

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号炉審査資料	
資料番号	KK67-0036 改37
提出年月日	平成29年6月5日

## 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対策の有効性評価について  
(補足説明資料)

平成29年6月

東京電力ホールディングス株式会社

## 目次

1. 原子炉の減圧操作について
2. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について
3. G 値について
4. 格納容器内における気体のミキシングについて
5. 深層防護の考え方について
6. 原子炉圧力挙動の解析上の取扱いについて
7. 原子炉隔離時冷却系（RCIC）の運転継続及び原子炉減圧の判断について
8. 6/7号炉 原子炉冷却材再循環ポンプからのリークの有無について
9. 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について
10. 非常用ディーゼル発電機が起動成功した場合の影響について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
11. 原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方について
12. 熔融炉心・コンクリート相互作用に対するドライウェルサンプの影響について
13. 水蒸気爆発評価の解析コードについて
14. エントレインメントの影響について
15. 復水補給水系（MUWC）の機能分散について
16. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果
17. 再循環流量制御系の運転モードによる評価結果への影響
18. ほう酸水注入系（SLC）起動後の炉心状態（冷却材保有量等）について
19. 給水ポンプ・トリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響
20. 給水流量をランアウト流量（68%）で評価することの妥当性
21. 実効 G 値に係る電力共同研究の追加実験について
22. 想定事故 2 においてサイフォン現象を想定している理由について
23. 使用済燃料プール（SFP）ゲートについて
24. サイフォン現象による SFP 水の漏えい停止操作について
25. 格納容器過圧・過温破損シナリオにおける原子炉冷却材再循環ポンプからのリークの有無について
26. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方
27. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
28. 高圧・低圧注水機能喪失及び LOCA 時注水機能喪失シナリオにおける原子炉圧力の最大値の差異について
29. 有効性評価「水素燃焼」における、ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移についての補足説明
30. 最長許容炉心露出時間及び水位不明判断曲線

: 今回のご説明範囲

31. 原子炉水位及びインターロックの概要
32. 格納容器下部(ペDESTAL)外側鋼板の支持能力について
33. 格納容器下部ドライウェル(ペDESTAL)に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮
34. 初期炉心流量 90%としたケースにおける給水ポンプ・トリップ後の流量低下について(原子炉停止失敗)
35. 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について
36. 原子炉格納容器への窒素注入について
37. KK6/7 ペDESTAL水位調整設備の基本設計方針について
38. 大 LOCA シナリオ想定と異なる事象について
39. ADS 自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響(参考評価)
40. ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について
41. TBP 対策の概要について
42. 原子炉圧力容器表面温度の設置箇所
43. G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価の位置付けと手順との関係
44. 原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数について
45. 原子炉格納容器漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数(DF)を変更することによる評価結果への影響について
46. 逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能の確認実績
47. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて
48. 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について

### 23. 使用済燃料プール (SFP) ゲートについて

○使用済燃料プールゲートについては、以下の理由により十分信頼性があるため、大規模な流出はない。

- (1) SFPゲートはSFPと原子炉ウェルの流路に設けられたフックに設置され、ストッパーにより浮き上がりを防止する設計とし、SFPゲートのフック及びストッパーは基準地震動 $S_s$ による地震荷重に対し強度上問題ないことを確認。
- (2) SFPゲートについて基準地震動 $S_s$ による地震荷重、静水圧及び動水圧（スロッシング荷重）を考慮して評価を行い、強度上問題ないことを確認。
- (3) SFPゲートパッキンの材質はシリコンゴムであり、納入時に特性試験（耐水試験（JIS K 6258）：100℃—70 h、圧縮永久ひずみ試験（JIS K 6262）：150℃—70 h）により材料健全性を確認しており、SFP保有水が沸騰した場合においてもシート性能を確保可能。

