

東海第二発電所における
内部火災影響評価について

平成29年9月8日
日本原子力発電株式会社

1. 概要
2. 要求事項
3. 内部火災影響評価手順の概要
 - 3.1 火災区域の設定
 - 3.2 火災区域特性表の作成(情報及びデータの収集, 整理)
 - 3.3 火災伝播評価
 - 3.4 隣接火災区域に影響を与えない火災区域に対する火災影響評価
 - 3.5 隣接火災区域に影響を与える火災区域に対する火災影響評価
4. 火災区域特性表の作成(情報及びデータの収集, 整理)
 - 4.1 火災区域の特定
 - 4.2 火災区域の火災ハザードの特定
 - 4.3 火災区域の防火設備
 - 4.4 隣接火災区域への火災伝播経路
 - 4.5 火災により影響を受ける火災防護対象機器の特定
 - 4.6 火災により影響を受ける火災防護対象ケーブルの特定
 - 4.7 火災シナリオの設定
5. 隣接火災区域への火災伝播評価
 - 5.1 隣接火災区域との境界の開口の確認
 - 5.2 等価時間と障壁の耐火性能の確認
6. 火災区域に対する火災影響評価
 - 6.1 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
 - 6.1.1 安全停止パスの確認
 - 6.1.2 スクリーンアウトされる火災区域

- 6.1.3 スクリーンアウトされない火災区域
- 6.2 隣接火災区域に影響を与える火災区域に対する火災影響評価
 - 6.2.1 当該火災区域のターゲットの確認
 - 6.2.2 隣接火災区域のターゲットの確認
 - 6.2.3 安全停止パスの確認
 - 6.2.4 スクリーンアウトされる火災区域
 - 6.2.5 スクリーンアウトされない火災区域
- 7. 内部火災影響評価結果
 - 7.1 隣接火災区域への火災伝播評価
 - 7.2 火災区域に対する火災影響評価
 - 7.2.1 隣接火災区域に影響を与えない火災区域に対する火災影響評価
 - 7.2.2 隣接火災区域に影響を与える火災区域に対する火災影響評価
- 8. 火災を起因とした外乱を発生させる機器と対処するための機器の特定
 - 8.1 火災により発生する可能性のある外乱
 - 8.2 火災を起因とした「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」発生時の単一故障を考慮した原子炉停止について

添付資料 1 東海第二発電所における火災区域番号について

添付資料 2 東海第二発電所の内部火災影響評価に係る安全停止パスに必要な系統について

添付資料 3 東海第二発電所の火災区域特性表の例

添付資料 4 東海第二発電所 隣接火災区域への火災伝播評価結果

添付資料 5 東海第二発電所 隣接火災区域に影響を与える火災区域

添付資料 6 東海第二発電所における火災区域内の影響評価結果

添付資料 7 東海第二発電所における火災区域の詳細な火災影響評価について



添付資料 8 東海第二発電所 火災の影響による原子炉冷却材喪失の発生可能性
について

添付資料 9 東海第二発電所 火災を起因とした運転時の異常な過渡変化及び設
計基準事故の単一故障を考慮した原子炉停止について

参考資料 1 東海第二発電所における火災により想定される事象の確認結果

東海第二発電所における内部火災影響評価について

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。）は、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」では、これら要求に基づく火災防護対策により、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。

本資料で、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」を参照し、内部火災影響を行い、原子炉の安全停止が可能であることを確認する。

2. 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冷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。

3. 内部火災影響評価手順の概要

「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」を参照して実施した東海第二発電所の内部火災影響評価の手順の概要（第10-1図）を示す。

3.1 火災区域の設定

火災区域は、火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルが設置されている建屋に、これら設備の設置状況を考慮し、火災区域を設定する。（資料3）

3.2 火災区域特性表の作成（情報及びデータの収集，整理）

設定した各火災区域について、「情報及びデータ収集，整理」として、各火災区域内の可燃性物質，機器，ケーブル，隣接区域との関係等を調査し、各火災区域の特徴を示す「火災区域特性表」を作成する。

3.3 火災伝播評価

当該火災区域の火災影響評価を実施する前に、隣接火災区域への火災伝播評価を実施し、隣接火災区域への影響の有無を確認する。

3.4 隣接火災区域に影響を与えない火災区域に対する火災影響評価

火災伝播評価の結果、隣接火災区域に影響を与えない火災区域については、当該火災区域内の全可燃性物質の燃焼，全機器の機能喪失を想定し、原子炉の安全停止（高温停止及び低温停止）に必要な安全停止パス（以下「安全停止パス」という。）の有無を確認する。ここで、原子炉の高温停止に必要な安全停止パスについては、単一故障を想定した上で安全停止パスが少なくとも一つ確保されることを確認する。安全停止パスが少なくとも一つ確保され、原子炉の安全停止が可能であれば、当該火災区域はスクリーンアウト

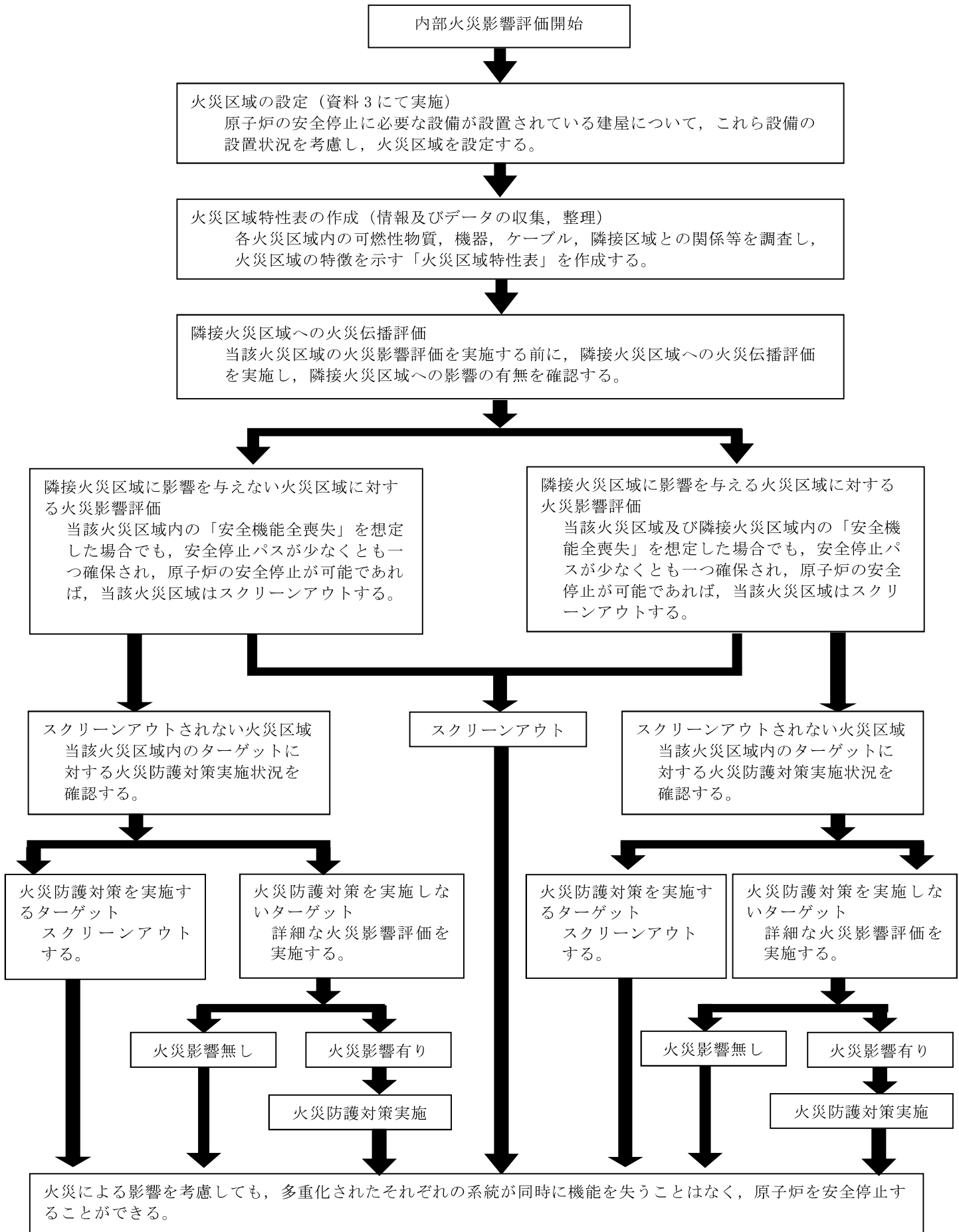
する。

スクリーンアウトされない火災区域については、当該火災区域に設置されたターゲットが火災防護に係る審査基準の「2.3 火災の影響軽減」に基づく火災防護対策の対象か否かを確認する。火災防護対策の対象となっていないターゲットが存在する場合には、詳細な火災影響評価を行い、原子炉の安全停止機能への影響の有無を確認する。詳細評価により原子炉の安全停止に影響を与える場合には、火災防護対策を実施する。

3.5 隣接火災区域に影響を与える火災区域に対する火災影響評価

火災伝播評価の結果、隣接火災区域に影響を与える火災区域については、当該火災区域と隣接火災区域内のターゲットの有無を確認する。当該火災区域内及び隣接火災区域内の全可燃物の燃焼、全機器の機能喪失を想定しても、安全停止パスが少なくとも一つ確保され、原子炉の安全停止が可能であれば、当該火災区域はスクリーンアウトする。

スクリーンアウトされない火災区域については、「隣接火災区域に影響を与える火災区域」と同様に、当該火災区域の火ターゲットが、火災防護に係る審査基準の「2.3 火災の影響軽減」に基づく火災防護対策の対象か否かを確認し、対象でない場合は、詳細な火災影響評価を実施し、原子炉の安全停止への影響の有無を確認する。



第 10-1 図 内部火災影響評価の手順概要フロー

4. 火災区域特性表の作成（情報及びデータ収集，整理）

火災影響評価では，各火災区域に設置される機器等の情報を使用して評価を実施することから，これらの評価の前に，以下のとおり火災区域特性表を作成する。なお，火災区域特性表の代表例を添付資料3に示す。

4.1 火災区域の特定

資料3にて設定した火災区域に対して，以下の情報を調査し，火災区域特性表に記載する。

- (1) プラント名
- (2) 建屋
- (3) 火災区域番号（添付資料1）

4.2 火災区域の火災ハザードの特定

各火災区域内に存在する火災ハザード調査として，以下の情報を整理し，火災区域特性表に記載する。

- (1) 火災区域内の区画(部屋)番号，名称
- (2) 床面積
- (3) 発熱量
- (4) 火災荷重
- (5) 等価時間^(注)

注：等価時間＝火災荷重(単位面積当たりの発熱量)／燃焼率(単位時間単位面積当たりの発熱量)

4.3 火災区域の防火設備

各火災区域内の防火設備について、以下の情報を調査し、火災区域特性表に記載する。

- (1) 火災感知器
- (2) 主要消火設備
- (3) 消火方法
- (4) 消火設備のバックアップ
- (5) 障壁耐火時間（他の火災区域との境界の耐火時間）

4.4 隣接火災区域への火災伝播経路

各火災区域から隣接する火災区域（火災区域を構成する各区画(部屋)）への火災伝播経路を調査し、火災区域特性表に記載する。なお、隣接する火災区域は、火災を想定する当該火災区域の上下、左右、前後の6面のうち、一部でも隣接している火災区域（火災区域を構成する各部屋）を選定する。

- (1) 隣接火災区域番号
- (2) 隣接火災区域内の区画(部屋)番号，名称
- (3) 火災伝播経路
- (4) 障壁の耐火能力
- (5) 隣接部屋の消火形式
- (6) 伝播の可能性

4.5 火災により影響を受ける火災防護対象機器の特定

資料2 「東海第二発電所における原子炉の安全停止に必要な機器の選定について」により選定した火災防護対象機器が、当該火災区域の火災により影響を受けるものとして、火災区域特性表に記載する。

4.6 火災により影響を受ける火災防護対象ケーブルの特定

4.5で特定した「火災防護対象機器」の電源，制御，計装ケーブルである「火災防護対象ケーブル」を火災区域特性表に記載する。

火災影響評価では，安全停止パスが少なくとも一つ確保されるか否かを確認するが，その際には，ポンプや弁等の火災防護対象機器の機能喪失に加え，火災防護対象ケーブルの断線等も想定して火災影響評価を行うことから，火災防護対象ケーブルが敷設されている火災区域を調査し，火災区域特性表に記載する。

4.7 火災シナリオの設定

火災区域内の火災源及び火災防護対象機器の設置状況を踏まえ，火災影響評価及び火災伝播評価における火災シナリオを設定し，火災区域特性表に記載する。

5. 隣接火災区域への火災伝播評価

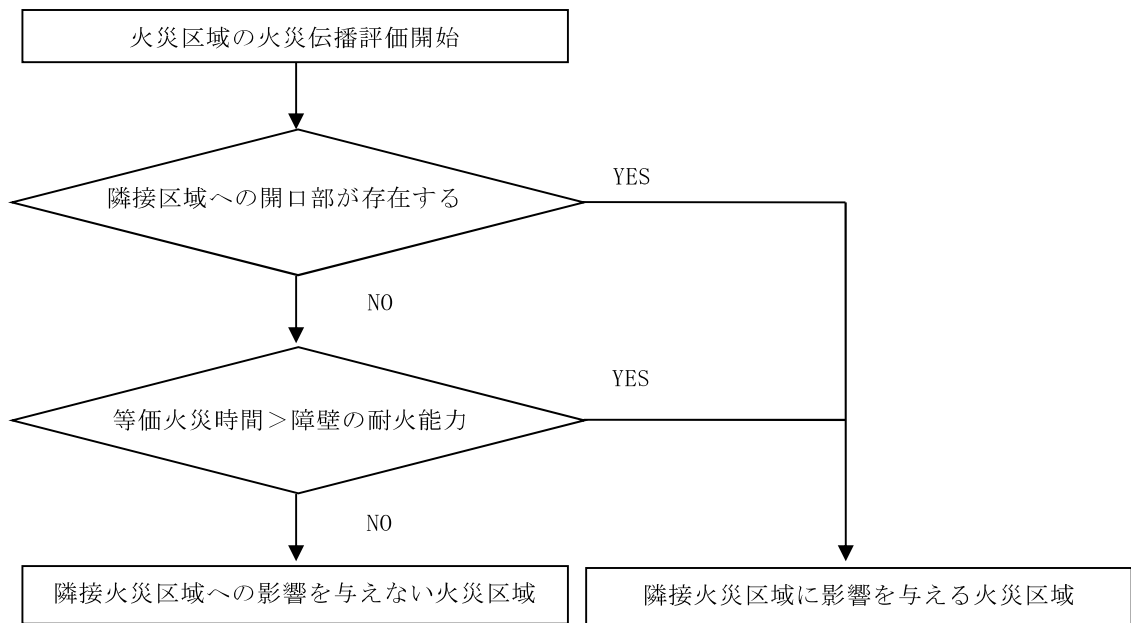
当該火災区域に火災発生時に，隣接火災区域に影響を与える場合は，隣接火災区域も含んだ火災影響評価を行う必要があることから，当該火災区域の火災影響評価を実施する前に，隣接火災区域への火災伝播評価を実施する。（第10-2図）

