

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、原子炉容器上部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）】

原子炉容器上部ふた取付け、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 次冷却系が高压であり、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 次冷却系が高压であり、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P O Sとして分類する。L O C A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P O Sにおいてのみ発生可能性があるため、反応度の誤投入のみ特別に本P O S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P O S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P W R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（J N E S）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、起因事象から除外した。

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因事象から除外した。また、起因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、これらの起因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) 起因事象のグループ化

同定した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因事象であるため、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 P R A 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 6.3×10^{-3} (/demand)

POS 10、12 4.5×10^{-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) (180h)

POS 9 1.0×10^{-8} (/h) (141h)

POS 10、12 7.2×10^{-9} (/h) (141h)

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、

$$1.7 \times 10^{-7} \text{ (/h)}$$

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

$$4.1 \times 10^{-6} \quad (\text{/ミッドループ})$$

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POS5及びPOS9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

$$4.1 \times 10^{-6} \quad (\text{/demand})$$

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、美浜3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	1/3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				
P O S	P O S 4	P O S 5	P O S 9	P O S 1 0	P O S 1 2
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（P O S 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

11：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)

= $11 \times 60 \div (7.3 \times 10^4 \times 4.2 \times 10^{-3})$

$$= 2.2(^{\circ}\text{C}/\text{min})$$

$$7.3 \times 10^4 : \text{保有水量 (ミッドループ運転時)} \\ (\text{kg})$$

- ・ 1 次冷却系保有水沸騰時間

1 次冷却系保有水沸騰時間

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

$$= 35 \div 2.2$$

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

(水抜き開始時に 60℃以下に維持するが、保守的に初期の水温を 65℃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

$$5.0 : \text{崩壊熱曲線から予測される崩壊熱(MW)}$$

- ・ 1 次冷却系保有水昇温率

1 次冷却系保有水昇温率

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

$$= 5.0 \times 60 \div (7.3 \times 10^4 \times 4.2 \times 10^{-3})$$

$$= 0.98(^{\circ}\text{C}/\text{min})$$

- ・ 1 次冷却系保有水沸騰時間

1 次冷却系保有水沸騰時間

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

$$= 35 \div 0.98$$

$$= 36(\text{min})$$

すなわち、沸騰までの時間は、36 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、起因事象の発生

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

各起因事象に対して、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。

各起因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. 制御用空気系
7. 換気空調系
8. 原子炉補機冷却海水系
9. 原子炉補機冷却水系

【フロントライン系】

10. 余熱除去系

【その他の系統】

11. 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（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。

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。

運転操作エラー項目	操作場所	操作過誤確率	E F
弁の操作忘れ	現場	1.6E-03	4

(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 (P O S 4、5)	2.7E-2
外部電源喪失時の余熱除去系再起動 (P O S 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
補機の操作失敗	中央制御室	8.6E-04	8
弁の操作失敗	中央制御室	8.6E-04	8
計器の読取失敗 (デジタル表示)	中央制御室	8.3E-04	4

(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 4.9×10^{-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、ミッドループ運転の期間である、P O S 5、P O S 9 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POS 4、POS 5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）（POS 4、5：余熱除去機能喪失時）」の約16%、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）（POS 4、5：外部電源喪失時）」の約0.5%、第3位は「敦賀線1号線(275kV)送電線 喪失」「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）」の約0.1%となった。

第1位のFV重要度が約16%、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 4.9×10^{-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 4.8×10^{-4} （／炉年）、不確実さ幅を示すエラーファクター（EF）は6.1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37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／高圧注入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 3.8×10^{-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 1.1×10^{-4} （／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	2 トレン リレー方式 制御棒 48 本
余熱除去系	余熱除去ポンプ 2 台（うず巻型） ポンプ容量 約 850 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 4,875kVA/台
直流電源設備	蓄電池 2 組 容量 約 2,200A・h/組
原子炉補機冷却水系	1 次系冷却水ポンプ 4 台（うず巻型） ポンプ容量 約 1,150 m ³ /h/台
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ 4 台（縦置斜流式） ポンプ容量 約 3,200 m ³ /h/台

第 1.1.2.a-2 表 美浜 3 号炉定検の工程継続時間の比較

P O S	工程	工程継続時間(h)		
		第 22 回定検	第 23 回定検	第 24 回定検
P O S 4	余熱除去系による冷却状態①（１次冷却系満水）	62	62	68
P O S 5	余熱除去系による冷却状態② （ミッドループ運転状態、燃料取出し前）	118	117	114
P O S 9	余熱除去系による冷却状態③ （ミッドループ運転状態、燃料取出し後）	141	139	135
P O S 1 0	余熱除去系による冷却状態④（１次冷却系満水）	81	83	250
P O S 1 2	余熱除去系による冷却状態⑤（１次冷却系満水）	60	58	61
	合計	462	459	628

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	62
5	118
9	141
1 0	81
1 2	60
合計	462

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(SI 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 ドループ)	(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 ドループ)	(10) RHRによ る冷却④ (RCS満 水)	(11) 1次冷却 系の漏え 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 (SIブロッ ク以降)	(15) 部分出 力状態
	1,2	3	3	4,5	5,6	6	—	6	6,5	5	4	5	3	3	2,1
主変圧器	—			1/0/0	1/0/0	—			1/0/0	1/0/0	—	1/0/0	—		
予備変圧器	—			0/1/0	0/0/1	—			0/0/1	0/0/1	—	0/0/1	—		
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	—			2/0/2	2/0/2	—			2/0/2	2/0/2	—	2/0/2	—		
1次系冷却水ポンプ	—			2/0/2	2/0/2	—			2/0/2	2/0/2	—	2/0/2	—		
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 P R A ※1,2	JNES 検討※3	本評価 (美浜 3 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）	○	○	—	○	○
インターフェイスシステム L O C A	—	—	○	—	—
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 dren	—	—	—	○	○

※ 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	1.7E-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	4.1E-06 （/ミッドループ）
オーバードレン	水抜き中	4.1E-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 P O S 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
P O S 4	余熱除去系による冷却状態 ①（１次冷却系は満水状態）	62	5.1E-05	—	—	2.6E-05	3.4E-05	1.4E-06	—
P O S 5	余熱除去系による冷却状態 ②（ミッドループ運転状態）	118	9.7E-05	4.1E-06	4.1E-06	5.1E-05	6.5E-05	2.7E-06	—
P O S 9	余熱除去系による冷却状態 ③（ミッドループ運転状態）	141	1.2E-04	4.1E-06	4.1E-06	1.4E-06	7.7E-05	3.2E-06	—
P O S 1 0	余熱除去系による冷却状態 ④（１次冷却系は満水状態）	81	6.7E-05	—	—	5.9E-07	4.5E-05	1.9E-06	—
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）	60	4.9E-05	—	—	4.3E-07	3.3E-05	1.4E-06	—
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）	81	—	—	—	—	—	—	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	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
	○	○				○

※ 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） サポート系 （影響を受ける側）	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
電源系※1		○		○	○	
信号系	○					
制御用空気系	○	○		○		○
換気空調系	○		○			
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。

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）	62	5.1E-05 (8.2E-07/h)	—	—	2.6E-05 (4.3E-07/h)	1.2E-06 (2.0E-08/h)	1.4E-06 (2.3E-08/h)	—	8.0E-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）	118	9.7E-05 (8.2E-07/h)	4.1E-06	4.1E-06	5.1E-05 (4.3E-07/h)	2.3E-06 (2.0E-08/h)	2.7E-06 (2.3E-08/h)	—	1.6E-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）	141	1.2E-04 (8.2E-07/h)	4.1E-06	4.1E-06	1.4E-06 (1.0E-08/h)	6.4E-07 (4.6E-09/h)	3.2E-06 (2.3E-08/h)	—	1.3E-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）	81	6.7E-05 (8.2E-07/h)	—	—	5.9E-07 (7.2E-09/h)	4.0E-07 (4.9E-09/h)	1.9E-06 (2.3E-08/h)	—	7.0E-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）	60	4.9E-05 (8.2E-07/h)	—	—	4.3E-07 (7.2E-09/h)	2.9E-07 (4.9E-09/h)	1.4E-06 (2.3E-08/h)	—	5.1E-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）		—	3.8E-04	8.2E-06	8.2E-06	8.0E-05	4.9E-06	1.1E-05	5.3E-08	4.9E-04

第 1.1.2.h-2 表 主要カットセット

(POS 5 における事故シーケンス：ディーゼル発電機 B、海水ポンプ C / D 待機除外)

事故シーケンス		条件付き炉心 損傷確率	非信頼度	寄与率	カットセット
起因事象	緩和手段				
外部電源喪失	非常用所内交流電源失敗	8.3E-3	2.3E-03	27.6%	①ディーゼル発電機 A 継続運転失敗
			1.6E-03	19.3%	②A ディーゼル発電機室入口手動ダンパ戻し忘れ
			1.5E-03	18.1%	③ディーゼル発電機 A 起動失敗
			8.6E-04	10.4%	④海水ポンプ B 起動操作失敗
			8.3E-04	10.0%	⑤海水ヘッド圧力低警報読取失敗
外部電源喪失	余熱除去系による 冷却失敗	2.8E-2	2.7E-02	95.0%	①診断失敗
			8.6E-04	3.1%	②余熱除去系 A 系起動操作失敗
			3.5E-04	1.3%	③A 余熱除去クーラバイパス流量制御弁内部リーク
			8.0E-05	0.3%	④余熱除去ポンプ A 起動失敗
			4.8E-05	0.2%	⑤余熱除去ポンプ A シャ断器閉失敗

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	9.3E-05(19.0%)
全交流動力電源喪失	1.9E-06(0.4%)
原子炉冷却材の流出	3.9E-04(80.6%)
反応度の誤投入	5.3E-08(<0.1%)
合計	4.9E-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）	0.16
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. 敦賀線 1 号線(275kV) 送電線 喪失	0.001
3. 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,B 起動失敗（共通要因）	0.001 未満
5. 運転員操作 A 余熱除去クーラ冷却水出口弁 開失敗	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. 運転員操作余熱除去ポンプ A 起動失敗	0.001 未満
5.ディーゼル発電機 B 起動失敗	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
1.1 次系冷却水ポンプ A,C 継続運転失敗（共通要因）	2.9
1.1 次系冷却水ポンプ A,D 継続運転失敗（共通要因）	2.9
1.1 次系冷却水ポンプ B,C 継続運転失敗（共通要因）	2.9
1.1 次系冷却水ポンプ B,D 継続運転失敗（共通要因）	2.9
1.海水ポンプ A,C 継続運転失敗（共通要因）	2.9
1.海水ポンプ A,D 継続運転失敗（共通要因）	2.9

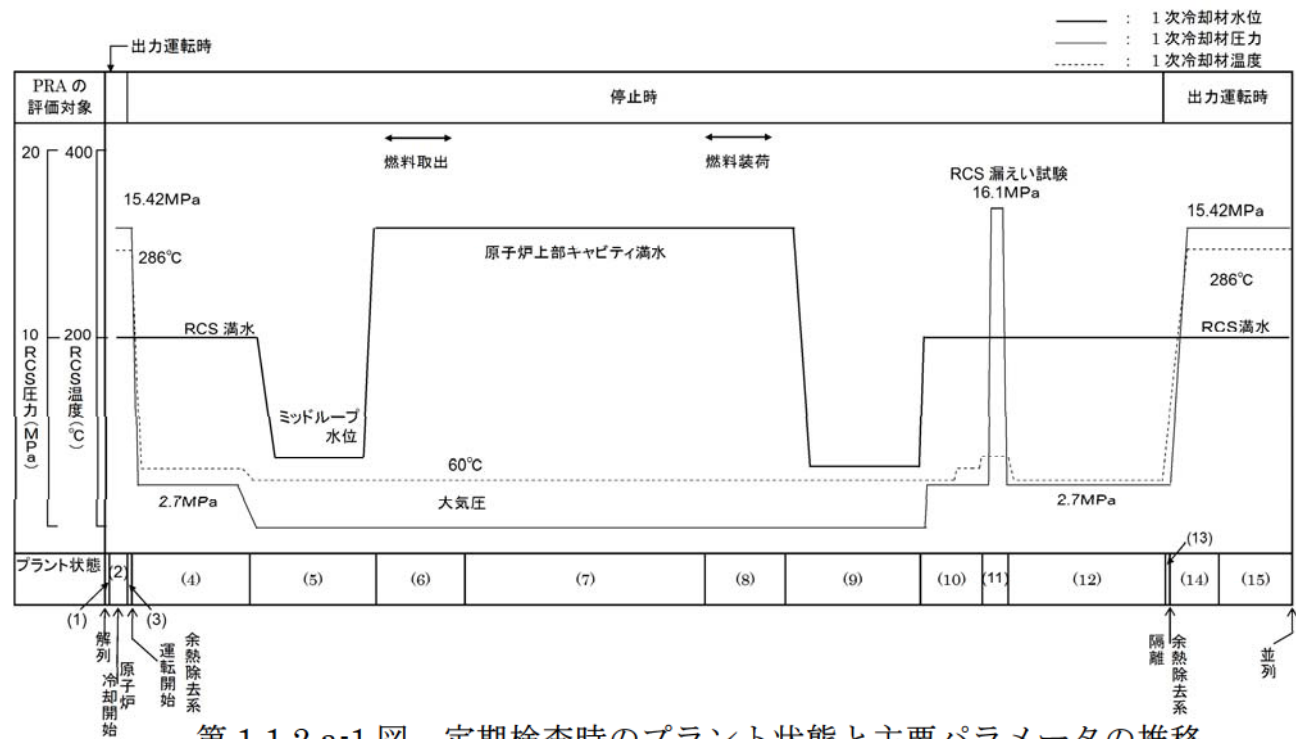
第 1.1.2.h-6 表 不確実さ評価結果

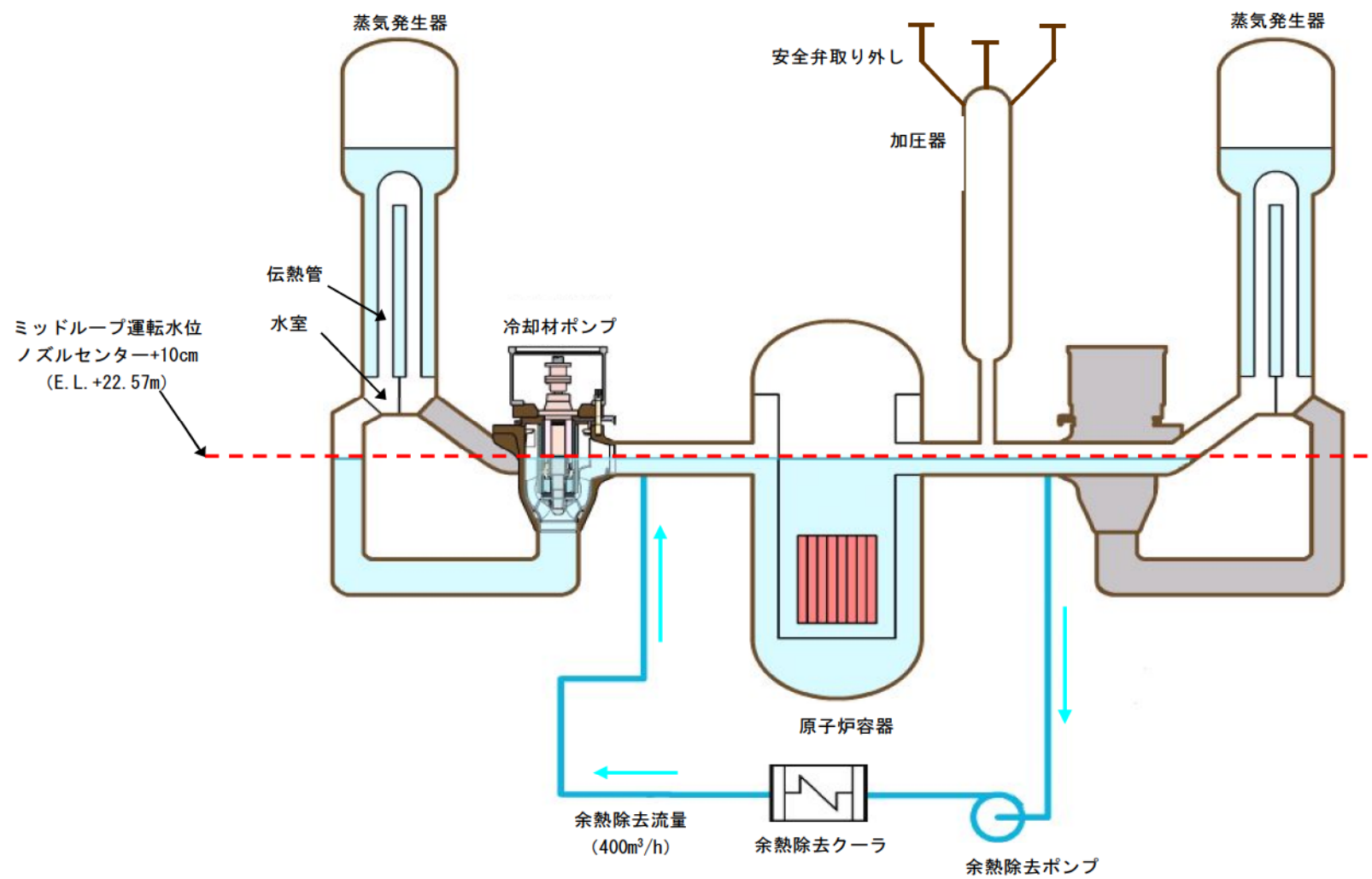
不確実さ	全炉心損傷頻度 (／炉年)
95%上限値	1.8E-03
平均値	4.8E-04
中央値	2.2E-04
5%下限値	4.8E-05
エラーファクター (E F)	6.1
点推定値	4.9E-04

