

得られている。

(3) 起因事象のグループ化

起因事象については、単独で炉心損傷頻度の評価を実施することも可能であるが、事象の類似した起因事象をグループ化して評価を実施することも可能である。起因事象をグループ化する際には、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類し、さらに、必要とされる緩和設備等が類似しており、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることのできる範囲まで以下のとおり起因事象をグループ化している。グループ化した結果を第1.1.1.b-4表に示す。

a. L O C A

L O C A は、1 次冷却材流出によりプラントパラメータが変動し、原子炉圧力低信号等が発生して原子炉トリップに至る事象であり、起因事象としては1 次冷却系保有水喪失に至る配管破損が該当する。L O C A のカテゴリに含まれる事象について破断規模に応じて期待される E C C S 設備、2 次冷却系の除熱機能等の相違から、以下のとおりグループ化を行った。

- ・ 大破断 L O C A
- ・ 中破断 L O C A
- ・ 小破断 L O C A

大飯3号炉及び4号炉では、緩和設備が多重（充てんポンプ3台、高圧注入ポンプ2台）に設置されており、緩和設備に対する信頼性が高いことから、極小 L O C A（充てんポンプで補填できる程度のリーク量を想定）を対象外としている。）

b. A T W S

A T W S は、運転時の異常な過渡変化を起因事象とし、さらに原子炉トリップに失敗している事象であり、評価上の技

法として起因事象として取り扱う。

c. インターフェイスシステム L O C A

インターフェイスシステム L O C A は、原子炉冷却材圧力バウンダリと、それに直結した原子炉格納容器外の余熱除去系との隔離に失敗した場合に、1次冷却系の圧力が余熱除去系に付加されるために発生する事象であり、独立した起因事象として取り扱う。

d. 手動停止

手動停止は、停止時冷却に移行する際に復水系、給水系にトラブルが生じた場合等の計画外停止を想定しており、独立した起因事象として取り扱う。

e. 原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却機能喪失時には多数のフロント系設備の機能が影響を受け、R C P シール機能の喪失や加圧器逃がし弁、加圧器安全弁開固着による1次冷却系保有水の喪失事象の発生が想定されることから、独立した起因事象として取り扱う。

f. 2次冷却系の破断

「主蒸気管破断」と「主給水管破断」についてはいずれも蒸気発生器1基からの除熱に期待できなくなり、破断ループの隔離操作が必要となるため、事象の類似性から「2次冷却系の破断」として分類し、独立した起因事象として取り扱う。

g. 蒸気発生器伝熱管破損

蒸気発生器伝熱管1本の完全両端破断を想定する事象であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれ、破損蒸気発生器の隔離に失敗した場合に、原子炉格納容器をバイパスして環境に放射性物質が放出される可能性のある事象であるため、独立した起因事象として取り扱う。

h. その他の事象

事象発生によりプラントパラメータが変動し、原子炉トリ

ップ信号が発生して原子炉トリップに至る事象であり、機器の故障及び人的過誤によりプラントが停止する事象をグループ化するが、事象の進展が異なる一部の事象については独立した起因事象として取り扱う。

- ・ 主給水流量喪失
(給水に係る緩和設備の信頼性が異なる)
- ・ 外部電源喪失
(非常用所内交流電源の成否がサポート系の信頼性に影響を及ぼす)
- ・ 過渡事象
(外部電源喪失と主給水流量喪失を除く異常な過渡変化)

以上の検討結果より、本プラントの評価対象とする起因事象として12事象を選定した。選定した起因事象は第1.1.1.b-5表に示す。

(4) 起因事象の発生頻度評価

起因事象の発生頻度は、以下の手法 (a.又はb.) を用いて算出した。

- a. プラントの運転経験※から得られた起因事象の発生件数と運転期間 (運転時間又は暦日) を用いる。(※: 2011年3月31日現在。なお、国内初のPWRプラント運開 (1970年11月28日) 以降1976年3月31日までの期間は、第1.1.1.b-1図に示すように国内PWRプラントとして初期に発生したものと考えられ、レベル1 P S A 学会標準に基づき近年の運転状況を反映するのに適切ではないことから、運転期間の対象として考慮していない。第1.1.1.b-6表に、除外している事象の一覧を示す。)
- b. フォールトツリーによるシステム信頼性解析を用いる。

インターフェイスシステム L O C A 及び A T W S 以外の起因事象は、a.の手法を用いて、起因事象発生頻度を算出した。その際、次の基本的な考え方にに基づき検討及び評価した。

- － 国内で発生実績のある起因事象は、現実的な評価を実施するとの観点から、国内の運転実績を適用する。
- － 国内及び米国共に発生実績のない起因事象は、現実的な評価を実施するとの観点から、P R A に係る基本設計である 1 次冷却系や安全系の構成、容量が、日本と米国で大きな差異がないことを踏まえ、国内と米国の運転実績を適用する。

なお、後者については、工学的判断による設定に基づき発生件数を0.5件として評価した。

一方、インターフェイスシステム L O C A は、b.の手法を用いて弁の数や設置位置等から機器故障率を用いて起因事象発生頻度を算出した。また、A T W S は、a.の手法を用いて原子炉トリップに至る頻度を、b.の手法を用いて原子炉トリップ失敗確率をそれぞれ算出して、両者の積によって起因事象発生頻度を算出した。

起因事象発生頻度の算出に用いた評価時間とその考え方について、以下の表に示す。

起因事象	運転実績（評価時間）	考え方
<ul style="list-style-type: none"> ・大破断 L O C A ・中破断 L O C A ・小破断 L O C A ・2次冷却系の破断 	<ul style="list-style-type: none"> ・国内 P W R プラント 発電期間（運転開始～2011年3月31日(481炉年)） ・米国 P W R プラント 臨界時間（運転開始～2011年3月31日(1,839炉年)） 	日本及び米国で発生経験がなく、R C S バウンダリ設計において日米間に大きな差異がないため、日本及び米国の運転実績を採用した。なお、当該事象は出力運転時のみ発生し得る事象であるため、発電期間を用いた。
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・国内 P W R プラント 運転期間（運転開始～2011年3月31日(632炉年)） ・米国 P W R プラント 臨界時間（運転開始～2011年3月31日(1,839炉年)） 	日本及び米国で発生経験がなく、R C S バウンダリ設計において日米間に大きな差異がないため、日本及び米国の運転実績を採用した。なお、当該事象は停止時も発生し得る事象であるため、停止時間を含めた運転期間を用いた。
<ul style="list-style-type: none"> ・主給水流量喪失 ・蒸気発生器伝熱管破損 ・過渡事象 ・手動停止 	<ul style="list-style-type: none"> ・国内 P W R プラント 発電期間（1976年4月1日～2011年3月31日(475炉年)） 	国内で発生経験があることから、日本の運転実績を採用した。ただし、統計的検定を行って突出したピークがある運転開始初期の時期は除いた。なお、当該事象は出力運転時のみ発生し得る事象であるため、発電期間を用いた。
<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・国内 P W R プラント 運転期間（1976年4月1日～2011年3月31日(621炉年)） 	国内で発生経験があることから、日本の運転実績を採用した。ただし、統計的検定を行って突出したピークがある運転開始初期の時期は除いた。なお、当該事象は停止時も発生し得る事象であるため、停止時間を含めた運転期間を用いた。
<ul style="list-style-type: none"> ・A T W S 	<ul style="list-style-type: none"> ・国内 P W R プラント 発電期間（1976年4月1日～2011年3月31日(475炉年)） 	1次冷却材圧力及び温度の観点で厳しく、A T W S 緩和設備に期待する必要がある「運転時の異常な過渡変化」のうち実績のある事象、国内における運転時の異常な過渡変化の発生頻度に、システム信頼性解析で算出した原子炉トリップの非信頼度を乗じて算出した。
<ul style="list-style-type: none"> ・インターフェイスシステム L O C A 	—	日本及び米国で発生経験がないため、原子炉格納容器を貫通し高圧設計部と低圧設計部のインターフェイスとなる配管のうち、弁の故障により低圧設計部が過圧され、その結果としてインターフェイスシステム L O C A になり得る配管を同定し、システム信頼性解析により発生頻度を算出した。

各事象の算出手法の詳細は以下のとおり。

(a) L O C A の発生頻度

L O C A は、日本及び米国で発生経験がなく、かつ、原子炉冷却材圧力バウンダリの設計において日米間で大きな差異がないため、日本及び米国の運転実績に基づいて小破断 L O C A の発生頻度を算定した。

W A S H - 1 4 0 0 の考え方にに基づき大破断 L O C A の発生頻度は小破断 L O C A の発生頻度の 1/10 として算出し、中破断 L O C A の発生頻度は小破断 L O C A の発生頻度と大破断 L O C A の発生頻度の相乗平均として算出した。

○小破断 L O C A の発生頻度

$$= 0.5 / (481 + 1839) = 2.2 \times 10^{-4} \text{ (/ 炉年)}$$

481 : 運転開始からの国内 P W R プラント発電期間 (年)

1839 : 運転開始からの米国 P W R プラント臨界時間 (年)

○大破断 L O C A の発生頻度

$$= 2.2 \times 10^{-4} / 10 = 2.2 \times 10^{-5} \text{ (/ 炉年)}$$

○中破断 L O C A の発生頻度

$$\begin{aligned} &= (\text{大破断 L O C A の発生頻度} \\ &\quad \times \text{小破断 L O C A の発生頻度})^{1/2} \\ &= 6.8 \times 10^{-5} \text{ (/ 炉年)} \end{aligned}$$

(b) 2 次冷却系の破断、原子炉補機冷却機能喪失の発生頻度

これらの事象は、日本及び米国で発生経験がなく、かつ、設計において日米間で大きな差異がないため、日本及び米国の運転実績に基づいて発生頻度を算定した。

○2 次冷却系の破断の発生頻度

$$= 0.5 / (481 + 1839) \times 2 = 4.3 \times 10^{-4} \text{ (/ 炉年)}$$

481 : 運転開始からの国内 P W R プラント発電期間 (年)

1839 : 運転開始からの米国 P W R プラント臨界時間 (年)

× 2 : 主蒸気管破断及び主給水管破断それぞれについて
評価

○原子炉補機冷却機能喪失の発生頻度

$$= 0.5 / (632 + 1839) = 2.0 \times 10^{-4} \text{ (/ 炉年)}$$

632 : 運転開始からの国内PWRプラント運転期間*
(年)

1839: 運転開始からの米国PWRプラント臨界時間(年)

※原子炉補機冷却機能喪失は出力運転中のみならず、運転停止中においても発生し得る事象であるため、発電期間ではなく運転停止中の期間も含めた運転期間を運転実績として使用する(運転期間=発電期間+運転停止中期間)。なお、米国の停止時間については、停止時における原子炉補機冷却水系の運用に関する情報が少なく、国内の運用と異なる可能性があり、当該発生頻度を米国の停止時間を含めて下げることは非保守側と考え、含めない扱いとした。

(c) 主給水流量喪失、外部電源喪失、蒸気発生器伝熱管破損、過渡事象、手動停止の発生頻度

これらの事象は、国内で発生実績があることから、国内の運転実績に基づいて発生頻度を算定した。

○主給水流量喪失の発生頻度

$$= 5 / 475 = 1.1 \times 10^{-2} \text{ (/ 炉年)}$$

5 : 発生実績*¹ (件)

※1 美浜1号(1978/12/6)、高浜1号(1981/4/7)、大飯2号(1983/4/10)、敦賀2号(1989/6/28)、美浜3号(2004/8/9)

475 : 国内PWRプラント発電期間(年)

○外部電源喪失の発生頻度

$$= 3 / 621 = 4.8 \times 10^{-3} \text{ (/ 炉年)}$$

3 : 発生実績*² (件)

※2 伊方1号(1980/8/27)、敦賀2号(1999/12/15)、泊2号(2000/5/19)

621 : 国内PWRプラント運転期間*³ (年)

※3 外部電源喪失は出力運転中のみならず、運転停止中においても発生し得る事象であるため、発電期間ではなく運転停止中の期間も含めた運転期間を運転実績として使用する（運転期間＝発電期間＋運転停止期間）。

○蒸気発生器伝熱管破損の発生頻度

$$= 1 / (4.1 \times 1010 \times (1-0.1)) \times (3382 \times 4) \times 8760$$

$$= 3.2 \times 10^{-3} \text{ (／炉年)}$$

1 : 発生実績^{※4} (件)

※4 美浜2号(1991/2/9)

4.1×1010 : 国内プラントの蒸気発生器伝熱管本数と発電期間の積分値 (本・時間)

0.1 : 伝熱管施栓率

3382×4 : 当該プラントの伝熱管本数 (本)

8760 : 時間から年への換算係数 (8760=365×24)
(時間／年)

○過渡事象の発生頻度

$$= 46 / 475 = 9.7 \times 10^{-2} \text{ (／炉年)}$$

46 : 発生実績^{※5} (件)

※5 玄海4号(2008/6/20)、美浜1号(2008/11/20)等

475 : 国内PWRプラント発電期間 (年)

○手動停止の発生頻度

$$= 110 / 475 = 2.3 \times 10^{-1} \text{ (／炉年)}$$

110 : 発生実績^{※6} (件)

※6 大飯2号(2007/12/16)、敦賀2号(2008/9/16)等

475 : 国内PWRプラント発電期間 (年)

(d) ATWSの発生頻度

ATWSは、運転時の異常な過渡変化を起因事象としてその中で原子炉トリップに失敗している事象である。これらの事象は国内で外部電源喪失、主給水流量喪失及び負荷喪失事象について発生実績があることから、国内の運転実績に基づ

いて発生頻度を算定した。また原子炉トリップに失敗する確率はフォールトツリー解析によって評価する。なお、小破断 L O C A 等の事故を起因事象として原子炉トリップに失敗する事象は、発生頻度が非常に小さく、1次冷却材圧力の観点で厳しくないことから、A T W S として考慮していない。A T W S の発生頻度 = (34 / 475) × 1.7 × 10⁻⁷

$$= 1.2 \times 10^{-8} \text{ (/ 炉年)}$$

34 : A T の発生実績 (件) 。ただし、想定事象として原子炉トリップ失敗を考慮する必要がない事象 (例えば、原子炉保護系誤動作で原子炉トリップした事象、外部電源喪失の発生頻度でカウントしている事象のうち、定検時に起こった事象等) を除く。

475 : 国内 P W R プラント発電期間 (年)

1.7 × 10⁻⁷ : フォールトツリー解析により算出した原子炉トリップ失敗確率

(e) インターフェイスシステム L O C A の発生頻度

当該プラントの余熱除去系簡略系統図を第 1.1.1.b-2 図に示す。インターフェイスシステム L O C A に至るシーケンスとして以下の 3 つのシナリオが考えられる。

- ① 低温側注入ラインにある 3 つの逆止弁の同時故障
- ② 高温側注入ラインにある 3 つの逆止弁と 1 つの電動弁の同時故障
- ③ 余熱除去ポンプの吸込側にある 2 つの電動弁の同時故障

L O C A の原因となる故障モードのうち、弁のリークに対しては余熱除去系に設置されている逃がし弁が動作すれば過度の圧力上昇が生じることはなく、L O C A には至らないものと考え、上記弁のリーク発生時にはさらに逃がし弁の故障 (開失敗) を考える。逆止弁、電動弁それぞれのリークの発生頻度は、機器故障率データより、

- ・ 逆止弁リーク： $7.1 \times 10^{-9}/h$
- ・ 電動弁リーク： $4.1 \times 10^{-9}/h$

である。リークを超える破損のデータは原子力安全推進協会（J A N S I）が管理している原子力施設情報公開ライブラリー N U C I A（<http://www.nucia.jp/>）のデータベースにはないため、リークのデータに 10^{-1} を乗じた値を使用する。したがって、破損のデータは、

- ・ 逆止弁破損： $7.1 \times 10^{-10}/h$
- ・ 電動弁破損： $4.1 \times 10^{-10}/h$

となる。

このライン上の各弁の使命時間を出力運転期間の1年とすると、弁のリーク／破損の発生確率は、

- ・ 逆止弁リーク P(V1)： 6.2×10^{-5} (= $7.1 \times 10^{-9} \times 24 \times 365$)
- ・ 電動弁リーク P(V2)： 3.6×10^{-5} (= $4.1 \times 10^{-9} \times 24 \times 365$)
- ・ 逆止弁破損 P(V3)： 6.2×10^{-6} (= $7.1 \times 10^{-10} \times 24 \times 365$)
- ・ 電動弁破損 P(V4)： 3.6×10^{-6} (= $4.1 \times 10^{-10} \times 24 \times 365$)

となる。また、逃がし弁の開失敗確率は機器故障率データより、

- ・ 逃がし弁開失敗 P(V5)： $1.4 \times 10^{-3}/\text{demand}^{*7}$

※7 $1/\text{demand} = \text{回} / \text{要求}$

を使用する。

① 低温側注入ライン

低温側注入ラインでインターフェイスシステム L O C A が発生する条件は、3つの直列な逆止弁の同時故障（破損）である。また、逆止弁のリークに対しては、逃がし弁が開失敗した場合に L O C A が発生すると考える。弁故障によって L O C A に至るパスは8通りあり、第1.1.1.b-3図(1/4)及び第1.1.1.b-3図(2/4)に示す。したがって、低温側注入ラインでのインターフェイスシステム L O C A の発生頻度は、

$$P1 = 8 \times (P(V3))^3 + P(V1)^3 \times P(V5)$$

$$\begin{aligned}
& + 3 \times P(V1)^2 \times P(V3) \times P(V5) \\
& + 3 \times P(V1) \times P(V3)^2 \times P(V5) \\
= & 5.5 \times 10^{-15} \text{ (/ 炉年)}
\end{aligned}$$

$P(V3)^3$: 3つの直列な逆止弁の破損

$P(V1)^3 \times P(V5)$: 3つの直列な逆止弁がリークし、逃がし弁開失敗

$P(V1)^2 \times P(V3) \times P(V5)$: 2つの逆止弁がリーク、1つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗

$P(V1) \times P(V3)^2 \times P(V5)$: 1つの逆止弁がリーク、2つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗

② 高温側注入ライン

高温側注入ラインでインターフェイスシステム L O C A が発生する条件は、3つの直列な逆止弁と1つの電動弁（通常時閉）の同時故障（破損）である。また、逆止弁 / 電動弁のリークに対しては、逃がし弁が開失敗した場合に L O C A が発生すると考える。弁故障によって L O C A に至るパスは4通りあり、第1.1.1.b-3図(3/4)に示す。したがって、高温側注入ラインでのインターフェイスシステム L O C A の発生頻度は、

$$\begin{aligned}
P2 = & 4 \times (P(V3)^3 \times P(V4) + P(V1)^3 \times P(V2) \times P(V5)) \\
& + 3 \times P(V1)^2 \times P(V2) \times P(V3) \times P(V5) \\
& + 3 \times P(V1) \times P(V2) \times P(V3)^2 \times P(V5) \\
& + P(V2) \times P(V3)^3 \times P(V5) + P(V1)^3 \times P(V4) \times P(V5) \\
& + 3 \times P(V1)^2 \times P(V3) \times P(V4) \times P(V5) \\
& + 3 \times P(V1) \times P(V3)^2 \times P(V4) \times P(V5) \\
= & 7.4 \times 10^{-20} \text{ (/ 炉年)}
\end{aligned}$$

$P(V3)^3 \times P(V4)$: 3つの直列な逆止弁及び1つの電動弁が破損

$P(V1)^3 \times P(V2) \times P(V5)$: 3つの直列な逆止弁及び1つの電動弁がリークし、逃がし弁開失敗

$P(V1)^2 \times P(V2) \times P(V3) \times P(V5)$: 2つの直列な逆止弁及び1つの電動弁がリーク、1つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗

$P(V1) \times P(V2) \times P(V3)^2 \times P(V5)$: 1つの逆止弁及び1つの電動弁がリーク、2つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗

$P(V2) \times P(V3)^3 \times P(V5)$: 1つの電動弁がリーク、3つの直列な逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗

$P(V1)^3 \times P(V4) \times P(V5)$: 3つの直列な逆止弁がリーク、1つの電動弁が破損し、逃がし弁開失敗

$P(V1)^2 \times P(V3) \times P(V4) \times P(V5)$: 2つの直列な逆止弁がリーク、1つの逆止弁及び1つの電動弁が破損し、逃がし弁開失敗

$P(V1) \times P(V3)^2 \times P(V4) \times P(V5)$: 1つの逆止弁がリーク、2つの直列な逆止弁及び1つの電動弁が破損し、逃がし弁開失敗

③ 余熱除去ポンプ吸込側

余熱除去ポンプ吸込側でインターフェイスシステム L O C A が発生する条件は、直列な2つの電動弁（通常時閉）の同時故障（破損）である。また、電動弁のリークに対しては、逃がし弁が開失敗した場合に L O C A が発生すると考える。弁故障によって L O C A に至るパスは2通りあり、第

1.1.1.b-3図（4/4）に示す。したがって、余熱除去ポンプ吸込側でのインターフェイスシステム L O C A の発生頻度は、

$$\begin{aligned} P3 &= 2 \times (P(V4))^2 + P(V2)^2 \times P(V5) \\ &\quad + 2 \times P(V2) \times P(V4) \times P(V5) \\ &= 3.0 \times 10^{-11} \text{ (/ 炉年)} \end{aligned}$$

$P(V4)^2$: 2つの電動弁の破損

$P(V2)^2 \times P(V5)$: 2つの電動弁リークし、逃がし弁開失敗

$P(V2) \times P(V4) \times P(V5)$: 電動弁がリーク、破損し、逃がし弁
開失敗

インターフェイスシステム L O C A は上記の3つのシナリオの発生頻度の合計であり、

$$P = P1 + P2 + P3 \\ = 3.0 \times 10^{-11} \text{ (/ 炉年)}$$

となる。

以上の算出結果をまとめて、第1.1.1.b-7表に示す。

1.1.1.c. 成功基準

既往の P R A や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み合わせや、緩和設備や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。

①成功基準の一覧表

【炉心損傷判定条件】

○一般的な炉心損傷判定条件

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 1200℃を超えると評価される状態。

○L O C A 時原子炉格納容器内除熱シナリオにおける炉心損傷判定条件

原子炉格納容器が破損し、格納容器再循環サンプル水の温度が 100℃以上と評価される状態。

○2次冷却系による除熱シナリオ成功の判定条件（L O C A 時を除く）

2次側の除熱機能が確保され、崩壊熱を有効に除去することで、炉心露出に至らないと評価される状態。

【起因事象ごとの成功基準の一覧表】

上記を踏まえ、起因事象ごとに整備した成功基準の一覧を第1.1.1.c-1表に示す。

【対処設備作動までの余裕時間及び使命時間】

○余裕時間

事象発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行するまでの余裕時間及びその設定根拠について以下のとおり示す。

(1) 2次冷却系の破断発生時

対象操作：破断ループの隔離

2次冷却系の破断が発生すると、健全ループの主蒸気系から破断箇所へ無制限の蒸気が流入し、健全ループの蒸気発生器による冷却を阻害する。健全ループの蒸気発生器による2次冷却系冷却を可能とするためには、破断ループを隔離する必要がある。

余裕時間：20分

設定根拠：2次冷却系の除熱機能喪失時のプラント挙動に関する知見を参考に蒸気発生器の水位が低下し、2次冷却系の除熱機能が喪失するまで20分程度と考え、この間に破断ループを隔離し、健全な蒸気発生器への給水を確保することで、炉心冷却を維持できると評価した。

(2) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）発生時

対象操作：破損側蒸気発生器の隔離

SGTR時には、1次冷却材が2次冷却系へ流出することを防止するため、破損側蒸気発生器を隔離し、1次冷却系と2次冷却系を均圧にする。このためには、補助給水による給水停止、主蒸気隔離、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気ラインの

隔離等を行い、破損側蒸気発生器を隔離する。

余裕時間：30分

設定根拠：蒸気発生器伝熱管破損時のプラント挙動に関する知見を参考とするとともに、原子炉停止後は蒸気発生器の水位を適切に維持するように補助給水流量を制御することが一般的なことから、破損側蒸気発生器満水防止の観点で30分程度の余裕があるものと評価した。

(3) 補機冷却系の故障

対象操作：補機冷却系の負荷制限

LOCA時再循環において、原子炉補機冷却機能の負荷を制御するため、低圧注入系、格納容器スプレイ系の冷却器の負荷制御操作を行う。

余裕時間：30分

設定根拠：LOCA後のECCS再循環移行時に補機冷却水系の部分喪失が発生し、一時的にECCS再循環が不能となる場合を想定するものであり、ECCS再循環機能喪失時のプラント挙動に関する知見を参考に30分と評価した。

○使命時間

本評価では、以下のことを勘案し、24時間を使命時間として設定した。なお、故障した機器の使命時間中の復旧には期待していない。

- ・ 24時間あれば、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作に期待できる。
- ・ 補助給水系やECCS注入系等、実際の使命時間が24時間より短いものもあるが、保守的に一律24時間として機器の故障確率を評価している。

【熱水力解析等の解析結果、及び解析コードの検証性】

熱水力解析等の解析結果、及び解析コードの検証性については第1.1.1.c-2表に示すとおりである。

なお、第1.1.1.c-1表に示すように、第1.1.1.c-2表の熱水力解析等の解析を実施することにより、設計基準事故解析結果と考え合わせることですべての成功基準は設定することができる。

1.1.1.d. 事故シーケンス

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み合わせのことである。

① イベントツリー

各起回事象に対して、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を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスを展開した。また、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た。

各起回事象のイベントツリーを第1.1.1.d-1(a)図～第1.1.1.d-1(l)図に示す。

1.1.1.e. システム信頼性

事故シーケンスの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プラント緩和システムの成功、失敗確率を決めるために、システム信頼性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と、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。

① 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。それぞれのシステムごとに概要、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。また、フロント

ライン系とサポート系の依存性を第1.1.1.e-1表に、サポート系同士の依存性を第1.1.1.e-2表に示す。これに基づき異なるシステム間の従属性をフォールトツリーで連携しモデル化した。

【サポート系】

1. 電源系
2. 信号系
3. 制御回路
4. 制御用空気系
5. 換気空調系
6. 原子炉補機冷却海水系
7. 原子炉補機冷却水系

【フロントライン系】

8. 原子炉停止系
9. 高圧注入系（注入時）
10. 高圧注入系（再循環時）
11. 蓄圧注入系
12. 低圧注入系（注入時）
13. 低圧注入系（再循環時）
14. 格納容器スプレイ注入系（注入時）
15. 格納容器スプレイ注入系（再循環時）
16. 補助給水系／主蒸気圧力制御系
17. 破損側蒸気発生器隔離
18. 主蒸気隔離
19. 燃料取替用水系

【その他の系統】

20. R C P シール L O C A
21. 加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A

② システム信頼性評価手法

システム信頼性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1.1.1.e.①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1.1.1.e-3表に示す。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、第1.1.1.e-1図に示す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。システム信頼性評価の例を第1.1.1.e-2図に示す。

なお、内部事象レベル1 P R A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（L O C A等）とサポート系（電源、冷却水等）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。

③システム信頼性評価の結果

システム信頼性解析の結果について、起因事象ごとに結果が異なるものについては起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。評価結果について、第1.1.1.e-4表に示す。

④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠
ウェスチングハウス社製の耐熱Oリングを使用した場合のR C PシールL O C A発生確率については、下記文献値に基づき非信頼度を0.21と設定した。

【出典】 WCAP-15603(WOG 2000 REACTOR COOLANT PUMP SEAL LEAKAGE MODEL FOR WESTINGHOUSE PWRs)

1.1.1.f. 信頼性パラメータ

システム信頼性解析や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、共通要因故障パラメータ、試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備した。

①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、共通要因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保守による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。

②機器故障率パラメータの一覧

システム信頼性解析や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、原則として、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績（1982年度～2002年度21ヵ年49基データ（21ヵ年データ））を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（平成21年5月公表）」に記載されているデータ（以下「国内故障率データ」という。）を使用する。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982年度～1997年度16ヵ年49基データ改訂版）（平成13年2月）、電中研報告P00001、（財）電力中央研究所」で定義した機器バウンダリにしたがっている。

なお、評価対象機器のうち、NUCIAでグループ登録されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNUCIAの機器グループに分類した。

上記の機器故障率を用いて、以下の評価式によりフォールトツリーで定義した基事象について、その発生確率を算出した。

- ・ 状態変更失敗確率

$$Q = Q_d \text{ (} Q_d \text{ : デマンド故障率)}$$

・機能維持失敗確率

$$Q = 1 - \exp(-\lambda r T_m)$$

(λr : 機能維持失敗の故障率、

T_m : 時間パラメータ*)

※作動要求期間中の故障確率算出には使命時間を使用。

待機期間中の故障確率算出には(健全性確認間隔×1/2)を使用。

出典 : レベル 1 P S A 学会標準

③機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率

本評価ではAM策を考慮しないPRAモデルを用いた評価を実施しており、故障した機器の使命時間中の復旧には期待していない。

④待機除外確率

(1) 試験による待機除外データ

PRA評価対象システムに対する試験による待機除外のモデル化の要否について検討し、モデル化が必要な場合は試験データを収集し、待機除外確率を算出した。

試験による待機除外確率は「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」に記載されているアンアベイラビリティの評価式から算出する。アンアベイラビリティ(q)は式(1)で表される。

$$q = \frac{MDT}{MUT + MDT} \dots \dots \dots (1)$$

ここで、MUT : 供用可能時間 (mean up time)

MDT : 供用不能時間 (mean down time)

MUT、MDTはそれぞれ試験間隔(T)、試験時間(t)と同義であるため、試験による待機除外確率(q_t)の計算式は以下となる。

$$\begin{aligned}
 q_t &= \frac{MDT}{MUT + MDT} \\
 &= \frac{t}{(T + t)} \\
 &= \frac{t}{T(1 + \frac{t}{T})} \\
 &\doteq \frac{t}{T} (\because T \gg t) \cdot \dots \cdot \dots \cdot (2)
 \end{aligned}$$

試験による待機除外状態となる系統、機器をリスト化し、その後試験時間（試験の開始から終了までの時間）を調査して試験時間(t)に代入して算出した。評価例を以下に示す。

系統	定期試験	試験間隔	試験時間	待機除外確率	系統の待機除外確率
低圧 注入系	余熱除去ポンプ 起動試験	1ヶ月	10分	2.3E-04 ①	4.6E-04 (①+②)
	安全注入系 弁開閉確認	1ヶ月	10分	2.3E-04 ②	

(2) 保守作業による待機除外データ

PRA評価対象システムに対する試験による待機除外のモデル化の要否について検討し、モデル化が必要な場合は原子炉施設保安規定に基づく待機除外許容時間と機器故障率データを用いて待機除外確率を算出した。

保守による待機除外確率は、試験による待機除外確率と同様に、「日本原子力学会標準原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」に記載されているアンアベイラビリティの評価式（前述の式(1)）から算出する。式(1)において、MUT（供用可能時間）は時間依存型の故障率(λ)の逆数で表され、また、保守時間と同義のMDT（供用不能時間）には原子炉施設保安規定で許容されている復旧までの最

長の完了時間（待機除外許容時間：AOT）を保守的に適用すると、保守による待機除外確率(q_m)の計算式は以下となる。

$$\begin{aligned}
 q_m &= \frac{MDT}{MUT + MDT} \\
 &= \frac{AOT}{\left(\frac{1}{\lambda} + AOT\right)} \\
 &= \frac{\lambda \cdot AOT}{(1 + \lambda \cdot AOT)} \\
 &\doteq \lambda \cdot AOT (\because 1 \gg \lambda \cdot AOT) \cdot \dots \cdot (3)
 \end{aligned}$$

保守作業による待機除外確率の評価例を以下に示す。

系統	復旧措置が要求される条件	復旧までの完了時間(AOT)	対象機器	故障モード	故障率	待機除外確率	系統の待機除外確率
低圧注入系	低圧注入系1系統が動作不能である場合	240時間	余熱除去ポンプ	起動失敗	2.6E-7	6.2E-5 ①	1.2E-4 (①+②+③)
		240時間	遮断器	閉失敗	4.8E-8	1.2E-5 ②	
		240時間	制御回路	作動失敗	1.1E-7	4.8E-5 ③	

⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ

多重性を持たせるために用いられる機器について、型式、機能、運用方法を考慮して、共通要因故障としてモデル化すべき機器群と故障モードを選定し、共通要因故障を評価した。共通要因故障を同定するフロー図を第1.1.1.f-1図に示す。フロー図にしたがい、以下の4つの条件を同時に満たす独立故障のグループに対して、共通要因故障の適用を検討した。

- (1) 同一系統
- (2) 冗長の機能を有する同種機器
- (3) 起因事象発生前の運転状態が同一
- (4) 同一故障モード

動的機器と静的機器及びそれらの故障モードによって、共通要因故障の可能性は異なると考えられるため、これらを区別して共通要因故障の適用性を検討した。動的機器の動的故障モードについては、共通要因故障が発生する可能性が比較的高いと考えられることから、上記条件を満たすものに対しては共通要因故障を考慮している。また、動的機器の静的故障モード及び静的機器については、故障実績があるものに対して共通要因故障を考慮した。フロー図にしたがって同定した共通要因故障の対象機器と故障モードを第1.1.1.f-1表に示す。

共通要因故障パラメータについては、第1.1.1.f-2表に示す NUREG/CR -5497（レベル1 P S A 学会標準推奨データベース）の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載されるMGLパラメータを使用する。MGLモデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通要因故障パラメータである。

1.1.1.g. 人的過誤

人間信頼性解析とは、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動（タスク）に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確率を評価することである。本評価では、起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。

① 評価対象とした人的過誤及び評価結果

人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-1278）のTHERP (Technique for Human Error Rate Prediction)手法を使用して評価した。なお、本評価では過誤回復として、複数の運転員によるバックアップをモデル化している。

(1) 起因事象発生前人的過誤

事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験、保守時にお

いて作業終了後、手動弁及び手動ダンパを正しい状態に復帰させる際の復旧忘れを考慮した。

モデル化対象とすべき手動弁及び手動ダンパの絞り込み作業についての実績調査及びエビデンス整備を実施した。ここで整備したデータは、さらにシステム信頼性解析への影響程度を勘案した上で、人的過誤事象のモデル化要否を決定し、モデル化した。事象発生前の人的過誤をモデル化する対象機器選定フローを第1.1.1.g-1図に示す。本評価で用いる事象発生前の人的過誤確率（HEP）について下表のとおり示す。

運転操作エラー	操作場所	HEP	EF
弁の操作忘れ	現場	1.6E-3	4

HEP：人的過誤確率 EF：エラーファクター

(2) 起回事象発生後人的過誤

プラントで事故が発生した場合、運転員は事故時運転手順書（事故時操作所則）に記載されている手順にしたがって、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。PRAにおいては、運転員が行う行為を人的過誤の評価対象とする。

事故後に実際に行われる運転員操作は以下の流れで行われるものと想定する。

- ① 警報、信号、計測表示等（兆候）により異常を検知し、どの事故時運転手順書を参照すべきかを判断する。
- ② 事故時運転手順書に基づいて、実際の操作を行う。
- ③ 事故時運転手順書において、判断を伴う記載があった場合、計器等を確認する。
- ④ ③の確認結果に基づき事故時運転手順書の操作を行う。
- ⑤ 事象が進展した場合、再度事故時運転手順書を参照すべきかを判断する。

このうち、①及び⑤が認知（診断）行為に、②及び④が操作行為、③が読取として分類する。診断失敗、操作失敗、読取失

敗の主な取扱いを以下に示す。

(a) 診断失敗

事故時運転手順書へのエントリ失敗を、診断失敗として取り扱う。本評価で用いる診断失敗確率はTHERPの時間信頼曲線（余裕時間とスキルファクタの関数）を用いて評価を実施しており、評価に使用した余裕時間、スキルファクタを得られた診断失敗確率とあわせて下表に示す。なお、診断行為は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮する。また、診断失敗が発生した場合、運転員は当該事故時運転手順書の操作すべてに失敗するものとして取り扱う。本評価で用いる診断失敗確率は下表のとおりである。

診断項目	操作	余裕時間	診断失敗確率	スキルファクタ※
2次冷却系の破断の発生	破断ループの隔離	20分	2.7E-3	下限値
S G T Rの発生	破損側蒸気発生器の隔離	30分	2.7E-4	下限値
補機冷却系の故障	補機冷却系の負荷制限	30分	2.7E-3	中央値

※運転員は十分な訓練を受けており、運転員が事故発生を認知できずに状態を放置し続けることは想定し難い。また異常発生時の事故時運転手順書も整備されているため、以下の基準で参照する値を決定した。

- ・ 下限値：当該診断により運転員が行う操作が、事故発生後に初めて移行する事故時運転手順書に記載されている場合。
- ・ 中央値：当該診断により運転員が行う操作が、事故発生後に移行する2番目の事故時運転手順書に記載されている場合。

- ・上限値：事故時運転手順書に記載がなく十分な訓練がされていない場合。

(b) 操作失敗

事故時運転手順書に記載された操作の中で、炉心損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定し、操作失敗として取り扱う。

(c) 読取失敗

事故時運転手順書に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取」として扱い、同定対象とする。読取に失敗した場合、続く操作に失敗するものとして取り扱う。ただし、読取失敗については、複数の計器により判断が可能である場合については、失敗の確率が十分に小さいとして、評価対象外とする。本評価で用いる事象発生後の人的過誤確率は下表のとおりである。

運転操作エラー	操作場所	H E P	E F	備考
計器の読取失敗	中央制御室	1.4E-3	4	アナログ表示
		8.3E-4	4	デジタル表示
弁の操作失敗	中央制御室	8.6E-4	8	
	現場	5.5E-3	3	
補機の操作失敗	中央制御室	8.6E-4	8	

H E P：人的過誤確率 E F：エラーファクター

1.1.1.h. 炉心損傷頻度

①炉心損傷頻度の算出に用いた方法

前記の種々の作業は、事故シーケンスの発生頻度を求める定量化作業に集約される。起因事象や展開したイベントツリー、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、解析コード**RiskSpectrum**を用いて、イベントツリー解析、フォールトツリー解析を行い、炉心損傷頻度の算出を行った。

②炉心損傷頻度

全炉心損傷頻度は 6.4×10^{-5} （／炉年）となった。起因事象別の炉心損傷頻度の内訳を第1.1.1.h-1表に示す。また、各事故シーケンスに対する分析結果を第1.1.1.h-2表に示す。

起因事象別の結果では、原子炉補機冷却機能喪失を起因とする炉心損傷頻度が大部分を占めている。次いで、外部電源喪失、手動停止が支配的となっている。一方、相対的にL O C A事象の寄与は小さくなっている。

(1) 評価結果の分析

起因事象別炉心損傷頻度寄与割合を示すパイチャートを第1.1.1.h-1図に示す。起因事象の寄与割合としては「原子炉補機冷却機能喪失」、「外部電源喪失」及び「手動停止」が大きい。

- a. 原子炉補機冷却機能喪失（C D F： 4.3×10^{-5} （／炉年）、寄与割合：66.9%）

原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合には、冷却水を必要とする非常用炉心冷却設備（E C C S）の各ポンプが機能喪失するため、補助給水による2次冷却系除熱で炉心冷却する必要があるが、一定の確率（分岐確率として0.21を設定）でR C PシールL O C Aが発生し、さらに緩和手段がないことから、これによる炉心損傷頻度が大きくなっている。

- b. 外部電源喪失（C D F： 8.7×10^{-6} （／炉年）、寄与割合：

13.5%)

外部電源喪失が発生した場合、炉心の冷却のためにはディーゼル発電機による非常用所内交流電源が必要となるが、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内交流電源の供給に失敗すると、全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至ることから、これによる炉心損傷頻度が大きくなっている。

c. 手動停止 (CDF : 5.5×10^{-6} (／炉年)、寄与割合 : 8.6%)

常用設備の故障による過渡事象が発生し、計画外手動停止時に補助給水が失敗するような事故シーケンスである。これらの過渡事象については設計基準事象を想定した各種設備により対応できる可能性が高く、条件付炉心損傷確率 (CCDP) が 10^{-5} 乗のオーダーに低く抑えることができる一方、設備の不具合等により計画外で手動停止した場合も起因事象として取り扱うことから、発生件数が多く起因事象発生頻度が大きく設定されることとなり、低影響ながらも高頻度の事故シーケンスとして炉心損傷頻度の寄与割合が比較的大きくなっている。

主要なカットセットは、「復水ピット閉塞」「補助給水ポンプ起動信号失敗 共通要因故障」「補助給水系各機器の外部リーク」となっており、補助給水系を使用した2次冷却系からの除熱に失敗することにより炉心損傷に至ることが分かる。

(2) 大飯3号炉及び4号炉の特徴による影響

大飯3号炉及び4号炉の設計上の特徴 (充てん／高圧注入ポンプの分離、非ブースティングプラント) が炉心損傷頻度に与える影響について確認した。

a. 充てん／高圧注入ポンプの分離 (起因事象として極小LOCAを考慮しない)

・仮に極小LOCAが起因事象として発生すると想定した場

合においても、緩和設備が多重（充てんポンプ3台、高圧注入ポンプ2台）に設置されており、緩和設備に対する信頼性が高いため、炉心損傷頻度に対して有意な影響を与えない。

b. 非ブースティングプラント

- ・仮に余熱除去ポンプによるブースティングが必要として考慮した場合、「ECCS再循環機能喪失」の事故シーケンスグループに関係する。
- ・大破断LOCA、中破断LOCA及び小破断LOCAの起因事象発生頻度は比較的小さい。
- ・大破断LOCA、中破断LOCA及び小破断LOCA時に再循環失敗に至るまでには複数の緩和手段があり、それらに期待できる。

以上のとおり、PRAに影響する主な特徴として抽出した「充てん／高圧注入ポンプの分離」及び「非ブースティングプラント」は炉心損傷頻度に対して有意な影響を与えないことを確認した。

③重要度解析、不確かさ解析及び感度解析

PRA結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度や格納容器破損頻度の相対的な割合の確認に際しての参考資料として、不確かさ解析を実施した。また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、炉心損傷頻度や格納容器破損頻度への潜在的な影響を確認する観点で、感度解析を実施した。

(1) 重要度解析

全炉心損傷頻度への寄与が大きい因子を分析するため、Fussell-Vesely (FV) 重要度及びリスク増加価値 (RAW) を評価した。

a. F V 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示す指標。

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

$F_A(CD)$: 事象Aの発生が寄与して発生する炉心損傷頻度

$F(CD)$: 炉心損傷頻度

b. R A W :

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。

$$RAW = \frac{CDF(A=1)}{CDF}$$

$CDF(A=1)$: 対象とする事象Aの生起確率が1の場合の炉心損傷頻度

評価する項目として、以下の2つに対して重要度解析を実施した。

- ・ 起因事象
- ・ 緩和系の基事象

【起因事象】

起因事象のF V 重要度評価結果を第1.1.1.h-3表に示す。F V 重要度はC D F の支配的要因であり、起因事象が発生した場合に一定確率（0.21）でR C P シール L O C A となり炉心損傷に至る「原子炉補機冷却機能喪失」が最も高い結果となった。

起因事象のR A W 評価結果を第1.1.1.h-4表に示す。R A W は起因事象に対して有効な緩和手段のない「インターフェイスシステム L O C A 」及び「A T W S 」が高い結果となった。

F V 重要度とR A W の相関を第1.1.1.h-2図に示す。起因事象が発生した場合に一定確率（0.21）でR C P シール L O C A となり炉心損傷に至る「原子炉補機冷却機能喪失」は、F V 重要

度とRAW共に高い結果となった。

【緩和系の基事象】

緩和系の基事象のFV重要度評価結果を第1.1.1.h-5表に示す。RCPシールLOCA発生が突出(0.66)し、それ以外では復水ピットの閉塞や2次冷却系の破断の診断失敗が高い値となった。この結果は、原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCAが全CDFの大半を占めていること、復水ピットの閉塞は、過渡事象、主給水流量喪失、手動停止等比較的発生頻度が高い起因事象から炉心損傷に至る基事象となること及び2次冷却系の破断発生時に診断失敗するとそのまま炉心損傷に至ることによる。

緩和系の基事象のRAW評価結果を第1.1.1.h-6表に示す。起因事象発生頻度の大きいLOCA以外の事象に対して、今回のPRAで必須の緩和設備となる補助給水系の静的故障が高い値となった。

緩和系の基事象のFV重要度とRAWの相関を第1.1.1.h-3図～第1.1.1.h-4図に示す。いずれの図においても、「復水ピットの閉塞」の重要度が高いことを示しており、同基事象への対策を実施することが有効な対策となることがわかる。具体的には、2次系純水タンクへの水源切替え、主給水系の回復、フィードアンドブリード等の対策により、同基事象の重要度を低減させることが可能である。

(2) 不確かさ解析

全炉心損傷頻度及び事故シーケンス別炉心損傷頻度の下限値(5%)、中央値(50%)、平均値、及び上限値(95%)を評価した。評価結果を第1.1.1.h-7表及び第1.1.1.h-5図に示す。

全炉心損傷頻度の不確かさ幅を示すエラーファクター(EF)は4.1となった。これは、各パラメータの不確かさの影響により、上限と下限の間に約17倍の不確かさ幅があることを意味する。

$$EF = \sqrt{\frac{95\% \text{上限値}}{5\% \text{下限値}}}$$

また、事故シーケンス別炉心損傷頻度のEFは、Non-LOCA事象+補助給水失敗シーケンスが一桁となる他は、概ね10~30程度となった。

今回のPRAを事故シーケンスの選定に適用する際には、CDFの絶対値よりも相対値に注目しているが、EFがこの程度であること及び突出して不確実さ幅が大きい事故シーケンスはないことから、パラメータの不確実さが事故シーケンスの相対的な重要性に有意に影響することは考えにくい。

また、有効な炉心損傷防止対策の無い事故シーケンスの上限値はいずれも 10^{-7} 乗オーダーを下回る結果であり、不確実さを考慮しても十分に低い値であることを確認した。

- ・ 大破断LOCA+低圧注入失敗
上限値： 1.2×10^{-8} （／炉年）（EF16.8）
- ・ 大破断LOCA+蓄圧注入失敗
上限値： 2.4×10^{-11} （／炉年）（EF20.5）
- ・ 中破断LOCA+蓄圧注入失敗
上限値： 7.3×10^{-11} （／炉年）（EF21.7）
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗
上限値： 1.5×10^{-8} （／炉年）（EF15.5）

(3) 感度解析

【①ドミナントシーケンスへのSA対策反映】

今回実施したPRA（基本ケース）では、各種SA対策を考慮しないPRAモデルで評価している。感度解析ケースでは、ドミナントシーケンス（原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA）に対してSA対策をモデル化して感度解析を実施した。感度解析結果を第1.1.1.h-6図に示す。なお、感度解析を実施するに当たりモデル化したSA対策は以下の2つであり、

それぞれの非信頼度を0.1と仮定して評価を実施した。

a. C C Wの回復

機能喪失した原子炉補機冷却水系の機能回復を行う。

b. 恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水

主蒸気逃がし弁の開放による2次冷却系強制冷却を開始し、1次冷却系を減圧し、当該ポンプによる炉心注水を行う。

感度解析の結果、全CDFは6割以上低減（ 6.4×10^{-5} （/炉年） → 2.3×10^{-5} （/炉年））した。この結果から、現在整備している恒設代替低圧注水ポンプ等の各種SA対策によるCDF低減に期待できる。本検討を踏まえ、これらSA対策を含めたPRAを実施し、CDF低減に有効な対策を継続的に検討していくことが重要である。

【②プラント固有データの反映】

プラント固有の運転実績に基づき評価した場合の影響を確認するため、起回事象及び機器故障率について、①頻度論統計（大飯3，4号炉の運転実績から算出）②ベイズ統計（大飯3，4号炉の発生実績を除いた値を事前分布とし、大飯3，4号炉の発生実績で事後分布を更新）の2通りについて感度解析を実施した。起回事象に関する感度解析結果を第1.1.1.h-8表に、機器故障率に関する感度解析結果を第1.1.1.h-9表に示す。

対象とする起回事象は、国内PWR全プラントで発生件数の多い起回事象「手動停止」「過渡事象」「主給水流量喪失」を選定した。また、対象とする機器故障は内部事象出力時レベル1PRAでモデル化している機器のうち、2006年に大飯4号炉にて発生実績のある「電動補助給水ポンプの起動失敗」及び「充電器の機能喪失」と、FV重要度が高く、かつ国内機器故障率でデータベースが整備されている「高圧注入系の手動弁SI-071B/C/Dの閉塞」を選定した。

①の結果、故障率の変更により電動補助給水ポンプ及び充電器の非信頼度が高くなり、かつ主給水流量喪失の起因事象発生頻度が高くなったものの、過渡事象及び手動停止の起因事象発生頻度が低くなったため、第1.1.1.h-10表に示すように基本ケースと比較して全CDFに有意な変化はなく、事故シーケンスの選定の考え方に影響するような感度はないことを確認した。

②の結果、充電器の機器故障率が高くなったが、起因事象発生頻度が低くなったため、基本ケースと比較して全CDFは低くなったが有意な差はなく、事故シーケンスの選定の考え方に影響するような感度はないことを確認した。

【③インターフェイスシステムLOCAの発生頻度】

インターフェイスシステムLOCAの発生頻度について、発生条件を有効性評価と整合させた場合について、感度解析を実施した。結果として、現状のPRAの評価結果に有意な影響は及ぼさないことを確認した。

【①ドミナントシーケンスへのSA対策反映】及び【③インターフェイスシステムLOCAの発生頻度】について、感度解析結果を反映させたパイチャートを第1.1.1.h-7図に示す。恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水入等のSA対策によるCDF低減を考慮した結果、原子炉補機冷却機能喪失が全炉心損傷頻度に占める割合は約66.9%から約5.9%まで低減した。その結果、外部電源喪失や手動停止が全CDFに占める割合が大きくなったが、これらの事象に対してもSA対策（空冷式非常用発電装置やフィードアンドブリード）を整備済みであり、SA対策の効果を検討するとさらなるCDFの低減に期待できる。

また、有効性評価での想定を考慮したインターフェイスシステムLOCAの発生頻度を考慮した結果、インターフェイスシステムLOCAのCDFの絶対値は増加したものの、全炉心損

傷に占める割合は、その他の起因事象と比較して最も小さいままであった。

以上のように、代表的なパラメータについて大飯3号炉及び4号炉固有のデータを用いて感度解析を実施したが、事故シーケンス選定の考え方に影響するような感度ではないことを確認した。

④まとめ

重大事故対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に資するために、大飯3号炉及び4号炉の出力運転時レベル1 PRAを実施した。炉心損傷頻度の平均値は 5.1×10^{-5} (／炉年) となり、不確かさ解析の結果得られたエラーファクター(EF)は 4.1 であった。

また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、炉心損傷頻度への潜在的な影響を確認する観点で、感度解析を実施した。

重要度解析においては、FV及びRAWの2つの重要度指標を用いて起因事象及び緩和系の基事象について重要度を把握した。起因事象では「原子炉補機冷却機能喪失」、緩和系の基事象では「復水ピットの閉塞」の重要度が高いことを確認した。なお、「復水ピットの閉塞」については、2次系純水タンクへの水源切替え、主給水系の回復、フィードアンドブリード等の対策により、重要度の低減が可能である。

感度解析においては、感度解析ケースとして、ドミナントシーケンス「原子炉補機冷却機能喪失+RCPSHIELDLOCA」に対してSA対策を考慮した結果、炉心損傷頻度は 2.3×10^{-5} (／炉年) となり、基本ケースと比較すると6割以上低減した。この結果から、SA対策による炉心損傷頻度の低減に期待できることを確認した。

第 1.1.1.a-1 表 レベル 1 PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源(1/2)

PRA の作業	収集すべき情報	主な情報源
<p>1. プラントの構成、特性の調査</p> <p>PRA 実施に 当たり必要と される基本的 な情報</p>	<p>a) 設計情報</p> <p>b) 運転管理情報</p>	<p>1) 原子炉設置許可申請書</p> <p>2) 工事計画認可申請書</p> <p>3) 系統図集 (1次系、2次系、他)</p> <p>4) 単線結線図</p> <p>5) 展開接続図 (EWD)</p> <p>6) ファンクショナルダイアグラム</p> <p>7) 計装ブロック図</p> <p>8) プラント機器配置図</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 機器配置図 ・ 電気盤配置図 <p>9) 系統設計仕様書</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 系統説明書 ・ 容量根拠書 <p>10) 機器設計仕様書</p> <p>1) 原子炉施設保安規定</p> <p>2) 運転手順書</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 運転操作所則 ・ 運転操作所則 (定検操作関係) ・ 事故時操作所則 (第 1 部、第 2 部、第 3 部) ・ 警報時操作所則 (中央制御室) ・ 警報時操作所則 (現地盤) <p>3) 定期検査要領書</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 運転定期点検所則 <p>4) 試験、保守点検手順書</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 業務所則 (巡回点検)

第 1.1.1.a-1 表 レベル 1 P R A 実施のために収集した情報及びその主な情報源(2/2)

P R A の作業	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) 上記1の情報源 2) 国内PWRプラント運転実績 ・原子力発電所運転管理年報 ・J N E S ホームページ 3) 米国内PWRプラント運転実績 ・NUREG-0020 ・NUREG-1187 ・N R C ホームページ
3. 成功基準の設定	・安全系等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	1) 上記1の情報源 2) 先行 P R A 報告書及びそれに関連する報告書 3) 換気空調系喪失時の室温評価結果及び成功基準一覧表
4. 事故シナリオの分析	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の情報源 2) 下記6、7の情報源 3) 健全性確認間隔
5. システム信頼性解析	・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の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278 3) 事故前人的過誤に関する調査結果
6. 人間信頼性解析 7. パラメータの作成 1) 機器故障 2) アンペアリビリティ	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 ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定 (2009年5月 日本原子力技術協会) 3) 試験による待機除外の調査結果 4) 共通要因故障パラメータ ・NUREG CCF Parameter Estimations 2010 ・NUREG/CR-5497

第 1.1.1.a-2 表 系統設備概要

原子炉保護系	4 トレン SSPS 方式 制御棒 53 本
ほう酸注入系	ほう酸ポンプ 2 台 (うず巻式) ポンプ容量 約 17 m ³ /h/台 充てんポンプ 2 台 (うず巻式) ポンプ容量 約 45 m ³ /h/台 充てんポンプ 1 台 (往復動式) ポンプ容量 約 14 m ³ /h/台
蓄圧注入系	蓄圧タンク たて置円筒型 4 基 容量 約 38 m ³ /基
高圧注入系	高圧注入ポンプ 2 台 (うず巻式) ポンプ容量 約 320 m ³ /h/台
低圧注入系	余熱除去ポンプ 2 台 (うず巻式) ポンプ容量 約 1,020 m ³ /h/台
補助給水系	タービン動補助給水ポンプ 1 台 (うず巻式) ポンプ容量 約 250 m ³ /h/台 電動補助給水ポンプ 2 台 (うず巻式) ポンプ容量 約 140 m ³ /h/台
ディーゼル発電機	横置回転界磁・三相同期発電機 2 台 発電容量 約 8,900kVA/台
直流電源設備	安全系蓄電池 2 組 容量 約 1,400A・h/組 常用系蓄電池 1 組 容量 約 2,400A・h/組
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ 4 台 (うず巻式) ポンプ容量 約 1,700 m ³ /h/台
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ 3 台 (斜流式) ポンプ容量 約 5,300 m ³ /h/台
格納容器スプレイ注入系	格納容器スプレイポンプ 2 台 (うず巻式) ポンプ容量 約 1,200 m ³ /h/台

第 1.1.1.b-1 表 既往の PRA で選定している起因事象

	Surry (WASH-1400)	Surry (NUREG-1150)	Sequoyah (NUREG-1150)	Zion (NUREG-1150)	国内代表的 4 ループ プラント (共通懸 P S A レビュー検討WG)	既往の PRA より 選定した起因事象	
L O C A	<ul style="list-style-type: none"> 大破断 LOCA 中破断 LOCA 小破断 LOCA 極小 LOCA 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断 LOCA 中破断 LOCA 小破断 LOCA 極小 LOCA 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断 LOCA 中破断 LOCA 小破断 LOCA 極小 LOCA 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断 LOCA 中破断 LOCA 小破断 LOCA 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断 LOCA 中破断 LOCA 小破断 LOCA 極小 LOCA 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断 LOCA 中破断 LOCA 小破断 LOCA 極小 LOCA 	
	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器破損 LOCA インターフェイス システム LOCA 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイス システム LOCA 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイス システム LOCA 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイス システム LOCA 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイス システム LOCA 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイス システム LOCA 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイス システム LOCA
過 渡 事 象	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 外部電源喪失 A T W S 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 外部電源喪失 A T W S 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 外部電源喪失 A T W S 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 外部電源喪失 A T W S 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 外部電源喪失 A T W S 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 外部電源喪失 A T W S 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 外部電源喪失 A T W S
	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 	<ul style="list-style-type: none"> 初期に主給水が健全 なトランジェント 	<ul style="list-style-type: none"> 初期に主給水が健全 なトランジェント 	<ul style="list-style-type: none"> タービントリップ 炉心出力の異常 E C C S の誤起動 原子炉トリップ 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象
		<ul style="list-style-type: none"> 初期に主給水が健全 なトランジェント 	<ul style="list-style-type: none"> 初期に主給水が健全 なトランジェント 	<ul style="list-style-type: none"> サービスインの喪失 補機冷却水の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 補機冷却水の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 補機冷却水の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 補機冷却水の喪失
		<ul style="list-style-type: none"> DC 母線 1 系列喪失 	<ul style="list-style-type: none"> DC 母線 1 系列喪失 	<ul style="list-style-type: none"> DC 母線 1 系列喪失 	<ul style="list-style-type: none"> DC 母線 1 系列喪失 	<ul style="list-style-type: none"> DC 母線 1 系列喪失 	<ul style="list-style-type: none"> DC 母線 1 系列喪失

第 1.1.1.b-2 表 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」
との対応(1/2)

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に記載されている事象	選定した起因事象との対応
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	過渡事象
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	過渡事象
制御棒の落下及び不整合	過渡事象
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	過渡事象
原子炉冷却材流量の部分喪失	過渡事象
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	過渡事象
外部電源喪失	外部電源喪失
主給水流量喪失	主給水流量喪失
蒸気負荷の異常な増加	過渡事象
2次冷却系の異常な減圧	過渡事象
蒸気発生器への過剰給水	過渡事象
負荷の喪失	過渡事象

第 1.1.1.b-2 表 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」
との対応 (2/2)

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に記載されている事象	選定した起因事象との対応
原子炉冷却材系の異常な減圧	過渡事象
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	過渡事象
原子炉冷却材喪失	大破断、中破断、小破断 L O C A
原子炉冷却材流量の喪失	過渡事象
原子炉冷却材ポンプの軸固着	過渡事象
主給水管破断	2次冷却系の破断
主蒸気管破断	2次冷却系の破断
制御棒飛び出し	小破断 L O C A
放射性気体廃棄物処理施設の破損	炉心損傷の観点からは考慮不要
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損
燃料集合体の落下	炉心損傷の観点からは考慮不要
可燃性ガスの発生	大破断、中破断、小破断 L O C A

第 1.1.1.b-3 表 EPRI NP-2230 トランジェント分類と
選定した起回事象の対応(1/2)

番号	トランジェント名	選定した起回事象との対応
1	1 次冷却材流量の喪失 (1 ループ)	過渡事象
2	制御棒クラスタバンクの異常な引き抜き	過渡事象
3	制御棒駆動装置の異常又は制御棒 クラスタバンクの落下	過渡事象
4	制御棒からの漏えい	極小 L O C A、過渡事象
5	1 次冷却系での漏えい	極小 L O C A、過渡事象
6	加圧器圧力低	過渡事象
7	加圧器からの漏えい	極小 L O C A、過渡事象
8	加圧器圧力高	過渡事象
9	工学的安全施設作動信号の誤発信	過渡事象
10	格納容器圧力の異常	内部事象レベル 1 P R A では対象外
11	化学体積制御設備の誤作動による 1 次冷却材中のほう素の希釈	過渡事象
12	圧力/温度/出力の不整合	過渡事象
13	1 次冷却系停止ループの誤起動	過渡事象
14	1 次冷却材流量の喪失 (全ループ)	過渡事象
15	主給水流量の部分喪失	過渡事象
16	主給水流量の喪失 (全ループ)	過渡事象
17	主蒸気隔離弁の閉止 (1 ループ)	過渡事象
18	主蒸気隔離弁の閉止 (全ループ)	過渡事象
19	主給水流量の増加 (1 ループ)	過渡事象
20	主給水流量の増加 (全ループ)	過渡事象

第 1.1.1.b-3 表 EPRI NP-2230 トランジェント分類と
選定した起回事象の対応(2/2)

番号	トランジェント名	選定した起回事象との対応
21	主給水流量の異常－誤操作	過渡事象
22	主給水流量の異常－誤動作	過渡事象
23	復水ポンプの停止（1 ループ）	過渡事象
24	復水ポンプの停止（全ループ）	過渡事象
25	復水器真空度の喪失	過渡事象
26	蒸気発生器の漏えい	過渡事象
27	復水器の漏えい	主給水流量喪失、過渡事象
28	2 次系での漏えい	過渡事象
29	主蒸気逃がし弁の開放	過渡事象
30	循環水の喪失	過渡事象
31	補機冷却水の喪失	原子炉補機冷却機能喪失
32	補機冷却海水の喪失	原子炉補機冷却機能喪失
33	タービントリップ、蒸気加減弁の閉止	過渡事象
34	発電機トリップ	過渡事象
35	所内電源喪失	外部電源喪失
36	加圧器スプレイの故障	過渡事象
37	所内補機電源の喪失	外部電源喪失
38	原子炉トリップ－誤動作	過渡事象
39	原子炉トリップ－機器の故障	過渡事象
40	原子炉トリップ－誤操作	過渡事象
41	所内火災	内部事象レベル 1 P R A では対象外

第 1.1.1.1.b-4 表 選定した起因事象

	炉心損傷に至る可能性のある事象(既往PRA等の起因事象含む)	選定した起因事象(グループ化含む)	
<p>「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に記載されている事象^{※1}</p> <p>※1:炉心損傷の観点から考慮不要の事象は除く</p>	主給水管破断	2次冷却系の破断	
	主蒸気管破断		
	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き		
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き		
	制御棒の落下及び不整合		
	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈		
	原子炉冷却材流量の部分喪失		
	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動		
	蒸気負荷の異常な増加		
	2次冷却系の異常な減圧		
	蒸気発生器への過剰給水		
	負荷の喪失		
	原子炉冷却材系の異常な減圧		
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動		
	原子炉冷却材流量の喪失		
	原子炉冷却材ポンプの軸固着		
	外部電源喪失		外部電源喪失
	主給水流量喪失		主給水流量喪失
	蒸気発生器伝熱管破損		蒸気発生器伝熱管破損
	制御棒飛び出し		小破断LOCA
原子炉冷却材喪失	大、中、小破断LOCA		
可燃性ガスの発生			
その他の起因事象	ATWS	ATWS	
	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	
	補機冷却水の喪失	原子炉補機冷却機能喪失	
	手動停止	手動停止	
	極小LOCA	極小LOCA ※2	
	DC母線1系列喪失	DC母線1系列喪失 ※3	

※2:充てん/高圧注入ポンプ兼用のプラントで対象とされるため、当該プラントでは対象外としている。

※3:当該事象発生により自動で原子炉トリップするプラントで対象とされるため、当該プラントでは対象外としている。

第 1.1.1.b-5 表 選定した起回事象一覧表

選定した起回事象	説明
大破断 L O C A	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による 1 次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径 8 インチから 1 次冷却材主配管の両端破断相当（配管断面積の 2 倍）未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、低圧注入／再循環、高圧再循環、格納容器スプレイ注入／再循環に期待している。
中破断 L O C A	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による 1 次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径 2 インチから 8 インチ未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入／再循環、格納容器スプレイ注入／再循環に期待している。
小破断 L O C A	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による 1 次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径 3/8 インチから 2 インチ未満のものであり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、高圧注入／再循環、格納容器スプレイ注入／再循環に期待している。
インターフェイスシステム L O C A	1 次冷却系と余熱除去系との隔離に失敗し、1 次冷却系の圧力が余熱除去系に付加され発生する事象
主給水流量喪失	蒸気発生器への主給水が完全に停止し、蒸気発生器保有水量が減少し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事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。
外部電源喪失	送電系統の故障等により、所内電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、非常用所内交流電源、補助給水に期待している。
A T W S	運転時の異常な過渡変化において原子炉トリップに失敗する事象
2 次冷却系の破断	原子炉格納容器内部における主蒸気管及び主給水管の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、主蒸気隔離、補助給水に期待している。
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器における伝熱管 1 本の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、破損側蒸気発生器の隔離に期待している。
過渡事象	主給水流量喪失を伴わず原子炉トリップに至る事象を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。
原子炉補機冷却機能喪失	補機冷却水系、海水系の機能喪失に伴う原子炉補機冷却機能の喪失を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。また、原子炉補機冷却機能喪失の際、加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A、R C P シール L O C A の発生を考慮している。
手動停止	常用系のトラブルで手動停止に至った事象を想定する

第 1.1.1.b-6 表 1976 年 4 月以前における事象一覧

発生年月日	発電所名	概要
1970/12/4	美浜1号機	若狭幹線事故波及（その他・自然現象）のため、発電機トリップにより、原子炉停止。
1971/4/2	美浜1号機	グラウンドウォール蒸気管ユニオン部洩れによる停止
1971/4/24	美浜1号機	タービン注油ポンプ圧力計管洩れによる停止
1971/5/12	美浜1号機	一次系弁リークオフ量増加、調査のため原子炉手動停止。
1971/5/19	美浜1号機	安全注入誤作動（機器故障）のため原子炉停止。
1971/6/10	美浜1号機	計器用インバータ故障による停止
1971/6/16	美浜1号機	復水器点検による停止
1971/7/10	美浜1号機	タービン軸受点検による停止
1971/7/27	美浜1号機	タービン軸受点検による停止
1971/8/13	美浜1号機	原子炉休転
1971/9/11	美浜1号機	インバータ電源故障（機器故障）のため、SG給水流量低により原子炉停止。
1971/10/7	美浜1号機	B.BFP誤動作によるトリップ
1972/1/22	美浜1号機	送電線線路作業のため停止
1972/2/19	美浜1号機	加圧器水面器点検による停止
1972/5/26	美浜1号機	夏期ピーク前点検による停止
1972/6/15	美浜1号機	蒸気発生器（A）細管からの漏洩、調査のため原子炉手動停止。
1972/7/26	美浜2号機	冷却材ポンプ潤滑油漏れ、調査のため原子炉手動停止。
1972/8/11	美浜2号機	主変圧器の巻線間短絡（機器故障）のため、発電機トリップし、原子炉停止。
1972/10/28	美浜2号機	主変圧器取替による停止
1972/12/19	美浜1号機	第5抽気建屋ドレン弁ボンネット洩れによる停止
1972/12/29	美浜2号機	ループ室内パッキン取替による停止
1973/2/3	美浜2号機	HPP排気管点検による停止
1973/5/28	美浜2号機	夏期ピーク前点検による停止
1973/6/23	美浜2号機	RCPモータ軸受点検による停止
1973/7/11	美浜2号機	給水制御装置の故障、調査のため原子炉手動停止。
1973/8/28	美浜2号機	一次冷却材ポンプの電源アニュラス貫通部短絡（サーベイランス外の操作ミス）のため、RCP遮断器開により原子炉停止。
1973/9/8	美浜1号機	加圧器スプレイ弁のバイパス弁グラウンド漏れ、調査のため原子炉手動停止。
1973/10/26	美浜1号機	C/V内弁の点検による停止
1973/12/7	美浜1号機	C/V内パッキン取替による停止
1974/1/31	美浜1号機	給水制御装置故障（機器故障）のため、SG給水流量低により原子炉停止。
1974/6/1	美浜2号機	夏期ピーク前点検による停止
1974/6/27	美浜1号機	送電線トリップによる停止
1974/7/17	美浜1号機	蒸気発生器（A）細管からの漏洩、調査のため原子炉手動停止。
1974/8/10	美浜2号機	給水流量検出配管から漏洩、調査のため原子炉手動停止。
1974/8/13	美浜2号機	中間点検による停止
1974/10/25	美浜2号機	中間点検による停止
1974/12/13	高浜1号機	高圧タービンバランスホールカバーからの蒸気漏れ、調査のため原子炉手動停止。
1975/1/8	美浜2号機	蒸気発生器（A）細管からの漏洩、調査のため原子炉手動停止。
1975/1/17	高浜1号機	送電線事故による外部電源喪失（その他・自然現象）と所内電源系統の攪乱のため、原子炉停止。
1975/1/22	高浜1号機	蒸気タービン軸受油圧故障（機器故障）のため、タービントリップし原子炉停止。
1975/4/1	高浜1号機	ロータリスクリーン改造及び復水器細管洗浄装置取付による停止
1975/6/10	玄海1号機	蒸気発生器（A）内に残置された鋼性巻尺により細管が損傷、調査のため原子炉手動停止。
1975/6/20	高浜1号機	給水制御弁故障、調査のため原子炉手動停止。
1976/2/19	高浜2号機	クラグ防止設備改造強化工事のため停止
1976/2/20	玄海1号機	中間点検による停止