5.1 隣接火災区域との境界の開口の確認

隣接火災区域との境界の障壁に開口がない場合は，火災が直接，隣接火災区域に影響を与える可能性はないことから，火災区域特性表により，隣接火災区域との境界の障壁について開口の有無を確認し，隣接火災区域への火災伝播の可能性を確認する。

5.2等価時間と障壁の耐火性能の確認

当該火災区域の等価時間が，火災区域を構成する障壁の耐火能力より小さければ，隣接火災区域への影響はないことから，火災区域特性表により，火災区域の等価時間と火災区域を構成する障壁の耐火能力を比較し，隣接火災区域への火災伝播の可能性を確認する。



第10-2図 火災伝播評価手順の概要フロー

6. 火災区域に対する火災影響評価

6.1 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

隣接火災区域に影響を与えない火災区域について、当該火災区域内の全機器の機能喪失を想定しても、安全停止パスが少なくとも一つ確保される場合には、当該火災区域の火災を想定しても、原子炉の安全停止に影響を与えない。

一方、安全停止パスを確保できない場合は、詳細な火災影響評価として、火災防護に係る審査基準の「2.3 火災の影響軽減」に基づく火災防護対策の実施状況を確認し、系統分離等の火災防護対策を考慮することにより、安全停止パスが少なくとも一つ確保されることを確認する。なお、安全停止パスが確保されない場合は、追加の火災防護対策を実施し、安全停止パスを少なくとも一つ確保する。

原子炉の安全停止への影響については、以下の手順に従って評価する。

(第10-3図)

6.1.1 安全停止パスの確認

当該火災区域内に設置される全機器の機能喪失を想定しても、安全停止パスが少なくとも一つ確保されるか否かを、以下のとおり確認する。

(1) 安全停止パスの確保に必要な系統、機器の組合せ

安全停止パスの有無の確認に当たって、系統の多重性及び多様性を踏まえて安全停止パスの確保に必要な系統、機器の組合せを整理した。(添付資料2)

(2) 安全停止パスの確認

4.5項で選定した火災防護対象機器について、当該火災区域の火災による影響の可否を基に、添付資料2により火災の影響を直接受ける緩和系を確認し、その結果を火災区域特性表に記載する。（添付資料3）

火災の直接影響あるいは間接影響によっても原子炉の安全停止に必要な安全機能が確保される場合、安全停止パスが確保されることになる。

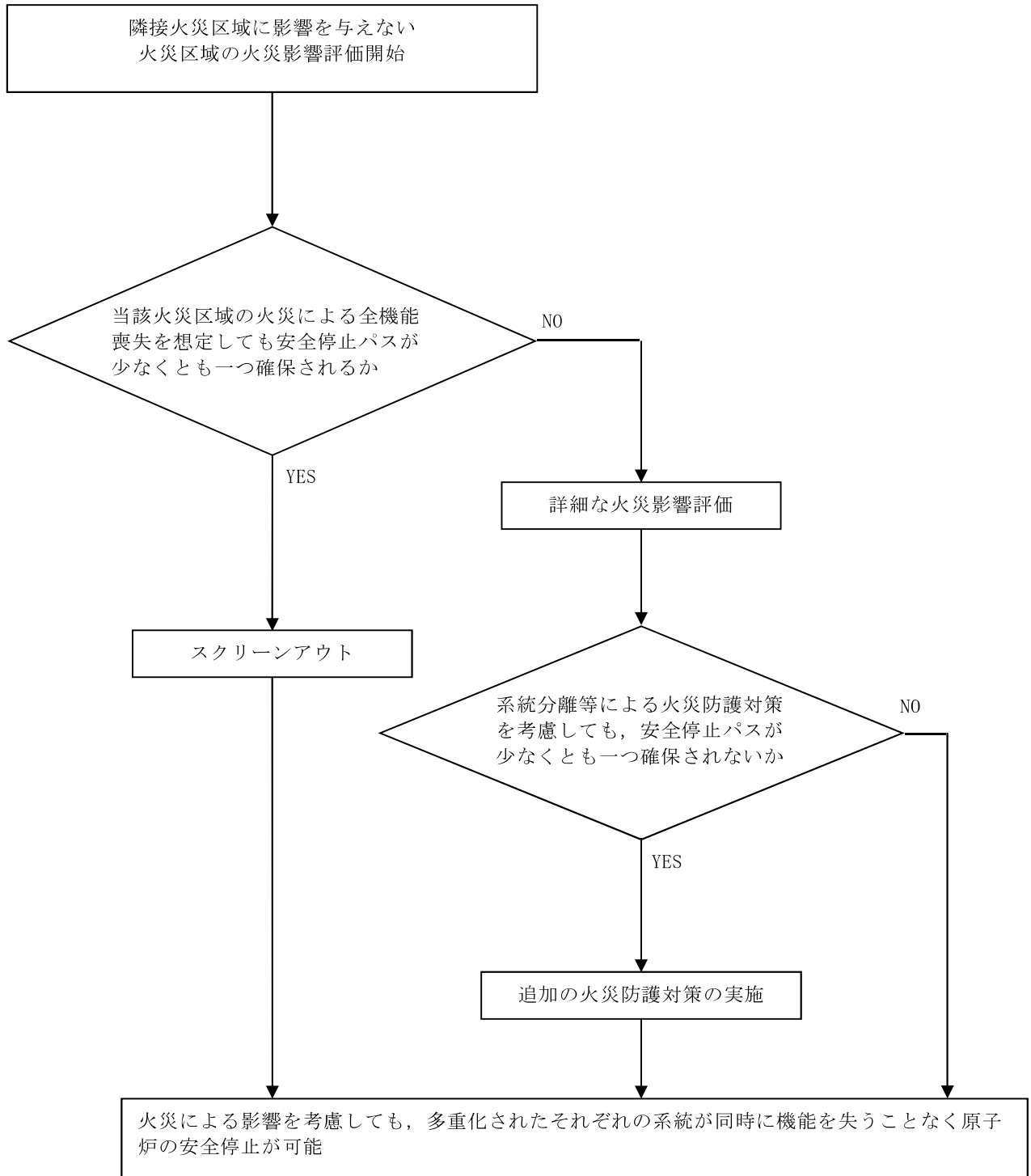
6.1.2スクリーンアウトされる火災区域

安全停止パスが少なくとも一つ確保される火災区域は、当該火災区域に火災を想定しても原子炉の安全停止に影響を与えないことから、スクリーンアウトする。

6.1.3スクリーンアウトされない火災区域

安全停止パスを確保できない火災区域は、当該火災区域に火災を想定した場合、原子炉の安全停止に影響を与える可能性がある。

この場合、詳細な火災影響評価として、当該火災区域で火災の影響により安全停止パスが確保できない主要因となった火災区域に対して、火災防護に係る審査基準の「2.3 火災の影響軽減」に基づく火災防護対策の実施状況を確認し、系統分離等の火災防護対策を考慮することにより、安全停止パスが少なくとも一つ確保されることを確認する。なお、安全停止パスが確保されない場合は、追加の火災防護対策を実施し、安全停止パスを少なくとも一つ確保する。



第10-3図 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手順
の概要フロー

6.2隣接火災区域に影響を与える火災区域に対する火災影響評価

隣接火災区域に影響を与える火災区域については、当該火災区域と隣接火災区域それぞれにおいてターゲットの有無を確認する。当該火災区域内及び隣接火災区域内に設置される全機器の機能喪失を想定しても、安全停止パスが少なくとも一つ確保される場合には、当該火災区域及び隣接火災区域の火災による原子炉の安全停止に影響はない。

しかし、安全停止パスが確保されない場合は、火災防護に係る審査基準の「2.3 火災の影響軽減」に基づく火災防護対策の実施状況を確認し、系統分離等の火災防護対策を考慮することにより、安全停止パスが少なくとも一つ確保されることを確認する。なお、安全停止パスが確保されない場合は、追加の火災防護対策を実施し、安全停止パスを少なくとも一つ確保する。

原子炉の安全停止への影響は、以下の手順に従って評価する。（第10-4図）

6.2.1当該火災区域のターゲットの確認

当該火災区域のターゲットの有無を確認する。当該火災区域にターゲットが存在しない場合は、隣接火災区域の火災による安全停止パスの確保の可否を確認する。

6.2.2隣接火災区域のターゲットの確認

当該火災区域にターゲットが存在する場合には、改めて隣接火災区域のターゲットの有無を確認する。

6.2.3安全停止パスの確認

当該火災区域及び隣接火災区域のターゲットの有無の組合せに応じて、

安全停止パスが少なくとも一つ確保されるか否かを確認する。安全停止パスの確認は、「6.1.1安全停止パスの確認」と同様に行う。

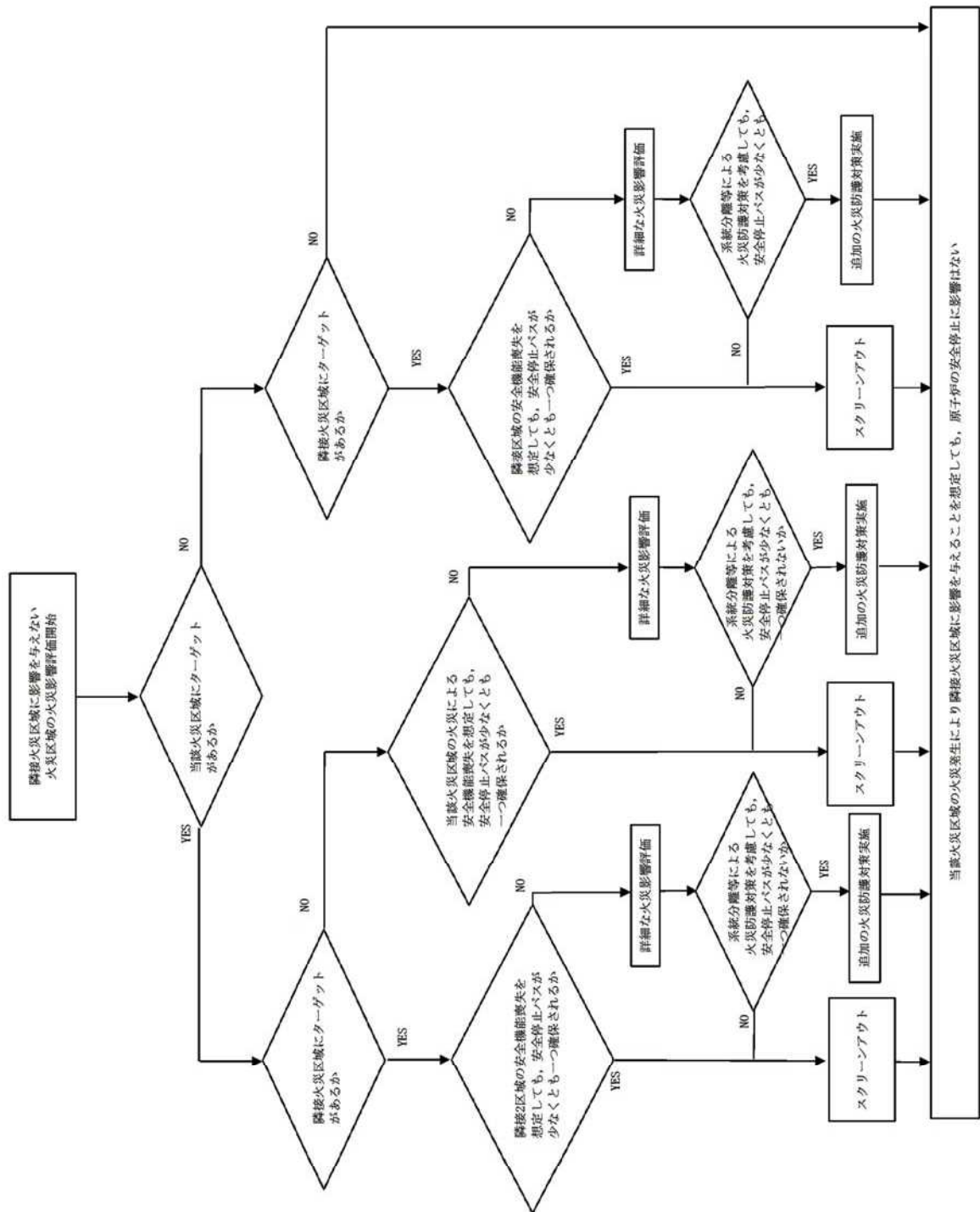
6.2.4スクリーンアウトされる火災区域

安全停止パスが少なくとも一つ確保される当該火災区域は、当該火災区域に火災を想定しても、原子炉の安全停止に影響はない。

6.2.5スクリーンアウトされない火災区域

安全停止パスが一つも確保されない火災区域は、その火災区域に火災を想定した場合、原子炉の安全停止に影響を与える可能性がある。

この場合、当該火災区域及び隣接火災区域のターゲットの有無の組合せに応じて、火災の影響により安全停止パスが確保されない主要原因となった火災区画に対して、火災防護に係る審査基準の「2.3 火災の影響軽減」に基づく火災防護対策の実施状況を確認し、系統分離等の火災防護対策を考慮することにより、安全停止パスが少なくとも一つ確保されることを確認する。なお、安全停止パスが確保されない場合は、追加の火災防護対策を実施し、安全停止パスを少なくとも一つ確保する。



第 10-4 図 隣接火災区域に影響を与える火災区域に対する火災影響評価

7. 内部火災影響評価結果

7.1 隣接火災区域への火災伝播評価

5.に基づき、当該火災区域に火災を想定した場合の隣接火災区域への影響の有無を評価した。その結果、火災防護対象設備が設置された隣接火災区域に影響を与える火災区域が存在することを確認した。（添付資料4）

