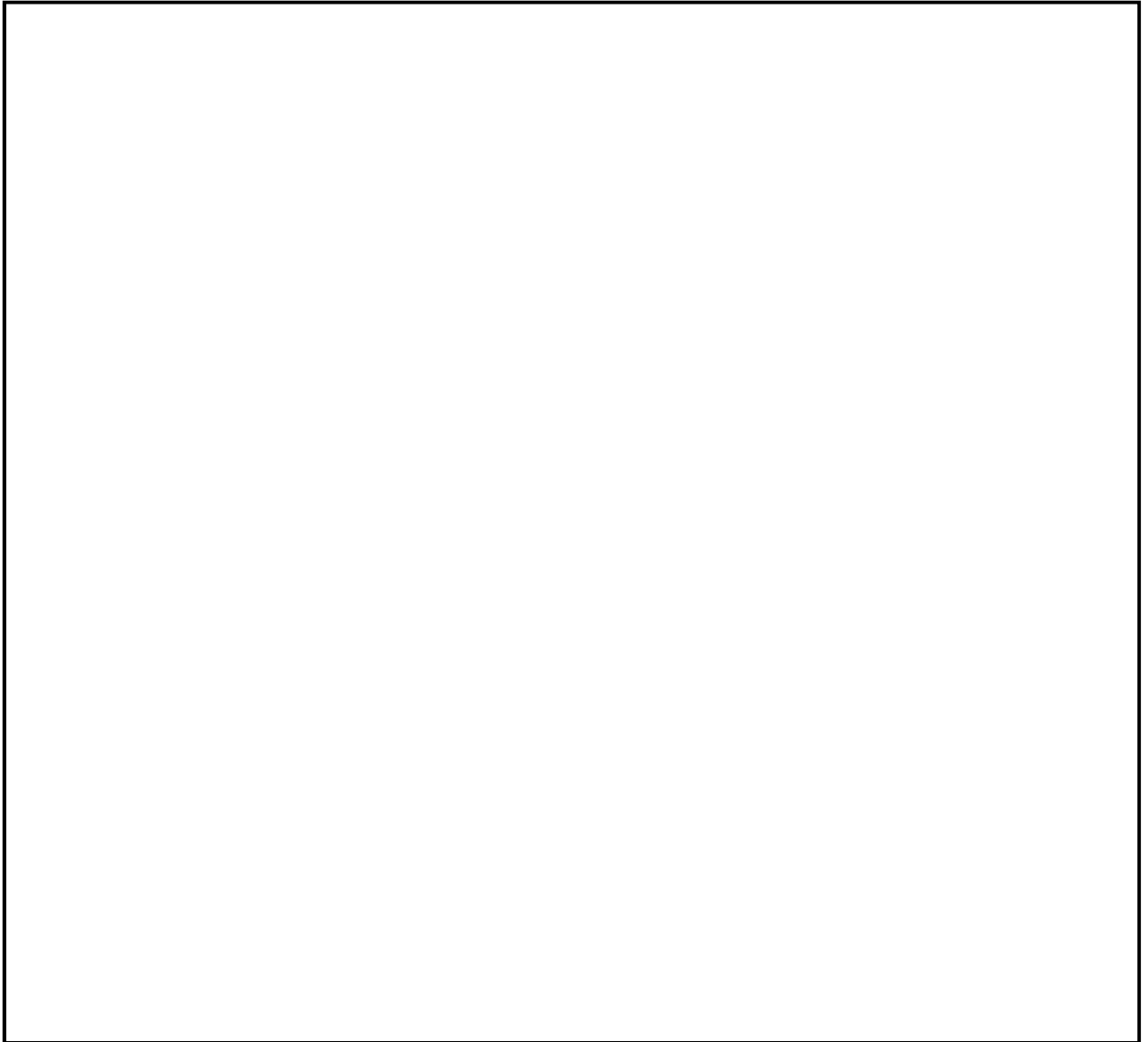
第 1.0.15-7 図 機器配置図 (1/4)



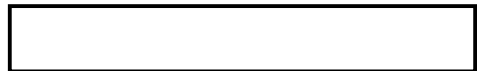


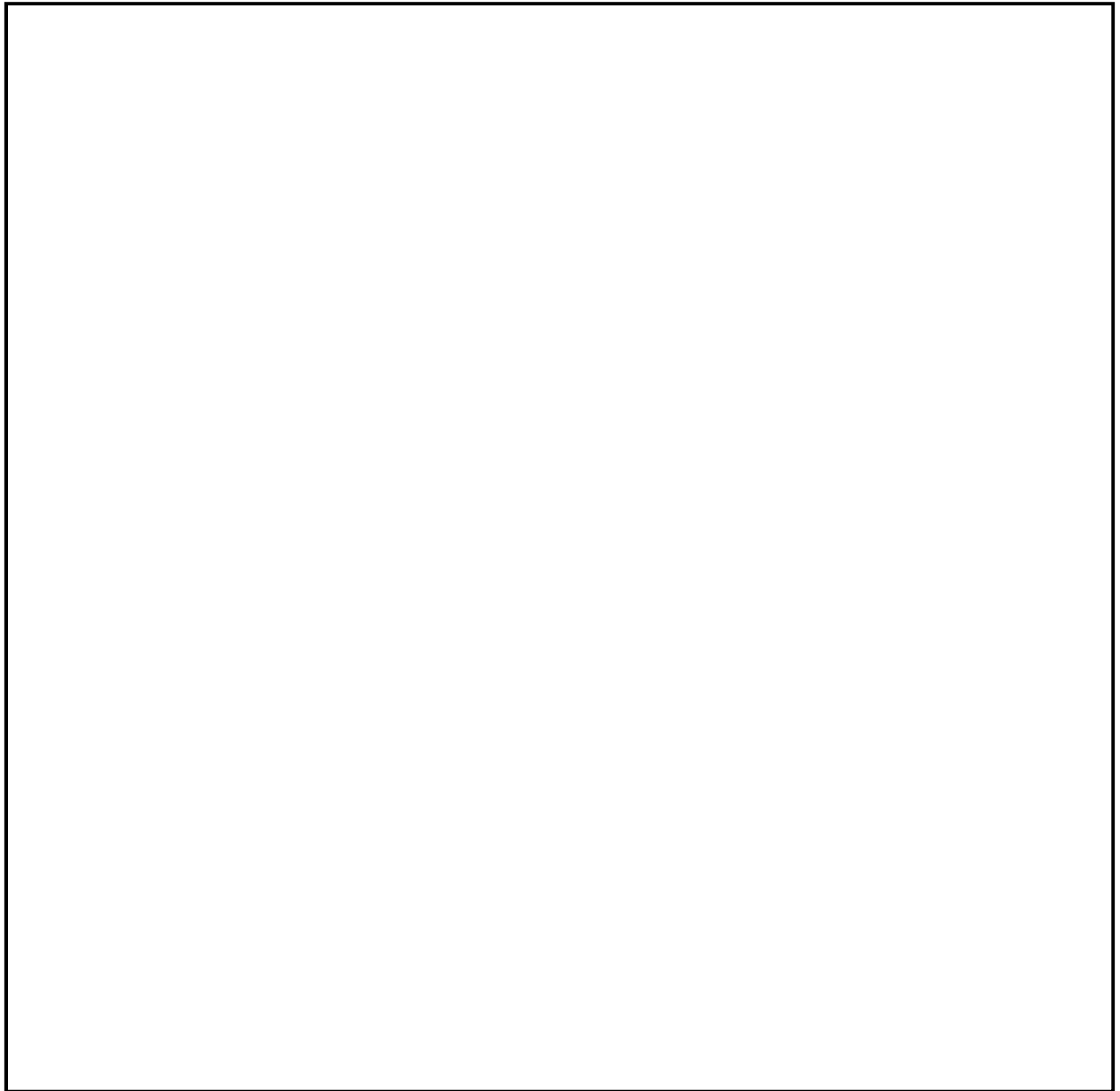
第 1.0.15-7 図 機器配置図 (2/4)



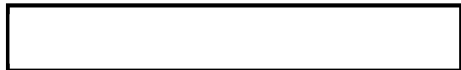


第 1.0.15-7 図 機器配置図 (3/4)





第 1.0.15-7 図 機器配置図 (4/4)



(2) 汚染水発生時の対応について

重大事故等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。

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がかかる場合も想定されるが、予備品の活用や発電所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。また、残留熱除去系海水系ポンプ電動機は、重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。(詳細は添付資料 1.0.3「東海第二発電所 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。

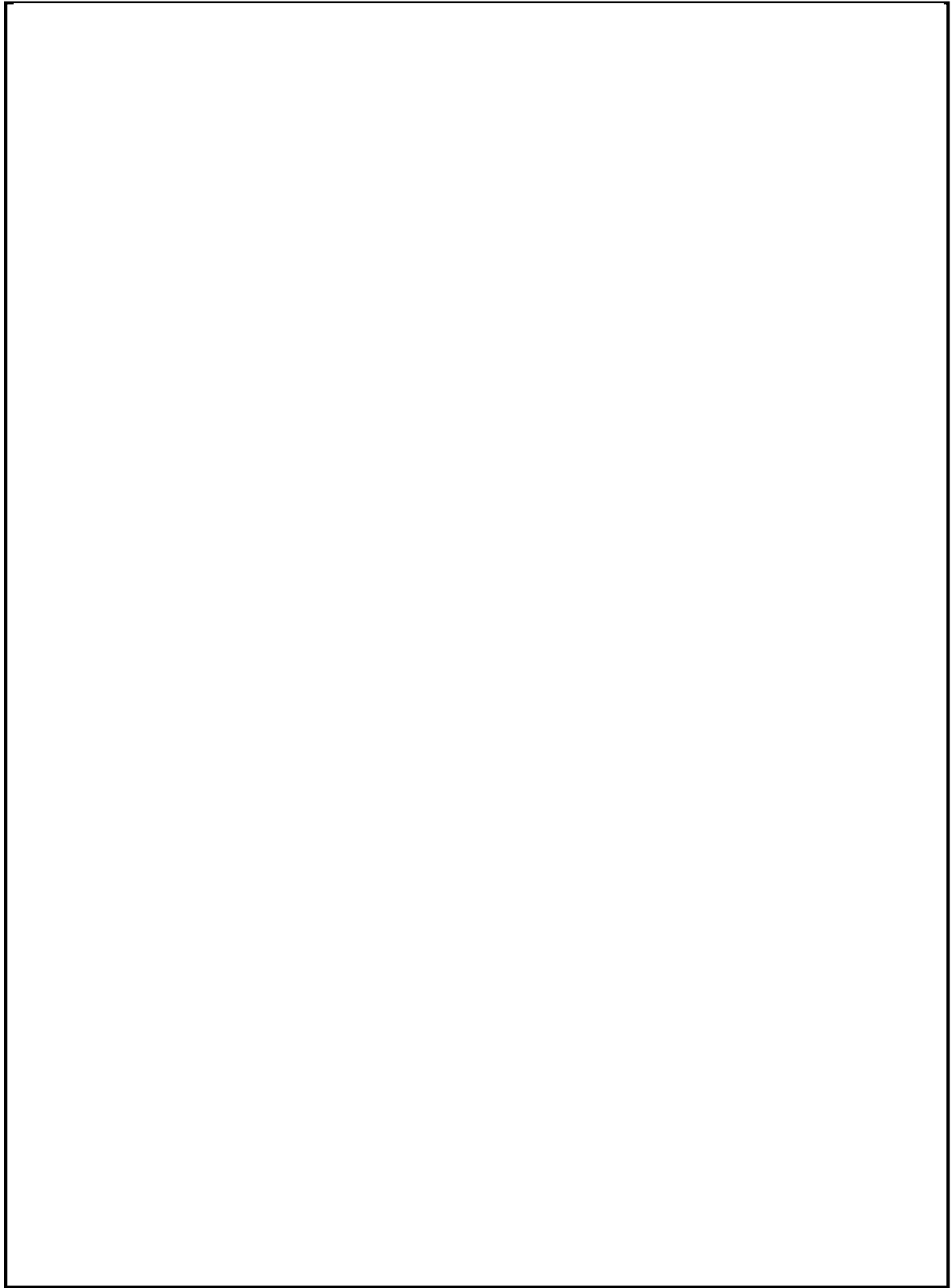
なお、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機能喪失に至った場合においても、残りの系統の残留熱除去系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。

(2) 残留熱除去系の復旧手順について

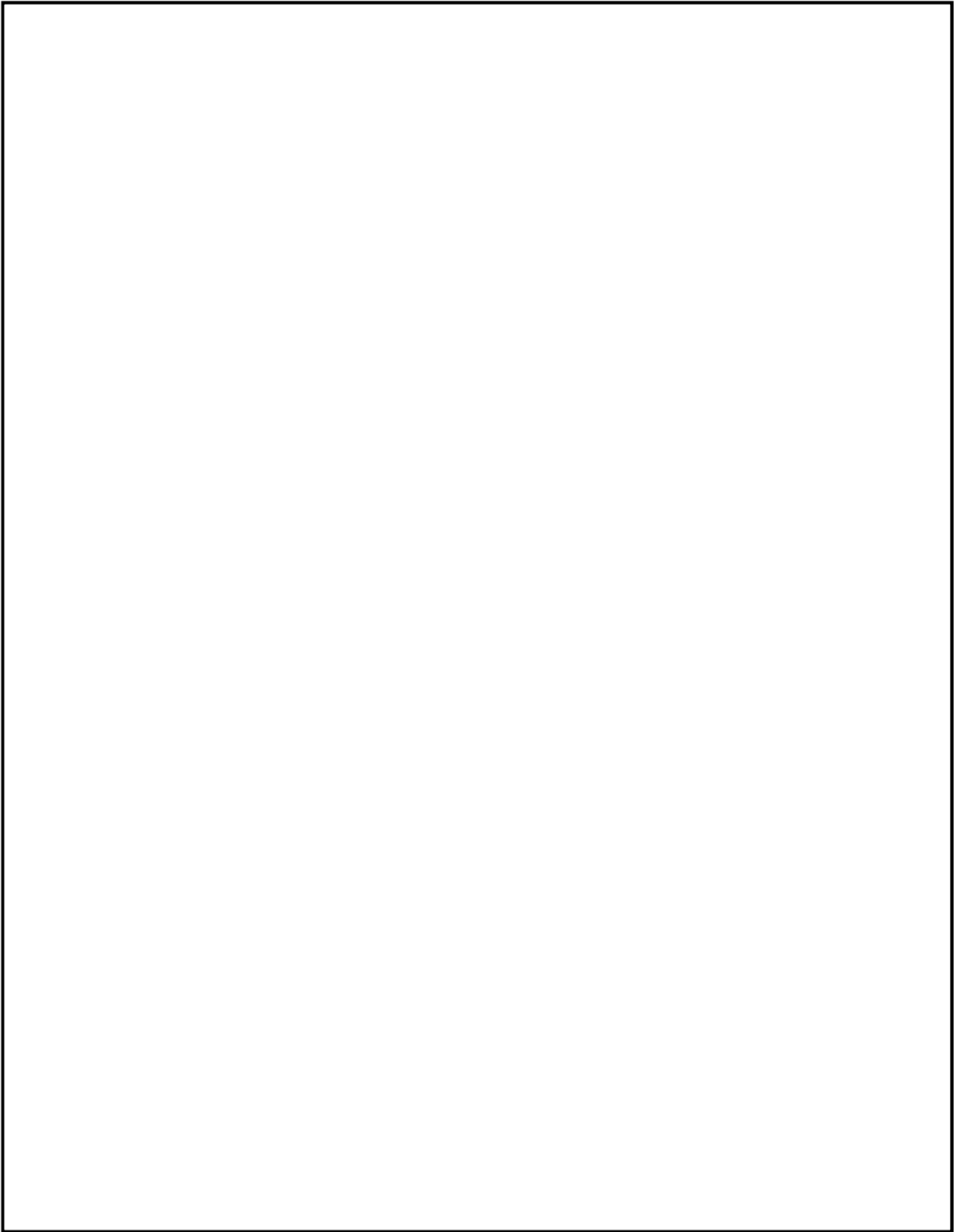
炉心損傷又は原子炉格納容器破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、災害対策要員が残留熱除去系を復旧するための手順を「アクシデントマネジメント故障機器復旧手順ガイドライン」にて整備している。

本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷又は原子炉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、

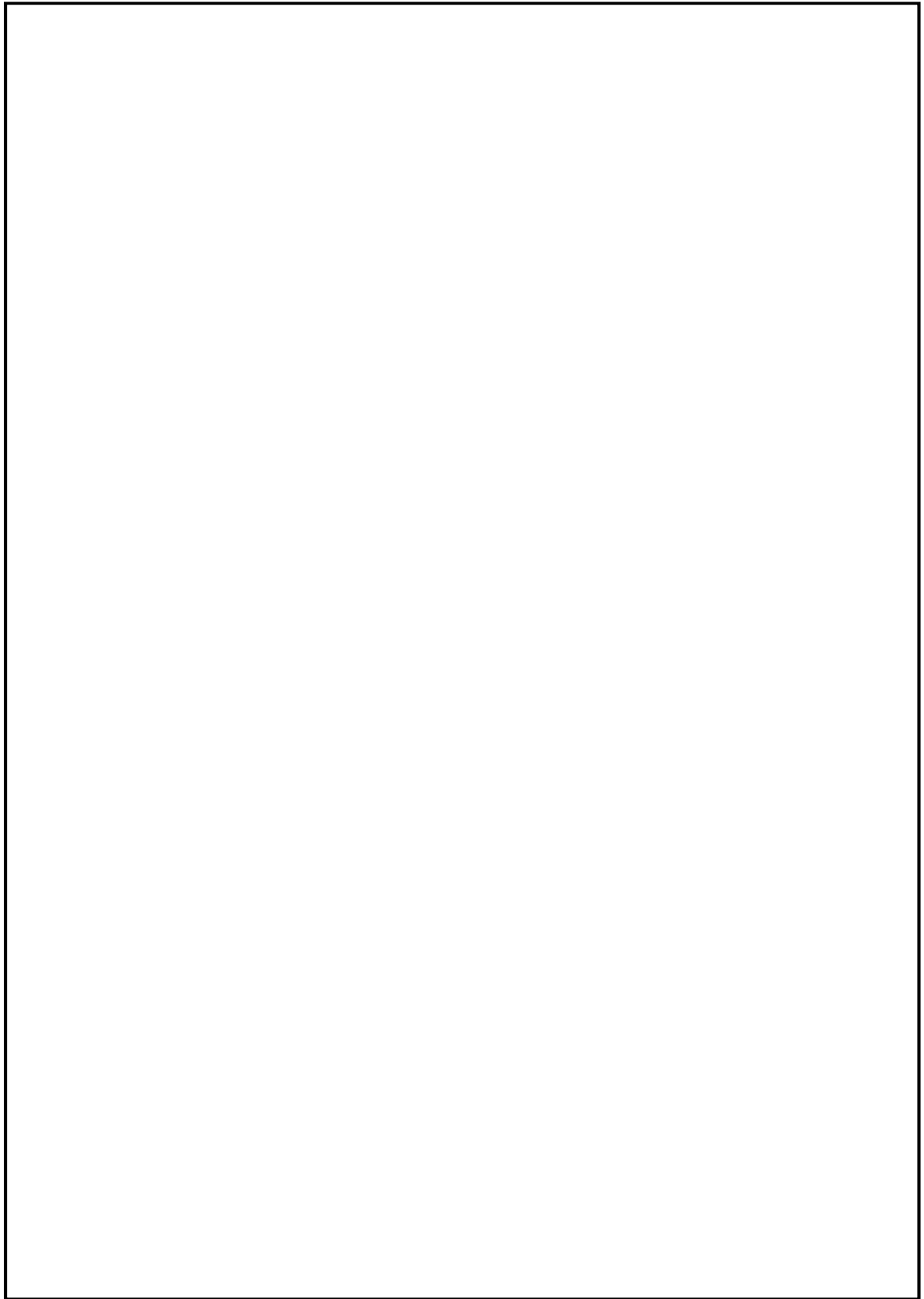
故障個所の特定と対策の選択を行い，故障個所に応じた復旧手順にて復旧を行う。第 1.0.15-8 図に，手順書の記載例を示す。



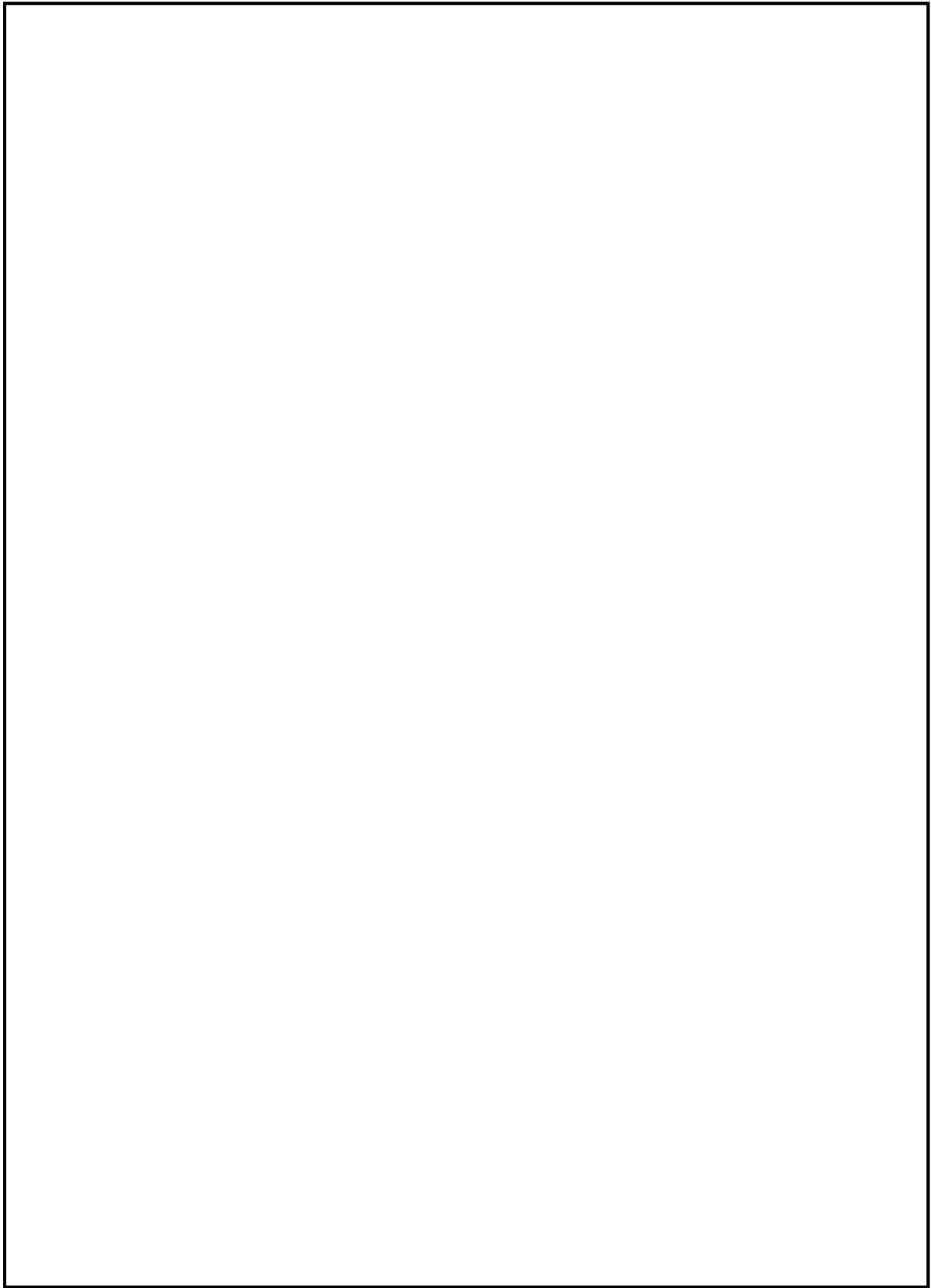
第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (1/7)



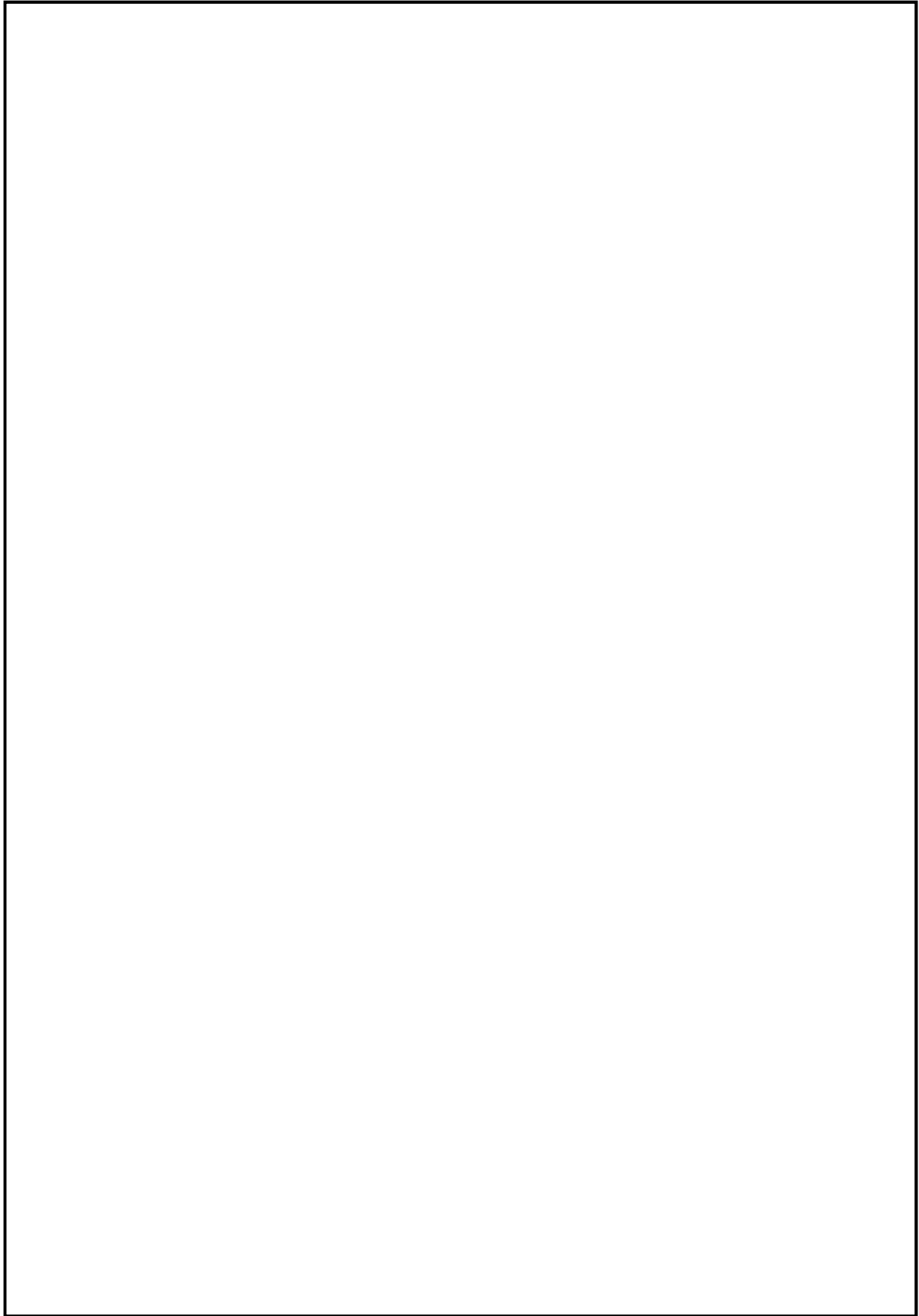
第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (2/7)



第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (3/7)



第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (4/7)



第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (5/7)



第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (6/7)



第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (7/7)

5. 残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の原子炉格納容器からの除熱手段について

残留熱除去系及び代替循環冷却系は、それぞれ多重化することで、原子炉格納容器からの除熱機能の信頼性を高めているが、残留熱除去系熱交換器が2基とも機能喪失し、残留熱除去系及び代替循環冷却系が使用できない場合も想定し、格納容器ベント以外の長期的な原子炉格納容器からの除熱手段についても自主的に整備する。

この場合の原子炉格納容器からの除熱手段としては、「2. 原子炉格納容器の冷却手段」に記載したとおり、原子炉冷却材浄化系及びドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器からの除熱手段がある。

原子炉冷却材浄化系による原子炉格納容器からの除熱手段については、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持でき、原子炉補機冷却系による非再生熱交換器の冷却及び制御棒駆動水系による原子炉冷却材浄化系ポンプのメカシールページ水供給が可能な場合に有効な手段である。

ドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱については、ドライウエル内ガス冷却装置冷却コイルへの原子炉補機冷却系の供給が可能で、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉への注水手段が確保されている場合に有効な手段である。

ここでは、原子炉冷却材浄化系及びドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器からの代替除熱以外の手段として、可搬型設備を使用した原子炉格納容器からの除熱手段の整備について記載する。

(1) 可搬型原子炉格納容器除熱系統による原子炉格納容器からの除熱手段の概要

重大事故等時において、格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系又は代替循環冷却系を復旧し、長期的な原子炉格納容器からの除熱を行うが、復旧が困難な場合においても、可搬型原子炉格納容器除熱系統による原子炉格納容器からの除熱を行えるようにする。

この対応には、可搬型設備の運搬・設置等の作業を伴うが、事前に可搬型設備を準備しておくことにより 1 ヶ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。

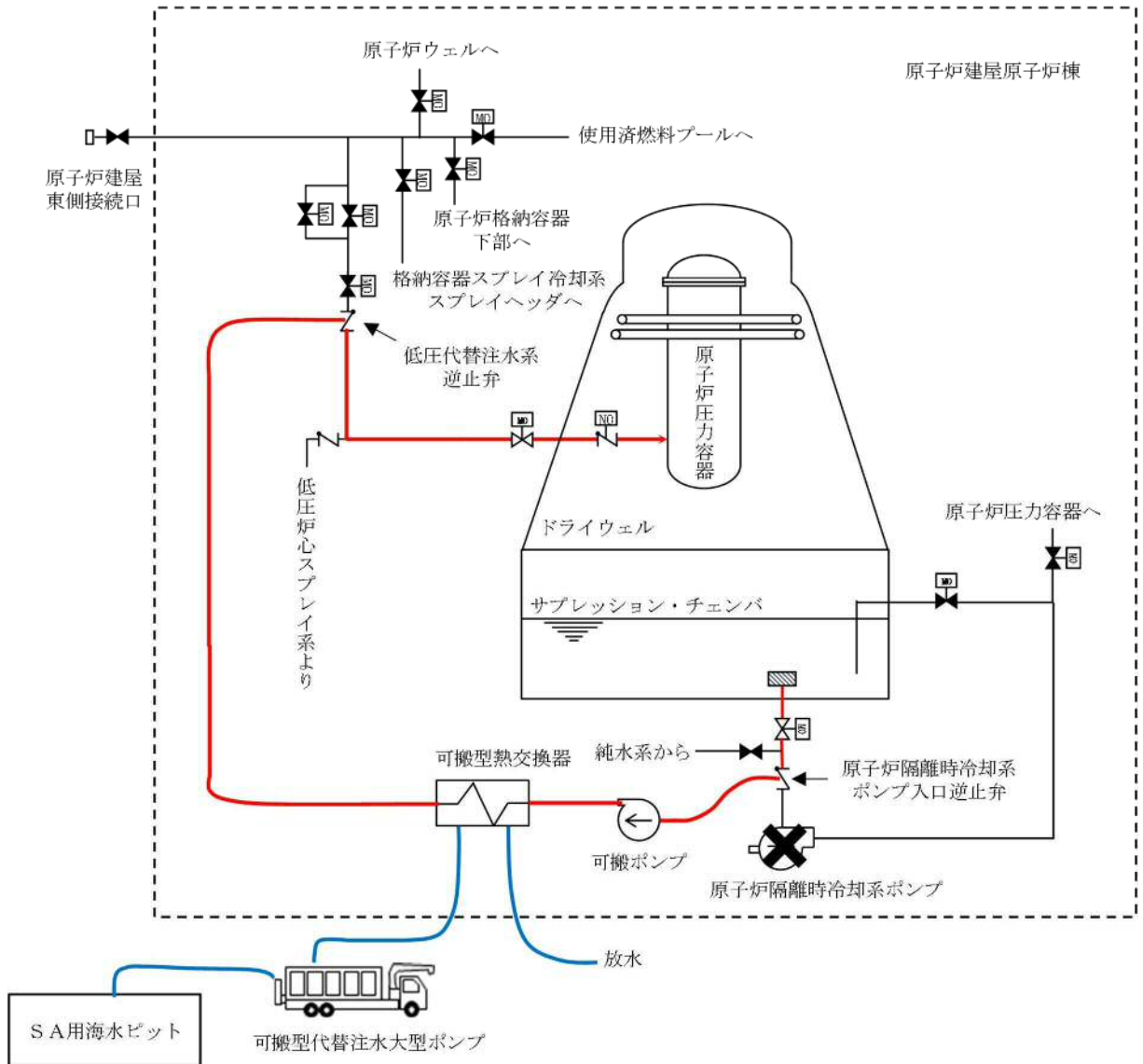
可搬型原子炉格納容器除熱系統のうち、可搬ポンプの吸込側については、原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁のボンネットを開放し、開放部にホース接続用のフランジを取り付け、このフランジに耐熱ホースを接続する構成とする。

可搬ポンプの吐出側については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬型熱交換器に接続する構成とする。

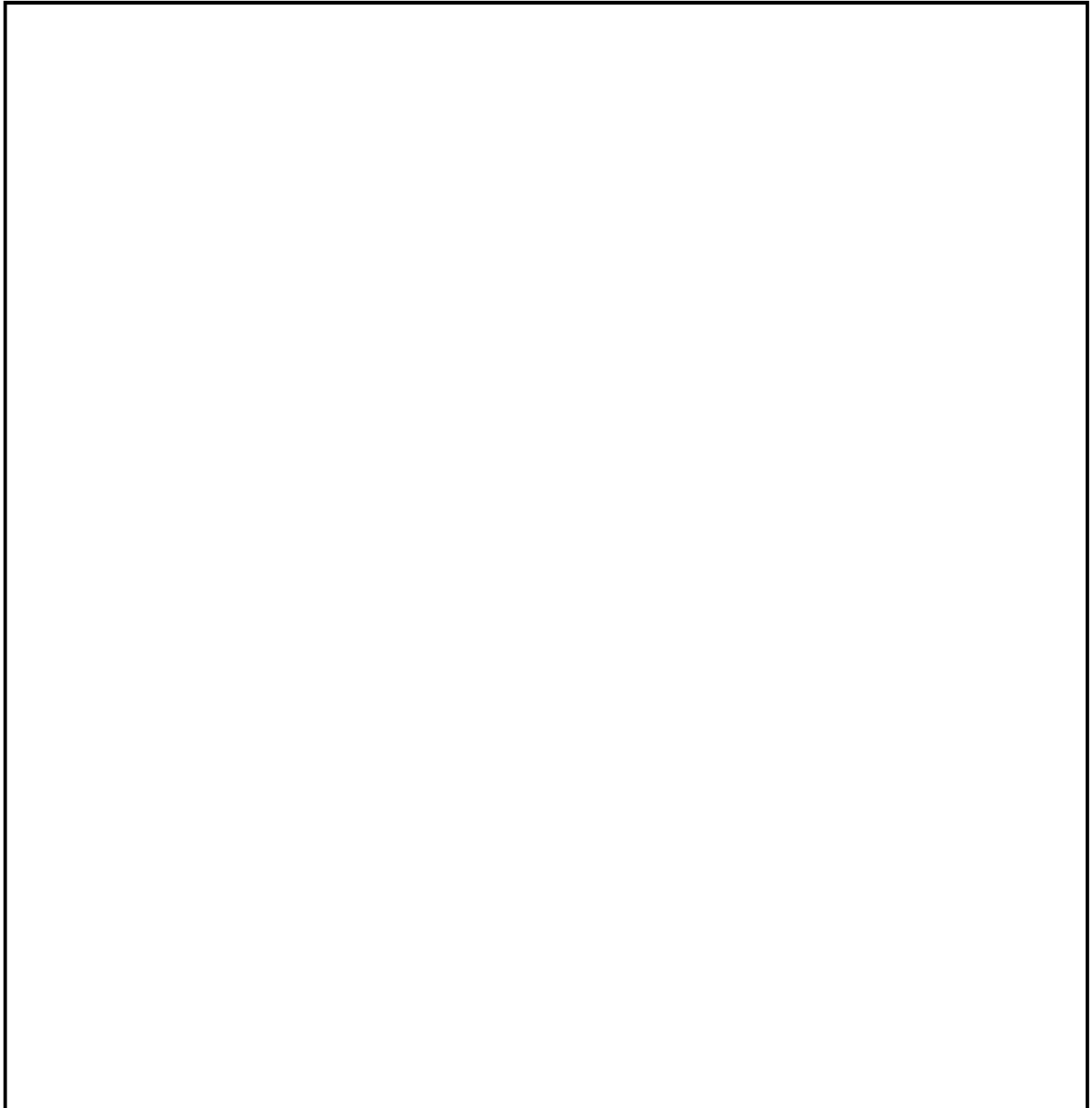
可搬型熱交換器の出口側については、低圧代替注水系（可搬型）の逆止弁のボンネットを開放し、開放部にホース接続用のフランジを取り付け、このフランジに耐熱ホースで接続する構成とする。

可搬型熱交換器の二次系については、可搬型代替注水大型ポンプにより海水を通水する構成とする。

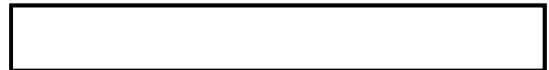
系統構成の概略図を第 1.0.15-9 図に、機器配置図を第 1.0.15-10 図に示す。



第 1.0.15-9 図 可搬型原子炉格納容器除熱系統 系統概略図



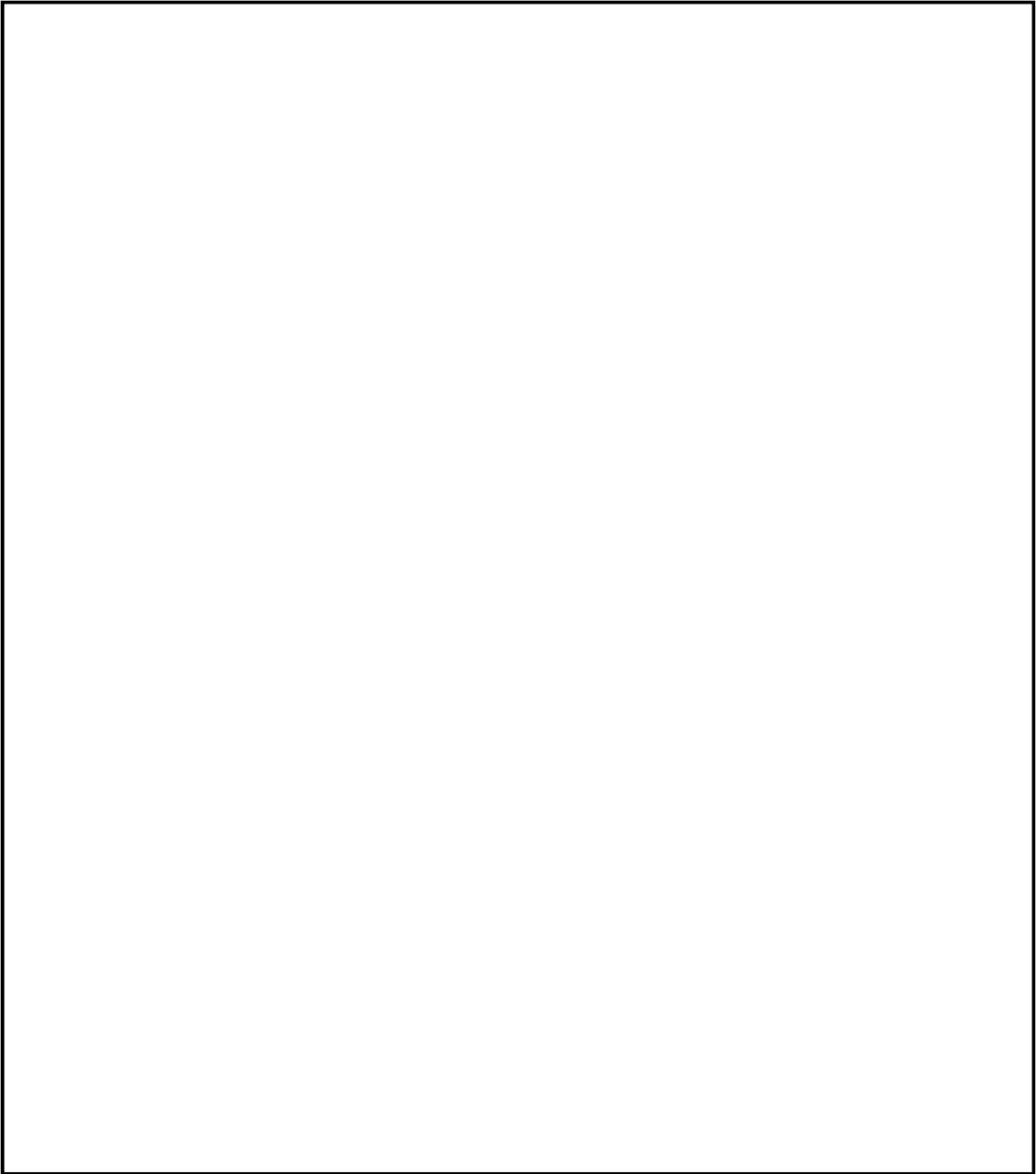
第 1.0.15-10 図 機器配置図 (1/5)





