

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対処設備について
(補足説明資料)

平成29年3月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

39 条

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

41 条

- 41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について
- 41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について
- 41-3 火災による損傷の防止と行う重大事故等対処施設に係る火災区域・火災区画の設定について
- 41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災感知設備について
- 41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の消火設備について
- 41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策について

共通

- 共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について
- 共-2 類型化区分及び適合内容
- 共-3 重大事故等対処設備の環境条件について
- 共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数、予備数及び保有数について
- 共-5 可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況について
- 共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について
- 共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について
- 共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

44 条

- 44-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 44-2 単線結線図
- 44-3 配置図
- 44-4 系統図
- 44-5 試験及び検査
- 44-6 容量設定根拠
- 44-7 その他設備

- 44-8 ATWS 緩和設備について
- 44-9 ATWS 緩和設備に関する健全性について
- 44-10 各号炉の弁名称及び弁番号

45 条

- 45-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 45-2 単線結線図
- 45-3 配置図
- 45-4 系統図
- 45-5 試験及び検査
- 45-6 容量設定根拠
- 45-7 その他の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設備について
- 45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書
- 45-9 各号炉の弁名称及び弁番号

46 条

- 46-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 46-2 単線結線図
- 46-3 配置図
- 46-4 系統図
- 46-5 試験及び検査
- 46-6 容量設定根拠
- 46-7 接続図
- 46-8 保管場所図
- 46-9 アクセスルート図
- 46-10 その他の設備
- 46-11 代替自動減圧機能について
- 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について

47 条

- 47-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 47-2 単線結線図
- 47-3 配置図
- 47-4 系統図
- 47-5 試験及び検査
- 47-6 容量設定根拠
- 47-7 接続図
- 47-8 保管場所図

- 47-9 アクセスルート図
- 47-10 その他設備
- 47-11 各号炉の弁名称及び弁番号

48 条

- 48-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 48-2 単線結線図
- 48-3 計測制御系統図
- 48-4 配置図
- 48-5 系統図
- 48-6 試験及び検査
- 48-7 容量設定根拠
- 48-8 接続図
- 48-9 保管場所図
- 48-10 アクセスルート図
- 48-11 その他の設備
- 48-12 各号炉の弁名称及び弁番号

49 条

- 49-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 49-2 単線結線図
- 49-3 配置図
- 49-4 系統図
- 49-5 試験及び検査
- 49-6 容量設定根拠
- 49-7 その他設備
- 49-8 各号炉の弁名称及び弁番号

50 条

- 50-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 50-2 単線結線図
- 50-3 計測制御系統図
- 50-4 配置図
- 50-5 系統図
- 50-6 試験及び検査
- 50-7 容量設定根拠
- 50-8 接続図
- 50-9 保管場所図
- 50-10 アクセスルート図

- 50-11 その他設備
- 50-12 各号炉の弁名称及び弁番号

51 条

- 51-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 51-2 単線結線図
- 51-3 配置図
- 51-4 系統図
- 51-5 試験及び検査
- 51-6 容量設定根拠
- 51-7 接続図
- 51-8 保管場所図
- 51-9 アクセスルート図
- 51-10 その他設備
- 51-11 各号炉の弁名称及び弁番号

52 条

- 52-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 52-2 単線結線図
- 52-3 配置図
- 52-4 系統図
- 52-5 試験及び検査
- 52-6 容量設定根拠
- 52-7 計装設備の測定原理
- 52-8 水素及び酸素発生時の対応について

53 条

- 53-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 53-2 単線結線図
- 53-3 配置図
- 53-4 系統図
- 53-5 試験及び検査
- 53-6 容量設定根拠
- 53-7 その他設備

54 条

- 54-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 54-2 単線結線図

- 54-3 配置図
- 54-4 系統図
- 54-5 試験及び検査
- 54-6 容量設定根拠
- 54-7 接続図
- 54-8 保管場所
- 54-9 アクセスルート図
- 54-10 その他の燃料プール代替注水設備について
- 54-11 使用済燃料プール監視設備
- 54-12 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の健全性について
- 54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 54-14 燃料プール冷却浄化系の位置づけについて
- 54-15 各号炉の弁名称及び弁番号

55 条

- 55-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 系統図
- 55-4 試験及び検査
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 接続図
- 55-7 アクセスルート図
- 55-8 その他設備

56 条

- 56-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 56-2 配置図
- 56-3 系統図
- 56-4 試験及び検査
- 56-5 容量設定根拠
- 56-6 接続図
- 56-7 保管場所図
- 56-8 アクセスルート図
- 56-9 その他設備
- 56-10 各号炉の弁名称及び弁番号

57 条

- 57-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 57-2 配置図

- 57-3 系統図
- 57-4 試験及び検査
- 57-5 容量設定根拠
- 57-6 アクセスルート図
- 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図
- 57-8 電源車接続に関する説明書
- 57-9 代替電源設備について
- 57-10 全交流動力電源喪失対策設備について（直流電源設備について）
- 57-11 燃料補給に関する補足説明資料
- 57-12 洞道内電路について

58 条

- 58-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 58-2 単線結線図
- 58-3 配置図
- 58-4 系統図
- 58-5 試験及び検査
- 58-6 容量設定根拠
- 58-7 アクセスルート図
- 58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について
- 58-9 可搬型計測器について
- 58-10 主要パラメータの耐環境性について
- 58-11 パラメータの抽出について

59 条

- 59-1 SA 設備基準適合性一覧
- 59-2 単線結線図
- 59-3 配置図
- 59-4 系統図
- 59-5 試験及び検査性
- 59-6 容量設定根拠
- 59-7 保管場所図
- 59-8 アクセスルート図
- 59-9 その他設備
- 59-10 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

60 条

- 60-1 SA 設備基準適合性一覧表

- 60-2 単線結線図
- 60-3 配置図
- 60-4 試験及び検査
- 60-5 容量設定根拠
- 60-6 保管場所図
- 60-7 アクセスルート図
- 60-8 監視測定設備について

61 条

- 61-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 61-2 単線結線図
- 61-3 配置図
- 61-4 系統図
- 61-5 試験及び検査性
- 61-6 容量設定根拠
- 61-7 保管場所図
- 61-8 アクセスルート図
- 61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）
- 61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

62 条

- 62-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 62-2 単線結線図
- 62-3 配置図
- 62-4 系統図
- 62-5 試験及び検査
- 62-6 容量設定根拠
- 62-7 アクセスルート図
- 62-8 設備操作及び切替に関する説明書
- 62-9 その他設備

下線部：今回ご提出資料

共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数, 予備数及び保有数について

1. 可搬型重大事故等対処設備の保有数の分類について

可搬型重大事故等対処設備の配備数は、「 $2n+\alpha$ 」、「 $n+\alpha$ 」、「 n 」設備に分類し、それらを屋外設備であれば荒浜側高台保管場所・大湊側高台保管場所・5号炉東側保管場所・5号炉東側第二保管場所のいずれか2箇所以上に、屋内設備であれば建屋内の複数箇所に、分散配置することにより多重化，多様化を図る設計とする。

(1) 「 $2n+\alpha$ 」の可搬型重大事故等対処設備

原子炉建屋外から水・電力を供給する可搬型代替交流電源設備（電源車）・可搬型代替注水ポンプ（消防車）・代替原子炉補機冷却系・大容量送水車（海水取水用）については、必要となる容量を有する設備を1基あたり2セット及び予備を保有し、荒浜側高台保管場所・大湊側高台保管場所・5号炉東側第二保管場所のいずれか2箇所以上にそれぞれ分散配置する。

~~ただし、原子炉压力容器・原子炉格納容器の除熱に用いる代替原子炉補機冷却系の予備は、その機能等を踏まえ、格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）とする。~~

(2) 「 $n+\alpha$ 」の可搬型重大事故等対処設備

負荷に直接接続する、高圧窒素ガスポンベ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池・遠隔空気駆動弁操作用ポンベについては、必要となる容量を有する設備を1基あたり1セット及び予備を保有し、原子炉建屋内にそれぞれ分散配置する。

(3) 「 n 」の可搬型重大事故等対処設備

上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量を有する設備を1基あたり1セットに加え、プラントの安全性向上の観点から、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。

また、「 n 」の屋外保管設備についても、共通要因による機能喪失を考慮し、荒浜側高台保管場所・大湊側高台保管場所・5号炉東側保管場所・5号炉東側第二保管場所のいずれか2箇所以上に分散配置する。


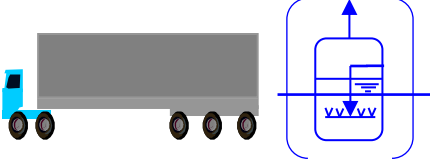
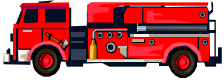




<p>2 n + α</p>	<div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div style="text-align: center;">  <p>電源車</p> <p>代替原子炉補機冷却系 (一部の予備は格納容器圧力逃がし装置)</p>  </div> <div style="text-align: center;">  <p>消防車</p> <p>大容量送水車 (海水取水用)</p>  </div> </div>
<p>n + α</p>	<div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div style="text-align: center;"> <p>高圧窒素ガスボンベ</p>  </div> <div style="text-align: center;"> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池</p>  </div> </div> <p style="text-align: center;">遠隔空気駆動弁操作ポンベ</p> 
<p>n</p>	<p style="text-align: center;">その他</p>

図 1 可搬型重大事故等対処設備の分類

2. 可搬型重大事故等対処設備の必要数の考え方について

1 基あたりの必要となる容量は、設置許可基準規則解釈 43 条 5(c)において「当該原子炉において**想定する重大事故等**において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量」と示されている。ここで「**想定する重大事故等**」とは、同解釈 43 条 1 において「**第 37 条において想定する事故シーケンスグループ**（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループ」と示されていることから、**重大事故等対策の有効性評価において想定しているプラント状態を考慮して必要となる容量を算出する必要がある。**

一方、可搬型重大事故等対処設備は、その特性上、重大事故等発生後早期に使用することはできないため、重大事故等に対する初期対応は常設設備によって行うことが基本となる。従って、可搬型重大事故等対処設備は、**重大事故等発生から一定時間経過後に常設設備に加えて使用する場合、もしくは更なる安全性向上のために常設設備のバックアップとして待機する場合に期待することとなる。**この特性も勘案して必要となる容量を算出する必要がある。ただし、設備設計等の考慮により常設設備と同等程度の即応性を確保できる場合は、重大事故等発生後早期に使用できるものとして必要となる容量を算出することも可能である。

また、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）においては、**可搬型重大事故等対処設備の設置を必須のものとして要求する条文と、必須ではないが当該設備の機能に期待することのできる設備の設置を要求する条文が存在する。**この要求の相違も踏まえて必要となる容量を算出する必要がある。

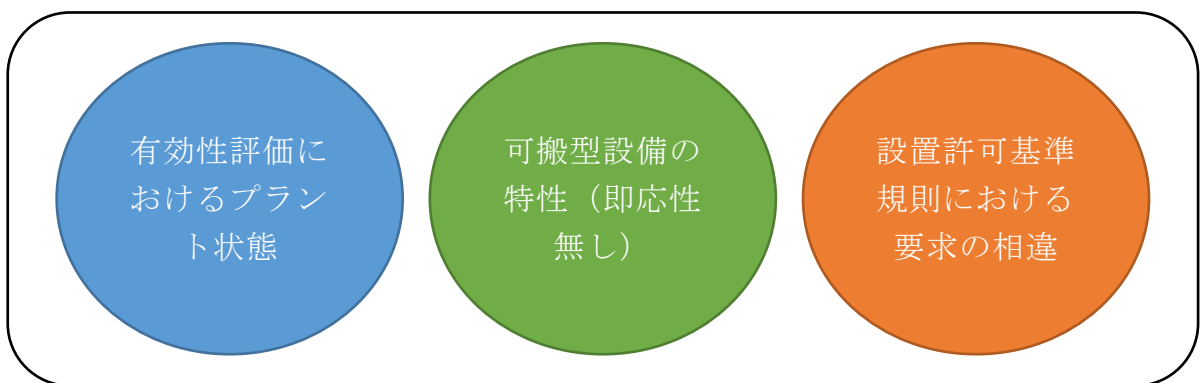


図 2 可搬型重大事故等対処設備の必要数算出における考慮事項

これらの点に着目して必要となる容量を算出した結果を以下に示す。

(1) 可搬型代替交流電源設備（電源車）

可搬型代替交流電源設備（電源車）については、原子炉建屋の外側から電力を供給する可搬型重大事故等対処設備であり、重大事故の防止及び影響緩和の観点から故障時の影響が大きい重要な設備であることから、1. (1)に示す「 $2n+\alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表 8(1)に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う交流電源の代替機能を要求するのは、外部電源ならびに非常用ディーゼル発電機による給電に失敗している状態、もしくは建屋外の電動設備に給電する必要のある状態である。

前者の状態に対しては、早期の電源復旧が必須であることから、常設代替交流電源設備による給電によって対応する。従って、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等への電源供給については、常設代替交流電源設備を期待し、本設備に期待するのは更なる安全性向上のためにバックアップとして待機する場合である。

後者の状態に対しては、可搬型代替交流電源設備（電源車）による給電を待つことが可能である。従って、代替原子炉補機冷却系への電源供給については、本設備を期待する。このとき、1基あたり2台が必要となる。

なお、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等への電源供給と代替原子炉補機冷却系への電源供給を同時に行う状態として、格納容器過圧・過温破損シナリオにおける代替循環冷却の実施がある。このシナリオは初期対応における常設代替交流電源設備からの給電に成功して初めて成立するものであるため、前述の通り、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等への電源供給は常設代替交流電源設備からの給電とし、代替原子炉補機冷却系への電源供給は可搬型代替交流電源設備（電源車）によって実施する。

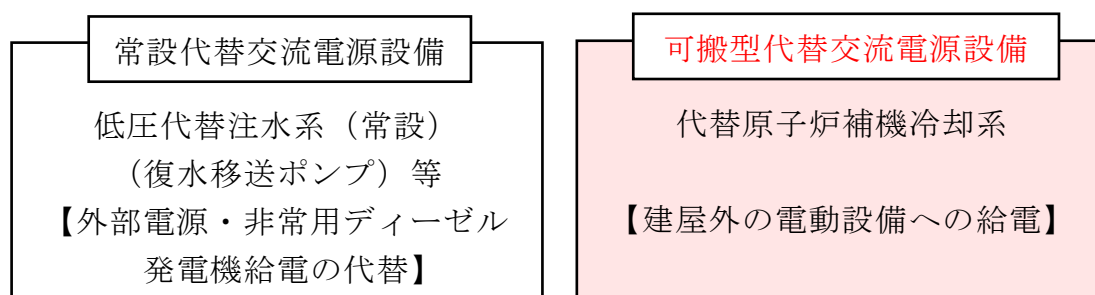


図 3 重大事故等対策の有効性評価における給電対象

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、代替電源設備を要求しているのは表 1 に示す 14 条文である。