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）

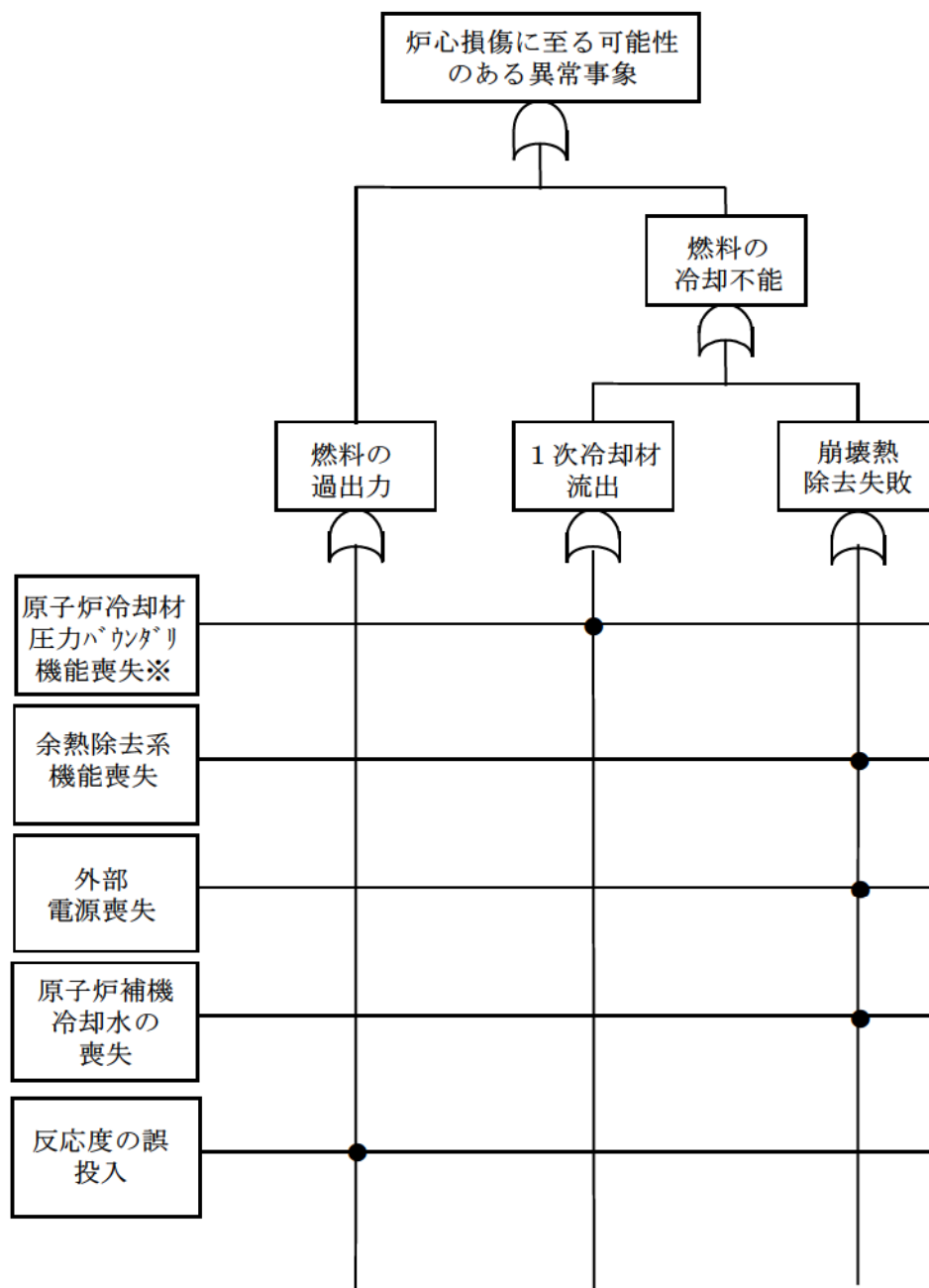
プラント状態		期間 (h)	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失		合計	
			基本ケース	感度ケース	基本ケース	感度ケース
POS 4	余熱除去系による冷却状態①（1次冷却系は満水状態）	62	5.1E-05	5.1E-08	8.0E-05	2.9E-05
POS 5	余熱除去系による冷却状態②（ミッドループ運転状態）	118	9.7E-05	9.7E-08	1.6E-04	6.4E-05
POS 9	余熱除去系による冷却状態③（ミッドループ運転状態）	141	1.2E-04	1.2E-07	1.3E-04	1.4E-05
POS 10	余熱除去系による冷却状態④（1次冷却系は満水状態）	81	6.7E-05	6.7E-08	7.0E-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）	60	4.9E-05	4.9E-08	5.1E-05	2.1E-06
合計（／炉年）		—	3.8E-04	3.8E-07	4.9E-04	1.1E-04

プラント 状態	高温停止 状態 (3)	RHR 運転① (4)	RHR 運転② (5)	原子炉上部 キャビティ 満水 (6)	燃料取り 出し状態 (7)	原子炉上部 キャビティ 満水 (8)	RHR 運転③ (9)	RHR 運転④ (10)	RCS 漏えい試験 (11)	RHR 運転⑤ (12)	高温停止 状態 (13)
原子炉冷却材 保有水量 (水位)	一次冷却系満水 ミッドループ 原子炉上部キャビティ満水 ミッドループ 一次冷却系満水										
電源系											
ディーゼル 発電機	A										
	B										
補機 冷却水系	A										
	B										
余熱除去系	A										
	B										



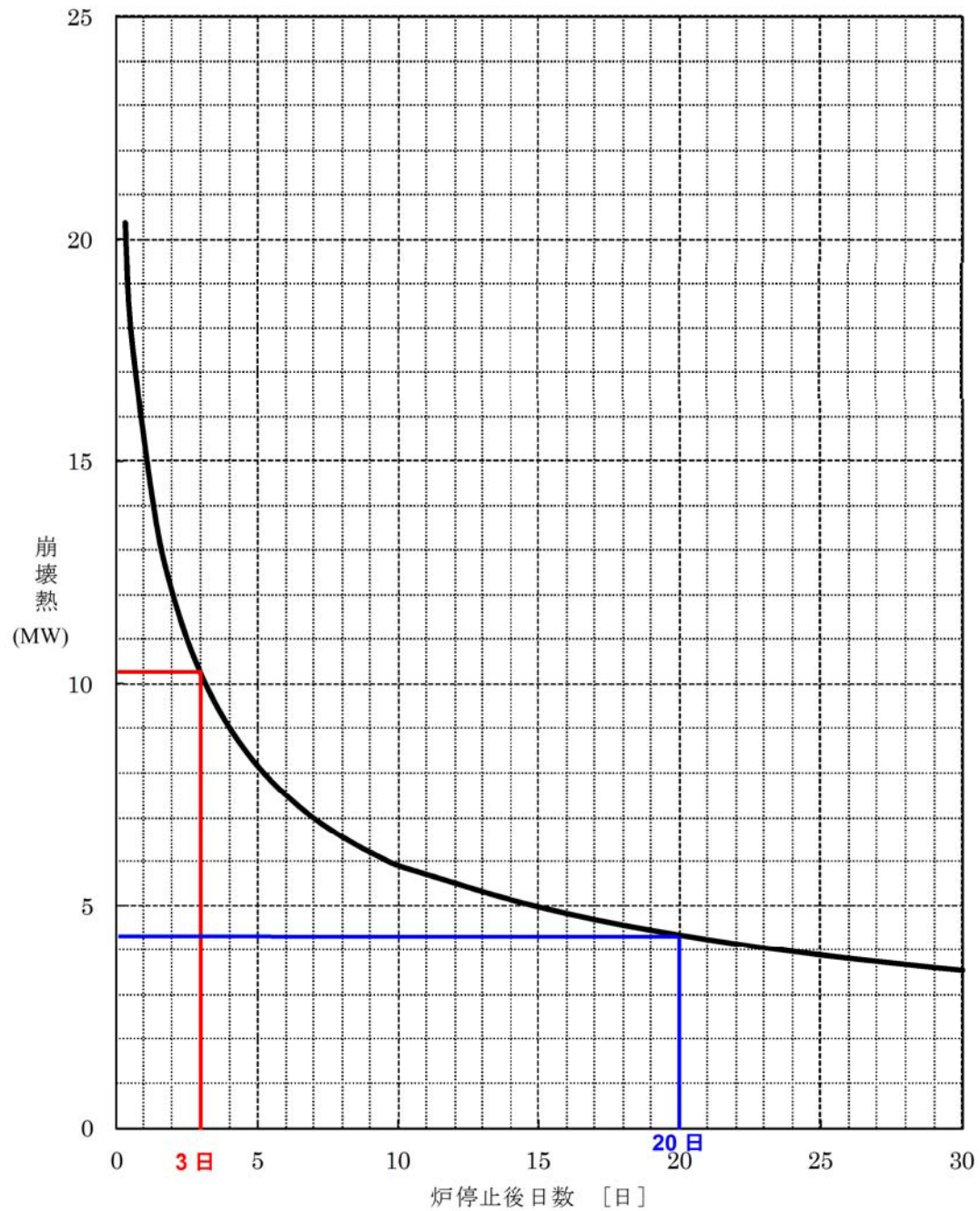


第1.1.2.a-2図 ミッドループ運転概要図



※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約 4 日であるが保守的に 3 日とした)

青：後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約 77 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】

- ・ 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。

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、1 次系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）

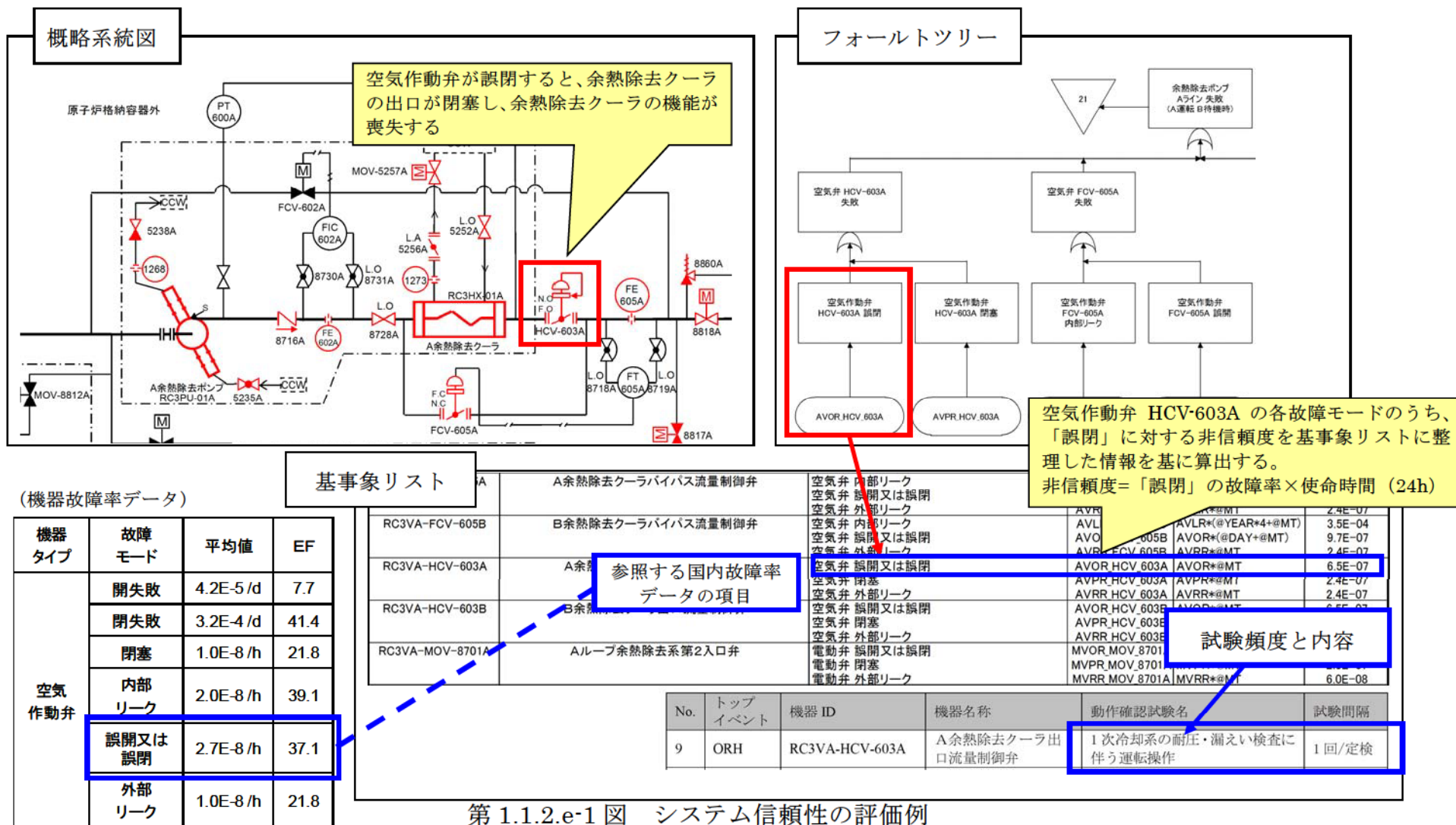
第 1.1.2.d-1 (g)図 反応度の誤投入イベントツリー

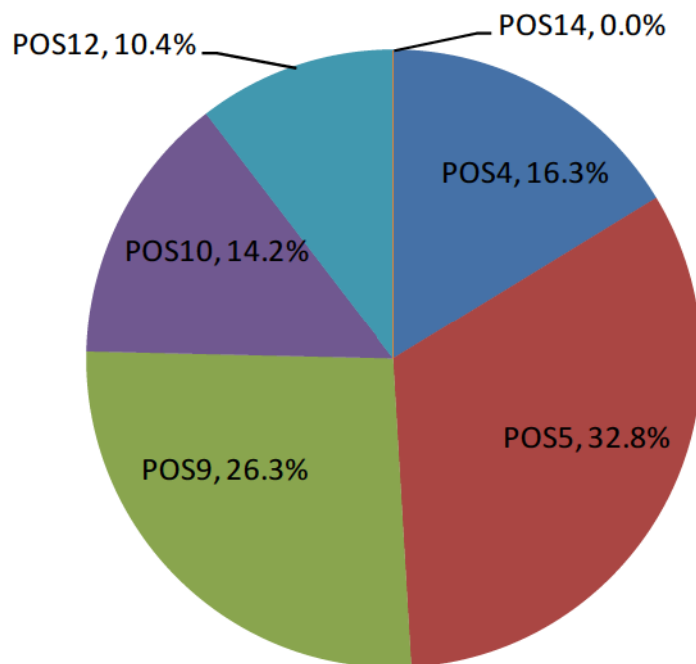
【仮定条件】

- ・ 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】

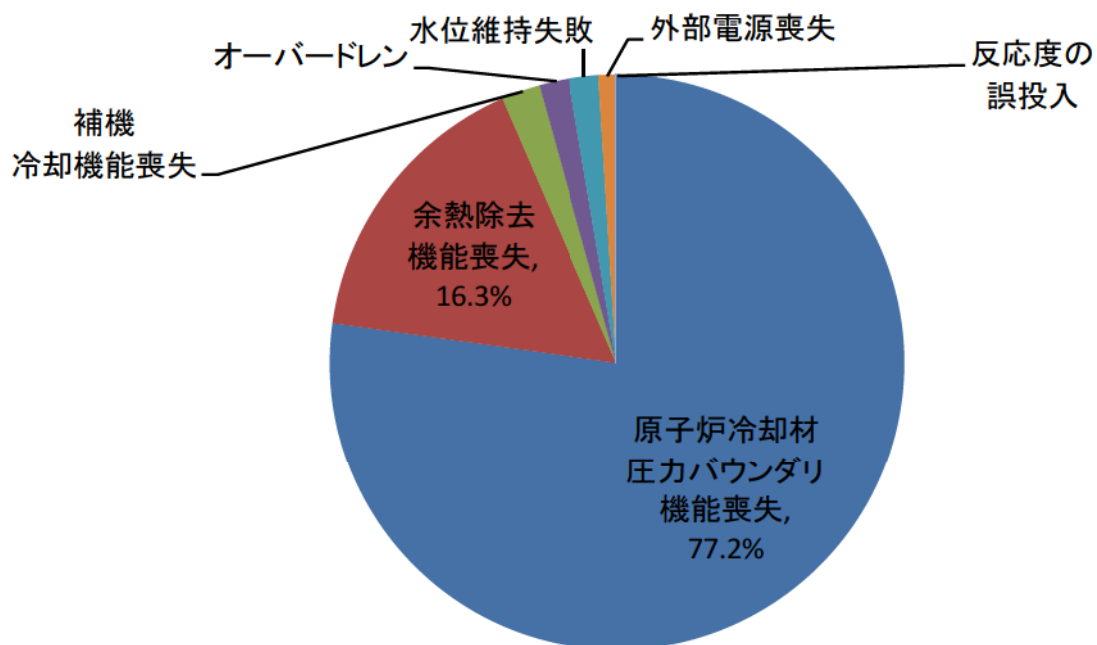
- ・ 反応度の誤投入事象は、PWRプラントにおいて起動時に1次冷却系のほう素濃度の希釈を実施する際に希釈停止操作に失敗し、臨界に達することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。



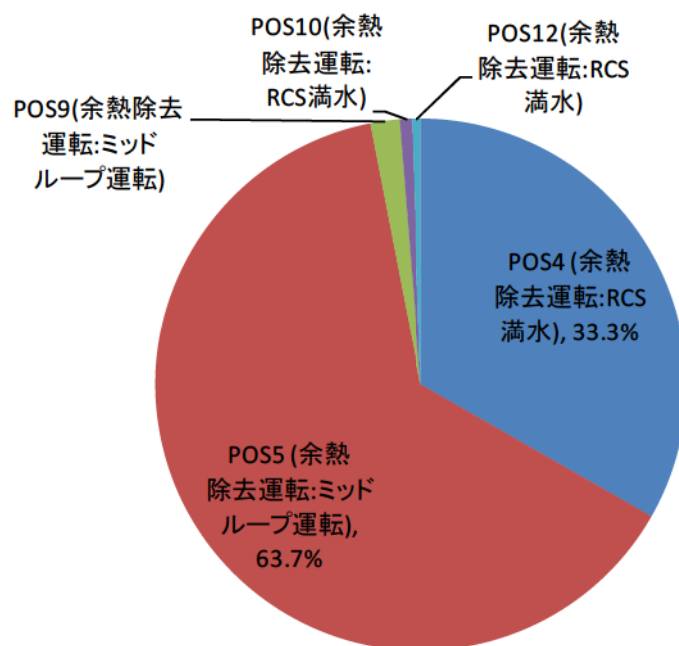


POS	(3)高温停止状態	(4)余熱除去系運転①	(5)余熱除去系運転②	(6)原子炉上部キャピタリ満水	(7)燃料取り出し状態	(8)原子炉上部キャピタリ満水	(9)余熱除去系運転③	(10)余熱除去系運転④	(11)RCS漏えい試験	(12)余熱除去系運転⑤	(13)高温停止状態
各プラント状態の継続時間(h)	31	62	118	66	1492	83	141	81	13	60	16

