

島根原子力発電所 2 号炉  
隣接火災区域への火災伝播評価結果

島根原子力発電所 2 号炉  
隣接火災区域への火災伝播評価結果

1. 概要

全ての火災区域について、隣接火災区域への火災影響の有無を確認するため火災伝播評価を実施した。

2. 前提条件

火災伝播評価においては、火災の影響軽減対策（3 時間以上の耐火性能を有する耐火壁又は隔壁等による分離）の実施を前提として、火災の伝播の有無を評価する。（8 条-別添 1-資料 7 参照）

3. 評価

全ての火災区域において、隣接する火災区域を抽出し、一次スクリーニングの概要フローに従い、火災伝播評価を実施した。

火災伝播“無”となった火災区域については、二次スクリーニングで「隣接火災区域に影響を与えない火災区域の火災影響評価」を実施し、火災伝播“有”となった隣接火災区域については、二次スクリーニングで「隣接火災区域に影響を与える火災区域の火災影響評価」を実施する。

島根原子力発電所2号炉 隣接火災区域(区画)への火災伝播影響評価結果

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 隣接火災区域(区画)への火災伝播影響評価結果

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 隣接火災区域(区画)への火災伝播影響評価結果

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 隣接火災区域(区画)への火災伝播影響評価結果

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 隣接火災区域(区画)への火災伝播影響評価結果

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 隣接火災区域(区画)への火災伝播影響評価結果

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



島根原子力発電所2号炉 隣接火災区域(区画)への火災伝播影響評価結果

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 隣接火災区域(区画)への火災伝播影響評価結果

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 隣接火災区域(区画)への火災伝播影響評価結果

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2 号炉  
隣接火災区域に影響を与える火災区域の  
火災影響評価結果

島根原子力発電所2号炉 隣接する火災区域に影響を与える火災影響評価結果

当該火災区域		隣接火災区域			成功ハバ		評価
火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	?火災区域 機能喪失想定	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 隣接する火災区域に影響を与える火災影響評価結果

当該火災区域		隣接火災区域			成功バス		評価
火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	2火災区域 機能喪失想定 成功バス	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 隣接する火災区域に影響を与える火災影響評価結果

当該火災区域			隣接火災区域			成功ハズ		評価
火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	2号火災区域 機能喪失想定	成功ハズ	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 隣接する火災区域に影響を与える火災影響評価結果

当該火災区域		隣接火災区域			成功/バス		評価
火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	2/火災区域 機能喪失想定	

--	--	--	--	--	--	--	--	--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



島根原子力発電所2号炉 隣接する火災区域に影響を与える火災影響評価結果

当該火災区域			隣接火災区域			成功バス		評価
火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	2火災区域 機能喪失想定	成功バス	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2 号炉における  
火災区域内の火災影響評価結果

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保蔵系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		確認事項
									高温 停止	低温 停止	

--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保羅系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果	
									高温 停止	低温 停止
[Empty Table Content]										

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		確認事項
									高温 停止	低温 停止	

--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		確認事項
									高温 停止	低温 停止	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		確認事項
									高温 停止	低温 停止	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		確認事項
									高温 停止	低温 停止	

--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

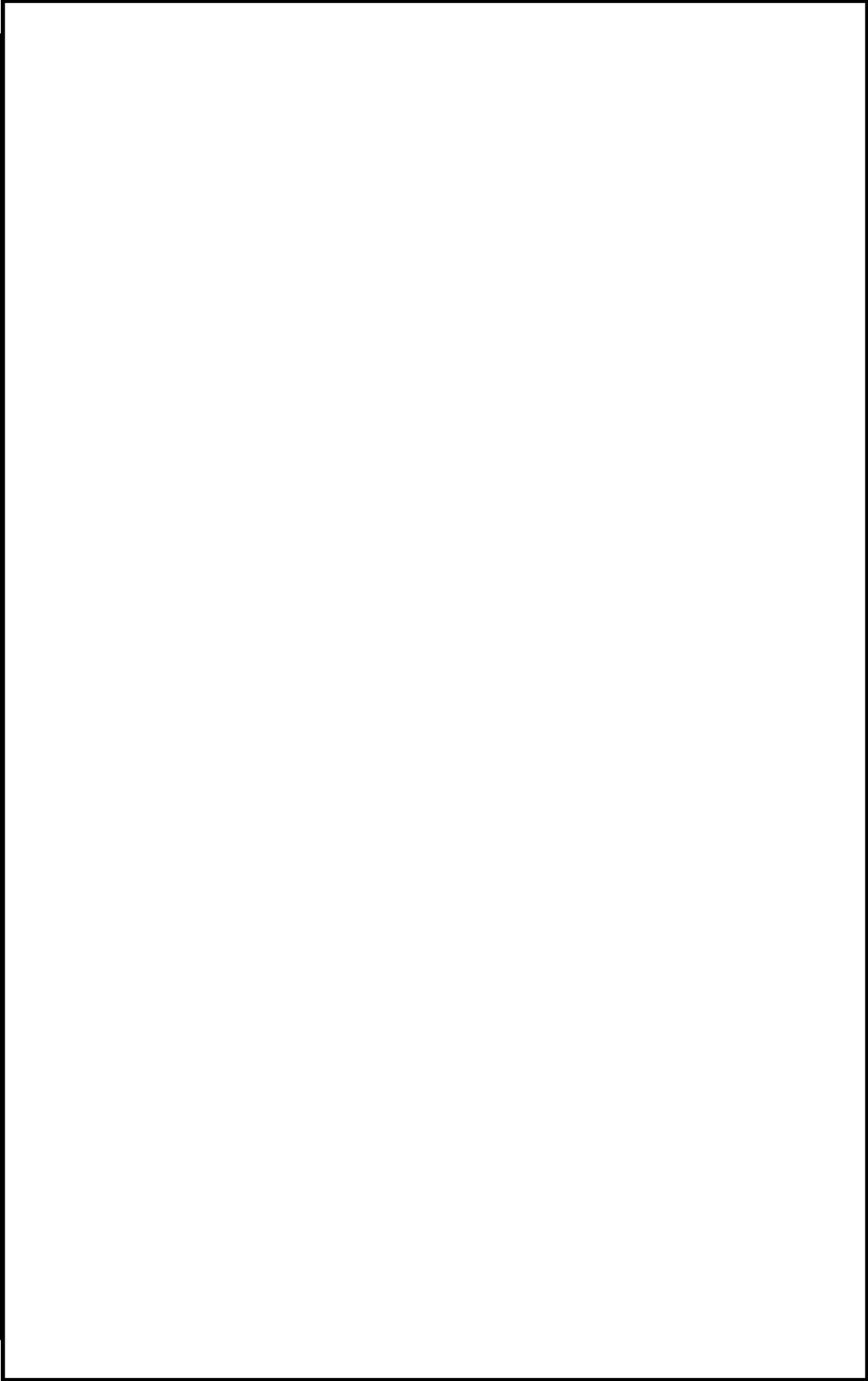
火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		確認事項
									高温 停止	低温 停止	

--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果	
									高温 停止	低温 停止
確認事項										



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

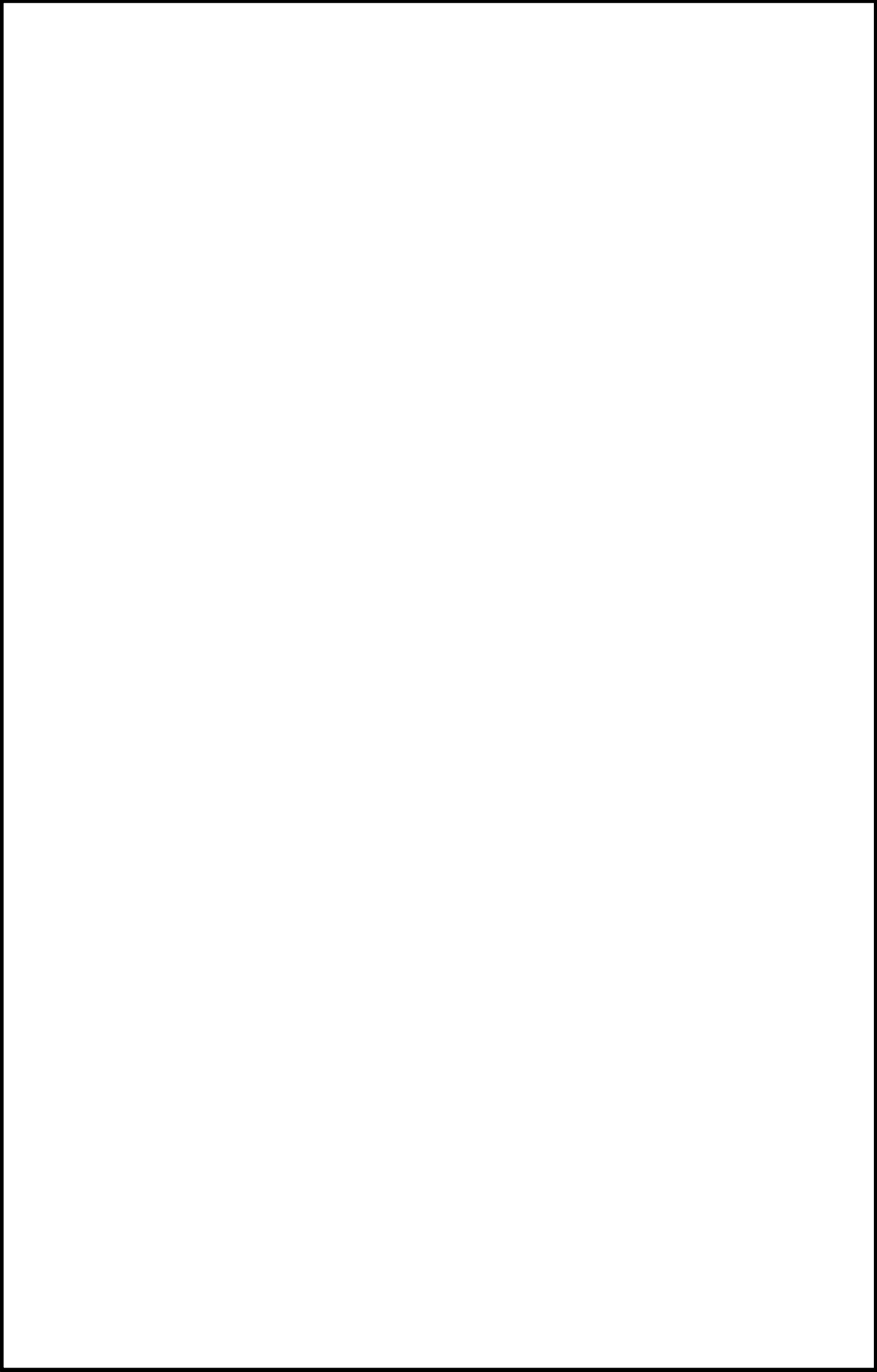
火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		確認事項
									高温 停止	低温 停止	

--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果	
									高温 停止	低温 停止
確認事項										



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果	
									高温 停止	低温 停止
確認事項										



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 線の 送し場	補助 設備	評価結果		確認事項
									高温 停止	低温 停止	

--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		確認事項
									高温 停止	低温 停止	

--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果	
									高温 停止	低温 停止

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 減じ場	補助 設備	評価結果	
									高温 停止	低温 停止
確認事項										



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 燃料の 逃し場	補助 設備	評価結果		確認事項
									高温 停止	低温 停止	

--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		確認事項
									高温 停止	低温 停止	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		確認事項
									高温 停止	低温 停止	

--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

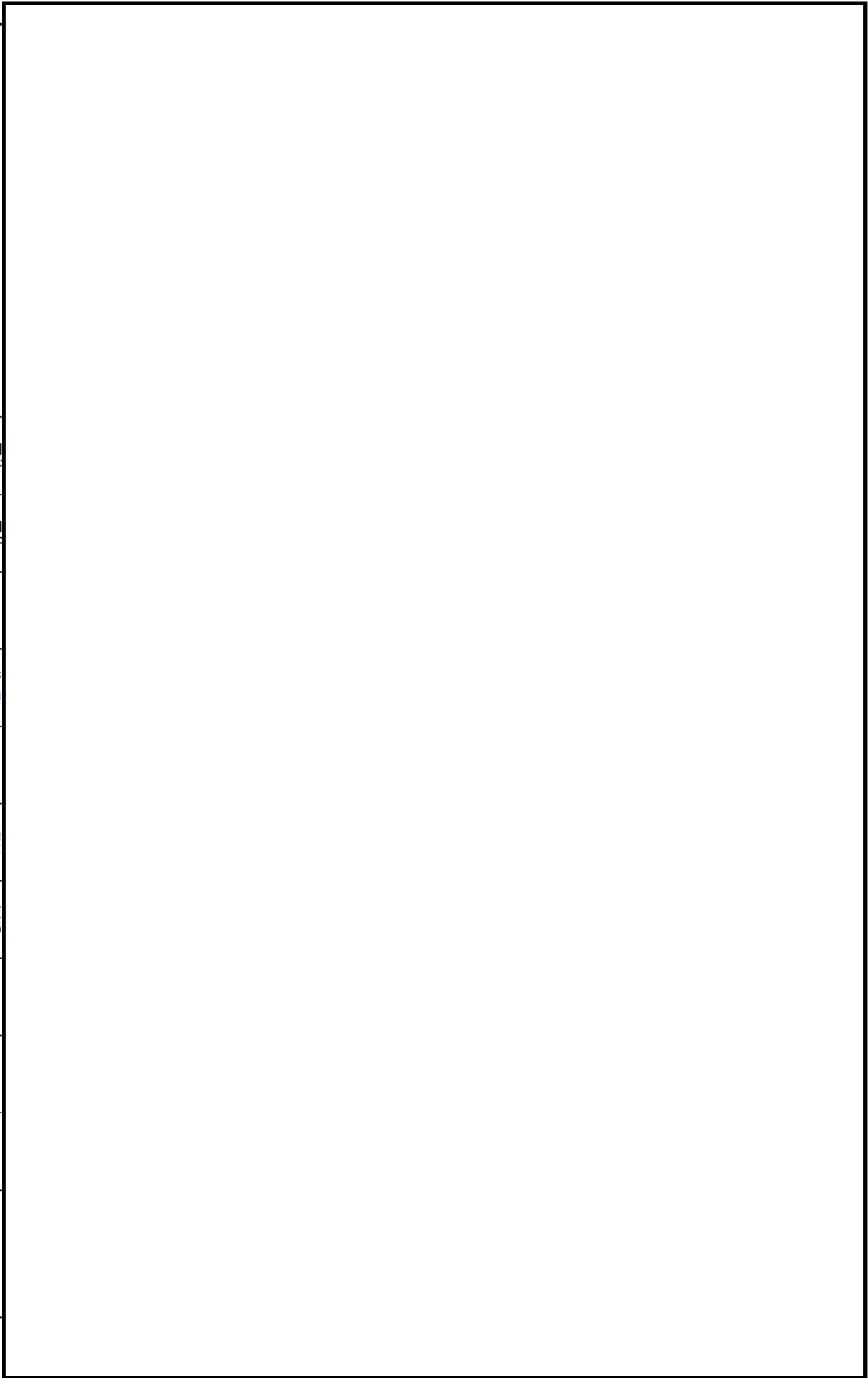
島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果	
									高温 停止	低温 停止
確認事項										

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 係数系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果	
									高温 停止	低温 停止
確認事項										



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全保護系	原子炉停止系	工学的安全施設	非常用所内電源系	事故時監視計器	残留熱除去系	最終的な熱の逃し場	補助設備	評価結果		確認事項
									高温停止	低温停止	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全保護系	原子炉停止系	工学的安全施設	非常用 所用 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	高温 停止	低温 停止	評価結果	確認事項

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全保護系	原子炉停止系	工学的安全施設	非常用所内電源系	事故時監視計器	残留熱除去系	最終的な熱の逃し場	補助設備	高温停止	低温停止	評価結果	確認事項

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		確認事項
									高温 停止	低温 停止	

--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所2号炉 火災区域(区画)の火災影響評価結果

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 減じ場	補助 設備	評価結果		確認事項
									高温 停止	低温 停止	

--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2 号炉における  
火災により想定される事象の確認結果

## 島根原子力発電所 2 号炉における 火災により想定される事象の確認結果

島根 2 号炉では、内部火災の影響軽減対策として、原子炉の安全停止を達成し、維持するために必要な系統は、内部火災によって同時に機能が喪失しないように系統分離等の対策を講じており、安全停止パスを確保することとしている。

その上で、内部火災により原子炉に外乱が及ぶ場合について重畳事象も含め、どのような事象が起こる可能性があるかを分析し、発生する事象に対して単一故障を想定した場合においても収束が可能であるか、また、低温停止が可能であるかについて解析的に確認を行った。

以下に、事象の抽出プロセス、解析前提条件及び解析結果を示す。

### 1. 想定される事象の評価プロセス

#### 1.1. 評価前提

次の事項を前提とし、評価を行うこととする。

- ・内部火災発生時において原子炉の安全停止に必要な機能は、内部火災が発生した場合においても維持される。
- ・原子炉建物（以下「R/B」という。）又はタービン建物（以下「T/B」という。）において内部火災が発生を想定した場合、原子炉の安全停止に必要な機器は、その機能が維持されることを確認していることから、これ以外の機器は全て機能喪失すると仮定する。
- ・R/B 又は T/B において発生した内部火災は、当該の建物以外に影響を及ぼさない。
- ・中央制御室における火災については、火災感知器による早期検知、消火設備による初期消火及び運転員操作によるプラント停止が期待でき、火災の影響は 1 区分内に限定されるため、中央制御室が位置する制御建物については、検討対象外とする。\*

※：中央制御室において発生した火災については、早期検知、消火が可能であり、過渡事象が発生するような状況まで事象が進展することは考え難い。また、火災によりケーブル等が損傷すれば、電源断となりフェイルセーフによりスクラムすることが考えられ、スクラムしない事象が発生することは考え難い。

#### 1.2. 抽出プロセスの考え方

内部火災に起因して様々な機器の故障や誤動作に伴う外乱の発生が想定され、また、いくつかの外乱が同時に発生することも考えられる。

しかしながら、内部火災に対する原子炉の安全停止に必要な機器等以外の常用系等の設備に対しては、網羅的にそれらの配置を整理し、詳細に火災影響を分析する

ことが困難であることから、R/B 及び T/B で内部火災により発生すると考えられる外乱及び故障の抽出を行い、抽出された故障について厳しくなるものを代表事象として選定した。また、代表事象に対して、重畳することも勘案し分析を行った。なお、全ての起因事象の重畳を定量的に評価することは現実的ではないことから、事象の単独発生時の事象進展の特徴から、重畳した場合の事象進展を定性的に推定し、より厳しい評価結果となり得る組み合わせについて、収束が可能であるかについて解析的に評価を行った。

以下に、想定される事象の抽出プロセス及び各ステップの手順を示す。(第 1-1 図)

#### 【ステップ 1】

評価事象を網羅的に抽出するため、『発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針』(以下「安全評価審査指針」という。)の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因を抽出する。(第 2-1 図)

#### 【ステップ 2】

原子炉に有意な影響を与える主要な要因を誘発する故障を抽出する。(第 2-1 図)

#### 【ステップ 3】

ステップ 2 で抽出した故障が発生し得る火災区域を分析する。ここでは、常用系設備等の火災防護対象設備に該当しない設備は、火災影響を受ける可能性があるとして仮定する。その際、R/B 及び T/B の一方の建物における火災の影響は他方の建物に及ばないとする。(第 2-1 図)

#### 【ステップ 4】

ステップ 2 及びステップ 3 での分析を踏まえ、各建物で発生する代表事象として扱う事象を特定する。代表事象の特定にあたっては、火災影響により発生する可能性のある事象の中から最も厳しい事象を想定する。(例えば、原子炉再循環ポンプ(以下「再循環ポンプ」という。)のトリップについては、火災の規模により 1 台トリップから全台トリップまで考えられるが、最も厳しくなる全台トリップを想定する。)(第 2-1 図)

#### 【ステップ 5】

各建物で発生する代表事象の解析結果等を踏まえ、代表事象の組み合わせ毎に、重畳を考慮した場合にプラントに与える影響が厳しくなるか否かの分析を行い、解析の要否を整理する。

#### 【ステップ 6】

各建物での内部火災の発生を想定した場合においても動作を期待できる緩和系を確認する。

#### 【ステップ 7】

安全評価審査指針に従い、原子炉停止機能、炉心冷却機能及び放射能閉じ込め機能に単一故障を想定する。

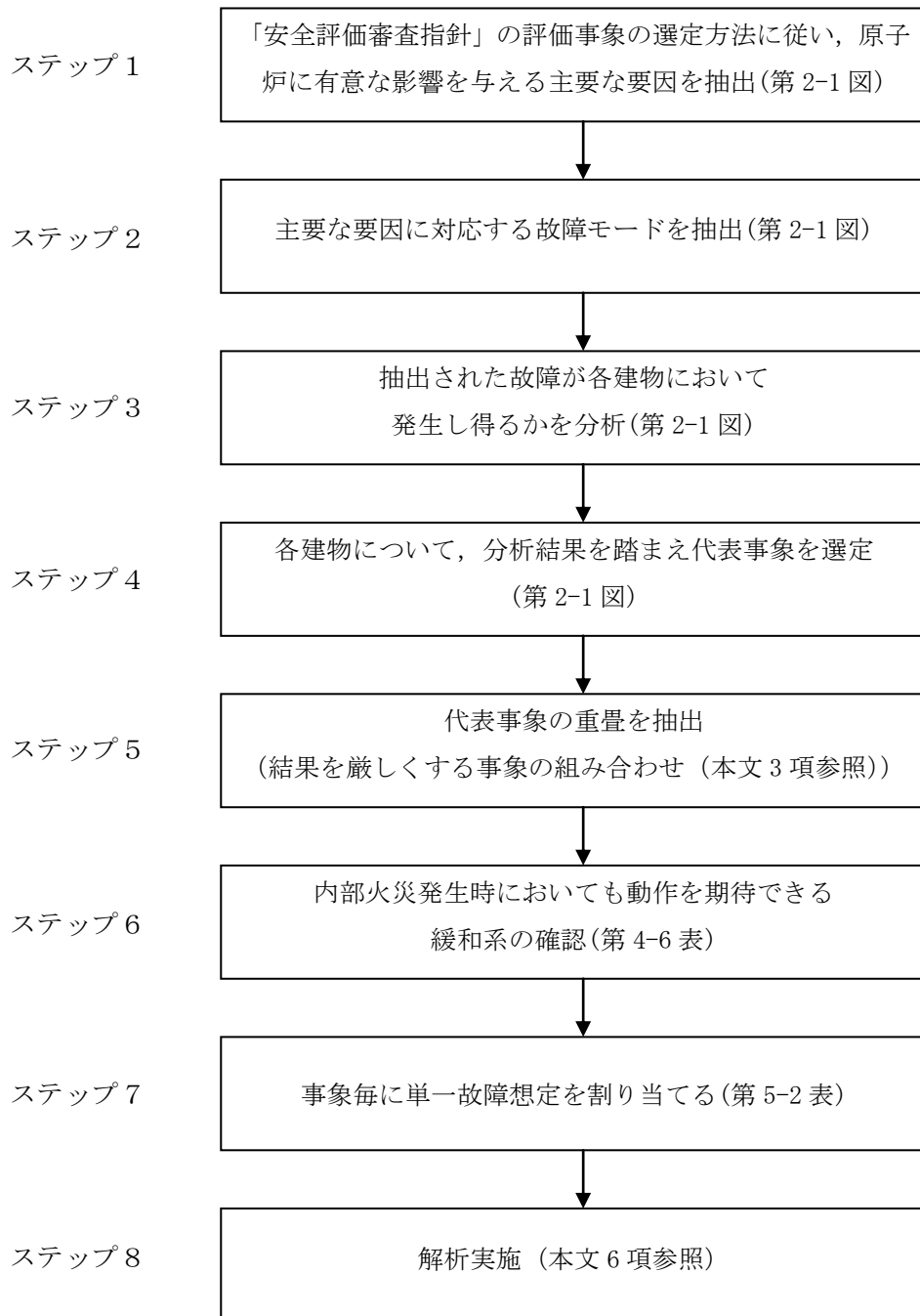
なお、ここでは、内部火災により火災影響を受ける設備\*が機能喪失している

ことを前提に，火災影響を受けない火災区域にある設備に単一故障を更に重ねる。

※：「資料 10 島根原子力発電所 2 号炉における内部火災影響評価について」にて評価された設備の機能喪失が発生することを前提としている。

**【ステップ 8】**

ステップ 7 までの分析結果等を踏まえ，抽出した事象の解析を実施し，事象の収束ができることを確認する。



第 1-1 図 評価プロセス



## 2. 代表事象の抽出【ステップ1, 2, 3, 4】

安全評価審査指針の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因及びその要因に対する故障の抽出結果を第 2-1 図に示す。また、同図において、抽出した故障が、R/B 及び T/B において発生し得るかを分析し、各建物において抽出した代表事象を示す。

第 2-1 図において抽出された、R/B 及び T/B における内部火災により発生する可能性のある代表事象を第 2-1 表に示す。

第 2-1 表 抽出された代表事象

抽出された代表事象	R/B	T/B
原子炉冷却材の停止ループの誤起動	○	—
原子炉冷却材流量の喪失	○	○
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	—
給水流量の全喪失+タービントリップ	○	—
主蒸気隔離弁の誤閉止	○	○
逃がし弁開放	○	—
給水制御系の故障（流量減少）	○	—※1
給水制御系の故障※2	○	○
HPCS の誤起動	○	—
RCIC の誤起動	○	—
給水加熱喪失	—	○
負荷の喪失	—	○
原子炉圧力制御系の故障	—	○
給水流量の全喪失	—	○

※1：T/B ではより厳しい給水流量の全喪失を想定

※2：原子炉給水制御系の故障により、給水流量が増加する事象は、原子炉設置変更許可申請書に倣い、単に「給水制御系の故障」という。

ステップ1 ステップ2 ステップ3・4

原子炉に有意な影響を与える主要な原因(BWR) (安全評価審査指針の手引きにおける評価事象の選定方法を参照し作成)		原因に对应する故障		発生	R/B 代表事象	発生	T/B 代表事象
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	反応度の増加	再循環流量の増加	再循環ポンプ速度の増加	速度制御器増加要求信号誤発生 主制御器増加要求信号誤発生	《原子炉冷却材流量制御系の誤動作》	-	-
			冷却材温度の低下	排気逆止弁の誤閉止		-	○ 《給水加熱喪失》
				給水流量の増加	原子炉給水制御系警報信号誤発生 予備給水ポンプの誤起動	-	○ 《給水制御系の故障》
				ECCS等の誤起動	HPCSの誤起動 RCICの誤起動	-	-
				再循環ループの誤起動	再循環ポンプの誤起動	-	○ 《原子炉冷却材系の停止ループの誤起動》
		圧力の上昇	弁の閉止	PLURILEE誤作動(蒸気加減弁閉止) 蒸タービントリップ(主蒸気止め弁閉止) 誤発電機トリップ(主蒸気止め弁閉止) L-8信号誤発生(主蒸気止め弁閉止) 主蒸気隔離弁閉止信号誤発生 圧力制御系の故障(蒸気加減弁閉止)		-	○ 《負荷の喪失》
			自由空間体積の減少	原子炉給水制御系警報信号誤発生 予備給水ポンプの誤起動	《給水制御系の故障》	-	○ 《給水制御系の故障》
			制御棒の誤引抜き	起動中の制御棒誤引抜き 出力運転中の制御棒誤引抜き		x	x
			制御棒落下	制御棒落下		x	-
	反応度の低下	反応度の低下	厳しい事象にならない			-	-
出力分布	出力分布の異常	制御棒の引抜き	出力運転中の誤引抜き	出力運転中の制御棒誤引抜き		x	x

第2-1図 外乱分析図 (1 / 3)

ステップ1 ステップ2 ステップ3・4

炉心内の熱除去又は熱除去の異常な変化	冷却材温度 (熱発生)	再循環流量 (熱除去)	要回に対応する故障		発生	発生	発生	発生
			原因	R/B 代表事象	R/B	代表事象	発生	発生
	冷却材温度の低下	冷却材温度の低下	給水温度の低下	抽気逆止弁の誤閉止	-	○	《給水加熱喪失》	T/B 代表事象
			給水流量の増加	原子炉給水制御系増値信号誤発生 予備給水ポンプの誤起動	○	○	《給水制御系の故障》	《給水加熱喪失》
			圧力の低下	遠がし弁閉指 令誤発生 蒸気加熱弁閉指信号誤発生 圧力制御装置最大出力信号誤発生 タービン/ハイパス弁の誤開放	○ - - -	○ ○ ○ ○	《遠がし弁開放》 《原子炉圧力制御系の故障》	《原子炉圧力制御系の故障》
			圧カハウンガリの破断	原子炉冷却材喪失	x	x		
			ECCS等の誤起動	HPCSの誤起動 RCICの誤起動	○ ○	- -		
			再循環ループの誤起動	再循環ポンプの誤起動	○	○	《原子炉冷却材系の停止ループの誤起動》	
		再循環流量の低下	再循環ポンプのトリップ	駆動電源喪失 再循環ポンプトリップ信号誤発生	○ ○	○ ○	《原子炉冷却材流量の喪失》	《原子炉冷却材流量の喪失》
			再循環ポンプ自体の故障	ポンプ軸の固着	x	x		
		再循環流量の増加	再循環ポンプ速度の増加	速度制御器増加要求信号誤発生 主制御器増加要求信号誤発生	○ ○	- -	《原子炉冷却材流量制御系の誤動作》	