表 1 代替電源設備を要求している条文

条文	要求事項
45 条	可搬型代替直流電源設備（可搬型代替交流電源設備（電源車）及び原子炉建屋内 AM 用直流 125V 充電器等にて構成される設備）
46 条	可搬型代替直流電源設備（同 45 条）
47 条	設計基準事故対処設備と独立した電源（常設または可搬型）
48 条	設計基準事故対処設備と独立した電源（常設または可搬型）
49 条	設計基準事故対処設備と独立した電源（常設または可搬型）
51 条	代替電源設備（常設または可搬型）
52 条	計測設備の代替電源設備（常設または可搬型）
53 条	計測設備の代替電源設備（常設または可搬型）
54 条	計測設備の代替電源設備（常設または可搬型）
57 条	可搬型代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備（同 45 条）
59 条	代替交流電源設備（常設または可搬型）
60 条	代替交流電源設備（常設または可搬型）
61 条	代替交流電源設備（常設または可搬型）
62 条	通信連絡設備の代替電源設備（常設または可搬型）

このうち、可搬型代替交流電源設備を必須のものとして要求している条文は 45 条、46 条、57 条である。なお、45 条における要求は、人力による高圧代替注水系等の起動及び十分な期間の運転継続が容易に行えることから 6 号及び 7 号炉については除外されるが、ここでは容量算定の観点から、当該要求も加味する。

45 条及び 57 条の可搬型代替直流電源設備に期待する場合は、高圧代替注水系による原子炉注水を継続しつつ、各種計測設備による状態監視を続けている状態である。

一方、46 条の可搬型代替直流電源設備に期待する場合は、減圧操作を行う場合であり、同時に 57 条の可搬型代替交流電源設備等に期待して低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行いつつ、各種計測設備による状態監視を続けている状態である。

これらは同時に発生することなく、いずれも 1 基あたり 2 台以下の可搬型代替交流電源設備（電源車）にて実施可能である。

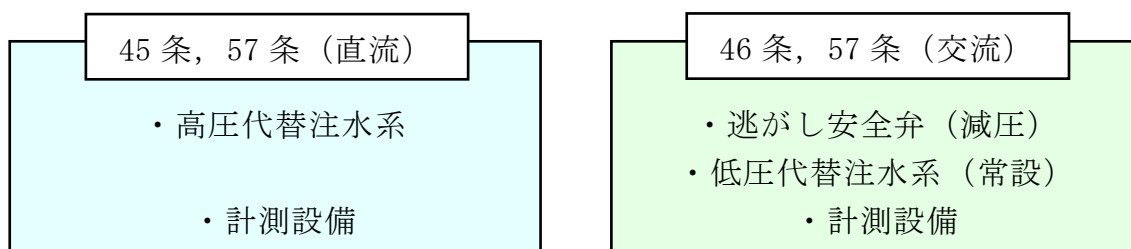


図 4 条文毎の給電対象

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は 1基あたり2台となる。上述の通り、本設備は「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから、2セットを準備することが必要であるため、1基あたり2台×2セット=4台が必要となる。従って、6号及び7号炉合計で8台が必要数となる。

~~これらプラント側で必要となる可搬型代替交流電源設備（電源車）とは別に、6号及び7号炉の緊急時対策所である免震重要棟内緊急時対策所では、61条における要求である「緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。」に対して、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機（必要数1台）と電源車（必要数2台）を配備する。従って、プラント側の必要数と合わせて、6号及び7号炉合計で10台が必要数となる。~~

(2) 可搬型代替注水ポンプ（消防車）

可搬型代替注水ポンプ（消防車）については、原子炉建屋の外側から水を供給する可搬型重大事故等対処設備であり、重大事故の防止及び影響緩和の観点から故障時の影響が大きい重要な設備であることから、1. (1)に示す「 $2n+\alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表 8(1)に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う機能を要求するのは、注水機能を有する設計基準対象施設が機能喪失している状態、設計基準対象施設が有していない注水機能が必要な状態、水源を補給する必要のある状態、もしくは重大事故等対処設備に給水する必要のある状態である。

炉心への注水・格納容器へのスプレイ機能を有する設計基準対象施設が機能喪失している状態に対しては早期の機能回復が必須であることから、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等の常設設備による注水・スプレイによって対応する。従って、本設備に期待するのは更なる安全性向上のためにバックアップとして待機する場合である。ただし、5号炉東側第二保管場所に配備する等の考慮を行うことにより、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による早期の機能回復を可能とする場合は、本設備を期待する。このとき、常設設備の復旧後は中断も可能ではあるが、1基あたり4台が必要となる。

格納容器内への注水のうち設計基準対象施設が有していない機能である格納容器下部への注水が必要な状態に対しては、早期の対応が必要ではないことから、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による注水を待つことが可能である。従って、格納容器下部への注水については、本設備を期待する。このとき、間欠使用による対応も可能ではあるが、1基あたり4台が必要となる。

使用済燃料プールへの注水機能を有する設計基準対象施設が機能喪失している状

態に対しては、使用済燃料プールに貯蔵しうる燃料の崩壊熱と使用済燃料プール内の水量との関係から、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による給水を待つことが可能である。従って、使用済燃料プールへの注水については、本設備を期待する。このとき、間欠使用による対応も可能ではあるが、1基あたり4台が必要となる。

水源を補給する必要のある状態に対しては、設計基準対象施設である復水貯蔵槽が有する水量と各シナリオにおける水の使用量との関係から、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による給水を待つことが可能である。従って、復水貯蔵槽への水源補給については、本設備を期待する。このとき、一時中断も可能ではあるが、1基あたり4台が必要となる。

重大事故等対処設備に給水する必要のある状態に対しては、早期の対応が必要となる設備がないことから、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による給水を待つことが可能である。従って、格納容器圧力逃がし装置への給水については、本設備を期待する。このとき、間欠使用による対応も可能ではあるが、1基あたり1台（防火水槽を水源として使用）が必要となる。

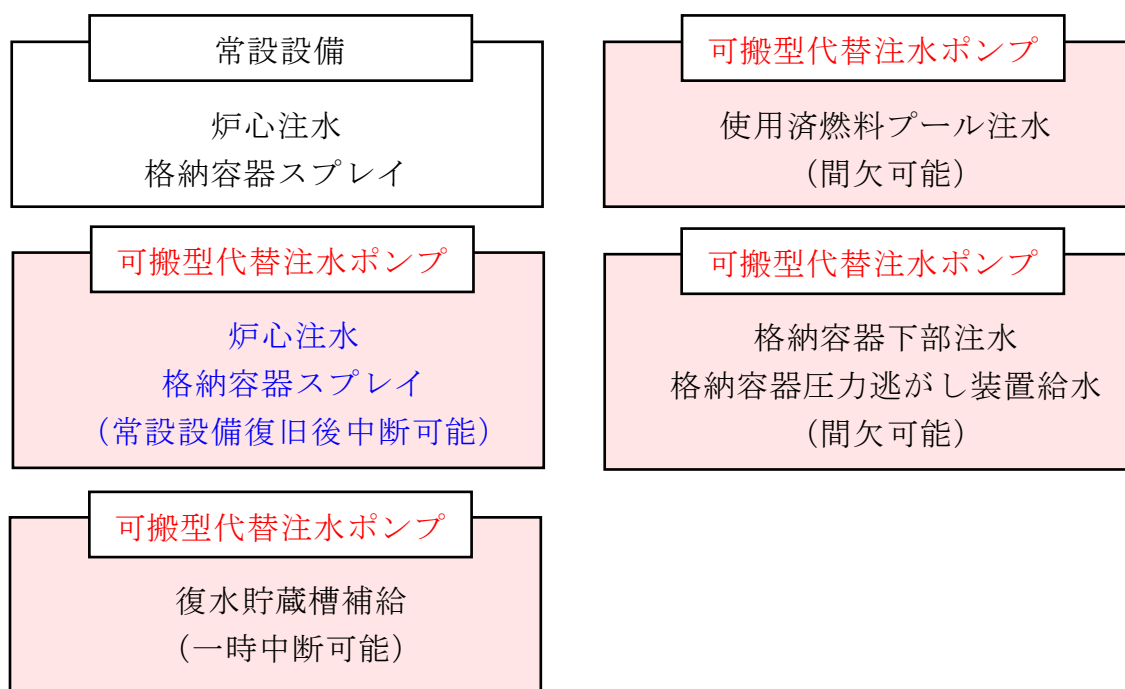
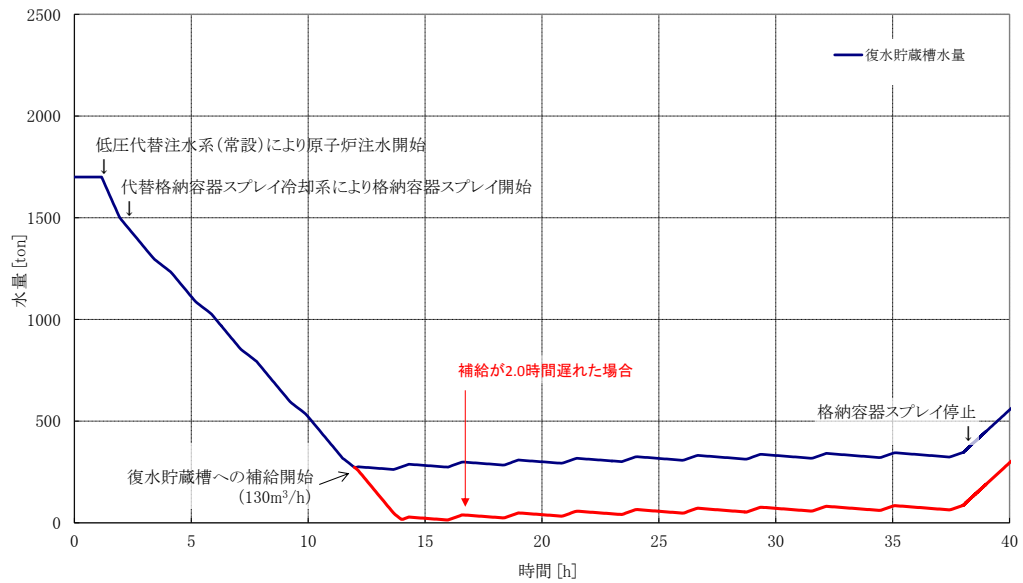


図5 重大事故等対策の有効性評価における給水対象

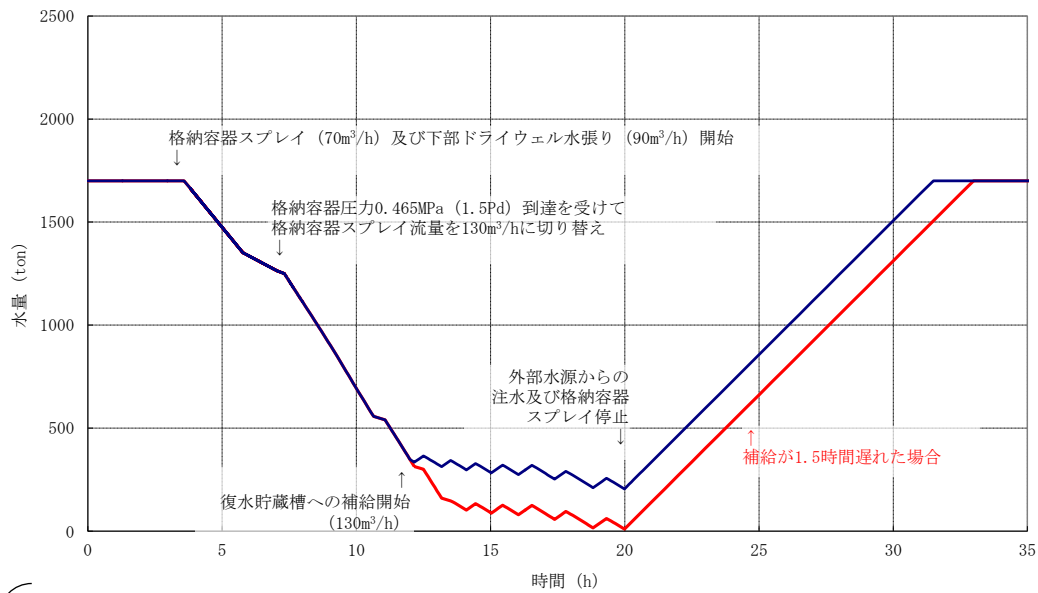
これらの可搬型代替注水ポンプによる給水は同時に実施する可能性もあるが、いずれも間欠使用による対応または常設設備復旧による中断が可能なものであり、復水貯蔵槽に十分な淡水が貯蔵でき、炉心注水・格納容器スプレイのための常設設備の復旧ができた段階で淡水補給を一時中断することで対応可能である。水使用の観点から厳しいシナリオとなる格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却を使用しない場合）の復水貯蔵槽の水量変化を図6に示す。



- 水使用パターン
- ①低圧代替注水系(常設)による原子炉注水
 事象発生 70 分後から低圧代替注水系(常設)により注水する。
 冠水後は、破断口～原子炉水位低(レベル 1)の範囲で注水する(約 90m³/h)。
 - ②代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイ
 原子炉水位が破断口～原子炉水位低(レベル 1)の範囲で、代替格納容器スプレイを実施(140m³/h)。
 - ③淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給
 12 時間後から、淡水貯水池の水を可搬型代替注水ポンプ 4 台を用いて 130m³/h で復水貯蔵槽へ補給する。

図 6 復水貯蔵槽の水量変化
 (格納容器過圧・過温シナリオ (代替循環冷却を使用しない場合))

また、復水貯蔵槽の水量の観点から厳しいシナリオとなる高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 (DCH), 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI) 及び溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) シナリオにおける復水貯蔵槽の水量変化を図 7 に示す。



- 水使用パターン
- ①格納容器下部注水
原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始(約 90m³/h で 2 時間)。
原子炉圧力容器破損後は崩壊熱相当で注水。
 - ②代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイ
原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始 (70m³/h)。
原子炉圧力容器破損以降, 465kPa[gage]に到達以降は 130m³/h 以上で注水。
 - ③淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給
12 時間後から, 淡水貯水池の水を可搬型代替注水ポンプ 4 台を用いて 130m³/h で復水貯蔵槽へ補給する。

図 7 復水貯蔵槽の水量変化 (DCH, FCI, MCCI シナリオ)

これらの復水貯蔵槽への補給に対して, 使用済燃料プールへの注水は, 仮に原子炉停止中の重大事故等対策の有効性評価の想定事故 1 または 2 が発生したとしても, 燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間はいずれも 3 日以上であり, 図 6 及び図 7 右端より後の復水貯蔵槽水位回復後に対応可能である。かつ, 7 日間合計でも最大で約 3,300m³ (45m³/h で注水した場合でも 3 日強で注水可能) と十分余裕のできる使用量である。

可搬型代替注水ポンプ (消防車) を用いた格納容器下部への注水, 格納容器圧力逃がし装置への給水はいずれも間欠使用による対応が可能なるものであり, かつ, いずれも数 100m³ 程度と十分余裕のできる使用量である。

従って, 前述の通り, 復水貯蔵槽に十分な淡水が貯蔵できた段階で淡水補給を一時中断することでいずれも対応可能である。

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、代替注水等設備を要求しているのは表 2 に示す 6 条文である。

表 2 代替注水等設備を要求している条文

条文	要求事項
47 条	可搬型低圧代替注水設備
49 条	代替格納容器スプレイ冷却設備（常設または可搬型）
50 条	格納容器圧力逃がし装置の給水設備（常設または可搬型）
51 条	格納容器下部注水設備（常設または可搬型）
54 条	使用済燃料プールへの可搬型代替注水設備，可搬型スプレイ設備
56 条	水源からの移送設備（常設または可搬型）