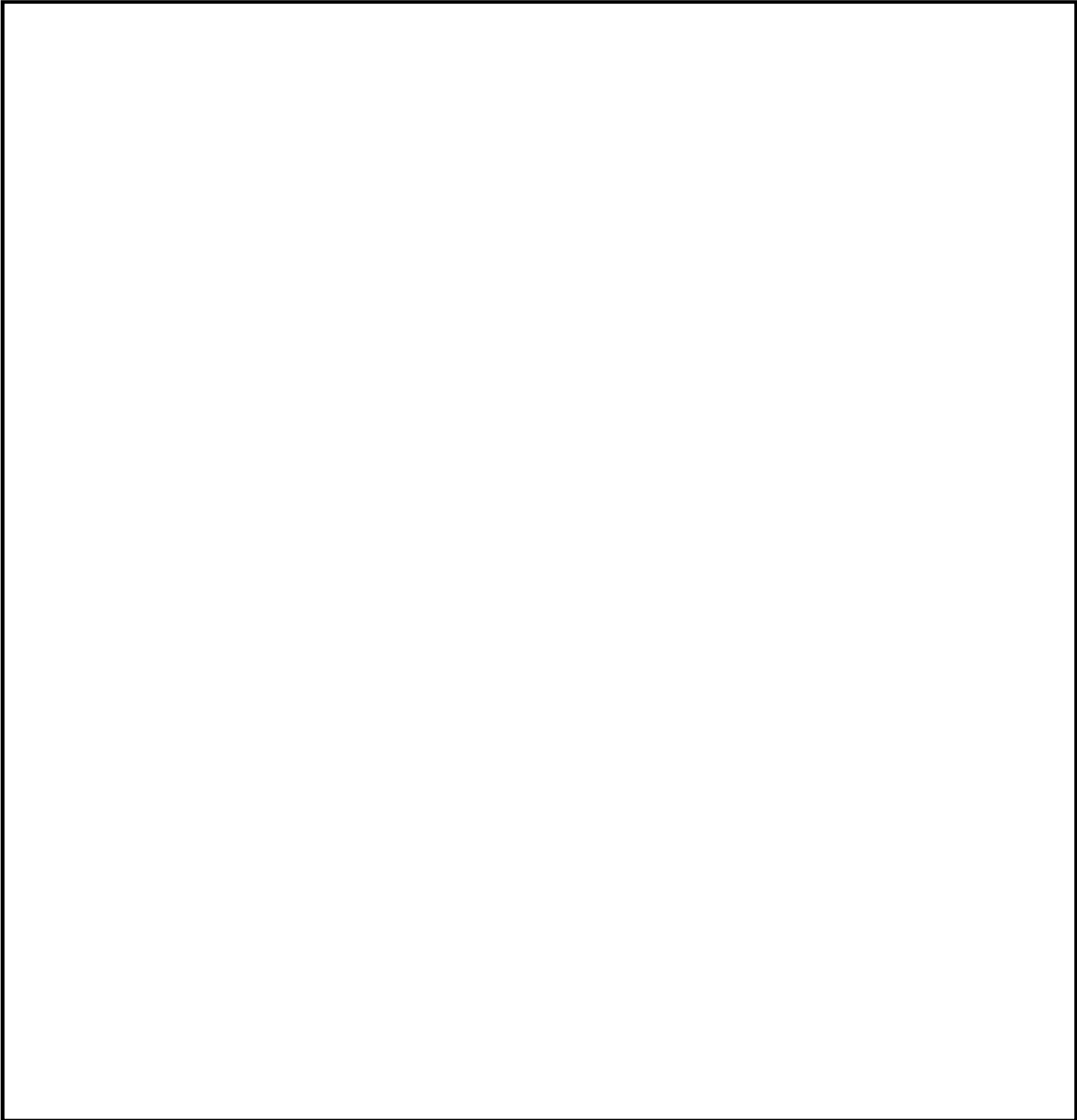
第 1.0.15-10 図 機器配置図 (2/5)





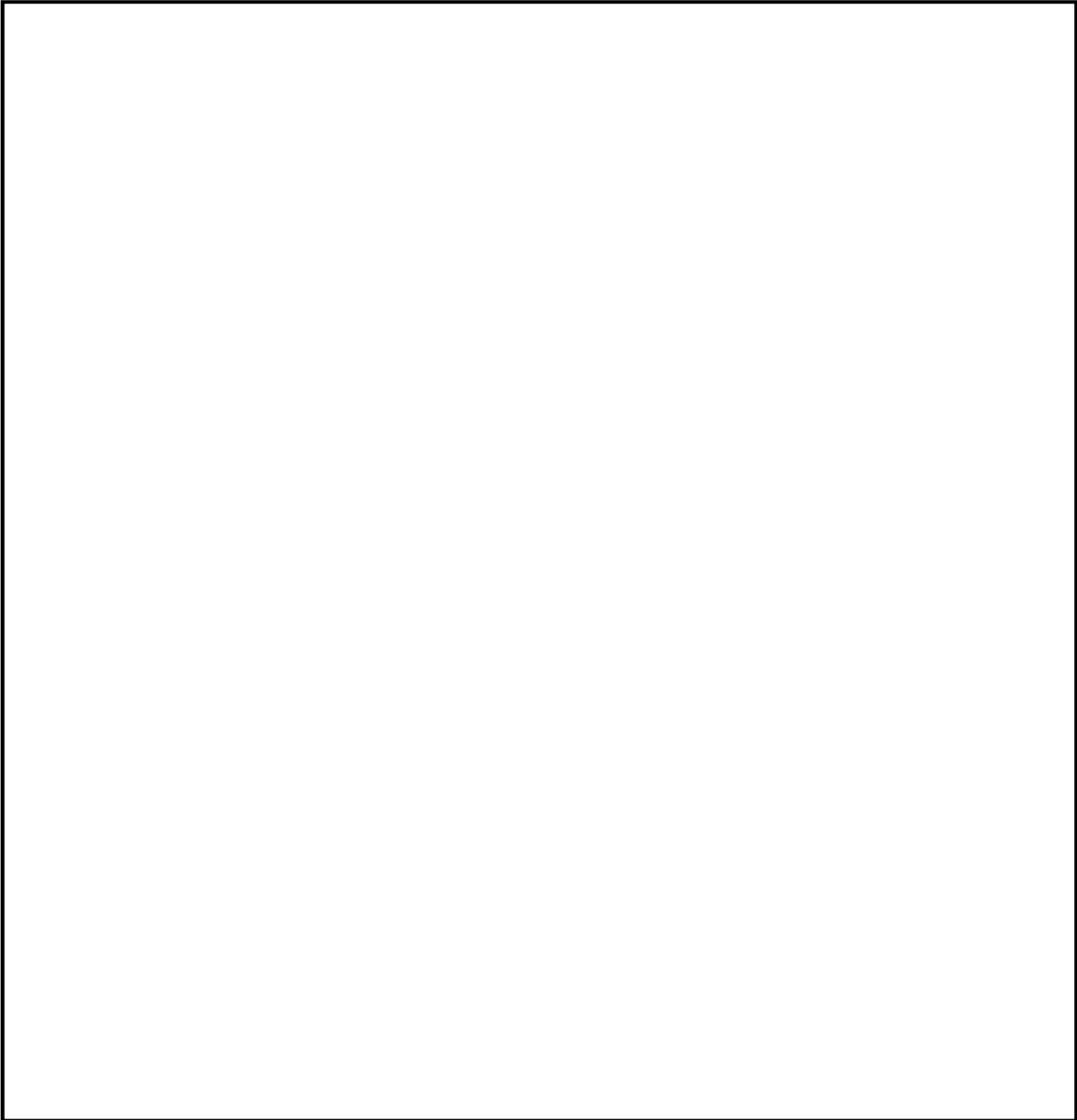
第 1.0.15-10 図 機器配置図 (3/5)





第 1.0.15-10 図 機器配置図 (4/5)





第 1.0.15-10 図 機器配置図 (5/5)



(2) 作業に伴う被ばく線量について

炉心損傷で発生した汚染水は、サプレッション・プール水中にある。原子炉隔離時冷却系については、サプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、系統内にサプレッション・プール水が流入することが考えられる。

ただし、原子炉隔離時冷却系については、運転している場合には炉心損傷を防止でき、運転が停止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサプレッション・プール水が汚染する段階では、原子炉隔離時冷却系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサプレッション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。

また、低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水貯槽等を使用する系統であり、低圧代替注水系逆止弁が直接汚染水に接することはない。

原子炉隔離時冷却系ポンプ室内（EL. -4.0m）における原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 20mSv/h となる。

低圧代替注水系（可搬型）の低圧代替注水系逆止弁（EL. 20m）付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 20mSv/h となる。

原子炉建屋原子炉棟の大物搬入口における可搬型熱交換器設置箇所（EL. 8.2m）の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 13mSv/h となる。

これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は、

それぞれ約 13 時間程度（6 人 1 班で作業）と想定しており，必要に応じて遮蔽等の対策を行い，作業員の交代要員を確保し，交代体制を整えることで実施可能である。

(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応

系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は，直ちに可搬ポンプを停止し，可搬型代替注水大型ポンプからの洗浄用水によりフラッシングを実施する。

フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後，フランジの増し締め等の補修作業を実施する。

6. 外部からの支援について

重大事故等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時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要員の派遣等について、協議・合意の上、支援計画を定め、東海第二発電所の技術支援に関する覚書を締結し、重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

覚書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「東海第二発電所 復旧作業時に必要な資機材及び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. 東海発電所からの影響 | 1.0.16-1 |
| 2.1 東海発電所との同時発生による東二重大事故等 | |
| 対応への影響 | 1.0.16-1 |
| 2.2 東海発電所の廃止措置作業における資機材及び | |
| 廃材等による影響評価 | 1.0.16-12 |
| 2.3 その他 | 1.0.16-14 |
| 3. 使用済燃料乾式貯蔵設備からの影響 | 1.0.16-14 |
| 4. 評価結果 | 1.0.16-16 |

| | | |
|------------|----------------------------|-----------|
| 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 | 1.0.16-17 |
| 第1.0.16-2表 | 火災発生時の消火活動要員の動き | 1.0.16-18 |
| 第1.0.16-3表 | 東海発電所の廃止措置作業における資機材及び廃材等 | |
| | に関する想定事象と可能性のある影響 | 1.0.16-19 |
| 第1.0.16-4表 | 自然現象等による貯蔵容器への影響 | 1.0.16-20 |
| 第1.0.16-5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 | 1.0.16-21 |
| 第1.0.16-1図 | 東海第二発電所 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 | |
| | 及び貯蔵設備の位置関係 | 1.0.16-22 |
| 第1.0.16-2図 | 東海発電所の構造及び黒鉛（減速材）の設置状況 | 1.0.16-23 |
| 第1.0.16-3図 | 東海発電所 原子炉の隔離状況 | 1.0.16-24 |
| 第1.0.16-4図 | 東海発電所 各建屋とバンカの位置関係 | 1.0.16-25 |
| 第1.0.16-5図 | 東海発電所 燃料取扱建屋の各バンカの位置関係 | 1.0.16-26 |
| 第1.0.16-6図 | 東海発電所 使用済燃料貯蔵池建屋の | |
| | 各バンカの位置関係 | 1.0.16-27 |

| | | |
|--------------|---|-----------|
| 第 1.0.16-7 図 | 東海発電所 生体遮へい空気冷却系 | 1.0.16-28 |
| 第 1.0.16-8 図 | 敷地遡上津波のシミュレーション結果（最大浸水分布） | 1.0.16-29 |
| 添付1 | 東海第二発電所の重大事故等対応に線量上影響する可能性がある 東海発電所の発生事象に関する法令上の整理について | 1.0.16-30 |
| 添付2 | 東海発電所の各建屋の損壊時における黒鉛等による 線量影響について | 1.0.16-33 |
| 添付3 | 東海発電所に貯蔵中の黒鉛の火災による 東二重大事故等対応への影響について | 1.0.16-40 |
| 添付4 | 東海発電所の生体遮へい冷却空気系統の 高性能粒子フィルタの破損による線量影響について | 1.0.16-53 |
| 添付5 | 東海発電所への引継ぎが必要な事項 | 1.0.16-58 |
| 添付6 | 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 | 1.0.16-59 |
| 添付7 | 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 | 1.0.16-62 |
| 添付8 | 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 | 1.0.16-65 |
| 添付9 | 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 | 1.0.16-66 |

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、東二と一部敷地を共有し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で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。）についても，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る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. 東海発電所からの影響

2. 1 東海発電所との同時発生による東二重大事故等対応への影響

(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

東海発電所は全ての核燃料を搬出済みであり，重大事故等が発生する可能性はないが，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 または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。）による建屋倒壊，建屋内機器の損壊，屋外施設の損壊，建屋内機器及び屋外施設の火災等が考えられる。

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。

東海発電所については，全ての核燃料を搬出済みで廃止措置工事中であるが，2018年3月現在，原子炉構造物の解体は未着手であり，原子炉圧力容器内には黒鉛ブロック（総数：30,000本，総重量：約1,600t）が貯蔵されている。また，一部の黒鉛スリーブは燃料取扱建屋（黒鉛スリーブ貯蔵庫（C1バンカ）内，総重量：約530t）及び使用済燃料取扱建屋（黒鉛スリーブ貯蔵庫（C2バンカ）内，総重量：約280t）に保管されている。

原子炉と4基の蒸気発生器を接続するガスダクト（一次系配管）は，高温側及び低温側の両ガスダクトともに蒸気発生器の手前（8か所）にて閉止されており，原子炉内は隔離された状態にある。東海発電所の概要と黒鉛の設置状況を含む原子炉内の状況を第1.0.16-2図に，東海発電所の原子炉の隔離状態を第1.0.16-3図に示す。また，東海発電所の黒鉛を保管する各バンカの位置関係を第1.0.16-4図に，各バンカの壁厚及び地上高さ（T.P.+8m）との関係を第1.0.16-5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遡上津波による影響に関する評価

東海発電所の原子炉建屋，タービン建屋及びその他各建屋は，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，仮に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，その他の各建屋及び固化処理建屋並びに幾つかの屋外施設（変圧器等）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。仮に，これらの建屋及び機器が損壊した場合には発生したガレキ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（ホイールローダ等）を用いてガレキ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は，仮に損壊しても，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

前項の a. において，東二原子炉建屋への離隔距離が少ない東海発電所の各建屋が仮に倒壊した場合，及び東海発電所の建屋内機器の損壊によ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。

なお，本項にて評価した事象のうち，黒鉛の流出，黒鉛の火災及び高性能粒子フィルタの破損の各事故の発生時における検討においては，東海発電所廃止措置計画認可申請書（平成23年度申請）に記載されている敷地境界の線量場に影響する可能性のある事故の選定の考え方を参考に，さらに保守的な条件を設定してアクセスルートへの線量影響を評価した（添付2）。

(i) 建屋の損壊による線量影響

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であり、仮に、建屋が損壊して放射線影響を与える建屋構造物や物品が流出しても、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する放射線環境による影響はない。

(ii) 原子炉容器内に貯蔵されている黒鉛による線量影響

東海発電所の建屋内の各機器（原子炉内の保管物、原子炉内構造物を含む）のうち、放射エネルギーが多く、放射性物質の飛散による線量場への影響が想定されるものとして、建屋の損壊による黒鉛及び原子炉容器内構造物の露出、黒鉛の流出及び燃焼が考えられる。

原子炉容器内に貯蔵されている黒鉛は、原子炉容器内において拘束シリンダー及びカバープレートで固定されており、原子炉容器で密閉化されている。さらに、一次生体遮蔽壁、二次生体遮蔽壁及び原子炉建屋にて覆われている。黒鉛の設置状況を第1.0.16-2図に示す。このように黒鉛は多数の容器及び壁等によって覆われていることから、基準地震動 S_s 及び敷地遡上津波によっても原子炉建屋外に流出することはない。

また、2.1(3)に示すように、黒鉛は着火しないことから黒鉛の火災は発生しない。仮に、黒鉛の火災が発生しても、黒鉛は燃焼の持続性がないことから、大量の放射能が建屋外に飛散することはない。

仮に、原子炉容器、一次生体遮蔽壁、二次生体遮蔽壁及び原子炉建

屋が全て損壊した場合には、アクセスルートに対して線量影響を生じることが考えられる。この場合においても、アクセスルートの線量率は、添付2に示すとおり、建屋が全て倒壊すると保守的に評価しても、直接ガンマ線による線量率は0.02mSv/h、スカイシャインによる線量率は0.005mSv/hと評価される。いずれの線量率においても、東二の重大事故等対応に影響を及ぼすものではない。

(iii) 各建屋に保管されている黒鉛及び放射性廃棄物による線量影響

各建屋に保管されている黒鉛及び放射性廃棄物について、保管状態と各バンクについて整理したものを第1.0.16-5図、第1.0.16-6図及び添付2の表1に示す。

破砕した黒鉛は、燃料取扱建屋（黒鉛スリーブ貯蔵庫（C1バンク））及び使用済燃料貯蔵池建屋（黒鉛スリーブ貯蔵庫（C2バンク））に保管されている。C1バンク及びC2バンクは1,200mm以上の厚さの密閉型鉄筋コンクリートピットである。また、C1バンクの一部は燃料取扱建屋の地面高さ（T.P.+8m）より低く設置されている。これより、これらのバンクが基準地震動 S_s 及び敷地に遡上する津波により大規模に損壊することはなく、放射性物質が流出した場合でもその範囲は限定的であることから、ホイールローダ等を用いた放射性物質の除去や別のアクセスルートの通行により、東二重大事故等対応は影響を受けない。

燃料付属品等の放射性廃棄物は、燃料取扱建屋（燃料スワラー貯蔵庫（Dバンク）、固体廃棄物貯蔵庫（Eバンク））及び使用済燃料貯蔵池建屋（黒鉛スリーブ貯蔵庫（C2バンク）、燃料スプリッタ貯蔵庫（H1バンク、H2バンク、H3バンク））に保管されている。これらのバンク

は屋外とは750mm厚さ以上の密閉型鉄筋コンクリートピットである。また、Dバンカ及びEバンカの一部は燃料取扱建屋の地面高さ（T.P.+8m）より低く設置されている。これより、これらのバンカが基準地震動S_s及び敷地に遡上する津波により大規模に損壊することはなく、放射性物質が流出した場合でもその範囲は限定的であることから、ホイールローダ等を用いた放射性物質の除去や別のアクセスルートの通行により、東二重大事故等対応は影響を受けない。

建屋の全てのバンカが大規模に損壊することを想定した保守的な条件においても、最も近いアクセスルートの線量率は直接ガンマ線による線量率は、燃料取扱建屋あるいは使用済燃料取扱建屋の損壊時において、各々0.003mSv/h及び0.01mSv/h、スカイシャインによる線量率は各々0.01mSv/h及び0.008mSv/hと評価される。いずれの線量率においても、東二の重大事故等対応に影響を及ぼすものではない。

(iv) 原子炉建屋内の高性能粒子フィルタの損壊による線量影響

高性能粒子フィルタを有する生体遮へい冷却空気系は、原子炉容器内及びこれに接続する系統の差圧を管理しながら同系統の冷却及び排出空気の浄化を行う。抽出した空気を高性能粒子フィルタにより浄化した後に排気筒から放出する。系統図の概要を第1.0.16-7図に示す。

仮に、多量の放射性物質（粉じん）を捕捉した高性能粒子フィルタが破損した場合には、放射性物質が飛散することが想定されるため、これによる災害対策要員の被ばくによる東二重大事故等対応に及ぼす影響を以下に評価する。

放射性物質の飛散の計算にあたっては、最も保守的な条件として、

廃止措置工事において最も放射エネルギーの高い原子炉内構造物を切断処理する際に発生する放射性物質（粉じん）を最大量捕捉した高性能粒子フィルタが、何らかの原因で破損して原子炉建屋から放射性物質（粉じん）が飛散し、アクセスルート上の災害対策要員が放射性物質（粉じん）を取り込むことを想定する。

この保守的な条件においても災害対策要員の被ばく量は約2.8mSvと算出されるため、本事象が発生しても東二重大事故等対応は影響を受けない（添付3）。

以上より、東二重大事故等と本事象が同時発生した場合には、東二重大事故等の対応を優先する。その後、東二重大事故等の対応状況に応じて、東二の災害対策要員と兼務である東海発電所の災害対策要員が本事象の対応を行う。

なお、東海発電所の廃止措置工事によるアクセスルートの線量率への影響の可能性がある事象として、解体廃棄物の保管場所（固体廃棄物貯蔵庫）への搬送中に、容器不具合等による非管理区域での放射性物質の流出によりアクセスルートの線量率が上昇することが考えられる。しかし、この事象においては、放射性物質の流出範囲が限定的であることから、ホイールローダ等を用いた放射性物質の除去や別のアクセスルートの通行により、この事象が発生しても東二重大事故等対応は影響を受けない。

c. まとめ

a. 及び b. の検討結果より、基準地震動 S_s により東海発電所の建屋

が仮に損壊しても、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、敷地遡上津波により東海発電所の屋外施設が流出しても、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。

更に、基準地震動 S_s や敷地遡上津波により東海発電所の炉内構造物や建屋が仮に損壊しても、原子炉圧力容器内に貯蔵されている黒鉛及び各建屋に保管されている黒鉛及び放射性廃棄物による線量影響、また、高性能粒子フィルタの破損による放射性物質（粉じん）の飛散による東二災害対策要員の被ばく量は、東二重大事故等対応に影響を及ぼさない。

(3) 資源に対する影響評価

a. 黒鉛の火災

東海発電所で発生する火災の想定事象のひとつに、黒鉛の火災が挙げられる。黒鉛の着火及び局所的な加熱によって燃焼が持続すると大規模な火災となる可能性がある。このため、黒鉛の燃焼性に関して、廃止措置期間中（解体工事時を含む）における黒鉛の保管場所（原子炉内）の環境における黒鉛の着火及び燃焼の持続性に関する検討を行った。

原子力発電技術機構による調査結果を基に検討した結果、添付3に示すとおり、解体工事等の作業及び何らかの原子炉容器内で火災が発生した場合においても、黒鉛が着火することはない、仮に、着火した場合でも、黒鉛の燃焼が持続すると考えられる650℃を維持することはないと

評価される。また、原子炉圧力容器は隔離された状態であるため、黒鉛が燃焼しても十分な酸素が供給されず、燃焼は継続しない。

また、仮に、原子炉圧力容器及び各バンクの損壊によって黒鉛が粉じん状になった場合でも黒鉛は着火せず、一般的な着火エネルギーを与えた場合において粉じん爆発が発生する環境条件は、空気中に55%以上の酸素濃度を必要とすることから、現状の原子炉圧力容器内の環境、各バンク内の環境及び今後の廃止措置工事期間中においても、存在しえない環境である。

以上より、黒鉛の火災は発生せず、また、粉じん爆発も発生しないと考えられる。仮に、火災が発生した場合には、建屋内に設置した火災検知器により感知（守衛所及び所員居室にて監視）し、他の施設での火災と同様の対応を行うことにより、東二の重大事故等対応及び重大事故等対応設備へのアクセスルートに影響を及ぼさない。

ゆえに、黒鉛による火災が発生した場合には、以下のb. に示す火災対応と同様の対応を行う。

b. その他施設での火災

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）と、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）の時間帯は廃止措置室消防隊が不

在であるが、現場の監視及び消火活動は十分に対応可能である。また、火災活動に必要な資機材は必要に応じて、東二及び他施設とは別配置としている。以下に詳細を記載する。

(i) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）

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、火災発生時には初期消火対応及び公設消防への連絡を行う。

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。

(ii) 平日勤務時間帯

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、火災発生時には初期消火対応及び公設消防への連絡を行う。

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。

当直要員及び当直守衛員が、各々の所掌において火災を発見した場合は、上記のとおり初期消火対応及び公設消防への連絡を行うとともに、当直要員と当直守衛員の間で迅速に情報共有する。

重大事故等発生時において複数個所の同時火災が確認された場合は、災害対策本部の確立前は、当直発電長は火災によるアクセスルート及び重大事故等対応に及ぼす影響等を考慮して消火活動の優先度を判断し、自衛消防隊を出動させ消火活動にあたる。災害対策本部の確立後においては、当直発電長からの報告を受けた災害対策本部長が上記と同様の観点から消火活動の優先度を判断する。

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

東二及び他施設（東海発電所及び貯蔵設備）の消火活動用資機材の種類、水源、配備及び設置場所を以下に示す。

消火栓及び消火器は東二、東海発電所及び貯蔵設備に各々設置し、消防用自動車は東二、東海発電所及び貯蔵設備の共用として配備している。

なお、各消火用資機材の水源は東二重大事故等対処設備ではないため、これらの消火活動用資機材を用いた消火活動は東二重大事故等対応に影響しない。

- ・屋外消火栓（水源：防火水槽及び原水タンク）：共用として設置

- ・屋内消火栓（水源：ろ過水タンク及び多目的タンク）
：東二，東海発電所及び貯蔵設備に各々設置
- ・消火器
：東二，東海発電所及び貯蔵設備に各々設置
- ・化学消防自動車（1台）及び水槽付消防ポンプ自動車（1台）
：共用として配備

c. まとめ

以上より，東二敷地内の他施設（東海発電所及び貯蔵施設）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 東海発電所の廃止措置作業における資機材及び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1.0.16-3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資機材（クレーン，ユニック車，トラック等）は，基準地震動 S_s 及び敷地遡上津波により容易に転倒しないように設置し，また，資機材及び廃材（鉄骨等）が荷崩れしないように固縛する。仮に，基準地震動 S_s により資機材及び廃材が転倒又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おける資機材及び廃材は、敷地遡上津波によるアクセスルートへの影響を回避するため、資機材については、使用時以外はアクセスルートからできるだけ離れた場所に保管し、廃材もアクセスルートからできるだけ離れた場所に保管する。仮に、資機材及び廃材が流出してアクセスルートへの限定的な影響が確認された場合には、保有している重機（ホイールローダ）を用いて資機材及び廃材を撤去することでアクセスルートを確保する。

さらに、東海発電所の廃止措置作業に用いる資機材は、竜巻により容易に転倒しないように設置し、また、資機材及び廃材等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。仮に、竜巻により資機材及び廃材が転倒又は荷崩れした場合は、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）を用いてがれき等を撤去することで、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、建屋搬入口の閉止、クレーンのアームを降ろす、資機材及び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。

2. 3 その他

東海発電所の廃止措置段階における工事等により、東海第二発電所の重大事故等対応に影響を及ぼさないために、東海発電所へ各運用に係る以下の観点で引継ぎ事項を整理した（添付5）。

- ・ 排気筒短尺化
- ・ 竜巻飛来物管理
- ・ 緊急時対策所
- ・ サービス建屋減築
- ・ 車両退避管理
- ・ 東海第二の敷地図変更
- ・ 取水路・放水路の一部閉鎖
- ・ 放射性廃棄物管理

今後、東海発電所の廃止措置計画、保安規定に運用の基本方針を記載し、下部のQMS規程に具体的な手順等を定め、運用管理を行っていく。また、東海第二発電所の設置変更許可の運用開始までに保安検査等により、引継ぎ事項の実施状況を報告する。

3. 使用済燃料乾式貯蔵設備からの影響

(1) 東二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1.0.16-4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、その他の自然現象（地震及び津波を除く）、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、敷地遡上津波を想定した。

敷地遡上津波による、浸水量評価結果を第1.0.16-8図に示す。解析の結果に余裕を考慮しても、給気口がある貯蔵建屋長壁面の最大浸水深は4mであり、地上4.6mの高さに設けられた給気口からは浸入しないものの、大物搬入口扉と床面の隙間等から貯蔵建屋内に浸入する可能性がある。また、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があるが、貯蔵建屋が損壊することはない（添付6）。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漂流物が貯蔵容器に衝突しても密封機能に影響はない（添付7）。さらに、保守的に貯蔵容器の水没を仮定しても密封機能への影響はない（添付8）。

貯蔵建屋が健全で給排気口による空気の自然対流が確保されるため、貯蔵容器の安全機能のうち、除熱機能は確保される。貯蔵容器の形状が維持されるため、密封境界も遮蔽材も健全であり、密封機能及び遮蔽機能は確保される。貯蔵容器内部のバスケット（仕切板）の形状が維持されるため、

臨界防止機能は確保される。

上記の検討結果より，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って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。

以下に，このような状況が発生した場合でも，貯蔵設備が東二の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。

(2) 貯蔵設備の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1.0.16-5表に示す。

(3) 作業環境による影響評価

貯蔵建屋及び東二の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9）。

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 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動 S_s 等による東海発電所の建屋倒壊 ・ 敷地に遡上する津波による東海発電所の屋外施設の流出 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 東海発電所の建屋の損壊により，東二原子炉建屋の構造に影響を及ぼす。 ・ 東海発電所の建屋の損壊，原子炉圧力容器内及び各建屋に保管している黒鉛の流出により，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。 | |
| | 間接的影響 | 損壊 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動 S_s 等による東海発電所建屋内機器の損壊 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 損壊した建屋（がれき）及び原子炉圧力容器内の黒鉛の流出により，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。 |
| | | 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，漏洩 | <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，漏洩 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 高性能粒子フィルタの破損により捕捉された放射性物質（粉じん）の飛散によって，災害対策要員の被ばく量が著しく上昇し，東二重大事項等対応に影響を及ぼす。 | |
| 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"> ・ 原子炉内の黒鉛の燃焼及びその他施設の火災により，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洩，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 (通報連絡責任者) | 1 | 東二 内部 | MCR | | ● | ● | | 運転 対応 移行 ※4 | | 当直 | 当直 | |
| | | 当直運転員 (連絡担当) | 1 | | MCR～ 火災現場 | ● | | | ● | | | | | |
| | 自衛消防隊 | 自衛消防隊長 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 | | ● | 消防班 | 消防班 |
| | | 自衛消防副隊長 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) | 当直守衛員 (連絡担当) | 2 | ※3 東一 内部 ・ 屋外 | 監視所 | | ● | ● | | 対応 継続 ※6 | | | | |
| | | | | | 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 | 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 (通報連絡責任者) | 1 | 東二 内部 | MCR | | ● | ● | | 運転 対応 移行 ※4 | | 当直 | | |
| | | 当直運転員 (連絡担当) | 1 | | MCR～ 火災現場 | ● | | | ● | | | | | |
| | 自衛消防隊 | 自衛消防隊長 (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 | | ● | 消防班 | |
| | | 自衛消防副隊長 (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) | 当直守衛員 (連絡担当) | 2 | 屋外 | 監視所 | | ● | ● | | 対応 継続 ※6 | | | | |
| | | | | | 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 東海発電所の廃止措置作業における資機材及び廃材等に関する想定事象と可能性のある影響

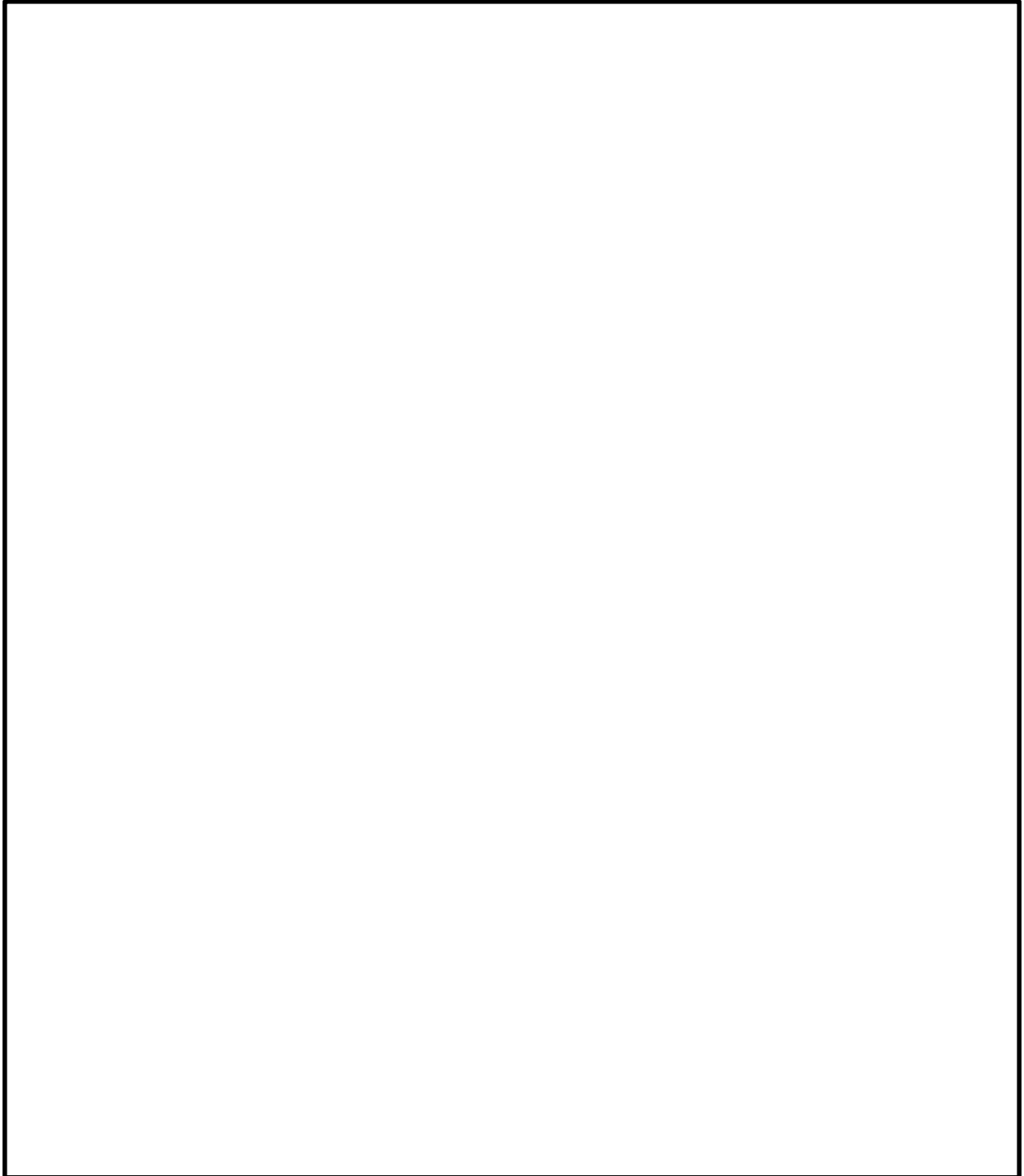
| 影響評価項目 | | | 想定事象 | 可能性のある影響 |
|--------|------|-----------|--|---|
| 作業環境 | 物的影響 | 損壊 流出物 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動 S_s 等による東海発電所廃止措置作業に用いる機材（クレーン等）の転倒又は資材・廃材（鉄骨等）の荷崩れ ・ 敷地に遡上する津波による東海発電所廃止措置作業に用いる機材（クレーン・廃材（鉄骨等）の流出 ・ 竜巻による東海発電所廃止措置作業で使用する資機材及び発生する廃材等の転倒，荷崩れ，飛来 | <ul style="list-style-type: 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 1.0.16-4 表 自然現象等による貯蔵容器への影響

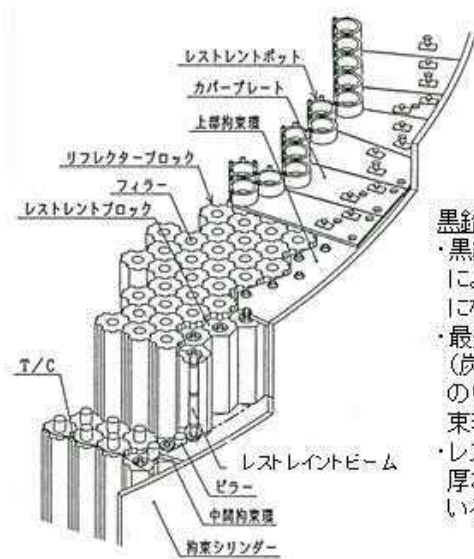
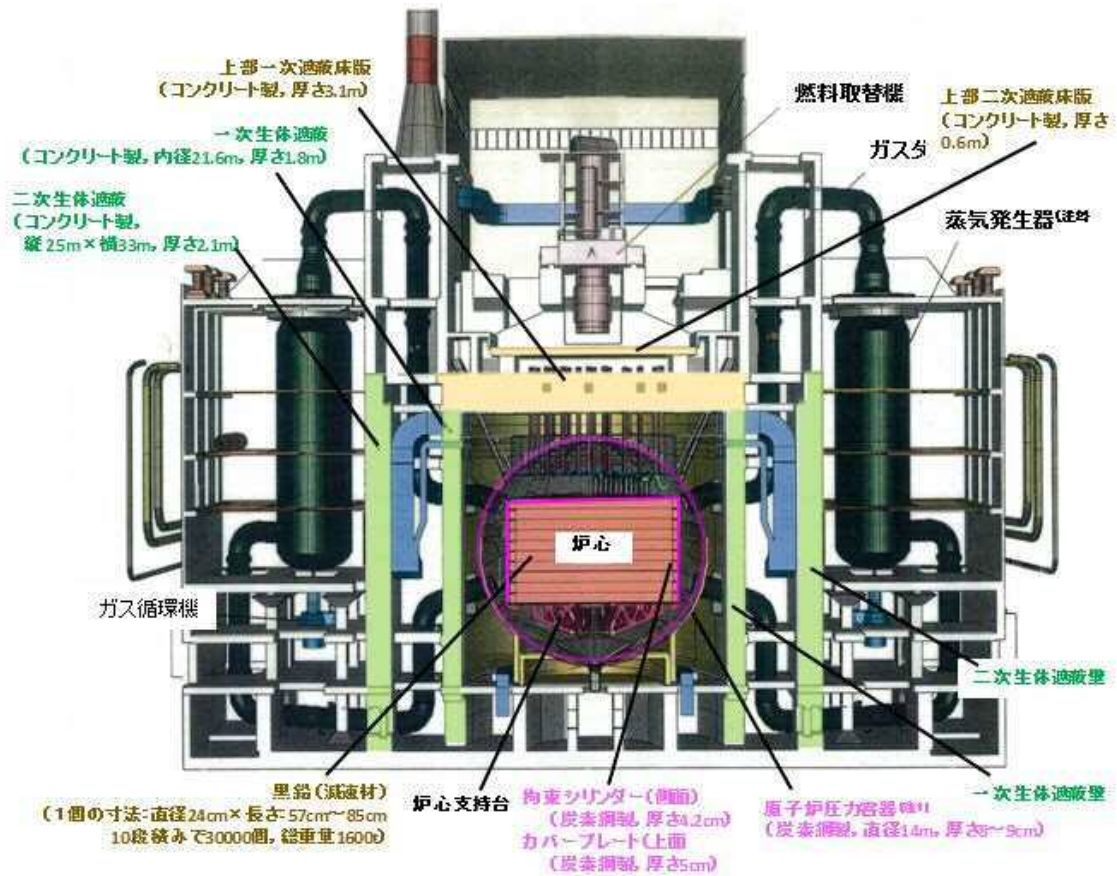
| 自然現象又は外部人為事象等 | 貯蔵容器への影響 |
|----------------------|---|
| 地震 (基準地震動 S_s) | <ul style="list-style-type: none"> 貯蔵建屋の損傷がなく、貯蔵容器の支持架台も健全であることから、貯蔵容器の安全機能に影響はない。 |
| 津波 (敷地遡上津波) | <ul style="list-style-type: none"> 津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物の衝突による貯蔵建屋の損壊はないことを確認している(添付1)。 貯蔵建屋内の漂流物により貯蔵容器の安全機能に影響はないことを確認している(添付2)。 貯蔵建屋内への津波による浸水により、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 (地震及び津波を除く) | <ul style="list-style-type: none"> 豪雨, 暴風, 森林火災, 積雪, 火山降灰等の自然現象により、送電線損傷による外部電源喪失、又は貯蔵容器及び監視設備水没のシナリオが考えられるが、貯蔵容器の安全機能は電源喪失に影響されないことから、貯蔵容器の安全機能への影響はない。 |
| 外部人為事象 | <ul style="list-style-type: none"> 航空機落下, ダムの崩壊, 爆発, 近隣工場等の火災等については、原子炉建屋から貯蔵建屋まで 100m 以上の離隔距離があることにより同時被災しないこと、また、立地的要因により設計上考慮する必要がないこと等から影響はない。 |
| 内部火災 | <ul style="list-style-type: none"> 貯蔵建屋内において、電気室及び出入管理室の制御盤・電気盤、また、トレーラエリアと電気室・出入管理室の2階部に常時待機している天井クレーンの減速用の潤滑油が可燃物であり、火災発生の可能性がある。 しかし、火災区域であるキャスク貯蔵エリアは、電気室及び出入り管理室とコンクリート壁で隔てられ、電気室・出入管理室(及び天井クレーン)から 10m 以上離隔距離があること、また、電気室の制御盤等の可燃物や天井クレーンの潤滑油が発火したとしても火災継続時間は短く、さらに、貯蔵容器自体は不燃材で構成されていることから、火災により貯蔵容器の安全機能への影響はない。 |
| 内部溢水 | <ul style="list-style-type: none"> 貯蔵容器は自然冷却により使用済燃料の崩壊熱を除去しており、内部溢水により電源喪失が生じてても除熱機能に影響はない。また、貯蔵容器が水没しても、津波の影響評価に包絡され貯蔵容器の密封機能に影響を与えない。 |

第 1.0.16-5 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 1.0.16-1 図 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の位置関係



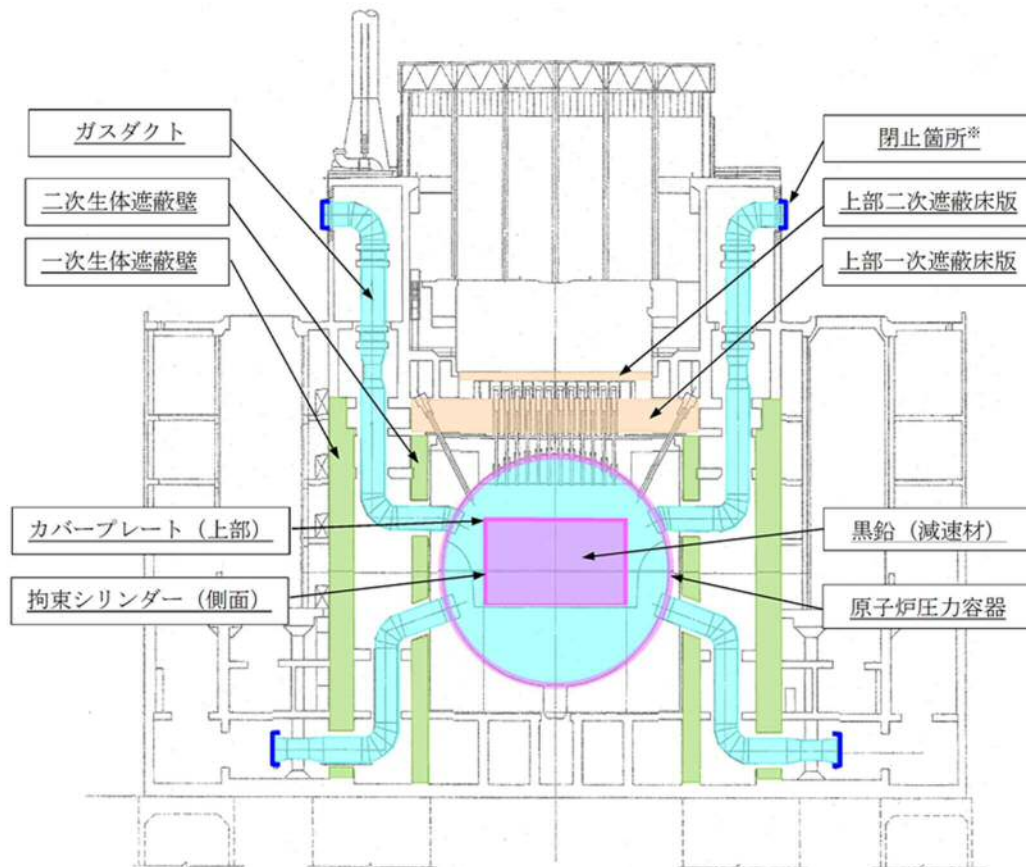
(注1) 原子炉压力容器の耐震設計上の考慮
(原子炉設置許可申請書の記載)
・水平方向: 600gal
・鉛直方向: ± 300gal

