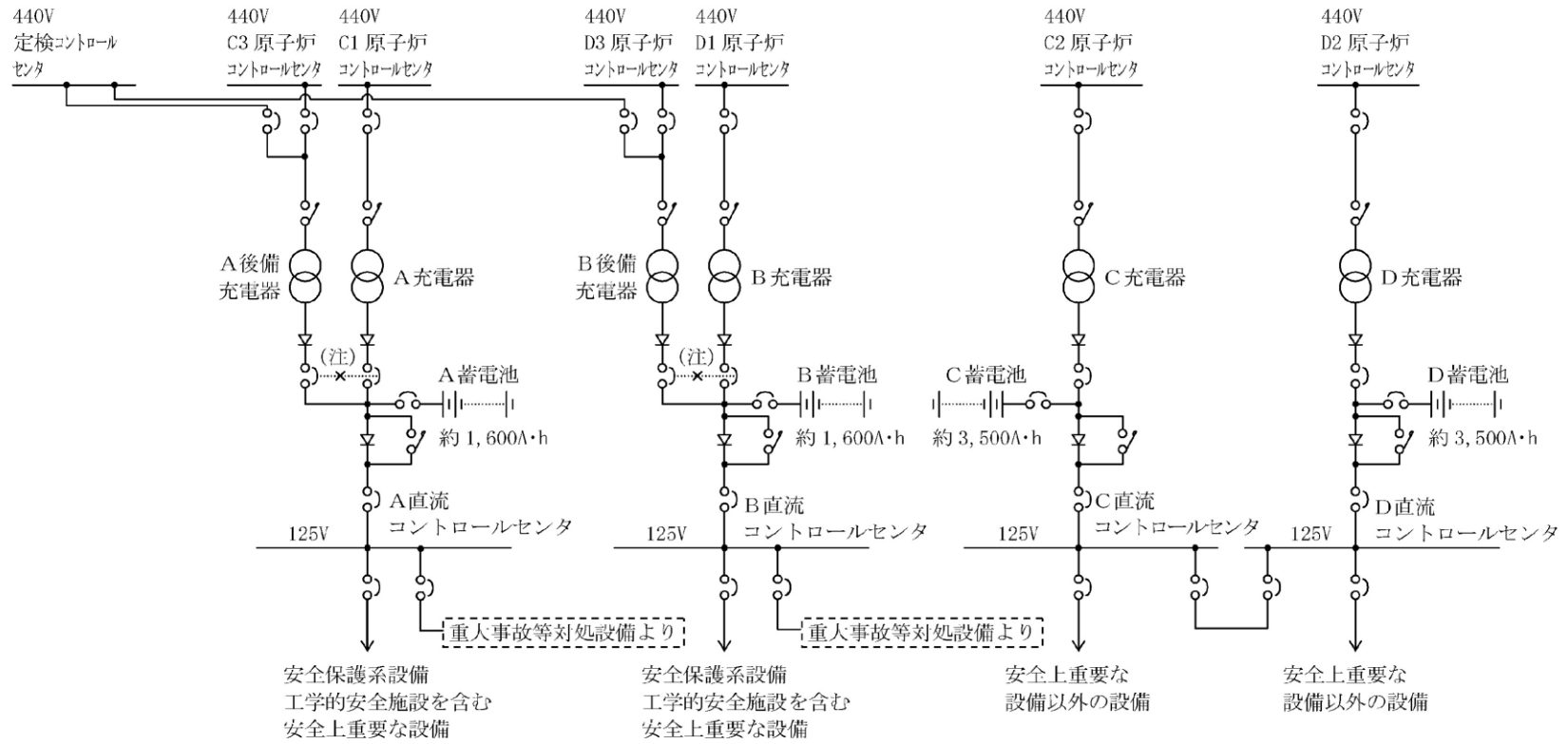
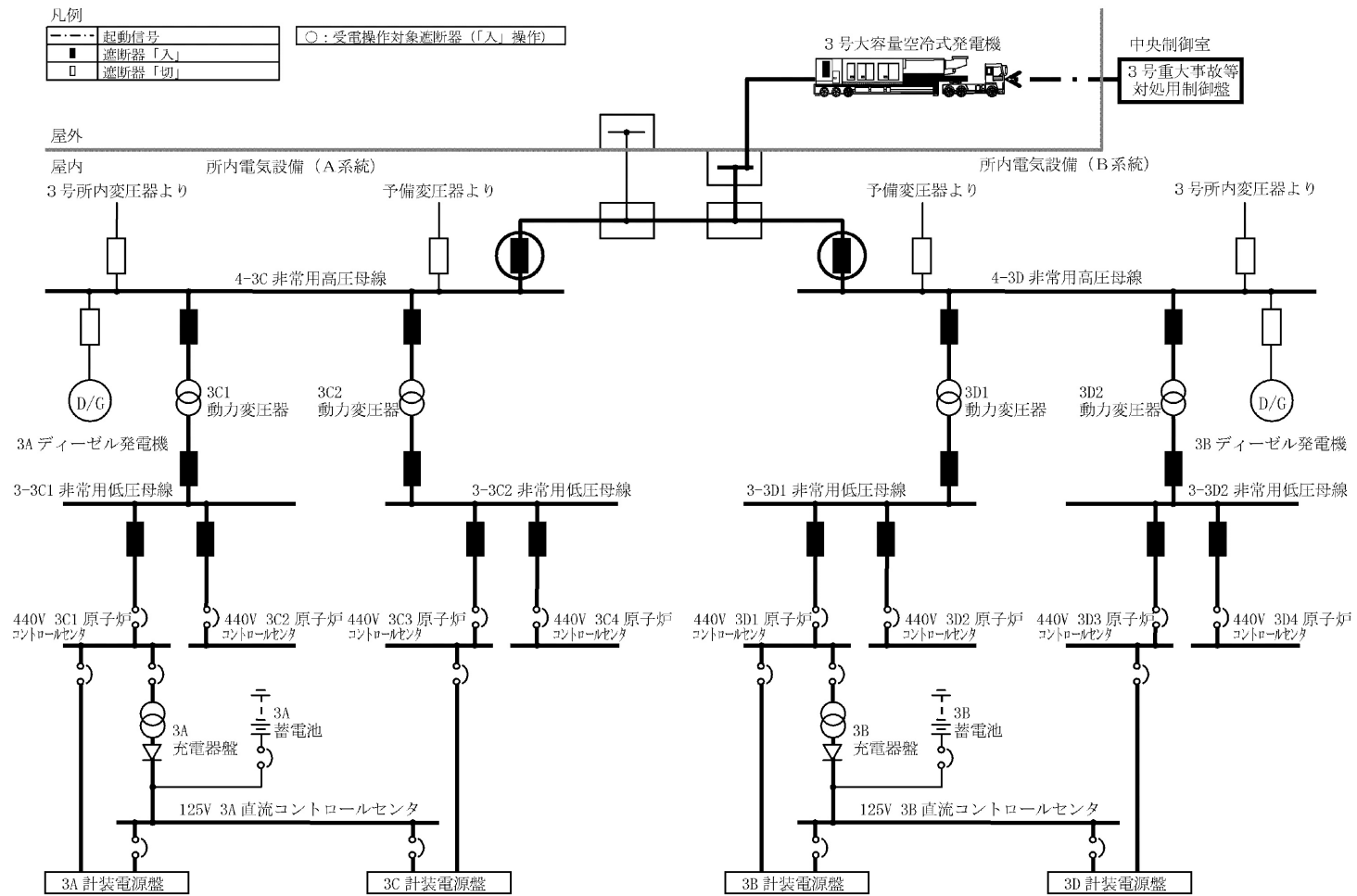