このうち、可搬型代替注水等設備を必須のものとして要求している条文は 47 条，54 条である。

47 条の可搬型代替注水設備に期待する場合は、低圧代替注水系（常設）等の常設設備による原子炉注水に失敗している状態であり、可搬型代替注水ポンプによる原子炉注水を続けている状態である。重大事故等発生時点においては期待できないものであり、かつ初期の低圧代替注水系（常設）等の常設設備による原子炉注水に成功しなければ基本的には燃料損傷防止・格納容器破損防止が成立しないことから、条文上要求されているものではあるが、更なる安全性向上のためのバックアップという位置付けとなる。ただし、5 号炉東側第二保管場所に配備する等の考慮を行うことにより、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による早期の機能回復を可能とする場合は、本設備による燃料損傷防止・格納容器破損防止も成立する。このための必要数は 1 基あたり 4 台 である。

一方、54 条の可搬型代替注水設備に期待する場合は、崩壊熱等によって徐々に減少する使用済燃料プール水位を維持するために 間欠使用による対応も可能 な状態である。このための必要数は 1 基あたり 4 台 であり、前述の通り復水貯蔵槽への補給等と同時に発生しても復水貯蔵槽への補給を一時中断することで対応可能である。

54 条の可搬型スプレイ設備に期待する場合は、重大事故等対策の有効性評価の範疇を超える使用済燃料プールの損傷が発生し、注水による水位維持が出来ず、スプレイによる可能な限りの影響緩和を行っている状態である。可搬型スプレイヘッドを使用できる場合は当該設備を設置してスプレイを行うが、使用済燃料プールの損傷の規模によっては可搬型スプレイヘッドの設置場所への据え付けが困難となるため、そのような状態においては更なる信頼性向上策である常設スプレイヘッドを用いてスプレイを行う。いずれの場合においても可搬型スプレイ設備の台数を増やすことで影響緩和の程度を拡大することも可能であるが、必要数としては 1 基あたり最低 4 台 で影響緩和が可能である。このような状態は、2. に記載の「第 3 7 条において想定する（中略）使用済燃料貯蔵槽内における想定事故」には該当しないことから、前述の通り、「想定する重大事故等」を超える状態であり、大規模損壊に繋がる状態の一種となる。従って、必要数 1 セットに加えて設備の信頼度等を考慮して 6 号及び 7 号

炉合計で 1 台の予備を確保することとし、「 $2n+\alpha$ 」の対象施設としての必要数算出においては、総数として包含されることを確認する。

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は 1 基あたり 4 台となる。上述の通り、本設備は「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから、2セットを準備することが必要であるため、1 基あたり 4 台×2セット=8 台が必要となる。従って、6 号及び 7 号炉合計で 16 台が必要数となる。この必要数は 54 条の可搬型スプレイ設備の必要数及び予備の 6 号及び 7 号炉合計で 9 台を総数として包含するものである。

(3) 代替原子炉補機冷却系

代替原子炉補機冷却系(代替循環冷却系の熱交換器ユニット等を含む)については、タービン建屋の外側もしくは建屋内に設置した接続口を通じて原子炉建屋内の残留熱除去系熱交換器との間で淡水を循環させるとともに、取水した海水を使用して車載熱交換器によって除熱を行うための可搬型重大事故等対処設備であり、重大事故の防止及び影響緩和の観点から故障時の影響が大きい重要な設備であることから、1. (1)に示す「 $2n+\alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表 8(1)に示す。

なお、格納容器内での重大事故の防止及び影響緩和の観点からは、格納容器ベントの前に使用する設備であり、仮に故障した場合には格納容器ベントによって除熱機能を維持することも可能である。また、除熱設備という特徴から、注水や電源供給のための設備と異なり、初期対応においては不要であるため、現場状況等を考慮した対応も可能である。従って、~~原子炉圧力容器・原子炉格納容器の除熱設備全体として 1. (1)に示す「 $2n+\alpha$ 」の対象施設が有する設備数と同等の数を持つべきと考える。~~

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う機能を要求するのは、海水を用いた除熱機能が喪失している状態である。前述の通り初期対応においては不要であり、一定時間経過後の除熱機能復旧の段階において、本設備に期待する。このとき、1 基あたり 1 式(熱交換器ユニット 1 式、大容量送水車(熱交換器ユニット用) 1 台)が必要となる。

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、代替除熱設備を要求しているのは表 3 に示す 2 条文である。

表 3 代替除熱設備を要求している条文

条文	要求事項
48 条	炉心損傷前において、残留熱除去系が使用可能な場合、使用不可能な場合の代替除熱設備（所内車載代替最終ヒートシンクシステムなど）
50 条	炉心損傷後において、格納容器の圧力及び温度を低下させるための代替除熱設備（格納容器圧力逃がし装置など）

このうち、可搬型の代替除熱設備を必須のものとして要求している条文は 48 条である。

48 条の可搬型代替除熱設備に期待する場合は、海水を用いた除熱機能が喪失している状態である。このための必要数は 1 基あたり 1 式（熱交換器ユニット 1 式、大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 台）である。

なお、上述の通り、一定時間経過後に期待するものであるため、常設代替除熱設備である格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）を用いて最終ヒートシンクへの熱輸送を達成することも可能である。

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は、原子炉圧力容器・原子炉格納容器と使用済燃料プールの除熱を同時に行うことができる 1 基あたり 1 式（熱交換器ユニット 1 式、大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 台）となる。上述の通り、本設備は「 $2n + \alpha$ 」の対象施設となることから、2 セットを準備することが必要であるため、1 基あたり 1 式 \times 2 セット = 2 式が必要となる。原子炉圧力容器・原子炉格納容器の除熱に用いる本設備は格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）と相まって「 $2n + \alpha$ 」の対象施設が有する設備数と同等の数を持つべきと整理し、予備を格納容器圧力逃がし装置とすることで、本設備は 2 セット分を準備することが必要となる。従って、6 号及び 7 号炉合計で 4 式が必要数となる。

(4) 大容量送水車（海水取水用）

大容量送水車（海水取水用）については、淡水が必要な量を確保できない場合において、原子炉建屋の外側から水を供給する可搬型重大事故等対処設備であり、重大事故の防止及び影響緩和の観点から故障時の影響が大きい重要な設備であることから、1. (1) に示す「 $2n + \alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表 8(1) に示す。

重大事故等対策の有効性評価においては、事象を収束するために必要な水を淡水のみ

で確保可能であることから、本設備が担う機能は要求されない。

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、海水取水設備を要求しているのは表 4 に示す 56 条のみである。

表 4 海水取水設備を要求している条文

条文	要求事項
56 条	海水取水設備

56 条の大容量送水車（海水取水用）に期待する場合は、淡水補給機能が喪失している状態である。上述の通り、淡水が必要な量を確保できない場合において使用する設備であることから、条文上要求されているものではあるが、更なる安全性向上のためのバックアップという位置付けとなる。このための必要数は 2 基で 1 台 である。

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は 2 基で 1 台 となる。上述の通り、本設備は「 $2n + \alpha$ 」の対象施設となることから、2 セットを準備することが必要であるため、6 号及び 7 号炉合計で 2 台が必要数となる。

(5) 高圧窒素ガスポンベ

高圧窒素ガスポンベについては、負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であり、1. (2) に示す「 $n + \alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表 8(2) に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う機能を要求するのは、減圧機能を有する逃がし安全弁の作動機能が喪失している状態である。初期対応としてこのような状態になった場合、高圧注水機能が健全であれば早期の対応は不要であるが、高圧注水機能が機能喪失している状態が重畳した場合には早期に機能回復させ、減圧・低圧注水を行う必要がある。しかしながら、早期機能回復は困難であることから、減圧機能の多重性・頑健性確保による機能喪失回避が必須である。従って、減圧機能の維持において、本設備に期待する。このとき、1 基あたり 5 本が必要となる。

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、代替ポンベ等ガス供給設備を要求しているのは表 5 に示す 2 条文である。

表 5 代替ポンベ等ガス供給設備を要求している条文

条文	要求事項
45 条	弁操作の可搬型代替直流電源設備または代替ポンベ設備
46 条	減圧弁操作の可搬型コンプレッサーまたは代替ポンベ設備

このうち、可搬型の代替ポンベ等ガス供給設備を必須のものとして要求している条文は 46 条である。

46 条の可搬型代替ポンベ設備に期待する場合は、減圧用の逃がし安全弁操作のガスが喪失している状態である。上述の通り、初期対応として期待する設備ではないことから、条文上要求されているものではあるが、更なる安全性向上のためのバックアップという位置付けとなる。このための必要数は 1 基あたり 5 本 である。

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は 1 基あたり 5 本 となる。上述の通り、本設備は「 $n+\alpha$ 」の対象施設となることから、1 セットを準備することが必要であるため、6 号及び 7 号炉それぞれで 5 本ずつが必要数となる。

(6) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

逃がし安全弁用可搬型蓄電池については、負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であり、1. (2) に示す「 $n+\alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表 8(2) に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う機能を要求するのは、減圧機能を有する逃がし安全弁の作動機能が喪失している状態である。初期対応としてこのような状態になった場合、高圧注水機能が健全であれば早期の対応は不要であるが、高圧注水機能が機能喪失している状態が重畳した場合には早期に機能回復させ、減圧・低圧注水を行う必要がある。しかしながら、早期機能回復は困難であることから、減圧機能の多重性・頑健性確保による機能喪失回避が必須である。従って、減圧機能の維持において、本設備に期待する。このとき、1 基あたり 1 個が必要となる。

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を要求しているのは表 6 に示す 46 条のみである。

表 6 逃がし安全弁用可搬型蓄電池を要求している条文

条文	要求事項
46 条	減圧弁操作の可搬型代替直流電源設備

46 条の逃がし安全弁用可搬型蓄電池に期待する場合は、減圧用の逃がし安全弁操作の直流電源が喪失している状態である。上述の通り、初期対応として期待する設備ではないことから、条文上要求されているものではあるが、更なる安全性向上のためのバックアップという位置付けとなる。このための必要数は 1 基あたり 1 個 であ

る。

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は1基あたり1個となる。上述の通り、本設備は「 $n + \alpha$ 」の対象施設となることから、1セットを準備することが必要であるため、6号及び7号炉それぞれで1個ずつが必要数となる。

(7) 遠隔空気駆動弁操作作用ポンベ

遠隔空気駆動弁操作作用ポンベについては、負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であり、1. (2)に示す「 $n + \alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表 8(2)に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う機能を要求するのは、格納容器圧力逃がし装置の遠隔空気駆動弁の中央制御室からの遠隔操作機能が喪失している状態である。格納容器圧力逃がし装置は事象初期においては使用しないことから、このような状態になった場合、早期の対応は不要であるが、格納容器圧力逃がし装置の機能に期待するまでの間に機能回復させる必要がある。しかしながら、早期機能回復は困難であることから、遠隔空気駆動弁の操作機能の多重性・頑健性確保による機能喪失回避が必須である。従って、格納容器圧力逃がし装置の機能維持において、本設備に期待する。このとき、1基あたり4本が必要となる。

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、遠隔空気駆動弁操作作用ポンベを要求しているのは表 7 に示す 50 条のみである。

表 7 遠隔空気駆動弁操作作用ポンベを要求している条文

条文	要求事項
50 条	隔離弁の現場操作設備

50 条の隔離弁の現場操作設備に期待する場合は、隔離弁の中央制御室からの遠隔操作機能が喪失している状態である。上述の通り、初期対応として期待する設備ではないことから、条文上要求されているものではあるが、更なる安全性向上のためのバックアップという位置付けとなる。このための必要数は1基あたり4本である。

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は1基あたり4本となる。上述の通り、本設備は「 $n + \alpha$ 」の対象施設となることから、1セットを準備することが必要であるため、6号及び7号炉それぞれで4本ずつが必要数となる。

3. 可搬型重大事故等対処設備の予備数の考え方について

(1) 可搬型代替交流電源設備（電源車）

可搬型代替交流電源設備（電源車）については、2. (1)の通り、必要となる容量は1基あたり2台であり、「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから、~~免震重要棟内緊急時対策所の2台と合わせて、~~6号及び7号炉合計で8台が必要数となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、2台以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、6号及び7号炉合計で1台を確保する。

以上から、合計で9台保有する。

(2) 可搬型代替注水ポンプ（消防車）

可搬型代替注水ポンプ（消防車）については、2. (2)の通り、必要となる容量は1基あたり4台であり、「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから、6号及び7号炉合計で16台が必要数となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、2台以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、6号及び7号炉合計で1台を確保する。

以上から、合計で17台保有する。

(3) 代替原子炉補機冷却系

代替原子炉補機冷却系については、2. (3)の通り、必要となる容量は1基あたり1式（熱交換器ユニット1式、大容量送水車（熱交換器ユニット用）1台）である。本設備は原子炉圧力容器・原子炉格納容器と使用済燃料プールの除熱を同時に行うことができる容量を有するものである。

~~原子炉圧力容器・原子炉格納容器の除熱に用いる本設備は格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）と相まって「 $2n+\alpha$ 」の対象施設が有する設備数と同等の数を持つことから、本設備としては2セット分を準備することとしており、6号及び7号炉合計で4式が必要数となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。この場合の~~故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとしては、2. (3)の通り、格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）が該当するものと整理しており、1基あた

り1式を確保する。

「 $2n + \alpha$ 」の対象施設となることから、6号及び7号炉合計で4式が必要数となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、2式以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとしては、6号及び7号炉合計で1式を確保する。

以上から、合計で5式保有し、原子炉压力容器・原子炉格納容器の除熱における予備として格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）を合計で2式配備する。

なお、原子炉压力容器・原子炉格納容器の除熱に関しては、格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）も同等の機能を有する設備として利用可能である。

(4) 大容量送水車（海水取水用）

大容量送水車（海水取水用）については、2.(4)の通り、必要となる容量は2基で1台であり、「 $2n + \alpha$ 」の対象施設となることから、6号及び7号炉合計で2台が必要数となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、2台以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、6号及び7号炉合計で1台を確保する。

以上から、合計で3台保有する。

(5) 高圧窒素ガスポンペ

高圧窒素ガスポンペについては、2.(5)の通り、必要となる容量は1基あたり5本であり、「 $n + \alpha$ 」の対象施設となることから、1セットを準備することが要求となるため、6号及び7号炉でそれぞれ5本ずつが必要数となる。

この5本ずつに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、高い信頼度を有する設備である。一方で、本設備は各原子炉建屋内に配置することから、バックアップについても建屋毎に配置することが適切である。従って、1基あたり最大で5本同時に保守点検を実施する運用としたうえで、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、1基あたり5本以上を確保する。

以上から、合計で1基あたり10本以上を確保することとし、余裕を見て1基あたり25本保有する。

(6) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

逃がし安全弁用可搬型蓄電池については、2. (6)の通り、必要となる容量は1基あたり1個であり、「n+α」の対象施設となることから、1セットを準備することが要求となるため、6号及び7号炉でそれぞれ1個ずつが必要数となる。

この1個ずつに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、2台以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、6号及び7号炉合計で1台を確保する。

以上から、合計で3個保有する。

(7) 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ

遠隔空気駆動弁操作用ボンベについては、2. (7)の通り、必要となる容量は1基あたり4本であり、「n+α」の対象施設となることから、1セットを準備することが要求となるため、6号及び7号炉でそれぞれ4本ずつが必要数となる。