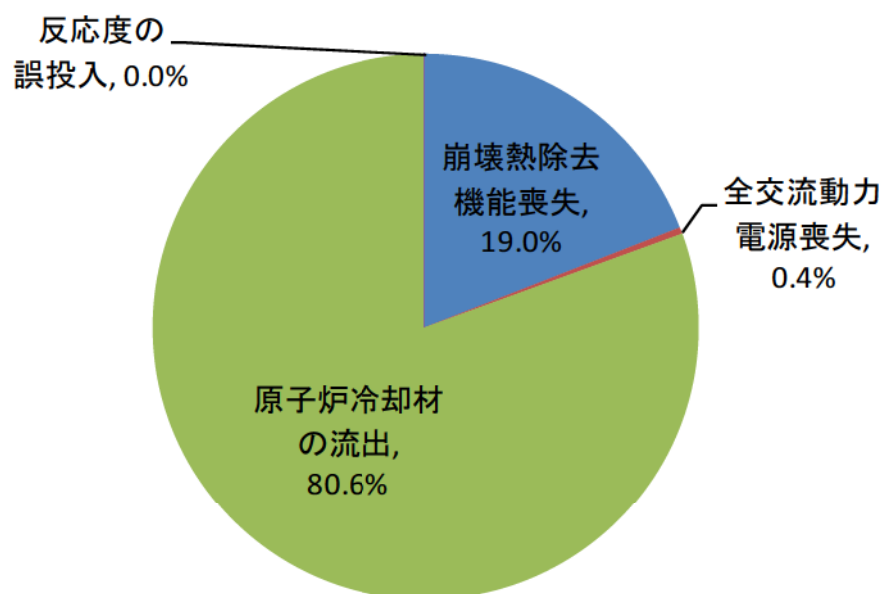
第 1.1.2.h-1 図 POS 別炉心損傷頻度



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 27 年 3 月 17 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・システムの配置及び形状・設備容量

主要な機器・システムの配置及び形状・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PRA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PRA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、起因事象階層イベントツリー、過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーの各ヘディングの分岐の中で地震による機器損傷を考慮した。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PRA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（Excess LOCA）
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 原子炉補助建屋損傷

- ・ 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
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失

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（後述の脆弱性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 27 年 3 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おけるモデルの設定

(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及び領域震源モデルを設定した。

a. 特定震源モデル

敷地への影響度に応じて、敷地周辺の活断層を以下の(A)～(C)に分類してモデル化する。

(A) 詳細なロジックツリーを設定する主要活断層モデル

検討用地震として選定された C 断層、三方断層、白木ー丹生断層、大陸棚外縁～B～野坂断層及び安島岬沖～和布ー干飯崎沖～甲楽城断層については、詳細なロジックツリーに展開して評価する。

(B) 上記(A)以外の主要活断層モデル

上記(A)以外の主要な活断層については、マグニチュードの分岐のみを考慮したロジックツリーで評価する。

(C) その他の活断層モデル

主要活断層モデル以外の活断層を対象に、基本的にサイトから 100km 程度以内にある「[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する。第 1.2.1.b-1 図に敷地周辺の主要活断層の分布図を示す。

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)の手法（以下「耐専式」という。）を用いた。また、地震動評価のばらつきは対数標準偏差で 0.53 とし、ばらつきの打ち切り範囲は対数標準偏差の 3 倍とする。さらに、内陸補正のあり・なしをロジックツリーの分岐として考慮する。

(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する。

主要活断層モデル(A)については、基準地震動の評価で考慮した不確かさのうち、耐専式の算定に影響を与えるパラメータ及びマグニチュードの評価式をロジックツリーに展開する。主要活断層モデル(B)については、マグニチュードの評価式をロジックツリーに展開する。領域震源モデルについては、地震カタログに記載されている過去の複数の地震の最大マグニチュードに幅がある場合には、その中央値、上限値及び下限値をロジックツリーの分岐として考慮する。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。また、主要活断層モデル(A)及び(B)について、ロジックツリーの分岐ごとの諸元を第 1.2.1.b-1 表及び第 1.2.1.b-2 表に示す。

③確率論的地震ハザード評価結果

(1) 平均地震ハザード曲線

以上のモデル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、震源ごとの地震ハザード曲線を第 1.2.1.b-6 図に示す。また、フラクタ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-1 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-1 の年超過確率は、水平方向では全周期帯で $10^{-4} \sim 10^{-5}$ であるが、鉛直方向では短周期側で $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度、長周期側で $10^{-5} \sim 10^{-6}$ 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基となる周期ごとの平均地震ハザード曲線を第 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バックチェック時点の年超過確率 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 S_s の策定と同様に Noda et al.(2002)に基づき地震規模 $M7.8$ 、等価震源距離 $X_{eq}=68\text{km}$ 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、原子炉補助建屋とした。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。原子炉補助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-1-5～7 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）」を選定した。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) 考慮する不確実さ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ β_R と認識論的不確実さ β_U については、地震 P S A 学会標準に基づき評価した。考慮する不確実さ要因の例を第 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

美浜サイトの地盤物性値を第1.2.1.c-1-3表に示す。原子炉建屋及び原子炉補助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、バックチェック時点の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-1-8図及び第1.2.1.c-1-7～9表に、原子炉補助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図及び第1.2.1.c-1-10～12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F c、V s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-1-13表及び第1.2.1.c-1-14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H C L P F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。

H C L P Fは信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出した。

原子炉建屋及び原子炉補助建屋のフラジリティ曲線を第1.2.1.c-1-10図及び第1.2.1.c-1-11図に示す。また、信頼度50%での50%損傷確率及びH C L P F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) 考慮する不確実さ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶発的不確実さ β_R と認識論的不確実さ 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、バックチェック時点の美浜サイトの 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（不確実さの設定、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不確実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 ：認識論的不確実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_p ：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フラジリティ評価における参照データ

フラジリティ評価に当たっては、現実的な耐力、応答を参照するが、その際の基本的な考え方を以下に示す。

- (1) 原則、以下の現実的な耐力、応答を参照
- ・ 現実的な耐力：工認で使用する値及び既往知見
 - ・ 現実的な応答：バックチェック時点の耐震評価の値
- (2) 以下の機器については、P R A結果（事故シーケンスグループの選定）に有意な影響を及ぼさないことを踏まえ、P W R標準の現実的な耐力等を参照
- ・ 耐震B、Cクラス機器（ファン、ダクト）等
- (3) P R A結果（事故シーケンスグループの選定）に有意な影響を及ぼすと考えられる機器のうち、以下のように適切な裕度向上を図ることが可能な機器については、(1)を見直した現実的な耐力又は応答を参照
- ・ 改造工事を反映した現実的な耐力、応答評価による保守性見直し（海水ストレーナ等）

⑦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F V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）

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
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：7.2Hz
- ・ 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 fragility を算出した。

表 蒸気発生器の耐震評価結果

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
冷却材入口管台 セーフエンド	SUSF316	一次膜＋曲げ	381	175	2.17

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冷却材入口管台セーフエンドの材質は SUSF316 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 $S_u = 427 \text{ N/mm}^2$ （評価温度 332.3℃）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。

$$\sigma_c = 1.1 \times S_u = 1.1 \times 427 = 469.7 \text{ N/mm}^2$$

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。

$$F_s = \frac{\sigma_c}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times S_u}{\sigma_T} = \frac{469.7}{175} = 2.68$$

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

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

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

冷却材入口管台セーフエンド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。

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

b. 機器応答係数 F_{ER}

(a) 床応答スペクトルの拡張に関する係数 F_{ESS}

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡張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。

$$F_{ESS} = \frac{S_a \text{ (拡張有り)}}{S_a \text{ (拡張無し)}}$$

S_a : 機器の固有振動数における応答加速度

ただし、本機器は時刻歴解析による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、本機器は時刻歴解析による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、 $F_D=1.0$ 、 $\beta_R=\beta_U=0$

(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、本機器の耐震評価は、建屋連成解析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は建屋応答係数に含まれるため、本係数は考慮しない。

$F_{EM}=1.0$ 、 $\beta_R=\beta_U=0$

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

本機器は時刻歴解析による耐震評価を実施しているため、本係数は考慮しない。

$F_{EMC}=1.0$ 、 $\beta_R=\beta_U=0$

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、蒸気発生器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-3-1 図に示す。

$$A_m=1.86 \text{ (G)}$$

$$\beta_R=0.20、\beta_U=0.19$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 1.86 \times \exp[-1.65 \times (0.20 + 0.19)] \\ &= 0.98 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 蒸気発生器 冷却材入口管台セーフエンド 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		2.68	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.02	0.99	0.90	1.00	1.86
不確実さ	β_R	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.07	0.07	0.17	0.20
	β_U	0.06	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.19

(2) 補機（復水タンク）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・ 設置位置：原子炉補助建屋 E.L.18.2m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：17.9Hz
- ・ 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基礎ボルト（評価応力：組合せ）が、復水タンク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、復水タンクの基礎ボルトに着目して評価する。

表 復水タンクの耐震性評価結果

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	SM400B	組合せ 1 次	227	68	3.33
基礎ボルト	SNCM630	組合せ	536	484	1.1

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基礎ボルトの材質は SNCM630 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 $S_u = 1080 \text{ N/mm}^2$ (評価温度 40°C) を採用する。

$$\sigma_c = 1.1 \times S_u = 1.1 \times 1080 = 1188 \text{ N/mm}^2$$

また、地震時発生応力は 484 N/mm^2 であるが、これは基礎ボルトの呼び径ベースで算定されたものであるため、谷径ベースに換算する必要がある。この換算のための係数として JSME I-解説 8-23 「メートルねじでの断面低減率」より 0.75 を用いる。

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。

$$F_s = \frac{\sigma_c}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times S_u}{\sigma_T} = \frac{1188}{484 / 0.75} = 1.84$$

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

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

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

全体系の振動エネルギーに比べ、ボルトの塑性変形によるエネルギー吸収効果は小さいため、本係数は考慮しない。

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振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。

$$F_{ESS} = \frac{S a \text{ (振幅有り)}}{S a \text{ (振幅無し)}}$$

耐震評価で用いている振幅有りの場合の応答値とこれに対応する振幅無しの応答値より、

$$F_{ESS} = \frac{2.91}{2.80} = 1.03$$

床応答曲線の振幅は、本来は建屋物性値及び地盤物性値の不確かさを考慮して実施されるものである。これらの物性値の不確かさを含めた建屋応答解析に起因する不確かさは、建屋応答係数で評価される。また、床応答時刻歴波から床応答曲線を作成する過程では、有意な不確定要因は含まれないと考えられる。したがって、本係数では不確かさは考慮しない。

以上より、本係数は以下の通りとなる。

$$F_{ESS} = 1.03, \beta_R = \beta_U = 0$$

(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。

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

耐震評価で用いている設計減衰1.0%の場合の応答値とこれに対応する中央値減衰3.0%の応答値より、

$$F_D = \frac{2.80}{1.98} = 1.41$$

また、不確実さとして、減衰定数の中央値3.0%に対して、設計用減衰定数1.0%が99%信頼下限（応答加速度では99%信頼上限）と考え、次式により評価する。

$$\beta_U = \frac{1}{2.33} \ln \left(\frac{Sa(\text{減衰 } 1.0\%)}{Sa(\text{減衰 } 3.0\%)} \right) = \frac{1}{2.33} \ln(1.41) = 0.15$$

$$(\beta_R = 0)$$

(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、本機器の耐震評価は、1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実さは建屋応答係数に含まれるため、本係数は考慮しない。

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

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

本機器の耐震評価は、1質点系モデルを用いて行われているため、本係数は考慮しない。

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

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、復水タンク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。

$$A_m=2.12 \text{ (G)}$$

$$\beta_R=0.19、\beta_U=0.25$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.12 \times \exp[-1.65 \times (0.19 + 0.25)] \\ &= 1.04 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 復水タンク 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		1.84	1.00	1.03	1.41	1.00	1.00	1.02	0.99	1.02	1.00	2.12
不確かさ	β_R	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.01	0.17	0.19
	β_U	0.06	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.25

(3) 電気盤・計装（蒸気発生器水位計（狭域））

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.24.0m
- ・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 に対する盤の設計応答加速度：

水平方向 2.02G、上下方向 0.59G

- ・機能維持確認済加速度：水平：6G、上下：1.35G

電気計装類については、水平方向と上下方向の同時入力、電気計装（及びリレー等の内部取付電気品）の機能維持に対して与える影響は小さいことから、耐震バックチェック評価において水平方向・上下方向のうち裕度が小さいほうに着目して評価する。

蒸気発生器水位計（狭域）の場合は垂直方向の裕度が小さく、クリティカルになると考えられるため、以下では垂直方向に着目した評価を実施する。

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

計装品のように、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 fragility 評価を行う。

fragility 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]

fragility 評価において、 $HCLPF$ は次式により評価される。

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

ここで、 A_m ：フラジリティ加速度の中央値

上式より、

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

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・計装品の試験結果より、計装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・計装品全体のシステムとしての誤動作に関する不確かさは、計装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・計装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、蒸気発生器水位計（狭域）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。

$$\begin{aligned} \text{損傷加速度の中央値} &= \text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U)) \\ &= 1.35 \times \exp(1.65 \times (0.11 + 0.17)) = 2.14G \end{aligned}$$

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。

$$\begin{aligned} F_s &= \text{損傷加速度の中央値} / \text{床応答加速度} \\ &= 2.14 / 0.59 = 3.63 \end{aligned}$$

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

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数

計装品類については、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計装品の応答値算定の際に、床応答曲線の振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振幅に関する係数 F_{ESS}

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

ただし、本機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。

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

本機器は剛構造のため、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、本機器の耐震評価は、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}

本機器は剛であるため、本係数及び不確実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、蒸気発生器水位計（狭域）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。

$$A_m = 1.92 \text{ (G)}$$

$$\beta_R = 0.13, \beta_U = 0.23$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 1.92 \times \exp[-1.65 \times (0.13 + 0.23)] \\ &= 1.06 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 蒸気発生器水位計（狭域） 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		3.63	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.04	0.99	1.01	1.00	1.92
不確かさ	β_R	0.11	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.05	0.04	0.00	0.13
	β_U	0.17	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.23

(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：原子炉補助建屋（ディーゼル建屋） E.L.4.0m
- ・ 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：

$$\text{水平方向 } 0.8G、\text{上下方向 } 0.51G \rightarrow SRSS = 0.949G$$

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。

$$F_S = \text{損傷加速度の中央値} / \text{床応答加速度} = 2.74 / 0.949 = 2.89$$

$$\beta_R = \beta_U = 0.10$$

(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-3-4 図に示す。

$$A_m=2.27(G)$$

$$\beta_R=0.13、\beta_U=0.19$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.27 \times \exp[-1.65 \times (0.13 + 0.19)] \\ &= 1.33 (G) \end{aligned}$$

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		2.89	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.02	0.99	1.02	1.00	2.27
不確実さ	β_R	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.01	0.00	0.13
	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（炉内計装引出管）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・評価対象機器：炉内計装引出管
- ・設置位置：原子炉建屋 内部コンクリート E.L.24.57m

- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：3.5Hz
- ・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 fragility を算出した。

表 炉内計装引出管の耐震評価結果

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
コンジット チューブ	SUS304TB	一次膜+曲げ		208	

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コンジットチューブの材質は SUS304TB 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 $S_U = 392 \text{ N/mm}^2$ （評価温度 288.6℃）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（ $\sigma_u =$ N/mm²）があるため、それを限界応力の中央値とする。

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。

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

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。

以上より、強度に関する係数 F_S は、以下のとおりとなる。

$$F_S = \sigma_C / \sigma_T = \sigma_U / \sigma_T = \boxed{} / 208 = \boxed{}$$

また、ミルシートにより実機耐力を適用しているため、不確かさは考慮しない。

$$\beta_R = \beta_U = 0$$

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

コンジットチューブのような配管構造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 (配管)

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。

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

ただし、本係数は保守的に考慮しないこととし、以下のとおりとした。

$$F_{ESS}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

(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、本係数は保守的に考慮しないこととし、以下のとおりとした。

$$F_D=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

(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、コンジットチューブの耐震評価は、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実さ 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}

コンジットチューブは、多質点系でモデル化されており、モード合成を考慮する必要があるため、本係数及び不確実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、炉内計装引出管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。

$$A_m=3.58 \text{ (G)}$$

$$\beta_R=0.32、\beta_U=0.31$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 3.58 \times \exp[-1.65 \times (0.32 + 0.31)] \\ &= 1.30 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 炉内計装引出管 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_δ	F_M	F_{NL}	
中央値			2.24	1.00	1.00	1.00	1.00	1.02	0.99	0.9	1.00	3.58
不確実さ	β_R	0.00	0.19	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.07	0.07	0.17	0.32
	β_U	0.00	0.19	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	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。

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. 原子炉補助建屋損傷

原子炉補助建屋が損傷することで、原子炉補助建屋内の電気盤（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、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

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も扱っている。

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も扱っている。

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。A T W S 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 S S C 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 P R A と相違ない。したがって、地震 P R A における成功基準は、内部事象出力時レベル 1 P R A 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 P R A 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因事象、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 図に示した起因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。また、RiskSpectrum による評価ではイベントヘディングの情報により事故シーケンスを分類するため、起因事象階層イベントツリーで主給水流量喪失が発生するとされた事故シーケンスから全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び外部電源喪失が発生している事象を識別する過渡分類イベントツリーを設定し、それぞれのイベントツリーを結合した。地震評価用のイベントツリー展開構成を第 1.2.1.d-2 図に示す。なお、結合した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。

過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーでは、地震による機器損傷、ランダム故障及び人的過誤をモデル化した。過渡分類イベントツリーを第 1.2.1.d-3 図に、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、外部電源喪失イベントツリー、原子炉補機冷却機能喪失イベントツ

リー及び主給水流量喪失イベントツリーを第 1.2.1.d-4～10 図に示す。

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

起因事象ごとのシステム信頼性解析を実施した。また、主要なミニマルカットセットの評価を実施した。評価結果について、第 1.2.1.d-2 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

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。なお、解析コードは RiskSpectrum 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。

また、サポート系（電源系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系等）については当該機能が喪失すると複数の安全機能に影響を与えることから、従属性を有する緩和系機能喪失の原因として考慮するとともに、例えば原子炉補機冷却水系が喪失することでR C P シール L O C A が発生するように従属的に発生する事象についても考慮した。

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 2.3×10^{-5} （／炉年）となった。起因事象別の炉心損傷頻度を第 1.2.1.d-3 表に示す。起因事象別の結果では、外部電源喪失を起因とする炉心損傷頻度が約 5 割程度を占め、次いで大破断 L O C A 等の L O C A 事象が支配的である。

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、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系

