

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8月22日
日本原子力発電株式会社

【目次】

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. 火災により想定される事象の確認結果

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

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。

なお、「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」(以下「火災防護審査指針」という。)では下記のとおり要求されている。

3-2 原子炉施設内のいかなる場所の想定される火災に対しても、この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、単一故障を仮定しても、原子炉を高温停止できる設計であること。

低温停止に必要な系統は、原子炉施設内のいかなる場所の想定される火災によっても、その機能を失わない設計であること。

(解説)

- (1) 3-2の要求事項は、安全設計審査指針の指針9.に定める原子炉施設一般の要求事項である信頼性に関する設計上の考慮における考え方を、火災による外乱発生時にも適用したものである。「単一故障を仮定」とは、想定される火災により出力運転中の原子炉に外乱が及び、原子炉を速やかに停止し、かつ、停止状態を維持する必要性が生じた場合、高温停止のため新たに作動が要求される安全保護系、原子炉停止系の機器に単一故障（原子炉又は蒸気発生器に給水する系統の機器の新たな作動が要求される場合には、その系統の機器に単一故障）を仮定することを要求するものである。大規模な地震等の苛酷な自然現象の発生により火災が発生する可能性が1-3の措置を講じるにより十分低減されている構築物、系統及び機器で火災が発生し、又は当該自然現象と無関係に火災が発生する場合については、当該火災と無関係な故障まで考慮する必要はない。
- (2) 「高温停止できる」とは、想定される火災の原子炉への影響を考慮して、高温停止状態の達成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。
- (3) 「その機能を失わない設計であること」とは、低温状態に移行する場合にあっては低温停止に必要な系統のうち少なくとも一つは機能すること、低温状態を維持する場合にあっては低温停止状態が維持されることをいう。

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、火災防護審査指針に基づき、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

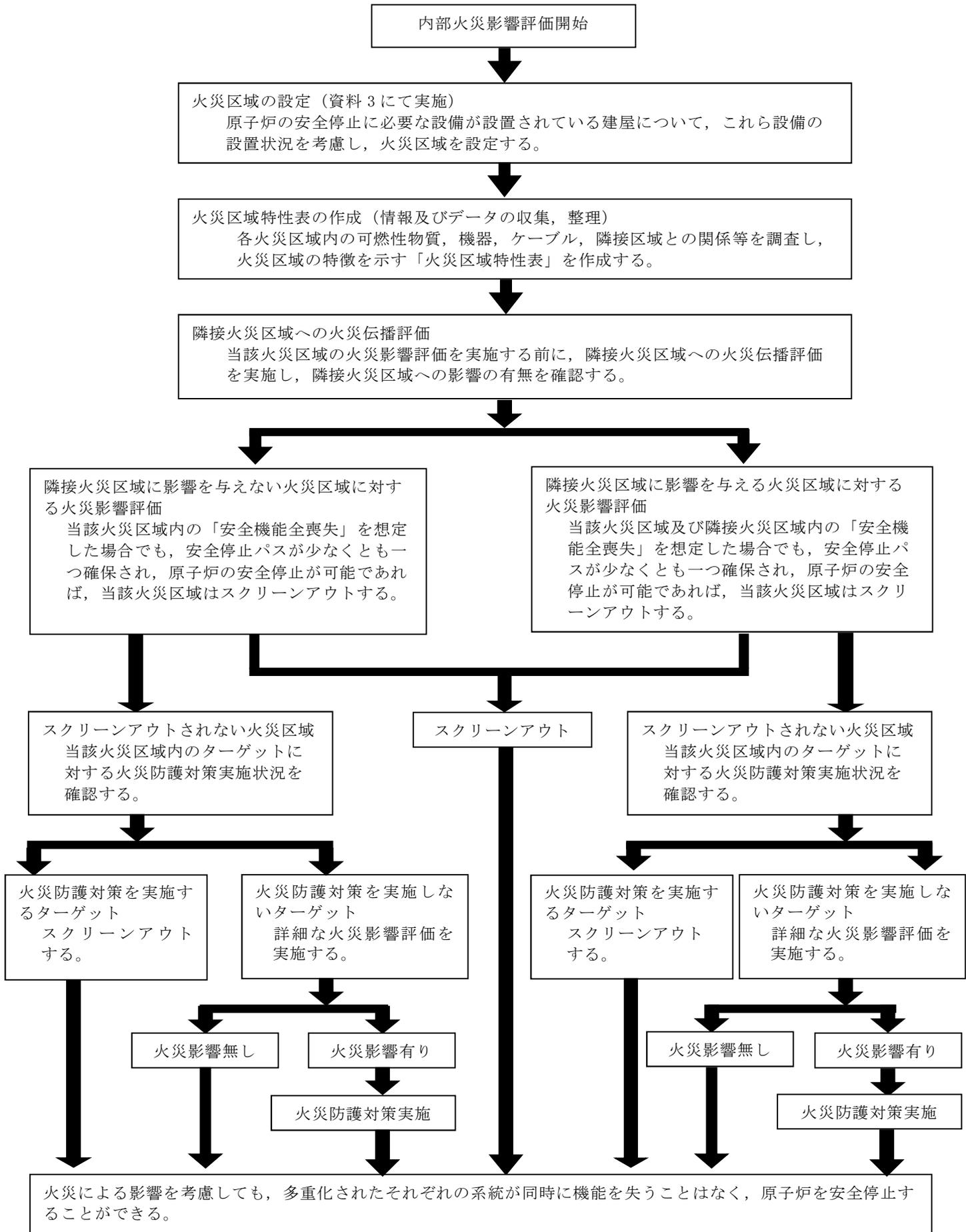
火災区域はスクリーンアウトする。

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、計測ケーブルである「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

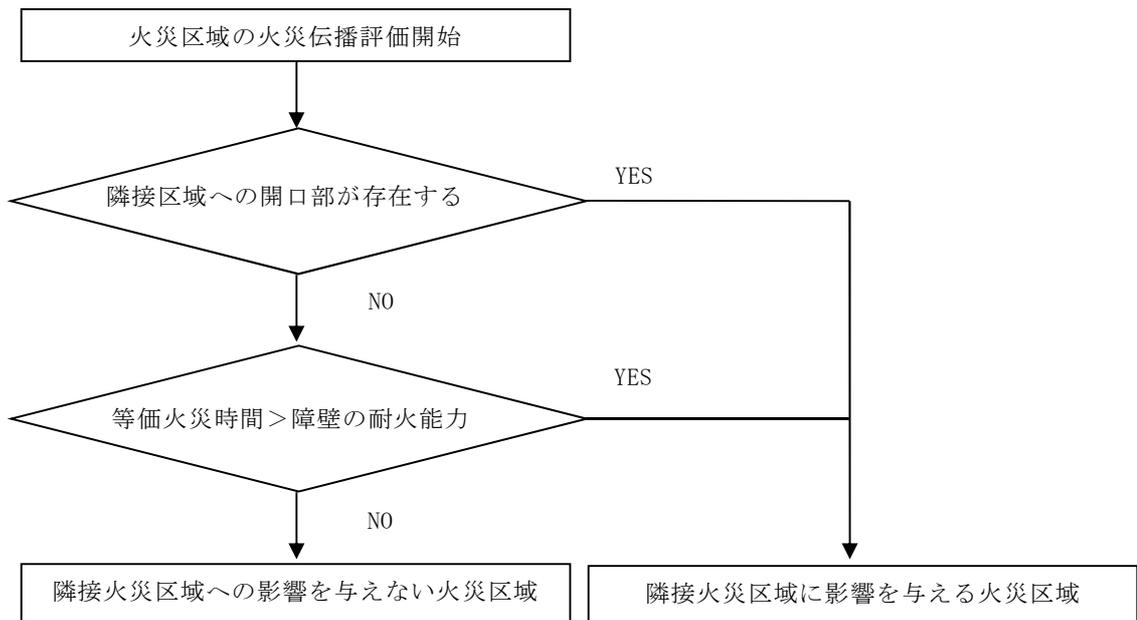
当該火災区域に火災発生時に、隣接火災区域に影響を与える場合は、隣接火災区域も含んだ火災影響評価を行う必要があることから、当該火災区域の火災影響評価を実施する前に、隣接火災区域への火災伝播評価を実施する。（第10-2図）

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、安全停止パスを一つも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、安全停止パスがひとつも確保されないことを確認した場合は、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。

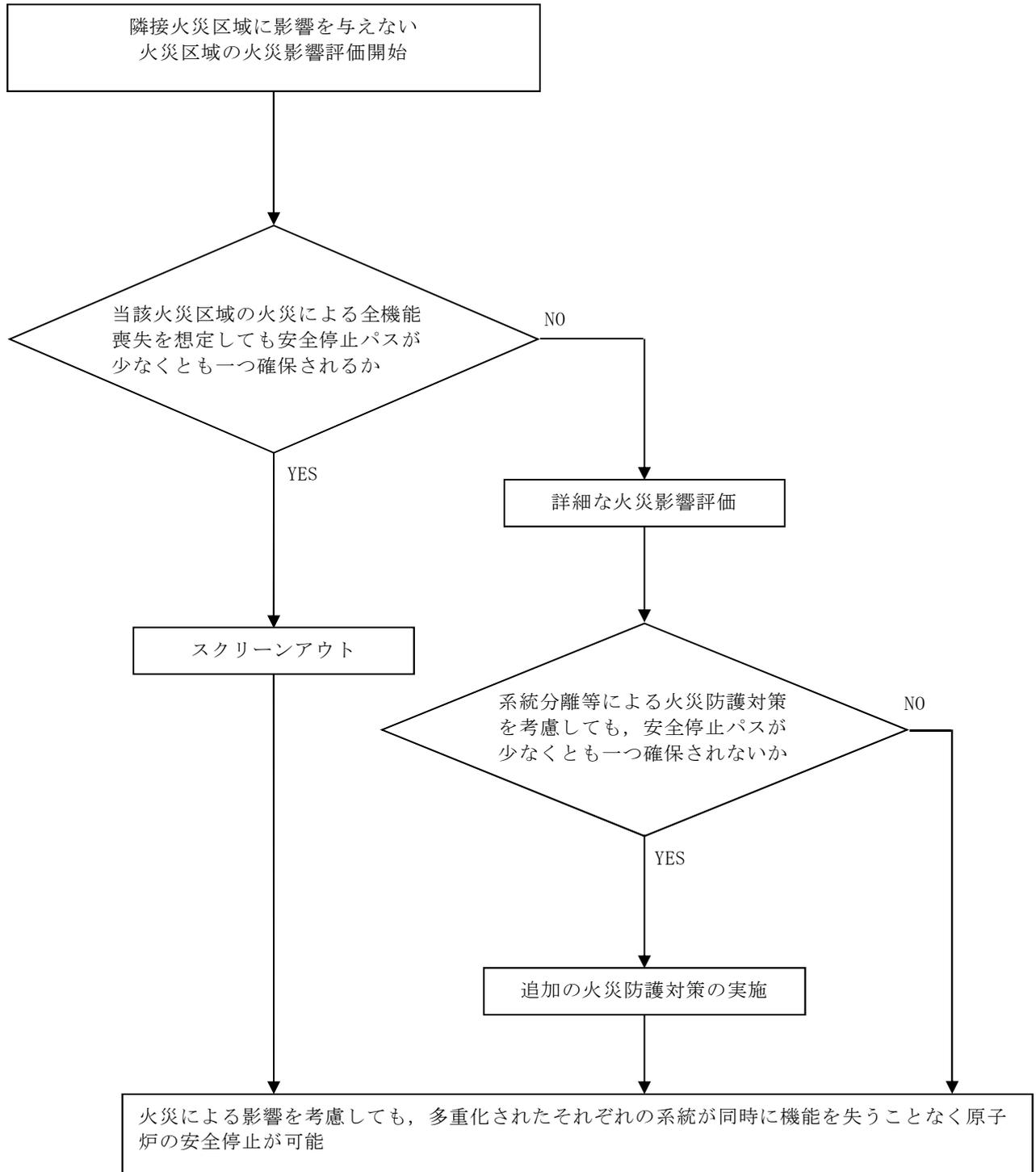
6.1.2スクリーンアウトされる火災区域

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

安全停止パスを一つも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、安全停止パスがひとつも確保されないことを確認した場合は、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、安全停止パスが一つも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、安全停止パスが一つも確保されないことを確認した場合は、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。