この4本ずつに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、高い信頼度を有する設備である。一方で、本設備は各原子炉建屋内に配置することから、バックアップについても建屋毎に配置することが適切である。従って、1基あたり最大で4本同時に保守点検を実施する運用としたうえで、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、1基あたり4本を確保する。

以上から、合計で1基あたり8本保有する。

4. その他の可搬型重大事故等対処設備の台数について

その他の設備については、原子炉建屋の外側から水・電力を供給するものではなく、かつ負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備でもないことから、1.(3)に示す「n」の対象施設と考える。本設備の台数及び必要となる容量を表 8(3)に示す。

本設備は「n」の対象施設となることから、設置許可基準規則 43 条 3 項 1 号に定められる「十分に余裕のある容量を有する」ための予備台数を確保する。

また、がれき等によってアクセスルートの確保が困難となった場合に備えて配備しているホイールローダの配備数を表 9 に示す。

表 8 主要可搬型設備

(1) 「2n+ α」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考
				荒浜側	大湊側	
可搬型代替交流電源設備 (電源車) 【6号及び7号炉共用】	9台	【6号炉分】 2台 (2n=4) 【7号炉分】 2台 (2n=4) 【免震重要棟 内緊急時対策 所分】 2台 【合計】 8台	1台	4台	5台	<ul style="list-style-type: none"> 必要数 (1基あたり2台) の2セット, 2基で合計8台 免震重要棟内緊急時対策所の必要数2台(共用) 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1台(共用)
ケーブル (一式: 40m)	9式	8式	1式	4式	5式	
可搬型代替注水ポンプ (A-2級消防車) 【6号及び7号炉共用】	17台	【6号炉分】 4台 (2n=8) 【7号炉分】 4台 (2n=8) 【合計】 16台	1台	荒浜側 6台	大湊側 6台	<ul style="list-style-type: none"> 必要数 (1基あたり3台) の2セット, 2基で合計12台 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1台(共用)
				K5 東二		
				5台		
				荒浜側 2式	大湊側 1式	
ホース (一式: 75A 約500m)	8式	8式	0式	K5 東二		
				5式		
ホース (一式: 75A 約1800m)	9式	8式	1式	荒浜側 4式	大湊側 5式	
代替原子炉補機冷却系 (代替循環冷却系の熱交換器ユニット等を含む) 【6号及び7号炉共用】 1式あたり ・熱交換器ユニット: 1式 ・大容量送水車(熱交換器ユニット用): 1台	5式	【6号炉分】 1式 (2n=2) 【7号炉分】 1式 (2n=2) 【合計】 4式	① 0式 ② 1式	2式	① 2式 ② 3式	<ul style="list-style-type: none"> 必要数 (1基あたり1式) の2セット, 2基で合計4式 ①原子炉圧力容器・原子炉格納容器の除熱についての故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップは格納容器圧力逃がし装置(1基あたり1式)(代替除熱設備)にて確保 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1式(共用)
ホース (一式: 約400m, 口径300A)	5式	4式	① 0式 ② 1式	2式	① 2式 ② 3式	

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

保管場所の荒浜側は荒浜側高台保管場所、大湊側は大湊側高台保管場所、K5 東一は5号炉東側保管場所、K5 東二は5号炉東側第二保管場所を示す。

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考
				荒浜側	大湊側	
大容量送水車 (海水取水用) 【6号及び7号炉共用】	3台	2台	1台	1台	2台	<ul style="list-style-type: none"> 必要数(2基で1台)の2セット, 2基で合計2台 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1台(共用) なお, 予備1台は6号及び7号炉代替原子炉補機冷却系の予備として配備している大容量送水車(熱交換器ユニット用)1台及び原子炉建屋放水設備の予備として配備している大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)1台と兼用。

※ 各設備の保管場所・数量については, 今後の検討結果等により変更となる可能性がある。
保管場所の荒浜側は荒浜側高台保管場所, 大湊側は大湊側高台保管場所, K5 東一は5号炉東側保管場所, K5 東二は5号炉東側第二保管場所を示す。

(2) 「n+α」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所	備考
6号炉 高圧窒素ガスポンペ	25本	5本	20本 (5本以上)	6号炉原子炉建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・ 必要数5本(1基あたり) ・ 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ5本以上(1基あたり) ・ 余裕を見て20本配備(1基あたり)
				25本 (10本・10本・5本で分散)	
7号炉 高圧窒素ガスポンペ	25本	5本	20本 (5本以上)	7号炉原子炉建屋	
				25本 (10本・10本・5本で分散)	

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所	備考
6号炉 逃がし安全弁用可搬型蓄電池	3個	1個	1個	6号炉原子炉建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・ 必要数1個(1基あたり) ・ 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1個(共用)
				1個	
7号炉 逃がし安全弁用可搬型蓄電池		1個		1個	
	2個				

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所	備考
6号炉 遠隔空気駆動弁操作用ポンペ	8本	4本	4本	6号炉原子炉建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・ 必要数4本(1基あたり) ・ 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ4本(1基あたり)
				8本	
7号炉 遠隔空気駆動弁操作用ポンペ	8本	4本	4本	7号炉原子炉建屋	
				8本	

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

(3) 「n」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考（必要数 n の補足）
				荒浜側	大湊側	
可搬型代替注水ポンプ （A-1 級消防車） 【6 号及び 7 号炉共用】	2 台	1 台	1 台	1 台	1 台	1 台でスプレイが必要な大規模な損壊が発生している 1 プラントの使用済燃料プールのスプレイ冷却が可能。
ホース（一式：500m） ・75A：500m	2 式	1 式	1 式	1 式	1 式	
6 号炉可搬型窒素供給装置 （格納容器圧力逃がし装置用）	3 台	1 台	1 台 （共用）	1 台	1 台	号炉あたり 1 台で窒素供給が可能。
7 号炉可搬型窒素供給装置 （格納容器圧力逃がし装置用）		1 台			1 台	
取水口用汚濁防止膜（シルトフェンス） （1 箇所あたり）	約 200m	約 80m	約 120m	約 100m	約 100m	1 箇所あたり 80m で汚濁防止膜を設置可能。
放水口用汚濁防止膜（シルトフェンス） 【6 号及び 7 号炉共用】	約 320m	約 140m	約 180m	約 160m	約 160m	1 箇所あたり 140m で汚濁防止膜を設置可能。
原子炉建屋放水設備 【6 号及び 7 号炉共用】 一式あたり ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）：1 台 ・放水砲：1 台 ・泡原液搬送車：1 台	2 式	1 式	1 式	1 式	1 式	申請プラント数の半数以上の 1 式。 ただし、泡原液搬送車は、1 台で 1 プラントの航空機火災発生時に対応が可能。
ホース ・送水側一式：950m、口径 300A ・吸込側一式：80m、口径 150A	1 式 及び 予備	1 式	送水側 50m 1 本 10m 1 本 5m 1 本 吸込側 20m 1 本	送水側 50m 1 本 10m 1 本 5m 1 本 吸込側 20m 1 本	1 式	
号炉間電力融通ケーブル 【6 号及び 7 号炉共用】	1 式	0 式 （常設）	1 式	1 式	0 式	号炉間電力融通ケーブル（常設）の予備。
タンクローリ 【発電所共用】	【4kL】 4 台 【16kL】 2 台 【合計】 6 台	【4kL】 3 台 【16kL】 1 台 【合計】 4 台	【4kL】 1 台 【16kL】 1 台 【合計】 2 台	荒浜側 【4kL】 1 台 【16kL】 1 台 K5 東二 【4kL】 2 台	大湊側 【4kL】 1 台 【16kL】 1 台	4kL3 台及び 16kL1 台で 6 号及び 7 号炉が運転中かつ 1～5 号炉が停止中の場合の給油作業を実施可能。
小型船舶 （海上モニタリング用） 【発電所共用】	2 隻	1 隻	1 隻	1 隻	1 隻	
可搬型モニタリングポスト 【発電所共用】	16 台	15 台	1 台	8 台 5 号炉原子炉建屋 1 台	7 台	モニタリングポストの陸側代替測定用で 9 台、海側測定用で 5 台、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化判断用で 1 台の合計 15 台で測定可能。
可搬型気象観測装置 【発電所共用】	2 台	1 台	1 台	1 台	1 台	気象観測は 1 台で測定可能。

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

保管場所の荒浜側は荒浜側高台保管場所、大湊側は大湊側高台保管場所、K5 東一は 5 号炉東側保管場所、K5 東二は 5 号炉東側第二保管場所を示す。

設備名	配備数	必要数	予備	備考
ホース 【6号及び7号炉共用】 —(淡水貯水池からの移送用、 口径150A)— ・第一送水ライン：約940m ・第二送水ライン：約690m	2ライン	2ライン	100m	第一送水ラインはNo.14、 No.15 防火水槽の両方に淡水 を供給可能。 第二送水ラインはNo.14 防火 水槽に淡水を供給可能。 荒浜側の送水ラインが約 2100mあるため、緊急時には活 用可能。
中央制御室 可搬型陽圧化空調機 【6号及び7号炉共用】 一式あたり ・フィルタユニット：1台 ・ブロワユニット：2台	3式	【6号炉分】 1式 【7号炉分】 1式 【合計】 2式	1式 (共用)	6号及び7号炉合計2式で中 央制御室内を隣接区画+20Pa 以上+40Pa未満の範囲内で陽 圧化することが可能。
中央制御室待避室 陽圧化装置 (空気ポンペ) 【6号及び7号炉共用】	194本	174本	20本	6号及び7号炉合計174本で 中央制御室待避室を窒息防止 しつつ10時間陽圧化するこ とが可能。
免震重要棟内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機 【6号及び7号炉共用】 —(フィルタ、ブロワー一体型)—	6台	3台	3台	3台で免震重要棟内緊急時対 策所(待避室)を陽圧化するこ とが可能。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機 【6号及び7号炉共用】 (フィルタ、ブロワー一体型)	2台	1台	1台	1台で5号炉原子炉建屋内緊 急時対策所(対策本部)を陽圧 化することが可能。 ただし、建屋内の雰囲気線量 が屋外より高い場合において は、可搬型外気取入送風機と あわせて使用する。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機 【6号及び7号炉共用】	3台	2台	1台	建屋内の雰囲気線量が屋外よ り高い場合において、1台で5 号炉原子炉建屋内緊急時対策 所(対策本部)可搬型陽圧化空 調機及び5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所(待機場所)可搬 型陽圧化空調機設置エリアを 外気ページすることが可能。 その際には、5号炉原子炉建 屋内緊急時対策所(対策本部) の陽圧化のため、5号炉原子 炉建屋内緊急時対策所(対策 本部)可搬型陽圧化空調機と あわせて追加1台を使用。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ) 【6号及び7号炉共用】	123本以上	123本	(現場運用を 考慮し別途決 定)	5号炉原子炉建屋内緊急時対 策所(対策本部)二酸化炭素吸 収装置の機能とあわせて、123 本で5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(対策本部)を窒息防 止しつつ10.5時間陽圧化する ことが可能。

※ 各設備の数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

設備名	配備数	必要数	予備	備考
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 可搬型陽圧化空調機 【6号及び7号炉共用】 (フィルタ, ブロー一体型)	4台	2台	2台	2台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)を陽圧化することが可能。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 陽圧化装置 (空気ポンプ) 【6号及び7号炉共用】	1792本以上	1792本	(現場運用を考慮し別途決定)	1792本で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)を窒息防止しつつ10.5時間陽圧化することが可能。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 可搬型電源設備 【6号及び7号炉共用】	5台	2台	3台	1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所必要負荷へ給電可能。 ただし、燃料補給時に停止する必要があるため合計2台が必要。

※ 各設備の数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

表9 アクセスルート確保のための可搬型設備

設備名	配備数	保管場所		備考
		荒浜側高台	大湊側高台	
ホイールローダ	5台	2台	3台	5台中1台は予備として配備。

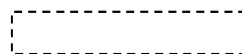
※ 保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

59-10

原子炉制御室について
(被ばく評価除く)

目 次

1. 概要
 - 1.1 新規制基準への適合方針
 - 1.2 設計における想定シナリオ
2. 設計方針
 - 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について
 - 2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要
 - 2.1.2 監視カメラについて
 - 2.1.3 監視カメラ映像サンプル
 - 2.1.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等
 - 2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ
 - 2.2 酸素濃度計等について
 - 2.2.1 酸素濃度 二酸化炭素濃度計の設備概要
 - 2.2.2 酸素濃度, 二酸化炭素濃度の管理
 - 2.3 汚染の持ち込み防止について
 - 2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について
 - 2.4.1 概要
 - 2.4.2 中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計差圧
 - 2.4.3 中央制御室の居住性確保
 - 2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保
 - 2.5 重大事故等時の電源設備について
3. 添付資料
 - 3.1 中央制御室内待避室の運用について
 - 3.2 配備する資機材の数量について
 - 3.3 チェンジングエリアについて
 - 3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響
 - 3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ
 - 3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性
 - 3.7 運転員の被ばく評価及び対応に係る対策について (申請前号炉)



: 補足説明抜粋範囲

3.6 事故シーケンスの組み合わせによる運転員の対応要員数について

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員が留まる居住性を確保するため、中央制御室待避室を設置している。

中央制御室待避室は、重大事故等に対応する要員が留まることができなければならない。そのため、中央制御室待避室の設計は収容可能人数を「20名」としている。その内訳を表-1に示す。

表-1 中央制御室収容人数設計内訳

当直長	1名
当直副長	2名
運転員	12名
消火対応要員	3名
予備	2名
合計	20名

また、複数号炉の同一中央制御室であるため、重大事故等の事故シーケンスが組み合わさった場合においても十分対応可能である必要がある。そのため、事故シーケンスの組み合わせによる運転員の対応要員数を評価した。

評価条件として、6号炉において「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しない場合) (以下、「大LOCA」とする)の発生を想定し、7号炉側を事故シーケンス組合せとして、有効性評価における他の事故シナリオを想定した。なお、全交流動力電源喪失シナリオは4シナリオあるが、6号炉の原子炉格納容器ベント操作時における対応要員数が変わらないため「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)」で代表する。「格納容器雰囲気直接加熱(DCH)」「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用(FCI)」「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」の3シナリオについては「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)」で実施する代替循環冷却系を使用した対応と同じであり、「停止中の反応度誤投入」シナリオは、事故の終息が短時間で終了するため対象外とした。

事故シーケンスの組み合わせによる運転員の対応要員数を表-2に示す。

事故シーケンスの組み合わせを考慮しても、運転員の対応要員数は最大で「15名」であり、消火活動要員を含めても「18名」であり、中央制御室待避室の設計「20名」により十分対応可能である。

6号炉の原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側の作業への影響について表-3に整理した。また、図-1~14にて事故シーケンス組み合わせ毎の作業時間抜粋を示す。