(注2) 蒸気発生器は、運転中は4基であったが、
廃止措置工事により、2基は解体済み。
(平成29年9月現在)

黒鉛の設置状況

- ・黒鉛はブロック状(レストレイントブロック)であり、凹凸形状によって互いに周囲のブロックと固定された状態で10段積みになっている。
- ・最外周のレストレイントブロックの外側は、拘束シリンダー(炭素鋼製, 厚さ4.2cm)で覆われており、レストレイントブロックの中央部に挿入されたレストレイントビームの上下を上部拘束環と固定することにより、横方向に対して固定されている。
- ・レストレイントブロックの上部は、カバープレート(炭素鋼製, 厚さ5cm)により覆われており、上部方向に対して固定されている。

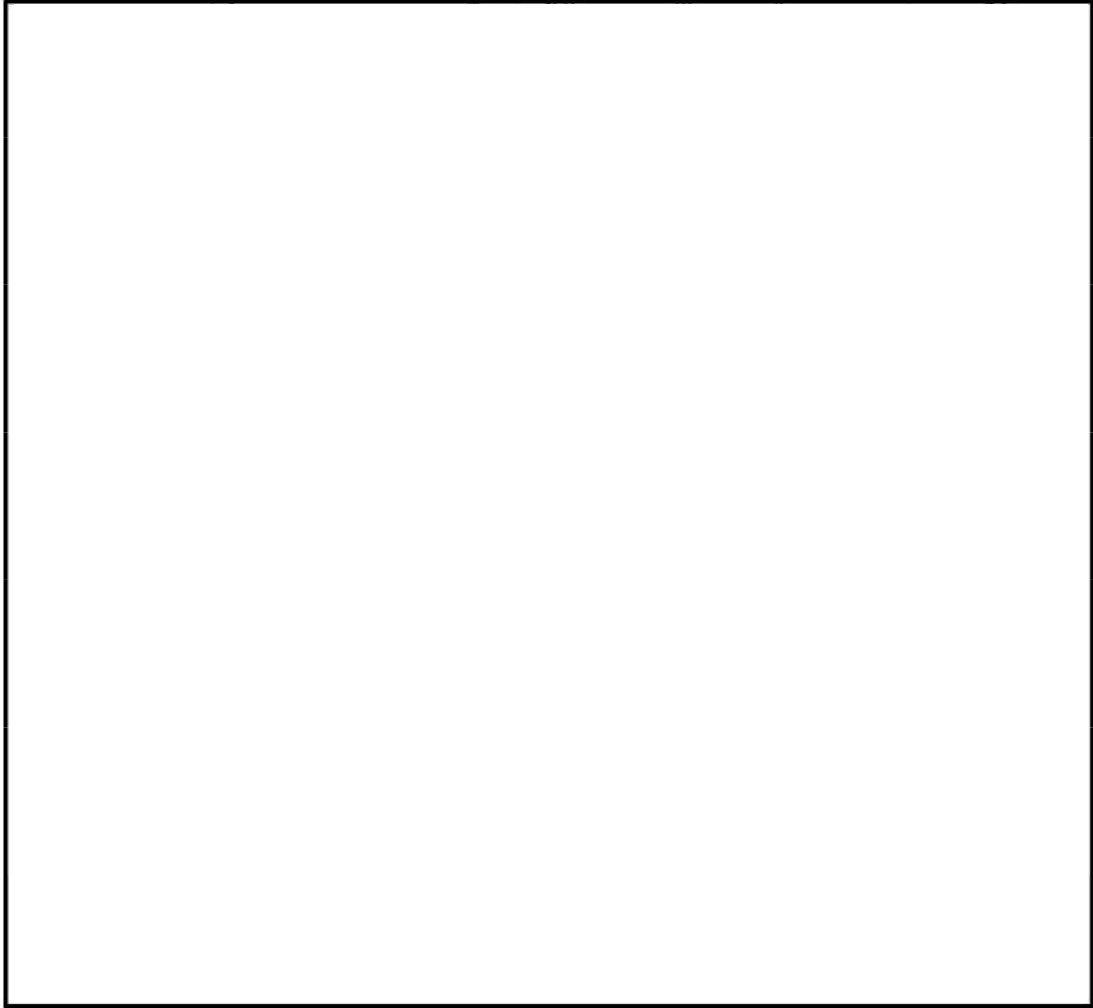
第 1.0.16-2 図 東海発電所の構造及び黒鉛(減速材)の設置状況



原子炉の隔離状態（水色の範囲）

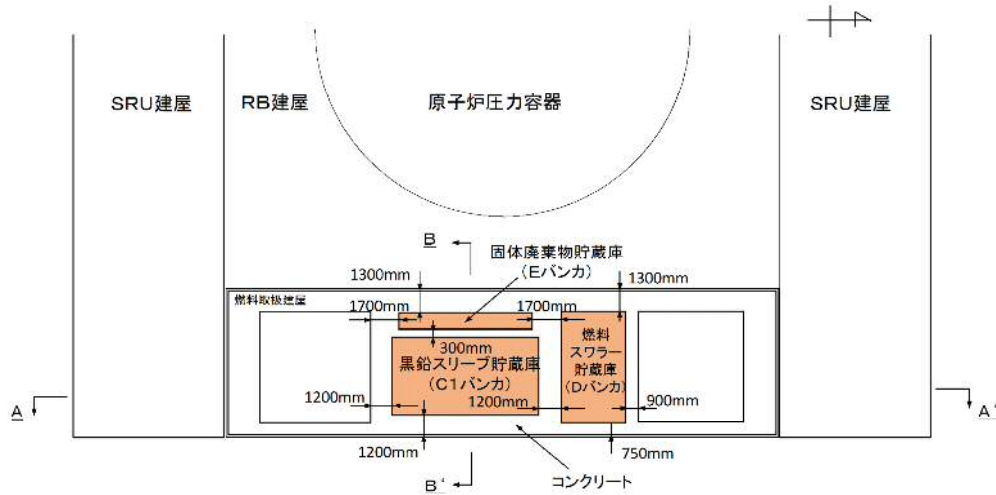
原子炉及び一次系配管（ガスダクト）は、蒸気発生器の手前（8か所）で閉止されている。

第 1.0.16-3 図 東海発電所 原子炉の隔離状況

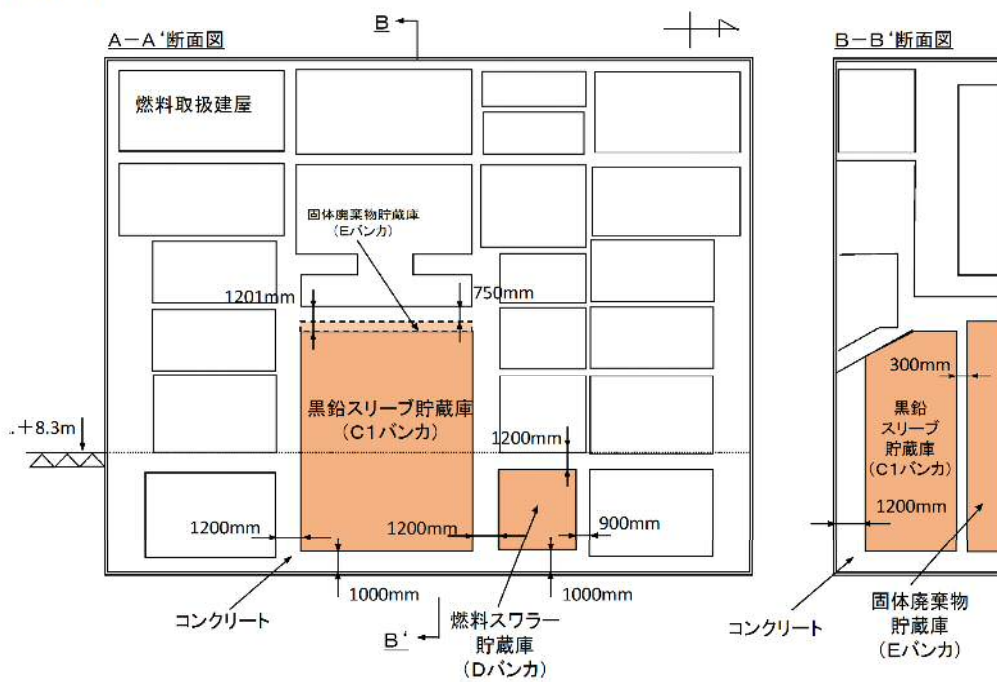


第 1.0.16-4 図 東海発電所 各建屋とバンクの位置関係

建屋平面図

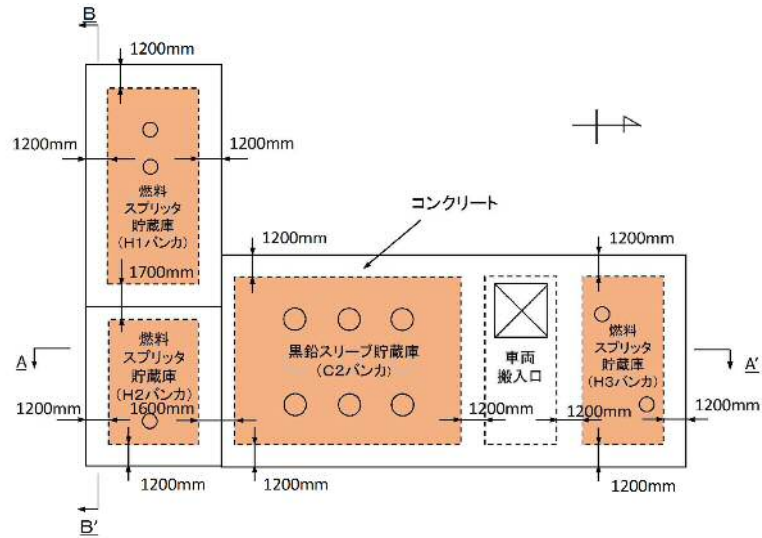


建屋断面図

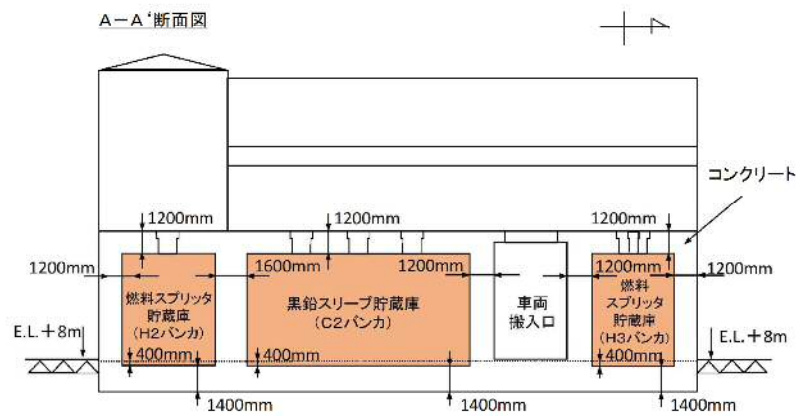


第 1.0.16-5 図 東海発電所 燃料取扱建屋の各バンクの位置関係

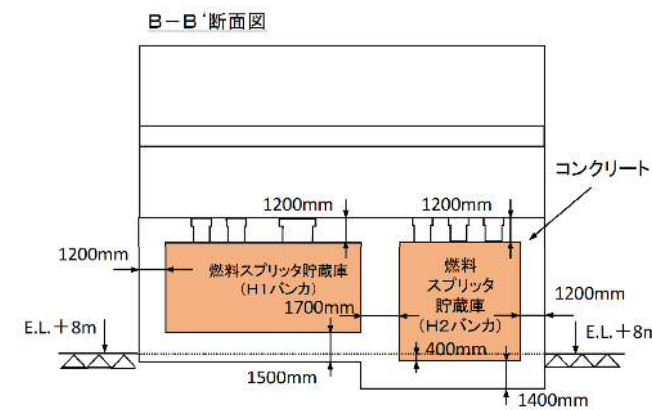
建屋平面図



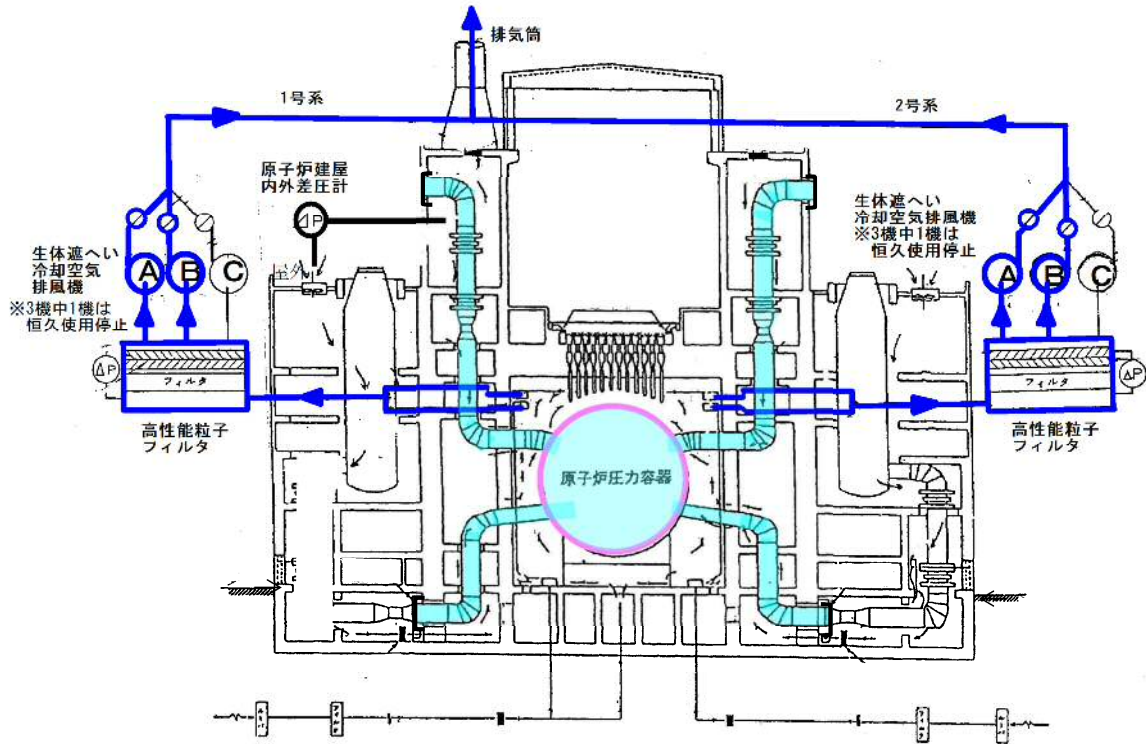
建屋断面図（南北）



建屋断面図（東西）

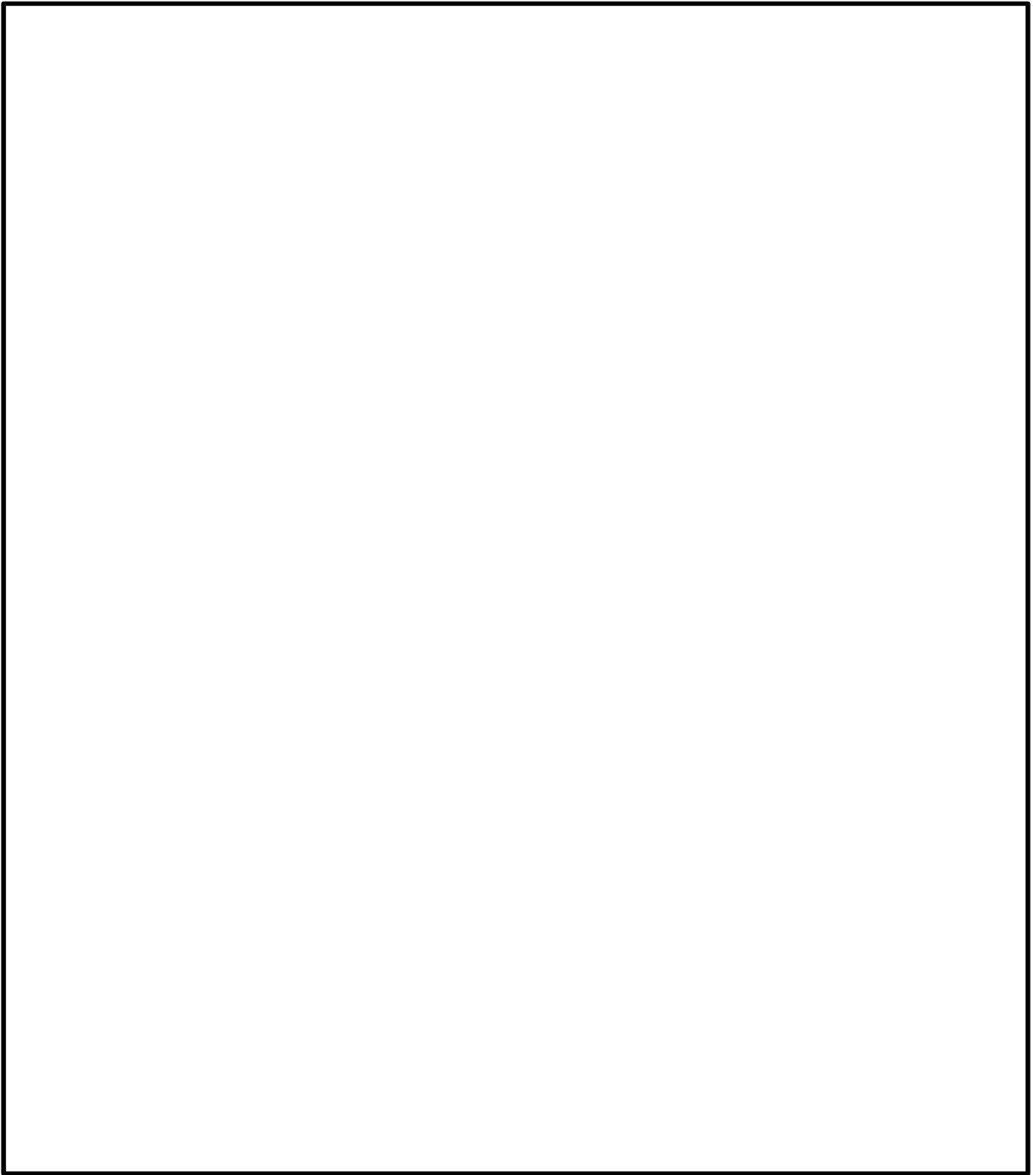


第 1.0.16-6 図 東海発電所 使用済燃料貯蔵池建屋の各バンクの位置関係



- 主な仕様
- ・生体遮へい冷却空気排風機
 - 種類：単段遠心性誘引通風機
 - 容量：1416m³/分
 - 個数：4（常用）
 - ・高性能粒子フィルタ
 - 種類：ろ過式自動交換型
 - 容量：340000m³/時
 - 個数：2

第 1.0.16-7 図 東海発電所 生体遮へい空気冷却系



第 1.0.16-8 図 敷地遡上津波のシミュレーション結果（最大浸水深分布）

東海第二発電所の重大事故等対応に線量上影響する可能性がある

東海発電所の発生事象に関する法令上の整理について

1. 概要

東海発電所は、1998年3月に運転停止し、当時の「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）上の廃止措置作業の着手要件であった全ての核燃料(16,000本)を搬出した後、2006年6月に廃止措置計画の認可を取得し、同年12月から原子炉等規制法に基づいて廃止措置作業を行っているところである。

本資料（技術的能力 1.0.16）は、東二の重大事故等の発生時に、廃止措置中の東海発電所で同時発生する（可能性がある）場合に、東二重大事故等対応への影響について評価したものである。

本章では、この評価に先立って、東海第二発電所の重大事故等に影響する可能性がある東海発電所の発生事象に係わる法令上の整理をした。

2. 東海発電所に係わる法令の整理

東海発電所では、前述のとおり「原子炉等規制法」に基づく廃止措置計画に基づき、廃止措置作業を実施している。

一方、「原子力災害対策特別措置法」及び「原子炉災害対策特別措置法施行令」では、国民の生命及び財産の保護の観点から、これに影響する又は影響する可能性がある事象が発生した場合には、事業者の通報が要求されている。更に、「原子力災害対策指針」及び「原子力災害対策特別措置法に基づ

き原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則」では、原子炉の状況に応じた通報すべき事象が定められており、東海発電所では事業者敷地外への放射性物質の放出又は放出の可能性がある事象が発生した場合には通報することが要求されている。具体的には、敷地境界の線量場（ $5\mu\text{Sv/h}$ ）が基準となる。

3. 東二重大事故等対応への線量影響に関する考え方

東海発電所では、全ての核燃料が搬出されているため、東二とは異なり、敷地外（周辺監視区域）に線量影響を生じるような重大な事故が発生する可能性はない。

しかし、廃止措置中の東海発電所における事故により敷地境界に線量影響を生じる可能性として、東海発電所廃止措置計画認可申請書（平成23年度申請）では、最も放射性物質が建屋外に放出される事象として、「高性能粒子フィルタの損壊」を抽出し、この時に主排気筒から放出された全放射性物質が敷地境界（1か所）に短時間に移行するという保守的な条件に基づく当該場所での被ばく量（算出結果： $8\mu\text{Sv/h}$ ）より、この事象が通報対象事象（特定事象）となる可能性があることが記載されている。

これを踏まえて、本資料では、東二重大事故等対応における東海発電所で発生した事故による線量影響を評価するにあたって、対象とする東海発電所の事故として、上記事象を含む、東海発電所から多くの放射性物質が放出されると考えられる以下の事象を選定した。

- ・高性能粒子フィルタの損壊（添付4）
- ・黒鉛の放出（添付2）
- ・黒鉛の火災（添付3）

東二重大事故等対応は敷地内（東二の建屋内，建屋外のアクセスルート等）で行うことから，各事象における，黒鉛等を貯蔵・保管する東海発電所の原子炉建屋及び各建屋から最も近いアクセスルートの場所における被ばく量を算出した。なお，被ばく量の算出にあたっては，東海発電所の原子炉建屋及び各建屋が損壊すること等を前提とした保守的な条件を設定した。（詳細な算出条件については各添付を参照）

東海発電所の各建屋の損壊時における黒鉛等による線量影響について

1. 概要

廃止措置中の東海発電所では、原子炉内構造物の解体は未着手であり、また、黒鉛が原子炉建屋、燃料取扱建屋（以下「FHB 建屋」という。）及び使用済燃料取扱建屋（以下「CCP 建屋」という。）に保管されている。原子炉建屋内に保管されている黒鉛は原子炉圧力容器内において拘束シリンダー及びカバープレートにより固定されており、原子炉圧力容器の外側には、一次生体遮蔽、二次生体遮蔽及び原子炉建屋の多数の壁に覆われている。また、FHB 建屋内及び CCP 建屋内に保管されている黒鉛は、いずれの黒鉛についても 1,200mm 厚以上（地上域）の鉄筋コンクリート壁による密閉型のバンカ内に保管されている。

このため、基準地震動 S_s 、基準津波及び敷地に遡上する津波を含む大規模な自然災害によって東海発電所の原子炉建屋等が損壊しても、原子炉内構造物及び黒鉛が原子炉建屋外に流出することはないと考えられる。

また、添付 3 に示すとおり、黒鉛は着火せず、仮に、着火しても燃焼の持続性がないため、燃焼による黒鉛の飛散は生じない。

しかし、原子炉建屋と原子炉容器の損壊、各建屋の損壊の場所及び程度によっては、東海発電所の原子炉建屋外に線量影響を及ぼす可能性があることから、以下に、放射エネルギーが多い黒鉛による線量影響（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による線量率）を算出し、東二の重大事故等対応への影響について検討した。

また、各建屋には、黒鉛（燃料）の付属品、L1 及び L2 相当の放射性廃棄物が保管されていることから、併せて線量影響を算出し、東二重大事故等対応への影響について検討した。

2. 線量率の計算条件

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の共通の計算条件を以下に示す。

(1) 線源

原子炉建屋、FHB 建屋及び CCP 建屋における黒鉛を含む放射性廃棄物の保管については、東海発電所廃止措置認可申請書に記載している。これに保管場所の構造、保管状況及びアクセスルートからの距離を併せて整理したものを表 1 に示す。

表 1 各建屋における黒鉛等の保管状況

| 建屋・保管場所 | | 保管量 (概算, ton) ()は黒鉛量 | 保管場所の構造, 保管状態 | アクセスルートからの距離 ^{※2} |
|--------------|--------------------|-----------------------------|--|----------------------------|
| 原子炉建屋 | 原子炉 | 約 1,600 (約 1,600) | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内に保管 黒鉛ブロックが拘束スリーブ及びカバープレートで円柱状に固定されている。 原子炉圧力容器内に可燃物はない。 | 100m |
| 燃料取扱建屋 (FHB) | 黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C1 バンカ) | 約 532 (約 532) | <ul style="list-style-type: none"> 1,200mm 厚さ (全域) の密閉型鉄筋コンクリートピット内に保管 ピットの一部は地面高さ (T.P. +8m) より低いレベルに位置する。 常時建屋換気を実施しており, 建屋内を負圧に管理している。 破砕した黒鉛 (黒鉛スリーブを破砕したもの) を直接に保管 黒鉛スリーブ貯蔵庫 (バンカ上部) 及びバンカ内に可燃物はなし。 | 88m |
| | 燃料スワラー貯蔵庫 (D バンカ) | 約 50 (0) | <ul style="list-style-type: none"> 750mm 厚さ以上の密閉型鉄筋コンクリートピット内に保管 ピットは地面高さ (T.P. +8m) より低いレベルに位置する。 常時建屋換気を実施しており, 建屋内を負圧に管理している。 細断した制御棒, スプリッタ, FE^{※1} グラブ及び FE ホースを保管 燃料スワラー貯蔵庫 (バンカ上部) 及びバンカ内に可燃物はなし。 | 76m |

| | | | | |
|---------------------|------------------------|------------------|--|-----|
| 燃料取扱建屋 (FHB) | 固体廃棄物貯蔵庫 (E バンカ) | 約 20 (0) | <ul style="list-style-type: none"> ・黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C1 バンカ) に隣接 ・300mm 厚さ以上の密閉型鉄筋コンクリートピット内に保管 ・常時建屋換気を実施しており、建屋内を負圧に管理している。 ・ピットの一部は地面高さ (T.P. +8m) より低いレベルに位置する。 ・細断した制御棒, スプリッタ, FE グラブ及び FE ホースを保管 ・固体廃棄物貯蔵庫 (バンカ上部) 及びバンカ内に可燃物はなし。 | 88m |
| 使用済燃料貯蔵池建屋 (CCP) | 黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C2 バンカ) | 約 288 (約 283) | <ul style="list-style-type: none"> ・1200mm 厚さの密閉型鉄筋コンクリートピット内に保管している。 ・ピット内には換気設備があり、ピット内を負圧に管理している。 ・ピットは地面高さ (T.P. +8m) より高いレベルに位置する。 ・破碎した黒鉛 (黒鉛スリーブを破碎したもの) を袋に小分け (最大約 400kg) にして保管 ・細断したシース, サポートビーム, シェアピンを保管 ・黒鉛スリーブ貯蔵庫 (バンカ上部) 及びバンカ内に可燃物はなし。 | 35m |
| | 燃料スプリッタ貯蔵庫 (H1 バンカ) | 約 90 (0) | <ul style="list-style-type: none"> ・1, 200mm 厚さの密閉型鉄筋コンクリートピット内に保管している。 ・ピット内には換気設備があり、ピット内を負圧に管理している。(ピット内換気設備あり) ・ピットは地面高さ (T.P. +8m) より高いレベルに位置する。 ・細断したスプリッタ等を保管 ・燃料スプリッタ貯蔵庫 (バンカ上部) 及びバンカ内に可燃物はなし。 | 46m |
| | 燃料スプリッタ貯蔵庫 (H2 バンカ) | 約 28 (0) | <ul style="list-style-type: none"> ・1, 200mm 厚さの密閉型鉄筋コンクリートピット内に保管している。 ・ピット内には換気設備があり、ピット内を負圧に管理している。 ・ピットは地面高さ (T.P. +8m) より高いレベルに位置する。 ・細断したスプリッタ等を保管 ・黒鉛スリーブ貯蔵庫 (バンカ上部) 及びバンカ内に可燃物はなし。 | 46m |
| | 燃料スプリッタ貯蔵庫 (H3 バンカ) | 約 25 (0) | <ul style="list-style-type: none"> ・1, 200mm 厚さの密閉型鉄筋コンクリートピット内に保管 ・ピット内には換気設備があり、ピット内を負圧に管理している。 ・ピットは地面高さ (T.P. +8m) より高いレベルに位置する。 ・細断したスプリッタ等を保管 ・黒鉛スリーブ貯蔵庫 (バンカ上部) 及びバンカ内に可燃物はなし。 | 23m |

※1 Fuel Element のこと。

※2 表中の数字は線量評価に用いた値。実際の距離よりも短い。(保守的評価のため)

表 1 に示す黒鉛の線源核種及び放射能は、東海発電所廃止措置計画認可申請書（平成 23 年度申請）の記載値のうち、ガンマ線放出核種として表 2 に示す核種を用いた。

表 2 黒鉛の線源核種及び放射能

| 核種 | 放射能 (Bq) |
|-------|----------|
| Mn54 | 8. 1E+7 |
| Co60 | 3. 1E+13 |
| I129 | 2. 2E+4 |
| Cs134 | 4. 0E+9 |
| Cs137 | 3. 8E+10 |
| Eu152 | 8. 2E+7 |
| Eu154 | 2. 3E+11 |

また、表 1 に示す燃料付属品及びその他の放射性廃棄物の線源核種及び放射能は、各保管物の物性値を用いて放射化した場合の放射エネルギーを算出した結果（東海発電所廃止措置計画認可申請書に記載あり）のうち、ガンマ線放出核種を用いた。

(2) 線源と評価点の位置関係

黒鉛及び放射性廃棄物（線源）、ガンマ線の飛程、及び線量率を算出する評価点の関係を図 1 に示す。

原子炉圧力容器内に貯蔵されている黒鉛及び使用済燃料貯蔵池建屋内の各バンカに保管されている黒鉛及び放射性廃棄物は、保管場所によって地上面からの高さが異なる（例：原子炉容器内の黒鉛は実際には地上 6m 程度の高さに保管されている）が、保守的に、評価点（地上 1m 高さ）と同じ高さにあるものとした。

原子炉圧力容器内に貯蔵されている黒鉛、使用済燃料取扱建屋の各バンカに保管されている黒鉛及び放射性廃棄物は、保管状態の中心部からガンマ線が放出されるとした。また、燃料取扱建屋の各バンカは地面高さ (T.P. +8m) より低いレベルにあるため、直接線は評価点に最も近い面から地中に放出されることとし、スカイシャイン線はバンカ中央上部から放出されることとした。(評価点までの距離が短くなり保守的評価となる。)

原子炉圧力容器内に保管されている黒鉛については、原子炉容器、一次及び二次生体遮蔽並びに原子炉建屋が全て損壊するという保守的な条件において、また、各建屋に保管される黒鉛、燃料付属品及びその他の放射性廃棄物については、コンクリート製の各バンカ及び建屋が損壊するという保守的な条件において、各建屋から最も近いアクセスルートまでの距離を保守的に設定し、評価点とした。

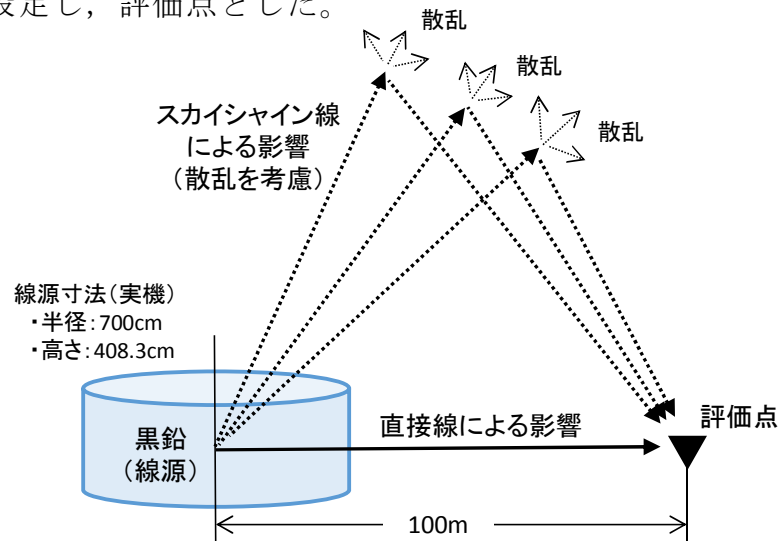


図1 黒鉛 (線源) と評価点の位置関係
 (原子炉圧力容器内に貯蔵されている黒鉛による線量評価モデルの例)

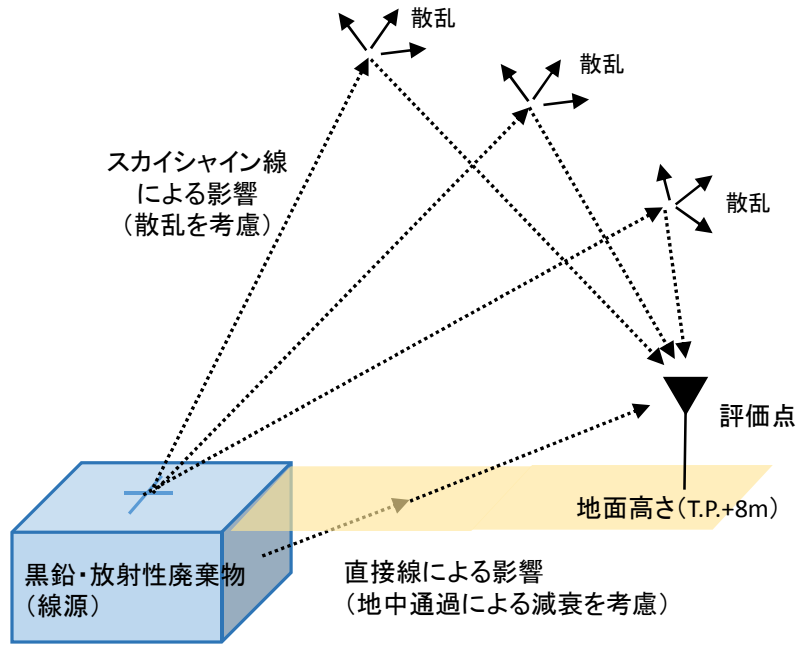


図2 黒鉛及び放射性固体廃棄物と評価点の位置関係
 (燃料取扱建屋のピットに保管されている黒鉛及び放射性廃棄物による線量評価の例)

(3) 計算コード

直接線による線量率は「3次元遮蔽計算プログラム Pre/GAM-D」を用いて計算した。また、スカイシャイン線による線量率は「散乱ガンマ線計算プログラム Pre/GAM-S」を用いて計算した。

3. 結論 (線量率の算出結果)

上記2. に示した保守的な条件における各建屋の損壊時における各アクセスルートの最短箇所における線量率の算出結果を表3に示す。いずれの線量率においても、東二の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影響を及ぼすものではない。

表 3 各建屋等が損壊した場合の
黒鉛及び放射性廃棄物によるアクセスルートへの線量影響

| 建屋・保管場所 | | 線量率（評価結果） | |
|-------------------------|-----------------------|-------------------------|------------------------------|
| | | 直接線 による影響 (mSv/h) | スカイシャイン線 による影響 (mSv/h) |
| 原子炉建屋 | 原子炉 | 0.02 | 0.005 |
| 燃料取扱建屋 (FHB) | 黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C1 バンカ) | < 0.01 ^{※3} | 0.01 ^{※3} |
| | 燃料スワラー貯蔵庫 (D バンカ) | | |
| | 固体廃棄物貯蔵庫 (E バンカ) | | |
| 使用済燃料貯 蔵池建屋 (CCP) | 黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C2 バンカ) | < 0.01 ^{※4} | < 0.01 ^{※4} |
| | 黒鉛スリーブ貯蔵庫 (H1 バンカ) | | |
| | 黒鉛スリーブ貯蔵庫 (H2 バンカ) | | |
| | 黒鉛スリーブ貯蔵庫 (H3 バンカ) | | |

※3 線量の算出にあたっては、燃料取扱建屋の壁が損壊して3つのバンカに保管してある黒鉛及び放射性廃棄物がアクセスルート上の1箇所（燃料取扱建屋から最も近い場所）に同時に線量影響を及ぼすという保守的な条件で算出した。

※4 線量の算出にあたっては、使用済燃料貯蔵池建屋の壁が損壊して4つのバンカに保管してある黒鉛及び放射性廃棄物がアクセスルート上の1箇所（使用済燃料貯蔵池建屋から最も近い場所）に同時に線量影響を及ぼすという保守的条件で算出した。

東海発電所に貯蔵中の黒鉛の火災による東二重大事故等対応への影響について

1. 概要

東海発電所の原子炉容器内部には、炉心を構成する黒鉛（30,000体、総重量約1,600t）が貯蔵されている。また、FHB建屋（黒鉛スリーブ貯蔵庫（C1バンカ）、総量約532t）及びCCP建屋（黒鉛スリーブ貯蔵庫（C2バンカ）、総量約283t）にも黒鉛が保管されている。仮に、黒鉛が大規模な火災によって放射性物質を大気中に放出すると、東二の重大事故等対応への影響が懸念される。

黒鉛の燃焼性に関しては、財団法人 原子力発電技術機構による研究「軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書」（平成11年度）において、黒鉛（ブロック状）が火災や金属ドロス^{※1}等によって黒鉛が局部的に加熱されて燃焼し大規模な火災に至る可能性の有無、また、粉じん状の黒鉛による粉じん爆発の発生の可能性について検討されている。本研究結果を踏まえて、黒鉛の燃焼性の観点から、東二重大事故等対応への影響について考察した。

※1 金属の熱加工時に、溶けた材料が溶融物となって付着したもの。
金属の溶融物であるため、発生時は約1,200℃と考えられる。

2. 黒鉛の燃焼性に関する検討

以下に、財団法人 原子力発電技術機構による黒鉛の燃焼性に関する研究結果の概要を示す。

(1) 黒鉛の燃焼が持続する条件 (Schweitzer の条件)

大規模な黒鉛火災が発生するには、黒鉛の燃焼が持続することが必要である。黒煙の燃焼が持続するためには、下記の①～⑤の全ての条件を満たすことが必要である。

- ① 黒鉛が 650°C 以上に加熱されること。
- ② 黒鉛自体の燃焼熱又は外部の熱源により 650°C 以上が維持されること。
- ③ 燃焼に必要な酸素（空気）が供給されること。
- ④ 黒鉛表面を過冷却（650°C 以下となる）することなく、燃焼生成物を除去可能なガス流量が確保されていること。
- ⑤ 酸素と黒鉛の配置が燃焼に適したものであること。

(2) 黒鉛の燃焼試験

黒鉛の着火及び燃焼の持続に必要な条件を調査するため、各状態を想定した以下の試験が実施されている。

a. 直接加熱試験

廃止措置工事等の工事作業による黒鉛の着火及び燃焼の持続性への影響を調査するため、鋼材溶断に用いるプラズマトーチ（火炎温度：約 5,000°C～約 10,000°C）を黒鉛に直接あてて、黒鉛の燃焼性を調査した。また、金属ドロスを黒鉛に滴下させ同様に燃焼性を調査した。

試験の結果、プラズマトーチによる過熱により黒鉛は白色発光するものの、着火及び自己発熱による燃焼の持続は見られなかった。また、黒鉛は、ドロスの滴下によって過熱して赤色化することもなく、着火及び自己発熱による燃焼の持続は見られなかった。

b. 間接加熱試験

原子炉容器内の火災による黒鉛の着火及び燃焼の持続性への影響を調査するため、原子炉容器の鋼材への影響が想定される雰囲気温度が約 1,500°Cである場合の黒鉛の燃焼性について調査を実施した。

調査の結果、雰囲気が約 1,500°Cであっても、黒鉛の着火及び自己発熱による燃焼の持続は見られなかった。

3. 黒鉛の粉じん爆発の発生可能性に関する検討

以下に、財団法人 原子力発電技術機構による黒鉛の粉じん爆発の発生に関する研究結果の概要を示す。

(1) 粉じん爆発が発生する条件 (Field の条件)

一般に粉じん爆発とは以下の過程で事象が進展する。

- (i) 粉じん粒子に熱エネルギーが与えられ、表面温度が上昇する。
- (ii) 粒子表面の分子が熱分解あるいは乾留作用を起こし、可燃性気体となって粒子の周囲に放出される。
- (iii) 放出された気体が空気と混合して爆発性混合気を生成し、着火して火炎を発生する。
- (iv) 発生した火炎により生じた熱により、さらに他の粉じんの分解を促進し、次々に可燃性気体が粒子の周囲に放出され、着火伝播する。

上記の事象の進展を踏まえて、粉じん爆発が発生するには、下記の a)～g)の全ての条件を満たすことが必要であるとされている。(Field の条件)

- a) 粉じんが可燃性であること。
- b) 粉じんが浮遊していること。

- c) 粉じん粒径は火炎伝播に適切な大きさであること。
- d) 粉じん濃度が爆発範囲内であること。(高過ぎ低過ぎでは発生しない)
- e) 着火に十分なエネルギーの点火源が浮遊粉じんと接していること。
- f) 雰囲気には十分な酸素を含むこと。
- g) 破壊的な爆発では、粉じんは密閉した空間に存在していること。

(2) 粉じん状黒鉛の爆発試験

廃止措置工事時における黒鉛取出し時または切断、破碎時に発生する粉じん黒鉛の爆発発生の可能性の有無について、以下の2つの試験が実施されている。なお、Field条件のc)より、火災伝播の観点からは、粉じん状黒鉛の粒径が小さいほど爆発が発生しやすいとされている。廃止措置工事で黒鉛を切断した際には、粉じん状黒鉛の粒径は $300\mu\text{m}$ 程度以下と考えられるが、以下の2つの試験では、保守的に、爆発発生しやすいと考えられる最も粒径が小さい粉じん状黒鉛($25\mu\text{m}$ 以下)を用いて行われている。

a. 最低着火エネルギーの測定

密閉環境における、粉じん状黒鉛が着火するために必要なエネルギーを実験により確認した。試験では、球形粉じん爆発容器内に投入した粉じん状黒鉛に、電氣的に着火エネルギーを与えて、粉じん爆発の発生有無について確認した。