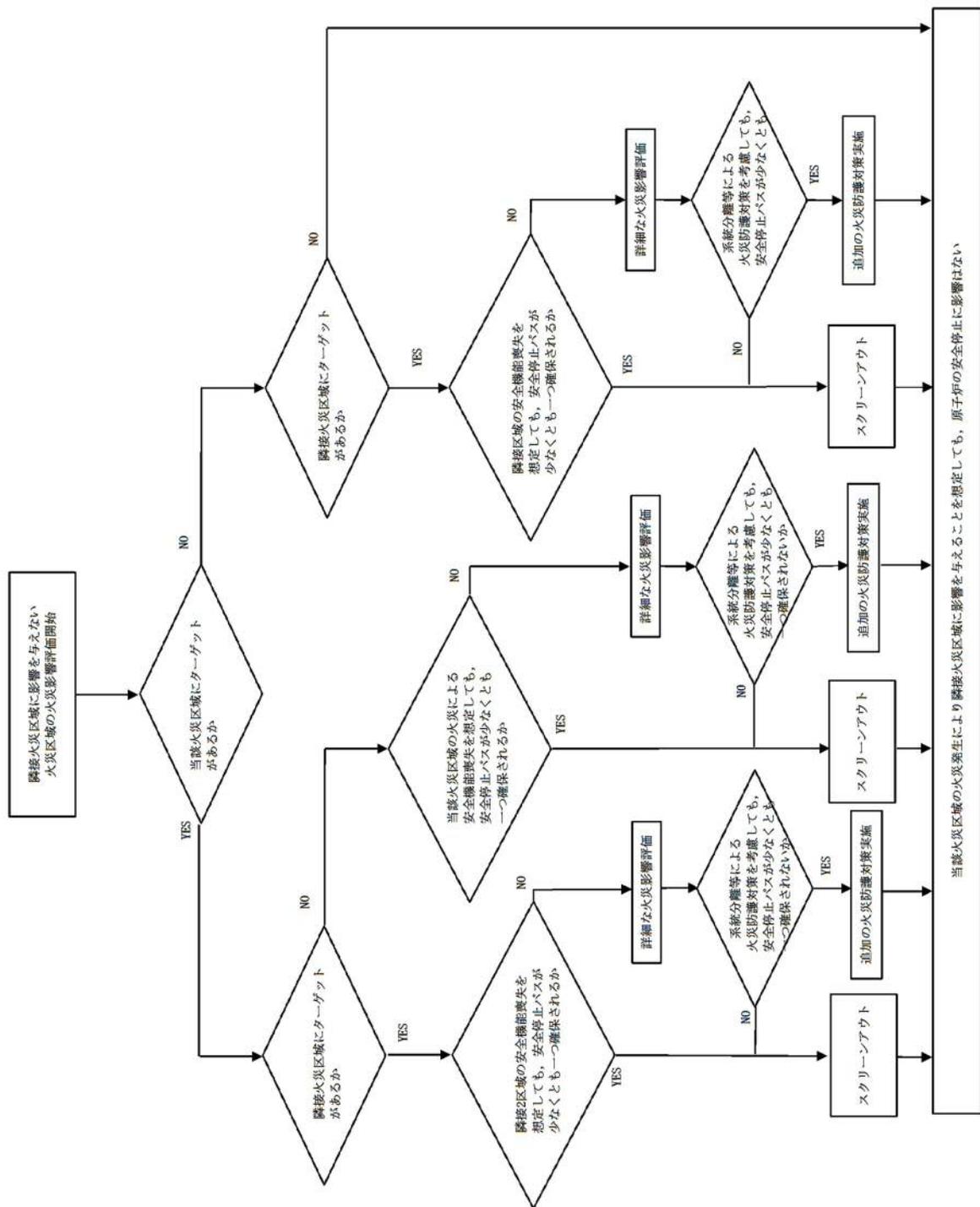
6.2.4スクリーンアウトされる火災区域

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、安全停止パスがひとつも確保されないことを確認した場合は、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. 火災により想定される事象の確認結果

単一の内部火災を想定した場合、原子炉に外乱が及び、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」が発生する可能性があるが、「7. 内部火災影響評価結果」に示すとおり、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はなく、原子炉を安全停止することができることを確認した。

「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」又は「設計基準事故」を対象に、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」及び「設計基準事故」の確認結果を第 10-1 表及び第 10-2 表に示す。（参考資料 1）

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 10-1 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

設計基準事故

起因事象	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。

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

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

火災防護対象機器には、多重性を有する安全上重要な以下の設備等がある。

- a. 安全保護系
- b. 原子炉停止系
- c. 工学的安全施設等
- d. 非常用所内電源系
- e. 事故時監視計器
- f. 残留熱除去系
- g. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する設備
- h. 上記設備の補助設備（非常用換気空調系等）

これら設備等について、東海第二発電所において原子炉の安全停止パスを確保するために必要な系統を整理した（第1表）。安全停止パスは、原子炉冷却材喪失以外の事象を対象に、原子炉の高温停止及び低温停止に必要な安全機能を整理した（第2表，第3表）。

火災影響評価において、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場合には、原子炉の安全停止に影響はない。

一方、安全停止パスを一つも確保できない場合は、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の実施状況確認や詳細な火災影響評価を行い、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。

第 1 表 安全停止パスを構成する系統

緩和系	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
a. 安全保護系	原子炉緊急停止系		
	工学的安全施設の作動回路		
b. 原子炉停止系	スクラム		
	SLC (A)	SLC (B)	—
c. 工学的安全施設等 (原子炉補給水機能をもつ系統)	RCIC	—	HPCS
	ADS (A)	ADS (B)	—
	RHR (A)	RHR (B)	—
	LPCS	RHR (C)	—
d. 非常用所内電源系	D/G (2C)	D/G (2D)	D/G (HPCS)
	非常用交流電源 (2C)	非常用交流電源 (2D)	非常用交流電源 (HPCS)
	直流電源 (Ⅰ)	直流電源 (Ⅱ)	直流電源 (Ⅲ)
e. 事故時監視計器	中性子束 (Ⅰ)	中性子束 (Ⅱ)	—
	原子炉水位 (Ⅰ)	原子炉水位 (Ⅱ)	—
	原子炉圧力 (Ⅰ)	原子炉圧力 (Ⅱ)	—
	S/C 水温 (Ⅰ)	S/C 水温 (Ⅱ)	—
f. 残留熱除去系	RHR (A)	RHR (B)	—
g. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	RHRS (A)	RHRS (B)	—
h. 補助設備	D/G (2C) HVAC	D/G (2D) HVAC	D/G (HPCS) HVAC
	スイッチギア室 HVAC (A)	スイッチギア室 HVAC (B)	—
	バッテリー室 HVAC (A)	バッテリー室 HVAC (B)	—
	MCR-HVAC (A)	MCR-HVAC (B)	—
	RHR (A) /LPCS ポンプ室 HVAC	RHR (B) / (C) ポンプ室 HVAC	HPCS ポンプ室 HVAC
	DGSW (2C)	DGSW (2D)	DGSW (HPCS)

第2表 原子炉の高温停止に必要な安全停止パス

安全機能	高温停止に必要な安全停止パス※ ¹
1) 原子炉未臨界	スクラム（手動，自動）※ ² 又は SLC(A) 又は SLC(B)
2) 原子炉過圧防止	SRV（安全弁機能）※ ³
3) 炉心冷却	RCIC※ ⁴ 又は HPCS 又は ADS(A) + RHR(A) 又は ADS(A) + LPCS 又は ADS(B) + RHR(B) 又は ADS(B) + RHR(C)
4) 非常用所内電源系	上記1)～3)に必要な電源 SLC(A)：D/G(2C)，直流電源(I) SLC(B)：D/G(2D)，直流電源(II) RCIC：直流電源(I) HPCS：D/G(HPCS)，直流電源(III) ADS(A) + RHR(A)：D/G(2C)，直流電源(I) ADS(A) + LPCS：D/G(2C)，直流電源(I) ADS(B) + RHR(B)：D/G(2D)，直流電源(II) ADS(B) + RHR(C)：D/G(2D)，直流電源(II)
5) 補機冷却系，補助設備	上記1)～4)に必要な補機冷却系及び補助設備

※1：火災防護審査指針に基づき，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する。

※2：原子炉緊急停止系の単一故障を想定した場合でも，スクラムによる原子炉未臨界機能は維持される。

※3：逃がし安全弁（SRV）は18弁あるため，単一故障を想定しても原子炉過圧防止機能は維持される。

※4：原子炉冷却材喪失時は期待できない。

第3表 原子炉の冷温停止に必要な安全停止パス

安全機能	冷温停止に必要な安全停止パス
1) 原子炉減圧※ ¹	ADS (A) 又は ADS (B)
2) 崩壊熱除去	RHR (A) 又は RHR (B)
3) 非常用所内電源系	上記 1) 2) に必要な電源 SLC (A) : D/G (2C) + 直流電源 (I) SLC (B) : D/G (2D) + 直流電源 (II) RHR (A) : D/G (2C) + 直流電源 (I) RHR (B) : D/G (2D) + 直流電源 (II)
4) 補機冷却系, 補助設備	上記 1) ~ 4) に必要な補機冷却系及び補助設備

※1 : 高温停止を RCIC 又は HPCS で達成した場合に必要。

添付資料 3

東海第二発電所の火災区域特性表の例

東海第二発電所の火災区域特性表の例

東海第二発電所の火災区域特性表の内部火災影響評価では、資料 3 にて設定した火災区域の情報（部屋番号，床面積，等価時間，隣接火災区域等）を火災区域特性表に記載し，整理する。

火災区域特性表においては，当該火災区域に設置される原子炉の安全停止に係る機器等（ケーブル含む）を明確にする。その上で，当該火災区域にて最も厳しい単一の火災を想定し，火災区域内の安全停止に係る機器全てを機能喪失したと仮定した場合に火災の影響を受ける緩和系を明確にし，残る緩和系において安全停止パスが少なくとも一つ確保されるか否かについて評価を行い，その結果について火災区域特性表として整理する。

なお，原子炉の高温停止に必要な次の安全機能については，火災防護に関する審査指針に基づき，単一故障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ことを確認する。

- 1) 原子炉未臨界
- 2) 原子炉過圧防止
- 3) 炉心冷却
- 4) 非常用所内電源系
- 5) 補機冷却系，補助設備

東海第二発電所における火災区域の代表例として，「R-1（RCIC ポンプ室他）」の火災区域特性表を以下のとおり示す。

なお，その他火災区域も含めた火災区域特性表における評価結果の要約については添付資料 6 にて示す。

火災区域特性表 I

火災区域特性表のまとめ					1/1
プラント	NT-2	建屋	原子炉建屋	火災区域番号	R-1

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	NT-2	火災区域番号	R-1

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			1/1
プラント	NT-2	火災区域番号	R-1

--	--	--	--

火災区域特性表Ⅳ

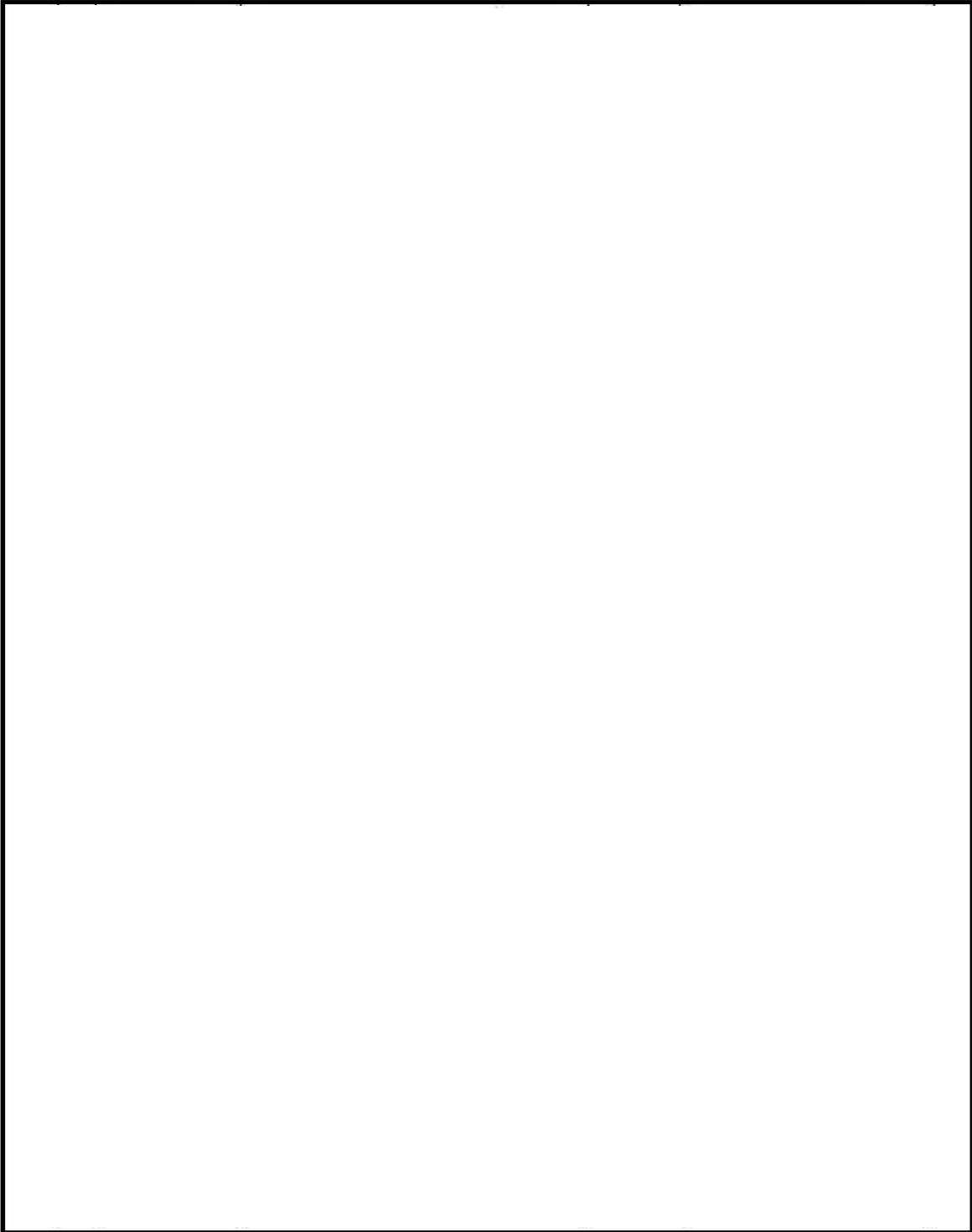
火災により影響を受ける設備			1/1
プラント	NT-2	火災区域番号	R-1