表-2 事故シーケンス組合せによる運転員の対応要員数

6号炉事故シーケンス	7号炉事故シーケンス	対応要員数				消火要員	合計
		当直長	6号炉 対応	7号炉 対応	小計		
大 LOCA	高圧・低圧注水機能喪失	1名	7名	5名	13名	3名	16名
	高圧注水・減圧機能喪失	1名	7名	5名	13名	3名	16名
	全交流動力電源喪失	1名	7名	7名	15名	3名	18名
	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	1名	7名	7名	15名	3名	18名
	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失)	1名	7名	5名	13名	3名	16名
	原子炉停止機能喪失	1名	7名	3名	11名	3名	14名
	LOCA 時注水機能喪失	1名	7名	5名	13名	3名	16名
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	1名	7名	7名	15名	3名	18名
	大 LOCA (代替循環冷却を使用する場合)	1名	7名	7名	15名	3名	18名
	想定事故 1	1名	7名	2名	10名	3名	13名
	想定事故 2	1名	7名	4名	12名	3名	15名
	停止中崩壊熱除去機能喪失	1名	7名	4名	12名	3名	15名
	停止中全交流動力電源喪失	1名	7名	4名	12名	3名	15名
	停止中原子炉冷却材の流出	1名	7名	4名	12名	3名	15名

※事故シーケンスの組み合わせを考慮しても、運転員の対応要員数は最大で「15名」であり、消火活動要員を含めても「18名」であり、中央制御室待避室の設計「20名」により十分対応可能である。

表-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響（1 / 5）

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大LOCA	高圧・低圧注水機 能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を低圧代替注水系（常設）により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、待避室への待避前に原子炉注水量を調整することにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して退避することが可能</p> <p>フィルタ装置水位調整等については、6号炉原子炉格納容器ベント前に水位調整を実施することで対応可能。また、炉心損傷前の原子炉格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切替えることも可能</p>	影響なし
	高圧注水・減圧機 能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施しているため、流量調整は不要であり、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし
	全交流動力電源 喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を低圧代替注水系（常設）により維持しており、残留熱除去系による格納容器スプレイを実施しているため、原子炉注入弁及び格納容器スプレイ弁の操作が必要になる。残留熱除去系による循環冷却を実施することにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して退避することが可能</p> <p>代替原子炉補機冷却系運転のために、電源車等への給油を行うが、要員の交代又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、残留熱除去系を停止して、再度原子炉格納容器ベントによる格納容器除熱を実施することも可能</p>	影響なし

表-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (2/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大LOCA	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を低圧代替注水系（常設）により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、待避室への待避前に原子炉注水量を調整することにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して退避することが可能 代替原子炉補機冷却系運転のために、電源車等への給油を行うが、要員の交代又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、残留熱除去系を停止して、原子炉格納容器ベントによる格納容器除熱を実施することも可能</p>	影響なし
	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失)	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を高圧炉心注水系により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、低圧代替注水系（常設）に切替えることにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して退避することが可能 フィルタ装置水位調整等については、6号炉原子炉格納容器ベント前に水位調整を実施することで対応可能。また、炉心損傷前の原子炉格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切替えることも可能</p>	影響なし
	原子炉停止機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を高圧注水系により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードに切替えることにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし

表-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (3/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大LOCA	LOCA時注水機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を低圧代替注水系（常設）により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、待避室への待避前に原子炉注水量を調整することにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して退避することが可能</p> <p>フィルタ装置水位調整等については、6号炉原子炉格納容器ベント前に水位調整を実施することで対応可能。また、炉心損傷前の原子炉格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切替えることも可能</p>	影響なし
	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を高圧炉心注水系により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードに切替えることにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし
	大LOCA（代替循環冷却を使用する場合）	<p>【7号炉運転員への影響】 代替循環冷却により原子炉および格納容器の除熱を実施しており中央制御室での操作は不要</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 代替原子炉補機冷却系運転のために、電源車等への給油を行うが、要員の交代又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。</p>	影響なし

表-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (4/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大LOCA	想定事故1	<p>【7号炉運転員への影響】 使用済燃料プールへの可搬型注水ポンプによる蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持しているが、通常水位まで回復することにより6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して退避することが可能</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 使用済燃料プールへの可搬型注水ポンプによる補給を実施しているが、通常水位まで回復することにより6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して退避することが可能</p>	影響なし
	想定事故2	<p>【7号炉運転員への影響】 使用済燃料プールへの可搬型注水ポンプによる蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持しているが、通常水位まで回復することにより6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して退避することが可能</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 使用済燃料プールへの可搬型注水ポンプによる補給を実施しているが、通常水位まで回復することにより6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して退避することが可能</p>	影響なし
	停止中崩壊熱除去機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施しているため、流量調整は不要であり、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし

表-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (5/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大LOCA	停止中全交流動力電 源喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施しているため、流量調整は不要であり、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 代替原子炉補機冷却系運転のために、電源車等への給油を行うが、要員の交代又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、6号炉の原子炉格納容器ベント開始前に代替原子炉補機冷却および残留熱除去系を停止して、再度逃がし安全弁による原子炉減圧維持および復水移送ポンプによる低圧代替注水を実施することも可能</p>	影響なし
	停止中原子炉冷却材 の流出	<p>【7号炉運転員への影響】 残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施しているため、流量調整は不要であり、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)												備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容														
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																
	6号	7号	6号	7号	6号	7号															
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A						炉心過水後、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施	約0.3時間 炉心損傷開始 約20分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認													
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 操作	(1人) A						適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施	約38時間 格納容器圧力 限界圧力接近													
非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧操作	(1人) A						適宜実施														
可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による復水貯蔵槽から復水貯蔵槽への補給					2人		継続実施	待避												原子炉格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避後には作業エリアの放射線量を測定となる	
原子炉格納容器ベント操作	(1人) A						原子炉格納容器ベント状態監視	適宜ベント状態監視												待避室へ待避し、ベント状態を監視する。	
			(2人) B, F				原子炉格納容器ベント操作 (格納容器一次隔離弁操作)	60分												原子炉格納容器ベント操作後待避室へ待避する	
					10人 (参加)		フィルタ装置水位調整 フィルタ装置pH測定 フィルタ装置薬品補給 ドレン移送ライン吹付け	適宜実施												中継からの連絡を受けて現場操作を実施する	
燃料給油作業					2人		第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油	適宜実施												原子炉格納容器ベント前にガスタービン発電機用燃料タンクが乾燥しないように注意する	
燃料給油作業					2人		可搬型代替注水ポンプ (A-2機) への給油	継続実施												待避	原子炉格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が乾燥しないように注意する
必要人員数 合計	2人 A, B		4人 C, D, E, F		6人 (その他参加10人)																

7号炉 TQUV							経過時間 (時間)												備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容													
	運転員 (中継)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)															
	6号	7号	6号	7号	6号	7号														
低圧代替注水系 (常設) 注水操作		(1人) A					格納容器スプレイ実施までレベルコントロール維持	約20分 低圧代替注水系 原子炉注水開始 約18時間 格納容器圧力 180kPa[gage]到達 約17時間 格納容器圧力 350kPa[gage]到達												
代替格納容器スプレイ操作		(1人) A					原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施	レベルコントロール維持												
可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による復水貯蔵槽から復水貯蔵槽への補給					2人		適宜実施													
原子炉格納容器ベント準備操作		(1人) A					原子炉格納容器ベント準備 (バウンダリ構成)	60分												
				(2人) C, D			原子炉格納容器ベント準備 (格納容器一次隔離弁操作)	60分												
					2人		7号炉フィルタ装置水位調整準備 (排水ポンプ水送り)	60分												
原子炉格納容器ベント操作		(1人) A					原子炉格納容器ベント操作 ベント状態監視	適宜実施												原子炉格納容器ベント操作後、適宜ベント状態監視
燃料給油作業					2人 ^{※1}		可搬型代替注水ポンプ (A-2機) への給油	適宜実施												
必要人員数 合計		2人 A, B		2人 C, D	2人 ^{※2}		※1 6号炉の緊急時対策要員 (現場) が対応する ※2 6号炉の原子炉格納容器ベント時に必要な要員													
6号および7号炉 事故対応運転員総数	初戻長 (1名) + 当直副長 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (4名) = 13名																			

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は原子炉格納容器ベントを実施しており、原子炉水位は復水移送ポンプによる低圧代替注水により維持している。
6号炉の原子炉格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁を操作する必要がある。この場合、待避室から一旦出る必要がある。
ただし、原子炉への注水量を待避室への待避前に調整することにより、低圧注水系の注入弁操作頻度を少なくすることができる。
7号炉の原子炉格納容器ベント状態は待避室から監視可能であり、6号炉の原子炉格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認を実施している。
しかし、約27時間後には通常水位まで回復しており、その後も通常水位付近を維持することができれば、6号炉の原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。
その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m³低下するが、通常水位付近(約1700m³)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。
また、可搬型代替注水ポンプへの給油も不要となる。
フィルタ装置水位調整等の操作を適宜実施することとしているが、評価上最短で原子炉格納容器ベント操作から約28時間後に実施することになる。これは、6号炉の原子炉格納容器ベント操作から約7時間後となるため、事前にフィルタ装置の水位調整等を行う対応が可能である。また、7号炉は炉心損傷前の原子炉格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切替えることも可能である。

図-1 大LOCA+高圧・低圧注水機能喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)														備考											
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (時間)																								
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																										
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A						炉心冠水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施	約0.3時間 炉心損傷開始																								
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 操作	(1人) A						適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施	約0.9分 原子炉注水開始																								
非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧操作	(1人) A						適宜実施	約2時間 破断口まで水位回復確認																								
可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による放水貯蔵槽への補給						2人	継続実施																原子炉格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる									
原子炉原子炉格納容器ベント操作	(1人) A						原子炉原子炉格納容器ベント状態監視																待避準備後、ベント状態を監視する。									
			(2人) B, F				原子炉原子炉格納容器ベント操作 (格納容器一次隔離弁操作)																原子炉格納容器ベント操作後待避準備後待避する									
						10人 (参加)	フィルタ装置水位調整 フィルタ装置流量調整 フィルタ装置系統確認 ドレン移送ライン吹付け																待避準備後待避する									
燃料給油作業						2人	適宜実施																原子炉格納容器ベント前にボスタービン発電機燃料タンクが枯渇しないように給油する									
燃料給油作業						2人	継続実施																原子炉格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避前に燃料が枯渇しないように給油する									
必要人員数 合計	2人 A, B				4人 C, D, E, F		6人 (その他参加10人)																									

7号炉 TQUX							経過時間 (時間)														備考											
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (時間)																								
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																										
低圧注水系 注水操作		(1人) a					原子炉水位をレベル3～レベル4で維持	約0.9分 代替自動減圧ロジック動作 約0.9分 低圧注水系 原子炉注水開始 約30分 原子炉水位高 (レベル4)																								
残留熱除去系 サプレッション・チェンバール水冷却モード操作		(1人) a					サプレッション・チェンバール水冷却モード運転を継続 *2系列原子炉停止時冷却モード運転時は適宜原子炉注水実施	約12時間後 残留熱除去系 原子炉停止時冷却モード運転開始																								
残留熱除去系 停止時冷却モード準備		(1人) a					90分																残留熱除去系ポンプ (A)									
残留熱除去系 停止時冷却モード運転					2人 c, d		30分																残留熱除去系ポンプ (B)									
残留熱除去系 停止時冷却モード運転		(1人) a					原子炉停止時冷却モード運転を継続																残留熱除去系ポンプ (C)									
低圧注水系から停止時冷却モード切替		(1人) a					90分																残留熱除去系ポンプ (A)									
残留熱除去系 停止時冷却モード切替					(2人) c, d		30分																残留熱除去系ポンプ (A)									
残留熱除去系 停止時冷却モード運転		(1人) a					原子炉停止時冷却モード運転を継続																残留熱除去系ポンプ (A)									
必要人員数 合計		2人 a, b			2人 c, d		0人																									
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当直員 (1名) + 当直副員 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (4名) = <u>13名</u>																															

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施している。原子炉の状態が冷温停止に移行しているため、流量調整等は不要である。そのため、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない。

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としないため影響はない。

図-2 大LOCA + 高圧注水・減圧機能喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)						経過時間 (時間)																備考											
操作項目	実施箇所・必要員数						操作の内容	経過時間 (時間)																備考									
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32		34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	約0分 炉心温度開始 約20分 原子炉注水開始 約38時間 格納容器圧力 限界圧力接近	炉心冠水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																									
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 操作	(1人) A	-	-	-	-	-	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最終の格納容器スプレイに合わせて格納容器最高注入を実施																										
非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧操作	(1人) A	-	-	-	-	-	適宜実施																										
可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による低水貯蔵槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	2人	-	可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による復水貯蔵槽への補給																継続実施										
原子炉原子炉格納容器ベント状態監視	(1人) A	-	-	-	-	-	原子炉原子炉格納容器ベント状態監視																待避室へ待避し、ベント状態を監視する。										
原子炉原子炉格納容器ベント操作 (格納容器一次隔離弁操作)	-	-	(2人) B, F	-	-	-	原子炉原子炉格納容器ベント操作 (格納容器一次隔離弁操作)																60分										
-	-	-	-	-	10人 (参加)	-	フィルタ設置水位調整 フィルタ設置水位調整 フィルタ設置異常補給 ドレン排注ライン空パージ																適宜実施										
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	第一ガスタービン発電機燃料タンクへの給油																適宜実施										
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	可搬型代替注水ポンプ (A-2機) への給油																継続実施										
必要員数 合計	2人 A, B	-	4人 C, D, E, F	-	6人 (その他参加員)	-																											