第 3.1.2.1-17 図 所内単線結線図

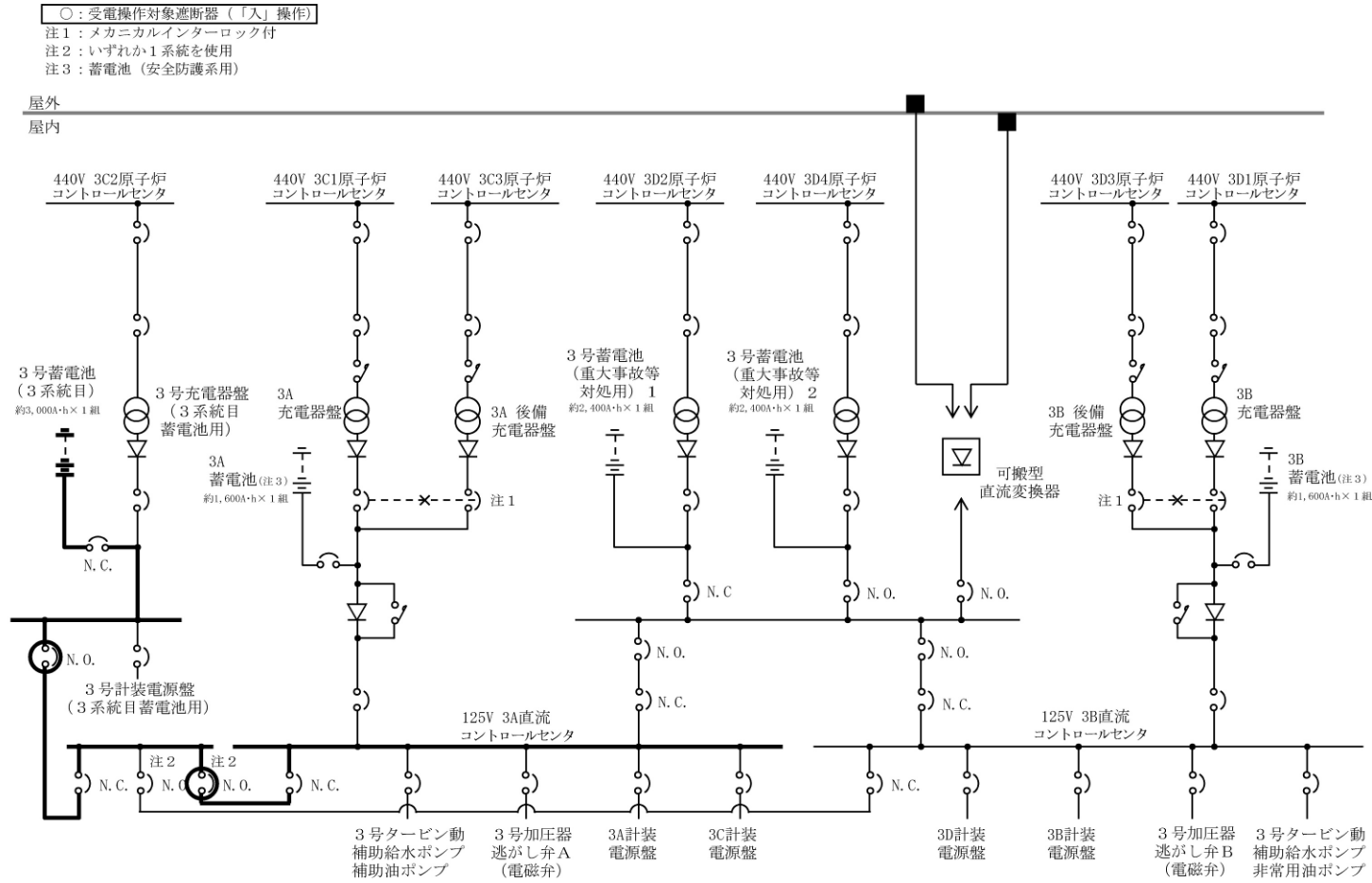


(注) メカニカルインターロック付

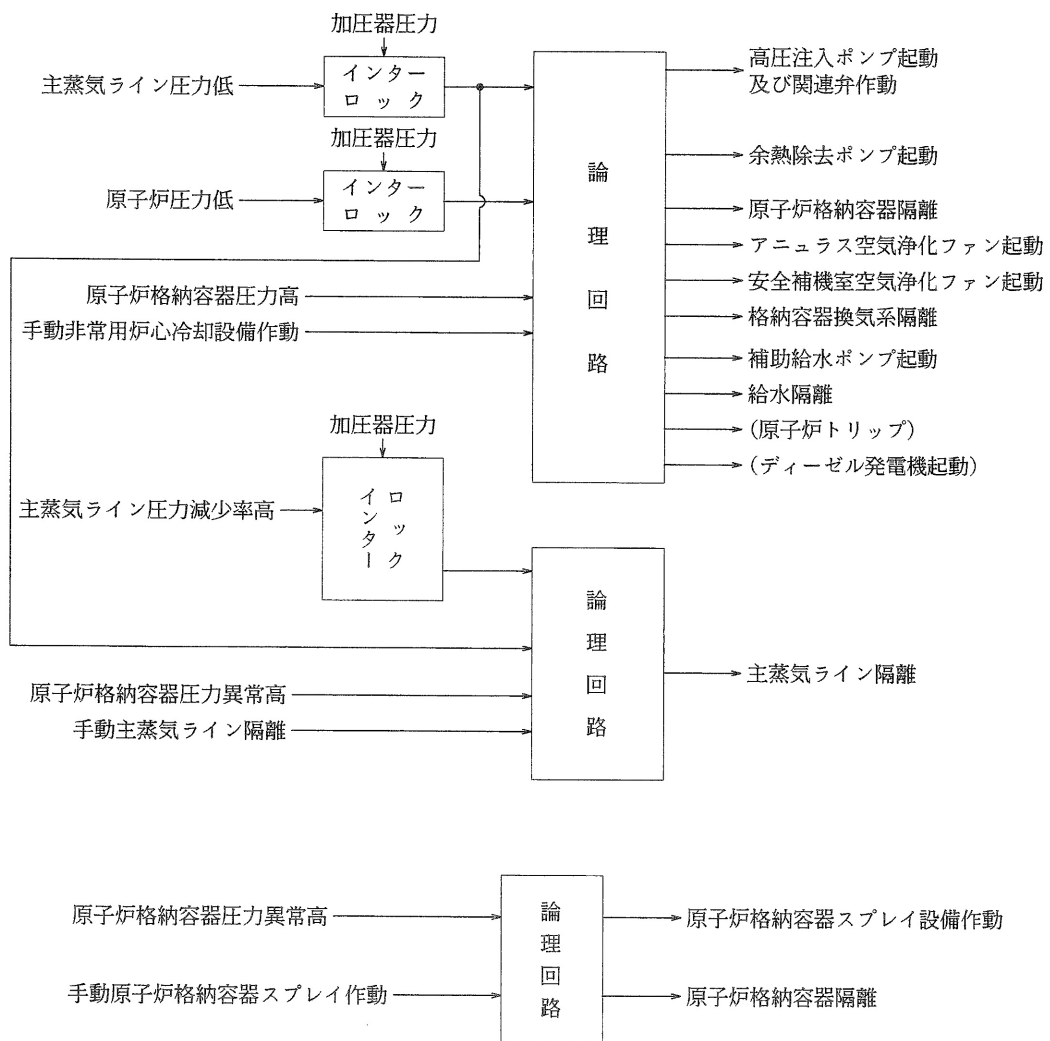
第 3.1.2.1-18 図 直流単線結線図



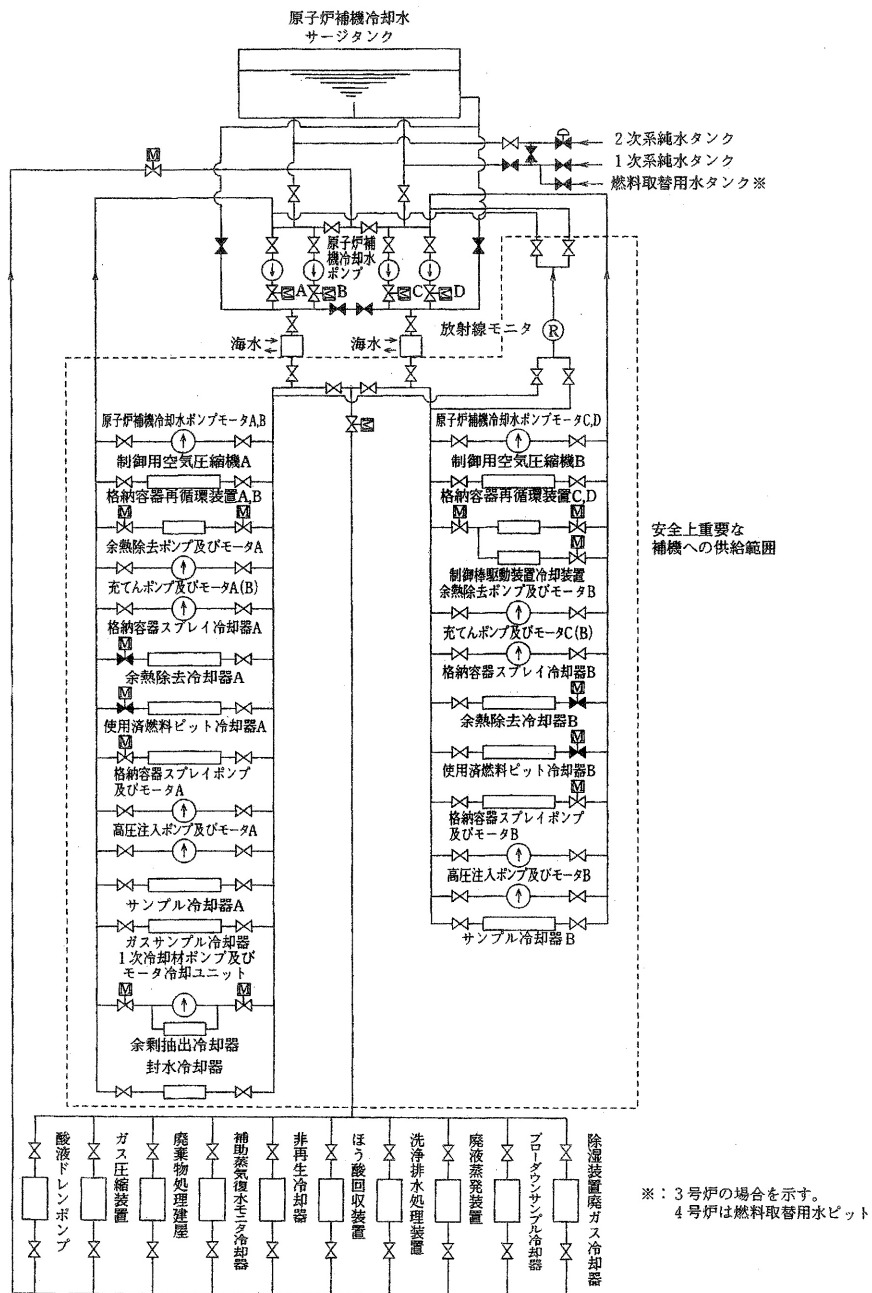
第 3.1.2.1-19 図 代替電源設備(大容量空冷式発電機)概略図



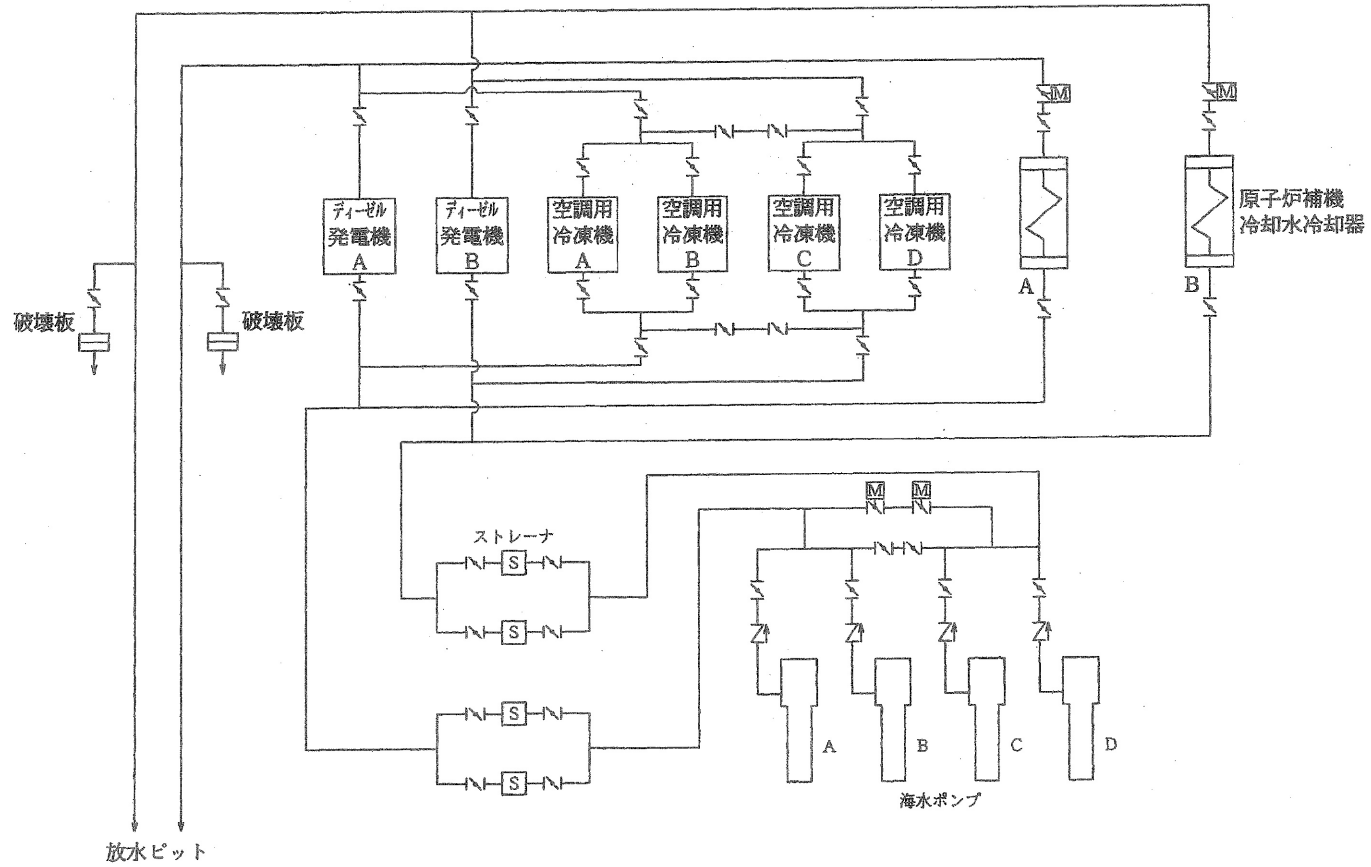
第 3.1.2.1-20 図 蓄電池(3系統目)系統概略図



第 3.1.2.1-21 図 工学的安全施設作動設備概略図



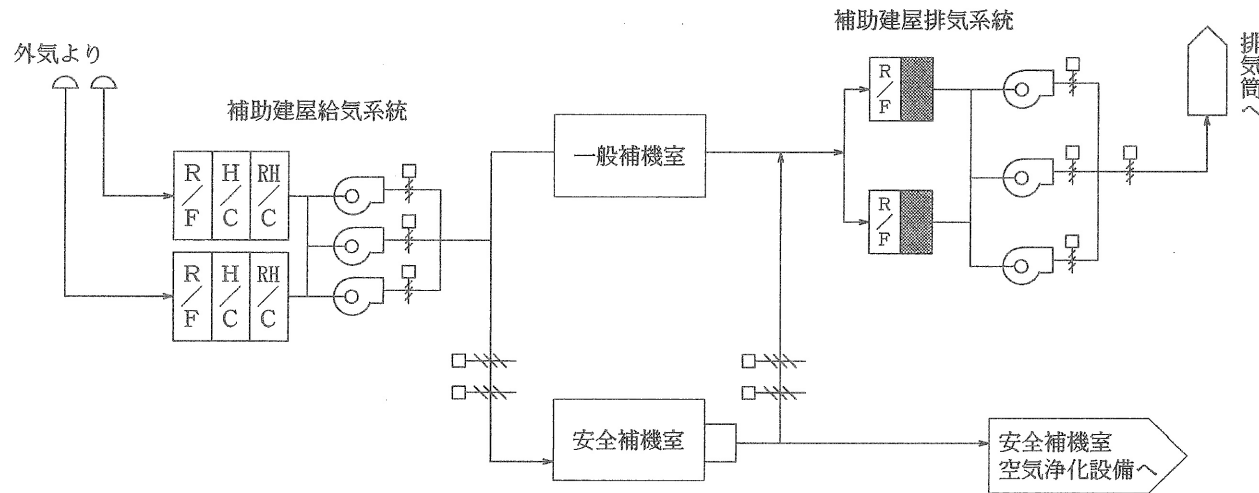
第 3.1.2.1-22 図 原子炉補機冷却水設備系統概略図



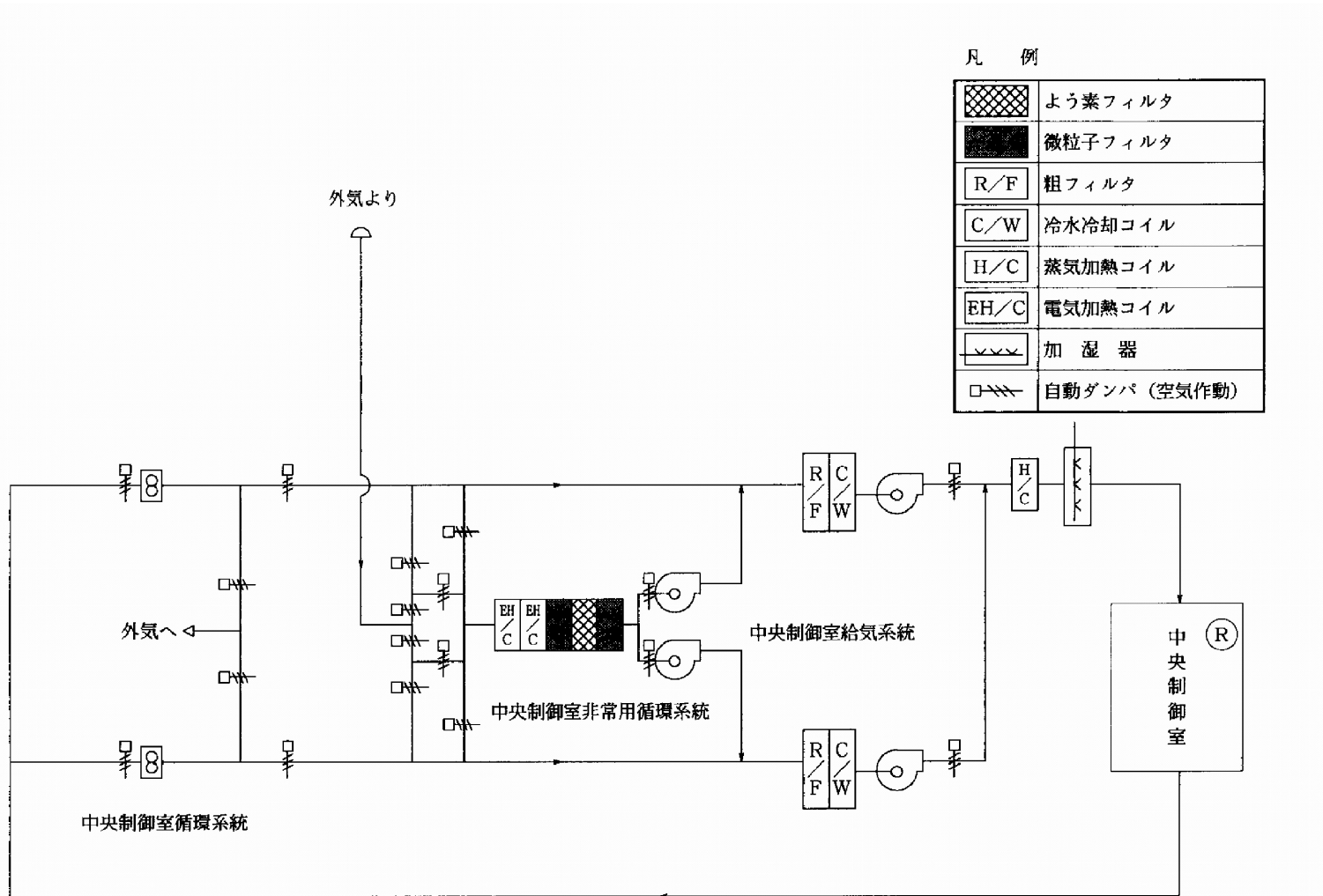
第 3.1.2.1-23 図 原子炉補機冷却海水設備系統概略図

凡 例

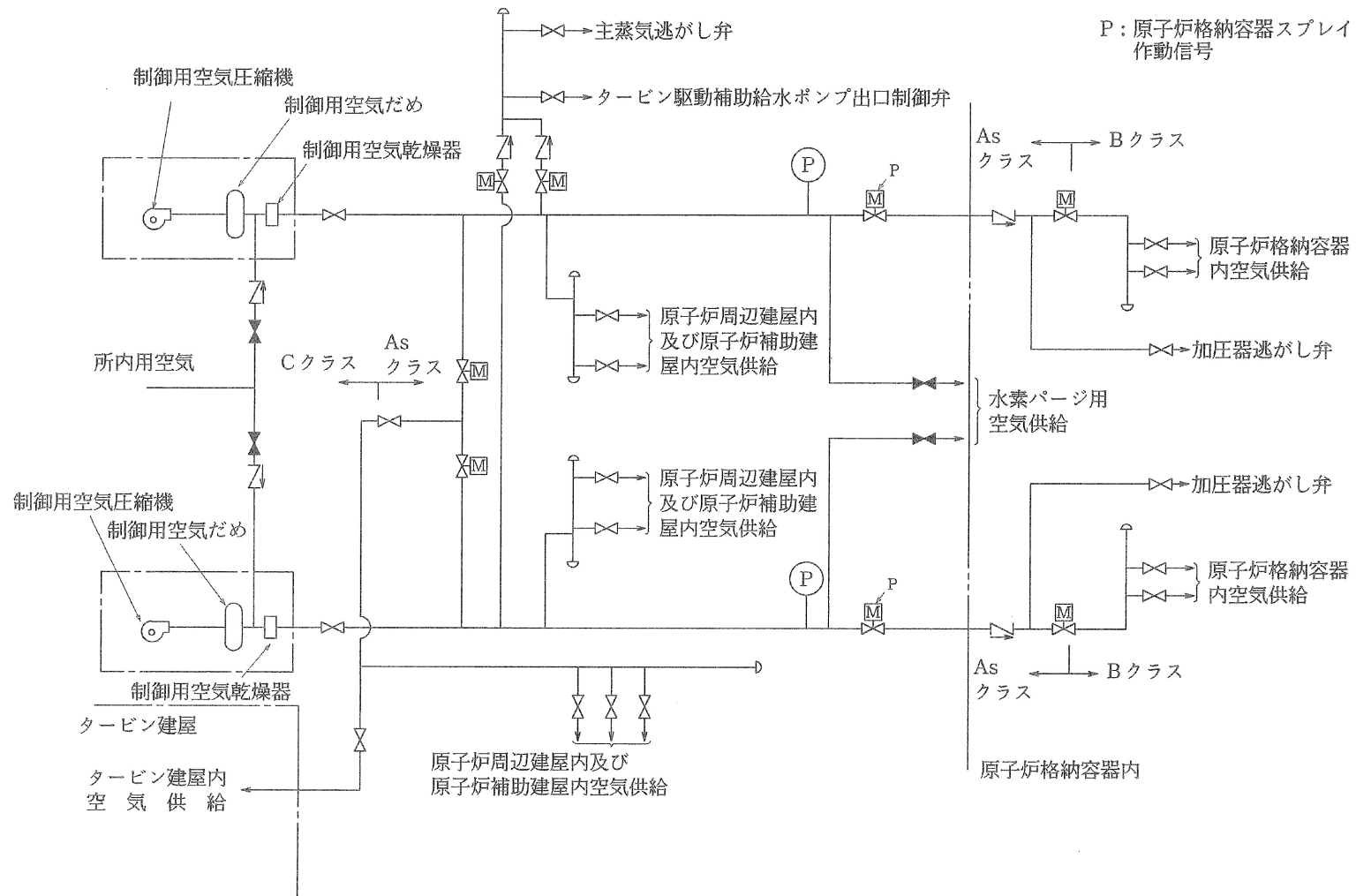
	微粒子フィルタ
	粗フィルタ
	蒸気加熱コイル
	蒸気再熱コイル
	自動ダンパ (空気作動)



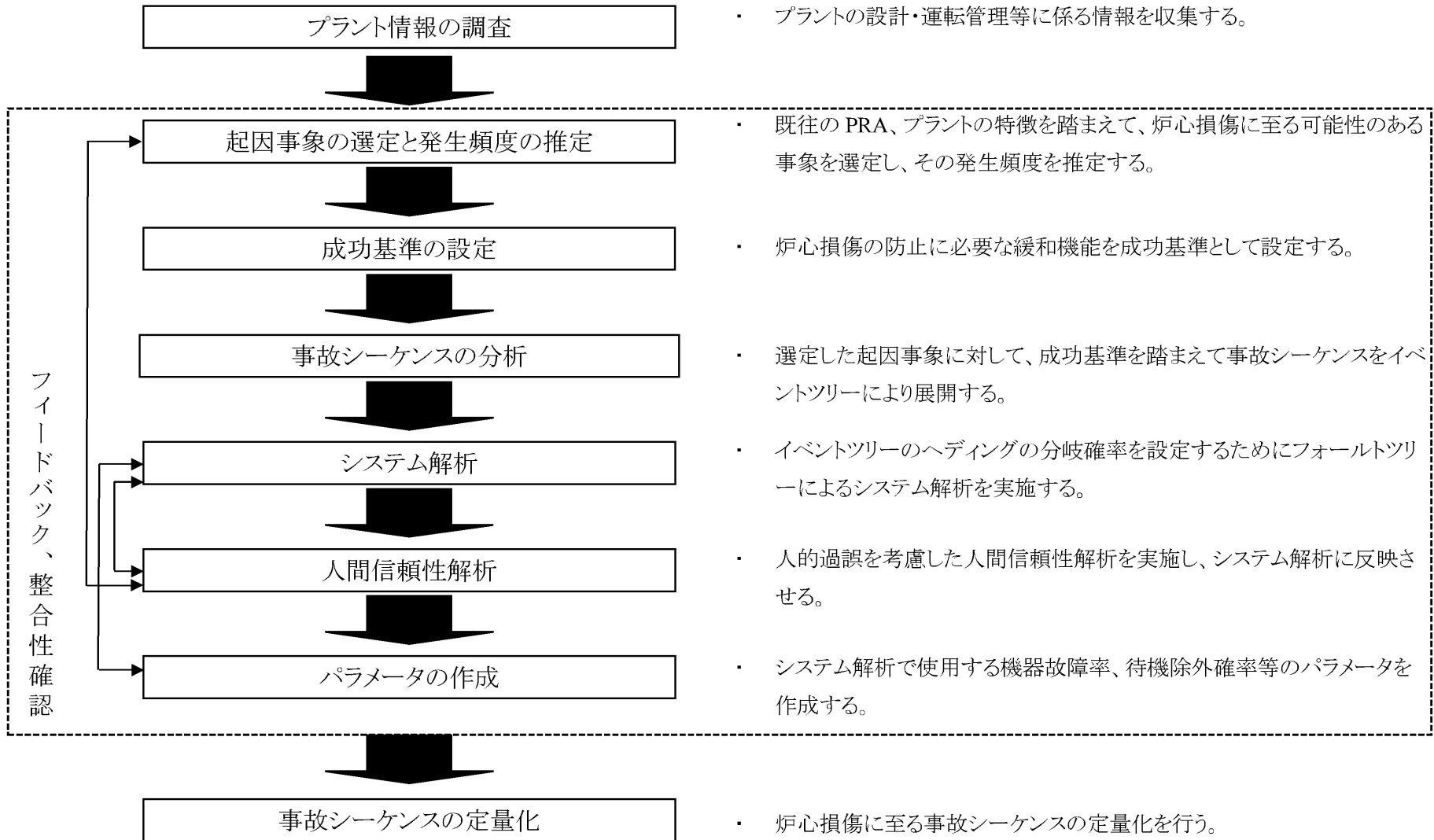
第 3.1.2.1-24 図 補助建屋換気空調設備系統(一般補機室及び安全補機室)概略図