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	NT-2	火災区域番号	R-1

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	NT-2	火災区域番号	R-1



添付資料 4

東海第二発電所 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
について

東海第二発電所における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、火災区域の耐火壁（3時間以上の耐火能力）を前提として、隣接火災区域への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

全ての火災区域を対象に隣接する火災区域を抽出し、火災伝播評価手順の概要フローに従い、隣接区域への開口部の有無を確認するとともに、等価火災時間と障壁の耐火能力を比較することにより、火災伝播評価を実施した。

その結果、隣接火災区域への火災伝播の可能性のある火災区域として、「R-4」が抽出された。

評価結果を次頁以降に示す。

東海第二発電所 隣接火災区域への火災伝播評価結果

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

東海第二発電所 隣接火災区域への火災伝播評価結果

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

東海第二発電所 隣接火災区域への火災伝播評価結果

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

添付資料 5

東海第二発電所における隣接火災区域に
影響を与える火災区域の火災影響評価
について

東海第二発電所 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

当該火災区域			隣接火災区域			安全停止パス		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	安全区分	

8 条-別添 1-資料 10-添付 5-1

添付資料 6

東海第二発電所における

火災区域内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 安全施設等	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

火災 区域 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設等	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

火災 区域 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設等	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

火災 区域 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設等	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

火災 区域 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設等	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

火災 区域 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設等	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

火災 区域 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設等	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

火災 区域 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設等	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

火災 区域 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設等	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

火災 区域 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設等	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

火災 区域 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設等	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	低温	確認事項

火災 区域 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設等	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

火災 区域 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設等	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

火災 区域 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設等	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

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

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

1. 火災により影響を軽減するための対策

隣接火災区域に影響を与えない火災区域及び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を実施した結果、火災区域 については、当該火災区域の火災による全機能喪失を想定すると、安全停止パスが一つも確保できないことを確認した。

そこで、これらの火災区域については、詳細な火災影響評価を行い、系統分離等の火災防護対策を実施することにより、原子炉の高温停止及び低温停止に必要な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。(第1表)

第1表 火災防護対策が必要な火災区域と対策の概要

火災区域	火災区画	部屋名称	火災防護対策

2. 火災区域の詳細な火災影響評価結果

1. にて火災により安全停止に影響がある火災区域に対して，異区分の機器等を系統分離するなどの火災防護対策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。評価結果を第2表に示す。

第 2 表 東海第二発電所 火災影響評価 (1 / 3)

火災 区域 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設等	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	

第 2 表 東海第二発電所 火災影響評価 (2 / 3)

火災 区域 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設等	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

第 2 表 東海第二発電所 火災影響評価 (3 / 3)

火災 区域 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設等	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

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

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

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弁の誤作動が発生した場合に原子炉冷却材喪失が発生する可能性について確認した。確認結果を第 1 表に示す。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁についての概要図を第 1 図に示す。

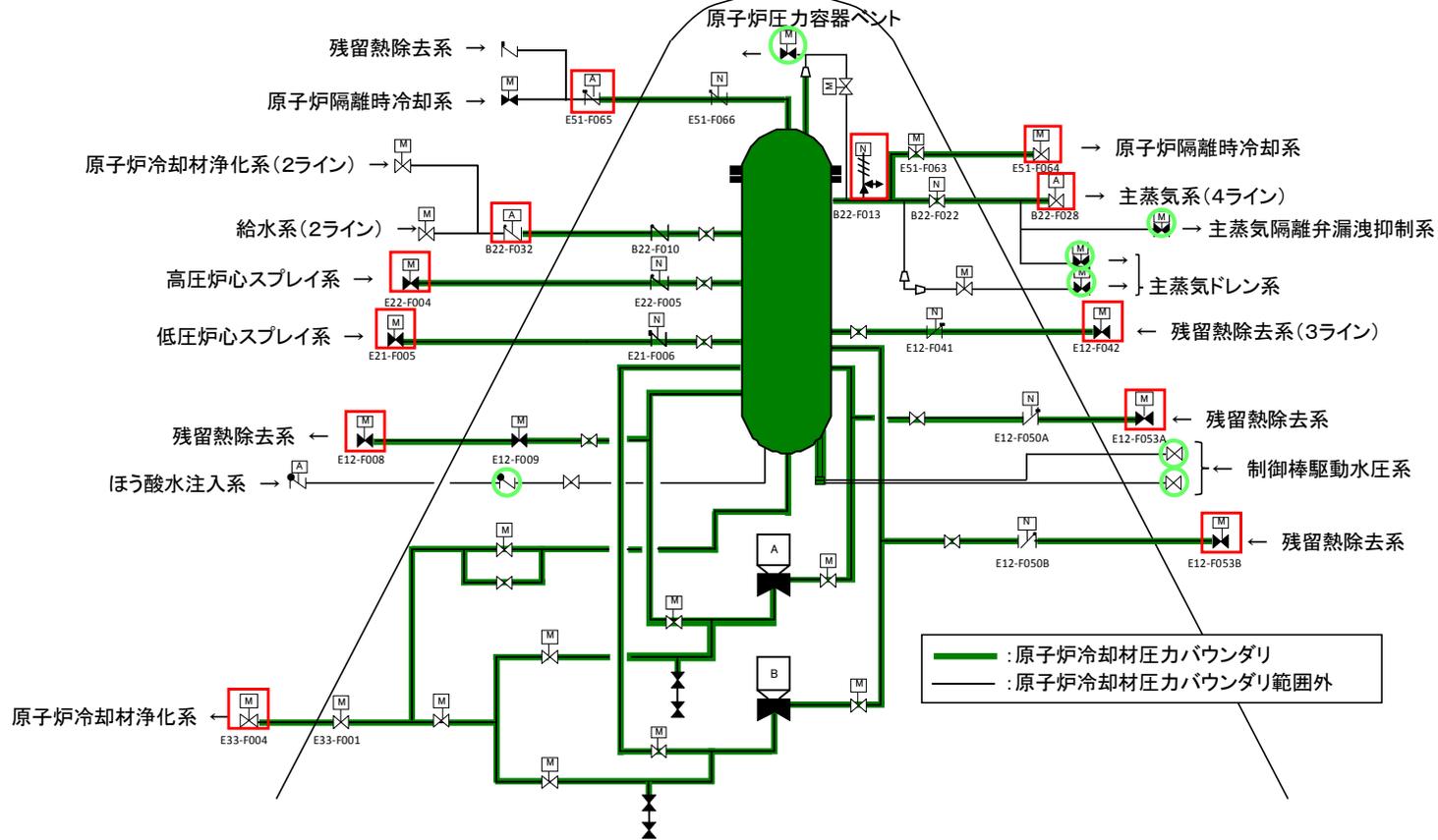
火災の影響により逃がし安全弁が誤開放した場合には、原子炉冷却材がサブレーション・プールに流出する可能性があるが、この場合でも運転員が中央制御室にて回路の直流電源を切断することで、速やかに閉止することが可能である。また、逃がし安全弁以外の弁については、火災の影響により原子炉冷却材の流出は発生しない。

第1表 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁に対する火災発生時の影響

弁名称	弁型式	火災発生時の影響
主蒸気隔離弁 (B22-F028)	空気作動弁	通常運転中に開の弁であり、火災影響による LOCA 発生の可能性はない。
原子炉冷却材浄化系アウトボード隔離弁 (E33-F004)	電動弁	
RCIC 外側隔離弁 (E51-F064)	電動弁	
HPCS 注入弁 (B22-F004)	電動弁	本弁の RPV 側に逆止弁が設置されていることから、火災影響による LOCA 発生の可能性はない。
LPCS 注入弁 (B21-F005)	電動弁	
RHR 注入弁 (E12-F042)	電動弁	
RHR 停止時冷却注入弁 (E12-F053A, B)	電動弁	
原子炉給水逆止弁 (E51-F032)	試験可能逆止弁 (空気作動)	
RCIC 外側テスト逆止弁 (B22-F065)	試験可能逆止弁 (空気作動)	
残留熱除去系アウトボード隔離弁 (E12-F008)	電動弁	原子炉圧力が高い場合には開動作しないインターロックが操作スイッチの制御盤とは異なる盤に設置されているため、単一の火災による LOCA の可能性はない。(第2図, 第3図)
逃がし安全弁 (B22-F013)	窒素作動弁	中央制御室内の盤火災により逃がし安全弁の制御回路が誤動作して逃がし安全弁が誤開放した場合でも、中央制御室に常駐している運転員が速やかに火災感知・消火を実施する。また、誤開した逃がし安全弁を中央制御室で特定し、当該制御回路の電源を切断することにより、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。 (第4図)

□ : 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁

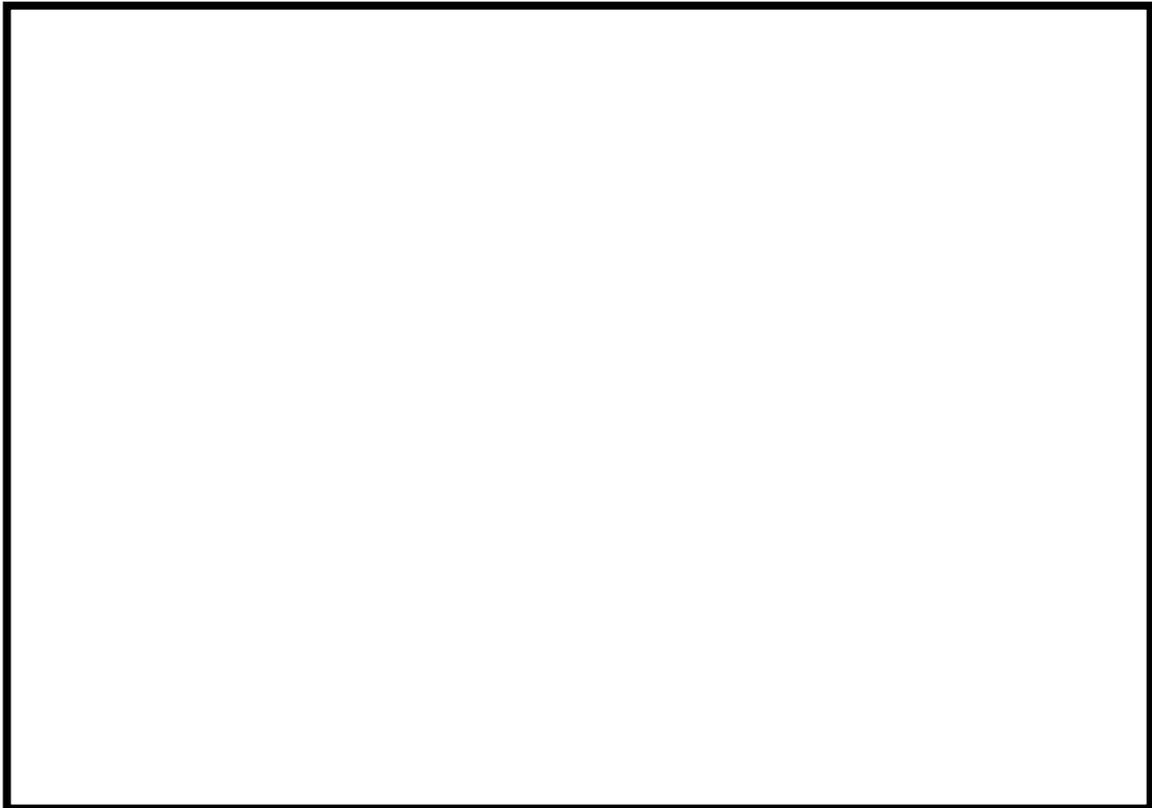
○ : 原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの



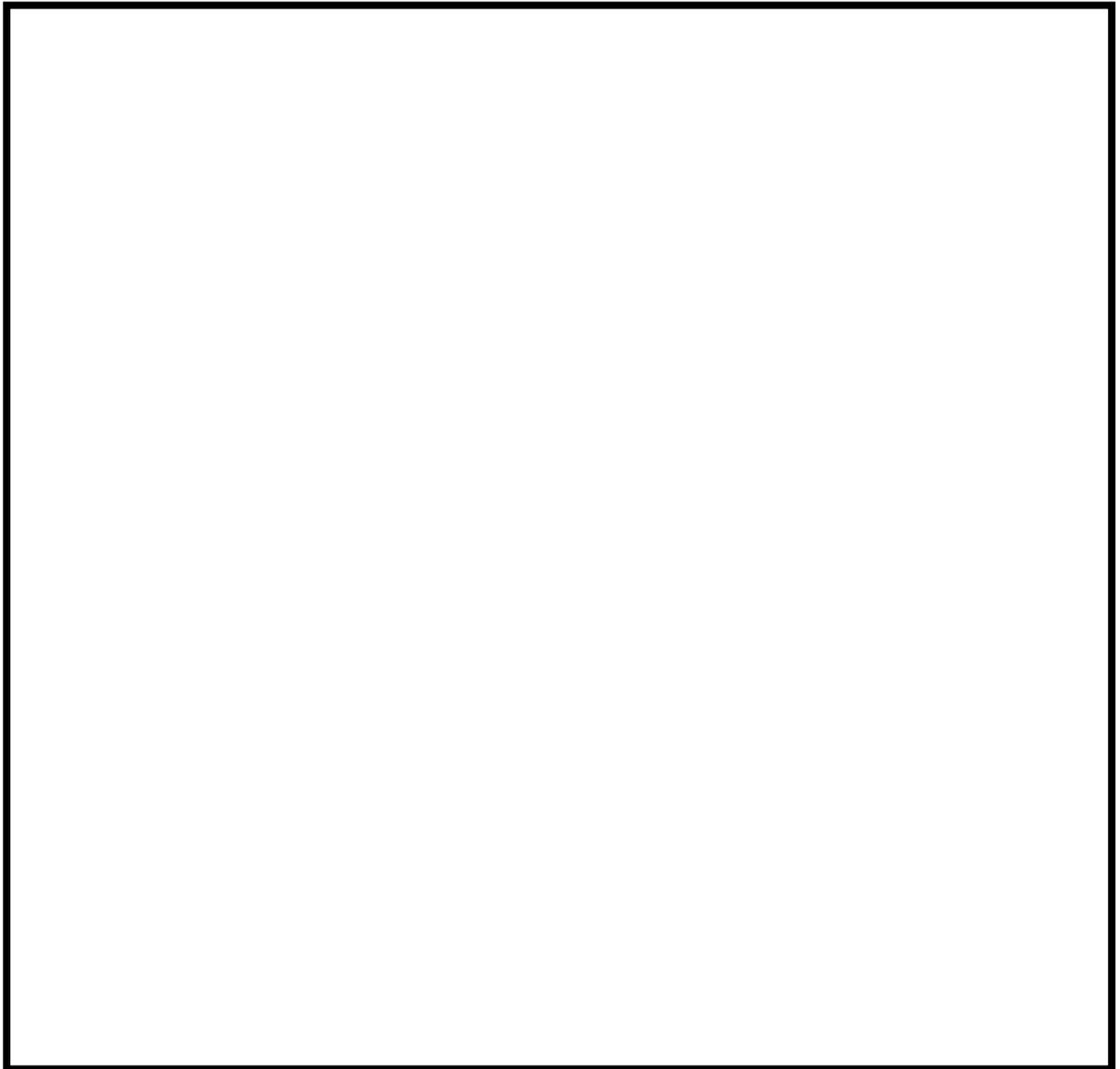
第1図 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁の概要図



第 2 図 残留熱除去系アウトボード隔離弁 (E12-F008) の回路図



第 3 図 中央制御室の制御盤配置図



第 4 図 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の制御盤配置図

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

内部火災により想定される事象の確認結果

内部火災により原子炉に外乱が及び、複数の起因が重畳する可能性を考慮した場合においても、単一故障を想定した条件で安全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。

- ・内部火災発生を想定する区画及びその影響範囲の防護対象設備は内部火災発生により機能が喪失するが、それ以外の区画の防護対象設備は機能が維持される。
- ・原子炉建屋又はタービン建屋において内部火災が発生することを仮定し、当該建屋内の防護対象設備以外のものは火災影響を仮定する（火災により機能を喪失する設備は機能喪失を仮定する）。
- ・原子炉建屋又はタービン建屋において発生した内部火災は、当該建屋以外に影響は及ばない。

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。

発生する事象の抽出に当たっては、ある火災区画において火災が発生した場合に火災影響を受ける設備を抽出し、どのような外乱が発生し得るのか、

外乱発生後に事象がどのように進展するののかについて、安全停止パスの確認と同様に全ての火災区画について評価することが考えられる。そのためには、常用系設備等の防護対象設備に該当しない設備に対してそれらの配置を網羅的に整理し、火災区画毎に火災影響を詳細に分析することが必要である。しかしながら、このような詳細な分析を実施することは現実的ではない。また、BWRの過渡解析においては、防護対象設備ではないクラス3の緩和設備に期待した評価としていることを踏まえ、火災により発生する可能性のある事象をあらためて抽出した上で、防護対象設備に該当しない常用系設備等は設置された火災区域によらず火災影響を受ける可能性があるという保守的な仮定を用いた代替の評価手法により、火災により原子炉に外乱が及び、安全保護系及び原子炉停止系の作動を要求される場合に、単一故障を想定しても原子炉を安全停止することができることを評価することとする。

以上を踏まえ、原子炉建屋及びタービン建屋で内部火災により発生すると考えられる外乱の抽出を行い、内部火災により誘発される過渡事象等の起因事象（以下「代表事象」という。）を特定する。さらに、代表事象が重畳することも考慮する。

また、代表事象の重畳の組合せの評価については、代表事象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することにより、より厳しい評価結果となり得る組合せを選定し、選定した重畳事象の収束が可能であるかについて解析的に確認を行う。

以下に、内部火災により想定される事象の抽出から解析評価までのプロセス及びプロセスの各ステップの概要を示す。（第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要因を抽出する。（第2図参照）

【ステップ2】

原子炉に有意な影響を与える要因を誘発する故障を抽出する。（第2図参照）

【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画を分析する。ここでは、常用系設備等の防護対象設備に該当しない設備は、設置された火災区画によらず、火災影響を受ける可能性があるとして仮定する。その際、原子炉建屋及びタービン建屋の一方の建屋における火災の影響は他方の建屋に及ばないとする。（第2図参照）

【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、各建屋で発生する代表事象として扱う事象を特定する。代表事象の特定に当たっては、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、再循環ポンプのトリップについては、火災の規模により1台トリップ又は2台トリップが考えられるが、最も厳しくなる2台トリップを想定する。）

（第2図参照）

【ステップ5】

各建屋で発生する代表事象の解析結果等を踏まえ、代表事象の組合せ毎に、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】

各建屋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】

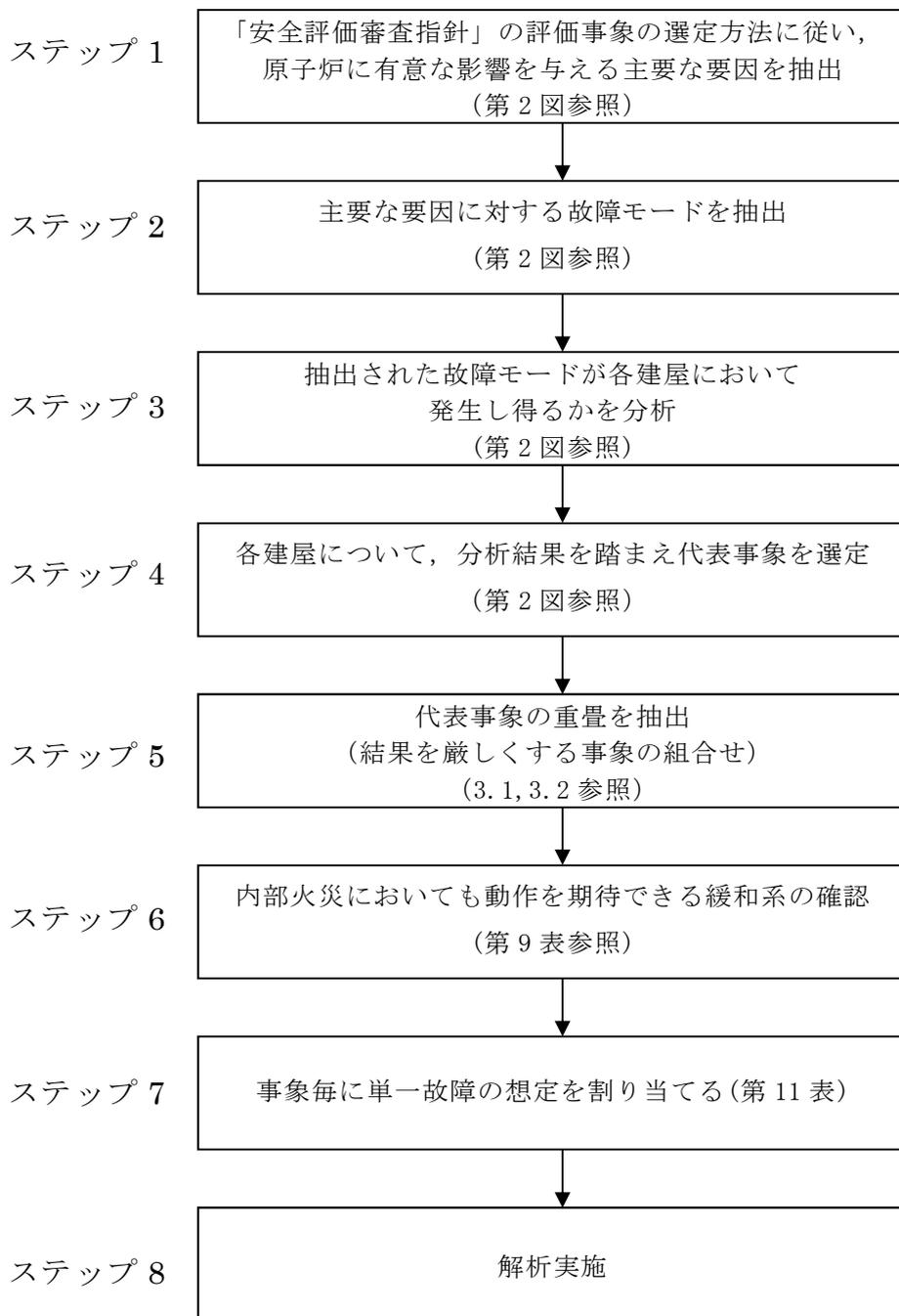
原子炉停止機能及び炉心冷却機能に単一故障を想定する。

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画にある設備に単一故障を更に重ねる。

※：本資料「東海第二発電所 内部火災の影響評価について」にて評価されている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、原子炉が安全停止を維持できることを確認する。



第1図 評価プロセス

2. 代表事象の抽出【ステップ1～4】

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図に示す。また、同図において、抽出した故障が、原子炉建屋及びタービン建屋において発生し得るかを分析し、各建屋において抽出した代表事象を示す。

第2図において抽出された、原子炉建屋及びタービン建屋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1表に示す。