損傷、1次系流路閉塞による2次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-4表に示す。加速度区分別では、1.1～1.3Gが支配的となっており、次いで0.8～1.1G、1.3～1.5G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PRAで評価したSSCが、炉心損傷に与える影響を把握するために、Fussell-Vesely (FV) 重要度評価を実施した（重要度は地震PRA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SSCの全炉心損傷頻度に対するFV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-5表及び第1.2.1.d-6表に示す。FV重要度は、炉心損傷頻度に対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、使用済燃料ピットクーラ、制御建屋送気ファン、計器用圧縮空気供給ヘッダ圧力計等の広範な事故シーケンスに関連するサポート系が相対的に低い結果となっており、これらの機器のFV重要度が高い結果となっている。

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-7表に示す。

平均値は点推定値とほぼ同値の 2.3×10^{-5} となった。また、エラーファクターは2.5と評価され、95%上限値と5%下限値の間に約6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-8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4で約3～13倍程度、加速度区分5では約23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、加速度区分別炉心損傷頻度への寄与割合は加速度区分1～4が全体の約8割を占めることが影響し、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-9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、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-10 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ある制御建屋送気ファン等が 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 4 割程度低減した。加速度区分ごとに結果を分析すると、中程度の加速度 (0.5~1.3G) で相関性の効果がある程度確認できるが、比較的低い加速度 (0.2~0.5G) 及び高加速度 (1.3~1.5G) では相関性の影響を受けない結果となった。これは、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である。また、高加速度 (1.3~1.5G) では冗長設備以外の機器も含めすべての機器の損傷確率が高くなり、冗長機器による相関性の効果が現れない結果となった。

以上のことから、基本ケースと感度解析の差は約 4 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P R Aを実施するために収集した情報及び主な情報源

	P R A評価作業		情 報	主な情報源
1	プラントの設計・運転の把握		P R A実施に当たり必要とされる設計、 運転管理に関する情報	・ 内部事象出力時レベル1 P R A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	・ 文献調査結果 ・ 地質調査結果 ・ 気象庁地震カタログ
3	建屋・機器フラジリティ評価		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	・ 国内外のP R A情報
4	事故シーケンス評価	a)事故シナリオの分析と 起因事象の分類	大規模地震時に想定されるプラント状態	・ 国内外のP R A情報
		b)事故シーケンスの分析 ・ 成功基準の設定 ・ イベントツリーの作成	・ 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	・ 上記1 の情報源 ・ 既往のP R A情報
		c)システムのモデル化	対象プラントに即した機器故障モード、 運転形態	
		d)事故シーケンスの定量化	評価結果の妥当性を確認できる情報	

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 S S C 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	・格納容器ポーラークレーンは 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	・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。 ・プラントウォークダウンにより 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	・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 S S C 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 P R A では外部電源の脆弱性は、米国事例に基づく保守的な想定で考慮している。	地震 P R A 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用水源 (海水取水設備、1 次系冷却水タンク、燃料取替用水タンク等) の脆弱性については地震 P R A で考慮済みである。	地震 P R A 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		
地震前（設計、製作、組立、検査等）のミス	・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。	工学的判断により除外
地震時、地震後の人的過誤	・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	・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	・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	・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はいるが、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	・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（内部事象出力時レベル 1 P R A）		
	機 器	建 屋	屋外重要土木構造物
1-1	・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	・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	・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	—	—
	[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		
	[対象]: 小口径枝管の配管、弁等		
1-4	・フォ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	内部事象出力時レベル1 PRAの結果に以下の追加を検討 ・地震で損傷した際に起回事象を発生させる機器／建屋／土木構築物 ・起回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原子炉容器、炉内構造物、燃料 ②電気盤（メタルクラッドスイッチギア、原子炉盤）等を追加	[対象]：①原子炉建屋、原子炉補助建屋等を追加 ②追加なし	[対象]：①海水取水ライン構造物を追加 ②追加なし
2-2	内部事象出力時レベル1 PRAの結果から以下の削除を検討 ・起回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]：タービンバイパス弁等を削除	[対象]：削除なし	[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PSA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、重要事故シーケンス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	[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 (1/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜3号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HQLPF (G)		
				βR			
				βU			
VR: CVバイパス	蒸気発生器	構造損傷	リングフレーム割 スナバ取付ピン	2.18 0.20 0.19	1.15	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。	①工認ベース
-	冷却材ポンプ	機能損傷	-	- - -	-	RCPの機能である[]されるため、考慮不 要。	-
ALEX: Excess-LOCA		構造損傷	モータ側ブラケット 取付ボルト	2.12 0.20 0.19	1.12	全冷却材ポンプの大規模なバウナダリ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。	①工認ベース
ALEX: Excess-LOCA		1次冷却材管	構造損傷	ホットレグ	2.49 0.20 0.19	1.31	全ループでのRCS配管破壊により直接炉心損傷に至る。
ALEX: Excess-LOCA	蒸気発生器	構造損傷	冷却材入口管台 セーフエンド	1.86 0.20 0.19	0.98	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。	①工認ベース
ALEX: Excess-LOCA	炉内計装引出管	構造損傷	コンジットチューブ	3.58 0.32 0.31	1.30	RV下部での制御できないLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
ALEX: Excess-LOCA	原子炉容器	構造損傷	補強材	2.75 0.20 0.19	1.45	原子炉容器の構造損傷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。	①工認ベース
ALGE: 原子炉建屋損傷	原子炉建屋	構造損傷	-	3.32 0.26 0.15	1.68	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)	-
ALRV: 原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	構造損傷	リングガード上端レベル (B点)	2.47 0.20 0.25	1.20	原子炉格納容器の構造損傷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。	③裕度向上ベース
ALSB: 原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋	構造損傷	-	2.54 0.15 0.15	1.54	原子炉補助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)	-
ALSV: 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	電動弁	機能損傷	弁本体	3.79 0.19 0.25	1.86	[] 電動弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。 CCW Cヘッダの損傷時に隔離失敗によるCCW喪失を想定。	①工認ベース
		構造損傷	-	- - -	-	[] 電動弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。 CCW Cヘッダの損傷時に隔離失敗による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側のフラジリティで考慮する。	-
ALBK: 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	炉心支持構造物	構造損傷	下部炉心支持板	2.47 0.24 0.31	1.01	[] を大幅に阻害するような損傷により、直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
ALBK: 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	炉内構造物	構造損傷	熱源へい体	2.74 0.25 0.29	1.14	[] を大幅に阻害するような損傷により、直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
ALTR: 複数の信号系損傷	ケーブルトレイ	構造損傷	-	2.60 0.20 0.19	1.40	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。	③裕度向上ベース

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 (2/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
ALTR: 複数の信号系損傷	ソレノイド弁分電盤	機能損傷	—	2.01	1.10	の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。	①工認ベース
				0.13			
				0.23			
		構造損傷	基礎ボルト	4.71	2.46	の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。	①工認ベース
				0.19			
				0.21			
ALTR: 複数の信号系損傷	タービン発電機盤	機能損傷	—	3.02	1.66	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプからの給水失敗となり、直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
				0.13			
				0.23			
		構造損傷	基礎ボルト	3.33	1.63	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプからの給水失敗となり、直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
				0.19			
				0.25			
ALTR: 複数の信号系損傷	プロセス計測制御ラック(保護用)	機能損傷	—	3.72	1.65	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。	①工認ベース
				0.22			
				0.27			
		構造損傷	基礎ボルト	16.91	8.85	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。	①工認ベース
				0.19			
				0.21			
ALTR: 複数の信号系損傷	安全防護ロジックテストラック	機能損傷	—	3.56	1.58	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。	①工認ベース
				0.22			
				0.27			
		構造損傷	基礎ボルト	17.60	9.21	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。	①工認ベース
				0.19			
				0.21			
ALTR: 複数の信号系損傷	安全防護ロジックラック	機能損傷	—	3.56	1.58	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。	①工認ベース
				0.22			
				0.27			
		構造損傷	基礎ボルト	17.60	9.21	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。	①工認ベース
				0.19			
				0.21			
ALTR: 複数の信号系損傷	逆止弁	機能損傷	—	13.28	7.83	の逆止弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。	①工認ベース
				0.13			
				0.19			
		構造損傷	—	—	—	の逆止弁の構造損傷により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側のフラジリティで考慮する。	—
				—			
				—			
ALTR: 複数の信号系損傷	原子炉盤	機能損傷	—	3.02	1.66	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。	①工認ベース
				0.13			
				0.23			
		構造損傷	盤本体フレーム	3.67	1.40	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。	①工認ベース
				0.27			
				0.32			
ALTR: 複数の信号系損傷	原子炉保護ロジックラック	機能損傷	—	3.56	1.58	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。	①工認ベース
				0.22			
				0.27			
		構造損傷	基礎ボルト	17.60	9.21	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。	①工認ベース
				0.19			
				0.21			

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 (3/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
ALTR: 複数の信号系損傷	中央制御室逃避時制御盤	機能損傷	—	5.55	2.47	中央制御室外での安全停止操作盤。プラントに重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
				0.22			
				0.27			
		構造損傷	ボルト	66.58	34.87	中央制御室外での安全停止操作盤。プラントに重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
				0.19			
ALTR: 複数の信号系損傷	補助リレーラック	機能損傷	—	0.21	1.58	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。	①工認ベース
				3.56			
				0.22			
		構造損傷	基礎ボルト	0.27	11.52	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。	①工認ベース
				22.00			
ALTR: 複数の信号系損傷	炉外核計装盤	機能損傷	—	0.19	5.57	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプからの給水失敗となり、直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
				0.21			
				10.09			
		構造損傷	基礎ボルト	0.13	7.54	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプからの給水失敗となり、直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
				0.23			
ALAT: 地震AT+制御棒挿入不能	制御棒クラスタ	構造損傷	制御棒被覆管 (半挿入状態)	14.40	1.49	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)。	①工認ベース
				0.19			
				0.21			
				3.09			
				0.20			
ALAT: 地震AT+制御棒挿入不能	燃料集合体	構造損傷	燃料被覆管 過渡変化時 寿命初期	0.24	1.62	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)。	①工認ベース
				4.29			
				0.28			
				0.31			
				1.84			
LL: 大破断LOCA	原子炉容器	構造損傷	ふた用管台	0.25	0.82	原子炉容器(ふた用管台)の構造損傷による大破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0.25			
				2.33			
				0.25			
				0.25			
LL: 大破断LOCA	制御棒駆動装置	構造損傷	制御棒駆動装置耐圧部	0.25	1.04	による大破断LOCAを想定する。	①工認ベース
				0.25			
				2.43			
				0.20			
				0.25			
LL: 大破断LOCA	1次冷却材管	構造損傷	12IN 安全注入管台	0.25	1.17	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。	①工認ベース
				2.28			
				0.20			
				0.19			
				4.93			
LL: 大破断LOCA	加圧器	構造損傷	組立ボルト	0.28	1.20	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0.31			
				4.93			
				0.28			
				0.31			
LL: 大破断LOCA	加圧器サージ管	構造損傷	配管本体	0.31	1.89	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。	①工認ベース
				4.93			
				0.28			
				0.31			
				4.93			
LL: 大破断LOCA	RHR高温側吸込み配管	構造損傷	配管本体	0.28	1.89	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0.31			
				4.93			
				0.28			
				0.31			
LL: 大破断LOCA	アキュムレータ注入配管 (C/L側)	構造損傷	配管本体	0.31	1.89	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。	①工認ベース
				4.93			
				0.28			
				0.31			
				3.17			
ML: 中破断LOCA	1次冷却材管	構造損傷	3IN 化学及び体積制御管台	0.25	1.41	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0.25			
				0.25			
				0.25			
				0.25			

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 (4/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
				4. 21			
ML: 中破断LOCA	加圧器スプレイン配管	構造損傷	配管本体	0. 32	1. 52	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0. 31			
ML: 中破断LOCA	充てん/高圧注入ポンプ高温側注入配管	構造損傷	配管本体	4. 21	1. 52	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0. 31			
ML: 中破断LOCA	充てん注入ライン配管 (C/L側)	構造損傷	配管本体	4. 21	1. 52	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0. 32			
				0. 31			
ML: 中破断LOCA	低圧注入配管 (C/L側)	構造損傷	配管本体	4. 21	1. 52	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0. 32			
				0. 31			
ML: 中破断LOCA	余熱除去ポンプ高温側注入配管	構造損傷	配管本体	4. 21	1. 52	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0. 32			
				0. 31			
ML: 中破断LOCA	CVCS抽出配管	構造損傷	配管本体	4. 21	1. 52	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0. 32			
				0. 31			
SL: 小破断LOCA	加圧器	構造損傷	スプレイン用管台 (セーフエンド)	4. 46	1. 99	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0. 25			
				0. 25			
SL: 小破断LOCA	原子炉容器	構造損傷	空気抜管	1. 54	0. 81	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0. 20			
				0. 19			
SL: 小破断LOCA	RV頂部ベントライン配管	構造損傷	配管本体	4. 21	1. 52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0. 32			
				0. 31			
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	4. 21	1. 52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0. 32			
				0. 31			
SL: 小破断LOCA	加圧器安全弁配管	構造損傷	配管本体	4. 21	1. 52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0. 32			
				0. 31			
SL: 小破断LOCA	加圧器逃がし弁配管	構造損傷	配管本体	4. 21	1. 52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0. 32			
				0. 31			
SL: 小破断LOCA	格納容器冷却材ドレン配管	構造損傷	配管本体	4. 21	1. 52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0. 32			
				0. 31			
SL: 小破断LOCA	余剰抽出冷却器注入ライン配管	構造損傷	配管本体	4. 21	1. 52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0. 32			
				0. 31			
SL: 小破断LOCA	RCS加圧器スプレッドライン配管	構造損傷	配管本体	4. 21	1. 52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0. 32			
				0. 31			
SL: 小破断LOCA	ほう酸注入タンクライン配管	構造損傷	配管本体	4. 21	1. 52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0. 32			
				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 (5/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元		
				Median (S)	HCLPF (S)				
				βR					
				βU					
SL: 小破断LOCA	加圧器補助スプレ配管	構造損傷	配管本体	4. 21 0. 32 0. 31	1. 52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工認ベース		
SL: 小破断LOCA	高圧注入系配管 (C/L側)	構造損傷	配管本体	4. 21 0. 32 0. 31	1. 52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工認ベース		
SL: 小破断LOCA	加圧器安全弁	構造損傷	—	— — —	—	1次冷却材の流出による小破断LOCA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側のフラジリティで考慮する。	—		
SL: 小破断LOCA	加圧器逃がし弁	構造損傷	—	— — —	—	1次冷却材の流出による小破断LOCA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側のフラジリティで考慮する。	—		
MB: 2次冷却系破断	蒸気発生器	構造損傷	給水入口管台	1. 91 0. 20 0. 19	1. 01	蒸気発生器入口管台からの流出による2次冷却系破断事象が発生。	①工認ベース		
MB: 2次冷却系破断	主蒸気ライン配管	構造損傷	配管本体	4. 11 0. 27 0. 31	1. 60	主蒸気ライン配管からの流出による2次冷却系破断事象が発生。	①工認ベース		
MB: 2次冷却系破断	主蒸気安全弁	構造損傷	—	— — —	—	当該弁からの蒸気流出により2次冷却系破断事象が発生。 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	主蒸気隔離弁 (電磁弁を含む)	構造損傷	—	— — —	—	当該弁からの蒸気流出により2次冷却系破断事象が発生。 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	主蒸気逃がし弁	構造損傷	—	— — —	—	当該弁からの蒸気流出により2次冷却系破断事象が発生。 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。	—		
QA: 外部電源系	外部電源系	工学的判断	—	0. 30 0. 25 0. 50	0. 09	外部電源の喪失。	—		
QB: 125V DC	ドロップバタ	機能損傷	—	3. 25 0. 22 0. 27	1. 44	直流電源の喪失。(DG、安全系補機の起動不能)	①工認ベース		
				4. 15 0. 19 0. 21	2. 17	直流電源の喪失。(DG、安全系補機の起動不能)	①工認ベース		
		QB: 125V DC	リレー室直流分電盤	機能損傷	—	10. 24 0. 13 0. 23	5. 65	直流電源の喪失。(DG、安全系補機の起動不能)	①工認ベース
						構造損傷	基礎ボルト	10. 38 0. 09 0. 17	6. 96
QB: 125V DC	中央制御室直流分電盤			機能損傷	—	8. 07 0. 13 0. 23	4. 45	直流電源の喪失。(DG、安全系補機の起動不能)	①工認ベース
						構造損傷	基礎ボルト	6. 77 0. 09 0. 17	4. 54

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 (6/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
QB: 125V DC	直流き電壁	機能損傷	—	2. 72	1. 50	直流電源の喪失。(DG、安全系補機の起動不能)	①工認ベース
				0. 13			
				0. 23			
		構造損傷	基礎ボルト	6. 36	3. 33	直流電源の喪失。(DG、安全系補機の起動不能)	①工認ベース
				0. 19			
				0. 21			
QC: 125VDC(バッテリー)	蓄電池	構造損傷	架台	2. 74	1. 20	バッテリーの機能喪失。	①工認ベース
				0. 25			
				0. 26			
QCR: バッテリ室空調系	空気作動ダンパ	機能損傷	ダクト本体	3. 39	1. 23	バッテリー室空調系の喪失により直流電源が機能喪失する。	①工認ベース
				0. 31			
				0. 31			
		構造損傷	—	—	—	バッテリー室空調系の喪失により直流電源が機能喪失する。 ダンパの耐震評価は、構造損傷が即機能損傷となるとしているため、機能損傷にフラジリティを記載。	—
				—			
				—			
QCR: バッテリ室空調系	バッテリー室換気系ダクト	構造損傷	ダクト本体	3. 39	1. 23	バッテリー室空調系の喪失により直流電源が機能喪失する。	①工認ベース
				0. 31			
				0. 31			
QCR: バッテリ室空調系	バッテリー室換気ファン	機能損傷	—	3. 32	2. 23	バッテリー室空調系の喪失により直流電源が機能喪失する。	②PWR標準ベース
				0. 09			
				0. 15			
		構造損傷	基礎ボルト	12. 17	7. 92	バッテリー室空調系の喪失により直流電源が機能喪失する。	②PWR標準ベース
				0. 09			
				0. 17			
QCR: バッテリ室空調系	防火ダンパ	機能損傷	ダクト本体	3. 39	1. 23	バッテリー室空調系の喪失により直流電源が機能喪失する。	①工認ベース
				0. 31			
				0. 31			
		構造損傷	—	—	—	バッテリー室空調系の喪失により直流電源が機能喪失する。 ダンパの耐震評価は、構造損傷が即機能損傷となるとしているため、機能損傷にフラジリティを記載。	—
				—			
				—			
QCR: バッテリ室空調系	蓄電池室空調装置現地計器ラック	機能損傷	—	2. 23	0. 99	バッテリー室空調系の喪失により直流電源が機能喪失する。	②PWR標準ベース
				0. 22			
				0. 27			
		構造損傷	盤本体フレーム	3. 67	1. 40	バッテリー室空調系の喪失により直流電源が機能喪失する。	①工認ベース
				0. 27			
				0. 32			
QCR: バッテリ室空調系	蓄電池室排気室排気温度計	機能損傷	—	1. 43	0. 78	バッテリー室空調系の喪失により直流電源が機能喪失する。	①工認ベース
				0. 13			
				0. 23			
		構造損傷	—	—	—	バッテリー室空調系の喪失により直流電源が機能喪失する。 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、機能損傷を代表とする。	—
				—			
				—			
QD: 6.6kVメタルクラッドスイッチギア	メタルクラッドスイッチギア	機能損傷	—	1. 78	0. 98	非常用6.6kV母線の機能喪失。	①工認ベース
				0. 13			
				0. 23			
		構造損傷	基礎溶接部	2. 92	1. 53	非常用6.6kV母線の機能喪失。	①工認ベース
				0. 19			
				0. 21			