○:故障発生あり、x:故障発生なし、-:故障機器等が建物内にない、《>で囲んだ事象は従来EPでの解析事象》

原子炉に有意な影響を与える主要な原因(EWR)  
(安全評価審査指針の手引きにおける評価事象の選定方法を参照して作成)



第2-1図 外乱分析図 (2/3)

ステップ1 ステップ2 ステップ3・4

原因に対応する故障	発生		発生	代表事象	T/B 代表事象	
	発生	発生				
原子炉に有意な影響を与える主要な原因 (DWR) (安全許容 審査指針の手引きにおける許容事象の選定方法を参照)	圧力	圧力の上昇	○	PLUリレー誤作動 (蒸気加減弁閉止) タービントリップ (主蒸気止め弁閉止) 蒸気電機トリップ (主蒸気止め弁閉止) L-8信号発生 (主蒸気止め弁閉止) 主蒸気隔離弁閉塞信号発生 圧力制御系の故障 (蒸気加減弁閉止)	○ ○ ○ ○ ○ ○	《負荷の減少》  《給水流量の全喪失》 《主蒸気隔離弁の誤閉止》
	圧力	圧力の低下	○	原子炉給水制御系増信号発生 予備給水ポンプの誤起動	○	《給水制御系の故障》
	圧力	自由空間体積の減少	○	原子炉冷却材圧力又は 原子炉冷却材保層量の 異常な変化	○	《給水制御系の故障》
	圧力	圧力の低下	○	逃がし弁閉指令誤発生 蒸気加減弁閉塞信号発生 圧力制御系最大出力信号発生 タービンハイパス年の誤開放	○ ○ ○ ○	《原子炉圧力制御系の故障》
	圧力	圧力ハウンダリの破断	×	原子炉冷却材喪失	×	○
原子炉冷却材圧力又は 原子炉冷却材保層量の 異常な変化	インベントリ	インベントリの減少	○	原子炉給水ポンプのトリップ L-8信号発生 原子炉給水制御系減信号発生 復水ポンプのトリップ (駆動電源喪失)	○ ○ ○ ○	《給水流量の全喪失》 《給水流量の喪失》 《タービントリップ 給水制御系の故障 (流量減少)》
	インベントリ	インベントリの増加	○	逃がし弁閉指令誤発生 蒸気加減弁閉塞信号発生 圧力制御系最大出力信号発生 タービンハイパス年の誤開放	○ ○ ○ ○	《原子炉圧力制御系の故障》
	インベントリ	圧力ハウンダリの破断	×	原子炉冷却材喪失	×	○
	インベントリ	給水流量の増加	○	原子炉給水制御系増信号発生 予備給水ポンプの誤起動	○	《給水制御系の故障》
	インベントリ	ECCS等の誤起動	○	HPCSの誤起動 RCICの誤起動	○	○

第 2-1 図 外乱分析図 (3 / 3)

### 3. 重畳を考慮した内部火災影響評価事象の抽出【ステップ5】

#### 3.1. 重畳を考慮すべき事象の分析

2項にて抽出した R/B 及び T/B における内部火災により発生する可能性のある代表事象について、重畳を考慮した場合に、事象を厳しくする可能性について検討した。結果について第 3-1 表及び第 3-2 表に示す。

重畳を考慮すべき事象として抽出された代表事象の概要を第 3-3 表に示す。

第 3-1 表 R/B における抽出事象及び重畳考慮の要否

抽出された代表事象		重畳	重畳を考慮しない理由 <sup>※1</sup>
I	原子炉冷却材の停止ループの誤起動	—	部分出力状態での発生事象であり重畳による影響が小さい
II	原子炉冷却材流量の喪失	—	①
III	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—
IV	給水流量の全喪失+タービントリップ	考慮	—
V	主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—
VI	逃がし弁開放	—	②
VII	給水制御系の故障（流量減少）	—	③
VIII	給水制御系の故障	考慮	—
IX	HPCS の誤起動	—	②（上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下）
X	RCIC の誤起動	考慮	—

第 3-2 表 T/B における抽出事象及び重畳考慮の要否

抽出された代表事象		重畳	重畳を考慮しない理由 <sup>※1</sup>
I	給水加熱喪失	考慮	—
II	原子炉冷却材流量の喪失	—	①
III	負荷の喪失	考慮	—
IV	主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—
V	原子炉圧力制御系の故障	—	②
VI	給水流量の全喪失	—	③
VII	給水制御系の故障	考慮	—

※1：重畳を考慮しない理由

- ① 再循環流量が減少する事象は、BWR-5 では再循環ポンプの慣性が大きく、炉心流量の減少による炉心の冷却能力低下に対し、原子炉出力の減少が早めに作用するため、重畳しても結果は厳しくならない。
- ② 圧力が低下する事象は重畳しても結果は厳しくならない。
- ③ 出力が低下する事象は重畳しても結果は厳しくならない。

第 3-3 表 抽出された代表事象の概要

抽出事象	概要
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	原子炉の出力運転中に、再循環流量制御系の誤動作により、再循環流量（炉心流量）が増加し、原子炉出力が上昇する事象。
給水流量の全喪失＋タービントリップ	原子炉の出力運転中に、原子炉水位高（レベル 8）信号の誤発生により、タービンがトリップするとともに、原子炉給水ポンプがトリップする事象。
主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉の出力運転中に、主蒸気隔離弁が誤閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。
給水制御系の故障	原子炉の出力運転中に、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。
RCIC の誤起動	原子炉の出力運転中に、RCIC が誤起動し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。
給水加熱喪失	原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。
負荷の喪失	原子炉の出力運転中に、発電機負荷遮断により蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。

### 3.2. 抽出事象に対する重畳の分析結果

3.1 項で抽出した重畳を考慮した場合に事象を厳しくする可能性のある事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理し、これらの観点から、重畳の組み合わせを考慮した場合に事象を厳しくする可能性があるかについて、更なる検討を行う。

この検討においては、2つの事象の組み合わせについて、重畳を考慮したとしてもどちらか1つの事象に包絡される、重畳を考慮した場合には厳しい評価となる可能性がある、又は、重畳を考慮しない（単独の事象）方が厳しい評価となるかについて、定性的に評価を行う。

なお、重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組み合わせが複数同定される場合には、更なる重畳を検討することが必要となるが、次に示すとおり、厳しくなる組み合わせが2つ以上はなかったことから、3つ以上の事象の重畳についても2つの事象の重畳に包含されることを確認した。

## (1) R/Bにおける代表事象の重畳

第3-1表に抽出された事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を第3-4表に示す。

「給水流量の全喪失+タービントリップ」、 「主蒸気隔離弁の誤閉止」及び「給水制御系の故障」は、いずれも主要弁の閉止を伴う圧力上昇事象である。

これらの事象のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」は、タービン・バイパス弁に期待することができないため、圧力上昇の観点では最も厳しい事象となる。また、出力上昇の観点では、スクラムタイミングの遅い「給水制御系の故障」が最も厳しい事象となる。

「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」は、出力ピークが最も高くなるものの、初期状態が部分出力状態であること及び燃料の熱伝達遅れのため、炉心平均表面熱流束の観点からは厳しい事象とならない。

なお、「RCICの誤起動」による注水流量の増加分は、「給水制御系の故障」による流量増加分と比べると少ないため、結果に大きな影響はない。

上記を踏まえ、重畳を考慮した場合について検討した結果を第3-6表に示す。本表のとおり、事象の重畳が厳しい結果を与えることはない。

以上のことから、R/Bにおける内部火災を想定した場合の代表事象は、「給水制御系の故障」及び「主蒸気隔離弁の誤閉止」とする。

## (2) T/Bにおける代表事象の重畳

第3-2表に抽出した事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を第3-5表に示す。

出力上昇の観点から、スクラムタイミングの遅い「給水加熱喪失」が最も厳しい結果を与える。また、第3-7表に示すとおり、「給水加熱喪失」と「給水制御系の故障」は事象開始時に同時に発生すると、タービントリップ時の出力が高めになるため、その他の事象に比べて厳しい結果になると考えられる。

なお、後述のとおり、タービン建物における内部火災ではタービン・バイパス弁に期待できないことを考慮すると、「負荷の喪失」は他の単独事象に比べて厳しい事象となるが、「給水制御系の故障+給水加熱喪失」の重畳事象はスクラム時点での原子炉出力が「負荷の喪失」よりも高くなることから、「負荷の喪失」よりも厳しい結果になると考えられる。

以上のことから、T/Bにおける内部火災を想定した場合の代表事象は、「給水制御系の故障+給水加熱喪失」の重畳事象とする。

第3-4表 想定される代表事象（単独事象）の解析結果（R/B火災発生時を想定）

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生後の出力／ 圧力のピーク値	備考
		出力	炉心流量		
III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	中性子束高 (約3.5秒後)	炉心流量増加に伴う ボイド率減少により 出力増加	増加	出力：約207% 表面熱流束：約74% 圧力：約6.68MPa[gage]	初期条件：定格出力の 57%，定格炉心流量の 39%での解析
IV 給水流量の全喪失＋タービントリップ(原子炉水位高(レベル8)誤信号)※	主蒸気止め弁閉 (約0.1秒)	原子炉圧力上昇に伴 うボイド率減少によ り出力増加	2台ポンプトリップ により低下	出力：約118% 表面熱流束：初期値を超 えない 圧力：約7.09MPa[gage]	タービン・バイパス弁不 作動時は出力約369%， 表面熱流束約122%，圧 力約8.29MPa[gage]
V 主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁閉 (約0.3秒後)	原子炉圧力上昇に伴 うボイド率減少によ り出力増加	—	出力：初期値を超えない 表面熱流束：初期値を超 えない 圧力：約7.99MPa[gage]	
VIII 給水制御系の故障	主蒸気止め弁閉 (原子炉水位高→ター ビントリップ→) (約9.1秒後)	炉心入口サブクール 増大により出力増加	— (タービントリップと 同時に2台ポンプトリ ップにより低下)	出力：約115% 表面熱流束：約111% 圧力：約7.19MPa[gage]	
X RCICの誤起動	RCIC誤起動に伴う給水流量の増加は2%程度であり、給水制御系の故障時の流量増加分(36%)と比べると影響は小さいため、重量を考慮しない				

※：給水流量の全喪失は、事象発生後約7秒で原子炉水位低スクラムに至る。事象進展がタービントリップに比べて緩やかな事象であることから、タービントリップの評価で代表できる。(出力／圧力ピーク値の記載はタービントリップとほぼ同等の負荷の喪失の解析結果)



第3-5表 想定される代表事象（単一事象）の解析結果（T/B火災発生時を想定）

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生後の出力／ 圧力のピーク値	備考
		出力	炉心流量		
I 給水加熱喪失※	中性子束高（熱流束相当） （約89秒後）	炉心入口サブクール増大により出力増加	—	出力：約123% 表面熱流束：約121% 圧力：約7.12MPa[gage]	
III 負荷の喪失	— （フルバイパスプランのため）	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	2台ポンプトリップにより低下	出力：約118% 表面熱流束：初期値を超えない 圧力：約7.09MPa[gage]	タービン・バイパス弁不動作時は出力約369%，表面熱流束約122%，圧力約8.29MPa[gage]
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁閉 （約0.3秒後）	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	—	出力：初期値を超えない 表面熱流束：初期値を超えない 圧力：約7.99MPa[gage]	
VII 給水制御系の故障	主蒸気止め弁閉 （原子炉水位高→タービントリップ→） （約9.1秒後）	炉心入口サブクール増大により出力増加	— （タービントリップと同時に2台ポンプトリップにより低下）	出力：約115% 表面熱流束：約111% 圧力：約7.19MPa[gage]	

※：給水加熱器1段の喪失を想定。複数段の機能喪失時には、炉心入口サブクールの増加量が大きくなり、スクラム時刻は早くなるが、スクラムする出力点は変わらず、スクラム後の評価は同様になると考えられる。

第3-6表 重畳事象の分析 (R/B火災発生時)

	III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	IV 給水流量の全喪失 + タービントリップ	V 主蒸気隔離弁の誤閉止	VIII 給水制御系の故障
III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	—	× スクラムタイミングが遅いⅢが出力上昇の観点からは厳しいが、Ⅳは圧力上昇の観点で厳しくプラント挙動としては影響が大さい。重畳事象はタービントリップにより直ちにスクラムするため、単独事象であるⅣにより代表できる。 【抽出事象：Ⅳ】	× 隔離弁が閉止するVが圧力上昇の観点から厳しい。重畳事象はVにより直ちにスクラムするため、単独事象であるVにより代表できる。 【抽出事象：V】	× スクラムタイミングが遅いⅧの方が出力上昇並びに圧力上昇が厳しい。重畳事象は、Ⅲに伴う中性子束上昇により短時間でスクラムするため、単独事象であるⅧにより代表できる。 【抽出事象：Ⅷ】
IV 給水流量の全喪失+タービントリップ	—	—	× タービン・バイパス弁が期待できないVが圧力上昇の観点から厳しい。重畳事象は圧力上昇の観点から、単独事象であるVにより代表できる。 【抽出事象：V】	× (給水流量の全喪失と給水制御系の故障は相反する事象のため、重畳しない。)
V 主蒸気隔離弁の誤閉止	—	—	—	× スクラムタイミングが遅いⅧの方が出力上昇が厳しくなるが、本プラントはフルバイパスラントのため、その影響は限定的である。一方、タービン・バイパス弁が期待できないVの方が原子炉圧力上昇の観点から厳しい。重畳事象はVにより直ちにスクラムするため、圧力上昇の観点からは単独事象であるV、出力の観点からはⅧにより代表できる。 【抽出事象：V】 【抽出事象：Ⅷ】
VIII 給水制御系の故障	—	—	—	—

(○：重畳事象が厳しい ×：単独事象が厳しい)

第3-7表 重畳事象の分析 (T/B火災発生時)

I 給水加熱喪失	I 給水加熱喪失	III 負荷の喪失	IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	VII 給水制御系の故障
I 給水加熱喪失	—	<p>×</p> <p>T/BでのIIIではタービン・パイパス弁不動作を仮定するため、プラント全体に及ぼす影響はIIIの方が大きくなる。 重畳事象は負荷の喪失タービン・パイパス弁不動作により直ちにスクラムするため、単独事象であるIIIにより代表できる。</p> <p>【抽出事象：III】</p>	<p>×</p> <p>スクラムタイミングが遅いIが出力上昇の観点で厳しい。 重畳事象はIVを仮定すると直ちにスクラムするため、単独事象であるIにより代表できる。</p> <p>【抽出事象：I】</p>	<p>○</p> <p>スクラムタイミングが遅いIが出力上昇の観点で厳しい。 重畳事象はタービントリップ時の出力が高くなるため、Iが単独で発生した場合よりも厳しい事象となる。</p> <p>【抽出事象：I+VII】</p>
III 負荷の喪失	—	—	<p>×</p> <p>弁の閉止速度の速いIIIが出力上昇の観点で厳しい。 重畳事象は弁の閉止速度が遅いIIIにより代表できる。</p> <p>【抽出事象：III】</p>	<p>×</p> <p>T/BでのIIIではタービン・パイパス弁不動作を仮定するため、プラント全体に及ぼす影響はIIIの方が大きくなる。 重畳事象は負荷の喪失タービン・パイパス弁不動作により直ちにスクラムするため、単独事象であるIIIにより代表できる。</p> <p>【抽出事象：III】</p>
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	—	—	—	<p>×</p> <p>スクラムタイミングが遅いVIIの方が出力上昇の観点から厳しい。 重畳事象は、IVにより直ちにスクラムするため、単独事象であるVIIにより代表できる。</p> <p>【抽出事象：VII】</p>
VII 給水制御系の故障	—	—	—	—

(○：重畳事象が厳しい ×：単独事象が厳しい)

#### 4. 内部火災発生時に期待できる緩和系の整理【ステップ6】

##### 4.1. 内部火災による緩和設備に対する機能維持状態

除熱機能の2区分のうち、1区分は機能を維持するよう対策を実施しているものの、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）又はフィードアンドブリード（以下「残留熱除去系等」という。）による除熱機能が喪失した場合、さらに、単一故障を想定すると、除熱機能が喪失する可能性がある。

このため、残留熱除去系等の制御系から実際の機器配置場所までを以下の区画及び建物を対象に調査することで「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況にあるかについて系統分離の考え方とともに網羅的に確認した。

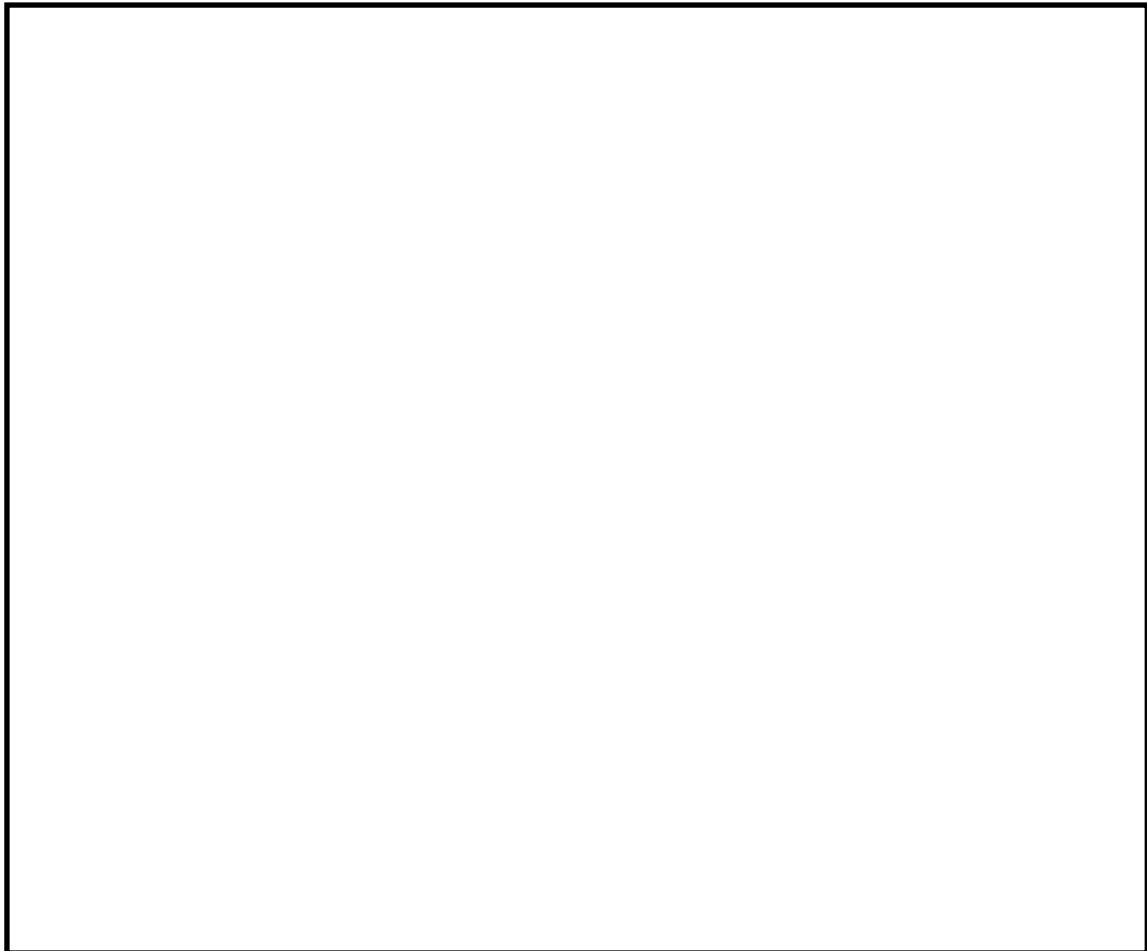
- (1) 中央制御室及び補助盤室
- (2) 非常用電気室
- (3) ケーブル処理室
- (4) 中央制御室外原子炉停止装置（RSS）盤室
- (5) 建物内（R/B, T/B, Rw/B）及び海水ポンプエリア

(1) 中央制御室及び補助盤室

a. 中央制御室及び補助盤室における火災防護上の設計の考え方

- 中央制御室及び補助盤室の制御盤は、スイッチ、配線等の構成部品に単一火災を想定しても、近接する他構成部品に影響が波及しないことを確認した実証試験の知見に基づく分離設計を行っているため、制御盤間の延焼が生じることはない。
- 火災により中央制御室及び補助盤室の制御盤 1 区画の安全機能が喪失したとしても、他区画の制御盤の運転操作及び現場操作により、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持できる。
- 中央制御室には運転員が常駐していることから火災の早期感知・消火が可能であるため、制御盤にて火災が発生した場合であっても火災による影響は限定的である。なお、補助盤室には全域ガス消火設備を設置する。

第 4-1 図, 第 4-2 図において, 中央制御室及び補助盤室の残留熱除去系等関連制御盤の配置状況を示す。



第 4-1 図 残留熱除去系等関連制御盤の配置状況 (中央制御室)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 4-2 図 残留熱除去系等関連制御盤の配置状況（補助盤室）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. 中央制御室及び補助盤室の火災による残留熱除去系等への影響

中央制御室及び補助盤室における単一火災において、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と残留熱除去系等の機能喪失（操作手段の一部喪失）の関係について整理した。第 4-1 表に整理結果を示す。また、各盤における火災により、発生の可能性のある故障について第 4-2 表に示す。

評価の結果、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に残留熱除去系等の操作手段が一部喪失する事象があることを確認した。

このため、以下に示す他の操作手段により、残留熱除去系等の機能維持が可能であることを確認した。

(a) RSS 盤による RSS 操作への切換え

中央制御室及び補助盤室における単一火災において、残留熱除去系等の操作手段が一部喪失した場合においても、RSS 操作への切換えを行うことにより、RSS 盤室において残留熱除去系等を操作可能である。

例えば、「B-RHR ポンプ操作スイッチ」が使用できなくなる場合においても、現場の機器は健全であることから、RSS 盤において、「中央」から「RSP」に操作を切り替えることで、残留熱除去系等により、原子炉の低温停止が可能である。

(b) 「他の中央制御室及び補助盤室の制御盤でのジャンパ／リフト対応」、「現場 MCC 等電気盤におけるジャンパ／リフト対応」による信号入力

(a)と同様に中央制御室及び補助盤室の制御盤を使用した残留熱除去系等の操作ができない場合においても、「他の中央制御室及び補助室の制御盤でのジャンパ／リフト対応」、「現場 MCC 等電気盤におけるジャンパ／リフト対応」による信号入力が可能である。

例えば、「B-RHR ポンプ操作スイッチ」が使用できない場合においても、当該制御盤ではなく、非常用電気室にて起動指令をジャンパすることで B-RHR ポンプを起動可能である。

「現場 MCC 等電気盤におけるジャンパ／リフト対応による信号入力」の例を第 4-3 図に示す。

以上より、中央制御室及び補助盤室における単一火災において、単一故障を想定した場合においても残留熱除去系等により、原子炉の低温停止が可能であることを確認した。

第 4-1 表 中央制御室及び補助盤室の火災により発生する事象と  
残留熱除去系等への影響確認結果

場所	盤番号	起因となる故障	発生の可能性がある事象	残留熱除去系等 関連機器	残留熱除去系等 への影響	備考
C-4F-01	2-903	HPCS の誤起動 RCIC の誤起動 等	HPCS の誤起動 RCIC の誤起動 等	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 等	中央制御室での操作 ができない可能性あり	
	2-904-1	RCIC の誤起動 逃がし弁開指令誤発生 等	RCIC の誤起動 逃がし弁開放 等	残留熱除去系 原子炉補機冷却系等		
	2-908	予備給復水ポンプ の誤起動 原子炉給水ポンプ のトリップ	給水制御系の故障 給水流量の全喪失	非常用ディーゼル機 関		
RW-1F-05	2-946A	予備給復水ポンプ の誤起動 タービン・バイパス 弁誤解放 等	給水制御系の故障 原子炉圧力制御系 の故障 等	非常用電源系	補助盤室での操作 ができない可能性あり	※ a. 又は b. に より, 対応可能
	2-920A	予備給復水ポンプ の誤起動 RCIC の誤起動 等	給水制御系の故障 RCIC の誤起動 等	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 等		
	2-970A	逃がし弁開指令誤 発生	逃がし弁開放	主蒸気逃がし安全弁		
	2-970B	逃がし弁開指令誤 発生	逃がし弁開放	主蒸気逃がし安全弁		
	2-920B	予備給復水ポンプ の誤起動 原子炉給水ポンプ のトリップ	給水制御系の故障 給水流量の全喪失	残留熱除去系		

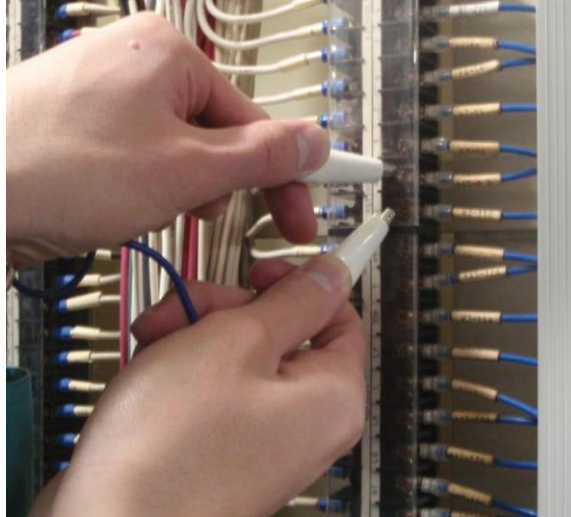
※： a. RSS 盤による RSS 操作への切換え

b. 「他の中央制御室及び補助盤の制御盤でのジャンパ/リフト対応」, 「現場  
MCC 等電気盤におけるジャンパ/リフト対応」による信号入力



第 4-2 表 残留熱除去系等関連盤と発生の可能性のある  
「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の整理結果

		残留熱除去系等の関連盤																
		安全設備制御盤	原子炉補機制御盤	所内電気盤	空調換気制御系	A-電気保護継電器盤	A-中央分電盤	A-原子炉補助継電器盤	A-RHR・LPCS 継電器盤	A-自動減圧継電器盤	B-中央分電盤	B-自動減圧継電器盤	B・C-RHR 継電器盤	B-原子炉補助継電器盤				
原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)		要因に対応する故障		2-903	2-904-1	2-908	2-929-1	2-946A	2-961A	2-971A	2-920A	2-970A	2-961B	2-970B	2-920B	2-971B		
炉心内の反応度 又は出力分布の 異常な変化	再循環ポンプ速度の増加	速度制御器増加要求信号誤発生 主制御器増加要求信号誤発生																
	給水温度の低下	抽気逆止弁の誤閉止																
	給水流量の増加	原子炉給水制御系増信号誤発生 予備給復水ポンプの誤起動				○					○					○		
	ECCS 等の誤起動	再循環ループの誤起動	HPCS の誤起動		○													
			RCIC の誤起動		○	○						○						
	弁の閉止	自由空間体積の減少	蒸気加減弁閉止 主蒸気止め弁閉止 主蒸気隔離弁閉信号誤発生							○								
			原子炉給水制御系増信号誤発生 予備給復水ポンプの誤起動					○				○						○
炉心内の熱発生 又は熱除去の異 常な変化	給水温度の低下	抽気逆止弁の誤閉止																
	給水流量の増加	原子炉給水制御系増信号誤発生 予備給復水ポンプの誤起動				○					○					○		
	弁の開放	再循環ループの誤起動	逃がし弁開指令誤発生 蒸気加減弁開信号誤発生 圧力制御装置最大出力信号誤発生			○							○		○			
			タービン・バイパス弁の誤開放						○									
			HPCS の誤起動		○													
	再循環ループの誤起動	再循環ポンプのトリップ	RCIC の誤起動		○	○						○						
			再循環ポンプのトリップ 再循環ポンプトリップ信号誤発生															
再循環ポンプ速度の増加	速度制御器増加要求信号誤発生 主制御器増加要求信号誤発生																	
原子炉冷却材圧 力又は原子炉冷 却材保有量の異 常な変化	弁の閉止	蒸気加減弁閉止 主蒸気止め弁閉止 主蒸気隔離弁閉信号誤発生																
		自由空間体積の減少	原子炉給水制御系増信号誤発生 予備給復水ポンプの誤起動					○				○					○	
			逃がし弁開指令誤発生 蒸気加減弁開信号誤発生 圧力制御装置最大出力信号誤発生			○							○		○			
	弁の開放	給水流量の低下	タービン・バイパス弁の誤開放						○									
			原子炉給水ポンプのトリップ L8 信号誤発生				○					○					○	
	給水流量の増加	ECCS 等の誤起動	原子炉給水制御系減信号誤発生 復水ポンプのトリップ (駆動電源喪失)		○	○												
			原子炉給水制御系増信号誤発生 予備給復水ポンプの誤起動				○					○					○	
			HPCS の誤起動		○													
			RCIC の誤起動		○	○						○						
			過渡事象要因と残留熱除去系等との 重畳 重畳有：○ 重畳無：×		○	○	○	×	○	×	×	○	○	×	○	○	×	