第 1.1.1.b-7 表 起因事象発生頻度 (2011 年 3 月 31 日迄)

起 因 事 象	発生頻度 (/炉年)	発生頻度評価方法	運転実績 (年)						発生 件数	
			国内PWR			海外PWR				
			(1976.4.1以降)	(運開日から)	(運開日から)	(運開日から)	(運開日から)	(運開日から)		
			運転期間	運転期間	運転期間	運転期間	臨界時間	臨界時間		
大破断LOCA	2.2E-05	・小破断LOCAの発生頻度の1/10								
中破断LOCA	6.8E-05	・大破断LOCAと小破断LOCAの相乗平均								
小破断LOCA	2.2E-04	・発生件数/発電期間	—	481	—	1839	—	—	—	0.5※1
インターフェイス システムLOCA	3.0E-11	・フォールトツリーによるシステム信頼性解析により算出した発生頻度								
主給水流量喪失	1.1E-02	・発生件数/発電期間	475	—	—	—	—	—	—	5
外部電源喪失	4.8E-03	・発生件数/運転期間	—	621※2	—	—	—	—	—	3
A TWS	1.2E-08	・A T発生頻度×フォールトツリーによるシステム信頼性解析により算出した原子炉トリップ失敗確率	475	—	—	—	—	—	—	34※3
2次冷却系の破断	4.3E-04	・発生件数/発電期間×2※4	—	—	481	—	1839	—	—	0.5※1
蒸気発生器 伝熱管破損	3.2E-03	・発生件数×(当該プラントの伝熱管本数/Σ(プラントiの伝熱管本数(1-伝熱管施栓率)×プラントiの運転期間))	—	—	—	—	—	—	—	1
過渡事象	9.7E-02	・発生件数/発電期間	475	—	—	—	—	—	—	46
原子炉補機 冷却機能喪失	2.0E-04	・発生件数/運転期間	—	—	—	632※2	1839	—	—	0.5※1
手動停止	2.3E-01	・発生件数/発電期間	475	—	—	—	—	—	—	110

※1：国内及び米国で発生実績がないため、運転期間を運転開始(1970年11月28日)からの期間、発生件数を0.5件とした

※2：出力運転中のみならず、運転停止中にも発生し得る事象であるため、出力運転中だけでなく運転停止中の期間も含めた運転期間とした

※3：運転時の異常な過渡変化の国内PWRの発生件数

※4：主蒸気管破断及び主給水管破断それぞれについて評価

第 1.1.1.c-1 表 成功基準の一覧

機能	原子炉トリップ	低圧注入		蓄圧注入		高圧注入		格納容器スプレイ注入		低圧再循環		高圧再循環		格納容器スプレイ再循環		補助給水		非常用所内交流電源	主蒸気隔離	破損側の隔離	加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA なし	RCP シート LOCA なし
		ボンプ	ループ	ボンプ	ループ	ボンプ	ループ	ボンプ	ループ	ボンプ	ループ	ボンプ	ループ	ボンプ	ループ	ボンプ	ループ					
大破断 LOCA	-	1/2	健全 2/3	健全 2/3	蓄圧 2/3	健全 2/3	健全 2/3	1/2	3/4	1/2	健全 2/3	健全 3/3	1/2	健全 3/3	1/2	健全 3/3	-	-	-	-	-	-
中破断 LOCA	-	-	-	健全 2/3	健全 2/3	健全 3/3	健全 3/3	1/2	3/4	-	-	健全 3/3	健全 3/3	1/2	健全 3/3	1/2	健全 3/3	-	-	-	-	-
小破断 LOCA	○	-	-	健全 3/3	健全 3/3	健全 3/3	健全 3/3	1/2	3/4	-	-	健全 3/3	健全 3/3	1/2	健全 3/3	1/2	健全 3/3	3/4	2 弁/ISG	-	-	-
インターフェイス LOCA*1	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
主給水流量喪失	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2/4	2 弁/ISG	-	-	-	-
外部電源喪失	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2/4	2 弁/ISG	1/2	-	-	-
ATWS*2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
2 次冷却系の破断	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	健全 2/3	2 弁/ISG	-	-	-	-
蒸気発生器伝熱管破損	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	健全 2/3	2 弁/ISG	-	○	-	-
過渡事象	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2/4	2 弁/ISG	-	-	-	-
原子炉補機冷却機能喪失	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2/4	2 弁/ISG	-	-	○	○
手動停止	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2/4	2 弁/ISG	-	-	-	-

※1 起因事象発生後の緩和手段 (AM策) に期待しないため、原子炉トリップに成功しても R C S の流出が継続し、いずれ炉心損傷に至る。

※2 起因事象発生後の緩和手段 (AM策) がなければ炉心損傷は避けられないため、成功基準の記載はない。

注) 成功基準の下段は、成功基準を決定した際に参照した以下の解析項目を示す。

- ① 大破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析
- ② 大破断 LOCA 時の格納容器内除熱機能に関する熱水力解析
- ③ 中破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析
- ④ 主給水流量喪失時の補助給水機能に関する熱水力解析
- ⑤ 主給水管破断時の補助給水機能に関する熱水力解析
- ⑥ 設計基準事象解析等

第 1.1.1.c-2 表 炉心損傷防止に必要な条件（成功基準）設定のための解析について

解析項目	解析結果	使用した解析コード	解析コードの検証性
<p>大破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断 LOCA 時に必要な低圧注入ポンプの台数及び注入ループ数並びに蓄圧タンクの基数を確認</p>	<p>燃料被覆管最高温度は 1200°C を超えることはなく、炉心冷却が維持されること が確認できた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ SATAN-M ・ WREFLOOD ・ BASH-M ・ COCO ・ LOCTA-M 	<p>使用した解析コードについては、原子炉施設の許認可審査で十分な実績を有しており、検証が行われている。 なお、MAAP コードは MHI-NES-1056 「三菱 PWR 炉心損傷及び格納容器破損に係る重要事故シナケンスへの MAAP コードへの適用性について」にて検証されている。</p>
<p>大破断 LOCA 時の原子炉格納容器内除熱機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断 LOCA 時に低圧再循環のみにより長期の原子炉格納容器内除熱機能が確保できることを確認</p>	<p>原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の 2 倍に対して十分な余裕があり、格納容器先行破損には至らないことが確認できた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ MAAP 	
<p>中破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析 【目的】 中破断 LOCA 時に必要な蓄圧タンクの基数を確認</p>	<p>燃料被覆管最高温度は 1200°C を超えることはなく、炉心冷却が維持されること が確認できた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ SATAN-M (Small LOCA) ・ LOCTA-IV 	
<p>主給水流量喪失時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水流量喪失時に必要な補助給水ポンプの台数及び給水蒸気発生器数を確認</p>	<p>補助給水により健全な蒸気発生器は 2 次側の保有水量が回復傾向を示し、2 次冷却系の冷却機能が維持されることを確認できた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ MARVEL 	
<p>主給水管破断時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水管破断時に必要な補助給水ポンプの台数及び給水蒸気発生器数を確認</p>	<p>補助給水により健全な蒸気発生器は 2 次側の保有水量が回復傾向を示し、2 次冷却系の冷却機能が維持されることを確認できた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ MARVEL 	

第 1.1.1.e-1 表 フロントライン系とサポータ系の依存性

サポータ系 (影響を与える側)	電源系	信号系	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
フロントライン系 (影響を受ける側)						
原子炉停止系						
燃料取替用水系						
高圧注入系 ※1	○	○				○
蓄圧注入系						
低圧注入系	○	○				○
格納容器スプレイ注入系 ※1	○	○				○
補助給水系/主蒸気圧力制御系 ※2	○	○		○		
破損SG隔離 ※3	○	○	○			
主蒸気隔離 ※4	○	○				

※1：室温評価の結果、評価期間（内部事象：24時間）内であれば換気空調系は不要。

※2：電動補助給水ポンプ室換気空調系が必要。

※3：主蒸気逃がし弁、タービンバイパス弁及び補助給水隔離弁の作動のための電源系/信号系/制御用空気系が必要。

※4：主蒸気隔離弁及びタービン動補助給水ポンプ蒸気供給元弁閉止のための電源系/信号系が必要。

第 1.1.1.e-2 表 サポート系同士の依存性

サポート系 (影響を与える側)	電源系	信号系	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
サポート系 (影響を受ける側)						
電源系 ※1	○				○	○
信号系	○					
制御用空気系 ※2,3	○	○	○	○		○
換気空調系 ※2,4	○	○	○			○
原子炉補機冷却海水系 ※2	○	○	○			
原子炉補機冷却水系 ※2	○	○	○			○

※1：ディーゼル発電機の起動、継続運転のための信号系／換気空調系／原子炉補機冷却海水系が必要。

※2：通常時待機状態を仮定しているトレンには起動のための信号系が必要。

※3：制御用空気圧縮機室換気空調系が必要。

※4：空調用冷水系には原子炉補機冷却海水系が必要。

第 1.1.1.e-3 表 機器タイプ及び故障モード (1/6)

機器タイプ	故障モード
電動ポンプ（純水） 空気圧縮機 空調用冷凍機	起動失敗
	継続運転失敗
	制御回路の作動失敗
	遮断器作動失敗
	遮断器誤作動
電動ポンプ（海水）	起動失敗
	継続運転失敗
	制御回路の作動失敗
	遮断器作動失敗
	遮断器誤作動
タービン駆動ポンプ	起動失敗
	継続運転失敗
	制御回路の作動失敗
ディーゼル駆動ポンプ ガスタービン駆動ポンプ	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
	制御回路の作動失敗
ファン/ブローア	起動失敗
	継続運転失敗（正常雰囲気）
	継続運転失敗（異常雰囲気）
	制御回路の作動失敗
	遮断器作動失敗
	遮断器誤作動

第 1.1.1.e-3 表 機器タイプ及び故障モード (2/6)

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

第 1.1.1.e-3 表 機器タイプ及び故障モード (3/6)

機器タイプ	故障モード
逆止弁	開失敗
	閉失敗
	外部リーク
	内部リーク
手動弁	開失敗
	閉失敗
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
安全弁	開失敗
	閉失敗
	誤開
	外部リーク
	内部リーク
真空逃し弁 (PWR)	作動失敗
電磁弁	開閉失敗 (作動失敗)
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	制御回路の作動失敗
配管 (3inch 未満) スプレイヘッダ	リーク
	閉塞
配管 (3inch 以上)	リーク
	閉塞
流体熱交換器 空気熱交換器 (流体式) 空気除湿装置 (熱交換有)	伝熱管破損
	伝熱管閉塞
	外部リーク
オリフィス	外部リーク
	内部破損
	閉塞

第 1.1.1.e-3 表 機器タイプ及び故障モード (4/6)

機器タイプ	故障モード
フィルタ/ストレーナ(純水等) フィルタ(空気) 吐出消音器 空気除湿装置(熱交換無)	外部リーク
	内部破損
	閉塞
フィルタ/ストレーナ(海水) サンプスクリーン	外部リーク
	内部破損
	閉塞
手動ダンパ 防火ダンパ 防火兼手動ダンパ	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	内部リーク
逆止ダンパ	閉塞
	開失敗
	閉失敗
	外部リーク
空気作動ダンパ	内部リーク
	閉塞
	制御回路の作動失敗
	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
内部リーク	
タンク 制御用空気だめ	破損
	閉塞
ピット/サンプ	閉塞

第 1.1.1.e-3 表 機器タイプ及び故障モード (5/6)

機器タイプ	故障モード
制御棒駆動装置	挿入失敗
リレー 電源切替用コンタクタ	不動作
	誤動作
遅延リレー	不動作
	誤動作
遮断器 NFB ドロップバイパス開閉器	開失敗
	閉失敗
	誤開
	誤閉
圧力スイッチ	不動作
	誤動作
リミットスイッチ トルクスイッチ	不動作
	誤動作
手動スイッチ	不動作
	誤動作
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(バイタル) 後備用低電圧装置	機能喪失
ヒューズ	誤断線

第 1.1.1.e-3 表 機器タイプ及び故障モード (6/6)

機器タイプ	故障モード
配線／電線	断線
	地路
	短絡
制御ケーブル	短絡
	地路
	断線
MGセット (RPS, CRDM)	機能喪失
演算器 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) バイステープル	不動作
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
放射能検出器	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 ヒートトレース 空気熱交換器 (電気式)	機能喪失
アナンシエータ	機能喪失

第 1.1.1.e-4 表 システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット(1/2)

起因事象	事故シーケンス	主要なミニマルカットセット
大破断 LOCA	大破断 LOCA+低圧注入失敗	S 信号 A,B 両トレン CCF
	大破断 LOCA+蓄圧注入失敗	蓄圧タンク出口逆止弁 134B,C,D 開失敗 CCF
	大破断 LOCA+低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	スプレイヘッドオリフィス A(B)外部リーク+RHR 熱交換器 CCW 通水弁 114A(B)開失敗+スプレイ信号/S 信号の共用部 (ユニバーサルカード等)B(A)失敗
	大破断 LOCA+低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	RHR ポンプ A 出口流量高信号発信失敗+スプレイ信号 A トレン 失敗+海水ポンプ C 出口手動弁 503C の試験後の戻し忘れ
	大破断 LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗	再循環代替信号 A,B 両トレン CCF
	中破断 LOCA+高圧注入失敗	低温側注入ライン手動弁 071B(C,D)閉塞
	中破断 LOCA+蓄圧注入失敗	蓄圧タンク出口逆止弁 134B,C,D 開失敗 CCF
	中破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	スプレイ信号 A,B 両トレン CCF
	中破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	スプレイ熱交換器 CCW 通水弁 178A,B 開失敗 CCF
	中破断 LOCA+高圧再循環失敗	再循環代替信号 A,B 両トレン CCF
小破断 LOCA	小破断 LOCA+補助給水失敗	復水ピット閉塞
	小破断 LOCA+高圧注入失敗	低温側注入ライン手動弁 071B(C,D)閉塞
	小破断 LOCA+格納容器スプレイ失敗	スプレイ信号 A,B 両トレン CCF
	小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	スプレイ熱交換器 CCW 通水弁 178A,B 開失敗 CCF
	小破断 LOCA+高圧再循環失敗	再循環代替信号 A,B 両トレン CCF
	小破断 LOCA+高圧再循環失敗	復水ピット閉塞
	小破断 LOCA+高圧再循環失敗	低温側注入ライン手動弁 071B(C,D)閉塞
	小破断 LOCA+高圧再循環失敗	スプレイ信号 A,B 両トレン CCF

CCF : 共通要因故障

第 1.1.1.e-4 表 システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット(2/2)

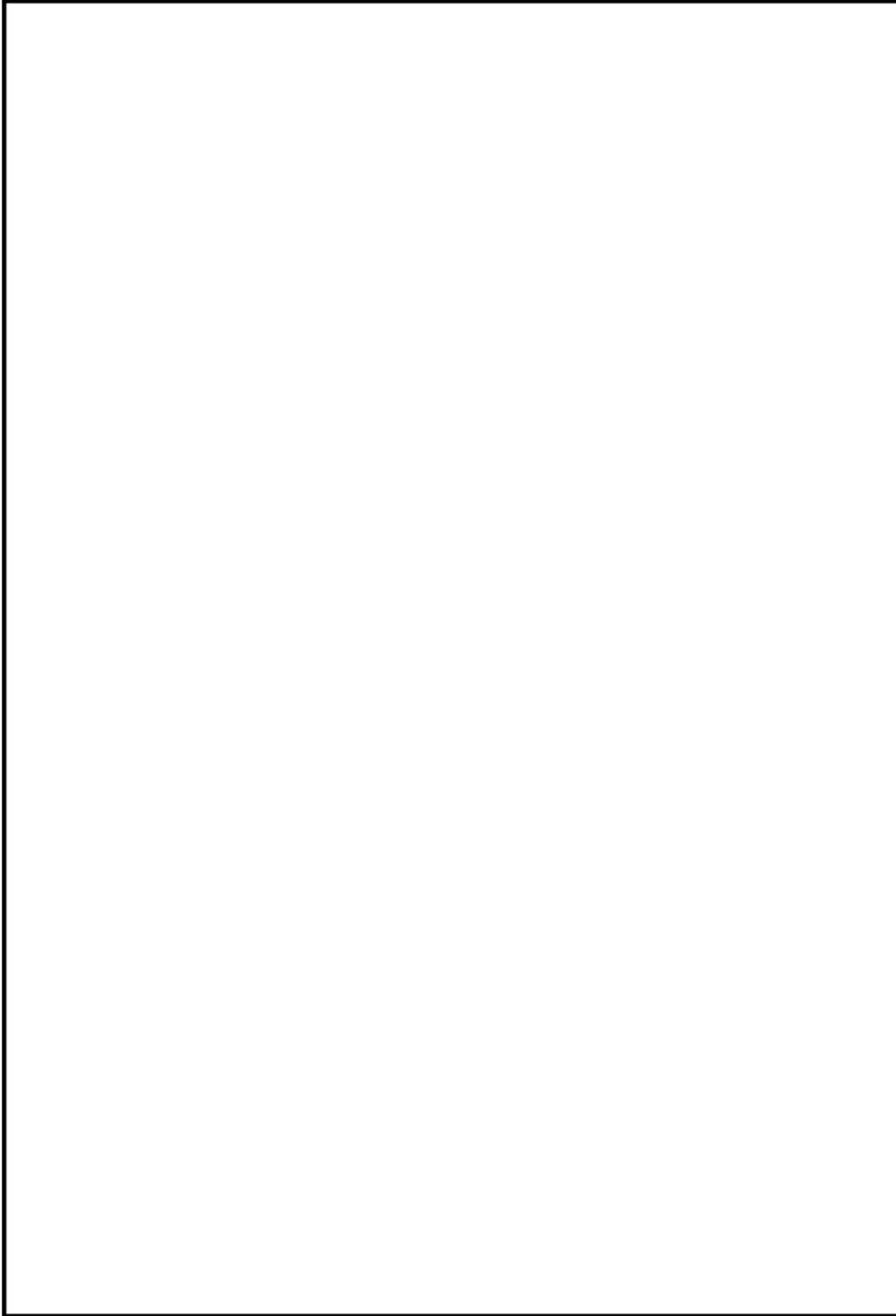
起因事象	事故シナケンス	主要なミニマルカットセット
原子炉補機 冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	復水ピット閉塞
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	加圧器安全弁 055(056,057)再閉止失敗
	原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA	RCP シール LOCA 発生
外部電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	3u DG-A(B)継続運転失敗+DG-B(A)試験による待機除外
	外部電源喪失+補助給水失敗	復水ピット閉塞
2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	「破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン 元弁 575A 閉止操作失敗(HE)」+「破断ループ側タービン 動補助給水ポンプ蒸気供給ライン逆止弁 576A 閉失敗」に より、健全側ループの蒸気が破断側ループへ流出
	2次冷却系の破断+補助給水失敗	2次冷却系破断事象診断過誤による破断 SG ループへの給水 停止失敗
蒸気発生器 伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	復水ピット閉塞
	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	SGTR 事象診断過誤による破損 SG への給水停止失敗+主 蒸気管破断
主給水流量喪失 過渡事象	主給水流量喪失+補助給水失敗	復水ピット閉塞
	過渡事象+補助給水失敗	復水ピット閉塞
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	余熱除去ポンプ吸込み側での事象発生
手動停止	手動停止+補助給水失敗	復水ピット閉塞
ATWS	ATWS	原子炉トリップ回路作動失敗 CCF

第 1.1.1.f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (1/6)

--

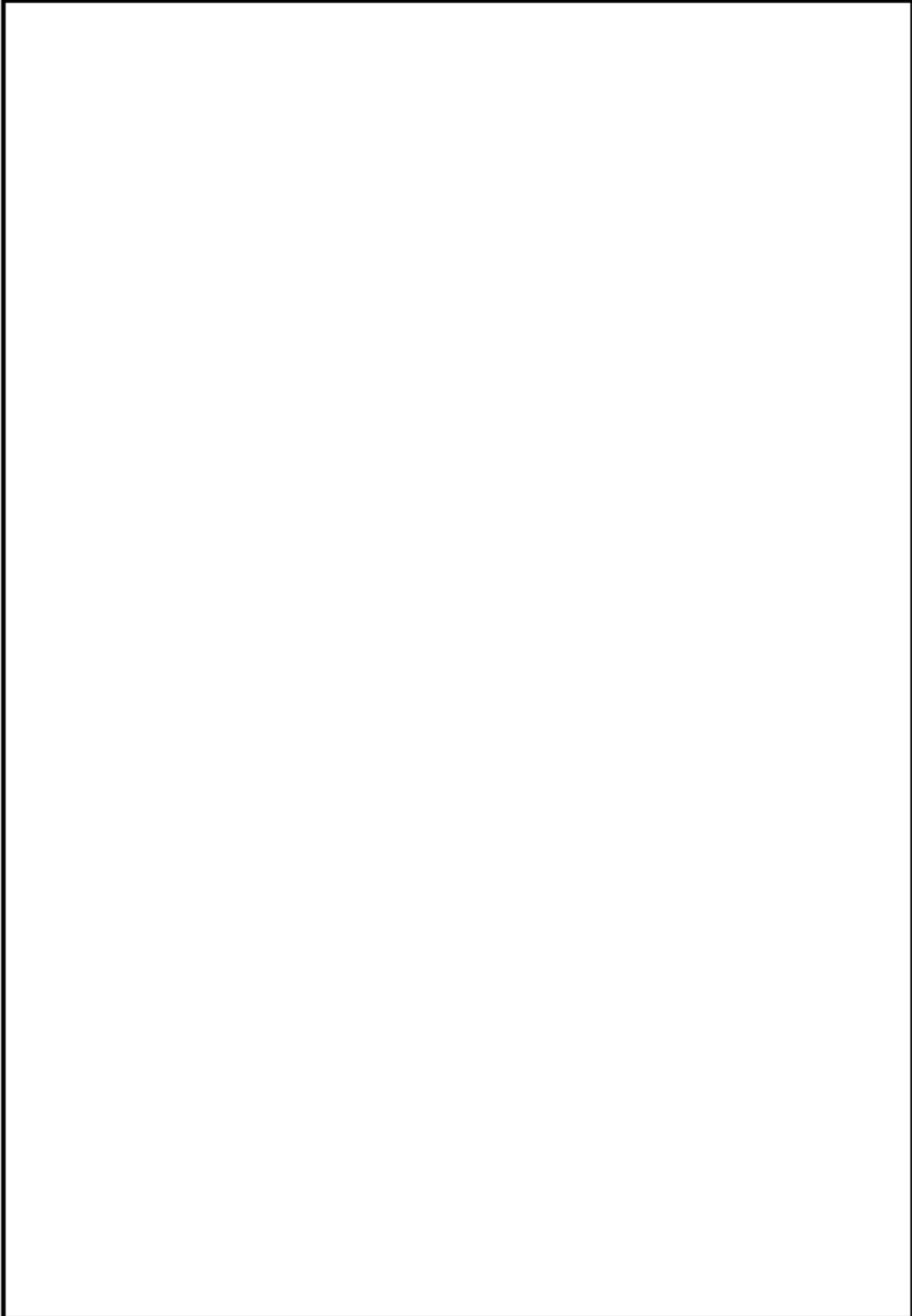
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.1.1.f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (2/6)



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.1.1.f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (3/6)



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.1.1.f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (4/6)

--

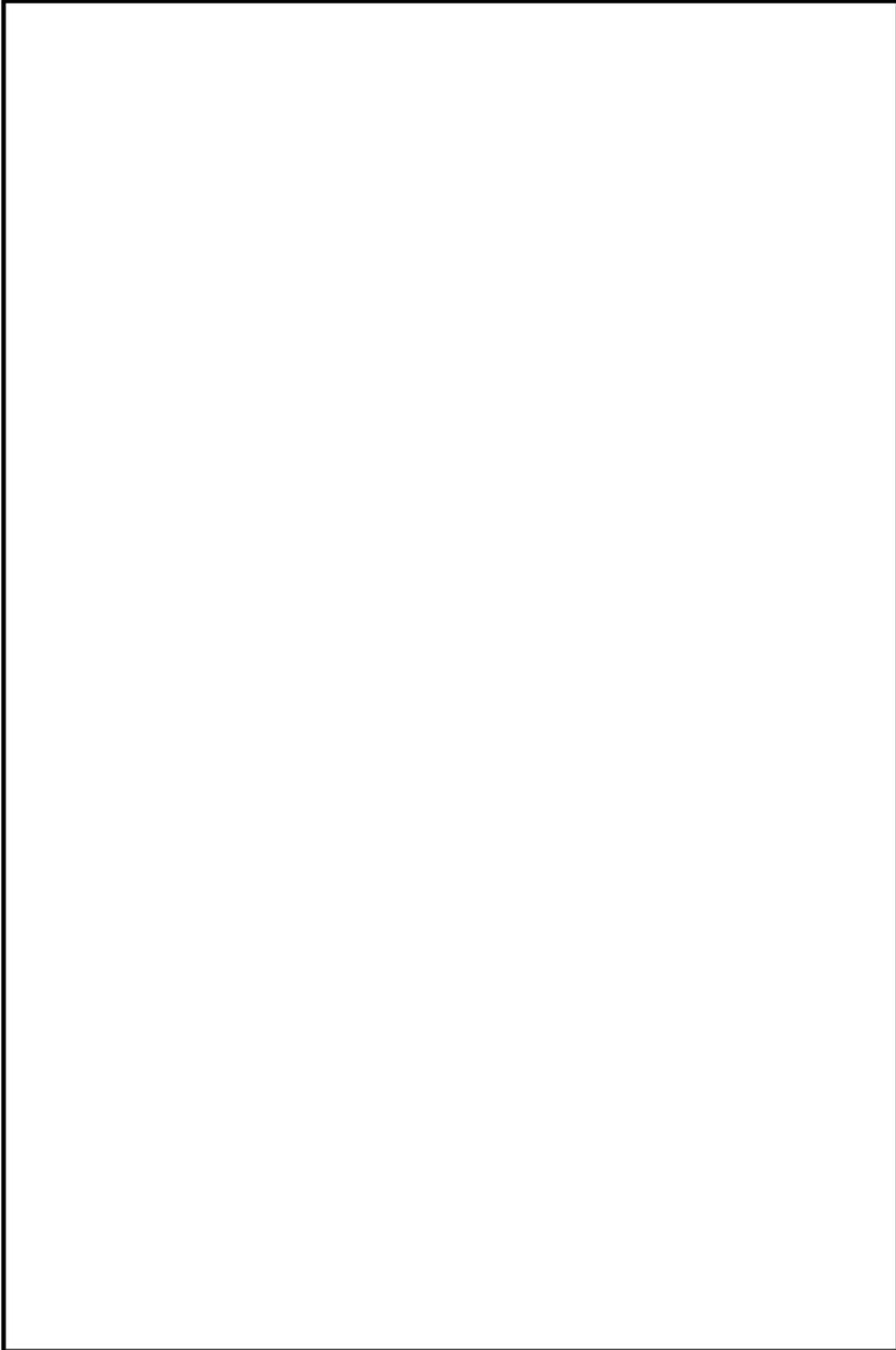
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.1.1.f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (5/6)

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.1.1.f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (6/6)



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.1.1.f-2 表 共通要因故障パラメータ（抜粋）

機器タイプ	故障モード	CCF 要否	機器 総数	MGLパラメータ※2		
				β	γ	δ
電動ポンプ (純水)	起動失敗 制御回路の作動失敗 遮断器作動失敗	○	2	3.72E-02	—	—
			3	3.13E-02	3.63E-01	—
			4	2.93E-02	4.76E-01	2.99E-01
	継続運転失敗 遮断器誤作動	○	2	9.01E-02	—	—
			3	6.19E-02	5.00E-01	—
			4	4.72E-02	7.50E-01	3.33E-01
電動弁 (純水 -Pooled※1)	開失敗 制御回路の作動失敗	○	2	1.62E-02	—	—
			3	1.37E-02	3.59E-01	—
			4	1.26E-02	5.10E-01	2.63E-01
	閉失敗 制御回路の作動失敗	○	2	4.13E-03	—	—
			3	8.18E-03	7.09E-03	—
			4	1.22E-02	1.29E-02	3.57E-02
	誤開又は誤閉	○	2	3.16E-02	—	—
			3	5.04E-02	1.43E-01	—
			4	5.83E-02	3.21E-01	5.89E-02
	外部リーク	—	—	—	—	—
	内部リーク	—	—	—	—	—
	閉塞	—	—	—	—	—

※1 Pooled機器：同種の機器をグループ化したもの

※2 「CCF Parameter Estimations 2010 (NUREG/CR-5497の改訂版)」より

β : 2つ以上の機器が同時に故障する割合

γ : 2つ以上の機器が同時に故障した中で、3つ以上が同時に故障する割合

δ : 3つ以上の機器が同時に故障した中で、4つ以上が同時に故障する割合

第 1.1.1.h-1 表 起回事象別炉心損傷頻度

起回事象	起回事象 発生頻度 (/炉年)	条件付 炉心損傷確率 (CCDP)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合
原子炉補機 冷却機能喪失	2.0E-04	2.2E-01	4.3E-05	66.9%
外部電源喪失	4.8E-03	1.8E-03	8.7E-06	13.5%
手動停止	2.3E-01	2.4E-05	5.5E-06	8.6%
小破断LOCA	2.2E-04	1.0E-02	2.3E-06	3.6%
過渡事象	9.7E-02	2.4E-05	2.3E-06	3.6%
2次冷却系の破断	4.3E-04	2.8E-03	1.2E-06	1.9%
中破断LOCA	6.8E-05	1.0E-02	7.1E-07	1.1%
蒸気発生器伝熱管破損	3.2E-03	1.0E-04	3.2E-07	0.5%
主給水流量喪失	1.1E-02	2.5E-05	2.7E-07	0.4%
ATWS	1.2E-08	1.0E+00	1.2E-08	<0.1%
大破断LOCA	2.2E-05	2.1E-04	4.6E-09	<0.1%
インターフェイス システムLOCA	3.0E-11	1.0E+00	3.0E-11	<0.1%
合計			6.4E-05	100%

第 1.1.1.h-2 表 炉心損傷シナリオの分析結果(1/6)

事故シナリオ	CDF (/炉年)	寄与割合 (全シナリオ)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合
2次冷却系からの除熱機能喪失	手動停止	5.5E-06	補助給水失敗	2.8E-06	51%
	過渡事象	2.3E-06	補助給水失敗	9.7E-08	2%
	2次冷却系の破断	1.2E-06	補助給水失敗	8.3E-08	1%
	主給水流量喪失	2.7E-07	補助給水失敗	1.2E-06	98%
	外部電源喪失	1.2E-07	補助給水失敗	5.3E-09	0.4%
	蒸気発生器伝熱管破損	7.7E-08	補助給水失敗	5.9E-08	51%
	小破断 LOCA	5.6E-09	補助給水失敗	1.7E-09	2%
	2次冷却系の破断	6.5E-11	主蒸気隔離失敗	3.9E-08	51%
				1.7E-09	2%
				1.2E-09	1%
			2.7E-09	48%	
			2.4E-10	4%	
			7.9E-11	1%	
			3.4E-11	52%	
			1.5E-11	23%	
			9.1E-12	14%	

第 1.1.1.h-2 表 炉心損傷シナリオの分析結果(2/6)

事故シナリオ		CDF (/炉年)	寄与割合 (全シナリオ)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合
全交流動力 電源喪失	外部電源 喪失	8.5E-06	13.3%	① 3uDG-A(B)運転継続失敗 +DG-B(A)試験による待機除外	1.1E-07	1%
	非常用所内 交流電源失敗			② 4uDG-A(B)運転継続失敗 + DG-B(A)試験による待機除外 による安全補機開閉器室空調ファンA,B喪失		
原子炉補機 冷却機能 喪失	RCPシールド LOCA 加圧器逃がし 弁/安全弁 LOCA	4.2E-05	65.5%	③ 3uDG-A,B起動失敗CCF	7.8E-08	1%
		9.0E-07		④ 4uDG-A,B起動失敗CCFによる安全補機開閉器室空調ファンA,B喪失	7.8E-08	1%
原子炉補機 冷却機能 喪失	原子炉補機 冷却機能 喪失	4.2E-05	1.4%	① RCPシールドLOCA発生	4.2E-05	100%
		9.0E-07		① 加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗	9.0E-07	100%
		4.9E-09		① 復水ピット閉塞 ② SG-A,B,C,D水位計の作動失敗CCFによる補助給水ポンプ 起動失敗 ③ 補助給水系各機器の外部リーク	2.5E-09 8.4E-11 7.2E-11	50% 2% 1%

第 1.1.1.h-2 表 炉心損傷シナリオの分析結果(3/6)

事故シナリオ	CDF (/炉年)	寄与割合 (全シナリオ)	主要なカセットセット	CDF (/炉年)	寄与割合
原子炉格納 容器の除熱 機能喪失	小破断 LOCA	スプレイ再循環失敗	① スプレイ熱交換器CCW通水弁178A,B開失敗CCF	6.7E-09	26%
			② スプレイ信号A(B)トレン失敗 + スプレイ熱交換器CCW通水弁178B(A)開失敗	3.0E-09	11%
			③ 再循環切替信号A(B)トレン失敗 + スプレイ熱交換器CCW通水弁178B(A)開失敗	2.5E-09	9%
			④ スプレイ信号Aトレン失敗 + 海水ポンプC出口手動弁503Cの試験後の戻し忘れ(HE)	1.4E-09	5%
			⑤ スプレイ熱交換器CCW通水弁178A開失敗 + 海水ポンプC出口手動弁503Cの試験後の戻し忘れ(HE)	5.9E-10	2%
			⑥ 再循環サンプ隔離電動弁003A,B開失敗CCF	5.0E-10	2%
中破断 LOCA	スプレイ注入失敗	① スプレイ信号A,B両トレンCCF	5.4E-09	35%	
		② スプレイポンプA,B起動失敗CCF	2.3E-09	15%	
		③ スプレイポンプ熱交換器出口弁024A,B開失敗CCF	6.7E-10	4%	
大破断 LOCA	低圧再循環失敗 + スプレイ再循環 失敗	小破断LOCAと同様			
		小破断LOCAと同様			
		① RHRポンプA出口流量高信号発信失敗+スプレイ信号Aトレン失敗+海水ポンプC出口手動弁503Cの試験後の戻し忘れ(HE)	4.5E-13	6%	
		② 3A2動力変圧器機能喪失による「RHR熱交換器CCW通水弁114A」及び「スプレイ熱交換器CCW通水弁178A」開失敗+海水ポンプC出口手動弁503Cの試験後の戻し忘れ(HE)	2.2E-13	3%	
小破断 LOCA	スプレイ注入失敗 + 低圧再循環失敗 + (高圧再循環成功)	① スプレイヘッダオリフィスA(B)外部リーク+RHR熱交換器CCW通水弁114A(B)開失敗+スプレイ信号/S信号の共用部(ユニバーサルカード等)B(A)失敗	2.7E-13	34%	

第 1.1.1.h-2 表 炉心損傷シナリオの分析結果(4/6)

事故シナリオ		CDF (/炉年)	寄与割合 (全シナリオ)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合
原子炉停止 機能喪失	ATWS	1.2E-08	<0.1%	① 原子炉トリップ回路作動失敗CCF ② 原子炉トリップ遮断器開失敗CCF	6.9E-09 5.2E-09	57% 43%
	小破断 LOCA	2.2E-06	3.4%	① 低温側注入ライン手動弁071B(C,D)閉塞 ② 低温側注入ラインオリフイス02B(C,D)閉塞 ③ 低温側注入ラインオリフイス09B(C,D)閉塞 ④ 低温側注入ラインオリフイス980B(C,D)閉塞 ⑤ 低温側注入ラインオリフイス10C閉塞	9.8E-07 3.7E-07 3.7E-07 3.7E-07 1.2E-07	44% 16% 16% 16% 5%
ECCS注水 機能喪失	中破断 LOCA	6.9E-07	1.1%	小破断LOCAと同様		
	大破断 LOCA	3.7E-09	<0.1%	① S/信号A,B両トレンCCF	4.9E-10	13%
				② RHRポンプ出口流量高信号A,B両トレンCCFによるミニブローライン弁601,611の誤開	4.9E-10	13%
				③ S/信号A(B)トレン失敗 + RHRポンプB(A)出口流量高信号発信失敗	4.6E-10	12%
				④ RWSP閉塞	2.7E-10	7%
				⑤ S/信号Bトレン失敗 + 低圧注入系タイライン弁047A(B)閉塞	2.4E-10	7%
	⑥ RHRポンプB出口流量高信号発信失敗 + 低圧注入系タイライン弁047A(B)閉塞	2.4E-10	7%			
⑦ RHRポンプA(B)出口流量高信号発信 + RHRポンプB(A)出口流量高信号発信失敗	2.3E-10	6%				
中破断 LOCA	2.6E-11	<0.1%	① 蓄圧タンク出口逆止弁134B,C,D開失敗CCF ② 蓄圧タンク2基の同時閉塞 ③ 蓄圧タンクB(C,D)閉塞 + 蓄圧タンク出口電動弁132C(B,D)閉塞	1.8E-11 4.1E-12 2.5E-12	68% 15% 9%	
大破断 LOCA	8.8E-12	<0.1%	中破断LOCAと同様			

第 1.1.1.h-2 表 炉心損傷シナリオの分析結果(5/6)

事故シナリオ	CDF (/炉年)	寄与割合 (全シナリオ)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合
ECCS 再循環 機能喪失	小破断 LOCA	高圧再循環失敗 1.7E-08	① 再循環代替信号A,B両トレンCCF	5.2E-09	31%
			② 再循環代替信号A(B)トレン失敗 + 高圧注入系タイライン弁066A(B)閉塞	2.5E-09	15%
			③ 高圧注入系タイライン弁066A(B)閉塞 + 海水ポンプC出口手動弁503Cの試験後の戻し忘れ(HE)	1.2E-09	7%
			④ 再循環代替信号Aトレン失敗 + 海水ポンプC出口手動弁503Cの試験後の戻し忘れ(HE)	1.2E-09	7%
			⑤ S信号Aトレン失敗 + 海水ポンプC出口手動弁503Cの試験後の戻し忘れ(HE)	1.1E-09	7%
			⑥ 再循環サンプスクリーンA,B閉塞CCF	8.5E-10	5%
			⑦ 再循環サンプ隔離電動弁093A,B開失敗CCF	5.1E-10	3%
中破断 LOCA	5.2E-09	<0.1%	小破断LOCAと同様		
大破断 LOCA	低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗 9.2E-10	<0.1%	① 再循環代替信号A,B両トレンCCF	5.2E-10	57%
			② 再循環代替信号Aトレン失敗 + 海水ポンプC出口手動弁503Cの試験後の戻し忘れ(HE)	1.2E-10	13%
			③ S信号Aトレン失敗 + 海水ポンプC出口手動弁503Cの試験後の戻し忘れ(HE)	1.1E-10	12%
			④ 再循環サンプスクリーンA,B閉塞CCF	8.5E-11	9%
			⑤ 再循環サンプ隔離電動弁093A,B開失敗CCF	6.8E-11	7%

第 1.1.1.h-2 表 炉心損傷シナリオの分析結果(6/6)

事故シナリオ	事故シナリオ	CDF (/炉年)	寄与割合 (全シナリオ)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合
格納容器 バイパス	蒸気発生器 伝熱管破損	破損側 蒸気発生器 隔離失敗	0.4%	① SGTR事象診断過誤による破損SGへの給水停止失敗 + 主蒸気管破断	8.6E-08	36%
				② タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁575A閉 止失敗	3.1E-08	13%
				③ 主蒸気ライン圧力高信号失敗による主蒸気逃がし弁 3620開失敗 + 主蒸気安全弁526B再閉止失敗	1.6E-08	6%
				④ タービンバイパス弁開信号失敗 + 破損SG主蒸気安全弁526B再閉止失敗	1.6E-08	6%
インターフェイス システムLOCA	-	3.0E-11	< 0.1%	-	-	-

第 1.1.1.h-3 表 起回事象別重要度評価結果（F V 重要度）

起回事象	F V 重要度
原子炉補機冷却機能喪失	6.7E-01
外部電源喪失	1.4E-01
手動停止	8.6E-02
過渡事象	3.6E-02
小破断 L O C A	3.6E-02
2 次冷却系の破断	1.8E-02
中破断 L O C A	1.1E-02
蒸気発生器伝熱管破損	5.0E-03
主給水流量喪失	4.1E-03
A T W S	1.9E-04
大破断 L O C A	7.2E-05
インターフェイスシステム L O C A	4.7E-07

第 1.1.1.h-4 表 起回事象別重要度評価結果（R A W）

起回事象	R A W 重要度
インターフェイスシステム L O C A	1.6E+04
A T W S	1.6E+04
原子炉補機冷却機能喪失	3.3E+03
小破断 L O C A	1.6E+02
中破断 L O C A	1.6E+02
2 次冷却系の破断	4.4E+01
外部電源喪失	2.9E+01
大破断 L O C A	4.3E+00
蒸気発生器伝熱管破損	2.5E+01
主給水流量喪失	1.4E+00
過渡事象	1.3E+00
手動停止	1.3E+00

第 1.1.1.h-5 表 緩和系の基事象別重要度評価結果 (F V 重要度上位)

系統	基事象	F V 重要度
R C P	R C P シール L O C A 発生	6.6E-01
補助給水系	復水ピット閉塞	6.7E-02
補助給水系	運転員 2 次冷却系破断の発生 診断失敗	1.8E-02
海水系	手動弁 503C 戻し忘れ	7.7E-03
高圧注入系	手動弁 071B 閉塞	6.7E-03
高圧注入系	手動弁 071C 閉塞	6.7E-03
高圧注入系	手動弁 071D 閉塞	6.7E-03
換気空調系	手動ダンパ 001D 戻し忘れ	6.0E-03
換気空調系	手動ダンパ 002D 戻し忘れ	6.0E-03
加圧器安全弁	加圧器安全弁 055 閉失敗	4.7E-03

第 1.1.1.h-6 表 緩和系の基事象別重要度評価結果 (R A W 上位)

系統	基事象	R A W
補助給水系	復水ピット閉塞	5.4E+03
補助給水系	空気作動弁 3715 外部リーク	5.4E+03
補助給水系	空気作動弁 3725 外部リーク	5.4E+03
補助給水系	空気作動弁 3735 外部リーク	5.4E+03
補助給水系	空気作動弁 3745 外部リーク	5.4E+03
補助給水系	ストレーナ FW-01 外部リーク	5.4E+03
補助給水系	ストレーナ FW-02 外部リーク	5.4E+03
補助給水系	ストレーナ FW-03 外部リーク	5.4E+03
補助給水系	オリフィス 3716 外部リーク	5.4E+03
補助給水系	オリフィス 3736 外部リーク	5.4E+03

第 1.1.1.h-7 表 全 C D F 及び事故シーケンス別不確実さ解析結果

事故シーケンス	下限値 (/炉年)	中央値 (/炉年)	上限値 (/炉年)	平均値 (/炉年)	EF
全CDF	8.7E-06	2.5E-05	1.5E-04	5.1E-05	4.1
大破断LOCA: 低圧再循環失敗+スプレイ再循環失敗	5.1E-14	1.0E-12	2.3E-11	7.9E-12	21.2
大破断LOCA: 低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	9.8E-12	1.6E-10	2.9E-09	8.2E-10	17.3
大破断LOCA: スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗	1.2E-15	3.7E-14	1.8E-12	6.1E-13	38.2
大破断LOCA: スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	1.6E-13	3.2E-12	8.4E-11	2.5E-11	23.1
大破断LOCA: 蓄圧注入失敗	5.8E-14	1.1E-12	2.4E-11	7.0E-12	20.5
大破断LOCA: 低圧注入失敗	4.2E-11	6.5E-10	1.2E-08	3.4E-09	16.8
中破断LOCA: スプレイ再循環失敗	6.7E-11	1.2E-09	2.5E-08	7.2E-09	19.4
中破断LOCA: 高圧再循環失敗	6.5E-11	1.0E-09	1.8E-08	4.8E-09	16.6
中破断LOCA: スプレイ注入失敗	4.6E-11	8.4E-10	1.6E-08	4.4E-09	18.5
中破断LOCA: 蓄圧注入失敗	1.6E-13	3.3E-12	7.3E-11	2.3E-11	21.7
中破断LOCA: 高圧注入失敗	9.0E-09	1.5E-07	2.5E-06	7.0E-07	16.7
小破断LOCA: スプレイ再循環失敗	2.1E-10	3.8E-09	7.7E-08	2.2E-08	19.3
小破断LOCA: 高圧再循環失敗	2.2E-10	3.4E-09	5.7E-08	1.6E-08	16.1
小破断LOCA: スプレイ注入失敗	1.5E-10	2.7E-09	5.1E-08	1.4E-08	18.2
小破断LOCA: 高圧注入失敗	2.9E-08	4.8E-07	8.1E-06	2.2E-06	16.7
小破断LOCA: 補助給水失敗	7.1E-11	1.1E-09	1.8E-08	5.5E-09	16.1
ISLOCA: 直接炉心損傷	1.1E-13	3.6E-12	1.1E-10	3.1E-11	30.8
主給水流量喪失: 補助給水失敗	3.5E-08	1.3E-07	7.2E-07	2.6E-07	4.6
外部電源喪失: 補助給水失敗	1.0E-08	4.9E-08	3.3E-07	1.2E-07	5.7
外部電源喪失: 非常用所内電源の確立失敗	1.1E-06	5.2E-06	2.6E-05	8.4E-06	4.9
ATWS: 炉心損傷直結	1.3E-10	1.5E-09	2.9E-08	8.2E-09	15.3
2次冷却系破断: 補助給水失敗	4.8E-09	1.3E-07	4.1E-06	1.1E-06	29.2
2次冷却系破断: 主蒸気隔離失敗	2.1E-13	6.0E-12	2.0E-10	6.7E-11	30.8
SGTR: 破損SGの隔離失敗	3.2E-09	4.2E-08	6.6E-07	2.0E-07	14.4
SGTR: 補助給水失敗	1.5E-09	1.8E-08	2.6E-07	7.8E-08	13.0
過渡事象: 補助給水失敗	4.9E-07	1.2E-06	5.7E-06	2.3E-06	3.4
補機冷却水喪失: RCPシールLOCA	1.5E-07	4.2E-06	1.2E-04	2.9E-05	28.3
補機冷却水喪失: 加圧器逃がし弁・安全弁LOCA	4.9E-09	1.2E-07	3.0E-06	8.5E-07	24.5
補機冷却水喪失: 補助給水失敗	6.3E-11	9.0E-10	1.5E-08	4.3E-09	15.5
手動停止: 補助給水失敗	1.1E-06	2.9E-06	1.4E-05	5.6E-06	3.5

第1.1.1.h-8表 起因事象発生頻度の感度解析結果【プラント固有データの反映】

起因事象	基本ケース	感度解析① (頻度論統計)	感度解析② (ベイズ統計)
手動停止	2.3E-01/炉年	9.6E-02/炉年	1.6E-01/炉年
過渡事象	9.7E-02/炉年	3.2E-02/炉年	7.6E-02/炉年
主給水流量喪失	1.1E-02/炉年	1.6E-02/炉年	1.0E-02/炉年

第1.1.1.h-9表 機器故障率の感度解析結果【プラント固有データの反映】

故障モード	基本ケース	感度解析① (頻度論統計)	感度解析② (ベイズ統計)
電動補助給水ポンプ 起動失敗	8.0E-05/d	2.7E-04/d	2.8E-04/d
充電器 機能喪失	1.3E-07/h	1.4E-06/h	8.2E-07/h
高压注入系 手動弁 SI-071B/C/D 閉塞	8.5E-09/h	6.6E-09/h	3.3E-09/h

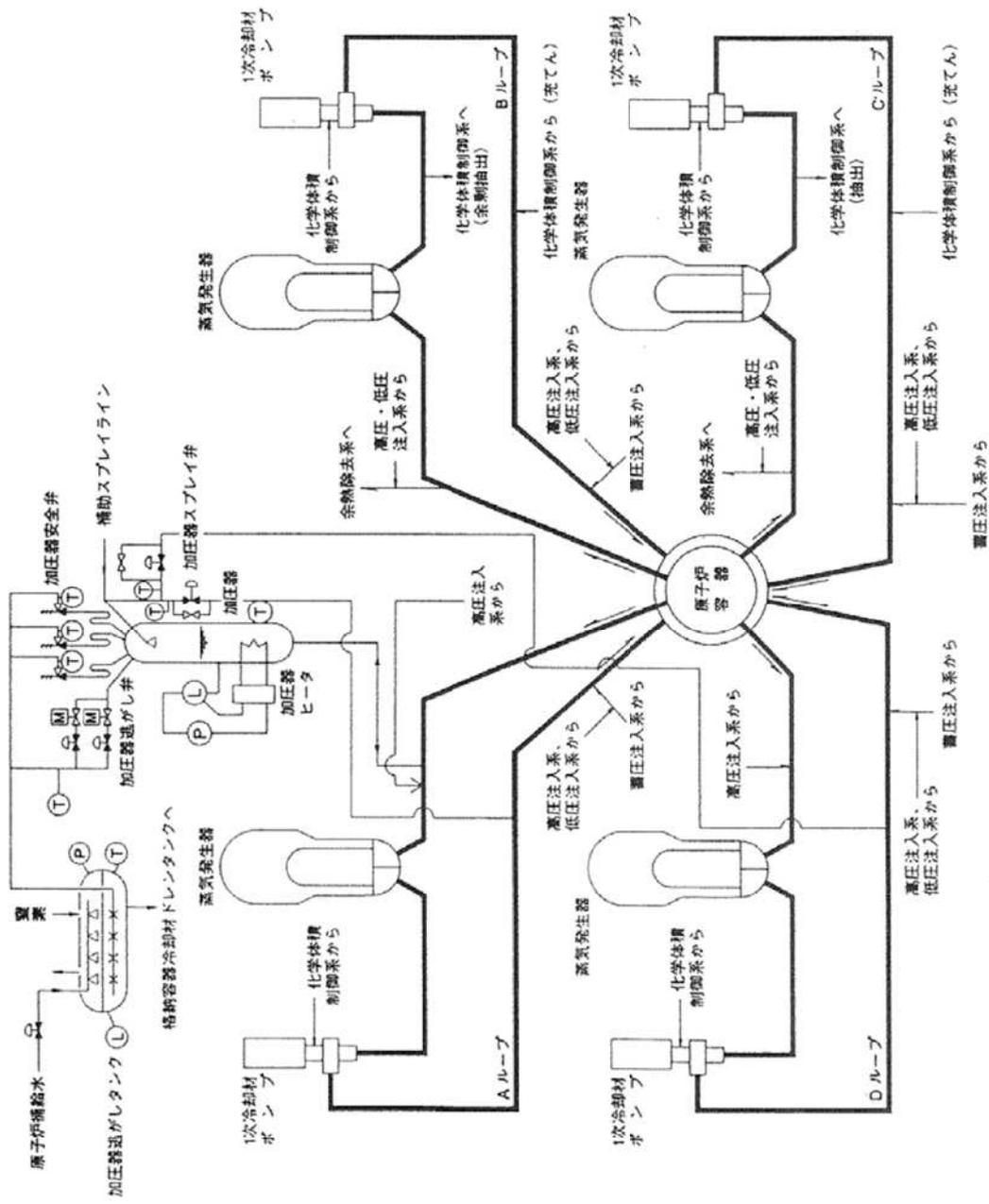
第1.1.1.h-10表 全炉心損傷頻度の感度解析結果【プラント固有データの反映】

	基本ケース	感度解析① (頻度論統計)	感度解析② (ベイズ統計)
全炉心損傷頻度	6.4E-05/炉年	5.9E-05/炉年	6.1E-05/炉年

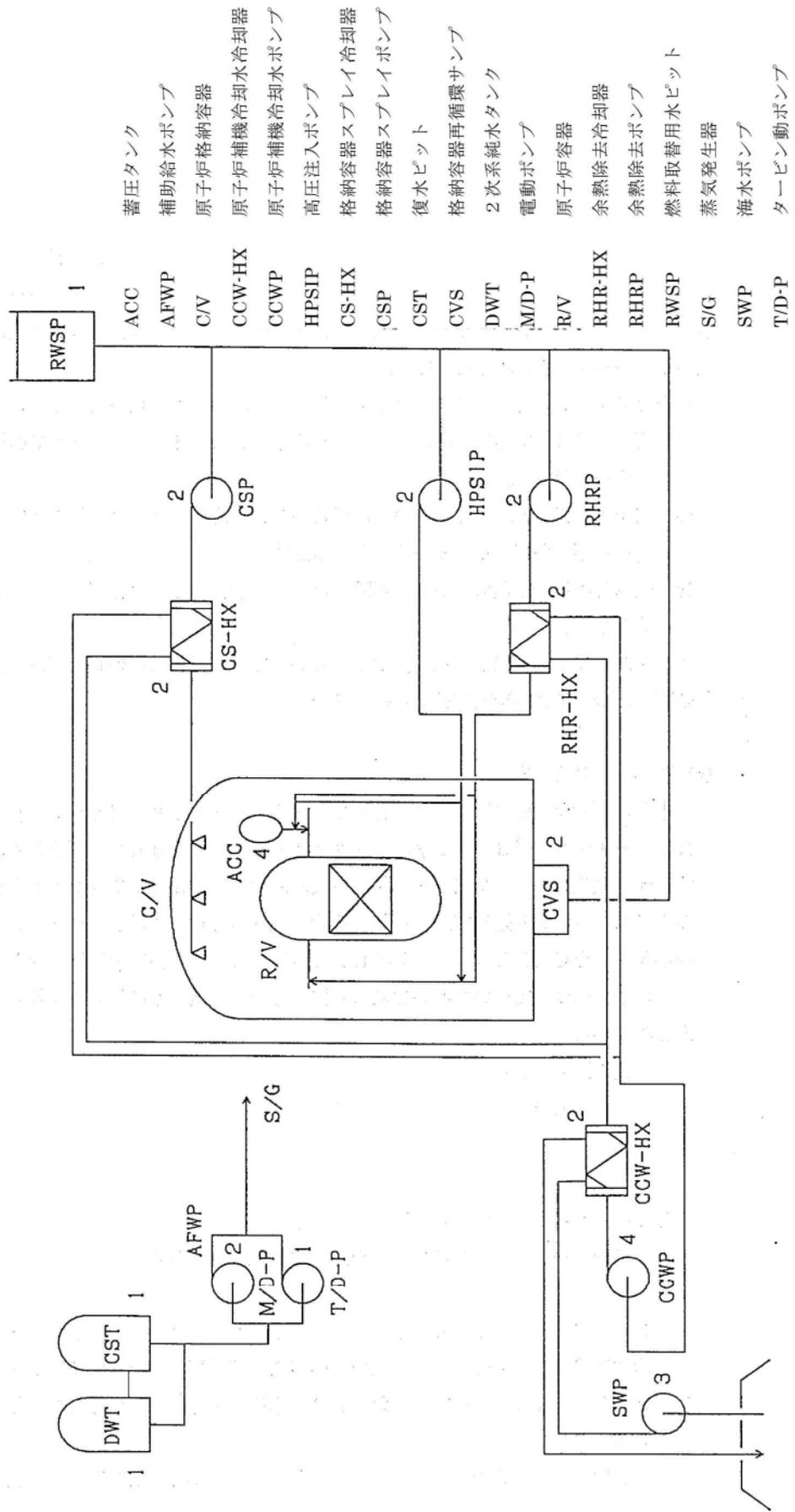
＜概要＞



第 1.1.1-1 図 内部事象レベル 1 PRA 評価フロー

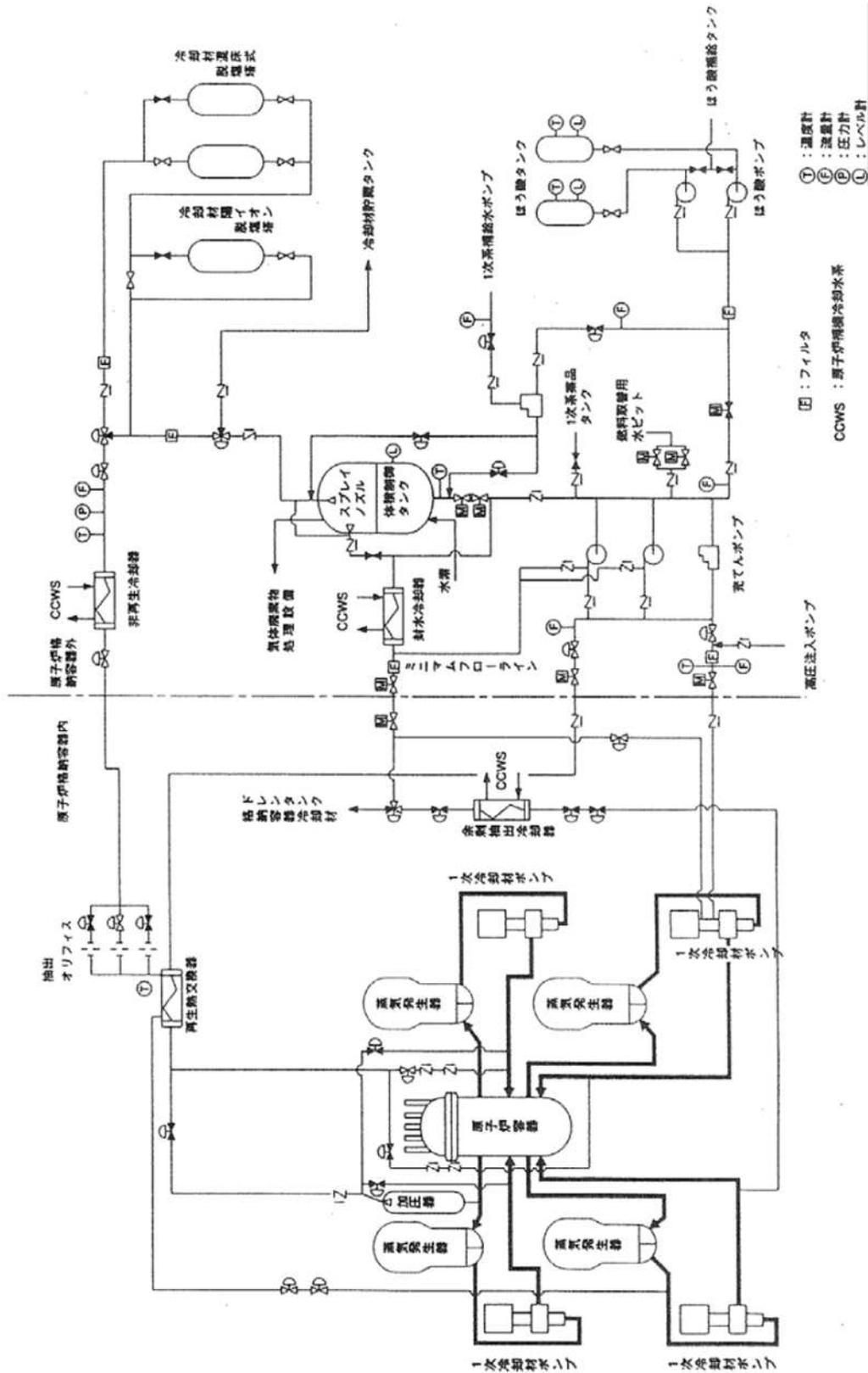


第 1.1.1.a-1 図 1 次冷却設備系統説明図

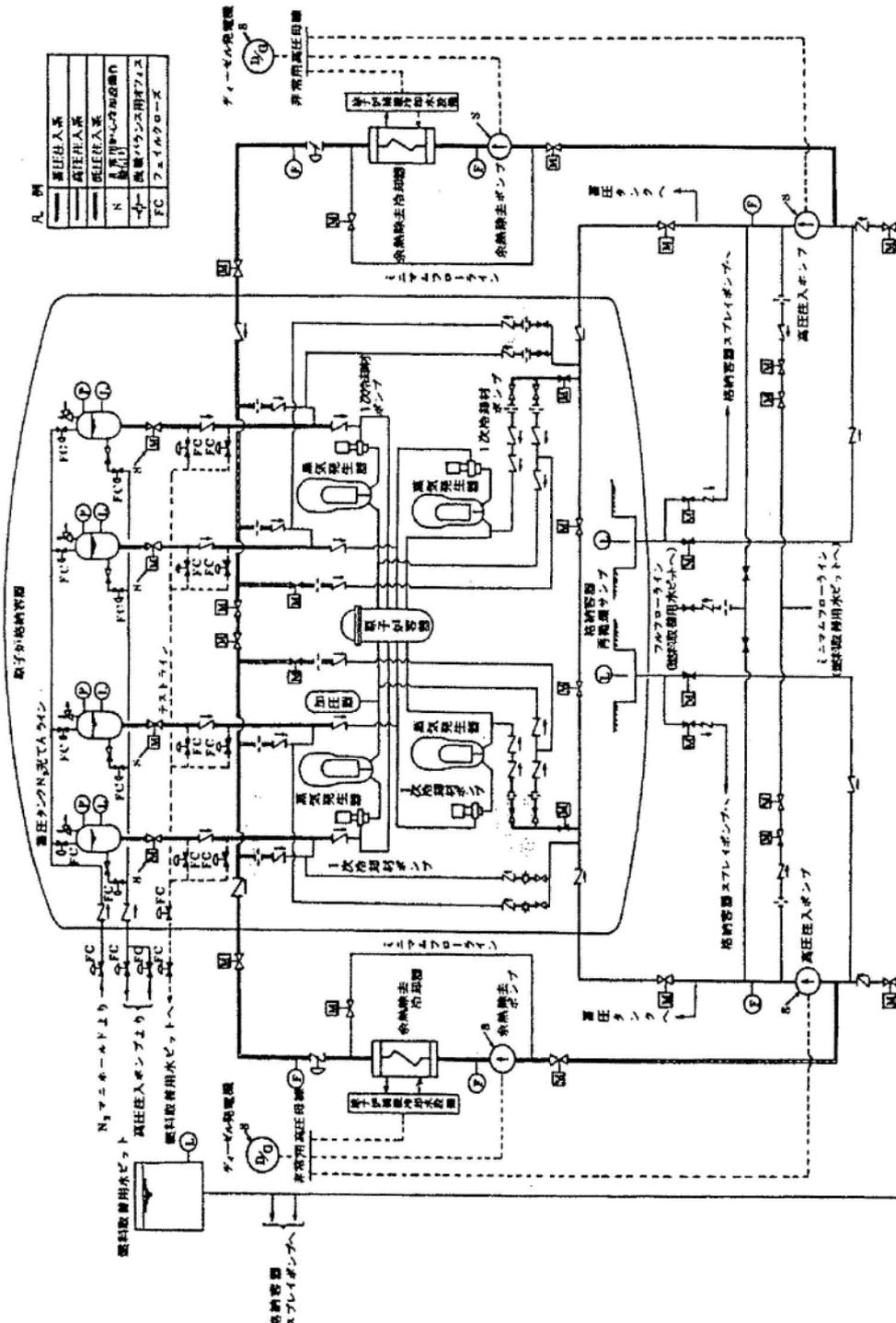


- 蓄圧タンク
- 補助給水ポンプ
- 原子炉格納容器
- 原子炉補機冷却水冷却器
- 原子炉補機冷却水ポンプ
- 高圧注入ポンプ
- 格納容器スプレイ冷却器
- 格納容器スプレイポンプ
- 復水ピット
- 格納容器再循環タンク
- 2次系純水タンク
- 電動ポンプ
- 原子炉容器
- 余熱除去冷却器
- 余熱除去ポンプ
- 燃料取替用水ピット
- 蒸気発生器
- 海水ポンプ
- タービン動ポンプ

