

による代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却（海水通水）を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、熔融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持されることから、ベースマツトに有意な侵食は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけては4vol%（ウェット条件）未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水がたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマツト熔融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は、熔融炉心が分散放出される目安値である2.0MPa[gage]を下回っている。

#### ハ プラント損傷状態：AEW

AEWに分類される事故シーケンスは、大破断LOCA又は中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約7秒で原子炉格納容器スプレイ作動設定値に到達し、約22時間で原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の2倍に到達する。このときの原子炉格納容器内温度は約169℃、ベースマツトに有意な侵食は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前は4vol%（ウェット条件）以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後から原子炉容器破損後長期にかけては4vol%（ウェット条件）未満であり、水素燃焼

の可能性は低い。

- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 格納容器過温破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作を考慮していないが、原子炉容器破損前の1次系圧力は、溶融炉心が分散放出される目安値である2.0MPa[gage]を下回っている。

## ニ プラント損傷状態: AEW+緩和策

ハ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持されることから、ベースマツトに有意な侵食は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前は4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後から原子炉容器破損後長期にかけては4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は、溶融炉心が分散放出される目安値である2.0MPa[gage]を下回っている。

#### ホ プラント損傷状態: SED

SEDに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約26時間で原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の2倍に到達し、このときの原子炉格納容器内温度は約192℃、ベースマツト侵食深さは約1.7mである。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけては4vol% (ウェット条件) 未満であり、水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損後長期では4vol% (ウェット条件) 以上となるが、水蒸気濃度が55vol% 以上であることから、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送がないため、水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 格納容器過温破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、溶融炉心が分散放出される目安値を上回っている。

#### ヘ プラント損傷状態: SED+緩和策

ホ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(海水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持されることから、ベースマツトに有意な侵食は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前は4vol% (ウェット条件) 以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後では4vol% (ウェット条件) 以上となるが、水蒸気濃度が55vol% 以上であることから、水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損後長期では4vol% (ウェット条件) 以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は、溶融炉心が分散放出される目安値である2.0MPa[gage]を下回っている。

#### ト プラント損傷状態:SEW

SEWに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約3.0時間で原子炉格納容器スプレイ作動設定値に到達し、約27時間で原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の2倍に到達する。このときの原子炉格納容器内温度は約169℃、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけては4vol% (ウェット条件) 以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後長期では4vol% (ウェット条件) 未満であり、水素燃焼の可能性は低い。

- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 格納容器過温破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、溶融炉心が分散放出される目安値を上回っている。

#### チ プラント損傷状態:SEW+緩和策

ト項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、格納容器スプレイポンプ(手動)による格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持されることから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前は4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後では4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であることから、水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損後長期では4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は、溶融

炉心が分散放出される目安値である2.0MPa[gage]を下回っている。

リ プラント損傷状態：SLW

SLWに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約2.5時間で原子炉格納容器スプレイ作動設定値に到達し、約24時間で原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の2倍に到達する。このときの原子炉格納容器内温度は約169℃、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前は4vol%（ウェット条件）以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後では4vol%（ウェット条件）以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であることから、水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損後長期では4vol%（ウェット条件）未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 格納容器過温破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作を考慮していないが、原子炉容器破損前の1次系圧力は、溶融炉心が分散放出される目安値である2.0MPa[gage]を下回っている。

ヌ プラント損傷状態：SLW＋緩和策

リ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁による

1次系強制減圧、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却（原子炉補機冷却水通水）を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、熔融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持されることから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前は4vol%（ウェット条件）以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後では4vol%（ウェット条件）以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であることから、水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損後長期では4vol%（ウェット条件）以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット熔融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は、熔融炉心が分散放出される目安値である2.0MPa[gage]を下回っている。

ル プラント損傷状態：SLI

SLIに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われる。したがって、熔融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持されることから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて8vol%（ウェット条件）以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。

- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 格納容器スプレイによる格納容器雰囲気除熱に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。但し、分岐確率の定量化に当たっては、格納容器スプレイ再循環には期待しない。
- ・ 緩和操作を考慮していないが、原子炉容器破損前の1次系圧力は、溶融炉心が分散放出される目安値である2.0MPa[gage]を下回っている。

#### ヲ プラント損傷状態：TED

TEDに分類される事故シーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態となる。事故発生後約31時間で原子炉格納容器内温度は200℃に到達し、約36時間で原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の2倍に到達する。このため、TEDに分類される事故シーケンスでは、格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行する。原子炉格納容器内温度200℃到達時間でのベースマツト侵食深さは約1.4mである。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけては4vol% (ウェット条件) 以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後長期では4vol% (ウェット条件) 以上となるが、水蒸気濃度が55vol% 以上であることから、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送がないため、水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマツト溶融貫通より格納容器過温破損が先行する可能性が高



い。

- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、溶融炉心が分散放出される目安値を上回っている。

#### ワ プラント損傷状態：TED＋緩和策

ヲ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却（海水通水）を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持されることから、ベースマツトに有意な侵食は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前は4vol%（ウェット条件）以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後では4vol%（ウェット条件）以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であることから、水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損後長期では4vol%（ウェット条件）以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は、溶融炉心が分散放出される目安値である2.0MPa[gage]を下回っている。

#### カ プラント損傷状態：TEW

TEWに分類される事故シーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプ

レイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約2.5時間で原子炉格納容器スプレイ作動設定値に到達し、約28時間で原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の2倍に到達する。このときの原子炉格納容器内温度は約171℃、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前は4vol% (ウェット条件) 以上となるが、水蒸気濃度が55vol% 以上であることから、水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損直後では8vol% 以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後長期では水素濃度は4vol% (ウェット条件) 未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに十分な水が流入していないため、水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 格納容器過温破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、溶融炉心が分散放出される目安値を上回っている。

### ヨ プラント損傷状態: TEW + 緩和策

カ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、格納容器スプレイポンプ(手動)による格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持されることから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて4vol% (ウェット条件) 以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は、溶融炉心が分散放出される目安値である2.0MPa[gage]を下回っている。

(d) シビアアクシデント時の物理化学現象の発生及び負荷の分析

イ 格納容器負荷の分析

放射性物質の閉じ込め機能に影響するシビアアクシデント時の物理化学現象の発生の有無及び発生に伴う原子炉格納容器への負荷を分析した。第3.1.3.1-50表に選定した事故シーケンスごとの格納容器負荷の解析結果を示す。

ロ 格納容器破損に関する検討

格納容器構造健全性の判断基準と事故進展解析結果を比較し、格納容器破損の有無及びその後の事故進展への影響を分析した。格納容器破損の有無については(c)項に記載しており、緩和策を考慮していないシーケンスの多くにおいて、水素燃焼やベースマット溶融貫通等が発生しない場合でも、いずれ格納容器過圧破損又は格納容器過温破損に至る結果となった。

(e) 事故の緩和手段の時間余裕の解析

事故進展解析により求められた炉心損傷、原子炉容器破損の事象発生時期等を参照し、c.項で抽出した緩和手段に対して時間パラメータを設

定した。

e. 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定

格納容器イベントツリーの各ヘディングにおける分岐確率は、MAAPコードによる事故進展解析結果及びシビアアクシデントの各物理化学現象に関する研究成果による知見並びに事故緩和設備の特徴を基に設定する。また、原子炉格納容器への負荷の同定及び格納容器構造健全性評価による格納容器構造健全性の判断基準、事故シーケンスの特徴分析及び従属性の整理並びに事故シーケンスごとの事故進展解析結果及び物理化学現象による格納容器負荷に基づき、機器・システム及び人的過誤並びに物理化学現象を含む格納容器イベントツリーの各分岐の分岐確率の平均値及び不確実さ幅を評価することで、当該分岐の確率分布を設定する。なお、ここで評価した平均値は分岐確率の点推定値の評価に適用し、確率分布は、CFF及び放出カテゴリの発生頻度の不確実さ解析に用いる。

各ヘディングにおける分岐確率の設定の考え方を第3.1.3.1-52表に、詳細を参考資料 I に示す。また、不確実さの分布設定の考え方を第3.1.3.1-53表に、本評価における格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率設定結果を参考資料 I に示す。特重施設については参考資料 II に示す。以下に分岐確率の設定の概要を示す。

(a) 機器・システム及び操作

機器・システム及び操作の分岐確率は、機器・システムの故障と故障した機器・システムの回復操作、格納容器機能喪失の防止手段及び放射性物質放出量の緩和操作からなる緩和手段に関する分岐確率であり、操作に係る機器・システムの故障確率及び人的過誤確率から評価する。レベル1PRAと同様に、機器・システムの故障確率はシステム信頼性解析、

人的過誤確率は人間信頼性解析に基づき、それぞれ設定した。

なお、格納容器隔離失敗におけるモデル化範囲及び主な漏えい経路については参考資料 I に示す。

(b) 物理化学現象に関する分岐確率の設定

物理化学現象に関わるヘディングについては、シビアアクシデント現象に関する知見や事故進展解析結果を参考に設定した。これらの物理化学現象はまだ十分に解明されておらず、発生可能性を定量的に評価する手法も確立されていないため、NUREG/CR-4700で用いられた手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置き換え、分岐確率を定量化する手法を採用した。具体的な評価で使用する分岐確率のあたりめ方法を参考資料 I に示す。また、物理化学現象に関わるヘディングの一部については、分解イベントツリー (DET; Decomposition Event Tree) 評価結果又は事故進展イベントツリー (APET; Accident Progression Event Tree) 評価結果を適用して分岐確率を設定した。

(c) 工学的判断

一部のヘディングについては、文献等を根拠とした工学的判断によって分岐確率を設定した。

(d) ヘディングの従属性

従属性があるヘディングについては、ヘディング間の従属性及び炉心損傷防止手段との従属性を考慮して分岐確率を設定する。例えば、前者については、ホットレグクリーブ破損とTI-SGTRの従属性が該当し、後者については、事故の緩和手段やサポート系が該当する。

f. 格納容器機能喪失頻度の定量化

PDSごとに、PDSの発生頻度及び格納容器イベントツリーの各ヘディング

の分岐確率から、CFFを算出する。なお、本評価においては、年あたりの出力運転期間における頻度として、稼働率を考慮した起因事象発生頻度を基にCFF(／炉年)を算出する。

(a) 格納容器機能喪失頻度の解析及び分析

PDSごとに、PDSの発生頻度及び格納容器イベントツリーの定量化を行い、CFFを算出した。全CFFは $6.5 \times 10^{-7}$ (／炉年)、条件付き格納容器機能喪失確率(以下「CCFP」という。)は約0.15となった。

なお、本評価においては、特重施設等の格納容器破損防止対策に対する脆弱点の把握及び安全性向上のための追加措置の検討並びにCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度の評価を目的に実施していることから、格納容器機能喪失モードにおける格納容器ベント(φモード)は全CFFには含めていない。

イ プラント損傷状態別の格納容器機能喪失頻度

PDS別のCDF及びCFFを第3.1.3.1-54表に示す。

全CFFのうち、Gの寄与が約44.5%、Vの寄与が約14.1%、SLWの寄与が約11.4%、SEDの寄与が約10.0%であり、これら以外のPDSは各々10%未満であった。主な要因としては、Gは起因事象としてSGTRが発生し炉心損傷に至り、格納容器バイパスとして直接格納容器機能喪失に至ること、Vは起因事象としてインターフェイスシステムLOCAが発生し炉心損傷に至り、格納容器バイパスとして直接格納容器機能喪失に至ること、SLWは格納容器隔離失敗及び代替格納容器スプレイ失敗、SEDは低圧交流母線もしくは直流母線の部分喪失を起因とした全交流動力電源喪失発生又はRCP封水注入失敗に伴う格納容器隔離失敗及び代替格納容器スプレイ失敗であった。

ロ 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード別のCFFを第3.1.3.1-55表に示す。

全CFFのうち、蒸気発生器伝熱管破損 (gモード) の寄与が約44.6%、格納容器隔離失敗 (βモード) の寄与が約18.2%、インターフェイスシステムLOCA (vモード) の寄与が約14.1%、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (δモード) の寄与が約13.2%、格納容器過温破損 (τモード) の寄与が約7.8%であった。これら以外の格納容器機能喪失モードの寄与は各々1%以下となっている。

CFFの大部分を占めている格納容器機能喪失モードの主な要因としては、以下のとおりであった。

蒸気発生器伝熱管破損 (gモード) は、起因事象としてSGTRが発生し炉心損傷に至り、格納容器バイパスとして直接格納容器機能喪失に至るシナリオが支配的であり、全CDFに対するSGTRによるCDFの割合が比較的大きかった。格納容器隔離失敗 (βモード) は、人的過誤による格納容器隔離弁の閉止操作失敗又は低圧交流母線の部分喪失を起因とした全交流動力電源喪失発生に伴うRCP封水注入失敗、主給水管破断時の補助給水隔離及び主蒸気隔離操作失敗、原子炉格納容器のバウンダリとなる機器の機器故障のシナリオが支配的であった。インターフェイスシステムLOCA (vモード) は、起因事象としてインターフェイスシステムLOCAが発生し、炉心損傷に至り、格納容器バイパスとして直接格納容器機能喪失に至るシナリオが支配的であり、全CDFに対するインターフェイスシステムLOCAによるCDFの割合が比較的大きかった。水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (δモード) は、人的過誤又は機器故障による電源設備の機能喪失、人的過誤による換気空調系の機能喪失、デジタル機器の機器故障による代替格納容器スプレイ失敗による原子炉

格納容器の除熱機能が失われるシナリオが支配的であった。格納容器過温破損(τモード)は、人的過誤又は機器故障による電源設備の機能喪失、人的過誤による換気空調系の機能喪失、人的過誤による代替格納容器スプレイ失敗による原子炉格納容器の除熱機能が失われるシナリオが支配的であった。

#### ハ 放射性物質管理放出頻度及び格納容器健全性が維持される頻度

第3.1.3.1-55表に示すとおり、放射性物質の管理放出が行われる格納容器ベント(φモード)の発生頻度は、 $6.8 \times 10^{-7}$ (/炉年)となった。また、格納容器健全(φモード)の発生頻度は、炉心損傷時において原子炉格納容器の健全性が維持される事故シーケンスの頻度を積算することによって算出し、その頻度は、 $2.7 \times 10^{-6}$ (/炉年)となった。

#### ニ 重要度解析

CFFに支配的な因子を同定し、PRAの活用により有用な定量的情報を得るために、重要度解析を実施した。

重要度解析では、CFFに有意な寄与を持つ機器故障、人的過誤等を対象に、FV重要度及びRAWを算出した。FV重要度とRAWの定義は以下のとおりである。

- ・ FV重要度：格納容器機能喪失の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標

$$FV = \frac{F_A(CF)}{F(CF)}$$

$F_A(CF)$  : 事象Aの発生が寄与して発生するCFF

$F(CF)$  : CFF



- ・ RAW: 対象とする事象が必ず発生すると仮定した場合に、リスクがどれだけ増加するかを示す指標

$$RAW = \frac{F(CF|A=1)}{F(CF)}$$

$F(CF|A=1)$ : 対象とする事象Aの生起確率が1の場合のCFF

基事象のFV重要度評価結果及びRAW評価結果を参考資料 I に示す。

g. 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化

格納容器イベントツリーによって同定されたすべての事故シーケンスを、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類し、PDSの発生頻度及び格納容器イベントツリーの分岐確率を用いて、放出カテゴリごとの発生頻度を求める。なお、本評価においては、年あたりの出力運転期間における頻度として、稼働率を考慮した起因事象発生頻度を基にCFF (／炉年)を算出する。

(a) 放出カテゴリの分類

格納容器イベントツリーで同定されたすべての事故シーケンスを、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類する。ここで、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似するとは、放出量、放出時期、それらに関係した移行経路及び放出抑制の緩和手段が類似することである。

選定した放出カテゴリを第3.1.3.1-56表に示す。選定に当たっては、格納容器バイパス、エナジェティック現象(炉心損傷時に発生する物理化学現象の中で、原子炉容器内又は原子炉格納容器内で圧力又は温度が急激に上昇する事象)による格納容器破損及び格納容器先行破損は、

独立した放出カテゴリとした。また、放射性物質が管理放出される原子炉格納容器の状態についても、独立した放出カテゴリとした。これらを踏まえ、第3.1.3.1-44図に示すように、格納容器イベントツリーで同定されたすべての事故シーケンスを放出カテゴリに分類した。特重施設については参考資料Ⅱに示す。

更に、事故シーケンスを放出カテゴリに分類するに当たって、格納容器機能喪失モードと放出カテゴリが必ずしも1対1で対応しない例外的な漏えい経路については、以下のとおりとした。

- ・ 格納容器隔離失敗 ( $\beta$  モード) には格納容器バイパスとなる漏えい経路も存在する。例えば、RCP封水戻りラインの隔離失敗の場合は、放射性物質が1次系からRCP封水戻りラインを經由し原子炉格納容器外に漏えいする漏えい経路が考えられる。この場合は放射性物質が格納容器内雰囲気を経由しないことから、格納容器バイパスに該当する。しかし、放出カテゴリが隔離失敗(内的及び外的)(F5)、格納容器バイパス(内的)(F1)のいずれに分類しても、(4) a. (b) へに示すとおり、Cs-137の放出量が100TBqを超過するソースターム解析結果に違いはない。したがって、リスク指標である事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度を評価する上では、格納容器隔離失敗 ( $\beta$  モード) の細分化は不要であることから、格納容器隔離失敗 ( $\beta$  モード) に至る事故シーケンスは放出カテゴリの隔離失敗(内的及び外的)(F5)に分類した。
- ・ 格納容器隔離失敗 ( $\beta$  モード) には小規模な漏えい経路を含むため、小規模な格納容器隔離失敗と原子炉格納容器除熱機能の喪失が重畳しているような場合には、格納容器隔離失敗後に格納容器過圧破損に至ることが考えられる。このように、小規模な格納容器隔離

失敗と格納容器破損が重畳することが考えられるが、放出カテゴリを隔離失敗(内的及び外的)(F5)、格納容器破損(内的)(エナジェティック)(F3A)又は格納容器破損(内的)(その他)(F3C)のいずれに分類しても、(4) a. (b) ハに示すとおり、Cs-137の放出量が100TBqを超過するソースターム解析結果に違いはない。したがって、リスク指標である事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度を評価する上では、格納容器隔離失敗(βモード)の細分化は不要であることから、格納容器隔離失敗(βモード)に至る事故シーケンスは放出カテゴリの隔離失敗(内的及び外的)(F5)に分類した。

(b) 放出カテゴリ別の発生頻度

放出カテゴリに分類したすべての事故シーケンスの発生頻度を積算し、放出カテゴリ別に発生頻度を算出した。評価結果を第3.1.3.1-57表に示す。なお、本評価は内部事象を対象としていることから、外部事象に係る放出カテゴリである格納容器バイパス(外的)(F2)及び格納容器破損(外的)(F4)に分類される事故シーケンスはない。

放出カテゴリのうち、健全(設計漏えい)(内的及び外的)(F6)の発生頻度が最も高く、 $2.7 \times 10^{-6}$ (/炉年)となった。これは、格納容器機能喪失モード別の発生頻度が最も高い格納容器健全(φモード)がこの放出カテゴリに含まれるためである。次に、放射性物質管理放出(内的及び外的)(F7)の発生頻度が高く、 $6.8 \times 10^{-7}$ (/炉年)となった。これは、格納容器機能喪失モード別の発生頻度が高い格納容器ベント(φモード)がこの放出カテゴリに含まれるためである。

## h. 不確実さ解析及び感度解析

### (a) 不確実さ解析

#### イ 格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析の実施

CFF及び放出カテゴリの発生頻度の定量化を踏まえ、フォールトツリーに含まれる機器故障、物理化学現象、人的過誤、共通原因故障等の基事象の発生確率を確率変数とみなし、それぞれのパラメータ作成において設定した確率分布を入力とし、モンテカルロ手法を用いて、CFF及び放出カテゴリの発生頻度の平均値並びに不確実さ幅を示すエラーファクタを評価した。エラーファクタの定義については、(2) g. (d) イに示す。

#### ロ 解析条件・仮定

モンテカルロ手法を用いる際に使用する乱数は基本的には基事象単位で発生させるが、インターフェイスシステムLOCAの発生頻度についてはSOKC (State-of-knowledge correlation) の影響を考慮し、パラメータ単位の乱数とした。

個々のパラメータごとに確率分布の形状、エラーファクタ等を設定しており、機器故障率については、不確実さパラメータの設定において玄海3/4号機の尤度データ、プラント固有故障率及び代用パラメータを基に設定した。また、人的過誤確率はHRA Calculatorにより算出された結果に基づき、適用する分布に応じ、エラーファクタ等を設定した。

不確実さ幅が明記されていないパラメータについては、日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015」に記載の考え方を参考にして対数正規分布を適用し、エラーファクタとして30を使用する等し、設定している。

#### ハ 不確実さ解析結果

PDS別の不確実さ解析結果を第3.1.3.1-58表及び第3.1.3.1-45図に、

格納容器機能喪失モード別の不確実さ解析結果を第3.1.3.1-59表及び第3.1.3.1-46図に示す。また、放出カテゴリ別の不確実さ解析結果を第3.1.3.1-60表及び第3.1.3.1-47図に示す。

全CFFのエラーファクタは2.9となった。これは、各パラメータの不確実さの影響により、上限値と下限値の間に約8倍の不確実さ幅があることを意味する。

全CFF、PDS別CFF及び放出カテゴリ別の発生頻度の点推定値は不確実さ分布の5%下限値から95%上限値の間に収まっている。また、格納容器機能喪失モード別CFFの点推定値も概ね不確実さ分布の5%下限値から95%上限値に収まっており、点推定値が不確実さ分布から外れている場合でも格納容器機能喪失モードの全CFFへの寄与の傾向は同じであることから、不確実さ解析に対して点推定評価結果は概ね妥当と考えられる。なお、格納容器機能喪失モード別CFFのうち、特徴的な分布となっている水素燃焼(原子炉容器破損前)( $\gamma$ モード)では、不確実さ分布の95%上限値より点推定値が高くなっている。この理由は、水素燃焼(原子炉容器破損前)( $\gamma$ モード)の主要な最小カットセットに関わるSLWの水素燃焼(HP1)の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く、水素濃度の不確実さを考慮すると水素燃焼しない可能性が高いと評価したことによる影響である。但し、水素燃焼(原子炉容器破損前)( $\gamma$ モード)のCFFは小さく、水素燃焼(原子炉容器破損前)( $\gamma$ モード)のCFFの不確実さによる全CFFに対する影響は小さい。

また、全CDF及び全CFFのエラーファクタを比較すると、いずれも近い値となることから格納容器イベントツリーの分岐確率の不確実さではなく、CDFの不確実さが支配的であると考えられる。

## (b) 感度解析

CDF評価と同様に、人的過誤に係る評価条件が評価結果に与える感度を確認する。

### イ 人的過誤に係る感度解析

#### (イ) 感度解析条件

同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性レベルをすべて完全独立とし、従属性レベルの感度を確認する。従属性レベルに対する感度解析を行うことにより、従属性レベルが有する不確実さ及び従属性に伴う人的過誤の感度を確認する(感度解析ケース1)。

また、HRA Calculatorの人的過誤確率の設定を平均値から下限値に変更し、人的過誤確率の振れ幅を確認することにより、人的過誤確率の感度を確認する(感度解析ケース2)。

#### (ロ) 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.3.1-61表に示す。

##### I 感度解析ケース1

全CFFは $5.7 \times 10^{-7}$ (/炉年)となり、ベースケース $6.5 \times 10^{-7}$ (/炉年)から約0.88倍となった。ベースケースの最小カットセットでは、SGTR時の2次系強制冷却操作失敗との従属性を含む最小カットセットが上位に登場している。同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性レベルをすべて完全独立と扱った場合、これらの最小カットセットが生成されないため、全CFFがベースケースより約1割減少する結果となった。

##### II 感度解析ケース2

全CFFは $2.4 \times 10^{-7}$ (/炉年)となり、ベースケース $6.5 \times 10^{-7}$ (/炉年)から約0.37倍となった。ベースケースの最小カットセットでは、人的

過誤が上位に登場している。このため、ベースケースでは上位に登場していた人的過誤に関連する最小カットセットが、感度解析ケース2では下位に登場する結果となり、全CFFもベースケースより約6割減少する結果となった。

### (c) 影響評価

特重施設の活用に関する影響を確認するため、影響評価を実施した。

#### イ 特定重大事故等対処施設によるリスク低減効果の確認

##### (イ) 設置変更許可申請書の使用想定を踏まえた評価

設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十の特重施設使用想定を踏まえ、重大事故等時においてDBA設備及びSA設備による原子炉格納容器内注水に失敗した場合に特重施設に係る手順書に基づく緩和操作を実施した場合における出力運転時PRA上の影響について評価を実施した。具体的な評価条件及び評価結果については参考資料Ⅱに示す。

評価結果を第3.1.3.1-62表に示す。特重施設を考慮することによる主な低減効果として、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損( $\delta$ モード)のCFFは約19%、格納容器過温破損( $\tau$ モード)のCFFにおいては約84%それぞれ低減しており、全CFFは約22%低減している。これは、主に特重施設を考慮しない場合において、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損( $\delta$ モード)又は格納容器過温破損( $\tau$ モード)として評価していた、SBO時の大容量空冷式発電機による給電、LUHS時の常設電動注入ポンプによる原子炉格納容器への注水等に失敗し、原子炉格納容器内へ一切の注水が確保できなかった場合に対して、特重設備(ポンプ)による原子炉格納容器内への注水及び特重設備(FV)による原子炉格納容器内減圧に成功するシナリオ

として格納容器ベント(φモード)へ移行したことが寄与している。

(ロ) 重大事故等全般への活用を想定した評価

(イ)で評価した設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十に記載された特重施設の使用想定に限定せず、SA全般に対して特重施設を活用した場合の内部事象出力運転時PRA上の影響について評価を実施した。具体的な評価条件及び評価結果については参考資料Ⅱに示す。

評価結果を第3.1.3.1-63表に示す。設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十に記載された特重施設の使用想定における全CFF( $1.4 \times 10^{-6}$ (/炉年))に比べ、SA全般に対して特重施設を活用した場合の全CFFは $6.5 \times 10^{-7}$ (/炉年)と約54%低減しており、SA時における特重施設に期待することによるリスク低減効果を確認できた。

また、格納容器機能喪失モード別では、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δモード)で特重施設に期待することによるリスク低減効果を確認できた。これは、(イ)の評価では特重施設に期待していなかったPDSのAEW、AEI、SEW、SEI、SLW、SLI、TEW及びTEIにおいて、特重施設に期待したことと、DBA設備及びSA設備のバックアップとして期待したことで、特重設備(FV)により放射性物質管理放出頻度が増加したためである。

ロ 重大事故等対処設備及び特定重大事故等対処施設の非信頼度に係る評価

SA設備と特重施設の使用に必要なとなる運転操作の違い等を比較し、各緩和機能の特徴とリスク評価上の非信頼度に対する感度を確認する。具体的な評価条件及び評価結果については参考資料Ⅱに示す。

SA設備に代わり、特重施設を使用する想定とした場合、特重施設の



非信頼度の方がSA設備より低いことから、全CFFは $3.6 \times 10^{-7}$ （／炉年）の低減が見込まれた。これは、必要な操作を実施するための時間等の相違による影響であり、信頼性に関して特重施設の方が優位性がある結果となった。機器故障率については代用パラメータを設定していること等評価条件を踏まえた考慮が必要であるが、より確実な事故収束手段として、特重施設の優先的な活用の検討に資することができるものと考えている。

#### (4) ソースターム評価

##### a. 放出カテゴリのソースターム評価

放出カテゴリごとに評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定し、格納容器健全及び放射性物質管理放出の放出カテゴリについてはソースターム解析を実施し、格納容器機能喪失の放出カテゴリについては定性的な評価を実施した。なお、本評価においては、安全性向上評価のリスク指標である「事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度」に着目した評価を実施した。

##### (a) 評価対象事故シーケンスの選定

放射性物質の放出に至る放出カテゴリに対して、主に予想される放出量に基づいて、ソースターム評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定する。(3) g.で整理した放射性物質の放出に至る放出カテゴリに対して選定した代表的な事故シーケンスを以下に示す。

##### イ 格納容器バイパスの代表事故シーケンス

放出カテゴリ「格納容器バイパス」(第3.1.3.1-56表の①)に分類されるPDSとしてはG(SGTR(起因))、V(IS-LOCA)及びS\*\*/T\*\*(TI-SGTR)が挙げられる。いずれの事象も放出量が厳しいがFP放出経路及び放出量の特徴を踏まえ、比較的放出量が大きいと考えられるG(SGTR(起因))のシーケンスを代表事故シーケンスとする。

##### ロ 内的格納容器破損(エナジェティック)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(エナジェティック)(第3.1.3.1-56表の③-a)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合は厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

#### ハ 内的格納容器破損(先行破損)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(先行破損)(第3.1.3.1-56表の③-b)に分類されるPDSはALC、SLCが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

#### ニ 内的格納容器破損(その他)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(その他)(第3.1.3.1-56表の③-c)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

#### ホ 格納容器隔離失敗の代表事故シーケンス

格納容器隔離失敗(第3.1.3.1-56表の⑤)に分類されるPDSは全てが含まれる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

#### ヘ 格納容器健全の代表事故シーケンス

格納容器健全(第3.1.3.1-56表の⑥)に分類されるPDSはAED、AEW、AEI、SED、SEW、SEI、SLW、SLI、TED、TEW及びTEIとなる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

なお、本代表事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却に期待する。

## ト 放射性物質管理放出の代表事故シーケンス

放射性物質管理放出(第3.1.3.1-56表の⑦)に分類されるPDSはAED、AEW、AEI、SED、SEW、SEI、SLW、SLI、TED、TEW、TEIとなる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

なお、本代表事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、監視・制御機能喪失及び直流電源機能喪失の重畳を考慮し、特重設備(ポンプ)によるスプレイ及び特重施設(FV)によるベントに期待する。

### (b) ソースタームの評価

格納容器健全の放出カテゴリ及び放射性物質管理放出の放出カテゴリについては代表事故シーケンスに沿ってソースタームを解析し、格納容器機能喪失の放出カテゴリについては代表事故シーケンスの放出量を定性的に評価した。

## イ 格納容器健全の放出量評価

格納容器健全時のソースターム解析は、シビアアクシデント解析コードであるMAAPコードを用いて行った。MAAPコードでは、炉心溶融に伴う燃料からのFPの放出及びFPの状態変化・輸送等がモデル化されており、燃料及び溶融炉心からの放射性物質の放出挙動(原子炉容器内での燃料からの放射性物質放出量の時間変化、MCCIにおける放射性物質放出量の時間変化等)、原子炉冷却系内の挙動(原子炉冷却系内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等)、原子炉格納容器内の挙動(原子炉格納容器内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等)を考慮した解析を行い、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合(炉心内蓄積量比)を事象進展に応じ

て評価することが可能である。

本評価では、FP等を第3.1.3.1-64表に示す12のグループに分け、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合を求め、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合に別途アニュラス空気浄化設備の効果を考慮して環境への放射性物質の放出量を求める。なお、アニュラス空気浄化設備が起動して、アニュラス部内の負圧が達成するまでの間は、アニュラス空気浄化設備のフィルタによる低減効果に期待できないため、評価では、原子炉格納容器からアニュラス部内に放出された放射性物質は、アニュラス部内に保持され、アニュラス空気浄化設備の設計流量と同じ流量で大気中に放出されるものとする。

Cs-137放出量の評価においては、12のグループのうち、グループ2 (CsI) 及びグループ6 (CsOH) の解析結果を使用する。

放出放射エネルギーの評価イメージを第3.1.3.1-48図に示す。第3.1.3.1-65表に示す放出放射エネルギー評価条件及び第3.1.3.1-66表に示す炉心内蓄積量を用い、それぞれの核種グループについて、事故発生から7日間の大気中への放射性物質の放出量の評価した結果を第3.1.3.1-67表及び第3.1.3.1-49図に示す。また、第3.1.3.1-67表のうち、評価対象としているCs類の核種の放出量の内訳を第3.1.3.1-68表に示す。事故後7日時点のCs-137放出量は約0.86TBqとなり、100TBqを下回っていることを確認した。

#### ロ 放射性物質管理放出の放出量評価

放出放射エネルギーの評価イメージを第3.1.3.1-50図に示す。特重施設による放射性物質管理放出時のソースターム解析の結果、事故後7日時点のCs-137放出量は約1.3TBqとなり、100TBqを下回っていることを確認した。詳細は参考資料Ⅱに示す。

#### ハ 格納容器機能喪失の放出量評価

格納容器機能喪失に関するソースタームを既存の知見より定性的に評価した結果、いずれの放出カテゴリにおいても100TBqを超過することを確認した。

#### (c) 放出カテゴリごとのソースタームと発生頻度

全ての放出カテゴリに対して、ソースタームと発生頻度を評価する。また、Cs-137放出量が100TBqを超える事故シーケンスの合計発生頻度を求める。

放出カテゴリの発生頻度とソースタームとを対応させて結果をまとめたものを第3.1.3.1-69表に示す。事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は $6.5 \times 10^{-7}$ (/炉年)となった。

格納容器健全の放出量評価結果について、事故発生後約22分の炉心溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、事故発生後62分のアニュラス負圧達成により放出率は大きく低下しており、格納容器健全の維持とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテゴリの解析結果として整合していることを確認した。また、放射性物質管理放出時の放出量評価結果について、事故発生後約18分の炉心溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、特重設備(ポンプ)によるスプレイによって放出率は大きく低下しており、特重設備(FV)によるFPの除去とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテゴリの解析結果として整合していることを確認した。

#### b. 感度解析

##### (a) 格納容器健全の放出量評価

ソースターム解析結果に有意な影響を与える可能性がある原子炉格納

容器貫通部における沈着効果（以下「貫通部DF効果」という。）の影響について感度解析を実施した。

イ 解析条件

貫通部DF効果に係る感度を確認するため、粒子状物質に対する格納容器貫通部の沈着効果（DF10）を考慮する場合の解析を実施する。

ロ 感度解析結果

感度解析の結果、貫通部DF効果により、大気中に放出されるCs-137放出量は約0.086TBqとなった。

第 3.1.3.1-1 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 1PRA) (1/5)

PRAの実施項目	収集すべき情報		主な情報源
1.プラントの構成・特性の調査	PRA実施に当たり必要とされる基本的な情報	設計情報	<ol style="list-style-type: none"> <li>1) 原子炉設置許可申請書</li> <li>2) 設計及び工事計画認可申請書</li> <li>3) 系統図(1次系、2次系ほか)</li> <li>4) 単線結線図</li> <li>5) 展開接続図(EWD)</li> <li>6) ファンクショナルダイアグラム</li> <li>7) 計装ブロック図</li> <li>8) プラント機器配置図               <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 機器配置図</li> <li>・ 電気盤配置図</li> </ul> </li> <li>9) 系統設計仕様書               <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 系統説明書</li> <li>・ 容量根拠書</li> </ul> </li> <li>10) 機器設計仕様書</li> </ol>
		運転管理情報	<ol style="list-style-type: none"> <li>1) 原子炉施設保安規定</li> <li>2) 運転基準Ⅰ(総括編)</li> <li>3) 運転基準Ⅱ(電気編)</li> <li>4) 運転基準Ⅲ(タービン編)</li> <li>5) 運転基準Ⅳ(原子炉編)</li> <li>6) 運転基準Ⅴ(警報処置編)</li> <li>7) 運転基準Ⅵ(緊急処置編)</li> <li>8) 運転基準Ⅶ(定期試験編)</li> <li>9) 運転基準(特重施設関連)</li> </ol>