7.2 火災区域に対する火災影響評価

隣接火災区域への火災伝播評価結果を基に、以下の火災影響評価を行った。

(1) 隣接火災区域に影響を与えない火災区域に対する火災影響評価

(2) 隣接火災区域に影響を与える火災区域に対する火災影響評価

7.2.1 隣接火災区域に影響を与えない火災区域に対する火災影響評価

隣接火災区域に影響を与えない火災区域について、第10-3図に基づき評価を行った。その結果、安全停止パスが少なくとも一つ確保されるか、又は、安全停止パスが一つも確保されない火災区域については、火災防護審査基準の「2.3 火災の影響軽減」に基づく火災防護対策（系統分離）を実施することにより、安全停止パスが少なくとも一つ確保されることを確認した。

以上より、当該火災区域に火災を想定しても、原子炉の安全停止に必要な機能が維持される。（添付資料5, 7）

7.2.2 隣接火災区域に影響を与える火災区域に対する火災影響評価

隣接火災区域に影響を与える火災区域について、第10-4図に基づき評価を行った。その結果、安全停止パスが少なくとも一つ確保されること、又は、安全停止パスが一つも確保されない火災区域については、火災防護審

査基準の「2.3 火災の影響軽減」に基づく火災防護対策（系統分離）を実施することにより、安全停止パスを少なくとも一つ確保されることを確認した。

以上より、当該火災区域に火災を想定しても、原子炉の安全停止に必要な機能が維持される。（添付資料5,6）

8. 火災を起因とした外乱を発生させる機器と対処するための機器の特定

8.1 火災により発生する可能性のある外乱

原子力発電所の内部火災防護は、原子炉の通常出力運転状態において、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、原子炉を安全停止できることが必要である。

このため、原子炉の安全停止に必要な機器を選定することを目的とし、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」にて評価すべき事象とされている「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」を対象に、火災による影響を受け起因事象を発生させる可能性のある主な機器・系統を第 10-1 表及び第 10-2 表のとおり抽出した。

第 10-1 表 単一の内部火災を想定した場合に発生する可能性のある
 運転時の異常な過渡変化

事象	火災による発生 有：○ 無：－	火災による影響を受け起因事象を発生させる可能性のある主な機器・系統
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	－	制御棒駆動系が火災の影響を受けた場合、制御棒の常駆動系が動作不能となる。
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	－	制御棒駆動系が火災の影響を受けた場合、制御棒の常駆動系が動作不能となる。
原子炉冷却材流量の部分喪失	－	発生の可能性はあるが、原子炉スクラムには至らない事象。
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	－	発生の可能性はあるが、原子炉スクラムには至らない事象。
外部電源喪失	○	送電系，所内電源系
給水加熱喪失	○	抽気逆止弁
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	流量制御器
負荷の喪失	○	蒸気加減弁
主蒸気隔離弁の誤閉止	○	主蒸気隔離弁
給水制御系の故障	○	原子炉給水制御系
原子炉圧力制御系の故障	○	原子炉圧力制御系
給水流量の全喪失	○	原子炉給水ポンプ

第 10-2 表 単一の内部火災を想定した場合に発生する可能性のある

設計基準事故

起回事象	火災による発生 有：○ 無：－	火災による影響を受け起回事象を発生させる可能性のある主な機器・系統
原子炉冷却材喪失	－	次の理由により原子炉冷却材喪失は発生しないものと整理した。 ・単一の火災により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する格納容器内側・外側隔離弁が同時に開となる可能性はない。 ・単一の火災により逃がし安全弁が誤開する可能性があるが、中央制御室に常駐している運転員が誤開した逃がし安全弁を速やかに閉止することが可能である。 (添付資料 8)
原子炉冷却材流量の喪失	○	再循環ポンプトリップ回路
原子炉冷却材ポンプの軸固着	－	火災によって原子炉冷却材ポンプの回転軸は固着しない。
制御棒落下	－	火災によって制御棒落下は発生しない。
放射性気体廃棄物処理施設の破損	－	本事象の発生によって原子炉に外乱は発生しない。
主蒸気管破断	－	火災によって主蒸気管は損傷しない。
燃料集合体の落下	－	火災によって燃料集合体は落下しない。
可燃性ガスの発生	－	原子炉冷却材喪失に包含される。

8.2 火災を起因とした「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」発生時の単一故障を考慮した原子炉停止について

8.1 に示したとおり、単一の内部火災を想定した場合、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「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」が発生する可能性がある。そのため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」に対処するための機器に単一故障を想定しても、事象が収束して原子炉が支障なく低温停止に移行できることを確認した。(添付資料 9)

また、単一の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、火災を起因として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、影響緩和系により事象が収束可能であることを確認した。(参考資料 1)

添付資料 9

東海第二発電所 火災を起因とした運転時
の異常な過渡変化及び設計基準事故の
単一故障を考慮した原子炉停止について

東海第二発電所 火災を起因とした運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故
の単一故障を考慮した原子炉停止について

1. はじめに

単一の内部火災を想定した場合、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「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」が発生する可能性があり、「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。）に基づき、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」に対処するための機器に単一故障を想定しても、事象が収束して原子炉が支障なく低温停止に移行できることを確認する。

2. 要求事項

安全評価審査指針では、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について解析することが要求されている。

また、解析に当たっては、想定された事象に加えて「設計基準事故」に対処するために必要な系統、機器について単一故障を想定し、事象が収束して原子炉が支障なく低温停止に移行できることを確認する要求がある。

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（抜粋）

2. 評価すべき範囲

2.1 運転時の異常な過渡変化

原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと

類似の頻度で発生すると予測される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。

2.2 事故

「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があるため、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。

5. 解析に当たって考慮すべき事項

5.2 安全機能に対する仮定

- (2) 解析に当たっては、想定された事象に加えて、「事故」に対処するために必要な系統、機器について、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、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行わなければならない。この場合、事象発生後短期間にわたっては動的機器について、また、長期間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しなくてもよい。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しなくてもよい。

(解説)

4. 解析に当たって考慮すべき事項について

4.1 解析に当たって考慮する範囲

安全設計評価における「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析は、通常運転の全範囲及び運転期間の全域にわたって生じ得る異常な事象をすべて包絡して、安全設計の基本方針に関する評価を行うものでなければならない。したがって、具体的な解析条件等の選定は、この趣旨に沿って行う必要がある。さらに、解析結果は、想定した事象が、判断基準を満足しながら支障なく収束できることを、その事象が包絡している全事象について確認できるものでなければならない。そのためには、少なくとも事象が収束して原子炉が支障なく冷態停止に移行できることが、合理的に推定できなければならない。なお、これには事象によって例外もあり、例えば、「原子炉冷却材喪失」の場合について「E C C S 性能評価指針」の基準(4)が適用される。

4.2 安全機能に対する仮定

(1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、「重要度分類指針」において、安全機能の重要度に応じ、三つのクラスに分類され、これに対応して、異常影響緩和機能を有するものは、MS-1、MS-2及びMS-3に分類されている。異常状態が発生したときに、これを収束し、あるいはその影響を緩和する機能は、その重要度に応じた信頼性を有するものでなければならない。その見地から、原子炉施設は、原則として、一般の産業施設と同様の信頼性を有するMS-3に属するものの緩和機能を期待することなく、「事故」に対処できることが必要と考える。したがって、指針本文では、「事故」の解析上期待し得る緩和機能は、原則としてMS-1に属するもの及びMS-2に属するも

のによる緩和機能であるとした。ただし、MS-3に属するものが高い信頼性を有する場合には、それらは、MS-1あるいはMS-2と同等の高い信頼性を有することが必要である。

同様に、「運転時の異常な過渡変化」についても、解析上期待し得る緩和機能は、原則としてMS-1に属するもの及びMS-2に属するものによる緩和機能であるとした。ただし、MS-3に属するものの信頼性が十分であれば、その緩和機能を期待することができる。具体的には、付録I及び付録解説においてこれらを示す。

(2) 「安全設計審査指針」は、重要度の特に高い安全機能を有する系統について、その系統を構成する機器の単一故障を仮定しても、その系統の安全機能が阻害されないことを要求しており、「重要度分類指針」は、この要求が適用される系統を具体的に示している。これは、単一故障の仮定を系統ごとに適用するもので、いわゆる「系統別適用」である。これに対して、旧指針においては、一つの安全機能を果たすべき系統、機器の組合せに対して、結果を最も厳しくする故障を仮定する、いわゆる「機能別適用」を要求していたところである。ここでいう「単一故障」とは、異常状態の発生原因としての故障とは異なるものであり、異常状態に対処するために必要な機器の一つが所定の安全機能を失うことをいい、従属要因に基づく多重故障を含むものである。

今回の指針改訂においても、単一故障の仮定の適用に関する基本的な考え方に変わりはない。すなわち、「事故」に対処するために必要なMSの系統、機器について、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ごとに、その機能遂行に必要な系統、機器の組

合せに対する単一故障を仮定する。例えば、「原子炉冷却材喪失」において、炉心冷却という一つの安全機能を達成するためには、冷却水を注入する非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）はもとより、これを起動する安全保護系、ECCSを駆動する電源、機器を冷却し最終的な熱の逃がし場まで熱を輸送する系統等が適切に組み合わせられることが必要である。本指針においては、このように一つの安全機能の遂行のために形成される系統、機器の組合せに対して、解析の結果が最も厳しくなる単一故障を仮定することを求めるものである。

本指針において求める単一故障の仮定は、「事故」に対処するために必要なMSについて、重要度のクラスの如何を問わず、上記の各基本的安全機能を果たすために必要なすべての系統、機器を対象とするのが原則である。単一故障を仮定する対象となる安全機能を果たすべき系統、機器には、「重要度分類指針」でいう「当該系」のみならず、当該系の機能遂行に直接必要となる関連系も含まなければならない。ただし、事象発生前から機能しており、かつ、事象の過程でも機能し続ける、いわゆる“on-duty”の機器等については、故障の仮定から除外することができる。

3. 評価の前提条件

次の事項を前提とし、評価を行うこととする。

- (1) 電動弁は、遮断器に接続される制御ケーブルが、火災の影響による誤作動で、当該系統の機能を考慮し、厳しい方向に動作するものとする。

(2) 空気作動弁は、電磁弁に接続される制御ケーブルが、火災の影響による誤信号で、当該系統の機能を考慮し、厳しい方向に動作するものとする。

(3) 電動補機は、遮断器に接続される制御ケーブルが、火災の影響による誤信号で、当該系統の機能を考慮し、厳しい方向に起動または停止するものとする。

4. 火災により想定される事象の抽出

安全評価審査指針にて評価すべき具体的な事象とされる運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が、単一の内部火災により発生し得るかを分析した。

4.1 火災を起因とした運転時の異常な過渡変化の発生

安全評価審査指針にて評価すべき具体的な事象とされる「運転時の異常な過渡変化」を第1表に示す。

このうち、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」については、制御棒駆動系が火災の影響を受けた場合、制御棒の常駆動系が動作不能となるため、単一の内部火災によって発生しない事象と整理した。また、「原子炉冷却材流量の部分喪失」及び「原子炉冷却材系の停止ループの誤起動」については、単一の内部火災により発生する可能性はあるが、原子炉スクラムには至らない事象であるため、単一の内部火災によって発生しない事象と整理した。

したがって、単一の内部火災を想定した場合に発生しうる「運転時の異常な過渡変化」は、上記以外の事象である。

第1表 火災を起因とした運転時の異常な過渡変化

運転時の異常な過渡変化	火災の影響	
(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化		
①原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	—	制御棒駆動系が火災の影響を受けた場合、制御棒の常駆動系が動作不能となる。
②出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	—	制御棒駆動系が火災の影響を受けた場合、制御棒の常駆動系が動作不能となる。
(2) 炉心内の熱発生または熱除去の異常な変化		
③原子炉冷却材流量の部分喪失	—	火災の影響により再循環ポンプが1台停止する可能性があるが、原子炉スクラムには至らない事象。
④原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	—	火災の影響により再循環ポンプが誤起動する可能性があるが、原子炉スクラムには至らない事象。
⑤外部電源喪失	○	火災の影響により送電系、所内電源系が喪失することにより、本事象が発生する可能性がある。本事象は「⑫給水流量の全喪失」の評価に含まれる。
⑥給水加熱喪失	○	火災の影響により抽気逆止弁が誤閉することにより、本事象が発生する可能性がある。
⑦原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	火災の影響により流量制御器が誤動作することにより、本事象が発生する可能性がある。
(3) 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		
⑧負荷の喪失	○	火災の影響により蒸気加減弁が誤動作することにより、本事象が発生する可能性がある。
⑨主蒸気隔離弁の誤閉止	○	火災の影響により主蒸気隔離弁が誤閉止することにより、本事象が発生する可能性がある。
⑩給水制御系の故障	○	火災の影響により原子炉給水制御系が誤動作することにより、本事象が発生する可能性がある。
⑪原子炉圧力制御系の故障	○	火災の影響により原子炉圧力制御系が誤動作することにより、本事象が発生する可能性がある。
⑫給水流量の全喪失	○	火災の影響により原子炉給水ポンプの機能が喪失することにより、本事象が発生する可能性がある。

4.2 火災を起因とした設計基準事故の発生

安全評価審査指針にて評価すべき具体的な事象とされる「設計基準事故」を第2表に示す。

このうち、「原子炉冷却材ポンプの軸固着」、「制御棒落下」、「放射性気体廃棄物処理施設の破損」、「主蒸気管破断」及び「燃料集合体の落下」については、機械的な損傷に伴い発生する事象であるため、原子炉施設の火災を想定しても発生する可能性はない。

また、「原子炉冷却材喪失」については、単一の内部火災により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する格納容器内側・外側隔離弁が同時に開となる可能性はないこと、及び単一の内部火災により逃がし安全弁が誤開する可能性はあるが中央制御室に常駐している運転員が誤開した逃がし安全弁を速やかに閉止することが可能であることから、単一の内部火災によって発生しない事象と整理した。