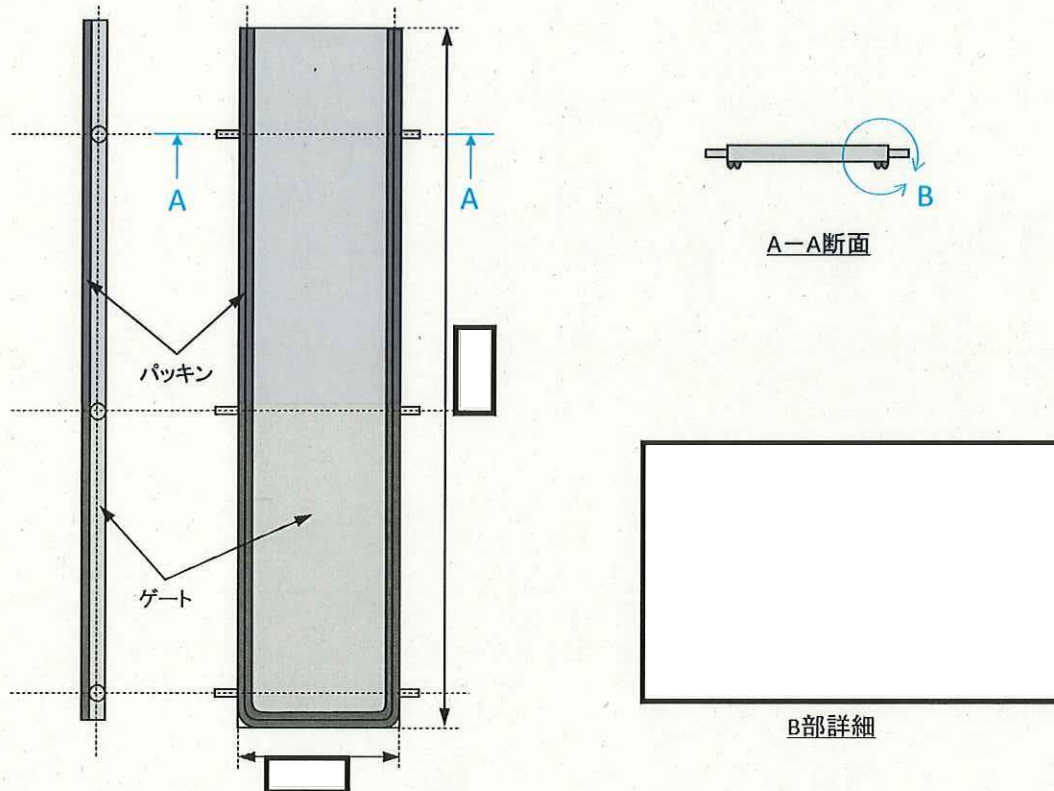


図1 SFPゲートの構造図（6号炉，内側ゲートの例）

○SFPゲートのシール機能について以下に示す。

- (1) SFPゲートは原子炉ウェルとSFPの流路に二重に設置されており、内側のゲートからリークした場合においても外側のゲートによりシート性能を確保可能。
- (2) SFPゲートのパッキンは二重シールとなっており、外側のパッキンからリークした場合においても内側のパッキンによりシート性能を確保可能。(パッキンは水圧により面圧を確保し、ストッパーにより据付状態を保持)

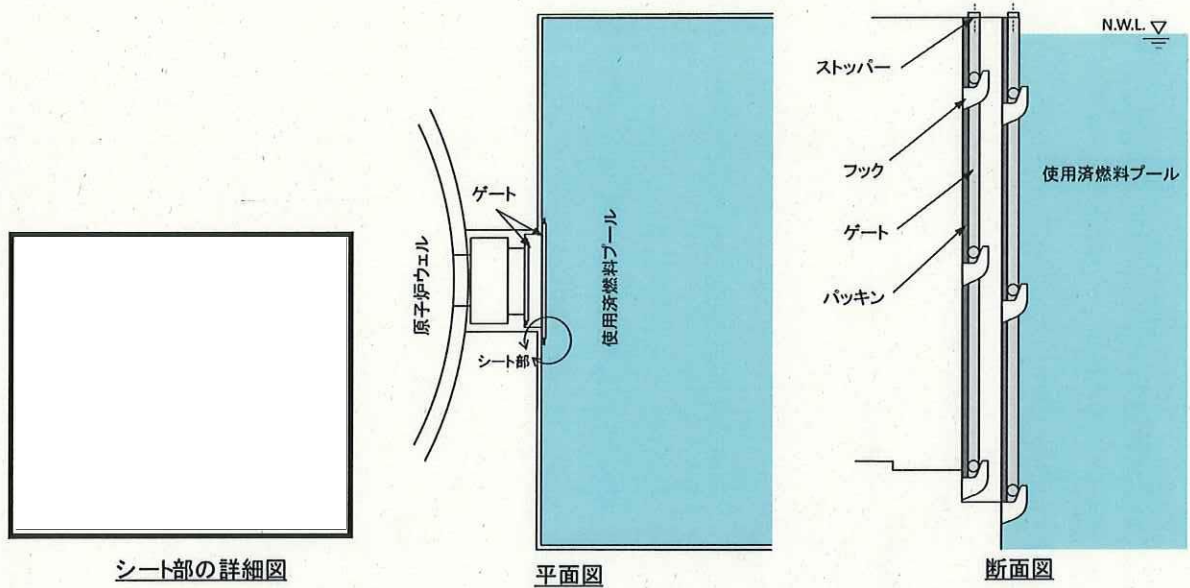


図2 SFPゲート据付状態の概要図(6号炉の例)