第 3.1.3.1-1 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 1PRA) (2/5)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
2.起因事象の選定	原子炉冷却材の流出、外部電源喪失等に関する事例	1) 実施項目1.の情報源 2) 国内PWRプラント運転実績 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子力施設運転管理年報</li> <li>・ NRAホームページ</li> <li>・ 原子力施設情報公開ライブラリ (NUCIA)</li> </ul> 3) 米国PWRプラント運転実績 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ NUREG-0020, "Licensed Operating Reactors – Status Summary Report"</li> <li>・ NUREG-1187, "Performance Indicator for Operating Commercial Nuclear Power Reactors"</li> <li>・ NRC ホームページ</li> </ul> 4) 起因事象発生頻度に関する文献 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ WASH-1400, "Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants"</li> <li>・ NUREG-1150, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants"</li> <li>・ NUREG-1829, "Estimating Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Frequencies Through the Elicitation Process"</li> <li>・ NUREG/CR-3300, "Review and Evaluation of the Zion Probabilistic Safety Study"</li> <li>・ NUREG/CR-4550, "Analysis of Core Damage Frequency From Internal Events; Methodology Guidelines"</li> <li>・ NUREG/CR-5750, "Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants"</li> <li>・ NUREG/CR-6928, "Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants"</li> <li>・ SPAR Initiating Event Data and Results 2015, Parameter Estimation Update</li> <li>・ IAEA-TECDOC-719, "Defining initiating events for purposes of probabilistic safety assessment"</li> </ul>

第 3.1.3.1-1 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 1PRA) (3/5)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
2.起因事象の選定(続き)	原子炉冷却材の流出、外部電源喪失等に関する事例	4) 起因事象発生頻度に関する文献 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ EPRI Technical Report, "Pipe Rupture Frequencies for Internal Flooding Probabilistic Risk Assessments"</li> </ul> 5) 出力運転以外の状態で発生した起因事象に関する文献 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「リスク情報活用に向けた停止時PRAモデルの高度化に関する研究」2007年度電力共同研究報告書</li> <li>・ NSAC-84, "Zion Nuclear Plant Residual Heat Removal PRA"</li> <li>・ NUREG/CR-5015, "Improved Reliability of Residual Heat Removal Capability in PWRs as Related to Resolution of Generic Issue 99"</li> <li>・ IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor"</li> <li>・ EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300 MWe) "</li> <li>・ NUREG/CR-6144, "Evaluation of Potential Severe Accidents During Low Power and Shutdown Operations at Surry, Unit 1"</li> <li>・ EPRI1003113, "An Analysis of Loss of Decay Heat Removal Trends and Initiating Event Frequencies (1989 - 2000) "</li> <li>・ EPRI1021176, "An Analysis of Loss of Decay Heat Removal and Loss of Inventory Event Trends (1990 - 2009) "</li> </ul> 6) 伊方プロジェクトに関する報告書 7) FMEAに用いる設計情報 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 系統機能整理表</li> </ul>

第 3.1.3.1-1 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 1PRA) (4/5)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
3.成功基準の設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 安全系等のシステム使用条件</li> <li>・ システムの現実的な性能</li> <li>・ 運転員による緩和操作</li> </ul>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1) 実施項目1.の情報源</li> <li>2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書</li> <li>3) 成功基準に関する文献 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ SAFETY EVALUATION OF TOPICAL REPORT WCAP-15603, REVISION 1, May 20, 2003.</li> <li>・ "Development of General Criteria for Screening Loss of Room Cooling in PRA Modeling", Young G Jo and Taeyong Sung, ANS PSA 2013 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis, Columbia, SC, September 22-26, 2013</li> <li>・ EPRI 1021067, "Plant Support Engineering: Nuclear Power Plant Equipment Qualification Reference Manual, Revision 1 "</li> </ul> </li> </ol>
4.事故シーケンスの分析		
5.システム信頼性解析	本プラントに即した機器故障モード、運転形態等	<ol style="list-style-type: none"> <li>1) 実施項目1.、3.、4.の情報源</li> <li>2) 実施項目6.、7.の情報源</li> <li>3) 健全性確認間隔の調査結果</li> <li>4) 外部電源復旧確率に係る報告書</li> </ol>
6.人間信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転員による緩和操作等</li> <li>・ 各種操作・作業等に係る体制</li> </ul>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1) 実施項目1.、3.、4.の情報源</li> <li>2) 人間信頼性解析に関する報告書 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ NUREG/CR-1278, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications"</li> <li>・ EPRI 3002003150, "A Process for HRA Dependency Analysis and Considerations on Use of Minimum Value for Joint Human Error Probabilities"</li> <li>・ EPRI TR-100259, "An Approach to the analysis of Operator Actions in Probabilistic Risk Assessment"</li> <li>・ The EPRI HRA Calculator® Software Manual</li> </ul> </li> <li>3) 人的過誤に関わる調査結果</li> <li>4) 人間信頼性解析に関わるプラント職員等への聞き取り調査結果</li> </ol>

第 3.1.3.1-1 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 1PRA) (5/5)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
7.パラメータの作成 1) 機器故障 2) アンアベイラビリティ	本プラントに即したデータ及びパラメータ	1) 実施項目1.の情報源 2) 国内機器故障率データ <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 確率論的リスク評価(PRA)のための機器信頼性データ収集実施ガイド(2023年5月)(一財)電力中央研究所</li> <li>・ 国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定(2021年9月)(一財)電力中央研究所</li> <li>・ プラントの機器故障実績</li> </ul> 3) 試験による待機除外の調査結果 4) 共通原因故障データ <ul style="list-style-type: none"> <li>・ NUREG CCF Parameter Estimations 2015</li> <li>・ NUREG/CR-5497, "Common-Cause Failure Parameter Estimations"</li> </ul>

第3.1.3.1-2表 出力運転時PRA実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル2PRA) (1/8)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
1.プラントの構成・特性の調査	設計情報	1) 原子炉設置許可申請書 2) 設計及び工事計画認可申請書 3) 燃料体設計認可申請書 4) 系統図(1次系、2次系ほか) 5) 単線結線図 6) 展開接続図(EWD) 7) ファンクショナルダイアグラム 8) 計装ブロック図 9) プラント機器配置図 ・ 機器配置図 ・ 電気盤配置図 10) 系統設計仕様書 ・ 系統説明書 ・ 容量根拠書 11) 機器設計仕様書 12) ポンプ成績表
	運転管理情報	1) 原子炉施設保安規定 2) 運転基準Ⅰ(総括編) 3) 運転基準Ⅱ(電気編) 4) 運転基準Ⅲ(タービン編) 5) 運転基準Ⅳ(原子炉編) 6) 運転基準Ⅴ(警報処置編) 7) 運転基準Ⅵ(緊急処置編) 8) 運転基準Ⅶ(定期試験編) 9) 運転基準(特重施設関連)
	その他	1) 審査会合資料の調査 2) 設計技術者との議論

第 3.1.3.1-2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (2/8)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
2.プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化	レベル 1PRA 結果	内部事象出力運転時レベル 1PRA 結果
3. 格納容器の負荷の分析及び格納容器機能喪失モードの設定	格納容器構造健全性	1) 先行 PRA 報告書 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ PSR 報告書</li> <li>・ 原子炉設置許可申請書</li> </ul> 2) 文献 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書、(財)原子力発電技術機構、平成 15 年 3 月</li> <li>・ 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2021(レベル 2PRA 編)(AESJ-SC-P009:2021)</li> <li>・ NUREG/CR-6025, "The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner"</li> <li>・ NUREG/CR-6075, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment heating in Zion."</li> <li>・ NUREG/CR-6109, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry"</li> <li>・ NUREG/CR-6427, "Assessment of the DCH Issue for Plants with Ice Condenser Containments"</li> <li>・ NUREG/CR-6995, "SCDAP/RELAP5 Thermal-Hydraulic Evaluations of the Potential for Containment Bypass During Extended Station Blackout Severe Accident Sequences in a Westinghouse Four-Loop PWR"</li> </ul>
	原子炉格納容器への負荷	

第 3.1.3.1-2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (3/8)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
4.事故シーケンスの分析	プラント熱水力挙動	1) 先行 PRA 報告書 ・ PSR 報告書 ・ 原子炉設置許可申請書 2) 文献 ・ 次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン、(財)原子力安全研究協会、1999年4月 3) 実施項目 1.の「プラントの構成・特性の調査」の結果 4) 実施項目 3.の「格納容器の負荷の分析及び格納容器機能喪失モードの設定」の結果
	緩和手段	
5.事故進展解析	プラント熱水力挙動	1) 先行 PRA 報告書 ・ 原子炉設置許可申請書 2) 文献 ・ PWR の安全解析用崩壊熱について(MHI-NES-1010 改4)、2013年7月 3) 実施項目 2.の「プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化」の結果 4) 実施項目 4.の「事故シーケンスの分析」の結果
	緩和手段	

第 3.1.3.1-2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (4/8)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
6. 格納容器イベントツリーの分岐確率の条件設定、格納容器機能喪失頻度の定量化	物理化学現象に関する分岐確率	1) 先行 PRA 報告書 2) 文献 <ul style="list-style-type: none"> <li>• NUREG/CR-4700, "Containment Event Analysis for Postulated Severe Accidents"</li> <li>• NUREG/CR-4551, "Evaluation of Severe Accident Risks"</li> <li>• NUREG/CR-6995, "SCDAP/RELAP5 Thermal-Hydraulic Evaluations of the Potential for Containment Bypass During Extended Station Blackout Severe Accident Sequences in a Westinghouse Four-Loop PWR"</li> <li>• EPRI 1006593, "Steam Generator Tube Integrity Risk Assessment: Volume 1: General Methodology, Revision 1 to TR-107623-V1"</li> <li>• NUREG-1150, "Severe Accident Risks:An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants"</li> <li>• NUREG-1116, "A Review of the Current Understanding of the Potential for Containment Failure From In-Vessel Steam Explosions"</li> <li>• NUREG-1524, "A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current Understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction Issues"</li> <li>• 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2021(レベル 2PRA 編)(AESJ-SC-P009:2021)</li> </ul>
	緩和手段に関する分岐確率	



第 3.1.3.1-2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (5/8)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
6. 格納容器イベントツリーの分岐確率の条件設定、格納容器機能喪失頻度の定量化(続き)	物理化学現象に関する分岐確率	2) 文献 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ NUREG/CR-6075, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion."</li> <li>・ NUREG/CR-6109, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry"</li> <li>・ NUREG/CR-6338, "Resolution of the Direct Containment Heating Issue for All Westinghouse Plants With Large Dry Containments or Subatmospheric Containments"</li> </ul> 3) 実施項目 2.の「プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化」の結果 4) 実施項目 3.の「格納容器の負荷の分析及び格納容器機能喪失モードの設定」の結果 5) 実施項目 4.の「事故シーケンスの分析」の結果 6) 実施項目 5.の「事故進展解析」の結果
	緩和手段に関する分岐確率	
	システム信頼性解析	1) 実施項目 1.の情報源 2) 人間信頼性解析、パラメータの作成の結果 3) 健全性確認間隔の調査結果 4) 外部電源復旧確率に係る報告書
	人間信頼性解析	1) 実施項目 1.の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ NUREG/CR-1278, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications"</li> <li>・ EPRI 3002003150, "A Process for HRA Dependency Analysis and Considerations on Use of Minimum Value for Joint Human Error Probabilities"</li> <li>・ EPRI TR-100259, "An Approach to the analysis of Operator Actions in Probabilistic Risk Assessment"</li> <li>・ The EPRI HRA Calculator® Software Manual</li> </ul> 3) 人的過誤に係る調査結果 4) 人間信頼性解析に関わるプラント職員等への聞き取り調査結果

第 3.1.3.1-2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (6/8)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
6. 格納容器イベントツリーの分岐確率の条件設定、格納容器機能喪失頻度の定量化(続き)	パラメータの作成	1) 実施項目 1.の情報源 2) 国内機器故障率データ <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 確率論的リスク評価(PRA)のための機器信頼性データ収集実施ガイド(2023年5月)(一財)電力中央研究所</li> <li>・ 国内原子力発電所の PRA 用一般機器信頼性パラメータの推定(2021年9月)(一財)電力中央研究所</li> <li>・ プラントの機器故障実績</li> </ul> 3) 試験による待機除外の調査結果 4) 共通原因故障データ <ul style="list-style-type: none"> <li>・ NUREG CCF Parameter Estimations 2015</li> <li>・ NUREG/CR-5497, "Common-Cause Failure Parameter Estimations"</li> </ul>
7.放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化	プラント損傷状態	1) 文献 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 平成 15 年度 レベル 2PSA 手法の整備(PWR)、原子力安全基盤機構(JNES/SAE04-040)</li> <li>・ 平成 17 年度 レベル 2 地震 PSA 手法の整備(4 ループ PWR)、原子力安全基盤機構(JNES/SAE05-096)</li> <li>・ 平成 18 年度 レベル 2 地震 PSA 手法の整備(4 ループ PWR)、原子力安全基盤機構(JNES/SAE06-087)</li> <li>・ 平成 19 年度 地震時レベル 2PSA 手法の整備(4 ループ及び2ループ PWR)、原子力安全基盤機構(JNES/SAE07-055)</li> </ul> 2) 実施項目 4.の「事故シーケンスの分析」の結果 3) 実施項目 6.の「格納容器イベントツリーの分岐確率の条件設定、格納容器機能喪失頻度の定量化」の結果
	格納容器機能喪失モード	
	放射性物質移行経路	
	物理・化学的特性	

第 3.1.3.1-2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (7/8)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
8.放出カテゴリのソースターム解析	放出カテゴリを代表するソースターム	1) 文献 <ul style="list-style-type: none"> <li>・平成 15 年度 レベル 2PSA 手法の整備 (PWR)、原子力安全基盤機構 (JNES/SAE04-040)</li> <li>・平成 17 年度 レベル 2 地震 PSA 手法の整備 (4 ループ PWR)、原子力安全基盤機構 (JNES/SAE05-096)</li> <li>・平成 18 年度 レベル 2 地震 PSA 手法の整備 (4 ループ PWR)、原子力安全基盤機構 (JNES/SAE06-087)</li> <li>・平成 19 年度 地震時レベル 2PSA 手法の整備 (4 ループ及び 2 ループ PWR)、原子力安全基盤機構 (JNES/SAE07-055)</li> </ul> 2) 実施項目 7.の「放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化」の結果
9.不確実さ解析及び感度解析	レベル 1PRA、事故進展解析及びソースターム解析結果	1) 先行 PRA 報告書 2) 文献 <ul style="list-style-type: none"> <li>・NUREG/CR-4700, "Containment Event Analysis for Postulated Severe Accidents"</li> <li>・NUREG/CR-4551, "Evaluation of Severe Accident Risks"</li> <li>・NUREG/CR-6995, "SCDAP/RELAP5 Thermal-Hydraulic Evaluations of the Potential for Containment Bypass During Extended Station Blackout Severe Accident Sequences in a Westinghouse Four-Loop PWR"</li> </ul>

第 3.1.3.1-2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (8/8)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
9.不確かさ解析及び感度解析 (続き)	レベル 1PRA、事故進展解析及びソースターム 解析結果	2) 文献 <ul style="list-style-type: none"> <li>• EPRI 1006593, "Steam Generator Tube Integrity Risk Assessment: Volume 1: General Methodology, Revision 1 to TR-107623-V1"</li> <li>• NUREG-1150, "Severe Accident Risks:An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants"</li> <li>• NUREG-1116, "A Review of the Current Understanding of the Potential for Containment Failure From In-Vessel Steam Explosions"</li> <li>• NUREG-1524, "A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current Understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction Issues"</li> <li>• 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2021(レベル 2PRA 編)(AESJ-SC-P009:2021)</li> <li>• NUREG/CR-6075, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion."</li> <li>• NUREG/CR-6109, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry"</li> <li>• NUREG/CR-6338, "Resolution of the Direct Containment Heating Issue for All Westinghouse Plants With Large Dry Containments or Subatmospheric Containments"</li> </ul> 3) 実施項目 2.の「プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化」の結果 4) 実施項目 5.の「事故進展解析」の結果 5) 実施項目 6.の「格納容器イベントツリーの分岐確率の条件設定、格納容器機能喪失頻度の定量化」の結果 6) 実施項目 7.の「放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化」の結果

第 3.1.3.1-3 表 玄海 3 号機の基本仕様

項目	仕様
原子炉熱出力	3,423 (MWt)
電気出力	1,180 (MWe)
プラント型式	加圧水型 4 ループプラント
原子炉格納容器	上部半球円筒型 (PCCV)

第 3.1.3.1-4 表 評価対象とした SA 対策 (1/2) (出力運転時レベル 1PRA)

事故シーケンスグループ	有効性評価で期待した対策
2 次冷却系からの除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ フィードアンドブリード</li> </ul>
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2 次系強制冷却</li> <li>・ 大容量空冷式発電機</li> <li>・ 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入</li> <li>・ 移動式大容量ポンプ車の確立による高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却</li> <li>・ 2 次系水源補給</li> </ul>
原子炉補機冷却機能喪失	同上
原子炉格納容器の除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器内自然対流冷却</li> </ul>
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 多様化自動作動設備</li> <li>・ 緊急ほう酸注入</li> </ul>
ECCS 注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2 次系強制冷却</li> <li>・ 低圧注入／低圧再循環</li> </ul>
ECCS 再循環機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替再循環 (格納容器スプレイポンプ)</li> </ul>
格納容器バイパス	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ クールダウンアンドリサーキュレーション</li> </ul>

第 3.1.3.1-4 表 評価対象とした SA 対策 (2/2) (出力運転時レベル 2PRA)

格納容器破損モード	有効性評価で期待した対策
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設電動注入ポンプ (水源補給前) による格納容器内注水</li> <li>・ 常設電動注入ポンプ (水源補給後) による格納容器内蓄熱</li> <li>・ 格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却</li> <li>・ 大容量空冷式発電機による交流電源の復旧</li> <li>・ アンユラス空気浄化系 (窒素ポンベ) による被ばく防止</li> <li>・ 中央制御室非常用循環系による被ばく防止</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)</li> <li>・ 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器逃がし弁 (窒素ポンベ) による 1 次系強制減圧</li> <li>・ 常設電動注入ポンプ (水源補給前) による格納容器内注水</li> <li>・ 常設電動注入ポンプ (水源補給後) による格納容器内蓄熱</li> <li>・ 格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却</li> <li>・ 大容量空冷式発電機による交流電源の復旧</li> <li>・ アンユラス空気浄化系 (窒素ポンベ) による被ばく防止</li> <li>・ 中央制御室非常用循環系による被ばく防止</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水素燃焼</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減</li> </ul>

第 3.1.3.1-5 表 評価対象とした対策のうち有効性評価で期待していない対策

レベル 1PRA	レベル 2PRA
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源の復旧</li> <li>・ 代替給水 (主給水回復)</li> <li>・ 代替制御用空気供給 (所内用空気系)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器隔離弁の手動閉止</li> <li>・ 加圧器逃がし弁 (制御用空気系使用) による 1 次系強制減圧</li> <li>・ 格納容器スプレイポンプ (中央手動起動) による格納容器内注水</li> <li>・ 格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却</li> <li>・ 電気式水素燃焼装置による水素濃度低減</li> <li>・ 外部電源の復旧</li> </ul>

第 3.1.3.1-6 表 主要な系統設備概要(1/2)

系統	設備	設備仕様
原子炉保護系	制御棒クラスタ	本数 53
ほう酸注入系	ほう酸ポンプ	型式 うず巻式 台数 2 容量 約 17m <sup>3</sup> /h/台
	充てんポンプ	型式 うず巻式 台数 3 容量 約 45m <sup>3</sup> /h/台 揚程 約 1,770m
蓄圧注入系	蓄圧タンク	型式 たて置円筒型 基数 4 容量 約 38m <sup>3</sup> /基
高圧注入系	高圧注入ポンプ	型式 うず巻式 台数 2 容量 約 320m <sup>3</sup> /h/台 揚程 約 960m
低圧注入系	余熱除去ポンプ	型式 うず巻式 台数 2 容量 約 1,020m <sup>3</sup> /h/台 揚程 約 91m
非常用炉心冷却設備(代替炉心注入)	常設電動注入ポンプ	型式 うず巻式 台数 1 容量 約 150m <sup>3</sup> /h 揚程 約 150m
補助給水系	タービン動補助給水ポンプ	型式 うず巻式(蒸気加減弁付) 台数 1 容量 約 250m <sup>3</sup> /h 揚程 約 950m
	電動補助給水ポンプ	型式 うず巻式 台数 2 容量 約 140m <sup>3</sup> /h/台 揚程 約 950m

第 3.1.3.1-6 表 主要な系統設備概要 (2/2)

系統	設備	設備仕様
非常用電源設備	ディーゼル発電機	型式 横置回転界磁・三相同期発電機 台数 2 容量 約 8,900kVA/台
直流電源設備	蓄電池(安全防護系用)	組数 2 容量 約 1,600A・h/組
	蓄電池(重大事故等対処用)	組数 2 容量 約 2,400A・h/組
	蓄電池(3系統目)	組数 1 容量 約 3,000A・h
	常用系蓄電池	組数 2 容量 約 3,500A・h/組
代替電源設備	大容量空冷式発電機	型式 三相交流同期発電機 台数 1 容量 約 4,000kVA
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ	型式 うず巻式 台数 4 容量 約 1,700m <sup>3</sup> /h/台 揚程 約 55m
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ	型式 斜流式 台数 4 容量 約 2,600m <sup>3</sup> /h/台 揚程 約 49m
代替補機冷却設備	移動式大容量ポンプ車	型式 うず巻式 台数 4 容量 約 1,320m <sup>3</sup> /h/台 揚程 約 140m
格納容器スプレイ系	格納容器スプレイポンプ	型式 うず巻式 台数 2 容量 約 1,200m <sup>3</sup> /h/台 揚程 約 175m



第3.1.3.1-7表 燃料及び溶融炉心の移動経路

	原子炉容器破損時放出先	移動経路	移動先区画
重力による移動	原子炉下部キャビティ	最下区画のため 移動なし	なし
1次系圧力による 分散放出	原子炉下部キャビティ	シールドテーブル	下部一般部

第3.1.3.1-8表 炉心損傷時における放射性物質の放出経路

放出経路	概要
① 原子炉格納容器健全性が維持されている場合 (②を除く)	原子炉格納容器健全性が維持されている場合は、炉心溶融が生じたとしても、溶融炉心から放出されたFPの大部分は原子炉格納容器内に閉じ込められる。原子炉格納容器内の圧力の上昇に伴い、格納容器気相部に浮遊している一部のFPが原子炉格納容器から原子炉格納容器外(アニュラス又はアニュラス外)へ漏えいする。アニュラス空気浄化設備が起動している場合、アニュラス空気浄化設備のよう素及び粒子フィルタによって、アニュラスに漏えいしたFPのうちよう素及び粒子状物質の大部分が除去される。よって、放射性物質の放出経路としては、原子炉格納容器からアニュラス外へ直接放出され環境へ放出される経路又は原子炉格納容器からアニュラスへ放出され排気筒経由で環境へ放出される経路となる。
② 特重設備(FV)により放射性物質を管理放出する場合	参考資料Ⅱに示す。
③ 格納容器機能喪失が生じた場合 (④、⑤を除く)	SGTR及びインターフェイスシステムLOCAを除く格納容器機能喪失が生じた場合は、原子炉格納容器(機器搬入口等の原子炉格納容器本体に直接据え付けられている機器を含む)の損傷又は格納容器隔離失敗が生じており、格納容器気相部に浮遊しているFPの大部分が機能喪失を生じた箇所から環境へ放出される。
④ SGTR + 炉心損傷が生じた場合	SGTRの場合は、溶融炉心から放出されたFPが破損した蒸気発生器伝熱管を經由して2次系に移行し、主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁経由で環境に放出される。また、溶融炉心から放出されたガスによって1次系がクリーブ破損によって破断した場合は溶融炉心から放出されたFPが原子炉格納容器内部へも移行する。原子炉格納容器の損傷が生じる場合は上記③の経路も含まれる。
⑤ インターフェイスシステムLOCA + 炉心損傷が生じた場合	インターフェイスシステムLOCAの場合は、溶融炉心から放出されたFPが余熱除去系統の破損部及び出口逃がし弁を經由して安全補機室に移行し、安全補機室経由で環境に放出される。また、余熱除去系の入口逃がし弁から加圧器逃がしタンク経由で放出されたFPを含む蒸気によって原子炉格納容器内部へも移行する。原子炉格納容器の損傷が生じる場合は上記③の経路も含まれる。

第3.1.3.1-9表 炉心内蓄積量(48GWd/t+1/4MOX 炉心) (gross値) (1/4)

核種グループ	核種	炉心内蓄積量(Bq)
Xe 類	Kr-83m	約 3.9E+17
	Kr-85m	約 1.1E+18
	Kr-85	約 3.7E+16
	Kr-87	約 1.6E+18
	Kr-88	約 2.2E+18
	Kr-89	約 2.7E+18
	Kr-90	約 2.8E+18
	Xe-131m	約 3.4E+16
	Xe-133m	約 2.2E+17
	Xe-133	約 7.0E+18
	Xe-135m	約 1.6E+18
	Xe-135	約 2.6E+18
	Xe-137	約 6.3E+18
	Xe-138	約 5.8E+18
	Xe-139	約 4.3E+18
I 類	Br-83	約 3.9E+17
	Br-84m	約 2.5E+16
	Br-84	約 6.9E+17
	Br-85	約 1.1E+18
	Br-86	約 1.1E+18
	Br-87	約 1.2E+18
	I-129	約 1.1E+11
	I-131	約 3.5E+18
	I-132	約 5.0E+18
	I-133	約 7.0E+18
	I-134m	約 7.4E+17
	I-134	約 7.7E+18
	I-135	約 6.7E+18
	I-136m	約 2.1E+18
I-136	約 2.3E+18	

第3.1.3.1-9表 炉心内蓄積量(48GWd/t+1/4MOX 炉心) (gross値) (2/4)

核種グループ	核種	炉心内蓄積量(Bq)
Cs 類	Rb-86	約 9.0E+15
	Rb-88	約 2.2E+18
	Rb-89	約 2.9E+18
	Rb-90	約 2.6E+18
	Cs-134	約 5.1E+17
	Cs-136	約 2.0E+17
	Cs-137	約 3.5E+17
	Cs-138	約 6.4E+18
Te 類	Sn-128	約 5.2E+17
	Sb-127	約 3.2E+17
	Sb-128m	約 5.6E+17
	Sb-129	約 1.1E+18
	Sb-131	約 2.7E+18
	Te-127m	約 2.5E+16
	Te-127	約 3.0E+17
	Te-129m	約 1.2E+17
	Te-129	約 1.1E+18
	Te-131m	約 8.6E+17
	Te-131	約 2.8E+18
	Te-132	約 4.9E+18
	Te-133m	約 3.3E+18
	Te-134	約 6.0E+18
Ba 類 (MACCS2 で は Sr 類と Ba 類に分割)	Sr-89	約 3.0E+18
	Sr-90	約 2.2E+17
	Sr-91	約 3.8E+18
	Sr-92	約 4.1E+18
	Ba-139	約 6.1E+18
	Ba-140	約 6.1E+18

第3.1.3.1-9表 炉心内蓄積量(48GWd/t+1/4MOX 炉心) (gross値) (3/4)

核種グループ	核種	炉心内蓄積量(Bq)
Ru 類	Co-58	約 2.7E+16
	Co-60	約 7.0E+15
	Mo-99	約 6.3E+18
	Mo-101	約 5.9E+18
	Tc-99m	約 5.5E+18
	Tc-101	約 5.9E+18
	Ru-103	約 5.6E+18
	Ru-105	約 4.0E+18
	Ru-106	約 2.1E+18
	Rh-103m	約 5.6E+18
	Rh-105	約 3.7E+18
Rh-106	約 2.3E+18	
Ce 類	Ce-141	約 5.6E+18
	Ce-143	約 5.1E+18
	Ce-144	約 3.9E+18
	Ce-146	約 2.8E+18
	Np-239	約 6.7E+19
	Pu-238	約 3.4E+16
	Pu-239	約 2.7E+15
	Pu-240	約 5.0E+15
Pu-241	約 1.3E+18	

第3.1.3.1-9表 炉心内蓄積量(48GWd/t+1/4MOX 炉心) (gross値) (4/4)

核種グループ	核種	炉心内蓄積量(Bq)
La 類	Y-90	約 2.3E+17
	Y-91m	約 2.2E+18
	Y-91	約 3.9E+18
	Y-92	約 4.2E+18
	Y-93	約 4.9E+18
	Y-94	約 5.1E+18
	Zr-95	約 5.8E+18
	Zr-97	約 5.9E+18
	Nb-95	約 5.8E+18
	Nb-97	約 6.0E+18
	La-140	約 6.3E+18
	La-141	約 5.6E+18
	La-142	約 5.4E+18
	Pr-143	約 5.0E+18
	Pr-144	約 4.0E+18
	Pr-146	約 2.8E+18
	Pr-147	約 2.2E+18
	Nd-147	約 2.2E+18
	Nd-149	約 1.3E+18
	Nd-151	約 7.0E+17
	Pm-147	約 5.6E+17
	Pm-149	約 1.7E+18
	Pm-151	約 7.0E+17
	Sm-151	約 1.9E+15
	Sm-153	約 1.3E+18
	Am-241	約 4.7E+15
Cm-242	約 7.7E+17	
Cm-244	約 3.7E+16	

第 3.1.3.1-10 表 玄海 3 号機 重要事故シーケンス選定用 PRA で  
評価対象とした起回事象

No	起回事象
1	大破断 LOCA
2	中破断 LOCA
3	小破断 LOCA
4	インターフェイスシステム LOCA
5	主給水流量喪失
6	外部電源喪失
7	原子炉トリップ失敗事象(ATWS)
8	2次冷却系の破断
9	蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)
10	過渡事象
11	原子炉補機冷却機能喪失
12	手動停止

第 3.1.3.1-11 表 海外の PRA で検討されている起因事象の調査結果 (1/5)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	備考
LOCA	大破断 LOCA	大破断 LOCA	大破断 LOCA	大破断 LOCA	大破断 LOCA	大破断 LOCA	大破断 LOCA	大破断 LOCA	大破断 LOCA	—
	中破断 LOCA	中破断 LOCA	中破断 LOCA	中破断 LOCA	中破断 LOCA	中破断 LOCA	中破断 LOCA	中破断 LOCA	中破断 LOCA	—
	小破断 LOCA	小破断 LOCA	小破断 LOCA	小破断 LOCA	小破断 LOCA	小破断 LOCA	小破断 LOCA	小破断 LOCA	小破断 LOCA	—
	加圧器逃がし 弁/安全弁 LOCA	加圧器逃がし 弁/安全弁 LOCA	加圧器逃がし 弁/安全弁 LOCA	—	—	—	—	加圧器逃がし 弁/安全弁 LOCA	—	—
	極小 LOCA	極小 LOCA	極小 LOCA	—	極小 LOCA	極小 LOCA	極小 LOCA	—	—	—
	RCP シール LOCA	—	RCP シール LOCA	—	—	—	RCP シール LOCA	RCP シール LOCA	—	—
	—	—	原子炉容器 破損	原子炉容器 破損	—	—	—	—	原子炉容器 破損	—
蒸気発生 器伝熱管 破損 (SGTR)	SGTR	SGTR	SGTR	—	SGTR	SGTR	SGTR	SGTR	SGTR	—
インター フェイス システム LOCA	—	—	インターフェイ スシステム LOCA	インターフェイ スシステム LOCA	インターフェイ スシステム LOCA	インターフェイ スシステム LOCA	インターフェイ スシステム LOCA	インターフェイ スシステム LOCA	インターフェイ スシステム LOCA	—



第 3.1.3.1-11 表 海外の PRA で検討されている起因事象の調査結果 (2/5)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	備考
過渡事象	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水管破断</li> <li>主蒸気管破断(格納容器内)</li> <li>主蒸気管破断(格納容器外)</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水管破断</li> <li>主蒸気管破断(格納容器内)</li> <li>主蒸気管破断(格納容器外)</li> </ul>	過渡事象	—	高エネルギー配管の破断	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気管破断(格納容器内)</li> <li>主蒸気管破断(格納容器外)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水管破断</li> <li>主蒸気管破断(格納容器内)</li> <li>主蒸気管破断(格納容器外)</li> </ul>	—
	制御用空気喪失	制御用空気喪失	制御用空気喪失		制御用空気喪失	制御用空気喪失	制御用空気喪失	—	制御用空気喪失	—
	主給水流量喪失	主給水流量喪失	主給水流量喪失		主給水流量喪失	主給水流量喪失	主給水流量喪失	主給水流量喪失	主給水流量喪失	—
	復水器機能喪失	復水器機能喪失	復水器機能喪失		—	—	—	主蒸気隔離弁の誤閉止	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気隔離弁の誤閉止</li> <li>復水器の真空機能喪失</li> </ul>	—
	過渡事象	過渡事象	過渡事象		過渡事象(初期に主給水が健全)	過渡事象(初期に主給水が健全)	過渡事象(初期に主給水が健全)	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材の流量喪失</li> <li>炉心出力の異常</li> <li>タービントリップ</li> <li>ECCSの誤起動</li> <li>原子炉トリップ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>タービントリップ</li> <li>ECCSの誤起動</li> <li>原子炉トリップ</li> <li>主給水流量の増加</li> <li>主給水流量の部分喪失</li> <li>加圧器圧力低信号の誤発信</li> </ul>	主給水系による蒸気発生器への給水が可能な事象を過渡事象、不可な事象を主給水流量喪失に分類。
	外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源喪失		外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源喪失

第 3.1.3.1-11 表 海外の PRA で検討されている起因事象の調査結果 (3/5)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	備考	
特殊な 起因事象	・ 高圧交流母線の喪失 ・ 低圧交流母線の喪失	交流母線の喪失	・ 高圧交流母線の喪失 ・ 低圧交流母線の喪失	過渡事象	交流母線の喪失	低圧交流母線の喪失	交流母線の喪失	—	—	—	
	—	—	—		—	計装用母線の喪失	—	計装用母線の喪失	計装用母線の喪失	—	
	直流母線の喪失	直流母線の喪失	直流母線の喪失		直流母線の喪失	直流母線の喪失	直流母線の喪失	—	直流母線の喪失	—	
	原子炉補機冷却海水系の全喪失	・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失 ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失	・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失 ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失		原子炉補機冷却海水系の全喪失	・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失 ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失	原子炉補機冷却水系の全喪失	・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失 ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失	原子炉補機冷却海水系の全喪失 ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失	原子炉補機冷却海水系の全喪失	—
	原子炉補機冷却海水系の部分喪失	・ 原子炉補機冷却海水系の部分喪失 ・ 原子炉補機冷却水系の部分喪失	・ 原子炉補機冷却海水系の部分喪失 ・ 原子炉補機冷却水系の部分喪失		—	—	—	—	—	—	—

第 3.1.3.1-11 表 海外の PRA で検討されている起因事象の調査結果 (4/5)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	備考
プラント固有の起因事象	—	—	—	—	・空調喪失	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	Low intake canal level	—	—	—	海水を最終ヒートシンクとしているプラントにおいては稀有事象であり、当該事象の影響は原子炉補機冷却海水系の全喪失に包絡
	—	—	—	—	—	充てんポンプの冷却機能喪失	—	—	—	RCP シールリークに包絡
	—	—	—	—	—	—	—	抽出流量の増加／充てん流量の減少	—	小破断 LOCA に包絡
	—	—	—	—	—	—	—	抽出流量の減少／充てん流量の増加	—	過渡事象に包絡
	—	—	—	—	—	—	—	加圧熱衝撃	—	原子炉容器破損に包絡
	—	—	—	—	—	—	—	格納容器スプレイの誤作動	—	過渡事象に包絡
	—	—	—	—	—	—	—	格納容器の誤隔離	—	過渡事象に包絡
	—	—	—	—	—	—	—	低温停止中の起因事象	—	内部事象出力運転時 PRA の対象外
	—	—	—	—	—	—	—	RCP 及び他の内部ミサイル	—	内部事象出力運転時 PRA の対象外
	—	—	—	—	—	—	—	—	加圧器からの漏えい	小破断 LOCA に包絡

第 3.1.3.1-11 表 海外の PRA で検討されている起回事象の調査結果 (5/5)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	備考
その他	・ 火災 ・ 溢水	—	—	—	—	—	—	—	・ 火災 ・ 内部溢水	内部事象出力 運転時 PRA の 対象外
備考	—	—	—	—	EPRI 2230 で 挙げられている 41 の過渡事象 も検討している	—	—	—	EPRI 2230 で 挙げられている 41 の過渡事象 も検討している	—