試験の結果、粉じん状黒鉛の最小着火エネルギーは $1\text{kJ}\sim 2\text{kJ}$ であった。一般に 10J で爆発しないものを非爆発性とすることから、本試験の結果より、黒鉛は非常に大きな着火エネルギーを与えない限り爆発しないと評価される。なお、静電気や電気火花等の単発的な着火源は 10J 未満であることから、環境による偶発的な着火はないと考えられる。

b. 最低着火酸素濃度の測定

密閉環境における、粉じん状黒鉛が着火するために必要な酸素濃度を実験により確認した。試験では、ハートマン式装置^{*2}を用いて、粉じん状黒鉛を入れた燃焼容器に所定の濃度に調整した酸素富加空気を供給した状態で、一般的に爆発性の有無を判断する目安である 10J の着火エネルギーを与えた時における粉じん爆発の発生有無について確認した。

試験の結果、酸素濃度が 55%未満の空気では粉じん爆発は発生しないことを確認した。

注 2 内面を絶縁し圧縮空気を供給できる燃焼容器内部に、電氣的に着火エネルギーを与えることができる試験装置

4. 東海発電所の黒鉛による大規模な火災発生の可能性

上記 2. 及び 3. の検討結果を踏まえて、東海発電所の廃止措置期間中（解体工事中）における黒鉛燃焼に係る環境条件と黒鉛の着火及び燃焼性に関する評価を表 1 に、黒鉛の粉じん爆発に関する評価を表 2 に整理した。

表 1 に整理した結果のとおり、解体工事等の作業及び何らかの原子炉容器内またはピット内で火災が発生した場合においても、黒鉛が着火することはない（表 1 の①）、仮に、着火した場合でも、黒鉛の燃焼が持続すると考えられる 650℃を維持することはない（表 1 の②）と評価される。また、原子炉容器は隔離された状態であることから、黒鉛が燃焼しても十分な酸素は供給されない。（表 1 の③）

また、表 2 に整理した結果のとおり、黒鉛は粉じん状でも着火せず（表 2 の a）、さらに、一般的な着火エネルギーを与えた場合において粉じん爆発が発生する環境条件は、空気中に 55%以上の酸素濃度を必要とすることから、

現状の原子炉容器内の環境及び今後の廃止措置工事期間中においても、存在しえない環境である（表 2 の f）。

以上より、黒鉛の火災は発生せず、また、黒鉛の粉じん爆発も発生しない。仮に、火災が発生した場合でも、他の施設での火災と同様の対応を行うことにより、東二の重大事故等対応及び重大事故等対処設備へのアクセスルートに影響を及ぼさない。

表 1 黒鉛燃焼に係る環境条件と燃焼性に関する評価結果

注 1) 東海発電所の黒鉛の設置場所（原子炉容器内、各建屋のバンカ内）の環境条件と評価結果を、2. (1)黒鉛の燃焼が持続する条件（Schweitzer の条件）の①～⑤の各項目について整理した。

注 2) 評価結果の判定欄の凡例・・・「○」条件に合致する、「×」条件に合致しない、「－」評価できない

注 3) 評価結果の記載欄の凡例・・・「共通」原子炉圧力容器内及び各バンカ内に保管されている黒鉛に共通した評価結果

・・・「原子炉圧力容器内」原子炉圧力容器内に貯蔵した黒鉛に係る評価結果

・・・「バンカ内」バンカ内に保管された黒鉛に係る評価結果

| (注 1) 項目 | 環境条件 | 評価結果 ^(注 2, 注 3) | |
|-------------|---|---|---|
| ① | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器，その他の炉内構造物解体を溶断する場合には，切断用トーチや金属ドロスが 650℃を超える可能性がある。 | <ul style="list-style-type: none"> 左記理由のとおり，廃止措置工事等の作業において，黒鉛が局所的に 650℃を超える可能性があると考えられる。 【共通】 | ○ |
| ② | <ul style="list-style-type: none"> 黒鉛の着火以降に，黒鉛の燃焼熱の維持に関する知見はない。 | <ul style="list-style-type: none"> 上記 2. (2)a 直接加熱試験により，黒鉛は燃焼が持続しないことを確認した。故に，黒鉛の燃焼熱は維持されないと考えられる。 【共通】 | × |
| ③ | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内に貯蔵されている黒鉛は，その中心部が筒状に空洞がある*ため，燃焼に必要な酸素が供給される形状であるが，酸素は換気流又は自然循環によって供給されるのみである。 *運転時には燃料が装荷されていた部位（チャンネル構造） 原子炉及び原子炉一次系は蒸気発生器の手前で出入口ともに閉止されており，隔離状態にあるため，隔離範囲外から酸素が供給されることはない。 | <ul style="list-style-type: none"> 左記理由により，仮に，黒鉛の燃焼が発生しても，黒鉛に供給される空気は換気流程度のみであり，黒鉛火災が発生した事例のような強制循環*¹ではない。故に，黒鉛の燃焼に必要な酸素は十分には供給されないと考えられる。 【原子炉圧力容器内】 | × |

| | | | |
|---|---|---|---|
| ③ | <ul style="list-style-type: none"> 各バンカ内に保管されている黒鉛は粉碎された状態であるため、燃焼に必要な酸素を供給されやすい状態にあるが、酸素はバンカ内の換気流及び自然循環のみで供給されるのみである。 | <ul style="list-style-type: none"> 左記理由により、仮に、黒鉛の燃焼が発生しても、黒鉛に供給される空気は換気流程度のみであり、黒鉛火災が発生した事例のような強制循環^{※1}ではない。故に、黒鉛の燃焼に必要な酸素は十分には供給されないと考えられる。 <p style="text-align: right;">【バンカ内】</p> | × |
| ④ | (上記③の環境条件と同様) | <ul style="list-style-type: none"> 本項目は評価できず (原子炉及び一次系、また、各バンカ内が隔離された状態における空気の換気量が不明なため) <p style="text-align: right;">【共通】</p> | — |
| ⑤ | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内に貯蔵している黒鉛はチャンネル構造である。 | <ul style="list-style-type: none"> チャンネル構造であるため、原子炉容器内に酸素が十分量存在するのであれば、酸素は効果的に黒鉛に供給されると考えられる。 <p style="text-align: right;">【原子炉圧力容器内】</p> | ○ |
| | <ul style="list-style-type: none"> 各バンカ内に保管している黒鉛は粉碎された状態である。 | <ul style="list-style-type: none"> 粉碎された黒鉛は表面積が増加しているため、バンカ内に酸素が十分量存在するのであれば、酸素は効果的に黒鉛に供給されると考えられる。 <p style="text-align: right;">【バンカ内】</p> | ○ |

※1 本添付3の(参考)「黒鉛炉による黒鉛燃焼事故の事例」を参照

表2 粉じん状黒鉛の爆発に係る環境条件と爆発性に関する評価結果

注1) 東海発電所の黒鉛の設置場所（原子炉容器内）の環境条件と爆発性に関する評価結果を、3.(1)粉じん爆発が発生する条件（Fieldの条件）のa)～g)の各項目について整理した。

注2) 評価結果の判定欄の凡例

…「○」条件に合致する, 「△」条件によっては合致する可能性がある。「×」条件に合致しない, 「－」評価できない

注3) 評価結果の記載欄の凡例

…「共通」原子炉压力容器内及び各バンカ内に保管されている黒鉛に共通した評価結果
 …「原子炉压力容器内」原子炉容器内に貯蔵した黒鉛に係る評価結果
 …「バンカ内」バンカ内に保管された黒鉛に係る評価結果

| (注1) 項目 | 環境条件 | 評価結果 ^(注2) | |
|------------|---|--|---|
| a | <ul style="list-style-type: none"> 黒鉛は、原子炉容器内及び各バンカ内に保管中（物性変化しない）。 | <ul style="list-style-type: none"> 2.(2)a 直接加熱試験の結果より、黒鉛は着火せず、燃焼の持続性もないことから、可燃性ではない。 【共通】 | × |
| b | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器内に貯蔵されている黒鉛は、固定されており、浮遊しない。 | <ul style="list-style-type: none"> 仮に、地震等によって原子炉容器内の黒鉛の固定が外れ、また、原子炉容器の一部損壊等が発生した場合には、黒鉛が原子炉压力容器内または原子炉压力容器外に浮遊する可能性がある。 【原子炉压力容器内】 | △ |
| | <ul style="list-style-type: none"> 各バンカ内に保管されている黒鉛は、破碎されていることから、バンカ内の空気流動によっては浮遊する可能性がある。 | <ul style="list-style-type: none"> 仮に、地震等によってバンカが損壊した場合には、空気流動等によって黒鉛がバンカ外に浮遊する可能性がある。 【バンカ内】 | ○ |
| c | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器内に貯蔵されている黒鉛は、ブロック状にて固定されている。 各バンカ内に保管されている黒鉛は粉碎されている。 | <ul style="list-style-type: none"> 破碎した黒鉛の粒径は不明である。 廃止措置工事において、黒鉛を切断した場合、切断した黒鉛の寸法（粒径）を現場で確認することは困難であるため、実際の切断後の粒径分布が火災伝播の観点から問題ないか否定はできない。 【共通】 | － |

| | | | |
|---|--|--|---|
| d | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内に貯蔵されている黒鉛が粉じんとして、原子炉圧力容器内に飛散する可能性は低い。 各バンカ内に保管されている黒鉛が粉じんとして建屋内あるいは建屋外に飛散する可能性は低い。 | <ul style="list-style-type: none"> 仮に、地震等によって原子炉構造物等が黒鉛に接触した場合、また、各バンカ内の黒鉛が他の黒鉛や廃棄物と接触した場合には、黒鉛が粉じんとなって飛散する可能性がある。粉じん量（濃度）によっては、爆発濃度範囲に入る可能性がある。 <p style="text-align: right;">【共通】</p> | △ |
| e | <ul style="list-style-type: none"> 廃止措置工事等において、切断トーチ、金属ドロスによって黒鉛が加熱される場合がある。 | <ul style="list-style-type: none"> 3(2)a. 最低着火エネルギーの測定において、粉じん状黒鉛(25μm以下)の爆発の発生には1kJ~2kJの非常に大きなエネルギーが必要であることを確認した。これより、環境条件による単発的なエネルギー(静電気や電気火花等)では爆発は起こりえないと評価されるが、廃止措置工事(解体工程)では、十分なエネルギーの着火源が与えられる可能性は否定できない。 <p style="text-align: right;">【共通】</p> | △ |
| f | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内及び各バンカ内には空気が充満している。 | <ul style="list-style-type: none"> 3.(2)b 最低着火酸素濃度の測定により、粉じん状黒鉛が爆発するには、酸素濃度55%以上の空気が必要であることを確認した。 現状の原子炉容器の隔離状態及び今後の廃止措置工事中における原子炉容器内は通常空気(酸素濃度21%)であるため、粉じん爆発する環境にはならない。 <p style="text-align: right;">【共通】</p> | × |
| g | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内及び各バンカ内に貯蔵されている黒鉛は隔離されている。 | <ul style="list-style-type: none"> 仮に、損壊した原子炉容器等が黒鉛に接触した場合、また、各バンカが損壊した場合には、原子炉容器または各バンカの密閉性は既になくなっている。 一方、廃止措置工事において原子炉内構造物及び各バンカでの黒鉛に係る作業を実施した場合に、粉じんが発生する可能性があり、その作業後に作業アクセスルートを開止すると、密閉性が確保される。 | △ |

(参考)

黒鉛炉による黒鉛燃焼事故の事例

黒鉛炉による黒鉛火災の事例として、ウィンズケール発電所事故及びチェルノブイリ発電所事故が挙げられる。上記 2. (1) 黒鉛の燃焼が持続する条件 (Schweitzer の条件) における①～⑤の条件に対応する各事例の状況を、表 2 に整理^{*}した。

東海発電所は、原子炉内に燃料がない (全燃料を搬出済み) ため、2 発電所のように黒鉛に継続的に熱を供給する外部熱源がなく、また、原子炉及び一次系が隔離されていることから、燃焼に必要な十分な酸素は供給されない。以上より、東海発電所において 2 発電所の事故と同様の事故が発生することはない。

※財団法人 原子力発電技術機構「軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書」(平成 11 年度) より抜粋 (一部追記した)

表3 ウィンズケール発電所事故とチェルノブイリ発電所事故に関する黒鉛燃焼条件に関する整理

| | ウィンズケール発電所事故 (1957年発生, 英国) | チェルノブイリ発電所事故 (1986年発生, ソビエト連邦) |
|------|---|---|
| 事象概要 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 運転中の炉心局部の熱分布異常 (燃料温度の急激な上昇) ・ 消火のため冷却用空気を供給 (逆に燃焼を助長→一部燃料が異常燃焼) ・ 空気供給停止により燃焼低下 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 低出力運転時における試験時の操作手順違反 ・ 試験条件 (プラント出力制御) 確保のため, 炉心内制御棒を抜いた状態 (反応度操作余裕が著しく少ない状態) で試験を開始 ・ 試験開始後に, 原子炉熱出力及び蒸気圧が急激に上昇し, 原子炉爆発。 |
| ① | <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料の異常燃焼により, 黒鉛は 1,190°C を超えた。 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃焼の異常燃焼により, 黒鉛は 800°C ~ 1,500°C と推定される。 |
| | <p>【東海発電所における評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 切断用トーチまたは高温のドロスにより, 短時間, 局部的には黒鉛が 650°C 以上になる可能性がある。 | |
| ② | <ul style="list-style-type: none"> ・ ウィグナーエネルギー^(注3)及び燃料の崩壊熱により, 黒鉛の温度が維持された。 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 飛散した燃料ペレットからの入熱により, 黒鉛の温度が維持された。 |
| | <p>【東海発電所における評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部熱源による長時間の温度維持は生じない。 ・ 東海発電所の黒鉛 (レストレイントブロック) は, ウィグナーエネルギーによる影響を考慮した形状 (燃料及び冷却材が通過する領域を円筒形状にする等) としている。 | |
| ③ | <ul style="list-style-type: none"> ・ 事故期間中, 原子炉内の強制空気循環が行われ, 十分に空気が供給された。 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心の上部構造物の破損に起因した煙突効果により, 自然循環が発生し, 空気の供給が維持された。 |
| | <p>【東海発電所における評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心は黒鉛チャンネル構造であるが, 仮に, 黒鉛が着火しても原子炉が隔離されているため自然循環は起こらず, 換気流程度の不十分な空気供給のみと考えられる。 | |
| ④ | <ul style="list-style-type: none"> ・ 空気循環により, 過冷却せずに燃焼生成物が除去された。 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 空気の自然循環により, 燃焼生成物は容易に除去された。 |
| | <p>【東海発電所における評価】</p> <p>(原子炉及び一次系が隔離された状態における空気の換気量が不明なため, 本項目は評価できず)</p> | |

| | | |
|--|--|---|
| ⑤ | <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の黒鉛チャンネルが適切な配置を与えた。 | <ul style="list-style-type: none"> ・炉心が黒鉛チャンネル構造であることに加え，上下構造物の破損により適切な配置となった。 |
| <p style="text-align: center;">【東海発電所における評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心は黒鉛チャンネル構造であるため，配置上は適切（燃焼に必要な酸素を供給しやすい配置）である。 | | |

(注 3) 燃料からの中性子照射により黒鉛内部にエネルギーが蓄積され，そのエネルギーの放出に伴って周囲の温度が増加する。本事例では，このエネルギーにより黒鉛の温度低下が抑制されたと考えられる。

東海発電所 生体遮へい冷却系統の高性能粒子フィルタの破損による線量影響について

1. 概要

東海発電所は廃止措置中であり全ての核燃料は搬出済みであるが、原子炉内構造物の解体は未着手であり、今後、廃止措置工事において解体される。

本章では、東海発電所廃止措置計画認可申請書（平成 23 年度申請）の記載を基に、東二重大事故等の条件を考慮して、廃止措置工事における屋外に線量影響を生じる可能性がある事象を、選定し、この事象が発生した場合におけるアクセスルート上にいる災害対策要員の被ばく線量（内部被ばく線量）を評価することにより、東二の重大事故等対応への影響について検討した。

2. 想定する事象

(1) 事象の抽出

東海発電所の事故等により東二を含む周囲に線量影響を生じる可能性がある事象については、東海発電所廃止措置計画認可申請書にて記載されている。本項では、同申請書に記載されている抽出及び検討条件に加えてさらに保守的な条件を設定して災害対策要員の被ばく量の算出条件の考え方を示す。

- ・同申請書には、東海発電所の事故による放射性物質の放出源となる汚染機器は、最も放射能レベルの高い原子炉内構造物とともに、放射性物質（粉じん）の補足量が最も多いフィルタとして、原子炉建屋内の生体遮

へい冷却空気系統の高性能粒子フィルタが選定されており、本算出においてもこれと同様の事象を選定する。

- ・同申請書には、原子炉内構造物を放出源とする放射性物質（粉じん）の放出事象として、「炉内構造物切断片の破損」、「炉内構造物切断片の異常切断」、「局所換気系の停止」、「局所換気系の弁の誤開」が想定されている。しかし、これらの事象は、東海発電所の原子炉建屋内での線量影響は想定されるものの、東二の重大事故等対応への影響は間接的（高性能粒子フィルタを含む空気冷却系統から放出）であるため、高性能粒子フィルタからの放射性物質（粉じん）と比較すると影響が小さいと考えられるため、同申請書において代表事象とはしておらず、本算出においても同様の考えとする。
- ・同申請書には、高性能粒子フィルタに蓄積した放射性物質（粉じん）を放出源とする放射性物質（粉じん）の放出事象として、「高性能フィルタの破損」及び「高性能粒子フィルタの火災／爆発」が想定されている。高性能粒子フィルタは、原子炉建屋内（一次・二次生体遮へい壁の外側）に設置されている。同申請書では、東海発電所の原子炉建屋は、原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可において耐震設計が考慮されているため地震による建屋への影響はないとしているが、本算出にあたっては、東二の基準地震動 S_s が東海発電所に影響することを想定するため、原子炉建屋が損壊することを前提とする。原子炉建屋が損壊した状態においては、2つの事象ともに放射性物質（粉じん）は原子炉建屋外に放出される同一の挙動となることから、代表として「高性能粒子フィルタの損壊」を想定事象とする。

以上より、東海発電所の事故等により東二を含む周囲に線量影響を生じる可能性がある事象として、生体遮へい冷却空気系統の高性能粒子フィルタに放射性物質（粉じん）が最大限蓄積した状態で、高性能粒子フィルタが何らかの理由で破損し、放射性物質（粉じん）が原子炉建屋外のアクセスルートに拡散（移行）する事象を選定する。

(2) 災害対策要員の被ばく量の算出条件

放射性物質（粉じん）の飛散による災害対策要員の被ばく量の算出にあたっては、最も保守的な条件として、廃止措置工事計画認可申請書の記載内容とそれに加えた以下の事象が発生すると設定した。

- ・放射性物質（粉じん）は、2系列ある生体遮へい空気冷却系の2基の高性能粒子フィルタに捕捉可能な最大量が捕捉される。
- ・上記状態の2基の高性能粒子フィルタが、何らかの原因で落下して破損し、排気筒から全量の放射性物質（粉じん）が飛散する。
- ・飛散した放射性物質（粉じん）が、東海発電所の原子炉建屋から最も近いアクセスルート（1か所）に拡散する。アクセスルート上にいる防塵マスクをつけていない災害対策要員が体内に取り込むことで被ばくする。

2. 被ばく線量の算出条件

(1) 線源と評価点の位置関係

原子炉建屋から放出される放射性物質（粉じん）が、評価点である東海発電所の原子炉建屋から最も近いアクセスルート（原子炉建屋の放出箇所からの距離は100m）に拡散することとし、災害対策要員が呼吸により放射性物質（粉じん）を体内に取り込むと設定した。実際には、原子炉建屋が

損傷あるいは倒壊しない限りは、放射性物質（粉じん）の放出は、排気筒（筒頂部は T.P. 80.2m）であり評価点までの距離はさらに長くなるため、放射性物質（粉じん）は広く拡散するが、本計算に際しては、保守的に評価点と同じ高さにあるものとした。

(2) 線源

1 系統の高性能粒子フィルタに付着した放射性物質（粉じん）は、表 1 に示すとおり、東海発電所廃止措置計画認可申請書（平成 23 年度申請）に記載した 19 核種を用いた。

表 1 2 基の高性能粒子フィルタから放出される線源核種及び放射能

| 核種 | 放射能 (Bq) |
|-------|----------|
| H3 | 7.7E+09 |
| C14 | 2.7E+09 |
| C136 | 2.8E+06 |
| Ca41 | 1.1E+03 |
| Mn54 | 4.9E+05 |
| Fe55 | 2.7E+11 |
| Ni59 | 3.0E+08 |
| Co60 | 1.0E+11 |
| Ni63 | 3.5E+10 |
| Sr90 | 3.3E+04 |
| Nb94 | 5.6E+05 |
| Tc99 | 3.1E+04 |
| I129 | 2.0E-02 |
| Cs134 | 3.0E+05 |
| Cs137 | 4.0E+04 |
| Eu152 | 1.6E+08 |
| Eu154 | 2.1E+07 |
| Pu241 | 9.8E+02 |

(3) 計算要領

上記表 1 の各核種について、呼吸率を踏まえて体内に取り込まれる量から内部被ばく量を算出した。なお、東海発電所廃止措置工事計画認可申請書において、高性能粒子フィルタの破損による放射性物質（粉じん）の飛散する事象において、屋外の一般公衆の被ばくは、内部被ばく量が支配的であることから、本章では、内部被ばく量を算出する。

3. 結論（線量率の算出結果）

廃止措置工事において、原子炉内構造物を切断処理する際に発生する放射性物質（粉じん）を捕捉した高性能粒子フィルタが、仮に破損して放射性物質（粉じん）が原子炉建屋から屋外に飛散して、アクセスルート上にいる災害対策要員が体内に取り込んだ場合、被ばく量は約5.6mSvと評価される。なお、防塵マスクを装着した場合には、被ばく量は0.12mSvとなる。

保守的な条件においても被ばく量は十分に低いレベルであることから、東二の重大事故等の対応を優先することが可能である。

東海発電所への引継ぎ事項の整理

東海第二発電所設置変更許可申請の審査において東海発電所への引継ぎが必要な事項として整理された項目は、下表の通りである。

これらの項目については、東海発電所の廃止措置計画の変更あるいは保安規定の変更が必要と判断している。

廃止措置計画の変更については、審査内容を反映した上で準備が整い次第実施し、必要な工事は東海第二発電所の設置変更許可の運用開始までに完了することとする。保安規定の変更については、東海第二発電所の保安規定変更認可申請の時期に併せて手続きを開始し、運用については東海第二発電所の運用開始時期と同時とする。

| 項目 | 概要 | 廃止措置計画及び保安規定の変更該当箇所(事業者の考え) | 東二関連条文 |
|---------------|--|--|------------------|
| ①排気筒短尺化 | 東海発電所の排気筒損壊時にアクセスルートへの影響防止するため、排気筒短尺化を行う。 | 排気筒短尺化は、 廃止措置計画 の「五 廃止措置対象のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法」における工事に該当 | 技術的能力審査基準 1.0 |
| ②竜巻飛来物管理 | 東海発電所の物品等が竜巻発生時に飛来物として東海第二へ影響を及ぼすことを防止するため、飛来物管理を行う。 | 解体工事中における飛来物管理を含めた隣接プラントへの影響を及ぼさない運用は 保安規定 の「 廃止措置管理 」に該当 | 設置許可基準規則 6条 |
| ③緊急時対策所 | 東海第二発電所の重大事故等発生時に東海発電所が同時発災(重大事故ではない火災等)を想定し、緊急時対策所を東海第二と共用する。 | 廃止措置工事中の対応として緊急時対策所を使用することは、 廃止措置計画 の「五 廃止措置対象のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法」における廃止措置の実施にあたっての基本方針に該当 | 設置許可基準規則 61条 |
| ④サービス建屋減築 | 東海発電所のサービス建屋損壊時にアクセスルートへの影響防止するため、サービス建屋の一部減築を行う。 | サービス建屋の部分的な減築は、 廃止措置計画 の「五 廃止措置対象のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法」における工事に該当 | 技術的能力審査基準 1.0 |
| ⑤車両退避管理 | 竜巻発生時に車両が飛来物として東海第二発電所へ影響を及ぼすことを防止するため、車両退避管理を行う。 | 解体工事中における飛来物管理を含めた隣接プラントへの影響を及ぼさない運用は 保安規定 の「 廃止措置管理 」に該当 | 設置許可基準規則 6条 |
| ⑥東海第二の敷地図変更 | 緊急時対策所の利用のため、当社が隣接事業所より権利を取得する土地を敷地に追加する。 | 敷地は、 廃止措置計画 の「四 廃止措置対象施設及びその敷地」における敷地に該当 | 実用炉規則 第2.3条 |
| ⑦取水路・放水路の一部閉鎖 | 防潮堤の下部に存在する東海の取水路・放水路からの津波浸水を防止するため閉塞する。 | 取水路・放水路を部分的に閉塞させても東海発電所の希釈水の取水・放流系統は残存するため、希釈取水・放流機能に影響を与えないことから、特段対応不要 | 設置許可基準規則 5条 |
| ⑧放射性廃棄物管理 | 廃止措置における放射性廃棄物によるアクセスルートに影響を及ぼすことを防止するため、運用管理を行う。 | 廃止措置における放射性廃棄物によるアクセスルートに影響を及ぼさない運用は 保安規定 の「 廃止措置管理 」に該当 | 技術的能力審査基準 1.0 |

東海発電所の廃止措置の影響に対する基本的な方針

基本的な方針

東海発電所の廃止措置段階における工事等により、東海第二発電所の重大事故等対応に影響を及ぼさないように東海発電所の廃止措置計画、保安規定に運用の基本方針を記載し、下部のQMS規程に具体的な手順等を定め、運用管理を行っていく。

(個別の審査項目毎の例)

竜巻飛来物への対応

・東海第二発電所に影響を及ぼす可能性のある飛来物の発生を防止するため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。

アクセスルートへの影響

・東二重大事故等対応に影響を与えないためには、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。

・廃止措置中である東海発電所の廃止措置関連工事の実施に当たっては、東海第二発電所の重大事故等対応に必要な可搬型設備の保管場所及び屋外アクセスルートに影響を及ぼさないよう工事を実施し、運用管理を原子炉施設保安規定に規定し、QMS規程に基づき実施する。

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。評価に用いる貯蔵建屋寸法等を第1-1図に示す。

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）」（以下「国交省解説」という。）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）（国交省解説において推奨される最大値）

h ：設計浸水深（m）（敷地遡上津波評価値に余裕を考慮した値（長壁において4m，短壁において6m））

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) (1,030 kg/m³)

g : 重力加速度 (m/s²) (9.80665 m/s²)

β : 開口割合 (給排気口面積の壁面の面積に対する割合)

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

$$\begin{aligned} \text{開口割合 (1階面)} &: \text{給気開口面積} / \text{長壁面積} \\ &= \square \text{ m}^2 / (\square \text{ m}^{*1} \times \square \text{ m}^{*1}) \\ &= 0.2026 \rightarrow \beta \text{ (1階面)} = 0.20 \text{ とする} \end{aligned}$$

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

$$\begin{aligned} \text{開口割合 (2階面)} &: \text{排気開口面積} / \text{長壁面積} \\ &= \square \text{ m}^2 / (\square \text{ m}^{*1} \times \square \text{ m}^{*1}) \\ &= 0.1218 \rightarrow \beta \text{ (2階面)} = 0.12 \text{ とする} \end{aligned}$$

F_2 : 貯蔵建屋外部からの漂流物衝突荷重 (kN) ($0.1 \times 50 \text{ t}^{*2} \times g \times V = 490 \text{ kN}$)

V : 津波流速 (m/s) (10 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の重量に余裕を考慮した値

* 3 : 敷地遡上津波評価値に余裕を考慮した値

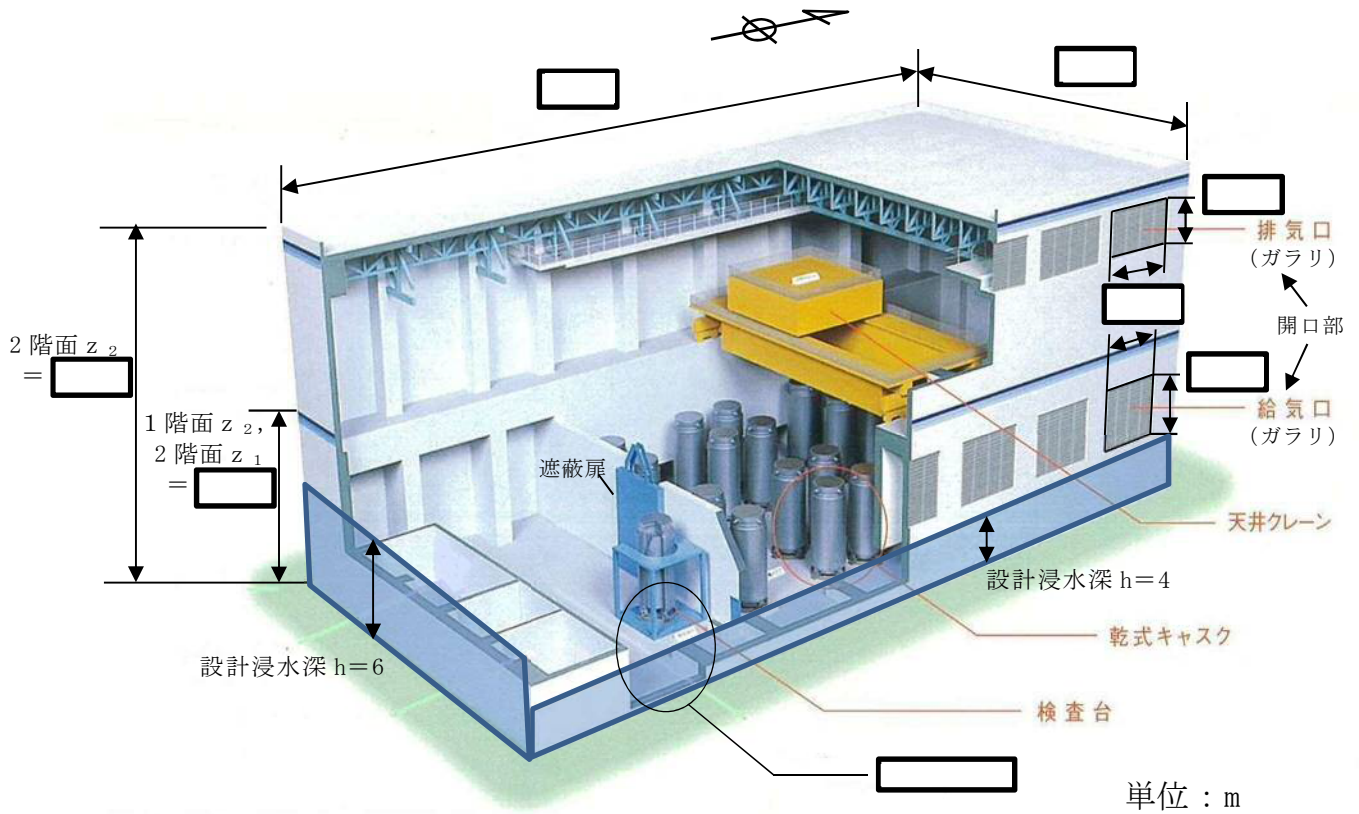
上記Qを貯蔵建屋壁面の保有水平せん断耐力と比較した結果, 第1-1表のとおり裕度が1を超えており, 長壁も短壁も倒壊しない。

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 | 6 | 10.1 | | |
| | 1階面 | 6 | 43.0 | | |
| 長壁 | 2階面 | 4 | 2.0 | | |
| | 1階面 | 4 | 31.8 | | |

* 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



第 1-1 図 貯蔵建屋寸法等

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

敷地遡上津波については、解析の結果、給気口がある貯蔵建屋長壁面の最大浸水深は敷地遡上津波評価値に余裕を考慮しても4mであり、地上4.6mの高さに設けられた給気口からは浸水しないと考えられるものの、大物搬入口扉と床面の隙間等から貯蔵建屋内に浸入する可能性がある。貯蔵建屋内に浸水した後は、敷地遡上津波の貯蔵建屋外壁における津波流速以上の速度にはならないと考えられるが、貯蔵建屋外側から内側への方向における敷地遡上津波の速度としては、貯蔵建屋外壁における速度にて貯蔵建屋内での漂流物の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、津波が直接衝突する、外面に設置された大物搬入口扉、出入口扉、ガラリ（給気口）、また、貯蔵建屋内に浸入後は遮蔽扉、検査台、放射線エリアモニタ等が考えられる。このうち、重量が大きく衝突した場合の影響が大きいものとして、①大物搬入口扉、②遮蔽扉及び③ガラリ（給気口）を選定した*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6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：出入口扉、検査台、放射線エリアモニタ等は比較的軽量又は床等に固定されていることから、貯蔵建屋内の漂流物とはなりにくい衝突時の影響が小さいと考えられる。

【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。

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

F : 貯蔵建屋内で発生する漂流物衝突荷重 $F = 0.1 \times W \times g \times V \times 10^{-6}$ (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) (10m/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 : m^2

a : 二次蓋ボルト中心半径 : m

h : 二次蓋厚さ : m

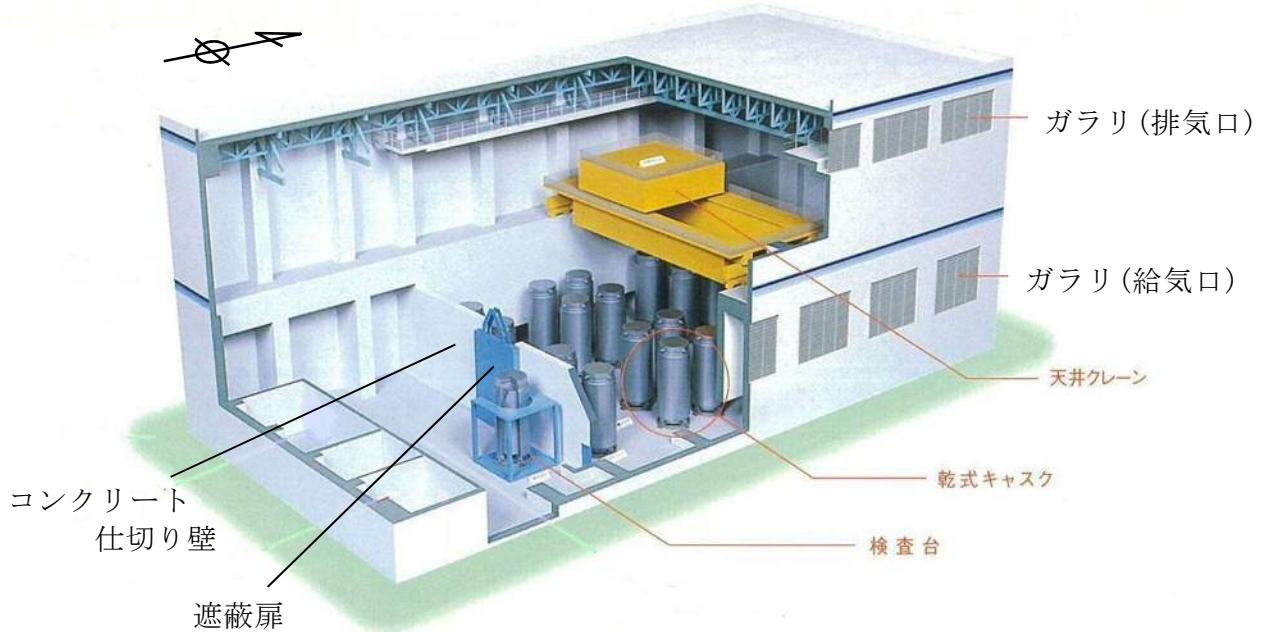
* 2 : 敷地遡上津波評価値に余裕を考慮した値

一方、二次蓋の許容応力は、密封シール部以外よりも許容応力が保守的な密封シール部の MPa (一次膜+一次曲げ応力強さ) を適用する。

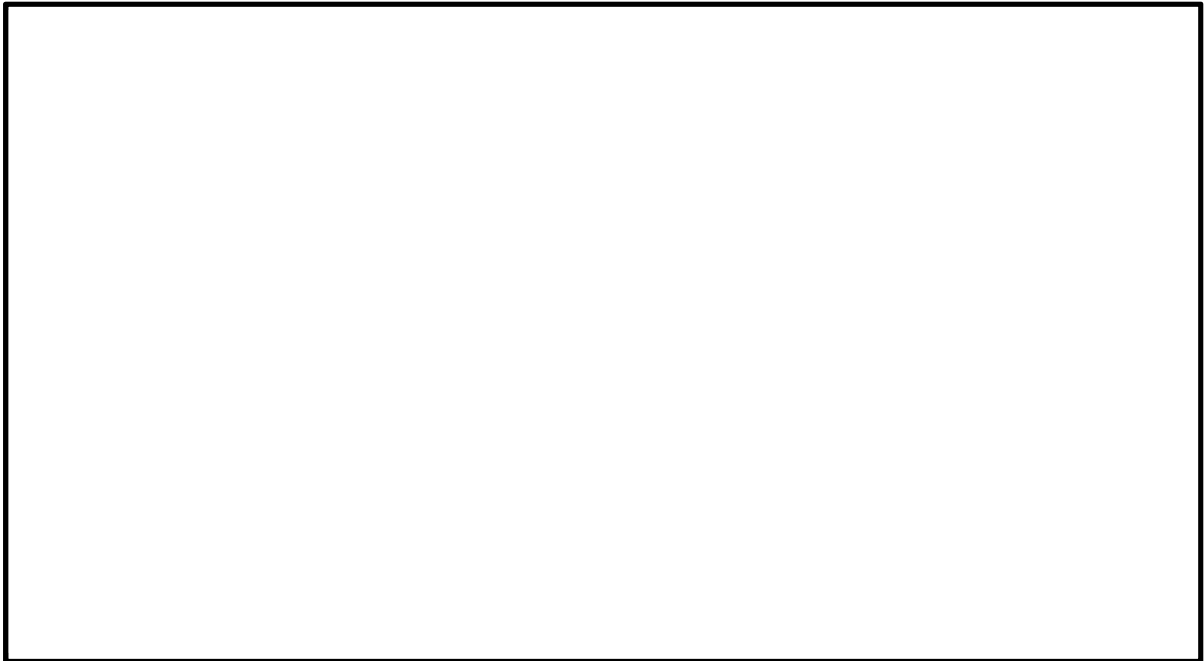
評価結果を第2-1表に示す。貯蔵容器の二次蓋に漂流物が衝突した場合の発生応力はいずれの漂流物も許容応力を十分下回っていることから、貯蔵容器の安全機能に影響はない。

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 | 0.3 | □ |
| ② 遮蔽扉 | 40 | 1.3 | |
| ③ ガラリ (給気口) | 0.81 | 0.1 | |
| 合計 (①~③) | 48 | 1.7 | |



第 2-1 図 貯蔵建屋鳥瞰図



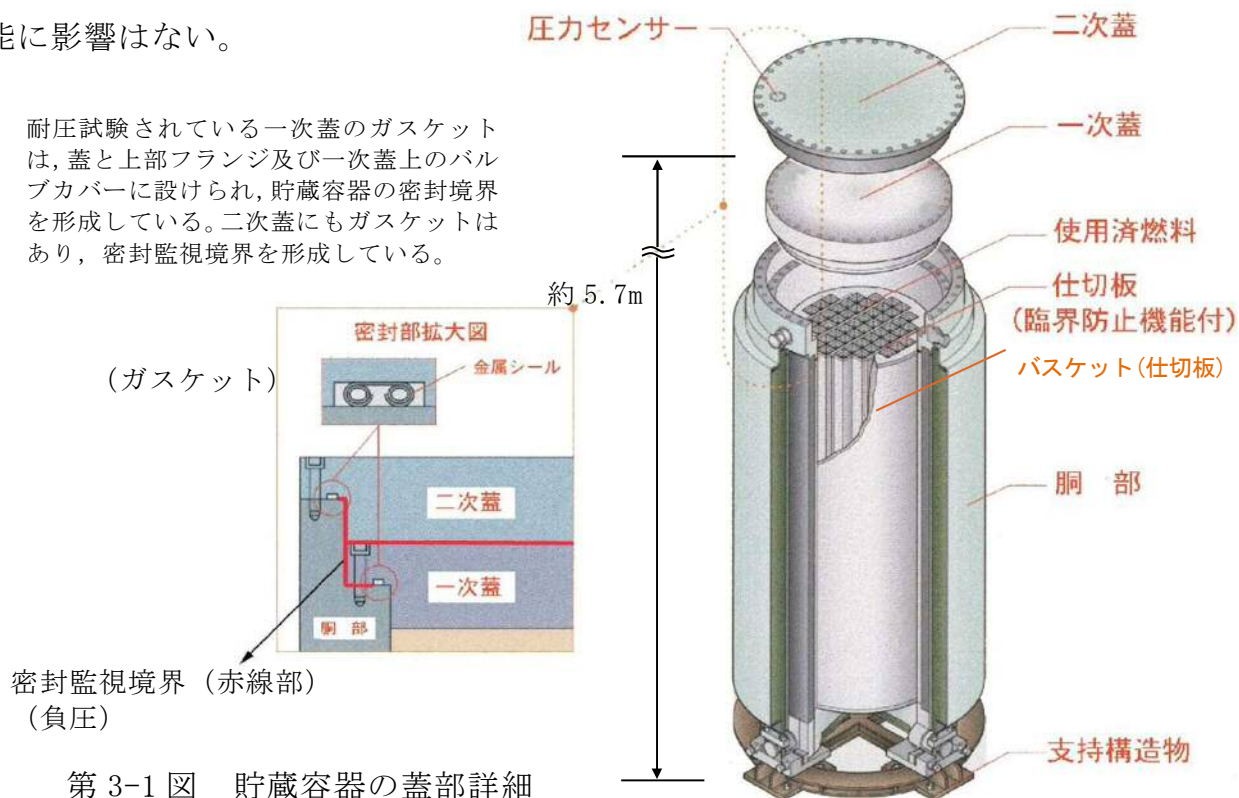
第 2-2 図 貯蔵建屋 1 階床面図

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。

敷地遡上津波評価値に余裕を考慮した、貯蔵建屋短壁の設計浸水深6mの遡上津波が貯蔵建屋内へ浸入し、床面から6mの高さに水面を形成する場合、貯蔵容器は高さ約5.7mであるため、水没する。

貯蔵容器は、最高使用圧力1.0MPaとして内圧を高め1次蓋の耐圧試験を行い、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。水没の場合は外圧のほうが高い状態だが、ガスケットにかかる応力は円周方向に垂直であることは同じであり、耐圧試験結果が適用できると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。



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

給気口がある貯蔵建屋長壁面における最高浸水深は、敷地遡上津波評価値に余裕を考慮しても4mであり、給気口下端高さ4.6mより低いことから、津波は大物搬入口と床面の隙間等からゆっくりと浸水するものと考えられる。したがって、貯蔵建屋の内側から外側へ向かう方向の水の速度はほとんどないものと考えられ、貯蔵建屋で敷地遡上津波によって損壊し漂流物となった扉等の部材が外部へ流出する可能性としては、引き波によるものが考えられる。