(参考) SFPゲートが外れた場合

万一、SFPゲートが外れることによりSFP保有水が原子炉ウェル側へ流出した場合の水位等に対する評価を参考に実施した。

○評価条件

・SFPゲートは、地震等が発生した場合も十分信頼性があるものであるが、保守的にSFPゲートが外れ、かつゲート下端(スロット部)まで水位が低下した場合を想定し、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕を評価した。

なお、原子炉が未開放の状態であった場合、漏えいしたSFPの保有水が、原子炉ウェルやD/Sピットに流れ込むことで原子炉ウェル側の水位を上昇させ、水位が原子炉ウェル側とSFP側が均一になった際にSFPからの保有水の漏えいを停止させることも考えられるが、ここではその効果に期待しないものとした。

- ・熱負荷は、想定事故1および想定事故2と同様に約11MWとした。
- ・サイフォン等による漏えいはサイフォンブレイク孔や現場の隔離操作により停止されるものとした。

	SFP保有水量 (流出前)	原子炉ウェル等 への流量	SFP保有水量 (流出後)	SFP水位 低下量(通常運転 水位からの低下)
6号炉	約2080m <sup>3</sup>	約1560m <sup>3</sup>	約520m <sup>3</sup>	約6.7m
7号炉	約2090m <sup>3</sup>	約1610m <sup>3</sup>	約480m <sup>3</sup>	約6.9m

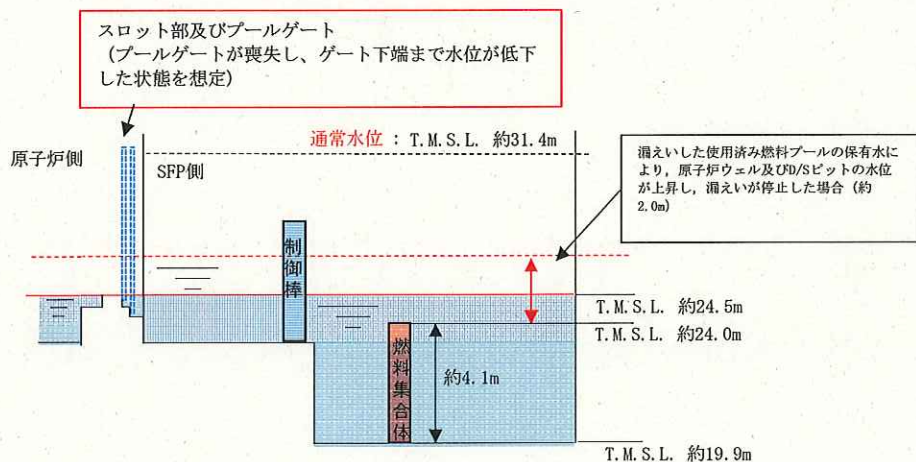
\* 燃料有効長頂部冠水部は燃料有効長頂部を設定(有効性評価で保守的に用いている燃料ハンドル上部(燃料有効長頂部より0.5m程度高い位置)は用いない)

○算定結果

評価の結果、事象発生開始からSFPの保有水が沸騰を開始するまでの時間余裕は約1.7時間(7号炉の場合)であった。また、沸騰による水位低下により燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕は約4.7時間(7号炉の場合)であった。

水位の低下により線量率は上昇するためオペレーティングフロアでの作業は困難となるが、事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間余裕は4時間以上あるため、オペレーティングフロアでの作業が不要である注水手段(燃料プール代替注水系(常設又は可搬型))により燃料損傷の防止が可能である。

	6号炉	7号炉
冷却機能停止及びゲートからの流出後、沸騰までの時間	約1.9時間	約1.7時間
事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間	約6.7時間	約4.7時間