第 4-3 図 現場 MCC 等電気盤におけるジャンパ／リフト対応による信号入力の場合

(2) 非常用電気室

a. 非常用電気室における火災防護上の設計の考え方

第 4-4 図に示すとおり、非常用電気室は安全系区分ごとに分離配置されており、それぞれ別の火災区域となっている。

このことから、非常用電気室において、単一火災によって複数の区分が同時に機能喪失することはない。



第 4-4 図 非常用電気室における分離状況

b. 非常用電気室の火災による残留熱除去系等への影響

非常用電気室における単一火災において、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と残留熱除去系等の機能喪失の関係について整理した。第 4-3 図に整理結果を示す。

評価の結果、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の起因となる系統の設備が存在する盤を抽出した。

抽出した盤において、原子炉に有意な影響を与える主要な要因に対応する故障を発生させるような機器として、「RCIC タービン制御盤」が抽出され、当該機器の機能喪失により、代表事象の一つである「RCIC の誤起動」が発生することとなる。しかしながら、本事象は原子炉スクラムには至らない事象であるため、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と残留熱除去系等の機能喪失の重畳を考慮する必要はない。

以上より、非常用電気室における単一火災において、単一故障を想定した場合においても残留熱除去系等により、原子炉の低温停止が可能であることを確認した。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第 4-3 表 非常用電気室火災により発生する事象と残留熱除去系等への影響確認結果

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性が ある事象	事象発生の要因となりうる設備	火災区域	残留熱除去系等関連機器	残留熱除去系等の 同時機能喪失 <sup>※1</sup>	備考
	ECCS 等の誤起動	RCIC の誤起動	RCIC タービン制御盤	RV-B2F-2	B-非常用DG室送風機 B1-非常用電気室送風機 B2-非常用電気室送風機 B1-非常用電気室排風機 B2-非常用電気室排風機 2D-D6-C/C 2D2-R/B-C/C 2D3-R/B-C/C 非常用ロードセンタ盤 (2D-L/C) 非常用メタクラ盤 (2D-M/C) B-デアイゼル発電機制御盤	○	本過渡事象は、スクラムし ない事象である。加えて事 象発生の起因となりうる設 備が火災の影響を受けても 誤起動は起こらない。

※ 1 : ○ : 機能喪失無, × : 機能喪失有

### (3) ケーブル処理室

#### a. ケーブル処理室における火災防護上の設計の考え方

第4-5図に示すとおり、ケーブル処理室は安全系区分ごとに分離配置されており、影響軽減対策を実施している。

さらに、ケーブル処理室は、中央制御室及び補助盤室の制御盤フロア下に設け、ケーブルを布設する構造であるが、中央制御室及び補助盤室の制御盤直下は狭隘であり、互いに相違する系列の火災防護対象ケーブルは近接して布設されており、区域による区分分離ができないことから、火災の影響軽減のための対策として、全域ガス自動消火設備及び1時間の耐火能力を有する隔壁（耐火ラッピング）により分離している。

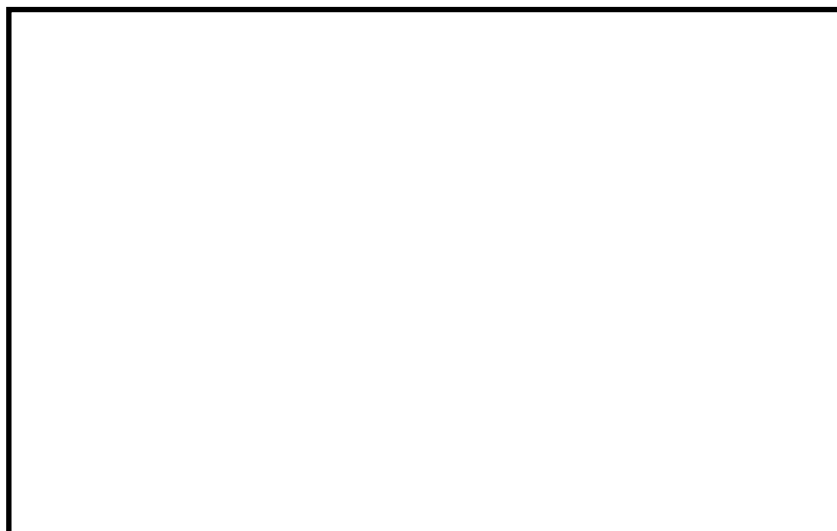
このことから、ケーブル処理室において、単一火災によって複数の区分が同時に機能喪失することはない。

#### b. ケーブル処理室の火災による残留熱除去系等への影響

ケーブル処理室においては、「残留熱除去系等関連機器」、「運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の起因となる機器」及び動力ケーブルは配置されていないため、ケーブル処理室において火災が発生したとしても、これらの機器は健全である。

また、ケーブル処理室における火災発生時においては、中央制御室及び補助盤室の制御盤における火災発生時と同様に「現場 MCC 等電気盤におけるジャンパ／リフト対応」により信号を入力することで対応が可能である。

以上より、ケーブル処理室における単一火災において、単一故障を想定した場合においても残留熱除去系等により、原子炉の低温停止が可能であることを確認した。



第4-5図 ケーブル処理室における分離状況

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(4) 中央制御室外原子炉停止装置（RSS）盤室

a. 中央制御室外原子炉停止装置（RSS）盤室における火災防護上の設計の考え方

(a) 火災の感知設備

発信箇所が特定でき、異なる種類の信号を有する火災感知器を火災区域内に設置し、火災の発生を常時監視する。

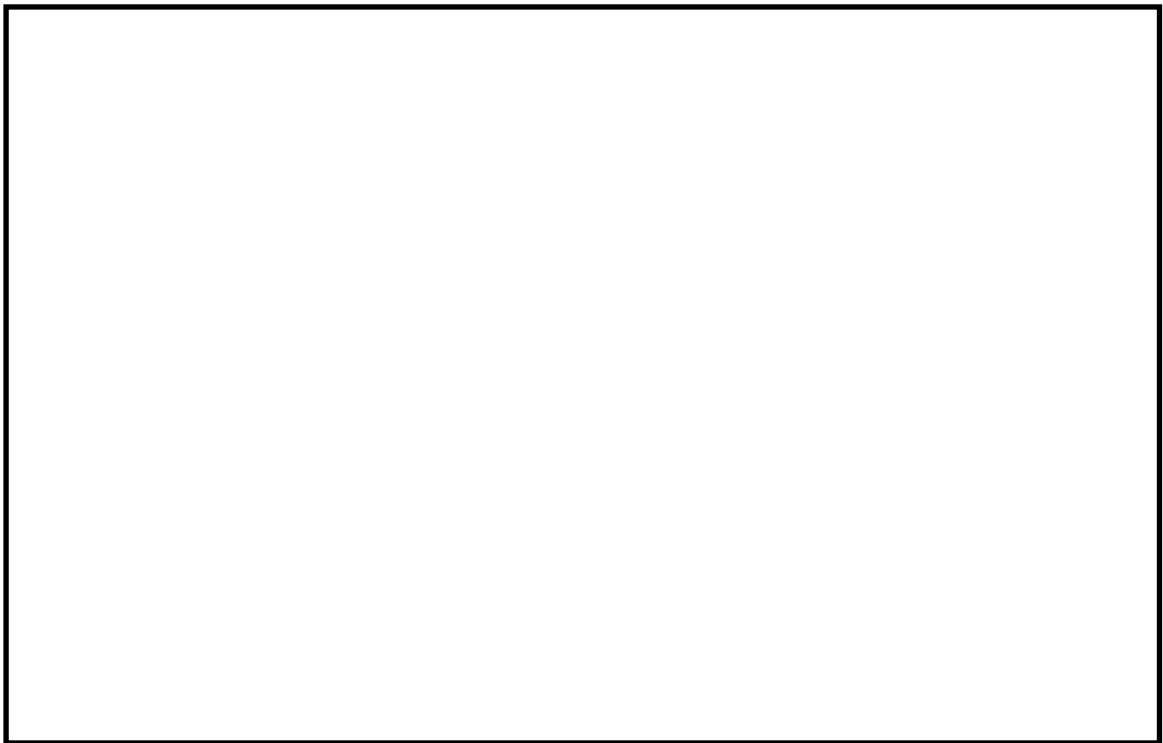
(b) 自動消火設備

当該火災区域の全域を消火範囲としたガス自動消火設備を設置する。

(c) 影響軽減対策

3時間以上の耐火能力を有する耐火壁により、他の火災区域と分離する。

第 4-6 図において、残留熱除去系等の関連制御盤の配置状況を示す。



第 4-6 図 残留熱除去系等関連制御盤の配置状況（RSS 盤室）

b. 中央制御室外原子炉停止装置（RSS）盤室の火災による残留熱除去系等への影響

RSS 盤室における単一火災においては、中央制御室及び補助盤室の制御盤における火災発生時の対応と同様に「現場 MCC 等電気盤におけるジャンパ／リフト対応」により信号を入力することで対応が可能である。

また、RSS 盤は、1 区分のみ設置されており、RSS 盤室における火災発生時に他区分の残留熱除去系等が機能喪失することはない。

したがって、RSS 盤室において火災が発生した場合についても安全停止上の問題は発生しない。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(5) 建物内 (R/B, T/B, Rw/B) 及び海水ポンプエリア

a. 建物内 (R/B, T/B, Rw/B) 及び海水ポンプエリアにおける火災防護上の設計の考え方

建物内 (R/B, T/B, Rw/B) 及び海水ポンプエリアの各区域は、火災源となる系統があり、また、火災影響を受ける隣接区域からの火災による影響の可能性があるため、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に緩和機能である除熱機能が喪失することがないか確認する。

第 4-4 表に残留熱除去系等による原子炉の低温停止の可否を確認する観点から、残留熱除去系等に必要となる主要なフロント系及びサポート系を抽出した。

第 4-7 図において、火災区域の設定状況を示す。

b. 建物内 (R/B, T/B, Rw/B) 及び海水ポンプエリアの火災による残留熱除去系等への影響

第 4-5 表に火災により発生の可能性がある事象を抽出し、事象発生の起因となりうる設備及びその設置場所 (火災区域) を整理し、火災区域における「残留熱除去系等関連機器」の設置有無を確認することで、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に残留熱除去系等の機能喪失が発生することがなく、加えて、残留熱除去系等に単一故障を想定した場合においても、低温停止が可能であることを確認した。

事象発生の起因となりうる設備と「残留熱除去系等関連機器」が同一区域に存在する場合もあるが、個別に発生する事象の詳細確認を行い、スクラムしない事象であること、PCV 内はプラント運転中は、窒素で置換されており、火災は発生しないこと、スクラムしても除熱機能は維持されることから、原子炉の低温停止に対して影響はない。

以上より、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に残留熱除去系等が機能喪失する事象がないことを確認した。この結果より、主要建物における単一火災において、単一故障を想定した場合においても残留熱除去系等により、原子炉の低温停止が可能であることを確認した。

第 4-4 表 残留熱除去系等のフロント系及びサポート系機器 (1 / 4)

	系統	機器	設置場所※	
フロント系	RHR	A-RHR ポンプ 炉水戻り弁	RX-ALL	
		B-RHR ポンプ 炉水戻り弁	RX-ALL	
		A-RHR テスト弁	RX-ALL	
		B-RHR テスト弁	RX-1F-1	
		A-RHR ポンプ ミニマムフロー弁	RX-ALL	
		B-RHR ポンプ ミニマムフロー弁	RX-B2F-1	
		C-RHR ポンプ ミニマムフロー弁	RX-B2F-1	
		A-RHR ポンプ トーラス水入口弁	RX-ALL	
		B-RHR ポンプ トーラス水入口弁	RX-B2F-1	
		C-RHR ポンプ トーラス水入口弁	RX-B2F-1	
		A-RHR 熱交水室入口弁	RX-ALL	
		B-RHR 熱交水室入口弁	RX-1F-1	
		A-RHR 熱交バypass弁	RX-ALL	
		B-RHR 熱交バypass弁	RX-1F-1	
		A-RHR 注水弁	RX-ALL	
		B-RHR 注水弁	RX-1F-4	
		C-RHR 注水弁	RX-1F-4	
		RHR 炉水入口内側隔離弁	PCV	
		RHR 炉水入口外側隔離弁	RX-ALL	
		A-RHR ポンプ 炉水入口弁	RX-ALL	
		B-RHR ポンプ 炉水入口弁	RX-B2F-1	
		A-残留熱除去ポンプ	RX-ALL	
		B-残留熱除去ポンプ	RX-B2F-1	
		C-残留熱除去ポンプ	RX-B2F-1	
		LPCS	LPCS ポンプ 入口弁	RX-ALL
			LPCS 注水弁	RX-ALL
			LPCS ポンプ ミニマムフロー弁	RX-ALL
			低圧炉心スプレイポンプ	RX-ALL

※：別添 1 資料 10 添付 1 に記載の火災区域番号



第 4-4 表 残留熱除去系等のフロント系及びサポート系機器 (2 / 4)

	系統	機器	設置場所※
フロント系	MS	A-主蒸気逃がし安全弁	PCV
		B-主蒸気逃がし安全弁	PCV
		C-主蒸気逃がし安全弁	PCV
		D-主蒸気逃がし安全弁	PCV
		E-主蒸気逃がし安全弁	PCV
		F-主蒸気逃がし安全弁	PCV
		G-主蒸気逃がし安全弁	PCV
		H-主蒸気逃がし安全弁	PCV
		J-主蒸気逃がし安全弁	PCV
		K-主蒸気逃がし安全弁	PCV
		L-主蒸気逃がし安全弁	PCV
		M-主蒸気逃がし安全弁	PCV
サポート系	RCW	A1-DG 冷却水出口弁	RX-B2F-3
		B1-DG 冷却水出口弁	RX-B2F-4
		A2-DG 冷却水出口弁	RX-B2F-3
		B2-DG 冷却水出口弁	RX-B2F-4
		A-RHR 熱交冷却水出口弁	RX-ALL
		B-RHR 熱交冷却水出口弁	RX-1F-1
		A-原子炉補機冷却水ポンプ	RX-B2F-9
		B-原子炉補機冷却水ポンプ	RX-1F-2
		C-原子炉補機冷却水ポンプ	RX-B2F-9
		D-原子炉補機冷却水ポンプ	RX-1F-2
	RSW	A-RSW ポンプ 出口弁	YD-11
		B-RSW ポンプ 出口弁	YD-13
		C-RSW ポンプ 出口弁	YD-11
		D-RSW ポンプ 出口弁	YD-13
		A-RCW 熱交海水出口弁	RX-B2F-9
		B-RCW 熱交海水出口弁	RX-1F-2
		A-原子炉補機海水ポンプ	YD-11
		B-原子炉補機海水ポンプ	YD-13
		C-原子炉補機海水ポンプ	YD-11
		D-原子炉補機海水ポンプ	YD-13

※：別添 1 資料 10 添付 1 に記載の火災区域番号

第 4-4 表 残留熱除去系等のフロント系及びサポート系機器 (3 / 4)

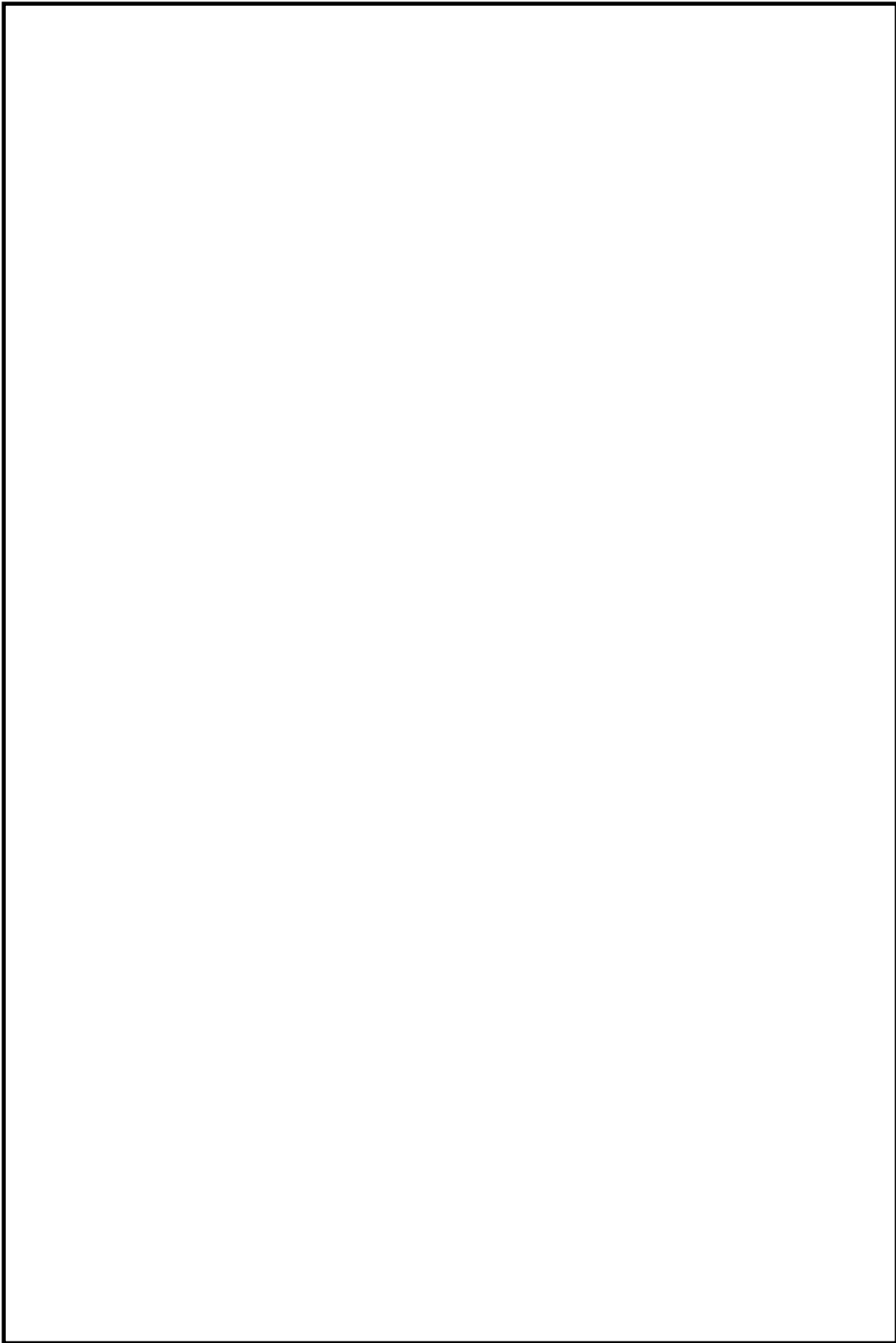
	系統	機器	設置場所※
サポート系	HVR	LPCS ポンプ室冷却機	RX-ALL
		A-RHR ポンプ室冷却機	RX-ALL
		B-RHR ポンプ室冷却機	RX-B2F-1
		C-RHR ポンプ室冷却機	RX-B2F-1
	HVRO	A-RCW ポンプ熱交換器室冷却機	RX-B2F-9
		B-RCW ポンプ熱交換器室冷却機	RX-B2F-9
		A-非常用DG室送風機	RX-2F-2
		B-非常用DG室送風機	RX-B2F-2
		A1-非常用電気室送風機	RX-B1F-6
		A2-非常用電気室送風機	RX-B1F-6
		A1-非常用電気室排風機	RX-B1F-6
		A2-非常用電気室排風機	RX-B1F-6
		B1-非常用電気室送風機	RX-B2F-2
		B2-非常用電気室送風機	RX-B2F-2
		B1-非常用電気室排風機	RX-B2F-2
		B2-非常用電気室排風機	RX-B2F-2
	DEG	A-非常用ディゼール機関	RX-B2F-3
		B-非常用ディゼール機関	RX-B2F-4
	電源系	2C-動力変圧器	RX-B1F-6
		2D-動力変圧器	RX-B2F-2
		A-計装分電盤	RWB-MB1F-3
		B-計装分電盤	RWB-MB1F-2
		A-計装用無停電交流電源装置	RWB-MB1F-3
		B-計装用無停電交流電源装置	RWB-MB1F-2
		A-115V系直流盤	RWB-MB1F-3
		B-115V系直流盤	RWB-MB1F-2
		A-115V系蓄電池	RWB-MB1F-3
		B-115V系蓄電池	RWB-MB1F-2
		A-中央分電盤	RWB-1F-1
		B-中央分電盤	RWB-1F-1
		2A-DG-C/C	RX-B2F-9
		2A-計装-C/C	RWB-MB1F-3
2B-DG-C/C		RX-B2F-2	
2B-計装-C/C		RWB-MB1F-2	

※：別添 1 資料 10 添付 1 に記載の火災区域番号

第 4-4 表 残留熱除去系等のフロント系及びサポート系機器 (4 / 4)

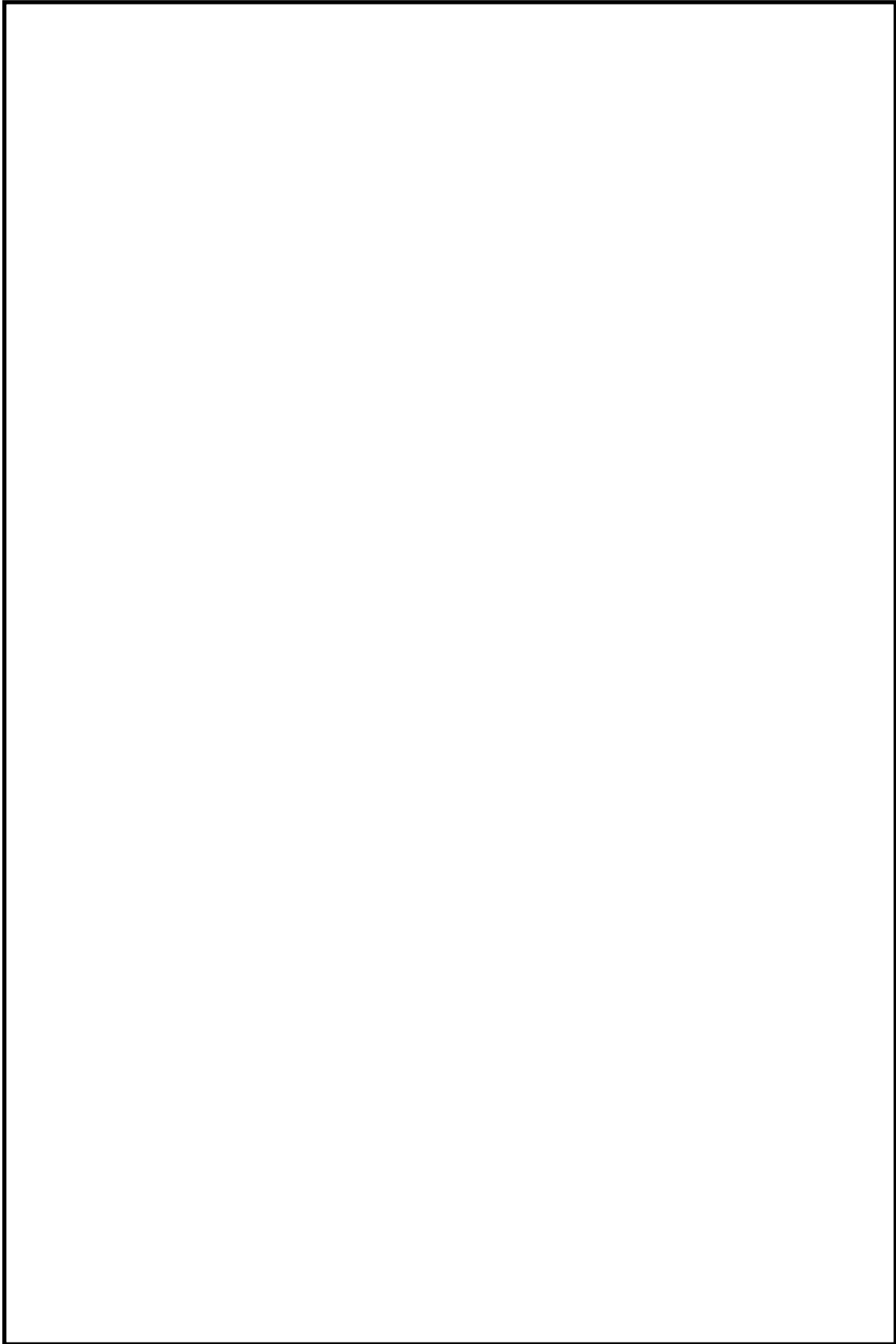
	系統	機器	設置場所※
サポート系	電源系	2C1-R/B-C/C	RX-B1F-6
		2C2-R/B-C/C	RX-M2F-2
		2C3-R/B-C/C	RX-M2F-2
		非常用ロードセンタ盤(2C-L/C)	RX-B1F-6
		非常用メタクラ盤(2C-M/C)	RX-B1F-6
		2D1-R/B-C/C	RX-B1F-5
		2D2-R/B-C/C	RX-B2F-2
		2D3-R/B-C/C	RX-B2F-2
		非常用ロードセンタ盤(2D-L/C)	RX-B2F-2
		非常用メタクラ盤(2D-M/C)	RX-B2F-2
		安全設備制御盤	CB-3F-1
		原子炉補機制御盤	CB-3F-1
		所内電気盤	CB-3F-1
		A-RHR・LPCS 継電器盤	RWB-1F-1
		B・C-RHR 継電器盤	RWB-1F-1
		A-自動減圧継電器盤	RWB-1F-1
		B-自動減圧継電器盤	RWB-1F-1
		A-ディーゼル発電機制御盤	RX-B2F-9
		B-ディーゼル発電機制御盤	RX-B2F-2

※：別添 1 資料 10 添付 1 に記載の火災区域番号



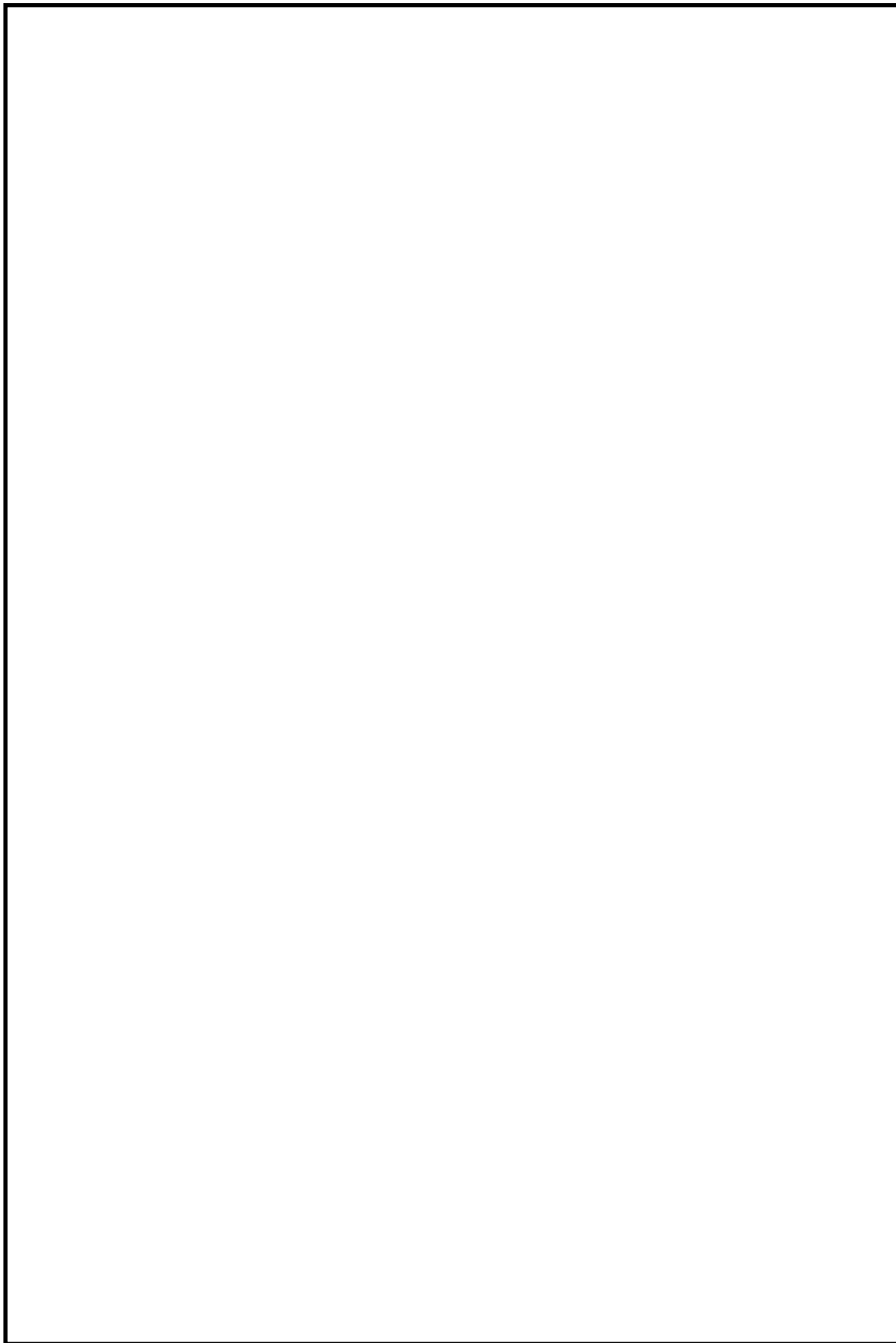
第 4-7 図 火災区域の設定 ( 1 / 8 )