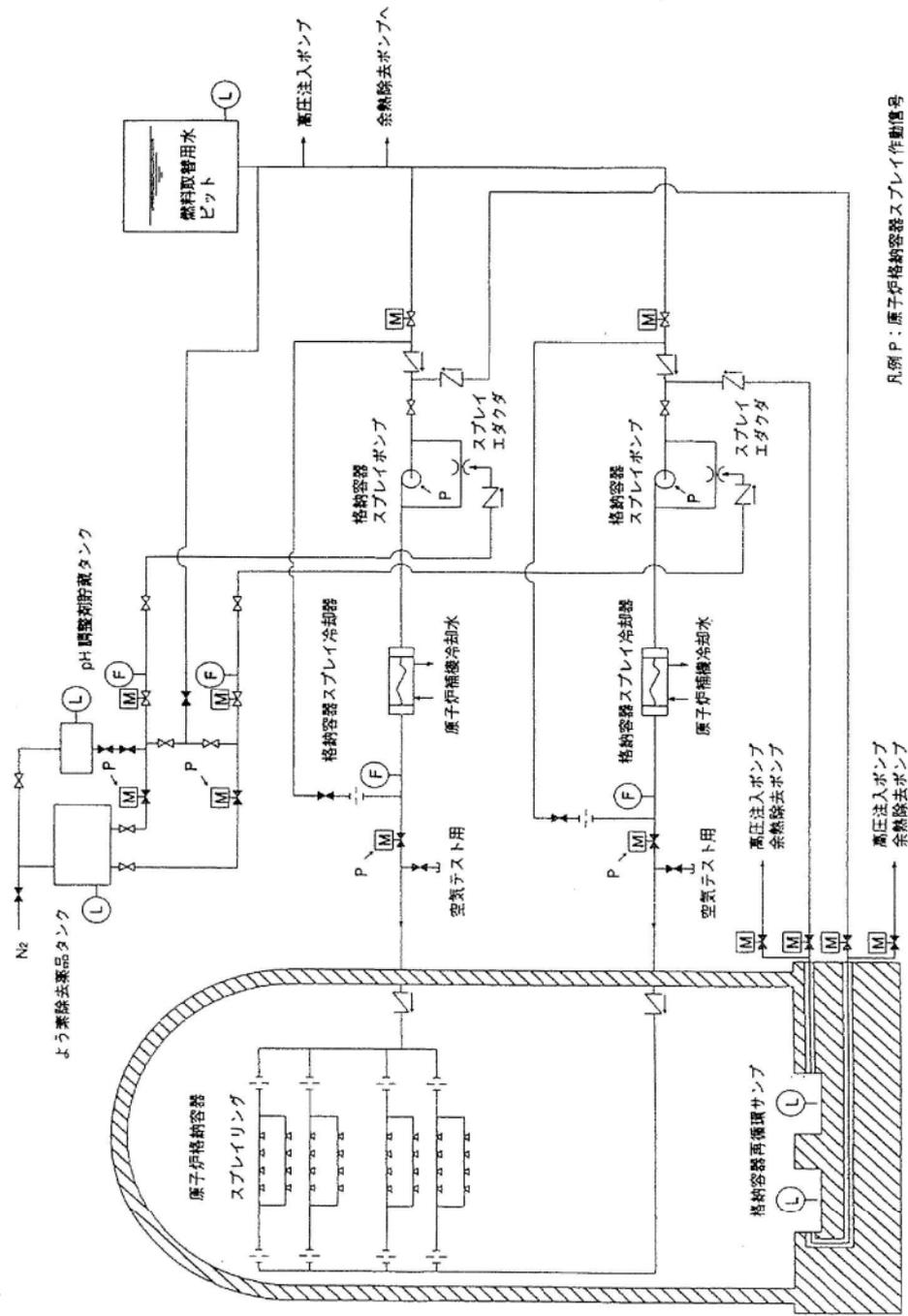
第 1.1.1.a・2 図 工学的安全施設の概要



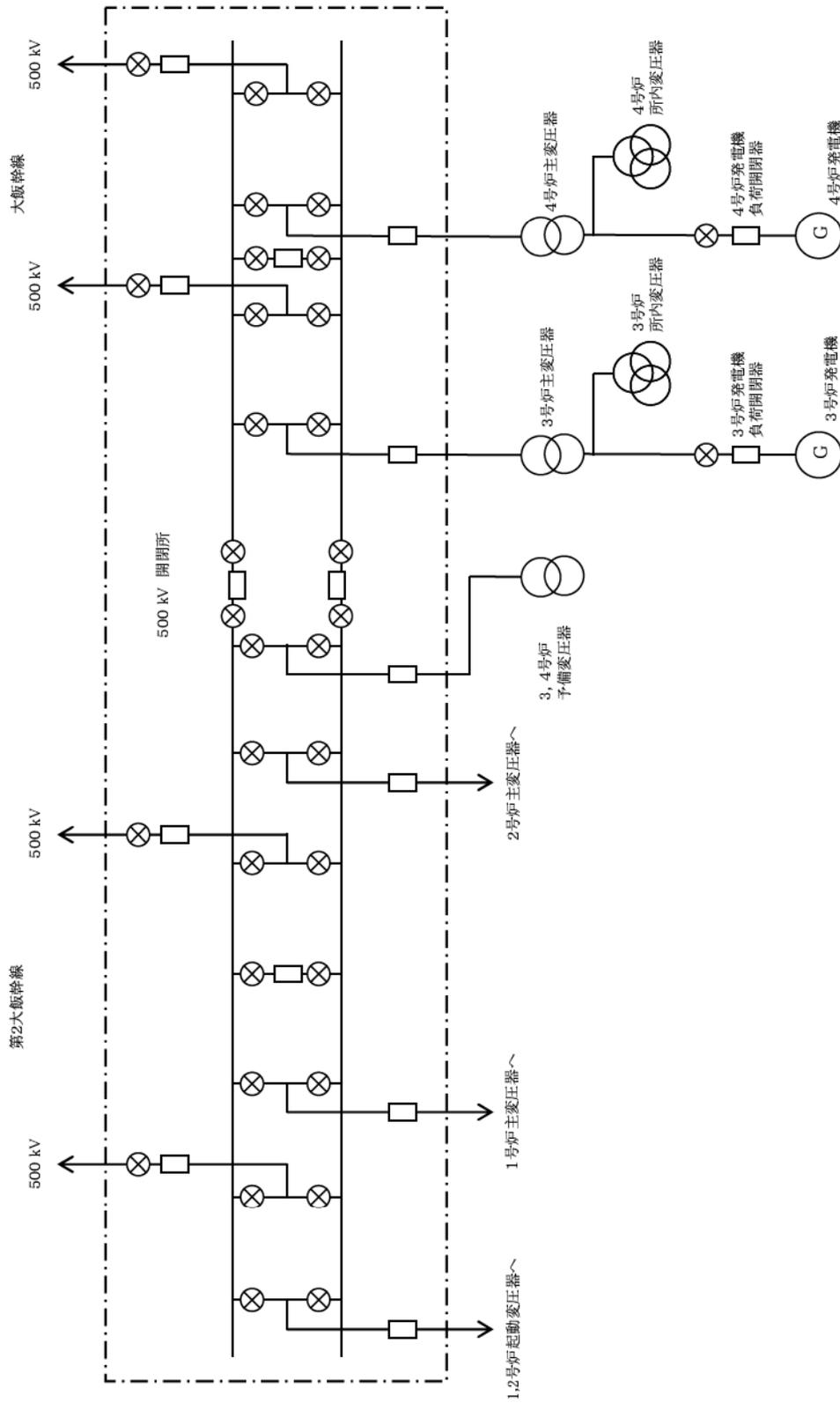
第 1.1.1.a-4 図 化学体積制御設備系統説明図



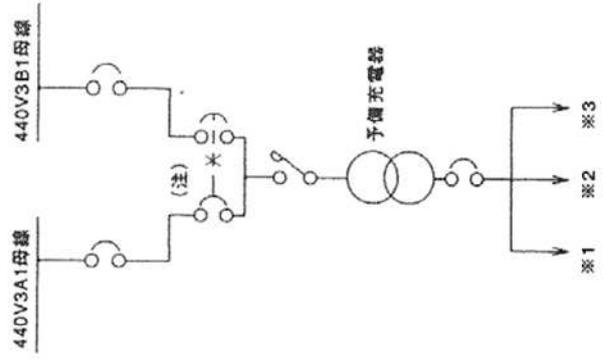
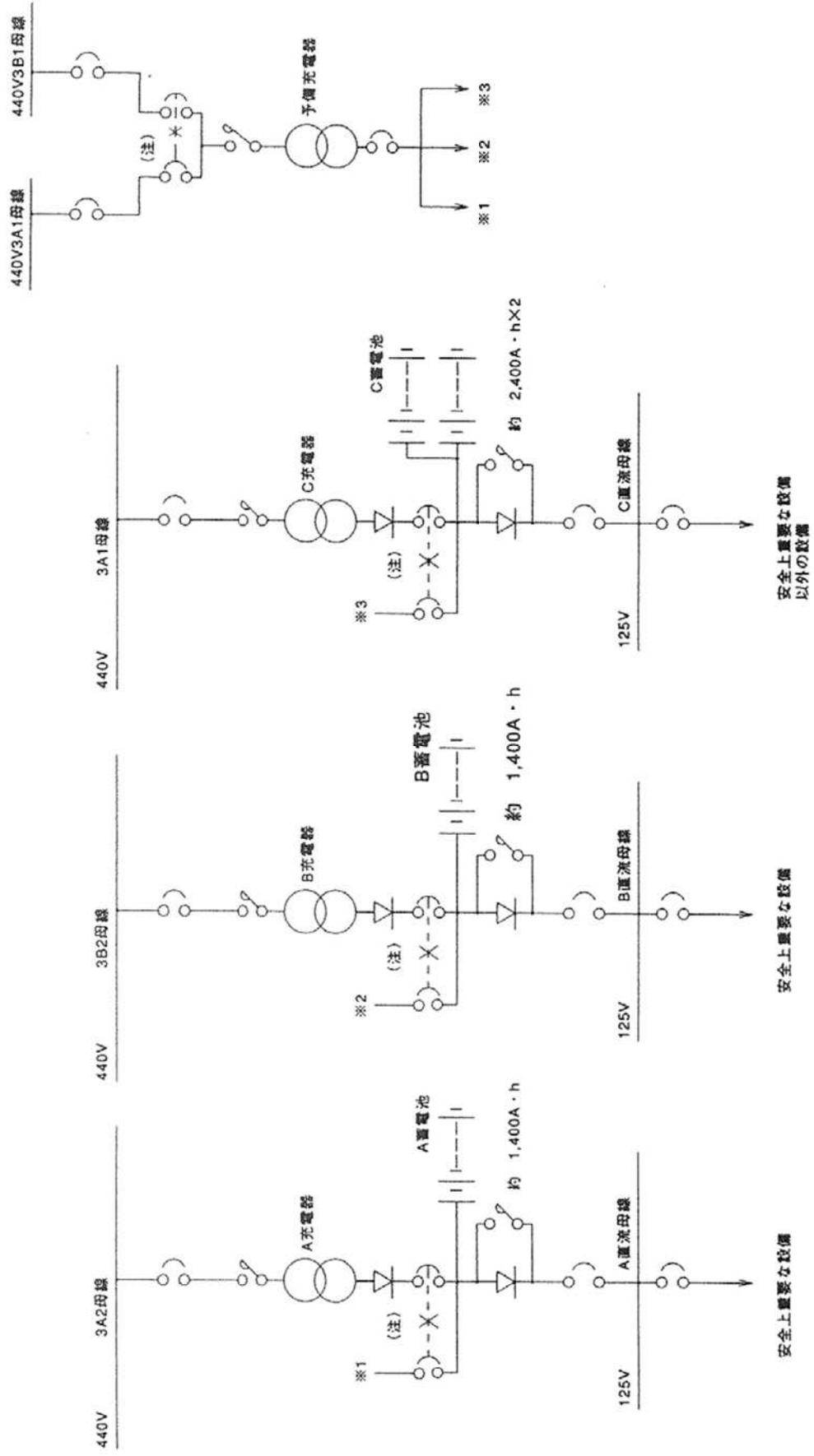
第 1.1.1.a-5 図 非常用炉心冷却設備系統説明図



第 1.1.1.a-6 図 原子炉格子容器スプレー設備系統説明図

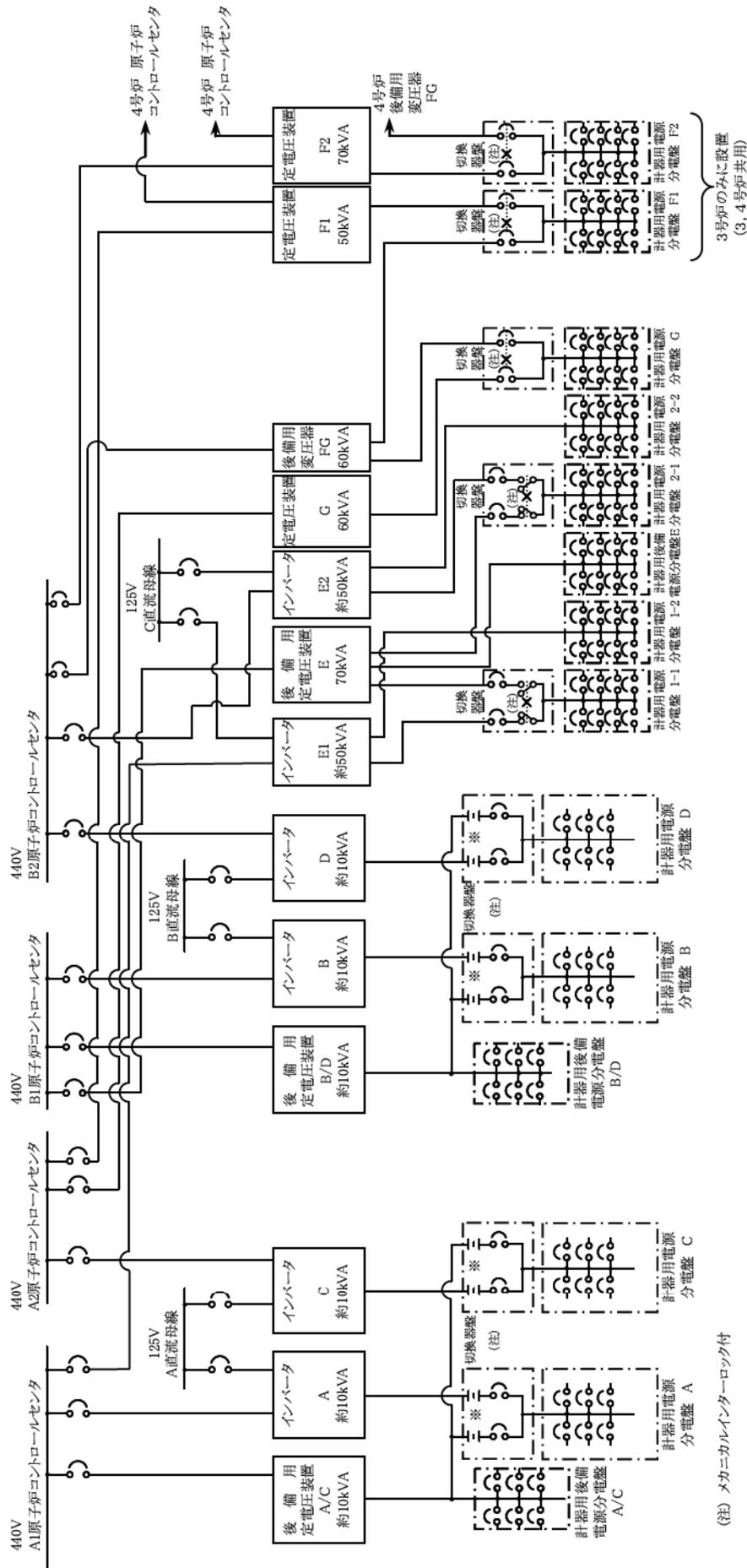


第 1.1.1.a-7 図 開閉所単線結線図



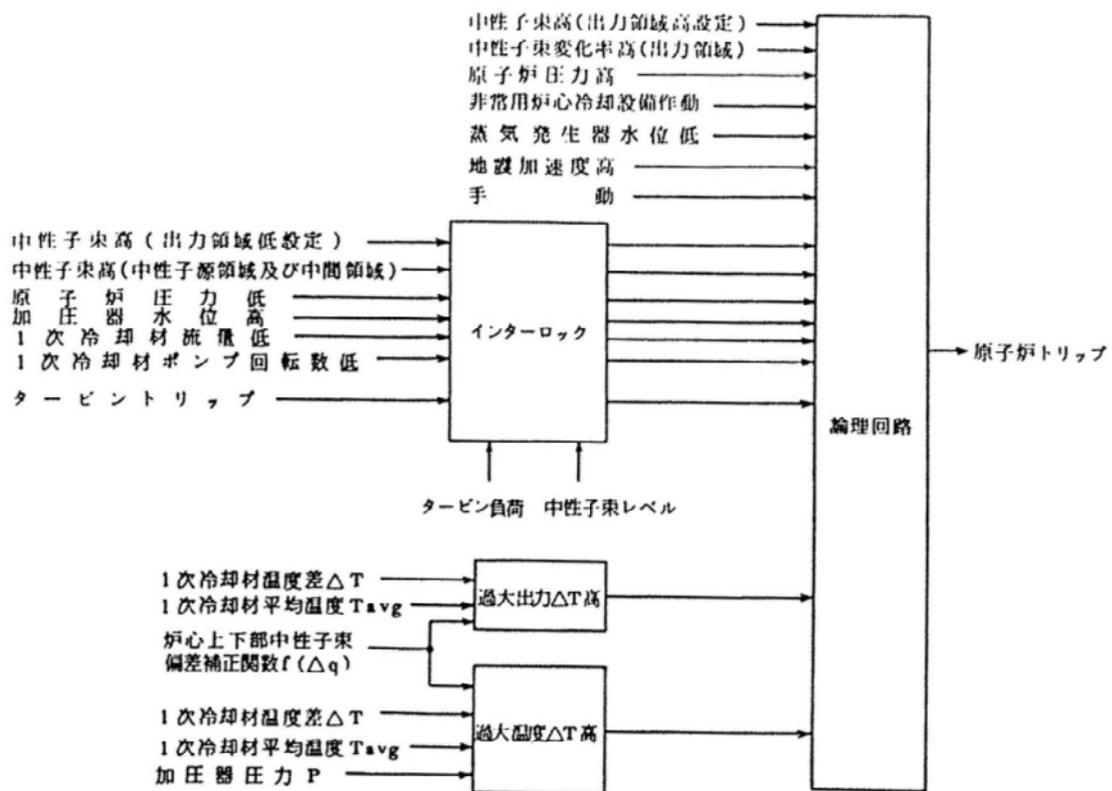
(注) メカニカルインターロック付

第 1.1.1.a-9 図 直流単線結線図

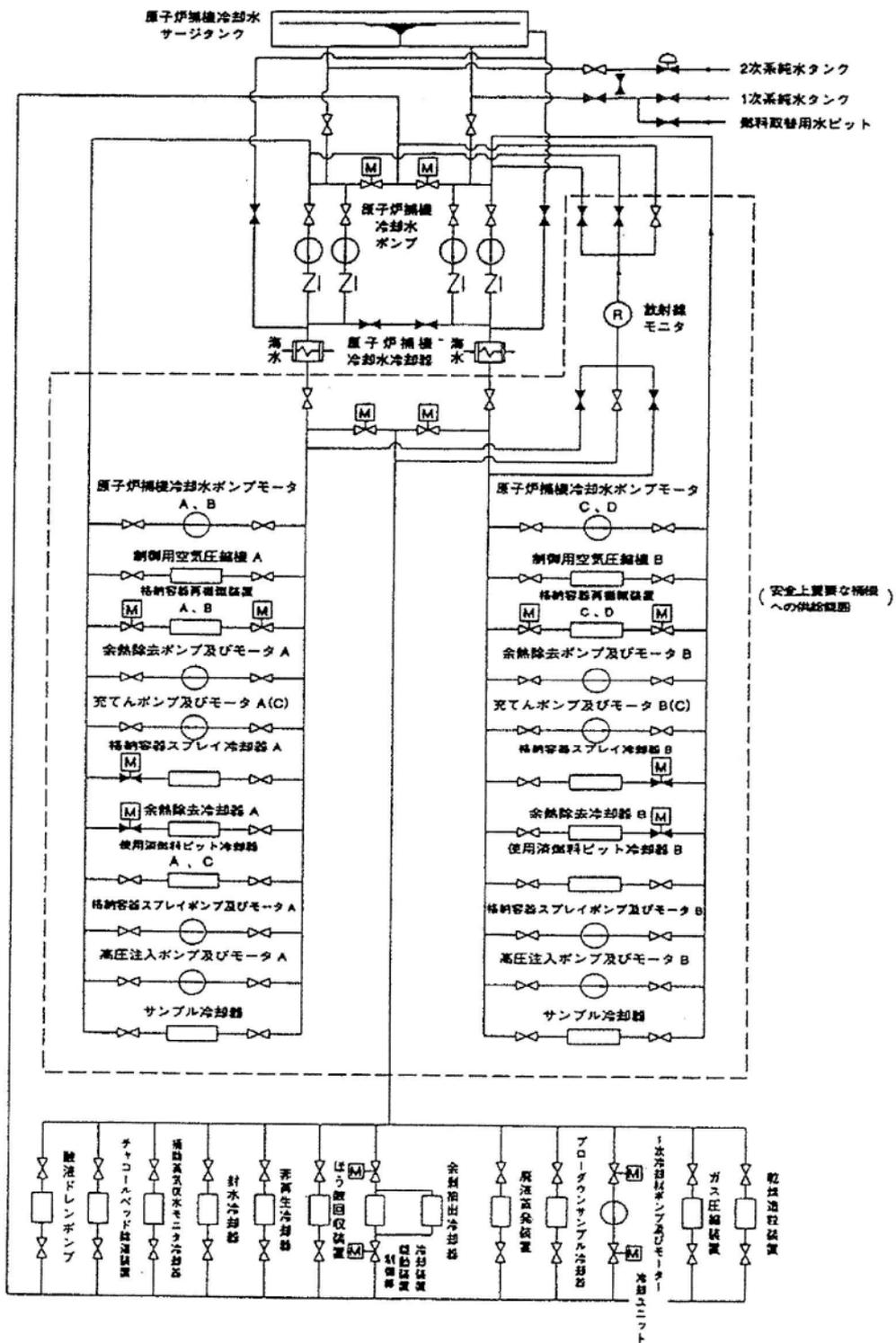


(注) メカニカルインターロック付

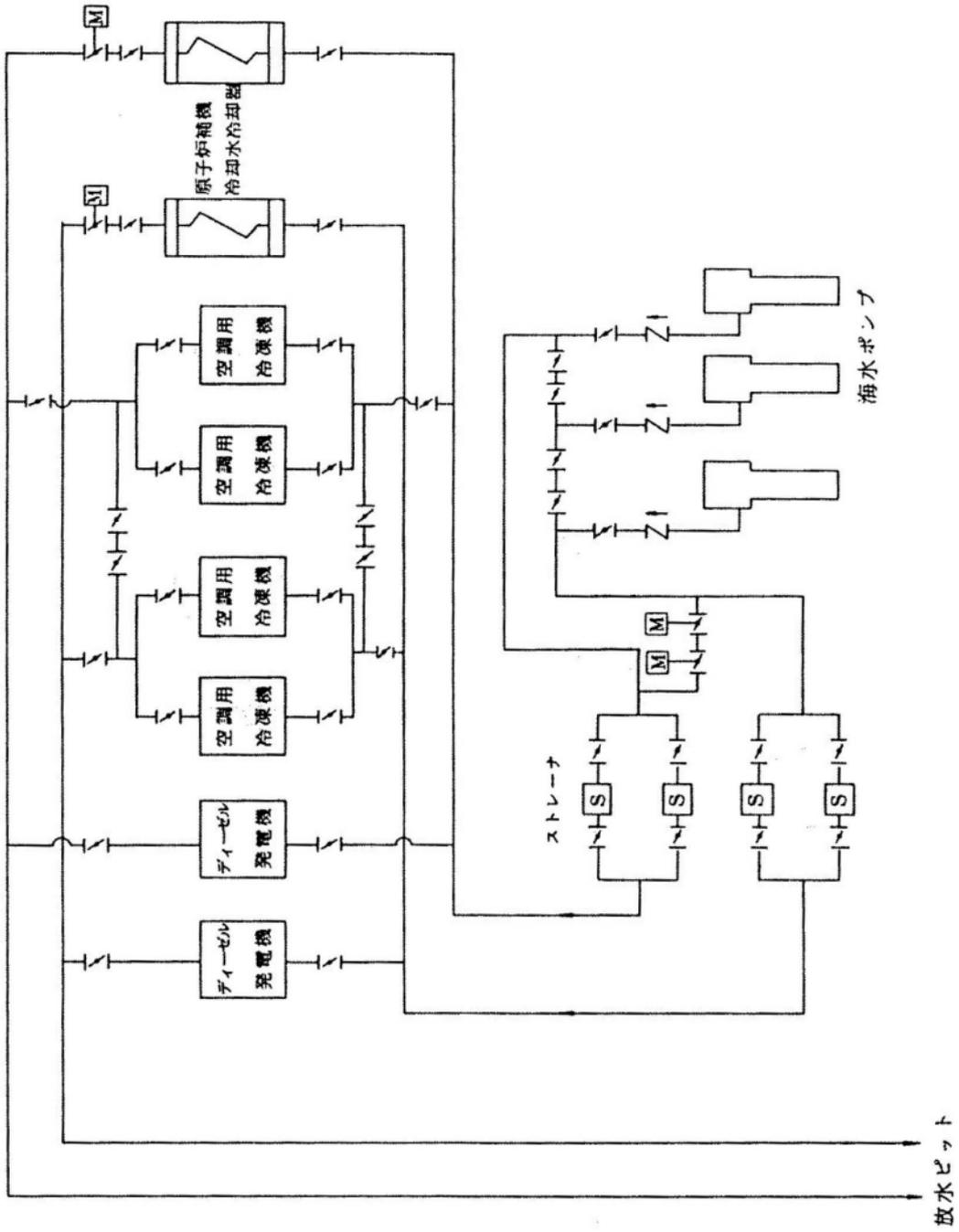
第 1.1.1.a-10 図 計測制御用電源単線結線図



第 1.1.1.a-11 図 工学的安全施設作動設備説明図



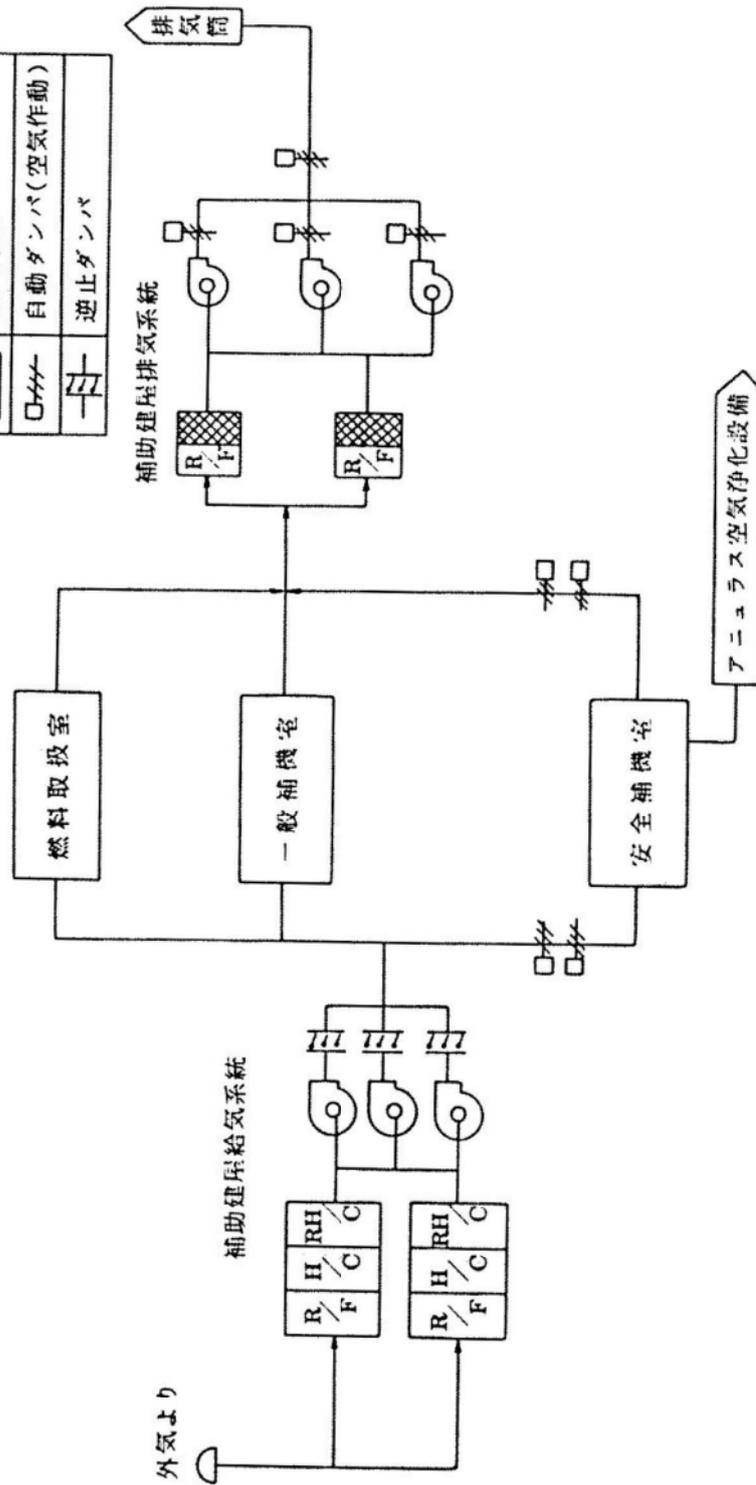
第 1.1.1.a-12 図 原子炉補機冷却水設備系統説明図



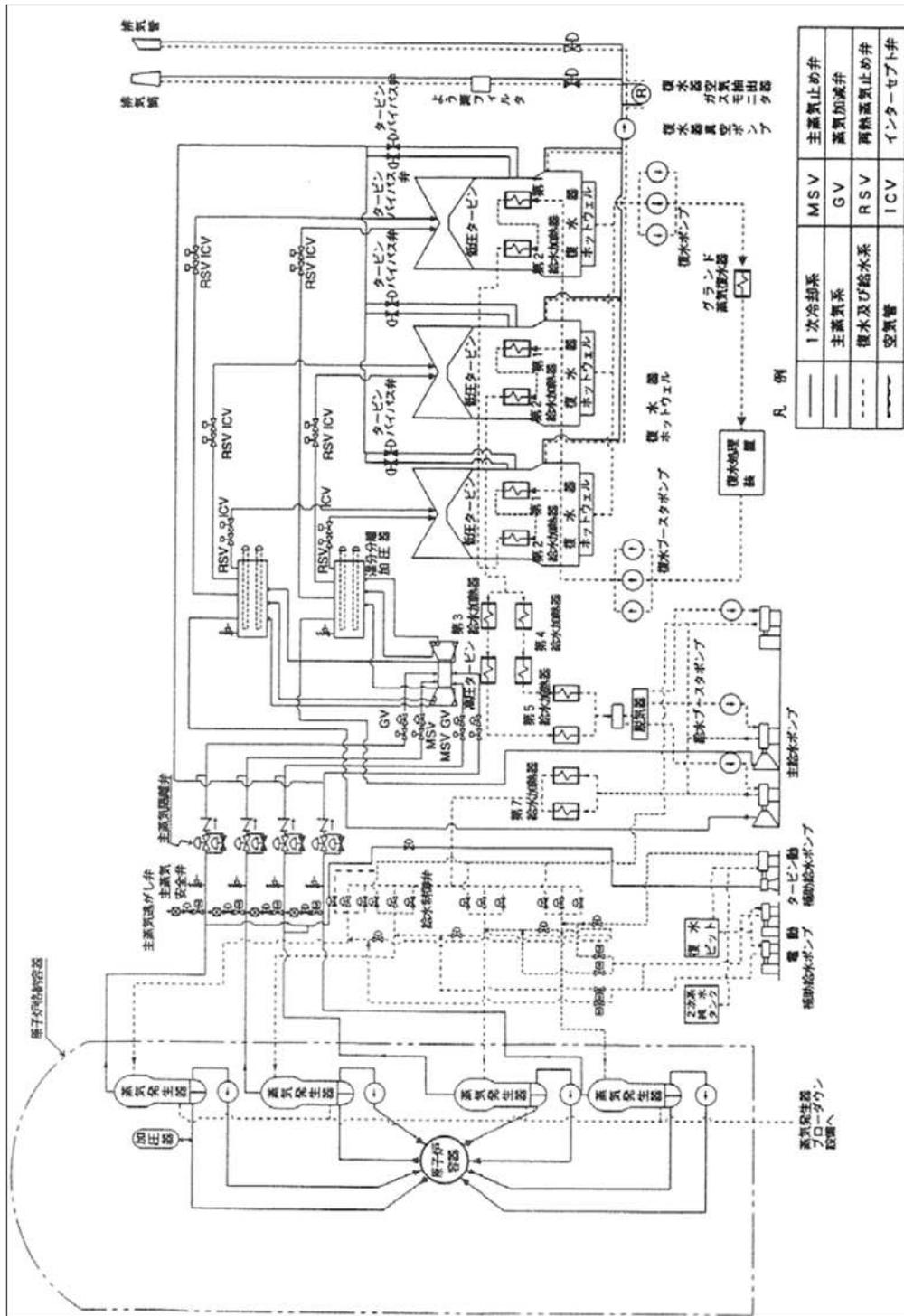
第 1.1.1.a-13 図 原子炉補機冷却海水設備系統説明図

凡例

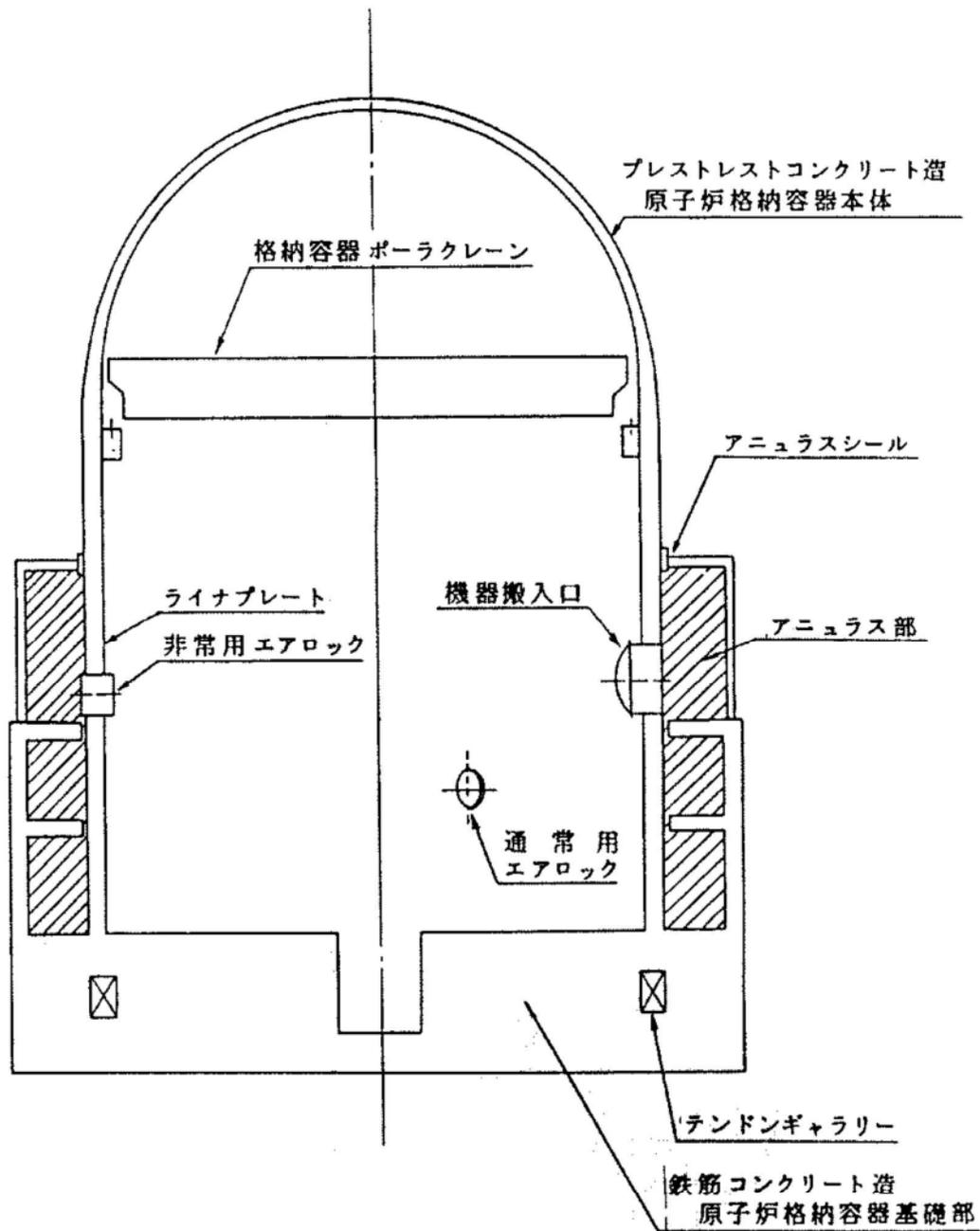
	微粒子フィルタ
	粗フィルタ
	蒸気加熱コイル
	蒸気再熱コイル
	自動ダンパ(空気作動)
	逆止ダンパ



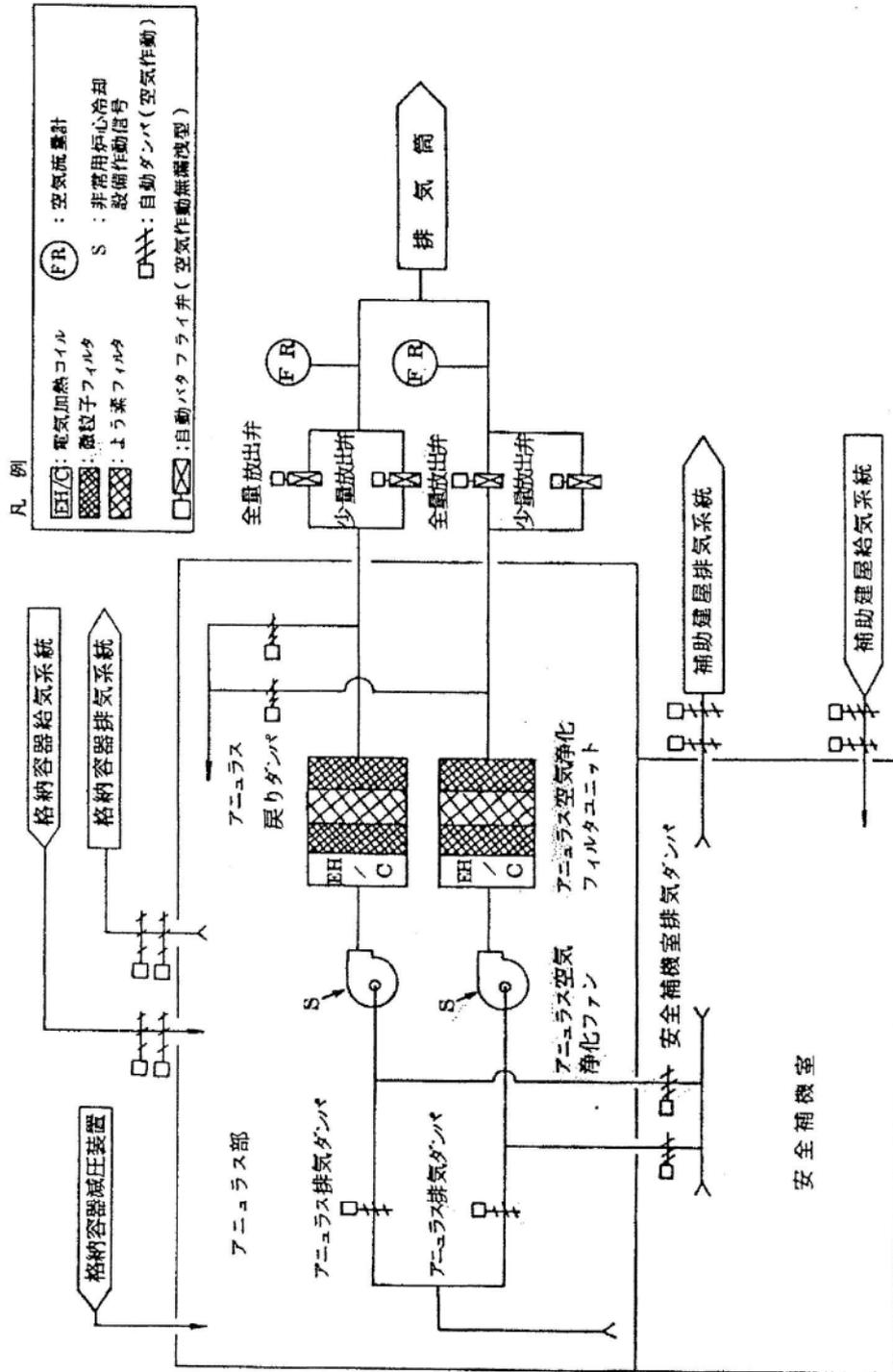
第 1.1.1.a.14 図 補助建屋換気空調設備系統説明図 (燃料取扱室、一般補機室及び安全補機室)



第 1.1.1.a-16 図 タービン系統説明図

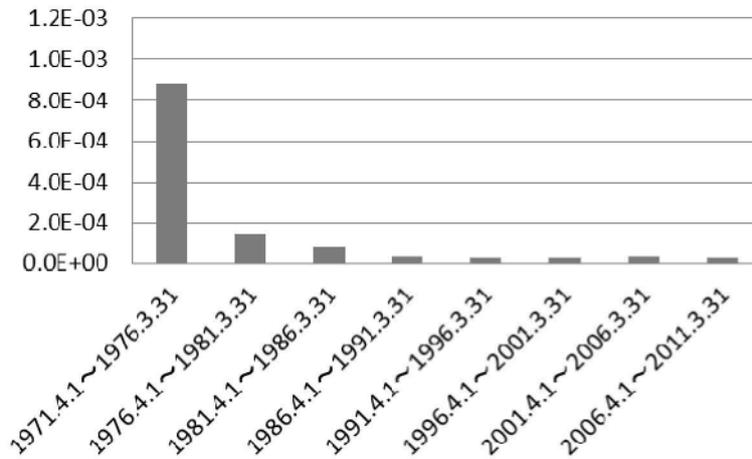


第 1.1.1.a-17 図 原子炉格納施設の構造概要図



第 1.1.1.a-18 図 アニュラス空気浄化設備系統説明図

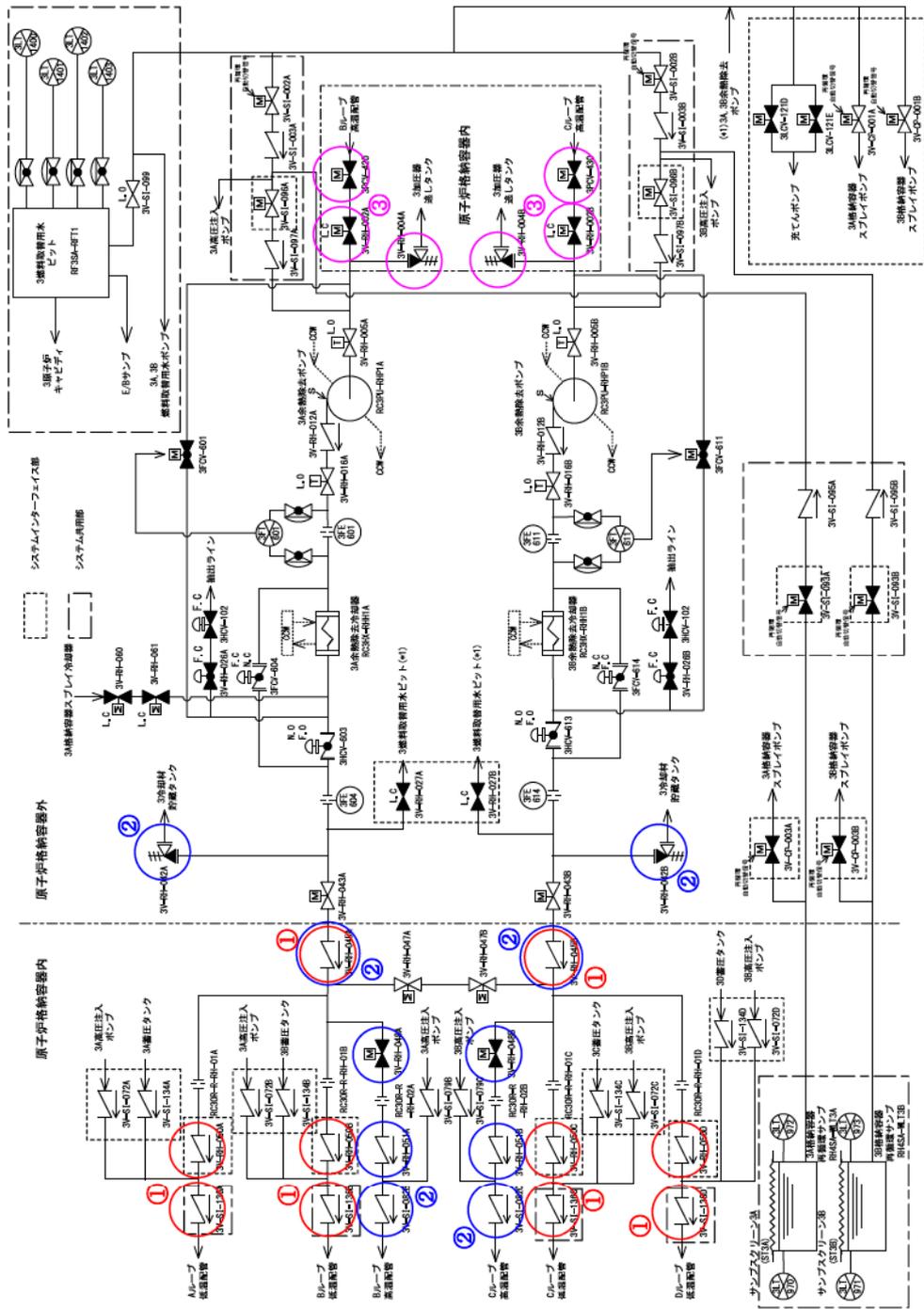
発生割合（発生件数/hr）



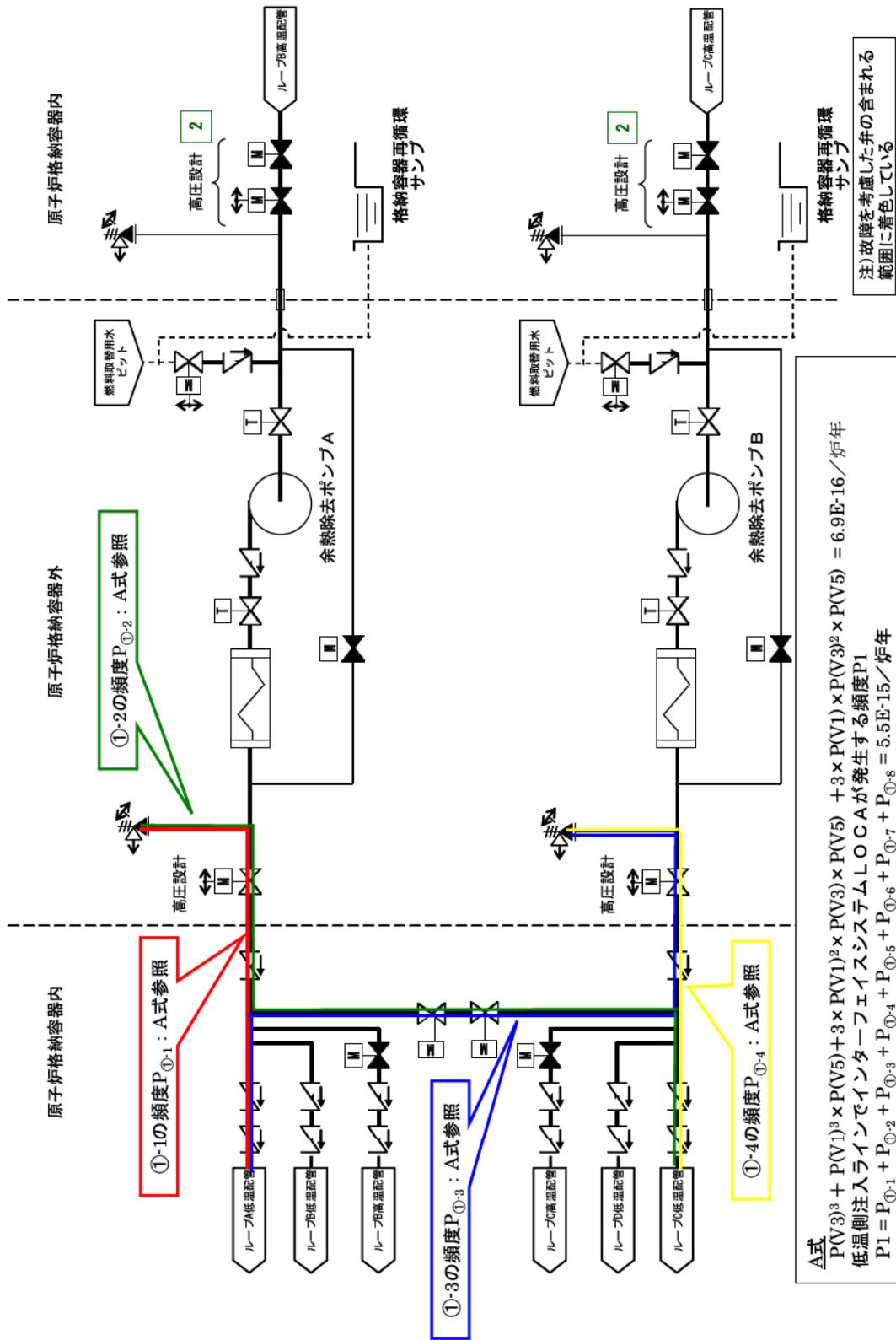
第 1.1.1.b-1 図 国内 PWR プランツの運転実績に対するトリップ事象の発生割合

- 起因事象データの収集期間の設定については、日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」D.3.1 項に基づき行っている。
- 学会標準によると、起因事象データの収集期間の設定は一般的にはプラントの全運転年数のデータを考慮すべきであるが、プラントの起因事象の発生数はプラントの設計及び改良によって時間とともに減少することから、データには直近の運転経験を反映させることが望ましく、近年の運転データのみを考慮するのがよいとされる。
- 事象整理の結果から、1976年4月以前における起因事象発生件数はその他の期間から明らかに突出しており、起因事象データの収集期間としての近年の運転状況を反映するには適切ではないと考え除外している。なお、この期間に発生している起因事象としては、下表に示すように常用系の故障による手動停止や過渡事象が大半を占めている。

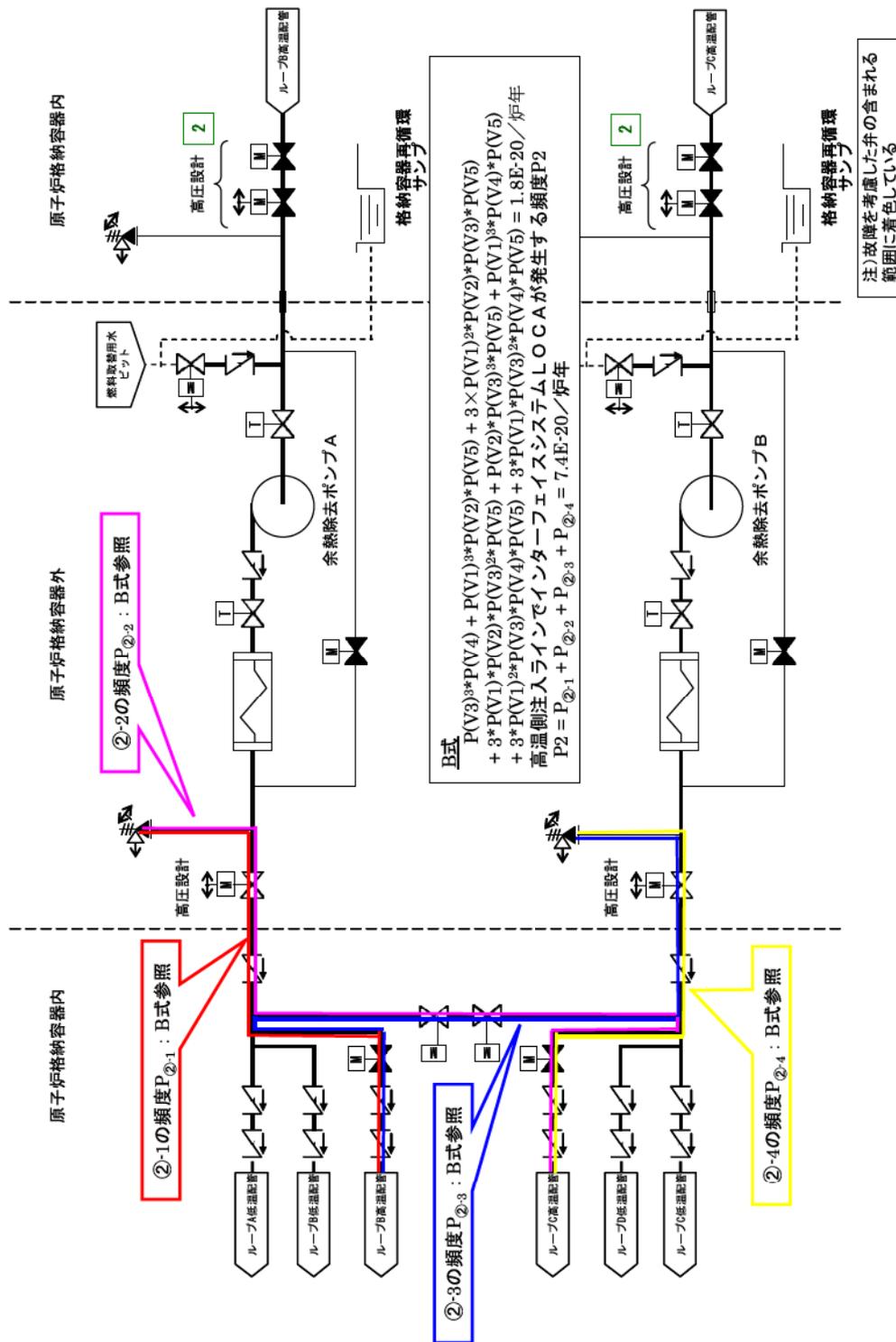
	主給水 流量喪失	外部電源 喪失	S G T R	過渡事象	手動停止
1970.11.28 ~1976.3.31	2	0	0	8	34



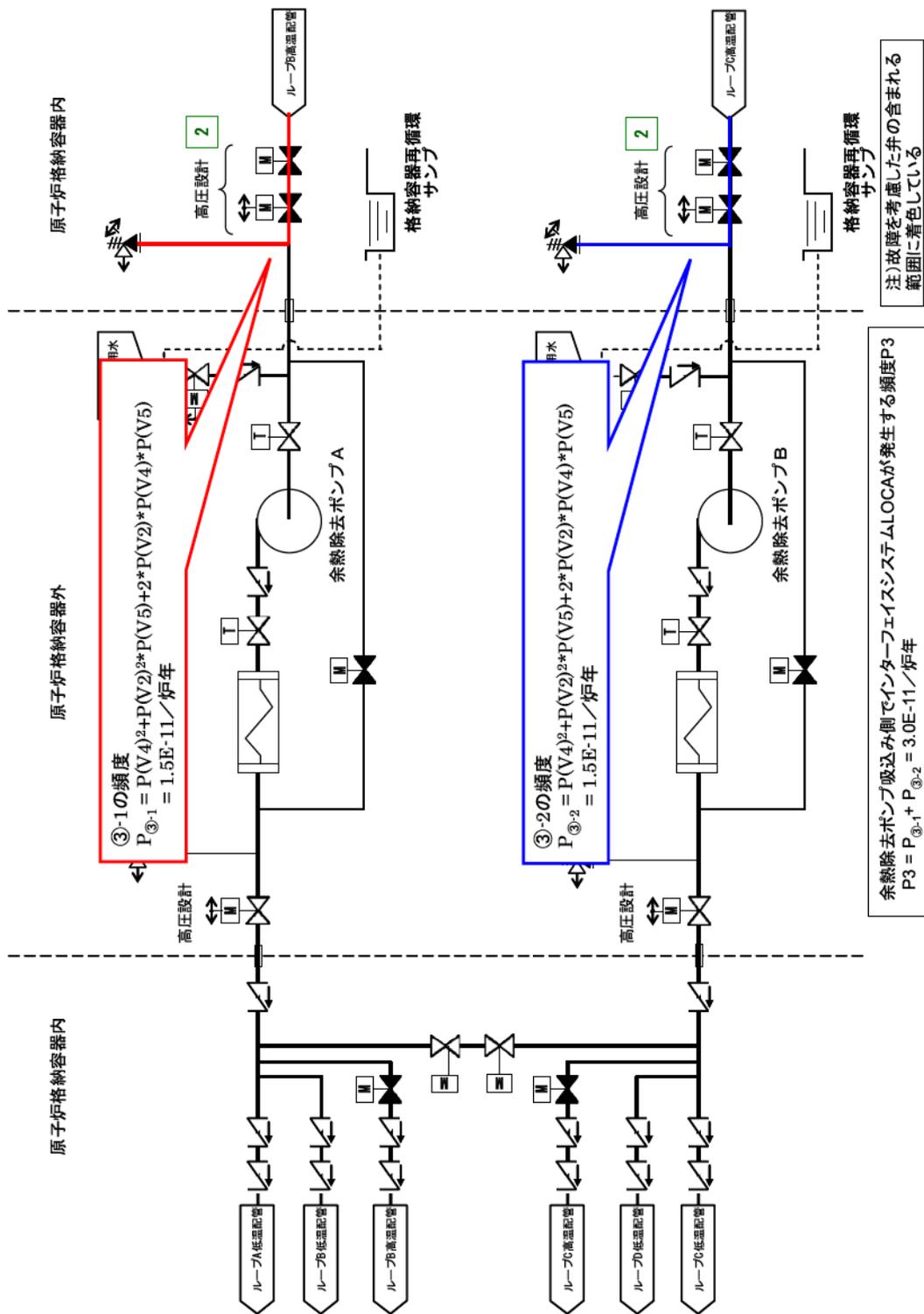
第 1.1.1.b-2 図 大飯 3 号炉 余熱除去系簡略図



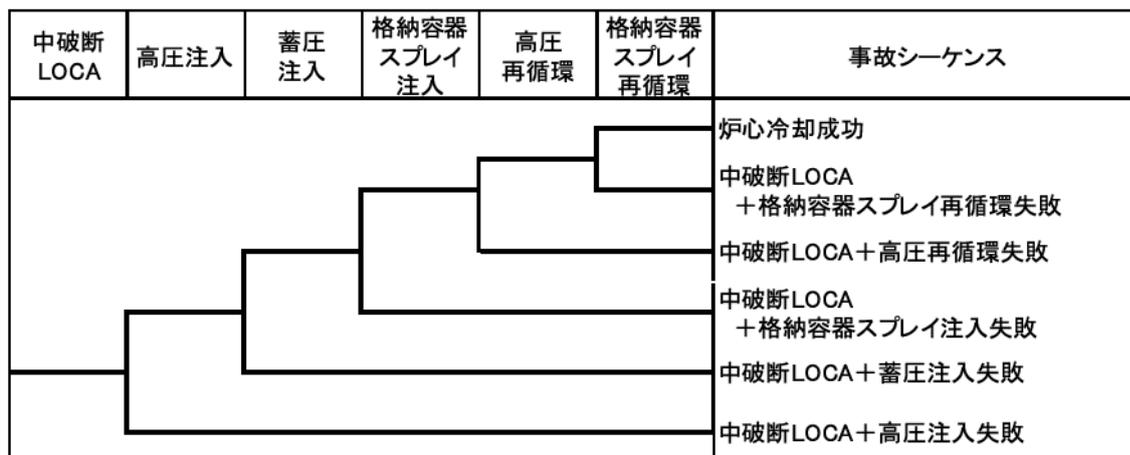
第 1.1.1.b-3 図 インターフェイスシステムLOCAの想定 (1/4)



第 1.1.1.b-3 図 インターフェースシステムLOCAの想定 (3/4)



第 1.1.1.b-3 図 インターフェイスシステムLOCAの想定 (4/4)



第 1.1.1.d-1 (b) 図 中破断 L O C A イベントツリー

【仮定条件】

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による 1 次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち破断口面積が等価口径 2 インチから 8 インチと定義した。
- ・ 本評価では A ループ低温側配管破断を仮定した。
- ・ 中破断 L O C A 時は、炉心部での冷却材密度の低下（ボイド発生）が短期間で生じるため原子炉トリップに期待しておらず、また 1 次冷却系への注入機能により十分な冷却機能が確保されるので補助給水の機能にも期待していない。

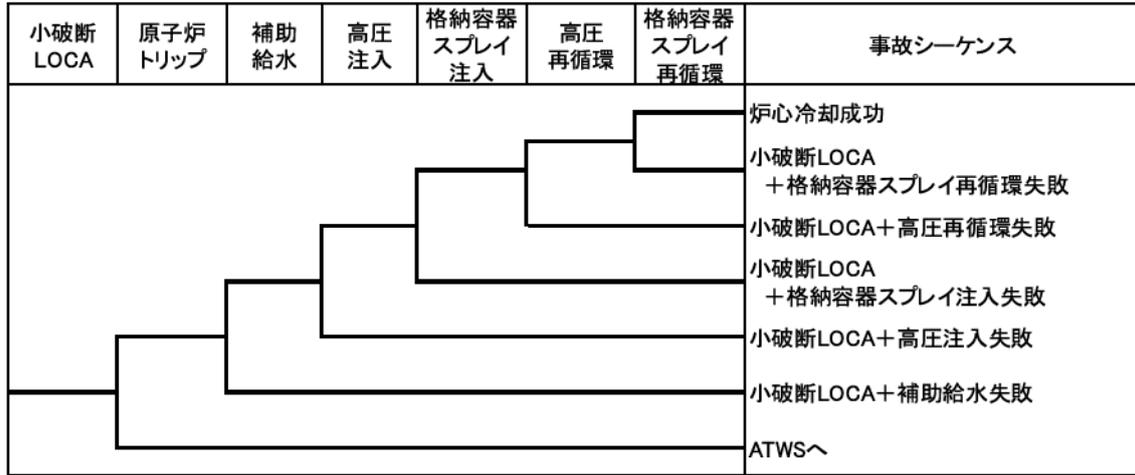
【イベントツリーの説明】

- ・ 中破断 L O C A 時は、「高压注入」と「蓄圧注入」により短期的な炉心冷却が確保される。また、事故後長期的な炉心冷却は「高压再循環」により確保される。
- ・ 中破断 L O C A 時は破断流量が小さく、余熱除去冷却器のみでは格納容器内圧上昇は抑制できないため、「格納容器スプレイ／再循環」が必要となる。

【成功基準】

中破断 L O C A	高压注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ 注入	高压 再循環	格納容器 スプレイ 再循環
ポンプ	1/2	—	1/2	1/2	1/2
熱交換器	—	—	—	—	1/2
ループ	健全 3/3	健全 2/3	—	健全 3/3	—
その他		—	—		—
使命時間	24hr	24hr	24hr	24hr	24hr

(注) —：不作動又は不要



第 1.1.1.d-1 (c) 図 小破断LOCAイベントツリー

【仮定条件】

小破断LOCAは、以下の原因による1次冷却材の原子炉格納容器への流出事故として定義した。

- ・ 1次冷却材配管の破断
(破断口径が 3/8 インチから 2 インチの破断でAループ低温側配管破断を仮定)
- ・ 1次冷却系加圧事象による加圧器逃がし弁からの1次冷却材の流出 (PORV LOCA)

【イベントツリーの説明】

- ・ 小破断LOCA時は、炉心でのボイド形成による負の反応度添加が期待できないため、「原子炉トリップ」により原子炉出力の抑制が必要。
- ・ 破断流が小さいため、蓄圧注入は不要であるが破断流のみでは1次冷却系への発熱を系外に除去できないため、「高圧注入」と2次冷却系からの「補助給水」により炉心冷却が確保される。また、事故後長期的な炉心冷却は「高圧再循環」により確保される。
- ・ 小破断LOCA時は破断流量が小さく、余熱除去冷却器のみでは格納容器内圧上昇は抑制できないため、「格納容器スプレイ/再循環」が必要となる。

【成功基準】

小破断LOCA	補助給水	高圧注入	格納容器 スプレイ 注入	高圧 再循環	格納容器 スプレイ 再循環
ポンプ	1/3	1/2	1/2	1/2	1/2
熱交換器	—	—	—	—	1/2
ループ	SG 3/4	健全 3/3	—	健全 3/3	—
その他	—	—	—	—	—
使命時間	24hr	24hr	24hr	24hr	24hr

(注) —：不作動又は不要

インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス
		インターフェイスシステムLOCA
		ATWSへ

第 1.1.1.d-1 (d) 図 インターフェイスシステムLOCAイベントツリー

【仮定条件】

- ・ 余熱除去系の破断であり、低圧注入系が不能

【イベントツリーの説明】

- ・ インターフェイスシステムLOCAは破断規模に応じて大、中、小破断LOCA相当となるが、ECCS再循環が不能となるため炉心損傷に至る。

【成功基準】

- ・ なし

主給水 流量喪失	原子炉 トリップ	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功
			主給水流量喪失+補助給水失敗
			ATWSへ

第 1.1.1.d-1 (e) 図 主給水流量喪失イベントツリー

【仮定条件】

- ・ 主給水流量喪失に至る原因としては、主給水ポンプ若しくは復水ポンプの故障又は電源喪失若しくは主給水制御系の誤動作が考えられる。

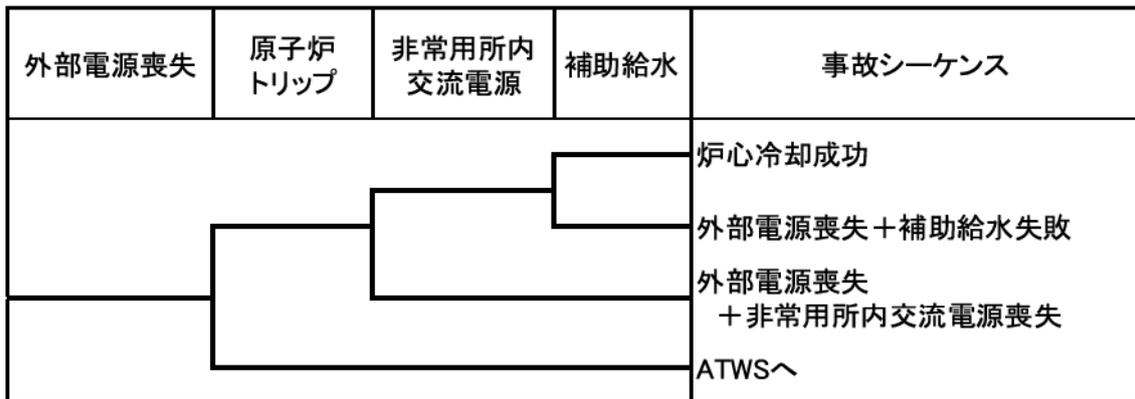
【イベントツリーの説明】

- ・ 主給水流量喪失の場合、原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに、補助給水により安定した炉心冷却が確保される。

【成功基準】

主給水流量喪失	補助給水
ポンプ	1/3
熱交換器	—
ループ	S G 2/4
その他	—
使命時間	24hr

(注) —：不作動又は不要



第 1.1.1.d-1 (f) 図 外部電源喪失イベントツリー

【仮定条件】

- ・ 送電系統の故障や所内電気設備の故障等により所内常用電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象を考慮。
- ・ 所内用交流電源が喪失すると、1次冷却材ポンプ、復水ポンプ等がトリップし、1次冷却材流量や主給水流量の喪失が発生する。

【イベントツリーの説明】

- ・ 外部電源喪失時には、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により炉心冷却を確保する。さらに「非常用所内交流電源」が確保できれば安定した炉心冷却が確保される。
- ・ 「非常用所内交流電源」が確保できれば、サポート系が健全であるためその後に加圧器逃がし弁 L O C A 等が発生しても、事象進展は小破断 L O C A と同等である。

【成功基準】

外部電源喪失	非常用所内交流電源	補助給水
ポンプ	—	1/3
熱交換器	—	—
ループ	—	S G 2/4
その他	D G 1/2	—
使命時間	24hr	24hr
成功シーケンス	○	○

(注) — : 不作動又は不要

ATWS	事故シーケンス
	起因事象+原子炉トリップ失敗

第 1.1.1.d-1 (g) 図 ATWS イベントツリー

【仮定条件】

- ・ ATWS は起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

- ・ ATWS 事象は原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップに失敗することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