○まとめ

ゲート部はスロッシング荷重等を考慮しても十分に信頼性のあるものであり、かつ万一、使用済燃料プールのゲート部からリークがあった場合であっても、水位が最大6.9m低下するが、燃料が露出することはなく、燃料有効長頂部まで水位が低下する時間の約4.7時間後までにオペレーティングフロアでの作業が不要である注水手段（燃料プール代替注水系（常設又は可搬型））により注水することで燃料損傷の防止が可能である。

#### 48. 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、重大事故時における現場作業の成立性を確かなものにするため、必要な対策を実施の上、以下の運用を行うこととしている。

- ・作業現場の放射線量の上昇の緩和のため、非常用ガス処理系を起動する
- ・全交流電源喪失時においても屋外作業を行わずに速やかに非常用ガス処理系を使用できるよう、ガスタービン発電機を中央制御室から遠隔操作により起動する

ここでは、非常用ガス処理系の運転を考慮した場合の重大事故時における作業時の被ばく線量を確認した。

なお、格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響の評価条件及び評価結果の詳細は、「重大事故等対処設備について 別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙 33 に示す。

また、中央制御室での被ばく線量については、「59 条 原子炉制御室（補足説明資料） 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」に示す。

##### 1. 現場の作業環境

現場の作業環境の評価結果を表 1 に示す。評価の結果、被ばく線量は最大でも約 87mSv となった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。

なお、作業の評価条件及び評価結果の詳細は別紙「給油等の現場作業の線量影響について」に示す。



表1 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業と放射線環境

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	放射線環境
復水貯蔵槽への補給	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	最大約62mSv
各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業	最大約87mSv※
常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C受電確認，MCC受電	1 mSv以下
代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作，運転状態監視	最大約54mSv

※評価結果が最大となる「大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業」の値を示す

## 給油等の現場作業の線量影響について

重大事故時における現場作業は放射線環境下での作業となる。ここでは、有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業のうち、別紙表 1 に示す作業について作業時の被ばく線量の評価を行った。作業の時間帯等を別紙表 2 に示す。また、各現場作業における線量影響評価で採用した評価点を別紙図 1 から別紙図 4 に示す。

各作業の評価時間には作業場所への往復時間を含めた。なお、移動中における線量率が作業中における線量率と異なることを考慮し、作業によっては、作業中と移動中で異なる場所を評価点と設定し評価した。線源強度や大気拡散評価等の評価条件は、「重大事故等対処設備について 別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙 33 と同じとした。また、格納容器ベント実施後の作業は、7 号炉にて W/W ベントを実施した場合を代表として評価した。評価結果を別紙表 2 に示す。

評価の結果、被ばく線量は最大でも約 87mSv となった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。

別紙表 1 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業

作業項目	具体的な運転操作・作業内容
復水貯蔵槽への補給	・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給
各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業
常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C 受電確認、MCC 受電
代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作、運転状態監視

別紙表 2 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業に伴う被ばく

	格納容器ベント実施前の作業※1			格納容器ベント実施後の作業※2	
	常設代替交流電源 設備からの受電操作	復水貯蔵槽への補給	代替原子炉補機 冷却系運転操作	大容量送水車 への給油	可搬型代替注水 ポンプへの給油
	屋内	屋外	屋外	屋外	屋外
移動開始時間 (事象開始後)	10 分後	6 時間 15 分後	11 時間後	40 時間 35 分後※3	40 時間 45 分後※3
評価時間	移動, 作業 60 分	移動 55 分※4 作業 300 分	1 班: 移動 190 分 作業 120 分  2 班: 移動 20 分 作業 240 分	移動 10 分 作業 20 分※5	移動 10 分 作業 10 分
被ばく線量	約 0.32mSv	約 62mSv	1 班: 約 54mSv 2 班: 約 49mSv	約 87mSv	約 84mSv