したがって、単一の内部火災を想定した場合に発生しうる「設計基準事故」は「原子炉冷却材流量の喪失」のみである。

第2表 火災を起因とした設計基準事故

設計基準事故	火災の影響	
(1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化		
①原子炉冷却材喪失	—	火災の影響により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する格納容器内側・外側隔離弁が同時に開となる可能性はない。また、火災の影響により逃がし安全弁が誤開する可能性があるが、中央制御室に常駐している運転員が誤開した逃がし安全弁を速やかに閉止することが可能である。そのため、本事象は火災により発生しない。
②原子炉冷却材流量の喪失	○	火災により再循環ポンプトリップ回路が誤動作することにより、本事象が発生する可能性がある。
③原子炉冷却材ポンプの軸固着	—	火災により原子炉冷却材ポンプの回転軸は固着しないため、本事象は火災により発生しない。
(2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化		
④制御棒落下	—	火災により制御棒駆動機構の機械的損傷は発生しないため、本事象は火災により発生しない。
(3) 環境への放射性物質の異常な放出		
⑤放射性気体廃棄物処理施設の破損	—	火災の影響により気体廃棄物処理施設の機械的損傷は発生しないため、本事象は火災により発生しない。
⑥主蒸気管破断	—	火災の影響により主蒸気管の機械的損傷は発生しないため、本事象は火災により発生しない。
⑦燃料集合体の落下	—	火災の影響により燃料取扱装置の機械的損傷は発生しないため、本事象は火災により発生しない。
⑧原子炉冷却材喪失	—	①と同じ
⑨制御棒落下	—	④と同じ
(4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化		
⑩原子炉冷却材喪失	—	①と同じ
⑪可燃性ガスの発生	—	①と同じ

5. 抽出された事象の単一故障評価

上記 4. で抽出された事象に加えて、事象収束に必要な系統、機器（以下「対処系」という。）について、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、解析の結果を最も厳しくする機器に対して、単一故障を仮定する。

5.1 火災を起因とした「運転時の異常な過渡変化」における単一故障評価

5.1.1 給水加熱喪失

(1) 事象の概要

「給水加熱喪失」は、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である（第 1 図）。

(2) 事象発生に至る火災想定

本事象は、抽気逆止弁の制御ケーブル等が単一の内部火災による影響を受けると発生する可能性がある。

単一の内部火災を想定した場合、抽気逆止弁の制御ケーブルが集約される次の盤が最も厳しい火災の想定となる。

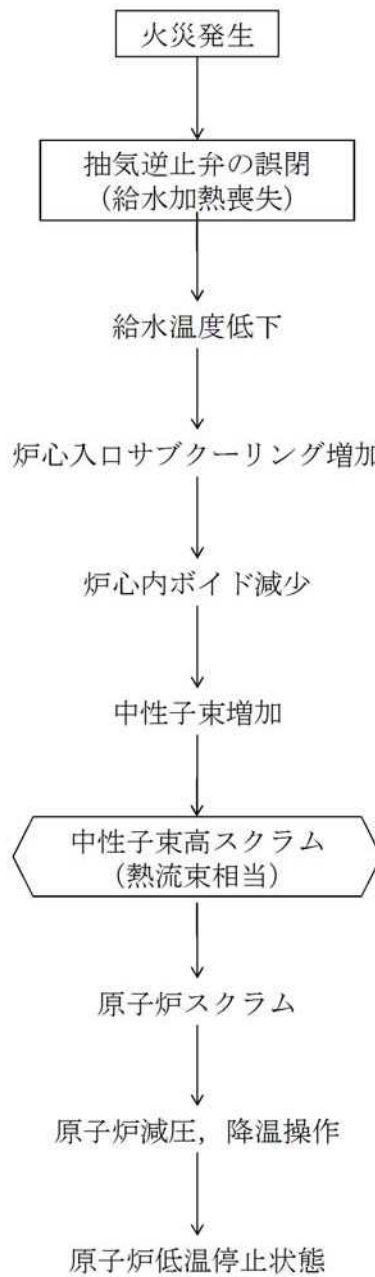
- ・タービン発電機補機盤（中央制御室 CP-7）
- ・タービン補機補助継電器盤（中央制御室 CP-9）

(3) 単一故障を想定した事象の収束

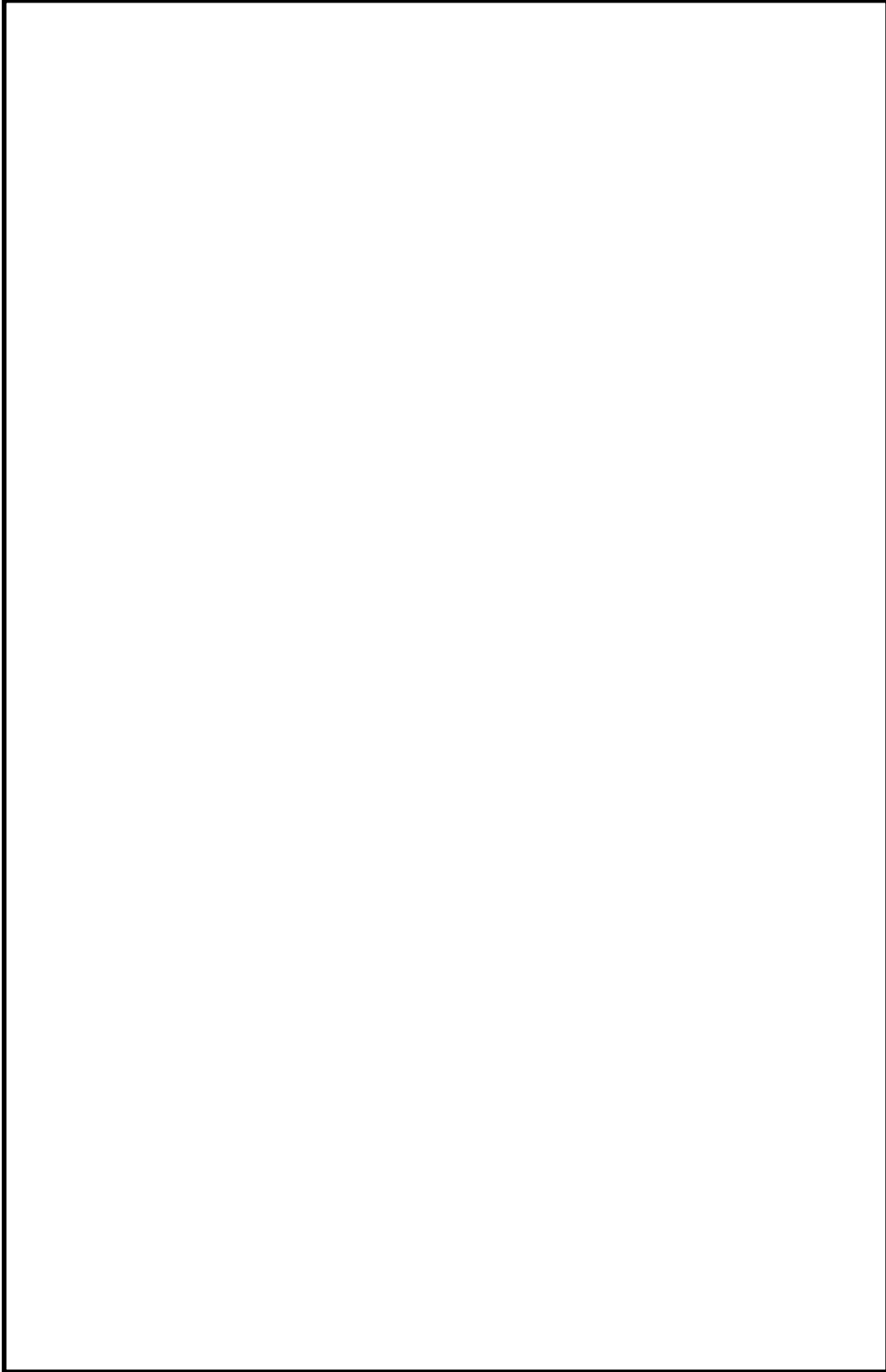
本事象発生時に対処するために必要な系統、機器のうち、解析の結果を最も厳しくする単一故障の想定は安全保護系（中性子束高スクラム（熱流束相当））の単一故障である。

このことを踏まえ、本事象の収束について確認した結果、本事象の発生に至るタービン発電機補機盤及びタービン補機補助継電器盤と、安全保護

系継電器盤及び安全保護系トリップユニット盤は分離して設置されており
(第2図), 火災の影響を受けないことから, 安全保護系の単一故障を考
慮しても, 他の安全保護系にて原子炉はスクラムするとともに, 高温停止
状態へ移行し, 原子炉の減圧, 降温操作により原子炉は低温停止状態に移
行することができる。



第1図 「給水加熱喪失」の事象過程



第2図 中央制御室制御盤の配置図（給水加熱喪失関連）

5.1.2 原子炉冷却材流量制御系の誤動作

(1) 事象の概要

「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」は、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材の再循環流量制御系の故障により、再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する事象である（第3図）。

(2) 事象発生に至る火災想定

本事象は、再循環流量制御系の制御ケーブル等が単一の内部火災による影響を受けると発生する可能性がある。

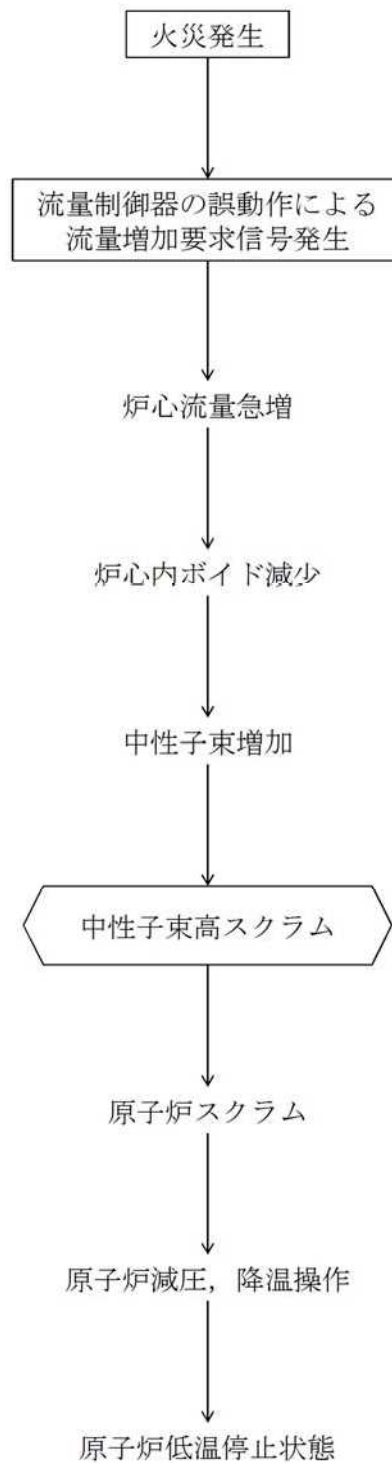
単一の内部火災を想定した場合、再循環流量制御系の制御ケーブルが集約される次の盤が最も厳しい火災の想定となる。

- ・再循環流量制御系制御盤（中央制御室 H13-P634A, H13-P634B）

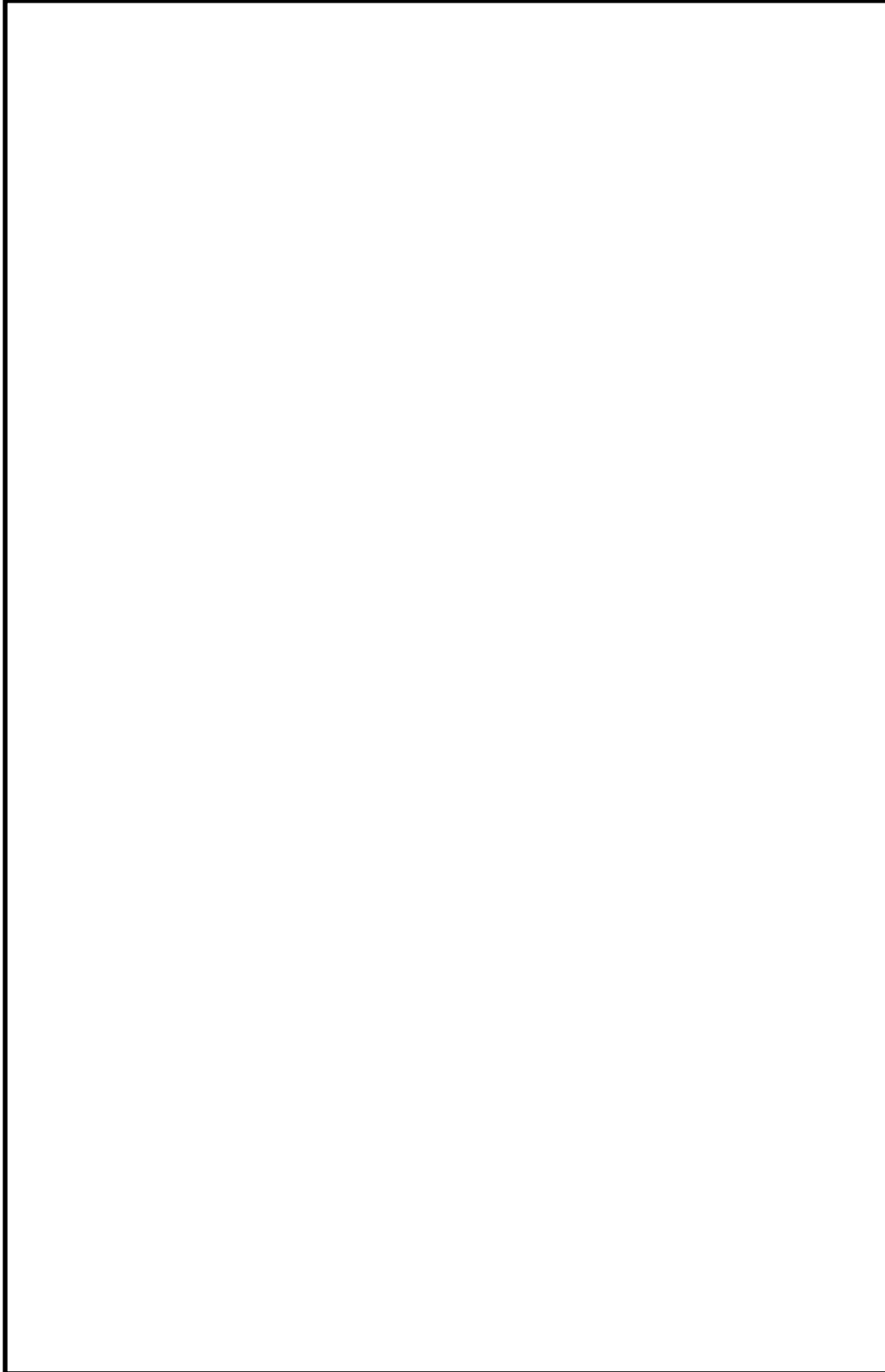
(3) 単一故障を想定した事象の収束

本事象発生時に対処するために必要な系統、機器のうち、解析の結果を最も厳しくする単一故障の想定は安全保護系（中性子束高スクラム）の単一故障である。

このことを踏まえ、本事象の収束について確認した結果、本事象の発生に至る再循環流量制御系制御盤と、安全保護系継電器盤及び安全保護系トリップユニット盤は分離して設置されており（第4図）、火災の影響を受けないことから、安全保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉はスクラムするとともに、高温停止状態へ移行し、原子炉の減圧、降温操作により原子炉は低温停止状態に移行することができる。