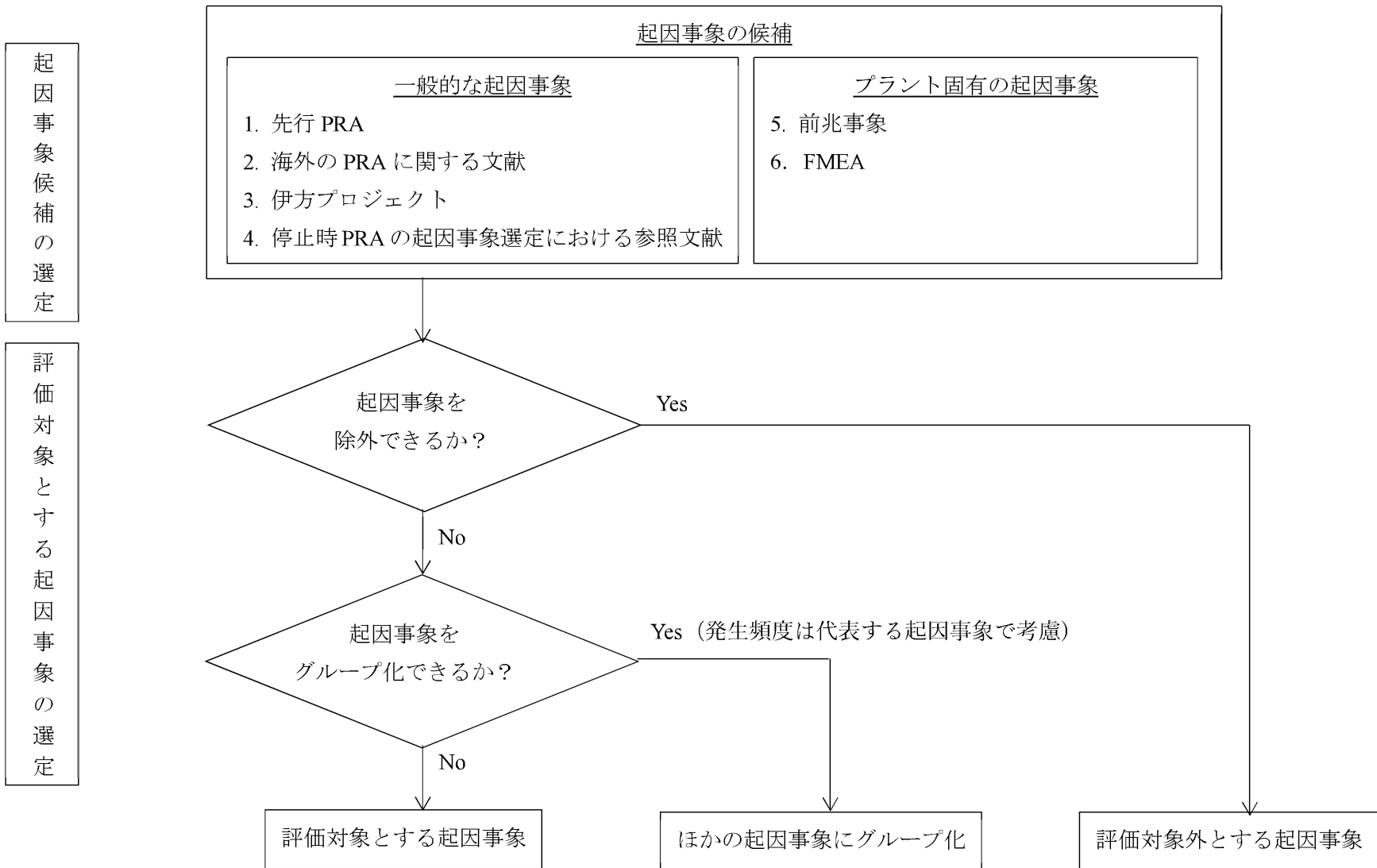
第 3.1.2.1-25 図 補助建屋換気空調設備系統(中央制御室)概略図



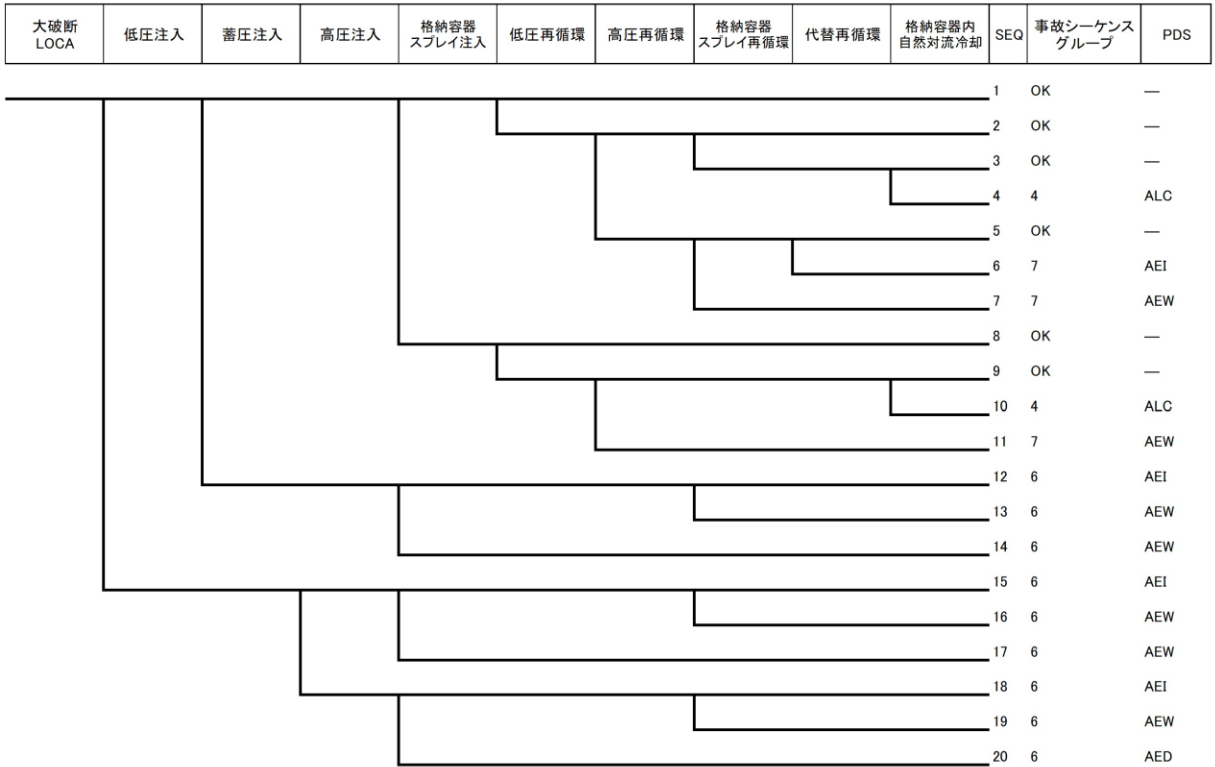
第 3.1.2.1-26 図 制御用空気設備系統概略図



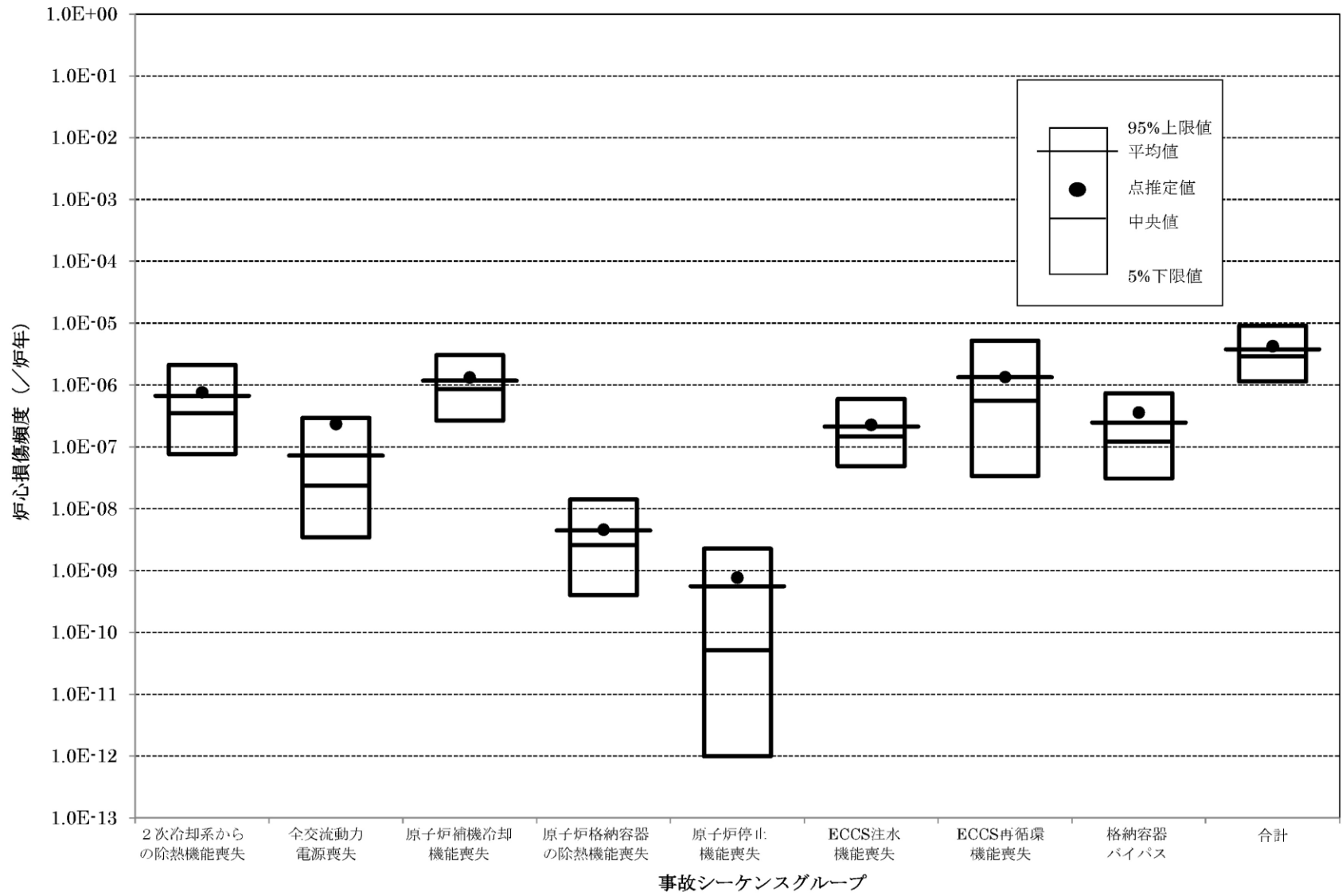
第3.1.2.1-27 図 内部事象出力運転時レベル 1PRA の評価フロー



第 3.1.2.1-28 図 起因事象選定フロー



第 3.1.2.1-29 図 大破断 LOCA イベントツリー



第 3.1.2.1-30 図 不確実さ解析結果

3.1.2.2 内部事象停止時PRA

内部事象停止時レベル 1PRA は、一般社団法人 日本原子力学会が発行したレベル 1PRA 学会標準を参考に評価を実施した。内部事象停止時レベル 1PRA の評価フローを第 3.1.2.2-1 図に示す。

(1) 評価に必要な情報の収集及び分析

a. 発電用原子炉の情報の収集

内部事象停止時レベル1PRA実施に当たり必要な情報を把握するため、玄海3号機及び玄海4号機の設計、運転・施設管理の情報、国内機器故障率等のデータを調査・収集し、情報を更新した。調査・収集した情報について、第3.1.2.2-1表に示す。

(a) 主要な設備の構成・特性

主要な設備の構成・特性については3.1.2.1(1) a. (a)に示す。

(b) 系統間の依存関係

本評価の実施に当たり、系統間の依存関係を明確にするための情報を収集した。系統間の依存関係については3.1.2.1(2) d. (a)に示す。

(c) 個別プラントパラメータの収集

本評価の実施に当たり、(2) d.に必要なデータの一部として玄海3号機及び玄海4号機個別のパラメータを収集した。具体的な対象を以下に示す。

- ・ (2) e.における人的過誤確率
- ・ (2) f.における機器故障率

(d) 運転員への聞き取り調査等

本評価の実施に当たり、運転員等への聞き取り調査等によって以下の事項を調査することで、(a)項から(c)項に示した情報源より得た情報を補完した。

- ・ 健全性確認間隔
- ・ 人的過誤

(e) POSの分類

イ POSの分類

内部事象停止時レベル1PRAの対象期間である定期事業者検査中は、プラントの停止・起動に伴う運転員操作及びメンテナンスに伴う1次冷却系の水位操作、機器の待機除外等によりプラントの状態が様々に変化する。それに伴い崩壊熱除去に関連する機器の状態及びパラメータも変化するため、内部事象停止時レベル1PRAではPOSを適切に分類して評価を行う必要がある。

本評価では、レベル1PRA学会標準におけるPOSの分類に当たって考慮する事項を参考に、「出力降下開始から定格出力到達まで」の期間を15個のPOSに分類した。定期事業者検査中のプラントの状態は、上述の観点から以下のとおり分類できる。これらのPOSを状態ごとのプラントの主要パラメータとともに第3.1.2.2-2図に示す。

POS1 : 部分出力運転状態

POS2 : 高温停止状態(ECCS作動信号ブロックまで)

POS3 : 高温停止状態(ECCS作動信号ブロック以降)から余熱除去系
運転開始まで

POS4 : 余熱除去系による冷却状態①(加圧器安全弁取外時まで)

POS5 : 余熱除去系による冷却状態②(加圧器安全弁取外し後のミッド
ドループ運転状態)

POS6 : 原子炉上部キャビティ満水状態(燃料の取出し時)

POS7 : 燃料取出し状態(燃料が原子炉容器内にない状態)

POS8 : 原子炉上部キャビティ満水状態(燃料の装荷時)

POS9 : 余熱除去系による冷却状態③(1次冷却系は部分的にドレンさ
れている状態。ミッドドループ運転状態)

POS10 : 余熱除去系による冷却状態④(1次冷却系は満水状態)

POS11 : 1次冷却系の漏えい試験(余熱除去系は一時的に隔離されて

いる状態)

POS12 : 余熱除去系による冷却状態⑤(1次冷却系は満水状態)

POS13 : 余熱除去系隔離から高温停止状態(ECCS作動信号ブロック解除まで)まで

POS14 : 高温停止状態(ECCS作動信号ブロック解除以降)

POS15 : 部分出力運転状態

また、本評価では、これらのPOSのうち定量評価が必要なPOSを絞り込んだ上で評価を実施している。以下に、今回の評価の目的と照らし合わせて、定量評価の要否を検討した結果を示す。

(イ) ECCS作動信号ブロック期間外のPOS(POS1、2、14及び15)の除外

内部事象停止時レベル1PRAの評価対象期間は、レベル1PRA学会標準に記載されているとおり「ECCS作動信号のブロックからブロック解除まで」の期間を原子炉停止時のPOS、それ以外の期間を原子炉運転時のPOSとしているため、POSの1、2、14及び15は内部事象停止時レベル1PRAの評価対象外とする。

(ロ) 燃料取出し状態及び原子炉上部キャビティ満水状態のPOS(POS6、7及び8)の除外

POS7については原子炉容器内に燃料がないこと、POSの6及び8については保有水が原子炉上部キャビティまで満たされているため、余熱除去機能喪失及び1次冷却材の系外流出が発生した場合でも燃料露出に至るまでの時間余裕が非常に長く、この間における機器の復旧、リカバリー操作等は十分に期待できることから、内部事象停止時レベル1PRAの定量評価の対象外とする。

以上の考え方にに基づき、本評価で定量評価を実施するPOSは、

POS3、4及び5並びにPOS9、10、11、12及び13とした。但し、反応度の誤投入（原子炉起動中にヒューマンエラーにより制御されない異常な希釈が行われる事象）はPOS14のみで発生し得る事象であるため、本事象に限りPOS14を評価対象とした。

ロ 評価対象POSの概要

本評価において評価対象としたPOSについて、以下に概説する。

（イ） POS3

ECCS作動信号ブロック以降も、タービンバイパス系（又は主蒸気逃がし弁）を使用して原子炉の冷却を継続する。1次冷却系が2.7MPa[gage]、177℃以下となれば余熱除去系を使用した冷却に切り替える。2次冷却系で冷却している期間をPOS3とし、余熱除去系の運転開始からの期間と区別する。

（ロ） POS4

1次冷却系が2.7MPa[gage]、177℃以下となれば余熱除去系を起動し1次冷却系の冷却を行う。余熱除去系の運転状態として、1次冷却系の開放状態の観点から、加圧器安全弁取外しまでをPOS4とし、それ以降の期間と区別する。

（ハ） POS5

加圧器安全弁を取外した後、1次冷却系の酸化運転、原子炉容器上ふた取外し準備等のために、1次冷却系の水位を原子炉容器ノズルセンタ付近まで水抜きを行っている途中の状態、原子炉容器ノズルセンタ付近で維持している状態（ミッドループ運転状態）、原子炉容器ノズルセンタ付近からキャビティ満水まで水張りを行っている途中の状態を含むPOSである。1次冷却材の保有水量が減少している状態にあることから、起因事象により水位がさらに低下すれば余

熱除去ポンプ入口でキャビテーションが生じる可能性がある。また、原子炉停止後の経過期間が短く崩壊熱が大きいことから余熱除去系による冷却が停止した場合の炉心損傷までの時間余裕が他の状態に比べて小さいため、内部事象停止時レベル1PRAにおいて、特に重要となるPOSである。ミッドループ運転の概要図を第3.1.2.2-3図に示す。

(ニ) POS9

原子炉容器上ふた取付け等のために1次冷却系の水位を原子炉容器ノズルセンタ付近まで水抜きを行っている途中の状態、原子炉容器ノズルセンタ付近で維持している状態（ミッドループ運転状態）、原子炉容器ノズルセンタ付近から1次冷却材満水まで水張りを行っている途中の状態を含むPOSである。

POS5と同様、起因事象により水位がさらに低下すれば余熱除去ポンプ入口でキャビテーションが生じる可能性があり、また1次冷却系の保有水量が少なく、POS5と比較して、崩壊熱は小さくなるものの、炉心損傷までの時間余裕が他の状態に比べて少ないことが特徴である。

(ホ) POS10

1次冷却系の漏えい試験を実施するに先立って、1次冷却系を満水状態とする。

(ヘ) POS11

プラント起動に先立って、1次冷却系の漏えい試験を実施する。1次冷却系の圧力は定格圧力まで加圧されることから、余熱除去系は一時的に隔離される。漏えい試験実施後は再び1次冷却系の減圧を行い、余熱除去系による冷却状態に復帰させる。

(ト) POS12

余熱除去系による冷却状態に復帰した後、原子炉の起動に先立って原子炉は昇温、昇圧される。177℃以下では余熱除去系を運転しながら昇温を実施する。

(チ) POS13

1次冷却材温度が177℃に達すると余熱除去系を隔離し、主蒸気逃がし弁を使用しながら、高温停止状態まで原子炉の昇温、昇圧を実施し、ECCS作動信号ブロック解除に至る。

(リ) POS14

ECCS作動信号ブロック解除後の昇温、昇圧状態から高温停止状態を1つのPOSとして分類する。LOCAが生じた場合にはECCSは自動起動し、燃料の健全性を確保する。

ハ POSに関する情報

本評価におけるPOSの継続時間は、玄海3号機第17回定期事業者検査(2023年11月10日～2024年2月2日)及び玄海4号機第17回定期事業者検査(2025年7月27日～2025年10月20日)の工程計画時の情報を基に、第3.1.2.2-2表で想定する主要な定期事業者検査工程の影響を考慮してPOSを設定した。本評価におけるPOSの継続時間を第3.1.2.2-3表に示す。

また、緩和設備の使用可能性の例示を第3.1.2.2-4表に、定量化対象としたPOSの設定を第3.1.2.2-5表にまとめる。

なお、玄海3号機第17回定期事業者検査及び玄海4号機第17回定期事業者検査の工程計画時の情報について、以下の観点から差異を比較したところ、玄海3号機及び玄海4号機間に有意な差異がないことから、本評価では玄海3号機の工程情報で代表してPOSを設定した。

- ・各POSの継続時間
- ・期待できる緩和設備の運転状態
- ・POS分類に当たって考慮する事項

(2) CDFの評価

a. 起回事象の選定及び発生頻度の推定

起回事象とは、当該事象の発生が、崩壊熱除去機能（蒸気発生器による冷却期間中は蒸気発生器による冷却機能、余熱除去運転期間中は余熱除去系による冷却機能）の喪失、又は未臨界維持機能の喪失のいずれかに繋がる可能性がある事象、又は通常の運転状態を妨げ緩和系への影響があり炉心損傷へ波及する可能性がある事象のことである。

(a) 起回事象の選定

本評価では、内部事象停止時レベル1PRAで評価すべき起回事象に見落としがないようにするため、以下の手法によって選定を行った。各手法から同定した起回事象の候補を第3.1.2.2-6表に示す。

イ 国内PWRプラントのトラブル事例のレビュー

国内PWRプラントにおけるトラブル事例について、原子力施設運転管理年報及びNUCIAで公開されているトラブル情報を基に調査した。国内PWRプラントにおいては、余熱除去機能喪失事象が1件発生している。

ロ マスターロジックダイヤグラムに基づく分析

マスターロジックダイヤグラムに基づき、炉心損傷に至る可能性のある異常事象の要因を分析した。その結果、崩壊熱除去失敗の要因となる事象としては、外部電源喪失、余熱除去機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が抽出された。次に、原子炉冷却材流出の要因となる事象としては、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、オーバードレン、水位維

持失敗が抽出された。さらに、燃料の過出力事象としては、反応度の誤投入が抽出された。これらの分析結果を第3.1.2.2-4図に示す。

ハ 国内外での既往のPRA研究等による知見の活用

既往のPRA研究等から、国内外における起因事象に関する評価事例の分析を行い、内部事象停止時レベル1PRAで評価対象とする起因事象の候補として同定した。

- ・ 国内電力共同委託
- ・ NSAC-84, “Zion Nuclear Plant Residual Heat Removal PRA,”
- ・ NUREG/CR-5015, “Improved Reliability of Residual Heat Removal Capability in PWRs as Related to Resolution of Generic Issue 99,”
- ・ IPSN, “A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor”
- ・ EDF, “A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300 MWe)”
- ・ NUREG/CR-6144, “Evaluation of Potential Severe Accidents During Low Power and Shutdown Operations at Surry, Unit 1”
- ・ EPRI1003113, “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal Trends and Initiating Event Frequencies (1990-2009)”
- ・ EPRI1021176, “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal and Loss of Inventory Event Trends (1990-2009)”

ニ 内部事象出力運転時レベル1PRAの評価対象事象の分析

内部事象出力運転時レベル1PRAで評価対象とした起因事象を、内部事象停止時レベル1PRAで評価対象とする起因事象の候補として同定した。内部事象出力運転時レベル1PRAで評価対象とした起因事象は、出力運転状態に対してFMEAを実施し選定されたものであり、プラント固

有の起因事象を見落としなく選定するため、これらを内部事象停止時レベル1PRAにおける起因事象の候補とした。

(b) 同定した起因事象の除外

レベル1PRA学会標準の記載及び内部事象出力運転時レベル1PRAにおける除外判定基準を参考に、内部事象停止時レベル1PRAにおける起因事象の除外判定基準を以下のとおり設定した。また、選定した起因事象に対応する対象POSについても明確にした。

- イ 内部事象停止時レベル1PRAでは起因事象とならない事象。
- ロ 起因事象発生頻度が 10^{-7} (/炉年)未満の事象。但し、インターフェースシステムLOCA、格納容器バイパス及び原子炉容器破損は除く。
- ハ 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。
- ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失する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。
- ホ その他の理由で除外できる事象(イ項～ニ項が適用されない事象で、適切な理由(全CDFに対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)。
- ヘ PRAの目的、事象進展、期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象。
但し、除外基準ロ項及びハ項は、起因事象発生頻度が評価基準より小さい場合であっても、評価結果への影響が有意な事象を除外する可能性があるため、本評価では適用しないこととした。
したがって、本評価においては、除外基準イ項、ニ項、ホ項及びヘ項のみを適用した。スクリーニングの検討結果及び考え方を第3.1.2.2-7表

に示す。

(c) 起因事象のグループ化

POSごとに選定した起因事象については、因果関係を明確に表すプロセスを用いて起因事象のグループ化を行った。グループ化はレベル1PRA学会標準に基づき、次の事項のいずれかが確認できる事象に対して行った。

イ 事故の進展及び許容時間、プラントの応答、成功基準、事故の進展に影響する緩和設備及び緩和操作の観点から類似している事象。

ロ グループ内の全ての事象が、事故の進展に与える影響の最も大きな事象に包絡される事象。事故シーケンスの定量化に関する詳細な評価を行う場合は、事故の進展に与える影響が同程度の事象だけとする。

以上の考え方にに基づき、評価対象とする起因事象のグループとして、以下の事象を選定した。

- ・ 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 余熱除去機能喪失
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
- ・ オーバードレン
- ・ 速いドレンレートのオーバードレン
- ・ 水位維持失敗
- ・ 外部電源喪失
- ・ 安全系高圧交流母線の部分喪失
- ・ 安全系高圧交流母線の全喪失
- ・ 安全系低圧交流母線の部分喪失
- ・ 安全系低圧交流母線の全喪失

- ・ 安全系直流母線の部分喪失
- ・ 安全系直流母線の全喪失
- ・ 原子炉補機冷却水系の部分喪失(Aヘッド喪失)
- ・ 原子炉補機冷却水系の部分喪失(Bヘッド喪失)
- ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失
- ・ 原子炉補機冷却海水系の部分喪失
- ・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失
- ・ 制御用空気系の部分喪失
- ・ 制御用空気系の全喪失
- ・ 反応度の誤投入

(d) 起因事象発生頻度の推定

起因事象発生頻度は、以下の考え方で推定した。

イ 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した。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てもよいこととした。

ロ フォールトツリーを用いたシステム解析により起因事象発生頻度を推定した。

起因事象ごとに上記のいずれかの評価手法を適用し、発生頻度の推定を行った。イ項の手法について、具体的な起因事象発生頻度の推定方法を参考資料8に示す。各起因事象の評価手法の選定理由を以下に述べる。なお、内部事象停止時レベル1PRAは定期事業者検査期間におけるリスクを評価するものであるが、定期事業者検査がほぼ1年に1回行われることから、本評価では起因事象発生頻度の単位として「／炉年」

を用いることとする。また、起因事象発生頻度における「／炉年」とは、当該POSにおける年当たりの頻度を意味する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は、イ項の手法を用いて発生頻度を推定した。原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は、配管破断ではなく弁の誤操作などの1次冷却材の流出を対象としている。この事象は、国内において発生実績はないことから、発生件数を0件、余熱除去運転時間 6.74×10^5 (h)を使用して、事前分布の設定及びベイズ更新を実施した。

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の発生頻度 = 1.8×10^{-5} (／日)