※1 評価に当たっては、両号炉共に代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合を想定する。

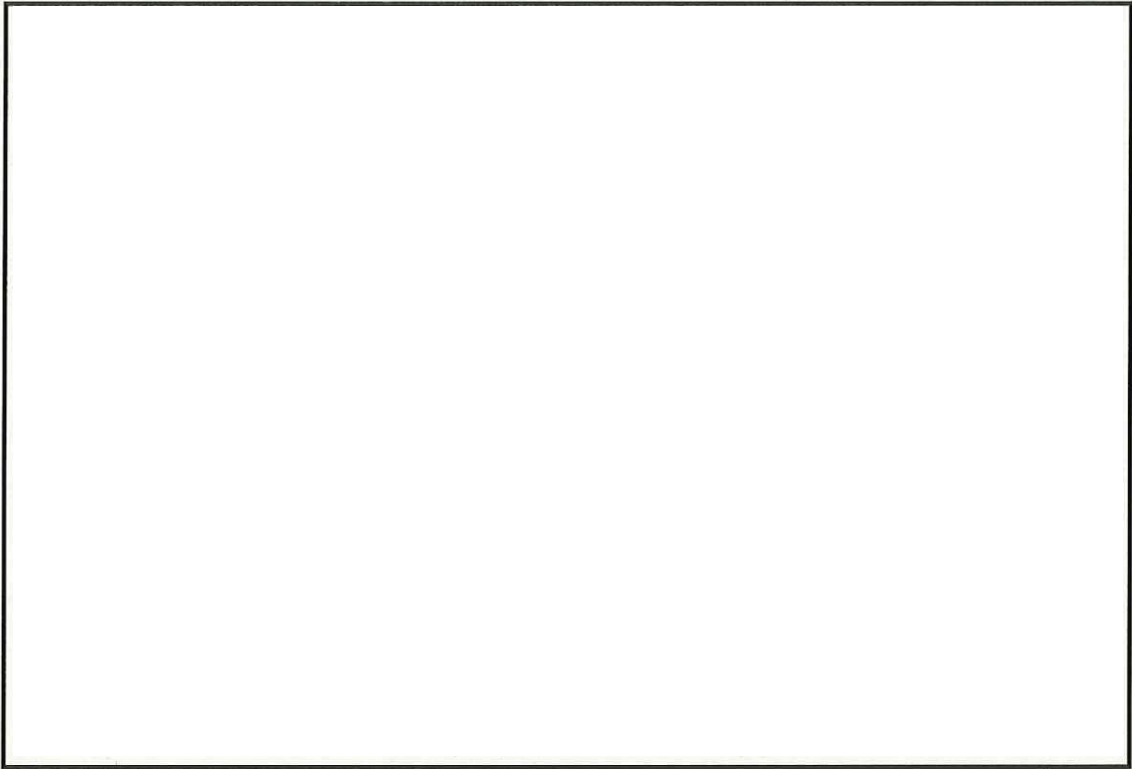
※2 評価に当たっては、7号炉で格納容器ベント（W/Wベント）に至り、6号炉で代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合を想定する。