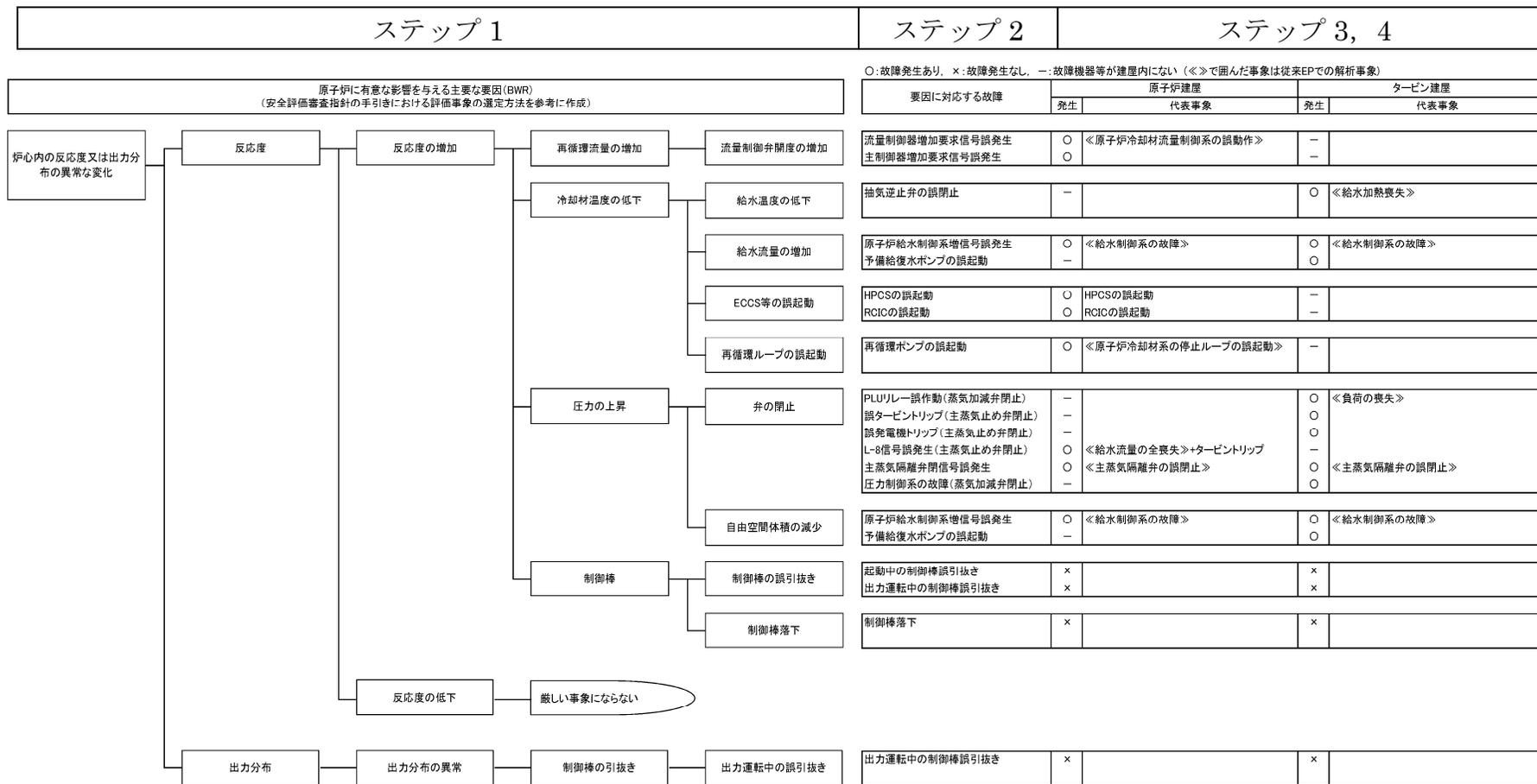
第1表 抽出された代表事象

抽出された代表事象	原子炉建屋	タービン建屋
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※ ²	○	—
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※ ³	○	○
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	—	○

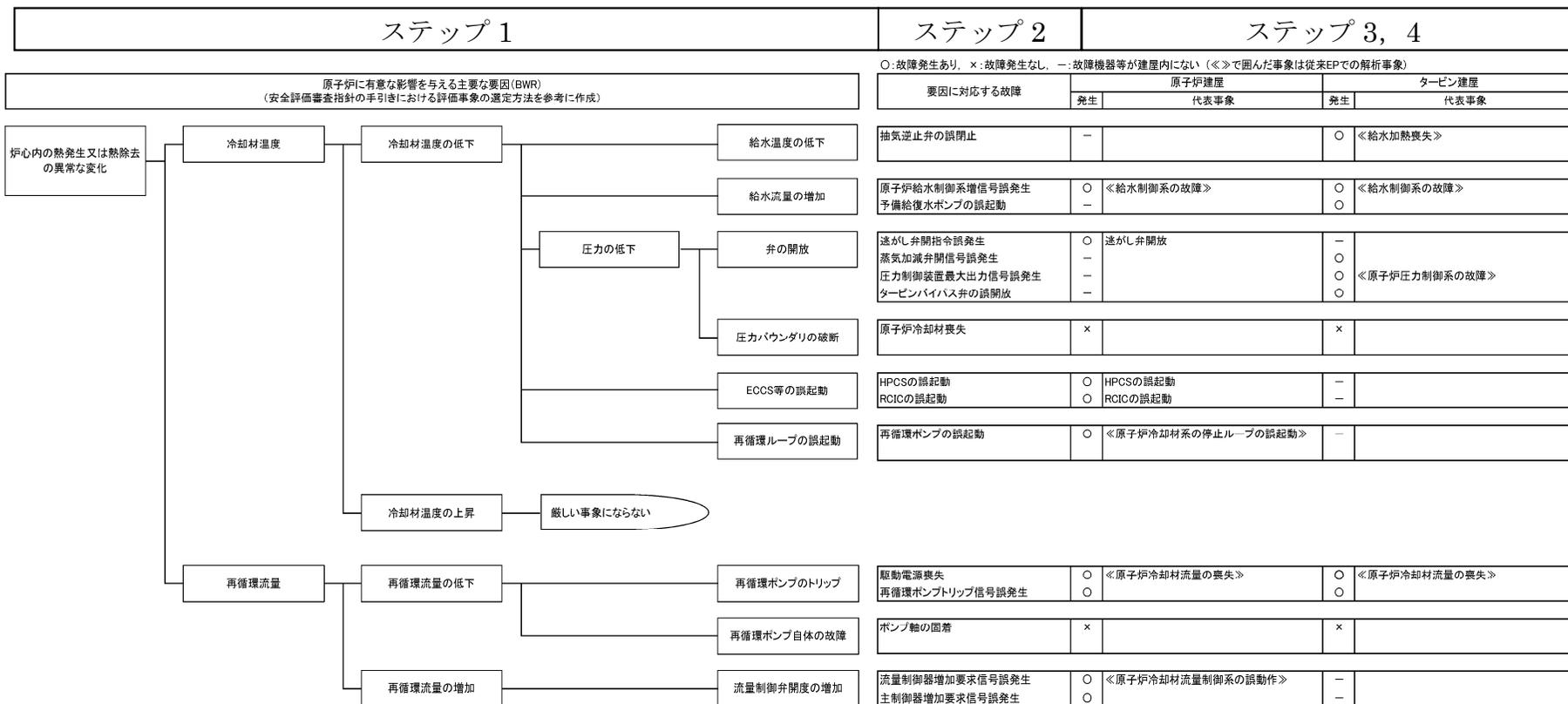
※1：タービン建屋ではより厳しい給水流量の全喪失を想定

※2：原子炉の出力運転中に、原子炉水位高（レベル8）信号の誤発信により、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

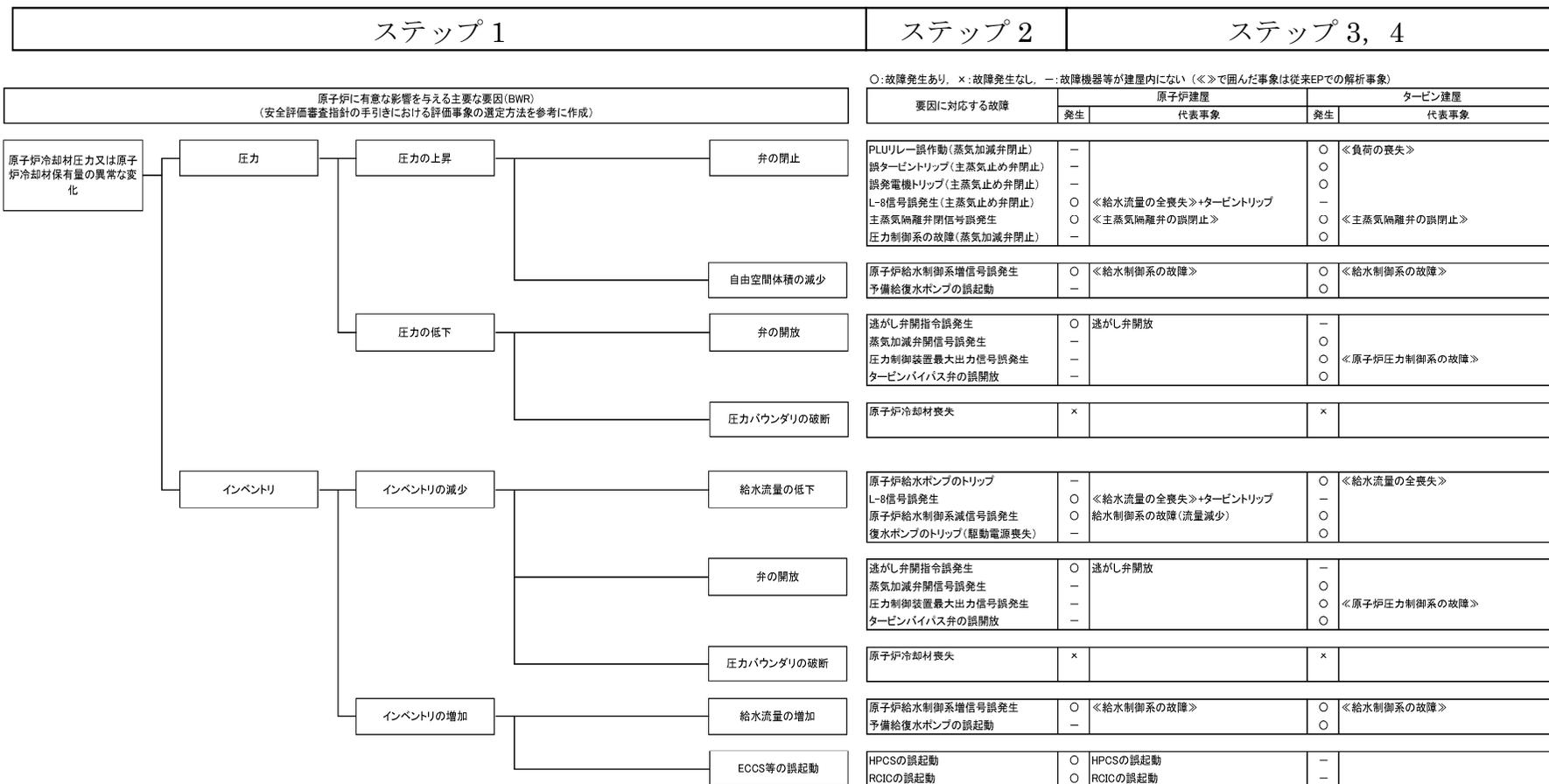
※3：原子炉給水制御系の誤信号等により、給水流量が増加する事象は、原子炉設置変更許可申請書に倣い、単に「給水制御系の故障」という。



第 2 図 外乱分析図 (1/3)



第 2 図 外乱分析図 (2/3)



第 2 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.にて抽出した、原子炉建屋及びタービン建屋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。結果を第2表及び第3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4表に示す。

第2表 原子炉建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否

抽出された事象		重畳	重畳を考慮しない理由*
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する）
X	RCICの誤起動	—	②（ドーム部への注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する）

第3表 タービン建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否

代表事象		重畳	重畳を考慮しない理由*
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	—

※ 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、重畳を考慮しても結果を厳しくしない。
- ②圧力が低下する事象は重畳を考慮しても結果を厳しくしない。
- ③再循環流量の減少を伴わず、出力が低下する事象は重畳を考慮しても結果を厳しくしない。

第4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、給水制御器の誤動作等により、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。
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、電力系統事故等により、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 で抽出され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、重畳の組合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つの事象の組合せについて、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合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、厳しくなる組合せが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。