停止時における送電線等の所外設備の故障に起因する外部電源喪失は、イ項の手法を用いて発生頻度を推定した。当該事象は1976年4月1日から2023年3月31日までの国内PWRプラントの停止期間中において11件の発生実績があることから、事前分布の設定及びベイズ更新を実施した。

外部電源喪失の発生頻度 = 5.8×10^{-5} (／日)

主給水流量喪失の発生頻度は、イ項の手法を用いて発生頻度を推定した。当該事象は1976年4月1日から2023年3月31日までに国内PWRプラントの発電期間中において5件の発生実績があることから、事前分布の設定及びベイズ更新を実施した。

主給水流量喪失の発生頻度 = 2.9×10^{-5} (／日)

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、主給水流量喪失及び外部電源喪失以外の事象は、口項の手法を用いて発生頻度を推定した。これらの事象の発生頻度は、プラントごとの系統構成、運転状態に強く依存すること、起因事象と緩和系の従属性を適切に評価する必要がある等の理由から、システム解析で評価するのが適切と判断した。

上述した各起因事象の発生頻度に、POSごとの継続時間を乗じることによってPOS別の起因事象発生頻度（／炉年）を算出した。評価結果を第3.1.2.2-8表にまとめる。

b. 成功基準の設定

既往のPRA及び熱水力解析結果を反映し、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作の組合せ並びに緩和設備及び緩和操作がその機能を達成するために必要な条件を定めた。

(a) 炉心損傷判定条件

本評価では、蒸気発生器による冷却期間中（POS3、11及び13）と余熱除去冷却期間中（POS4、5、9、10及び12）を含めている。蒸気発生器による冷却期間については、内部事象出力運転時レベル1PRAのモデルをベースとしているため、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様に、「事故時に炉心冷却に必要な安全機能が不十分であることによって、炉心の一部の燃料被覆管表面温度が1,200℃を超えると評価される状態」を一般的な炉心損傷の判定条件とする。

また、余熱除去冷却期間については、「有効燃料長頂部が露出した状態」を炉心損傷の判定条件として採用する。但し、反応度の誤投入については崩壊熱除去機能が喪失する事象と異なり上記の判定条件に基

づき判定することが困難であるため、保守的に「臨界に達した状態」を炉心損傷の判定条件とする。

(b) 炉心損傷を防止するために必要な安全機能の同定

余熱除去冷却期間中（POS4、5、9、10及び12）及びPOS14における安全機能を以下のとおり同定した。なお、蒸気発生器による冷却期間中（POS3、11及び13）の安全機能については、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様である。

イ 炉心冷却（崩壊熱除去及びヒートシンクの確保）

（イ） 余熱除去系による冷却

（ロ） 2次系からの冷却

（ハ） 格納容器スプレイ系

（ニ） 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

ロ 原子炉冷却材インベントリの確保

（イ） 高圧注入

（ロ） 充てん注入

（ハ） 低圧注入

（ニ） 常設電動注入ポンプによる注入（代替低圧注入）

（ホ） 代替再循環

（ヘ） 重力注入

ハ 反応度制御

（イ） 純水注入停止

POSごと及び起因事象ごとに、同定した安全機能に対して成功基準を設定した。また、運転員操作については、時間余裕の成功基準を設定した。内部事象停止時レベル1PRAにおいて必要となる安全機能を満たす系統数及び余裕時間は、成功基準解析等の結果に基づき設定した。起

因事象別の成功シーケンス及び成功基準について、POS5及び速いドレンレートのオーバードレンの全喪失を例として、参考資料8に示す。また、特重施設を含む成功シーケンス及び成功基準についても参考資料8に示す。

(c) 使命時間

緩和設備が要求される安全機能を果たすために必要な運転継続期間である使命時間については、各緩和設備の「安定したプラント停止状態をもたらす時間又は必要な安全機能を果たすことができる時間」及び「手段の多様性の確保に必要な時間」を検討した上で、24時間を設定している。

(d) 成功基準の設定に用いた解析コード

成功基準の設定に用いる解析コードについては3.1.2.1(2)b.(d)に示す。

c. 事故シーケンスの分析

事故シーケンスとは、炉心損傷等に至るまでの、起回事象の発生及び各種安全機能喪失の組合せのことである。事故シーケンスの分析の目的は、選定した起回事象から炉心損傷に至るプラント固有のシナリオを明確にすることであり、各POSに対して選定した起回事象又は起回事象グループごとに事故シーケンスを展開する。

(a) 事故シーケンスの分析手法

炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開するための体系的な分析と定量化が可能である手法として、イベントツリー法(小イベントツリー/大フォールトツリー手法)を用いる。

(b) ヘディングの設定

安全機能及び成功基準の同定に基づいてイベントツリーのヘディングを設定した。ここでは、事故シーケンスの論理展開を明確かつ簡潔に提示するため、事象の進展及び機能上の相互関係を考慮して、可能な限り事象進展に従いヘディングの順番を設定している。

(c) 事故シーケンスの展開

ヘディングにおける分岐の有無を、関連する全ての緩和設備の状態を考慮して決定し、事故シーケンスを網羅的に展開した。事故シーケンスの展開に際しては、起因事象と緩和設備の従属性及び緩和設備間の従属性を考慮している。

(d) 事故シーケンスの最終状態の分類

展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類し、炉心損傷に至る事故シーケンスについては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に従い「事故シーケンスグループ」に分類した。

イ POS3、11及び13における事故シーケンスグループ

・ グループ1:2次冷却系からの除熱機能喪失

起因事象発生時に補助給水機能が喪失する事故シーケンス、破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シーケンス等、PWRの特徴である蒸気発生器を使用した除熱に失敗する事故シーケンス。

・ グループ2:全交流動力電源喪失

外部電源の喪失と同時に、サポート系である非常用所内交流電源が喪失する事故シーケンス。

・ グループ3:原子炉補機冷却機能喪失

起因事象の発生と同時にECCS等の緩和機能のサポート系である原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系が喪失する事

故シーケンス。

- ・ グループ4: 原子炉格納容器の除熱機能喪失

LOCA事象の発生後に、格納容器スプレイ注入又は格納容器スプレイ再循環に失敗する事故シーケンス。

- ・ グループ5: 原子炉停止機能喪失

原子炉トリップが必要な事象が発生した後に、原子炉トリップに失敗する事故シーケンス。

- ・ グループ6: ECCS注水機能喪失

LOCA事象が発生し、蓄圧注入、高圧注入又は低圧注入によるECCS注水に失敗する事故シーケンス。

- ・ グループ7: ECCS再循環機能喪失

LOCA事象の発生時に短期の1次系保有水量の回復に成功した後に、低圧再循環又は高圧再循環によるECCS再循環に失敗する事故シーケンス。

- ・ グループ8: 格納容器バイパス

インターフェイスシステムLOCA又はSGTR後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故シーケンス。

なお、グループ5及びグループ8に分類される事故シーケンスはなかった。

- ロ POS4、5、9、10、12及び14における事故シーケンスグループ

- ・ グループ1: 崩壊熱除去機能喪失

運転中の余熱除去系又はそのサポート系の故障等によって崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンス。

- ・ グループ2: 全交流動力電源喪失

外部電源の喪失と同時に、サポート系である非常用所内交流電

源が喪失する事故シーケンス。

- ・ グループ3: 原子炉冷却材の流出

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出する事故シーケンス。

- ・ グループ4: 反応度の誤投入

ほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤作動等によって反応度が投入される事故シーケンス。

各起因事象のイベントツリーを参考資料8に示す。

d. システム解析

事故シーケンスの発生頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に対して成功・失敗確率を決める必要がある。この各分岐点における緩和システムの成功・失敗確率を決めるために、システム解析にはフォールトツリー法を用いる。本項目では、前項で抽出されたイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系及びそれを適切に運転するために必要となるサポート系についてフォールトツリーを構築し、定量化を実施した。

(a) 評価対象としたシステムとその説明

評価対象としたシステムの一覧を以下に示す。システム信頼性の評価に当たり、それぞれのシステムの概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験及びシステム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。

評価においては、フロントライン系及びサポート系同士の間からの従属性を適切にモデル化するため、それぞれのシステム間に対して従属性マトリックスを作成し、それに基づいたモデル化を実施した。それぞれのシステム間の従属性マトリックスの例として、高圧注入系（注入時）の従属性マトリックスを第3.1.2.2-9表に示す。また、フロントライン系同士の共用設備の

従属性マトリックスを第3.1.2.2-10表に示す。

- ・ 電源系
- ・ 信号系
- ・ 制御回路
- ・ 制御用空気系
- ・ 換気空調系
- ・ 原子炉補機冷却海水系
- ・ 原子炉補機冷却水系
- ・ 燃料取替用水系
- ・ 高圧注入系(注入時)
- ・ 高圧注入系(再循環時)
- ・ 蓄圧注入系
- ・ 低圧注入系(注入時)
- ・ 低圧注入系(再循環時)
- ・ 余熱除去系
- ・ 格納容器スプレイ系(注入時)
- ・ 格納容器スプレイ系(再循環時)
- ・ 補助給水系
- ・ RCPシールLOCA
- ・ 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA
- ・ 加圧器逃がし弁強制開
- ・ 代替再循環
- ・ 2次系強制冷却
- ・ 常設電動注入ポンプ(代替低圧注入)
- ・ 移動式大容量ポンプ車の確立

- ・ 格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却海水系)
- ・ 格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水系)
- ・ 安全注入制御／充てん注入
- ・ 多様化自動作動設備
- ・ 交流電源の回復
- ・ 大容量空冷式発電機／蓄電池切替操作
- ・ 主給水系
- ・ 純水注入停止操作
- ・ 特重施設
- ・ 重力注入

(b) システム信頼性評価手法

システム解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し信頼性評価を行った。

フォールトツリーの作成に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づき(a)項で示したシステムについてフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。フォールトツリーでは、機器故障、人的過誤等を基事象としてモデル化している。

フォールトツリーの中で考慮すべき機器故障の対象機器及びその故障モードの一覧を第3.1.2.1-21表に示す。特重施設の対象機器及びその故障モードについては、参考資料8に示す。なお、対象とする機器をフォールトツリーでモデル化する場合、スクリーニングを実施し展開すべき故障モードの抽出を行っている。

また、内部事象停止時レベル1PRAでは、起因事象の重畳は発生する

確率が非常に小さいと考えられることから考慮していないが、起因事象の発生とサポート系の機能喪失が重畳した場合の影響は、個別の事故シーケンスの評価結果の一部として考慮している。

(c) システム信頼性評価の結果

同じシステムであっても、起因事象及びPOSによって、必要となる機器の台数等、成功基準が異なる場合がある。そのような場合は、それぞれに対応したフォールトツリーを作成し、非信頼度を評価している。システム信頼性評価結果の例として、高圧注入系（注入時）の非信頼度を第3.1.2.2-11表に示す。

e. 人的過誤の評価

人的過誤の評価については3.1.2.1(2)e.に示す。

f. パラメータの作成

システム解析、事故シーケンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通原因故障パラメータ等の評価するために必要となるパラメータを整備した。

(a) 非信頼度を構成する要素と評価式

非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通原因故障パラメータ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。

(b) 機器故障率パラメータ

システム解析及び事故シーケンスの定量化で使用する機器故障率データは、電力中央研究所(NRRC)が発行した国内プラントの故障実績を基にした「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)」に記載されているデータを事前分布に、玄海3/4号機の

運転実績を尤度データとしてベイズ更新によって算出したプラント固有機器故障率を使用する。また、「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)」に記載されているデータの故障実績は、電力中央研究所(NRRC)が発行したNRRCガイドで定義した機器バウンダリに従っている。

なお、評価対象機器のうち、NRRCガイドではバウンダリが定義されていない機器及びバウンダリは定義されているものの故障率が算出されていない機器については、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNRRCガイドのPRA対象機種に分類している。

上記の機器故障率を用いて、以下の評価式により基事象発生確率を算出した。

イ 状態変更失敗確率

状態変更失敗確率の評価式については3.1.2.1(2) f.(b)イに示す。

ロ 機能維持失敗確率

機能維持失敗確率の評価式については3.1.2.1(2) f.(b)ロに示す。

ハ 待機除外確率

定期事業者検査期間中には、出力運転時と異なり、検査・保守を実施するために系統及び機器を待機除外とする期間がある。この期間は定期事業者検査によって変わり得るが、本評価では玄海3号機第17回定期事業者検査の工程計画時の工程を参考に、各POSに対する待機除外を設定した。

ニ その他の非信頼度

三菱重工業社製の耐熱Oリングを使用した場合のRCPシールLOCA発生確率については、3.1.2.1(2) f.(b)ホに示す。

(c) 機器復旧の取扱い方法及び機器復旧失敗確率

機器復旧の取扱い方法及び機器復旧失敗確率については3.1.2.1(2) f.(c)に示す。

(d) 共通原因故障の評価

共通原因故障の評価については3.1.2.1(2) f.(d)に示す。

g. 事故シーケンスの定量化

(a) CDFの算出に用いた方法

起因事象、展開したイベントツリー及びフォールトツリーの各基事象に対し数値(起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等)を入力して事故シーケンス発生頻度を計算する。事故シーケンスの定量化は、国内外で使用実績のある計算コードであり、検証性に問題がないRiskSpectrum® PSAを使用して行った。

また、内部事象停止時レベル1PRAにおけるCDFは、分類された各POSの炉心損傷確率を合算することによって1回の定期事業者検査に伴う停止当たりの炉心損傷確率を算出しており、定期事業者検査に伴う停止は通常時約1年に1回行われるため、算出した炉心損傷確率を年当たりのCDF(／炉年)とみなす。

(b) 事故シーケンスの発生頻度及びCDFの定量化結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全CDFは 1.6×10^{-6} (／炉年)となった。

イ 起因事象別CDF及びPOS別CDF

起因事象別、POS別のCDFを第3.1.2.2-12表に示す。全CDFに占める各起因事象の寄与は、外部電源喪失が最も大きい結果となった。次いで、原子炉補機冷却水系の全喪失、安全系高压交流母線の部分喪失が大きい結果となった。

外部電源喪失について、最も支配的な最小カットセットは「POS12における外部電源喪失+ディーゼル発電機1台喪失+原子炉補機冷却水系の全喪失+2次系強制冷却操作失敗」であった。外部電源喪失の発生後、ディーゼル発電機が1台故障することにより、安全系高圧交流母線が1母線喪失する。運転中の原子炉補機冷却水ポンプの4台のうち2台が機能喪失し、また運転中である残りの2台の原子炉補機冷却水ポンプについても流量超過で機能喪失することにより、原子炉補機冷却水系の全喪失が発生する。その後、2次系強制冷却操作に失敗することで、2次系からの除熱機能喪失となり、炉心損傷に至るシナリオの影響が大きい。

原子炉補機冷却水系の全喪失について、最も支配的な最小カットセットは「POS5における原子炉補機冷却水系の全喪失+移動式大容量ポンプ車の継続運転失敗」であった。原子炉補機冷却水ポンプ電動機の冷却ラインにあるオリフィスが閉塞することで、運転中の原子炉補機冷却水ポンプの4台のうち2台が機能喪失し、また運転中である残りの2台の原子炉補機冷却水ポンプについても流量超過で機能喪失することにより、原子炉補機冷却水系の全喪失が発生する。その後2台の移動式大容量ポンプ車が機能喪失し、炉心損傷に至るシナリオの影響が大きい。

安全系高圧交流母線の部分喪失について、最も支配的な最小カットセットは「POS4における安全系高圧交流母線の部分喪失+原子炉補機冷却水系の全喪失+2次系強制冷却操作失敗」であった。安全系高圧交流母線の部分喪失が発生することで、運転中の原子炉補機冷却水ポンプの4台のうち2台が機能喪失し、また運転中である残りの2台の原子炉補機冷却水ポンプについても流量超過で機能喪失することにより、原子炉補機冷却水系の全喪失が発生する。その後、2次系強制冷却操作に失敗することで、2次系からの除熱機能喪失となり、炉心損傷に至るシナ

リオの影響が大きい。

全CDFに占める各POSの寄与は、POS4が最も大きい結果となった。POS4の寄与が大きくなったのは、運転中の原子炉補機冷却水ポンプが4台であり、そのうち2台が機能喪失した場合に、運転中である残りの2台の原子炉補機冷却水ポンプについても流量超過で機能喪失してしまうこと、期待できる緩和系が2次系強制冷却のみであること、及び機器の運転状態が同じであるPOS12よりも継続時間が長いことが主な要因であった。

ロ 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別のCDFを第3.1.2.2-13表に示す。全CDFに占める各事故シーケンスグループの寄与は、POS4、5、9、10及び12の崩壊熱除去機能喪失が大部分を占める結果になった。

(c) 重要度解析

CDFに支配的な因子を同定し、PRAの活用には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、CDFに有意な寄与を持つ機器故障及び人的過誤等を対象に、Fussell-Vesely重要度(以下「FV重要度」という。)及びリスク増加価値(以下「RAW」という。)を算出した。FV重要度とRAWの定義は次のとおりである。

- ・ FV重要度: 炉心損傷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

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

$F_A(CD)$: 事象Aの発生が寄与して発生するCDF

$F(CD)$: CDF

- ・ 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

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

$F(CD|A=1)$: 対象とする事象Aの生起確率が1の場合のCDF

基事象のFV重要度評価結果及びRAW評価結果を参考資料8に示す。

(d) 不確実さ解析

イ CDFの不確実さ解析の実施

起回事象発生頻度並びにフォールトツリーに含まれる機器故障、人的過誤及び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て、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てモンテカルロ手法を用いて、CDFの平均値及びエラーファクタを評価した。エラーファクタは、95%上限値と5%下限値を用いて以下の定義式により求めた。

$$\text{エラーファクタ} = \sqrt{\frac{95\% \text{ 上限値}}{5\% \text{ 下限値}}}$$

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、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や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

不確実さ解析の結果を第3.1.2.2-14表及び第3.1.2.2-5図に示す。全CDFのエラーファクタは3.1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10倍の不確実さ幅があることを意味する。

全CDF及び事故シーケンスグループ別CDF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ことから、不確実さ解析に対して点推定評価は妥当であると考えられる。

(e) 感度解析

評価結果に有意な影響を与えると考えられるモデル、データに関する不確実さ要因又は解析上の仮定、条件、機器故障、人的過誤等の因子を選定して、結果への潜在的な影響を把握するため、感度解析を実施する。

本評価では、重要度解析及び既往のPRAの結果を参考にして、以下の感度解析を実施した。

イ 機器の運転状態に係る感度解析

ロ 人的過誤に係る感度解析

イ 機器の運転状態に係る感度解析

(イ) 感度解析条件

機器の運転状態について、玄海3号機第1回安全性向上評価届出（以下「第1回評価」という。）では、保安規定の要求事項に基づき設定しているのに対し、今回の評価では、定期事業者検査の計画工程に基づいて設定している。POS4、5及び12において、余熱除去ポンプの運転台数を1台から2台、原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプの運転台数を2台から4台へ変更している。このため、原子炉補機冷却水ポンプの必要運転台数が2/4台から3/4台に増加している。

このため、機器の運転状態に基づく成功基準の違いが結果に与える影響を確認することを目的として、原子炉補機冷却水ポンプの必要運転台数が増加したPOSを対象に成功基準を今回評価の3/4台から第1回評価の2/4台に変更した解析を実施し、成功基準の違いによる定量結果への影響を把握する。

（ロ） 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.2.2-15表に示す。全CDFは 4.8×10^{-7} （/炉年）となり、ベースケース（ 1.6×10^{-6} （/炉年））から約7割減少した。これは、感度解析ケースでは、原子炉補機冷却水ポンプが4台運転している状態で片トレン側の2台が機能喪失しても、健全側の2台は運転継続できるため、原子炉補機冷却水系の全喪失に至らないことに対し、ベースケースでは、片側の原子炉補機冷却水ポンプ2台の機能喪失により原子炉補機冷却水系の全喪失に至ることが要因だと考えられる。

ロ 人的過誤に係る感度解析

（イ） 感度解析条件

人的過誤の評価手法については、第1回評価ではTHERP手法を使用しているのに対し、今回評価ではHRA Calculatorを使用している。HRA Calculatorでは、THERP手法と比較して、余裕時間が短い場合

の人的過誤確率が高く評価される傾向がある。

このため、評価手法の違いが結果に与える影響を確認することを目的として、HRA Calculatorを用いて算出した人的過誤確率のうちFV重要度が上位のものに対して、THERP手法によって算出した人的過誤確率に変更した解析を実施し、評価手法の違いによる定量結果への影響を把握する。

(ロ) 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.2.2-16表に示す。全CDFは 1.3×10^{-6} (/炉年)となり、ベースケース(1.6×10^{-6} (/炉年))から約2割減少した。これは、HRA CalculatorではTHERP手法と比較して余裕時間が短い操作に対する人的過誤確率を高め評価する傾向があるため、THERP手法に変更したことにより、一部の操作における人的過誤確率が低下したことを通じてCDFが低下したことが要因である。

第 3.1.2.2-1 表 内部事象停止時レベル 1PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源 (1/5)

PRAの実施項目	収集すべき情報		主な情報源
1. プラント情報の調査	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"> 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) 系統図(1次系、2次系ほか) 4) 単線結線図 5) 展開接続図(EWD) 6) ファンクショナルダイヤグラム 7) 計装ブロック図 8) プラント機器配置図 <ul style="list-style-type: none"> ・ 機器配置図 ・ 電気盤配置図 9) 系統設計仕様書 <ul style="list-style-type: none"> ・ 系統説明書 ・ 容量根拠書 10) 機器設計仕様書
		運転管理情報	<ol style="list-style-type: none"> 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)

第 3.1.2.2-1 表 内部事象停止時レベル 1PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源 (2/5)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
2. プラント状態 (POS) の分類及び選定	プラント停止期間をプラントの状態が類似した期間ごとに分類するための情報	1) 上記1の情報源 2) 定期事業者検査工程表
	プラント停止中に使用可能な設備を POSごとに整理するための情報	
3. 起因事象の選定及び発生頻度の推定	崩壊熱除去機能喪失、原子炉冷却材の流出、外部電源喪失などに関する事例	1) 上記1の情報源 2) 国内PWRプラント運転実績 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力施設運転管理年報 ・ NRA ホームページ ・ 原子力施設情報公開ライブラリ(NUCIA) 3) 米国PWRプラント運転実績 <ul style="list-style-type: none"> ・ NUREG-0020, “Licensed Operating Reactors-Status Summary Report” ・ NUREG-1187, “Performance Indicator for Operating Commercial Nuclear Power Reactors” ・ NRC ホームページ 4) 起因事象発生頻度に関する文献 <ul style="list-style-type: none"> ・ WASH-1400, “Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants”. ・ NUREG-1150, “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”. ・ NUREG-1829, “Estimating Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Frequencies Through the Elicitation Process”. ・ NUREG/CR-3300, “Review and Evaluation of the Zion Probabilistic Safety Study”. ・ NUREG/CR-4550, “Analysis of Core Damage Frequency From Internal Events; Methodology Guidelines”. ・ NUREG/CR-5750, “Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants”.