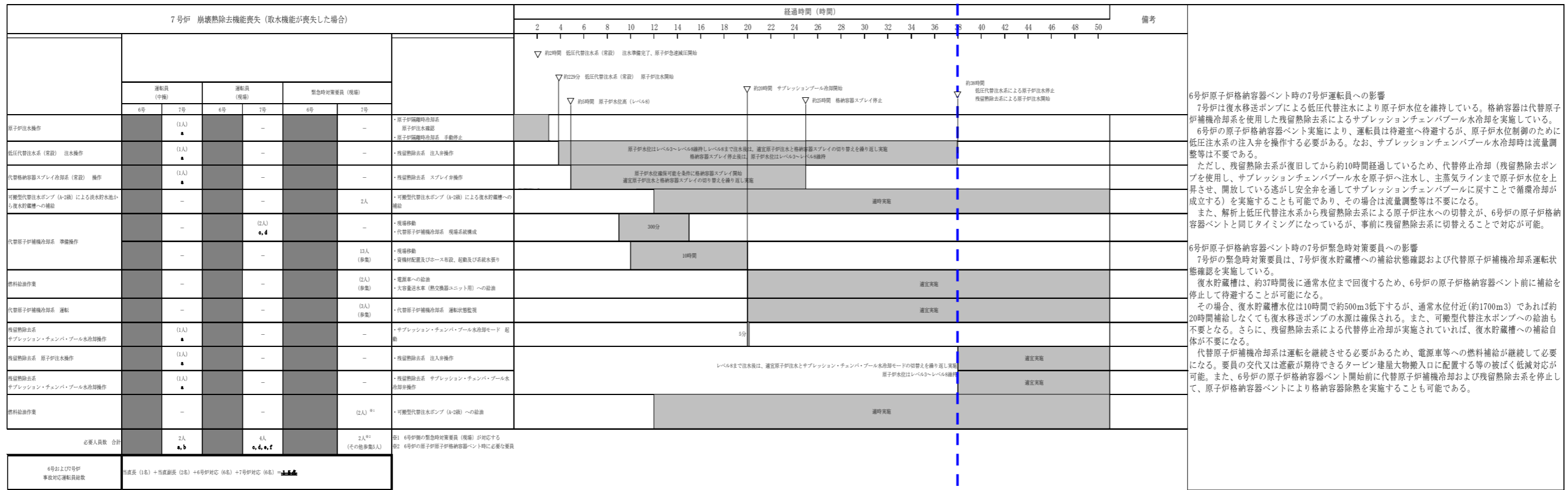
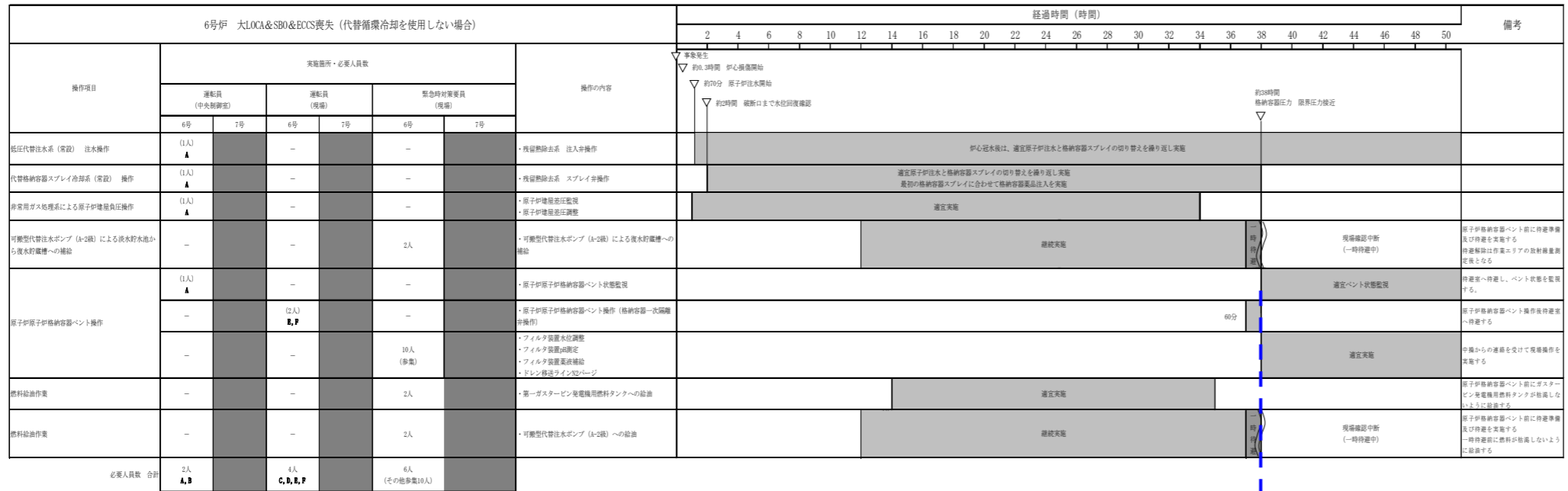
7号炉 全交流動力電源喪失 (例として長期TD)						経過時間 (時間)																備考											
操作項目	実施箇所・必要員数						操作の内容	経過時間 (時間)																備考									
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32		34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
原子炉注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	約0分 原子炉注水開始 約14時間 格納容器圧力 310kPa(gage)到達	原子炉水位レベル62レベル68で原子炉注水 原子炉建屋貯蔵槽での注水は、復水貯蔵槽による注水準備完了を確認するまで実施																									
常設代替交流電源制御弁操作 (第一ガスタービン発電機)	(1人) B	-	-	-	-	-	第一ガスタービン発電機 起動																20分										
常設代替交流電源設備操作 (第一ガスタービン発電機)	(1人) B	-	-	-	-	-	第一ガスタービン発電機 前電																70分										
常設代替交流電源設備による発電	(1人) B	-	-	-	-	-	M/C 発電機 起動																10分										
代替原子炉建屋冷却系 準備操作	-	-	(2人) C, D	-	-	-	M/C 発電機 起動 M/C 発電機 起動																10分										
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	第一ガスタービン発電機燃料タンクへの給油																適宜実施										
代替原子炉建屋冷却系 運転	-	-	-	-	2人	-	代替原子炉建屋冷却系 運転状態監視																適宜実施										
原子炉格納容器ベント準備操作	-	-	(2人) E, F	-	-	-	原子炉原子炉格納容器ベント準備 (格納容器一次隔離弁操作)																60分										
原子炉格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	原子炉原子炉格納容器ベント操作 (格納容器一次隔離弁操作)																60分										
原子炉格納容器ベント操作	(1人) A	-	(2人) C, D	-	-	-	原子炉原子炉格納容器ベント操作 (格納容器一次隔離弁操作)																60分										
残留熱除去系 起動操作	(1人) A	-	-	-	-	-	残留熱除去系ポンプ起動																15分										
原子炉急凍減圧操作	(1人) A	-	-	-	-	-	過剰圧力弁 閉鎖 手動開放操作																5分										
低圧代替注水系 (常設) 準備操作	(1人) A	-	-	-	-	-	低圧注水モードによる原子炉注水 復水移送ポンプ起動/運転確認 低圧代替注水系 (常設) 運転確認																15分										
低圧注水モードから低圧代替注水モードによる原子炉注水	(1人) A	-	(2人) C, D	-	-	-	低圧注水モードによる原子炉注水停止 低圧代替注水モードによる原子炉注水開始																5分										
原子炉格納容器ベント停止操作	-	-	(2人) E, F	-	-	-	原子炉原子炉格納容器ベント停止操作																30分										
格納容器スプレイ冷却系 起動操作	(1人) A	-	-	-	-	-	格納容器スプレイ冷却系 起動操作																格納容器圧力は13.7~18kPa(gage)維持										
可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による低水貯蔵槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	2人	-	可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による復水貯蔵槽への補給																適宜実施										
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人) B	-	可搬型代替注水ポンプ (A-2機) への給油																適宜実施										
必要員数 合計	2人 A, B	-	4人 C, D, E, F	-	6人 (その他参加員)	-	備1 6号炉の緊急時対策要員 (現場) に対応する 備2 6号炉の原子炉格納容器ベント時に必要な要員																										

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は復水移送ポンプによる低圧代替注水により原子炉水位を維持している。格納容器は代替原子炉補機冷却系を使用した残留熱除去系による格納容器スプレイ冷却を実施している。
6号炉の原子炉格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁を操作する必要がある。また、格納容器スプレイ冷却制御のために格納容器スプレイ弁を操作する必要がある。この場合、待避室から一旦出る必要がある。
ただし、残留熱除去系が復旧してから約10時間経過しているため、代替停止冷却 (残留熱除去ポンプを使用し、サブプレッションチェンパブル水を原子炉へ注水し、主蒸気ラインまで原子炉水位を上昇させ、開放している逃がし安全弁を通してサブプレッションチェンパブルに戻すことで循環冷却が成立する) を実施することも可能であり、その場合は流量調整等は不要になる。

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認および代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。
復水貯蔵槽は、約18時間後には通常水位まで回復しており、その後も通常水位付近を維持することができれば、6号炉の原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。
その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近(約1700m3)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。また、可搬型代替注水ポンプへの給油も不要となる。さらに、残留熱除去系による代替停止冷却が実施できれば、復水貯蔵槽への補給自体が不要になる。

代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車等への燃料補給が継続して必要になる。要員の交代又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、6号炉の原子炉格納容器ベント開始前に代替原子炉補機冷却および残留熱除去系を停止して、再度原子炉格納容器ベントにより格納容器除熱を実施することも可能である。

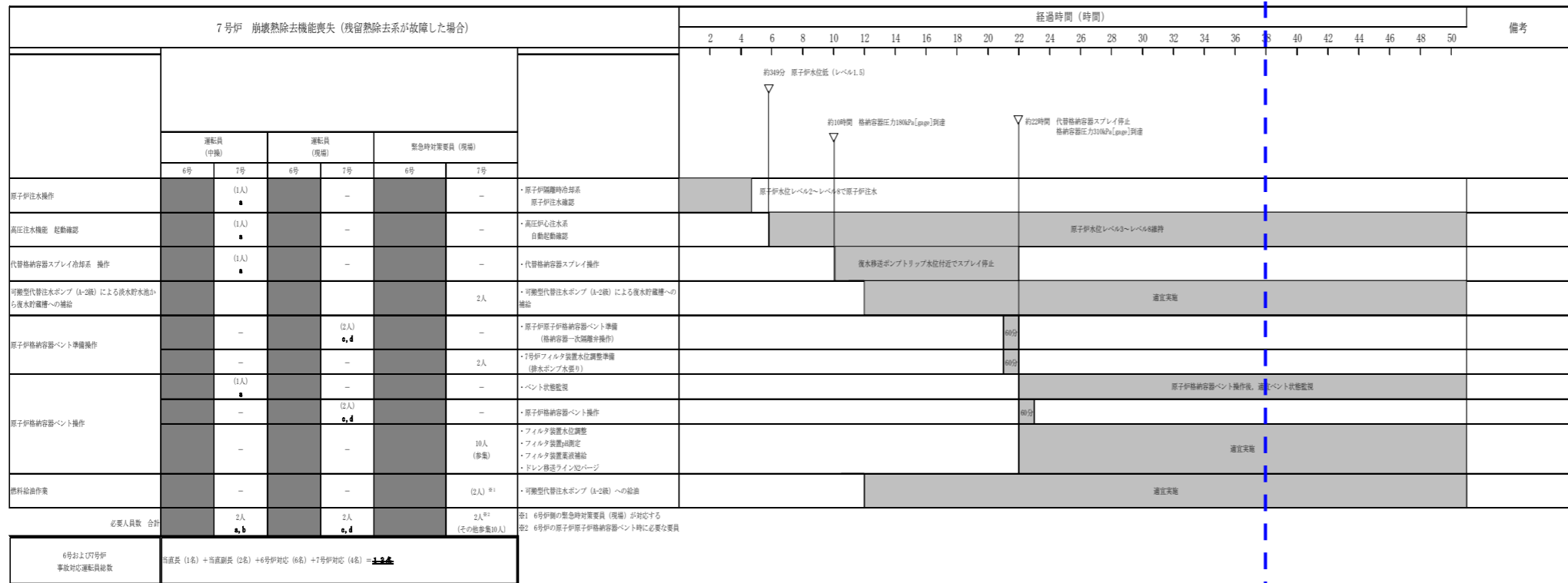
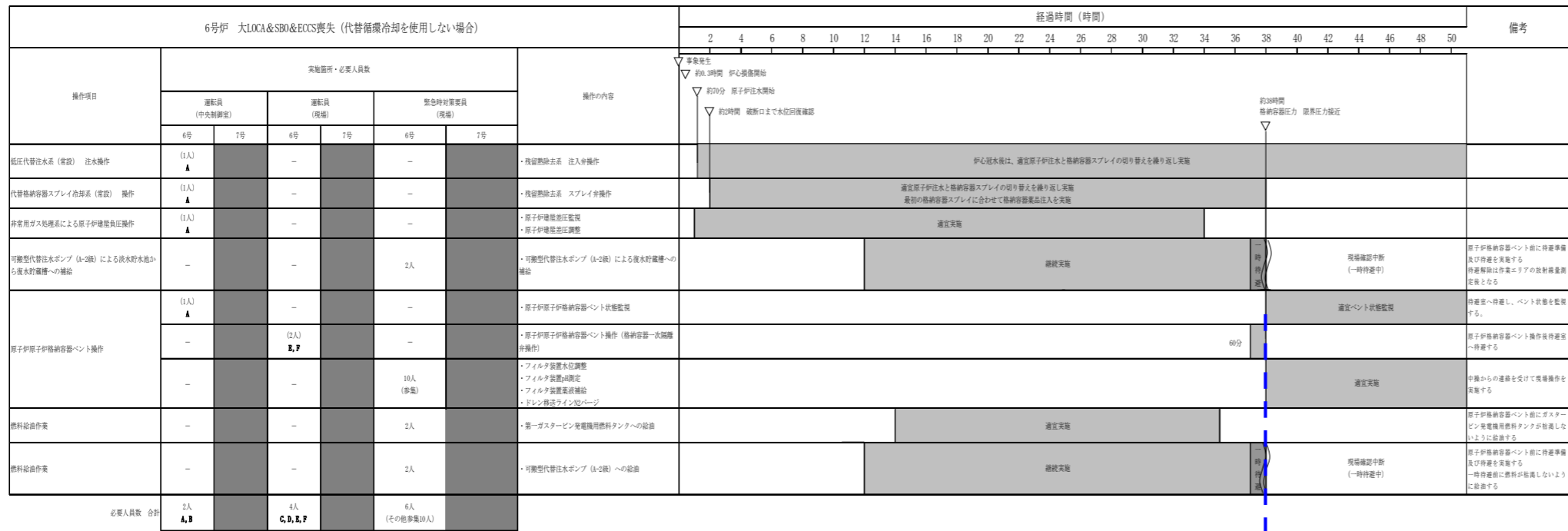
図-3 大LOCA+全交流動力電源喪失



6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
 7号炉は復水移送ポンプによる低圧代替注水により原子炉水位を維持している。格納容器は代替原子炉補機冷却系を使用した残留熱除去系によるサプレッションチェンバプール冷却を実施している。
 6号炉の原子炉格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁を操作する必要がある。なお、サプレッションチェンバプール冷却時は流量調整等は不要である。
 ただし、残留熱除去系が復旧してから約10時間経過しているため、代替停止冷却 (残留熱除去ポンプを使用し、サプレッションチェンバプール水を原子炉へ注水し、主蒸気ラインまで原子炉水位を上昇させ、開放している逃がし安全弁を通してサプレッションチェンバプールに戻すことで循環冷却が成立する) を実施することも可能であり、その場合は流量調整等は不要になる。
 また、解析上低圧代替注水系から残留熱除去系による原子炉注水への切替えが、6号炉の原子炉格納容器ベントと同じタイミングになっているが、事前に残留熱除去系に切替えることで対応が可能。

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
 7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認および代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。
 復水貯蔵槽は、約37時間後に通常水位まで回復するため、6号炉の原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。
 その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近 (約1700m3) であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。また、可搬型代替注水ポンプへの給油も不要となる。さらに、残留熱除去系による代替停止冷却が実施できれば、復水貯蔵槽への補給自体が不要になる。
 代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車等への燃料補給が継続して必要になる。要員の交代又は遮断が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、6号炉の原子炉格納容器ベント開始前に代替原子炉補機冷却および残留熱除去系を停止して、原子炉格納容器ベントにより格納容器除熱を実施することも可能である。

図-4 大LOCA + 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)



6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は原子炉格納容器ベントを実施しており、原子炉水位は高圧炉心注水系により維持している。6号炉の原子炉格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために高圧炉心注水系を操作する必要がある。この場合、待避室から一旦出る必要がある。ただし、原子炉への注水量を待避室への待避前に調整することにより、高圧注水系操作頻度を少なくすることができる。さらに、復水移送ポンプを使用した低圧代替注水系に移行すれば、更に操作頻度を少なくすることができる。7号炉の原子炉格納容器ベント状態は待避室から監視可能であり、6号炉の原子炉格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認を実施している。しかし、約37時間後には通常水位まで回復しており、6号炉の原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近(約1700m3)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。また、可搬型代替注水ポンプへの給油も不要となる。フィルタ装置水位調整等の操作を適宜実施することとしているが、評価上最短で原子炉格納容器ベント操作から約28時間後に実施することになる。これは、6号炉の原子炉格納容器ベント操作から約12時間後となるため、事前にフィルタ装置の水位調整等を行う対応が可能である。また、7号炉は炉心損傷前の原子炉格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切替えることも可能である。