出典: 文献①: NUREG/CR-5750

文献②: NUREG/CR-6928

文献③: SPAR Initiating Event Data and Results 2015 Parameter Estimation Update

文献④: WASH-1400

文献⑤: NUREG-1150

文献⑥: NUREG-1150 (NUREG/CR-4550 vol.3)

文献⑦: NUREG-1150 (NUREG/CR-4550 vol.5)

文献⑧: NUREG-1150 (NUREG/CR-3300, NUREG/CR-4550 vol.7)

文献⑨: IAEA-TECDOC-719

第 3.1.3.1-12 表 伊方プロジェクトによって選定された起因事象(1/2)

No	選定された起因事象
1	原子炉容器破損
2	大破断 LOCA
3	中破断 LOCA
4	小破断 LOCA
5	極小 LOCA
6	加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA
7	インターフェイスシステム LOCA (余熱除去系)
8	インターフェイスシステム LOCA (充てん／抽出のアンバランス)
9	インターフェイスシステム LOCA (No.7 及び No.8 以外)
10	RCP シールリーク
11	主給水流量の全喪失
12	主給水流量の部分喪失
13	負荷の喪失(タービントリップ信号有)
14	負荷の喪失(タービントリップ信号無)
15	主蒸気隔離弁の誤閉止(1 又は 2 弁)
16	主蒸気隔離弁の誤閉止(全弁)
17	過渡事象(タービントリップ有)(加圧器逃がし弁の作動無)
18	過渡事象(タービントリップ無)(加圧器逃がし弁の作動有)
19	過渡事象(タービントリップ無)(加圧器逃がし弁の作動無)
20	主給水管破断
21	主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)
22	主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)
23	蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)
24	主蒸気安全弁の誤開(1 弁)
25	主蒸気安全弁の誤開(2 弁以上)
26	主蒸気逃がし弁の誤開(1 弁)
27	主蒸気逃がし弁の誤開(2 弁以上)
28	タービンバイパス弁の誤開(2 弁以上)
29	外部電源喪失
30	常用系高圧交流母線の喪失
31	常用系低圧黄龍母線の喪失
32	常用系直流母線の喪失
33	常用系計装用母線の喪失
34	計装制御設備故障による加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA
35	計装制御設備故障による負荷の喪失(タービントリップ有)

第 3.1.3.1-12 表 伊方プロジェクトによって選定された起因事象(2/2)

No	選定された起因事象
36	計装制御設備故障による過渡事象(タービントリップ無)(加圧器逃がし弁の作動有)
37	計装制御設備故障による過渡事象(タービントリップ無)(加圧器逃がし弁の作動無)
38	計装制御設備故障による ECCS 誤起動
39	計装制御設備故障による主給水流量の全喪失
40	計装制御設備故障による主給水流量の部分喪失
41	計装制御設備故障による主蒸気隔離弁の誤閉止(1 又は 2 弁)
42	計装制御設備故障による主蒸気隔離弁の誤閉止(全弁)
43	計装制御設備故障によるタービンバイパス弁の誤開(2 弁以上)
44	制御用空気系の部分喪失
45	制御用空気系の全喪失
46	原子炉補機冷却水系の部分喪失(A 又は B ヘッド喪失)
47	原子炉補機冷却水系の部分喪失(C ヘッド喪失)
48	原子炉補機冷却水系の全喪失
49	原子炉補機冷却海水系の部分喪失
50	原子炉補機冷却海水系の全喪失
51	安全系高圧交流母線の部分喪失
52	安全系高圧交流母線の全喪失
53	安全系低圧交流母線の部分喪失
54	安全系低圧交流母線の全喪失
55	安全系直流母線の部分喪失
56	安全系直流母線の全喪失
57	安全系計装用母線の部分喪失
58	安全系計装用母線の全喪失
59	中央制御室空調系の喪失
60	安全補機開閉器室空調系の部分喪失
61	安全補機開閉器室空調系の全喪失
62	空調用冷水系の部分喪失
63	空調用冷水系の全喪失
64	手動停止
65	ATWS1(タービントリップが必要な事象)
66	ATWS2(タービントリップが不要な事象)

第 3.1.3.1-13 表 国内外における内部事象停止時 PRA の評価対象起因事象の内部事象出力運転時 PRA への分析(1/2)

停止時に発生しうる起因事象	H19 年 度電共 研 <sup>1)</sup>	NSAC -84 <sup>2)</sup>	NUREG /CR -5015 <sup>3)</sup>	フランス PRA <sup>4),5)</sup>	NUREG /CR -6144 <sup>6)</sup>	EPRI-1003113 <sup>7)</sup> , EPRI-1021176 <sup>8)</sup>	内部事象出力運転時レベル 1PRA における扱い
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 ※LOCA (配管破断)を除く ※オーバードレン、水位維持失敗を含む	○	○	○	—	○	○	「LOCA」として考慮している。(炉心損傷防止の可否、炉心損傷防止に必要な緩和の観点で当該事象を分類)
LOCA ※加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA、1 次冷却材ポンプ封水リークを含む	—	—	—	○	○	—	同上
インターフェイスシステム LOCA	—	—	—	○	○	—	「インターフェイスシステム LOCA」として考慮している。
余熱除去機能喪失	○	○	○	—	○	○	出力運転状態においては、余熱除去系は待機状態であり、1 次系から隔離されていることから、起因事象として考慮する必要はない。
原子炉補機冷却機能喪失 ※原子炉補機冷却水系の喪失、海水 系の喪失を含む	○	—	—	○	○	○	「原子炉補機冷却水系の部分喪失/全喪失」、「原子炉補機冷却海水系の部分喪失/全喪失」として考慮している。
外部電源喪失	○	○	○	○	○	○	「外部電源喪失」として考慮している。
安全系母線の喪失 ※高圧交流母線の喪失、低圧交流母 線の喪失、直流母線の喪失、計装用 母線の喪失を含む	—	—	—	—	○	○	「安全系母線喪失」として考慮している。(対象とする母線電圧等の観点で当該事象を細分化)
制御用空気喪失	—	—	—	—	○	—	「制御用空気喪失」として考慮している。
空調喪失	—	—	—	—	○	—	「空調喪失」として考慮している。(冷却対象とする設備の観点で当該事象を細分化)
主給水流量喪失	—	—	—	○	○	—	「主給水流量喪失」として考慮している。

3.1.3-159

第 3.1.3.1-13 表 国内外における内部事象停止時 PRA の評価対象起因事象の内部事象出力運転時 PRA への分析(2/2)

停止時に発生しうる起因事象	H19 年 度電共 研 <sup>1)</sup>	NSAC -84 <sup>2)</sup>	NUREG /CR -5015 <sup>3)</sup>	フランス PRA <sup>4),5)</sup>	NUREG /CR -6144 <sup>6)</sup>	EPRI-1003113 <sup>7)</sup> , EPRI-1021176 <sup>8)</sup>	内部事象出力運転時レベル 1PRA における扱い
2 次冷却系の破断 ※主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)、主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)、主給水管破断を含む	—	—	—	○	—	—	「主給水管破断」、「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」、「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)」として考慮している。
蒸気発生器伝熱管破損	—	—	—	○	○	—	「蒸気発生器伝熱管破損」として考慮している。
過渡事象 ※負荷の喪失、主蒸気隔離弁の誤閉止、手動停止、ATWS、工学的安全施設作動信号の誤動作を含む	—	—	—	○	○	—	「過渡事象」、「負荷の喪失」、「主蒸気隔離弁の誤閉止」、「ATWS」として考慮している。
反応度の誤投入	—	—	—	○	○	—	「過渡事象」として考慮している。
低温過加圧事象	—	○	—	—	○	—	1 次系が低温状態、かつ 1 次系に開口部が存在しない状態において、加圧事象が生じた場合に発生する事象である。出力時は 1 次系が高温状態であることから、起因事象として考慮する必要はない。
燃料集合体の落下	—	—	—	—	○	—	燃料取替中に燃料集合体が落下する事象である。出力時には燃料取替を実施しないことから、起因事象として考慮する必要はない。
加圧熱衝撃	—	—	—	—	○	—	加圧された原子炉容器が急激に冷却され、原子炉容器内外間の温度差により高い引張応力が容器内面に発生する事象である。出力運転状態であり、冷却は実施されないことから、起因事象として考慮する必要はない。

○:各分析・調査から抽出された事象

- 1) 平成 19 年度共同研究報告書「リスク情報活用に向けた停止時 PRA モデルの高度化に関する研究」
- 2) NSAC-84, "Zion Nuclear Plant Residual Heat Removal PRA"
- 3) NUREG/CR-5015, "Improved Reliability of Residual Heat Removal Capability in PWRs as Related to Resolution of Generic Issue 99", Brookhaven National Laboratory
- 4) IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor", Main Report
- 5) EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300 MWe)", Overall Report
- 6) NUREG/CR-6144, "Evaluation of Potential Severe Accidents During Low Power and Shutdown Operations at Surry, Unit 1\_Analysis of Core Damage Frequency from Internal Events During Mid-Loop Operations"
- 7) EPRI1003113, "An Analysis of Loss of Decay Heat Removal Trends and Initiating Event Frequencies (1989 - 2000)"
- 8) EPRI1021176, "An Analysis of Loss of Decay Heat Removal and Loss of Inventory Event Trends (1990-2009)"



第 3.1.3.1-14 表 FMEA によって同定された起回事象

同定された起回事象	備考
LOCA	破断サイズ／場所により以下に分類される。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉容器破損</li> <li>・ 大破断 LOCA</li> <li>・ 中破断 LOCA</li> <li>・ 小破断 LOCA</li> <li>・ 極小 LOCA</li> <li>・ 加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA</li> <li>・ インターフェイスシステム LOCA</li> <li>・ RCP シールリーク</li> <li>・ SGTR</li> </ul>
過渡事象	故障要因によって、加圧器逃がし弁が作動するような圧力上昇が発生する事象／発生しない事象が想定される。
主給水流量喪失	—
負荷の喪失	—
主給水管破断	—
主蒸気管破断	主蒸気隔離弁上流／下流の破断が想定される。
安全系交流母線の喪失	高圧／低圧母線の部分喪失と全喪失が想定される。
安全系直流母線の喪失	部分喪失と全喪失が想定される。
安全系計装用母線の喪失	同上
常用系交流母線の喪失	高圧／低圧母線の部分喪失と全喪失が想定される。
常用系直流母線の喪失	部分喪失と全喪失が想定される。
常用系計装用母線の喪失	同上
原子炉補機冷却水系の喪失	同上
原子炉補機冷却海水系の喪失	同上
制御用空気系統の喪失	同上
空調用冷水系の喪失	同上
中央制御室空調系の喪失	—
安全補機開閉器室空調系の喪失	部分喪失と全喪失が想定される。
中間補機棟空調系の喪失	同上
手動停止	—

第 3.1.3.1-15 表 玄海 3/4 号機の前兆事象の調査結果

発生年月日	発電所名	概要	想定され得る起因事象
1993/9/24	玄海 3 号機	蒸気タービン軸振動増加に伴う原子炉手動停止	負荷の喪失
1999/1/20	玄海 3 号機	燃料集合体からの漏えい	計画外停止
2011/10/4	玄海 4 号機	復水器真空低下に伴う原子炉自動停止（タービンの自動停止）	負荷の喪失
2011/12/16	玄海 3 号機	C 充てんポンプ主軸の折損	過渡事象

第 3.1.3.1-16 表 起因事象候補と除外基準の適用結果 (1/6)

No	選定された起因事象候補	重要事故シ ーケンス 選定用 PRA	海外文献*1	国内外の 内部事象停 止時 PRA	伊方 プロジェクト	FMEA	本評価	適用される 除外基準 *2	本評価で除外した根拠
1	原子炉容器破損	×	○ (c,d)	×	○	○	○	—	—
2	大破断 LOCA	○	○ (a, b, c, d)	○	○	○	○	—	—
3	中破断 LOCA	○	○ (a, b, c, d)		○	○	○	—	—
4	小破断 LOCA	○	○ (a, b, c, d)		○	○	○	—	—
5	加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA		○ (a, b, c, d)		○	○	○	—	—
6	極小 LOCA		×		○ (a, b, c, d)	○	○	○	—
7	インターフェイスシステム LOCA (余熱除去系)	○	○ (a, b, c, d)		○	○	○	—	発生頻度及び緩和系への影響の観点から、余熱除 去系からのインターフェイスシステム LOCA で代表さ せる。
8	インターフェイスシステム LOCA (充てん/抽出のア ンバランス)		○ (a, b, c, d)	○					
9	インターフェイスシステム LOCA (余熱除去系と充て ん/抽出のアンバランス以 外)		○ (a, b, c, d)	○					
10	1 次冷却材ポンプ封水リー ク	×	×	×	○	○	×	③	RCP1 台当たりのリーク量は 1.5m <sup>3</sup> /h である。極小 LOCA は充てん注入で賄える程度のリーク量を想定 した起因事象であり、このリーク量は、極小 LOCA の 漏えい量として想定する充てんポンプ 1 台当たりの 設計流量(約 45m <sup>3</sup> /h)と比較して十分に小さい。し たがって、当該事象は極小 LOCA よりも漏えい規模が 小さく、事象進展は緩やかであることから、原子炉トリ ップまでに十分な時間余裕がある。その間に、当該 事象の発生を検知することが可能であり、プラント停 止操作に期待することができることから、当該事象の 発生によって炉心損傷に至る可能性は低いと判断 できるため、評価対象の起因事象から除外する。
11	主給水流量の全喪失	○	○ (a, b, c, d)	○	○	○	○	—	—
12	主給水流量の部分喪失		○ (a, d)	○	○	○	○	—	—

第 3.1.3.1-16 表 起因事象候補と除外基準の適用結果 (2/6)

No	選定された起因事象候補	重要事故シ ーケンス 選定用 PRA	海外文献*1	国内外の 内部事象停 止時 PRA	伊方 プロジェクト	FMEA	本評価	適用される 除外基準 *2	本評価で除外した根拠	
13	負荷の喪失(タービントリ ップ信号有)	○	○(a, b, c, d)	○	○	○	○	—	—	
14	負荷の喪失(タービントリ ップ信号無)				○		○	—	—	
15	主蒸気隔離弁の誤閉止(1、 2 又は 3 弁)		○(a, d)		○	×	○	—	—	
16	主蒸気隔離弁の誤閉止(全 弁)		○(a, d)		○	×	○	—	—	
17	過渡事象(タービントリッ プ有)(加圧器逃がし弁の作動 無)		○		○(a, b, c, d)	○	○	○	—	—
18	過渡事象(タービントリッ プ無)(加圧器逃がし弁の作動 有)		○			○		○	—	—
19	過渡事象(タービントリッ プ無)(加圧器逃がし弁の作動 無)		○			○		○	—	—
20	主給水管破断	○	○(a, c, d)	○	○	○	○	—	—	
21	主蒸気管破断(主蒸気隔離 弁上流)		○(a, c, d)		○	○	○	—	—	
22	主蒸気管破断(主蒸気隔離 弁下流)		○(a, c, d)		○	○	○	—	—	
23	蒸気発生器伝熱管破損	○	○(a, b, c, d)	○	○	○	○	—	—	
24	主蒸気安全弁の誤開(1 弁)	×	○(a)	×	○	×	×	④	1 弁程度の誤開であれば蒸気流量の増加量は小さく、主蒸気流量のループ間バランス変化及び制御系の動作により、プラントはある状態に安定し、原子炉トリップには至らないことから、評価対象の起因事象から除外する。	
25	主蒸気安全弁の誤開(2 弁 以上)	×	○(a)	×	○	×	○	—	—	
26	主蒸気逃がし弁の誤開(1 弁)	×	○(a)	×	○	×	×	④	1 弁程度の誤開であれば蒸気流量の増加量は小さく、主蒸気流量のループ間バランス変化及び制御系の動作により、プラントはある状態に安定し、原子炉トリップには至らないことから、評価対象の起因事象から除外する。	
27	主蒸気逃がし弁の誤開(2 弁以上)	×	○(a)	×	○	×	○	—	—	
28	タービンバイパス弁の誤開 (2 弁以上)	×	×	×	○	×	○	—	—	

第 3.1.3.1-16 表 起因事象候補と除外基準の適用結果 (3/6)

No	選定された起因事象候補	重要事故シ- ケンス 選定用 PRA	海外文献*1	国内外の 内部事象停 止時 PRA	伊方 プロジェクト	FMEA	本評価	適用される 除外基準 *2	本評価で除外した根拠
29	外部電源喪失	○	○ (a, b, c, d)	○	○	×	○	—	—
30	常用系高压交流母線の喪失	×	×	×	○	○	○	—	—
31	常用系低压交流母線の喪失	×	×	×	○		○	—	—
32	常用系直流母線の喪失	×	×	×	○	○	○	—	—
33	常用系計装用母線の喪失	×	×	×	○	○	○	—	—
34	計装制御設備故障による加 圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	×	×	×	○	×	○	—	—
35	計装制御設備故障による負 荷の喪失(タービントリップ有)	×	×	×	○	×	○	—	—
36	計装制御設備故障による過 渡事象(タービントリップ無) (加圧器逃がし弁の作動有)	×	×	×	○	×	○	—	—
37	計装制御設備故障による過 渡事象(タービントリップ無) (加圧器逃がし弁の作動無)	×	×	×	○	×	○	—	—
38	計装制御設備故障による ECCS 誤起動	×	×	×	○	×	○	—	—
39	計装制御設備故障による主 給水流量の全喪失	×	×	×	○	×	○	—	—
40	計装制御設備故障による主 給水流量の部分喪失	×	×	×	○	×	○	—	—
41	計装制御設備故障による主 蒸気隔離弁の誤閉止(1、2 又は3弁)	×	×	×	○	×	○	—	—
42	計装制御設備故障による主 蒸気隔離弁の誤閉止(全弁)	×	×	×	○	×	○	—	—
43	計装制御設備故障によるター ビンバイパス弁の誤開(2弁 以上)	×	×	×	○	×	○	—	—
44	制御用空気系の部分喪失	×	○ (a, b, c, d)	○	○	○	○	—	—
45	制御用空気系の全喪失				○	○	○	—	—

第 3.1.3.1-16 表 起因事象候補と除外基準の適用結果 (4/6)

No	選定された起因事象候補	重要事故シ- ケンス 選定用 PRA	海外文献*1	国内外の 内部事象停 止時 PRA	伊方 プロジェクト	FMEA	本評価	適用される 除外基準 *2	本評価で除外した根拠
46	原子炉補機冷却水系の部分喪失(A又はBヘッダ)	○	○(b, c)	○	○	○	○	—	—
47	原子炉補機冷却水系の部分喪失(Cヘッダ)				○	○	○	—	—
48	原子炉補機冷却水系の全喪失		○(a, b, c, d)		○	○	○	—	—
49	原子炉補機冷却海水系の部分喪失		○(b, c)		○	○	○	—	—
50	原子炉補機冷却海水系の全喪失		○(a, b, c, d)		○	○	○	—	—
51	安全系高圧交流母線の部分喪失	×	○(a, b, c, d)	○	○	○	○	—	—
52	安全系高圧交流母線の全喪失	×	×		○	○	○	—	—
53	安全系低圧交流母線の部分喪失	×	○(a, b, c, d)		○	○	○	—	—
54	安全系低圧交流母線の全喪失	×	×		○	○	○	—	—
55	安全系直流母線の部分喪失	×	○(a, b, c, d)		○	○	○	—	—
56	安全系直流母線の全喪失	×	×		○	○	○	—	—

第 3.1.3.1-16 表 起因事象候補と除外基準の適用結果 (5/6)

No	選定された起因事象候補	重要事故シ- ケンス 選定用 PRA	海外文献*1	国内外の 内部事象停 止時 PRA	伊方 プロジェクト	FMEA	本評価	適用される 除外基準 *2	本評価で除外した根拠
57	安全系計装用母線の部分喪失	×	×	○	○	○	×	②	計測制御用電源系は電気盤又は計器に電源を供給している。当該母線より上流の電源系は、補機や弁の機能のサポート系としてモデル化していることから、このような上流の母線の故障による影響は安全系高圧又は低圧交流母線の喪失、安全系直流母線の喪失で評価される。また、計装用電源盤及び計装分電盤は多重性を有している。安全系計装用母線喪失の主要因は、計装電源盤及び計装分電盤の機器故障であると考えられることから、これらの故障の組合せによって起因事象発生頻度を算出した結果、起因事象発生頻度は $10^{-6}$ (／炉年) 未満となった。当該事象が発生しても、2 系統以上の緩和設備 (2 次系冷却、フィードアンドブリード) が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象であるため、評価対象の起因事象から除外する。
58	安全系計装用母線の全喪失	×	×		○	○	×	①	起因事象発生頻度が $10^{-7}$ (／炉年) 未満であるため、評価対象の起因事象から除外する。
59	中央制御室空調系の喪失	×	×		○	○	×	③	空調機能喪失後の事象進展は緩やかであり、プラント停止までには十分に時間がある。その間に、当該事象の発生を検知することが可能であり、空調設備の復旧や熱負荷の軽減、あるいは空調が喪失した設備の換気等の様々な手段に期待することができることから、当該事象の発生によって炉心損傷に至る可能性は低いと判断できるため、評価対象の起因事象から除外する。
60	安全補機開閉器室空調系の部分喪失	×	×		○	○	×	③	
61	安全補機開閉器室空調系の全喪失	×	×	○	○	○	×	③	
62	中間補機棟空調系の部分喪失	×	×		×	○	×	③	空調機能喪失後の事象進展は比較的早い。本事象の影響は中間補機棟空調系をサポート系とする制御用空気圧縮機に限定される。そのため、その影響は起因事象「制御用空気系の部分喪失」、「制御用空気系の全喪失」にて評価できることから、評価対象の起因事象から除外する。
63	中間補機棟空調系の全喪失	×	×		×	○	×	③	

第 3.1.3.1-16 表 起因事象候補と除外基準の適用結果(6/6)

No	選定された起因事象候補	重要事故シナ ケンス 選定用 PRA	海外文献*1	国内外の 内部事象停 止時 PRA	伊方 プロジェクト	FMEA	本評価	適用される 除外基準 *2	本評価で除外した根拠
64	空調用冷水系の部分喪失	×	×	○	○	○	×	③	空調用冷水系は中央制御室空調系、安全補機開閉器室空調系及び中間補機棟空調系のサポート系である。中央制御室空調系又は安全補機開閉器室空調系喪失時は「中央制御室空調系の喪失及び安全補機開閉器室空調系の部分喪失」及び「中央制御室空調系の喪失及び安全補機開閉器室空調系の全喪失」、中間補機棟空調系喪失時は「中間補機棟空調系の部分喪失」及び中間補機棟空調系の全喪失」と同様であることから、評価対象の起因事象から除外する。
65	空調用冷水系の全喪失	×	×		○	○	×	③	
66	手動停止	○	×	○	○	○	○	—	—
67	ATWS1(タービントリップが必要な事象)	○	×		○	×	○	—	—
68	ATWS2(タービントリップが不要な事象)	○	×		○	×	○	—	—

\*1: 海外文献については以下のとおり。

- a. NUREG/CR-5750
- b. NUREG/CR-6928
- c. NRC SPAR Initiating Event Data and Results 2015 Parameter Estimation Update
- d. IAEA-TECDOC-719

\*2: 除外基準については以下のとおり。

- ① 起因事象発生頻度が  $10^{-7}$  (／炉年) 未満の事象 (但し、インターフェイスシステム LOCA、格納容器バイパス及び原子炉容器破損は除く。)
- ② 起因事象発生頻度が  $10^{-6}$  (／炉年) 未満で、少なくとも独立した 2 系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象
- ③ 事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象
- ④ 原子炉トリップに至らない事象



第 3.1.3.1-17 表 起因事象発生頻度の評価方法(1/2)

起因事象	評価方法	補足説明
原子炉容器破損	④*1	参考資料 I 参照
大破断 LOCA	④*1	
中破断 LOCA	④*1	
小破断 LOCA	③*1	参考資料 I 参照
加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA	③	プラントごとに設計が異なるため、②の方法を用いて発生頻度を推定
極小 LOCA	①	—
インターフェイスシステム LOCA	③	プラントごとに設計が異なるため、②の方法を用いて発生頻度を推定
主給水流量喪失	①	—
負荷の喪失	①、②	—
過渡事象	①	—
主給水管破断	③	参考資料 I 参照
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	③	参考資料 I 参照
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	③	参考資料 I 参照
蒸気発生器伝熱管破損	①	—
外部電源喪失	①、②	—
制御用空気系の部分喪失	②*2	—
制御用空気系の全喪失	②*2	—

第 3.1.3.1-17 表 起因事象発生頻度の評価方法(2/2)

起因事象	評価方法	補足説明
原子炉補機冷却水系の部分喪失(A ヘッド喪失)	②*2	—
原子炉補機冷却水系の部分喪失(B ヘッド喪失)	②*2	—
原子炉補機冷却水系の部分喪失(C ヘッド喪失)	②*2	—
原子炉補機冷却水系の全喪失	③*2	プラントごとに設計が異なるため、②の方法を用いて発生頻度を推定
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	②*2	—
原子炉補機冷却海水系の全喪失	③*2	プラントごとに設計が異なるため、②の方法を用いて発生頻度を推定
安全系高圧交流母線の部分喪失	②*2	—
安全系高圧交流母線の全喪失	③*2	プラントごとに設計が異なるため、②の方法を用いて発生頻度を推定
安全系低圧交流母線の部分喪失	②*2	—
安全系低圧交流母線の全喪失	③*2	プラントごとに設計が異なるため、②の方法を用いて発生頻度を推定
安全系直流母線の部分喪失	②*2	—
安全系直流母線の全喪失	③*2	プラントごとに設計が異なるため、②の方法を用いて発生頻度を推定
手動停止	①	—
ATWS1(タービントリップが必要な事象)	①、②	AT 事象の発生頻度は①、原子炉トリップ失敗確率は②の手法を適用
ATWS2(タービントリップが不要な事象)	①、②	

評価方法については以下のとおり。

- ①評価対象プラントの運転経験から起因事象の発生件数及び運転期間を収集し、適切な事象発生の確率モデルを選定し、ベイズ統計による推定手法を用いて起因事象発生頻度の確率分布及び平均値を推定する。ベイズ推定には評価対象プラントの特性に適合する一般パラメータを事前知識として用いる。
- ②フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析により起因事象発生頻度を推定する。
- ③評価対象プラントにおいて実績データが極めて少ない起因事象等、評価対象プラントの実績データのみでは起因事象発生頻度が適切に推定できない場合は、一般データソースから評価対象プラントの特性に適合する他プラントのデータを選定し、①又は②の手法を用いて起因事象発生頻度を推定する。また、国内 PWR プラントの実績データに加え米国 PWR プラントの実績データを算入して推定する。
- ④国内外でも実績データがない起因事象であり、起因事象発生頻度をデータから推定することが困難な場合は、起因事象発生頻度の評価条件を明確にして推定する。一般パラメータを引用する場合は、評価対象プラントの特性を考慮して適切なパラメータを用いる。

\*1:LOCA 事象について、重要事故シーケンス選定用 PRA 等の過去に実施した PRA の評価方法を踏まえ、小破断 LOCA を③に分類し、原子炉容器破損、大破断 LOCA、中破断 LOCA を④に分類する。

\*2:システム信頼性解析で発生頻度を算出している起因事象については、国内及び米国における当該事象の発生有無を参考に、発生実績のある起因事象を②に分類し、発生実績のない起因事象を③に分類する。

第 3.1.3.1-18 表 起回事象発生頻度評価結果

No	起回事象	発生頻度(／炉年)
1	原子炉容器破損	7.1E-08
2	大破断 LOCA	2.2E-06
3	中破断 LOCA	9.0E-05
4	小破断 LOCA	1.9E-04
5	加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA	8.8E-08
6	極小 LOCA	2.5E-03
7	インターフェイスシステム LOCA	7.4E-07
8	主給水流量喪失	9.1E-03
9	負荷の喪失	2.5E-02
10	過渡事象	5.6E-02
11	主給水管破断	5.5E-04
12	主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	2.0E-04
13	主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	1.8E-03
14	蒸気発生器伝熱管破損	3.8E-03
15	外部電源喪失	6.7E-03
16	制御用空気系の部分喪失	5.1E-05
17	制御用空気系の全喪失	2.5E-03
18	原子炉補機冷却水系の部分喪失(A ヘッド喪失)	3.1E-03
19	原子炉補機冷却水系の部分喪失(B ヘッド喪失)	0.0E+00
20	原子炉補機冷却水系の部分喪失(C ヘッド喪失)	5.3E-05
21	原子炉補機冷却水系の全喪失	1.5E-05
22	原子炉補機冷却海水系の部分喪失	1.3E-05
23	原子炉補機冷却海水系の全喪失	3.1E-06
24	安全系高圧交流母線の部分喪失	4.9E-04
25	安全系高圧交流母線の全喪失	1.9E-10
26	安全系低圧交流母線の部分喪失	1.1E-02
27	安全系低圧交流母線の全喪失	ε
28	安全系直流母線の部分喪失	3.4E-03
29	安全系直流母線の全喪失	9.2E-09
30	手動停止	1.8E-01
31	ATWS1(タービントリップが必要な事象)	2.5E-09
32	ATWS2(タービントリップが不要な事象)	2.1E-09

ε: カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未満

第3.1.3.1-19表 事故のタイプと1次系圧力の分類記号

分類記号	説明
A	<p>1次系の破断口径が大きく、1次系の減圧が速いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。</p> <p>起因事象としては、大中破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次系から原子炉格納容器への流出の観点から、ATWSから従属的にLOCAに至った事故シーケンス及び原子炉容器破損が起因事象である事故シーケンスも含む。(低圧)</p>
S	<p>1次系の破断口径が小さく、1次系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。</p> <p>起因事象としては、小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次系から原子炉格納容器への流出の観点から、トランジェントが起因事象であるが従属的に小破断LOCA (RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA)に至った事故シーケンスも含む。(中圧)</p>
T	<p>トランジェントが起因となる事故シーケンスである。なお、従属的に小破断LOCAに至った事故シーケンスは、Sの「事故のタイプ」に指定する。(高圧)</p>
G	<p>放射性物質の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次系から環境中に放射性物質が直接放出されるSGTRシーケンスである。(中圧)</p>
V	<p>放射性物質の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から環境中に放射性物質が直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである。(低圧)</p>

第3.1.3.1-20表 炉心損傷時期の分類記号

分類記号	説明
E	事故発生から短時間で早期に炉心損傷に至る。
L	事故発生から長時間で後期に炉心損傷に至る。

第3.1.3.1-21表 原子炉格納容器内事故進展の分類記号

分類記号	説明
D	燃料取替用水タンク水がECCS及び格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれないため、熔融炉心の冷却が達成されない可能性がある。炉心損傷後に格納容器機能喪失に至る可能性がある。格納容器スプレイ系が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。
W	燃料取替用水タンク水がECCSや格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。炉心損傷後に格納容器機能喪失に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。
I	燃料取替用水タンク水がECCSや格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。炉心損傷後に格納容器機能喪失に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用可能で原子炉格納容器内熱除去が行われている状態。
C	燃料取替用水タンク水がECCSにより原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。格納容器機能喪失後に炉心損傷に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。

第3.1.3.1-22表 PDSの定義

No	PDS	事故のタイプ	1次冷却材 圧力	炉心 損傷 時期	原子炉格納容器内事象進展		
					燃料取替用水 タンク水の 原子炉格納容 器への移送	原子炉格納 容器の機能 喪失時期	原子炉格納 容器内熱除 去手段
1	AED	大中破断LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中破断LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小破断LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
11	TED	トランジェント	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	TEW	トランジェント	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	TEI	トランジェント	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	インターフェイス システムLOCA	低圧			—	
15	G	SGTR	中圧			—	

第 3.1.3.1-23 表 システム間の従属性マトリックス(低圧注入系(注入時))

機器					原子炉補機冷却水系		電源系														信号系										
機器番号	機器名	機器タイプ	作動要求前の状態	作動要求後の状態	供給母管 A	供給母管 B	6.6 kV 母線 C	6.6 kV 母線 D	パワーセンタ 440V 母線 C1	パワーセンタ 440V 母線 C2	パワーセンタ 440V 母線 D1	パワーセンタ 440V 母線 D2	原子炉コントロールセンタ C1	原子炉コントロールセンタ C2	原子炉コントロールセンタ C3	原子炉コントロールセンタ D1	原子炉コントロールセンタ D2	原子炉コントロールセンタ D3	125V 直流電源 A	125V 直流電源 B	125V 直流電源 N	非常用炉心冷却設備作動信号 A	非常用炉心冷却設備作動信号 B	格納容器スプレイ作動信号 A	格納容器スプレイ作動信号 B	BOシーケンス信号 A	BOシーケンス信号 B	UV 信号 A	UV 信号 B	多様化自動作動設備	
3A-RHRP	3A 余熱除去ポンプ	電動ポンプ(通常待機、純水)	Standby	Run	○		○												○			○									
3FCV-601	電動弁(純水) 601	電動弁(純水)	Close	Open											○																
3B-RHRP	3B 余熱除去ポンプ	電動ポンプ(通常待機、純水)	Standby	Run		○		○												○		○									
3FCV-611	電動弁(純水) 611	電動弁(純水)	Close	Open														○													

○:上側のサポート系(原子炉補機冷却水系、電源系及び信号系)の故障により、左側の機器の事故時要求機能に影響する場合

第 3.1.3.1-24 表 システム・運転モードと共用機器の従属性マトリックス

システム間の共用機器	燃料 取替用 水タンク	低温 側注 入ラ イン 逆止 弁 136A と 136D	格納 容 器再 循 環サ ンプ A/B	格納 容 器再 循 環サ ンプ 外隔 離弁 A/B	逆止 弁 A/B	安全 注 入系 ポン プ燃 料取 替用 水タ ンク 側入 口	安全 注 入系 ポン プ燃 料取 替用 水タ ンク 側入 口 弁 A/B
システム・運転モード							
高圧注入系(注入時)	○	○			○	○	
低圧注入系(注入時)	○	○			○	○	
格納容器スプレイ系(注入時)	○						
高圧注入系(再循環時)		○	○	○	○	○	○
低圧注入系(再循環時)		○	○	○	○	○	○
格納容器スプレイ系(再循環時)			○	○			
代替再循環		○	○	○			
常設電動注入ポンプ	○	○					
余熱除去運転		○			○	○	

○: 上側の共用機器の故障により、左記のシステムが影響を受ける場合



第 3.1.3.1-25 表 機器タイプ及び故障モード (1/9)

機器タイプ	故障モード
電動ポンプ(通常運転、純水)	起動失敗
	継続運転失敗
電動ポンプ(通常待機、純水)	起動失敗
	継続運転失敗
冷凍機	起動失敗
	継続運転失敗
空気圧縮機	起動失敗
	継続運転失敗
電動ポンプ(通常運転、海水)	起動失敗
	継続運転失敗
電動ポンプ(通常待機、海水)	起動失敗
	継続運転失敗
タービン駆動ポンプ	起動失敗
	継続運転失敗
ディーゼル駆動ポンプ	起動失敗
	継続運転失敗
移動式大容量ポンプ車	起動失敗
	継続運転失敗
ディーゼル発電機	起動失敗
	継続運転失敗
大容量空冷式発電機	起動失敗
	継続運転失敗
発電機車	起動失敗
	継続運転失敗
ファン/ブロー	起動失敗
	継続運転失敗

第 3.1.3.1-25 表 機器タイプ及び故障モード (2/9)

機器タイプ	故障モード
電動弁 (純水)	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
電動弁 (海水)	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
空気作動弁	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
油圧作動弁	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
逆止弁	開失敗
	閉失敗
	内部リーク
	外部リーク

第 3.1.3.1-25 表 機器タイプ及び故障モード (3/9)

機器タイプ	故障モード
真空逃がし弁	内部リーク
	外部リーク
手動弁	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	外部リーク
機器搬入口	蓋内部リーク
	貫通部破損
	閉失敗
エアロック	内側／外側扉内部リーク
	貫通部破損
安全弁	開失敗
	閉(吹止まり)失敗
	内部リーク
	誤開
	外部リーク
電磁弁	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
配管 (3 インチ未満)	閉塞
	リーク
スプレイリング	閉塞
	リーク
配管 (3 インチ以上)	閉塞
	リーク