第3図 「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」の事象過程



第4図 中央制御室制御盤の配置図（原子炉冷却材流量制御系の誤動作）

5.1.3 負荷の喪失

(1) 事象の概要

「負荷の喪失」は、原子炉の出力運転中に、送電系統の故障等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉出力が上昇する事象である（第5図）。

(2) 事象発生に至る火災想定

本事象は、タービン制御系に関するケーブル等が単一の内部火災による影響を受けると発生する可能性がある。

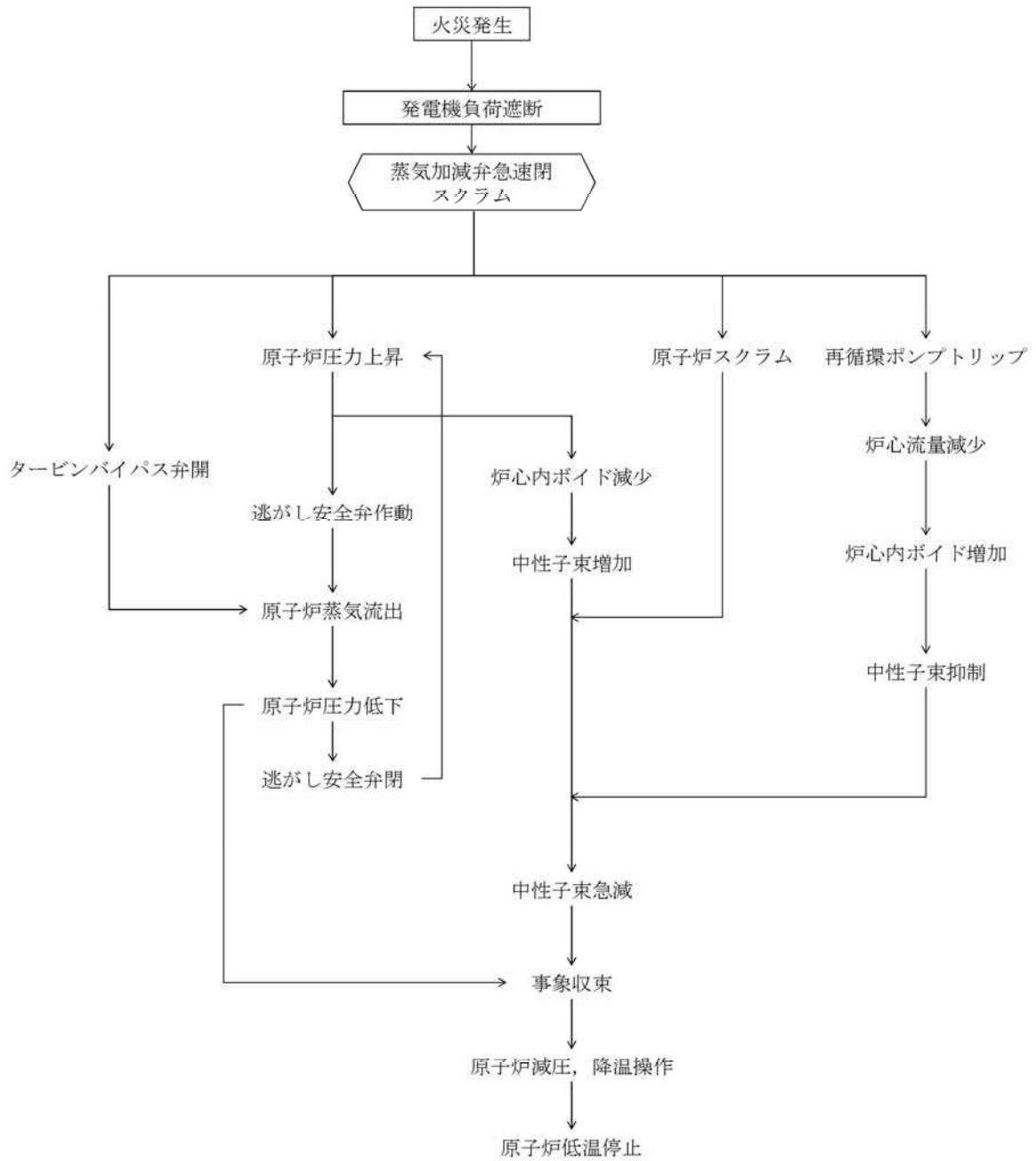
単一の内部火災を想定した場合、タービン制御系に関する制御ケーブルが集約される次の盤が最も厳しい火災の想定となる。

- ・タービン発電機操作盤（中央制御室 CP-1）
- ・EHC 制御盤（中央制御室 CP-20A～F）

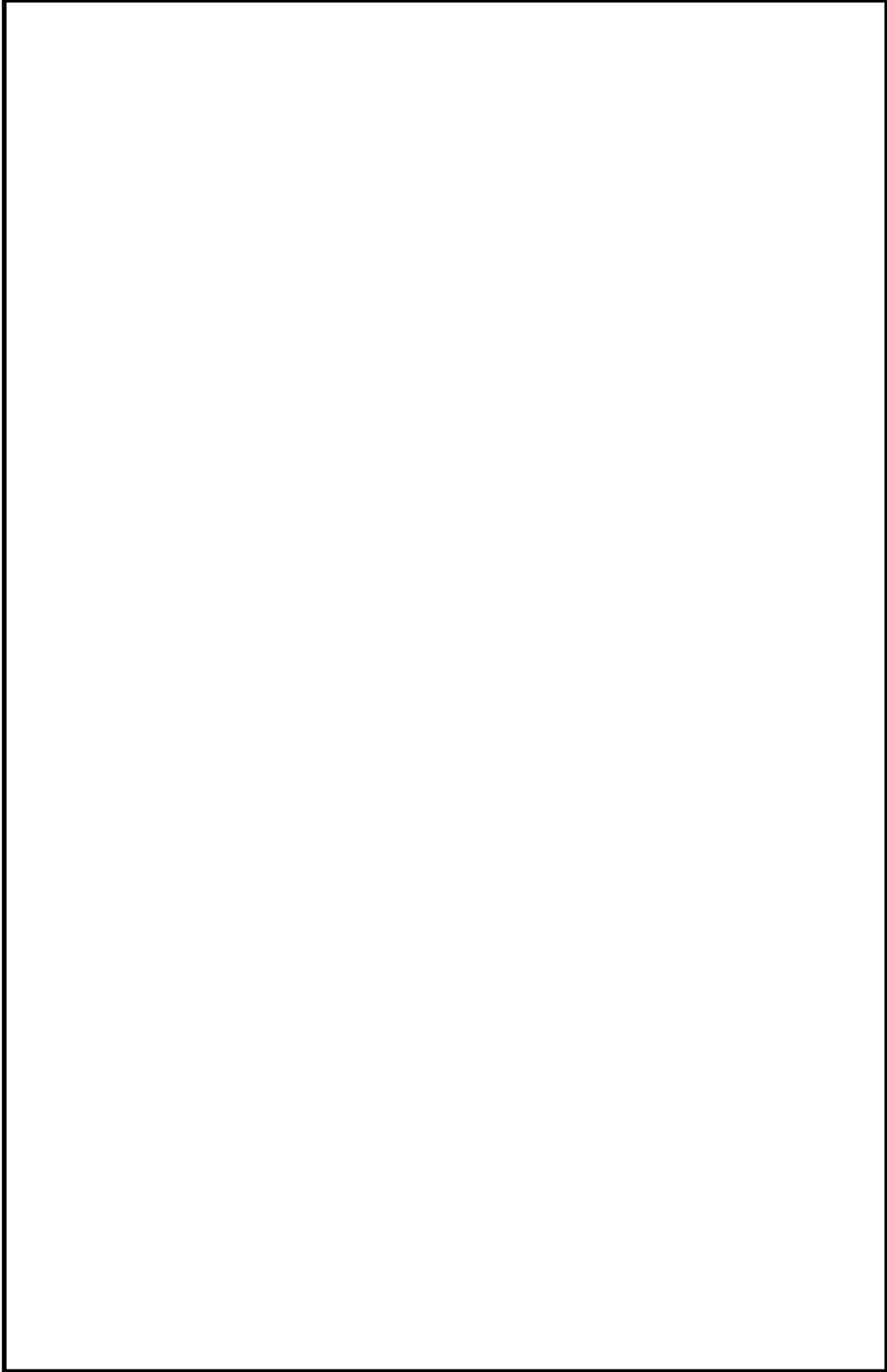
(3) 単一故障を想定した事象の収束

本事象発生時に対処するために必要な系統、機器のうち、解析の結果を最も厳しくする単一故障の想定は安全保護系（蒸気加減弁急速閉スクラム）の単一故障である。

このことを踏まえ、本事象の収束について確認した結果、本事象の発生に至るタービン発電機操作盤及びEHC制御盤と、安全保護系継電器盤及び安全保護系トリップユニット盤は分離して設置されており（第6図）、火災の影響を受けないことから、安全保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉はスクラムするとともに、高温停止状態へ移行し、原子炉の減圧、降温操作により原子炉は低温停止状態に移行することができる。



第 5 図 「負荷の喪失」の事象過程



第6図 中央制御室制御盤の配置図（負荷の喪失）

5.1.4 主蒸気隔離弁の誤閉止

(1) 事象の概要

「主蒸気隔離弁の誤閉止」は、原子炉の出力運転中に、原子炉水位異常低下等の誤信号により主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉出力が上昇する事象である（第5図）。

(2) 事象発生に至る火災想定

本事象は、主蒸気隔離弁に関するケーブル等が単一の内部火災による影響を受けると発生する可能性がある。

単一の内部火災を想定した場合、主蒸気隔離弁に関する制御ケーブルが集約される次の盤が最も厳しい火災の想定となる。

- ・ 緊急時炉心冷却系操作盤（中央制御室 H13-P601）
- ・ 格納容器内側隔離系継電器盤（中央制御室 H13-P622）
- ・ 格納容器外側隔離系継電器盤（中央制御室 H13-P623）