【成功基準】

- ・ なし



第 1.1.1.d-1 (h) 図 2次冷却系の破断イベントツリー

【仮定条件】

2次冷却系の破断としては以下の破断を含むものとし、原子炉格納容器内部での破断を仮定する。

- ・ 主蒸気管破断（完全両端破断）
- ・ 主給水管破断（完全両端破断）

【イベントツリーの説明】

- ・ 2次冷却系破断においても、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により安定した炉心冷却が確保されるが、補助給水による2次冷却系の冷却を確保するために、破断した主蒸気管の隔離を行う。

【成功基準】

2次冷却系の破断	主蒸気隔離	補助給水
ポンプ	—	1/3
熱交換器	—	—
ループ	—	健全SG 2/3
その他	(※1)	(※2)
使命時間	—	24hr

(注) —：不作動又は不要

(※1) 破断ループ主蒸気逆止弁閉止 or 健全ループ主蒸気隔離弁全閉止、タービン動補助給水ポンプ駆動主蒸気元弁閉止 or タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気逆止弁閉止

(※2) 破断ループへの補助給水隔離



第 1.1.1.d-1 (i) 図 蒸気発生器伝熱管破損イベントツリー

【仮定条件】

- 蒸気発生器伝熱管破損は、原子炉設置許可申請書添付十と同様、伝熱管 1 本の完全両端破断を仮定する。

【イベントツリーの説明】

- 蒸気発生器伝熱管破損時には、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により安定した炉心冷却を確保する。
- 破損した蒸気発生器を隔離し、1 次冷却系の圧力と破損した蒸気発生器の 2 次側圧力とが均圧することで 1 次冷却系保有水の減少は防止できる。

【成功基準】

蒸気発生器伝熱管破損	補助給水	破損側 蒸気発生器の隔離
ポンプ	1/3	—
熱交換器	—	—
ループ	健全 S G 2/3	—
その他	—	(※1)
使命時間	24hr	—

(注) —：不作動又は不要

(※1) 破損側 S G 主蒸気逃がし弁閉止 or 元弁閉止、破損 S G 主蒸気安全弁閉止、主蒸気バイパス弁閉止 or 主蒸気隔離弁閉止

過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功
			過渡事象+補助給水失敗
			ATWSへ

第 1.1.1.d-1 (j) 図 過渡事象イベントツリー

【仮定条件】

- ・ 原子炉トリップを伴う過渡事象一般を含む。
- ・ 主給水流量喪失等の独立した事象以外を対象とする。

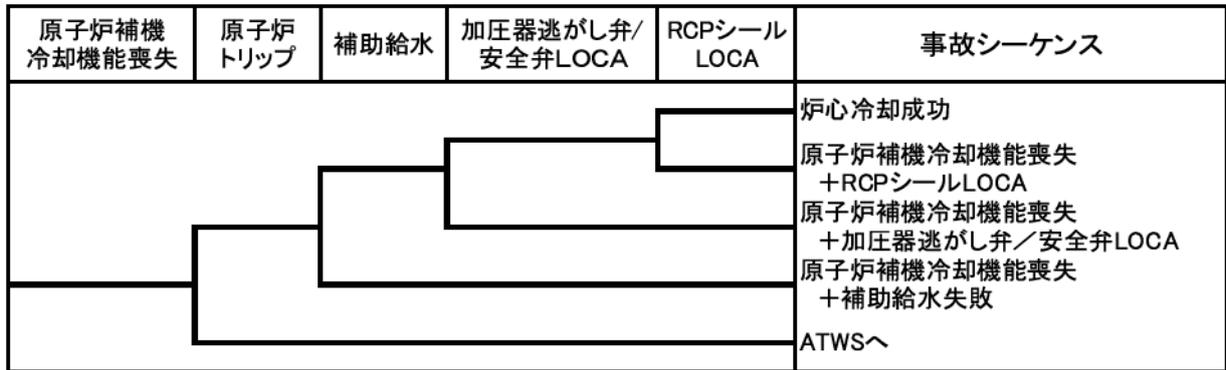
【イベントツリーの説明】

- ・ 過渡事象の場合、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により安定した炉心冷却が確保される。

【成功基準】

過渡事象	補助給水
ポンプ	1/3
熱交換器	—
ループ	S G 2/4
その他	—
使命時間	24hr

(注) —：不作動又は不要



第 1.1.1.d-1 (k) 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

【仮定条件】

原子炉補機冷却機能喪失としては次のものを考える。

- ・ 原子炉補機冷却水ポンプ全台又は海水ポンプ全台の故障による冷却能力の喪失
- ・ 原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の配管、弁等の破断による冷却能力の喪失

【イベントツリーの説明】

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失時には、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により安定した炉心冷却を確保する。
- ・ ECCS機能が喪失しているため、起因事象に従属して発生する可能性のあるLOCAとして「加圧器逃がし弁/安全弁LOCA」及び「RCPシールLOCA」を考慮している。

【成功基準】

原子炉補機冷却機能喪失	補助給水	加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	RCPシールLOCA
ポンプ	1/3	—	—
熱交換器	—	—	—
ループ	SG 2/4	—	—
その他	—	(※1)	0.21の確率で発生
使命時間	24hr	—	—

(注) —：不作動又は不要

(※1) 加圧器逃がし弁再閉止 or 元弁閉止、加圧器安全弁再閉止



第 1.1.1.d-1 (1) 図 手動停止イベントツリー

【仮定条件】

- ・ 手動停止は過渡事象の一部であるが、原子炉トリップを伴わず運転員の手動による原子炉停止が行われる事象を想定する。

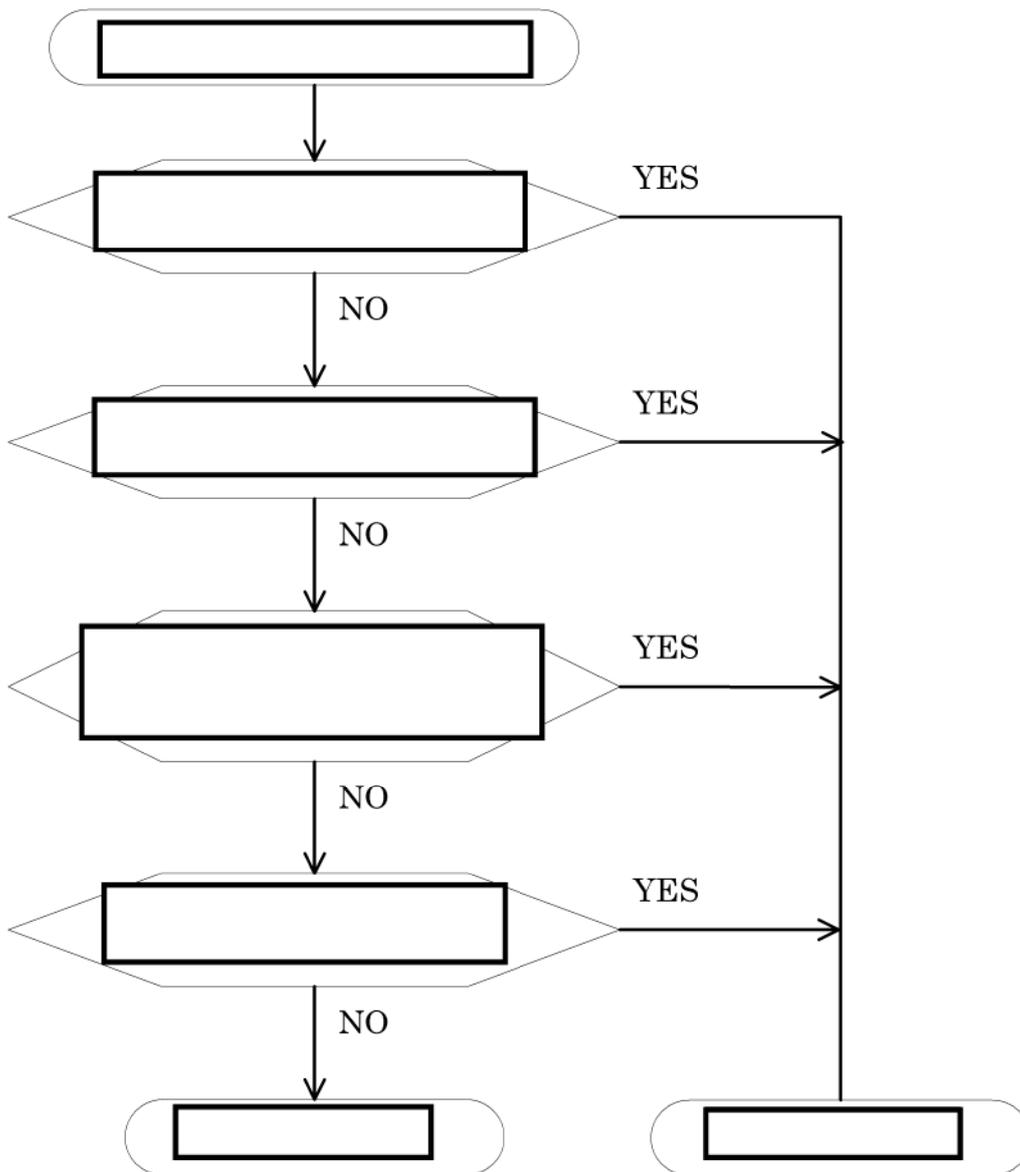
【イベントツリーの説明】

- ・ 手動停止の場合、起因事象として原子炉は停止できているため、補助給水により安定した炉心冷却が確保される。

【成功基準】

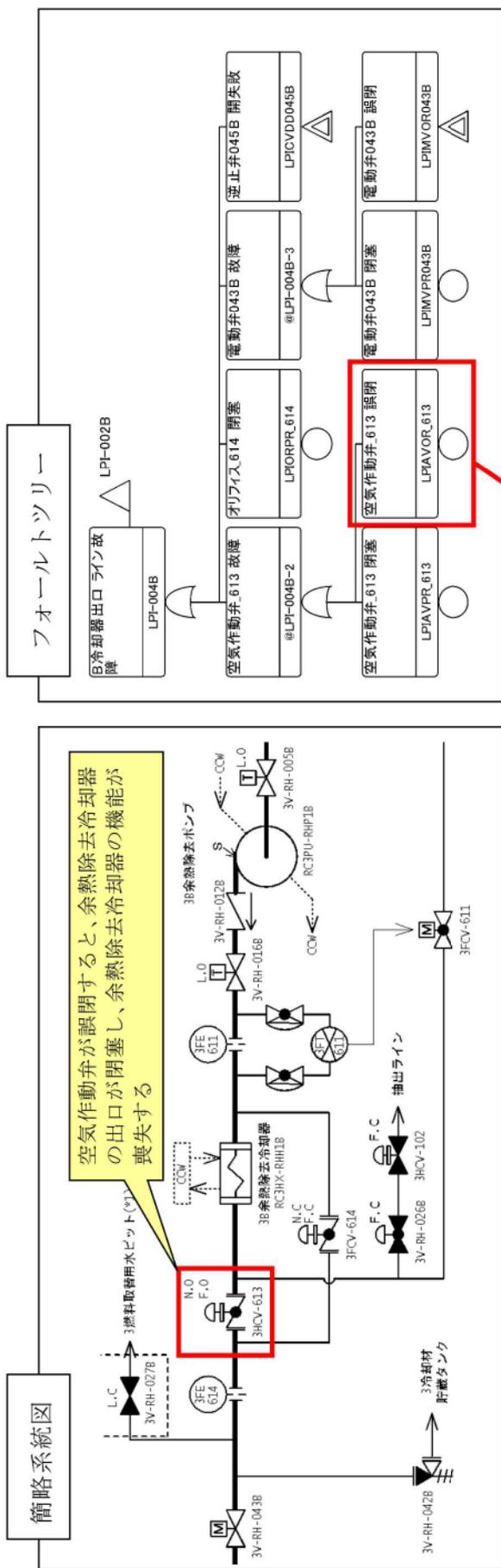
手動停止	補助給水
ポンプ	1/3
熱交換器	—
ループ	S G 2/4
その他	—
使命時間	24hr

(注) —：不作動又は不要



第 1.1.1.e-1 図 故障モードのスクリーニング手順

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

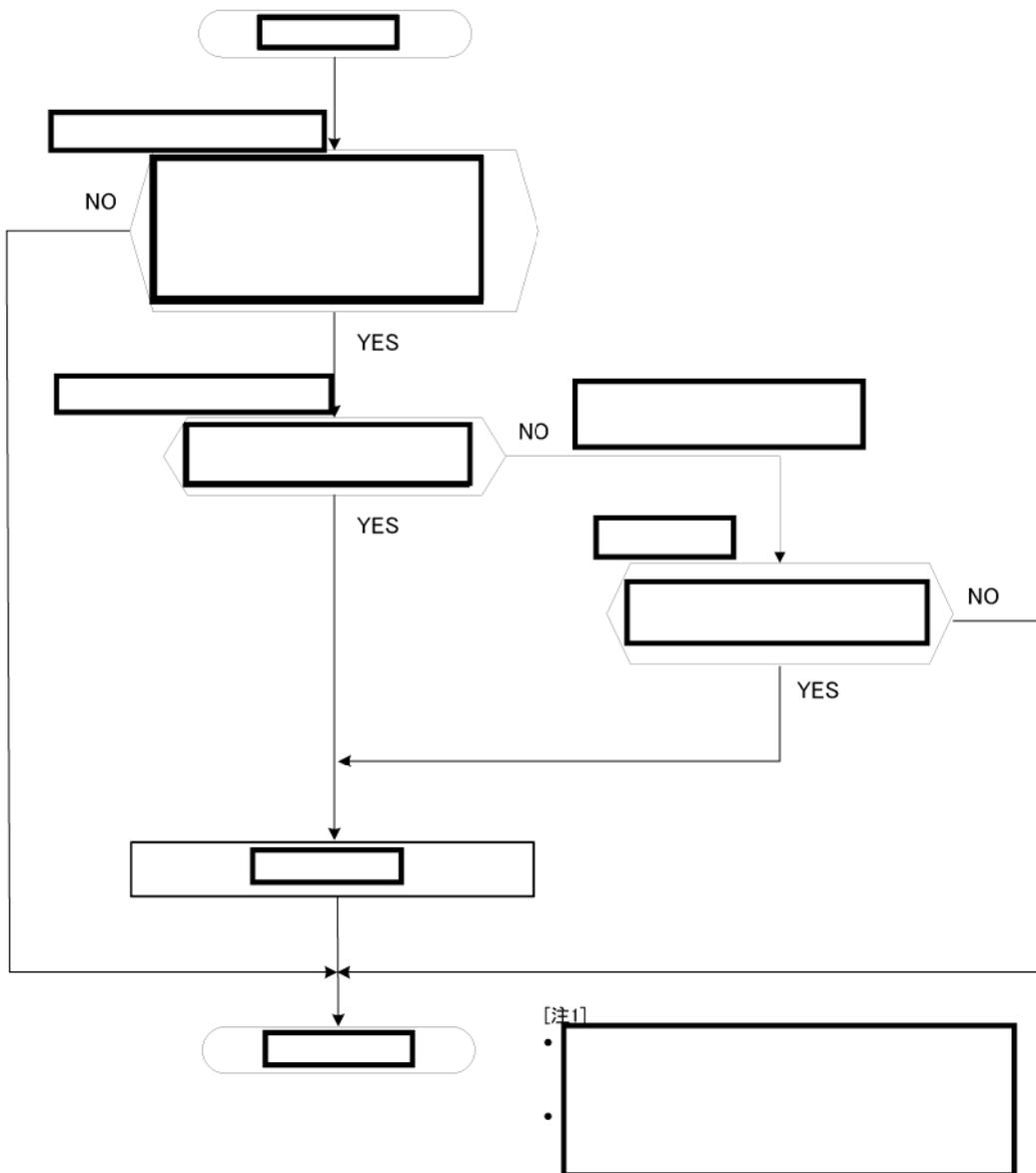


機器故障率データ		基事象リスト		機器情報		動作要求		故障モード		基事象ID		モデル化しない理由/備考		致命時間		健全性確認間隔	
機器タイプ	故障モード	平均値	EF	機器名	機器タイプ	前	後	液体熱交換器	伝熱管閉塞	要素	基事象ID	モテル化しない理由/備考	時間 (h)	時間 (h)	設定規模	理由	
3HCV-613	閉塞	1.0E-8/h	21.8	3HCV-613	液体熱交換器	Open	Open	閉塞	伝熱管閉塞	○ LPIFAVR-613	LPIFAVR-613	当該故障が発生した場合、圧力差により余熱除去機構系統の冷却水が送水運転を失う。よって、余熱除去機構の動作で監視しているため	720	720	30ヶ月間(保-6)	なし	
3HCV-613	内部リーク	2.0E-8/h	39.1	3HCV-613	液体熱交換器	Open	Open	閉塞	伝熱管閉塞	○ LPIFAVR-613	LPIFAVR-613	当該故障が発生した場合、圧力差により余熱除去機構系統の冷却水が送水運転を失う。よって、余熱除去機構の動作で監視しているため	24	24	30ヶ月間(保-6)	なし	
3HCV-613	誤開又は誤閉	2.7E-8/h	37.1	3HCV-613	液体熱交換器	Open	Open	閉塞	伝熱管閉塞	○ LPIFAVR-613	LPIFAVR-613	当該故障が発生した場合、圧力差により余熱除去機構系統の冷却水が送水運転を失う。よって、余熱除去機構の動作で監視しているため	24	24	30ヶ月間(保-6)	なし	
3HCV-613	外部リーク	1.0E-8/h	21.8	3HCV-613	液体熱交換器	Open	Open	閉塞	伝熱管閉塞	○ LPIFAVR-613	LPIFAVR-613	当該故障が発生した場合、圧力差により余熱除去機構系統の冷却水が送水運転を失う。よって、余熱除去機構の動作で監視しているため	24	24	30ヶ月間(保-6)	なし	

試験頻度と内容

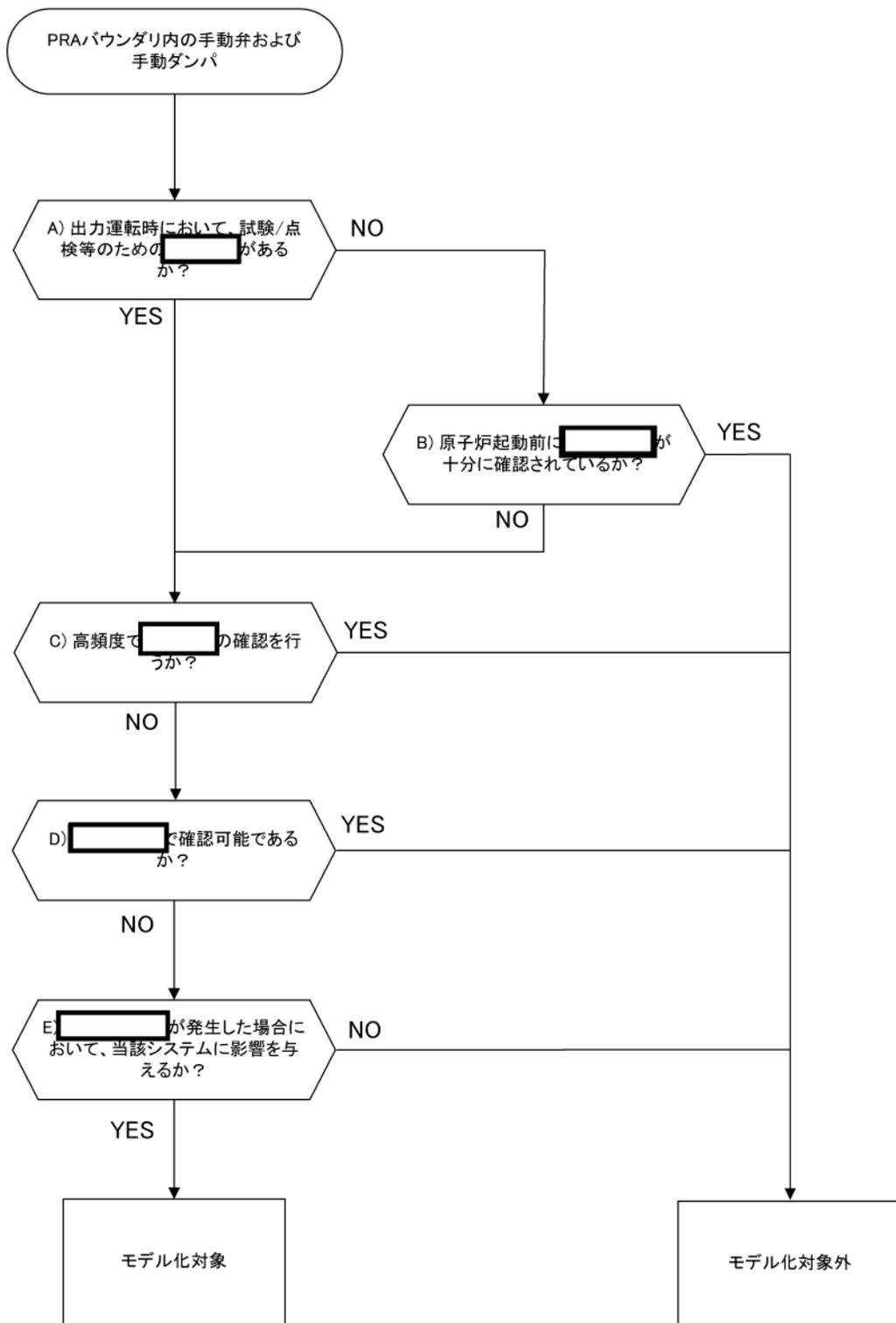
参照する国内故障率データの項目

第 1.1.1.e-2 図 システム信頼性の評価例 (B 余熱除去機能喪失)



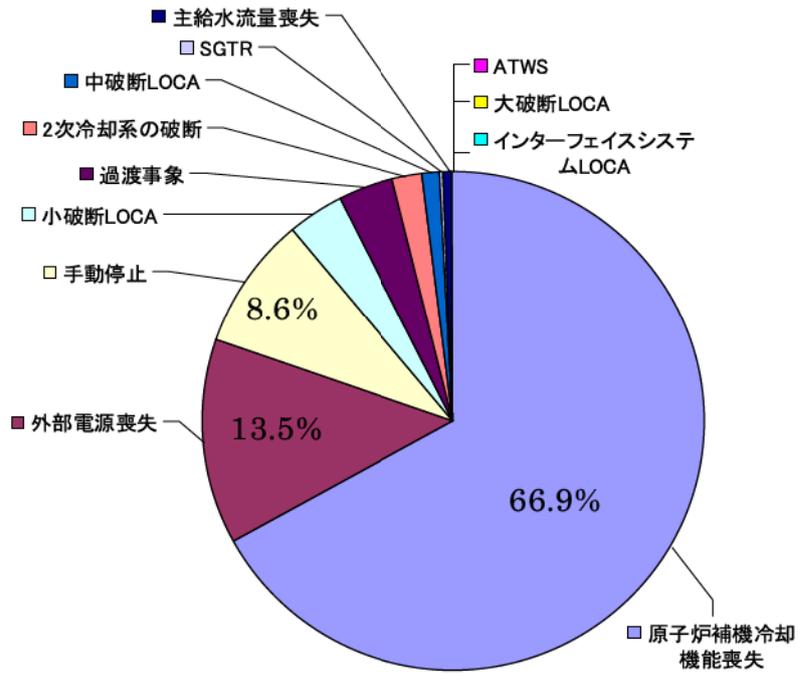
第1.1.1.f-1図 共通要因故障同定のフロー

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

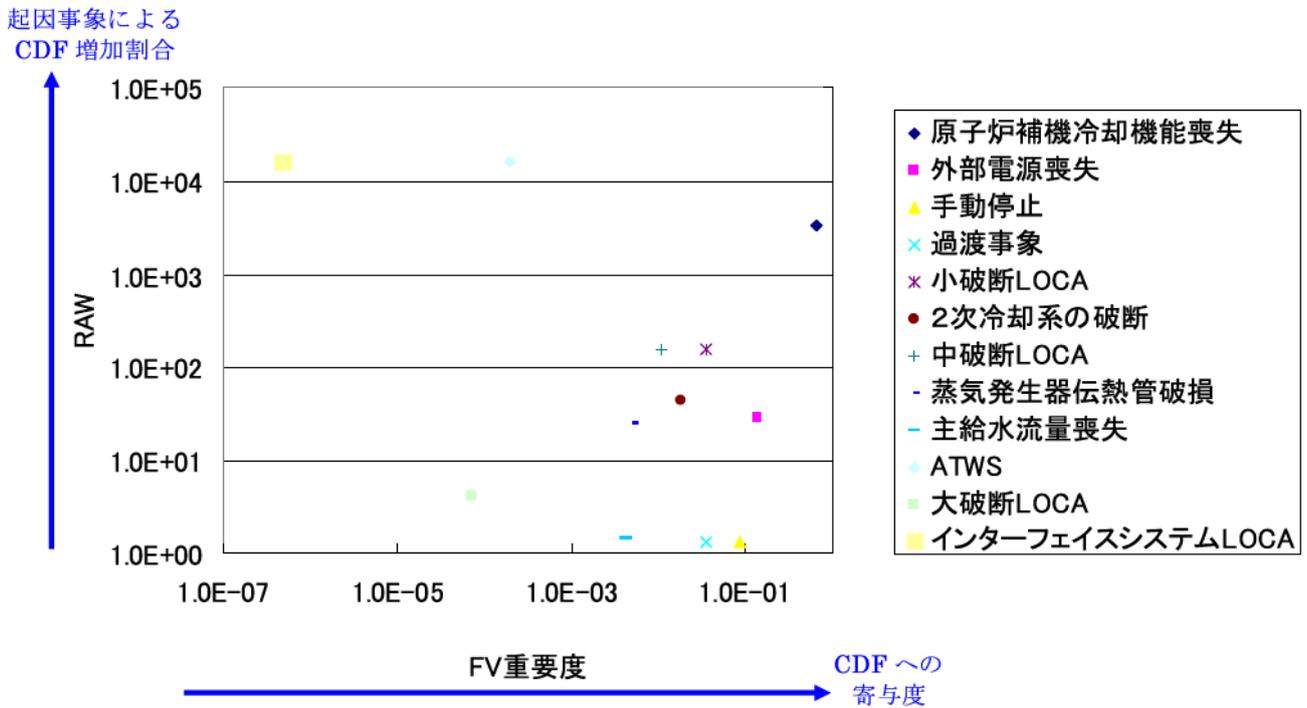


第 1.1.1.g-1 図 事故前人的過誤モデル化対象機器の選定フロー

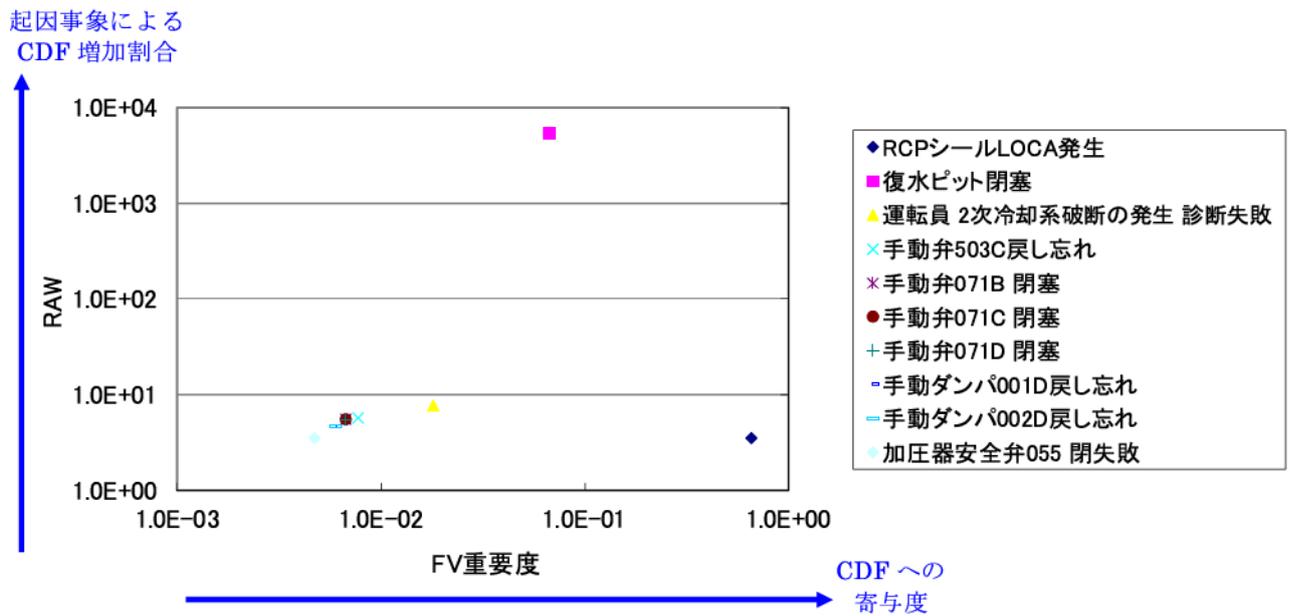
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



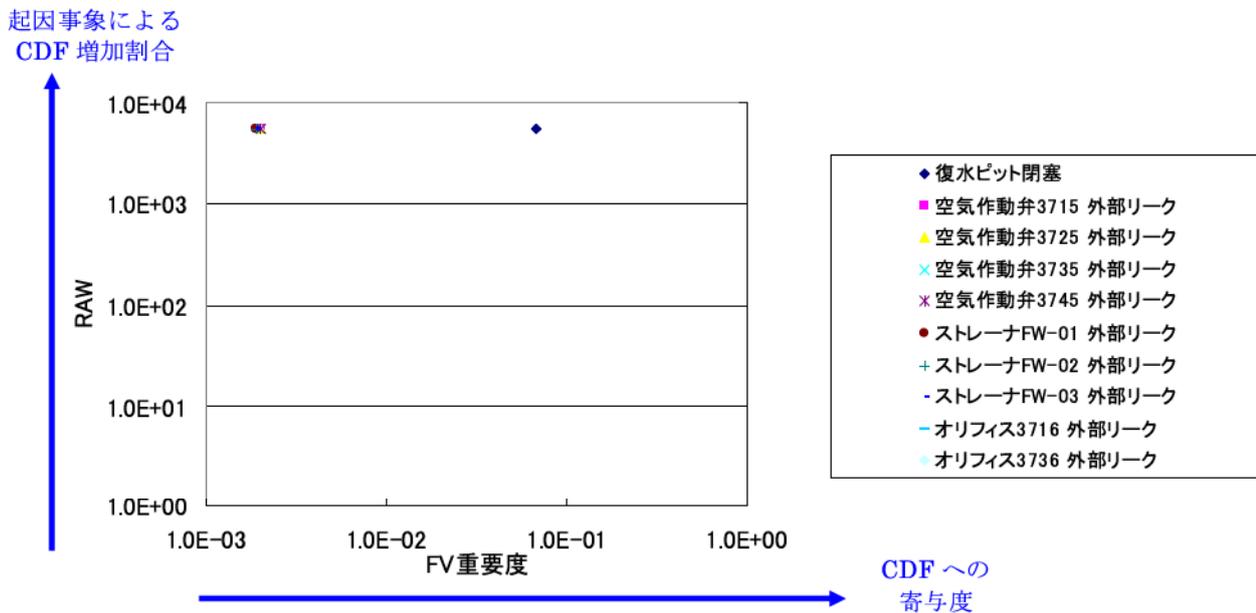
第 1.1.1.h-1 図 起因事象別炉心損傷頻度寄与割合



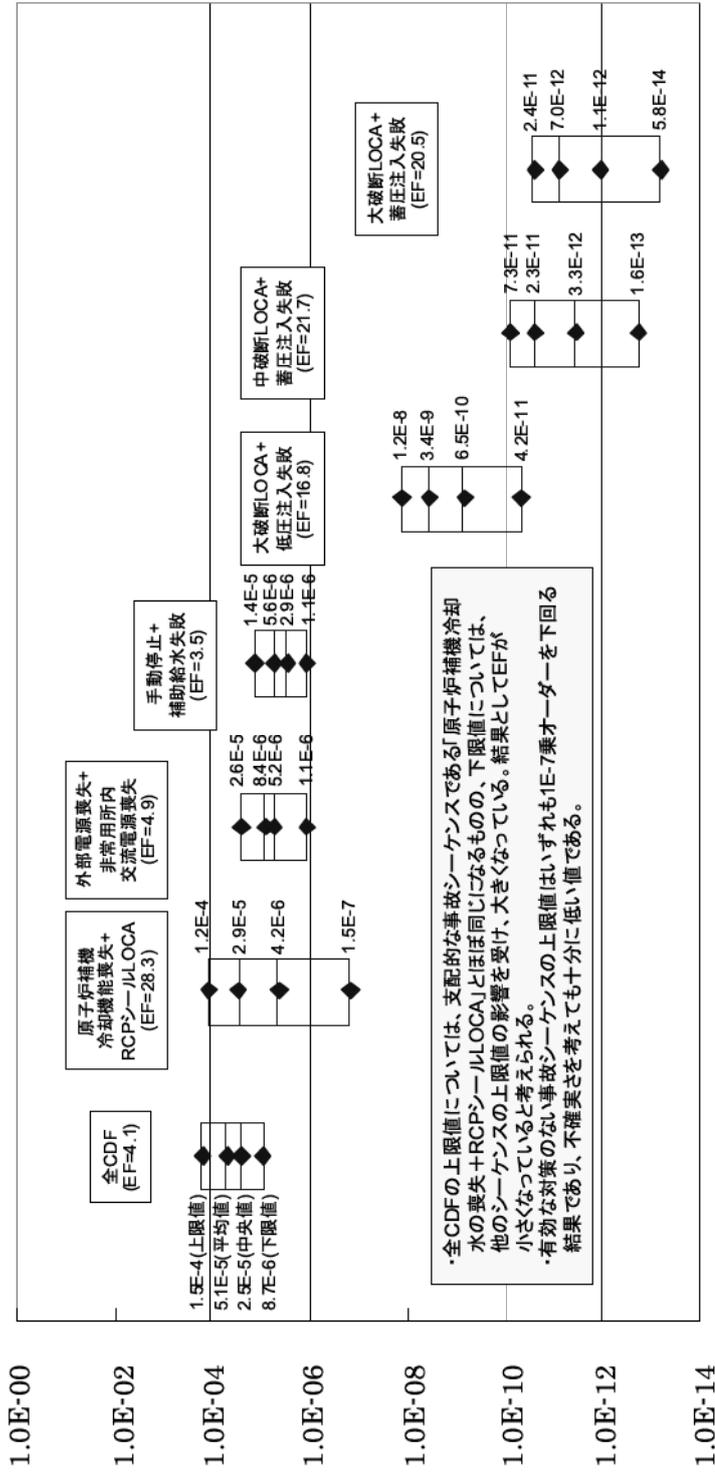
第 1.1.1.h-2 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果 (起因事象)



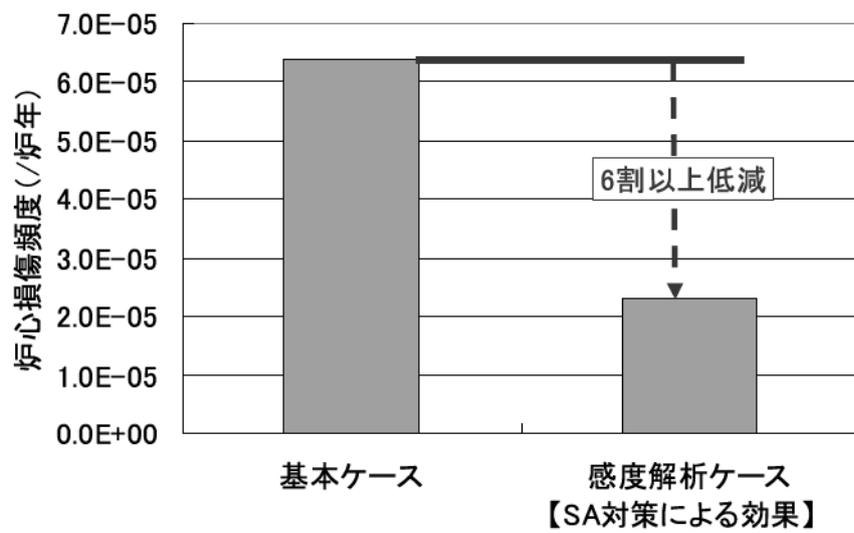
第 1.1.1.h-3 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（基事象－F V重要度）



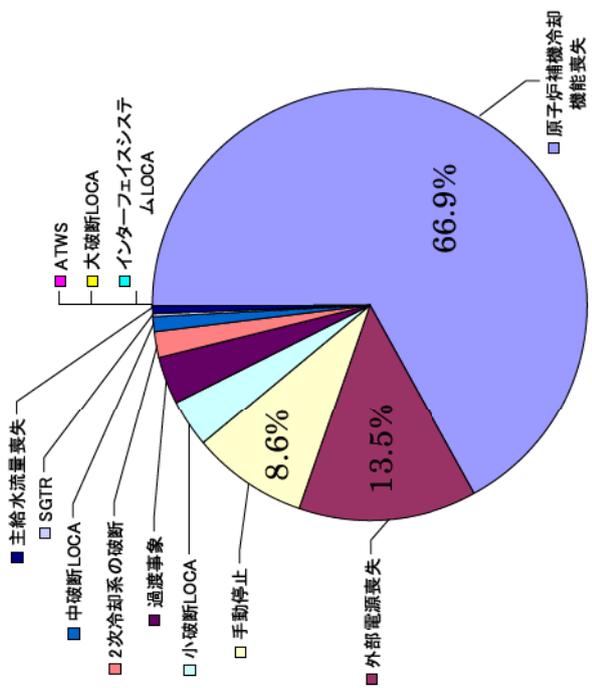
第 1.1.1.h-4 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（基事象－R A W）



第 1.1.1.h-5 図 全炉心損傷頻度及び事故シナリオ別炉心損傷頻度に対する不確かさ解析結果

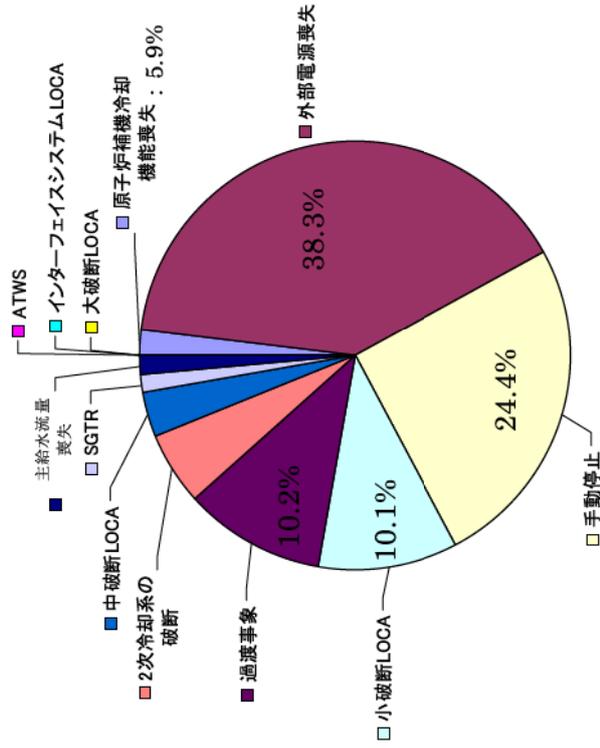


第 1.1.1.h-6 図 全炉心損傷頻度に対する感度解析結果
(ドミナントシーケンスに対する S A 対策の効果)



全 CDF : 6.4E-05/炉年

【基本ケース】



全 CDF : 2.3E-05/炉年

【感度解析】

(ドミナントシナリオに対するSA対策の効果、インターフェイスシステムLOCA発生頻度の変更)

第 1.1.1.h-7 図 起因事象別炉心損傷頻度に対する感度解析結果

1.1.2 停止時 P R A

停止時 P R A は、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 1 P S A 編）：2010（以下「停止時 P S A 学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「P R A の説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。

1.1.2.a. 対象プラント

① 対象とするプラントの説明

本プラントの基本仕様は、以下のとおりである。

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

以下に、停止時 P R A において重要となる安全系、サポート系及び電源等の系統設備構成について示す。

(1) 主要な設備の構成及び特性

本プラントの停止時 P R A に係るプラントの基本設計は、次に説明する主要な安全系により構成される。第 1.1.1.a-2 図に本プラントの工学的安全施設の概要を示す。また、第 1.1.2.a-1 表に系統設備概要を示す。

a. 原子炉停止に関する系統

原子炉停止に関する系統は、制御棒の自重落下により負の反応度投入を行う原子炉保護系（原子炉トリップ系）とほう酸水を炉心に注入し負の反応度を添加する化学体積制御系から構成される。停止時 P R A においては、制御棒及び 1 次冷却系のほう酸水により負の反応度が保たれている状態を想定しており、原子炉起動前以外においては、1 次冷却材の希釈操作も実施しない。

本評価では、反応度の誤投入が発生した場合の緩和手段には期待しておらず、原子炉停止に関する系統はモデル化していない。

b. 原子炉冷却に関する系統

非常用炉心冷却設備の系統図を第 1.1.1.a-5 図に示す。非常用炉心冷却設備のうち、本評価で対象とする系統は、運転モード 4、5 及び 6 の原子炉施設保安規定において運転上の制限として規定されている余熱除去系のみとしている。その他の系統については、非常用炉心冷却設備作動信号がブロックされているため、手動起動や減圧操作を必要とすることから、保守的に期待しないものとした。非常用炉心冷却設備は、多重性及び独立性を備える非常用所内交流電源から受電できるようにする等の考慮を払うことにより、単一故障に加え、外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できる。

また、テストライン等を用いた動作試験によってその健全性が確認できるようにしている。

(a) 余熱除去系

余熱除去系は、独立 2 系統の余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管及び弁類で構成される。余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、各系統に 1 基ずつ設置する。余熱除去系は、原子炉補助建屋内に設置されている 2 台の余熱除去ポンプにより、原子炉冷却材喪失事故時等に燃料取替用水ピットのほう酸水を余熱除去冷却器を経て 1 次冷却材低温側ラインを通して原子炉容器内に注水し、炉心の冷却を確保する。

c. 電源、原子炉補機冷却水系等のサポート系

事故時の基本的な安全機能を果たす系統（以下「フロントライン系」という。）をサポートする系統があり、以下の系統の動作が必要とされる。

(a) 電源系（非常用所内交流電源、所内直流電源、計装用電源）

(b) 計装設備

- (9) 余熱除去系による冷却状態③ (1次冷却系は部分的にフル)
- (8) 原子炉キヤビライザー満水状態② (燃料の装荷時)
- (7) 燃料取出し状態 (燃料が原子炉容器内にない状態)
- (6) 原子炉キヤビライザー満水状態① (燃料の取出し時)

とされている状態。ミッドローフ運転状態)

- (5) 余熱除去系による冷却状態② (1次冷却系は部分的にフル)
- (4) 余熱除去系による冷却状態① (1次冷却系は満水状態)

から余熱除去系運転開始まで

- (3) 高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動信号ブロック以降)
- (2) 高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動信号ブロックまで)
- (1) 部分出力運転状態

ラマータと共に第 1.1.2.a-1 図に示す。

類できる。これらのアラート状態を、状態ごとのアラートの主要パ
定期検査中のアラート状態は、上述の観点から、以下のとおり分
ようなアラート状態を適切に分類して評価を行う必要がある。

アラート状態の変化に伴って、崩壊熱除去に関連する機器の状
態やパラメータも変化するため、停止時 P R A においては、この
作、機器の待機除外等によりアラート状態が様々に変化する。

停止に伴う運転員操作や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アラート状態が様々に変化する。

停止時 P R A の対象期間である定期検査中は、アラートの停止

② 停止時のアラート状態の推移

明図を示す。

統説明図及び第 1.1.1.a-13 図に原子炉補機冷却海水設備系統説
明図に所内単線結線図、第 1.1.1.a-12 図に原子炉補機冷却水設備系
第 1.1.1.a-7 図に本アラートの開閉所単線結線図、第 1.1.1.a-8

(e) 制御用空気設備

(d) 換気空調設備

(海水系)

(c) 原子炉補機冷却系 (原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却

・至近数サイクル分の当該プラントの定検工程について、各プラ
手順にしたがって実定検工程を確認し、評価対象工程を選定した。
去の運転実績を代表するものとする必要があるため、以下の
本評価の目的を鑑みると、評価対象とする定検工程としては、過
として

するプラント状態は、プラント状態(3)からプラント状態(13)まで
ける主発電機の並列」までとされているが、停止時PRAで対象と
運転停止中の期間は、「主発電機の解列から原子炉起動の過程にお
燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に定められる
以上より、「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における
までが評価対象とされている。

号のフロック以降から、非常用炉心冷却設備作動信号フロック解除
及び停止時PSA学会標準においても非常用炉心冷却設備作動信
降は出力運転時の評価に含まれることから、既往の停止時PRA
て、非常用炉心冷却設備作動信号のフロック以前とフロック解除以
合でも、安全系の自動起動によって、事象は終結される。したがっ
態は出力運転時と同一であり、仮に何らかの異常事象が発生した場
のフロックを実施する以前とフロック解除以降は、安全系の待機状
原子炉の安全性の観点から見ると、非常用炉心冷却設備作動信号

(15) 部分出力運転状態

以降)

(14) 高温停止状態(非常用炉心冷却設備作動信号フロック解除

動信号フロック解除)まで

(13) 余熱除去系隔離から高温停止状態(非常用炉心冷却設備作

(12) 余熱除去系による冷却状態⑤(1次冷却系は満水状態)

る。)

(11) 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

(10) 余熱除去系による冷却状態④(1次冷却系は満水状態)

ンされている状態。ミッドループレ運転状態)

ント状態の時間を比較する。

- ・トラブルや大型改造工事等により長期定検となった定検工程を除き、至近の一般的な定検工程を選定する。

大飯3号炉の至近の定検における、工程継続時間の比較結果を第1.1.2.a-2表に示す。この結果、長期定検でなく、崩壊熱除去の観点でリスクが大きい前半ミッドループ運転期間の継続時間がより長い、大飯3号炉第14回定検（平成21年10月～平成22年2月）を選定した。

③ プラント状態分類

(1) プラント状態分類の考え方

プラントの停止状態では、以下のように状態が変化する。

- ・ 運転中の設備や待機状態、待機除外状態にある設備が工程と共に変化する。
- ・ 原子炉内の保有水量が工程と共に変化する。
- ・ 炉心の崩壊熱が時間の経過と共に減少する。

このため、プラント状態について、1次冷却系の保有水量、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準、時間余裕に関する類似性の観点から、分類を行った。

(2) プラント状態の分類結果

(1)の考え方にしたが、②で設定した評価対象期間を複数のプラント状態(Plant Operational State)(以下「POS」という。)に分類した。各POSについて、以下に概説する。

【POS3：高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック以降）から余熱除去系運転開始まで】

非常用炉心冷却設備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POS 3とし、余熱除去系の運転開始からの期間と区別する。なお、当該POSについては、1次冷却系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、評価の対象外とした。

【POS 4：余熱除去系による冷却状態①（1次冷却系は満水状態）】

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次冷却系の保有水量の観点から、満水状態をPOS 4とし、ミッドループ運転状態の期間と区別する。

【POS 5：余熱除去系による冷却状態②（ミッドループ運転状態）】

1次冷却系の酸化運転や蒸気発生器伝熱管の探傷試験実施のための蒸気発生器ノズル蓋の取付け、原子炉容器ふた取外し準備等のために、1次冷却系の水位を原子炉ノズルセンター付近まで低下させたPOSである。1次冷却系の保有水量が減少している状態にあることから、余熱除去ポンプのキャビテーションを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燃料損傷までの時間余裕が他の状態に比べて小さいため、停止時PRAにおいて、特に重要となるプラント状態である。ミッドループ運転の概要図を第1.1.2.a-2図に示す。

【POS 6：原子炉キャビティ満水状態①（燃料の取出し時）】

燃料交換のために、原子炉キャビティを満水にした状態である。原子炉キャビティが満水状態では余熱除去系による冷却が停止

した場合でも、1次冷却系が飽和状態となり、さらに蒸発によって燃料が露出状態となるまでには多大な時間余裕が存在し、機器の復旧に期待できることから、本評価の対象外とした。

【POS 7：燃料取出し状態（燃料が原子炉容器内にない状態）】

燃料交換及び燃料検査のために燃料が原子炉容器から使用済燃料ピットへ移送されている状態である。この間は炉内に燃料が存在しないことから本評価の対象外とした。

【POS 8：原子炉キャビティ満水状態②（燃料の装荷時）】

新燃料及び検査の終了した燃料を炉心に装荷するために原子炉キャビティを満水にしている状態である。POS 6と同様に余熱除去系による冷却が停止した場合でも燃料損傷に至るまでには多大な時間余裕が存在し、機器の復旧に期待できることから、本評価の対象外とした。

【POS 9：余熱除去系による冷却状態③（ミッドループ運転状態）】

原子炉容器ふた取付け、蒸気発生器ノズル蓋の取外し等のために1次冷却系の水位を原子炉ノズルセンター付近まで低下させたPOSである。

前述したように水位の低下により余熱除去ポンプがキャビテーションを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、POS 5と比較して、崩壊熱は小さくなるものの、燃料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。

【POS 10：余熱除去系による冷却状態④（1次冷却系は満水状態）】

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。

【 P O S 1 1 : 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る。） 】

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。なお、当該 P O S については、1次冷却系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。

【 P O S 1 2 : 余熱除去系による冷却状態⑤（1次冷却系は満水状態） 】

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。

【 P O S 1 3 : 余熱除去系隔離から高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除）まで】

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、非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除に至る。なお、当該 P O S については、1次冷却系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。

【 P O S 1 4 : 高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除以降） 】

非常用炉心冷却設備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が生じた場合には非常用炉心冷却設備は自動起動し、燃料の健全性を確保する。上述したとおり、非常用炉心冷却設備作動信号のブロック解除以降は出力運転時の評価に包含されるため、基本的に評価対象外としたが、反応度の誤投入については、本POSにおいてのみ発生の可能性があるため、反応度の誤投入のみ特別に本POSを評価対象とした。

また、緩和設備の使用可能性については、原子炉施設保安規定の要求事項を基に保守的に設定した。

分類したPOSごとの継続時間を第1.1.2.a-3表に、緩和設備の使用可能性を第1.1.2.a-4表に示す。

1.1.2.b. 起回事象

起回事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、燃料損傷や格納容器破損へ波及する可能性のある事象のことである。

① 評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度

(1) 起回事象の選定方法

本プラントに適用する起回事象を以下の手法から検討し、選定を行った。

a. 原子力施設運転管理年報等による、当該プラント及び他の国内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原子力安全基盤機構（JNES）で公開されているトラブル情報を基に調査した。

b. マスターロジックダイアグラムに基づく分析

マスターロジックダイアグラムを用いて起回事象の分析を行った。分析結果について第1.1.2.b-1図に示す。

燃料の過大な損傷要因としては、燃料棒や器物の落下に伴う

「機械的損傷」と「燃料の過熱損傷」が考えられる。このうち「機械的損傷」は、重量物の落下等損傷範囲が想定事象で一意的に同定されるものであり、停止時 P R A として取り扱う要素は少ない。

一方、「燃料の過熱損傷」に至る要因としては、「燃料の過出力」又は「燃料の冷却不能」が考えられる。

「燃料の過出力」をもたらす事象として、「反応度の誤投入事象」が考えられる。一方、「燃料の冷却不能」をもたらす事象としては、「1次冷却材流出」及び「崩壊熱除去失敗」が考えられる。

前者の「1次冷却材流出」をもたらす事象として、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」、「水位維持失敗」及び「オーバードレン」事象が考えられる。

ここで、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」事象としては、配管破断（いわゆる L O C A）と、運転員による弁の誤操作等による1次冷却材の系外への流出が考えられる。このうち配管破断については、プラント停止中に1次冷却材圧力が低圧状態（2.7MPa[gage]）又は大気圧状態に置かれている場合では発生の可能性が極めて低いと考えられるため、本評価では、1次冷却材圧力が低圧状態又は大気圧状態における弁の誤操作等による「1次冷却材流出」を対象とする。後者の「崩壊熱除去失敗」をもたらす事象としては、「余熱除去機能喪失」事象、「外部電源喪失」事象及び「原子炉補機冷却機能喪失」事象が考えられるため、これらも燃料損傷に至る起因事象として考慮する。

c. 国内外での既往の P R A による知見の活用

既往の P R A 研究で選定された起因事象について調査を実施した。調査結果について第 1.1.2.b-1 表に示す。

以上により同定した起因事象は以下のとおりである。

- ・ 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

- ・ 水位維持失敗
- ・ オーバードレン
- ・ 外部電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 反応度の誤投入
- ・ インターフェイスシステム L O C A
- ・ 低温過加圧事象
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 過渡事象
- ・ 2次冷却系の破断
- ・ 蒸気発生器伝熱管破損

(2) 同定した起因事象の除外

同定した起因事象のうち、以下に示す起因事象については、発生する可能性が極めて低い等の理由から評価対象から除外している。

a. インターフェイスシステム L O C A

停止時 P R A の評価対象期間においては、長時間にわたり原子炉容器が開放されている。また、原子炉容器が開放されていない期間においても、原子炉冷却材圧力バウンダリ漏えい検査時を除いて1次冷却材圧力が高圧になることはなく、インターフェイスシステム L O C A の発生する確率は非常に小さい。また、本評価においては、1次冷却系が高圧の状態は出力運転時の評価に包絡されるとの判断で評価対象外としているため、起因事象から除外した。

b. 低温過加圧事象

低温過加圧事象は、停止時に1次冷却系が低温にあり、かつ閉止状態において、加圧事象が生じた場合に発生する。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動作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や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、起回事象から除外した。

c. 過渡事象、2次冷却系の破断、蒸気発生器伝熱管破損、主給水流量喪失

本評価においては1次冷却系が低圧の状態でも余熱除去系による冷却を行っている期間を評価対象としており、仮にこれらの事象が発生した場合でも、余熱除去系による冷却機能を喪失することは無いと考えられることから、これらの事象は評価対象とする起回事象から除外した。また、起回事象の選定に当たって参考とした、プラント停止状態におけるPRAの既往研究においては、これらの起回事象も対象とされている例^{1,2}があったが、炉心損傷頻度に対する寄与が非常に小さい結果が得られている。

¹ IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900MWe Pressurized Water Reactor", Main Report, April 1990.

² EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300MWe)", Overall Report, May 31, 1990.

(3) 起回事象のグループ化

同定した起回事象については、単独で炉心損傷頻度の評価を実施することも可能であるが、事象の類似した起回事象をグループ化して評価を実施することも可能である。起回事象をグループ化するには、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類する。つまり、同一グループについては必要とされる緩和設備等が類似する起回事象であるため、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることの

できる起因事象をグループ化することとしている。ただし、本評価においては、「水位維持失敗」及び「オーバードレン」を「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」内にグループ化することが可能であるが、詳細な評価を実施するために個別に算出した。

以上の検討結果より、本プラントの評価対象とする起因事象は以下の7事象とした。

- ・ 余熱除去機能喪失

余熱除去系の弁やポンプの故障により余熱除去機能が喪失する事象。運転中の余熱除去系1系列が機能喪失し、さらに待機側の運転に失敗することで余熱除去機能が喪失する事象を想定する。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失

配管破断か運転員の弁の誤操作等により1次冷却材が系外へ流出する事象。低温停止時には、配管破断による1次冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による1次冷却材の流出を対象とする。

- ・ 水位維持失敗

ミッドループ運転中に何らかの原因により炉心水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象。

- ・ オーバードレン

1次冷却材水抜き操作時に、炉心水位がミッドループまで低下した後、水抜きを停止する通常の操作に失敗し、水位低下が継続する事象。

- ・ 外部電源喪失

外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所内交流電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却水系の弁やポンプ等の故障により、原子

炉補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。

- ・反応度の誤投入

希釈操作時に、必要な希釈量の算出又は設定に失敗し、異常の察知にも失敗する事象。

(4) 起回事象の発生頻度評価

起回事象の発生頻度は、次のa.～c.の手法を用いて算出した。

a. 出力運転時及び停止時の運転実績より算出

次に示す起回事象は、出力運転状態に関係なく発生する事象であるため、出力運転時及び停止時の運転経験から得られた起回事象の発生件数と運転期間（運転時間又は暦日等）を用いて算出した発生頻度を適用した。

- ・外部電源喪失
- ・原子炉補機冷却機能喪失

具体的な発生頻度の評価方法については、出力運転時PRAと同様である。

b. 停止時の運転実績より算出

a.以外の停止時特有の起回事象のうち次の起回事象については、停止時のプラントの運転経験から得られた起回事象の発生件数と運転期間（運転時間又は暦日等）を用いて算出した。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
- ・余熱除去機能喪失

これらのうち、余熱除去機能喪失は余熱除去系の故障として平成23年3月31日までに国内で1件の発生実績があるが、原子炉冷却圧力材バウンダリ機能喪失は発生実績が無く、発生件数を0.5件として評価した。

○原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の発生頻度

$$= 0.5 / 612,397 = 8.2 \times 10^{-7} \text{ (/h)}$$

612,397 : 余熱除去系運転時間(h)

○余熱除去機能喪失の発生頻度*

$$= 1 / 612,397 = 1.6 \times 10^{-6} \text{ (/h)}$$

612,397 : 余熱除去系運転時間(h)

※本起因事象としては、運転中の余熱除去系の故障頻度 (1.6×10^{-6} (/h))に、システム解析にて算出した待機中の余熱除去系による冷却失敗確率を乗じた頻度が発生頻度となる。

待機中の余熱除去ポンプ起動失敗確率は、時間的な余裕を考慮して、POSごとに次の値となる。

POS 4、5 2.7×10^{-1} (/demand)

POS 9 4.9×10^{-3} (/demand)

POS 10、12 3.1×10^{-3} (/demand)

したがって、POSごとの本起因事象発生頻度は、

POS 4、5 4.3×10^{-7} (/h) (146h)

POS 9 7.8×10^{-9} (/h) (122h)

POS 10、12 4.9×10^{-9} (/h) (134h)

となる。ここで、()内の時間は当該POSの継続時間であり、重み付けして平均すると、

$$1.6 \times 10^{-7} \text{ (/h)}$$

となる。

c. システム解析により算出

発生がミッドループ運転時又は原子炉起動操作時に限定される次の3つの起因事象については、発生実績が0件である上に運転実績がb.の起因事象に比べても極めて少なくなり、発生件数を0.5件と仮定すると過度に保守的な評価となる。したがって、シ

システム信頼性解析による評価を実施した。

- ・ 水位維持失敗
- ・ オーバードレン
- ・ 反応度の誤投入

○ 水位維持失敗の発生頻度

ミッドループ運転中の水位低下事象の発生を起点として、水位計の監視に基づく通常のドレン停止（水位回復）操作及び（バックアップとして）警報発信に基づくドレン停止（水位回復）操作に対して、人的過誤確率及び機器故障率を見込むことで評価を行った。

具体的には、ミッドループ運転中の抽出流量の調整に係る機器故障率、調整失敗及び水位計読取り失敗の人的過誤確率を考慮した結果、 2.4×10^{-3} の確率で水位低警報が発信するとし、また、警報発信後の操作失敗の人的過誤確率、機器故障率を考慮した結果、水位維持失敗発生頻度は

$$4.2 \times 10^{-6} \quad (\text{/ミッドループ})$$

となった。

○ オーバードレンの発生頻度

停止時の1次冷却材水抜き操作はPOS 5及びPOS 9において必ず（確率1で）実施されることを起点として、通常のミッドループ水位での停止操作及び（バックアップとして）警報発信に基づくドレン停止操作に対して、人的過誤確率及び機器故障率を見込むことで評価を行った。本評価の考え方については、水位維持失敗と同じであり、評価の結果、オーバードレン発生頻度は

$$4.2 \times 10^{-6} \quad (\text{/demand})$$

となった。

○反応度の誤投入の発生頻度

反応度の誤投入としては、「臨界到達までの時間余裕が厳しい条件として原子炉起動前の停止状態において、1次冷却系への純水注入により、1次冷却材が希釈される」事象の発生が想定される1次冷却系への純水注水として、「希釈ラインの故障」及び「希釈中の操作誤り」が考えられる。「希釈ラインの故障」については、希釈ライン上の複数の弁において内部リークが発生し、1次冷却系に純水が大量流入することにより事象が発生するが、その頻度は 1.0×10^{-10} （/炉年）を大きく下回り十分小さい。一方、「希釈中の操作誤り」については希釈量設定及び係数率監視のための運転員操作を考慮し、THERP解析によりヒューマンエラーを評価した結果、反応度の誤投入の発生頻度は、

$$5.3 \times 10^{-8} \text{ (/demand)}$$

と評価した。

制御棒による反応度の誤投入については、PWRの制御棒は自重で炉心に挿入される設計であり、定期検査時には制御棒は燃料に挿入された状態となるとともに、起動時を除く期間については、ほう酸水により未臨界度が確保された状態となる。また、起動時の制御棒操作に際しては事前に手順の十分な確認のうえ操作を実施するとともに、核計装系による監視、制御棒引き抜き阻止のインターロック及び関連する警報が独立に設けられていることを踏まえ、事象が発生する確率は非常に小さいと考え本評価においては評価対象外と判断した。

以上の算出結果をまとめて、第1.1.2.b-2表に示す。また、POSごとの起因事象発生頻度について、第1.1.2.b-3表に示す。

なお、大飯3号炉及び4号炉においては、本評価で挙げた起因事象はいずれも発生しておらず、起因事象発生頻度の観点でプラント固有の特徴は見受けられない。

1.1.2.c. 成功基準

既往のPRAや熱水力解析結果を反映し、燃料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や、緩和設備や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。

① 成功基準の一覧表

【燃料損傷判定条件】

○一般的な燃料損傷判定条件

有効燃料長頂部が露出した状態とする。

○反応度の誤投入時の燃料損傷判定条件

臨界に達した状態とする。

(本評価では反応度の誤投入に対する緩和策に期待しないため、保守的に上記のように設定する。)

【起因事象ごとの成功基準】

○安全機能として期待できるか否かの判断基準を以下に示す。

1) 除熱機能：熱交換器の除熱能力が崩壊熱量を上回るか

2) 注水機能：蒸発量を補うだけの注水が可能か(除熱機能)
又は流出力を補うだけの注水が可能か(冷却材流出時)

○余熱除去系及び非常用所内交流電源の成功基準は、単一故障が発生しても、系統全体の機能は喪失しないという条件で設定。

起因事象「外部電源喪失」の成功基準は、以下のとおりである。

イベントヘディング	機能	成功基準
非常用所内交流電源	ディーゼル発電機	1/2台
余熱除去系による冷却	ポンプ	1/2ポンプ
	熱交換器	1/2熱交換器
	ループ	1/4ループ

なお、「外部電源喪失」以外は有効な緩和系が存在しないため、成功基準も存在しない。

【対処設備動作までの余裕時間及び使命時間】

○余裕時間

事象発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行するまでの余裕時間を、以下のとおり設定した。

対象操作	待機側ポンプ起動による余熱除去回復				
	POS 4	POS 5	POS 9	POS 10	POS 12
余裕時間 (分)	10	10	30	60	60

その設定根拠について以下に示す。

(1) 余熱除去機能喪失（1系統運転時）又は外部電源喪失の発生時

対象操作：待機側ポンプ起動による余熱除去系回復

余裕時間：以下のとおり

a. 前半ミッドループ運転時（POS 5）

第 1.1.2.c-1 図に示す崩壊熱曲線に基づき、以下のとおり 1 次冷却系保有水沸騰時間を算出した。崩壊熱曲線は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定、平成 4 年 6 月 11 日一部改訂）」において使用が認められている日本原子力学会推奨値（不確定性（3σ）込み）を用いた。アクチニド崩壊熱に関しては十分実績のある ORIGEN2 コード評価値（不確定性（20%）込み）を用い、保守的に崩壊熱を設定した。

・燃料取替えを考慮した崩壊熱

20：崩壊熱曲線から予測される崩壊熱(MW)

・1次冷却系保有水昇温率

1次冷却系保有水昇温率

= 評価上の崩壊熱 ÷ (保有水量 × 水の比熱)

$$= 20 \times 60 \div (9.0 \times 10^4 \times 4.2 \times 10^{-3})$$

$$= 3.2(^\circ\text{C}/\text{min})$$

9.0×10⁴: 保有水量 (ミッドループ運転時)
(kg)

- ・ 1次冷却系保有水沸騰時間

1次冷却系保有水沸騰時間

$$= \text{沸点との温度差} \div \text{予測される昇温率}$$

$$= 50 \div 3.2$$

$$= 16(\text{min})$$

(水抜き開始時に 40℃以下に維持するが、保守的に初期の水温を 50℃と設定)

すなわち、沸騰までの時間は、16分と評価したが、診断失敗確率に使用する時間は、10分と設定した。

b. 後半ミッドループ運転時 (POS9)

第 1.1.2.c-1 図に示す崩壊熱曲線に基づき、以下のとおり 1次冷却系保有水沸騰時間を算出した。

- ・ 燃料取替えを考慮した崩壊熱

7.0: 崩壊熱曲線から予測される崩壊熱
(MW)

- ・ 1次冷却系保有水昇温率

1次冷却系保有水昇温率

$$= \text{評価上の崩壊熱} \div (\text{保有水量} \times \text{水の比熱})$$

$$= 7.0 \times 60 \div (9.0 \times 10^4 \times 4.2 \times 10^{-3})$$

$$= 1.2(^\circ\text{C}/\text{min})$$

- ・ 1次冷却系保有水沸騰時間

1次冷却系保有水沸騰時間

$$= \text{沸点との温度差} \div \text{予測される昇温率}$$

$$= 50 \div 1.2$$

$$= 42(\text{min})$$

すなわち、沸騰までの時間は、42分と評価したが、診断失敗確率に使用する時間は、30分と設定した。

c. 炉停止後余熱除去系隔離解除から水抜き開始まで（POS 4）

POS 4においては、崩壊熱は高いレベルにあるが1次冷却系保有水が多く、また、余熱除去系隔離解除後の1次冷却材温度及び圧力が比較的高い時点では1次冷却材ポンプを運転し蒸気発生器での除熱も行っている。当該状態については、1次冷却系が満水状態であり、蒸気発生器による除熱も期待されるため、POS 5より十分時間余裕があると考えられるため、保守側の判断として診断失敗確率に使用する時間は10分とした。

d. 後半ミッドループ運転後の1次冷却系満水から余熱除去系隔離まで

（POS 10、POS 12）

POS 10及びPOS 12においては、崩壊熱レベルが低く、また、1次冷却系満水で保有水量も多いため少なくとも60分以上の許容時間が見込める。保守側の判断として診断失敗確率に使用する時間は60分とした。

○使命時間

本評価では、事故後24時間までの安定冷却が可能であれば、それ以降の時間で仮に不具合が発生したとしても、ある程度崩壊熱は除去されており、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作に期待できると工学的に判断し、24時間を使命時間として設定した。

【熱水力解析等の解析結果、及び解析コードの検証性】

成功基準のために熱水力解析を実施していない。

1.1.2.d. 事故シーケンス

事故シーケンスとは、燃料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。

① イベントツリー

各起回事象に対して、燃料損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作を検討し、燃料損傷に至る事故シーケンスを展開した。また、展開した事故シーケンスの最終状態を燃料損傷状態又は成功状態のいずれかに分類した。