第 3.1.3.1-25 表 機器タイプ及び故障モード (4/9)

機器タイプ	故障モード
格納容器貫通部	貫通部破損
流体熱交換器	伝熱管閉塞
	伝熱管破損
	外部リーク
空気熱交換器 (流体式)	伝熱管閉塞
	伝熱管破損
	外部リーク
オリフィス	閉塞
	内部破損
	外部リーク
ストレーナ (純水等)	閉塞
	内部破損
	外部リーク
フィルタ (純水等)	閉塞
	内部破損
	外部リーク
フィルタ (空気)	閉塞
	内部破損
	外部リーク
サンプルスクリーン	閉塞
ストレーナ (海水)	閉塞
	内部破損
	外部リーク
フィルタ (海水)	閉塞
	内部破損
	外部リーク

第 3.1.3.1-25 表 機器タイプ及び故障モード (5/9)

機器タイプ	故障モード
手動ダンパ	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	外部リーク
逆止ダンパ	開失敗
	閉失敗
	内部リーク
	外部リーク
空気作動ダンパ	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
防火ダンパ	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
防火兼手動ダンパ	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク

第 3.1.3.1-25 表 機器タイプ及び故障モード (6/9)

機器タイプ	故障モード
ガス圧ダンパ	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
タンク	閉塞
	破損
ピット/サンプ	閉塞
窒素/空気ポンベ	閉塞
	破損
中間受槽	閉塞
	破損
制御棒駆動装置	挿入失敗
リレー	不動作
	誤動作
コンタクタ	不動作
	誤動作
遅延リレー	不動作
	誤動作

第 3.1.3.1-25 表 機器タイプ及び故障モード (7/9)

機器タイプ	故障モード
遮断器	開放失敗
	投入失敗
	制御回路作動失敗
	誤閉
	誤開
ドロップバイパス開閉器	開放失敗
	投入失敗
	誤閉
	誤開
NFB	開放失敗
	投入失敗
	誤閉
	誤開
電動 NFB	開放失敗
	投入失敗
	制御回路作動失敗
	誤閉
	誤開
断路器	開失敗
	閉失敗
	誤閉
	誤開
圧力スイッチ	不動作
	誤動作
リミットスイッチ	不動作
	誤動作
手動スイッチ	不動作
	誤動作

第 3.1.3.1-25 表 機器タイプ及び故障モード (8/9)

機器タイプ	故障モード
流量スイッチ	不動作
	誤動作
水位スイッチ	不動作
	誤動作
温度スイッチ	不動作
	誤動作
充電器	機能喪失
蓄電池	機能喪失
変圧器	機能喪失
母線	機能喪失
インバータ	機能喪失
後備用定電圧装置	機能喪失
ヒューズ	誤断線
配線／電線	短絡
	地絡
	断線
MG セット (RPS、CRDM)	機能喪失
演算器	不動作
	高出力／低出力
電流／電圧・電圧変換器	不動作
	高出力／低出力
カード (半導体ロジック回路)	不動作
	誤動作
バイステーブル	不動作
	誤動作



第 3.1.3.1-25 表 機器タイプ及び故障モード (9/9)

機器タイプ	故障モード
DC コントローラ	不動作
	誤動作
警報設定器	不動作
	誤動作
流量トランスミッタ	不動作
	高出力/低出力
圧力トランスミッタ	不動作
	高出力/低出力
水位トランスミッタ	不動作
	高出力/低出力
温度検出器	不動作
	高出力/低出力
放射線検出器	不動作
	高出力/低出力
コントローラ	不動作
	高出力/低出力
ヒーター	機能喪失
空気熱交換器(電気式)	機能喪失
イグナイタ	機能喪失
アナンシエータ	機能喪失
水中ポンプ	起動失敗
	継続運転失敗
水中ポンプ用発電機	起動失敗
	継続運転失敗
高温焼却炉	伝熱管閉塞
	伝熱管破損
	外部リーク

第 3.1.3.1-26 表 非信頼度評価結果の例(低圧注入系(注入時))

起因事象	成功基準	内容	非信頼度
大破断 LOCA	2 台の余熱除去ポンプのうち 1 台のポンプで、燃料取替用水タンクのほう酸水を健全な低温側配管 3 ループのうち 3 ループに注入可能なこと	低圧注入系(注入時)機能喪失(ポンプ 1/2、健全ループ 3/3、大破断 LOCA 時)	3.3E-03
中破断 LOCA 小破断 LOCA 極小 LOCA	高圧注入系(注入時)に失敗しているとき、2 次系強制冷却による 1 次系の減温/減圧を実施し、2 台の余熱除去ポンプのうち 1 台のポンプで、燃料取替用水タンクのほう酸水を健全な低温側配管 3 ループのうち 1 ループに注入可能なこと	低圧注入系(注入時)機能喪失(ポンプ 1/2、健全ループ 1/3、2 次系強制冷却時)	3.0E-03
上記以外	高圧注入系(注入時)による注入に失敗しているとき、2 台の余熱除去ポンプのうち 1 台のポンプで、燃料取替用水タンクのほう酸水を低温側配管 4 ループのうち 1 ループに注入可能なこと	低圧注入系(注入時)機能喪失(健全ポンプ 1/1、ループ 1/4、S 信号手動発信、6.6kV 4-3C 母線喪失時)	5.0E-02
		低圧注入系(注入時)機能喪失(ポンプ 1/2、ループ 1/4、S 信号自動発信)	3.0E-03
		低圧注入系(注入時)機能喪失(ポンプ 1/2、ループ 1/4、S 信号手動発信)	1.6E-02

第 3.1.3.1-27 表 評価対象機種

No	PRA 対象機種	No	PRA 対象機種
1	電動ポンプ(通常運転、純水)	29	圧力スイッチ
2	電動ポンプ(通常運転、海水)	30	リミットスイッチ
3	電動ポンプ(通常待機、純水)	31	手動スイッチ
4	電動ポンプ(通常待機、海水)	32	流量スイッチ
5	タービン駆動ポンプ	33	水位スイッチ
6	ディーゼル駆動ポンプ	34	温度スイッチ
7	非常用ディーゼル発電機	35	充電器
8	ファン/ブロー	36	蓄電池
9	電動弁(純水)	37	変圧器
10	電動弁(海水)	38	母線
11	空気作動弁	39	インバータ
12	油圧作動弁	40	ヒューズ
13	逆止弁	41	配線/電線
14	手動弁	42	RPS、CRDM MG セット
15	安全弁	43	演算器
16	電磁弁	44	カード(半導体ロジック回路)
17	配管(3 インチ未満)	45	警報設定器
18	配管(3 インチ以上)	46	流量トランスミッタ
19	熱交換器	47	圧力トランスミッタ
20	オリフィス	48	水位トランスミッタ
21	ストレーナ/フィルタ(純水)* <sup>1</sup>	49	温度検出器
22	ストレーナ/フィルタ(海水)* <sup>2</sup>	50	放射線検出器
23	ダンパ* <sup>3</sup>	51	コントローラ
24	タンク	52	ヒーター
25	窒素/空気ポンプ	53	アナライザ
26	リレー	54	空気圧縮機
27	遅延リレー	55	サンプルスクリーン(PWR)
28	遮断器	56	冷凍機

\*1: ストレーナ(純水)、フィルタ(純水)及びフィルタ(空気)の故障率として用いる。

\*2: ストレーナ(海水)、フィルタ(海水)の故障率として用いる。

\*3: 手動ダンパ、逆止ダンパ、空気作動ダンパ、防火ダンパ、防火兼手動ダンパ及びガス圧ダンパの故障率として用いる。

第 3.1.3.1-28 表 従属レベルごとの人的過誤確率

従属レベル			従属レベルを考慮した 人的過誤確率
低従属	LD	Low Dependency	5.0E-02
中従属	MD	Moderate Dependency	1.5E-01
高従属	HD	High Dependency	5.0E-01
完全従属	CD	Complete Dependency	1.0

第 3.1.3.1-29 表 起因事象別の CDF

起因事象	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
原子炉容器破損	7.1E-08	1.7
大破断 LOCA	4.6E-08	1.1
中破断 LOCA	4.8E-07	11.2
小破断 LOCA	8.7E-07	20.6
加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	3.7E-10	<0.1
極小 LOCA	4.1E-08	1.0
インターフェイスシステム LOCA	9.2E-08	2.2
主給水流量喪失	9.8E-09	0.2
負荷の喪失	2.8E-08	0.7
過渡事象	5.6E-08	1.3
外部電源喪失	3.3E-07	7.8
制御用空気系の部分喪失	5.0E-10	<0.1
制御用空気系の全喪失	2.6E-07	6.1
主給水管破断	6.4E-09	0.2
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	1.6E-09	<0.1
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	9.5E-08	2.2
蒸気発生器伝熱管破損	2.9E-07	6.8
原子炉補機冷却水系の部分喪失(A ヘッダ喪失)	3.1E-09	<0.1
原子炉補機冷却水系の部分喪失(B ヘッダ喪失)	0.0E+00	0.0
原子炉補機冷却水系の部分喪失(C ヘッダ喪失)	1.5E-11	<0.1
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	4.0E-11	<0.1
原子炉補機冷却水系の全喪失	7.7E-07	18.1
原子炉補機冷却海水系の全喪失	2.1E-07	5.0
安全系高圧交流母線の部分喪失	3.5E-07	8.2
安全系高圧交流母線の全喪失	1.9E-10	<0.1
安全系低圧交流母線の部分喪失	9.8E-08	2.3
安全系低圧交流母線の全喪失	ε	<0.1
安全系直流母線の部分喪失	4.6E-08	1.1
安全系直流母線の全喪失	3.5E-10	<0.1
手動停止	8.9E-08	2.1
ATWS1(タービントリップが必要な事象)	4.1E-10	<0.1
ATWS2(タービントリップが不要な事象)	3.6E-10	<0.1
合計	4.3E-06	100.0

ε: カットオフ値 (1.0E-12 (/炉年)) 未満

第 3.1.3.1-30 表 事故シーケンスグループ別の CDF

事故シーケンスグループ	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
2次冷却系からの除熱機能喪失	7.7E-07	18.0
全交流動力電源喪失	2.3E-07	5.5
原子炉補機冷却機能喪失	1.3E-06	31.1
原子炉格納容器の除熱機能喪失	4.6E-09	0.1
原子炉停止機能喪失	7.7E-10	<0.1
ECCS 注水機能喪失	2.3E-07	5.3
ECCS 再循環機能喪失	1.3E-06	31.5
格納容器バイパス	3.6E-07	8.4
合計	4.3E-06	100.0

第3.1.3.1-31表 PDS別のCDF

PDS	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
AED	1.6E-08	0.4
AEW	5.0E-07	11.7
AEI	8.1E-08	1.9
ALC	ε	<0.1
SED	3.0E-07	7.0
SEW	ε	<0.1
SEI	2.1E-08	0.5
SLW	1.5E-06	35.9
SLI	1.4E-09	<0.1
SLC	4.6E-09	0.1
TED	7.4E-07	17.4
TEW	2.8E-08	0.7
TEI	6.6E-07	15.4
V	9.2E-08	2.2
G	2.9E-07	6.8
合計	4.3E-06	100.0

ε:カットオフ値(1.0E-12(/炉年))未満

第 3.1.3.1-32 表 不確かさ解析結果

事故シーケンスグループ	CDF (／炉年)					エラーファクタ
	5%下限値	中央値	平均値	95%上限値	点推定値	
2次冷却系からの除熱機能喪失	7.6E-08	3.5E-07	6.7E-07	2.1E-06	7.7E-07	5.3
全交流動力電源喪失	3.4E-09	2.4E-08	7.2E-08	2.9E-07	2.3E-07	9.3
原子炉補機冷却機能喪失	2.7E-07	8.6E-07	1.2E-06	3.0E-06	1.3E-06	3.4
原子炉格納容器の除熱機能喪失	4.0E-10	2.6E-09	4.5E-09	1.4E-08	4.6E-09	5.9
原子炉停止機能喪失	9.9E-13	5.1E-11	5.6E-10	2.3E-09	7.7E-10	47.8
ECCS 注水機能喪失	4.9E-08	1.5E-07	2.1E-07	5.9E-07	2.3E-07	3.5
ECCS 再循環機能喪失	3.4E-08	5.6E-07	1.3E-06	5.2E-06	1.3E-06	12.3
格納容器バイパス	3.1E-08	1.2E-07	2.5E-07	7.3E-07	3.6E-07	4.9
全 CDF	1.1E-06	2.9E-06	3.8E-06	9.1E-06	4.3E-06	2.8



第 3.1.3.1-33 表 人的過誤に係る感度解析結果

解析ケース	ベースケースからの変更点	CDF (/炉年)	ベースケース との CDF 比
ベースケース	—	4.3E-06	—
感度解析ケース 1	すべての人的過誤確率の従属性 を完全独立に変更(従属性=0)	4.1E-06	9.6E-01
感度解析ケース 2	HRA Calculator の人的過誤確率 を平均値から下限値に変更	1.2E-06	2.9E-01

第3.1.3.1-34表 特重施設の活用に係る影響評価において評価対象とする事故シーケンスグループの選定

事故シーケンスグループ	特重施設による対策が有効となる既設緩和手段	特重施設による対策	結果への影響	評価対象判定
2次冷却系からの除熱機能喪失	高圧注入ポンプによる炉心注入	参考資料Ⅱに記載	本事故シーケンスグループにおいて、フィードアンドブリード失敗は炉心損傷に至る主要因の一つであるため、特重施設によるフィードアンドブリードが活用可能と仮定した場合の CDF 低減効果は大きいと考えられることから、評価対象とする。	○
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設電動注入ポンプによる代替炉心注入</li> <li>移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却(海水)</li> </ul>		本事故シーケンスグループにおいて、常設電動注入ポンプや移動式大容量ポンプ車の確立失敗は炉心損傷に至る主要因の一つであるため、特重施設による代替炉心注入又は代替格納容器スプレイが活用可能と仮定した場合の CDF 低減効果は大きいと考えられることから、評価対象とする。	○
原子炉補機冷却機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設電動注入ポンプによる代替炉心注入</li> <li>移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却(海水)</li> </ul>		本事故シーケンスグループにおいて、常設電動注入ポンプや移動式大容量ポンプ車の確立失敗は炉心損傷に至る主要因の一つであるため、特重施設による代替炉心注入又は代替格納容器スプレイが活用可能と仮定した場合の CDF 低減効果は大きいと考えられることから、評価対象とする。	○
原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉補機冷却水による格納容器内自然対流冷却		本事故シーケンスグループにおいて、原子炉補機冷却水による格納容器内自然対流冷却失敗は主要な炉心損傷シナリオに含まれないため、特重施設を活用しても CDF 低減効果は小さいと考えられることから、評価対象外とする。	×
ECCS 注水機能喪失	余熱除去ポンプによる炉心注入		本事故シーケンスグループにおいて、余熱除去ポンプによる炉心注入失敗は炉心損傷に至る主要因の一つであるため、特重施設による代替炉心注入が活用可能と仮定した場合の CDF 低減効果は大きいと考えられることから、評価対象とする。	○
ECCS 再循環機能喪失	代替再循環		本事故シーケンスグループにおいて、代替再循環による炉心注入失敗は主要な炉心損傷シナリオに含まれないため、特重施設を活用しても CDF 低減効果は小さいと考えられることから、評価対象外とする。	×
格納容器バイパス	高圧注入ポンプによる炉心注入		本事故シーケンスグループにおいて、高圧注入ポンプによる炉心注入失敗は主要な炉心損傷シナリオに含まれないため、特重施設を活用しても CDF 低減効果は小さいと考えられることから、評価対象外とする。	×

第3.1.3.1-35表 特重施設の活用に係る影響評価結果

事故シーケンスグループ	CDF 低減効果 (/炉年)
2次冷却系からの除熱機能喪失	1.8E-07
全交流動力電源喪失	3.7E-08
原子炉補機冷却機能喪失	3.0E-07
ECCS 注水機能喪失	9.3E-09
合計	5.3E-07

第3.1.3.1-36表 原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷による破損形態の抽出

機能喪失状態	破損形態	記号	破損形態の解説
格納容器破損	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	$\delta$	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が破損
	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	$\theta$	水蒸気蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損
	ベースマツト溶融貫通	$\varepsilon$	MCCIでベースマツトが溶融貫通
	格納容器過温破損	$\tau$	原子炉格納容器貫通部が過温で破損
	原子炉容器内水蒸気爆発	$\alpha$	原子炉容器内の水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損
	原子炉容器外水蒸気爆発	$\eta$	原子炉容器外での水蒸気爆発又は圧力スパイクによって原子炉格納容器が破損
	水素燃焼(原子炉容器破損前)	$\gamma$	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損前)によって原子炉格納容器が破損
	水素燃焼(原子炉容器破損直後)	$\gamma'$	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)によって原子炉格納容器が破損
	水素燃焼(原子炉容器破損後長期)	$\gamma''$	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損後長期)によって原子炉格納容器が破損
	格納容器雰囲気直接加熱	$\sigma$	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損
	格納容器直接接触	$\mu$	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損

第3.1.3.1-37表 事故のタイプと発生時期及び負荷による破損形態

事故のタイプ	炉心損傷前	原子炉容器破損前	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損後長期
大中破断LOCA (A) 小破断LOCA (S) トランジェント (T)	水蒸気蓄積による格納容器 先行破損 ( $\theta$ ) (A又はSのみ可能性あり)	水素燃焼 ( $\gamma$ ) 原子炉容器内水蒸気 爆発 ( $\alpha$ )	水素燃焼 ( $\gamma'$ ) 原子炉容器外水蒸気爆発 ( $\eta$ ) 格納容器直接接触 ( $\mu$ ) (S又はTのみ可能性あり) 格納容器雰囲気直接加熱 ( $\sigma$ ) (S又はTのみ可能性あり)	水素燃焼 ( $\gamma''$ ) 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積 による過圧破損 ( $\delta$ ) 格納容器過温破損 ( $\tau$ ) ベースマット溶融貫通 ( $\varepsilon$ )

第3.1.3.1-38表 負荷の同定(1/2)

	負荷(部位)	負荷に対する知見	備考
静的圧力荷重	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (格納容器壁全体/原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口、エアロック)、格納容器貫通部(配管貫通部、電気配線貫通部)、格納容器隔離弁)	鋼製格納容器:BWR Mark IIの1/10縮尺モデルの窒素ガス加圧による実証試験で、常温での漏えい耐力は、機器ハッチフランジ部耐力とほぼ同じ約6Pd(Pd:原子炉格納容器の最高使用圧力)あることを確認し、試験結果をほぼ模擬可能な解析モデルが構築された。PWR実炉スケールでは、構築された解析モデル化技術を適用した有限要素法解析を実施した結果、最高温度200℃時で2Pd程度までは十分な耐力があると判断されている。 PCCV:縮尺モデル試験結果に基づく実炉スケール解析評価によって、200℃でも2.5Pd以上の気密漏えい耐力が確認されている。	日米共同事業「格納容器信頼性実証試験構造挙動計画」
動的圧力荷重、局所的動的圧力荷重、ミサイル	水素燃焼 (爆燃:格納容器壁全体/原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口、エアロック)、格納容器貫通部(配管貫通部、電気配線貫通部)、格納容器隔離弁、爆轟:原子炉格納容器内一般部)	水素爆燃については、既存の研究により、ドライ型格納容器に対しては重大な影響を及ぼすことはないと考えられている。水素爆轟については、NUPEC大規模燃焼試験では、水素濃度15vol%(ドライ条件)でも爆轟に至らないことが確認されている。また、NUPEC/NRC/BNLの高温燃焼試験では、水素濃度15vol%以下の領域において水蒸気濃度25vol%以上では650K(約377℃)の高温でも爆轟に至らないこと等が確認されている。	NUPEC大規模燃焼試験、NUPEC/NRC/BNL高温燃焼試験
	水蒸気爆発 (原子炉容器内:ドーム部、原子炉容器外:原子炉下部キャビティ)	大規模な水蒸気爆発は起きにくいとされている。NUPECのUO <sub>2</sub> 混合物を用いた水蒸気爆発実験では、水蒸気爆発の発生は確認されていない。イスプラ研究所のKROTOS実験、韓国原子力研究所のTROI実験では、UO <sub>2</sub> 混合物を用いて水蒸気爆発の発生が確認されたが、外部トリガにより水蒸気爆発を誘発させている又は実機で想定されるより高過熱度の熔融物を用いており実機の条件と異なる。また、日本原子力研究所の水蒸気爆発実験では、高雰囲気圧力又は高冷却水温度の場合に水蒸気爆発の発生が抑制されることが確認されている。一方、UO <sub>2</sub> 混合物を用いていないが、近年のPULiMS試験においては水深が浅いプール水中に熔融物を落下させた場合における水蒸気爆発の発生が確認されている。	NUPECの水蒸気爆発実験、イスプラ研究所のKROTOS実験、韓国原子力研究所のTROI実験、日本原子力研究所の水蒸気爆発実験、PULiMS試験
	格納容器雰囲気直接加熱 (格納容器壁全体/原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口、エアロック)、格納容器貫通部(配管貫通部、電気配線貫通部)、格納容器隔離弁)	格納容器雰囲気直接加熱の起こる確率は極めて小さいとされている。SNLのWCプロジェクトでは、テルミット反応による熔融物を用いた試験が行われ、原子炉格納容器の温度上昇及び圧力上昇は設計基準内に抑えられたことが確認されている。また、COREXIT試験では、実炉熔融物を用いて試験を行い、テルミット反応による試験と比較して原子炉格納容器の最大圧力上昇が低く、加圧効率も低いことが確認されている。	SNLのWCプロジェクト、COREXIT試験

第3.1.3.1-38表 負荷の同定(2/2)

	負荷(部位)	負荷に対する知見	備考
熱荷重、局所的な熱荷重	格納容器過温破損 (格納容器壁全体/原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口、エアロック)、格納容器貫通部(配管貫通部、電気配線貫通部)、格納容器隔離弁)	NUPECの重要構造物安全評価試験では、電気配線貫通部で266～324℃、フランジガスケットの場合は279～349℃で微少漏えいが観測されている。高電圧モジュールの場合には、400℃まで漏えいの発生は観測されていない。SNLの試験では圧力0.92MPaで371℃でも漏えいは生じていない。	NUPEC試験、SNLの試験
	格納容器直接接触 (原子炉下部キャビティ出口近傍格納容器壁)	この現象はBWR MarkI特有の問題として捉えられていたものであり、米国PWRでの格納容器雰囲気直接加熱評価でも熔融炉心分散量は少ないという評価結果が得られていることから、この現象により格納容器破損に至る確率は極めて小さいと考えられている。	—
	ベースマツト熔融貫通 (原子炉下部キャビティ床)	実験的研究においても不確実さが大きく負荷評価は難しいが、実際の熔融燃料を用いたCOTELS B/C-5試験では、粒子状デブリベッドに浸透した冷却水により、MCCIが抑制されている。また、近年のMCCIに関する実験及び研究から、クラストが形成されても自重あるいは熱応力によって破碎されること又はコンクリートと熔融炉心の境界のギャップの発生等により冷却が促進されると考えられる。	米国MACE実験、CCI実験、NUPEC：COTELS実験、クラスト強度のJNES解析研究

第3.1.3.1-39表 原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える負荷に対する耐性及び判断基準

格納容器機能喪失カテゴリ	対応する格納容器機能喪失モード*	判断基準
水蒸気(崩壊熱)による過圧	$\delta$ 、 $\theta$	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回る事
コンクリート侵食	$\varepsilon$	熔融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回る事
貫通部過温	$\tau$	原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が200℃を上回る事
水蒸気爆発 (圧力スパイク)	$\alpha$ 、 $\eta$	原子炉容器内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回る事 原子炉容器外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次遮蔽壁スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回る事 圧力スパイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回る事
格納容器雰囲気直接加熱	$\sigma$	格納容器雰囲気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回る事
可燃性ガスの高濃度での燃焼	$\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回る事、又は爆轟が発生し原子炉格納容器に動的な荷重がかかり原子炉格納容器が破損すること
格納容器への直接接触	$\mu$	原子炉容器破損時に分散放出した熔融炉心が原子炉格納容器本体に付着し、原子炉格納容器の鋼板を熔融侵食すること

\*: 第3.1.3.1-40表に示す格納容器機能喪失モード



第3.1.3.1-40表 格納容器機能喪失モードの選定結果

項目	放出	原子炉格納容器の状態	格納容器機能喪失モード	記号	概要	
格納容器機能喪失モード分類	漏えい	格納容器健全	格納容器健全	$\phi$	原子炉格納容器が健全に維持されて事故が収束	
	ベント	格納容器ベント	格納容器ベント	$\phi$	フィルタベント実施による管理放出	
	早期放出	格納容器バイパス	格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	$g$	SGTR後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス又はTI-SGTR
				インターフェイスシステムLOCA	$\nu$	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
		格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	$\beta$	事故後に原子炉格納容器の隔離に失敗	
		格納容器破損	格納容器破損	原子炉容器内水蒸気爆発	$\alpha$	原子炉容器内の水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損
				水素燃焼(原子炉容器破損前)	$\gamma$	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損前)によって原子炉格納容器が破損
				水素燃焼(原子炉容器破損直後)	$\gamma'$	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)によって原子炉格納容器が破損
				原子炉容器外水蒸気爆発	$\eta$	原子炉容器外での水蒸気爆発又は圧力スパイクによって原子炉格納容器が破損
				格納容器雰囲気直接加熱	$\sigma$	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損
		格納容器直接接触	$\mu$	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損		
		後期放出	格納容器破損	水素燃焼(原子炉容器破損後長期)	$\gamma''$	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損後長期)によって原子炉格納容器が破損
	ベースマツト溶融貫通			$\varepsilon$	MCCIでベースマツトが溶融貫通	
	格納容器過温破損			$\tau$	原子炉格納容器の貫通部が過温で破損	
	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損			$\delta$	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が破損	
	水蒸気蓄積による格納容器先行破損			$\theta$	水蒸気蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損	

第3.1.3.1-41表 シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展
炉心損傷	—	格納容器機能喪失の可能性
蒸気発生器伝熱管破損	・PDSで定義される SGTR	gモードによる格納容器機能喪失
インターフェイスシステム LOCA	・PDSで定義されるインターフェイスシステムLOCA	$\nu$ モードによる格納容器機能喪失
格納容器先行破損	・PDSで定義される格納容器先行破損	$\theta$ モードによる格納容器機能喪失
配管クリープ破損	・1次系高圧(高温側配管、サージライン破損)	1次系減圧
温度誘因蒸気発生器 伝熱管破損	・1次系高圧(TI-SGTR)	gモードによる格納容器機能喪失
原子炉容器内水蒸気爆発	・溶融炉心が原子炉容器下部ヘッドへ落下 ・1次系低圧	$\alpha$ モードによる格納容器機能喪失の可能性
水素燃焼	・水素濃度4vol%上方、6vol%側方、8vol%下方伝ば ・水蒸気濃度55vol%以下	$\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$ モードによる格納容器機能喪失の可能性
原子炉容器破損	・炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出
溶融物分散放出	・原子炉容器破損時に1次系高圧	溶融炉心の原子炉下部キャビティ外への放出
原子炉下部キャビティ内 水量	・燃料取替用水が原子炉格納容器内に持ち込まれるPDS	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の接触
原子炉容器外水蒸気爆発	・原子炉容器破損時に溶融炉心が重力落下 ・溶融炉心落下質量大	$\eta$ モードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	・溶融物分散放出あり	$\sigma$ モードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器直接接触	・溶融物分散放出あり	$\mu$ モードによる格納容器機能喪失の可能性
溶融炉心冷却	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内に溶融炉心落下	MCCIの継続
格納容器過圧破損	・崩壊熱による水蒸気生成 ・非凝縮性ガス生成	$\delta$ 、 $\theta$ モードによる格納容器機能喪失
格納容器過温破損	・原子炉容器破損 ・原子炉格納容器内への注水なし	$\tau$ モードによる格納容器機能喪失
ベースマツト溶融貫通	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内の溶融炉心冷却に失敗・非凝縮性ガス生成	$\varepsilon$ モードによる格納容器機能喪失

第3.1.3.1-42表 緩和手段の分析

主要な緩和手段	関連設備	主要な目的	運転操作タイミング	熱水力・放射能雰囲気条件下での運転操作可能性
格納容器隔離	格納容器隔離弁	放射性物質放出防止	・各種信号による自動作動 ・炉心損傷検知前に実施	可能
作業環境維持	アニュラス空気浄化系	放射性物質放出緩和	・各種信号による自動起動 ・所内電源及び外部電源喪失判断後実施	可能
	中央制御室非常用循環系(外気との隔離に係るバウンダリのみ)		—	—(運転操作なし)
1次系強制減圧	加圧器逃がし弁 (制御用空気系使用)	・蒸気発生器伝熱管の健全性維持 ・溶融炉心の分散放出防止	炉心損傷検知後実施	可能
	加圧器逃がし弁 (窒素ポンペ(加圧器逃がし弁用)使用)			
炉心への注水	ECCS	・未臨界の維持 ・炉心損傷の進展防止と緩和 ・原子炉容器破損の防止及び遅延	ECCS作動信号(S信号)による自動起動	可能
格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	格納容器スプレイポンプ (中央制御室における手動起動)	・溶融炉心冷却 ・原子炉格納容器圧力上昇抑制 ・放射性物質放出緩和	炉心損傷検知後実施	可能
	常設電動注入ポンプ (水源補給前)			
格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)	格納容器再循環ユニット (原子炉補機冷却水通水)	格納容器破損防止	最高使用圧力到達後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。
格納容器内注水(格納容器内液相部への蓄熱)	常設電動注入ポンプ (水源補給後)	原子炉格納容器圧力上昇抑制	燃料取替用水枯渇後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。
格納容器内自然対流冷却(海水通水)	格納容器再循環ユニット (海水通水)	格納容器破損防止	事故後24時間後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。
水素濃度制御	電気式水素燃焼装置	水素濃度低減(短期)	炉心損傷検知前に実施	可能
	静的触媒式水素再結合装置	水素濃度低減(長期)	—(受動的な安全設備)	—(運転操作なし)
電源の確保	外部電源の回復	交流電源の復旧	所内電源及び外部電源喪失判断後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。
	大容量空冷式発電機			可能

第3.1.3.1-43表 物理化学現象と関連する緩和手段(1/2)

物理化学現象	関連する緩和手段	備考
炉心損傷	—	—
蒸気発生器伝熱管破損	—	—
インターフェイスシステム LOCA	—	—
格納容器先行破損	格納容器隔離	格納容器隔離に失敗した場合、格納容器先行破損に至らない。
配管クリープ破損	1次系強制減圧	1次系強制減圧により配管クリープ破損発生を防止する。
温度誘因蒸気発生器 伝熱管破損	1次系強制減圧	1次系強制減圧によりTI-SGTR発生を防止する。
原子炉容器内水蒸気爆発	1次系強制減圧	配管クリープ破損又は1次系強制減圧により原子炉容器内水蒸気爆発の発生可能性が増大する。
水素燃焼	炉心への注水	過熱炉心への注水により水素が追加発生する。
	水素濃度制御	電気式水素燃焼装置により、水素燃焼による格納容器破損を防止する。
		静的触媒式水素再結合装置により、水素燃焼による格納容器破損を防止する。
	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)により、原子炉下部キャビティ内熔融炉心冷却による追加水素発生を抑制する。
	格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水、海水通水)	格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の減圧に伴い、水素燃焼の発生可能性が増大する。
原子炉容器破損	炉心への注水	炉心への注水により原子炉容器破損を防止する。但し、本評価では炉心損傷後の再循環運転に期待しないため、原子炉容器破損防止は考慮しない。
熔融物分散放出	1次系強制減圧	1次系強制減圧により熔融物分散放出の発生を防止する。
原子炉下部キャビティ内水量	炉心への注水	炉心への注水により、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水量が増大する可能性がある。
原子炉容器外水蒸気爆発	1次系強制減圧	1次系強制減圧によって熔融炉心が重力落下することで水蒸気爆発の発生可能性が増大する。
	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	原子炉下部キャビティに水がたまる場合、原子炉容器外水蒸気爆発の発生可能性が増大する。

第3.1.3.1-43表 物理化学現象と関連する緩和手段(2/2)

物理化学現象	関連する緩和手段	備考
格納容器雰囲気直接加熱	1次系強制減圧	1次系強制減圧により、熔融炉心を重力落下させることで格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止する。
	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	原子炉下部キャビティに水がたまる場合、格納容器雰囲気直接加熱の発生可能性が低減する。
格納容器直接接触	1次系強制減圧	1次系強制減圧により、熔融炉心を重力落下させることで格納容器直接接触の発生を防止する。
熔融炉心冷却	1次系強制減圧	1次系強制減圧により、熔融炉心を重力落下させることで熔融炉心の冷却失敗可能性が増大する。
	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)により原子炉下部キャビティ内水量が増大し、熔融炉心冷却を促進する。
格納容器過圧破損	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り、格納容器内液相部への蓄熱)	格納容器内注水により格納容器過圧破損を防止する。
	格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水、海水通水)	格納容器内自然対流冷却により格納容器過圧破損を防止する。
格納容器過温破損	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り、格納容器内液相部への蓄熱)	格納容器内注水により格納容器過温破損を防止する。
	格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水、海水通水)	格納容器内自然対流冷却により格納容器過温破損を防止する。
ベースマツト熔融貫通	1次系強制減圧	1次系強制減圧により、熔融炉心を重力落下させることで熔融炉心の冷却ができず、ベースマツト熔融貫通の可能性が増大する。
	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	格納容器内注水により原子炉下部キャビティ内水量が増大し、熔融炉心の冷却が促進されることで、ベースマツト熔融貫通を抑制する。

第3.1.3.1-44表 ヘディングの選定及び定義(1/2)

No.	ヘディング	記号	ヘディングの定義	
原子炉容器破損前 (T1)	1	バイパス	BP	格納容器バイパス(SGTR、インターフェイスシステムLOCA)の場合、失敗とする。
	2	CV隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。
	3	先行破損	PF	格納容器先行破損の場合、失敗とする。
	4	1次系強制減圧	FD	炉心損傷後、加圧器逃がし弁(制御用空気系及び窒素ポンプ(加圧器逃がし弁用)使用)による1次系強制減圧に失敗した場合、失敗とする。
	5	配管クリープ破損	HCF	配管クリープ破損が発生せず1次系が高圧である場合、失敗とする。
	6	TI-SGTR	ITR	TI-SGTRが発生した場合、失敗とする。
	7	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水したときの水素生成量増大の観点から、炉心損傷後に高圧注入又は低圧注入が継続していない場合、失敗とする。
	8	炉内水蒸気爆発	ISX	原子炉容器内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
	9	イグナイタ	IG	電気式水素燃焼装置(イグナイタ)の起動に失敗した場合、失敗とする。
	10	水素燃焼	HP1	原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生し、格納容器破損に至った場合、失敗とする。
原子炉容器破損直後 (T2)	11	溶融物分散放出	RPV	原子炉容器破損の時点で1次系圧力が2.0MPa[gage]未満であった場合、失敗(溶融炉心が重力落下する)とする。
	12	キャビティ内水量	DC	原子炉容器破損の時点で、原子炉下部キャビティに十分に水がたまっておらず溶融炉心が冠水しない場合、失敗とする。
	13	CV内注水(キャビティ水張り)	CF	格納容器スプレイ(中央制御室における手動起動)及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ(水源補給前)に失敗した場合、失敗とする。
	14	炉外水蒸気爆発	ESX	原子炉容器破損直後に、原子炉容器外水蒸気爆発による格納容器破損が生じた場合、失敗とする。
	15	CV雰囲気直接加熱	DCH	原子炉容器破損直後に、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損が生じた場合、失敗とする。
	16	CV直接接触	MA	原子炉容器破損直後に、格納容器直接接触による格納容器破損が生じた場合、失敗とする。
	17	水素燃焼	HP2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生し、格納容器破損に至った場合、失敗とする。

第3.1.3.1-44表 ヘディングの選定及び定義(2/2)