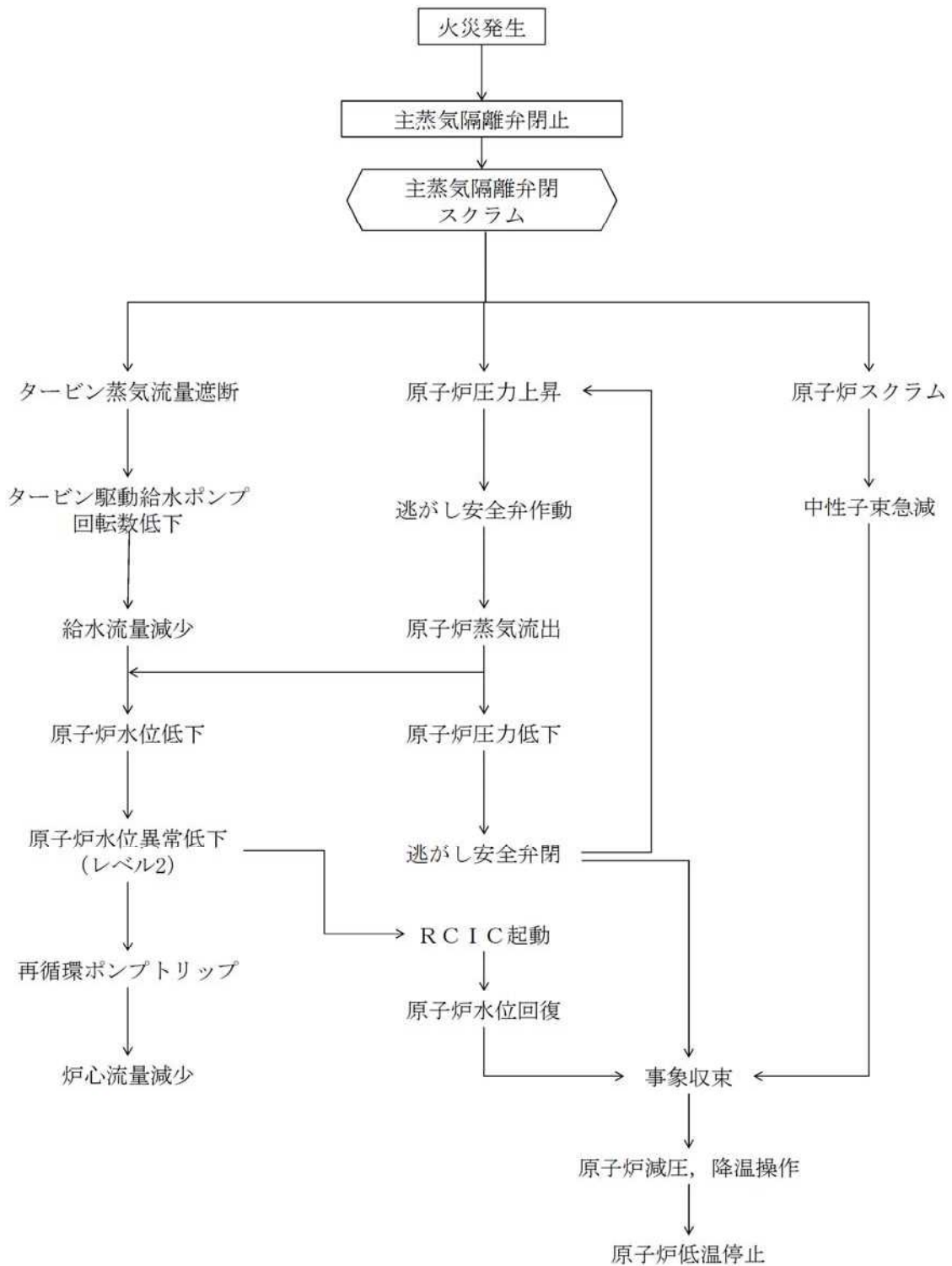
(3) 単一故障を想定した事象の収束

本事象発生時に対処するために必要な系統、機器のうち、解析の結果を最も厳しくする単一故障の想定は安全保護系（主蒸気隔離弁閉スクラム）の単一故障である。

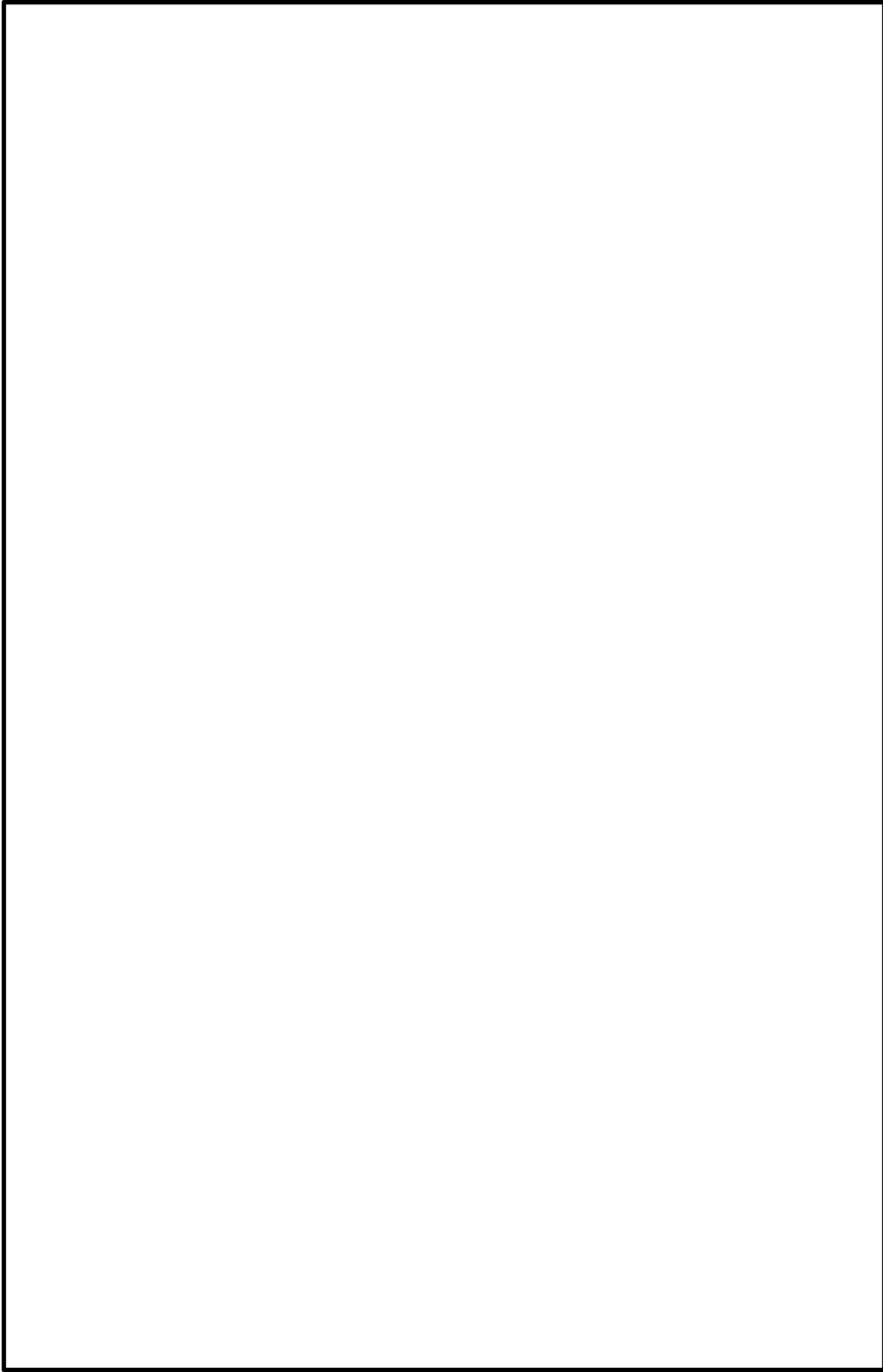
このことを踏まえ、本事象の収束について確認した結果、本事象の発生に至る緊急時炉心冷却系操作盤、格納容器内側隔離系継電器盤及び格納容器外側隔離系継電器盤と、安全保護系継電器盤及び安全保護系トリップユニット盤は分離されており（第8図）、火災の影響を受けないことから、安全保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉はスクラムする。

また、原子炉への注水手段については、主蒸気隔離弁の論理回路と非常用炉心冷却系等の論理回路が同じ緊急時炉心冷却系操作盤に存在する（第

8 図) が、当該操作盤は安全区分に応じて 4mm の鉄板により分離されているため、単一故障を想定しても注水手段は確保されることから、原子炉への注水手段は確保される。その後、原子炉の減圧、降温操作により原子炉は低温停止状態に移行することができる。



第7図 「主蒸気隔離弁の誤閉止」の事象過程



第8図 中央制御室制御盤の配置図（主蒸気隔離弁の誤閉止）

5.1.5 給水制御系の故障

(1) 事象の概要

「給水制御系の故障」は、原子炉の出力運転中に、給水制御系の誤動作により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である（第9図）。

(2) 事象発生に至る火災想定

本事象は、給水制御系に関するケーブル等が単一の内部火災による影響を受けると発生する可能性がある。

単一の内部火災を想定した場合、給水制御系に関する制御ケーブルが集約される次の盤が最も厳しい火災の想定となる。

- ・給水制御系制御盤（中央制御室 H13-P612）
- ・原子炉給水ポンプ駆動タービン制御盤（中央制御室 CP-34A, 34B）

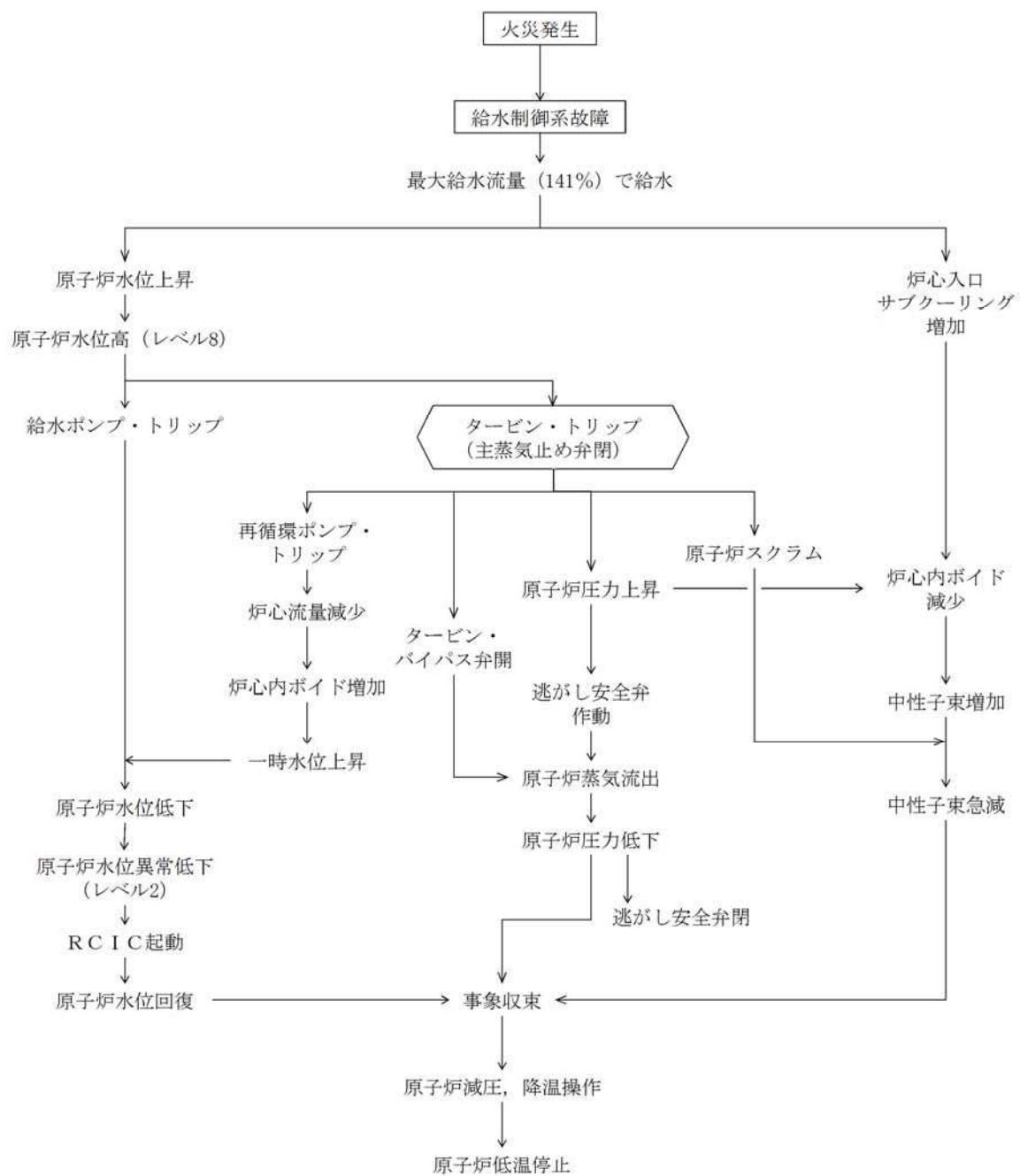
(3) 単一故障を想定した事象の収束

本事象発生時に対処するために必要な系統、機器のうち、解析の結果を最も厳しくする単一故障の想定は安全保護系（主蒸気止め弁閉スクラム）の単一故障である。

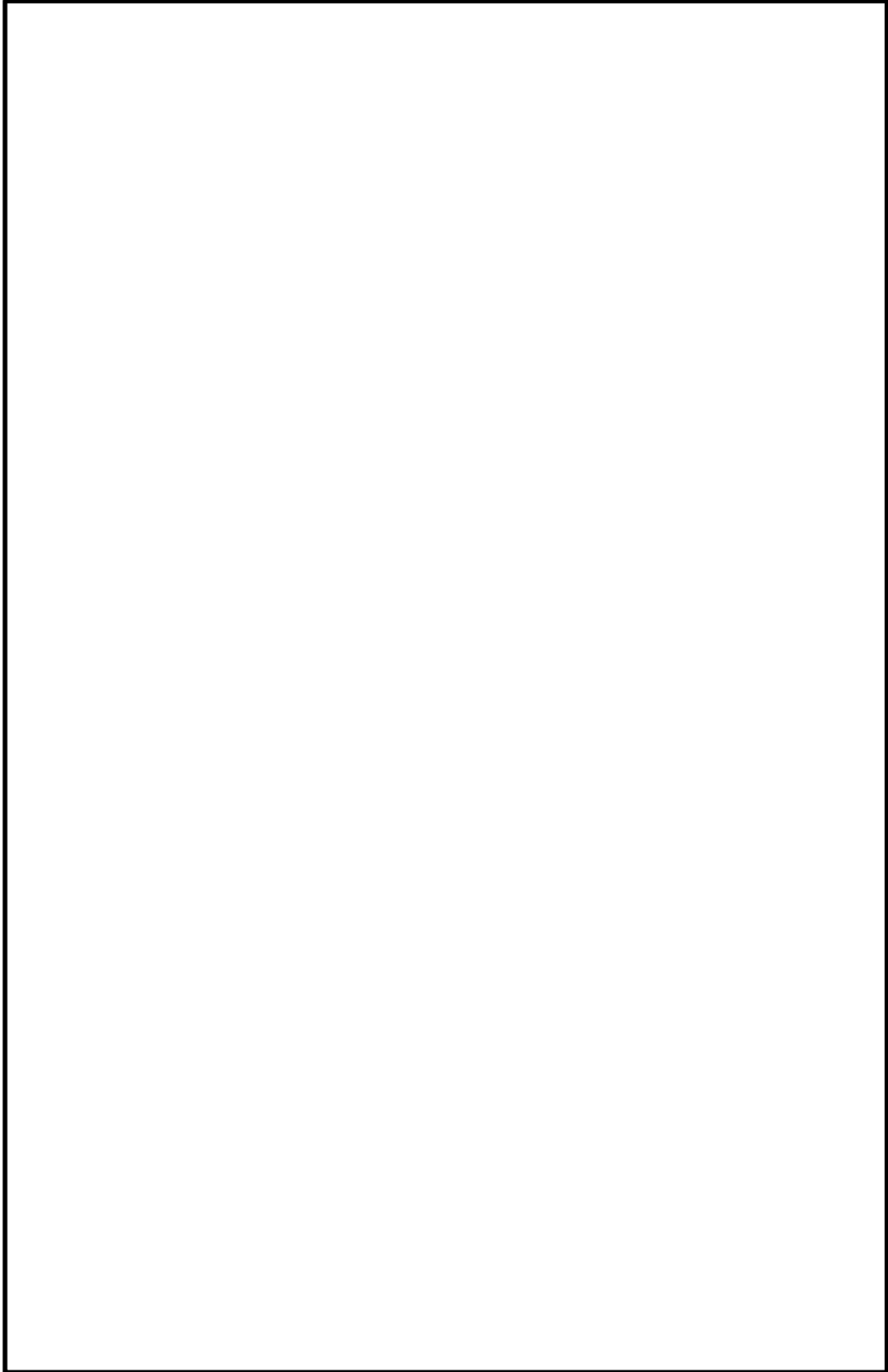
このことを踏まえ、本事象の収束について確認した結果、本事象の発生に至る給水制御系制御盤及び原子炉給水ポンプ駆動タービン制御盤と、安全保護系継電器盤及び安全保護系トリップユニット盤は分離して設置されており（第10図）、火災の影響を受けないことから、安全保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉はスクラムする。

また、原子炉への注水手段については、給水制御系制御盤及び原子炉給水ポンプ駆動タービン制御盤と、緊急時炉心冷却系操作盤、RCIC継電器盤、HPCS継電器盤、LPCS/RHR(A)補助継電器盤及びRHR(B)(C)補助継電器盤はいずれも分離して設置されており（第10図）、火災の影響を受けない