襲来する津波により損壊した貯蔵建屋の扉等の部材は、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、移動し流出すると考える。

貯蔵建屋内で発生する漂流物として、添付7と同様に、①大物搬入口扉、②遮蔽扉及び③ガラリ（給気口）について検討した結果、いずれも流出しにくい、①及び③については、アクセスルートに流出した場合においても、保有している重機（ホイールローダ）を用いて撤去する等の対応により、アクセスルートを確保する。②については、厚さが貯蔵建屋からアクセスルートまでの敷地遡上津波の設計浸水深である0.4mよりも厚いこと及び金属製で海水に沈むことから、静摩擦係数を考慮すると、アクセスルートまでは移動しない。

したがって、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。

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

< 目 次 >

1.1.1 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. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 原子炉緊急停止

(b) 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制

(c) 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

(d) ほう酸水注入

(e) 制御棒挿入

(f) 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制

(g) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.1.2 重大事故等時の手順

1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）

(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.1.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.1.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.1.3 原子炉自動スクラム設定値リスト

添付資料1.1.4 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） 説明図

- 添付資料1.1.5 A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能） 説明図
- 添付資料1.1.6 重大事故対策の成立性
1. 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」
 - (1) スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作
 - (2) スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作
- 添付資料1.1.7 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における設定根拠の考え方について
- 添付資料1.1.8 原子炉手動スクラムにおける設備の位置付けについて
- 添付資料1.1.9 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」における優先順位の考え方について
- 添付資料1.1.10 解釈一覧
- 添付資料1.1.11 手順のリンク先について

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行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 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。
- 2 「発電用原子炉を未臨界に移行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) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通
 - a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。
 - (2) BWR
 - a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却

材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。

b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を起動する判断基準を明確に定めること。

c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させること。

(3) PWR

a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。

b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉緊急停止系である。

この設備が機能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、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界にするための対処設備を整備する。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。

1.1.1 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

運転時の異常な過渡変化により発電用原子炉の緊急停止が必要な状況における設計基準事故対処設備として、原子炉緊急停止系を設置している。

この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.1-1図）。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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処設備により、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四十四条及び技術基準規則第五十九条（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、自主対策設備との関係を明確にする。

(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、運転時の異常な過渡変化時にフロントライン系故障として、原子炉緊急停止系の故障を想定する。サポート系故障（電源喪失又は計器用空気喪失）は、原子炉緊急停止系の電源又はスクラム弁の制御に用いる計器用空気が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの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及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.1-1表に整理する。

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 原子炉緊急停止

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合に，原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒の緊急挿入により，発電用原子炉を緊急停止する手段がある。

i) 原子炉手動スクラム

中央制御室からの原子炉手動スクラム操作により発電用原子炉を緊急停止する。

原子炉手動スクラム操作により発電用原子炉を緊急停止する設備は以下のとおり。

- ・手動スクラム・スイッチ
- ・原子炉モード・スイッチ「停止」
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動系配管・弁
- ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

(添付資料1.1.8)

ii) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入

代替制御棒挿入機能は，原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下

(レベル2)の信号により作動し、自動で制御棒を緊急挿入する。
また、上記「i) 原子炉手動スクラム」の対応手段を実施しても全制御棒全挿入が確認できない場合は、中央制御室からの手動操作により代替制御棒挿入機能を作動させて制御棒を緊急挿入する。

代替制御棒挿入機能により制御棒を緊急挿入する設備は以下のとおり。

- ・ A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)
- ・ A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ
- ・ 制御棒
- ・ 制御棒駆動機構
- ・ 制御棒駆動系配管・弁
- ・ 制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 燃料給油設備

(b) 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制

A T W S が発生した場合に、代替再循環系ポンプトリップ機能又は再循環系ポンプの手動停止操作により、原子炉出力を抑制する手段がある。

代替再循環系ポンプトリップ機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下 (レベル2) の信号により再循環系ポンプを自動で停止させて原子炉出力を抑制する。再循環系ポンプが自動で停止しない場合は、中央制御室からの手動操作により再循環系ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。

再循環系ポンプの停止により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。

- ・ A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）
- ・ 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ
- ・ 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ
- ・ 再循環系ポンプ遮断器
- ・ 低速度用電源装置遮断器
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 燃料給油設備

(c) 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

A T W S が発生した場合に，自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止し，発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する手段がある。

自動減圧系の起動阻止スイッチにより原子炉出力の急上昇を防止する設備は以下のとおり。

- ・ 自動減圧系の起動阻止スイッチ
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 燃料給油設備

(d) ほう酸水注入

A T W S が発生した場合に，ほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界にする手段がある。

上記「(b) 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制」の対応手段により原子炉出力を抑制した後，中央制御室からの手動操作により十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を起動し，ほう酸水を注入することで発電用原子炉を未臨界にする。

ほう酸水注入系を起動させる判断基準は，A T W S 発生直後に行う

再循環系ポンプの停止操作及び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操作の実施後とする。これにより、A T W S発生時は、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入系を起動させることとしている。

ほう酸水注入により発電用原子炉を未臨界にする設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入ポンプ
- ・ほう酸水貯蔵タンク
- ・ほう酸水注入系配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・非常用交流電源設備
- ・燃料給油設備

(e) 制御棒挿入

A T W Sが発生した場合に、上記「(a) 原子炉緊急停止」の対応手段を実施しても全制御棒全挿入が確認できない場合は、手動操作により制御棒を挿入する手段がある。

i) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

A T W Sが発生した場合に、選択制御棒挿入機構により選択された制御棒を挿入し原子炉出力を抑制する手段がある。

選択制御棒挿入機構により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。

- ・選択制御棒挿入機構
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動系配管・弁

- ・制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ・非常用交流電源設備
- ・燃料給油設備

ii) 制御棒手動挿入

中央制御室でのスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作，中央制御室からの手動操作による制御棒挿入，現場でのスクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作又は現場でのスクラム個別スイッチの操作により制御棒を挿入する。

制御棒を手動で挿入する設備は以下のとおり。

- ・スクラム個別スイッチ
- ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ
- ・制御棒操作監視系
- ・スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動系配管・弁
- ・制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ・非常用交流電源設備
- ・燃料給油設備

(f) 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制

A T W S が発生した場合に，原子炉圧力容器内の水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する手段がある。

上記「(b) 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制」の対応手段を実施しても，原子炉出力が高い場合又は発電用原子炉が隔離状態である場合は，中央制御室からの手動操作にて原子炉圧力容器内の水

位（原子炉冷却材の自然循環に必要な水頭圧）を低下させることにより、原子炉冷却材の自然循環流量を減少させ、発電用原子炉内のボイド率を上昇させて原子炉出力を抑制する。

原子炉圧力容器内の水位低下操作により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。

- ・ 給水制御系
- ・ 給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）
- ・ 原子炉隔離時冷却系
- ・ 高圧炉心スプレイ系

(g) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉緊急停止で使用する設備のうち、A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）、A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ、制御棒、制御棒駆動機構、制御棒駆動系配管・弁、制御棒駆動系水圧制御ユニット、非常用交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制で使用する設備のうち、A T W S緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）、再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ、低速度用電源装置遮断器手動スイッチ、再循環系ポンプ遮断器、低速度用電源装置遮断器、非常用交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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で使用する設備のうち、自動減圧系の起動阻止スイッチ、非常用交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

ほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、原子炉圧力容器、非常用交

流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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が全て網羅されている。

(添付資料1.1.1)

以上の重大事故等対処設備により、発電用原子炉を緊急に停止できない場合においても原子炉出力を抑制し、発電用原子炉を未臨界にすることができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・手動スクラム・スイッチ，原子炉モード・スイッチ「停止」

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、手動スクラム・スイッチの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、原子炉緊急停止系の回路を共有しているため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

- ・選択制御棒挿入機構

あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する機能であり、ATWS発生時の状況によっては発電用原子炉の未臨界の達成又は維持は困難であるが、原子炉出力を抑制する手段として有効である。

- ・スクラム個別スイッチ

全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、現場

に設置してある当該スイッチを操作することで制御棒の緊急挿入が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。

- ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ

全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、スクラム・パイロット弁電磁コイルの電源を遮断することで、制御棒の緊急挿入が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。

- ・制御棒操作監視系

全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、制御棒を手動にて挿入する手段として有効である。

- ・スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁

全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、現場に設置してある計器用空気系配管内の計器用空気を排出することで制御棒のスクラム動作が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。

- ・原子炉圧力容器内の水位低下操作で使用する設備

耐震性がないものの、常用電源が健全であれば給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）による原子炉圧力容器への給水量の調整により原子炉圧力容器内の水位を低下できることから、原子炉出力を抑制する手段として有効である。なお、原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水が行われている場合は、これらによる原子炉圧力容器内の水位制御を優先する。

b. 手順等

上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、A T W S 時における運転員等^{※2}による一連の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」及び「AM設備別操作手順書」に定める（第1.1-1表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整備する（第1.1-2表）。

※2 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

1.1.2 重大事故等時の手順

1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

- (1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作を実施した場合は、原子炉スクラムの成否を確認するとともに、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えることにより原子炉スクラムを確実にする。

a. 手順着手の判断基準

原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作をした場合。

b. 操作手順

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。手順の

対応フローを第1.1-2図に、タイムチャートを第1.1-3図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉スクラム状況の確認を指示する。原子炉スクラムが成功していない場合は、手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム及び手動による代替制御棒挿入機能を作動させるように指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、スクラム警報の発生の有無、制御棒の挿入状態及び原子炉出力の低下の状況を状態表示にて確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、原子炉スクラムが成功していない場合は、手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラムを実施する。
- ④運転員等は中央制御室にて、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、代替制御棒挿入機能を手動で作動させる。
- ⑥発電長は、上記⑤の操作を実施しても全制御棒全挿入位置とならず、未挿入の制御棒が1本よりも多い場合は、A T W S と判断し、運転員等に非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」への移行を指示する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」への移行まで2分以内で可能である。

(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

A T W S 発生時に、発電用原子炉を安全に停止させる。

a. 手順着手の判断基準

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。

なお、制御棒操作監視系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合もA T W Sと判断する。

b. 操作手順

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第1.1-4図及び第1.1-5図に、概要図を第1.1-6図及び第1.1-7図に、タイムチャートを第1.1-8図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に再循環系ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系の起動阻止スイッチによる自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、代替再循環系ポンプトリップ機能による再循環系ポンプの自動停止状況を状態表示にて確認する。代替再循環系ポンプトリップ機能が作動していない場合は、手動操作により再循環系ポンプを停止する。

③運転員等は中央制御室にて、自動減圧系の起動阻止スイッチによる自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作を実施する。

④発電長は、再循環系ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系の起動阻止スイッチによる自動減圧系及び過渡時自動

減圧機能の自動起動阻止操作が完了したことを確認し、運転員等にほう酸水注入系の起動操作、原子炉圧力容器内の水位低下操作及び制御棒の挿入操作を同時に行うことを指示する。同時に行うことが不可能な場合は、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉圧力容器内の水位低下操作、制御棒の挿入操作の順で優先させる。

- ⑤運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプ（A）又は（B）の起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A」位置（B系を起動する場合は「SYS B」位置）にすることで、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が全開となり、ほう酸水注入ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。）を実施し、併せて、ほう酸水貯蔵タンク液位指示値の低下、平均出力領域計装指示値及び起動領域計装指示値の低下を確認する。
- ⑥発電長は、運転員等に逃がし安全弁からの蒸気流入によるサブプレッション・プール水温度の上昇を抑制するため、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプの起動を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプを起動する。
- ⑧発電長は、サブプレッション・プール水温度指示値が106℃に到達した場合は、運転員等にサブプレッション・チェンバを水源として運転している原子炉隔離時冷却系の停止操作を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、手動操作により原子炉隔離時冷却系の停止操作を実施する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉出力が55%以上の場合又は発電用原子炉が隔離状態である場合は、給水系（タービン駆動給水ポ

ンプ及び電動駆動給水ポンプ) , 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水量を減少させ, 原子炉圧力容器内の水位を低下させることで原子炉出力を3%未満に維持する。

原子炉出力を3%未満に維持できない場合は, 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下(レベル1)より+500mm ~ +1,500mmに維持するように原子炉圧力容器内の水位低下操作を実施する。

⑪運転員等は中央制御室又は原子炉建屋原子炉棟にて, 以下の操作により制御棒を挿入する。

- ・手動操作による代替制御棒挿入機能の作動
- ・手動操作による選択制御棒挿入機構の作動
- ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作
- ・スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作
- ・原子炉スクラム・リセット後の手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム操作
- ・原子炉スクラム・リセット後の手動操作による代替制御棒挿入機能の作動
- ・原子炉スクラム・リセット後のスクラム個別スイッチの操作
- ・制御棒手動挿入操作

⑫発電長は, 上記⑪の操作を実施中に全制御棒全挿入位置又は最大未臨界引抜位置(全制御棒“02”位置)まで挿入完了した場合は, 運転員等にほう酸水注入系の停止を指示する。

制御棒を挿入できなかった場合は, ほう酸水の全量注入完了を確認し, 運転員等にほう酸水注入系の停止を指示する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の所要時間は以下のとおり。

- ・代替再循環系ポンプトリップ機能の作動確認完了：1分以内
- ・自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止操作完了：2分以内
- ・ほう酸水注入系の起動操作完了：4分以内
- ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）操作完了：15分以内
- ・原子炉圧力容器内の水位低下操作開始：4分以内
- ・代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作完了：13分以内
- ・選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制操作完了：14分以内
- ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引抜き操作完了：27分以内
- ・原子炉スクラム・リセット後の原子炉手動スクラム操作完了：23分以内
- ・原子炉スクラム・リセット後の代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作完了：34分以内
- ・制御棒手動挿入操作開始：139分以内

現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の所要時間は以下のとおり。

- ・スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作完了：72分以内
- ・スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作完了：139分以内

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.1.4, 添付資料1.1.5, 添付資料1.1.6

添付資料1.1.7, 添付資料1.1.9)

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.1-9図に示す。

運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止すべき状況にもかかわらず、全制御棒が発電用原子炉へ全挿入されない場合、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）に従い、中央制御室から速やかに操作が可能である手動スクラム・スイッチの操作、原子炉モード・スイッチの「停止」位置への切替え操作及び手動での代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作により、発電用原子炉を緊急停止させる。

手動スクラム・スイッチの操作、原子炉モード・スイッチの「停止」位置への切替え操作及び手動での代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作を実施しても発電用原子炉の緊急停止ができない場合は、原子炉停止機能喪失と判断する。非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」に従い、再循環系ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作を行うとともに、発電用原子炉を未臨界にするため、ほう酸水注入系を速やかに起動させる。

また、原子炉出力を抑制するため、原子炉圧力容器内の水位低下操作を行う。

さらに、制御棒挿入により発電用原子炉を未臨界にするため、スクラム弁の開閉状態に合わせた操作により全制御棒挿入操作を行う。

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

非常用交流電源設備への燃料給油手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

操作の判断，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」にて整備する。

第1.1-1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
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/3)

(フロントライン系故障時)

| 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 | 対処設備 | 手順書 |
|-------------|---------------------|-----------------------------|---|--|
| フロントライン系故障時 | 原子炉緊急停止系 | 原子炉手動スクラム | 手動スクラム・スイッチ 原子炉モード・スイッチ「停止」 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット | 自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力) |
| | | 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 | A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ※1, ※2 A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備※3 | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力) |
| | | 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制 | A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) ※2 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ※2 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ※2 再循環系ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備 燃料給油設備※3 | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「反応度制御」 |
| | | 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 | 自動減圧系の起動阻止スイッチ 非常用交流電源設備 燃料給油設備※3 | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「反応度制御」 |

※1: 代替制御棒挿入機能は、運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。
 ※2: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。
 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／3）

（フロントライン系故障時）

| 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 | 対処設備 | 手順書 |
|-------------|---------------------|----------------------------------|--|---|
| フロントライン系故障時 | 原子炉緊急停止系 | ほう酸水注入 | ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 燃料給油設備※ ³ | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」 |
| | | 制御棒挿入（選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制） | 選択制御棒挿入機構 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備※ ³ | 自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」 |
| | | （スクラム個別スイッチの操作） 制御棒挿入 | スクラム個別スイッチ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット | 自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」 AM設備別操作手順書 |
| | | 制御棒挿入（スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作） | スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット | 自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」 |

※1：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※2：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／3）

（フロントライン系故障時）

| 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 | 対処設備 | 自主対策設備 | 手順書 |
|-------------|---------------------|-------------------------------|---|--------|---|
| フロントライン系故障時 | 原子炉緊急停止系 | （手動操作による制御棒挿入） 制御棒挿入 | 制御棒操作監視系 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備※3 | 自主対策設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」 |
| | | 制御棒挿入（スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作） | 制御棒 制御棒駆動機構 スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット | 自主対策設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」 AM設備別操作手順書 |
| | | 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制 | 給水制御系 給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ） 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 | 自主対策設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」 |

※1：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※2：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

| 対応手段 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|------------------|--------------|------------------------|
| 1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「スクラム」 (原子炉出力) | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「スクラム」 (原子炉出力) 原子炉手動スクラム | 判断基準 | 原子炉スクラム発生の有無 | スクラム警報 |
| | | 原子炉スクラム要素 | 原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化※1 |
| | | プラント停止状態 | 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 |
| | | 原子炉出力 | 平均出力領域計装 起動領域計装 |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「スクラム」 (原子炉出力) 代替制御棒挿入機能による 制御棒緊急挿入 | 操作 | プラント停止状態 | 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 |
| | | 原子炉出力 | 平均出力領域計装 起動領域計装 |

※1：原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。

監視計器一覧 (2/3)

| 対応手段 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|------------------|-------------------------|--|
| 1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「反応度制御」 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制 | 判断基準 | プラント停止状態 | 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 |
| | 操作 | 再循環系ポンプ運転状態 | 再循環系ポンプ表示灯 |
| | | 原子炉出力 | 平均出力領域計装 起動領域計装 |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「反応度制御」 | 判断基準 | プラント停止状態 | 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 |
| 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 | 操作 | 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止状態 | 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能起動阻止状態表示灯 |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「反応度制御」 | 操作 | 未臨界の維持又は監視 | 平均出力領域計装 起動領域計装 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 ほう酸水貯蔵タンク液位 |
| ほう酸水注入 | | 原子炉冷却材浄化系運転状態 | 原子炉冷却材浄化系隔離弁表示灯 |

※1：原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。

監視計器一覧 (3/3)

| 対応手段 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) |
|--|------------------------------|---|
| 1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」 | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位 低下操作による原子炉出力抑制 | 操作 補機監視機能 | 原子炉出力 平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉隔離状態の有無 主蒸気隔離弁開閉表示灯 原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉圧力容器への注水量 給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 補機監視機能 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による 制御棒緊急挿入 | 操作 原子炉出力 | プラント停止状態 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 原子炉出力 平均出力領域計装 起動領域計装 |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「反応度制御」 選択制御棒挿入機構による 原子炉出力抑制 | 操作 原子炉出力 | プラント停止状態 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 原子炉出力 平均出力領域計装 起動領域計装 |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「反応度制御」 制御棒手動挿入 | 操作 補機監視機能 | プラント停止状態 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 原子炉出力 平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 補機監視機能 制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧 |

※1：原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料1.1.3参照。

(凡例)

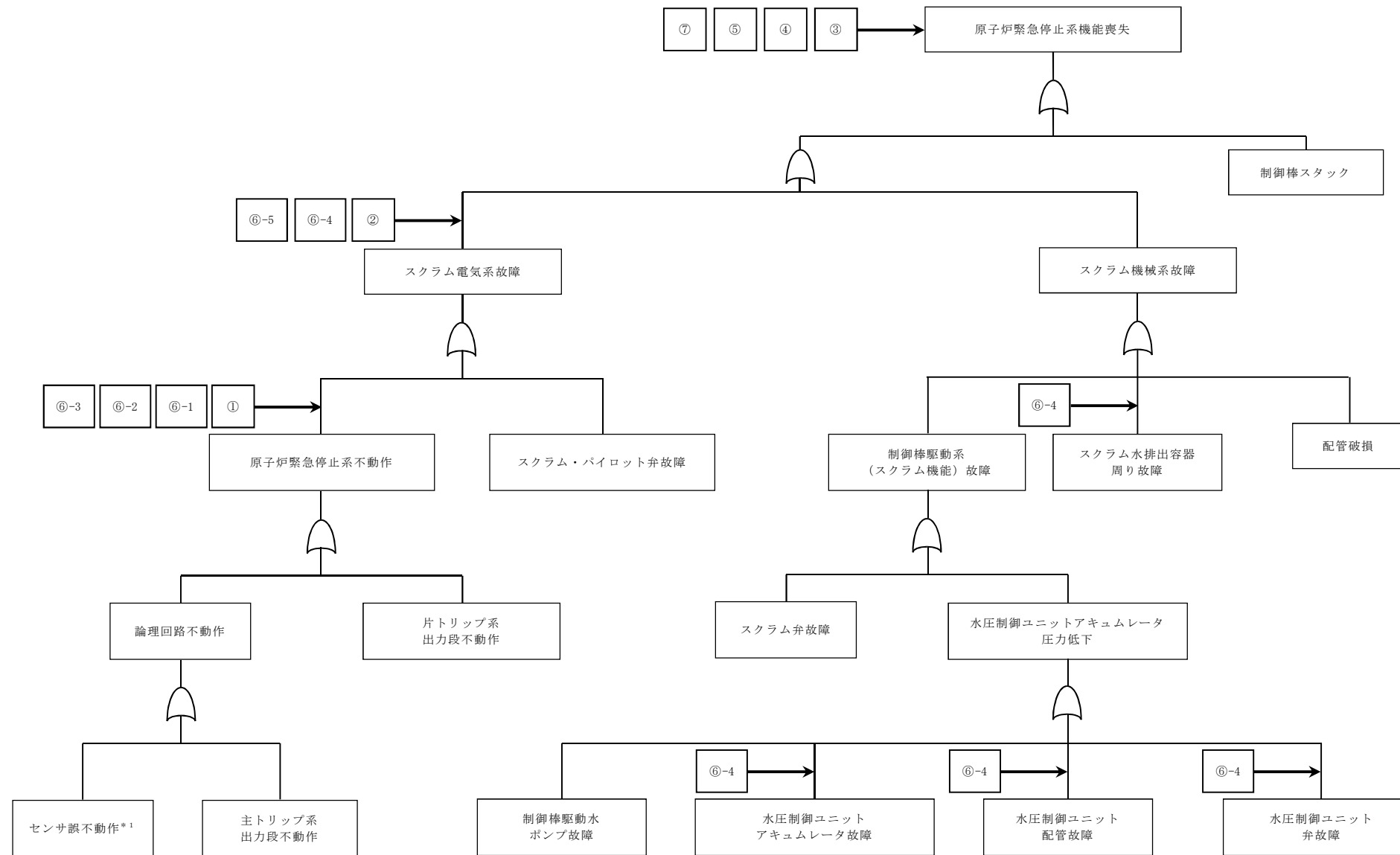
∩ : OR 条件

— : フロントライン系の代替設備・手段による対応

□ : フロントライン系

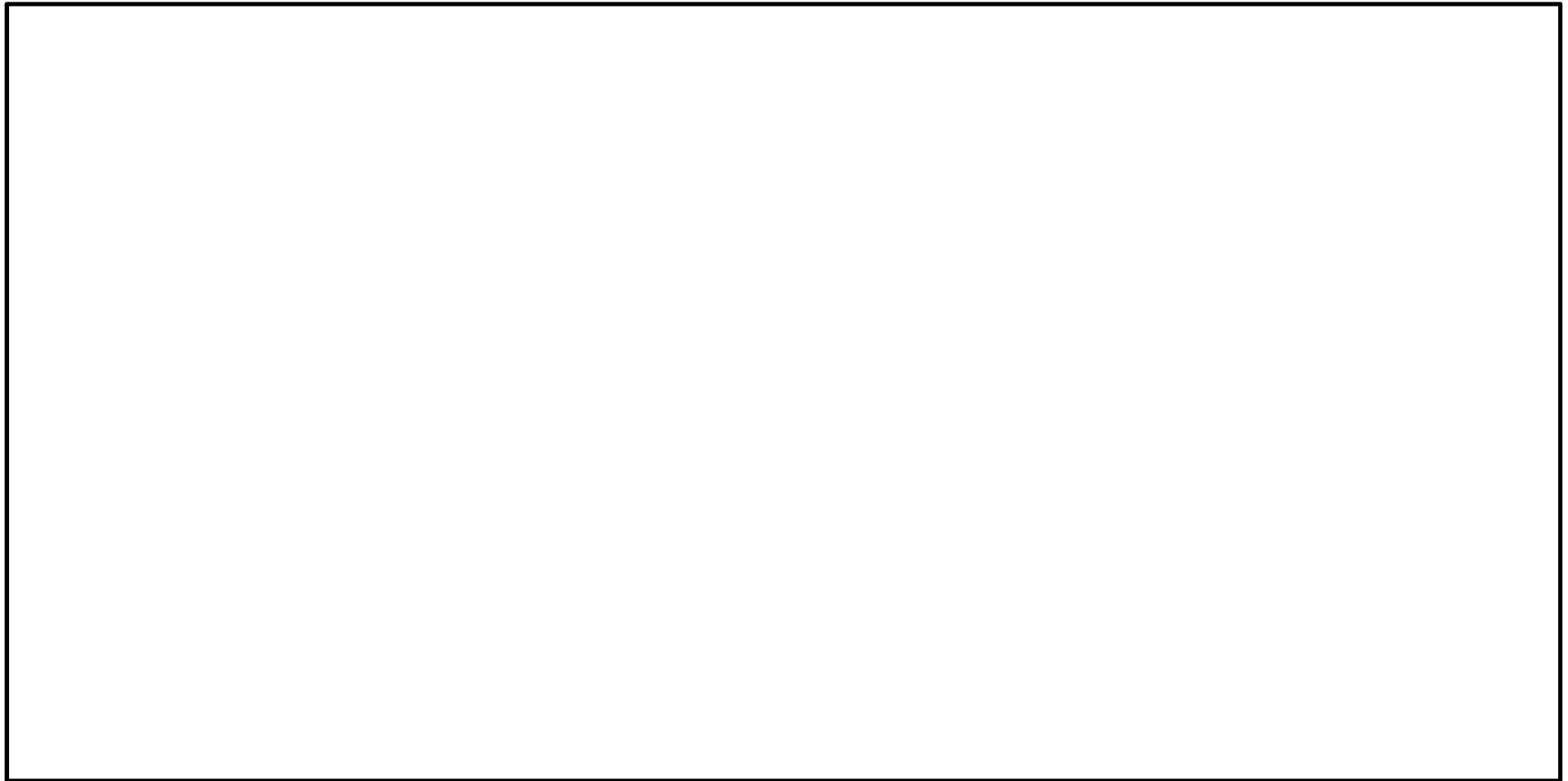
フロントライン系故障時の対応手段

- ①：原子炉手動スクラム
- ②：代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入
- ③：再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制
- ④：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
- ⑤：ほう酸水注入
- ⑥-1：制御棒挿入（選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制）
- ⑥-2：制御棒挿入（スクラム個別スイッチの操作）
- ⑥-3：制御棒挿入（スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作）
- ⑥-4：制御棒挿入（手動操作による制御棒挿入）
- ⑥-5：制御棒挿入（スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作）
- ⑦：原子炉圧力容器の水位低下操作による原子炉出力抑制



*1：誤不動作とは、計測及び制御設備がトリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、トリップ信号を出力しない状態又はそのような状態が発生すると推定される状態。
 注1：サポート系故障（電源喪失又は計器用空気喪失）は、原子炉緊急停止系の電源又はスクラム弁の制御に用いる計器用空気が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。

第 1.1-1 図 機能喪失原因対策分析

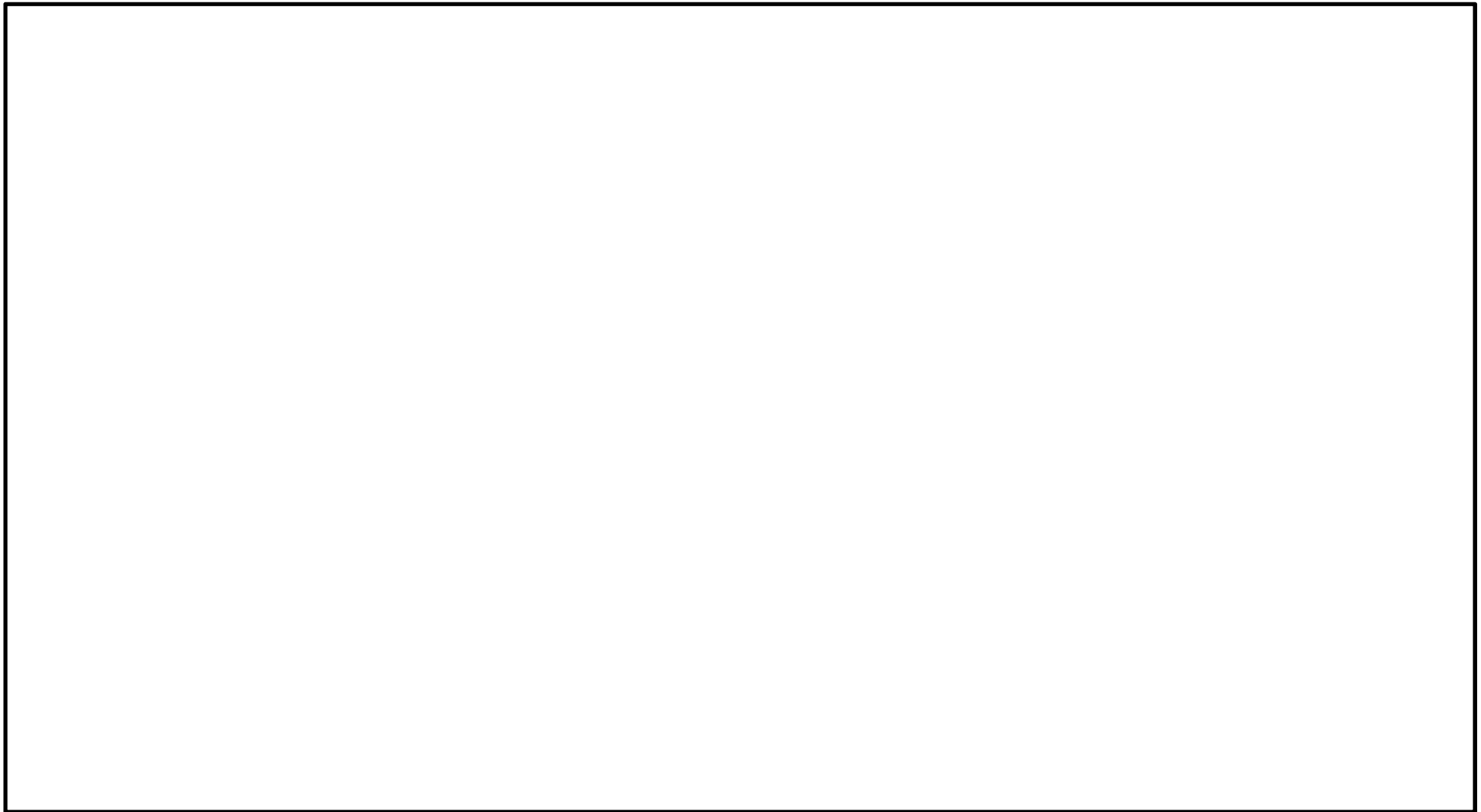


第 1.1-2 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）における発電用原子炉の緊急停止
対応フロー

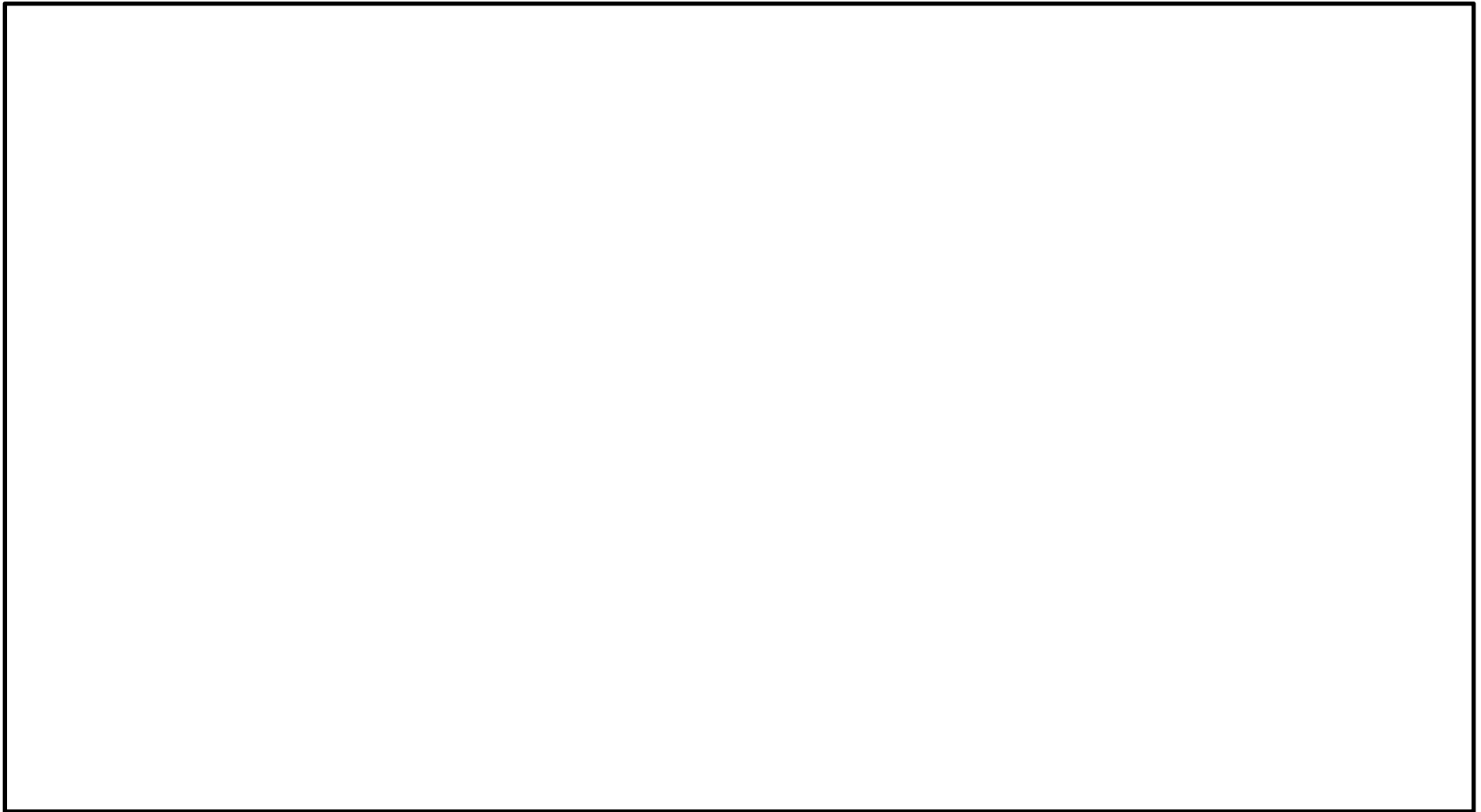
| 手順の項目 | | 実施箇所・必要員数 | | 経過時間(分) | | | | | | | | | 備考 |
|--|----------------------------|-----------|--|-------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|----|
| | | | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | |
| | | | | ▼ 事象発生 | | | | | | | | | |
| | | | | ▼ 2分 「反応度制御」へ移行判断 | | | | | | | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「スクラム」 (原子炉出力) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 原子炉自動スクラム失敗の確認 手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム操作 原子炉モード・スイッチ「停止」位置切替え 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作 | | | | | | | | | | |
| | | | → 反応度制御へ移行判断 | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | |

第1.1-3図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」

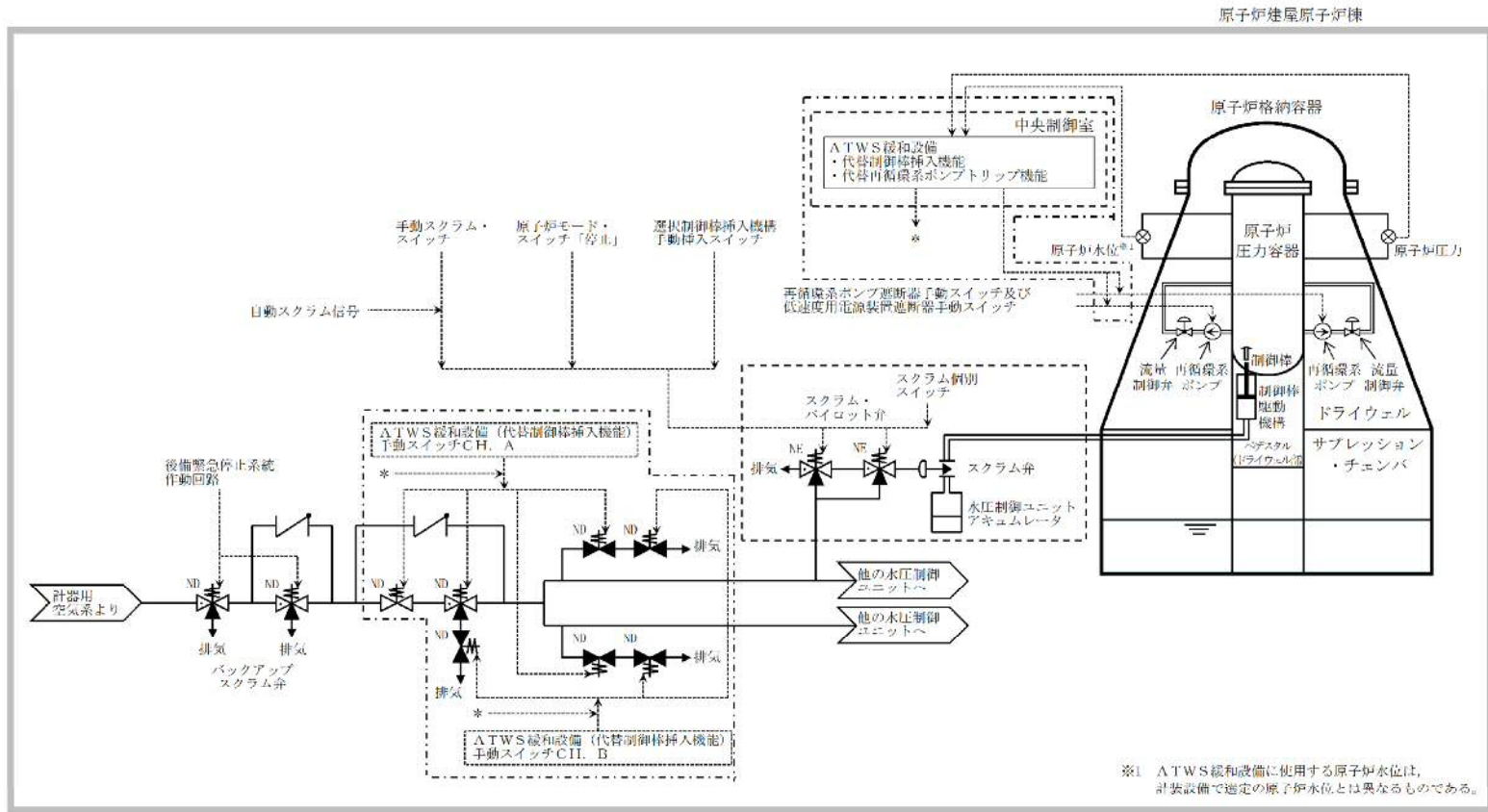
(原子炉出力) タイムチャート



第 1.1-4 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応フロー



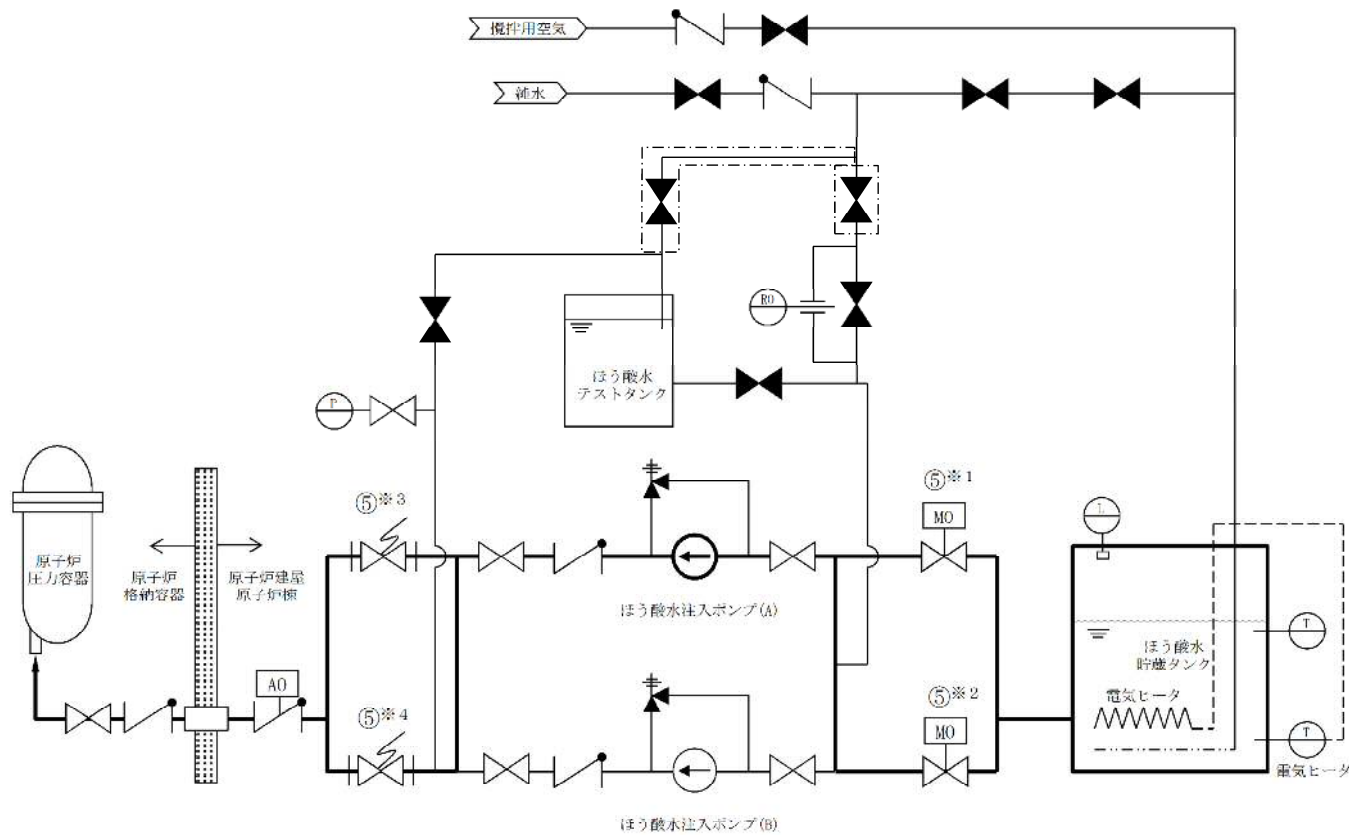
第 1.1-5 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「S/P温度制御」における対応フロー