No.	ヘディング	記号	ヘディングの定義	
原子炉容器破損後長期 (T3)	18	CV内自然対流冷却 (CCW通水)	NCC1	格納容器再循環ユニット(原子炉補機冷却水通水)による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が行えない場合、失敗とする。
	19	CV内注水(液相蓄熱)	HSL	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ(水源補給後)に失敗した場合、失敗とする。
	20	CV内自然対流冷却 (海水通水)	NCC2	格納容器再循環ユニット(海水通水)による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が行えない場合、失敗とする。
	21	デブリ冷却	EVC	溶融炉心の冷却に失敗し、MCCIが継続する場合、失敗とする。
	22	水素燃焼	HP3	原子炉容器破損後長期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生し、格納容器破損に至った場合、失敗とする。
	23	CV過圧破損	OVP	原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器が格納容器過圧破損に至る場合、失敗とする。
	24	CV過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が格納容器過温破損する場合、失敗とする。
	25	ベースマット溶融貫通	BM	溶融炉心の冷却に失敗し、ベースマットが溶融貫通に至る場合、失敗とする。

第3.1.3.1-45表 ヘディングの従属性

ヘディング (影響を与える側)	バイパス (BP)	CV隔離 (CI)	先行破損 (PF)	1次系強制減圧 (FD)	配管クリーブ破損 (HCF)	TL-SGTR (ITR)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気爆発 (ISX)	イグナイタ (IG)	水素燃焼 (HP1)	溶融物分散放出 (RPV)	キャピティ内水量 (DC)	CV内注水 (キャピティ水張り) (CF)	炉外水蒸気爆発 (ESX)	CV 雰 囲 気 直 接 加 熱 (DCH)	CV直接接触 (MA)	水素燃焼 (HP2)	CV内自然対流冷却 (CCW 通水) (NCC1)	CV内注水 (液相蓄熱) (HSL)	CV内自然対流冷却 (海水 通水) (NCC2)	デブリ冷却 (EVC)	水素燃焼 (HP3)	CV過圧破損 (OVP)	CV過温破損 (OT)	ベースマット 溶融貫通 (BM)	備考		
ヘディング (影響を受ける側)																												
バイパス (BP)																											—	
CV隔離 (CI)	×																										—	
先行破損 (PF)	×	×																									—	
1次系強制減圧 (FD)	×	×	×																								—	
配管クリーブ破損 (HCF)	×	×	×		●																						1次系強制減圧 (FD) 失敗時に発生可能性有。	
TL-SGTR (ITR)	×	×	×		●	●																					1次系強制減圧 (FD) 失敗時、配管クリーブ破損 (HCF) 失敗時に発生可能性有。	
炉心への注水 (LR)	×	×	×		○	○	×																				中高圧シーケンス (S**, T**) では、1次系強制減圧 (FD) 成功時、配管クリーブ破損 (HCF) 成功時に炉心への注水可能性有。	
炉内水蒸気爆発 (ISX)	×	×	×		◎	◎	×																				中高圧シーケンス (S**, T**) では、1次系強制減圧 (FD)、配管クリーブ破損 (HCF) に従属。	
イグナイタ (IG)	×	×	×				×																				—	
水素燃焼 (HP1)	×	×	×				◎	×	●																		炉心への注水 (LR) に従属 (ジルコニウム-水反応による水素発生)。イグナイタ (IG) 失敗時に発生可能性有。	
溶融物分散放出 (RPV)	×	×	×		◎	◎	×	×	×																		中高圧シーケンス (S**, T**) では、1次系強制減圧 (FD)、配管クリーブ破損 (HCF) に従属。	
キャピティ内水量 (DC)	×	×	×				◎	×	×																		炉心への注水 (LR) に従属。	
CV内注水 (キャピティ水張り) (CF)	×	×	×				×	×	×			●															キャピティ内水量 (DC) 失敗 (キャピティ水少量) 時に、操作を実施。	
炉外水蒸気爆発 (ESX)	×	×	×				×	×	◎	◎	◎	×															溶融物分散放出 (RPV)、キャピティ内水量 (DC)、CV内注水 (キャピティ水張り) (CF) に従属。	
CV 雰 囲 気 直 接 加 熱 (DCH)	×	×	×				×	×	○	◎	×																溶融物分散放出 (RPV) 成功 (分散放出) 時に発生可能性有。キャピティ内水量 (DC) に従属。	
CV直接接触 (MA)	×	×	×				×	×	○		×																溶融物分散放出 (RPV) 成功 (分散放出) 時に発生可能性有。	
水素燃焼 (HP2)	×	×	×				◎	×	●	*1																	炉心への注水 (LR) に従属 (ジルコニウム-水反応による水素発生)。イグナイタ (IG) 失敗時に発生可能性有。過去の水素燃焼の有無に従属。	
CV内自然対流冷却 (CCW 通水) (NCC1)	×	×	×				×	×	×		○	○	×	×	×												キャピティ内水量 (DC) 成功 (キャピティ水多量) 時又はCV内注水 (キャピティ水張り) (CF) 成功時に操作を実施。	
CV内注水 (液相蓄熱) (HSL)	×	×	×				×	×	×		◎	○	×	×	×	●											キャピティ内水量 (DC) 失敗 (キャピティ水少量) 時及びCV内注水 (キャピティ水張り) (CF) 成功時、キャピティ内水量 (DC) 成功 (キャピティ水多量) 時に操作を実施。CV内自然対流冷却 (CCW 通水) (NCC1) 失敗時に操作を実施。	
CV内自然対流冷却 (海水 通水) (NCC2)	×	×	×				×	×	×												◎						CV内注水 (液相蓄熱) (HSL) に従属。	
デブリ冷却 (EVC)	×	×	×				×	×	◎	◎	◎	×	×	×	×												溶融物分散放出 (RPV)、キャピティ内水量 (DC)、CV内注水 (キャピティ水張り) (CF) に従属。	
水素燃焼 (HP3)	×	×	×				◎	×	●	*1				◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎							炉心への注水 (LR) に従属 (ジルコニウム-水反応による水素発生)。イグナイタ (IG) 失敗時に発生可能性有。過去の水素燃焼の有無、CV内注水 (キャピティ水張り) (CF)、CV内自然対流冷却 (CCW 通水) (NCC1)、CV内自然対流冷却 (海水 通水) (NCC2)、デブリ冷却 (EVC) に従属。	
CV過圧破損 (OVP)	×	×	×				×	×	◎	◎	◎	×	×	×	×	●	●	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	溶融物分散放出 (RPV)、CV内注水 (キャピティ水張り) (CF)、デブリ冷却 (EVC) に従属。CV内自然対流冷却 (CCW 通水) (NCC1)、CV内自然対流冷却 (海水 通水) (NCC2) 失敗時に発生可能性有。
CV過温破損 (OT)	×	×	×				×	×	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	溶融物分散放出 (RPV)、CV内注水 (キャピティ水張り) (CF)、Cデブリ冷却 (EVC) に従属に従属。デブリ冷却 (EVC) 失敗時に発生可能性有。
ベースマット 溶融貫通 (BM)	×	×	×				×	×	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	溶融物分散放出 (RPV)、CV内注水 (キャピティ水張り) (CF) に従属。CV内自然対流冷却 (CCW 通水) (NCC1)、CV内自然対流冷却 (海水 通水) (NCC2) 失敗時に発生可能性有。

○：影響を与える側が成功した場合に影響を受ける側が従属  
 ◎：影響を与える側が成功・失敗によらず影響を受ける側が従属  
 ●：影響を与える側が失敗した場合に影響を受ける側が従属  
 ×：影響を与える側が失敗した場合に格納容器機能喪失  
 \*1：過去に水素燃焼が発生したがCV破損に至らなかった場合、従属



第3.1.3.1-46表 事故進展解析の対象とした事故シーケンス

No.	PDS	PDSごとに選定した 事故シーケンス	緩和操作
1	AED	大破断LOCA + ECCS注入失敗 + CV スプレイ注入失敗	なし
2	AED+AM		常設電動注入ポンプ CV内自然対流冷却(海水通水)
3	AEW	大破断LOCA + ECCS再循環失敗 + CVスプレイ再循環失敗	なし
4	AEW+AM		CV内自然対流冷却(CCW通水)
—	AEI	大破断LOCA + ECCS注入失敗	—
5	SED	小破断LOCA + ECCS注入失敗 + CV スプレイ注入失敗	なし
6	SED+AM		1次系強制減圧 常設電動注入ポンプ CV内自然対流冷却(海水通水)
7	SEW	小破断LOCA + ECCS注入失敗 + CV スプレイ再循環失敗	なし
8	SEW+AM		1次系強制減圧 CVスプレイポンプ(手動) CV内自然対流冷却(CCW通水)
—	SEI	小破断LOCA + ECCS注入失敗	—
9	SLW	小破断LOCA + ECCS再循環失敗 + CVスプレイ再循環失敗	なし
10	SLW+AM		1次系強制減圧 CV内自然対流冷却(CCW通水)
11	SLI	小破断LOCA + ECCS再循環失敗	なし
12	TED	全交流動力電源喪失 + 補助給水系作 動失敗	なし
13	TED+AM		1次系強制減圧 常設電動注入ポンプ CV内自然対流冷却(海水通水)
14	TEW	全給水喪失 + CVスプレイ再循環失敗	なし
15	TEW+AM		1次系強制減圧 CVスプレイポンプ(手動) CV内自然対流冷却(CCW通水)
—	TEI	全給水喪失	—

注) ハッチング箇所のAEI、SEI、TEIについては、本評価では炉心損傷後の格納容器スプレイ再循環に期待しておらず、それぞれAEW、SEW、TEWと原子炉格納容器内雰囲気条件が類似することになるため、これらについては事故進展解析を実施していない。

第3.1.3.1-47表 事故進展解析の基本解析条件

項目	条件	備考
燃料(UO <sub>2</sub> )重量	1.02×10 <sup>5</sup> kg	—
被覆管(ジルカロイ)重量	2.45×10 <sup>4</sup> kg	—
炉心崩壊熱	炉心平均評価用	日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線*1
炉心熱出力	3,411×1.02 MWt	102%出力運転
1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+計測誤差
1次冷却材平均温度	307.1+2.2 °C	設計値+計測誤差
ループ全流量	60.1×10 <sup>6</sup> kg/h	100%T.D.F.ベース
蒸気発生器伝熱管施栓率	10%	—
原子炉格納容器区画室分割	4分割	—
原子炉格納容器区画全自由体積	72,900 m <sup>3</sup>	標準値*2
原子炉格納容器初期圧力	9.8 kPa[gage]	標準値*2
原子炉格納容器初期温度	49°C	標準値*2
原子炉格納容器ヒートシンク温度	49°C	標準値*2
蓄圧タンク作動基数	4基	—
蓄圧タンク保持圧力	4.04 MPa[gage]	最小値
蓄圧タンク保有水量	26.9 m <sup>3</sup> /基	最小値

\*1:「PWRの安全解析用崩壊熱について」MHI-NES-1010改4(平成25年7月)

\*2: 評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて設定した条件

第3.1.3.1-48表 事故進展解析の解析条件

PDS	起因事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	高圧再循環	低圧再循環	格納容器スプレイ再循環	補助給水
AED	高温側配管 完全両端破断	不作動	不作動	4基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
AED+緩和策									
AEW	高温側配管 完全両端破断	2系統	2系統	4基	2系統	不作動	不作動	不作動	作動
AEW+緩和策									
AEI	高温側配管 完全両端破断	不作動	不作動	4基	2系統	不作動	不作動	2系統	作動
SED	高温側配管 2inch 破断	不作動	不作動	4基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
SED+緩和策									
SEW	高温側配管 2inch 破断	不作動	不作動	4基	2系統	不作動	不作動	不作動	作動
SEW+緩和策									
SEI	高温側配管 2inch 破断	不作動	不作動	4基	2系統	不作動	不作動	2系統	作動
SLW	高温側配管 2inch 破断	2系統	2系統	4基	2系統	不作動	不作動	不作動	作動
SLW+緩和策									
SLI	高温側配管 2inch 破断	2系統	2系統	4基	2系統	不作動	不作動	2系統	作動
TED	全交流動力電源喪失	不作動	不作動	4基	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動
TED+緩和策									
TEW	全給水喪失	不作動	不作動	4基	2系統	不作動	不作動	不作動	不作動
TEW+緩和策									
TEI	全給水喪失	不作動	不作動	4基	2系統	不作動	不作動	2系統	不作動

注1) 緩和操作なしの解析条件を記載。

注2) ハッチング箇所のAEI、SEI、TEIについては、本評価では炉心損傷後の格納容器スプレイ再循環に期待しておらず、それぞれAEW、SEW、TEWと原子炉格納容器内雰囲気条件が類似することになるため、これらについては事故進展解析を実施していない。

第3.1.3.1-49表 事故進展解析結果(1/2)

主要事象	AED	AED+緩和策	AEW	AEW+緩和策	SED	SED+緩和策	SEW	SEW+緩和策
原子炉トリップ	0.0秒	0.0秒	0.5秒	0.5秒	0.0秒	0.0秒	2.8分	2.8分
補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	4.1分	4.1分
充てん系作動	—	—	—	—	—	—	—	—
高压注入系作動	—	—	0.5秒	0.5秒	—	—	—	—
低压注入系作動	—	—	13秒	13秒	—	—	—	—
蓄圧注入作動	11秒	11秒	11秒	11秒	1.5時間	1.5時間	1.6時間	1.6時間
蓄圧注入終了	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	3.4時間	6.2時間	3.6時間	6.3時間
ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	—	1.6時間	—	1.7時間
格納容器スプレイ作動*1	—	52分	6.6秒	6.6秒	—	1.9時間	3.0時間	1.5時間
再循環切替	—	—	—	—	—	—	—	—
炉心露出	5.6分	5.6分	26分	26分	53分	53分	56分	56分
被覆管破損	13分	14分	37分	37分	1.2時間	1.2時間	1.2時間	1.2時間
炉心溶融開始	22分	22分	47分	47分	1.4時間	1.4時間	1.5時間	1.5時間
下部ヘッドへ溶融炉心移動開始	59分	58分	1.5時間	1.5時間	2.3時間	6.6時間	2.4時間	6.7時間
原子炉容器破損	1.4時間	1.4時間	2.2時間	2.2時間	3.4時間	8.5時間	3.6時間	8.6時間
原子炉格納容器最高使用圧力到達	4.6時間	4.5時間	10時間	10時間	5.4時間	15時間	14時間	14時間
原子炉格納容器最高使用圧力の2倍(2Pd)到達*2	20時間	—	22時間	—	26時間	—	27時間	—
原子炉格納容器内温度200℃到達*3	25時間	—	—	—	34時間	—	—	—

\*1:代替格納容器スプレイを考慮した解析ケースでは、代替格納容器スプレイ作動時刻(炉心溶融開始+30分)を示す。

\*2:原子炉格納容器圧力2Pd到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

\*3:原子炉格納容器内温度200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

第3.1.3.1-49表 事故進展解析結果(2/2)

主要事象	SLW	SLW+緩和策	SLI	TED	TED+緩和策	TEW	TEW+緩和策
原子炉トリップ	2.8分	2.8分	2.8分	0.0秒	0.0秒	50秒	50秒
補助給水系作動	4.1分	4.1分	4.1分	—	—	—	—
充てん系作動	—	—	—	—	—	—	—
高圧注入系作動	3.1分	3.1分	3.1分	—	—	—	—
低圧注入系作動	—	—	—	—	—	—	—
蓄圧注入作動	1.6時間	1.6時間	1.6時間	4.2時間	3.6時間	2.6時間	2.2時間
蓄圧注入終了	9.1時間	7.4時間	9.1時間	4.2時間	6.8時間	2.6時間	4.4時間
ラプチャーディスク破損	—	6.5時間	—	1.8時間	1.7時間	34分	34分
格納容器スプレイ作動*1	2.5時間	2.5時間	2.5時間	—	3.6時間	2.5時間	1.6時間
再循環切替	—	—	2.8時間	—	—	—	—
炉心露出	4.9時間	4.9時間	4.9時間	2.2時間	2.3時間	1.1時間	1.1時間
被覆管破損	5.6時間	5.6時間	5.6時間	2.6時間	2.6時間	1.3時間	1.3時間
炉心溶融開始	6.3時間	6.3時間	6.3時間	3.1時間	3.1時間	1.6時間	1.6時間
下部ヘッドへの溶融炉心移動開始	7.8時間	8.0時間	7.8時間	4.2時間	5.5時間	2.5時間	3.2時間
原子炉容器破損	9.1時間	9.6時間	9.1時間	4.2時間	6.7時間	2.5時間	4.3時間
原子炉格納容器最高使用圧力到達	12時間	13時間	—	8.8時間	17時間	15時間	14時間
原子炉格納容器最高使用圧力の2倍(2Pd)到達*2	24時間	—	—	36時間	—	28時間	—
原子炉格納容器内温度200℃到達*3	—	—	—	31時間	—	—	—

\*1:代替格納容器スプレイを考慮した解析ケースでは、代替格納容器スプレイ作動時刻(炉心溶融開始+30分)を示す。

\*2:原子炉格納容器圧力2Pd到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

\*3:原子炉格納容器内温度200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

第3.1.3.1-50表 事故進展解析結果(シビアアクシデント時の格納容器負荷)

PDS	原子炉容器破損前		原子炉格納容器破損前			原子炉容器破損前			原子炉容器破損直後(30分)			原子炉容器破損後長期 <sup>*1</sup>		
	1次系圧力 (MPa[gage])	原子炉下部キャビティ内水量(t)	原子炉格納容器内温度(°C)	原子炉格納容器圧力(MPa[gage])	ベースマツト侵食深さ(mm)	水素濃度(vol%) (ウエット条件)	水蒸気濃度(vol%)	水素濃度(vol%) (ウエット条件) Zr-水反応割合75% <sup>*2</sup>	水素濃度(vol%) (ウエット条件)	水蒸気濃度(vol%)	水素濃度(vol%) (ウエット条件) Zr-水反応割合75% <sup>*2</sup>	水素濃度(vol%) (ウエット条件)	水蒸気濃度(vol%)	水素濃度(vol%) (ウエット条件) Zr-水反応割合75% <sup>*2</sup>
AED	0.2	32.6	192.8	0.78	1.7	2.6	53.6	5.7	2.1	63.9	4.4	5.7	76.0	<u>5.7</u>
AED+緩和策	0.2	67.9	—	—	—	2.4	54.9	5.5	2.0	64.3	4.4	3.6	38.2	7.5
AEW	0.1	341.8	169.3	0.78	0.0	4.1	27.7	8.7	3.3	44.9	6.7	1.1	81.5	2.3
AEW+緩和策	0.1	341.8	—	—	—	4.1	28.0	8.6	3.3	44.9	6.7	2.8	53.8	5.7
SED	2.4	1.4	192.0	0.78	1.7	3.7	52.9	5.6	2.9	64.7	4.3	5.8	75.9	<u>5.8</u>
SED+緩和策	0.2	323.1	—	—	—	5.3	51.7	5.7	4.1	64.2	4.3	6.0	47.0	6.3
SEW	2.4	340.7	168.9	0.78	0.0	7.0	10.8	10.5	7.4	40.6	<u>7.4</u>	2.4	80.7	<u>2.4</u>
SEW+緩和策	0.2	337.9	—	—	—	6.4	44.8	6.5	5.2	56.7	<u>5.2</u>	5.7	52.4	<u>5.7</u>
SLW	1.2	339.0	168.5	0.78	0.0	4.7	54.1	5.4	4.9	60.0	<u>4.9</u>	2.4	80.7	<u>2.4</u>
SLW+緩和策	0.2	338.8	—	—	—	4.7	52.1	5.8	4.0	60.3	4.8	4.7	53.3	5.6
SLI	1.2	344.8	—	—	—	9.5	9.2	10.7	11.0	10.8	<u>11.0</u>	11.5	6.9	<u>11.5</u>
TED	17.0	1.0	200.0	0.71	1.4	4.6	53.0	6.2	4.8	52.0	5.7	5.6	74.0	<u>5.6</u>
TED+緩和策	1.8	323.5	—	—	—	4.5	53.6	5.6	4.8	62.4	<u>4.8</u>	7.1	44.9	<u>7.1</u>
TEW	15.7	1.0	171.4	0.78	0.0	4.6	58.2	5.8	9.1	11.7	10.5	2.0	80.7	2.3
TEW+緩和策	1.9	342.4	—	—	—	6.2	34.5	7.8	7.2	41.4	<u>7.2</u>	6.0	51.9	<u>6.0</u>

\*1: AED、AEW、SED、SEW、SLW、TED及びTEWは原子炉格納容器破損時点の値。AED+AM、AEW+AM、SED+AM、SEW+AM、SLI、TED+AM及びTEW+AMは原子炉格納容器が破損しないため解析終了時点の値。

\*2: 発生する水素量を補正するに当たっては、炉外での水素生成に当たるMCCIによる水素発生量も含む。但し、発生水素量の合計が全炉心ジルコニウム量の75%を上回る場合は補正を行っていない。

第3.1.3.1-51表 事故進展解析結果のパラメータが確率評価に与える影響

パラメータ		影響するヘディング	確率評価に与える影響
原子炉容器破損前	1次系圧力	溶融物分散放出 (RPV)	原子炉容器破損前の1次系圧力により、原子炉容器破損直後の溶融物分散放出 (RPV) の分岐確率を設定しており、溶融物分散放出 (RPV) の成功、失敗によって、CV雰囲気直接加熱 (DCH)、CV直接接触 (MA) 等による格納容器破損の可能性の有無が変わる。
	原子炉下部キャビティ水量	キャビティ内水量 (DC)	キャビティ内水量 (DC) の成功、失敗により炉外水蒸気爆発 (ESX) による格納容器破損の可能性の有無が変わる。また、原子炉下部キャビティ内の溶融炉心が冷却される効果及び分散する溶融炉心が冷却される効果を想定するためキャビティ内水量 (DC) の成功、失敗によりデブリ冷却 (EVC) の成功の可能性及びCV雰囲気直接加熱 (DCH) による格納容器破損等の確率が変わる。
原子炉格納容器破損前	原子炉格納容器内温度	CV過圧破損 (OVP) CV過温破損 (OT)	格納容器破損直前は「原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の2倍に到達又は原子炉格納容器内温度が200℃到達」としている。原子炉格納容器破損直前の原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度、ベースマツト侵食深さを参照することで、CV過圧破損 (OVP)、CV過温破損 (OT) の分岐確率を変える。
	原子炉格納容器圧力		
	ベースマツト侵食深さ		
原子炉容器破損前／ 原子炉容器破損直後(30分)／ 原子炉容器破損後長期	水素濃度	水素燃焼 (HP1、HP2及びHP3)	各時期の水素濃度、水蒸気濃度を参照することで、各時期の水素燃焼 (HP1、HP2及びHP3) の分岐確率を設定する。炉心への注水 (LR) に成功した場合には、炉心への注水によるジルコニウム-水反応の促進を想定しジルコニウム-水反応割合75%の水素濃度を参照して分岐確率を設定する。
	水蒸気濃度		
	水素濃度 (ジルコニウム- 水反応割合75%)		

第3.1.3.1-52表 各ヘディングにおける分岐確率の設定の考え方(1/2)

No.	ヘディング	記号	ヘディングにおける分岐確率の設定の考え方	分類
1	バイパス	BP	PDSが格納容器バイパスの場合失敗	レベル1PRA結果
2	CV隔離	CI	システム信頼性解析により格納容器隔離に失敗する確率を算出	システム信頼性解析
3	先行破損	PF	PDSが格納容器先行破損の場合失敗	レベル1PRA結果
4	1次系強制減圧	FD	システム信頼性解析により加圧器逃がし弁(制御用空気系及び窒素ポンペ(加圧器逃がし弁用)使用)による1次系強制減圧に失敗する確率を算出	システム信頼性解析
5	配管クリープ破損	HCF	NUREGレポートを基に設定	過去の知見(文献) 工学的判断
6	TI-SGTR	ITR	TI-SGTRに至る可能性がある事故シーケンスに対し、NUREGレポート等を基に事故進展イベントツリー(APET;Accident Progression Event Tree)評価により設定	レベル1PRA結果 APET評価 過去の知見(文献) 工学的判断
7	炉心への注水	LR	炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、炉心損傷後も炉心に注水される事故シーケンスの割合から設定	レベル1PRA結果 工学的判断
8	炉内水蒸気爆発	ISX	米国での専門家の評価(NUREGレポート等)を基に設定	過去の知見(文献) 工学的判断
9	イグナイタ	IG	システム信頼性解析により電気式水素燃焼装置(イグナイタ)の作動に失敗する確率を算出	システム信頼性解析
10	水素燃焼	HP1	事故進展解析結果の水素濃度、水蒸気濃度*から水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の可能性を判定して設定	事故進展解析 過去の知見(文献) 工学的判断
11	溶融物分散放出	RPV	事故進展解析の原子炉容器破損前の1次系圧力から溶融物分散放出の可能性を判定して設定	事故進展解析 過去の知見(文献) 工学的判断
12	キャビティ内水量	DC	事故進展解析の原子炉容器破損前のキャビティ内水量から設定	事故進展解析 工学的判断

\*:水素が着火するタイミングについては不確かさがあることから、第3.1.3.1-50表に示す原子炉容器破損前の水素濃度、水蒸気濃度を代表的に用いて水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の分岐確率を設定する。



第3.1.3.1-52表 各ヘディングにおける分岐確率の設定の考え方(2/2)

No.	ヘディング	記号	ヘディングにおける分岐確率の設定の考え方	分類
13	CV内注水(キャビティ水張り)	CF	システム信頼性解析により格納容器スプレイ(中央制御室における手動起動)及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ(水源補給前)に失敗する確率を算出	システム信頼性解析 工学的判断
14	炉外水蒸気爆発	ESX	分解イベントツリー(DET;Decomposition Event Tree)評価により炉外水蒸気爆発による格納容器破損の確率を設定	DET評価 過去の知見(文献) 工学的判断
15	CV雰囲気直接加熱	DCH	DET評価により格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の確率を設定	DET評価 過去の知見(文献) 工学的判断
16	CV直接接触	MA	BWR MarkI特有の問題として捉えられていることを踏まえ、工学的判断で設定	過去の知見(文献) 工学的判断
17	水素燃焼	HP2	事故進展解析結果の水素濃度、水蒸気濃度*から水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の可能性を判定して設定	事故進展解析 過去の知見(文献) 工学的判断
18	CV内自然対流冷却(CCW通水)	NCC1	システム信頼性解析により格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)に失敗する確率を算出	システム信頼性解析 工学的判断
19	CV内注水(液相蓄熱)	HSL	システム信頼性解析により常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ(水源補給後)に失敗する確率を算出	システム信頼性解析 工学的判断
20	CV内自然対流冷却(海水通水)	NCC2	システム信頼性解析により格納容器内自然対流冷却(海水通水)に失敗する確率を算出	システム信頼性解析 工学的判断
21	デブリ冷却	EVC	DET評価により溶融炉心冷却に失敗する確率を設定	DET評価 過去の知見(文献) 工学的判断
22	水素燃焼	HP3	事故進展解析結果の水素濃度、水蒸気濃度*から水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の可能性を判定して設定	事故進展解析 過去の知見(文献) 工学的判断
23	CV過圧破損	OVP	事故進展解析結果の熱水力挙動及び格納容器過圧破損の生じやすさに関して溶融炉心分散、キャビティ冠水の条件を考慮して設定	事故進展解析 工学的判断
24	CV過温破損	OT	事故進展解析結果の熱水力挙動及び格納容器過温破損の生じやすさに関して溶融炉心分散、キャビティ冠水の条件を考慮して設定	事故進展解析 工学的判断
25	ベースマツト溶融貫通	BM	事故進展解析結果の熱水力挙動、溶融炉心分散及び溶融炉心冷却の条件を考慮して設定	事故進展解析 工学的判断

\*:水素が着火するタイミングについては不確かさがあることから、第3.1.3.1-50表に示す原子炉容器破損直後又は原子炉容器破損後長期の水素濃度、水蒸気濃度を代表的に用いて水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の分岐確率を設定する。

第3.1.3.1-53表 各ヘディングにおける分岐確率の不確実さの分布設定の考え方

(1/2)

No.	ヘディング	記号	ヘディングにおける分岐確率の不確実さの分布設定の考え方	備考
1	バイパス	BP	PDSにより分岐の成否が決まるため、設定不要である。	固定値
2	CV隔離	CI	システム信頼性解析に従う。	システム信頼性解析
3	先行破損	PF	PDSにより分岐の成否が決まるため、設定不要である。	固定値
4	1次系強制減圧	FD	システム信頼性解析に従う。	システム信頼性解析
5	配管クリーブ破損	HCF	文献を参考に設定する。	連続分布
6	TI-SGTR	ITR	APETのヘディングの不確実さ分布を設定し、APET評価値の不確実さ分布を算出して設定する。	APET評価
7	炉心への注水	LR	炉心損傷後も炉心に注水される事故シーケンスの割合の不確実さ分布を算出して設定する。	システム信頼性解析
8	炉内水蒸気爆発	ISX	1次系が低圧の条件については文献を参考に設定する。1次系が高圧の条件については工学的判断より固定値を設定する。	対数正規分布 固定値
9	イグナイタ	IG	システム信頼性解析に従う。	システム信頼性解析
10	水素燃焼	HP1	事故進展解析結果と文献を参考に設定する。	離散分布
11	溶融物分散放出	RPV	事故進展解析結果、プラントパラメータ、文献を参考に設定する。 1次系強制冷却(FD)成功の場合は2.0MPa[gage]未満の場合、固定値を設定する。	離散分布 固定値
12	キャビティ内水量	DC	PDSにより分岐の成否が決まるため、設定不要である。	固定値
13	CV内注水(キャビティ水張り)	CF	システム信頼性解析に従う。	システム信頼性解析
14	炉外水蒸気爆発	ESX	DET評価値の不確実さ解析を実施して設定する。 DET評価値を参考に設定している条件については工学的判断より固定値を設定する。	DET評価 固定値
15	CV雰囲気直接加熱	DCH	DET評価値の不確実さ解析を実施して設定する。 DET評価値を参考に設定している条件については工学的判断より固定値を設定する。	DET評価 固定値
16	CV直接接触	MA	工学的判断より固定値を設定する。	固定値
17	水素燃焼	HP2	HP1と同じ。過去の水素燃焼ありの条件については工学的判断より固定値を設定する。	離散分布 固定値
18	CV内自然対流冷却(CCW通水)	NCC1	システム信頼性解析に従う。	システム信頼性解析
19	CV内注水(液相蓄熱)	HSL	システム信頼性解析に従う。	システム信頼性解析
20	CV内自然対流冷却(海水通水)	NCC2	システム信頼性解析に従う。	システム信頼性解析

第3.1.3.1-53表 各ヘディングにおける分岐確率の不確かさの分布設定の考え方

(2/2)

No.	ヘディング	記号	ヘディングにおける分岐確率の不確かさの分布設定の考え方	備考
21	デブリ冷却	EVC	DET評価値の不確かさ解析を実施して設定する。DET評価値を参考に設定している条件については工学的判断より離散分布を設定する。その他の条件については工学的判断より固定値を設定する。	DET評価 離散分布 固定値
22	水素燃焼	HP3	HP1と同じ。**Dのイグナイタ(IG)失敗&CV内注水(キャビティ水張り)(CF)失敗&過去に水素燃焼が発生していない場合以外の条件については工学的判断より固定値を設定する。	離散分布 固定値
23	CV過圧破損	OVP	工学的判断より固定値を設定する。	固定値
24	CV過温破損	OT	工学的判断より固定値を設定する。	固定値
25	ベースマツト溶融貫通	BM	工学的判断より固定値を設定する。	固定値

第3.1.3.1-54表 PDS別のCDF及びCFF評価結果

PDS	CDF(／炉年)	寄与割合 (%)	CCFP	CFF(／炉年)	寄与割合 (%)
AED	1.6E-08	0.4	0.96	1.6E-08	2.4
AEW	5.0E-07	11.7	0.02	1.0E-08	1.6
AEI	8.1E-08	1.9	0.04	3.4E-09	0.5
ALC	ε	<0.1	—	ε	<0.1
SED	3.0E-07	7.0	0.22	6.5E-08	10.0
SEW	ε	<0.1	—	ε	<0.1
SEI	2.1E-08	0.5	0.36	7.4E-09	1.1
SLW	1.5E-06	35.9	0.05	7.4E-08	11.4
SLI	1.4E-09	<0.1	0.42	5.9E-10	<0.1
SLC	4.6E-09	0.1	1.00	4.6E-09	0.7
TED	7.4E-07	17.4	0.09	6.4E-08	9.9
TEW	2.8E-08	0.7	0.03	7.4E-10	0.1
TEI	6.6E-07	15.4	0.04	2.4E-08	3.6
V	9.2E-08	2.2	1.00	9.2E-08	14.1
G	2.9E-07	6.8	1.00	2.9E-07	44.5
合計	4.3E-06	100.0	0.15*	6.5E-07	100.0

ε: カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未満

\*: PDS別CCFPを合計したものではなく、CFFの合計をCDFの合計で除した値。

第3.1.3.1-55表 格納容器機能喪失モード別のCFF評価結果

格納容器機能喪失モード	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)
$\alpha$ (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-10	<0.1
$\beta$ (格納容器隔離失敗)	1.2E-07	18.2
$\gamma$ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	5.0E-12	<0.1
$\gamma'$ (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	3.2E-10	<0.1
$\gamma''$ (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	$\varepsilon$	<0.1
$\delta$ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	8.6E-08	13.2
$\varepsilon$ (ベースマット溶融貫通)	6.1E-09	0.9
$\theta$ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	4.6E-09	0.7
$\eta$ (原子炉容器外水蒸気爆発)	2.0E-09	0.3
$\sigma$ (格納容器雰囲気直接加熱)	$\varepsilon$	<0.1
$\nu$ (インターフェイスシステムLOCA)	9.2E-08	14.1
$g$ (蒸気発生器伝熱管破損)	2.9E-07	44.6
$\tau$ (格納容器過温破損)	5.1E-08	7.8
$\mu$ (格納容器直接接触)	$\varepsilon$	<0.1
全CFF	6.5E-07	100.0
$\phi$ (格納容器ベント)	6.8E-07	—
$\phi$ (格納容器健全)	2.7E-06	—

$\varepsilon$ : カットオフ値 (1.0E-12 (/炉年)) 未満

\*: 全CFFに対する寄与割合

第3.1.3.1-56表 放出カテゴリの選定

原子炉格納容器の状態	内的／ 外的	大規模放出開始 のタイミング	No.	放出カテゴリ 記号	格納容器機能喪失 モード	PDS
格納容器バイパス	内的	炉心損傷時又は 炉心損傷後	①	F1	g(SGTR、TI-SGTR) $\nu$	G(起因)、S**/T**(TI-SGTR) V
	外的	炉心損傷時	②	F2	g(SGTR(複数本破損))	G(起因)
格納容器破損	内的(エナ ジェティック)	炉心損傷後	③-a	F3A	$\alpha$ 、 $\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$ 、 $\sigma$ 、 $\mu$ 、 $\eta$	S**/T**( $\sigma$ 、 $\mu$ モード) すべて( $\alpha$ 、 $\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$ 、 $\eta$ モード)
	内的(先行 破損)	炉心損傷時	③-b	F3B	$\theta$	ALC、SLC
	内的(その 他)	炉心損傷後	③-c	F3C	$\varepsilon$ 、 $\tau$ 、 $\delta$	すべて
	外的	炉心損傷時	④	F4	$\chi$	B
隔離失敗	内的及び 外的	炉心損傷時	⑤	F5	$\beta$	すべて
健全(設計漏えい)	内的及び 外的	— (大規模放出なし)	⑥	F6	$\phi$	AED、AEW、AEI、SED、SEW、 SEI、SLW、SLI、TED、TEW、TEI
放射性物質管理 放出	内的及び 外的	— (大規模放出なし)	⑦	F7	$\phi$	AED、AEW、AEI、SED、SEW、 SEI、SLW、SLI、TED、TEW、TEI