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 4-7 図 火災区域の設定(2 / 8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



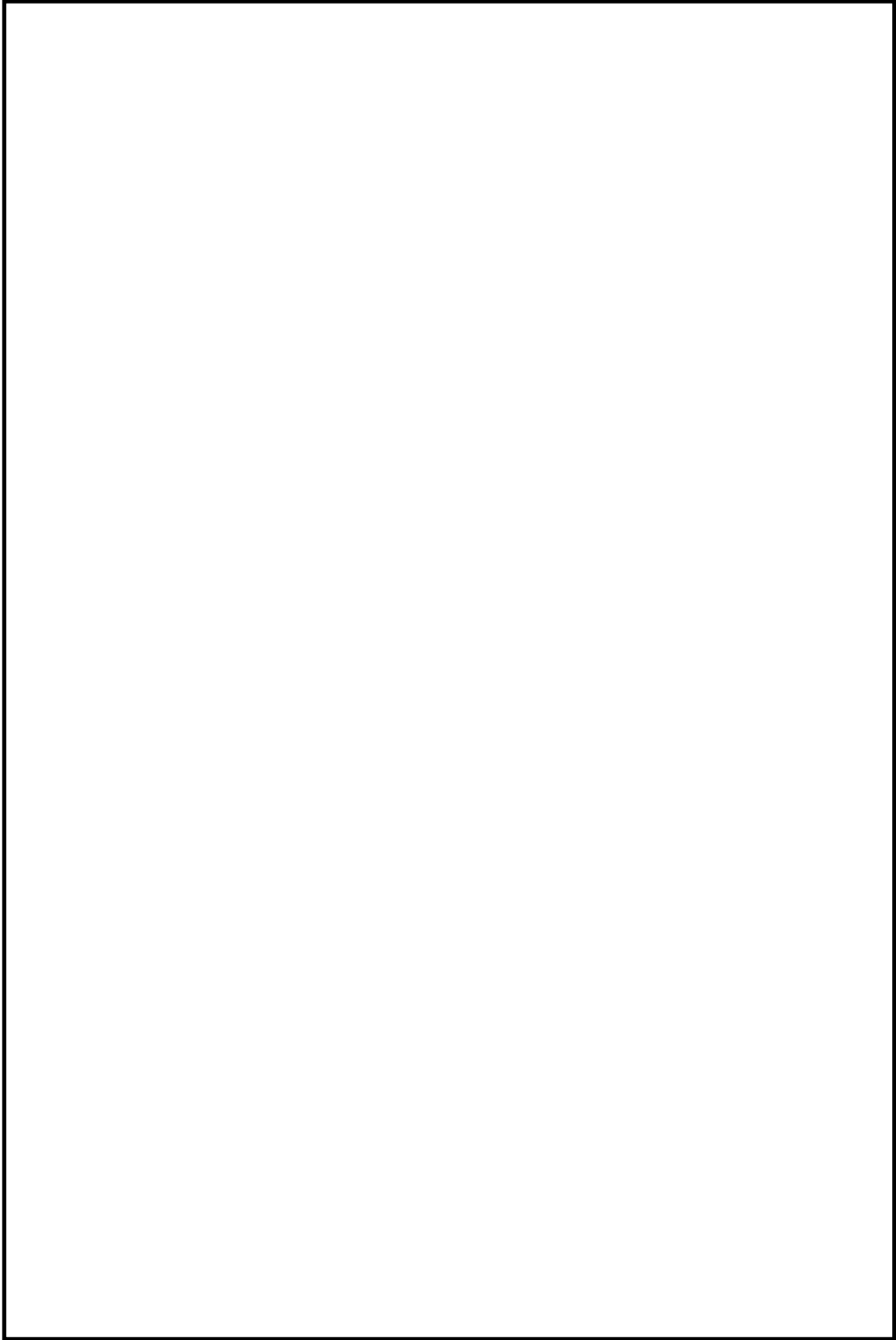
第 4-7 図 火災区域の設定 (3 / 8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 4-7 図 火災区域の設定(4 / 8)

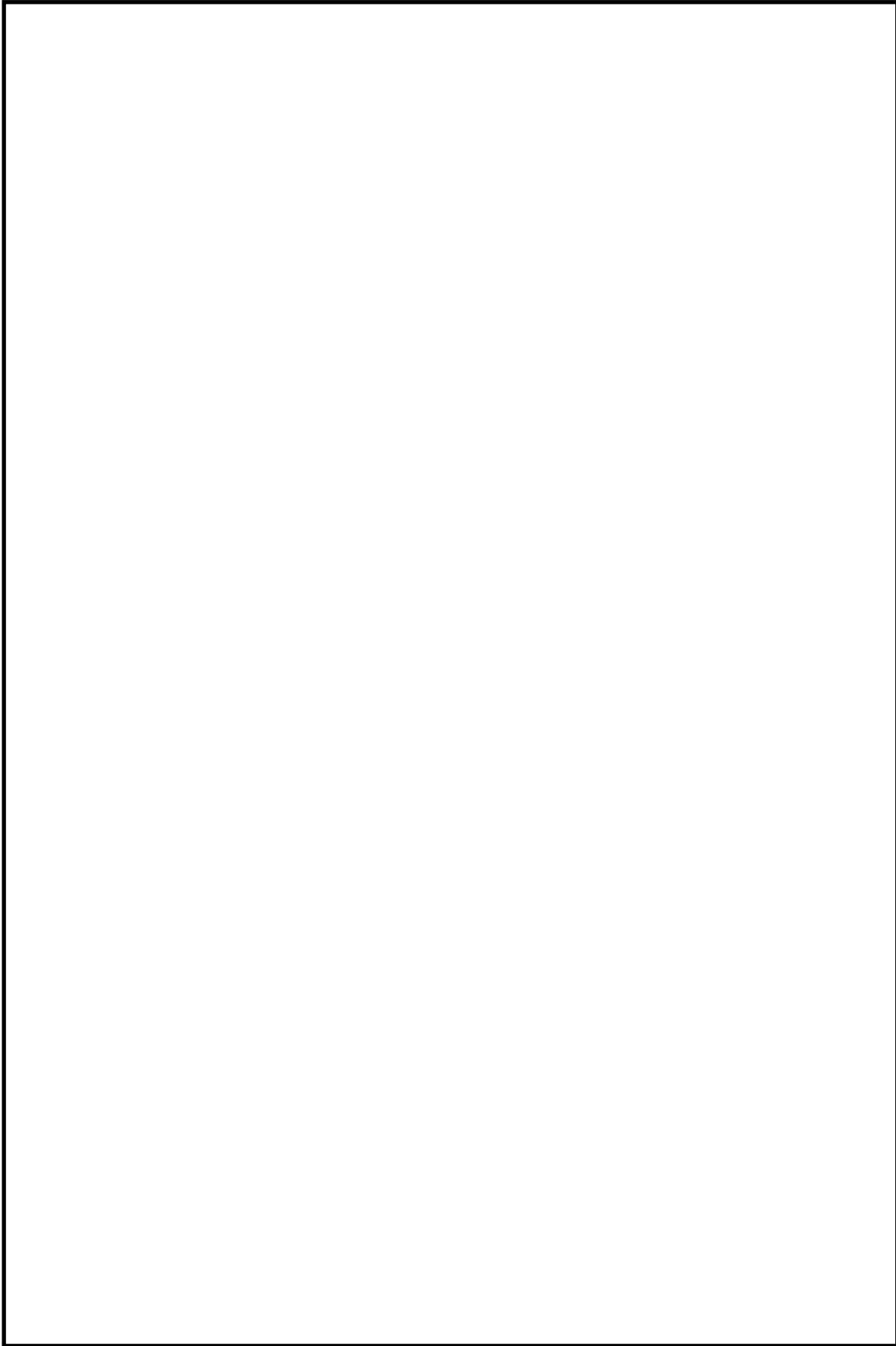
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 4-7 図 火災区域の設定(5 / 8)

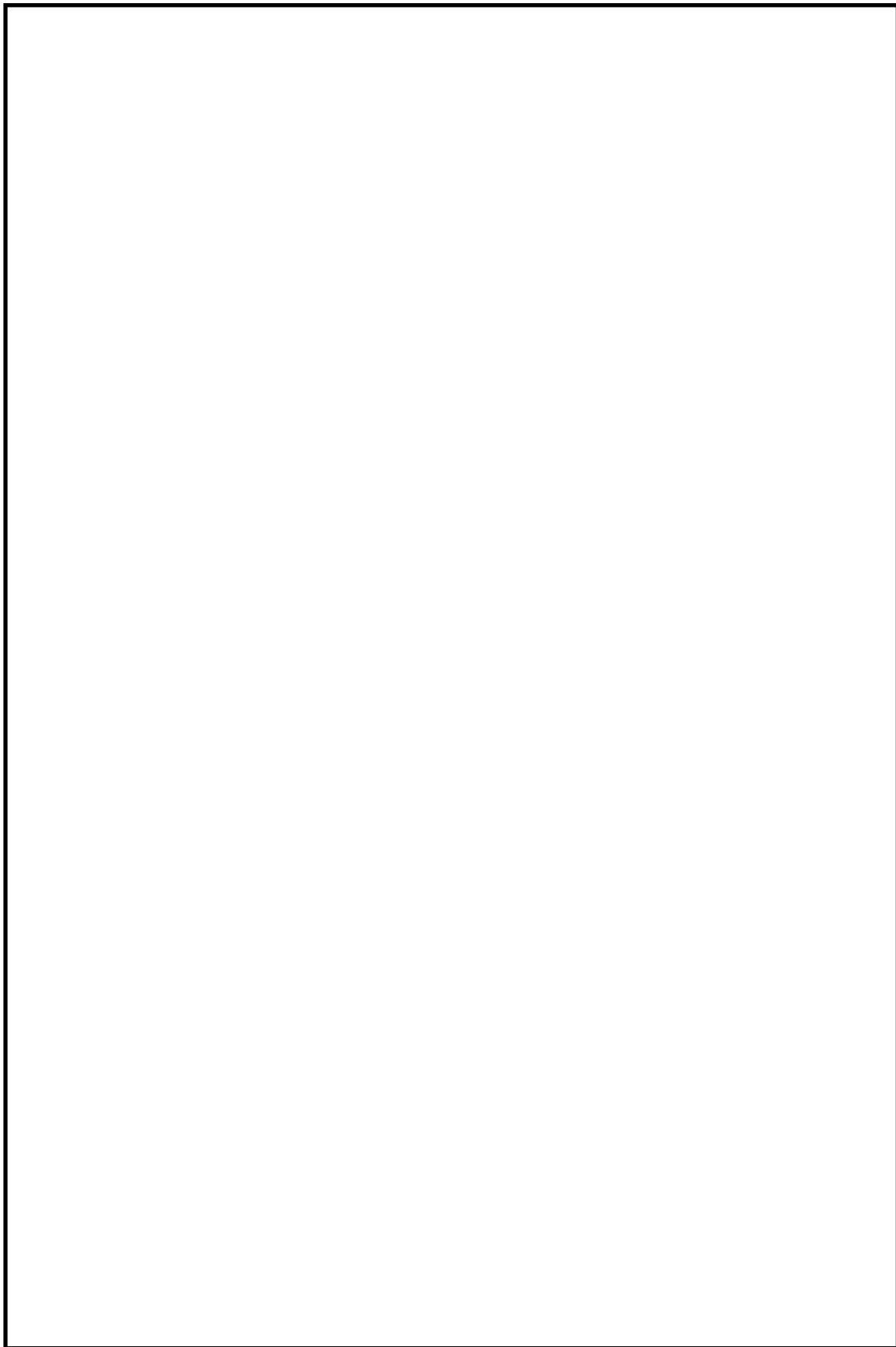
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。





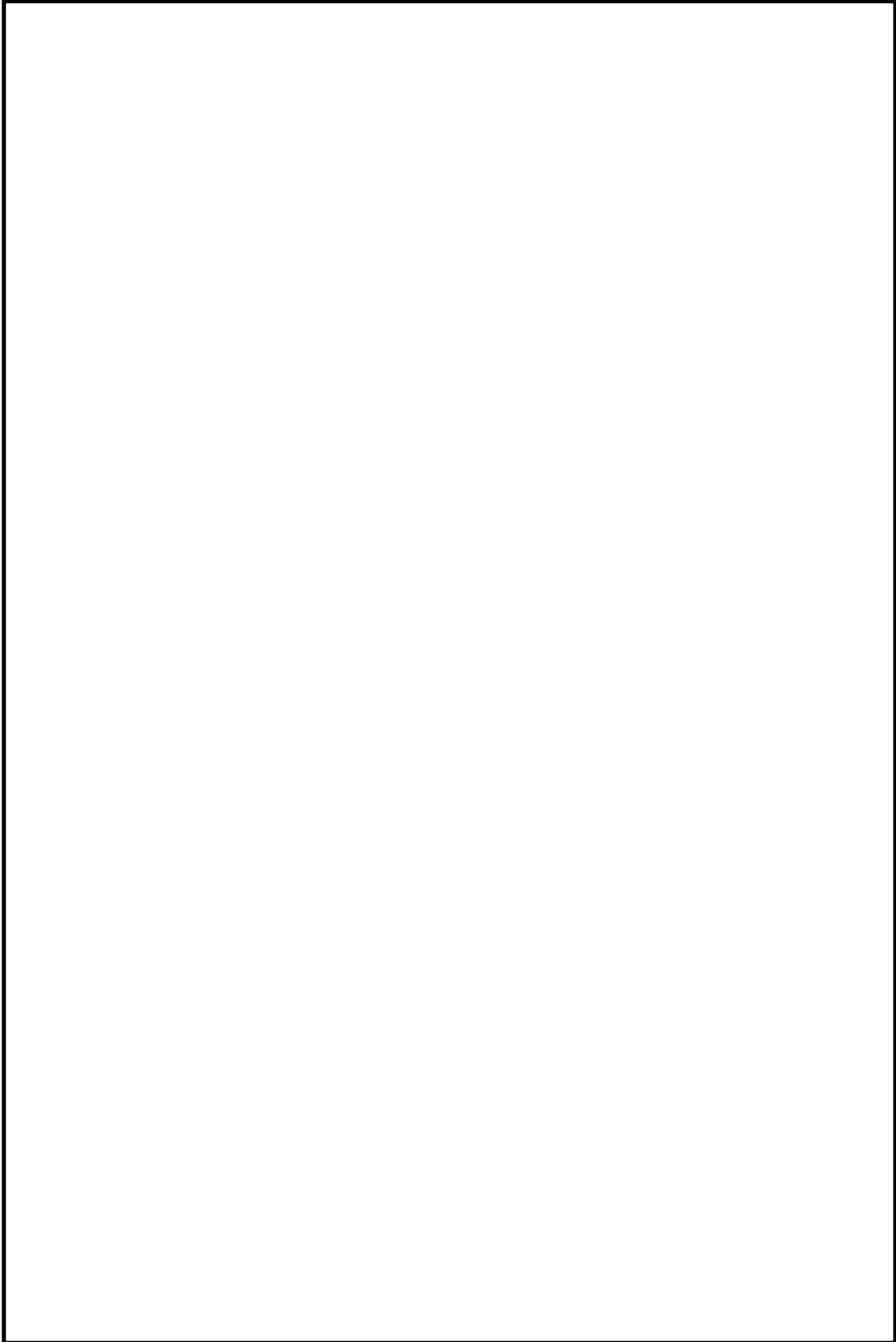
第 4-7 図 火災区域の設定(6 / 8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 4-7 図 火災区域の設定(7 / 8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 4-7 図 火災区域の設定(8 / 8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第 4-5 表 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (1/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因とならうる設備		火災区域	残留熱除去系等関連機器	残留熱除去系等の同時機能喪失 <sup>※1</sup>	備考
			A-再循環ポンプ MG セット	B-再循環ポンプ MG セット				
再循環ポンプ速度の増加	速度制御器増加要求信号誤発生	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	A-原子炉再循環ポンプ	B-再循環ポンプ MG セット	RX-1F-3	RRR 炉水入口内側隔離弁 A-主蒸気逃がし安全弁 B-主蒸気逃がし安全弁 C-主蒸気逃がし安全弁 D-主蒸気逃がし安全弁 E-主蒸気逃がし安全弁 F-主蒸気逃がし安全弁 G-主蒸気逃がし安全弁 H-主蒸気逃がし安全弁 J-主蒸気逃がし安全弁 K-主蒸気逃がし安全弁 L-主蒸気逃がし安全弁 M-主蒸気逃がし安全弁	○	-
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	主制御器増加要求信号誤発生	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	A-原子炉再循環ポンプ	B-再循環ポンプ MG セット	RX-1F-3	RRR 炉水入口内側隔離弁 A-主蒸気逃がし安全弁 B-主蒸気逃がし安全弁 C-主蒸気逃がし安全弁 D-主蒸気逃がし安全弁 E-主蒸気逃がし安全弁 F-主蒸気逃がし安全弁 G-主蒸気逃がし安全弁 H-主蒸気逃がし安全弁 J-主蒸気逃がし安全弁 K-主蒸気逃がし安全弁 L-主蒸気逃がし安全弁 M-主蒸気逃がし安全弁	○	-
給水温度の低下	抽気逆止弁の誤閉止	給水加熱喪失	抽気逆止弁	給水加熱器 給水加熱器ドレナライン (水位調節弁廻り)	TB-ALL	-	○	-
給水流量の増加	予備給復水ポンプの誤起動	給水制御系の故障	電動機駆動原子炉給水ポンプ 給水流量調節弁後弁, 起動用給水流量調節弁後弁	電動機駆動原子炉給水ポンプ入口弁 給水流量調節弁, 起動用給水流量調節弁	TB-ALL	-	○	-

※1：○：機能喪失無， ×：機能喪失有

※2：PCV 内はプラント運転中は、窒素で置換されていることから、火災は発生しない

※3：本過渡事象は、スクラムしない事象である。事象発生の要因とならうる設備のみが火災の影響を受けても誤起動は起こらない

※4：本過渡事象は、スクラムする事象であるが、除熱機能は維持されるため、原子炉の低温停止は可能である

第4-5表 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係（2/11）

原子炉に有意な影響を与える主要な要因（BWR）	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となりうる設備	火災区域	残留熱除去系等関連機器	残留熱除去系等の同時機能喪失 <sup>※1</sup>	備考
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	ECCS等の誤起動	HPCSの誤起動	高圧炉心スプレイポンプ	RX-ALL	A-RHRポンプ炉水戻り弁 B-RHRポンプ炉水戻り弁 A-RHRテスト弁 A-RHRポンプニミダコ弁 A-RHRポンプトラップ水入口弁 A-RHR熱交換水室入口弁 A-RHR熱交換パイプ弁 A-RHR注水弁 RHR炉水入口外側隔離弁 A-RHRポンプ炉水入口弁 A-残留熱除去ポンプ LPCSポンプ入口弁 LPCS注水弁 LPCSポンプニミダコ弁 低圧炉心スプレイポンプ A-RHR熱交換冷却水出口弁 LPCSポンプ室冷却機 A-RHRポンプ室冷却機	○	※3
			HPCS注水弁				

※1：○：機能喪失無，×：機能喪失有

※2：PCV内はプラント運転中は、室兼で置換されていることから、火災は発生しない

※3：本過渡事象は、スクラムしない事象である。事象発生の要因となりうる設備のみが火災の影響を受けても誤起動は起こらない

※4：本過渡事象は、スクラムする事象であるが、除熱機能は維持されるため、原子炉の低温停止は可能である

第4-5表 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係(3/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となりうる設備	火災区域	残留熱除去系等関連機器	残留熱除去系等の同時機能喪失 <sup>※1</sup>	備考
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	ECCS等の誤起動	RCICの誤起動	原子炉隔離時冷却ポンプ	RX-BZF-1	B-RHRポンプ/ニモタワープ C-RHRポンプ/ニモタワープ B-RHRポンプ/トラス水入口弁 C-RHRポンプ/トラス水入口弁 B-RHRポンプ/炉水入口弁 B-残留熱除去ポンプ C-残留熱除去ポンプ B-RHRポンプ/室冷却機 C-RHRポンプ/室冷却機	○	※3
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用タービン				
			RCICタービン蒸気入口弁				
			RCICタービン蒸気加減弁				
			RCIC注水弁				
	再循環ループの誤起動	RCICの誤起動	RCICタービン制御盤	RX-BZF-2	B-非常用DG室送風機 B1-非常用電気室送風機 B2-非常用電気室送風機 B1-非常用電気室排風機 B2-非常用電気室排風機 2D-動力変圧器 2B-DG-C/C 2D2-R/B-C/C 2D3-R/B-C/C 非常用ロードセンタ盤(2D-L/C) 非常用メタクラ盤(2D-M/C) B-ディゼール発電機制御盤	○	※3
			A-再循環ポンプMGセット				
			B-再循環ポンプMGセット				
			A-原子炉再循環ポンプ				
			B-原子炉再循環ポンプ				
再循環ループの誤起動	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	原子炉再循環ポンプ	PCV	RHR 炉水入口内側隔離弁 A-主蒸気逃がし安全弁 B-主蒸気逃がし安全弁 C-主蒸気逃がし安全弁 D-主蒸気逃がし安全弁 E-主蒸気逃がし安全弁 F-主蒸気逃がし安全弁 G-主蒸気逃がし安全弁 H-主蒸気逃がし安全弁 J-主蒸気逃がし安全弁 K-主蒸気逃がし安全弁 L-主蒸気逃がし安全弁 M-主蒸気逃がし安全弁	○	※2	
		A-原子炉再循環ポンプ入口弁					
		B-原子炉再循環ポンプ入口弁					
		A-原子炉再循環ポンプ出口弁					
		B-原子炉再循環ポンプ出口弁					
弁の閉止	蒸気加減弁閉止 主蒸気止め弁閉止	蒸気加減弁	TB-ALL	-	-	○	-
		圧力制御装置(タービン制御系EHC)					
		主蒸気止め弁					

※1：○：機能喪失無，×：機能喪失有  
 ※2：PCV内はフランツ運転中は、室業で置換されていることから、火災は発生しない  
 ※3：本過渡事象は、スクラムしない事象である。事象発生の要因となりうる設備のみが火災の影響を受けても誤起動は起こらない  
 ※4：本過渡事象は、スクラムする事象であるが、除熱機能は維持されるため、原子炉の低温停止は可能である

第 4-5 表 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係（4/11）

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となりうる設備	火災区域	残留熱除去系等関連機器	残留熱除去系等の同時機能喪失※1	備考
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	弁の閉止	主蒸気隔離弁閉 信号誤発生	主蒸気隔離弁の誤閉止	PCV	RHR 炉水入口内側隔離弁 A-主蒸気逃がし安全弁 B-主蒸気逃がし安全弁 C-主蒸気逃がし安全弁 D-主蒸気逃がし安全弁 E-主蒸気逃がし安全弁 F-主蒸気逃がし安全弁 G-主蒸気逃がし安全弁 H-主蒸気逃がし安全弁 J-主蒸気逃がし安全弁 K-主蒸気逃がし安全弁 L-主蒸気逃がし安全弁 M-主蒸気逃がし安全弁 A-RHR まづ 炉水戻り弁 B-RHR まづ 炉水戻り弁 A-RHR テスト弁 A-RHR まづ ミニバルブ弁 A-RHR まづ トラス水入口弁 A-RHR 熱交水室入口弁 A-RHR 熱交バルブ弁 A-RHR 注水弁 RHR 炉水入口外側隔離弁 A-RHR まづ 炉水入口弁 A-残留熱除去まづ LPCS まづ 入口弁 LPCS 注水弁 LPCS まづ ミニバルブ弁 低圧炉心マズレ/まづ A-RHR 熱交冷却水出口弁 LPCS まづ 室冷却機 A-RHR まづ 室冷却機	○	※2
			主蒸気外側隔離弁	RX-ALL		○	※4

※1：○：機能喪失無，×：機能喪失有

※2：PCV内はプラント運転中は、室塞で置換されていることから、火災は発生しない

※3：本過渡事象は、スクラムしない事象である。事象発生の要因となりうる設備のみが火災の影響を受けても誤起動は起こらない

※4：本過渡事象は、スクラムする事象であるが、除熱機能は維持されるため、原子炉の低温停止は可能である

第 4-5 表 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (5/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となりうる設備	火災区域	残留熱除去系等関連機器	残留熱除去系等の同時機能喪失 <sup>※1</sup>	備考
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	原子炉給水制御系増信号誤発生	給水制御系の故障	タービン駆動原子炉給水ポンプ	TB-ALL	-	○	-
			電動機駆動原子炉給水ポンプ 給水流速調節弁後弁, 起動用給水流速調節弁後弁 電動機駆動原子炉給水ポンプ入口弁 給水流速調節弁, 起動用給水流速調節弁 復水昇圧ポンプ 復水昇圧ポンプ出口弁 復水昇圧ポンプ入口弁 復水ポンプ 復水ポンプ出口弁 復水ポンプ入口弁 抽気逆止弁 給水加熱器 給水加熱器ドレンライン (水位調節弁廻り)				
給水温度の低下	抽気逆止弁の誤閉止 原子炉給水制御系増信号誤発生	給水加熱喪失 給水制御系の故障	タービン駆動原子炉給水ポンプ	TB-ALL	-	○	-
			電動機駆動原子炉給水ポンプ 給水流速調節弁後弁, 起動用給水流速調節弁後弁 電動機駆動原子炉給水ポンプ入口弁 給水流速調節弁, 起動用給水流速調節弁 復水昇圧ポンプ 復水昇圧ポンプ出口弁 復水昇圧ポンプ入口弁 復水ポンプ 復水ポンプ出口弁 復水ポンプ入口弁				
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	予備給復水ポンプの誤起動	給水制御系の故障	主蒸気逃がし安全弁	TB-ALL	-	○	※2
			電動機駆動原子炉給水ポンプ 給水流速調節弁後弁, 起動用給水流速調節弁後弁 電動機駆動原子炉給水ポンプ入口弁 給水流速調節弁, 起動用給水流速調節弁 復水昇圧ポンプ 復水昇圧ポンプ出口弁 復水昇圧ポンプ入口弁 復水ポンプ 復水ポンプ出口弁 復水ポンプ入口弁				
	速がし弁開指令誤発生	逃がし弁開放	蒸気加減弁	PCV	RHR 炉水入口内側隔離弁 A-主蒸気逃がし安全弁 B-主蒸気逃がし安全弁 C-主蒸気逃がし安全弁 D-主蒸気逃がし安全弁 E-主蒸気逃がし安全弁 F-主蒸気逃がし安全弁 G-主蒸気逃がし安全弁 H-主蒸気逃がし安全弁 J-主蒸気逃がし安全弁 K-主蒸気逃がし安全弁 L-主蒸気逃がし安全弁 M-主蒸気逃がし安全弁	○	※2
	蒸気加減弁開信号誤発生	原子炉圧力制御系の故障	蒸気加減弁 圧力制御装置 (タービン制御系 EHC)	TB-ALL	-	○	-

※1：○：機能喪失無，×：機能喪失有

※2：PCV内はプラント運転中は、窒素で置換されていることから、火災は発生しない

※3：本過渡事象は、スクラムしない事象である。事象発生の要因となりうる設備のみが火災の影響を受けても誤起動は起こらない

※4：本過渡事象は、スクラムする事象であるが、除熱機能は維持されるため、原子炉の低温停止は可能である



第 4-5 表 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (6/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となりうる設備		火災区域	残留熱除去系等関連機器	残留熱除去系等の同時機能喪失※1	備考
			蒸気加減弁 タービン・バイパス弁 圧力制御装置 (タービン制御系 EHC)	タービン・バイパス弁 圧力制御装置 (タービン制御系 EHC)				
弁の開放	圧力制御装置最大出力信号誤発生 タービン・バイパス弁の誤開放	原子炉圧力制御系の故障 原子炉圧力制御系の故障	タービン・バイパス弁	タービン・バイパス弁	TB-ALL	—	○	—
					TB-ALL	—	○	—
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	HPCS の誤起動 ECCS 等の誤起動	HPCS の誤起動	高圧炉心スプレイポンプ	HPCS 注水弁	RX-ALL	A-RHR ボンプ 炉水戻り弁 B-RHR ボンプ 炉水戻り弁 A-RHR フォト弁 A-RHR ボンプ ニュアロー弁 A-RHR ボンプ トライカ水入口弁 A-RHR 熱交換水入口弁 A-RHR 熱交換パイパス弁 A-RHR 注水弁 RHR 炉水入口外側隔離弁 A-RHR ボンプ 炉水入口弁 A-残留熱除去ボンプ LPCS ボンプ 入口弁 LPCS 注水弁 LPCS ボンプ ニュアロー弁 低圧炉心スプレイボンプ A-RHR 熱交換水出口弁 LPCS ボンプ 室冷却機 A-RHR ボンプ 室冷却機	○	※ 3
					RX-BZF-1	B-RHR ボンプ ニュアロー弁 C-RHR ボンプ ニュアロー弁 B-RHR ボンプ トライカ水入口弁 C-RHR ボンプ トライカ水入口弁 B-RHR ボンプ 炉水入口弁 C-残留熱除去ボンプ B-残留熱除去ボンプ C-RHR ボンプ 室冷却機 C-RHR ボンプ 室冷却機	○	※ 3