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 (7/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
QE: 6.6kV DG	DG関連配管 (燃料油配管等)	構造損傷	配管本体	4. 21 0. 32 0. 31	1. 52	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
QE: 6.6kV DG	吸込風量計	機能損傷	—	1. 43 0. 13 0. 23	0. 78	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	—	— — —	—	非常用所内電源の機能喪失。 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。	—
		機能損傷	ダクト本体	3. 39 0. 31 0. 31	1. 23	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	—	— — —	—	非常用所内電源の機能喪失。 ダンプの耐震評価は、構造損傷が即機能損傷となるとしているため、機能損傷にフラジリティを記載。	—
QE: 6.6kV DG	シリンダ油サービスタンク	構造損傷	—	— — —	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
QE: 6.6kV DG	シリンダ冷却水タンク	構造損傷	—	— — —	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機 シリンダ冷却水圧力 計	機能損傷	—	— — —	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
		構造損傷	—	— — —	—	非常用所内電源の機能喪失。 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。	—
		機能損傷	—	— — —	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
		構造損傷	—	— — —	—	非常用所内電源の機能喪失。 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。	—
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機 潤滑油圧力計	機能損傷	—	— — —	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
		構造損傷	—	— — —	—	非常用所内電源の機能喪失。 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。	—
		機能損傷	—	— — —	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
		構造損傷	—	— — —	—	非常用所内電源の機能喪失。 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。	—
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機 潤滑油温度計	機能損傷	—	— — —	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
		構造損傷	—	— — —	—	非常用所内電源の機能喪失。 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。	—
		機能損傷	ダクト本体	3. 39 0. 31 0. 31	1. 23	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	基礎 (取付) ボルト	7. 84 0. 25 0. 26	3. 37	非常用所内電源の機能喪失。	②PWR標準ベース
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機室冷却ファン	機能損傷	基礎ボルト	4. 52 0. 19 0. 21	2. 33	非常用所内電源の機能喪失。	②PWR標準ベース

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 (8/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
QE: 6.6kV DG	温度制御器	機能損傷	—	4. 28	2. 32	非常用所内電源の機能喪失。	②PWR標準ベース
				0. 14			
		構造損傷	—	0. 23	—	非常用所内電源の機能喪失。 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。	-
				—			
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機室空調装置現地計器ラック	機能損傷	—	2. 23	0. 99	非常用所内電源の機能喪失。	②PWR標準ベース
				0. 22			
		構造損傷	盤本体フレーム	0. 27	1. 40	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
				0. 32			
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機コントロールセンタ	機能損傷	—	2. 68	1. 19	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
				0. 22			
		構造損傷	ボルト	0. 27	5. 39	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
				10. 30			
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機室排気ガラリ	構造損傷	フィルタ固定ボルト	0. 19	16. 58	非常用所内電源の機能喪失。	②PWR標準ベース
				0. 21			
				32. 63			
				0. 19			
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機室給気ガラリ	構造損傷	フィルタ固定ボルト	0. 22	16. 58	非常用所内電源の機能喪失。	②PWR標準ベース
				32. 63			
				0. 19			
				0. 22			
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機出力電圧指示計	機能損傷	—	6. 11	2. 72	電源系の長期運転のためには、外乱や外部電源復旧を考慮するとDGの状態監視が必要であり、当該機器の損傷により長期運転に失敗することを想定する。	①工認ベース
				0. 22			
		構造損傷	—	0. 27	—	電源系の長期運転のためには、外乱や外部電源復旧を考慮するとDGの状態監視が必要であり、当該機器の損傷により長期運転に失敗することを想定する。 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	-
				—			
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機制御盤	機能損傷	—	3. 36	1. 85	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
				0. 13			
		構造損傷	ボルト	0. 23	3. 95	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
				7. 54			
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機用励磁機	機能損傷	—	0. 19	1. 85	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
				0. 21			
		構造損傷	ボルト	7. 54	3. 95	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
				0. 19			
QE: 6.6kV DG	防火ダンパ	機能損傷	ダクト本体	0. 21	1. 23	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
				3. 39			
		構造損傷	—	0. 31	—	非常用所内電源の機能喪失。 ダンパの耐震評価は、構造損傷が即機能損傷となるとしているため、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 (9/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
				5.86			
QE: 6.6kV DG	起動用空気だめ	構造損傷	胴板	0.09	3.93	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
QE: 6.6kV DG	主始動弁 (電磁弁を含む)	機能損傷	—	—	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
				—			
				—			
		構造損傷	—	—	—	非常用所内電源の機能喪失。 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。	—
				—			
—							
QE: 6.6kV DG	潤滑油こし器	構造損傷	—	—	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
QE: 6.6kV DG	潤滑油タンク	構造損傷	—	—	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
QE: 6.6kV DG	潤滑油冷却器	構造損傷	—	—	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
QE: 6.6kV DG	清水冷却器	構造損傷	—	—	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
QE: 6.6kV DG	内燃機関(ディーゼル機関)	機能損傷	—	2.27	1.33	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
				0.13			
				0.19			
		構造損傷	基礎ボルト	8.54	5.73	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
				0.09			
0.17							
QE: 6.6kV DG	燃料弁冷却水タンク	構造損傷	—	—	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
QE: 6.6kV DG	燃料弁冷却水ポンプ	機能損傷	—	—	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
				—			
				—			
		構造損傷	—	—	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
				—			
—							
QE: 6.6kV DG	燃料弁冷却水冷却器	構造損傷	—	—	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
QE: 6.6kV DG	燃料油サービスタンク	構造損傷	取付ボルト	16.35	10.96	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
QE: 6.6kV DG	燃料油移送ポンプ	機能損傷	—	—	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
				—			
				—			
		構造損傷	—	—	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—
				—			
—							

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 (10/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
QE: 6.6kV DG	燃料油第1,第2こし器	構造損傷	—	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—	
QE: 6.6kV DG	燃料油貯油槽	構造損傷	—	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—	
QE: 6.6kV DG	非常用ディーゼル発電機	機能損傷	—	—	非常用所内電源の機能喪失。 内燃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、本体の内燃機関で代表。	—	
QF: 440V AC	パワーセンタ	機能損傷	—	1.28	非常用440Vパワーセンタ母線の機能喪失。	①工認ベース	
		構造損傷	基礎溶接部	2.01	非常用440Vパワーセンタ母線の機能喪失。	①工認ベース	
QF: 440V AC	原子炉コントロールセンタ	機能損傷	—	1.19	非常用440V原子炉コントロールセンタ母線の機能喪失。	①工認ベース	
		構造損傷	ボルト	2.18	非常用440V原子炉コントロールセンタ母線の機能喪失。	①工認ベース	
QF: 440V AC	動力変圧器	機能損傷	—	—	非常用440V母線の機能喪失。構造損傷で代表。	—	
		構造損傷	ボルト	3.52	非常用440V母線の機能喪失。	①工認ベース	
QG: 125VDC (充電器)	充電器盤	機能損傷	—	1.26	直流電源の喪失。(DG、安全系補機の起動不能)	①工認ベース	
		構造損傷	基礎ボルト	2.71	直流電源の喪失。(DG、安全系補機の起動不能)	①工認ベース	
QH: 115V 計装用	計器用切替盤	機能損傷	—	1.66	計装用電源の喪失。	①工認ベース	
		構造損傷	基礎ボルト	20.10	計装用電源の喪失。	①工認ベース	
QH: 115V 計装用	計器用電源盤	機能損傷	—	1.92	計装用電源の喪失。	①工認ベース	
		構造損傷	基礎ボルト	5.77	計装用電源の喪失。	①工認ベース	

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 (11/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
				6.80			
QH: 115V 計装用	計器用分電盤	機能損傷	—	0.14	3.69	計装用電源の喪失。	①工認ベース
				0.23			
		構造損傷	基礎ボルト	29.98	20.10	計装用電源の喪失。	①工認ベース
				0.09			
QK: 非常用炉心冷却設備作動信号	加圧器圧力計	機能損傷	—	0.17	1.96	格納容器圧力計(広域)と同時故障で非常用炉心冷却設備作動信号の喪失。	①工認ベース
				0.13			
		構造損傷	—	0.23	—	格納容器圧力計(広域)と同時故障で非常用炉心冷却設備作動信号の喪失。 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。	-
				—			
QK: 非常用炉心冷却設備作動信号	格納容器圧力計(広域)	機能損傷	—	3.56	0.78	加圧器圧力計と同時故障で非常用炉心冷却設備作動信号の喪失。	①工認ベース
				0.13			
		構造損傷	—	0.23	—	加圧器圧力計と同時故障で非常用炉心冷却設備作動信号の喪失。 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。	-
				—			
QJ: 原子炉トリップ	原子炉トリップしゃ断器盤	機能損傷	—	1.43	1.01	原子炉トリップ機能の喪失。	①工認ベース
				0.13			
		構造損傷	ボルト	0.23	14.95	原子炉トリップ機能の喪失。	①工認ベース
				28.54			
QJ: 原子炉トリップ	制御用地震計 (保護用地震計)	機能損傷	—	0.19	0.92	原子炉トリップ機能の喪失。	①工認ベース
				0.21			
		構造損傷	—	1.68	—	原子炉トリップ機能の喪失。 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。	-
				0.13			
QI: RWST	充てん/高圧注入系配管	構造損傷	配管本体	0.23	1.52	充てん/高圧注入系配管からほう酸水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	①工認ベース
				28.54			
				0.19			
				0.31			
QI: RWST	内部スプレ系配管	構造損傷	配管本体	4.21	1.52	内部スプレ系配管からほう酸水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.32			
				0.31			
				—			
QI: RWST	燃料取替用水タンク	構造損傷	基礎ボルト 追設基礎ボルト	2.41	1.19	RWSTからほう酸水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	③裕度向上ベース
				0.19			
				0.25			
				—			
QI: RWST	燃料取替用水ヒータ	構造損傷	支持脚	2.67	1.40	RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.19			
				0.20			
				—			
QI: RWST	燃料取替用水ポンプ	構造損傷	ポンプ取付ボルト	41.62	27.91	燃料取替用水ポンプからほう酸水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.09			
				0.17			
				—			
QI: RWST	燃料取替用水系配管	構造損傷	配管本体	4.21	1.52	燃料取替用水系配管からほう酸水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.32			
				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 (12/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元		
				Median (G)	HCLPF (G)				
				βR					
				βU					
QT: RWST	余熱除去ポンプ	構造損傷	基礎ボルト	11.98 0.09 0.17	8.03	余熱除去ポンプからほう酸水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	①工認ベース		
QT: RWST	余熱除去系配管	構造損傷	配管本体	4.21 0.32 0.31	1.52	余熱除去系配管からほう酸水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	①工認ベース		
QT: RWST	内部スプレポンプ	構造損傷	ポンプ取付ボルト	8.80 0.09 0.17	5.90	内部スプレポンプからほう酸水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	①工認ベース		
QT: RWST	充てん/高圧注入ポンプ	構造損傷	電動機基礎ボルト	6.20 0.09 0.17	4.16	充てん/高圧注入ポンプからほう酸水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	①工認ベース		
QQ: 海水系	1次系冷却水クーラ	構造損傷	胴板	3.23 0.09 0.17	2.16	1次系冷却水クーラの構造損傷により冷却水が流出し、海水系機能喪失に至る。	①工認ベース		
QQ: 海水系	海水ポンプ出口ヘッダ圧力計	機能損傷	—	1.43 0.13 0.23	0.78	海水ポンプ出口ヘッダ圧力計が損傷し、海水系機能損失に至る。	①工認ベース		
				構造損傷	—	—	—	海水ポンプ出口ヘッダ圧力計が損傷し、海水系機能損失に至る。 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。	—
				—	—	—	—		
		QQ: 海水系	デラユニット	構造損傷	基礎ボルト	2.76 0.09 0.17	1.79	海水系の機能喪失。	②PWR標準ベース
QQ: 海水系	海水ストレーナ	構造損傷	基礎ボルト	2.01 0.15 0.17	1.20	海水ストレーナの損傷部位から海水が流出し、海水系の機能喪失に至る。	③裕度向上ベース		
QQ: 海水系	海水ポンプ	機能損傷	電動機下部軸受	5.83 0.23 0.21	2.85	海水ポンプの機能喪失により、海水系喪失に至る。	①工認ベース		
				構造損傷	ケーシング	5.47 0.23 0.21	2.68	海水ポンプの機能喪失により、海水系喪失に至る。	①工認ベース
				—	—	—	—	—	
		QQ: 海水系	海水ポンプモータ冷却水流量 計器収容 盤	機能損傷	—	2.23 0.22 0.27	0.99	海水系の機能喪失。	②PWR標準ベース
構造損傷	盤本体フレーム					3.67 0.27 0.32	1.40	海水系の機能喪失。	①工認ベース
—	—					—	—	—	
QQ: 海水系	海水ポンプモータ冷却水流量計			機能損傷	—	1.43 0.13 0.23	0.78	海水ポンプモータ冷却水流量計の損傷により、海水系機能喪失に至る。	①工認ベース
		構造損傷	—			—	—	海水ポンプモータ冷却水流量計の損傷により、海水系機能喪失に至る。 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。	—
		—	—			—	—	—	