第 3.1.2.2-1 表 内部事象停止時レベル 1PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源 (3/5)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
3. 起因事象の選定及び発生頻度の推定(続き)	崩壊熱除去機能喪失、原子炉冷却材の流出、外部電源喪失などに関する事例(続き)	<p>4) 起因事象発生頻度に関する文献</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ NUREG/CR-6928, “industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants”. ・ Industry Average Performance for Components and Initiating Events at U. Commercial Nuclear Power Plants:2020 Update ・ IAEA-TECDOC-719, “Defining initiating events for purposes of probabilistic safety assessment”. ・ EPRI Technical Report “Pipe Rupture Frequencies for Internal Flooding Probabilistic Risk Assessments” ・ 国内原子力発電所の PRA 用外部電源喪失(LOOP) 起因事象発生頻度の推定(2024 年 3 月)(財)電力中央研究所 <p>5) 先行 PRA 報告書及び関連する報告書</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「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 年度受託作業報告書 ・ NSAC-84, "Zion Nuclear Plant Residual Heat Removal PRA," ・ NUREG/CR-5015, "Improved Reliability of Residual Heat Removal Capability in PWRs as Related to Resolution of Generic Issue 99," ・ IPSN, “A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor” ・ EDF, “A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300 MWe)” ・ NUREG/CR-6144, “Evaluation of Potential Severe Accidents During Low Power and Shutdown Operations at Surry, Unit 1” ・ EPRI1003113, “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal Trends and Initiating Event Frequencies (1989 - 2000)” ・ EPRI1021176, “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal and Loss of Inventory Event Trends (1990–2009)” <p>6) 伊方プロジェクトに関する報告書</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「安全性向上評価 PRA 手法高度化検討 NRRC 技術諮問委員会対応」2017 年 3 月共同委託報告書 <p>7) FMEA に用いる設計情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 系統機能整理表

第 3.1.2.2-1 表 停止時 PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源(停止時レベル 1PRA) (4/5)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
4. 成功基準の設定	<ul style="list-style-type: none"> ・安全系などのシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作 ・崩壊熱レベル、設備構成などを考慮した各POSにおける成功基準を設定するための情報 	<ol style="list-style-type: none"> 1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書 <ul style="list-style-type: none"> ・「リスク情報活用に向けた成功基準の技術的根拠整備に関する検討ー代表2ループプラント、ドライ型4ループプラントー」2006年3月共同委託報告書 ・「安全管理合理化のためのリスク評価手法の拡張に関する検討」2005年3月委託調査報告書 ・「シビアアクシデントに係る国内規制対応の高度化に関する研究」2012年8月共同研究報告書 ・「安全性向上評価のためのPRAにおける成功基準の技術的根拠整備に関する検討(4ループプラント出力時)」2017年2月共同委託報告書 ・「安全性向上評価のためのPRAにおける加圧器系弁の成功基準の技術的根拠整備に関する検討(3ループ、4ループプラント出力時)」2018年2月共同委託報告書 ・「安全性向上評価に向けたBE条件を適用したPRA成功基準解析」2021年3月委託報告書 ・「安全性向上評価に向けたBE条件を適用したPRA成功基準解析(その2)」2022年2月委託報告書 ・「安全性向上評価のためのPRAにおける成功基準の技術的根拠整備に関する検討(4ループプラント停止時)」2018年3月共同委託報告書 3) 成功基準に関する文献 <ul style="list-style-type: none"> ・ SAFETY EVALUATION OF TOPICAL REPORT WCAP-15603, REVISION 1, May 20, 2003. ・ “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. ・ EPRI 1021067, “Plant Support Engineering: Nuclear Power Plant Equipment Qualification Reference Manual, Revision 1”.
5. 事故シーケンスの分析		

第 3.1.2.2-1 表 停止時 PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源 (停止時レベル 1PRA) (5/5)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
6. システム解析	評価対象プラントに即した機器故障モード、運転形態等	1) 上記 1、4、5 及び下記 7、8 の情報源 2) 健全性確認間隔の調査結果 3) 外部電源復旧確率に係る報告書 ・ 国内原子力発電所の外部電源の信頼性評価 (2014 年 3 月、原子力技術研究所)
7. 人間信頼性解析	・ 運転員による緩和操作等 ・ 各種操作、作業等に係る体制	1) 上記 1、4 及び 5 の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・ NUREG/CR-1278, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications”. ・ EPRI 3002003150, “A Process for HRA Dependency Analysis and Considerations on Use of Minimum Value for Joint Human Error Probabilities” ・ EPRI TR-100259, “An Approach to the analysis of Operator Actions in Probabilistic Risk Assessment” ・ The EPRI HRA Calculator® Software Manual 3) 起因事象発生前人的過誤に関わる調査結果 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
8. パラメータの作成 ・ 機器故障率 ・ 共通原因故障パラメータ	評価対象プラントに即したデータ及びパラメータ	1) 上記 1 の情報源 2) 国内機器故障率データ ・ 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) (財) 電力中央研究所 ・ 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) (財) 電力中央研究所 ・ 「PRA 用機器信頼性パラメータ整備」2024 年 1 月共同委託報告書 ・ プラント固有機器故障率 3) 共通原因故障データ ・ NUREG CCF Parameter Estimations 2015 ・ NUREG/CR-5497, “Common cause failure parameter estimations”

第3.1.2.2-2表 内部事象停止時レベル1PRAにおいて想定する主要な定期事業者検査工程

工程	実施時期	備考
ミッドループ運転	燃料交換前(POS5)及び燃料交換後(POS9)	—
SGマンホールの開放	炉心に燃料がない期間(POS7)	1次系開口部の大きさに応じて、期待できる緩和設備が異なる可能性がある。
加圧器安全弁3台を取り外し	燃料交換前の1次冷却系水抜き開始後(POS4終了時)	
加圧器安全弁3台を取り付け	燃料交換後のキャビティ満水時(POS8)及び燃料交換後のミッドループ運転時(POS9)	
原子炉容器上ふたを取り外し	燃料交換前(POS5)から燃料交換後のキャビティ水抜き時(POS9)まで	
機器搬入口の開放	燃料取出前のキャビティ満水時(POS6)及び炉心に燃料がない期間(POS7)	—

第3.1.2.2-3表 各プラント状態の継続時間

プラント状態	継続時間(h)	
	3号機	4号機 ^{※2}
POS3	8.0	8.0
POS4	68.0	64.5
POS5	75.0	76.0
POS9	161.0	150.0
POS10	74.5 ^{※1}	37.5
POS11	15.5	15.5
POS12	64.8	64.8
POS13	39.3	38.8

※1 VHR 関連作業を実施しているため、4号機の継続時間に比べて長くなっているものの、POS10は評価結果に対する寄与が小さく、継続時間の差異の影響は軽微。

※2 3号機の継続時間を評価に使用。

第 3.1.2.2-4 表 緩和設備の使用可能性(例)

プラント状態	(1) 部分出力運転	(2) 高温停止状態 (ECCS 作動信号ブロック まで)	(3) 高温停止状態 (RHR運 転開始ま で)	(4) RHR 運転① RCS満 水	(5) RHR 運転 ②シドル ープ	(6) 原子 炉上 部降圧 水	(7) 燃料 取出し 状態	(8) 原子 炉上 部降圧 水	(9) RHR 運転 ③シドル ープ	(10) RHR 運転 ④RCS 満水	(11) 1次冷却 系の漏 えい試 験	(12) RHR 運転 ⑤RCS 満水	(13) 高温停 止状態 (RHR隔 離以降)	(14) 高温停 止状態 (ECCS 作動信 号ブロ ック解 除以 降)	(15) 部分出力 運転
運転モード	1,2	3	3	4,5	5,6	6	—	6	6,5	5	5	5,4	4,3	3,2	2,1
6.6kV 安全系M/C母線	—		2/0/0	2/0/0	2/0/0	—			2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	
440V 安全系P/C母線	—		2/0/0	2/0/0	2/0/0	—			2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	
440V 安全系RCC母線	—		2/0/0	2/0/0	2/0/0	—			2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	
125V 安全系直流母線	—		2/0/0	2/0/0	2/0/0	—			2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	
115V 安全系計装用母線	—		4/0/0	4/0/0	4/0/0	—			4/0/0	4/0/0	4/0/0	4/0/0	4/0/0	—	
予備変圧器	—		0/1/0	0/1/0	0/1/0	—			0/1/0	0/1/0	0/1/0	0/1/0	0/1/0	—	
ディーゼル発電機	—		0/2/0	0/2/0	0/2/0	—			0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	—	
非常用直流電源 (蓄電池及び充電器)	—		0/2/0	0/2/0	0/2/0	—			0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	—	
原子炉補機冷却海水ポンプ	—		2/2/0	4/0/0	4/0/0	—			2/2/0	2/2/0	2/2/0	4/0/0	2/2/0	—	
原子炉補機冷却水ポンプ	—		2/2/0	4/0/0	4/0/0	—			2/2/0	2/2/0	2/2/0	4/0/0	2/2/0	—	
原子炉補機冷却水冷却器	—		1/1/0	2/0/0	2/0/0	—			1/1/0	1/1/0	1/1/0	2/0/0	1/1/0	—	
余熱除去ポンプ	—		0/2/0	2/0/0	2/0/0	—			1/1/0	2/0/0	0/2/0	2/0/0	0/2/0	—	
余熱除去冷却器	—		0/2/0	2/0/0	2/0/0	—			1/1/0	1/1/0	0/2/0	2/0/0	0/2/0	—	

【凡例】運転台数／待機台数／待機除外台数

注) 玄海 3 号機及び玄海 4 号機間に差異はない

第 3.1.2.2-5 表 内部事象停止時レベル 1PRA におけるプラント状態の分類

POS	POS の内容	定量化対象	1 次系開口部 ^{※1}	重力注入 ^{※1}	2 次系除熱 ^{※1}	
1	部分出力運転状態	解列から原子炉停止まで				
2	高温停止状態	原子炉停止から ECCS 作動信号ブロックまで				
3	高温停止状態	ECCS 作動信号ブロックから余熱除去系による冷却状態開始まで	○	なし	不可	可
4	余熱除去系による冷却状態	余熱除去系による冷却状態開始から加圧器安全弁取外しまで	○	なし	不可	可
5	ミッドループ運転状態	加圧器安全弁取外しからキャビティ水張り完了まで	○	小(加圧器安全弁 3 台取外し)	不可	不可
6	原子炉上部キャビティ満水	原子炉上部キャビティ満水から燃料取出完了まで				
7	燃料取り出し状態	燃料取出完了から燃料装荷開始まで(炉心に燃料がない状態。)				
8	原子炉上部キャビティ満水	燃料装荷開始からキャビティ水抜き開始まで				
9	ミッドループ運転状態	キャビティ水抜き開始から RCS 水張り完了まで	○	なし	不可 ^{※2}	可
10	余熱除去系による冷却状態	RCS 水張り完了から余熱除去系隔離まで	○	なし	不可	可
11	1 次冷却系の漏えい試験	余熱除去系隔離から余熱除去系による冷却状態再開まで	○	なし	不可	可
12	余熱除去系による冷却状態	余熱除去系による冷却状態再開から余熱除去系隔離まで	○	なし	不可	可
13	高温停止状態	余熱除去系隔離から ECCS 作動信号ブロック解除まで	○	なし	不可	可
14	高温停止状態	ECCS 作動信号ブロック解除から原子炉臨界まで	○ ^{※3}	なし	不可	可
15	部分出力運転状態	原子炉臨界から並列まで				

※1:玄海 3 号機及び玄海 4 号機間に差異はない

※2:原子炉容器上ふた開放時に速いドレンレートのオーバードレンが発生した場合のみ可

※3:反応度の誤投入のみ定量化対象

第3.1.2.2-6表 起因事象候補の同定

停止時に発生し得る起因事象	国内トラブル事例	マスターロジック ダイアグラム	国内電力 共同研究	NSAC-84	NUREG/CR- 5015	フランスPRA	NUREG/CR- 6144	EPRI-1003113、 EPRI-1021176	内部事象出力運転時 レベル1PRA評価対 象起因事象
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 (オーバードレン、水位維持失敗を含む)	—	○	○	○	○	—	○	○	—
LOCA	—	—	—	—	—	○	○	—	○
インターフェイスシステムLOCA	—	—	—	—	—	○	○	—	○
余熱除去機能喪失	○	○	○	○	○	—	○	○	—
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)	—	○	○	—	—	○	○	○	○
外部電源喪失	—	○	○	○	○	○	○	○	○
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、直流母線の喪失を含む)	—	—	—	—	—	—	○	○	○
制御用空気喪失	—	—	—	—	—	—	○	—	○
空調喪失	—	—	—	—	—	—	○	—	—
主給水流量喪失	—	—	—	—	—	○	○	—	○
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)	—	—	—	—	—	○	—	—	○
蒸気発生器伝熱管破損	—	—	—	—	—	○	○	—	○
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)	—	—	—	—	—	○	○	—	○
原子炉容器破損	—	—	—	—	—	—	—	—	○
反応度の誤投入	—	○	—	—	—	○	○	—	—
低温過加圧事象	—	—	—	○	—	—	○	—	—
燃料集合体の落下	—	—	—	—	—	—	○	—	—
加圧熱衝撃	—	—	—	—	—	—	○	—	—

注) ○: 各分析・調査から抽出された事象

第3.1.2.2-7表 起回事象候補のスクリーニング検討結果(1/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
大破断 LOCA	1次冷却系の圧力が高压に維持されている期間において、配管破断により原子炉冷却材が系外へ流出する事象である。破断口径によって使用可能な緩和策が異なるため、出力運転時と同様に破断口径に応じて分類する。	×	—	ホ 備考欄参照	<p>本評価では、以下の考え方により配管破断によるLOCAはPOS3,4,5,9,10,11,12及び13で評価対象外とすることは妥当と判断する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・停止時においては、出力運転時と異なり原子炉冷却材バウンダリの内部にある冷却材の圧力が低いことから、出力運転時の圧力で設計されている原子炉冷却材圧力バウンダリの配管が破断することによる冷却材流出の発生率は十分小さいと考えられる。また、冷却材圧力バウンダリの配管は、供用期間中検査が行われており、減肉などによる破損も考え難い。 ・停止時レベルIPRAが対象とする定期検査期間は、年間に概略1ヶ月あまりであることから、配管破断の年間の発生確率は、出力運転時に比べて小さくなる。 ・格納容器外の配管破断の場合に、原子炉冷却材バウンダリとの間に2弁以上の隔離弁が設置されている。隔離操作を行うための時間余裕が大きいことから、その失敗確率は非常に小さい。格納容器内の配管破断の場合に、配管破断を想定する箇所が多くは、隔離弁による隔離操作が行われ、その失敗確率は小さい。一部の箇所に関して、破断時の隔離操作が難しい場合も想定されるが、原子炉冷却材バウンダリの全体に占める割合は僅かである。このように、破断箇所の隔離操作によって、事象を収束する効果を考慮に入れると、緩和系による冷却材補給を必要とする配管破断の発生確率は、一般に小さくなる。
中破断 LOCA		×	—	ホ 備考欄参照	
小破断 LOCA		×	—	ホ 備考欄参照	
極小 LOCA		×	—	ホ 備考欄参照	

【凡例】起回事象の除外判定理由

イ 内部事象停止時レベル IPRA では起回事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失する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

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全 CDF に対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRA の目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起回事象が既にモデル化されている起回事象に包絡することができる事象

第3.1.2.2-7表 起回事象候補のスクリーニング検討結果(2/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA	加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁が1台以上開固着することで1次冷却材が系外へ流出する事象である。	○	3、11、13	—	<ul style="list-style-type: none"> ・POS5: 1次系圧力は大気圧相当であり、加圧器逃がし弁／安全弁が開放されても漏えいは発生しない。停止時では起回事象とならないことから対象外とする。(除外判定イ) ・POS4、9、10及び12: 当該事象発生による漏えいの可能性はあるが、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」で事象の影響及び事象進展は包絡されるため対象外とする。(除外判定へ)
1次冷却材ポンプ封水リーク	化学体積制御系、充てんポンプ故障等による1次冷却材ポンプ封水注入機能が喪失する事象である。	×	—	イ、ニ 備考欄参照	<ul style="list-style-type: none"> ・POS3、11及び13: 1次冷却材ポンプ1台当たりのリーク量は1.5m³/hであり、事象進展は緩やかであることから、崩壊熱除去機能が喪失するまでには十分に時間があり、当該事象の発生によって炉心損傷に至る可能性は小さいと判断できるため、評価対象外とする。(除外判定ニ) ・POS4、9、10及び12: 当該事象が発生しても余熱除去運転を継続することが可能であり、1次系圧力・温度の低下に伴い事象は自動的に収束するため、評価対象外とする。(除外判定イ) ・POS5: 初期圧力が大気圧程度のPOSでは漏えいは発生せず、余熱除去機能に影響を与えないため、評価対象外とする。(除外判定イ)
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	運転員の弁の誤操作及びリークにより原子炉冷却材が系外(CV内)へ流出する事象である。	○	4、5、9、10、12	—	<ul style="list-style-type: none"> ・POS4、5、9、10及び12: 機器の保守点検は主に余熱除去運転期間中又は燃料取り出し期間中に行われるため、評価対象とする。 ・POS3、11及び13: 1次冷却材圧力が比較的高いPOS3、11及び13において、原子炉冷却材圧力バウンダリに関連する弁の誤操作が発生することは考えにくい。また、リークはLOCAで考慮されている。従い、POS3、11及び13は評価対象外とする。(除外判定ホ)
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失(格納容器バイパス)	運転員の弁の誤操作及びリークにより原子炉冷却材が系外(CV外)へ流出する事象である。 冷却材の流出先がCV内の場合とCV外の場合で事象進展が異なると考えられるため、CV外への流出事象は原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失(格納容器バイパス)と名付けて区別している。	×	—	へ 備考欄参照	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失と同様にPOS4、5、9、10及び12を想定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・POS4、5、9、10及び12: 本評価では、CV内への流出事象の方がCV外への流出事象よりも厳しいと判断し、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失はCV内への流出事象で代表させて評価を行った。(除外判定へ)

【凡例】起回事象の除外判定理由

イ 内部事象停止レベル1PRAでは起回事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失する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

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全CDFに対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRAの目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起回事象が既にモデル化されている起回事象に包絡することができる事象

第3.1.2.2-7表 起因事象候補のスクリーニング検討結果(3/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
オーバードレン	RCS水抜き操作時に、水抜きを停止する操作に失敗し、水位低下が継続する事象である。(水位低下が継続するため、原子炉冷却材の流出に分類)	○	5、9	—	<ul style="list-style-type: none"> •POS5及び9:ミッドループ運転水位を目標として水抜き操作を行うPOS5及び9を評価対象とする。 •POS3、4、10、11、12及び13:水抜き作業がない、或いは、水抜き作業がある場合も目標水位が高いため、オーバードレンの発生から余熱除去機能喪失に至るまでに抽出隔離等を行い水位を回復する十分な時間余裕があり、本事象の発生頻度は非常に小さいため対象外とする。(除外判定ホ)
速いドレンレートのオーバードレン	RCS水抜き操作時より速いレートで水抜きを実施するキャビティ水抜き操作時に、水抜きを停止する操作に失敗し、水位低下が継続する事象である。(水位低下が継続するため、原子炉冷却材の流出に分類)	○	9	—	<ul style="list-style-type: none"> •POS9:POS9のキャビティ満水の状態から水抜きを実施する場合、キャビティ水抜き時はRCS水抜き時に比べ速いレートで水抜きを実施している。この際、水抜きのレートを徐々に下げながら水抜きを実施しているが、レートの切り替え操作に失敗すると、RCS水抜き時よりも速いレートの水抜きが継続し、水抜きを停止する操作にも失敗すると本起因事象が発生する。 •POS3、4、5、10、11、12及び13:キャビティ水抜き作業がなく、本事象は発生しないため対象外とする。(除外判定イ)