※ 1 : ○ : 機能喪失無, × : 機能喪失有

※ 2 : PCV 内はプラント運転中は、窒素で置換されていることから、火災は発生しない

※ 3 : 本過渡事象は、スクラムしない事象である。事象発生の要因となりうる設備のみが火災の影響を受けても誤起動は起こらない

※ 4 : 本過渡事象は、スクラムする事象であるが、除熱機能は維持されるため、原子炉の低温停止は可能である

第4-5表 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係（7/11）

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の原因となりうる設備		火災区域	残留熱除去系等関連機器	残留熱除去系等の同時機能喪失 <sup>※1</sup>	備考		
			A-再循環ポンプMGセット	B-再循環ポンプMGセット						
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	再循環ループの誤起動	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	A-再循環ポンプMGセット	B-再循環ポンプMGセット	RX-1F-3	RHR 炉水入口内側隔離弁 A-主蒸気逃がし安全弁 B-主蒸気逃がし安全弁 C-主蒸気逃がし安全弁 D-主蒸気逃がし安全弁 E-主蒸気逃がし安全弁 F-主蒸気逃がし安全弁 G-主蒸気逃がし安全弁 H-主蒸気逃がし安全弁 J-主蒸気逃がし安全弁 K-主蒸気逃がし安全弁 L-主蒸気逃がし安全弁 M-主蒸気逃がし安全弁	○	-		
			A-原子炉再循環ポンプ入口弁	B-原子炉再循環ポンプ入口弁						
	再循環ポンプトリップ	再循環ポンプの誤起動	原子炉冷却材流量の喪失	A-再循環ポンプMGセット	B-再循環ポンプMGセット	RX-1F-3	-	○	-	
				A-再循環ポンプMGセット	B-再循環ポンプMGセット					
		再循環ポンプトリップ	再循環ポンプ流量の喪失	A-再循環ポンプMGセット	B-再循環ポンプMGセット	RX-1F-3	RHR 炉水入口内側隔離弁 A-主蒸気逃がし安全弁 B-主蒸気逃がし安全弁 C-主蒸気逃がし安全弁 D-主蒸気逃がし安全弁 E-主蒸気逃がし安全弁 F-主蒸気逃がし安全弁 G-主蒸気逃がし安全弁 H-主蒸気逃がし安全弁 J-主蒸気逃がし安全弁 K-主蒸気逃がし安全弁 L-主蒸気逃がし安全弁 M-主蒸気逃がし安全弁	○	※2	
				A-原子炉再循環ポンプ入口弁	B-原子炉再循環ポンプ入口弁					
		再循環ポンプ速度制御器増加要求信号誤発生	再循環ポンプ流量制御系の誤動作	再循環ポンプ流量の喪失	A-再循環ポンプMGセット	B-再循環ポンプMGセット	RX-1F-3	-	○	-
					A-再循環ポンプMGセット	B-再循環ポンプMGセット				

※1：○：機能喪失無，×：機能喪失有

※2：PCV内はフランツ運転中は、空素で置換されていることから、火災は発生しない

※3：本過渡事象は、スクラムしない事象である。事象発生原因となりうる設備のみが火災の影響を受けても誤起動は起こらない

※4：本過渡事象は、スクラムする事象であるが、除熱機能は維持されるため、原子炉の低温停止は可能である

第 4-5 表 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (8/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となりうる設備	火災区域	残留熱除去系等関連機器	残留熱除去系等の同時機能喪失 <sup>※1</sup>	備考
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	速度制御器増加要求信号誤発生	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	A-原子炉再循環ポンプ	PCV	RHR 炉水入口内側隔離弁 A-主蒸気逃がし安全弁 B-主蒸気逃がし安全弁 C-主蒸気逃がし安全弁 D-主蒸気逃がし安全弁 E-主蒸気逃がし安全弁 F-主蒸気逃がし安全弁 G-主蒸気逃がし安全弁 H-主蒸気逃がし安全弁 J-主蒸気逃がし安全弁 K-主蒸気逃がし安全弁 L-主蒸気逃がし安全弁 M-主蒸気逃がし安全弁	○	※2
			B-原子炉再循環ポンプ				
再循環ポンプ速度の増加	主制御器増加要求信号誤発生	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	A-再循環ポンプ MG セット	RX-1F-3	-	○	-
			B-再循環ポンプ MG セット				
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	蒸気加減弁閉止	負荷の喪失	蒸気加減弁	TB-ALL	-	○	-
			圧力制御装置 (タービン制御系 EHC)				
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	主蒸気止め弁閉止	負荷の喪失 給水流量の全喪失 +タービントリップ	主蒸気止め弁	TB-ALL	-	○	-
			主蒸気内側隔離弁閉止				
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	主蒸気隔離弁閉止信号誤発生	主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気内側隔離弁	PCV	RHR 炉水入口内側隔離弁 A-主蒸気逃がし安全弁 B-主蒸気逃がし安全弁 C-主蒸気逃がし安全弁 D-主蒸気逃がし安全弁 E-主蒸気逃がし安全弁 F-主蒸気逃がし安全弁 G-主蒸気逃がし安全弁 H-主蒸気逃がし安全弁 J-主蒸気逃がし安全弁 K-主蒸気逃がし安全弁 L-主蒸気逃がし安全弁 M-主蒸気逃がし安全弁	○	※2
			主蒸気隔離弁閉止				

※1：○：機能喪失無，×：機能喪失有

※2：PCV内はプラント運転中は、窒素で置換されていることから、火災は発生しない

※3：本過渡事象は、スクラムしない事象である。事象発生の要因となりうる設備のみが火災の影響を受けても誤起動は起こらない

※4：本過渡事象は、スクラムする事象であるが、除熱機能は維持されるため、原子炉の低温停止は可能である

第 4-5 表 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (9/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となりうる設備	火災区域	残留熱除去系等関連機器	残留熱除去系等の同時機能喪失 <sup>※1</sup>	備考
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	弁の閉止	主蒸気隔離弁閉信号誤発生	主蒸気隔離弁の誤閉止		A-RHR ボンプ 炉水戻り弁 B-RHR ボンプ 炉水戻り弁 A-RHR ファスト弁 A-RHR ボンプ ニュートロン入口弁 A-RHR 熱交換水室入口弁 A-RHR 熱交換水室入口弁 A-RHR 注水弁 RHR 炉水入口外側隔離弁 A-RHR ボンプ 炉水入口弁 A-残留熱除去ボンプ LPCS ボンプ 入口弁 LPCS 注水弁 LPCS ボンプ ニュートロン 低圧炉心シフト A-RHR 熱交換水出口弁 LPCS ボンプ 室冷却機 A-RHR ボンプ 室冷却機		※ 4
		原子炉給水制御系増信号誤発生	給水制御系の故障	タービン駆動原子炉給水ボンプ 電動機駆動原子炉給水ボンプ 給水流量調節弁後弁, 起動用給水流量調節弁後弁 電動機駆動原子炉給水ボンプ入口弁 給水流量調節弁, 起動用給水流量調節弁 復水昇圧ボンプ 復水昇圧ボンプ出口弁 復水昇圧ボンプ入口弁 復水ボンプ 復水ボンプ出口弁	TB-ALL		-
	自由空間体積の減少	予備給復水ボンプの誤起動	給水制御系の故障				-

※ 1 : ○ : 機能喪失無, × : 機能喪失有  
 ※ 2 : PCV 内はプラント運転中は、窒素で置換されていることから、火災は発生しない  
 ※ 3 : 本過渡事象は、スクラムしない事象である。事象発生の要因となりうる設備のみが火災の影響を受けても誤起動は起こらない  
 ※ 4 : 本過渡事象は、スクラムする事象であるが、除熱機能は維持されるため、原子炉の低温停止は可能である

第4-5表 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (10/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因とならうる設備	火災区域	残留熱除去系等関連機器	残留熱除去系等の同時機能喪失 <sup>※1</sup>	備考	
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	弁の開放	速がし弁開放誤発生	速がし弁開放	主蒸気逃がし安全弁	PCV	RHR 炉水入口内側隔離弁 A-主蒸気逃がし安全弁 B-主蒸気逃がし安全弁 C-主蒸気逃がし安全弁 D-主蒸気逃がし安全弁 E-主蒸気逃がし安全弁 F-主蒸気逃がし安全弁 G-主蒸気逃がし安全弁 H-主蒸気逃がし安全弁 J-主蒸気逃がし安全弁 K-主蒸気逃がし安全弁 L-主蒸気逃がし安全弁 M-主蒸気逃がし安全弁	○	※2
		蒸気加減弁開信号誤発生	原子炉圧力制御系の故障	蒸気加減弁 圧力制御装置 (タービン制御系 EHC)	TB-ALL	-	○	-
		圧力制御装置最大出力信号誤発生	原子炉圧力制御系の故障	タービン・バイパス弁 圧力制御装置 (タービン制御系 EHC)	TB-ALL	-	○	-
		タービン・バイパス弁の誤開放	原子炉圧力制御系の故障	タービン・バイパス弁 圧力制御装置 (タービン制御系 EHC)	TB-ALL	-	○	-
		原子炉給水ポンプのトリップ	給水流量の全喪失	タービン駆動原子炉給水ポンプ タービン駆動原子炉給水ポンプ入口弁 タービン駆動原子炉給水ポンプ出口弁	TB-ALL	-	○	-
		L8信号誤発生	給水流量の全喪失 + タービントリップ	タービン駆動原子炉給水ポンプ	TB-ALL	-	○	-
		原子炉給水制御系統信号誤発生	給水制御系の故障 (流量減少)	タービン駆動原子炉給水ポンプ 復水昇圧ポンプ 復水昇圧ポンプ出口弁 復水昇圧ポンプ入口弁 復水ポンプ 復水ポンプ出口弁 復水ポンプ入口弁	TB-ALL	-	○	-
		復水ポンプのトリップ (駆動電源喪失)	給水流量の全喪失	復水ポンプ	TB-ALL	-	○	-
		原子炉給水制御系統信号誤発生	給水制御系の故障	タービン駆動原子炉給水ポンプ	TB-ALL	-	○	-
		給水流量の増加	予備給復水ポンプの誤起動	電動機駆動原子炉給水ポンプ 給水流量調節弁後弁, 起動用給水流量調節弁後弁 電動機駆動原子炉給水ポンプ入口弁 給水流量調節弁, 起動用給水流量調節弁 復水昇圧ポンプ 復水昇圧ポンプ出口弁 復水昇圧ポンプ入口弁 復水ポンプ 復水ポンプ出口弁 復水ポンプ入口弁	TB-ALL	-	○	-

※1：○：機能喪失無，×：機能喪失有

※2：PCV内はグラウンド運転中は、窒素で置換されていることから、火災は発生しない

※3：本過渡事象は、スクラムしない事象である。事象発生の要因とならうる設備のみが火災の影響を受けても誤起動は起こらない

※4：本過渡事象は、スクラムする事象であるが、除熱機能は維持されるため、原子炉の低温停止は可能である

第 4-5 表 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (11/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となりうる設備	火災区域	残留熱除去系等関連機器	残留熱除去系等の同時機能喪失※1	備考
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	HPCS の誤起動	HPCS の誤起動	高圧炉心スプレイポンプ	RX-ALL	A-RHR ボンプ 炉水戻り弁 B-RHR ボンプ 炉水戻り弁 A-RHR フォト弁 A-RHR ボンプ ニュウロン弁 A-RHR ボンプ トリガ水入口弁 A-RHR 熱交換水室入口弁 A-RHR 熱交換ハガズ弁 A-RHR 注水弁 RHR 炉水入口外側隔離弁 A-RHR ボンプ 炉水入口弁 A-残留熱除去ボンプ LPCS ボンプ 入口弁 LPCS 注水弁 LPCS ボンプ ニュウロン弁 低圧炉心スプレイ A-RHR 熱交換水出口弁 LPCS ボンプ 室冷却機 A-RHR ボンプ 室冷却機	○	※ 3
			HPCS 注水弁				
	RCIC の誤起動	RCIC の誤起動	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用タービン RCIC タービン蒸気入口弁 RCIC タービン蒸気加減弁 RCIC 注水弁	RX-BZF-1	B-RHR ボンプ ニュウロン弁 C-RHR ボンプ トリガ水入口弁 B-RHR ボンプ トリガ水入口弁 C-RHR ボンプ トリガ水入口弁 B-RHR ボンプ 炉水入口弁 C-残留熱除去ボンプ B-残留熱除去ボンプ C-RHR ボンプ 室冷却機	○	※ 3

※ 1：○：機能喪失無，×：機能喪失有

※ 2：PCV 内はプラント運転中は、窒素で置換されていることから、火災は発生しない

※ 3：本過渡事象は、スクラムしない事象である。事象発生の要因となりうる設備のみが火災の影響を受けても誤起動は起こらない

※ 4：本過渡事象は、スクラムする事象であるが、除熱機能は維持されるため、原子炉の低温停止は可能である

#### 4.2. 内部火災発生時に期待できる緩和設備

R/B 又は T/B における内部火災において、動作を期待できる緩和機能を第 4-6 表に示す。

第 4-6 表 内部火災発生時に期待できる緩和系

緩和機能	火災発生建物	
	R/B	T/B
原子炉停止機能	原子炉保護系 (中性子束高等のスクラム機能は多重化され、機能維持できる設計としている。また、T/B 側 RPS は機能喪失しない)	原子炉保護系 (R/B 側 RPS)
炉心冷却機能	RCIC 及び ECCS (3 区分に多重化されており、1 区分火災で機能喪失しても 2 区分は機能維持される) RHR 等 (2 区分に多重化されており、1 区分火災で機能喪失しても 1 区分は機能維持される)	RCIC 及び ECCS (3 区分とも機能維持) RHR 等 (2 区分とも機能維持)
その他機能	主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁
	逃がし安全弁(安全弁機能)	逃がし安全弁(安全弁機能)
	—	逃がし安全弁(逃がし弁機能)
	タービン・バイパス弁	—

#### 5. 解析における機能喪失の仮定

##### 5.1. 内部火災影響による機能喪失の仮定

4.2 項で示した動作を期待できる緩和機能を前提に、火災影響により解析において機能喪失を仮定する緩和系を第 5-1 表に示す。MS-3 機能については、内部火災が発生する建物毎に機能喪失を仮定する。タービン系の原子炉保護系(RPS)(主蒸気止め弁閉スクラム・蒸気加減弁急速閉スクラム)については、T/B における内部火災に対して機能喪失すると仮定する。

第 5-1 表 機能喪失を仮定する緩和機能

緩和機能	火災発生建物	
	R/B	T/B
再循環ポンプトリップ	喪失を仮定	喪失を仮定
逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	喪失を仮定	—
タービン・バイパス弁	—	喪失を仮定
タービン系 RPS	—	喪失を仮定

5.2. 単一故障の仮定【ステップ 7】

解析を行うに際し、安全評価審査指針に従い、想定した事象に加え、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を厳しくする機器の単一故障を仮定する。具体的な単一故障の想定と解析への影響を第 5-2 表に示す。また、R/B 及び T/B での代表事象発生時に期待する緩和系は第 4-6 表のとおりである。

第 5-2 表 単一故障の仮定と解析への影響

単一故障を 仮定する機能	解析への影響
原子炉停止機能	・原子炉保護系に単一故障を仮定しても、多重化されているため影響はない。
炉心冷却機能	[RCIC 及び ECCS] ・内部火災により 1 区分、単一故障により更に 1 区分喪失しても、残りの区分により炉心冷却が可能。 [RHR 等] ・単一故障により 1 区分喪失しても、残りの区分により除熱が可能（火災により過渡事象の発生と RHR 等の機能喪失は同時に発生しない）。
放射能閉じ込め機能	・評価事象において燃料は破損しない。



## 6. 解析の実施【ステップ 8】

### 6.1. 使用する解析コード

解析にあたっては、第 6-1 表に示すとおり、設置許可申請解析において使用しているプラント動特性解析コード（REDY）及び単チャンネル熱水力解析コード（SCAT）を使用している。

第 6-1 表 解析コード

解析項目	コード名
プラント動特性挙動 ・中性子束 ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力（原子炉圧力）	REDY
単チャンネル熱水力挙動 ・燃料被覆管温度	SCAT

### 6.2. 主要な解析条件

プラントの初期状態等の解析条件については、設計基準事象である過渡事象における前提条件を踏襲する。主な解析条件を第 6-2 表に示す。

第 6-2 表 主な解析条件

項目	解析条件
原子炉出力	2,540 MW
炉心入口流量	$30.3 \times 10^3$ t/h
原子炉圧力	7.03 MPa[gage]
原子炉水位	通常水位
外部電源	あり

### 6.3. 判断基準

内部火災を起因として発生する代表事象に対して、単一故障を想定しても、影響緩和系により事象が収束することを確認する。

### 6.4. 解析結果

解析を実施する事象について、解析結果を第 6-3 表～第 6-5 表，第 6-1 図～第 6-4 図，第 6-6 図～第 6-9 図及び第 6-11 図～第 6-14 図に，事象の推移を第 6-5 図，第 6-10 図及び第 6-15 図に示す。

#### (1) R/B での内部火災に起因する事象

R/B での内部火災に起因する事象の解析結果について以下に示す。

(a) 主蒸気隔離弁の誤閉止

i 原子炉停止状態

主蒸気隔離弁の閉止により、主蒸気が遮断されると、原子炉圧力は上昇するが、主蒸気隔離弁が全開位置から 10%閉止すると、主蒸気隔離弁閉信号により原子炉はスクラムする。

ii 炉心冷却状態

主蒸気隔離弁の閉止により、給水ポンプ速度が低下するため、原子炉水位は徐々に低下するが、原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また、主蒸気隔離弁閉止とともに原子炉圧力は上昇するが、逃がし安全弁（安全弁機能）の作動により、原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。

iii 安全停止状態

原子炉スクラム及び炉心冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

(b) 給水制御系の故障

i 原子炉停止状態

給水流量の増加による炉心入口サブクーリングの増加によってボイドが減少し、原子炉出力が上昇する。原子炉水位が上昇し、原子炉水位高（レベル 8）に達するとタービントリップし、主蒸気止め弁閉信号が発生する。主蒸気止め弁の閉止により、原子炉はスクラムする。

ii 炉心冷却状態

原子炉水位高（レベル 8）到達により、給水ポンプがトリップするため、原子炉水位は徐々に低下するが、原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また、タービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに原子炉圧力は上昇するが、タービン・バイパス弁の作動により、原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。

iii 安全停止状態

原子炉スクラム及び炉心冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

(2) T/B での内部火災に起因する事象

T/B での内部火災に起因する事象の解析結果について以下に示す。

(a) 給水制御系の故障+給水加熱喪失

i 原子炉停止状態

給水流量の増加と給水加熱喪失による炉心入口サブクーリングの増加によってボイドが減少し、原子炉出力が上昇する。また、給水流量の増加により原子炉水位が上昇し、原子炉水位高（レベル 8）に達するとタービントリップし、主蒸気止め弁閉信号が発生するが、タービン系 RPS の機能喪失を仮定するため、この時点ではスクラムしない。主蒸気止め弁の閉止により原子炉圧力が上昇し、炉心内のボイドの減少により原子炉出力が上昇するため、中性子束高信号が発生し、原子炉はスクラムする。

ii 炉心冷却状態

原子炉水位高（レベル8）到達により，給水ポンプがトリップするため，原子炉水位は徐々に低下するが，原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また，タービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに原子炉圧力は上昇するが，逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により，原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。

iii 安全停止状態

原子炉スクラム及び炉心冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

以上より，内部火災を起因として発生する可能性のある過渡的な事象に対して，単一故障を想定しても，影響緩和系により事象が収束し，原子炉を安全停止できることを確認した。

第 6-3 表 解析結果まとめ表 (R/B 主蒸気隔離弁の誤閉止)

重畳事象	項目	解析結果 ( ) 内は判断目安
主蒸気隔離弁の誤閉止	中性子束 (%)	初期値を超えない (-)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ 圧力 (MPa[gage])	8.52 (10.34 以下)
	燃料被覆管温度 (°C)	沸騰遷移に至らない (1200 以下)

発生事象	時刻[秒]
主蒸気隔離弁閉発生	0
原子炉スクラム (主蒸気隔離弁閉)	0.3
安全弁開開始	4.1

第 6-4 表 解析結果まとめ表 (R/B 給水制御系の故障)

重畳事象	項目	解析結果 ( ) 内は判断目安
給水制御系の故障	中性子束 (%)	117 (-)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ 圧力 (MPa[gage])	7.47 (10.34 以下)
	燃料被覆管温度 (°C)	沸騰遷移に至らない (1200 以下)

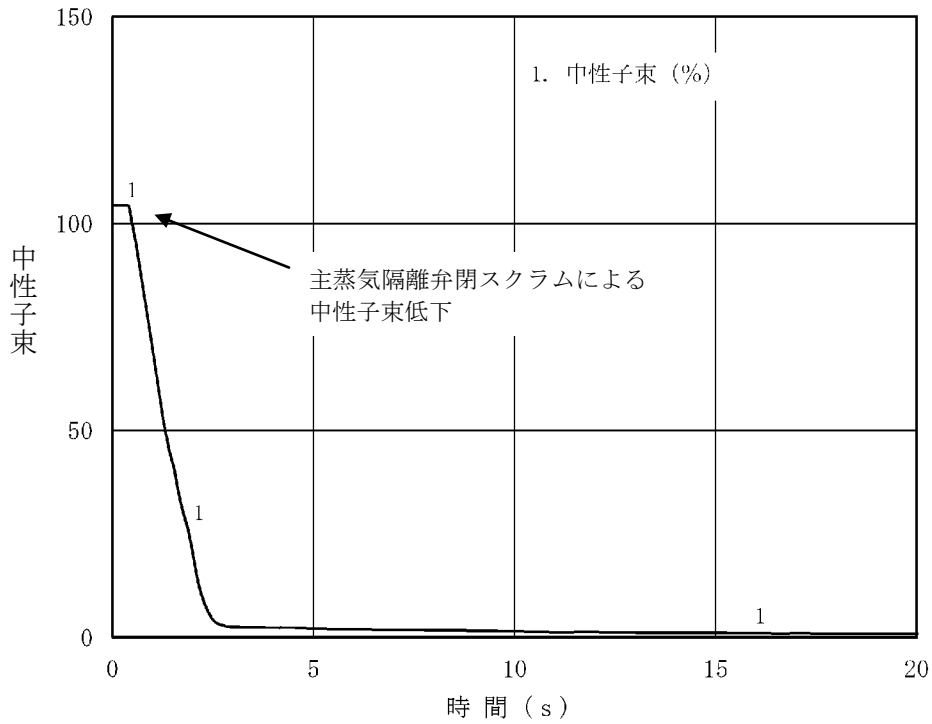
発生事象	時刻[秒]
給水制御系故障発生	0
原子炉スクラム (主蒸気止め弁閉)	9.2
安全弁開開始	—※

※：フルバイパスプラントのため、安全弁が作動しない

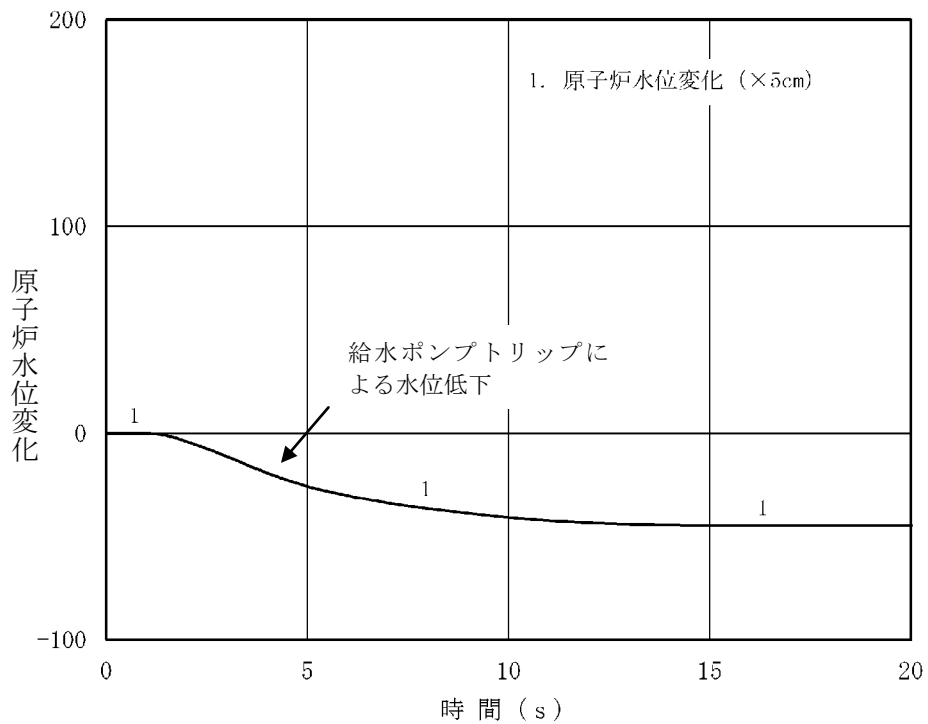
第 6-5 表 解析結果まとめ表 (T/B 給水制御系の故障+給水加熱喪失)

重畳事象	項目	解析結果 ( ) 内は判断目安
給水制御系の故障+ 給水加熱喪失	中性子束 (%)	660 (-)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ 圧力 (MPa[gage])	8.68 (10.34 以下)
	燃料被覆管温度 (°C)	約 710 (1200 以下)

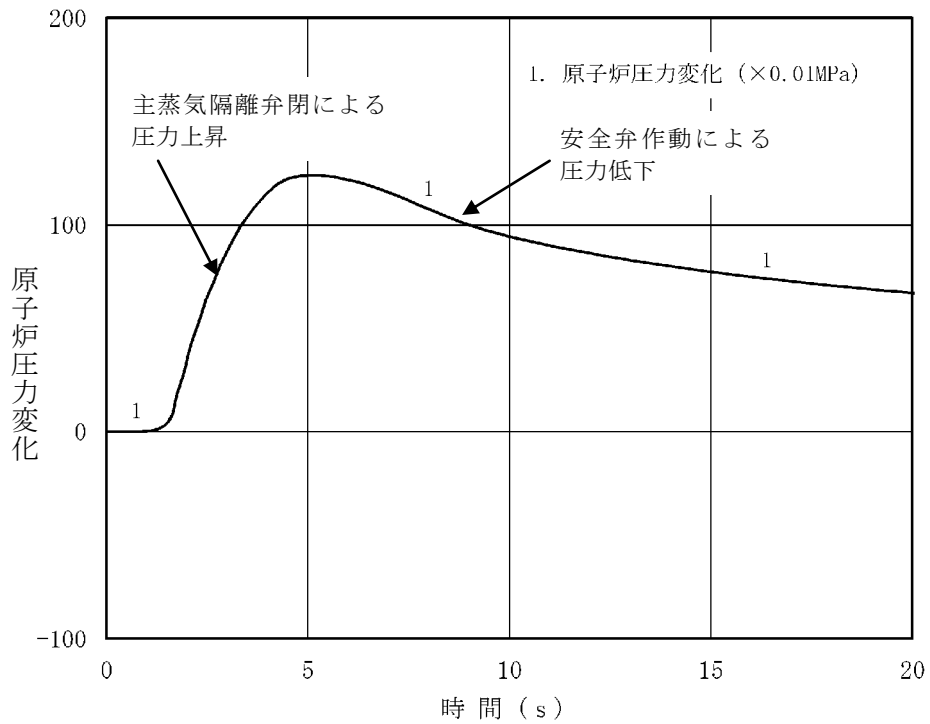
発生事象	時刻[秒]
給水加熱喪失発生	0
給水制御系故障発生	0
原子炉水位レベル 8 (給水ポンプトリップ)	9.2
原子炉スクラム (中性子束高)	9.5
逃がし弁開開始	10.3