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 (13/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元			
				Median (G)	HCLPF (G)					
				βR						
				βU						
QG: 海水系	海水ポンプ現場操作箱	機能損傷	—	2.81	1.55	海水ポンプの機能喪失により、海水系喪失に至る。	①工認ベース			
				0.13						
				0.23						
		構造損傷	ボルト	21.40	11.20	海水ポンプの機能喪失により、海水系喪失に至る。	①工認ベース			
				0.19						
0.21										
QG: 海水系	海水系土木構造物	構造損傷	—	1.90	1.34	海水取水ができなくなり、海水系喪失に至る。	—			
				0.11						
				0.10						
				4.21						
QG: 海水系	海水系配管	構造損傷	配管本体	0.32	1.52	海水系配管が損傷し、海水系機能喪失に至る。	①工認ベース			
				0.31						
				2.23						
QG: 海水系	中央制御室外原子炉停止盤 操作表示 灯回路テスト盤	機能損傷	—	0.22	0.99	海水系の機能喪失。	②PWR標準ベース			
				0.27						
				3.67						
		構造損傷	盤本体フレーム	0.27	1.40	海水系の機能喪失。	①工認ベース			
				0.32						
				—				—	チラーユニット海水供給入口止弁の損傷により、海水系機能喪失に至る。 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。	—
				—						
—										
QL: 補機冷却系	1次系冷却水タンク	構造損傷	支持脚	2.77	1.86	1次系冷却水タンクの構造損傷により冷却水が流出し、CCW喪失に至る。	①工認ベース			
				0.09						
				0.17						
QL: 補機冷却系	1次系冷却水ポンプ	機能損傷	軸	22.25	14.92	1次系冷却水ポンプの機能喪失。	①工認ベース			
				0.09						
				0.17						
		構造損傷	基礎ボルト	7.60	5.09	1次系冷却水ポンプの機能喪失。	①工認ベース			
				0.09						
				0.17						
		QL: 補機冷却系	1次系冷却水ポンプ現場操作箱	機能損傷	—	2.81	1.55	1次系冷却水ポンプの機能喪失。	①工認ベース	
0.13										
0.23										
構造損傷	ボルト			21.40	11.20	1次系冷却水ポンプの機能喪失。	①工認ベース			
				0.19						
				0.21						
				7.77						
QL: 補機冷却系	充てん/高圧注入ポンプ室冷暖房ユニット	構造損傷	基礎ボルト	0.08	5.14	CCWの機能喪失。	②PWR標準ベース			
				0.17						
				15.73						
QL: 補機冷却系	スプレ熱除去ポンプ室冷暖房ユニット	構造損傷	基礎 (取付) ボルト	0.08	10.41	CCWの機能喪失。	②PWR標準ベース			
				0.17						
				4.21						
QL: 補機冷却系	1次系冷却水配管	構造損傷	配管本体	0.32	1.52	配管から冷却水が流出し、CCW喪失に至る。	①工認ベース			
				0.31						
				7.79						
QL: 補機冷却系	計器用空気圧縮機	構造損傷	圧縮機基礎ボルト	0.09	5.22	計器用空気圧縮機の構造損傷によりCCW機能が喪失する。	①工認ベース			
				0.17						
				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 (14/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
				2.68			
QL: 補機冷却系	内部スプレクーラ	構造損傷	基礎ボルト	0.19	1.43	内部スプレクーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.20			
QL: 補機冷却系	使用済燃料ピットクーラ	構造損傷	基礎ボルト	1.63	0.97	使用済燃料ピットクーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.08			
				0.23			
QL: 補機冷却系	余熱除去クーラ	構造損傷	胴板	2.92	1.96	余熱除去クーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.09			
				0.17			
QL: 補機冷却系	計器用空気乾燥器	構造損傷	取付ボルト	10.63	1.13	計器用空気乾燥器の構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.09			
				0.17			
QL: 補機冷却系	ブローダウンサンプルクーラ	構造損傷	ベース	2.61	1.22	ブローダウンサンプルクーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.19			
				0.27			
QL: 補機冷却系	サンプルクーラ	構造損傷	配管 (冷却器本体)	3.58	1.33	サンプルクーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.25			
				0.35			
QL: 補機冷却系	補助蒸気復水サンプリングクーラ	構造損傷	ベース	11.96	5.24	補助蒸気復水サンプリングクーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.25			
				0.25			
QL: 補機冷却系	水素再結合装置	構造損傷	胴板	23.68	15.67	水素再結合装置の構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.08			
				0.17			
QL: 補機冷却系	ガス圧縮装置	構造損傷	胴板	5.66	3.74	ガス圧縮装置の構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.08			
				0.17			
QL: 補機冷却系	格納容器循環空調装置(冷却コイル含む)	構造損傷	基礎ボルト	3.92	2.02	格納容器循環空調装置(冷却コイル含む)の構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.19			
				0.21			
QL: 補機冷却系	抽出水非再生クーラ	構造損傷	胴板	2.48	1.64	抽出水非再生クーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.08			
				0.17			
QL: 補機冷却系	余剰抽出水クーラ	構造損傷	支持脚	2.81	1.47	余剰抽出水クーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.17			
				0.22			
QL: 補機冷却系	廃液蒸発装置	構造損傷	支持脚	3.02	1.58	廃液蒸発装置の構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.19			
				0.20			
QL: 補機冷却系	ほう酸回収装置	構造損傷	支持脚	1.79	1.20	ほう酸回収装置の構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	③裕度向上ベース
				0.09			
				0.17			
QL: 補機冷却系	水素再結合ガス圧縮装置	構造損傷	胴板	14.73	9.75	水素再結合ガス圧縮装置の構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.08			
				0.17			
QL: 補機冷却系	制御棒駆動装置冷暖房ユニット	構造損傷	基礎ボルト	12.71	3.27	制御棒駆動装置冷暖房ユニットの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.09			
				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 (15/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
QL: 補機冷却系	封水クーラ	構造損傷	胴板	7.29	4.82	封水クーラから充てんライン水が流出し、CCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.08			
				0.17			
				6.97			
QMI: 低圧注入系	余熱除去ポンプ	機能損傷	－	0.09	3.91	余熱除去ポンプの機能喪失。	①工認ベース
				0.26			
				1.43			
QMI: 低圧注入系	余熱除去出口圧力計	機能損傷	－	0.13	0.78	余熱除去出口圧力計の損傷により、低圧注入失敗。	①工認ベース
				0.23			
				－			
		構造損傷	－	－	－	余熱除去出口圧力計の損傷により、低圧注入失敗。 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。	－
				－			
				－			
QMI: 低圧注入系	余熱除去ポンプ現場操作箱	機能損傷	－	2.81	1.55	余熱除去ポンプの機能喪失。	①工認ベース
				0.13			
				0.23			
		構造損傷	ボルト	21.40	11.20	余熱除去ポンプの機能喪失。	①工認ベース
				0.19			
				0.21			
QMI: 低圧注入系	余熱除去ポンプ出口流量計	機能損傷	－	6.25	3.39	に失敗し、余熱除去ポンプの機能喪失を 想定。	①工認ベース
				0.14			
				0.23			
		構造損傷	－	－	－	に失敗し、余熱除去ポンプの機能喪失を 想定。 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。	－
				－			
QMR: 低圧注入系(再循環時)	スプレ余熱除去ポンプ室冷却系ダクト	構造損傷	ダクト本体	3.39	1.23	スプレ余熱除去ポンプ室冷却系ダクトの損傷により、室温が上昇し低圧注入失敗に至る。	①工認ベース
				0.31			
				0.31			
QMR: 低圧注入系(再循環時)	スプレ余熱除去ポンプ室冷却ファン	機能損傷	ケーシング	13.93	5.00	スプレ余熱除去ポンプ室冷却ファンの損傷により、室温が上昇し低圧注入系再循環失敗に至る。	②PWR標準ベース
				0.25			
				0.26			
		構造損傷	基礎(取付)ボルト	40.18	20.42	スプレ余熱除去ポンプ室冷却ファンの損傷により、室温が上昇し低圧注入系再循環失敗に至る。	②PWR標準ベース
				0.19			
				0.22			
QNI: 内部スプレ系	格納容器圧力計(広域)	機能損傷	－	1.43	0.78	内部スプレ系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.13			
				0.23			
		構造損傷	－	－	－	内部スプレ系の機能喪失に至る。 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。	－
				－			
QNI: 内部スプレ系	よう素除去薬品タンク	構造損傷	基礎ボルト	5.49	3.68	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。	①工認ベース
				0.09			
				0.17			
				6.97			
QNI: 内部スプレ系	内部スプレポンプ	機能損傷	－	0.09	3.91	内部スプレポンプの機能喪失により内部スプレ系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.26			
				4.21			
QNI: 内部スプレ系	スプレノズル	構造損傷	配管本体	0.28	1.62	スプレノズルの機能喪失により内部スプレ系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				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 (16/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
				2.81			
QNR: 内部スプレ系	内部スプレポンプ現場操作箱	機能損傷	—	0.13	1.55	内部スプレポンプの機能喪失により内部スプレ系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.23			
				21.40			
		構造損傷	ボルト	0.19	11.20	内部スプレポンプの機能喪失により内部スプレ系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.21			
3.39							
QNR: 内部スプレ系(再循環時)	スプレ余熱除去ポンプ室冷却系ダクト	構造損傷	ダクト本体	0.31	1.23	スプレ余熱除去ポンプ室冷却系ダクトの損傷により、室温が上昇し内部スプレ系再循環失敗に至る。	①工認ベース
				0.31			
				0.31			
QNR: 内部スプレ系(再循環時)	スプレ余熱除去ポンプ室冷却ファン	機能損傷	ケーシング	13.93	5.00	スプレ余熱除去ポンプ室冷却系ダクトの損傷により、室温が上昇し内部スプレ系再循環失敗に至る。	②PWR標準ベース
				0.25			
				0.26			
		構造損傷	基礎(取付)ボルト	40.18	20.42	スプレ余熱除去ポンプ室冷却系ダクトの損傷により、室温が上昇し内部スプレ系再循環失敗に至る。	②PWR標準ベース
				0.19			
0.22							
QSI: 高圧注入系	ほう酸注入タンク	構造損傷	基礎ボルト	2.20	1.34	高圧注入系の機能喪失。	①工認ベース
				0.09			
				0.23			
QSI: 高圧注入系	ほう酸注入タンクほう酸第1循環弁及び第2循環弁	機能損傷	弁本体	3.79	1.86	ほう酸注入タンクほう酸第1循環弁及び第2循環弁の損傷により、高圧注入系機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.19			
				0.25			
		構造損傷	—	—	—	ほう酸注入タンクほう酸第1循環弁及び第2循環弁の損傷により、高圧注入系機能喪失に至る。 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。	-
				—			
—							
QSI: 高圧注入系	充てん/高圧注入ポンプ	機能損傷	軸受	11.98	8.03	充てん/高圧注入ポンプの機能喪失。	①工認ベース
				0.09			
				0.17			
QSI: 高圧注入系	充てん/高圧注入ポンプガスベントラインしゃ断弁	機能損傷	弁本体	3.79	1.86	充てん/高圧注入ポンプガスベントラインしゃ断弁の損傷により、高圧注入系機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.19			
				0.25			
		構造損傷	—	—	—	充てん/高圧注入ポンプガスベントラインしゃ断弁の損傷により、高圧注入系機能喪失に至る。 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。	-
				—			
—							
QSI: 高圧注入系	充てん/高圧注入ポンプ現場操作箱	機能損傷	—	2.81	1.55	充てん/高圧注入ポンプの機能喪失。	①工認ベース
				0.13			
				0.23			
		構造損傷	ボルト	21.40	11.20	充てん/高圧注入ポンプの機能喪失。	①工認ベース
				0.19			
0.21							
QSI: 高圧注入系	封水クーラ	構造損傷	胴板	7.29	4.82	封水クーラから充てんライン水が流出し、高圧注入系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.08			
				0.17			
QSI: 高圧注入系	封水フィルタ	構造損傷	基礎ボルト	12.79	3.46	封水フィルタから充てんライン水が流出し、高圧注入系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.08			
				0.17			
QSI: 高圧注入系	封水注入フィルタ	構造損傷	胴板	5.14	3.45	封水注入フィルタから充てんライン水が流出し、高圧注入系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.09			
				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 (17/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HQLPF (G)		
				βR			
				βU			
QSI: 高圧注入系	電動弁コントロールセンタ	機能損傷	—	3.74	2.06	高圧注入系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.13			
				0.23			
		構造損傷	溶接部	6.81	4.43	高圧注入系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				0.09			
				0.17			
QSR: 高圧注入系(再循環時)	充てん/高圧注入ポンプ室冷却系ダクト	構造損傷	ダクト本体	3.39	1.23	充てん/高圧注入ポンプ室冷却系ダクトの損傷により、室温が上昇し高圧注入系再循環失敗に至る。	①工認ベース
				0.31			
				0.31			
QSR: 高圧注入系(再循環時)	充てん/高圧注入ポンプ室冷却ファン	機能損傷	ケーシング	10.69	5.52	充てん/高圧注入ポンプ室冷却ファンの損傷により、室温が上昇し高圧注入系再循環失敗に至る。	②PWR標準ベース
				0.17			
				0.23			
		構造損傷	基礎(取付)ボルト	25.25	16.71	充てん/高圧注入ポンプ室冷却ファンの損傷により、室温が上昇し高圧注入系再循環失敗に至る。	②PWR標準ベース
				0.08			
				0.17			
QO: 補助給水系	タービン動補助給水ポンプ	構造損傷	ポンプ取付ボルト	8.80	5.90	タービン動補助給水ポンプから復水タンク水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.09			
				0.17			
				QO: 補助給水系			
0.13							
0.23							
構造損傷	—	—	—		[] の一つである蒸気発生器水位低(狭域)が喪失する。 SGへの給水流量の調整も失敗するため、補助給水失敗とする。 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。	-	
		—					
		—					
QO: 補助給水系	電動補助給水ポンプ	構造損傷	原動機取付ボルト	8.99	6.03	電動補助給水ポンプから復水タンク水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.09			
				0.17			
				QO: 補助給水系			
0.19							
0.25							
QO: 補助給水系	補助給水管	構造損傷	配管本体		4.21	1.52	補助給水管が損傷し、補助給水系の機能喪失に至る。
				0.32			
				0.31			
				QO: 補助給水系	主蒸気隔離弁(電磁弁を含む)		
0.11							
0.18							
QO: 補助給水系	主蒸気圧力計	機能損傷	—			1.63	0.89
				0.13			
				0.23			
		構造損傷	—	—	—	主蒸気隔離弁の自動閉止機能が喪失し、補助給水系が機能喪失に至る。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べ十分に高いため機能損傷を代表とする。	-
				—			
				—			
QO: 補助給水系	蒸気ライン流量計 (蒸気ライン差圧計)	機能損傷	—	1.92	1.06	主蒸気隔離弁の自動閉止機能が喪失し、補助給水系が機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.13			
				0.23			
		構造損傷	—	—	—	主蒸気隔離弁の自動閉止機能が喪失し、補助給水系が機能喪失に至る。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べ十分に高いため機能損傷を代表とする。	-
				—			
				—			

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。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (18/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
QX: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ	機能損傷	—	14.36	9.66	電動補助給水ポンプの機能喪失。	①工認ベース
				0.09			
				0.15			
				3.56			
QX: 電動補助給水ポンプ	原子炉保護ロジックテストラック	機能損傷	—	0.22	1.58	電動補助給水ポンプからの給水に失敗する。	①工認ベース
				0.27			
				17.60			
		構造損傷	基礎ボルト	0.19	9.21	電動補助給水ポンプからの給水に失敗する。	①工認ベース
				0.21			
				0.21			
QX: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ起動盤	機能損傷	—	5.04	2.78	電動補助給水ポンプが機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.13			
				0.23			
		構造損傷	ボルト	79.21	41.48	電動補助給水ポンプが機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.19			
				0.21			
QY: タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ	機能損傷	—	2.34	1.38	タービン動補助給水ポンプが機能喪失する。	①工認ベース
				0.13			
				0.19			
				5.04			
QY: タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ起動盤	機能損傷	—	0.13	2.78	タービン動補助給水ポンプが機能喪失する。	①工認ベース
				0.23			
				63.36			
		構造損傷	ボルト	0.19	33.18	タービン動補助給水ポンプが機能喪失する。	①工認ベース
				0.21			
				0.21			
QY: タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ起動弁	機能損傷	弁本体	3.79	1.86	タービン動補助給水ポンプによる給水に失敗することを想定。	①工認ベース
				0.19			
				0.25			
				—			
		構造損傷	—	—	—	タービン動補助給水ポンプによる給水に失敗することを想定。 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側のフラジリティで考慮する。	—
				—			
				—			
				—			
QY: タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気逆止弁	機能損傷	—	13.28	7.83	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気逆止弁の機能損傷によりタービン動補助給水ポンプが機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.13			
				0.19			
		構造損傷	—	—	—	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気逆止弁の構造損傷によりタービン動補助給水ポンプが機能喪失に至る。 弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮。	—
				—			
				—			
QY: タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水流量制御弁	機能損傷	弁本体	3.79	1.86	タービン動補助給水ポンプによる給水に失敗することを想定。	①工認ベース
				0.19			
				0.25			
		構造損傷	—	—	—	タービン動補助給水ポンプによる給水に失敗することを想定。 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側のフラジリティで考慮する。	—
				—			
				—			
QY: タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気流調弁	機能損傷	弁本体	3.79	1.86	タービン動補助給水ポンプによる給水に失敗することを想定。	①工認ベース
				0.19			
				0.25			
		構造損傷	—	—	—	タービン動補助給水ポンプによる給水に失敗することを想定。 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側のフラジリティで考慮する。	—
				—			
				—			

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.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (19/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	表浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
Q2: 中間建屋空調系	1次系冷却水ポンプ出口圧力計	機能損傷	—	1.43	0.78	中間建屋空調系が機能喪失する。	①工認ベース
				0.13			
				0.23			
				—			
Q2: 中間建屋空調系	VS-81A吸込風量計	機能損傷	—	—	—	中間建屋空調系が機能喪失する。 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、機能損傷を代表とする。	-
				—			
				—			
				—			
Q2: 中間建屋空調系	VS-81A吸込風量計	機能損傷	—	1.43	0.78	中間建屋空調系が機能喪失する。	①工認ベース
				0.13			
				0.23			
				—			
Q2: 中間建屋空調系	VS-81A吸込風量計	構造損傷	—	—	—	中間建屋空調系が機能喪失する。 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、機能損傷を代表とする。	-
				—			
				—			
				—			
Q2: 中間建屋空調系	空気作動ダンバ	機能損傷	ダクト本体	3.39	1.23	中間建屋空調系が機能喪失する。	①工認ベース
				0.31			
				0.31			
				—			
Q2: 中間建屋空調系	空気作動ダンバ	構造損傷	—	—	—	中間建屋空調系が機能喪失する。 ダンバの耐震評価は、構造損傷が即機能損傷となるとしているため、機能損傷にフラジリティを記載。	-
				—			
				—			
				—			
Q2: 中間建屋空調系	中間建屋給気ガラリ	構造損傷	フィルタ固定ボルト	32.63	16.58	中間建屋空調系が機能喪失する。	②PWR標準ベース
				0.19			
				0.22			
				—			
Q2: 中間建屋空調系	中間建屋給気ダクト(手動ダンバ含む)	構造損傷	ダクト本体	3.39	1.23	中間建屋空調系が機能喪失する。	①工認ベース
				0.31			
				0.31			
				—			
Q2: 中間建屋空調系	中間建屋空調装置現地計器ラック	機能損傷	—	2.23	0.99	中間建屋空調系が機能喪失する。	②PWR標準ベース
				0.22			
				0.27			
				—			
Q2: 中間建屋空調系	中間建屋空調装置現地計器ラック	構造損傷	盤本体フレーム	3.67	1.40	中間建屋空調系が機能喪失する。	①工認ベース
				0.27			
				0.32			
				—			
Q2: 中間建屋空調系	中間建屋送気ファン	機能損傷	軸受	3.46	1.49	中間建屋空調系が機能喪失する。	②PWR標準ベース
				0.25			
				0.26			
				—			
Q2: 中間建屋空調系	中間建屋送気ファン	構造損傷	基礎(取付)ボルト	2.43	1.23	中間建屋空調系が機能喪失する。	②PWR標準ベース
				0.19			
				0.22			
				—			
Q2: 中間建屋空調系	中間建屋送気冷暖房ユニット	構造損傷	基礎(取付)ボルト	4.93	3.21	中間建屋空調系が機能喪失する。	②PWR標準ベース
				0.09			
				0.17			
				—			
Q2: 中間建屋空調系	中間建屋排気ファン	機能損傷	軸受	3.13	1.16	中間建屋空調系が機能喪失する。	②PWR標準ベース
				0.25			
				0.35			
				—			
Q2: 中間建屋空調系	中間建屋排気ファン	構造損傷	基礎(取付)ボルト	2.50	1.09	中間建屋空調系が機能喪失する。	②PWR標準ベース
				0.19			
				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 (20/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	表 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HQLPF (G)		
Q2: 中間建屋空調系	1次系冷却水ポンプ現場操作箱	機能損傷	—	2.81 0.13 0.23	1.55	中間建屋空調系が機能喪失する。	①工認ベース
		構造損傷	ボルト	21.40 0.19 0.21	11.20	中間建屋空調系が機能喪失する。	①工認ベース
Q3: 空調用冷水設備	チラーユニット海水供給入口止弁	機能損傷	弁本体	3.79 0.19 0.25	1.86	チラーユニット海水供給入口止弁の損傷により、空調用冷水設備の機能喪失に至る。	①工認ベース
Q3: 空調用冷水設備	チラーユニット操作盤	機能損傷	—	2.23 0.22 0.27	0.99	空調用冷水設備の機能喪失。	②PWR標準ベース
		構造損傷	ボルト	14.92 0.19 0.21	7.71	空調用冷水設備の機能喪失。	②PWR標準ベース
Q3: 空調用冷水設備	流量調節弁	機能損傷	弁本体	3.79 0.19 0.25	1.86	空調用冷水設備の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	—	— — —	—	空調用冷水設備の機能喪失。 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	—	13.28 0.13 0.19	7.83	空調用冷水設備の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	—	— — —	—	空調用冷水設備の機能喪失。 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	4.21 0.32 0.31	1.52	空調用冷水設備の機能喪失。	①工認ベース
Q3: 空調用冷水設備	制御建屋冷暖房ユニット	構造損傷	基礎ボルト	8.90 0.09 0.17	5.97	空調用冷水設備の機能喪失。	①工認ベース
Q3: 空調用冷水設備	チラーユニット	機能損傷	—	2.00 0.13 0.19	1.17	空調用冷水設備の機能喪失。	②PWR標準ベース
Q3: 空調用冷水設備	冷水膨張タンク	構造損傷	支持脚	5.32 0.27 0.27	2.18	空調用冷水設備の機能喪失。	②PWR標準ベース
Q3: 空調用冷水設備	冷水ポンプ	構造損傷	基礎ボルト	13.60 0.09 0.17	8.85	空調用冷水設備の機能喪失。	②PWR標準ベース
Q3: 空調用冷水設備	冷水ポンプ	機能損傷	—	5.15 0.09 0.26	2.89	空調用冷水設備の機能喪失。	②PWR標準ベース