3.2.1 原子炉建屋における代表事象の重畳

第2表にて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5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」、 「給水制御系の故障」は、いずれも弁の閉止に伴い発生する原子炉圧力上昇事象である。これらの事象の中では、主蒸気隔離弁に比べて弁の閉止速度が速いタービントリップ（主蒸気止め弁閉）を伴う事象であり、「給水流量の全喪失+タービントリップ」に比べてタービントリップ時の出力が高い「給水制御系の故障」が最も厳しい結果を与える。また、「給水制御系の故障」と「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」を比較すると、弁閉止に伴う原子炉圧力の上昇に起因して大きな反応度の加わる「給水制御系の故障」の方が厳しい結果を与える。なお、「主蒸気隔離弁の誤閉止」については、原子炉圧力が最も高い事象となっているが、MCPRの判断基準に対する余裕が大きく「給水制御系の故障」に比べて Δ MCPRが優位に小さいこと、原子炉圧力は最高使用圧力に至らず判断基準に対する裕度が大きいこと及びスクラムのタイミングが早く他の事象との重畳を考慮した場合であっても事象を厳しくしないことから、「給水制御系の故障」の方が厳しい結果を与えると判断した。

また、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7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、原子炉建屋における内部火災を想定した場合の評価事象は、「給水制御系の故障」とする。

3.2.2 タービン建屋における代表事象の重畳

第3表にて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6表に示す。これを踏まえ、重畳を考慮した場合について検討した結果を第8表に示す。

弁の閉止が最も速い事象は、タービン加減弁急速閉を伴う「負荷の喪失」であり、タービントリップ（主蒸気止め弁閉）を伴う「給水制御系の故障」より弁の閉止速度は若干速い。ただし、「給水制御系の故障」は、弁の閉止時までの出力上昇があり、「負荷の喪失」に比べて厳しい結果を与える。また、第8表のとおり、「給水制御系の故障」については、「給水加熱喪失」との重畳が厳しい結果を与えるものと考えられ、その他の事象に比べて厳しい結果を与えるものとする。

以上のことから、タービン建屋における内部火災を想定した場合の評価事象は、「給水制御系の故障+給水加熱喪失」とする。

第 5 表 解析結果（原子炉建屋）

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生時の出力／ 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 1.5 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 172% 圧力：約 6.66MPa [gage] Δ MCPR：0.16 (最小値 1.45)	初期条件：定格出力 の 59%，定格炉心流 量の 41%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 0.075 秒)	原子炉圧力上昇に伴 うボイド率減少によ り出力増加	再循環ポンプトリ ップにより低下	出力：約 157% 圧力：約 7.87MPa [gage] Δ MCPR：0.16	タービンバイパス弁 不作動時は出力約 232 %，圧力約 8.04MPa [gage]， Δ MCPR：0.28
Ⅴ 主蒸気隔離弁の 誤閉止	主蒸気隔離弁閉 (約 0.3 秒)	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：約 220% 圧力：約 7.99MPa [gage] Δ MCPR：0.11	
Ⅷ 給水制御系の故 障	主蒸気止め弁閉 (約 9 秒後) (原子炉水位高→ タービントリップ →)	炉心入口サブクール 増大より出力増加	— (タービントリッ プに伴う再循環ポ ンプトリップによ り低下)	出力：約 207% 圧力：約 7.91MPa [gage] Δ MCPR：0.26	

※：給水流量の全喪失は、事象発生後約 6.3 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での解析結果）。

第 6 表 解析結果（タービン建屋）

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生時の出力／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 96 秒）	炉心入口サブクール増大により出力増加	—	出力：約 122% 圧力：約 7.11MPa [gage] ΔMCPR：0.17	
III 負荷の喪失	蒸気加減弁急閉 （約 0.075 秒）	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	再循環ポンプトリップにより低下	出力：約 157% 圧力：約 7.87MPa [gage] ΔMCPR：0.16	タービンバイパス弁不作動時は出力約 232 %，圧力約 8.04MPa [gage]，ΔMCPR：0.28
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁閉 （約 0.3 秒）	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：約 220% 圧力：約 7.99MPa [gage] ΔMCPR：0.11	
VII 給水制御系の故障	主蒸気止め弁閉 （約 9 秒後） 原子炉水位高→タービントリップ→	炉心入口サブクール増大により出力増加	— （タービントリップに伴う再循環ポンプトリップにより低下）	出力：約 207% 圧力：約 7.91MPa [gage] ΔMCPR：0.26	

※：給水加熱器 1 段の機能喪失時の解析結果。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、スクラム後の事象進展は同様となると考えられる。

第7表 重畳を考慮した場合の事象進展の分析（原子炉建屋）

	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 上昇の観点から厳しいが、部分出力 運転から始まるIIIに比べてIVは原子 炉圧力上昇及び MCPR の観点で厳し く、プラント挙動としては影響が大 きい。 重畳事象はタービントリップにより ただ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が出力上 昇、原子炉圧力上昇及び MCPR の観点で厳しい。 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】	VIIIは、給水流量増加による出力上昇の後にター ビントリップ（主蒸気止め弁閉）するた め、出力上昇、原子炉圧力上昇及び MCPR の観 点で厳しい。 重畳事象はIIIに起因した炉心流量の増加によ る出力上昇によってタービントリップする前 に短時間で中性子束高スクラムに至るため、 組み合わせない方が結果を厳しくする。した がって、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に期待で きないVが出力上昇及び原子 炉圧力上昇の観点で厳しい。 MCPR の観点では弁閉止速度の 速いIVが厳しく、この観点が 判断基準に対して最も裕度が 少ない。 重畳事象はIVの方が早期にスク 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】	VIIIは、給水流量増加による出力上昇の後にター ビントリップ（主蒸気止め弁閉）するた め、出力上昇、原子炉圧力上昇及び MCPR の観 点で厳しい。 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VIIIにより代 表できる。 【抽出事象：VIII】
V 主蒸気隔離弁の誤 閉止	—	—	×
			タービンバイパス弁に期待で きないVが出力 上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。 MCPR の観点では弁閉止時の出力が高く弁閉止 速度の速いVIIIが厳しく、この観点が判断基準 に対して最も裕度が少ない。 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VIIIにより代表できる。 【抽出事象：VIII】

○：重畳事象が厳しい ×：単独事象に包絡される又は単独事象が厳しい —：重畳の考慮不要

第8表 重畳を考慮した場合の事象進展の分析（タービン建屋）

	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	×	×	○
	タービン加減弁急速閉による反応度の添加速度が速いⅢが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。MCPRの観点ではスクラムタイミングが遅いⅠが厳しく、この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。重畳事象はⅢにより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。 【抽出事象：Ⅰ】	隔離弁閉止による反応度の添加速度が速いⅣが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。MCPRの観点ではスクラムタイミングが遅いⅠが厳しく、この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。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Ⅰにより代表できる。 【抽出事象：Ⅰ】	主蒸気止め弁閉止による反応度の添加速度が速いⅦが出力上昇、原子炉圧力上昇及びMCPRの観点で厳しい。重畳事象は主蒸気止め弁閉止時の出力が高くなるため、Ⅶが単独で発生した場合よりも厳しい事象となる。 【抽出事象：Ⅰ＋Ⅶ】
Ⅲ 負荷の喪失	—	×	×
		タービンバイパス弁に期待できないⅣが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。MCPRの観点では弁閉止速度の速いⅢが厳しく、この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。重畳事象は弁の閉止速度が速いⅢにより代表できる。 【抽出事象：Ⅲ】	Ⅶは、給水流量増加による出力上昇の後にタービントリップ（主蒸気止め弁閉）するため、出力上昇、原子炉圧力上昇及びMCPRの観点で厳しい。重畳事象はⅢ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。 【抽出事象：Ⅶ】
Ⅳ 主蒸気隔離弁の誤閉止	—	—	×
			タービンバイパス弁に期待できないⅣが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。MCPRの観点では弁閉止時の出力が高く弁閉止速度の速いⅦが厳しく、この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。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。 【抽出事象：Ⅶ】

○：重畳事象が厳しい ×：単独事象に包絡される又は単独事象が厳しい —：重畳の考慮不要

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】

原子炉建屋又はタービン建屋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9表に示す。

第9表 内部火災発生時に期待できる緩和系

緩和機能	火災発生建屋	
	原子炉建屋	タービン建屋
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、かつ2区分機能維持できる設計)	原子炉保護系 (原子炉建屋側 RPS)
炉心冷却機能	原子炉隔離時冷却系等*	原子炉隔離時冷却系等*
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	—

※：本資料「東海第二発電所 内部火災の影響評価について」にて評価されている設備の機能喪失が発生することを前提としている。

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

原子炉建屋又はタービン建屋における内部火災により機能喪失を仮定する緩和機能を第 10 表に示す。MS-3 機能については、内部火災が発生する建屋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・加減弁急閉スクラム）については、タービン建屋における内部火災に対して機能喪失すると仮定する。

第 10 表 機能喪失を仮定する緩和機能

緩和機能	火災発生建屋	
	原子炉建屋	タービン建屋
再循環ポンプトリップ	機能喪失を仮定	機能喪失を仮定
逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	機能喪失を仮定	—
タービンバイパス弁	—	機能喪失を仮定
タービン系(RPS)	—	機能喪失を仮定

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、原子炉停止機能及び炉心冷却機能に対し、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 11 表に示す。なお、原子炉建屋及びタービン建屋での解析を実施する事象発生時に期待する緩和系は第 9 表のとおりである。

第 11 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	<ul style="list-style-type: none"> ・安全保護系に単一故障を仮定する。 ・安全保護系は多重化されているため、解析には影響しない。
炉心冷却機能	<ul style="list-style-type: none"> ・内部火災影響及び更に単一故障により炉心冷却機能が喪失したとしても、残りの影響緩和系により炉心冷却が可能であるため、解析には影響しない。

6. 解析の実施【ステップ8】

6.1 使用する解析コード

解析に当たっては、第12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12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	REDY
単チャンネル熱水力挙動 ・燃料被覆管温度	SCAT

6.2 解析条件

プラントの初期状態などについて、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。主要な解析条件を第13表に示す。

第13表 主要な解析条件

項目	解析条件
原子炉出力	3,440 MW
炉心入口流量	41.06×10^3 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は収束し、原子炉が安全停止を維持できることを確認する。ここで、事象が収束することの判断基準は、「設計基準事故」の判断基準を適用することとする。

また、本評価に適用する具体的な判断基準は次のとおりである。

- ・炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること（燃料被覆管の温度が $1,200^{\circ}\text{C}$ を下回ること）。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である $8.62\text{MPa}[\text{gage}]$ の1.2倍の圧力 $10.34\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下であること。

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14表及び第15表、第3図及び第5図に、事象推移のフローチャートを第4図及び第6図に示す。

6.4.1 原子炉建屋での内部火災に起因する事象

原子炉建屋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。

(1) 給水制御系の故障

(a) 原子炉停止状態

給水制御系故障による炉心入口サブクールの増加により、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。主蒸気止め弁の閉信号により、原子炉はスクラムする。

(b) 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

に原子炉圧力は増加するが、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。

(c) 安全停止状態

原子炉スクラム及び原子炉冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

6.4.2 タービン建屋での内部火災に起因する事象

タービン建屋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。

(1) 給水制御系の故障＋給水加熱喪失

(a) 原子炉停止状態

給水制御系故障と給水加熱喪失による炉心入口サブクールが増加によって、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、主蒸気止め弁が閉止する。主蒸気止め弁閉信号によるスクラム機能は喪失を仮定しているため、主蒸気止め弁閉ではスクラムに至らない。ただし、主蒸気止め弁の閉止により原子炉圧力が上昇するため中性子束が上昇して中性子束高スクラムに至る。

(b) 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増加するが、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。

(c) 安全停止状態

原子炉スクラム及び原子炉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は収束し、原子炉が安全停止を維持できることを確認した。

第 14 表 解析結果まとめ表

重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安
給水制御系の故障 (主蒸気止め弁閉スクラム)	中性子束(%)	262(—)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力 (MPa[gage])	8.66(10.34)
	燃料被覆管温度(°C)	約 632(1,200)