※3 41時間後に作業完了となるように設定。「大容量送水車への給油」の作業完了時間は保守的に「可搬型代替注水ポンプへの給油」と同じとした。

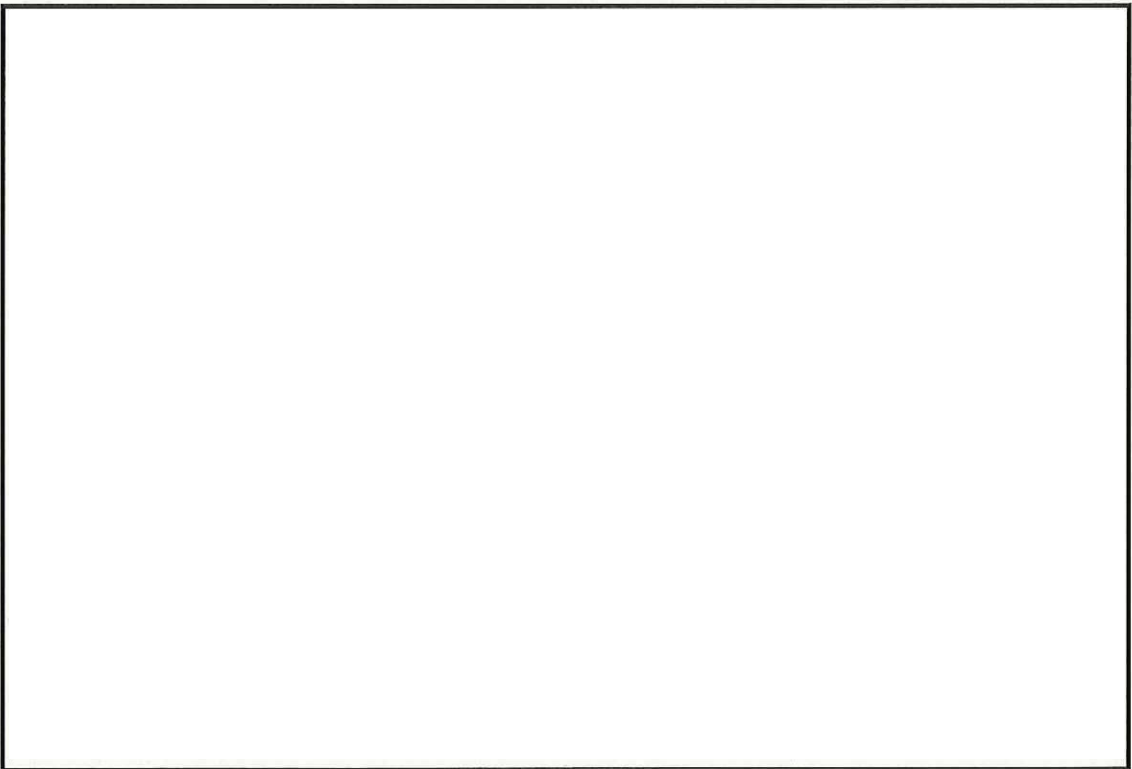
※4 高台での作業5分を含む。

※5 技術的能力で想定する給油作業時間17分(移動時間除く)に、時間余裕3分を考慮した20分を想定する。

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。

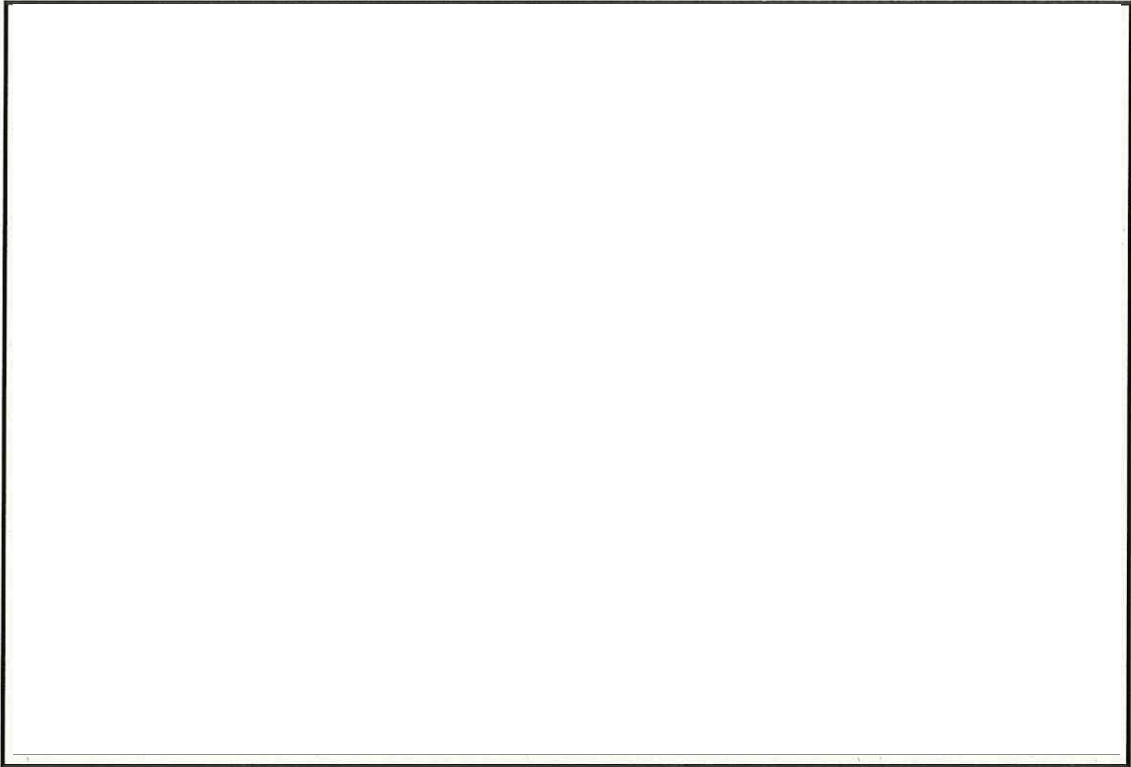


別紙図 1 復水貯蔵槽への補給



別紙図 2 代替原子炉補機冷却系運転操作 (7号炉対応時)

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。



別紙図 3 大容量送水車への給油



別紙図 4 可搬型代替注水ポンプへの給油