凡例

| | |
|-----|------------------|
| | 電磁弁 |
| | 検出器 |
| NE | 常時励磁 |
| ND | 常時無励磁 |
| --- | 電気信号 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

第 1.1-6 図 ATWS緩和設備 概要図



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 爆破弁 |
| | 安全弁 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|----------|---------------|
| ⑤※1, ⑤※2 | ほう酸水貯蔵タンク 出口弁 |
| ⑤※3, ⑤※4 | ほう酸水注入系 爆破弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.1-7 図 ほう酸水注入ポンプによるほう酸水注入 概要図

| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|--|----------------------------|----------------|--|---|---|---|---|----|----|----|----|----|----|----|----|----|--|--|--|----|--|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | 16 | 17 | 18 | | | | | |
| | | ▽原子炉制御「スクラム」より | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「反応度制御」 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 代替再循環系ポントリップ機能の作動確認 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | ほう酸水注入系の起動操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 原子炉圧力容器内の水位低下操作(出力3%未満を維持する。維持できない場合は、原子炉水位を原子炉水位異常低下(レベル1)+500mm～+1,500mmに維持) | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | →制御棒手動挿入へ移行 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

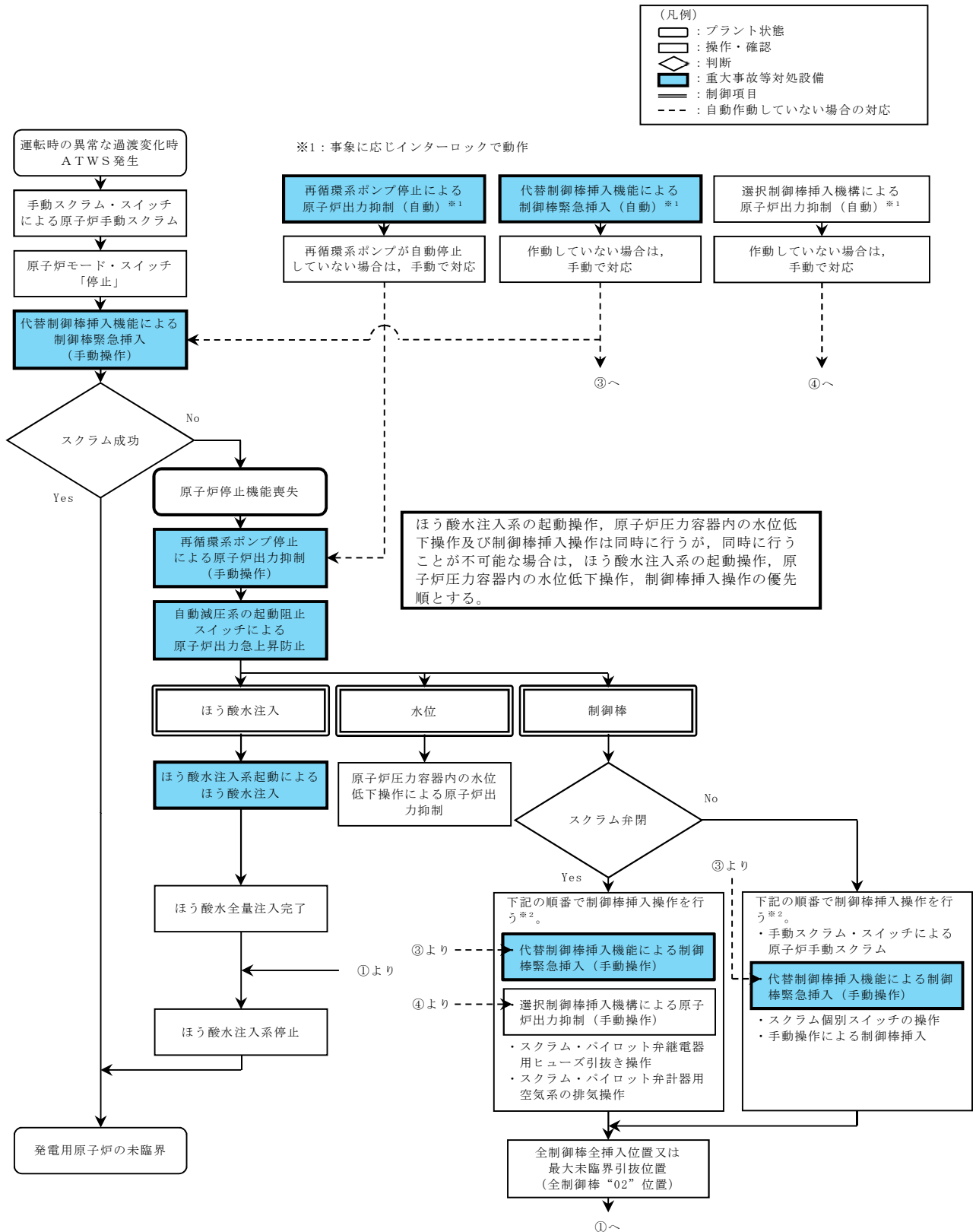
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | 備考 | | |
|--|----------------------------|---------|---------------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|----|-----|----|
| | | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | 85 | 90 | 120 | 125 | 130 | 135 | | 140 | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「反応度制御」 (スクラム弁が開の場合) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 2 | 原子炉スクラム・リセット操作 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 原子炉スクラム・リセット後の原子炉手動スクラム操作 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 原子炉スクラム・リセット操作 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 原子炉スクラム・リセット操作 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作 | | | | | | | | | | | | | | 移動 | ※1 |

| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|--|----------------------------|---------|--------------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|
| | | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | 50 | 55 | 60 | 65 | 70 | 75 | | 80 |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「反応度制御」 (スクラム弁が開の場合) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 2 | 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作 | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制操作 | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引抜き操作 | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作 | | | | | | | | | | | | | | 移動 |
| | | | スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作 | | | | | | | | | | | | | | |

※1: スクラム個別スイッチによる制御棒挿入以降は、手動操作による制御棒挿入を実施する。

第1.1-8図 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)原子炉制御「反応度制御」

タイムチャート



※2: 制御棒挿入操作の成功の確認は、制御棒挿入操作の手段毎に制御棒の挿入状態（全制御棒全挿入ランプの点灯等）及び原子炉出力の低下により行う。また、中央制御室対応を行っている運転員等の作業状況により、手動操作による制御棒挿入は現場操作より優先して実施する場合がある。

第 1.1-9 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／6）

| 技術的能力審査基準（1.1） | 番号 | 設置許可基準規則（第44条） | 技術基準規則（第59条） | 番号 |
|--|----|--|--|----|
| <p>【本文】 発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行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。</p> | ① | <p>【本文】 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>【本文】 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を施設しなければならない。</p> | ⑥ |
| <p>【解釈】 1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。 2 「発電用原子炉を未臨界に移行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。</p> | — | <p>【解釈】 1 第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。 2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」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設備をいう。</p> | <p>【解釈】 1 第59条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。 2 第59条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」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設備をいう。</p> | — |
| <p>(1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通 a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p> | ② | <p>(1) BWR a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路 (ARI) を整備すること。</p> | <p>(1) BWR a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路 (ARI) を整備すること。</p> | ⑦ |
| <p>(2) BWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。</p> | ③ | <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p> | <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p> | ⑧ |
| <p>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備 (SLCS) を起動する判断基準を明確に定めること。</p> | ④ | <p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備 (SLCS) を整備すること。</p> | <p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備 (SLCS) を整備すること。</p> | ⑨ |
| <p>c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備 (SLCS) を作動させること。</p> | ⑤ | <p>(2) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。</p> | <p>(2) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。</p> | — |
| <p>(3) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。</p> | — | <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p> | <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p> | — |
| <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。</p> | — | | | — |

※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/6）

| 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 | | | | | 自主対策設備 | |
|---------------------------------------|---------------------------------|----------|------------------|----|----------------------------------|-------------------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 代替制御棒挿入機能による 制御棒緊急挿入 | A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）*1 | 既設 | ① ② ⑥ ⑦ | — | 原子炉手動スクラム | 手動スクラム・スイッチ |
| | A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ*1 | 既設 | | | | 原子炉モード・スイッチ「停止」 |
| | 制御棒 | 既設 | | | | 制御棒 |
| | 制御棒駆動機構 | 既設 | | | | 制御棒駆動機構 |
| | 制御棒駆動系配管・弁 | 既設 | | | | 制御棒駆動系配管・弁 |
| | 制御棒駆動系水圧制御ユニット | 既設 | | | | 制御棒駆動系水圧制御ユニット |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 既設 | | | | |
| — | — | — | — | — | （選択制御棒挿入機構による 原子炉出力抑制） | 選択制御棒挿入機構 |
| | | | | | | 制御棒 |
| | | | | | | 制御棒駆動機構 |
| | | | | | | 制御棒駆動系配管・弁 |
| | | | | | | 制御棒駆動系水圧制御ユニット |
| | | | | | | 非常用交流電源設備 |
| | | | | | 燃料給油設備 | |
| | | | | | （スクラム個別スイッチ の操作） | スクラム個別スイッチ |
| | | | | | | 制御棒 |
| | | | | | | 制御棒駆動機構 |
| | | | | | | 制御棒駆動系配管・弁 |
| | | | | | （スクラム・パイロット弁継電器 用ヒューズの引 | スクラム・パイロット弁継電器 用ヒューズ |
| | | | | | | 制御棒 |
| | | | | | | 制御棒駆動機構 |
| | | | | | | 制御棒駆動系配管・弁 |
| | | | | | （手動操作による制御棒挿入） | 制御棒操作監視系 |
| | | | | | | 制御棒 |
| | | | | | | 制御棒駆動機構 |
| | | | | | | 制御棒駆動系配管・弁 |
| | | | | | | 制御棒駆動系水圧制御ユニット |
| | | | | | | 非常用交流電源設備 |
| | | | | | 燃料給油設備 | |
| | | | | | （スクラム・パイロット 弁計器用空気系の 排気操作） | 制御棒 |
| | | | | | | 制御棒駆動機構 |
| スクラム・パイロット弁計器用 空気系配管・弁 | | | | | | |
| 制御棒駆動系水圧制御ユニット | | | | | | |

※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／6）

| 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 | | | | | 自主対策設備 | |
|---------------------------------------|---------------------------------|----------|-----------------------|----|---------------------------|-----------------------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制 | A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）※1 | 既設 | ① ③ ⑥ ⑧ | — | 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制 | 給水制御系 |
| | 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ※1 | 既設 | | | | 給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ） |
| | 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ※1 | 既設 | | | | 原子炉隔離時冷却系 |
| | 再循環系ポンプ遮断器 | 既設 | | | | 高圧炉心スプレイ系 |
| | 低速度用電源装置遮断器 | 既設 | | | | |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 既設 | | | | |
| 原子炉出力急上昇防止 | 自動減圧系の起動阻止スイッチ | 新設 | ① ⑥ | — | — | — |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | — |
| | 燃料給油設備 | 既設 | | | | — |
| ほう酸水注入 | ほう酸水注入ポンプ | 既設 | ① ④ ⑤ ⑥ ⑨ | — | — | — |
| | ほう酸水貯蔵タンク | 既設 | | | | — |
| | ほう酸水注入系配管・弁 | 既設 | | | | — |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | — |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | — |
| | 燃料給油設備 | 既設 | | | | — |

※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

| 技術的能力審査基準（1.1） | 適合方針 |
|--|--|
| <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行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。</p> | <p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させる手段として、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）、再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ、低速度用電源装置遮断器手動スイッチ、自動減圧系の起動阻止スイッチ及びほう酸水注入系により原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等を整備する。</p> |
| <p>【解釈】 1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> | <p>—</p> |
| <p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行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。</p> | <p>—</p> |

※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／6）

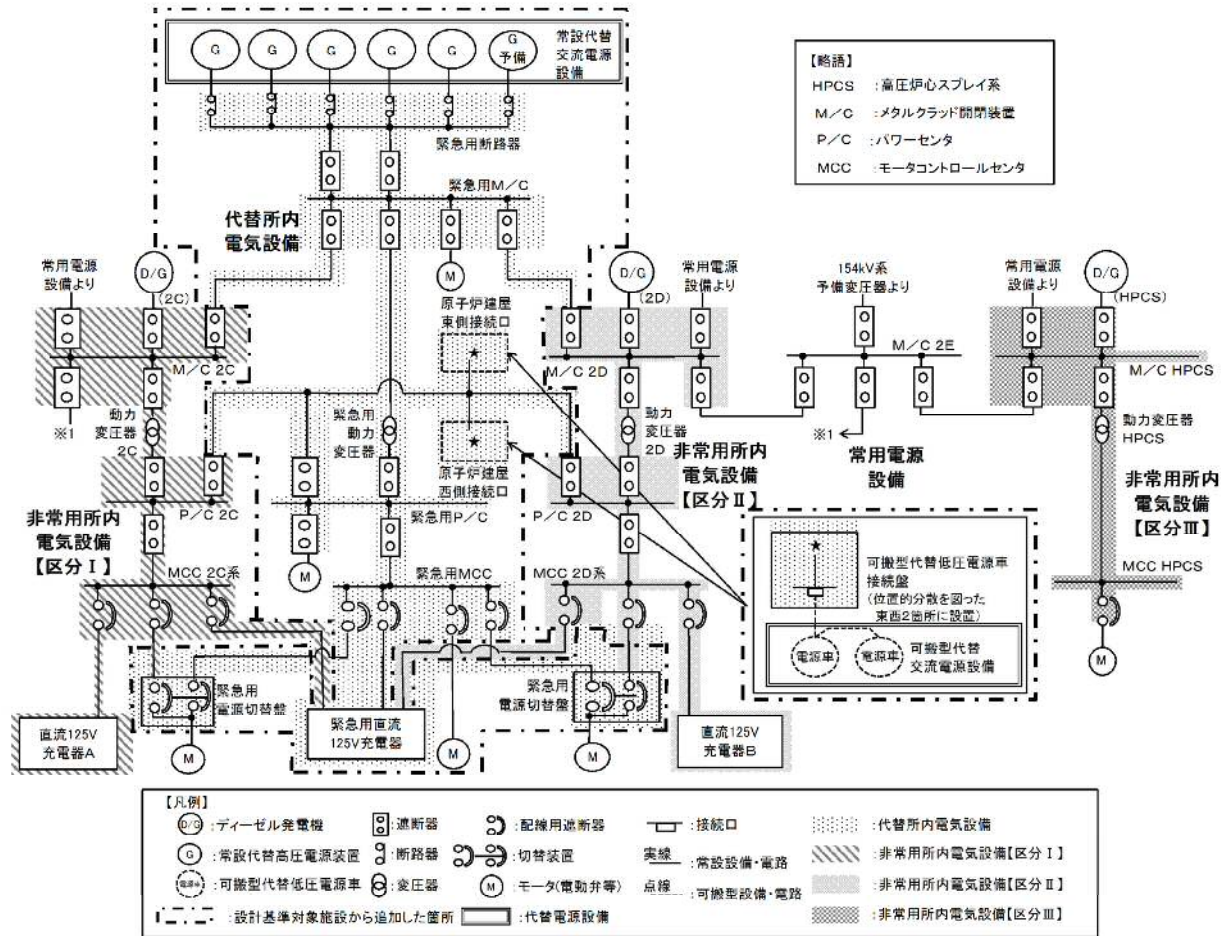
| 技術的能力審査基準（1.1） | 適合方針 |
|--|--|
| <p>（1）沸騰水型原子炉（BWR）及び加圧水型原子炉（PWR）共通 a）上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p> | <p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチにより発電用原子炉を緊急停止するために必要な手順等を整備する。</p> |
| <p>（2）BWR a）上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。</p> | <p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、原子炉出力を抑制するため、再循環系ポンプが自動停止しない場合の手段として、再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ及び低速度用電源装置遮断器手動スイッチにより再循環系ポンプを停止させるために必要な手順等を整備する。</p> |
| <p>b）十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を起動する判断基準を明確に定めること。</p> | <p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ほう酸水注入系を起動する判断基準を明確に定める。</p> |
| <p>c）発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させること。</p> | <p>運転時の異常な過渡変化時、ATWSが発生した場合において、中性子束振動を確認した場合にほう酸水注入系を動作させるために必要な手順等を整備する。</p> |

※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

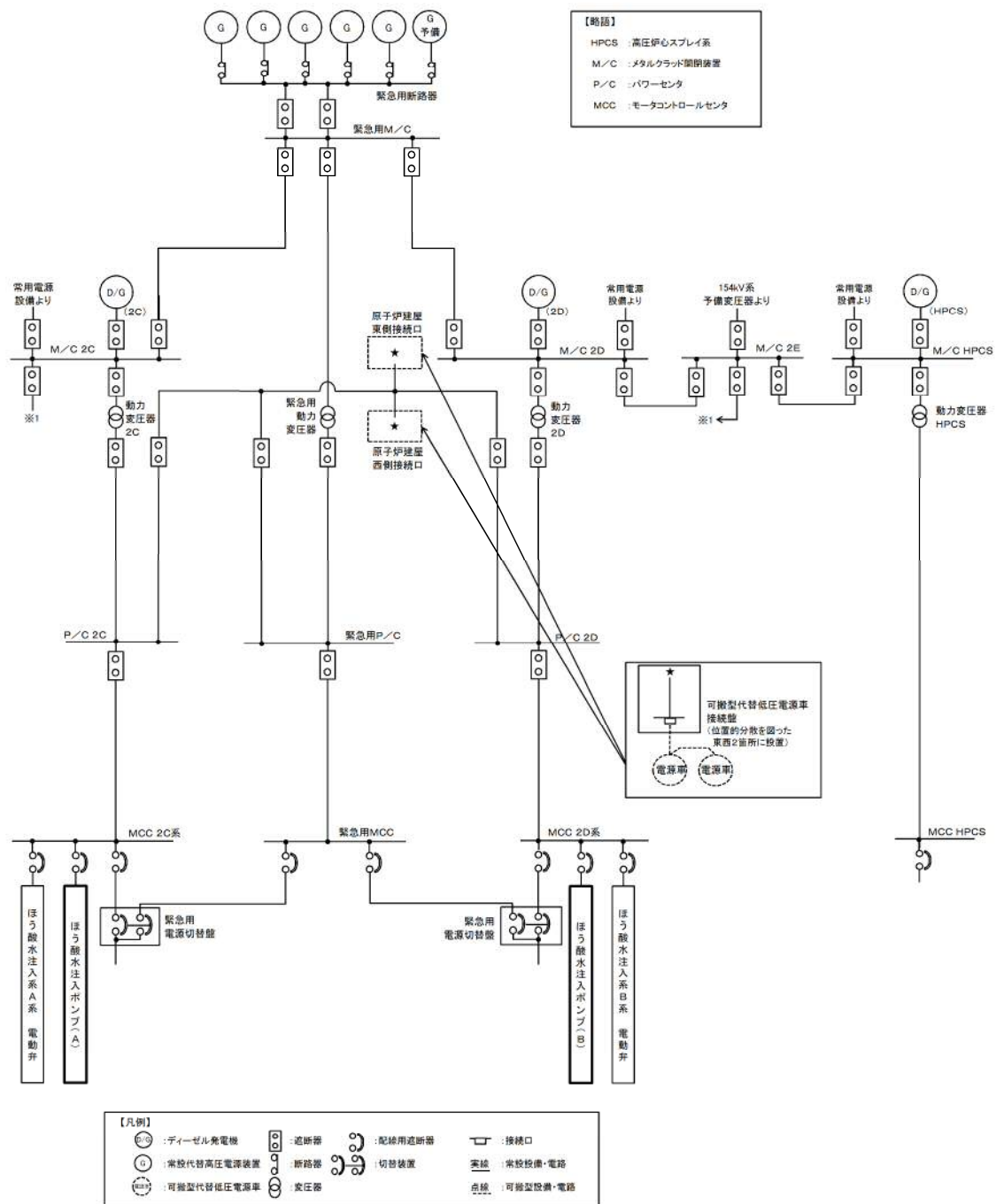
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／6）

| 技術的能力審査基準（1.1） | 適合方針 |
|---|------------|
| <p>（3）PWR a）上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。</p> | <p>対象外</p> |
| <p>b）上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。</p> | <p>対象外</p> |

※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。



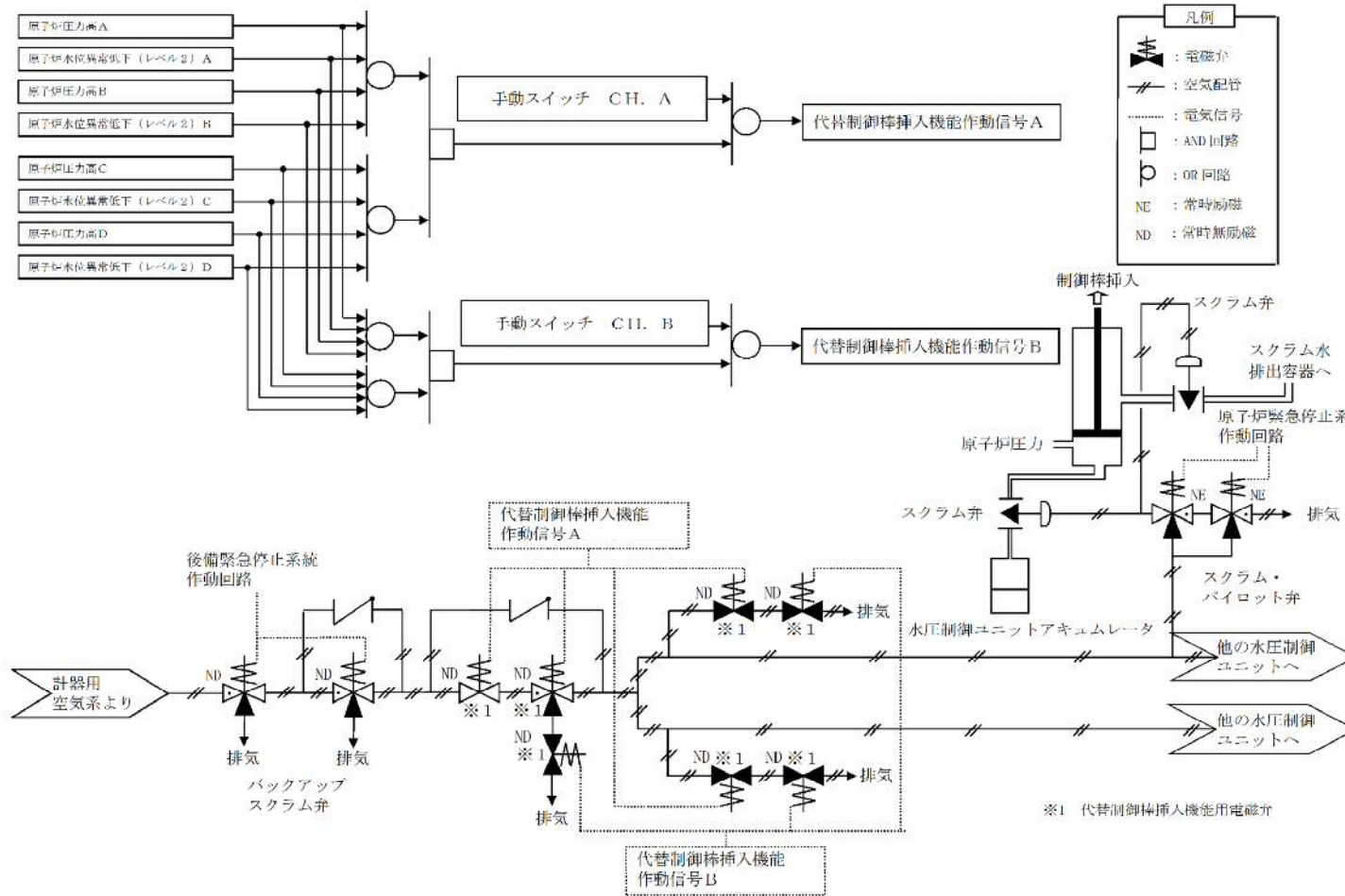
第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



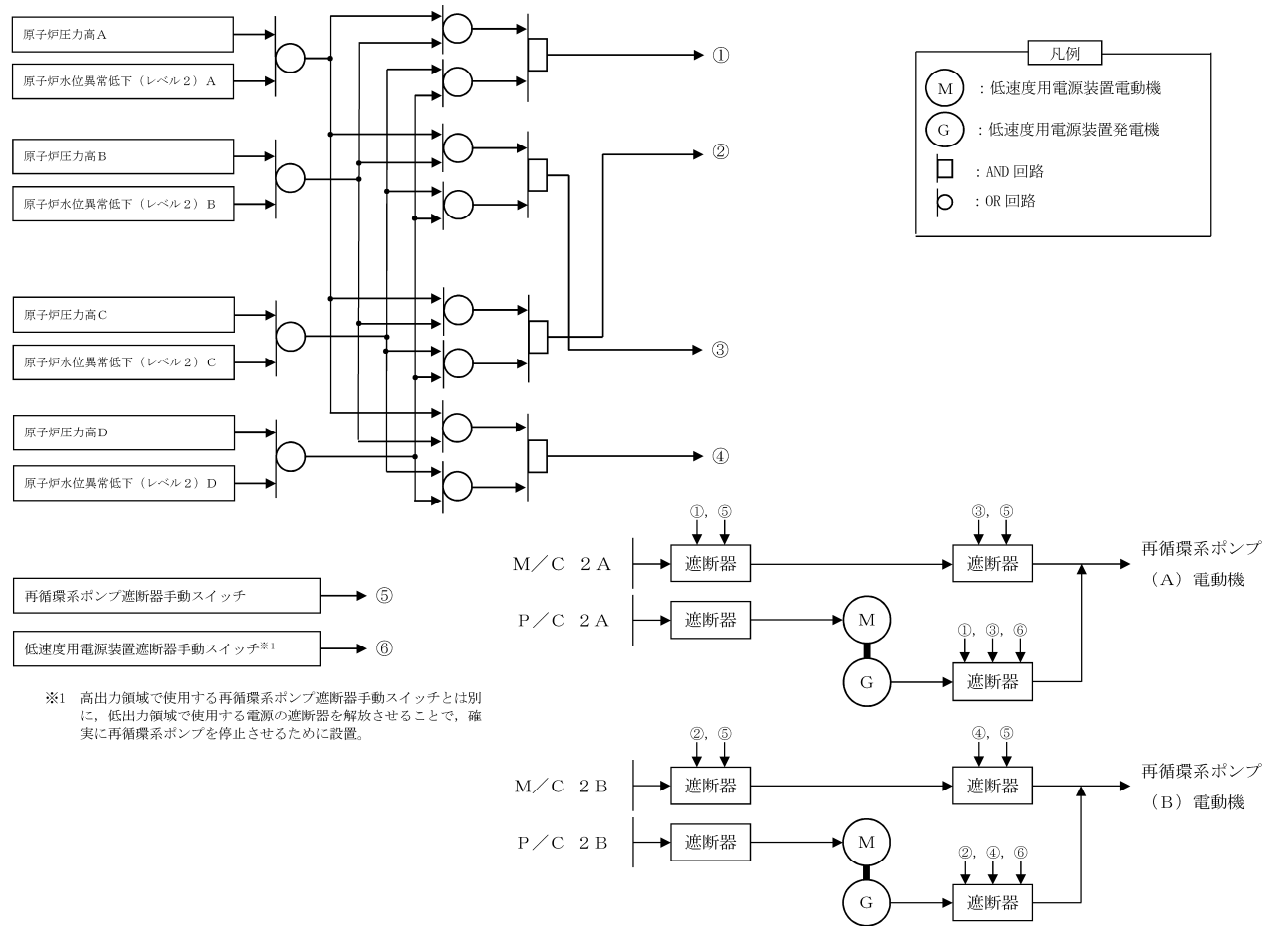
第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）

原子炉自動スクラム設定値リスト

| |
|--|
| |
|--|



第1図 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）説明図



第 1 図 A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) 説明図

重大事故対策の成立性

1. 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

(1) スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作

a. 操作概要

スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作が必要な状況において、まで移動するとともに、現場に設置してあるスクラム・パイロット弁計器用空気系配管内の計器用空気を排気することでスクラム弁ダイヤフラムの空気圧を喪失させスクラム弁を開とし、制御棒をスクラム動作させる。

b. 作業場所

c. 必要要員数及び所要時間

制御棒挿入の手段のうち、現場におけるスクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：72分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は45分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

・移動：40分（移動経路：中央制御室から

（放射線防護具着用を含む）

・排気操作：5分（操作対象1弁：

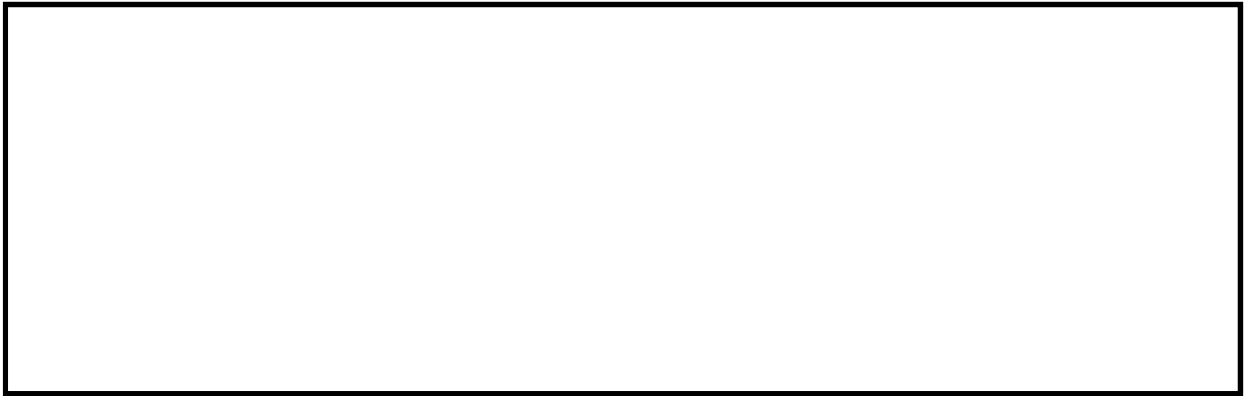
d. 操作の成立性について

作業環境：非常用照明を配備しており，常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり容易に操作可能である。また，操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受信器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。



スクラム用空気元弁

スクラム用空気元弁操作



スクラム・パイロット弁
計器用空気系

計器用空気排気操作

(2) スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作

a. 操作概要

スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作が必要な状況において、
[]まで移動するとともに、現場に設置してあるスクラム個別スイッチを操作することでスクラム・パイロット弁を動作し、制御棒をスクラム動作させる。

b. 作業場所

[]

c. 必要要員数及び所要時間

制御棒挿入の手段のうち、現場におけるスクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：139分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は95分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

・移動：45分（移動経路：中央制御室から []
（放射線防護具着用を含む）

・スクラム個別スイッチ操作：50分（操作対象370個： []
[]

d. 操作の成立性について

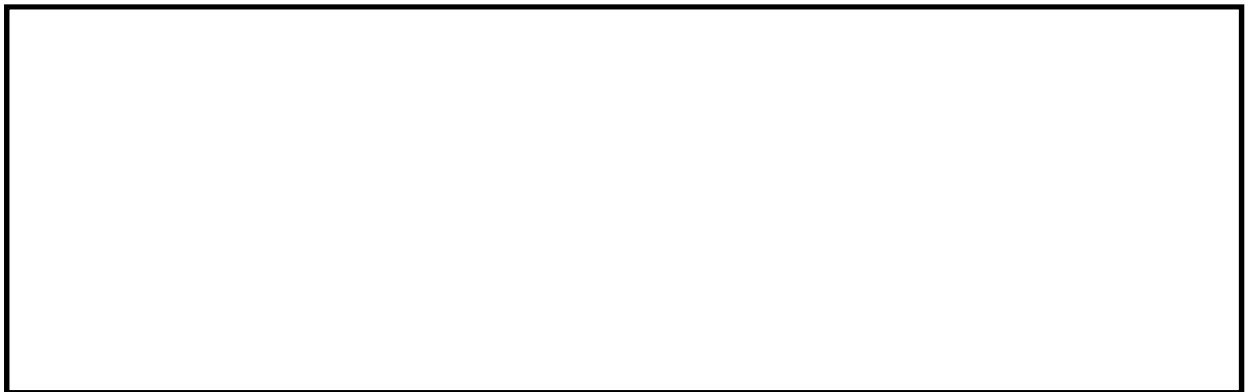
作業環境：非常用照明を配備しており、常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベ

ック) を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常のスイッチ操作であり容易に操作可能である。また、操作対象スイッチは操作性が確保された場所に設置されており、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器（ページング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。



スクラム個別スイッチ

スクラム個別スイッチ操作

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における設定根拠の考え方について

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における設定根拠の考え方を以下に示す。

1. サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について

サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方を第1表に示す。

第1表

| 操作項目 | 判断基準 | 考え方 |
|--------------|---------------------|--------------------------------|
| 原子炉隔離時冷却系の停止 | サプレッション・プール水温度：106℃ | 原子炉隔離時冷却系の高温耐性（116℃）に余裕を考慮して設定 |

2. 原子炉出力における設定根拠の考え方について

原子炉出力における設定根拠の考え方を第2表に示す。

第2表

| 操作項目 | 判断基準 | 考え方 |
|-----------------|-------------------------|---|
| 原子炉压力容器内の水位低下操作 | 発電用原子炉が隔離状態における原子炉出力：3% | 原子炉スクラムが正常に作動していないことを判断するため、平均出力領域計装の誤差範囲以上の原子炉出力（3%）に設定 |
| | 原子炉出力：55% | タービン・バイパス弁が動作している場合には、定格の約25%の蒸気を主復水器へ放出することができるので原子炉発生蒸気からその分を差し引いたものがサプレッション・チェンバへ放出される。そのため、タービン・バイパス弁が使用できる場合でも原子炉出力が55%以上となった場合、サプレッション・チェンバへの放出蒸気は定格の30%以上となる。これに対し、全制御棒挿入失敗時に原子炉压力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル2）に維持したときの原子炉発生蒸気量は定格の約30%であることから、原子炉压力容器内の水位を低下することが効果的となる原子炉出力（55%）に設定 |

原子炉手動スクラムにおける設備の位置付けについて

現在、原子炉自動スクラムに失敗した場合、手動スクラム・スイッチ及び原子炉モード・スイッチを使用して、手動で発電用原子炉を停止する手順としている。これら手動で発電用原子炉を停止するために使用する設備は、技術的能力審査基準「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」において、自主対策設備として位置付けている。

以下、これらの設備を自主対策設備として位置付けている理由とその妥当性について整理する。

1. 原子炉手動スクラムに係る設備を自主対策設備とする理由について

運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉緊急停止系である。このため、技術的能力審査基準「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」での機能喪失原因対策分析では、原子炉緊急停止系を故障想定対象として抽出している。

原子炉緊急停止系で原子炉手動スクラムと共用している箇所は、スクラム回路であり、これらの故障を想定した場合、手動による発電用原子炉の緊急停止に失敗するおそれがある。

一方、共用している箇所以外の故障によって原子炉スクラムに失敗した場合には、手動スクラム・スイッチ又は原子炉モード・スイッチの手動操作によって、原子炉停止できることがある。

このため、機能喪失原因対策分析上、必ず期待し得る対策ではないもの

の、故障の状況によっては有効となる対策であることから、自主対策設備として整理している。

2. 原子炉手動スクラムに係る設備を自主対策設備とした場合の基準適合性について

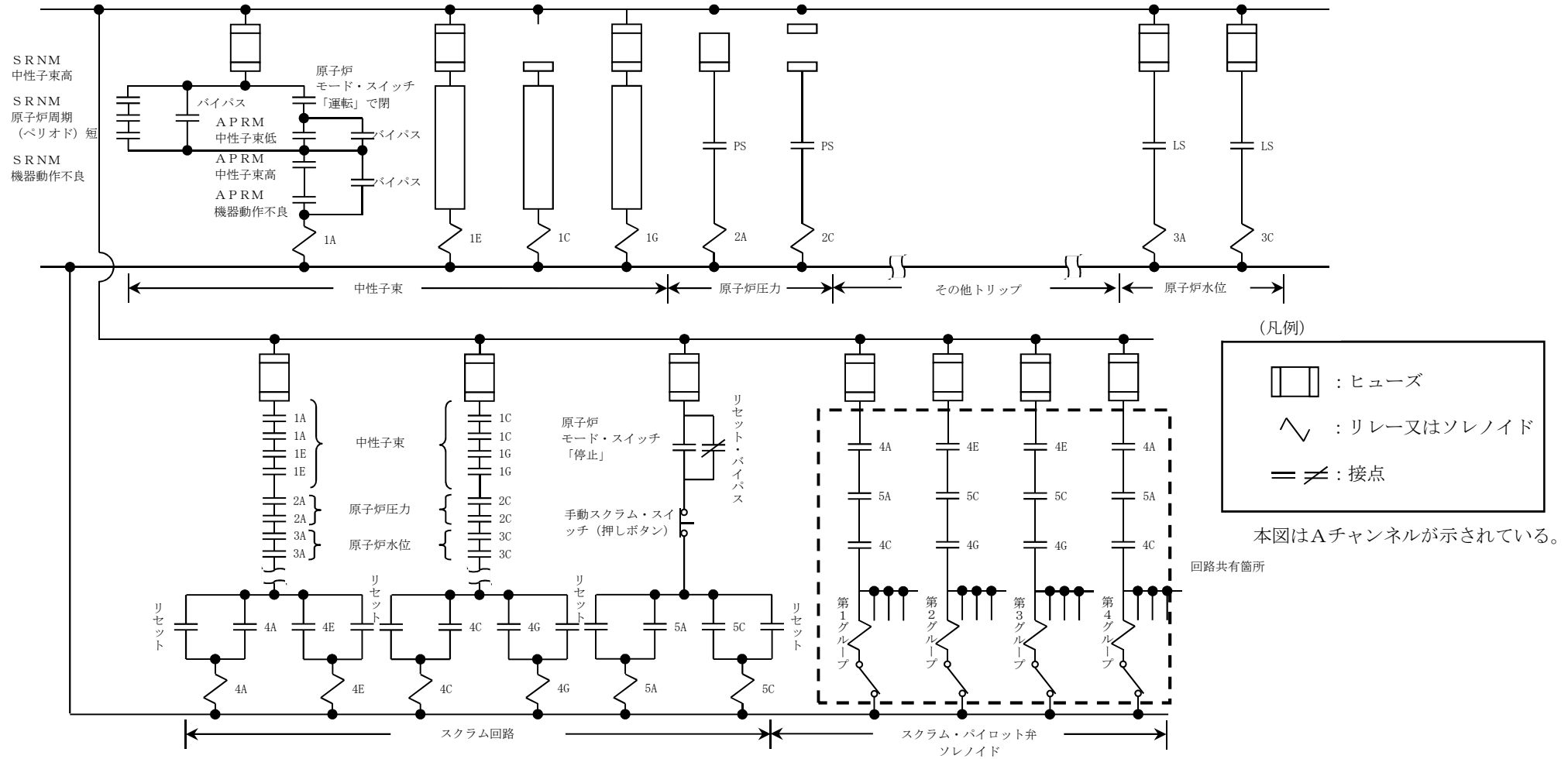
設置許可基準規則（第 44 条）において重大事故等対処設備に位置付ける設備は、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の自動信号による発電用原子炉を緊急停止する機能である。

一方、技術的能力審査基準（1.1）では、解釈の第 2 項(1) a) を満足する手順として、自動で作動する A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を手動にて操作する手順を整備し、その際に使用する設備を重大事故等対処設備としている。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し共通要因によって機能喪失することがない設計としているため、基準適合に係る重大事故等対処設備として整理できる。このため、手動スクラム・スイッチ及び原子炉モード・スイッチを自主対策設備としても、基準適合性の観点から問題となることはないと考える。

第 1 表

| 設置許可基準規則（第 44 条） | | 技術的能力審査基準（1.1） | |
|--|-------------------------|--|-------------------------------|
| 【解釈】 | 対処設備 | 【解釈】 | 対処設備 |
| センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。 | A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） | 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。 | A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ |
| | | | 手動スクラム・スイッチ |
| | | | 原子炉モード・スイッチ「停止」 |



注：SRNMは起動領域モニタを，APRMは平均出力領域モニタを示す。

第1図 原子炉緊急停止系 概要図

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」における優先順位の考え方について

A T W S が発生した場合、発電用原子炉は臨界状態が継続し、原子炉出力が高い状態で維持され、発電用原子炉で発生する熱によって原子炉格納容器内の圧力が上昇することで、炉心損傷より先に原子炉格納容器破損に至るため、発電用原子炉を未臨界状態に移行させ発電用原子炉での発生熱量を低下させるとともに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。この場合の対応として、発電用原子炉を未臨界に移行させるための「ほう酸水注入系の起動操作」、原子炉出力及びサプレッション・プール水温度の上昇を抑制する「原子炉圧力容器内の水位低下操作」がある。また、操作時間を要するが発電用原子炉を未臨界にすることが可能である「制御棒挿入操作」がある。以下に各々の操作における優先順位の考え方について示す。

1. ほう酸水注入系の起動操作における優先順位の考え方

制御棒に代わり、発電用原子炉の未臨界を維持するための手段として、ほう酸水注入系によるほう酸注入手段がある。ほう酸水による発電用原子炉の未臨界移行には時間を要するため、速やかに実施する必要がある。

2. 原子炉圧力容器内の水位低下操作における対応手段の考え方

ほう酸水注入による発電用原子炉の未臨界移行までの間の、原子炉格納容器への熱負荷を低減させるために、注水量抑制によって、原子炉圧力容器内の水位低下措置を講じる。

- (1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプが自動起動

していない場合

給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）は注水量が多いため、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）が作動している場合は、原子炉圧力容器内の水位が高めに維持され、原子炉出力が増加するため、原子炉圧力容器への注水量を減少させる。なお、タービン駆動給水ポンプは原子炉発生蒸気を使用することから、原子炉圧力容器内の水位低下操作により原子炉出力が低下した場合は、電動駆動給水ポンプに切り替え、原子炉圧力容器内の水位低下操作を継続する。