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止レベルIPRAでは起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失する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

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全CDFに対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRAの目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第3.1.2.2-7表 起回事象候補のスクリーニング検討結果(4/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
水位維持失敗	ミッドループ運転中に化学体積制御系の故障が発生し、充てん流量と抽出流量のアンバランスが生じることでRCS水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象である。(水位低下が継続するため、原子炉冷却材の流出に分類)	○	5、9	—	<ul style="list-style-type: none"> • POS5及び9:ミッドループ運転中の水位維持失敗を想定し、POS5及び9を評価対象とする。 • POS3、4、10、11、12及び13:1次系水位が十分あるため、水位維持失敗の発生から余熱除去機能喪失に至るまでに抽出隔離等を行い水位を回復する十分な時間余裕があり、本事象の発生頻度は非常に小さいため対象外とする。(除外判定ホ)
インターフェイスシステムLOCA	1次冷却系と余熱除去系の隔離弁の故障によって、原子炉冷却材が原子炉格納容器外に流出する事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	<ul style="list-style-type: none"> • POS3、4、5、9、10、11、12及び13:本評価では、以下の考え方によりインターフェイスシステムLOCAは評価対象外とする。また、POS3、11、13には1次系圧力が高い期間も含まれるが、期間が短く全CDFへの寄与は非常に小さい。そのため評価対象外とする。(除外判定ホ) • 停止時レベル1PRAの評価対象範囲においては、長時間にわたり原子炉圧力容器が開放されている。また、原子炉圧力容器が開放されていない期間においても、原子炉冷却材バウンダリ漏えい検査時を除いて、原子炉圧力が高圧になることはなく、インターフェイスLOCAは極めて起こりにくい。 • 検査時には、原子炉圧力を通常運転圧力以上まで上昇させてこれを保持する。検査の性格上、原子炉冷却材バウンダリを構成する隔離弁を閉鎖し加圧すること、またその場合、現場での監視がなされていることから、隔離弁の多重故障を伴わないと発生しないインターフェイスLOCAは極めて起こりにくい。さらに、検査時において原子炉が高圧に保持される期間は数時間程度と短い期間である。出力運転時レベル1PRAにおけるLOCAについて、1年間を対象にしたインターフェイスLOCAが極めて起こりにくいことを考え合わせ、この期間におけるインターフェイスLOCAを起回事象から除外する。

【凡例】起回事象の除外判定理由

イ 内部事象停止時レベル1PRAでは起回事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失する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

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全CDFに対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRAの目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起回事象が既にモデル化されている起回事象に包絡することができる事象

第 3.1.2.2-7 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果 (5/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
余熱除去機能喪失	余熱除去系の弁及びポンプの故障により余熱除去系の運転中の系統がすべて機能喪失する事象である。	○	4、5、9、10、12	—	・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間):余熱除去運転を行っておらず本事象は発生しないため対象外とする。(除外判定イ)
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事象である。	○	3、4、5、9、10、11、12、13	—	・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間):当該事象が発生した場合には、制御用空気系が機能喪失し、SG水張弁が閉止し、蒸気発生器への給水が停止するため、蒸気発生器による冷却機能が喪失する。 ・POS4、5、9、10及び12(RHR運転期間):当該事象が発生した場合には、余熱除去系による崩壊熱除去は不可能となる。
原子炉補機冷却水系の部分喪失(Aヘッド喪失)	原子炉補機冷却水系のAヘッドへの給水機能が喪失する事象である。	○	3、4、5、9、10、11、12、13	—	・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間):本事象に伴い、制御用空気系の1系統が喪失する。制御用空気系の運転状態によっては、制御用空気が喪失し、SG水張弁が閉止し、蒸気発生器への給水が停止し、蒸気発生器による冷却機能が喪失する。 ・POS4、5、9、10及び12(RHR 運転期間):本事象に伴い、余熱除去系の1系統の冷却が不能となる。余熱除去系の運転状態によっては、運転中の余熱除去系が喪失する。
原子炉補機冷却水系の部分喪失(Bヘッド喪失)	原子炉補機冷却水系のBヘッドへの給水機能が喪失する事象である。	○	3、4、5、9、10、11、12、13	—	・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間):本事象に伴い、制御用空気系の1系統が喪失する。制御用空気系の運転状態によっては、制御用空気が喪失し、SG水張弁が閉止し、蒸気発生器への給水が停止し、蒸気発生器による冷却機能が喪失する。 ・POS4、5、9、10及び12(RHR 運転期間):本事象に伴い、余熱除去系の1系統の冷却が不能となる。余熱除去系の運転状態によっては、運転中の余熱除去系が喪失する。
原子炉補機冷却水系の部分喪失(Cヘッド喪失)	原子炉補機冷却水系のCヘッドへの給水機能が喪失する事象である。	×	—	イ 備考欄参照	・POS3、4、5、9、10、11、12及び13:本事象が発生した場合においても、安全系補機は健全であるため、有意なリスク増加を伴わないことから、評価対象外とする。(除外判定イ)

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止レベル 1PRA では起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失する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

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ〜ニが適用されない事象で、適切な理由(全 CDF に対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

ヘ PRA の目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第3.1.2.2-7表 起因事象候補のスクリーニング検討結果(6/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
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両ヘッダへの給水機能が喪失する事象である。	○	3、4、5、9、10、11、12、13	—	・POS3、4、5、9、10、11、12及び13:本事象により従属的に原子炉補機冷却海水系の全喪失となる。
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片ヘッダへの給水機能が喪失する事象である。	○	3、4、5、9、10、11、12、13	—	・POS3、4、5、9、10、11、12及び13:本事象により従属的に原子炉補機冷却海水系の全喪失又は部分喪失に至る可能性がある。
外部電源喪失	外部電源が喪失する事象である。	○	3、4、5、9、10、11、12、13	—	・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間):外部電源が喪失した場合には、主給水系の動力が喪失するため、蒸気発生器による崩壊熱除去が不可能となる。 ・POS4、5、9、10及び12(RHR運転期間):外部電源が喪失した場合には、余熱除去系の全系統の動力が喪失し、余熱除去機能喪失となる。
安全系高圧交流母線の全喪失	安全系高圧交流母線6.6kV 4-3C及び4-3Dが機能喪失する事象である。	○	3、4、5、9、10、11、12、13	—	・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間):本事象に伴い、制御用空気系が機能喪失し、SG水張弁が閉止し、蒸気発生器への給水が停止するため、蒸気発生器による冷却機能が喪失する。 ・POS4、5、9、10及び12(RHR 運転期間):本事象に伴い、余熱除去系の全系統の動力が喪失し、余熱除去機能喪失となる。
安全系高圧交流母線の部分喪失	安全系高圧交流母線6.6kV 4-3C又は4-3Dが機能喪失する事象である。	○	3、4、5、9、10、11、12、13	—	・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間):本事象に伴い、制御用空気系の1系統が喪失する。制御用空気系の運転状態によっては、制御用空気が喪失し、SG水張弁が閉止し、蒸気発生器への給水が停止し、蒸気発生器による冷却機能が喪失する。 ・POS4、5、9、10及び12(RHR 運転期間):本事象に伴い、余熱除去系の1系統の動力が喪失する。余熱除去系の運転状態によっては、運転中の余熱除去系が喪失する。

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止レベル1PRA では起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失する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

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全CDFに対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

ヘ PRAの目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第3.1.2.2-7表 起回事象候補のスクリーニング検討結果(7/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
安全系低圧交流母線の全喪失	安全系低圧交流母線のうち以下の全ての設備が機能喪失する事象である。 ・440V 3-3C1又は原子炉コントロールセンタ3C1及び3C2の喪失 ・440V 3-3C2又は原子炉コントロールセンタ3C3及び3C4の喪失 ・440V 3-3D1又は原子炉コントロールセンタ3D1及び3D2の喪失 ・440V 3-3D2又は原子炉コントロールセンタ3D3及び3D4の喪失	○	3、4、5、9、10、11、12、13	—	・POS3、4、5、9、10、11、12及び13:本事象に伴い、制御用空気系等の補機の機能が喪失し、後段の緩和系への影響がある。
安全系低圧交流母線の部分喪失	安全系低圧交流母線440V 3-3C1、3-3C2、3-3D1、3-3D2母線又は原子炉コントロールセンタ3C1、3C2、3C3、3C4、3D1、3D2、3D3、3D4のいずれかの設備が機能喪失する事象である。	○	3、4、5、9、10、11、12、13	—	・POS3、4、5、9、10、11、12及び13:本事象に伴い、制御用空気系等の機能が一部喪失し、後段の緩和系への影響がある。
安全系直流母線の全喪失	安全系直流母線125V直流コントロールセンタ3A及び3Bが機能喪失する事象である。	○	3、4、5、9、10、11、12、13	—	・POS3、4、5、9、10、11、12及び13:安全系直流母線が喪失すると、安全系直流母線をサポート系とする後段の緩和系に影響を及ぼす。
安全系直流母線の部分喪失	安全系直流母線125V直流コントロールセンタ3A又は3Bが機能喪失する事象である。	○	3、4、5、9、10、11、12、13	—	・POS3、4、5、9、10、11、12及び13:安全系直流母線が喪失すると、安全系直流母線をサポート系とする後段の緩和系に影響を及ぼす。
安全系計装用母線の全喪失	安全系の計装分電盤及び計装用後備分電盤の2系列以上の機能が喪失する事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS3、4、5、9、10、11、12及び13: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、計装用母線は、コントロールセンタ及び直流電源から給電であること並びに計装用電源の多重化が図られている。そのため、当該事象が発生した場合においても結果に対して有意な影響がないと判断できることから、評価対象外とする。(除外判定ホ)
安全系計装用母線の部分喪失	安全系の計装分電盤及び計装用後備分電盤の1系列の機能が喪失する事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	

【凡例】起回事象の除外判定理由

イ 内部事象停止レベル1PRAでは起回事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失する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

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全CDFに対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRAの目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起回事象が既にモデル化されている起回事象に包絡することができる事象

第3.1.2.2-7表 起因事象候補のスクリーニング検討結果(8/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
制御用空気系の全喪失	制御用空気系の制御用空気圧縮機トレンA及びBの両方が喪失する事象である。	○	3、4、5、9、10、11、12、13	—	・POS3、4、5、9、10、11、12及び13: 制御用空気系が機能喪失すると、制御用空気系をサポート系とする後段の緩和系に影響を及ぼす。
制御用空気系の部分喪失	制御用空気系のAヘッダ、Bヘッダ又はABヘッダのうち1ヘッダへの圧縮空気供給機能が喪失する事象である。	○	3、4、5、9、10、11、12、13	—	・POS3、4、5、9、10、11、12及び13: 制御用空気系の一部が機能喪失すると、制御用空気系をサポート系とする後段の緩和系に影響を及ぼす。
中央制御室空調系の喪失	中央制御室空調系の機能が喪失する事象である。	×	—	ニ 備考欄参照	・POS3、4、5、9、10、11、12及び13: 当該事象が発生した場合においても、機器の最高使用温度を超過するまでには十分な時間があり、その間に事象の収束は可能であり、崩壊熱除去機能喪失への影響は小さいと判断し、評価対象外とする。
安全補機開閉器室空調系の全喪失	安全補機開閉器室空調系の機能が全喪失する事象である。	×	—	ニ 備考欄参照	
安全補機開閉器室空調系の部分喪失	安全補機開閉器室空調系の片ヘッダの機能が喪失する事象である。	×	—	ニ 備考欄参照	
空調用冷却系の全喪失	空調用冷水系の機能が全喪失する事象である。	×	—	ニ 備考欄参照	
空調用冷却系の部分喪失	空調用冷水系の片ヘッダの機能が喪失する事象である。	×	—	ニ 備考欄参照	

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止レベル IPRA では起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失する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

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全 CDF に対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRA の目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第3.1.2.2-7表 起因事象候補のスクリーニング検討結果(9/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
主給水流量喪失	主給水流量が喪失し、SGによる冷却機能が喪失する事象である。	○	3、11、13	—	・POS4、5、9、10及び12(RHR 運転期間): 本事象が発生しても余熱除去系の機能は損なわれず、起因事象とならないため対象外とする。(除外基準イ)
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	主蒸気管のうち主蒸気隔離弁の上流側で配管破断が発生し、SGによる冷却機能が喪失する事象である。	×	—	イ、ホ 備考欄参照	・POS4、5、9、10及び12(RHR 運転期間): 本事象が発生しても余熱除去系の機能は損なわれず、起因事象とならないため対象外とする。(除外基準イ)
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	主蒸気管のうち主蒸気隔離弁の下流側で配管破断が発生し、SGによる冷却機能が喪失する事象である。	×	—	イ、ホ 備考欄参照	・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間): 内部事象出力運転時レベル1PRAにおけるCDFはいずれも 1×10^{-7} 未満である。停止時は出力運転時より1次冷却系、2次冷却系のエネルギーが低いことを考慮すると、発生頻度は出力運転時より低いと考えられる。更に、POS3、11及び13の期間は各1日程度であることから、発生頻度は出力運転時よりも2桁以上低くなる。 以上の理由により、これらの起因事象による全CDFへの寄与は十分小さいため評価対象外とする。(除外判定ホ)
主給水管破断	主給水管で配管破断が発生し、SGによる冷却機能が喪失する事象である。	×	—	イ、ホ 備考欄参照	
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管が破損し、SGによる冷却機能が喪失する事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS4、5、9、10及び12(RHR 運転期間): 余熱除去運転中は1次系圧力・温度が十分低い ため、蒸気発生器伝熱管破損は現実的には発生しないと判断する。(除外判定ホ) ・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間): 内部事象出力運転時レベル1PRAにおけるCDFは 1×10^{-7} 未満である。停止時は出力運転時より1次冷却系、2次冷却系のエネルギーが低いことを考慮すると、発生頻度は出力運転時より低いと考えられる。更に、POS3、11及び13の期間は各1日程度であることから、発生頻度は出力運転時よりも2桁以上低くなる。 以上の理由により、本事象による全CDFへの寄与は十分小さいため評価対象外とする。(除外判定ホ)

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止時レベル1PRA では起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失する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

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全CDFに対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRAの目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第3.1.2.2-7表 起因事象候補のスクリーニング検討結果(10/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
過渡事象	主給水系は健全な状態で、タービンバイパス弁等の誤閉が発生し、主蒸気の流出経路が遮断される事象を想定する。	×	—	イ 備考欄参照	<ul style="list-style-type: none"> ・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間):当該事象が発生しても、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁から蒸気が放出され、蒸気発生器による高温停止状態維持が可能であり、起因事象とならないため対象外とする。(除外判定イ) ・POS4、5、9、10及び12(RHR 運転期間):当該事象が発生しても、余熱除去系の機能は損なわれず、起因事象とならないため対象外とする。(除外基準イ)
負荷の喪失	主蒸気止め弁、蒸気加減弁、主蒸気隔離弁の誤閉止によって、蒸気発生器による熱除去能力の低下により、1次冷却材温度及び圧力が上昇するような事象を想定する。	×	—	へ 備考欄参照	<ul style="list-style-type: none"> ・POS3、4、5、9、10、11、12及び13:過渡事象に包絡される。(除外基準へ)
手動停止	手動操作により原子炉をトリップさせる事象である。	×	—	イ 備考欄参照	<ul style="list-style-type: none"> ・POS3、4、5、9、10、11、12及び13:停止時においては起因事象とならないため対象外とする。(除外基準イ)
ATWS	起因事象発生後の原子炉トリップに失敗する事象である。	×	—	イ 備考欄参照	<ul style="list-style-type: none"> ・POS3、4、5、9、10、11、12及び13:停止時においては起因事象とならないため対象外とする。(除外基準イ)

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止時レベル 1PRA では起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失する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

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全 CDF に対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRA の目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第3.1.2.2-7表 起因事象候補のスクリーニング検討結果(11/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
原子炉容器破損	原子炉容器が破損する事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS3、4、5、9、10、11、12及び13:内部事象出力運転時レベル1PRAにおけるCDF は 1×10^{-7} 未満である。出力運転時より1次冷却系の圧力が低いことを考慮すると、原子炉容器破損の発生頻度は出力運転時より低いと考えられる。更にPOS3、11及び13は、各1日程度であることから、原子炉容器破損の発生頻度は2桁以上低くなる。 以上の理由により、本事象による全CDF への寄与は十分小さいため評価対象外とする。(除外判定ホ)
反応度の誤投入	原子炉起動前の高温停止状態において、化学体積制御系の故障、弁の誤操作等により1次系冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して、反応度が添加される事象である。	○	14	—	・POS14:プラント起動時の異常なほう素希釈事象はPOS14で発生し得るため、POS14を定量化対象とする。 ・POS3、4、5、9、10、11、12及び13:プラント起動時の希釈事象以外にも、制御棒の誤引抜、希釈中の外部電源喪失、希釈ラインの故障等による未臨界維持機能喪失事象が考えられるが、発生頻度は極めて小さいと考えられるため、発生頻度が比較的高いと考えられるプラント起動時の異常なほう素希釈で代表する。(除外判定へ)
低温過加圧事象	低温過加圧事象は、停止時に原子炉冷却系が低温にあり、かつRCSに開口部がない状態において、何らかの形で加圧事象が生じた場合に発生する。加圧事象に至る原因としては、高圧注水系の誤起動などが考えられる。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS3、4、5、9、10、11、12及び13:加圧事象の原因となり得る設備については、運転モードごとに使用できる状態の系統・トレンを制限して、発生の可能性を低減している。また、加圧事象に至る原因としては高圧注入系の誤起動等が考えられるが、低温時には加圧器逃がし弁作動圧力は低圧設定となる低温過加圧防止装置が設置されており、低温過加圧事象が生じるには、加圧事象発生と過加圧防止設備不動作の重畳が必要となること、また、加圧器安全弁の取外し、加圧器逃がし弁の動作台数の確保等の過加圧防止対策を実施することから、その発生確率は非常に低いと考えられるため、起因事象から除外した。(重要事故シーケンス選定のためのPRAと同様)(除外判定ホ)

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止時レベル 1PRA では起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失する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

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全CDF に対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRA の目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第3.1.2.2-7表 起因事象候補のスクリーニング検討結果(12/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
燃料集合体の落下	燃料取替中に、使用済燃料集合体が脱落、落下する事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS3、4、5、9、10、11、12及び13: 運用・設計の両面から燃料集合体落下防止対策が十分になされており、燃料取替中に燃料集合体が落下する確率は非常に小さいと考えられる。また、燃料集合体の落下を仮定しても、破損した燃料棒から放出されるFPの量は、原子炉停止後にかなり崩壊・減衰していることを考えればわずかである。以上のことから、燃料集合体の落下は起因事象から除外した。(重要事故シーケンス選定のためのPRAと同様)(除外判定ホ)
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。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS3、4、5、9、10、11、12及び13: プラント停止期間中は1次冷却系の加熱・冷却が行われるが、圧力容器破損防止のため保安規定により1次冷却材温度変化率が制限されており、当該事象を引き起こす可能性は十分に小さいと判断できる。 加圧事象に至る原因としては高圧注入系の誤起動等が考えられるが、「ECCS誤起動」の安全解析の結果を参考にすると、高温停止時においては1次冷却材の温度低下は十分小さく、加圧熱衝撃は問題とならない。低温停止時は低温過加圧防止策(詳細は低温過加圧を参照)を実施することから、加圧熱衝撃は問題とならない。(除外判定ホ)
工学的安全施設作動信号の誤動作	工学的安全施設作動信号の誤動作により崩壊熱除去機能喪失に至る事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS3、4、5、9、10、11、12及び13: 内部事象の観点では、信号が誤発信する頻度は非常に小さいと考えられる。また、仮に信号が誤発信した場合でも緩和系が損傷する訳ではなく、信号発信前のラインアップに復旧する等の運転員によるリカバリー操作に期待できる。 以上より、内部事象の観点では信号の誤発信によるリスクは十分小さいと考えられるため、起因事象から除外する。(除外判定ホ)

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止時レベル 1PRA では起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失する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

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全 CDF に対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

ヘ PRA の目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第 3.1.2.2-8 表 プラント状態別起因事象発生頻度