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 (21/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
Q3: 空調用冷水設備	冷水ポンプ現場操作箱	機能損傷	—	2.81	1.55	空調用冷水設備の機能喪失。	①工認ベース
				0.13			
				0.23			
		構造損傷	ボルト	21.40	11.20	空調用冷水設備の機能喪失。	①工認ベース
				0.19			
				0.21			
Q4: 制御建屋空調系	空気作動ダンパ	機能損傷	ダクト本体	3.39	1.23	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
				0.31			
				0.31			
		構造損傷	—	—	—	制御建屋空調系の機能喪失。 ダンパの耐震評価は、構造損傷が即機能損傷となるとしているため、機能損傷にフラジリティを記載。	—
				—			
				—			
Q4: 制御建屋空調系	制御建屋空調系ダクト(手動ダンパ含む)	構造損傷	ダクト本体	3.39	1.23	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
				0.31			
				0.31			
Q4: 制御建屋空調系	制御建屋空調装置現地計器ラック	機能損傷	—	2.23	0.99	制御建屋空調系の機能喪失。	②FWR標準ベース
				0.22			
				0.27			
		構造損傷	盤本体フレーム	3.67	1.40	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
				0.27			
				0.32			
Q4: 制御建屋空調系	制御建屋循環ファン	機能損傷	—	3.27	1.20	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
				0.09			
				0.15			
		構造損傷	取付ボルト	6.77	4.54	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
				0.09			
				0.17			
Q4: 制御建屋空調系	制御建屋送気ファン	機能損傷	ケーシング	2.25	0.91	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
				0.25			
				0.31			
		構造損傷	基礎ボルト	2.54	1.20	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
				0.19			
				0.27			
Q4: 制御建屋空調系	制御建屋送気ファンケーシング	構造損傷	基礎ボルト	5.62	3.77	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
				0.09			
				0.17			
Q4: 制御建屋空調系	中央制御室加湿器	構造損傷	ケーシング	12.77	5.70	制御建屋空調系の機能喪失。	②FWR標準ベース
				0.19			
				0.20			
Q4: 制御建屋空調系	中央制御室非常用循環系バウンダリ配管 (手動弁含む)	構造損傷	配管本体	4.21	1.52	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
				0.32			
				0.31			
Q4: 制御建屋空調系	防火ダンパ	機能損傷	ダクト本体	3.39	1.23	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
				0.31			
				0.31			
		構造損傷	—	—	—	制御建屋空調系の機能喪失。 ダンパの耐震評価は、構造損傷が即機能損傷となるとしているため、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 (22/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	表 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
Q4: 制御建屋空調系	流量計	機能損傷	—	1.43 0.13 0.23	0.78	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
Q4: 制御建屋空調系	中央制御室換気空調エヴァキュエーション盤	機能損傷	—	4.59 0.14 0.23	2.49	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	ボルト	9.44 0.09 0.17	6.33	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
Q4: 制御建屋空調系	中央制御室非常用循環ファン	機能損傷	軸受（駆動側）	3.41 0.25 0.28	1.45	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	取付ボルト	6.61 0.19 0.24	3.30	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
Q4: 制御建屋空調系	中央制御室非常用循環ファンケーシング	構造損傷	基礎ボルト	5.62 0.09 0.17	3.77	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
Q4: 制御建屋空調系	中央制御室非常用循環フィルタユニット	構造損傷	よう素フィルタサポート	10.93 0.09 0.17	7.33	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
Q4: 制御建屋空調系	中央制御室非常用循環空調装置現地計器ラック	機能損傷	—	2.23 0.22 0.27	0.99	制御建屋空調系の機能喪失。	②PWR標準ベース
		構造損傷	盤本体フレーム	3.67 0.27 0.32	1.40	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
Q4: 制御建屋空調系	補助建屋よう素除去廃棄空調装置現地計器ラック	機能損傷	—	2.23 0.22 0.27	0.99	制御建屋空調系の機能喪失。	②PWR標準ベース
		構造損傷	盤本体フレーム	3.67 0.27 0.32	1.40	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
Q4: 制御建屋空調系	制御建屋空調系 再熱コイル	構造損傷	コイル	4.44 0.19 0.19	2.37	制御建屋空調系の機能喪失。	②PWR標準ベース
Q7: 換気空調盤	換気空調盤	機能損傷	—	3.22 0.22 0.27	1.43	換気空調盤により制御される空調系が機能喪失する。	①工認ベース
		構造損傷	基礎ボルト	16.86 0.19 0.21	8.83	換気空調盤により制御される空調系が機能喪失する。	①工認ベース
QT: 計器用空気系	計器用空気圧縮機	機能損傷	—	2.79 0.13 0.19	1.64	計器用空気圧縮機の機能喪失。	①工認ベース

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 (23/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
QT: 計器用空気系	計器用圧縮空気供給ヘッダ圧力計	機能損傷	—	1.76	0.97	計器用空気系Cヘッダ隔離失敗による計器用空気の喪失を想定。	①工認ベース
				0.13			
				0.23			
		構造損傷	—	—	—	計器用空気系Cヘッダ隔離失敗による計器用空気の喪失を想定。 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。	-
QT: 計器用空気系	計器用空気だめ	構造損傷	胴板	7.74	5.19	空気だめの構造損傷により計器用空気系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.09			
				0.17			
QT: 計器用空気系	計器用空気圧縮機盤	機能損傷	—	5.12	2.28	コンプレッサの機能喪失。	①工認ベース
				0.22			
				0.27			
		構造損傷	ボルト	14.40	7.54	コンプレッサの機能喪失。	①工認ベース
0.19							
0.21							
QT: 計器用空気系	計器用空気系配管	構造損傷	配管本体	4.21	1.52	計器用空気系配管が損傷し、計器用空気系機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.32			
				0.31			
QT: 計器用空気系	計器用補助空気そう	構造損傷	支持脚	2.78	1.22	計器用補助空気そうが損傷し、計器用空気系機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.25			
				0.26			
QT: 計器用空気系	補助リレーラック(原子炉補助系計装盤)	機能損傷	—	3.56	1.58	補助リレーラック(原子炉補助系計装盤)が損傷し、計器用空気系機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.22			
				0.27			
		構造損傷	基礎ボルト	22.00	11.52	補助リレーラック(原子炉補助系計装盤)が損傷し、計器用空気系機能喪失に至る。	①工認ベース
0.19							
0.21							
QR: 再循環切替	補助リレーラック(原子炉補助系計装盤)	機能損傷	—	3.56	1.58	補助リレーラック(原子炉補助系計装盤)が損傷し、再循環切替機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.22			
				0.27			
		構造損傷	基礎ボルト	22.00	11.52	補助リレーラック(原子炉補助系計装盤)が損傷し、再循環切替機能喪失に至る。	①工認ベース
0.19							
0.21							
QR: 再循環切替	格納容器再循環サンプスクリーン	構造損傷	基礎ボルト	8.38	4.94	格納容器再循環サンプスクリーンが損傷し、再循環機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.10			
				0.23			
QR: 再循環切替	格納容器再循環サンプ	構造損傷	-	3.32	1.68	格納容器再循環サンプが損傷し、再循環機能喪失に至る。	-
				0.26			
				0.15			
QR: 再循環切替	格納容器再循環サンプ配管	構造損傷	配管本体	4.21	1.52	格納容器再循環サンプ配管が損傷し、再循環機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.32			
				0.31			
QR: 再循環切替	燃料取替用水タンク水位計 (燃料取換用水タンク水位計)	機能損傷	—	3.44	1.89	燃料取替用水の水位低の検知に失敗し、ECCS再循環切替に失敗する(高圧再循環、低圧再循環、内部スプレ再循環不能)。	①工認ベース
				0.13			
				0.23			
		構造損傷	—	—	—	燃料取替用水の水位低の検知に失敗し、ECCS再循環切替に失敗する(高圧再循環、低圧再循環、内部スプレ再循環不能)。 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。	-

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 (24/24)

	設 備	損傷モード	評価部位	美浜 3 号炉		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HCLPF (G)		
				βR			
				βU			
QR: 再循環切替	電動弁コントロールセンタ	機能損傷	—	3.74	2.06	再循環機能が喪失する。	②PWR標準ベース
				0.13			
				0.23			
		構造損傷	溶接部	6.81	4.43	再循環機能が喪失する。	②PWR標準ベース
				0.09			
				0.17			
QU: 加圧器圧力制御系	加圧器安全弁	機能損傷	弁本体	144.96	75.58	加圧器安全弁の機能喪失。	①工認ベース
				0.20			
				0.19			
QU: 加圧器圧力制御系	加圧器逃がし弁	機能損傷	弁本体	3.79	1.86	加圧器逃がし弁の機能喪失。	①工認ベース
				0.19			
				0.25			
QV: 主蒸気圧力制御系	主蒸気逃がし弁	機能損傷	弁本体	3.79	1.86	主蒸気逃がし弁の機能喪失(2次系冷却には主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁の動作が必要)。	①工認ベース
				0.19			
				0.25			
Q5: 主蒸気安全弁	主蒸気安全弁	機能損傷	弁本体	3.79	1.86	主蒸気安全弁の機能喪失。(2次系冷却には主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁の動作が必要)	①工認ベース
				0.19			
				0.25			
QZ: 主蒸気隔離	主蒸気隔離弁(電磁弁を含む)	機能損傷	—	3.65	2.26	主蒸気隔離弁の閉止に失敗する。	①工認ベース
				0.11			
				0.18			
QZ: 主蒸気隔離	主蒸気圧力計	機能損傷	—	1.63	0.89	主蒸気隔離弁の自動閉止機能の喪失。	①工認ベース
				0.13			
				0.23			
		構造損傷	—	—	—	主蒸気隔離弁の自動閉止機能の喪失。 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。	-
				—			
				—			
QZ: 主蒸気隔離	蒸気ライン流量計 (蒸気ライン差圧計)	機能損傷	—	1.92	1.06	主蒸気隔離弁の自動閉止機能の喪失。	①工認ベース
				0.13			
				0.23			
		構造損傷	—	—	—	主蒸気隔離弁の自動閉止機能の喪失。 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。	-
				—			
				—			
Q1: 蓄圧注入系	アキュムレータ	構造損傷	鍍板	3.44	1.82	アキュムレータの損傷により蓄圧注入に失敗する。	①工認ベース
				0.20			
				0.19			
Q1: 蓄圧注入系	蓄圧注入系配管	構造損傷	配管本体	4.93	1.89	蓄圧注入系配管が損傷し、蓄圧注入機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.28			
				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.b-1 表 主要活断層モデル(A)のロジックツリーの分岐ごとの諸元(1/3)

C断層

震源断層	断層 長さ (km)	上端 深さ (km)	アスペリティ	Xeq (km)	M 松田 (1975)	M 武村 (1998)	M 入倉・三宅(2001)と Takemura et al.(1990)	活動度	年発生頻度 (回/年)
C断層	18	3	近傍上端	7.8	6.9	7.0	6.9	B	1.75E-04
			近傍下端	12.2					
			遠方上端	10.8					
			遠方下端	13.1					
			考慮せず	10.6					
		4	近傍上端	8.8	6.9	7.0	6.9		
			近傍下端	13.2					
			遠方上端	11.8					
			遠方下端	14.1					
			考慮せず	11.6					
		5	近傍上端	9.8	6.9	7.0	6.9		
			近傍下端	14.2					
			遠方上端	12.8					
			遠方下端	15.1					
			考慮せず	12.6					

三方断層

震源断層	断層 長さ (km)	上端 深さ (km)	アスぺリティ	Xeq (km)	M 松田 (1975)	M 武村 (1998)	M 入倉・三宅(2001)と Takemura et al.(1990)	活動度	年発生頻度 (回／年)
三方断層	27	3	近傍上端	11.2	7.2	7.3	7.1	B	1.17E-04
			近傍下端	14.4					
			遠方上端	17.7					
			遠方下端	18.5					
			考慮せず	14.5					
		4	近傍上端	12.2	7.2	7.3	7.1		
			近傍下端	15.4					
			遠方上端	18.7					
			遠方下端	19.5					
			考慮せず	15.5					
		5	近傍上端	13.2	7.2	7.3	7.0		
			近傍下端	16.4					
			遠方上端	19.7					
			遠方下端	20.5					
			考慮せず	16.5					

白木ー丹生断層

震源断層	断層 長さ (km)	上端 深さ (km)	アスペリティ	Xeq (km)	M 松田 (1975)	M 武村 (1998)	M 入倉・三宅(2001)と Takemura et al.(1990)	活動度	年発生頻度 (回／年)
白木－ 丹生断層	15	3	近傍上端	8.9	6.9	7.0	6.9	B	2.10E-04
			近傍下端	13.6					
			遠方上端	12.0					
			遠方下端	14.3					
			考慮せず	11.8					
		4	近傍上端	9.9	6.8	7.0	6.9		
			近傍下端	14.6					
			遠方上端	13.0					
			遠方下端	15.3					
			考慮せず	12.8					
		5	近傍上端	10.9	6.8	6.9	6.8		
			近傍下端	15.6					
			遠方上端	14.0					
			遠方下端	16.3					
			考慮せず	13.8					

第 1.2.1.b-1 表 主要活断層モデル(A)のロジックツリーの分岐ごとの諸元(2/3)

大陸棚外縁～B～野坂断層

震源断層	断層 長さ (km)	上端 深さ (km)	アスペリティ	Xeq (km)	M 松田 (1975)	M 武村 (1998)	M 入倉・三宅 (2001)と Takemura et al.(1990)	活 動 度	年発生頻度 (回／年)
B断層	21	3	近傍上端	10.5	7.0	7.2	6.9	B	1.50E-04
			近傍下端	13.3					
			遠方上端	12.9					
			遠方下端	14.4					
			考慮せず	12.5					
		4	近傍上端	11.5	7.0	7.2	6.9		
			近傍下端	14.3					
			遠方上端	13.9					
			遠方下端	15.4					
			考慮せず	13.5					
		5	近傍上端	12.5	7.0	7.2	6.8		
			近傍下端	15.3					
			遠方上端	14.9					
			遠方下端	16.4					
			考慮せず	14.5					
B～野坂断層	33	3	近傍上端	9.3	7.4	7.5	7.2	B	9.54E-05
			近傍下端	13.0					
			遠方上端	11.5					
			遠方下端	14.3					
			考慮せず	12.0					
		4	近傍上端	10.3	7.4	7.5	7.2		
			近傍下端	14.0					
			遠方上端	12.5					
			遠方下端	15.3					
			考慮せず	13.0					
		5	近傍上端	11.3	7.4	7.5	7.1		
			近傍下端	15.0					
			遠方上端	13.5					
			遠方下端	16.3					
			考慮せず	14.0					
大陸棚外縁～B断層	34	3	近傍上端	10.8	7.4	7.5	7.1	B	9.26E-05
			近傍下端	14.1					
			遠方上端	15.7					
			遠方下端	16.3					
			考慮せず	13.7					
		4	近傍上端	11.8	7.4	7.5	7.0		
			近傍下端	15.1					
			遠方上端	16.7					
			遠方下端	17.3					
			考慮せず	14.7					
		5	近傍上端	12.8	7.4	7.5	7.0		
			近傍下端	16.1					
			遠方上端	17.7					
			遠方下端	18.3					
			考慮せず	15.7					
大陸棚外縁～B～ 野坂断層	49	3	近傍上端	10.0	7.7	7.8	7.4	B	6.42E-05
			近傍下端	14.1					
			遠方上端	11.9					
			遠方下端	14.9					
			考慮せず	12.9					
		4	近傍上端	11.0	7.7	7.8	7.3		
			近傍下端	15.1					
			遠方上端	12.9					
			遠方下端	15.9					
			考慮せず	13.9					
		5	近傍上端	12.0	7.7	7.8	7.3		
			近傍下端	16.1					
			遠方上端	13.9					
			遠方下端	16.9					
			考慮せず	14.9					

第 1.2.1.b-1 表 主要活断層モデル(A)のロジックツリーの分岐ごとの諸元(3/3)

安島岬沖～和布ー干飯崎沖～甲楽城断層

震源断層	断層 長さ (km)	上端 深さ (km)	アスペリティ	Xeq (km)	M 松田 (1975)	M 武村 (1998)	M 入倉・三宅 (2001)と Takemura et al.(1990)	活 動 度	年発生頻度 (回／年)
和布－ 干飯崎沖 断層	41	3	近傍上端	31.7	7.5	7.6	7.6	B	7.68E-05
			近傍下端	33.6					
			遠方上端	42.9					
			遠方下端	43.5					
			考慮せず	36.9					
		4	近傍上端	32.7	7.5	7.6	7.6		
			近傍下端	34.6					
			遠方上端	43.9					
			遠方下端	44.5					
			考慮せず	37.9					
		5	近傍上端	33.7	7.5	7.6	7.5		
			近傍下端	35.6					
			遠方上端	44.9					
			遠方下端	45.5					
			考慮せず	38.9					
和布－ 干飯崎沖～ 甲楽城断層	60	3	近傍上端	25.7	7.8	7.9	7.8	B	5.25E-05
			近傍下端	27.4					
			遠方上端	31.0					
			遠方下端	31.8					
			考慮せず	27.5					
		4	近傍上端	26.7	7.8	7.9	7.7		
			近傍下端	28.4					
			遠方上端	32.0					
			遠方下端	32.8					
			考慮せず	28.5					
		5	近傍上端	27.7	7.8	7.9	7.7		
			近傍下端	29.4					
			遠方上端	33.0					
			遠方下端	33.8					
			考慮せず	29.5					
安島岬沖～ 和布－ 干飯崎沖 断層	58	3	近傍上端	36.5	7.8	7.9	7.9	B	5.43E-05
			近傍下端	38.1					
			遠方上端	46.2					
			遠方下端	47.3					
			考慮せず	43.5					
		4	近傍上端	37.5	7.8	7.9	7.8		
			近傍下端	39.1					
			遠方上端	47.2					
			遠方下端	48.3					
			考慮せず	44.5					
		5	近傍上端	38.5	7.8	7.9	7.8		
			近傍下端	40.1					
			遠方上端	48.2					
			遠方下端	49.3					
			考慮せず	45.5					
安島岬沖～ 和布－ 干飯崎沖～ 甲楽城断層	76	3	近傍上端	30.4	8.0	8.1	8.1	B	4.14E-05
			近傍下端	33.0					
			遠方上端	38.9					
			遠方下端	40.6					
			考慮せず	32.2					
		4	近傍上端	31.4	8.0	8.1	8.0		
			近傍下端	34.0					
			遠方上端	39.9					
			遠方下端	41.6					
			考慮せず	33.2					
		5	近傍上端	32.4	8.0	8.1	8.0		
			近傍下端	35.0					
			遠方上端	40.9					
			遠方下端	42.6					
			考慮せず	34.2					