ことから、単一故障を考慮しても、原子炉への注水手段は確保される。その後、原子炉の減圧、降温操作により原子炉は低温停止状態に移行することができる。



第9図 「給水制御系の故障」の事象過程



第10図 中央制御室制御盤の配置図（給水制御系の故障）

5.1.6 圧力制御系の故障

(1) 事象の概要

「圧力制御系の故障」は、原子炉の出力運転中に、圧力制御系の誤動作により主蒸気流量が変化する事象である（第 11 図）。

(2) 事象発生に至る火災想定

本事象は、圧力制御系に関するケーブル等が単一の内部火災による影響を受けると発生する可能性がある。

単一の内部火災を想定した場合、圧力制御系に関する制御ケーブルが集約される次の盤が最も厳しい火災の想定となる。

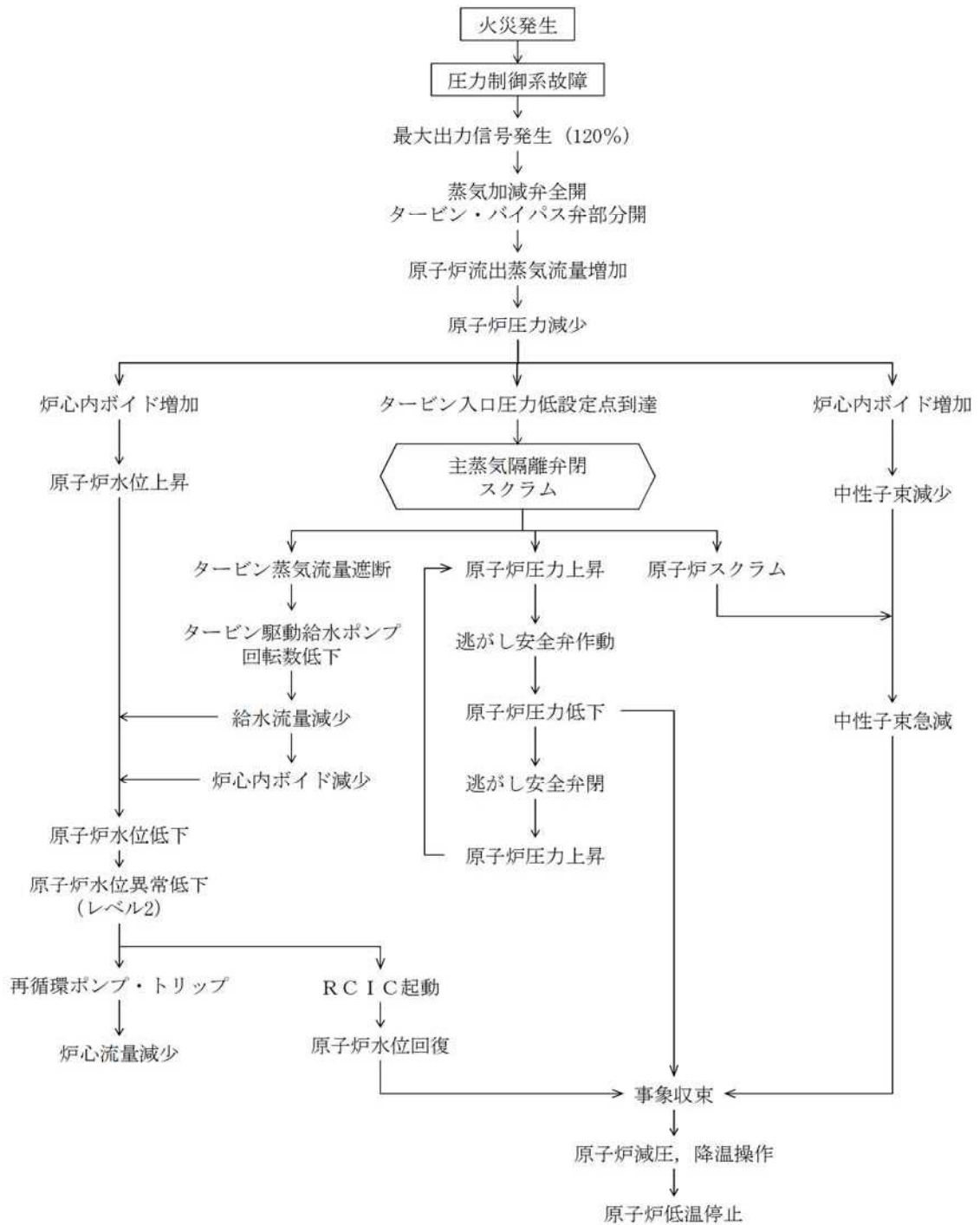
- ・ EHC 制御盤（中央制御室 CP-20A～F）

(3) 単一故障を想定した事象の収束

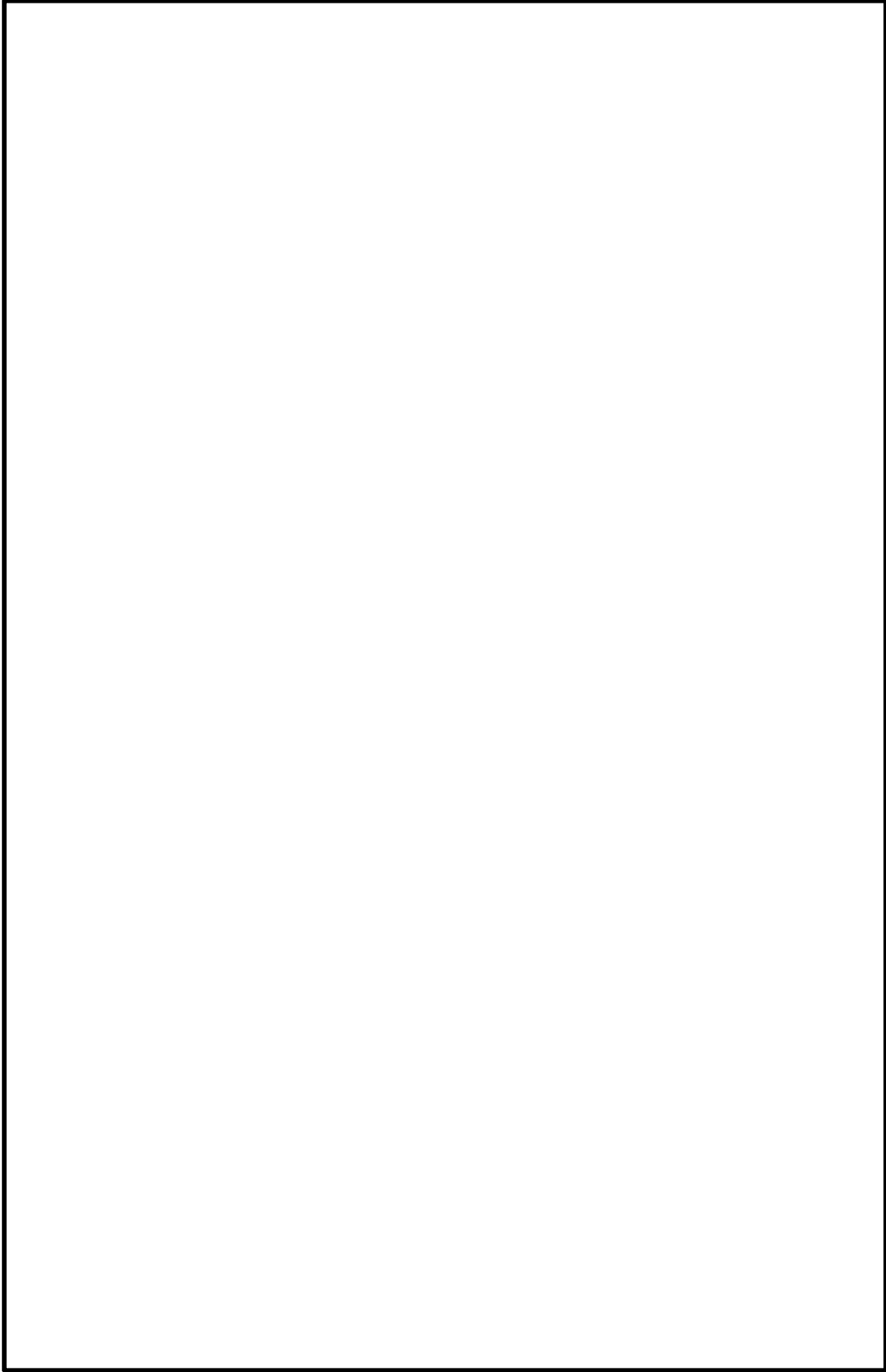
本事象発生時に対処するために必要な系統、機器のうち、解析の結果を最も厳しくする単一故障の想定は安全保護系（主蒸気隔離弁閉スクラム）の単一故障である。

このことを踏まえ、本事象の収束について確認した結果、本事象の発生に至る EHC 制御盤と、安全保護系継電器盤及び安全保護系トリップユニット盤は分離して設置されており（第 12 図）、火災の影響を受けないことから、安全保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉はスクラムする。また、原子炉への注水手段については、EHC 制御盤と、緊急時炉心冷却系操作盤、RCIC 継電器盤、HPCS 継電器盤、LPCS/RHR(A) 補助継電器盤及び RHR(B)(C) 補助継電器盤はいずれも分離して設置されており

（第 12 図）、火災の影響を受けないことから、単一故障を考慮しても、原子炉への注水手段は確保される。その後、原子炉の減圧、降温操作により原子炉は低温停止状態に移行することができる。



第 11 図 「圧力制御系の故障」の事象過程



第12図 中央制御室制御盤の配置図（圧力制御系の故障）

5.1.7 給水流量の全喪失

(1) 事象の概要

「給水流量の全喪失」は、原子炉の出力運転中に、給水制御器の故障又は給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起こり原子炉水位が低下する事象である（第13図）。