各起回事象のイベントツリーを第1.1.2.d-1 (a)図～第1.1.2.d-1 (g)図に示す。

1.1.2.e. システム信頼性

事故シーケンスの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プラント緩和システムの成功、失敗確率を決めるために、フォールトツリー法によるシステム信頼性解析を実施した。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と、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。

① 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について一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。評価対象システムの一覧を以下に示す。また、フロントライン系とサポート系の依存性を第1.1.2.e-1表に、サポート系同士の依存性を第1.1.2.e-2表に示す。

【サポート系】

1. 外部電源系

2. 交流電源系
 3. 直流電源系
 4. 計器用電源系
 5. 信号系
 6. 換気空調系
 7. 原子炉補機冷却海水系
 8. 原子炉補機冷却水系
- 【フロントライン系】
9. 余熱除去系
- 【その他の系統】
10. RCS注入逆止弁周辺機器

② システム信頼性評価手法

システム信頼性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、評価対象と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。

定量化に当たっては、起因事象と緩和設備の従属性や、緩和設備間の従属性を考慮した。これらの従属性により発生しうる共通要因故障を、条件付分岐確率イベントツリー法を用いて評価した。また、同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられている複数機器の故障については、型式、機能、環境、運用方法等に基づく共通要因故障を、MGL法を用いて評価した。システム信頼性評価の例を第1.1.2.e-1図に示す。

③ システム信頼性評価の結果

システム信頼性評価の結果について、事故シーケンスの定量化においては、条件付分岐確率イベントツリー法を用いるため、サポート系の状態ごとに、アンアベイラビリティを定量化した。

- ④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠
本評価において、フォールトツリー法を用いずに、技術的判断で非信頼度を求めたものはない。

1.1.2.f. 信頼性パラメータ

システム信頼性解析や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、共通要因故障パラメータ並びに試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備した。

① 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、共通要因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保修による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。

② 機器故障率パラメータの一覧

システム信頼性解析や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、原則として、原子力安全推進協会（JANSI）が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIA（<http://www.nucia.jp/>）で公開されている国内プラントの故障実績（1982年度～2002年度21ヵ年49基データ（21ヵ年データ））を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（平成21年5月公表）」に記載されているデータ（以下「国内故障率データ」という。）を使用する。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982年度～1997年度16

カ年49基データ改訂版) (平成13年2月)、電中研報告P00001、(財)電力中央研究所」で定義した機器バウンダリにしたがっている。

なお、評価対象機器のうち、NUCIAでグループ登録されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNUCIAの機器グループに分類した。

③ 機器復帰の取り扱い方法及び機器復帰失敗確率

本評価においては、故障した機器の使命時間中の復旧は考慮していない。

④ 待機除外確率

定期検査期間中には、出力運転時と異なり、検査や保守を実施するために系統や機器を待機除外とする期間がある。この期間は定期検査によって変わり得るが、本評価では原子炉施設保安規定で定める運転上の制限を考慮し、設備の冗長性が最も小さくなる状態を仮定して、保守的に各POSに対する待機状態を設定した。

⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ

共通要因故障パラメータについては、NUREG/CR-5497 (停止時PSA学会標準推奨データベース)の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載されるMGLパラメータを使用する。MGLモデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通要因故障パラメータである。

1.1.2.g. 人的過誤

人間信頼性解析は、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動(タスク)に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確率を評価することである。本作業では、起因事象発

生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。

① 評価対象とした人的過誤及び評価結果

人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック (NUREG/CR-1278)の T H E R P (Technique for Human Error Rate Prediction)手法を使用して評価した。

(1) 起因事象発生前人的過誤

起因事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験、保守時において作業終了後、手動弁及び手動ダンパを正しい状態に復帰させる際の復旧忘れを考慮した。結果、本評価では、モデル化対象となる起因事象発生前人的過誤はない。

(2) 起因事象発生後人的過誤

プラントで事故が発生した場合、運転員は運転基準（手順書）に記載されている手順にしたがって、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。本評価においては、運転員が行う以下の行為を人的過誤の評価対象とする。

a. 診断失敗

運転基準（手順書）へのエントリー失敗を、診断過誤として取り扱う。なお、診断行為は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮する。なお、診断失敗が発生した場合、運転員は当該運転基準（手順書）の操作すべてに失敗するものとして取り扱う。本評価で用いる診断過誤確率は下表のとおりである。

診断項目	診断過誤確率
外部電源喪失時の余熱除去系再起動 (POS 4、5)	2.7E-2
外部電源喪失時の余熱除去系再起動 (POS 9)	2.7E-4
外部電源喪失時の余熱除去系再起動 (上記以外)	8.5E-4

b. 操作失敗及び読取り失敗

操作失敗については、運転基準（手順書）に記載された操作の中で、燃料損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定する。

読取り失敗については、運転基準（手順書）に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取り」として扱い、同定対象とする。読取りに失敗した場合、続く操作に失敗するものとして取り扱う。ただし、読取り失敗については、複数の計器により判断が可能である場合については、失敗の確率が十分に小さいとして、評価対象外とする。本評価で用いる事象発生後の操作失敗に係る人的過誤確率は下表のとおりである。

運転操作エラー項目	操作場所	操作過誤確率	E F
外部電源喪失時の 余熱除去系再起動操作失敗	中央制御室	1.7E-03	5

本評価では、読取り失敗に係る人的過誤を取り扱っていない。

(3) 起因事象発生に係わる人的過誤

水位維持失敗、オーバードレン及び反応度の誤投入の起因事象発生において、人的過誤を考慮した。本人的過誤では(2)b.と同様の考え方にに基づき、操作失敗及び読取り失敗を取り扱っている。

1.1.2.h. 炉心損傷頻度

① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

前記の種々の作業は、事故シーケンスの発生頻度を求める定量化作業に集約される。起因事象や展開したイベントツリー、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。

炉心損傷頻度の算出のため、事故シーケンスの定量化を行った。事故シーケンスの定量化は、R I S K M A Nコードにより実施し、大イベントツリー／小フォールトツリー法で作成されたモデルに適用される、条件付分岐確率イベントツリー法を用いた。

また、停止時P R Aにおける炉心損傷頻度は、分類された各P O Sの燃料損傷確率を合算することによって1回の停止当たりの燃料損傷確率を算出しており、1回の停止は通常時約1年に1回行われるため、算出した燃料損傷確率を年当たりの炉心損傷頻度（／炉年）とみなすことで得ることができる。

② 炉心損傷頻度

事故シーケンスの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は 4.2×10^{-4} （／炉年）となった。起因事象別・P O S分類別の炉心損傷頻度の内訳並びに主要事故シーケンス及び主要カットセットを、第1.1.2.h-1表及び第1.1.2.h-2表に示す。また、事故シーケンス別の炉心損傷頻度の内訳を第1.1.2.h-3表に示し、P O S別、起因事象別の炉心損傷頻度割合を第1.1.2.h-1図及び第1.1.2.h-2図に示す。

P O S分類別の時間当たりの炉心損傷頻度では、第1.1.2.h-1表で示すとおり崩壊熱が高く燃料損傷までの許容時間の短い前半P O S（P O S 4及びP O S 5）において、炉心損傷頻度が高くなっている。全炉心損傷頻度については第1.1.2.h-1図に示すとおり、緩和手段が乏しい本評価では結果が継続時間に強く依存している。このため、継続時間の長いP O S 9と共に、ミッドループ運転の期間である、P O S 5で大きくなっている。

起因事象別の結果では、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の寄与が最も大きくなっている。次いで、余熱除去機能喪失となっている。原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は、停止時の各プラント状態を通じて、緩和策無く発生する起因事象であり、頻度が大きい。また、余熱除去機能喪失は、炉心燃料からの崩壊熱量と1次冷却系保有水量のバランスにより運転操作に係る余裕時

間が異なる。

評価結果の分析として余熱除去機能喪失事象に対して、POS別の炉心損傷頻度を導出した。

POS別の余熱除去機能喪失の炉心損傷頻度割合を第1.1.2.h-3図に示す。原子炉停止後の期間が比較的短いPOS4、POS5での炉心損傷頻度が高い傾向となっていることを確認した。また、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度割合を第1.1.2.h-4図に示す。

この結果を基に、事故シーケンスグループ別で分析すると、原子炉冷却材の流出が支配的となっている。次いで、余熱除去機能喪失が分類される崩壊熱除去機能喪失となっている。

③ 重要度解析

全炉心損傷頻度に対するFussel-Vesely（以下「FV」という。）重要度及びリスク増加価値（以下「RAW」という。）を評価し、全炉心損傷頻度への寄与の大きい因子を分析した。

(1) FV重要度

FV重要度は、燃料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である。FV重要度の評価結果を、第1.1.2.h-4表に示す。

評価の結果、第1位は「運転員操作 余熱除去冷却診断失敗（時間余裕 10分）（POS4、5：余熱除去機能喪失時）」の約15%、第2位は「運転員操作 余熱除去冷却診断失敗（時間余裕 10分）（POS4、5：外部電源喪失時）」の約0.5%、第3位は「運転員操作 余熱除去ポンプA,B 起動失敗（共通要因）」の約0.2%となった。

第1位のFV重要度が約15%、第2位以降は、0.5%以下となっていることから、全炉心損傷頻度の大部分は、緩和系の失敗ではなく、緩和系に期待できない起因事象の発生によるものであることが分かる。

(2) RAW

RAWは、対象とな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である。RAWの評価結果を、第1.1.2.h-5表に示す。

評価の結果、RAWの上位は約3で同等の値を示していることから、機器故障やヒューマンエラーの発生で、燃料損傷に至るものが多数存在することがわかる。

④ 不確実さ解析

起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤等のパラメータが持つばらつき（不確実さ）が炉心損傷頻度に与える影響（炉心損傷頻度の平均値及びエラーファクター（EF））を評価した。不確実さ解析の結果を、第1.1.2.h-6表に示す。

評価の結果、全炉心損傷頻度（点推定値）は 4.2×10^{-4} （/炉年）であったが、不確実さ解析の結果、炉心損傷頻度（平均値）は 4.2×10^{-4} （/炉年）、不確実さ幅を示すエラーファクター（EF）は6.0となり、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36倍の不確実さ幅がある結果となった。

⑤ 感度解析

炉心損傷頻度に影響する因子として、運転中の充てんポンプに期待できるとした場合に着目し、全炉心損傷頻度に対する寄与が最も大きい原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を対象に感度解析を実施した。感度解析の結果を第1.1.2.h-7表に示す。

感度解析の結果、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の炉心損傷頻度は 3.3×10^{-7} （/炉年）となり基本ケースから約1/1000に低減し、全炉心損傷頻度は 9.4×10^{-5} （/炉年）となり基本ケースから約1/4に低減した。

運用上は運転が継続している充てん系に期待するだけでも、炉心損傷頻度が上記の程度まで低減することが分かった。

第 1.1.2.a-1 表 系統設備概要

原子炉保護系	4 トレン SSPS 方式 制御棒 53 本
余熱除去系	余熱除去ポンプ 2 台 (うず巻式) ポンプ容量 約 1,020 m ³ /h/台
ディーゼル発電機	横置回転界磁・三相同期発電機 2 台 発電容量 約 8,900kVA/台
直流電源設備	安全系蓄電池 2 組 容量 約 1,400A・h/組 常用系蓄電池 1 組 容量 約 2,400A・h×2/組
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ 4 台 (うず巻式) ポンプ容量 約 1,700 m ³ /h/台
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ 3 台 (斜流式) ポンプ容量 約 5,300 m ³ /h/台

第 1.1.2.a-2 表 大飯 3 号炉定検の工程継続時間の比較

POS	工程	工程継続時間(h)		
		第 12 回定検	第 13 回定検*	第 14 回定検
POS 4	余熱除去系による冷却状態① (1 次冷却系満水)	63	52	54
POS 5	余熱除去系による冷却状態② (ミッドグループ運転状態、燃料取出し前)	89	92	92
POS 9	余熱除去系による冷却状態③ (ミッドグループ運転状態、燃料取出し後)	102	284	122
POS 10	余熱除去系による冷却状態④ (1 次冷却系満水)	136	258	87
POS 1 2	余熱除去系による冷却状態⑤ (1 次冷却系満水)	48	59	47
	合計	438	745	402

※大飯 3 号炉第 13 回定検は長期定検。

第 1.1.2.a-3 表 各プラント状態の分類

プラント状態 (POS)	POSの継続時間(h)
4	54
5	92
9	122
10	87
12	47
合計	402

第 1.1.2.a-4 表 緩和設備の使用可能性

系統	上段:プラント状態/下段:運転モード														
	(1) 部分出力 状態	(2) 高温停止 状態(SJ ブロックま で)	(3) 高温停止 状態 (RHR運 転開始ま で)	(4) RHRによ る冷却① (RCS満 水)	(5) RHRによ る冷却② (前半ミッ ドル-ブ)	(6) 原子炉 キャビティ 満水	(7) 燃料取り 出し状態	(8) 原子炉 キャビティ 満水	(9) RHRによ る冷却③ (後半ミッ ドル-ブ)	(10) RHRによ る冷却④ (RCS満 水)	(11) 1次冷却 系の潤え い試験	(12) RHRによ る冷却⑤ (RCS満 水)	(13) 高温停 止状態 (RHR隔 離以降)	(14) 高温停 止状態 (SJブロッ ク以降)	(15) 部分出 力状態
主変圧器	1,2	3	3	4,5 1/0/0	5,6 1/0/0	6	-	6	6,5 0/0/1	5 0/0/1	4	5 0/0/1	3	3	2,1
予備変圧器		-		0/1/0	0/0/1		-		1/0/0	1/0/0	-	1/0/0		-	
非常用AC電源		-		2/0/0	2/0/0		-		2/0/0	2/0/0	-	2/0/0		-	
ディーゼル発電機		-		0/2/0	0/1/1		-		0/1/1	0/1/1	-	0/1/1		-	
バッテリー		-		0/2/0	0/2/0		-		0/2/0	0/2/0	-	0/2/0		-	
海水ポンプ		-		1/1/1	1/0/2		-		1/0/2	1/0/2	-	1/0/2		-	
原子炉補機冷却水ポンプ		-		1/1/2	1/1/2		-		1/1/2	1/1/2	-	1/1/2		-	
余熱除去ポンプ		-		1/1/0	1/1/0		-		1/1/0	1/1/0	-	1/1/0		-	

凡例：運転台数/待機台数/待機除外台数

第 1.1.2.b-1 表 考慮している起因事象の比較

起因事象	NSAC-84(Zion)	NUREG/CR-5015(Zion)	フランスPRA ※1,2	JNES 検討※3	本評価 (大飯 3 号炉及び 4 号炉)
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 (配管破断)	—	—	○	—	—
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 (弁の誤開)	○	○	—	○	○
インターフエイシ システムLOCA	—	—	○	—	—
2次冷却系の破断	—	—	○	—	—
蒸気発生器伝熱管破損	—	—	○	—	—
ヒートシンク喪失	—	—	○	—	○ (原子炉補機冷却機能喪失)
主給水流量喪失	—	—	○	—	—
外部電源喪失	○ (余熱除去機能喪失で評価)	○	○	○	○
過渡事象	—	—	○	—	—
反応度の誤投入	—	—	○	○	○
余熱除去機能喪失	○	○	—	○	○
低温過加圧事象	○	—	—	—	—
水位維持失敗/ オーバードレン	—	—	—	○	○

※1 : IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor", Main Report, April 1990.

※2 : EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre(1300 MWe)", Overall Report, May 31, 1990.

※3 : JNES, "JNESにおけるPSA手法の標準化=停止時内の事象レベル1 PSA手法=に関する報告書", 別冊1, 平成20年8月.

第 1.1.2.b-2 表 起因事象発生頻度（平成 23 年 3 月 31 日迄）

起因事象	対象期間	発生頻度
余熱除去機能喪失*	余熱除去系 1 系列運転時	1.6E-07 (/h)
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	1 次冷却系低圧時	8.2E-07 (/h)
水位維持失敗	ミッドループ運転時	4.2E-06 (ノミッドループ)
オーバードレン	水抜き中	4.2E-06 (/demand)
外部電源喪失	出力運転時を含めた全期間	5.5E-07 (/h)
原子炉補機冷却機能喪失	出力運転時を含めた全期間	2.3E-08 (/h)
反応度の誤投入	出力運転時を含めた全期間	5.3E-08 (/demand)

※起因事象発生頻度は、待機中のポンプ起動失敗も含む値として評価した。

第 1.1.2.b-3 表 POS 別起因事象発生頻度 (/ 炉年)

プラント状態	期間 (h)	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	水位維持失敗	オーバードレン	余熱除去機能喪失*	外部電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	反応度の誤投入
POS 4 余熱除去系による冷却状態① (1次冷却系は満水状態)	54	4.4E-05	—	—	2.3E-05	3.0E-05	1.2E-06	—
POS 5 余熱除去系による冷却状態② (ミッドループ運転状態)	92	7.5E-05	4.2E-06	4.2E-06	3.9E-05	5.0E-05	2.1E-06	—
POS 9 余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	122	1.0E-04	4.2E-06	4.2E-06	9.6E-07	6.7E-05	2.8E-06	—
POS 10 余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系は満水状態)	87	7.1E-05	—	—	4.3E-07	4.8E-05	2.0E-06	—
POS 12 余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系は満水状態)	47	3.8E-05	—	—	2.3E-07	2.6E-05	1.1E-06	—
POS 14 高温停止状態(非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除以降)	53	—	—	—	—	—	—	5.3E-08

※起因事象発生頻度は、待機中のポンプ起動失敗も含む値として評価した。

第 1.1.2.e-1 表 相互依存表(1/2)

サポート系 (影響を与える側) フロントライン系 (影響を受ける側)	電源系	信号系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
余熱除去系 ※	○	○			○

※ 使命時間内においては、換気空調系が喪失しても余熱除去系は喪失しないため、相互依存は無いと判断した。

第 1.1.2.e-2 表 相互依存表(2/2)

サポート系 (影響を与える側)	電源系	信号系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
サポート系 (影響を受ける側)					
電源系 ※1		○	○	○	
信号系	○				
換気空調系 ※2,3	○	○		○	
原子炉補機冷却海水系 ※2	○	○			
原子炉補機冷却水系 ※2	○	○		○	

※1 ディーゼル発電機の起動、継続運転のための信号系／換気空調系（ディーゼル発電機換気装置）／原子炉補機冷却海水系が必要であるため、モデル化を実施した。

※2 通常時待機状態を仮定しているトレンには起動のための信号系が必要であるため、モデル化を実施した。

※3 空調用冷水系には原子炉補機冷却海水系が必要であるためモデル化を実施した。

第 1.1.2.h-1 表 POS 分類ごと・起因事象ごとの炉心損傷頻度（／炉年）

プラント状態	期間 (h)	原子炉冷却材 圧力バウンダリ 機能喪失	水位維持 失敗	オーバードレン	余熱除去 機能喪失	外部電源 喪失	原子炉補機 冷却機能 喪失	反応度の 誤投入	合計
POS 4 余熱除去系による 冷却状態①（1次冷 却系は満水状態）	54	4.4E-05 (8.2E-07/h)	—	—	2.3E-05 (4.3E-07/h)	9.8E-07 (1.8E-08/h)	1.2E-06 (2.3E-08/h)	—	7.0E-05
POS 5 余熱除去系による 冷却状態②（ミッド ループ運転状態）	92	7.5E-05 (8.2E-07/h)	4.2E-06	4.2E-06	3.9E-05 (4.3E-07/h)	1.7E-06 (1.8E-08/h)	2.1E-06 (2.3E-08/h)	—	1.3E-04
POS 9 余熱除去系による 冷却状態③（ミッド ループ運転状態）	122	1.0E-04 (8.2E-07/h)	4.2E-06	4.2E-06	9.6E-07 (7.8E-09/h)	4.8E-07 (3.9E-09/h)	2.8E-06 (2.3E-08/h)	—	1.1E-04
POS 10 余熱除去系による 冷却状態④（1次冷 却系は満水状態）	87	7.1E-05 (8.2E-07/h)	—	—	4.3E-07 (4.9E-09/h)	3.7E-07 (4.2E-09/h)	2.0E-06 (2.3E-08/h)	—	7.4E-05
POS 12 余熱除去系による 冷却状態⑤（1次冷 却系は満水状態）	47	3.8E-05 (8.2E-07/h)	—	—	2.3E-07 (4.9E-09/h)	2.0E-07 (4.2E-09/h)	1.1E-06 (2.3E-08/h)	—	4.0E-05
POS 14 高温停止状態（非常 用炉心冷却設備作 動信号ブロック解 除以降）	—	—	—	—	—	—	—	5.3E-08	5.3E-08
合計（／炉年）	—	3.3E-04	8.4E-06	8.4E-06	6.4E-05	3.7E-06	9.2E-06	5.3E-08	4.2E-04

第 1.1.2.h-2 表 主要カットセット

(POS5における事故シナケンス：ディーゼル発電機B、海水ポンプB/C待機除外)

起因事象	事故シナケンス		条件付き炉心 損傷確率	非信頼度	寄与率	カットセット
	緩和手段					
外部電源喪失			4.7E-3	2.3E-3	48.0%	①ディーゼル発電機A継続運転失敗
				1.5E-3	31.6%	②ディーゼル発電機A起動失敗
				8.0E-5	1.7%	③空調用冷凍機A起動失敗
				8.0E-5	1.7%	③空調用冷凍機B起動失敗
				8.0E-5	1.7%	③空調用冷水ポンプA起動失敗
外部電源喪失			2.9E-2	8.0E-5	1.7%	③空調用冷水ポンプB起動失敗
				8.0E-5	1.7%	③海水ポンプA起動失敗
				2.7E-2	92.8%	①診断失敗
				1.7E-3	5.9%	②余熱除去系A系起動操作失敗
				8.0E-5	0.3%	③余熱除去ポンプA起動失敗
外部電源喪失	余熱除去系による 冷却失敗		2.9E-2	4.8E-5	0.2%	④余熱除去ポンプAしゃ断器閉失敗
				2.6E-5	0.1%	⑤余熱除去ポンプA継続運転失敗

第 1.1.2.h-3 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	炉心損傷頻度（／炉年）（注）
崩壊熱除去機能喪失	7.6E-05(17.9%)
全交流動力電源喪失	1.0E-06(0.2%)
原子炉冷却材の流出	3.5E-04(81.8%)
反応度の誤投入	5.3E-08(<0.1%)
合計	4.2E-04(100%)

（注）カッコ内は、全炉心損傷頻度に占める割合(%)。

第 1.1.2.h-4 表 F V 重要度評価結果

基事象	FV 重要度
1. 運転員操作 余熱除去冷却診断失敗 (時間余裕 10 分) (POS 4、5 : 余熱除去機能喪失時)	0.15
2. 運転員操作 余熱除去冷却診断失敗 (時間余裕 10 分) (POS 4、5 : 外部電源喪失時)	0.005
3. 運転員操作余熱除去ポンプ A,B 起動失敗 (共通要因) (余熱除去冷却器冷却水止め弁開操作も含む)	0.002
4. 運転員操作 余熱除去冷却診断失敗 (時間余裕 30 分) (POS 9 : 余熱除去機能喪失時)	0.001
5. 運転員操作 余熱除去ポンプ A 起動失敗 (余熱除去冷却器冷却水止め弁開操作も含む)	0.001 未満
5. ディーゼル発電機 B 継続運転失敗	0.001 未満
5. 運転員操作 余熱除去ポンプ B 起動失敗 (余熱除去冷却器冷却水止め弁開操作も含む)	0.001 未満
5. 運転員操作 余熱除去冷却 診断失敗 (時間余裕 60 分) (POS 10、12 : 外部電源喪失・余熱除去機能喪失時)	0.001 未満
5. ディーゼル発電機 B 起動失敗	0.001 未満
5. ディーゼル発電機 A 継続運転失敗	0.001 未満

第 1.1.2.h-5 表 RAW評価結果

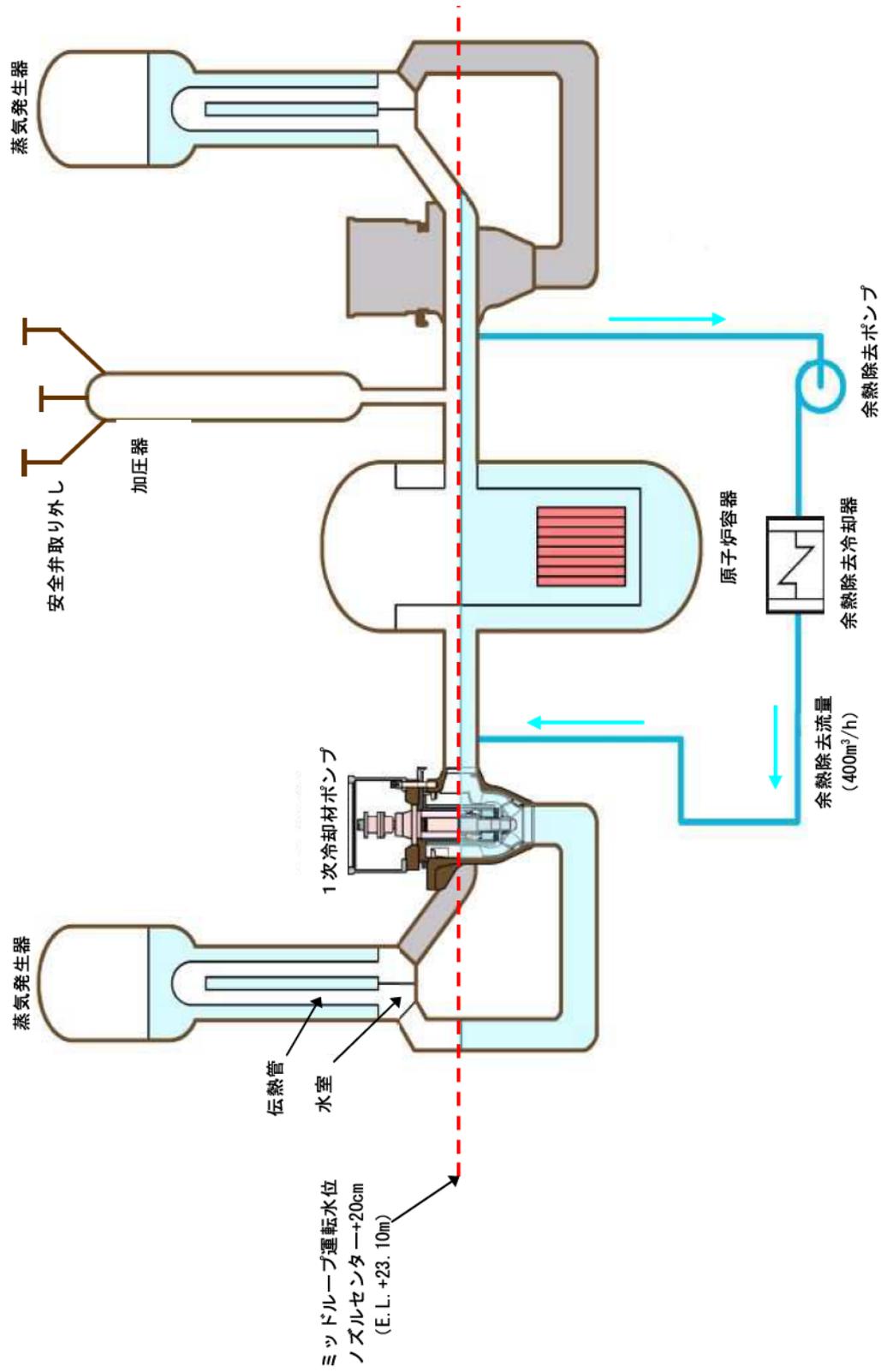
基事象	RAW
1.運転員操作 余熱除去ポンプ A,B 起動失敗（共通要因）	2.9
1.余熱除去ポンプ A,B 起動失敗（共通要因）	2.9
1.余熱除去ポンプ A,B 継続運転失敗（共通要因）	2.9
1.余熱除去ポンプ A,B シャ断器閉失敗（共通要因）	2.9
1.安全補機開閉器室空調ファン C,D 継続運転失敗（共通要因）	2.9
1.海水ポンプ A,B,C 継続運転失敗（共通要因）	2.9
1.A,B 余熱除去ポンプ出口逆止弁開失敗（共通要因）	2.9
1.A,B 余熱除去冷却器出口格納容器隔離逆止弁開失敗（共通要因）	2.9
1.A 低温側低圧注入ラインオリフィス 外部リーク	2.9
1.B 低温側低圧注入ラインオリフィス 外部リーク	2.9

第 1.1.2.h-6 表 不確かさ評価結果

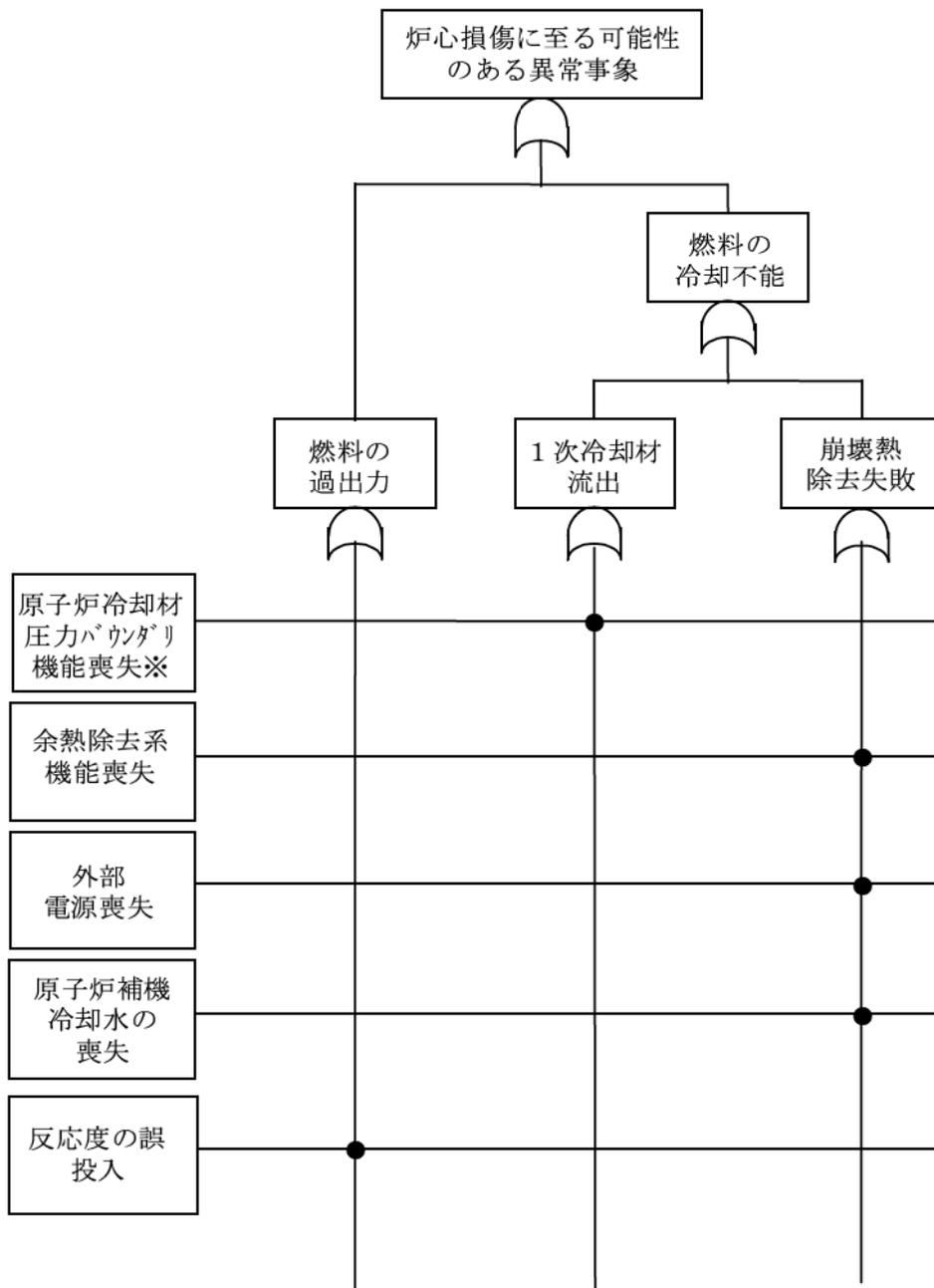
不確かさ	全炉心損傷頻度 (/炉年)
95%上限値	1.5E-03
平均値	4.2E-04
中央値	1.9E-04
5%下限値	4.3E-05
エラーファクター (E F)	6.0
点推定値	4.2E-04

第 1.1.2.h-7 表 感度解析結果 (POS 分類ごとの炉心損傷頻度)

プラント状態	期間 (h)	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失		合計	
		基本ケース	感度ケース	基本ケース	感度ケース
POS 4 余熱除去系による冷却状態①(1次冷却系は満水状態)	54	4.4E-05	4.4E-08	7.0E-05	2.6E-05
POS 5 余熱除去系による冷却状態②(ミッドルーブ運転状態)	92	7.5E-05	7.5E-08	1.3E-04	5.2E-05
POS 9 余熱除去系による冷却状態③(ミッドルーブ運転状態)	122	1.0E-04	1.0E-07	1.1E-04	1.3E-05
POS 10 余熱除去系による冷却状態④(1次冷却系は満水状態)	87	7.1E-05	7.1E-08	7.4E-05	2.9E-06
POS 12 余熱除去系による冷却状態⑤(1次冷却系は満水状態)	47	3.8E-05	3.8E-08	4.0E-05	1.5E-06
合計 (／炉年)	—	3.3E-04	3.3E-07	4.2E-04	9.4E-05

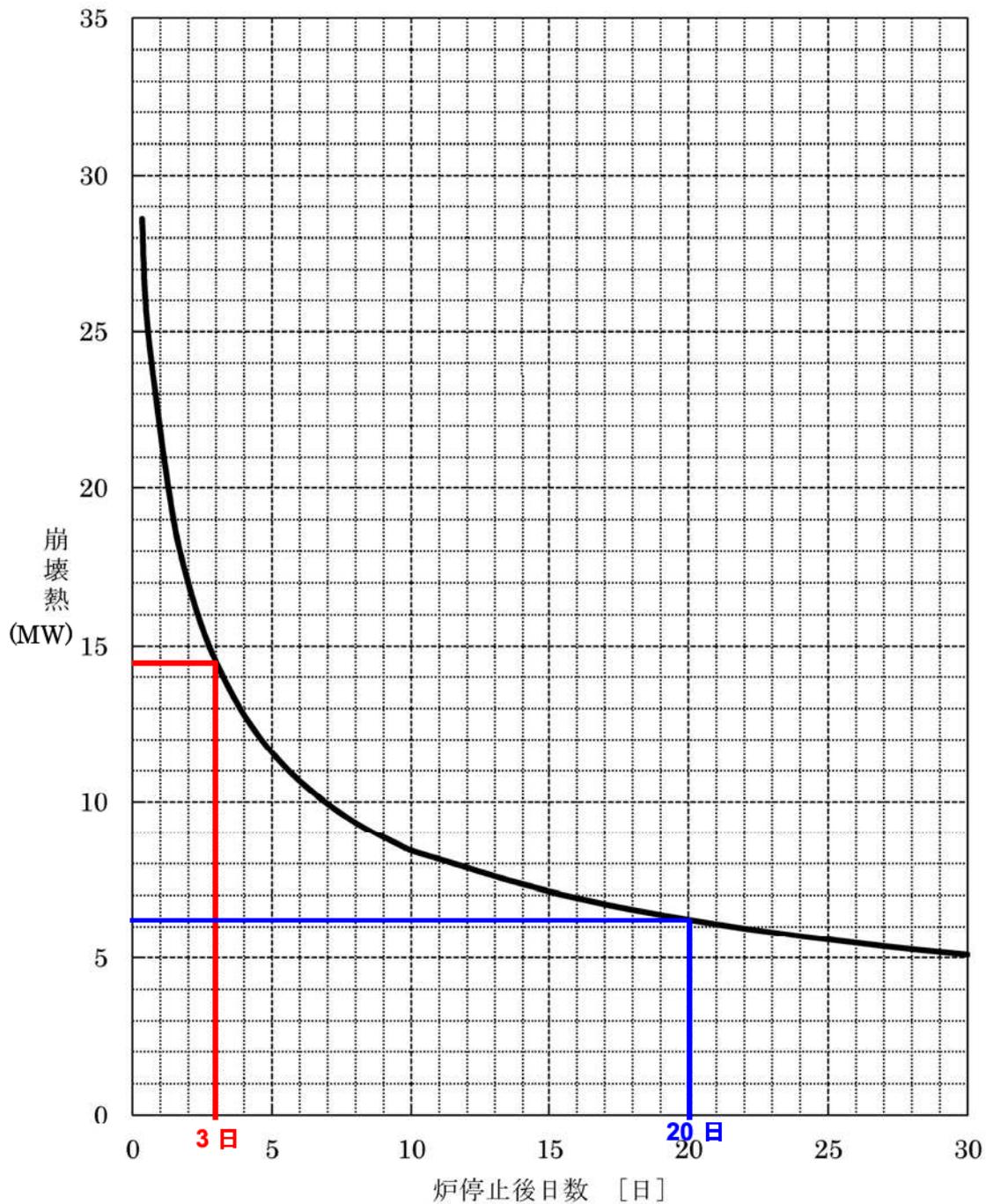


第1.1.2.a-2図 ミッドループ運転概要図



※原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、水位維持失敗及び
オーバードレンを想定

第 1.1.2.b-1 図 燃料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



赤：前半ミッドループ検討

(今回設定の工程の水抜き開始は炉停止後 3 日を設定)

青：後半ミッドループ検討

(今回設定の工程では水抜き開始は炉停止後約 30 日であるが、

保守的に 20 日とした)

第 1.1.2.c-1 図 崩壊熱曲線

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第 1.1.2.d-1 (a)図 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失イベントツリー

水位維持失敗	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第 1.1.2.d-1 (b)図 水位維持失敗イベントツリー

オーバードレン	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第 1.1.2.d-1 (c)図 オーバードレンイベントツリー

【仮定条件】

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、水位維持失敗及びオーバードレンは、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失事象、水位維持失敗及びオーバードレンは、運転員による弁の誤操作又は過剰なドレン等による 1 次冷却材の系外への流出を起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

余熱除去機能喪失	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第 1.1.2.d-1 (d)図 余熱除去機能喪失イベントツリー

【仮定条件】

- ・ 運転中の余熱除去系 1 系列が機能喪失し、さらに待機側の運転に失敗することにより、余熱除去機能喪失になることを想定する。
- ・ 余熱除去機能喪失は、起回事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起回事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

- ・ 余熱除去機能喪失事象は、余熱除去系の故障により崩壊熱の除去に失敗することを起回事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンス
			炉心冷却成功
			外部電源喪失 +余熱除去系による冷却失敗
			外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失

第 1.1.2.d-1 (e)図 外部電源喪失イベントツリー

【仮定条件】

- 外部電源喪失は、送電系の故障や所内電気設備の故障等により所内常用電源の一部又は全部が喪失し、崩壊熱の除去のための緩和系の運転状態が見出されるような事象を考慮している。

【イベントツリーの説明】

- 外部電源喪失時には、非常用所内交流電源によってサポート系を健全にし、余熱除去系によって安定した崩壊熱の除去が確保される。

原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第 1.1.2.d-1 (f) 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

【仮定条件】

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失は、原子炉補機冷却水ポンプ全台若しくは海水ポンプ全台の故障又は原子炉補機冷却水系若しくは原子炉補機冷却海水系の配管、弁等の破断によって冷却能力を喪失することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

反応度の誤投入	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

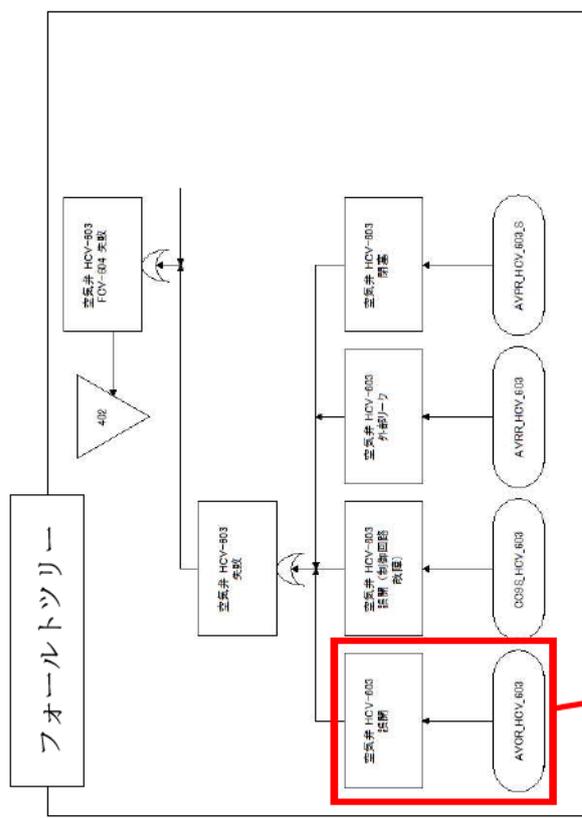
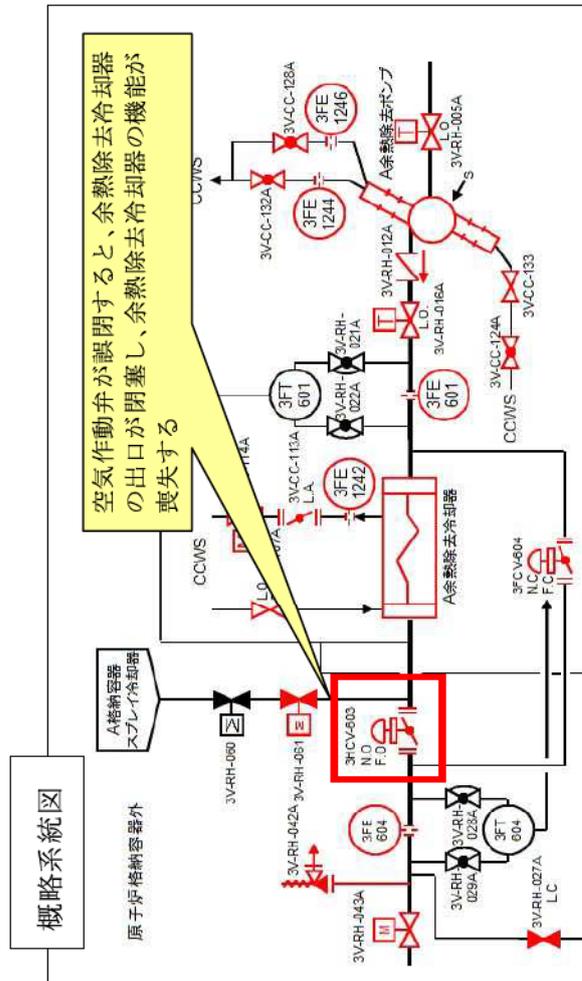
第 1.1.2.d-1 (g) 図 反応度の誤投入イベントツリー

【仮定条件】

- ・ 反応度の誤投入は、起回事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起回事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

- ・ 反応度の誤投入事象は、PWRプラントにおいて起動時に1次冷却系のほう素濃度の希釈を実施する際に希釈停止操作に失敗し、臨界に達することを起回事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。



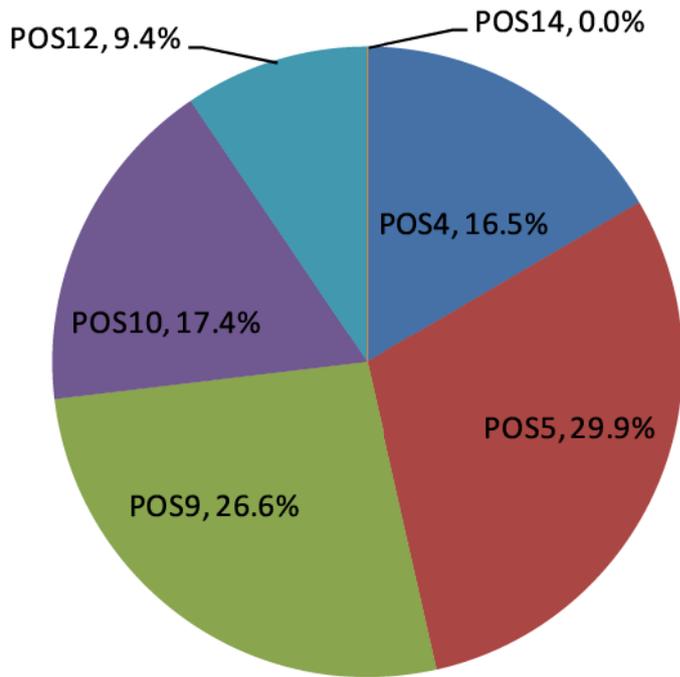
空気作動弁 3HCV-603 の各故障モードのうち、「誤閉」に対する非信頼度を基事象リストに整理した情報を基に算出する。
非信頼度 = 「誤閉」の故障率 × 使用時間 (24h)

機器名	故障モード	故障率	使用時間 (h)	非信頼度
空気作動弁 HCV-603	誤閉	3.2E-4/d	24	7.7E-5
空気作動弁 HCV-603	閉塞	1.0E-8/h	24	2.4E-8
空気作動弁 HCV-603	内部リーク	2.0E-8/h	24	4.8E-8
空気作動弁 HCV-603	外部リーク	1.0E-8/h	24	2.4E-8

機器タイプ	故障モード	平均値	EF
空気作動弁	閉塞	1.0E-8/h	21.8
	内部リーク	2.0E-8/h	39.1
	誤閉又は誤開	2.7E-8/h	37.1
	外部リーク	1.0E-8/h	21.8

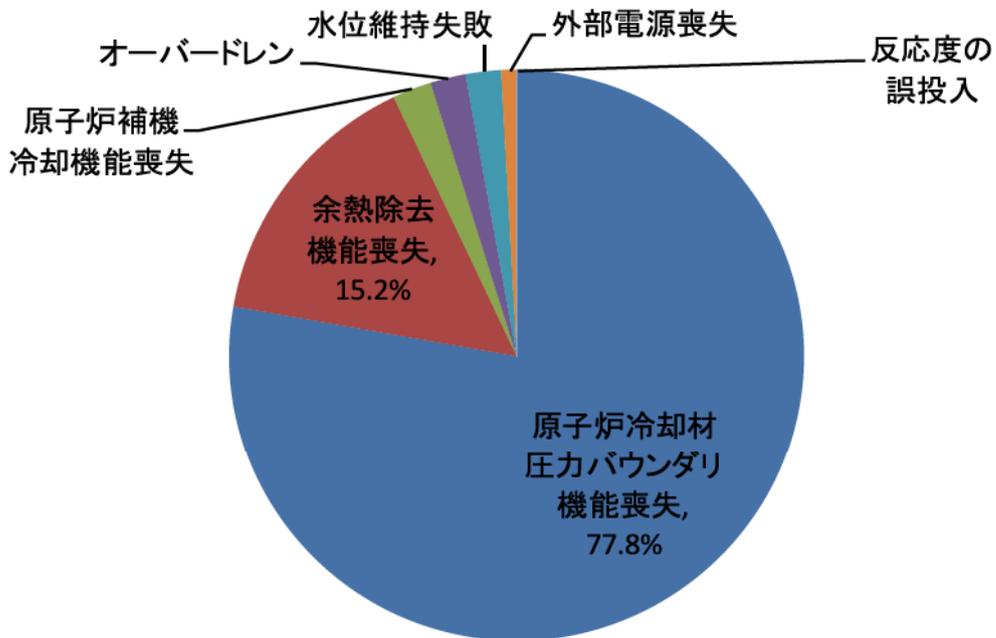
機器名	機器ID	機器名称	動作確認試験名	試験間隔
RC3VA-HCV-613	RC3VA-HCV-613	B 余熱除去冷却器出口流量調節弁	余熱除去系統	1回/定検

第 1.1.2.e-1 図 システム信頼性の評価例

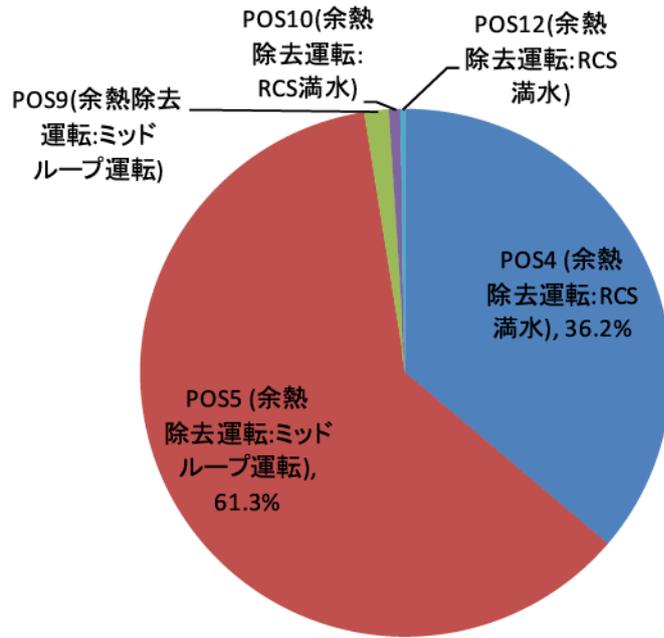


POS	(3)高圧停止状態	(4)余熱除去系運転	(5)余熱除去系運転	(6)原子炉上部キャビティ溢水	(7)燃料取り出し状態	(8)原子炉上部キャビティ溢水	(9)余熱除去系運転	(10)余熱除去系運転	(11)RCS漏えい試験	(12)余熱除去系運転	(13)高圧停止状態
各プラント状態の継続時間	14	54	52	62	1343	90	122	87	11	47	9

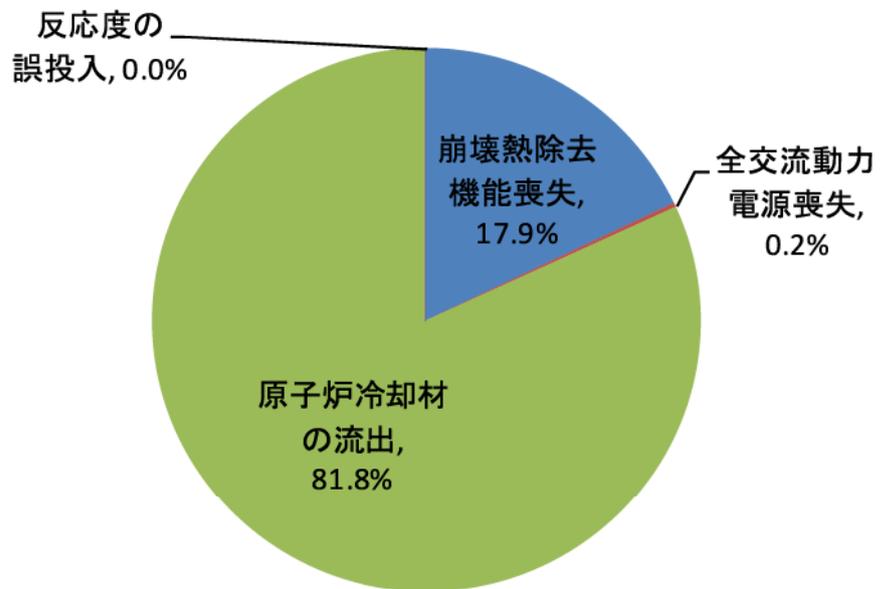
第 1.1.2.h-1 図 POS別炉心損傷頻度



第 1.1.2.h-2 図 起因事象別炉心損傷頻度



第 1.1.2.h-3 図 POS別炉心損傷頻度(余熱除去機能喪失)



第 1.1.2.h-4 図 事故シーケンス別炉心損傷頻度

1.2 外部事象P R A

1.2.1 地震P R A

地震P R Aは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準：2007（以下「地震P S A学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「P R Aの説明における参照事項」（原子力規制庁平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第1.2.1-1 図に示す。また、本評価では平成 25 年 7 月 8 日の原子炉設置変更許可申請時点のデータに基づく確率論的地震ハザード及び脆弱リティを使用している。なお、今回の地震P R Aでは、地震単独の影響のみを評価しており、地震随伴に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。

1.2.1.a. 対象プラントと事故シナリオ

①対象とするプラントの説明

(1) サイト・プラント情報の収集・分析

内部事象出力時レベル1 P R Aで収集した設計、運転・保守管理の情報に加え、地震P R Aを実施するために、プラントの耐震設計やプラント配置の特徴等の地震固有に考慮すべき関連情報を追加で収集・分析した。収集した情報及び主な情報源を第1.2.1.a-1表に示す。

(2) 機器・系統の配置及び形状・設備容量

主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は「1.1 内部事象P R A」での記載と同様である。

(3) 地震に対する特徴

地震P R Aでは耐震性の低い以下の設備には期待しない評価を行った。

- ・ 常用電源（ただし、外部電源には期待する。）
- ・ 主給水系
- ・ タービンバイパス系
- ・ 常用系の2次冷却系の水源
- ・ 所内空気系

また、地震P R Aでは地震加速度が増加するにつれ、安全機能や緩和機能を有する機器が複数同時に損傷することが考えられるため、地震損傷機器イベントツリーにおいて複数機器が同時に損傷する場合を考慮して評価を行った。また、階層イベントツリーでは複数の起因事象の重畳による影響を包含できるように階層化処理を行った。

(4) プラントウォークダウン

机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び、検討したシナリオの妥当性確認のため、地震P R Aの観点から重要な機器を対象にプラントウォークダウンを実施し、主に以下の観点について問題ないことを確認した。評価対象機器選定フローを第 1.2.1.a-1 図に、評価結果の例を第 1.2.1.a-2 図に示す。

- ・ 耐震安全性の確認
- ・ 二次的影響の確認
- ・ 必要に応じた地震後のアクセス性の確認

プラントウォークダウンの結果、調査対象に対する耐震安全性や二次的影響等に関する問題はなく、フラジリティ評価及びシステム評価において新たに考慮する事項はないことを確認した。

②地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

収集したプラント関連情報及びプラントウォークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナリオを広範に分析し、事故シナリオを設定した。事故シナリオの選定に当たっては、地震起因による安全機能を有する建屋・構築物、システム及び機器（以下「SSC」という。）の損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオだけでなく、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した。なお、地震PRAの対象範囲は、常用系で耐震クラスの低い主給水系の機器損傷による「主給水流量喪失事象の発生以上の規模」（地震加速度 0.2G 以上）とし、これ以上の地震では少なくとも「主給水流量喪失」が発生するとした。

選定した事故シナリオのうち、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した事故シナリオについてはスクリーニングを行い、安全機能を有するSSCの損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオとあわせて事故シナリオの明確化を行った。安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した事故シナリオに対するスクリーニング結果を第 1.2.1.a-2 表に示す。また、明確になった事故シナリオにより誘発される起因事象の分析を実施し、以下の起因事象を選定した。

- ・ 格納容器バイパス
- ・ 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (E x c e s s L O C A)
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 制御建屋損傷
- ・ 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失

- ・ 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
- ・ 複数の信号系損傷
- ・ 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失
- ・ 大破断LOCA
- ・ 中破断LOCA
- ・ 小破断LOCA
- ・ 2次冷却系の破断
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 外部電源喪失（緩和系で考慮）
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失（緩和系で考慮）

これらの分析結果に基づき、起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係るSSCを抽出し、地震PRAで対象となる建屋・機器リストを作成した。なお、建屋・機器の選定に際しては、内部事象出力時レベル1PRAで作成した機器リストをベースに、地震特有の事故シナリオから選定される建屋・機器を追加した。第1.2.1.a-3表に評価対象とした建屋・機器の選定方法、第1.2.1.a-4表に建屋・機器リストを示す（後述のフラジリティデータをあわせて記載）。

1.2.1.b. 確率論的地震ハザード

平成 25 年 7 月申請時点での確率論的地震ハザードは、以下のとおり評価している。

①確率論的地震ハザード評価の方法

地震 P S A 学会標準の方法に基づき評価を行う。

②確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定

(1) 震源モデルの設定

震源モデルは、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。

a. 特定震源モデル

基本的にサイトから 100km 以内にある「[新編] 日本の活断層」に掲載されている確実度 I 及び II の活断層をモデル化し、敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層については、敷地周辺の地質調査結果等に基づいてモデル化した。

第 1.2.1.b-1 図に敷地周辺の活断層の図を、第 1.2.1.b-1 表に主要な活断層の震源モデルの諸元を示す。

b. 領域震源モデル

領域震源モデルについては、萩原(1991)及び垣見他(2003)の領域区分に基づき、サイトから半径 100km 以内の領域を対象とし、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値を基に設定した。第 1.2.1.b-2 図に萩原(1991)及び垣見他(2003)による領域区分の図を示す。

(2) 地震動評価モデルの設定

地震動評価モデルとしては Noda et al.(2002)による距離減衰式を用い

た。また、ロジックツリーにおいて内陸補正の有無を考慮した。

(3) ロジックツリーの作成

ロジックツリーの作成では、震源モデル及び地震動評価モデルの設定において、選定した認識論的不確かさ要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因を選定した。特に敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層（F O - A ~ F O - B 断層）については、詳細なロジックツリーに展開し評価した。作成したロジックツリーを第 1.2.1.b-3 図及び第 1.2.1.b-4 図に示す。

③確率論的地震ハザード評価結果

(1) 地震ハザード曲線

上記により評価した平均地震ハザード曲線を第 1.2.1.b-5 図に、主要活断層ごとのハザード曲線を第 1.2.1.b-6 図に示す。また、フラクタイル地震ハザード曲線を第 1.2.1.b-7 図に示す。

(2) 一様ハザードスペクトル

基準地震動 S_s の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較を第 1.2.1.b-8 図に示す。基準地震動 S_s の年超過確率は、水平方向で 10^{-4} ~ 10^{-5} 程度、鉛直方向で 0.2 秒より短周期側で 10^{-4} ~ 10^{-5} 程度、長周期側で 10^{-5} ~ 10^{-6} 程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期ごとのハザード曲線を第 1.2.1.b-9 図に示す。

(3) フラジリティ評価用地震動

フラジリティ評価用地震動は年超過確率 10^{-4} の一様ハザードスペクト

ルに適合する模擬地震動とし、経時特性を基準地震動 Ss の策定と同様に Noda et al.(2002)に基づき地震規模 $M=7.8$ 、等価震源距離 $X_{eq}=60\text{km}$ として設定した。模擬地震動を第 1.2.1.b-10 図に示す。

1.2.1.c-1. 建屋のフラジリティ

①評価対象と損傷モードの設定

(1) 評価対象物

建屋のフラジリティ評価の対象は、第 1.2.1.a-4 表の建屋・機器リストに記載されたものとし、原子炉建屋、制御建屋とした。原子炉建屋の概略平面図及び概略断面図をそれぞれ第 1.2.1.c-1-1 図及び第 1.2.1.c-1-2, 3 図に示す。制御建屋の概略平面図及び概略断面図をそれぞれ第 1.2.1.c-1-4 図及び第 1.2.1.c-1-5,6 図に示す。

(2) 損傷モード及び部位の設定

建屋の要求機能喪失に繋がる支配的な構造的損傷モード及び部位として、建屋の崩壊シーケンスを踏まえ、層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定した。

②フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を選択した。評価手法は地震 P S A 学会標準に準拠した手法とする。

③フラジリティ評価上の主要な仮定

(1) 考慮する不確かさ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的な不確かさ β_R と認識論的不確かさ β_U については、地震 P S A 学会標準に基づき評価した。考慮する不確かさ要因の例を第 1.2.1.c-1-1 表に示す。

(2) 損傷評価の指標

損傷評価の指標については、耐震壁のせん断破壊の程度を表わすことができる指標として、せん断ひずみを選定した。

④フラジリティ評価における耐力情報

現実的耐力である損傷限界時のせん断ひずみの平均値と変動係数は地震P S A学会標準に示された実験結果に基づく値を用いることとし、対数正規分布を仮定した。実験結果に基づく値を第1.2.1.c-1-2表に示す。

⑤フラジリティ評価における応答情報

現実的応答については、現実的な物性値に基づく地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価を行った。現実的な物性値は地震P S A学会標準に基づき算出し、対数正規分布を仮定した。損傷評価の指標である耐震壁のせん断破壊に対しては水平動が支配的であることから、水平動による評価を行うこととした。

(1) 入力地震動

入力地震動は1.2.1.b.③項に示す模擬波を入力レベルごとに係数倍したものとした（最大3,000Gal）。

(2) 現実的な物性値と応答解析モデル

大飯サイトの地盤物性値を第1.2.1.c-1-3表に示す。原子炉建屋及び制御建屋の物性値をそれぞれ第1.2.1.c-1-4表及び第1.2.1.c-1-5表に示す。応答解析に用いる現実的な物性値は、地震P S A学会標準に示された評価方法に基づき算出した。評価方法を第1.2.1.c-1-6表に示す。

フラジリティ評価用の応答解析モデルは、大飯発電所3号機工事計画認可申請書（平成25年8月5日申請）に記載の建屋モデルをベースとして設定した。原子炉建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第1.2.1.c-1-7,8図及

び第1.2.1.c-1-7～10表に、制御建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第1.2.1.c-1-9,10図及び第1.2.1.c-1-11表に示す。

(3) 解析ケース

応答のばらつきを求めるための確率論的応答解析では、第1.2.1.c-1-6表に示すFc、Vs及びhの3つの主変動パラメータに対して2点推定法で得られた2つのサンプル点をすべて組み合わせ、 $2^3 = 8$ ケースの解析を実施した。モデルの諸元と物性値の関係及び解析ケースを第1.2.1.c-1-12表及び第1.2.1.c-1-13表に示す。

(4) 現実的応答

現実的応答は地震P S A学会標準に準拠し対数正規分布を仮定し、確率論的応答解析結果より各ケースの重みを考慮して算出した。

⑥建物のフラジリティ評価結果

現実的耐力と現実的応答よりフラジリティ曲線とHCLPFを算出した。

フラジリティ曲線は、各建屋を構成する全要素のうち、入力レベル3,000Galの際に損傷確率が最大となる要素を対象として算出することとした。ここに損傷確率は現実的応答が現実的耐力を上回る確率である。選定した要素の各入力レベルでの損傷確率は対数正規累積分布関数により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線を算出した。

HCLPFは信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出した。

原子炉建屋及び制御建屋のフラジリティ曲線を第1.2.1.c-1-11図及び第1.2.1.c-1-12図に示す。また、信頼度50%での50%損傷確率及びHCLPFについて1.2.1.a.②項の建屋・機器リストに示す。

1.2.1.c-2. 屋外重要土木構造物のフラジリティ

①評価対象と損傷モードの設定

(1) 評価対象

屋外重要土木構造物のフラジリティ評価の対象は、頂版に作用する上載荷重（海水ポンプ重量）による慣性力が大きくなると考えられる海水ポンプ室とする。

海水ポンプ室の平面図を第1.2.1.c-2-1図、断面図を第1.2.1.c-2-2図に示す。

(2) 損傷モード及び部位の設定

屋外重要土木構造物の損傷モードとしては、構造部材の曲げ及びせん断破壊のうち、耐震裕度がより厳しいせん断破壊を選定し、すべての部材を評価対象とする。

②フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を選択した。評価手法は地震P S A学会標準に準拠した手法とする。

ただし、部材のせん断耐力は、部材に作用する断面力に依存することから、現実的耐力と現実的応答を独立として見なすことが困難であるため、耐震裕度（許容限界値／応答値）として評価する。

③フラジリティの評価

(1) 考慮する不確かさ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶発的不確かさ β_R と認識論的不確かさ β_U については、地震P S A学会標準等に基づき評価する。

(2) 損傷評価の指標

損傷評価の指標については、「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（土木学会、2005）」に基づくこととする。

④フラジリティ評価における応答解析

(1) 入力地震動

入力地震動は、大飯サイトの 10^{-4} 一様ハザードスペクトルに適合するように作成した模擬波を係数倍して用いる。

(2) 地震応答解析手法

地盤と構造物の非線形性を考慮した地盤－構造物連成系の二次元有限要素による時刻歴非線形解析を用いる。

(3) 変動因子

フラジリティ評価においては、屋外重要土木構造物の耐震評価に支配的と考えられる、地盤の初期せん断剛性 G_0 、コンクリートの圧縮強度 F_c の 2 つの変動因子を考慮する。第 1.2.1.c-2-1 表に考慮した変動因子の考え方を示す。

(4) 損傷確率

損傷確率は 1 次近似 2 次モーメント法を用いて算定する。

⑤屋外重要土木構造物のフラジリティ評価結果

各地震動レベルによる損傷確率よりフラジリティ曲線と HCLPF を算出する。屋外重要土木構造物のフラジリティ曲線を第 1.2.1.c-2-3 図に示す。

1.2.1.c-3. 機器のフラジリティ

①評価対象と損傷モードの設定

機器のフラジリティ評価の対象は第 1.2.1.a-4 表の建屋・機器リストに記載されたものとする。タンク・熱交換器のような静的機器については、構造損傷（延性破壊、脆性破壊等）の観点から評価し、電気盤類及びポンプ・弁のような動的機器については、システム評価上の要求に対応して構造損傷・機能損傷（動的機能限界、電氣的機能限界等）双方の観点からフラジリティ評価を実施し、当該機器のフラジリティとして用いることとする。

なお、構造強度に関する評価では、機器の本体・支持脚・基礎ボルト等の主要部位について耐震性評価が実施されるが、部位間で裕度（例えば、設計許容値／発生応力）が異なり、また、同一部位でも評価応力の種類（引張応力、曲げ応力、組合せ応力等）によって裕度が異なる。構造損傷に関するフラジリティ評価では、これらの各部位・各評価応力の中から、基本的には最も裕度が低かった部位・評価応力に着目して強度に関する係数等の評価を行う。

②フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）」を選択した。評価手法は地震 P S A 学会標準に準拠した手法とする。

③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）

機器フラジリティ評価とは、地震動の入力が増大し、評価対象機器が損傷に至る時点における最大地動加速度を評価尺度として表示するものである。このとき、最大地動加速度 A をフラジリティ加速度と称し、機

器フラジリティ解析ではこれを確率量として扱い、以下の式で表す。

$$A = A_m \cdot \varepsilon_R \cdot \varepsilon_U$$

ここで、

A_m : 機器が損傷に達するときの地震動強さ（フラジリティ加速度） A の中央値

ε_R : 物理現象固有の偶然的な不確かさに起因するばらつきを表す確率密度分布であり、中央値は 1.0、対数標準偏差は β_R で表わされる。

ε_U : 認識論的な不確かさに起因するばらつきを表す確率密度分布であり、中央値は 1.0、対数標準偏差は β_U で表わされる。

フラジリティ加速度 A を累積分布関数で示したものが機器フラジリティ曲線である。

なお、フラジリティ評価では、直接 A_m 、 ε_R 、 ε_U からフラジリティ加速度を算定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式のように算定する。

$$A_m = F \times A_d \quad (\text{式 1.2.1.c-3-1})$$

ここで、

A_m : フラジリティ加速度中央値

F : 安全係数（裕度）

A_d : 基準地震動の最大地動加速度

（式 1.2.1.c-3-1）の安全係数（裕度）は、（式 1.2.1.c-3-2）のように基準とする地震動による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、（式 1.2.1.c-3-3）のように評価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合（応答に関する安全係数）と現実的な耐力に対する設計応答値の割合（耐力に関する安全係数）に分離して評価する。