注)ハッチング箇所は内部事象出力運転時PRAにて考慮しない放出カテゴリ

第3.1.3.1-57表 放出カテゴリ別発生頻度評価結果

原子炉格納容器の状態	分類	放出カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)	寄与 割合 (%)
格納容器バイパス	—	F1	3.8E-07	9.5
格納容器破損	エナジェティック	F3A	2.5E-09	<0.1
	先行破損	F3B	4.6E-09	0.1
	その他	F3C	1.4E-07	3.6
隔離失敗	—	F5	1.2E-07	3.0
健全(設計漏えい)	—	F6	2.7E-06	66.9
放射性物質管理放出	—	F7	6.8E-07	16.9

第3.1.3.1-58表 不確実さ解析結果(PDS別)

PDS	CFF(／炉年)					エラー ファクタ
	5%下限値	中央値	平均値	95%上限値	点推定値	
AED	2.2E-11	3.1E-09	1.4E-08	6.4E-08	1.6E-08	54.3
AEW	2.1E-11	1.9E-09	9.6E-09	4.4E-08	1.0E-08	45.5
AEI	1.0E-11	1.2E-09	3.4E-09	1.3E-08	3.4E-09	36.3
ALC	—	—	—	—	ε	—
SED	6.9E-09	2.6E-08	4.5E-08	1.3E-07	6.5E-08	4.3
SEW	—	—	—	—	ε	—
SEI	4.9E-10	3.4E-09	6.5E-09	2.2E-08	7.4E-09	6.7
SLW	3.8E-09	2.6E-08	5.7E-08	2.0E-07	7.4E-08	7.2
SLI	2.1E-12	6.6E-11	6.0E-10	2.5E-09	5.9E-10	34.6
SLC	4.1E-10	2.6E-09	4.4E-09	1.4E-08	4.6E-09	5.8
TED	6.7E-09	3.0E-08	4.9E-08	1.5E-07	6.4E-08	4.7
TEW	1.1E-11	2.0E-10	3.0E-09	7.6E-09	7.4E-10	26.3
TEI	1.6E-09	1.3E-08	3.0E-08	1.0E-07	2.4E-08	7.9
V	1.3E-08	5.7E-08	9.0E-08	2.7E-07	9.2E-08	4.7
G	5.0E-09	4.8E-08	1.6E-07	6.0E-07	2.9E-07	10.9
全 CFF	1.4E-07	3.4E-07	4.9E-07	1.1E-06	6.5E-07	2.9

ε: カットオフ値 (1.0E-12 (／炉年)) 未満



第3.1.3.1-59表 不確実さ解析結果(格納容器機能喪失モード別)

格納容器 機能喪失 モード	CFF(／炉年)					エラー ファクタ
	5%下限値	中央値	平均値	95%上限値	点推定値	
$\alpha$	4.7E-12	5.4E-11	1.3E-10	5.1E-10	1.4E-10	10.4
$\beta$	2.1E-08	7.2E-08	1.1E-07	3.0E-07	1.2E-07	3.8
$\gamma$	1.8E-16	1.0E-13	1.0E-12	4.0E-12	5.0E-12	147.6
$\gamma'$	1.5E-14	2.3E-12	3.5E-10	1.2E-09	3.2E-10	283.0
$\gamma''$	—	—	—	—	$\varepsilon$	—
$\delta$	6.2E-09	2.8E-08	4.9E-08	1.5E-07	8.6E-08	4.9
$\varepsilon$	4.7E-10	2.5E-09	5.0E-09	1.7E-08	6.1E-09	6.0
$\theta$	4.1E-10	2.6E-09	4.4E-09	1.4E-08	4.6E-09	5.8
$\eta$	9.0E-11	8.1E-10	2.2E-09	8.1E-09	2.0E-09	9.5
$\sigma$	—	—	—	—	$\varepsilon$	—
$\nu$	1.3E-08	5.7E-08	9.0E-08	2.7E-07	9.2E-08	4.7
$g$	7.3E-09	6.2E-08	1.9E-07	6.9E-07	2.9E-07	9.7
$\tau$	3.2E-09	1.9E-08	3.1E-08	9.2E-08	5.1E-08	5.3
$\mu$	—	—	—	—	$\varepsilon$	—
全CFF	1.4E-07	3.4E-07	4.9E-07	1.1E-06	6.5E-07	2.9

$\varepsilon$ : カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未満

第3.1.3.1-60表 不確かさ解析結果(放出カテゴリ別)

原子炉格納容器の状態	分類	放出カテゴリー記号	発生頻度(／炉年)					エラーファクタ
			5%下限値	中央値	平均値	95%上限値	点推定値	
格納容器バイパス	—	F1	3.9E-08	1.5E-07	2.8E-07	8.4E-07	3.8E-07	4.7
格納容器破損	エナジェティック	F3A	1.3E-10	1.1E-09	2.8E-09	9.9E-09	2.5E-09	8.7
	先行破損	F3B	4.1E-10	2.6E-09	4.4E-09	1.4E-08	4.6E-09	5.8
	その他	F3C	1.6E-08	5.8E-08	8.5E-08	2.3E-07	1.4E-07	3.9
隔離失敗	—	F5	2.1E-08	7.2E-08	1.1E-07	3.0E-07	1.2E-07	3.8
健全(設計漏えい)	—	F6	5.7E-07	1.8E-06	2.5E-06	6.7E-06	2.7E-06	3.4
放射性物質管理放出	—	F7	8.1E-08	3.0E-07	4.9E-07	1.4E-06	6.8E-07	4.2

第 3.1.3.1-61 表 人的過誤に係る感度解析結果

解析ケース	ベースケースからの変更点	CFF (/炉年)	ベースケース との CFF 比
ベースケース	—	6.5E-07	—
感度解析ケース 1	すべての人的過誤確率の従属性を 完全独立に変更 (従属性=0)	5.7E-07	8.8E-01
感度解析ケース 2	HRA Calculator の人的過誤確率を 平均値から下限値に変更	2.4E-07	3.7E-01

第 3.1.3.1-62 表 設置変更許可申請書の使用想定を踏まえた評価結果  
(格納容器機能喪失モード別)

格納容器機能喪失モード	特重施設なし		特重施設あり (設置許可想定)	
	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-10	<0.1	1.4E-10	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	1.2E-07	6.7	1.2E-07	8.9
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	5.0E-12	<0.1	5.0E-12	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	3.2E-10	<0.1	3.2E-10	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	8.2E-10	<0.1	ε	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	9.9E-07	54.9	8.0E-07	58.9
ε (ベースマット溶融貫通)	5.7E-09	0.3	5.4E-09	0.4
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	4.6E-09	0.3	4.6E-09	0.3
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	2.0E-09	0.1	2.1E-09	0.2
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	ε	<0.1	ε	<0.1
ν (インターフェイスシステム LOCA)	9.2E-08	5.1	9.2E-08	6.7
g (蒸気発生器伝熱管破損)	2.9E-07	16.1	2.9E-07	21.3
τ (格納容器過温破損)	2.9E-07	16.3	4.5E-08	3.3
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1	ε	<0.1
全 CFF	1.8E-06	100.0	1.4E-06	100.0
φ (格納容器ベント)	—	—	3.4E-07	—
φ (格納容器健全)	2.3E-06	—	2.3E-06	—

ε: カットオフ値(1.0E-12(/炉年))未満

\*: 全 CFF に対する寄与割合

第 3.1.3.1-63 表 重大事故等全般への活用を想定した評価結果  
(格納容器機能喪失モード別)

格納容器機能喪失モード	特重施設あり (設置許可想定)		特重施設あり (SA 活用想定)	
	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-10	<0.1	1.4E-10	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	1.2E-07	8.9	1.2E-07	18.2
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	5.0E-12	<0.1	5.0E-12	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	3.2E-10	<0.1	3.2E-10	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	ε	<0.1	ε	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	8.0E-07	58.9	8.6E-08	13.2
ε (ベースマツト溶融貫通)	5.4E-09	0.4	6.1E-09	0.9
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	4.6E-09	0.3	4.6E-09	0.7
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	2.1E-09	0.2	2.0E-09	0.3
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	ε	<0.1	ε	<0.1
ν (インターフェイスシステム LOCA)	9.2E-08	6.7	9.2E-08	14.1
ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	2.9E-07	21.3	2.9E-07	44.6
τ (格納容器過温破損)	4.5E-08	3.3	5.1E-08	7.8
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1	ε	<0.1
全 CFF	1.4E-06	100.0	6.5E-07	100.0
φ (格納容器ベント)	3.4E-07	—	6.8E-07	—
φ (格納容器健全)	2.3E-06	—	2.7E-06	—

ε: カットオフ値 (1.0E-12 (/炉年)) 未満

\*: 全 CFF に対する寄与割合

第 3.1.3.1-64 表 MAAP コードにおける核種グループの分類

グループ	代表核種
1	希ガス
2	CsI
3	TeO <sub>2</sub>
4	SrO
5	MoO <sub>2</sub>
6	CsOH
7	BaO
8	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
9	CeO <sub>2</sub>
10	Sb
11	Te <sub>2</sub>
12	UO <sub>2</sub>

第 3.1.3.1-65 表 ソースターム(放出量)評価条件表(格納容器健全) (1/2)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水喪失を考慮する)*1	原子炉格納容器の機能が維持されているシーケンスのうち、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質量が多くなり、被ばく評価上厳しくなる事象
炉心熱出力	100%(3,411MWt)×1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定
原子炉運転時間	最高30,000時間	燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定
サイクル数 (バッチ数)	3 (装荷比率) 3/4:ウラン燃料 1/4:MOX燃料	評価対象炉心は、放出量評価において厳しいMOX燃料装荷炉心を想定
炉心内蓄積量	ORIGEN2.1に基づく	—
原子炉格納容器内への放出割合	MAAP解析に基づく	—
よう素の形態	粒子状よう素:5% 無機よう素:91% 有機よう素:4%	化学形態を考慮し、R.G.1.195*2の再浮遊割合を考慮して設定
原子炉格納容器等への無機よう素の沈着率	9.0E-4(1/s)	CSE実験*3に基づき無機よう素の自然沈着率を設定
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着速度	MAAP解析に基づく	—
スプレイによるエアロゾルの除去	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい率	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部:97% アニュラス部外:3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定

\*1:SA 対策として代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却を考慮

\*2:米国 Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”

\*3:BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”

第 3.1.3.1-65 表 ソースターム(放出量)評価条件表(格納容器健全) (2/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
アニュラス部体積	15,300m <sup>3</sup>	アニュラス部体積から配管等の体積を除いて保守的に設定
アニュラス空気浄化ファン流量	100m <sup>3</sup> /min	設計上期待できる値を設定
アニュラス負圧達成時間	62分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値(起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分) 起動遅れ時間60分は、大容量空冷式発電機による電源回復操作及びポンベによるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定
アニュラス少量排気切替時間	切替えなし	設備設計に基づき、少量排気切替は考慮しない
事故の評価期間	7日	少なくとも外部支援がないものとして7日間と設定
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0～62分: 0% 62分～ :99%	設計上期待できる値を設定
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～62分: 0% 62分～ :95%	設計上期待できる値を設定



第3.1.3.1-66表 炉心内蓄積量(被ばく線量評価対象核種)(gross値)

核種グループ	炉心内蓄積量(Bq)
希ガス類	約 1.5E+19
よう素類	約 3.0E+19
Cs類	約 1.1E+18
Te類	約 8.8E+18
Sr類	約 1.1E+19
Ru類	約 2.7E+19
La類	約 5.6E+19
Ce類	約 8.2E+19
Ba類	約 1.2E+19
合計	約 2.4E+20

第3.1.3.1-67表 大気中への放出放射エネルギー(被ばく線量評価対象核種)  
(事故後7日間積算)(gross値)(格納容器健全)

核種グループ	放出放射エネルギー(Bq)
希ガス類	約 5.4E+16
よう素類	約 2.0E+14
Cs類	約 2.6E+12
Te類	約 1.3E+13
Sr類	約 4.4E+11
Ru類	約 1.3E+12
La類	約 3.2E+10
Ce類	約 3.6E+11
Ba類	約 6.4E+11
合計	約 5.4E+16

第3.1.3.1-68表 大気中への放出放射エネルギー(Cs類内訳)(gross値)  
(格納容器健全)

同位体	放出放射エネルギー(Bq)
Rb-86	約 2.2E+10
Cs-134	約 1.3E+12
Cs-136	約 4.9E+11
Cs-137	約 8.6E+11*

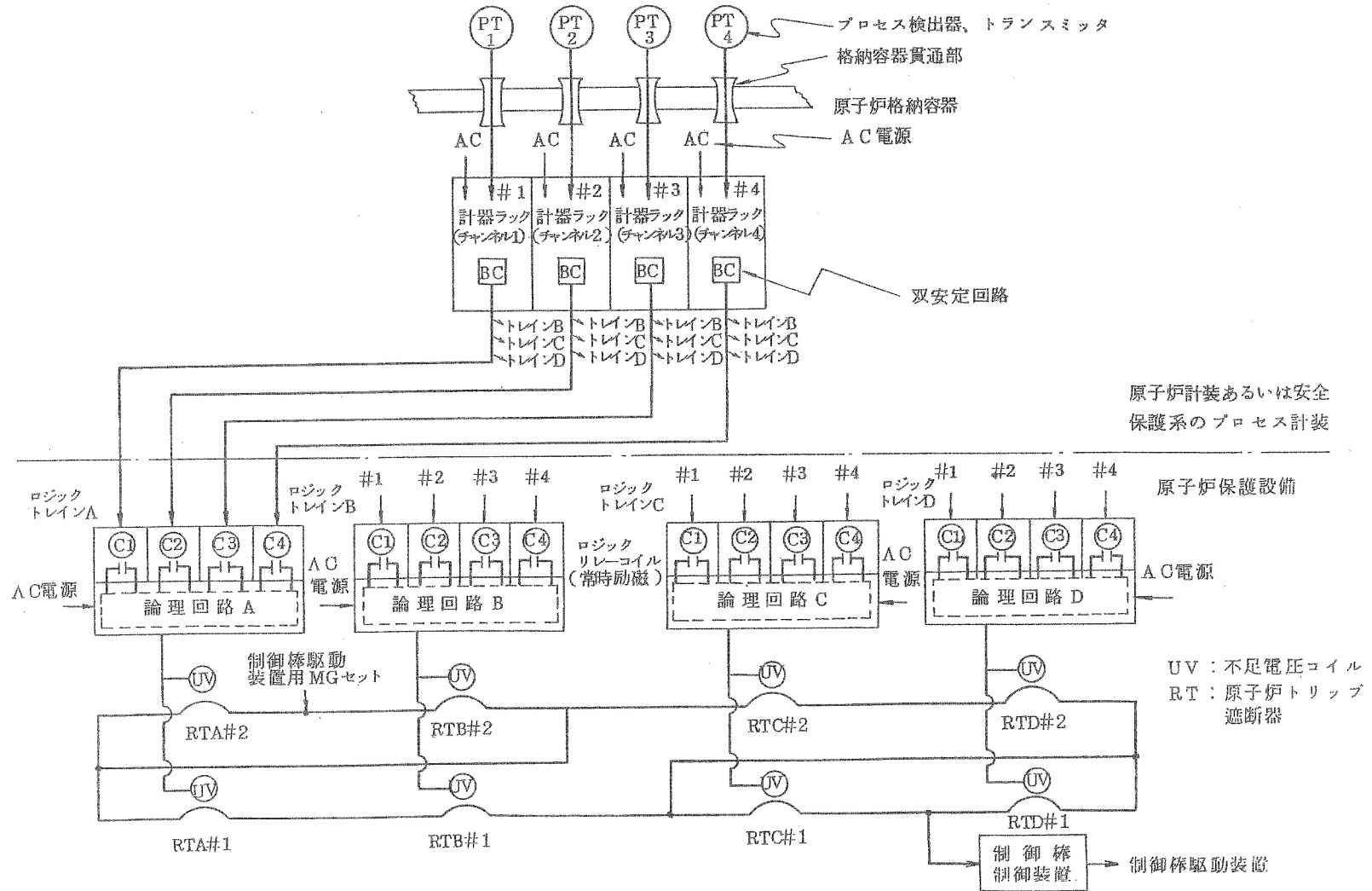
\*: 四捨五入値を示す。なお、有効数字2桁に切り上げた値は約 8.6E+11Bq である。

第 3.1.3.1-69 表 放出カテゴリごとの Cs-137 放出量の評価結果

原子炉格納容器の状態	分類	放出 カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)		ソースターム解析結 果(Cs-137放出量の 定量的結果又は定性 的结果)(TBq)
格納容器バイパス	—	F1	3.8E-07	6.5E-07	>100
格納容器破損	エナジェテ ィック	F3A	2.5E-09		>100
	先行破損	F3B	4.6E-09		>100
	その他	F3C	1.4E-07		>100
隔離失敗	—	F5	1.2E-07		>100
健全(設計漏えい)	—	F6	2.7E-06		0.86 <sup>*1</sup>
放射性物質 管理放出	—	F7	6.8E-07		1.3 <sup>*1、2</sup>

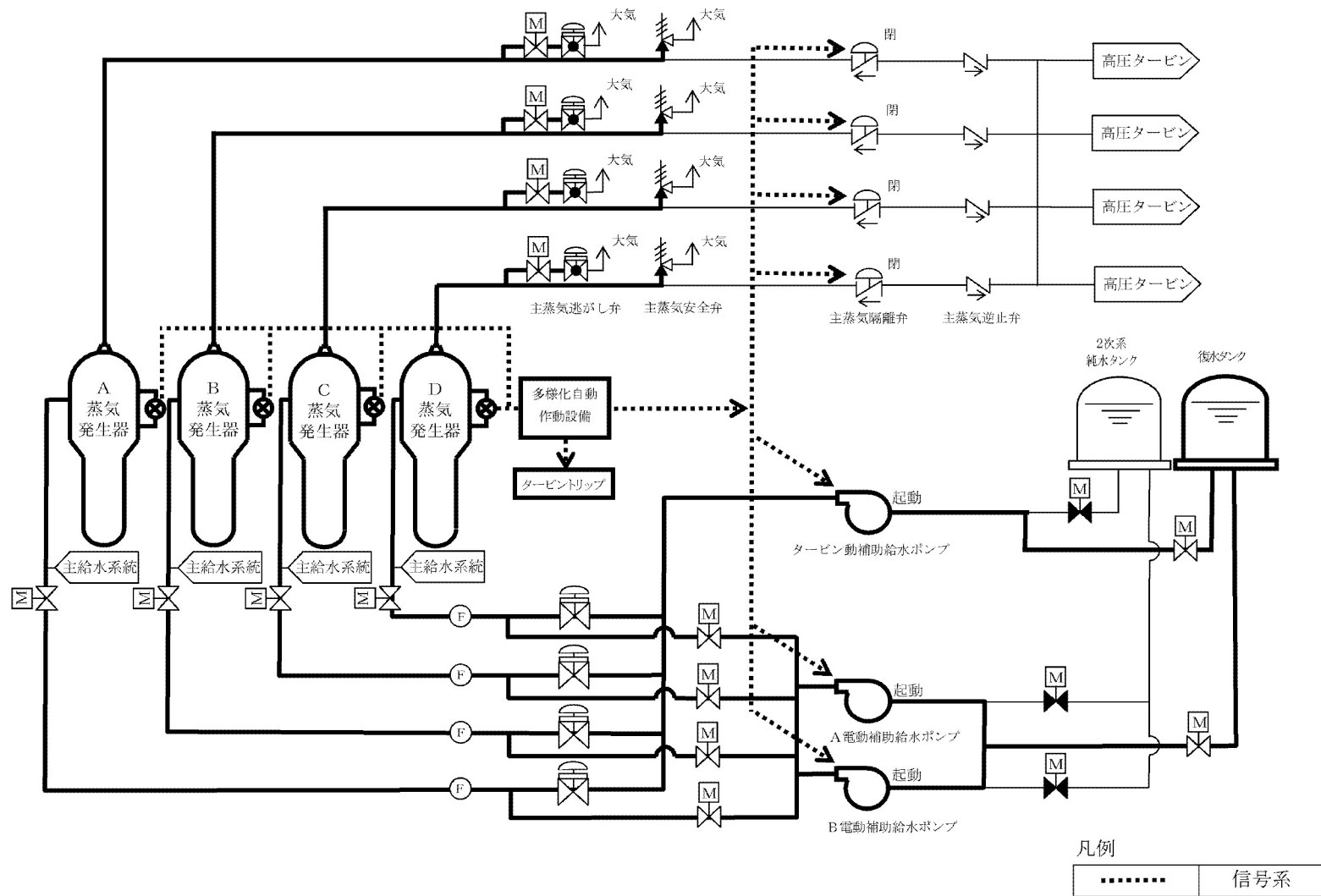
\*1:有効数字2桁に切り上げ。

\*2:設計漏えい:0.77TBq、フィルタベント:0.44TBq(四捨五入値)

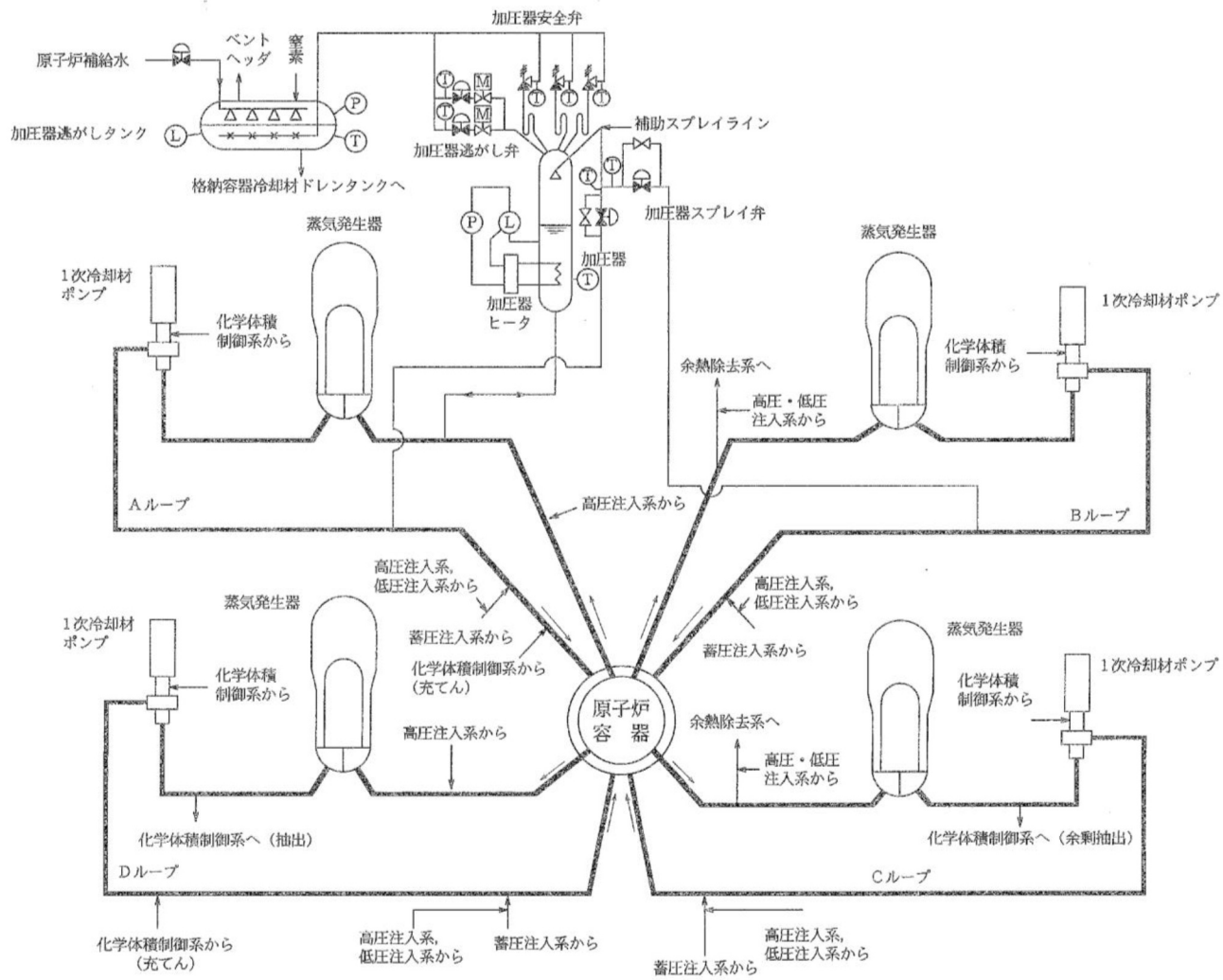


第 3.1.3.1-1 図 原子炉保護設備概略図

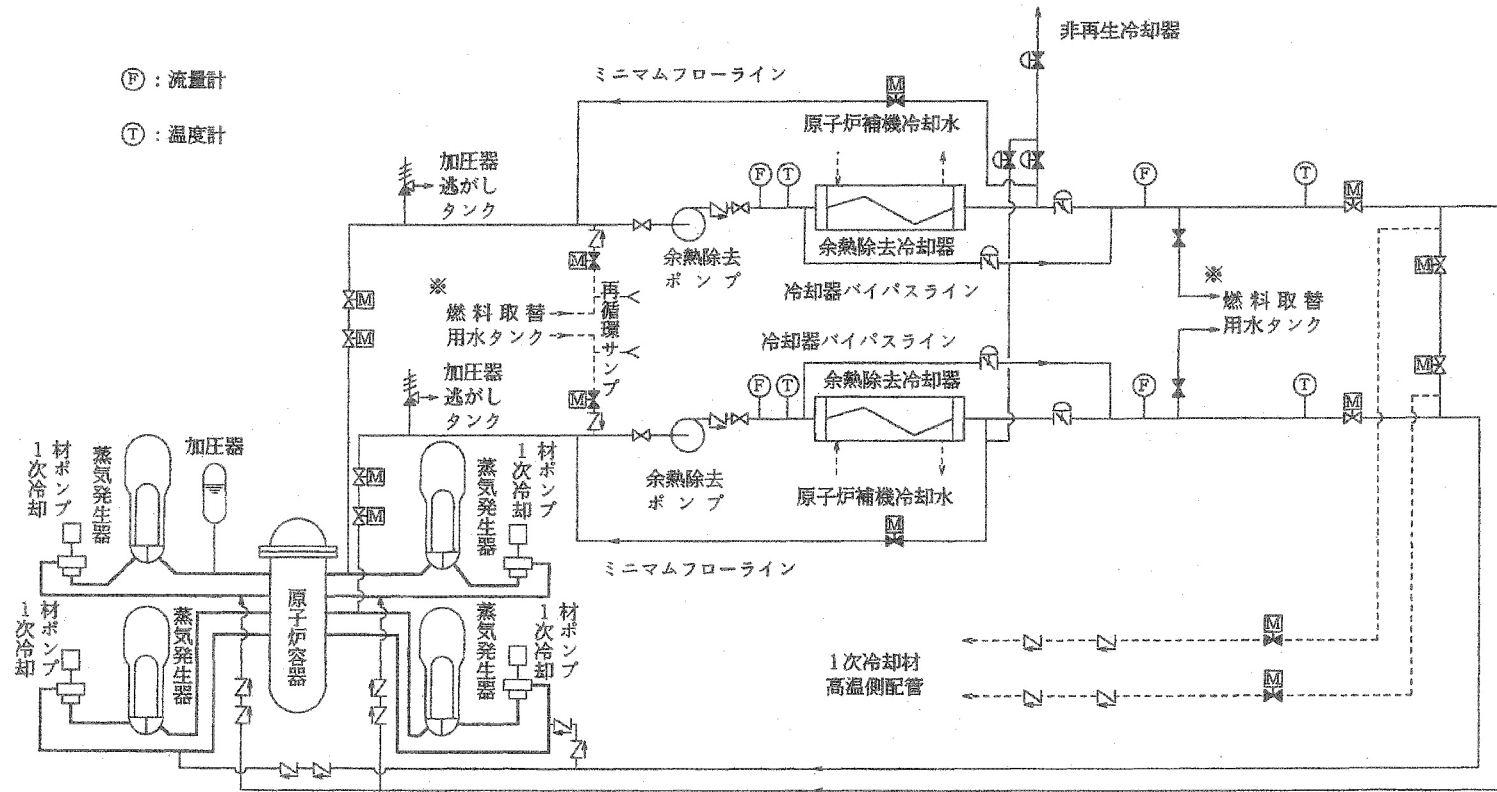




第 3.1.3.1-3 図 多様化自動作動設備概略図(作動時)