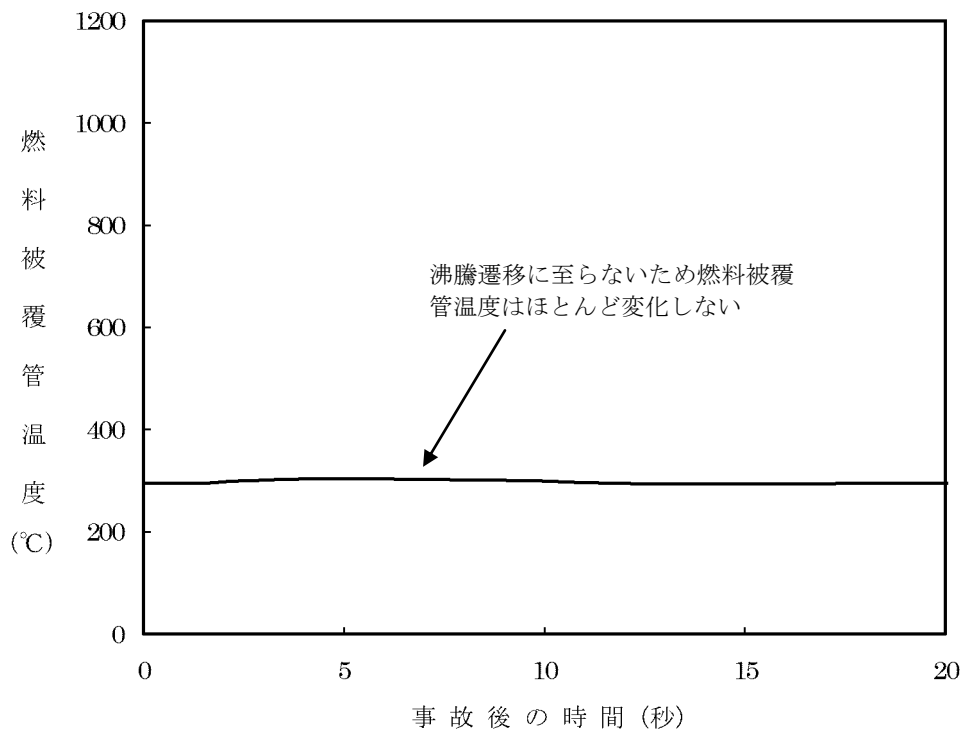
第 6-1 図 R/B における内部火災による事象変化 (中性子束)  
(主蒸気隔離弁の誤閉止)



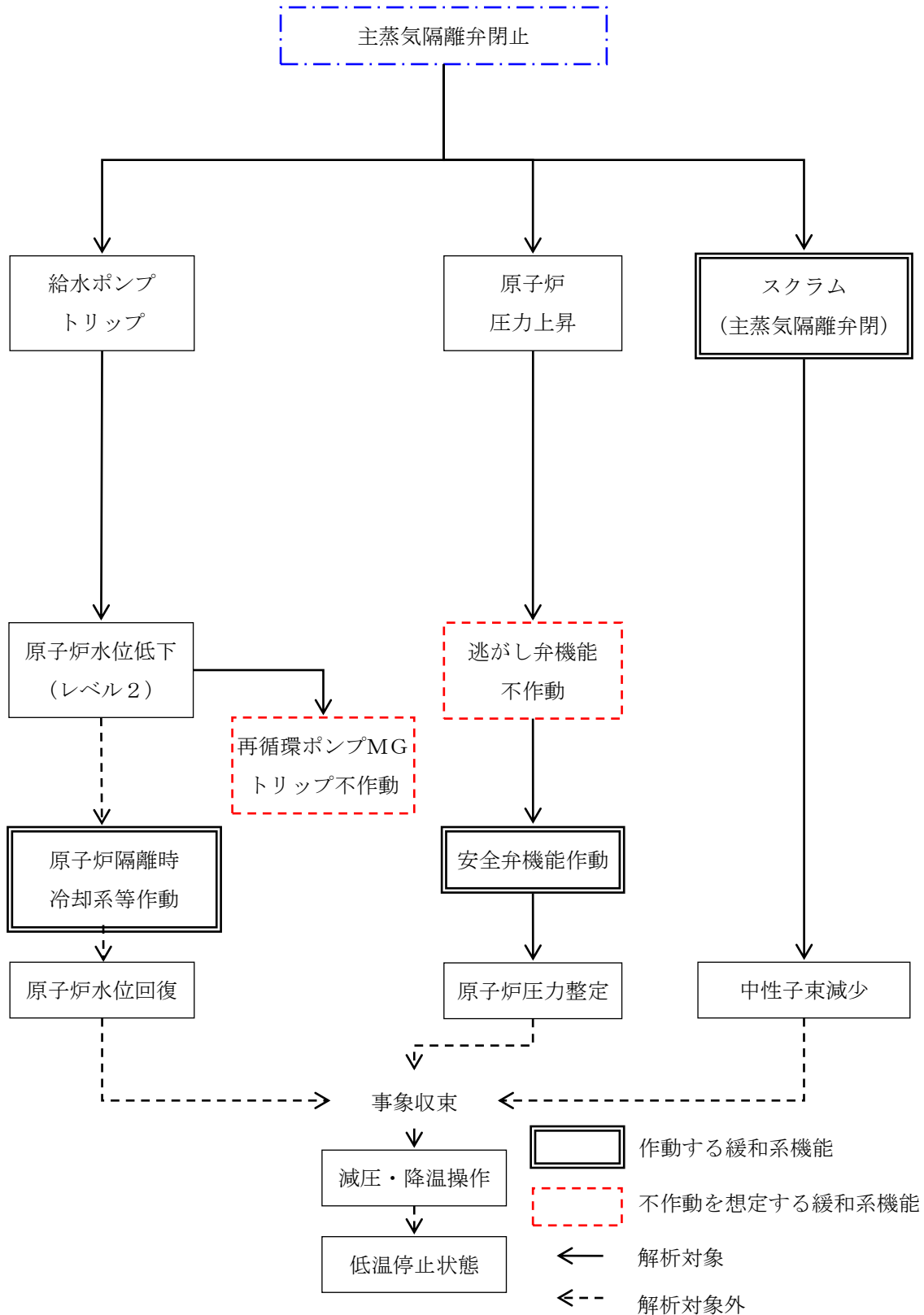
第 6-2 図 R/B における内部火災による事象変化 (原子炉水位)  
(主蒸気隔離弁の誤閉止)



第 6-3 図 R/B における内部火災による事象変化 (原子炉圧力)  
(主蒸気隔離弁の誤閉止)

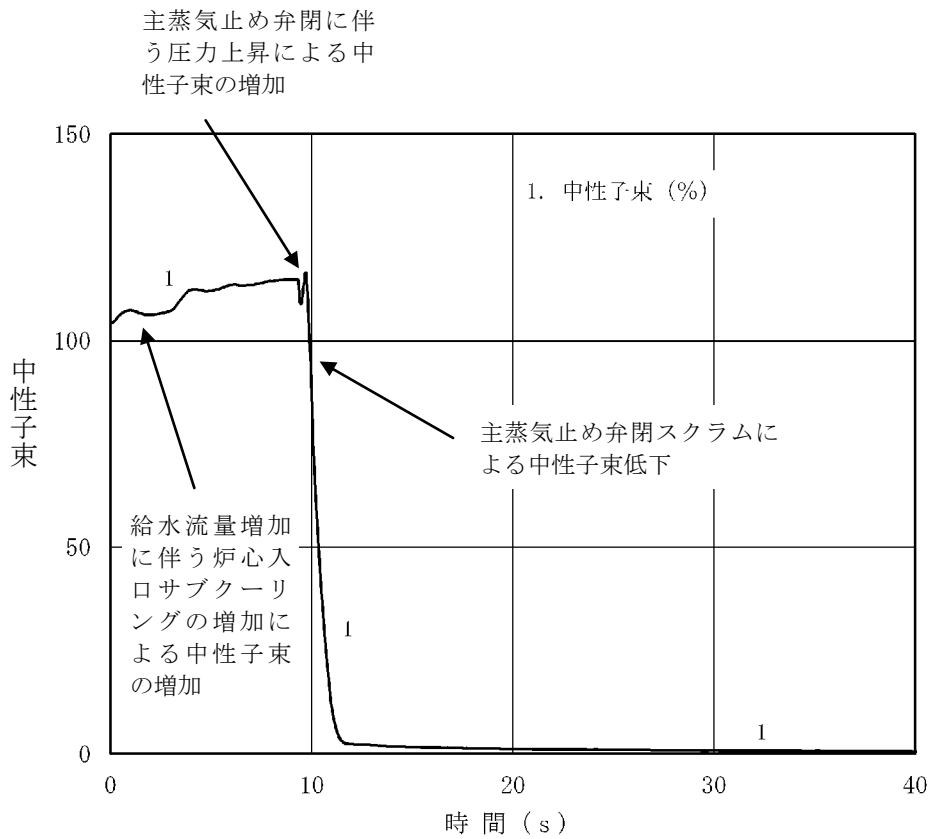


第 6-4 図 R/B における内部火災による事象変化 (燃料被覆管温度)  
(主蒸気隔離弁の誤閉止)

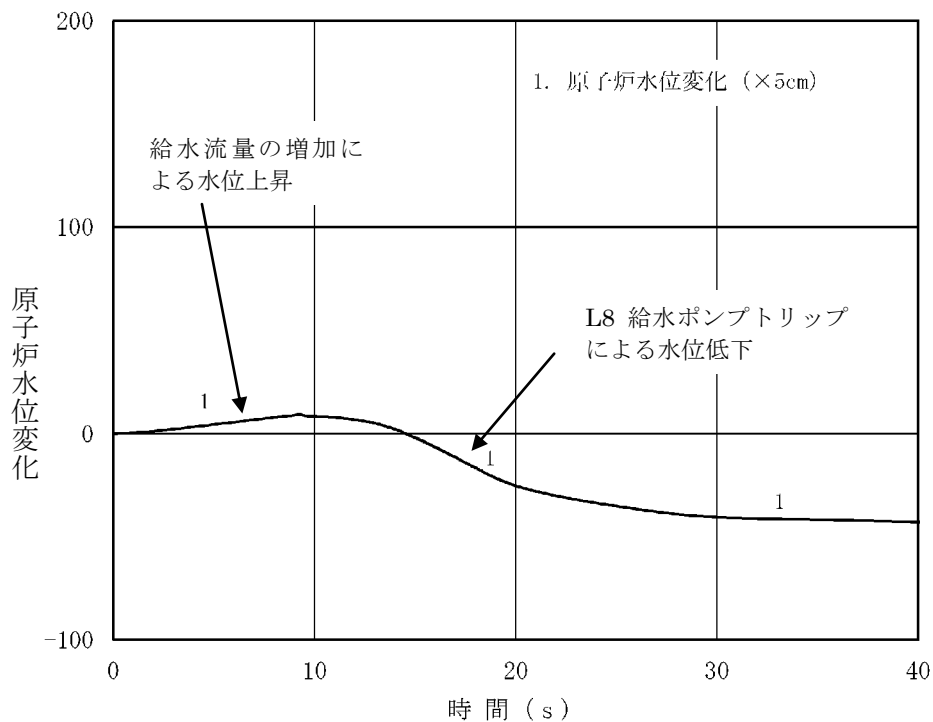


第6-5図 R/Bにおける事象推移のフローチャート  
(主蒸気隔離弁の誤閉止)

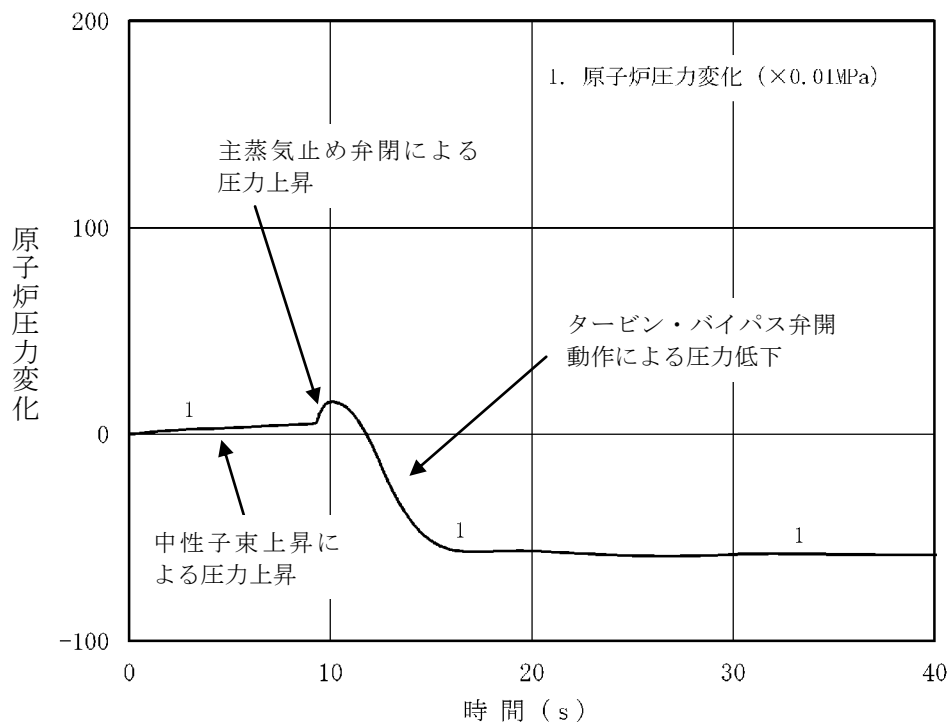




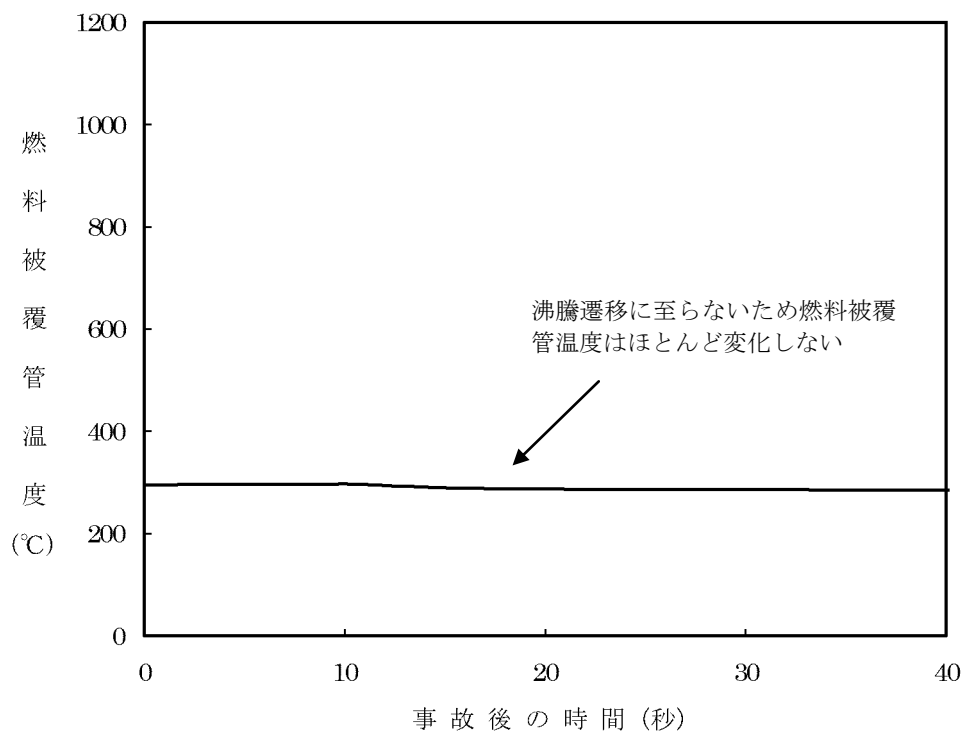
第 6-6 図 R/B における内部火災による事象変化 (中性子束)  
(給水制御系の故障)



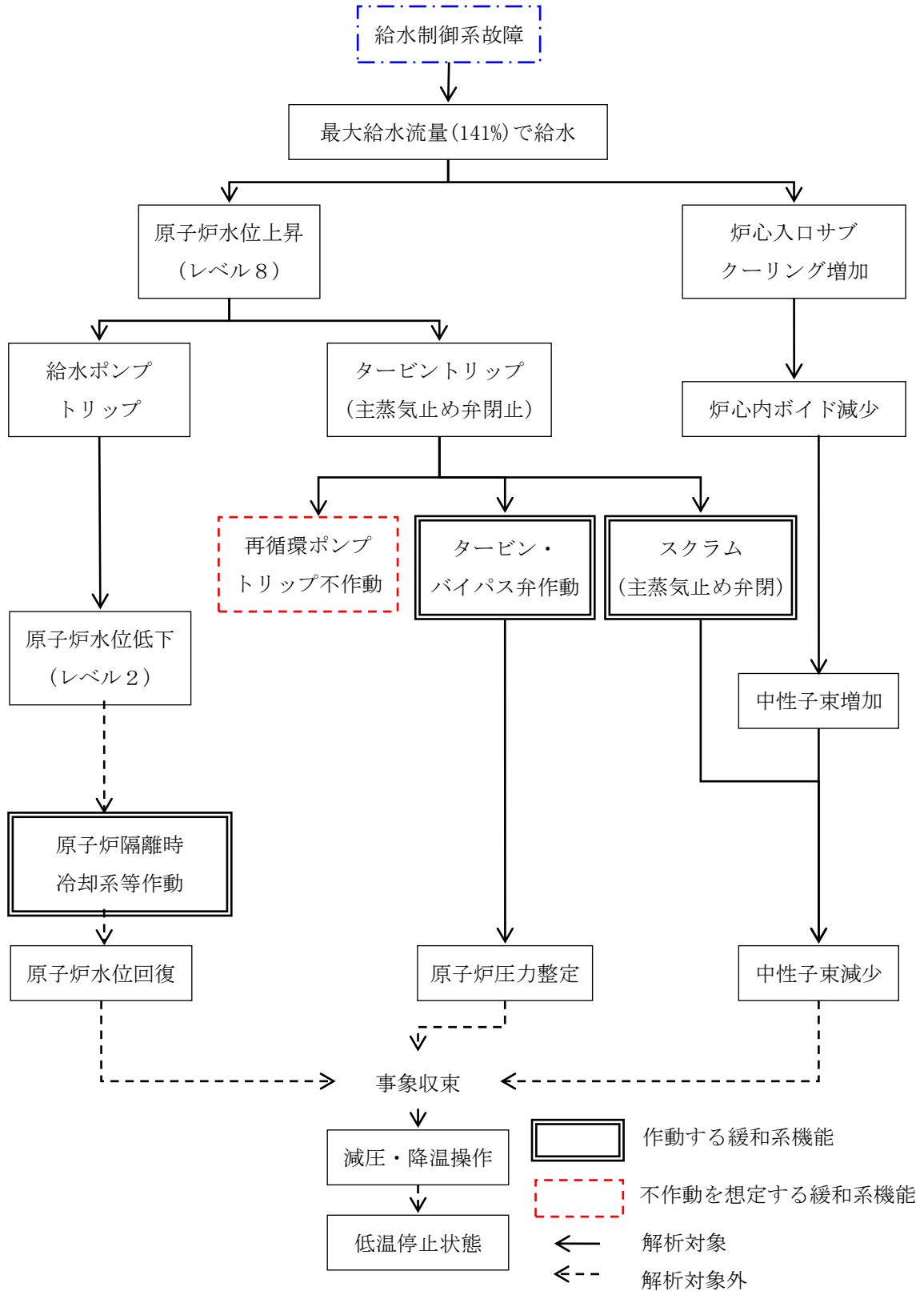
第 6-7 図 R/B における内部火災による事象変化 (原子炉水位)  
(給水制御系の故障)



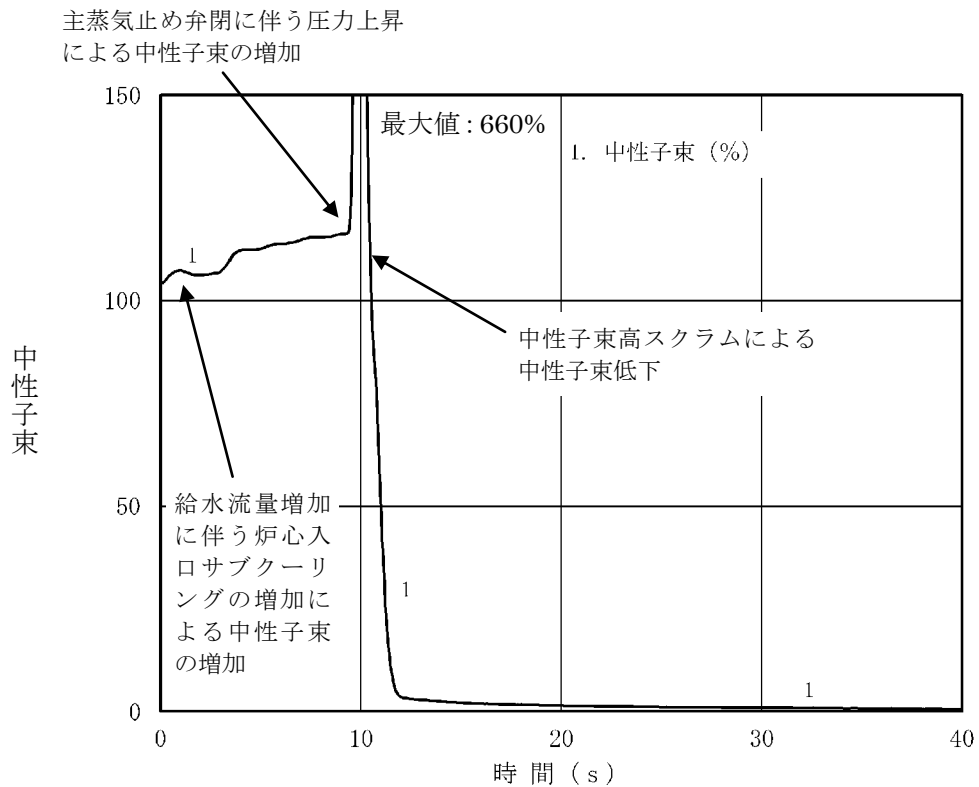
第6-8図 R/Bにおける内部火災による事象変化（原子炉圧力）  
（給水制御系の故障）



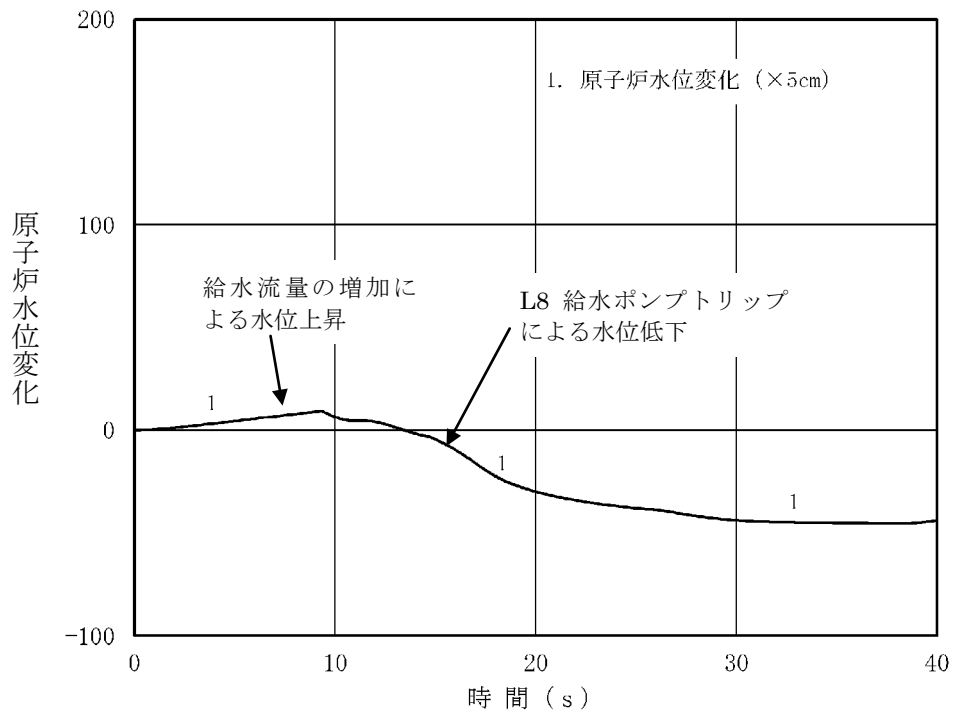
第6-9図 R/Bにおける内部火災による事象変化（燃料被覆管温度）  
（給水制御系の故障）



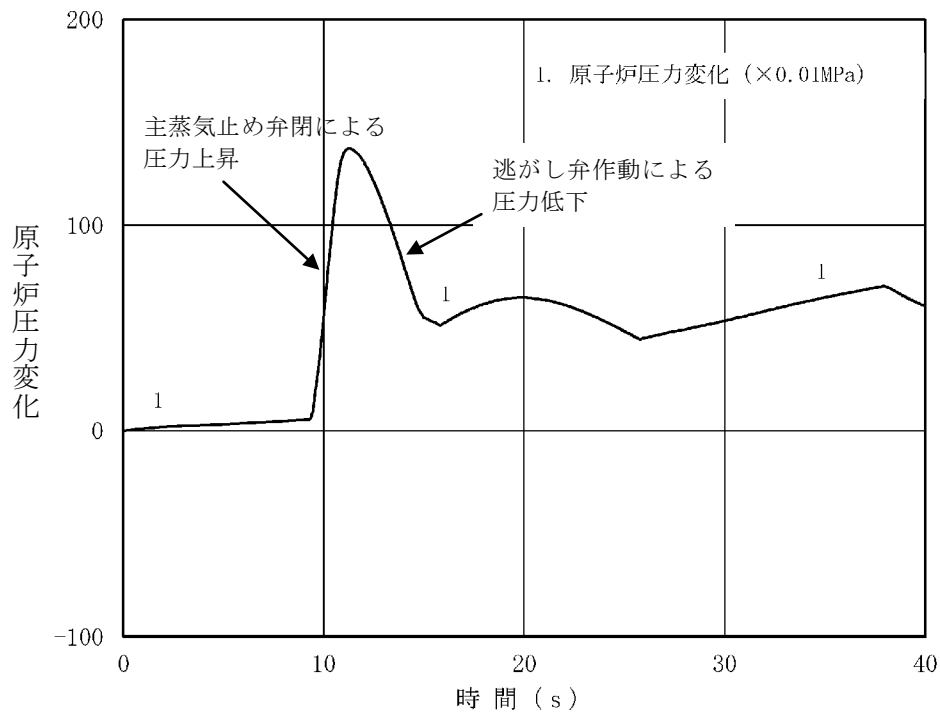
第6-10図 R/Bにおける事象推移のフローチャート  
(給水制御系の故障)



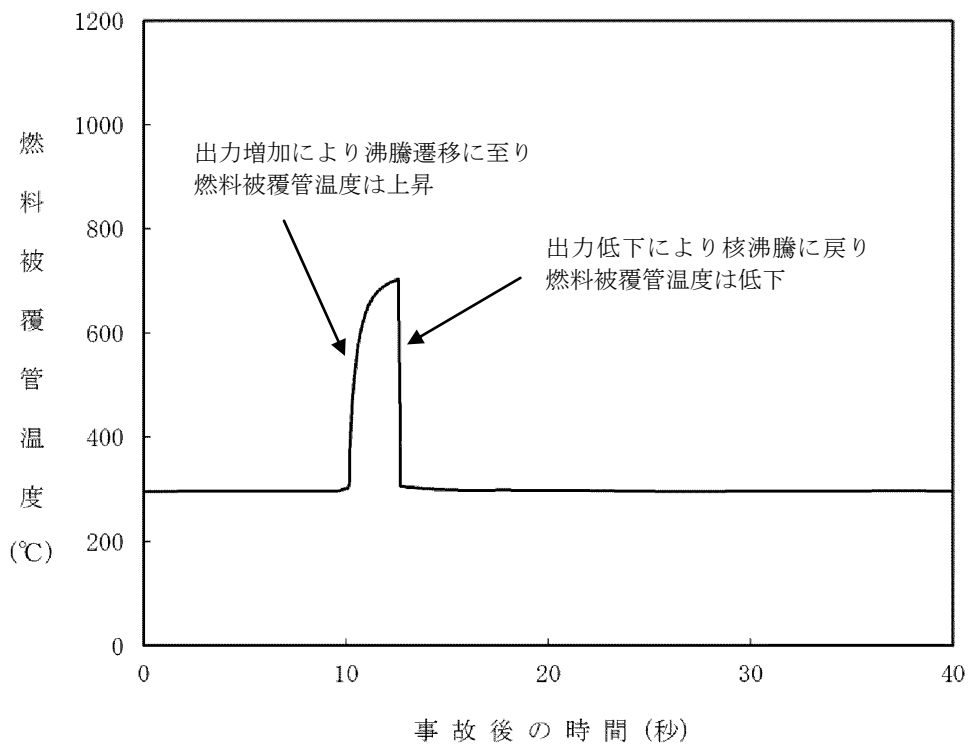
第 6-11 図 T/B における内部火災による事象変化 (中性子束)  
(給水制御系の故障+給水加熱喪失)