ただし、入力地震動に対する機器の応答には、機器自身の応答に加えて建屋の応答が影響することから、(式 1.2.1.c-3-4) のように応答に関する係数は機器応答係数と建屋応答係数に分割して評価する。

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-2})$$

$$= \underbrace{\frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}}}_{\text{応答に関する係数}} \times \underbrace{\frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}}}_{\text{耐力に関する係数}} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-3})$$

応答に関する係数 耐力に関する係数

$$\therefore F = F_{ER} \times F_{SR} \times F_{EC} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-4})$$

ここで、 F_{ER} ：機器応答に関する係数

F_{SR} ：建屋応答に関する係数

F_{EC} ：耐力に関する係数

機器応答係数 F_{ER} 、建屋応答係数 F_{SR} 及び耐力係数 F_{EC} は、それぞれ(式 1.2.1.c-3-5)、(式 1.2.1.c-3-6)、(式 1.2.1.c-3-7)に示す係数に分離して評価する。これらの係数は、フラジリティ評価上に存在する各種の不確実さ要因を評価したものであり、すべて対数正規分布する確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第 1.2.1.c-3-1 表に示す。

$$F_{ER} = F_{ESS} \cdot F_D \cdot F_{EM} \cdot F_{EMC} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-5})$$

$$F_{SR} = F_{SS} \cdot F_{\delta} \cdot F_M \cdot F_{NL} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-6})$$

$$F_{EC} = F_S \cdot F_{\mu} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-7})$$

ここで、

F_{ESS} ：機器応答評価用入力地震動に関する係数

F_D ：機器の設計用減衰定数に関する係数

F_{EM} ：機器の解析モデル化に関する係数

F_{EMC} ：機器のモード合成に関する係数

F_{SS} ：入力地震動のスペクトル形状に関する係数

F_{δ} : 建屋の減衰に関する係数

F_M : 建屋のモデル化に関する係数

F_{NL} : 建屋の非線形応答に関する係数

F_S : 機器の限界強度に関する係数

F_{μ} : 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数

④フラジリティ評価における耐力情報

評価部位、損傷モード（応力種類）についてはその機器において最も耐震性の低いものを選び、設定した。耐力値はその評価部位に使われる部材の J S M E に記載されている許容値を適用した。確率分布については、中央値に関する不確実さの要素について、加振試験結果や文献値、工学的判断等によって評価し、 $\beta_R \cdot \beta_U$ として定量化して考慮した。

なお、評価部位及び損傷モードの指標については耐震評価で考慮されている。

⑤フラジリティ評価における応答情報

評価部位、損傷モード（応力種類）についてはその機器において最も耐震性の低いものを選び、設定した。応答値はその部位にかかる発生応力を設定した。確率分布については、中央値に関する不確実さの要素について、加振試験結果や文献値、工学的判断等によって評価し、 $\beta_R \cdot \beta_U$ として定量化して考慮した。

なお、機器応答の伝達特性については耐震評価で考慮されている。

⑥機器のフラジリティ評価結果

機器フラジリティ評価結果を第 1.2.1.a-4 表に示す。

機器フラジリティ評価は、その評価上の特徴を踏まえ、「主機」、「補機」、

「電気盤・計装」、「動的機器」及び「配管」の5グループに分類した。

5グループの分類の考え方については以下のとおり。

主機：1次冷却材バウンダリ設備で、多質点系時刻暦解析評価が主となる機器の構造損傷

補機：上記主機以外で、スペクトルモーダル解析評価が主となる機器の構造損傷

電気盤・計装：電気盤、計装品等の電氣的機器の機能損傷

動的機器：ポンプ、内燃機関、電動弁等の動的機器の機能損傷

配管：配管・弁等の構造損傷

また、グループごとにFV重要度を参照して代表機器を抽出し、その評価の具体例を(1)～(5)に示す。

(1) 主機（蒸気発生器伝熱管）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・設置位置：原子炉建屋 内部コンクリート E.L.39.5m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：5.7Hz
- ・評価対象部位及び評価応力：

下表の耐震評価結果に示す。これを基にフラジリティを算出した。

表 蒸気発生器伝熱管の耐震評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度
伝熱管	TT690 合金	一次膜+曲げ	722	318	2.27

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_S の評価

本係数は、次式により評価する。

$$F_s = \frac{\sigma_c - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$$

ここで、 σ_c ：限界応力の中央値

σ_T ：地震時発生応力

σ_N ：通常運転時応力

評価対象部位である伝熱管の材質は TT690 合金であることから、限界応力として J S M E 発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005 年度版）第 I 編付録図表 Part5 の引張応力 $S_u = 539\text{N/mm}^2$ （評価温度 336°C ）を通常では採用するが、本伝熱管はストレステスト時に限界値として全断面降伏による崩壊応力値を採用している。

したがって、耐震評価の許容値をそのまま適用し、以下とする。

$$\sigma_c = 722\text{N/mm}^2$$

なお、通常運転時応力は耐震評価の時点で考慮されていないため、0 とする。

$$\sigma_N = 0\text{ N/mm}^2$$

以上より、強度に関する係数 F_s は、以下のとおりとなる。

$$F_s = \frac{\sigma_c}{\sigma_T} = \frac{722}{318} = 2.27$$

なお、本評価では $1.1 \times S_u$ は適用されないが、マージンを撤廃した耐力を耐震評価時に適用しているため、不確実さ β_U として、限界応力の中央値 $1.1 \times S_u$ に対する下記数式（告示値 S_u が 95% 信頼下限に相当すると考える）を適用する。

$$\beta_U = \frac{1}{1.65} \ln\left(\frac{1.1 \times S_u}{S_u}\right) = 0.06 \quad (\beta_R = 0)$$

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_{μ}

伝熱管のような鋼構造機器では評価対象部位の降伏後の塑性変形による機器全体系としてのエネルギー吸収効果が期待できる。

したがって、 F_{μ} は塑性率 $\mu=3.0$ を適用して、Newmark のエネルギー等価式より下記のように算出される。

$$F_{\mu} = \sqrt{2\mu - 1} = 2.24$$

ここで、 μ : 塑性率 = 3.0 (鋼構造)

また、不確かさは次式により算定する。

$$\beta_C = \frac{1}{3} \ln(F_{\mu})$$
$$\beta_R = \beta_U = \frac{1}{\sqrt{2}} \beta_C = 0.19$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

(a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 F_{ESS}

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。

$$F_{ESS} = \frac{S_a \text{ (拡幅有り)}}{S_a \text{ (拡幅無し)}}$$

S_a : 機器の固有振動数における応答加速度

ただし、本伝熱管は拡幅無の床応答スペクトルを適用して耐震評価を実施しているため、本係数は考慮しない。

以上より、

$$F_{ESS} = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

(b) 設計用減衰定数に関する係数 F_D

本係数は、機器の損傷時の減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。

$$F_D = \frac{S_a \text{ (設計用減衰定数)}}{S_a \text{ (損傷時の減衰定数中央値)}}$$

ただし、本伝熱管に適用されている減衰定数は中央値と考えられるため、本係数は考慮しない。

以上より、

$$F_D = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

(c) 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。

また、伝熱管の耐震評価は、多質点系モデルを用いて行われており、モデル化に関する不確かさ β_U は以下の値とする。

$$F_{EM} = 1.0, \beta_R = 0, \beta_U = 0.15$$

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

伝熱管は多質点系でモデル化されるため、モード合成を考慮する必要があるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{EMC} = 1.0, \beta_R = 0.15, \beta_U = 0$$

c. 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、第 1.2.1.c-3-2 表に示す建屋応答係数を用いる。

以下では F_{NL} についてのみ示す。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮するため、本係数は以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0、\beta_R=0.17、\beta_U=0.10$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、伝熱管のフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び HCLPF は、以下のとおりとなる。

また、フラジリティ曲線を第 1.2.1.c-3-1 図に示す。

$$A_m=3.83 \text{ (G)}$$

$$\beta_R=0.31、\beta_U=0.31$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 3.83 \times \exp[-1.65 \times (0.31 + 0.31)] \\ &= 1.38 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 蒸気発生器伝熱管 安全係数評価結果の一覧

		F _{EC}		F _{ER}				F _{SR}				合計
		F _s	F _p	F _{ESS}	F _D	F _{EM}	F _{EMC}	F _{SS}	F _s	F _M	F _{NL}	
中央値		2.27	2.24	1.00	1.00	1.00	1.00	1.07	0.99	1.00	1.00	3.83
不確かさ	β_R	0.00	0.19	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.09	0.00	0.17	0.31
	β_U	0.06	0.19	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.31

(2) 補機 (原子炉補機冷却水冷却器)

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・ 設置位置：原子炉周辺建屋 E.L.5.5m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：剛
- ・ 評価対象部位及び評価応力：

下表の耐震評価結果に示す。

各部位・各評価応力のうち、許容値に対する発生応力の裕度が最小である胴板が、原子炉補機冷却水冷却器の地震時の損傷に支配的であると考えられる。したがって、各安全係数は、原子炉補機冷却水冷却器の胴板に着目して評価する。

表 原子炉補機冷却水冷却器の耐震性評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値(Su) (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度
胴板	SGV410	1次応力	385	161	2.39
支持脚	SS400	組合せ1次	386	37	10.43
基礎ボルト	SS400	引張応力	400	102	3.92

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_s の評価

本係数は、次式により評価する。

$$F_s = \frac{\sigma_C - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$$

ここで、 σ_C ：限界応力の中央値

σ_T ：地震時発生応力

σ_N ：通常運転時応力

評価対象部位である胴板の材質は **SGV410** であることから、限界応力として **JSME 発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005年度版）第 I 編付録図表 Part5** の引張応力 $S_u = 385\text{N/mm}^2$ （評価温度 65°C ）が適用可能であるが、当該設備についてはミルシートにより実機に使用された鋼材の材料試験データ（ $\sigma_u = \square\text{N/mm}^2$ ）があるため、それを限界応力の中央値とする。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

なお、通常運転時応力は耐震評価の時点で考慮されていないため、0とする。

$$\sigma_N = 0 \text{ N/mm}^2$$

以上より、強度に関する係数 F_S は、以下のとおりとなる。

$$F_S = \sigma_C / \sigma_T = \sigma_U / \sigma_T = \boxed{} / 161 = \boxed{}$$

また、ミルシートにより実機耐力を適用しているため、不確実さは考慮しない。

$$\beta_R = \beta_U = 0$$

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

胴板の塑性変形によるエネルギー吸収効果は考慮しない。

すなわち、以下のとおりとする

$$F_\mu = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

(a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 F_{ESS}

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。

$$F_{ESS} = \frac{S_a \text{ (拡幅有り)}}{S_a \text{ (拡幅無し)}}$$

ただし、本機器は剛であるため、本係数は考慮しない。

以上より、

$$F_{ESS} = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

(b) 設計用減衰定数に関する係数 F_D

本係数は、機器の損傷時の減衰定数の中央値に対する設計用減衰定

数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。

$$F_D = \frac{S_a \text{ (設計用減衰定数)}}{S_a \text{ (損傷時の減衰定数中央値)}}$$

ただし、本機器は剛であるため、本係数は考慮しない。

$$F_D = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

(c) 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。

また、原子炉補機冷却水冷却器の耐震評価は、多質点系モデルを用いて行われており、モデル化に関する不確かさ β_U は以下の値とする。

$$F_{EM} = 1.0, \beta_R = 0, \beta_U = 0.15$$

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

本機器は剛であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{EMC} = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

c. 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、第 1.2.1.c・3-2 表に示す建屋応答係数を用いる。

以下では F_{NL} についてのみ示す。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。ただし、剛領域ではこの変動は小さいため、本係数は考慮せず以下のとおりとする。

$$F_{NL} = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、原子炉補機冷却水冷却器のフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び $HCLPF$ は、以下のとおりとなる。

また、フラジリティ曲線を第 1.2.1.c-3-2 図に示す。

$$A_m = 2.07 \text{ (G)}$$

$$\beta_R = 0.08, \beta_U = 0.22$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.07 \times \exp[-1.65 \times (0.08 + 0.22)] \\ &= 1.27 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 原子炉補機冷却水冷却器 安全係数評価結果の一覧

		F _{EC}		F _{ER}				F _{SR}				合計
		F _s	F _p	F _{ESS}	F _D	F _{EM}	F _{EMC}	F _{SS}	F _δ	F _M	F _{NL}	
中央値		<input type="text"/>	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.07	0.99	1.00	1.00	2.07
不確かさ	β_R	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.00	0.08
	β_U	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.00	0.05	0.00	0.22

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(3) 電気盤・計装（メタルクラッドスイッチギア）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・ 設置位置：制御建屋 E.L.15.8m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：遮断器について水平、上下とも 30Hz 以上
- ・ 基準地震動 S_s に対する盤の設計応答加速度：

水平方向 1.20G、上下方向 0.61G → SRSS = 1.35G

- ・機能維持確認済加速度：水平：□□G、上下：□□G

メタルクラッドスイッチギアは、水平方向と上下方向の同時入力、機能維持に対して与える影響が否定できないため、水平方向と上下方向の入力加速度を二乗和平方根(SRSS)により合成するものとする。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_s の評価

F_s は下記の式で算出する。

$$F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{盤応答加速度}}$$

- ・損傷加速度中央値について

電気盤類のように、構造強度のみでなく電氣的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能確認済加速度等）に基づきフラジリティ評価を行う。

フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、以下に示す β 設定法により誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。

[β 設定法の概要]

フラジリティ評価において、HCLPF は次式により評価される。

$$HCLPF = Am \times \exp(-1.65 \times (\beta_R + \beta_U))$$

ここで、 Am : フラジリティ加速度の中央値

上式より、

$$Am = HCLPF \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))$$

これと同様に、加振試験における損傷加速度の中央値と HCLPF の関係は次式により表される。

損傷加速度中央値＝

$$\text{損傷加速度のHCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))$$

したがって、損傷加速度のHCLPFを試験加速度とし、不確かさ β_R 、 β_U を与えることにより、損傷加速度の中央値を推定できる。

なお、既往の電気品の試験結果より、電気品の誤動作に関する不確かさは最低でも $\beta_R=0.11$ 、 $\beta_U=0.17$ 程度と考えられる。

ここで、 β 設定法では、 β を大きく設定すると中央値も大きくなるため、過大な β は非安全側な中央値を与える可能性があるため、試験結果から得られる不確かさの最小値を採用した。また、電気盤全体のシステムとしての誤動作に関する不確かさは、電気品レベルでの不確かさよりも大きいと考えられるため、上記の電気品の不確かさデータに基づき中央値を推定するものとした。

したがって、メタルクラッドスイッチギアの損傷加速度の中央値は、 β 設定法に基づき以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{損傷加速度の中央値} &= \text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U)) \\ &= \sqrt{(\square)^2 + (\square)^2} \times \exp(1.65 \times (0.11 + 0.17)) = \square \text{ G} \end{aligned}$$

したがって、強度に関する係数 F_S 及びその不確かさは、以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} F_S &= \text{損傷加速度の中央値} / \text{床応答加速度} \\ &= \square / \sqrt{(1.20^2 + 0.61^2)} = \square \end{aligned}$$

$$\beta_R = 0.11, \beta_U = 0.17$$

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数

電気盤類については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数は考慮しない。

$$F_{\mu} = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

実機の加振試験に基づき F_{EC} を評価していることから、機器応答に関する裕度及び不確実さはすべて加振試験において考慮されていることになる。

ただし、一般に耐震評価における盤の応答値算定の際に、床応答曲線の拡幅及び減衰定数に関する裕度が含まれるため、これを評価する。

(a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 F_{ESS}

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価するものである。

ただし、遮断器については剛であるためここでは考慮しない。

したがって、 $F_{ESS}=1.0$ 、 $\beta_R=\beta_U=0$ とする。

(b) 設計用減衰定数に関する係数 F_D

本係数は、機器の損傷時の減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。

$$F_D = \frac{S_a \text{ (設計用減衰定数)}}{S_a \text{ (損傷時の減衰定数中央値)}}$$

遮断器は剛構造のため、ここでは考慮しない。

したがって、 $F_D=1.0$ 、 $\beta_R=\beta_U=0$ とする。

(c) 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。

また、遮断器の耐震評価は、1質点系モデルを用いて行われており、不確実さは考慮しない。

$$F_{EM}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

遮断器は剛であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{EMC}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

c. 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、第 1.2.1.c-3-2 表に示す建屋応答係数を用いる。以下では F_{NL} についてのみ示す。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。

ここで、試験加速度は最大加速度(ZPA) ベースであるが、ZPA については建屋の非線形応答による加速度レベルに応じた変動は小さく、むしろ線形応答に比較した場合は、加速度レベルが上がるにしたがい低減する傾向にあると考えられる。

ただし、このような低減については現状有効なデータはないため、安全側に本係数は考慮せず、以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、メタルクラッドスイッチギアのフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び $HCLPF$ は、以下のとおりとなる。

また、フラジリティ曲線を第 1.2.1.c-3-3 図に示す。

$$A_m=2.05 (G)$$

$$\beta_R = 0.14, \beta_U = 0.23$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= Am \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.05 \times \exp[-1.65 \times (0.14 + 0.23)] \\ &= 1.11 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 メタルクラッドスイッチギア 安全係数評価結果の一覧

		F _{EC}		F _{ER}				F _{SR}				合計
		F _s	F _p	F _{ESS}	F _D	F _{EM}	F	F _{SS}	F _δ	F _M	F _{NL}	
中央値		□	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.07	0.99	1.00	1.00	2.05
不確かさ	β _R	0.11	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.00	0.14
	β _U	0.17	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.23

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(4) 動的機器（内燃機関（ディーゼル発電機））

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・ 設置位置：原子炉周辺建屋 E.L.10.0m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：水平、上下とも 30Hz 以上
- ・ 基準地震動 S_s に対する設置床面の ZPA：

水平方向 0.77G、上下方向 0.51G → SRSS = 0.924G

ポンプ及びディーゼル類については、水平方向と上下方向の同時入力が、機能維持に対して与える影響が否定できないため、水平方向と上下方向の入力加速度を二乗和平方根(SRSS)により合成するものとする。

- ・ 機能維持確認済加速度：

水平方向 1.7G、上下方向 1.0G → SRSS = 1.97G

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_S の評価

ポンプ及びディーゼル類のように、構造強度のみでなく動的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能確認済加速度等）に基づきフラジリティ評価を行う。

この場合、電気盤類と同様にフラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、 β 設定法に基づき損傷加速度の中央値の推定を行うことができる。

なお、ポンプ及びディーゼル等の動的機器に関する誤動作等の不確実さデータの知見は現状得られていないため、電気盤類の評価で用いた電気品の誤動作に関する不確実さよりも小さいと仮定し、 $\beta_R = \beta_U = 0.10$ とする。

ここで、この β 設定法は、従来一般的に試験加速度として用いられてきた機能確認済加速度が、実際に誤動作等が生じる加速度レベルに対して十分に安全側との考えから適用されているものである。

以上から、内燃機関の損傷加速度の中央値は、 β 設定法に基づき以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{損傷加速度の中央値} &= \text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U)) \\ &= 1.97 \times \exp(1.65 \times (0.10 + 0.10)) = 2.74G \end{aligned}$$

したがって、強度に関する係数 F_S 及びその不確実さは、以下のとおりとなる。

$$F_S = \text{損傷加速度の中央値} / \text{床応答加速度} = 2.74 / 0.924 = 2.97$$

$$\beta_R = 0.10, \beta_U = 0.10$$

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数

ポンプ及びディーゼルのような動的機器については、弾性範囲内で

誤動作が生じることが否定できないため、本係数は考慮しない。

$$F_{\mu}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

実機の加振試験に基づき F_{EC} を評価していることから、機器応答に関する裕度及び不確実さはすべて加振試験において考慮されていることになる。また、耐震評価におけるポンプ及びディーゼル類の機能維持評価では、ZPA を 1.2 倍することも行われていない。

したがって、機器応答係数 F_{ER} は以下のとおりとする。

$$F_{ER}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

c. 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、第 1.2.1.c-3-2 表に示す建屋応答係数を用いる。以下では F_{NL} についてのみ示す。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確実さとして考慮する。

ここで、試験加速度は最大加速度(ZPA)ベースであるが、ZPA については建屋の非線形応答による加速度レベルに応じた変動は小さく、むしろ線形応答に比較した場合は、加速度レベルが上がるにしたがい低減する傾向にあると考えられる。

ただし、このような低減については現状有効なデータはないため、安全側に本係数は考慮せず、以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、内燃機関のフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び $HCLPF$ は、以下のとおりとなる。また、フラジリティ曲線を第 1.2.1.c-3-4 図に示す。

$$A_m = 2.24(G)$$

$$\beta_R = 0.14, \beta_U = 0.19$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.24 \times \exp[-1.65 \times (0.14 + 0.19)] \\ &= 1.29 (G) \end{aligned}$$

表 内燃機関 安全係数評価結果一覧

		F_{EC}		F_{ER}				F_{SR}				合計
		F_s	F_p	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	
中央値		2.97	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.07	0.99	1.00	1.00	2.24
不確かさ	β_R	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.09	0.00	0.00	0.14
	β_U	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.19

(5) 配管（一般電動弁）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・ 評価対象機器：一般電動弁（加圧器逃がし弁元弁）
- ・ 設置位置：原子炉建屋 内部コンクリート E.L.22.9m～48.0m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：剛
- ・ 評価対象部位及び評価応力：

下表の耐震評価結果に示す。

本一般電動弁においては、弁駆動部応答加速度が機能維持確認済加速度を上回っているため、J E A G 4 6 0 1 の機能維持評価手法にしたがった詳細評価による構造強度評価を実施している。そのため、機能損傷ではあるが構造損傷の評価手法にて、下表より、裕度の低い面外の結果を基に評価を実施した。

表 加圧器逃がし弁元弁の耐震評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度
ヨーク面内	SCPH2	1次応力	329	13	25.3
ヨーク面外	SCPH2	1次応力	329	148	2.22

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_s の評価

本係数は、次式により評価する。

$$F_s = \frac{\sigma_C - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$$

ここで、 σ_C ：限界応力の中央値

σ_T ：地震時発生応力

σ_N ：通常運転時応力

評価対象部位であるヨーク部の材質は SCPH2 であることから、限界応力として J S M E 発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005 年度版）第 I 編付録図表 Part5 の引張応力 $S_u = 438\text{N/mm}^2$ （評価温度 154°C ）を採用する。この S_u 値の 1.1 倍を限界応力の中央値とする。

したがって、

$$\sigma_C = 1.1 \times S_u = 1.1 \times 438 = 481.8\text{N/mm}^2$$

なお、通常運転時応力は耐震評価の時点で考慮されていないため、0 とする。

$$\sigma_N = 0 \text{ N/mm}^2$$

以上より、強度に関する係数 F_S は、以下のとおりとなる。

$$F_S = \frac{\sigma_C}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times Su}{\sigma_T} = \frac{481.8}{148} = 3.26$$

不確かさ β_U として、限界応力の中央値 $1.1 \times Su$ に対して、告示値 Su が 95%信頼下限に相当すると考える。

$$\beta_U = \frac{1}{1.65} \ln\left(\frac{1.1 \times Su}{Su}\right) = 0.06 \quad (\beta_R = 0)$$

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

電動弁構造部材の塑性変形によるエネルギー吸収効果はある程度期待できると考えられるが、今回の評価では安全側に本係数は考慮しないものとする。すなわち、以下のとおりとする

$$F_\mu = 1.0, \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

(a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 F_{ESS}

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。

$$F_{ESS} = \frac{Sa \text{ (拡幅有り)}}{Sa \text{ (拡幅無し)}}$$

ただし、本一般電動弁は時刻歴解析を実施しているため、本係数は考慮しない。

以上より、

$$F_{ESS} = 1.0, \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

(b) 設計用減衰定数に関する係数 F_D

本係数は、機器の損傷時の減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。

$$F_D = \frac{S_a \text{ (設計用減衰定数)}}{S_a \text{ (損傷時の減衰定数中央値)}}$$

ただし、本一般電動弁は時刻歴解析を実施しているため、本係数は考慮しない。

以上より、

$$F_D = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

(c) 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。

また、一般電動弁の耐震評価は、多質点系モデルを用いて行われており、モデル化に関する不確かさ β_U は以下の値とする。

$$F_{EM} = 1.0, \beta_R = 0, \beta_U = 0.15$$

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

本一般電動弁は時刻歴解析を実施しているため、本係数は考慮しない。

$$F_{EMC} = 1.0, \beta_R = 0, \beta_U = 0$$

c. 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、第 1.2.1.c-3-2 表に示す建屋応答係数を用いる。以下では F_{NL} についてのみ示す。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクト

ルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確実さとして考慮するため、本係数は以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0、\beta_R=0.17、\beta_U=0.10$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、一般電動弁のフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確実さ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び HCLPF は、以下のとおりとなる。

また、フラジリティ曲線を第 1.2.1.c-3-5 図に示す。

$$A_m=2.46 \text{ (G)}$$

$$\beta_R=0.20、\beta_U=0.27$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.46 \times \exp[-1.65 \times (0.20 + 0.27)] \\ &= 1.16 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 一般電動弁 安全係数評価結果の一覧

		F _{EC}		F _{ER}				F _{SR}				合計
		F _s	F _p	F _{ESS}	F _D	F _{EM}	F _{EMC}	F _{SS}	F _δ	F _M	F _{NL}	
中央値		3.26	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.07	0.99	1.00	1.00	2.46
不確実さ	β _R	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.09	0.00	0.17	0.20
	β _U	0.12	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.27

1.2.1.d. 事故シーケンス

①起因事象

(1) 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度

1.2.1.a.②の地震時特有の要因による分類を踏まえた地震PRAにおける起因事象の扱いは以下のとおりである。また、起因事象の条件付発生確率を第1.2.1.d-1表に示す。

a. 格納容器バイパス

蒸気発生器の内部構造品である伝熱管等の損傷により、格納容器バイパスを発生させ得る事象として想定する。

b. 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)

原子炉容器等の損傷によりECCS注水機能を上回るLOCAが発生する事象として想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

c. 原子炉建屋損傷

原子炉建屋が損傷することで、建屋内のすべての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生する事象として想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

d. 原子炉格納容器損傷

原子炉格納容器が損傷することで、建屋内のすべての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生し、あわせて格納容器先行破損が発生する事象として想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

e. 制御建屋損傷

制御建屋が損傷することで、制御建屋内の電気盤（メタルクラッドスイッチギア、直流き電盤等）が損傷し、代替電源の接続・供給ができない状態で「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」が発生する

とともに、主盤（原子炉盤等）が損傷することで各種制御が不能となる事象を想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

f. 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却水系のCヘッド分離に失敗し原子炉補機冷却機能が喪失することでRCPシールLOCAが発生する事象を想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

g. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

地震に起因する炉内構造物の変形・損傷により原子炉冷却系の流路が阻害されることで、原子炉トリップ後の蒸気発生器による自然循環を用いた炉心冷却に失敗する事象を想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

h. 複数の信号系損傷

主盤（原子炉盤等）が損傷することで各種制御機能が不能となり、補助給水流量調整失敗や主蒸気逃がし弁を含む工学的安全施設の動作不能が発生し、2次冷却系からの除熱機能喪失となる事象を想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

i. 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失

燃料棒や制御棒クラスタの損傷により、制御棒が挿入不能となる事象を想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

j. 大破断LOCA、中破断LOCA、小破断LOCA

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備の損傷、損傷部位に応じて異なる起因事象が発生するとした。なお、小破断LOCAを下回る極小LOCAは、小破断LOCAで代表して評価する。

k. 2次冷却系の破断

主蒸気ライン配管の破損又はライン上の付帯機器（主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁）の損傷による2次冷却系からの除熱機能喪失を想定す

る。耐震クラスCの配管、機器については地震時には損傷しているとして扱っている。

l. 原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却水系の機能喪失を想定する。なお、本事象はサポート系として扱っている。

m. 外部電源喪失

特高開閉所内の電気設備の碍子部を含めて、外部電源系の喪失を想定する。なお、本事象はサポート系として扱っている。

n. 初期にPCS（主給水、主蒸気、復水系）が使用不可能な過渡事象
／初期にPCSが使用可能な過渡事象

地震時には過渡事象が想定されるが、過渡事象は、主給水流量喪失で代表して評価する。

o. インターフェイスシステムLOCA（IS-LOCA）

IS-LOCAは、余熱除去系隔離弁の誤開若しくは弁の内部破損により1次冷却材が低圧設計の2次側に流出する事象として想定される。ただし、地震により多重の余熱除去系隔離弁（電動弁）が同時に誤開するような状況は稀有である。また、地震により弁体内部破損のような構造損傷が発生するよりも弁と接続する配管の構造損傷の方が先行して発生すると考えられ、配管破損であれば隔離弁は健全な可能性が高く隔離機能に期待できる。したがって、IS-LOCAが発生する頻度は稀有として評価対象外とする。

p. 手動停止

地震では原子炉トリップを想定するため、手動停止は評価対象外とする。

q. ATWS

原子炉トリップ失敗事象としてATWSを想定する。地震による原

子炉トリップは、加速度計の地震加速度高信号で考慮した。ただし、外部電源が喪失している場合には制御棒の自動落下を考慮して、原子炉トリップ信号は不要とした。ATWSは保守的に炉心損傷に至るものとして炉心損傷頻度評価を行った。

(2) 階層イベントツリーとその説明

事故シーケンスの定量化では、第 1.2.1.d-1 図の起因事象階層ツリーで、地震により発生する起因事象の発生確率の和が 1.0 を越えないように取扱い、先行するヘディングにあるすべての起因事象が発生しない場合は、主給水流量喪失が発生するものとして評価する。また、先行するヘディングにある起因事象は後続のヘディングにある起因事象が重畳した場合でもその影響を包含できるように配列する。

階層化した各起因事象の発生確率は、それぞれ対象とする SSC を設定し、そのフラジリティを評価することで算出する。また、後続のヘディングで考慮する起因事象の発生確率は、先行のヘディングで設定した起因事象が発生しない条件付きの確率として評価する。

②成功基準

(1) 成功基準の一覧

炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準及び余裕時間は、地震時においても内部事象出力時レベル 1 PRA と相違ない。したがって、地震 PRA における成功基準は、内部事象出力時レベル 1 PRA と同様のものを採用する。

使命時間については、内部事象出力時レベル 1 PRA と同様に 24 時間を考慮し、地震動で損傷した機器の修理は期待していない。また、空調系の機能喪失から 7 日後に部屋の温度が許容温度を超える場合には、室

内にある設備が機能喪失するとした。

③事故シーケンス

(1) イベントツリー

イベントツリーのヘディングは、地震に引き続き発生する、プラントの事故に至る起回事象、緩和機能及び緩和機能に関わるシステム等を選定した。

イベントツリーの展開では、第 1.2.1.d-1 図に示した起回事象の階層イベントツリーと緩和機能の状態を表す事象進展イベントツリーに展開する。

事象進展イベントツリーは、内部事象出力時レベル 1 P R A で作成された影響緩和系を頂上事象としたフロントライン系イベントツリーを基に設定する。緩和系システムのサポート系及び緩和系システム間の共用系をフロントライン系から分離し、それぞれをイベントツリーに展開し、各々のイベントツリーを結合する。本評価では、以下に示す 5 つのイベントツリーを作成し、各々を結合した。地震評価用のイベントツリーの展開構成を第 1.2.1.d-2 図に示す。結合した各イベントツリーの情報は下流のイベントツリーに引き継がれる。

a. 地震損傷機器イベントツリー

地震により機器が損傷した場合に影響を受けるシステムを、地震損傷機器イベントツリーのヘディングに設定する。地震損傷機器イベントツリーでは、地震による建物・構築物・機器の地震損傷をモデル化する。地震損傷機器イベントツリーを第 1.2.1.d-3 図に示す。

b. サポート系イベントツリー

フロントラインのサポーティングシステムである電源系、計測・制御系、冷却水系等のシステムをサポート系イベントツリーのヘディン

グに設定する。サポート系イベントツリーでは、内部事象出力時レベル1 P R Aで考慮したランダム故障及び人的過誤をモデル化する。サポート系イベントツリーを第 1.2.1.d-4 図に示す。

c. 起回事象階層ツリー

地震に引き続き発生する、プラントの事故に至る起回事象は、起回事象階層ツリーで考慮する。起回事象階層ツリーは第 1.2.1.d-1 図で記載のとおりである。

d. 共用系イベントツリー

フロントラインシステムで共用される設備や運転員操作等を共用系イベントツリーのヘディングに設定する。共用系イベントツリーでは、内部事象出力時レベル1 P R Aで考慮したランダム故障及び人的過誤をモデル化する。共用系イベントツリーを第 1.2.1.d-5 図に示す。

e. フロントライン系イベントツリー

フロントライン系イベントツリーでは、内部事象出力時レベル1 P R Aで構築したイベントツリーを用いる。フロントライン系イベントツリーでは、内的事象出力時レベル1 P R Aで考慮したランダム故障及び人的過誤をモデル化する。フロントライン系イベントツリーとして、大破断L O C Aイベントツリー、中破断L O C Aイベントツリー、小破断L O C Aイベントツリー、2次冷却系の破断イベントツリー及び主給水流量喪失イベントツリーを第 1.2.1.d-6～10 図に示す。

なお、起回事象のうち外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失については、当該機能を構成する機器が地震により損傷する確率を地震損傷機器イベントツリーのヘディングとして考慮しており、イベントツリーリンクで結合した情報が下流のイベントツリーに引き継がれるため、イベントツリー全体の評価結果を分析することで外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の起回事象に対する炉心損傷頻度を整理している。

④システム信頼性

(1) 評価対象としたシステムとその説明

内部事象出力時レベル1 P R A評価でまとめた情報の活用や、地震による建屋・機器ごとの損傷モードによるプラントへの影響を整理して作成した建屋・機器リストを使って対象範囲を明確にした。各系統の情報や依存性については内部事象出力時レベル1 P R Aと同等である。

また、B及びCクラス機器に対しても地震の影響を考慮している。

(2) 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

高圧注入系等の冗長設備は基本的に同一の耐震設計がなされた上で同一フロアに設置されているため、機器が損傷する場合は冗長性のあるすべての機器は損傷するとして完全相関を想定した。それ以外の機器間の相関は完全独立を想定した。

(3) システム信頼性評価結果

条件付き分岐確率イベントツリー法により解析しているため、地震による損傷を考慮したシステムごとの信頼性は、システムごとに機器の損傷確率と地震加速度との関係を考慮して、さらにランダム故障を含めて評価している。

(4) システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

地震P R Aでは損傷した機器の復旧に期待しないため、原子炉補機冷却機能が喪失した場合は封水注入及びR C Pサーマルバリアによる冷却機能が喪失することから、原子炉補機冷却機能喪失のR C PシールL O C Aヘディングの失敗確率を1.0とした。

⑤人的過誤

(1) 評価対象とした人的過誤及び評価結果

内部事象PRAでは、事故前と事故後の人的過誤についてTHERP手法を用いて評価している。これを基に地震PRAでは人的過誤の扱いを以下のとおりとしている。

a. 事故前の人的過誤

事故前の人的過誤は、試験や点検等による手動弁やダンパの戻し忘れを想定しており、内部事象出力時レベル1PRAと同等の評価をしている。

b. 事故後の人的過誤

内部事象出力時レベル1PRAで想定している中央制御室での操作は考慮した。地震後の現場操作については、実施が困難である可能性があるため、原則、期待していない。

⑥炉心損傷頻度

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

炉心損傷頻度評価（点推定）は、炉心損傷に至る各事故シーケンスの発生頻度を合計して算出した。各事故シーケンスの発生頻度は、確率論的地震ハザードから求めた発生頻度に事故シーケンスの条件付発生確率を乗じて算出した。また、フラジリティデータを含む炉心損傷頻度の評価に当たっては、3号炉で代表して評価を実施している。なお、解析コードはRISKMANを用い、評価地震動範囲は0.2G～1.5Gとした。

安全機能が喪失する事象が重畳する場合は、地動最大加速度の増加に伴う複数機器の同時損傷により複数の起因事象が発生する可能性があるため、地震PSA学会標準にしたがい、重畳による影響を包含できるよ

うに階層化処理を行っている。具体的には、先行するヘディングにある起因事象が発生した時は後続のヘディングにある起因事象が重畳している可能性があるものとして考え、先行する起因事象で想定している緩和系により「後続の起因事象の事象進展の抑制が可能」又は「後続の起因事象に係る緩和操作に期待する必要がない」ことを考慮した上で起因事象階層イベントツリーを作成している。

一方、さらに異なる組み合わせや複数の安全機能が喪失する事象が重畳する場合も想定されるが、すべての重畳の組み合わせを事故シーケンスとして区別すると複雑になりすぎるため、事象発生後に要求される安全機能の時系列に着目し炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理した。

(2) 炉心損傷頻度結果

上記のとおりの手順でモデルを定量化した結果、全炉心損傷頻度は 2.8×10^{-6} (／炉年) となった。起因事象別の炉心損傷頻度を第 1.2.1.d-2 表に示す。起因事象別の結果では、2次冷却系の破断と外部電源喪失を起因とする炉心損傷頻度が大部分を占めている。

また、地震 P R A では大型静的機器、建屋及び操作盤等の損傷による事故シナリオを考慮しており、蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)、大破断 L O C A を上回る規模の L O C A (E x c e s s L O C A)、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、制御建屋損傷、複数の信号系損傷、1次系流路閉塞による2次冷却系からの除熱機能喪失等を新たな事故シーケンスとして整理している。

さらに、加速度区分別の炉心損傷頻度を第 1.2.1.d-3 表に示す。加速度区分別では、1.1～1.5G が支配的となっており、次いで 0.2～0.5G、0.8～1.1G が支配的となっている。

起因事象別の炉心損傷頻度寄与割合を示すパイチャートを第 1.2.1.d-11 図、加速度区分別の炉心損傷頻度寄与割合を示すパイチャートを第 1.2.1.d-12 図及び加速度区分別の条件付炉心損傷頻度を第 1.2.1.d-13 図に示す。

(3) 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

a. 重要度解析

地震 P R A で評価した S S C が、炉心損傷に与える影響を把握するために、Fussell-Vesely (F V) 重要度評価を実施した (重要度は地震 P R A で評価対象とした 0.2G から 1.5G の全加速度範囲の炉心損傷頻度の積分値に対して算出)。

なお、定義式は以下に示すとおりである。

$$\begin{aligned} \text{Fussell-Vesely 指標} &= \frac{P_i(\text{top})}{P(\text{top})} \\ &= 1 - \frac{P(\text{top} / A = 0)}{P(\text{top})} \end{aligned}$$

ここで、

$P_i(\text{top})$: 機器 i の機能喪失が寄与して発生する頂上事象の発生確率

$P(\text{top})$: 頂上事象の発生確率

地震で損傷する S S C の全炉心損傷頻度に対する F V 重要度評価結果及び炉心損傷頻度への寄与割合が高い事故シーケンスに対する重要度評価結果を第 1.2.1.d-4 表及び第 1.2.1.d-5 表に示す。F V 重要度は、炉心損傷頻度に寄与する相対的な割合を表すものである。

フラジリティ評価の結果、耐震 C クラスである外部電源系以外では、損傷の影響緩和が困難であるとしている建屋、機器である原子炉建屋 (主蒸気管室)、電動弁や広範な炉心損傷シーケンスに関連するサポート系であるメタルクラッドスイッチギア、原子炉補機冷却水冷却器、パワーセンタが相対的に低い結果となっており、これらの機器の F V

重要度が高い結果となっている。

原子炉建屋（主蒸気管室）が損傷した場合の事故シナリオとしては、主蒸気管室の構造損傷により 2 次冷却系破断の発生及び主蒸気隔離に失敗し、2 次冷却系からの除熱機能喪失に至るとした。

b. 不確実さ解析

確率論的地震ハザード、機器フラジリティ、ランダム故障の不確かさに着目した全炉心損傷頻度の不確実さ解析として、全炉心損傷頻度の 5%下限値、中央値、平均値及び 95%上限値を評価した。不確実さ解析の結果を第 1.2.1.d-6 表に示す。

平均値は点推定値とほぼ同値の 2.8×10^{-6} となった。また、エラーファクターは 3.8 と評価され、95%上限値と 5%下限値の間に約 14 倍の不確実さ幅があるという結果になった。一方、第 1.2.1.d-7 表に示す確率論的地震ハザード曲線の超過発生頻度（/年）より、信頼度区分が「90%～最大値」と「最小値～10%」の差は、加速度区分 1 から加速度区分 3 で約 4～26 倍程度、加速度区分 4 では約 74 倍であった。このことから、炉心損傷頻度の不確実さは確率論的地震ハザードの不確実さの影響が支配的であること、加速度区分 4 では約 74 倍の差となったものの加速度区分別炉心損傷頻度への寄与割合は加速度区分 1～3 が全体の約 6 割を占めることから、この各加速度区分の全炉心損傷頻度への寄与割合ともあいまって結果的に、全炉心損傷頻度のエラーファクターが小さくなったと考えられる。

また、事故シーケンスごとの不確実さ解析として、地震特有の事故シーケンスに着目して不確実さ解析を実施した。評価結果を第 1.2.1.d-8 表及び第 1.2.1.d-14 図に示す。5%下限値、中央値、平均値及び 95%上限値のそれぞれについて、全炉心損傷頻度と地震特有の事

故シーケンスの炉心損傷頻度の比を比較したところ 0.001 未満～0.037 であり、点推定値評価と同様に地震特有の事故シーケンスの炉心損傷頻度は小さい結果となった。

以上のことから、不確実さを考慮しても、地震特有の事故シーケンスは全炉心損傷頻度に対して寄与が小さく、地震を考慮しても選定した重要事故シーケンスで代表されることを確認した。

c. 感度解析

冗長設備については完全相関として評価を実施しているが、この冗長設備の相関性について感度解析を実施した。具体的には、第 1.2.1.d-4 表に示す全炉心損傷頻度に対する F V 重要度の高い機器のうち冗長設備について完全独立として評価した。相関性を考慮した感度解析結果を第 1.2.1.d-9 表に示す。完全独立として評価することで、冗長設備の条件付損傷確率が低下することが確認できる。

また、炉心損傷頻度について、基本ケースでは冗長機器でない原子炉建屋（主蒸気管室）が F V 重要度の上位であったことから、感度解析結果では約 1 割程度の低減にとどまる結果となった。加速度区分ごとに結果を分析すると、比較的低い加速度（0.2～0.5G）ではランダム故障の寄与が高く地震による冗長機器の寄与が小さいため、相関性の感度が小さくなった。中程度の加速度（0.5～1.1G）では、地震損傷が有意になる加速度ではあるが、原子炉建屋（主蒸気管室）がドミナントであり、冗長機器の寄与が小さいため、相関性の感度が小さくなった。また、高加速度（1.1～1.5G）では冗長性のある機器の寄与が高くなるため、炉心損傷頻度が低減した。

以上のことから、基本ケースと感度解析の差は約 1 割程度であり、完全相関とした基本ケース評価でも過度に保守的な評価にならない

ことを確認した。

第 1.2.1.a-1 表 地震 PRA を実施するために収集した情報及び主な情報源

	PRA 評価作業	情 報	主な情報源
1	プラントの設計・運転の把握	PRA 実施に当たり必要とされる設計、 運転管理に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 内部事象出力時レベル PRA で使用した設計図書（原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、保安規定等） 全体機器配置図、換気空調設備図、構内配置図、耐震計算書、プラントウォークダウン
2	確率論的地震ハザード評価	対象サイト周辺地域での地震発生様式を考慮し、震源モデルの設定に係る震源特性や、地震動伝播モデルの設定に係わる地震動伝播特性に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 文献調査結果 地質調査結果 気象庁地震カタログ
3	建屋・機器ブラジリティ評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 国内外の PRA 情報
4	事故シナリオの分析と 起回事象の分類	a) 大規模地震時に想定されるプラント状態	<ul style="list-style-type: none"> 国内外の PRA 情報
		b) 事故シナリオの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	<ul style="list-style-type: none"> 上記 1 の情報源 既往の PRA 情報
		c) システムのモデル化	
		d) 事故シナリオの定量化	

第 1.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング(1/4)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
地震による安全機能への間接的影響		
1. 安全機能SSC以外の屋内設備の損傷による間接的影響		
天井クレーンの転倒・落下による原子炉容器、原子炉格納容器への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器ポローラークレーンは Ss 地震動に対する地震動に対して落下防止装置を有する。 ・ 万一落下防止装置が破損しても、リングガータの内径はクレーン内径より小さいため物理的にもクレーンが落下することはない。 ・ 仮に落下を想定しても、架台等の構造物があることから直接原子炉容器に衝突することはない。 	工学的判断により除外
耐震B、Cクラスの機器の損傷に伴うSクラス機器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・ 当該プラントの耐震設計において、Sクラスの機器は、B、Cクラスの機器の破損によって波及的破損が生じないよう配置等の考慮を行っている。 ・ プラントウオークダウンによりSクラス機器が波及的影響を受けないことを確認している。 	工学的判断により除外
タービンミサイルによる隣接原子炉建屋内関連設備への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ タービンミサイルの影響は設置許可申請において評価・審査されており、万一、タービンの設計最大速度でミサイルとなった場合も原子炉格納容器を貫通しないことを確認している。 	工学的判断により除外

第 1.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング(2/4)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
2. 安全機能SSC以外の屋外設備の損傷による間接的影響 排気筒等の転倒による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	・ PWRの排気筒は原子炉格納容器に沿った、ステンレス製の軽量のダクト形状であり、万一損傷して落下しても建屋等を損傷させることはない。	工学的判断により除外
斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	・ 原子炉施設周辺斜面の崩壊確率を評価し、影響を与える可能性のある建屋・機器等の損傷確率と比べ、小さいことを確認している。	工学的判断により除外
送電網の鉄塔等の損傷に伴う外部電源喪失への影響	・ 地震PRAでは外部電源のフレンジリティは、米国事例に基づき保守的な想定で考慮している。	地震PRAで考慮
安全上重要な設備の冷却に使用可能な給水源の停止に伴う冷却水枯渇の影響	・ 安全上重要な設備の冷却水源（海水取水設備、原子炉補機冷却水サージタンク、燃料取替用水ピット等）のフレンジリティについては地震PRAで考慮済みである。	地震PRAで考慮

第 1.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング(3/4)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
3. 運転員操作の阻害による波及的影響		工学的判断により除外
地震前（設計、製作、組立、検査等）のミス	<ul style="list-style-type: none"> 設計、製作、組立、検査等のミスは、設計、据付段階における品質管理プログラムでの適正管理、並びに工事計画認可申請等で確認されている。 万一、これらのミスがあったとしても、多重性を備えた設備のすべてに同様のミスを犯す可能性は小さく、また、地震 P R A では保守的に多重設備の損傷の完全相関を想定している。 	
地震時、地震後の人的過誤	<ul style="list-style-type: none"> 地震により原子炉はトリップされ、プラントは長期炉心冷却モードに移行する。この安全停止のための運転員操作は地震収束後であり運転員の操作は可能である。 地震により炉心損傷に至るような事象が発生したとしても、地震 P R A で期待する運転員による緩和操作は中央制御室近傍で操作可能である。 	地震 P R A で考慮
変圧器等の碍子類の損傷によるサイト電源の停電に伴うバックアップ操作の支障	<ul style="list-style-type: none"> 非常用母線及び常用母線からの給電ができない場合のバックアップ操作（ディーゼル発電機の起動等）は、事故時操作所則にしたがい、中央制御室近傍で操作可能である。 	地震 P R A で考慮
構内通行支障、要員への影響	<ul style="list-style-type: none"> 地震後のプラントの安全停止のための運転員操作は、中央制御室近傍で操作可能であり、構内通行支障による影響はない。 プラントウォークダウンにより、アクセスルートを塞いでしまう設備がないことを確認している。 	工学的判断により除外

第 1.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング(4/4)

事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
その他の事故シナリオ		
4. 余震による地震動の安全機能への影響		
本震直後の余震による炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ 確率論的地震ハザード評価では余震を除外し、本震で発生頻度が評価されている。また、本震を上回るような余震の可能性は低い。 ・ 本震後は原子炉はトリップされ、事故時操作所則にしたがい安全停止に移行するため、余震が発生したとしても影響はない。 ・ 地震P S A 学会標準では余震の評価手法が例示されているが、系統的な評価手法は確立されておらず、今後の課題とする。 	余震による影響は今後の課題であるが、影響が大きいのは本震である。
5. 経年変化を考慮した場合の影響		
経年変化を考慮した場合の炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ 予防保全やP L M評価で設計想定以上の劣化が予測された場合は補修や交換がなされる。 	工学的判断により除外

第 1.2.1.a-3 表 建屋・機器選定のステップ(1/2)

ステップ	内容 (内部事象出力レベル1 PRA)		
	機 器	建 屋	屋外重要土木構築物
1-1	<ul style="list-style-type: none"> ・ランダム事象をきっかけとして炉心損傷に至る起因事象を選定。 	—	—
1-2	<ul style="list-style-type: none"> ・各起因事象について、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成して、収束シナリオを特定。 	—	—
1-3	<ul style="list-style-type: none"> ・系統図等を基に炉心損傷頻度を評価する上で有意な影響が考えられない機器を除外 	—	—
	<p>[考え方]:炉心損傷頻度を評価する上で有意な影響がないこと</p> <p>[対象]:小口径枝管の配管、弁等</p>		
1-4	<ul style="list-style-type: none"> ・フオールトツリーを作成して関連する設備を抽出し、機器リストを作成 	—	—

第 1.2.1.a-3 表 建屋・機器選定のステップ(2/2)

ステップ	内容 (地震PRA)		
	機 器	建 屋	屋外重要土木構築物
2-1	内部事象出力レベル1 PRAの結果に以下の追加を検討 ・地震で損傷した際に起因事象を発生させる機器/建屋/土木構築物 ・起因事象発生後に事象を緩和させる機器/建屋/土木構築物		
	[考え方]: ①地震動による安全上重要な建物、構築物、配管等の大型静的機器の損傷に伴い、緩和設備によって事象の進展を抑制できず、炉心損傷に至る機器/建屋/土木構築物を追加 ②地震動による安全機能への広範な影響を及ぼす計装・制御系、非常用系を追加 [対象]: ①原子炉建屋、制御建屋等を追加 ②追加なし [対象]: ①海水取水ライン構築物を追加 ②追加なし		
2-2	内部事象出力レベル1 PRAの結果から以下の削除を検討 ・起因事象発生後に事象を緩和させる機器/建屋/土木構築物		
	[考え方]: 地震が発生した場合に期待できない機器/建屋/土木構築物を削除 [対象]: タービンバイパス等を削除 [対象]: 削除なし		
2-3	プラントウォークダウンにより二次的な影響を及ぼす機器/建屋/土木構築物の検討		
	[考え方]: 地震P S A学会標準及び過去に実施した当社のプラントウォークダウン実績を基に、重要事故シナリオ選定に当たって確認が必要な機器を抽出し、以下の観点から影響機器の有無を確認 ・倒壊により被害を受けないか ・周辺機器の損傷時、周辺機器の保有水による影響はないか 等 [対象]: 追加なし [対象]: 追加なし		

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (1/20)

	設 備	模倣モード	評価部位	大数99百分		影 響
				Median(G) β ₀	HOLPF(G)	
Q2:2次冷却系破断+主蒸気隔離	原子炉建屋	構造損傷	主蒸気管室(EB33)	0.86	0.86	主蒸気管室の構造損傷により2次冷却系破断の発生及び主蒸気隔離に失敗する。
ALEX:Excess-LOCA	原子炉建屋	構造損傷	インナーコンクリート	1.37	1.37	原子炉建屋の構造損傷により、安全上重要な設備の機能が不能となり直接炉心損傷に至ることを想定する。 (損傷の影響を的確に判断することが困難であるため、全損を仮定する)
ALSB:SE0-LUHS	制御建屋	構造損傷	CB01	1.39	1.39	制御建屋の構造損傷により、安全上重要な設備の機能が不能となり直接炉心損傷に至ることを想定する。 (損傷の影響を的確に判断することが困難であるため、全損を仮定する)
ALTR:過渡事象+2次冷却系降熱	安全保護シナフェンス盤	機能損傷	-	3.01	3.01	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR:過渡事象+2次冷却系降熱	安全保護シナフェンス盤	構造損傷	基礎ボルト	8.18	8.18	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR:過渡事象+2次冷却系降熱	原子炉盤	機能損傷 (配置)	-	1.17	1.17	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR:過渡事象+2次冷却系降熱	原子炉盤	構造損傷	フレーム	1.55	1.55	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR:過渡事象+2次冷却系降熱	原子炉補助盤	機能損傷 (配置)	-	1.17	1.17	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR:過渡事象+2次冷却系降熱	原子炉補助盤	構造損傷	基礎溶接部	4.81	4.81	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR:過渡事象+2次冷却系降熱	中央制御室外原子炉停止盤	機能損傷	-	3.06	3.06	中央制御室外での安全停止操作盤、プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR:過渡事象+2次冷却系降熱	原子炉空全保護ロック盤	機能損傷	-	28.50	28.50	中央制御室外での安全停止操作盤、プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR:過渡事象+2次冷却系降熱	原子炉空全保護ロック盤	構造損傷	基礎ボルト	1.76	1.76	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR:過渡事象+2次冷却系降熱	原子炉空全保護ロック盤	構造損傷	基礎ボルト	9.95	9.95	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR:過渡事象+2次冷却系降熱	原子炉空全保護ロック盤	機能損傷	-	5.87	5.87	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR:過渡事象+2次冷却系降熱	原子炉空全保護ロック盤	構造損傷	基礎ボルト	7.58	7.58	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR:過渡事象+2次冷却系降熱	炉内構造物	構造損傷	ラジアルサポート	1.48	1.48	炉内構造物に大損に因るような損傷により、直接炉心損傷に至る。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (2/20)

	設備	機種モード	評価部位	大断り号炉		影 響
				Mechanism(G)	HCLPF(G)	
				β_{in}	β_{out}	
				5.59	2.15	
ALTR: 過渡事象+2次冷却系除熱	炉心支持構造物	構造損傷	下部炉心支持柱	0.28		上部大断りに阻害するよう損傷により、直接炉心損傷に至る。
				0.31		
ALEX: Excess-LOCA	原子炉容器	構造損傷	冷却材出口管台 (セーフエンド)	0.20	1.59	原子炉容器の構造損傷により制御できない大規模LOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。
				0.19		
SL: 小断りLOCA	原子炉容器	構造損傷	空気抜管台	1.80	0.96	1次冷却材の流出による小断りLOCAを想定。
				0.20		
				0.19		
ALEX: Excess-LOCA	一次冷却材管	構造損傷	ホットレグ	3.06	1.62	全ループでの一次冷却材管破損により直接炉心損傷に至る。
				0.20		
LL: 大断りLOCA	一次冷却材管	構造損傷	蓄圧タンク注入管台	10.92	5.81	1次冷却材の流出による大断りLOCAを想定。
				0.20		
				0.19		
ML: 中断りLOCA	一次冷却材管	構造損傷	蓄圧タンク注入管	4.77	2.53	1次冷却材の流出による中断りLOCAを想定。
				0.20		
				0.19		
-		機能損傷	-	-	-	RCPの機能である1次冷却材を強制循環させる機能の喪失は、先に損傷、発生するが断り源喪失で包絡されるため、考慮不要
				-	-	
ALEX: Excess-LOCA	1次冷却材ポンプ	構造損傷	吐出口	24.44	13.00	全1次冷却材ポンプの大規模なバウナグリ損傷により制御できない大規模LOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。
				0.20		
				0.19		
ALTR: 過渡事象+2次冷却系除熱	ケーブルトレイ	構造損傷	-	2.83	1.53	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
				0.20		
				0.19		
ALTR: 過渡事象+2次冷却系除熱	フレノイド電磁盤	機能損傷	-	6.69	3.63	機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。
				0.14		
				0.23		
ALTR: 過渡事象+2次冷却系除熱		構造損傷	基礎ボルト	45.17	28.87	機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。
				0.08		
				0.17		
ALSV: LUHS	電動弁	機能損傷	-	2.46	1.16	電動弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。
				0.20		
				0.27		CCW のヘッズの閉塞発熱によるCCW喪失を想定。
ALSV: LUHS		構造損傷	-	-	-	電動弁の構造損傷により炉心損傷に至る場合を想定。
				-	-	CCW のヘッズの閉塞発熱によるCCW喪失を想定。
				-	-	弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管損傷のフラジリティで考慮する。
ALTR: 過渡事象+2次冷却系除熱		機能損傷	-	30.05	17.43	止弁の機能損傷により直接炉心損傷に至る場合を想定。
				0.14		
				0.19		
ALTR: 過渡事象+2次冷却系除熱	逆止弁	構造損傷	-	-	-	止弁の構造損傷により直接炉心損傷に至る場合を想定。
				-	-	弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管損傷のフラジリティで考慮する。
ALEX: Excess-LOCA	炉内計装引出管	構造損傷	コンジットチューブ	8.38	3.03	RV下部での割断できないLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。
				0.28		
				0.35		

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (3/20)

	設備	損傷モード	詳細部位	本館3号炉		影響
				Median(G) \bar{g}_u	HCLPF(G)	
燃料集合体	燃料集合体	構造損傷	燃料格納管	5.68 0.28 0.31	2.14	燃料集合体の損傷とともに、制御棒挿入が不能となる。 (ATWS事象は、炉心損傷を想定)
制御棒クラスタ	制御棒クラスタ	構造損傷	制御棒格納管(非挿入時)	2.72 0.09 0.23	1.60	制御棒クラスタの損傷とともに、制御棒挿入が不能となる。 (ATWS事象は、炉心損傷を想定)
ALEX: Excess-LOCA	制御棒駆動機構	構造損傷	制御棒駆動装置 (サブポートタイロッドリンク)	3.17 0.20 0.25	1.55	による制御できないLOCAを想定し、直接炉心損傷に至る。
ALEX: Excess-LOCA	原子炉格納容器	構造損傷	CV01	3.78 0.26 0.15	1.95	原子炉格納容器の構造損傷により制御できない大規模LOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。
ALEX: Excess-LOCA	蒸気発生器	構造損傷	冷却材出口管台 セーフエント	2.96 0.20 0.19	1.52	蒸気発生器の構造損傷により制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。
VR: Excess-LOGA+CVバイパス	蒸気発生器内配管最初	構造損傷	伝熱管	3.83 0.31 0.31	1.38	蒸気発生器の構造損傷により制御できない大規模なLOCA及びCVバイパスが発生することを想定する。
MB: 2次冷却系破断	蒸気発生器	構造損傷	蒸気出口管台(鏡部)	2.49 0.20 0.19	1.32	蒸気出口管台からの流出による2次冷却系破断事象が発生。
LL: 大破断LOCA	加圧器	構造損傷	ガイトブラケット	3.69 0.25 0.25	1.83	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。
SL: 小破断LOCA	加圧器	構造損傷	スプレイン用管台 セーフエント	2.12 0.25 0.25	0.95	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
LL: 大破断LOCA	RHR高温側戻込配管	構造損傷	配管本体	5.41 0.31 0.35	1.82	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。
LL: 大破断LOCA	加圧器サージ管	構造損傷	配管本体	3.06 0.20 0.25	1.48	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。
LL: 大破断LOCA	蓄圧タンク注入配管(G/L側)	構造損傷	配管本体	2.96 0.20 0.25	1.39	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。
ML: 中破断LOCA	余熱除去ポンプ配管(G/L側)	構造損傷	配管本体	5.41 0.31 0.35	1.82	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。
ML: 中破断LOCA	余熱除去ポンプ配管高濃側	構造損傷	配管本体	2.86 0.20 0.25	1.39	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。
ML: 中破断LOCA	充てん注入ライン配管(G/L側)	構造損傷	配管本体	11.65 0.31 0.35	3.92	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。
ML: 中破断LOCA	加圧器スプレイン配管	構造損傷	配管本体	11.65 0.31 0.35	3.92	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (4/20)

	設 備	損傷モード	評価部位	大断9号炉		影 響
				Median(G)	HOLPF(G)	
				β_a	β_r	
ML:中破断LOCA	CVCS排出配管	構造損傷	配管本体	11.65 0.31 0.35	3.92	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。
OU:加圧器圧力制御系	加圧器安全弁	機能損傷	-	121.43 0.20 0.25	59.29	加圧器安全弁の機能喪失。
SL:小破断LOCA		構造損傷	-	121.43 0.20 0.25	59.29	加圧器安全弁からの小破断LOCAが発生。
OU:加圧器圧力制御系	加圧器注がし弁(電磁弁を含む)	機能損傷	-	5.60 0.20 0.25	2.73	加圧器注がし弁の機能喪失。
SL:小破断LOCA		構造損傷	-	- -	-	加圧器注がし弁からの小破断LOCAが発生。 弁が損傷する前に配管が潰瘍すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフランジにて考慮する。
SL:小破断LOCA	SIS高圧注入ポンプ高圧側(配管)	構造損傷	配管本体	11.65 0.31 0.35	3.92	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
SL:小破断LOCA	高圧注入系配管(C/L側)	構造損傷	配管本体	11.65 0.31 0.35	3.92	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
SL:小破断LOCA	格納容器冷却材HLN配管	構造損傷	配管本体	11.65 0.31 0.35	3.92	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
SL:小破断LOCA	SSサンプル冷却器注入配管	構造損傷	配管本体	11.65 0.31 0.35	3.92	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
SL:小破断LOCA	糸針抽出冷却器注入ライン配管	構造損傷	配管本体	11.65 0.31 0.35	3.92	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
SL:小破断LOCA	RV頂部セントライン配管	構造損傷	配管本体	11.65 0.31 0.35	3.92	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
SL:小破断LOCA	RVからWDS 格納容器冷却材HLNタンクへの配管	構造損傷	配管本体	11.65 0.31 0.35	3.92	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
SL:小破断LOCA	加圧器安全弁配管	構造損傷	配管本体	3.06 0.20 0.25	1.49	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
SL:小破断LOCA	加圧器注がし弁配管	構造損傷	配管本体	3.06 0.20 0.25	1.49	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
OV:主蒸気圧力制御系	主蒸気注がし弁(電磁弁を含む)	機能損傷	-	E24 0.25 0.30	3.39	主蒸気注がし弁の機能喪失。 (2次冷却系冷却剤)には主蒸気注がし弁又は主蒸気安全弁の動作が必要)
MB:2次冷却系破断		構造損傷	-	- -	-	主蒸気注がし弁の構造損傷により2次冷却系破断が発生。 弁が損傷する前に配管が潰瘍すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフランジにて考慮する。

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (5/20)

	設 備	評価部位	損傷モード	大筋故障	大筋故障		影 響
					Median(G)	HCLPF(G)	
05:主蒸気安全弁	主蒸気安全弁	機能損傷	機能損傷	25.49	10.59	主蒸気安全弁の機能喪失。 (2次冷却系弁閉には主蒸気過剰がし弁又は主蒸気安全弁の動作が必要)	
MB:2次冷却系破断	主蒸気安全弁	構造損傷	構造損傷	-	-	主蒸気安全弁からの蒸気流出により2次冷却系破断が発生。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	
MB:2次冷却系破断	主蒸気ライン配管	構造損傷	配管本体	3.26	1.34	主蒸気ライン配管からの蒸気流出により2次冷却系破断が発生。	
OA:外部電源系	外部電源系	機能損傷	機能損傷	0.25	0.30	外部電源の喪失。	
OB:125V DC電源	直流き電機	機能損傷 (駆動)	機能損傷	0.23	1.04	直流電源の喪失、(DG, 安全系補機の起動不能)	
OB:125V DC電源	直流き電機	構造損傷	基礎溶接部	35.37	25.75	直流電源の喪失、(DG, 安全系補機の起動不能)	
OB:125V DC電源	直流き電機	機能損傷	機能損傷	6.69	3.63	直流電源の喪失、(DG, 安全系補機の起動不能)	
OB:125V DC電源	直流き電機	構造損傷	基礎ボルト	0.14	0.23	直流電源の喪失、(DG, 安全系補機の起動不能)	
OB:125V DC電源	直流き電機	機能損傷	機能損傷	24.66	16.55	直流電源の喪失、(DG, 安全系補機の起動不能)	
OB:125V DC電源	直流き電機	構造損傷	基礎溶接部	0.08	0.17	直流電源の喪失、(DG, 安全系補機の起動不能)	
OB:125V DC電源	直流き電機	機能損傷	機能損傷	2.70	1.49	直流電源の喪失、(DG, 安全系補機の起動不能)	
OB:125V DC電源	直流き電機	構造損傷	基礎溶接部	0.13	0.23	直流電源の喪失、(DG, 安全系補機の起動不能)	
OB:125V DC電源	直流き電機	機能損傷	基礎ボルト	25.58	17.17	直流電源の喪失、(DG, 安全系補機の起動不能)	
OB:125V DC電源	直流き電機	構造損傷	基礎溶接部	0.08	0.17	直流電源の喪失、(DG, 安全系補機の起動不能)	
OB:125V DC電源	直流き電機	機能損傷	機能損傷	2.70	1.49	直流電源の喪失、(DG, 安全系補機の起動不能)	
OB:125V DC電源	直流き電機	構造損傷	基礎溶接部	0.13	0.23	直流電源の喪失、(DG, 安全系補機の起動不能)	
OB:125V DC電源	直流き電機	機能損傷	基礎ボルト	32.89	22.07	直流電源の喪失、(DG, 安全系補機の起動不能)	
OB:125V DC電源	直流き電機	構造損傷	基礎溶接部	0.17	0.17	直流電源の喪失、(DG, 安全系補機の起動不能)	
OB:125V DC電源	直流き電機	機能損傷	機能損傷	3.45	1.88	バッテリーの機能喪失。	
OB:125V DC電源	直流き電機	構造損傷	柱	0.19	0.19	非常用6.6kV母線の機能喪失。	
OB:125V DC電源	直流き電機	機能損傷	機能損傷	2.05	1.11	非常用6.6kV母線の機能喪失。	
OB:125V DC電源	直流き電機	構造損傷	基礎溶接部	0.14	0.23	非常用6.6kV母線の機能喪失。	
OB:125V DC電源	直流き電機	機能損傷	機能損傷	7.33	3.84	非常用6.6kV母線の機能喪失。	
OB:125V DC電源	直流き電機	構造損傷	基礎溶接部	0.19	0.21	非常用6.6kV母線の機能喪失。	
OB:125V DC電源	直流き電機	機能損傷	機能損傷	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 機能維持設備では内能機間本体と一体として評価されるため、内能機間を代表とする。	
OB:125V DC電源	直流き電機	構造損傷	基礎ボルト	6.16	4.07	非常用所内電源の機能喪失。	

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (6/20)

	役 機	損傷モード	評価部位	大振3号炉		影 響
				Median(G) β _a	HOLPF(G)	
OE:6.8kV非常用電源DG	内照機罩	機能損傷	機罩本体	2.24	1.29	非常用所内電源の機能喪失。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	基礎ボルト	0.14 0.19 8.27 0.09 0.17	5.46	非常用所内電源の機能喪失。
OE:6.8kV非常用電源DG	連結機	機能損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	駆動装置及び非常用潤滑装置	機能損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	DG駆動配管	構造損傷	配管本体	11.65 0.31 0.35	3.92	非常用所内電源の機能喪失。
OE:6.8kV非常用電源DG		機能損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	駆動装置	機能損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	供膳線電設置	機能損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	シリンダ弁排水タンク	構造損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG		機能損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	シリンダ弁排水ポンプ	構造損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG		機能損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	排水冷却器	構造損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG		機能損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料弁排水タンク	構造損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG		機能損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内照機罩に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内照機罩で代表。