プラント状態	高温停止状態 (RHR運転開始ま で)	RHR運転 ①RCS満水	RHR運転 ②ミッドループ	RHR運転 ③ミッドループ	RHR運転 ④RCS満水	1次冷却系の漏え い試験	RHR運転 ⑤RCS満水	高温停止状態 (RHR隔離以降)	高温停止状態(安 全注入信号ブロ ック解除以降)
	POS3	POS4	POS5	POS9	POS10	POS11	POS12	POS13	POS14
継続時間(hr)	8.0	68.0	75.0	161.0	74.5	15.5	64.8	39.3	115.0
加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	9.1E-11	—	—	—	—	1.8E-10	—	4.4E-10	—
主給水流量喪失	9.6E-06	—	—	—	—	1.9E-05	—	4.6E-05	—
余熱除去機能喪失	—	5.9E-07	6.5E-07	5.4E-05	2.3E-05	—	5.7E-07	—	—
原子炉冷却材圧力バウナリ機 能喪失	—	5.0E-05	5.6E-05	1.2E-04	5.6E-05	—	4.9E-05	—	—
オーバードレン	—	—	4.6E-07	1.3E-07	—	—	—	—	—
速いドレンレートのオーバード レン	—	—	—	6.7E-05	—	—	—	—	—
水位維持失敗	—	—	2.7E-08	3.8E-08	—	—	—	—	—
外部電源喪失	1.9E-05	1.6E-04	1.8E-04	3.9E-04	1.8E-04	3.8E-05	1.6E-04	9.3E-05	—
安全系高圧交流母線の部分喪 失	5.2E-07	4.4E-06	4.9E-06	1.1E-05	4.9E-06	1.0E-06	4.3E-06	2.5E-06	—
安全系高圧交流母線の全喪失	ε	1.8E-12	1.9E-12	4.2E-12	1.9E-12	ε	1.7E-12	1.0E-12	—
安全系低圧交流母線の部分喪 失	1.4E-05	1.2E-04	1.3E-04	2.8E-04	1.3E-04	2.8E-05	1.1E-04	6.8E-05	—
安全系低圧交流母線の全喪失	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	—
安全系直流母線の部分喪失	3.4E-06	2.9E-05	3.2E-05	7.0E-05	3.2E-05	6.7E-06	2.8E-05	1.7E-05	—
安全系直流母線の全喪失	ε	7.5E-11	8.3E-11	1.8E-10	8.3E-11	1.7E-11	7.3E-11	4.3E-11	—
原子炉補機冷却水系の部分喪 失(Aヘッダ喪失)	3.2E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	6.3E-06	0.0E+00	1.6E-05	—
原子炉補機冷却水系の部分喪 失(Bヘッダ喪失)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	—
原子炉補機冷却水系の全喪失	2.6E-09	3.0E-06	3.3E-06	1.7E-07	7.7E-08	5.2E-09	2.9E-06	1.3E-08	—
原子炉補機冷却海水系の部分 喪失	1.0E-08	7.7E-08	8.5E-08	2.9E-07	1.3E-07	2.1E-08	7.4E-08	5.1E-08	—
原子炉補機冷却海水系の全喪 失	3.3E-09	3.6E-07	4.0E-07	6.8E-08	3.1E-08	6.4E-09	3.5E-07	1.6E-08	—
制御用空気系の部分喪失	5.1E-08	4.3E-07	4.8E-07	1.0E-06	4.8E-07	1.0E-07	4.2E-07	2.5E-07	—
制御用空気系の全喪失	9.6E-08	8.2E-07	9.0E-07	2.0E-06	9.0E-07	1.9E-07	7.9E-07	4.7E-07	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	1.4E-04

(注) — は各 POS において評価対象外の起因事象

ε : カットオフ値(1.0E-12(/炉年))未滿

第 3.1.2.2-9 表 システム間の従属性マトリックス 高圧注入系 (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 C 1	パワーセンタ 440V 母線 C 2	パワーセンタ 440V 母線 D 1	パワーセンタ 440V 母線 D 2	原子炉コントロールセンタ C 1	原子炉コントロールセンタ C 2	原子炉コントロールセンタ C 3	原子炉コントロールセンタ D 1	原子炉コントロールセンタ D 2	原子炉コントロールセンタ D 3	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	格納容器スプレイ信号 A	格納容器スプレイ信号 B	BOシークェンス信号 A	BOシークェンス信号 B	UV信号 A	UV信号 B	ATWS緩和設備/CCF対策設備	
3A-SIP	3A 高圧注入ポンプ	電動ポンプ(通常待機、純水)	Standby	Run	○		○												○			○									
3B-SIP	3B 高圧注入ポンプ	電動ポンプ(通常待機、純水)	Standby	Run		○	○													○		○									
3V-SI-062A	電動弁(純水) 062A	電動弁(純水)	Close	Open									○																		
3V-SI-062B	電動弁(純水) 062B	電動弁(純水)	Close	Open												○															

注) ○: 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3.1.2.2-10表 システム・運転モードと共用機器の従属関係

システム間の共用機器 システム・運転モード	燃料 取 替 用 水 タ ン ク	低 温 側 注 入 ラ イ ン 逆 止 弁 136A ↳ 136D	格 納 容 器 再 循 環 サ ン プ A / B
高圧注入系（注入時）	○	○	
低圧注入系（注入時）	○	○	
格納容器スプレイ注入系（注入時）	○		
高圧注入系（再循環時）		○	○
低圧注入系（再循環時）		○	○
格納容器スプレイ注入系（再循環時）			○
代替再循環		○	○
常設電動注入ポンプ	○	○	
RHR 運転		○	

注) ○：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3.1.2.2-11表 フォールトツリー定量化結果(高圧注入系(注入時))

起回事象	POS	成功基準		非信頼度
		ポンプ台数	ループ数	
加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	POS3、11、13	1台	1ループ	1.4E-02
主給水流量喪失	POS3、11、13	1台	3ループ	1.4E-02
安全系高圧交流母線の部分喪失	POS3、11、13	1台	3ループ	1.6E-02
外部電源喪失	POS4、9、10、12	1台	4ループ	2.8E-02
	POS5	1台	1ループ	3.3E-03
余熱除去機能喪失	POS4、9、10、12	1台	4ループ	2.8E-02
	POS5	1台	1ループ	2.9E-03
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	POS4、9、10、12	1台	3ループ	2.2E-02
	POS5	1台	1ループ	2.9E-03

第 3.1.2.2-12 表 起因事象別・プラント状態別炉心損傷頻度

起因事象	POS継続時間 (hr)	POS3	POS4	POS5	POS9	POS10	POS11	POS12	POS13	POS14	合計 (/炉年)	寄与率
		8.0	68.0	75.0	161.0	74.5	15.5	64.8	39.3	115.0		
加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	ε	—	—	—	—	—	ε	—	5.4E-12	—	5.4E-12	<0.1%
主給水流量喪失	1.3E-12	—	—	—	—	—	1.8E-09	—	8.2E-11	—	1.9E-09	0.1%
余熱除去機能喪失	—	9.7E-12	1.8E-10	ε	ε	—	—	ε	—	—	1.9E-10	<0.1%
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	—	7.0E-08	6.4E-08	6.2E-08	3.3E-08	—	—	8.3E-09	—	—	2.4E-07	14.4%
オーバードレン	—	—	1.0E-09	ε	—	—	—	—	—	—	1.0E-09	<0.1%
速いドレンレートのオーバードレン	—	—	—	1.0E-11	—	—	—	—	—	—	1.0E-11	<0.1%
水位維持失敗	—	—	7.5E-11	ε	—	—	—	—	—	—	7.5E-11	<0.1%
外部電源喪失	2.6E-10	2.4E-07	4.9E-08	1.0E-08	4.3E-09	3.8E-08	2.3E-07	3.5E-08	—	—	6.1E-07	37.0%
安全系高圧交流母線の部分喪失	4.4E-10	1.3E-07	2.8E-08	1.8E-09	8.1E-10	6.1E-09	1.3E-07	5.1E-09	—	—	3.1E-07	18.7%
安全系高圧交流母線の全喪失	ε	1.8E-12	1.9E-12	4.2E-12	1.9E-12	ε	1.7E-12	1.0E-12	—	—	1.3E-11	<0.1%
安全系低圧交流母線の部分喪失	6.5E-11	9.9E-11	2.7E-09	2.3E-10	1.0E-10	5.6E-10	9.6E-11	1.0E-09	—	—	4.9E-09	0.3%
安全系低圧交流母線の全喪失	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	—	—	ε	<0.1%
安全系直流母線の部分喪失	4.1E-11	1.9E-10	6.5E-09	5.8E-11	2.7E-11	1.5E-09	1.9E-10	3.7E-09	—	—	1.2E-08	0.7%
安全系直流母線の全喪失	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	—	—	ε	<0.1%
原子炉補機冷却水系の部分喪失(Aヘッダ喪失)	ε	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.1E-11	0.0E+00	ε	—	8.1E-11	<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	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	—	0.0E+00	<0.1%
原子炉補機冷却水系の全喪失	1.5E-12	7.0E-08	2.3E-07	3.0E-09	1.3E-09	4.0E-09	6.8E-08	1.8E-11	—	—	3.8E-07	22.9%
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	ε	8.5E-10	1.0E-08	ε	ε	ε	7.9E-10	ε	—	—	1.2E-08	0.7%
原子炉補機冷却海水系の全喪失	8.3E-11	8.6E-09	2.8E-08	1.6E-09	7.3E-10	6.4E-09	8.3E-09	4.6E-10	—	—	5.4E-08	3.3%
制御用空気系の部分喪失	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	2.3E-12	—	—	2.3E-12	<0.1%
制御用空気系の全喪失	ε	ε	ε	ε	ε	1.5E-12	ε	ε	—	—	1.5E-12	<0.1%
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	3.1E-08	3.1E-08	1.9%
合計(/炉年)		8.9E-10	5.3E-07	4.2E-07	7.9E-08	4.0E-08	5.8E-08	4.5E-07	4.5E-08	3.1E-08	1.6E-06	
寄与率		<0.1%	32.0%	25.3%	4.8%	2.4%	3.5%	27.2%	2.7%	1.9%		

ε : カットオフ値 (1.0E-12 (/炉年)) 未満

第 3.1.2.2-13 表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ		CDF (／炉年)	寄与率
POS4、5、9、 10、12	崩壊熱除去機能喪失	1.3E-06	76.7%
	全交流動力電源喪失	1.3E-08	0.8%
	原子炉冷却材の流出	2.4E-07	14.4%
POS14	反応度の誤投入	3.1E-08	1.9%
POS3、11、13	2次冷却系からの除熱機能喪失	2.1E-08	1.3%
	全交流動力電源喪失	6.4E-08	3.9%
	原子炉補機冷却機能喪失	1.9E-08	1.1%
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	ε	< 0.1%
	ECCS注水機能喪失	1.9E-10	< 0.1%
	ECCS再循環機能喪失	1.4E-11	< 0.1%
	合計	1.6E-06	

ε : カットオフ値 (1.0E-12 (／炉年)) 未満

第 3.1.2.2-14 表 不確実さ解析結果

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	
POS4、5、 9、10、12	崩壊熱除去機能喪失	2.9E-07	1.0E-06	1.3E-06	3.3E-06	1.3E-06	3.4
	全交流動力電源喪失	7.7E-11	1.6E-09	5.1E-09	2.0E-08	1.3E-08	16.2
	原子炉冷却材の流出	1.5E-09	8.5E-08	2.4E-07	9.7E-07	2.4E-07	25.9
POS14	反応度の誤投入	1.6E-10	4.3E-09	3.1E-08	1.2E-07	3.1E-08	26.7
POS3、11、 13	2次冷却系からの除熱機能喪失	2.1E-09	1.1E-08	2.3E-08	7.3E-08	2.1E-08	5.9
	全交流動力電源喪失	1.7E-09	2.6E-08	5.0E-08	1.7E-07	6.4E-08	10.0
	原子炉補機冷却機能喪失	2.6E-09	1.2E-08	1.8E-08	5.2E-08	1.9E-08	4.5
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	—	—	—	—	ε	—
	ECCS注水機能喪失	3.2E-11	1.1E-10	1.9E-10	5.4E-10	1.9E-10	4.1
	ECCS再循環機能喪失	4.8E-15	1.6E-12	1.4E-11	6.5E-11	1.4E-11	115.9
	合計	4.3E-07	1.3E-06	1.7E-06	4.0E-06	1.6E-06	3.1

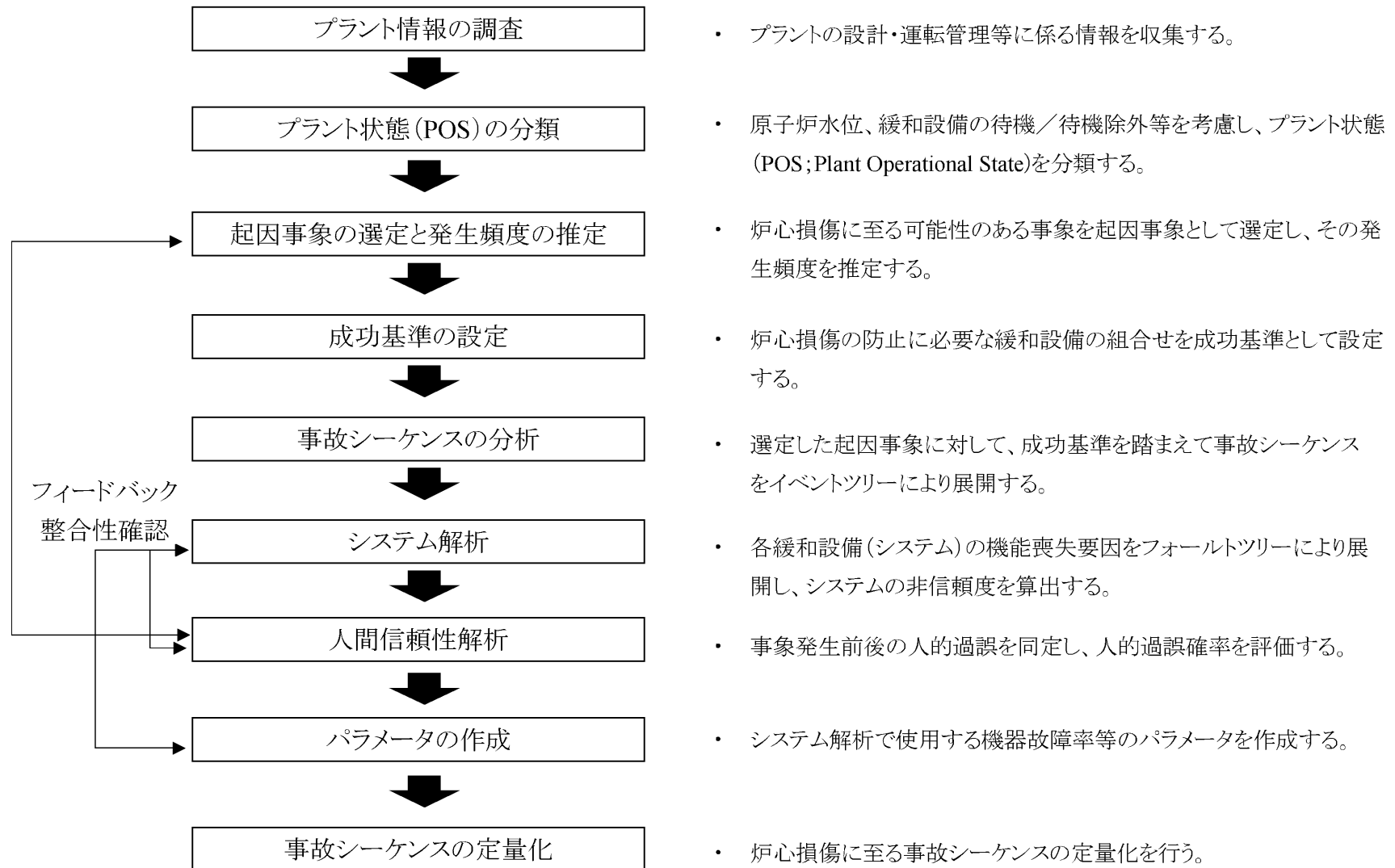
ε：カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未満

第 3.1.2.2-15 表 感度解析結果(機器の運転状態に係る感度解析)

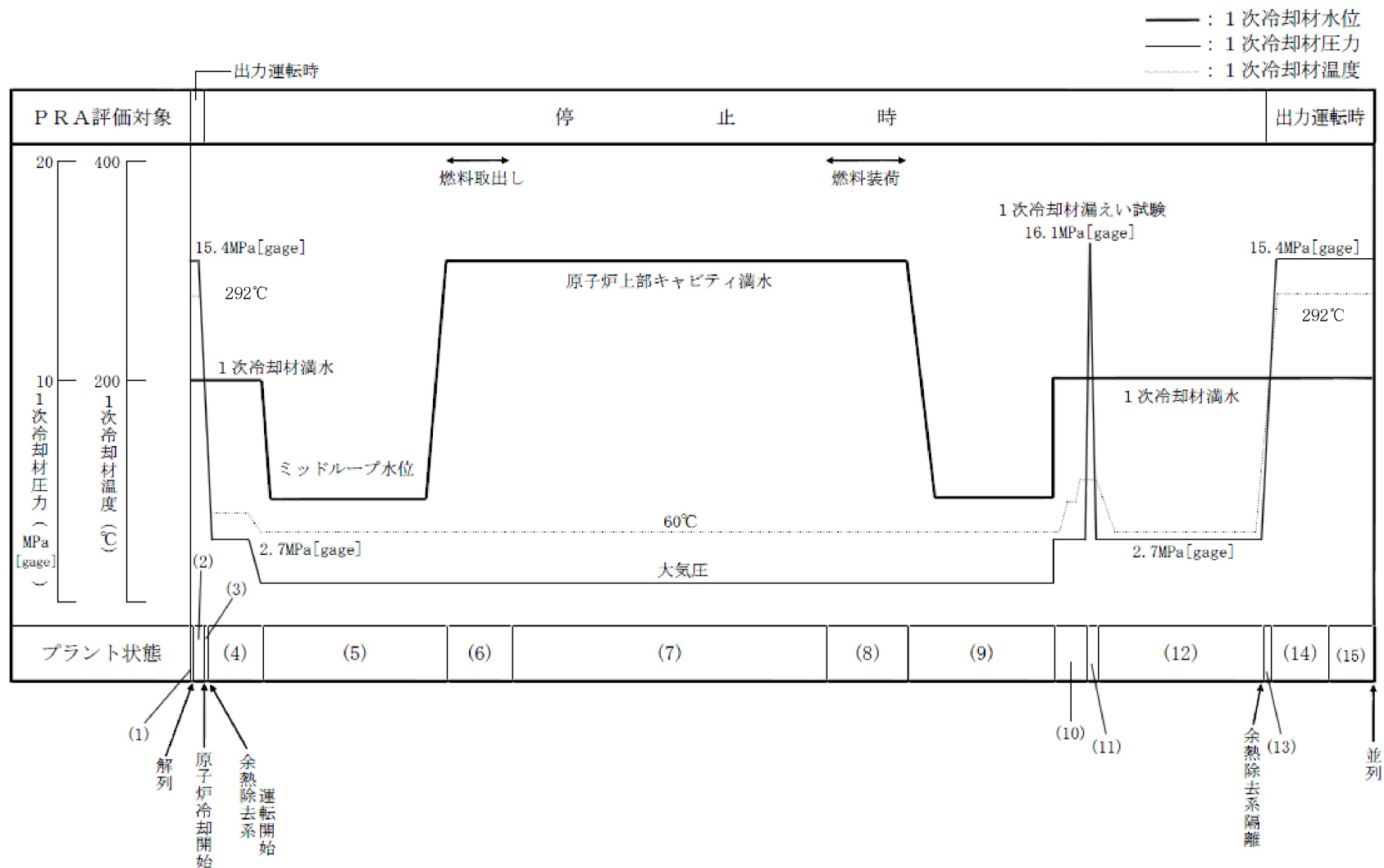
解析ケース	ベースケースからの変更点	CDF (/炉年)	ベースケース との CDF 比
ベースケース	—	1.6E-06	—
感度解析ケース	原子炉補機冷却水ポンプ 4 台運 転状態の POS において原子炉補 機冷却水ポンプの必要運転台数 を変更	4.8E-07	2.9E-01