(2) 原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレー系ポンプが自動起動した場合

原子炉水位異常低下（レベル2）に到達すると高圧炉心スプレー系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプが自動起動し、これらのポンプにより原子炉注水が開始される。給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）が作動している場合は、(1)の状況よりも原子炉圧力容器への注水量が多く、より原子炉出力が増加するため、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）を待機状態にする。

部分制御棒挿入失敗時、又はほう酸水が注入されて原子炉発生蒸気量を高圧炉心スプレー系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプの注水量が上回った場合は、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）を待機状態にする。

3. 制御棒挿入操作

制御棒挿入操作は、スクラム弁の開・閉状態により、その後の操作が選択されることから、最初に実施すべきことは、スクラム弁の状態を確認することである。以下にスクラム弁の状態による制御棒挿入操作の優先順位の考え方を示す。

(1) スクラム弁が閉の場合

スクラム弁が閉の場合は、スクラム弁を開とする手段及び中央制御室から容易に操作が可能な手段を優先する。そのため、主制御盤から容易にスクラム弁を開とすることが可能なA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び補助制御盤にてスクラム弁を電氣的に開放するスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作を実施する。

(2) スクラム弁が開の場合

スクラム弁が開の場合は、原子炉スクラムをリセットし、制御棒を挿入するための方法を試みる準備を実施する。原子炉スクラムのリセットが成功した場合は、原子炉スクラムが可能な手段及び中央制御室から容易に操作が可能な手段を優先することから、手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラムを実施する。また、制御棒の挿入が確認されない場合は、原子炉スクラムをリセットし、スクラム個別スイッチの操作を実施する。

スクラム個別スイッチの操作により制御棒が挿入できない場合は、原子炉圧力容器内の圧力と御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧を確保し、制御棒の挿入を実施する。ただし、中央制御室対応を行っている運転員等の作業状況により、手動操作による制御棒挿入は現場操作より優先して実施する場合がある。

解釈一覧

操作手順の解釈一覧

| 手順 | | 操作手順記載内容 | 解釈 | |
|---------------------------------|--|----------|--|---|
| 1.1.2.1 フロントライン系故障 時の対応手順 | (2) 非常時運転手順 書Ⅱ（微候ベー ス）原子炉制御 「反応度制御」 | — | ほう酸水貯蔵タンク液位指示値の低下 | ほう酸水貯蔵タンク液位指示値にて17,050L以下 |
| | | | サプレッション・プール水温度指示値が106℃に 到達 | 添付資料 1.1.7「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における設定根拠 の考え方について」に整理する。 |
| | | | 原子炉出力が55%以上 | |
| | | | 原子炉出力を3%未満 | 原子炉水位（広帯域）等にて原子炉水位異常低 下（レベル1）より+500mm ～ +1,500mmに維 持 |
| | | | 原子炉水位異常低下（レベル1）より+500mm ～ +1,500mmに維持 | |
| ほう酸水の全量注入完了 | ほう酸水貯蔵タンク液位指示値にて0L | | | |

弁番号及び弁名称一覧

| 統一名称 | 弁名称 | 弁番号 | 操作場所 |
|--------------|-----------|------------------|-------------------------------|
| ほう酸水貯蔵タンク出口弁 | SLCタンク出口弁 | C41-F001A/B (M0) | 中央制御室 原子炉建屋原子炉棟5階西側 (管理区域) |
| ほう酸水注入系爆破弁 | SLC爆破弁A/B | C41-F004A/B | 中央制御室 |

手順のリンク先について

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について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

- ・ 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱手順

<リンク先> 1.6.2.3(2) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱

- ・ 非常用交流電源設備への燃料給油手順

<リンク先> 1.14.2.7(3) 軽油貯蔵タンクから2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油

- ・ 操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

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. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

(b) 重大事故等対処設備

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却

(b) 復旧

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 監視及び制御

(a) 監視及び制御

(b) 重大事故等対処設備

d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備

(a) 重大事故等の進展抑制

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

e. 手順等

1.2.2 重大事故等時の手順

1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動

b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水

a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動

(2) 復旧

a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順

(1) 重大事故等の進展抑制

a. 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及び注水

b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.4 設計基準事故対処設備を使用した対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.2.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.2.2 自主対策設備仕様

添付資料1.2.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.2.4 重大事故対策の成立性

1. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

(1) 現場手動操作による高圧代替注水系起動

2. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動

(1) 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動

3. 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
及び注水

(1) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（継
続注水）

添付資料1.2.5 原子炉水位計の校正条件について

添付資料1.2.6 全交流動力電源喪失時に高圧注水系の起動に失敗した場合の
処置について

添付資料1.2.7 解釈一覧

添付資料1.2.8 手順のリンク先について

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 (RCIC) 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「RCIC 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プ等) を用いた弁の操作により、RCIC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、RCIC 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) RCIC 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（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）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

が有する発電用原子炉の冷却機能は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による冷却機能である。

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、発電用原子炉を冷却する対処設備を整備する。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、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.2-1図）。

また、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を監視及び制御する対応手段及び重大事故等対処設備、重大事故等の進展を抑制するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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処設備により，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，自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系が健全であれば重大事故等対処設備として重大事故等の対処に用いる。また，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に必要な設備として，逃がし安全弁（安全弁機能）を重大事故等対処設備と位置付け，重大事故等の対処に用いる。なお，逃がし安全弁（安全弁機能）は，蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放することから，運転員等による操作を必要としない。

原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却^{※2}で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・逃がし安全弁（安全弁機能）
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系配管・弁
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉圧力容器
- ・所内常設直流電源設備

※2：原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却は，ヘッドスプレイノズルによる原子炉圧力容器への注水である。

また、所内常設直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 燃料給油設備

高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・ 逃がし安全弁（安全弁機能）
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 燃料給油設備

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの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及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.2-1表に整理する。

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

- (a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、中央制御室からの操作により高压代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する手段がある。

中央制御室からの操作により高压代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高压代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する手段がある。

これらの対応手段により、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、高压代替注水系の運転を継続する。

i) 高压代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却

中央制御室からの操作により高压代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却^{*3}する設備は以下のとおり。

- ・ 常設高压代替注水系ポンプ
- ・ 逃がし安全弁（安全弁機能）
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 高压代替注水系（蒸気系）配管・弁
- ・ 主蒸気系配管・弁
- ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・ 高压代替注水系（注水系）配管・弁
- ・ 高压炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ
- ・ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替直流電源設備

- ・可搬型代替直流電源設備
- ・燃料給油設備

※3： 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却は、ヘッドスプレ
イノズルによる原子炉圧力容器への注水である。

また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備
は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料給油設備

ii) 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却

現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し発電
用原子炉を冷却^{※4}する設備は以下のとおり。

- ・常設高圧代替注水系ポンプ
- ・高圧代替注水系タービン止め弁
- ・逃がし安全弁（安全弁機能）
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系配管・弁
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁
- ・原子炉圧力容器

※4： 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却は、ヘッドスプレ
イノズルによる原子炉圧力容器への注水である。

(b) 重大事故等対処設備

高压代替注水系の中央制御室からの操作及び現場操作による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、常設高压代替注水系ポンプ、高压代替注水系タービン止め弁、逃がし安全弁（安全弁機能）、サプレッション・チェンバ、高压代替注水系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、高压代替注水系（注水系）配管・弁、高压炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ、原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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が全て網羅されている。

（添付資料1.2.1）

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、上記「a. (a) 高压代替注水系による発電用原子炉の冷却」の手段に加え、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し発電用原子炉を冷却する

手段がある。

この対応手段により，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，原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。

i) 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却

現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し発電用原子炉を冷却^{※5}する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
- ・逃がし安全弁（安全弁機能）
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系配管・弁
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉圧力容器

※5：原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却は，ヘッドスプレイノズルによる原子炉圧力容器への注水である。

また，上記原子炉隔離時冷却系を現場での人力による弁の操作で起動したことにより発生する排水を処理する手段がある。

排水設備による排水で使用する設備は以下のとおり。

- ・水中ポンプ
- ・ホース
- ・仮設発電機
- ・燃料給油設備

(b) 復旧

全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は，所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備及び代替直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段がある。

i) 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器に給電し，原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却^{※6}する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・ 逃がし安全弁（安全弁機能）
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・ 主蒸気系配管・弁
- ・ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 所内常設直流電源設備
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 燃料給油設備

※6：原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却は，ヘッドスプレインノズルによる原子炉圧力容器への注水である。

なお，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備へ燃料を給油することにより，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、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

ii) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

可搬型代替直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却^{※7}する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・ 逃がし安全弁（安全弁機能）
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・ 主蒸気系配管・弁
- ・ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 所内常設直流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備
- ・ 燃料給油設備

※7：原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却は、ヘッドスプレインノズルによる原子炉圧力容器への注水である。

なお、可搬型代替直流電源設備へ燃料を給油することにより、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、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系蒸気

供給弁，逃がし安全弁（安全弁機能），サプレッション・チェンバ，主蒸気系配管・弁，原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁・ストレーナ，原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁及び原子炉圧力容器は重大事故等対処設備として位置付ける。

復旧にて使用する設備のうち，原子炉隔離時冷却系ポンプ，逃がし安全弁（安全弁機能），サプレッション・チェンバ，原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁，主蒸気系配管・弁，原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ，原子炉圧力容器，所内常設直流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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が全て網羅されている。

（添付資料1.2.1）

以上の重大事故等対処設備により，全交流動力電源が喪失した場合，又は全交流動力電源の喪失に加えて常設直流電源系統が喪失した場合においても，発電用原子炉を冷却することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・排水設備

排水を行わなかった場合においても，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，原子炉隔離時冷却系の運転を継続することができるが，排水が可能な場合は，原子炉隔離時冷却系の運転継続

時間を延長できることから、原子炉隔離時冷却系の機能を維持する手段として有効である。

c. 監視及び制御

(a) 監視及び制御

上記「a. (a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「b. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却」により発電用原子炉を冷却する際は、発電用原子炉を冷却するための原子炉圧力容器内の水位を監視する手段がある。

また、原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認する手段がある。

さらに、発電用原子炉を冷却するための原子炉圧力容器内の水位を制御する手段がある。

監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。なお、現場計器については、S_s機能維持を担保する設計である。

高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（広帯域，燃料域，SA広帯域，SA燃料域）
- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力（SA）
- ・高圧代替注水系系統流量
- ・サプレッション・プール水位

高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（広帯域^{※8}，燃料域^{※8}，SA広帯域^{※8}，SA燃料域^{※8}）
- ・高圧代替注水系系統流量
- ・可搬型計測器

- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン入口圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン排気圧力
- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力

原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器

- ・ 原子炉水位（広帯域^{※8}，燃料域^{※8}，S A広帯域^{※8}，S A燃料域^{※8}）
- ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・ 可搬型計測器
- ・ 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力
- ・ 可搬型回転計

※8：中央制御室にて監視可能であるが，現場においても監視可能。

(b) 重大事故等対処設備

監視及び制御にて使用する設備のうち，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A広帯域），原子炉水位（S A燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（S A），高圧代替注水系系統流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，サプレッション・プール水位，可搬型計測器，常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力，常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力，高圧代替注水系タービン入口圧力，高圧代替注水系タービン排気圧力，原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力及び原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備

が全て網羅されている。

(添付資料1.2.1)

以上の重大事故等対処設備を用いて原子炉圧力容器内の水位及び高圧代替注水系の作動状況を監視することにより、発電用原子炉を冷却するために必要な監視及び制御ができる。

d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備

(a) 重大事故等の進展抑制

高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器内の水位が維持できない場合は，重大事故等の進展を抑制するため，ほう酸水注入系及び制御棒駆動水圧系により原子炉圧力容器へ注水する手段がある。

i) ほう酸水注入系による進展抑制

ほう酸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圧力容器へのほう酸水注入を実施する。

さらに，純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに水を補給することで，ほう酸水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を継続する。

ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水を注入する設備及び注水する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入ポンプ
- ・逃がし安全弁（安全弁機能）
- ・ほう酸水貯蔵タンク
- ・ほう酸水注入系配管・弁
- ・純水系
- ・原子炉圧力容器

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 燃料給油設備

ii) 制御棒駆動水圧系による進展抑制

復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

制御棒駆動水圧系により原子炉圧力容器へ注水する設備は以下のとおり。

- ・ 制御棒駆動水ポンプ
- ・ 逃がし安全弁（安全弁機能）
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 制御棒駆動水圧系配管・弁
- ・ 補給水系配管・弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 原子炉補機冷却系
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 燃料給油設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

ほう酸水注入系による進展抑制で使用する設備のうち、ほう酸水注入ポンプ、逃がし安全弁（安全弁機能）、ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.2.1)

以上の重大事故等対処設備により，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時における注水機能が喪失した場合においても，重大事故等の進展を抑制することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・ほう酸水注入系（原子炉圧力容器へ注水する場合）

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず，加えてほう酸水貯蔵タンクへの補給ラインの耐震性が確保されていないが，純水系からほう酸水貯蔵タンクに水を補給することができれば，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水が可能となることから，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。

- ・制御棒駆動水圧系

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず，加えて耐震性が確保されていないが，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。

(添付資料1.2.2)

e. 手順等

上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」，「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」，「c. 監視及び制御」及び「d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等^{*9}及び重大事故等対応要員の対応とし

て、「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」、「非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）」、「AM設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.2-1表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第1.2-2表，第1.2-3表）。

※9 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

（添付資料1.2.3）

1.2.2 重大事故等時の手順

1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA広帯域，SA燃料域）により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（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。

原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

（添付資料1.2.5）

(a) 手順着手の判断基準

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

(b) 操作手順

中央制御室からの高圧代替注水系起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2-2図及び第1.2-3図に，概要図を第1.2-4図に，タイムチャートを第1.2-5図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に中央制御室からの高圧代替注水系起動の準備開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，高圧代替注水系起動による原子炉圧力容器への注水に必要な原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の電源の受電操作を実施する。

③運転員等は中央制御室にて，中央制御室からの高圧代替注水系起動に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

④運転員等は中央制御室にて，中央制御室からの高圧代替注水系起動の系統構成として，原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の閉の確認及び高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の全開操作を実施し，発電長に中央制御室からの高圧代替注水系起動の準備完了を報告する。

なお，高圧代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は，原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁を全閉とする。

⑤発電長は，運転員等に中央制御室からの高圧代替注水系起動及び

原子炉圧力容器への注水開始を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、 高圧代替注水系タービン止め弁を全開操作することにより高圧代替注水系を起動し、 原子炉圧力容器への注水を開始する。

⑦運転員等は中央制御室にて、 原子炉圧力容器への注水が開始されたことを高圧代替注水系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し発電長に報告するとともに、 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、 中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて操作を実施した場合、 作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合において、 中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、 現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、 サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、 発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、 広帯域、 燃料域、 SA広帯域、 SA燃料域）及び可搬型計測器により監視する。 また、 これらの計測機器が故障又は計測範囲（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。

原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

(添付資料1.2.5)

(a) 手順着手の判断基準

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合。

(b) 操作手順

現場手動操作による高圧代替注水系起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2-2図及び第1.2-3図に，概要図を第1.2-6図に，タイムチャートを第1.2-7図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に現場手動操作による高圧代替注水系起動の準備開始を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，原子炉水位及び高圧代替注水系系統流量の計器端子台に可搬型計測器の接続を実施し，発電長に原子炉圧力容器内の水位を報告する。
- ③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，高圧代替注水系の駆動蒸気圧力が確保されていることを原子炉建屋原子炉棟地下1階（管理区域）の高圧代替注水系タービン入口圧力指示値が規定値以上であることにより確認する。
- ④運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，現場手動操作による高圧代替注水系起動の系統構成として，原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の閉を確認するとともに，高圧代替注水系注入弁及

び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を全開操作し、発電長に高压代替注水系現場起動による原子炉压力容器への注水の準備完了を報告する。

なお、高压代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁を全閉とする。

⑤発電長は、運転員等に現場手動操作による高压代替注水系起動及び原子炉压力容器への注水開始を指示する。

⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、高压代替注水系タービン止め弁を現場操作のハンドルにて全開操作することにより高压代替注水系を起動し、原子炉压力容器への注水を開始する。また、可搬型計測器により高压代替注水系の作動状況を確認し、発電長に作動状況に異常がないことを報告する。

⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉压力容器への注水が開始されたことを可搬型計測器による原子炉水位指示値及び高压代替注水系系統流量の上昇により確認し、作動状況に異常がないことを発電長に報告するとともに、原子炉建屋原子炉棟にて、高压代替注水系タービン止め弁を現場操作のハンドルにて操作することにより原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で原子炉压力容器内の水位を制御する。なお、中央制御室にて可搬型計測器による原子炉水位及び高压代替注水系系統流量の監視ができない場合は、原子炉建屋原子炉棟にて可搬型計測器により原子炉水位指示値を監視し、現場計器にて常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力指示値を確認することで、原子炉压力容器の水位を制御する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから現場手動操作による高圧代替注水系起動での原子炉圧力容器への注水開始まで58分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料1.2.4）

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2-19図に示す。

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

これらの対応手段により、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、高圧代替注水系の運転を継続する。

1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水

a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（広帯域、燃料域、SA広帯域、SA燃料域）及び可搬型計測器により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（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。

原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

（添付資料1.2.5）

また、現場手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動した場合は、潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、真空タンク点検口を開放することにより、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に排水が滞留することとなるが、この排水を処理しなかった場合においても、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、原子炉隔離時冷却系を水没させずに継続して運転できる。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系での原子

炉圧力容器への注水ができない場合において、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

(b) 操作手順

現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2-2図及び第1.2-3図に、概要図を第1.2-8図、第1.2-9図に、タイムチャートを第1.2-10図に示す。

【現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動（運転員操作）】

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の準備開始を指示する。
- ②発電長は、災害対策本部長代理に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動にて発生する排水の処理を依頼する。
- ③運転員等は中央制御室にて、原子炉水位及び原子炉隔離時冷却系系統流量の計器端子台に可搬型計測器の接続を実施し、発電長に原子炉圧力容器内の水位を報告する。
- ④運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気圧力が確保されていることを原子炉建屋原子炉棟地下1階（管理区域）の原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が規定値以上であることにより確認する。
- ⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉隔離時冷却系タービン及びポンプに使用している潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、原子炉隔離時冷却系真空タンク点検口の開放操作を実施後、原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁の全開操作を実施し、発電長に原子炉隔離時冷却系の冷却水確保完了を報告する。

- ⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の系統構成として、原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の全開を確認するとともに、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の全開操作を実施後、原子炉隔離時冷却系タービングランド部からの蒸気漏えいに備え防護具（自給式呼吸用保護具及び耐火服）を装着し、発電長に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の準備完了を報告する。
- ⑦発電長は、運転員等に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動及び原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁を徐々に開操作することにより原子炉隔離時冷却系を起動し、原子炉隔離時冷却系タービンの回転数を可搬型回転計にて確認しながら規定回転数に調整する。また、原子炉建屋原子炉棟地下2階原子炉隔離時冷却系ポンプ室（管理区域）の現場監視計器により原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認し、発電長に作動状況に異常がないことを報告する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを可搬型計測器による原子炉水位指示値及び原子炉隔離時冷却系系統流量指示値の上昇により確認し、作動状況に異常がないことを発電長に報告するとともに、原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁を現場手動操作にて操作することにより原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で原子炉圧力容器内の水位を制御する。なお、中央制御室にて原子炉水位及び原子炉隔離時冷却系系統流量の監視ができない場合は、原子炉建屋

原子炉棟にて可搬型計測器により原子炉水位指示値を監視し，現場計器にて原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力指示値を確認することで，原子炉圧力容器の水位を制御する。

【原子炉隔離時冷却系排水処理（重大事故等対応要員操作）】

- ①災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に排水処理を指示する。
- ②重大事故等対応要員は，排水処理に必要な発電機，水中ポンプ，電源ケーブル及びホースの準備を行い，原子炉建屋屋外まで移動する。
- ③重大事故等対応要員は，防護扉を開放する。
- ④重大事故等対応要員は，原子炉建屋屋外に発電機を設置，原子炉建屋原子炉棟地下2階（管理区域）の原子炉隔離時冷却系ポンプ室に水中ポンプ及びホースを設置，原子炉建屋原子炉棟地下1階（管理区域）に電源ケーブルを搬入する。
- ⑤重大事故等対応要員は，発電機－モータコントロールセンタ間及び発電機－水中ポンプ間の電源ケーブルを敷設し，モータコントロールセンタの各端子へ電源ケーブルを接続する。
- ⑥重大事故等対応要員は，原子炉建屋原子炉棟地下2階原子炉隔離時冷却系ポンプ室の水密扉を開放し固縛する。
- ⑦重大事故等対応要員は，水中ポンプの吐出側にホースを接続し，接続したホースを原子炉建屋原子炉棟地下2階原子炉棟床ドレン・サンプまで敷設する。
- ⑧重大事故等対応要員は，発電機を起動させるため，発電機本体から起動操作を行い発電機を起動させる。
- ⑨重大事故等対応要員は，水中ポンプを起動させるため，制御盤から

起動操作を行い水中ポンプを起動させ、原子炉棟床ドレン・サン
プへ送水を開始する。

⑩重大事故等対応要員は、水中ポンプの運転状態を制御盤の状態表示
にて確認する。

⑪重大事故等対応要員は、排水処理を開始したことを災害対策本部長
代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現
場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）8名にて作
業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系によ
る原子炉圧力容器への注水開始まで125分以内、重大事故等対応要員
による排水処理開始まで300分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具（自給式呼吸
用保護具及び耐火服）、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通
常運転時と同程度である。

原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離
時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する手順とする。したが
って、原子炉隔離時冷却系タービングランド部からの蒸気漏えいに伴う
環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており、防護具
（自給式呼吸用保護具及び耐火服）を確実に装着することにより本操作
が可能である。

（添付資料1.2.4）

(2) 復旧

a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に

必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器に給電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

なお、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が機能喪失し、サブプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定される場合は、原子炉圧力容器への注水を低圧代替注水系（可搬型）に切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車が使用可能な場合。

(b) 操作手順

常設代替交流電源設備に関する手順及び可搬型代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c) 操作の成立性

常設代替交流電源設備に関する操作の成立性及び可搬型代替交流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に

必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

なお、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が機能喪失し、サブプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定される場合、原子炉圧力容器への注水を低圧代替注水系（可搬型）に切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備により直流電源を確保できない場合。

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c) 操作の成立性

可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2-19図に示す。

a. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統が喪失した場合の対応

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統の喪失により、原子炉隔離

時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

いずれの操作によっても高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

これらの対応手段により、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、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。

b. 全交流動力電源のみ喪失した場合の対応

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器に給電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

代替交流電源設備による給電ができない場合は、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

これらの対応手段により，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，原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。

(添付資料1.2.6)

1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順

(1) 重大事故等の進展抑制

a. 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及び注水

高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は，ほう酸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圧力容器へのほう酸水注入を実施する。

さらに，純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで，ほう酸水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を継続する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であり，高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で，ほう酸水注入系が使用可能な場合。

(b) 操作手順

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及び注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2-11図に，タイムチャートを第1.2-12図に示す。

【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】

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に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の準備開始を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、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に必要なポンプ及び電動弁の電源が確保されたこと並びに監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプ（A）又は（B）の起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A」位置（B系を起動する場合は「SYS B」位置）にすることで、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が全開となり、ほう酸水注入ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。）を実施する。
- ④運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位指示値の低下により確認し、発電長に報告する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、ほう酸水貯蔵タンクに補給するため、純水移送ポンプが運転中であり、純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.74MPa [gage] 以上であることを確認する。

【ほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水】

- ⑥発電長は、原子炉圧力容器への継続注水が必要と判断した場合は、運転員等にほう酸水注入系による原子炉圧力容器への継続注水の準備開始を指示する。

※ 【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】の準備と併せて実施する。

⑦運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁の全開操作実施後、発電長にほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の準備完了を報告する。

⑧発電長は、運転員等にほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の開始を指示する。

⑨運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁を調整開とし、ほう酸水貯蔵タンクに補給する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、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は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで2分以内で可能である。

さらに、純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給し、原子炉圧力容器へ継続注水する場合は、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器への継続注水準備完了まで60分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料1.2.4）

b. 制御棒駆動水压系による原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレー系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、原子炉補

機冷却系により冷却水を確保し，復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり，高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で，制御棒駆動水圧系が使用可能な場合。

(b) 操作手順

制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2-2図及び第1.2-3図に，概要図を第1.2-13図に，タイムチャートを第1.2-14図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ，電動弁，監視計器の電源及び冷却水が確保されていることを状態表示等にて確認する。
- ③発電長は，運転員等に制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて，制御棒駆動水ポンプの起動操作を実施し，制御棒駆動水ポンプが起動したことを確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて，制御棒駆動水圧系流量調整弁及び制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁を開とする。
- ⑥運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器への注水が開始されたことを制御棒駆動水圧系系統流量指示値の上昇により確認し，発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始まで4分以内で可能である。

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2-19図に示す。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、交流動力電源が確保され原子炉補機冷却系により冷却水を確保できれば制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。原子炉補機冷却系により冷却水を確保できない場合、又は常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により交流動力電源が確保できず、可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により交流動力電源を確保した場合は、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及び注水を実施する。制御棒駆動水圧系及びほう酸水注入系は発電用原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが、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、重大事故等の進展抑制として使用する。

なお、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を継続する場合は、ほう酸水貯蔵タンクに純水系から補給することで、ほう酸水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への継続注水を実施する。

1.2.2.4 設計基準事故対処設備を使用した対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル2））による作動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお，原子炉隔離時冷却系の水源はサプレッション・チェンバを優先して用いるが，原子炉隔離時冷却系で用いることができる水源として自主対策設備である復水貯蔵タンクもある。サプレッション・プール水枯渇，サプレッション・チェンバ破損又はサプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し，原子炉隔離時冷却系の確実な運転継続を確保する観点から，原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える。

いずれの切替えにおいても，運転中の原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源切替えが可能である。

サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順については，「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

a. 手順着手の判断基準

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

b. 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2-15図に，タイムチャートを第1.2-16図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル2））により原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁、原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁が全開し、原子炉隔離時冷却系が起動したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し発電長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで3分以内で可能である。

(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル2）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、高圧炉心スプレイ系の水源はサブプレッション・チェンバを優先して用いるが、高圧炉心スプレイ系で用いることができる水源として自主対策設備である復水貯蔵タンクもある。残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が機能喪失している場合、サブプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し、高圧炉心スプレイ系の確実な運転継続を確保する観点から、高圧炉心スプレイ系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替

える。

いずれの切替えにおいても、運転中の高圧炉心スプレイ系を停止することなく水源切替えが可能である。

サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

a. 手順着手の判断基準

給水・復水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

b. 操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2-17図に、タイムチャートを第1.2-18図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル2）又はドライウエル圧力高）により高圧炉心スプレイ系ポンプが起動し、高圧炉心スプレイ系注入弁が全開となったことを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを高圧炉心スプレイ系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し発電長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで3分以内で可能である。

1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「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。

サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順については、「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。

非常用交流電源設備，所内常設直流電源設備，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用 125V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，ほう酸水注入ポンプ，制御棒駆動水ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び非常用交流電源設備への燃料給油手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

原子炉水位の監視又は推定に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」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
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/6)

(設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等対処設備として使用する発
 電用原子炉の冷却)

| 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 | 対処設備 | 手順書 |
|------------|-------------------------|-----------------------|--|--|
| 設計基準事故対処設備 | — | 原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁 (安全弁機能) ※4 サブプレッション・チェンバ※1 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2 | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 |
| | | 高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却 | 高圧炉心スプレイ系ポンプ 逃がし安全弁 (安全弁機能) ※4 サブプレッション・チェンバ※1 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機用海水系 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2 | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ (停止時徴候ベース) 「停止時原子炉水位 制御」等 AM設備別操作手順書 |

※1: 手順については「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: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

※4: 運転員等による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／6）

（フロントライン系故障時）

| 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 | 対処設備 | 手順書 | |
|-------------|---------------------|--------------------------------|---|-----------|--|
| フロントライン系故障時 | 原子炉隔離時冷却系 | 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 | 常設高圧代替注水系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サプレッション・チェンバ※1 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2 | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | 高圧炉心スプレイ系 | 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却 | 常設高圧代替注水系ポンプ 高圧代替注水系タービン止め弁 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サプレッション・チェンバ※1 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 |

※1：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

※4：運転員等による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／6）

（サポート系故障時）

| 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 | 対処設備 | | 手順書 |
|----------|---------------------|----------------------------|--|-----------|--|
| サポート系故障時 | 全交流動力電源 常設直流電源系統 | 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サブプレッション・チェンバ※1 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁 原子炉圧力容器 | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 |
| | | | 水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料給油設備※2 | 自主対策設備 | |
| | 全交流動力電源 | 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サブプレッション・チェンバ※1 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2 | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |

※1：手順については「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：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

※4：運転員等による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／6）

（サポート系故障時）

| 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 | 対処設備 | 手順書 |
|----------|---------------------|--------------------------|--|---|
| サポート系故障時 | 全交流動力電源 | 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サブプレッション・チェンバ※1 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料給油設備※2 | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |

※1：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

※4：運転員等による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／6）

（監視及び制御）

| 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 | 対処設備 | 手順書 | |
|--------|---------------------|----------------------------------|---|-----------|--|
| 監視及び制御 | — | 高圧代替注水系（中央制御室起動時） ※3 の監視計器 | 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） 高圧代替注水系系統流量 サプレッション・プール水位 | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | 高圧代替注水系（現場起動時） ※3 の監視計器 | 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 高圧代替注水系系統流量 可搬型計測器 | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | | 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力 | 自主対策設備 | |
| | | 原子炉隔離時冷却系（現場起動時） ※3 の監視計器 | 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉隔離時冷却系系統流量 可搬型計測器 | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | | 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力 可搬型回転計 | 自主対策設備 | |

※1：手順については「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：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

※4：運転員等による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／6）

（重大事故等の進展抑制）

| 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 | 対処設備 | 手順書 |
|------------|---------------------|------------------------|---|---|
| 重大事故等の進展抑制 | — | ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入） | ほう酸水注入ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 ほう酸水貯蔵タンク※1 ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2 | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | ほう酸水注入系による進展抑制（注水） | ほう酸水注入ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 ほう酸水貯蔵タンク※1 ほう酸水注入系配管・弁 純水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2 | 自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | 制御棒駆動水圧系による進展抑制 | 制御棒駆動水ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 復水貯蔵タンク※1 制御棒駆動水圧系配管・弁 補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2 | 自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書 |

※1：手順については「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：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

※4：運転員等による操作不要の設備である。

第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/7)

| 手順書 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|------------------|--------------|---|
| 1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 電源 | 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 |
| | | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) |
| | | 水源の確保 | サブプレッション・プール水位 |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) |
| | | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 高圧代替注水系系統流量 |
| | | 水源の確保 | サブプレッション・プール水位 |

監視計器一覧 (2/7)

| 手順書 | 重大事故等の対応に必要なとなる監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|---------------------|---------------|---|
| 1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高压代替注水系による原子炉压力容器への注水 b. 現場手動操作による高压代替注水系起動 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 電源 | 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 |
| | | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) (可搬型計測器) 原子炉水位 (狭帯域) |
| | | 水源の確保 | サブプレッション・プール水位 |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) (可搬型計測器) 原子炉水位 (狭帯域) |
| | | 原子炉压力容器への注水流量 | 高压代替注水系系統流量 (可搬型計測器) |
| | | 補機監視機能 | 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 高压代替注水系タービン入口圧力 高压代替注水系タービン排気圧力 常設高压代替注水系ポンプ入口圧力 |
| | | | |

監視計器一覧 (3/7)

| 手順書 | 重大事故等の対応に必要なとなる監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|---------------------|---------------|---|
| 1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉压力容器への注水 a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 電源 | 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 |
| | | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) (可搬型計測器) 原子炉水位 (狭帯域) |
| | | 水源の確保 | サブプレッション・プール水位 |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) (可搬型計測器) 原子炉水位 (狭帯域) |
| | | 原子炉压力容器への注水流量 | 原子炉隔離時冷却系系統流量 (可搬型計測器) |
| | | 補機監視機能 | 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力 可搬型回転計 |
| | | | |

監視計器一覧 (4/7)

| 手順書 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|------------------|-----------------------|--|
| 1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制 a. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入及び注水 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ (停止時徴候ベース) 「停止時原子炉水位制御」等 | 判断基準 | 電源 原子炉压力容器内の水位 | メタルクラッド開閉装置 (以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。) 2C電圧 パワーセンタ (以下「パワーセンタ」を「P/C」という。) 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流 125V 主母線盤 2A電圧 直流 125V 主母線盤 2B電圧 |
| | | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) |
| | | 水源の確保 | 純水貯蔵タンク水位 |
| AM設備別操作手順書 | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) |
| | | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) |
| | | 補機監視機能 | ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 |

監視計器一覧 (5/7)

| 手順書 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) |
|---|------------------|--|
| 1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制 b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 | 判断基準 | 電源 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流 125V 主母線盤 2A電圧 直流 125V 主母線盤 2B電圧 |
| | | 原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) |
| | | 補機監視機能 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 |
| | | 水源の確保 復水貯蔵タンク水位 |
| 非常時運転手順書Ⅱ (停止時徴候ベース) 「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書 | 操作 | 原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) |
| | | 原子炉圧力容器への注水量 制御棒駆動水圧系系統流量 |
| | | 補機監視機能 制御棒駆動系冷却水ライン流量 |
| | | 水源の確保 復水貯蔵タンク水位 |

監視計器一覧 (6/7)

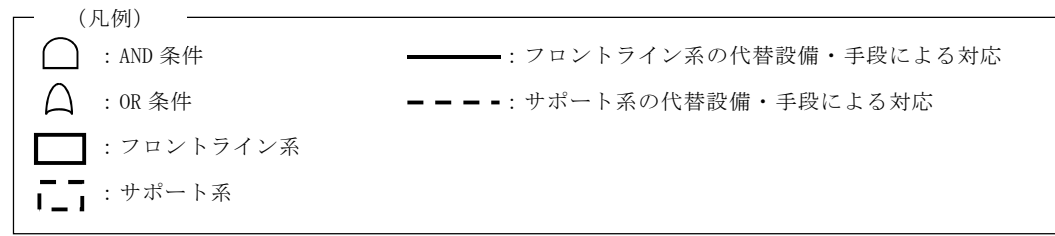
| 手順書 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|------------------|--------------|---|
| 1.2.2.4 設計基準事故対処設備を使用した対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 電源 | 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 |
| | | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) |
| | | 水源の確保 | サブプレッション・プール水位 |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) |
| | | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 原子炉隔離時冷却系系統流量 |
| | | 補機監視機能 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 |
| | | 水源の確保 | サブプレッション・プール水位 |

監視計器一覧 (7/7)

| 手順書 | 重大事故等の対応に必要なとなる監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|---------------------|--------------|---|
| 1.2.2.4 設計基準事故対処設備を使用した対応手順 (2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ (停止時徴候ベース) 「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 電源 | M/C HPCS電圧 直流125V主母線盤HPCS電圧 |
| | | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) |
| | | 水源の確保 | サブプレッション・プール水位 |
| | 操作 | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) |
| | | 原子炉圧力容器への注水量 | 高圧炉心スプレイ系系統流量 |
| | | 補機監視機能 | 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 |
| | | 水源の確保 | サブプレッション・プール水位 |

第1.2-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

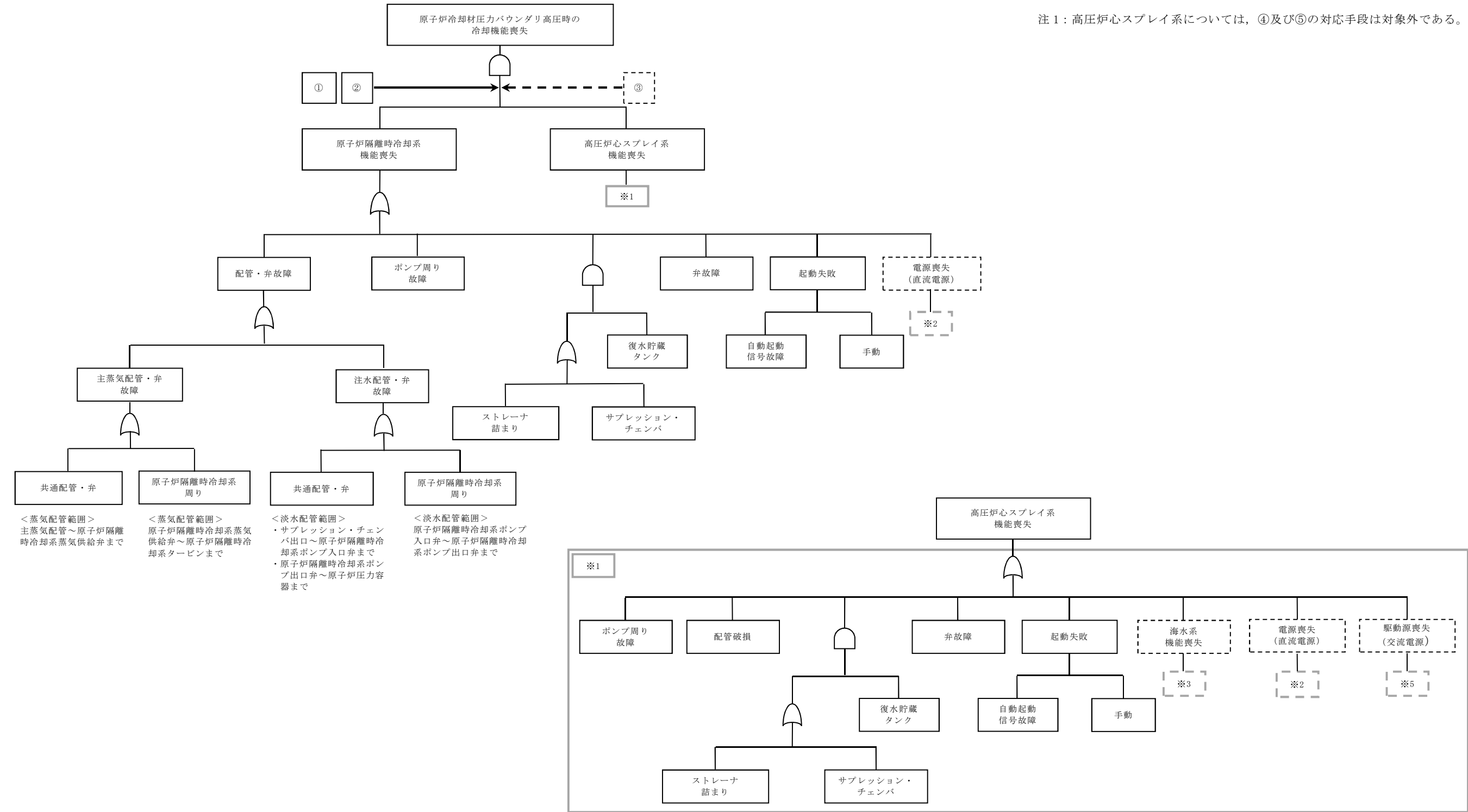
| 対象条文 | 供給対象設備 | 給電元 給電母線 |
|--|--------------------|--|
| <p>【1.2】 原子炉冷却材圧力バウン ダリ高圧時に発電用原子 炉を冷却するための手順 等</p> | <p>原子炉隔離時冷却系 弁</p> | <p>所内常設直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤 2 A</p> |
| | <p>高圧代替注水系 弁</p> | <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤</p> |
| | <p>ほう酸水注入ポンプ・弁</p> | <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 モータコントロールセンタ 2 C 系（以下「モータコントロール センタ」を「M C C」とい う。） M C C 2 D系</p> |
| | <p>中央制御室監視計器類</p> | <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤</p> |



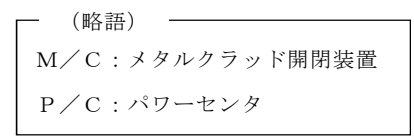
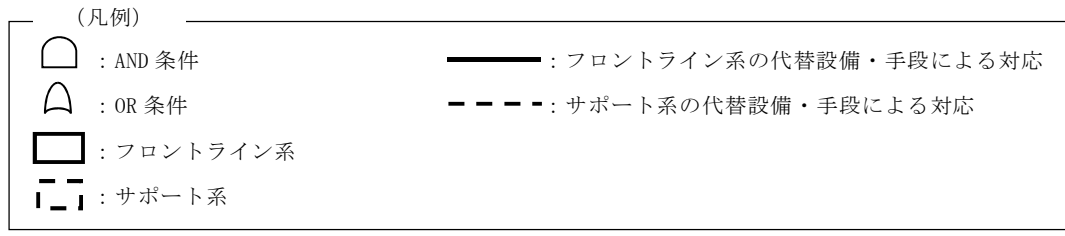
フロントライン系故障時の対応手段
 ①: 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却
 ②: 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却

サポート系故障時の対応手段
 ③: 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却
 ④: 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
 ⑤: 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

注1: 高圧炉心スプレイ系については、④及び⑤の対応手段は対象外である。



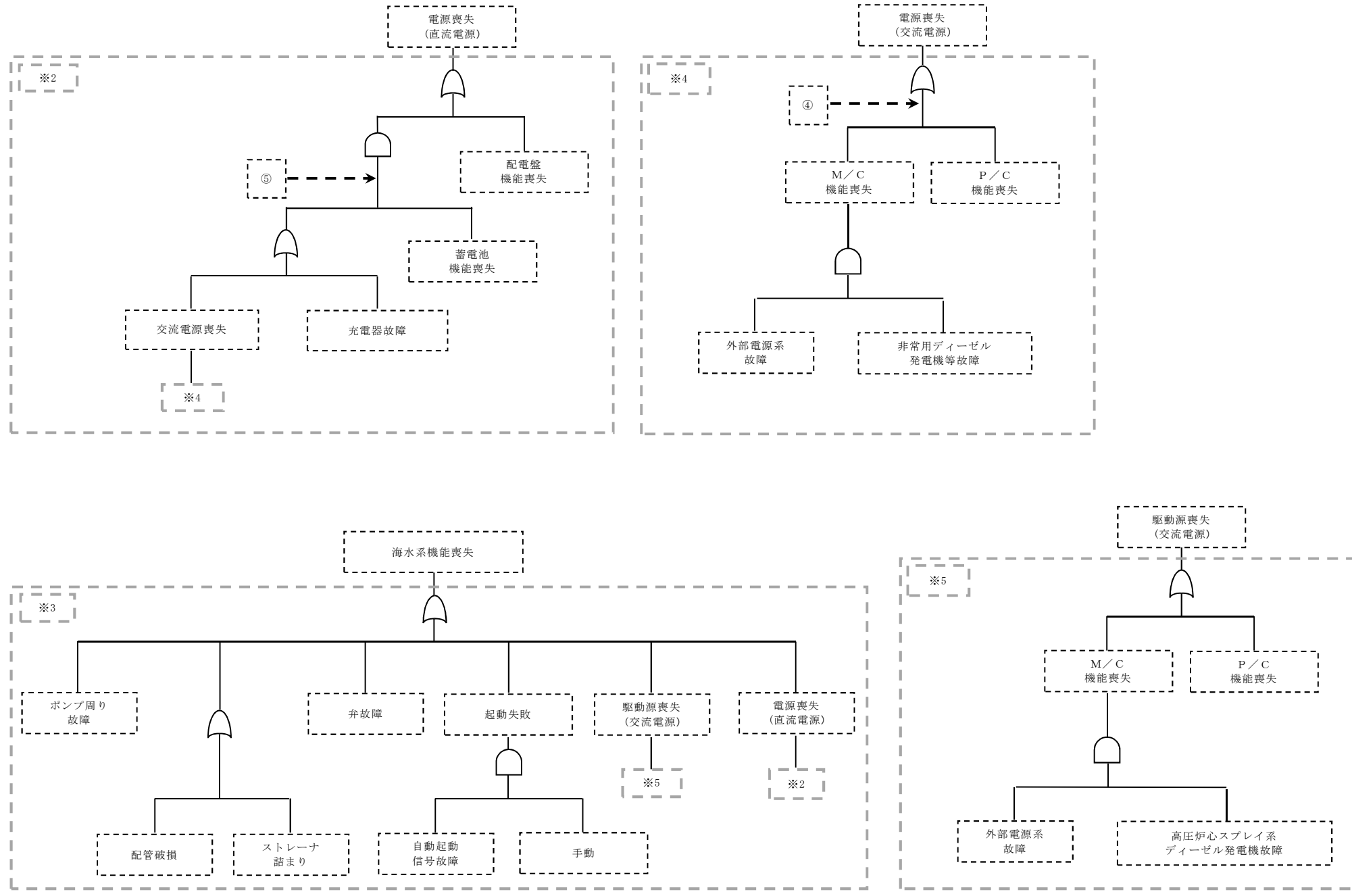
第 1.2-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)