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (7/20)

	役 機	損傷モード	評価部位	大数3号炉		影 響
				Median(G)	HOLPF(G)	
				β_a	β_j	
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料井外却水弁装置	構造損傷		-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料井外却水ポンプ	機能損傷		-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料井外却水ポンプ	構造損傷		-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料油コン器	構造損傷		-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	潤滑油弁装置	構造損傷		-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	潤滑油ポンプ	機能損傷		-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	潤滑油タンク	構造損傷		-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	ディーゼル発電機制御盤	機能損傷		2.94	1.59	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	ディーゼル発電機制御盤	構造損傷	ボルト	0.14	7.99	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	ディーゼル発電機コントロールセンタ	機能損傷		0.23	2.39	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	ディーゼル発電機コントロールセンタ	構造損傷	基礎溶接部	15.37	11.69	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	DG燃料油貯蔵タンク	構造損傷		0.20	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	DG燃料油貯蔵タンク	機能損傷		0.21	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	DG燃料移送ポンプ	構造損傷		4.41	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料サービスタンク	構造損傷		0.14	11.23	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料サービスタンク	機能損傷		0.23	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料サービスタンク	構造損傷		17.71	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料サービスタンク	機能損傷		0.09	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料サービスタンク	構造損傷		0.17	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料サービスタンク	機能損傷		-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料サービスタンク	構造損傷		-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料サービスタンク	機能損傷		-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料サービスタンク	構造損傷		17.00	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料サービスタンク	機能損傷		0.09	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料サービスタンク	構造損傷		0.17	-	非常用所内電源の機能喪失。 内装機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内装機関で代表。

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (8/20)

	設 備	損傷モード	評価部位	大数3号炉		影 響
				Median(G) β _a	HOLPF(G) β _j	
OE:6.8kV非常用電源DG	燃料サービスタンク水位	機能損傷			-	非常用所内電源の機能喪失。 内蔵機器に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内蔵機器で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	DG燃料供給ポンプ	機能損傷			-	非常用所内電源の機能喪失。 内蔵機器に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内蔵機器で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	D/G出力電圧	構造損傷	11.02		-	非常用所内電源の機能喪失。 内蔵機器に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内蔵機器で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	起動空焚ため	構造損傷	0.14	5.98		電源系の長時間運転のためには、外乱や外部電源復旧を考慮する。D/Gの状態監視が必要であり、当該機器の復旧により長時間に及ぶことを想定する。
OE:6.8kV非常用電源DG	主始動弁(電磁弁を含む)	構造損傷	4.27	2.87		非常用所内電源の機能喪失。
OE:6.8kV非常用電源DG	潤滑油主フィルタ	機能損傷	0.09		-	非常用所内電源の機能喪失。 内蔵機器に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内蔵機器で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG	ディーゼル発電機空冷ファン	機能損傷	0.15		-	非常用所内電源の機能喪失。 内蔵機器に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内蔵機器で代表。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	3.29	2.21		D/Gのサポート機能が喪失する。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	0.09	6.58		D/Gのサポート機能が喪失する。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	9.96			D/Gのサポート機能が喪失する。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	0.09	0.17		D/Gのサポート機能が喪失する。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	92.84	48.70		D/Gのサポート機能が喪失する。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	0.20			D/Gのサポート機能が喪失する。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	5.30	1.88		D/Gのサポート機能が喪失する。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	0.31			D/Gのサポート機能が喪失する。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	0.33			D/Gのサポート機能が喪失する。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	2.65	1.41		D/Gのサポート機能が喪失する。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	0.20			D/Gのサポート機能が喪失する。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	0.20			D/Gのサポート機能が喪失する。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	5.55	2.91		D/Gのサポート機能が喪失する。 タンクの耐震評価は、構造損傷が即座に損傷となるため、機能評価にラジリティを記載。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	0.20			D/Gのサポート機能が喪失する。
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	0.20			D/Gのサポート機能が喪失する。 タンクの耐震評価は、構造損傷が即座に損傷となるため、機能評価にラジリティを記載。

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (9/20)

	設 備	損傷モード	評価部位	大振9号序			影 響
				Median(G) β _a	HOLPF(G)		
OE:6.8kV非常用電源DG		機能損傷	駆動部	2.88	1.42	・DGのサポート機能が喪失する。	
OE:6.8kV非常用電源DG	ディーゼル発電機停止タンバ	構造損傷	-	0.20	-	・DGのサポート機能が喪失する。 タンバの耐震評価は、構造損傷が即座に損傷となるため、機能損傷にフラジリティを記載。	
OE:6.8kV非常用電源DG		機能損傷	-	0.19	-	・DGのサポート機能が喪失する。	
OE:6.8kV非常用電源DG	ディーゼル発電機温度設計	機能損傷	-	5.64	3.01	・DGのサポート機能が喪失する。	
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	-	0.15	-	・DGのサポート機能が喪失する。 タンバの耐震評価は、構造損傷が即座に損傷となるため、機能損傷にフラジリティを記載。	
OE:6.8kV非常用電源DG	ディーゼル発電機給気ファン取組操作箱	機能損傷	-	0.23	-	・DGのサポート機能が喪失する。	
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷	ボルト	42.72	28.68	・DGのサポート機能が喪失する。	
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷		0.08			
OE:6.8kV非常用電源DG		構造損傷		0.17			
OF:440V非常用電源		機能損傷	-	1.85	1.24	非常用440V/パワーセンター母線の機能喪失。	
OF:440V非常用電源	パワーセンタ	機能損傷	-	0.08			
OF:440V非常用電源		構造損傷	基礎接続部	0.15	4.74	非常用440V/パワーセンター母線の機能喪失。	
OF:440V非常用電源		構造損傷		9.05			
OF:440V非常用電源		機能損傷	-	0.21	-	非常用440V母線の機能喪失。 ボルトが破断しない限り損傷することが考えにくいので、構造損傷で代表。	
OF:440V非常用電源	動力変圧器	機能損傷	-	-	-		
OF:440V非常用電源		構造損傷	基礎ボルト	11.22	5.88	非常用440V母線の機能喪失。	
OF:440V非常用電源		構造損傷		0.19			
OF:440V非常用電源		機能損傷	-	0.21			
OF:440V非常用電源		機能損傷	-	4.05	2.23	非常用440V/電子制御ユニット母線の機能喪失。	
OF:440V非常用電源		構造損傷		0.13			
OF:440V非常用電源		構造損傷		0.23			
OF:440V非常用電源	電子制御ユニット	機能損傷	-	12.11	8.13	非常用440V/電子制御ユニット母線の機能喪失。	
OF:440V非常用電源		構造損傷	基礎接続部	0.08			
OF:440V非常用電源		構造損傷		0.17			
OH:115V計装用電源		機能損傷	-	10.00	5.43	計装用電源の喪失。	
OH:115V計装用電源	インバータ(計装用電源)	機能損傷	-	0.14			
OH:115V計装用電源		構造損傷	基礎ボルト	42.72	28.68	計装用電源の喪失。	
OH:115V計装用電源		構造損傷		0.08			
OH:115V計装用電源		機能損傷	-	6.69			
OH:115V計装用電源		機能損傷	-	0.14	3.63	計装用電源の喪失。	
OH:115V計装用電源		構造損傷		0.23			
OH:115V計装用電源	計装用電源	機能損傷	-	43.17	28.67	計装用電源の喪失。	
OH:115V計装用電源		構造損傷	基礎ボルト	0.08			
OH:115V計装用電源		構造損傷		0.17			

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a.4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (10/20)

項目	設備	損傷モード	評価部位	大数3分布		影響
				Median(G) β _a	HOLPF(G)	
OH:115V 計装用電源	計装用交流電源切替装置	機能損傷		1.76	計装用電源の喪失。	
		構造損傷	基礎ボルト	23.18	計装用電源の喪失。	
OK:非常用炉心冷却設備作動信号	格納容器内圧力	機能損傷		2.26	格納容器スプレイ系、非常用炉心冷却設備作動信号の機能喪失。	
		構造損傷		2.70		
OK:非常用炉心冷却設備作動信号	加圧器圧力	機能損傷		1.46	非常用炉心冷却設備作動信号の機能喪失。	
		構造損傷		0.23		
OJ:原子炉トリップ	原子炉トリップ遮断装置	機能損傷		1.75	原子炉トリップ機能の喪失。	
		構造損傷	基礎ボルト	9.07	原子炉トリップ機能の喪失。	
OJ:原子炉トリップ	地震加速感計	機能損傷		0.88	原子炉トリップ機能の喪失。	
		構造損傷		0.23		
OS:高圧注入系	高圧注入ポンプ	機能損傷		9.52	高圧注入ポンプの機能喪失。	
		構造損傷	基礎ボルト	4.93	高圧注入ポンプから燃料取替用水が噴出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	
OS:高圧注入系	高圧注入ポンプ駆動装置	機能損傷		2.81	高圧注入ポンプの機能喪失。	
		構造損傷	ボルト	28.68	高圧注入ポンプの機能喪失。	
OM:低圧注入系	余熱除去ポンプ	機能損傷		9.52	余熱除去ポンプの機能喪失。	
		構造損傷	基礎ボルト	6.00	余熱除去ポンプから燃料取替用水が噴出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	
OM:低圧注入系	余熱除去ポンプ駆動装置	機能損傷		2.81	余熱除去ポンプの機能喪失。	
		構造損傷	ボルト	28.68	余熱除去ポンプの機能喪失。	
OM:低圧注入系	余熱除去装置	機能損傷		2.10	余熱除去装置の機能喪失により、余熱除去ミニフローラインの閉塞に失敗し、余熱除去系が機能喪失となる。	
		構造損傷		0.23		

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (11/20)

	役 機	損傷モード	評価部位	大森3号炉		影 響
				Median(G) β _a	HOLPF(G)	
OK: 格納容器スフレイ系	格納容器スフレイヘッド	構造損傷	配管本体	4.52	2.24	格納容器スフレイ系の機能喪失に至る。
		機能損傷	-	6.87	3.85	格納容器スフレイポンプの機能喪失により格納容器スフレイ系が機能喪失に至る。
CI: RWSP	格納容器スフレイポンプ	構造損傷	基礎ボルト	7.18	4.75	格納容器スフレイポンプから燃料取扱用水が流出し、燃料取扱用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。
OK: 格納容器スフレイ系	格納容器スフレイポンプ現場盤	機能損傷	-	5.18	2.81	格納容器スフレイポンプの機能喪失により格納容器スフレイ系が機能喪失に至る。
		構造損傷	ボルト	42.72	28.68	格納容器スフレイポンプの機能喪失により格納容器スフレイ系が機能喪失に至る。
OK: 格納容器スフレイ系	よう素除去薬品タンク	構造損傷	基礎ボルト	4.74	3.13	よう素除去薬品タンクの構造損傷により [] により機能喪失する。
CI: RWSP	高圧注入配管	構造損傷	配管本体	2.86	1.39	高圧注入配管から燃料取扱用水が流出し、燃料取扱用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。
CI: RWSP	低圧注入配管	構造損傷	配管本体	0.25	0.25	低圧注入配管から燃料取扱用水が流出し、燃料取扱用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。
CI: RWSP	充てん系配管	構造損傷	配管本体	11.65	3.92	充てん系配管から燃料取扱用水が流出し、燃料取扱用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。
CI: RWSP	スフレイライン配管	構造損傷	配管本体	0.31	3.92	スフレイライン配管から燃料取扱用水が流出し、燃料取扱用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。
CI: RWSP	RWSP系配管	構造損傷	配管本体	0.31	3.92	RWSP系配管 (RWSP加熱器廻り) から燃料取扱用水が流出し、燃料取扱用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。
CI: RWSP	燃料取扱用水ピット	構造損傷	(EB27)	2.60	1.44	燃料取扱用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。
-	燃料取扱用水ポンプ	機能損傷	-	-	-	燃料取扱用水系は、ATWS時に [] しているため、考慮しない。
CI: RWSP	電動機取付ボルト	構造損傷	電動機取付ボルト	0.09	19.00	RWSPポンプの構造損傷により、燃料取扱用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。
OC: 海水系	海水系配管	構造損傷	配管本体	0.31	3.92	海水系配管が損傷し、海水系機能喪失に至る。
OC: 海水系	原子炉格納冷却水冷却器	構造損傷	銅板	0.08	1.27	原子炉格納冷却水冷却器から海水が流出し、海水系機能喪失に至る。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a.4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (12/20)

	設 備	損傷モード	評価部位	大抵3号炉			影 響
				Median(%)		HOLPF(G)	
				β_{10}	$\beta_{0.1}$		
00:海水系		機軸損傷 機受損傷	機軸 機受	3.55 0.15	1.74	海水ポンプの機能喪失により海水系喪失に至る。	
00:海水系	海水ポンプ	構造損傷	振れ止め押えボルト	4.41 0.23 0.22	2.14	海水ポンプから海水が流出し、海水系喪失に至る。	
00:海水系		機軸損傷	-	5.18 0.14	2.81	海水ポンプの機能喪失により海水系喪失に至る。	
00:海水系	海水ポンプ駆動装置	構造損傷	ボルト	42.72 0.98 0.17	28.68	海水ポンプの機能喪失により海水系喪失に至る。	
03:空調用冷水設備		機軸損傷	-	2.30 0.13	1.35	空調用冷水系による冷却失敗。	
00:海水系	空調用冷水機	構造損傷	基礎ボルト	4.46 0.08 0.17	2.99	空調用冷水機から海水が流出し、海水系喪失に至る。	
00:海水系		構造損傷	-	4.59 0.08 0.10	3.62	海水取水がでまなくなり、海水系喪失に至る。	
00:海水系	海水取水ライン構造物	構造損傷	基礎ボルト	4.93 0.00 0.96	3.65	海水ストレーナーから海水が流出し、海水系喪失に至る。	
0L:精製冷却水系		機軸損傷	-	6.89 0.09	3.75	原子炉精製冷却水ポンプの機能喪失。	
0L:精製冷却水系	原子炉精製冷却水ポンプ	構造損傷	電動機取付ボルト	9.34 0.38 0.17	6.27	原子炉精製冷却水ポンプからCCWが流出し、CCW喪失に至る。	
0L:精製冷却水系		機軸損傷	-	5.18 0.14	2.81	原子炉精製冷却水ポンプの機能喪失。	
0L:精製冷却水系	原子炉精製冷却水ポンプ駆動装置	構造損傷	ボルト	42.72 0.98 0.17	28.68	原子炉精製冷却水ポンプの機能喪失。	
0L:精製冷却水系		構造損傷	配管本体	11.65 0.11	3.92	精製冷却水系配管からCCWが流出し、CCW喪失に至る。	
0L:精製冷却水系	原子炉精製冷却水ポンプサージタンク	構造損傷	筒板	5.99 0.09 0.17	3.38	サージタンク構造損傷によってCCWが流出し、CCW喪失に至る。	
0L:精製冷却水系		構造損傷	筒板	2.53 0.09 0.17	1.67	余熱除去冷却器からCCWが流出し、CCW喪失に至る。	
0L:精製冷却水系	精製冷却水系配管	構造損傷	基礎ボルト	2.49 0.09 0.17	1.64	精製冷却水系配管からCCWが流出し、CCW喪失に至る。	

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (14/20)

	設 備	操 縦 模 式	評 価 部 位	大 抵 3 号 号		影 響
				Median(G) β ₀	HCLPF(0)	
OK: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ	機能評価	ペーン	5.59 0.20 0.20	2.91	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。
OK: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ	構造評価	-	-	-	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。 タンクの前置評価は、構造評価が即機能評価となるため、機能評価にフラジリティを記載。
OK: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ	機能評価	駆動部	2.42 0.20 0.19	1.20	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。
OK: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ	構造評価	-	-	-	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。 タンクの前置評価は、構造評価が即機能評価となるため、機能評価にフラジリティを記載。
OK: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ	機能評価	-	5.64 0.15 0.23	3.01	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。
OK: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ	構造評価	-	-	-	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。 構造評価であるボルトの耐力は、機能評価に比べ十分高いため、機能評価を記載とする。
OK: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ	機能評価	-	5.18 0.14 0.23	2.81	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。
OK: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ	構造評価	ボルト	42.72 0.08 0.17	28.68	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。
OY: タービン駆動補助給水ポンプ	タービン駆動補助給水ポンプ	機能評価	-	14.18 0.10 0.15	9.37	タービン駆動補助給水ポンプの機能喪失。
OO: 補助給水系	タービン駆動補助給水ポンプ	構造評価	電動機取付ボルト	23.24 0.09 0.17	15.34	タービン駆動補助給水ポンプから漏水ヒート水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る。
OY: タービン駆動補助給水ポンプ	タービン駆動補助給水ポンプ	機能評価	-	2.46 0.20 0.27	1.16	タービン駆動補助給水ポンプ駆動弁の機能評価によりタービン駆動補助給水ポンプが機能喪失。
OY: タービン駆動補助給水ポンプ	タービン駆動補助給水ポンプ	構造評価	-	-	-	タービン駆動補助給水ポンプ駆動弁の構造評価によりタービン駆動補助給水ポンプが機能喪失。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造評価は配管部のフラジリティで考慮する。
OY: タービン駆動補助給水ポンプ	タービン駆動補助給水ポンプ	機能評価	-	30.05 0.14 0.19	17.43	タービン駆動補助給水ポンプ駆動弁逆止弁の機能評価によりタービン駆動補助給水ポンプが機能喪失。
OY: タービン駆動補助給水ポンプ	タービン駆動補助給水ポンプ	構造評価	-	-	-	タービン駆動補助給水ポンプ駆動弁逆止弁の構造評価によりタービン駆動補助給水ポンプが機能喪失。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造評価は配管部のフラジリティで考慮する。
OY: タービン駆動補助給水ポンプ	タービン駆動補助給水ポンプ	機能評価	弁取付部	3.13 0.08 0.15	2.14	タービン駆動補助給水ポンプの機能喪失。
OY: タービン駆動補助給水ポンプ	タービン駆動補助給水ポンプ	構造評価	-	7.09 0.21 0.21	3.55	タービン駆動補助給水ポンプの機能喪失。
OO: 補助給水系	補助給水系	機能評価	-	-	-	補助給水失敗。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造評価は配管部のフラジリティで考慮する。

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (15/20)

	設備	損傷モード	評価部位	大振3号準		影響
				Median(G) β _a	HCLPF(G) β _u	
QE: 6.6kV非常用電源DG Q3: 空調用冷水設備 Q4: 安全補機閉閉器空調整系 QX: 電動補助給水ポンプ QT: 制御用空気系 QR: 再循環切替	換気空調盤	機能損傷	-	6.69	3.63	換気空調盤の機能喪失により、当該緩和系の機能喪失に至る。
				0.14		
				0.23		
				-		
QE: 6.6kV非常用電源DG Q3: 空調用冷水設備 Q4: 安全補機閉閉器空調整系 QX: 電動補助給水ポンプ QT: 制御用空気系 QR: 再循環切替	換気空調盤	構造損傷	-	-	-	換気空調盤の機能喪失により、当該緩和系の機能喪失に至る。 十分な耐力があるため、機能損傷のフラジリティで代表。
				-		
				-		
				-		
Q3: 空調用冷水設備	空調用冷水系統制御盤	機能損傷	-	3.24	1.78	空調用冷水系の機能喪失。
				0.13		
				0.23		
				12.33		
Q3: 空調用冷水設備	-	構造損傷	ボルト	0.08	8.27	空調用冷水系の機能喪失。
				0.17		
				21.44		
				0.08		
Q3: 空調用冷水設備	空調用冷水ポンプ	機能損傷	ポンプ(軸)	0.17	14.39	空調用冷水系の機能喪失。
				23.78		
				0.08		
				0.17		
Q3: 空調用冷水設備	-	構造損傷	原動機 取付ボルト	0.08	19.31	空調用冷水系の機能喪失。
				0.17		
				2.45		
				0.09		
Q3: 空調用冷水設備	空調用冷水循環タンク	構造損傷	基礎ボルト	0.17	1.64	空調用冷水系の機能喪失。
				2.78		
				0.08		
				0.17		
Q3: 空調用冷水設備	安全補機閉閉器空調整ユニット (冷水/冷却コントロール含む)	構造損傷	基礎ボルト	1.86	1.86	空調用冷水系の機能喪失。
				0.08		
				0.17		
				4.80		
Q3: 空調用冷水設備	中央制御室空調ユニット	構造損傷	基礎ボルト	0.08	3.29	空調用冷水系の機能喪失。
				0.17		
				3.75		
				0.25		
Q3: 空調用冷水設備	-	機能損傷	弁本体	0.25	1.69	空調用冷水系の機能喪失。
				0.25		
				-		
				-		
Q3: 空調用冷水設備	流量調整弁	構造損傷	-	-	-	空調用冷水系の機能喪失。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。
				-		
				-		
				-		
Q3: 空調用冷水設備	隔離弁	機能損傷	弁本体	3.75	1.69	空調用冷水系の機能喪失。
				0.25		
				0.25		
				-		
Q3: 空調用冷水設備	-	構造損傷	-	-	-	空調用冷水系の機能喪失。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。
				-		
				-		
				-		
Q3: 空調用冷水設備	逆止弁	機能損傷	弁本体	3.75	1.69	空調用冷水系の機能喪失。
				0.25		
				0.25		
				-		
Q3: 空調用冷水設備	-	構造損傷	-	-	-	空調用冷水系の機能喪失。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。
				-		
				-		
				-		
Q3: 空調用冷水設備	空調用冷水配管(手動弁含む)	構造損傷	配管本体	5.33	1.93	空調用冷水系の機能喪失。
				0.31		
				0.31		
				-		

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (16/20)

	説 構	損傷モード	評価部位	大振動時			影 響
				Median(G)	HCLPF(G)		
03:空調用冷水設備	空調用冷水ポンプ駆動操作箱	機能損傷	—	2.81	空調用冷水系の機能喪失。		
		構造損傷	ボルト	28.68	空調用冷水系の機能喪失。		
03:空調用冷水設備	安全補修装置制御ユニット(冷水市部コイルを含む)	機能損傷	コイル	6.12	空調用冷水系の機能喪失。		
		構造損傷	基礎(取付)ボルト	1.57	安全補修装置空調設備の機能喪失。		
04:安全補修装置空調系	安全補修装置空調ファン	機能損傷	基礎(取付)ボルト	1.57	安全補修装置空調設備の機能喪失。		
		構造損傷	コイル	1.51	安全補修装置空調設備の機能喪失。		
04:安全補修装置空調系	非安全系機器室至給気加熱コイル	機能損傷	接続ボルト	10.74	安全補修装置空調設備の機能喪失。		
		構造損傷	—	1.88	安全補修装置空調設備の機能喪失。		
04:安全補修装置空調系	計算機室加湿器	機能損傷	—	2.55	安全補修装置空調設備の機能喪失。		
		構造損傷	コイル	1.51	安全補修装置空調設備の機能喪失。		
04:安全補修装置空調系	SWGR室空調系ダクト(手動ダンパ含む)	機能損傷	—	2.91	安全補修装置空調設備の機能喪失。		
		構造損傷	ボーン	2.23	安全補修装置空調設備の機能喪失。		
04:安全補修装置空調系	安全補修装置室至ガス作動ダンパ	機能損傷	リンク	1.69	安全補修装置空調設備の機能喪失。		
		構造損傷	—	—	安全補修装置空調設備の機能喪失。 井が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、井の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。		
04:安全補修装置空調系	安全補修装置室至防火ダンパ	機能損傷	—	—	安全補修装置空調設備の機能喪失。 井が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、井の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。		
		構造損傷	—	—	安全補修装置空調設備の機能喪失。		
04:安全補修装置空調系	安全補修装置室至止ダンパ	機能損傷	—	—	安全補修装置空調設備の機能喪失。 井が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、井の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。		
		構造損傷	—	—	安全補修装置空調設備の機能喪失。		
04:安全補修装置空調系	安全補修装置室至止井	機能損傷	—	—	安全補修装置空調設備の機能喪失。 井が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、井の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。		
		構造損傷	—	—	安全補修装置空調設備の機能喪失。		
04:安全補修装置空調系	安全補修装置室至通気計	機能損傷	—	—	安全補修装置空調設備の機能喪失。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べ十分高いため、機能損傷を代表とする。		
		構造損傷	—	—	安全補修装置空調設備の機能喪失。		
04:安全補修装置空調系	1次補修装置給気加熱コイル	機能損傷	コイル	1.88	安全補修装置空調設備の機能喪失。		
		構造損傷	—	0.19	安全補修装置空調設備の機能喪失。		

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (17/20)

	設備	故障モード	評価部位	大抵3号序		影響
				Median(G) E _m E _u	HCLPF(G)	
04:安全補機閉閉器室空調系	安全補機閉閉器室空調ファン取組操作部	機械損傷		5.18 0.14 0.22	2.81	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失。
04:安全補機閉閉器室空調系		構造損傷	ボルト	42.72 0.17	28.68	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失。
04:安全補機閉閉器室空調系	安全補機閉閉器室給気加熱コイル	構造損傷	コイル	3.54 0.19 0.29	1.88	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失。
04:安全補機閉閉器室空調系	コントロールセンター送給気加熱コイル	構造損傷	コイル	3.51 0.19 0.19	1.88	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失。
04:安全補機閉閉器室空調系	計算機室給気加熱コイル	構造損傷	コイル	2.88 0.19 0.21	1.52	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失。
04:安全補機閉閉器室空調系	制御機動装置電源室給気加熱コイル	構造損傷	コイル	2.64 0.19 0.19	1.41	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失。
07:制御用空気系	制御用空気系	機械損傷		3.74 0.14 0.23	2.03	制御用空気系配管の機能喪失。
07:制御用空気系	制御用空気系圧縮機制御部	構造損傷	ボルト	25.78 0.09 0.17	10.00	制御用空気系圧縮機の機能喪失。
07:制御用空気系	制御用空気系配管	構造損傷	配管本体	11.65 0.31 0.35	3.92	制御用空気系の機能喪失。
07:制御用空気系	制御用空気系	構造損傷	銅板	6.97 0.09 0.17	4.60	空気配管の構造損傷により制御用空気系の機能喪失に至る。
07:制御用空気系	制御用空気系	構造損傷	圧縮機	2.49 0.14 0.19	1.44	制御用空気系圧縮機の機能喪失。
04:補機冷却水系	制御用空気系圧縮機	構造損傷	圧縮機取付ボルト	7.87 0.09 0.17	5.19	制御用空気系圧縮機の構造損傷によりOCWAが流出する。
07:制御用空気系	制御用空気系供給母管圧力	機械損傷		2.99 0.14 0.23	1.62	制御用空気系ヘッド閉鎖失敗を想定。
07:制御用空気系	制御用空気系圧縮機室給気ファン	構造損傷		3.81 0.08 0.15	2.60	制御用空気系圧縮機室の空調喪失により、制御用空気系圧縮機が機能喪失する。
07:制御用空気系	制御用空気系圧縮機室給気ファン	構造損傷	電動機取付ボルト	21.96 0.09 0.17	14.10	制御用空気系圧縮機室の空調喪失により、制御用空気系圧縮機が機能喪失する。
07:制御用空気系	制御用空気系圧縮機室給気ファン	構造損傷	リンク	2.65 0.20 0.20	1.41	制御用空気系圧縮機室の空調喪失により、制御用空気系圧縮機が機能喪失する。
07:制御用空気系	制御用空気系圧縮機室給気ファン	構造損傷		- - -	-	制御用空気系圧縮機室の空調喪失により、制御用空気系圧縮機が機能喪失する。 タンクの耐震評価は、構造損傷が即座に機能喪失と見做しているため、機能損傷にフラジリティを記載。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (18/20)

	設備	故障モード	評価部位	大抵3号序		影響
				Median(G) β _n	HCLPF(G)	
OT: 制御用空気系	制御用空気圧機検査給排気系ダクト	構造損傷		5.30	1.88	制御用空気圧機検査の空調機失により、制御用空気圧機検査が機能喪失する。
OT: 制御用空気系	制御用空気圧機検査防炎ダンパ	機能損傷	ペーン	5.53	2.91	制御用空気圧機検査の空調機失により、制御用空気圧機検査が機能喪失する。
OT: 制御用空気系	制御用空気圧機検査防炎ダンパ	構造損傷		0.20	-	制御用空気圧機検査の空調機失により、制御用空気圧機検査が機能喪失する。 ダンパの前置計圧は、構造損傷が即座に発生するため、機能損傷にフラジリティを記載。
OT: 制御用空気系	制御用空気圧機検査防炎ダンパ	機能損傷	駆動部	2.42	1.20	制御用空気圧機検査の空調機失により、制御用空気圧機検査が機能喪失する。
OT: 制御用空気系	制御用空気圧機検査フィルタ	構造損傷	フィルタ取付ボルト	0.20	48.70	制御用空気圧機検査の空調機失により、制御用空気圧機検査が機能喪失する。
OT: 制御用空気系	制御用空気圧機検査運搬計	機能損傷		3.17	1.69	制御用空気圧機検査の空調機失により、制御用空気圧機検査が機能喪失する。
OT: 制御用空気系	制御用空気圧機検査運搬計	構造損傷		0.15	-	制御用空気圧機検査の空調機失により、制御用空気圧機検査が機能喪失する。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べ十分高いため、機能損傷を記載とする。
OT: 制御用空気系	制御用空気圧機検査給排気ファン現場操作箱	機能損傷		0.23	-	制御用空気圧機検査の空調機失により、制御用空気圧機検査が機能喪失する。
OW: 充てん系	充てんポンプ(ラズ巻型)	機能損傷		5.18	2.81	制御用空気圧機検査の空調機失により、制御用空気圧機検査が機能喪失する。
OW: 充てん系	充てんポンプ(ラズ巻型)	構造損傷	ボルト	0.14	28.88	制御用空気圧機検査の空調機失により、制御用空気圧機検査が機能喪失する。
OW: 充てん系	再生熱交換器	機能損傷		42.72	9.52	充てんポンプ機能喪失。
OW: 充てん系	再生熱交換器	構造損傷	ポンプ基座ボルト	0.09	3.65	充てんポンプから燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失を想定する。
OW: 充てん系	再生熱交換器	機能損傷		5.53	2.81	充てんポンプ機能喪失。
OW: 充てん系	再生熱交換器	構造損傷	ボルト	0.08	28.88	充てんポンプ機能喪失。
OW: 充てん系	再生熱交換器	構造損傷	取付ボルト	0.17	1.83	再生熱交換器から充てんポンプが流出し、充てん注入の喪失に至る。
OW: 充てん系	再生熱交換器	機能損傷		3.45	-	任意動形の充てんポンプには適用しない。
OW: 充てん系	再生熱交換器	構造損傷	電動機基座ボルト	0.20	4.75	任意動形の充てんポンプから燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失を想定する。
OW: 充てん系	再生熱交換器	機能損傷		7.19	-	任意動形の充てんポンプには適用しない。
OW: 充てん系	再生熱交換器	構造損傷	電動機基座ボルト	0.09	4.75	任意動形の充てんポンプから燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失を想定する。
OW: 充てん系	再生熱交換器	機能損傷		0.17	-	任意動形の充てんポンプには適用しない。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (19/20)

	説 明	損傷モード	評価部位	大森3号炉			影 響
				Median(G)	HCLPF(G)		
OW: 充てん系	封水注入フィルタ	断板			2.92	封水注入フィルタから充てんライン水が流出し、充てん注入の漏失に至る。	
OW: 充てん系	充てんポンプ 送風制御盤	—			7.53	充てんポンプ機能喪失。	
OW: 充てん系	—	ボルト			57.01	充てんポンプ機能喪失。	
OW: 充てん系	—	—			2.07	充てんポンプ機能喪失。	
OW: 充てん系	—	ボルト			19.00	充てんポンプ機能喪失。	
OZ: 主蒸気隔離 OC: 補助給水系	—	—			1.79	主蒸気隔離弁の閉止に失敗。	
MB: 2次冷却系破断	主蒸気隔離弁 (電磁弁を含む)	—			—	主蒸気隔離弁の構造損傷により2次冷却系破断が発生、弁が復帰する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	
OC: 補助給水系 OZ: 主蒸気隔離	蒸気発生駆圧力 (主蒸気ライン圧力)	—			2.78 0.14 0.23	主蒸気隔離弁の閉止に失敗する。また、2次冷却系の冷却において、主蒸気圧力高値号による主蒸気減がし弁の閉に失敗する。	
OR: 再循環切替	燃料取替用水ピット水位	—			2.99 0.14 0.23	燃料取替用水の水位低信号の発生により、再循環切替操作できず、再循環切替に失敗する。	
OR: 再循環切替	安全補給室冷却ファン	—			2.87 0.14 0.19	SP、RHRRP、GSP、CHPの空調による冷却機能が喪失する。	
OR: 再循環切替	—	基礎 (取付)ボルト			6.37	SP、RHRRP、GSP、CHPの空調による冷却機能が喪失する。	
OR: 再循環切替	安全補給室冷却系ダクト (手動ダンパ含む)	—			5.30 0.31 0.33	SP、RHRRP、GSP、CHPの空調による冷却機能が喪失する。	
OR: 再循環切替	安全補給室防火ダンパ	ペーン			2.91 0.20 0.20	SP、RHRRP、GSP、CHPの空調による冷却機能が喪失する (I-VS-SB代表)。	
OR: 再循環切替	—	—			—	SP、RHRRP、GSP、CHPの空調による冷却機能が喪失する。タンクの前面評価は、構造損傷が即座に損傷となるため、機能損傷にフラジリティを記載。	
OR: 再循環切替	—	駆動部			2.42 0.20 0.19	SP、RHRRP、GSP、CHPの空調による冷却機能が喪失する。	
OR: 再循環切替	安全補給室遮断ダンパ	—			—	SP、RHRRP、GSP、CHPの空調による冷却機能が喪失する。タンクの前面評価は、構造損傷が即座に損傷となるため、機能損傷にフラジリティを記載。	

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (20/20)

	設 備	故障モード	評価部位	大筋β号呼		影 響
				Median(G) β _a	HCLPF(G)	
OR:再循環切替	安全補給室停止弁	機能故障	弁本体	3.75 0.25 0.25	1.69	SIP、RHHP、OSP、CHPの空調による冷却機能が喪失する。
OR:再循環切替		構造故障	-	-	-	SIP、RHHP、OSP、CHPの空調による冷却機能が喪失する。
OR:再循環切替	格納容器再循環サブA/B	構造故障	-	-	-	再循環サブからの取水に失敗する。 十分な耐力があるため、再循環サブスクリーンのフラジリティで代表。
OR:再循環切替	再循環サブスクリーン	構造故障	基礎ボルト	3.13 0.09 0.23	1.87	再循環サブからの取水に失敗する。
OR:再循環切替		機能故障	-	5.64 0.15 0.23	3.01	SIP、RHHP、OSP、CHPの空調による冷却機能が喪失する。
OR:再循環切替	安全補給室温度計	構造故障	-	-	-	SIP、RHHP、OSP、CHPの空調による冷却機能が喪失する。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べ十分高いため、機能損傷を代表とする。
OR:再循環切替		機能故障	-	5.18 0.14 0.23	2.81	SIP、RHHP、OSP、CHPの空調による冷却機能が喪失する。
OR:再循環切替	安全補給室冷却ファン現場操作箱	構造故障	ボルト	42.72 0.08 0.17	28.68	SIP、RHHP、OSP、CHPの空調による冷却機能が喪失する。
O1:灌注入系	灌注タンク	構造故障	基礎ボルト	2.62 0.20 2.86	1.39	灌注タンクの構造損傷により、灌注入機能が喪失する。
O1:灌注入系	灌注入配管	構造故障	配管本体	0.20 0.20 0.25	1.39	灌注入配管の構造損傷により、灌注入機能が喪失する。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.b-1 表 主要な活断層 (FO-A～FO-B断層) の震源モデルの諸元(1/2)

	断層長 (km)	上端深さ (km)	下端深さ (km)	傾斜角 (°)	地震規模		等価震源距離 X _{eq} (km)	年発生頻度
					M 松田式	M 断層面積に よる評価		
FO-A～ FO-B断層	35	3～5	18	90 75	7.4	7.1～7.3	7 ^ス °リテイ位置に 応じた値	8.99E-05
FO-A断層	24	3～5	18	90 75	7.1	6.9～7.0	7 ^ス °リテイ位置に 応じた値	1.31E-4
FO-B断層	11	4	18	90	6.6	6.4	29.4	2.86E-04

※FO-A断層単独の場合のみ、FO-B断層を上記の諸元で考慮する。

第 1.2.1.b-1 表 主要な活断層 (FO-A～FO-B断層以外の断層) の震源モデルの諸元(2/2)

	断層長 (km)	地震規模		等価震源距離 X _{eq} (km)	年発生頻度
		M 松田式	M 断層面積に よる評価		
1 熊川断層	23*	7.1	6.8	20.4	1.37E-04
2 上林川断層	39.5	7.5	7.3	37.3	8.07E-05
3 三方断層	27	7.2	7.1	31.3	1.17E-04
4 大陸棚外縁～B～野坂断層	49	7.7	6.8	35.3	6.42E-05
5 花折断層	58	7.8	7.6	43.1	5.43E-05

※地震動評価上の長さ

第 1.2.1.c-1-1 表 考慮する不確かさ要因の例

評価方法		偶然的不確かさ (β_R)	認識論的不確かさ (β_U)
建物 構築物	現実的耐力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 構造材料定数 ・ 損傷限界時ひずみ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 施工精度 ・ 実験データの統計的精度 ・ 耐力評価式の誤差
	現実的応答	<ul style="list-style-type: none"> ・ 構造材料定数 ・ 地盤材料定数 	<ul style="list-style-type: none"> ・ モデル形態 ・ 剛性評価の仮定 ・ 復元力特性のモデル化 ・ 耐震要素の評価範囲

第 1.2.1.c-1-2 表 損傷限界点の現実的な値 (地震 P S A 学会標準)

損傷限界点の指標		平均値	変動係数
せん断ひずみ	ボックス壁	5.36×10^{-3}	0.24
	円筒壁	9.77×10^{-3}	0.33

第 1.2.1.c-1-3 表 地盤物性値 (大飯サイト)

地層 E.L. (m)	地盤せん断波 速度 V_s (m/s)	密度 ρ (t/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	ヤング係数 E (N/mm ²)
-60 以浅	2,240	2.7	0.35	1.35×10^4	3.65×10^4
-60 以深	2,510	2.7	0.34	1.70×10^4	4.56×10^4

第 1.2.1.c-1-4 表 物性値 (原子炉建屋)

部 位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰定数 h (%)
原子炉格納容器(C/V)	コンクリート : Fc=44.1 (N/mm ²) (Fc=450kgf/cm ²) 鉄筋 : SD40 (SD390 相当)	2.90 × 10 ⁴	1.21 × 10 ⁴	3
内部コンクリート (I/C) 原子炉周辺建屋 (E/B)	コンクリート : Fc=29.4 (N/mm ²) (Fc=300kgf/cm ²) 鉄筋 : I/C SD40 (SD390 相当) E/B SD35 (SD345 相当)	2.43 × 10 ⁴	1.01 × 10 ⁴	5
原子炉周辺建屋 (E/B)	鉄骨 : SM50 (SM490 相当)	2.05 × 10 ⁵	7.90 × 10 ⁴	2
蒸気発生器(S/G)	SQV2A 部材 : SG02	1.80 × 10 ⁵	6.92 × 10 ⁴	水平 : 3 鉛直 : 1
	SQV2B 部材 : SG03~SG09	1.85 × 10 ⁵	7.12 × 10 ⁴	水平 : 3 鉛直 : 1

第 1.2.1.c-1-5 表 物性値 (制御建屋)

部位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰 定数 h (%)
制御建屋(RC 造)	コンクリート : Fc=29.4(N/mm ²) (Fc=300kgf/cm ²) 鉄筋 : SD35 (SD345 相当)	2.43 × 10 ⁴	1.01 × 10 ⁴	5

第 1.2.1.c-1-6 表 現実的な物性値の評価方法

物性値		現実的な物性値の評価方法
構造材料定数	コンクリート強度 F_c	平均値：1.4×設計基準強度 変動係数：0.13
	コンクリートの減衰定数 h	平均値：5% 変動係数：0.25
	鉄筋の降伏強度 $s\sigma_y$	平均値：1.1×規格降伏点 変動係数：0.0（考慮しない）
地盤材料定数	地盤のせん断波速度 V_s	平均値：設計値 変動係数：0.10

第1.2.1.c-1-7表 解析モデル諸元 (原子炉建屋 水平 EW方向)

部位	質点 番号	高さ E.L. (m)	質量 (t)	回転慣性 ($\times 10^3 \text{ t}\cdot\text{m}^2$)	部材 番号	せん断断面積 (m^2)	断面2次 モーメント (m^4)
				EW		EW	EW
原子炉 格納 容器 (PCCV)	CV10	82.2	330	—	CV10	44	610
	CV09	80.7	1,480		CV09	76	13,480
	CV08	74.7	3,100		CV08	76	29,240
	CV07	65.6	3,530		CV07	83	39,780
	CV06	57.6	5,320		CV06	90	44,420
	CV05	47.0	4,820		CV05	90	44,420
	CV04	37.0	3,330		CV04	90	44,420
	CV03	33.6	2,490		CV03	90	44,420
	CV02	26.9	2,480		CV02	90	44,420
	CV01	23.1	2,280		CV01	90	44,420
内部 コンクリート (I/C)	IC19	48.0	200	—	IC19	7.5	164
	IC18	40.8	640		IC18	10	186
	IC17	43.9	400		IC17	5.0	53
	IC16	39.5	1,260		IC16	27	553
	IC15	33.6	2,660		IC15	72	5,720
	IC14	32.8	2,180		IC14	72	5,720
	IC13	26.0	4,160		IC13	86	7,120
	IC12	24.2	1,180		IC12	90	8,010
	IC11	22.9	4,190		IC11	126	10,820
蒸気 発生器 (S/G)	SG09	42.8	138.3	—	SG09	2.67	12.78
	SG08	39.5	358.4		SG08	2.67	12.78
	SG07	36.7	144.1		SG07	2.46	9.30
	SG06	35.0	153.8		SG06	1.76	4.99
	SG05	32.8	272.8		SG05	1.76	4.99
	SG04	30.4	159.1		SG04	1.87	5.31
	SG03	27.0	386.3		SG03	1.87	5.31
	SG02	25.2	42.7		SG02	14.14	72.45
	SG01	24.3	163.5		SG01		
原子炉 周辺建屋 (E/B)	EB33	42.6	2,360	—	EB33	30	1,170
	EB32	47.3	2,890	—	EB32	0.332*	—
	EB31	42.4	920	—	EB31	0.149*	—
	EB30	55.8	1,140	—	EB30	0.432*	—
	EB29	47.3	740	—	EB29	0.274*	—
	EB40	33.6	2,400	—			
	EB28	33.6	33,100	18,400	EB28	520	276,600
	EB27	26.0	44,900	23,300	EB27	580	328,100
基礎版 (B/M)	BS37	17.1	76,400	33,000	BS37	2,550	670,200
	(BS36)	10.0	—	—			
	BS35	7.0	116,700	46,000			
	(BS34)	6.0	—	—			

注) 網掛け: RC部材

※部: 等価せん断剛性 ($\times 10^6 \text{ kN/m}$) を示す。

第 1.2.1.c-1-8 表 解析モデル諸元 (原子炉建屋 水平 NS 方向)

部位	質点 番号	高さ E.L. (m)	質量 (t)	回転慣性 ($\times 10^3 \text{ t} \cdot \text{m}^2$)	部材 番号	せん断断面積 (m^2)	断面 2 次 モーメント (m^4)
				NS		NS	NS
原子炉 格納 容器 (PCCV)	CV10	82.2	330	—	CV10	44	610
	CV09	80.7	1,480		CV09	76	13,480
	CV08	74.7	3,100		CV08	76	29,240
	CV07	65.6	3,530		CV07	83	39,780
	CV06	57.6	5,320		CV06	90	44,420
	CV05	47.0	4,820		CV05	90	44,420
	CV04	37.0	3,330		CV04	90	44,420
	CV03	33.6	2,490		CV03	90	44,420
	CV02	26.9	2,480		CV02	90	44,420
	CV01	23.1	2,280		CV01	90	44,420
内部 コンクリート (I/C)	IC47	48.0	200	—	IC47	8.5	93
	IC46	40.8	640		IC46	10.3	115
	IC45	33.6	660		IC45	10.3	115
	IC43	26.0	470		IC43	15.7	270
	IC42	24.2	180		IC42	15.7	167
	IC41	21.6	290		IC41	15.7	270
	IC17	43.9	400		IC17	19.0	432
	IC16	39.5	1,260		IC16	30.0	868
	IC15	33.6	2,200		IC15	68.7	5,975
	IC14	32.8	1,950		IC14	68.7	5,975
	IC13	26.0	3,720		IC13	61.3	7,410
IC12	24.2	1,050	IC12	58.3	8,623		
IC11	22.9	3,850	IC11	74.3	8,860		
蒸気 発生器 (S/G)	SG09	42.8	138.3	—	SG09	2.67	12.78
	SG08	39.5	358.4		SG08	2.67	12.78
	SG07	36.7	144.1		SG07	2.46	9.30
	SG06	35.0	153.8		SG06	1.76	4.99
	SG05	32.8	272.8		SG05	1.76	4.99
	SG04	30.4	159.1		SG04	1.87	5.31
	SG03	27.0	386.3		SG03	1.87	5.31
	SG02	25.2	42.7		SG02	14.14	72.45
	SG01	24.3	163.5		SG01		
原子炉 周辺建屋 (E/B)	EB33	42.6	2,360	—	EB33	40	2,700
	EB32	47.3	2,890	—	EB32	0.446*	—
	EB31	42.4	920	—	EB31	0.153*	—
	EB30	55.8	1,140	—	EB30	0.254*	—
	EB29	47.3	740	—	EB29	0.237*	—
	EB28	33.6	35,500	36,900	EB28	430	578,000
	EB27	26.0	44,900	46,600	EB27	510	700,300
基礎版 (B/M)	BS37 (BS36)	17.1 10.0	76,400 —	63,800 —	BS37	2,510	1,014,200
	BS35	7.0	116,700	76,300			
	BS34)	6.0	—	—			

注) 網掛け: RC部材

※部: 等価せん断剛性 ($\times 10^6 \text{ kN/m}$) を示す。

第 1.2.1.c-1-9 表 地盤ばね定数と減衰係数 (原子炉建屋)

方 向		ばね定数	減衰係数
基礎底面 スウェイばね	EW	$3.07 \times 10^9 \text{ kN/m}$	$3.58 \times 10^7 \text{ kN} \cdot \text{s/m}$
	NS	$2.98 \times 10^9 \text{ kN/m}$	$3.34 \times 10^7 \text{ kN} \cdot \text{s/m}$
基礎底面 ロッキングばね	EW	$4.43 \times 10^{12} \text{ kN} \cdot \text{m/rad}$	$1.26 \times 10^{10} \text{ kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad}$
	NS	$6.61 \times 10^{12} \text{ kN} \cdot \text{m/rad}$	$2.40 \times 10^{10} \text{ kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad}$

第1.2.1.c-1-10表 ばね定数 (原子炉建屋)

部材番号	位置	剛性(単位)	EW	NS
KH05	IC15-IC45	軸剛性(kN/m)	—	3.56×10^7
KH04	IC13-IC43	軸剛性(kN/m)	—	2.46×10^6
KR05	IC15-IC45	曲げ剛性(kN・m/rad)	—	2.72×10^7
KR04	IC13-IC43	曲げ剛性(kN・m/rad)	—	3.93×10^5
KR10	EB28-EB40	曲げ剛性(kN・m/rad)	1.98×10^9	—
KH03	SG08-IC16	軸剛性 (kN/m)	3.92×10^6	3.92×10^6
KH02	SG05-IC14	軸剛性 (kN/m)	1.37×10^7	2.84×10^7
KH01	SG01-IC12	軸剛性 (kN/m)	4.15×10^7	7.03×10^6
KR01	SG01-IC12	曲げ剛性 (kN・m/rad)	6.49×10^7	4.37×10^7

注) 網掛け: RC部材

第1.2.1.c-1-11表 解析モデル諸元 (制御建屋 水平)

部位	質点 番号	高さ E.L. (m)	質 量 (t)	部材 番号	方向	せん断 断面積 (m ²)	断面 2 次 モーメント (m ⁴)
制 御 建 屋 (C/B)	1	11.5	10,200	1	EW	244	54,100
					NS	261	87,800
	2	15.8	14,600	2	EW	244	54,100
					NS	261	87,800
	3	21.3	13,500	3	EW	204	55,900
					NS	218	54,400
	4	26.1	12,000	4	EW	194	50,300
					NS	177	48,400
	5	33.6	8,800	5	EW	153	34,900
					NS	129	38,300
基 礎	BT	7.0	—	6	剛梁		
	BS	5.5	29,600	7	剛梁		
	BB	4.0	—	—	—		

注) 網掛け : RC部材

第 1.2.1.c-1-12 表 現実的応答評価用モデルで用いる諸元と物性値の関係

		物性値			
		Fc	h	Vs	s σ y
RC 部	ヤング係数 E	○	—	—	—
	せん断弾性係数 G	○	—	—	—
	減衰定数 h	—	○	—	—
	復元力特性 Q- γ	○	—	—	○
	復元力特性 M- ϕ	○	—	—	○
地盤ばね	ばね値	—	—	○	—
	減衰	○	—	○	—

第 1.2.1.c-1-13 表 2点推定法による解析ケース

解析ケース	Fc	h	Vs
1	+	+	+
2	+	-	+
3	+	+	-
4	+	-	-
5	-	+	+
6	-	-	+
7	-	+	-
8	-	-	-

第 1.2.1.c-2-1 表 現実的な物性値の評価方法

	現実的な物性値の評価方法
コンクリート強度 F_c	平均値：1.4×設計基準強度 変動係数：0.13（地震PSA学会標準）
地盤の初期せん断剛性 G_0 （地盤のせん断波速度 V_s ）	平均値：PS検層結果に基づき設定 変動係数：0.1（地震PSA学会標準）

第 1.2.1.c-3-1 表 現実的耐力及び現実的応答の不確かさ要因の整理

評価方法		偶然的不確かさ (β_R)	認識論的不確かさ (β_U)
機器配管系	現実的耐力	<ul style="list-style-type: none"> 機能試験データの統計的精度 	<ul style="list-style-type: none"> 試験データの統計的精度
	現実的応答	<ul style="list-style-type: none"> 水平・上下地震荷重組み合わせ方法 モード合成法 	<ul style="list-style-type: none"> 床応答スペクトル 解析モデルの評価法

第 1.2.1.c-3-2 表 建屋応答係数

建屋	方向	係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
原子炉建屋 (I/C)	水平 (NS)	中央値	1.13	0.99	1.00	1.12
		β_R	-	0.09	0.00	0.09
		β_U	-	-	0.15	0.15
	水平 (EW)	中央値	1.07	0.99	1.00	1.06
		β_R	-	0.09	0.00	0.09
		β_U	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.10	0.99	1.01	1.10
		β_R	-	0.07	0.02	0.07
		β_U	-	-	0.15	0.15
原子炉建屋 (C/V)	水平 (NS)	中央値	1.45	0.99	1.00	1.44
		β_R	-	0.07	0.00	0.07
		β_U	-	-	0.15	0.15
	水平 (EW)	中央値	1.46	0.99	1.00	1.45
		β_R	-	0.07	0.00	0.07
		β_U	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.12	0.99	1.04	1.15
		β_R	-	0.07	0.02	0.07
		β_U	-	-	0.15	0.15
原子炉建屋 (E/B)	水平 (NS)	中央値	1.07	0.99	1.00	1.06
		β_R	-	0.09	0.00	0.09
		β_U	-	-	0.15	0.15
	水平 (EW)	中央値	1.07	0.99	1.00	1.06
		β_R	-	0.09	0.00	0.09
		β_U	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.10	0.99	1.01	1.10
		β_R	-	0.07	0.02	0.07
		β_U	-	-	0.15	0.15
制御建屋 (C/B)	水平 (NS)	中央値	1.07	0.99	1.00	1.06
		β_R	-	0.08	0.00	0.08
		β_U	-	-	0.15	0.15
	水平 (EW)	中央値	1.07	0.99	1.00	1.06
		β_R	-	0.08	0.00	0.08
		β_U	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.09	0.99	1.02	1.10
		β_R	-	0.06	0.03	0.07
		β_U	-	-	0.15	0.15

第 1.2.1.d-1 表 起因事象の条件付発生確率

起因事象	加速度レベル(G)			
	0.2～0.5	0.5～0.8	0.8～1.1	1.1～1.5
格納容器バイパス	5.02E-08	2.56E-05	6.55E-04	5.72E-03
大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	—	8.48E-07	1.59E-04	6.18E-03
原子炉建屋損傷	—	7.07E-07	1.61E-04	5.60E-03
原子炉格納容器損傷	—	1.11E-09	2.67E-06	1.78E-04
制御建屋損傷	—	4.32E-06	3.57E-04	6.57E-03
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	2.14E-08	4.55E-05	2.11E-03	2.38E-02
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	—	3.63E-06	2.30E-04	3.74E-03
複数の信号系損傷	—	1.05E-06	1.82E-04	5.36E-03
燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	—	1.33E-07	2.39E-05	1.51E-03
大破断LOCA	—	3.66E-06	3.46E-04	7.12E-03
中破断LOCA	—	2.99E-06	2.85E-04	5.78E-03
小破断LOCA	6.47E-07	5.71E-04	1.95E-02	1.62E-01
2次冷却系の破断	1.80E-08	2.12E-05	9.77E-04	1.55E-02
主給水流量喪失	1.0			

第 1.2.1.d-2 表 起因事象別炉心損傷頻度

起因事象	事故シーケンス	炉心損傷頻度 (/炉年)	起因事象別 炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
大破断LOCA	大破断LOCA+低压注入失敗	3.7E-09	4.3E-09	0.2%
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	2.6E-10		
	大破断LOCA+低压再循環失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	※		
	大破断LOCA+低压再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	※		
	大破断LOCA+高压再循環失敗+低压再循環失敗	3.1E-10		
中破断LOCA	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	2.1E-10	3.6E-09	0.1%
	中破断LOCA+高压注入失敗	3.1E-09		
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	※		
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	※		
	中破断LOCA+高压再循環失敗	2.5E-10		
小破断LOCA	小破断LOCA+補助給水失敗	7.0E-08	1.9E-07	6.8%
	小破断LOCA+高压注入失敗	1.1E-07		
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	2.2E-10		
	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	1.3E-10		
	小破断LOCA+高压再循環失敗	7.9E-09		
2次冷却系の 破断	2次冷却系の破断+補助給水失敗	3.8E-09	1.1E-06	40.1%
	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	1.1E-06		
主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	3.2E-08	3.2E-08	1.2%
外部電源喪失	外部電源喪失+補助給水失敗	5.5E-08	1.1E-06	38.3%
	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	1.0E-06		
原子炉補機 冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	3.9E-08	3.9E-08	1.4%
	原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	※		
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	6.5E-11		
ATWS	原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	1.7E-09	1.7E-09	0.1%
直接炉心損傷 に至る事象	大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	3.0E-08	3.0E-08	1.1%
	原子炉建屋損傷	2.8E-08	2.8E-08	1.0%
	原子炉格納容器損傷	8.3E-10	8.3E-10	0.0%
	制御建屋損傷	3.5E-08	3.5E-08	1.3%
	電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	1.4E-07	1.4E-07	5.1%
	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	2.0E-08	2.0E-08	0.7%
	複数の信号系損傷	2.6E-08	2.6E-08	0.9%
	燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による 原子炉停止機能喪失	6.6E-09	6.6E-09	0.2%
格納容器 バイパス	蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	3.9E-08	3.9E-08	1.4%
合 計			2.8E-06	100.0%

※:1E-11未満

第 1.2.1.d-3 表 加速度区分別炉心損傷頻度評価結果

加速度区分	地震平均発生頻度 (／年)	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合
区分 1 (0.2G~0.5G)	1.5×10^{-3}	6.1×10^{-7}	22%
区分 2 (0.5G~0.8G)	9.8×10^{-5}	3.7×10^{-7}	13%
区分 3 (0.8G~1.1G)	1.7×10^{-5}	5.9×10^{-7}	21%
区分 4 (1.1G~1.5G)	4.6×10^{-6}	1.2×10^{-6}	44%
全炉心損傷頻度		2.8×10^{-6}	100%

第 1.2.1.d-4 表 全炉心損傷頻度に対する F V 重要度評価結果

建屋・機器	全炉心損傷頻度：2.8E-06（／炉年）			
	中央値	HCLPF	F V 重要度	建屋・機器の損傷が影響を 与える事故シーケンス
	(G)	(G)		
1.原子炉建屋（主蒸気管室） （構造損傷）	2.31	0.86	0.41	2次冷却系の破断 +主蒸気隔離失敗
2.メタルクラッド スイッチギア （機能損傷）	2.05	1.11	0.06	すべての事故シーケンス
3.電動弁 （機能損傷）	2.46	1.16	0.04	電動弁損傷による 原子炉補機冷却機能喪失
4.原子炉補機冷却水冷却器 （構造損傷）	2.07	1.27	0.03	すべての事故シーケンス
5.パワーセンタ （機能損傷）	1.85	1.24	0.02	すべての事故シーケンス
6.内燃機関 （機能損傷）	2.24	1.29	0.01	すべての事故シーケンス
7.蒸気発生器（伝熱管） （構造損傷）	3.83	1.38	0.01	蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）
8.直流き電盤 （機能損傷）	1.89	1.04	0.01	すべての事故シーケンス

注.(1) 中央値及びHCLPFはいずれも機器リストの値である。

(2) F V 重要度の評価範囲は、加速度区分 0.2G～1.5G とした。

(3) F V 重要度が 0.01 以上の S S C のみ記載した。

第 1.2.1.d.5 表 炉心損傷頻度の寄与割合が高い事故シナリオに対する FV 重要度評価結果

事故シナリオグループ	事故シナリオ	炉心損傷頻度 (/炉年)	全炉心損傷頻度 に対する寄与割合	FV 重要度上位の機器	HCLPF (G)	FV 重要度
事故シナリオからの除熱機能喪失	2次冷却系からの除熱機能喪失	1.1E-06	40.0%	原子炉建屋(主蒸気管室)	0.86	1.00
	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	1.0E-06	36.3%	メタルクラッドスイッチギア	1.11
原子炉補機冷却水冷却器					1.27	0.07
パワーセンタ					1.24	0.06
内燃機関					1.29	0.03
ディーゼル発電機室 空気作動ダンパ					1.41	0.02
空調用冷凍機					1.35	0.02
制御棒駆動装置電源室給気加熱コイル					1.41	0.01
ディーゼル発電機室 逆止ダンパ					1.42	0.01
原子炉容器(空気抜管台)					0.96	0.55
加圧器(スプライン用管台セーフエンド)					0.95	0.39
ECCS注水機能喪失	小破断LOCA+高圧注入失敗	1.1E-07	4.0%	メタルクラッドスイッチギア	1.11	0.21
				パワーセンタ	1.24	0.11
原子炉補機冷却機能喪失	電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	1.4E-07	5.1%	原子炉補機冷却水冷却器	1.27	0.11
				加圧器安全弁配管	1.49	0.02
				電動弁	1.16	1.00

(注)事故シナリオ別炉心損傷頻度が1E-7を越える事故シナリオを全炉心損傷頻度に対する寄与割合が高い事故シナリオとして整理。

第 1.2.1.d-6 表 不確かさ解析結果

不確かさ	全炉心損傷頻度 (/炉年)
95%上限値	7.1E-06
平均値	2.8E-06
中央値	2.2E-06
5%下限値	4.8E-07
エラーファクター	3.8
点推定値	2.8E-06

第 1.2.1.d-7 表 大飯サイト地震ハザードデータ

重力加速度 (G)	信頼度区間												
	平均	min~10%	10~20%	20~30%	30~40%	40~50%	50~60%	60~70%	70~80%	80~90%	90~max%		
0.01	3.07E-01	1.93E-01	2.09E-01	2.20E-01	2.29E-01	2.48E-01	3.46E-01	3.63E-01	3.94E-01	4.22E-01	4.41E-01		
0.02	1.20E-01	7.17E-02	7.89E-02	8.43E-02	8.86E-02	9.69E-02	1.36E-01	1.46E-01	1.55E-01	1.62E-01	1.74E-01		
0.03	6.53E-02	3.75E-02	4.15E-02	4.47E-02	4.76E-02	5.20E-02	7.53E-02	8.15E-02	8.58E-02	8.94E-02	9.64E-02		
0.04	4.13E-02	2.28E-02	2.54E-02	2.74E-02	2.92E-02	3.20E-02	4.82E-02	5.22E-02	5.50E-02	5.75E-02	6.18E-02		
0.05	2.83E-02	1.52E-02	1.69E-02	1.82E-02	1.95E-02	2.13E-02	3.35E-02	3.62E-02	3.82E-02	4.01E-02	4.30E-02		
0.06	2.04E-02	1.07E-02	1.18E-02	1.28E-02	1.38E-02	1.50E-02	2.45E-02	2.65E-02	2.80E-02	2.94E-02	3.15E-02		
0.07	1.53E-02	7.86E-03	8.67E-03	9.42E-03	1.02E-02	1.10E-02	1.86E-02	2.01E-02	2.12E-02	2.23E-02	2.39E-02		
0.08	1.18E-02	5.95E-03	6.55E-03	7.13E-03	7.73E-03	8.31E-03	1.45E-02	1.56E-02	1.65E-02	1.74E-02	1.85E-02		
0.09	9.34E-03	4.59E-03	5.10E-03	5.54E-03	5.98E-03	6.48E-03	1.15E-02	1.24E-02	1.31E-02	1.38E-02	1.47E-02		
0.10	7.50E-03	3.61E-03	4.06E-03	4.39E-03	4.72E-03	5.16E-03	9.29E-03	1.00E-02	1.06E-02	1.12E-02	1.19E-02		
0.12	5.06E-03	2.35E-03	2.70E-03	2.92E-03	3.12E-03	3.48E-03	6.30E-03	6.82E-03	7.19E-03	7.55E-03	8.03E-03		
0.14	3.57E-03	1.60E-03	1.85E-03	2.03E-03	2.23E-03	2.48E-03	4.44E-03	4.82E-03	5.07E-03	5.32E-03	5.68E-03		
0.16	2.61E-03	1.14E-03	1.31E-03	1.48E-03	1.67E-03	1.87E-03	3.22E-03	3.51E-03	3.70E-03	3.89E-03	4.17E-03		
0.18	1.96E-03	8.36E-04	9.66E-04	1.11E-03	1.29E-03	1.47E-03	2.40E-03	2.61E-03	2.76E-03	2.93E-03	3.16E-03		
0.20	1.51E-03	6.30E-04	7.34E-04	8.58E-04	1.01E-03	1.19E-03	1.82E-03	1.98E-03	2.11E-03	2.26E-03	2.45E-03		
0.25	8.51E-04	3.40E-04	4.10E-04	4.92E-04	6.00E-04	7.46E-04	9.79E-04	1.07E-03	1.15E-03	1.26E-03	1.41E-03		
0.31	5.20E-04	2.00E-04	2.59E-04	3.10E-04	3.86E-04	4.90E-04	5.73E-04	6.31E-04	6.85E-04	7.62E-04	8.73E-04		
0.36	3.37E-04	1.24E-04	1.74E-04	2.12E-04	2.62E-04	3.21E-04	3.63E-04	3.98E-04	4.35E-04	4.87E-04	5.67E-04		
0.41	2.27E-04	7.93E-05	1.20E-04	1.52E-04	1.83E-04	2.14E-04	2.40E-04	2.66E-04	2.93E-04	3.25E-04	3.83E-04		
0.46	1.58E-04	5.11E-05	8.59E-05	1.11E-04	1.28E-04	1.47E-04	1.66E-04	1.84E-04	2.03E-04	2.26E-04	2.69E-04		
0.51	1.13E-04	3.34E-05	6.27E-05	7.90E-05	9.04E-05	1.04E-04	1.19E-04	1.31E-04	1.45E-04	1.63E-04	1.95E-04		
0.61	6.13E-05	1.49E-05	3.18E-05	4.14E-05	4.74E-05	5.49E-05	6.42E-05	7.10E-05	7.89E-05	9.09E-05	1.12E-04		
0.71	3.52E-05	6.96E-06	1.58E-05	2.16E-05	2.67E-05	3.07E-05	3.63E-05	4.06E-05	4.59E-05	5.32E-05	7.08E-05		
0.82	2.12E-05	3.40E-06	8.07E-06	1.13E-05	1.54E-05	1.80E-05	2.15E-05	2.41E-05	2.74E-05	3.24E-05	4.75E-05		
0.92	1.31E-05	1.73E-06	4.25E-06	6.14E-06	8.88E-06	1.10E-05	1.31E-05	1.47E-05	1.66E-05	2.02E-05	3.33E-05		
1.02	8.39E-06	9.11E-07	2.31E-06	3.43E-06	5.18E-06	6.98E-06	8.20E-06	9.15E-06	1.03E-05	1.28E-05	2.36E-05		
1.22	3.66E-06	2.73E-07	7.36E-07	1.15E-06	1.88E-06	2.94E-06	3.37E-06	3.73E-06	4.19E-06	5.50E-06	1.23E-05		
1.43	1.72E-06	9.08E-08	2.59E-07	4.20E-07	7.42E-07	1.31E-06	1.46E-06	1.61E-06	1.81E-06	2.48E-06	6.67E-06		

第 1.2.1.d-8 表 全炉心損傷頻度の不確かさと地震特有の事故シナリオの炉心損傷頻度の不確かさの比較

不確かさ	全CDF(／炉年)	地震特有のシナリオ					全CDFとの比		
		過渡事象 +補給水失敗 (原子炉盤等の損傷)	全CDFとの比	外部電源喪失 +非常用所内交流 電源喪失 (制御建屋損傷)	全CDFとの比	SGTR 複数本破損		全CDFとの比	Excess LOCA
95%上限値	7.1E-06	2.0E-07	0.028	1.4E-07	0.020	1.9E-07	0.027	2.6E-07	0.037
平均値	2.8E-06	4.7E-08	0.017	3.4E-08	0.012	3.9E-08	0.014	5.9E-08	0.021
中央値	2.2E-06	5.5E-09	0.002	1.1E-08	0.005	3.1E-09	0.001	1.7E-08	0.008
5%下限値	4.8E-07	7.1E-11	0.001 未満	3.7E-10	0.001	2.2E-11	0.001 未満	9.3E-10	0.002
エラーファクター	3.8	52.8	-	19.6	-	92.4	-	16.8	-
点推定値	2.8E-06	4.6E-08	0.016	3.5E-08	0.012	3.9E-08	0.014	5.9E-08	0.021