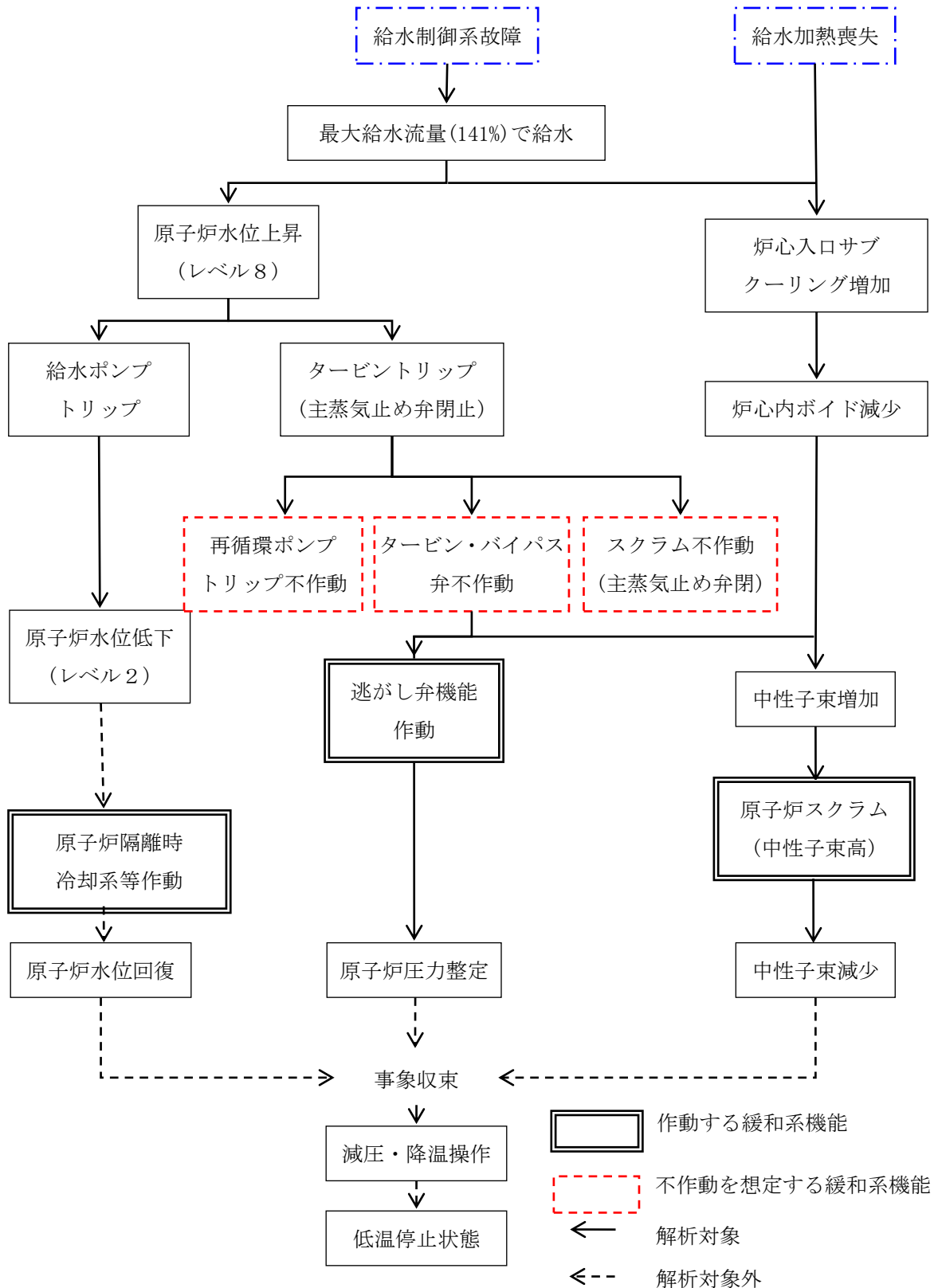
第 6-12 図 T/B における内部火災による事象変化 (原子炉水位)  
(給水制御系の故障+給水加熱喪失)



第 6-13 図 T/B における内部火災による事象変化 (原子炉圧力)  
 (給水制御系の故障 + 給水加熱喪失)



第 6-14 図 T/B における内部火災による事象変化 (燃料被覆管温度)  
 (給水制御系の故障 + 給水加熱喪失)



第6-15図 T/Bにおける事象推移のフローチャート  
(給水制御系の故障+給水加熱喪失)

# 島根原子力発電所2号炉

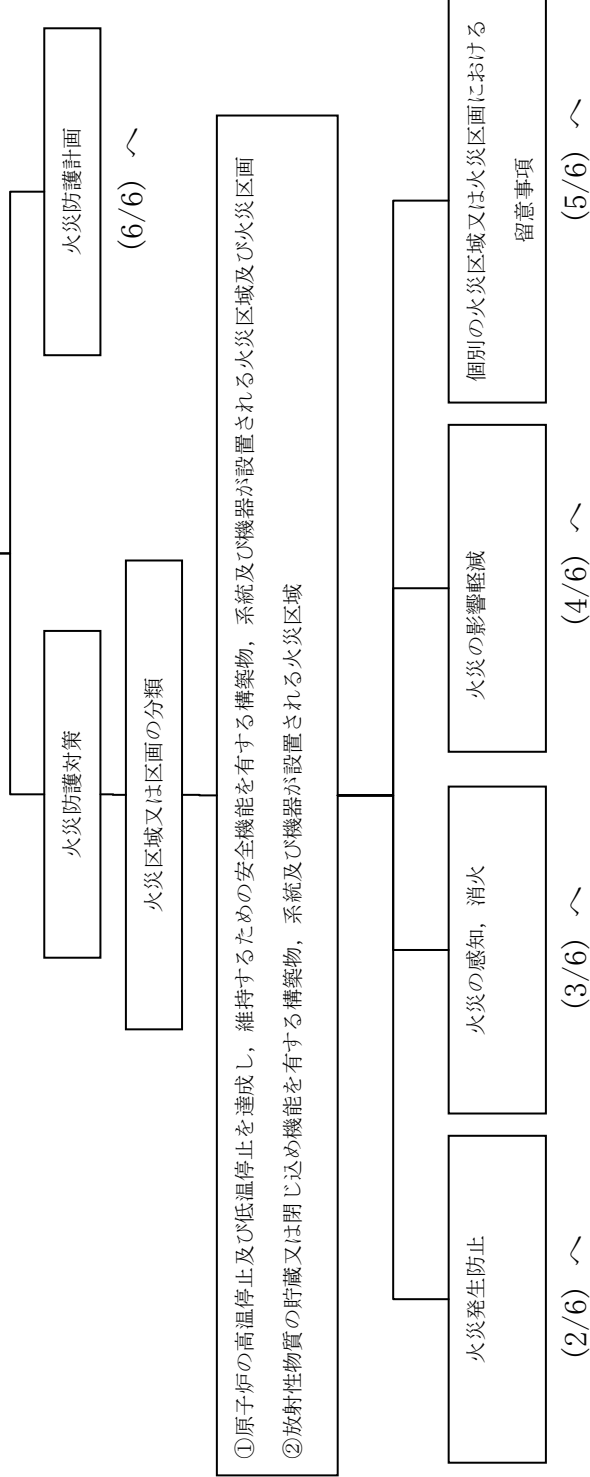
運用，手順能力説明資料  
火災による損傷の防止

## 第8条 火災による損傷の防止（1 / 6）

設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下、「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下、「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。

2. 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。

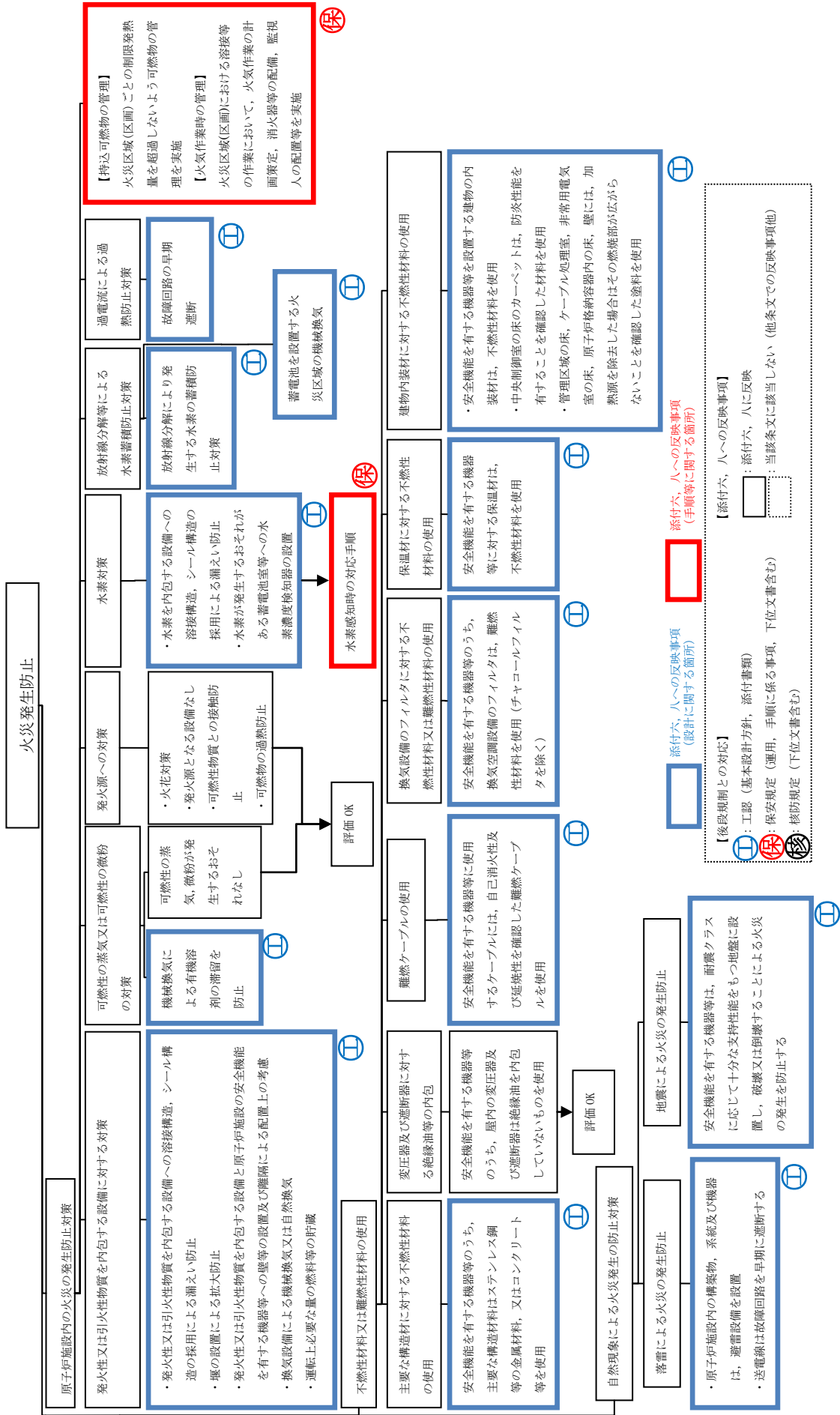
「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））に適合するものであること。





# 第8条 火災による損傷の防止 (2/6)

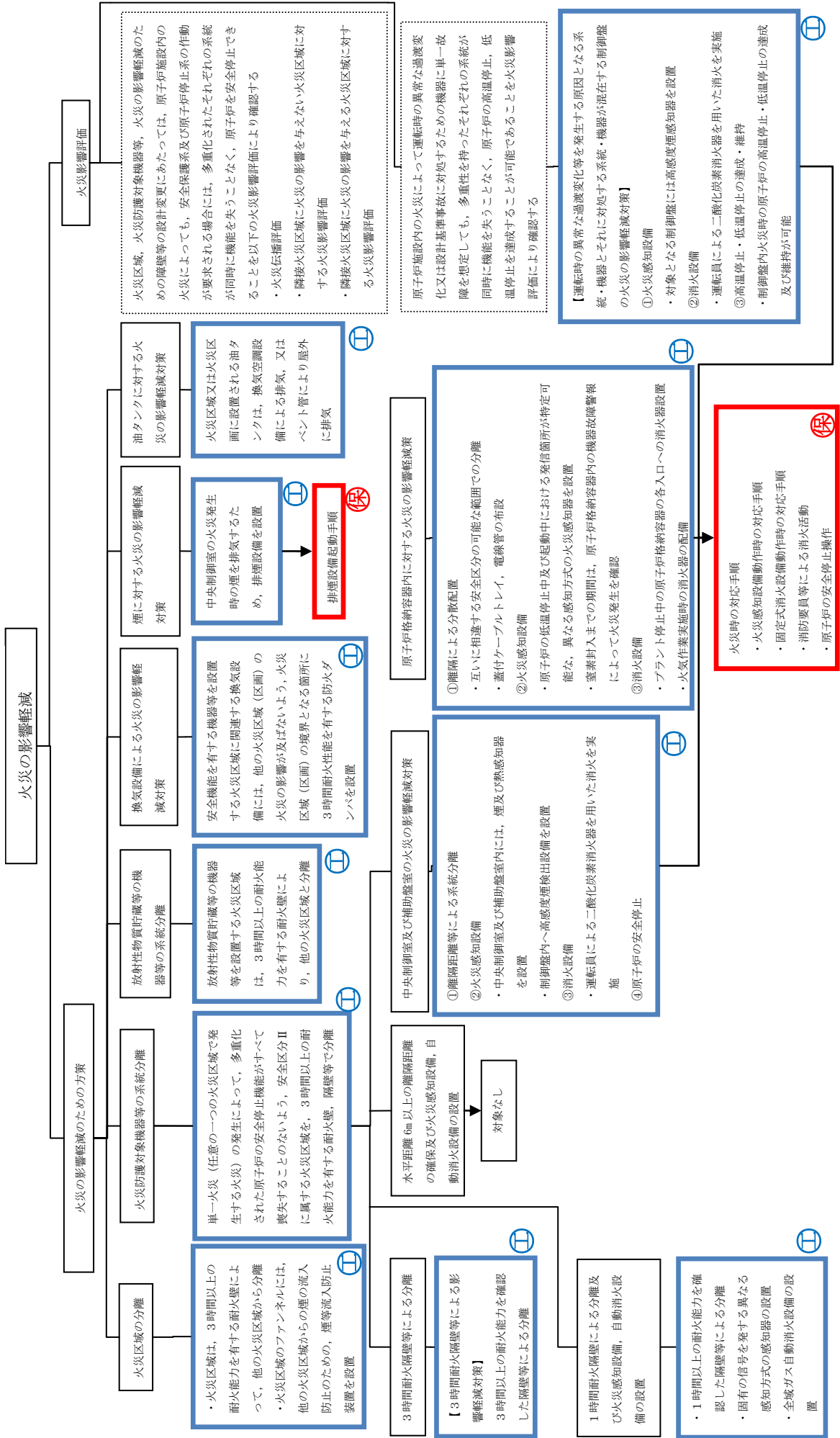
(1/6)より





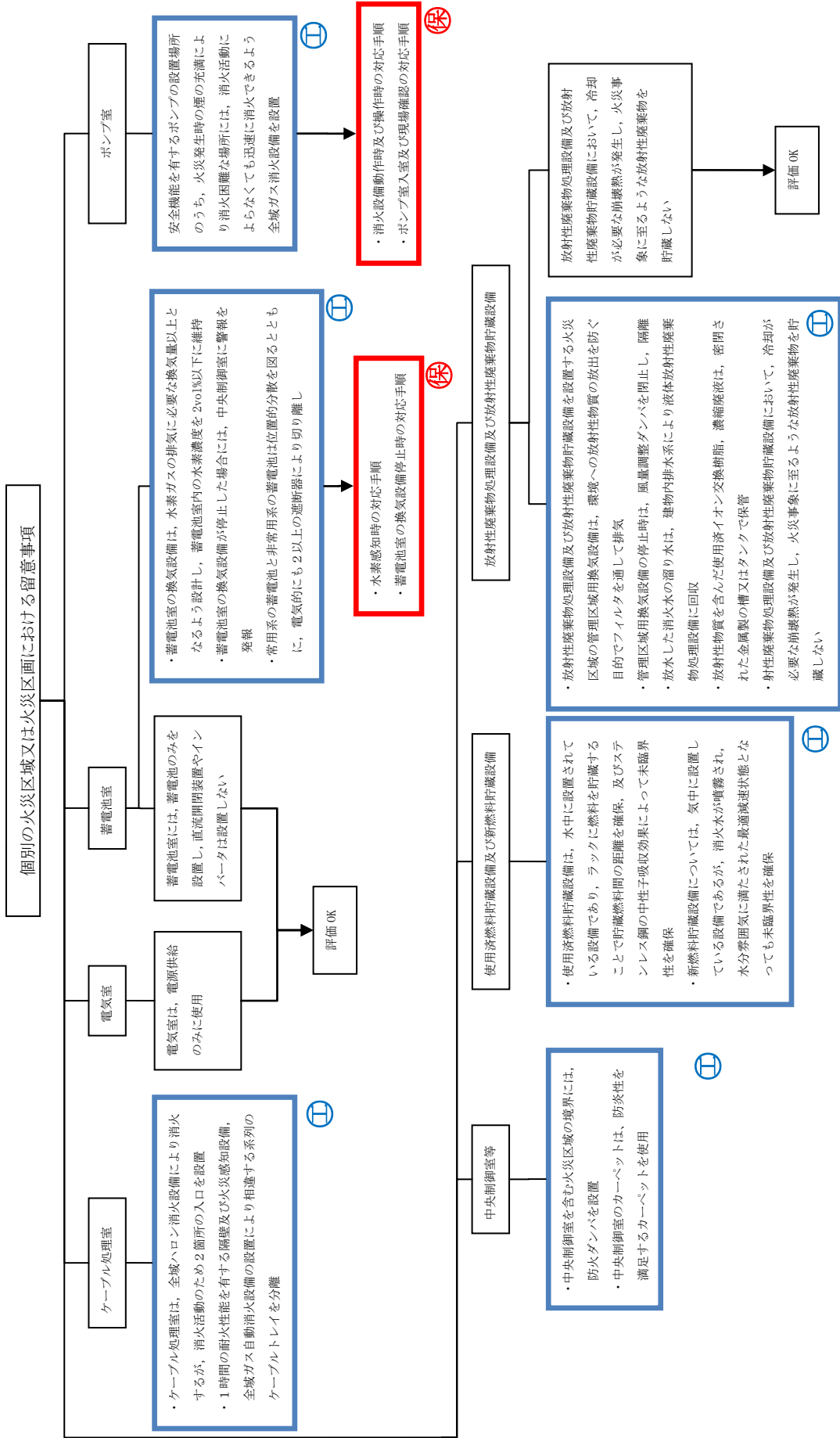
# 第8条 火災による損傷の防止 (4 / 6)

(1/6)より



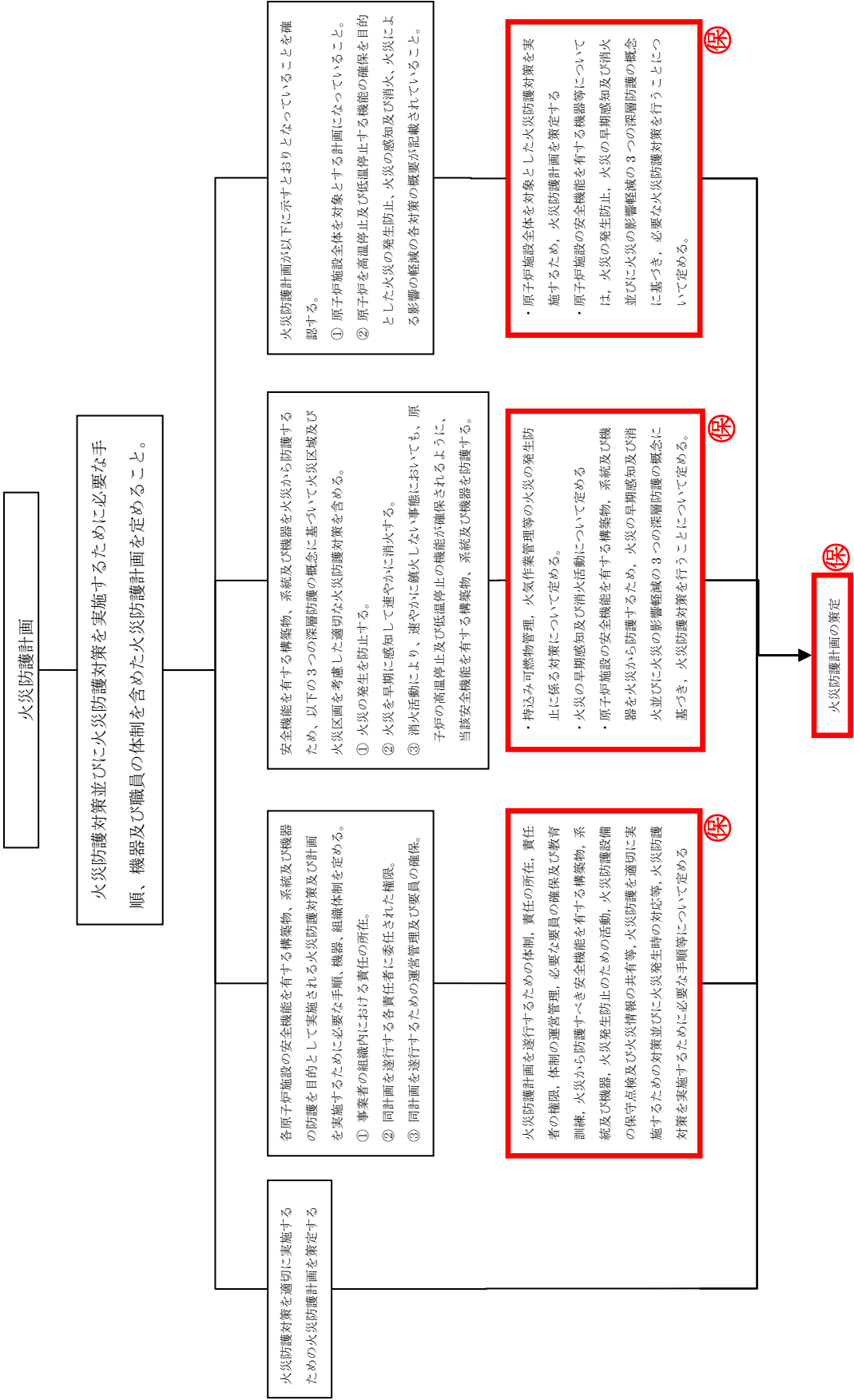
# 第8条 火災による損傷の防止 (5/6)

(1/6) より



# 第8条 火災による損傷の防止 (6 / 6)

(1/6) より



第3-1表 運用, 手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第8条 内部火災	○水素感知時の対応手順 ○蓄電池室の換気設備停止時の対応手順	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度検出時の対応手順 (手順整備含む)</li> <li>蓄電池室の換気設備停止時の対応手順</li> </ul>
		体制	<ul style="list-style-type: none"> <li>(運転員の当直体制)</li> </ul>
		保守・点検	—
	○火災区域, 火災区画毎の制限発熱量を超過しないよう可燃物の管理を実施	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転員による運転操作等の訓練</li> </ul>
		運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>持込可燃物の管理手順 (手順整備含む)</li> <li>火気作業の管理手順 (手順整備含む)</li> </ul>
	○火災区域, 火災区画における溶接等の作業において火気作業の計画策定, 消火器等の配備, 監視人の配置等を実施	体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護に関する教育</li> </ul>
	○火災受信機盤の巡視・監視	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>火災受信機盤の巡視・監視 (手順整備含む)</li> </ul>
		体制	<ul style="list-style-type: none"> <li>(運転員の当直体制)</li> </ul>
		保守・点検	—
	○火災受信機盤の巡視・監視	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転員による運転操作等の教育</li> </ul>
		運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>故障警報発信時の対応手順 (手順整備含む)</li> </ul>
体制		<ul style="list-style-type: none"> <li>(運転員の当直体制)</li> </ul>	
○故障警報発信時の対応手順	保守・点検	—	
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転員による運転操作等の訓練</li> </ul>	

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第8条 内部火災	○火災感知器等作動時の対応手順	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 火災感知器作動時の対応手順（手順整備含む）</li> <li>・ （運転員の当直体制）</li> <li>—</li> <li>・ 運転員による運転操作等の教育</li> </ul>
	○消火設備作動時及び使用時の対応手順	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 消火設備作動時及び使用時の対応手順（手順整備含む）</li> <li>・ （運転員の当直体制）</li> <li>—</li> <li>・ 火災防護に関する訓練</li> </ul>
第8条 内部火災	<p>【原子炉格納容器内火災の影響軽減対策】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○可能な限りの隔離による分散配置</li> <li>○低温停止中及び起動中の火災感知器設置</li> <li>○低温停止中の原子炉格納容器の各入口への消火器設置</li> <li>○火気作業実施時の消火器の配備</li> <li>○火災時の対応手順</li> </ul>	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 火災感知設備作動時の対応手順（手順整備含む）</li> <li>・ 消防要員等による消火器及び消火栓を用いた消火手順（手順整備含む）</li> <li>・ 原子炉の安全停止操作の手順（手順整備含む）</li> <li>・ （運転員の当直体制）</li> <li>・ （消防要員等による体制）</li> <li>・ （自衛消防組織）</li> <li>・ 設備の点検</li> <li>・ 設備の故障時の補修</li> <li>・ 火災防護に関する教育</li> <li>・ 運転員による運転操作等の訓練</li> <li>・ 消防要員等による総合的な訓練</li> <li>・ 所員による消防訓練</li> </ul>
		保守・点検 教育・訓練	

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第8条 内部火災	<p>【中央制御室及び補助盤室内の火災の影響軽減対策】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 離隔距離等による分離</li> <li>○ 運転員による二酸化炭素消火器を用いた消火を実施</li> <li>○ 中央制御室及び補助盤室内火災時の原子炉の高温停止・低温停止の達成及び維持</li> </ul>	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 火災感知器作動時の対応手順（手順整備含む）</li> <li>・ 運転員による二酸化炭素消火器を用いた消火手順（手順整備含む）</li> <li>・ 原子炉の安全停止操作の手順（手順整備含む）</li> </ul>
		体制	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ （運転員の当直体制）</li> <li>・ （消防要員等による体制）</li> </ul>
		保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の点検</li> <li>・ 設備の故障時の補修</li> </ul>
		教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 火災防護に関する教育</li> <li>・ 運転員による運転操作等の教育</li> <li>・ 消防要員等による総合的な訓練</li> </ul>
		運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 排煙装置による排煙の手順（手順整備含む）</li> </ul>
		体制	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ （運転員の当直体制）</li> <li>・ （消防要員等の体制）</li> </ul>
	○ 排煙装置の起動手順（中央制御室）	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 火災防護に関する教育</li> <li>・ 運転員による運転操作等の訓練</li> <li>・ 消防要員等による総合的な訓練</li> </ul>



設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第8条 内部火災	<b>【火災時の対応手順】</b> ○火災感知設備作動時の対応手順 ○自動消火設備作動時の対応手順 ○消防要員等による消火活動 ○原子炉の安全停止操作	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災感知器作動時の対応手順（手順整備含む）</li> <li>・消防要員等による消火器及び消火栓を用いた消火手順（手順整備含む）</li> <li>・原子炉の安全停止操作の手順（手順整備含む）</li> </ul>
		体制	<ul style="list-style-type: none"> <li>・（運転員の当直体制）</li> <li>・（消防要員等による体制）</li> <li>・（自衛消防組織）</li> </ul>
		保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
		教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> <li>・運転員による運転操作等の訓練</li> <li>・消防要員等による総合的な訓練</li> <li>・所員による消防訓練</li> </ul>

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第8条 内部火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>●火災防護計画</li> <li>○火災防護対策及び計画を実施するために必要な手順、機器、組織体制について定める</li> <li>○火災防護組織における責任と権限を定める</li> <li>○管理権原者の役割として、必要な要員を確保し、配置することを定める</li> <li>○持込可燃物管理、火気作業管理等の火災の発生防止に係る対策について定める</li> <li>○火災の早期感知及び消火活動について定める</li> <li>○原子炉施設の安全機能を有する構造物、系統及び機器を火災から防護するため、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づいて、火災防護対策を定める</li> <li>○原子炉施設全体を対象とした火災防護計画であることを定める</li> <li>○原子炉施設の安全機能を有する構造物、系統及び機器を火災から防護するため、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づいて、火災防護対策を定める</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>運用・手順</li> <li>体制</li> <li>保守・点検</li> <li>教育・訓練</li> <li>運用・手順</li> <li>体制</li> <li>保守・点検</li> <li>教育・訓練</li> <li>運用・手順</li> <li>体制</li> <li>保守・点検</li> <li>教育・訓練</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・対象項目のとおり（手順整備含む）</li> <li>—</li> <li>—</li> <li>・火災防護に関する教育</li> <li>・対象項目のとおり（手順整備含む）</li> <li>—</li> <li>—</li> <li>・火災防護に関する教育</li> <li>・対象項目のとおり（手順整備含む）</li> <li>—</li> <li>—</li> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>