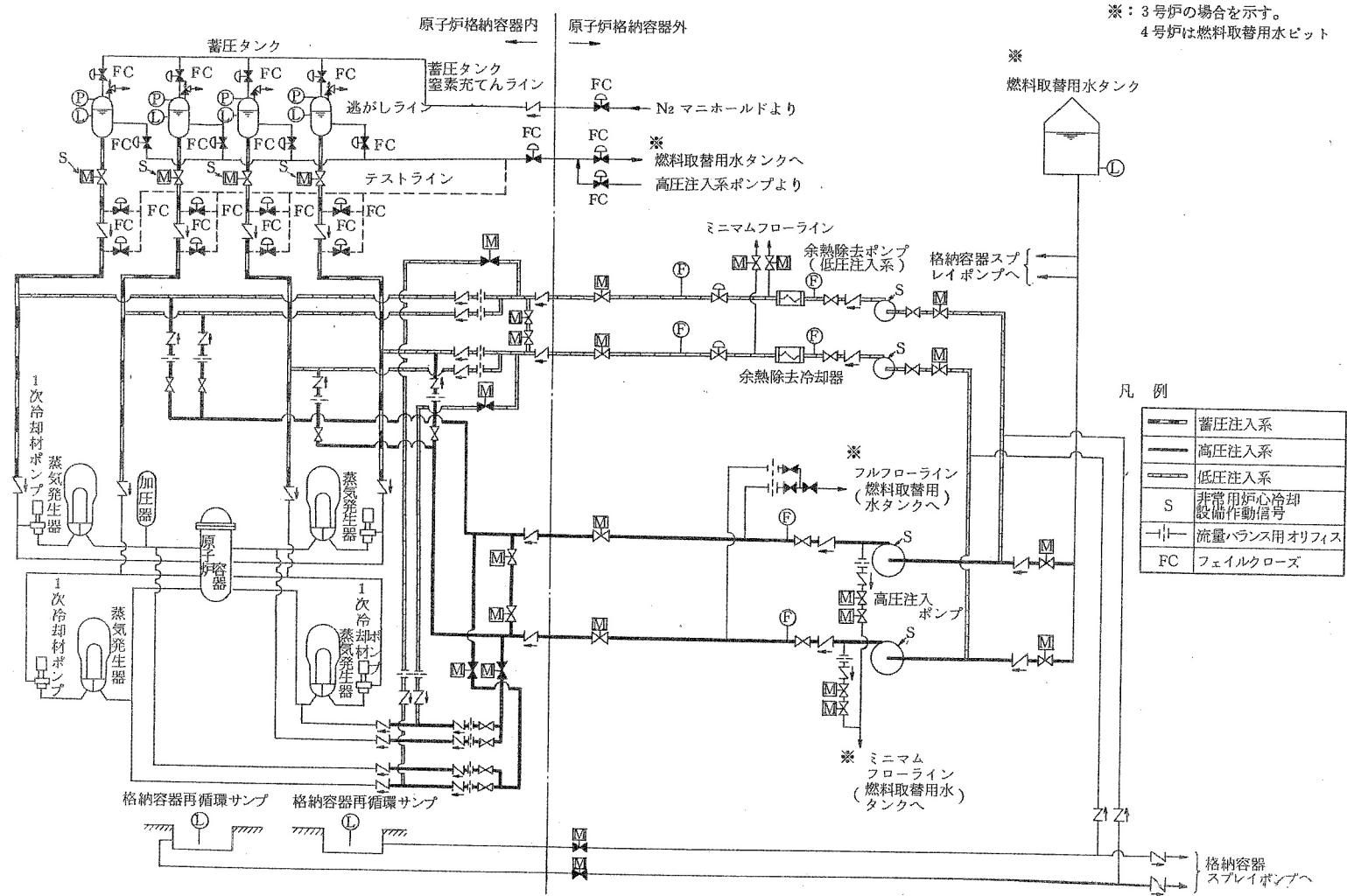


第 3.1.3.1-4 図 1 次冷却設備系統概略図



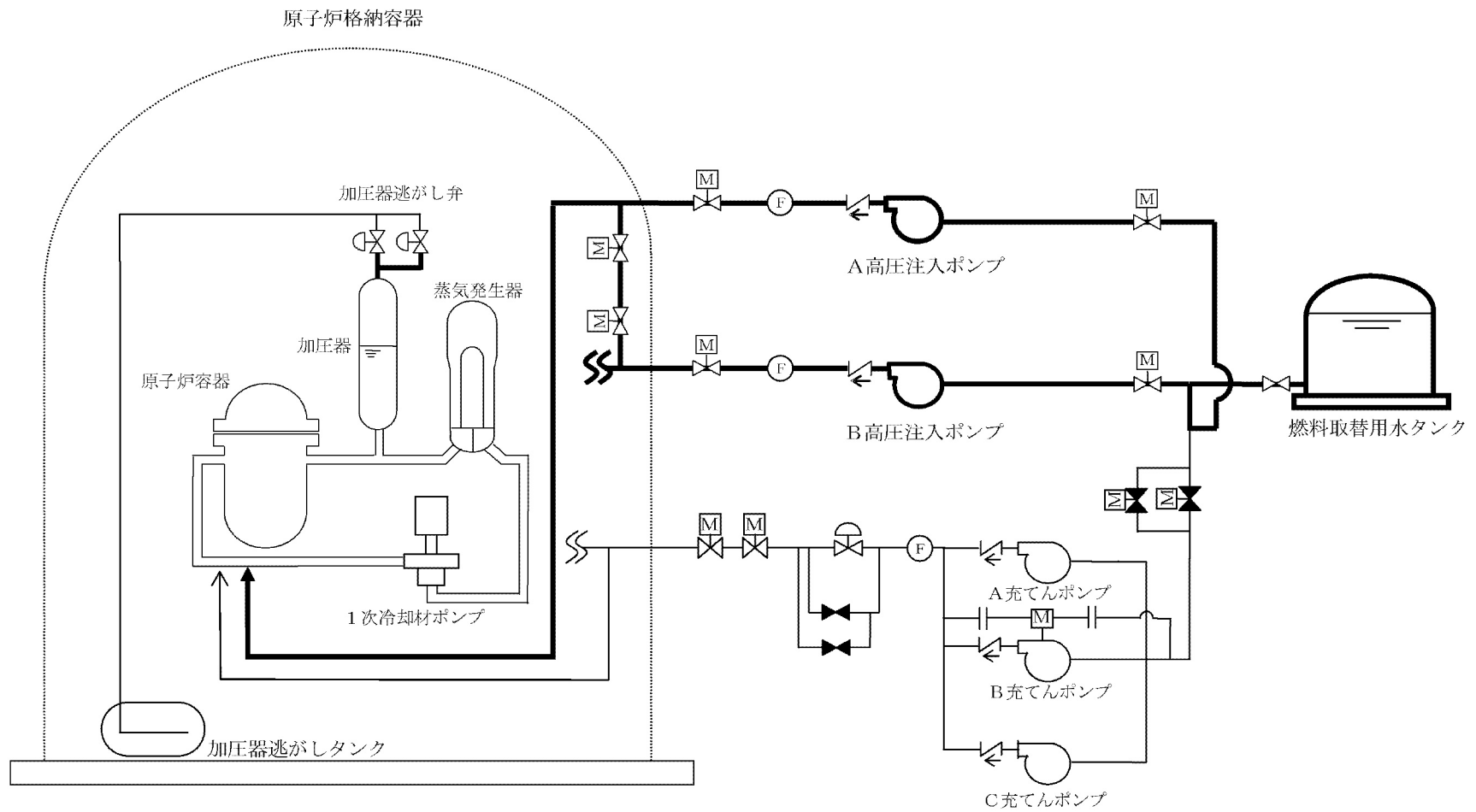
※：3号炉の場合を示す。4号炉は燃料取替用水ピット

第 3.1.3.1-5 図 余熱除去設備系統概略図

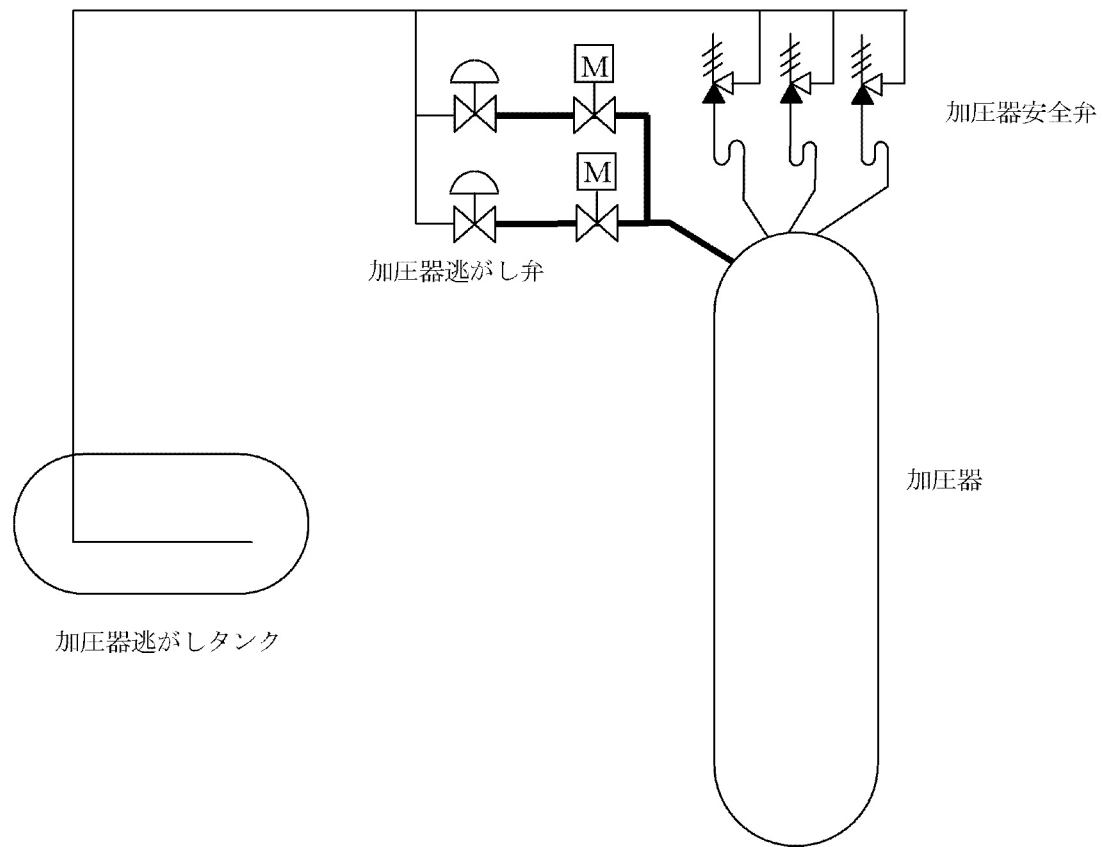


第 3.1.3.1-6 図 ECCS 系統概略図

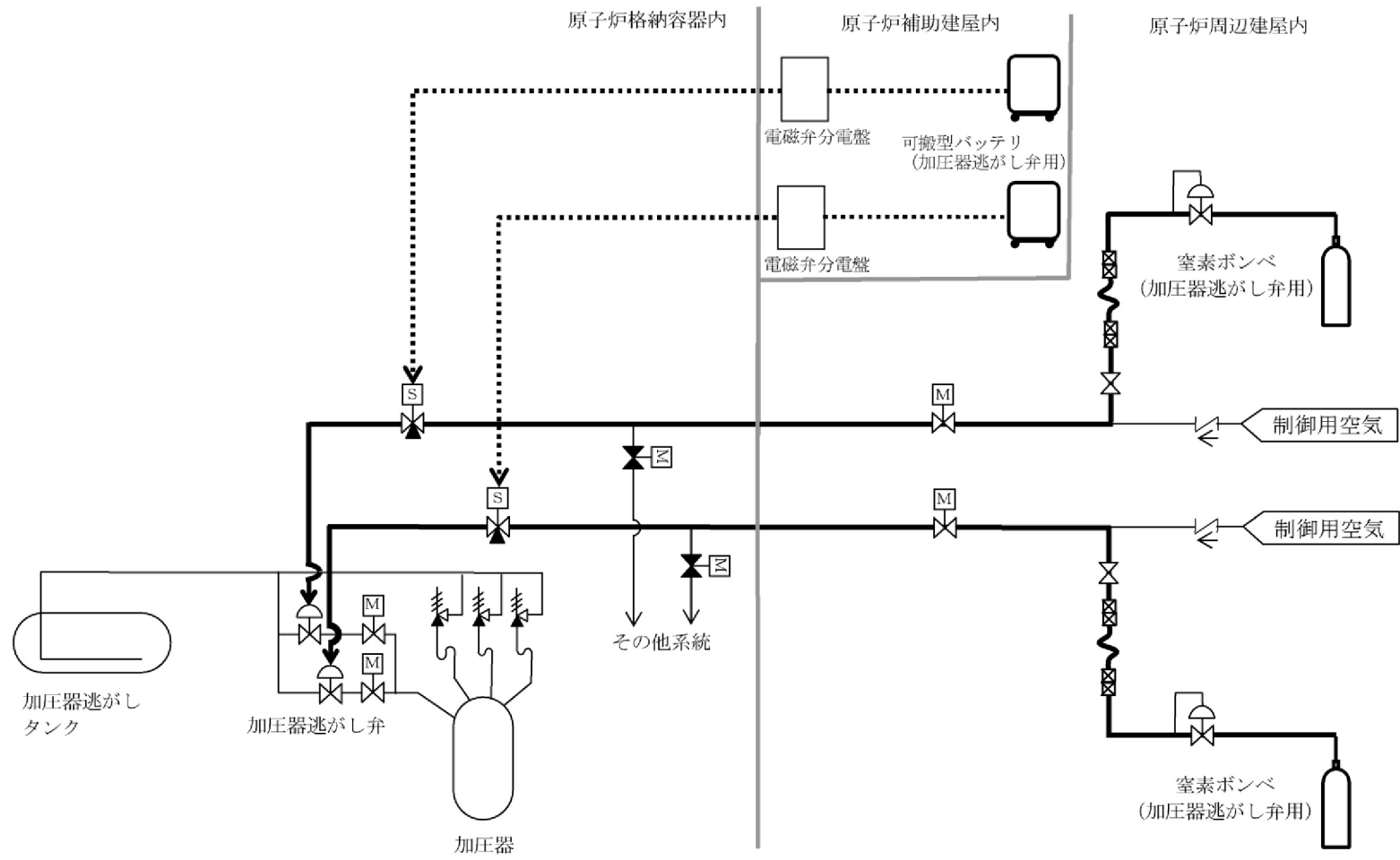




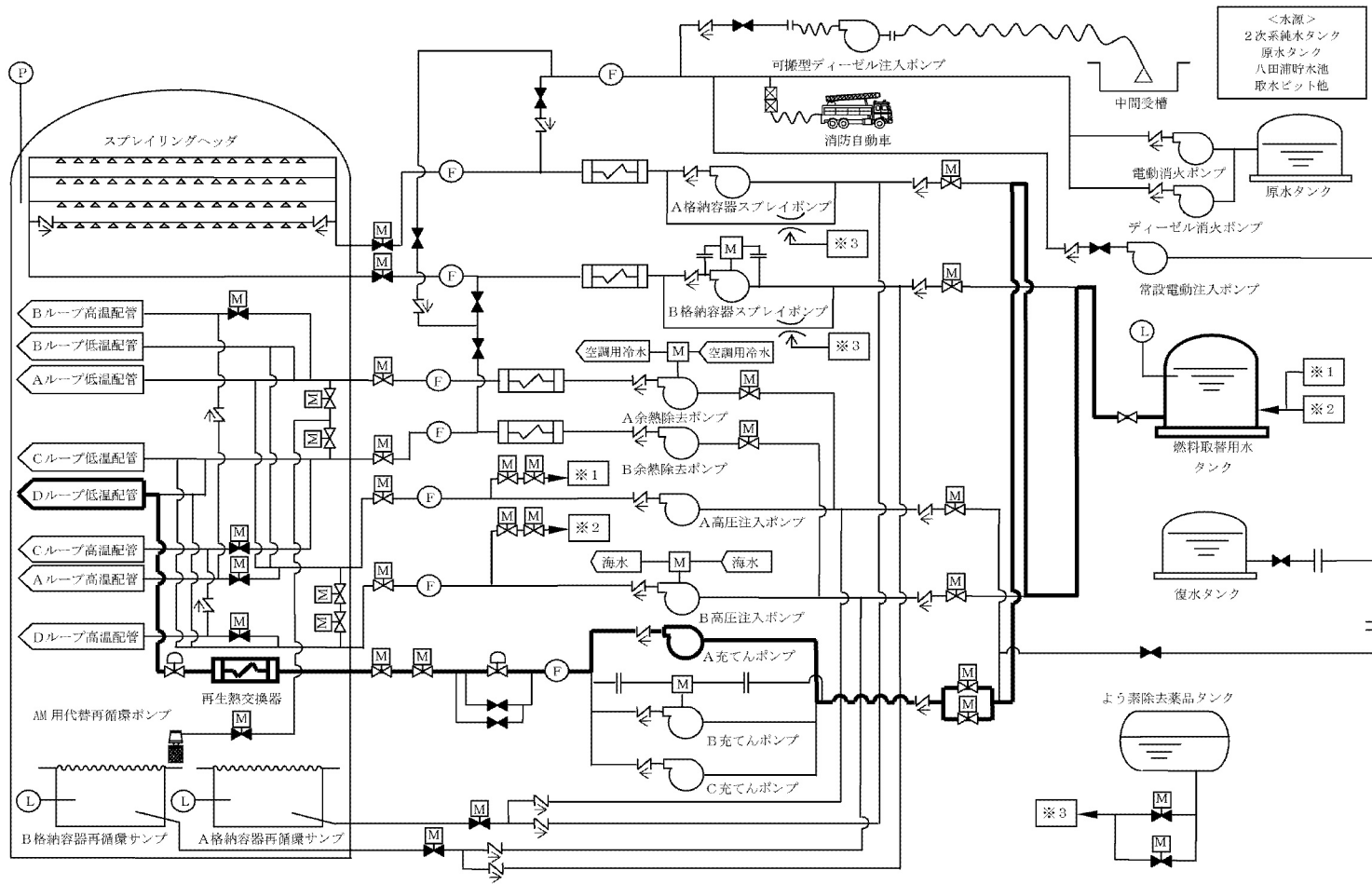
第 3.1.3.1-7 図 フィードアンドブリード概略図



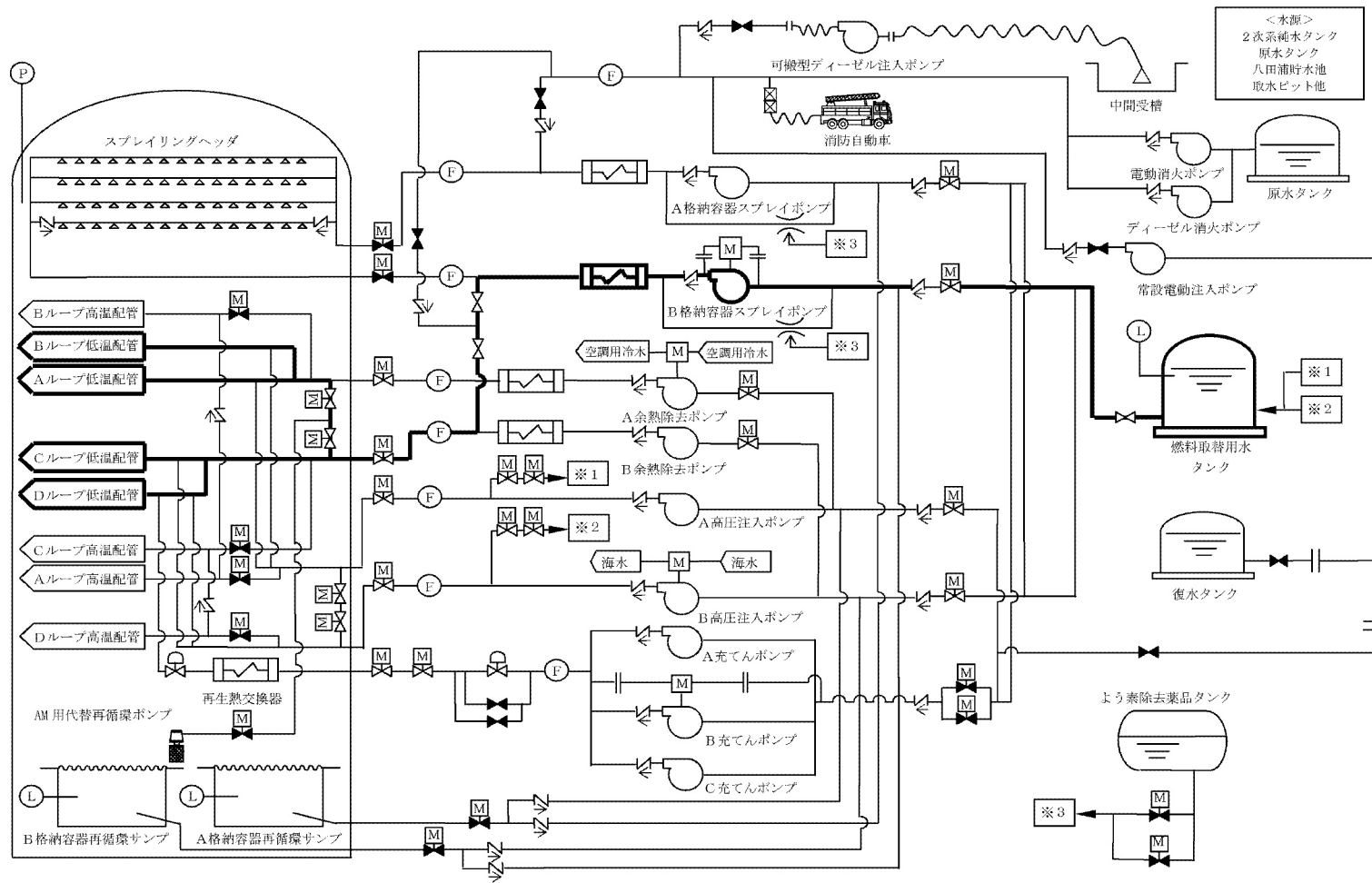
第 3.1.3.1-8 図 加压器逃がし弁による 1 次冷却系統の減圧概略図



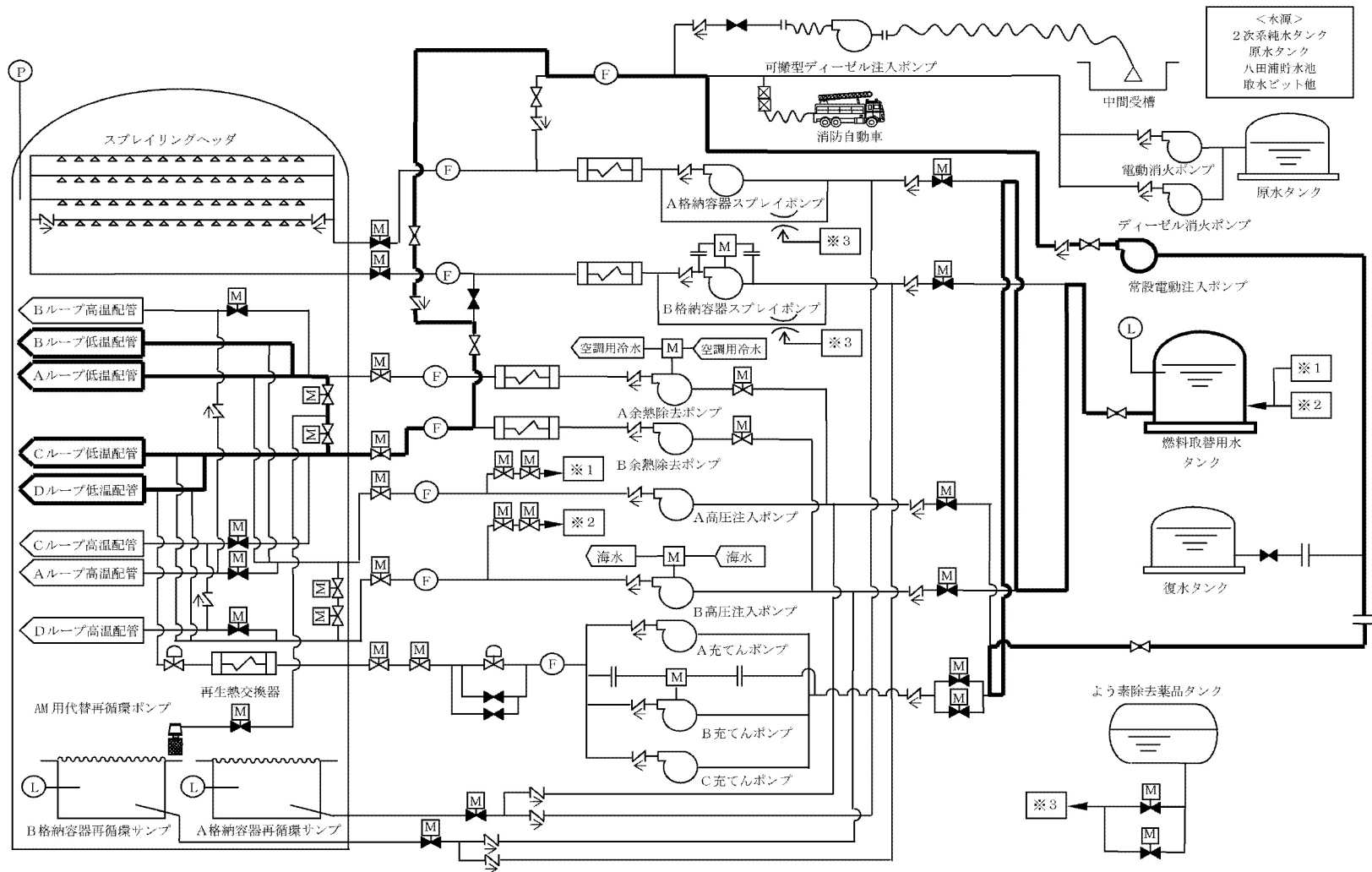
第 3.1.3.1-9 図 窒素ポンベによる加圧器逃がし弁への駆動用空気の供給概略図



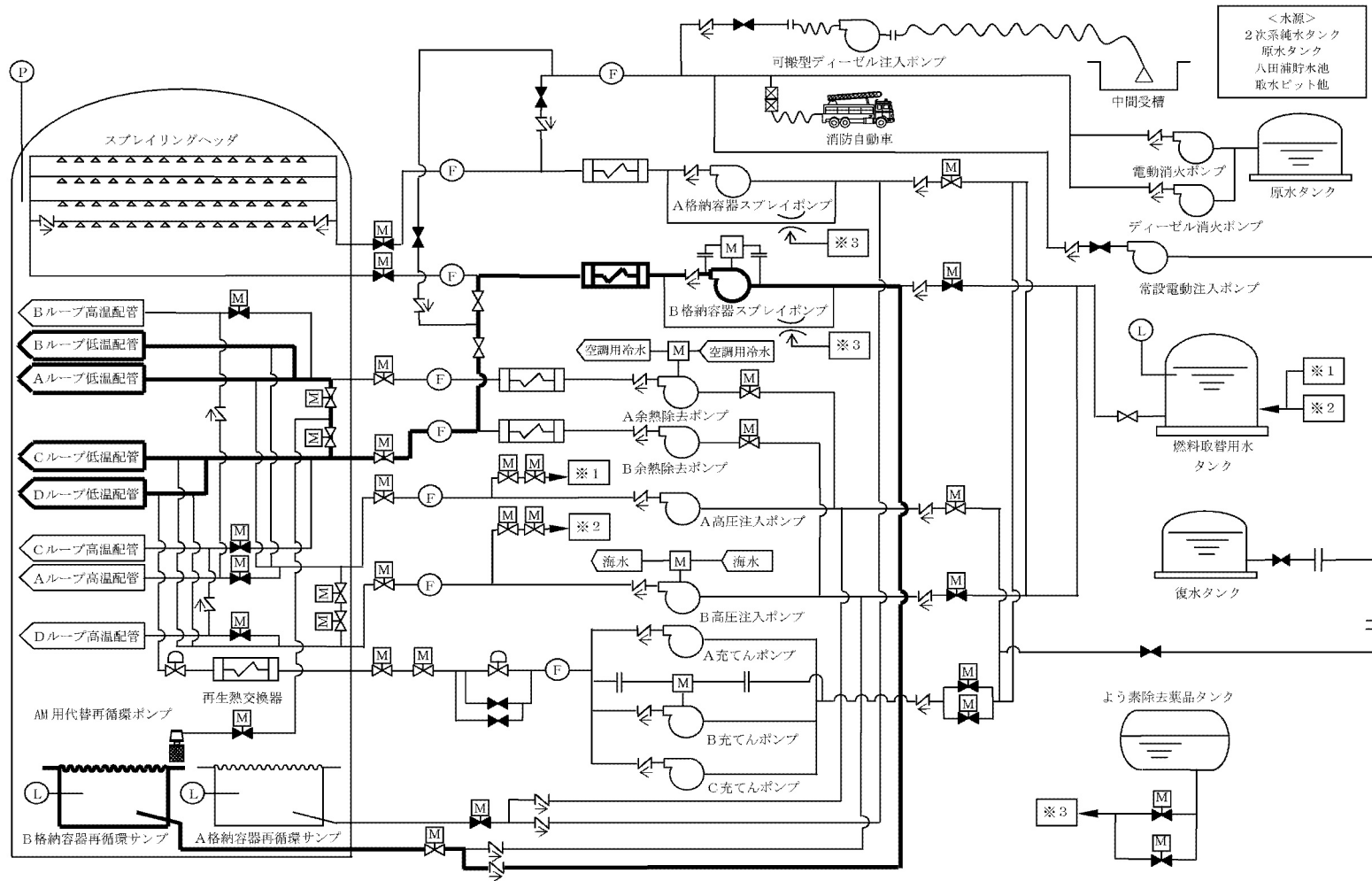
第 3.1.3.1-10 図 充てんポンプによる代替炉心注入概略図



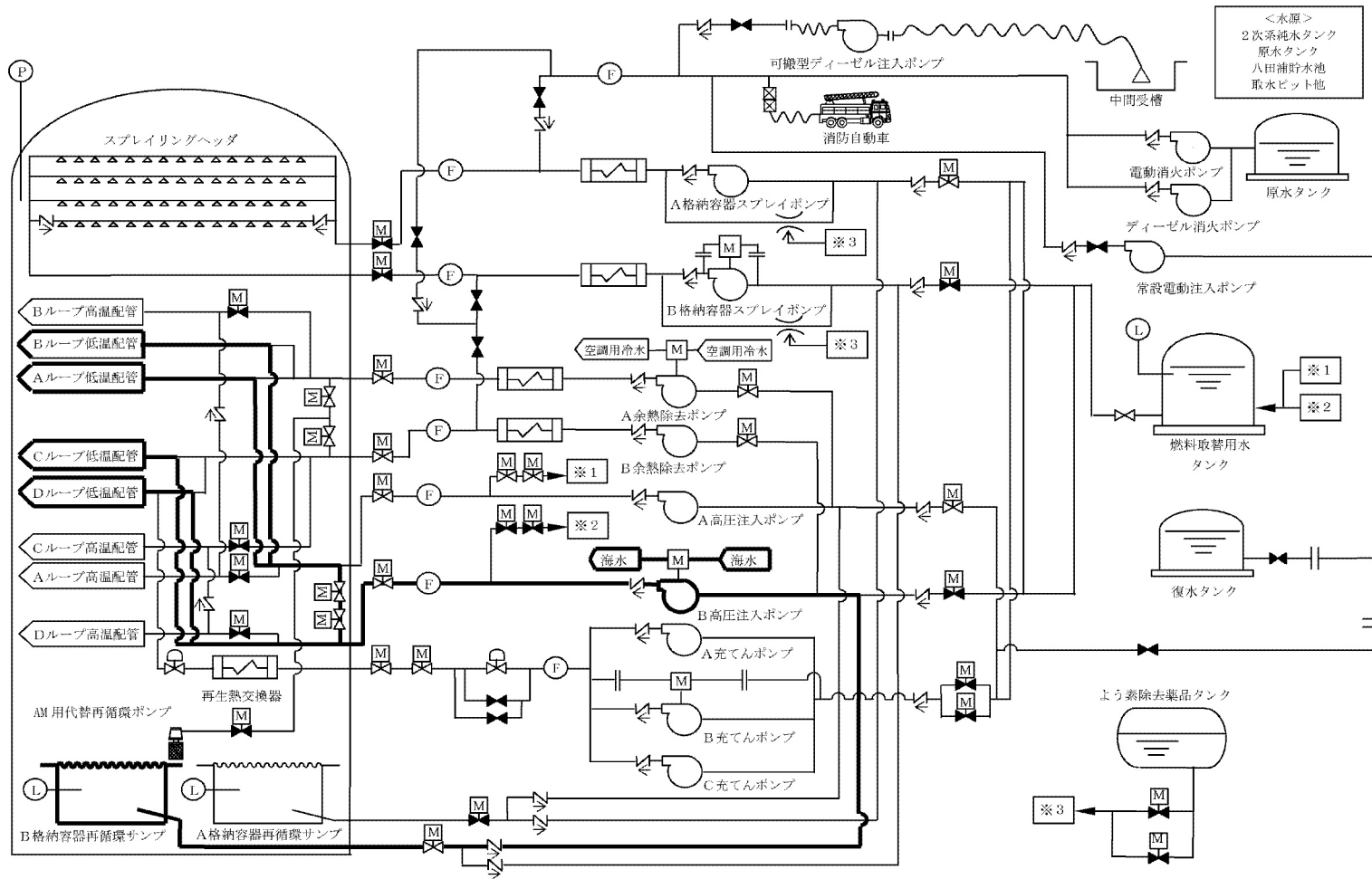
第 3.1.3.1-11 図 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入概略図