図-5 大LOCA+崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)

6号炉 大LOCA&SBO&ECS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)																		備考	
操作項目	実施場所・必要人員数						操作の内容																			
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策委員 (現場)																					
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																				
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) ▲		-		-		・残留熱除去系 注水弁操作 ・炉心冠水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施	▽ 緊急発生 約0.3時間 炉心損傷開始 ▽ 約70分 原子炉注水開始 ▽ 約2時間 破断口まで水位回復確認																		
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 操作	(1人) ▲		-		-		・残留熱除去系 スプレイ弁操作 ・適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施 ・最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																			
非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧操作	(1人) ▲		-		-		・原子炉建屋負圧監視 ・原子炉建屋負圧調整	適宜実施																		
可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による従水貯蔵槽からの給水	-		-		2人		・可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による従水貯蔵槽への給水	継続実施																		
原子炉原子炉格納容器ベント操作	(1人) ▲		-		-		・原子炉原子炉格納容器ベント状態監視	適宜ベント状態監視																		
	-		(2人) B, F		-		・原子炉原子炉格納容器ベント操作 (格納容器一次隔離弁操作)	60分																		
	-		-		10人 (参加)		・フィルタ装置水位調整 ・フィルタ装置の測定 ・フィルタ装置薬品供給 ・ドレン移送ライン配管	適宜実施																		
燃料給油作業	-		-		2人		・第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油	適宜実施																		
燃料給油作業	-		-		2人		・可搬型代替注水ポンプ (A-2機) への給油	継続実施																		
必要人員数 合計	2人 A, B		4人 C, D, E, F		6人 (その他参加10人)																					

7号炉 原子炉停止機能喪失							経過時間 (時間)																		備考	
操作項目	実施場所・必要人員数						操作の内容																			
	運転員 (中機)		運転員 (現場)		緊急時対策委員 (現場)																					
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																				
残留熱除去系 運転モード切替操作		(1人) b		-			・低圧注水モード→サブプレッションプール水冷却モード	▽ 約11分 ほう酸水全量注入開始	3系統ともサブプレッションプール水冷却モードへ切り替え																	
原子炉水位調整操作		(1人) a		-			・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心注水系	有効燃料棒頂部以上に維持 原子炉出力低下に伴う水位回復後は、原子炉水位<=64.5以上維持 有効燃料棒頂部以上に維持 原子炉出力低下に伴う水位回復後は、原子炉水位<=64.5以上維持																		
必要人員数 合計		2人 a, b		0人		0人																				
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当直員 (1名) + 当直副員 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (2名) = 11名																									

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉はほう酸水注入系により未臨界状態を維持しており、原子炉水位は原子炉隔離時冷却系および高圧炉心注水系により維持している。
6号炉の原子炉格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために高圧炉心注水系を操作する必要がある。この場合、待避室から一旦出る必要がある。ただし、約3時間後にはほう酸水注入が完了し原子炉が未臨界状態になるため、原子炉減圧操作後に原子炉停止時冷却モードに移行していれば流量調整等は不要になる。

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策員への影響
本シナリオにおいては緊急時対策員を必要としないため影響はない。

図-6 大LOCA+原子炉停止機能喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)															備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																	
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																			
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																		
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) ▲						約0.3時間 炉心損傷開始 約70分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認	炉心冠水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 操作	(1人) ▲						約2時間 破断口まで水位回復確認	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																
非常用ガス処理系による原子炉建屋換気操作	(1人) ▲						約2時間 破断口まで水位回復確認	適宜実施																
可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による戻水貯蔵池から戻水貯蔵槽への補給						2人	約2時間 破断口まで水位回復確認	継続実施															約38時間 格納容器圧力 限界圧力接近	原子炉格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避室は作業エリアの放射線量測定後となる
原子炉格納容器ベント操作	(1人) ▲						約2時間 破断口まで水位回復確認	適宜ベント状態監視															待避室へ待避し、ベント状態を監視する。	
			(2人) B, F				約2時間 破断口まで水位回復確認	60分															原子炉格納容器ベント操作後待避室へ待避する	
燃料給油作業						10人 (多集)	約2時間 破断口まで水位回復確認	適宜実施															予備からの連絡を受けて現場操作を実施する	
						2人	約2時間 破断口まで水位回復確認	継続実施															原子炉格納容器ベント前にガスタービン発電機用燃料タンクが枯渇しないように給油する	
燃料給油作業						2人	約2時間 破断口まで水位回復確認	継続実施															原子炉格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避前に燃料が枯渇しないように給油する	
必要人員数 合計	2人 A, B		4人 C, D, E, F			6人 (その他多集10人)																		

7号炉 LOCA時注水機能喪失							経過時間 (時間)															備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																
	運転員 (中央)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																	
低圧代替注水系 (常設) 注水操作		(1人) ▲					約24分 低圧代替注水系 原子炉注水開始	格納容器スプレイ実施までレベル3~レベル4維持 レベル4到達後格納容器スプレイ切替 レベル3到達後原子炉注水切替 レベル3~レベル4維持															
代替格納容器スプレイ操作		(1人) ▲					約24分 低圧代替注水系 原子炉注水開始	約17時間 格納容器圧力(10kPa)到達 約18時間 格納容器圧力(10kPa)到達															
可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による戻水貯蔵池から戻水貯蔵槽への補給						2人	約24分 低圧代替注水系 原子炉注水開始	継続実施															
原子炉格納容器ベント準備操作				(2人) C, D			約24分 低圧代替注水系 原子炉注水開始	60分															
						2人	約24分 低圧代替注水系 原子炉注水開始	60分															
原子炉格納容器ベント操作	(1人) ▲						約24分 低圧代替注水系 原子炉注水開始	原子炉格納容器ベント操作後、適宜ベント状態監視															
				(2人) C, D			約24分 低圧代替注水系 原子炉注水開始	60分															
燃料給油作業						10人 (多集)	約24分 低圧代替注水系 原子炉注水開始	適宜実施															
						2人	約24分 低圧代替注水系 原子炉注水開始	継続実施															
必要人員数 合計		2人 A, B		2人 C, D		2人 E ^{※1}		注1 6号炉側の緊急時対策要員 (現場) が対応する 注2 6号炉の原子炉格納容器ベント時に必要な要員															
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当直長 (1名) + 当直副長 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (4名) = 13名																						

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は原子炉格納容器ベントを実施しており、原子炉水位は復水移送ポンプによる低圧代替注水により維持している。
6号炉の原子炉格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁を操作する必要がある。この場合、待避室から一旦出る必要がある。ただし、原子炉への注水量を待避室への待避前に調整することにより、低圧注水系の注入弁操作頻度を少なくすることができる。
7号炉の原子炉格納容器ベント状態は待避室から監視可能であり、6号炉の原子炉格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認を実施している。しかし、約28時間後には通常水位まで回復しており、その後も通常水位付近を維持することができれば、6号炉の原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近(約1700m3)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。また、可搬型代替注水ポンプへの給油も不要となる。フィルタ装置水位調整等の操作を適宜実施することとしているが、評価上最短で原子炉格納容器ベント操作から約28時間後に実施することになる。これは、6号炉の原子炉格納容器ベント操作から約7時間後となるため、事前にフィルタ装置の水位調整等を行う対応が可能である。また、7号炉は炉心損傷前の原子炉格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切替えることも可能である。

図-7 大LOCA+LOCA時注水機能喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)													備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容														
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																
	6号	7号	6号	7号	6号	7号															
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A		-		-		炉心冠水後、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施														
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 操作	(1人) A		-		-		適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施														
非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧操作	(1人) A		-		-		適宜実施														
可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による放水貯水塔から放水貯水塔への補給	-		-		-	2人	可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による放水貯水塔への補給														
原子炉原子炉格納容器ベント操作	(1人) A		-		-		原子炉原子炉格納容器ベント状態監視														
	-		(2人) E, F		-		原子炉原子炉格納容器ベント操作 (格納容器一次隔離 弁操作)														
	-		-		-	10人 (多集)	フィルタ装置水位調整 フィルタ装置取付 フィルタ装置取付補給 ドレン移送ライン吹付け														
燃料給油作業	-		-		-	2人	第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油														
燃料給油作業	-		-		-	2人	可搬型代替注水ポンプ (A-2機) への給油														
必要人員数 合計	2人 A, B		4人 C, D, E, F		6人 (その他多集10人)																

7号炉 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)							経過時間 (時間)													備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容														
	運転員 (中機)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																
	6号	7号	6号	7号	6号	7号															
高圧炉心注水系からの漏えい停止操作 (現場操作)		-		(2人) e, d		-	現場移動 高圧炉心冷却系 注入隔離弁操作														
原子炉水位調整操作		(1人) a		-		-	高圧炉心注水系 (健全側) レベル6～レベル6維持														
残留熱除去系 運転モード切替操作		(1人) a		-		-	サブプレッション・チェンバールール水冷却モード運転を継続														
必要人員数 合計		2人 a, b		4人 c, d, e, f		0人															
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当直長 (1名) + 当直副長 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (6名) = <u>15名</u>																				

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は漏えい個所の隔離が完了し、原子炉水位は高圧炉心注水系により維持している。
6号炉の原子炉格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために高圧炉心注水系を操作する必要がある。この場合、待避室から一旦出る必要がある。
ただし、漏えい個所の隔離が完了しているため、原子炉減圧操作後に原子炉停止時冷却モードに移行していれば流量調整等は不要になる。

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としないため影響はない。

図-8 大LOCA+格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)						経過時間 (時間)																		備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																			
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																					
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																				
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・残留熱除去系 注入弁操作 炉心注水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施	約0.3時間 炉心損傷開始 約70分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認																		
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレイ弁操作 適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施	約2時間 破断口まで水位回復確認																		
非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・原子炉建屋負圧監視 ・原子炉建屋負圧調整 適宜実施	約2時間 破断口まで水位回復確認																		
可変型代替注水ポンプ (A-2機) による淡水貯蔵槽から淡水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	2人	-	・可変型代替注水ポンプ (A-2機) による淡水貯蔵槽への補給 継続実施	約2時間 破断口まで水位回復確認																		
原子炉原子炉格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・原子炉原子炉格納容器ベント状態監視 適宜ベント状態監視	約2時間 破断口まで水位回復確認																		原子炉格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定値となる
	-	-	(2人) B, F	-	-	-	・原子炉原子炉格納容器ベント操作 (格納容器一次隔離弁操作) 60分	約2時間 破断口まで水位回復確認																		待避室へ待避し、ベント状態を監視する。 原子炉格納容器ベント操作後待避室へ待避する
燃料給油作業	-	-	-	-	10人 (多集)	-	・フィルタ装置水位調整 ・フィルタ装置点検 ・フィルタ装置薬液補給 ・ドレン除去タンクレベル	約2時間 破断口まで水位回復確認																		手操からの連絡を受けて現場操作を実施する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	・第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油 適宜実施	約2時間 破断口まで水位回復確認																		原子炉格納容器ベント前にガスタービン発電機用燃料タンクが格納しないように給油する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	・可変型代替注水ポンプ (A-2機) への給油 継続実施	約2時間 破断口まで水位回復確認																		現場確認中 (一時待避中) 原子炉格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が格納しないように給油する
必要人員数 合計	2人 A, B	-	4人 C, B, B, F	-	6人 (その他多集10人)	-																				

7号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用する場合)						経過時間 (時間)																		備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																			
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																					
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																				
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・残留熱除去系 注入弁操作 破断口まで水位回復後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施	70分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認																		
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレイ弁操作 適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施	70分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認																		
可変型代替注水ポンプ (A-2機) による淡水貯蔵槽から淡水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	2人	-	・可変型代替注水ポンプ (A-2機) による淡水貯蔵槽への補給 継続実施	70分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認																		
代替原子炉格納冷却系 準備操作	-	-	(2人) C, D	-	-	-	・現場移動 ・代替原子炉格納冷却系 現場系組立 300分	70分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認																		
燃料給油作業	-	-	-	-	12人 (多集)	-	・現場移動 ・燃料貯蔵量及びホース接続、起動及び系統水張り 18時間	70分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認																		
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人) (多集)	-	・電源車への給油 ・大容量送水車 (熱交換器ユニット用) への給油 適宜実施	70分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認																		
代替原子炉格納冷却系 運転	-	-	-	-	(3人) (多集)	-	・代替原子炉格納冷却系 運転状態監視 適宜実施	70分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認																		
代替循環冷却運転 準備操作 (系統構成)	(1人) A	-	-	-	-	-	・復水移送ポンプ停止 ・代替循環冷却運転 中央制御室ラインアップ 30分	70分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認																		
代替循環冷却運転 準備操作 (系統構成)	-	-	(4人) C, D, E, F	-	-	-	・現場移動 ・代替循環冷却運転 現場ラインアップ 30分	70分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認																		
代替循環冷却運転開始	(2人) A, B	-	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動 ・低圧注水系注入弁、格納容器スプレイ弁操作 5分	70分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認																		
代替循環冷却運転状態監視	(1人) A	-	-	-	-	-	・代替循環冷却運転による原子炉・格納容器の状態監視 適宜実施	70分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認																		
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人) *1	-	・可変型代替注水ポンプ (A-2機) への給油 適宜実施	70分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認																		
必要人員数 合計	2人 A, B	-	4人 C, D, E, F	-	2人 *1 (その他多集5人)	-																				
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当直長 (1名) + 当直副長 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (6名) = 15名																									

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は代替循環冷却により原子炉および格納容器の除熱を実施している。
6号炉の原子炉格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、代替循環冷却運転開始後は流量調整等は不要であり、原子炉及び格納容器の除熱状態の確認は待避室から可能である。

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。
代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車等への燃料補給が継続して必要になる。要員の交代又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能

図-9 大LOCA+大LOCA (代替循環冷却を使用する場合)

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)						経過時間 (時間)																	備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																	
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																			
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																		
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	炉心冠水後、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																	
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 操作	(1人) A	-	-	-	-	-	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																	
非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧操作	(1人) A	-	-	-	-	-	適宜実施																	
可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による脱水利水池から脱水利水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	継続実施																	
原子炉原子炉格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	原子炉原子炉格納容器ベント状態監視																	
	-	-	(2人) B, F	-	-	-	原子炉原子炉格納容器ベント操作 (格納容器一次隔離弁操作)																	
	-	-	-	-	10人 (準集)	-	フィルタ装置水位調整 フィルタ装置A設定 フィルタ装置薬品補給 ドレン移送ライン吹付																	
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油																	
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	可搬型代替注水ポンプ (A-2機) への給油																	
必要人員数 合計	2人 A, B	-	4人 C, D, E, F	-	6人 (その他準集10人)	-																		

7号炉 想定事故1 (燃料プールの冷却系及び補給水系の故障)						経過時間 (時間)																	備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																	
	運転員 (中機)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																			
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																		
状況判断	-	(1人) A	-	-	-	-	使用済燃料プール水位、温度監視																	
可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による脱水利水池から使用済燃料プールへの注水 (常設スプレイトイン使用)	-	-	-	-	3人	-	可搬型代替注水ポンプ (A-2機) を用いた使用済燃料プール注水																	
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人) ^{※1}	-	可搬型代替注水ポンプ (A-2機) への給油																	
必要人員数 (7号炉) 合計	-	1人 A	-	-	6人	-																		
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班長 (1名) + 当班副長 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (1名) = 11名																							