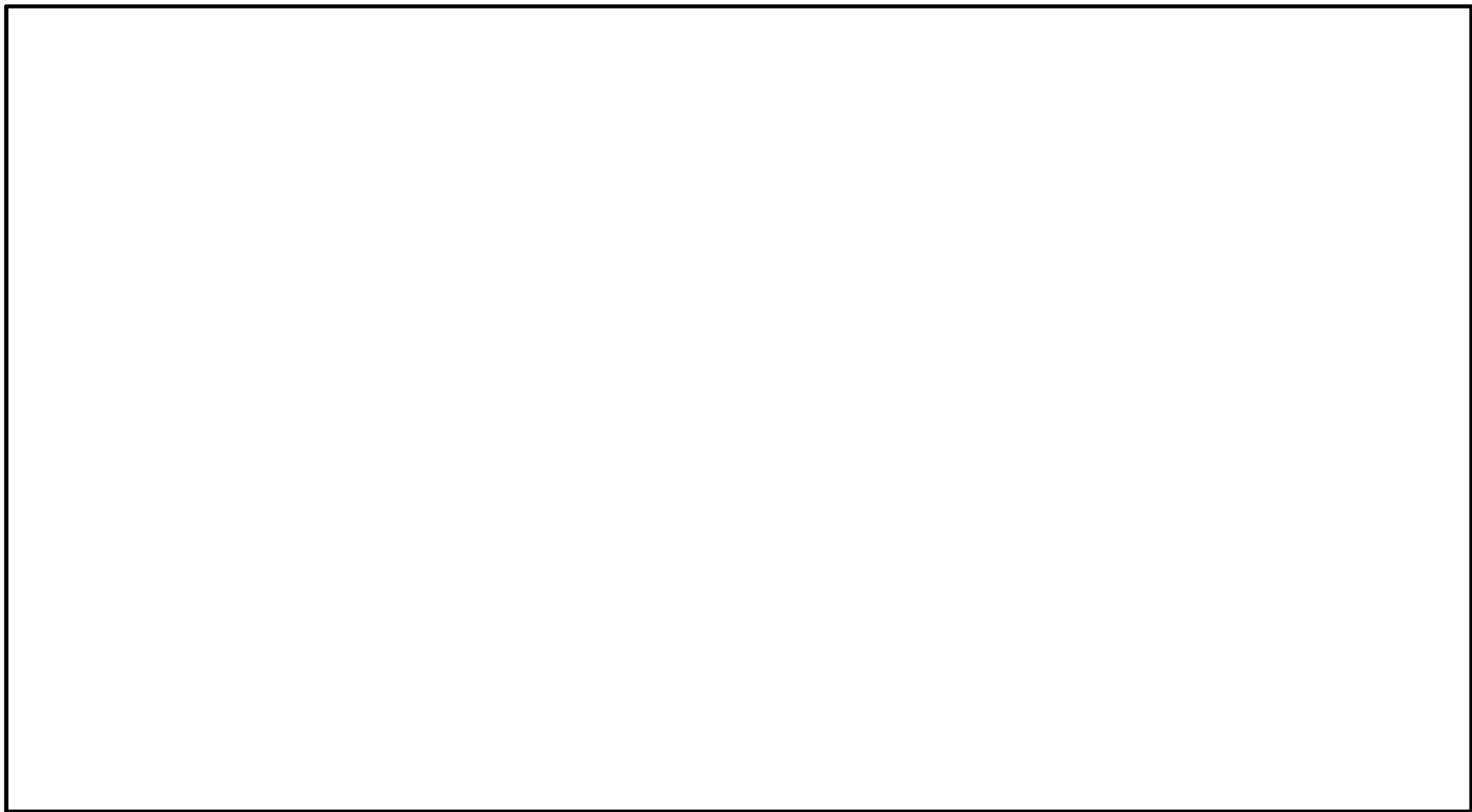
フロントライン系故障時の対応手段
 ① : 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却
 ② : 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却

サポート系故障時の対応手段
 ③ : 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却
 ④ : 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
 ⑤ : 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

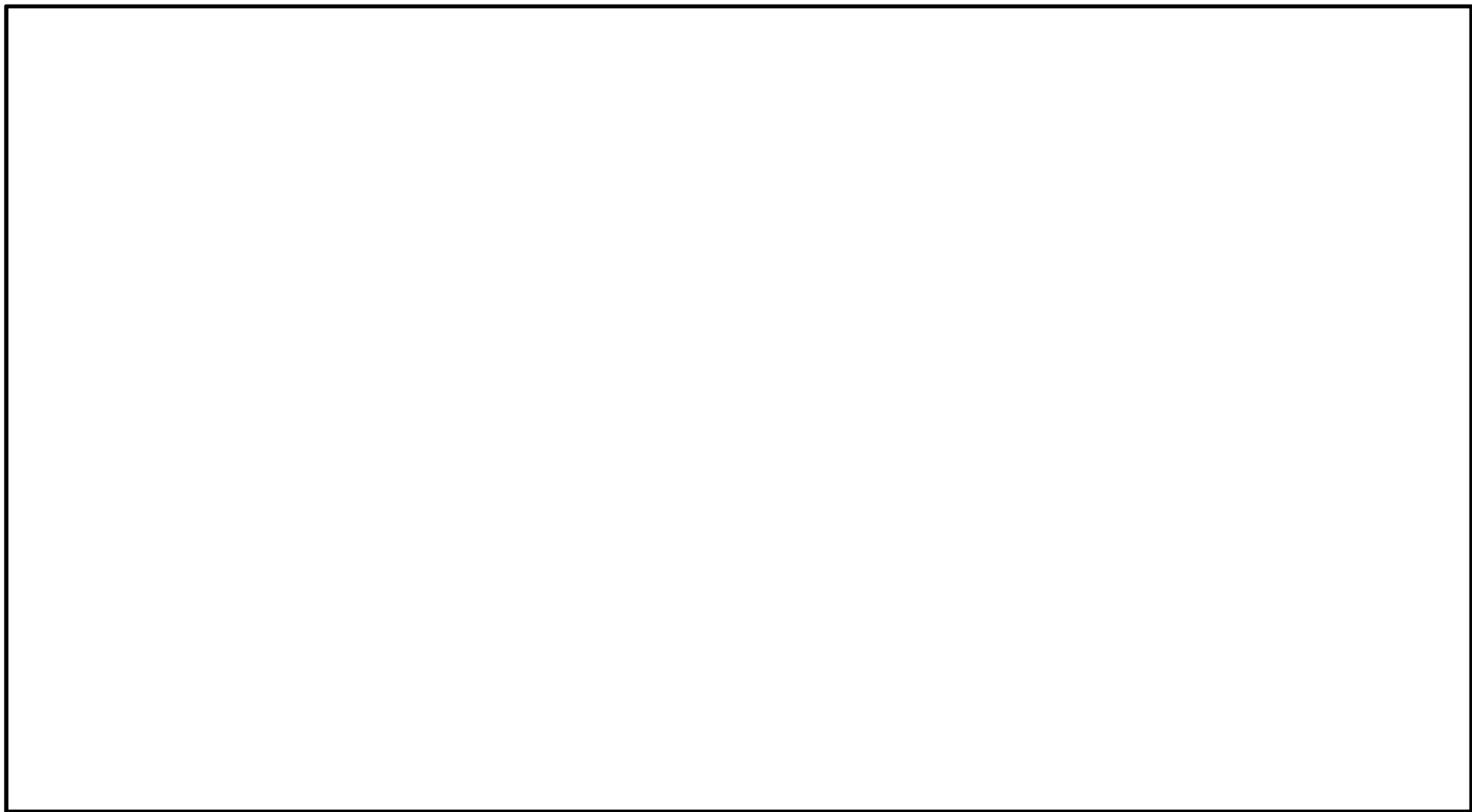
注1 : 高圧炉心スプレイ系については、④及び⑤の対応手段は対象外である。



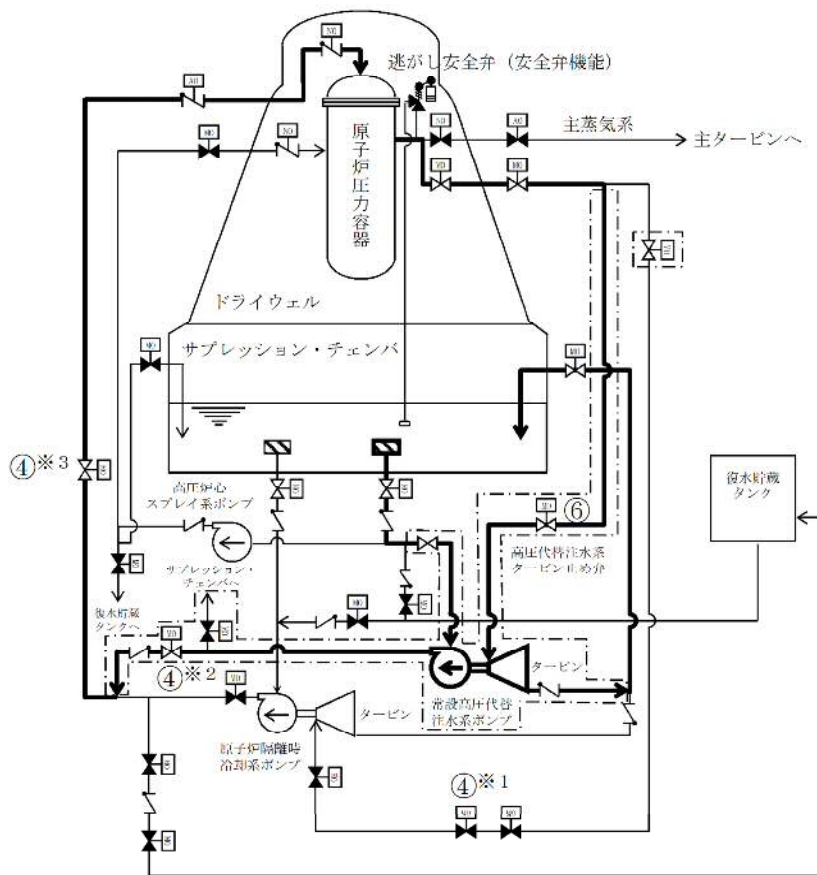
第 1.2-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)



第 1.2-2 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」における対応フロー



第 1.2-3 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位回復」における対応フロー



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 窒素駆動 |
| | 油圧駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 逃がし安全弁 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|------|----------------------|
| ④※1 | 原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁 |
| ④※2 | 高圧代替注水系注入弁 |
| ④※3 | 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 |
| ⑥ | 高圧代替注水系タービン止め弁 |

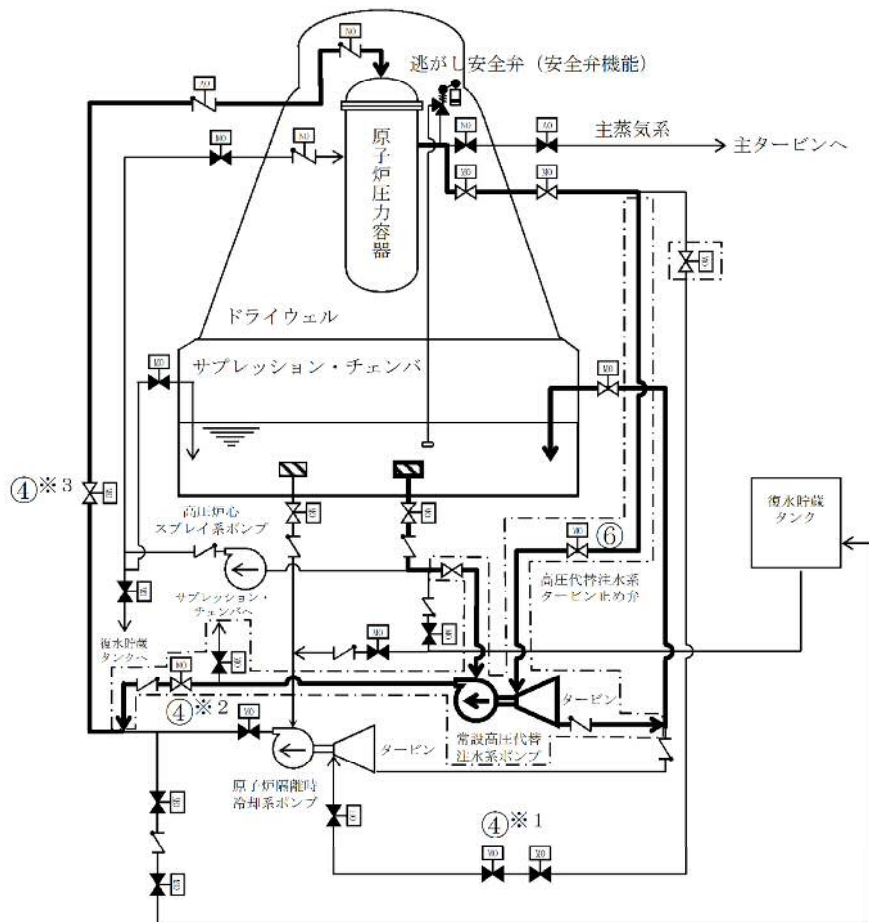
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.2-4 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動 概要図

| | | 経過時間(分) | | | | | | | | | | 備考 |
|-------------------|------------------------------|-----------------------|---|---|---------------|----|----|-------------|----|----|--|----|
| | | 2 | 4 | 6 | 8 | 10 | 12 | 14 | 16 | 18 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 中央制御室からの高圧代替注水系起動 10分 | | | | | | | | | | |
| 中央制御室からの高圧代替注水系起動 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 2 | | | | 必要な負荷の電源切替え操作 | | | | | | | |
| | | | | | | | | 系統構成、注水開始操作 | | | | |
| | | | | | | | → | | | | | |

第 1.2-5 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動 タイムチャート



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 窒素駆動 |
| | 油圧駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 逃がし安全弁 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|------|----------------------|
| ④※1 | 原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁 |
| ④※2 | 高圧代替注水系注入弁 |
| ④※3 | 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 |
| ⑥ | 高圧代替注水系タービン止め弁 |

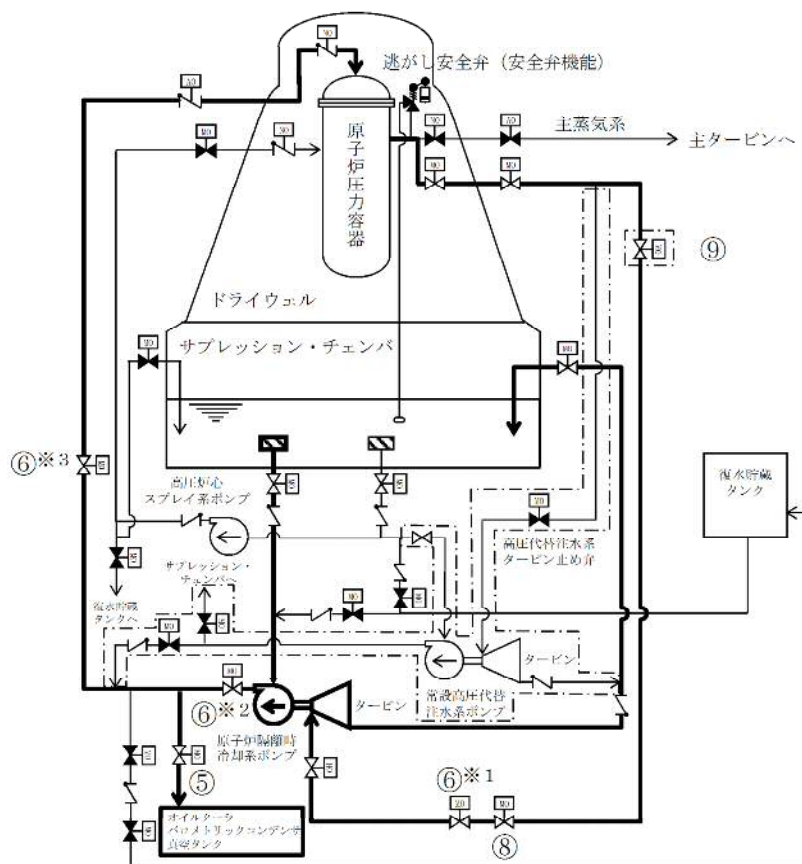
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.2-6 図 現場手動操作による高圧代替注水系起動 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | | |
|--------------------|--|------------------------|--------------------|-------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|---|---|
| | | 5 | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | 50 | 55 | 60 | 65 | 70 | 75 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 現場手動操作による高圧代替注水系起動 58分 | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 現場手動操作による高圧代替注水系起動 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 準備 | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 可搬型計測器接続 (2個) 及び計測 | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 原子炉水位監視 | | | | | | | | | | | | | | | § | |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | 4 | 移動 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | 原子炉隔離時冷却系関連系統構成 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | 原子炉水位監視及び原子炉水位の制御 | | | | | | | | | | | | | | | § |
| | | | | 移動 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等 (当直運転員及び 重大事故等対応要員) (現場) | 2 | 2 | 高圧代替注水系関連系統構成 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | 移動 | | | | | | | | | | | | | | | |

第 1.2-7 図 現場手動操作による高圧代替注水系起動 タイムチャート



凡例

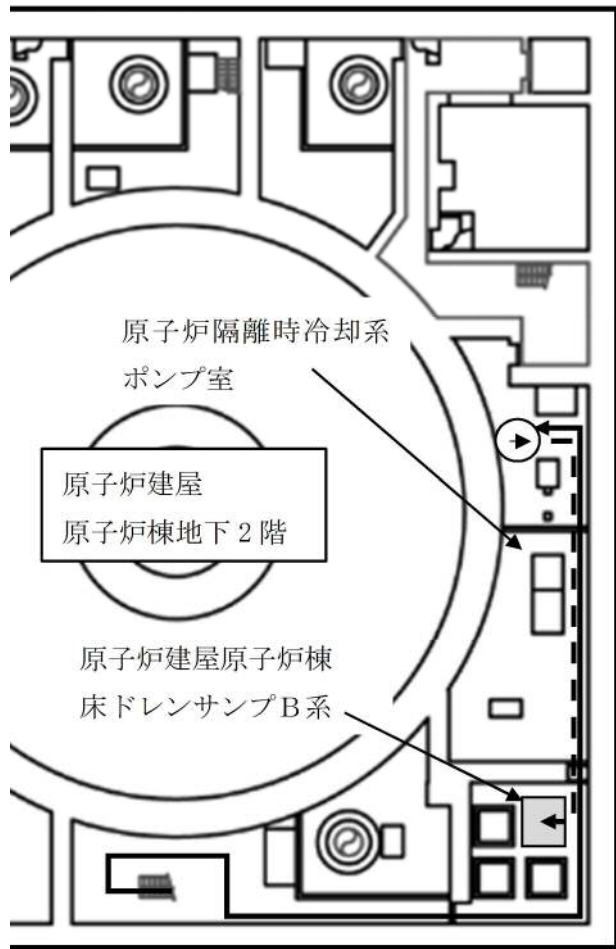
| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 窒素駆動 |
| | 油圧駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 逃がし安全弁 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|------|-----------------------|
| ⑤ | 原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁 |
| ⑥*1 | 原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁 |
| ⑥*2 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁 |
| ⑥*3 | 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 |
| ⑧ | 原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁 |
| ⑨ | 原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁 |

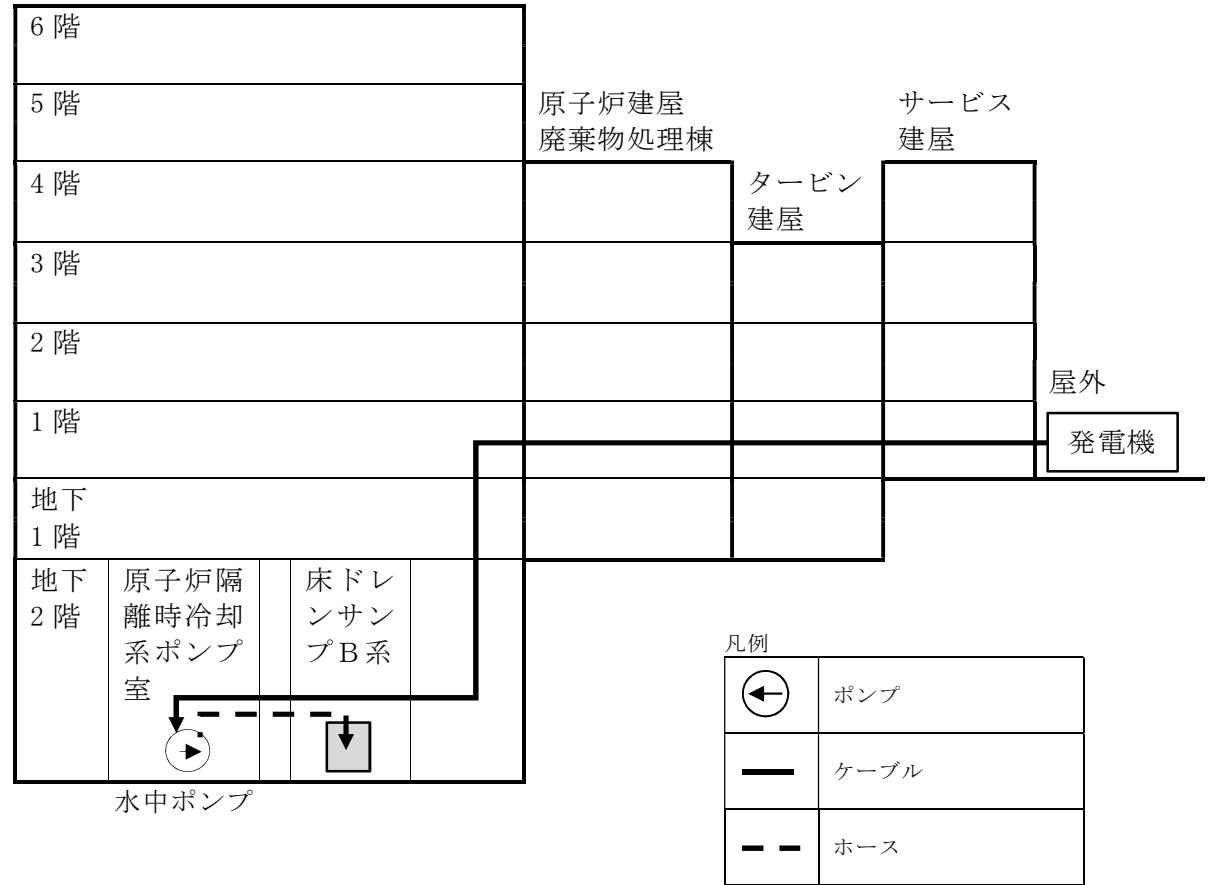
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

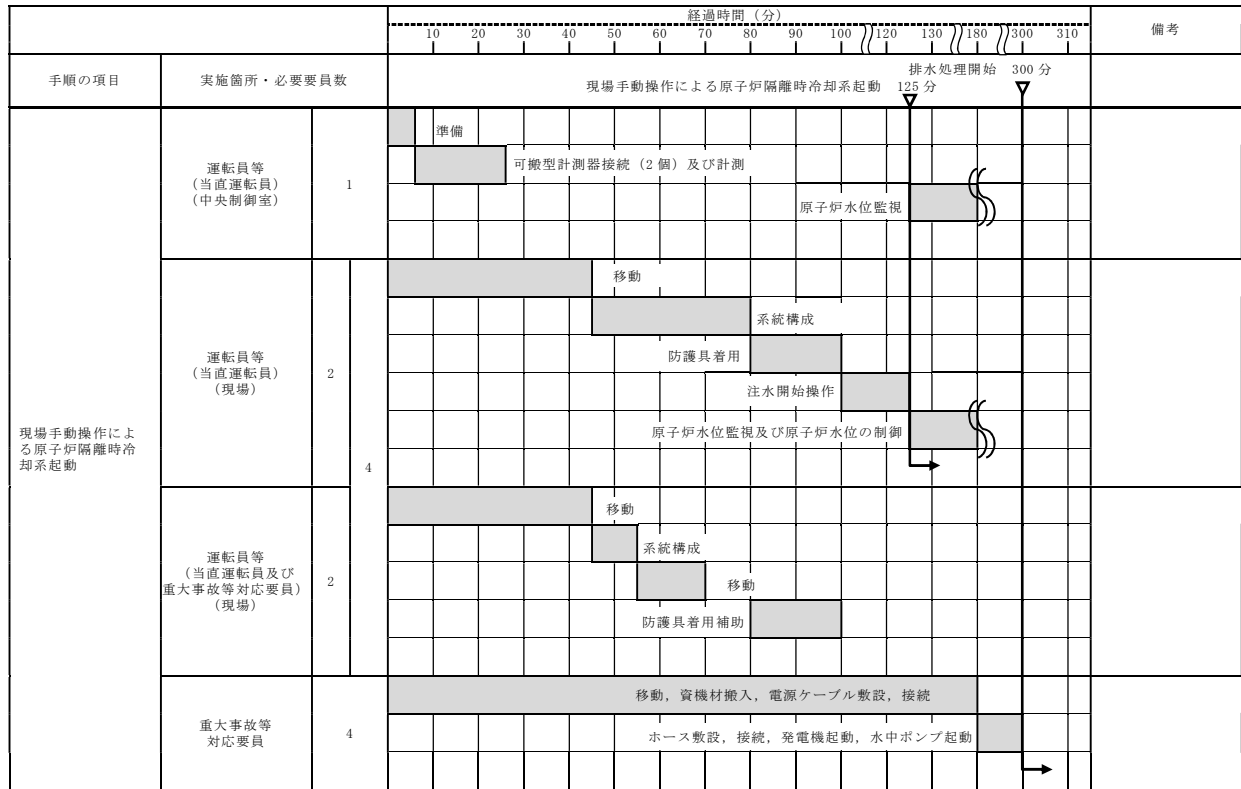
第 1.2-8 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図



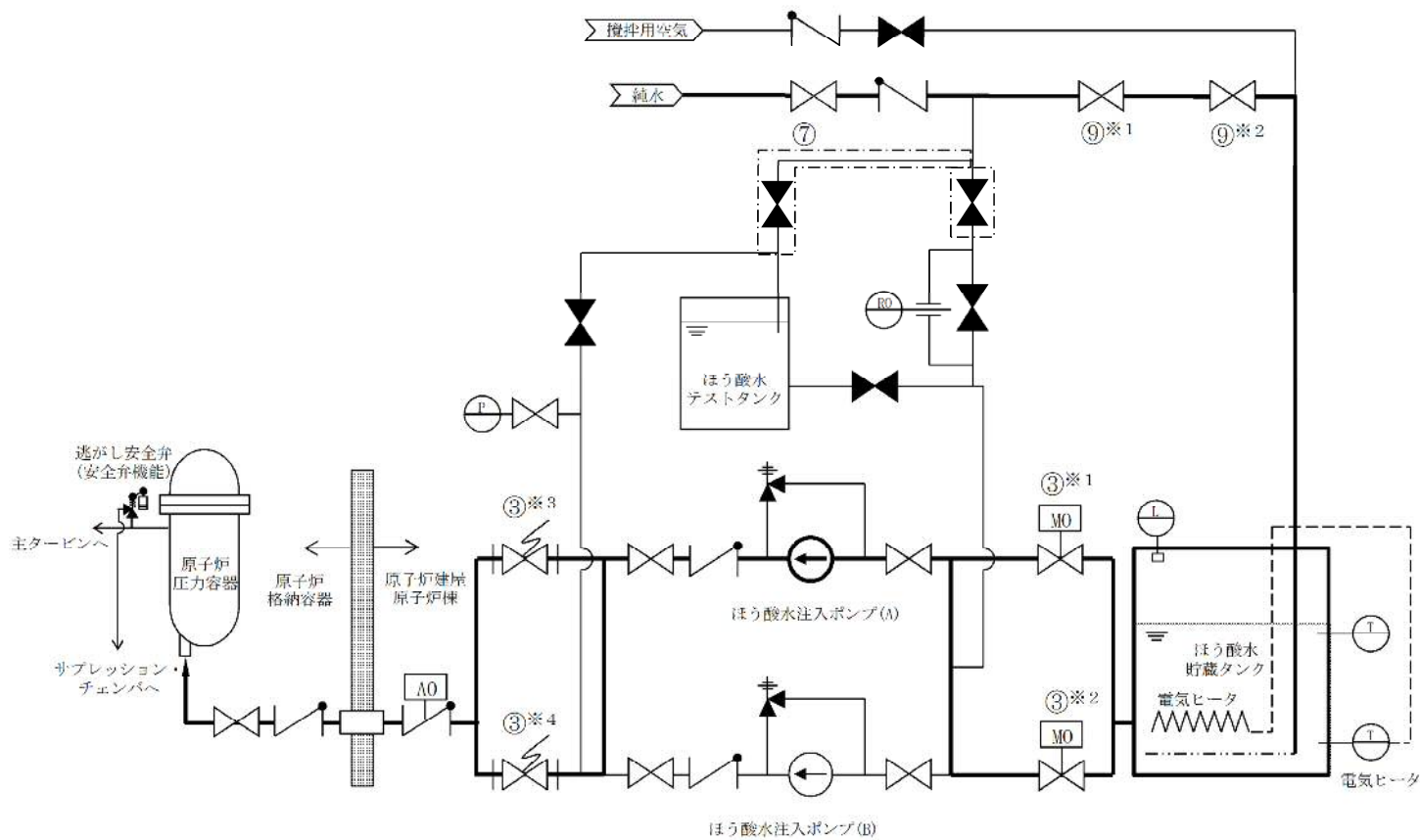
原子炉建屋原子炉棟



第 1.2-9 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動（排水処理） 概要図



第 1.2-10 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 タイムチャート



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 爆破弁 |
| | 安全弁 |
| | 逃がし安全弁 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|----------|---------------|----------|---------------------|
| ③※1, ③※2 | ほう酸水貯蔵タンク 出口弁 | ⑦ | ほう酸水貯蔵タンク 純水補給ライン元弁 |
| ③※3, ③※4 | ほう酸水注入系 爆破弁 | ⑨※1, ⑨※2 | ほう酸水貯蔵タンク 純水補給水弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

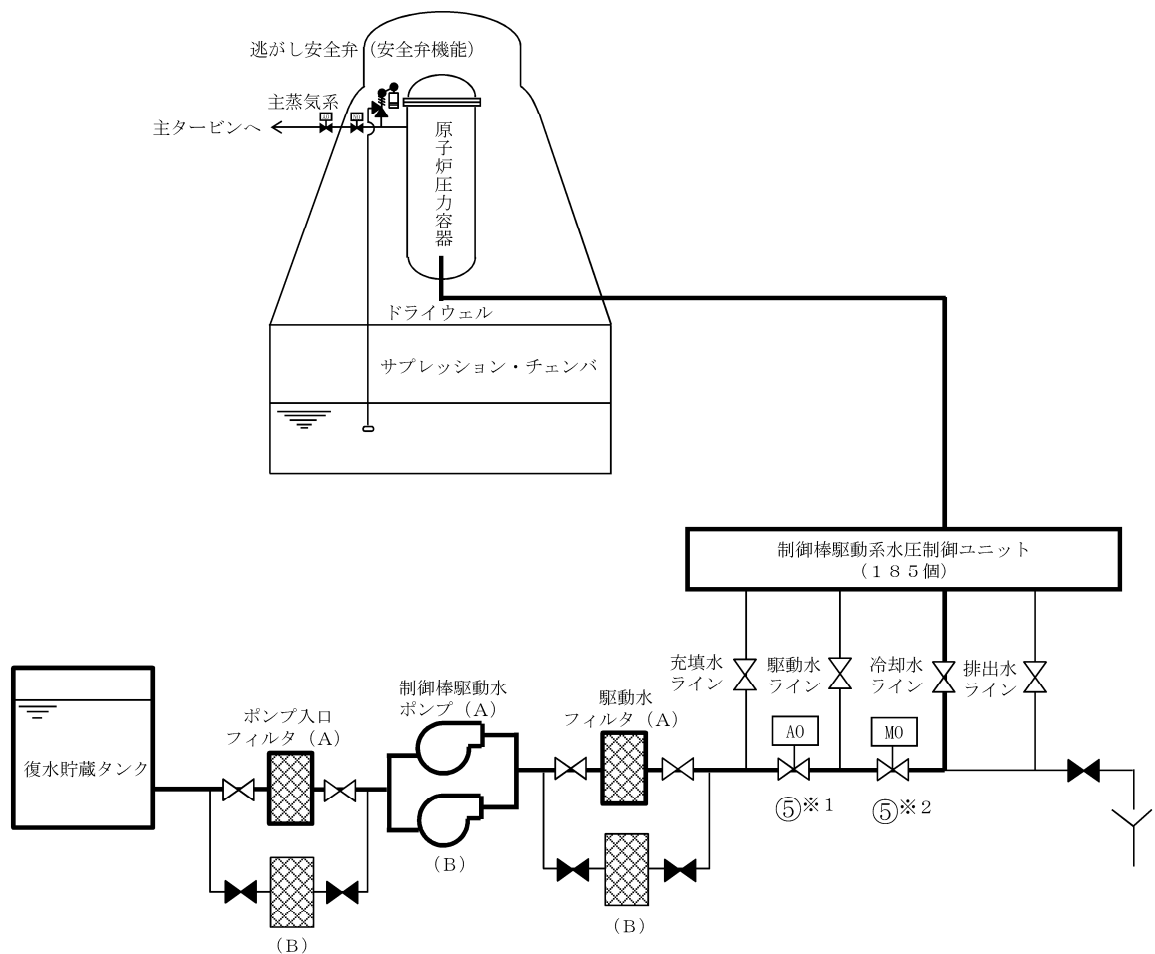
○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.2-11 図 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及び注水 概要図

| 手順の項目 | | 実施箇所・必要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|---------------------------------------|----------------------------|-----------|----------------------------------|----|----|----|-------------|---------------------------|----|----|----|--|----|----|
| | | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | | | |
| | | | 2分 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 | | | | | 60分 原子炉圧力容器への 継続注水準備完了 | | | | | | |
| ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器へのほう 酸水注入及び注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 注水開始操作 | | | | | | | | | | | ※1 |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | | | | | 移動 | | | | | | | |
| | | | | | | | 系統構成 | | | | | | | |
| | | | | | | | 原子炉への継続注水操作 | | | | | | | |

※1：ほう酸水注入系A系による原子炉注水を示す。また、ほう酸水注入系B系による原子炉注水については、注水開始まで2分以内で可能である。

第 1.2-12 図 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及び注水 タイムチャート



凡例

| | |
|--|--------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 窒素駆動 |
| | 弁 |
| | 逃がし安全弁 |
| | フィルタ |

| 操作手順 | 弁名称 |
|------|------------------|
| ⑤※1 | 制御棒駆動水圧系流量調整弁 |
| ⑤※2 | 制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁 |

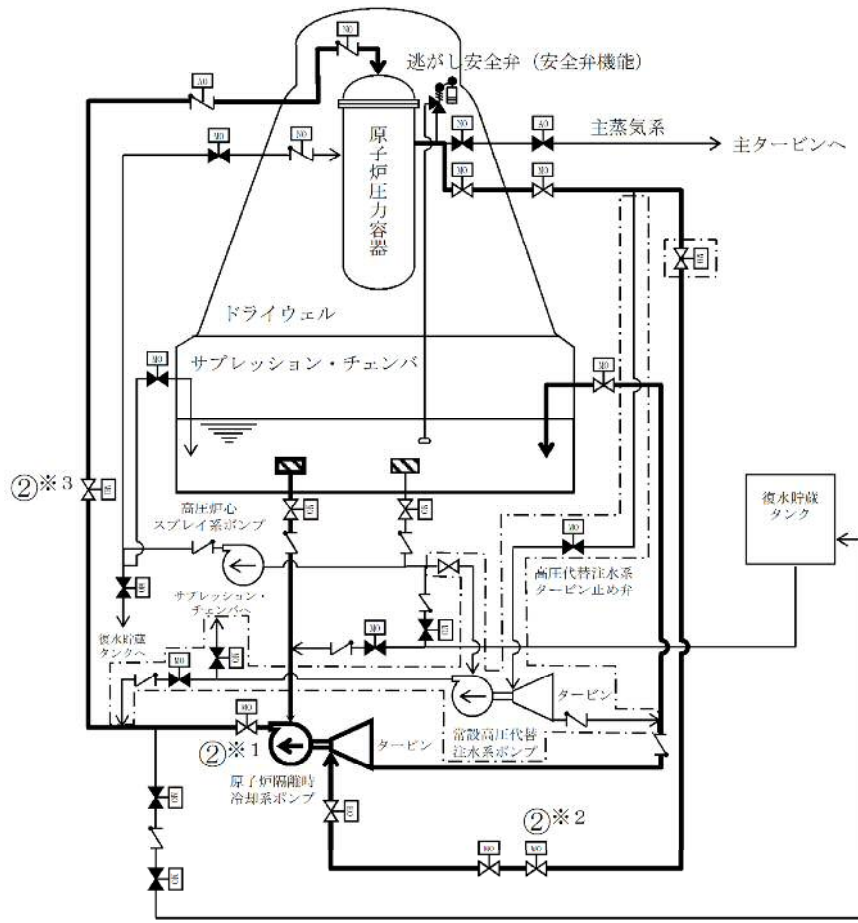
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.2-13 図 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 概要図

| | | 経過時間(分) | | | | | | | | | 備考 |
|------------------------|----------------------------|---------------------------|---|---|---|---|--------------|---|---|---|----|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 4分 制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水 | | | | | | | | | |
| 制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | ▽ | 系統構成, 注水開始操作 | | | | |
| | | | | | | → | | | | | |

第 1.2-14 図 制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 窒素駆動 |
| | 油圧駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 逃がし安全弁 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|------|-----------------|
| ②※1 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁 |
| ②※2 | 原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁 |
| ②※3 | 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 |

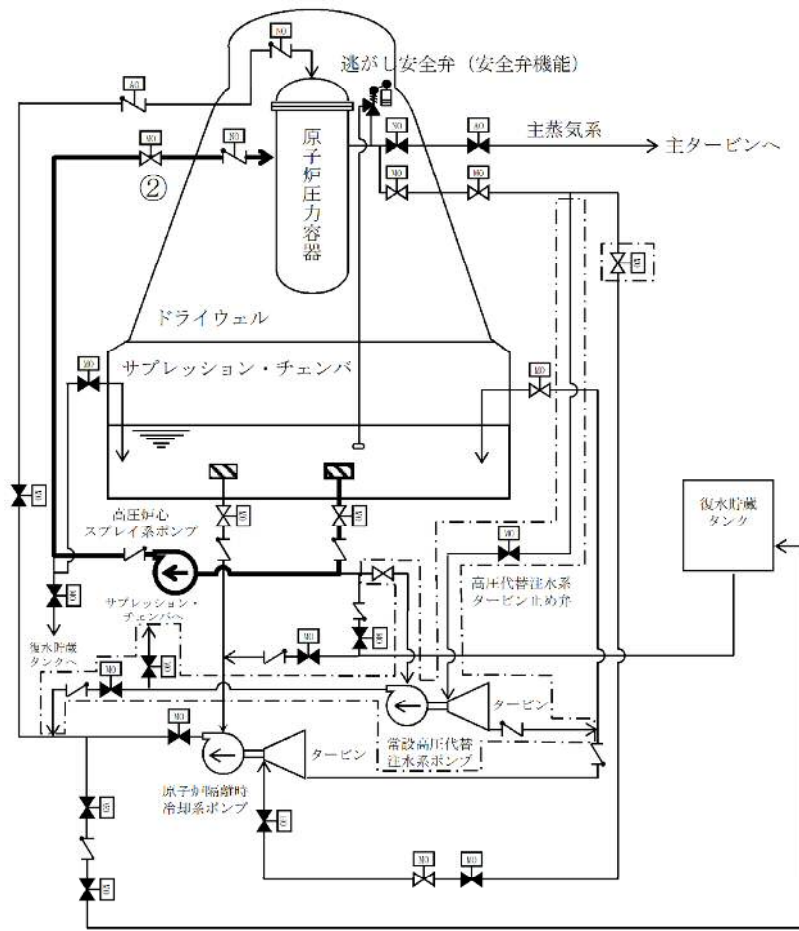
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.2-15 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 概要図

| 手順の項目 | | 実施箇所・必要要員数 | | 経過時間(分) | | | | | | | | | | 備考 | | |
|--|--|----------------------------|--|----------------------------|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|--|----|--|--|
| | | | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | | | | |
| | | | | 2分 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 | | | | | | | | | | | | |
| 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (自動起動信号が発信した場合) | | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | | 1 | | | | | | | | | | | | |

| 手順の項目 | | 実施箇所・必要要員数 | | 経過時間(分) | | | | | | | | | | 備考 | | |
|--------------------------------------|--|----------------------------|--|----------------------------|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|--|----|--|--|
| | | | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | | | | |
| | | | | 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 3分 | | | | | | | | | | | | |
| 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (手動起動の場合) | | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | | 1 | | | | | | | | | | | | |

第 1.2-16 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 窒素駆動 |
| | 油圧駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 逃がし安全弁 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|------|--------------|
| ② | 高圧炉心スプレイ系注入弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.2-17 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 概要図