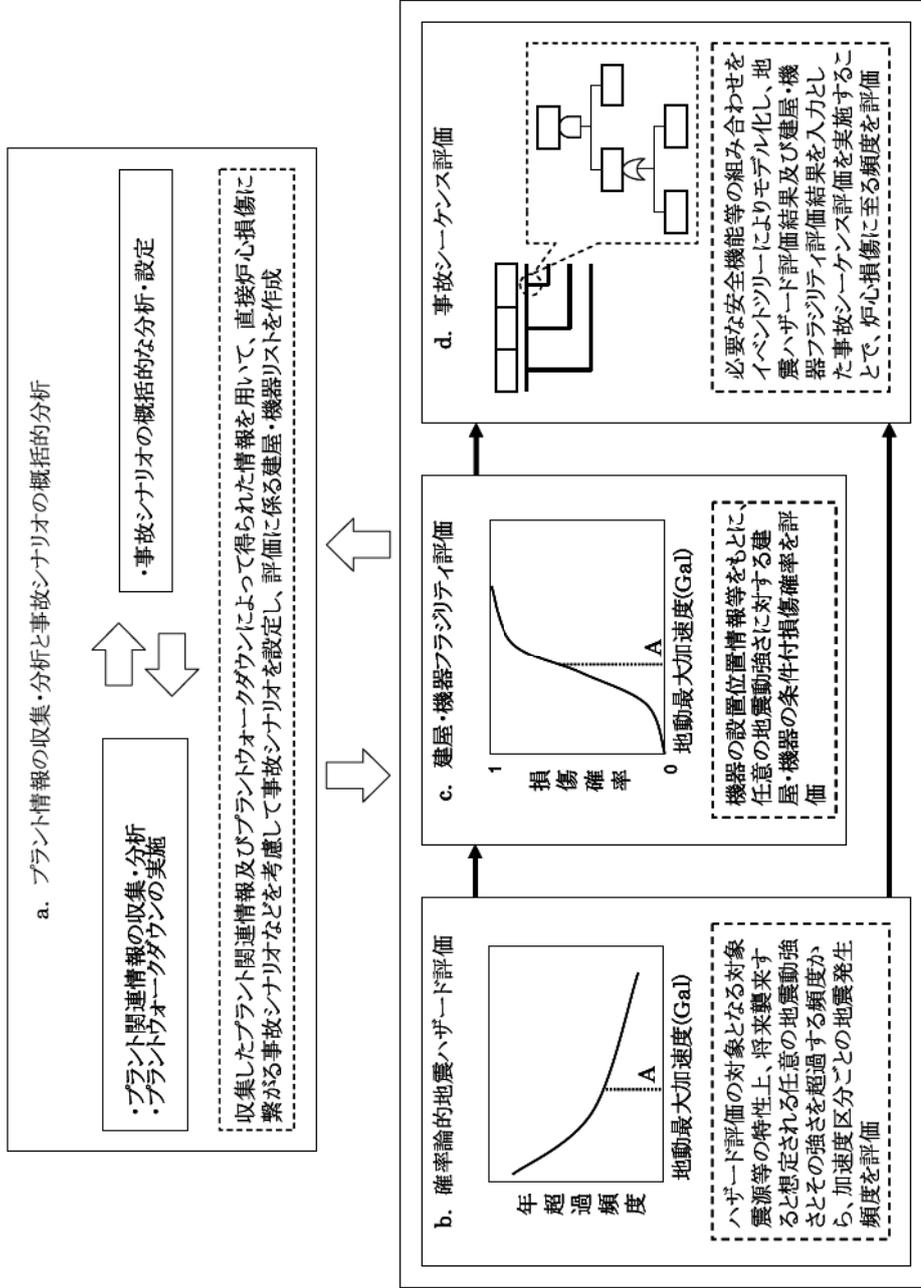
全CDFとの比: 同じ不確かさパラメータ(95%上限値、平均値、中央値又は5%下限値)における、地震特有のシナリオと全CDFとの比

第 1.2.1.d-9 表 相関性を考慮した感度解析結果

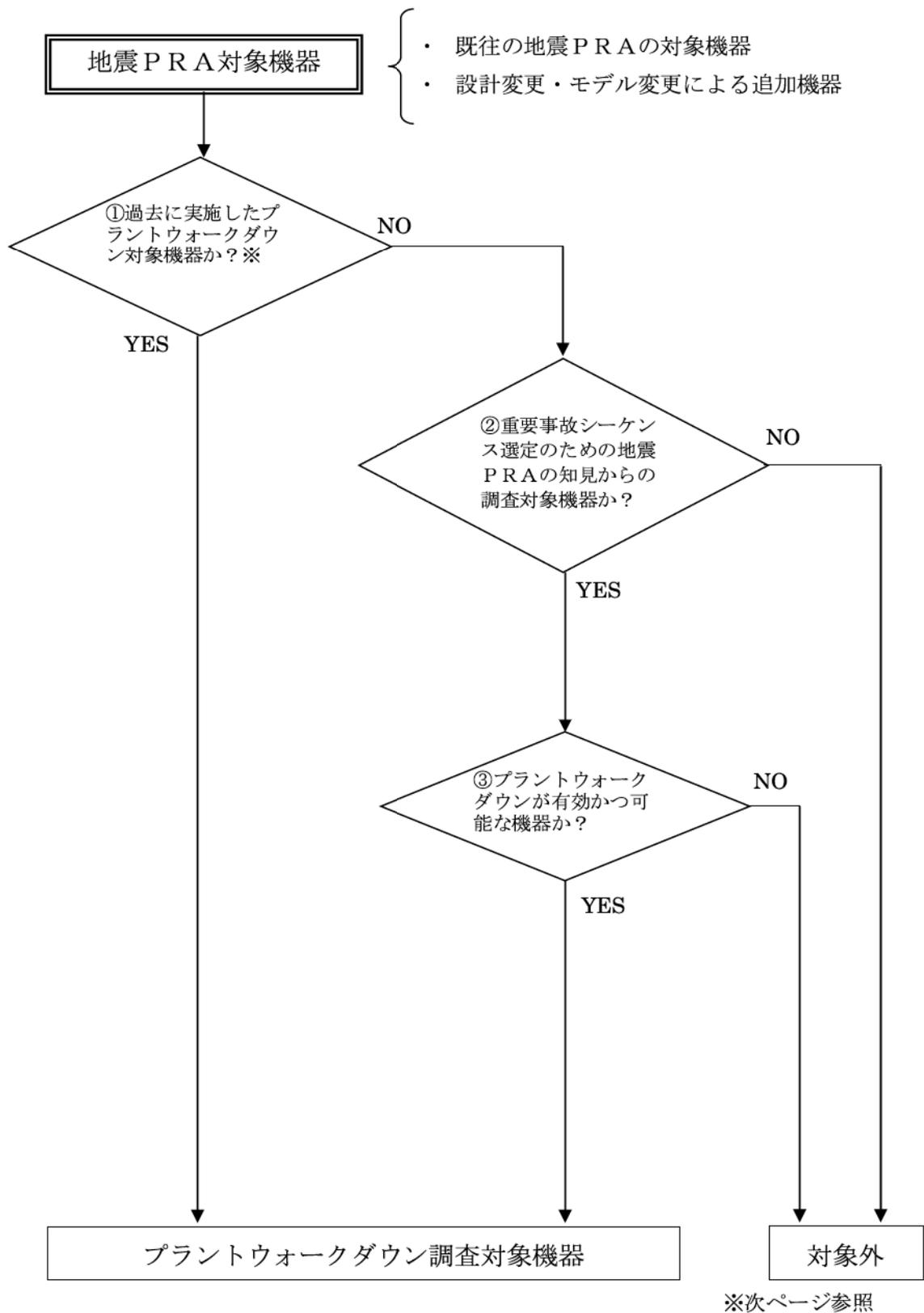
起因事象/影響緩和系	FV重要度の高い冗長機器		加速度中央値 (G)	β_R	β_U	加速度区分(G)			
	機器	損傷モード				0.2~0.5	0.5~0.8	0.8~1.1	1.1~1.5
QB:125V DC電源	直流き電盤 (冗長2基)	機能	1.89	0.13	0.23	2.65E-10	5.20E-06	4.82E-04	7.00E-03
QD:6.6kV非常用電源	メタルクラッドスイッチギア (冗長2基)	機能	2.05	0.14	0.23	—	1.89E-05	2.10E-03	3.71E-02
QE:6.6kV非常用電源DG	内燃機関 (冗長2基)	機能	2.24	0.14	0.19	—	3.44E-07	1.77E-04	9.21E-03
QF:440V非常用電源	パワーセンタ (冗長2基)	機能	1.85	0.09	0.15	—	2.58E-08	1.43E-04	2.01E-02
QQ:海水系	原子炉補機冷却水冷却器 (冗長2基)	構造	2.07	0.08	0.22	—	6.66E-16	2.04E-08	4.04E-04
						—	1.41E-06	5.17E-04	1.97E-02
						—	1.99E-12	2.67E-07	3.88E-04

注) 上段: 冗長機器を完全相関として評価した場合の条件付き損傷確率及び全炉心損傷頻度

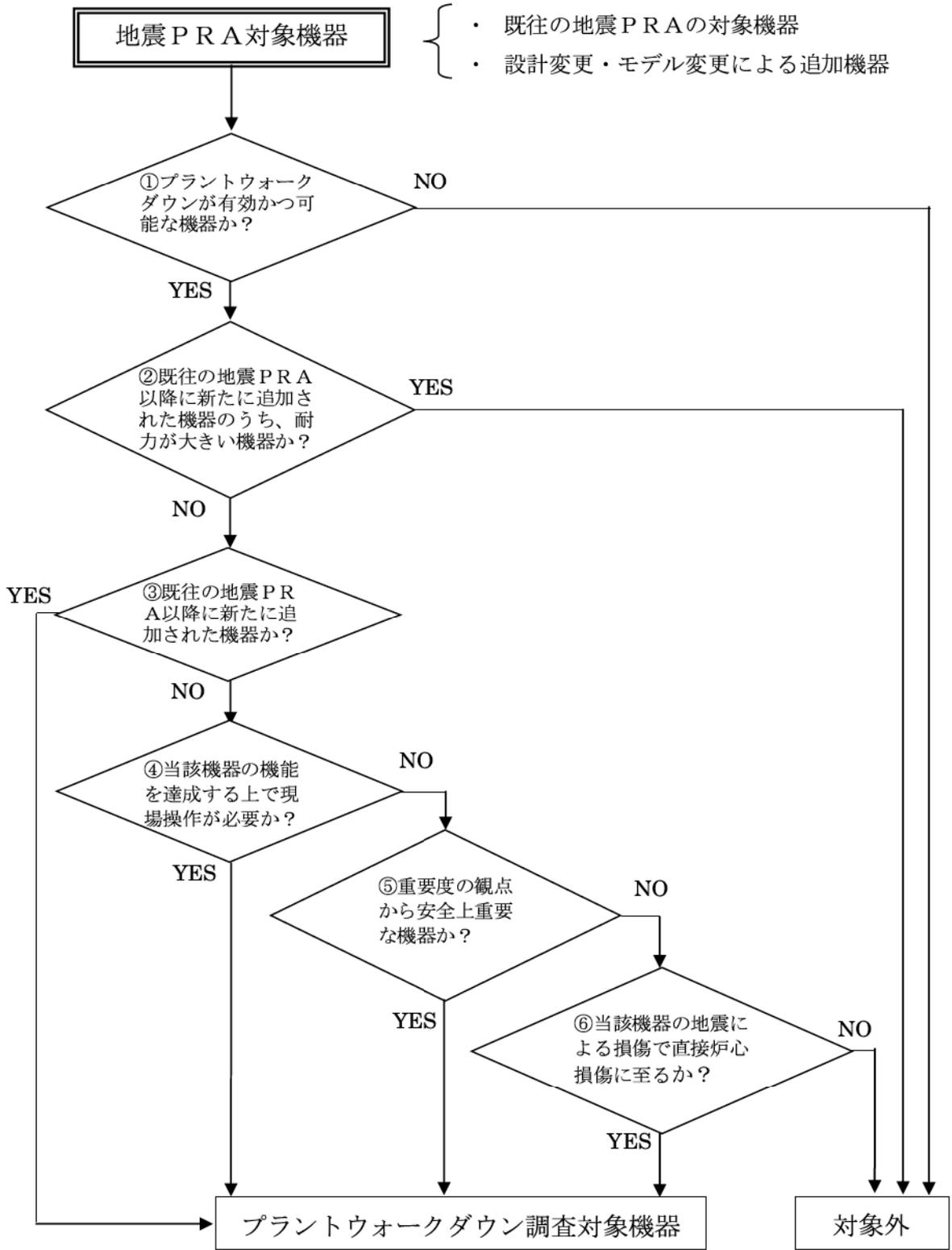
下段: 冗長機器を完全独立として評価した場合の条件付き損傷確率及び全炉心損傷頻度



第 1.2.1-1 図 地震 PRA の評価フロー



第 1.2.1.a-1 図 プラントウォークダウン調査機器の選定フロー(1/2)



第 1.2.1.a-1 図 プラントワークダウン調査機器の選定フロー(2/2)

A) 耐震安全性の確認

対象機器本体の評価

	Y	N	U	N/A
1. 対称機器の図面（外形図・耐震計算書等） と外見上相違点は無	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 対象機器と支持構造物との接合部に 外見上の異常（腐食・亀裂等）は無	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 配管接合部と図面に外見上の相違点は無	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. 配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等） は無	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

アンカーボルト評価

	Y	N	U	N/A
1. 図面（外形図・耐震計算書等）と 外見上の相違は無	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 外見上の異常（腐食・亀裂等）は無	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 締め付け強度は適切に管理されている （管理要領書等で確認）	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

二次的影響について

	Y	N	U	N/A
1. 周辺の耐震クラスが低い機器の倒壊 により被害を受けない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 倒壊により被害を与えうる周辺の機器の耐震性は 問題ない(対象機器本体の評価に準じた評価)	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 無筋のブロック壁が近傍にない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. 周辺機器の損傷時、周辺機器の保有水に よる影響はない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
5. 周辺に仮置の火災源はない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

二次的影響についての気づき事項を記載

・地震 PRA として特記事項なし。

(記号の説明) Y : YES, N : NO, U : 調査不可, N/A : 対象外

第 1.2.1.a-2 図 プラントウォークダウン結果 (2/5)

B) リカバリー操作の確認

アクセス性

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の識別が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 周辺設備からの被害を受けない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. 可動部分のある器具は存在しない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
4. 近傍の設備の倒壊によりアクセスルートが 塞がれる可能性はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

現場操作性

	Y	N	U	N/A
1. 現場での操作が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 操作のための場所が確保できる	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. 機器の作動状態が確認できる	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

C) モデル化の前提条件の確認

	Y	N	U	N/A
1. モデル化の前提条件①が適切である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. モデル化の前提条件①が適切でない場合、モデルの変更を行う	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. モデル化の前提条件②が適切である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
4. モデル化の前提条件②が適切でない場合、モデルの変更を行う	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
・				
・				
・				

(記号の説明) Y : YES, N : NO, U : 調査不可, N/A : 対象外



原子炉補機冷却水冷却器A（3号炉）



原子炉補機冷却水冷却器B（3号炉）

第 1.2.1.a-2 図 プラントウォークダウン結果（4/5）

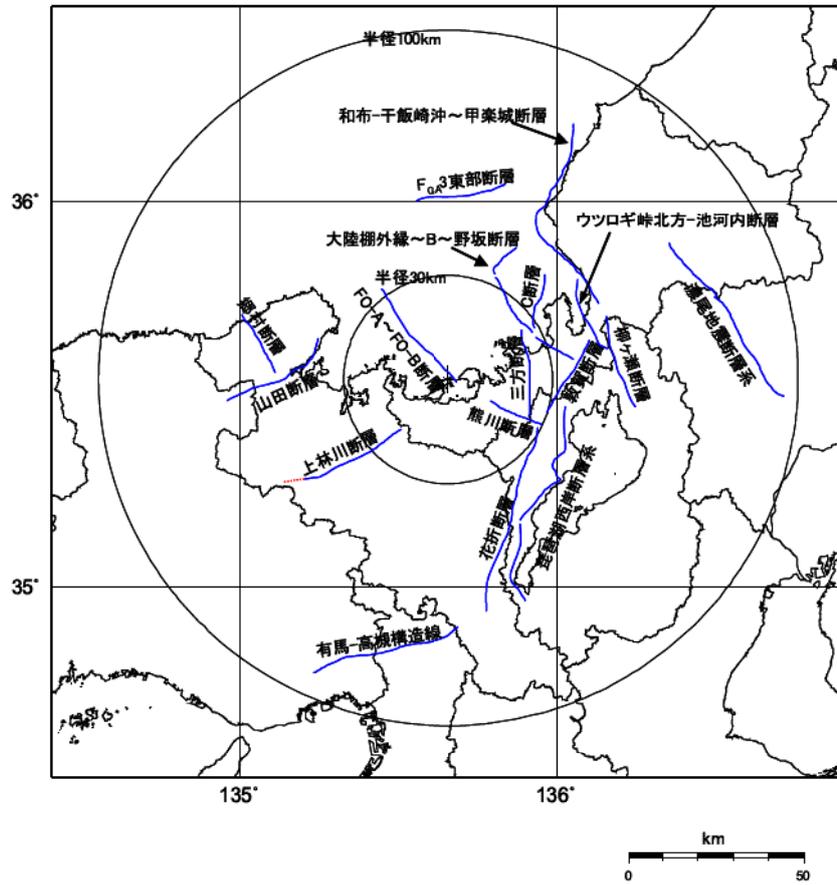


原子炉補機冷却水冷却器A（4号炉）

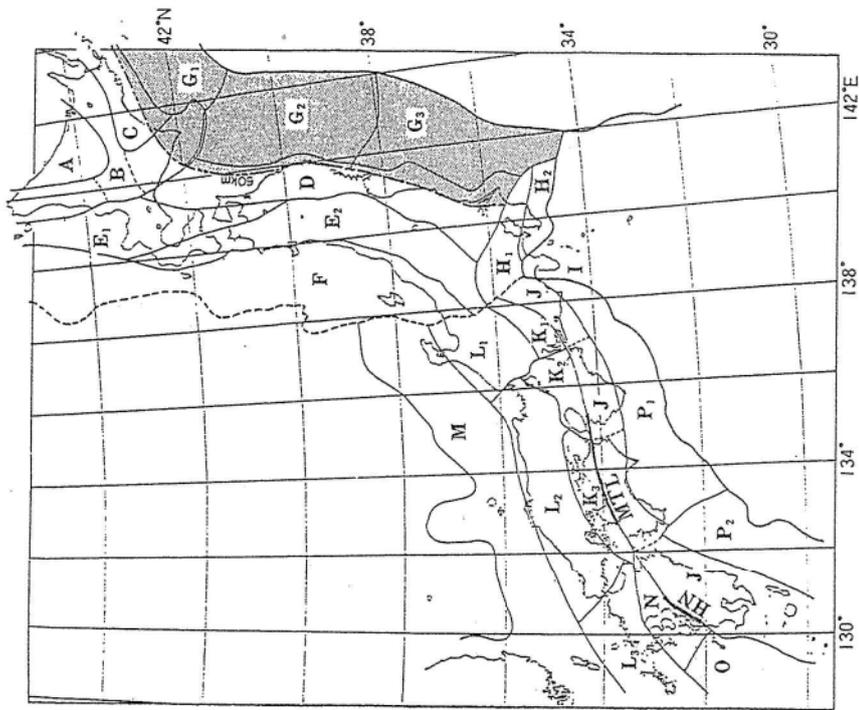


原子炉補機冷却水冷却器B（4号炉）

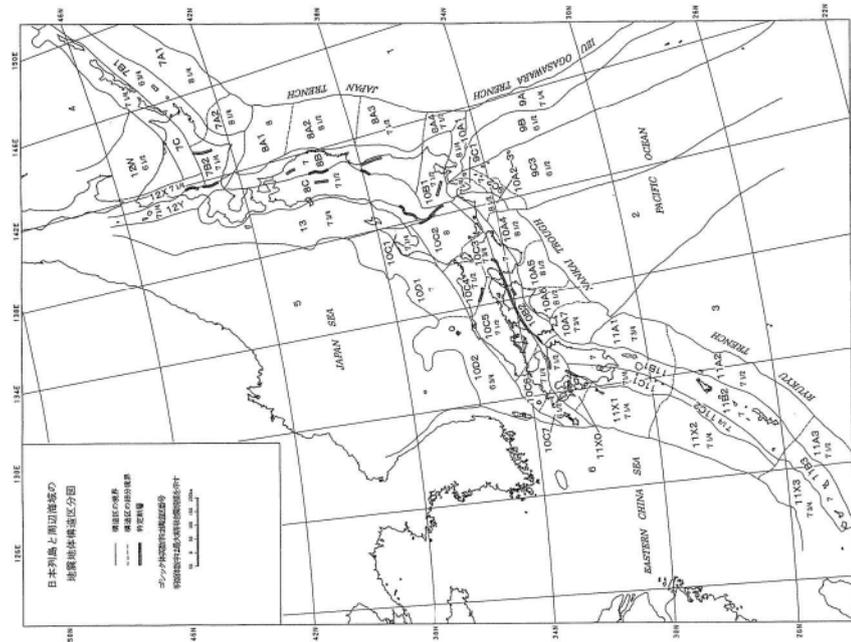
第 1.2.1.a-2 図 プラントウォークダウン結果 (5/5)



第 1.2.1.b-1 図 敷地周辺の主な活断層

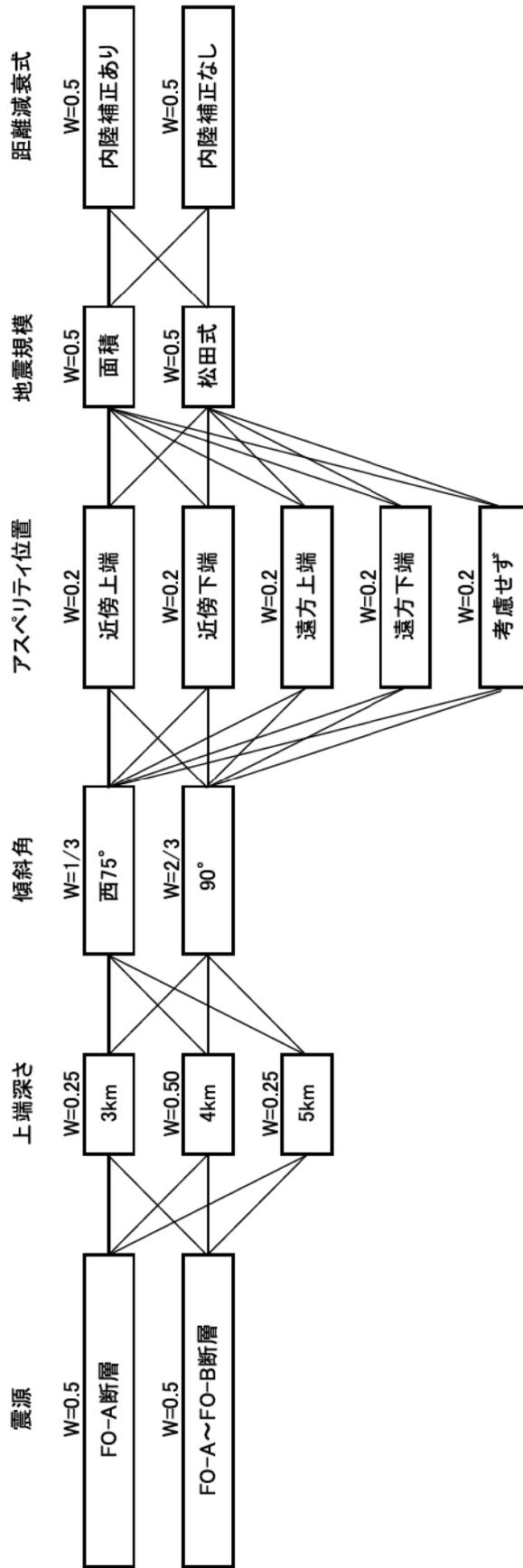


萩原(1991)による地震地体構造区分図

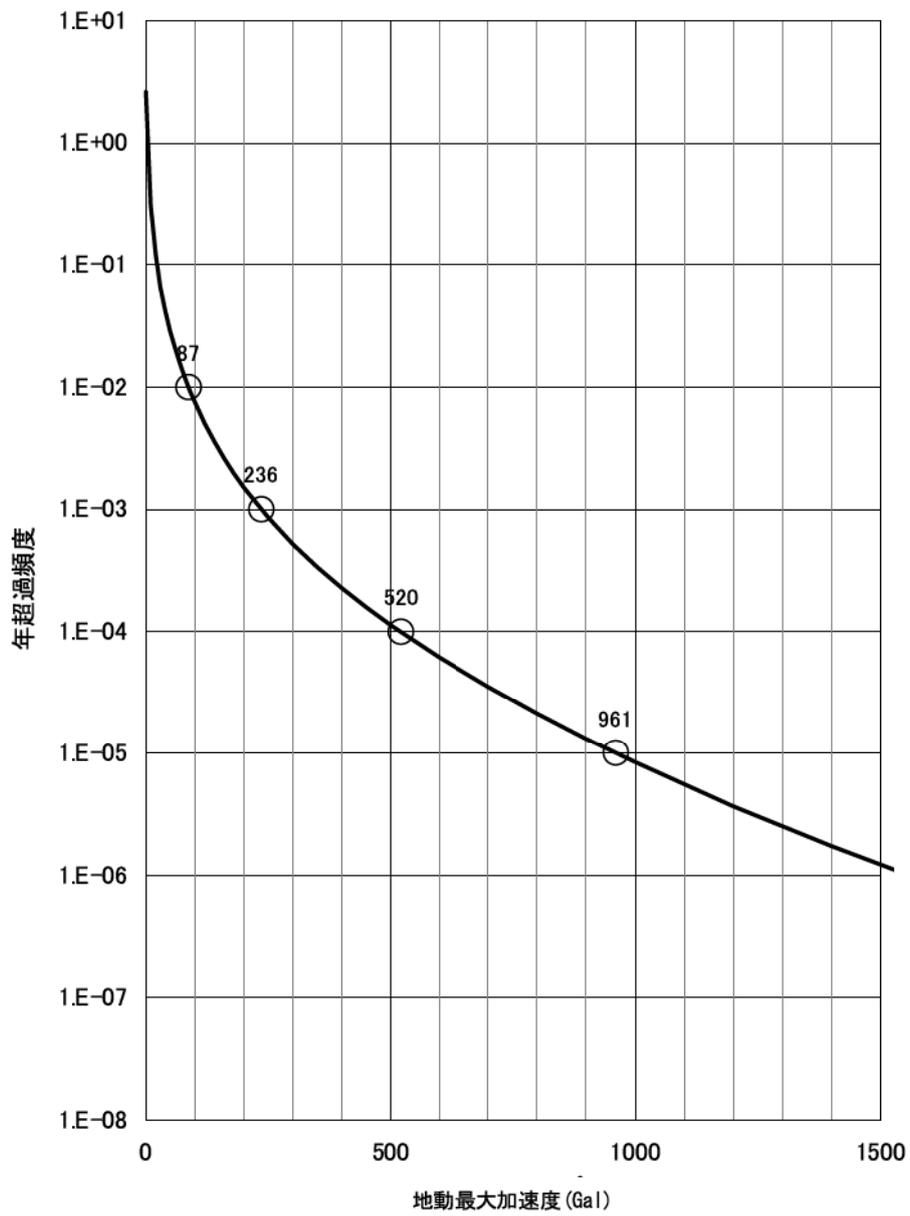


垣見他(2003)による地震地体構造区分図

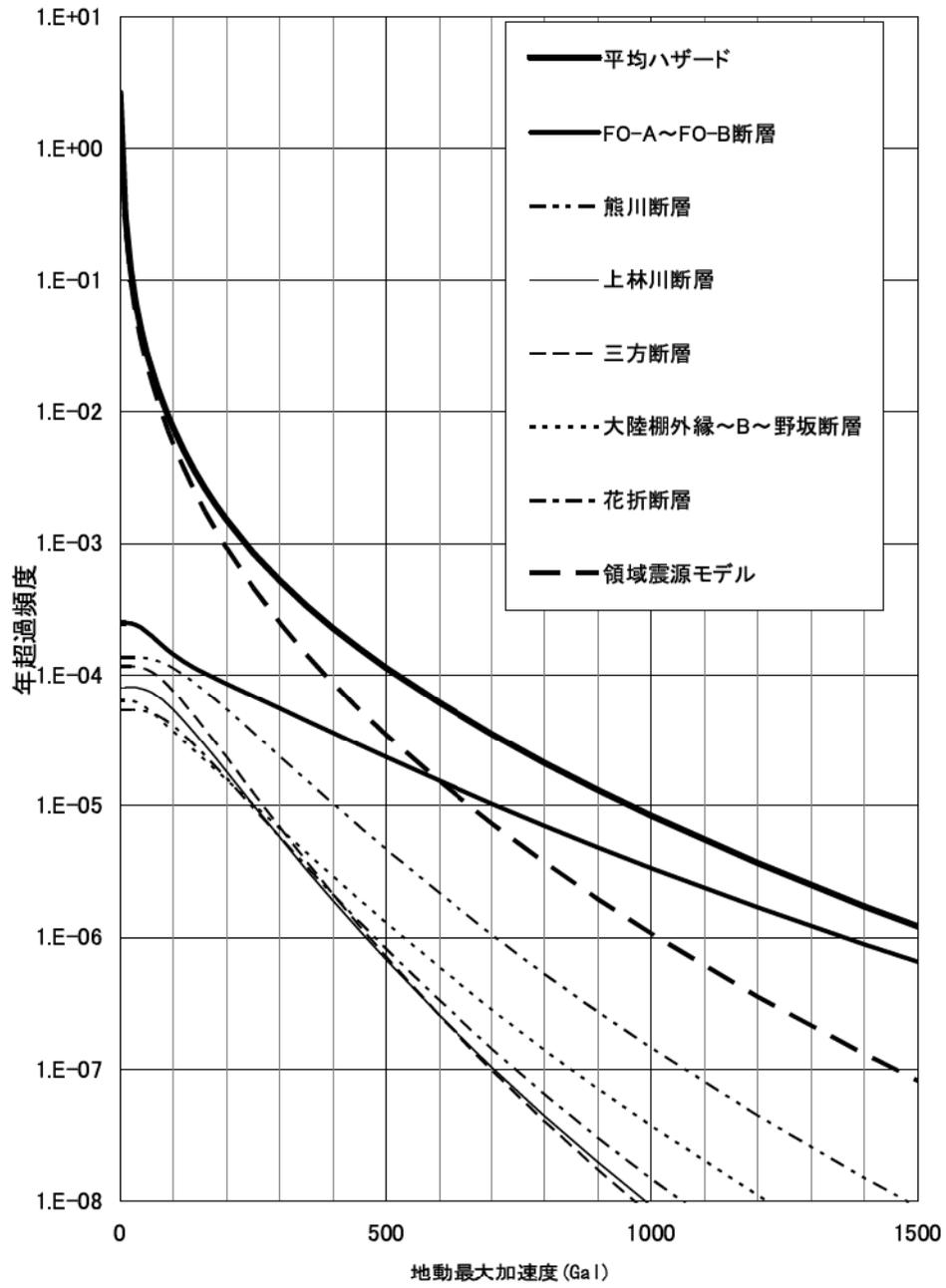
第 1.2.1.b-2 図 萩原(1991)及び垣見他(2003)による領域区分



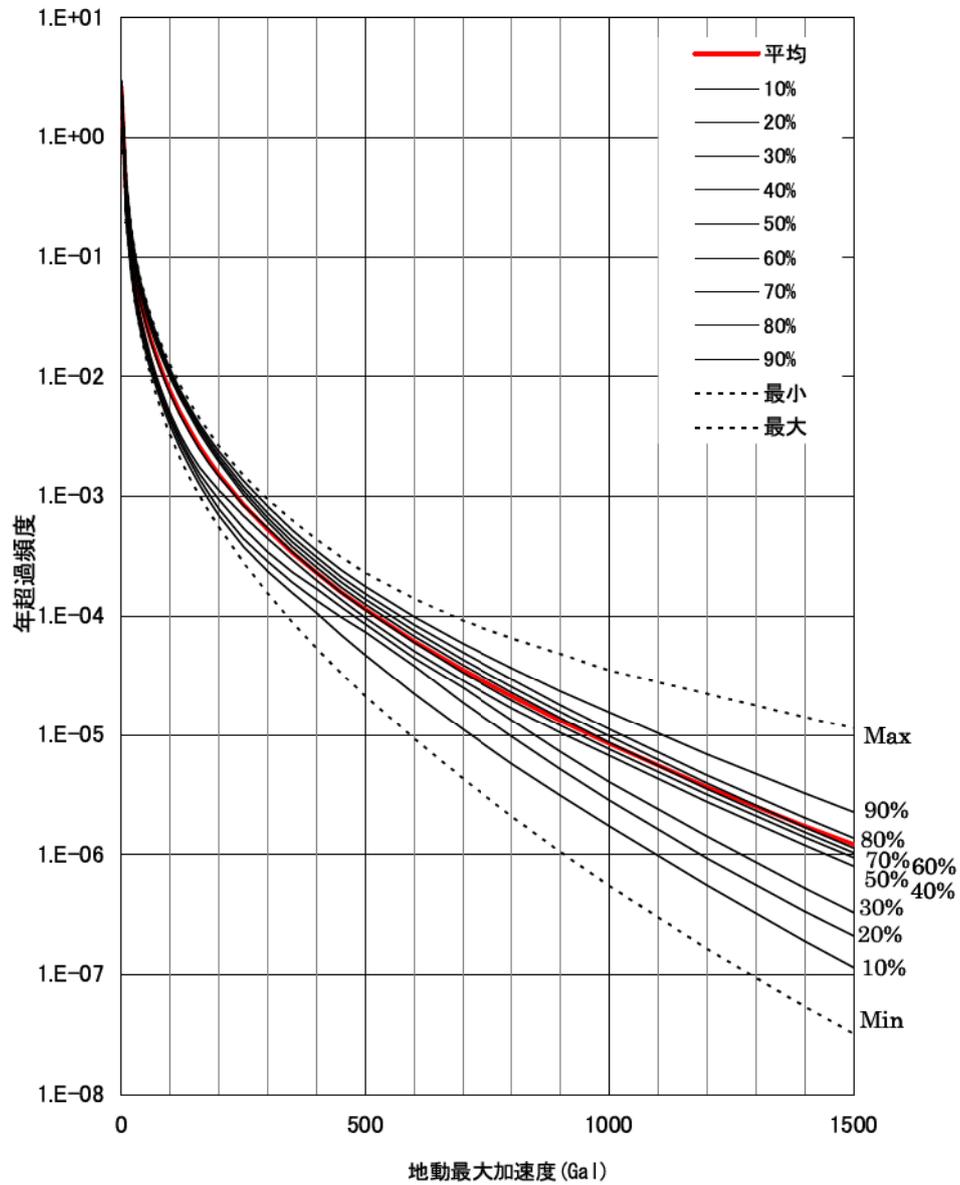
第 1.2.1.b-4 図 ロジックツリーを設定した主要な活断層 (FO-A~FO-B断層)



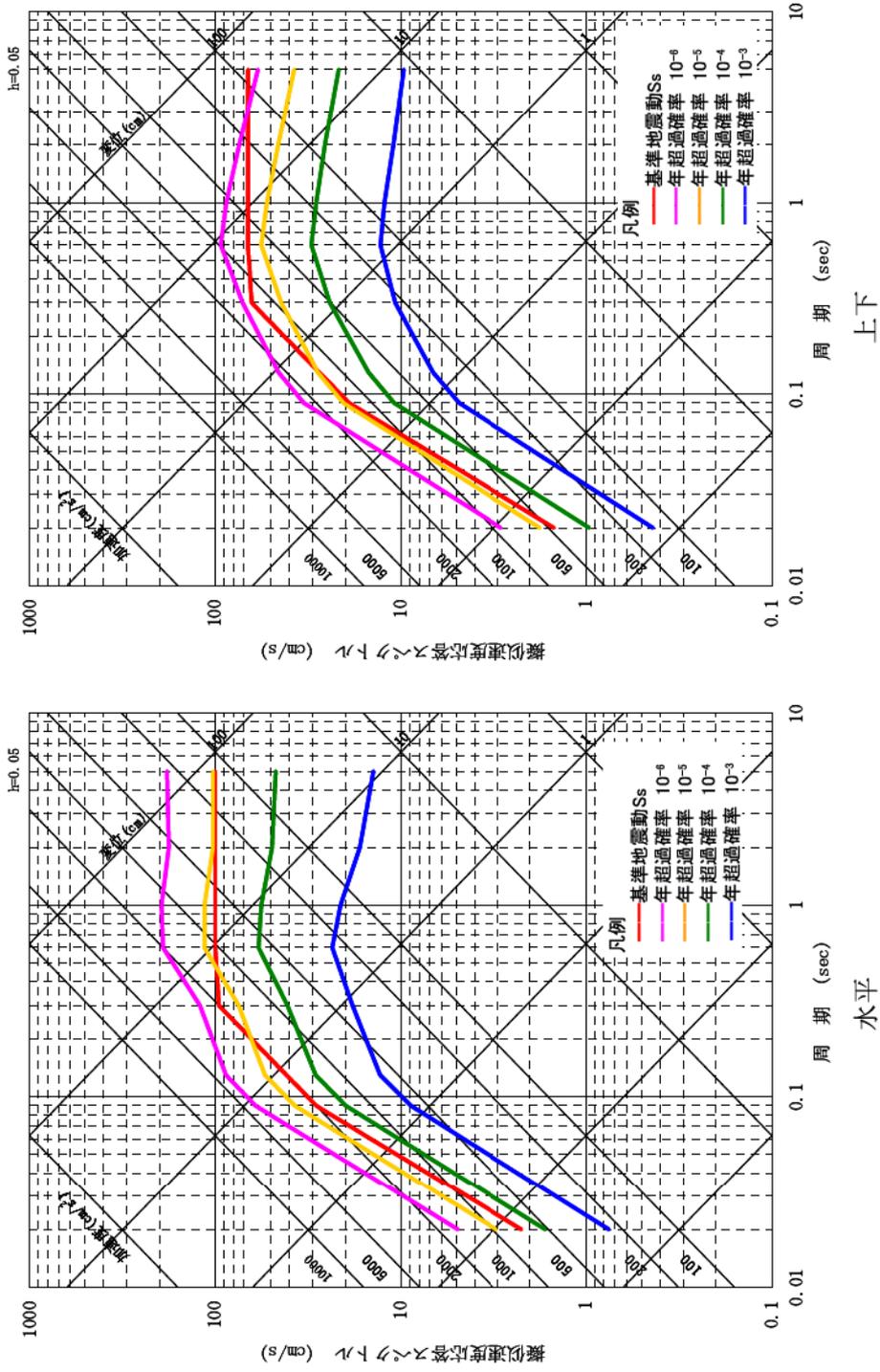
第 1.2.1.b-5 図 平均地震ハザード曲線 (周期 0.02 秒)



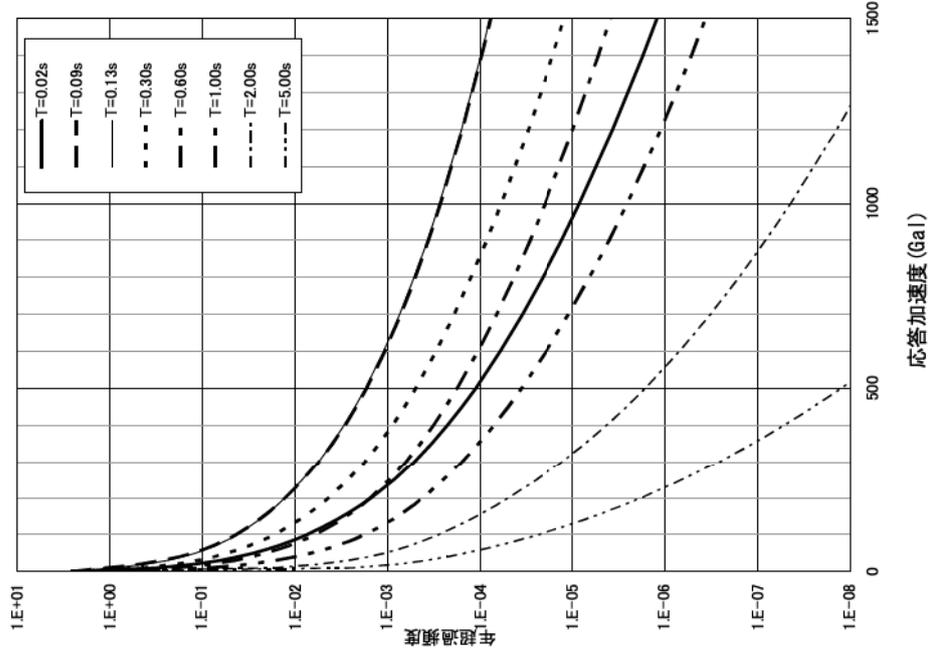
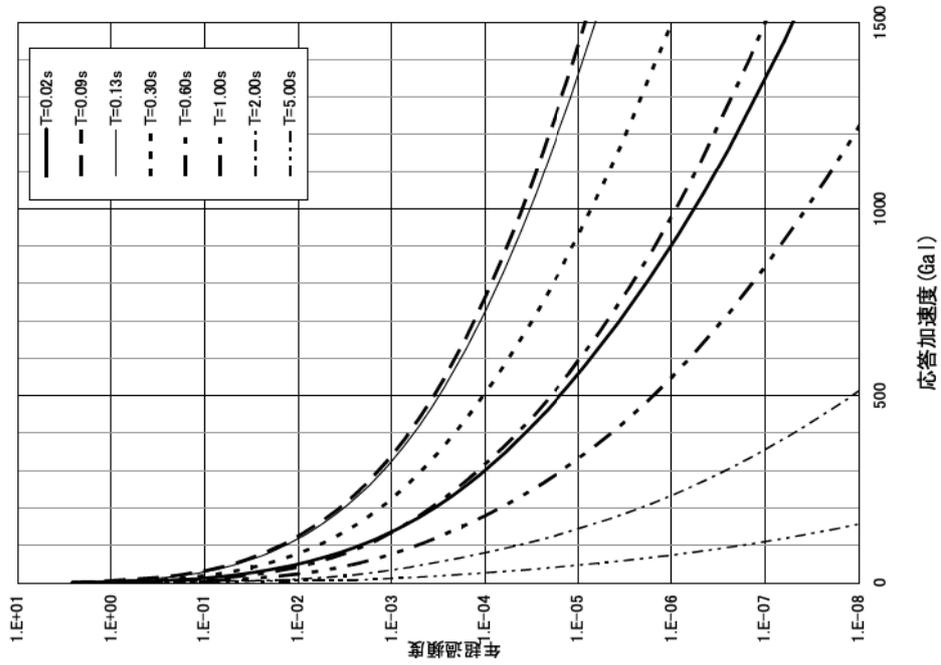
第 1.2.1.b-6 図 主要な活断層ごとのハザード曲線 (周期 0.02 秒)



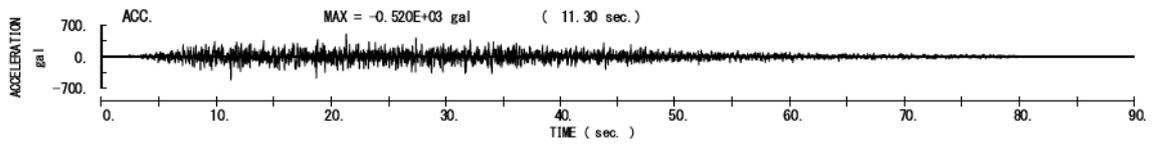
第 1.2.1.b-7 図 フラクタイル地震ハザード曲線 (周期 0.02 秒)



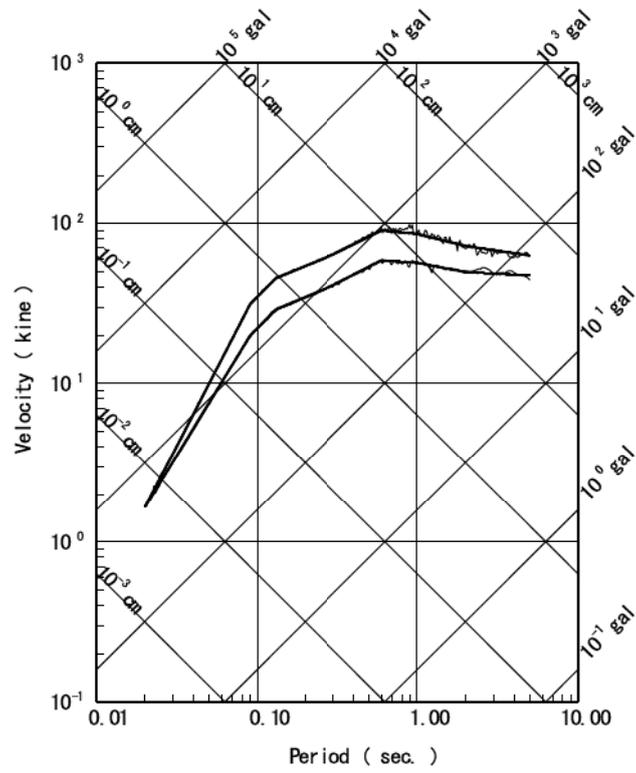
第 1.2.1.b-8 図 一様ハザードスペクトルと基準地震動 Ss の応答スペクトルの比較



第 1.2.1.b-9 図 周期ごとの平均ハザード曲線 (左：水平、右：鉛直)

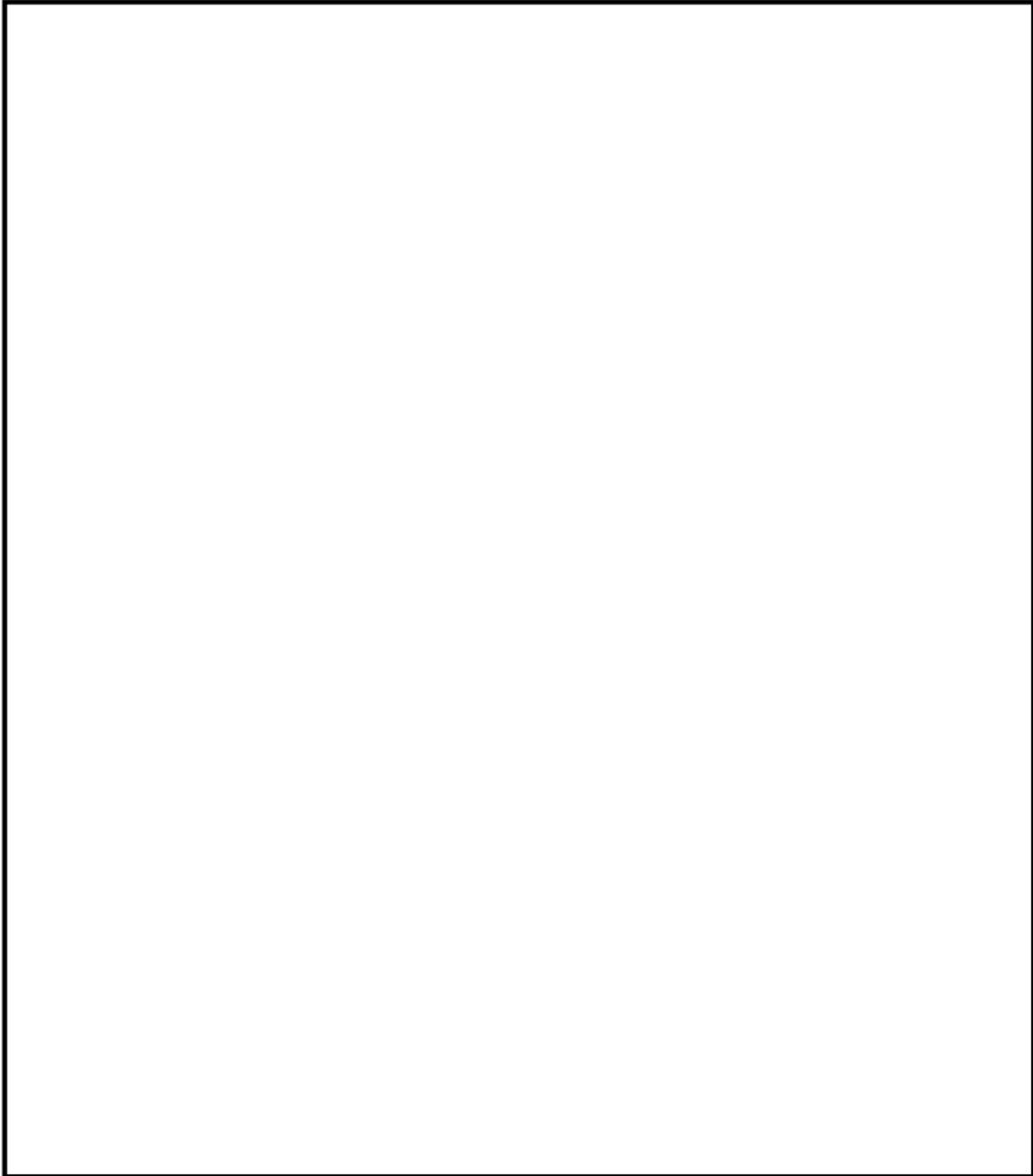


(1) 加速度時刻歴波形



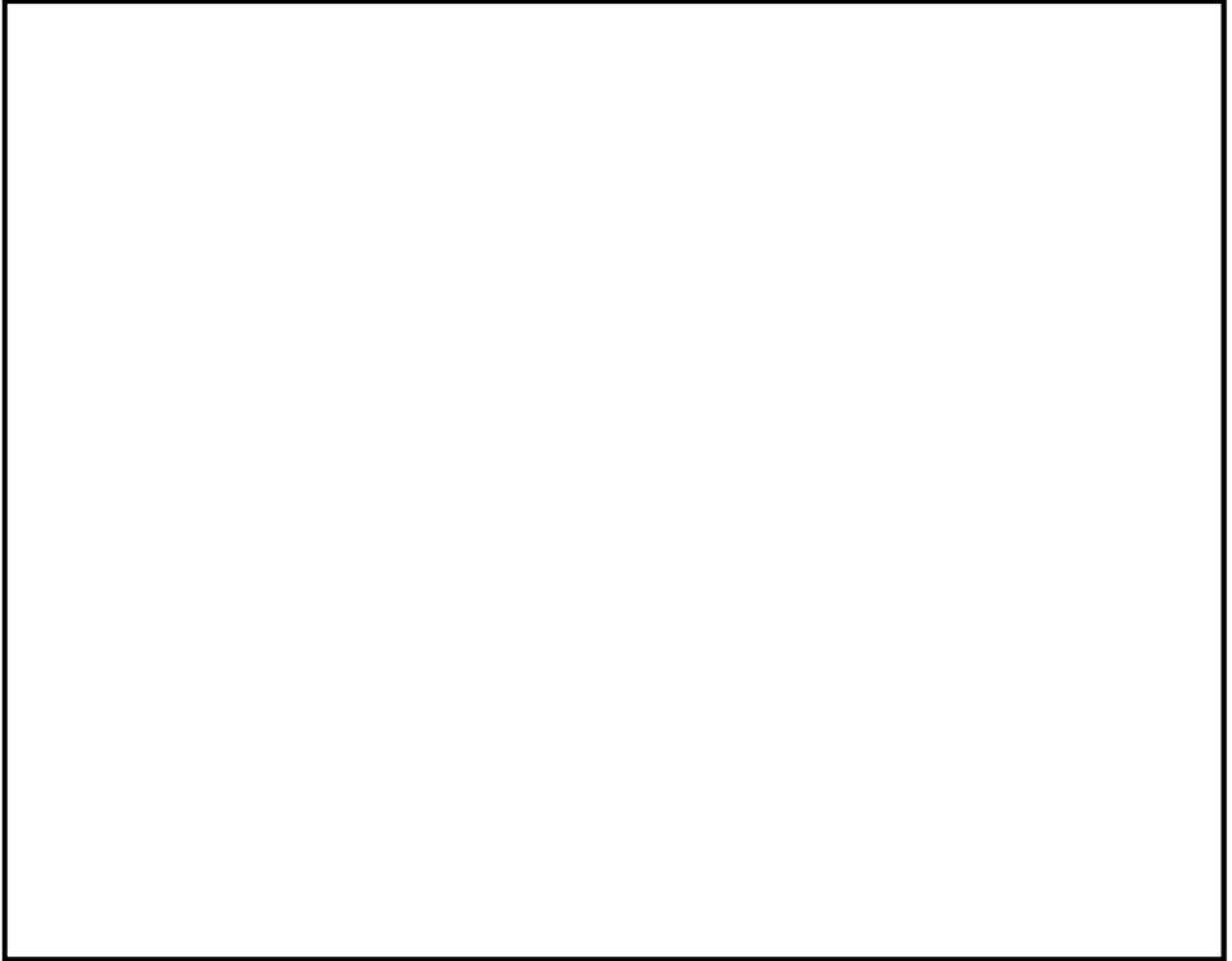
(2) 応答スペクトル

第 1.2.1.b-10 図 年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬地震動



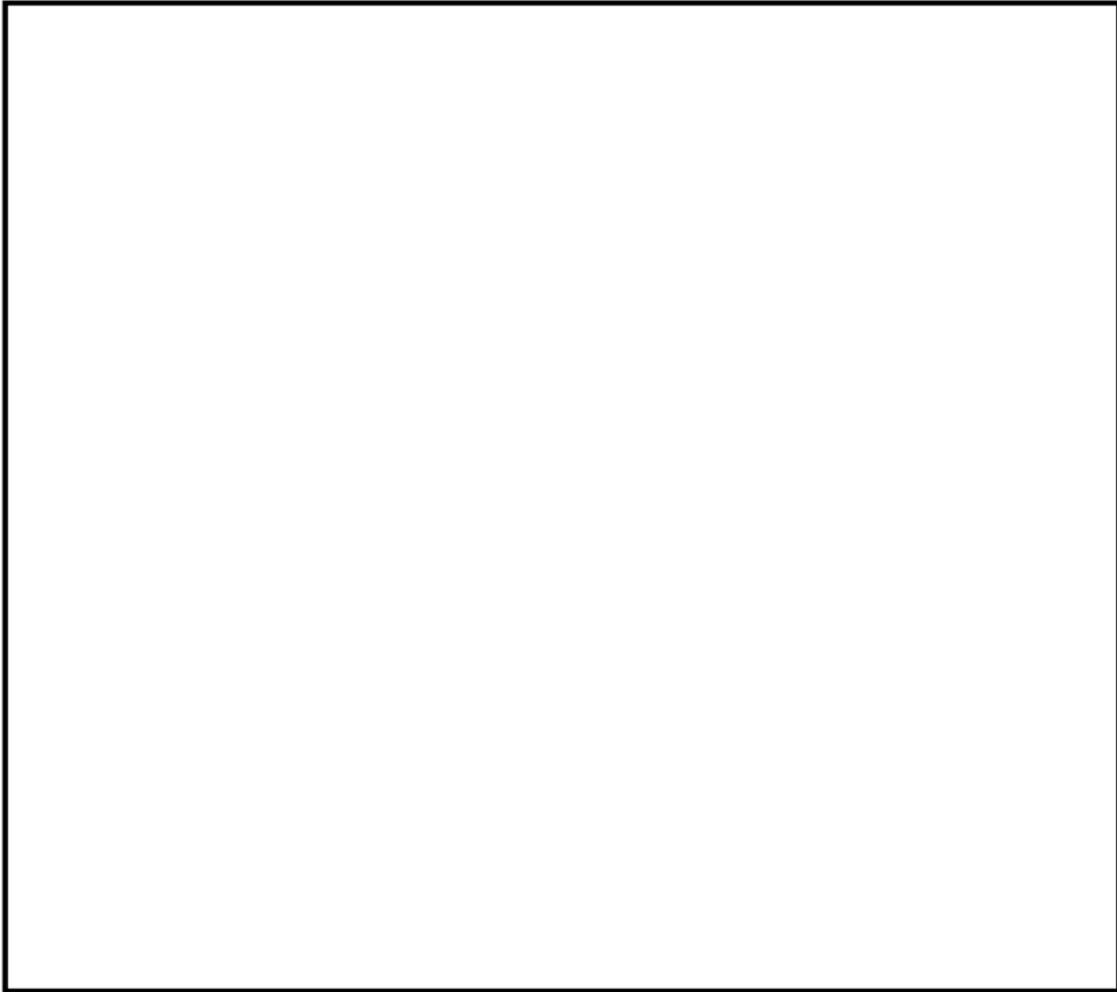
第 1.2.1.c-1-1 図 原子炉建屋の概略平面図(E.L.17.1m)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



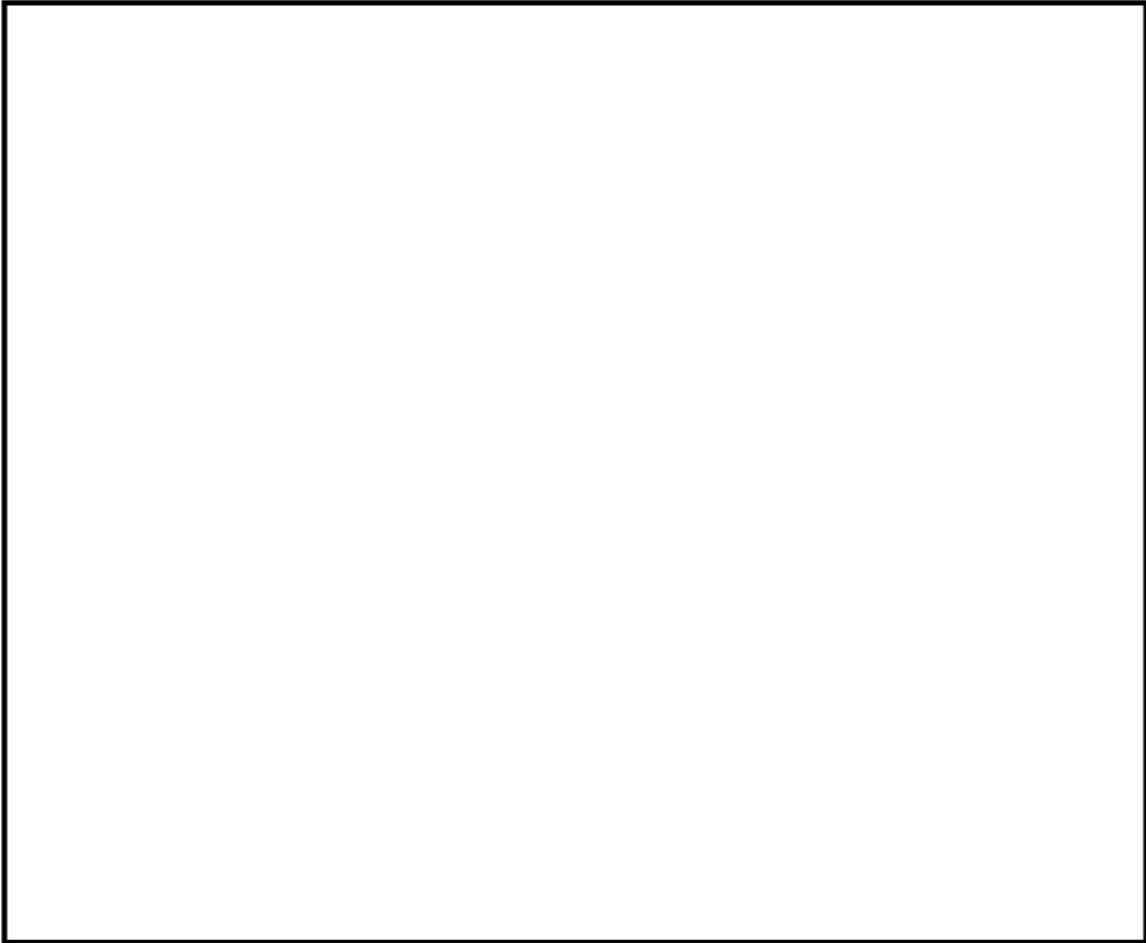
第 1.2.1.c-1-2 図 原子炉建屋の概略断面図 (A-A 断面)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.2.1.c-1-3 図 原子炉建屋の概略断面図 (B-B 断面)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.2.1.c-1-4 図 制御建屋の概略平面図(E.L.21.3m)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

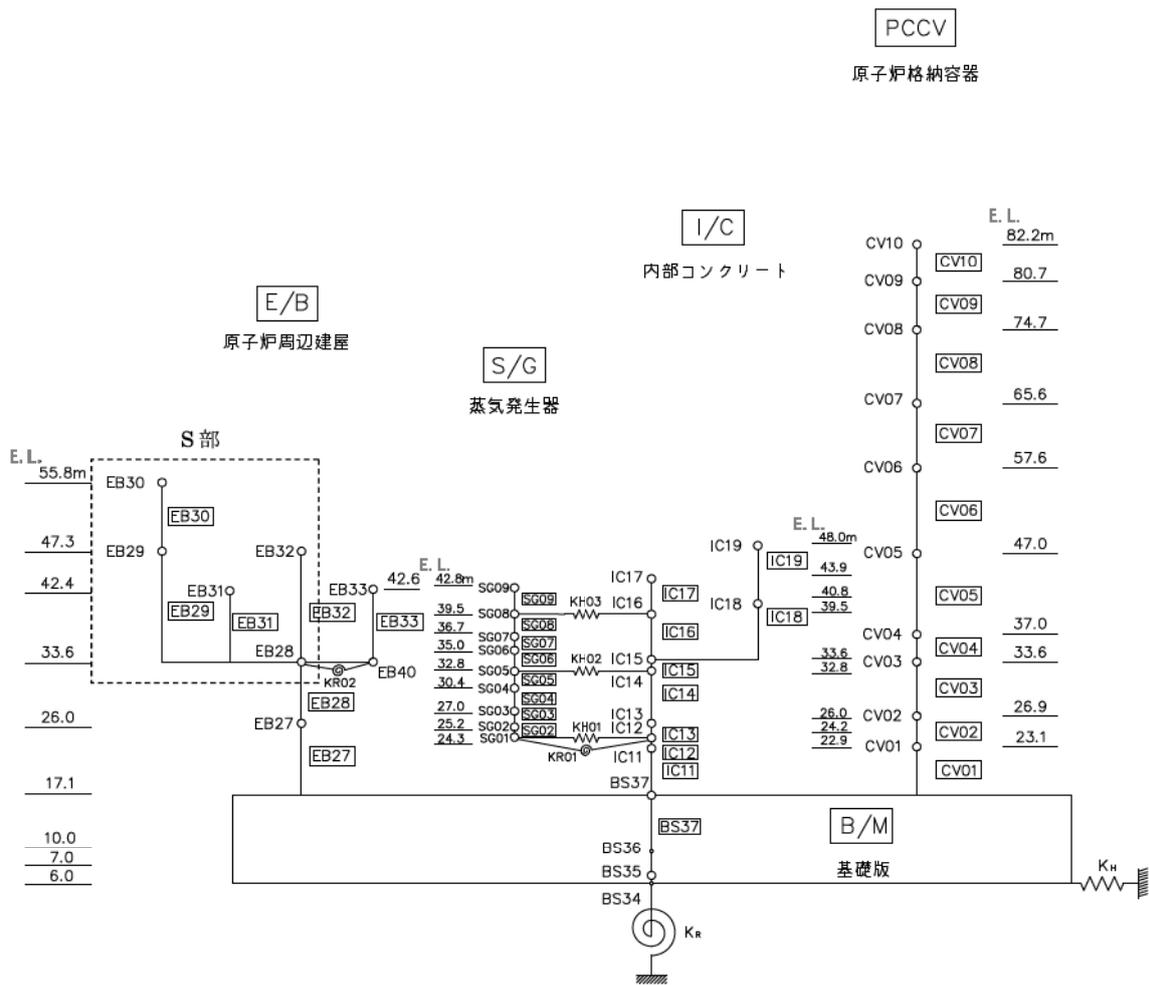


第 1.2.1.c-1-5 図 制御建屋の概略断面図 (A-A 断面)

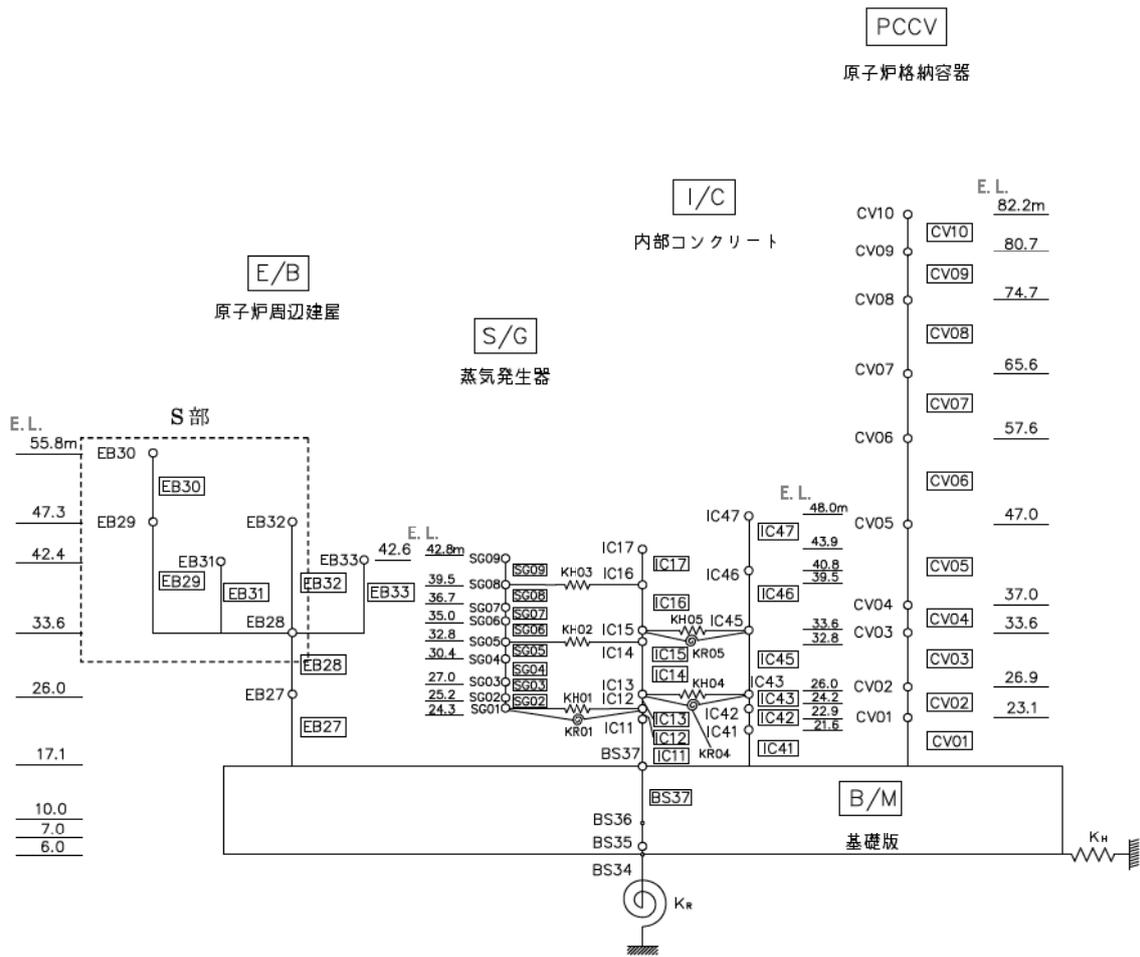


第 1.2.1.c-1-6 図 制御建屋の概略断面図 (B-B 断面)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.2.1.c-1-7 図 解析モデル (原子炉建屋 水平 EW 方向)



第 1.2.1.c-1-8 図 解析モデル (原子炉建屋 水平 NS 方向)