## 島根原子力発電所2号炉

火災防護に係る等価時間算出プロセスについて

## 1. 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（以下、「火災防護審査基準」という。）では、発電用原子炉施設が火災によりその安全性が損なわれないよう、必要な火災防護対策を要求しており、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」（以下、「内部火災影響評価ガイド」という。）では、これらの要求に基づく火災防護対策により、発電用原子炉施設内で火災が発生しても、原子炉の安全停止に係る安全機能が確保されることを確認するために実施する内部火災影響評価の手順の一例が示されている。

本資料は、島根原子力発電所2号炉に対して「内部火災影響評価ガイド」を参照して内部火災影響評価を行う際のインプット情報となる等価時間の算出プロセスについて、その概要をまとめたものである。

## 2. 火災影響評価における要求事項

内部火災影響評価は、「火災防護審査基準」の「2.3 火災の影響軽減 2.3.2」に基づき実施することが要求されている。

2.3.2 原子炉施設内のいかなる火災によっても、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を高温停止及び低温停止できる設計であること。

また、原子炉の高温停止及び低温停止が達成できることを、火災影響評価により確認すること。

（火災影響評価の具体的手法は「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」による。）

（参考）

「高温停止及び低温停止できる」とは、想定される火災の原子炉への影響を考慮して、高温停止状態及び低温停止状態の達成、維持に必要な系統及び機器がその機能を果たすことができることをいう。

また、いかなる火災によっても原子炉を高温停止及び低温停止できる設計であることを確認する際、原子炉の安全確保の観点により、内部火災影響評価ガイドにおいて要求される以下の事項を考慮する。

#### 4. 火災時の原子炉の安全確保

3. に想定する火災に対して、

- ・原子炉の安全停止に必要な機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）。

内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（火災）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。

内部火災影響評価ガイドでは、「火災影響評価は、『火災区域／火災区画の設定』，『情報及びデータの収集、整理』，『スクリーニング』，『火災伝播評価』というステップで実施する」ということが示されている。

等価時間は、「情報及びデータの収集、整理」において設定した火災区域の耐火壁の耐火能力を評価するための指標であり、火災区域内の可燃性物質の量と火災区域の面積から算出される火災の継続時間に相当する。

#### 3. 等価時間の算出

等価時間の算出は以下の手順で行う（第1図参照）。

##### (1) 火災区域及び火災区画の設定

原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器（具体的には、機器、配管、弁、ダクト、ケーブル、トレイ、電線管、盤等）が設置される火災区域及び火災区画の設定にあたっては、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器の設置箇所、建物の間取り、障壁、貫通部、扉の設置状況、機器やケーブル等の配置、耐火壁の能力、系統分離基準等を総合的に勘案し設定した。

##### (2) 火災区域及び火災区画内の可燃物の選定

###### a. 可燃物量調査範囲について

可燃物量調査範囲は、火災影響評価の信頼性向上を図るため建物内の全ての場所について網羅的に把握する観点から、下記のとおりとした。

- ・原子炉建物全域
- ・タービン建物全域
- ・廃棄物処理建物全域
- ・制御室建物全域

###### b. 可燃物量調査対象について

可燃物量調査対象は、上記a. の範囲の全ての可燃物を対象とする。

ただし、除外する可燃物については以下のとおりとする。

- (a) 表示板，パッキン，塗料及び計器内の可燃物，工具棚，本設機器付属品（弁のキャップ），ページング，保安電話，拡声器，PHS アンテナ等は，発火の可能性が極めて低いこと，可燃物量としては少量であり，油等を加えた総熱量に対してその影響が小さいことから除外する。
- (b) 電線管内のケーブルは，酸素の供給が不十分で継続的な燃焼とならないので除外する。
- (c) 仮置き資機材については定期検査期間中の一時的な持ち込みであること，持ち込み可燃物管理にて管理すべきものであることから除外とする。また，長期設置資機材（発電用資材として保管している潤滑油等は除く）については，足場材や治工具等の鋼材が主であることから(a)と同様な理由から除外する。

### (3) 火災区域及び火災区画内の可燃物量調査

火災区域及び火災区画の可燃物量調査については，図面等の設計図書による図書調査，プラントウォークダウンによる現場調査を基本とする。

ただし，火災影響評価に用いる可燃物については本設備の可燃物であり，増減が生じる場合は改造工事に起因するものであることから，工事主管箇所への聞き取り等による調査も考慮する。

なお，火災区域及び火災区画の面積については，設計図書から算定した。

#### a. 図書調査

上記(2)で選定した可燃物のうち，ポンプや電動機等で使用される潤滑油，グリース，ケーブルの物量については，設計図面等を用いて調査した。

また，新規規制基準対応への適合のための火災防護対策の検討に伴い，火災区域及び火災区画の見直しが発生した場合には，都度，図面等と現場を照合し，新しい火災区域及び火災区画における機器の配置等を確認し，可燃物の増減を評価する。

#### b. 現場調査

上記(2)で選定した可燃物のうち，火災区域及び火災区画にケーブルトレイ，電源盤，油内包機器については，現場ウォークダウンにより調査した。

具体的には，各火災区域に設置されているケーブルトレイの布設状態の確認，油内包機器の種類・数量，現場の各種電気盤の面数及び寸法の確認を実施した。

(4) 可燃物の単位発熱量及び可燃物量調査結果に対する考慮

可燃物に係る単位発熱量については、最新の知見及び最も広く使用されている実績のあるNFPA Fire Protection Handbook 最新版 (20th Edition) を原則として使用する。

火災影響評価に用いる火災区画の総可燃物量の算出に際しては、図書調査、現場調査における可燃物量の不確かさを考慮し、調査した総可燃物量に裕度を持たせることとする。

具体的には、調査結果を基に算出した総発熱量に安全率20%を加味する。

(5) 等価時間の算出

等価時間の算出については、火災区域に存在する可燃物の総発熱量を算出し、各火災区域の単位床面積あたりの発熱量である火災荷重を、下式により算定する。(内部火災影響評価ガイドと同様)

等価時間(h) = 火災荷重 / 燃焼率

= 発熱量 / 火災区画の面積 / 燃焼率

ここで、

火災荷重 = 発熱量 / 火災区画の面積

燃焼率 : 単位時間単位面積当たりの発熱量 (908, 095kJ/m<sup>2</sup>/h)

発熱量 : 火災区画内の総発熱量 (kJ)

= 可燃性物質の量 × 熱含有量

可燃性物質の量 : 火災区画内の各種可燃性物質の量 (m<sup>3</sup> 又はkg)

火災区画の面積 : 火災区画の床面積 (m<sup>2</sup>)

燃焼率としてはNFPA(National Fire Protection Association)ハンドブックのFire Protection Handbook Section/Chapter 18, “Confinement of Fire in Buildings Association)”の標準火災曲線のうち最も厳しい燃焼クラスであるCLASS E の値である908, 095kJ/m<sup>2</sup>/hr を用いる。

(6) 火災区域特性表の作成

可燃物量の調査結果は、火災区域特性表として整理した。火災区域特性表の代表例を添付資料1に示す。

各火災区域の可燃物量の調査結果については、火災区域特性表Ⅱにまとめるとともに、火災影響評価のデータシートとして火災区域の部屋毎に設置機器や可燃物量を整理したデータシートを作成した。

改造工事等の設備更新を行う場合は、設計管理の中で可燃物量の増減の確認し、その結果をデータシートに反映する。

(7) 今後の対応

a. 「火災区域特性表」による火災荷重・等価時間の管理

火災荷重・等価時間の管理については、「火災区域特性表」を用いて内部火災影響評価の一環として実施する。等価時間の算出手順を含めた内部火災影響評価の手順及び実施頻度については、火災防護計画で定める。

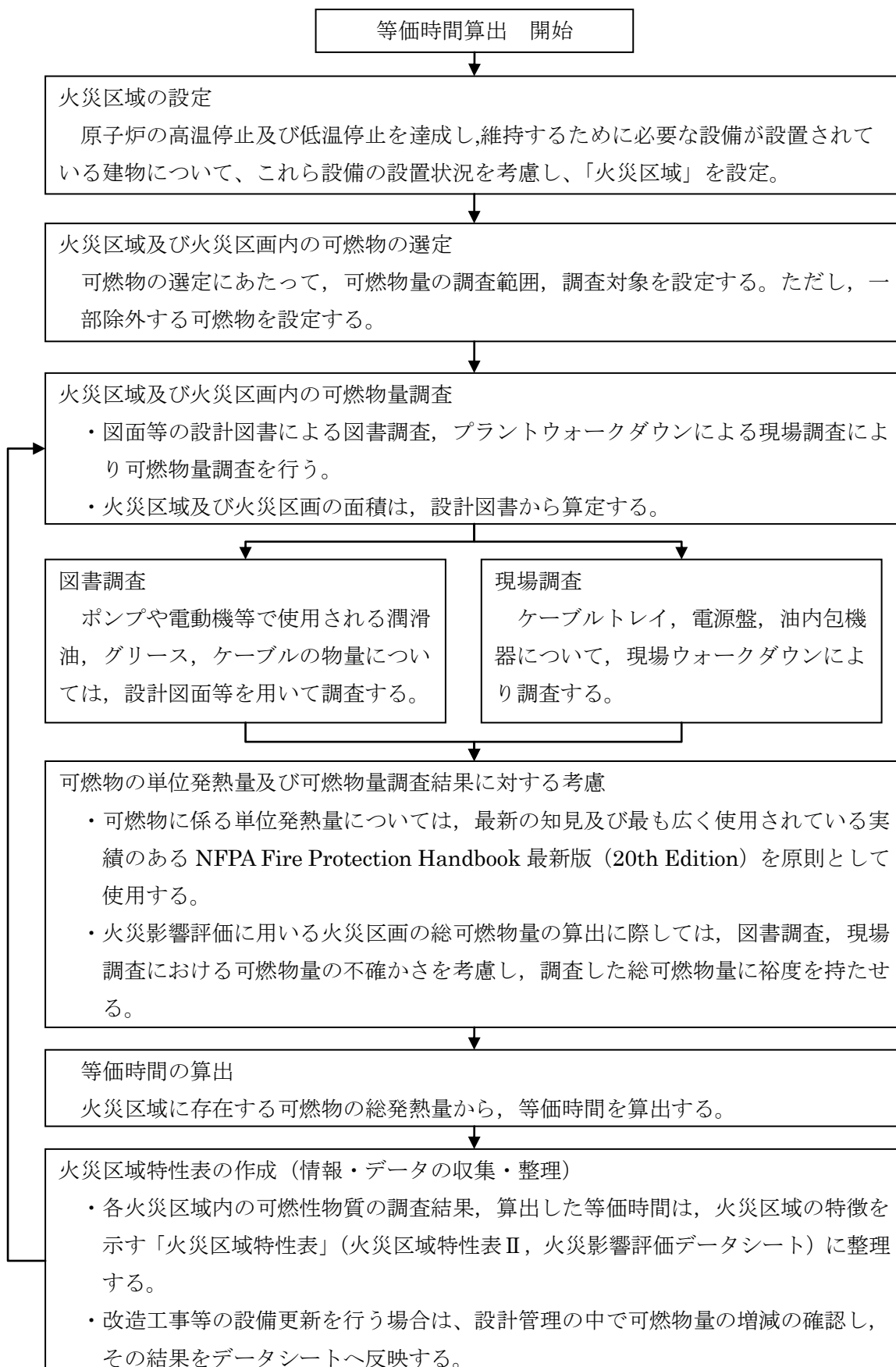
また、改造工事等の設備更新を行う場合は、設計管理の中で可燃物量の増減の確認、既存の内部火災影響評価結果に影響を与えないことを確認することを火災防護計画で定める。

b. 持込み可燃物管理

持込み可燃物の管理は、火災発生防止及び火災発生時の規模の局限化、影響軽減を目的として実施する。持込み可燃物の運用管理手順には、発電所の通常運転に関する可燃物、保守や改造に使用するために持ち込まれる可燃物（一時的に持ち込まれる可燃物を含む）の管理を含む。

具体的には、発電用原子炉施設内の各火災区域（部屋）の耐火障壁の耐火能力、設置されている火災感知器、消火設備の情報から管理基準を定め、火災区域（部屋）に持ち込まれ1日以上仮置きされる可燃物と火災区域（部屋）の既存の可燃物の火災荷重の総和を評価し、その管理基準を超過しないよう持込み可燃物を管理する。





第 1 図 等価時間の算出フロー

島根原子力発電所 2 号炉の  
火災区域特性表の例

**火災区域特性表 I**

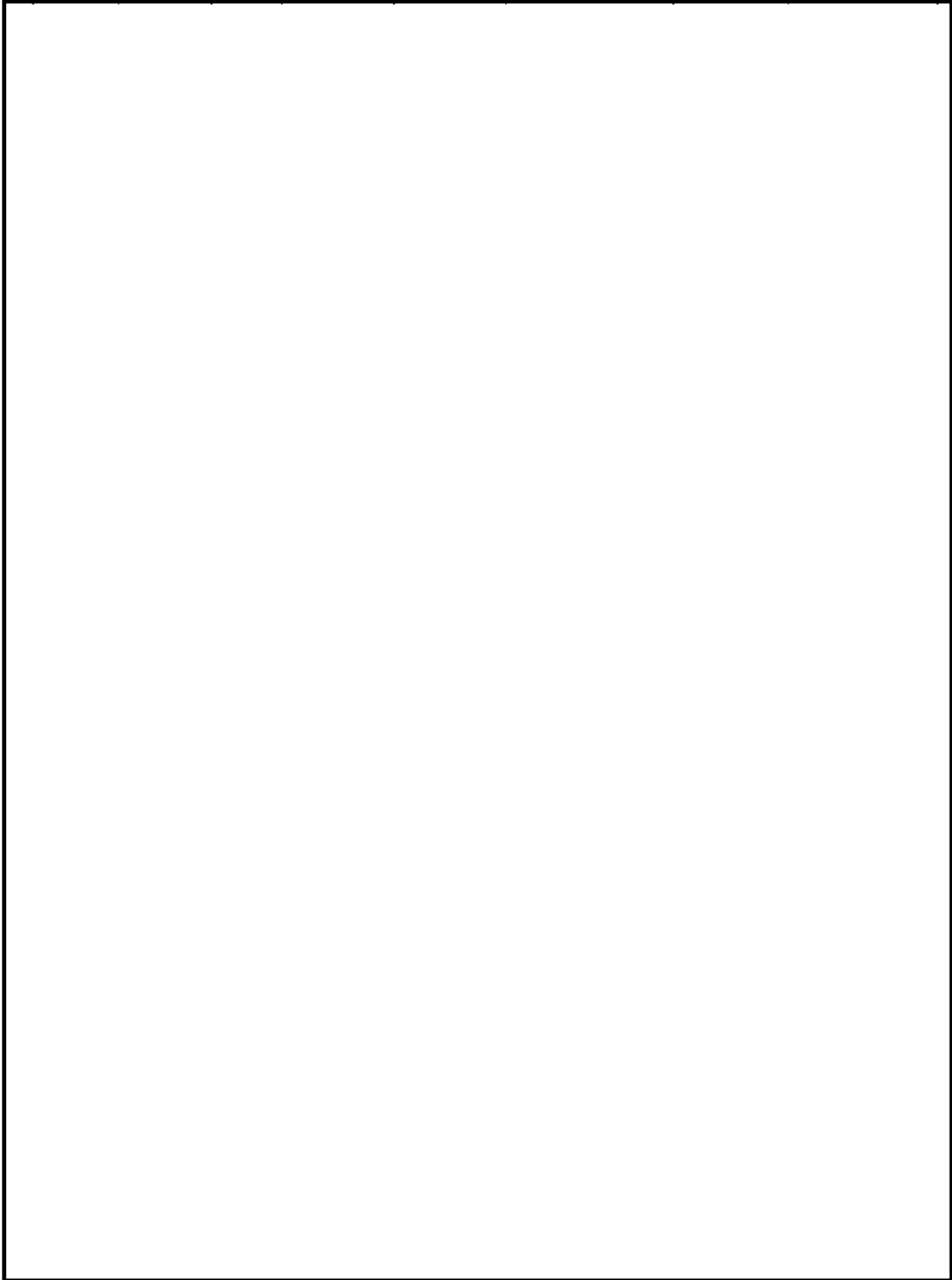
火災区域特性表のまとめ

1/2

プラント	NS-2	建物	原子炉建物	火災区域番号	RX-B2F-1	火災区域安全区分	II
------	------	----	-------	--------	----------	----------	----

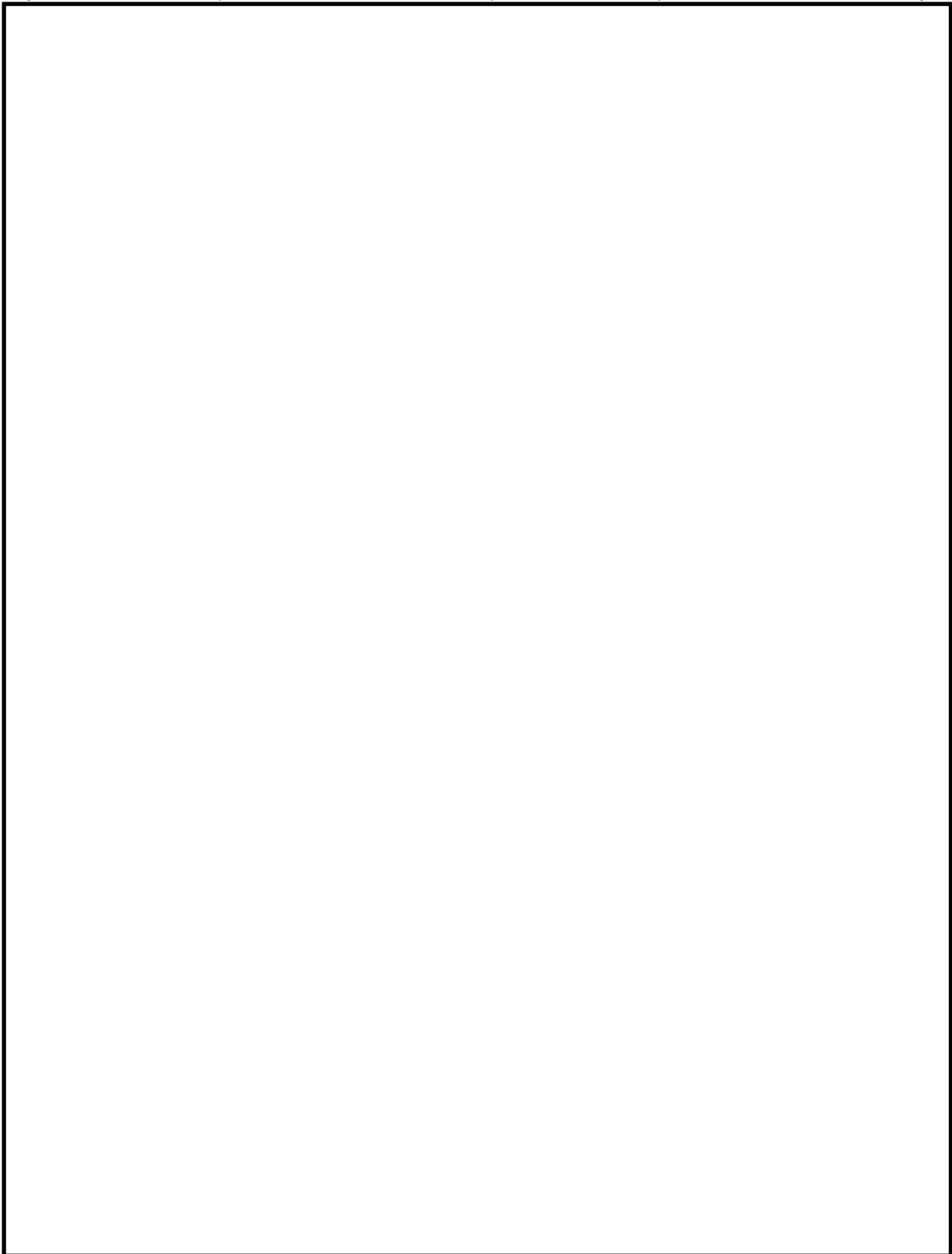
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

火災区域特性表 I							
火災区域特性表のまとめ							2/2
プラント	NS-2	建物	原子炉建物	火災区域番号	RX-B2F-1	火災区域安全区分	II



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

火災区域特性表Ⅱ			
火災区域内の火災源及び防火設備			1/1
プラント	NS-2	火災区域番号	RX-B2F-1



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

火災区域特性表Ⅲ

火災区域に隣接する火災区域(部屋)と伝播経路

1/2

プラント

NS-2

火災区域番号

RX-B2F-1

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

火災区域特性表Ⅲ

火災区域に隣接する火災区域(部屋)と伝播経路

2/2

プラント

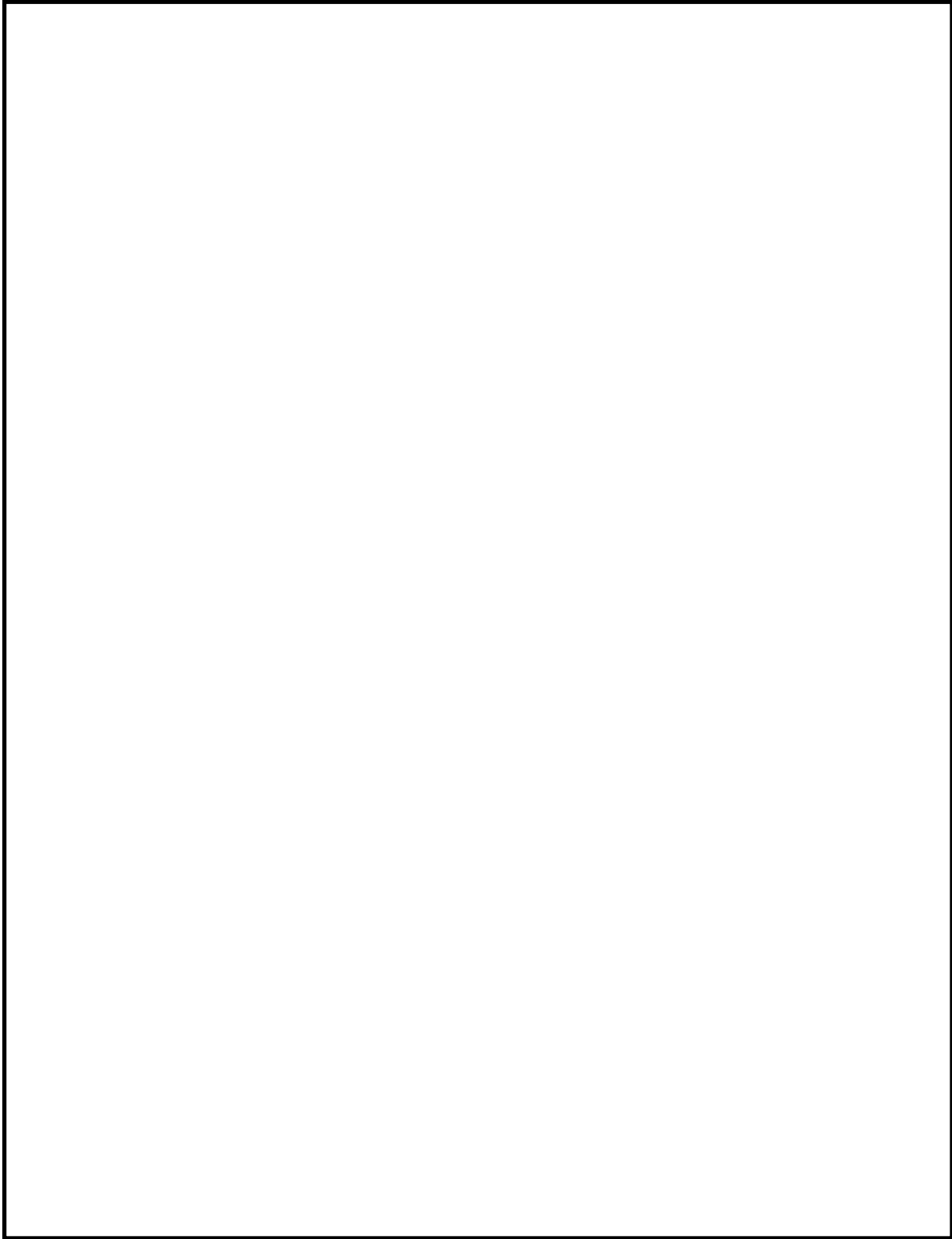
NS-2

火災区域番号

RX-B2F-1

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

火災区域特性表Ⅳ			
火災により影響を受ける設備			1/2
プラント	NS-2	火災区域番号	RX-B2F-1



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



火災区域特性表Ⅳ			
火災により影響を受ける設備			2/2
プラント	NS-2	火災区域番号	RX-B2F-1

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

火災区域特性表 V

火災により影響を受けるケーブル

1/1

プラント

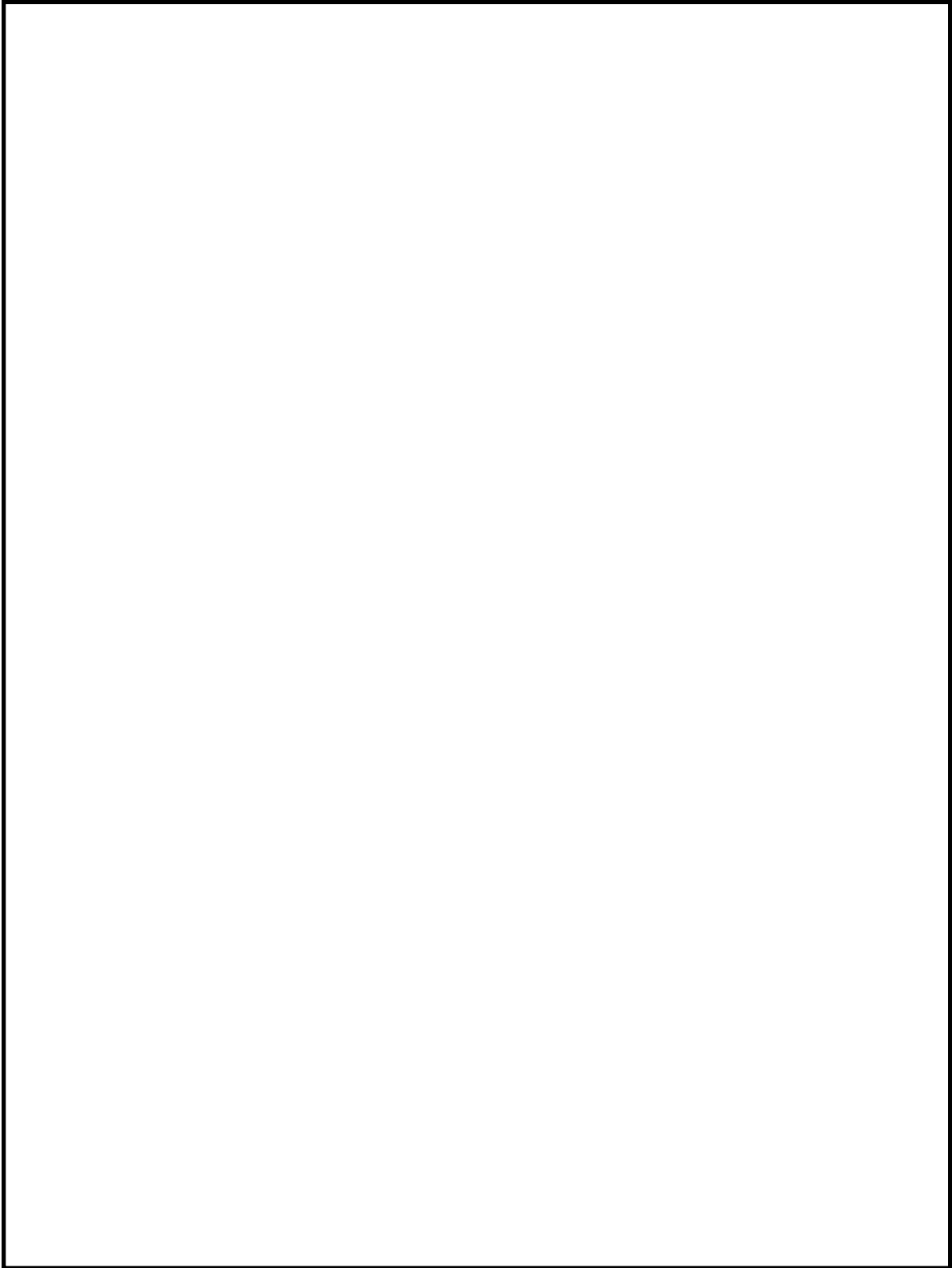
NS-2

火災区域番号

RX-B2F-1

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添付資料-1			
火災影響評価のデータシート 目次			1/1
プラント	NS-2	火災区域番号	RX-B2F-1



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。