第 3.1.3.1-12 図 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入概略図

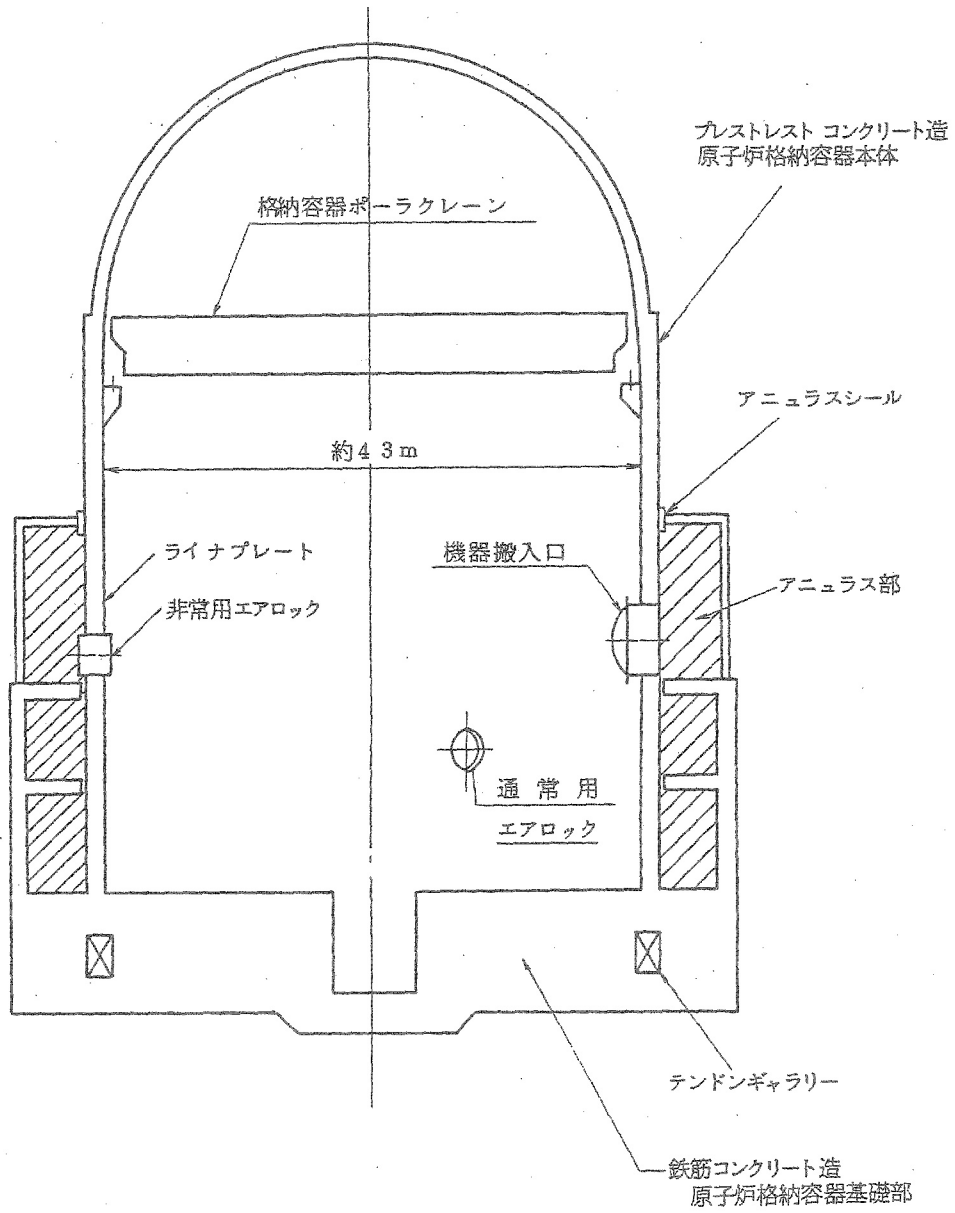


第 3.1.3.1-13 図 格納容器スプレイポンプによる代替再循環概略図

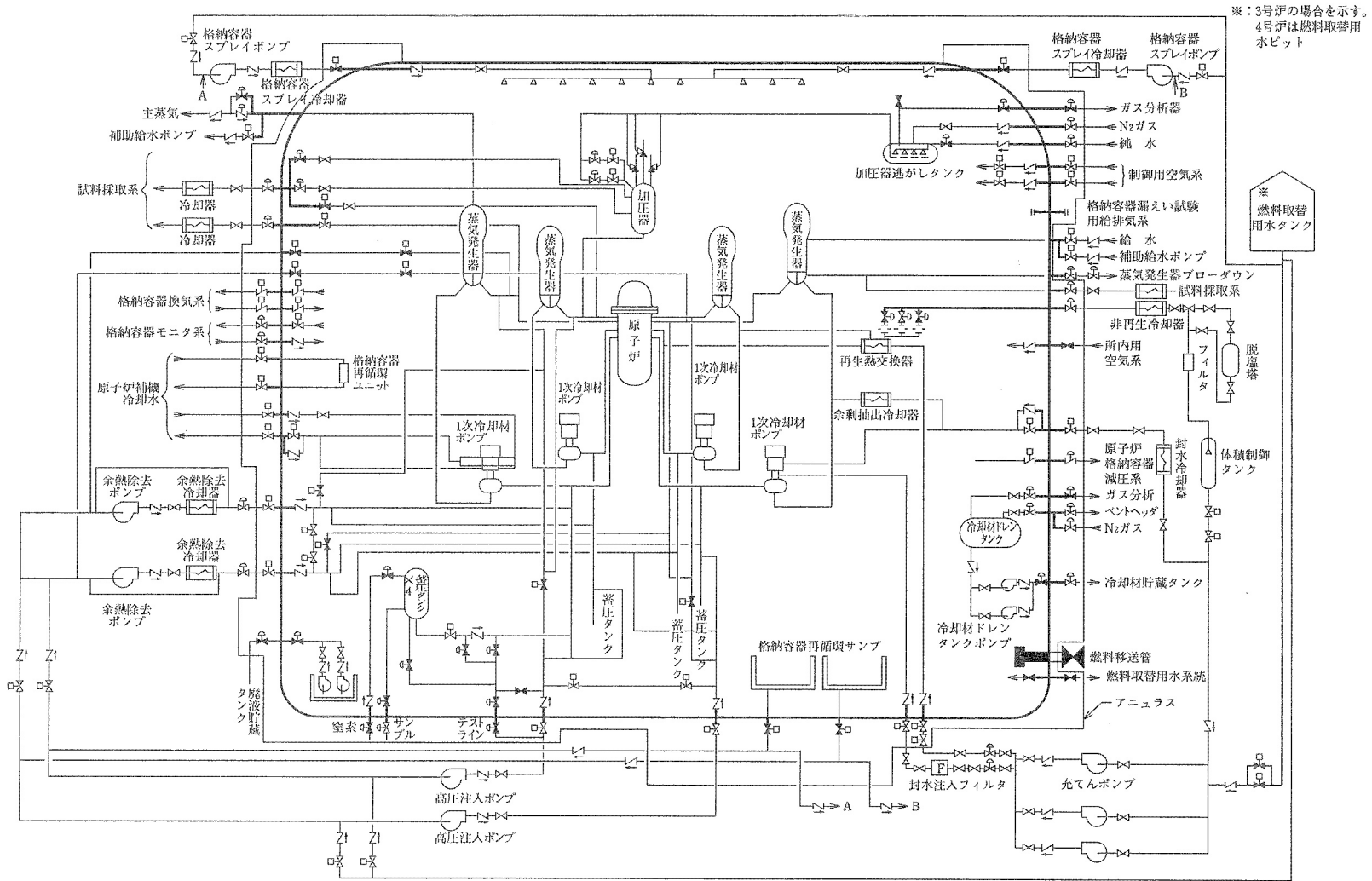


第 3.1.3.1-14 図 高圧注入ポンプ(海水冷却)による代替再循環概略図

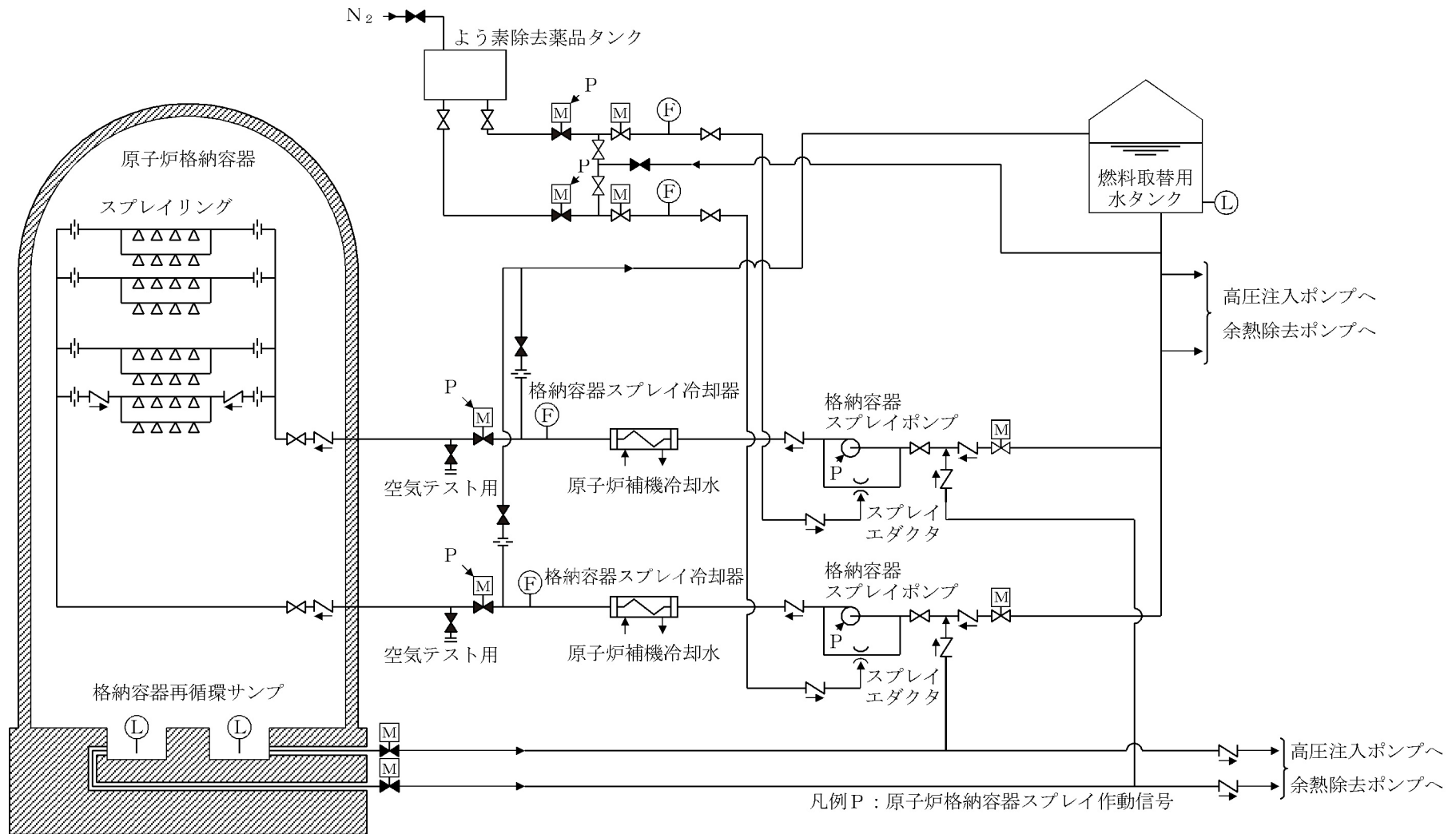




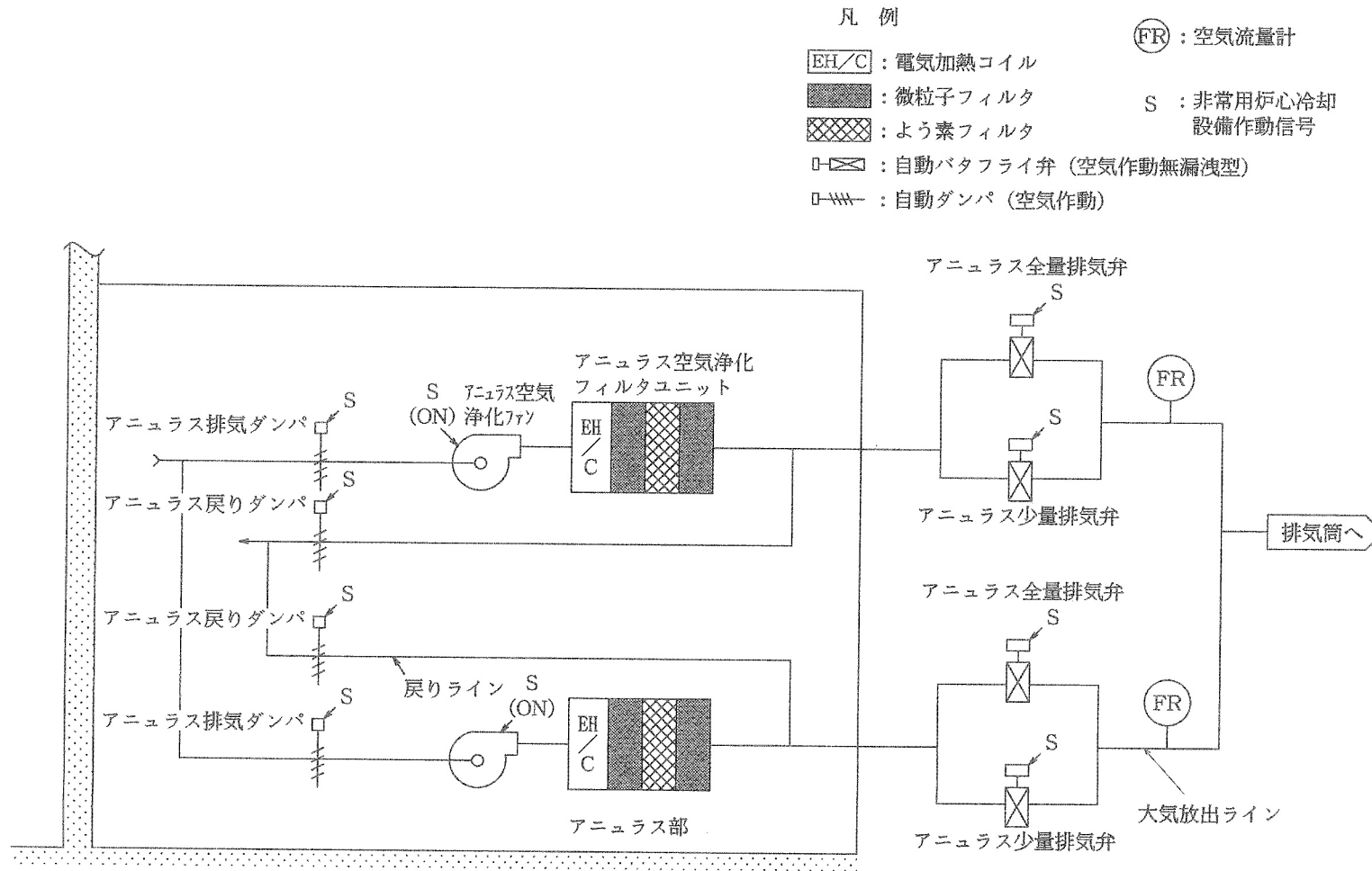
第 3.1.3.1-15 図 原子炉格納容器概略図



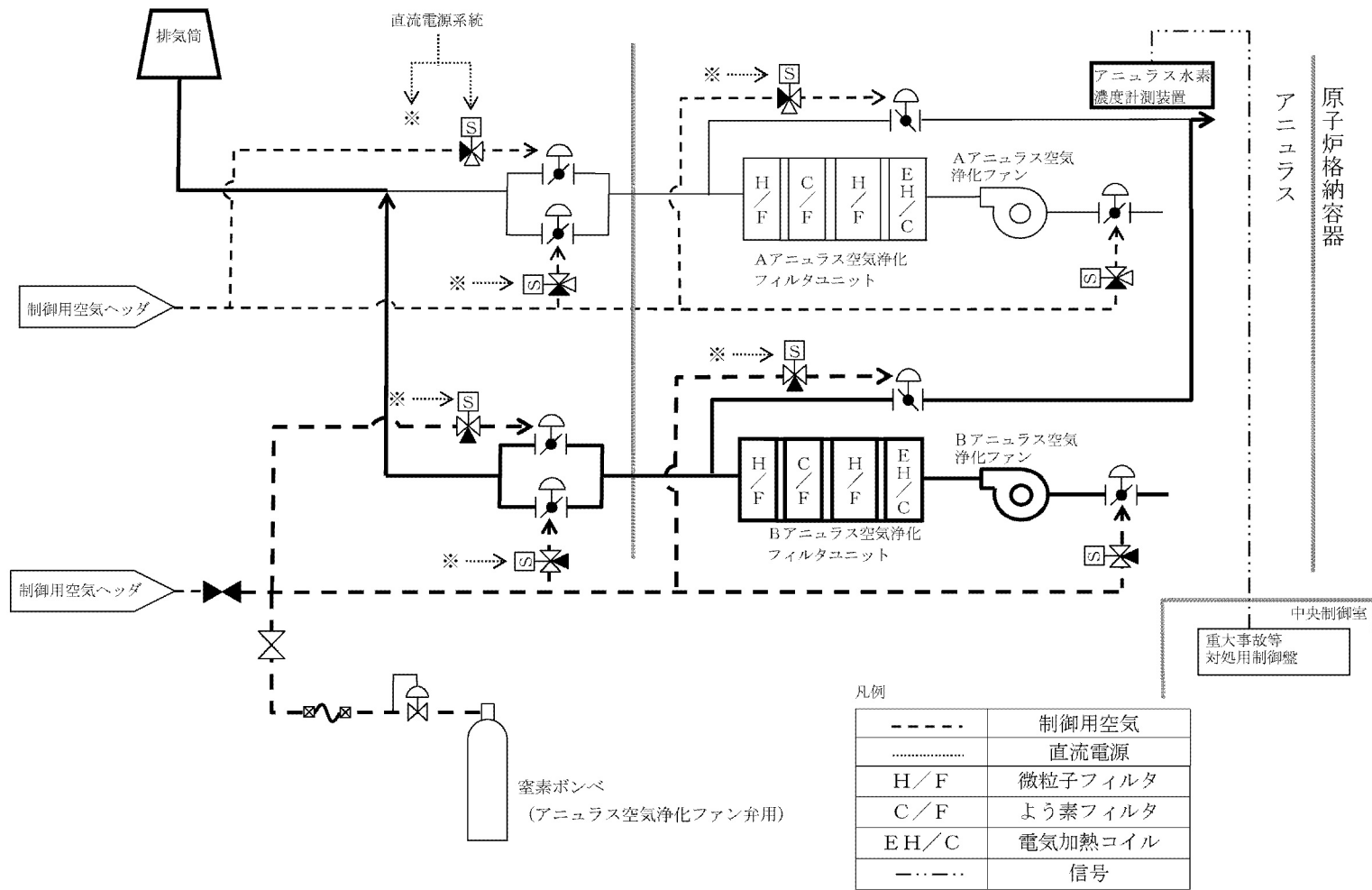
第 3.1.3.1-16 図 原子炉格納容器バウンダリ概略図



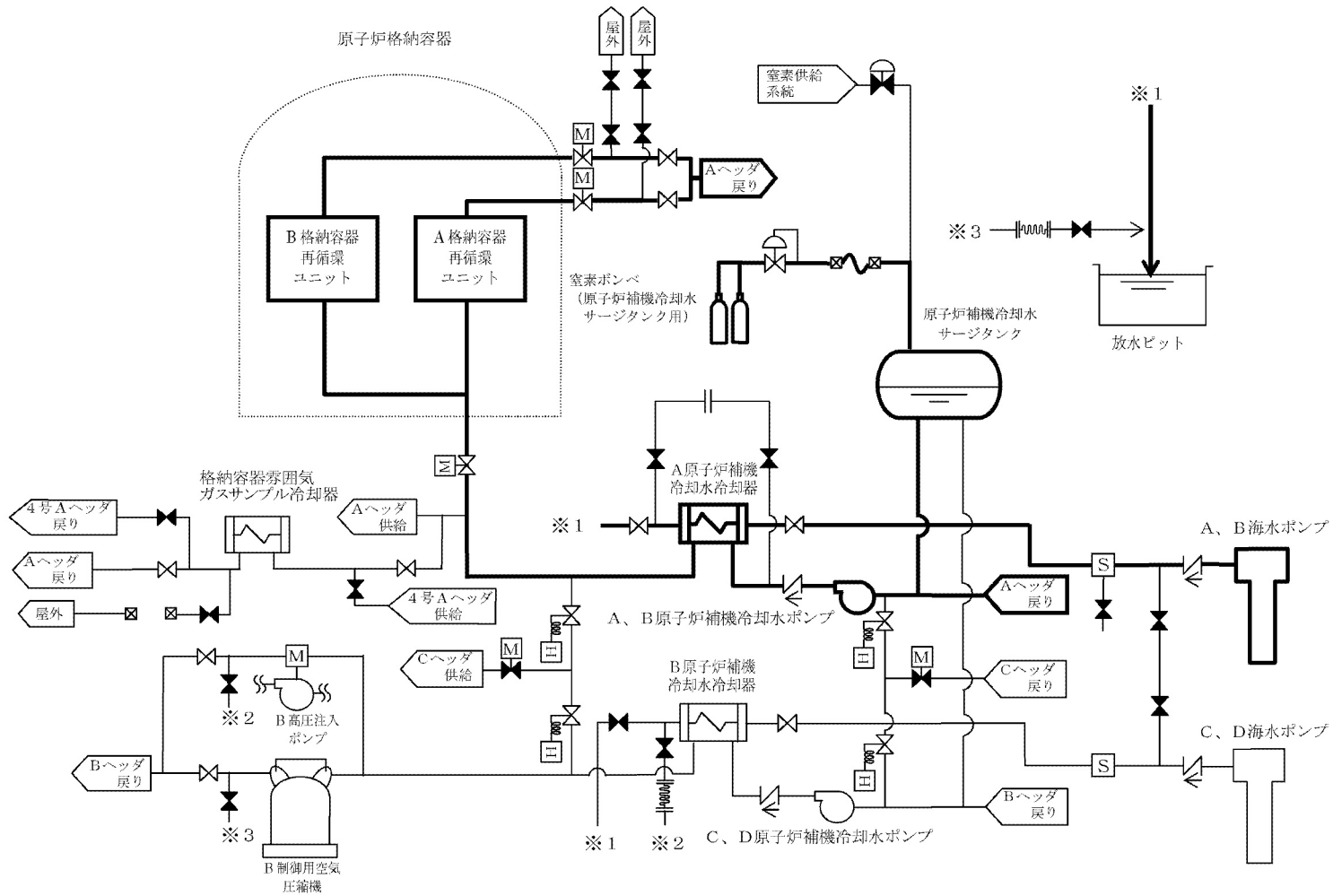
第 3.1.3.1-17 図 原子炉格納容器スプレイ設備系統概略図



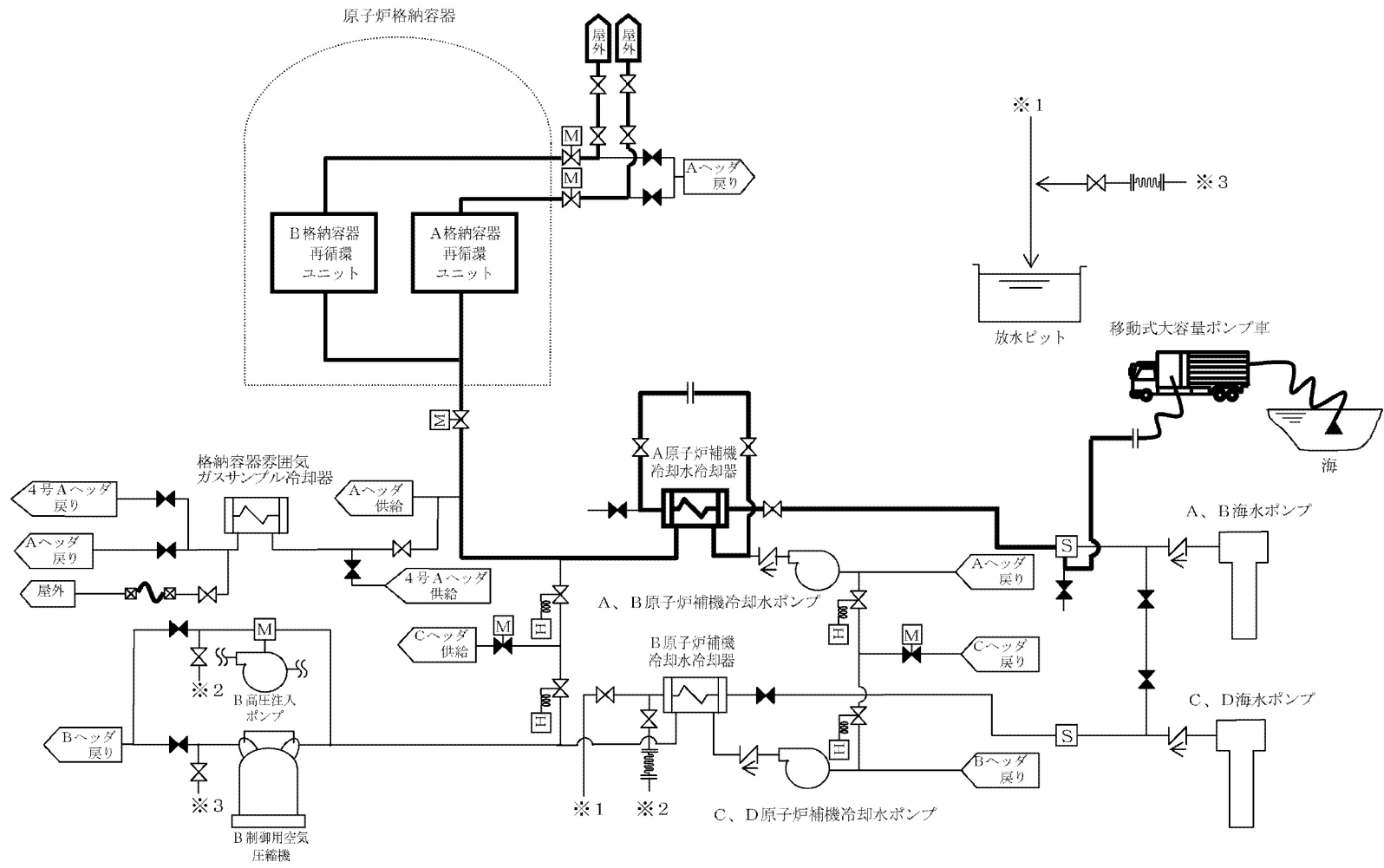
第 3.1.3.1-18 図 アニュラス空気浄化設備系統概略図



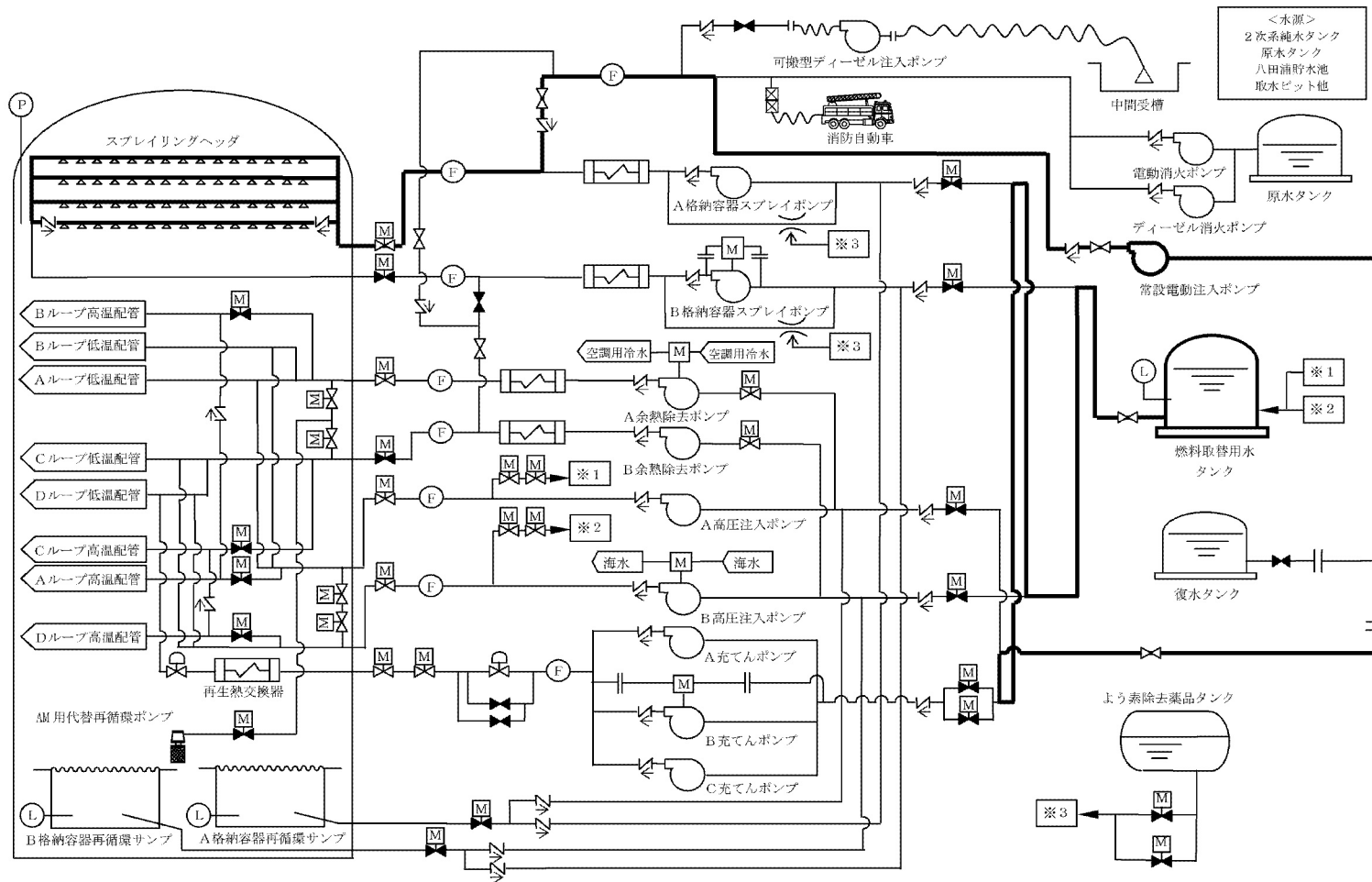
第 3.1.3.1-19 図 窒素ポンベによるアニュラス空気浄化系弁への駆動用空気の供給概略図



第 3.1.3.1-20 図 格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水時)概略図

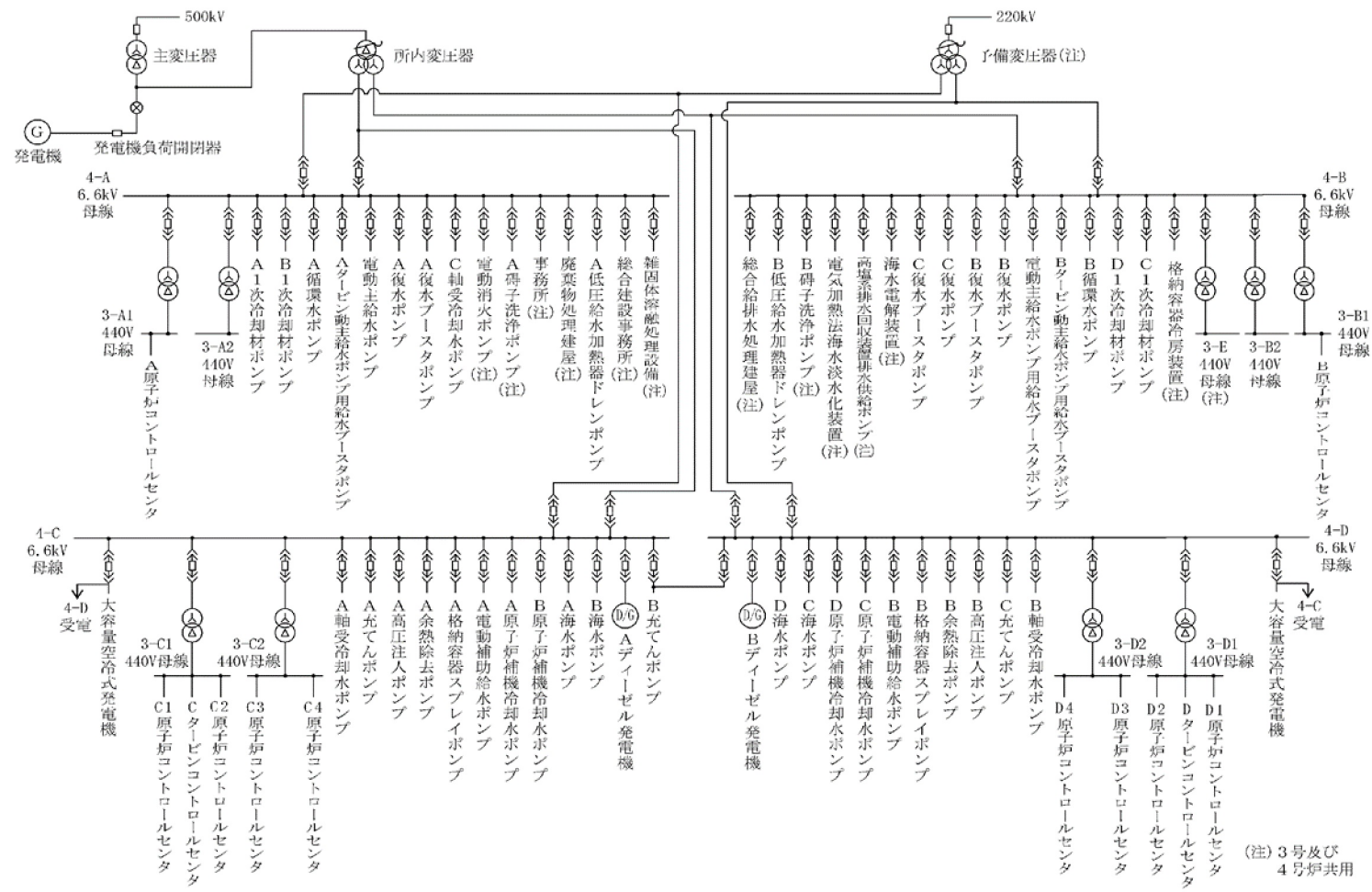


第 3.1.3.1-21 図 格納容器内自然対流冷却(海水通水時)概略図

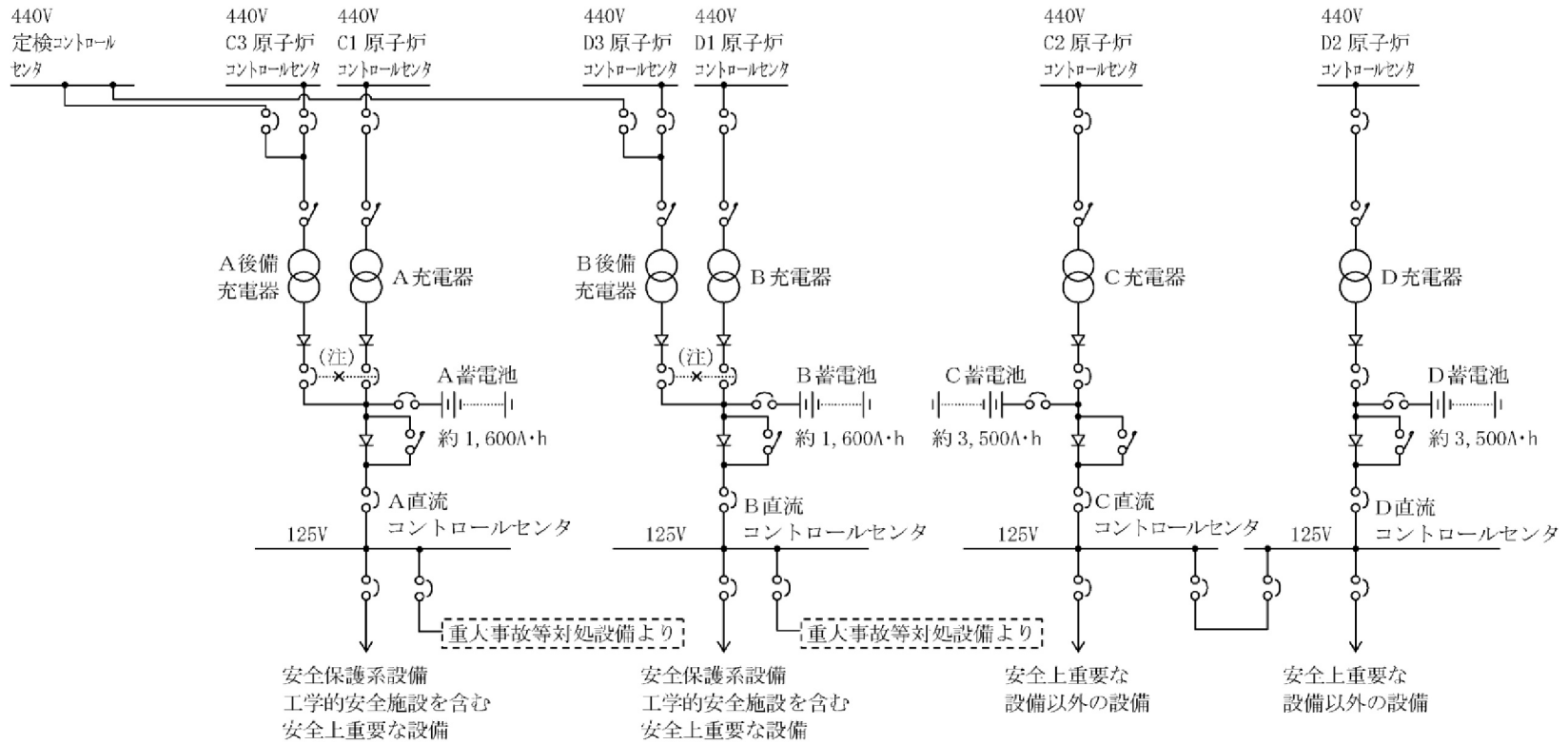


第 3.1.3.1-22 図 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ概略図



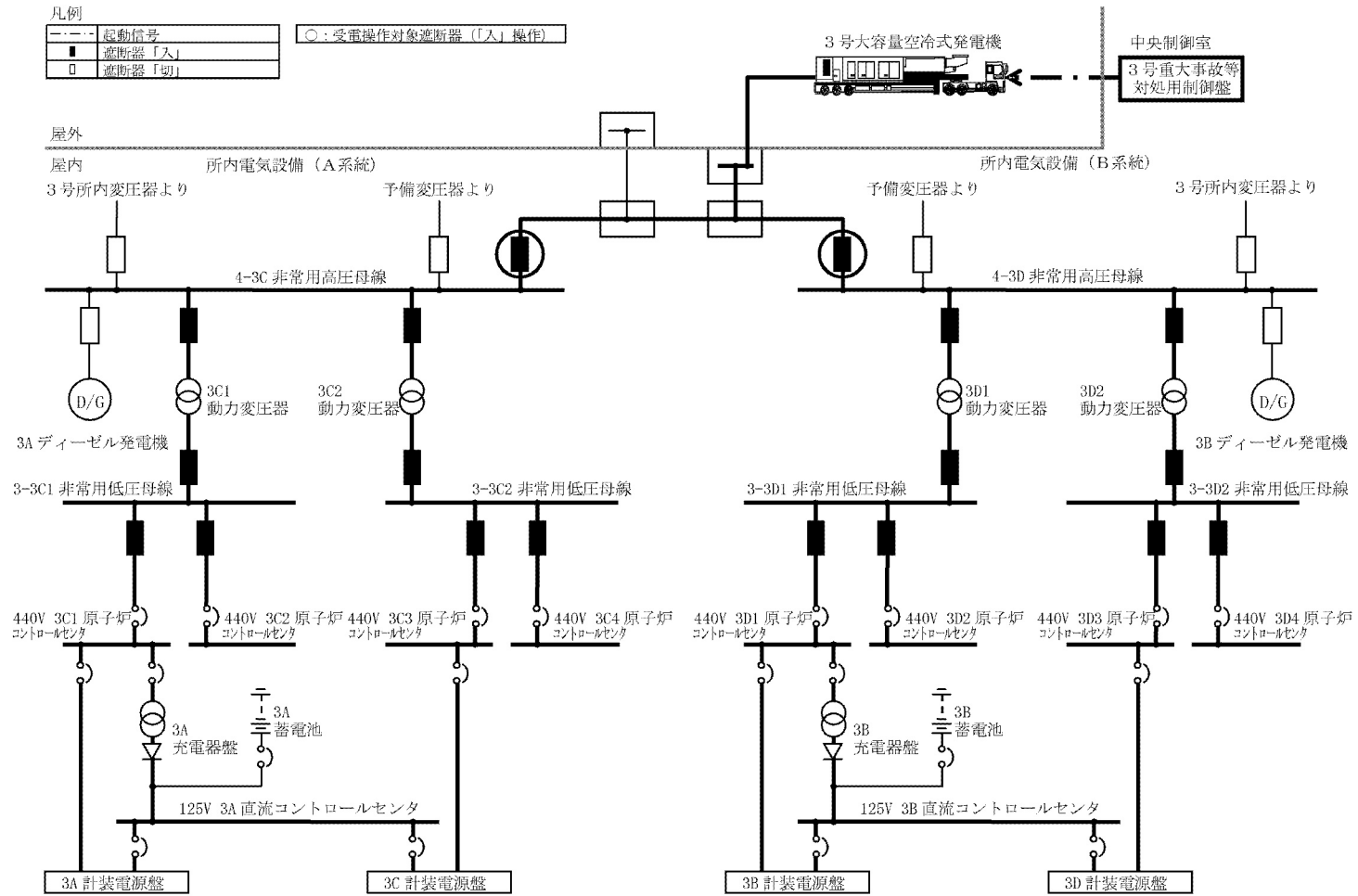


第 3.1.3.1-23 図 所内単線結線図

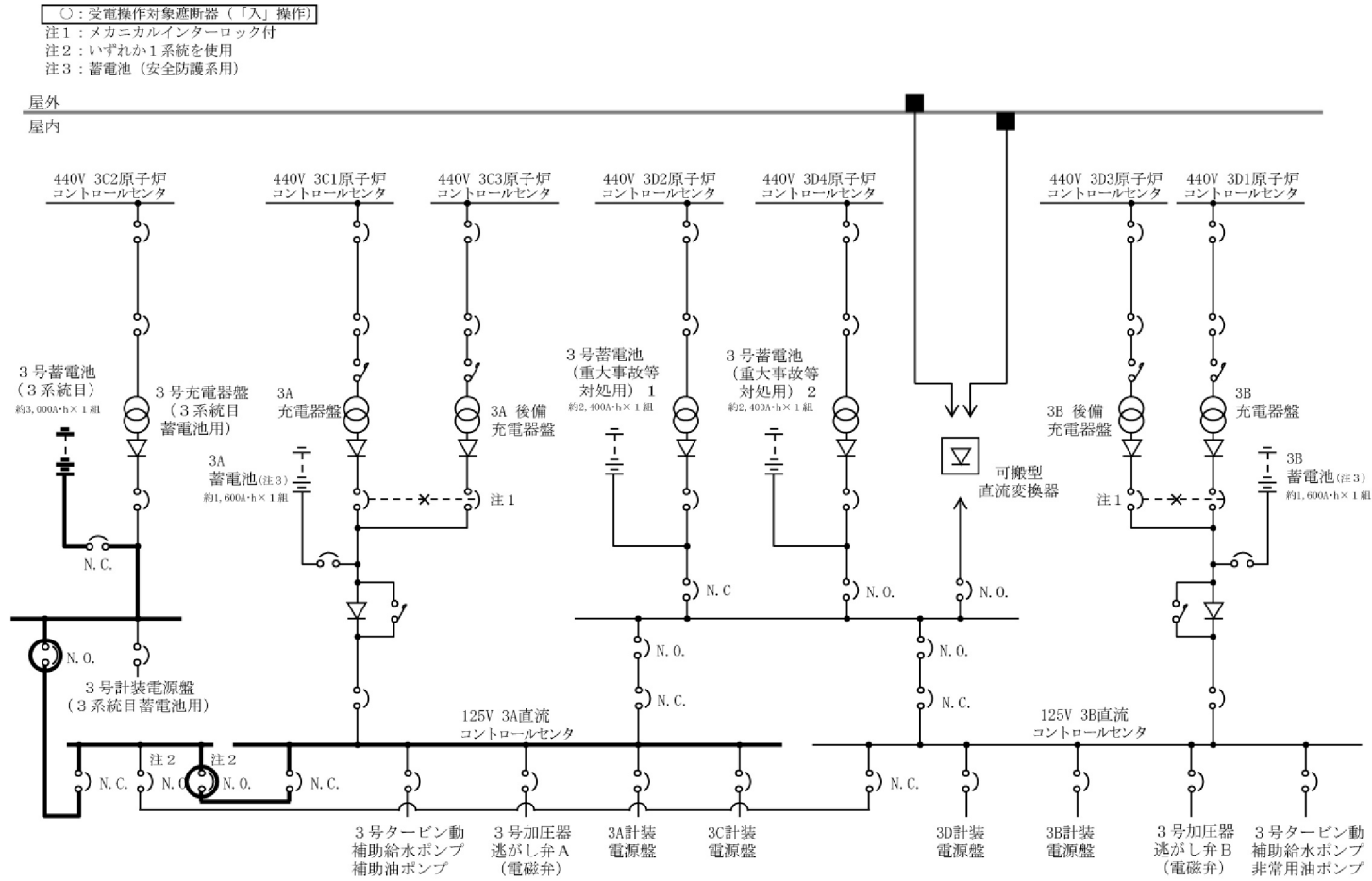


(注) メカニカルインターロック付

第 3.1.3.1-24 図 直流単線結線図



第 3.1.3.1-25 図 代替電源設備(大容量空冷式発電機)概略図



第 3.1.3.1-26 図 蓄電池(3系統目)系統概略図