第 1.2.1.b-2 表 主要活断層モデル(B)のロジックツリーの分岐ごとの諸元

No	断層名	断層長さ (km)	Xeq (km)	M 松田 (1975)	M 武村(1998)	M 入倉・三宅(2001)と Takemura et al.(1990)	活動度	年発生頻度 (回/年)
1	浦底ー内池見断層	21	13.6	7.0	7.2	6.8	B	1.50E-04
2	FOーA～ FOーB ～熊川断層	63.4※	35.1	7.8	8.0	7.6	B	4.96E-05
3	ウツロギ峠北方 ー池河内断層	24	17.1	7.1	7.3	6.9	B	1.31E-04
4	濃尾地震断層系	80	62.5	8.0	8.1	7.8	B	3.93E-05
5	柳ヶ瀬断層	31	23.8	7.3	7.4	7.1	B	1.02E-04
6	敦賀断層	23	19.6	7.1	7.2	6.9	B	1.37E-04
7	琵琶湖西岸断層系	60	45.9	7.8	7.9	7.6	A	5.04E-04
8	花折断層	58	53.9	7.8	7.9	7.6	B	5.43E-05
9	F _{GA} 3 東部断層	29	41.9	7.3	7.4	7.0	B	1.09E-04

※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		偶然的な不確かさ (β_R)	認識論的な不確かさ (β_U)
建物 構築物	現実的耐力	・ 構造材料定数 ・ 損傷限界時ひずみ	・ 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	・ 構造材料定数 ・ 地盤材料定数	・ 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（美浜サイト）

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)
-65 以浅	1,650	2.6	0.40	7.08×10^3	1.98×10^4
-65 以深	2,530	2.6	0.32	1.66×10^4	4.38×10^4

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 (%)
外部遮へい建屋 (O/S) 内部コンクリート (I/C)	コンクリート : Fc=20.6(N/mm ²) (Fc=210kgf/cm ²) 鉄筋 : SD35 (SD345 相当)	2.15×10^4	8.96×10^3	5
原子炉格納容器 (C/V)	SGV49 (SGV480 相当)	1.96×10^5	7.54×10^4	1
蒸気発生器(S/G)	部材 31, 36 以外 : SQV2B	1.85×10^5	7.12×10^4	水平 : 3 鉛直 : 1
	部材 31 : SQV2A	1.80×10^5	6.92×10^4	水平 : 3 鉛直 : 1
	部材 36 : ASME SA508 CL.3 (SFVQ1A 相当)	1.77×10^5	6.81×10^4	水平 : 3 鉛直 : 1

第 1.2.1.c-1-5 表 物性値（原子炉補助建屋）

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 (%)
補助建屋(RC 造) 中間建屋(RC 造) 制御建屋(RC 造) ディーゼル建屋 (RC 造)	コンクリート : Fc=17.7 (N/mm ²) (Fc=180kgf/cm ²) 鉄 筋 : SD35 (SD345 相当)	2.05×10^4	8.54×10^3	5
補助建屋(S 造) 燃料取扱建屋(S 造)	鉄 骨 : SS41, SM50 (SS400, SM490 相当)	2.05×10^5	7.90×10^4	2

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 σ_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）

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)
外部 遮へい 建屋 (O/S)	9	86.8	161.7	<u>9</u>	EW,NS	20.58	5,520
	8	76.8	3,652	<u>8</u>	〃	47.94	22,790
	7	66.0	2,069	<u>7</u>	〃	47.94	22,790
	6	57.6	2,037	<u>6</u>	〃	47.94	22,790
	5	49.2	2,474	<u>5</u>	〃	61.36	28,900
	4	40.8	2,487	<u>4</u>	〃	61.36	28,900
	3	32.3	2,474	<u>3</u>	〃	61.36	28,900
	2	24.0	2,253	<u>2</u>	〃	61.36	28,900
	1	17.0	6,071	<u>1</u>	〃	278.6	111,970
原子 炉格 納容 器 (C/V)	18	82.4	119.56	<u>18</u>	〃	1.00	290
	17	74.4	144.06	<u>17</u>	〃	1.15	421
	16	66.4	205.80	<u>16</u>	〃	2.30	835
	15	58.4	818.30	<u>15</u>	〃	2.30	835
	14	50.4	288.12	<u>14</u>	〃	2.30	835
	13	42.4	301.94	<u>13</u>	〃	2.30	835
	12	34.4	408.58	<u>12</u>	〃	2.30	835
	11	26.4	334.43	<u>11</u>	〃	2.30	835
	10	17.0	234.93	<u>10</u>	EW,NS	2.30	835
内部 コンク リート (I/C)	21	32.15	1,854	<u>21</u>	EW	98.00	9,457
					NS	128.0	10,109
	20	23.85	7,185	<u>20</u>	EW	212.0	12,157
					NS	205.0	11,309
	19	16.70	6,416	<u>19</u>	EW	136.0	6,760
					NS	127.0	7,140
蒸気 発生 器 (S/G)	39	43.00	59.4	<u>38</u>	EW,NS	2.00	9.59
	38	39.35	294.8	<u>37</u>	〃	2.00	9.59
	37	36.47	22.5	<u>36</u>	〃	1.85	6.98
	36	34.77	212.2	<u>35</u>	〃	1.35	3.84
	35	31.53	199.6	<u>34</u>	〃	1.35	3.84
	34	29.79	28.7	<u>33</u>	〃	1.40	3.98
	33	26.76	344.5	<u>32</u>	〃	1.40	3.98
	32	24.58	13.3	<u>31</u>	EW,NS	10.60	54.34
	31	23.73	141.1	—	—	—	—
基礎	(102)	9.60	—	—	EW,NS	剛梁	
	101	5.30	40,033	—	EW,NS	剛梁	
	(100)	1.00	—	—	—	—	—
水平部材				<u>1</u>	EW,NS	剛ばね	

基礎の回転慣性質量 $4.97 \times 10^6 (\text{t} \cdot \text{m}^2)$

第 1.2.1.c-1-8 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
底面 スウェイばね K_S		EW	$7.70 \times 10^8 (\text{kN/m})$	$5.37 \times 10^6 (\text{kN} \cdot \text{s/m})$
		NS		$5.37 \times 10^6 (\text{kN} \cdot \text{s/m})$
底面 ロッキングばね K_R		EW	3.00×10^{11} ($\text{kN} \cdot \text{m/rad}$)	$4.17 \times 10^8 (\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
		NS		$4.15 \times 10^8 (\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
側面 水平ばね	K_{H1}	EW	$6.38 \times 10^7 (\text{kN/m})$	$2.19 \times 10^6 (\text{kN} \cdot \text{s/m})$
		NS		$2.19 \times 10^6 (\text{kN} \cdot \text{s/m})$
	K_{H2}	EW	$1.28 \times 10^8 (\text{kN/m})$	$4.37 \times 10^6 (\text{kN} \cdot \text{s/m})$
		NS		$4.37 \times 10^6 (\text{kN} \cdot \text{s/m})$
	K_{H3}	EW	$6.38 \times 10^7 (\text{kN/m})$	$2.19 \times 10^6 (\text{kN} \cdot \text{s/m})$
		NS		$2.19 \times 10^6 (\text{kN} \cdot \text{s/m})$
側面 回転ばね	$K_{\phi 1}$	EW	2.35×10^{10} ($\text{kN} \cdot \text{m/rad}$)	$2.44 \times 10^8 (\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
		NS		$2.44 \times 10^8 (\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
	$K_{\phi 2}$	EW	4.69×10^{10} ($\text{kN} \cdot \text{m/rad}$)	$4.88 \times 10^8 (\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
		NS		$4.87 \times 10^8 (\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
	$K_{\phi 3}$	EW	2.35×10^{10} ($\text{kN} \cdot \text{m/rad}$)	$2.44 \times 10^8 (\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
		NS		$2.44 \times 10^8 (\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$

第1.2.1.c-1-9表 ばね定数（原子炉建屋）

部材 番号	位置	剛性（単位）	EW	NS
K1	21-35	軸剛性（ kN/m ）	8.58×10^6	2.27×10^7
K2	20-31	軸剛性（ kN/m ）	9.89×10^6	5.90×10^6
K2 θ	20-31	回転剛性（ $\text{kN} \cdot \text{m/rad}$ ）	4.13×10^7	2.97×10^7

第 1.2.1.c-1-10 表 解析モデル諸元（原子炉補助建屋 質点）

部位	質点 番号	高さ E.L. (m)	質量 (t)	回転慣性 質量 ($\times 10^6 \text{t} \cdot \text{m}^2$)	重心座標	
					X (m)	Y (m)
中間建屋 (I/B) 制御建屋 (C/B) ディーゼル 建屋 (D/G)	①	10.1	2,283.4	0.2925	-1.31	-10.62
	②	11.0	4,811.8	3.160	54.23	-11.26
	③	17.0	2,205.0	0.2942	-0.98	-10.45
	④	17.0	3,724.0	2.262	42.97	-10.63
	⑤	24.0	5,350.8	3.099	18.93	-11.21
	⑥	32.3	3,410.4	1.799	25.55	-12.02
補助建屋 (A/B)	⑦	17.0	19,306.0	8.088	2.56	25.90
	⑧	24.0	14,317.8	6.897	22.05	33.50
	⑨	32.3	11,034.8	5.766	21.12	33.68
	⑩	40.8	882.0	0.06232	4.49	41.72
	⑪	40.8	1,421.0	0.6975	18.94	26.30
燃料取扱 建屋 (FH/B)	⑫	40.8	215.6	0.04557	59.57	41.97
	⑬	44.75	196.0	0.03257	58.30	51.35
	⑭	52.88	725.2	0.1114	58.30	51.35

第 1.2.1.c-1-11 表 解析モデル諸元（原子炉補助建屋 鉛直部材）

鉛直 部材 番号	ばね値			剛心座標	
	vK_x $\times 10^6$ (kN/m)	vK_y $\times 10^6$ (kN/m)	vK_θ $\times 10^6$ (kN・m/rad)	X (m)	Y (m)
1	40.36	37.61	5,587	-0.83	-19.58
2	84.97	24.33	17,341	43.45	-16.93
3	41.41	9.92	1,407	-1.14	0.00
4	21.41	27.44	3,815	-0.38	-20.32
5	27.02	7.09	821	20.71	0.00
6	38.42	39.08	21,702	35.68	-19.75
7	52.75	44.89	11,444	-0.44	-10.17
8	43.17	40.76	27,107	35.27	-11.91
9	65.20	32.37	29,287	21.26	-9.53
10	236.70	297.78	57,118	-4.68	29.40
11	115.08	95.22	29,237	36.38	48.42
12	79.91	144.71	29,438	11.46	26.88
13	193.62	190.04	113,029	19.16	37.66
14	9.67	11.3	758	1.21	41.61
15	1.03	1.31	465	19.27	29.99
16	3.46	1.94	760	74.30	51.34
17	4.91	4.13	1,609	62.59	51.34
18	2.65	2.01	812	59.02	51.18

注) 網掛け：RC 部材

第 1.2.1.c-1-12 表 解析モデル諸元（原子炉補助建屋 水平部材）

水平 部材 番号	ばね値			剛心座標	
	HK_x $\times 10^6$ (kN/m)	HK_y $\times 10^6$ (kN/m)	HK_θ $\times 10^6$ (kN・m/rad)	X (m)	Y (m)
C1	70.53	55.36	5,395	-1.76	0.00
C2	122.2	123.6	37,777	45.89	1.70
C3	252.0	144.9	23,108	0.00	-14.55
C4	189.4	170.0	15,774	0.00	-15.71
C5	74.25	198.6	6,862	-6.23	0.00
C6	61.89	27.03	3,637	46.42	-4.23
C7	280.9	183.7	44,609	34.88	32.78
C8	244.0	249.2	24,816	14.93	52.00
C9	94.84	264.9	8,500	21.08	0.00
C10	8.942	81.68	10,248	9.99	0.00
C11	22.81	69.73	5,857	14.43	0.00
C12	0.582	0.262	0	40.09	39.15

注) 網掛け : RC 部材

第 1.2.1.c-1-13 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	σy
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-1-14 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：1.2×設計基準強度 変動係数：0.05（実強度を統計処理）
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：P S 検層結果に基づき設定 変動係数：0.1（地震P S A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	・機能試験データの統計的精度	・試験データの統計的精度
	現実的応答	・水平・上下地震荷重組み合わせ方法 ・モード合成法	・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	種 別	係 数			
			F_{SS}	F_d	F_M	F_{SR}
原子炉建屋 (O/S)	水平 (NS)	中央値	1.46	0.99	1.00	1.45
		β_R	-	0.08	0.00	0.08
		β_U	-	-	0.15	0.15
	水平 (EW)	中央値	1.46	0.99	1.00	1.45
		β_R	-	0.08	0.00	0.08
		β_U	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.08	0.99	1.03	1.10
		β_R	-	0.08	0.02	0.08
		β_U	-	-	0.15	0.15
原子炉建屋 (I/C)	水平 (NS)	中央値	1.02	0.99	1.03	1.04
		β_R	-	0.08	0.06	0.10
		β_U	-	-	0.15	0.15
	水平 (EW)	中央値	1.02	0.99	0.90	0.91
		β_R	-	0.07	0.07	0.10
		β_U	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.04	0.99	1.01	1.04
		β_R	-	0.05	0.04	0.06
		β_U	-	-	0.15	0.15
原子炉補助 建屋 (A/B)	水平 (NS)	中央値	1.02	0.99	1.02	1.03
		β_R	-	0.08	0.01	0.08
		β_U	-	-	0.15	0.15
	水平 (EW)	中央値	1.02	0.99	1.04	1.05
		β_R	-	0.08	0.01	0.08
		β_U	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.03	1.00	1.03	1.06
		β_R	-	0.03	0.03	0.04
		β_U	-	-	0.15	0.15
原子炉 補助建屋 (C/B・I/B)	水平 (NS)	中央値	1.02	0.99	1.02	1.03
		β_R	-	0.08	0.01	0.08
		β_U	-	-	0.15	0.15
	水平 (EW)	中央値	1.02	0.99	1.04	1.05
		β_R	-	0.08	0.01	0.08
		β_U	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.04	0.99	1.03	1.06
		β_R	-	0.04	0.03	0.05
		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	1.1～1.3	1.3～1.5
格納容器バイパス	-	-	-	1.23E-02	5.24E-02
大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	-	-	4.32E-03	7.17E-02	2.30E-01
原子炉建屋損傷	-	-	-	-	-
原子炉格納容器損傷	-	-	-	7.93E-03	3.69E-02
原子炉補助建屋損傷	-	-	-	-	-
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	-	-	2.91E-04	1.64E-02	4.54E-02
複数の信号系損傷	-	-	-	1.90E-03	2.14E-02
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	-	-	-	-	2.04E-04
大破断LOCA	-	-	2.89E-02	1.48E-01	3.27E-01
中破断LOCA	-	-	-	-	6.42E-03
小破断LOCA	-	-	3.53E-02	1.74E-01	3.54E-01
2次冷却系の破断	-	-	2.87E-03	4.40E-02	1.26E-01
主給水流量喪失	1.0				

第 1.2.1.d-2 表 システム信頼性解析結果及び主要なミニマルカットセット(1/6)

起回事象	事故シーケンス	主要なカットセット	
		加速度区分5	①外部電源喪失(地震) + 蒸気発生器の構造損傷(地震)
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	加速度区分4	②外部電源喪失(地震) + 蒸気発生器の構造損傷(地震)
		加速度区分5	①外部電源喪失(地震) + 蒸気発生器の構造損傷(地震)
大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	加速度区分4	②外部電源喪失(地震) + 蒸気発生器の構造損傷(地震)
		加速度区分5	①外部電源喪失(地震) + 蒸気発生器の構造損傷(地震)
原子炉建屋損傷	原子炉建屋損傷	-	-
		-	-
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器損傷	加速度区分5	①外部電源喪失(地震) + 原子炉格納容器の構造損傷(地震)
		加速度区分4	②外部電源喪失(地震) + 原子炉格納容器の構造損傷(地震)
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋損傷	-	-
		-	-
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	-	-
		-	-

第 1.2.1.d-2 表 システム信頼性解析結果及び主要なミニマルカットセット(2/6)

起回事象	事故シーケンス	主要なカットセット	
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	加速度 区分4	①外部電源喪失(地震) + 炉内構造物の構造損傷(地震)
		加速度 区分5	②外部電源喪失(地震) + 炉内構造物の構造損傷(地震)
複数の信号系損傷	複数の信号系損傷	加速度 区分5	①外部電源喪失(地震) + ケーブルトレイの構造損傷(地震)
		加速度 区分4	②外部電源喪失(地震) + ソレノイド弁分電盤の機能損傷(地震)
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	起回事象+原子炉トリップ失敗	加速度 区分5	①制御棒クラスタの構造損傷(地震) + 外部電源喪失(地震)
		加速度 区分5	②制御棒クラスタの構造損傷(地震)
大破断LOCA	大破断LOCA+低圧注入失敗	加速度 区分5	①原子炉容器の構造損傷(地震) + 外部電源喪失(地震) + 使用済燃料ピットクーラの構造損傷(地震)
		加速度 区分4	②原子炉容器の構造損傷(地震) + 外部電源喪失(地震) + 使用済燃料ピットクーラの構造損傷(地震)
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	加速度 区分3	①原子炉容器の構造損傷(地震) + 外部電源喪失(地震) + Bアキュムレータ 閉塞(ランダム)
		加速度 区分3	②原子炉容器の構造損傷(地震) + 外部電源喪失(地震) + Cアキュムレータ 閉塞(ランダム)
	大破断LOCA+低圧再循環失敗	加速度 区分4	①原子炉容器の構造損傷(地震) + 外部電源喪失(地震) + 制御建屋送気ファンの機能損傷(地震)
		加速度 区分4	②原子炉容器の構造損傷(地震) + 外部電源喪失(地震) + 中央制御室非常用循環空調装置現地計器ラックの機能損傷(地震)