※1 6号炉側の緊急時対策要員 (現場) が対応する
 ※2 6号炉の原子炉格納容器ベント時に必要な要員

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
 7号炉は使用済燃料プールへの可搬型代替注水ポンプによる蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持している。
 6号炉の原子炉格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、7号炉の使用済燃料貯蔵プールの状態は待避室から監視可能であり、6号炉の原子炉格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。
 ただし、使用済燃料プールへの補給を実施している可搬型代替注水ポンプへ燃料補給が適時 (約3時間毎) 必要になる。蒸発量に応じた注水を実施しているため、連続運転をしないと想定すると補給間隔は長くなる。蒸発による水位低下量は「約-100mm/h」であり、例えば10時間補給しない場合の水位低下による使用済燃料プール周囲線量は「約0.01mSv/h」程度である。
 これにより、6号炉の原子炉格納容器ベント前に使用済燃料プール水位を通常水位まで補給し待避することが可能となる。

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
 7号炉の緊急時対策要員は、7号炉使用済燃料プールへの補給状態確認を実施している。
 しかし、上記の運転員の記載の通り6号炉の原子炉格納容器ベント時は補給を停止し、待避することが可能となる。

図-10 大LOCA+想定事故1

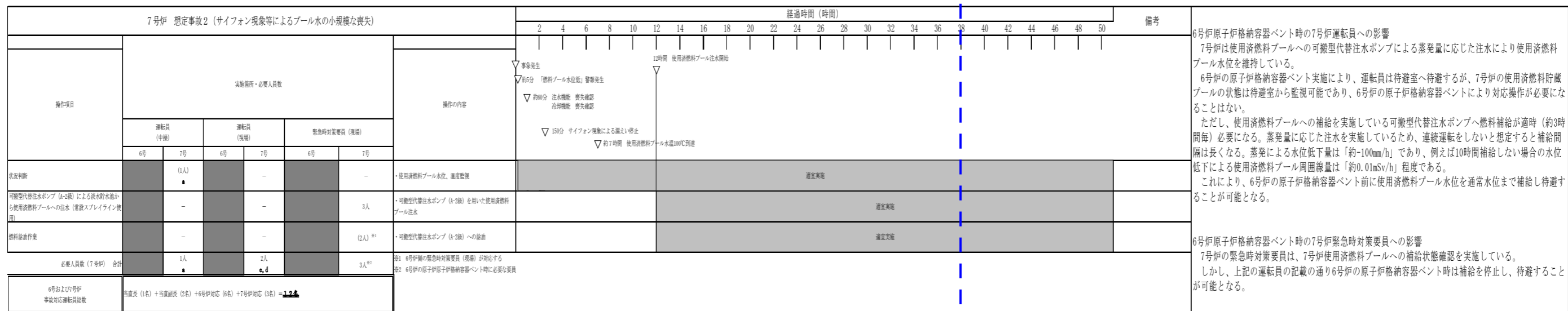
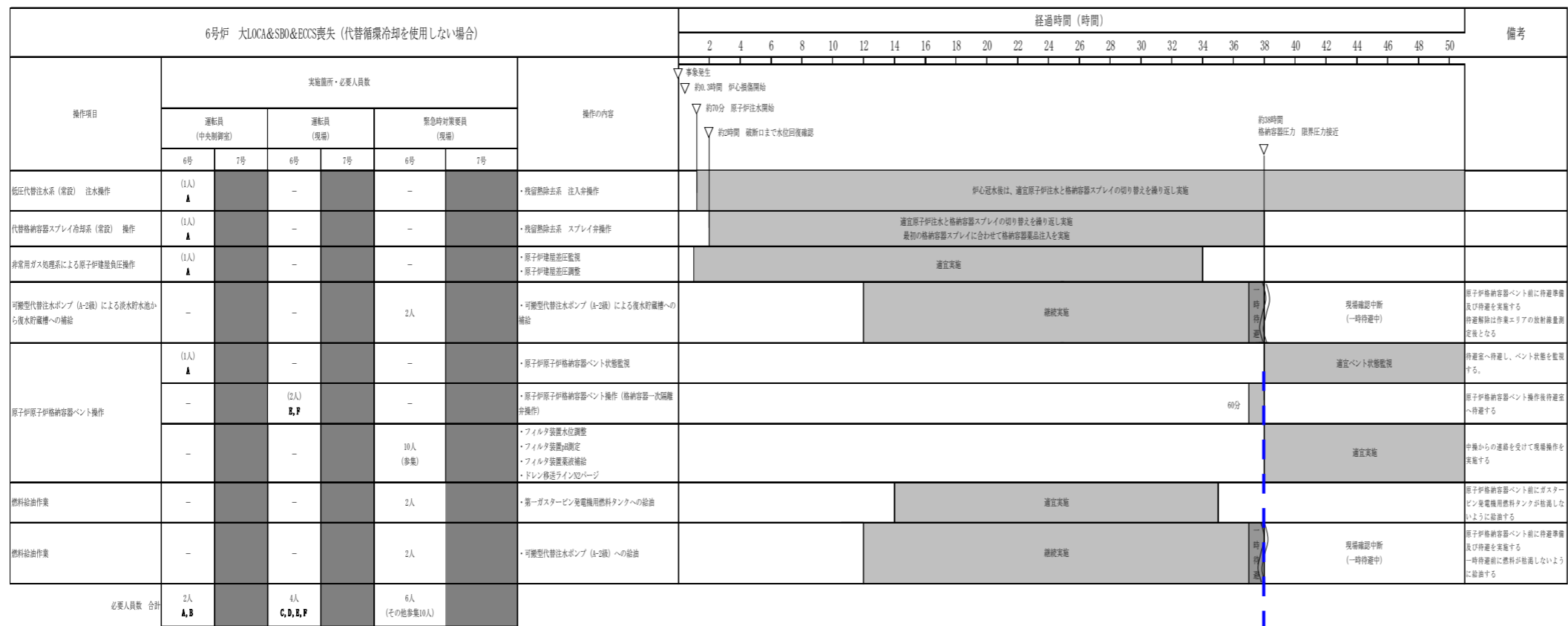


図-11 大LOCA+想定事故2

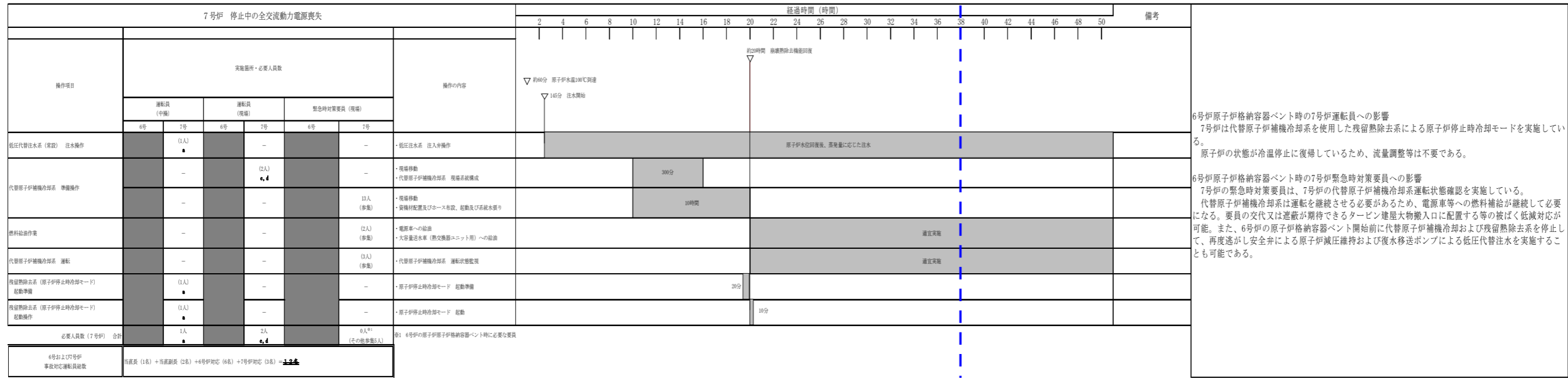
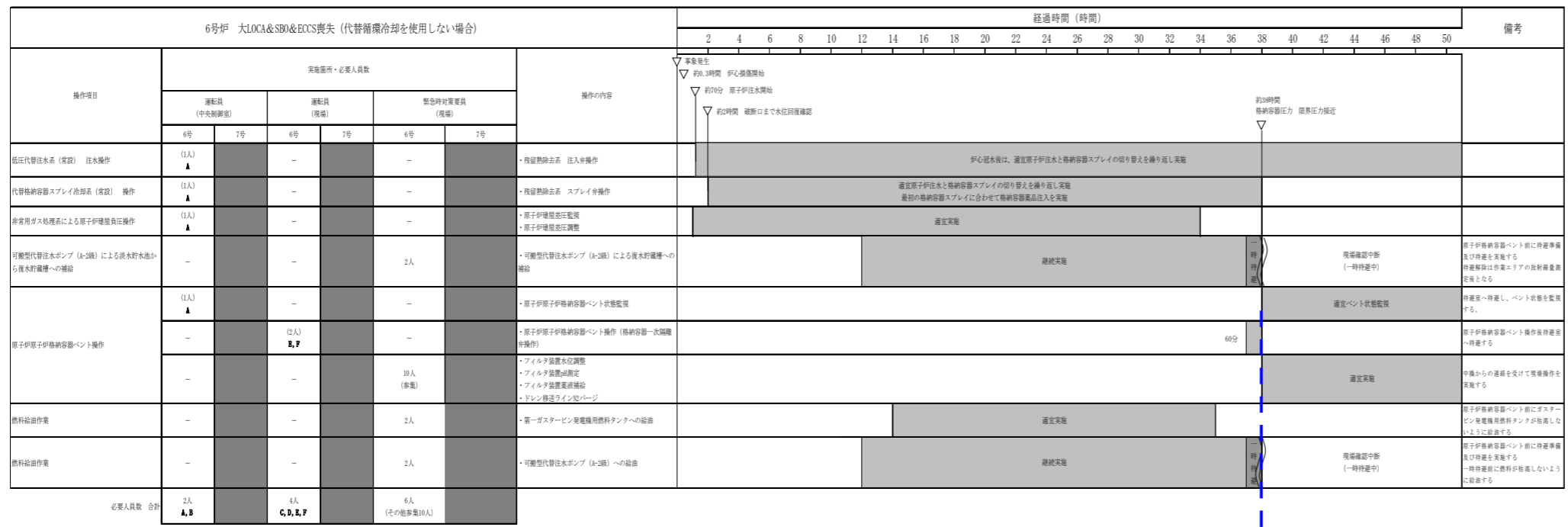
6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)														備考															
							2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28		30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50				
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (時間)																												
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																															
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																														
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A		-		-		炉心冠水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施																													
代替格納容器スプレい冷却系 (常設) 操作	(1人) A		-		-		適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレいに合わせて格納容器薬品注入を実施																													
非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧操作	(1人) A		-		-		適宜実施																													
可搬型代替注水ポンプ (h-2機) による淡水貯蔵池から淡水貯蔵槽への補給	-		-		2人		継続実施																													
原子炉原子炉格納容器ベント操作	(1人) A		-		-		原子炉原子炉格納容器ベント状態監視																													
	-		(2人) B, F		-		原子炉原子炉格納容器ベント操作 (格納容器一次隔離 中操作)																													
	-		-		10人 (参加)		フィルタ装置水位調整 フィルタ装置水位測定 フィルタ装置薬品補給 ドレン移送ラインバージ																													
燃料給油作業	-		-		2人		第一ガスタービン発電機燃料タンクへの給油																													
燃料給油作業	-		-		2人		可搬型代替注水ポンプ (h-2機) への給油																													
必要人員数 合計	2人 A, B		4人 C, D, E, F		6人 (その他参加10人)																															

7号炉 停止中の崩壊熱除去機能喪失							経過時間 (時間)														備考															
							2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28		30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50				
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (時間)																												
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																															
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																														
状況判断		(1人) A		-			原子炉水位、温度監視																													
必要人員数 (7号炉) 合計		1人 A		2人 C, D		0人																														
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当直長 (1名) + 当直副長 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (3名) = 12名																																			

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施している。
原子炉の状態が冷温停止に復帰しているため、流量調整等は不要である。
そのため、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない。

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としないため影響はない。

図-12 大LOCA+停止中の崩壊熱除去機能喪失



6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は代替原子炉補機冷却系を使用した残留熱除去系による原子炉停止待冷モードを実施している。
原子炉の状態が冷温停止に復帰しているため、流量調整等は不要である。

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉の代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。
代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車等への燃料補給が継続して必要になる。要員の交代又は遮断が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、6号炉の原子炉格納容器ベント開始前に代替原子炉補機冷却および残留熱除去系を停止して、再度逃がし安全弁による原子炉減圧維持および復水移送ポンプによる低圧代替注水を実施することも可能である。

図-13 大LOCA+停止中の全交流動力電源喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)										備考																		
							2	4	6	8	10	12	14	16	18	20		22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50			
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	事象発生 ▼約0.2時間 炉心損傷開始 ▼約0分 原子炉注水開始 ▼約2時間 破断口まで水位回復確認 ▼約38時間 格納容器圧力 限界圧力接近																											
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																													
圧注代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) ▲		-		-		・残留熱除去系 注水操作	炉心冠水後、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																											
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 操作	(1人) ▲		-		-		・残留熱除去系 スプレイ操作	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																											
非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧操作	(1人) ▲		-		-		・原子炉建屋差圧監視 ・原子炉建屋差圧調整	適宜実施																											
可搬型代替注水ポンプ (A-2)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	-		-		2人		・可搬型代替注水ポンプ (A-2)による復水貯蔵槽への補給	継続実施																											
原子炉原子炉格納容器ベント操作	(1人) ▲		-		-		・原子炉原子炉格納容器ベント状態監視	適宜ベント状態監視																											
	-		(2人) B, F		-		・原子炉原子炉格納容器ベント操作 (格納容器一次隔離 非操作)	60分																											
	-		-		10人 (参加)		・フィルタ装置水位調整 ・フィルタ装置点検 ・フィルタ装置差圧補給 ・ドレン移送ライン吹付け	適宜実施																											
燃料給油作業	-		-		2人		・第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油	適宜実施																											
燃料給油作業	-		-		2人		・可搬型代替注水ポンプ (A-2)への給油	継続実施																											
必要人員数 合計	2人 A, B		4人 C, D, E, F		6人 (その他参加10人)																														

7号炉 停止中の原子炉冷却材流出							経過時間 (時間)										備考																		
							2	4	6	8	10	12	14	16	18	20		22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50			
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	事象発生 ▼約0分 原子炉ウエル水位低下検知 ▼2時間 サプレッション・チェンバ・プールへの冷却材流出停止 ▼2時間後 原子炉注水開始																											
	運転員 (中機)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																													
状況判断		(1人) ▲		-		-	・原子炉水位、温度監視	適宜監視																											
必要人員数 (7号炉) 合計		1人 A		2人 C, D		0人																													
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当直長 (1名) + 当直副長 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (3名) = 12名																																		

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施している。原子炉の状態が冷温停止に復帰しているため、流量調整等は不要である。そのため、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない。

6号炉原子炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としないため影響はない。

図-14 大LOCA+停止中の原子炉冷却材の流出