第 3.1.2.2-16 表 感度解析結果（人的過誤に係る感度解析）

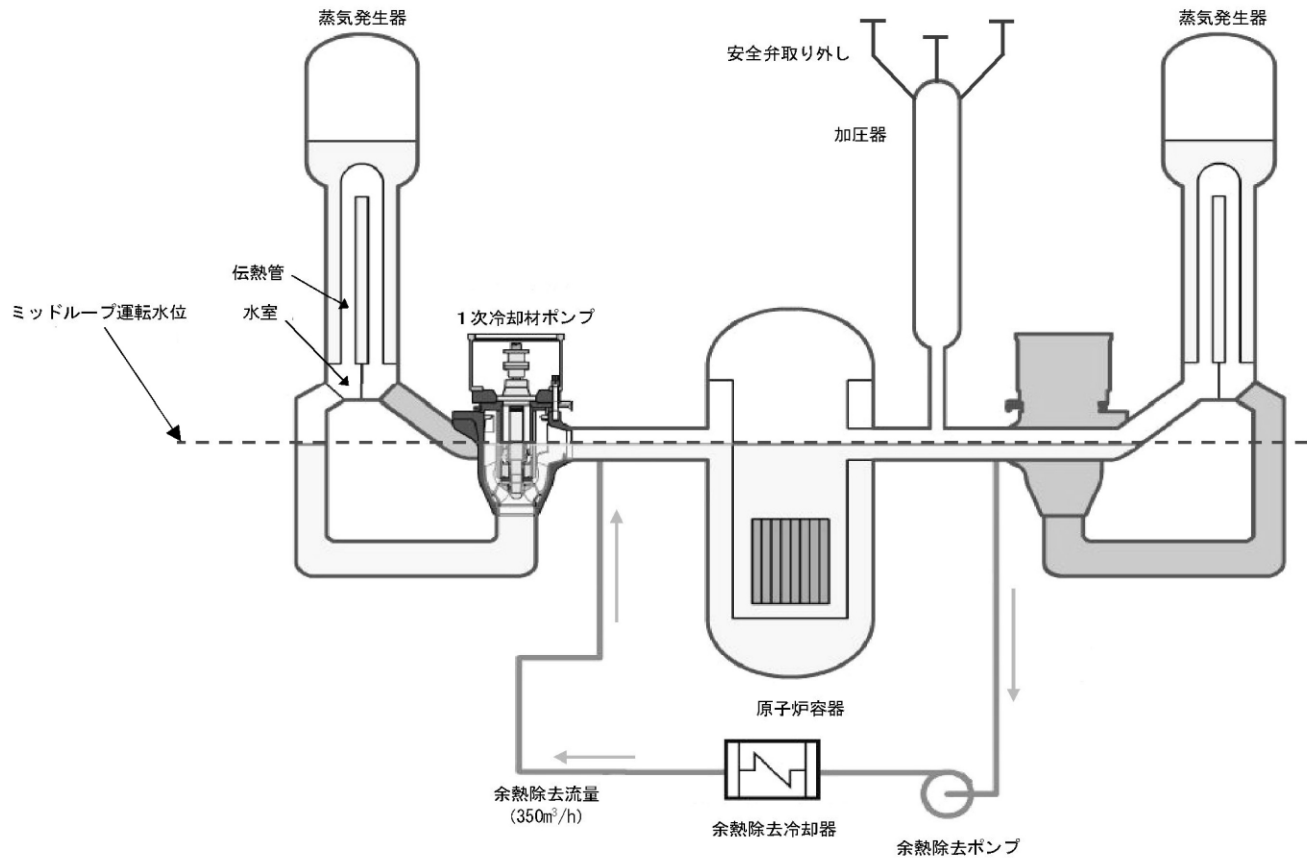
解析ケース	ベースケースからの変更点	CDF (/炉年)	ベースケース との CDF 比
ベースケース	—	1.6E-06	—
感度解析ケース	HRA Calculator で算出した人的過誤確率を THERP 手法で算出した人的過誤確率に変更	1.3E-06	7.9E-01



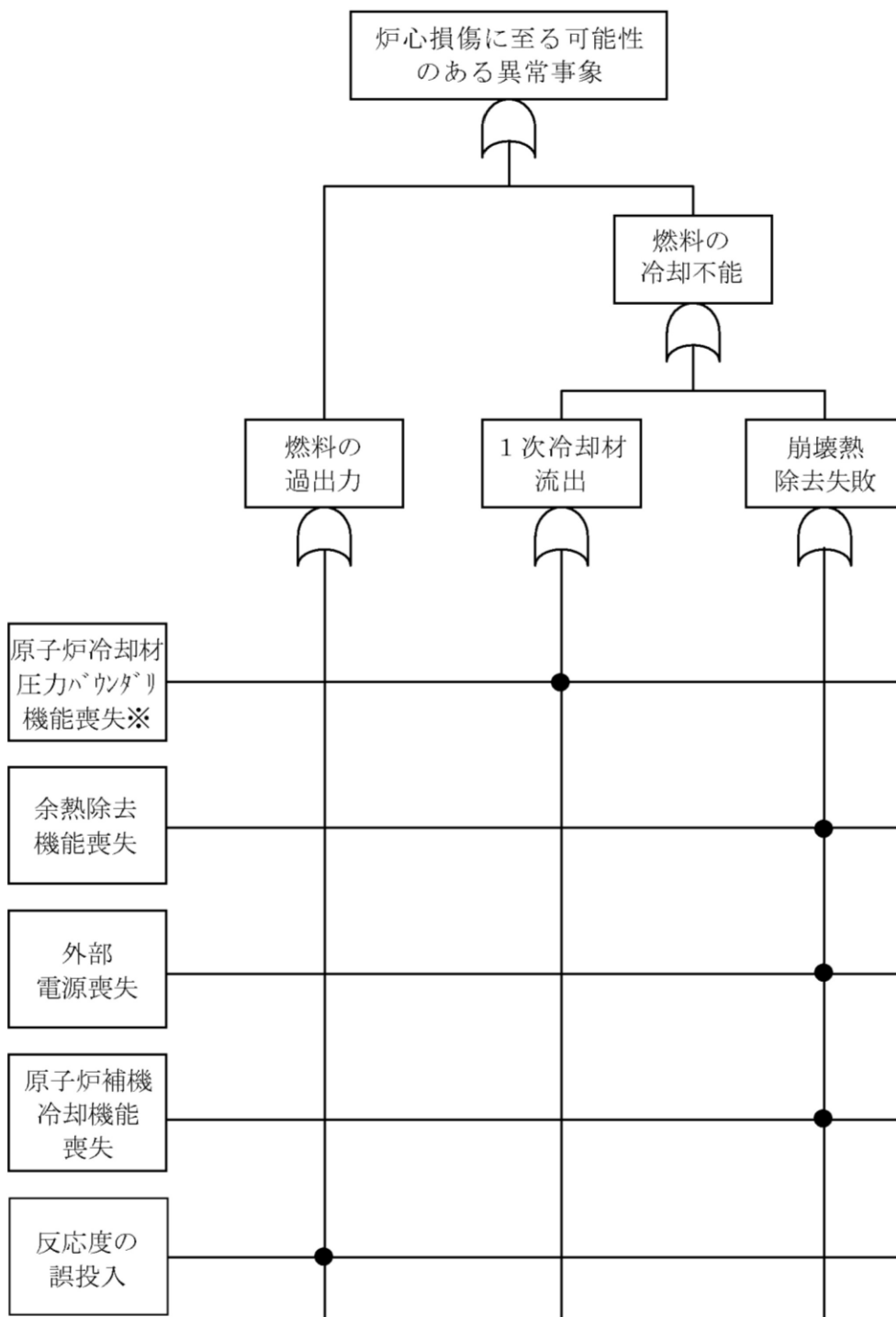
第 3.1.2.2-1 図 内部事象停止時レベル 1PRA の評価フロー



第 3.1.2.2-2 図 定期事業者検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

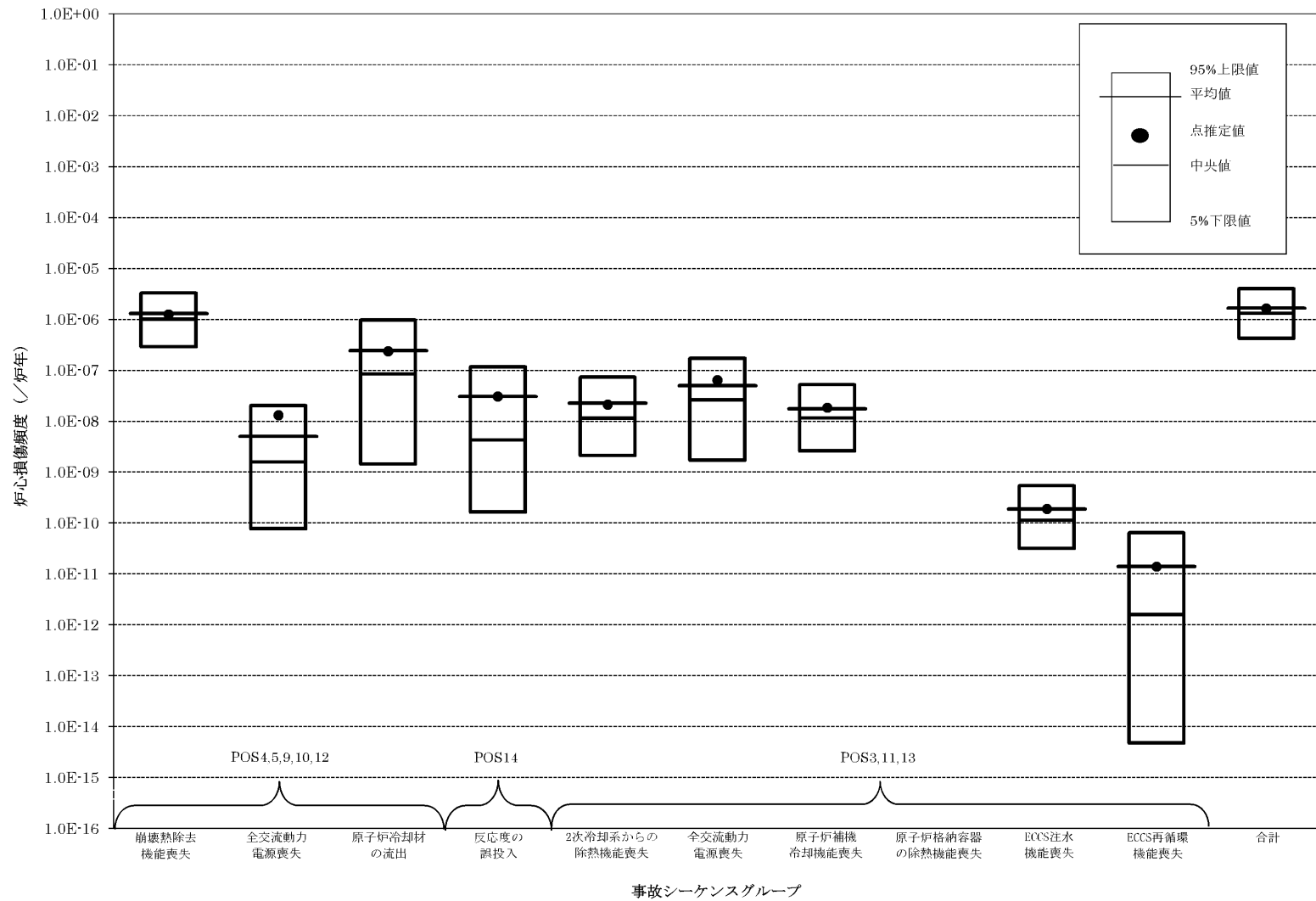


第 3.1.2.2-3 図 ミッドループ運転概要図



※原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、オーバードレン、水位維持失敗を想定

第3.1.2.2-4図 炉心損傷に至る可能性のある異常事象のマスターロジックダイアグラム



第 3.1.2.2-5 図 不確実さ解析結果

3.1.2.3 PRAにより抽出された追加措置

3.1.2.2 において示した PRA の結果から、現状のプラントの安全性を更に向上させることを目的とし、炉心損傷に至る主なシナリオとその要因を分析し、安全性向上のための追加措置を検討した。

具体的な追加措置の検討プロセスを以下に示す。

リスク寄与が大きな事故シーケンスに対する追加措置を優先的に検討するため、現状のプラント状態でのリスク評価結果を整理し、事故シーケンスグループごとの CDF 及びその CDF が全 CDF に対して寄与する割合を分析し、第 3.1.2.3-1 図に示すフローを用いて、追加措置の検討対象とする事故シーケンスグループを選定した。この選定に当たっては、一般社団法人 日本原子力学会が発行している「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメント整備及び維持向上に関する実施基準：2019」（以下「SAM 標準」という。）を参考とした。

次に第 3.1.2.3-1 表に示すとおり、SAM 標準を参考に追加措置の検討対象として選定された事故シーケンスグループごとの CDF に対して、それらを重要度「高」、「中」又は「低」に分類するとともに、分類した重要度に応じて、有効と考えられる追加措置について検討を行った。

追加措置の具体的な検討においては、追加措置の検討対象として選定された事故シーケンスグループのうち、リスク寄与の大きい事故シナリオに対して、FV 重要度やカットセットの分析等から効果的な追加措置を検討した。

(1) 炉心損傷に至る事故シナリオの分析と追加措置の検討

事故シーケンスグループ別の CDF 評価結果について重要度の分類を行った結果、重要度「高」に分類された事故シーケンスグループは、「崩壊熱除去機能喪失」であった。なお、重要度「中」又は重要度「低」に分類される事故シーケンスグループはなかった。

a. 「崩壊熱除去機能喪失」

(a) 炉心損傷に至る事故シナリオの分析

主なシナリオは以下の通り。POS4、5及び12において、運転中の原子炉補機冷却水ポンプ4台のうち2台が機能喪失し、また運転中である残りの2台の原子炉補機冷却水ポンプについても流量超過で機能喪失することにより、原子炉補機冷却水系の全喪失が発生する。その後、緩和設備が失敗（移動式大容量ポンプ車の継続運転失敗、2次系強制冷却操作失敗等）することで炉心損傷に至る。

以上のシナリオに対し、追加措置を検討した。

(b) 追加措置の検討

原子炉補機冷却水系の全喪失に至る事故シナリオに対して、原子炉補機冷却水ポンプ全台運転時におけるポンプ過負荷の防止に係る検討を追加措置として抽出した。

(2) リスクマネジメント機能の維持向上に係る追加措置の検討

定期事業者検査中においては、リスク評価ツールである停止時リスクモニタを活用し、定期事業者検査工程や機器の運転状態等からリスクを評価した結果に基づくリスク低減のためのリスク管理措置を実施している。今回の安全性向上評価では、内部事象停止時レベル1PRAモデルに対して、プラントの設計・運用情報等の更新や伊方プロジェクトにおける海外専門家からの技術的コメントの反映等による高度化を行っており、停止時リスクモニタについても、最新の内部事象停止時レベル1PRAモデルに更新することは、より現実に即したリスク評価及びリスク管理が可能となることから、停止時リスクモニタの更新はリスクマネジメントの維持向上に効果的と判断し、追加措置とすることとした。

(3) PRAにより抽出された追加措置の整理

PRAにより抽出された安全性向上のための追加措置としては、運用対策としての改善検討等が挙げられた。具体的に検討した追加措置について整理した結果を第3.1.2.3-2表に示す。

なお、原子力施設の設計及び運用に対して、PRAの結果としてのリスク情報を活用するためには、より現実的な評価に向けた検討、研究の推進などに取組んでいく必要がある。今後もこれらの取組みを継続的に推進していく。

第 3.1.2.3-1 表 事故シーケンスグループごとの CDF

事故シーケンスグループ		内部事象 停止時
POS3、 11、13	2次冷却系からの除熱機能喪失	2.1E-08 (1.3%)
	全交流動力電源喪失	6.4E-08 (3.9%)
	原子炉補機冷却機能喪失	1.9E-08 (1.1%)
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	ϵ *1
	ECCS 注水機能喪失	1.9E-10 (<0.1%)
	ECCS 再循環機能喪失	1.4E-11 (<0.1%)
POS4、 5、9、 10、12	崩壊熱除去機能喪失	1.3E-06 (76.7%)
	全交流動力電源喪失	1.3E-08 (0.8%)
	原子炉冷却材の流出	2.4E-07 (14.4%)
POS14	反応度の誤投入	3.1E-08 (1.9%)
	合計	1.6E-06

赤ハッチング: 重要度「高」

()内は各事象の合計に占める割合を示す。

*1: ϵ : カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未満

第 3.1.2.3-2 表 PRA より抽出された追加措置

a. 炉心損傷に至る事故シナリオの分析

	分類	追加措置	期待される効果	左記追加措置が抽出された事象
追加措置	設備／運用対策	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水ポンプ 全台運転時におけるポンプ過負荷の防止に係る検討 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水ポンプが、複数台故障した場合、残りのポンプが停止しないように運転操作がスムーズに行うことができるよう運用対策を実施することで、原子炉補機冷却水系の全喪失に至るリスクの低減に期待できる。 	<ul style="list-style-type: none"> 内部事象停止時レベル 1PRA

b. リスクマネジメント機能の維持向上

	分類	追加措置	期待される効果	左記追加措置が抽出された事象
追加措置	設備／運用対策	<ul style="list-style-type: none"> 停止時リスクモニタの更新 	<ul style="list-style-type: none"> 最新の停止時 PRA モデルに基づく停止時リスクモニタを活用することで、よりプラントの実態に即したリスクの評価及び適切なリスク低減を図った定期事業者検査の実施に期待できる。 	<ul style="list-style-type: none"> 内部事象停止時レベル 1PRA

3.1.2.4 PRA改善に向けた取組み方針

安全性向上評価における PRA 実施の目的は、評価結果の分析に基づくプラントの脆弱点の把握と安全性向上対策の立案のための追加措置抽出であることから、より現実的な評価を実施することが望ましく、その目的に沿った PRA 手法及び PRA モデルの改善が必要となる。

本届出においては、これまでの届出における PRA で使用した設計、運転・施設管理情報、評価手法等を更新し、現状のプラント状態に即した PRA モデルを構築した。また、伊方プロジェクトの取組みで得られた知見等を踏まえ、PRA モデルの高度化を実施した。今後更なる改善に向け、以下の項目を実施する。

- ・発電所の設計・運用情報、運転経験等の情報を PRA モデルに適宜反映することにより現状のプラント状態に即した PRA モデルの維持管理を継続的に行い、リスク評価・管理を実施する。
- ・内部事象 PRA 及び外部事象 PRA モデルについて、伊方プロジェクトの取組みで得られた知見等を踏まえ、継続的な高度化を実施する。
- ・その他事象を対象とした PRA モデルについても、評価技術の成熟度等に応じてモデル構築を検討する。

PRA 手法の改善は、電力共通の課題であることから、これらの取組みについては、電力共通研究、電力中央研究所(NRRC)等の活用により、効果的な取組みとなるよう進めていき、適宜評価に取り入れていく。

また、PRA の適用範囲を拡大し、リスク情報を活用した効果的かつ効率的な資源運用を行うことにより、プラントの安全性の維持・向上と稼働率向上の両立につながる活動を進める。

3.1.2.5 前回PRA結果からのPRAモデル変更内容と影響について

今回、玄海3号機第5回及び玄海4号機第6回安全性向上評価におけるPRA(以下「第5(6)回評価」という。)においては、第1回評価に使用したPRAモデルに設計・運用情報等の更新を反映するとともに、伊方プロジェクトによる評価手法の高度化や海外専門家からの技術的コメントを反映し、内部事象停止時レベル1PRAを実施した。

第1回評価からのPRAモデルの主な変更内容とその影響について、第1回評価からの主なPRAモデルの変更内容を第3.1.2.5-1表に示し、PRAモデル変更に伴うPRA結果への影響を第3.1.2.5-2表に示す。

第3.1.2.5-1表 第1回評価からの主なPRAモデルの変更内容

項目	第1回評価	第5(6)回評価	PRAモデルの変更内容
起因事象	—	起因事象の追加及び起因事象発生頻度の更新	・考慮する起因事象の追加及び国内PWRプラントの運転実績(1976～2023年)を基に玄海3/4号機の運転実績を反映した発生頻度への更新
機器の運転状態	保安規定	3号機第17回定事検の計画工程	・定事検の計画工程に基づく機器の運転状態を反映
機器故障率	国内一般機器故障率(NUCIAで公開されているデータを使用)	プラント固有の機器故障率(事前分布に電力中央研究所(NRRC)のデータを使用)	・電力中央研究所(NRRC)のデータを事前分布とし、玄海3/4号機の運転経験(2018～2022年度)でベイズ更新
人的過誤評価手法	NUREG/CR-1278(THERP手法)を適用	EPRI手法(HRA Calculator)を適用	・米国における標準的な手法の採用 ・運転員のインタビュー結果に基づく操作の時間余裕等から人的過誤確率を評価
特重施設	なし	あり	・特重施設を反映

第3.1.2.5-2表 PRAモデル変更に伴うPRA結果へ影響

(内部事象停止時レベル1PRA)

	第1回評価	第5(6)回評価
全CDF (／炉年)	2.5E-07	1.6E-06

		PRA結果への影響
モデル変更内容	起回事象の追加及び起回事象発生頻度の更新	起回事象として追加した速いドレンレートのオーバードレンについては、発生頻度が小さく有意な影響はない。外部電源喪失の発生頻度算出方法の変更による発生実績件数増加に伴う起回事象発生頻度の増加により、CDFは増加
	機器の運転状態の反映	POS4、5及び12において、余熱除去ポンプ2台運転、原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプ4台運転により、原子炉補機冷却水ポンプの成功基準が3/4台であり原子炉補機冷却水系の全喪失に至りやすいことにより、CDFは増加
	機器故障率の更新	プラント固有機器故障率に使用する一般信頼性パラメータを、電力中央研究所(NRRC)が発行した国内プラントの故障実績を基にした「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)」に記載されているデータに変更したことにより、ディーゼル発電機等の一部機器について故障率が高くなった影響から、CDFは増加
	人的過誤評価手法の変更	HRA CalculatorではTHERP手法に比べて、余裕時間の短い操作の人的過誤確率が高く評価される傾向があり、原子炉補機冷却水系の全喪失発生後の2次系強制冷却等の操作余裕時間が短いことによる影響から、CDFは増加
	特重施設の反映	特重施設として特重設備(発電機)を評価対象としたことで、電源系の信頼性が向上したため、CDFは低減