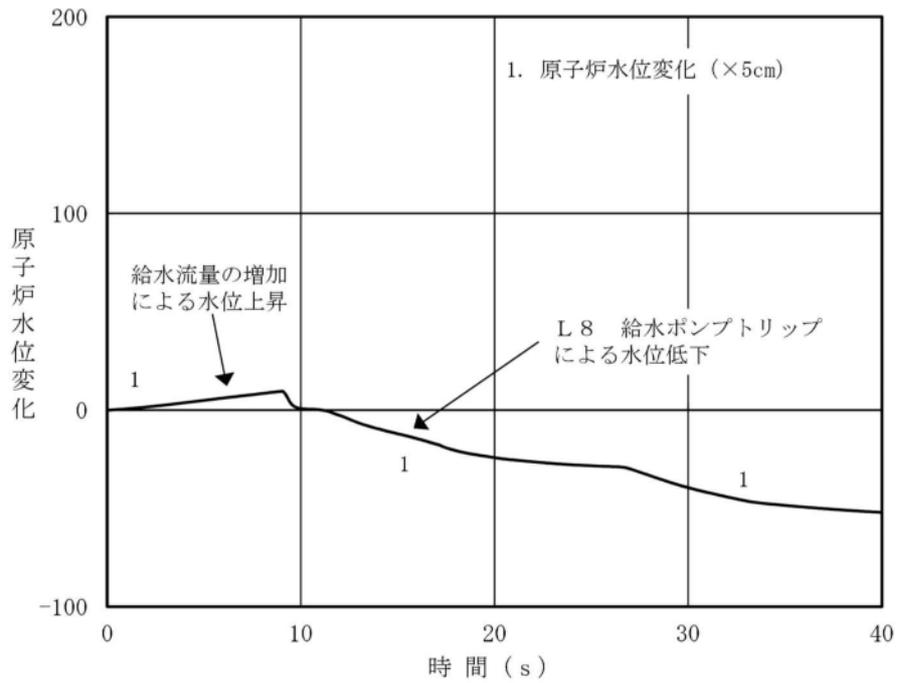
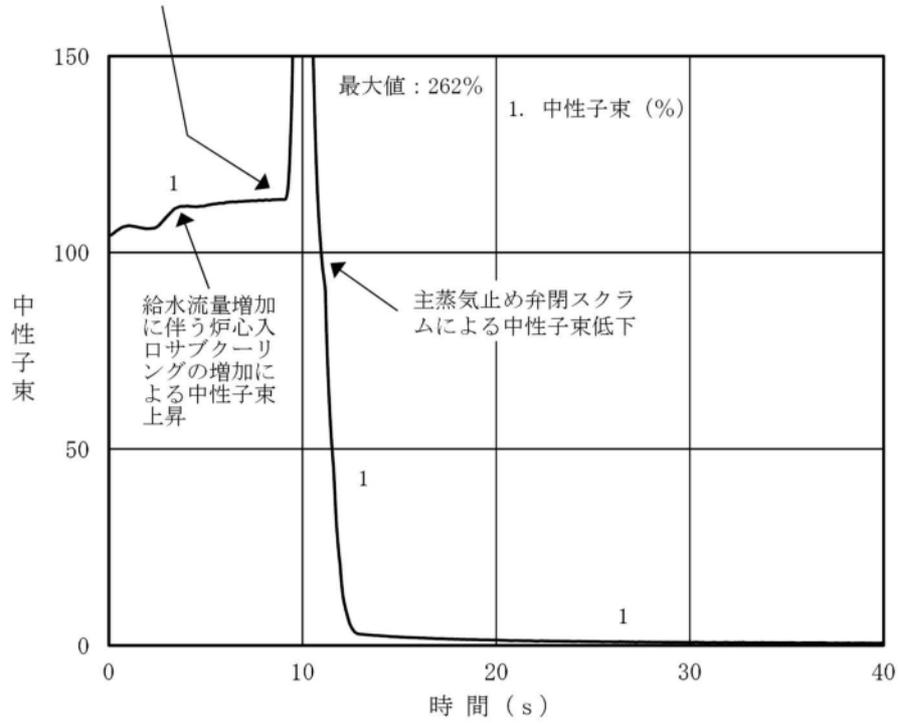
発生事象	時刻(秒)
給水制御系故障発生	0
原子炉スクラム(主蒸気止め弁閉)	8.9
安全弁開開始	10.7

第 15 表 解析結果まとめ表

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 (中性子束高スクラム)	中性子束(%)	443(-)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力 (MPa[gage])	8.45(10.34)
	燃料被覆管温度(°C)	約 662(1,200)

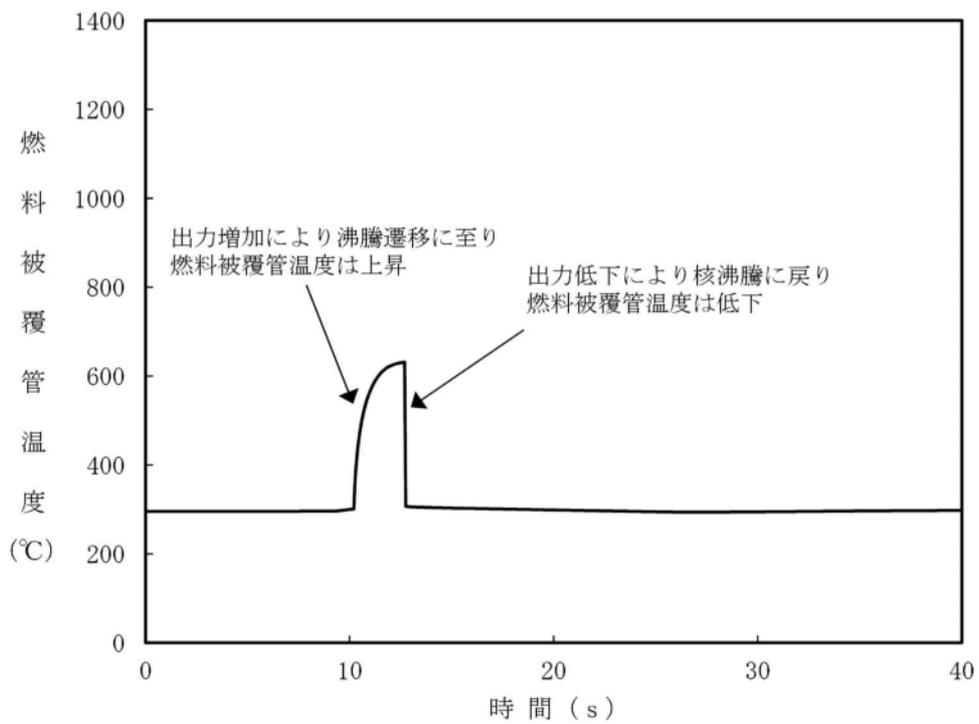
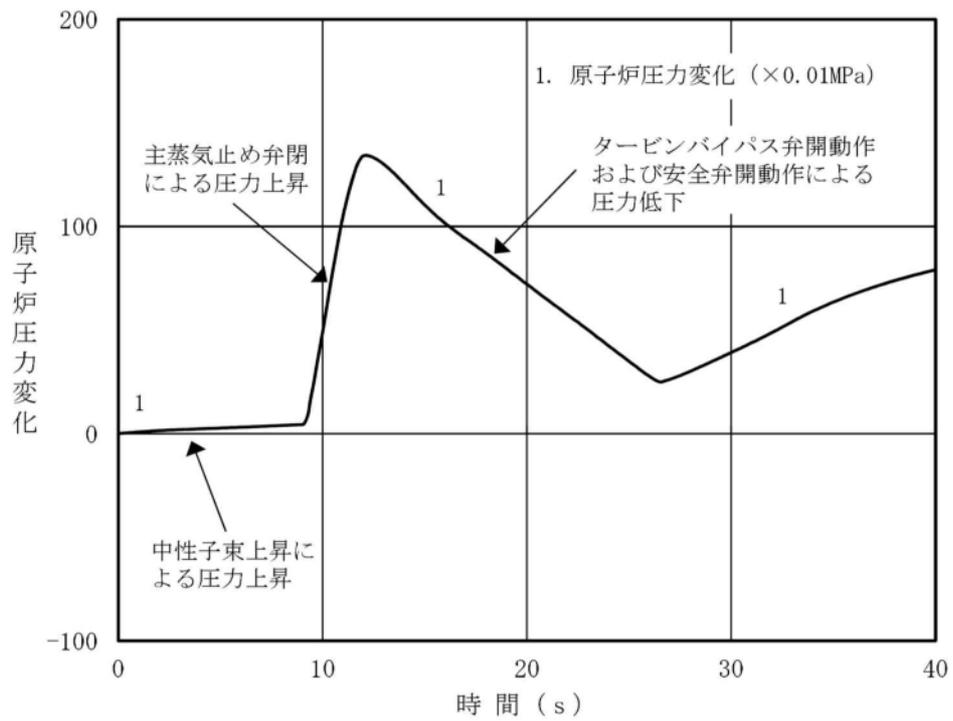
発生事象	時刻(秒)
給水制御系故障+給水加熱喪失発生	0
原子炉水位 L8(給水ポンプトリップ)	9.0
原子炉スクラム(中性子束高)	9.4
逃がし弁開開始	9.9

主蒸気止め弁閉に伴う圧力上昇
による中性子束上昇



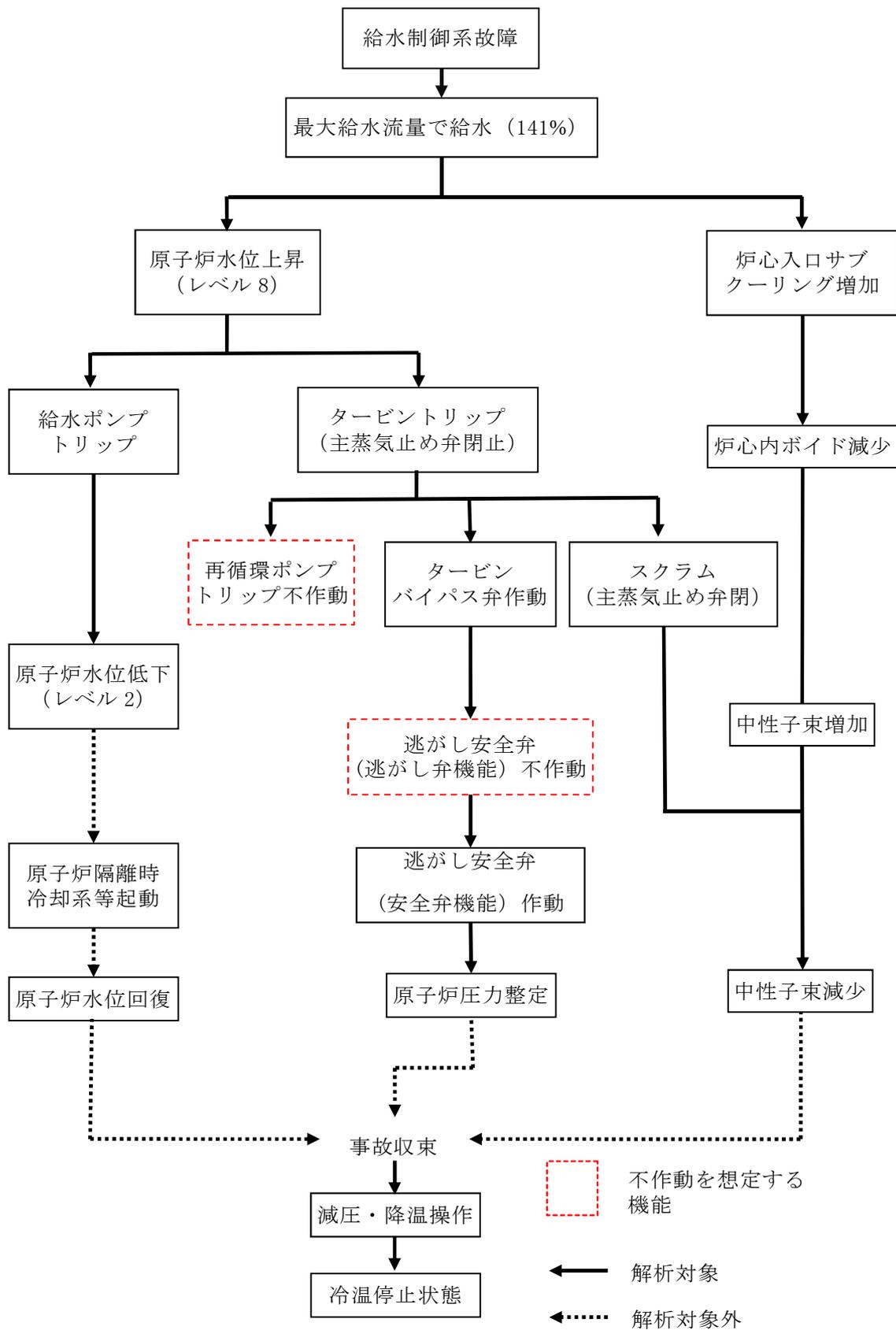
第3図 給水制御系の故障解析結果 (原子炉建屋起因)

(1/2)