(2) 事象発生に至る火災想定

本事象は、給水制御系に関するケーブル等が単一の内部火災による影響を受けると発生する可能性がある。

単一の内部火災を想定した場合、給水制御系に関する制御ケーブルが集約される次の盤が最も厳しい火災の想定となる。

- ・給水制御系制御盤（中央制御室 H13-P612）
- ・原子炉給水ポンプ駆動タービン制御盤（中央制御室 CP-34A, 34B）

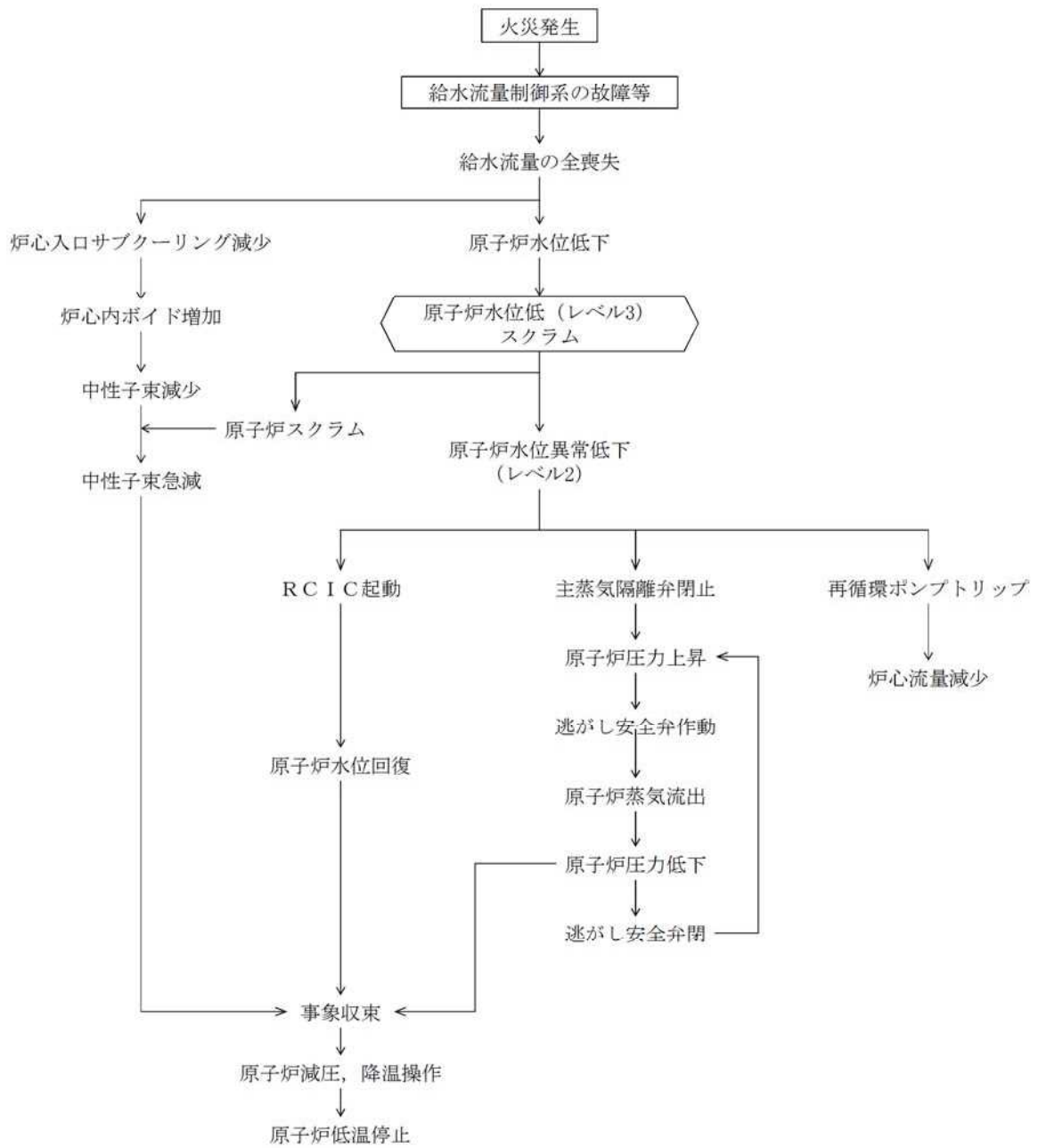
(3) 単一故障を想定した事象の収束

本事象発生時に対処するために必要な系統、機器のうち、解析の結果を最も厳しくする単一故障の想定は安全保護系（原子炉水位低（レベル3）スクラム）の単一故障である。

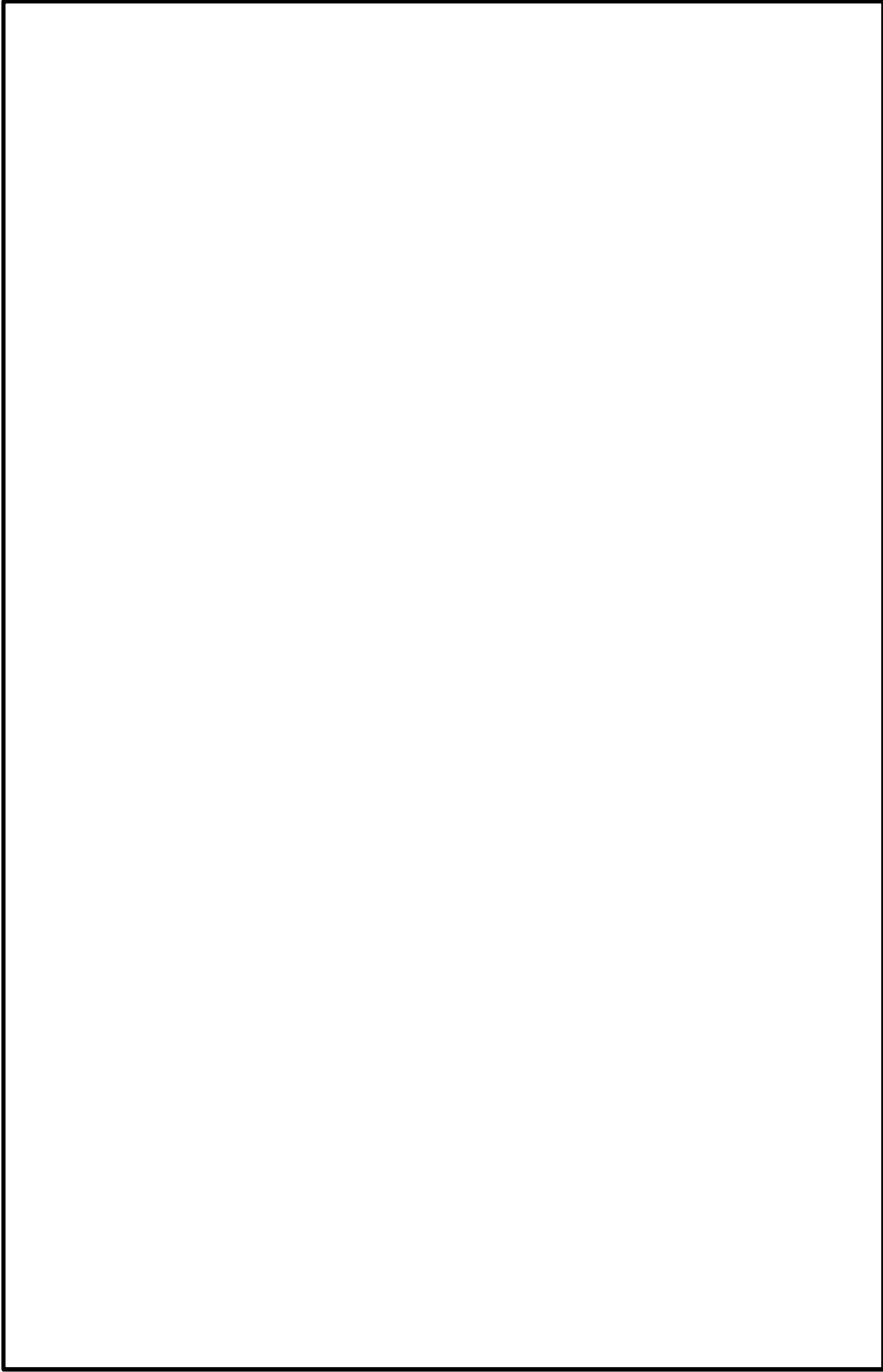
このことを踏まえ、本事象の収束について確認した結果、本事象の発生に至る給水制御系制御盤及び原子炉給水ポンプ駆動タービン制御盤と、安全保護系継電器盤及び安全保護系トリップユニット盤は分離して設置されており（第14図）、火災の影響を受けないことから、安全保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉はスクラムする。

また、原子炉への注水手段については、給水制御系制御盤及び原子炉給水ポンプ駆動タービン制御盤と、緊急時炉心冷却系操作盤、RCIC継電器盤、HPCS継電器盤、LPCS/RHR(A)補助継電器盤及びRHR(B)(C)補助継電器盤はいずれも分離して設置されており（第14図）、火災の影響を受けない

ことから、単一故障を考慮しても、原子炉への注水手段は確保される。その後、原子炉の減圧、降温操作により原子炉は低温停止状態に移行することができる。



第 13 図 「給水流量の全喪失」の事象過程



第14図 中央制御室制御盤の配置図（給水流量の全喪失）

5.2 火災を起因とした「設計基準事故」における単一故障評価

5.2.1 原子炉冷却材流量の全喪失

(1) 事象の概要

「原子炉冷却材流量の全喪失」は、原子炉の出力運転中に、2台の再循環ポンプが何らかの原因でトリップすることにより、炉心流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下して、炉心の冷却能力が低下する事象である（第15図）。

(2) 事象発生に至る火災想定

本事象は、再循環ポンプトリップ回路の制御ケーブル等が単一の内部火災による影響を受けると発生する可能性がある。

単一の内部火災を想定した場合、再循環ポンプトリップ回路の制御ケーブルが集約される次の盤が最も厳しい火災の想定となる。

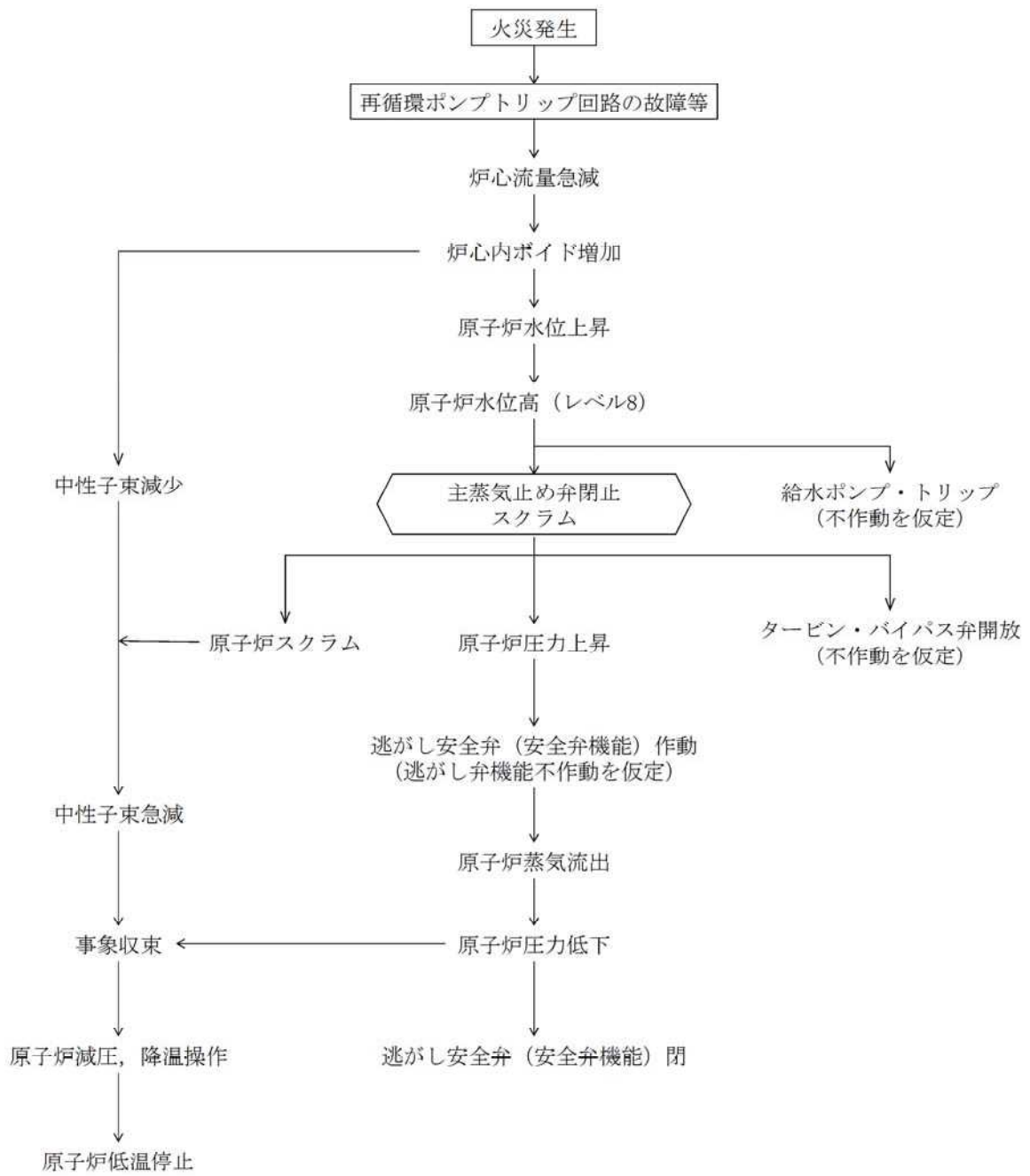
- ・再循環流量制御系制御盤（中央制御室 H13-P634A, H13-P634B）
- ・原子炉保護系継電器盤（中央制御室 H13-P609, H13-P611）

(3) 単一故障を想定した事象の収束

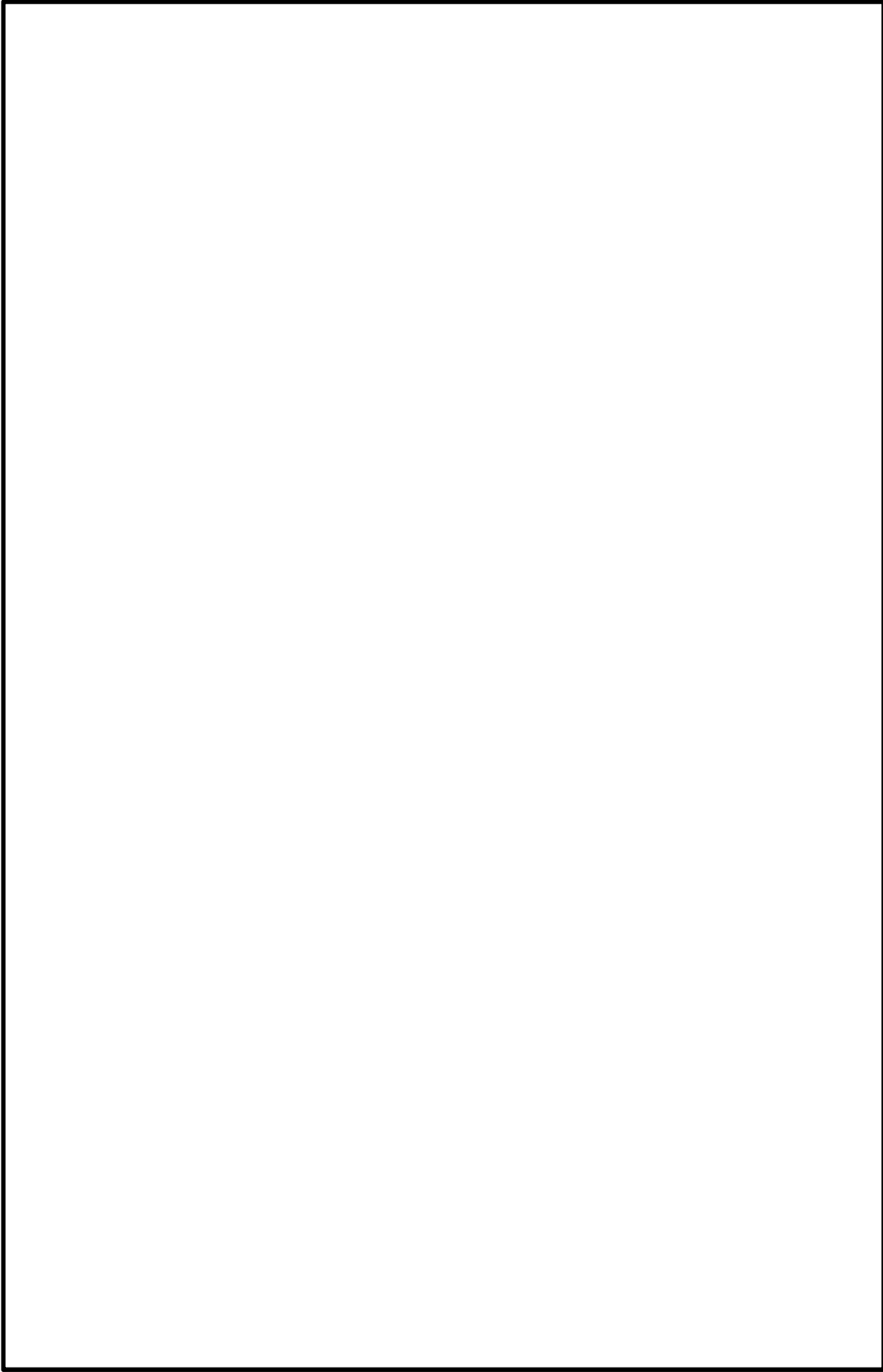
本事象発生時に対処するために必要な系統、機器のうち、解析の結果を最も厳しくする単一故障の想定は安全保護系（原子炉水位低（レベル3）スクラム）の単一故障である。

このことを踏まえ、本事象の収束について確認した。その結果、本事象の発生に至る再循環流量制御系制御盤と、安全保護系継電器盤及び安全保護系トリップユニット盤は分離して設置されている（第16図）ため、火災の影響を受けないため、安全保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉はスクラムするものの、原子炉保護系継電器盤には再循環ポンプトリップに係る制御回路と原子炉スクラムに係る制御回路が存在している。しかしながら、原子炉スクラムに係る論理回路はフェイルセー

フの設計としていること、及び当該制御盤は安全区分に応じて 4mm の鉄板により分離されていることから、安全保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉はスクラムする。その後、高温停止状態へ移行し、原子炉の減圧、降温操作により原子炉は低温停止状態に移行することができる。



第 15 図 「原子炉冷却材流量の喪失」の事象過程



第16図 中央制御室制御盤の配置図（原子炉冷却材流量の喪失）

6. まとめ

安全評価審査指針に基づき，単一の内部火災に起因して発生する可能性のある「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について，事象収束に必要な対処系に対して単一故障を想定しても，原子炉を支障なく低温停止に移行できることを確認した。