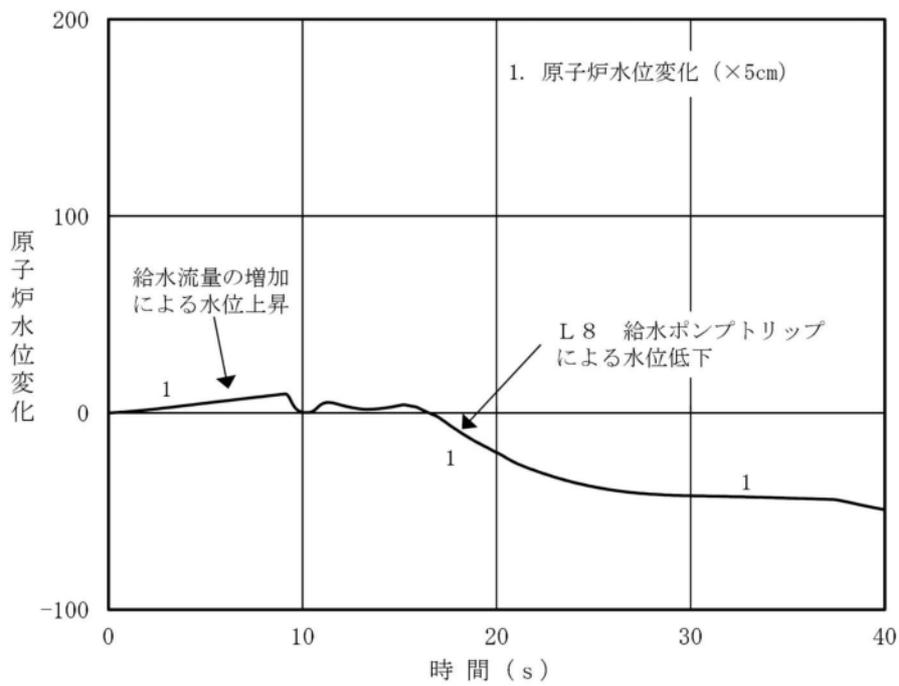
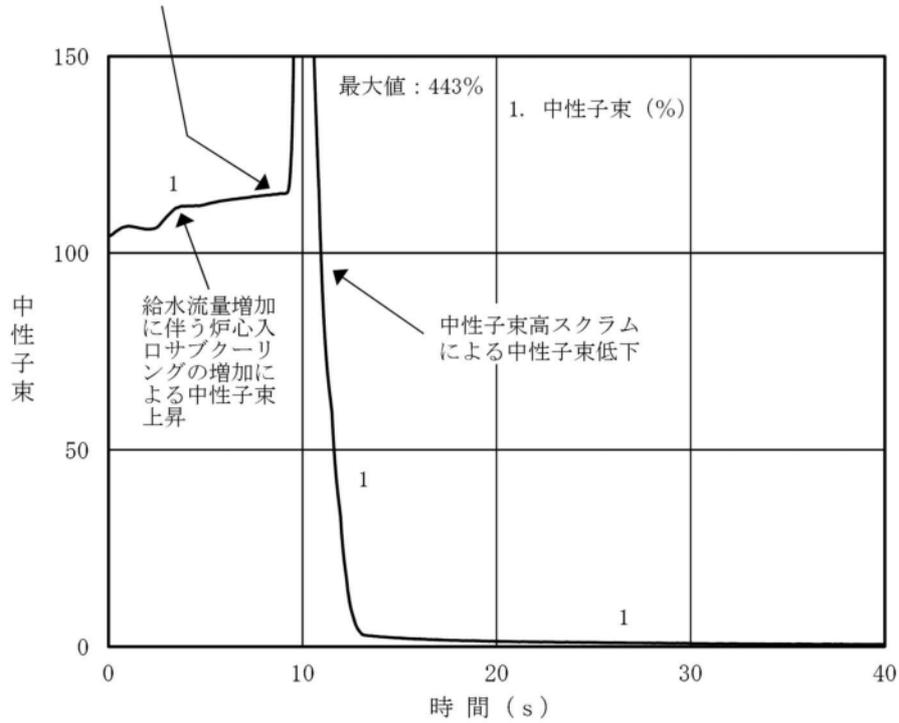
第3図 給水制御系の故障解析結果 (原子炉建屋起因)

(2/2)



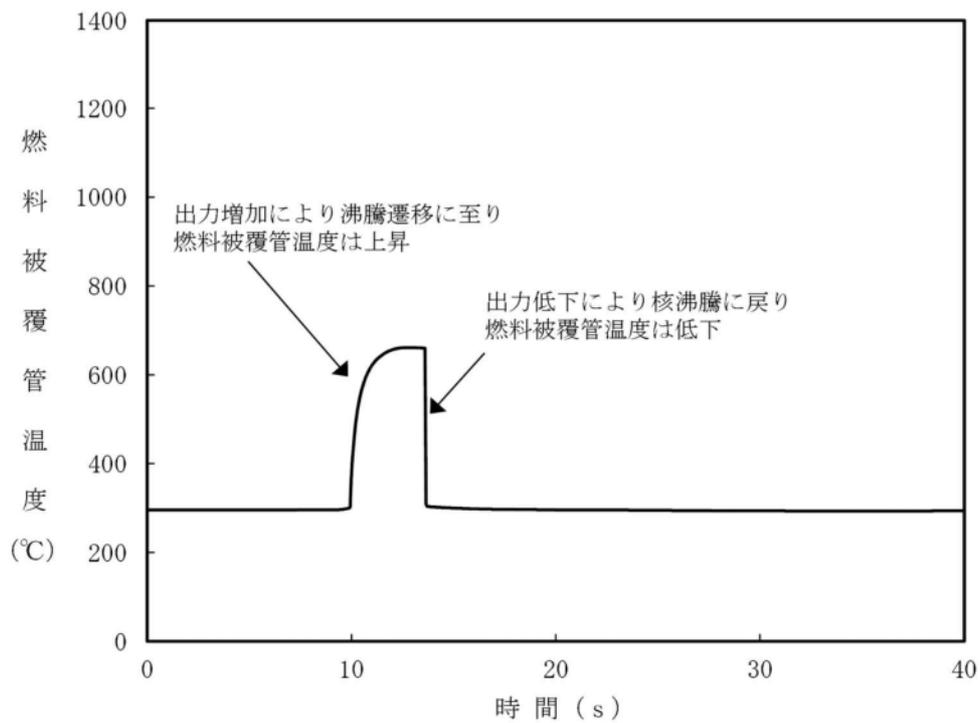
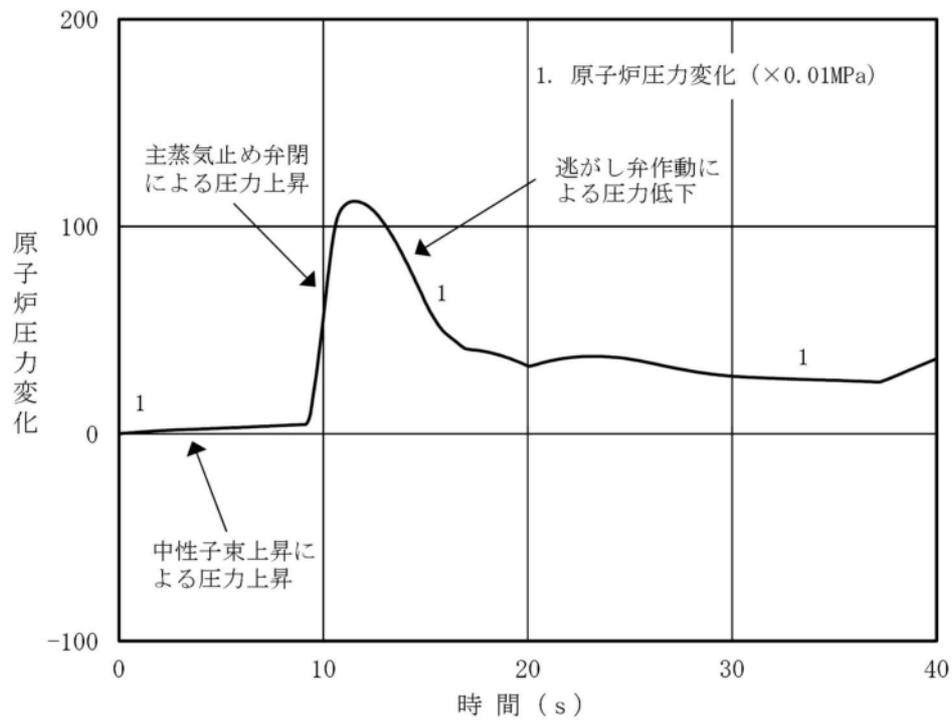
第 4 図 給水制御系の故障事象進展フロー（原子炉建屋起因）

主蒸気止め弁閉に伴う圧力上昇
による中性子束上昇



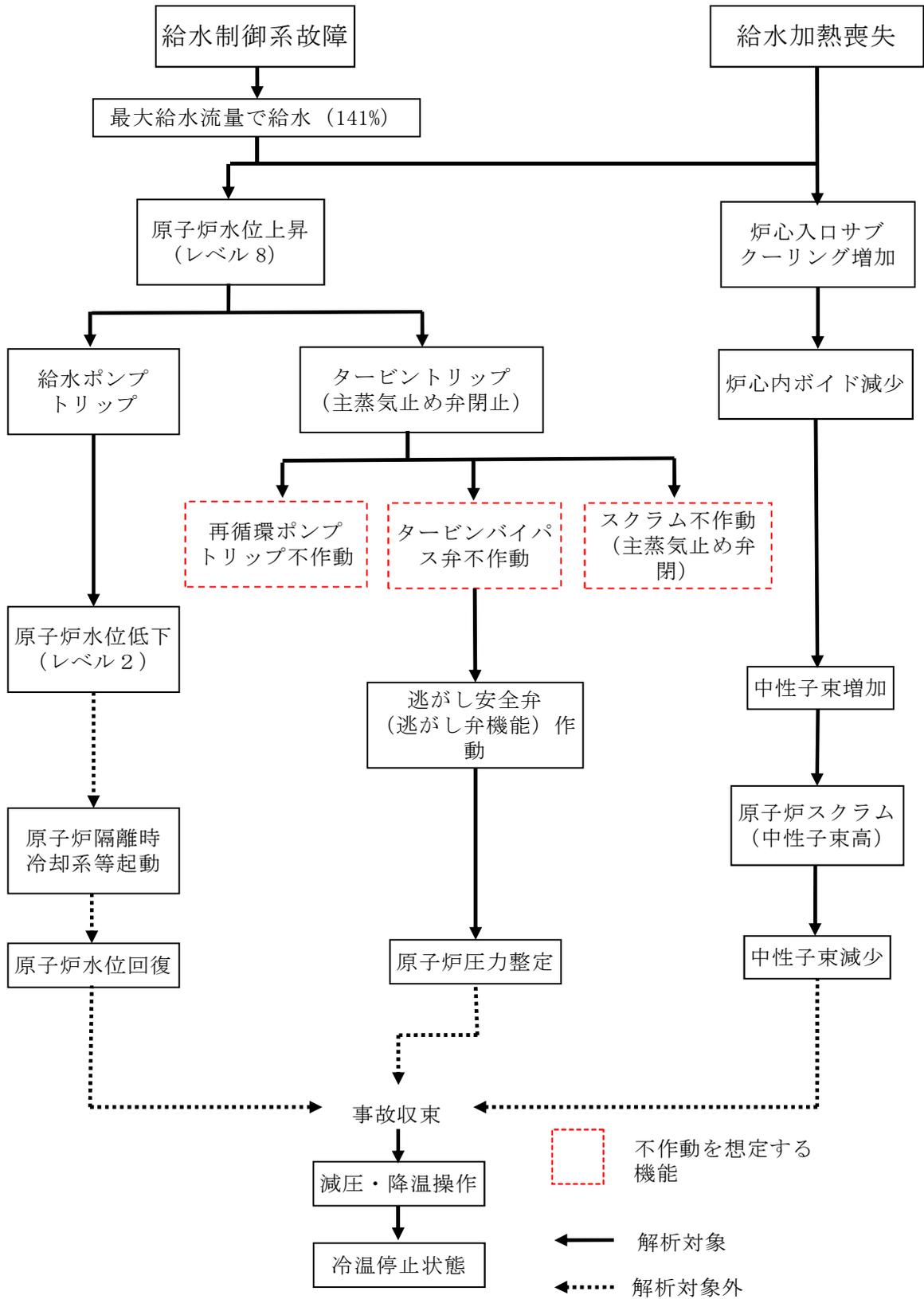
第5図 給水制御系の故障+給水加熱喪失解析結果 (タービン建屋起因)

(1/2)



第5図 給水制御系の故障+給水加熱喪失解析結果 (タービン建屋起因)

(2/2)



第6図 給水制御系の故障+給水加熱喪失事象進展フロー
(タービン建屋起因)